

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

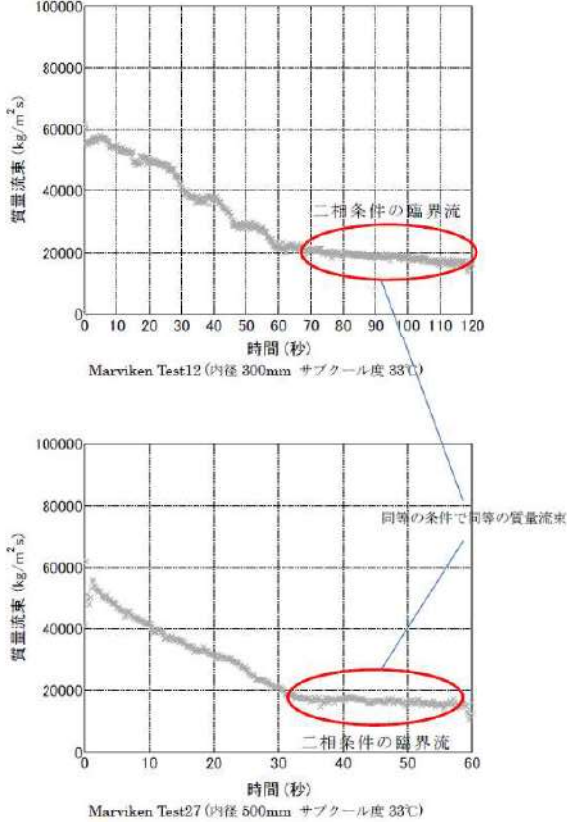
7.1.8 格納容器バイパス (添付資料 7.1.8.4 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系統の破断箇所及び破断面積について)

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																				
<p style="text-align: right;">参考資料-3</p> <p>「NUREG/CR-5744 “Assessment of ISLOCA Risk-Methodology and Application to a Westinghouse Four-Loop Ice Condenser Plant”」における ISLOCA 時の漏えい評価の概要</p> <p>1. 熱流動解析</p> <ul style="list-style-type: none"> RELAP5 を使い、余熱除去系統の熱流動解析を実施している。 逃がし弁の開放時間は 1 秒、電動弁の開放時間は 10 秒とする。また、故障した逆止弁は 10 秒で開くとした。この仮定は B&W の ISLOCA 研究を実施するために LER データをレビューした結果に基づいており、このレビューで逆止弁の瞬間的な故障は見つかっていないとしている。 余熱除去系統のコールドレグ側の隔離故障を想定している。 余熱除去系統の圧力は、逆止弁が 10 秒オーダーで開く場合は、1 次冷却系統の定常圧力が最大圧力となる。 <p>2. 機器の損傷解析</p> <ul style="list-style-type: none"> 動的影響の確率は無視できるため、準静的に圧力が加わる条件で評価を行っており、下表に示す結果を得ている。 <table border="1" data-bbox="230 756 958 1310"> <thead> <tr> <th>部 位</th> <th>評 価 結 果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>配管</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 管の腐食による減肉の影響、温度を考慮しているが、管が破損することはない。 フランジ部からの漏えいを検討しているが、漏えい量は mg/sec オーダーである。 </td> </tr> <tr> <td>弁</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 弁箱の肉厚に対し隣接する配管の肉厚のほうが薄いため、先に配管が破損する。 グランド部からの漏えいは無視できる。 余熱除去系統内の 8 個の弁の内、2 個の弁については、ボンネットボルトによる接合部の耐圧性能が 2,485psig (約 17.1MPa) を下回るため、ボンネットボルトによる接合部から漏えいが発生する。(面積: 0.04inch²) </td> </tr> <tr> <td>ポンプ</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> ケーシング、ケーシングの接合部、メカニカルシール及び冷却水配管の耐圧性能が 2500psig (約 17.2MPa) を上回るため漏えいは発生しない。 </td> </tr> <tr> <td>余熱除去冷却器</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 胴板に破損圧力が加われば無制限な漏えいが発生する。 鏡板に非対称な座屈圧力が加われば漏えいが発生する。(面積: 0.7 inch²) 鏡板に塑性破損するような座屈圧力が加われば無制限な漏えいが発生する。 </td> </tr> </tbody> </table>	部 位	評 価 結 果	配管	<ul style="list-style-type: none"> 管の腐食による減肉の影響、温度を考慮しているが、管が破損することはない。 フランジ部からの漏えいを検討しているが、漏えい量は mg/sec オーダーである。 	弁	<ul style="list-style-type: none"> 弁箱の肉厚に対し隣接する配管の肉厚のほうが薄いため、先に配管が破損する。 グランド部からの漏えいは無視できる。 余熱除去系統内の 8 個の弁の内、2 個の弁については、ボンネットボルトによる接合部の耐圧性能が 2,485psig (約 17.1MPa) を下回るため、ボンネットボルトによる接合部から漏えいが発生する。(面積: 0.04inch²) 	ポンプ	<ul style="list-style-type: none"> ケーシング、ケーシングの接合部、メカニカルシール及び冷却水配管の耐圧性能が 2500psig (約 17.2MPa) を上回るため漏えいは発生しない。 	余熱除去冷却器	<ul style="list-style-type: none"> 胴板に破損圧力が加われば無制限な漏えいが発生する。 鏡板に非対称な座屈圧力が加われば漏えいが発生する。(面積: 0.7 inch²) 鏡板に塑性破損するような座屈圧力が加われば無制限な漏えいが発生する。 	<p style="text-align: right;">参考資料-3</p> <p>「NUREG/CR-5744 “Assessment of ISLOCA Risk-Methodology and Application to a Westinghouse Four-Loop Ice Condenser Plant”」における ISLOCA 時の漏えい評価の概要</p> <p>1. 熱流動解析</p> <ul style="list-style-type: none"> RELAP5 を使い、余熱除去系統の熱流動解析を実施している。 逃がし弁の開放時間は 1 秒、電動弁の開放時間は 10 秒とする。また、故障した逆止弁は 10 秒で開くとした。この仮定は B&W の ISLOCA 研究を実施するために LER データをレビューした結果に基づいており、このレビューで逆止弁の瞬間的な故障は見つかっていないとしている。 余熱除去系統のコールドレグ側の隔離故障を想定している。 余熱除去系統の圧力は、逆止弁が 10 秒オーダーで開く場合は、1 次冷却系統の定常圧力が最大圧力となる。 <p>2. 機器の損傷解析</p> <ul style="list-style-type: none"> 動的影響の確率は無視できるため、準静的に圧力が加わる条件で評価を行っており、下表に示す結果を得ている。 <table border="1" data-bbox="1126 764 1892 1302"> <thead> <tr> <th>部 位</th> <th>評 価 結 果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>配 管</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 管の腐食による減肉の影響、温度を考慮しているが、管が破損することはない。 フランジ部からの漏えいを検討しているが、漏えい量は mg/sec オーダーである。 </td> </tr> <tr> <td>弁</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 弁箱の肉厚に対し隣接する配管の肉厚のほうが薄いため、先に配管が破損する。 グランド部からの漏えいは無視できる。 余熱除去系統内の 8 個の弁の内、2 個の弁については、ボンネットボルトによる接合部の耐圧性能が 2,485psig (約 17.1MPa) を下回るため、ボンネットボルトによる接合部から漏えいが発生する。(面積: 0.04inch²) </td> </tr> <tr> <td>ポ ン プ</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> ケーシング、ケーシングの接合部、メカニカルシール及び冷却水配管の耐圧性能が 2500psig (約 17.2MPa) を上回るため漏えいは発生しない。 </td> </tr> <tr> <td>余熱除去冷却器</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 胴板に破損圧力が加われば無制限な漏えいが発生する。 鏡板に非対称な座屈圧力が加われば漏えいが発生する。(面積: 0.7inch²) 鏡板に塑性破損するような座屈圧力が加われば無制限な漏えいが発生する。 </td> </tr> </tbody> </table>	部 位	評 価 結 果	配 管	<ul style="list-style-type: none"> 管の腐食による減肉の影響、温度を考慮しているが、管が破損することはない。 フランジ部からの漏えいを検討しているが、漏えい量は mg/sec オーダーである。 	弁	<ul style="list-style-type: none"> 弁箱の肉厚に対し隣接する配管の肉厚のほうが薄いため、先に配管が破損する。 グランド部からの漏えいは無視できる。 余熱除去系統内の 8 個の弁の内、2 個の弁については、ボンネットボルトによる接合部の耐圧性能が 2,485psig (約 17.1MPa) を下回るため、ボンネットボルトによる接合部から漏えいが発生する。(面積: 0.04inch²) 	ポ ン プ	<ul style="list-style-type: none"> ケーシング、ケーシングの接合部、メカニカルシール及び冷却水配管の耐圧性能が 2500psig (約 17.2MPa) を上回るため漏えいは発生しない。 	余熱除去冷却器	<ul style="list-style-type: none"> 胴板に破損圧力が加われば無制限な漏えいが発生する。 鏡板に非対称な座屈圧力が加われば漏えいが発生する。(面積: 0.7inch²) 鏡板に塑性破損するような座屈圧力が加われば無制限な漏えいが発生する。 	
部 位	評 価 結 果																					
配管	<ul style="list-style-type: none"> 管の腐食による減肉の影響、温度を考慮しているが、管が破損することはない。 フランジ部からの漏えいを検討しているが、漏えい量は mg/sec オーダーである。 																					
弁	<ul style="list-style-type: none"> 弁箱の肉厚に対し隣接する配管の肉厚のほうが薄いため、先に配管が破損する。 グランド部からの漏えいは無視できる。 余熱除去系統内の 8 個の弁の内、2 個の弁については、ボンネットボルトによる接合部の耐圧性能が 2,485psig (約 17.1MPa) を下回るため、ボンネットボルトによる接合部から漏えいが発生する。(面積: 0.04inch²) 																					
ポンプ	<ul style="list-style-type: none"> ケーシング、ケーシングの接合部、メカニカルシール及び冷却水配管の耐圧性能が 2500psig (約 17.2MPa) を上回るため漏えいは発生しない。 																					
余熱除去冷却器	<ul style="list-style-type: none"> 胴板に破損圧力が加われば無制限な漏えいが発生する。 鏡板に非対称な座屈圧力が加われば漏えいが発生する。(面積: 0.7 inch²) 鏡板に塑性破損するような座屈圧力が加われば無制限な漏えいが発生する。 																					
部 位	評 価 結 果																					
配 管	<ul style="list-style-type: none"> 管の腐食による減肉の影響、温度を考慮しているが、管が破損することはない。 フランジ部からの漏えいを検討しているが、漏えい量は mg/sec オーダーである。 																					
弁	<ul style="list-style-type: none"> 弁箱の肉厚に対し隣接する配管の肉厚のほうが薄いため、先に配管が破損する。 グランド部からの漏えいは無視できる。 余熱除去系統内の 8 個の弁の内、2 個の弁については、ボンネットボルトによる接合部の耐圧性能が 2,485psig (約 17.1MPa) を下回るため、ボンネットボルトによる接合部から漏えいが発生する。(面積: 0.04inch²) 																					
ポ ン プ	<ul style="list-style-type: none"> ケーシング、ケーシングの接合部、メカニカルシール及び冷却水配管の耐圧性能が 2500psig (約 17.2MPa) を上回るため漏えいは発生しない。 																					
余熱除去冷却器	<ul style="list-style-type: none"> 胴板に破損圧力が加われば無制限な漏えいが発生する。 鏡板に非対称な座屈圧力が加われば漏えいが発生する。(面積: 0.7inch²) 鏡板に塑性破損するような座屈圧力が加われば無制限な漏えいが発生する。 																					

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.1.8 格納容器バイパス (添付資料 7.1.8.4 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系統の破断箇所及び破断面積について)

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p style="text-align: right;">参考資料-4</p> <p style="text-align: center;">二相条件の臨界流について</p> <p>二相条件の臨界流については、Marviken 臨界流試験により、流量は破断面積に比例することが確認されている。Marviken 臨界流試験の結果の一部を下図に示す。試験では同じサブクール度 33℃条件で、破断面積（内径 300mm、500mm）を変えて臨界流を発生させ、単位面積・単位時間あたりの質量流量を測定している。図より、どちらの二相条件の質量流束も約 20,000kg/m²・s と同じ値を示していることから、二相条件の臨界流の場合、流量は破断面積に比例することが確認できる。</p>  <p style="text-align: center;">図 質量流束</p> <p>※ 平成 25 年 12 月 17 日 PWR4 社審査会合資料「重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第 1 部 M-RELAP5）」より引用</p>	<p>記載方針の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.8 格納容器バイパス（添付資料 7.1.8.5 インターフェイスシステム LOCA 時における蓄圧タンク初期条件設定の影響）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">添付資料 2.8.5</p> <p style="text-align: center;">インターフェイスシステム LOCA 時における蓄圧タンク初期条件設定の影響</p> <p>1. 有効性評価における初期条件設定</p> <p>重大事故等対策の有効性評価において、蓄圧タンク保持圧力及び保有水量の初期条件として、蓄圧注入に期待する全ての事故シーケンスにおいて以下の設定としている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・初期保持圧力（最低保持圧力）：4.04MPa [gage] ・初期保有水量（最低保有水量）：26.9 [m³/基] <p>2. 条件設定</p> <p>LOCA 事象等の蓄圧タンク保有水全量の1次冷却系への注水を期待する事象及び全交流動力電源喪失事象等1次冷却系自然循環冷却を阻害する窒素ガスの混入を防止するため、圧力条件で蓄圧注入を停止する事象に分類でき、それぞれ以下の考え方をもとに設定している。</p> <p>a. 大破断 LOCA 事象等の蓄圧タンク保有水全量の1次冷却系注水を期待する事象</p> <p>(a) 初期保持圧力</p> <p>蓄圧注入のタイミングが遅くなることに伴い、1次冷却系保有水の回復が遅れ、燃料被覆管温度評価の観点から余裕が小さくなる「最低保持圧力」としている。</p> <p>(b) 初期保有水量</p> <p>炉心への注水量が少なくなり、燃料被覆管温度評価の観点から余裕が小さくなるよう「最低保有水量」としている。</p> <p>b. 全交流動力電源喪失事象等1次冷却系自然循環冷却を阻害する窒素ガスの混入を防止するため、圧力条件で蓄圧注入を停止する事象</p> <p>(a) 初期保持圧力</p> <p>蓄圧注入のタイミングが遅くなることに伴い、1次冷却系保有水の回復が遅れ、燃料被覆管温度評価の観点から余裕が小さくなる「最低保持圧力」としている。</p> <p>(b) 初期保有水量</p> <p>最低保有水量とした場合、初期の気相部体積が大きくなることに伴い、蓄圧注入開始から、出口弁閉止圧力にて注入停止するまでに1次冷却系へ注水される水量は、初期保有水量が多い場合よりもわずかに多くなり、厳しい条件とならないが、蓄圧タンクの最高及び最低初期保有水量を考慮した場合の注水量に与える影響は、別紙1に示すとおりであり、炉心露出又は燃料被覆管温度 1,200℃に対して十分な余裕があることから、標準的に「最低初期保有水量」としている。</p>	<p style="text-align: center;">添付資料 7.1.8.5</p> <p style="text-align: center;">インターフェイスシステム LOCA 時における蓄圧タンク初期条件設定の影響</p> <p>1. 有効性評価における初期条件設定</p> <p>重大事故等対策の有効性評価において、蓄圧タンク保持圧力及び保有水量の初期条件として、蓄圧注入に期待する全ての事故シーケンスにおいて以下の設定としている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・初期保持圧力（最低保持圧力）：4.04MPa [gage] ・初期保有水量（最低保有水量）：29.0 [m³/基] <p>2. 条件設定</p> <p>LOCA 事象等の蓄圧タンク保有水全量の1次冷却系への注水を期待する事象及び全交流動力電源喪失事象等1次冷却系自然循環冷却を阻害する窒素ガスの混入を防止するため、圧力条件で蓄圧注入を停止する事象に分類でき、それぞれ以下の考え方をもとに設定している。</p> <p>a. 大破断 LOCA 事象等の蓄圧タンク保有水全量の1次冷却系への注水を期待する事象</p> <p>(a) 初期保持圧力</p> <p>蓄圧注入のタイミングが遅くなることに伴い、1次冷却系保有水の回復が遅れ、燃料被覆管温度評価の観点から余裕が小さくなる「最低保持圧力」としている。</p> <p>(b) 初期保有水量</p> <p>炉心への注水量が少なくなり、燃料被覆管温度評価の観点から余裕が小さくなるよう「最低保有水量」としている。</p> <p>b. 全交流動力電源喪失事象等1次冷却系自然循環冷却を阻害する窒素ガスの混入を防止するため、圧力条件で蓄圧注入を停止する事象</p> <p>(a) 初期保持圧力</p> <p>蓄圧注入のタイミングが遅くなることに伴い、1次冷却系保有水の回復が遅れ、燃料被覆管温度評価の観点から余裕が小さくなる「最低保持圧力」としている。</p> <p>(b) 初期保有水量</p> <p>最低保有水量とした場合、初期の気相部体積が大きくなることに伴い、蓄圧注入開始から、出口弁閉止圧力にて注入停止するまでに1次冷却系へ注水される水量は、初期保有水量が多い場合よりもわずかに多くなり、厳しい条件とならないが、蓄圧タンクの最高及び最低保有水量を考慮した場合の注水量に与える影響は、別紙1に示すとおりであり、炉心露出又は燃料被覆管温度 1,200℃に対して十分な余裕があることから、標準的に「最低保有水量」としている。</p>	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.8 格納容器バイパス（添付資料 7.1.8.5 インターフェイスシステム LOCA 時における蓄圧タンク初期条件設定の影響）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">別紙1</p> <p>インターフェイスシステムLOCA時における蓄圧タンク初期保有水量の差異による影響検討</p> <p>1. はじめに 蓄圧タンクの初期条件設定として標準的に採用している「最低保有水量」とした場合、「最高保有水量」とした場合と比較すると、「最低保有水量」とした方が注水量はわずかに多くなり、「最低保有水量」の設定が必ずしも保守的とはならないことから、その影響について「インターフェイスシステムLOCA」を対象に考察した。</p> <p>2. 影響確認 インターフェイスシステムLOCAが発生した場合、早期に1次冷却系の圧力が低下することで「原子炉圧力異常低」ECCS作動信号が発信し、高圧注入が開始されることで、図1に示すとおり事象発生後約10分で1次冷却系保有水量は回復に転じ、炉心が露出することはない。 また、蓄圧タンクからの注水は図2に示すとおり、事象発生後約11分に開始され、蓄圧タンクの注水開始後に1次冷却系保有水量は回復に転じるが、その後の蓄圧タンクからの注水がない期間においても高圧注入により1次冷却系保有水量は回復傾向を示している。 よって、蓄圧タンク初期保有水量の設定の差異が注水量に与える影響としては別紙2に示すとおり4基合計で約4m³の注水量の差異が考えられるが、1次冷却系保有水量が最低となる期間への影響はない。</p> <p>3. 確認結果 インターフェイスシステムLOCAについては、蓄圧タンクの注水が開始されるまでに、ECCSにより保有水量は回復に転じることができることから、蓄圧タンクの初期保有水量の設定による注水量への影響を考慮しても炉心露出に至ることはない。</p>	<p style="text-align: right;">別紙1</p> <p>インターフェイスシステムLOCA時における蓄圧タンク初期保有水量の差異による影響検討</p> <p>1. はじめに 蓄圧タンクの初期条件設定として標準的に採用している「最低保有水量」とした場合、「最高保有水量」とした場合と比較すると、「最低保有水量」とした方が注水量はわずかに多くなり、「最低保有水量」の設定が必ずしも保守的とはならないことから、その影響について「インターフェイスシステムLOCA」を対象に考察した。</p> <p>2. 影響確認 インターフェイスシステムLOCAが発生した場合、早期に1次冷却系の圧力が低下することで「原子炉圧力異常低」ECCS作動信号が発信し、高圧注入が開始されることで、図1に示すとおり事象発生後約7分で1次冷却系保有水量は回復に転じ、炉心が露出することはない。 また、蓄圧タンクからの注水は図2に示すとおり、事象発生後約14分に開始され、蓄圧タンクの注水開始後に1次冷却系保有水量は回復に転じるが、その後の蓄圧タンクからの注水がない期間においても高圧注入により1次冷却系保有水量は回復傾向を示している。 よって、蓄圧タンク初期保有水量の設定の差異が注水量に与える影響としては別紙2に示すとおり3基合計で約10m³の注水量の差異が考えられるが、1次冷却系保有水量が最低となる期間への影響はない。</p> <p>3. 確認結果 インターフェイスシステムLOCAについては、蓄圧タンクの注水が開始されるまでに、ECCSにより保有水量は回復に転じることができることから、蓄圧タンクの初期保有水量の設定による注水量への影響を考慮しても炉心露出に至ることはない。</p>	<p>解析結果の相違</p> <p>評価結果の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.8 格納容器バイパス (添付資料 7.1.8.5 インターフェイスシステム LOCA 時における蓄圧タンク初期条件設定の影響)

