

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)

**【比較のため、「添付資料 2.3.1.1」の一部を記載】**

### 敷地境界での実効線量評価について

**【事象の概要】**  
 1. 全交流動力電源喪失が発生するが、原子炉隔離時冷却系により原子炉への注水は継続され、炉心冠水は維持される。発生した蒸気は逃がし安全弁を通じてサプレッション・チェンバ(S/C)に移行する。  
 2. 全交流動力電源喪失発生から約16時間後、格納容器圧力0.31MPa(gage)到達により格納容器ベントを実施する。

**【評価結果】**  
 敷地境界での実効線量は、5mSvに対して十分小さい。(ドライウェル、S/Cのいずれのベントラインを経由した場合であっても、原子炉圧力容器から逃がし安全弁を経由し、S/Cに排出された気体を排出するため、S/Cのスクラビング効果に期待できる。このため、敷地境界での実効線量は同じ値となる。  
 なお、LOCA時注水機能喪失においては、破断口より原子炉格納容器内に直接蒸気が排出されるもの、本評価では考慮していないが、原子炉格納容器内での自然沈着や格納容器スプレイによる除去に期待できるため、S/C内でのスクラビング等による除染係数(D/F10)に対して遜色ない効果※が得られるものと考ええる。  
 ※「59-11 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について」添付資料 5 格納容器等への無機よう素の沈着効果について

**【評価結果】** 非居住区域境界及び敷地境界での実効線量評価について

**【事象の概要】**  
 1. LOCAが発生し、高圧・低圧注水機能が喪失するが、低圧代替注水系(常設)による原子炉注水により炉心は冠水が維持される。発生した蒸気は逃がし安全弁を通じてサプレッション・チェンバに移行する。  
 2. 事象発生から約28時間後、格納容器圧力が0.31MPa(gage)到達することにより格納容器ベント操作を実施する。  
**【評価結果】** 非居住区域境界及び敷地境界での実効線量は5mSvに対して十分小さい。

東海第二発電所 (2018.9.12版)

**添付資料 2.6.2**

### 敷地境界での実効線量評価について

**【事象の概要】**  
 1. LOCAが発生し、高圧・低圧注水機能が喪失するが低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水により原子炉水位は回復・維持される。  
 発生した蒸気は逃がし安全弁を通じてサプレッション・チェンバ(S/C)に移行する。  
 2. 事象発生から約27時間後、サプレッション・プール水位が、通常水位+約1.3mに到達することにより格納容器ベントを実施する。

**【評価結果】**  
 敷地境界での実効線量は、5mSvに対して十分小さい。(ドライウェル、サプレッション・チェンバのいずれのベントラインを経由した場合であっても、原子炉圧力容器から逃がし安全弁を経由し、サプレッション・チェンバに排出された気体を排出するため、サプレッション・チェンバでのスクラビング効果に期待できる。このため、敷地境界での実効線量は同じ値となる。  
 なお、LOCA時注水機能喪失においては、破断口より原子炉格納容器内に直接蒸気が排出されるもの、本評価では考慮していないが、原子炉格納容器内での自然沈着や格納容器スプレイによる除去に期待できるため、S/C内でのスクラビング等による除染係数(D/F10)に対して遜色ない効果※が得られるものと考ええる。  
 ※「59-11 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について」添付資料 5 格納容器等への無機よう素の沈着効果について

**【事象の概要】**  
 1. LOCAが発生し、高圧・低圧注水機能が喪失するが、低圧代替注水系(常設)による原子炉注水により炉心は冠水が維持される。発生した蒸気は逃がし安全弁を通じてサプレッション・チェンバに移行する。  
 2. 事象発生から約28時間後、格納容器圧力が0.31MPa(gage)到達することにより格納容器ベント操作を実施する。  
**【評価結果】** 非居住区域境界及び敷地境界での実効線量は5mSvに対して十分小さい。

島根原子力発電所 2号炉

**添付資料 2.6.2**

### 敷地境界での実効線量評価について

**【事象の概要】**  
 1. LOCAが発生し、高圧・低圧注水機能が喪失するが低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水により原子炉水位は回復・維持される。  
 発生した蒸気は逃がし安全弁を通じてサプレッション・チェンバ(S/C)に移行する。  
 2. 事象発生から約27時間後、サプレッション・プール水位が、通常水位+約1.3mに到達することにより格納容器ベントを実施する。

**【評価結果】**  
 敷地境界での実効線量は、5mSvに対して十分小さい。(ドライウェル、サプレッション・チェンバのいずれのベントラインを経由した場合であっても、原子炉圧力容器から逃がし安全弁を経由し、サプレッション・チェンバに排出された気体を排出するため、サプレッション・チェンバでのスクラビング効果に期待できる。このため、敷地境界での実効線量は同じ値となる。  
 なお、LOCA時注水機能喪失においては、破断口より原子炉格納容器内に直接蒸気が排出されるもの、本評価では考慮していないが、原子炉格納容器内での自然沈着や格納容器スプレイによる除去に期待できるため、S/C内でのスクラビング等による除染係数(D/F10)に対して遜色ない効果※が得られるものと考ええる。  
 ※「59-11 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について」添付資料 5 格納容器等への無機よう素の沈着効果について

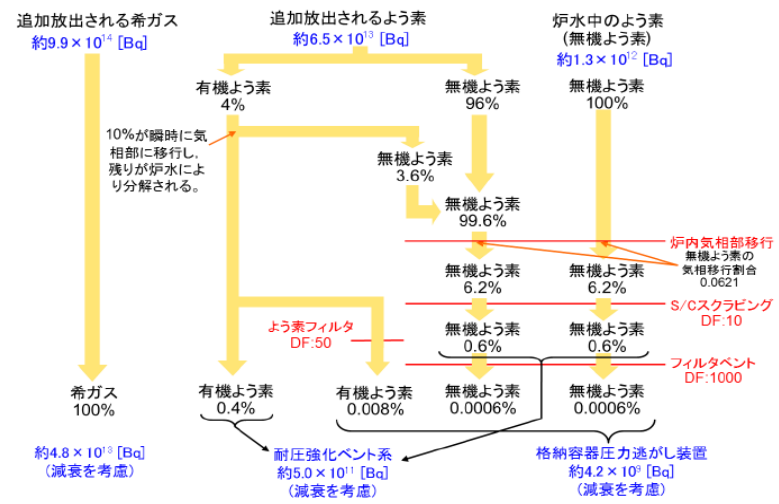
**【事象の概要】**  
 1. LOCAが発生し、高圧・低圧注水機能が喪失するが低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水により原子炉水位は回復・維持される。  
 発生した蒸気は逃がし安全弁を通じてサプレッション・チェンバ(S/C)に移行する。  
 2. 事象発生から約27時間後、サプレッション・プール水位が、通常水位+約1.3mに到達することにより格納容器ベントを実施する。

**【評価結果】**  
 敷地境界での実効線量は、5mSvに対して十分小さい。(ドライウェル、サプレッション・チェンバのいずれのベントラインを経由した場合であっても、原子炉圧力容器から逃がし安全弁を経由し、サプレッション・チェンバに排出された気体を排出するため、サプレッション・チェンバでのスクラビング効果に期待できる。このため、敷地境界での実効線量は同じ値となる。  
 なお、LOCA時注水機能喪失においては、破断口より原子炉格納容器内に直接蒸気が排出されるもの、本評価では考慮していないが、原子炉格納容器内での自然沈着や格納容器スプレイによる除去に期待できるため、S/C内でのスクラビング等による除染係数(D/F10)に対して遜色ない効果※が得られるものと考ええる。  
 ※「59-11 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について」添付資料 5 格納容器等への無機よう素の沈着効果について

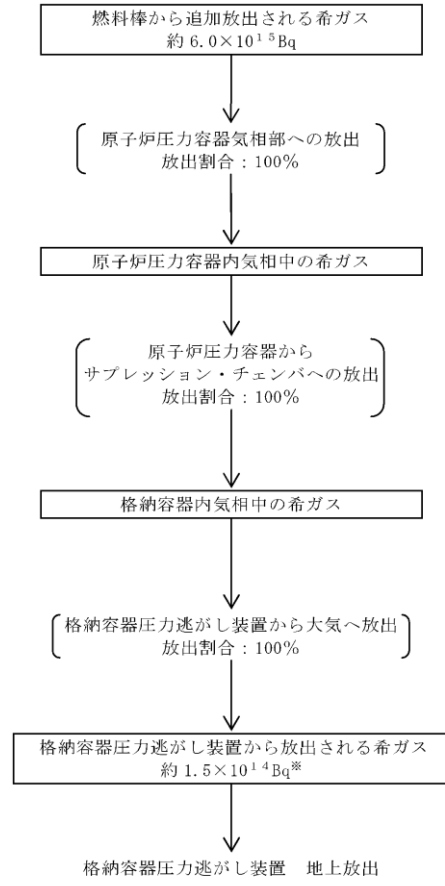
備考

- ・解析結果の相違
- 【柏崎6/7, 東海第二】
- ・設備設計の相違
- 【柏崎6/7, 東海第二】
- 島根2号炉(Mark-I改)と柏崎6/7(ABWR)の最高使用圧力の相違。
- ・運用の相違
- 【柏崎6/7, 東海第二】
- 島根2号炉では、耐圧強化ベントを自主対策設備と位置付けている。

核分裂生成物の環境中への放出について

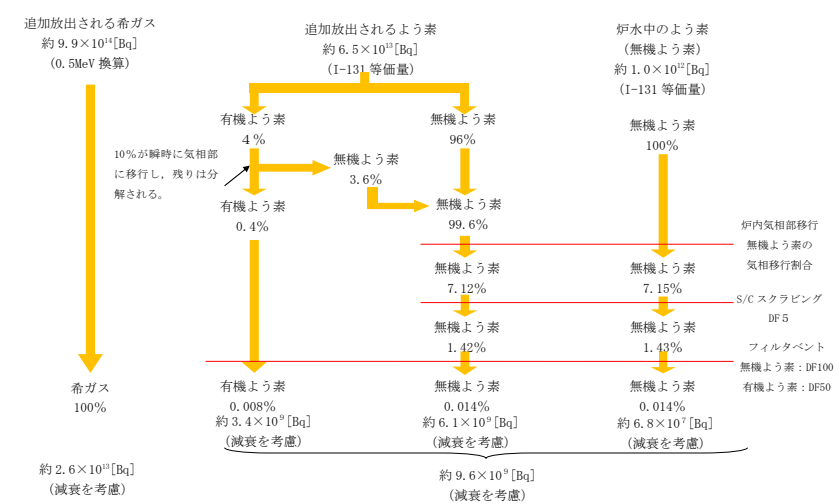


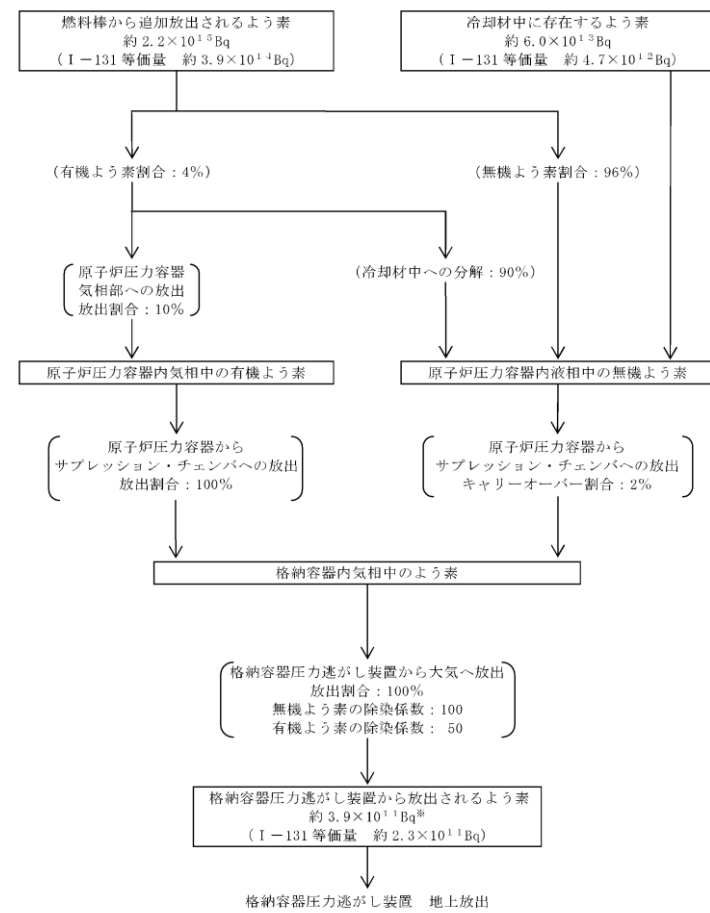
【ここまで】



第1図 格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント時の放射性希ガスの大気放出過程 (γ線実効エネルギー0.5MeV換算値)

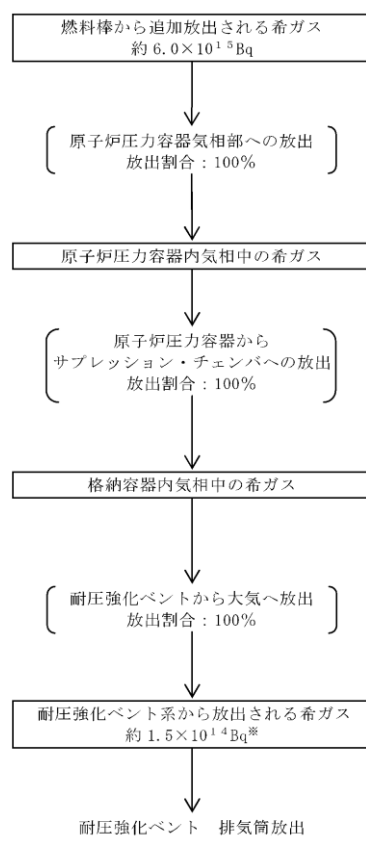
核分裂生成物の環境中への放出について

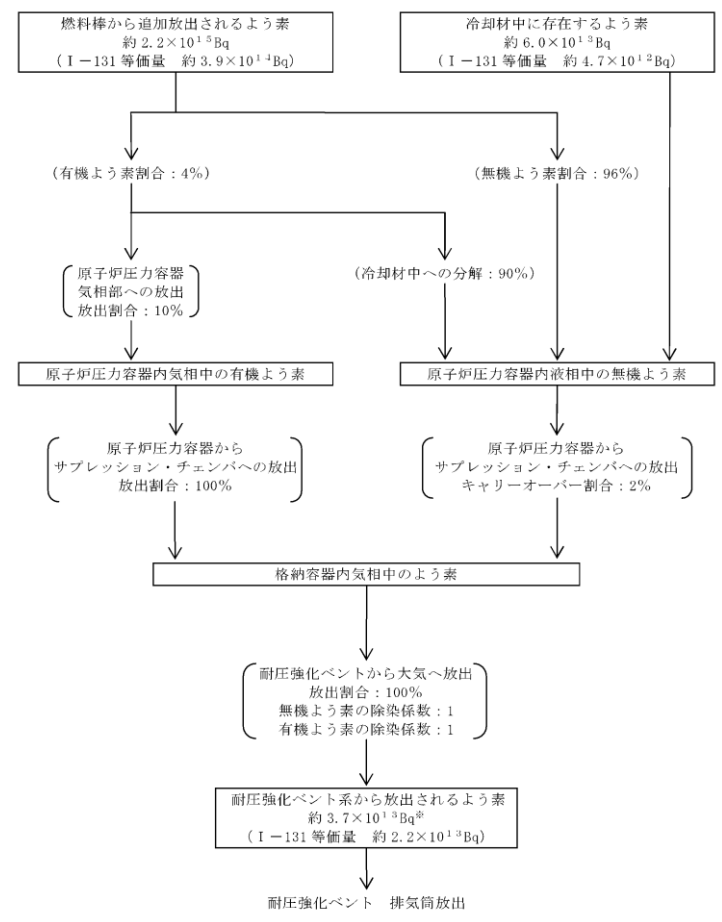




※ : ベント開始 (事象発生 28 時間後) までの放射性物質の自然減衰を考慮

第 2 図 格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント時の放射性よう素の大気放出過程

柏崎刈羽原子力発電所 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
	 <pre> graph TD     A[燃料棒から追加放出される希ガス 約 6.0 × 10<sup>13</sup> Bq] --&gt; B["〔 原子炉圧力容器気相部への放出 放出割合：100% 〕"]     B --&gt; C[原子炉圧力容器内気相中の希ガス]     C --&gt; D["〔 原子炉圧力容器から サブプレッション・チェンバへの放出 放出割合：100% 〕"]     D --&gt; E[格納容器内気相中の希ガス]     E --&gt; F["〔 耐圧強化ベントから大気へ放出 放出割合：100% 〕"]     F --&gt; G[耐圧強化ベント系から放出される希ガス 約 1.5 × 10<sup>14</sup> Bq<sup>※</sup>]     G --&gt; H[耐圧強化ベント 排気筒放出] </pre> <p>※：ベント開始（事象発生 28 時間後）までの放射性物質の自然減衰を考慮</p> <p><u>第 3 図 耐圧強化ベント系による格納容器ベント時の 放射性希ガスの大気放出過程 (<math>\gamma</math> 線実効エネルギー 0.5MeV 換算値)</u></p>		



※ : ベント開始 (事象発生 28 時間後) までの放射性物質の自然減衰を考慮

第 4 図 耐圧強化ベント系による格納容器ベント時の  
放射性よう素の大気放出過程

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">添付資料2.6.2</p> <p style="text-align: center;">安定状態について</p> <p>LOCA 時注水機能喪失時の安定状態については以下のとおり。</p> <p>原子炉安定停止状態：事象発生後、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた炉心冷却により、炉心冠水が維持でき、また、冷却のための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合、安定停止状態が確立されたものとする。</p> <p>原子炉格納容器安定状態：炉心冠水後に、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた原子炉格納容器除熱機能（格納容器圧力逃がし装置等、残留熱除去系又は代替循環冷却系）により、格納容器圧力及び温度が安定又は低下傾向に転じ、また、原子炉格納容器除熱のための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合、安定状態が確立されたものとする。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 2.6.5</p> <p style="text-align: center;">安定状態について（LOCA時注水機能喪失）</p> <p>LOCA 時注水機能喪失時の安定状態については、以下のとおり。</p> <p>原子炉安定停止状態：事象発生後、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた炉心冷却が維持可能であり、また、冷却のための設備がその後も機能維持でき、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合に安定停止状態が確立されたものとする。</p> <p>格納容器安定状態：炉心冷却が維持された後に、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた格納容器除熱により格納容器圧力及び温度が安定又は低下傾向に転じ、また、格納容器除熱のための設備がその後も機能維持でき、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合に安定状態が確立されたものとする。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 2.6.3</p> <p style="text-align: center;">安定状態について（LOCA時注水機能喪失）</p> <p>LOCA時注水機能喪失時の安定状態については以下のとおり。</p> <p>原子炉安定停止状態：事象発生後、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた炉心冷却により、炉心冠水が維持でき、また、冷却のための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合、安定停止状態が確立されたものとする。</p> <p>原子炉格納容器安定状態：炉心冠水後に、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた原子炉格納容器除熱機能（格納容器フィルタベント系、残留熱除去系又は残留熱代替除去系）により、格納容器圧力及び温度が安定又は低下傾向に転じ、また、原子炉格納容器除熱のための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合、安定状態が確立されたものとする。</p>	<p>備考</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7、東海第二】 耐圧強化ベントを使用しない。（以降、同様な相違については記載省略）</p>
<p>【安定状態の確立について】</p> <p>原子炉安定停止状態の確立について</p> <p>逃がし安全弁を開維持することで、<u>低圧代替注水系（常設）</u>による注水継続により炉心が冠水し、炉心の冷却が維持され、原子炉安定停止状態が確立される。</p> <p>原子炉格納容器安定状態の確立について</p> <p>炉心冷却を継続し、事象発生から<u>約17 時間後</u>に格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を開始することで、格納容器圧力及び温度は安定又は低下傾向になり、格納容器温度は150℃を下回るとともに、ドライウェル温度は、低圧注水継続の</p>	<p>【安定状態の確立について】</p> <p>原子炉安定停止状態の確立について</p> <p>逃がし安全弁により原子炉減圧状態を維持し、<u>常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）</u>による原子炉注水を継続することで、炉心の冷却は維持され原子炉安定停止状態が確立される。</p> <p>格納容器安定状態の確立について</p> <p>炉心冷却を継続し、事象発生<u>の約 28 時間後</u>に格納容器圧力逃がし装置等を用いた格納容器除熱を実施することで、格納容器圧力及び温度は安定又は低下傾向となる。<u>格納容器雰囲気温度は 150℃を下回るとともに、ドライウェル雰囲気温度は、低圧</u></p>	<p>【安定状態の確立について】</p> <p>原子炉安定停止状態の確立について</p> <p>逃がし安全弁を開維持することで、<u>低圧原子炉代替注水系（常設）</u>による注水継続により炉心が冠水し、炉心の冷却が維持され、原子炉安定停止状態が確立される。</p> <p>原子炉格納容器安定状態の確立について</p> <p>炉心冷却を継続し、事象発生から<u>約 27 時間後</u>に格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱を開始することで、格納容器圧力及び温度は安定又は低下傾向になり、格納容器温度は150℃を下回るとともに、<u>ドライウェル温度は、低圧注水継</u></p>	<p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>ための逃がし安全弁の機能維持が確認されている126℃を上回ることなく、原子炉格納容器安定状態が確立される。なお、除熱機能として格納容器圧力逃がし装置等を使用するが、<u>本事業より使用までの時間が短く放射性物質の減衰効果が少ない</u>「2.3.1 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）」の実効線量約<math>4.9 \times 10^{-2}</math>mSv 以下となり、燃料被覆管破裂は発生しないため、<u>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く、敷地境界での実効線量評価は5mSv を十分に下回る。</u></p> <p>また、重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり、また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>【安定状態の維持について】 上記の炉心損傷防止対策を継続することにより安定状態を維持できる。 また、<u>代替循環冷却系を用いて又は残留熱除去系機能を復旧して除熱を行い、さらに原子炉格納容器を隔離することによって、安定状態の更なる除熱機能の確保及び維持が可能となる。</u>(添付資料2.1.1 別紙1)</p>	<p>注水継続のための逃がし安全弁の機能維持が確認されている126℃を上回ることなく、<u>格納容器安定状態が確立される。</u>なお、除熱機能として格納容器圧力逃がし装置等を使用するが、敷地境界における実効線量の評価結果は約<math>6.2 \times 10^{-1}</math>mSv となり、また、燃料被覆管の破裂も発生しないことから、周辺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。</p> <p>また、重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>【安定状態の維持について】 上記の炉心損傷防止対策を継続することにより安定状態を維持できる。 また、<u>代替循環冷却系又は残留熱除去系の復旧により除熱を行い、格納容器ベントを閉止し格納容器を隔離することで、安定状態の更なる除熱機能の確保及び維持が可能となる。</u> (添付資料 2. 1. 2 別紙 1)</p>	<p>続のための逃がし安全弁の機能維持が確認されている126℃を上回ることなく、<u>原子炉格納容器安定状態が確立される。</u>なお、除熱機能として格納容器フィルタベント系を使用するが、<u>敷地境界における実効線量の評価結果は約<math>1.7 \times 10^{-2}</math>mSv となり、また、燃料被覆管の破裂も発生しないことから、周辺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></p> <p>また、重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>【安定状態の維持について】 上記の炉心損傷防止対策を継続することにより安定状態を維持できる。 また、<u>残留熱代替除去系を用いて又は残留熱除去系機能を復旧して除熱を行い、さらに原子炉格納容器を隔離することによって、安定状態の更なる除熱機能の確保及び維持が可能となる。</u> (添付資料 2. 1. 2 別紙 1 参照)</p>	<p>・解析結果の相違 【東海第二】 ・記載箇所相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、敷地境界での実効線量評価は、格納容器フィルタベント系の使用までの時間が最も短い本事業により実施しているが、柏崎 6/7 は「2.3.1」が最も短くなることから、「2.3.1」の評価を代表としている。</p>

















第2表 解析条件を最確条件とした場合に運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (5/6)

項目	解析条件の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	解析条件	最確条件			
原子炉スクラム信号	原子炉水位低 (レベル3) 信号 (遅れ時間: 1.05秒)	原子炉水位低 (レベル3) 信号 (遅れ時間: 1.05秒)	安全保護系等の遅れ時間を考慮して設定	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に影響はない。
	逃がし安全弁	(原子炉圧力制御時) 安全弁機能 7.79MPa [Leage] ~ 8.31MPa [Leage] 385.2t/h (1 割当たり) ~ 410.6t/h (1 割当たり) (原子炉手動減圧機作時) 逃がし安全弁 (自動減圧機能) 7 割を開放することによる原子炉減圧	(原子炉手動減圧機作時) 逃がし安全弁 (自動減圧機能) 7 割を開放することによる原子炉減圧	逃がし安全弁の設計値に基づき原子炉圧力と蒸気流量の関係から設定	解析条件と最確条件と同等であることから、事象進展に影響はない。

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (LOCA時注水機能喪失) (4/4)

項目	解析条件 (初期条件、事故条件) の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	解析条件	最確条件			
原子炉スクラム信号	原子炉水位低 (レベル3) (遅れ時間: 1.05秒)	原子炉水位低 (レベル3) 等	保有水量の低下を保守的に評価するスクラム条件を設定	事態が解析上の想定より早くスクラムした場合、燃料被覆管温度は低めの結果を与えることとなるため、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。	事態が解析上の想定より早くスクラムした場合、燃料被覆管温度は低めの結果を与えることとなるため、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。
	逃がし安全弁	逃がし弁機能 7.58~7.79MPa [Leage] 367~377t/h/割 自動減圧機能付き逃がし安全弁の6割を開放することによる原子炉急速減圧	逃がし弁機能 7.58~7.79MPa [Leage] 367~377t/h/割 自動減圧機能付き逃がし安全弁の6割を開放することによる原子炉急速減圧	逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に影響はない。
低圧原子炉代替注水系 (常設)	200m <sup>3</sup> /h (1.00MPa [Leage] において)	200m <sup>3</sup> /h (1.00MPa [Leage] において)	低圧原子炉代替注水系 (常設) の設計値として設定	実際の注水量が解析より多い場合 (注水特性 (設計値) の保守性)、原子炉水位の回復が早くなることによる影響はない。	実際の注水量が解析より多い場合 (注水特性 (設計値) の保守性)、原子炉水位の回復が早くなることによる影響はない。
	格納容器代替注水系 (可搬型)	120m <sup>3</sup> /h以上にて原子炉格納容器内へスプレイ	格納容器速度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮し、設定	スプレイ流量は運転員による調整が行われ、その増減により圧力抑制効果に影響を受けるが、注水後の流量調整操作であることから、運転員等操作時間に与える影響はない。	スプレイ流量は運転員による調整が行われ、その増減により圧力抑制効果に影響を受けるものの、格納容器内に蓄積される副熱熱量に変わりはないうことより、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
格納容器代替注水系 (可搬型)	格納容器圧力427kPa [Leage] における最大排出流量9.8kg/sに對して、格納容器隔離弁を全開操作にて原子炉格納容器除熱	格納容器圧力427kPa [Leage] における最大排出流量9.8kg/sに對して、格納容器隔離弁を全開操作にて原子炉格納容器除熱	格納容器フィルタベント系の設計値として設定	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はない。

第2表 解析条件を最確条件とした場合に運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (6/6)

項 H	解析条件の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	
	解析条件	最確条件				
原子力発電所等に対する緊急事態発生時の機器故障等に対する機器故障等	(原子炉注水水平線時) (2台) ・注水流量： $0m^3/h \sim 375m^3/h$ ・注水圧力： $2.38MPa [GIG]$	(原子炉注水水平線時) (2台) ・注水流量： $0m^3/h \sim 375m^3/h$ ・注水圧力： $2.38MPa [GIG]$	設計値に注水配管の流量圧損を考慮した値として設定	実際の注水量が解析より多い場合(注水後の操作として冠水維持可能な注水量に調整するが、注水後の流量調整操作であることから、運転員等操作時間に与える影響はない。	実際の注水量が解析より多い場合(注水特性(設計値)の保守性)、原子炉水位の回復が早くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。	
	(原子炉注水と格納容器スプレイ併用時) ・注水流量： $230m^3/h$	(原子炉注水と格納容器スプレイ併用時) ・注水流量： $230m^3/h$	設計に基づき、併用時の注水圧力系統圧損を考慮しても確保可能な流量を設定	最確条件とした場合、サブプレッシャ・プールの水位の上昇が緩和されることから、サブプレッシャ・プールの水位の上昇を抑制可能な範囲で調整し、また、代替格納容器圧力に達した時点で格納容器ベントを実施する運転員等操作に差支りはない。格納容器圧力の最高値はおおむね格納容器ベント時の圧力で決定されるため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	実際の注水量が解析より多い場合、格納容器圧力及び空室圧力の上昇を抑制可能な範囲で調整し、また、代替格納容器圧力に達した時点で格納容器ベントを実施する運転員等操作に差支りはない。格納容器圧力の最高値はおおむね格納容器ベント時の圧力で決定されるため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	実際の注水量が解析より多い場合、格納容器圧力及び空室圧力の上昇を抑制可能な範囲で調整し、また、代替格納容器圧力に達した時点で格納容器ベントを実施する運転員等操作に差支りはない。格納容器圧力の最高値はおおむね格納容器ベント時の圧力で決定されるため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	(格納容器圧力過剰装置等) 排気流量： $13.4kg/s$ 以上 (格納容器圧力： $0.31MPa [gagc]$ において)	(格納容器圧力過剰装置等) 排気流量： $13.4kg/s$ 以上 (格納容器圧力： $0.31MPa [gagc]$ において)	格納容器圧力過剰装置の設計値を考慮して、格納容器圧力過剰装置動作を低下させるのに必要な排出流量として設定	実際の注水量が解析より多い場合、格納容器圧力及び空室圧力の上昇が緩和されることから、運転員等操作時間には差支りはない。	実際の注水量が解析より多い場合、格納容器圧力及び空室圧力の上昇が緩和されることから、運転員等操作時間には差支りはない。	実際の注水量が解析より多い場合、格納容器圧力及び空室圧力の上昇が緩和されることから、運転員等操作時間には差支りはない。









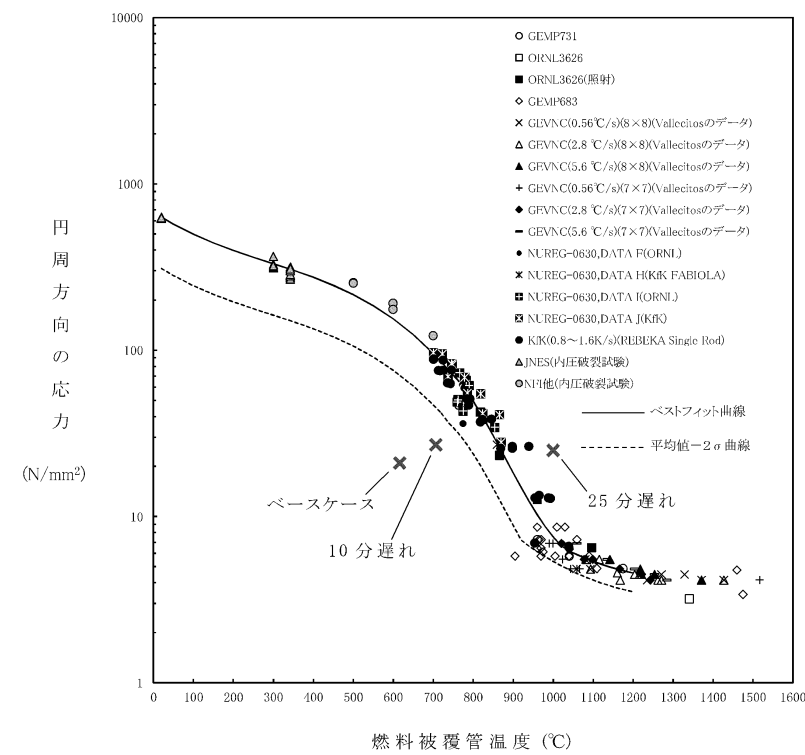
第 3 表 操作条件が要員の配置による他の操作、評価項目となるパラメータ及び操作時間余裕に与える影響 (4/4)

項目	解析上の操作開始条件	条件設定の考え方	操作不確かさ要因	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕	訓練実績等
代替淡水貯槽への補給操作  代替淡水貯槽への補給に用いている可搬型代替注水中型ボンプの燃料給油操作	代替淡水貯槽を水源とした注水の開始時点	代替淡水貯槽への補給は、解析条件ではないが、解析で想定している操作の成立や継続に必要な作業であり、代替淡水貯槽が枯渇しないように設定	代替淡水貯槽の私湯までには24時間以上の時間余裕があり、補給開始までの準備時間180分を考慮しても、十分な時間余裕がある。	-	-	-	代替淡水貯槽への補給は所要時間180分のところ、訓練実績等により約164分で実施可能なことを確認した。
	代替淡水貯槽への補給開始から適宜	可搬型代替注水中型ボンプへの燃料給油は、解析条件ではないが、解析で想定している操作の成立や継続に必要な作業であり、燃料が枯渇しないように設定	可搬型代替注水中型ボンプの燃料枯渇までには約210分の時間余裕があり、給油開始までの準備時間110分（タンクローリーへの給油90分及び可搬型代替注水中型ボンプへの給油20分）を考慮しても、十分な時間余裕がある。	-	-	-	可搬型代替注水中型ボンプへの燃料給油は所要時間110分のところ、訓練実績等により約98分で実施可能なことを確認した。

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. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p style="text-align: right;">添付資料 2.6.7</p> <p style="text-align: center;"><u>原子炉注水開始が遅れた場合の影響について</u> (<u>LOCA時注水機能喪失</u>)</p> <p>逃がし安全弁(自動減圧機能)の手動による原子炉減圧操作が遅れることで、常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系(常設)による原子炉注水の開始時間が有効性評価における設定よりも遅れた場合の評価項目となるパラメータに与える影響を確認した。</p> <p>なお、解析は、ベースケースと同様に放射熱伝達を保守的に取り扱うSAFERコードを使用している。</p> <p>1. <u>燃料被覆管破裂を回避可能な範囲での原子炉減圧の時間余裕</u></p> <p>逃がし安全弁(自動減圧機能)の手動による原子炉減圧操作が有効性評価における設定よりも <u>10分及び25分</u>遅れた場合の感度解析結果を第1表に示す。</p> <p>また、燃料棒破裂発生時点の燃料被覆管温度と燃料被覆管の円周方向の応力の関係を第1図に、逃がし安全弁(自動減圧機能)の手動による原子炉減圧操作が <u>10分</u>遅れた場合の原子炉圧力、原子炉水位(シュラウド内外水位)、燃料被覆管温度及び燃料被覆管酸化割合の推移を第2図から第5図に示す。</p> <p>第1図に示すとおり、<u>10分</u>の遅れ時間を想定した場合でも、燃料被覆管の破裂は発生しないことから、運転員による原子炉減圧操作には少なくとも <u>10分</u>程度の時間余裕は確保されている。</p> <p>2. <u>燃料被覆管に破裂が発生した場合の非居住区域境界及び敷地境界での実効線量評価</u></p> <p><u>炉心損傷防止対策の有効性評価においては、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくリスクを与えないことを考慮し、燃料被覆管の破裂が発生しないことを目安としている。</u></p> <p><u>一方で、実際の炉心は線出力密度の異なる燃料棒から構成されており、線出力密度の高い一部の燃料棒のみに破裂が発生し、</u></p>	<p style="text-align: right;">添付資料 2.6.5</p> <p style="text-align: center;"><u>減圧・注水操作の時間余裕について</u></p> <p>事故シーケンスグループ「LOCA時注水機能喪失」では、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の中小破断の発生後、高圧注水機能、低圧注水機能が喪失することから、逃がし安全弁を用いた急速減圧及び低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水を実施することとしている。</p> <p>ここでは、逃がし安全弁を用いた原子炉急速減圧操作が遅れ、事象発生 <u>35分後(遅れ時間5分)</u>に開始した場合の影響について評価した。なお、解析は、ベースケースと同様に放射熱伝達を保守的に取り扱うSAFERコードを使用している。</p> <p>自動減圧機能付き逃がし安全弁の手動による原子炉減圧操作が有効性評価における設定よりも <u>5分</u>遅れた場合の感度解析結果を表1に示す。</p> <p>また、燃料棒破裂発生時点の燃料被覆管温度と燃料被覆管の円周方向の応力の関係を図1に、自動減圧機能付き逃がし安全弁の手動による原子炉減圧操作が <u>5分</u>遅れた場合の原子炉圧力、原子炉水位(シュラウド内外水位)、燃料被覆管温度及び燃料被覆管酸化割合の推移を図2から図5に示す。</p> <p>図1に示すとおり、<u>5分</u>の遅れ時間を想定した場合でも、燃料被覆管破裂は発生しないことから、運転員による原子炉減圧操作には少なくとも <u>5分</u>程度の時間余裕は確保されている。</p>	<p>・解析結果の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>ベースケースの破断面積の設定が異なることによる、減圧操作の余裕時間の相違、</p> <p>・記載方針の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、減圧・注水操作が遅れて、燃料被覆管が破裂した場合の評価を添付資料 2.1.4「減圧・注水操作</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>その他の燃料棒には破裂が発生しない場合もある。一部の燃料棒に破裂が発生しても、炉心全体に対する破裂割合が低い場合には、非居住区域境界及び敷地境界での実効線量が評価項目である5mSv以下となることが考えられる。よって、逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動による原子炉減圧操作が有効性評価における設定よりも25分遅れ、線出力密度の高い一部の燃料棒に破裂が発生するとした場合の非居住区域境界及び敷地境界における実効線量を評価した。具体的には、燃料棒線出力密度の違いによる燃料被覆管の破裂発生の有無を解析により確認し、許認可で想定する代表的な9×9燃料（A型）平衡炉心において、破裂が発生する燃料棒線出力密度を超える燃料棒本数から炉心全体に対する燃料棒の破裂発生割合を設定し、この破裂発生割合を考慮した非居住区域境界及び敷地境界での実効線量を評価した。評価結果を第2表及び第3表に示す。</u></p> <p><u>評価の結果、25分の減圧操作遅れを仮定した場合には、燃料棒線出力密度が約36.1kW/mを超える燃料棒に破裂が発生し、その割合は全燃料棒の約0.2%となる。これを踏まえて、実効線量の評価においては、保守的に全燃料棒の1%に破裂が発生するものとする、非居住区域境界及び敷地境界での実効線量の最大値は約4.4mSvとなり、評価項目である5mSvを下回る。なお、この場合には、格納容器内空間線量率がドライウエルで最大約<math>4.8 \times 10^3</math>Gy/h、サプレッション・チェンバで最大約<math>4.3 \times 10^4</math>Gy/hとなり、炉心損傷後の運転操作へ移行する判断基準を上回る。</u></p>		<p>が遅れる場合の影響について（高圧・低圧注水機能喪失）」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. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備 考																					
	<p data-bbox="973 254 1679 285"><u>第1表 減圧遅れによる燃料被覆管温度及び酸化量への影響</u></p> <table border="1" data-bbox="952 348 1700 457"> <thead> <tr> <th>ベースケースの減圧時間からの遅れ時間</th> <th>燃料被覆管最高温度</th> <th>燃料被覆管の酸化量</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>10分</td> <td>約706℃</td> <td>1%以下</td> </tr> <tr> <td>25分</td> <td>約1,000℃</td> <td>約5%</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="1026 615 1629 688"><u>第2表 燃料被覆管の破裂本数と全炉心の破裂割合 (遅れ時間 25分)</u></p> <div data-bbox="952 701 1694 1224" style="border: 1px solid black; height: 249px; width: 100%;"></div> <p data-bbox="973 1287 1679 1360"><u>第3表 非居住区域境界及び敷地境界での実効線量評価結果 (遅れ時間 25分)</u></p> <table border="1" data-bbox="952 1392 1670 1522"> <thead> <tr> <th>使用するベント設備</th> <th>実効線量</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器圧力逃がし装置によるドライウェルベント</td> <td>非居住区域境界：約1.1mSv 敷地境界：約2.8mSv</td> </tr> <tr> <td>耐圧強化ベント系によるドライウェルベント</td> <td>非居住区域境界：約4.4mSv 敷地境界：約4.4mSv</td> </tr> </tbody> </table>	ベースケースの減圧時間からの遅れ時間	燃料被覆管最高温度	燃料被覆管の酸化量	10分	約706℃	1%以下	25分	約1,000℃	約5%	使用するベント設備	実効線量	格納容器圧力逃がし装置によるドライウェルベント	非居住区域境界：約1.1mSv 敷地境界：約2.8mSv	耐圧強化ベント系によるドライウェルベント	非居住区域境界：約4.4mSv 敷地境界：約4.4mSv	<p data-bbox="1739 254 2496 327"><u>表1 減圧・注水操作遅れによる燃料被覆管温度及び酸化量への影響</u></p> <table border="1" data-bbox="1748 348 2487 422"> <thead> <tr> <th>ベースケースの減圧操作からの遅れ時間</th> <th>燃料被覆管最高温度</th> <th>燃料被覆管の酸化割合</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>5分</td> <td>約842℃</td> <td>1%以下</td> </tr> </tbody> </table>	ベースケースの減圧操作からの遅れ時間	燃料被覆管最高温度	燃料被覆管の酸化割合	5分	約842℃	1%以下	<p data-bbox="2531 254 2742 327">・解析結果の相違【東海第二】</p> <p data-bbox="2531 615 2742 688">・記載方針の相違【東海第二】</p> <p data-bbox="2531 705 2807 1094">島根2号炉は、減圧・注水操作が遅れて、燃料被覆管が破裂した場合の評価を添付資料2.1.4「減圧・注水操作が遅れる場合の影響について(高圧・低圧注水機能喪失)」に記載している。</p>
ベースケースの減圧時間からの遅れ時間	燃料被覆管最高温度	燃料被覆管の酸化量																						
10分	約706℃	1%以下																						
25分	約1,000℃	約5%																						
使用するベント設備	実効線量																							
格納容器圧力逃がし装置によるドライウェルベント	非居住区域境界：約1.1mSv 敷地境界：約2.8mSv																							
耐圧強化ベント系によるドライウェルベント	非居住区域境界：約4.4mSv 敷地境界：約4.4mSv																							
ベースケースの減圧操作からの遅れ時間	燃料被覆管最高温度	燃料被覆管の酸化割合																						
5分	約842℃	1%以下																						



第1図 燃料棒破裂発生時点の燃料被覆管温度と燃料被覆管の  
円周方向の応力※の関係

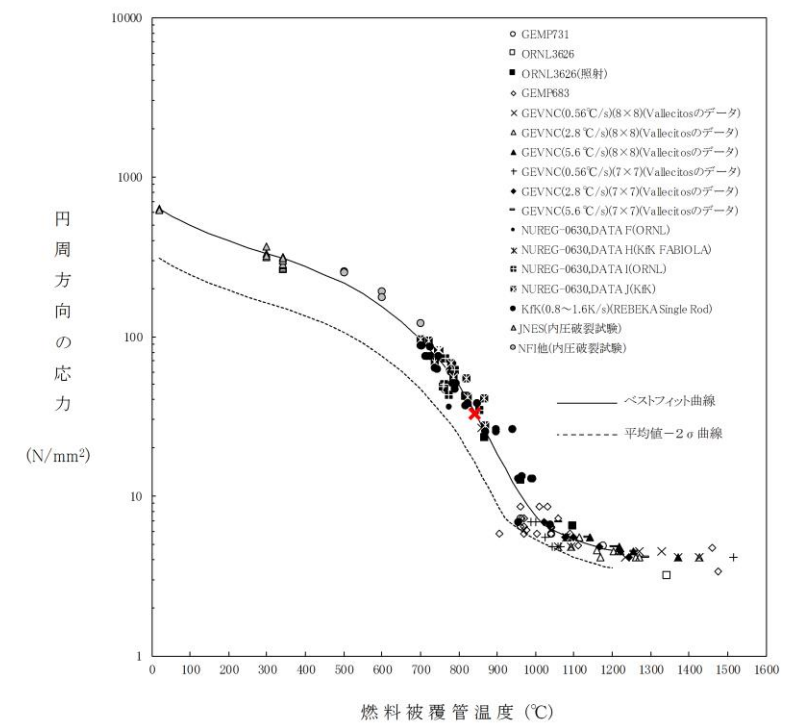


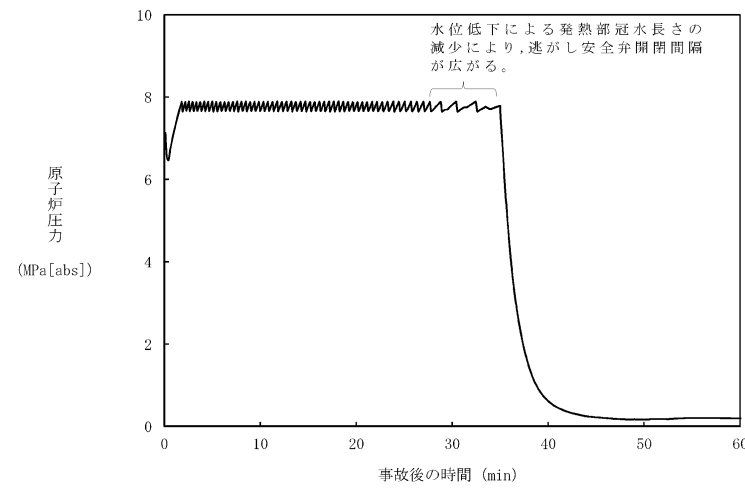
図1 燃料棒破裂発生時点の燃料被覆管温度と燃料被覆管の  
円周方向の応力の関係

・解析結果の相違  
【東海第二】

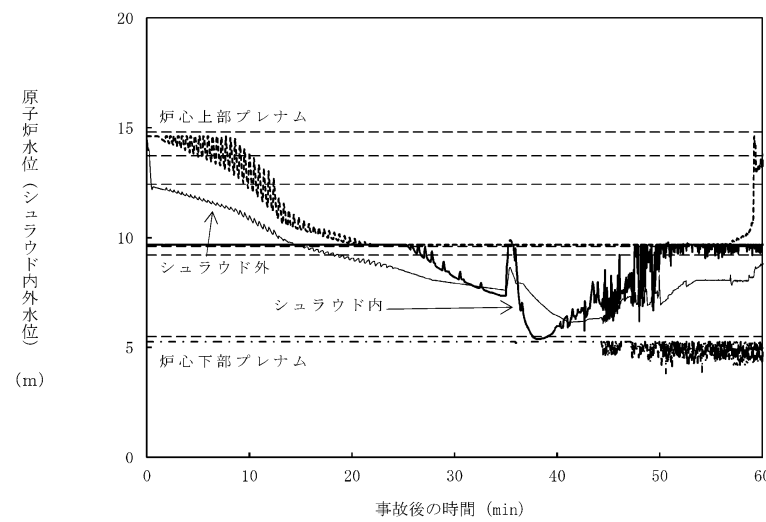


柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備 考
	<p>※ 燃料被覆管の円周方向の応力算出方法について</p> <p>燃料被覆管の破裂については、S A F E Rの解析結果である燃料被覆管温度と燃料被覆管の円周方向の応力の関係から判定する。</p> <p>燃料被覆管の円周方向応力<math>\sigma</math>については、次式により求められる。</p> $\sigma = \frac{D}{2t}(P_{in} - P_{out})$ <p>ここで、</p> <p>D : 燃料被覆管内径  t : 燃料被覆管厚さ  <math>P_{in}</math> : 燃料被覆管内側にかかる圧力  <math>P_{out}</math> : 燃料被覆管外側にかかる圧力 (=原子炉圧力)</p> <p>である。</p> <p>燃料被覆管内側にかかる圧力<math>P_{in}</math>は、燃料プレナム部とギャップ部の温度及び体積より、次式で計算される。</p> $P_{in} = \left( \frac{\frac{V_p T_F}{V_F T_p}}{1 + \frac{V_p T_F}{V_F T_p}} \right) \frac{N R T_p}{V_p}$ <p>ここで、</p> <p>V : 体積                    添字<sub>p</sub> : 燃料プレナム部  T : 温度                    <sub>F</sub> : ギャップ部  N : ガスモル数  R : ガス定数</p> <p>である。</p> <p>燃料棒に破裂が発生する時点の燃料被覆管温度と燃料被覆管の円周方向の応力の関係図に示される実験は、L O C A条件下での燃料棒の膨れ破裂挙動を把握することが目的であり、燃料被覆管内にガスを封入して圧力をかけた状態で加熱することによりL O C A条件を模擬している。このため、これらの実験ではペレット-被覆管の接触圧を考慮していない。</p> <p>また、燃料被覆管内側にかかる圧力のうち、ペレット-被覆管の接触圧は、設計用出力履歴において最大線出力密度を維持</p>		<p>・記載方針の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、燃料被覆管の円周方向の応力算出方法を添付資料2.1.4「減圧・注水操作が遅れる場合の影響について(高圧・低圧注水機能喪失)」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. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備 考
	<p>する最大燃焼度，すなわち燃料被覆管温度評価を最も厳しくする燃焼度の時に運転中の最大値を取るものの，スクラムによる出力低下に伴って接触圧は緩和される。このため，燃料被覆管内側にかかる圧力にペレット-被覆管の接触圧を考慮しない。</p>		



第2図 原子炉圧力の推移 (遅れ時間 10分)



第3図 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移 (遅れ時間 10分)

※ シュラウド内外水位はボイドを含む場合は、二相水位を示している。

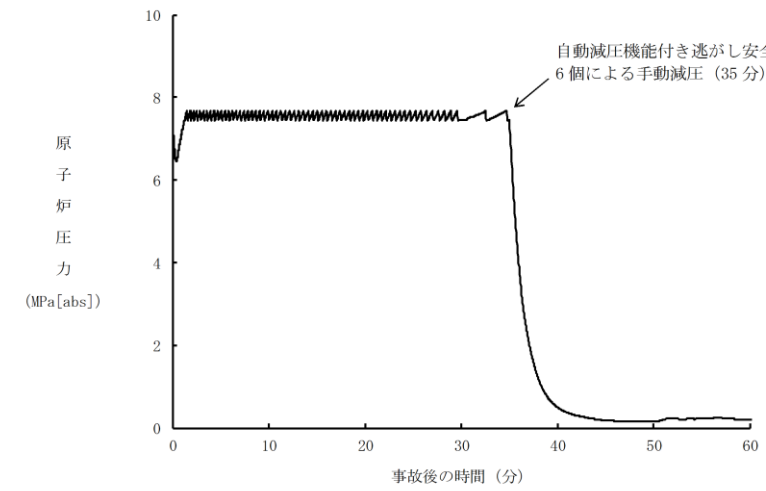


図2 原子炉圧力の推移 (遅れ時間 5分)

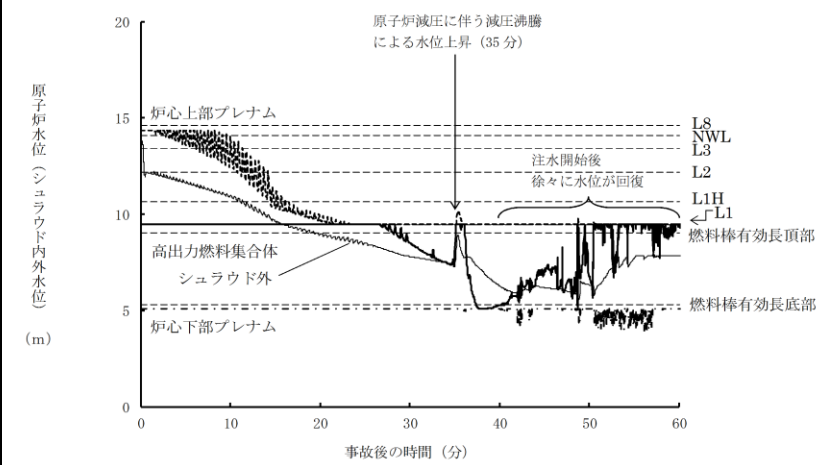
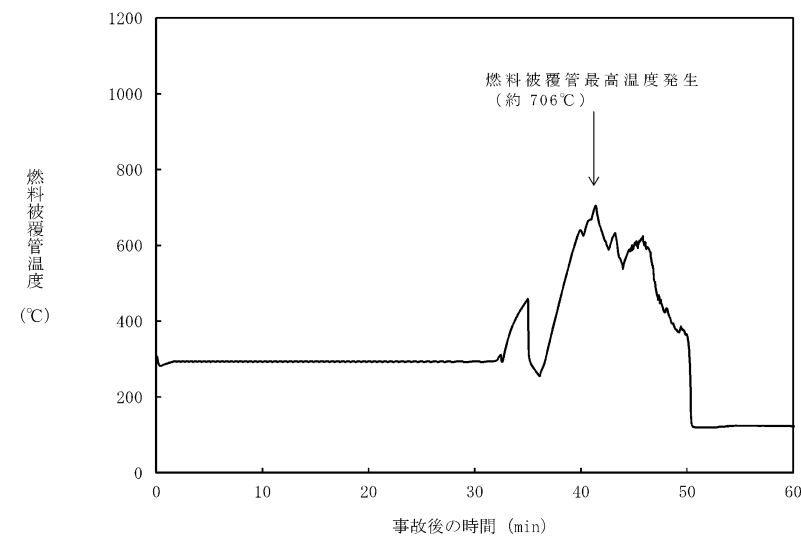
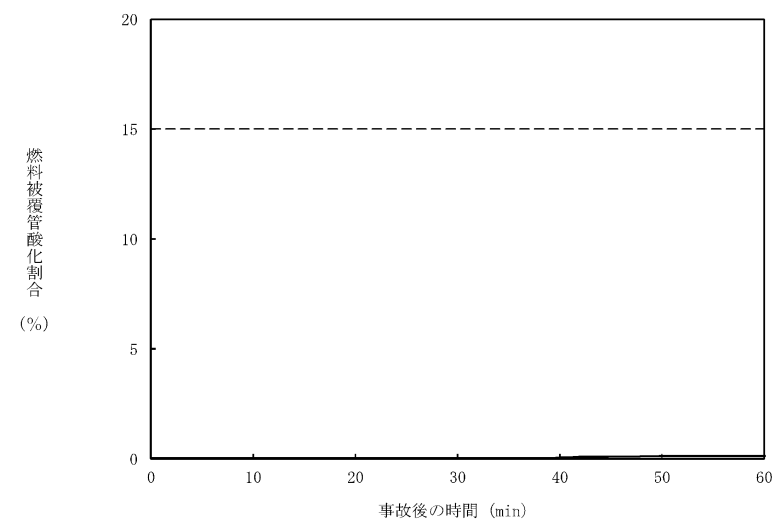


図3 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移 (遅れ時間 5分)

・解析結果の相違  
【東海第二】



第4図 燃料被覆管温度の推移 (遅れ時間 10分)



第5図 燃料被覆管酸化割合の推移 (遅れ時間 10分)

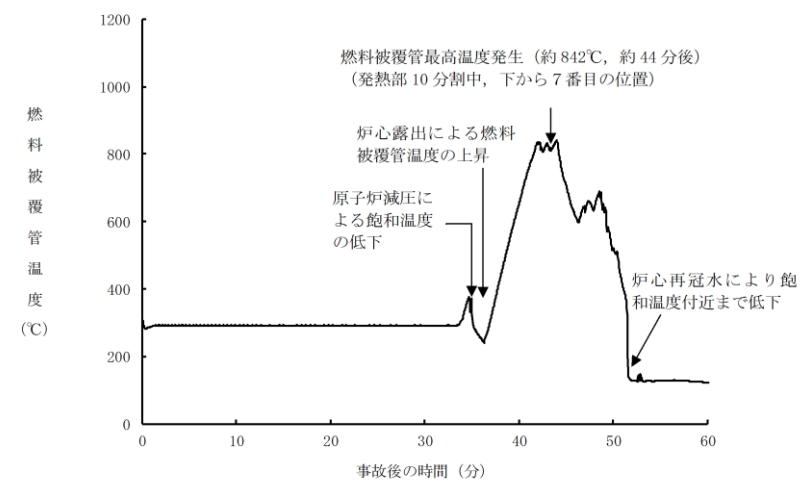


図4 燃料被覆管温度の推移 (遅れ時間 5分)

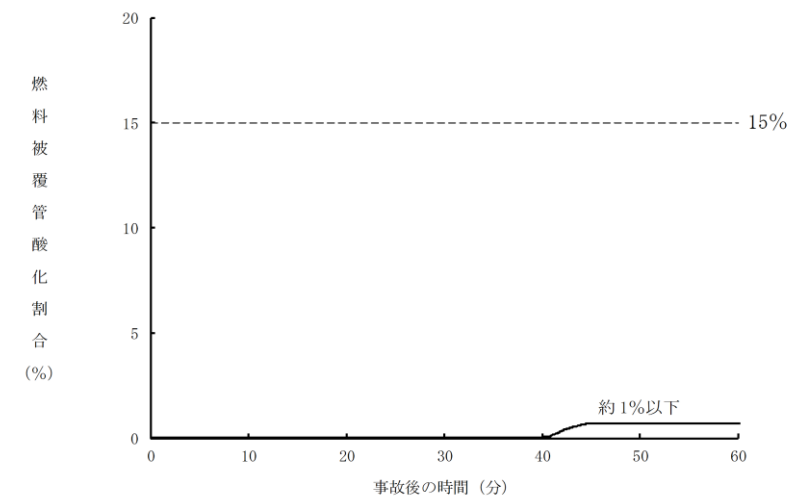
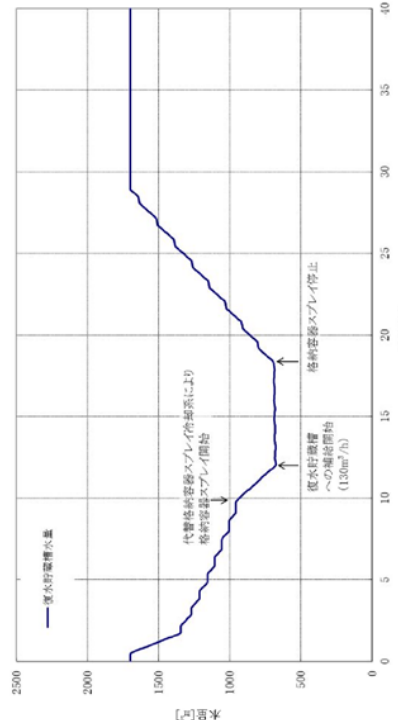
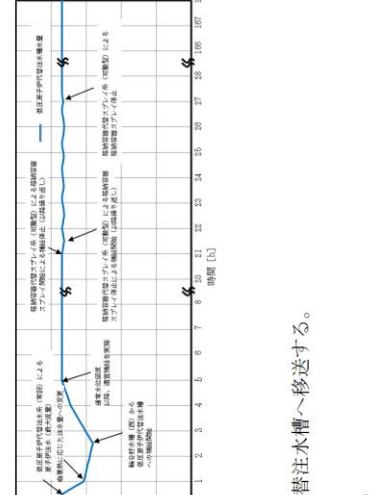
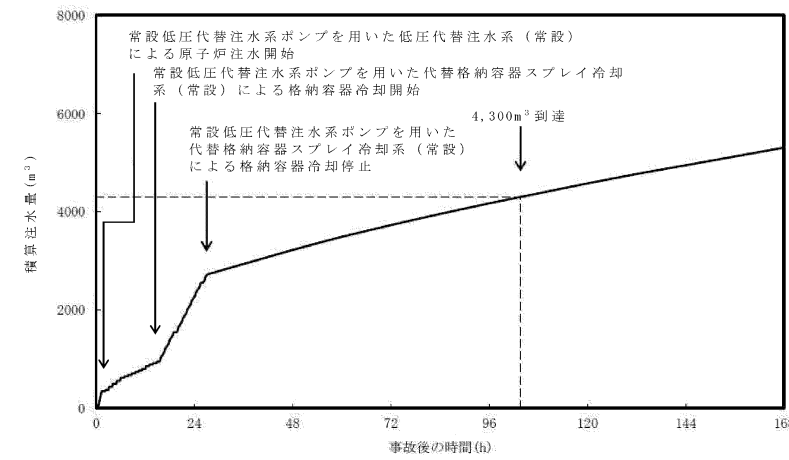


図5 燃料被覆管酸化割合の推移 (遅れ時間 5分)

・解析結果の相違  
【東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>添付資料 2.6.5</p> <p>7 日間における水源の対応について (LOCA時注水機能喪失)</p>  <p>○水源 復水貯蔵槽水量：約1,700m<sup>3</sup> 淡水貯水池：約18,000m<sup>3</sup></p> <p>○水使用パターン ①低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水 事象発生後に原子炉冠水までは定格流量で注水する。 冠水後は、原子炉水位高 (レベル8) ~原子炉水位低 (レベル3) の範囲で注水する (約110m<sup>3</sup>/h)。 ②代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による代替格納容器スプレイ 格納容器圧力が0.18MPa [gauge] 到達後に開始し、 原子炉水位高 (レベル8) ~原子炉水位低 (レベル3) までの間、代替格納容器スプレイを実施する (140m<sup>3</sup>/h)。 ③淡水貯水池から復水貯蔵槽への移送 事象発生12時間後から可搬型代替注水ポンプ (A-2級) 4台を用いて130m<sup>3</sup>/hで淡水貯水池の水を復水貯蔵槽へ給水する。</p> <p>○時間評価 (右上図) 事象発生12時間までは復水貯蔵槽を水源として原子炉注水及び代替格納容器スプレイを実施するため、復水貯蔵槽水量は減少する。事象発生12時間後から復水貯蔵槽への補給を開始するため、水量の減少割合は低下する。格納容器ベントと同時に格納容器スプレイを停止し、その後は崩壊熱相当で注水することから復水貯蔵槽水量は回復し、以降安定して冷却が可能である。</p> <p>○水源評価結果 時間評価の結果から復水貯蔵槽が枯渇することはない。また、7日間の対応を考慮すると、6号及び7号炉のそれぞれで約5,400m<sup>3</sup>必要となる。6号及び7号炉の同時被災を考慮すると、約10,800m<sup>3</sup>必要となる。各号炉の復水貯蔵槽に約1,700m<sup>3</sup>及び淡水貯水池に約18,000m<sup>3</sup>の水を保有することから、6号及び7号炉の同時被災を考慮した場合も必要水量を確保可能であり、安定して冷却を継続することが可能である。</p>	<p>添付資料2.6.8</p> <p>7 日間における水源の対応について (LOCA時注水機能喪失)</p> <p>1. 水源に関する評価</p> <p>① 淡水源 (有効水量)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・代替淡水貯槽：約4,300 m<sup>3</sup></li> <li>・西側淡水貯水設備：約4,300 m<sup>3</sup></li> </ul> <p>2. 水使用パターン</p> <p>① 常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水事象発生25分後、定格流量で代替淡水貯槽を水源とした常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水を実施する。 炉心冠水後は、原子炉水位高 (レベル8) 設定点から原子炉水位低 (レベル3) 設定点の範囲で注水する。</p> <p>② 常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による格納容器冷却格納容器圧力が0.279 MPa [gauge] に到達する事象発生約16 時間後、代替淡水貯槽を水源とした常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による格納容器冷却を実施する。 サプレッション・プール水位が通常水位+ 6.5 mに到達後、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による格納容器冷却を停止する。</p> <p>③ 西側淡水貯水設備から代替淡水貯槽への補給 可搬型代替注水中型ポンプによる水源補給準備が完了後、西側淡水貯水設備の水を代替淡水貯槽へ補給する。</p> <p>3. 時間評価 原子炉注水等によって、代替淡水貯槽の水量は減少する。 可搬型代替注水中型ポンプによる水源補給の準備が完了する事象発生約 360 分時点で代替淡水貯槽は枯渇していない。その後、西側淡水貯水設備から代替淡水貯槽への補給を実施するため、代替淡水貯槽は枯渇することがない。</p>	<p>添付資料 2.6.6</p> <p>7 日間における水源の対応について (LOCA時注水機能喪失)</p>  <p>○水源 低圧原子炉代替注水貯槽：約740m<sup>3</sup> 輪谷貯水槽 (西) ※：約7,000m<sup>3</sup> ※設置許可基準規則56条【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源 (措置)</p> <p>○水使用パターン ①低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉注水 事象発生後、炉心冠水まで最大流量 (250m<sup>3</sup>/h) で注水する。 炉心冠水後は、崩壊熱に応じた注水量で注水する。 ②輪谷貯水槽 (西) から低圧原子炉代替注水貯槽への移送 事象発生2時間30分後から大量送水車を用いて120m<sup>3</sup>/hで低圧原子炉代替注水貯槽へ移送する。 ③格納容器代替注水系 (可搬型) による格納容器スプレイ 事象発生21 時間後から格納容器圧力に応じ、120m<sup>3</sup>/hで間欠運転を実施。</p> <p>○時間評価 (右上図) 事象発生後2時間30分までは低圧原子炉代替注水貯槽を水源として原子炉注水を実施するため、低圧原子炉代替注水貯槽水量は減少する。事象発生2時間30分後から低圧原子炉代替注水貯槽への補給を開始するため水量は回復する。事象発生21時間後から格納容器圧力に応じた格納容器スプレイを実施するため、低圧原子炉代替注水貯槽への移送を一旦停止するが、格納容器スプレイは間欠運転であるため、格納容器スプレイ停止後は低圧原子炉代替注水貯槽への移送を再開し、以降安定して冷却が可能である。</p> <p>○水源評価結果 時間評価の結果から低圧原子炉代替注水貯槽が枯渇することはない。また、7日間の対応を考慮すると、約3,400m<sup>3</sup>必要となる。低圧原子炉代替注水貯槽に約740m<sup>3</sup>及び輪谷貯水槽 (西) に約7,000m<sup>3</sup>の水を保有することから、必要水量は確保可能であり、安定して冷却を継続することが可能である。</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・水量評価結果の相違 【柏崎6/7, 東海第二】</li> <li>・解析条件の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、事象発生後から必要な可搬型設備を準備し、使用することを想定。</li> </ul>



第1 図 外部水源による積算注水量（LOCA時注水機能喪失）

4. 水源評価結果

時間評価の結果から代替淡水貯槽が枯渇することはない。また、7日間の対応を考慮すると、合計約5,320m<sup>3</sup>の水が必要となる。代替淡水貯槽及び西側淡水貯水設備に合計約8,600m<sup>3</sup>の水を保有することから必要水量を確保している。このため、安定して冷却を継続することが可能である。

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

7日間における燃料の対応について (LOCA時注水機能喪失)

プラント状況: 6号及び7号炉運転中、1-5号炉停止中。  
 事象: LOCA時注水機能喪失は6号及び7号炉を想定。保守的に全ての設備が、事象発生直後から燃料を消費するものとして評価する。  
 なお、全プラントで外部電源喪失が発生することとし、5号炉原子炉内緊急時対応用可搬型電源設備等、プラントに備わった設備は対象とする。

炉号	時系列		判定
	合計	7日間の軽油消費量	
7号炉	事象発生直後～事象発生後7日間 非常用ディーゼル発電機 3台起動。 1,493L/h×24h×7日×3台=752,472L ※1 復水貯蔵槽給水用 可搬型代替注水ポンプ (A-4級) 21L/h×24h×7日×4台=14,112L	7日間の軽油消費量 約768kL	7号炉軽油タンク容量は 約1,029kL (55%)であり、7日間対応可能。
6号炉	事象発生直後～事象発生後7日間 非常用ディーゼル発電機 3台起動。 1,493L/h×24h×7日×3台=752,472L ※1 復水貯蔵槽給水用 可搬型代替注水ポンプ (A-4級) 21L/h×24h×7日×4台=14,112L	7日間の軽油消費量 約768kL	6号炉軽油タンク容量は 約1,029kL (55%)であり、7日間対応可能。
1号炉	事象発生直後～事象発生後7日間 非常用ディーゼル発電機 3台起動。 1,879L/h×24h×7日×2台=631,344L ※2 非常用ディーゼル発電機 2台起動。 1,879L/h×24h×7日×2台=631,344L	7日間の軽油消費量 約652kL	1号炉軽油タンク容量は 約652kL (55%)であり、7日間対応可能。
2号炉	事象発生直後～事象発生後7日間 非常用ディーゼル発電機 3台起動。 1,879L/h×24h×7日×2台=631,344L ※2 非常用ディーゼル発電機 2台起動。 1,879L/h×24h×7日×2台=631,344L	7日間の軽油消費量 約652kL	2号炉軽油タンク容量は 約652kL (55%)であり、7日間対応可能。
3号炉	事象発生直後～事象発生後7日間 非常用ディーゼル発電機 3台起動。 1,879L/h×24h×7日×2台=631,344L ※2 非常用ディーゼル発電機 2台起動。 1,879L/h×24h×7日×2台=631,344L	7日間の軽油消費量 約652kL	3号炉軽油タンク容量は 約652kL (55%)であり、7日間対応可能。
4号炉	事象発生直後～事象発生後7日間 非常用ディーゼル発電機 3台起動。 1,879L/h×24h×7日×2台=631,344L ※2 非常用ディーゼル発電機 2台起動。 1,879L/h×24h×7日×2台=631,344L	7日間の軽油消費量 約652kL	4号炉軽油タンク容量は 約652kL (55%)であり、7日間対応可能。
5号炉	事象発生直後～事象発生後7日間 非常用ディーゼル発電機 3台起動。 1,879L/h×24h×7日×2台=631,344L ※2 非常用ディーゼル発電機 2台起動。 1,879L/h×24h×7日×2台=631,344L	7日間の軽油消費量 約652kL	5号炉軽油タンク容量は 約652kL (55%)であり、7日間対応可能。
その他	5号炉原子炉建屋内部緊急時対応用可搬型電源設備 1台起動。(燃費は保守的に最大負荷時を想定) 45L/h×24h×7日×1台=7,560L ※1 9L/h×24h×7日×3台=4,536L ※3	7日間の軽油消費量 約13kL	1-7号炉軽油タンク及びガスタービン発電機用燃料タンク(容量約591kL)であり、7日間対応可能。

添付資料 2.6.6

※1 事故収束に必要な非常用ディーゼル発電機は2台であるが、保守的に非常用ディーゼル発電機3台を起動させて評価した。  
 ※2 事故収束に必要な非常用ディーゼル発電機は1台であるが、保守的に非常用ディーゼル発電機2台を起動させて評価した。  
 ※3 保安規定に基づく数量。

7日間における燃料の対応について (LOCA時注水機能喪失)

保守的に全ての設備が、事象発生直後から7日間燃料を消費するものとして評価する。

時系列	合計	判定
非常用ディーゼル発電機 2台起動 <sup>※1</sup> (燃料消費率は保守的に定格出力運転時を想定) 1,440.4L/h (燃料消費率) × 168h (運転時間) × 2台 (運転台数) = 約 484.0kL	7日間の軽油消費量 約 755.5kL	軽油貯蔵タンクの容量は約 800kLであり、7日間対応可能
高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機 1台起動 <sup>※2</sup> (燃料消費率は保守的に定格出力運転時を想定) 775.6L/h (燃料消費率) × 168h (運転時間) × 1台 (運転台数) = 約 130.3kL		
常設代替高圧電源装置 2台起動 <sup>※3</sup> (燃料消費率は保守的に定格出力運転時を想定) 420.0L/h (燃料消費率) × 168h (運転時間) × 2台 (運転台数) = 約 141.2kL		
可搬型代替注水中型ポンプ 1台起動 (西側淡水貯水設備から代替淡水貯槽への補給) 35.7L/h (燃料消費率) × 168h (運転時間) × 1台 (運転台数) = 約 6.0kL	7日間の軽油消費量 約 6.0kL	可搬型設備用軽油タンクの容量は約 210kLであり、7日間対応可能
緊急時対策用発電機 1台起動 (燃料消費率は保守的に定格出力運転時を想定) 411L/h (燃料消費率) × 168h (運転時間) × 1台 (運転台数) = 約 70.0kL	7日間の軽油消費量 約 70.0kL	緊急時対策用発電機燃料油貯蔵タンクの容量は約 75kLであり、7日間対応可能

※1 事故収束に必要なディーゼル発電機は非常用ディーゼル発電機1台であるが、保守的にディーゼル発電機2台の起動を仮定した。  
 ※2 事故収束に必要なではないが、保守的に起動を仮定した。  
 ※3 緊急用母線の電源を、常設代替高圧電源装置2台で確保することを仮定した。

添付資料 2.6.9

添付資料 2.6.7

7日間における燃料の対応について (LOCA時注水機能喪失)

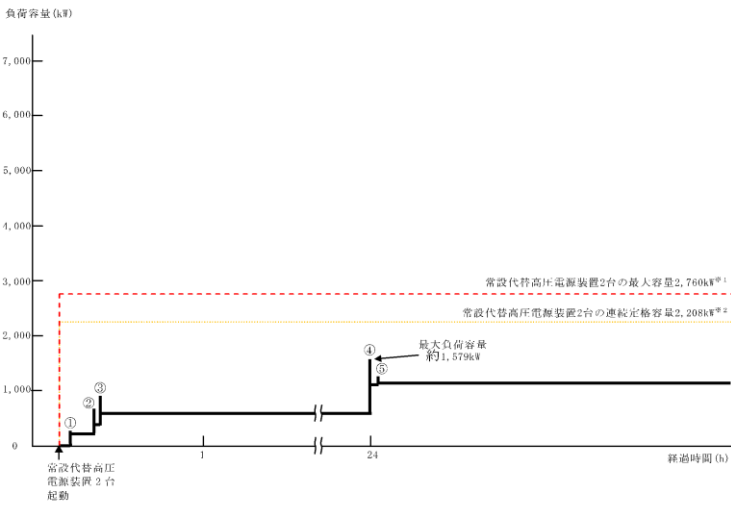
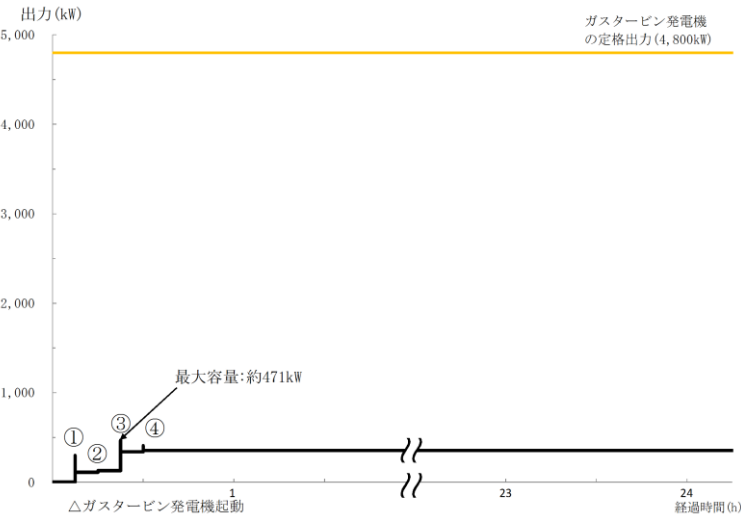
保守的に全ての設備が、事象発生直後から7日間燃料を消費するものとして評価する。

時系列	合計	判定
非常用ディーゼル発電機 2台起動 <sup>※1</sup> (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,618m³/h×24h×7日×2台=543,648m³	7日間の軽油消費量 約 700m³	ディーゼル燃料貯蔵タンクの容量は約 730m³であり、7日間対応可能
高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機 1台起動 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 0.927m³/h×24h×7日×1台=155,736m³		
ガスタービン発電機 1台起動 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 2.09m³/h×24h×7日×1台=351.12m³	7日間の軽油消費量 約 363m³	ガスタービン発電機用軽油タンクの容量は約 450m³であり、7日間対応可能
大量送水車 1台起動 0.0652m³/h×24h×7日×1台=10.9536m³		
緊急時対策用発電機 1台 0.0469 m³/h×24h×7日×1台=7.8792m³	7日間の軽油消費量 約 8m³	緊急時対策用燃料地下タンクの容量は約 45m³であり、7日間対応可能

※1 事故収束に必要な非常用ディーゼル発電機は1台であるが、保守的に非常用ディーゼル発電機2台を起動させて評価した。

・設備設計の相違  
**【柏崎 6/7】**  
 島根2号炉は、緊急時対策用発電機用の燃料タンクを有している。また、モニタリングポストは非常用交流電源設備又は常設代替交流電源設備による電源供給が可能である。

・評価結果の相違  
**【柏崎 6/7, 東海第二】**

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																							
<p>資料なし</p>	<p>添付資料 2.6.10</p> <p>常設代替交流電源設備の負荷 (LOCA時注水機能喪失)</p> <p>主要負荷リスト 【電源設備：常設代替高压電源装置】</p> <table border="1" data-bbox="952 472 1691 682"> <thead> <tr> <th>起動順序</th> <th>主要機器名称</th> <th>負荷容量 (kW)</th> <th>負荷起動時の最大負荷容量 (kW)</th> <th>定常時の連続最大負荷容量 (kW)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>①</td> <td>緊急用母線自動起動負荷 ・緊急用直流125V充電器 ・その他必要な負荷</td> <td>約120 約97</td> <td>約245</td> <td>約217</td> </tr> <tr> <td>②</td> <td>常設低圧代替注水系ポンプ</td> <td>約190</td> <td>約702</td> <td>約407</td> </tr> <tr> <td>③</td> <td>常設低圧代替注水系ポンプ</td> <td>約190</td> <td>約892</td> <td>約597</td> </tr> <tr> <td>④</td> <td>緊急用海水ポンプ その他必要な負荷</td> <td>約510 約4</td> <td>約1,579</td> <td>約1,111</td> </tr> <tr> <td>⑤</td> <td>代替燃料プール冷却系ポンプ</td> <td>約30</td> <td>約1,220</td> <td>約1,141</td> </tr> </tbody> </table>  <p>※1 常設代替高压電源装置定格出力運転時の容量 (1,380kW×運転台数=最大容量)          ※2 常設代替高压電源装置定格出力運転時の80%の容量 (1,380kW×0.8×運転台数=連続定格容量)</p>	起動順序	主要機器名称	負荷容量 (kW)	負荷起動時の最大負荷容量 (kW)	定常時の連続最大負荷容量 (kW)	①	緊急用母線自動起動負荷 ・緊急用直流125V充電器 ・その他必要な負荷	約120 約97	約245	約217	②	常設低圧代替注水系ポンプ	約190	約702	約407	③	常設低圧代替注水系ポンプ	約190	約892	約597	④	緊急用海水ポンプ その他必要な負荷	約510 約4	約1,579	約1,111	⑤	代替燃料プール冷却系ポンプ	約30	約1,220	約1,141	<p>添付資料 2.6.8</p> <p>常設代替交流電源設備の負荷 (LOCA時注水機能喪失)</p> <p>主要負荷リスト 電源設備：ガスタービン発電機 定格出力：4,800kW</p> <table border="1" data-bbox="1745 535 2493 756"> <thead> <tr> <th>起動順序</th> <th>主要機器</th> <th>負荷容量 (kW)</th> <th>負荷起動時の最大負荷容量 (kW)</th> <th>定常時の最大負荷容量 (kW)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>①</td> <td>ガスタービン発電機付帯設備</td> <td>約111</td> <td>約300</td> <td>約111</td> </tr> <tr> <td>②</td> <td>代替所内電気設備負荷 (自動投入負荷)</td> <td>約18</td> <td>約129</td> <td>約129</td> </tr> <tr> <td>③</td> <td>低圧原子炉代替注水ポンプ</td> <td>約210</td> <td>約471</td> <td>約339</td> </tr> <tr> <td>④</td> <td>低圧原子炉代替注水設備非常用送風機</td> <td>約15</td> <td>約409</td> <td>約354</td> </tr> </tbody> </table>  <p>常設代替交流電源設備の負荷積算イメージ</p>	起動順序	主要機器	負荷容量 (kW)	負荷起動時の最大負荷容量 (kW)	定常時の最大負荷容量 (kW)	①	ガスタービン発電機付帯設備	約111	約300	約111	②	代替所内電気設備負荷 (自動投入負荷)	約18	約129	約129	③	低圧原子炉代替注水ポンプ	約210	約471	約339	④	低圧原子炉代替注水設備非常用送風機	約15	約409	約354	<p>・設備設計の相違</p> <p>【東海第二】 常設代替電源設備から電源供給する負荷が異なる。</p>
起動順序	主要機器名称	負荷容量 (kW)	負荷起動時の最大負荷容量 (kW)	定常時の連続最大負荷容量 (kW)																																																						
①	緊急用母線自動起動負荷 ・緊急用直流125V充電器 ・その他必要な負荷	約120 約97	約245	約217																																																						
②	常設低圧代替注水系ポンプ	約190	約702	約407																																																						
③	常設低圧代替注水系ポンプ	約190	約892	約597																																																						
④	緊急用海水ポンプ その他必要な負荷	約510 約4	約1,579	約1,111																																																						
⑤	代替燃料プール冷却系ポンプ	約30	約1,220	約1,141																																																						
起動順序	主要機器	負荷容量 (kW)	負荷起動時の最大負荷容量 (kW)	定常時の最大負荷容量 (kW)																																																						
①	ガスタービン発電機付帯設備	約111	約300	約111																																																						
②	代替所内電気設備負荷 (自動投入負荷)	約18	約129	約129																																																						
③	低圧原子炉代替注水ポンプ	約210	約471	約339																																																						
④	低圧原子炉代替注水設備非常用送風機	約15	約409	約354																																																						