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図1 1次冷却系保有水量の推移 (インターフェイスシステムLOCA)</p>	<p>図1 1次冷却系保有水量の推移 (インターフェイスシステムLOCA)</p>	
<p>図2 1次系注水流量 (蓄圧注入) の推移 (インターフェイスシステムLOCA)</p>	<p>図2 1次冷却系注水流量 (蓄圧注入) の推移 (インターフェイスシステムLOCA)</p>	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.8 格納容器バイパス (添付資料 7.1.8.5 インターフェイスシステム LOCA 時における蓄圧タンク初期条件設定の影響)

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">別紙2</p> <p style="text-align: center;">蓄圧タンク内の圧力変化に伴う注水量の差異について</p> <p>蓄圧タンク内の圧力変化は、窒素ガスの膨張に伴い、以下の式で求められる。</p> $P_i \times V_i^\gamma = P \times V_T^\gamma$ <p>ただし、</p> <ul style="list-style-type: none"> P_i：初期保持圧力 (MPa[abs]) V_i：初期気相部体積 (m³) <ul style="list-style-type: none"> 11.3m³ (最低保有水量 (1基あたり)) 10.1m³ (最高保有水量 (1基あたり)) P：蓄圧タンク出口弁閉止時の圧力 (MPa[abs]) V_T：蓄圧タンク出口弁閉止時の気相体積 (m³) γ：ポリトロープ指数 <ul style="list-style-type: none"> 1.0：等温変化時 1.4：断熱変化時 <p>蓄圧タンク容積 (1基あたり)：38.2m³ 最低保有水量 (1基あたり)：26.9m³ 最高保有水量 (1基あたり)：28.1m³ 初期保持圧力：4.04MPa[gage] 蓄圧タンク出口弁閉止時の圧力 ：1.7MPa[gage] (全交流動力電源喪失) ：0.6MPa[gage] (ECCS注水機能喪失、格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA))</p> <p>とする。</p> <p>上記評価式より、全交流動力電源喪失事象等、1次冷却系自然循環冷却を阻害するガスの混入を防止するため、圧力変化で蓄圧注入を停止する事象に対して、以下の通り注水量に対する影響がある。</p> <p>①全交流動力電源喪失 (RCPシールLOCAあり) 比較的事象進展が早いことから、断熱変化として考慮しており、上記式より最低保有水量時の注水量と最高保有水量時の注水量の差異は1基あたり約1m³となり、4基合計で約4m³となる。</p> <p>②全交流動力電源喪失 (RCPシールLOCAなし) 事象進展が遅いことから、等温変化として考慮しており、上記式より最低保有水量時の注水量と最高保有水量時の注水量の差異は1基あたり約1.6m³となり、4基合計で約6m³となる。</p>	<p style="text-align: center;">別紙2</p> <p style="text-align: center;">蓄圧タンク内の圧力変化に伴う注水量の差異について</p> <p>蓄圧タンク内の圧力変化は、窒素ガスの膨張に伴い、以下の式で求められる。</p> $P_i \times V_i^\gamma = P \times V_T^\gamma$ <p>ただし、</p> <ul style="list-style-type: none"> P_i：初期保持圧力 (MPa[abs]) V_i：初期気相部体積 (m³) <ul style="list-style-type: none"> 12.0 m³ (最低保有水量 (1基あたり)) 10.0 m³ (最高保有水量 (1基あたり)) P：蓄圧タンク出口弁閉止時の圧力 (MPa[abs]) V_T：蓄圧タンク出口弁閉止時の気相体積 (m³) γ：ポリトロープ指数 <ul style="list-style-type: none"> 1.0：等温変化時 1.4：断熱変化時 <p>蓄圧タンク容積 (1基あたり)：41.0 m³ 最低保有水量 (1基あたり)：29.0 m³ 最高保有水量 (1基あたり)：31.0 m³ 初期保持圧力：4.04MPa[gage] 蓄圧タンク出口弁閉止時の圧力 ：1.7MPa[gage] (全交流動力電源喪失) ：0.6MPa[gage] (ECCS注水機能喪失、格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA))</p> <p>とする。</p> <p>上記評価式より、全交流動力電源喪失事象等、1次冷却系自然循環冷却を阻害するガスの混入を防止するため、圧力変化で蓄圧注入を停止する事象に対して、以下の通り注水量に対する影響がある。</p> <p>①全交流動力電源喪失 (RCPシールLOCAあり) 比較的事象進展が早いことから、断熱変化として考慮しており、上記式より最低保有水量時の注水量と最高保有水量時の注水量の差異は1基あたり約1.6m³となり、3基合計で約5m³となる。</p> <p>②全交流動力電源喪失 (RCPシールLOCAなし) 事象進展が遅いことから、等温変化として考慮しており、上記式より最低保有水量時の注水量と最高保有水量時の注水量の差異は1基あたり約2.6m³となり、3基合計で約8m³となる。</p>	<p>設計の相違</p> <p>評価結果の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.8 格納容器バイパス（添付資料 7.1.8.5 インターフェイスシステム LOCA 時における蓄圧タンク初期条件設定の影響）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>③ECCS注水機能喪失 比較的事象進展が早いことから、断熱変化として考慮しており、上記式より最低保有水量時の注水量と最高保有水量時の注水量の差は1基あたり約1.1m³となり3基合計で約3m³となる。</p> <p>④格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA） 比較的事象進展が早いことから、断熱変化として考慮しており、上記式より最低保有水量時の注水量と最高保有水量時の注水量の差は1基あたり約1.1m³となり4基合計で約4[m³]となる。</p> <p>⑤2次冷却系からの除熱機能喪失 比較的事象進展が早いことから、断熱変化として考慮しており、上記式より最低保有水量時の注水量と最高保有水量時の注水量の差は1基あたり約0.4m³となり4基合計で約2m³となる。</p>	<p>③ECCS注水機能喪失 比較的事象進展が早いことから、断熱変化として考慮しており、上記式より最低保有水量時の注水量と最高保有水量時の注水量の差異は1基あたり約3.4m³となり、2基合計で約7m³となる。</p> <p>④格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA） 比較的事象進展が早いことから、断熱変化として考慮しており、上記式より最低保有水量時の注水量と最高保有水量時の注水量の差異は1基あたり約3.4m³となり、3基合計で約10m³となる。</p>	<p>記載方針の相違 ・「2次冷却系からの除熱機能喪失」事象は蒸気発生器による冷却に期待できないことを前提とする事象であり、1次冷却系の自然循環の阻害が事象進展に影響しないため、当該事象に対する評価を記載しない方針（伊方と同様）</p>

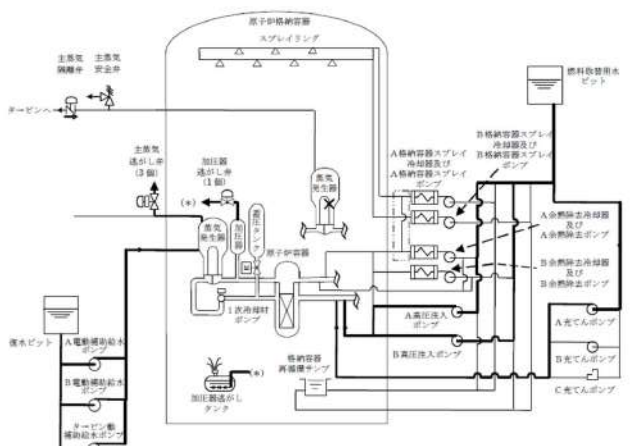
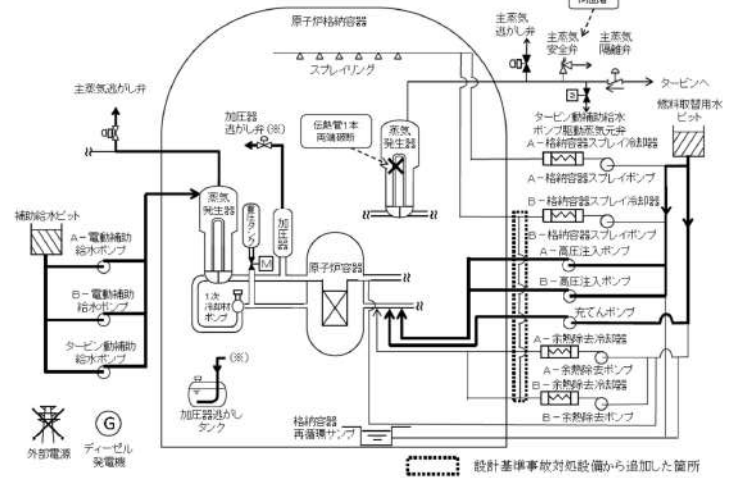
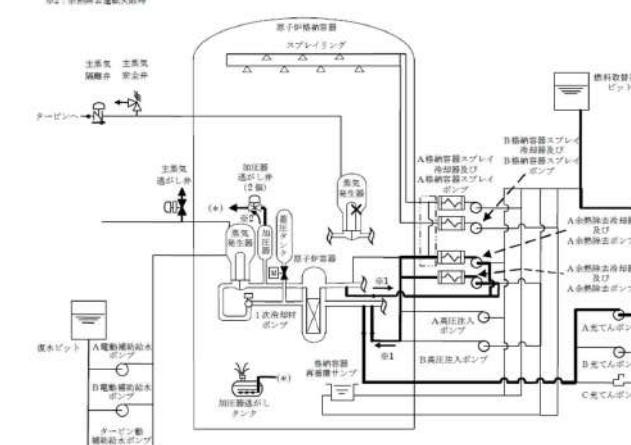
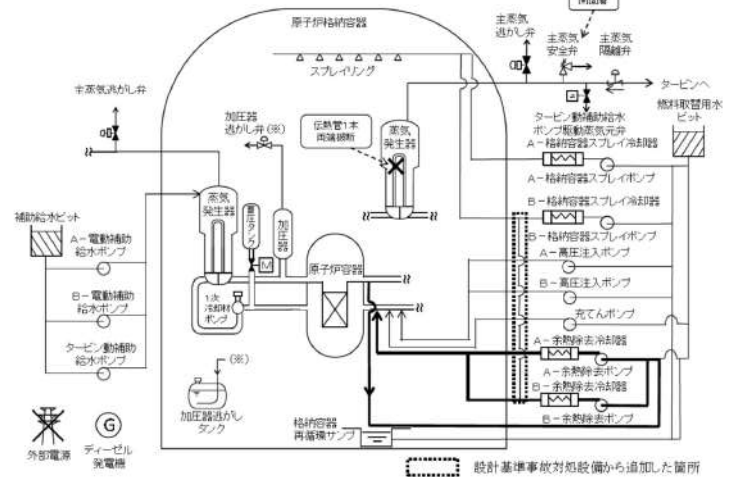
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.8 格納容器バイパス (添付資料 7.1.8.6 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について)

大飯発電所3/4号炉 添付資料 2.8.6	泊発電所3号炉 添付資料 7.1.8.6	相違理由
<p>重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について</p> <p>事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」における重要事故シーケンス「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を以下に示す。</p> <p>(※2) Cグループ高圧側配管より (※3) C、Dグループ低圧側配管へ</p>	<p>重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について</p> <p>事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」における重要事故シーケンス「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を以下に示す。</p> <p>(※2) 各ループ低圧側配管へ 漏えいを想定する経路</p>	
<p>図1 「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（短期対策）</p> <p>(※2) Cグループ高圧側配管より (※3) C、Dグループ低圧側配管へ</p>	<p>図1 「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次冷却系強制冷却、1次冷却系強制減圧及び炉心注水）</p> <p>(※2) 各ループ低圧側配管へ 漏えいを想定する経路</p>	
<p>図2 「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（長期対策）</p> <p>(※2) Cグループ高圧側配管より (※3) C、Dグループ低圧側配管へ</p>	<p>図2 「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（健全側余熱除去系による炉心冷却）</p> <p>(※2) 各ループ低圧側配管へ 漏えいを想定する経路</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.8 格納容器バイパス (添付資料 7.1.8.6 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について)

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」における重要事故シーケンス「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」の重大事故等対策の概略系統図を以下に示す。</p> <p>----- 設計基準事故対処設備から追加した箇所</p> 	<p>事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」における重要事故シーケンス「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」の重大事故等対策の概略系統図を以下に示す。</p> 	
<p>図3 「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」の重大事故等対策の概略系統図（短期対策）（事象発生～余熱除去系統接続）</p>	<p>図3 「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」の重大事故等対策の概略系統図（2次冷却系強制制冷却，1次冷却系強制減圧及び炉心注水）</p>	
<p>----- 設計基準事故対処設備から追加した箇所</p> <p>※1：余熱除去運転時 ※2：余熱除去運転失敗時</p> 		
<p>図4 「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」の重大事故等対策の概略系統図（短期対策）（余熱除去系統接続以降）</p>	<p>図4 「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」の重大事故等対策の概略系統図（余熱除去系による炉心冷却）</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.8 格納容器バイパス（添付資料 7.1.8.6 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>設計基準事故対処設備から追加した箇所</p>		
<p>図5 「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」の重大事故等対策の概略系統図（長期対策）（原子炉安定以降の対策（余熱除去運転時））</p>		
<p>設計基準事故対処設備から追加した箇所</p>	<p>設計基準事故対処設備から追加した箇所</p>	<p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊は余熱除去系による炉心冷却の概略系統図は図4にまとめて記載
<p>図6 「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」の重大事故等対策の概略系統図（原子炉安定以降の対策（余熱除去運転失敗時））</p>	<p>図7 「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」の重大事故等対策の概略系統図（余熱除去運転失敗時）（代替再循環）</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.8 格納容器バイパス（添付資料 7.1.8.7 安定状態について①）

大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>添付資料 2.8.7</p> <p>安定停止状態について①</p> <p>格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）時の安定停止状態については以下のとおり。</p> <p>原子炉安定停止状態：漏えいが停止し、1次冷却材圧力、温度が安定又は低下傾向</p> <p><u>原子炉安定停止状態の確立について</u> 第 2.8.9 図及び第 2.8.10 図の解析結果より、事象発生の約 25 分後に主蒸気逃がし弁を全全開とし、2次冷却系強制冷却を開始する。 安全注入停止後は適宜調整しながら1次冷却系を除熱する。 余熱除去系統の隔離に成功する時間（7時間）に、漏えい停止の確認並びに1次冷却材圧力及び温度の安定又は低下傾向を確認する時間（30分）を足した、事象発生の7.5時間後を原子炉の安定停止状態とした。</p> <p><u>健全側余熱除去系を使用した長期冷却について</u> 健全側の余熱除去系を使用することで、長期にわたる炉心冷却が可能である。また、1次冷却系の冷却に必要なサポート系は使用可能であることから、原子炉の安定停止状態を長期にわたり維持可能である。</p> <p>【1次冷却系からの漏えい量の低減及び漏えいの停止】 <u>充てん注入による炉心注水と圧力調整について</u> 2次冷却系強制冷却と加圧器逃がし弁による1次冷却系の減圧により、非常用炉心冷却設備停止条件が成立すれば、高圧注水から充てん注入へ切り替え、1次冷却系の圧力調整を行い、漏えい量を抑制する。</p> <p><u>余熱除去系統からの漏えい停止について</u> 事象発生の7時間後に、余熱除去ポンプ入口弁を閉止することで、1次冷却材管からの漏えいが停止する。 漏えい停止確認は、余熱除去ポンプ出口圧力、加圧器圧力・水位、1次冷却材圧力、充てん流量、原子炉水位、燃料取扱用水ビット水位等の挙動から総合的に判断する。 なお、第 2.8.10 図より事象発生の7.5時間後には、1次冷却材の温度は約 120℃まで低下しており、健全側余熱除去系を使用した炉心冷却を継続することで約 9.8時間後*に低温停止状態に移行できる。 *定検実績と同程度の冷却率を想定して算出</p>	<p>添付資料 2.7.2</p> <p>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>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格納容器除熱機能（原子炉格納容器フィルタベント系等、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、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5時間後に高圧炉心スプレイ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、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ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><u>格納容器安定状態の確立について</u> 残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）による格納容器除熱を開始することで、低温停止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>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、残留熱除去系機能を維持し、除熱を行うことによって、安定状態の維持が可能となる。</p>	<p>添付資料 7.1.8.7</p> <p>安定状態について①</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により、原子炉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> 事象発生の約64分後に、1次冷却材圧力が2.7MPa[gage]及び1次冷却材温度が177℃未満となり、蒸気発生器による冷却から余熱除去系による炉心冷却に切替える。余熱除去系による炉心冷却について、定期検査時の実績より、余熱除去系ウオーミングに約2時間、加圧器気相消滅操作に約4時間、及び1次冷却材温度（広域-高温側）が176℃から93℃までの冷却に余熱除去系統両系統を使用して約6.5時間かかる。インターフェイスシステムLOCAでは余熱除去系統入口隔離弁の誤開又は破損が発生した側の余熱除去系統が機能喪失し、余熱除去系統1系統での冷却となるため、1次冷却材温度（広域-高温側）が176℃から93℃までの冷却には定期検査時の実績の2倍の時間を要するものとし、約13時間かかるものとする。また、その間に余熱除去ポンプ入口弁を異なるフロアから遠隔操作により閉止することで、1次冷却材の漏えいは停止することができる。よって、余熱除去系が使用可能となる時間（事象発生の約64分後）に1次冷却材温度（広域-高温側）を93℃以下とするために要する時間（約19時間；定期検査実績より算出）を足した事象発生の約20時間後を原子炉安定停止状態とする。その後も余熱除去系による炉心冷却を継続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><u>原子炉格納容器安定状態の確立について</u> 原子炉格納容器内の余熱除去ポンプ入口逃がし弁の動作により1次冷却材が加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいする場合、わずかに原子炉格納容器圧力及び温度が上昇する。 そのため、原子炉格納容器雰囲気の状態に応じて格納容器再循環ファンによる原子炉格納容器除熱を行う。原子炉格納容器の圧力が上昇した場合には、原子炉格納容器スプレイ設備により原子炉格納容器除熱を継続的に行うことで、原子炉格納容器安定状態が確立される。</p> <p>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>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.8 格納容器バイパス（添付資料 7.1.8.8 蒸気発生器伝熱管破損時における長期炉心冷却について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">添付資料 2.8.8</p> <p style="text-align: center;">蒸気発生器伝熱管破損時における長期炉心冷却について</p> <p>1. 蒸気発生器伝熱管破損時における炉心冷却手段</p> <p>蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器隔離に失敗する事故が発生した場合の炉心冷却手段としては、ECCSによる炉心注水及び健全側蒸気発生器につながる主蒸気逃がし弁による冷却及び加圧器逃がし弁による1次系の減圧を実施することで漏えい量を抑制し、余熱除去系による炉心冷却に切替えることで長期的な炉心冷却を行う。</p> <p>また、余熱除去系による冷却に失敗した場合は、充てん系によるフィードアンドブリード運転を実施するとともに、再循環運転及び燃料取替用水ピット水源補給操作を行うことで長期的な炉心冷却を行う。</p> <p>2. 余熱除去系による冷却に失敗した場合の時間余裕について</p> <p>余熱除去運転に失敗した場合、燃料取替用水ピットを水源とする炉心注水を継続するとともに、充てん系によるフィードアンドブリード操作を継続することから、燃料取替用水ピットが枯渇するまでの時間を評価した結果、以下のとおり、約 13 時間の時間余裕がある。</p> <p>・水源 燃料取替用水ピット：約 1,640 [m³] （通常水位低警報～水位低警報値までの水量）</p> <p>・既注水量 ECCS 注入開始から余熱除去系の接続までの注水量：約 199m³ （充てん系による注入：0分～約 8分、約 36分～約 2.3時間、高圧注入系による注入：約 8分～約 36分、低圧注入はなし）</p> <p>・注水手段 充てんポンプ（2台運転時の最大流量）：約 130m³/h</p> <p>・余熱除去系による冷却開始までの時間：約 2.3時間</p> <p>・燃料取替用水ピット枯渇時間評価 $\frac{\text{燃料取替用水ピット水量 (1640m}^3\text{)} - \text{既注水量 (199m}^3\text{)}}{\text{充てんポンプ (2台) による炉心注水流量 (130m}^3\text{/h)}} + 2.3\text{時間} = \text{約}13\text{ 時間}$</p> <p>3. まとめ</p> <p>事象発生後約 13 時間までに、1次系純水タンク、ほう酸タンク等の水源により燃料取替用水ピットへの補給を実施することで長期的に炉心注水が可能である。また、再循環サンプに十分な水位があれば、再循環運転に移行することでさらに長期的な炉心冷却が可能である。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 7.1.8.8</p> <p style="text-align: center;">蒸気発生器伝熱管破損時における長期炉心冷却について</p> <p>1. 蒸気発生器伝熱管破損時における炉心冷却手段</p> <p>蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器隔離に失敗する事故が発生した場合の炉心冷却手段としては、ECCSによる炉心注水及び健全側蒸気発生器につながる主蒸気逃がし弁による冷却及び加圧器逃がし弁による1次冷却系の減圧を実施することで漏えい量を抑制し、余熱除去系による炉心冷却に切替えることで長期的な炉心冷却を行う。</p> <p>また、余熱除去系による冷却に失敗した場合は、充てん系によるフィードアンドブリード運転を実施するとともに、再循環運転及び燃料取替用水ピット水源補給操作を行うことで長期的な炉心冷却を行う。</p> <p>2. 余熱除去系による冷却に失敗した場合の時間余裕について</p> <p>余熱除去運転に失敗した場合、燃料取替用水ピットを水源とする炉心注水を継続するとともに、充てん系によるフィードアンドブリード操作を継続することから、燃料取替用水ピットが枯渇するまでの時間を評価した結果、以下のとおり、約 9.9 時間の時間余裕がある。</p> <p>・水源 燃料取替用水ピット：約 1,450m³ （通常水位低警報～水位低警報値までの水量）</p> <p>・既注水量 ECCS 注入開始から余熱除去系の接続までの注水量：約 174m³ （充てん系による注入：0分～約 10分、約 37分～約 2.0時間、高圧注入系による注入：約 10分～約 37分、低圧注入はなし）</p> <p>・注水手段 充てんポンプ（2台運転時の最大流量）：約 160m³/h</p> <p>・余熱除去系による冷却開始までの時間：約 2.0時間</p> <p>・燃料取替用水ピット枯渇時間評価 $\frac{\text{燃料取替用水ピット水量 (1,450m}^3\text{)} - \text{既注水量 (174m}^3\text{)}}{\text{充てんポンプ (2台) による炉心注水流量 (160m}^3\text{/h)}} + \text{約}2.0\text{ 時間}$ =約 9.9 時間</p> <p>3. まとめ</p> <p>事象発生後約 9.9 時間までに、1次系純水タンク、ほう酸タンク等の水源により燃料取替用水ピットへの補給を実施することで長期的に炉心注水が可能である。また、再循環サンプに十分な水位があれば、再循環運転に移行することでさらに長期的な炉心冷却が可能である。</p>	<p>設計の相違</p> <p>設計の相違</p> <p>設計の相違</p> <p>設計の相違</p> <p>設計の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.8 格納容器バイパス（添付資料 7.1.8.8 蒸気発生器伝熱管破損時における長期炉心冷却について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図 燃料取替水ピット保有水量の推移</p> <p>※大飯4号機のRWSP保有水量を記載</p>	<p>図 燃料取替水ピット保有水量の推移</p> <p>※ 評価において想定した「定常水位以下警報～水位低警報までの水量に余裕を考慮した少なめの水量」分、初期から減少した時点。</p>	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.1.8 格納容器バイパス (添付資料 7.1.8.9 蒸気発生器伝熱管破損+破損蒸気発生器隔離失敗時の大気への放射性物質放出量について)

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																														
<p style="text-align: right;">添付資料 2.8.9</p> <p>蒸気発生器伝熱管破損+破損蒸気発生器隔離失敗時の大気への放射性物質放出量について</p> <p>1. 蒸気発生器伝熱管破損+破損蒸気発生器隔離失敗時の大気への放射性物質の放出量の推定 設計基準事故と比較した、1次冷却系から2次冷却系への漏えい量及び大気中に放出される蒸気量の比較を表1に示す。</p> <p>表1 1次冷却系から2次冷却系への漏えい量及び大気放出蒸気量の比較</p> <table border="1" data-bbox="150 480 1041 868"> <thead> <tr> <th></th> <th>SGTR (DBA)</th> <th>SGTR+隔離失敗</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1次冷却系から2次冷却系への漏えい量</td> <td>85 t</td> <td>176t (DBA の約 2 倍)</td> </tr> <tr> <td>大気中に放出される蒸気量</td> <td>35 t</td> <td>154t (DBA の約 4 倍)</td> </tr> <tr> <td>希ガス放出量^{※1}</td> <td>約 3.1×10¹⁵Bq</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>よう素放出量^{※2}</td> <td>約 3.7×10¹²Bq (よう素合計) 約 1.9×10¹²Bq (無機よう素) 約 1.8×10¹²Bq (有機よう素)</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 ガンマ線エネルギー0.5MeV換算 ※2 I-131等価量 (成人実効線量係数換算)</p> <p>設計基準事故に比べ、1次冷却系から2次冷却系への漏えい量は約2倍、大気放出蒸気量は約4倍となる。</p> <p>希ガス及び有機よう素の放出量は1次冷却系から2次冷却系への漏えい量に比例し、蒸気に含まれる無機よう素の放出量は1次冷却系から2次冷却系への漏えい量及び大気中に放出される蒸気量に比例する。そのため、ソースタームが同じ場合は、希ガス及び有機よう素の放出量は約2倍、無機よう素の放出量は約8倍(漏えい量2倍×蒸気放出量4倍)となる。</p> <p>一方、設計基準事故は燃料被覆管欠陥率1%で評価を実施している。現実的な1次冷却材濃度は、燃料被覆管欠陥率0.1%に対する値を十分下回っていることから、設計基準事故のソースタームとして1桁以上の余裕があることになる。これを考慮すれば、蒸気発生器伝熱管破損+破損蒸気発生器隔離失敗時の大気への放射性物質放出量は設計基準事故の評価値と同程度と考えられる。</p>		SGTR (DBA)	SGTR+隔離失敗	1次冷却系から2次冷却系への漏えい量	85 t	176t (DBA の約 2 倍)	大気中に放出される蒸気量	35 t	154t (DBA の約 4 倍)	希ガス放出量 ^{※1}	約 3.1×10 ¹⁵ Bq	—	よう素放出量 ^{※2}	約 3.7×10 ¹² Bq (よう素合計) 約 1.9×10 ¹² Bq (無機よう素) 約 1.8×10 ¹² Bq (有機よう素)	—	<p style="text-align: right;">添付資料 7.1.8.9</p> <p>蒸気発生器伝熱管破損+破損蒸気発生器隔離失敗時の大気への放射性物質放出量について</p> <p>1. 蒸気発生器伝熱管破損+破損蒸気発生器隔離失敗時の大気への放射性物質の放出量の推定 設計基準事故と比較した、1次冷却系から2次冷却系への漏えい量及び大気中に放出される蒸気量の比較を表1に示す。</p> <p>表1 1次冷却系から2次冷却系への漏えい量及び大気放出蒸気量の比較</p> <table border="1" data-bbox="1086 507 1926 804"> <thead> <tr> <th></th> <th>1次冷却系から2次冷却系への漏えい量</th> <th>大気中に放出される蒸気量</th> <th>希ガス放出量^{※1}</th> <th>よう素放出量^{※2}</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>SGTR (DBA)</td> <td>95 t</td> <td>35 t</td> <td>約3.4×10¹⁵Bq</td> <td>約3.9×10¹²Bq (合計) 約1.9×10¹²Bq (無機) 約2.0×10¹²Bq (有機)</td> </tr> <tr> <td>SGTR+隔離失敗</td> <td>171 t (約 2 倍)</td> <td>140 t (約 4 倍)</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 ガンマ線エネルギー0.5MeV換算 ※2 I-131等価量 - 成人実効線量係数換算</p> <p>設計基準事故に比べ、1次冷却系から2次冷却系への漏えい量は約2倍、大気放出蒸気量は約4倍となる。</p> <p>希ガス及び有機よう素の放出量は1次冷却系から2次冷却系への漏えい量に比例し、蒸気に含まれる無機よう素の放出量は1次冷却系から2次冷却系への漏えい量及び大気中に放出される蒸気量に比例する。そのため、ソースタームが同じ場合は、希ガス及び有機よう素の放出量は約2倍、無機よう素の放出量は約8倍(漏えい量2倍×蒸気放出量4倍)となる。</p> <p>一方、設計基準事故は燃料被覆管欠陥率1%で評価している。現実的な1次冷却材濃度は、表2に示すように燃料被覆管欠陥率0.1%を十分下回っていることから、設計基準事故のソースタームと比較すると10倍以上の余裕がある。これを考慮すれば、蒸気発生器伝熱管破損+破損蒸気発生器隔離失敗時の大気への放射性物質放出量は設計基準事故の評価値と同程度と考えられる。</p>		1次冷却系から2次冷却系への漏えい量	大気中に放出される蒸気量	希ガス放出量 ^{※1}	よう素放出量 ^{※2}	SGTR (DBA)	95 t	35 t	約3.4×10 ¹⁵ Bq	約3.9×10 ¹² Bq (合計) 約1.9×10 ¹² Bq (無機) 約2.0×10 ¹² Bq (有機)	SGTR+隔離失敗	171 t (約 2 倍)	140 t (約 4 倍)	—	—	
	SGTR (DBA)	SGTR+隔離失敗																														
1次冷却系から2次冷却系への漏えい量	85 t	176t (DBA の約 2 倍)																														
大気中に放出される蒸気量	35 t	154t (DBA の約 4 倍)																														
希ガス放出量 ^{※1}	約 3.1×10 ¹⁵ Bq	—																														
よう素放出量 ^{※2}	約 3.7×10 ¹² Bq (よう素合計) 約 1.9×10 ¹² Bq (無機よう素) 約 1.8×10 ¹² Bq (有機よう素)	—																														
	1次冷却系から2次冷却系への漏えい量	大気中に放出される蒸気量	希ガス放出量 ^{※1}	よう素放出量 ^{※2}																												
SGTR (DBA)	95 t	35 t	約3.4×10 ¹⁵ Bq	約3.9×10 ¹² Bq (合計) 約1.9×10 ¹² Bq (無機) 約2.0×10 ¹² Bq (有機)																												
SGTR+隔離失敗	171 t (約 2 倍)	140 t (約 4 倍)	—	—																												

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.1.8 格納容器バイパス (添付資料 7.1.8.9 蒸気発生器伝熱管破損+破損蒸気発生器隔離失敗時の大気への放射性物質放出量について)

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																											
<p>2. 蒸気発生器伝熱管破損+破損蒸気発生器隔離失敗時の中央制御室居住性に係る被ばく評価の推定 大気への放射性物質の放出量の推定に基づき、蒸気発生器伝熱管破損+破損蒸気発生器隔離失敗時の中央制御室居住性に係る被ばく評価の推定した結果は表2のとおりであり、中央制御室の居住性に影響がないことを確認した。</p> <p style="text-align: center;">表2 中央制御室居住性に係る被ばく評価の比較</p> <table border="1" data-bbox="145 646 1030 734"> <thead> <tr> <th></th> <th>SGTR (DBA)</th> <th>SGTR+隔離失敗</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>実効線量^{※1}</td> <td>6.8mSv</td> <td>2.8mSv</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 3号炉の結果</p> <p>【参考】大飯3号炉及び4号炉の1次冷却材中濃度（サイクル最大値）実績</p> <div data-bbox="145 845 1041 1348"> <p style="text-align: center;">大飯3/4号炉 1次冷却材中ヨウ素濃度</p> <table border="1"> <caption>大飯3/4号炉 1次冷却材中ヨウ素濃度 (推定値)</caption> <thead> <tr> <th>サイクル</th> <th>大飯3号炉 (Bq/cm3)</th> <th>大飯4号炉 (Bq/cm3)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>0</td><td>1.0E+0</td><td>1.0E+0</td></tr> <tr><td>1</td><td>1.0E+0</td><td>1.0E+0</td></tr> <tr><td>2</td><td>1.0E+0</td><td>1.0E+0</td></tr> <tr><td>3</td><td>1.0E+0</td><td>1.0E+0</td></tr> <tr><td>4</td><td>1.0E+0</td><td>1.0E+0</td></tr> <tr><td>5</td><td>1.0E+0</td><td>1.0E+0</td></tr> <tr><td>6</td><td>1.0E+0</td><td>1.0E+0</td></tr> <tr><td>7</td><td>1.0E+0</td><td>1.0E+0</td></tr> <tr><td>8</td><td>1.0E+0</td><td>1.0E+0</td></tr> <tr><td>9</td><td>1.0E+0</td><td>1.0E+0</td></tr> <tr><td>10</td><td>1.5E+1</td><td>1.0E+0</td></tr> <tr><td>11</td><td>1.0E+0</td><td>1.0E+0</td></tr> <tr><td>12</td><td>1.0E+0</td><td>2.0E+0</td></tr> <tr><td>13</td><td>1.0E+0</td><td>1.0E+0</td></tr> <tr><td>14</td><td>1.0E+0</td><td>1.0E+0</td></tr> <tr><td>15</td><td>1.0E+0</td><td>1.0E+0</td></tr> <tr><td>16</td><td>1.0E+0</td><td>1.0E+0</td></tr> <tr><td>17</td><td>1.0E+0</td><td>1.0E+0</td></tr> </tbody> </table> </div>		SGTR (DBA)	SGTR+隔離失敗	実効線量 ^{※1}	6.8mSv	2.8mSv	サイクル	大飯3号炉 (Bq/cm3)	大飯4号炉 (Bq/cm3)	0	1.0E+0	1.0E+0	1	1.0E+0	1.0E+0	2	1.0E+0	1.0E+0	3	1.0E+0	1.0E+0	4	1.0E+0	1.0E+0	5	1.0E+0	1.0E+0	6	1.0E+0	1.0E+0	7	1.0E+0	1.0E+0	8	1.0E+0	1.0E+0	9	1.0E+0	1.0E+0	10	1.5E+1	1.0E+0	11	1.0E+0	1.0E+0	12	1.0E+0	2.0E+0	13	1.0E+0	1.0E+0	14	1.0E+0	1.0E+0	15	1.0E+0	1.0E+0	16	1.0E+0	1.0E+0	17	1.0E+0	1.0E+0	<p>表2 泊3号炉 通常運転中の1次冷却材中 I-131 濃度（サイクル毎最大値）実績</p> <table border="1" data-bbox="1097 239 1904 359"> <thead> <tr> <th>運転サイクル</th> <th>I-131 濃度 (Bq/cc)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>第1サイクル</td> <td>1.2E-1</td> </tr> <tr> <td>第2サイクル</td> <td>1.3E-1</td> </tr> </tbody> </table> <p>注) 燃料被覆管欠陥率 0.1%に相当する I-131 濃度は約 $3.2 \times 10^3 \text{Bq/cm}^3$</p> <p>2. 蒸気発生器伝熱管破損+破損蒸気発生器隔離失敗時の中央制御室居住性に係る被ばく評価の推定 大気への放射性物質の放出量の推定に基づき、蒸気発生器伝熱管破損+破損蒸気発生器隔離失敗時の中央制御室居住性に係る被ばく評価の推定した結果は表3のとおりであり、中央制御室の居住性に影響がないことを確認した。</p> <p style="text-align: center;">表3 中央制御室の居住性に係る被ばく評価の比較</p> <table border="1" data-bbox="1209 638 1803 742"> <thead> <tr> <th></th> <th>SGTR (DBA)</th> <th>SGTR+隔離失敗</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>実効線量</td> <td>約6.0mSv</td> <td>約2.2mSv</td> </tr> </tbody> </table>	運転サイクル	I-131 濃度 (Bq/cc)	第1サイクル	1.2E-1	第2サイクル	1.3E-1		SGTR (DBA)	SGTR+隔離失敗	実効線量	約6.0mSv	約2.2mSv	<p>相違理由</p> <p>記載方針の相違 ・泊3号炉は運転サイクルが短いことから実績を表の形で示している ・大飯は図の形で記載</p> <p>記載方針の相違 ・同上</p>
	SGTR (DBA)	SGTR+隔離失敗																																																																											
実効線量 ^{※1}	6.8mSv	2.8mSv																																																																											
サイクル	大飯3号炉 (Bq/cm3)	大飯4号炉 (Bq/cm3)																																																																											
0	1.0E+0	1.0E+0																																																																											
1	1.0E+0	1.0E+0																																																																											
2	1.0E+0	1.0E+0																																																																											
3	1.0E+0	1.0E+0																																																																											
4	1.0E+0	1.0E+0																																																																											
5	1.0E+0	1.0E+0																																																																											
6	1.0E+0	1.0E+0																																																																											
7	1.0E+0	1.0E+0																																																																											
8	1.0E+0	1.0E+0																																																																											
9	1.0E+0	1.0E+0																																																																											
10	1.5E+1	1.0E+0																																																																											
11	1.0E+0	1.0E+0																																																																											
12	1.0E+0	2.0E+0																																																																											
13	1.0E+0	1.0E+0																																																																											
14	1.0E+0	1.0E+0																																																																											
15	1.0E+0	1.0E+0																																																																											
16	1.0E+0	1.0E+0																																																																											
17	1.0E+0	1.0E+0																																																																											
運転サイクル	I-131 濃度 (Bq/cc)																																																																												
第1サイクル	1.2E-1																																																																												
第2サイクル	1.3E-1																																																																												
	SGTR (DBA)	SGTR+隔離失敗																																																																											
実効線量	約6.0mSv	約2.2mSv																																																																											