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 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>2.7 格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)</p> <p>2.7.1 事故シーケンスグループの特徴, 炉心損傷防止対策</p> <p>(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス</p> <p>事故シーケンスグループ「格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)」において, 炉心損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスは, 「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり, 「インターフェイスシステムLOCA」(インターフェイスシステムLOCAの発生後, 隔離できないまま炉心損傷に至るシーケンス)である。</p> <p>(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方</p> <p>事故シーケンスグループ「格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)」では, 原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で, 高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェイスとなる配管のうち, 隔離弁の隔離失敗等により低圧設計部分が過圧され破断することを想定する。このため, 破断箇所から原子炉冷却材が流出し, 原子炉水位が低下することから, 緩和措置がとられない場合には, 原子炉水位の低下により炉心が露出し, 炉心損傷に至る。</p> <p>本事故シーケンスグループは, <u>インターフェイスシステムLOCA</u>が発生したことによって, 最終的に炉心損傷に至る事故シーケンスグループである。このため, 重大事故等対策の有効性評価には, <u>インターフェイスシステムLOCA</u>に対する重大事故等対処設備及び<u>インターフェイスシステムLOCA</u>の発生箇所の隔離に期待することが考えられる。</p> <p>ここで, <u>インターフェイスシステムLOCA</u>が生じた際の状況を想定すると, 原子炉を減圧した後, 低圧注水機能による原子炉注水を実施することも考えられるが, 本事故シーケンスグループにおいては, 低圧注水機能による原子炉への注水には期待せず, 高圧注水機能に対する対策の有効性を評価することとする。</p> <p>したがって, 本事故シーケンスグループでは, 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系により炉心を冷却することによって炉心損傷の防止を図り, また, 逃がし安全弁によって原</p>	<p>2.7 格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)</p> <p>2.7.1 事故シーケンスグループの特徴, 炉心損傷防止対策</p> <p>(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス</p> <p>事故シーケンスグループ「格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA) (以下「格納容器バイパス (ISLOCA)」という。)」に含まれる事故シーケンスは, 「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり, 「<u>インターフェイスシステムLOCA (以下「ISLOCA」という。)</u>」(ISLOCAの発生後, 隔離できないまま炉心損傷に至るシーケンス)である。</p> <p>(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方</p> <p>事故シーケンスグループ「格納容器バイパス (ISLOCA)」では, 原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で, 高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェイスとなる配管のうち, 隔離弁の隔離失敗等により低圧設計部分が過圧され破断することを想定する。このため, 破断箇所から原子炉冷却材が流出し, 原子炉水位が低下することから, 緩和措置がとられない場合には, 原子炉水位の低下により炉心が露出し, 炉心損傷に至る。</p> <p>本事故シーケンスグループは, ISLOCAが発生したことによって, 最終的に炉心損傷に至る事故シーケンスグループである。このため, 重大事故等対策の有効性評価には, ISLOCAに対する重大事故等対処設備及びISLOCAの発生箇所の隔離に期待することが考えられる。</p> <p>したがって, 本事故シーケンスグループでは, 原子炉隔離時冷却系により炉心を冷却することによって炉心損傷の防止を図り, また, 逃がし安全弁によって原子炉を減圧すること</p>	<p>2.7 格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)</p> <p>2.7.1 事故シーケンスグループの特徴, 炉心損傷防止対策</p> <p>(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス</p> <p>事故シーケンスグループ「格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)」において, <u>炉心損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスは</u>, 「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり, 「<u>格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA) (以下, 「ISLOCA」という。)</u>」(ISLOCAの発生後, 隔離できないまま炉心損傷に至るシーケンス)である。</p> <p>(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方</p> <p>事故シーケンスグループ「格納容器バイパス (ISLOCA)」では, 原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で, 高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェイスとなる配管のうち, 隔離弁の隔離失敗等により低圧設計部分が過圧され破断することを想定する。このため, 破断箇所から原子炉冷却材が流出し, 原子炉水位が低下することから, 緩和措置がとられない場合には, 原子炉水位の低下により炉心が露出し, 炉心損傷に至る。</p> <p>本事故シーケンスグループは, ISLOCAが発生したことによって, 最終的に炉心損傷に至る事故シーケンスグループである。このため, 重大事故等対策の有効性評価には, ISLOCAに対する重大事故等対処設備及びISLOCAの発生箇所の隔離に期待することが考えられる。</p> <p><u>ここで, ISLOCAが生じた際の状況を想定すると, 原子炉を減圧した後, 低圧注水機能による原子炉注水を実施することも考えられるが, 本事故シーケンスグループにおいては, 低圧注水機能による原子炉への注水には期待せず, 高圧注水機能に対する対策の有効性を評価することとする。</u></p> <p>したがって, 本事故シーケンスグループでは, 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系により炉心を冷却することによって炉心損傷の防止を図り, また, 逃がし安全弁によ</p>	<p>備考</p> <p>・解析条件の相違  <b>【東海第二】</b>                  島根2号炉は, ISLOCA発生下において, 高圧注水機能に対する対策の有効性を評価している。</p> <p>・解析条件の相違  <b>【東海第二】</b></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>子炉を減圧することによる原子炉冷却材の漏えいの抑制及びインターフェイスシステムLOCAの発生箇所の隔離によって、原子炉格納容器外への原子炉冷却材の流出の防止を図る。また、残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）による原子炉格納容器除熱を実施する。</p> <p>(3) 炉心損傷防止対策</p> <p>事故シーケンスグループ「格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）」における機能喪失に対して、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、初期の対策として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉注水手段、逃がし安全弁による原子炉減圧手段及び運転員の破断箇所隔離による漏えい停止手段を整備し、安定状態に向けた対策として、高圧炉心注水系による炉心冷却を継続する。また、原子炉格納容器の健全性を維持するため、安定状態に向けた対策として残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）による原子炉格納容器除熱手段を整備する。これらの対策の概略系統図を第2.7.1図から第2.7.3図に、手順の概要を第2.7.4図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と操作手順の関係を第2.7.1表に示す。</p> <p>本事故シーケンスグループの重要事故シーケンスにおいて、6号及び7号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、中央制御室の運転員及び緊急時対策要員で構成され、合計20名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、当直長1名（6号及び7号炉兼任）、当直副長2名、運転操作対応を行う運転員12名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員は5名である。必要な要員と作業項目について第2.7.5図に示す。</p> <p>a. インターフェイスシステムLOCA発生</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で、高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェイスとなる配管の</p>	<p>による原子炉冷却材の漏えいの抑制及びISLOCAの発生箇所の隔離によって、格納容器外への原子炉冷却材の流出の防止を図る。また、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）による格納容器除熱を実施する。</p> <p>(3) 炉心損傷防止対策</p> <p>事故シーケンスグループ「格納容器バイパス（ISLOCA）」における機能喪失に対して、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、初期の対策として原子炉隔離時冷却系、低圧炉心スプレイ系及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水手段、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧手段及び運転員の破断箇所隔離による漏えい停止手段を整備し、安定状態に向けた対策として、逃がし安全弁（自動減圧機能）を開維持することで低圧炉心スプレイ系による炉心冷却を継続する。また、格納容器の健全性を維持するため、安定状態に向けた対策として残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）による格納容器除熱手段を整備する。これらの対策の概略系統図を第2.7-1図に、手順の概要を第2.7-2図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と操作手順の関係を第2.7-1表に示す。</p> <p>本事故シーケンスグループの重要事故シーケンスにおいて、重大事故等対策に必要な要員は、災害対策要員（初動）12名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、当直発電長1名、当直副発電長1名、運転操作対応を行うための当直運転員5名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う要員は4名及び現場操作を行うための重大事故等対応要員1名である。必要な要員と作業項目について第2.7-3図に示す。</p> <p>a. ISLOCA発生</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で、高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェイスとなる配管の</p>	<p>て原子炉を減圧することによる原子炉冷却材の漏えいの抑制及びISLOCAの発生箇所の隔離によって、原子炉格納容器外への原子炉冷却材の流出の防止を図る。また、残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）による原子炉格納容器除熱を実施する。</p> <p>(3) 炉心損傷防止対策</p> <p>事故シーケンスグループ「格納容器バイパス（ISLOCA）」における機能喪失に対して、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、初期の対策として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉注水手段、逃がし安全弁による原子炉減圧手段及び運転員の破断箇所隔離による漏えい停止手段を整備し、安定状態に向けた対策として、高圧炉心スプレイ系による炉心冷却を継続する。また、原子炉格納容器の健全性を維持するため、安定状態に向けた対策として残留熱除去系による原子炉格納容器除熱手段を整備する。これらの対策の概略系統図を第2.7.1-1(1)図及び第2.7.1-1(3)図に、手順の概要を第2.7.1-2図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と操作手順の関係を第2.7.1-1表に示す。</p> <p>本事故シーケンスグループの重要事故シーケンスにおいて、重大事故等対策に必要な要員は、緊急時対策要員10名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、当直長1名、当直副長1名、運転操作対応を行う運転員3名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う要員は5名である。必要な要員と作業項目について第2.7.1-3図に示す。</p> <p>a. ISLOCA発生</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で、高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェイスとなる配管の</p>	<p>島根2号炉は、ISLOCA発生下において、高圧注水機能に対する対策の有効性を評価している。</p> <p>・解析条件の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、ISLOCA発生下において、高圧注水機能に対する対策の有効性を評価している。</p> <p>・運用及び設備設計の相違</p> <p>【柏崎6/7、東海第二】</p> <p>プラント基数、設備設計及び運用の違いにより必要要員数は異なるが、タイムチャートにより要員の充足性を確認している。なお、これら要員10名は夜間・休日を含め発電所に常駐している要員である。</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 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>うち、隔離弁の隔離失敗等により低圧設計部分が過圧され破断することで、<u>インターフェイスシステム LOCA</u>が発生する。破断箇所から原子炉冷却材が流出することにより、<u>原子炉建屋ブローアウトパネル</u>が開放する。</p> <p>b. 外部電源喪失及び原子炉スクラム確認 事象発生後に外部電源喪失が発生し、原子炉がスクラムしたことを確認する。 原子炉のスクラムを確認するために必要な計装設備は、<u>平均出力領域モニタ等</u>である。</p> <p>c. 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水  原子炉スクラム後、原子炉水位は低下するが、<u>原子炉水位低(レベル2)で原子炉隔離時冷却系が自動起動し、原子炉注水を開始することにより、原子炉水位が回復する。</u></p> <p>原子炉隔離時冷却系による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は、<u>原子炉水位、原子炉隔離時冷却系系統流量等</u>である。</p>	<p>うち、隔離弁の隔離失敗等により低圧設計部分が過圧され破断することで、<u>ISLOCA</u>が発生する。破断箇所から原子炉冷却材が流出することにより、<u>原子炉建屋外側ブローアウトパネル</u>が開放する。</p> <p>b. 外部電源喪失及び原子炉スクラム確認 事象発生後に外部電源喪失が発生し、原子炉がスクラムしたことを確認する。 原子炉のスクラムを確認するために必要な計装設備は、<u>平均出力領域計装等</u>である。</p> <p>c. 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水  原子炉スクラム後、原子炉水位は低下するが、<u>原子炉水位異常低下(レベル2)で原子炉隔離時冷却系が自動起動し、原子炉注水を開始することにより、原子炉水位が回復する。</u></p> <p>原子炉隔離時冷却系による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は、<u>原子炉水位(広帯域)、原子炉隔離時冷却系系統流量等</u>である。</p>	<p>うち、隔離弁の隔離失敗等により低圧設計部分が過圧され破断することで、<u>ISLOCA</u>が発生する。破断箇所から原子炉冷却材が流出することにより、<u>原子炉建物ブローアウトパネル</u>が開放する。</p> <p>b. 外部電源喪失及び原子炉スクラム確認 事象発生後に外部電源喪失が発生し、原子炉がスクラムしたことを確認する。 原子炉のスクラムを確認するために必要な計装設備は、<u>平均出力領域計装</u>である。</p> <p>c. 原子炉隔離時冷却系及び<u>高圧炉心スプレイ系</u>による原子炉注水 原子炉スクラム後、原子炉水位は低下し、<u>原子炉水位低(レベル2)で原子炉隔離時冷却系が自動起動するが、原子炉水位は低下し続け、原子炉水位低(レベル1H)で高圧炉心スプレイ系が自動起動する。</u></p> <p>原子炉隔離時冷却系及び<u>高圧炉心スプレイ系</u>による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は、<u>各ポンプの出口流量等</u>である。</p>	<p>・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は、中性子源領域計装(SRM)及び中間領域計装(IRM)、柏崎6/7, 東海第二は起動領域計装(SRNM)を採用している。柏崎6/7, 東海第二は、運転時挿入されているSRNMにより確認が可能な設備として、等を記載しているが、島根2号炉は、SRM及びIRMが運転時引き抜きのため、平均出力領域計装(APRM)により確認することとしている。</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は、原子炉隔離時冷却系起動後も原子炉水位は低下を継続。また、水位低下に伴い、高圧炉心スプレイ系が自動起動する。</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>d. <u>インターフェイスシステム LOCA</u> 発生確認</p> <p>原子炉水位及び原子炉圧力の低下により LOCA 事象を確認し、格納容器温度、格納容器圧力の上昇がないことから原子炉格納容器外での漏えい事象であることを確認し、<u>高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力指示の上昇</u>（破断面積が大きく漏えい量が多い場合は、運転員の対応なしに低下傾向を示す場合もある）により低圧設計部分が過圧されたことを確認し、<u>インターフェイスシステム LOCA</u> が発生したことを確認する。</p> <p><u>インターフェイスシステム LOCA</u> の発生を確認するために必要な計装設備は、<u>原子炉水位</u>、<u>格納容器内圧力</u>、<u>高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力</u>等である。</p> <p>なお、監視可能であればエリア放射線モニタ、床漏えい警報、<u>火災報知器動作</u>等により<u>原子炉建屋内</u>の状況を参考情報として得ることが可能である。</p> <p>e. 中央制御室での<u>高圧炉心注水系</u>隔離失敗</p> <p>中央制御室からの遠隔操作により<u>高圧炉心注水系</u>の隔離操作を実施するが、<u>高圧炉心注入隔離弁</u>の閉操作に失敗する。</p> <p><u>高圧炉心注水系</u>の隔離失敗を確認するために必要な計装設備は、<u>原子炉水位及び原子炉圧力</u>である。</p> <p>f. 逃がし安全弁による原子炉急速減圧</p> <p>中央制御室からの遠隔操作による<u>高圧炉心注水系</u>の隔離が失敗するため、破断箇所からの漏えい量を抑制するため原子炉を急速減圧する。</p> <p>原子炉急速減圧を確認するために必要な計装設備は、原子炉圧力である。</p> <p>g. <u>高圧炉心注水系</u>による原子炉注水</p>	<p>d. ISLOCA発生確認</p> <p>原子炉水位及び原子炉圧力の低下により LOCA 事象を確認し、<u>格納容器雰囲気温度及び格納容器圧力の上昇がないことから格納容器外での漏えい事象</u>であることを確認し、<u>残留熱除去系ポンプ吐出圧力の上昇</u>（破断面積が大きく漏えい量が多い場合は、運転員の対応なしに低下傾向を示す場合もある）により低圧設計部分が過圧されたことを確認し、ISLOCAが発生したことを確認する。</p> <p>ISLOCAの発生を確認するために必要な計装設備は、<u>原子炉水位</u>（広帯域）、<u>ドライウエル圧力</u>、<u>残留熱除去系ポンプ吐出圧力</u>等である。</p> <p>なお、監視可能であれば<u>原子炉建屋内空間線量率</u>、<u>区画浸水警報</u>、<u>火災警報</u>等により<u>原子炉建屋原子炉棟内</u>の状況を参考情報として得ることが可能である。</p> <p>e. 中央制御室での<u>残留熱除去系（低圧注水系）</u>隔離失敗</p> <p>中央制御室からの遠隔操作により<u>残留熱除去系</u>の隔離操作を実施するが、<u>残留熱除去系注水弁</u>の閉操作に失敗する。</p> <p><u>残留熱除去系</u>の隔離失敗を確認するために必要な計装設備は、<u>原子炉水位</u>（広帯域）及び<u>原子炉圧力</u>である。</p> <p>f. 逃がし安全弁による原子炉急速減圧</p> <p>中央制御室からの遠隔操作による<u>残留熱除去系</u>の隔離が失敗するため、<u>原子炉急速減圧の準備として、中央制御室からの遠隔操作により低圧炉心スプレイ系を起動する。</u></p> <p><u>原子炉急速減圧の準備が完了後、破断箇所からの漏えい量を抑制するため原子炉を急速減圧する。</u></p> <p>原子炉急速減圧を確認するために必要な計装設備は、原子炉圧力である。</p> <p>g. <u>低圧代替注水系（常設）</u>による原子炉注水</p> <p><u>外部水源にて注水可能な系統として中央制御室からの遠隔操作により低圧代替注水系（常設）を起動する。</u></p>	<p>d. ISLOCA発生確認</p> <p>原子炉水位及び原子炉圧力の低下により LOCA 事象を確認し、<u>格納容器温度</u>、<u>格納容器圧力の上昇がないことから原子炉格納容器外での漏えい事象</u>であることを確認し、<u>残留熱除去ポンプ出口圧力指示の上昇</u>（破断面積が大きく漏えい量が多い場合は、運転員の対応なしに低下傾向を示す場合もある）により低圧設計部分が過圧されたことを確認し、ISLOCAが発生したことを確認する。</p> <p>ISLOCAの発生を確認するために必要な計装設備は、<u>原子炉水位</u>（広帯域）、<u>ドライウエル圧力（SA）</u>、<u>残留熱除去ポンプ出口圧力</u>等である。</p> <p>なお、監視可能であれば<u>エリア放射線モニタ</u>、<u>床漏えい警報</u>、<u>火災警報</u>等により<u>原子炉棟内</u>の状況を参考情報として得ることが可能である。</p> <p>e. 中央制御室での<u>残留熱除去系</u>隔離失敗</p> <p>中央制御室からの遠隔操作により<u>残留熱除去系</u>の隔離操作を実施するが、<u>残留熱除去系注水弁</u>の閉操作に失敗する。</p> <p><u>残留熱除去系</u>の隔離失敗を確認するために必要な計装設備は、<u>原子炉水位</u>（広帯域）、<u>原子炉圧力（SA）</u>等である。</p> <p>f. 逃がし安全弁による原子炉急速減圧</p> <p>中央制御室からの遠隔操作による<u>残留熱除去系</u>の隔離が失敗するため、破断箇所からの漏えい量を抑制するため原子炉を急速減圧する。</p> <p>原子炉急速減圧を確認するために必要な計装設備は、<u>原子炉圧力（SA）及び原子炉圧力</u>である。</p> <p>g. <u>高圧炉心スプレイ系</u>による原子炉注水</p>	<p>・解析条件の相違 【柏崎 6/7】 破断想定箇所の相違。</p> <p>・解析条件の相違 【柏崎 6/7】 破断想定箇所の相違。</p> <p>・解析条件の相違 【柏崎 6/7】 破断想定箇所の相違。 【東海第二】 東海第二では原子炉減圧後に低圧注水手段へ切り替えを実施。</p> <p>・解析条件の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、ISLOCA 発生下において、高圧注水機能に対する対策の有効性を評価している。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>原子炉急速減圧操作により原子炉水位が低下し、原子炉水位低(レベル 1.5)で健全側の高圧炉心注水系が自動起動する。</u></p> <p><u>高圧炉心注水系の自動起動を確認するために必要な計装設備は、高圧炉心注水系系統流量である。</u></p> <p>原子炉水位回復後は、破断箇所からの漏えい抑制のため、破断箇所の隔離が終了するまで原子炉水位は<u>高圧炉心注水系ノズル部以下</u>で維持する。</p> <p>原子炉水位の維持を確認するために必要な計装設備は、<u>原子炉水位及び高圧炉心注水系系統流量</u>である。</p> <p>h. <u>残留熱除去系(サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード) 運転</u></p> <p>原子炉急速減圧により<u>サブプレッション・チェンバ・プール水温</u>が35℃を超えた時点で、<u>残留熱除去系によるサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード</u>運転を開始する。</p> <p><u>残留熱除去系(サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード) 運転を確認するために必要な計装設備は、サブプレッション・チェンバ・プール水温度</u>等である。</p> <p>i. <u>現場操作での高圧炉心注水系隔離操作</u></p> <p>破断箇所からの漏えい抑制が継続し、現場操作により<u>高圧炉心注水注入隔離弁</u>の全閉操作を実施し、<u>高圧炉心注水系</u>を隔離する。</p>	<p><u>原子炉急速減圧により、原子炉圧力が低圧代替注水系(常設)の系統圧力を下回ると、原子炉注水が開始され、原子炉水位が回復する。</u></p> <p><u>低圧代替注水系(常設)による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は、原子炉水位(広帯域)、原子炉水位(燃料域)、低圧代替注水系原子炉注水流量(常設ライン用)等である。</u></p> <p>原子炉水位回復後は、破断箇所からの漏えい抑制のため、破断箇所の隔離が終了するまで原子炉水位は<u>原子炉水位異常低下(レベル2)以上</u>で低めに維持する。</p> <p>原子炉水位の維持を確認するために必要な計装設備は、<u>原子炉水位(広帯域)及び低圧代替注水系原子炉注水流量(常設ライン用)</u>である。</p> <p>h. <u>残留熱除去系(サブプレッション・プール冷却系) 運転</u></p> <p>原子炉急速減圧によりサブプレッション・プール水温度が<u>32℃に到達した時点で、残留熱除去系(サブプレッション・プール冷却系)</u>の運転を開始する。</p> <p><u>残留熱除去系(サブプレッション・プール冷却系) 運転を確認するために必要な計装設備は、サブプレッション・プール水温度</u>等である。</p> <p>i. <u>現場操作での残留熱除去系隔離操作</u></p> <p>破断箇所からの漏えい抑制が継続し、現場操作により<u>残留熱除去系注水弁</u>の全閉操作を実施し、<u>残留熱除去系</u>を隔離する。</p>	<p>原子炉急速減圧後は、破断箇所からの漏えい抑制のため、破断箇所の隔離が終了するまで原子炉水位は<u>原子炉水位低(レベル2)以上</u>で低めに維持する。</p> <p>原子炉水位の維持を確認するために必要な計装設備は、<u>原子炉水位(広帯域)、高圧炉心スプレイポンプ出口流量</u>等である。</p> <p>h. <u>残留熱除去系(サブプレッション・プール水冷却モード) 運転</u></p> <p>原子炉急速減圧によりサブプレッション・プール水温度が<u>35℃を超えた時点で、健全側の残留熱除去系(サブプレッション・プール水冷却モード)</u>の運転を開始する。</p> <p><u>残留熱除去系(サブプレッション・プール水冷却モード) 運転を確認するために必要な計装設備は、サブプレッション・プール水温度(SA)</u>等である。</p> <p>i. <u>残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード) 運転</u></p> <p><u>破断箇所からの漏えい水の温度抑制のため、残留熱除去系をサブプレッション・プール水冷却モード運転から原子炉停止時冷却モード運転に切り替える。</u></p> <p><u>残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)の運転を確認するために必要な計装設備は、残留熱除去系熱交換器入口温度</u>等である。</p> <p>j. <u>現場操作での残留熱除去系隔離操作</u></p> <p>破断箇所からの漏えい抑制が継続し、現場操作により<u>残留熱除去系注水弁</u>の全閉操作を実施し、<u>残留熱除去系</u>を隔離する。</p>	<p>・解析結果の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、原子炉水位低下により自動起動している高圧炉心スプレイ系による原子炉注水を継続。</p> <p>・運用の相違 【柏崎6/7】 原子炉水位低下時の目標水位の相違。</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 除熱開始温度の相違。</p> <p>・運用の相違 【柏崎6/7、東海第二】 島根2号炉は、現場隔離操作等のアクセスを考慮し、原子炉棟内の環境緩和のために、S/P冷却モードから原子炉停止時冷却モードへの切替操作を行う。</p> <p>・解析条件の相違 【柏崎6/7】 破断想定箇所の相違。</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>高圧炉心注水系の隔離を確認するための計装設備は、<u>原子炉水位</u>である。</p> <p>i. <u>高圧炉心注水系</u>隔離後の水位維持 高圧炉心注水系の隔離が成功した後は、<u>健全側の高圧炉心注水系</u>により、原子炉水位を原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）の間で維持する。 原子炉水位の維持を確認するために必要な計装設備は、<u>原子炉水位及び高圧炉心注水系系統流量</u>である。</p> <p>以降、炉心冷却及び原子炉格納容器除熱は、<u>残留熱除去系</u>により継続的に行う。</p> <p>2.7.2 炉心損傷防止対策の有効性評価 (1) 有効性評価の方法 本事故シーケンスグループを評価する上で選定した重要事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で、高圧設計部分と低圧設計部分とのインターフェイスが、直列に設置された 2 個の隔離弁のみで隔離された系統において、隔離弁が両弁ともに破損又は誤開放することで、低圧設計部分が過圧される「<u>インターフェイスシステム LOCA</u>」である。 本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、気液熱非平衡、沸騰遷移、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、三次元効果並びに原子炉圧力容器における沸騰・凝縮・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、冷却材放出（臨界流・差圧流）、ECCS 注水（給水系・代替注水設備含む）が重要現象となる。よって、これらの現象を適切に評価することが可能である長期間熱水力過渡変化解析コード SAFER により原子炉圧力、原子炉水位、燃料被覆管温度等の過渡応答を求める。 また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範</p>	<p>残留熱除去系の隔離を確認するための計装設備は、<u>原子炉水位（広帯域）</u>である。</p> <p>j. <u>残留熱除去系</u>隔離後の水位維持 残留熱除去系の隔離が成功した後は、<u>低圧炉心スプレイ系</u>により、原子炉水位を原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）の間で維持する。 原子炉水位の維持を確認するために必要な計装設備は、<u>原子炉水位（広帯域）及び低圧炉心スプレイ系系統流量</u>である。</p> <p>以降、炉心冷却は、<u>低圧炉心スプレイ系による注水により継続的に行い、また、格納容器除熱は、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）</u>により継続的に行う。</p> <p>2.7.2 炉心損傷防止対策の有効性評価 (1) 有効性評価の方法 本事故シーケンスグループを評価する上で選定した重要事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で、高圧設計部分と低圧設計部分とのインターフェイスが、直列に設置された 2 個の隔離弁のみで隔離された系統において、隔離弁が両弁ともに破損又は誤開放することで、低圧設計部分が過圧される「<u>ISLOCA</u>」である。 本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、気液熱非平衡、沸騰遷移、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流及び三次元効果並びに原子炉圧力容器における沸騰・凝縮・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、冷却材放出（臨界流・差圧流）及び ECCS 注水（給水系・代替注水設備含む）が重要現象となる。よって、これらの現象を適切に評価することが可能である長期間熱水力過渡変化解析コード SAFER により原子炉圧力、原子炉水位、燃料被覆管温度等の過渡応答を求める。 また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範</p>	<p><u>残留熱除去系</u>の隔離を確認するための計装設備は、<u>原子炉水位（広帯域）等</u>である。</p> <p>k. <u>残留熱除去系</u>隔離後の水位維持 残留熱除去系の隔離が成功した後は、<u>高圧炉心スプレイ系</u>により、原子炉水位を原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）の間で維持する。 原子炉水位の維持を確認するために必要な計装設備は、<u>原子炉水位（広帯域）、高圧炉心スプレイポンプ出口流量等</u>である。</p> <p>以降、炉心冷却及び<u>原子炉格納容器除熱</u>は、<u>残留熱除去系</u>により継続的に行う。</p> <p>2.7.2 炉心損傷防止対策の有効性評価 (1) 有効性評価の方法 本事故シーケンスグループを評価する上で選定した重要事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で、高圧設計部分と低圧設計部分とのインターフェイスが、直列に設置された 2 個の隔離弁のみで隔離された系統において、隔離弁が両弁ともに破損又は誤開放することで、低圧設計部分が過圧される「<u>ISLOCA</u>」である。 本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、気液熱非平衡、沸騰遷移、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、三次元効果並びに原子炉圧力容器における沸騰・凝縮・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、冷却材放出（臨界流・差圧流）、ECCS 注水（給水系・代替注水設備含む）が重要現象となる。よって、これらの現象を適切に評価することが可能である長期間熱水力過渡変化解析コード SAFER により原子炉圧力、原子炉水位、燃料被覆管温度等の過渡応答を求める。 また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範</p>	<p>・解析条件の相違 【柏崎 6/7】 破断想定箇所の相違。</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 東海第二は、炉心冷却と格納容器除熱を実施する系統が異なる。</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>困として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件 本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第2.7.2表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。</p> <p>a. 事故条件 (a) 起因事象 破断箇所は、運転中に弁の開閉試験を実施する系統のうち、原子炉圧力容器から低圧設計配管までの弁数が2個であり、<u>インターフェイスシステム LOCA</u>が発生する可能性が最も高い<u>高圧炉心注水系の吸込配管とする（原子炉隔離時冷却系及び残留熱除去系（低圧注水モード）の注水ラインについては、原子炉圧力容器から低圧設計配管までの弁数が3個であり、高圧炉心注水系の吸込配管に比べてインターフェイスシステム LOCA の発生頻度は低くなる）。</u></p> <p>破断面積は、低圧設計部の耐圧バウンダリとなる箇所に対して、実耐力を踏まえた評価を行った結果、<u>1cm<sup>2</sup>を超えないことを確認しているが、保守的に10cm<sup>2</sup>とする。</u> (添付資料2.7.1)</p> <p>(b) 安全機能の喪失に対する仮定 <u>インターフェイスシステム LOCA</u>が発生した側の<u>高圧炉心注水系</u>が機能喪失するものとする。</p>	<p>困として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件 本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第2.7-2表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。</p> <p>a. 事故条件 (a) 起因事象 破断箇所は、運転中に弁の開閉試験を実施する系統のうち、原子炉圧力容器から低圧設計配管までの弁数が2個であり、<u>開閉試験時に隔離弁1個にて隔離状態を維持する系統*のうち、低圧設計部の耐圧バウンダリとなる箇所の中で最も大きなシール構造を有する残留熱除去系の熱交換器フランジ部とする。</u></p> <p>破断面積は、低圧設計部の耐圧バウンダリとなる箇所に対して、実耐力を踏まえた評価を行った結果、<u>系統に破断が発生しないことを確認しているが、保守的に約21cm<sup>2</sup>とする。</u></p> <p>※ 具体的には、<u>低圧炉心スプレイ系並びに残留熱除去系A系、B系及びC系をいう。このうち、残留熱除去系A系及びB系が熱交換器を有する系統である。</u> (添付資料2.7.2)</p> <p>(b) 安全機能の喪失に対する仮定 ISLOCAが発生した<u>残留熱除去系B系</u>が機能喪失するものとする。 <u>また、原子炉冷却材の漏えいにより残留熱除去系B系が設置されている原子炉建屋西側は高温多湿となるため、保守的に同じ原子炉建屋西側に設置されている高圧</u></p>	<p>困として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件 本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第2.7.2-1表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。</p> <p>a. 事故条件 (a) 起因事象 破断箇所は、運転中に弁の開閉試験を実施する系統のうち、原子炉圧力容器から低圧設計配管までの弁数が2個であり、<u>ISLOCA</u>が発生する可能性が最も高い<u>残留熱除去系（低圧注水モード）の注水配管とする（残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）及び低圧炉心スプレイ系注水ラインについても原子炉圧力容器から低圧設計配管までの弁数が2個であるが、運転中定期試験時のヒューマンエラーによる発生可能性の有無を考慮した発生確率の観点から、残留熱除去系（低圧注水モード）の注水配管に比べてISLOCAの発生頻度は低くなる）。</u></p> <p>破断面積は、低圧設計部の耐圧バウンダリとなる箇所に対して、実耐力を踏まえた評価を行った結果、<u>保守的に以下を設定する。</u> (i) <u>残留熱除去系熱交換器フランジ部（破断面積16cm<sup>2</sup>）</u> (ii) <u>残留熱除去系機器等（破断面積1cm<sup>2</sup>）</u> (添付資料2.7.2)</p> <p>(b) 安全機能の喪失に対する仮定 <u>ISLOCA</u>が発生した側の<u>残留熱除去系</u>が機能喪失するものとする。</p>	<p>備考</p> <p>・解析条件の相違 【柏崎6/7、東海第二】 破断想定箇所の相違。</p> <p>・解析条件の相違 【柏崎6/7、東海第二】</p> <p>・解析条件の相違 【東海第二】 島根2号炉は、区分分離等により期待している機器への影響はない。</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 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(c) 外部電源 外部電源なしの場合は、<u>給復水系</u>による給水がなく、原子炉水位の低下が早くなることから、外部電源は使用できないものと仮定し、非常用ディーゼル発電機によって給電を行うものとする。</p> <p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件 (a) 原子炉スクラム信号 原子炉スクラムは、<u>事象発生と同時に想定している外部電源喪失に起因する再循環ポンプ・トリップに伴う炉心流量急減信号</u>によるものとする。</p> <p>(b) 原子炉隔離時冷却系 原子炉隔離時冷却系が原子炉水位低（レベル2）で自動起動し、<u>182m<sup>3</sup>/h (8.12~1.03MPa[dif]において)</u>の流量で注水するものとする。</p>	<p><u>炉心スプレイ系及び残留熱除去系C系も事象発生と同時に機能喪失するものとする。</u></p> <p>(c) 外部電源 外部電源なしの場合は、給水・復水系による給水がなく、原子炉水位の低下が早くなることから、外部電源は使用できないものと仮定し、非常用ディーゼル発電機等<u>及び常設代替交流電源設備</u>によって給電を行うものとする。</p> <p>また、原子炉スクラムまでの原子炉出力が高く維持され、原子炉水位の低下が大きくなることで、炉心の冷却の観点で厳しくなり、外部電源がある場合を包含する条件として、原子炉スクラムは、原子炉水位低（レベル3）信号にて発生し、再循環系ポンプトリップは、原子炉水位異常低下（レベル2）信号にて発生するものとする。</p> <p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件 (a) 原子炉スクラム信号 原子炉スクラムは、外部電源がある場合を包含する条件として、原子炉水位低（レベル3）信号によるものとする。</p> <p>(b) 原子炉隔離時冷却系 原子炉隔離時冷却系が原子炉水位異常低下（レベル2）で自動起動し、<u>136.7m<sup>3</sup>/h (7.86MPa [gage] ~1.04MPa [gage] において)</u>の流量で注水するものとする。</p> <p>(c) 低圧炉心スプレイ系 <u>逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧後に、1,419m<sup>3</sup>/h (0.84MPa [dif] において) (最大1,561m<sup>3</sup>/h) の流量で注水するものとする。ISLOCA発生時は</u></p>	<p>(c) 外部電源 外部電源なしの場合は、<u>給水・復水系</u>による給水がなく、原子炉水位の低下が早くなることから、外部電源は使用できないものと仮定し、非常用ディーゼル発電機等によって給電を行うものとする。</p> <p>また、<u>原子炉スクラムまでの原子炉出力が高く維持され、原子炉水位の低下が大きくなることで、炉心の冷却の観点で厳しくなり、外部電源がある場合を包含する条件として、原子炉スクラムは、原子炉水位低（レベル3）信号にて発生し、再循環系ポンプトリップは、原子炉水位低（レベル2）信号にて発生するものとする。</u></p> <p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件 (a) 原子炉スクラム信号 原子炉スクラムは、<u>外部電源がある場合を包含する条件として、原子炉水位低（レベル3）信号</u>によるものとする。</p> <p>(b) 原子炉隔離時冷却系 原子炉隔離時冷却系が原子炉水位低（レベル2）で自動起動し、<u>91m<sup>3</sup>/h (8.21~0.74MPa[dif]において)</u>の流量で注水するものとする。</p>	<p>・設備設計の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機もある。</p> <p>・解析条件の相違 【東海第二】 東海第二は、外部電源がない場合には緊急用母線は常設代替高圧電源装置から受電されるため、本電源装置も記載。</p> <p>・解析条件の相違 【柏崎6/7】 島根2号は、事象進展に対する影響を考慮し外部電源がある場合を包含する条件を設定。</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>・解析条件の相違 【東海第二】 島根2号炉は、ISLOCA発生下において、高圧注</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>(c) <u>高圧炉心注水系</u> 高圧炉心注水系が原子炉水位低 (レベル 1.5) で自動起動し、<u>727m<sup>3</sup>/h (0.69MPa[dif])</u>においての流量で注水するものとする。</p> <p>(d) <u>逃がし安全弁</u> 原子炉減圧には自動減圧機能付き逃がし安全弁 (8 個) を使用するものとし、容量として、1 個あたり定格主蒸気流量の約5%を処理するものとする。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する操作条件 運転員等操作に関する条件として、「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。</p> <p>(a) <u>逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作は、インターフェイスシステム LOCA の発生を確認した後、中央制御室において隔離操作を行うが、その隔離操作失敗の判断時間及び逃がし安全弁の操作時間を考慮して事象発生から 15 分後に開始するものとする。</u></p>	<p><u>隔離成功までの期間において外部水源による注水を優先するため、原子炉減圧後に低圧代替注水系 (常設) による注水が開始し原子炉水位が原子炉水位低 (レベル 3) まで回復した後に注水を停止するものとし、隔離成功後に注水を再開するものとする。</u></p> <p>(d) <u>低圧代替注水系 (常設)</u> <u>逃がし安全弁 (自動減圧機能) による原子炉減圧後に、最大 378m<sup>3</sup>/h の流量で注水するものとする。ISLOCA 発生時は隔離成功までの期間において、漏えい抑制のために原子炉水位を原子炉水位異常低下 (レベル 2) 以上で可能な限り低めに維持することから、評価上は、漏えい量を厳しくする観点で原子炉水位を原子炉水位低 (レベル 3) 以上に維持するものとし、隔離成功後に注水を停止するものとする。</u></p> <p>(e) <u>逃がし安全弁</u> 原子炉減圧には逃がし安全弁 (自動減圧機能) (7 個) を使用するものとし、容量として、1 個あたり定格主蒸気流量の約6%を処理するものとする。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する操作条件 運転員等操作に関する条件として、「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。</p> <p>(a) <u>逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作は、ISLOCA の発生を確認した後、中央制御室において隔離操作を行うが、その隔離操作失敗の判断時間並びに低圧炉心スプレイ系及び逃がし安全弁 (自動減圧機能) の操作時間を考慮して事象発生から 15 分後に開始するものとする。</u></p>	<p>(c) <u>高圧炉心スプレイ系</u> 高圧炉心スプレイ系が原子炉水位低 (レベル 1H) で自動起動し、<u>318~1,050 m<sup>3</sup>/h (8.14~1.38MPa[dif])</u>においての流量で注水するものとする。</p> <p>(d) <u>逃がし安全弁</u> 原子炉減圧には自動減圧機能付き逃がし安全弁 (6 個) を使用するものとし、容量として、1 個あたり定格主蒸気流量の約8%を処理するものとする。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する操作条件 運転員等操作に関する条件として、「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。</p> <p>(a) <u>逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作は、ISLOCA の発生を確認した後、中央制御室において隔離操作を行うが、その隔離操作失敗の判断時間及び逃がし安全弁の操作時間を考慮して事象発生から 30 分後に開始するものとする。</u></p>	<p>水機能に対する対策の有効性を評価している。</p> <p>・設備設計の相違【柏崎 6/7】</p> <p>・設備設計の相違【柏崎 6/7, 東海第二】 急速減圧に必要な逃がし安全弁操作個数の相違。</p> <p>・設備設計の相違【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>・運用の相違【柏崎 6/7, 東海第二】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(b) <u>高圧炉心注水系の破断箇所隔離操作は、インターフェースシステムLOCA発生時の現場環境条件を考慮し、事象発生から3時間後に開始するものとし、操作時間は60分間とする。</u> (添付資料2.7.1)</p> <p>(3) 有効性評価の結果 本重要事故シナシスにおける原子炉圧力、原子炉水位(シュラウド内及びシュラウド内外)※、注水流量、逃がし安全弁からの蒸気流量、原子炉圧力容器内の保有水量の推移を第2.7.6図から第2.7.11図に、燃料被覆管温度、高出力燃料集合体のボイド率、炉心下部プレナム部のボイド率、破断流量の推移を第2.7.12図から第2.7.15図に示す。</p> <p>※1 シュラウド内は、炉心部から発生するボイドを含んだ二相水位を示しているため、シュラウド外の水位より、見かけ上高めの水位となる。一方、非常用炉心冷却系の起動信号となる原子炉水位計(広帯域)の水位及び運転員が炉心冠水状態において主に確認する原子炉水位計(広帯域・狭帯域)の水位は、シュラウド外の水位であることから、シュラウド内外の水位を併せて示す。なお、水位が有効燃料棒頂部付近となった場合には、原子炉水位計(燃料域)にて監視する。6号炉の原子炉水位計(燃料域)はシュラウド内を、7号炉の原子炉水位計(燃料域)はシュラウド外を計測している。</p> <p>a. 事象進展 事象発生後に外部電源喪失となり、<u>炉心流量急減信号</u>が発生して原子炉はスクラムし、また、原子炉水位低(レベル2)で原子炉隔離時冷却系が自動起動する。</p> <p>再循環ポンプについては、<u>外部電源喪失により、事象発生とともに10台全てがトリップする。</u></p> <p>破断口から原子炉冷却材が流出することにより原子炉水位は低下するが、原子炉水位低(レベル2)で原子炉隔離時冷却系による原子炉注水を開始する。</p>	<p>る。</p> <p>(b) <u>残留熱除去系の破断箇所隔離操作は、ISLOCA発生時の現場環境条件を考慮し、事象発生から約3時間後に開始するものとし、現場移動、操作等に要する時間を考慮して事象発生後の5時間後に完了するものとする。</u></p> <p>(3) 有効性評価の結果 本重要事故シナシスにおける原子炉圧力、原子炉水位(シュラウド内及びシュラウド内外)※、注水流量、逃がし安全弁からの蒸気流量及び原子炉圧力容器内の保有水量の推移を第2.7-4図から第2.7-9図に、燃料被覆管温度、高出力燃料集合体のボイド率、炉心下部プレナム部のボイド率及び破断流量の推移を第2.7-10図から第2.7-13図に示す。</p> <p>※ シュラウド内は、炉心部から発生するボイドを含んだ二相水位を示しているため、シュラウド外の水位より、見かけ上高めの水位となる。一方、非常用炉心冷却系の起動信号となる原子炉水位(広帯域)の水位並びに運転員が炉心冠水状態において主に確認する原子炉水位(広帯域)及び原子炉水位(狭帯域)の水位は、シュラウド外の水位であることから、シュラウド内外の水位を併せて示す。なお、水位が燃料有効長頂部付近となった場合には、原子炉水位(燃料域)にて監視する。原子炉水位(燃料域)はシュラウド内を計測している。</p> <p>a. 事象進展 事象発生後に外部電源喪失となり、給水流量の全喪失が発生することで原子炉水位は急速に低下する。原子炉水位低(レベル3)信号が発生して原子炉はスクラムし、また、原子炉水位異常低下(レベル2)で再循環系ポンプ全台がトリップするとともに、原子炉隔離時冷却系が自動起動する。</p> <p>破断口から原子炉冷却材が流出することにより原子炉水位は低下するが、<u>原子炉水位異常低下(レベル2)</u>で原子炉隔離時冷却系による原子炉注水を開始する。</p>	<p>(b) <u>残留熱除去系の破断箇所隔離操作は、ISLOCA発生時の現場環境条件を考慮し、事象発生から約9時間後に開始するものとし、現場移動、操作等に要する時間を考慮して事象発生後の10時間後に完了するものとする。</u> (添付資料2.7.2)</p> <p>(3) 有効性評価の結果 本重要事故シナシスにおける原子炉圧力、原子炉水位(シュラウド内及びシュラウド内外)※、注水流量、逃がし安全弁からの蒸気流量、原子炉圧力容器内の保有水量の推移を第2.7.2-1(1)図から第2.7.2-1(6)図に、燃料被覆管温度、高出力燃料集合体のボイド率、炉心下部プレナム部のボイド率、破断流量の推移を第2.7.2-1(7)図から第2.7.2-1(10)図に示す。</p> <p>※ シュラウド内は、炉心部から発生するボイドを含んだ二相水位を示しているため、シュラウド外の水位より、見かけ上高めの水位となる。一方、非常用炉心冷却系の起動信号となる原子炉水位計(広帯域)の水位及び運転員が炉心冠水状態において主に確認する原子炉水位計(広帯域・狭帯域)の水位は、シュラウド外の水位であることから、シュラウド内外の水位を併せて示す。なお、水位が燃料棒有効長頂部付近となった場合には、原子炉水位計(燃料域)にて監視する。原子炉水位計(燃料域)はシュラウド内を計測している。</p> <p>a. 事象進展 事象発生後に外部電源喪失となり、<u>給水流量の全喪失が発生することで原子炉水位は急速に低下する。原子炉水位低(レベル3)信号</u>が発生して原子炉はスクラムし、また、原子炉水位低(レベル2)で再循環ポンプ2台全てがトリップするとともに、原子炉隔離時冷却系が自動起動する。</p> <p>破断口から原子炉冷却材が流出することにより原子炉水位は低下し、<u>原子炉水位低(レベル2)</u>で原子炉隔離時冷却系が自動起動するが、<u>原子炉水位は低下し続け、原子炉水位低(レベル1H)で高圧炉心スプレイ系による原子炉</u></p>	<p>・運用の相違 【柏崎6/7、東海第二】 島根2号炉の操作開始時間及び完了時間を記載。</p> <p>・解析条件の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、事故条件の違いにより、事象発生後の事象進展に差異がある。</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 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>事象発生 <u>15分</u>後の中央制御室における破断箇所の隔離に失敗するため、中央制御室からの遠隔操作によって逃がし安全弁 <u>8個</u>を手動開することで、原子炉を減圧し、原子炉冷却材の漏えいの抑制を図る。原子炉減圧により、原子炉隔離時冷却系が機能喪失するものの、<u>原子炉水位低</u> (レベル 1.5) で健全側の<u>高圧炉心注水系</u>が自動起動し、原子炉水位が回復する。また、主蒸気隔離弁は、<u>原子炉水位低</u> (レベル 1.5) で全閉する。</p> <p>事象発生 <u>4時間</u>後、現場操作により<u>高圧炉心注水系</u>の破断箇所を隔離した後は、<u>健全側の高圧炉心注水系</u>により原子炉水位は適切に維持される。</p> <p>高出力燃料集合体及び炉心下部プレナム部のボイド率については、原子炉減圧により増加する。また、<u>高圧炉心注水系</u>による原子炉注水が継続され、その原子炉圧力変化により増減する。</p> <p>その後は、<u>残留熱除去系</u>による原子炉圧力容器及び原子炉格納容器除熱手順に従い、冷温停止状態に移行することができる。</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>燃料被覆管の最高温度は、<u>第 2.7.12 図</u>に示すとおり、初期値(約 310℃)を上回ることなく、1,200℃以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1%以下であり、15%以下となる。</p> <p>原子炉圧力は、<u>第 2.7.6 図</u>に示すとおり、<u>約 7.07MPa[gage]</u>以下に抑えられる。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、原子炉圧力と原子炉圧力容器底部圧力との差(高々約 0.3MPa)を考慮しても、<u>約 7.37MPa[gage]</u>以下であり、最高使用圧力の 1.2 倍 (10.34MPa[gage])を下回る。</p> <p>原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、原子炉減圧及び破断箇所隔離後の原子炉格納容器内への蒸気流入により上昇する。一方、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度が最も高くなる設計基準事故である</p>	<p>事象発生 <u>12分</u>後の中央制御室における破断箇所の隔離に失敗するため、<u>低圧炉心スプレイ系</u>を起動し、中央制御室からの遠隔操作によって<u>逃がし安全弁(自動減圧機能)7個</u>を手動開することで、原子炉を減圧し、原子炉冷却材の漏えいの抑制を図る。<u>また、低圧代替注水系(常設)</u>を起動する。原子炉減圧により、原子炉隔離時冷却系が機能喪失するものの、<u>低圧炉心スプレイ系及び低圧代替注水系(常設)</u>による<u>原子炉注水</u>が開始することで原子炉水位が回復する。また、主蒸気隔離弁は、<u>原子炉水位異常低下</u> (レベル 2) で全閉する。</p> <p>事象発生 <u>5時間</u>後、現場操作により<u>残留熱除去系</u>の破断箇所を隔離した後は、<u>低圧炉心スプレイ系</u>により原子炉水位は適切に維持される。</p> <p>高出力燃料集合体及び炉心下部プレナム部のボイド率については、原子炉減圧により増加する。また、<u>低圧炉心スプレイ系及び低圧代替注水系(常設)</u>による原子炉注水が継続され、その原子炉圧力変化により増減する。</p> <p>その後は、<u>残留熱除去系</u>による原子炉圧力容器及び<u>格納容器除熱手順</u>に従い、冷温停止状態に移行することができる。</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>燃料被覆管の最高温度は、<u>第 2.7-10 図</u>に示すとおり、初期値(約 309℃)を上回ることなく、1,200℃以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1%以下であり、15%以下となる。</p> <p>原子炉圧力は、<u>第 2.7-4 図</u>に示すとおり、<u>約 7.79MPa[gage]</u>以下に抑えられる。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、原子炉圧力と原子炉圧力容器底部圧力との差(高々約 0.3MPa)を考慮しても、<u>約 8.09MPa[gage]</u>以下であり、最高使用圧力の 1.2 倍 (10.34MPa[gage])を下回る。</p> <p><u>格納容器バウンダリ</u>にかかる圧力及び温度は、原子炉減圧及び破断箇所隔離後の<u>格納容器内</u>への蒸気流入により上昇する。一方、<u>格納容器バウンダリ</u>にかかる圧力及び温度が最も高くなる設計基準事故である「原子炉格納容器内圧力、雰</p>	<p>注水を開始する。</p> <p>事象発生<u>20分</u>後の中央制御室における破断箇所の隔離に失敗するため、<u>事象発生30分後に中央制御室からの遠隔操作によって自動減圧機能付き逃がし安全弁6個</u>を手動開することで、原子炉を減圧し、原子炉冷却材の漏えいの抑制を図る。原子炉減圧により、原子炉隔離時冷却系が機能喪失するものの、<u>高圧炉心スプレイ系による注水を再開し</u>、原子炉水位が回復する。また、主蒸気隔離弁は、<u>原子炉水位低</u> (レベル 2) で全閉する。</p> <p>事象発生<u>10時間</u>後、現場操作により<u>残留熱除去系</u>の破断箇所を隔離した後は、<u>高圧炉心スプレイ系</u>により原子炉水位は適切に維持される。</p> <p>高出力燃料集合体及び炉心下部プレナム部のボイド率については、原子炉減圧により増加する。また、<u>高圧炉心スプレイ系</u>による原子炉注水が継続され、その原子炉圧力変化により増減する。</p> <p>その後は、<u>健全側の残留熱除去系</u>による原子炉圧力容器及び<u>原子炉格納容器除熱手順</u>に従い、冷温停止状態に移行することができる。</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>燃料被覆管の最高温度は、<u>第 2.7.2-1(7) 図</u>に示すとおり、初期値(約 309℃)を上回ることなく、1,200℃以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1%以下であり、15%以下となる。</p> <p>原子炉圧力は、<u>第 2.7.2-1(1) 図</u>に示すとおり、<u>約 7.59MPa[gage]</u>以下に抑えられる。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、原子炉圧力と原子炉圧力容器底部圧力との差(高々約 0.3MPa)を考慮しても、<u>約 7.89MPa[gage]</u>以下であり、最高使用圧力の 1.2 倍 (10.34MPa[gage])を下回る。</p> <p>原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、原子炉減圧及び破断箇所隔離後の<u>原子炉格納容器内</u>への蒸気流入により上昇する。一方、<u>原子炉格納容器バウンダリ</u>にかかる圧力及び温度が最も高くなる設計基準事故である</p>	<p>・運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>急速減圧に必要な逃がし安全弁操作個数の相違。</p> <p>・解析結果の及び運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>・解析条件の相違 【東海第二】</p> <p>島根 2号炉は、ISLOCA 発生下において、高圧注水機能に対する対策の有効性を評価している。</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7】</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</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>「原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」の「原子炉冷却材喪失」においては、<u>インターフェイスシステムLOCA</u>とは異なり、事象開始から原子炉格納容器内に原子炉冷却材が流出し続ける事故を想定し解析しており、この場合でも原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度の最大値は、<u>約0.25MPa[gage]及び約138℃</u>にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、原子炉格納容器の限界圧力及び限界温度を下回る。</p> <p>中央制御室からの遠隔操作による<u>高圧炉心注水系</u>の破断箇所隔離には失敗するが、逃がし安全弁による原子炉減圧を実施し破断箇所からの原子炉冷却材の漏えい抑制を図り、<u>健全側の高圧炉心注水系</u>による原子炉注水を継続することで、炉心の冷却が維持される。その後は、現場操作にて<u>高圧炉心注水系</u>の破断箇所を隔離し、<u>健全側の高圧炉心注水系</u>による原子炉注水及び残留熱除去系による原子炉圧力容器及び原子炉格納容器除熱を開始することで安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料2.7.2)</p> <p>本評価では、「1.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(4)の評価項目について、対策の有効性を確認した。</p> <p>2.7.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p><u>格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)</u>では、原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で、高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェイスとなる配管のうち、隔離弁の隔離失敗等により低圧設計部分が過圧され破断し、原子炉格納容器外へ原子炉冷却材が流出することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、<u>事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作</u>として、逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作及び<u>高圧炉心注水系</u>の破断箇所隔離操作とする。</p>	<p>気等の異常な変化」の「原子炉冷却材喪失」においては、ISLOCAとは異なり、事象開始から<u>格納容器内</u>に原子炉冷却材が流出し続ける事故を想定し解析しており、この場合でも<u>格納容器バウンダリ</u>にかかる圧力及び温度の最大値は、<u>約0.25MPa [gage] 及び約136℃</u>にとどまる。このため、本事象においても<u>格納容器バウンダリ</u>にかかる圧力及び温度は、<u>格納容器の限界圧力及び限界温度</u>を下回る。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料2.7.3)</p> <p>中央制御室からの遠隔操作による<u>残留熱除去系 (低圧注水系)</u>の破断箇所隔離には失敗するが、逃がし安全弁 (<u>自動減圧機能</u>)による原子炉減圧を実施し破断箇所からの原子炉冷却材の漏えい抑制を図り、<u>低圧炉心スプレイ系及び低圧代替注水系 (常設)</u>による原子炉注水を継続することで、炉心の冷却が維持される。その後は、現場操作にて<u>残留熱除去系 (低圧注水系)</u>の破断箇所を隔離し、<u>低圧炉心スプレイ系</u>による原子炉注水及び残留熱除去系 (<u>サブプレッション・プール冷却系</u>)による<u>格納容器除熱</u>を開始することで安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる。</p> <p>本評価では、「1.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(4)の評価項目について、対策の有効性を確認した。</p> <p>2.7.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p><u>ISLOCA</u>では、原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で、高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェイスとなる配管のうち、隔離弁の隔離失敗等により低圧設計部分が過圧され破断し、<u>格納容器外</u>へ原子炉冷却材が流出することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、<u>事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作</u>として、逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作及び<u>残留熱除去系</u>の破断箇所隔離操作とする。</p>	<p>「原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」の「原子炉冷却材喪失」においては、<u>ISLOCA</u>とは異なり、事象開始から<u>原子炉格納容器内</u>に原子炉冷却材が流出し続ける事故を想定し解析しており、この場合でも<u>原子炉格納容器バウンダリ</u>にかかる圧力及び温度の最大値は、<u>約330kPa[gage]及び約145℃</u>にとどまる。このため、本事象においても<u>原子炉格納容器バウンダリ</u>にかかる圧力及び温度は、<u>原子炉格納容器の限界圧力及び限界温度</u>を下回る。</p> <p>中央制御室からの遠隔操作による<u>残留熱除去系</u>の破断箇所隔離には失敗するが、逃がし安全弁による原子炉減圧を実施し破断箇所からの原子炉冷却材の漏えい抑制を図り、<u>高圧炉心スプレイ系等</u>による原子炉注水を継続することで、炉心の冷却が維持される。その後は、現場操作にて<u>残留熱除去系</u>の破断箇所を隔離し、<u>高圧炉心スプレイ系</u>による原子炉注水及び残留熱除去系による原子炉圧力容器及び原子炉格納容器除熱を開始することで安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料2.7.3)</p> <p>本評価では「1.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(4)の評価項目について、対策の有効性を確認した。</p> <p>2.7.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p><u>格納容器バイパス (ISLOCA)</u>では、原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で、高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェイスとなる配管のうち、隔離弁の隔離失敗等により低圧設計部分が過圧され破断し、<u>原子炉格納容器外</u>へ原子炉冷却材が流出することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作及び<u>残留熱除去系</u>の破断箇所隔離操作とする。</p>	<p>・解析結果の相違 【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>・解析条件の相違 【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、ISLOCA発生下において、高圧注水機能に対する対策の有効性を評価している。</p> <p>・記載方針の相違 【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉は、事象発生から12時間までの操作に限らず、事象進展に有意な影響を与えると考え</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) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、解析コードは、炉心が冠水維持する場合には燃料被覆管温度は上昇しないため不確かさは小さい。原子炉注水は原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の自動起動により行われ、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして、解析コードは酸化量及び酸化反応に伴う発熱量の評価について保守的な結果を与えるため、解析結果は燃料被覆管酸化を大きく評価する可能性がある。よって、実際の燃料被覆管温度は低くなり、原子炉水位挙動に影響を与える可能性があるが、原子炉注水は原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の自動起動により行われることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>(添付資料 2.7.3)</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、炉心が冠水維持される実験解析では燃料被覆管温度をほぼ同等に評価する。有効性評価解析においても、原子炉水位は有効燃料棒頂部を下回ることなく、炉心は冠水維持されるた</p>	<p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、解析コードは、炉心が冠水維持する場合には燃料被覆管温度は上昇しないため不確かさは小さい。原子炉注水は原子炉隔離時冷却系の自動起動により行われ、<u>また、操作手順（原子炉減圧後速やかに低圧注水に移行すること）に変わりはなく、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</u></p> <p>炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして、解析コードは酸化量及び酸化反応に伴う発熱量の評価について保守的な結果を与えるため、解析結果は燃料被覆管酸化を大きく評価する可能性がある。よって、実際の燃料被覆管温度は低くなり、原子炉水位挙動に影響を与える可能性があるが、原子炉注水は原子炉隔離時冷却系の自動起動により行われ、<u>また、操作手順（原子炉減圧後速やかに低圧注水に移行すること）に変わりはなく、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</u></p> <p>(添付資料 2.7.5)</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、炉心が冠水維持される実験解析では燃料被覆管温度をほぼ同等に評価する。有効性評価解析においても、原子炉水位はおおむね燃料有効長頂部を下回ることなく、炉心はおおむね</p>	<p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、解析コードは、炉心が冠水維持する場合には燃料被覆管温度は上昇しないため不確かさは小さい。原子炉注水は原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の自動起動により行われ、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして、解析コードは酸化量及び酸化反応に伴う発熱量の評価について保守的な結果を与えるため、解析結果は燃料被覆管酸化を大きく評価する可能性がある。よって、実際の燃料被覆管温度は低くなり、原子炉水位挙動に影響を与える可能性があるが、原子炉注水は原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の自動起動により行われることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>(添付資料 2.7.4)</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、炉心が冠水維持される実験解析では燃料被覆管温度をほぼ同等に評価する。有効性評価解析においても、原子炉水位はおおむね燃料棒有効長頂部を下回ることなく、炉心はおおむね</p>	<p>えられる操作を抽出。</p> <p>・解析条件の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、ISLOCA 発生下において、高圧注水機能に対する対策の有効性を評価している。東海第二では原子炉減圧後に低圧注水手段へ切り替えを実施。</p> <p>・解析条件の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、ISLOCA 発生下において、高圧注水機能に対する対策の有効性を評価している。東海第二では原子炉減圧後に低圧注水手段へ切り替えを実施。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>め、燃料被覆管の最高温度は初期値(約 310℃)を上回ること はないことから、評価項目となるパラメータに与える影 響はない。</p> <p>炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして、解析コ ードは、燃料被覆管の酸化について、酸化量及び酸化反応 に伴う発熱量に保守的な結果を与え、燃料被覆管温度を高 めに評価するが、原子炉水位は有効燃料棒頂部を下回るこ となく、炉心は冠水維持されるため、燃料被覆管の最高温 度は初期値(約 310℃)を上回ることはないことから、評価 項目となるパラメータに与える影響はない。 (添付資料 2.7.3)</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器 条件</p> <p>初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器 条件は、第 2.7.2 表に示すとおりであり、それらの条件設 定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。ま た、解析条件の設定に当たっては、評価項目となるパラメ ータに対する余裕が小さくなるような設定があることか ら、その中で事象進展に有意な影響を与えられとされる 項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の最大線出力密度は、解析条件の 44.0kW/m に 対して最確条件は約 42kW/m 以下であり、解析条件の不確 かさとして、最確条件とした場合は、燃料被覆管温度の 上昇は緩和されるが、原子炉注水は原子炉隔離時冷却系 及び高圧炉心注水系の自動起動により行われ、燃料被覆 管温度を操作開始の起点としている運転員等操作はない ことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>冠水維持されるため、燃料被覆管の最高温度は初期値(約 309℃)を上回ることはないことから、評価項目となるパラ メータに与える影響はない。</p> <p>炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして、解析コ ードは燃料被覆管の酸化について、酸化量及び酸化反応に 伴う発熱量に保守的な結果を与え、燃料被覆管温度を高 めに評価するが、原子炉水位はおおむね燃料有効長頂部を 下回ることなく、炉心はおおむね冠水維持されるため、燃料 被覆管の最高温度は初期値(約 309℃)を上回ることはない ことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。 (添付資料 2.7.5)</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器 条件</p> <p>初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器 条件は、第 2.7-2 表に示すとおりであり、それらの条件 設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。 また、解析条件の設定に当たっては、評価項目となるパラ メータに対する余裕が小さくなるような設定があることか ら、その中で事象進展に有意な影響を与えられとされる 項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の最大線出力密度は、解析条件の 44.0kW/m に 対して最確条件は約 33kW/m～41kW/m であり、解析 条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、燃料被 覆管温度の上昇は緩和されるが、原子炉注水は原子炉隔 離時冷却系の自動起動により行われ、また、操作手順(原 子炉減圧後速やかに低圧注水に移行すること)に変わ りなく、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運 転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える 影響はない。</p>	<p>冠水維持されるため、燃料被覆管の最高温度は初期値(約 309℃)を上回ることはないことから、評価項目となるパラ メータに与える影響はない。</p> <p>炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして、解析コ ードは、燃料被覆管の酸化について、酸化量及び酸化反応 に伴う発熱量に保守的な結果を与え、燃料被覆管温度を高 めに評価するが、原子炉水位はおおむね燃料棒有効長頂部 を下回ることなく、炉心はおおむね冠水維持されるため、 燃料被覆管の最高温度は初期値(約 309℃)を上回ること はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響 はない。 (添付資料 2.7.4)</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器 条件</p> <p>初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器 条件は、第 2.7.2-1 表に示すとおりであり、それらの条件 設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。 また、解析条件の設定に当たっては、評価項目となるパラ メータに対する余裕が小さくなるような設定があることか ら、その中で事象進展に有意な影響を与えられとされる 項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の最大線出力密度は、解析条件の 44.0kW/m に 対して最確条件は約 40.6kW/m 以下であり、解析条件の不 確かさとして、最確条件とした場合は、燃料被覆管温度 の上昇は緩和されるが、原子炉注水は原子炉隔離時冷却 系及び高圧炉心スプレイ系の自動起動により行われ、燃 料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等操作 はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7】</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7】</p> <p>・実績値の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉の最確条件 を記載。</p> <p>・解析条件の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は、ISLOCA 発生下において、高圧注 水機能に対する対策の有 効性を評価している。東 海第二では原子炉減圧後 に低圧注水手段へ切り替</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>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33Gwd/t に対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約 30Gwd/t であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下は緩和されるが、操作手順（炉心冠水操作）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力、原子炉水位及び炉心流量は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の外部電源の有無については、事象進展を厳しくする観点から、<u>給復水系</u>による給水がなくなり、原子炉水位の低下が早くなる外部電源がない状態を設定している。なお、外部電源がある場合は、<u>給復水系</u>による原子炉圧力容器への給水機能は維持されることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>機器条件の原子炉隔離時冷却系及び<u>高圧炉心注水系</u>は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、原子炉水位の回復は早くなる。冠水後の操作として冠水維持可能な注水量に制御するが、注水後の流量調整操作であることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.7.3)</p>	<p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33Gwd/t に対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約 <u>31Gwd/t</u> であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下は緩和されるが、操作手順（炉心冠水操作）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力、原子炉水位及び炉心流量は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の外部電源の有無については、事象進展を厳しくする観点から、給水・復水系による給水がなくなり、原子炉水位の低下が早くなる外部電源がない状態を設定している。なお、外部電源がある場合は、給水・復水系による原子炉圧力容器への給水機能は維持されることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>機器条件の原子炉隔離時冷却系、<u>低圧炉心スプレイ系</u>及び<u>低圧代替注水系（常設）</u>は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、原子炉水位の回復は早くなる。冠水後の操作として冠水維持可能な注水量に制御するが、注水後の流量調整操作であることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.7.5)</p>	<p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33Gwd/t に対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約 <u>30Gwd/t</u> であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下は緩和されるが、操作手順（炉心冠水操作）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力、原子炉水位及び炉心流量は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の外部電源の有無については、事象進展を厳しくする観点から、<u>給水・復水系</u>による給水がなくなり、原子炉水位の低下が早くなる外部電源がない状態を設定している。なお、外部電源がある場合は、<u>給水・復水系</u>による原子炉圧力容器への給水機能は維持されることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>機器条件の原子炉隔離時冷却系及び<u>高圧炉心スプレイ系</u>は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、原子炉水位の回復は早くなる。冠水後の操作として冠水維持可能な注水量に制御するが、注水後の流量調整操作であることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.7.4)</p>	<p>えを実施。</p> <p>・実績値の相違 【東海第二】 島根 2 号炉の最確条件を記載。</p> <p>・解析条件の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は、ISLOCA 発生下において、高圧注水機能に対する対策の有効性を評価している。</p>
<p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の最大線出力密度は、解析条件の 44.0kW/m に対して最確条件は約 <u>42kW/m</u> 以下であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、燃料被覆管温度の上昇は緩和されるが、原子炉水位は<u>有効燃料棒頂部</u>を下回ることなく、炉心は冠水維持されるため、燃料被覆管の最高温度は初期値（約 310℃）を上回ることはないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33Gwd/t に対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約 30Gwd/t であり、解析条件の不確かさと</p>	<p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の最大線出力密度は、解析条件の 44.0kW/m に対して最確条件は約 <u>33kW/m</u>～<u>41kW/m</u> であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、燃料被覆管温度の上昇は緩和されるが、原子炉水位は<u>おおむね燃料有効長頂部</u>を下回ることなく、炉心は<u>おおむね冠水</u>維持されるため、燃料被覆管の最高温度は初期値（約 309℃）を上回ることはないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33Gwd/t に対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約 <u>31Gwd/t</u> であり、解析条件の不確かさと</p>	<p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の最大線出力密度は、解析条件の 44.0kW/m に対して最確条件は約 <u>40.6kW/m</u> 以下であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、燃料被覆管温度の上昇は緩和されるが、原子炉水位は<u>おおむね燃料棒有効長頂部</u>を下回ることなく、炉心は<u>おおむね冠水</u>維持されるため、燃料被覆管の最高温度は初期値（約 309℃）を上回ることはないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33Gwd/t に対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約 <u>30Gwd/t</u> であり、解析条件の不確かさと</p>	<p>・実績値の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉の最確条件を記載。</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7】</p> <p>・実績値の相違</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>して、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下は緩和され、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなるが、本重要事故シーケンスは格納容器バイパス事象であることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力、原子炉水位及び炉心流量は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の外部電源の有無については、事象進展を厳しくする観点から、<u>給復水系</u>による給水がなくなり、原子炉水位の低下が早くなる外部電源がない状態を設定している。なお、外部電源がある場合は、<u>給復水系</u>による原子炉圧力容器への給水機能は維持されるため、事象進展が緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>機器条件の<u>原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系</u>は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、原子炉水位の回復が早くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.7.3)</p> <p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>操作条件の逃がし安全弁による<u>原子炉減圧操作</u>は、解析上の操作開始時間として事象発生から <u>15分後</u>を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、破断箇所の隔離操作の失敗の認知により原子炉減圧の操作開始時間は変動する可能性があるが、原子炉隔離時冷却系及び<u>高圧炉心注水系</u>による原子炉注水により、炉心は冠</p>	<p>して、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下は緩和され、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなるが、本重要事故シーケンスは格納容器バイパス事象であることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力、原子炉水位及び炉心流量は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の外部電源の有無については、事象進展を厳しくする観点から、<u>給水・復水系</u>による給水がなくなり、原子炉水位の低下が早くなる外部電源がない状態を設定している。なお、外部電源がある場合は、<u>給水・復水系</u>による原子炉圧力容器への給水機能は維持されるため、事象進展が緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>機器条件の原子炉隔離時冷却系、<u>低圧炉心スプレイ系及び低圧代替注水系（常設）</u>は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、原子炉水位の回復が早くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.7.5)</p> <p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>操作条件の逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から <u>15分後</u>を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、破断箇所の隔離操作の失敗の認知により原子炉減圧の操作開始時間は変動する可能性があるが、原子炉隔離時冷却系による原子炉注水により、炉心はおおむね冠水維持</p>	<p>して、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下は緩和され、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなるが、本重要事故シーケンスは格納容器バイパス事象であることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力、原子炉水位及び炉心流量は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の外部電源の有無については、事象進展を厳しくする観点から、<u>給水・復水系</u>による給水がなくなり、原子炉水位の低下が早くなる外部電源がない状態を設定している。なお、外部電源がある場合は、<u>給水・復水系</u>による原子炉圧力容器への給水機能は維持されるため、事象進展が緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>機器条件の<u>原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系</u>は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、原子炉水位の回復が早くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.7.4)</p> <p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>操作条件の逃がし安全弁による<u>原子炉急速減圧操作</u>は、解析上の操作開始時間として、事象発生から <u>30分後</u>を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、破断箇所の隔離操作の失敗の認知により原子炉減圧の操作開始時間は変動する可能性があるが、原子炉隔離時冷却系及び<u>高圧炉心スプレイ系</u>による原子炉注水により、</p>	<p>【東海第二】 島根2号炉の最確条件を記載。</p> <p>・解析条件の相違 【柏崎6/7、東海第二】</p> <p>・解析条件の相違 【東海第二】 島根2号炉は、ISLOCA発生下において、高圧注水機能に対する対策の有効性を評価している。</p> <p>・運用の相違 【柏崎6/7、東海第二】</p> <p>・解析条件の相違</p>



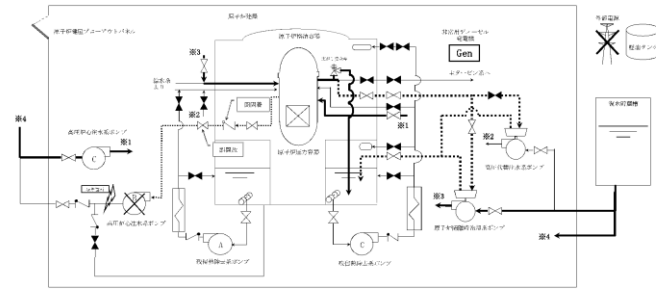
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>水維持されるため、原子炉水位維持の点では問題とならない。</p> <p>操作条件の<u>高圧炉心注水系</u>の破断箇所隔離操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から<u>3時間</u>を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、隔離操作を実施すべき弁を容易に認知でき、現場での操作場所は漏えい箇所と異なる場所にあり、漏えいの影響を受けにくいいため、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。 (添付資料2.7.3)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の逃がし安全弁による<u>原子炉減圧操作</u>は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間が早まった場合、原子炉減圧時点の崩壊熱が大きくなるが、原子炉隔離時冷却系及び<u>高圧炉心注水系</u>の原子炉注水により、炉心は冠水維持されるため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>操作条件の<u>高圧炉心注水系</u>の破断箇所隔離操作は、運転員等操作時間に与える影響として、隔離操作の有無に関わらず、<u>健全側の高圧炉心注水系</u>の原子炉注水継続により、炉心は冠水維持されるため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。 (添付資料2.7.3)</p> <p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。</p> <p>操作条件の逃がし安全弁による手動原子炉減圧操作については、原子炉隔離時冷却系及び<u>高圧炉心注水系</u>の原子炉注水により、炉心は冠水維持されることから、時間余裕がある。</p>	<p>されるため、原子炉水位維持の点では問題とならない。</p> <p>操作条件の<u>残留熱除去系</u>の破断箇所隔離操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から<u>約3時間後に開始し5時間後の完了</u>を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、隔離操作を実施すべき弁を容易に認知でき、現場での操作場所は漏えい箇所と異なる場所にあり、漏えいの影響を受けにくいいため、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。 (添付資料2.7.5)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間が早まった場合、原子炉減圧時点の崩壊熱が大きくなるが、原子炉隔離時冷却系の原子炉注水により、炉心はおおむね冠水維持されるため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>操作条件の<u>残留熱除去系</u>の破断箇所隔離操作は、運転員等操作時間に与える影響として、隔離操作の有無に関わらず、<u>低圧代替注水系(常設)</u>の原子炉注水継続により、炉心はおおむね冠水維持されるため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。 (添付資料2.7.5)</p> <p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。</p> <p>操作条件の逃がし安全弁による<u>原子炉減圧操作</u>については、原子炉隔離時冷却系の原子炉注水により、炉心はおおむね冠水維持されることから、時間余裕がある。</p>	<p>炉心は<u>おおむね冠水</u>維持されるため、原子炉水位維持の点では問題とならない。</p> <p>操作条件の<u>残留熱除去系</u>の破断箇所隔離操作は、解析上の操作開始時間として、<u>事象発生から約9時間後に開始し10時間後の完了</u>を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、隔離操作を実施すべき弁を容易に認知でき、現場での操作場所は漏えい箇所と異なる場所にあり、漏えいの影響を受けにくいいため、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。 (添付資料2.7.4)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の逃がし安全弁による<u>原子炉急速減圧操作</u>は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間が早まった場合、原子炉減圧時点の崩壊熱が大きくなるが、原子炉隔離時冷却系及び<u>高圧炉心スプレイ系</u>の原子炉注水により、炉心は<u>おおむね冠水</u>維持されるため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>操作条件の<u>残留熱除去系</u>の破断箇所隔離操作は、運転員等操作時間に与える影響として、隔離操作の有無に関わらず、<u>高圧炉心スプレイ系</u>の原子炉注水継続により、炉心は<u>おおむね冠水</u>維持されるため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。 (添付資料2.7.4)</p> <p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。</p> <p>操作条件の逃がし安全弁による<u>原子炉急速減圧操作</u>については、原子炉隔離時冷却系及び<u>高圧炉心スプレイ系</u>の原子炉注水により、炉心は<u>おおむね冠水</u>維持されることから、時間余裕がある。</p>	<p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、ISLOCA発生下において、高圧注水機能に対する対策の有効性を評価している。</p> <p>・運用の相違</p> <p>【柏崎6/7、東海第二】</p> <p>島根2号炉の操作開始時間を記載。</p> <p>・解析条件の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、ISLOCA発生下において、高圧注水機能に対する対策の有効性を評価している。</p> <p>・解析条件の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、ISLOCA</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>操作条件の<u>高圧炉心注水系</u>の破断箇所隔離操作は、隔離操作の有無に関わらず、<u>健全側の高圧炉心注水系</u>の原子炉注水継続により、炉心は冠水維持されることから、時間余裕がある。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.7.3)</p> <p>(4) まとめ</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</p> <p>2.7.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「格納容器バイパス (<u>インターフェースシステム LOCA</u>)」において、<u>6号及び7号炉同時の重大事故等対策時</u>における必要な要員は、「2.7.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり <u>20名</u>である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している<u>運転員、緊急時対策要員等の 72名</u>で対処可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「格納容器バイパス (<u>インターフェースシステム LOCA</u>)」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。</p>	<p>操作条件の<u>残留熱除去系</u>の破断箇所隔離操作は、隔離操作の有無に関わらず、<u>低圧代替注水系 (常設)</u>の原子炉注水継続により、炉心はおおむね冠水維持されることから、時間余裕がある。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.7.5)</p> <p>(4) まとめ</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</p> <p>2.7.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「格納容器バイパス (<u>ISLOCA</u>)」において、重大事故等対策時における必要な要員は、「2.7.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり <u>12名</u>である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している<u>災害対策要員 (初動) の 39名</u>で対処可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「格納容器バイパス (<u>ISLOCA</u>)」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。</p>	<p>操作条件の<u>現場での残留熱除去系</u>の破断箇所隔離操作は、隔離操作の有無に関わらず、<u>高圧炉心スプレイ系</u>の原子炉注水継続により、炉心は<u>おおむね冠水維持</u>されることから、時間余裕がある。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.7.4)</p> <p>(4) まとめ</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</p> <p>2.7.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「格納容器バイパス (<u>ISLOCA</u>)」において、重大事故等対策時における必要な要員は、「2.7.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり <u>10名</u>である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している<u>緊急時対策要員の 45名</u>で対処可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「格納容器バイパス (<u>ISLOCA</u>)」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。</p>	<p>発生下において、高圧注水機能に対する対策の有効性を評価している。</p> <p>・運用及び設備設計の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>プラント基数、設備設計及び運用の違いにより必要要員数は異なるが、タイムチャートにより要員の充足性を確認している。なお、これら要員 10名は夜間・休日を含め発電所に常駐している要員である。</p>

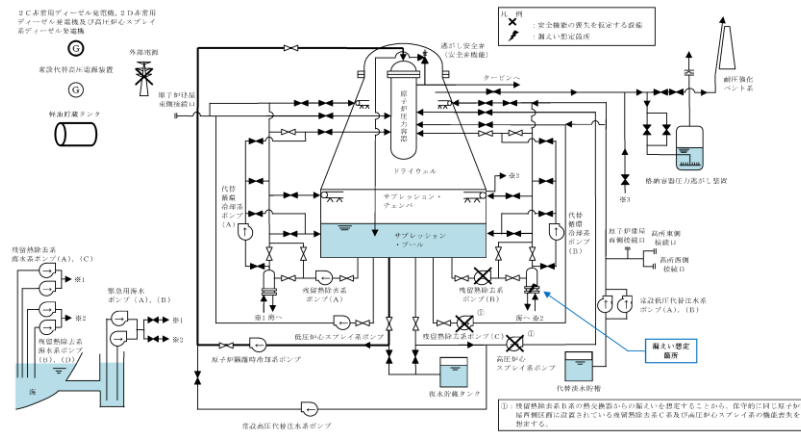
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>a. 水源</p> <p><u>インターフェイスシステム LOCA 発生後の隔離までの各号炉における流出量は、約 100m<sup>3</sup> となる。6 号及び 7 号炉の同時被災を考慮すると、流出量は合計約 200m<sup>3</sup> となり、流出量分の注水が必要となる。水源として、各号炉の復水貯蔵槽に約 1,700m<sup>3</sup> 及び淡水貯水池に約 18,000m<sup>3</sup> の水を保有している。インターフェイスシステム LOCA により復水貯蔵槽が使用できない場合においても、各号炉のサプレッション・チェンバに約 3,600m<sup>3</sup> の水を保有しており、高圧炉心注水系による原子炉注水は、サプレッション・チェンバのプール水を水源として注水することから、水源が枯渇することはない。これにより 6 号及び 7 号炉の同時被災を考慮しても、必要な水量が確保可能であり、7 日間の注水継続実施が可能である。</u></p> <p>b. 燃料</p> <p><u>非常用ディーゼル発電機による電源供給については、事象発生後 7 日間最大負荷で運転した場合、号炉あたり約 753kL の軽油が必要となる。5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定すると、7 日間の運転継続に合計約 13kL の軽油が必要となる (6 号及び 7 号炉合計約 1,519kL)。</u></p> <p><u>6 号及び 7 号炉の各軽油タンクにて約 1,020kL (6 号及び 7 号炉合計約 2,040kL) の軽油を保有しており、これらの使用が可能であることから、非常用ディーゼル発電機による電源供給、5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備による電源供給及びモニタリング・ポスト用発電機による電源供給について、7 日間の継続が可能である。</u> (添付資料 2.7.4)</p> <p>c. 電源</p> <p>外部電源は使用できないものと仮定し、各号炉の非常用</p>	<p>a. 水源</p> <p><u>I S L O C A 発生後の隔離までの低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水に使用する水量は、約 490m<sup>3</sup> となる。水源として、代替淡水貯槽に約 4,300m<sup>3</sup> の水を保有している。原子炉隔離時冷却系及び低圧炉心スプレイ系による原子炉注水は、サプレッション・チェンバのプール水を水源として注水することから、水源が枯渇することはない。これにより必要な水量が確保可能であり、7 日間の注水継続実施が可能である。</u> (添付資料 2.7.6)</p> <p>b. 燃料</p> <p><u>非常用ディーゼル発電機等及び常設代替交流電源設備 (常設代替高圧電源装置 2 台) による電源供給については、事象発生後 7 日間最大負荷で運転した場合、合計約 755.5kL の軽油が必要となる。軽油貯蔵タンクにて約 800kL の軽油を保有しており、この使用が可能であることから、非常用ディーゼル発電機等及び常設代替交流電源設備 (常設代替高圧電源装置 2 台) による電源供給について、7 日間の継続が可能である。</u></p> <p>緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定すると、7 日間の運転継続に約 70.0kL の軽油が必要となる。緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクにて約 75kL の軽油を保有しており、この使用が可能であることから、緊急時対策所用発電機による電源供給について、7 日間の継続が可能である。 (添付資料 2.7.7)</p> <p>c. 電源</p> <p>外部電源は使用できないものと仮定し、非常用ディーゼ</p>	<p>a. 水源</p> <p><u>I S L O C A 発生後の隔離までの流出量は、約 600m<sup>3</sup> となる。高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系による原子炉注水の水源は、サプレッション・チェンバのプール水であり、約 2,800m<sup>3</sup> の水を保有していることから、水源が枯渇することはない。これにより必要な水量が確保可能であり、7 日間の注水継続実施が可能である。</u></p> <p>b. 燃料</p> <p><u>非常用ディーゼル発電機等による電源供給については、事象発生後 7 日間最大負荷で運転した場合、運転継続に約 700m<sup>3</sup> の軽油が必要となる。ディーゼル燃料貯蔵タンクにて約 730m<sup>3</sup> の軽油を保有しており、この使用が可能であることから非常用ディーゼル発電機等による電源供給について、7 日間の運転継続が可能である。</u></p> <p>緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定すると、7 日間の運転継続に約 8m<sup>3</sup> の軽油が必要となる。緊急時対策所用燃料地下タンクにて約 45m<sup>3</sup> の軽油を保有しており、この使用が可能であることから、緊急時対策所用発電機による電源供給について、7 日間の継続が可能である。 (添付資料 2.7.5)</p> <p>c. 電源</p> <p>外部電源は使用できないものと仮定し、非常用ディーゼ</p>	<p>・水量評価結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機もある。</p> <p>・解析条件の相違 【東海第二】</p> <p>・燃料評価結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、緊急時対策所用発電機用の燃料タンクを有している。また、モニタリングポストは非常用交流電源設備又は常設代替交流電源設備による電源供給が可能である。</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 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>ディーゼル発電機によって給電を行うものとする。<u>6号及び7号炉において重大事故等対策時に必要な負荷は、各号炉の非常用ディーゼル発電機負荷に含まれることから、非常用ディーゼル発電機による電源供給が可能である。</u></p> <p>また、<u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機</u>についても、必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p>2.7.5 結論</p> <p>事故シーケンスグループ「格納容器バイパス（<u>インターフェイスシステム LOCA</u>）」では、原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で、高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェイスとなる配管のうち、隔離弁の隔離失敗等により低圧設計部分が過圧され破断することで、原子炉格納容器外へ原子炉冷却材が流出することで、原子炉水位の低下により炉心が露出して炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「格納容器バイパス（<u>インターフェイスシステム LOCA</u>）」に対する炉心損傷防止対策としては、初期の対策として原子炉隔離時冷却系及び<u>高圧炉心注水系</u>による原子炉注水手段、逃がし安全弁による原子炉減圧手段及び運転員の破断箇所隔離による漏えい停止手段、安定状態に向けた対策として残留熱除去系（<u>サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード</u>）による原子炉格納容器除熱手段を整備している。</p> <p>事故シーケンスグループ「格納容器バイパス（<u>インターフェイスシステム LOCA</u>）」の重要事故シーケンス「<u>インターフェイスシステム LOCA</u>」について有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、原子炉隔離時冷却系及び<u>高圧炉心注水</u></p>	<p>ル発電機等及び常設代替交流電源設備（<u>常設代替高圧電源装置 2台</u>）によって給電を行うものとする。重大事故等対策時に必要な負荷は、非常用ディーゼル発電機等の負荷に含まれることから、非常用ディーゼル発電機等による電源供給が可能である。<u>常設代替交流電源設備の電源負荷については、重大事故等対策時に必要な負荷として、約1,141kW必要となるが、常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置 2台）は連続定格容量が約2,208kWであり、必要負荷に対しての電源供給が可能である。</u></p> <p>また、緊急時対策所用発電機についても、必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料2.7.8)</p> <p>2.7.5 結論</p> <p>事故シーケンスグループ「格納容器バイパス（<u>ISLOCA</u>）」では、原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で、高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェイスとなる配管のうち、隔離弁の隔離失敗等により低圧設計部分が過圧され破断することで、<u>格納容器外</u>へ原子炉冷却材が流出することで、原子炉水位の低下により炉心が露出して炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「格納容器バイパス（<u>ISLOCA</u>）」に対する炉心損傷防止対策としては、初期の対策として原子炉隔離時冷却系、<u>低圧炉心スプレイ系及び低圧代替注水系（常設）</u>による原子炉注水手段、逃がし安全弁（<u>自動減圧機能</u>）による原子炉減圧手段及び運転員の破断箇所隔離による漏えい停止手段、安定状態に向けた対策として残留熱除去系（<u>サブプレッション・プール冷却系</u>）による<u>格納容器除熱手段</u>を整備している。</p> <p>事故シーケンスグループ「格納容器バイパス（<u>ISLOCA</u>）」の重要事故シーケンス「<u>ISLOCA</u>」について有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、原子炉隔離時冷却系、<u>低圧炉心スプレ</u></p>	<p>ル発電機等によって給電を行うものとする。重大事故等対策時に必要な負荷は、非常用ディーゼル発電機等の負荷に含まれることから、非常用ディーゼル発電機等による電源供給が可能である。</p> <p>また、<u>緊急時対策所用発電機</u>についても、必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p>2.7.5 結論</p> <p>事故シーケンスグループ「格納容器バイパス（<u>ISLOCA</u>）」では、原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で、高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェイスとなる配管のうち、隔離弁の隔離失敗等により低圧設計部分が過圧され破断することで、<u>原子炉格納容器外</u>へ原子炉冷却材が流出することで、原子炉水位の低下により炉心が露出して炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「格納容器バイパス（<u>ISLOCA</u>）」に対する炉心損傷防止対策としては、初期の対策として原子炉隔離時冷却系及び<u>高圧炉心スプレイ系</u>による原子炉注水手段、逃がし安全弁による原子炉減圧手段及び運転員の破断箇所隔離による漏えい停止手段、安定状態に向けた対策として残留熱除去系による<u>原子炉格納容器除熱手段</u>を整備している。</p> <p>事故シーケンスグループ「格納容器バイパス（<u>ISLOCA</u>）」の重要事故シーケンス「<u>ISLOCA</u>」について有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、原子炉隔離時冷却系及び<u>高圧炉心スプレ</u></p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設備設計の相違【柏崎6/7】 島根2号炉は、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機もある。</li> <li>・設備設計の相違【東海第二】 島根2号炉は、必要負荷に対して非常用ディーゼル発電機等で電源供給を行う。</li> <li>・設備設計の相違【柏崎6/7】 モニタリングポストは非常用交流電源設備又は常設代替交流電源設備による電源供給が可能である。</li> <li>・解析条件の相違【東海第二】 島根2号炉は、ISLOCA発生下において、高圧注水機能に対する対策の有効性を評価している。</li> </ul>

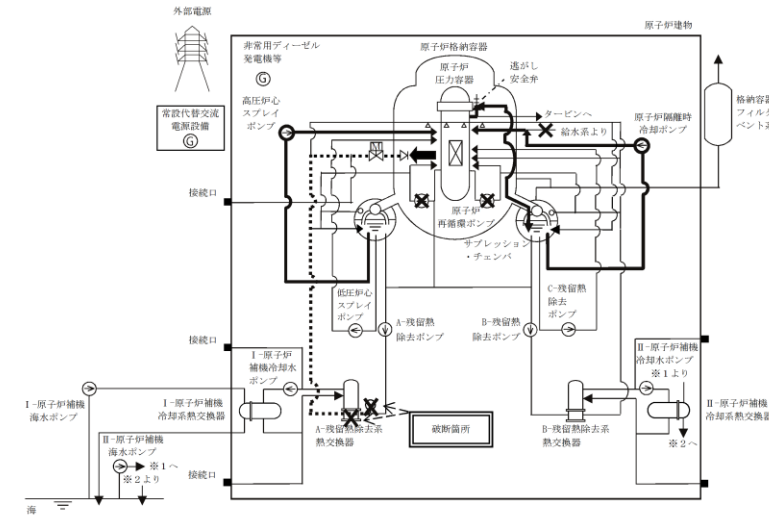
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>系による原子炉注水、<u>残留熱除去系(サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)</u>による原子炉格納容器除熱を実施することにより、炉心損傷することはない。</p> <p>その結果、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、<u>運転員及び緊急時対策要員</u>にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、原子炉隔離時冷却系及び<u>高圧炉心注水系</u>による原子炉注水、逃がし安全弁による原子炉急速減圧、運転員の破断箇所隔離による漏えい停止、<u>残留熱除去系(サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)</u>による原子炉格納容器除熱等の炉心損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「格納容器バイパス (<u>インターフェイスシステム LOCA</u>)」に対して有効である。</p>	<p><u>イ系及び低圧代替注水系(常設)</u>による原子炉注水並びに<u>残留熱除去系(サブプレッション・プール冷却系)</u>による<u>格納容器除熱</u>を実施することにより、炉心損傷することはない。</p> <p>その結果、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力並びに<u>格納容器バウンダリ</u>にかかる圧力及び温度は、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、<u>災害対策要員</u>にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、原子炉隔離時冷却系、<u>低圧炉心スプレイ系及び低圧代替注水系(常設)</u>による原子炉注水、逃がし安全弁による原子炉急速減圧、運転員の破断箇所隔離による漏えい停止、<u>残留熱除去系(サブプレッション・プール冷却系)</u>による<u>格納容器除熱</u>等の炉心損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「格納容器バイパス (<u>I S L O C A</u>)」に対して有効である。</p>	<p><u>レイ系</u>による原子炉注水、<u>残留熱除去系(サブプレッション・プール水冷却モード)</u>による原子炉格納容器除熱を実施することにより、炉心損傷することはない。</p> <p>その結果、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、<u>原子炉格納容器バウンダリ</u>にかかる圧力及び温度は、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、<u>緊急時対策要員</u>にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、原子炉隔離時冷却系及び<u>高圧炉心スプレイ系</u>による原子炉注水、逃がし安全弁による原子炉急速減圧、運転員の破断箇所隔離による漏えい停止、<u>残留熱除去系(サブプレッション・プール水冷却モード)</u>による原子炉格納容器除熱等の炉心損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「格納容器バイパス (<u>I S L O C A</u>)」に対して有効である。</p>	



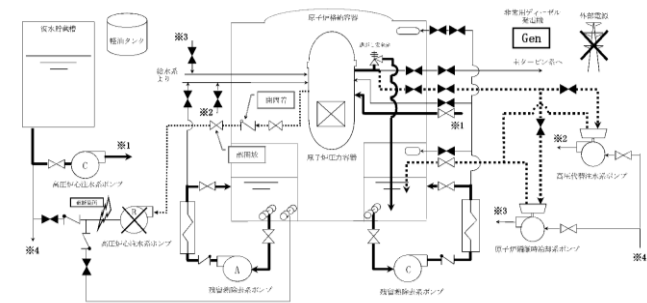
第2.7.1図 「格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)」の重大事故等対策の概略系統図(1/3)  
(原子炉急速減圧及び原子炉注水)



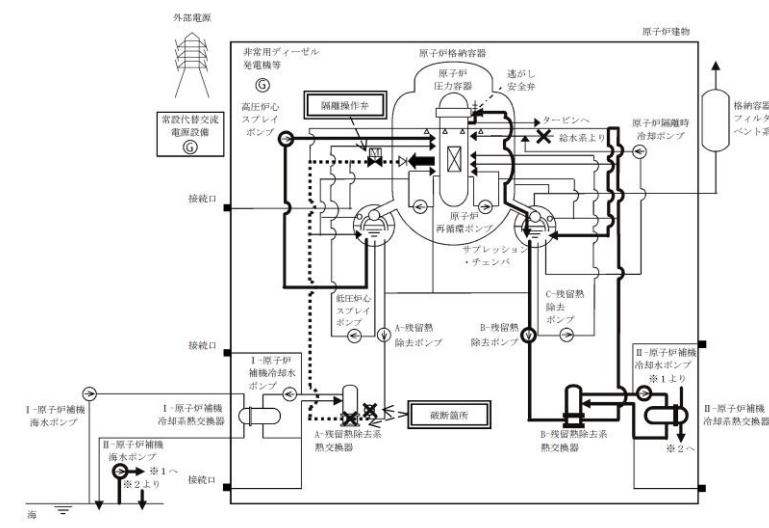
第2.7-1図 格納容器バイパス (ISLOCA) 時の重大事故等対策の概略系統図 (1/3)  
(原子炉隔離時冷却系による原子炉注水段階)



第2.7.1-1(1)図 「格納容器バイパス(ISLOCA)」の重大事故等対策の概略系統図 (原子炉急速減圧及び原子炉注水)

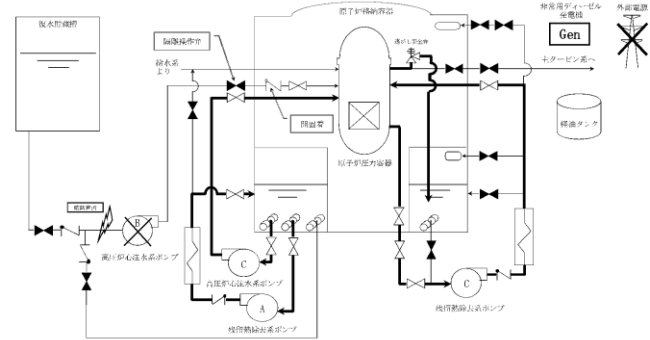


第2.7.2図 「格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)」の重大事故等対策の概略系統図(2/3)  
(原子炉注水及び原子炉格納容器除熱)

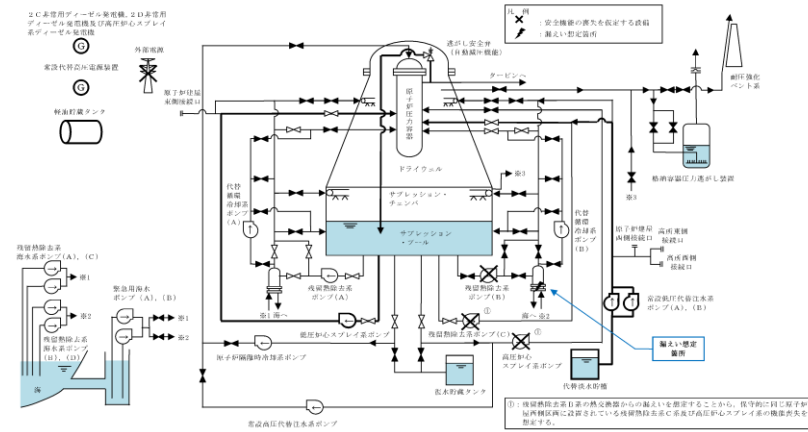


第2.7.1-1(2)図 「格納容器バイパス(ISLOCA)」の重大事故等対策の概略系統図 (原子炉注水及び原子炉格納容器除熱)

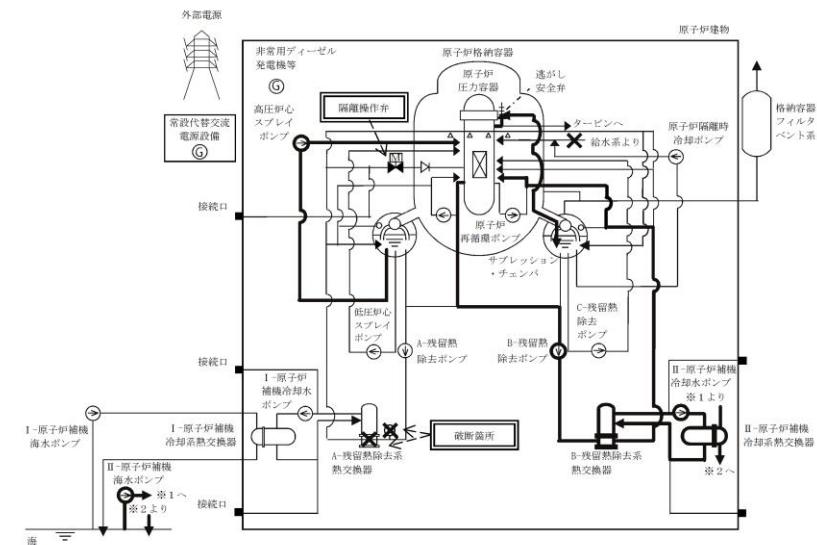
・設備設計の相違  
【柏崎6/7, 東海第二】



第2.7.3図 「格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)」の重大事故等対策の概略系統図(3/3)  
(原子炉注水, 原子炉格納容器除熱及び原子炉冷却)



第2.7-1図 格納容器バイパス (ISLOCA) 時の重大事故等対策の概略系統図 (2/3)  
(漏えい抑制のための原子炉減圧後の低圧炉心スプレイ系及び低圧代替注水系(常設)による原子炉注水段階)



第2.7.1-1(3)図 「格納容器バイパス(ISLOCA)」の重大事故等対策の概略系統図 (原子炉注水及び原子炉冷却)

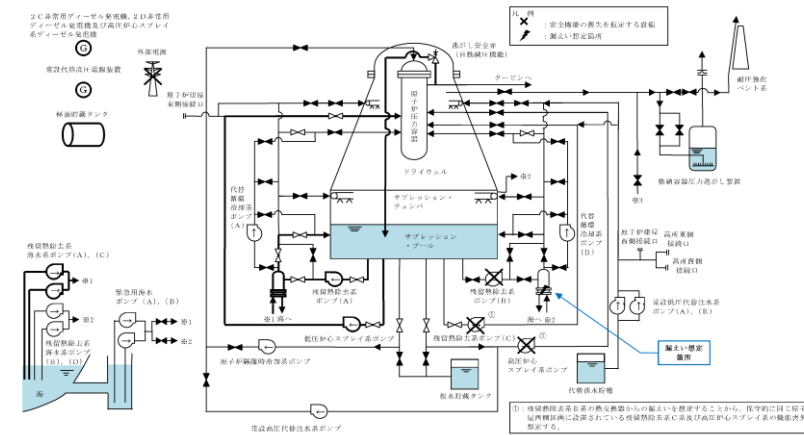
・設備設計の相違  
【柏崎6/7, 東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)

東海第二発電所 (2018.9.12版)

島根原子力発電所 2号炉

備考



第 2.7-1 図 格納容器バイパス (ISLOCA) 時の重大事故等  
 対策の概略系統図 (3/3)  
 (隔離成功後の低圧炉心スプレイ系による原子炉注水及び残留熱  
 除去系による格納容器除熱段階)

・設備設計の相違  
 【柏崎 6/7, 東海第二】

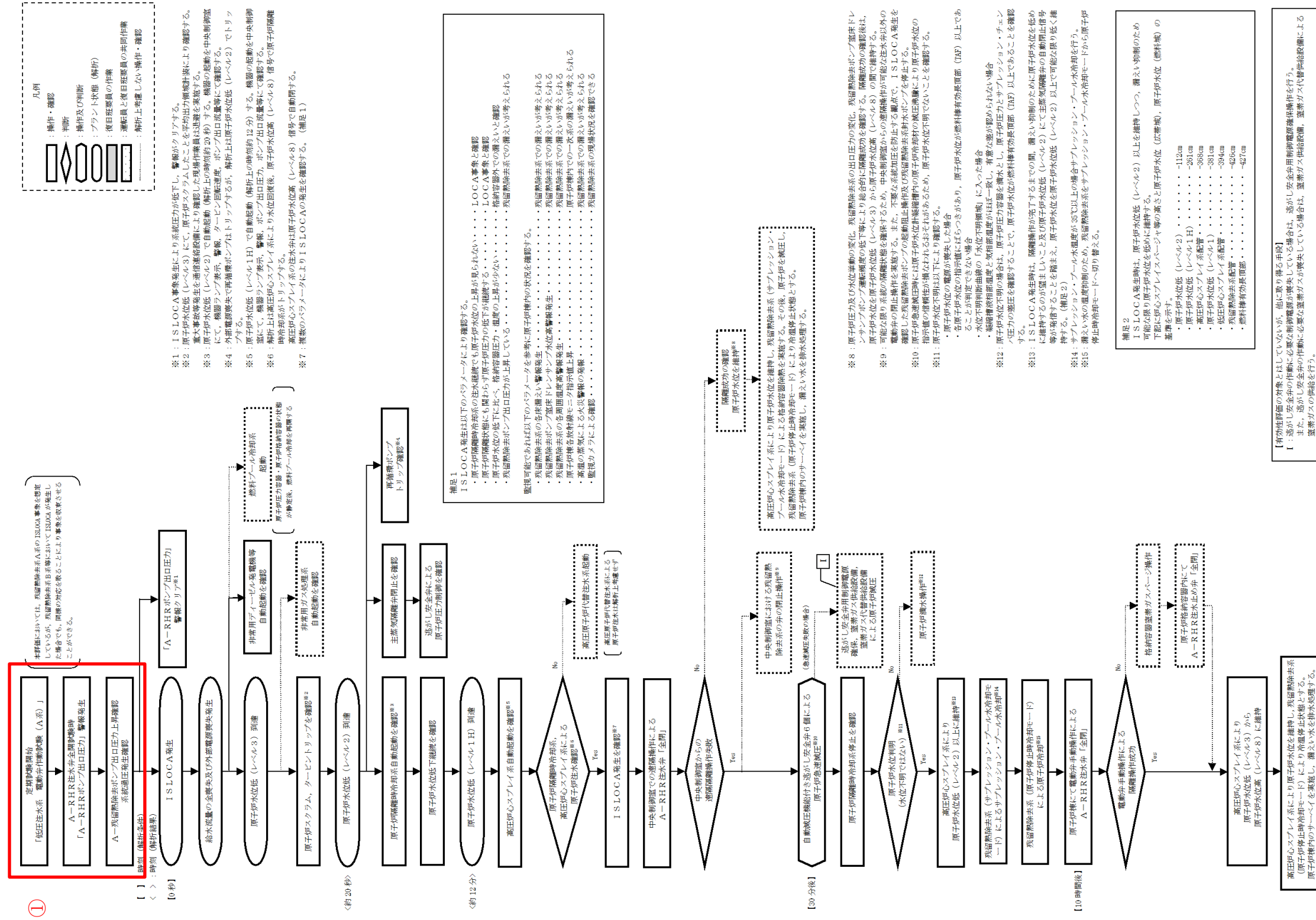






・解析条件の相違  
【柏崎 6/7, 東海第二】  
①破断想定箇所との相違

第 2.7.1-2 図 「格納容器バイパス (ISLOCA)」 の対応手順の概要



差異理由は、島根2号炉「第2.7.1-3図「格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)」の作業と所要時間」の備考欄参照

格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)							格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)		経過時間 (分)										経過時間 (時間)										備考		
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	経過時間 (分)										経過時間 (時間)										備考			
	責任者	当直長		1人		中央監視 緊急時対策本部連絡		経過時間 (分)										経過時間 (時間)													
	指揮者	6号	7号	当直副長	当直副長	1人		経過時間 (分)										経過時間 (時間)													
通報連絡者	緊急時対策本部要員					5人	経過時間 (分)										経過時間 (時間)														
運転員 (中央制御室)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)		経過時間 (分)										経過時間 (時間)															
6号		7号		6号		7号		6号		7号		経過時間 (分)										経過時間 (時間)									
状況判断	2人 A, B	2人 a, b	-	-	-	-	・高圧炉心注水系統送配管破断確認 ・外部電源喪失確認 ・原子炉スクラム、タービン・トリップ確認 ・非常用ディーゼルの稼働確認 ・原子炉過熱時冷却系 自動起動確認	10分																							
高圧炉心注水系統からの漏えい停止操作 (中央制御室操作)	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・高圧炉心冷却系 注入設備再開操作	8分		注入設備停止失敗を想定																					
原子炉急凍凍結操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・過剰し安全弁 閉鎖 手動開放操作	3分																							
高圧炉心注水系統 (健全側) 自動起動確認	(1人) B	(1人) b	-	-	-	-	・高圧炉心注水系統 (健全側) 自動起動確認	3分																							
高圧炉心注水系統 (健全側) 注入再開操作	(1人) B	(1人) b	-	-	-	-	・高圧炉心注水系統 (健全側) 注入再開操作	レベル3到達後 レベル1～レベル1.5 維持																							
残留熱除去系 サブプレッション・チェンバ・プール冷却系 手動操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・残留熱除去系 サブプレッション・チェンバ・プール冷却系 手動起動 ・残留熱除去系 試験用調節弁操作	2分		サブプレッション・チェンバ・プール冷却系 運転を継続																					
高圧炉心注水系統からの漏えい停止操作 (現場操作)	-	-	4人 C, D, E, F	4人 c, d, e, f	-	-	・現場移動 ・保護担当者/営舎補助	30分																							
高圧炉心注水系統からの漏えい停止操作 (現場操作)	-	-	4人 C, D	4人 c, d	-	-	・現場移動 ・高圧炉心冷却系 注入設備再開操作	60分																							
原子炉水位調整操作	(1人) B	(1人) b	-	-	-	-	・高圧炉心注水系統 (健全側)	レベル3～レベル5維持																							
必要人員数 合計	2人 A, B	2人 a, b	4人 C, D, E, F	4人 c, d, e, f	0人	0人																									

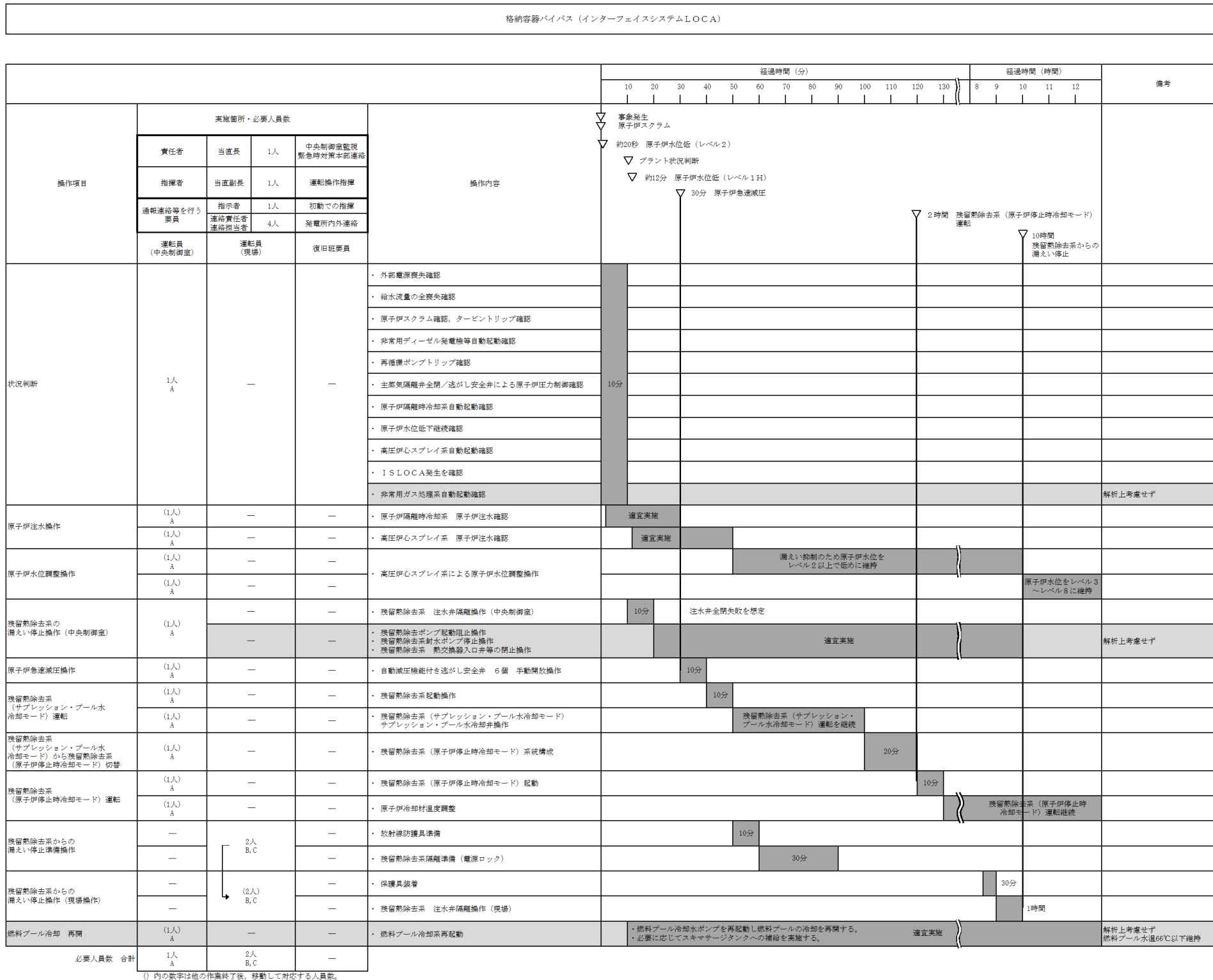
( ) 内の数字は他の作業員も、稼働して対応する人員数。

第2.7.5図 「格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)」の作業と所要時間

差異理由は、島根2号炉「第2.7.1-3図「格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOC A)」の作業と所要時間」の備考欄参照

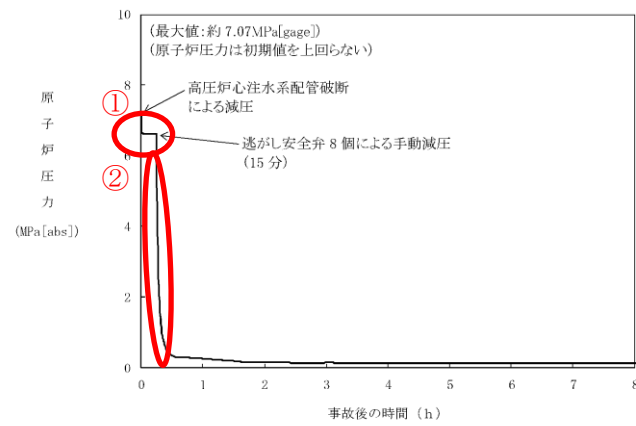
格納容器バイパス (I S L O C A)				経過時間		備考		
				分	時間			
操作項目	実施箇所・必要要員数 【】は係員乗後移動してきた要員			操作の内容	事象発生 ▽ 原子炉スクラム ▽ 約20秒 原子炉水位異常低下(レベル2)到達 ▽ プラント状況判断 ▽ 15分 原子炉減圧開始 ▽ 約17分 原子炉圧力3MPa [gauge] 到達			
	責任者	当班副班長	1人				中央監視室 運転操作指揮権	
	補佐	当班副班長	1人					初期での自稼 装置所内外連絡
	指揮官等	災害対応要員 (指揮官等)	4人					
	当班運転員 (中央監視室)	当班運転員 (現場)	重大事故等対応要員 (現場)					
放射線計	2人 A, B	-	-	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 原子炉スクラムの確認</li> <li>● タービン停止の確認</li> <li>● 炉内電源喪失の確認</li> <li>● 給水装置全喪失の確認</li> <li>● I S L O C A 発生時の確認</li> <li>● 降圧機系ポンプトリップの確認</li> <li>● 主蒸気発生停止及び速がし安全弁(安全弁機構)による原子炉圧力制御の確認</li> <li>● 非常用ディーゼル発電機等の自動起動の確認</li> <li>● 原子炉隔離冷却系の自動発動の確認</li> </ul>	10分			
中央監視室における残留熱除去系の注入弁の閉止操作	【1人】 A	-	-	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 残留熱除去系の注入弁の閉止操作(失敗)</li> <li>● 残留熱除去系のレジナルポンプの停止操作</li> </ul>	2分			
常設代替交流電源装置による緊急用母線の受電操作	【1人】 B	-	-	● 常設代替高圧変圧機2台の起動操作及び緊急用母線の受電操作	4分			
原子炉心スプレイス系の起動操作	【1人】 A	-	-	● 低圧心スプレイス系の起動操作	2分			
速がし安全弁(自動減圧機能)による原子炉緊急減圧操作	【1人】 B	-	-	● 速がし安全弁(自動減圧機能)7個の手動開放操作	1分			
常設低圧代替注水ポンプを用いた低圧代替注水系統(常設)の起動操作	【1人】 A	-	-	● 常設低圧代替注水ポンプを用いた低圧代替注水系統(常設)による原子炉注水の系統構成操作及び起動操作	3分			
残留熱除去系(サブプレッション・プールの冷却系)によるサブプレッション・プールの冷却操作	【1人】 B	-	-	● 残留熱除去系(サブプレッション・プール冷却系)によるサブプレッション・プールの冷却操作	6分			
原子炉水位の調整操作(低圧代替注水系統(常設))	【1人】 A	-	-	● 常設低圧代替注水ポンプを用いた低圧代替注水系統(常設)による原子炉注水の調整操作	漏れ抑制のため原子炉水位を原子炉水位異常低下(レベル2)以上で可能な限り低めに維持			
中央監視室における残留熱除去系の弁の閉止操作	【1人】 A	-	-	● 残留熱除去系熱交換器出入口等の閉止操作	適宜実施			
現場における残留熱除去系の注入弁の閉止操作	-	3人 C, D, E	1人 a	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 監視員基礎/設備補助</li> <li>● 残留熱除去系の注入弁閉止操作のための現場移動</li> <li>● 残留熱除去系B系の注入弁の閉止操作</li> </ul>	115分			
原子炉水位の調整操作(低圧代替注水系統)	【1人】 B	-	-	● 低圧心スプレイス系による原子炉水位調整操作	原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)に維持			
使用済燃料プールの除熱操作	【1人】 A	-	-	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 常設低圧代替注水ポンプによる代替燃料プール注水系統(注水ライン)を使用した使用済燃料プールへの注水操作</li> <li>● 緊急用海水による海水海水の系統構成操作及び駆動操作</li> <li>● 代替燃料プール冷却系の起動操作</li> </ul>	適宜実施			
必要要員合計	2人 A, B	3人 C, D, E	1人 a		20分	解析上考慮しない 約25時間後までに実施する		

第2.7-3 図 格納容器バイパス (I S L O C A) の作業と所要時間

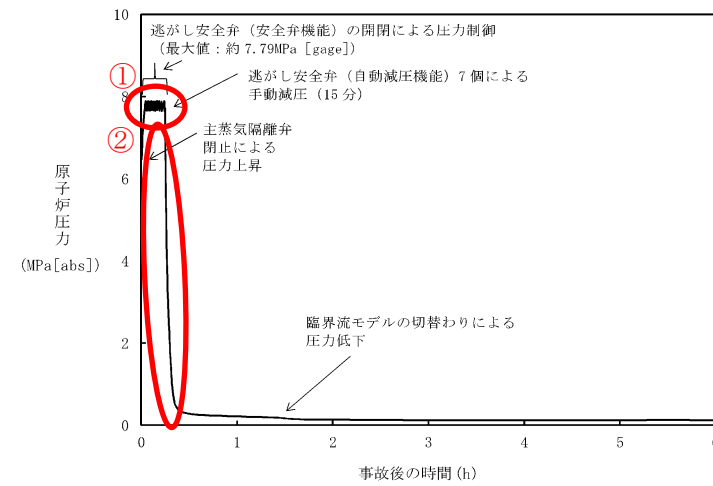


- ・解析結果の相違に基づく差異
- ・設備設計・手順に基づく想定時間の差異
- ・解析上考慮しない操作を含めて実際に実施する操作について要員の充足性を確認(ただし、事前に対応する要員を定めることが難しい機能回復操作を除く)

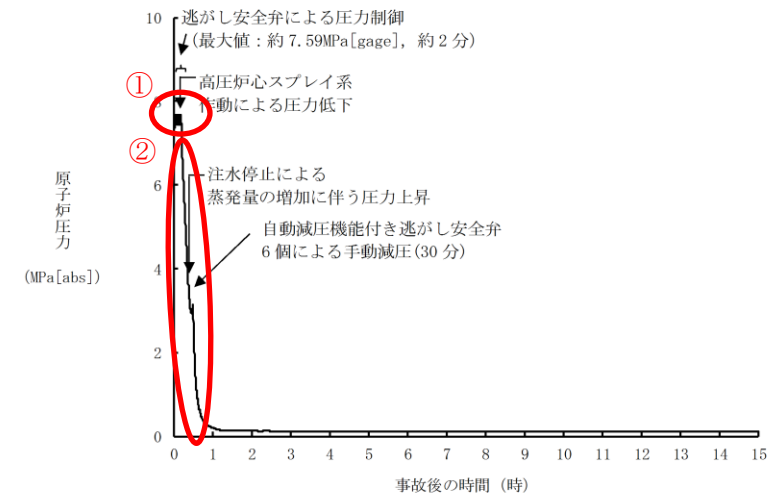
第 2.7.1-3 図 「格納容器バイパス (ISLOCA)」 の作業と所要時間



第 2.7.6 図 原子炉圧力の推移



第 2.7-4 図 原子炉圧力の推移

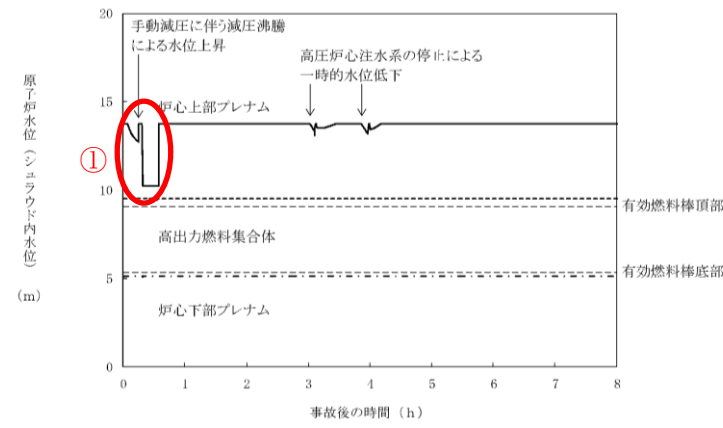


第 2.7.2-1(1) 図 原子炉圧力の推移

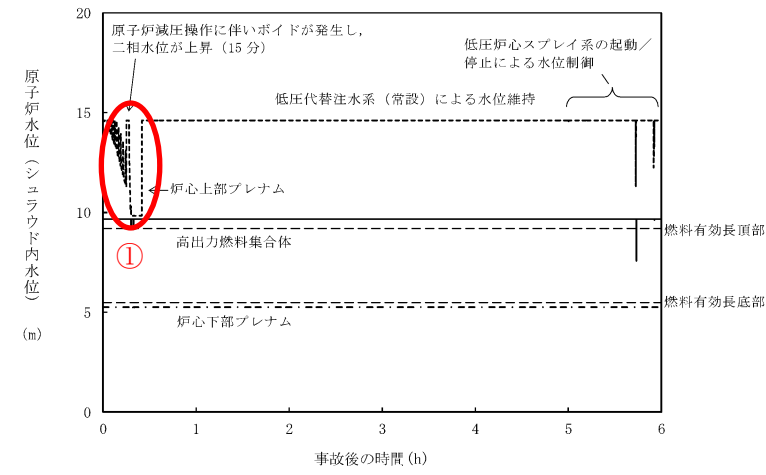
・解析結果の相違  
**【柏崎 6/7】**  
 ①島根 2号炉及び東海第二は、MSIV 閉作動の原子炉水位設定点 (L2) に到達するため、原子炉圧力が上昇し、逃がし安全弁により原子炉圧力が制御される。一方で、柏崎 6/7 では MSIV 閉作動の原子炉水位設定点 (L1.5) には原子炉減圧後に到達するため同様の挙動は見られない。

**【柏崎 6/7, 東海第二】**  
 ②島根 2号炉は、原子炉手動減圧前に、高圧炉心スプレイ系が作動し蒸気凝縮によって原子炉圧力が低下する。一方で、柏崎 6/7 及び東海第二は、手動減圧前に、高圧 ECCS 系が作動していない\*ことから、原子炉圧力は低下しない。

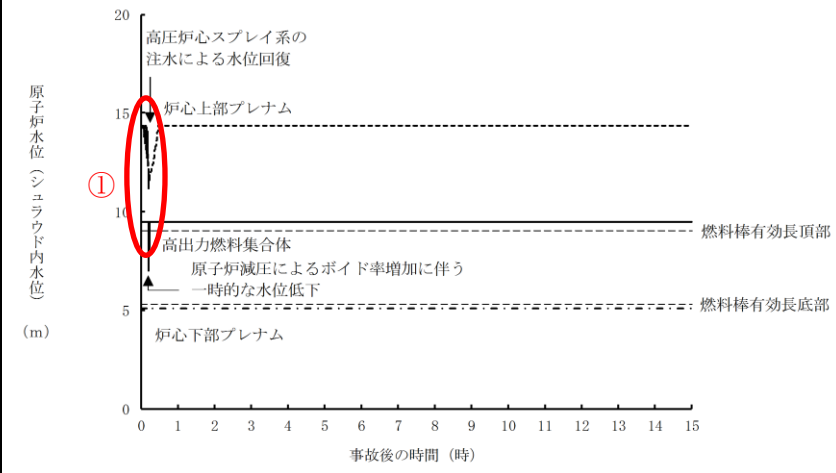
※  
 柏崎 6/7：高圧炉心注水系作動の原子炉水位設定点 (L1.5) に到達しない  
 東海第二：原子炉冷却材の漏えいによる高圧炉心スプレイ系の機能喪失を仮定



第2.7.7図 原子炉水位（シュラウド内水位）の推移



第2.7-5図 原子炉水位（シュラウド内水位）の推移



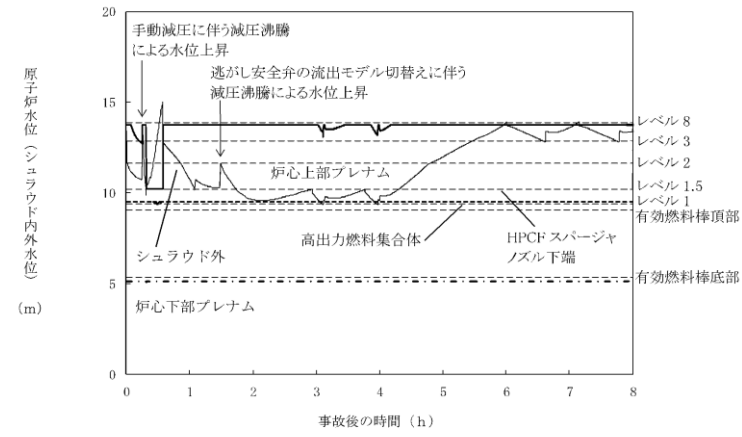
第2.7.2-1(2)図 原子炉水位（シュラウド内水位）の推移

・解析結果の相違

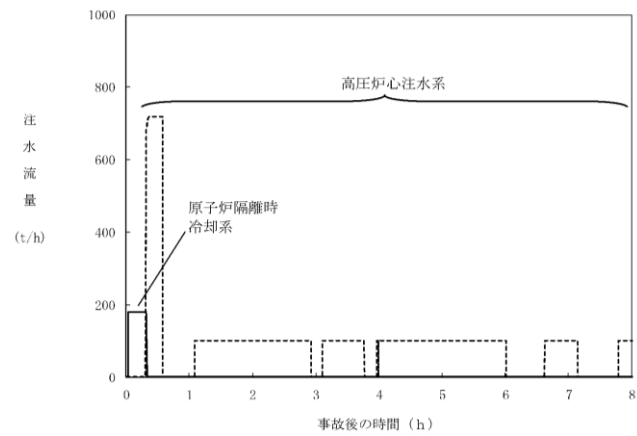
**【柏崎6/7】**  
 ①島根2号炉は、ISLOCAの発生により高圧炉心スプレイ系が自動起動している。一方で、柏崎6/7では高圧炉心注水系の自動起動の原子炉水位設定点(L1.5)には原子炉減圧後に到達する。

**【東海第二】**  
 ①島根2号炉は、ISLOCAの発生による高圧炉心スプレイ系の機能喪失を想定しておらず、原子炉水位低(レベル1H)で高圧炉心スプレイ系が自動起動する。

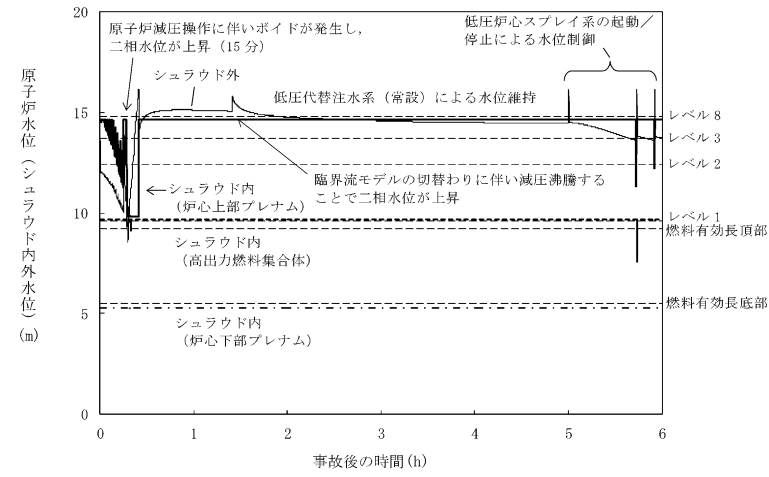




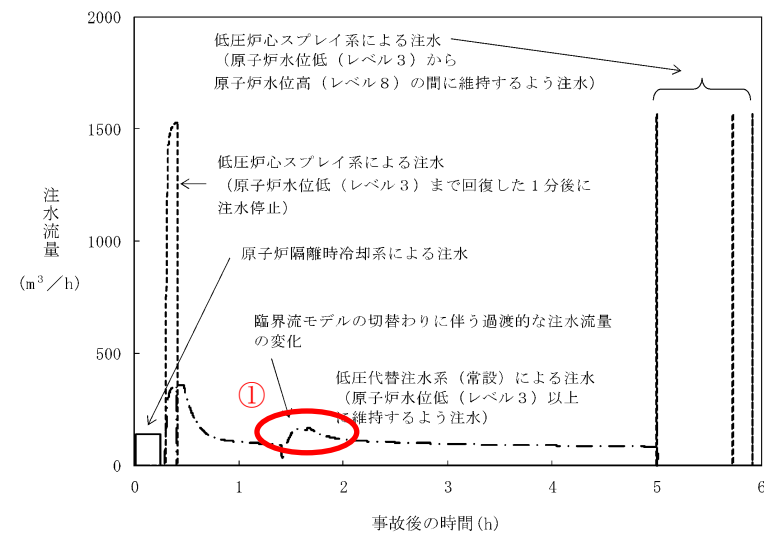
第 2.7.8 図 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移



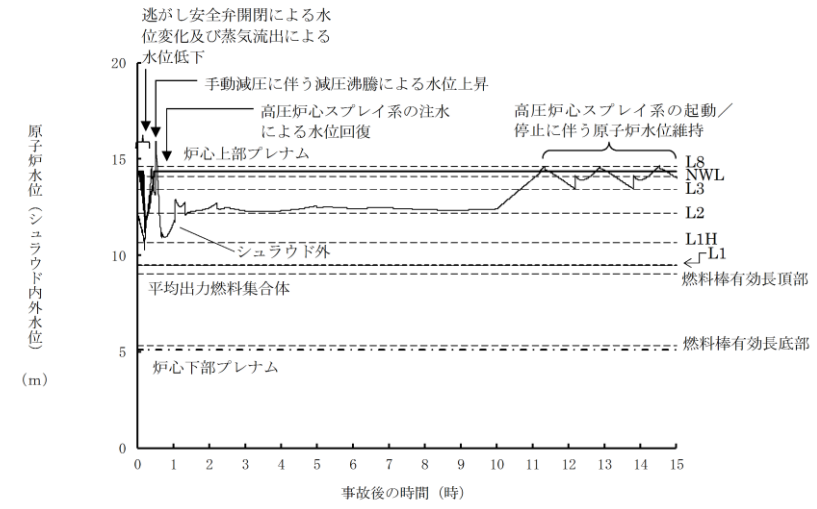
第 2.7.9 図 注水流量の推移



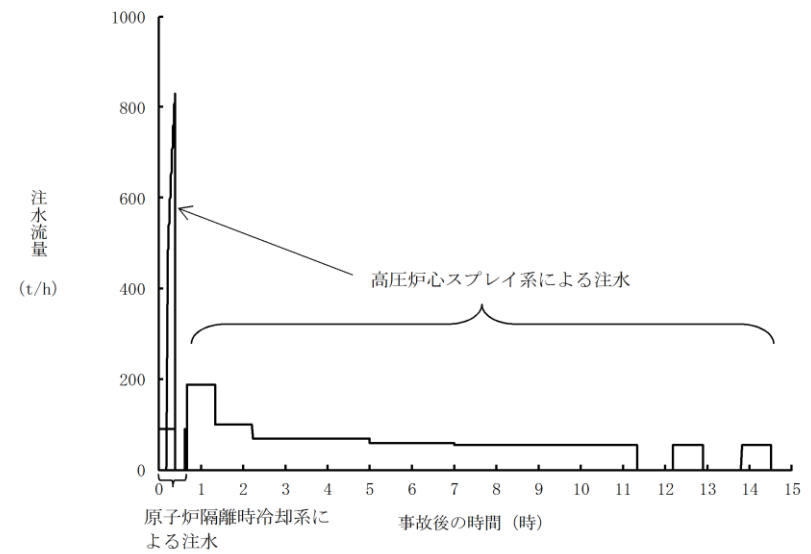
第 2.7-6 図 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移