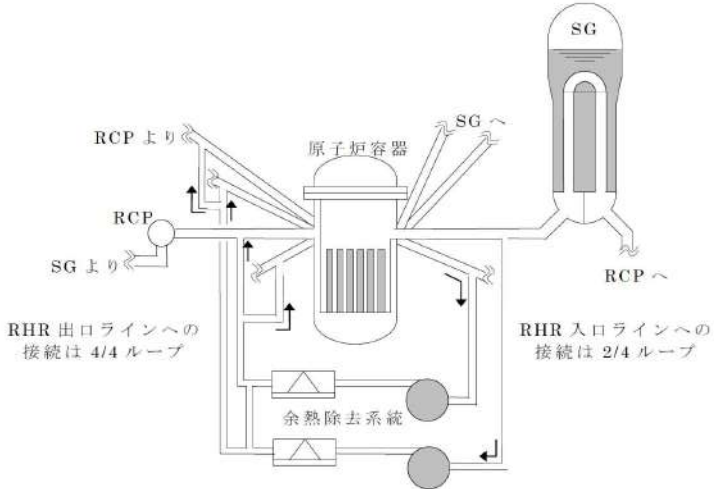
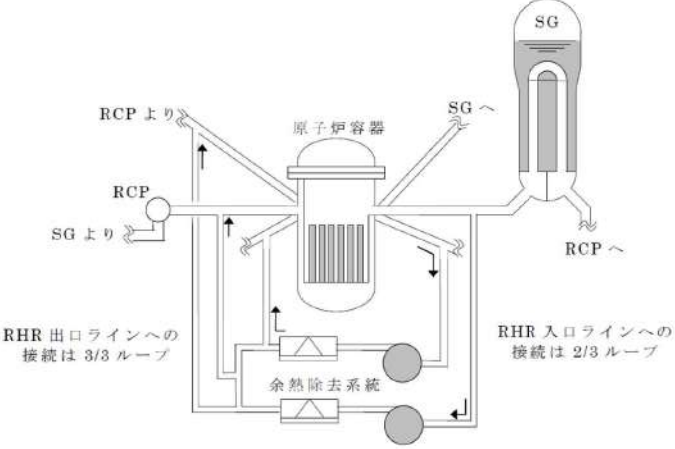
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.8 格納容器バイパス (添付資料 7.1.8.10 破損SGの違いによる事象収束の違いについて)

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">添付資料 2.8.10</p> <p style="text-align: center;">破損SGの違いによる事象収束の違いについて</p> <p>破損SGの違いにより事象収束に影響を与える可能性がある要因として、破損SGを有するループにおける加圧器の有無及びRHR入口ラインへの接続の有無が考えられる。</p> <p>図1に1次冷却材系統及び余熱除去系統の概要図を示す。また、図2及び図3に1次冷却材圧力及び1次冷却材高温側温度の推移をそれぞれ示す。</p> <p><加圧器による影響></p> <p>SGTR+破損SG 隔離失敗の場合、事象初期において加圧器内の高温水が、接続する高温側配管に流入するため、加圧器が接続するループの1次冷却材高温側温度はわずかに上昇する。しかしながら、破損SGでは主蒸気安全弁閉固着、健全SGでは主蒸気逃がし弁開操作による強制冷却が行われるため、加圧器の有無によらず高温側配管温度のわずかな差は打ち消される。また、図2及び図3においても、加圧器の有無による有意な差は生じておらず、事象収束への影響は無いと考えられる。</p> <p><RHRSによる影響></p> <p>図3に示す通り、いずれのループにおいても有意な差は生じることなく冷却が行われていることが確認できる。これはRHR入口ラインが接続するループでは循環流量が確保され冷却が維持されていること、破損SGが接続するループにおいては、主蒸気安全弁閉固着による2次冷却系による冷却が継続することで自然循環流量が確保されることから、RHRの接続の有無によらず冷却機能は維持されると考えられる。</p> <p>以上から、本解析におけるRHR入口ラインへの接続の有無による1次冷却材高温側温度の挙動に有意な差はなく、事象収束に有意な影響はないと考えられる。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 7.1.8.10</p> <p style="text-align: center;">破損SGの違いによる事象収束の違いについて</p> <p>破損SGの違いにより事象収束に影響を与える可能性がある要因として、破損SGを有するループにおける加圧器の有無及びRHR入口ラインへの接続の有無が考えられる。</p> <p>図1に1次冷却系統及び余熱除去系統の概要図を示す。また、図2及び図3に1次冷却材圧力及び1次冷却材高温側温度の推移をそれぞれ示す。</p> <p><加圧器による影響></p> <p>SGTR+破損SG 隔離失敗の場合、事象初期において加圧器内の高温水が、接続する高温側配管に流入するため、加圧器が接続するループの1次冷却材高温側温度はわずかに上昇する。しかしながら、破損SGでは主蒸気安全弁閉固着、健全SGでは主蒸気逃がし弁開操作による強制冷却が行われるため、加圧器の有無によらず高温側配管温度のわずかな差は打ち消される。また、図2及び図3においても、加圧器の有無による有意な差は生じておらず、事象収束への影響は無いと考えられる。</p> <p><RHRSによる影響></p> <p>図3に示す通り、いずれのループにおいても有意な差は生じることなく冷却が行われていることが確認できる。これはRHR入口ラインが接続するループでは循環流量が確保され冷却が維持されていること、破損SGが接続するループにおいては、主蒸気安全弁閉固着による2次冷却系による冷却が継続することで自然循環流量が確保されることから、RHRの接続の有無によらず冷却機能は維持されると考えられる。</p> <p>以上から、本解析におけるRHR入口ラインへの接続の有無による1次冷却材高温側温度の挙動に有意な差はなく、事象収束に有意な影響はないと考えられる。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	

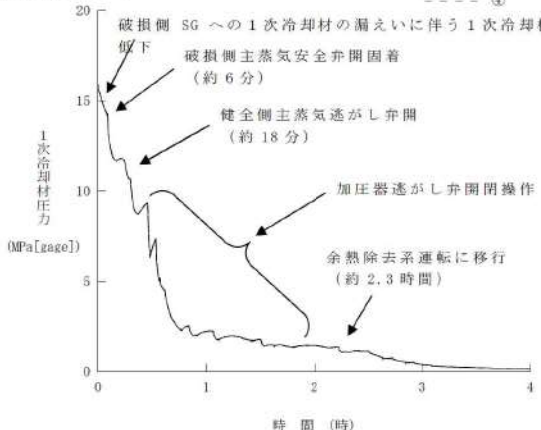
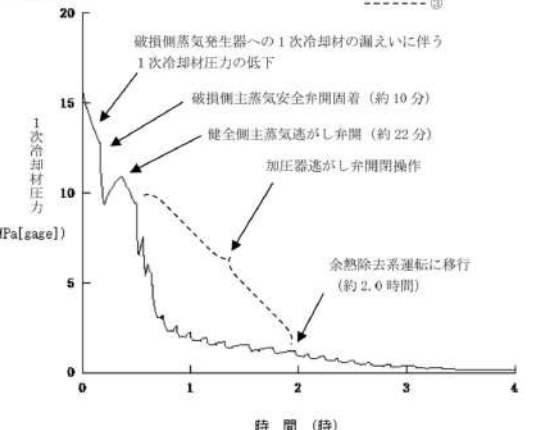
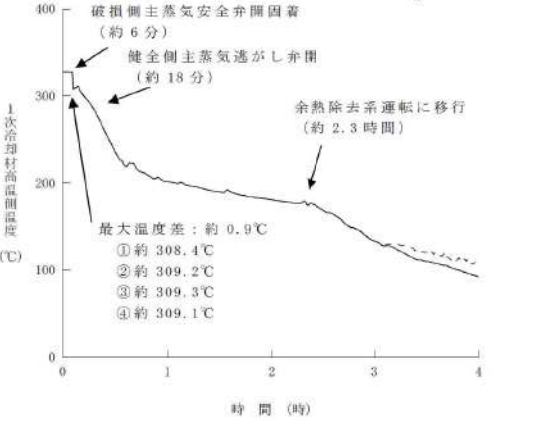
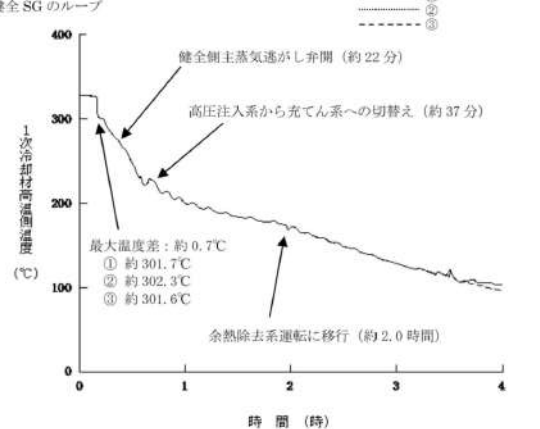
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.8 格納容器バイパス（添付資料 7.1.8.10 破損SGの違いによる事象収束の違いについて）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>RCPより SGより</p> <p>原子炉容器</p> <p>SGへ</p> <p>RCPへ</p> <p>RHR 出口ラインへの接続は 4/4 ループ</p> <p>RHR 入口ラインへの接続は 2/4 ループ</p> <p>余熱除去系統</p> <p>図1 1次冷却材系統及び余熱除去系統の概要図</p>	 <p>RCPより SGより</p> <p>原子炉容器</p> <p>SGへ</p> <p>RCPへ</p> <p>RHR 出口ラインへの接続は 3/3 ループ</p> <p>RHR 入口ラインへの接続は 2/3 ループ</p> <p>余熱除去系統</p> <p>図1 1次冷却系統及び余熱除去系統の概要図</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.8 格納容器バイパス (添付資料 7.1.8.10 破損SGの違いによる事象収束の違いについて)

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>加圧器非設置ループのSG伝熱管が破損した場合の①～④の各ループの1次冷却材圧力の推移</p> <p>① 破損SGのループ ② 健全SGのループ (加圧器設置) ③ 健全SGのループ ④ 健全SGのループ</p>  <p>図2 1次冷却材圧力の推移</p>	<p>加圧器非設置ループのSG伝熱管が破損した場合の各ループの1次冷却材圧力の推移</p> <p>① 破損SGのループ (加圧器設置) ② 健全SGのループ (加圧器設置) ③ 健全SGのループ</p>  <p>図2 1次冷却材圧力の推移</p>	
<p>加圧器非設置ループのSG伝熱管が破損した場合の①～④の各ループの1次冷却系最高温度の推移</p> <p>① 破損SGのループ ② 健全SGのループ (加圧器設置) ③ 健全SGのループ ④ 健全SGのループ</p>  <p>図3 高温側配管温度の推移</p>	<p>加圧器非設置ループのSG伝熱管が破損した場合の各ループの1次冷却材高温側温度の推移</p> <p>① 破損SGのループ (加圧器設置) ② 健全SGのループ (加圧器設置) ③ 健全SGのループ</p>  <p>図3 高温側配管温度の推移</p>	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.8 格納容器バイパス（添付資料 7.1.8.11 安定状態について②）

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>添付資料 2.8.11</p> <p>安定停止状態について②</p> <p>格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗）時の安定停止状態については以下のとおり。</p> <p>原子炉安定停止状態： 漏えいの停止（1次冷却系と2次冷却系が均圧）及び1次冷却材温度93℃以下</p> <p>【余熱除去系が使用可能な場合】 原子炉安定停止状態の確立について 第 2.8.23 図及び第 2.8.24 図の解析結果より、事象発生の約 2.3 時間後に、1 次冷却材圧力 2.7MPa[gage]及び温度 177℃となり、蒸気発生器による冷却から余熱除去系による冷却に切り替える。 第 2.8.24 図の解析結果より、事象発生の約 4.5 時間後には 1 次冷却材温度は 93℃以下となっていることから、事象発生の約 4.5 時間後を原子炉の安定停止状態とした。</p> <p>余熱除去系による長期安定状態の維持について 1 次冷却系の冷却に必要な外部電源等のサポート系は使用可能であり、余熱除去系により長期にわたり炉心の冷却が可能であることから、原子炉の安定停止状態を長期にわたり維持可能である。</p> <p>【余熱除去系が使用不可な場合】 原子炉安定停止状態の確立について 余熱除去系による冷却ができない場合、加圧器速がし弁を全基全開とし、燃料取替用水ピットを水源とする充てん注入による 1 次冷却系のフィードアンドブリード運転に移行する。 この場合、2 台の充てんポンプにより注水し、加圧器速がし弁から原子炉格納容器内にブリードすることで、格納容器再循環サンプに十分なほう酸水を貯留し、その後、代替再循環運転による冷却を行う。 格納容器再循環サンプ水位が代替再循環可能水位(61%)に到達する時間は、2 台の充てんポンプにより約 130m³/h で注水し、1 次冷却系から 2 次冷却系へ約 30m³/h で漏えいが継続すると仮定して算出した場合、事象発生の約 21.6 時間後に到達する。この時間に、代替再循環運転への切換えに要する時間（15 分）と、代替再循環運転により 177℃から 93℃までの冷却に掛かる約 24 時間*を足した時間である、事象発生の約 46 時間後を原子炉安定停止状態とした。 *余熱除去系の冷却能力から代替再循環時の冷却率を推定して算出</p> <p>代替再循環運転による長期安定状態の維持について 燃料取替用水ピットを水源とした充てんポンプ及び加圧器速がし弁を用いた充てん系によるフィードアンドブリードは、事象発生から約 13 時間可能である。さらに、この時間内に 1 次系純水タンクやほう酸タンク等を水源として、燃料取替用水ピットへ補給を実施することで長期的に炉心への注水が可能である。 また、1 次冷却系の冷却に必要な外部電源等のサポート系は使用可能であることから、原子炉の安定停止状態を長期にわたり維持可能である。</p>	<p>添付資料 2.7.2</p> <p>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 L.O.C.A）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>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格納容器除熱機能（原子炉格納容器フィルタベント系等、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、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】 原子炉安定停止状態の確立について 事象発生 5 時間後に高圧炉心スプレイ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、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ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>格納容器安定状態の確立について 残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）による格納容器除熱を開始することで、冷温停止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>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、残留熱除去系機能を維持し、除熱を行うことによって、安定状態の維持が可能となる。</p>	<p>添付資料 7.1.8.11</p> <p>安定状態について②</p> <p>格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗）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により、原子炉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】 原子炉安定停止状態の確立について 【余熱除去系が使用可能な場合】 事象発生約2.0時間後に、1次冷却材圧力2.7MPa[gage]、1次冷却材温度177℃となり、蒸気発生器による冷却から余熱除去系に切り替える。余熱除去系に切り替えて、減圧を行うことで1次冷却系と2次冷却系を均圧でき、漏えいを停止することができる。 余熱除去系が使用可能となる時間（約2.0時間）に、余熱除去系ウォーミング（約2時間：定期検査実績より算出）、加圧器気相消滅操作（約4時間：定期検査実績より算出）及び177℃から93℃までの冷却時間（約6.5時間：定期検査実績より算出）を足した時間である、事象発生の約14.5時間後を原子炉安定停止状態とした。その後も余熱除去系による炉心冷却を継続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>【余熱除去系が使用不可な場合】 余熱除去系による冷却ができない場合、加圧器速がし弁を全基全開とし、燃料取替用水ピットをサクションとする充てん注入による1次冷却系のフィードアンドブリード運転に移行する。 この場合、2台の充てんポンプにより約160m³/hで注水し、加圧器速がし弁から原子炉格納容器内にブリードすることで、格納容器再循環サンプに十分なほう酸水を貯留し、その後、代替再循環運転による冷却を行う。 格納容器再循環サンプ水位が代替再循環可能水位（76%）に到達する時間は、2台の充てんポンプにより約160m³/hで注水し、1次冷却系から2次冷却系へ約30m³/hで漏えいが継続すると仮定して算出した場合、事象発生約14.5時間後に到達する。この時間に、代替再循環運転への切換えに要する時間（30分）と、代替再循環運転により177℃から93℃までの冷却にかかる約17.9時間*を足した時間（約32.9時間）を原子炉安定停止状態とした。その後も代替再循環運転を継続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。 *余熱除去系の冷却能力から代替再循環時の冷却率を推定して算出</p> <p>代替再循環運転による長期停止状態の維持について 添付資料7.1.8.8より、燃料取替用水ピットを水源とした充てんポンプによる1次冷却系のフィードアンドブリード運転は、事象発生から約9.9時間可能である。さらに、この時間内に1次系純水タンクやほう酸タンク等を水源として、燃料取替用水ピットへ補給を実施することで長期的に炉心への注水が可能である。その後、格納容器再循環サンプに十分水位があることを確認すれば、格納容器再循環サンプを水源とする格納容器スプレイポンプによる代替再循環による炉心冷却に切替えることで、長期にわたる炉心の冷却が可能である。</p> <p>原子炉格納容器安定状態の確立について 加圧器速がし弁の開閉操作により1次冷却材が加圧器速がし弁から原子炉格納容器内に漏えいする場合、わずかに原子炉格納容器圧力及び温度が上昇する。 そのため、原子炉格納容器差圧気の状態に応じて格納容器再循環ファンによる原子炉格納容器除熱を行う。原子炉格納容器の圧力が上昇した場合には、原子炉格納容器スプレイ設備により原子炉格納容器除熱を継続的に行うことで、原子炉格納容器安定状態が確立される。</p> <p>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、原子炉格納容器除熱機能を維持し、除熱を行うことによって、安定状態の維持が可能となる。</p>	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.8 格納容器バイパス（添付資料 7.1.8.12 「蒸気発生器伝熱管破損+破損蒸気発生器隔離失敗」における格納容器スプレイの作動について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由												
<p style="text-align: right;">添付資料 2.8.13</p> <p>「蒸気発生器伝熱管破損+破損蒸気発生器隔離失敗」における格納容器スプレイの作動について</p> <p>蒸気発生器伝熱管破損時に破損蒸気発生器の隔離に失敗した場合は、余熱除去系を接続して1次冷却系の冷却を実施し、1次冷却系及び2次冷却系を均圧状態に移行させるが、余熱除去系の接続に失敗した場合、充てんポンプを使用した充てん系によるフィードアンドブリード操作を実施し、その後代替再循環（格納容器再循環サンプ水位 61%：事象発生後約 21.6 時間後に到達）にて冷却を継続することとしている。</p> <p>充てんポンプを使用した充てん系によるフィードアンドブリード実施の際は、原子炉格納容器内に1次冷却材が加圧器逃がし弁から流出することとなるが、代替再循環までに格納容器スプレイは作動しないことを以下のとおり確認している。</p> <p>○原子炉格納容器内圧評価</p> <p>格納容器再循環サンプ水位が 61%に到達する時間である約 21.6 時間までの原子炉格納容器内への放出エネルギー量と原子炉格納容器スプレイ作動設定値 (0.196MPa[gage]) の圧力到達時に相当する放出エネルギー量を比較した結果、フィードアンドブリードによる原子炉格納容器内への放出エネルギー量は原子炉格納容器スプレイ作動設定値の圧力到達時に相当する放出エネルギー量を下回っているため、格納容器スプレイは作動することはないと考えられる。</p> <table border="1" data-bbox="152 863 1041 1066"> <thead> <tr> <th></th> <th>格納容器再循環サンプ 61%到達時 (約 21.6 時間)</th> <th>原子炉格納容器スプレイ 作動設定値 (0.196MPa[gage])</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>放出エネルギー量</td> <td>約 1.3×10⁹ kJ</td> <td>約 4.2×10⁹ kJ</td> </tr> </tbody> </table> <p>(参考) 格納容器再循環サンプ水位の再循環運転切替可能水位到達時間評価</p> <p>再循環運転に移行可能となる必要水量に到達するまでの時間を評価した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 必要水量 格納容器再循環サンプ水位（広域）61%：約 1,930m³ 流出量 1次冷却系から2次冷却系へ漏えい（格納容器バイパス）する水量：約 30m³/h 注水量 充てんポンプ：約 130m³/h（充てん系2台運転時の最大流量） 		格納容器再循環サンプ 61%到達時 (約 21.6 時間)	原子炉格納容器スプレイ 作動設定値 (0.196MPa[gage])	放出エネルギー量	約 1.3×10 ⁹ kJ	約 4.2×10 ⁹ kJ	<p style="text-align: right;">添付資料 7.1.8.12</p> <p>「蒸気発生器伝熱管破損+破損蒸気発生器隔離失敗」における格納容器スプレイの作動について</p> <p>蒸気発生器伝熱管破損時に破損蒸気発生器の隔離に失敗した場合は、余熱除去系を接続して1次冷却系の冷却を実施し、1次冷却系及び2次冷却系を均圧状態に移行させるが、余熱除去系の接続に失敗した場合、充てんポンプを使用した充てん系によるフィードアンドブリード操作を実施し、その後代替再循環（格納容器再循環サンプ水位 76%：事象発生後約 14.5 時間後に到達）にて冷却を継続することとしている。</p> <p>充てんポンプを使用した充てん系によるフィードアンドブリード実施の際は、原子炉格納容器内に1次冷却材が加圧器逃がし弁から流出することとなるが、代替再循環までに格納容器スプレイは作動しないことを以下のとおり確認している。</p> <p>○原子炉格納容器内圧評価</p> <p>格納容器再循環サンプ水位が 76%に到達する時間である約 14.5 時間までの原子炉格納容器内への放出エネルギー量と原子炉格納容器スプレイ作動設定値 (0.127MPa[gage]) の圧力到達時に相当する放出エネルギー量を比較した結果、フィードアンドブリードによる原子炉格納容器内への放出エネルギー量は原子炉格納容器スプレイ作動設定値の圧力到達時に相当する放出エネルギー量を下回っているため、格納容器スプレイは作動することはないと考えられる。</p> <p style="text-align: center;">表 放出エネルギー量の比較</p> <table border="1" data-bbox="1093 863 1960 1066"> <thead> <tr> <th></th> <th>格納容器再循環サンプ 76%到達時 (約 14.5 時間)</th> <th>原子炉格納容器スプレイ 作動設定値 (0.127MPa[gage])</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>放出エネルギー量</td> <td>約 1.1×10⁹ kJ</td> <td>約 1.7×10⁹ kJ</td> </tr> </tbody> </table> <p>(参考) 格納容器再循環サンプ水位の再循環運転切替可能水位到達時間評価</p> <p>再循環運転に移行可能となる必要水量に到達するまでの時間を評価した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 必要水量 格納容器再循環サンプ水位（広域）76%：約 1,620m³ 流出量 1次冷却系から2次冷却系へ漏えい（格納容器バイパス）する水量：約 30m³/h 注水量 充てんポンプ：約 160m³/h（充てん系2台運転時の最大流量） 		格納容器再循環サンプ 76%到達時 (約 14.5 時間)	原子炉格納容器スプレイ 作動設定値 (0.127MPa[gage])	放出エネルギー量	約 1.1×10 ⁹ kJ	約 1.7×10 ⁹ kJ	<p>設計の相違</p> <p>設計の相違</p> <p>設計の相違</p>
	格納容器再循環サンプ 61%到達時 (約 21.6 時間)	原子炉格納容器スプレイ 作動設定値 (0.196MPa[gage])												
放出エネルギー量	約 1.3×10 ⁹ kJ	約 4.2×10 ⁹ kJ												
	格納容器再循環サンプ 76%到達時 (約 14.5 時間)	原子炉格納容器スプレイ 作動設定値 (0.127MPa[gage])												
放出エネルギー量	約 1.1×10 ⁹ kJ	約 1.7×10 ⁹ kJ												

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.8 格納容器バイパス (添付資料 7.1.8.12 「蒸気発生器伝熱管破損+破損蒸気発生器隔離失敗」における格納容器スプレイの作動について)

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>格納容器再循環サンプ水位 61%までの到達時間</p> <p>= 余熱除去運転成立時間 + (格納容器再循環サンプ水位 61%の必要水量 / (注水量 - 流出量))</p> <p>= 約 2.3 時間 + (約 1,930m³ / (約 130m³/h - 約 30m³/h))</p> <p>= 約 21.6 時間</p> <p>以上のことから、格納容器再循環サンプの水位は、約 21.6 時間後に再循環運転への切替が可能な水位となり、再循環運転に移行することでさらに長期間の炉心冷却が可能である。</p>	<p>格納容器再循環サンプ水位 76%までの到達時間</p> <p>= 余熱除去運転成立時間 + (格納容器再循環サンプ水位 76%の必要水量 / (注水量 - 流出量))</p> <p>= 約 2.0 時間 + (約 1,620m³ / (約 160m³/h - 約 30m³/h))</p> <p>= 約 14.5 時間</p> <p>以上のことから、格納容器再循環サンプの水位は、約 14.5 時間後に再循環運転への切替が可能な水位となり、再循環運転に移行することでさらに長期間の炉心冷却が可能である。</p>	<p>設計の相違</p> <p>設計の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.8 格納容器バイパス（添付資料 7.1.8.13 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（格納容器バイパス））

大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">添付資料 2. 8. 14</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について （格納容器バイパス）</p> <p>重要事故シーケンス「インターフェイスシステムLOCA」及び「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」の解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価を表1から表3に示す。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 2. 7. 3</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 7. 1. 8. 13</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について （格納容器バイパス）</p> <p>重要事故シーケンス「インターフェイスシステム LOCA」及び「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」の解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価を表1から表3に示す。</p>	

7.1.8 格納容器バイパス (添付資料 7.1.8.13 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について (格納容器バイパス))

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)

大阪発電所3/4号炉			女川原子力発電所2号炉			泊発電所3号炉			相違理由																																																																																																				
<p>表1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (インターフェースシステムLOCA 1/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>重要現象</th> <th>解析コード</th> <th>評価方法</th> <th>重要パラメータ</th> <th>評価結果</th> <th>重要パラメータ</th> <th>評価結果</th> <th>重要パラメータ</th> <th>評価結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">炉心</td> <td>燃料棒劣化</td> <td>燃料棒劣化係数</td> <td>0%~40%</td> <td>燃料棒劣化係数</td> <td>0%~40%</td> <td>燃料棒劣化係数</td> <td>0%~40%</td> <td>燃料棒劣化係数</td> <td>0%~40%</td> </tr> <tr> <td>燃料棒劣化</td> <td>燃料棒劣化係数</td> <td>0%~40%</td> <td>燃料棒劣化係数</td> <td>0%~40%</td> <td>燃料棒劣化係数</td> <td>0%~40%</td> <td>燃料棒劣化係数</td> <td>0%~40%</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">炉心</td> <td>燃料棒劣化</td> <td>燃料棒劣化係数</td> <td>0%~40%</td> <td>燃料棒劣化係数</td> <td>0%~40%</td> <td>燃料棒劣化係数</td> <td>0%~40%</td> <td>燃料棒劣化係数</td> <td>0%~40%</td> </tr> <tr> <td>燃料棒劣化</td> <td>燃料棒劣化係数</td> <td>0%~40%</td> <td>燃料棒劣化係数</td> <td>0%~40%</td> <td>燃料棒劣化係数</td> <td>0%~40%</td> <td>燃料棒劣化係数</td> <td>0%~40%</td> </tr> </tbody> </table>	項目	重要現象	解析コード	評価方法	重要パラメータ	評価結果	重要パラメータ	評価結果	重要パラメータ	評価結果	炉心	燃料棒劣化	燃料棒劣化係数	0%~40%	燃料棒劣化係数	0%~40%	燃料棒劣化係数	0%~40%	燃料棒劣化係数	0%~40%	燃料棒劣化	燃料棒劣化係数	0%~40%	燃料棒劣化係数	0%~40%	燃料棒劣化係数	0%~40%	燃料棒劣化係数	0%~40%	炉心	燃料棒劣化	燃料棒劣化係数	0%~40%	燃料棒劣化係数	0%~40%	燃料棒劣化係数	0%~40%	燃料棒劣化係数	0%~40%	燃料棒劣化	燃料棒劣化係数	0%~40%	燃料棒劣化係数	0%~40%	燃料棒劣化係数	0%~40%	燃料棒劣化係数	0%~40%	<p>表1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (インターフェースシステムLOCA)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>重要現象</th> <th>解析コード</th> <th>評価方法</th> <th>重要パラメータ</th> <th>評価結果</th> <th>重要パラメータ</th> <th>評価結果</th> <th>重要パラメータ</th> <th>評価結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">炉心</td> <td>燃料棒劣化</td> <td>燃料棒劣化係数</td> <td>0%~40%</td> <td>燃料棒劣化係数</td> <td>0%~40%</td> <td>燃料棒劣化係数</td> <td>0%~40%</td> <td>燃料棒劣化係数</td> <td>0%~40%</td> </tr> <tr> <td>燃料棒劣化</td> <td>燃料棒劣化係数</td> <td>0%~40%</td> <td>燃料棒劣化係数</td> <td>0%~40%</td> <td>燃料棒劣化係数</td> <td>0%~40%</td> <td>燃料棒劣化係数</td> <td>0%~40%</td> </tr> </tbody> </table>	項目	重要現象	解析コード	評価方法	重要パラメータ	評価結果	重要パラメータ	評価結果	重要パラメータ	評価結果	炉心	燃料棒劣化	燃料棒劣化係数	0%~40%	燃料棒劣化係数	0%~40%	燃料棒劣化係数	0%~40%	燃料棒劣化係数	0%~40%	燃料棒劣化	燃料棒劣化係数	0%~40%	燃料棒劣化係数	0%~40%	燃料棒劣化係数	0%~40%	燃料棒劣化係数	0%~40%	<p>表1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (インターフェースシステムLOCA 1/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>重要現象</th> <th>解析コード</th> <th>評価方法</th> <th>重要パラメータ</th> <th>評価結果</th> <th>重要パラメータ</th> <th>評価結果</th> <th>重要パラメータ</th> <th>評価結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">炉心</td> <td>燃料棒劣化</td> <td>燃料棒劣化係数</td> <td>0%~40%</td> <td>燃料棒劣化係数</td> <td>0%~40%</td> <td>燃料棒劣化係数</td> <td>0%~40%</td> <td>燃料棒劣化係数</td> <td>0%~40%</td> </tr> <tr> <td>燃料棒劣化</td> <td>燃料棒劣化係数</td> <td>0%~40%</td> <td>燃料棒劣化係数</td> <td>0%~40%</td> <td>燃料棒劣化係数</td> <td>0%~40%</td> <td>燃料棒劣化係数</td> <td>0%~40%</td> </tr> </tbody> </table>	項目	重要現象	解析コード	評価方法	重要パラメータ	評価結果	重要パラメータ	評価結果	重要パラメータ	評価結果	炉心	燃料棒劣化	燃料棒劣化係数	0%~40%	燃料棒劣化係数	0%~40%	燃料棒劣化係数	0%~40%	燃料棒劣化係数	0%~40%	燃料棒劣化	燃料棒劣化係数	0%~40%	燃料棒劣化係数	0%~40%	燃料棒劣化係数	0%~40%	燃料棒劣化係数	0%~40%	<p>相違理由</p>
項目	重要現象	解析コード	評価方法	重要パラメータ	評価結果	重要パラメータ	評価結果	重要パラメータ	評価結果																																																																																																				
炉心	燃料棒劣化	燃料棒劣化係数	0%~40%	燃料棒劣化係数	0%~40%	燃料棒劣化係数	0%~40%	燃料棒劣化係数	0%~40%																																																																																																				
	燃料棒劣化	燃料棒劣化係数	0%~40%	燃料棒劣化係数	0%~40%	燃料棒劣化係数	0%~40%	燃料棒劣化係数	0%~40%																																																																																																				
炉心	燃料棒劣化	燃料棒劣化係数	0%~40%	燃料棒劣化係数	0%~40%	燃料棒劣化係数	0%~40%	燃料棒劣化係数	0%~40%																																																																																																				
	燃料棒劣化	燃料棒劣化係数	0%~40%	燃料棒劣化係数	0%~40%	燃料棒劣化係数	0%~40%	燃料棒劣化係数	0%~40%																																																																																																				
項目	重要現象	解析コード	評価方法	重要パラメータ	評価結果	重要パラメータ	評価結果	重要パラメータ	評価結果																																																																																																				
炉心	燃料棒劣化	燃料棒劣化係数	0%~40%	燃料棒劣化係数	0%~40%	燃料棒劣化係数	0%~40%	燃料棒劣化係数	0%~40%																																																																																																				
	燃料棒劣化	燃料棒劣化係数	0%~40%	燃料棒劣化係数	0%~40%	燃料棒劣化係数	0%~40%	燃料棒劣化係数	0%~40%																																																																																																				
項目	重要現象	解析コード	評価方法	重要パラメータ	評価結果	重要パラメータ	評価結果	重要パラメータ	評価結果																																																																																																				
炉心	燃料棒劣化	燃料棒劣化係数	0%~40%	燃料棒劣化係数	0%~40%	燃料棒劣化係数	0%~40%	燃料棒劣化係数	0%~40%																																																																																																				
	燃料棒劣化	燃料棒劣化係数	0%~40%	燃料棒劣化係数	0%~40%	燃料棒劣化係数	0%~40%	燃料棒劣化係数	0%~40%																																																																																																				

7.1.8 格納容器バイパス (添付資料 7.1.8.13 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について (格納容器バイパス))

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)

表2 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を与える影響 (インターフェースシステムLOCA 3/3)

項目	解析条件 (運転条件) 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	最悪条件			
運転員等	定形炉心/圧力容器の 定形炉心/圧力容器の 約10% (定形運転時)	定形炉心/圧力容器の 約10% (定形運転時)	定形運転時において、設計値としてより 10%程度低下している圧力容器が、1.1倍した 定形炉心/圧力容器 (炉心/圧力容器) の10% を考慮する質量として設定。	解析条件と設計値が同等であることから、事 象発生に及ばない、運転員等操作時間には 与える影響はない。	解析条件と設計値が同等であることから、事 象発生に及ばない、評価項目となるパラメータに与える 影響はない。
	余熱除去炉出口温度がしきり 低下し圧力 容器	余熱除去炉出口温度がしきり 低下し圧力 容器 及び 余熱除去炉出口温度がしきり 低下し圧力 容器の設計値	余熱除去炉出口温度がしきり 低下し圧力 容器 及び 余熱除去炉出口温度がしきり 低下し圧力 容器の設計値	余熱除去炉出口温度がしきり 低下し圧力 容器にて停止する ものとして設定。	解析条件と設計値が同等であることから、事 象発生に及ばない、運転員等操作時間には 与える影響はない。