第 2.7-7 図 注水流量の推移

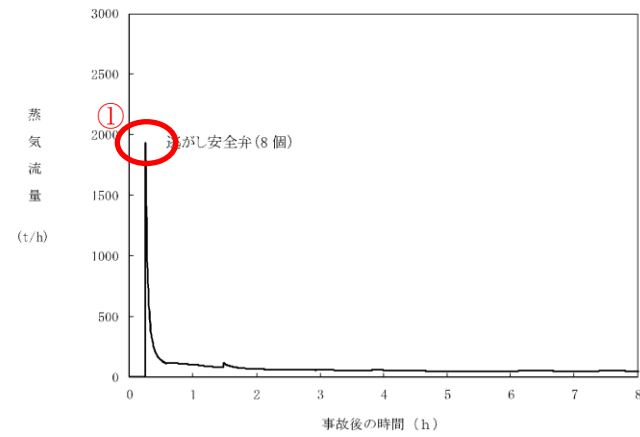


第 2.7.2-1(3) 図 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移

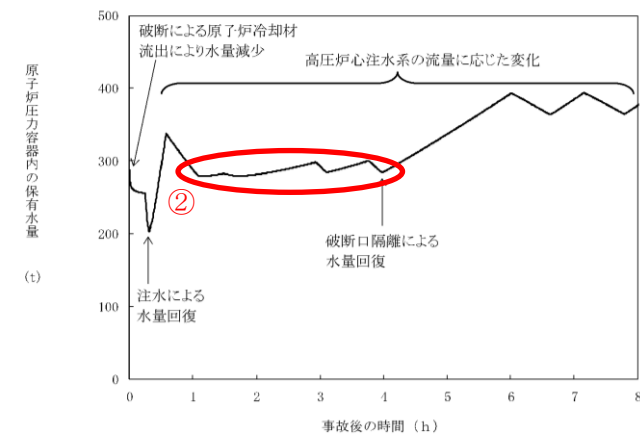


第 2.7.2-1(4) 図 注水流量の推移

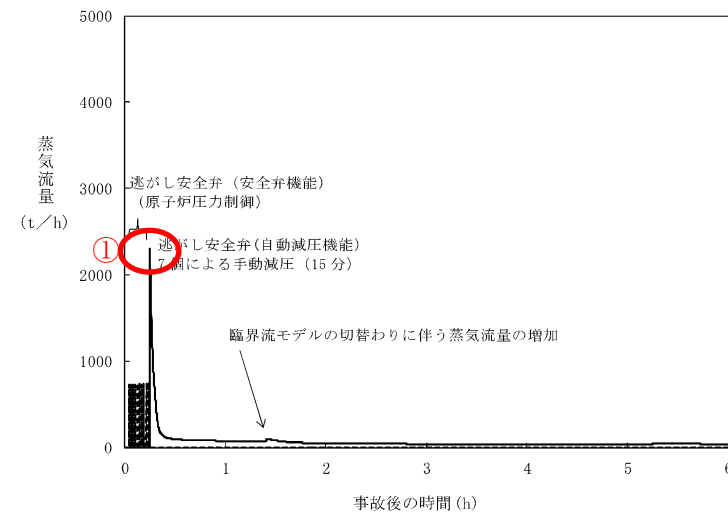
・解析結果の相違  
【東海第二】  
①東海第二では臨界流モデルの切替わりに伴い、過渡的に注水流量が変動。



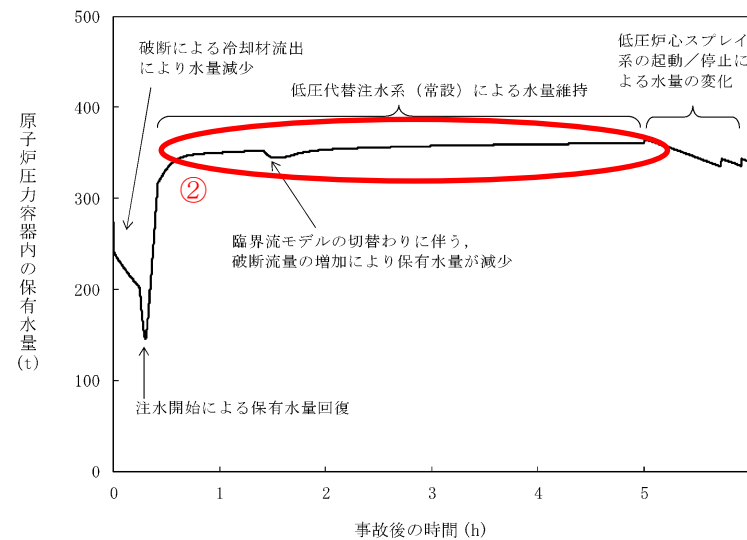
第 2.7.10 図 逃がし安全弁からの蒸気流量の推移



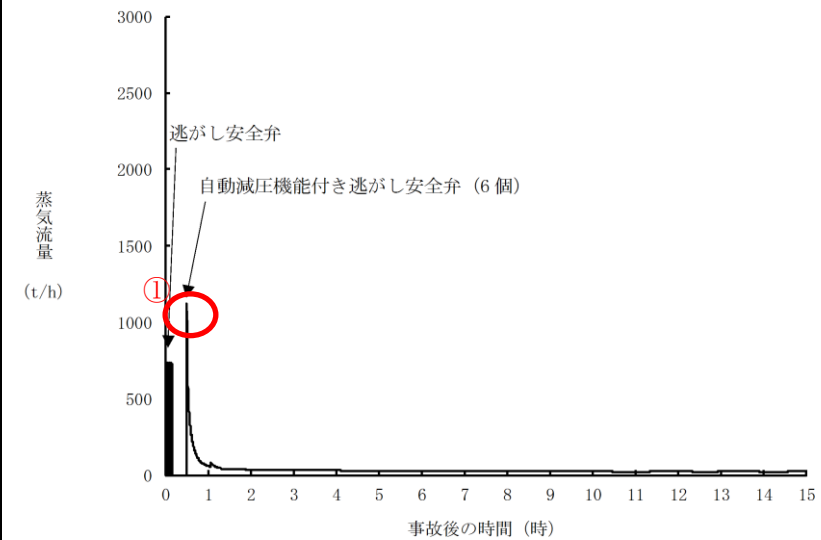
第 2.7.11 図 原子炉压力容器内の保有水量の推移



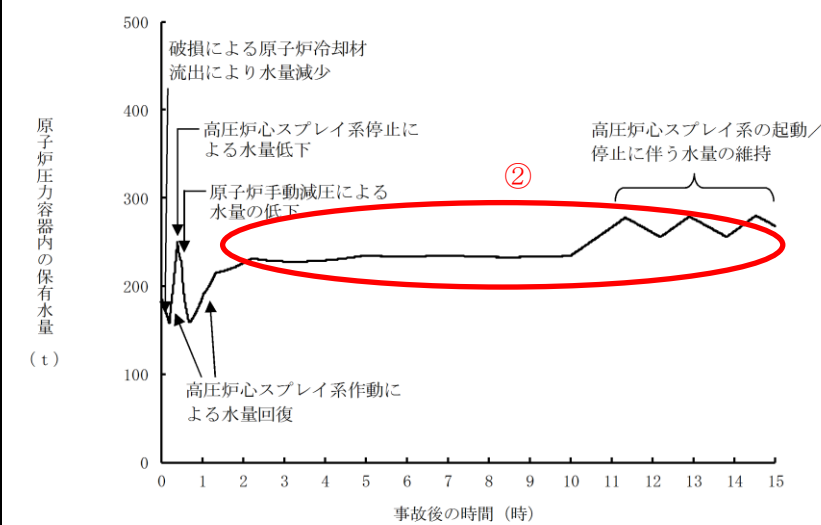
第 2.7-8 図 逃がし安全弁からの蒸気流量の推移



第 2.7-9 図 原子炉压力容器内の保有水量の推移



第 2.7.2-1(5) 図 逃がし安全弁からの蒸気流量の推移



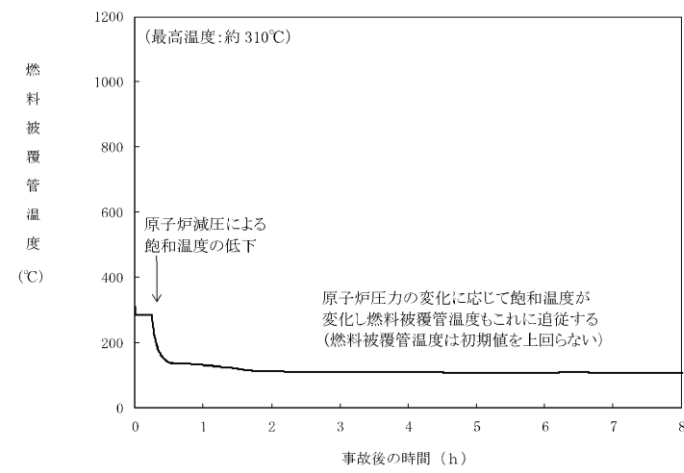
第 2.7.2-1(6) 図 原子炉压力容器内の保有水量の推移

・解析結果の相違  
【柏崎 6/7, 東海第二】  
①作動する逃がし安全弁の弁数(島根 2号炉: 6個, 柏崎 6/7: 8個, 東海第二: 7個)等の差異による蒸気流量の違い。

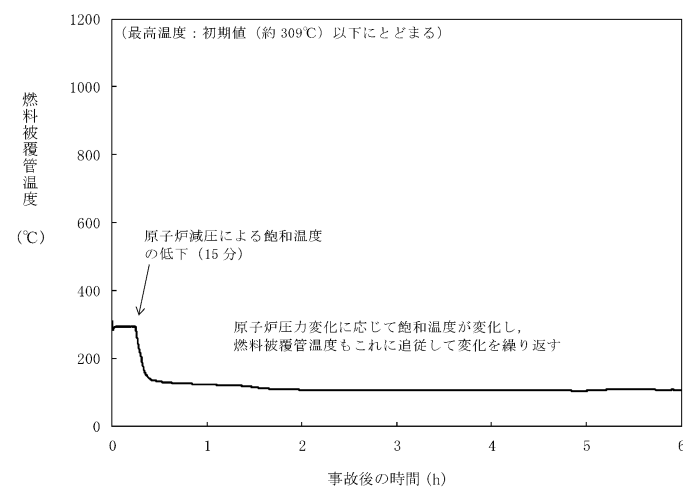
【柏崎 6/7, 東海第二】  
②破断箇所隔離前の解析上の原子炉水位制御\*の違いによる保有水量及び熱出力に依存した保有水量の差異。

\*  
島根 2号炉, 東海第二: L2 以上  
柏崎 6/7: L1-L1.5

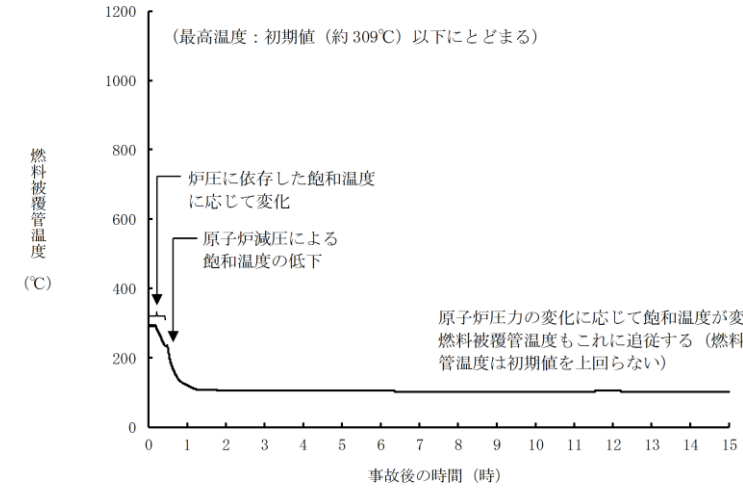
・解析結果の相違  
【柏崎6/7, 東海第二】



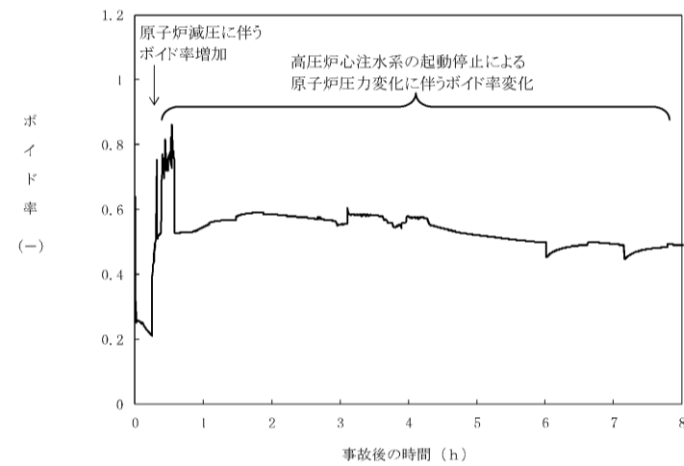
第 2.7.12 図 燃料被覆管温度の推移



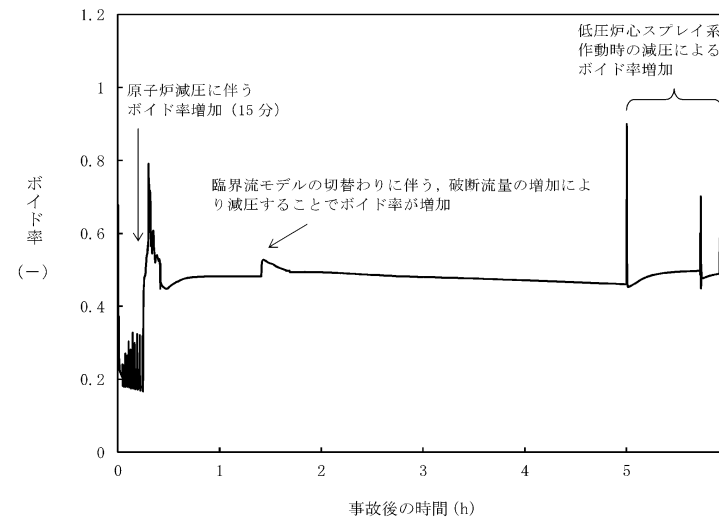
第 2.7-10 図 燃料被覆管温度の推移



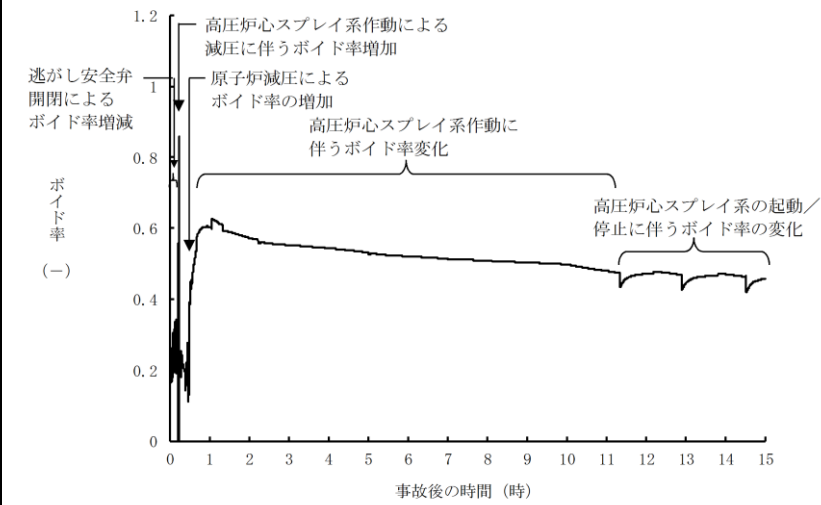
第 2.7.2-1(7) 図 燃料被覆管温度の推移



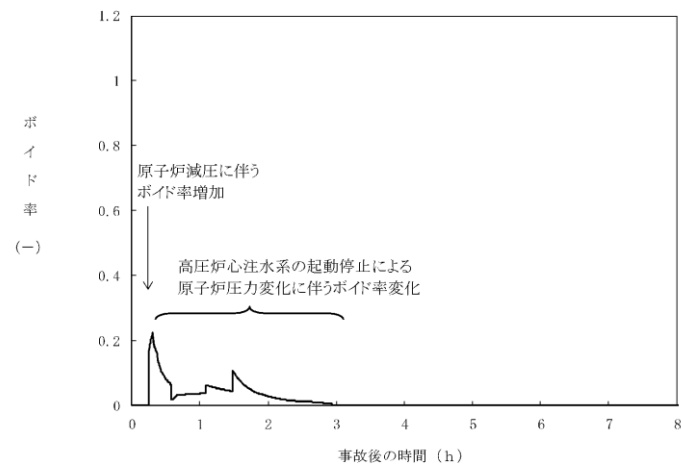
第 2.7.13 図 高出力燃料集合体のボイド率の推移



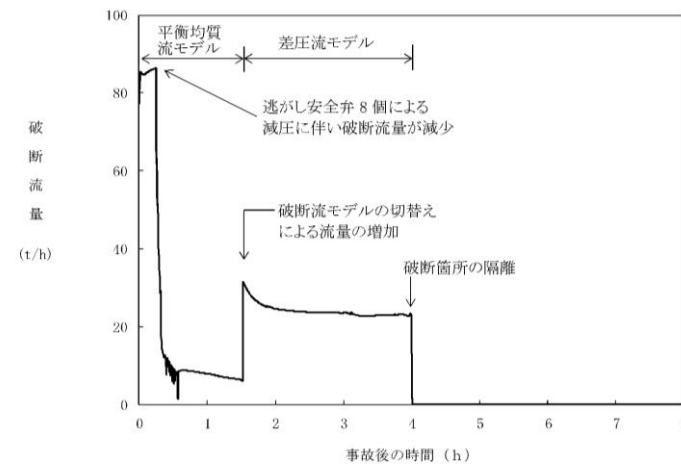
第 2.7-11 図 高出力燃料集合体のボイド率の推移



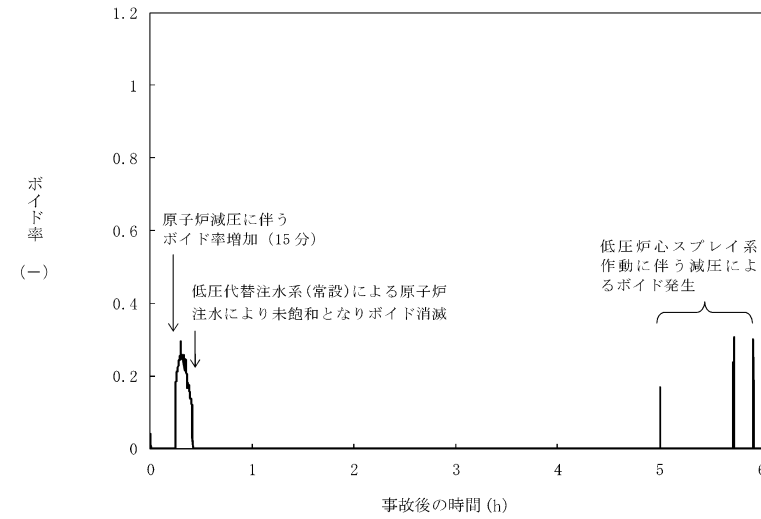
第 2.7.2-1(8) 図 高出力燃料集合体のボイド率の推移



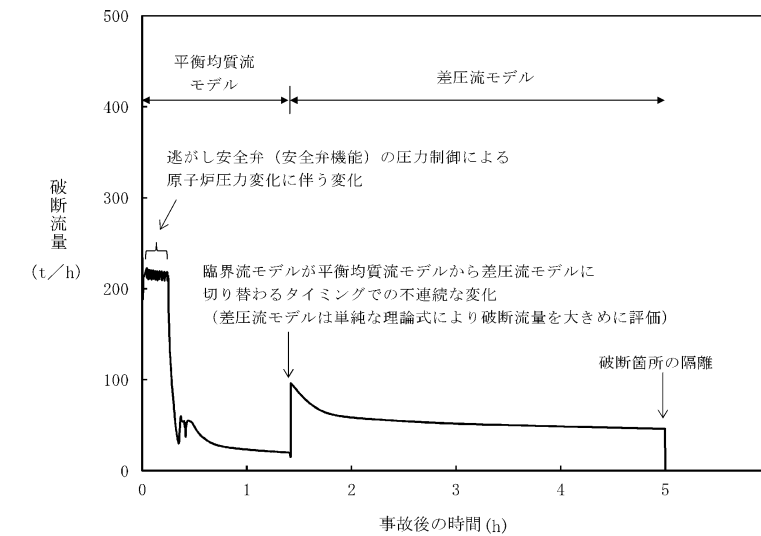
第 2.7.14 図 炉心下部プレナム部のボイド率の推移



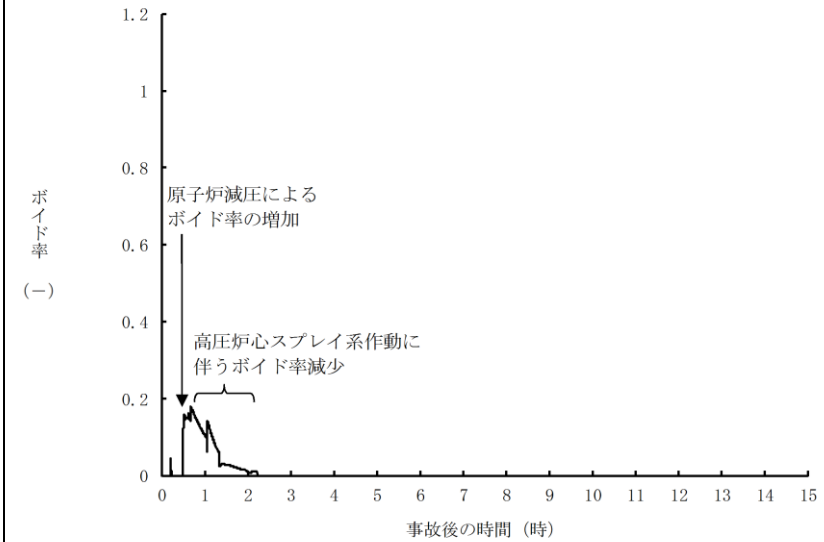
第 2.7.15 図 破断流量の推移



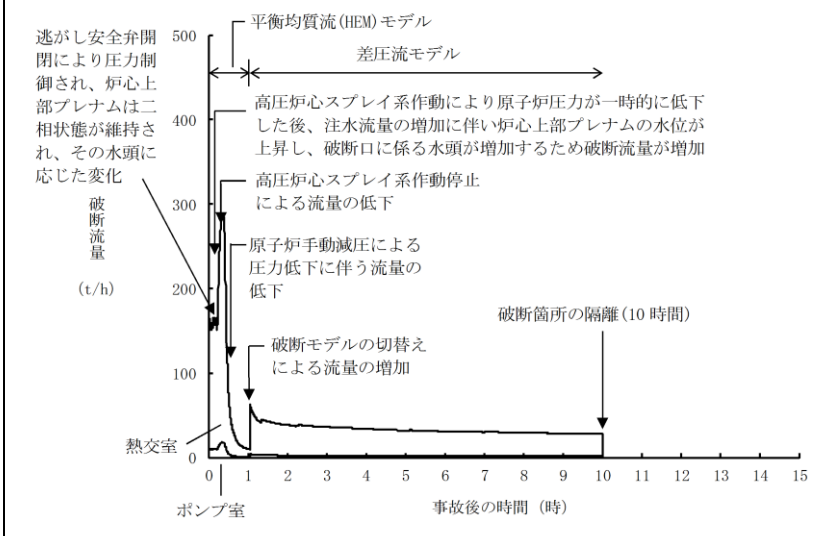
第 2.7-12 図 炉心下部プレナム部のボイド率の推移



第 2.7-13 図 破断流量の推移



第 2.7.2-1(9) 図 炉心下部プレナム部のボイド率の推移



第 2.7.2-1(10) 図 破断流量の推移

備考  
・解析結果の相違  
【柏崎 6/7, 東海第二】

第2.7.1表 「格納容器バイパス(インターフェースシステムLOCA)」の重大事故等対策について(1/2)

判断及び操作	手順	常設設備	可搬型設備	計装設備
インターフェースシステムLOCA発生	原子炉冷却材圧力バウダリと接続された系統で、高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェースとなる配管のうち、隔離弁の高圧側等により低圧設計部分が過圧され破断すること、インターフェースシステムLOCAが発生する。破断箇所から原子炉冷却材が流出することにより、原子炉電源ブローアウトハバネルが開放する。	原子炉建屋ブローアウトハバネル	-	-
外部電源喪失及び原子炉スクラム確認	外部電源喪失が発生し、原子炉がスクラムしたことを確認する。	【非常用ディーゼルの発電機】 【格納タンク】	-	平均出力領域モニタ 起動領域モニタ
原子炉隔離時冷却系による原子炉注水	原子炉スクラム後、原子炉水位は低下し続け、原子炉水位低(レベル2)で原子炉隔離時冷却系が自動起動し、原子炉注水を開始する。	【原子炉隔離時冷却系】 【高圧炉心スプレイス系】	-	原子炉水位 (SN) 原子炉圧力 (SN) 【原子炉隔離時冷却系系統流量】 【高圧炉心スプレイス系】
高圧炉心注水による原子炉注水	高圧炉心注水による原子炉注水を開始し、原子炉水位を回復する。	高圧炉心注水	-	原子炉水位 (SN) 原子炉圧力 (SN) 【高圧炉心注水系統流量】 【高圧炉心注水】
インターフェースシステムLOCA発生確認	原子炉水位及び原子炉圧力の低下によりLOCA事象を確認し、格納容器圧力の上昇がないことから原子炉隔離時冷却系が動作していることを確認し、高圧炉心注水ポンプ吐出圧力降下の上昇(破断箇所が小さく漏れ込みが多い場合は、運転員の対応により低下傾向を示す場合もある)により低圧設計部分が過圧されたことを確認し、インターフェースシステムLOCAが発生したことを確認する。	-	-	原子炉水位 (SN) 原子炉圧力 (SN) 【高圧炉心注水】 【高圧炉心注水系統流量】
中央制御室での高圧炉心注水系統確認	中央制御室からの遠隔操作により高圧炉心注水の隔離弁を開放するが、高圧炉心注水系統の隔離弁に失敗し、高圧炉心注水系統の隔離に失敗する。	-	-	原子炉圧力 (SN) 原子炉水位 (SN) 【高圧炉心注水】 【高圧炉心注水系統流量】
逃がし安全弁による原子炉電源喪失	高圧炉心注水系統の隔離に失敗するため、破断箇所からの漏れい量を抑制するため原子炉がスクラムする。	逃がし安全弁	-	原子炉圧力 (SN) 原子炉水位 (SN)
高圧炉心注水による原子炉注水	原子炉電源喪失により原子炉水位が低下し、原子炉水位低(レベル1)で高圧炉心注水系統が自動起動し、原子炉注水を開始する。原子炉水位回復後は、格納容器からの漏れい抑制のため高圧炉心注水ポンプがスクラムして停止する。	【高圧炉心注水】 【高圧炉心注水系統流量】	-	原子炉水位 (SN) 原子炉圧力 (SN) 【高圧炉心注水系統流量】 【高圧炉心注水】

① 重大事故等対策(設計基準拡張)

第2.7-1表 格納容器バイパス (ISLOCA) における重大事故等対策について (1/3)

操作及び確認	手 順	重大事故等対策設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
ISLOCA発生	原子炉冷却材圧力バウダリと接続された系統で、高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェースとなる配管のうち、隔離弁の破断等により低圧設計部分が過圧され破断すること、インターフェースシステムLOCAが発生することにより、原子炉電源ブローアウトハバネルが開放する。	-	-	-
外部電源喪失及び原子炉スクラム確認	外部電源喪失が発生し、原子炉がスクラムしたことを確認することを確認する。	非常用ディーゼルの発電機* 格納タンク	-	平均出力領域計装* 起動領域計装*
原子炉隔離時冷却系による原子炉注水	原子炉スクラム後、原子炉水位は低下し続け、原子炉水位異常低下(レベル2)で原子炉隔離時冷却系が自動起動し、原子炉注水を開始する。	原子炉隔離時冷却系* サブプレッション・チェンバ* ポンパ*	-	原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域) 原子炉水位 (広帯域)* 原子炉水位 (燃料域)* 原子炉隔離時冷却系系統流量*
ISLOCA発生確認	原子炉水位及び原子炉圧力の低下によりLOCA事象を確認し、格納容器圧力の上昇がないことから格納容器外での漏れ込み事象であることを確認し、格納容器圧力の上昇(破断箇所が小さく漏れ込みが多い場合は、運転員の対応により低下傾向を示す場合もある)により低圧設計部分が過圧されたことを確認し、ISLOCAが発生したことを確認する。	-	-	原子炉圧力 (SA) 原子炉水位* 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域) 原子炉水位 (広帯域)* 原子炉水位 (燃料域)* ドライウェル系閉気温度 ドライウェル圧力 残留熱除去系ポンプ吐出圧力*

① \* 既許可の対象となっている設備を重大事故等対策設備に位置付けるもの

第2.7.1-1表 「格納容器バイパス(ISLOCA)」の重大事故等対策について (1/3)

判断及び操作	手 順	重大事故等対策設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
原子炉冷却材圧力バウダリと接続された系統で、高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェースとなる配管のうち、隔離弁の破断等により低圧設計部分が過圧され破断すること、インターフェースシステムLOCAが発生することにより、原子炉電源ブローアウトハバネルが開放する。	原子炉建屋ブローアウトハバネル	-	-	-
外部電源喪失及び原子炉スクラム確認	外部電源喪失が発生し、原子炉がスクラムしたことを確認することを確認する。	【非常用ディーゼルの発電機】 【ディーゼルの燃料貯蔵タンク】	-	平均出力領域計装
原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイス系による原子炉注水	原子炉スクラム後、原子炉水位は低下し、原子炉水位低(レベル2)で原子炉隔離時冷却系が自動起動するが、原子炉水位は低下し続け、原子炉水位低(レベル1H)で高圧炉心スプレイス系が自動起動する。	【原子炉隔離時冷却系】 【高圧炉心スプレイス系】 サブプレッション・チェンバ	-	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 【原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量】 【高圧炉心スプレイスポンプ出口流量】
高圧炉心注水による原子炉注水	高圧炉心注水系統を確認後、高圧炉心注水系統を起動し、原子炉水位を回復する。	高圧炉心注水 サブプレッション・チェンバ	-	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 高圧炉心注水系統流量

① 【】：重大事故等対策設備(設計基準拡張)  
有効な評価加工考慮しない条件

備考  
本文比較表に記載の差異以外で主要な差異について記載  
・記載表現の相違  
【東海第二】  
①島根2号炉は、重大事故等時に設計基準対策施設としての機能を期待する設備を「重大事故等対策設備(設計基準拡張)」と位置付けている。

第2.7.1表 「格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)」の重大事故等対策について(2/2)

判断及び操作	手順	有効性評価上期待する事故対処設備	
		常設設備	計装設備
残留熱除去系(サブプレッショントン・チェンバ・プールの水冷却モード)運転	原子炉急速減圧によりサブプレッショントン・チェンバ・プールの水温度が35℃を超えた時点で、残留熱除去系によるサブプレッショントン・チェンバ・プールの水冷却モード運転を開始する。	【残留熱除去系(サブプレッショントン・チェンバ・プールの水冷却モード)】	サブプレッショントン・チェンバ・プールの水温度 【残留熱除去系系統流量】
現場操作での高圧炉心注水系統隔離操作	破断箇所からの漏えい抑制を継続し、現場操作により高圧炉心注水系統の全閉操作を実施し、高圧炉心注水系統を隔離する。	【高圧炉心注水系統】	原子炉水位 (SA) 原子炉水位
高圧炉心注水系統隔離後の水位維持	高圧炉心注水系統の隔離に成功した後は、健全側の高圧炉心注水系統により、原子炉水位を原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)の間で維持する。	【高圧炉心注水系統】	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【高圧炉心注水系統系統流量】 サブプレッショントン・チェンバ・プールの水位

① 【 】：重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

第2.7-1表 格納容器バイパス (ISLOCA) における重大事故等対策について (2/3)

操作及び確認	手順	重大事故等対処設備	
		常設設備	計装設備
中央制御室での残留熱除去系隔離失敗	中央制御室からの遠隔操作により残留熱除去系の隔離操作を実施するが、残留熱除去系注入弁の閉操作に失敗し、残留熱除去系の隔離に失敗する。	-	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力* 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域) 原子炉水位 (広帯域)* 原子炉水位 (燃料域)*
逃がし安全弁による原子炉急速減圧	残留熱除去系の隔離に失敗するため、低圧炉心スプレッション系を起動した後、破断箇所からの漏えい量を抑制するため原子炉を急速減圧する。	低圧炉心スプレッション系* 逃がし安全弁(自動減圧機能)* サブプレッショントン・チェンバ*	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力* 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域) 原子炉水位 (広帯域)* 原子炉水位 (燃料域)* 低圧代替注水系統原子炉注水流量(常設ライン用) 代替淡水貯槽水位
低圧代替注水系統(常設)による原子炉注水	外流水源にて注水可能な系統として低圧代替注水系統(常設)を起動する。逃がし安全弁による原子炉急速減圧により、低圧代替注水系統(常設)の系統圧力を下回ると原子炉注水が開始され、原子炉水位が回復する。原子炉水位回復後は、破断箇所からの漏えい抑制のため、原子炉水位異常低下(レベル2)以上で低めに維持する。	常設代替交流電源設備 常設低圧代替注水系統ポンプ 代替淡水貯槽 軽油貯蔵タンク	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力* 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域) 原子炉水位 (広帯域)* 原子炉水位 (燃料域)* 低圧代替注水系統原子炉注水流量(常設ライン用) 代替淡水貯槽水位
残留熱除去系(サブプレッショントン・プールの冷却モード)運転	原子炉急速減圧によりサブプレッショントン・プールの水温度が32℃に到達した時点で、残留熱除去系(サブプレッショントン・プールの冷却モード)の運転を開始する。	残留熱除去系(サブプレッショントン・プールの冷却モード) サブプレッショントン・チェンバ*	サブプレッショントン・プールの水温度 残留熱除去系系統流量*

① \* 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

第2.7.1-1表 「格納容器バイパス(ISLOCA)」の重大事故等対策について(2/3)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備	
		常設設備	計装設備
インターフェイスシステムLOCA発生確認	原子炉水位及び原子炉圧力の低下によりLOCA事象を確認し、格納容器温度、格納容器圧力の上昇がないことから原子炉圧力容器外での漏えい事象であることを確認し、残留熱除去ポンプ出口圧力指示の上昇(破断面積が大きく漏えい量が多い場合は、運転員の対応なしに低下傾向を示す場合もある)により低圧設計部分が過圧されたことを確認し、インターフェイスシステムLOCAが発生したことを確認する。	-	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 原子炉水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) ドライウェル圧力 (SA) ドライウェル温度 (SA) 【残留熱除去ポンプ出口圧力】
中央制御室での残留熱除去系隔離失敗	中央制御室からの遠隔操作により残留熱除去系の隔離操作を実施するが、残留熱除去系注水弁の開操作に失敗し、残留熱除去系の隔離に失敗する。	-	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 原子炉水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
逃がし安全弁による原子炉急速減圧	残留熱除去系の隔離に失敗するため、破断箇所からの漏えい量を抑制するため原子炉を急速減圧する。	自動減圧機能付き逃がし安全弁	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 原子炉水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
高圧炉心スプレッションによる原子炉注水	原子炉水位回復後は、破断箇所からの漏えい抑制のため、原子炉水位低(レベル2)以上で低めに維持する。	【高圧炉心スプレッション】 サブプレッショントン・チェンバ	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 【高圧炉心スプレッション出口流量】
残留熱除去系(サブプレッショントン・プールの冷却モード)運転	原子炉急速減圧によりサブプレッショントン・プールの水温度が35℃を超えた時点で、健全側の残留熱除去系によるサブプレッショントン・プールの冷却モード運転を開始する。	【残留熱除去系(サブプレッショントン・プールの冷却モード)】	サブプレッショントン・プールの水温度 (SA) 【残留熱除去ポンプ出口流量】

① 【 】：重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

有劣性評価上考慮しない操作

第2.7-1 表 格納容器バイパス (ISLOCA) における重大事故等対策について (3/3)

操作及び確認	手順	重大事故等対処設備	
		常設設備	可搬型設備
現場操作での残留熱除去系隔離操作	破断箇所からの漏えい抑制が継続し、現場操作により残留熱除去系注入弁の全閉操作を実施し、残留熱除去系を隔離する。	残留熱除去系注入弁*	原子炉水位 (S A広帯域) 原子炉水位 (S A燃料域) 原子炉水位 (広帯域)* 原子炉水位 (燃料域)*
残留熱除去系隔離後の水位維持	残留熱除去系の隔離が成功した後は、低圧炉心スプレイ系により、原子炉水位を原子炉水位低 (レベル3) から原子炉水位高 (レベル8) の間で維持する。	低圧炉心スプレイ系* サブレーション・チェンバ* ンバ*	原子炉圧力 (S A) 原子炉圧力* 原子炉水位 (S A広帯域) 原子炉水位 (S A燃料域) 原子炉水位 (広帯域)* 原子炉水位 (燃料域)* 低圧炉心スプレイ系流量*

①

\* 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

第2.7.1-1 表 「格納容器バイパス (ISLOCA)」の重大事故等対策について (3/3)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備	
		常設設備	可搬型設備
残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) 運転	破断箇所からの漏えい水の温度抑制のため、残留熱除去系サブレーション・プール冷却モード運転から原子炉停止時冷却モード運転に切り替える。	【残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)】	原子炉圧力 (S A) 原子炉圧力 【残留熱除去系ポンプ出口流量】 【残留熱除去系熱交換器入口温度】
現場操作での残留熱除去系隔離操作	破断箇所からの漏えい抑制を継続し、現場操作により残留熱除去系注水弁の全閉操作を実施し、残留熱除去系を隔離する。	【残留熱除去系注水弁】	原子炉水位 (S A) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
残留熱除去系隔離後の水位維持	残留熱除去系の隔離が成功した後は、高圧炉心スプレイ系により、原子炉水位を原子炉水位低 (レベル3) から原子炉水位高 (レベル8) の間で維持する。	【高圧炉心スプレイ系】 サブレーション・チェンバ	原子炉水位 (S A) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 【高圧炉心スプレイポンプ出口流量】

①

【 】：重大事故等対処設備 (設計基準拡張)  
■：有効性評価上考慮しない操作

第2.7.2表 主要解析条件 (格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)) (1/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	SAFER	-
原子炉熱出力	3, 926MWt	定格原子炉熱出力として設定
原子炉圧力	7. 07MPa [gage]	定格原子炉圧力として設定
原子炉水位	通常運転水位 (セパレータスカート下端から+119cm)	通常運転時の原子炉水位として設定
炉心流量	52, 200t/h	定格流量として設定
炉心入口温度	約 278℃	熱平衡計算による値
炉心入口サブクール度	約 10℃	熱平衡計算による値
燃料	9 × 9 燃料 (A型)	-
最大線出力密度	44. 0kW/m	① 設計限界値として設定
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5. 1-1979 燃焼度 33GWd/t	② サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し、10%の保守性を考慮して設定
外部水源の温度	50℃ (事象開始 12 時間以降は 45℃, 事象開始 24 時間以降は 40℃)	復水移送ポンプ吐出温度を参考に設定

初期条件

第2.7-2表 主要解析条件 (格納容器バイパス (ISLOCA)) (1/5)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	SAFER	-
原子炉熱出力	3, 293MW	定格原子炉熱出力として設定
原子炉圧力 (圧力容器ドーム部)	6. 93MPa [gage]	定格原子炉圧力として設定
原子炉水位	通常運転水位 (セパレータスカート下端から+126 cm)	通常運転時の原子炉水位として設定
炉心流量	48, 300t/h	定格流量として設定
炉心入口温度	約 278℃	熱平衡計算による値
炉心入口サブクール度	約 9℃	熱平衡計算による値
燃料	9 × 9 燃料 (A型)	-
最大線出力密度	44. 0kW/m	① 通常運転時の熱的制限値として設定
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5. 1-1979 燃焼度 33GWd/t	② 1サイクルの運転期間 (13ヶ月) に調整運転期間 (約1ヶ月) を考慮した運転期間に対応する燃焼度として設定

初期条件

第2.7.2-1表 主要解析条件 (格納容器バイパス (ISLOCA)) (1/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	SAFER	-
原子炉熱出力	2, 436MW	定格原子炉熱出力として設定
原子炉圧力	6. 93MPa [gage]	定格原子炉圧力として設定
原子炉水位	通常水位 (気水分離器下端から+83 cm)	通常運転時の原子炉水位として設定
炉心流量	35. 6 × 10 <sup>4</sup> t/h	定格炉心流量として設定
炉心入口温度	約 278℃	熱平衡計算による値
炉心入口サブクール度	約 9℃	熱平衡計算による値
燃料	9 × 9 燃料 (A型)	9 × 9 燃料 (A型), 9 × 9 燃料 (B型) は熱水力的な特性は同等であり、その相違は燃料棒最大線出力密度の保守性に包摂されること、また、9 × 9 燃料の方が MOX 燃料よりも崩壊熱が大きく、燃料被覆管温度上昇の観点で厳しいため、MOX 燃料の評価は 9 × 9 燃料 (A型) の評価に包摂されることを考慮し、代表的に 9 × 9 燃料 (A型) を設定
燃料棒最大線出力密度	44. 0kW/m	① 通常運転時の熱的制限値を設定 (高出力燃料集合体)
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5. 1-1979 (燃焼度 33GWd/t)	② サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し、10%の保守性を考慮
水源温度	49℃	サブプレッション・チェンバからの注水における代表温度を設定

初期条件

- ・解析条件の相違
- 【柏崎 6/7】
- ①条件設定は同じだが、通常運転時の熱的制限値を設定していることを明確に記載。
- 【東海第二】
- ②条件設定は同じだが、設定プロセスが異なり、平衡炉心サイクル末期の炉心平均燃焼度に対して、ばらつきとして10%の保守性を考慮し設定。



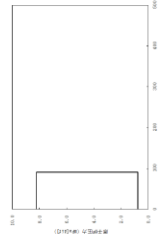
第2.7.2表 主要解析条件(格納容器バイパス(インターフェースシステムLOCA))(2/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
事故条件	起因事象	高圧炉心注水系の吸込配管の破断 破断面積は10cm <sup>2</sup>	圧力応答評価に基づき評価された漏えい面積に十分に余裕をとった値として設定
	安全機能の喪失に対する仮定	インターフェースシステムLOCAが発生した側の高圧注水系の機能喪失	インターフェースシステムLOCAが発生した側の高圧炉心注水系の機能喪失
	外部電源	外部電源なし	外部電源の有無を比較し、外部電源なしの場合は給復水系による給水がなく、原子炉水位の低下が早くなることから、外部電源なしを設定

第2.7-2表 主要解析条件(格納容器バイパス(ISOLOCA))(2/5)


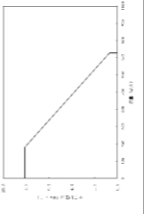
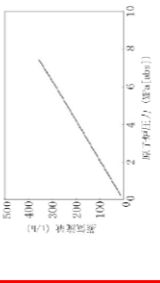
項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
事故条件	起因事象	残留熱除去系B系の熱交換器フランジ部の破断 破断面積は約21cm <sup>2</sup>	圧力応答評価に基づき評価した結果に十分に余裕をとった値として設定 (添付資料2.7.2)
	安全機能の喪失に対する仮定	残留熱除去系B系の機能喪失	ISOLOCAが発生した系統が機能喪失するものとして設定
		高圧炉心スプレイス系及び残留熱除去系C系の機能喪失	残留熱除去系B系が設置されている原子炉建屋西側は原子炉冷却材の漏えいにより高温多湿となるため、保守的に同じ原子炉建屋西側に設置されている高圧炉心スプレイス系及び残留熱除去系C系が機能喪失するものとして設定
外部電源	外部電源なし	外部電源なしの場合は給水・復水系による給水がなく、原子炉水位の低下が早くなることから、外部電源なしを設定 また、原子炉スクラムまで炉心の冷却の観点で厳しくなり、外部電源がある場合を包含する条件として、原子炉スクラムは原子炉水位低(レベル3)、再循環系ポンプトリップは原子炉水位異常低下(レベル2)にて発生するものとする	

第2.7.2-1表 主要解析条件(格納容器バイパス(ISOLOCA))(2/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
事故条件	起因事象	残留熱除去系(低圧注水モード)の破断 破断面積 残留熱除去系熱交換器フランジ部:16cm <sup>2</sup> 残留熱除去系機器等:1cm <sup>2</sup>	運転中に弁の開閉試験を実施する系統のうち、低圧設計部の耐圧バウダリとなる箇所に対する実耐力を踏まえた影響評価結果を踏まえて設定
	安全機能の喪失に対する仮定	インターフェースシステムLOCAが発生した側の残留熱除去系の機能喪失	インターフェースシステムLOCAが発生した側の残留熱除去系が機能喪失するものとして設定
	外部電源	外部電源なし	外部電源の有無を比較し、外部電源なしの場合は給水・復水系による給水がなく、原子炉水位の低下が早くなることから、外部電源なしを設定 また、原子炉スクラムまで炉心の冷却の観点で厳しくなり、外部電源がある場合を包含する条件として、原子炉スクラムは、原子炉水位低(レベル3)信号にて発生し、再循環ポンプトリップは、原子炉水位低(レベル2)信号にて発生するものとする
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉スクラム信号	原子炉水位低(レベル3) (遅れ時間:1.05秒)	保有水量の低下を保守的に評価するスクラム条件を設定
	原子炉隔離時冷却系	原子炉水位低(レベル2)にて自動起動 9lm <sup>3</sup> /h(8.21~0.74MPa[diff]において)にて注水	原子炉隔離時冷却系の設計値として設定 

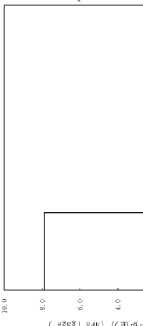
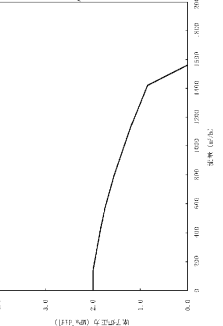
備考  
・解析条件の相違  
【柏崎6/7, 東海第二】

第2.7.2表 主要解析条件 (格納容器バイパス (インターフェースシステム LOCA)) (3/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉スクラム信号	炉心流量急減 (遅れ時間: 2.05 秒)	安全保護系等の遅れ時間を考慮して設定
原子炉隔離時冷却系	原子炉水位低 (レベル2) にて自動起動 182m <sup>3</sup> /h (8.12~1.03MPa [dif]において) にて注水	原子炉隔離時冷却系による注水特性 
高圧炉心注水系	原子炉水位低 (レベル1.5) にて自動起動 727m <sup>3</sup> /h (0.69MPa [dif]において) にて注水	高圧炉心注水系の設計値として設定 
逃がし安全弁	自動減圧機能付き逃がし安全弁の8個を 開閉システムによる原子炉隔離時冷却系 蒸気流量の関係 	逃がし安全弁の設計値に基づき蒸気流量及び原子炉圧力 の関係から設定

重大事故等対策に関連する機器条件

第2.7-2表 主要解析条件 (格納容器バイパス (ISLOCA)) (3/5)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉スクラム信号	原子炉水位低 (レベル3) (遅れ時間: 1.05 秒)	安全保護系等の遅れ時間を考慮して設定
原子炉隔離時冷却系	原子炉水位異常低下 (レベル2) にて自動起動 136.7m <sup>3</sup> /h (7.86MPa [gage] ~1.04MPa [gage]) に おいて) にて注水	原子炉隔離時冷却系ポンプ による注水特性 
低圧炉心スプレイ系	1,419m <sup>3</sup> /h (0.84MPa [dif]において) (最大1,561m <sup>3</sup> /h) にて注水	低圧炉心スプレイ系の設計値として設定 

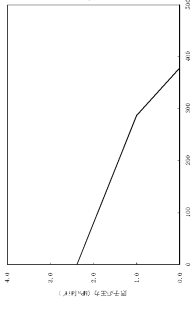
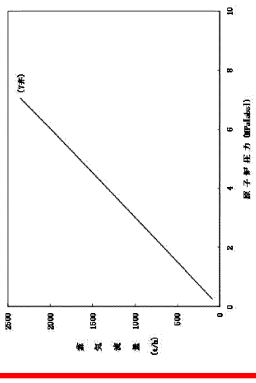
重大事故等対策に関連する機器条件

・解析条件の相違  
【柏崎6/7, 東海第二】

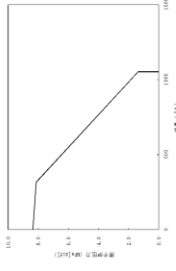
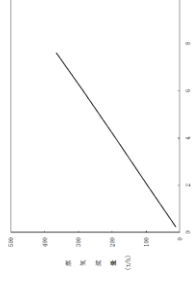
第2.7.2表 主要解析条件 (格納容器バイパス(インターフエイスシステム LOCA)) (4/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
逃がし安全弁による原子炉減圧操作	事象発生 15 分後	インターフエイスシステム LOCA の発生を確認した後、中央制御室において隔離操作を行うが、その隔離操作失敗の判断時間及び逃がし安全弁の操作時間を考慮して事象発生 15 分後を設定
高圧炉心注水系の破断箇所隔離操作	事象発生 4 時間後	破断面積 10cm <sup>2</sup> のインターフエイスシステム LOCA 発生時における原子炉建屋原子炉区域の現場環境条件を考慮し、運転員の現場移動時間及び操作時間等を踏まえて設定
重大事故等対策に関連する操作条件		

第2.7.2-2表 主要解析条件 (格納容器バイパス (ISLOCA)) (4/5)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
低圧代替注水系 (常設)	最大 378m <sup>3</sup> /h で注水	設計値に注入配管の流路圧損を考慮した値として設定 
逃がし安全弁	逃がし安全弁 (自動減圧機能) の 7 個を開すことによる原子炉急速減圧 <原子炉圧力と逃がし安全弁 7 個の蒸気流量の関係> 	逃がし安全弁の設計値に基づき蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定
重大事故等対策に関連する機器条件		

第2.7.2-1表 主要解析条件 (格納容器バイパス (ISLOCA)) (3/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
高圧炉心スプレイ系	原子炉水位低 (レベル 1 H) にて自動起動 318~1,050 m <sup>3</sup> /h (8.14~1.38MPa[di f])において) にて注水	高圧炉心スプレイ系の設計値として設定 
逃がし安全弁	逃がし弁機能 7. 58MPa[gage] × 2 個, 367t/h/個 7. 65MPa[gage] × 3 個, 370t/h/個 7. 72MPa[gage] × 3 個, 373t/h/個 7. 79MPa[gage] × 4 個, 377t/h/個 自動減圧機能付き逃がし安全弁の 6 個を開することによる原子炉急速減圧 <原子炉圧力と逃がし安全弁蒸気流量の関係> 	逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定  逃がし安全弁の設計値に基づき蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定
重大事故等対策に関連する機器条件		

・解析条件の相違  
【東海第二】  
③島根 2 号炉及び柏崎 6/7 は、逃がし安全弁 1 弁当たりの蒸気流量をグラフに記載。

第2.7-2表 主要解析条件 (格納容器バイパス (ISLOCA)) (5/5)

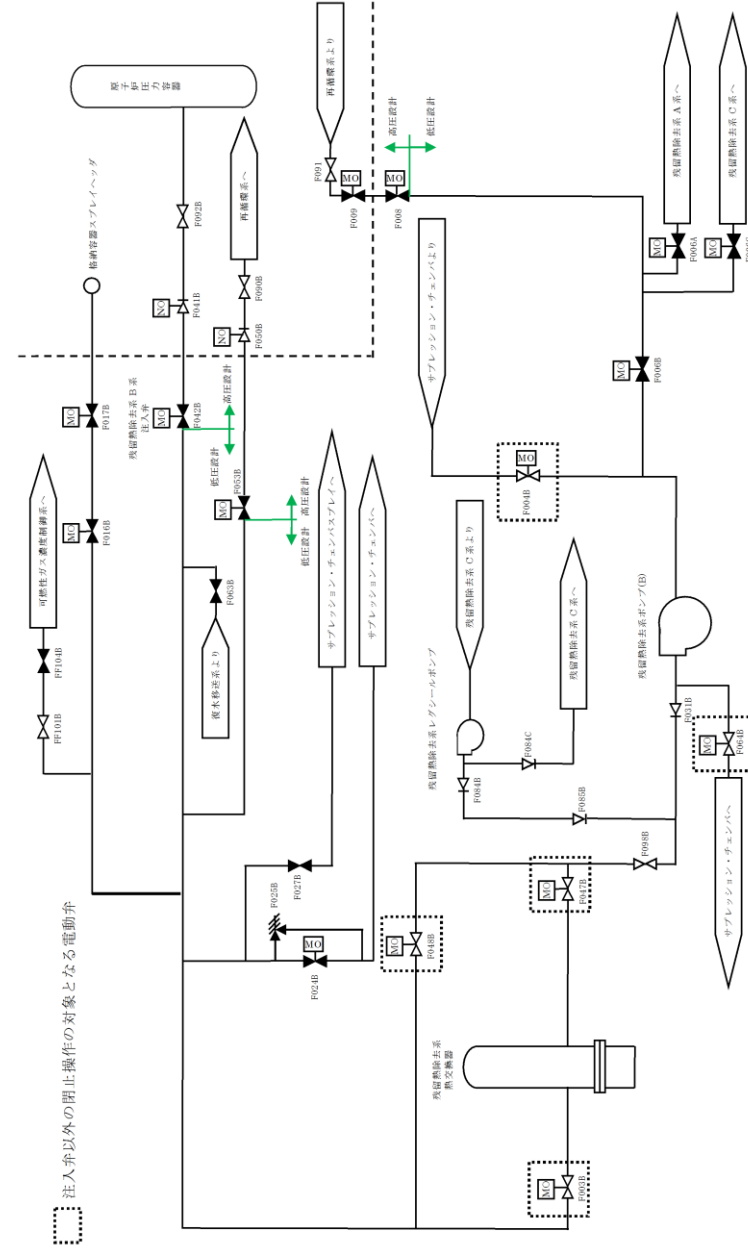
項目	主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関する操作条件	逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作	ISLOCAの発生を確認した後、中央制御室において隔離操作を行うが、その隔離操作失敗の判断時間並びに低圧炉心スプレイス系及び逃がし安全弁の操作時間を考慮して事象発生15分後を設定
	残留熱除去系の破断箇所隔離操作	破断面積約21cm <sup>2</sup> のISLOCA発生時における原子炉建屋原子炉棟内の現場環境条件を考慮し、現場移動時間、操作時間等を踏まえて余裕時間を確認する観点で設定

第2.7.2-1表 主要解析条件 (格納容器バイパス (ISLOCA)) (4/4)

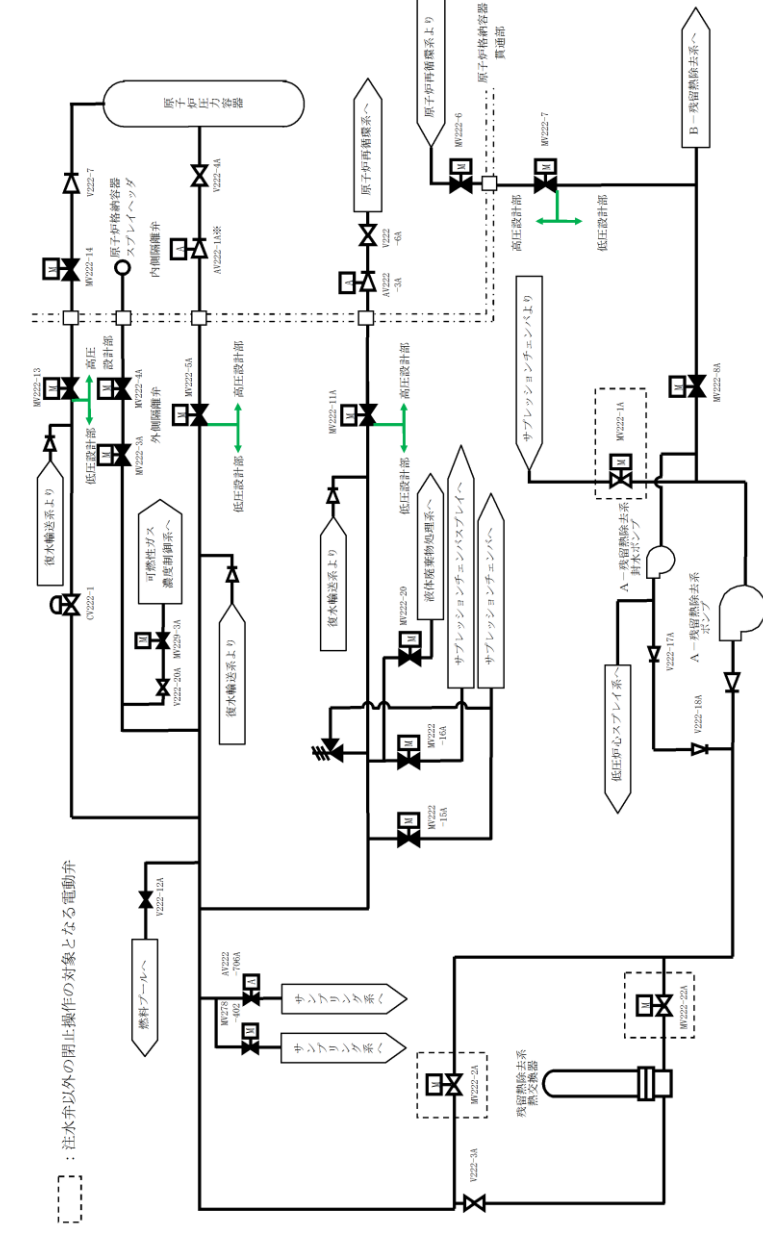
項目	主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関する操作条件	逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作	ISLOCAの発生を確認した後、中央制御室において隔離操作を行うが、その隔離操作失敗の判断時間及び逃がし安全弁の操作時間を考慮して事象発生30分後を設定。
	残留熱除去系の破断箇所隔離操作	破断面積合計17cm <sup>2</sup> のISLOCA発生時における原子炉建物原子炉区域の現場環境条件を考慮し、運転員の現場移動時間及び操作時間等を踏まえて設定。

・解析条件の相違  
【東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p style="text-align: right;">添付資料2.7.1</p> <p>インターフェイスシステムLOCA発生時の対応操作について</p> <p>残留熱除去系B系にてインターフェイスシステムLOCA（以下「ISLOCA」という。）が発生した場合の対応操作について、以下に示す。</p> <p>ISLOCAの発生を確認した場合には、中央制御室からの遠隔操作により残留熱除去系B系注入弁の閉止操作を実施することで低圧設計部への加圧を停止する。これに失敗した場合には、中央制御室からの遠隔操作により原子炉を減圧することで漏えい量を抑制するとともに、可能な限り系統の隔離状態を確保するため、中央制御室からの遠隔操作が可能な注入弁以外の電動弁の閉止操作を実施するとともに、現場操作により残留熱除去系B系注入弁を閉止する。</p> <p>また、不要な系統加圧を防止する観点で、残留熱除去系ポンプ(B)のコントロールスイッチを停止位置に固定するとともに、残留熱除去系レグシールポンプを停止する。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 2.7.1</p> <p>インターフェイスシステムLOCA発生時の対応操作について</p> <p>A-残留熱除去系にてインターフェイスシステムLOCA（以下「ISLOCA」という。）が発生した場合の対応操作について、以下に示す。</p> <p>ISLOCAの発生を確認した場合には、中央制御室からの遠隔操作によりA-残留熱除去系注水弁の閉止操作を実施することで低圧設計部への加圧を停止する。これに失敗した場合には、中央制御室からの遠隔操作により原子炉を減圧することで漏えい量を抑制するとともに、可能な限り系統の隔離状態を確保するため、中央制御室からの遠隔操作が可能な注水弁以外の電動弁の閉止操作を実施するとともに、現場操作によりA-残留熱除去系注水弁を閉止する。</p> <p>また、不要な系統加圧を防止する観点で、A-残留熱除去ポンプのコントロールスイッチを停止位置に固定するとともに、A-残留熱除去系封水ポンプを停止する。</p>	



第1図 I SLOCA時に中央制御室から遠隔操作により閉止する電動弁（残留熱除去系B系の場合）



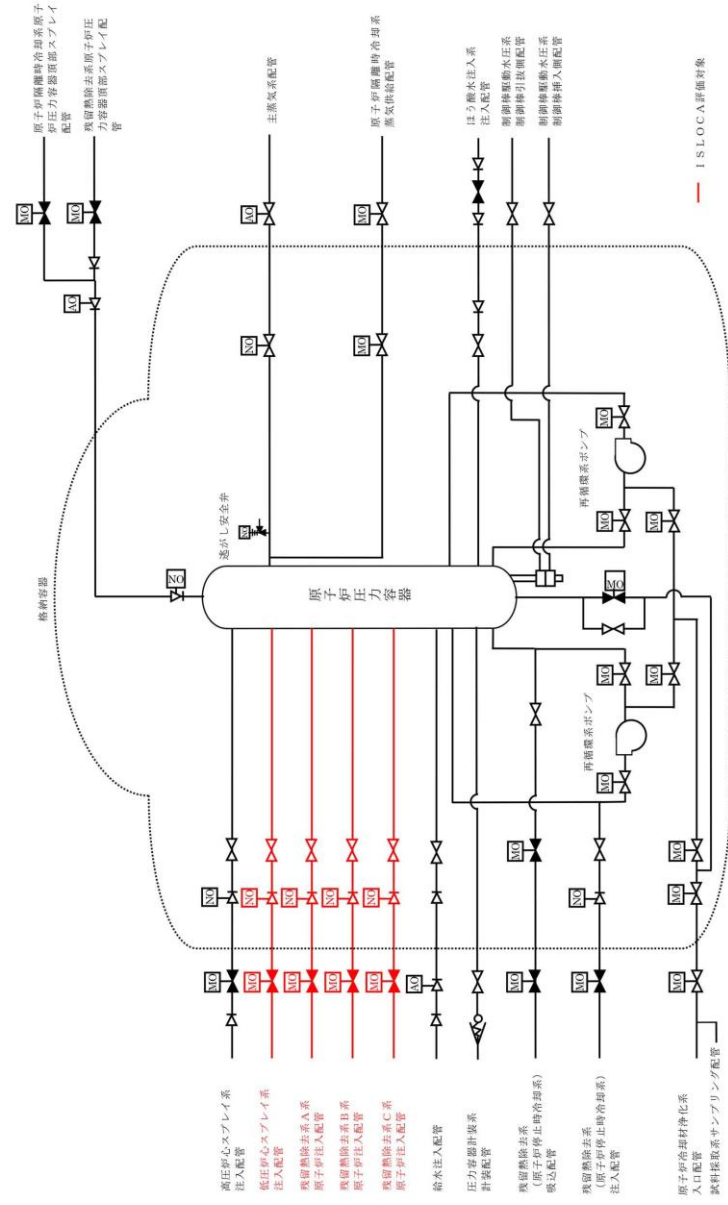
第1図 I SLOCA時に中央制御室から遠隔操作により閉止する電動弁（A-残留熱除去系の場合）

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">添付資料2.7.1</p> <p>インターフェイスシステムLOCA 発生時の破断面積及び現場環境等について</p> <p><u>インターフェイスシステムLOCA 発生時の破断箇所は、運転中に弁の開閉試験を実施する系統のうち、インターフェイスシステムLOCA が発生する可能性が最も高い高圧炉心注水系の吸込配管としている。ここでは、高圧炉心注水系の低圧設計部となっている配管、弁及び計装設備の耐圧バウンダリとなる箇所に対して、各構造の実耐力を踏まえた評価を行い、破断面積の評価及びインターフェイスシステムLOCA 発生時の現場環境への影響について評価する。</u></p>	<p style="text-align: right;">添付資料2.7.2</p> <p>インターフェイスシステムLOCA発生時の破断面積及び現場環境等について</p> <p><u>1. 評価対象系統について</u></p> <p>事故シーケンスグループ「格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）」（以下「ISLOCA」という。）では、原子炉冷却材圧力バウンダリと接続し格納容器外に敷設された配管を有する系統において、高圧設計部分と低圧設計部分を分離する隔離弁の誤開放等により低圧設計部分が過圧され、格納容器外での原子炉冷却材の漏えいが発生することを想定する。原子炉冷却材圧力バウンダリに接続し格納容器外に敷設された配管を第1図に示す。</p> <p><u>ISLOCAの評価対象となる系統は、第1表に示すとおり以下の条件を基に選定している。</u></p> <p><u>①出力運転中に高圧設計部と低圧設計部とを分離する隔離弁が閉止されており、隔離弁の誤開放等により低圧設計部が過圧されることでISLOCA発生可能性がある系統</u></p> <p><u>②出力運転中に高圧設計部と低圧設計部とを分離する隔離弁の開閉試験を実施する系統</u></p> <p><u>③出力運転中に高圧設計部と低圧設計部とを分離する隔離弁が2個以下であり、開閉試験時に隔離弁1個にて隔離機能を維持する系統</u></p>	<p style="text-align: right;">添付資料 2.7.2</p> <p>インターフェイスシステムLOCA発生時の破断面積及び現場環境等について</p> <p><u>1. 評価対象系統について</u></p> <p>事故シーケンスグループ「格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）」（以下「ISLOCA」という。）では、原子炉冷却材圧力バウンダリと接続し原子炉格納容器外に敷設された配管を有する系統において、高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェイスとなる配管のうち、隔離弁の誤開放等により低圧設計部分が過圧され、格納容器外での原子炉冷却材の漏えいが発生することを想定する。原子炉冷却材圧力バウンダリに接続し原子炉格納容器外に敷設された配管を図1に示す。</p> <p><u>原子炉冷却材圧力バウンダリと接続し、原子炉格納容器外に系統配管があるラインは下記の通りである。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・高圧炉心スプレイ系注入ライン</li> <li>・残留熱除去系（低圧注水モード）注入ライン</li> <li>・残留熱除去系炉頂部ライン</li> <li>・残留熱除去系停止時冷却モード戻りライン</li> <li>・残留熱除去系停止時冷却モード拔出ライン</li> <li>・低圧炉心スプレイ系注入ライン</li> <li>・原子炉隔離時冷却系蒸気ライン</li> <li>・ほう酸水注入系注入ライン</li> <li>・原子炉浄化系系統入口ライン</li> <li>・制御棒駆動系挿入ライン</li> <li>・制御棒駆動系引抜ライン</li> <li>・主蒸気系ライン</li> <li>・給水系注入ライン</li> <li>・試料採取系サンプリングライン</li> <li>・圧力容器計装系ライン</li> </ul> <p><u>高圧バウンダリのみで構成されている圧力容器計装系ラインは、ISLOCAの対象としない。影響の観点から、配管の口径が小さい制御棒駆動系挿入ライン、制御棒駆動系引抜ラインおよび試料採取系サンプリングラインは、評価の対象としない。</u></p>	<p>・資料構成の相違 【柏崎6/7，東海第二】</p> <p>・評価条件の相違 【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、ISLOCAの評価対象となる系統について、発生頻度の観点も踏まえて選定している。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>以上により、ISLOCAの評価対象としては、以下が選定された。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>低圧炉心スプレイ系注入配管</u></li> <li>・<u>残留熱除去系（低圧注水系）A系原子炉注入配管</u></li> <li>・<u>残留熱除去系（低圧注水系）B系原子炉注入配管</u></li> <li>・<u>残留熱除去系（低圧注水系）C系原子炉注入配管</u></li> </ul> <p>これらの評価対象に対して構造健全性評価を実施し、この結果に基づき有効性評価における破断面積を設定する。</p> <p>なお、出力運転中に隔離弁の開閉試験を実施する系統としては、<u>高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系も該当するが、開閉試験時に隔離弁1個にて隔離機能を維持する範囲は高圧設計となっている。これらの系統にて低圧設計部の圧力上昇が確認さ</u></p>	<p>さらに、ISLOCA発生頻度の観点から、<u>高圧炉心スプレイ系注入ライン、残留熱除去系炉頂部ライン、原子炉隔離時冷却系蒸気ライン、ほう酸水注入系注入ライン、原子炉浄化系系統入口ライン、主蒸気系ライン及び給水系注入ラインは低圧設計部が3弁以上の弁で隔離等されていることから評価の対象としない。</u></p> <p>発生頻度の分析について、PRAにおいては、主に原子炉圧力容器から低圧設計配管までの弁数及び定期試験時のヒューマンエラーによる発生可能性の有無を考慮し、ISLOCAの発生確率が高いと考えられる配管（<u>残留熱除去系（低圧注水モード）注入ライン、残留熱除去系停止時冷却モード戻りライン、残留熱除去系停止時冷却モード拔出ライン、低圧炉心スプレイ系注入ライン</u>）について、各々の箇所でのISLOCA発生確率を算出している。（事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について 別添 島根原子力発電所2号炉 確率論的リスク評価(PRA)について）</p> <p>表1の整理の通り、PRA上は低圧設計配管までの弁数が少なく、定期試験時のヒューマンエラーによる発生が考えられる残留熱除去系（低圧注水モード）注入ラインでのISLOCA発生確率が最も高い。各配管におけるISLOCAの発生頻度は、定期試験のある残留熱除去系（低圧注水モード）注入ラインにおいては <math>6.0 \times 10^{-8}</math> [/炉年]、低圧炉心スプレイ注入ラインにおいては <math>2.0 \times 10^{-8}</math> [/炉年]、定期試験のない残留熱除去系停止時冷却モード戻りラインにおいては <math>5.8 \times 10^{-10}</math> [/炉年]、残留熱除去系停止時冷却モード拔出ラインにおいては <math>2.1 \times 10^{-10}</math> [/炉年]である。</p> <p>以上により、ISLOCAの評価対象の配管は、運転中に開閉試験を実施する系統のうち、ISLOCAが発生する可能性が最も高く、ISLOCAが発生した場合の影響が最も大きい残留熱除去系（低圧注水モード）注入ラインを選定する。</p> <p>この評価対象に対して構造健全性評価を実施し、その結果に基づき有効性評価における破断面積を設定する。</p>	<p>・評価対象の相違 【柏崎6/7，東海第二】</p>



柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p><u>れた場合には、運転手順に従い注入弁の隔離状態を確認する等、</u>  <u>圧力上昇時の対応操作を実施する。</u></p>		



第1図 原子炉冷却材圧力バウンダリに接続し、格納容器外に敷設されている配管

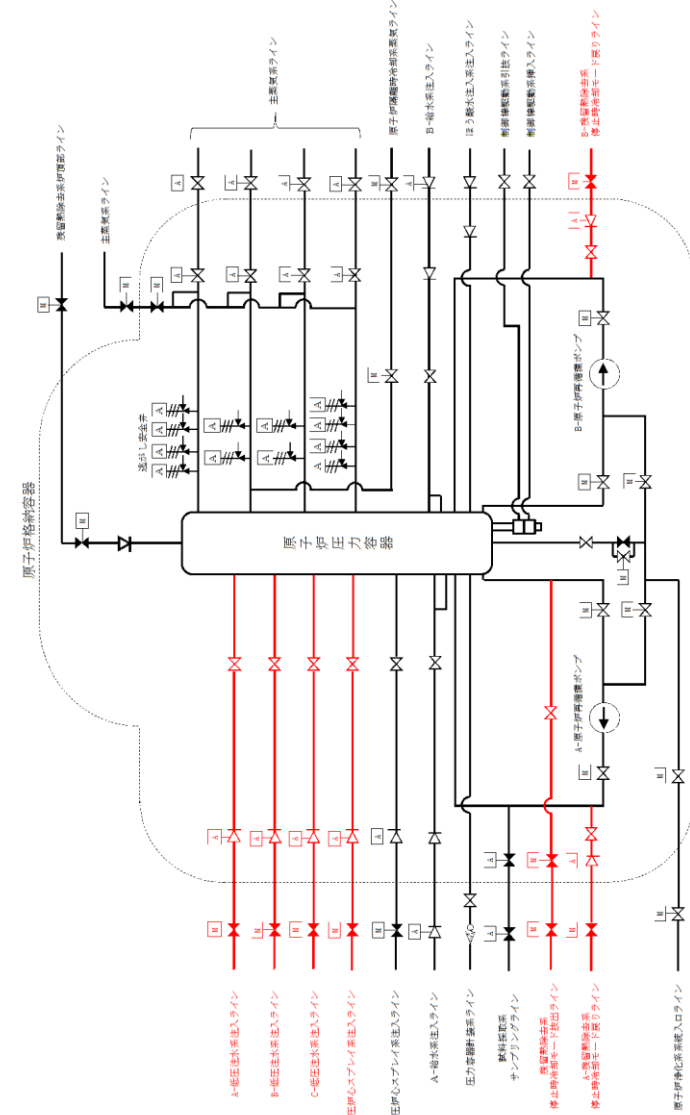


図1 原子炉冷却材圧力バウンダリに接続し、格納容器外に敷設されている配管

第1表 ISLOCAの評価対象の選定結果

系統名	原子炉冷却材圧力バウンダリに接続されている配管	結論	選定結果		
			①隔離弁閉止	②開閉試験	③隔離弁2個以下
給水系	給水系注入配管	対象外	×	—	—
高圧炉心スプレイス	高圧炉心スプレイス注入配管	対象外	○	○	×
原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系原子炉压力容器頂部スプレイス配管	対象外	○	○	×
	原子炉隔離時冷却系蒸気供給配管	対象外	×	—	—
低圧炉心スプレイス	低圧炉心スプレイス注入配管	評価対象	○	○	○
残留熱除去系(低圧注水系)	残留熱除去系原子炉注入配管	評価対象	○	○	○
残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)	残留熱除去系(原子炉停止時冷却系) 吸込配管	対象外	○	×	—
	残留熱除去系(原子炉停止時冷却系) 原子炉压力容器戻り配管	対象外	○	×	—
残留熱除去系	残留熱除去系原子炉压力容器頂部スプレイス配管	対象外	○	×	—
制御棒駆動水圧系	制御棒駆動水圧系制御棒挿入側配管	対象外	×	—	—
	制御棒駆動水圧系制御棒引抜側配管	対象外	×	—	—
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系注入配管	対象外	○	×	—
原子炉冷却材浄化系	原子炉冷却材浄化系入口配管	対象外	×	—	—
主蒸気系	主蒸気系配管	対象外	×	—	—
原子炉压力容器計装系	原子炉压力容器計装系配管	対象外	×	—	—
試料採取系	試料採取系サンプリング配管	対象外	×	—	—

表1 低圧設計配管までの弁数、運転中定期試験の有無及び

ISLOCA発生頻度

系統	低圧設計配管までの弁数	運転中定期試験の有無	ISLOCA発生頻度[/炉年]
残留熱除去系(低圧注水モード) 注入ライン <sup>※1</sup>	2弁	有	$6.0 \times 10^{-8}$
残留熱除去系停止時冷却モード戻りライン <sup>※2</sup>	2弁	無	$5.8 \times 10^{-10}$
残留熱除去系停止時冷却モード抜出ライン <sup>※3</sup>	2弁	無	$2.1 \times 10^{-10}$
低圧炉心スプレイス系注入ライン	2弁	有	$2.0 \times 10^{-8}$

※1：残留熱除去系(低圧注水モード)の注入ラインは、原子炉压力容器から数えて2弁目までの範囲が高圧設計(8.62MPa)の配管で構成され、2弁目以降から残留熱除去ポンプの吐出までの範囲は中圧設計(3.92MPa)の配管で構成されており、3弁目は中圧設計のラインに設置されている。中圧設計の配管は低圧設計の配管よりも破断確率が低いが、3弁目までは考慮の対象とせず、2弁目までを考慮の対象とした。

※2：残留熱除去系停止時冷却モード戻りラインは、原子炉压力容器から数えて2弁目までの範囲が高圧設計(10.4MPa)の配管で構成され、2弁目以降から残留熱除去ポンプの吐出までの範囲は中圧設計(3.92MPa)の配管で構成されている。

※3：残留熱除去系停止時冷却モード抜出ラインは、原子炉压力容器から数えて2弁目までの範囲が高圧設計(8.62MPa)の配管で構成され、2弁目以降から残留熱除去ポンプの吸込みまでの範囲は低圧設計(1.37MPa)の配管で構成されている。

また、低圧注水系についても、運転中に弁の開閉試験を実施するものの、原子炉压力容器から低圧設計部までに3弁が存在するため、インターフェイスシステムLOCAの発生頻度は高圧炉心注水系に比較して低いと考えられる。しかし、3弁目は中圧設計の配管上に存在するため、添付資料1.5.2において、過圧時もその機能が確保されることを確認していることを示した。本資料においては、低圧注水系の中圧設計部についても実耐力評価を行った結果も合わせて示す。

・評価条件の相違  
【柏崎6/7】  
島根2号炉は、ISLOCA評価対象の選定において、中圧設計部の耐力を期待していないため、評価対象なし。

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 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>1. 想定するインターフェイスシステムLOCA 及び低圧設計部における過圧条件について</p> <p><u>申請解析と同様に、高圧炉心注水系の電動弁開閉試験にて、原子炉注入逆止弁が故障により開固着しており、原子炉注入電動弁が誤動作した場合、高圧炉心注水系の低圧設計部であるポンプ吸込配管の過圧を想定する。</u></p> <p><u>低圧設計部の配管等に対しては、運転中の原子炉圧力（約7.2MPa）及び水頭による圧力を考慮し、7.5MPaの圧力が伝播するものとして低圧設計部の構造健全性について評価を行うこととする。</u></p> <p><u>隔離弁によって高圧設計部分と低圧設計部分が物理的に分離されている状態から、隔離弁が開放すると、高圧設計部分から低圧設計部分に水が移動し、配管内の圧力は最終的にほぼ等しい圧力で落ち着く。高圧設計部分が原子炉圧力容器に連通している場合、最終的な配管内の圧力は原子炉圧力とほぼ等しくなる。</u></p> <p><u>隔離弁の急激な開動作（以下「急開」という。）を想定した場合、高圧設計部分及び原子炉圧力容器内から配管の低圧設計部分に流れ込む水の慣性力により、配管内の圧力が一時的に原子炉圧力よりも大きくなることが知られている。この現象は水撃作用と呼ばれる<sup>*1</sup>。しかし、隔離弁が緩やかな開動作をする場合、水撃作用による圧力変化は小さく、配管内の圧力が原子炉圧力を大きく上回ることはない。</u></p>	<p>2. I S L O C A発生時に低圧設計部に負荷される圧力及び温度条件の設定</p> <p><u>1. で選定された I S L O C A の評価対象に対して隔離弁の誤開放等による加圧事象が発生した場合の構造健全性評価を実施した結果、いずれの評価対象においても構造健全性が維持される結果が得られた。いずれの評価対象においても低圧設計部の機器設計は同等であることを踏まえ、以下では加圧範囲に大きなシール構造である熱交換器が設置されている残留熱除去系A系に対する構造健全性評価の内容について示す。</u></p> <p><u>残留熱除去系は、通常運転中に原子炉圧力が負荷される高圧設計部と低圧設計部とを内側隔離弁（逆止弁（テストブルチェック弁））及び外側隔離弁（電動弁）の2個により隔離している。外側隔離弁には、弁の前後差圧が低い場合のみ開動作を許可するインターロックが設けられており、開許可信号が発信した場合は警報が発報する。また、これらの弁の開閉状態は中央制御室にて監視が可能である。本重要事故シーケンスでは、内側隔離弁の内部リーク及び外側隔離弁前後差圧低の開許可信号が誤発信している状態を想定し、この状態で外側隔離弁が誤開放することを想定する。また、評価上は、保守的に逆止弁の全開状態を想定する。</u></p> <p><u>隔離弁によって原子炉定格圧力が負荷されている高圧設計部と低圧設計部が物理的に分離されている状態から隔離弁を開放すると、高圧設計部から低圧設計部に水が移動し、配管内の圧力は最終的に原子炉定格圧力にほぼ等しい圧力で静定する。</u></p> <p><u>一般に、大きな圧力差のある系統間が隔離弁の誤開放等により突然連通した場合、低圧側の系統に大きな水撃力が発生することが知られている。特に低圧側の系統に気相部が存在する場合、圧力波の共振が発生し、大きな水撃力が発生する可能性があるが、残留熱除去系は満水状態で運転待機状態にあるため、その懸念はない。また、残留熱除去系以外の非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系も満水状態で運転待機状態にある。</u></p> <p><u>一方、満水状態であったとしても、隔離弁が急激に開動作する場合は大きな水撃力が発生するが、緩やかな開動作であれば管内で生じる水撃力も緩やかとなり、また、後述するとおり圧力波の共振による大きな水撃力も発生せず、圧力がバランスす</u></p>	<p>2. I S L O C A発生時に低圧設計部に負荷される圧力及び温度条件の設定</p> <p><u>1. で選定された I S L O C A の評価対象に対して、実機の系統構成、各機器の特徴を踏まえて隔離弁の誤開放等による加圧事象が発生した場合の構造健全性評価の内容について示す。</u></p> <p><u>なお、A-残留熱除去系（低圧注水モード）とB-残留熱除去系（低圧注水モード）の系統構成に大きな相違はないため、代表としてA-残留熱除去系（低圧注水モード）について評価を行った。</u></p> <p><u>残留熱除去系（低圧注水モード）の系統概要図を図2に示す。</u></p> <p><u>残留熱除去系（低圧注水モード）は、通常運転中に原子炉圧力が負荷される高圧設計部分と低圧設計部分とを内側隔離弁（逆止弁）及び外側隔離弁（電動仕切弁）の2弁により隔離されている。内側隔離弁（逆止弁）も運転中に弁の開閉試験を行うが、弁の前後に差圧がある場合には弁が開放しない構造であるため、外側隔離弁（電動仕切弁）が開放する事象を想定する。評価においては、厳しい想定として、内側隔離弁（逆止弁）が全開した状態で外側隔離弁（電動仕切弁）が全開するとした。</u></p> <p><u>隔離弁によって原子炉定格圧力が負荷されている高圧設計部分と低圧設計部分が物理的に分離されている状態から隔離弁を開放すると、高圧設計部分から低圧設計部分に水が移動し、配管内の圧力は最終的に原子炉定格圧力にほぼ等しい圧力で静定する。</u></p> <p><u>一般に、大きな圧力差のある系統間が隔離弁の誤開放等により突然連通した場合、低圧側の系統に大きな水撃力が発生することが知られている。特に低圧側の系統に気相部が存在する場合、圧力波の共振が発生し、大きな水撃力が発生する可能性があるが、残留熱除去系は満水状態で運転待機状態にあるため、その懸念はない。また、残留熱除去系以外の非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系も満水状態で運転待機状態にある。</u></p> <p><u>一方、満水状態であったとしても、隔離弁が急激に開動作する場合は大きな水撃力が発生するが、緩やかな開動作であれば管内で生じる水撃力も緩やかとなり、また、後述するとおり圧力波の共振による大きな水撃力も発生せず、圧力がバランスするまで低</u></p>	<p>・評価条件の相違 【柏崎6/7、東海第二】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>電動仕切弁は、駆動機構にねじ構造やギアボックス等があるため、機械的要因では急開となり難い。また、電動での開弁速度は、<u>約6秒</u>となっており、電気的要因では急開とならないことから、誤開を想定した場合、水撃作用による圧力変化が大きくなるような急開とならない。</p> <p>文献<sup>*1</sup>によると、配管端に設置された弁の急開、急閉により配管内で水撃作用による圧力変化が大きくなるのは、弁の開放時間もしくは閉鎖時間(T)において、圧力波が長さ(L)の管路内を往復するのに要する時間(μ)より短い場合であるとされている。</p> $\theta = \frac{T}{\mu} \leq 1$ $\mu = \frac{2L}{\alpha}$ <p>θ：弁の時間定数 T：弁の開放時間もしくは閉鎖時間(s) μ：管路内を圧力が往復する時間(s) L：配管長(m) α：圧力波の伝播速度(m/s)</p> <p>ここで(α)は管路内の流体を伝わる圧力波の伝播速度であり、音速とみなすことができ、配管長(L)を実機の<u>高圧炉心注水系の注水配管の配管長<sup>*2</sup></u>を元に保守的に<u>100m<sup>*3</sup></u>とし、水の音速(α)を1,500m/s<sup>*4</sup>とすると、管路内を圧力波が往復する時間(μ)は<u>約0.14秒</u>となる。</p> <p>即ち、弁開放時間(T)を高圧炉心注水系の電動仕切弁の<u>約6秒</u>とすると水撃作用による大きな圧力変化は生じることはなく、<u>低圧設計部分の機器に原子炉圧力を大きく上回る荷重がかかることはないこととなる。</u></p> <p><u>なお、仮に高圧炉心注水系の電動弁開閉に伴う水撃作用が生じ</u></p>	<p>るまで低圧側の系統が加圧される。</p> <p>電動弁は、駆動機構にねじ構造やギアボックス等があるため機械的要因では<u>急激な開動作(以下「急開」という。)</u>とはなり難い。また、電動での開放時間は<u>約10.6秒</u>であり、電気的要因でも急開とならないことから、誤開放を想定した場合、水撃作用による圧力変化が大きくなるような急開とはならない。</p> <p>文献<sup>*1</sup>によると、配管端に設置された弁の急開により配管内で水撃作用による圧力変化が大きくなるのは、弁の開放時間(T)が<u>圧力波の管路内往復時間(μ)より短い場合</u>であるとされている。</p> $\theta = \frac{T}{\mu} \leq 1$ $\mu = \frac{2L}{\alpha}$ <p>T：弁の開放時間(s) μ：<u>圧力波の管路内往復時間</u>(s) L：配管長(m) α：圧力波の伝播速度(m/s)</p> <p>ここで、αは管路内の流体を伝わる圧力波の伝播速度であり、音速とみなすことができ、<u>保守的に圧力波の管路内往復時間が長くなるように水の音速(α)を1,400m/s<sup>*2</sup>とし、実機の残留熱除去系(低圧注水系)の注水配管の配管長を基に配管長(L)を保守的に130mとすると、圧力波の管路内往復時間(μ)は約0.19秒</u>となる。</p> <p><u>残留熱除去系の外側隔離弁(電動弁)の開放時間(T)は約10.6秒であることから、水撃作用による大きな圧力変化が生じることはなく、低圧設計部に負荷される圧力は原子炉圧力を大きく上回ることはないと考えられる。</u></p>	<p>圧側の系統が加圧される。</p> <p>電動仕切弁は、駆動機構にねじ構造やギアボックス等があるため、機械的要因では急開となり難い。また、電動での開弁速度は、<u>約8秒(全ストローク217mm)</u>となっており、電気的要因では急開とならないことから、誤開を想定した場合、水撃作用による圧力変化が大きくなるような急開とならない。</p> <p>文献<sup>*1</sup>によると、配管端に設置された弁の急開、急閉により配管内で水撃作用による圧力変化が大きくなるのは、弁の開放時間もしくは閉鎖時間(T)において、<u>圧力波が長さ(L)の管路内を往復するのに要する時間(μ)より短い場合</u>であるとされている。</p> $\theta = \frac{T}{\mu} \leq 1$ $\mu = \frac{2L}{\alpha}$ <p>θ：<u>弁の時間定数</u> T：弁の開放時間もしくは閉鎖時間(s) μ：<u>管路内を圧力が往復する時間</u>(s) L：配管長(m) α：圧力波の伝播速度(m/s)</p> <p>ここで、αは管路内の流体を伝わる圧力波の伝播速度であり、音速とみなすことができ、<u>配管長(L)を実機の残留熱除去系(低圧注水モード)の注水配管の配管長<sup>*2</sup>を元に保守的に200m<sup>*3</sup>とし、水の音速(α)を1,500m/s<sup>*4</sup>とすると、管路内を圧力波が往復する時間(μ)は約0.27秒</u>となる。</p> <p>即ち、<u>弁開放時間(T)を残留熱除去系(低圧注水モード)の電動仕切弁の約8秒とすると水撃作用による大きな圧力変化は生じることはなく、低圧設計部分の機器に原子炉圧力を大きく上回る荷重がかかることはないこととなる。</u></p>	<p>・設備設計の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 設備仕様の相違。</p> <p>・評価条件の相違 【柏崎6/7】 ・設備設計の相違(L) 【柏崎6/7, 東海第二】 ・評価条件の相違(α) 【東海第二】 島根2号炉は、二次格納施設内の温度として38℃での音速を設定。 ・評価結果の相違(μ) 【柏崎6/7, 東海第二】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>た場合であっても、極めて短時間(数秒間)に起きる現象であり、かつ、大幅な圧力上昇を引き起こすことは考えにくい。さらにこの時の配管内の流体は、一次冷却材(288℃)の水が低圧部まで到達せず低温の状態であると推測され、温度による影響(熱伸び等)を受けることはない。</p> <p>また、次項以降、強度評価において、例えば配管について最も厳しいNo. ①の管の最小厚さ(ts) 8.31mm での許容圧力は約10MPa (1次一般膜応力0.6Su 適用値)であり十分な余裕がある。さらに、設計引張強さ(Su)までの余裕を考えると、さらなる余裕が含まれることとなる。</p> <p>よって、この影響は無視し得る程小さいものと考え、構造健全性評価としては考慮しないこととする。</p> <p>※1: <u>水撃作用と圧力脈動〔改訂版〕第2編「水撃作用」</u> ((財)電力中央研究所 元特任研究員 秋元徳三)</p> <p>※2: <u>高圧炉心注水系の原子炉圧力容器開口部から低圧設計部分の末端の逆止弁までの長さは約70m</u></p> <p>※3: 配管長を実機より長く設定することは相対的に弁の開放時間を短く評価することになり、水撃作用の発生条件に対し保守的となる。</p> <p>※4: 圧力7.2MPa[abs], 水温38℃の場合、水の音速は約1,540m/sとなる。</p>	<p>※1 <u>水撃作用と圧力脈動〔改訂版〕第2編「水撃作用」</u> ((財)電力中央研究所 元特任研究員 秋元徳三)</p> <p>※2 <u>圧力0.01MPa[abs], 水温0℃の場合、水の音速は約1,412.3m/sとなる。なお、液体の音速の圧力及び温度の依存性は小さいが、圧力については小さいほど、温度については約70℃までは小さいほど音速は小さくなる傾向がある。</u></p> <p>以上より、<u>残留熱除去系の隔離弁の誤開放等により系統が加圧される場合においても、原子炉圧力を大きく超える圧力は発生しないものと考えられるが、残留熱除去系の逆止弁が全開状態において電動弁が10.6秒で全閉から全開する場合の残留熱除去系の圧力推移をTRACGコードにより評価した。</u></p> <p><u>残留熱除去系過圧時の各部の圧力最大値を第2表に、圧力推移図を第2図に示す。</u></p>	<p>なお、次項にて示す強度評価において、例えば配管で最も厳しいNo.23配管の最小厚さ(ts) 13.21mmにおける許容圧力(1次一般膜応力0.6Su 適用値)は10MPaを超えており、十分な余裕がある。さらに、設計引張強さ(Su)までの余裕を考えると、さらなる余裕が含まれることとなる。</p> <p>※1: <u>水撃作用と圧力脈動〔改訂版〕第2編「水撃作用」</u> ((財)電力中央研究所 元特任研究員 秋元徳三)</p> <p>※2: <u>残留熱除去系(低圧注水モード)の原子炉圧力容器開口部から低圧設計部分の末端の逆止弁までの長さは約150m</u></p> <p>※3: 配管長を実機より長く設定することは相対的に弁の開放時間を短く評価することになり、水撃作用の発生条件に対し保守的となる。</p> <p>※4: 圧力7.2MPa[abs], 水温38℃の場合、水の音速は約1540m/sとなる。</p> <p>以上より、<u>残留熱除去系の隔離弁の誤開放等により系統が加圧される場合においても、原子炉圧力を大きく超える圧力は発生しないものと考えられるが、残留熱除去系の外側隔離弁(電動仕切弁)が8秒で全閉から全開することにより、図3に示す低圧設計部の範囲が過圧された場合の圧力推移をTRACGコードにより評価した。</u></p> <p><u>残留熱除去系(低圧注水モード)注入ライン過圧時の各部の圧力最大値を表2に、圧力推移図を図4に示す。</u></p>	<p>・記載方針の相違 【東海第二】 島根2号炉は、裕度に関する説明を記載。</p> <p>・評価条件の相違 【柏崎6/7】 ・設備設計の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 配管長の相違。 ・記載方針の相違 【東海第二】 ・評価条件の相違 【東海第二】 島根2号炉は、二次格納施設内の温度として38℃を適用。</p> <p>・記載方針の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、TRACGによる解析を実施。 ・設備設計の相違 【東海第二】 設備仕様の相違。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																				
	<p style="text-align: center;"><u>第2 表 残留熱除去系過圧時の各部の圧力最大値</u></p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th>位 置</th> <th>圧力最大値 (MPa[abs])</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>注入弁 (F042A) 入口 (系統側)</td> <td>約 7.50</td> </tr> <tr> <td>逃がし弁 (F025A) 入口</td> <td>約 7.10</td> </tr> <tr> <td>熱交換器</td> <td>約 8.00</td> </tr> <tr> <td>ポンプ出口逆止弁 (F031A) 出口</td> <td>約 8.01</td> </tr> </tbody> </table>	位 置	圧力最大値 (MPa[abs])	注入弁 (F042A) 入口 (系統側)	約 7.50	逃がし弁 (F025A) 入口	約 7.10	熱交換器	約 8.00	ポンプ出口逆止弁 (F031A) 出口	約 8.01	<p style="text-align: center;"><u>表 2 残留熱除去系 (低圧注水モード) 注入ライン過圧時の各部の圧力最大値</u></p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th>位置*</th> <th>圧力最大値 (MPa[abs])</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>注水弁入口 (①)</td> <td>7.7</td> </tr> <tr> <td>逃し弁入口 (②)</td> <td>7.4</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系熱交換器 (③)</td> <td>7.9</td> </tr> <tr> <td>ポンプ出口逆止弁出口 (④)</td> <td>8.0</td> </tr> </tbody> </table> <p>※数字は図3における位置を表す。</p>	位置*	圧力最大値 (MPa[abs])	注水弁入口 (①)	7.7	逃し弁入口 (②)	7.4	残留熱除去系熱交換器 (③)	7.9	ポンプ出口逆止弁出口 (④)	8.0	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 解析結果の相違</li> <li>【東海第二】</li> <li>・ 記載方針の相違</li> <li>【柏崎 6/7】</li> <li>島根 2号炉は, TRACG による解析を実施。</li> </ul>
位 置	圧力最大値 (MPa[abs])																						
注入弁 (F042A) 入口 (系統側)	約 7.50																						
逃がし弁 (F025A) 入口	約 7.10																						
熱交換器	約 8.00																						
ポンプ出口逆止弁 (F031A) 出口	約 8.01																						
位置*	圧力最大値 (MPa[abs])																						
注水弁入口 (①)	7.7																						
逃し弁入口 (②)	7.4																						
残留熱除去系熱交換器 (③)	7.9																						
ポンプ出口逆止弁出口 (④)	8.0																						





・資料構成の相違  
【柏崎6/7, 東海第二】

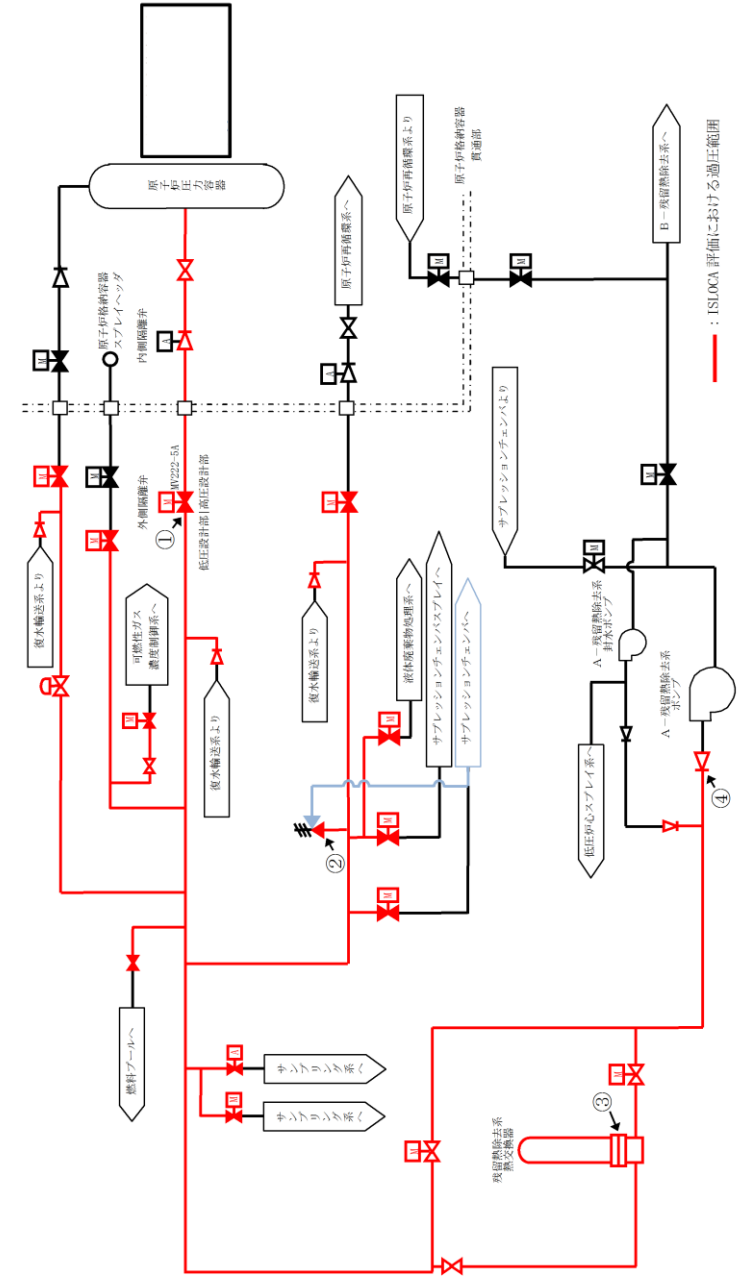
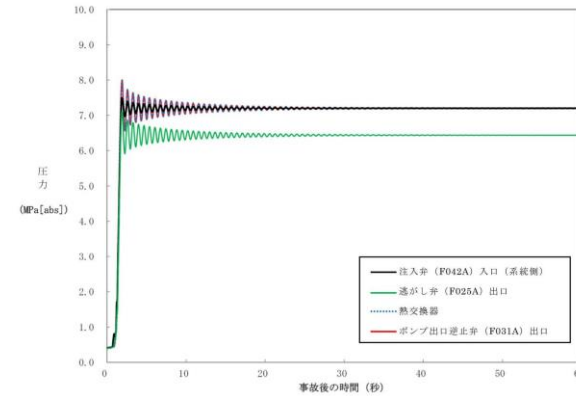


図3 残留熱除去系（低圧注水モード）注入ライン過圧時評価概要図



第 2 図 残留熱除去系過圧時の圧力推移

弁開放直後は、定格運転状態の残留熱除去系の注入弁出口（原子炉圧力容器側）の圧力（7.2MPa[abs]）に比べて最大約 0.8MPa 高い圧力（約 8.01MPa[abs]）まで上昇し、その後、上昇幅は減衰し 10 秒程度で静定する。

次項の構造健全性評価に当たっては、圧力の最大値であるポンプ出口逆止弁出口における約 8.01MPa [abs] に、加圧される範囲の最下端の水頭圧（0.24MPa）を加えた約 8.25MPa[abs] を丸めてゲージ圧力に変換した 8.2MPa[gage] が保守的に系統に負荷され続けることを想定する。また、圧力の上昇は 10 秒程度で静定することからこの間に流体温度や構造材温度が大きく上昇することはないと考えられるが、評価上は保守的に構造材温度が定格運転状態の原子炉冷却材温度である 288℃となっている状態を想定する。

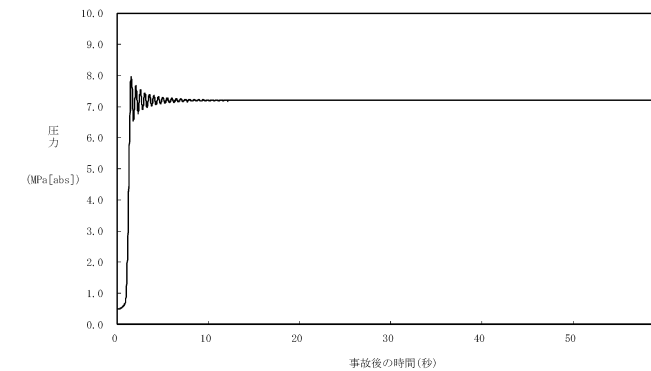


図 4 残留熱除去系（低圧注水モード）注入ライン過圧時の圧力推移例（ポンプ出口逆止弁出口位置）

弁開放直後は、定格運転状態の残留熱除去系の注入弁出口（原子炉圧力容器側）の圧力 [ ] に比べて最大約 0.8MPa 高い圧力 [ ] まで上昇し、その後、上昇幅は減衰し 10 秒程度で静定する。

次項の構造健全性評価に当たっては、TRACG の解析結果を踏まえ、隔離弁開放直後の最大圧力と系統待機水の温度（室温程度）との組み合わせ、隔離弁開放から 10 秒程度以降の静定圧力と静定温度（炉圧及び炉水温度相当）との組み合わせを考慮して評価圧力・温度を設定し、評価対象機器の構造健全性評価を実施した。

[ ]

として評価を実施した。

また、破断面積の算出においては、隔離弁開放直後の最大圧力と漏えい発生後の静定温度を保守的に組み合わせ評価を実施した。

[ ]

- ・解析結果の相違【東海第二】
- ・記載方針の相違【柏崎 6/7】
- 島根 2 号炉は、TRACG による解析を実施。
- ・資料構成の相違【柏崎 6/7】
- 柏崎 6/7 の評価条件については、「1. 想定するインターフェイスシステム LOCA 及び低圧設計部における過圧条件について」に記載。
- 柏崎 6/7 の評価結果については、「3. 構造健全性評価の結果」に記載。
- ・評価方針の相違【東海第二】
- 東海第二の構造健全性評価においては、保守的に圧力の最大値が系統に負荷され続ける

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>ことを想定しているが、島根2号炉は、現実的な条件にて評価を実施。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>2. 構造健全性評価の対象とした機器等について</p> <p><u>高圧炉心注水系の低圧設計部において圧力バウンダリとなる範囲を抽出し、具体的には下記対象範囲について評価を行った。</u></p> <p>a) <u>配管 (ドレン/ベント, 計装配管等の小口径配管も対象を含む)</u></p> <p>b) <u>計装設備 (ポンプ吸込側に設置されている圧力計)</u></p> <p>c) <u>弁 (圧力バウンダリとなる弁)</u></p> <p>d) <u>フランジ部 (ボルトの伸びによる漏えい量評価を実施)</u></p> <p>e) <u>ポンプ (ポンプ吸込側の低圧設計部)</u></p> <p>具体的な対象箇所については図1-1 から図1-5 に示す。</p>	<p>3. 構造健全性評価</p> <p>3.1 構造健全性評価の対象とした機器等について</p> <p>残留熱除去系の隔離弁の誤開放等により加圧される範囲において、圧力バウンダリとなる以下の箇所に対して2.で評価した圧力 (8.2MPa[gage]), 温度 (288℃) の条件下に晒された場合の構造健全性評価を実施した。</p> <p>① 熱交換器</p> <p>② 逃がし弁</p> <p>③ 弁</p> <p>④ 計器</p> <p>⑤ 配管・配管フランジ部</p> <p>詳細な評価対象箇所を第3図及び第3表に示す。</p>	<p>3. 構造健全性評価</p> <p>3.1 構造健全性評価の対象とした機器等について</p> <p><u>残留熱除去系の隔離弁の誤開放等により加圧される範囲において、圧力バウンダリとなる以下の箇所に対して2.で評価した圧力 (7.4MPa[gage]), 温度 (288℃) の条件下に晒された場合の構造健全性評価を実施した。</u></p> <p>① <u>熱交換器</u></p> <p>② <u>逃がし弁</u></p> <p>③ <u>弁</u></p> <p>④ <u>計器</u></p> <p>⑤ <u>配管・配管フランジ部</u></p> <p>詳細な評価対象箇所を図5及び表3に示す。</p>	<p>・評価対象の相違 【柏崎 6/7】</p> <p>・評価方針の相違 【東海第二】</p> <p>・評価対象の相違 【柏崎 6/7】</p>

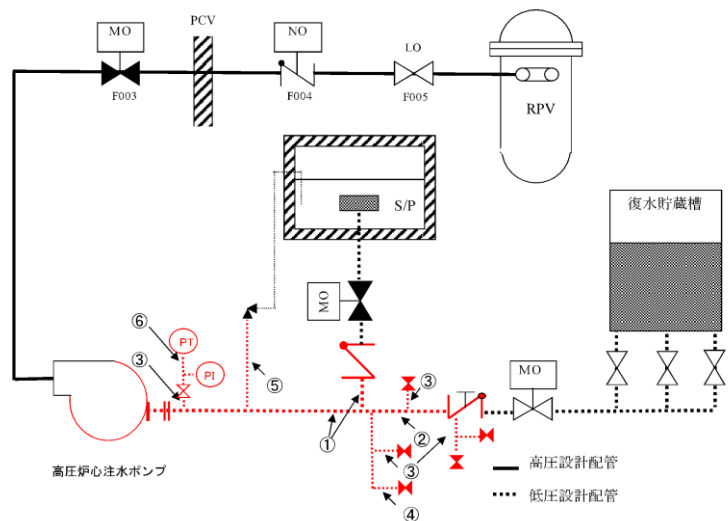


図1-1 評価対象の配管範囲

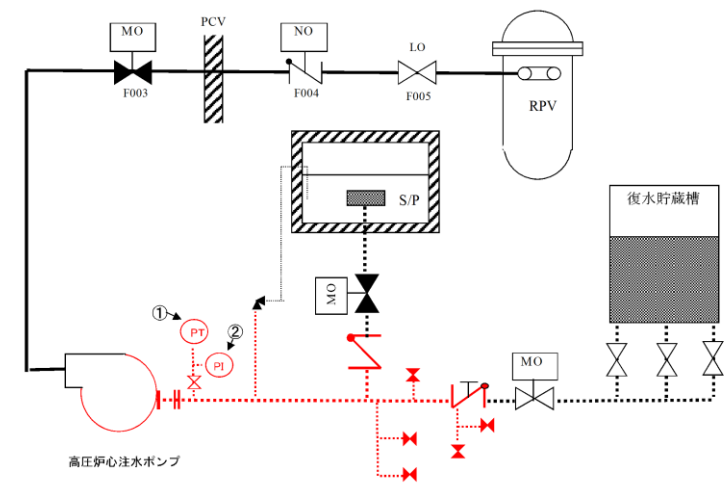
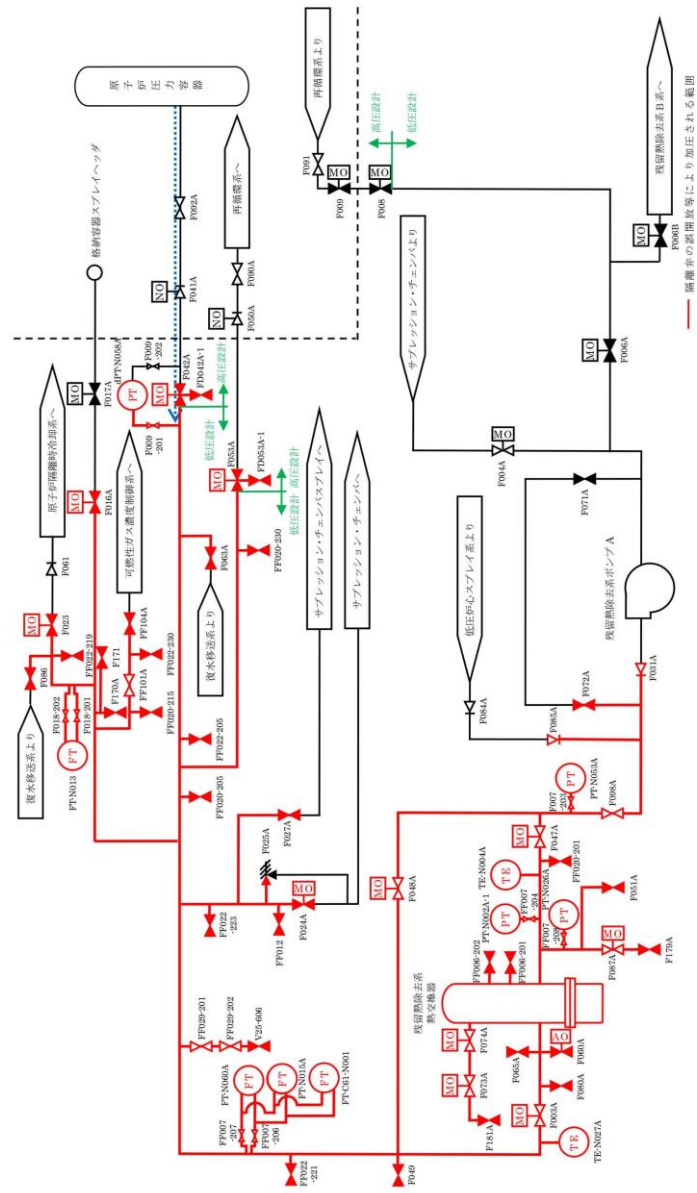


図1-2 評価対象の計装設備



第3図 残留熱除去系A系の評価対象範囲

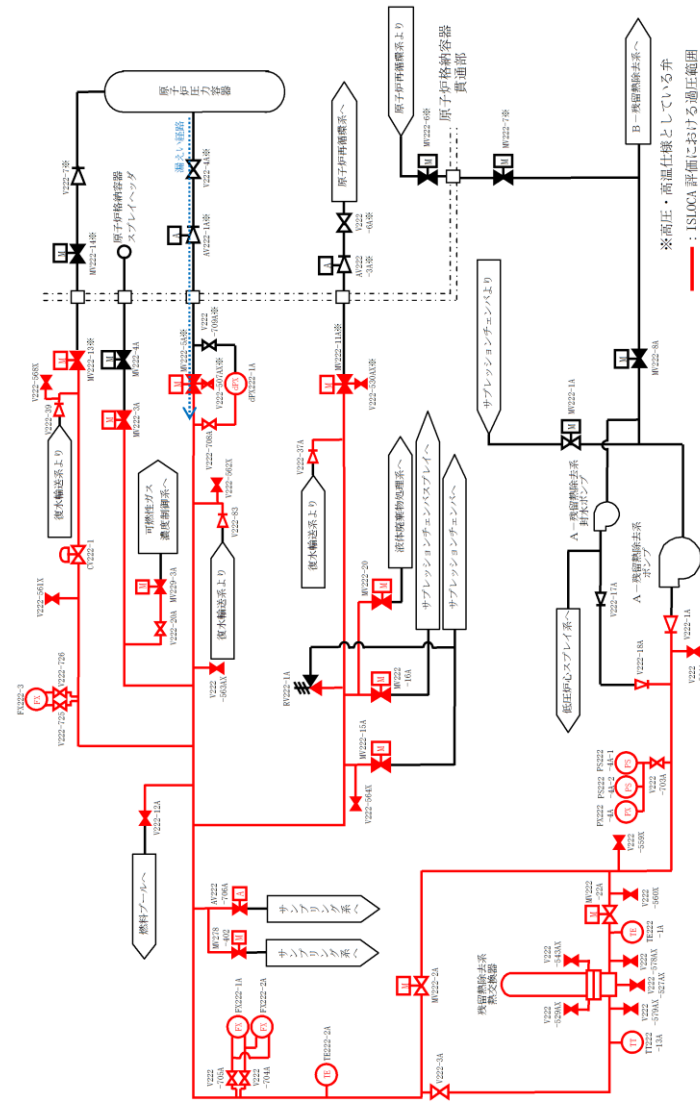


図5 評価対象範囲系統図

- ・設備設計の相違  
【柏崎6/7, 東海第二】

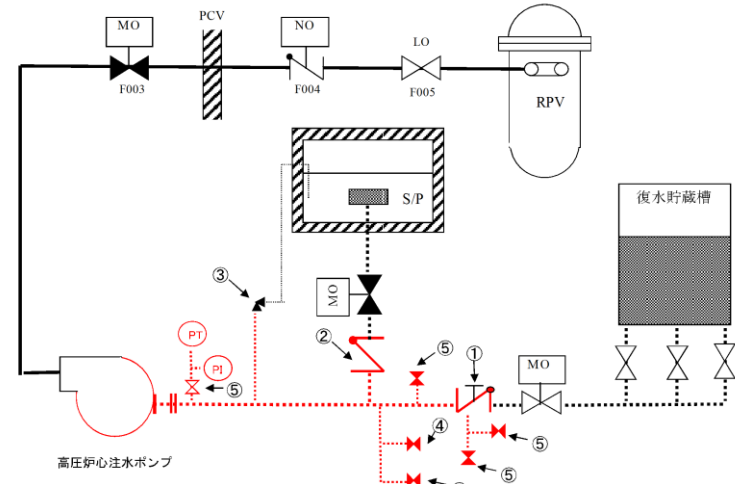


図1-3 評価対象の弁

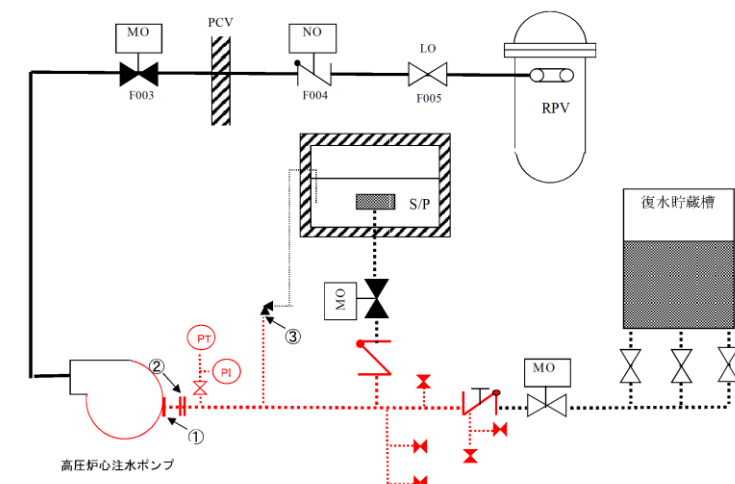


図1-4 評価対象のフランジ

・設備設計の相違  
【柏崎 6/7】

・設備設計の相違  
【柏崎 6/7】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)

東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)

島根原子力発電所 2号炉

備考

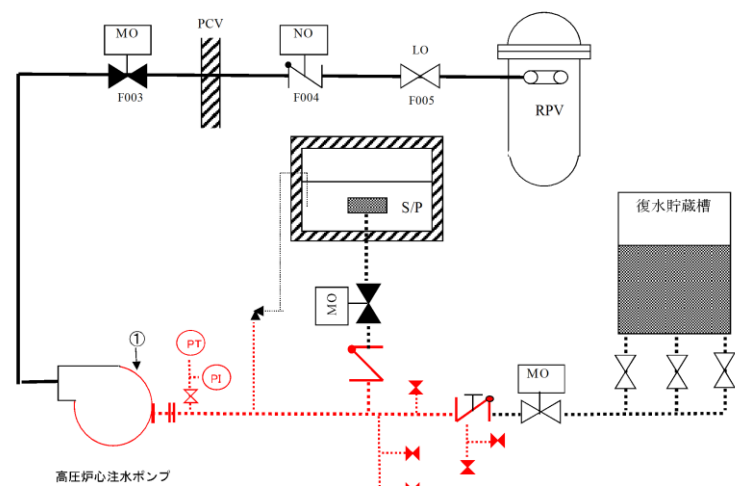


図1-5 評価対象のポンプ

・設備設計の相違  
【柏崎 6/7】

第3表 評価対象範囲に設置された機器

機 器		弁番号, 個数等
①	熱交換器	1 個
②	逃がし弁	1 個 F025A
③	弁	プロセス弁 20 個 F003A, F016A, F023, F024A, F027A, F031A, F047A, F048A, F049, F051A, F053A, F063A, F085A, F086, F087A, F098A, F170A, FF012, FF101A, FF104A
	その他の弁	ベント弁 ドレン弁 17 個 F065A, F072A, F073A, F074A, F080A, F171, F179A, F181A, FF020-201, FF020-205, FF020-215, FF020-230, FF022-205, FF022-219, FF022-221, FF022-223, FF022-230
		計器 隔離弁 10 個 FF006-201, FF006-202, FF007-203, FF007-204, FF007-206, FF007-207, FF007-208, FF009-201, FF018-201, FF018-202
		サンプル弁 4 個 F060A, FF029-201, FF029-202, V25-606
④	計 器	10 個 TE-N004A, TE-N027A, PT-N002A-1, PT-N026A, PT-N053A, dPT-N058A, FT-N013, FT-N015A, FT-N060A, FT-C61-N001
⑤	配 管	1 式

表3 評価対象範囲に設置された機器

機 器		弁番号, 個数等
残留熱除去系熱交換器		1 個
逃がし弁		1 台 RV222-1A
弁	プロセス弁	19 台 V222-1A, V222-3A, V222-12A, V222-18A, V222-20A, V222-39, V222-37A, V222-83, MV222-2A, MV222-3A, MV222-5A, MV222-11A, MV222-13, MV222-15A, MV222-16A, MV222-20, MV222-22A, MV229-3A, CV222-1
	その他の弁	ベント弁 ドレン弁 15 台 V222-504A, V222-507AX, V222-527AX, V222-529AX, V222-530AX, V222-543AX, V222-559X, V222-560X, V222-561X, V222-562X, V222-563AX, V222-564X, V222-568X, V222-578AX, V222-579AX
		計器 隔離弁 6 台 V222-703A, V222-704A, V222-705A, V222-708A, V222-725, V222-726
		サンプル 弁 2 台 AV222-706A, MV278-402
計器		10 個 PS222-4A-1, PS222-4A-2, PX222-4A, FX222-1A, FX222-2A, FX222-3, dPX222-1A, TE222-1A, TE222-2A, TT222-13A
低圧注水系配管		1 式

・設備設計の相違  
【東海第二】  
・記載方針の相違  
【柏崎 6/7】



柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																									
	<p>3.2 構造健全性評価の結果</p> <p>(1) <u>熱交換器 (別紙3)</u></p> <p>隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時に加圧、加温される熱交換器の各部位について、「東海第二発電所 工事計画認可申請書」(以下「既工認」という。)を基に設計上の裕度を確認し、裕度が評価上の想定圧力(8.2MPa[gage])と系統の最高使用圧力(3.45MPa[gage])との比である2.4より大きい部位を除く胴板(厚肉部、薄肉部)、胴側鏡板、胴側入口・出口管台及びフランジ部について評価した。</p> <p><u>a. 胴側胴板(厚肉部、薄肉部)</u></p> <p>「発電用原子力設備規格 設計・建設規格(2005年版(2007年追補版を含む)) &lt;第I編 軽水炉規格&gt;(JSME S NC1-2005/2007)」(以下「設計・建設規格」という。) 「PCV-3122 円筒形の胴の厚さの規定」を適用し、胴板の必要最小厚さを算出した。その結果、実機の最小厚さは必要厚さ以上であり、評価した各部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。</p> <table border="1" data-bbox="967 1167 1712 1241"> <thead> <tr> <th>評価部位</th> <th>材 料</th> <th>実機の最小厚さ [t<sub>0</sub>] (mm)</th> <th>計算上必要な厚さ [t] (mm)</th> <th>判 定<sup>*</sup> (t<sub>0</sub> ≥ t)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>厚肉部</td> <td>SB410</td> <td>53.32</td> <td>35.71</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>薄肉部</td> <td>SB410</td> <td>37.05</td> <td>35.71</td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table> <p><small>※ 実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であること</small></p> <p><u>b. 胴側鏡板</u></p> <p>設計・建設規格「PCV-3225 半だ円形鏡板の厚さの規定1」を適用し、胴側鏡板の必要最小厚さを算出した。その結果、実機の最小厚さは必要厚さ以上であり、評価した各部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。</p> <table border="1" data-bbox="967 1562 1712 1617"> <thead> <tr> <th>評価部位</th> <th>材 料</th> <th>実機の最小厚さ [t<sub>0</sub>] (mm)</th> <th>計算上必要な厚さ [t] (mm)</th> <th>判 定<sup>*</sup> (t<sub>0</sub> ≥ t)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>胴側鏡板</td> <td>SB410</td> <td>56.95</td> <td>35.08</td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table> <p><small>※ 実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であること</small></p> <p><u>c. 胴側入口・出口管台</u></p> <p>設計・建設規格「PVC-3610 管台の厚さの規定」を適用し、胴側入口・出口管台の必要最小厚さを算出した。その結果、実機の最小厚さは必要厚さ以上であり、評価した各部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。</p>	評価部位	材 料	実機の最小厚さ [t <sub>0</sub> ] (mm)	計算上必要な厚さ [t] (mm)	判 定 <sup>*</sup> (t <sub>0</sub> ≥ t)	厚肉部	SB410	53.32	35.71	○	薄肉部	SB410	37.05	35.71	○	評価部位	材 料	実機の最小厚さ [t <sub>0</sub> ] (mm)	計算上必要な厚さ [t] (mm)	判 定 <sup>*</sup> (t <sub>0</sub> ≥ t)	胴側鏡板	SB410	56.95	35.08	○	<p>3.2 構造健全性評価の結果</p> <p>(1) <u>熱交換器 (別紙2)</u></p> <p>隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時に加圧、加温される熱交換器の各部位について、「島根原子力発電所 工事計画認可申請書」(以下「既工認」という。)を基に設計上の裕度を確認し、裕度が2以上の部位を除く水室フランジ、水室フランジボルト、管板及び伝熱管について評価した。</p>	<p>・資料構成の相違 【柏崎6/7】 柏崎6/7は、「3. 構造健全性評価の結果」に記載。</p> <p>・評価条件の相違 【東海第二】</p> <p>・評価対象の相違 【東海第二】 設計裕度が異なるため、評価対象部位が異なる。</p> <p>・評価対象の相違 【東海第二】 設計裕度が異なるため、評価対象部位が異なる。</p> <p>・評価対象の相違 【東海第二】 設計裕度が異なるため、評価対象部位が異なる。</p> <p>・評価対象の相違 【東海第二】 設計裕度が異なるため、評価対象部位が異なる。</p>
評価部位	材 料	実機の最小厚さ [t <sub>0</sub> ] (mm)	計算上必要な厚さ [t] (mm)	判 定 <sup>*</sup> (t <sub>0</sub> ≥ t)																								
厚肉部	SB410	53.32	35.71	○																								
薄肉部	SB410	37.05	35.71	○																								
評価部位	材 料	実機の最小厚さ [t <sub>0</sub> ] (mm)	計算上必要な厚さ [t] (mm)	判 定 <sup>*</sup> (t <sub>0</sub> ≥ t)																								
胴側鏡板	SB410	56.95	35.08	○																								

評価部位	材 料	実機の最小厚さ [t <sub>s</sub> ](mm)	計算上必要な厚さ [t](mm)	判 定* (t <sub>s</sub> ≥ t)
胴体入口・ 出口管台	SF490A	14.55	8.62	○

※ 実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であること

d. フランジ部

日本工業規格 JIS B8265「圧力容器の構造—一般事項」を適用して算出したボルトの必要な断面積及び許容応力を算出した。その結果、ボルトの実機の断面積はボルトの必要な断面積以上、かつ発生応力は許容応力以下であり、評価した各部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

評価部位	ボルトの 実機の断面積 (mm <sup>2</sup> )	ボルトの 必要な断面積 (mm <sup>2</sup> )	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	判 定*
フランジ部	106,961	74,184	239	262	○

※ ボルトの実機の断面積がボルトの必要な断面積以上、かつ発生応力が許容圧力以下であること

a. 水室フランジ、水室フランジボルト

日本工業規格 JIS B8265「圧力容器の構造—一般事項」を適用して算出したボルトの必要な断面積及び許容応力を算出した。その結果、ボルトの実機の断面積はボルトの必要な断面積以上、かつ発生応力は許容応力以下であり、評価した各部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

評価部位	実機の値	判定基準	判定*
水室フランジ	120MPa (発生応力)	438MPa (許容応力)	○
水室フランジボルト	64,029 (ボルトの総断面積)	26,161 (ボルトの必要な断面積)	○

※水室フランジについては、発生応力が許容応力以下であること、水室フランジボルトについては、ボルトの実機の断面積がボルトの必要な断面積以上であること

b. 管板

設計・建設規格「PVC-3510 管穴の中心間距離および管板の厚さ規定」を適用し、管板の必要最小厚さを算出した。その結果、実機の最小厚さは必要厚さ以上であり、評価した各部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

評価部位	材 料	実機の最小厚さ [t <sub>s</sub> ](mm)	計算上必要な厚さ [t](mm)	判定* (t <sub>s</sub> ≥ t)
管板	SFVC2B	□	163	○

※実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であること

c. 伝熱管

設計・建設規格「PVC-3610 管台の厚さの規定」を適用し、管板の必要最小厚さを算出した。その結果、実機の最小厚さは必要厚さ以上であり、評価した各部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

評価部位	材 料	実機の最小厚さ [t <sub>s</sub> ](mm)	計算上必要な厚さ [t](mm)	判定* (t <sub>s</sub> ≥ t)
伝熱管	SUS304TB	□	□	○

※実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であること

・評価結果の相違  
【東海第二】

・評価対象の相違  
【東海第二】  
設計裕度が異なるため、評価対象部位が異なる。

・評価対象の相違  
【東海第二】  
設計裕度が異なるため、評価対象部位が異なる。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																
	<p>(2) 逃がし弁 (別紙4)</p> <p>a. 弁座 設計・建設規格「VVC-3230 耐圧部に取り付く管台の必要最小厚さ」を適用し、必要な最小厚さを算出した。その結果、実機の最小厚さは必要厚さ以上であり、評価した各部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。</p> <table border="1" data-bbox="964 531 1709 585"> <thead> <tr> <th>評価部位</th> <th>実機の最小厚さ (mm)</th> <th>計算上必要な厚さ (mm)</th> <th>判定*</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>弁座</td> <td>2.8</td> <td>0.7</td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ 実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であること</p> <p>b. 弁体 弁体下面にかかる圧力が全て弁体の最小肉厚部に作用するとして発生するせん断応力を評価した。その結果、発生せん断応力は許容せん断応力以下であり、評価した部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。</p> <table border="1" data-bbox="964 978 1700 1033"> <thead> <tr> <th>評価部位</th> <th>発生せん断応力 (MPa)</th> <th>許容せん断応力 (MPa)</th> <th>判定*</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>弁体</td> <td>81</td> <td>88</td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ 発生せん断応力が許容せん断応力以下であること</p> <p>c. 弁本体の耐圧部 設計・建設規格「解説 VVB-3100 弁の圧力温度基準」を適用し、必要な最小厚さを算出した。その結果、実機の最小厚さは必要厚さ以上であり、評価した部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。</p> <table border="1" data-bbox="964 1470 1709 1524"> <thead> <tr> <th>評価部位</th> <th>実機の最小厚さ (mm)</th> <th>必要な最小厚さ (mm)</th> <th>判定*</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>弁本体の耐圧部</td> <td>9.0</td> <td>1.2</td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ 実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であること</p>	評価部位	実機の最小厚さ (mm)	計算上必要な厚さ (mm)	判定*	弁座	2.8	0.7	○	評価部位	発生せん断応力 (MPa)	許容せん断応力 (MPa)	判定*	弁体	81	88	○	評価部位	実機の最小厚さ (mm)	必要な最小厚さ (mm)	判定*	弁本体の耐圧部	9.0	1.2	○	<p>(2) 逃がし弁 (別紙3)</p> <p>a. 弁座 設計・建設規格「VVC-3230 耐圧部に取り付く管台の必要最小厚さ」を適用し、必要な最小厚さを算出した。その結果、実機の最小厚さが必要厚さ以上であり、評価した各部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。</p> <table border="1" data-bbox="1774 548 2475 648"> <thead> <tr> <th>評価部位</th> <th>実機の最小厚さ (mm)</th> <th>必要な最小厚さ (mm)</th> <th>判定*</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>弁座</td> <td>□</td> <td>0.8</td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table> <p>※実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であること</p> <p>b. 弁体 弁体下面にかかる圧力(7.4MPa)が全て弁体の最小肉厚部に作用するとして発生するせん断応力を評価した。その結果、発生せん断応力は許容せん断応力以下であり、評価した部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。</p> <table border="1" data-bbox="1760 993 2484 1100"> <thead> <tr> <th>評価部位</th> <th>発生せん断応力 (MPa)</th> <th>許容せん断応力 (MPa)</th> <th>判定*</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>弁体</td> <td>41</td> <td>88</td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table> <p>※発生せん断応力が許容せん断応力以下であること</p> <p>c. 弁本体の耐圧部 設計・建設規格「解説 VVB-3100 弁の圧力温度基準」を適用し、必要な最小厚さを算出した。その結果、実機の最小厚さは必要最小厚さ以上であり、評価した部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。</p> <table border="1" data-bbox="1760 1486 2490 1593"> <thead> <tr> <th>評価部位</th> <th>実機の最小厚さ (mm)</th> <th>必要な最小厚さ (mm)</th> <th>判定*</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>弁本体の耐圧部</td> <td>□</td> <td>0.3</td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table> <p>※実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であること</p>	評価部位	実機の最小厚さ (mm)	必要な最小厚さ (mm)	判定*	弁座	□	0.8	○	評価部位	発生せん断応力 (MPa)	許容せん断応力 (MPa)	判定*	弁体	41	88	○	評価部位	実機の最小厚さ (mm)	必要な最小厚さ (mm)	判定*	弁本体の耐圧部	□	0.3	○	<p>備考</p> <p>・評価結果の相違【東海第二】</p> <p>・評価結果の相違【東海第二】</p> <p>・評価結果の相違【東海第二】</p>
評価部位	実機の最小厚さ (mm)	計算上必要な厚さ (mm)	判定*																																																
弁座	2.8	0.7	○																																																
評価部位	発生せん断応力 (MPa)	許容せん断応力 (MPa)	判定*																																																
弁体	81	88	○																																																
評価部位	実機の最小厚さ (mm)	必要な最小厚さ (mm)	判定*																																																
弁本体の耐圧部	9.0	1.2	○																																																
評価部位	実機の最小厚さ (mm)	必要な最小厚さ (mm)	判定*																																																
弁座	□	0.8	○																																																
評価部位	発生せん断応力 (MPa)	許容せん断応力 (MPa)	判定*																																																
弁体	41	88	○																																																
評価部位	実機の最小厚さ (mm)	必要な最小厚さ (mm)	判定*																																																
弁本体の耐圧部	□	0.3	○																																																

柏崎刈羽原子力発電所 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>d. 弁耐圧部の接合部</p> <p><u>設計・建設規格「VVC-3310 弁箱と弁ふたがフランジ結合の弁のフランジの応力評価」を適用して算出したボルトの必要な断面積及び許容応力を算出した。</u></p> <table border="1" data-bbox="967 411 1709 485"> <thead> <tr> <th>評価部位</th> <th>ボルトの実機の断面積 (mm<sup>2</sup>)</th> <th>ボルトの必要な断面積 (mm<sup>2</sup>)</th> <th>発生応力 (MPa)</th> <th>許容応力 (MPa)</th> <th>判定*</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>弁耐圧部の接合部</td> <td>481.3</td> <td>438.5</td> <td>214</td> <td>142</td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ ボルトの実機の断面積がボルトの必要な断面積以上、かつ発生応力が許容圧力以下であること</p> <p>上記の評価の結果、ボルトの実機の断面積がボルトの必要な断面積以上であるが、発生応力が許容圧力以上であったため、ボンネットボルトの内圧と熱による伸び量及びボンネットフランジと弁箱フランジの熱による伸び量を算出した。その結果、ボンネットボルトの伸び量からボンネットフランジと弁箱フランジの伸び量を差し引いた伸び量がマイナスであり、弁耐圧部の接合部が圧縮されることになるが、<u>ボンネットナット締付部の発生応力が許容応力以下であり、評価した部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。</u></p> <table border="1" data-bbox="967 1178 1709 1234"> <thead> <tr> <th>評価部位</th> <th>発生応力 (MPa)</th> <th>許容応力 (MPa)</th> <th>判定*</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>弁耐圧部の接合部</td> <td>67</td> <td>152</td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ 発生応力が許容応力以下であること</p>	評価部位	ボルトの実機の断面積 (mm <sup>2</sup> )	ボルトの必要な断面積 (mm <sup>2</sup> )	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	判定*	弁耐圧部の接合部	481.3	438.5	214	142	○	評価部位	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	判定*	弁耐圧部の接合部	67	152	○	<p>d. 弁耐圧部の接合部</p> <p>ボンネットボルトの内圧と熱による伸び量及びボンネットフランジと弁箱フランジの熱による伸び量を算出した。その結果、ボンネットボルトの伸び量からボンネットフランジと弁箱フランジの伸び量を差し引いた伸び量がマイナスであり、弁耐圧部の接合部が圧縮されることになるが、<u>ボンネットフランジとリフト制限板がメタルタッチしており、それ以上ガスケットが圧縮しない構造となっていることから、ボンネットナット座面及びボンネットフランジとリフト制限板の合わせ面の発生応力が許容応力以下であり、評価した部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。</u></p> <table border="1" data-bbox="1760 1178 2490 1362"> <thead> <tr> <th>評価部位</th> <th>発生応力 (MPa)</th> <th>許容応力 (MPa)</th> <th>判定*</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ボンネットナット座面</td> <td>68</td> <td>632</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>ボンネットフランジとリフト制限板の合わせ面</td> <td>52</td> <td>438 (ボンネットフランジ) 392 (リフト制限板)</td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table> <p>※発生応力が許容応力以下であること</p>	評価部位	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	判定*	ボンネットナット座面	68	632	○	ボンネットフランジとリフト制限板の合わせ面	52	438 (ボンネットフランジ) 392 (リフト制限板)	○	<p>・評価方針の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、当該評価によるスクリーニングを実施しておらず、全ての評価を実施している。</p> <p>・設備設計の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉の安全弁は、ボンネットフランジとリフト制限板がメタルタッチする構造。</p> <p>・評価結果の相違</p> <p>【東海第二】</p>
評価部位	ボルトの実機の断面積 (mm <sup>2</sup> )	ボルトの必要な断面積 (mm <sup>2</sup> )	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	判定*																														
弁耐圧部の接合部	481.3	438.5	214	142	○																														
評価部位	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	判定*																																
弁耐圧部の接合部	67	152	○																																
評価部位	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	判定*																																
ボンネットナット座面	68	632	○																																
ボンネットフランジとリフト制限板の合わせ面	52	438 (ボンネットフランジ) 392 (リフト制限板)	○																																

(3) 弁 (別紙5)

a. 弁本体

設計・建設規格「解説 VVB-3100 弁の圧力温度基準」を適用し、必要な最小厚さを算出した。その結果、実機の最小厚さは計算上必要な厚さ以上であり、評価した部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

弁番号	材 料	実機の最小厚さ (mm)	計算上必要な厚さ (mm)	判 定* (t <sub>s</sub> ≥ t)
F003A	SCPH2	22.0	10.6	○
F016A	SCPL1	20.0	9.5	○
F024A	SCPL1	24.0	10.9	○
F027A	SCPH2	10.0	3.2	○
F031A	SCPH2	22.5	9.8	○
F047A	SCPH2	22.0	10.6	○
F048A	SCPH2	31.0	14.6	○
F049	SCPH2	7.0	4.1	○
F063A	SCPH2	11.0	4.1	○
F086	SCPH2	8.0	2.0	○
F098A	SCPH2	23.0	11.1	○
F170A	SCPL1	16.0	6.4	○
F065A	SCPH2	8.0	3.1	○
F072A	SCPH2	11.0	4.1	○
F080A	SCPH2	9.0	2.3	○
F060A	SCPH2	6.5	1.2	○
FF029-201	SUS304	12.5	1.5	○
FF029-202	SUS304	12.5	1.5	○

\* 実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であること

b. 弁耐圧部の接合部

設計・建設規格「VVC-3310 弁箱と弁ふたがフランジ結合の弁のフランジの応力評価」を適用して算出したボルトの必要な断面積及び許容応力を算出した。その結果、F086、F080A、F060A、FF029-201 及び FF029-202 の弁はボルトの実機の断面積がボルトの必要な断面積以上であり、かつ発生応力が許容圧力以下であり、評価した部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

弁番号	ボルトの実機の断面積 (mm <sup>2</sup> )	ボルトの必要な断面積 (mm <sup>2</sup> )	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	判 定*
F003A	13,672	18,675	261	177	-
F016A	11,033	14,288	246	168	-
F024A	16,406	15,451	213	168	-
F027A	1,758	2,919	206	177	-
F031A	13,400	11,610	305	177	-
F047A	13,672	18,675	261	177	-
F048A	11,033	24,157	171	177	-
F049	2,770	3,818	189	177	-
F063A	1,803	2,061	206	177	-
F086	901	694	117	177	○
F098A	11,241	13,372	317	177	-
F170A	5,411	6,259	163	168	-
F065A	1,203	1,073	210	165	-
F072A	1,803	2,061	206	177	-
F080A	901	833	116	177	○
F060A	321	190	98	165	○
FF029-201	601	318	73	165	○
FF029-202	601	318	73	165	○

\* ボルトの実機の断面積がボルトの必要な断面積以上、かつ発生応力が許容圧力以下であること

(3) 弁 (別紙4)

a. 弁本体

設計・建設規格「解説 VVB-3100 弁の圧力温度基準」を適用し、必要な最小厚さを算出した。その結果、実機の最小厚さは計算上必要な最小厚さ以上であり、評価した部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

評価部位	実機の最小厚さ [t <sub>s</sub> ] (mm)	計算上必要な厚さ [t] (mm)	判定* (t <sub>s</sub> ≥ t)
弁本体の耐圧部	[ ]	0.2~3.3	○

\*実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であること

b. 弁耐圧部の接合部

・評価結果の相違  
【東海第二】

・評価方針の相違  
【東海第二】

島根2号炉は、当該評価によるスクリーニングを実施しておらず、全ての評価を実施している。

また、上記の条件を満たさない弁については、ボンネットボルトの内圧と熱による伸び量及びボンネットフランジと弁箱フランジの熱による伸び量を算出した。その結果、ボンネットボルトの伸び量からボンネットフランジと弁箱フランジの伸び量を差し引いた伸び量がプラスである弁については、伸び量がガスケットの復元量以下であり、評価した部位は漏えいが発生しないことを確認した。伸び量がマイナスの弁についてはボンネットフランジとリフト制限板がメタルタッチしており、それ以上ガスケットが圧縮しない構造となっていることから、ボンネットナット締付部の発生応力が材料の許容応力以下であり、評価した部位は破損せず漏えいが発生しないことを確認した。

弁番号	伸び量 (mm)	ガスケット復元量 (mm)	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	判定*
F003A	0.008	0.1	—	—	○
F016A	0.004	0.1	—	—	○
F024A	-0.023	—	ボンネットナット座面：128	ボンネットナット座面：427	○
F027A	0.015	0.1	—	—	○
F031A	-0.029	—	ボンネットナット座面：95	ボンネットナット座面：596	○
F047A	0.008	0.1	—	—	○
F048A	0.063	0.1	—	—	○
F049	0.001	0.1	—	—	○
F063A	0.011	0.2	—	—	○
F098A	0.032	0.2	—	—	○
F170A	0.016	0.2	—	—	○
F065A	-0.016	—	ボンネットナット座面：202 ボンネットフランジと弁箱フランジの合わせ面：134	ボンネットナット座面：360 ボンネットフランジと弁箱フランジの合わせ面：194	○
F072A	0.011	0.2	—	—	○

※ 伸び量がプラスの場合は、伸び量がガスケット復元量以下であること。伸び量がマイナスの場合は、発生応力が許容応力以下であること

なお、以下の弁は加圧時の温度、圧力以上で設計していることから、破損は発生せず漏えいが発生しないことを確認した。

評価部位	弁番号	設計圧力	設計温度
プロセス弁	F023、F061A	8.62MPa	302℃

また、以下の弁は設計・建設規格第I編 別表1にて温度300℃における許容圧力を確認し、加圧時の圧力を上回ることから、破損は発生せず漏えいが発生しないことを確認した。

ボンネットボルトの内圧と熱による伸び量及びボンネットフランジと弁箱フランジの熱による伸び量を算出した。その結果、ボンネットボルトの伸び量からボンネットフランジと弁箱フランジの伸び量を差し引いた伸び量がプラスである弁については、伸び量がガスケットの復元量以下であり、評価した部位は漏えいが発生しないことを確認した。伸び量がマイナスの弁についてはボンネットフランジと弁箱フランジがメタルタッチしており、それ以上ガスケットが圧縮しない構造となっていることから、ボンネットナット座面及びボンネットフランジと弁箱フランジの合わせ面の発生応力が許容応力以下であり、評価した部位は破損せず漏えいが発生しないことを確認した。

評価部位	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	判定*
ボンネットナット座面	36~280	524~865	○
ボンネットフランジと弁箱フランジの合わせ面	45~92	438 (ボンネットフランジ) 407~438 (弁箱フランジ)	○

※発生応力が許容応力以下であること

なお、以下の弁は加圧時の温度、圧力以上で設計していることから、破損は発生せず漏えいが発生しないことを確認した。

評価部位	弁番号	設計圧力	設計温度
プロセス弁	MV222-5A	8.62MPa	302℃
	MV222-11A	10.4MPa	302℃
	MV222-13	8.62MPa	302℃
その他の弁	ドレン弁	V222-507AX	8.62MPa 302℃
	ベント弁	V222-530AX	10.4MPa 302℃

また、以下の弁は設計・建設規格第I編 別表1にて温度300℃における許容圧力を確認し、加圧時の圧力を上回ることから、破損は発生せず漏えいが発生しないことを確認した。

・設備設計の相違  
【東海第二】  
島根2号炉の弁は、ボンネットフランジと弁箱フランジがメタルタッチする構造。

・評価結果の相違  
【東海第二】

・設備設計の相違  
【東海第二】

評価部位	弁番号	許容圧力	
プロセス弁	F087A, FF104A	14.97MPa	
	FF012	13.30MPa	
	F053A	10.58MPa	
	F085A, FF101A	9.97MPa	
その他の弁	F073A, F074A	14.97MPa	
	F171, F179A, F181A, FF020-201, FF020-205, FF020-215, FF020-230, FF022-205, FF022-219, FF022-221, FF022-223, FF022-230	9.97MPa	
	計器隔離弁	14.97MPa	
	FF009-201	14.97MPa	
	EE006-201, EE006-202, EE007-203, EE007-204, EE007-206, EE007-207, EE007-208, EE018-201, EE018-202	9.97MPa	
	サンプル弁	26.3MPa	
	V25-606	26.3MPa	

評価部位	弁番号	許容圧力	
プロセス弁	V222-18A, V222-20A	9.97MPa	
その他の弁	ドレン弁 ベント弁	V222-507AX	14.97MPa
		V222-527AX, V222-529AX, V222-543AX, V222-559X, V222-560X, V222-561X, V222-562X, V222-563AX, V222-564X, V222-568X, V222-578AX, V222-579AX	9.97MPa
	計器隔離弁	V222-703A, V222-704A, V222-705A, V222-708A, V222-725, V222-726	9.97MPa

・設備設計の相違  
【東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																											
	<p>(4) 計器 (別紙6)</p> <p>a. 圧力計, 差圧計</p> <p>以下の圧力計及び差圧計は, 隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時の圧力以上の計装設備耐圧値を有しており, 破損は発生しないことを確認した。なお, 構造材の温度上昇に伴う耐力低下 (温度-30~40℃における設計引張強さに対する 288℃における設計引張強さの割合は SUS316L の場合で約 79%) を考慮しても, 計装設備耐圧値は加圧時における圧力以上となる。</p> <table border="1" data-bbox="964 814 1709 982"> <thead> <tr> <th>計器番号</th> <th>計装設備耐圧 (MPa)</th> <th>判定</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>PT-E12-N002A-1</td> <td>約 14.7 (150kg/cm<sup>2</sup>)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>PT-E12-N026A</td> <td>約 14.7 (150kg/cm<sup>2</sup>)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>PT-E12-N053A</td> <td>約 14.7 (150kg/cm<sup>2</sup>)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>dPT-E12-N058A</td> <td>約 13.7 (140kg/cm<sup>2</sup>)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>FT-E12-N013</td> <td>約 14.7 (150kg/cm<sup>2</sup>)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>FT-E12-N015A</td> <td>約 14.7 (150kg/cm<sup>2</sup>)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>FT-E12-N060A</td> <td>約 14.7 (150kg/cm<sup>2</sup>)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>FT-C61-N001</td> <td>約 14.7 (150kg/cm<sup>2</sup>)</td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table> <p>b. 温度計</p> <p>日本機械学会「配管内円柱状構造物の流量振動評価指針」(JSME S012-1998) を適用し, 同期振動発生回避又は抑制の判定並びに応力評価及び疲労評価を実施した。その結果, 換算流速 <math>V_v</math> が 1 より小さく, 組合せ応力が許容値以下, かつ応力振幅が設計疲労限以下であることから, 評価した部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。</p>	計器番号	計装設備耐圧 (MPa)	判定	PT-E12-N002A-1	約 14.7 (150kg/cm <sup>2</sup> )	○	PT-E12-N026A	約 14.7 (150kg/cm <sup>2</sup> )	○	PT-E12-N053A	約 14.7 (150kg/cm <sup>2</sup> )	○	dPT-E12-N058A	約 13.7 (140kg/cm <sup>2</sup> )	○	FT-E12-N013	約 14.7 (150kg/cm <sup>2</sup> )	○	FT-E12-N015A	約 14.7 (150kg/cm <sup>2</sup> )	○	FT-E12-N060A	約 14.7 (150kg/cm <sup>2</sup> )	○	FT-C61-N001	約 14.7 (150kg/cm <sup>2</sup> )	○	<p>(4) 計器 (別紙5)</p> <p>a. 圧力計, 差圧計</p> <p>以下の圧力計及び差圧計のうち PS222-4A-1, PS222-4A-2 については, 漏えいが想定されるため, 株部のプロセス取合い (外径: 5mm) の断面積から, 破断面積を下表のとおり評価した。</p> <p>以下の圧力計及び差圧計のうち, PS222-4A-1, PS222-4A-2 以外の計器は, 隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時の圧力以上の計装設備耐圧値を有しており, 破損は発生しないことを確認した。なお, 構造材の温度上昇に伴う耐力低下 (温度-30~40℃における設計引張強さに対する 288℃における設計引張強さの割合は SUS316L の場合で約 79%) を考慮しても, 計装設備耐圧値は加圧時における圧力以上となる。</p> <table border="1" data-bbox="1774 850 2478 1136"> <thead> <tr> <th>計器番号</th> <th>計器設備耐圧 (MPa)</th> <th>判定</th> <th>破断面積 (mm<sup>2</sup>)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>PS222-4A-1</td> <td>5.4</td> <td>×</td> <td>19.63</td> </tr> <tr> <td>PS222-4A-2</td> <td>4.4</td> <td>×</td> <td>19.63</td> </tr> <tr> <td>PX222-4A</td> <td>14.7</td> <td>○</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>FX222-1A</td> <td>22.1</td> <td>○</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>FX222-2A</td> <td>22.1</td> <td>○</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>FX222-3</td> <td>22.1</td> <td>○</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>dPX222-1A</td> <td>15</td> <td>○</td> <td>-</td> </tr> </tbody> </table> <p>b. 温度計</p> <p>日本機械学会「配管内円柱状構造物の流量振動評価指針」(JSME S012-1998) を適用し, 同期振動発生回避又は抑制の判定並びに応力評価及び疲労評価を実施した。その結果, 換算流速 <math>V_v</math> が 1 より小さく, 組合せ応力が許容値以下, かつ応力振幅が設計疲労限以下であることから, 評価した部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。</p>	計器番号	計器設備耐圧 (MPa)	判定	破断面積 (mm <sup>2</sup> )	PS222-4A-1	5.4	×	19.63	PS222-4A-2	4.4	×	19.63	PX222-4A	14.7	○	-	FX222-1A	22.1	○	-	FX222-2A	22.1	○	-	FX222-3	22.1	○	-	dPX222-1A	15	○	-	<p>・評価結果の相違【東海第二】</p> <p>・評価結果の相違【東海第二】</p>
計器番号	計装設備耐圧 (MPa)	判定																																																												
PT-E12-N002A-1	約 14.7 (150kg/cm <sup>2</sup> )	○																																																												
PT-E12-N026A	約 14.7 (150kg/cm <sup>2</sup> )	○																																																												
PT-E12-N053A	約 14.7 (150kg/cm <sup>2</sup> )	○																																																												
dPT-E12-N058A	約 13.7 (140kg/cm <sup>2</sup> )	○																																																												
FT-E12-N013	約 14.7 (150kg/cm <sup>2</sup> )	○																																																												
FT-E12-N015A	約 14.7 (150kg/cm <sup>2</sup> )	○																																																												
FT-E12-N060A	約 14.7 (150kg/cm <sup>2</sup> )	○																																																												
FT-C61-N001	約 14.7 (150kg/cm <sup>2</sup> )	○																																																												
計器番号	計器設備耐圧 (MPa)	判定	破断面積 (mm <sup>2</sup> )																																																											
PS222-4A-1	5.4	×	19.63																																																											
PS222-4A-2	4.4	×	19.63																																																											
PX222-4A	14.7	○	-																																																											
FX222-1A	22.1	○	-																																																											
FX222-2A	22.1	○	-																																																											
FX222-3	22.1	○	-																																																											
dPX222-1A	15	○	-																																																											



(同期振動発生回避又は抑制評価)

計器番号	流速 V (m/s)	換算流速 $V_r$	換算係数 $C_n$	判定*
TE-N004A	0.77	0.08	0.05	○ ( $V_r < 1$ のため)
TE-N027A	0.76	0.08	0.05	○ ( $V_r < 1$ のため)

※ 「 $V_r < 1$ 」, 「 $C_n > 64$ 」又は「 $V_r < 3.3$ かつ $C_n > 2.5$ 」のいずれかを満足すること

(流体振動に対する強度評価)

計器番号	組合せ応力 (MPa)	組合せ応力の許容値 (MPa)	応力振幅 (MPa)	応力振幅の設計疲労限 (MPa)	判定*
TE-N004A	14.7	184	0.43	76	○
TE-N027A	14.7	184	0.41	76	○

※ 組合せ応力が組合せ応力の許容値以下であること、かつ応力振幅が応力振幅の設計疲労限以下であること

(同期振動発生回避又は抑制評価)

計器番号	流速 V (m/sec)	換算流速 $V_r$	換算減衰率 $C_n$	判定*
TE222-1A	1.26	0.03	0.21	○ ( $V_r < 1$ のため)
TE222-2A	1.26	0.03	0.21	○ ( $V_r < 1$ のため)
TE222-13A	1.26	0.03	0.21	○ ( $V_r < 1$ のため)

※ 「 $V_r < 1$ 」, 「 $C_n > 64$ 」又は「 $V_r < 3.3$ かつ $C_n > 2.5$ 」のいずれかを満足すること

(流体振動に対する強度評価)

計器番号	組合せ応力 (MPa)	組合せ応力の許容値 (MPa)	応力振幅 (MPa)	応力振幅の設計疲労限 $\sigma_F$ (MPa)	判定*
TE222-1A	17.0	145	0.07	84	○
TE222-2A	17.0	145	0.07	84	○
TE222-13A	17.0	165	0.07	84	○

※組合せ応力が組合せ応力の許容値以下であること、かつ応力振幅が応力振幅の設計疲労限以下であること

・評価結果の相違  
【東海第二】

・評価結果の相違  
【東海第二】

(5) 配管 (別紙7)

a. 管

設計・建設規格「PPC-3411 直管(1)内圧を受ける直管」を適用し、必要最小厚さを算出した。その結果、実機の最小厚さは必要厚さ以上であり、評価した部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

評価部位	既工認配管 No	実機の最小厚さ (mm)	計算上必要な厚さ (mm)	判定*
管	3	12.80	8.26	○
	4	12.80	8.26	○
	6	9.71	5.04	○
	9	5.25	1.91	○
	10	5.25	1.91	○
	17	5.25	1.91	○
	26	6.21	2.76	○
	31	7.17	3.61	○
	34	11.20	6.93	○
	37	4.55	1.28	○
	39	14.40	10.09	○
	40	9.01	5.32	○
	56	12.51	7.63	○
	58	12.51	7.63	○

※ 実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であること

b. フランジ部

設計・建設規格「PPC-3414 フランジ」を適用してフランジ応力算定用応力を算出し、フランジボルトの伸び量を評価した。その結果、伸び量がマイナスであり、フランジ部が圧縮されることになるが、ガスケットの許容圧縮量が合計圧縮量以上であり、評価した部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

評価部位	伸び量 (mm) 【最小値】	ガスケットの初期圧縮量 (mm)	ガスケットの合計圧縮量 (mm) 【最大値】	ガスケットの許容圧縮量 (mm)	判定*
フランジ部	-0.01	1.20	1.21	1.30	○
	-0.04	2.40	2.41	2.60	○
	-0.04	2.40	2.44	2.60	○

※ 伸び量がマイナスの場合は、ガスケットの合計圧縮量が許容圧縮量以下であること

(5) 配管 (別紙6)

a. 管

設計・建設規格「PPC-3411(1)内圧を受ける直管」を適用し、必要最小厚さを算出した。その結果、実機の最小厚さは、必要厚さ以上であり、評価した部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

評価部位	実機の最小厚さ (mm)	計算上必要な厚さ (mm)	判定*
管	7.53~16.63	1.04~3.24	○

※実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であること

b. フランジ部

設計・建設規格「PPC-3414 フランジ」を適用してフランジ応力算定用応力を算出し、フランジボルトの伸び量を評価した。その結果、伸び量がマイナスであり、フランジ部が圧縮されることになるが、ガスケットの許容圧縮量が合計圧縮量以上であり、評価した部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

評価部位	伸び量 (mm) 【最小値】	ガスケットの初期圧縮量 (mm)	ガスケットの合計圧縮量 (mm) 【最大値】	ガスケットの許容圧縮量 (mm)	判定*
フランジ部	-0.02				○
	-0.08				○

※伸び量がマイナスの場合は、ガスケットの合計圧縮量が許容圧縮量以下であること

・評価結果の相違  
【東海第二】

・評価結果の相違  
【東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																														
<p><b>3. 構造健全性評価の結果</b></p> <p>各機器に対する評価結果について以下に示す。</p> <p>破断が想定される箇所としては計装設備であり、また、フランジ部についてもボルトの伸びによる漏えいが想定されるものの、合計でも漏えい面積は1cm<sup>2</sup> を超えることはないとの結果となった。</p> <p>a) 配管</p> <table border="1" data-bbox="172 569 875 1010"> <thead> <tr> <th>No.</th> <th>圧力 (MPa)</th> <th>温度 (°C)</th> <th>外径 (mm)</th> <th>公称厚さ (mm)</th> <th>材料</th> <th>t<sub>s</sub> (mm)</th> <th>t<sup>*1</sup> (mm)</th> <th>判定<sup>*2</sup> (t<sub>s</sub> ≥ t)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>①</td> <td rowspan="6">7.5</td> <td rowspan="6">288</td> <td>406.4</td> <td>9.5</td> <td>STPT42 (STPT410)</td> <td>8.31</td> <td>6.22<sup>*3</sup></td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>②</td> <td>406.4</td> <td>12.7</td> <td>STPT42 (STPT410)</td> <td>11.11</td> <td>6.22<sup>*3</sup></td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>③</td> <td>27.2</td> <td>3.9</td> <td>STPT42 (STPT410)</td> <td>3.40</td> <td>0.97</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>④</td> <td>60.5</td> <td>5.5</td> <td>STPT42 (STPT410)</td> <td>4.81</td> <td>2.14</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>⑤</td> <td>34.0</td> <td>4.5</td> <td>STPT42 (STPT410)</td> <td>3.93</td> <td>1.21</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">⑥</td> <td>17.3</td> <td>2.3</td> <td rowspan="3">SUS304TP</td> <td>2.0</td> <td>0.6</td> <td rowspan="3">○</td> </tr> <tr> <td>9.52</td> <td>2.0</td> <td>2.0</td> <td>0.4</td> </tr> <tr> <td>9.52</td> <td>1.3</td> <td>1.3</td> <td>0.4</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 : <math>t = PD_o / (2S \eta + 0.8P)</math></p> <p>※2 : 管の最小厚さ (t<sub>s</sub>) が管の計算上必要な厚さ (t) 以上であること</p> <p>※3 : 1次一般膜応力 0.6S<sub>u</sub> 適用値</p> <p>b) 計装設備</p> <table border="1" data-bbox="184 1157 884 1333"> <thead> <tr> <th>No.</th> <th>圧力 (MPa)</th> <th>計装設備耐圧 (MPa)</th> <th>判定</th> <th>破断想定箇所</th> <th>開口面積 (cm<sup>2</sup>)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>① (E22-PT-001)</td> <td rowspan="2">7.5</td> <td>3.67</td> <td>×</td> <td>漏えいなし<sup>*1</sup></td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>② (E22-PI-002)</td> <td>1.65</td> <td>×</td> <td>破断 (Φ5 導圧)</td> <td>約 0.2</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 : 計装設備内部のダイヤフラムは破損する可能性はあるものの、その外側の高圧フランジ面は約 15MPa までの耐圧構造であるため、外部への漏えいはないと判断した</p>	No.	圧力 (MPa)	温度 (°C)	外径 (mm)	公称厚さ (mm)	材料	t <sub>s</sub> (mm)	t <sup>*1</sup> (mm)	判定 <sup>*2</sup> (t <sub>s</sub> ≥ t)	①	7.5	288	406.4	9.5	STPT42 (STPT410)	8.31	6.22 <sup>*3</sup>	○	②	406.4	12.7	STPT42 (STPT410)	11.11	6.22 <sup>*3</sup>	○	③	27.2	3.9	STPT42 (STPT410)	3.40	0.97	○	④	60.5	5.5	STPT42 (STPT410)	4.81	2.14	○	⑤	34.0	4.5	STPT42 (STPT410)	3.93	1.21	○	⑥	17.3	2.3	SUS304TP	2.0	0.6	○	9.52	2.0	2.0	0.4	9.52	1.3	1.3	0.4	No.	圧力 (MPa)	計装設備耐圧 (MPa)	判定	破断想定箇所	開口面積 (cm <sup>2</sup> )	① (E22-PT-001)	7.5	3.67	×	漏えいなし <sup>*1</sup>	—	② (E22-PI-002)	1.65	×	破断 (Φ5 導圧)	約 0.2			<p>・資料構成の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2号炉の評価結果は、「3.2 構造健全性評価の結果」に記載。</p>
No.	圧力 (MPa)	温度 (°C)	外径 (mm)	公称厚さ (mm)	材料	t <sub>s</sub> (mm)	t <sup>*1</sup> (mm)	判定 <sup>*2</sup> (t <sub>s</sub> ≥ t)																																																																									
①	7.5	288	406.4	9.5	STPT42 (STPT410)	8.31	6.22 <sup>*3</sup>	○																																																																									
②			406.4	12.7	STPT42 (STPT410)	11.11	6.22 <sup>*3</sup>	○																																																																									
③			27.2	3.9	STPT42 (STPT410)	3.40	0.97	○																																																																									
④			60.5	5.5	STPT42 (STPT410)	4.81	2.14	○																																																																									
⑤			34.0	4.5	STPT42 (STPT410)	3.93	1.21	○																																																																									
⑥			17.3	2.3	SUS304TP	2.0	0.6	○																																																																									
	9.52	2.0	2.0	0.4																																																																													
	9.52	1.3	1.3	0.4																																																																													
No.	圧力 (MPa)	計装設備耐圧 (MPa)	判定	破断想定箇所	開口面積 (cm <sup>2</sup> )																																																																												
① (E22-PT-001)	7.5	3.67	×	漏えいなし <sup>*1</sup>	—																																																																												
② (E22-PI-002)		1.65	×	破断 (Φ5 導圧)	約 0.2																																																																												

c)弁

No.	弁 No.	圧力 (MPa)	温度 (°C)	口径 (A)	型式	材料	ts (mm)	t <sup>*1</sup> (mm)	判定 <sup>*2</sup> (ts≧t)
①	E22-F002	7.5	288	400	TCH	SCPL1	22.0	7.8 <sup>*3</sup>	○
②	E22-F007			400	CH	SCPL1	20.0	7.8 <sup>*3</sup>	○
③	E22-F020			20/50	RV.VS	SCPH2	9.0	4.8	○
④	E22-F012			50	GL	S28C	8.5	5.4	○
⑤	E22-F027			20	GL	S28C	6.7	4.5	○
	E22-F500								
	E22-F515								
	E22-F516								
	E22-F700								

※1:  $t=t_1+((P-P_1)(t_2-t_1))/(P_2-P_1)$

※2: 弁箱, 弁ふたの最小厚さ (ts) が計算上必要な厚さ (t) 以上であること

※3:  $t=Pd/(2S-1.2P)$  を適用

d)フランジ部

No.	圧力 (MPa)	伸び量 (mm)						内径 (mm)	全部材 伸び量 (mm)	漏えい 面積 (cm <sup>2</sup> )
		+ ΔL1	- ΔL0	+ ΔL2	- ΔL3	- ΔL4	- ΔL5			
①	7.5	0.10	0.07	0.31	0.30	-	0.01	432	0.03	約 0.7
②		0.11	0.08	0.36	0.30	0.04	0.03	432	0.02	
③		0.01	0.02	0.13	0.12	-	0.01	49	-0.01	

ΔL1: 荷重によるボルト伸び量

ΔL0: 初期締付によるボルト伸び量

ΔL2: ボルト熱伸び量

ΔL3: フランジ熱伸び量

ΔL4: オリフィス熱伸び量

ΔL5: ガスケット内外輪熱伸び量

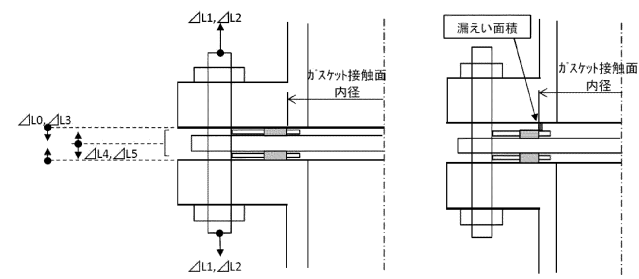


図 1-6 各部材の伸び方向及び伸び時隙間想定位置

e) ポンプ

No.	計算部位	圧力 (MPa)	温度 (°C)	公称厚さ (mm)	材料	ts (mm)	t (mm)	判定 <sup>※1</sup> (ts ≥ t)
①	ディスチャージケーシング	7.5	288	38.0	SFVC2B/SGV410	34.5	15.7 <sup>※2</sup>	○
	アウターケーシング			19.0	SGV410	14.0	13.2 <sup>※2</sup>	○
	吸込み口			38.0	SFVC2B	36.9	15.7 <sup>※2</sup>	○
	ケーシングカバー			165.0	SFVC2B	158.7	138.8 <sup>※2</sup>	○
	管台			3.9	STPT410	3.4	1.0	○

※1: 最小厚さ (ts) が管の計算に必要な厚さ (t) 以上であること

※2: 1次一般膜応力 Su 適用値

計算部位	圧力 (MPa)	温度 (°C)	引張応力 (MPa)	材料	許容引張応力 (MPa)	判定
耐圧ボルト	7.5	288	277	SCM435	508 <sup>※1</sup>	○

※1: 1次一般膜応力 0.6Su 適用値

計算部位	圧力 (MPa)	伸び量 (mm)						内径 (mm)	全部材伸び量 (mm)	漏えい面積 (cm <sup>2</sup> )
		+ ΔL1	- ΔL0	+ ΔL2	- ΔL3	- ΔL4	- ΔL5			
フランジ部	7.5	0.20	0.12	0.28	0.28	0.00	0.00	1636	0.08	約 0.00 <sup>※1</sup>

ΔL1: 荷重によるボルト伸び量

ΔL0: 初期縮付によるボルト伸び量

ΔL2: ボルト熱伸び量

ΔL3: フランジ熱伸び量

ΔL4: オリフィス熱伸び量

ΔL5: ガスケット内外輪熱伸び量

※1: Oリングのつぶししろを確保しているため漏えいには至らない

※2: 各部材の伸び方向及び伸び時隙間想定位置は図 1-6 を参照

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>4. インターフェイスシステムLOCA における破断面積の設定</p> <p>3. で述べたとおり、<u>高圧炉心注水系の電動弁開閉試験にて、原子炉注入逆止弁が故障により開固着し、原子炉注入電動弁が誤操作又は誤動作した場合、高圧炉心注水系の低圧設計のポンプ吸込配管の過圧を想定しても、その漏えい面積は1cm<sup>2</sup> を超えることはない。</u></p> <p><u>そこで、インターフェイスシステムLOCA における破断面積は、保守的な想定とはなるがフランジ部の漏えい面積として保守的に10cm<sup>2</sup> を想定することとする。</u></p>	<p>4. 破断面積の設定について (別紙8)</p> <p>3. の評価結果から、<u>隔離弁の誤開放等により残留熱除去系の低圧設計部分が加圧されたとしても、破損は発生しないことを確認した。</u></p> <p><u>そこで、残留熱除去系の加圧範囲のうち最も大きなシール構造である熱交換器フランジ部に対して、保守的に弁開放直後のピーク圧力 (8.2MPa [gage]) 及び原子炉冷却材温度 (288℃) が同時に継続して負荷され、かつガスケットに期待しないことを想定した場合の破断面積を評価した。</u></p> <table border="1" data-bbox="973 898 1694 989"> <thead> <tr> <th rowspan="2">評価部位</th> <th rowspan="2">圧力 (MPa)</th> <th rowspan="2">温度 (℃)</th> <th colspan="3">伸び量 (mm)</th> <th rowspan="2">内径 (mm)</th> <th rowspan="2">全部材伸び量 (mm)</th> <th rowspan="2">破断面積 (cm<sup>2</sup>)</th> </tr> <tr> <th>+ ΔL1</th> <th>+ ΔL2</th> <th>- ΔL3</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>熱交換器フランジ部</td> <td>8.2</td> <td>288</td> <td>0.19</td> <td>1.31</td> <td>1.19</td> <td>2,120</td> <td>0.31</td> <td>約 21</td> </tr> </tbody> </table> <p>ΔL1: ボルトの内圧による伸び量                  ΔL2: ボルトの熱による伸び量                  ΔL3: 管板及びフランジ部の熱による伸び量</p> <p>上記評価に基づき、有効性評価では、<u>残留熱除去系熱交換器フランジ部に約 21cm<sup>2</sup>の漏えいが発生することを想定する。</u></p> <p>なお、<u>評価対象のうち残留熱除去系 (低圧注水系) A系及び残留熱除去系 (低圧注水系) B系以外の低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系 (低圧注水系) C系には、加圧範囲に熱交換器のような大きなシール構造を有する機器は設置されていない。</u></p>	評価部位	圧力 (MPa)	温度 (℃)	伸び量 (mm)			内径 (mm)	全部材伸び量 (mm)	破断面積 (cm <sup>2</sup> )	+ ΔL1	+ ΔL2	- ΔL3	熱交換器フランジ部	8.2	288	0.19	1.31	1.19	2,120	0.31	約 21	<p>4. 破断面積の設定について (別紙7)</p> <p>3. の評価結果から、<u>隔離弁の誤開放等により残留熱除去系の低圧設計部分が加圧され、計器が破損する可能性があることを確認した。</u></p> <p><u>上記評価に基づき、有効性評価では、計器の破断面積として保守的に約 1cm<sup>2</sup>を想定する。</u></p> <p><u>さらに、残留熱除去系の加圧範囲のうち最も大きなシール構造である熱交換器フランジ部に対して、保守的に弁開放直後のピーク圧力 (7.9MPa[gage]) 及び原子炉冷却材温度 (288℃) が同時に継続して負荷され、かつガスケットに期待しないことを想定した場合の破断面積を評価した。</u></p> <table border="1" data-bbox="1765 898 2487 989"> <thead> <tr> <th rowspan="2">評価部位</th> <th rowspan="2">圧力 (MPa)</th> <th rowspan="2">温度 (℃)</th> <th colspan="3">伸び量 (mm)</th> <th rowspan="2">内径 (mm)</th> <th rowspan="2">全部材伸び量 (mm)</th> <th rowspan="2">破断面積 (cm<sup>2</sup>)</th> </tr> <tr> <th>+ ΔL1</th> <th>+ ΔL2</th> <th>- ΔL3</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>熱交換器フランジ部</td> <td>7.9</td> <td>288</td> <td>0.204</td> <td>1.452</td> <td>1.415</td> <td>1,965</td> <td>0.241</td> <td>14.88</td> </tr> </tbody> </table> <p>ΔL1: ボルトの内圧による伸び量                  ΔL2: ボルトの熱による伸び量                  ΔL3: 管板及びフランジ部の熱による伸び量</p> <p>上記評価に基づき、<u>有効性評価では、残留熱除去系熱交換器フランジ部の破断面積として保守的に約 16cm<sup>2</sup>を想定する。</u></p> <p>なお、<u>評価対象のうちA-残留熱除去系 (低圧注水モード) 及びB-残留熱除去系 (低圧注水モード) 以外の低圧炉心スプレイ系及びC-残留熱除去系 (低圧注水モード) には、加圧範囲に熱交換器のような大きなシール構造を有する機器は設置されていない。</u></p>	評価部位	圧力 (MPa)	温度 (℃)	伸び量 (mm)			内径 (mm)	全部材伸び量 (mm)	破断面積 (cm <sup>2</sup> )	+ ΔL1	+ ΔL2	- ΔL3	熱交換器フランジ部	7.9	288	0.204	1.452	1.415	1,965	0.241	14.88	<p>・評価結果の相違【東海第二】</p> <p>・評価条件の相違【柏崎 6/7】</p> <p>・評価対象の相違【柏崎 6/7】</p> <p>・評価条件の相違【東海第二】</p> <p>・評価結果の相違【東海第二】</p> <p>・評価結果の相違【東海第二】</p>
評価部位	圧力 (MPa)				温度 (℃)	伸び量 (mm)					内径 (mm)	全部材伸び量 (mm)	破断面積 (cm <sup>2</sup> )																																
		+ ΔL1	+ ΔL2	- ΔL3																																									
熱交換器フランジ部	8.2	288	0.19	1.31	1.19	2,120	0.31	約 21																																					
評価部位	圧力 (MPa)	温度 (℃)	伸び量 (mm)			内径 (mm)	全部材伸び量 (mm)	破断面積 (cm <sup>2</sup> )																																					
			+ ΔL1	+ ΔL2	- ΔL3																																								
熱交換器フランジ部	7.9	288	0.204	1.452	1.415	1,965	0.241	14.88																																					

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>5. 現場の想定</p> <p>・評価の想定と事象進展解析</p> <p><u>破断面積10cm<sup>2</sup>のインターフェイスシステムLOCAによる炉心内の挙動は、「2.7.2(3) 有効性評価の結果」に示したとおりである。</u></p> <p><u>ここでは、破断面積10cm<sup>2</sup>のインターフェイスシステムLOCA発生時の現場環境（原子炉建屋内）に着眼し評価を行った。評価条件を表1に示す。また、評価に使用する原子炉建屋のノード分割モデルを図1に示す。</u></p> <p><u>事象進展解析（MAAP）の実施に際して主要な仮定を以下に示す。</u></p> <p><u>前提条件：事象発生と同時に外部電源喪失し原子炉スクラム、インターフェイスシステムLOCA時破断面積10cm<sup>2</sup>、健全側高圧炉心注水系による注入</u></p> <p><u>事象進展：弁誤開又はサーベイランス時における全開誤操作（連続開）</u></p> <p><u>（この時内側テストブルチェックも同時に機能喪失（全開）</u></p> <p><u>・状況判断の開始（弁の開閉状態確認、HPCF室漏えい検出、ポンプ吐出圧力、エリアモニタ指示値上昇）</u></p> <p><u>原子炉水位L2到達：原子炉隔離時冷却系の自動起動</u></p> <p><u>事象発生約15分後：急速減圧</u></p> <p><u>原子炉水位L1.5到達：高圧炉心注水系の自動起動</u></p> <p><u>事象発生約4時間後：インターフェイスシステムLOCA発生箇所隔離</u></p> <p>・評価の結果</p> <p><u>○温度・湿度・圧力の想定</u></p> <p><u>主要なパラメータの時間変化を図2から図4に示す。</u></p> <p><u>原子炉建物内の温度は、事象発生直後は上昇するものの15分後に原子炉減圧した後は低下する。また、弁隔離操作のためにアクセスする弁室の温度も同様に、原子炉減圧操作後に低下した後、約38℃程度で推移する。湿度については破断箇所からの漏えいが継続するため高い値で維持されるものの、原子炉減圧及び破断箇所隔離操作を実施することで、事象発生約4時間以降低下する傾向にある。圧力については破断直後に上昇するも</u></p>	<p>5. 現場の環境評価</p> <p>I S L O C Aが発生した場合、事象を収束させるために、健全な原子炉注水系統による原子炉注水、逃がし安全弁による原子炉減圧及び残留熱除去系によるサプレッション・プール冷却を実施する。また、漏えい箇所の隔離は、<u>残留熱除去系（低圧注水系）</u>の注入弁を現場にて閉止する想定としている。</p> <p>I S L O C A発生に伴い原子炉冷却材が原子炉建屋原子炉棟内に漏えいすることで、建屋下層階への漏えい水の滞留並びに高温水及び蒸気による建屋内の雰囲気温度、湿度、圧力及び放射線量の上昇が想定されることから、設備の健全性及び現場作業の成立性に与える影響を評価した。</p> <p>現場の環境評価において想定する事故条件、重大事故等対策に関連する機器条件及び重大事故等対策に関連する操作条件は、有効性評価の解析と同様であり、I S L O C Aは<u>残留熱除去系B系</u>にて発生するものとする。</p> <p>なお、I S L O C Aが<u>残留熱除去系A系</u>にて発生することを想定した場合、破断面積（約21cm<sup>2</sup>）及び破断箇所（熱交換器フランジ部）はB系の場合と同じであり、漏えい発生区画は東側となることから、原子炉建屋原子炉棟の東側区画の建屋内雰囲気温度等が同程度上昇する。</p>	<p>5. 現場の環境評価</p> <p>I S L O C Aが発生した場合、事象を収束させるために、健全な原子炉注水系統による原子炉注水、逃がし安全弁による原子炉減圧及び残留熱除去系によるサプレッション・プール冷却を実施する。また、漏えい箇所の隔離は、<u>残留熱除去系（低圧注水モード）</u>の注入弁を現場にて閉止する想定としている。</p> <p>I S L O C A発生に伴い原子炉冷却材が原子炉棟内に漏えいすることで、建物下層階への漏えい水の滞留並びに高温水及び蒸気による建物内の雰囲気温度、湿度、圧力及び放射線量の上昇が想定されることから、設備の健全性及び現場作業の成立性に与える影響を評価した。</p> <p>現場の環境評価において想定する事故条件、重大事故等対策に関連する機器条件及び重大事故等対策に関連する操作条件は、有効性評価の解析と同様であり、I S L O C Aは<u>A-残留熱除去系（低圧注水モード）注入ライン</u>にて発生するものとする。</p> <p>なお、I S L O C Aが<u>B-残留熱除去系（低圧注水モード）注入ライン</u>にて発生することを想定した場合、破断面積（約17cm<sup>2</sup>）及び破断箇所（<u>残留熱除去系熱交換器フランジ部及び残留熱除去系機器等</u>）は<u>A-残留熱除去系（低圧注水モード）注入ライン</u>の場合と同等であり、原子炉建物における雰囲気温度等は同程度上昇する。</p> <p><u>C-残留熱除去系（低圧注水モード）注入ライン及び低圧炉心スプレイ系注入ラインにて発生することを想定した場合、漏えい箇所が圧カスイッチ（各ポンプ室）のみであり、漏えい量がA-残留熱除去系（低圧注水モード）注入ラインのI S L O C Aより小規模となるため、原子炉建物における雰囲気温度等の上昇は、A-残留熱除去系（低圧注水モード）注入ラインのI S L O C A発生時よりも小さくなる。</u></p>	<p>・資料構成の相違【柏崎6/7】</p> <p>・評価条件の相違【東海第二】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>のブローアウトパネルが開放され、その後は大気圧相当となる。</u></p> <p><u>○冷却材漏えいによる影響</u></p> <p><u>破断面積10cm<sup>2</sup>のインターフェイスシステムLOCAに伴う原子炉建屋内への原子炉内及び復水貯蔵槽からの漏えい量は、原子炉圧力容器及び復水貯蔵槽からの流出量を考慮しても最大で約200m<sup>3</sup>/hであり、高圧炉心注入ポンプ吸込弁または復水貯蔵槽側吸込弁の閉止や原子炉水位を漏えい配管の高さ付近で維持することでさらに漏えい量を少なくすることができる。</u></p> <p><u>破断した系統の区分と他区分の非常用炉心冷却系が機能喪失に至る約1,800m<sup>3</sup> (浸水高さ約2.5m) に到達するには9時間以上の十分な時間余裕がある。</u></p> <p><u>○現場の線量率の想定について</u></p> <p><u>・評価の想定</u></p> <p><u>原子炉格納容器バウンダリが喪失することで、原子炉圧力容器から直接的に放射性物質が原子炉建屋原子炉区域内に放出される。</u></p> <p><u>漏えいした冷却材中から気相へと移行される放射性物質及び燃料から追加放出される放射性物質が原子炉建屋から漏えいしないという条件で現場の線量率について評価した。</u></p> <p><u>評価上考慮する核種は現行許認可と同じものを想定し(詳細は表2,3参照)、全希ガス漏えい率(f値)については、近年の運転実績データの最大値である<math>3.7 \times 10^8 \text{Bq/s}</math>を採用して評価する。なお、現行許認可ベースのf値はこの値にさらに一桁余裕を見た10倍の値である。これに伴い、原子炉建屋内へ放出される放射性物質量は、許認可評価のMSLBA(主蒸気管破断事故)時に追加放出される放射性物質量の1/10となる。なお、冷却材中に存在する放射性物質量は、追加放出量の数%程度であり大きな影響はない。また、現場作業の被ばくにおいては、放射線防護具(酸素呼吸器等)を装備することにより内部被ばくの影響が無視できるため、外部被ばくのみを対象とした。</u></p> <p><u>・評価の方法</u></p> <p><u>原子炉建屋内の空間線量率は、以下のサブマージョンモデルにより計算する。</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. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p> <math display="block">D = 6.2 \times 10^{-14} \cdot \frac{Q_Y}{V_{R/B}} \cdot E_Y \cdot (1 - e^{-\mu R}) \cdot 3600</math> </p> <p>           ここで、            D : 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>  <math>Q_Y</math> : 原子炉区域内放射線量 (Bq: <math>\gamma</math> 線実効エネルギー 0.5MeV 換算値)  <math>V_{R/B}</math> : 原子炉区域内気相部容積 (86,000m<sup>3</sup>)  <math>E_Y</math> : <math>\gamma</math> 線エネルギー (0.5MeV/dis)  <math>\mu</math> : 空気に対する <math>\gamma</math> 線のエネルギー吸収係数 (<math>3.9 \times 10^{-3}/\text{m}</math>)            R : 評価対象部屋の空間容積と等価な半球の半径 (m)  <math>V_{OF}</math> : 評価対象エリア (原子炉建屋地上1階) の容積 (2,500m<sup>3</sup>)  <math display="block">R = \sqrt[3]{\frac{3 \cdot V_{OF}}{2\pi}}</math> </p> <p> <u>・評価の結果</u>  <u>評価結果を図5に示す。外部被ばくは最大でも約15mSv/h程度であり、時間減衰によってその線量率も低下するため、線量率の上昇が現場操作や期待している機器の機能維持を妨げることはない。</u>  <u>なお、事故時には原子炉建屋内に漏えいした放射性物質の一部がブローアウトパネルを通じて環境へ放出されるが、中央制御室換気空調系の換気口の位置はプルームの広がりを取り込みにくい箇所であり、中央制御室内に放射性物質を大量に取り込むことはないと考えられる(図6)。さらに、これらの事故時には原子炉区域排気放射能高の信号により中央制御室換気空調系が非常時運転モード(循環運転)となるため、中操にいる運転員は過度な被ばくを受けることはない。</u> </p>	<p>(1) 設備の健全性に与える影響について</p> <p>有効性評価において、<u>残留熱除去系B系におけるISLOCA発生時に期待する設備は、原子炉隔離時冷却系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系A系及び低圧代替注水系(常設)、逃がし安全弁並びに関連する計装設備である。</u></p> <p>ISLOCA発生時の原子炉建屋原子炉棟内環境を想定した場合の設備の健全性への影響について以下のとおり評価した。</p>	<p>(1) 設備の健全性に与える影響について</p> <p>有効性評価において、<u>A-残留熱除去系(低圧注水モード)注入ラインにおけるISLOCA発生時に期待する設備は、隔離操作を行う注水弁、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系、B-残留熱除去系及び逃がし安全弁並びに関連する計装設備である。</u></p> <p>漏えい量が最も多く環境条件の厳しくなるA-残留熱除去系(低圧注水モード)注入ラインでのISLOCA発生時の原子炉棟内環境を想定した場合の設備の健全性への影響について、以下のとおり評価した。なお、有効性評価で想定した以外の系統(B-残留熱除去系(低圧注水モード)注入</p>	<p>・評価条件の相違</p> <p><b>【東海第二】</b></p> <p>島根2号炉は、ISLOCA発生下において、高圧注水機能に対する対策の有効性を評価している。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>a. <u>溢水による影響 (別紙 9, 10)</u></p> <p><u>東海第二発電所の原子炉建屋原子炉棟は、地下 2 階から 5 階まで耐火壁を設置することで東側区分と西側区分を物理的に分離する方針である。ISLOCAによる原子炉冷却材の漏れは、残留熱除去系 B 系が設置されている西側区分画において発生するのに対して、原子炉隔離時冷却系、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系 A 系は東側区分画に位置していることから、溢水の影響はない。</u></p> <p><u>低圧代替注水系 (常設) は、ポンプが原子炉建屋原子炉棟から物理的に分離された区分画に設置されているため、溢水の影響はない。また、低圧代替注水系 (常設) の電動弁のうち原子炉建屋原子炉棟内に設置されるものは原子炉建屋原子炉棟 3 階以上に位置しており、事象発生から評価上、現場隔離操作の完了時間として設定している 5 時間までの原子炉冷却材の流出量は約 300t であり、原子炉冷却材が全て水として存在すると仮定しても浸水深は地下 2 階の床面から約 2m 以下であるため、溢水の影響はない。</u></p> <p><u>なお、ブローアウトパネルに期待しない場合でも、同様に必要な設備への影響はない。</u></p> <p>b. <u>雰囲気温度・湿度による影響 (別紙 9, 10)</u></p> <p><u>東側区分画における温度・湿度については、初期値から有意な上昇がなく、原子炉隔離時冷却系、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系 A 系への影響はない。また、低圧代替注水系 (常設) の原子炉建屋原子炉棟内の電動弁は、西側区分画に位置するものが 2 個あるが、これらは ISLOCA 発生時の原子炉建屋原子炉棟内の環境を考慮しても機能が維持される設計とすることから影響はない。さらに、逃がし安全弁及び関連する計装設備についても、ISLOCA</u></p>	<p>ライン、C-残留熱除去系 (低圧注水モード) 注入ライン及び低圧炉心スプレイ系注入ライン) において ISLOCA 発生時の原子炉棟内環境を想定した場合でも、表 4-1~4-4 に示すとおり、ISLOCA 対応に必要な設備の健全性に影響がないことを確認している。</p> <p>a. <u>溢水による影響 (別紙 8)</u></p> <p><u>ISLOCAによる原子炉冷却材の漏れのうち、A-残留熱除去系圧カスイッチからの溢水は、漏れ発生区分画と隣接する原子炉隔離時冷却系のポンプ室との境界に水密扉を設置し区分画化されているため、原子炉隔離時冷却系のポンプ室は溢水の影響を受けない。また、A-残留熱除去系熱交換器からの溢水は、漏れ発生区分画で滞留したのちに、隣接区分画へ伝播し、最終滞留箇所であるトーラス室に排出されるが、高圧炉心スプレイ系及び B-残留熱除去系のポンプ室は、トーラス室との境界に水密扉を設置し区分画化されているため、これらのポンプ室は溢水の影響を受けない。また、系統の運転に必要な補機冷却系等の設備も溢水の影響を受けないため、系統の機能は維持される。</u></p> <p><u>逃がし安全弁は、区分画として分離されている原子炉格納容器内に設置されており、関連計装設備も含め溢水の影響はなく、逃がし安全弁の機能は維持される。</u></p> <p>b. <u>雰囲気温度・湿度による影響 (別紙 8)</u></p> <p><u>原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系及び B-残留熱除去系のポンプ室等の溢水の流入がない区分画における温度・湿度については、初期値から有意な上昇はないため、系統の運転に必要な補機冷却系等を含め、これらの系統機能は維持される。また、隔離操作を行う注水弁 (MV222-5A) は、ISLOCA 発生時の雰囲気温度・湿度に対し耐性を有していることから、機能維持される。さらに、逃がし安全弁及び関連する計装設備についても、区分画として分離</u></p>	<p>・設備設計の相違 【東海第二】</p> <p>・評価方針の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は、SA 設備である BOP の開放に期待した評価としている。</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 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>6. 現場の隔離操作</p> <p>現場での高圧炉心注水隔離弁の隔離操作が必要となった場合、運転員は床漏えい検知器やサンプポンプの起動頻度増加等により現場状態を把握するとともに、換気空調系による換気や破断からの蒸気の漏えいの低減（原子炉減圧や原子炉停止時冷却（実施可能な際において））等を行うことで現場環境の改善を行う。</p> <p>現場の温度は3時間程度で約38℃程度まで低下することから、酸素呼吸器及び耐熱服等の防護装備の着用を実施することで現場での隔離操作は実施可能である。</p>	<p>A発生時の原子炉建屋原子炉棟内の環境において機能喪失することはない。</p> <p>なお、ブローアウトパネルに期待しない場合でも、同様に必要な設備への影響はない。</p> <p>c. 放射線による影響（別紙11）</p> <p>原子炉減圧時に燃料から追加放出される核分裂生成物の全量が、原子炉建屋原子炉棟内に瞬時に移行するという保守的な条件で評価した結果、地上3階における吸収線量率は最大でも約15.2mGy/h程度であり、設計基準事故対象設備の設計条件である1.7kGyと比較しても十分な余裕があるため、期待している機器の機能維持を妨げることはない。</p> <p>(2) 現場操作の成立性に与える影響について</p> <p>有効性評価において、残留熱除去系B系におけるISLOCA発生時に必要な現場操作は、残留熱除去系B系の注入弁の閉止操作である。</p> <p>残留熱除去系B系の注入弁の操作場所及びアクセスルートを第4図に示す。残留熱除去系B系におけるISLOCA発生時は、原子炉建屋原子炉棟内の環境を考慮して、主に漏えいが発生している西側区画とは逆の東側区画を移動することとしている。</p> <p>ISLOCA発生時の原子炉建屋原子炉棟内環境を想定した場合のアクセス性への影響を以下のとおり評価した。</p>	<p>されている原子炉格納容器内に設置されており、ISLOCA発生時の雰囲気温度・湿度に伴う影響はなく、逃がし安全弁の機能は維持される。</p> <p>c. 放射線による影響（別紙9）</p> <p>原子炉減圧時に燃料から追加放出される核分裂生成物の全量が、原子炉棟内に瞬時に移行するという保守的な条件で評価した結果、東側PCVペネトレーション室における吸収線量率は最大でも約8.0mGy/h程度であり、設計基準事故対象設備の設計条件である1.76kGyと比較しても十分な余裕があるため、期待している機器の機能維持を妨げることはない。</p> <p>(2) 現場操作の成立性に与える影響について</p> <p>有効性評価において、A-残留熱除去系におけるISLOCA発生時に必要な現場操作は、A-残留熱除去系の注水弁の閉止操作である。B-残留熱除去系、C-残留熱除去系、低圧炉心スプレイ系でISLOCAが発生した場合も現場操作は、注水弁の閉止操作である。</p> <p>ISLOCA発生時における原子炉棟内状況概要を図6に、A-残留熱除去系の注水弁の操作場所、アクセスルート及び漏えい水が伝播する範囲を図7に示す。また、漏えい水が伝播する範囲の溢水水位を表6に示す。A-残留熱除去系におけるISLOCA発生時は、原子炉棟内の環境を考慮して、漏えいが発生している階より上階を移動することとしている。</p> <p>漏えい量が最も多いA-残留熱除去系でのISLOCA発生時の原子炉棟内環境を想定した場合のアクセス性への影響を以下のとおり評価した。</p> <p>なお、有効性評価で想定した以外の系統（B-残留熱除去系（低圧注水モード）注入ライン、C-残留熱除去系（低圧注水モード）注入ライン及び低圧炉心スプレイ系注入ライン）においてISLOCA発生時の原子炉棟内環境を想定した場合でも、表4-1～4-4に示すとおり、漏えい隔離操作に影響がない</p>	<p>備考</p> <p>・評価方針の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、SA設備であるBOPの開放に期待した評価としている。</p> <p>・評価結果の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>・評価条件の相違</p> <p>【柏崎6/7、東海第二】</p> <p>ISLOCA時の事象想定の違いにより、事象収束のための対応操作が異なる。（操作場所及びアクセスルート含む）</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、各系統からのISLOC</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>a. 溢水による影響 (別紙9, 10)</p> <p><u>東側区画は、ISLOCAによる原子炉冷却材漏えいが発生する西側区画とは物理的に分離されていることから、溢水による東側区画のアクセス性への影響はない。また、注水弁は西側区画の3階に設置されており、この場所において注水弁の現場閉止操作を実施するが、事象発生から評価上、現場隔離操作の完了時間として設定している5時間までの原子炉冷却材の流出量は約300tであり、原子炉冷却材が全て水として存在すると仮定しても浸水深は地下2階の床面から約2m以下であるため、操作及び操作場所へのアクセスへの影響はない。</u></p> <p><u>なお、ブローアウトパネルに期待しない場合でも、同様に操作及び操作場所へのアクセスへの影響はない。</u></p> <p>b. 雰囲気温度・湿度による影響 (別紙9, 10)</p> <p><u>東側区画における温度及び湿度については、初期値から有意な上昇がなく、アクセス性への影響はない。</u></p> <p><u>また、西側区画のうちアクセスルート及び操作場所となる原子炉建屋原子炉棟3階西側において、原子炉減圧後に建屋内環境が静定する事象発生の約2時間後から現場隔離操作の完了時間として設定している5時間後までの温度及び湿度は、最大で約44℃及び約100%である。残留熱除去系B系の注水弁の閉止操作は2チーム体制にて交代で実施し、1チーム当たりの原子炉建屋原子炉棟内の滞在時間は約36分であるため、操作場所へのアクセス及び操作は可能である*。なお、操作場所への移動及び現場操作を実施する場合は、放射線防護具(タイベック、アノラック、個人線量計、長靴・胴長靴、自給式呼吸用保護具、綿手袋、ゴム手袋)を着用する。</u></p>	<p><u>ことを確認している。</u></p> <p>a. 溢水による影響 (別紙8)</p> <p><u>図6及び図7に示すとおり、ISLOCAによる原子炉冷却材漏えいが発生する階より上階を移動することから、溢水によるアクセス性への影響はない。また、注水弁は原子炉棟内中1階(EL19.0m)の床面上に設置されており、この場所において注水弁の現場閉止操作を実施するが、事象発生から評価上、現場隔離操作の完了時間として設定している10時間までの原子炉冷却材の流出量は約600m<sup>3</sup>であり、原子炉冷却材が全て水として存在すると仮定してもアクセスルート上に溢水はなく、操作及び操作場所へのアクセスへの影響はない。</u></p> <p>b. 雰囲気温度・湿度による影響 (別紙8)</p> <p><u>アクセスルート及び操作場所となる原子炉棟内において、原子炉減圧後に原子炉棟内環境が静定する事象発生の約9時間後から現場隔離操作の完了時間として設定している10時間後までの温度及び湿度は、最大で約44℃及び約100%である。A-残留熱除去系の注水弁の閉止操作での原子炉棟内の滞在時間は約38分(表5参照)であるため、操作場所へのアクセス及び操作は可能である*<sup>1</sup>。なお、操作場所への移動及び現場操作を実施する場合は、保護具(汚染防護服、耐熱服、個人線量計、作業用長靴、酸素呼吸器、綿手袋、ゴム手袋)を着用する。</u></p>	<p>A時の影響確認を記載</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・記載表現の相違</li> <li>【柏崎6/7】 島根2号炉は、溢水、雰囲気温度、放射線による影響について、個別に評価結果を記載。</li> <li>・評価条件の相違</li> <li>【東海第二】 ISLOCA時の事象想定の違いによる操作場所及びアクセスルートの相違</li> <li>・解析結果の相違</li> <li>【東海第二】</li> <li>・評価方針の相違</li> <li>【東海第二】 島根2号炉は、SA設備であるBOPの開放に期待した評価としている。</li> <li>・設備設計の相違</li> <li>【東海第二】</li> <li>・評価条件の相違</li> <li>【東海第二】 ISLOCA時の事象想定の違いによる操作場所及びアクセスルートの相違</li> <li>・解析結果の相違</li> <li>【東海第二】</li> <li>・運用の相違</li> <li>【東海第二】 島根2号炉は、2名1チームにて対応す</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>7. 公衆被ばくについて</p> <p><u>インターフェイスシステムLOCA が発生した場合、原子炉建屋内に放出された核分裂生成物がブローアウトパネルの開放により大気中に放出される。この場合における敷地境界での実効線量を評価した。評価条件は表1～3 (但し、表1 の「原子炉建屋への流出経路条件」は除く) に従うものとし、その他の条件として、破断口から漏えいする冷却材が減圧沸騰によって気体となる分が建屋内気相部へ移行されるものとし、破断口から漏えいする冷却材中の放射性物質が気相へ移行される割合は、運転時冷却材量と減圧沸騰による蒸発分の割合から算定した。燃料から追加放出される放射性物質が気相へ移行される割合は、燃料棒内ギャップ部の放射性物質が原子炉圧力の低下割合に応じて冷却材中に放出されることを踏まえ、同様に運転時冷却材量と減圧沸騰による蒸発分の</u></p>	<p>※ 想定している作業環境 (最大約 44℃) においては、主に低温やけどが懸念されるが、一般的に、接触温度と低温やけどになるまでのおおよその時間の関係は、44℃で 3 時間～4 時間として知られている。(出典：消費者庁 News Release (平成 25 年 2 月 27 日))</p> <p>c. 放射線による影響 (別紙 11)</p> <p>原子炉減圧時に燃料から追加放出される核分裂生成物の全量が、<u>原子炉建屋原子炉棟内に瞬時に移行するという保守的な条件で評価した結果、線量率は最大で約 15.2mSv/h である。残留熱除去系 B 系の注入弁の閉止操作は 2 チーム体制にて交代で実施し、1 チーム当たりの原子炉建屋原子炉棟内の滞在時間は約 36 分であるため、作業時間を保守的に 1 時間と設定し時間減衰を考慮しない場合においても作業員の受ける実効線量は最大で約 15.2mSv となる。また、有効性評価において現場操作を開始する事象発生の約 3 時間後における線量率は約 5.6mSv/h であり、この場合に作業員の受ける実効線量は約 5.6mSv となる。</u></p> <p>なお、事故時には<u>原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした放射性物質の一部はブローアウトパネルを通じて環境へ放出されるおそれがあるが、これらの事故時においては原子炉建屋放射能高の信号により中央制御室の換気系は閉回路循環運転となるため、中央制御室内にいる運転員は過度な被ばくの影響を受けることはない。</u></p>	<p>※ 1 想定している作業環境 (約 44℃) においては、主に低温やけどが懸念されるが、一般的に、接触温度と低温やけどになるまでのおおよその時間の関係は、44℃で 3 時間～4 時間として知られている。(出典：消費者庁 News Release (平成 25 年 2 月 27 日))</p> <p>c. 放射線による影響 (別紙 9)</p> <p>原子炉減圧時に燃料から追加放出される核分裂生成物の全量が、原子炉棟内に瞬時に移行するという、保守的な条件で評価した結果、線量率は最大で約 8.0mSv/h である。<u>残留熱除去系の注水弁の閉止操作での原子炉棟内の滞在時間は約 38 分<sup>*1</sup>であるため、作業時間を保守的に 1 時間と設定し時間減衰を考慮しない場合においても作業員の受ける実効線量は最大で約 8.0mSv となる。また、有効性評価において現場操作を開始する事象発生の約 9 時間後における線量率は約 1.3mSv/h であり、この場合に作業員の受ける実効線量は約 1.3mSv となる。</u></p> <p>なお、事故時には原子炉棟内に漏えいした放射性物質の一部は<u>原子炉建物ブローアウトパネルを通じて環境へ放出されるおそれがあるが、これらの事故時においては原子炉建物放射能高の信号により中央制御室の換気系は再循環運転モードとなるため、中央制御室内にいる運転員は過度な被ばくの影響を受けることはない。</u></p>	<p>る。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・運用の相違</li> <li>【東海第二】 島根 2 号炉は、温度の緩和対策として耐熱服を着用する。</li> <li>・評価結果の相違</li> <li>【東海第二】</li> <li>・評価結果の相違</li> <li>【東海第二】</li> <li>・評価結果の相違</li> <li>【東海第二】</li> <li>・資料構成の相違</li> <li>【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、敷地境界での実効線量について「6. 敷地境界の実効線量評価について」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 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>割合から算定した。また、破断口及び逃がし安全弁から流出する蒸気量は、各々の移行率に応じた量が流出するものとした(詳細は図7参照)。</u></p> <p><u>評価の結果、敷地境界における実効線量は約<math>4.7 \times 10^{-2}</math>mSvとなり、「2.3.1 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)」における耐圧強化ベント系によるベント時の敷地境界での実効線量(約<math>4.9 \times 10^{-2}</math>mSv)及び5mSvを下回った。</u></p> <p><u>なお、評価上は考慮していないものの、原子炉建屋内に放出された放射性物質はブローアウトパネルから外部に放出されるまでの建屋内壁への沈着による放出量の低減に期待できること、及び冷却材中の放射性物質の濃度は運転時冷却材量に応じた濃度を用いているが実際は原子炉注水による濃度の希釈に期待できることにより、更に実効線量が低くなると考えられる。</u></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. 12 版)</p>	<p>島根原子力発電所 2号炉</p>	<p>備考</p>		
<p>表 4-1 I S L O C A 時の設備の健全性及び対応操作の成立性確認結果 (A-残留熱除去系における I S L O C A 発生時)</p>					
<p>対応手順</p>	<p>逃がし安全弁による原子炉減圧</p>	<p>原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイスによる原子炉注水</p>	<p>残留熱除去系 (サブプレッジョン・プール水冷却モード) による原子炉除熱</p>	<p>残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) による原子炉除熱</p>	<p>漏えい箇所隔離操作</p>
<p>機器設置場所</p>	<p>逃がし安全弁 原子炉格納容器内 事象発生 30 分後</p>	<p>原子炉隔離時冷却系 原子炉建物 (EL1.3m) 事象発生から減圧まで</p>	<p>高圧炉心スプレイス系 原子炉建物 (EL1.3m) 事象発生後</p>	<p>B-残留熱除去系 原子炉建物 (EL1.3m) 事象発生 2 時間後</p>	<p>注水弁 (M222-5A) 東側 P C V のネーミング室 (EL1.9m) 事象発生 9 時間</p>
<p>溢水評価</p>	<p>逃がし安全弁は原子炉格納容器内に設置されており、関連計装品も含め影響はない。 中央制御室からの操作のため、操作可能である。</p>	<p>原子炉隔離時冷却系が設置されている区画で溢水は発生しない。</p>	<p>高圧炉心スプレイス系が設置されている区画で溢水は発生しない。</p>	<p>B-残留熱除去系が設置されている区画で溢水は発生しない。</p>	<p>隔離操作場所及びそのアクセスルートについては、I S L O C A により漏えいが発生する機器の設置されているフロアよりも上層に位置しているため、溢水の影響を受けない。隔離操作及び操作場所へのアクセスは可能である。</p>
<p>雰囲気温度・湿度評価</p>	<p>中央制御室からの操作のため、操作可能である。 逃がし安全弁は原子炉格納容器内に設置されており、関連計装品も含め影響はない。</p>	<p>同左</p>	<p>同左</p>	<p>同左</p>	<p>原子炉建物内温度は約 44℃のため、隔離操作及び操作場所へのアクセスは可能である。</p>
<p>放射線量評価</p>	<p>中央制御室からの操作のため、操作可能である。 逃がし安全弁は原子炉格納容器内に設置されており、関連計装品も含め影響はない。</p>	<p>同左</p>	<p>同左</p>	<p>同左</p>	<p>線量率約 1.3mSv/h に対して、操作時間 (移動時間含む) を約 1 時間と想定した場合でも、実効線量は約 1.3mSv であるため、隔離操作及び操作場所へのアクセスは可能である。</p>
<p>上段：機器の操作性 下段：機器の機能維持</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="color: red;">表 4-2 I S L O C A 時の設備の健全性及び対応操作の成立性確認結果 (B-残留熱除去系における I S L O C A 発生時)</p>			
<p>対応手順</p>	<p>逃がし安全弁による 原子炉減圧</p>	<p>残留熱除去系(サブプレッジョン・ブール水冷却モード)による原子炉格納容器除熱</p>	<p>残熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による原子炉除熱</p>
<p>機器設置場所 時間 溢水評価</p>	<p>原子炉格納容器内 事故発生 30 分後 ・中央制御室からの操作のため、操作可能である。 ・逃がし安全弁は原子炉格納容器内に設置されており、関連計装品も含め影響はない。 ・中央制御室からの操作のため、操作可能である。</p>	<p>原子炉格納容器内 事故発生 40 分後 ・A-残留熱除去系が設置されている区画で溢水は発生しない。 ・A-残留熱除去系が設置されている区画で溢水は発生しない。 ・A-残留熱除去系が設置されている区画で溢水は発生しない。 ・A-残留熱除去系が設置されている区画で溢水は発生しない。 ・A-残留熱除去系が設置されている区画で溢水は発生しない。</p>	<p>注水弁 (MW22-5B) 西側 P C V のレリーフ室 (E1.23.3m) 事故発生 9 時間 ・隔離操作場所及びそのアクセスルートについては、I S L O C A により漏えいが発生する機器の設置されているフロアよりも上層に位置しているため、溢水の影響を受けず、隔離操作及び操作場所へのアクセスは可能である。 ・原子炉建物内温度は約 44℃のため、隔離操作及び操作場所へのアクセスは可能である。</p>
<p>雰囲気温度・湿度評価</p>	<p>・放射線量に対して原子炉格納容器内の設置されており、関連計装品も含め影響はない。 ・中央制御室からの操作のため、操作可能である。</p>	<p>・放射線量に対して原子炉格納容器内の設置されており、関連計装品も含め影響はない。 ・中央制御室からの操作のため、操作可能である。</p>	<p>・放射線量に対して A-残留熱除去系の耐性が十分にあるため、機能維持される。 ・放射線量に対して A-残留熱除去系の耐性が十分にあるため、機能維持される。 ・放射線量に対して A-残留熱除去系の耐性が十分にあるため、機能維持される。</p>
<p>放射線量評価</p>	<p>・放射線量に対して原子炉格納容器内の設置されており、関連計装品も含め影響はない。 ・中央制御室からの操作のため、操作可能である。</p>	<p>・放射線量に対して原子炉格納容器内の設置されており、関連計装品も含め影響はない。 ・中央制御室からの操作のため、操作可能である。</p>	<p>・放射線量に対して A-残留熱除去系の耐性が十分にあるため、機能維持される。 ・放射線量に対して A-残留熱除去系の耐性が十分にあるため、機能維持される。 ・放射線量に対して A-残留熱除去系の耐性が十分にあるため、機能維持される。</p>
<p>上段：機器の操作性 下段：機器の機能維持</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="color: red;">表 4-3 I S L O C A 時の設備の健全性及び対応操作の成立性確認結果 (C-残留熱除去系における I S L O C A 発生時)</p>																																							
		<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 10%;">対応手順</th> <th style="width: 15%;">原子炉減圧による</th> <th style="width: 15%;">原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイス系による原子炉注水</th> <th style="width: 15%;">残留熱除去系 (サブプレッション・プール水冷却モード) による原子炉格納容器除熱</th> <th style="width: 15%;">残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) による原子炉除熱</th> <th style="width: 20%;">漏えい箇所の隔離操作</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>機器設置場所</td> <td>原子炉減圧</td> <td>原子炉隔離時冷却系 高圧炉心スプレイス系</td> <td>残留熱除去系 (サブプレッション・プール水冷却モード) による原子炉格納容器除熱</td> <td>残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) による原子炉除熱</td> <td>漏えい箇所の隔離操作</td> </tr> <tr> <td>時間</td> <td>逃がし安全弁 原子炉格納容器内 事故発生 30 分後</td> <td>原子炉隔離時冷却系 原子炉建物 (EL. 3m) 事故発生から減圧まで</td> <td>原子炉格納容器除熱</td> <td>原子炉建物 (EL. 3m) 原子炉建物 (EL. 3m) 事故発生 2 時間後</td> <td>注水弁 (WV222-5C) 西側 P C V への注水 (EL. 23. 8m) 事故発生 9 時間</td> </tr> <tr> <td>溢水評価</td> <td>・ 逃がし安全弁は原子炉格納容器からの操作のため、操作可能である。 ・ 中央制御室からの操作のため、操作可能である。</td> <td>・ 高圧炉心スプレイス系が設置されている区画で溢水は発生しない。 ・ 原子炉隔離時冷却系が設置されている区画で溢水は発生しない。</td> <td>・ 高圧炉心スプレイス系が設置されている区画で溢水は発生しない。 ・ 原子炉格納容器が設置されている区画で溢水は発生しない。</td> <td>・ A (B)-残留熱除去系が設置されている区画で溢水は発生しない。 ・ A (B)-残留熱除去系が設置されている区画で溢水は発生しない。</td> <td>・ 原子炉建物内温度は約 44℃未満で推移するため、隔離操作及び操作場所へのアクセスは可能である。</td> </tr> <tr> <td>雰囲気温度・湿度評価</td> <td>・ 逃がし安全弁は原子炉格納容器内に設置されており、関連計装品も含め影響はない。 ・ 中央制御室からの操作のため、操作可能である。</td> <td>・ 高圧炉心スプレイス系が設置されている区画で溢水は発生しない。 ・ 原子炉格納容器が設置されている区画で溢水は発生しない。</td> <td>・ 高圧炉心スプレイス系が設置されている区画で溢水は発生しない。 ・ 原子炉格納容器が設置されている区画で溢水は発生しない。</td> <td>・ A (B)-残留熱除去系が設置されている区画で溢水は発生しない。 ・ A (B)-残留熱除去系が設置されている区画で溢水は発生しない。</td> <td>・ 原子炉建物内温度は約 44℃未満で推移するため、隔離操作及び操作場所へのアクセスは可能である。</td> </tr> <tr> <td>放射線量評価</td> <td>・ 中央制御室からの操作のため、操作可能である。 ・ 逃がし安全弁は原子炉格納容器内に設置されており、関連計装品も含め影響はない。</td> <td>・ 放射線量に対して原子炉格納容器内の放射性物質が十分にあり、関連計装品も含め影響はない。</td> <td>・ 放射線量に対して原子炉格納容器内の放射性物質が十分にあり、関連計装品も含め影響はない。</td> <td>・ 放射線量に対して A (B)-残留熱除去系の放射性物質が十分にあり、関連計装品も含め影響はない。</td> <td>・ 放射線量 1msv/h 未満であり、隔離操作及び操作場所へのアクセスは可能である。</td> </tr> </tbody> </table>	対応手順	原子炉減圧による	原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイス系による原子炉注水	残留熱除去系 (サブプレッション・プール水冷却モード) による原子炉格納容器除熱	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) による原子炉除熱	漏えい箇所の隔離操作	機器設置場所	原子炉減圧	原子炉隔離時冷却系 高圧炉心スプレイス系	残留熱除去系 (サブプレッション・プール水冷却モード) による原子炉格納容器除熱	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) による原子炉除熱	漏えい箇所の隔離操作	時間	逃がし安全弁 原子炉格納容器内 事故発生 30 分後	原子炉隔離時冷却系 原子炉建物 (EL. 3m) 事故発生から減圧まで	原子炉格納容器除熱	原子炉建物 (EL. 3m) 原子炉建物 (EL. 3m) 事故発生 2 時間後	注水弁 (WV222-5C) 西側 P C V への注水 (EL. 23. 8m) 事故発生 9 時間	溢水評価	・ 逃がし安全弁は原子炉格納容器からの操作のため、操作可能である。 ・ 中央制御室からの操作のため、操作可能である。	・ 高圧炉心スプレイス系が設置されている区画で溢水は発生しない。 ・ 原子炉隔離時冷却系が設置されている区画で溢水は発生しない。	・ 高圧炉心スプレイス系が設置されている区画で溢水は発生しない。 ・ 原子炉格納容器が設置されている区画で溢水は発生しない。	・ A (B)-残留熱除去系が設置されている区画で溢水は発生しない。 ・ A (B)-残留熱除去系が設置されている区画で溢水は発生しない。	・ 原子炉建物内温度は約 44℃未満で推移するため、隔離操作及び操作場所へのアクセスは可能である。	雰囲気温度・湿度評価	・ 逃がし安全弁は原子炉格納容器内に設置されており、関連計装品も含め影響はない。 ・ 中央制御室からの操作のため、操作可能である。	・ 高圧炉心スプレイス系が設置されている区画で溢水は発生しない。 ・ 原子炉格納容器が設置されている区画で溢水は発生しない。	・ 高圧炉心スプレイス系が設置されている区画で溢水は発生しない。 ・ 原子炉格納容器が設置されている区画で溢水は発生しない。	・ A (B)-残留熱除去系が設置されている区画で溢水は発生しない。 ・ A (B)-残留熱除去系が設置されている区画で溢水は発生しない。	・ 原子炉建物内温度は約 44℃未満で推移するため、隔離操作及び操作場所へのアクセスは可能である。	放射線量評価	・ 中央制御室からの操作のため、操作可能である。 ・ 逃がし安全弁は原子炉格納容器内に設置されており、関連計装品も含め影響はない。	・ 放射線量に対して原子炉格納容器内の放射性物質が十分にあり、関連計装品も含め影響はない。	・ 放射線量に対して原子炉格納容器内の放射性物質が十分にあり、関連計装品も含め影響はない。	・ 放射線量に対して A (B)-残留熱除去系の放射性物質が十分にあり、関連計装品も含め影響はない。	・ 放射線量 1msv/h 未満であり、隔離操作及び操作場所へのアクセスは可能である。	<p style="text-align: center;">上段：機器の操作性 下段：機器の機能維持</p>
対応手順	原子炉減圧による	原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイス系による原子炉注水	残留熱除去系 (サブプレッション・プール水冷却モード) による原子炉格納容器除熱	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) による原子炉除熱	漏えい箇所の隔離操作																																		
機器設置場所	原子炉減圧	原子炉隔離時冷却系 高圧炉心スプレイス系	残留熱除去系 (サブプレッション・プール水冷却モード) による原子炉格納容器除熱	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) による原子炉除熱	漏えい箇所の隔離操作																																		
時間	逃がし安全弁 原子炉格納容器内 事故発生 30 分後	原子炉隔離時冷却系 原子炉建物 (EL. 3m) 事故発生から減圧まで	原子炉格納容器除熱	原子炉建物 (EL. 3m) 原子炉建物 (EL. 3m) 事故発生 2 時間後	注水弁 (WV222-5C) 西側 P C V への注水 (EL. 23. 8m) 事故発生 9 時間																																		
溢水評価	・ 逃がし安全弁は原子炉格納容器からの操作のため、操作可能である。 ・ 中央制御室からの操作のため、操作可能である。	・ 高圧炉心スプレイス系が設置されている区画で溢水は発生しない。 ・ 原子炉隔離時冷却系が設置されている区画で溢水は発生しない。	・ 高圧炉心スプレイス系が設置されている区画で溢水は発生しない。 ・ 原子炉格納容器が設置されている区画で溢水は発生しない。	・ A (B)-残留熱除去系が設置されている区画で溢水は発生しない。 ・ A (B)-残留熱除去系が設置されている区画で溢水は発生しない。	・ 原子炉建物内温度は約 44℃未満で推移するため、隔離操作及び操作場所へのアクセスは可能である。																																		
雰囲気温度・湿度評価	・ 逃がし安全弁は原子炉格納容器内に設置されており、関連計装品も含め影響はない。 ・ 中央制御室からの操作のため、操作可能である。	・ 高圧炉心スプレイス系が設置されている区画で溢水は発生しない。 ・ 原子炉格納容器が設置されている区画で溢水は発生しない。	・ 高圧炉心スプレイス系が設置されている区画で溢水は発生しない。 ・ 原子炉格納容器が設置されている区画で溢水は発生しない。	・ A (B)-残留熱除去系が設置されている区画で溢水は発生しない。 ・ A (B)-残留熱除去系が設置されている区画で溢水は発生しない。	・ 原子炉建物内温度は約 44℃未満で推移するため、隔離操作及び操作場所へのアクセスは可能である。																																		
放射線量評価	・ 中央制御室からの操作のため、操作可能である。 ・ 逃がし安全弁は原子炉格納容器内に設置されており、関連計装品も含め影響はない。	・ 放射線量に対して原子炉格納容器内の放射性物質が十分にあり、関連計装品も含め影響はない。	・ 放射線量に対して原子炉格納容器内の放射性物質が十分にあり、関連計装品も含め影響はない。	・ 放射線量に対して A (B)-残留熱除去系の放射性物質が十分にあり、関連計装品も含め影響はない。	・ 放射線量 1msv/h 未満であり、隔離操作及び操作場所へのアクセスは可能である。																																		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																														
<p style="color: red;">表4-4 I S L O C A 時の設備の健全性及び対応操作の成立性確認結果 (低圧炉心スプレイス系における I S L O C A 発生時)</p>																																	
		<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td data-bbox="1795 1585 1869 1669">対応手順</td> <td data-bbox="1795 1386 1869 1585">逃がし安全弁による 原子炉減圧</td> <td data-bbox="1795 1207 1869 1386">原子炉隔離時冷却系及び 高圧炉心スプレイス系による原子炉注水</td> <td data-bbox="1795 1029 1869 1207">残留熱除去系 (サブプレ ッジョン・プール水冷 却モード) による原子 炉格納容器除熱</td> <td data-bbox="1795 850 1869 1029">残留熱除去系 (原子炉 停止時冷却モード) に よる原子炉除熱</td> <td data-bbox="1795 672 1869 850">漏えい箇所隔離操作</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1869 1585 1944 1669">機器 設置場所 時間</td> <td data-bbox="1869 1386 1944 1585">逃がし安全弁 原子炉格納容器内 事象発生 30 分後</td> <td data-bbox="1869 1207 1944 1386">原子炉隔離時冷却系 原子炉建物 (EL. 3m) 事象発生から減圧まで</td> <td data-bbox="1869 1029 1944 1207">A (B)-残留熱除去系 原子炉建物 (EL. 3m) 事象発生 40 分後</td> <td data-bbox="1869 850 1944 1029">A (B)-残留熱除去系 原子炉建物 (EL. 3m) 事象発生 9 時間後</td> <td data-bbox="1869 672 1944 850">注水弁 (W223-2) 南側 P C V へ社トーション室 (EL. 19. 5m) 事象発生 9 時間</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1944 1585 2018 1669">溢水評価</td> <td data-bbox="1944 1386 2018 1585">・ 逃がし安全弁からの操作の ため、操作可能である。 ・ 逃がし安全弁は原子炉格 納容器内に設置されてお り、関連計装品も含め影 響はない。 ・ 中央制御室からの操作の ため、操作可能である。</td> <td data-bbox="1944 1207 2018 1386">同左 ・ 原子炉隔離時冷却系が 設置されている区画で 溢水は発生しない。</td> <td data-bbox="1944 1029 2018 1207">同左 ・ A (B)-残留熱除去 系が設置されている 区画で溢水は発 生しない。</td> <td data-bbox="1944 850 2018 1029">同左 ・ A (B)-残留熱除去 系が設置されてい る区画で溢水は発 生しない。</td> <td data-bbox="1944 672 2018 850">・ 隔離操作場所及びそのアクセスル ートについては、I S L O C A に より漏えいが発生する機器の設置 されているフロアよりも上層に位 置しているため、溢水の影響を受 けず、隔離操作及び操作場所への アクセスは可能である。 ・ 原子炉建物内温度は約 44℃未減で 推移するため、隔離操作及び操作 場所へのアクセスは可能である。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="2018 1585 2092 1669">雰囲気温 度・湿度 評価</td> <td data-bbox="2018 1386 2092 1585">・ 逃がし安全弁は原子炉格 納容器内に設置されてお り、関連計装品も含め影 響はない。 ・ 中央制御室からの操作の ため、操作可能である。</td> <td data-bbox="2018 1207 2092 1386">同左 ・ 雰囲気温度・湿度に 対して高圧炉心 スプレイス系の耐性 が十分にあるた め、機能維持され る。</td> <td data-bbox="2018 1029 2092 1207">同左 ・ 雰囲気温度・湿度に 対して A (B)-残留 熱除去系の耐性が 十分にあるため、機 能維持される。</td> <td data-bbox="2018 850 2092 1029">同左 ・ 雰囲気温度・湿度に 対して A (B)-残留 熱除去系の耐性が 十分にあるため、機 能維持される。</td> <td data-bbox="2018 672 2092 850">・ 原子炉建物内温度は約 44℃未減で 推移するため、隔離操作及び操作 場所へのアクセスは可能である。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="2092 1585 2166 1669">放射線量 評価</td> <td data-bbox="2092 1386 2166 1585">・ 中央制御室からの操作の ため、操作可能である。 ・ 逃がし安全弁は原子炉格 納容器内に設置されてお り、関連計装品も含め影 響はない。</td> <td data-bbox="2092 1207 2166 1386">同左 ・ 放射線量に対して原子 炉隔離時冷却系の耐性 が十分にあるため、機 能維持される。</td> <td data-bbox="2092 1029 2166 1207">同左 ・ 放射線量に対して A (B)-残留熱除去系 の耐性が十分にあ るため、機能維持さ れる。</td> <td data-bbox="2092 850 2166 1029">同左 ・ 放射線量に対して A (B)-残留熱除去系 の耐性が十分にあ るため、機能維持さ れる。</td> <td data-bbox="2092 672 2166 850">・ 線量率 1mSv/h 未満であり、隔離操 作及び操作場所へのアクセスは可 能である。</td> </tr> </table>	対応手順	逃がし安全弁による 原子炉減圧	原子炉隔離時冷却系及び 高圧炉心スプレイス系による原子炉注水	残留熱除去系 (サブプレ ッジョン・プール水冷 却モード) による原子 炉格納容器除熱	残留熱除去系 (原子炉 停止時冷却モード) に よる原子炉除熱	漏えい箇所隔離操作	機器 設置場所 時間	逃がし安全弁 原子炉格納容器内 事象発生 30 分後	原子炉隔離時冷却系 原子炉建物 (EL. 3m) 事象発生から減圧まで	A (B)-残留熱除去系 原子炉建物 (EL. 3m) 事象発生 40 分後	A (B)-残留熱除去系 原子炉建物 (EL. 3m) 事象発生 9 時間後	注水弁 (W223-2) 南側 P C V へ社トーション室 (EL. 19. 5m) 事象発生 9 時間	溢水評価	・ 逃がし安全弁からの操作の ため、操作可能である。 ・ 逃がし安全弁は原子炉格 納容器内に設置されてお り、関連計装品も含め影 響はない。 ・ 中央制御室からの操作の ため、操作可能である。	同左 ・ 原子炉隔離時冷却系が 設置されている区画で 溢水は発生しない。	同左 ・ A (B)-残留熱除去 系が設置されている 区画で溢水は発 生しない。	同左 ・ A (B)-残留熱除去 系が設置されてい る区画で溢水は発 生しない。	・ 隔離操作場所及びそのアクセスル ートについては、I S L O C A に より漏えいが発生する機器の設置 されているフロアよりも上層に位 置しているため、溢水の影響を受 けず、隔離操作及び操作場所への アクセスは可能である。 ・ 原子炉建物内温度は約 44℃未減で 推移するため、隔離操作及び操作 場所へのアクセスは可能である。	雰囲気温 度・湿度 評価	・ 逃がし安全弁は原子炉格 納容器内に設置されてお り、関連計装品も含め影 響はない。 ・ 中央制御室からの操作の ため、操作可能である。	同左 ・ 雰囲気温度・湿度に 対して高圧炉心 スプレイス系の耐性 が十分にあるた め、機能維持され る。	同左 ・ 雰囲気温度・湿度に 対して A (B)-残留 熱除去系の耐性が 十分にあるため、機 能維持される。	同左 ・ 雰囲気温度・湿度に 対して A (B)-残留 熱除去系の耐性が 十分にあるため、機 能維持される。	・ 原子炉建物内温度は約 44℃未減で 推移するため、隔離操作及び操作 場所へのアクセスは可能である。	放射線量 評価	・ 中央制御室からの操作の ため、操作可能である。 ・ 逃がし安全弁は原子炉格 納容器内に設置されてお り、関連計装品も含め影 響はない。	同左 ・ 放射線量に対して原子 炉隔離時冷却系の耐性 が十分にあるため、機 能維持される。	同左 ・ 放射線量に対して A (B)-残留熱除去系 の耐性が十分にあ るため、機能維持さ れる。	同左 ・ 放射線量に対して A (B)-残留熱除去系 の耐性が十分にあ るため、機能維持さ れる。	・ 線量率 1mSv/h 未満であり、隔離操 作及び操作場所へのアクセスは可 能である。	<p style="text-align: center;">上段：機器の操作性 下段：機器の機能維持</p>
対応手順	逃がし安全弁による 原子炉減圧	原子炉隔離時冷却系及び 高圧炉心スプレイス系による原子炉注水	残留熱除去系 (サブプレ ッジョン・プール水冷 却モード) による原子 炉格納容器除熱	残留熱除去系 (原子炉 停止時冷却モード) に よる原子炉除熱	漏えい箇所隔離操作																												
機器 設置場所 時間	逃がし安全弁 原子炉格納容器内 事象発生 30 分後	原子炉隔離時冷却系 原子炉建物 (EL. 3m) 事象発生から減圧まで	A (B)-残留熱除去系 原子炉建物 (EL. 3m) 事象発生 40 分後	A (B)-残留熱除去系 原子炉建物 (EL. 3m) 事象発生 9 時間後	注水弁 (W223-2) 南側 P C V へ社トーション室 (EL. 19. 5m) 事象発生 9 時間																												
溢水評価	・ 逃がし安全弁からの操作の ため、操作可能である。 ・ 逃がし安全弁は原子炉格 納容器内に設置されてお り、関連計装品も含め影 響はない。 ・ 中央制御室からの操作の ため、操作可能である。	同左 ・ 原子炉隔離時冷却系が 設置されている区画で 溢水は発生しない。	同左 ・ A (B)-残留熱除去 系が設置されている 区画で溢水は発 生しない。	同左 ・ A (B)-残留熱除去 系が設置されてい る区画で溢水は発 生しない。	・ 隔離操作場所及びそのアクセスル ートについては、I S L O C A に より漏えいが発生する機器の設置 されているフロアよりも上層に位 置しているため、溢水の影響を受 けず、隔離操作及び操作場所への アクセスは可能である。 ・ 原子炉建物内温度は約 44℃未減で 推移するため、隔離操作及び操作 場所へのアクセスは可能である。																												
雰囲気温 度・湿度 評価	・ 逃がし安全弁は原子炉格 納容器内に設置されてお り、関連計装品も含め影 響はない。 ・ 中央制御室からの操作の ため、操作可能である。	同左 ・ 雰囲気温度・湿度に 対して高圧炉心 スプレイス系の耐性 が十分にあるた め、機能維持され る。	同左 ・ 雰囲気温度・湿度に 対して A (B)-残留 熱除去系の耐性が 十分にあるため、機 能維持される。	同左 ・ 雰囲気温度・湿度に 対して A (B)-残留 熱除去系の耐性が 十分にあるため、機 能維持される。	・ 原子炉建物内温度は約 44℃未減で 推移するため、隔離操作及び操作 場所へのアクセスは可能である。																												
放射線量 評価	・ 中央制御室からの操作の ため、操作可能である。 ・ 逃がし安全弁は原子炉格 納容器内に設置されてお り、関連計装品も含め影 響はない。	同左 ・ 放射線量に対して原子 炉隔離時冷却系の耐性 が十分にあるため、機 能維持される。	同左 ・ 放射線量に対して A (B)-残留熱除去系 の耐性が十分にあ るため、機能維持さ れる。	同左 ・ 放射線量に対して A (B)-残留熱除去系 の耐性が十分にあ るため、機能維持さ れる。	・ 線量率 1mSv/h 未満であり、隔離操 作及び操作場所へのアクセスは可 能である。																												