女川原子力発電所2号炉

表2 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を与える影響 (インターフェースシステムLOCA 4/4)

項目	解析条件 (運転条件) 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	最悪条件			
運転員等	定形炉心/圧力容器の約10% (1.1倍当たり) (定形運転時)	定形炉心/圧力容器の約10% (1.1倍当たり) (定形運転時)	定形運転時において、設計値としてより 10%程度低下している圧力容器が、1.1倍した 定形炉心/圧力容器 (炉心/圧力容器) の10% を考慮する質量として設定。	解析条件と設計値が同等であることから、事 象発生に及ばない、運転員等操作時間には 与える影響はない。	解析条件と設計値が同等であることから、事 象発生に及ばない、評価項目となるパラメータに与える 影響はない。
	余熱除去炉出口温度がしきり 低下し圧力 容器	余熱除去炉出口温度がしきり 低下し圧力 容器 及び 余熱除去炉出口温度がしきり 低下し圧力 容器の設計値	余熱除去炉出口温度がしきり 低下し圧力 容器 及び 余熱除去炉出口温度がしきり 低下し圧力 容器の設計値	余熱除去炉出口温度がしきり 低下し圧力 容器にて停止する ものとして設定。	解析条件と設計値が同等であることから、事 象発生に及ばない、運転員等操作時間には 与える影響はない。

泊発電所3号炉

相違理由

7.1.8 格納容器バイパス (添付資料 7.1.8.13 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について (格納容器バイパス))

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)

大飯発電所 3 / 4号炉		女川原子力発電所 2号炉	
項目	運転条件 (運転条件、運転条件) のうち、運転条件	運転条件 (運転条件、運転条件) のうち、運転条件	運転条件 (運転条件、運転条件) のうち、運転条件
運転条件	100kPa (1.0MPa)	100kPa (1.0MPa) × 1.02	100kPa (1.0MPa)
1次炉出口 温度	307.1±2℃	307.1±2℃	307.1℃
炉心温度	FF (日本原子力発電所) (サイクル本機 (運転))	FF (日本原子力発電所) (サイクル本機 (運転))	炉心温度
最高炉内圧	50kPa (1.5MPa)	50kPa (1.5MPa)	50kPa (1.5MPa)
炉心出力	3000kW (1.0MW)	3000kW (1.0MW)	3000kW (1.0MW)
1次炉出口 圧力	15.41~0.21MPa (絶対)	15.41~0.21MPa (絶対)	15.41MPa (絶対)
1次炉出口 圧力	15.41~0.21MPa (絶対)	15.41~0.21MPa (絶対)	15.41MPa (絶対)
1次炉出口 圧力	15.41~0.21MPa (絶対)	15.41~0.21MPa (絶対)	15.41MPa (絶対)
炉心温度	307.1±2℃	307.1±2℃	307.1℃
炉心温度	307.1±2℃	307.1±2℃	307.1℃
炉心温度	307.1±2℃	307.1±2℃	307.1℃
炉心温度	307.1±2℃	307.1±2℃	307.1℃
炉心温度	307.1±2℃	307.1±2℃	307.1℃

大飯発電所 3 / 4号炉		女川原子力発電所 2号炉	
項目	運転条件 (運転条件、運転条件) のうち、運転条件	運転条件 (運転条件、運転条件) のうち、運転条件	運転条件 (運転条件、運転条件) のうち、運転条件
運転条件	100kPa (1.0MPa)	100kPa (1.0MPa) × 1.02	100kPa (1.0MPa)
1次炉出口 温度	307.1±2℃	307.1±2℃	307.1℃
炉心温度	FF (日本原子力発電所) (サイクル本機 (運転))	FF (日本原子力発電所) (サイクル本機 (運転))	炉心温度
最高炉内圧	50kPa (1.5MPa)	50kPa (1.5MPa)	50kPa (1.5MPa)
炉心出力	3000kW (1.0MW)	3000kW (1.0MW)	3000kW (1.0MW)
1次炉出口 圧力	15.41~0.21MPa (絶対)	15.41~0.21MPa (絶対)	15.41MPa (絶対)
1次炉出口 圧力	15.41~0.21MPa (絶対)	15.41~0.21MPa (絶対)	15.41MPa (絶対)
1次炉出口 圧力	15.41~0.21MPa (絶対)	15.41~0.21MPa (絶対)	15.41MPa (絶対)
炉心温度	307.1±2℃	307.1±2℃	307.1℃
炉心温度	307.1±2℃	307.1±2℃	307.1℃
炉心温度	307.1±2℃	307.1±2℃	307.1℃
炉心温度	307.1±2℃	307.1±2℃	307.1℃
炉心温度	307.1±2℃	307.1±2℃	307.1℃

大飯発電所 3 / 4号炉		女川原子力発電所 2号炉	
項目	運転条件 (運転条件、運転条件) のうち、運転条件	運転条件 (運転条件、運転条件) のうち、運転条件	運転条件 (運転条件、運転条件) のうち、運転条件
運転条件	100kPa (1.0MPa)	100kPa (1.0MPa) × 1.02	100kPa (1.0MPa)
1次炉出口 温度	307.1±2℃	307.1±2℃	307.1℃
炉心温度	FF (日本原子力発電所) (サイクル本機 (運転))	FF (日本原子力発電所) (サイクル本機 (運転))	炉心温度
最高炉内圧	50kPa (1.5MPa)	50kPa (1.5MPa)	50kPa (1.5MPa)
炉心出力	3000kW (1.0MW)	3000kW (1.0MW)	3000kW (1.0MW)
1次炉出口 圧力	15.41~0.21MPa (絶対)	15.41~0.21MPa (絶対)	15.41MPa (絶対)
1次炉出口 圧力	15.41~0.21MPa (絶対)	15.41~0.21MPa (絶対)	15.41MPa (絶対)
1次炉出口 圧力	15.41~0.21MPa (絶対)	15.41~0.21MPa (絶対)	15.41MPa (絶対)
炉心温度	307.1±2℃	307.1±2℃	307.1℃
炉心温度	307.1±2℃	307.1±2℃	307.1℃
炉心温度	307.1±2℃	307.1±2℃	307.1℃
炉心温度	307.1±2℃	307.1±2℃	307.1℃
炉心温度	307.1±2℃	307.1±2℃	307.1℃

大飯発電所 3 / 4号炉		女川原子力発電所 2号炉	
項目	運転条件 (運転条件、運転条件) のうち、運転条件	運転条件 (運転条件、運転条件) のうち、運転条件	運転条件 (運転条件、運転条件) のうち、運転条件
運転条件	100kPa (1.0MPa)	100kPa (1.0MPa) × 1.02	100kPa (1.0MPa)
1次炉出口 温度	307.1±2℃	307.1±2℃	307.1℃
炉心温度	FF (日本原子力発電所) (サイクル本機 (運転))	FF (日本原子力発電所) (サイクル本機 (運転))	炉心温度
最高炉内圧	50kPa (1.5MPa)	50kPa (1.5MPa)	50kPa (1.5MPa)
炉心出力	3000kW (1.0MW)	3000kW (1.0MW)	3000kW (1.0MW)
1次炉出口 圧力	15.41~0.21MPa (絶対)	15.41~0.21MPa (絶対)	15.41MPa (絶対)
1次炉出口 圧力	15.41~0.21MPa (絶対)	15.41~0.21MPa (絶対)	15.41MPa (絶対)
1次炉出口 圧力	15.41~0.21MPa (絶対)	15.41~0.21MPa (絶対)	15.41MPa (絶対)
炉心温度	307.1±2℃	307.1±2℃	307.1℃
炉心温度	307.1±2℃	307.1±2℃	307.1℃
炉心温度	307.1±2℃	307.1±2℃	307.1℃
炉心温度	307.1±2℃	307.1±2℃	307.1℃
炉心温度	307.1±2℃	307.1±2℃	307.1℃

表 2 解析条件を最悪条件とした場合の運転員等稼働時間及び評価項目となるパラメータに与える影響

項目	運転員等稼働時間 (運転員等) のうち、運転員等	運転員等稼働時間 (運転員等) のうち、運転員等	運転員等稼働時間 (運転員等) のうち、運転員等	相違理由
炉心出力 (範囲)	3000kW (1.0MW) × 1.02	3000kW (1.0MW)	3000kW (1.0MW)	運転員等稼働時間 (運転員等) のうち、運転員等
1次炉出口圧力 (範囲)	15.41~0.21MPa (絶対)	15.41~0.21MPa (絶対)	15.41MPa (絶対)	運転員等稼働時間 (運転員等) のうち、運転員等
1次炉出口平均温度 (範囲)	306.9~4.1℃	307.1±2℃	307.1℃	運転員等稼働時間 (運転員等) のうち、運転員等
炉心温度	FF (日本原子力発電所) (サイクル本機 (運転))	FF (日本原子力発電所) (サイクル本機 (運転))	炉心温度	運転員等稼働時間 (運転員等) のうち、運転員等
最高炉内圧 (範囲)	50kPa (1.5MPa)	50kPa (1.5MPa)	50kPa (1.5MPa)	運転員等稼働時間 (運転員等) のうち、運転員等

7.1.8 格納容器バイパス (添付資料 7.1.8.13 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について (格納容器バイパス))

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)

大飯発電所3/4号炉

女川原子力発電所2号炉

泊発電所3号炉

相違理由

表3 運転員等作業時間による他の操作に与える影響、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 (インターフェースシステムLOCA 1/2)

項目	運転員等作業時間による他の操作に与える影響		評価項目となるパラメータに与える影響		操作時間余裕	
	解析コードの不確かさによる影響	解析条件(操作員)の不確かさによる影響	運転員等作業時間による影響	運転員等作業時間による影響	運転員等作業時間による影響	運転員等作業時間による影響
運転員等作業時間による他の操作に与える影響	運転員等作業時間による他の操作に与える影響	運転員等作業時間による他の操作に与える影響	運転員等作業時間による他の操作に与える影響	運転員等作業時間による他の操作に与える影響	運転員等作業時間による他の操作に与える影響	運転員等作業時間による他の操作に与える影響
運転員等作業時間による他の操作に与える影響	運転員等作業時間による他の操作に与える影響	運転員等作業時間による他の操作に与える影響	運転員等作業時間による他の操作に与える影響	運転員等作業時間による他の操作に与える影響	運転員等作業時間による他の操作に与える影響	運転員等作業時間による他の操作に与える影響

表3 運転員等作業時間による他の操作に与える影響、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 (インターフェースシステムLOCA)

項目	運転員等作業時間による他の操作に与える影響		評価項目となるパラメータに与える影響		操作時間余裕	
	解析コードの不確かさによる影響	解析条件(操作員)の不確かさによる影響	運転員等作業時間による影響	運転員等作業時間による影響	運転員等作業時間による影響	運転員等作業時間による影響
運転員等作業時間による他の操作に与える影響	運転員等作業時間による他の操作に与える影響	運転員等作業時間による他の操作に与える影響	運転員等作業時間による他の操作に与える影響	運転員等作業時間による他の操作に与える影響	運転員等作業時間による他の操作に与える影響	運転員等作業時間による他の操作に与える影響
運転員等作業時間による他の操作に与える影響	運転員等作業時間による他の操作に与える影響	運転員等作業時間による他の操作に与える影響	運転員等作業時間による他の操作に与える影響	運転員等作業時間による他の操作に与える影響	運転員等作業時間による他の操作に与える影響	運転員等作業時間による他の操作に与える影響

表3 運転員等作業時間による他の操作に与える影響、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 (インターフェースシステムLOCA 1/2)

項目	運転員等作業時間による他の操作に与える影響		評価項目となるパラメータに与える影響		操作時間余裕	
	解析コードの不確かさによる影響	解析条件(操作員)の不確かさによる影響	運転員等作業時間による影響	運転員等作業時間による影響	運転員等作業時間による影響	運転員等作業時間による影響
運転員等作業時間による他の操作に与える影響	運転員等作業時間による他の操作に与える影響	運転員等作業時間による他の操作に与える影響	運転員等作業時間による他の操作に与える影響	運転員等作業時間による他の操作に与える影響	運転員等作業時間による他の操作に与える影響	運転員等作業時間による他の操作に与える影響
運転員等作業時間による他の操作に与える影響	運転員等作業時間による他の操作に与える影響	運転員等作業時間による他の操作に与える影響	運転員等作業時間による他の操作に与える影響	運転員等作業時間による他の操作に与える影響	運転員等作業時間による他の操作に与える影響	運転員等作業時間による他の操作に与える影響

7.1.8 格納容器バイパス (添付資料 7.1.8.13 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について (格納容器バイパス))

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)

大飯発電所3/4号炉		女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉		相違理由
表3 運転員等操作時間による他の操作に与える影響、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 (インターフェースシステムLOCA 2/2)						
項目	解析条件 (操作条件) の不確かさ		解析条件 (操作条件) の不確かさ	解析条件 (操作条件) の不確かさ	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕
	解析上の操作開始時間と初期に 見込まれる操作開始時間の差 操作開始時間	解析上の操作開始時間と初期に 見込まれる操作開始時間の差 操作開始時間				
非常用心動機設備の 運転員から 式で与える 操作時間 余裕	解析上の操作開始時間と初期に 見込まれる操作開始時間の差 操作開始時間	解析上の操作開始時間と初期に 見込まれる操作開始時間の差 操作開始時間	非常用心動機設備の 運転員から式で与える 操作時間余裕	非常用心動機設備の 運転員から式で与える 操作時間余裕	非常用心動機設備の 運転員から式で与える 操作時間余裕	非常用心動機設備の 運転員から式で与える 操作時間余裕
	解析上の操作開始時間と初期に 見込まれる操作開始時間の差 操作開始時間	解析上の操作開始時間と初期に 見込まれる操作開始時間の差 操作開始時間	非常用心動機設備の 運転員から式で与える 操作時間余裕	非常用心動機設備の 運転員から式で与える 操作時間余裕	非常用心動機設備の 運転員から式で与える 操作時間余裕	非常用心動機設備の 運転員から式で与える 操作時間余裕
運転員	解析上の操作開始時間と初期に 見込まれる操作開始時間の差 操作開始時間	解析上の操作開始時間と初期に 見込まれる操作開始時間の差 操作開始時間	非常用心動機設備の 運転員から式で与える 操作時間余裕	非常用心動機設備の 運転員から式で与える 操作時間余裕	非常用心動機設備の 運転員から式で与える 操作時間余裕	非常用心動機設備の 運転員から式で与える 操作時間余裕

表3 運転員等操作時間による他の操作に与える影響、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 (インターフェースシステムLOCA 2/2)

項目	解析条件 (操作条件) の不確かさ		解析条件 (操作条件) の不確かさ	解析条件 (操作条件) の不確かさ	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕
	解析上の操作開始時間と初期に 見込まれる操作開始時間の差 操作開始時間	解析上の操作開始時間と初期に 見込まれる操作開始時間の差 操作開始時間				
非常用心動機設備の 運転員から 式で与える 操作時間 余裕	解析上の操作開始時間と初期に 見込まれる操作開始時間の差 操作開始時間	解析上の操作開始時間と初期に 見込まれる操作開始時間の差 操作開始時間	非常用心動機設備の 運転員から式で与える 操作時間余裕	非常用心動機設備の 運転員から式で与える 操作時間余裕	非常用心動機設備の 運転員から式で与える 操作時間余裕	非常用心動機設備の 運転員から式で与える 操作時間余裕
	解析上の操作開始時間と初期に 見込まれる操作開始時間の差 操作開始時間	解析上の操作開始時間と初期に 見込まれる操作開始時間の差 操作開始時間	非常用心動機設備の 運転員から式で与える 操作時間余裕	非常用心動機設備の 運転員から式で与える 操作時間余裕	非常用心動機設備の 運転員から式で与える 操作時間余裕	非常用心動機設備の 運転員から式で与える 操作時間余裕
運転員	解析上の操作開始時間と初期に 見込まれる操作開始時間の差 操作開始時間	解析上の操作開始時間と初期に 見込まれる操作開始時間の差 操作開始時間	非常用心動機設備の 運転員から式で与える 操作時間余裕	非常用心動機設備の 運転員から式で与える 操作時間余裕	非常用心動機設備の 運転員から式で与える 操作時間余裕	非常用心動機設備の 運転員から式で与える 操作時間余裕

7.1.8 格納容器バイパス (添付資料 7.1.8.13 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について (格納容器バイパス))

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)

表3 操作条件が要員の配置による他の操作に与える影響、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

大飯発電所3/4号炉		女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉		相違理由
<p>項目</p> <p>操作条件が要員の配置による他の操作に与える影響、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</p> <p>格納容器バイパス (添付資料 7.1.8.13 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について (格納容器バイパス))</p>	<p>操作条件 (操作条件名) の不確かさ</p> <p>操作条件 (操作条件名) の不確かさによる影響</p> <p>格納容器バイパス (添付資料 7.1.8.13 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について (格納容器バイパス))</p>	<p>操作条件 (操作条件名) の不確かさ</p> <p>操作条件 (操作条件名) の不確かさによる影響</p> <p>格納容器バイパス (添付資料 7.1.8.13 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について (格納容器バイパス))</p>	<p>操作条件 (操作条件名) の不確かさ</p> <p>操作条件 (操作条件名) の不確かさによる影響</p> <p>格納容器バイパス (添付資料 7.1.8.13 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について (格納容器バイパス))</p>	<p>操作条件 (操作条件名) の不確かさ</p> <p>操作条件 (操作条件名) の不確かさによる影響</p> <p>格納容器バイパス (添付資料 7.1.8.13 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について (格納容器バイパス))</p>	<p>操作条件 (操作条件名) の不確かさ</p> <p>操作条件 (操作条件名) の不確かさによる影響</p> <p>格納容器バイパス (添付資料 7.1.8.13 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について (格納容器バイパス))</p>	<p>相違理由</p>
<p>操作条件 (操作条件名) の不確かさ</p> <p>操作条件 (操作条件名) の不確かさによる影響</p> <p>格納容器バイパス (添付資料 7.1.8.13 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について (格納容器バイパス))</p>	<p>操作条件 (操作条件名) の不確かさ</p> <p>操作条件 (操作条件名) の不確かさによる影響</p> <p>格納容器バイパス (添付資料 7.1.8.13 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について (格納容器バイパス))</p>	<p>操作条件 (操作条件名) の不確かさ</p> <p>操作条件 (操作条件名) の不確かさによる影響</p> <p>格納容器バイパス (添付資料 7.1.8.13 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について (格納容器バイパス))</p>	<p>操作条件 (操作条件名) の不確かさ</p> <p>操作条件 (操作条件名) の不確かさによる影響</p> <p>格納容器バイパス (添付資料 7.1.8.13 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について (格納容器バイパス))</p>	<p>操作条件 (操作条件名) の不確かさ</p> <p>操作条件 (操作条件名) の不確かさによる影響</p> <p>格納容器バイパス (添付資料 7.1.8.13 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について (格納容器バイパス))</p>	<p>操作条件 (操作条件名) の不確かさ</p> <p>操作条件 (操作条件名) の不確かさによる影響</p> <p>格納容器バイパス (添付資料 7.1.8.13 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について (格納容器バイパス))</p>	<p>相違理由</p>