表5 I S L O C A発生時の現場滞在時間及び操作の想定時間

注水弁の閉止操作での 原子炉棟内の滞在時間 想定時間 (所要時間目安)	A-残留熱除去系注水弁 隔離操作の場合 約 38分** 1時間 (所要時間目安 40分)	B-残留熱除去系注水弁 隔離操作の場合 約 37分** 1時間 (所要時間目安 39分)	C-残留熱除去系注水弁 隔離操作の場合 約 37分** 1時間 (所要時間目安 39分)	低圧炉心スプレイス注水弁 隔離操作の場合 約 41分** 1時間 (所要時間目安 42分)
	(1)移動: 所要時間目安時間2分(移 動経路:原子炉棟地上1階 (第2チェックポイント) から原子炉棟地上2階(東 側エアロック)) (2)移動: 所要時間目安時間7分(移 動経路:原子炉棟地上2階 (東側エアロックから原 子炉棟地上中1階(東側P CVベネトレーション室) の往復) (3)注水弁隔離操作: 所要時間時間31分(操作 対象1弁:原子炉棟地上 中1階(東側PCVVベネ トレーション室))	(1)移動: 所要時間目安時間2分(移 動経路:原子炉棟地上1階 (第2チェックポイント) から原子炉棟地上2階(東 側エアロック)) (2)移動: 所要時間目安時間6分(移 動経路:原子炉棟地上2階 (東側エアロックから原 子炉棟地上2階(西側PC Vベネトレーション室)の 往復) (3)注水弁隔離操作: 所要時間時間31分(操作 対象1弁:原子炉棟地上2 階(西側PCVVベネトレ ーション室))	(1)移動: 所要時間目安時間2分(移 動経路:原子炉棟地上1階 (第2チェックポイント) から原子炉棟地上2階(東 側エアロック)) (2)移動: 所要時間目安時間6分(移 動経路:原子炉棟地上2階 (東側エアロックから原 子炉棟地上2階(西側PC Vベネトレーション室)の 往復) (3)注水弁隔離操作: 所要時間時間31分(操作 対象1弁:原子炉棟地上2 階(西側PCVVベネトレ ーション室))	(1)移動: 所要時間目安時間1分(移 動経路:原子炉棟地上1 階(第2チェックポイント )から原子炉棟地上1階 (東側エアロック)) (2)移動: 所要時間目安時間10分(移 動経路:原子炉棟地上1階 (東側エアロックから原 子炉棟地上1階(南側PC Vベネトレーション室)の 往復) (3)注水弁隔離操作: 所要時間時間31分(操作 対象1弁:原子炉棟地上1 階(南側PCVVベネトレ ーション室))

※2 以下作業時間のうち、(2)及び(3)を足した時間が、原子炉棟内の滞在時間となる。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<div data-bbox="973 506 1656 1602" style="border: 1px solid black; height: 522px; width: 230px; margin: 0 auto;"></div> <div data-bbox="1676 835 1715 1276" style="text-align: center; margin-top: 10px;"> <p>第4図 図 操作場所へのアクセスルート</p> </div>		<ul style="list-style-type: none"> <li>・記載表現の相違</li> <li>【東海第二】</li> <li>島根2号炉は、図6及び図7に、溢水状況概要、溢水状況及び現場アクセスルート図を記載</li> </ul>

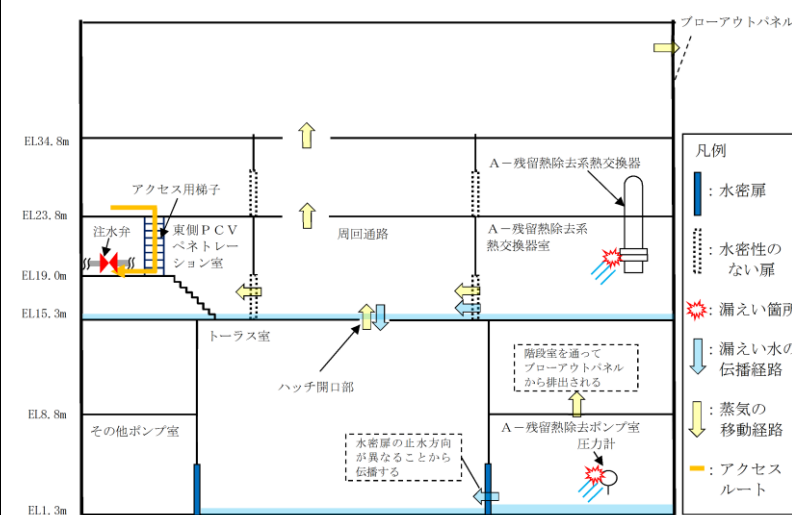


図6 A-残留熱除去系 原子炉棟内状況概要



図7 A-残留熱除去系 溢水範囲 (1/2)



図7 A-残留熱除去系 溢水範囲 (2/2)

表6 A-残留熱除去系 溢水水位

破断箇所	漏えい量[m <sup>3</sup> ] <sup>※1</sup>	伝播する区画 (EL[m])	溢水水位 (FL+[m] <sup>※2</sup> )
A-残留熱除去系 熱交換器	560	1階 (15.3[m])	0.17 <sup>※3</sup>
A-残留熱除去系 圧カスイッチ	35	地下2階 (1.3[m])	0.65

※1 事象発生10時間後の溢水量  
 ※2 伝播を考慮した水位  
 ※3 ハッチからの排出評価を実施

柏崎刈羽原子力発電所 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>8. まとめ</p> <p>5. 及び6. で示した評価結果より、破断面積10cm<sup>2</sup> のインターフェイスシステムLOCA 発生による現場の温度上昇は小さく (3 時間程度で約38℃程度)、また、現場線量率についても15mSv/h 以下であることから現場操作の妨げとはならず、また設備の機能も維持される。したがって、炉心損傷防止対策として期待している原子炉隔離時冷却系による炉心冷却、残留熱除去系による原子炉格納容器除熱等の機能も維持可能である。</p>	<p>(3) 結 論</p> <p>I S L O C A 発生時の原子炉建屋原子炉棟内環境を想定した場合でも、I S L O C A 対応に必要な設備の健全性は維持される。また、中央制御室の隔離操作に失敗した場合でも、現場での隔離操作が可能であることを確認した。</p>	<p>(3) 結 論</p> <p>I S L O C A 発生時の原子炉棟内環境を想定した場合でも、I S L O C A 対応に必要な設備の健全性は維持される。また、中央制御室の確認操作に失敗した場合でも、現場での隔離操作が可能であることを確認した。</p>	

まとめ資料比較表 [有効性評価 添付資料 2.7.2]

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>6. <u>非居住区域境界及び敷地境界の実効線量評価について</u></p> <p>I S L O C Aの発生後、<u>原子炉建屋原子炉棟</u>が加圧されブローアウトパネルが開放された場合、<u>原子炉建屋原子炉棟内</u>に放出された核分裂生成物がブローアウトパネルから大気中に放出されるため、この場合における<u>非居住区域境界及び敷地境界の実効線量</u>を評価した。</p> <p>その結果、<u>非居住区域境界及び敷地境界における実効線量はそれぞれ約 <math>1.2 \times 10^{-1} \text{mSv}</math> 及び約 <math>3.3 \times 10^{-1} \text{mSv}</math> となり、「2.6 L O C A時注水機能喪失」における耐圧強化ベント系によるベント時の実効線量（非居住区域境界：約 <math>6.2 \times 10^{-1} \text{mSv}</math>、敷地境界：約 <math>6.2 \times 10^{-1} \text{mSv}</math>）及び事故時線量限度の <math>5 \text{mSv}</math> を下回ることを確認した。</u></p>	<p>6. <u>敷地境界の実効線量評価について</u></p> <p>I S L O C Aの発生後、原子炉棟が加圧され<u>原子炉建物</u>ブローアウトパネルが開放された場合、原子炉棟内に放出された核分裂生成物が<u>原子炉建物ブローアウトパネル</u>から大気中に放出されるため、この場合における敷地境界の実効線量を評価した。</p> <p>その結果、敷地境界における実効線量は約 <math>3.9 \text{mSv}</math> となった。</p>	<p>・評価条件の相違 【東海第二】 島根2号炉は、隣接する原子力事業者がないため敷地境界を評価地点としている。</p> <p>・評価結果の相違 【東海第二】</p>



柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p style="text-align: right;">別紙1</p> <p style="text-align: center;"><u>残留熱除去系A, B系電動弁作動試験について</u></p> <p>この試験は, 保安規定第 39 条に基づく試験であり, 原子炉の状態が運転, 起動又は高温停止において 1 ヶ月に 1 回の頻度で実施する。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p><u>保安規定第39条 (抜粋)</u>                      低圧注水系における注入弁, 試験可能逆止弁, 格納容器スプレイ弁, サプレッションプールのスプレイ弁及び残留熱除去系テストバイパス弁が開することを確認する。また, 動作確認後, 動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。</p> </div>	<p style="text-align: right;">別紙1</p> <p style="text-align: center;"><u>A, B - 残留熱除去系電動弁作動試験について</u></p> <p>この試験は, 保安規定第 39 条に基づく試験であり, 原子炉の状態が運転, 起動又は高温停止において 1 箇月に 1 回の頻度で実施する。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p><u>保安規定第39条 (抜粋)</u>                      低圧注水系 (格納容器冷却系) の注水弁, ドライウェルスプレイ弁, トーラススプレイ弁, 残留熱除去系テスト弁および試験可能逆止弁が開することを確認する。また, 動作確認後, 動作確認に際して作動した弁の開閉状態および主要配管が満水であることを確認する。</p> </div>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p style="text-align: right;">別紙3</p> <p style="text-align: center;">熱交換器からの漏えいの可能性について</p> <p>既工認から設計上の裕度を算出し、裕度が <u>2.4</u> より大きい部位を除く胴板(厚肉部, 薄肉部), 胴側鏡板及び胴側入口・出口管台及びフランジ部について、<u>保守的に弁開放直後のピーク圧力(8.2MPa [gage])</u> 及び原子炉冷却材温度(288℃)が同時に継続して負荷された条件下で破損が発生しないことを以下のとおり確認した。</p> <p>1. 強度評価 1.1 評価部位の選定</p> <p>既工認から設計上の裕度を算出し、裕度が <u>2.4 (隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時のピーク圧力8.2MPa[gage]と最高使用圧力3.45MPa[gage]の比)</u> より大きい部位を除く胴板(厚肉部, 薄肉部), 胴側鏡板, 胴側入口・出口管台及びフランジ部について評価した。</p> <p>別紙3-1表に既工認強度計算結果の設計裕度及を示す。</p>	<p style="text-align: right;">別紙2</p> <p style="text-align: center;">熱交換器からの漏えいの可能性について</p> <p>既工認から設計上の裕度を算出し、裕度が <u>2以上</u>の部位を除く水室フランジ, 水室フランジボルト, 管板, 伝熱管について, <u>ISLOCA発生時の圧力(7.4MPa[gage]*)</u> 及び原子炉冷却材温度(288℃)が同時に継続して負荷された条件下で破損が発生しないことを以下のとおり確認した。</p> <p><u>*弁開放直後の圧力上昇に比べ, 弁開放から10秒程度以降の構造材の温度上昇に伴う耐力低下の方が, 系統全体への影響が大きい</u>ため, 静定圧力を採用した。</p> <p>1. 強度評価 1.1 評価部位の選定</p> <p>既工認から設計上の裕度を算出し、裕度が <u>2以上</u>の部位を除く水室フランジ, 水室フランジボルト, 管板, 伝熱管について評価した。</p> <p>別紙2-1に既工認強度計算結果の設計裕度, 別図2-1に残留熱除去系熱交換器構造図を示す。</p>	<p>・記載方針の相違【柏崎6/7】</p> <p>・評価条件の相違【東海第二】</p> <p>・評価対象の相違【東海第二】</p> <p>設計裕度が異なるため, 評価対象部位が異なる。</p> <p>・評価方針の相違【東海第二】</p> <p>・評価条件の相違【東海第二】</p> <p>・評価対象の相違【東海第二】</p> <p>設計裕度が異なるため, 評価対象部位が異なる。</p>

別第 3-1 表 既工認強度計算結果の設計裕度 (3.45MPa, 249°C)

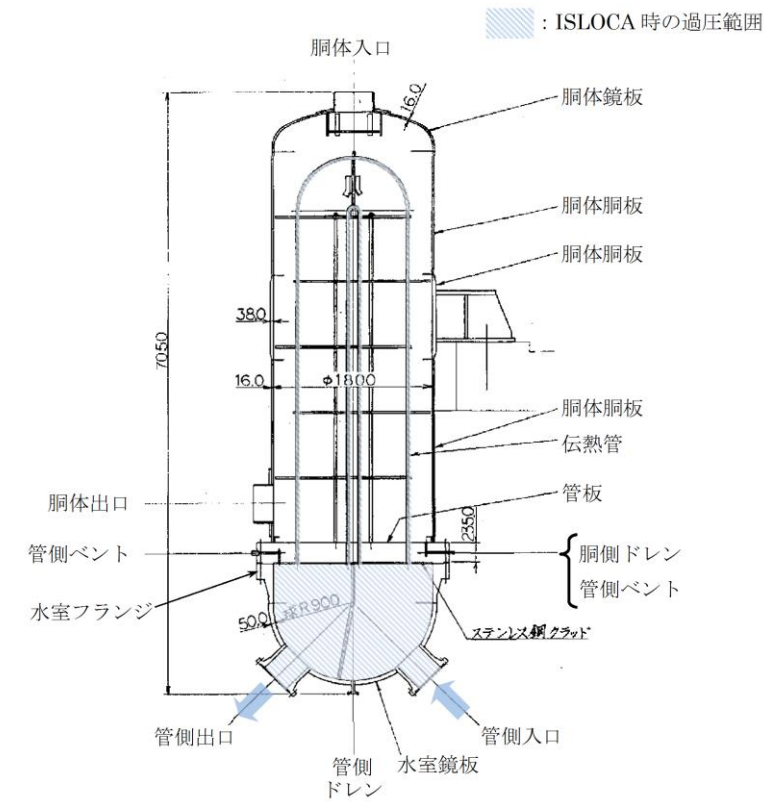
評価部位	実機の値	判定基準	裕度
胴板 (厚肉部)	53.32mm 最小厚さ	≧34.21mm 必要厚さ	1.55
胴板 (薄肉部)	37.05mm 最小厚さ	≧34.21mm 必要厚さ	1.08
胴側鏡板	56.95mm 最小厚さ	≧33.64mm 必要厚さ	1.69
胴側出口	14.55mm 最小厚さ	≧7.78mm 必要厚さ	1.87
胴側液面計	6.15mm 最小厚さ	≧0.56mm 必要厚さ	10.98
胴側ドレン	62.50mm 最小厚さ	≧2.26mm 必要厚さ	27.65
胴側ベント(1)	5.50mm 最小厚さ	≧0.84mm 必要厚さ	6.54
胴側ベント(2)	10.00mm 最小厚さ	≧0.42mm 必要厚さ	23.80
胴側入口	14.55mm 最小厚さ	≧7.78mm 必要厚さ	1.87
胴側逃がし弁 (座)	5.45mm 最小厚さ	≧0.84mm 必要厚さ	6.48
胴側逃がし弁 (管)	3.20mm 最小厚さ	≧0.80mm 必要厚さ	4.00

別表 2-1 既工認強度計算結果の設計裕度 (40kg/cm<sup>2</sup>, 185°C)

評価部位	実機の値	判定基準	裕度※	備考
水室鏡板	<input type="text"/> (最小厚さ)	≧14.80mm (必要厚さ)	<input type="text"/>	
管側出入口管台	<input type="text"/> (最小厚さ)	≧6.47mm (必要厚さ)	<input type="text"/>	
管側ベント/ ドレン管台	<input type="text"/> (最小厚さ)	≧1.70mm (必要厚さ)	<input type="text"/>	
管側出入口管台 (補強計算)	12483mm <sup>2</sup> (補強に有効な面積)	≧5038mm <sup>2</sup> (補強に必要な面積)	2.47	
水室フランジ	6.5kg/mm <sup>2</sup> (発生応力)	≦12.2kg/mm <sup>2</sup> (許容応力)	1.87	
水室フランジ ボルト	64029mm <sup>2</sup> (ボルト総断面積)	≧59796mm <sup>2</sup> (ボルトの所要 総断面積)	1.07	
管側出入口管台 フランジ	6.1kg/mm <sup>2</sup> (発生応力)	≦12.2kg/mm <sup>2</sup> (許容応力)	2.00	
管側出入口管台 フランジボルト	13480mm <sup>2</sup> (ボルト総断面積)	≧4401mm <sup>2</sup> (ボルトの所要 総断面積)	3.06	
管板	<input type="text"/> (最小厚さ)	≧226.02mm (必要厚さ)	<input type="text"/>	最小裕 度部位
伝熱管	<input type="text"/> (最小厚さ)	≧0.65mm (必要厚さ)	<input type="text"/>	

※小数点第3位切り捨て

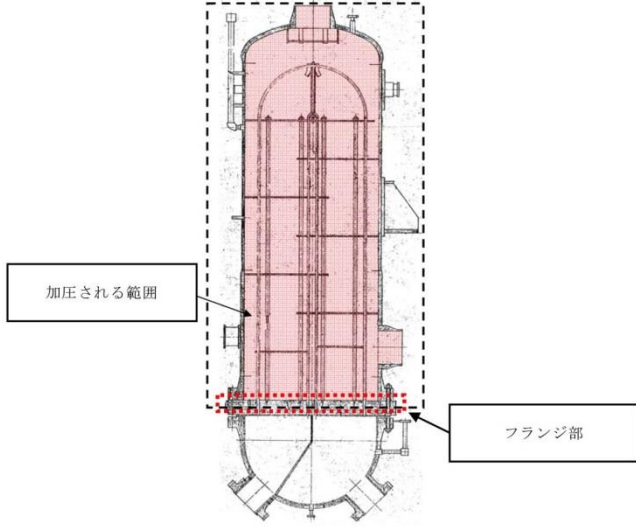
・評価結果の相違  
【東海第二】



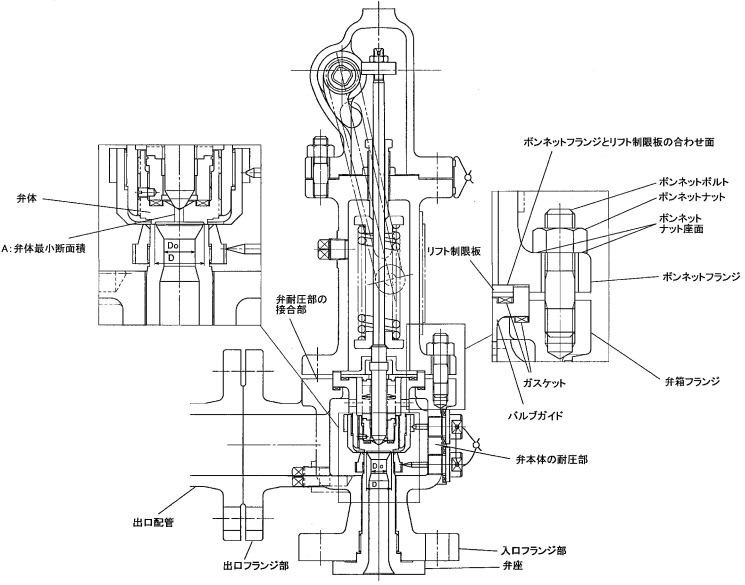
別図 2 - 1 残留熱除去系熱交換器構造図

・資料構成の相違  
**【東海第二】**  
 東海第二は、「別第  
 3-1 図」に記載。

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. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>1.2 評価方法</p> <p>(1) 胴側胴板の評価</p> <p><u>設計・建設規格「PVC-3122 円筒形の胴の厚さの規定」を適用して必要な最小厚さを算出し、実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であることを確認した。</u></p> $t = \frac{PD_i}{2S\eta - 1.2P}$ <p>t : 胴側胴板の計算上必要な厚さ (mm)</p> <p>P : 隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時のピーク圧力 (=8.2MPa)</p> <p>D<sub>i</sub> : 胴の内径 (=2,000mm)</p> <p>S : 胴板の設計引張強さ (Su=391MPa, at 288°C SB410)</p> <p>η : 継手効率 (=1.0)</p> <p>(2) 胴側鏡板の評価</p> <p><u>設計・建設規格「PVC-3225 半だ円形鏡板の厚さの規定1」を適用して必要な最小厚さを算出し、実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であることを確認した。</u></p> $t = \frac{PDK}{2S\eta - 0.2P}$ <p>t : 胴側鏡板の計算上必要な厚さ (mm)</p> <p>P : 隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時のピーク圧力 (=8.2MPa)</p> <p>D<sub>i</sub> : 鏡板の内面における長径 (=2,000mm)</p> <p>K : 半だ円形鏡板の形状による係数 (=1.0)</p> <p>S : 鏡板の設計引張強さ (Su=391MPa, at 288°C SB410)</p> <p>η : 継手効率 (=1.0)</p> <p>(3) 胴側入口, 出口管台</p> <p><u>設計・建設規格「PVC-3610 管台の厚さの規定」を適用して必要な最小厚さを算出し、実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であることを確認した。</u></p> $t = \frac{PD_o}{2S\eta + 0.8P}$ <p>t : 胴側入口, 出口管台の計算上必要な厚さ (mm)</p> <p>P : 隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時のピーク圧力 (=8.2MPa)</p> <p>D<sub>o</sub> : 管台の外径 (=558.8mm)</p> <p>S : 管台の設計引張強さ (Su=438MPa, at 288°C SF490A)</p> <p>η : 継手効率 (=1.0)</p>	<p>1.2 評価方法</p>	<p>・評価対象の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>設計裕度が異なるため、評価対象部位が異なる。</p> <p>・評価対象の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>設計裕度が異なるため、評価対象部位が異なる。</p> <p>・評価対象の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>設計裕度が異なるため、評価対象部位が異なる。</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>(4) フランジ部</p> <p>日本工業規格 JIS B8265「圧力容器の構造—一般事項」を適用してボルトの必要な断面積及び許容応力を算出した。その結果、ボルトの実機の断面積はボルトの必要な断面積以上であり、かつ発生応力が許容応力以下であることを確認した。</p>  <p>別第3-1図フランジ部</p>	<p>(1) 水室フランジ (ボルト含む)</p> <p>日本工業規格 JIS B8265「圧力容器の構造—一般事項」を適用してボルトの必要な断面積及び許容応力を算出した。その結果、ボルトの実機の断面積はボルトの必要な断面積以上であり、かつ発生応力が許容応力以下であることを確認した。</p> <p>(2) 管板</p> <p>管板は、<u>JSME 設計・建設規格 PVC-3510「管穴の中心間距離および管板の厚さの規定」</u>の手法を適用して評価を行い、<u>管板の必要な厚さは、実機の最小厚さより小さいため、問題ないことを確認した。</u></p> $t = \frac{FD}{2} \frac{P}{Su} = 163(\text{mm}) (< \text{実際の最小厚さ} (= \square)(\text{mm}))$ <p>t : 管板の必要な厚さ  F : 管板の支え方による係数 (=1.25)  D : パッキンの中心円の径 (=1997.18 (mm))  Su : 管板の設計引張強さ (=438 (MPa) 【SFVC2B (288°C)】)</p>	<p>・資料構成の相違  【東海第二】  島根2号炉は、「別図2-1」に記載。</p> <p>・評価対象の相違  【東海第二】  設計裕度が異なるため、評価対象部位が異なる。</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>1.3 評価結果</p> <p>熱交換器の各部位について評価した結果、別第3-2表及び別第3-3表に示すとおり実機の値は判定基準を満足し、<u>保守的に弁開放直後のピーク圧力 (8.2MPa [gage])</u> 及び原子炉冷却材温度 (288℃) が同時に継続して負荷された条件下で破損せず、漏えいは発生しないことを確認した。</p> <p style="text-align: center;">別第3-2表 フランジ部以外の評価結果</p> <table border="1" data-bbox="964 1287 1685 1480"> <thead> <tr> <th>評価部位</th> <th>実機の値</th> <th>判定基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>胴側胴板 (厚肉部)</td> <td>53.32mm (実機の最小厚さ)</td> <td>35.71mm (計算上必要な厚さ)</td> </tr> <tr> <td>胴側胴板 (薄肉部)</td> <td>37.05mm (実機の最小厚さ)</td> <td>35.71mm (計算上必要な厚さ)</td> </tr> <tr> <td>胴側鏡板</td> <td>56.95mm (実機の最小厚さ)</td> <td>35.08mm (計算上必要な厚さ)</td> </tr> <tr> <td>胴側入口・出口管台</td> <td>14.55mm (実機の最小厚さ)</td> <td>8.62mm (計算上必要な厚さ)</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">別第3-3表 フランジ部の評価結果</p> <table border="1" data-bbox="964 1602 1685 1654"> <thead> <tr> <th>評価部位</th> <th>ボルトの実機の断面積 (mm<sup>2</sup>)</th> <th>ボルトの必要な断面積 (mm<sup>2</sup>)</th> <th>発生応力 (MPa)</th> <th>許容応力 (MPa)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>フランジ部</td> <td>106,961</td> <td>74,184</td> <td>239</td> <td>262</td> </tr> </tbody> </table>	評価部位	実機の値	判定基準	胴側胴板 (厚肉部)	53.32mm (実機の最小厚さ)	35.71mm (計算上必要な厚さ)	胴側胴板 (薄肉部)	37.05mm (実機の最小厚さ)	35.71mm (計算上必要な厚さ)	胴側鏡板	56.95mm (実機の最小厚さ)	35.08mm (計算上必要な厚さ)	胴側入口・出口管台	14.55mm (実機の最小厚さ)	8.62mm (計算上必要な厚さ)	評価部位	ボルトの実機の断面積 (mm <sup>2</sup> )	ボルトの必要な断面積 (mm <sup>2</sup> )	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	フランジ部	106,961	74,184	239	262	<p>(3) 伝熱管</p> <p>伝熱管の評価は、JSME 設計・建設規格 PVC-3610「管台の厚さの規定」の手法を適用して評価を行い、<u>伝熱管の必要な厚さは、実機の最小厚さより小さいため、問題ないことを確認した。</u></p> <p>a. 内圧に圧力を受ける管台の必要厚さ <math>t_1</math></p> $t_1 = \frac{PD_0}{2 \times Su \times \eta + 0.8 \times P} = \boxed{\quad} < \text{実機の最小厚さ} (= \boxed{\quad} \text{ (mm)})$ <p><math>D_0</math>: 伝熱管の外径 (= <math>\boxed{\quad}</math> (mm))  <math>Su</math>: 伝熱管の設計引張強さ (=392 (MPa))  <u>【SUS304TB (288℃)】</u>  <math>\eta</math>: 継手効率 (=1.0)</p> <p>1.3 評価結果</p> <p>残留熱除去系熱交換器の各部位について評価した結果、別表2-2に示すとおり実機の値は判定基準を満足し、<u>I S L O C A発生時の圧力 (7.4MPa [gage])</u> 及び原子炉冷却材温度 (288℃) が同時に継続して負荷された条件下で破損せず、漏えいは発生しないことを確認した。</p> <p style="text-align: center;">別表2-2 評価結果</p> <table border="1" data-bbox="1736 1287 2487 1738"> <thead> <tr> <th>評価部位</th> <th>実機の値</th> <th>判定基準</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>水室フランジ</td> <td>120MPa (発生応力)</td> <td><math>\leq 438\text{MPa}</math> (許容応力)</td> <td></td> </tr> <tr> <td>水室フランジ ボルト</td> <td>64029mm<sup>2</sup> (ボルト総断面積)</td> <td><math>\geq 26161\text{mm}^2</math> (ボルトの所要 総断面積)</td> <td></td> </tr> <tr> <td>管板</td> <td><math>\boxed{\quad}</math> (最小厚さ)</td> <td><math>\geq 163\text{mm}</math> (必要厚さ)</td> <td></td> </tr> <tr> <td>伝熱管</td> <td><math>\boxed{\quad}</math> (最小厚さ)</td> <td><math>\boxed{\quad}</math> (必要厚さ)</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	評価部位	実機の値	判定基準	備考	水室フランジ	120MPa (発生応力)	$\leq 438\text{MPa}$ (許容応力)		水室フランジ ボルト	64029mm <sup>2</sup> (ボルト総断面積)	$\geq 26161\text{mm}^2$ (ボルトの所要 総断面積)		管板	$\boxed{\quad}$ (最小厚さ)	$\geq 163\text{mm}$ (必要厚さ)		伝熱管	$\boxed{\quad}$ (最小厚さ)	$\boxed{\quad}$ (必要厚さ)		<p>・評価対象の相違 【東海第二】 設計裕度が異なるため、評価対象部位が異なる。</p> <p>・評価方針の相違 【東海第二】</p> <p>・評価結果の相違 【東海第二】</p>
評価部位	実機の値	判定基準																																														
胴側胴板 (厚肉部)	53.32mm (実機の最小厚さ)	35.71mm (計算上必要な厚さ)																																														
胴側胴板 (薄肉部)	37.05mm (実機の最小厚さ)	35.71mm (計算上必要な厚さ)																																														
胴側鏡板	56.95mm (実機の最小厚さ)	35.08mm (計算上必要な厚さ)																																														
胴側入口・出口管台	14.55mm (実機の最小厚さ)	8.62mm (計算上必要な厚さ)																																														
評価部位	ボルトの実機の断面積 (mm <sup>2</sup> )	ボルトの必要な断面積 (mm <sup>2</sup> )	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)																																												
フランジ部	106,961	74,184	239	262																																												
評価部位	実機の値	判定基準	備考																																													
水室フランジ	120MPa (発生応力)	$\leq 438\text{MPa}$ (許容応力)																																														
水室フランジ ボルト	64029mm <sup>2</sup> (ボルト総断面積)	$\geq 26161\text{mm}^2$ (ボルトの所要 総断面積)																																														
管板	$\boxed{\quad}$ (最小厚さ)	$\geq 163\text{mm}$ (必要厚さ)																																														
伝熱管	$\boxed{\quad}$ (最小厚さ)	$\boxed{\quad}$ (必要厚さ)																																														

柏崎刈羽原子力発電所 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;">逃がし弁からの漏えいの可能性について</p> <p>逃がし弁について、<u>保守的に弁開放直後のピーク圧力 (8.2MPa [gage]) 及び原子炉冷却材温度 (288℃) が同時に継続して負荷された条件下で破損が発生しないことを以下のとおり確認した。</u></p> <p>1. 強度評価 1.1 評価部位</p> <p>逃がし弁については、隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時において吹き出し前に加圧される弁座、弁体及び入口配管並びに吹き出し後に加圧される弁耐圧部及び弁耐圧部の接合部について評価した。</p>	<p style="text-align: right;">別紙3</p> <p style="text-align: center;">逃がし弁からの漏えいの可能性について</p> <p>逃がし弁について、<u>I S L O C A発生時の圧力 (7.4MPa [gage] <sup>※</sup>) 及び原子炉冷却材温度 (288℃) が同時に継続して負荷された条件下で破損が発生しないことを以下のとおり確認した。</u></p> <p><u>*弁開放直後の圧力上昇に比べ、弁開放から10秒程度以降の構造材の温度上昇に伴う耐力低下の方が、系統全体への影響が大きいため、静定圧力を採用した。</u></p> <p>1. 強度評価 1.1 評価部位</p> <p>逃がし弁については、隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時において吹き出し前に加圧される弁座、弁体及び入口配管並びに吹き出し後に加圧される弁耐圧部及び弁耐圧部の接合部について評価した。別図3-1に逃がし弁の構造を示す。</p> <div style="text-align: center;">  </div> <p style="text-align: center;">別図3-1 逃がし弁構造図</p>	<p>・記載方針の相違 【柏崎 6/7】</p> <p>・評価方針の相違 【東海第二】</p> <p>・資料構成の相違 【東海第二】 東海第二は、「別第4-1図」に記載。</p>



柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>1.2 評価方法</p> <p>隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時には<u>8.2MPa[gage]</u>になる前に逃がし弁が吹き出し、圧力は低下すると考えられるが、ここでは、逃がし弁の吹き出し前に加圧される箇所と吹き出し後に加圧される箇所ともに <u>8.2MPa[gage]</u>、288℃になるものとして評価する。</p> <p>(1) 弁座の評価</p> <p>設計・建設規格には安全弁に関する強度評価手法の記載がない。弁座は円筒形の形状であることから、設計・建設規格「VVC-3230 耐圧部に取り付く管台の必要最小厚さ」を準用し、計算上必要な厚さを算出し、実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であることを確認した。</p> $t = \frac{PD_0}{2S\eta + 0.8P}$ <p>t : 管台の計算上必要な厚さ (mm)  P : <u>隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時のピーク圧力 (=8.2MPa)</u>  D<sub>0</sub> : 管台の外径 (mm)  S : 使用温度における許容引張応力 (MPa)  η : 継手効率※</p> <p>※ 弁座は溶接を実施していないため、1.0 を使用</p> <p>(2) 弁体の評価</p> <p>設計・建設規格には安全弁に関する強度評価手法の記載がない。弁体の中心部は弁棒で支持されており、外周付近は構造上拘束されていることから、弁体下面にかかる圧力 (<u>8.2MPa[gage]</u>) が全ての弁体の最小肉厚部に作用するとして発生するせん断応力を算出し、許容せん断応力以下であることを確認した。</p> $\sigma = \frac{F}{A}$ $F = 1.05 \times \frac{\pi}{4} \times D^2 \times P$ <p>σ : せん断応力 (MPa)  F : せん断力 (N)  A : 弁体最小断面積 (mm<sup>2</sup>)</p>	<p>1.2 評価方法</p> <p>隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時には <u>7.4MPa[gage]</u>になる前に逃がし弁が吹き出し、圧力は低下すると考えられるが、ここでは、逃がし弁の吹き出し前に加圧される箇所と吹き出し後に加圧される箇所ともに <u>7.4MPa[gage]</u>、288℃になるものとして評価する。</p> <p>(1) 弁座の評価</p> <p>設計・建設規格には安全弁に関する強度評価手法の記載がない。弁座は円筒型の形状であることから、設計・建設規格「VVC-3230 耐圧部に取り付く管台の必要最小厚さ」を準用し、計算上必要な厚さを算出し、実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であることを確認した。</p> $t = \frac{PD_0}{2S\eta + 0.8P}$ <p>t : 管台の計算上必要な厚さ (mm)  P : <u>I S L O C A 発生時の圧力 (=7.4MPa)</u>  D<sub>0</sub> : 管台の外径 (mm)  S : 使用温度における許容引張応力 (MPa)  η : 継手効率※</p> <p>※ 弁座は溶接を実施していないため、1.0 を使用</p> <p>(2) 弁体の評価</p> <p>設計・建設規格には安全弁に関する強度評価手法の記載がない。弁体の中心部を弁棒で支持されており、外周付近は構造上拘束されていることから、弁体下面にかかる圧力 (<u>7.4MPa [gage]</u>) が全て弁体の最小肉厚部に作用するとして発生するせん断応力を算出し、許容せん断応力以下であることを確認した。</p> $\sigma = \frac{F}{A}$ $F = 1.05 \times \frac{\pi}{4} \times D^2 \times P$ <p>σ : せん断応力 (MPa)  F : せん断力 (N)  A : 弁体最小断面積 (mm<sup>2</sup>)</p>	<p>・評価方針の相違【東海第二】</p> <p>・評価方針の相違【東海第二】</p> <p>・評価方針の相違【東海第二】</p> <p>・評価方針の相違【東海第二】</p>

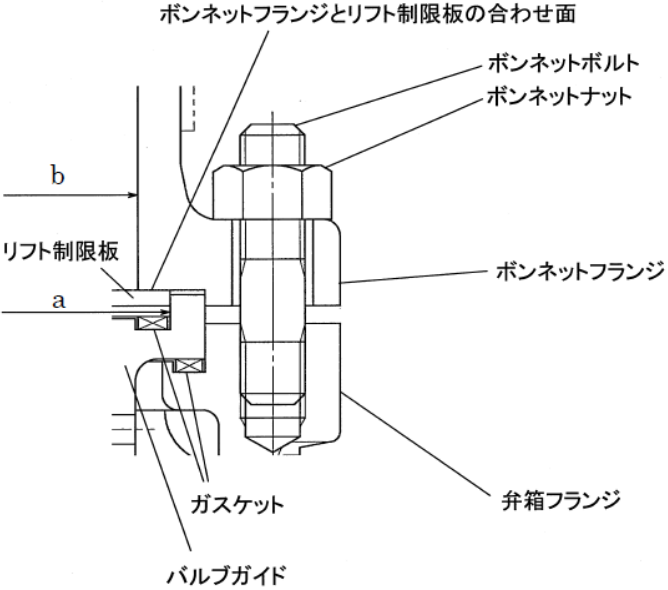
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考										
	<p>D : 弁座口の径 (mm) P : <u>隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時のピーク圧力 (=8.2MPa)</u></p> <p>(3) 弁本体の耐圧部の評価 設計・建設規格「解説 VVB-3100 弁の圧力温度基準」を適用し必要な最小厚さを算出し、実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であることを確認した。</p> $t = \frac{Pd}{2S - 1.2P}$ <p>t : 弁箱の必要な厚さ P : <u>隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時のピーク圧力 (=8.2MPa)</u> d : 内径 (mm) S : <u>設計降伏点 (MPa)</u></p> <p>(4) 弁耐圧部の接合部の評価 <u>設計・建設規格「VVC-3310 弁箱と弁ふたがフランジ結合の弁のフランジ応力評価」を適用しボルトの必要な断面積及び許容応力を算出し、実機のボルトの断面積がボルトの必要な断面積以上であるが、発生応力が許容応力以下であることを確認した。</u></p> <p>別第4-1 表 ボルトの必要な断面積と許容応力</p> <table border="1" data-bbox="958 1398 1685 1455"> <thead> <tr> <th>評価部位</th> <th>ボルトの実機の断面積 (mm<sup>2</sup>)</th> <th>ボルトの必要な断面積 (mm<sup>2</sup>)</th> <th>発生応力 (MPa)</th> <th>許容応力 (MPa)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>弁耐圧部の接合部</td> <td>481.3</td> <td>438.5</td> <td>214</td> <td>142</td> </tr> </tbody> </table>	評価部位	ボルトの実機の断面積 (mm <sup>2</sup> )	ボルトの必要な断面積 (mm <sup>2</sup> )	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	弁耐圧部の接合部	481.3	438.5	214	142	<p>D : 弁座口の径 (mm) P : <u>I S L O C A発生時の圧力 (=7.4MPa)</u></p> <p>(3) 弁本体の耐圧部の評価 設計・建設規格「解説 VVB-3100 弁の圧力温度基準」を適用し必要な最小厚さを算出し、実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であることを確認した。</p> $t = \frac{Pd}{2S - 1.2P} \quad (\text{解説 VVB - 1})$ <p>t : 弁箱の必要な厚さ (mm) P : <u>I S L O C A発生時の圧力 (=7.4MPa)</u> d : 内径 (mm) S : <u>設計引張強さ (Su=438 (MPa), at288°C, <input type="text"/>)</u></p> <p>(4) 弁耐圧部の接合部の評価</p>	<p>・評価方針の相違 【東海第二】</p> <p>・評価方針の相違 【東海第二】 島根2号炉は、Su値にて評価を実施。</p> <p>・評価方針の相違 【東海第二】 島根2号炉は、当該評価によるスクリーニングを実施しておらず、全ての評価を実施している。</p>
評価部位	ボルトの実機の断面積 (mm <sup>2</sup> )	ボルトの必要な断面積 (mm <sup>2</sup> )	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)									
弁耐圧部の接合部	481.3	438.5	214	142									

柏崎刈羽原子力発電所 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="1130 218 1573 680" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1145 705 1504 737" data-label="Caption"> <p>別第4-1図 弁耐圧部の接合部</p> </div> <p data-bbox="997 930 1709 1136">上記を満たさない場合は、ボンネットボルトの内圧と熱による伸び量及びボンネットフランジと弁箱の熱による伸び量を評価し、ボンネットボルトの伸び量からボンネットフランジと弁箱フランジの伸び量を差し引いた伸び量がプラスの場合とマイナスの場合について評価した。</p> <ul data-bbox="1032 1157 1308 1182" style="list-style-type: none"> <li>・伸び量がプラスの場合</li> </ul> <p data-bbox="1020 1199 1709 1318">ボンネットボルトの伸び量からボンネットフランジと弁箱フランジの伸び量を差し引いた伸び量がガスケットの復元量*以下であることを確認した。</p> <p data-bbox="1077 1335 1709 1675">※ ガスケットに締付面圧を加えていくと弾性変形が生じ、更に締付面圧を加えていくと塑性変形が生じる。塑性変形したガスケットの締付面圧を緩和した場合、弾性領域分のみが復元する性質がある。弁耐圧部の接合部のシールのため、ガスケットには塑性領域まで締付面圧を加えており、締付面圧緩和時に弾性領域分の復元が生じ、復元量以下であればシール性は確保される。ガスケットの復元量は、メーカー試験によって確認した値。</p> <ul data-bbox="1032 1692 1338 1717" style="list-style-type: none"> <li>・伸び量がマイナスの場合</li> </ul> <p data-bbox="1020 1734 1709 1854">伸び量がマイナスの場合は、<u>弁耐圧部の接合部は増し締めされることになることから、ボンネットナット座面の発生応力が材料の許容応力以下であることを確認した。</u></p>	<p data-bbox="1789 930 2502 1136">弁本体の耐圧部の接合部については、ボンネットボルトの内圧と熱による伸び量及びボンネットフランジと弁箱の熱による伸び量からボンネットフランジと弁箱フランジの伸び量を差し引いた伸び量がプラス側の場合とマイナスの場合について評価した。</p> <ul data-bbox="1825 1157 2101 1182" style="list-style-type: none"> <li>・伸び量がプラスの場合</li> </ul> <p data-bbox="1813 1199 2502 1318">ボンネットボルトの伸び量からボンネットフランジと弁箱フランジの伸び量を差し引いた伸び量がガスケットの復元量*以下であることを確認した。</p> <p data-bbox="1869 1335 2502 1675">※ ガスケットに締付面圧を加えていくと弾性変形が生じ、更に締付面圧を加えていくと塑性変形が生じる。塑性変形したガスケットの締付面圧を緩和した場合、弾性領域分のみが復元する性質がある。弁耐圧部の接合部のシールのため、ガスケットには塑性領域まで締付面圧を加えており、締付面圧緩和時に弾性領域分の復元が生じ、復元量以下であればシール性は確保される。ガスケットの復元量は、メーカー試験によって確認した値。</p> <ul data-bbox="1825 1692 2131 1717" style="list-style-type: none"> <li>・伸び量がマイナスの場合</li> </ul> <p data-bbox="1813 1734 2502 1896"><u>伸び量がマイナスの場合は、弁耐圧部の接合部は圧縮されることになる。弁耐圧部の接合部については、ボンネットフランジとリフト制限板がメタルタッチしており、それ以上ガスケットが圧縮しない構造となっていることから、</u></p>	<p data-bbox="2534 705 2810 867">・資料構成の相違 【東海第二】 島根2号炉は、「別図3-1」に記載。</p> <p data-bbox="2534 1780 2810 1896">・設備設計の相違 【東海第二】 島根2号炉の安全弁は、</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. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>a. 伸び量によるフランジの評価</p> <p>(a) 内圧による伸び量</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ボンネットボルトの発生応力</li> <li><math>④' = (1,000 \times ①' \times ②') / (0.2 \times ③')</math></li> <li><math>⑧' = (\pi \times ⑤' \times 8.2 / 4) \times (⑤' + 8 \times ⑥' \times ⑦')</math></li> <li><math>⑨' = ④' - ⑧'</math></li> <li><math>⑩' = ⑨' / ②'</math></li> <li><math>⑫' = ⑩' / ⑪'</math></li> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li>①' : 締付けトルク値 (N・m)</li> <li>②' : ボンネットボルト本数 (本)</li> <li>③' : ボンネットボルト外径 (mm)</li> <li>④' : ボンネットボルト締付けトルクによる全締付荷重 (N)</li> <li>⑤' : ガasket反力円の直径 (mm)</li> <li>⑥' : ガasket有効幅 (mm)</li> <li>⑦' : ガasket係数</li> <li>⑧' : 8.2MPaの加圧に必要な最小荷重 (N)</li> <li>⑨' : 不足する荷重 (N)</li> <li>⑩' : ボンネットボルト1本当たりに発生する荷重 (N)</li> <li>⑪' : ボンネットボルト径面積 (mm<sup>2</sup>)</li> <li>⑫' : ボンネットボルトの発生応力 (MPa)</li> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ボンネットボルトの内圧による伸び量</li> <li><math>⑦ = (⑫' \times (① + ②)) / ③</math></li> <li>① : ボンネットフランジ厚さ (mm)</li> <li>② : 弁箱フランジ厚さ (mm)</li> <li>③ : ボンネットボルト材料の縦弾性係数 (MPa at 288℃)</li> <li>⑦ : ボンネットボルトの熱による伸び量 (mm)</li> </ul> <p>(b) 熱による伸び量</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ボンネットボルトの熱による伸び量</li> </ul>	<p>ボンネットナット座面及びボンネットフランジとリフト制限板の合わせ面の発生応力が材料の許容応力を下回ることを確認した。</p> <p>a. 伸び量によるフランジの評価</p> <p>(a) 内圧による伸び量</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ボンネットボルトの発生応力</li> <li><math>④' = (1000 \times ①' \times ②') / (0.2 \times ③')</math></li> <li><math>⑧' = (\pi \times ⑤' \times 7.4 / 4) \times (⑤' + 8 \times ⑥' \times ⑦')</math></li> <li><math>⑨' = ④' - ⑧'</math></li> <li><math>⑩' = ⑨' / ②'</math></li> <li><math>⑫' = ⑩' / ⑪'</math></li> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li>①' : 締付けトルク値 (N・m)</li> <li>②' : ボンネットボルト本数 (本)</li> <li>③' : ボンネットボルト外径 (mm)</li> <li>④' : ボンネットボルト締付トルクによる全締付荷重 (N)</li> <li>⑤' : ガasket反力円の直径 (mm)</li> <li>⑥' : ガasket有効幅 (mm)</li> <li>⑦' : ガasket係数</li> <li>⑧' : 7.4MPaの加圧に必要な最小荷重 (N)</li> <li>⑨' : 不足する荷重 (N)</li> <li>⑩' : ボンネットボルト1本当たりに発生する荷重 (N)</li> <li>⑪' : ボンネットボルト径面積 (mm<sup>2</sup>)</li> <li>⑫' : ボンネットボルトの発生応力 (MPa)</li> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ボンネットボルトの内圧による伸び量</li> <li><math>⑦ = (⑫' \times (① + ②)) / ③</math></li> <li>① : ボンネットフランジ厚さ (mm)</li> <li>② : 弁箱フランジ厚さ (mm)</li> <li>③ : ボンネットボルト材料の縦弾性係数 (MPa at 288℃)</li> <li>⑦ : ボンネットボルトの内圧による伸び量 (mm)</li> </ul> <p>(b) 熱による伸び量</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ボンネットボルトの熱による伸び量</li> </ul>	<p>ボンネットフランジとリフト制限板がメタルタッチする構造。</p> <p>・評価方針の相違【東海第二】</p> <p>・評価方針の相違【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. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>⑧=④×(①+②)×(288℃-20℃※)</p> <p>①: ボンネットフランジ厚さ (mm)</p> <p>②: 弁箱フランジ厚さ (mm)</p> <p>④: ボンネットボルト線膨張係数 (mm/mm℃ at 288℃)</p> <p>⑧: ボンネットボルトの熱による伸び量 (mm)</p> <p>※ 伸び量を大きく見積もるため、隔離弁の誤開放等による加圧事象発生前後の温度差を大きくするように保守的に低めの温度を設定</p> <p>・ボンネットフランジ及び弁箱フランジの熱による伸び量</p> <p>⑨=⑤×①×(288℃-20℃)+⑥×②×(288℃-20℃※)</p> <p>①: ボンネットフランジ厚さ (mm)</p> <p>②: 弁箱フランジ厚さ (mm)</p> <p>⑤: ボンネットフランジ線膨張係数 (mm/mm℃ at 288℃)</p> <p>⑥: 弁箱フランジ線膨張係数 (mm/mm℃ at 288℃)</p> <p>⑨: ボンネットフランジ及び弁箱フランジの熱による伸び量 (mm)</p> <p>※ 伸び量を大きく見積もるため、隔離弁の誤開放等による加圧事象発生前後の温度差を大きくするように保守的に低めの温度を設定</p> <p>(c) 伸び量</p> <p>伸び量 (mm) =⑦+⑧-⑨</p> <p>⑦: ボンネットボルトの内圧による伸び量 (mm)</p> <p>⑧: ボンネットボルトの熱による伸び量 (mm)</p> <p>⑨: ボンネットフランジ及び弁箱フランジの熱による伸び量 (mm)</p> <p>b. ボンネット座面の面圧</p> <p>ボンネットボルト締付荷重として評価された荷重⑧'をボンネットナット座面の面積Sで除し面圧を算出する。</p> <p>・ボンネットナット座面の面積(ナット座面丸面の場合)</p> $S=(a^2-b^2)/4 \times \pi$	<p>⑧=④×(①+②)×(288℃-20℃※)</p> <p>①: ボンネットフランジ厚さ (mm)</p> <p>②: 弁箱フランジ厚さ (mm)</p> <p>④: ボンネットボルト線膨張係数 (mm/mm℃ at 288℃)</p> <p>⑧: ボンネットボルトの熱による伸び量 (mm)</p> <p>※ 伸び量を大きく見積もるため、隔離弁の誤開放等による加圧事象発生前後の温度差を大きくするように保守的に低めの温度を設定</p> <p>・ボンネットフランジ及び弁箱フランジの熱による伸び量</p> <p>⑨=⑤×①×(288℃-20℃)+⑥×②×(288℃-20℃※)</p> <p>①: ボンネットフランジ厚さ (mm)</p> <p>②: 弁箱フランジ厚さ (mm)</p> <p>⑤: ボンネットフランジ線膨張係数 (mm/mm℃ at 288℃)</p> <p>⑥: 弁箱フランジ線膨張係数 (mm/mm℃ at 288℃)</p> <p>⑨: ボンネットフランジ及び弁箱フランジの熱による伸び量 (mm)</p> <p>※ 伸び量を大きく見積もるため、隔離弁の誤開放等による加圧事象発生前後の温度差を大きくするように保守的に低めの温度を設定</p> <p>(c) 伸び量</p> <p>伸び量 (mm) =⑦+⑧-⑨</p> <p>⑦: ボンネットボルトの内圧による伸び量 (mm)</p> <p>⑧: ボンネットボルトの熱による伸び量 (mm)</p> <p>⑨: ボンネットフランジ及び弁箱フランジの熱による伸び量 (mm)</p> <p>b. ボンネット座面の面圧</p> <p>ボンネットボルト締付荷重として評価された荷重⑧'をボンネットナット座面の面積Sで除し面圧を算出する。<u>ボンネットナット座面を別図3-2に示す。</u></p> <p>・ボンネットナット座面の面積(ナット座面丸面の場合)</p> $S=(a^2-b^2)/4 \times \pi$	

柏崎刈羽原子力発電所 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>a : ボンネットナット面外径 (mm)  b : ボンネット穴径 (mm)  S : ボンネットナット面面積 (mm<sup>2</sup>)</p> <p>・ボンネットナット座面の面積 (ナット座面平面の場合)  <math>S = (\sqrt{3}/16 \times a^2 \times 6) - (b^2 \times \pi / 4)</math>  a : ボンネットナット面外径 (mm)  b : ボンネット穴径 (mm)  S : ボンネットナット面面積 (mm<sup>2</sup>)</p> <p>・ボンネット座面の面圧  <math>d = \textcircled{8}' / (S \times c)</math>  c : ボンネットボルト本数 (本)  d : ボンネットナット応力 (MPa)  S : ボンネットナット面面積 (MPa)</p> <p>c. ボンネットフランジ及び弁箱フランジの合わせ面の面圧  ボンネットボルト締付荷重として評価された<math>\textcircled{8}'</math>を合わせ面の面積 S で除し面圧を算出する。</p> <p>・ボンネットフランジ及びリフト制限板の合わせ面の面積  <math>S = (a^2 - b^2) / 4 \times \pi</math>  a : メタルタッチ部外径 (mm)  b : メタルタッチ部内径 (mm)  S : メタルタッチ部面積 (mm<sup>2</sup>)</p> <p>・ボンネットフランジ及びリフト制限板の合わせ面の面圧</p>	<p>a : ボンネットナット面外径 (mm)  b : ボンネット穴径 (mm)  S : ボンネットナット面面積 (mm<sup>2</sup>)</p> <p>・ボンネットナット座面の面積 (ナット座面平面の場合)  <math>S = (\sqrt{3}/16 \times a^2 \times 6) - (b^2 \times \pi / 4)</math>  a : ボンネットナット面外径 (mm)  b : ボンネット穴径 (mm)  S : ボンネットナット面面積 (mm<sup>2</sup>)</p> <p>・ボンネットナット座面の面圧  <math>d = \textcircled{8}' / (S \times c)</math>  c : ボンネットボルト本数 (本)  d : ボンネットナット応力 (MPa)  S : ボンネットナット面面積 (MPa)</p> <div data-bbox="1923 982 2315 1228" style="text-align: center;"> </div> <p>別図 3-2 ボンネットナット座面</p> <p>c. ボンネットフランジ及び弁箱フランジの合わせ面の面圧  ボンネットボルト締付荷重として評価された荷重<math>\textcircled{8}'</math>を合わせ面の面積 S で除し面圧を算出する。<u>ボンネットフランジとリフト制限板の合わせ面を別図 3-3 に示す。</u></p> <p>・ボンネットフランジ及びリフト制限面の合わせ面の面積  <math>S = (a^2 - b^2) / 4 \times \pi</math>  a : メタルタッチ部外径 (mm)  b : メタルタッチ部内径 (mm)  S : メタルタッチ部面積 (mm<sup>2</sup>)</p> <p>・ボンネットフランジ及びリフト制限板の合わせ面の面圧</p>	<p>備考</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. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p><math>d = \textcircled{8}' / S</math></p> <p>d : メタルタッチ部応力 (MPa)</p> <p>S : メタルタッチ部面積 (<math>\text{mm}^2</math>)</p> <p>1.3 評価結果</p> <p>逃がし弁の各部位について評価した結果、別第 4-2 表から別第 4-6 表に示すとおり実機の値は判定基準を満足し、<u>保守的に弁開放直後のピーク圧力 (8.2MPa [gage])</u> 及び原子炉冷却材温度 (288℃) が同時に継続して負荷された条件下で破損せず、漏えいは発生しないことを確認した。</p>	<p><math>d = \textcircled{8}' / S</math></p> <p>d : メタルタッチ部応力 (MPa)</p> <p>S : メタルタッチ部面積 (<math>\text{mm}^2</math>)</p>  <p>別図 3-3 ボンネットフランジとリフト制限板の合わせ面</p> <p>1.3 評価結果</p> <p>逃がし弁の各部位について評価した結果、別表 3-1 から 3-7 に示すとおり実機の値は判定基準を満足し、<u>ISLO CA 発生時の圧力 (7.4MPa [gage])</u> 及び原子炉冷却材温度 (288℃) が同時に継続して負荷された条件下で破損せず、漏えいは発生しないことを確認した。</p>	<p>・記載方針の相違 【東海第二】</p> <p>・評価方針の相違 【東海第二】</p>

別第4-2表 評価結果 (弁座)

評価部位	材料	P : 内圧 (MPa)	D <sub>0</sub> : 外径 (mm)	S : 使用温度における許容引張応力 (MPa)	実機の最小厚さ (mm)	計算上必要な厚さ (mm)
弁座	SUS304	8.2	19	110	2.8	0.7

別第4-3表 評価結果 (弁体)

評価部位	材料	P : 内圧 (MPa)	A : 弁体最小断面積 (mm <sup>2</sup> )	D : 弁座口の径 (mm)	許容せん断応力* (MPa)	発生せん断応力 (MPa)
弁体	SUS304	8.2	19	15	88	81

※ ボイラー構造規格より設計の許容値として0.8Sを適用した。

別第4-4表 評価結果 (弁本体の耐圧部)

評価部位	材料	P : 内圧 (MPa)	d : 内径 (mm)	S : 設計降伏点 (MPa)	実機の最小厚さ (mm)	計算上必要な厚さ (mm)
弁本体の耐圧部	SCPH2	8.2	50	191	9.0	1.2

別表3-1 評価結果 (弁座)

評価部位	材料	P : 内圧 (MPa)	D <sub>0</sub> : 外径 (mm)	S : 使用温度における許容引張応力 (MPa)	実機の最小厚さ (mm)	必要な最小厚さ (mm)
RV222-1A 弁座		7.4		110		0.8

別表3-2 評価結果 (弁体)

評価部位	材料	P : 内圧 (MPa)	A : 弁体最小断面積 (mm <sup>2</sup> )	D : 弁座口の径 (mm)	許容せん断応力* (MPa)	発生せん断応力 (MPa)
RV222-1A 弁体		7.4	60.04		88	41

\* : ボイラー構造規格より設計の許容値として0.8Sを適用した。

別表3-3 評価結果 (弁本体の耐圧部)

評価部位	材料	P : 内圧 (MPa)	d : 内径 (mm)	S : 設計引張強さ (MPa)	実機最小厚さ (mm)	必要最小厚さ (mm)
RV222-1A 弁本体の耐圧部		7.4		438		0.3

・評価結果の相違  
【東海第二】



別第 4-5 表 弁耐圧部の接合部の評価結果 (ボンネットボルトの伸び量)

評価部位	①ボンネットフランジの厚さ (ふた) (mm)	②弁箱フランジの厚さ (mm)	③縦弾性係数 (ボンネットボルト) (MPa)	④線膨張係数 (ボンネットボルト) (mm/mm°C)	ボンネットボルトの材料	⑤線膨張係数 (ボンネットフランジ) (mm/mm°C)	ボンネットフランジの材料	⑥線膨張係数 (弁箱フランジ) (mm/mm°C)	弁箱フランジの材料	⑦ボンネットボルトの内圧による伸び量 (mm)	⑧ボンネットボルトの熱による伸び量 (mm)	⑨ボンネットフランジ及び弁箱フランジの熱による伸び量 (mm)	⑩伸び量 (mm)
弁耐圧部の接合部	16	16	183,960	1.29E-05	S45C	1.29E-05	SCP42	1.29E-05	SCP42	-0.003	0.111	0.111	-0.003

別第 4-6 表 弁耐圧部の接合部の評価結果 (ボンネットボルトの発生応力)

評価部位	①締付トルク値 (N・m)	②ボンネットボルトの本数 (本)	③ボンネットボルト外径 (mm)	④ボンネットボルト締付トルクによる全締付荷重 (N)	⑤ボルトの反力田の直径 (mm)	⑥ボルトの有効幅 (mm)	⑦ボルトの係数	⑧8.2MPaの加圧に必要な最小荷重 (N)	⑨不足する荷重 (N)	⑩ボンネットボルト1本あたりに発生する荷重 (N)	⑪ボンネットボルトの径面積 (mm <sup>2</sup> )	⑫ボンネットボルトの発生応力 (MPa)
弁耐圧部の接合部	25.01	6	12	62,525	62.5	3.25	2.75	53,937	8,588	-1,431	80.21	18

別表 3-4 弁耐圧部の接合部の評価結果 (ボンネットボルトの伸び量)

弁番号	①ボンネットフランジの厚さ (ふた) (mm)	②弁箱フランジの厚さ (mm)	③縦弾性係数 (ボンネットボルト) (MPa)	④線膨張係数 (ボンネットボルト) (mm/mm°C)	ボンネットボルトの材料	⑤線膨張係数 (ボンネットフランジ) (mm/mm°C)	ボンネットフランジの材料	⑥線膨張係数 (弁箱フランジ) (mm/mm°C)	ボンネットフランジの材料	⑦ボンネットボルトの内圧による伸び量 (mm)	⑧ボンネットボルトの熱による伸び量 (mm)	⑨ボンネットボルト及び弁箱フランジの熱による伸び量 (mm)	⑩伸び量 (mm)
RV222-1A	183960	1.29E-05	183960	1.29E-05	S45C	1.29E-05	SCP42	1.29E-05	SCP42	-0.003	0.131	0.131	-0.003

別表 3-5 弁耐圧部の接合部の評価結果 (ボンネットボルトの発生応力)

弁番号	①締付トルク値 (N・m)	②ボンネットボルトの本数 (本)	③ボンネットボルト外径 (mm)	④ボンネットボルト締付による全締付荷重 (N)	⑤ボルトの反力田の直径 (mm)	⑥ボルトの有効幅 (mm)	⑦ボルトの係数	⑧7.4MPa加圧に必要な最小荷重 (N)	⑨不足する荷重 (N)	⑩ボンネットボルト1本あたりに発生する荷重 (N)	⑪ボンネットボルトの径面積 (mm <sup>2</sup> )	⑫ボンネットボルトの発生応力 (MPa)
RV222-1A	25.01	6	12.0	62525	62.5	3.25	54531	7994	1332	84.30	84.30	-16

別表 3-6 弁耐圧部の接合部の評価結果 (ボンネットボルト座面の面圧)

弁番号	ボンネットボルトの呼び径 (mm)	a ボンネットボルトの直径 (mm)	b ボンネットボルトの穴径 (mm)	S ボンネットボルトの径面積 (mm <sup>2</sup> )	c ボンネットボルトの本数 (本)	⑧7.4MPa加圧に必要な最小荷重 (N)	⑨ボンネットボルト座面の発生応力 (MPa)
RV222-1A	M12	134.8	68	134.8	6	54531	632

別表 3-7 弁耐圧部の接合部の評価結果 (ボンネットフランジとリフト制限板の合せ面の面圧)

弁番号	ボンネットフランジの材料	リフト制限板の材料	a ボンネットフランジの外径 (mm)	b ボンネットフランジの内径 (mm)	S ボンネットフランジの面積 (mm <sup>2</sup> )	⑧7.4MPa加圧に必要な最小荷重 (N)	d ボンネットフランジとリフト制限板の合せ面の応力 (MPa)	リフト制限板の許容応力 (MPa)
RV222-1A	SCP42	SCP42	134.8	68	134.8	54531	52	392

・評価結果の相違  
【東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																	
	<p style="text-align: right;">別紙5</p> <p>弁（逃がし弁を除く。）からの漏えいの可能性について</p> <p>逃がし弁を除く弁について、<u>保守的に弁開放直後のピーク圧力（8.2MPa [gage]）及び原子炉冷却材温度（288℃）が同時に継続して負荷された条件下で破損が発生しないことを以下のとおり確認した。</u></p> <p>ここで、以下の弁については隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時の圧力、温度以上で設計していることから破損が発生しないことを確認した。</p> <p style="text-align: center;"><u>別第5-1表 弁の設計圧力・温度</u></p> <table border="1" data-bbox="973 1018 1679 1066"> <thead> <tr> <th>機器等</th> <th>弁番号</th> <th>設計圧力</th> <th>設計温度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>プロセス弁</td> <td>F023, F051A</td> <td>8.62MPa</td> <td>302℃</td> </tr> </tbody> </table> <p>また、以下の弁は設計・建設規格第I編 別表1にて温度300℃における許容圧力を確認し、加圧時の圧力を上回ることから、破損は発生しないことを確認した。</p>	機器等	弁番号	設計圧力	設計温度	プロセス弁	F023, F051A	8.62MPa	302℃	<p style="text-align: right;">別紙4</p> <p>弁（逃がし弁を除く。）からの漏えいの可能性について</p> <p>逃がし弁を除く弁について、<u>I S L O C A発生時の圧力（7.4MPa [gage] *）及び原子炉冷却材温度（288℃）が同時に継続して負荷された条件下で破損が発生しないことを以下のとおり確認した。</u></p> <p><u>*弁開放直後の圧力上昇に比べ、弁開放から10秒程度以降の構造材の温度上昇に伴う耐力低下の方が、系統全体への影響が大きい</u>ため、<u>静定圧力を採用した。</u></p> <p>ここで、以下の弁については隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時の圧力、温度以上で設計していることから破損が発生しないことを確認した。</p> <p style="text-align: center;"><u>別表4-1 弁の設計圧力・温度</u></p> <table border="1" data-bbox="1736 1008 2487 1283"> <thead> <tr> <th colspan="2">機器等</th> <th>弁番号</th> <th>設計圧力</th> <th>設計温度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">弁</td> <td rowspan="3">プロセス弁</td> <td>MV222-5A</td> <td>8.62MPa</td> <td>302℃</td> </tr> <tr> <td>MV222-11A</td> <td>10.4MPa</td> <td>302℃</td> </tr> <tr> <td>MV222-13</td> <td>8.62MPa</td> <td>302℃</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">その他 の弁</td> <td>ベント弁</td> <td>V222-507AX</td> <td>8.62MPa</td> <td>302℃</td> </tr> <tr> <td>ドレン弁</td> <td>V222-530AX</td> <td>10.4MPa</td> <td>302℃</td> </tr> </tbody> </table> <p>また、以下の弁は設計・建設規格第I編 別表1にて温度300℃における許容圧力を確認し、加圧時の圧力を上回ることから、破損は発生しないことを確認した。</p>	機器等		弁番号	設計圧力	設計温度	弁	プロセス弁	MV222-5A	8.62MPa	302℃	MV222-11A	10.4MPa	302℃	MV222-13	8.62MPa	302℃	その他 の弁	ベント弁	V222-507AX	8.62MPa	302℃	ドレン弁	V222-530AX	10.4MPa	302℃	<p>・記載方針の相違 【柏崎 6/7】</p> <p>・評価方針の相違 【東海第二】</p> <p>・設備設計の相違 【東海第二】</p>
機器等	弁番号	設計圧力	設計温度																																	
プロセス弁	F023, F051A	8.62MPa	302℃																																	
機器等		弁番号	設計圧力	設計温度																																
弁	プロセス弁	MV222-5A	8.62MPa	302℃																																
		MV222-11A	10.4MPa	302℃																																
		MV222-13	8.62MPa	302℃																																
その他 の弁	ベント弁	V222-507AX	8.62MPa	302℃																																
	ドレン弁	V222-530AX	10.4MPa	302℃																																



柏崎刈羽原子力発電所 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) 弁耐圧部の接合部の評価  <u>設計・建設規格「VVC-3310 弁箱と弁ふたがフランジ結合の弁のフランジ応力評価」を適用しボルトの必要な断面積及び許容応力を算出し、実機のボルトの断面積がボルトの必要な断面積を上回り、かつ発生応力が許容応力を下回ることを確認した。</u></p> <p><u>別第 5-3 表 ボルトの必要な断面積と許容応力</u></p> <table border="1" data-bbox="967 590 1688 716"> <thead> <tr> <th>弁番号</th> <th>ボルトの実機の断面積 (mm<sup>2</sup>)</th> <th>ボルトの必要な断面積 (mm<sup>2</sup>)</th> <th>発生応力 (MPa)</th> <th>許容応力 (MPa)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>F086</td> <td>901</td> <td>694</td> <td>117</td> <td>177</td> </tr> <tr> <td>F080A</td> <td>901</td> <td>833</td> <td>116</td> <td>177</td> </tr> <tr> <td>F060A</td> <td>321</td> <td>190</td> <td>98</td> <td>165</td> </tr> <tr> <td>FF029-201</td> <td>601</td> <td>318</td> <td>73</td> <td>165</td> </tr> <tr> <td>FF029-202</td> <td>601</td> <td>318</td> <td>73</td> <td>165</td> </tr> </tbody> </table> <p>上記の条件を満たさない弁については、ボンネットボルトの内圧と熱による伸び量及びボンネットフランジと弁箱の熱による伸び量を評価し、ボンネットボルトの伸び量からボンネットフランジと弁箱フランジの伸び量を差し引いた伸び量がプラスの場合とマイナスの場合について評価した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>伸び量がプラスの場合  ボンネットボルトの伸び量からボンネットフランジと弁箱フランジの伸び量を差し引いた伸び量がガスケットの復元量<sup>※3</sup>を下回ることを確認した。</li> <li>※3 ガスケットに締付面圧を加えていくと弾性変形が生じ、更に締付面圧を加えていくと塑性変形が生じる。塑性変形したガスケットの締付面圧を緩和した場合、弾性領域のみが復元する性質がある。弁耐圧部の接合部のシールのため、ガスケットには塑性領域まで締付面圧を加えており、締付面圧緩和時に弾性領域分の復元が生じ、復元量以下であればシール性は確保される。ガスケットの復元量は、メーカ試験によって確認した値。</li> <li>伸び量がマイナスの場合  伸び量がマイナスの場合は、弁耐圧部の接合部は増し締めされることになることから、ボンネットナット座面の発生応力が材料の許容応力を下回ること、ボンネットフランジと弁箱フランジの合わせ面がメタルタッチする弁については合わせ面の発生応力が材料の許容応力を下回ることを確認した。</li> </ul>	弁番号	ボルトの実機の断面積 (mm <sup>2</sup> )	ボルトの必要な断面積 (mm <sup>2</sup> )	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	F086	901	694	117	177	F080A	901	833	116	177	F060A	321	190	98	165	FF029-201	601	318	73	165	FF029-202	601	318	73	165	<p>(2) 弁耐圧部の接合部の評価</p> <p>弁本体の耐圧部の接合部については、ボンネットボルトの内圧と熱による伸び量及びボンネットフランジと弁箱の熱による伸び量を評価し、ボンネットボルトの伸び量からボンネットフランジと弁箱フランジの伸び量を差し引いた伸び量がプラスの場合とマイナスの場合について評価した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>伸び量がプラスの場合  ボンネットボルトの伸び量からボンネットフランジと弁箱フランジの伸び量を差し引いた伸び量がガスケットの復元量<sup>※3</sup>を下回ることを確認した。</li> <li>※3 ガスケットに締付面圧を加えていくと弾性変形が生じ、更に締付面圧を加えていくと塑性変形が生じる。塑性変形したガスケットの締付面圧を緩和した場合、弾性領域のみが復元する性質がある。弁耐圧部の接合部のシールのため、ガスケットには塑性領域まで締付面圧を加えており、締付面圧緩和時に弾性領域分の復元が生じ、復元量以下であればシール性は確保される。ガスケットの復元量は、メーカ試験によって確認した値。</li> <li>伸び量がマイナスの場合  伸び量がマイナスの場合は、弁耐圧部の接合部は増し締めされることになることから、ボンネットナット座面の発生応力が材料の許容応力を下回ること、ボンネットフランジと弁箱フランジの合わせ面がメタルタッチする弁については合わせ面の発生応力が材料の許容応力を下回ることを確認した。</li> </ul>	<p>・評価方針の相違  【東海第二】  島根 2号炉は、当該評価によるスクリーニングを実施しておらず、全ての評価を実施している。</p>
弁番号	ボルトの実機の断面積 (mm <sup>2</sup> )	ボルトの必要な断面積 (mm <sup>2</sup> )	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)																													
F086	901	694	117	177																													
F080A	901	833	116	177																													
F060A	321	190	98	165																													
FF029-201	601	318	73	165																													
FF029-202	601	318	73	165																													

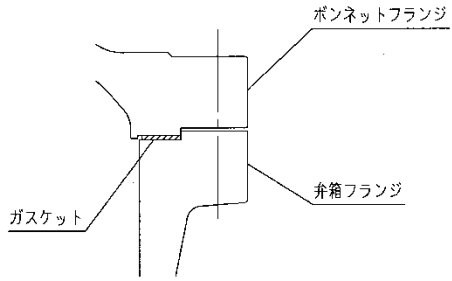
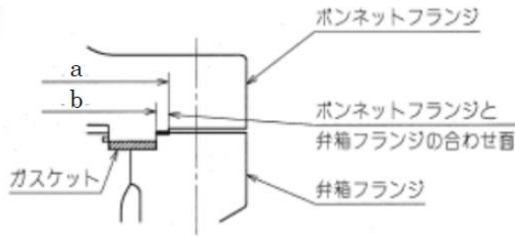
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>a. 伸び量によるフランジの評価</p> <p>(a) 内圧による伸び量</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ボンネットボルトの発生応力</li> <li><math>④' = (1,000 \times ①' \times ②') / (0.2 \times ③')</math></li> <li><math>⑧' = (\pi \times ⑤' \times 8.2 / 4) \times (⑤' + 8 \times ⑥' \times ⑦')</math></li> <li><math>⑨' = ④' - ⑧'</math></li> <li><math>⑩' = ⑨' / ②'</math></li> <li><math>⑫' = ⑩' / ⑪'</math></li> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li>①' : 締付けトルク値 (N・m)</li> <li>②' : ボンネットボルト本数 (本)</li> <li>③' : ボンネットボルト外径 (mm)</li> <li>④' : ボンネットボルト締付けトルクによる全締付荷重 (N)</li> <li>⑤' : ガasket反力円の直径 (mm)</li> <li>⑥' : ガasket有効幅 (mm)</li> <li>⑦' : ガasket係数</li> <li>⑧' : 8.2MPaの加圧に必要な最小荷重 (N)</li> <li>⑨' : 不足する荷重 (N)</li> <li>⑩' : ボンネットボルト1本あたりに発生する荷重 (N)</li> <li>⑪' : ボンネットボルト径面積 (mm<sup>2</sup>)</li> <li>⑫' : ボンネットボルトの発生応力 (MPa)</li> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ボンネットボルトの内圧による伸び量</li> <li><math>⑦ = (⑫' \times (① + ②)) / ③</math></li> <li>① : ボンネットフランジ厚さ (mm)</li> <li>② : 弁箱フランジ厚さ (mm)</li> <li>③ : ボンネットボルト材料の縦弾性係数 (MPa at 288℃)</li> <li>⑦ : ボンネットボルトの内圧による伸び量 (mm)</li> </ul> <p>(b) 熱による伸び量</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ボンネットボルトの熱による伸び量</li> <li><math>⑧ = ④ \times (① + ②) \times (288^\circ\text{C} - 20^\circ\text{C})</math></li> <li>① : ボンネットフランジ厚さ (mm)</li> <li>② : 弁箱フランジ厚さ (mm)</li> <li>④ : ボンネットボルト線膨張係数 (mm/mm℃ at</li> </ul>	<p>a. 伸び量によるフランジの評価</p> <p>(a) 内圧による伸び量</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ボンネットボルトの発生応力</li> <li><math>④' = (1000 \times ①' \times ②') / (0.2 \times ③')</math></li> <li><math>⑧' = (\pi \times ⑤' \times 7.4 / 4) \times (⑤' + 8 \times ⑥' \times ⑦')</math></li> <li><math>⑨' = ④' - ⑧'</math></li> <li><math>⑩' = ⑨' / ②'</math></li> <li><math>⑫' = ⑩' / ⑪'</math></li> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li>①' : 締付トルク値 (N・m)</li> <li>②' : ボンネットボルト本数 (本)</li> <li>③' : ボンネットボルト外径 (mm)</li> <li>④' : ボンネットボルト締付トルクによる全締付荷重 (N)</li> <li>⑤' : ガasket反力円の直径 (mm)</li> <li>⑥' : ガasket有効幅 (mm)</li> <li>⑦' : ガasket係数</li> <li>⑧' : 7.4MPaの加圧に必要な最小荷重 (N)</li> <li>⑨' : 不足する荷重 (N)</li> <li>⑩' : ボンネットボルト1本あたりに発生する荷重 (N)</li> <li>⑪' : ボンネットボルト径面積 (mm<sup>2</sup>)</li> <li>⑫' : ボンネットボルトの発生応力 (MPa)</li> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ボンネットボルトの内圧による伸び量</li> <li><math>⑦ = (⑫' \times (① + ②)) / ③</math></li> <li>① : ボンネットフランジ厚さ (mm)</li> <li>② : 弁箱フランジ厚さ (mm)</li> <li>③ : ボンネットボルト材料の縦弾性係数 (MPa at 288℃)</li> <li>⑦ : ボンネットボルトの内圧による伸び量 (mm)</li> </ul> <p>(b) 熱による伸び量</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ボンネットボルトの熱による伸び量</li> <li><math>⑧ = ④ \times (① + ②) \times (288^\circ\text{C} - 20^\circ\text{C})</math></li> <li>① : ボンネットフランジ厚さ (mm)</li> <li>② : 弁箱フランジ厚さ (mm)</li> <li>④ : ボンネットボルト線膨張係数 (mm/mm℃ at 288℃)</li> </ul>	<p>・評価方針の相違【東海第二】</p> <p>・評価方針の相違【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. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>288℃)</p> <p>⑧：ボンネットボルトの熱による伸び量 (mm)</p> <p>※ 伸び量を大きく見積もるため、隔離弁の誤開放等による加圧事象発生前後の温度差を大きくするように保守的に低めの温度を設定</p> <p>・ボンネットフランジ及び弁箱フランジの熱による伸び量</p> <p>⑨ = ⑤ × ① × (288℃ - 20℃) + ⑥ × ② × (288℃ - 20℃)</p> <p>①：ボンネットフランジ厚さ (mm)</p> <p>②：弁箱フランジ厚さ (mm)</p> <p>⑤：ボンネットフランジ線膨張係数 (mm/mm℃ at 288℃)</p> <p>⑥：弁箱フランジ線膨張係数 (mm/mm℃ at 288℃)</p> <p>⑨：ボンネットフランジ及び弁箱フランジの熱による伸び量 (mm)</p> <p>※ 伸び量を大きく見積もるため、隔離弁の誤開放等による加圧事象発生前後の温度差を大きくするように保守的に低めの温度を設定</p> <p>(c) 伸び量</p> <p>伸び量 (mm) = ⑦ + ⑧ - ⑨</p> <p>⑦：ボンネットボルトの内圧による伸び量 (mm)</p> <p>⑧：ボンネットボルトの熱による伸び量 (mm)</p> <p>⑨：ボンネットフランジ及び弁箱フランジの熱による伸び量 (mm)</p> <p>b. ボンネット座面の面圧</p> <p>ボンネットボルト締付荷重として評価された荷重⑧' をボンネットナット座面の面積 S で除し面圧を算出する。</p>	<p>⑧：ボンネットボルトの熱による伸び量 (mm)</p> <p>※ 伸び量を大きく見積もるため、隔離弁の誤開放等による加圧事象発生前後の温度差を大きくするように保守的に低めの温度を設定</p> <p>・ボンネットフランジ及び弁箱フランジの熱による伸び量</p> <p>⑨ = ⑤ × ① × (288℃ - 20℃) + ⑥ × ② × (288℃ - 20℃※)</p> <p>①：ボンネットフランジ厚さ (mm)</p> <p>②：弁箱フランジ厚さ (mm)</p> <p>⑤：ボンネットフランジ線膨張係数 (mm/mm℃ at 288℃)</p> <p>⑥：弁箱フランジ線膨張係数 (mm/mm℃ at 288℃)</p> <p>⑨：ボンネットフランジ及び弁箱フランジの熱による伸び量 (mm)</p> <p>※ 伸び量を大きく見積もるため、隔離弁の誤開放等による加圧事象発生前後の温度差を大きくするように保守的に低めの温度を設定</p> <p>(c) 伸び量</p> <p>伸び量 (mm) = ⑦ + ⑧ - ⑨</p> <p>⑦：ボンネットボルトの内圧による伸び量 (mm)</p> <p>⑧：ボンネットボルトの熱による伸び量 (mm)</p> <p>⑨：ボンネットフランジと弁箱フランジの熱による伸び量 (mm)</p> <p>b. ボンネットナット座面の面圧</p> <p>ボンネットボルト締付荷重として評価された荷重⑧' をボンネットナット座面の面積 S で除し面圧を算出する。<u>ボンネットナット座面を別図 4-1, 4-2 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. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<ul style="list-style-type: none"> <li>• ボンネットナット座面の面積 (ナット座面丸面の場合)  <math>S = (a^2 - b^2) / 4 \times \pi</math>  a : ボンネットナット面外径 (mm)  b : ボンネット穴径 (mm)  S : ボンネットナット面面積 (mm<sup>2</sup>)</li>   <li>• ボンネットナット座面の面積 (ナット座面平面の場合)  <math>S = (\sqrt{3} / 16 \times a^2 \times 6) - (b^2 \times \pi / 4)</math>  a : ボンネットナット面外径 (mm)  b : ボンネット穴径 (mm)  S : ボンネットナット面面積 (mm<sup>2</sup>)</li>   <li>• ボンネット座面の面圧  <math>d = \textcircled{8}' / (S \times c)</math>  c : ボンネットボルト本数 (本)  d : ボンネットナット応力 (MPa)  S : ボンネットナット面面積 (mm<sup>2</sup>)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• ボンネットナット座面の面積 (ナット座面丸面の場合)  <math>S = (a^2 - b^2) / 4 \times \pi</math>  a : ボンネットナット面外径 (mm)  b : ボンネット穴径 (mm)  S : ボンネットナット面面積 (mm<sup>2</sup>)</li>   <li>• ボンネットナット座面の面積 (ナット座面平面の場合)  <math>S = (\sqrt{3} / 16 \times a^2 \times 6) - (b^2 \times \pi / 4)</math>  a : ボンネットナット面外径 (mm)  b : ボンネット穴径 (mm)  S : ボンネットナット面面積 (mm<sup>2</sup>)</li>   <li>• ボンネットナット座面の面圧  <math>d = \textcircled{8}' / (S \times c)</math>  c : ボンネットボルト本数 (本)  d : ボンネットナット応力 (MPa)  S : ボンネットナット面面積 (mm<sup>2</sup>)</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>c. ボンネットフランジ及び弁箱フランジの合わせ面の面圧 ボンネットボルト締付荷重として評価された⑧' を合わせ面の面積 S で除し面圧を算出する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>ボンネットフランジ及びリフト制限板の合わせ面の面積  <math display="block">S = (a^2 - b^2) / 4 \times \pi</math> <ul style="list-style-type: none"> <li>a : メタルタッチ部外径 (mm)</li> <li>b : メタルタッチ部内径 (mm)</li> <li>S : メタルタッチ部面積 (mm<sup>2</sup>)</li> </ul> </li> <li>ボンネットフランジ及びリフト制限板の合わせ面の面圧  <math display="block">d = \text{⑧}' / S</math> <ul style="list-style-type: none"> <li>d : メタルタッチ部応力 (MPa)</li> <li>S : メタルタッチ部面積 (mm<sup>2</sup>)</li> </ul> </li> </ul>	<div data-bbox="1795 262 2418 493" data-label="Image"> </div> <p>別図4-1 <u>ボンネットナット座面&lt;ナット座面丸面&gt;</u></p> <div data-bbox="1929 630 2374 892" data-label="Image"> </div> <p>別図4-2 <u>ボンネットナット座面&lt;ナット座面平面&gt;</u></p> <p>c. ボンネットフランジ及び弁箱フランジの合わせ面の面圧 ボンネットボルト締付荷重として評価された荷重⑧' を合わせ面の面積 S で除し面圧を算出する。<u>ボンネットボルト締付時のボンネットフランジと弁箱フランジの合わせ面を別図4-3, 別図4-4に示す。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>ボンネットフランジと弁箱フランジの合わせ面の面積  <math display="block">S = (a^2 - b^2) / 4 \times \pi</math> <ul style="list-style-type: none"> <li>a : メタルタッチ部外径 (mm)</li> <li>b : メタルタッチ部内径 (mm)</li> <li>S : メタルタッチ部面積 (mm<sup>2</sup>)</li> </ul> </li> <li>ボンネットフランジと弁箱フランジの合わせ面の面圧  <math display="block">d = \text{⑧}' / S</math> <ul style="list-style-type: none"> <li>d : メタルタッチ部応力 (MPa)</li> <li>S : メタルタッチ部面積 (mm<sup>2</sup>)</li> </ul> </li> </ul>	<p>・記載方針の相違 【東海第二】</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. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>1.3 評価結果</p> <p>弁（逃がし弁を除く。）の各部位について評価した結果，別第5-4表から別第5-7表に示すとおり実機の値は判定基準を満足し，<u>保守的に弁開放直後のピーク圧力（8.2MPa [gage]）及び原子炉冷却材温度（288℃）が同時に継続して負荷された条件下で破損せず，漏えいは発生しないことを確認した。</u></p>	 <p>別図4-3 <u>ボネットフランジと弁箱フランジの合わせ面</u>  <u>&lt;パターン1&gt;</u></p>  <p>別図4-4 <u>ボネットフランジと弁箱フランジの合わせ面</u>  <u>&lt;パターン2&gt;</u></p> <p>2. 評価結果</p> <p>弁（逃がし弁を除く。）の各部位について評価した結果，別第4-3表から別第4-7表に示すとおり実機の値は判定基準を満足し，<u>ISLOCA発生時の圧力（7.4MPa [gage]）及び原子炉冷却材温度（288℃）が同時に継続して負荷された条件下で破損せず，漏えいは発生しないことを確認した。</u></p>	<p>・記載方針の相違  <b>【東海第二】</b></p> <p>・記載方針の相違  <b>【東海第二】</b></p> <p>・評価方針の相違  <b>【東海第二】</b></p>

別第5-4表 弁耐圧部の強度評価結果

評価部位	材料	P : 内圧 (MPa)	d : 内径 (mm)	S : 設計降伏点 (MPa)	実機の最小厚さ (mm)	計算上必要な厚さ (mm)
F003A	SCPH2	8.2	480	191	22.0	10.6
F016A	SCPL1	8.2	416	186	20.0	9.5
F024A	SCPL1	8.2	480	186	24.0	10.9
F027A	SCPH2	8.2	144	191	10.0	3.2
F031A	SCPH2	8.2	444.5	191	22.5	9.8
F047A	SCPH2	8.2	480	191	22.0	10.6
F048A	SCPH2	8.2	660	191	31.0	14.6
F049	SCPH2	8.2	184	191	7.0	4.1
F063A	SCPH2	8.2	184	191	11.0	4.1
F086	SCPH2	8.2	90	191	8.0	2.0
F098A	SCPH2	8.2	500	191	23.0	11.1
F170A	SCPL1	8.2	280	186	16.0	6.4
F065A	SCPH2	8.2	136.5	191	8.0	3.1
F072A	SCPH2	8.2	184	191	11.0	4.1
F080A	SCPH2	8.2	102	191	9.0	2.3
F060A	SCPH2	8.2	54	191	6.5	1.2
FF029-201	SUS304	8.2	45	128	12.5	1.5
FF029-202	SUS304	8.2	45	128	12.5	1.5

別表4-3 弁耐圧部の強度評価結果

弁番号	材料	P : 内圧 (MPa)	d : 内径 (mm)	S : 設計引張強さ Su (MPa)	実機の最小厚さ (mm)	必要な最小厚さ (mm)
V222-1A		7.4		407		2.9
V222-3A		7.4		407		3.0
V222-12A		7.4		407		1.8
V222-39		7.4		438		0.9
V222-37A		7.4		438		0.9
V222-83		7.4		438		0.9
V222-504A		7.4		438		0.9
MV222-2A		7.4		407		3.3
MV222-3A		7.4		407		3.0
MV222-15A		7.4		407		2.3
MV222-16A		7.4		438		0.9
MV222-20		7.4		438		0.9
MV222-22A		7.4		407		3.0
MV229-3A		7.4		379		0.4
CV222-1		7.4		438		0.8

【プロセス弁】

【サンプル弁】

弁番号	材料	P : 内圧 (MPa)	d : 内径 (mm)	S : 設計引張強さ Su (MPa)	実機の最小厚さ (mm)	必要な最小厚さ (mm)
AV222-706A		7.4		420		0.2
MV278-402		7.4		357		0.2

・評価結果の相違  
【東海第二】

別第5-5 表 弁耐圧部の接合部評価結果 (ボンネットボルトの伸び量)

弁番号	①ボンネットフランジの厚さ (ふた) (mm)	②弁箱フランジの厚さ (mm)	③縦断係数 (ボンネットボルト) (MPa)	④縦断係数 (ボンネットボルト) (mm/mm°C)	ボンネットボルトの材料	⑤縦断係数 (ボンネットフランジ) (mm/mm°C)	ボンネットフランジの材料	⑥縦断係数 (弁箱フランジ) (mm/mm°C)	弁箱フランジの材料	⑦ボンネットボルトの内圧による伸び量 (mm)	⑧ボンネットボルトの熱による伸び量 (mm)	⑨ボンネットフランジ及び弁箱フランジの熱による伸び量 (mm)	⑩伸び量 (mm)	ボルトの復元量
F003A	66	66	186,960	1.33E-05	A193 B7	1.29E-05	SCPH2	1.29E-05	SCPH2	-0.004	0.469	0.457	0.008	0.1
F016A	62	62	186,960	1.33E-05	A320 L7	1.29E-05	SCPL1	1.29E-05	SCPL1	-0.007	0.440	0.429	0.004	0.1
F024A	50	50	186,960	1.33E-05	A320 L7	1.29E-05	SCPL1	1.29E-05	SCPL1	-0.032	0.355	0.346	-0.023	-
F027A	36	36	186,960	1.33E-05	A193 B7	1.29E-05	SCPH2	1.29E-05	SCPH2	0.008	0.256	0.249	0.015	0.1
F031A	58	64	186,960	1.29E-05	SCM435	1.29E-05	ASTM A515	1.29E-05	SCPH2	-0.029	0.422	0.422	-0.029	-
F047A	66	66	186,960	1.33E-05	A193 B7	1.29E-05	SCPH2	1.29E-05	SCPH2	-0.004	0.469	0.457	0.008	0.1
F048A	65	65	186,960	1.33E-05	A193 B7	1.29E-05	SCPH2	1.29E-05	SCPH2	0.051	0.462	0.450	0.063	0.1
F049	41	41	186,960	1.33E-05	A193 B7	1.29E-05	SCPH2	1.29E-05	SCPH2	-0.006	0.291	0.284	0.001	0.1
F063A	24	26	186,960	1.29E-05	SCM435	1.29E-05	SCPH2	1.29E-05	SCPH2	0.011	0.173	0.173	0.011	0.2
F098A	50	54	186,960	1.29E-05	SCM435	1.29E-05	SCPH2	1.29E-05	SCPH2	0.032	0.360	0.360	0.032	0.2
F170A	47	53	186,960	1.29E-05	SNB7	1.29E-05	SCPL1	1.29E-05	SCPL1	0.016	0.346	0.346	0.016	0.2
F065A	27	0*	186,960	1.29E-05	SCM435	1.32E-05	S25C	-	-	-0.013	0.093	0.096	-0.016	-
F072A	24	26	186,960	1.29E-05	SCM435	1.29E-05	SCPH2	1.29E-05	SCPH2	0.011	0.173	0.173	0.011	0.2

※ 弁箱がフランジを持たない構造のため、値を0とした。

別表4-4 弁耐圧部の強度評価結果 (ボンネットボルトの伸び量)

弁番号	①ボンネットフランジの厚さ (ふた) (mm)	②弁箱フランジの厚さ (mm)	③縦断係数 (ボンネットボルト) (MPa)	④縦断係数 (ボンネットボルト) (mm/mm°C)	ボンネットボルトの材料	⑤縦断係数 (ボンネットフランジ) (mm/mm°C)	ボンネットフランジの材料	⑥縦断係数 (弁箱フランジ) (mm/mm°C)	弁箱フランジの材料	⑦ボンネットボルトの内圧による伸び量 (mm)	⑧ボンネットボルトの熱による伸び量 (mm)	⑨ボンネットフランジと弁箱フランジの熱による伸び量 (mm)	⑩伸び量 (mm)	ボルトの復元量
V222-1A			186960	1.291E-05		1.206E-05		1.291E-05		-0.062	0.404	0.400	-0.059	-
V222-3A			186960	1.291E-05		1.291E-05		1.291E-05		-0.022	0.401	0.401	-0.022	-
V222-12A			186960	1.291E-05		1.291E-05		1.291E-05		-0.005	0.318	0.318	-0.005	-
V222-39			186960	1.291E-05		1.291E-05		1.291E-05		-0.036	0.193	0.193	-0.036	-
V222-37A			186960	1.291E-05		1.291E-05		1.291E-05		-0.036	0.193	0.193	-0.036	-
V222-83			186960	1.291E-05		1.291E-05		1.291E-05		-0.036	0.193	0.193	-0.036	-
W222-504A			186960	1.291E-05		1.291E-05		1.291E-05		-0.001	0.249	0.249	-0.001	-
W222-2A			186960	1.291E-05		1.291E-05		1.291E-05		-0.014	0.304	0.304	-0.014	-
W222-3A			186960	1.291E-05		1.291E-05		1.291E-05		-0.022	0.401	0.401	-0.022	-
W222-15A			186960	1.291E-05		1.291E-05		1.291E-05		-0.041	0.339	0.339	-0.041	-
W222-16A			186960	1.291E-05		1.291E-05		1.291E-05		-0.001	0.249	0.249	-0.001	-
W222-20			186960	1.291E-05		1.291E-05		1.291E-05		-0.016	0.166	0.166	-0.016	-
W222-22A			186960	1.291E-05		1.291E-05		1.291E-05		-0.022	0.401	0.401	-0.022	-
W222-3A			186960	1.291E-05		1.291E-05		1.291E-05		-0.052	0.197	0.197	-0.052	-
CV222-1			186960	1.291E-05		1.291E-05		1.291E-05		-0.028	0.249	0.249	-0.028	-

【サンプル弁】

弁番号	①ボンネットフランジの厚さ (ふた) (mm)	②弁箱フランジの厚さ (mm)	③縦断係数 (ボンネットボルト) (MPa)	④縦断係数 (ボンネットボルト) (mm/mm°C)	ボンネットボルトの材料	⑤縦断係数 (ボンネットフランジ) (mm/mm°C)	ボンネットフランジの材料	⑥縦断係数 (弁箱フランジ) (mm/mm°C)	弁箱フランジの材料	⑦ボンネットボルトの内圧による伸び量 (mm)	⑧ボンネットボルトの熱による伸び量 (mm)	⑨ボンネットフランジと弁箱フランジの熱による伸び量 (mm)	⑩伸び量 (mm)	ボルトの復元量
AV222-706A			176480	1.171E-05		1.171E-05		1.171E-05		-0.027	0.151	0.220	-0.096	-
W222-402			186960	1.291E-05		1.171E-05		1.171E-05		-0.038	0.173	0.229	-0.094	-

・評価結果の相違  
【東海第二】

・記載方針の相違  
【東海第二】

別表 4-5 弁耐圧部の接合部評価結果 (ボネットボルトの発生応力)

弁番号	① 締付トルク値 (N・m)	② ボネットボルト本数 (本)	③ ボネットボルト外径 (mm)	④ ボネットボルト締付枚数による全締付荷重 (N)	⑤ ボネットボルト反力円の直径 (mm)	⑥ ボネットボルトの有効幅 (mm)	⑦ ボネットボルトの係数	⑧ 7.4MPa加圧に必要な最小荷重 (N)	⑨ 不足する荷重 (N)	⑩ ボネットボルト1本あたりに発生する荷重 (N)	⑪ ボネットボルトの接面積 (mm <sup>2</sup> )	⑫ ボネットボルトの発生応力 (MPa)
V222-1A		12	30.0	1938000				1270431	667569	55631	562.1	-99
V222-3A		16	29.75	1844706				1533466	311240	19453	551.6	-35
V222-12A		12	23.8	814286				770592	43694	3641	331.7	-11
V222-39		8	16.0	360000				216228	143772	17972	150.3	-120
V222-37A		8	16.0	360000				216228	143772	17972	150.3	-120
V222-83		8	16.0	360000				216228	143772	17972	150.3	-120
V222-504A		12	15.85	370978				366883	4095	341	146.5	-2
W222-2A		20	29.75	2305582				1973260	329222	16631	551.6	-30
W222-3A		16	29.75	1844706				1533466	311240	19453	551.6	-35
W222-15A		16	32.75	2274188				1413392	860606	53788	683.5	-79
W222-16A		12	15.85	370978				366883	4095	341	146.5	-2
W222-20		8	19.85	394962				282983	112369	14034	230.8	-61
W222-22A		16	29.75	1844706				1533466	311240	19453	551.6	-35
W2229-3A		8	15.85	247319				45897	201422	25178	146.5	-172
CY222-1		8	24.0	490333				257681	292562	25332	353.0	-72

【プロセス弁】

弁番号	① 締付トルク値 (N・m)	② ボネットボルト本数 (本)	③ ボネットボルト外径 (mm)	④ ボネットボルト締付枚数による全締付荷重 (N)	⑤ ボネットボルト反力円の直径 (mm)	⑥ ボネットボルトの有効幅 (mm)	⑦ ボネットボルトの係数	⑧ 7.4MPa加圧に必要な最小荷重 (N)	⑨ 不足する荷重 (N)	⑩ ボネットボルト1本あたりに発生する荷重 (N)	⑪ ボネットボルトの接面積 (mm <sup>2</sup> )	⑫ ボネットボルトの発生応力 (MPa)
AV222-706A		4	16.0	107875				45282	62393	15648	157.0	-100
W2229-402		4	15.85	123659				40172	83487	20872	146.5	-142

【サンプル弁】

別第5-6表 弁耐圧部の接合部の評価結果 (ボンネットナット座面の面圧評価結果)

弁番号	ボンネットナットの材料	ボンネットナットの呼び径 (mm)	ボンネットナットの面外径 (mm)	ボンネットナットの穴径 (mm)	ボンネットナットの面積 (mm <sup>2</sup> )	ボンネットナットの穴面積 (mm <sup>2</sup> )	ボンネットナットの座面の面積 (mm <sup>2</sup> )	ボンネットナットの本体数	ボンネットナットの締付部の発生応力 (MPa)	ボンネットナットの許容応力 (MPa)
F024A	A197-B7	M33	48	36	—	1,017.9	792	24	128	427
F031A	SCM435	M33	52.5	36	—	1,017.9	1,147	20	95	596
F065A	S45C	M16	23	19	—	283.5	132	8	202	360

別表4-6 弁耐圧部の接合部の評価結果 (ボンネットナット座面の面圧評価結果)

【プロセス弁】

弁番号	ボンネットナットの材料	ボンネットナットの呼び径 (mm)	ボンネットナットの面外径 (mm)	ボンネットナットの穴径 (mm)	S ボンネットナットの面積 (mm <sup>2</sup> )	c ボンネットナットの本体数 (本)	⑧ 7.4MPa 加圧に必要な最小荷重 (N)	d ボンネットナットの締付部の発生応力 (MPa)	ボンネットナットの許容応力 (MPa)
V222-1A		M30			576.7	12	1270431	184	759
V222-3A		M30			665.2	16	1533466	145	604
V222-12A		M24			377.0	12	770592	171	604
V222-39		M16			96.60	8	216228	280	759
V222-37A		M16			96.60	8	216228	280	759
V222-83		M16			96.60	8	216228	280	759
V222-504A		M16			161.0	12	366883	190	604
MV222-2A		M30			665.2	20	1973260	149	604
MV222-3A		M30			665.2	16	1533466	145	604
MV222-15A		M33			791.7	16	1413592	112	604
MV222-16A		M16			161.0	12	366883	190	604
MV222-20		M20			280.4	8	282693	127	604
MV222-22A		M30			665.2	16	1533466	145	604
MV229-3A		M16			161.0	8	45897	36	604
CV222-1		M24			551.4	8	287681	66	524

【サンプル弁】

弁番号	ボンネットナットの材料	ボンネットナットの呼び径 (mm)	ボンネットナットの面外径 (mm)	ボンネットナットの穴径 (mm)	S ボンネットナットの面積 (mm <sup>2</sup> )	c ボンネットナットの本体数 (本)	⑧ 7.4MPa 加圧に必要な最小荷重 (N)	d ボンネットナットの締付部の発生応力 (MPa)	ボンネットナットの許容応力 (MPa)
AV222-706A		M16			214.9	4	45282	53	865
MV278-402		M16			131.9	4	40172	77	604

・評価結果の相違  
【東海第二】

別第 5-7 表 弁耐圧部の接合部の評価結果 (ボンネットフランジ及び弁箱フランジの合わせ面の面圧)

弁番号	ボンネットフランジの材料	弁箱フランジの材料	メトリック部外径 (mm)	メトリック部内径 (mm)	メトリック部面積 (mm <sup>2</sup> )	ボンネットフランジと弁箱フランジの合わせ面の応力 (MPa)	ボンネットフランジの許容応力 (MPa)	弁箱フランジの許容応力 (MPa)
F065A	S25C	SCPH2	159	152.5	1,590.3	134	194	191

別表 4-7 弁耐圧部の接合部の評価結果 (ボンネットフランジ及び弁箱フランジの合わせ面の面圧)

【プロセス弁】

弁番号	ボンネットフランジの材料	弁箱フランジの材料	a メトリック部外径 (mm)	b メトリック部内径 (mm)	S メトリック部面積 (mm <sup>2</sup> )	⑤ 7.4MPa 加圧に必要な最小荷重 (N)	d ボンネットフランジと弁箱フランジの合わせ面の応力 (MPa)	ボンネットフランジの許容応力 (MPa)	弁箱フランジの許容応力 (MPa)
V222-1A					1.640E+04	1270431	78	438	407
V222-39					4.850E+03	216228	45	438	438
V222-37A					4.850E+03	216228	45	438	438
V222-83					4.850E+03	216228	45	438	438
CV222-1					3.148E+03	287681	92	438	438

・評価結果の相違  
【東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p style="text-align: right;">別紙6</p> <p style="text-align: center;">計器からの漏えいの可能性について</p> <p>計器について、<u>保守的に弁開放直後のピーク圧力 (8.2MPa [gage]) 及び原子炉冷却材温度 (288℃) が同時に継続して負荷された条件下で破損が発生しないことを以下のとおり確認した。</u></p> <p>1. 圧力計, 差圧計</p> <p><u>隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時に加圧される以下の圧力計及び差圧計は、隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時の圧力以上の計装設備耐圧値を有しており、破損は発生しないことを確認した。なお、構造材の温度上昇に伴う耐力低下 (温度-30~40℃における設計引張強さに対する 288℃における設計引張強さの割合は SUS316L の場合で約 79%) を考慮しても、計装設備耐圧値は加圧時における圧力以上となる。</u></p>	<p style="text-align: right;">別紙5</p> <p style="text-align: center;">計器からの漏えいの可能性について</p> <p>計器について、<u>I S L O C A発生時の圧力 (7.4MPa [gage] *) 及び原子炉冷却材温度 (288℃) が同時に継続して負荷された条件下で破損が発生しないことを以下のとおり確認した。</u></p> <p><u>*弁開放直後の圧力上昇に比べ、弁開放から 10 秒程度以降の構造材の温度上昇に伴う耐力低下の方が、系統全体への影響が大きい</u>ため、<u>静定圧力を採用した。</u></p> <p>1. 圧力計, 差圧計</p> <p><u>別表 5-1 に示す圧力計及び差圧計が、I S L O C A時に過圧される範囲に設置されており、そのうち PS222-4A-1 及び PS222-4A-2 については、計器耐圧値が I S L O C A時の圧力 (7.4MPa [gage]) よりも低い</u>ため、<u>漏えい</u>すとした。<u>別図 5-1 に示すように計器内部のブルドン管やその接続部で漏えいすることが想定されるため、漏えい面積は株部のプロセス取合い (外径: 5mm) の断面積とした。</u></p> <p><u>別表 5-1 に示す圧力計及び差圧計のうち PS222-4A-1 及び PS222-4A-2 以外の計器については、隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時の圧力以上の計装設備耐圧値を有しており、破損は発生しないことを確認した。なお、構造材の温度上昇に伴う耐力低下 (温度-30~40℃における設計引張強さに対する 288℃における設計引張強さの割合は SUS316L の場合で約 79%) を考慮しても、計装設備耐圧値は加圧時における圧力以上となる。</u></p>	<p>・記載方針の相違 【柏崎 6/7】</p> <p>・評価方針の相違 【東海第二】</p> <p>・評価結果の相違 【東海第二】</p>

別第 6-1 表 圧力計, 差圧計の設計圧力

計器番号	計装設備耐圧 (MPa)
PT-E12-N002A-1	14.7 (150kg/cm <sup>2</sup> )
PT-E12-N026A	14.7 (150kg/cm <sup>2</sup> )
PT-E12-N053A	14.7 (150kg/cm <sup>2</sup> )
dPT-E12-N058A	13.7 (140kg/cm <sup>2</sup> )
FT-E12-N013	14.7 (150kg/cm <sup>2</sup> )
FT-E12-N015A	14.7 (150kg/cm <sup>2</sup> )
FT-E12-N060A	14.7 (150kg/cm <sup>2</sup> )
FT-C61-N001	14.7 (150kg/cm <sup>2</sup> )

2. 温度計

2.1 評価方針

隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時に加圧される温度計について、耐圧部となる温度計ウェルの健全性を評価した。評価手法として、日本機械学会「配管内円通状構造物の流量振動評価指針 (JSME S 012-1998)」に従い、同期振動発生回避又は抑制評価、一次応力評価並びに疲労評価を実施し、破損の有無を確認した。評価条件を別第 6-2 表に示す。

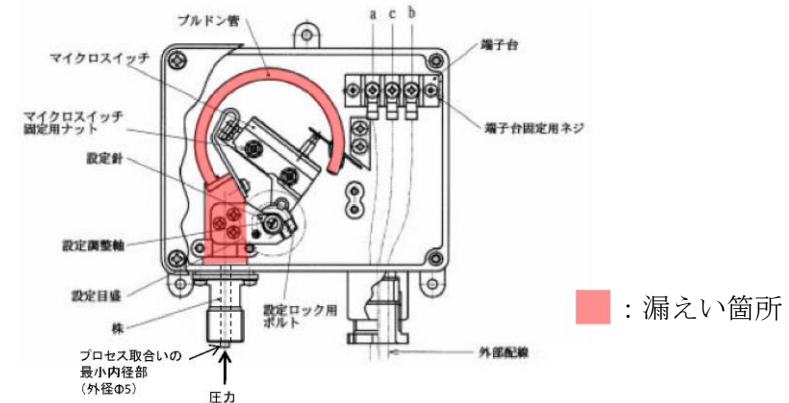
別第 6-2 表 評価条件

圧力	温度	流量	流体密度	動粘度
8.2MPa	288℃	200m <sup>3</sup> /h	736kg/m <sup>3</sup>	1.25 × 10 <sup>-7</sup> m <sup>2</sup> /s

別表 5-1 計器健全性評価結果

計器番号	計器耐圧*	漏えい有無	漏えい想定箇所	漏えい面積
PS222-4A-1	5.4MPa	漏えい	プロセス取合のΦ5 導圧口	$\pi \times 5^2 / 4 = 19.63\text{mm}^2$
PS222-4A-2	4.4MPa	漏えい	プロセス取合のΦ5 導圧口	$\pi \times 5^2 / 4 = 19.63\text{mm}^2$
PX222-4A	14.7MPa	漏えいなし	—	—
FX222-1A	22.1MPa	漏えいなし	—	—
FX222-2A	22.1MPa	漏えいなし	—	—
FX222-3	22.1MPa	漏えいなし	—	—
dPX222-1A	15MPa	漏えいなし	—	—

\*計器耐圧は計器単品の耐圧試験で印加する圧力値。



別図 5-1 計器内部構造図 (例)

2. 温度計

2.1 評価方針

隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時に加圧される温度計について、耐圧部となる温度計ウェルの健全性を評価した。評価手法として、日本機械学会「配管内円柱状構造物の流力振動評価指針 (JSME S 012-1998)」に従い、同期振動発生回避または抑制評価、一次応力評価並びに疲労評価を実施し、破損の有無を確認した。評価条件を別表 5-2 に示す。

別表 5-2 温度計評価条件

圧力	温度	流量	流体密度	動粘度
7.4MPa	288℃	200m <sup>3</sup> /h	736kg/m <sup>3</sup>	1.25 × 10 <sup>-7</sup> m <sup>2</sup> /s

・評価結果の相違  
【東海第二】

・記載方針の相違  
【東海第二】

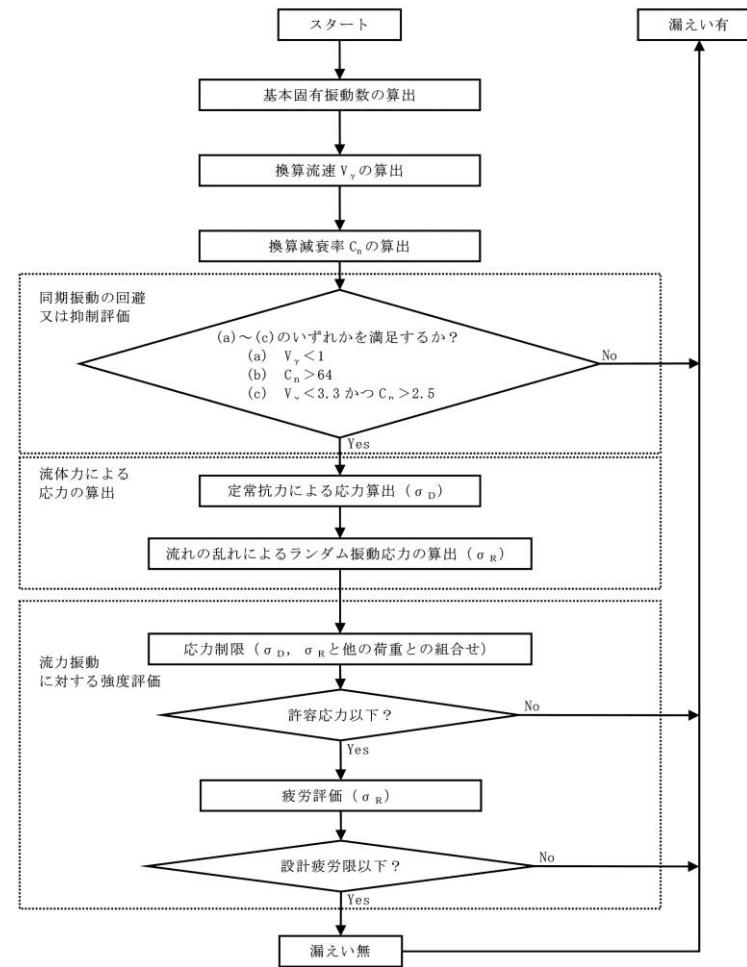
・評価方針の相違  
【東海第二】



2.2 評価方法

(1) 評価手順

流力振動評価指針に従った評価手順を別第 6-1 図に示す。

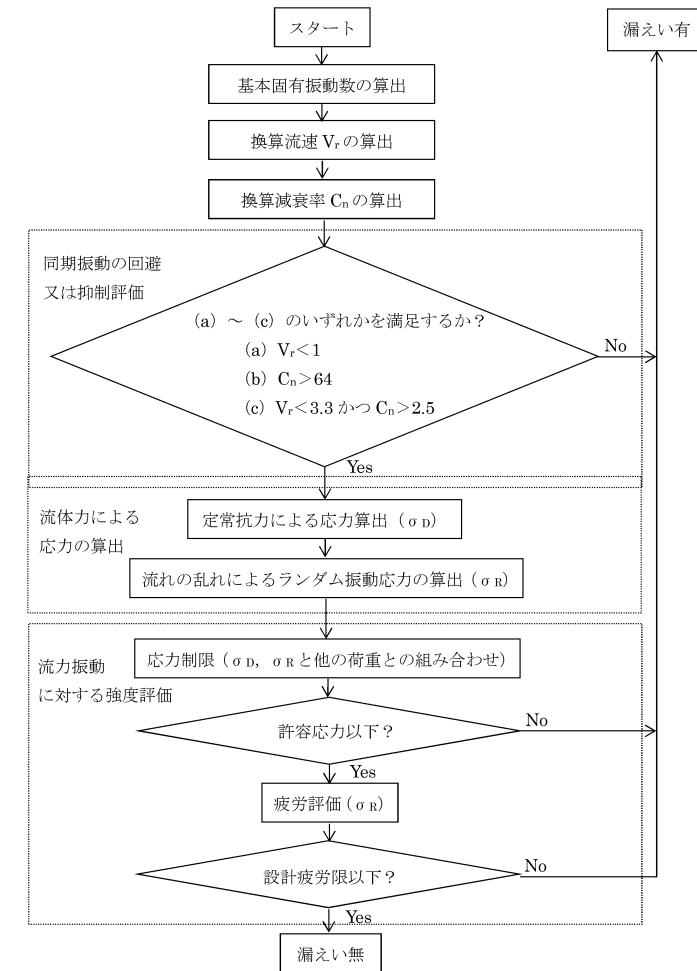


別第 6-1 図 配管内円柱状構造物の流力振動フロー

2.2 評価方法

(1) 評価手順

流力振動評価指針に従った評価手順を別図 5-2 に示す。



別図 5-2 配管内円柱状構造物の流力振動評価フロー

(2) 評価式

流力振動評価指針に従い評価を実施する場合に使用する評価式を別第6-3表に示す。

別第6-3表 評価式 (その1)

項目	評価式									
1. 各種パラメータの算定	<p>・基本固有振動数 <math>f_0</math></p> $f_0 = \frac{\lambda_0^2}{2 \cdot \pi \cdot L^2} \cdot \sqrt{\frac{E \cdot I}{m}}$ $I = \frac{\pi}{64} \cdot (d_o^4 - d_i^4)$ $\lambda_0 = 1.875$ $m = \frac{\pi}{4} \{ \rho_s \cdot (d_o^2 - d_i^2) + \rho \cdot d_o^2 \}$ <p>・換算流速 <math>V_v</math></p> $V_v = \frac{V}{f_0 \cdot d_o}$ <p>流速 <math>V</math> には流速分布が非一様 (通常, 管中心部で管壁部よりも流速は大きい。) の場合は, 構造物周辺平均流速 <math>\bar{V}</math> を用いる。</p> $\bar{V} = \frac{2 \cdot \left\{ \frac{n}{n+1} \left( \frac{L_v}{D/2} \right)^{\frac{1}{n+1}} - \frac{n}{2 \cdot n+1} \left( \frac{L_v}{D/2} \right)^{\frac{1}{2n+1}} \right\} \cdot (n+1)(2 \cdot n+1) \cdot V_n}{1 - \left\{ 1 - \left( \frac{L_v}{D/2} \right)^2 \right\}^n}$ <p>また, 流速 <math>V</math> はエルボ等による偏流の影響を考慮して構造物周辺平均流速 <math>\bar{V}</math> に以下の割増係数を乗じた値とするが, 今回は十分な保守性が確保されていることを確認するために割増係数「2」として計算する。</p> <table border="1"> <tr> <td>割増係数</td> <td>—</td> <td>x : 偏流発生源から構造物までの距離</td> </tr> <tr> <td>1.5</td> <td><math>x/D \leq 3</math></td> <td></td> </tr> <tr> <td>1.25</td> <td><math>3 &lt; x/D \leq 5</math></td> <td>D : 配管内径</td> </tr> </table> <p>・換算減衰率 <math>C_n</math></p> $C_n = \frac{2 \cdot m \cdot \sigma}{\rho \cdot d_o^2}$ $\delta = 2 \cdot \pi \cdot \xi$ $\xi = 0.002 \text{ (ねじ接合)}, 0.0005 \text{ (溶接接合)}$	割増係数	—	x : 偏流発生源から構造物までの距離	1.5	$x/D \leq 3$		1.25	$3 < x/D \leq 5$	D : 配管内径
割増係数	—	x : 偏流発生源から構造物までの距離								
1.5	$x/D \leq 3$									
1.25	$3 < x/D \leq 5$	D : 配管内径								

(2) 評価式

流力振動評価指針に従い評価を実施する場合に使用する評価式を別表5-3に示す。

別表5-3 評価式 (その1)

項目	評価式									
1. 各種パラメータの算定	<p>・基本固有振動数 <math>f_0</math></p> $f_0 = \frac{\lambda_0^2}{2 \cdot \pi \cdot L^2} \cdot \sqrt{\frac{E \cdot I}{m}} \dots\dots\dots (3.1)$ $I = \frac{\pi}{64} \cdot (d_o^4 - d_i^4) \dots\dots\dots (3.2)$ $\lambda_0 = 1.875$ $m = \frac{\pi}{4} \cdot \{ \rho_s \cdot (d_o^2 - d_i^2) + \rho \cdot d_o^2 \} \dots\dots\dots (3.3)$ <p>・換算流速 <math>V_v</math></p> $V_v = \frac{V}{f_0 \cdot d_o} \dots\dots\dots (3.4)$ <p>流速 <math>V</math> には流速分布が非一様 (通常, 管中心部で管壁部よりも流速は大きい。) の場合は, 構造物周辺平均流速 <math>\bar{V}</math> を用いる。</p> $\bar{V} = \frac{2 \cdot \left\{ \frac{n}{n+1} \left( \frac{L_v}{D/2} \right)^{\frac{1}{n+1}} - \frac{n}{2 \cdot n+1} \left( \frac{L_v}{D/2} \right)^{\frac{1}{2n+1}} \right\} \cdot (n+1)(2 \cdot n+1) \cdot V_n}{1 - \left\{ 1 - \left( \frac{L_v}{D/2} \right)^2 \right\}^n} \dots\dots\dots (3.5)$ <p>また, 流速 <math>V</math> はエルボ等による偏流の影響を考慮して構造物周辺平均流速 <math>\bar{V}</math> に以下の割増係数を乗じた値とするが, 今回は十分な保守性が確保されていることを確認するために割増係数を「2」として計算する。</p> <table border="1"> <tr> <td>割増係数</td> <td>—</td> <td>x : 偏流発生源から構造物までの距離</td> </tr> <tr> <td>1.5</td> <td><math>x/D \leq 3</math></td> <td></td> </tr> <tr> <td>1.25</td> <td><math>3 &lt; x/D \leq 5</math></td> <td>D : 配管内径</td> </tr> </table> <p>・換算減衰率 <math>C_n</math></p> $C_n = \frac{2 \cdot m \cdot \delta}{\rho \cdot d_o^2} \dots\dots\dots (3.6)$ $\delta = 2 \cdot \pi \cdot \xi \dots\dots\dots (3.7)$ $\xi = 0.002 \text{ (ねじ接合)}, 0.0005 \text{ (溶接接合)}$	割増係数	—	x : 偏流発生源から構造物までの距離	1.5	$x/D \leq 3$		1.25	$3 < x/D \leq 5$	D : 配管内径
割増係数	—	x : 偏流発生源から構造物までの距離								
1.5	$x/D \leq 3$									
1.25	$3 < x/D \leq 5$	D : 配管内径								

別第6-3表 評価式 (その2)

項目	評価式
2. 流体力による応力の算出	<p>・定常抗力による応力 <math>\sigma_D</math></p> $\sigma_D = \frac{F_D \cdot L_e \cdot (2 \cdot L - L_e)}{2 \cdot Z}$ $F_D = \frac{1}{2} \cdot \rho \cdot V^2 \cdot d_o \cdot C_D$ $C_D = 1.2$ $Z = \frac{\pi \cdot (d_o^4 - d_i^4)}{32 \cdot d_o}$ <p>・ランダム振動応力振幅 <math>\sigma_R</math></p> $\rho_s = \frac{E \cdot I}{Z} \cdot y_R(L) \cdot \frac{\lambda_o^2}{L}$ $y_R(L) = 2 \cdot C_o \cdot \sqrt{\frac{\beta_o^2 \cdot G(f_o)}{64 \cdot \pi^3 \cdot m^2 \cdot f_o^3 \cdot (\xi + \xi_r)}}$ $C_o = 3.0$ $\xi_r = 0$ $\beta_o = \eta_o / \lambda_o$ $\eta_o = -\{\sinh(\kappa_o) - \sin(\kappa_o)\} + \tau_o \cdot \{\cosh(\kappa_o) + \cos(\kappa_o)\}$ $\kappa_o = \lambda_o \cdot (1 - \frac{L_e}{L})$ $\tau_o = 0.734$ $G(f_o) = (C' \cdot \frac{1}{2} \cdot \rho \cdot V^2 \cdot d_o)^2 \cdot \Phi(\bar{f}_o) \cdot \frac{d_o}{V}$ $C' = 0.13$ $\Phi(\bar{f}_o) = \frac{4}{1 + 4 \cdot \pi^2 \cdot \bar{f}_o^2}$ $\bar{f}_o = \frac{f_o \cdot d_o}{V}$ <p>・外圧により円柱状構造物に発生する応力 <math>\sigma_G</math>                  厚肉円筒において、外圧がかかっている場合の円周方向の応力式を使用する。</p> $\sigma_G = \frac{2 \cdot P \cdot d_o}{d_o^2 - d_i^2}$

別表5-3 評価式 (その2)

項目	評価式
2. 流体力による応力の算出	<p>・定常抗力による応力 <math>\sigma_D</math></p> $\sigma_D = \frac{F_D \cdot L_e \cdot (2 \cdot L - L_e)}{2 \cdot Z} \quad \dots\dots\dots (3.8)$ $F_D = \frac{1}{2} \cdot \rho \cdot V^2 \cdot d_o \cdot C_D \quad \dots\dots\dots (3.9)$ $C_D = 1.2$ $Z = \frac{\pi}{32} \cdot \frac{(d_o^4 - d_i^4)}{d_o} \quad \dots\dots\dots (3.10)$ <p>・ランダム振動応力振幅 <math>\sigma_R</math></p> $\sigma_R = \frac{E \cdot I}{Z} \cdot y_R(L) \cdot \frac{\lambda_o^2}{L^2} \quad \dots\dots\dots (3.11)$ $y_R(L) = 2 \cdot C_o \cdot \sqrt{\frac{\beta_o^2 \cdot G(f_o)}{64 \cdot \pi^3 \cdot m^2 \cdot f_o^3 \cdot (\xi + \xi_r)}} \quad \dots\dots (3.12)$ $C_o = 3.0$ $\xi_r = 0$ $\beta_o = \eta_o / \lambda_o \quad \dots\dots\dots (3.13)$ $\eta_o = -\{\sinh(\kappa_o) - \sin(\kappa_o)\} + \tau_o \cdot \{\cosh(\kappa_o) + \cos(\kappa_o)\} \quad \dots\dots (3.14)$ $\kappa_o = \lambda_o \cdot (1 - \frac{L_e}{L}) \quad \dots\dots\dots (3.15)$ $\tau_o = 0.734$ $G(f_o) = (C' \cdot \frac{1}{2} \cdot \rho \cdot V^2 \cdot d_o)^2 \cdot \Phi(\bar{f}_o) \cdot \frac{d_o}{V} \quad \dots\dots\dots (3.16)$ $C' = 0.13$ $\Phi(\bar{f}_o) = \frac{4}{1 + 4 \cdot \pi^2 \cdot \bar{f}_o^2} \quad \dots\dots\dots (3.17)$ $\bar{f}_o = \frac{f_o \cdot d_o}{V} \quad \dots\dots\dots (3.18)$ <p>・外圧により円柱状構造物に発生する応力 <math>\sigma_G</math>                  厚肉円筒において、外圧がかかっている場合の円周方向の応力式を使用する。</p> $\sigma_G = \frac{2 \cdot P \cdot d_o^2}{d_o^2 - d_i^2} \quad \dots\dots\dots (3.19)$

(3) 記号説明

$B_1, B_2$	応力係数 (-)
$C_0$	二乗平均値からピーク値への換算係数 (-)
$C_D$	定常抗力係数 (-)
$C_n$	換算減衰率
$C'$	ランダム励振力係数 (-)
$d_o$	構造物の代表外径 (-)
$d_i$	構造物の代表内径 (-)
$E$	構造物の縦弾性係数 (Pa)
$f_o$	円柱状構造物の基本固有振動数 (Pa)
$F_D$	単位長さ当たりの流体抗力 (N/m)
$G$	単位長さ当たりのランダム励振力のパワースペクトル密度 ( $N^2 \cdot s / m^2$ )
$I$	構造物の断面二次モーメント ( $m^2$ )
$K$	応力集中係数 (-)
$L$	構造物の長さ (m)
$L_e$	流体中に突き出た構造物長さ (m)
$m$	付加質量を含む構造物の単位長さ当たり質量 ( $kg/m$ )
$n$	Re 数に基づく係数 (-)
$P$	配管の最高使用圧力 (MPa)
$S_m$	設計応力強さ (MPa)
$V$	流速 ( $m/s$ )
$V_m$	断面平均流速 ( $m/s$ )
$\bar{V}$	構造物周辺平均流速 ( $m/s$ )
$V_r$	換算流速 (-)
$y_R(L)$	ランダム振動変位振幅 (m)
$Z$	構造物の断面係数 ( $m^3$ )
$\beta_o$	基本振動モードの刺激係数 (-)
$\delta$	空気中における構造物の対数減衰率 (-)
$\xi$	空気中における構造物の臨界減衰比 (-)
$\xi_f$	流体減衰 (-)
$\rho$	流体の密度 ( $kg/m^3$ )
$\rho_s$	構造物の密度 ( $kg/m^3$ )
$\sigma_D$	定常抗力による応力 (MPa)
$\sigma_F$	設計疲労限 (MPa)
$\sigma_R$	ランダム振動応力振幅 (MPa)
$\sigma_G$	外圧により構造物に発生する応力 (MPa)
$\Phi$	ランダム励振力の規格化パワースペクトル密度 (-)

(3) 記号説明

$B_1, B_2$	応力係数 (-)
$C_0$	二乗平均値からピーク値への換算係数 (-)
$C_D$	定常抗力係数 (-)
$C_n$	換算減衰率 (-)
$C'$	ランダム励振力係数 (-)
$d_o$	構造物の代表外径 (m)
$d_i$	構造物の代表内径 (m)
$E$	構造物の縦弾性係数 (Pa)
$f_o$	円柱状構造物の基本固有振動数 (Hz)
$F_D$	単位長さ当たりの流体抗力 (N/m)
$G$	単位長さ当たりのランダム励振力のパワースペクトル密度 ( $N^2 \cdot s / m^2$ )
$I$	構造物の断面二次モーメント ( $m^4$ )
$K$	応力集中係数 (-)
$L$	構造物の長さ (m)
$L_e$	流体中に突き出た構造物長さ (m)
$m$	付加質量を含む構造物の単位長さ当たり質量 ( $kg/m$ )
$n$	Re 数に基づく係数 (-)
$P$	配管の最高使用圧力 (MPa)
$S_m$	設計応力強さ (MPa)
$V$	流速 ( $m/s$ )
$V_m$	断面平均流速 ( $m/s$ )
$\bar{V}$	構造物周辺平均流速 ( $m/s$ )
$V_r$	換算流速 (-)
$y_R(L)$	ランダム振動変位振幅 (m)
$Z$	構造物の断面係数 ( $m^3$ )
$\beta_o$	基本振動モードの刺激係数 (-)
$\delta$	空気中における構造物の対数減衰率 (-)
$\xi$	空気中における構造物の臨界減衰比 (-)
$\xi_f$	流体減衰 (-)
$\rho$	流体の密度 ( $kg/m^3$ )
$\rho_s$	構造物の密度 ( $kg/m^3$ )
$\sigma_D$	定常抗力による応力 (MPa)
$\sigma_F$	設計疲労限 (MPa)
$\sigma_R$	ランダム振動応力振幅 (MPa)
$\sigma_G$	外圧により構造物に発生する応力 (MPa)
$\Phi$	ランダム励振力の規格化パワースペクトル密度 (-)

(4) 判定基準  
 流力振動評価指針に従い評価を実施する場合に使用する判定基準を別第 6-4 表に示す。

別第 6-4 表 判定基準

項目	判定基準
1. 同期振動の回避又は抑制評価	下記のいずれかを満足すること。 (a) $V_v < 1$ (b) $C_n > 64$ (c) $V_v < 3.3$ かつ $C_n > 2.5$
2. 流力振動に対する強度評価	・応力制限 組合せ応力は、設計建設規格より PPB-3520 (クラス 1) を適用した以下の条件を満足すること。 (クラス 1) $\dots B_1 \cdot \sigma_c + B_2 \cdot (\sigma_D + \sigma_R) \leq \min(1.5 \cdot S_m, 1.5 \cdot S)$ $B_1 = 1.0$ (ねじ接合), $0.75$ (溶接接合) $B_2 = 4.0$ (ねじ接合), $1.5$ (溶接接合) ・疲労評価 応力集中係数 $K$ を考慮した応力振幅が以下の条件を満足すること。 $K \cdot \sigma_R \leq \sigma_F$ $K = 4.0$ (ねじ接合), $4.2$ (溶接接合)

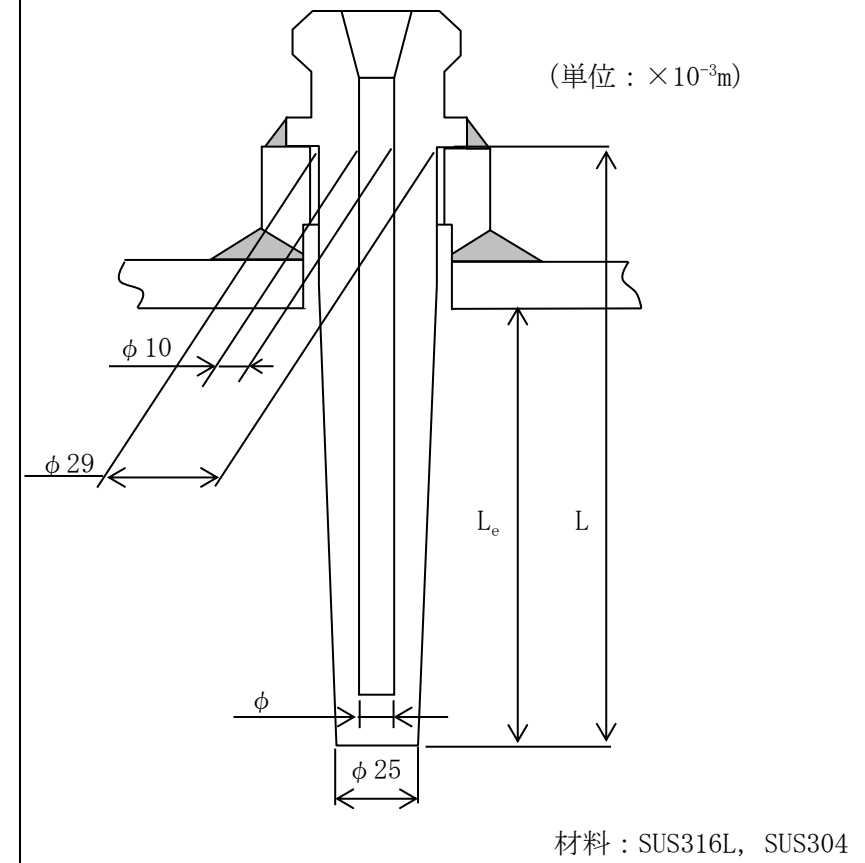
(4) 判定基準  
 流力振動評価指針に従い評価を実施する場合に使用する判定基準を別表 5-4 に示す。

別表 5-4 判定基準

項目	判定基準
1. 同期振動の回避又は抑制評価	下記のいずれかを満足すること。 (a) $V_v < 1$ (b) $C_n > 64$ (c) $V_v < 3.3$ かつ $C_n > 2.5$
2. 流力振動に対する強度評価	・応力制限 組合せ応力は、発電用原子力設備規格 (設計・建設規格 J S M E S - N C 1 - 2005) (日本機械学会 2005 年 8 月) (以下「設計・建設規格」という。) より PPB-3520 (クラス 1) を準用した以下の条件を満足すること。 (クラス 1) $\dots B_1 \cdot \sigma_c + B_2 \cdot (\sigma_D + \sigma_R) \leq \min(1.5 \cdot S_m, 1.5 \cdot S)$ $B_1 = 1.0$ (ねじ接合), $0.75$ (溶接接合) $B_2 = 4.0$ (ねじ接合), $1.5$ (溶接接合) ・疲労評価 応力集中係数 $K$ を考慮した応力振幅が以下の条件を満足すること。 $K \cdot \sigma_R \leq \sigma_F$ $K = 4.0$ (ねじ接合), $4.2$ (溶接接合)

(5) 構造図の形状  
構造物の形状を別図5-3に示す。

・記載方針の相違  
**【東海第二】**



別図5-3 温度計ウェル形状図

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>2.3 評価結果</p> <p>計器について評価した結果、別第 6-5 表に示すとおり実機の値は判定基準を満足し、<u>保守的に弁開放直後のピーク圧力 (8.2MPa [gage])</u> 及び原子炉冷却材温度 (288℃) が同時に継続して負荷された条件下で破損せず、漏えいは発生しないことを確認した。</p>	<p>2.3 評価結果</p> <p>計器について評価した結果、別表 5-5 に示すとおり実機の値は判定基準を満足し、<u>I S L O C A 発生時の圧力 (7.4MPa [gage])</u> 及び原子炉冷却材温度 (288℃) が同時に継続して負荷された条件下で破損せず、漏えいは発生しないことを確認した。</p>	<p>・評価方針の相違 【東海第二】</p>

別第6-5表 評価結果

構造物	流体条件			配管仕様			構造物仕様							同期振動評価			
	流体種別	V (m/s)	$\rho$ (kg/m <sup>3</sup> )	クラス	P (MPa)	最高使用温度 (°C)	タイプ	材料	d <sub>o</sub> (×10 <sup>-3</sup> m)	d <sub>i</sub> (×10 <sup>-3</sup> m)	L (×10 <sup>-3</sup> m)	L <sub>e</sub> (×10 <sup>-3</sup> m)	$\rho_s$ (×10 <sup>3</sup> kg/m <sup>3</sup> )	I (×10 <sup>-8</sup> m <sup>4</sup> )	m (kg/m)	E <sup>*1</sup> (×10 <sup>11</sup> Pa)	f <sub>0</sub> (Hz)
温度計ウエル	水	0.77	736	3	8.2	288	溶接接合	ASTM-A105	23.85	9.1	203	203	7.85	1.55	3.33	1.84	398.19
温度計ウエル	水	0.76	736	3	8.2	288	溶接接合	ASTM-A105	23.85	9.1	203	155.2	7.85	1.55	3.33	1.84	398.19

構造物	同期振動評価			応力制限							疲労評価	
	V <sub>y</sub>	C <sub>n</sub>	(a) V <sub>y</sub> < 1 (b) C <sub>n</sub> > 64 (c) V <sub>y</sub> < 3.3 C <sub>n</sub> > 2.5	F <sub>D</sub> (N/m)	Z (×10 <sup>-6</sup> m <sup>3</sup> )	$\sigma_D$ (MPa)	$\sigma_R$ (MPa)	$\sigma_G$ (MPa)	組合せ応力 (MPa)	1.5・S <sup>*2</sup> (MPa)	応力振幅 (MPa)	$\sigma_{F^*3}$ (MPa)
温度計ウエル	0.08	0.05	○	6.24	1.30	0.10	0.10	19.2	14.7	184	0.43	76
温度計ウエル	0.08	0.05	○	6.08	1.30	0.09	0.10	19.2	14.7	184	0.41	76

※1 設計・建設規格 付録材料図表 Part6 表1における炭素量が0.3%を超える炭素鋼の288°Cの値  
 ※2 S<sub>m</sub>は設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表5における ASTM-A105 (SF490A) の288°Cの値  
 ※3 設計・建設規格 付録材料図表 Part8 図1における S<sub>u</sub> ≤ 550MPa 線図の繰返しピーク応力強さを288°Cの縦弾性係数で補正した値

別表5-5 評価結果

構造物	流体条件			配管仕様			構造物仕様							同期振動評価			
	流体種別	V (m/s)	$\rho$ (kg/m <sup>3</sup> )	クラス	P (MPa)	最高使用温度 (°C)	タイプ	材料	d <sub>o</sub> (×10 <sup>-3</sup> m)	d <sub>i</sub> (×10 <sup>-3</sup> m)	L (×10 <sup>-3</sup> m)	L <sub>e</sub> (×10 <sup>-3</sup> m)	$\rho_s$ (×10 <sup>3</sup> kg/m <sup>3</sup> )	I (×10 <sup>-8</sup> m <sup>4</sup> )	m (kg/m)	E <sup>*1</sup> (×10 <sup>11</sup> Pa)	f <sub>0</sub> (Hz)
温度計ウエル	水	1.26	736	-	7.40	288	ねじ接合	SUS316L	27.0	9.1	110	66.9	7.91	2.58	4.44	1.76	1480.09
温度計ウエル	水	1.26	736	-	7.40	288	ねじ接合	SUS316L	27.0	9.1	110	66.9	7.91	2.58	4.44	1.76	1480.09
温度計ウエル	水	1.26	736	-	7.40	288	ねじ接合	SUS304	27.0	9.1	110	66.9	7.91	2.58	4.44	1.76	1480.09

構造物	同期振動評価			応力制限							疲労評価		
	V <sub>y</sub>	C <sub>n</sub>	(a) V <sub>y</sub> < 1 (b) C <sub>n</sub> > 64 (c) V <sub>y</sub> < 3.3 C <sub>n</sub> > 2.5	F <sub>D</sub> (N/m)	Z (×10 <sup>-6</sup> m <sup>3</sup> )	$\sigma_D$ (MPa)	$\sigma_R$ (MPa)	$\sigma_G$ (MPa)	組合せ応力 (MPa)	1.5・S <sup>*2</sup> (MPa)	応力振幅 (MPa)	$\sigma_{F^*3}$ (MPa)	
温度計ウエル	0.03	0.21	○	18.9	1.91	0.05	0.02	165	17.0	145	0.07	84	
温度計ウエル	0.03	0.21	○	18.9	1.91	0.05	0.02	165	17.0	145	0.07	84	
温度計ウエル	0.03	0.21	○	18.9	1.91	0.05	0.02	165	17.0	145	0.07	84	

注記\*1：設計・建設規格 付録材料図表 Part6 表1におけるオーステナイト系ステンレス鋼の288°Cの値

\*2：S<sub>m</sub>は設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表1における SUS316L, SUS304 の288°Cの値

Sは設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表5における SUS316L, SUS304 の288°Cの値

\*3：設計・建設規格 付録材料図表 Part8 図2におけるC線図の繰返しピーク応力強さを288°Cの縦弾性係数で補正した値

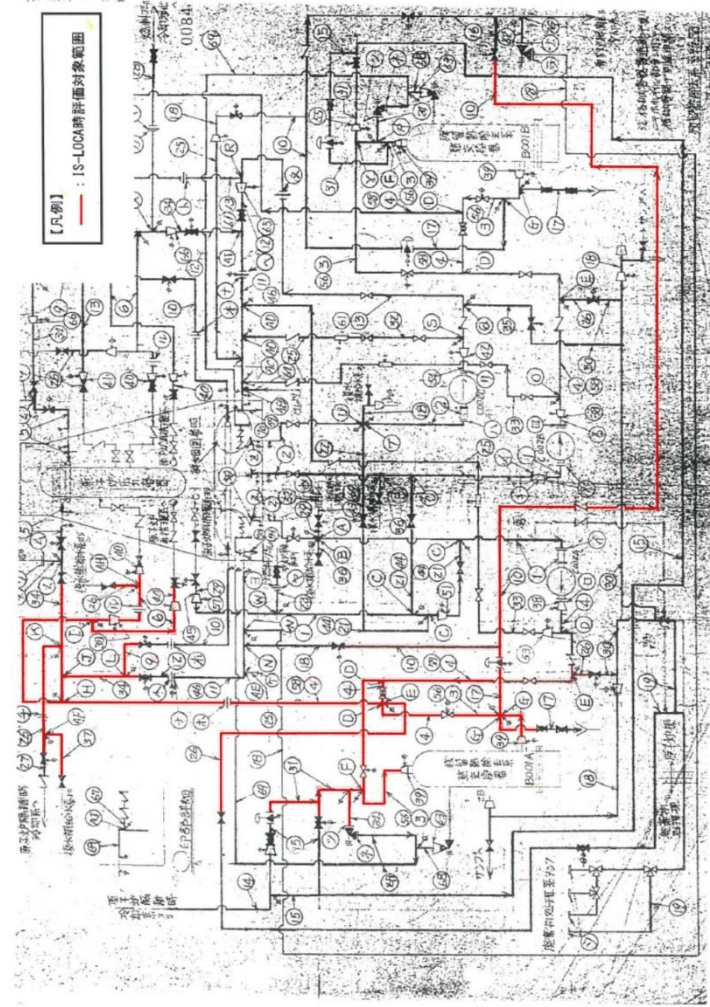
・評価結果の相違  
 【東海第二】



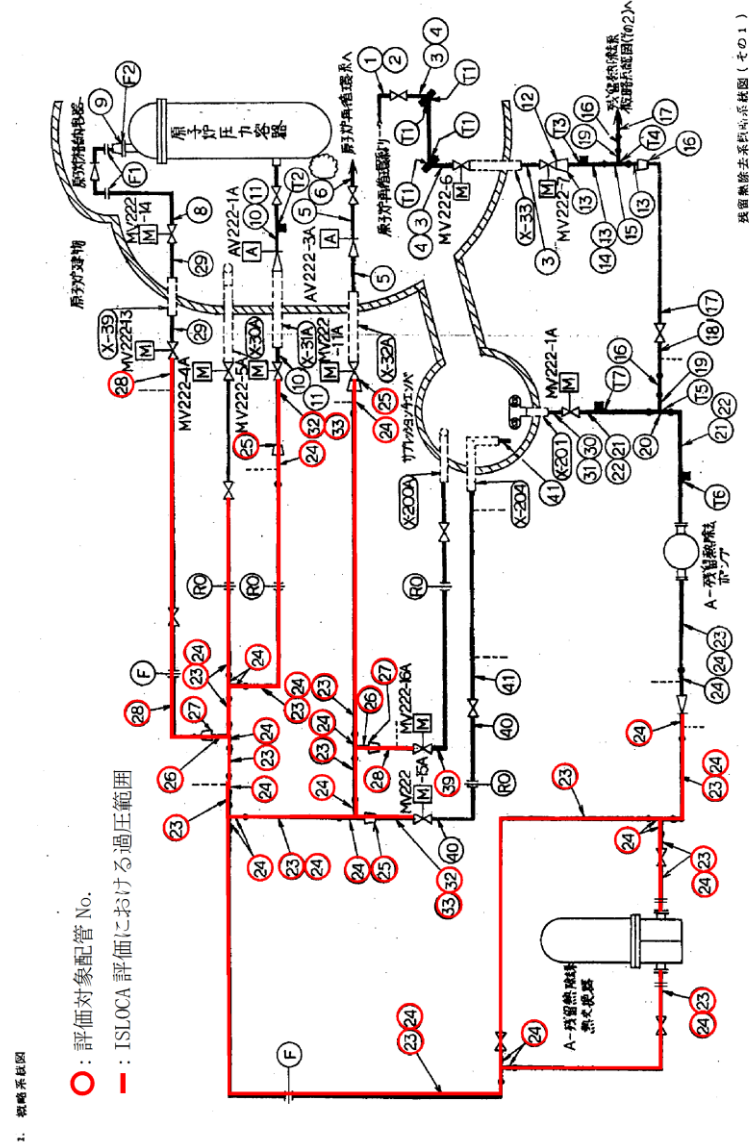
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p style="text-align: right;">別紙7</p> <p style="text-align: center;">配管からの漏えいの可能性について</p> <p>配管及び配管フランジ部について、<u>保守的に弁開放直後のピーク圧力 (8.2MPa [gage]) 及び原子炉冷却材温度 (288℃) が同時に継続して負荷された条件下で破損が発生しないことを以下のとおり確認した。</u></p> <p>1. 強度評価</p> <p>1.1 評価部位の選定</p> <p>配管の構成部品のうち漏えいが想定される部位は、高温・高圧の加わる配管と、配管と配管をつなぐフランジ部があり、それらについて評価を実施した。評価対象配管を別紙 7-1 図に示す。</p> <p>1.2 評価方法</p> <p>(1) 配管の評価</p> <p>クラス 2 配管の評価手法である設計・建設規格「PPC-3411(1)内圧を受ける直管」を適用して必要な厚さを算出し、実機の最小厚さが計算上必要な厚さを上回ることを確認した。</p> $t = \frac{PD_0}{2S\eta + 0.8P}$ <p>t : 管の計算上必要な厚さ (mm)</p> <p>P : <u>隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時の圧力 (= 8.2MPa)</u></p> <p>D<sub>0</sub> : 管の外径 (mm)</p> <p>S : 設計引張強さ (MPa)</p> <p>η : 長手継手効率</p>	<p style="text-align: right;">別紙6</p> <p style="text-align: center;">配管からの漏えいの可能性について</p> <p>配管及び配管フランジ部について、<u>I S L O C A発生時の圧力 (7.4MPa [gage] *) 及び原子炉冷却材温度 (288℃) が同時に継続して負荷された条件下で破損が発生しないことを以下のとおり確認した。</u></p> <p><u>* 弁開放直後の圧力上昇に比べ、弁開放から 10 秒程度以降の構造材の温度上昇に伴う耐力低下の方が、系統全体への影響が大きい</u>ため、<u>静定圧力を採用した。</u></p> <p>1. 強度評価</p> <p>1.1 評価部位の選定</p> <p>配管の構成部品のうち漏えいが想定される部位は、高温・高圧の加わる配管と、配管と配管をつなぐフランジ部があり、それらについて評価を実施した。評価対象配管を別紙 6-1 に示す。</p> <p>1.2 評価方法</p> <p>(1) 配管の評価</p> <p>クラス 2 配管の評価手法である設計・建設規格「PPC-3411(1)内圧を受ける直管」を適用して必要な厚さを算出し、実機の最小厚さが計算上必要な厚さを上回ることを確認した。</p> $t = \frac{PD_0}{2Su\eta + 0.8P} \quad (\text{PPC-13 準用})$ <p>t : 管の計算上必要な厚さ (mm)</p> <p>P : <u>I S L O C A発生時の圧力 (=7.4MPa)</u></p> <p>D<sub>0</sub> : 管の外径 (mm)</p> <p>Su : 設計引張強さ (MPa)</p> <p>η : 長手継手効率</p>	<p>・記載方針の相違 【柏崎 6/7】</p> <p>・評価方針の相違 【東海第二】</p> <p>・評価方針の相違 【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. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>(2) フランジ部の評価</p> <p>設計・建設規格「PPC-3414 フランジ」を適用してフランジの手法を適用してフランジ応力算定用圧力からフランジボルトの伸び量を算出したところ、伸び量がマイナスの場合は、フランジ部が増し締めされるため、ガスケット最大圧縮量を下回ることを確認した。</p> <p>なお、熱曲げモーメントの影響については、設計・建設規格で規定されている (PPC-1.7) 式を使用し、フランジ部に作用するモーメントを圧力に換算して評価を実施した。</p>	<p>(2) フランジ部の評価</p> <p>設計・建設規格「PPC-3414 フランジ」の手法を適用してフランジ応力算定用圧力からフランジボルトの伸び量を算出したところ、伸び量がマイナスの場合は、フランジ部が増し締めされるため、ガスケットの最大圧縮量を下回ることを確認した。</p> <p>なお、熱曲げモーメントの影響については、設計・建設規格で規定されている (PPC-1.7) 式を使用し、フランジ部に作用するモーメントを圧力に換算して評価を実施した。</p>	

・設備設計の相違  
【東海第二】



別第7-1 図 残留熱除去系A系 必要板厚評価対象配管 (既工認系統図)



別図6-1 A-低圧注水系 必要板厚評価対象配管 (既工認系統図)

別表7-1 表 必要厚さ評価結果

配管 No.	クラス区分	外径 (mm)	公称厚さ (mm)	材料	評価圧力 (MPa)	評価温度 (°C)	η : 継手効率	公差 (%)	最小厚さ (mm)	S:設計引張強さ (MPa)	必要厚さ t (mm)
3	2	457.20	14.30	SM41B (SM400B)	8.20	288	1.00	1.5	12.80	223.80	8.26
4	2	457.20	14.30	SM41B (SM400B)	8.20	288	1.00	1.5	12.80	223.80	8.26
6	2	355.60	11.10	STPT42 (STPT410)	8.20	288	1.00	12.5	9.71	242.40	5.94
9	2	114.30	6.00	STPT42 (STPT410)	8.20	288	1.00	12.5	5.25	242.40	1.91
10	2	114.30	6.00	STPT42 (STPT410)	8.20	288	1.00	12.5	5.25	242.40	1.91
17	2	114.30	6.00	STPT42 (STPT410)	8.20	288	1.00	12.5	5.25	242.40	1.91
26	2	165.20	7.10	STPT42 (STPT410)	8.20	288	1.00	12.5	6.21	242.40	2.76
31	2	216.30	8.20	STPT42 (STPT410)	8.20	288	1.00	12.5	7.17	242.40	3.61
34	2	406.40	12.70	SM508 (SM490B)	8.20	288	1.00	1.5	11.20	264.60	6.23
37	2	76.30	5.20	STPT42 (STPT410)	8.20	288	1.00	12.5	4.55	242.40	1.28
39	2	558.80	15.90	SM41B (SM400B)	8.20	288	1.00	1.5	14.40	223.80	10.09
40	2	318.50	10.30	STPT42 (STPT410)	8.20	288	1.00	12.5	9.01	242.40	5.32
56	2	457.20	14.30	STPT42 (STPT410)	8.20	288	1.00	12.5	12.51	242.40	7.63
58	2	457.20	14.30	STPT42 (STPT410)	8.20	288	1.00	12.5	12.51	242.40	7.63

別表6-1 表 必要厚さ評価結果

配管 No.	クラス区分	外径 (D <sub>0</sub> ) (mm)	公称厚さ (mm)	材料	評価圧力 (MPa)	評価温度 (°C)	η	公差 (%)	最小厚さ (mm)	Su (MPa)	必要厚さ t (mm)
23	2	355.6	15.1	STS42 (STS410)	7.4	288	1.00	12.5	13.21	404	3.24
24	2	355.6	19.0	STS42 (STS410)	7.4	288	1.00	12.5	16.63	404	3.24
25	2	267.4	15.1	STS42 (STS410)	7.4	288	1.00	12.5	13.21	404	2.44
26	2	216.3	12.7	STS42 (STS410)	7.4	288	1.00	12.5	11.11	404	1.97
27	2	216.3	12.7	STPT42 (STPT410)	7.4	288	1.00	12.5	11.11	404	1.97
28	2	114.3	8.6	STPT42 (STPT410)	7.4	288	1.00	12.5	7.53	404	1.04
32	2	267.4	12.7	STPT42 (STPT410)	7.4	288	1.00	12.5	11.11	404	2.44
33	2	267.4	15.1	STPT42 (STPT410)	7.4	288	1.00	12.5	13.21	404	2.44
39	2	114.3	8.6	STPT42 (STPT410)	7.4	288	1.00	12.5	7.53	404	1.04
40	2	267.4	12.7	STPT42 (STPT410)	7.4	288	1.00	12.5	11.11	404	2.44

・評価結果の相違  
【東海第二】

別第7-2表 フランジ部評価結果 (1/2)

フランジ用途	F1 150A 検出フランジ	F2 450A 検出フランジ	F3 350A 検出フランジ	F4 安全弁取合フランジ	F5 熱交換器ドレン フランジ
フランジ口径	150A	450A	350A	25A	40A
評価温度(°C)	288	288	288	288	288
評価温度(°C)	20	20	20	20	20
評価温度ΔT(°C)=ISLOCA発生時温度-常温	268	268	268	268	268
評価圧力(MPa)	8.2	8.2	8.2	8.2	8.2
ガスケット仕様	SUS304 4.5t×2	SUS304 4.5t×2	SUS304 4.5t×2	SUS304 4.5t×1	SUS304 4.5t×1
ボルト材質	SCM435	SCM435	SCM435	SCM435	SCM435
ボルトサイズ	20	20	20	16	20
本数	12	24	20	4	4
弾塑性係数E(MPa)	186,960	186,960	186,960	186,960	186,960
内圧(MPa)	8.2	8.2	8.2	8.2	8.2
フランジに作用する自重曲げモーメント*1(N・mm)	3.90E+05	6.42E+06	9.20E+05	2.00E+04	1.00E+04
フランジに作用する熱曲げモーメント*2(N・mm)	3.37E+06	4.65E+07	2.81E+07	1.10E+05	2.40E+05
曲げモーメントによる等価圧力 $P_{eq}$ (MPa)	2.52	2.05	2.46	10.50	4.14
内圧 $P$ による等価圧力 $P_{eq}$ (MPa)	10.72	10.25	10.66	18.70	12.34
G(mm)	196.51	508.78	391.53	39.8	67.5
有効断面積 $(mm^2)A = \pi/4G^2$	3.08E+04	2.03E+05	1.20E+05	1.24E+03	3.58E+03
発生荷重F(N) = (P+P <sub>eq</sub> )×A	3.25E+05	2.08E+06	1.28E+06	2.33E+04	4.42E+04
ボルト1本当たりの荷重F/n(N)	2.71E+04	8.68E+04	6.42E+04	5.82E+03	1.10E+04
ボルト断面積A2(mm <sup>2</sup> )	234.9	562.09	380.1	150.33	234.9
ボルト至み $t$	6.17E-04	8.29E-04	6.11E-04	2.07E-04	2.51E-04
ボルト長さL1(mm)	85.2	131.8	130	50	31
荷重によるボルト伸び量ΔL1(mm)	0.05	0.11	0.08	0.01	0.01
初期締付荷重(N)	43,691	83,464	49,450	11,960	25,062
初期締付による応力(MPa)	186.0	148.5	88.0	79.6	106.7
初期締付によるボルト伸び量ΔL0(mm)	0.08	0.10	0.06	0.02	0.02
ボルト熱膨張係数α1(1/mm/°C)	1.29E-05	1.29E-05	1.29E-05	1.29E-05	1.29E-05
フランジ熱膨張係数α2(1/mm/°C)	1.29E-05	1.29E-05	1.29E-05	1.29E-05	1.29E-05
オリフィス熱膨張係数α3(1/mm/°C)	1.71E-05	1.71E-05	1.71E-05	1.71E-05	1.71E-05
ガスケット内外熱膨張係数α4(1/mm/°C)	1.70E-05	1.70E-05	1.70E-05	1.70E-05	1.70E-05

※1 該当するフランジを含んだ配管モデルにて応力解析を実施し、算出した値にて評価。  
 ※2 設計・建設規格による機械的荷重による曲げモーメントを等価圧力に換算する式 $P_{eq}=16W/(\pi G^3)$ により算出。今回は、熱伸びによる曲げモーメントも本計算式により等価圧力換算した。

別表6-2 フランジ部評価結果

フランジ用途	S-3A	S-4A	FE-3	RV-1A	FE-1A	RHRH 分取フランジ	RHRH 管束フランジ	S-5A
フランジ口径	350A	350A	100A	25A	350A	350A	20A	200A
評価温度(°C)	288	288	288	288	288	288	288	288
評価温度(°C)	24	24	24	24	24	24	24	24
評価圧力(MPa)	3.4	3.4	3.4	3.4	3.4	3.4	3.4	3.4
ガスケット仕様	30	30	22	18	30	30	16	24
ボルト材質	186,960	186,960	186,960	186,960	186,960	186,960	186,960	186,960
ボルトサイズ	16	16	16	16	16	16	16	16
本数	16	16	16	16	16	16	16	16
弾塑性係数E(MPa)	186,960	186,960	186,960	186,960	186,960	186,960	186,960	186,960
内圧(MPa)	3.4	3.4	3.4	3.4	3.4	3.4	3.4	3.4
フランジに作用する自重曲げモーメント*1(N・mm)	5.2E+05	1.0E+06	1.75E+04	4.8E+04	4.8E+06	1.57E+06	2.18E+03	1.9E+05
フランジに作用する熱曲げモーメント*2(N・mm)	2.8E+07	1.8E+07	4.4E+05	4.3E+05	5.8E+07	5.8E+07	2.2E+05	9.2E+08
曲げモーメントによる等価圧力 $P_{eq}$ (MPa)	2.81	2.01	0.37	13.44	5.81	5.54	25.97	3.89
内圧 $P$ による等価圧力 $P_{eq}$ (MPa)	10.21	9.41	7.77	20.84	13.01	12.84	33.37	11.09
有効断面積 $(mm^2)A = \pi/4G^2$	380.1	380.1	178.5	2.953	380.1	380.1	35.9	235.7
発生荷重F(N) = (P+P <sub>eq</sub> )×A	1.13E+06	1.07E+06	1.01E+05	5.04E+04	1.48E+06	1.47E+06	3.90E+04	4.34E+05
ボルト1本当たりの荷重F/n(N)	7.24E+04	6.07E+04	1.26E+04	1.26E+04	9.17E+04	9.26E+04	4.03E+03	4.03E+04
ボルト断面積A2(mm <sup>2</sup> )	582.00	582.00	282.25	150.44	582.00	582.00	150.44	388.23
ボルト長さL1(mm)	128.81	118.67	43.10	83.77	164.09	163.22	54.90	119.25
荷重によるボルト伸び量ΔL1(mm)	6.89E-04	6.39E-04	2.31E-04	4.48E-04	8.73E-04	8.73E-04	2.94E-04	6.39E-04
初期締付荷重(N)	8,520	8,520	4,260	2,130	8,520	8,520	2,130	4,260
初期締付による応力(MPa)	0.08	0.08	0.03	0.02	0.11	0.10	0.01	0.07
初期締付によるボルト伸び量ΔL0(mm)	89.281	89.281	50.800	21.843	97.441	89.281	12.885	65.13
ボルト熱膨張係数α1(1/mm/°C)	1.58E-04	1.58E-04	1.73E-04	1.45E-04	1.58E-04	1.58E-04	6.6E-05	1.73E-04
フランジ熱膨張係数α2(1/mm/°C)	8.50E-04	8.50E-04	9.28E-04	7.69E-04	8.50E-04	8.50E-04	4.58E-04	9.28E-04
オリフィス熱膨張係数α3(1/mm/°C)	0.11	0.11	0.10	0.04	0.12	0.09	0.02	0.11
ガスケット内外熱膨張係数α4(1/mm/°C)	1.29E-05	1.29E-05	1.29E-05	1.29E-05	1.29E-05	1.29E-05	1.29E-05	1.29E-05
フランジに作用する自重曲げモーメント*1(N・mm)	1.29E+05	1.29E+05	1.29E+05	1.29E+05	1.29E+05	1.29E+05	1.29E+05	1.29E+05
フランジに作用する熱曲げモーメント*2(N・mm)	1.29E+05	1.29E+05	1.29E+05	1.29E+05	1.29E+05	1.29E+05	1.29E+05	1.29E+05
曲げモーメントによる等価圧力 $P_{eq}$ (MPa)	1.29E-05	1.29E-05	1.29E-05	1.29E-05	1.29E-05	1.29E-05	1.29E-05	1.29E-05
内圧 $P$ による等価圧力 $P_{eq}$ (MPa)	1.29E-05	1.29E-05	1.29E-05	1.29E-05	1.29E-05	1.29E-05	1.29E-05	1.29E-05
有効断面積 $(mm^2)A = \pi/4G^2$	130.0	127.0	110.0	47.5	126.0	117.5	45.5	116.0
発生荷重F(N) = (P+P <sub>eq</sub> )×A	108.0	108.0	100.0	44.0	114.0	103.0	40.0	84.0
ボルト1本当たりの荷重F/n(N)	6.0	6.0	6.0	3.00	6.0	6.0	3.00	6.0
ボルト断面積A2(mm <sup>2</sup> )	0.45	0.44	0.38	0.16	0.44	0.39	0.15	0.40
ボルト長さL1(mm)	0.37	0.37	0.35	0.15	0.39	0.37	0.14	0.28
荷重によるボルト伸び量ΔL1(mm)	0.07	0.05	0.01	0.01	0.02	0.01	0.01	0.11
初期締付荷重(N)	0.03	0.03	0.03	0.01	0.03	0.03	0.01	0.03
初期締付による応力(MPa)	0.04	0.04	0.04	0.01	0.04	0.04	0.01	0.04
ボルト熱膨張係数α1(1/mm/°C)	0.04	0.04	0.04	0.01	0.04	0.04	0.01	0.04
フランジ熱膨張係数α2(1/mm/°C)	0.04	0.04	0.04	0.01	0.04	0.04	0.01	0.04
オリフィス熱膨張係数α3(1/mm/°C)	0.04	0.04	0.04	0.01	0.04	0.04	0.01	0.04
ガスケット内外熱膨張係数α4(1/mm/°C)	0.04	0.04	0.04	0.01	0.04	0.04	0.01	0.04

(注1) 該当するフランジを含んだ配管モデルにて応力解析を実施し、算出した値にて評価。  
 (注2) 設計・建設規格による機械的荷重による曲げモーメントを等価圧力に換算する式 $P_{eq}=16W/(\pi G^3)$ により算出。今回は、熱伸びによる曲げモーメントも本計算式により等価圧力換算した。

・評価結果の相違  
 【東海第二】

・評価結果の相違  
【東海第二】

別第 7-2 表 フランジ部評価結果 (2/2)

フランジ用途	F1 150A 検出フランジ	F2 450A 検出フランジ	F3 350A 検出フランジ	F4 安全弁取合フランジ	F5 熱交換器ドレン フランジ
ボルト熱伸び対象長さ L2 (mm)	85.2	131.8	130.0	50.0	31.0
フランジ熱伸び対象長さ L3 (mm)	76.2	120.8	108.8	47.0	28.0
オリフイス熱伸び対象長さ L4 (mm)	3.0	5.0	16.0	—	—
ガスケット内外輪熱伸び対象長さ L5 (mm)	6.0	6.0	6.0	3.0	3.0
ボルト熱伸び $\Delta L2 = \alpha 1 \cdot L2 \cdot \Delta T$ (mm)	0.29	0.46	0.45	0.17	0.11
フランジ熱伸び $\Delta L3 = \alpha 2 \cdot L3 \cdot \Delta T$ (mm)	0.26	0.42	0.38	0.16	0.10
オリフイス熱伸び $\Delta L4 = \alpha 3 \cdot L4 \cdot \Delta T$ (mm)	0.01	0.02	0.07	—	—
ガスケット内外輪熱伸び $\Delta L5 = \alpha 4 \cdot L5 \cdot \Delta T$ (mm)	0.03	0.03	0.03	0.01	0.01
伸び量 $\Delta L1 - \Delta L0 + \Delta L2 - \Delta L3 - \Delta L4 - \Delta L5$ (mm)	-0.04	-0.01	-0.01	-0.01	-0.01
ガスケットの初期圧縮量: 最大 (mm)	2.40	2.40	2.40	1.20	1.20
ガスケットの合計圧縮量 (mm)	2.44	2.41	2.41	1.21	1.21
ガスケットの許容圧縮量 (mm)	2.60	2.60	2.60	1.30	1.30

柏崎刈羽原子力発電所 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 評価結果</p> <p>配管の各部位について評価した結果, <u>別第 7-1 表及び別第 7-2 表</u>に示すとおり実機の値は判定基準を満足し, <u>保守的に弁開放直後のピーク圧力 (8.2MPa [gage])</u> 及び原子炉冷却材温度 (288°C) が同時に継続して負荷された条件下で破損せず, 漏えいは発生しないことを確認した。</p>	<p>1.3 評価結果</p> <p>配管の各部位について評価した結果, <u>別表 6-1 及び別表 6-2</u>に示すとおり実機の値は判定基準を満足し, <u>ISLO CA発生時の圧力 (7.4MPa [gage])</u> 及び原子炉冷却材温度 (288°C) が同時に継続して負荷された条件下で破損せず, 漏えいは発生しないことを確認した。</p>	<p>・評価方針の相違 【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. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉 (新)	備考
	<p style="text-align: right;">別紙8</p> <p style="text-align: center;">破断面積の設定について</p> <p>1. 評価部位の選定と破断面積の評価方法</p> <p>別紙 3～別紙 7 の評価結果から、隔離弁の誤開放等により残留熱除去系の低圧設計部分が加圧されたとしても、破損が発生しないことを確認した。</p> <p>そこで、隔離弁の誤開放による加圧事象発生時の加圧範囲のうち最も大きなシール構造であり、損傷により原子炉冷却材が流出した際の影響が最も大きい熱交換器フランジ部に対して、保守的に弁開放直後のピーク圧力 (8.2MPa [gage]) 及び原子炉冷却材温度 (288℃) が同時に継続して負荷され、かつガスケットに期待しないことを想定した場合の破断面積を評価した。</p> <p>a. 内圧による伸び量</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・フランジのボルト荷重 ΔW</li> </ul> $\Delta W = \frac{\pi}{4} \times G^2 \times (P_2 - P_1)$ <p>G : ガスケット反力円の直径 (=D<sub>0</sub> - 2b = <u>2,153mm</u>)</p> $b = 2.5 \sqrt{\frac{1}{2} \times \left( \frac{D_0 - D_i}{2} - 2 \right)}$ <p>D<sub>0</sub> : ガスケット接触面の外径 (= <u>2,170mm</u>)</p> <p>D<sub>i</sub> : ガスケット接触面の内径 (= <u>2,120mm</u>)</p> <p>P<sub>1</sub> : 設計条件における圧力 (<u>5.18MPa</u>)</p> <p>P<sub>2</sub> : 隔離弁の誤開放による加圧事象発生時の圧力 (= <u>8.2MPa</u>)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・内圧による伸び量 ΔL1</li> </ul> $\Delta L1 = H_b \times \frac{\Delta W}{N_b \cdot A} \times \frac{1}{E}$ <p>H<sub>b</sub> : ボルト長さ (ナット下面 - ボルト留め部間) (= <u>349.5mm</u>)</p> <p>N<sub>b</sub> : ボルト本数 (= <u>68</u>)</p> <p>A : ボルト有効径における断面積 (= π / 4 × <u>46.051</u><sup>2</sup> = <u>1,665mm<sup>2</sup></u>)</p> <p>E : ボルトのヤング率 (= <u>187,000N/mm<sup>2</sup></u> at288℃ [SNCM8])</p>	<p style="text-align: right;">別紙7</p> <p style="text-align: center;">破断面積の設定について</p> <p>1. 評価部位の選定と破断面積の評価方法</p> <p>別紙 2～別紙 6 の評価結果から、隔離弁の誤開放等により残留熱除去系の低圧設計部分が加圧され、<u>計器が破損する可能性</u>があることを確認した。</p> <p>さらに、隔離弁の誤開放による加圧事象発生時の加圧範囲のうち最も大きなシール構造であり、損傷により原子炉冷却材が流出した際の影響が最も大きい熱交換器フランジ部に対して、保守的に弁開放直後のピーク圧力 (<u>7.9MPa [gage]</u>) 及び原子炉冷却材温度 (288℃) が同時に継続して負荷され、かつガスケットに期待しないことを想定した場合の破断面積を評価した。</p> <p>a. 内圧による伸び量</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・フランジのボルト荷重 ΔW</li> </ul> $\Delta W = \frac{\pi}{4} \times G^2 \times (P_2 - P_1)$ <p>G : ガスケット反力円の直径 (=D<sub>0</sub> - 2b = <u>2,000mm</u>)</p> $b = 2.5 \sqrt{\frac{1}{2} \times \left( \frac{D_0 - D_i}{2} - 2 \right)}$ <p>D<sub>0</sub> : ガスケット接触面の外径 (= <u>2,017.5mm</u>)</p> <p>D<sub>i</sub> : ガスケット接触面の内径 (= <u>1,965mm</u>)</p> <p>P<sub>1</sub> : 設計条件における圧力 (<u>5.88MPa</u>)</p> <p>P<sub>2</sub> : 隔離弁の誤開放による加圧事象発生時の圧力 (= <u>7.9MPa</u>)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・内圧による伸び量 ΔL1</li> </ul> $\Delta L1 = H_b \times \frac{\Delta W}{N_b \cdot A} \times \frac{1}{E}$ <p>H<sub>b</sub> : ボルト長さ (ナット間) (= <u>415.4mm</u>)</p> <p>N<sub>b</sub> : ボルト本数 (= <u>76</u>)</p> <p>A : ボルト有効径における断面積 (= π / 4 × <u>34.051</u><sup>2</sup> = <u>911mm<sup>2</sup></u>)</p> <p>E : ボルトのヤング率 (= <u>187,000N/mm<sup>2</sup></u> at288℃ [SNB23-1])</p>	<p>・記載方針の相違 【柏崎 6/7】</p> <p>・評価結果の相違 【東海第二】</p> <p>・評価条件の相違 【東海第二】 TRACG の解析結果の相違により圧力が異なる。</p> <p>・設備設計の相違 【東海第二】</p> <p>・設備設計の相違 【東海第二】</p> <p>・評価条件の相違 【東海第二】 TRACG の解析結果の相違により圧力が異なる。</p> <p>・設備設計の相違 【東海第二】 島根 2号炉の RHR 熱交換器は、管板と水室フランジにボルトを通し、ボルトの両端からナットにより締結する構造</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 (新)	備考																																										
	<p>b. 熱による伸び量</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>ボルトの熱による伸び量 <math>\Delta L2</math></li> </ul> $\Delta L2 = \alpha_1 \times H_b \times (288^\circ\text{C} - 20^\circ\text{C})$ <p><math>\alpha_1</math> : ボルトの熱膨張係数 (= <math>13.98 \times 10^{-6} \text{ mm/mm}^\circ\text{C}</math> at <math>288^\circ\text{C}</math> [SNCM8])</p> <p><math>N_b</math> : ボルト長さ (= <u>349.5mm</u>) <li>管板及びフランジの熱による伸び量 <math>\Delta L3</math></li> <math display="block">\Delta L3 = \alpha_2 \times (h1 + h2) \times (288^\circ\text{C} - 20^\circ\text{C})</math> <p><math>\alpha_2</math> : 管板及び胴側フランジの熱膨張係数 (= <math>12.91 \times 10^{-6} \text{ mm/mm}^\circ\text{C}</math> at <math>288^\circ\text{C}</math> [SF50, SFV1])</p> <p><math>h1</math> : 胴側フランジ厚さ (= <u>150mm</u>)</p> <p><math>h2</math> : 管板厚さ (= <u>195mm</u>) <p>c. 破断面積 A</p> <math display="block">A = \pi \times D_i \times (\Delta L1 + \Delta L2 - \Delta L3)</math> <p><math>D_i</math> : ガasket接触面の内径 (= <u>2,120mm</u>)</p> <p>2. 破断面積の評価結果</p> <p>熱交換器フランジの破断面積について評価した結果、別第8-1表に示すとおり破断面積は約 <u>21cm<sup>2</sup></u>となる。</p> <p style="text-align: center;"><u>別第8-1表 破断面積の評価結果</u></p> <table border="1" data-bbox="967 1438 1685 1512"> <thead> <tr> <th rowspan="2">評価部位</th> <th rowspan="2">圧力 (MPa)</th> <th rowspan="2">温度 (°C)</th> <th colspan="3">伸び量 (mm)</th> <th rowspan="2">内径 (mm)</th> <th rowspan="2">全部材伸び量 (mm)</th> <th rowspan="2">破断面積 (cm<sup>2</sup>)</th> </tr> <tr> <th>+</th> <th>+</th> <th>-</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>フランジ部</td> <td>8.2</td> <td>288</td> <td>0.19</td> <td>1.31</td> <td>1.19</td> <td>2,120</td> <td>0.31</td> <td>約 21</td> </tr> </tbody> </table> <p><math>\Delta L1</math> : ボルトの内圧による伸び量  <math>\Delta L2</math> : ボルトの熱による伸び量  <math>\Delta L3</math> : 管板及びフランジ部の熱による伸び量</p> </p></p>	評価部位	圧力 (MPa)	温度 (°C)	伸び量 (mm)			内径 (mm)	全部材伸び量 (mm)	破断面積 (cm <sup>2</sup> )	+	+	-	フランジ部	8.2	288	0.19	1.31	1.19	2,120	0.31	約 21	<p>b. 熱による伸び量</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>ボルトの熱による伸び量 <math>\Delta L2</math></li> </ul> $\Delta L2 = \alpha_1 \times H_b \times (288^\circ\text{C} - 20^\circ\text{C})$ <p><math>\alpha_1</math> : ボルトの熱膨張係数 (= <math>13.04 \times 10^{-6} \text{ mm/mm}^\circ\text{C}</math> at <math>288^\circ\text{C}</math> [SNB23-1])</p> <p><math>N_b</math> : ボルト長さ (= <u>415.4mm</u>) <li>管板及びフランジの熱による伸び量 <math>\Delta L3</math></li> <math display="block">\Delta L3 = \alpha_2 \times (h1 + h2) \times (288^\circ\text{C} - 20^\circ\text{C})</math> <p><math>\alpha_2</math> : 管板及び水室フランジの熱膨張係数 (= <math>12.91 \times 10^{-6} \text{ mm/mm}^\circ\text{C}</math> at <math>288^\circ\text{C}</math> [SFVC2B])</p> <p><math>h1</math> : 水室フランジ厚さ (= <u>170mm</u>)</p> <p><math>h2</math> : 管板厚さ (= <u>239mm</u>) <p>c. 破断面積 A</p> <math display="block">A = \pi \times D_i \times (\Delta L1 + \Delta L2 - \Delta L3)</math> <p><math>D_i</math> : ガasket接触面の内径 (= <u>1,965mm</u>)</p> <p>2. 破断面積の評価結果</p> <p>熱交換器フランジの破断面積について評価した結果、別表7-1に示すとおり破断面積は約 <u>14.88cm<sup>2</sup></u>となる。</p> <p style="text-align: center;"><u>別表7-1 破断面積の評価結果</u></p> <table border="1" data-bbox="1774 1428 2463 1543"> <thead> <tr> <th rowspan="2">評価部位</th> <th rowspan="2">圧力 (MPa)</th> <th rowspan="2">温度 (°C)</th> <th colspan="3">伸び量</th> <th rowspan="2">内径 (mm)</th> <th rowspan="2">全部材伸び量 (mm)</th> <th rowspan="2">破断面積 (cm<sup>2</sup>)</th> </tr> <tr> <th>+</th> <th>+</th> <th>-</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>フランジ部</td> <td>7.9</td> <td>288</td> <td>0.204</td> <td>1.452</td> <td>1.415</td> <td>1,965</td> <td>0.241</td> <td>14.88</td> </tr> </tbody> </table> <p><math>\Delta L1</math> : ボルトの内圧による伸び量  <math>\Delta L2</math> : ボルトの熱による伸び量  <math>\Delta L3</math> : 管板及びフランジ部の熱による伸び量</p> </p></p>	評価部位	圧力 (MPa)	温度 (°C)	伸び量			内径 (mm)	全部材伸び量 (mm)	破断面積 (cm <sup>2</sup> )	+	+	-	フランジ部	7.9	288	0.204	1.452	1.415	1,965	0.241	14.88	<p>である。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>設備設計の相違【東海第二】</li> <li>設備設計の相違【東海第二】</li> <li>設備設計の相違【東海第二】</li> <li>評価結果の相違【東海第二】</li> <li>評価結果の相違【東海第二】</li> </ul>
評価部位	圧力 (MPa)				温度 (°C)	伸び量 (mm)					内径 (mm)	全部材伸び量 (mm)	破断面積 (cm <sup>2</sup> )																																
		+	+	-																																									
フランジ部	8.2	288	0.19	1.31	1.19	2,120	0.31	約 21																																					
評価部位	圧力 (MPa)	温度 (°C)	伸び量			内径 (mm)	全部材伸び量 (mm)	破断面積 (cm <sup>2</sup> )																																					
			+	+	-																																								
フランジ部	7.9	288	0.204	1.452	1.415	1,965	0.241	14.88																																					

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>5. 現場の想定</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>評価の想定と事象進展解析</li> </ul> <p>破断面積 10cm<sup>2</sup> のインターフェイスシステム LOCA による炉心内の挙動は、「2.7.2(3) 有効性評価の結果」に示したとおりである。ここでは、破断面積 10cm<sup>2</sup> のインターフェイスシステム LOCA 発生時の現場環境（原子炉建屋内）に着眼し評価を行った。</p> <p>評価条件を表 1 に示す。また、評価に使用する原子炉建屋のノード分割モデルを図 1 に示す。</p> <p>事象進展解析 (MAAP) の実施に際して主要な仮定を以下に示す。</p> <p>前提条件：事象発生と同時に外部電源喪失し原子炉スクラム、インターフェイスシステム LOCA 時破断面積 10cm<sup>2</sup>、健全側高圧炉心注水系による注入</p> <p>事象進展：弁誤開又はサーベイランス時における全開誤操作（連続開） （この時内側テストブルチェックも同時に機能喪失（全開））</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>状況判断の開始（弁の開閉状態確認、HPCF 室漏えい検出、ポンプ吐出圧力、エリアモニタ指示値上昇）</li> </ul> <p>原子炉水位 L2 到達：原子炉隔離時冷却系の自動起動 事象発生約 15 分後：急速減圧</p> <p>原子炉水位 L1.5 到達：高圧炉心注水系の自動起動 事象発生約 4 時間後：インターフェイスシステム LOCA 発生箇所隔離</p>	<p style="text-align: right;">別紙9</p> <p style="text-align: center;">I S L O C A 発生時の原子炉冷却材漏えい量評価 及び原子炉建屋原子炉棟内環境評価</p> <p>1. 評価条件</p> <p>有効性評価の想定のとおり、<u>残留熱除去系 B 系</u>における I S L O C A 発生時の原子炉冷却材の漏えい量及び原子炉建屋原子炉棟内の環境（雰囲気温度、湿度及び圧力）を評価した。</p> <p>原子炉建屋原子炉棟内の環境評価特有の評価条件を別第 9-1 表に、<u>原子炉建屋原子炉棟のノード分割図及び原子炉建屋平面図</u>を別第 9-1 図及び別第 9-2 図に示す。</p> <p>なお、<u>高圧炉心スプレイポンプ室及び原子炉隔離時冷却系ポンプ室は他室と水密扉で区切られており、蒸気の移動がほぼないため、解析においても蒸気の移動を考慮していない。</u></p>	<p style="text-align: right;">別紙8</p> <p style="text-align: center;">I S L O C A 発生時の原子炉冷却材漏えい量評価 及び原子炉建物原子炉棟内環境評価</p> <p>1. <u>A-残留熱除去系における I S L O C A 発生時の評価</u></p> <p>1.1 評価条件</p> <p><u>A-残留熱除去系</u>における I S L O C A 発生時の原子炉冷却材の漏えい量及び原子炉建物原子炉棟内の環境（雰囲気温度、湿度、圧力及び溢水による影響）を評価した。</p> <p>原子炉建物原子炉棟内の環境評価特有の評価条件を別表 8-1 に、<u>原子炉建物ノード分割モデル</u>を別図 8-1 に示す。</p>	<p>・資料構成の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】 資料構成は異なるものの、3 プラントとも ISLOCA 発生時の原子炉建物原子炉棟内環境を評価している。</p> <p>・評価条件の相違</p> <p>【東海第二】 島根 2 号炉は、解析において漏えい水の伝播及び蒸気の移動について考慮している。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																																																																																	
表1 破断面積10cm <sup>2</sup> のインターフェイスシステムLOCA時における	別第9-1表 原子炉建屋原子炉棟内の環境評価特有の評価条件	別表8-1 原子炉建物原子炉棟内の環境評価特有の評価条件	・評価条件の相違 【柏崎6/7,東海第二】																																																																																																																																	
<u>評価条件</u>	<u>別第9-1表 原子炉建屋原子炉棟内の環境評価特有の評価条件</u>	<u>別表8-1 原子炉建物原子炉棟内の環境評価特有の評価条件</u>																																																																																																																																		
<table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>内容</th> <th>根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>外部電源</td> <td>外部電源なし</td> <td>外部電源なしの場合は給水・復水系による給水がなく、原子炉水位の低下が早くなることから設定</td> </tr> <tr> <td>漏えい箇所</td> <td>高圧炉心注水(B)ポンプ室</td> <td>漏えいを想定した高圧炉心注水系の低圧設計部(計装設備やフランジ部等)の設置場所</td> </tr> <tr> <td>漏えい面積</td> <td>高圧炉心冷却系配管:10cm<sup>2</sup>(1.0×10<sup>-3</sup>m<sup>2</sup>)</td> <td>圧力応答評価に基づき評価された漏えい面積に十分に余裕をとった値</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">事故シナリオ</td> <td>原子炉水位L2到達時点で、原子炉隔離時冷却系による原子炉注水開始</td> <td>インターロック設定値</td> </tr> <tr> <td>事象発生15分後に手動減圧(逃がし安全弁8個)</td> <td>中央制御室における破断箇所の隔離操作失敗の判断時間及び逃がし安全弁の操作時間を考慮して事象発生15分後を設定</td> </tr> <tr> <td>水位回復後は崩壊熱除去相当の注水を実施し破断配管の高さにて水位制御</td> <td>漏えい量低減のために実施する操作を想定</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転は急速減圧後に実施(事象発生20分後)</td> <td>減圧実施によるサブプレッション・チェンバのプール水の温度上昇を抑えるための操作を想定</td> </tr> <tr> <td>事象発生約4時間後にインターフェイスシステムLOCA発生箇所隔離</td> <td>運転員の現場移動時間及び操作時間等を踏まえて設定</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋への流出経路条件</td> <td>原子炉格納容器及び原子炉建屋からの漏えいなし</td> <td>保守的に考慮しない</td> </tr> <tr> <td>評価コード</td> <td>MAAP4</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋モデル</td> <td>分割モデル</td> <td>現実的な伝播経路を想定</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋壁からの放熱</td> <td>考慮しない</td> <td>保守的に考慮しない</td> </tr> <tr> <td>原子炉スクラム</td> <td>事象発生とともにスクラム</td> <td>事象発生とともに外部電源喪失し、原子炉スクラムすることを想定</td> </tr> <tr> <td>主蒸気隔離弁</td> <td>原子炉水位L1.5にて自動閉</td> <td>インターロック設定値</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心注水系の水源</td> <td>復水貯蔵槽</td> <td>高圧炉心注水系設計条件</td> </tr> <tr> <td>復水貯蔵槽の水温</td> <td>0~12時間:50℃ 12~24時間:45℃ 24時間以降:40℃</td> <td>復水移送ポンプ吐出温度を参考に設定</td> </tr> <tr> <td>ブローアウトパネル開放圧力</td> <td>3.4kPa[gage]</td> <td>ブローアウトパネル設定値</td> </tr> </tbody> </table>	項目	内容	根拠	外部電源	外部電源なし	外部電源なしの場合は給水・復水系による給水がなく、原子炉水位の低下が早くなることから設定	漏えい箇所	高圧炉心注水(B)ポンプ室	漏えいを想定した高圧炉心注水系の低圧設計部(計装設備やフランジ部等)の設置場所	漏えい面積	高圧炉心冷却系配管:10cm <sup>2</sup> (1.0×10 <sup>-3</sup> m <sup>2</sup> )	圧力応答評価に基づき評価された漏えい面積に十分に余裕をとった値	事故シナリオ	原子炉水位L2到達時点で、原子炉隔離時冷却系による原子炉注水開始	インターロック設定値	事象発生15分後に手動減圧(逃がし安全弁8個)	中央制御室における破断箇所の隔離操作失敗の判断時間及び逃がし安全弁の操作時間を考慮して事象発生15分後を設定	水位回復後は崩壊熱除去相当の注水を実施し破断配管の高さにて水位制御	漏えい量低減のために実施する操作を想定	サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転は急速減圧後に実施(事象発生20分後)	減圧実施によるサブプレッション・チェンバのプール水の温度上昇を抑えるための操作を想定	事象発生約4時間後にインターフェイスシステムLOCA発生箇所隔離	運転員の現場移動時間及び操作時間等を踏まえて設定	原子炉建屋への流出経路条件	原子炉格納容器及び原子炉建屋からの漏えいなし	保守的に考慮しない	評価コード	MAAP4	—	原子炉建屋モデル	分割モデル	現実的な伝播経路を想定	原子炉建屋壁からの放熱	考慮しない	保守的に考慮しない	原子炉スクラム	事象発生とともにスクラム	事象発生とともに外部電源喪失し、原子炉スクラムすることを想定	主蒸気隔離弁	原子炉水位L1.5にて自動閉	インターロック設定値	高圧炉心注水系の水源	復水貯蔵槽	高圧炉心注水系設計条件	復水貯蔵槽の水温	0~12時間:50℃ 12~24時間:45℃ 24時間以降:40℃	復水移送ポンプ吐出温度を参考に設定	ブローアウトパネル開放圧力	3.4kPa[gage]	ブローアウトパネル設定値	<table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>解析コード</td> <td>MAAP4</td> <td>格納容器及び原子炉建屋原子炉棟等の詳細ノードのモデル化が可能であり、隔離弁の閉止操作等の重大事故等対策を考慮した事象進展を模擬することが可能である解析コード</td> </tr> <tr> <td>漏えい箇所</td> <td>残留熱除去系B系熱交換器室</td> <td>有効性評価の解析と同様</td> </tr> <tr> <td>漏えい面積</td> <td>約21cm<sup>2</sup></td> <td>有効性評価の解析と同様</td> </tr> <tr> <td>事故シナリオ</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位異常低下(レベル2)設定点到達時に、原子炉隔離時冷却系による原子炉注水開始</li> <li>低圧炉心スプレィ系を起動し、事象発生15分後に逃がし安全弁(自動減圧機能)7個による原子炉減圧</li> <li>事象発生17分後に低圧代替注水系(常設)を起動</li> <li>原子炉水位回復後、低圧炉心スプレィ系を停止し、原子炉水位を原子炉水位低(レベル3)設定点以上に維持</li> <li>事象発生25分後、サブプレッション・プール冷却開始</li> <li>事象発生5時間後、残留熱除去系隔離完了</li> </ul> </td> <td>有効性評価の解析と同様 ただし、本事故シーケンスグループは格納容器バイパス事象であることを踏まえ、有効性評価では格納容器の挙動が設計基準事故に含まれることを示していることから、サブプレッション・プール冷却の開始時間は、有効性評価における作業と所要時間の想定及び「1.3.5運転員等の操作時間に対する仮定」に基づき25分後と設定している。</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋モデル</td> <td>別第9-1図参照</td> <td>原子炉建屋原子炉棟東西の物理的分離等を考慮して設定</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋壁から環境への放熱</td> <td>考慮しない</td> <td>雰囲気温度、湿度及び圧力の観点から厳しい想定として設定</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋換気系</td> <td>考慮しない</td> <td>雰囲気温度、湿度及び圧力の観点から厳しい想定として設定</td> </tr> <tr> <td>ブローアウトパネル開放圧力*</td> <td>6.9kPa[gage]</td> <td>設計値を設定</td> </tr> </tbody> </table> <p>※：現在設置されているブローアウトパネル12枚のうち2枚を閉止する方針であるが、本評価では12枚全てに期待している。なお、全てのブローアウトパネルに期待しない場合の評価を別紙10に示している。</p>	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	解析コード	MAAP4	格納容器及び原子炉建屋原子炉棟等の詳細ノードのモデル化が可能であり、隔離弁の閉止操作等の重大事故等対策を考慮した事象進展を模擬することが可能である解析コード	漏えい箇所	残留熱除去系B系熱交換器室	有効性評価の解析と同様	漏えい面積	約21cm <sup>2</sup>	有効性評価の解析と同様	事故シナリオ	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位異常低下(レベル2)設定点到達時に、原子炉隔離時冷却系による原子炉注水開始</li> <li>低圧炉心スプレィ系を起動し、事象発生15分後に逃がし安全弁(自動減圧機能)7個による原子炉減圧</li> <li>事象発生17分後に低圧代替注水系(常設)を起動</li> <li>原子炉水位回復後、低圧炉心スプレィ系を停止し、原子炉水位を原子炉水位低(レベル3)設定点以上に維持</li> <li>事象発生25分後、サブプレッション・プール冷却開始</li> <li>事象発生5時間後、残留熱除去系隔離完了</li> </ul>	有効性評価の解析と同様 ただし、本事故シーケンスグループは格納容器バイパス事象であることを踏まえ、有効性評価では格納容器の挙動が設計基準事故に含まれることを示していることから、サブプレッション・プール冷却の開始時間は、有効性評価における作業と所要時間の想定及び「1.3.5運転員等の操作時間に対する仮定」に基づき25分後と設定している。	原子炉建屋モデル	別第9-1図参照	原子炉建屋原子炉棟東西の物理的分離等を考慮して設定	原子炉建屋壁から環境への放熱	考慮しない	雰囲気温度、湿度及び圧力の観点から厳しい想定として設定	原子炉建屋換気系	考慮しない	雰囲気温度、湿度及び圧力の観点から厳しい想定として設定	ブローアウトパネル開放圧力*	6.9kPa[gage]	設計値を設定	<table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>外部電源</td> <td>外部電源なし</td> <td>外部電源なしの場合は給水・復水系による給水がなく、原子炉水位の低下が早くなることから設定</td> </tr> <tr> <td>漏えい箇所及び漏えい面積</td> <td>A-残留熱除去ポンプ室:1cm<sup>2</sup> A-残留熱除去系熱交換器室:16cm<sup>2</sup></td> <td>圧力応答評価に基づき評価された漏えい面積に余裕をとった値</td> </tr> <tr> <td rowspan="6">事故シナリオ</td> <td>原子炉水位低(レベル3)で自動スクラム</td> <td>保有水量の低下を保守的に評価する条件を設定</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位低(レベル2)で原子炉隔離時冷却系、原子炉水位低(レベル1H)で高圧炉心スプレィ系が自動起動</td> <td>インターロック設定値</td> </tr> <tr> <td>事象発生から30分後に逃がし安全弁6弁を手動開放</td> <td>中央制御室における破断箇所の隔離操作失敗の判断時間及び逃がし安全弁の操作時間を考慮して事象発生から30分後を設定</td> </tr> <tr> <td>原子炉急速減圧後、漏えい箇所の隔離が終了するまで原子炉水位を原子炉水位低(レベル2)以上で低めに維持</td> <td>漏えい量低減のために実施する操作を想定</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系(サブプレッション・プール水冷却モード)による原子炉格納容器除熱は事象発生から40分後に開始</td> <td>サブプレッション・プール水の温度上昇を抑えるための操作を想定</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系のサブプレッション・プール水冷却モードによる原子炉格納容器除熱を事象発生から1時間40分後に停止し、原子炉停止時冷却モードによる原子炉格納容器除熱を事象発生から2時間後に開始</td> <td>原子炉建物内の環境を改善するための操作を想定 なお、事象発生後の状況確認および原子炉減圧操作等に余裕を加味し、操作可能な時間として2時間後を設定</td> </tr> <tr> <td>原子炉建物への流出経路条件</td> <td>原子炉格納容器から原子炉建物への漏えいあり。原子炉建物から環境への漏えいなし</td> <td>原子炉建物内の雰囲気温度を保守的に評価する条件を設定</td> </tr> <tr> <td>評価コード</td> <td>MAAP4</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>原子炉建物モデル</td> <td>分割モデル(別図8-1参照)</td> <td>現実的な伝播経路を想定</td> </tr> <tr> <td>原子炉建物壁から環境への放熱</td> <td>考慮しない</td> <td>雰囲気温度、湿度及び圧力の観点から厳しい想定として設定</td> </tr> <tr> <td>原子炉建物換気系</td> <td>考慮しない</td> <td>雰囲気温度、湿度及び圧力の観点から厳しい想定として設定</td> </tr> <tr> <td>原子炉スクラム</td> <td>原子炉水位低(レベル3)</td> <td>インターロック設定値</td> </tr> <tr> <td>主蒸気隔離弁</td> <td>原子炉水位低(レベル2)</td> <td>インターロック設定値</td> </tr> <tr> <td>原子炉隔離時冷却系および高圧炉心スプレィ系</td> <td>サブプレッション・プール水</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・プールの水源初期水温</td> <td>35℃</td> <td>通常運転時の制限値を設定</td> </tr> <tr> <td>ブローアウトパネル開放圧力</td> <td>7.0kPa[gage]</td> <td>安全要求値</td> </tr> </tbody> </table>	項目	解析条件	条件設定の考え方	外部電源	外部電源なし	外部電源なしの場合は給水・復水系による給水がなく、原子炉水位の低下が早くなることから設定	漏えい箇所及び漏えい面積	A-残留熱除去ポンプ室:1cm <sup>2</sup> A-残留熱除去系熱交換器室:16cm <sup>2</sup>	圧力応答評価に基づき評価された漏えい面積に余裕をとった値	事故シナリオ	原子炉水位低(レベル3)で自動スクラム	保有水量の低下を保守的に評価する条件を設定	原子炉水位低(レベル2)で原子炉隔離時冷却系、原子炉水位低(レベル1H)で高圧炉心スプレィ系が自動起動	インターロック設定値	事象発生から30分後に逃がし安全弁6弁を手動開放	中央制御室における破断箇所の隔離操作失敗の判断時間及び逃がし安全弁の操作時間を考慮して事象発生から30分後を設定	原子炉急速減圧後、漏えい箇所の隔離が終了するまで原子炉水位を原子炉水位低(レベル2)以上で低めに維持	漏えい量低減のために実施する操作を想定	残留熱除去系(サブプレッション・プール水冷却モード)による原子炉格納容器除熱は事象発生から40分後に開始	サブプレッション・プール水の温度上昇を抑えるための操作を想定	残留熱除去系のサブプレッション・プール水冷却モードによる原子炉格納容器除熱を事象発生から1時間40分後に停止し、原子炉停止時冷却モードによる原子炉格納容器除熱を事象発生から2時間後に開始	原子炉建物内の環境を改善するための操作を想定 なお、事象発生後の状況確認および原子炉減圧操作等に余裕を加味し、操作可能な時間として2時間後を設定	原子炉建物への流出経路条件	原子炉格納容器から原子炉建物への漏えいあり。原子炉建物から環境への漏えいなし	原子炉建物内の雰囲気温度を保守的に評価する条件を設定	評価コード	MAAP4	—	原子炉建物モデル	分割モデル(別図8-1参照)	現実的な伝播経路を想定	原子炉建物壁から環境への放熱	考慮しない	雰囲気温度、湿度及び圧力の観点から厳しい想定として設定	原子炉建物換気系	考慮しない	雰囲気温度、湿度及び圧力の観点から厳しい想定として設定	原子炉スクラム	原子炉水位低(レベル3)	インターロック設定値	主蒸気隔離弁	原子炉水位低(レベル2)	インターロック設定値	原子炉隔離時冷却系および高圧炉心スプレィ系	サブプレッション・プール水	—	サブプレッション・プールの水源初期水温	35℃	通常運転時の制限値を設定	ブローアウトパネル開放圧力	7.0kPa[gage]	安全要求値	
項目	内容	根拠																																																																																																																																		
外部電源	外部電源なし	外部電源なしの場合は給水・復水系による給水がなく、原子炉水位の低下が早くなることから設定																																																																																																																																		
漏えい箇所	高圧炉心注水(B)ポンプ室	漏えいを想定した高圧炉心注水系の低圧設計部(計装設備やフランジ部等)の設置場所																																																																																																																																		
漏えい面積	高圧炉心冷却系配管:10cm <sup>2</sup> (1.0×10 <sup>-3</sup> m <sup>2</sup> )	圧力応答評価に基づき評価された漏えい面積に十分に余裕をとった値																																																																																																																																		
事故シナリオ	原子炉水位L2到達時点で、原子炉隔離時冷却系による原子炉注水開始	インターロック設定値																																																																																																																																		
	事象発生15分後に手動減圧(逃がし安全弁8個)	中央制御室における破断箇所の隔離操作失敗の判断時間及び逃がし安全弁の操作時間を考慮して事象発生15分後を設定																																																																																																																																		
	水位回復後は崩壊熱除去相当の注水を実施し破断配管の高さにて水位制御	漏えい量低減のために実施する操作を想定																																																																																																																																		
	サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転は急速減圧後に実施(事象発生20分後)	減圧実施によるサブプレッション・チェンバのプール水の温度上昇を抑えるための操作を想定																																																																																																																																		
事象発生約4時間後にインターフェイスシステムLOCA発生箇所隔離	運転員の現場移動時間及び操作時間等を踏まえて設定																																																																																																																																			
原子炉建屋への流出経路条件	原子炉格納容器及び原子炉建屋からの漏えいなし	保守的に考慮しない																																																																																																																																		
評価コード	MAAP4	—																																																																																																																																		
原子炉建屋モデル	分割モデル	現実的な伝播経路を想定																																																																																																																																		
原子炉建屋壁からの放熱	考慮しない	保守的に考慮しない																																																																																																																																		
原子炉スクラム	事象発生とともにスクラム	事象発生とともに外部電源喪失し、原子炉スクラムすることを想定																																																																																																																																		
主蒸気隔離弁	原子炉水位L1.5にて自動閉	インターロック設定値																																																																																																																																		
高圧炉心注水系の水源	復水貯蔵槽	高圧炉心注水系設計条件																																																																																																																																		
復水貯蔵槽の水温	0~12時間:50℃ 12~24時間:45℃ 24時間以降:40℃	復水移送ポンプ吐出温度を参考に設定																																																																																																																																		
ブローアウトパネル開放圧力	3.4kPa[gage]	ブローアウトパネル設定値																																																																																																																																		
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																																																																																																																																		
解析コード	MAAP4	格納容器及び原子炉建屋原子炉棟等の詳細ノードのモデル化が可能であり、隔離弁の閉止操作等の重大事故等対策を考慮した事象進展を模擬することが可能である解析コード																																																																																																																																		
漏えい箇所	残留熱除去系B系熱交換器室	有効性評価の解析と同様																																																																																																																																		
漏えい面積	約21cm <sup>2</sup>	有効性評価の解析と同様																																																																																																																																		
事故シナリオ	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位異常低下(レベル2)設定点到達時に、原子炉隔離時冷却系による原子炉注水開始</li> <li>低圧炉心スプレィ系を起動し、事象発生15分後に逃がし安全弁(自動減圧機能)7個による原子炉減圧</li> <li>事象発生17分後に低圧代替注水系(常設)を起動</li> <li>原子炉水位回復後、低圧炉心スプレィ系を停止し、原子炉水位を原子炉水位低(レベル3)設定点以上に維持</li> <li>事象発生25分後、サブプレッション・プール冷却開始</li> <li>事象発生5時間後、残留熱除去系隔離完了</li> </ul>	有効性評価の解析と同様 ただし、本事故シーケンスグループは格納容器バイパス事象であることを踏まえ、有効性評価では格納容器の挙動が設計基準事故に含まれることを示していることから、サブプレッション・プール冷却の開始時間は、有効性評価における作業と所要時間の想定及び「1.3.5運転員等の操作時間に対する仮定」に基づき25分後と設定している。																																																																																																																																		
原子炉建屋モデル	別第9-1図参照	原子炉建屋原子炉棟東西の物理的分離等を考慮して設定																																																																																																																																		
原子炉建屋壁から環境への放熱	考慮しない	雰囲気温度、湿度及び圧力の観点から厳しい想定として設定																																																																																																																																		
原子炉建屋換気系	考慮しない	雰囲気温度、湿度及び圧力の観点から厳しい想定として設定																																																																																																																																		
ブローアウトパネル開放圧力*	6.9kPa[gage]	設計値を設定																																																																																																																																		
項目	解析条件	条件設定の考え方																																																																																																																																		
外部電源	外部電源なし	外部電源なしの場合は給水・復水系による給水がなく、原子炉水位の低下が早くなることから設定																																																																																																																																		
漏えい箇所及び漏えい面積	A-残留熱除去ポンプ室:1cm <sup>2</sup> A-残留熱除去系熱交換器室:16cm <sup>2</sup>	圧力応答評価に基づき評価された漏えい面積に余裕をとった値																																																																																																																																		
事故シナリオ	原子炉水位低(レベル3)で自動スクラム	保有水量の低下を保守的に評価する条件を設定																																																																																																																																		
	原子炉水位低(レベル2)で原子炉隔離時冷却系、原子炉水位低(レベル1H)で高圧炉心スプレィ系が自動起動	インターロック設定値																																																																																																																																		
	事象発生から30分後に逃がし安全弁6弁を手動開放	中央制御室における破断箇所の隔離操作失敗の判断時間及び逃がし安全弁の操作時間を考慮して事象発生から30分後を設定																																																																																																																																		
	原子炉急速減圧後、漏えい箇所の隔離が終了するまで原子炉水位を原子炉水位低(レベル2)以上で低めに維持	漏えい量低減のために実施する操作を想定																																																																																																																																		
	残留熱除去系(サブプレッション・プール水冷却モード)による原子炉格納容器除熱は事象発生から40分後に開始	サブプレッション・プール水の温度上昇を抑えるための操作を想定																																																																																																																																		
	残留熱除去系のサブプレッション・プール水冷却モードによる原子炉格納容器除熱を事象発生から1時間40分後に停止し、原子炉停止時冷却モードによる原子炉格納容器除熱を事象発生から2時間後に開始	原子炉建物内の環境を改善するための操作を想定 なお、事象発生後の状況確認および原子炉減圧操作等に余裕を加味し、操作可能な時間として2時間後を設定																																																																																																																																		
原子炉建物への流出経路条件	原子炉格納容器から原子炉建物への漏えいあり。原子炉建物から環境への漏えいなし	原子炉建物内の雰囲気温度を保守的に評価する条件を設定																																																																																																																																		
評価コード	MAAP4	—																																																																																																																																		
原子炉建物モデル	分割モデル(別図8-1参照)	現実的な伝播経路を想定																																																																																																																																		
原子炉建物壁から環境への放熱	考慮しない	雰囲気温度、湿度及び圧力の観点から厳しい想定として設定																																																																																																																																		
原子炉建物換気系	考慮しない	雰囲気温度、湿度及び圧力の観点から厳しい想定として設定																																																																																																																																		
原子炉スクラム	原子炉水位低(レベル3)	インターロック設定値																																																																																																																																		
主蒸気隔離弁	原子炉水位低(レベル2)	インターロック設定値																																																																																																																																		
原子炉隔離時冷却系および高圧炉心スプレィ系	サブプレッション・プール水	—																																																																																																																																		
サブプレッション・プールの水源初期水温	35℃	通常運転時の制限値を設定																																																																																																																																		
ブローアウトパネル開放圧力	7.0kPa[gage]	安全要求値																																																																																																																																		