表3 運転員等操作時間による影響、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 (蒸気発生器伝熱管破損時に破損蒸気発生器の隔離に失敗する事故 1/2)

項目	操作条件 (操作条件名) の不確かさ	操作条件 (操作条件名) の不確かさによる影響	格納容器バイパス (添付資料 7.1.8.13 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について (格納容器バイパス))	操作条件 (操作条件名) の不確かさ	操作条件 (操作条件名) の不確かさによる影響	格納容器バイパス (添付資料 7.1.8.13 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について (格納容器バイパス))	相違理由
<p>格納容器バイパス (添付資料 7.1.8.13 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について (格納容器バイパス))</p>	<p>操作条件 (操作条件名) の不確かさ</p> <p>操作条件 (操作条件名) の不確かさによる影響</p> <p>格納容器バイパス (添付資料 7.1.8.13 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について (格納容器バイパス))</p>	<p>操作条件 (操作条件名) の不確かさ</p> <p>操作条件 (操作条件名) の不確かさによる影響</p> <p>格納容器バイパス (添付資料 7.1.8.13 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について (格納容器バイパス))</p>	<p>操作条件 (操作条件名) の不確かさ</p> <p>操作条件 (操作条件名) の不確かさによる影響</p> <p>格納容器バイパス (添付資料 7.1.8.13 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について (格納容器バイパス))</p>	<p>操作条件 (操作条件名) の不確かさ</p> <p>操作条件 (操作条件名) の不確かさによる影響</p> <p>格納容器バイパス (添付資料 7.1.8.13 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について (格納容器バイパス))</p>	<p>操作条件 (操作条件名) の不確かさ</p> <p>操作条件 (操作条件名) の不確かさによる影響</p> <p>格納容器バイパス (添付資料 7.1.8.13 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について (格納容器バイパス))</p>	<p>操作条件 (操作条件名) の不確かさ</p> <p>操作条件 (操作条件名) の不確かさによる影響</p> <p>格納容器バイパス (添付資料 7.1.8.13 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について (格納容器バイパス))</p>	<p>相違理由</p>

7.1.8 格納容器バイパス (添付資料 7.1.8.13 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について (格納容器バイパス))

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)

大飯発電所3/4号炉

女川原子力発電所2号炉

泊発電所3号炉

相違理由

表3 操作条件が要員の配置による他の操作に与える影響、詳細項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕 (蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故 2/2)

項目	操作条件 (操作条件) の不確かさ		操作コード (操作コード) の不確かさによる影響	要員の配置による他の操作に与える影響	詳細項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕
	操作条件 (操作条件) の不確かさ	操作コード (操作コード) の不確かさによる影響				
加圧減速がしきり 制御操作 成立から ID 切替	加圧減速がしきり 制御操作 成立から ID 切替	加圧減速がしきり 制御操作 成立から ID 切替	加圧減速がしきり 制御操作 成立から ID 切替	加圧減速がしきり 制御操作 成立から ID 切替	加圧減速がしきり 制御操作 成立から ID 切替	加圧減速がしきり 制御操作 成立から ID 切替

項目	操作条件 (操作条件) の不確かさ		操作コード (操作コード) の不確かさによる影響	要員の配置による他の操作に与える影響	詳細項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕
	操作条件 (操作条件) の不確かさ	操作コード (操作コード) の不確かさによる影響				
加圧減速がしきり 制御操作 成立から ID 切替	加圧減速がしきり 制御操作 成立から ID 切替	加圧減速がしきり 制御操作 成立から ID 切替	加圧減速がしきり 制御操作 成立から ID 切替	加圧減速がしきり 制御操作 成立から ID 切替	加圧減速がしきり 制御操作 成立から ID 切替	加圧減速がしきり 制御操作 成立から ID 切替

項目	操作条件 (操作条件) の不確かさ		操作コード (操作コード) の不確かさによる影響	要員の配置による他の操作に与える影響	詳細項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕
	操作条件 (操作条件) の不確かさ	操作コード (操作コード) の不確かさによる影響				
加圧減速がしきり 制御操作 成立から ID 切替	加圧減速がしきり 制御操作 成立から ID 切替	加圧減速がしきり 制御操作 成立から ID 切替	加圧減速がしきり 制御操作 成立から ID 切替	加圧減速がしきり 制御操作 成立から ID 切替	加圧減速がしきり 制御操作 成立から ID 切替	加圧減速がしきり 制御操作 成立から ID 切替

表3 運転員等操作時間による他の操作に与える影響、詳細項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕 (蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故 2/2)

項目	操作条件 (操作条件) の不確かさ		操作コード (操作コード) の不確かさによる影響	要員の配置による他の操作に与える影響	詳細項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕
	操作条件 (操作条件) の不確かさ	操作コード (操作コード) の不確かさによる影響				
加圧減速がしきり 制御操作 成立から ID 切替	加圧減速がしきり 制御操作 成立から ID 切替	加圧減速がしきり 制御操作 成立から ID 切替	加圧減速がしきり 制御操作 成立から ID 切替	加圧減速がしきり 制御操作 成立から ID 切替	加圧減速がしきり 制御操作 成立から ID 切替	加圧減速がしきり 制御操作 成立から ID 切替

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.8 格納容器バイパス（添付資料 7.1.8.14 クールダウンアンドリサーキュレーション操作の時間余裕について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																														
<p style="text-align: right;">添付資料 2.8.16</p> <p style="text-align: center;">クールダウンアンドリサーキュレーション操作の時間余裕について</p> <p>1. はじめに 事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」時においては、ECCS等により1次冷却系への注水を確認しつつ、主蒸気逃がし弁を用いた蒸気発生器による除熱及び加圧器逃がし弁による1次冷却系の減圧を実施することで漏えい量を抑制し、余熱除去系による炉心冷却を行う。本資料は、クールダウンアンドリサーキュレーション操作を実施するにあたっての各操作の時間余裕を確認した。</p> <p>2. 影響確認 クールダウンアンドリサーキュレーション操作を行わない場合、1次冷却系の減温・減圧がなされないことから事象が収束することなく、ECCSによる注水が継続されるため、1次冷却材圧力は高圧で維持され、漏えい量が抑制されず、燃料取替用水ピットの枯渇が早くなる。よって、クールダウンアンドリサーキュレーション操作としての2次系強制冷却及びECCSから充てん系への切替操作それぞれの余裕時間確認として燃料取替用水ピット枯渇までに事象を収束させるための時間評価を実施した。</p> <p>また、燃料取替用水ピットの水量を1,640m³として、運転手順に従いクールダウンアンドリサーキュレーション操作を実施した際の事象収束までに1次冷却系に注水される水量の差により時間余裕を確認した。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 7.1.8.14</p> <p style="text-align: center;">クールダウンアンドリサーキュレーション操作の時間余裕について</p> <p>1. はじめに 事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」時においては、ECCS等により1次冷却系への注水を確認しつつ、主蒸気逃がし弁を用いた蒸気発生器による除熱及び加圧器逃がし弁による1次冷却系の減圧を実施することで漏えい量を抑制し、余熱除去系による炉心冷却を行う。本資料は、クールダウンアンドリサーキュレーション操作を実施するにあたっての各操作の時間余裕を確認した。</p> <p>2. 影響確認 クールダウンアンドリサーキュレーション操作を行わない場合、1次冷却系の減温・減圧がなされないことから事象が収束することなく、ECCSによる注水が継続されるため、1次冷却材圧力は高圧で維持され、漏えい量が抑制されず、燃料取替用水ピットの枯渇が早くなる。よって、クールダウンアンドリサーキュレーション操作としての2次冷却系強制冷却及びECCSから充てん系への切替操作それぞれの余裕時間確認として燃料取替用水ピット枯渇までに事象を収束させるための時間評価を実施した。</p> <p>また、燃料取替用水ピットの水量を約1,450m³として、運転手順に従いクールダウンアンドリサーキュレーション操作を実施した際の事象収束までに1次冷却系に注水される水量の差により時間余裕を確認した。</p>	<p style="text-align: center;">設計の相違</p>																														
<p style="text-align: center;">表 評価条件</p> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th></th> <th>IS-LOCA</th> <th>SGTR</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>38℃時の密度</td> <td>約 992(kg/m³)</td> <td>同左</td> </tr> <tr> <td>2次冷却系強制冷却 開始までの 最大注水流量</td> <td>約 330(m³/h) $\left[\frac{91(kg/s) \cdot 3600(s/h)}{992(kg/m^3)} = 330(m^3/h) \right]$</td> <td>約 207(m³/h) $\left[\frac{57(kg/s) \cdot 3600(s/h)}{992(kg/m^3)} = 207(m^3/h) \right]$</td> </tr> <tr> <td>大気圧時点での ECCS注水流量</td> <td>約 364(m³/h) $\left[\frac{100.3(kg/s) \cdot 3600(s/h)}{992(kg/m^3)} = 364(m^3/h) \right]$</td> <td>約 364(m³/h) $\left[\frac{100.3(kg/s) \cdot 3600(s/h)}{992(kg/m^3)} = 364(m^3/h) \right]$</td> </tr> <tr> <td>注水流量積分値</td> <td>漏えい停止(7時間後)までの 注水流量積分値：約 752(m³) $\left[\frac{746000(kg)}{992(kg/m^3)} = 752(m^3) \right]$</td> <td>1,2次系均圧(約 3.9時間後)までの 注水流量積分値：約 241(m³) $\left[\frac{239000(kg)}{992(kg/m^3)} = 241(m^3) \right]$</td> </tr> </tbody> </table>		IS-LOCA	SGTR	38℃時の密度	約 992(kg/m ³)	同左	2次冷却系強制冷却 開始までの 最大注水流量	約 330(m ³ /h) $\left[\frac{91(kg/s) \cdot 3600(s/h)}{992(kg/m^3)} = 330(m^3/h) \right]$	約 207(m ³ /h) $\left[\frac{57(kg/s) \cdot 3600(s/h)}{992(kg/m^3)} = 207(m^3/h) \right]$	大気圧時点での ECCS注水流量	約 364(m ³ /h) $\left[\frac{100.3(kg/s) \cdot 3600(s/h)}{992(kg/m^3)} = 364(m^3/h) \right]$	約 364(m ³ /h) $\left[\frac{100.3(kg/s) \cdot 3600(s/h)}{992(kg/m^3)} = 364(m^3/h) \right]$	注水流量積分値	漏えい停止(7時間後)までの 注水流量積分値：約 752(m ³) $\left[\frac{746000(kg)}{992(kg/m^3)} = 752(m^3) \right]$	1,2次系均圧(約 3.9時間後)までの 注水流量積分値：約 241(m ³) $\left[\frac{239000(kg)}{992(kg/m^3)} = 241(m^3) \right]$	<p style="text-align: center;">表 評価条件</p> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th></th> <th>IS-LOCA</th> <th>SGTR</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>38℃時の密度</td> <td>約 993 (kg/m³)</td> <td>同左</td> </tr> <tr> <td>2次冷却系強制冷却 開始までの 最大注水流量</td> <td>約 315 (m³/h) $\frac{87(kg/s) \cdot 3600(s/h)}{993(kg/m^3)} = 315(m^3/h)$</td> <td>約 214 (m³/h) $\frac{59(kg/s) \cdot 3600(s/h)}{993(kg/m^3)} = 214(m^3/h)$</td> </tr> <tr> <td>大気圧時点での ECCS注水流量</td> <td>約 352 (m³/h) $\frac{97(kg/s) \cdot 3600(s/h)}{993(kg/m^3)} = 352(m^3/h)$</td> <td>約 352 (m³/h) $\frac{97(kg/s) \cdot 3600(s/h)}{993(kg/m^3)} = 352(m^3/h)$</td> </tr> <tr> <td>注水流量積分値</td> <td>漏えい停止 (1時間後) までの注 水量積分値：約 302 (m³) $\frac{300000(kg)}{993(kg/m^3)} = 302(m^3)$</td> <td>1, 2次冷却系均圧 (約 3.6時 間後) までの注水流量積算値： 約 222 (m³) $\frac{220000(kg)}{993(kg/m^3)} = 222(m^3)$</td> </tr> </tbody> </table>		IS-LOCA	SGTR	38℃時の密度	約 993 (kg/m ³)	同左	2次冷却系強制冷却 開始までの 最大注水流量	約 315 (m ³ /h) $\frac{87(kg/s) \cdot 3600(s/h)}{993(kg/m^3)} = 315(m^3/h)$	約 214 (m ³ /h) $\frac{59(kg/s) \cdot 3600(s/h)}{993(kg/m^3)} = 214(m^3/h)$	大気圧時点での ECCS注水流量	約 352 (m ³ /h) $\frac{97(kg/s) \cdot 3600(s/h)}{993(kg/m^3)} = 352(m^3/h)$	約 352 (m ³ /h) $\frac{97(kg/s) \cdot 3600(s/h)}{993(kg/m^3)} = 352(m^3/h)$	注水流量積分値	漏えい停止 (1時間後) までの注 水量積分値：約 302 (m ³) $\frac{300000(kg)}{993(kg/m^3)} = 302(m^3)$	1, 2次冷却系均圧 (約 3.6時 間後) までの注水流量積算値： 約 222 (m ³) $\frac{220000(kg)}{993(kg/m^3)} = 222(m^3)$	
	IS-LOCA	SGTR																														
38℃時の密度	約 992(kg/m ³)	同左																														
2次冷却系強制冷却 開始までの 最大注水流量	約 330(m ³ /h) $\left[\frac{91(kg/s) \cdot 3600(s/h)}{992(kg/m^3)} = 330(m^3/h) \right]$	約 207(m ³ /h) $\left[\frac{57(kg/s) \cdot 3600(s/h)}{992(kg/m^3)} = 207(m^3/h) \right]$																														
大気圧時点での ECCS注水流量	約 364(m ³ /h) $\left[\frac{100.3(kg/s) \cdot 3600(s/h)}{992(kg/m^3)} = 364(m^3/h) \right]$	約 364(m ³ /h) $\left[\frac{100.3(kg/s) \cdot 3600(s/h)}{992(kg/m^3)} = 364(m^3/h) \right]$																														
注水流量積分値	漏えい停止(7時間後)までの 注水流量積分値：約 752(m ³) $\left[\frac{746000(kg)}{992(kg/m^3)} = 752(m^3) \right]$	1,2次系均圧(約 3.9時間後)までの 注水流量積分値：約 241(m ³) $\left[\frac{239000(kg)}{992(kg/m^3)} = 241(m^3) \right]$																														
	IS-LOCA	SGTR																														
38℃時の密度	約 993 (kg/m ³)	同左																														
2次冷却系強制冷却 開始までの 最大注水流量	約 315 (m ³ /h) $\frac{87(kg/s) \cdot 3600(s/h)}{993(kg/m^3)} = 315(m^3/h)$	約 214 (m ³ /h) $\frac{59(kg/s) \cdot 3600(s/h)}{993(kg/m^3)} = 214(m^3/h)$																														
大気圧時点での ECCS注水流量	約 352 (m ³ /h) $\frac{97(kg/s) \cdot 3600(s/h)}{993(kg/m^3)} = 352(m^3/h)$	約 352 (m ³ /h) $\frac{97(kg/s) \cdot 3600(s/h)}{993(kg/m^3)} = 352(m^3/h)$																														
注水流量積分値	漏えい停止 (1時間後) までの注 水量積分値：約 302 (m ³) $\frac{300000(kg)}{993(kg/m^3)} = 302(m^3)$	1, 2次冷却系均圧 (約 3.6時 間後) までの注水流量積算値： 約 222 (m ³) $\frac{220000(kg)}{993(kg/m^3)} = 222(m^3)$																														