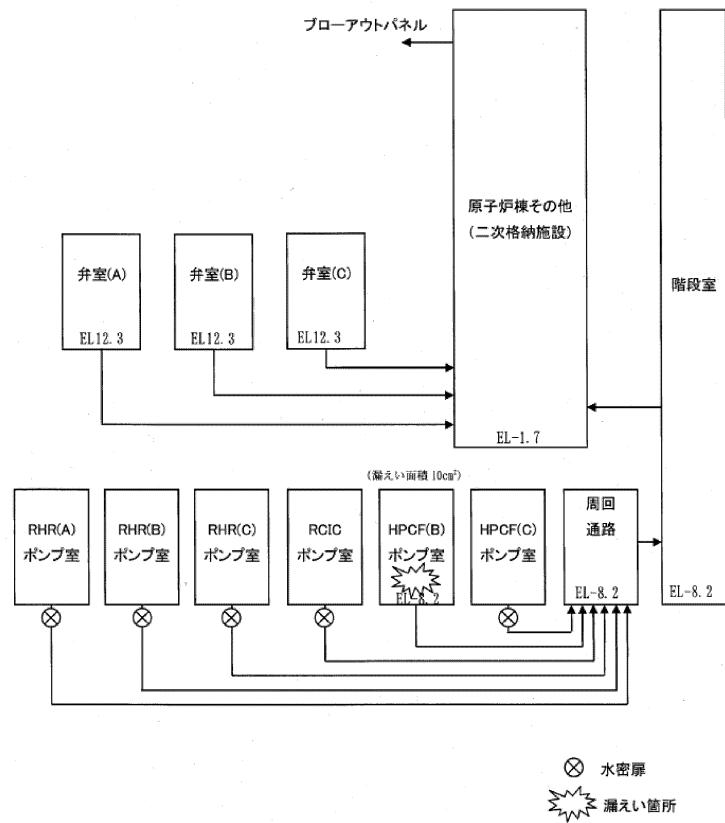
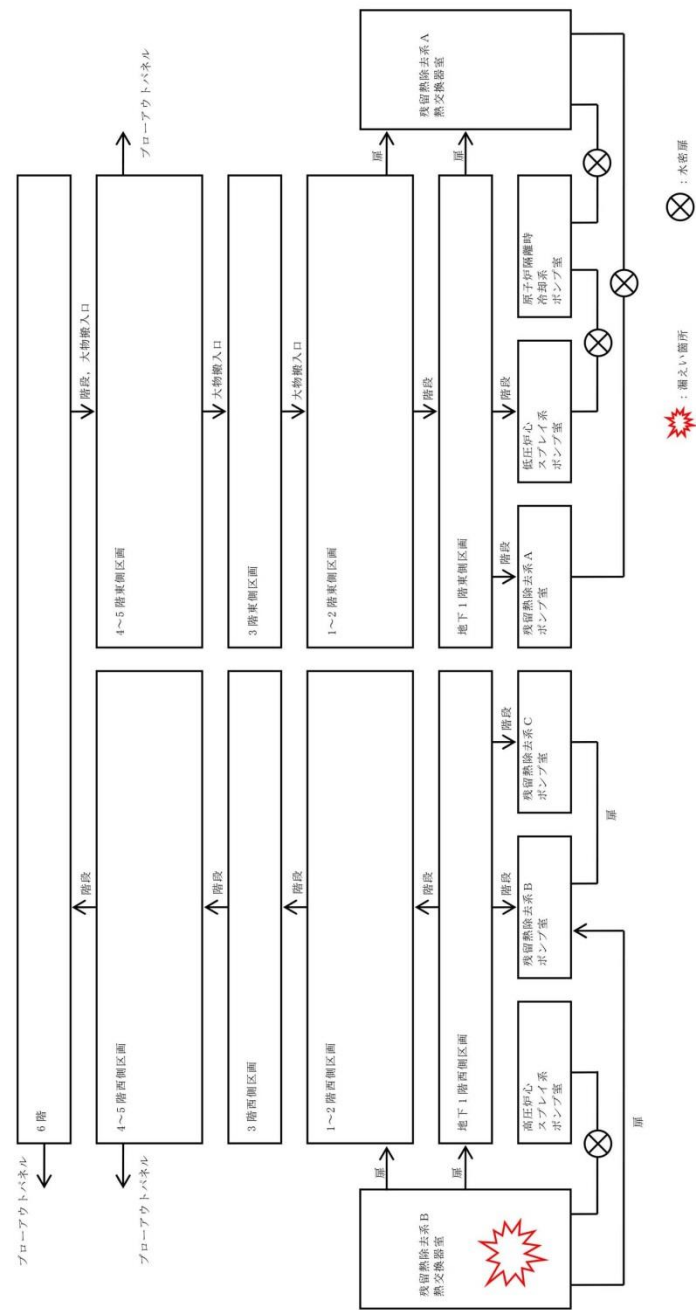
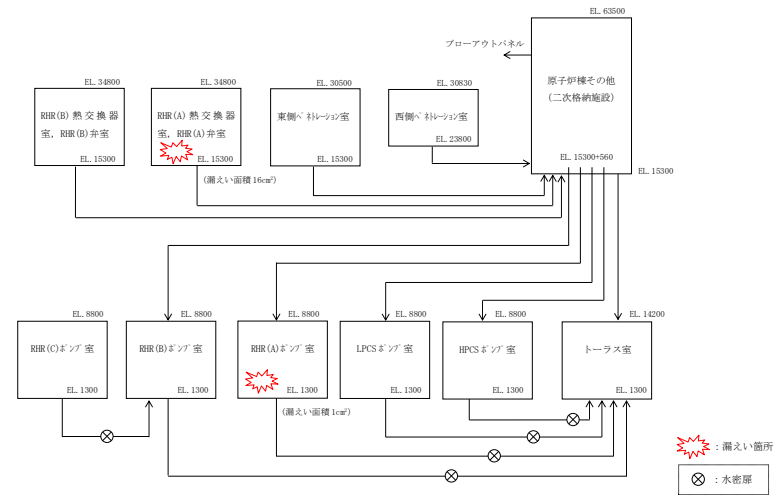


図1 インターフェイスシステムLOCAにおける原子炉建屋ノード分割モデル




別第9-1 図 原子炉建屋原子炉棟内ノード分割モデル




別図8-1 原子炉建物ノード分割モデル


・解析条件の相違  
【柏崎6/7, 東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
			


別第9-2 図 原子炉建屋平面図 (地下2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
			

別第9-2 図 原子炉建屋平面図 (地下1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
			

別第 9-2 図 原子炉建屋平面図 (1 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
			

別第 9-2 図 原子炉建屋平面図 (2 階)

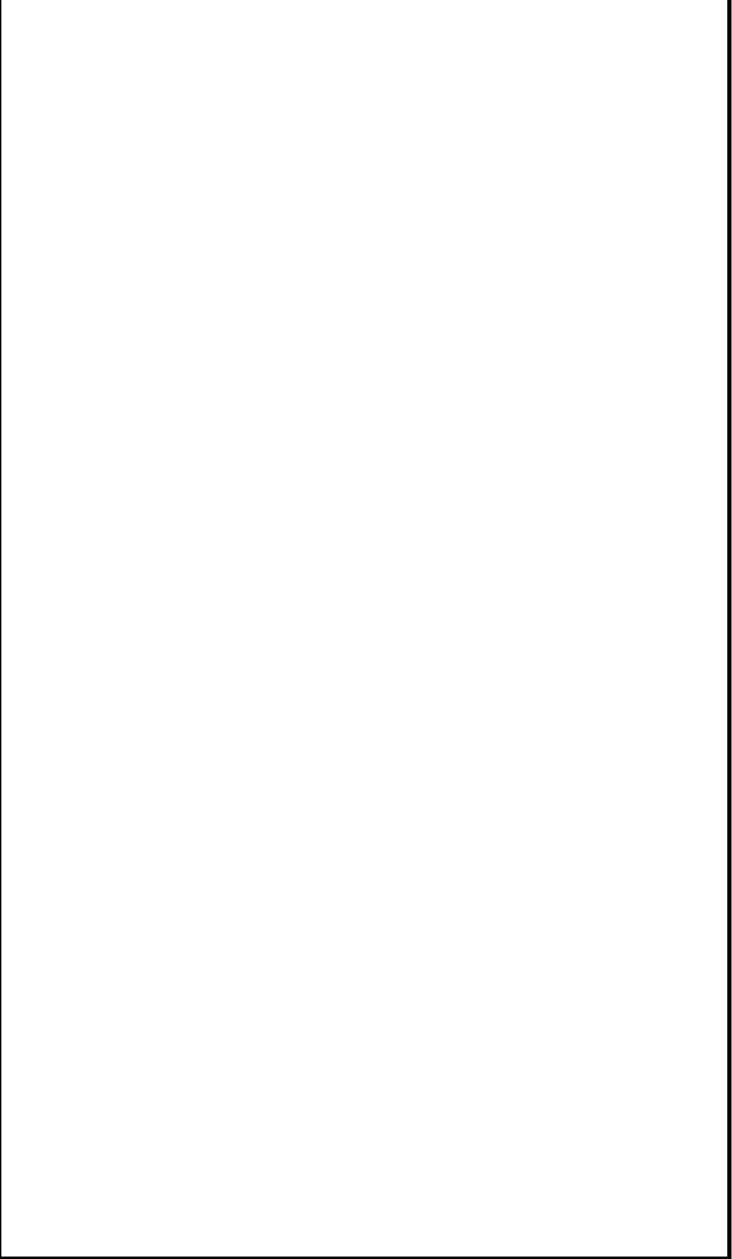


柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
			


別第 9-2 図 原子炉建屋平面図 (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
			

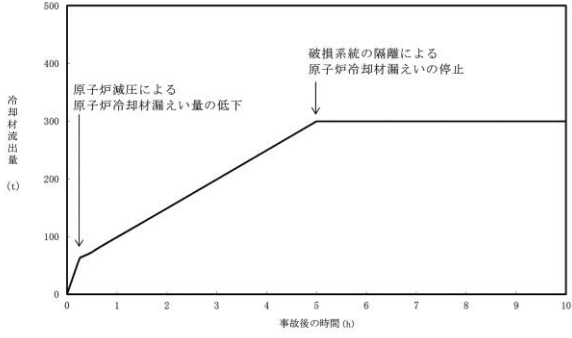
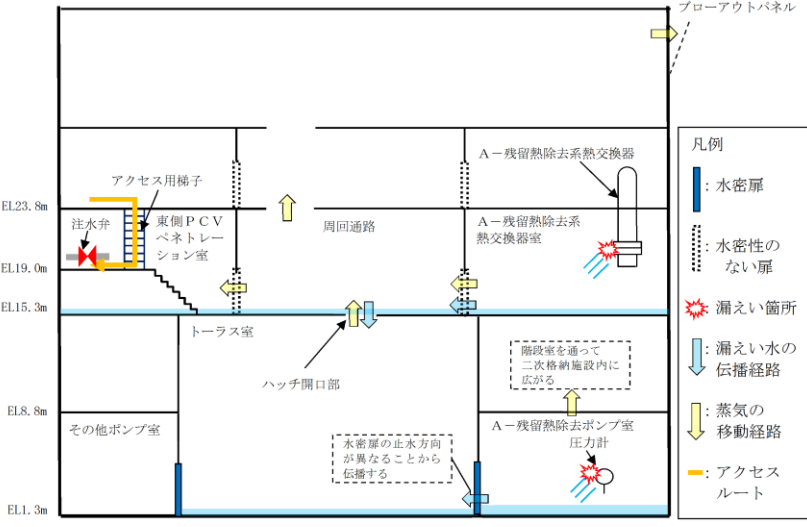
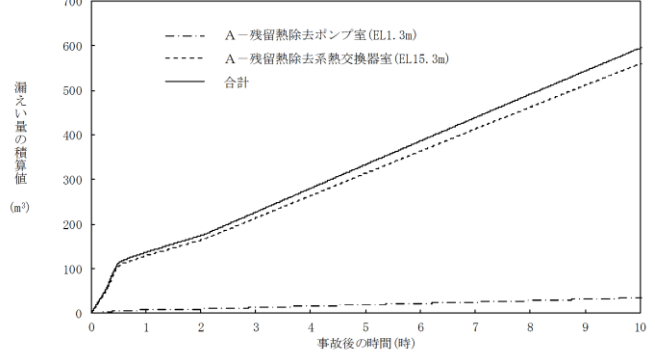
別第 9-2 図 原子炉建屋平面図 (4 階)

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
			

別第 9-2 図 原子炉建屋平面図 (5 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
			

別第 9-2 図 原子炉建屋平面図 (6 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>・評価の結果</p> <p><b>【比較のため、「〇冷却材漏えいによる影響」を記載】</b></p> <p><u>〇冷却材漏えいによる影響</u></p> <p><u>破断面積10cm<sup>2</sup>のインターフェイスシステムLOCAに伴う原子炉建屋内への原子炉内及び復水貯蔵槽からの漏えい量は、原子炉圧力容器及び復水貯蔵槽からの流出量を考慮しても最大で約200m<sup>3</sup>/hであり、高圧炉心注入ポンプ吸込弁または復水貯蔵槽側吸込弁の閉止や原子炉水位を漏えい配管の高さ付近で維持することでさらに漏えい量を少なくすることができる。</u></p> <p><u>破断した系統の区分と他区分の非常用炉心冷却系が機能喪失に至る約1,800m<sup>3</sup>(浸水高さ約2.5m)に到達するには9時間以上の十分な時間余裕がある。</u></p> <p><b>【ここまで】</b></p>	<p>2. 評価結果</p> <p>原子炉冷却材の積算漏えい量の推移を別第9-3図に、原子炉建屋内の雰囲気温度(西側区画)、雰囲気温度(東側区画)、湿度(西側区画)、湿度(東側区画)、圧力(西側区画)及び圧力(東側区画)の推移を別第9-4図から別第9-9図に示す。</p> <p>別第9-3図に示すとおり、現場隔離操作の完了時間として設定している事象発生5時間までの原子炉冷却材の漏えい量は約300tである。</p>  <p>別第9-3図は、事故後の時間(t)を横軸(0-10)、冷却材流出量(t)を縦軸(0-500)とした折線グラフである。0-5時間までは直線的に増加し、5時間時点で約300tに達する。5時間以降は水平線となり、流出量が停止している。注釈として「原子炉減圧による原子炉冷却材漏えい量の低下」と「破損系統の隔離による原子炉冷却材漏えいの停止」が示されている。</p> <p><b>別第9-3図 原子炉冷却材の積算漏えい量の推移</b></p>	<p>1.2 評価結果</p> <p><u>解析結果に基づく、ISLOCA発生時の原子炉棟内状況概要を別図8-2に、各漏えい発生区画における原子炉冷却材の積算漏えい量の推移を別図8-3に、原子炉建屋内の雰囲気温度、湿度及び圧力の推移を別図8-4から別図8-6に示す。</u></p>  <p>別図8-2は、原子炉棟内の階層別状況概要図である。縦軸は標高(EL)を示し、EL.1.3mからEL.23.8mまでの階層が示されている。図には、水密壁、水密性のない壁、漏えい箇所、漏えい水の伝播経路、蒸気の移動経路、アクセスルートなどが示されている。また、A-残留熱除去系熱交換器、A-残留熱除去系熱交換器室、A-残留熱除去ポンプ室、圧力計、ハッチ開口部、トラス室、その他ポンプ室、注水弁、東側PCVベネトレーション室、アクセス用梯子、ブロアアウトパネル、周囲通路などの設備や構造も示されている。</p> <p><b>別図8-2 ISLOCA発生時の原子炉棟内状況概要</b></p> <p>〇各漏えい発生区画における漏えい量</p> <p>別図8-3に示すとおり、現場隔離操作の完了時間として設定している事象発生10時間までの原子炉冷却材の漏えい量は約600m<sup>3</sup>である。</p>  <p>別図8-3は、事故後の時間(時)を横軸(0-10)、漏えい量の積算値(m<sup>3</sup>)を縦軸(0-700)とした折線グラフである。3つのデータ系列が示されている: A-残留熱除去ポンプ室(EL.1.3m) (点線)、A-残留熱除去系熱交換器室(EL.15.3m) (破線)、合計 (実線)。合計の漏えい量は10時間時点で約600m<sup>3</sup>に達している。</p> <p><b>別図8-3 各漏えい発生区画における原子炉冷却材の積算漏えい量の推移</b></p>	<p>備考</p> <p>・評価条件の相違</p> <p><b>【柏崎6/7、東海第二】</b></p> <p>ISLOCA時の事象想定等の違いにより、評価結果が異なり、事象進展に応じた対応操作も異なる。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>○<u>温度・湿度・圧力の想定</u></p> <p><u>主要なパラメータの時間変化を図2 から図4 に示す。</u></p> <p><u>原子炉建物内の温度は、事象発生直後は上昇するものの15 分後に原子炉減圧した後は低下する。また、弁隔離操作のためにアクセスする弁室の温度も同様に、原子炉減圧操作後に低下した後、約38℃程度で推移する。湿度については破断箇所からの漏えいが継続するため高い値で維持されるものの、原子炉減圧及び破断箇所隔離操作を実施することで、事象発生約4 時間以降低下する傾向にある。圧力については破断直後に上昇するもののブローアウトパネルが開放され、その後は大気圧相当となる。</u></p> <p>○<u>冷却材漏えいによる影響</u></p> <p><u>破断面積10cm<sup>2</sup> のインターフェイスシステムLOCA に伴う原子炉建屋内への原子炉内及び復水貯蔵槽からの漏えい量は、原子炉圧力容器及び復水貯蔵槽からの流出量を考慮しても最大で約200m<sup>3</sup>/h であり、高圧炉心注入ポンプ吸込弁または復水貯蔵槽側吸込弁の閉止や原子炉水位を漏えい配管の高さ付近で維持することでさらに漏えい量を少なくすることができる。</u></p> <p><u>破断した系統の区分と他区分の非常用炉心冷却系が機能喪失に至る約1,800m<sup>3</sup> (浸水高さ約2.5m) に到達するには9 時間以上の十分な時間余裕がある。</u></p>	<p>また、別第 9-4 図及び別第 9-5 図に示すとおり、原子炉減圧操作後に建屋内環境が静定する事象発生 2 時間から 5 時間までのアクセスルート及び操作場所の雰囲気温度の最大値は 41℃である。</p> <p>なお、ブローアウトパネルが設置されている 4～5 階西側区画、4～5 階東側区画及び 6 階全ての圧力はブローアウトパネルの設定圧力に到達し、ブローアウトパネルが開放している。</p>	<p>○温度・湿度・圧力の想定</p> <p><u>別図8-4から別図8-6に示すとおり、アクセスルートとなる「原子炉棟その他（二次格納施設）」及び操作場所である「東側 P C V ペネトレーション室」における雰囲気温度の最大値は約78℃となるが、原子炉減圧操作後は漏えい箇所からの高温水及び蒸気の流出量が減少するため、雰囲気温度は低下傾向となり、建物内環境が静定する事象発生9時間後から10時間後までの雰囲気温度の最大値は約44℃である。湿度については漏えい箇所からの漏えいが継続するため高い値で維持されるものの、破断箇所隔離操作を実施することで約10時間以降低下する傾向にある。圧力については漏えい発生直後に上昇するものの、ブローアウトパネルが開放され、その後は大気圧相当となる。</u></p>	

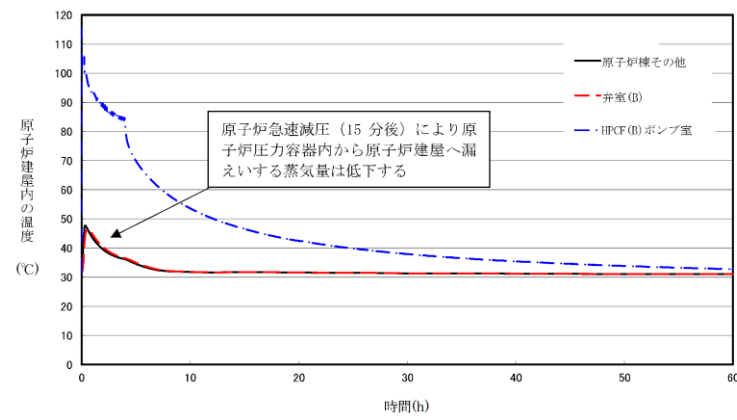
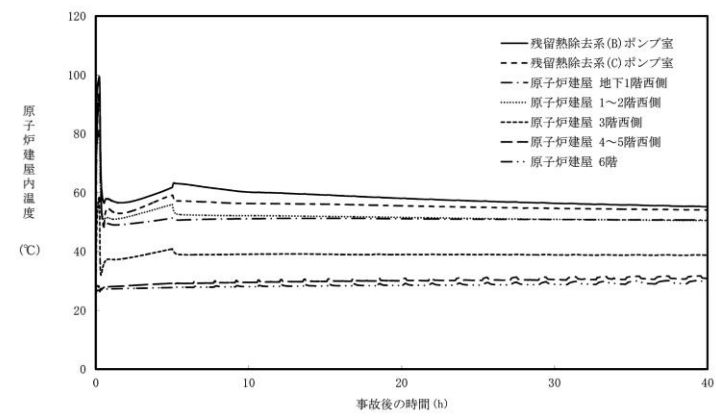
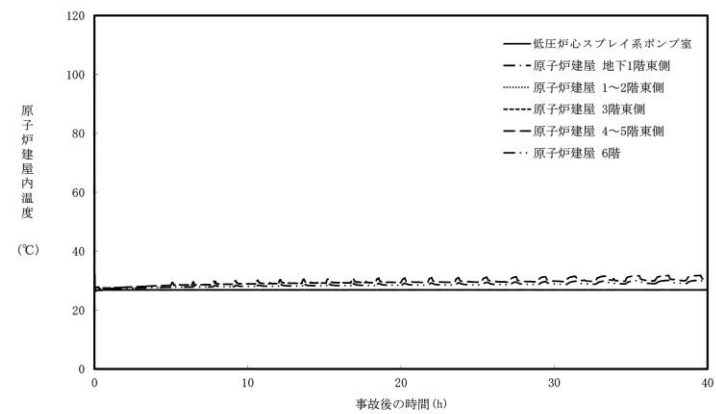


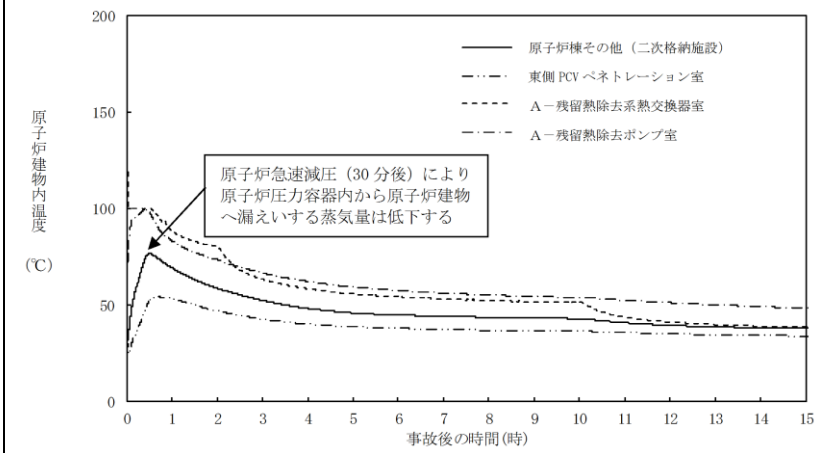
図2 原子炉建屋内の温度の時間変化  
(インターフェイスシステムLOCA)



別第9-4 図 原子炉建屋内の雰囲気温度の推移 (西側区画)



別第 9-5 図 原子炉建屋内の雰囲気温度の推移 (東側区画)



別図 8-4 原子炉建物内の雰囲気温度の推移

・解析結果の相違  
【柏崎 6/7, 東海第二】

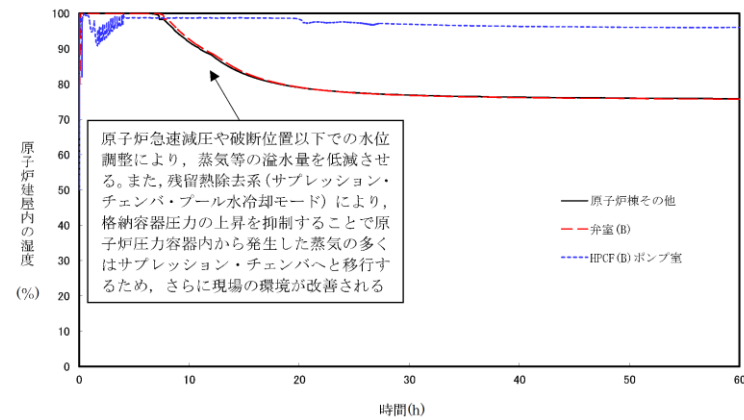
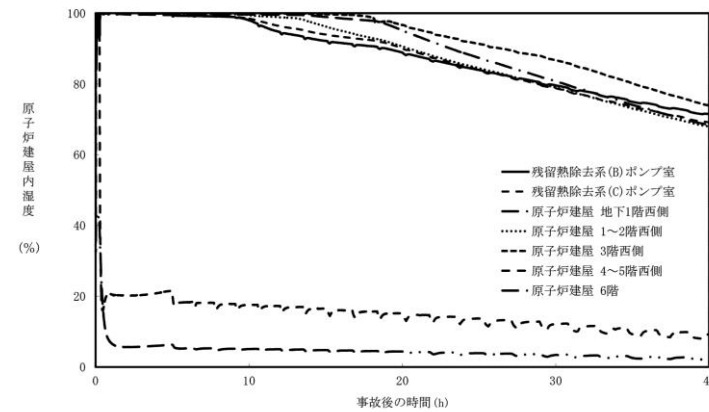
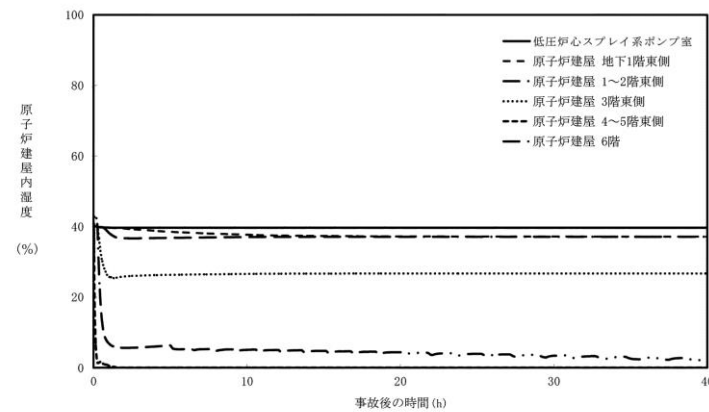


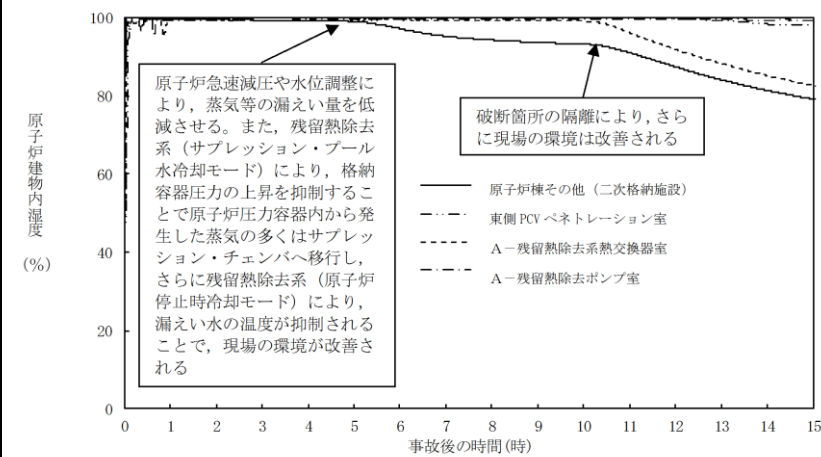
図3 原子炉建屋内の湿度の時間変化  
(インターフェイスシステムLOCA)



別第9-6 図 原子炉建屋内の湿度の推移 (西側区画)



別第9-7 図 原子炉建屋内の湿度の推移 (東側区画)



別図 8-5 原子炉建物内の湿度の推移

・解析結果の相違  
【柏崎 6/7, 東海第二】



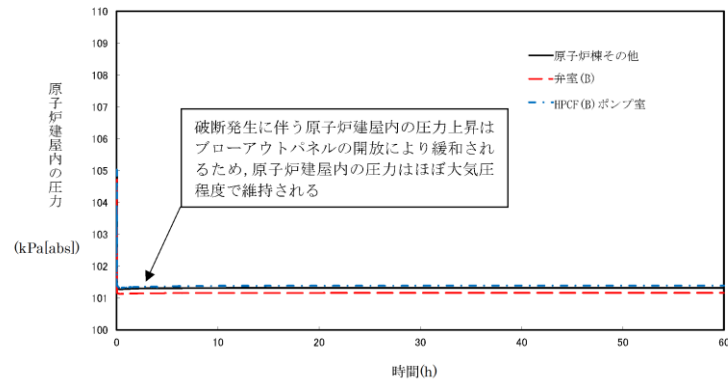
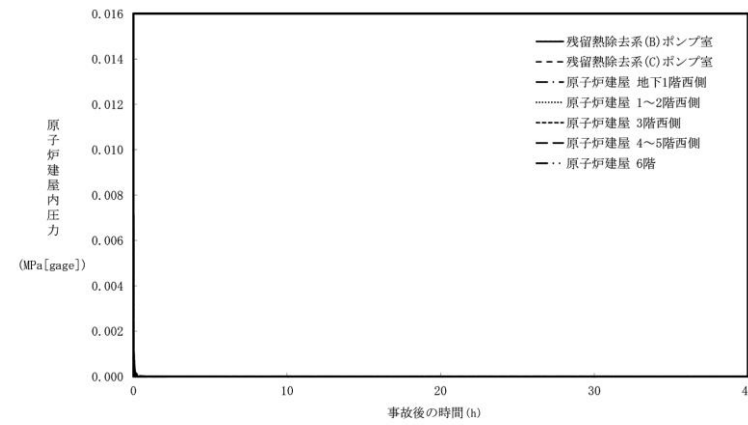
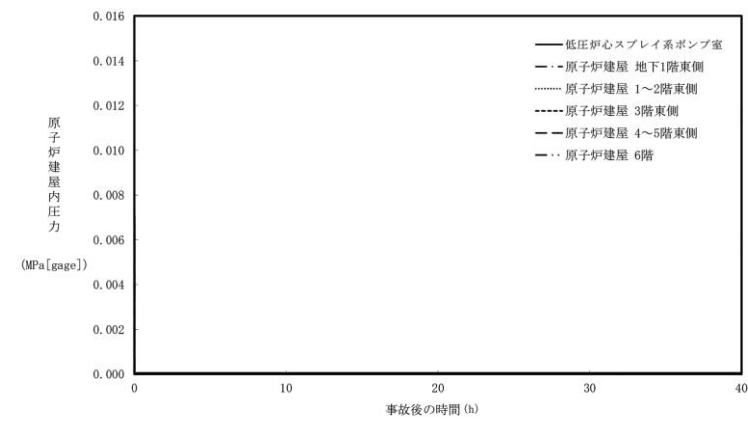


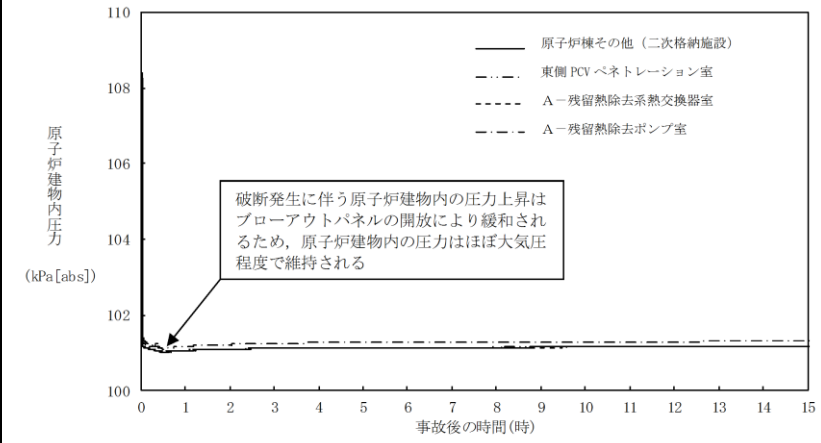
図4 原子炉建屋内の圧力の時間変化  
(インターフェイスシステムLOCA)



別第9-8 図 原子炉建屋内の圧力の推移 (西側区画)



別第9-9 図 原子炉建屋内の圧力の推移 (東側区画)



別図 8-6 原子炉建物内の圧力の推移

・解析結果の相違  
【柏崎 6/7, 東海第二】

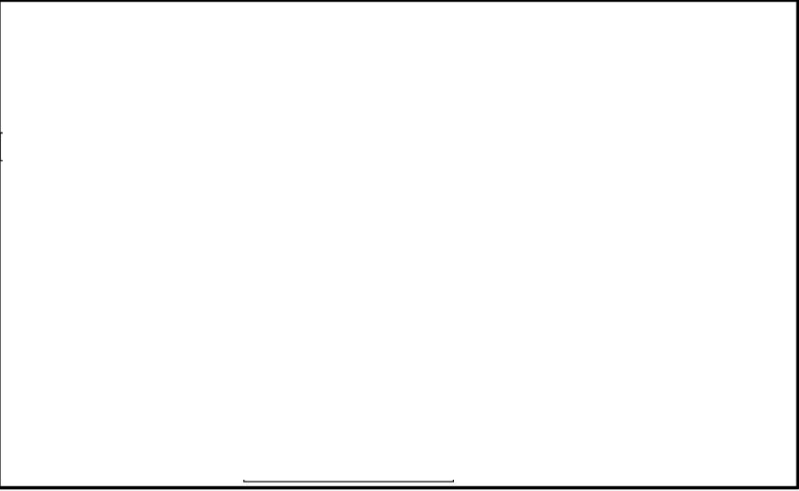
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p>1.2.1 溢水による影響</p> <p>別図 8-2 に示すとおり、「A-残留熱除去系熱交換器室」で発生した漏えい水は、原子炉建物 1 階 (EL15.3m) に伝播し、ハッチ開口部を通じて最終滞留箇所である「トールス室」に排出される。</p> <p>「A-残留熱除去ポンプ室」で発生した漏えい水は、境界に水密扉を設置していることから「原子炉隔離時冷却ポンプ室」へ伝播しないが、「トールス室」に対しては、境界に設置している水密扉の止水方向が異なることから伝播する。</p> <p>溢水範囲を別図 8-7 に、想定する漏えい量を別表 8-2 に示す。</p> <p>(1) 注水弁 (MV222-5A) へのアクセス性に対する影響</p> <p>A-残留熱除去系の隔離操作を行う注水弁 (MV222-5A) は、原子炉建物中 1 階 (EL19.0m) の床面上に設置されており、I S L O C A により漏えいが発生する機器は、1 階 (EL15.3m) 及び地下 2 階 (EL1.3m) に設置されている。隔離操作場所へは溢水影響のない 2 階 (EL23.8m) からアクセスするため、アクセス性への影響はない。</p> <p>(2) I S L O C A 時に必要となる系統 (原子炉隔離時冷却系, 高圧炉心スプレイ系, 残留熱除去系及び逃がし安全弁) への影響</p> <p>A-残留熱除去ポンプ室と原子炉隔離時冷却ポンプ室の境界、トールス室と B-残留熱除去ポンプ室及び高圧炉心スプレイポンプ室の境界は水密扉の設置により区画化されているため、これらのポンプ室は溢水の影響を受けない。</p> <p>逃がし安全弁は、区画として分離されている原子炉格納容器内に設置されており、関連計装部品も含め溢水の影響はなく、逃がし安全弁の機能は維持される。</p> <p>漏えい水が伝播する区画において I S L O C A 時に必要となる系統の溢水評価結果を別表 8-3 に示す。</p>	

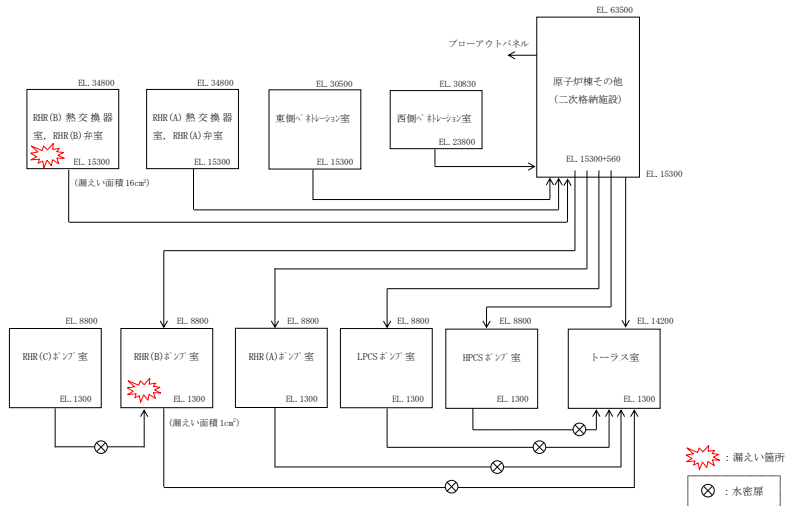
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<div data-bbox="1745 212 2496 1178" style="border: 1px solid black; height: 460px; margin-bottom: 10px;"></div> <div data-bbox="1834 1199 2377 1230" style="color: red; text-align: center;">別図 8-7 A-残留熱除去系 溢水範囲 (1/2)</div> <div data-bbox="1745 1262 2496 1703" style="border: 1px solid black; height: 210px; margin-bottom: 10px;"></div> <div data-bbox="1834 1734 2377 1766" style="color: red; text-align: center;">別図 8-7 A-残留熱除去系 溢水範囲 (2/2)</div>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																													
		<p style="text-align: center;"><u>別表 8-2 想定する漏えい量</u></p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th rowspan="2" style="text-align: center;">事故後の時間 [h]</th> <th colspan="2" style="text-align: center;">漏えい量[m<sup>3</sup>]</th> </tr> <tr> <th style="text-align: center;">A-残留熱除去ポン プ室 (R-B2F-02N)</th> <th style="text-align: center;">A-残留熱除去系 熱交換器室 (R-1F-05N)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td style="text-align: center;">0.5</td><td style="text-align: center;">約 7</td><td style="text-align: center;">約 107</td></tr> <tr><td style="text-align: center;">1.0</td><td style="text-align: center;">約 9</td><td style="text-align: center;">約 130</td></tr> <tr><td style="text-align: center;">2.0</td><td style="text-align: center;">約 11</td><td style="text-align: center;">約 165</td></tr> <tr><td style="text-align: center;">3.0</td><td style="text-align: center;">約 14</td><td style="text-align: center;">約 214</td></tr> <tr><td style="text-align: center;">4.0</td><td style="text-align: center;">約 17</td><td style="text-align: center;">約 265</td></tr> <tr><td style="text-align: center;">5.0</td><td style="text-align: center;">約 20</td><td style="text-align: center;">約 315</td></tr> <tr><td style="text-align: center;">6.0</td><td style="text-align: center;">約 23</td><td style="text-align: center;">約 364</td></tr> <tr><td style="text-align: center;">7.0</td><td style="text-align: center;">約 26</td><td style="text-align: center;">約 414</td></tr> <tr><td style="text-align: center;">8.0</td><td style="text-align: center;">約 29</td><td style="text-align: center;">約 463</td></tr> <tr><td style="text-align: center;">9.0</td><td style="text-align: center;">約 32</td><td style="text-align: center;">約 512</td></tr> <tr><td style="text-align: center;">10.0</td><td style="text-align: center;">約 35</td><td style="text-align: center;">約 560</td></tr> </tbody> </table>	事故後の時間 [h]	漏えい量[m <sup>3</sup> ]		A-残留熱除去ポン プ室 (R-B2F-02N)	A-残留熱除去系 熱交換器室 (R-1F-05N)	0.5	約 7	約 107	1.0	約 9	約 130	2.0	約 11	約 165	3.0	約 14	約 214	4.0	約 17	約 265	5.0	約 20	約 315	6.0	約 23	約 364	7.0	約 26	約 414	8.0	約 29	約 463	9.0	約 32	約 512	10.0	約 35	約 560																								
事故後の時間 [h]	漏えい量[m <sup>3</sup> ]																																																															
	A-残留熱除去ポン プ室 (R-B2F-02N)	A-残留熱除去系 熱交換器室 (R-1F-05N)																																																														
0.5	約 7	約 107																																																														
1.0	約 9	約 130																																																														
2.0	約 11	約 165																																																														
3.0	約 14	約 214																																																														
4.0	約 17	約 265																																																														
5.0	約 20	約 315																																																														
6.0	約 23	約 364																																																														
7.0	約 26	約 414																																																														
8.0	約 29	約 463																																																														
9.0	約 32	約 512																																																														
10.0	約 35	約 560																																																														
		<p style="text-align: center;"><u>別表 8-3 溢水評価結果</u></p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>建物</th> <th>EL [m]</th> <th>評価 区画</th> <th>流入を 考慮する 他区画</th> <th>溢水量 [m<sup>3</sup>]<sup>※1</sup></th> <th>滞留 面積 [m<sup>2</sup>]</th> <th>床勾 配 [m]</th> <th>① 溢水水位 FL+[m]<sup>※2</sup></th> <th>機器番号</th> <th>ISLOCA時に必要となる系統 の溢水防護対象設備<sup>※3</sup></th> <th>② 機能喪失 高さ FL+[m]<sup>※2</sup></th> <th>影響 評価</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">原子炉 建物</td> <td rowspan="3">15.3</td> <td>R-1F-03N R-1F-22N</td> <td>R-1F-05N R-1F-04N</td> <td>560</td> <td>808</td> <td>0.075</td> <td>0.17<sup>※2</sup></td> <td>2-R1R-1-8B</td> <td>B-原子炉圧力容器計器<sup>※4</sup></td> <td>0.56</td> <td>①&lt;②</td> <td></td> </tr> <tr> <td>R-1F-07-1N</td> <td>R-1F-04N R-1F-03N R-1F-22N</td> <td>560</td> <td>860</td> <td>0.075</td> <td>0.17<sup>※2</sup></td> <td>MV227-3</td> <td>ADS 逃し機能用外側隔離弁</td> <td>0.30</td> <td>①&lt;②</td> <td></td> </tr> <tr> <td>R-1F-10N</td> <td>R-1F-05N R-1F-04N R-1F-03N R-1F-22N</td> <td>560</td> <td>827</td> <td>0.075</td> <td>0.17<sup>※2</sup></td> <td>MV222-15B</td> <td>B-R1R7スト弁</td> <td>1.99</td> <td>①&lt;②</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td>1.3</td> <td>R-B2F-31N</td> <td>R-1F-05N R-1F-04N R-1F-03N R-1F-22N</td> <td>595</td> <td>1041</td> <td>0.075</td> <td>0.65</td> <td>MV224-9</td> <td>HFCSポンプ CST 側第2ミニバルブ弁</td> <td>7.63</td> <td>①&lt;②</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>■ : 溢水源のある区画</p> <p>※1 事象発生 10 時間後の溢水量  ※2 基準床からの高さ  ※3 評価対象区画で機能喪失高さが最も低い機器  ※4 ハッチからの排出評価を実施</p>	建物	EL [m]	評価 区画	流入を 考慮する 他区画	溢水量 [m <sup>3</sup> ] <sup>※1</sup>	滞留 面積 [m <sup>2</sup> ]	床勾 配 [m]	① 溢水水位 FL+[m] <sup>※2</sup>	機器番号	ISLOCA時に必要となる系統 の溢水防護対象設備 <sup>※3</sup>	② 機能喪失 高さ FL+[m] <sup>※2</sup>	影響 評価	備考	原子炉 建物	15.3	R-1F-03N R-1F-22N	R-1F-05N R-1F-04N	560	808	0.075	0.17 <sup>※2</sup>	2-R1R-1-8B	B-原子炉圧力容器計器 <sup>※4</sup>	0.56	①<②		R-1F-07-1N	R-1F-04N R-1F-03N R-1F-22N	560	860	0.075	0.17 <sup>※2</sup>	MV227-3	ADS 逃し機能用外側隔離弁	0.30	①<②		R-1F-10N	R-1F-05N R-1F-04N R-1F-03N R-1F-22N	560	827	0.075	0.17 <sup>※2</sup>	MV222-15B	B-R1R7スト弁	1.99	①<②			1.3	R-B2F-31N	R-1F-05N R-1F-04N R-1F-03N R-1F-22N	595	1041	0.075	0.65	MV224-9	HFCSポンプ CST 側第2ミニバルブ弁	7.63	①<②		
建物	EL [m]	評価 区画	流入を 考慮する 他区画	溢水量 [m <sup>3</sup> ] <sup>※1</sup>	滞留 面積 [m <sup>2</sup> ]	床勾 配 [m]	① 溢水水位 FL+[m] <sup>※2</sup>	機器番号	ISLOCA時に必要となる系統 の溢水防護対象設備 <sup>※3</sup>	② 機能喪失 高さ FL+[m] <sup>※2</sup>	影響 評価	備考																																																				
原子炉 建物	15.3	R-1F-03N R-1F-22N	R-1F-05N R-1F-04N	560	808	0.075	0.17 <sup>※2</sup>	2-R1R-1-8B	B-原子炉圧力容器計器 <sup>※4</sup>	0.56	①<②																																																					
		R-1F-07-1N	R-1F-04N R-1F-03N R-1F-22N	560	860	0.075	0.17 <sup>※2</sup>	MV227-3	ADS 逃し機能用外側隔離弁	0.30	①<②																																																					
		R-1F-10N	R-1F-05N R-1F-04N R-1F-03N R-1F-22N	560	827	0.075	0.17 <sup>※2</sup>	MV222-15B	B-R1R7スト弁	1.99	①<②																																																					
	1.3	R-B2F-31N	R-1F-05N R-1F-04N R-1F-03N R-1F-22N	595	1041	0.075	0.65	MV224-9	HFCSポンプ CST 側第2ミニバルブ弁	7.63	①<②																																																					

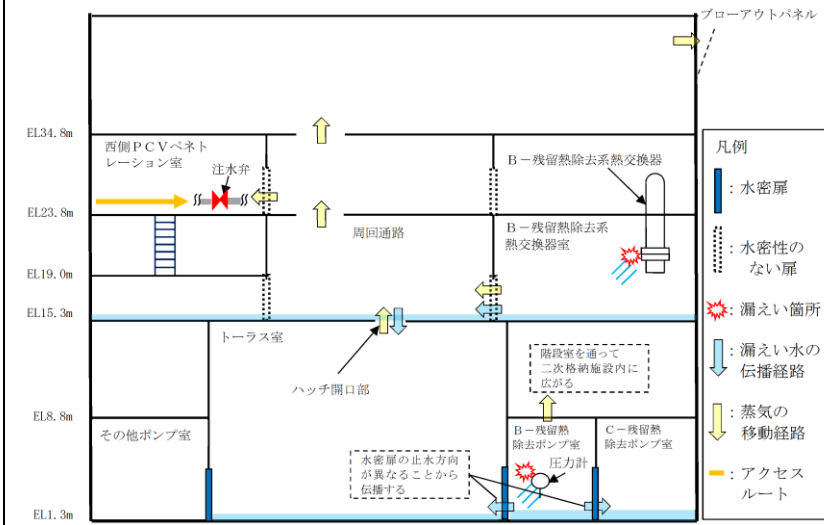
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p><b>1.2.2 漏えいした蒸気の回り込みに伴う雰囲気温度・湿度上昇の影響</b></p> <p>別図 8-2 に示すとおり、「A-残留熱除去系熱交換器室」,「A-残留熱除去ポンプ室」において漏えいした蒸気及び溢水の伝播区画において発生した蒸気は、各隣接区画の圧力差に応じて原子炉棟内を移動し、原子炉棟内の圧力や温度を一時的に上昇させる。原子炉棟内の圧力上昇に伴いブローアウトパネルが開放し、環境へ蒸気が放出されるとともにハッチ開口部等を通じてガス流動が発生することで、原子炉棟内の環境条件はほぼ一様になる。なお、ブローアウトパネルが開放された以降は、原子炉棟から環境への蒸気の放出の流れが支配的となるため、その他ポンプ室等への蒸気の流入はない。蒸気の滞留範囲を別図 8-8 に示す。</p> <p>(1) 注水弁 (MV222-5A) への影響</p> <p>隔離操作を行う注水弁 (MV222-5A) は、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度が最も高くなる設計基準事故である「原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」の「原子炉冷却材喪失」時の環境条件に耐性を有する設備であり、湿度 100%、温度 100℃以上の耐性を有していることから機能維持される。</p> <p>I S L O C A発生時において必要な対応操作のうち、注水弁 (MV222-5A) の隔離操作を除いては、全て中央制御室からの操作による。注水弁 (MV222-5A) の隔離操作については、事象発生 9 時間後から行うこととしており、その際の原子炉建物内雰囲気温度及び湿度は約 44℃及び約 100%である。防護具等の着用により現場へのアクセス及び隔離操作は可能であり、注水弁の隔離操作における原子炉棟内の滞在時間は約 38 分である。</p> <p>(2) I S L O C A時に必要となる系統 (原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系及び逃がし安全弁) への影響</p> <p>A-残留熱除去ポンプ室と原子炉隔離時冷却ポンプ室の境界、トーラス室と B-残留熱除去ポンプ室及び高圧炉心スプレイポンプ室の境界は水密扉の設置により区画化されているため、これらのポンプ室には溢水の流入がなく、蒸気による有意な雰囲気温度の上昇もないため、系統の運転に必要な補</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>機冷却系等の設備も含めて、系統の機能は維持される。なお、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系及びB-残留熱除去系のポンプ、弁及び計器等は、湿度 100%、温度 100℃以上の耐性を有している。</p> <p>逃がし安全弁は、区画として分離されている原子炉格納容器内に設置されており、関連計装部品も含め、原子炉建物内及びトラス室の雰囲気温度上昇に伴う影響はなく、逃がし安全弁の機能は維持される。</p> <div data-bbox="1745 630 2496 1575" style="border: 1px solid black; height: 450px; margin: 10px 0;"></div> <p style="text-align: center;"><u>別図 8-8 A-残留熱除去系 蒸気滞留範囲 (1/2)</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 data-bbox="1804 705 2427 737"><u>別図 8-8 A-残留熱除去系 蒸気滞留範囲 (2/2)</u></p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p><u>2. B-残留熱除去系におけるISLOCA発生時の評価</u></p> <p>2.1 評価条件</p> <p>B-残留熱除去系におけるISLOCA発生時の原子炉冷却材の漏えい量及び原子炉建物原子炉棟内の環境（雰囲気温度，湿度，圧力及び溢水による影響）を評価した。</p> <p>B-残留熱除去系におけるISLOCA発生時の漏えい箇所及び漏えい面積は，別表 8-1 に示すA-残留熱除去系の評価条件と同等（B-残留熱除去ポンプ室：1 cm<sup>2</sup>，B-残留熱除去系熱交換器室：16cm<sup>2</sup>）であり，その他評価条件も同等となる。原子炉建物ノード分割モデルを別図 8-9 に示す。</p>  <p>別図 8-9 原子炉建物ノード分割モデル</p> <p>2.2 評価結果</p> <p>解析結果に基づく，ISLOCA発生時の原子炉棟内状況概要を別図 8-10 に，各漏えい発生区画における原子炉冷却材の積算漏えい量の推移を別図 8-11 に，原子炉建物内の雰囲気温度，湿度及び圧力の推移を別図 8-12 から別図 8-14 に示す。</p> <p>○事象進展</p> <p>事象進展は，「2.7 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）」に示す，A-残留熱除去系にてISLOCAが発生した場合と同様である。</p>	

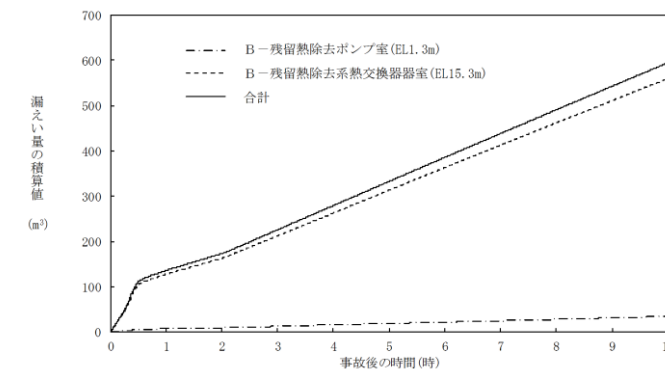




別図 8-10 ISLOCA発生時の原子炉棟内状況概要

○各漏えい発生区画における漏えい量

別図 8-11 に示すとおり、現場隔離操作の完了時間として設定している事象発生 10 時間までの原子炉冷却材の漏えい量は約 600m<sup>3</sup>である。

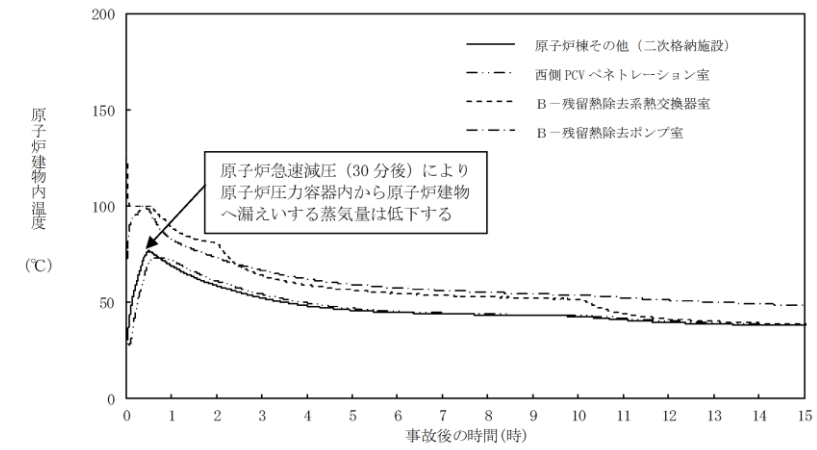


別図 8-11 各漏えい発生区画における原子炉冷却材の積算漏えい量の推移

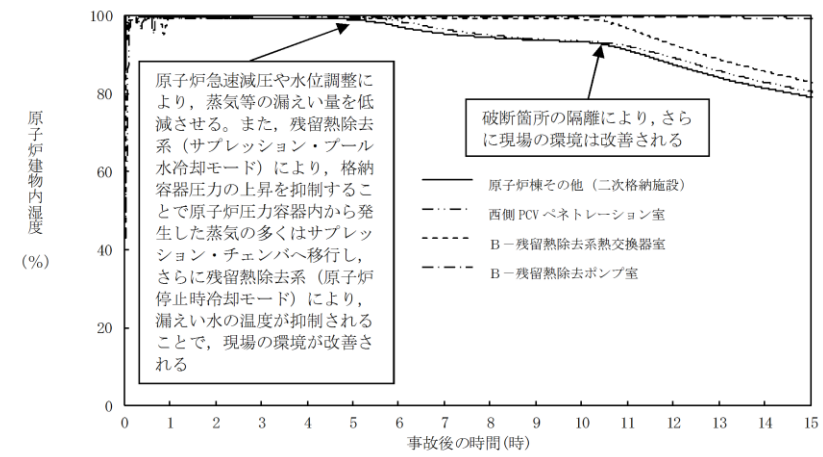
○温度・湿度・圧力の想定

別図 8-12 から別図 8-14 に示すとおり、アクセスルートとなる「原子炉棟その他 (二次格納施設)」及び操作場所である「西側 PCV ペネトレーション室」における雰囲気温度の最大値は約 77℃となるが、原子炉減圧操作後は漏えい箇所からの高温水及び蒸気の流出量が減少するため、雰囲気温度は低下傾向となり、建物内環境が静定する事象発生 9 時間後から 10 時間後までの雰囲気温度の最大値は約 44℃である。湿度については漏えい箇所からの漏えいが継続するため高い値で維持されるものの、

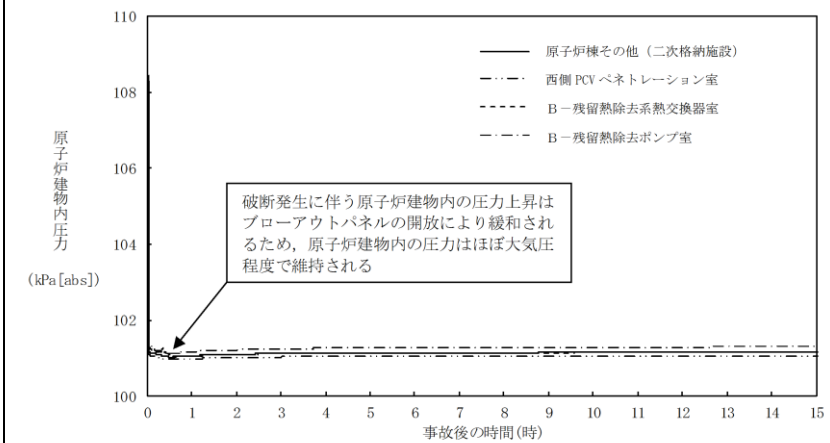
破断箇所隔離操作を実施することで約 10 時間以降低下する傾向にある。圧力については漏えい発生直後に上昇するものの、ブローアウトパネルが開放され、その後は大気圧相当となる。



別図 8-12 原子炉建物内の雰囲気温度の推移



別図 8-13 原子炉建物内の湿度の推移



別図 8-14 原子炉建物内の圧力の推移

柏崎刈羽原子力発電所 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>2.2.1 溢水による影響</p> <p>別図 8-10 に示すとおり、「B-残留熱除去系熱交換器室」で発生した漏えい水は、原子炉建物 1 階 (EL15.3m) に伝播し、ハッチ開口部を通じて最終滞留箇所である「トールス室」に排出される。</p> <p>「B-残留熱除去ポンプ室」で発生した漏えい水は、境界に設置している水密扉の止水方向が異なることから「トールス室」及び「C-残留熱除去ポンプ室」に伝播する。</p> <p>溢水範囲を別図 8-15 に、想定する漏えい量を別表 8-4 に示す。</p> <p>(1) 注水弁 (MV222-5B) へのアクセス性に対する影響</p> <p>B-残留熱除去系の隔離操作を行う注水弁 (MV222-5B) は、原子炉建物 2 階 (EL23.8m) の床面上に設置されており、I S L O C Aにより漏えいが発生する機器は、1 階 (EL15.3m) 及び地下 2 階 (EL1.3m) に設置されている。隔離操作場所へは溢水影響のない 2 階 (EL23.8m) からアクセスするため、アクセス性への影響はない。</p> <p>(2) I S L O C A時に必要となる系統 (原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系及び逃がし安全弁) への影響</p> <p>トールス室と A-残留熱除去ポンプ室及び高圧炉心スプレイポンプ室の境界は水密扉の設置により区画化されているため、これらのポンプ室は溢水の影響を受けない。</p> <p>原子炉隔離時冷却ポンプ室は、隣接する区画に漏えい水が伝播しないため、溢水の影響を受けない。</p> <p>逃がし安全弁は、区画として分離されている原子炉格納容器内に設置されており、関連計装部品も含め溢水の影響はなく、逃がし安全弁の機能は維持される。</p> <p>漏えい水が伝播する区画において I S L O C A時に必要となる系統の溢水評価結果を別表 8-5 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
		<div data-bbox="1739 268 2496 1213" style="border: 1px solid black; height: 450px; margin-bottom: 10px;"></div> <div data-bbox="1813 1234 2398 1276" style="color: red; text-align: center;">別図 8-15 B-残留熱除去系 溢水範囲 (1/2)</div> <div data-bbox="1739 1346 2496 1793" style="border: 1px solid black; height: 213px;"></div> <div data-bbox="1813 1818 2398 1860" style="color: red; text-align: center;">別図 8-15 B-残留熱除去系 溢水範囲 (2/2)</div>	

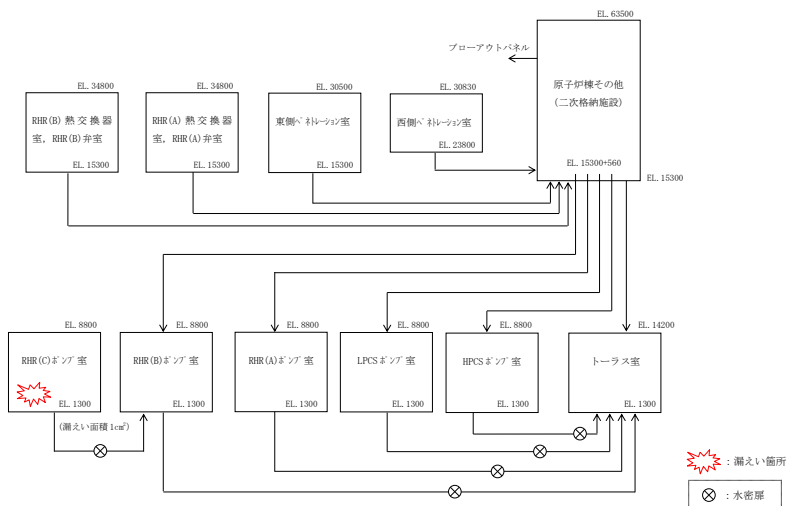
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																
		<p style="text-align: center;">別表 8-4 想定する漏えい量</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th rowspan="2">事故後の時間 [h]</th> <th colspan="2">漏えい量[m<sup>3</sup>]</th> </tr> <tr> <th>B-残留熱除去ポンプ室 (R-B2F-15N)</th> <th>B-残留熱除去系熱交換器室 (R-1F-11N)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>0.5</td><td>約 7</td><td>約 106</td></tr> <tr><td>1.0</td><td>約 9</td><td>約 129</td></tr> <tr><td>2.0</td><td>約 11</td><td>約 164</td></tr> <tr><td>3.0</td><td>約 14</td><td>約 213</td></tr> <tr><td>4.0</td><td>約 17</td><td>約 264</td></tr> <tr><td>5.0</td><td>約 20</td><td>約 314</td></tr> <tr><td>6.0</td><td>約 23</td><td>約 364</td></tr> <tr><td>7.0</td><td>約 26</td><td>約 414</td></tr> <tr><td>8.0</td><td>約 29</td><td>約 463</td></tr> <tr><td>9.0</td><td>約 32</td><td>約 512</td></tr> <tr><td>10.0</td><td>約 35</td><td>約 560</td></tr> </tbody> </table>	事故後の時間 [h]	漏えい量[m <sup>3</sup> ]		B-残留熱除去ポンプ室 (R-B2F-15N)	B-残留熱除去系熱交換器室 (R-1F-11N)	0.5	約 7	約 106	1.0	約 9	約 129	2.0	約 11	約 164	3.0	約 14	約 213	4.0	約 17	約 264	5.0	約 20	約 314	6.0	約 23	約 364	7.0	約 26	約 414	8.0	約 29	約 463	9.0	約 32	約 512	10.0	約 35	約 560											
事故後の時間 [h]	漏えい量[m <sup>3</sup> ]																																																		
	B-残留熱除去ポンプ室 (R-B2F-15N)	B-残留熱除去系熱交換器室 (R-1F-11N)																																																	
0.5	約 7	約 106																																																	
1.0	約 9	約 129																																																	
2.0	約 11	約 164																																																	
3.0	約 14	約 213																																																	
4.0	約 17	約 264																																																	
5.0	約 20	約 314																																																	
6.0	約 23	約 364																																																	
7.0	約 26	約 414																																																	
8.0	約 29	約 463																																																	
9.0	約 32	約 512																																																	
10.0	約 35	約 560																																																	
		<p style="text-align: center;">別表 8-5 溢水評価結果</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>建物</th> <th>EL [m]</th> <th>評価区画</th> <th>流入を考慮する他区画</th> <th>溢水量 [m<sup>3</sup>]<sup>※1</sup></th> <th>滞留面積 [m<sup>2</sup>]</th> <th>床勾配 [m]</th> <th>① 溢水水位 FL+ [m]<sup>※2</sup></th> <th>機器番号</th> <th>ISLOCA時に必要となる系統の溢水防護対象設備<sup>※3</sup></th> <th>② 機能喪失高さ FL+ [m]<sup>※2</sup></th> <th>影響評価</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">原子炉建物</td> <td rowspan="3">15.3</td> <td>R-1F-03N R-1F-22N</td> <td>R-1F-11N R-1F-10N</td> <td>560</td> <td>808</td> <td>0.075</td> <td>0.17<sup>※1</sup></td> <td>2-R1R-1-8B</td> <td>B-原子炉圧力容器計器<sup>※4</sup></td> <td>0.56</td> <td>①&lt;②</td> <td></td> </tr> <tr> <td>R-1F-07-1N</td> <td>R-1F-10N R-1F-03N R-1F-22N</td> <td>560</td> <td>860</td> <td>0.075</td> <td>0.17<sup>※1</sup></td> <td>MV227-3</td> <td>ADS 逃し機能用外側隔離弁</td> <td>0.30</td> <td>①&lt;②</td> <td></td> </tr> <tr> <td>R-B2F-31N</td> <td>R-1F-11N R-1F-10N R-1F-03N R-1F-22N R-B2F-15N</td> <td>595</td> <td>1041</td> <td>0.075</td> <td>0.65</td> <td>MV224-9</td> <td>HPCSポンプ CST側第2ミッドポンプ</td> <td>7.63</td> <td>①&lt;②</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>■ : 溢水源のある区画</p> <p>※1 事象発生10時間後の溢水量  ※2 基準床からの高さ  ※3 評価対象区画で機能喪失高さが最も低い機器  ※4 ハッチからの排出評価を実施</p>	建物	EL [m]	評価区画	流入を考慮する他区画	溢水量 [m <sup>3</sup> ] <sup>※1</sup>	滞留面積 [m <sup>2</sup> ]	床勾配 [m]	① 溢水水位 FL+ [m] <sup>※2</sup>	機器番号	ISLOCA時に必要となる系統の溢水防護対象設備 <sup>※3</sup>	② 機能喪失高さ FL+ [m] <sup>※2</sup>	影響評価	備考	原子炉建物	15.3	R-1F-03N R-1F-22N	R-1F-11N R-1F-10N	560	808	0.075	0.17 <sup>※1</sup>	2-R1R-1-8B	B-原子炉圧力容器計器 <sup>※4</sup>	0.56	①<②		R-1F-07-1N	R-1F-10N R-1F-03N R-1F-22N	560	860	0.075	0.17 <sup>※1</sup>	MV227-3	ADS 逃し機能用外側隔離弁	0.30	①<②		R-B2F-31N	R-1F-11N R-1F-10N R-1F-03N R-1F-22N R-B2F-15N	595	1041	0.075	0.65	MV224-9	HPCSポンプ CST側第2ミッドポンプ	7.63	①<②		
建物	EL [m]	評価区画	流入を考慮する他区画	溢水量 [m <sup>3</sup> ] <sup>※1</sup>	滞留面積 [m <sup>2</sup> ]	床勾配 [m]	① 溢水水位 FL+ [m] <sup>※2</sup>	機器番号	ISLOCA時に必要となる系統の溢水防護対象設備 <sup>※3</sup>	② 機能喪失高さ FL+ [m] <sup>※2</sup>	影響評価	備考																																							
原子炉建物	15.3	R-1F-03N R-1F-22N	R-1F-11N R-1F-10N	560	808	0.075	0.17 <sup>※1</sup>	2-R1R-1-8B	B-原子炉圧力容器計器 <sup>※4</sup>	0.56	①<②																																								
		R-1F-07-1N	R-1F-10N R-1F-03N R-1F-22N	560	860	0.075	0.17 <sup>※1</sup>	MV227-3	ADS 逃し機能用外側隔離弁	0.30	①<②																																								
		R-B2F-31N	R-1F-11N R-1F-10N R-1F-03N R-1F-22N R-B2F-15N	595	1041	0.075	0.65	MV224-9	HPCSポンプ CST側第2ミッドポンプ	7.63	①<②																																								

柏崎刈羽原子力発電所 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>2.2.2 漏えいした蒸気の回り込みに伴う雰囲気温度・湿度上昇の影響</p> <p>別図 8-10 に示すとおり、「B-残留熱除去系熱交換器室」、「B-残留熱除去ポンプ室」において漏えいした蒸気及び溢水の伝播区画において発生した蒸気は、各隣接区画の圧力差に応じて原子炉棟内を移動し、原子炉棟内の圧力や温度を一時的に上昇させる。原子炉棟内の圧力上昇に伴いブローアウトパネルが開放し、環境へ蒸気が放出されるとともにハッチ開口部等を通じてガス流動が発生することで、原子炉棟内の環境条件はほぼ一樣になる。なお、ブローアウトパネルが開放された以降は、原子炉棟から環境への蒸気の放出の流れが支配的となるため、その他ポンプ室等への蒸気の流入はない。蒸気の滞留範囲を別図 8-16 に示す。</p> <p>(1) 注水弁 (MV222-5B) への影響</p> <p>隔離操作を行う注水弁 (MV222-5B) は、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度が最も高くなる設計基準事故である「原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」の「原子炉冷却材喪失」時の環境条件に耐性を有する設備であり、湿度 100%、温度 100℃以上の耐性を有していることから機能維持される。</p> <p>I S L O C A発生時において必要な対応操作のうち、注水弁 (MV222-5B) の隔離操作を除いては、全て中央制御室からの操作による。注水弁 (MV222-5B) の隔離操作については、事象発生 9 時間後から行うこととしており、その際の原子炉建物内雰囲気温度及び湿度は約 44℃及び約 100%である。防護具等の着用により現場へのアクセス及び隔離操作は可能であり、注水弁の隔離操作における原子炉棟内の滞在時間は約 37 分である。</p> <p>(2) I S L O C A時に必要となる系統 (原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系及び逃がし安全弁) への影響</p> <p>A-残留熱除去ポンプ室と原子炉隔離時冷却ポンプ室の境界、トーラス室と A-残留熱除去ポンプ室及び高圧炉心スプレイポンプ室の境界は水密扉の設置により区画化されているため、これらのポンプ室には溢水の流入がなく、蒸気による有意な雰囲気温度の上昇もないため、系統の運転に必要な補</p>	

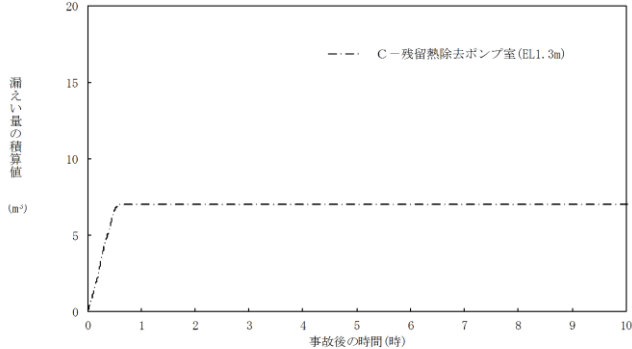
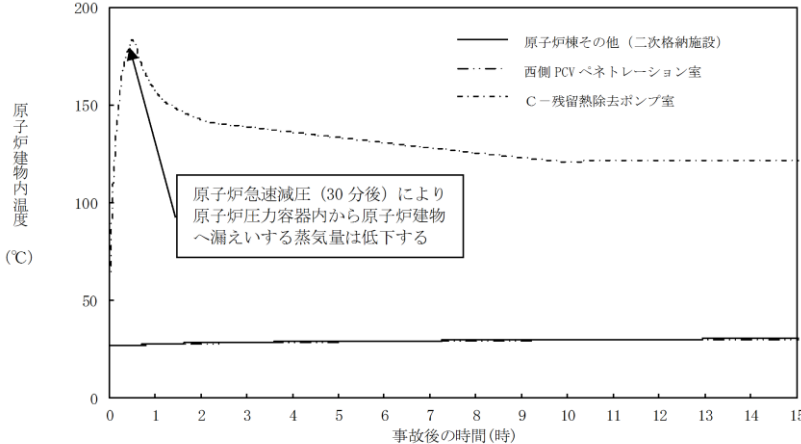
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p>機冷却系等の設備も含めて、系統の機能は維持される。なお、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系及びA-残留熱除去系のポンプ、弁及び計器等は、湿度 100%、温度 100℃以上の耐性を有している。</p> <p>逃がし安全弁は、区画として分離されている原子炉格納容器内に設置されており、関連計装部品も含め、原子炉建物内及びトラス室の雰囲気温度上昇に伴う影響はなく、逃がし安全弁の機能は維持される。</p> <div data-bbox="1745 632 2496 1570" style="border: 1px solid black; height: 447px; width: 253px; margin: 10px auto;"></div> <p>別図 8-16 B-残留熱除去系 蒸気滞留範囲 (1/2)</p>	

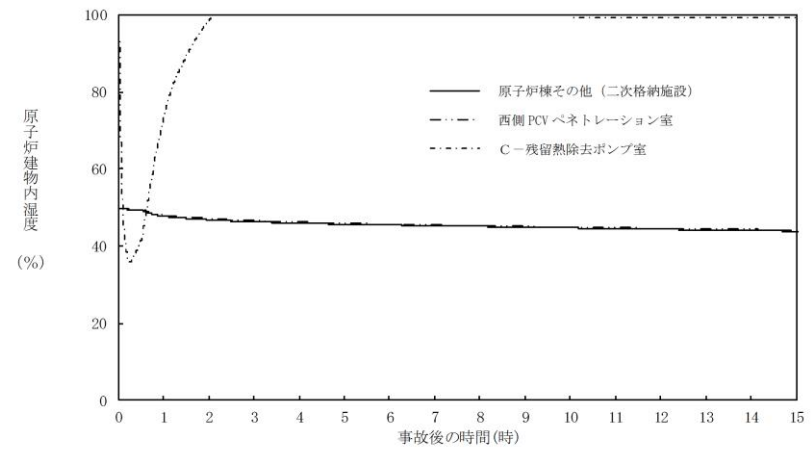
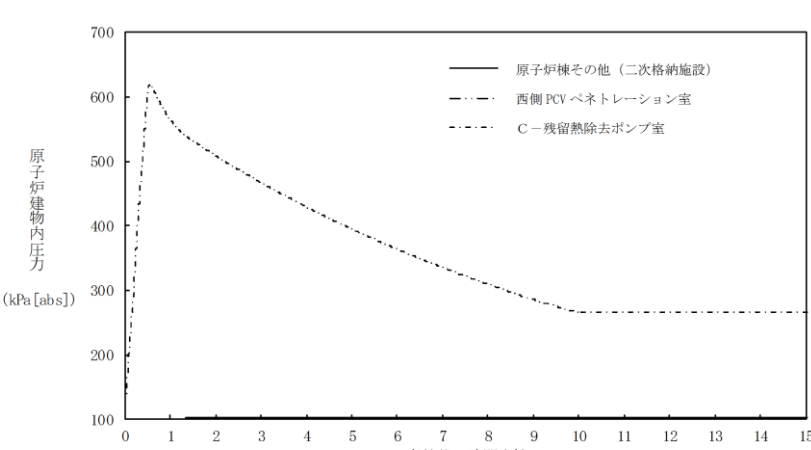
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		 <p data-bbox="1804 751 2427 783">別図 8-16 B-残留熱除去系 蒸気滞留範囲 (2/2)</p>	



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
		<p><b>3. C-残留熱除去系におけるISLOCA発生時の評価</b></p> <p><b>3.1 評価条件</b></p> <p>C-残留熱除去系におけるISLOCA発生時の原子炉冷却材の漏えい量及び原子炉建物原子炉棟内の環境（雰囲気温度，湿度，圧力及び溢水による影響）を評価した。</p> <p>C-残留熱除去系においてISLOCAが発生した場合の漏えい箇所は圧力スイッチ（C-残留熱除去ポンプ室）のみであり，漏えい面積は1cm<sup>2</sup>（圧力応答評価に基づき評価された，圧力スイッチ2台分の漏えい面積に余裕をとった値）となる。その他の評価条件は，別表8-1において設定した評価条件と同様とした。原子炉建物ノード分割モデルを別図8-17に示す。</p>  <p>別図8-17 原子炉建物ノード分割モデル</p> <p><b>3.2 評価結果</b></p> <p>解析結果に基づく，ISLOCA発生時の原子炉棟内状況概要を別図8-18に，漏えい発生区画における原子炉冷却材の積算漏えい量の推移を別図8-19に，原子炉建物内の雰囲気温度，湿度及び圧力の推移を別図8-20から別図8-22に示す。</p> <p><b>○事象進展</b></p> <p>事象発生後に外部電源喪失となり，給水流量の全喪失が発生することで原子炉水位は急速に低下する。原子炉水位低（レベル3）信号が発生して原子炉はスクラムし，また，原子炉水位低（レベル2）で再循環ポンプ2台全てがトリップするとともに，原子炉隔離時冷却系が自動起動する。</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>事象発生 20 分後の中央制御室における破断箇所の隔離に失敗するため、事象発生 30 分後に中央制御室からの遠隔操作によって自動減圧機能付き逃がし安全弁 6 個を手動開することで、原子炉を減圧し、原子炉冷却材の漏えいの抑制を図る。原子炉減圧により、原子炉隔離時冷却系が機能喪失するものの、高圧炉心スプレイ系による原子炉注水を開始することで原子炉水位が回復する。また、主蒸気隔離弁は、原子炉水位低（レベル 2）で全閉する。</p> <p>事象発生 10 時間後、現場操作により残留熱除去系の破断箇所を隔離した後は、高圧炉心スプレイ系により原子炉水位は適切に維持される。</p>  <p>別図 8-18 I S L O C A 発生時の原子炉棟内状況概要</p> <p>○漏えい発生区画における漏えい量</p> <p>別図 8-19 に示すとおり、C-残留熱除去系における漏えいは、事象発生 30 分後の原子炉減圧操作によって停止し、原子炉冷却材の漏えい量は約 7 m<sup>3</sup> となる。これは、破断箇所からの漏えいは原子炉圧力と漏えい発生区画の圧力の関係に応じて発生するが、漏えい発生区画である「C-残留熱除去ポンプ室」は水密扉により他室と区切られているため、漏えい水や蒸気はこの区画内に留まっており、また評価上、原子炉建物から環境への漏えいを考慮しない条件としていることから、原子炉減圧操作によって原子炉圧力が「C-残留熱除去ポンプ室」の圧力を下回るためである。</p> <p>なお、「C-残留熱除去ポンプ室」から隣接する区画への伝播を仮定した場合には、隔離操作完了まで漏えいが継続することとなるが、この場合でも漏えいはA-残留熱除去系に比べ小規</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="1760 212 1878 239">模となる。</p>  <p data-bbox="1733 659 2502 730">別図 8-19 漏えい発生区画における原子炉冷却材の積算漏えい量の推移</p> <p data-bbox="1760 793 2077 821">○温度・湿度・圧力の想定</p> <p data-bbox="1760 842 2502 1272">別図 8-20 から別図 8-22 に示すとおり、アクセスルートとなる「原子炉棟その他（二次格納施設）」及び操作場所である「西側PCVペネトレーション室」における雰囲気温度は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の運転によるトーラス室の温度上昇に伴って初期温度から僅かに上昇するが、現場隔離操作の完了までの最大値は約 31℃であり、想定している作業環境（約 44℃）未満で推移する。また、原子炉の減圧まで破断箇所からの漏えいが継続するものの、湿度、圧力においてその影響は軽微であり低い値で維持される。なお、ブローアウトパネルの開放圧力には到達しない。</p>  <p data-bbox="1852 1782 2383 1810">別図 8-20 原子炉建物内の雰囲気温度の推移</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="1869 651 2344 693">別図 8-21 原子炉建物内の湿度の推移</p>  <p data-bbox="1869 1176 2344 1218">別図 8-22 原子炉建物内の圧力の推移</p> <p data-bbox="1736 1281 2003 1323">3. 2. 1 溢水による影響</p> <p data-bbox="1751 1333 2507 1501">「C-残留熱除去ポンプ室」で発生した漏えい水は、境界に水密扉を設置していることから、隣接する「B-残留熱除去ポンプ室」及び「原子炉隔離時冷却ポンプ室」へ伝播しない。溢水範囲を別図 8-23 に、想定する漏えい量を別表 8-6 に示す。</p> <p data-bbox="1751 1554 2404 1585">(1) 注水弁 (MV222-5C) へのアクセス性に対する影響</p> <p data-bbox="1751 1596 2507 1764">C-残留熱除去系の隔離操作を行う注水弁 (MV222-5C) は、原子炉建物 2 階 (EL23. 8m) の床面上に設置されており、ISLOCAにより漏えいが発生する機器は、地下 2 階 (EL1. 3m) に設置されている。隔離操作場所へは溢水影響のない 2 階 (EL23. 8m) からアクセスするため、アクセス性への影響はない。</p> <p data-bbox="1751 1869 2493 1900">(2) ISLOCA時に必要となる系統 (原子炉隔離時冷却系、</p>	

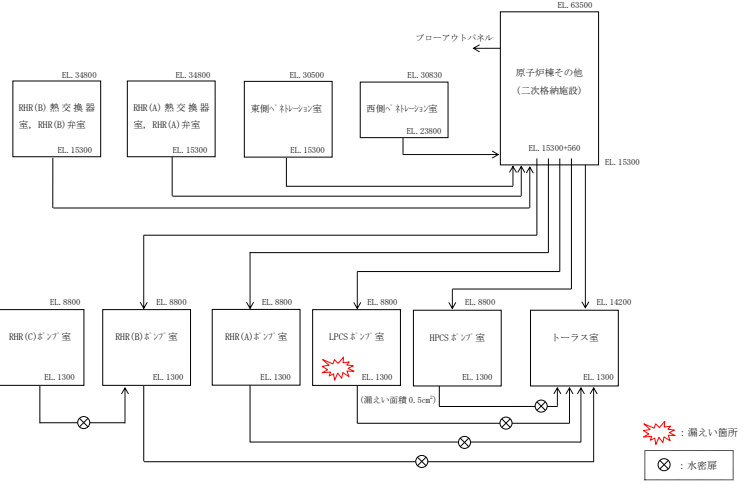
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p>高圧炉心スプレイ系, 残留熱除去系及び逃がし安全弁) への影響</p> <p>C-残留熱除去ポンプ室と原子炉隔離時冷却ポンプ室の境界, C-残留熱除去ポンプ室とB-残留熱除去ポンプ室の境界は水密扉の設置により区画化されているため, これらのポンプ室は溢水の影響を受けない。</p> <p>A-残留熱除去ポンプ室及び高圧炉心スプレイポンプ室については, 隣接する区画に漏えい水が伝播しないため, 溢水の影響を受けない。</p> <p>逃がし安全弁は, 区画として分離されている原子炉格納容器内に設置されており, 関連計装部品も含め溢水の影響はなく, 逃がし安全弁の機能は維持される。</p> <div data-bbox="1745 747 2496 1682" style="border: 1px solid black; height: 445px; width: 253px; margin: 10px auto;"></div> <p style="text-align: center;">別図 8-23 C-残留熱除去系 溢水範囲 (1/2)</p>	

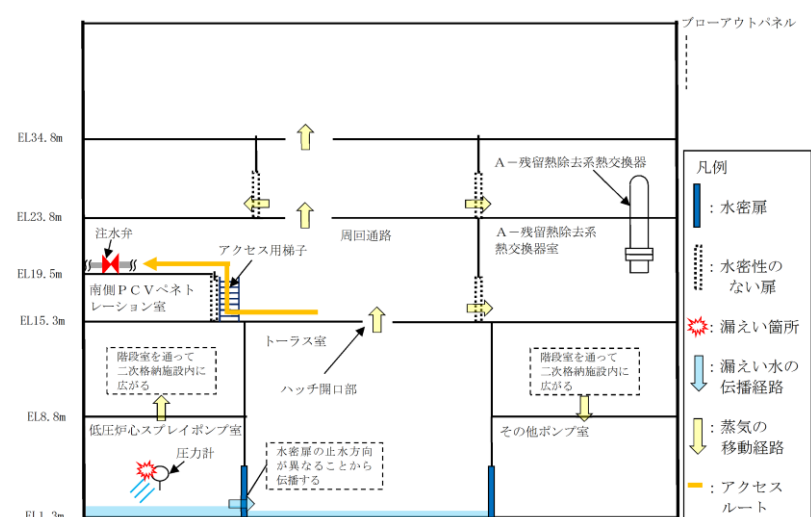
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																								
		<div data-bbox="1739 210 2502 688" style="border: 1px solid black; height: 228px; width: 257px;"></div> <p data-bbox="1822 703 2395 735">別図 8-23 C-残留熱除去系 溢水範囲 (2/2)</p> <p data-bbox="1947 793 2282 825">別表 8-6 想定する漏えい量</p> <table border="1" data-bbox="1843 831 2398 1478"> <thead> <tr> <th data-bbox="1843 831 2050 968">事故後の時間 [h]</th> <th data-bbox="2050 831 2398 968">漏えい量[m<sup>3</sup>] C-残留熱除去ポンプ室 (R-B2F-03N)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>0.5</td><td>約 6.7</td></tr> <tr><td>1.0</td><td>約 7.1</td></tr> <tr><td>2.0</td><td>約 7.1</td></tr> <tr><td>3.0</td><td>約 7.1</td></tr> <tr><td>4.0</td><td>約 7.1</td></tr> <tr><td>5.0</td><td>約 7.1</td></tr> <tr><td>6.0</td><td>約 7.1</td></tr> <tr><td>7.0</td><td>約 7.1</td></tr> <tr><td>8.0</td><td>約 7.1</td></tr> <tr><td>9.0</td><td>約 7.1</td></tr> <tr><td>10.0</td><td>約 7.1</td></tr> </tbody> </table>	事故後の時間 [h]	漏えい量[m <sup>3</sup> ] C-残留熱除去ポンプ室 (R-B2F-03N)	0.5	約 6.7	1.0	約 7.1	2.0	約 7.1	3.0	約 7.1	4.0	約 7.1	5.0	約 7.1	6.0	約 7.1	7.0	約 7.1	8.0	約 7.1	9.0	約 7.1	10.0	約 7.1	
事故後の時間 [h]	漏えい量[m <sup>3</sup> ] C-残留熱除去ポンプ室 (R-B2F-03N)																										
0.5	約 6.7																										
1.0	約 7.1																										
2.0	約 7.1																										
3.0	約 7.1																										
4.0	約 7.1																										
5.0	約 7.1																										
6.0	約 7.1																										
7.0	約 7.1																										
8.0	約 7.1																										
9.0	約 7.1																										
10.0	約 7.1																										

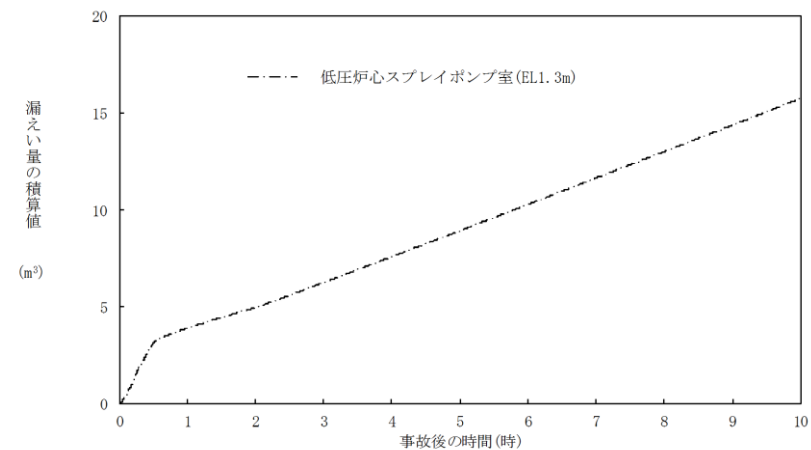
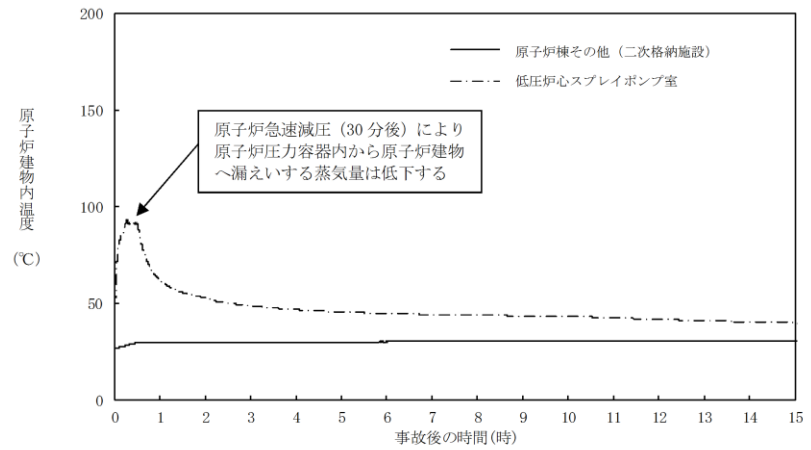
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p>3.2.2 漏えいした蒸気の回り込みに伴う雰囲気温度・湿度上昇の影響</p> <p>別図 8-18 に示すとおり、「C-残留熱除去ポンプ室」において漏えいした蒸気は、境界に設置した水密扉により、隣接する区画に伝播せず、「C-残留熱除去ポンプ室」内に留まる。蒸気の滞留範囲を別図 8-24 に示す。</p> <p>(1) 注水弁 (MV222-5C) への影響</p> <p>隔離操作を行う注水弁 (MV222-5C) は、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度が最も高くなる設計基準事故である「原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」の「原子炉冷却材喪失」時の環境条件に耐性を有する設備であり、湿度 100%、温度 100℃以上の耐性を有していることから機能維持される。</p> <p>I S L O C A発生時において必要な対応操作のうち、注水弁 (MV222-5C) の隔離操作を除いては、全て中央制御室からの操作による。注水弁 (MV222-5C) の隔離操作において、原子炉建物内雰囲気温度は想定している作業環境 (約 44℃) 未満で推移するため、防護具等の着用により現場へのアクセス及び隔離操作は可能である。なお、注水弁 (MV222-5C) の隔離操作における原子炉棟内の滞在時間は、約 37 分である。</p> <p>(2) I S L O C A時に必要となる系統 (原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系及び逃がし安全弁) への影響</p> <p>C-残留熱除去ポンプ室と原子炉隔離時冷却ポンプ室の境界、C-残留熱除去ポンプ室とB-残留熱除去ポンプ室の境界は水密扉の設置により区画化されており、またA-残留熱除去ポンプ室、B-残留熱除去ポンプ室及び高圧炉心スプレイポンプ室については、漏えい水が伝播する区画に隣接していないため、これらのポンプ室には溢水の流入がなく、蒸気による有意な雰囲気温度の上昇もないため、系統の運転に必要な補機冷却系等の設備も含めて、系統の機能は維持される。なお、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系及びA-残留熱除去系 (又はB-残留熱除去系) のポンプ、弁及び計器等は、湿度 100%、温度 100℃以上の耐性を有している。</p> <p>逃がし安全弁は、区画として分離されている原子炉格納容器内に設置されており、関連計装部品も含め、原子炉建物内</p>	

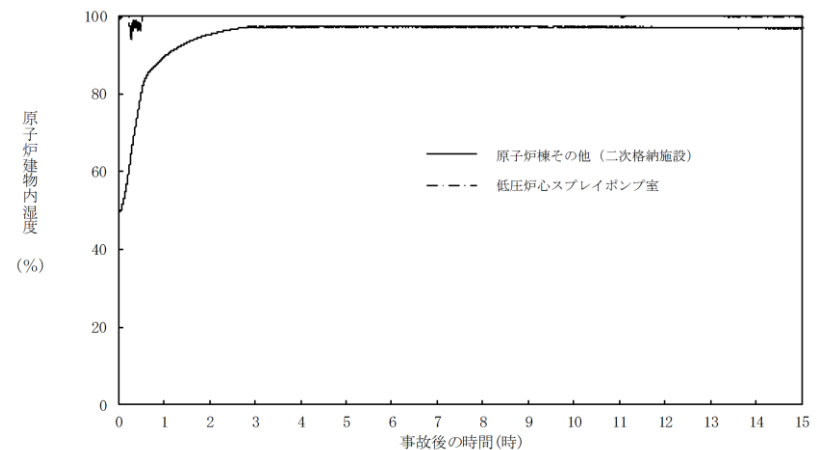
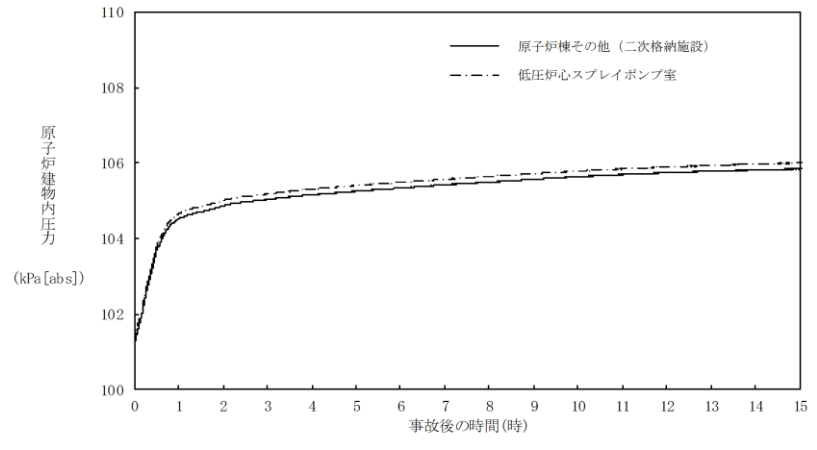
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p data-bbox="1789 212 2499 289">及びトラス室の雰囲気温度上昇に伴う影響はなく、逃がし安全弁の機能は維持される。</p> <div data-bbox="1745 348 2496 1230" style="border: 1px solid black; height: 420px; margin-bottom: 10px;"></div> <p data-bbox="1822 1245 2451 1276">別図 8-24 C-残留熱除去系 蒸気滞留範囲 (1/2)</p> <div data-bbox="1745 1346 2496 1808" style="border: 1px solid black; height: 220px;"></div> <p data-bbox="1822 1829 2451 1860">別図 8-24 C-残留熱除去系 蒸気滞留範囲 (2/2)</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
		<p><b>4. 低圧炉心スプレイ系における ISLOCA 発生時の評価</b></p> <p><b>4.1 評価条件</b></p> <p>低圧炉心スプレイ系における ISLOCA 発生時の原子炉冷却材の漏えい量及び原子炉建物原子炉棟内の環境（雰囲気温度，湿度，圧力及び溢水による影響）を評価した。</p> <p>低圧炉心スプレイ系において ISLOCA が発生した場合の漏えい箇所は圧力スイッチ（低圧炉心スプレイポンプ室）のみであり，漏えい面積は 0.5cm<sup>2</sup>（圧力応答評価に基づき評価された，圧力スイッチ 1 台分の漏えい面積に余裕をとった値）となる。その他の評価条件は，別表 8-1 において設定した評価条件と同様とした。原子炉建物ノード分割モデルを別図 8-25 に示す。</p>  <p>別図 8-25 原子炉建物ノード分割モデル</p> <p><b>4.2 評価結果</b></p> <p>解析結果に基づく，ISLOCA 発生時の原子炉棟内状況概要を別図 8-26 に，漏えい発生区画における原子炉冷却材の積算漏えい量の推移を別図 8-27 に，原子炉建物内の雰囲気温度，湿度及び圧力の推移を別図 8-28 から別図 8-30 に示す。</p> <p><b>○事象進展</b></p> <p>事象発生後に外部電源喪失となり，給水流量の全喪失が発生することで原子炉水位は急速に低下する。原子炉水位低（レベル 3）信号が発生して原子炉はスクラムし，また，原子炉水位低（レベル 2）で再循環ポンプ 2 台全てがトリップする</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>とともに、原子炉隔離時冷却系が自動起動する。</p> <p>事象発生 20 分後の中央制御室における破断箇所の隔離に失敗するため、事象発生 30 分後に中央制御室からの遠隔操作によって自動減圧機能付き逃がし安全弁 6 個を手動開することで、原子炉を減圧し、原子炉冷却材の漏えいの抑制を図る。原子炉減圧により、原子炉隔離時冷却系が機能喪失するものの、高圧炉心スプレイ系による原子炉注水を開始することで原子炉水位が回復する。また、主蒸気隔離弁は、原子炉水位低（レベル 2）で全閉する。</p> <p>事象発生 10 時間後、現場操作により低圧炉心スプレイ系の破断箇所を隔離した後は、高圧炉心スプレイ系により原子炉水位は適切に維持される。</p>  <p>別図 8-26 ISLOCA発生時の原子炉棟内状況概要</p> <p>○漏えい発生区画における漏えい量</p> <p>別図 8-27 に示すとおり、低圧炉心スプレイ系における漏えいはA-残留熱除去系に比べ小規模となるため、現場での隔離操作は比較的早期に実施可能と考えられるが、事象発生 10 時間後まで隔離が実施できないことを想定した場合、原子炉冷却材の漏えい量は約 16m<sup>3</sup>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. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		 <p data-bbox="1780 651 2433 735">別図 8-27 漏えい発生区画における原子炉冷却材の積算漏えい量の推移</p> <p data-bbox="1751 787 2077 829">○温度・湿度・圧力の想定</p> <p data-bbox="1751 840 2507 1186">別図 8-28 から別図 8-30 に示すとおり、アクセスルート及び操作場所である「原子炉棟その他（二次格納施設）」における雰囲気温度は、初期温度から僅かに上昇するが、現場隔離操作の完了までの最大値は約 31℃であり、想定している作業環境（約 44℃）未満で推移する。湿度については漏えい箇所からの漏えいが継続するため、ゆっくりと上昇を続けた後、高い値で維持される。圧力については漏えい発生後から上昇傾向となるものの、ブローアウトパネルの開放圧力には到達しない。</p>  <p data-bbox="1840 1638 2389 1680">別図 8-28 原子炉建物内の雰囲気温度の推移</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="1869 651 2344 693">別図 8-29 原子炉建物内の湿度の推移</p>  <p data-bbox="1869 1197 2344 1239">別図 8-30 原子炉建物内の圧力の推移</p> <p data-bbox="1736 1281 2003 1323">4. 2. 1 溢水による影響</p> <p data-bbox="1736 1333 2499 1501">「低圧炉心スプレイポンプ室」で発生した漏えい水は、境界に設置している水密扉の止水方向が異なることから「トーラス室」に伝播する。溢水範囲を別図 8-31 に、想定する漏えい量を別表 8-7 に示す。</p> <p data-bbox="1736 1554 2374 1596">(1) 注水弁 (MV223-2) へのアクセス性に対する影響</p> <p data-bbox="1736 1606 2499 1816">低圧炉心スプレイ系の隔離操作を行う注水弁 (MV223-2) は、原子炉建物中 1 階 (EL19. 5m) の床面上に設置されており、I S L O C A により漏えいが発生する機器は、地下 2 階 (EL1. 3m) に設置されている。隔離操作場所へは溢水影響のない 1 階 (EL15. 3m) からアクセスするため、アクセス性への影響はない。</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. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p>(2) ISLOCA時に必要となる系統（原子炉隔離時冷却系，高圧炉心スプレイ系，残留熱除去系及び逃がし安全弁）への影響</p> <p>トーラス室とA-残留熱除去ポンプ室，B-残留熱除去ポンプ室及び高圧炉心スプレイポンプ室の境界は水密扉の設置により区画化されているため，これらのポンプ室は溢水の影響を受けない。</p> <p>原子炉隔離時冷却ポンプ室は，隣接する区画に漏えい水が伝播しないため，溢水の影響を受けない。</p> <p>逃がし安全弁は，区画として分離されている原子炉格納容器内に設置されており，関連計装部品も含め溢水の影響はなく，逃がし安全弁の機能は維持される。</p> <p>漏えい水が伝播する区画においてISLOCA時に必要となる系統の溢水評価結果を別表 8-8 に示す。</p> <div data-bbox="1739 842 2496 1856" style="border: 1px solid black; height: 483px; width: 255px; margin: 10px auto;"></div> <p style="text-align: center;">別図 8-31 低圧炉心スプレイ系 溢水範囲</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;">別表 8-7 想定する漏えい量</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th rowspan="2" style="text-align: center;">事故後の時間 [h]</th> <th style="text-align: center;">漏えい量[m<sup>3</sup>]</th> </tr> <tr> <th style="text-align: center;">低圧炉心スプレイポンプ室 (R-B2F-09N)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td style="text-align: center;">0.5</td><td style="text-align: center;">約 3.2</td></tr> <tr><td style="text-align: center;">1.0</td><td style="text-align: center;">約 4.0</td></tr> <tr><td style="text-align: center;">2.0</td><td style="text-align: center;">約 5.0</td></tr> <tr><td style="text-align: center;">3.0</td><td style="text-align: center;">約 6.3</td></tr> <tr><td style="text-align: center;">4.0</td><td style="text-align: center;">約 7.7</td></tr> <tr><td style="text-align: center;">5.0</td><td style="text-align: center;">約 9.0</td></tr> <tr><td style="text-align: center;">6.0</td><td style="text-align: center;">約 10.4</td></tr> <tr><td style="text-align: center;">7.0</td><td style="text-align: center;">約 11.7</td></tr> <tr><td style="text-align: center;">8.0</td><td style="text-align: center;">約 13.1</td></tr> <tr><td style="text-align: center;">9.0</td><td style="text-align: center;">約 14.4</td></tr> <tr><td style="text-align: center;">10.0</td><td style="text-align: center;">約 15.8</td></tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">別表 8-8 溢水評価結果</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th>建物</th> <th>EL [m]</th> <th>評価 区画</th> <th>流入を 考慮する 他区画</th> <th>溢水量 [m<sup>3</sup>]<sup>※1</sup></th> <th>滞留 面積 [m<sup>2</sup>]</th> <th>床勾 配 [m]</th> <th>① 溢水水位 FL+[m]<sup>※2</sup></th> <th>機器番号</th> <th>ISLOCA 時に必要となる系統 の溢水防護対象設備<sup>※3</sup></th> <th>② 機能喪失 高さ FL+[m]<sup>※2</sup></th> <th>影響 評価</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉 建物</td> <td>1.3</td> <td>R-B2F-31N</td> <td>R-B2F-02N</td> <td>15.8</td> <td>1039</td> <td>0.075</td> <td>0.10</td> <td>MV224-9</td> <td>HPCSポンプ CST側第2ミニマ70-弁</td> <td>7.63</td> <td>①&lt;②</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>■ : 溢水源のある区画</p> <p>※1 事象発生10時間後の溢水量          ※2 基準床からの高さ          ※3 評価対象区画で機能喪失高さが最も低い機器</p>	事故後の時間 [h]	漏えい量[m <sup>3</sup> ]	低圧炉心スプレイポンプ室 (R-B2F-09N)	0.5	約 3.2	1.0	約 4.0	2.0	約 5.0	3.0	約 6.3	4.0	約 7.7	5.0	約 9.0	6.0	約 10.4	7.0	約 11.7	8.0	約 13.1	9.0	約 14.4	10.0	約 15.8	建物	EL [m]	評価 区画	流入を 考慮する 他区画	溢水量 [m <sup>3</sup> ] <sup>※1</sup>	滞留 面積 [m <sup>2</sup> ]	床勾 配 [m]	① 溢水水位 FL+[m] <sup>※2</sup>	機器番号	ISLOCA 時に必要となる系統 の溢水防護対象設備 <sup>※3</sup>	② 機能喪失 高さ FL+[m] <sup>※2</sup>	影響 評価	備考	原子炉 建物	1.3	R-B2F-31N	R-B2F-02N	15.8	1039	0.075	0.10	MV224-9	HPCSポンプ CST側第2ミニマ70-弁	7.63	①<②		
事故後の時間 [h]	漏えい量[m <sup>3</sup> ]																																																					
	低圧炉心スプレイポンプ室 (R-B2F-09N)																																																					
0.5	約 3.2																																																					
1.0	約 4.0																																																					
2.0	約 5.0																																																					
3.0	約 6.3																																																					
4.0	約 7.7																																																					
5.0	約 9.0																																																					
6.0	約 10.4																																																					
7.0	約 11.7																																																					
8.0	約 13.1																																																					
9.0	約 14.4																																																					
10.0	約 15.8																																																					
建物	EL [m]	評価 区画	流入を 考慮する 他区画	溢水量 [m <sup>3</sup> ] <sup>※1</sup>	滞留 面積 [m <sup>2</sup> ]	床勾 配 [m]	① 溢水水位 FL+[m] <sup>※2</sup>	機器番号	ISLOCA 時に必要となる系統 の溢水防護対象設備 <sup>※3</sup>	② 機能喪失 高さ FL+[m] <sup>※2</sup>	影響 評価	備考																																										
原子炉 建物	1.3	R-B2F-31N	R-B2F-02N	15.8	1039	0.075	0.10	MV224-9	HPCSポンプ CST側第2ミニマ70-弁	7.63	①<②																																											

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p>4.2.2 漏えいした蒸気の回り込みに伴う雰囲気温度・湿度上昇の影響</p> <p>別図 8-26 に示すとおり、「低圧炉心スプレイポンプ室」において漏えいした蒸気及び溢水の伝播区画において発生した蒸気は、各隣接区画の圧力差に応じて原子炉棟内に伝播する。蒸気の滞留範囲を別図 8-32 に示す。</p> <p>(1) 注水弁 (MV223-2) への影響</p> <p>隔離操作を行う注水弁 (MV223-2) は、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度が最も高くなる設計基準事故である「原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」の「原子炉冷却材喪失」時の環境条件に耐性を有する設備であり、湿度 100%、温度 100℃以上の耐性を有していることから機能維持される。</p> <p>I S L O C A発生時において必要な対応操作のうち、注水弁 (MV223-2) の隔離操作を除いては、全て中央制御室からの操作による。注水弁 (MV223-2) の隔離操作において、原子炉建物内雰囲気温度は想定している作業環境 (約 44℃) 未満で推移するため、防護具等の着用により現場へのアクセス及び隔離操作は可能である。なお、注水弁 (MV223-2) の隔離操作における原子炉棟内の滞在時間は、約 41 分である。</p> <p>(2) I S L O C A時に必要となる系統 (原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系及び逃がし安全弁) への影響</p> <p>トーラス室とA-残留熱除去ポンプ室、B-残留熱除去ポンプ室及び高圧炉心スプレイポンプ室の境界は水密扉の設置により区画化されており、また原子炉隔離時冷却ポンプ室については、漏えい水が伝播する区画に隣接していないため、これらのポンプ室には溢水の流入がなく、蒸気による有意な雰囲気温度の上昇もないため、系統の運転に必要な補機冷却系等の設備も含めて、系統の機能は維持される。なお、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系及びA-残留熱除去系 (又はB-残留熱除去系) のポンプ、弁及び計器等は、湿度 100%、温度 100℃以上の耐性を有している。</p> <p>逃がし安全弁は、区画として分離されている原子炉格納容器内に設置されており、関連計装部品も含め、原子炉建物内及びトーラス室の雰囲気温度上昇に伴う影響はなく、逃がし</p>	

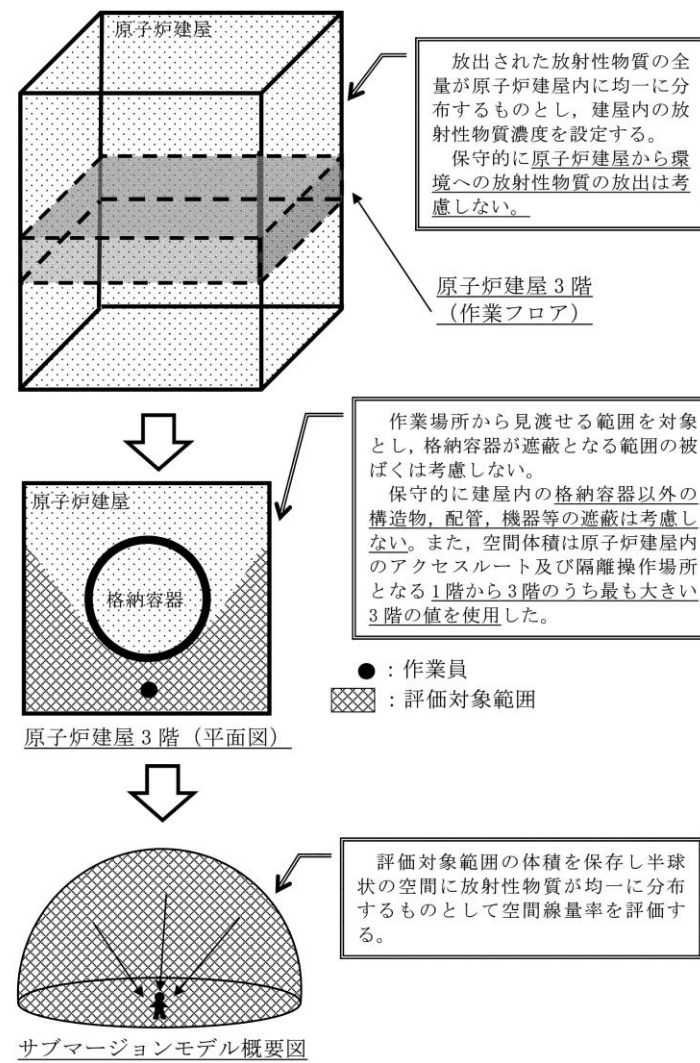
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p data-bbox="1789 212 2116 239">安全弁の機能は維持される。</p> <div data-bbox="1742 262 2499 1270" style="border: 1px solid black; height: 480px; width: 255px; margin: 10px auto;"></div> <p data-bbox="1843 1289 2398 1316">別図 8-32 低圧炉心スプレイ系 蒸気滞留範囲</p>	



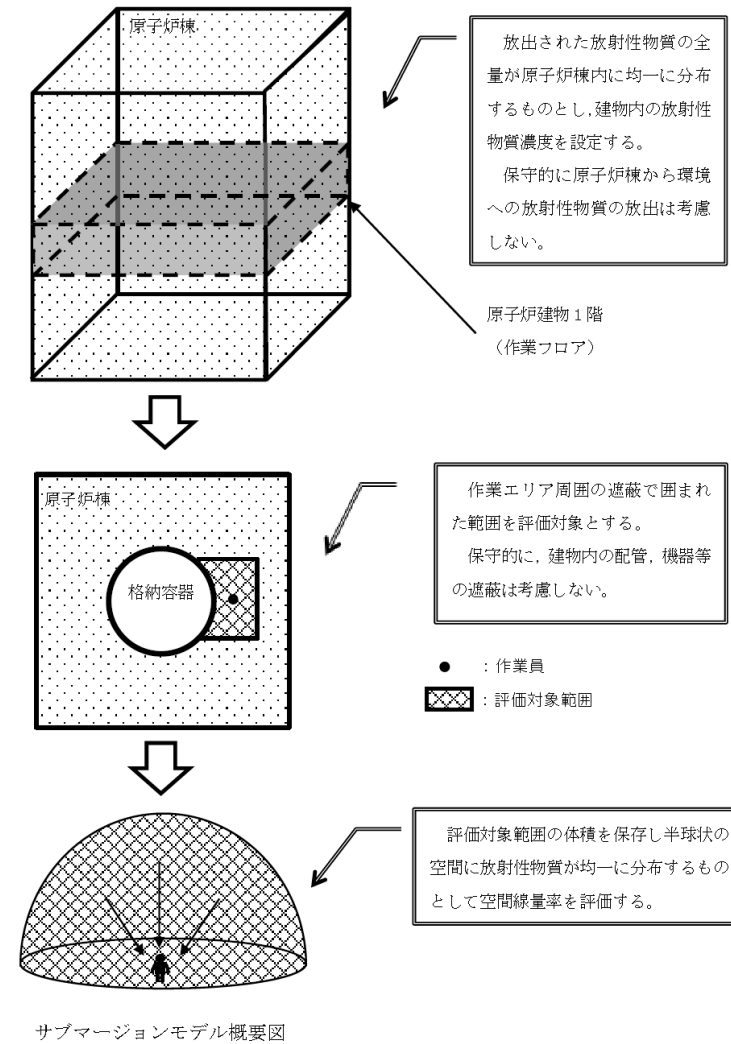
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>○現場の線量率の想定について</p> <p>・評価の想定</p> <p>原子炉格納容器バウンダリが喪失することで、原子炉圧力容器から直接的に放射性物質が原子炉建屋原子炉区域内に放出される。</p> <p>漏えいした冷却材中から気相へと移行される放射性物質及び燃料から追加放出される放射性物質が原子炉建屋から漏えいしないという条件で現場の線量率について評価した。</p> <p>評価上考慮する核種は現行許認可と同じものを想定し(詳細は表2, 3 参照)、全希ガス漏えい率 (f 値) については、近年の運転実績データの最大値である<math>3.7 \times 10^8 \text{Bq/s}</math>を採用して評価する。なお、現行許認可ベースのf 値はこの値にさらに一桁余裕を見た10 倍の値である。これに伴い、原子炉建屋内へ放出される放射性物質量は、許認可評価のMSLBA (主蒸気管破断事故) 時に追加放出される放射性物質量の1/10 となる。</p> <p>なお、冷却材中に存在する放射性物質量は、追加放出量の数%程度であり大きな影響はない。</p> <p>また、現場作業の被ばくにおいては、放射線防護具(酸素呼吸器等)を装備することにより内部被ばくの影響が無視できるため、外部被ばくのみを対象とした。</p>	<p style="text-align: right;">別紙11</p> <p>I S L O C A発生時の原子炉建屋原子炉棟内線量率評価及び非居住区域境界及び敷地境界の実効線量評価</p> <p>1. 原子炉建屋内線量率について</p> <p>(1) 評価の想定</p> <p>破断口から原子炉建屋原子炉棟に漏えいした原子炉冷却材中の放射性物質のうち気相に移行する放射性物質及び燃料から追加放出される放射性物質が原子炉建屋原子炉棟から環境への漏えいは考慮せずに原子炉建屋原子炉棟内に均一に分布するものとして原子炉建屋原子炉棟内の線量率を評価した。</p> <p>評価上考慮する核種は現行設置許認可と同じものを想定し、線量評価の条件となる I-131 の追加放出量は、実績データから保守的に設定した。</p> <p>運転開始から施設定期検査による原子炉停止時等に測定している I-131 の追加放出量の最大値は約 41Ci (約 <math>1.5 \times 10^{12} \text{Bq}</math>) [昭和 62 年 4 月 9 日 (第 8 回施設定期検査)]であり、評価に使用する I-131 の追加放出量は、実績値を包絡する値として 100Ci (<math>3.7 \times 10^{12} \text{Bq}</math>) と設定した。</p> <p>また、放出される放射性物質には、冷却材中に含まれる放射性物質があるが、追加放出量と比較すると数%程度であり、追加放出量で見込んだ余裕分に含まれるため考慮しないものとする。</p> <p>原子炉建屋原子炉棟内の作業の被ばく評価においては、放射線防護具(自給式呼吸用保護具等)を装備することにより内部被ばくの影響が無視できるため、外部被ばくのみを対象とする。</p>	<p style="text-align: right;">別紙 9</p> <p>I S L O C A発生時の原子炉棟内線量率評価及び敷地境界の実効線量評価</p> <p>1. 原子炉建物内線量率について</p> <p>(1) 評価の想定</p> <p><u>A-残留熱除去系の破断口から原子炉棟に漏えいした原子炉冷却材中の放射性物質のうち気相に移行する放射性物質及び燃料から追加放出される放射性物質について原子炉棟から環境への漏えいを考慮せずに原子炉棟内に均一に分布するものとして原子炉棟内の線量率を評価した。</u></p> <p>評価上考慮する核種は現行設置許認可と同じものを想定し、線量評価の条件となる I-131 の追加放出量は、実績データから保守的に設定した。</p> <p><u>運転開始から施設定期検査による原子炉停止時等に測定している I-131 の追加放出量の最大値は約 <math>8.1 \times 10^7 \text{Bq}</math> [平成元年 1 月 18 日 (起動試験)]であり、評価に使用する I-131 の追加放出量は、実績値を包絡する値として 100Ci (<math>3.7 \times 10^{12} \text{Bq}</math>) と設定した。(別表 9-1 参照)</u></p> <p>また、放出される放射性物質には、冷却材中に含まれる放射性物質があるが、追加放出量と比較すると数%程度であり、追加放出量で見込んだ余裕分に含まれるため考慮しないものとする。</p> <p>原子炉棟内の作業の被ばく評価においては、放射線防護具(酸素呼吸器)を装備することにより内部被ばくの影響が無視できるため、外部被ばくのみを対象とする。</p>	<p>・評価条件の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2 号炉は、隣接する原子力事業者がないため敷地境界を評価地点としている。</p> <p>・測定実績値の相違</p> <p>【東海第二】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																										
<p style="text-align: center;">表 2 評価条件 (f 値, 追加放出量)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 30%;">項目</th> <th style="width: 30%;">評価ケース</th> <th style="width: 40%;">現行許認可ベース (参考)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>f 値</td> <td>3.7×10<sup>8</sup>Bq/s (現行許認可の 1/10)</td> <td>3.7×10<sup>9</sup>Bq/s</td> </tr> <tr> <td>追加放出量 (Bq) (γ 線 0.5MeV 換算値)</td> <td>2.28×10<sup>14</sup></td> <td>2.28×10<sup>15</sup></td> </tr> </tbody> </table>	項目	評価ケース	現行許認可ベース (参考)	f 値	3.7×10 <sup>8</sup> Bq/s (現行許認可の 1/10)	3.7×10 <sup>9</sup> Bq/s	追加放出量 (Bq) (γ 線 0.5MeV 換算値)	2.28×10 <sup>14</sup>	2.28×10 <sup>15</sup>	<p style="text-align: center;">別第 11-1 表 評価条件 (追加放出量)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 30%;">項 目</th> <th style="width: 30%;">評価値</th> <th style="width: 40%;">実績値 (最大)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>I-131 追加放出量 (Bq)</td> <td>3.7×10<sup>12</sup></td> <td>約 1.5×10<sup>12</sup> (昭和 62 年 4 月 9 日 (第 8 回施設定期検査))</td> </tr> <tr> <td>希ガス及びハロゲン等の追加放出量 (γ 線 0.5MeV 換算値) (Bq)</td> <td>2.3×10<sup>14</sup></td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	評価値	実績値 (最大)	I-131 追加放出量 (Bq)	3.7×10 <sup>12</sup>	約 1.5×10 <sup>12</sup> (昭和 62 年 4 月 9 日 (第 8 回施設定期検査))	希ガス及びハロゲン等の追加放出量 (γ 線 0.5MeV 換算値) (Bq)	2.3×10 <sup>14</sup>	—	<p style="text-align: center;">別表 9-1 評価条件 (追加放出量)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 30%;">項 目</th> <th style="width: 30%;">評価値</th> <th style="width: 40%;">実績値 (最大)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>I-131 追加放出量 (Bq)</td> <td>3.7×10<sup>12</sup></td> <td>約 8.1×10<sup>7</sup> (平成元年 1 月 18 日 (起動試験))</td> </tr> <tr> <td>希ガス及びハロゲン等の追加放出量 (γ 線 0.5MeV 換算値) (Bq)</td> <td>2.3×10<sup>14</sup></td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table> <p style="color: red; text-align: center;">各系統において IS-LOCA が発生した場合の、原子炉建物へ漏えいした冷却材からの気相部への移行割合は別表 9-2 のとおり、A-残留熱除去系及び B-残留熱除去系に包絡される。また、評価対象エリアの体積は A-残留熱除去系 (東側 PCV ペネトレーション室気相部) が B-残留熱除去系 (西側 PCV ペネトレーション室気相部) より大きいことから、線量率は A-残留熱除去系に包絡される。</p> <p style="color: red; text-align: center;">別表 9-2 原子炉建物へ漏えいした冷却材からの追加放出 FP の気相部への移行割合</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 30%;">項 目</th> <th style="width: 30%;">漏えい面積 (cm<sup>2</sup>)</th> <th style="width: 40%;">追加放出の気相部への移行割合 (%)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A-残留熱除去系</td> <td>17</td> <td>約 11.4</td> </tr> <tr> <td>B-残留熱除去系</td> <td>17</td> <td>約 11.4</td> </tr> <tr> <td>C-残留熱除去系</td> <td>1</td> <td>約 0.4</td> </tr> <tr> <td>低圧炉心スプレイ系</td> <td>0.5</td> <td>約 0.2</td> </tr> </tbody> </table> <p style="color: red; text-align: center;">なお、線量率評価においては保守的に A-残留熱除去系における IS-LOCA 時の追加放出 FP の気相部への移行割合を全量として評価する。</p>	項 目	評価値	実績値 (最大)	I-131 追加放出量 (Bq)	3.7×10 <sup>12</sup>	約 8.1×10 <sup>7</sup> (平成元年 1 月 18 日 (起動試験))	希ガス及びハロゲン等の追加放出量 (γ 線 0.5MeV 換算値) (Bq)	2.3×10 <sup>14</sup>	—	項 目	漏えい面積 (cm <sup>2</sup> )	追加放出の気相部への移行割合 (%)	A-残留熱除去系	17	約 11.4	B-残留熱除去系	17	約 11.4	C-残留熱除去系	1	約 0.4	低圧炉心スプレイ系	0.5	約 0.2	<p>・測定実績値の相違【東海第二】</p>
項目	評価ケース	現行許認可ベース (参考)																																											
f 値	3.7×10 <sup>8</sup> Bq/s (現行許認可の 1/10)	3.7×10 <sup>9</sup> Bq/s																																											
追加放出量 (Bq) (γ 線 0.5MeV 換算値)	2.28×10 <sup>14</sup>	2.28×10 <sup>15</sup>																																											
項 目	評価値	実績値 (最大)																																											
I-131 追加放出量 (Bq)	3.7×10 <sup>12</sup>	約 1.5×10 <sup>12</sup> (昭和 62 年 4 月 9 日 (第 8 回施設定期検査))																																											
希ガス及びハロゲン等の追加放出量 (γ 線 0.5MeV 換算値) (Bq)	2.3×10 <sup>14</sup>	—																																											
項 目	評価値	実績値 (最大)																																											
I-131 追加放出量 (Bq)	3.7×10 <sup>12</sup>	約 8.1×10 <sup>7</sup> (平成元年 1 月 18 日 (起動試験))																																											
希ガス及びハロゲン等の追加放出量 (γ 線 0.5MeV 換算値) (Bq)	2.3×10 <sup>14</sup>	—																																											
項 目	漏えい面積 (cm <sup>2</sup> )	追加放出の気相部への移行割合 (%)																																											
A-残留熱除去系	17	約 11.4																																											
B-残留熱除去系	17	約 11.4																																											
C-残留熱除去系	1	約 0.4																																											
低圧炉心スプレイ系	0.5	約 0.2																																											

柏崎刈羽原子力発電所 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>・評価の方法</p> <p>原子炉建屋内の空間線量率は、以下のサブマージョンモデルにより計算する。</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、</p> <p>D : 放射線量率 (Gy/h)</p> <p><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></p> <p><math>Q_\gamma</math> : 原子炉区域内放射能 (Bq : <math>\gamma</math>線実効エネルギー0.5MeV換算値)</p> <p><math>V_{R/B}</math> : 原子炉区域内気相部容積 (86,000m<sup>3</sup>)</p> <p><math>E_\gamma</math> : <math>\gamma</math>線エネルギー (0.5MeV/dis)</p> <p><math>\mu</math> : 空気に対する<math>\gamma</math>線のエネルギー吸収係数 (<math>3.9 \times 10^{-3}/\text{m}</math>)</p> <p>R : 評価対象部屋の空間容積と等価な半球の半径 (m)</p> <p><math>V_{OF}</math> : 評価対象エリア (原子炉建屋地上1階) の容積 (2,500m<sup>3</sup>)</p> $R = \sqrt[3]{\frac{3 \cdot V_{OF}}{2 \cdot \pi}}$	<p>(2) 評価の方法</p> <p>原子炉建屋原子炉棟内の空間線量率は、以下のサブマージョンモデルにより計算する。サブマージョンモデルの概要を別第11-1図に示す。</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、</p> <p>D : 放射線量率 (Gy/h)</p> <p><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></p> <p><math>Q_\gamma</math> : 原子炉建屋原子炉棟内放射性物質質量 (Bq : <math>\gamma</math>線実効エネルギー0.5MeV換算値)</p> <p><math>V_{R/B}</math> : 原子炉建屋原子炉棟空間体積 (85,000m<sup>3</sup>)</p> <p><math>E_\gamma</math> : <math>\gamma</math>線エネルギー (0.5MeV/dis)</p> <p><math>\mu</math> : 空気に対する<math>\gamma</math>線のエネルギー吸収係数 (<math>3.9 \times 10^{-3}/\text{m}</math>)</p> <p>R : 評価対象エリア (原子炉建屋原子炉棟地上3階) の空間体積と等価な半球の半径 (m)</p> $R = \sqrt[3]{\frac{3 \cdot V_{OF}}{2 \cdot \pi}}$ <p><math>V_{OF}</math> : 評価対象エリア (原子炉建屋原子炉棟地上3階) の体積 (5,000m<sup>3</sup>)</p>	<p>(2) 評価の方法</p> <p>原子炉棟内の空間線量率は、以下のサブマージョンモデルにより計算する。サブマージョンモデルの概要を別図9-1に示す。</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、</p> <p>D : 放射線量率 (Gy/h)</p> <p><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></p> <p><math>Q_\gamma</math> : 原子炉棟内放射性物質質量 (Bq : <math>\gamma</math>線実効エネルギー0.5MeV換算値)</p> <p><math>V_{R/B}</math> : 原子炉棟内空間体積 ( <input type="text"/> m<sup>3</sup> )</p> <p><math>E_\gamma</math> : <math>\gamma</math>線エネルギー (0.5MeV/dis)</p> <p><math>\mu</math> : 空気に対する<math>\gamma</math>線のエネルギー吸収係数 (<math>3.9 \times 10^{-3}/\text{m}</math>)</p> <p>R : 評価対象エリア (東側PCVペネトレーション室気相部) の空間体積と等価な半球の半径 (m)</p> $R = \sqrt[3]{\frac{3 \cdot V}{2 \cdot \pi}}$ <p>V : 評価対象エリア (東側PCVペネトレーション室気相部) の体積 ( <input type="text"/> m<sup>3</sup> )</p>	<p>備考</p> <p>・評価条件の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 作業場所の相違</p> <p>・評価条件の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 作業場所の相違</p>



別第 11-1 図 サブマージョンモデルの概要



別図 9-1 サブマージョンモデルの概要

・評価条件の相違  
【東海第二】  
島根2号炉は、作業エリア周囲の遮蔽で囲まれた範囲を評価対象としている。

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. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>・評価の結果</p> <p>評価結果を図5に示す。外部被ばくは最大でも約15mSv/h程度であり、時間減衰によってその線量率も低下するため、線量率の上昇が現場操作や期待している機器の機能維持を妨げることはない。</p> <p>なお、事故時には原子炉建屋内に漏えいした放射性物質の一部がブローアウトパネルを通じて環境へ放出されるが、中央制御室換気空調系の換気口の位置はブルームの広がりを取り込みにくい箇所であり、中央制御室内に放射性物質を大量に取り込むことはないと考えられる(図6)。さらに、これらの事故時には原子炉区域排気放射能高の信号により中央制御室換気空調系が非常時運転モード(循環運転)となるため、中操にいる運転員は過度な被ばくを受けることはない。</p>	<p>(3) 評価の結果</p> <p>評価結果を別第11-2図に示す。線量率の最大は約15.2mSv/h程度であり、時間減衰によって低下するため、線量率の上昇が現場操作に影響を与える可能性は小さく、期待している機器の機能は維持される。</p> <p>なお、事故時には原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした放射性物質が環境へ放出される可能性があるが、これらの事故時には原子炉建屋放射能高の信号により中央制御室の換気系は閉回路循環運転となるため、中央制御室内にいる運転員は過度な被ばくの影響を受けることはない。</p>	<p>(3) 評価の結果</p> <p>評価結果を別図9-2に示す。線量率の最大は約8.0mSv/h程度であり、時間減衰によって低下するため、線量率の上昇が現場操作に影響を与える可能性は小さく、期待している機器の機能は維持される。</p> <p>なお、事故時には原子炉棟内に漏えいした放射性物質が環境へ放出される可能性があるが、中央制御室換気系の給気口の位置はブルームの広がりを取り込みにくい箇所であり、中央制御室内に放射性物質を大量に取り込むことはないと考えられる(別図9-3)。さらに、これらの事故時には原子炉棟放射線異常高又は換気系放射線異常高の信号により中央制御室換気系が系統隔離運転となるため、中央制御室内にいる運転員は過度な被ばくの影響を受けることはない。</p>	<p>・評価結果の相違 【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>・施設配置の相違 【東海第二】</p>

表3 インターフェイスシステム LOCA 時の追加放出量

核種	収率 (%)	崩壊定数 (d <sup>-1</sup> )	γ線実効エネルギー (MeV)	追加放出量 (Bq)	追加放出量 (Bq) (γ線実効エネルギー0.5MeV換算値)
I-131	2.84	8.60E-02	0.381	3.70E+12	2.82E+12
I-132	4.21	7.30	2.253	5.48E+12	2.47E+13
I-133	6.77	8.00E-01	0.608	8.82E+12	1.07E+13
I-134	7.61	1.90E+01	2.75	9.91E+12	5.45E+13
I-135	6.41	2.52	1.645	8.35E+12	2.75E+13
Br-83	0.53	6.96	0.0075	6.90E+11	1.04E+10
Br-84	0.97	3.14E+01	1.742	1.26E+12	4.40E+12
Mo-99	6.13	2.49E-01	0.16	7.99E+12	2.56E+12
Tc-99m	5.40	2.76	0.13	7.04E+12	1.83E+12
ハロゲン等 合計	—	—	—	5.32E+13	1.29E+14
Kr-83m	0.53	9.09	0.0025	1.38E+12	6.90E+09
Kr-85m	1.31	3.71	0.159	3.41E+12	1.09E+12
Kr-85	0.29	1.77E-04	0.0022	2.25E+11	9.91E+08
Kr-87	2.54	1.31E+01	0.793	6.62E+12	1.05E+13
Kr-88	3.58	5.94	1.95	9.33E+12	3.64E+13
Xe-131m	0.04	5.82E-02	0.02	1.04E+11	4.17E+09
Xe-133m	0.19	3.08E-01	0.042	4.95E+11	4.16E+10
Xe-133	6.77	1.31E-01	0.045	1.76E+13	1.59E+12
Xe-135m	1.06	6.38E+01	0.432	2.76E+12	2.39E+12
Xe-135	6.63	1.83	0.25	1.73E+13	8.64E+12
Xe-138	6.28	7.04E+01	1.183	1.64E+13	3.87E+13
希ガス 合計	—	—	—	7.56E+13	9.93E+13
ハロゲン等 +希ガス 合計	—	—	—	1.29E+14	2.28E+14

別第11-2 表 I S L O C A 時の放出量

核種	収率 (%)	崩壊定数 (d <sup>-1</sup> )	γ線実効エネルギー (MeV)	追加放出量 (Bq)	追加放出量 (Bq) (γ線実効エネルギー0.5MeV換算値)
I-131	2.84	8.60E-02	0.381	3.70E+12	2.82E+12
I-132	4.21	7.30	2.253	5.48E+12	2.47E+13
I-133	6.77	8.00E-01	0.608	8.82E+12	1.07E+13
I-134	7.61	1.90E+01	2.75	9.91E+12	5.45E+13
I-135	6.41	2.52	1.645	8.35E+12	2.75E+13
Br-83	0.53	6.96	0.0075	6.90E+11	1.04E+10
Br-84	0.97	3.14E+01	1.742	1.26E+12	4.40E+12
Mo-99	6.13	2.49E-01	0.16	7.99E+12	2.56E+12
Tc-99m	5.40	2.76	0.13	7.04E+12	1.83E+12
ハロゲン等 合計	—	—	—	5.32E+13	1.29E+14
Kr-83m	0.53	9.09	0.0025	1.38E+12	6.90E+09
Kr-85m	1.31	3.71	0.159	3.41E+12	1.09E+12
Kr-85	0.29	1.77E-04	0.0022	2.25E+11	9.91E+08
Kr-87	2.54	1.31E+01	0.793	6.62E+12	1.05E+13
Kr-88	3.58	5.94	1.950	9.33E+12	3.64E+13
Xe-131m	0.040	5.82E-02	0.020	1.04E+11	4.17E+09
Xe-133m	0.19	3.08E-01	0.042	4.95E+11	4.16E+10
Xe-133	6.77	1.31E-01	0.045	1.76E+13	1.59E+12
Xe-135m	1.06	6.38E+01	0.432	2.76E+12	2.39E+12
Xe-135	6.63	1.83	0.250	1.73E+13	8.64E+12
Xe-138	6.28	7.04E+01	1.183	1.64E+13	3.87E+13
希ガス 合計	—	—	—	7.56E+13	9.93E+13
ハロゲン等 +希ガス 合計	—	—	—	1.29E+14	2.28E+14

別表 9-3 I S L O C A 時の放出量

核種	収率 (%)	崩壊定数 (d <sup>-1</sup> )	γ線実効エネルギー (MeV)	追加放出量 (Bq)	追加放出量 (Bq) (γ線実効エネルギー0.5MeV換算値)
I-131	2.84	8.60E-02	0.381	3.70E+12	2.82E+12
I-132	4.21	7.30	2.253	5.48E+12	2.47E+13
I-133	6.77	8.00E-01	0.608	8.82E+12	1.07E+13
I-134	7.61	1.90E+01	2.750	9.91E+12	5.45E+13
I-135	6.41	2.52	1.645	8.35E+12	2.75E+13
Br-83	0.53	6.96	0.0075	6.90E+11	1.04E+10
Br-84	0.97	3.14E+01	1.742	1.26E+12	4.40E+12
Mo-99	6.13	2.49E-01	0.16	7.99E+12	2.56E+12
Tc-99m	5.40	2.76	0.13	7.04E+12	1.83E+12
ハロゲン等 合計	—	—	—	5.32E+13	1.29E+14
Kr-83m	0.53	9.09	0.0025	1.38E+12	6.90E+09
Kr-85m	1.31	3.71	0.159	3.41E+12	1.09E+12
Kr-85	0.29	1.77E-04	0.0022	2.25E+11	9.91E+08
Kr-87	2.54	1.31E+01	0.793	6.62E+12	1.05E+13
Kr-88	3.58	5.94	1.950	9.33E+12	3.64E+13
Xe-131m	0.040	5.82E-02	0.020	1.04E+11	4.17E+09
Xe-133m	0.19	3.08E-01	0.042	4.95E+11	4.16E+10
Xe-133	6.77	1.31E-01	0.045	1.76E+13	1.59E+12
Xe-135m	1.06	6.38E+01	0.432	2.76E+12	2.39E+12
Xe-135	6.63	1.83	0.250	1.73E+13	8.64E+12
Xe-138	6.28	7.04E+01	1.183	1.64E+13	3.87E+13
希ガス合計	—	—	—	7.56E+13	9.93E+13
ハロゲン等+希 ガス 合計	—	—	—	1.29E+14	2.28E+14

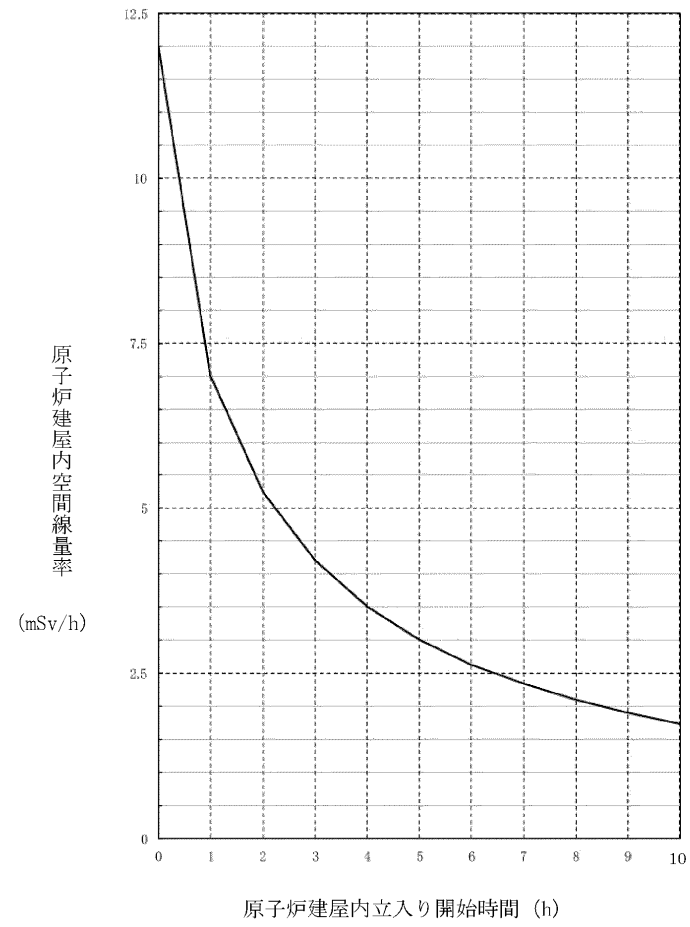
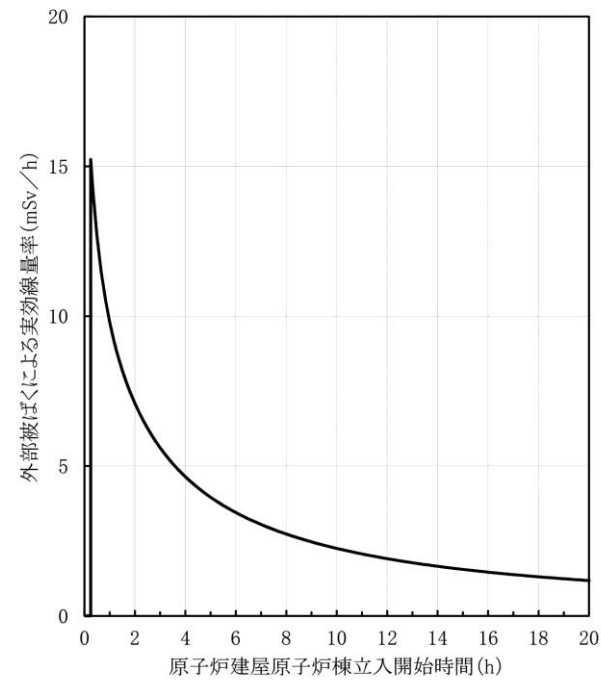
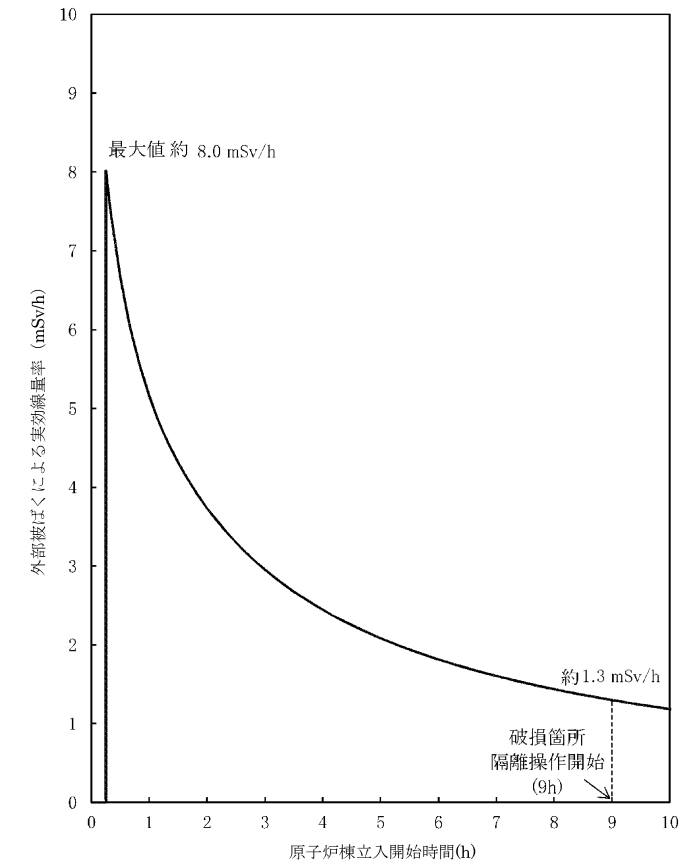


図5 原子炉建屋内立入り開始時間と線量率の関係  
(インターフェイスシステム LOCA)



別第 11-2 図 原子炉建屋原子炉棟立入り開始時間と線量率の関係



別図 9-2 原子炉棟立入り開始時間と線量率の関係

・評価結果の相違  
【柏崎 6/7, 東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<div data-bbox="189 268 851 577" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="474 592 569 619" data-label="Caption">(a) 平面図</div> <div data-bbox="189 634 863 1005" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="474 1003 569 1031" data-label="Caption">(b) 断面図</div> <div data-bbox="142 1058 920 1186" data-label="Caption"> <p>図6 原子炉建屋／中央制御室の配置と換気口・ブローアウトパネルの位置関係 (インターフェイスシステム LOCA)</p> </div>		<div data-bbox="1745 220 2496 669" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="2047 667 2217 699" data-label="Caption">(a) 平面概略図</div> <div data-bbox="1745 720 2496 1194" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="2047 1194 2217 1226" data-label="Caption">(b) 断面概略図</div> <div data-bbox="1721 1236 2504 1365" data-label="Caption"> <p>別図 9-3 原子炉建物／中央制御室の配置と給気口・ブローアウトパネルの位置関係 (ISLOCA)</p> </div>	<p>・施設配置の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は施設の位置関係から中央制御室換気系の吸気口にブルームを取込みにくい設計となっている。</p>



柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>7. <u>公衆被ばくについて</u></p> <p><u>インターフェイスシステムLOCAが発生した場合、原子炉建屋内に放出された核分裂生成物がブローアウトパネルの開放により大気中に放出される。この場合における敷地境界での実効線量を評価した。</u></p> <p><u>評価条件は表1～3（但し、表1の「原子炉建屋への流出経路条件」は除く）に従うものとし、その他の条件として、破断口から漏えいする冷却材が減圧沸騰によって気体となる分が建屋内気相部へ移行されるものとし、破断口から漏えいする冷却材中の放射性物質が気相へ移行される割合は、運転時冷却材量と減圧沸騰による蒸発分の割合から算定した。</u></p> <p><u>燃料から追加放出される放射性物質が気相へ移行される割合は、燃料棒内ギャップ部の放射性物質が原子炉圧力の低下割合に応じて冷却材中に放出されることを踏まえ、同様に運転時冷却材量と減圧沸騰による蒸発分の割合から算定した。また、破断口及び逃がし安全弁から流出する蒸気量は、各々の移行率に応じた量が流出するものとした（詳細は図7参照）。</u></p>	<p>2. <u>非居住区域境界及び敷地境界の実効線量評価について</u></p> <p>(1) <u>評価想定</u></p> <p><u>非居住区域境界及び敷地境界の実効線量評価では、ISLOCAにより原子炉建屋原子炉棟内に放出された核分裂生成物が大気中に放出されることを想定し、非居住区域境界及び敷地境界の実効線量を評価した。</u></p> <p><u>評価条件は別第11-1表から別第11-5表に従うものとする。破断口から漏えいする原子炉冷却材が原子炉建屋原子炉棟内に放出されることに伴う減圧沸騰によって気体となる分が建屋内の気相部へ移行するものとし、破断口から漏えいする冷却材中の放射性物質が気相へ移行する割合は、運転時の原子炉冷却材量に対する原子炉建屋原子炉棟放出に伴う減圧沸騰による蒸発量の割合から算定した。</u></p> <p><u>燃料から追加放出される放射性物質が気相へ移行する割合は、燃料棒内ギャップ部の放射性物質が原子炉圧力の低下割合に応じて冷却材中に放出されることを踏まえ、同様に運転時の原子炉冷却材量に対する原子炉減圧に伴う減圧沸騰による蒸発量の割合から算定した。また、破断口及び逃がし安全弁から放出される蒸気量は、各々の移行率に応じた量が流出するものとした。（別第11-3図及び別第11-4図参照）</u></p> <p><u>その結果、放出量は別第11-4表に示すとおりとなった。</u></p>	<p>2. <u>敷地境界の実効線量評価について</u></p> <p>(1) <u>評価想定</u></p> <p><u>敷地境界の実効線量評価では、ISLOCAにより原子炉棟内に放出された核分裂生成物がブローアウトパネルを經由して大気中に放出されることを想定し、敷地境界の実効線量を評価した。</u></p> <p><u>評価条件は別表9-1表から別表9-6に従うものとする。破断口から漏えいする原子炉冷却材が原子炉棟内に放出されることに伴う減圧沸騰によって気体となる蒸気量に対応する放射性物質が建物内の気相部へ移行するものとし、破断口から漏えいする冷却材中の放射性物質が気相部へ移行する割合は、運転時の原子炉冷却材量に対する原子炉棟放出に伴う減圧沸騰による蒸発量の割合から算定した。</u></p> <p><u>燃料から追加放出される放射性物質が気相へ移行する割合は、燃料棒内ギャップ部の放射性物質が原子炉圧力の低下割合に応じて冷却材中に放出されることを踏まえ、同様に運転時の原子炉冷却材量に対する原子炉減圧に伴う減圧沸騰による蒸発量の割合から算定した。また、破断口及び逃がし安全弁から放出される蒸気量は、各々の移行率に応じた量が流出するものとした。（別図9-4参照）</u></p> <p><u>原子炉棟内の気相部に移行した放射性物質は、ブローアウトパネルの開口部より大気中に徐々に放出されることとなるが、被ばく評価上は、事象発生直後に大気中に放出されるものとし、放出高さは地上放出として評価した。</u></p> <p><u>その結果、放出量は別表9-5に示すとおりとなった。</u></p> <p>(2) <u>評価方法</u></p> <p><u>敷地境界外における実効線量は、次に述べる内部被ばくによる実効線量及び外部被ばくによる実効線量の和として計算する。</u></p> <p>a. <u>よう素による内部被ばく</u></p> <p><u>よう素の内部被ばくによる実効線量<math>H_i</math>は次の式で計算する。</u></p>	<p>・評価条件の相違</p> <p>【東海第二】 島根2号炉は、隣接する原子力事業者がないため敷地境界を評価地点としている。</p> <p>・記載方針の相違</p> <p>【柏崎6/7，東海第二】 島根2号炉では、放射性物質の大気中への放出の評価条件がブローアウトパネル開口部面積に依存しないことを記載。</p> <p>・記載方針の相違</p> <p>【柏崎6/7，東海第二】 島根2号炉では、評価方法を記載気合。</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. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>評価の結果、敷地境界における実効線量は約<math>4.7 \times 10^{-2}</math>mSv となり、「2.3.1 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）」における耐圧強化ベント系によるベント時の敷地境界での実効線量（約<math>4.9 \times 10^{-2}</math>mSv）及び5mSv を下回った。</p>	<p>(2) 評価結果  非居住区域境界及び敷地境界における実効線量はそれぞれ約 <math>1.2 \times 10^{-1}</math>mSv, 約 <math>3.3 \times 10^{-1}</math>mSv となり、「LOCA時注水機能喪失」における耐圧強化ベント系によるベント時の実効線量（非居住区域境界：約 <math>6.2 \times 10^{-1}</math>mSv, 敷地境界：約 <math>6.2 \times 10^{-1}</math>mSv）及び事故時線量限度の5mSv を下回った。</p>	$H_I = R \cdot H_{\infty} \cdot \chi / Q \cdot Q_I$ <p>ここで  R：呼吸率(m<sup>3</sup>/s)  呼吸率Rは、事故期間が比較的短いことを考慮し、小児の活動時の呼吸率0.31 (m<sup>3</sup>/h) を用いる。  H<sub>∞</sub>：よう素 (I-131) を1Bq 吸入した場合の小児の実効線量係数(<math>1.6 \times 10^{-7}</math>Sv/Bq)  χ/Q：相対濃度 (s/m<sup>3</sup>) (別表 9-6 のとおり)  Q<sub>I</sub>：よう素の放出量 (Bq)  (I-131 等価量-小児実効線量係数換算) (別表 9-5 のとおり)</p> <p>b. γ線による外部被ばく  敷地境界外における希ガス及びハロゲン等のγ線外部被ばくによる実効線量H<sub>γ</sub>は次の式で計算する。</p> $H_{\gamma} = K \cdot D / Q \cdot Q_{\gamma}$ <p>ここで、  K：空気カーマから実効線量への換算係数 (K=1Sv/Gy)  D/Q：相対線量 (Gy/Bq) (別表 9-6 のとおり)  Q<sub>γ</sub>：希ガス及びハロゲン等の大気放出量(Bq)  (γ線実効エネルギー0.5MeV 換算値) (別表 9-5 のとおり)</p> <p>(3) 評価結果  敷地境界における実効線量は約 3.9mSv となり事故時線量限度の5mSv を下回った。</p> <p>本事象は、放射性物質の放出に際し格納容器フィルタベント系や非常用ガス処理系による放射性物質の捕集効果及び高所放出による大気希釈に期待できないため、敷地境界における実効線量評価において、設計基準事故や他の炉心損傷防止シナリオにおける評価条件に比べて厳しい評価結果となっていると考えられる。また、ISLOCA 発生後、30 分後に急速減圧を実施する評価としているため、それまでの間に、高圧炉心</p>	<p>・評価条件の相違  【東海第二】  島根2号炉は、隣接する原子力事業者がないため敷地境界を評価地点としている。  ・評価結果の相違</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>なお、評価上は考慮していないものの、<u>原子炉建屋内に放出された放射性物質はブローアウトパネルから外部に放出されるまでの建屋内壁への沈着による放出量の低減に期待できること</u>、及び冷却材中の放射性物質の濃度は運転時冷却材量に応じた濃度を用いているが実際は原子炉注水による濃度の希釈に期待できることにより、更に実効線量が低くなると考えられる。</p>	<p>なお、評価上は考慮していないものの、<u>原子炉建屋原子炉棟に放出された放射性物質は外部に放出されるまでの建屋内壁への沈着による放出量の低減に期待できること</u>及び冷却材中の放射性物質の濃度は運転時の原子炉冷却材量に応じた濃度を用いているが、実際は原子炉注水による濃度の希釈に期待できることにより、さらに実効線量が低くなると考えられる。</p>	<p><u>スプレイ系の自動起動に伴う蒸気凝縮により原子炉圧力低下が起きており、この期間における燃料棒内ギャップ部の放射性物質の追加放出が大きくなっている。この期間は破断口からの冷却材漏洩量も大きいため、大気中への放射性物質の放出量が大きくなる結果となる。</u></p> <p><u>なお、評価に使用した I-131 追加放出量の 100Ci (3.7×10<sup>12</sup>Bq) は、運転開始からの I-131 追加放出量の実測値の最大値である約 8.1×10<sup>7</sup>Bq「平成元年1月18日(起動試験)」に対し保守性を有した設定となっている。</u></p> <p>また、評価上は考慮していないものの、原子炉棟に放出された放射性物質は外部に放出されるまでの建物内壁への沈着による放出量の低減に期待できること、冷却材中の放射性物質の濃度は運転時の原子炉冷却材量に応じた濃度を用いているが、実際は原子炉注水による濃度の希釈に期待できること及び破断口から放出されるまでの時間減衰により、さらに実効線量が低くなると考えられる。</p>	<p>【柏崎6/7，東海第二】 ・記載方針の相違 【柏崎6/7，東海第二】 島根2号炉では評価結果に影響を与えている主な原因について記載。 ・評価条件の相違 【東海第二】 島根2号炉の評価上の保守性について記載。</p>

別第11-3 表 放出評価条件

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉運転日数 (日)	2,000	十分な運転時間として仮定した時間
追加放出量 (I-131) (Bq)	$3.7 \times 10^{12}$	至近の I-131 追加放出量の実績値を包絡する値として設定し、その他の核種はその組成を平衡組成として求め、希ガスについてはよう素の 2 倍の放出があるものとする。
冷却材中濃度 (I-131) (Bq/g)	$1.5 \times 10^2$	I-131 の追加放出量に基づく全希ガス漏えい率から冷却材中濃度を設定し、その組成を拡散組成とする。 (運転実績の最大の I-131 の冷却材中濃度 ( $5.6 \times 10^{-1}$ Bq/g) を十分に包絡する値である。)
燃料から追加放出されるよう素の割合 (%)	無機よう素: 96 有機よう素: 4	「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に基づき設定
逃がし安全弁からサブプレッション・チェンバへの移行率 (%)	無機よう素, ハロゲン等: 100 有機よう素: 99.958	無機よう素, ハロゲン等については保守的に全量が逃がし安全弁からサブプレッション・チェンバ及び破断口から原子炉建屋原子炉棟のそれぞれに移行するものとするものとして設定
破断口から原子炉建屋原子炉棟への移行率 (%)	無機よう素, ハロゲン等: 100 有機よう素: 0.042	有機よう素については S A F E R 解析の積算蒸気量の割合に基づき設定
サブプレッション・チェンバのプール水でのスクラビング等による除去係数	10	Standard Review Plan6.5.5 に基づき設定
逃がし安全弁からサブプレッション・チェンバへ移行した放射性物質の気相部への移行割合	2	「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に基づき設定
冷却材から気相への放出割合 (冷却材中の放射性物質) (%)	11	原子炉冷却材量に対する原子炉建屋原子炉棟放出に伴う減圧沸騰による蒸気量の割合を設定
冷却材から気相への放出割合 (追加放出される放射性物質) (%)	4	原子炉減圧により燃料棒内ギャップ部から冷却材中へ放出されることを踏まえ、原子炉冷却材量に対する減圧沸騰による蒸気量から算出
格納容器からの漏えい率 (%/d)	0.5	格納容器の設計漏えい率から設定

別第11-4 表 放出量

核種	放出量 (Bq)
希ガス+ハロゲン等 (ガンマ線実効エネルギー 0.5MeV 換算値)	$9.5 \times 10^{12}$
よう素 (I-131 等価量 (小児実効線量係数換算))	$2.8 \times 10^{11}$

別第11-5 表 大気拡散条件 (地上放出)

核種	放出量 (Bq)
相対濃度 ( $\chi/Q$ ) (s/m <sup>3</sup> )	非居住区域境界: $2.9 \times 10^{-5}$ 敷地境界: $8.2 \times 10^{-5}$
相対線量 (D/Q) (Gy/Bq)	非居住区域境界: $4.0 \times 10^{-19}$ 敷地境界: $9.9 \times 10^{-19}$

別表 9-4 放出評価条件

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉運転日数 (日)	2,000	十分な運転時間として仮定した時間
追加放出量 (I-131) (Bq)	$3.7 \times 10^{12}$	至近の I-131 追加放出量の実績値を包絡する値として設定し、その他の核種はその組成を平衡組成として求め、希ガスについてはよう素の 2 倍の放出があるものとする。
冷却材中濃度 (I-131) (Bq/g)	$1.4 \times 10^2$	全希ガス漏えい率から冷却材中濃度を設定し、その組成を拡散組成とする。
燃料から追加放出されるよう素の割合 (%)	無機よう素: 96% 有機よう素: 4%	「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に基づき設定
逃がし安全弁からサブプレッション・チェンバへの移行率 (%)	無機よう素, ハロゲン等: 2 有機よう素: 99.98	無機よう素, ハロゲン等については「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に基づき設定 有機よう素については S A F E R 解析の積算蒸気量の割合に基づき設定
破断口から原子炉棟への移行率 (%)	無機よう素, ハロゲン等: 100 有機よう素: 0.02	無機よう素, ハロゲン等については保守的に全量が破断口から原子炉棟へ移行するものとして設定。 有機よう素については S A F E R 解析の積算蒸気量の割合に基づき設定
サブプレッション・チェンバのプール水のスクラビング等による除去係数	5	Standard Review Plan6.5.5 に基づき設定
冷却水から気相への放出割合 (冷却材中の放射性物質) (%)	24	原子炉冷却材量に対する原子炉棟放出に伴う減圧沸騰による蒸気量の割合を設定
冷却材から気相への放出割合 (追加放出される放射性物質) (%)	12	原子炉減圧により燃料棒内ギャップ部から冷却材中へ放出されることを踏まえ、原子炉冷却材量に対する減圧沸騰による蒸気量から算出
格納容器からの漏えい率 (%/d)	0.5	格納容器の設計漏えい率から設定
原子炉棟の気密性	考慮しない	ブローアウトパネル開口部の面積に依存せず、原子炉棟内気相部の放射性物質が事象発生直後に大気中に放出されるものとする。

別表9-5 放出量

核種	放出量 (Bq)
希ガス+ハロゲン等 (ガンマ線実効エネルギー 0.5MeV 換算値)	$2.0 \times 10^{13}$
よう素 (I-131 等価量 (小児実効線量係数換算))	$7.9 \times 10^{11}$

別表 9-6 大気拡散条件 (地上放出)

大気拡散条件	敷地境界
相対濃度 ( $\chi/Q$ ) (s/m <sup>3</sup> )	$3.5 \times 10^{-4}$
相対線量 (D/Q) (Gy/Bq)	$2.1 \times 10^{-18}$

・評価条件の相違  
【東海第二】  
冷却材保有量等の相違により冷却材中濃度 (I-131) が異なる。また, S A F E R 解析結果の相違に伴い, 有機よう素の移行率, 冷却材から気相への放出割合が相違している。

・評価結果の相違  
【東海第二】  
冷却材から気相への放出割合の相違による。

・評価条件の相違  
【東海第二】  
敷地及び気象条件の相違による。

- ※1 I-131 等価量
- ※2 ガンマ線 0.5MeV 換算値
- ※3 運転時冷却材量に対する減圧沸騰による蒸発分の割合として算定した。
- ※4 燃料棒内ギャップ部の放射性物質が原子炉圧力の低下割合に応じて冷却材中に放出されることを踏まえ、急速減圧するまではその低下割合に応じた量の放射性物質が冷却材中に放出されるものとし、急速減圧以降はギャップ内の残りの放射性物質が全て冷却材中に放出されるものとして、冷却材中の放射性物質の濃度を決定し、その冷却材量に対する減圧沸騰による蒸発分の割合として算定した。

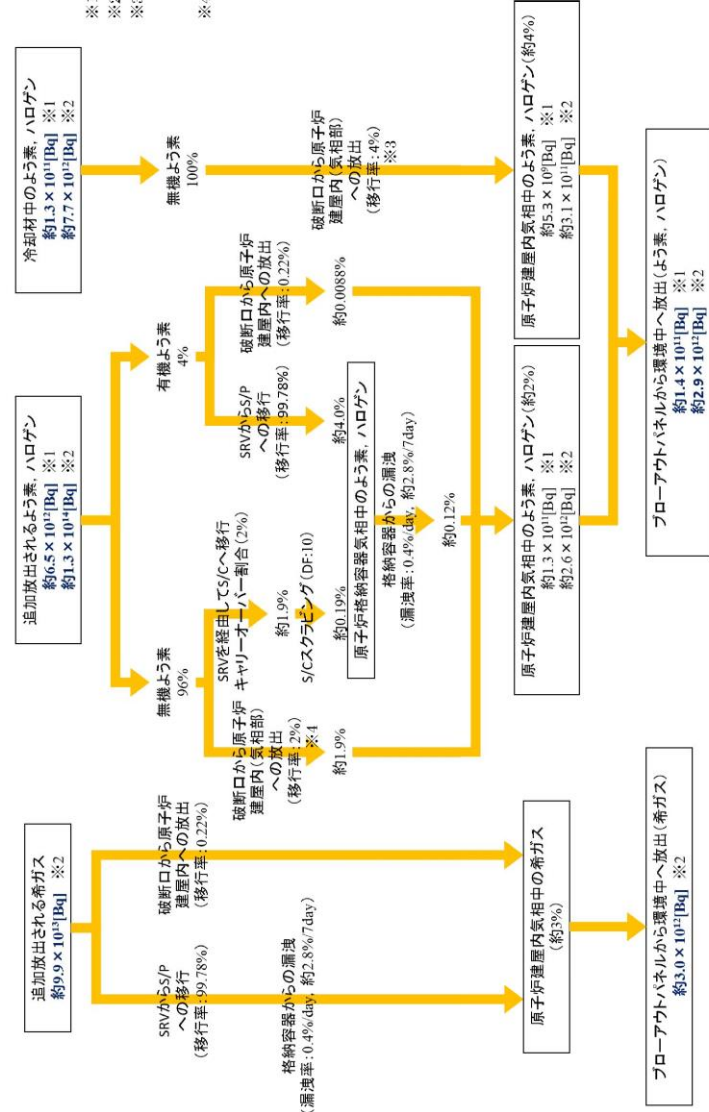
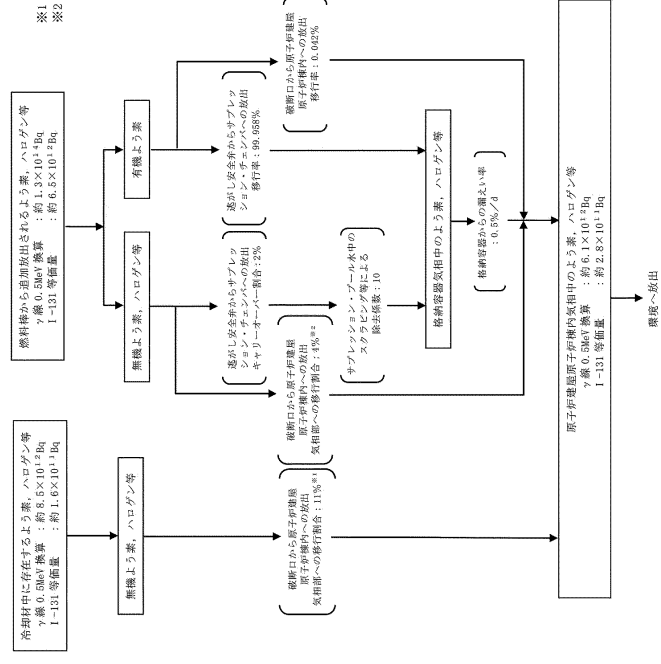
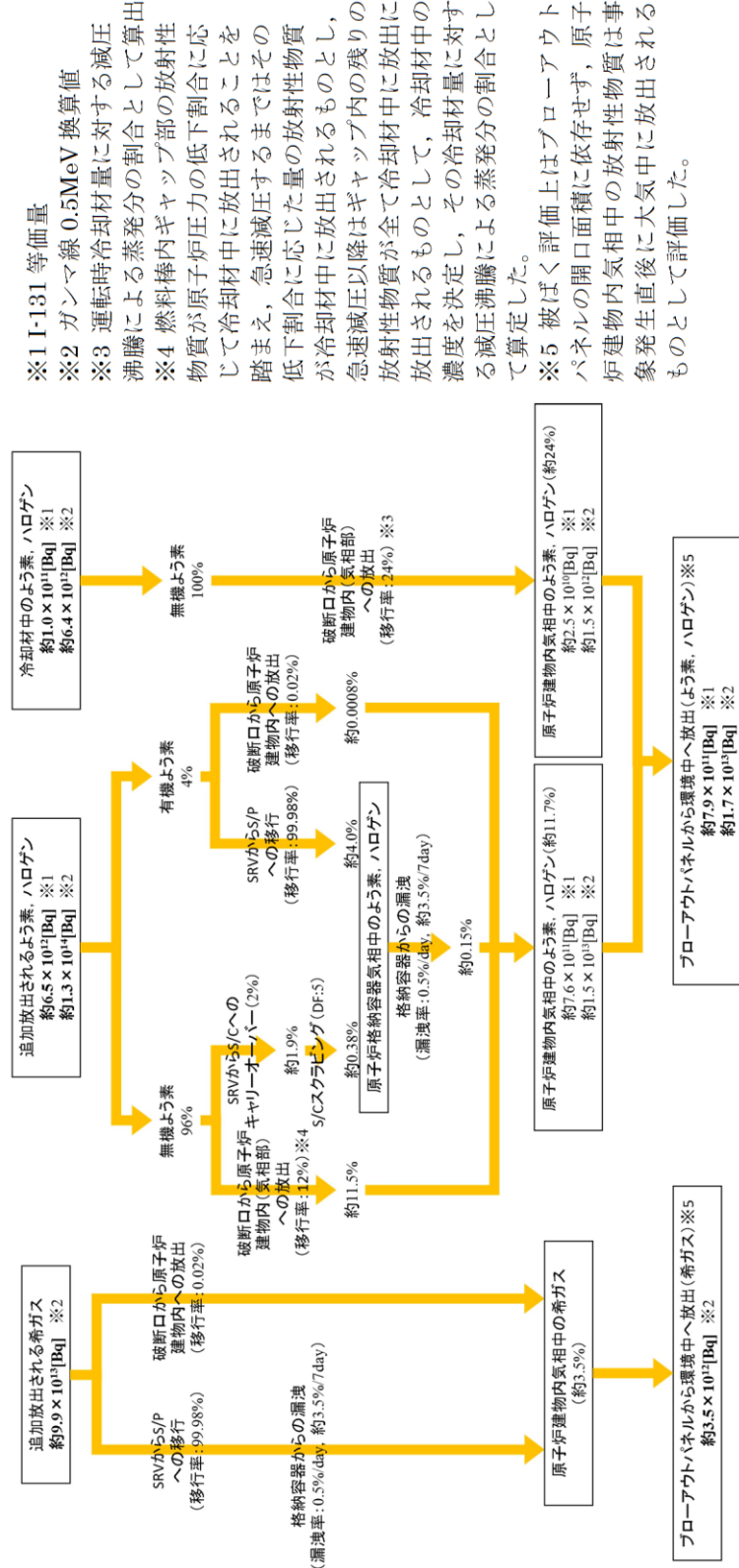


図7 核分裂生成物の環境中への放出について(インターフェイスシステム LOCA 時)

- ※1 運転時冷却材量に対する減圧沸騰による蒸発分の割合として算定。
- ※2 燃料棒内ギャップ部の放射性物質が原子炉圧力の低下割合に応じて冷却材中に放出されることを踏まえ、急速減圧するまではその低下割合に応じた量の放射性物質が冷却材中に放出されるものとし、急速減圧以降はギャップ内の残りの放射性物質が全て冷却材中に放出されるものとして、冷却材中の放射性物質の濃度を決定し、その冷却材量に対する減圧沸騰による蒸発分の割合として算定。



別第11-3 図 よう素、ハロゲン等の環境への放出過程



別図9-4 希ガス、よう素、ハロゲン等の環境への放出過程

・評価条件の相違  
【柏崎6/7, 東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p style="text-align: center;"> <u>別第11-4 図 希ガスの環境への放出過程</u>  <u>(ガンマ線実効エネルギー0.5MeV 換算値)</u> </p>		<p>・構成の相違  <b>【東海第二】</b>          別図9-4中に記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																																																																																																																														
	<p>I-131 追加放出量の測定結果について</p> <p>運転開始から施設定期検査による原子炉停止時等に測定している I-131 の追加放出量の測定値は以下のとおり。</p> <table border="0"> <tr><td>中間停止</td><td>(昭和54年6月2日)</td><td>0.0Ci</td></tr> <tr><td>第1回定検</td><td>(昭和54年9月7日)</td><td>0.0Ci</td></tr> <tr><td>中間停止</td><td>(昭和55年4月29日)</td><td>0.0Ci</td></tr> <tr><td>第2回定検</td><td>(昭和55年9月6日)</td><td>0.0Ci</td></tr> <tr><td>中間停止</td><td>(昭和56年6月16日)</td><td>0.0Ci</td></tr> <tr><td>第3回定検</td><td>(昭和56年9月12日)</td><td>0.01Ci</td></tr> <tr><td>第4回定検</td><td>(昭和57年6月11日)</td><td>0.01Ci</td></tr> <tr><td>中間停止</td><td>(昭和58年1月31日)</td><td>0.01Ci</td></tr> <tr><td>第5回定検</td><td>(昭和58年9月17日)</td><td>0.01Ci</td></tr> <tr><td>第6回定検</td><td>(昭和59年12月12日)</td><td>0.01Ci</td></tr> <tr><td>中間停止</td><td>(昭和60年8月1日)</td><td>0.01Ci</td></tr> <tr><td>第7回定検</td><td>(昭和61年1月20日)</td><td>0.01Ci</td></tr> <tr><td>第8回定検</td><td>(昭和62年4月9日)</td><td>40.9Ci</td></tr> <tr><td>第9回定検</td><td>(昭和63年8月1日)</td><td>0.01Ci</td></tr> <tr><td>第10回定検</td><td>(平成元年11月30日)</td><td>4.5×10<sup>8</sup>Bq</td></tr> <tr><td>中間停止</td><td>(平成2年11月29日)</td><td>4.7×10<sup>8</sup>Bq</td></tr> <tr><td>第11回定検</td><td>(平成3年4月20日)</td><td>4.4×10<sup>8</sup>Bq</td></tr> <tr><td>第12回定検</td><td>(平成4年9月6日)</td><td>1.9×10<sup>8</sup>Bq</td></tr> <tr><td>中間停止</td><td>(平成5年4月4日)</td><td>1.7×10<sup>8</sup>Bq</td></tr> <tr><td>第13回定検</td><td>(平成6年2月19日)</td><td>1.6×10<sup>8</sup>Bq</td></tr> <tr><td>第14回定検</td><td>(平成7年4月14日)</td><td>1.7×10<sup>8</sup>Bq</td></tr> <tr><td>中間停止</td><td>(平成8年8月10日)</td><td>9.8×10<sup>7</sup>Bq</td></tr> <tr><td>第15回定検</td><td>(平成8年9月10日)</td><td>1.5×10<sup>8</sup>Bq</td></tr> <tr><td>中間停止</td><td>(平成9年7月12日)</td><td>1.5×10<sup>8</sup>Bq</td></tr> <tr><td>第16回定検</td><td>(平成10年1月8日)</td><td>1.6×10<sup>8</sup>Bq</td></tr> <tr><td>第17回定検</td><td>(平成11年4月4日)</td><td>1.7×10<sup>8</sup>Bq</td></tr> <tr><td>中間停止</td><td>(平成12年12月26日)</td><td>1.7×10<sup>8</sup>Bq</td></tr> <tr><td>第18回定検</td><td>(平成13年3月26日)</td><td>1.7×10<sup>8</sup>Bq</td></tr> <tr><td>第19回定検</td><td>(平成14年9月15日)</td><td>1.5×10<sup>8</sup>Bq</td></tr> <tr><td>中間停止</td><td>(平成15年3月20日)</td><td>8.9×10<sup>7</sup>Bq</td></tr> <tr><td>第20回定検</td><td>(平成16年2月2日)</td><td>1.3×10<sup>8</sup>Bq</td></tr> <tr><td>第21回定検</td><td>(平成17年4月24日)</td><td>1.5×10<sup>8</sup>Bq</td></tr> <tr><td>第22回定検</td><td>(平成18年11月20日)</td><td>8.9×10<sup>7</sup>Bq</td></tr> <tr><td></td><td>(平成19年3月17日)</td><td>1.1×10<sup>8</sup>Bq</td></tr> <tr><td>第23回定検</td><td>(平成20年3月19日)</td><td>1.2×10<sup>8</sup>Bq</td></tr> <tr><td>中間停止</td><td>(平成21年7月21日)</td><td>1.2×10<sup>8</sup>Bq</td></tr> <tr><td>第24回定検</td><td>(平成21年9月9日)</td><td>1.2×10<sup>8</sup>Bq</td></tr> <tr><td>中間停止</td><td>(平成22年6月28日)</td><td>9.7×10<sup>7</sup>Bq</td></tr> <tr><td>第25回定検</td><td>-</td><td>-</td></tr> </table> <p>(※1Ci=3.7×10<sup>10</sup>Bq)</p>	中間停止	(昭和54年6月2日)	0.0Ci	第1回定検	(昭和54年9月7日)	0.0Ci	中間停止	(昭和55年4月29日)	0.0Ci	第2回定検	(昭和55年9月6日)	0.0Ci	中間停止	(昭和56年6月16日)	0.0Ci	第3回定検	(昭和56年9月12日)	0.01Ci	第4回定検	(昭和57年6月11日)	0.01Ci	中間停止	(昭和58年1月31日)	0.01Ci	第5回定検	(昭和58年9月17日)	0.01Ci	第6回定検	(昭和59年12月12日)	0.01Ci	中間停止	(昭和60年8月1日)	0.01Ci	第7回定検	(昭和61年1月20日)	0.01Ci	第8回定検	(昭和62年4月9日)	40.9Ci	第9回定検	(昭和63年8月1日)	0.01Ci	第10回定検	(平成元年11月30日)	4.5×10 <sup>8</sup> Bq	中間停止	(平成2年11月29日)	4.7×10 <sup>8</sup> Bq	第11回定検	(平成3年4月20日)	4.4×10 <sup>8</sup> Bq	第12回定検	(平成4年9月6日)	1.9×10 <sup>8</sup> Bq	中間停止	(平成5年4月4日)	1.7×10 <sup>8</sup> Bq	第13回定検	(平成6年2月19日)	1.6×10 <sup>8</sup> Bq	第14回定検	(平成7年4月14日)	1.7×10 <sup>8</sup> Bq	中間停止	(平成8年8月10日)	9.8×10 <sup>7</sup> Bq	第15回定検	(平成8年9月10日)	1.5×10 <sup>8</sup> Bq	中間停止	(平成9年7月12日)	1.5×10 <sup>8</sup> Bq	第16回定検	(平成10年1月8日)	1.6×10 <sup>8</sup> Bq	第17回定検	(平成11年4月4日)	1.7×10 <sup>8</sup> Bq	中間停止	(平成12年12月26日)	1.7×10 <sup>8</sup> Bq	第18回定検	(平成13年3月26日)	1.7×10 <sup>8</sup> Bq	第19回定検	(平成14年9月15日)	1.5×10 <sup>8</sup> Bq	中間停止	(平成15年3月20日)	8.9×10 <sup>7</sup> Bq	第20回定検	(平成16年2月2日)	1.3×10 <sup>8</sup> Bq	第21回定検	(平成17年4月24日)	1.5×10 <sup>8</sup> Bq	第22回定検	(平成18年11月20日)	8.9×10 <sup>7</sup> Bq		(平成19年3月17日)	1.1×10 <sup>8</sup> Bq	第23回定検	(平成20年3月19日)	1.2×10 <sup>8</sup> Bq	中間停止	(平成21年7月21日)	1.2×10 <sup>8</sup> Bq	第24回定検	(平成21年9月9日)	1.2×10 <sup>8</sup> Bq	中間停止	(平成22年6月28日)	9.7×10 <sup>7</sup> Bq	第25回定検	-	-	<p>I-131 追加放出量の測定結果について</p> <p>運転開始から施設定期検査による原子炉停止時等に測定している I-131 の追加放出量の測定値は以下のとおり。</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>定検回数</th> <th>停止年月日</th> <th>増加量 (Bq)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>(起動試験)</td> <td>H1. 1. 18</td> <td>8.10×10<sup>7</sup></td> </tr> <tr> <td>第1回</td> <td>H2. 2. 5</td> <td>2.22×10<sup>7</sup></td> </tr> <tr> <td>第2回</td> <td>H3. 5. 7</td> <td>7.67×10<sup>6</sup></td> </tr> <tr> <td>第3回</td> <td>H4. 9. 7</td> <td>2.0×10<sup>7</sup></td> </tr> <tr> <td>第4回</td> <td>H6. 1. 12</td> <td>1.7×10<sup>7</sup></td> </tr> <tr> <td>第5回</td> <td>H7. 4. 27</td> <td>1.9×10<sup>7</sup></td> </tr> <tr> <td>中間停止</td> <td>H8. 5. 13</td> <td>2.3×10<sup>7</sup></td> </tr> <tr> <td>第6回</td> <td>H8. 9. 6</td> <td>2.3×10<sup>7</sup></td> </tr> <tr> <td>第7回</td> <td>H10. 1. 5</td> <td>2.4×10<sup>7</sup></td> </tr> <tr> <td>第8回</td> <td>H11. 5. 11</td> <td>2.2×10<sup>7</sup></td> </tr> <tr> <td>第9回</td> <td>H12. 9. 17</td> <td>1.4×10<sup>7</sup></td> </tr> <tr> <td>第10回</td> <td>H14. 1. 8</td> <td>2.0×10<sup>7</sup></td> </tr> <tr> <td>第11回</td> <td>H15. 4. 15</td> <td>3.6×10<sup>7</sup></td> </tr> <tr> <td>第12回</td> <td>H16. 9. 7</td> <td>2.6×10<sup>7</sup></td> </tr> <tr> <td>第13回</td> <td>H18. 2. 28</td> <td>2.9×10<sup>7</sup></td> </tr> <tr> <td>第14回</td> <td>H19. 5. 8</td> <td>3.9×10<sup>7</sup></td> </tr> <tr> <td>第15回</td> <td>H20. 9. 7</td> <td>1.9×10<sup>7</sup></td> </tr> <tr> <td>第16回</td> <td>H22. 3. 18</td> <td>2.2×10<sup>7</sup></td> </tr> </tbody> </table>	定検回数	停止年月日	増加量 (Bq)	(起動試験)	H1. 1. 18	8.10×10 <sup>7</sup>	第1回	H2. 2. 5	2.22×10 <sup>7</sup>	第2回	H3. 5. 7	7.67×10 <sup>6</sup>	第3回	H4. 9. 7	2.0×10 <sup>7</sup>	第4回	H6. 1. 12	1.7×10 <sup>7</sup>	第5回	H7. 4. 27	1.9×10 <sup>7</sup>	中間停止	H8. 5. 13	2.3×10 <sup>7</sup>	第6回	H8. 9. 6	2.3×10 <sup>7</sup>	第7回	H10. 1. 5	2.4×10 <sup>7</sup>	第8回	H11. 5. 11	2.2×10 <sup>7</sup>	第9回	H12. 9. 17	1.4×10 <sup>7</sup>	第10回	H14. 1. 8	2.0×10 <sup>7</sup>	第11回	H15. 4. 15	3.6×10 <sup>7</sup>	第12回	H16. 9. 7	2.6×10 <sup>7</sup>	第13回	H18. 2. 28	2.9×10 <sup>7</sup>	第14回	H19. 5. 8	3.9×10 <sup>7</sup>	第15回	H20. 9. 7	1.9×10 <sup>7</sup>	第16回	H22. 3. 18	2.2×10 <sup>7</sup>	<p>・測定実績値の相違 【東海第二】</p>
中間停止	(昭和54年6月2日)	0.0Ci																																																																																																																																																																															
第1回定検	(昭和54年9月7日)	0.0Ci																																																																																																																																																																															
中間停止	(昭和55年4月29日)	0.0Ci																																																																																																																																																																															
第2回定検	(昭和55年9月6日)	0.0Ci																																																																																																																																																																															
中間停止	(昭和56年6月16日)	0.0Ci																																																																																																																																																																															
第3回定検	(昭和56年9月12日)	0.01Ci																																																																																																																																																																															
第4回定検	(昭和57年6月11日)	0.01Ci																																																																																																																																																																															
中間停止	(昭和58年1月31日)	0.01Ci																																																																																																																																																																															
第5回定検	(昭和58年9月17日)	0.01Ci																																																																																																																																																																															
第6回定検	(昭和59年12月12日)	0.01Ci																																																																																																																																																																															
中間停止	(昭和60年8月1日)	0.01Ci																																																																																																																																																																															
第7回定検	(昭和61年1月20日)	0.01Ci																																																																																																																																																																															
第8回定検	(昭和62年4月9日)	40.9Ci																																																																																																																																																																															
第9回定検	(昭和63年8月1日)	0.01Ci																																																																																																																																																																															
第10回定検	(平成元年11月30日)	4.5×10 <sup>8</sup> Bq																																																																																																																																																																															
中間停止	(平成2年11月29日)	4.7×10 <sup>8</sup> Bq																																																																																																																																																																															
第11回定検	(平成3年4月20日)	4.4×10 <sup>8</sup> Bq																																																																																																																																																																															
第12回定検	(平成4年9月6日)	1.9×10 <sup>8</sup> Bq																																																																																																																																																																															
中間停止	(平成5年4月4日)	1.7×10 <sup>8</sup> Bq																																																																																																																																																																															
第13回定検	(平成6年2月19日)	1.6×10 <sup>8</sup> Bq																																																																																																																																																																															
第14回定検	(平成7年4月14日)	1.7×10 <sup>8</sup> Bq																																																																																																																																																																															
中間停止	(平成8年8月10日)	9.8×10 <sup>7</sup> Bq																																																																																																																																																																															
第15回定検	(平成8年9月10日)	1.5×10 <sup>8</sup> Bq																																																																																																																																																																															
中間停止	(平成9年7月12日)	1.5×10 <sup>8</sup> Bq																																																																																																																																																																															
第16回定検	(平成10年1月8日)	1.6×10 <sup>8</sup> Bq																																																																																																																																																																															
第17回定検	(平成11年4月4日)	1.7×10 <sup>8</sup> Bq																																																																																																																																																																															
中間停止	(平成12年12月26日)	1.7×10 <sup>8</sup> Bq																																																																																																																																																																															
第18回定検	(平成13年3月26日)	1.7×10 <sup>8</sup> Bq																																																																																																																																																																															
第19回定検	(平成14年9月15日)	1.5×10 <sup>8</sup> Bq																																																																																																																																																																															
中間停止	(平成15年3月20日)	8.9×10 <sup>7</sup> Bq																																																																																																																																																																															
第20回定検	(平成16年2月2日)	1.3×10 <sup>8</sup> Bq																																																																																																																																																																															
第21回定検	(平成17年4月24日)	1.5×10 <sup>8</sup> Bq																																																																																																																																																																															
第22回定検	(平成18年11月20日)	8.9×10 <sup>7</sup> Bq																																																																																																																																																																															
	(平成19年3月17日)	1.1×10 <sup>8</sup> Bq																																																																																																																																																																															
第23回定検	(平成20年3月19日)	1.2×10 <sup>8</sup> Bq																																																																																																																																																																															
中間停止	(平成21年7月21日)	1.2×10 <sup>8</sup> Bq																																																																																																																																																																															
第24回定検	(平成21年9月9日)	1.2×10 <sup>8</sup> Bq																																																																																																																																																																															
中間停止	(平成22年6月28日)	9.7×10 <sup>7</sup> Bq																																																																																																																																																																															
第25回定検	-	-																																																																																																																																																																															
定検回数	停止年月日	増加量 (Bq)																																																																																																																																																																															
(起動試験)	H1. 1. 18	8.10×10 <sup>7</sup>																																																																																																																																																																															
第1回	H2. 2. 5	2.22×10 <sup>7</sup>																																																																																																																																																																															
第2回	H3. 5. 7	7.67×10 <sup>6</sup>																																																																																																																																																																															
第3回	H4. 9. 7	2.0×10 <sup>7</sup>																																																																																																																																																																															
第4回	H6. 1. 12	1.7×10 <sup>7</sup>																																																																																																																																																																															
第5回	H7. 4. 27	1.9×10 <sup>7</sup>																																																																																																																																																																															
中間停止	H8. 5. 13	2.3×10 <sup>7</sup>																																																																																																																																																																															
第6回	H8. 9. 6	2.3×10 <sup>7</sup>																																																																																																																																																																															
第7回	H10. 1. 5	2.4×10 <sup>7</sup>																																																																																																																																																																															
第8回	H11. 5. 11	2.2×10 <sup>7</sup>																																																																																																																																																																															
第9回	H12. 9. 17	1.4×10 <sup>7</sup>																																																																																																																																																																															
第10回	H14. 1. 8	2.0×10 <sup>7</sup>																																																																																																																																																																															
第11回	H15. 4. 15	3.6×10 <sup>7</sup>																																																																																																																																																																															
第12回	H16. 9. 7	2.6×10 <sup>7</sup>																																																																																																																																																																															
第13回	H18. 2. 28	2.9×10 <sup>7</sup>																																																																																																																																																																															
第14回	H19. 5. 8	3.9×10 <sup>7</sup>																																																																																																																																																																															
第15回	H20. 9. 7	1.9×10 <sup>7</sup>																																																																																																																																																																															
第16回	H22. 3. 18	2.2×10 <sup>7</sup>																																																																																																																																																																															

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">添付資料2.7.2</p> <p style="text-align: center;">安定状態について</p> <p>格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）時の安定状態については以下のとおり。</p> <p>原子炉安定停止状態：事象発生後，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた炉心冷却により，炉心冠水が維持でき，また，冷却のための設備がその後も機能維持できると判断され，かつ，必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合，安定停止状態が確立されたものとする。</p> <p>原子炉格納容器安定状態：炉心冠水後に，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた原子炉格納容器除熱機能（格納容器圧力逃がし装置等，残留熱除去系又は代替循環冷却系）により，格納容器圧力及び温度が安定又は低下傾向に転じ，また，原子炉格納容器除熱のための設備がその後も機能維持できると判断され，かつ，必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合，安定状態が確立されたものとする。</p> <p>【安定状態の確立について】  <u>原子炉安定停止状態の確立について</u>                      事象発生4時間後に高圧炉心注水系の破断箇所を現場操作にて隔離されることで漏えいが停止し，健全側の高圧炉心注水系による注水継続により炉心が冠水し，炉心の冷却が維持され，原子炉安定停止状態が確立される。</p> <p>原子炉格納容器安定状態の確立について                      残留熱除去系による原子炉格納容器除熱を開始することで，冷</p>	<p style="text-align: right;">添付資料2.7.4</p> <p style="text-align: center;">安定状態について</p> <p style="text-align: center;">（格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA））</p> <p>格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）時の安定状態については、以下のとおり。</p> <p>原子炉安定停止状態：事象発生後，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた炉心冷却が維持可能であり，また，冷却のための設備がその後も機能維持でき，かつ，必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合に安定停止状態が確立されたものとする。</p> <p>格納容器安定状態：炉心冷却が維持された後に，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた格納容器除熱により格納容器圧力及び温度が安定又は低下傾向に転じ，また，格納容器除熱のための設備がその後も機能維持でき，かつ，必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合に安定状態が確立されたものとする。</p> <p>【安定状態の確立について】  <u>原子炉安定停止状態の確立について</u>                      事象発生5時間後に残留熱除去系の破断箇所を現場操作にて隔離することで漏えいが停止し，逃がし安全弁により原子炉減圧状態を維持し低圧炉心スプレイ系を用いた原子炉注水を継続することで炉心の冷却は維持され，原子炉安定停止状態が確立される。</p> <p>格納容器安定状態の確立について                      残留熱除去系による格納容器除熱を開始することで，冷温停止</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 2.7.3</p> <p style="text-align: center;">安定状態について</p> <p style="text-align: center;">（格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA））</p> <p>格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）時の安定状態については以下のとおり。</p> <p>原子炉安定停止状態：事象発生後，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた炉心冷却により，炉心冠水が維持でき，また，冷却のための設備がその後も機能維持できると判断され，かつ，必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合，安定停止状態が確立されたものとする。</p> <p>原子炉格納容器安定状態：炉心冠水後に，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた原子炉格納容器除熱機能（格納容器フィルタベント系，残留熱除去系又は残留熱代替除去系）により，格納容器圧力及び温度が安定又は低下傾向に転じ，また，原子炉格納容器除熱のための設備がその後も機能維持できると判断され，かつ，必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合，安定状態が確立されたものとする。</p> <p>【安定状態の確立について】  <u>原子炉安定停止状態の確立について</u>                      事象発生10時間後に残留熱除去系の破断箇所を現場操作にて隔離されることで漏えいが停止し，高圧炉心スプレイ系による注水継続により炉心が冠水し，健全側の残留熱除去系による炉心の冷却が維持され，原子炉安定停止状態が確立される。</p> <p>原子炉格納容器安定状態の確立について                      残留熱除去系による炉心の冷却を継続することで，冷温停止状</p>	<p>備考</p> <p>・運用の相違  <b>【柏崎 6/7】</b>                      島根 2号炉は，耐圧強化ベントを使用しない。</p> <p>・解析結果の相違  <b>【柏崎 6/7，東海第二】</b>                      ・解析条件の相違  <b>【柏崎 6/7，東海第二】</b>                      破断想定箇所の相違。</p> <p>・運用の相違  <b>【柏崎 6/7，東海第二】</b>                      ・運用の相違</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>温停止状態に移行することができ、原子炉格納容器安定状態が確立される。</p> <p>また、重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり、また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>【安定状態の維持について】 上記の炉心損傷防止対策を継続することにより安定状態を維持できる。</p> <p>また、残留熱除去系機能を維持し、除熱を行うことにより、安定状態の維持が可能となる。</p>	<p>状態に移行することができ、格納容器安定状態が確立される。</p> <p>また、重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>【安定状態の維持について】 上記の炉心損傷防止対策を継続することにより安定状態を維持できる。</p> <p>また、残留熱除去系の機能を維持し除熱を継続することで、安定状態の維持が可能となる。</p> <p>(添付資料2.1.2別紙1)</p>	<p>態に移行することができ、格納容器圧力及び温度も安定又は低下傾向となり、原子炉格納容器安定状態が確立される。</p> <p>また、重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり、また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>【安定状態の維持について】 上記の炉心損傷防止対策を継続することにより安定状態を維持できる。</p> <p>また、残留熱除去系機能を維持し、除熱を行うことにより、安定状態の維持が可能となる。</p>	<p>【柏崎6/7, 東海第二】</p>



第1表 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (2/2)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
炉心	沸騰・凝縮・ポイド率変化、気液分離(水気変化)、対向流、三次元効果	二相流体の流動モデル	TBL, ROSA-III, FIST-ABWRの実験解析において、二相水位変化は、解析結果と異なる程度に発生する可能性がある。実験結果と異なる程度に発生する可能性がある。また、炉心出口部及び燃料格納容器(燃料格納容器)の不確かさは約20°C程度である。また、原子炉圧力の評価において、20MPaより低い圧力で系統的に圧力低下を早める傾向を示しており、解析上、低圧注水系の起動タイミングを早める可能性がある。水面に露出した上部支持格納容器の構造材の温度が燃料格納容器からの輻射や過熱蒸気により上昇し、LPCS スプレイの液滴で冷却された際に蒸気が発生したためであり、低圧代替注水系を圧力低下として用いる本系統シミュレーションでは考慮されていない。燃料格納容器本体に上部支持格納容器及び低圧代替注水系の注水タイミングに差が生じる可能性がある。	運転操作はシュラウド外水位(原子炉水位計)に基づく操作であることから、運転員等操作時間に与える影響は原子炉圧力機器の範囲にて示す。	有効性評価解析では原子炉水位がおおむね燃料有効液面を下降させる必要がなく、炉心出口後の炉心通過で得られる燃料格納容器に二相水位変化を考慮する必要がなく、解析コードは炉心内の二相水位変化をおおむね同時に評価することから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	原子炉圧力機器	沸騰・凝縮・ポイド率変化、気液分離(水気変化)、対向流、水相材抽出(蒸気・蒸気流)	二相流体の流動モデル 臨界流モデル	TBL, ROSA-III, FIST-ABWRの実験解析において、二相水位(シュラウド外水位)に関する不確かさを取り扱う。シュラウド外水位については、燃料格納容器温度及び運転員等操作のどちらに対しても二相水位及びこれを決定する二相流動モデルの妥当性の有無は重要でなく、質量及び水相材抽出のバランスだけで定まるコアラフスト水位が取り扱える程度である。このため、特段の不確かさを考慮する必要はない。	解析コードは、原子炉圧力変化を適切に評価することから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。
原子炉圧力機器	ECCS注水(給水系・代替注水系含む。)	原子炉注水系モデル	TBL, ROSA-III, FIST-ABWRの実験解析において、各系統の設計条件に基づく原子炉圧力と注水流量の関係は適用されており、実験設備仕様に対して注水流量を少なめに与え、燃料格納容器温度を高め評価する。	解析コードは、原子炉圧力変化を適切に評価することから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	解析コードは、原子炉圧力変化を適切に評価することから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

表1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA))(2/2)

【SAFER】 分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
原子炉圧力機器	沸騰・凝縮・ポイド率変化、気液分離(水気変化)、対向流	二相流体の流動モデル	下部プレナムの二相水位を除き、ダウンカマの二相水位(シュラウド外水位)に関する不確かさを取り扱う。シュラウド外水位については、燃料格納容器温度及び運転員操作のどちらに対しても、二相水位及びこれを決定する二相流動モデルの妥当性の有無は重要でなく、質量及び水頭のバランスだけで定まるコアラフスト水位が取り扱える程度である。このため、特段の不確かさを考慮する必要はない。	原子炉隔離時冷却系等による原子炉注水開始は自動起動であるため、運転員等操作時間に与える影響はない。	シュラウド外水位を適切に評価することから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。なお、炉心は冠水維持されるため、燃料格納容器の最高温度は約309°Cを上回ることはない。このため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	冷却材放出(蒸気流・蒸気流)	臨界流モデル	TBL, ROSA-III, FIST-ABWRの実験解析において、圧力変化は実験結果と一致しており、燃料格納容器温度等の解析結果が得られており、燃料格納容器に同じ特段の不確かさを考慮する必要はない。	原子炉隔離時冷却系等による原子炉注水開始は自動起動であるため、運転員等操作時間に与える影響はない。	逃がし安全弁流量は、設定圧力で設計流量が放出されない。破断口からの流出は実験結果と良い一致を示す臨界流モデルを適用している。有効性評価解析でも圧力変化を適切に評価し、原子炉への注水のタイミング及び注水流量を適切に評価するため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。なお、炉心は冠水維持されるため、燃料格納容器の最高温度は約309°Cを上回ることはない。このため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
ECCS注水(給水系・代替注水系含む。)		原子炉注水系モデル	入力値に含まれる。各系統の設計条件に基づく原子炉圧力と注水流量の関係は適用されており、実験設備仕様に対して注水流量を少なめに与え、燃料格納容器温度を高め評価する。	「解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。	「解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。





第2表 解析条件を最確条件とした場合に運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータを与える影響 (3/4)

項目	解析条件の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間を与える影響	評価項目となるパラメータを与える影響
	解析条件	最確条件			
原子炉スクラム信号	原子炉水位低 (レベル3) 信号 (遅れ時間 1.05 秒)	原子炉水位低 (レベル3) 信号 (遅れ時間 1.05 秒)	安全保護系等の遅れ時間を考慮して設定	解析条件と最確条件は同等であることから、事象進展に影響はない。	解析条件と最確条件は同等であることから、事象進展に影響はない。
透かし安全弁	(原子炉圧力制御時) 安全弁機能 (レベル2) 7.79MPa[gage] ~ 8.31MPa[gage] 385.2t/h (1個当たり) ~ 410.6t/h (1個当たり)	(原子炉圧力制御時) 安全弁機能 (レベル2) 7.79MPa[gage] ~ 8.31MPa[gage] 385.2t/h (1個当たり) ~ 410.6t/h (1個当たり) (設計値)	透かし安全弁の安全弁機能の設計値として設定	解析条件と最確条件と同等であることから、事象進展に影響はない。	解析条件と最確条件と同等であることから、事象進展に影響はない。
	(原子炉自動減圧操作時) 透かし安全弁 (自動減圧機能) 7個を開放することによる原子炉減圧	(原子炉自動減圧操作時) 透かし安全弁 (自動減圧機能) 7個を開放することによる原子炉減圧	透かし安全弁の設計値に基づき原子炉圧力と蒸気流量の関係から設定	解析条件と最確条件と同等であることから、事象進展に影響はない。	解析条件と最確条件と同等であることから、事象進展に影響はない。
原子炉隔離時冷却系	原子炉水位異常低下 (レベル2) 信号にて自動起動 (7.86MPa[gage] ~ 1.04MPa[gage] において) 136.7m <sup>3</sup> /h	原子炉水位異常低下 (レベル2) 信号にて自動起動 (7.86MPa[gage] ~ 1.04MPa[gage] において) 136.7m <sup>3</sup> /h	設計値を設定 原子炉隔離時冷却系は、タービン回転数制御により原子炉圧力に依らず一定の流量にて注水する設計となっている	解析条件と最確条件と同等であることから、事象進展に影響はない。	解析条件と最確条件と同等であることから、事象進展に影響はない。

重大事故対策に關する機器条件

第2表 解析条件を最確条件とした場合に運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (4/4)

項目	解析条件の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	解析条件	最確条件			
低圧炉心 スプレイス系	1.419m <sup>3</sup> /h (0.84MPa [dif]において) (最大 1.561m <sup>3</sup> /h) にて注水	1.419m <sup>3</sup> /h (0.84MPa [dif]において) (最大 1.561m <sup>3</sup> /h) にて注水	設計値として設定	実際の注水量が解析より多い場合 (注水特性 (設計値) の保守性) , 原子炉水位の回復は早くなることから, 注水後の流量調整操作で, 運転員等操作時間に与える影響はない。	実際の注水量が解析より多い場合 (注水特性 (設計値) の保守性) , 原子炉水位の回復が早くなることから, 評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
低圧代替注水系 (常設)	(原子炉注水準備時) (2台) ・注水量: 0m <sup>3</sup> /h~378m <sup>3</sup> /h ・注水圧力: 0MPa [dif]~2.38MPa [dif]	(原子炉注水準備時) (2台) ・注水量: 0m <sup>3</sup> /h~378m <sup>3</sup> /h ・注水圧力: 0MPa [dif]~2.38MPa [dif]	設計値に注入配管の液路圧損を考慮した値として設定	実際の注水量が解析より多い場合 (注水特性 (設計値) の保守性) , 原子炉水位の回復は早くなる。注水後の流量調整操作で, 運転員等操作時間に与える影響はない。	実際の注水量が解析より多い場合 (注水特性 (設計値) の保守性) , 原子炉水位の回復が早くなることから, 評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。





第3表 操作条件が要員の配置による他の操作、評価項目となるパラメータ及び操作時間余裕に与える影響 (2/2)

項目	解析上の操作開始条件	条件設定の考え方	操作の不確かさ要因	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕	訓練実績等
残留熱除去系の破断箇所隔離操作 操作条件	事象発生5時間後	破断面積約21cm <sup>2</sup> のISLOCA発生時における原子炉建屋内破断箇所内の現象作業環境条件を考慮し、現場移動時間、操作時間等を踏まえて余裕時間を確認する観点で設定	【認知】ISLOCAは定期試験等による隔離非の発生する事象であり、隔離非の発生時は原子炉圧力等の関連パラメータを継続監視しているため、ISLOCA発生に大抵な遅れが生じることは考えにくい。さらに、当直運転員の認知を助けるため、ISLOCA発生に伴い警報が発報する。事象初期の状況判断に余裕時間を余めて10分を想定しており、十分な余裕時間を確保していることかと認知遅れが操作開始時間に影響を及ぼす可能性は非常に小さい。 【要員配置】現場操作のため、中央制御室の当直運転員を行う当直運転員(実務)を配置している。当直運転員(現場)は、操作の実施期間中に他の操作を担っていないこと。要員配置が操作開始時間に与える影響はない。 【移動・操作所要時間】項表における破断系統の注入弁の閉止操作として移動及び余裕時間を含め115分を設定しており、十分な余裕を確保していることから、移動及び操作所要時間が操作開始時間に影響を及ぼす可能性は非常に小さい。 【他の並列操作等】並列操作とは異なる要員による対応が可能であることから、操作開始時間に与える影響はない。 【操作の確実さ】当該操作は、操作の信頼性の向上や要員の安全のため、操作要員2人及び補助要員2人の4人で実施することとしており、該操作は起こりにくいことから、該操作等が操作開始時間に影響を及ぼす可能性は非常に小さい。	隔離操作を実施すべき弁を宛先に認知し、現場での操作場所を調べ、漏えい箇所と異なる場所へ移動し、漏えい箇所を適切に閉止する。また、現場の状況を確認し、必要に応じて操作開始時間を延ばす。操作開始時間から、運転員等操作時間による影響は小さい。	隔離操作の有無に関わらず、低圧代替注水系(常設)の原子炉注水継続により、炉心はおおむね定常維持されるため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	隔離操作の有無に関わらず、低圧代替注水系(常設)の原子炉注水継続により、炉心はおおむね定常維持されることから、時間余裕がある。	現場における破断系統の注入弁の閉止操作は、移動も含め所要時間として115分を想定していること。訓練実績等では約108分、想定している運行時間等が実施可能であることを確認した。

添付資料2.7.5

7日間における燃料の対応について (インターフェイスシステムLOCA)

プラント状況：6号炉及び7号炉運転中、1号炉停止中。7日間における燃料の対応は、保守的に全ての設備が、事象発生直後から燃料を消費するものとして評価する。  
 事象：プラントで発生した事象は、6号炉及び7号炉の燃料消費率を、保守的に全ての設備が、事象発生直後から燃料を消費するものとして評価する。  
 注：全プラントで発生した事象は、6号炉及び7号炉の燃料消費率を、保守的に全ての設備が、事象発生直後から燃料を消費するものとして評価する。

炉号	時系列	判定
7号炉	非常発生直後～事象発生後7日間 非常用ディーゼル発電機 3台起動 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,404.6L/h×24h×7日×3台=752,472L	7日間の軽油消費量は約752kL (保守的に最大負荷時を想定)
6号炉	非常発生直後～事象発生後7日間 非常用ディーゼル発電機 3台起動 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,404.6L/h×24h×7日×3台=752,472L	7日間の軽油消費量は約752kL (保守的に最大負荷時を想定)
1号炉	非常発生直後～事象発生後7日間 非常用ディーゼル発電機 2台起動 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,459.6L/h×24h×7日×2台=631,344L	7日間の軽油消費量は約631kL (保守的に最大負荷時を想定)
2号炉	非常発生直後～事象発生後7日間 非常用ディーゼル発電機 2台起動 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,459.6L/h×24h×7日×2台=631,344L	7日間の軽油消費量は約631kL (保守的に最大負荷時を想定)
3号炉	非常発生直後～事象発生後7日間 非常用ディーゼル発電機 2台起動 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,459.6L/h×24h×7日×2台=631,344L	7日間の軽油消費量は約631kL (保守的に最大負荷時を想定)
4号炉	非常発生直後～事象発生後7日間 非常用ディーゼル発電機 2台起動 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,459.6L/h×24h×7日×2台=631,344L	7日間の軽油消費量は約631kL (保守的に最大負荷時を想定)
5号炉	非常発生直後～事象発生後7日間 非常用ディーゼル発電機 2台起動 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,459.6L/h×24h×7日×2台=631,344L	7日間の軽油消費量は約631kL (保守的に最大負荷時を想定)
その他	5号炉の燃料消費率を保守的に最大負荷時を想定して評価した。 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,459.6L/h×24h×7日×3台=631,344L	7日間の軽油消費量は約631kL (保守的に最大負荷時を想定)

※1 事故収束に必要なディーゼル発電機は非常用ディーゼル発電機1台であるが、保守的にディーゼル発電機2台の起動を仮定した。  
 ※2 事故収束に必要なディーゼル発電機は非常用ディーゼル発電機1台であるが、保守的にディーゼル発電機2台の起動を仮定した。  
 ※3 緊急用母線の電源を、常設代替高圧電源装置2台で確保することを仮定した。

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 (2018.9.12版)

島根原子力発電所 2号炉

備考

添付資料2.7.7

7日間における燃料の対応について

(格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA))

保守的に全ての設備が、事象発生直後から7日間燃料を消費するものとして評価する。

時系列	合計	判定
非常用ディーゼル発電機 2台起動 <sup>※1</sup> (燃料消費率は保守的に定格出力運転時を想定) 1,440.4L/h (燃料消費率) × 168h (運転時間) × 2台 (運転台数) = 約 484.0kL	7日間の軽油消費量は約 755.5kL	軽油貯蔵タンクの容量は約 800kLであり、7日間対応可能
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 1台起動 <sup>※2</sup> (燃料消費率は保守的に定格出力運転時を想定) 775.6L/h (燃料消費率) × 168h (運転時間) × 1台 (運転台数) = 約 130.3kL		
常設代替高圧電源装置 2台起動 <sup>※3</sup> (燃料消費率は保守的に定格出力運転時を想定) 420.0L/h (燃料消費率) × 168h (運転時間) × 2台 (運転台数) = 約 141.2kL		
緊急時対策用発電機 1台起動 (燃料消費率は保守的に定格出力運転時を想定) 411L/h (燃料消費率) × 168h (運転時間) × 1台 (運転台数) = 約 70.0kL		

※1 事故収束に必要なディーゼル発電機は非常用ディーゼル発電機1台であるが、保守的にディーゼル発電機2台の起動を仮定した。  
 ※2 事故収束に必要なディーゼル発電機は非常用ディーゼル発電機1台であるが、保守的にディーゼル発電機2台の起動を仮定した。  
 ※3 緊急用母線の電源を、常設代替高圧電源装置2台で確保することを仮定した。

添付資料 2.7.5

7日間における燃料の対応について

(格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA))

保守的に全ての設備が、事象発生直後から7日間燃料を消費するものとして評価する。

時系列	合計	判定
非常用ディーゼル発電機 2台起動 <sup>※1</sup> (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,618m³/h×24h×7日×2台=543,648m³	7日間の軽油消費量は約 700m³	ディーゼル燃料貯蔵タンクの容量は約 730m³であり、7日間対応可能
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 1台起動 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 0,927m³/h×24h×7日×1台=155,736m³		
緊急時対策用発電機 1台 0,0469 m³/h×24h×7日×1台=7,8792m³	7日間の軽油消費量は約 8m³	緊急時対策用燃料地下タンクの容量は約 45m³であり、7日間対応可能

※1 事故収束に必要な非常用ディーゼル発電機は1台であるが、保守的に非常用ディーゼル発電機2台を起動させて評価した。

・設備設計の相違  
**【柏崎6/7】**  
 島根2号炉は、緊急時対策用発電機用の燃料タンクを有している。また、モニタリングポストは非常用交流電源設備又は常設代替交流電源設備による電源供給が可能である。

・評価結果の相違  
**【柏崎6/7, 東海第二】**