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.8 格納容器バイパス（添付資料 7.1.8.14 クールダウンアンドリサーキュレーション操作の時間余裕について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>a. インターフェイスシステムLOCA</p> <p>図1及び図2に示す、インターフェイスシステムLOCA発生時における1次冷却系注水量及び1次冷却系注水流量の応答から確認できるとおり、クールダウンアンドリサーキュレーション操作として、ECCS注水流量と燃料取替用水ピットの水量から概算した結果、以下の時間余裕があることを確認した。</p> <p>①2次冷却系強制冷却操作の時間余裕として、2次冷却系強制冷却操作開始までの最大注水流量が継続するものとして以下のとおり概算した。その結果、燃料取替用水ピット枯渇までに事象を収束させるための操作時間余裕として2時間程度は確保できる。 $(1,640(\text{m}^3) - 752(\text{m}^3)) / 330(\text{m}^3/\text{h}) \approx 2(\text{h})$</p> <p>②加圧器逃がし弁開操作の時間余裕として、主蒸気逃がし弁による1次冷却系の減温及び減圧操作を考慮し、大気圧時点でのECCS注水流量が継続するものとして以下のとおり概算した。その結果燃料取替用水ピット枯渇までに事象を収束させるための操作時間余裕として2時間程度は確保できる。 $(1,640(\text{m}^3) - 752(\text{m}^3)) / 364(\text{m}^3/\text{h}) \approx 2(\text{h})$</p> <p>③ECCSから充てん系への切替操作の時間余裕として、主蒸気逃がし弁開による1次冷却系の減温及び減圧操作を考慮し、大気圧時点でのECCS注水流量が継続するものとして以下のとおり概算した。その結果、燃料取替用水ピット枯渇までに事象を収束させるための操作時間余裕として2時間程度は確保できる。 $(1,640(\text{m}^3) - 752(\text{m}^3)) / 364(\text{m}^3/\text{h}) \approx 2(\text{h})$</p> <p>b. 蒸気発生器伝熱管破損</p> <p>図3及び図4に示す、蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故における1次冷却系注水量及び1次冷却系注水流量の応答から確認できるとおり、クールダウンアンドリサーキュレーション操作としてECCS注水流量と燃料取替用水ピット水量から概算した結果、以下の時間余裕があることを確認した。</p> <p>①破損側蒸気発生器隔離操作及び健全側蒸気発生器による2次冷却系強制冷却操作の時間余裕として、2次冷却系強制冷却操作開始までの最大注水流量が継続するものとして以下のとおり概算した。その結果、燃料取替用水ピット枯渇までに事象を収束させるための操作時間余裕として7時間程度は確保できる。 $(1,640(\text{m}^3) - 241(\text{m}^3)) / 207(\text{m}^3/\text{h}) \approx 7(\text{h})$</p>	<p>a. インターフェイスシステムLOCA</p> <p>図1及び図2に示す、インターフェイスシステムLOCA発生時における1次冷却系注水量及び1次冷却系注水流量の応答から確認できるとおり、クールダウンアンドリサーキュレーション操作として、ECCS注水流量と燃料取替用水ピットの水量から概算した結果、以下の時間余裕があることを確認した。</p> <p>①2次冷却系強制冷却操作の時間余裕として、2次冷却系強制冷却操作開始までの最大注水流量が継続するものとして以下のとおり概算した。その結果、燃料取替用水ピット枯渇までに事象を収束させるための操作時間余裕として3時間程度は確保できる。 $(1,450(\text{m}^3) - 302(\text{m}^3)) / 315(\text{m}^3/\text{h}) \approx 3(\text{h})$</p> <p>②加圧器逃がし弁開操作の時間余裕として、主蒸気逃がし弁開操作による1次冷却系の減温及び減圧操作を考慮し、大気圧時点でのECCS注水流量が継続するものとして以下のとおり概算した。その結果、燃料取替用水ピット枯渇までに事象を収束させるための操作時間余裕として3時間程度は確保できる。 $(1,450(\text{m}^3) - 302(\text{m}^3)) / 352(\text{m}^3/\text{h}) \approx 3(\text{h})$</p> <p>③ECCSから充てん系への切替操作の時間余裕として、主蒸気逃がし弁開操作による1次冷却系の減温及び減圧操作を考慮し、大気圧時点でのECCS注水流量が継続するものとして以下のとおり概算した。その結果、燃料取替用水ピット枯渇までに事象を収束させるための操作時間余裕として3時間程度は確保できる。 $(1,450(\text{m}^3) - 302(\text{m}^3)) / 352(\text{m}^3/\text{h}) \approx 3(\text{h})$</p> <p>b. 蒸気発生器伝熱管破損</p> <p>図3及び図4に示す、蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故における1次冷却系注水量及び1次冷却系注水流量の応答から確認できるとおり、クールダウンアンドリサーキュレーション操作としてECCS注水流量と燃料取替用水ピット水量から概算した結果、以下の時間余裕があることを確認した。</p> <p>①破損側蒸気発生器隔離操作及び健全側蒸気発生器による2次冷却系強制冷却操作の時間余裕として、2次冷却系強制冷却操作開始までの最大注水流量が継続するものとして以下のとおり概算した。その結果、燃料取替用水ピット枯渇までに事象を収束させるための操作時間余裕として5時間程度は確保できる。 $(1,450(\text{m}^3) - 222(\text{m}^3)) / 214(\text{m}^3/\text{h}) \approx 5(\text{h})$</p>	<p>設計の相違</p> <p>設計の相違</p> <p>設計の相違</p> <p>設計の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.8 格納容器バイパス (添付資料 7.1.8.14 クールダウンアンドリサーキュレーション操作の時間余裕について)

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>②加圧器逃がし弁開操作の時間余裕として、健全側主蒸気逃がし弁開による1次冷却系減温及び減圧操作を考慮し、大気圧時点でのECCS注水流量が継続するものとして以下のとおり概算した。その結果、燃料取替用水ピット枯渇までに事象を収束させるための操作時間余裕として4時間程度は確保できる。</p> <p>$(1,640(\text{m}^3) - 241(\text{m}^3)) / 364(\text{m}^3/\text{h}) \approx 4(\text{h})$</p> <p>③ECCSから充てん系への切替操作の時間余裕として、健全側主蒸気逃がし弁開による1次冷却系の減温及び減圧操作を考慮し、大気圧時点でのECCS注水流量が継続するものとして以下のとおり概算した。その結果、燃料取替用水ピット枯渇までに事象を収束させるための操作時間余裕として4時間程度は確保できる。</p> <p>$(1,640(\text{m}^3) - 241(\text{m}^3)) / 364(\text{m}^3/\text{h}) \approx 4(\text{h})$</p>	<p>②加圧器逃がし弁開操作の時間余裕として、健全側主蒸気逃がし弁開操作による1次冷却系の減温及び減圧操作を考慮し、大気圧時点でのECCS注水流量が継続するものとして以下のとおり概算した。その結果、燃料取替用水ピット枯渇までに事象を収束させるための操作時間余裕として3時間程度は確保できる。</p> <p>$(1,450(\text{m}^3) - 222(\text{m}^3)) / 352(\text{m}^3/\text{h}) \approx 3(\text{h})$</p> <p>③ECCSから充てん系への切替操作の時間余裕として、健全側主蒸気逃がし弁開操作による1次冷却系の減温及び減圧操作を考慮し、大気圧時点でのECCS注水流量が継続するものとして以下のとおり概算した。その結果、燃料取替用水ピット枯渇までに事象を収束させるための操作時間余裕として3時間程度は確保できる。</p> <p>$(1,450(\text{m}^3) - 222(\text{m}^3)) / 352(\text{m}^3/\text{h}) \approx 3(\text{h})$</p>	<p>設計の相違</p> <p>設計の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.8 格納容器バイパス（添付資料 7.1.8.14 クールダウンアンドリサーキュレーション操作の時間余裕について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>約100kg/s* 約91kg/s 約25分 約63分 時間 (時)</p> <p>—— 高圧注入流量 - - - 充てん注入流量</p> <p>*：主蒸気逃がし弁開による1次冷却系の減温及び減圧を考慮し、1次冷却系が大気圧時点の注水流量を想定</p> <p>高圧注入から充てん注入に切替え (約63分)</p> <p>漏えい側余熱除去ポンプ入口弁の閉止に伴う充てん注入系の停止 (7時間)</p>	<p>2次冷却系強制冷却開始 (約25分) 約87kg/s 約97kg/s 時間 (分)</p> <p>—— 高圧注入流量 - - - 充てん注入流量</p> <p>高圧注入から充てん注入への切替 (約60分)</p> <p>1次冷却系保有水量の変動に伴う充てん注入流量調整による増加</p>	
<p>図1 1次冷却系注水流量の推移 (インターフェイスシステムLOCA)</p>	<p>※：主蒸気逃がし弁開による1次冷却系の減温、減圧を考慮し、1次冷却系が大気圧時点の注水流量を想定</p> <p>図1 1次冷却系注水流量 (高圧及び充てん)の推移 (インターフェイスシステムLOCA)</p>	
<p>2.0x10⁶ 約752kg 時間 (時)</p> <p>高圧注入による注水 高圧注入から充てん注入への切替え (約63分) 充てん注入による注水 漏えい側余熱除去ポンプ入口弁の閉止 (7時間)</p>	<p>2000 約300kg 約1時間 時間 (分)</p> <p>高圧注入による注水 高圧注入から充てん注入への切替 (約60分) 充てん注入による注水</p>	
<p>図2 1次冷却系注水流量積分値の推移 (インターフェイスシステムLOCA)</p>	<p>図2 1次冷却系注水流量積分値の推移 (インターフェイスシステムLOCA)</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.8 格納容器バイパス (添付資料 7.1.8.14 クールダウンアンドリサーキュレーション操作の時間余裕について)

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>約100kg/s^青 100 80 60 57kg/s 40 20 0 1次冷却系注水流量 (kg/s) 時間 (時) 約18分 約27分 約36分 高圧注入流量 充てん流量 *：主蒸気逃がし弁開による1次冷却系の減温及び減圧を考慮し、1次冷却系が大気圧時点の注水流量を想定 高圧注入から充てん注入への切替 (約36分) 充てん流量の調整により保有水を維持</p>	<p>100 80 約87kg/s 60 59kg/s 40 20 0 1次冷却系注水流量 (kg/s) 時間 (時) 約22分 約30分 約37分 高圧注入流量 充てん流量 高圧注入から充てん注入への切替 (約37分) 充てん流量の調整により1次冷却系保有水を維持</p>	
<p>図3 1次冷却系注水流量の推移 (蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗)</p>	<p>※：健全側主蒸気逃がし弁開による1次冷却系の減温、減圧を考慮し、1次冷却系が大気圧時点の注水流量を想定 図3 1次冷却系注水流量の推移 (蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗)</p>	
<p>2000 1500 1000 500 約239t 0 1次冷却系注水流量積分値 (t) 時間 (時) 高圧注入から充てん注入への切替 (約36分) 充てん系による注水 約3.9時間 (1、2次冷却系均圧)</p>	<p>2000 1500 1000 500 約220ton 0 1次冷却系注水流量積算値 (ton) 時間 (時) 高圧注入から充てん注入への切替 (約37分) 充てん注入による注水 約3.8時間 (1、2次冷却系均圧)</p>	
<p>図4 1次冷却系注水流量積分値の推移 (蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗)</p>	<p>図4 1次冷却系注水流量積算値の推移 (蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗)</p>	

7.1.8 格納容器バイパス（添付資料 7.1.8.15 「蒸気発生器伝熱管破損+破損蒸気発生器隔離失敗」における1次冷却系保有水量と加圧器水位について）

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">添付資料 2.8.17</p> <p style="text-align: center;">「蒸気発生器伝熱管破損+破損蒸気発生器隔離失敗」における 1次冷却系保有水量と加圧器水位について</p> <p>蒸気発生器伝熱管破損+破損蒸気発生器隔離失敗時における1次冷却系保有水量と加圧器水位を図1、図2に示す。事象初期は蒸気発生器2次側への漏えいに伴い、1次冷却系保有水量は低下しているが、非常用炉心冷却設備の作動に伴い、1次冷却系保有水量は増加している。高圧注入系から充てん系への切替え後（約36分）、高圧注入系から充てん系への切替えによる1次冷却系保有水量を下表に示す。下表のとおり、1次冷却材圧力及び1次冷却材平均温度の低下により、比容積は低下傾向となる。このため、加圧器水位は事象初期から低下傾向となるものの、1次冷却系保有水量（液相質量）は、事象初期から増加傾向となる。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 7.1.8.15</p> <p style="text-align: center;">「蒸気発生器伝熱管破損+破損蒸気発生器隔離失敗」における 1次冷却系保有水量と加圧器水位について</p> <p>蒸気発生器伝熱管破損+破損蒸気発生器隔離失敗時における1次冷却系保有水量と加圧器水位の推移を図1、図2に示す。事象初期は蒸気発生器2次側への漏えいに伴い、1次冷却系保有水量は減少しているが、非常用炉心冷却設備の作動に伴い、1次冷却系保有水量は増加している。高圧注入系から充てん系への切替え後（約37分）、高圧注入系から充てん系への切替えによる1次冷却系保有水量の一時的な減少はあるものの、加圧器水位は、無負荷水位を維持するように、充てん流量が調整され、1次冷却系に注水されている。</p> <p>図1及び図2中の①～⑥の各時間における1次冷却材圧力、1次冷却材平均温度、比容積、加圧器水位及び1次冷却系保有水量を下表に示す。下表のとおり、1次冷却材圧力及び1次冷却材平均温度の低下により、比容積は低下傾向となる。このため、加圧器水位は事象初期から低下傾向となるものの、1次冷却系保有水量（液相質量）は、事象初期から増加傾向となる。</p>	<p>解析結果の相違 記載方針の相違</p>

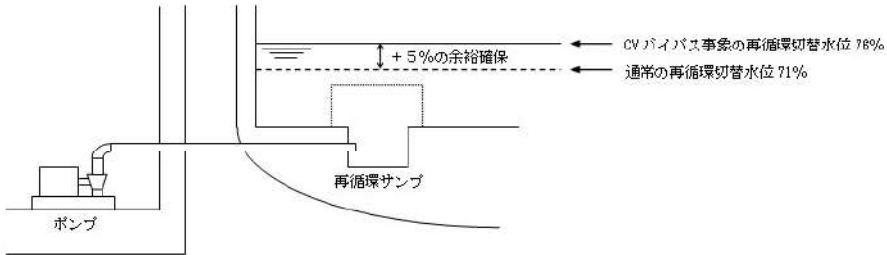
図1 1次冷却系保有水量の推移

7.1.8 格納容器バイパス（添付資料 7.1.8.15 「蒸気発生器伝熱管破損+破損蒸気発生器隔離失敗」における1次冷却系保有水量と加圧器水位について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																
<p>高圧注入から充てん注入への切替え(約36分) 充てん流量の調整により保有水を維持</p> <p>時間 (時)</p> <p>*：コラプス水位を表示 (コラプス水位とは、液相中に存在するボイドを集約して、仮想的に気液完全分離とした状態での水位を記載しているもの)</p>	<p>高圧注入から充てん注入への切替え(約37分) 充てん流量の調整により1次冷却系保有水を維持</p> <p>時間 (時)</p> <p>*：コラプス水位を表示</p> <p>図2 加圧器水位の推移 *：コラプス水位を表示 (コラプス水位とは、液相中に存在するボイドを集約して、仮想的に気液完全分離とした状態での水位を記載しているもの)</p>																																																																																																																	
<table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>単位</th> <th>①初期状態</th> <th>②約38分</th> <th>③約55分</th> <th>④約1.6時間</th> <th>⑤約2.3時間</th> <th>⑥約5時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>加圧器水位^{※1}【図2】(加圧器水位に対応した1次冷却系体積^{※2})</td> <td>% (m³)</td> <td>約61 (約345)</td> <td>約61 (約345)</td> <td>約29 (約330)</td> <td>約29 (約330)</td> <td>約29 (約330)</td> <td>約36 (約333)</td> </tr> <tr> <td>1次冷却系保有水量(液相質量)^{※3}【図1】</td> <td>×10³kg</td> <td>約244</td> <td>約277</td> <td>約271</td> <td>約274</td> <td>約287</td> <td>約306</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材圧力</td> <td>MPa[gage]</td> <td>約15.62</td> <td>約3.8</td> <td>約2.0</td> <td>約1.5</td> <td>約1.1</td> <td>約0.1</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材平均温度</td> <td>℃</td> <td>約309.3</td> <td>約210.2</td> <td>約194.8</td> <td>約179.5</td> <td>約160.4</td> <td>約82.2</td> </tr> <tr> <td>比容積^{※4}</td> <td>m³/kg</td> <td>約0.001415</td> <td>約0.001171</td> <td>約0.001148</td> <td>約0.001126</td> <td>約0.001113</td> <td>約0.001030</td> </tr> <tr> <td>1次冷却系保有水量(液相体積)^{※5}</td> <td>m³</td> <td>約345</td> <td>約324</td> <td>約311</td> <td>約309</td> <td>約319</td> <td>約315</td> </tr> </tbody> </table>		単位	①初期状態	②約38分	③約55分	④約1.6時間	⑤約2.3時間	⑥約5時間	加圧器水位 ^{※1} 【図2】(加圧器水位に対応した1次冷却系体積 ^{※2})	% (m ³)	約61 (約345)	約61 (約345)	約29 (約330)	約29 (約330)	約29 (約330)	約36 (約333)	1次冷却系保有水量(液相質量) ^{※3} 【図1】	×10 ³ kg	約244	約277	約271	約274	約287	約306	1次冷却材圧力	MPa[gage]	約15.62	約3.8	約2.0	約1.5	約1.1	約0.1	1次冷却材平均温度	℃	約309.3	約210.2	約194.8	約179.5	約160.4	約82.2	比容積 ^{※4}	m ³ /kg	約0.001415	約0.001171	約0.001148	約0.001126	約0.001113	約0.001030	1次冷却系保有水量(液相体積) ^{※5}	m ³	約345	約324	約311	約309	約319	約315	<table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>単位</th> <th>①初期状態</th> <th>②約40秒</th> <th>③約39分</th> <th>④約1.2時間</th> <th>⑤約2.0時間</th> <th>⑥約5時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>加圧器水位^{※1}【図2】 (加圧器水位に対応した1次冷却系体積^{※2})</td> <td>% (m³)</td> <td>約87 (約273)</td> <td>約80 (約270)</td> <td>約80 (約270)</td> <td>約24 (約258)</td> <td>約24 (約258)</td> <td>約56 (約289)</td> </tr> <tr> <td>1次冷却系保有水量(液相質量)^{※3}【図1】</td> <td>×10³kg</td> <td>約183</td> <td>約180</td> <td>約214</td> <td>約217</td> <td>約220</td> <td>約242</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材圧力</td> <td>MPa[gage]</td> <td>約15.71</td> <td>約15.34</td> <td>約4.0</td> <td>約1.8</td> <td>約1.2</td> <td>約0.1</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材平均温度</td> <td>℃</td> <td>約308.8</td> <td>約309.0</td> <td>約214.1</td> <td>約181.4</td> <td>約164.8</td> <td>約82.5</td> </tr> <tr> <td>比容積^{※4}</td> <td>m³/kg</td> <td>約0.001413</td> <td>約0.001415</td> <td>約0.001177</td> <td>約0.001128</td> <td>約0.001107</td> <td>約0.001038</td> </tr> <tr> <td>1次冷却系保有水量(液相体積)^{※5}</td> <td>m³</td> <td>約273</td> <td>約269</td> <td>約252</td> <td>約245</td> <td>約244</td> <td>約251</td> </tr> </tbody> </table>		単位	①初期状態	②約40秒	③約39分	④約1.2時間	⑤約2.0時間	⑥約5時間	加圧器水位 ^{※1} 【図2】 (加圧器水位に対応した1次冷却系体積 ^{※2})	% (m ³)	約87 (約273)	約80 (約270)	約80 (約270)	約24 (約258)	約24 (約258)	約56 (約289)	1次冷却系保有水量(液相質量) ^{※3} 【図1】	×10 ³ kg	約183	約180	約214	約217	約220	約242	1次冷却材圧力	MPa[gage]	約15.71	約15.34	約4.0	約1.8	約1.2	約0.1	1次冷却材平均温度	℃	約308.8	約309.0	約214.1	約181.4	約164.8	約82.5	比容積 ^{※4}	m ³ /kg	約0.001413	約0.001415	約0.001177	約0.001128	約0.001107	約0.001038	1次冷却系保有水量(液相体積) ^{※5}	m ³	約273	約269	約252	約245	約244	約251	
	単位	①初期状態	②約38分	③約55分	④約1.6時間	⑤約2.3時間	⑥約5時間																																																																																																											
加圧器水位 ^{※1} 【図2】(加圧器水位に対応した1次冷却系体積 ^{※2})	% (m ³)	約61 (約345)	約61 (約345)	約29 (約330)	約29 (約330)	約29 (約330)	約36 (約333)																																																																																																											
1次冷却系保有水量(液相質量) ^{※3} 【図1】	×10 ³ kg	約244	約277	約271	約274	約287	約306																																																																																																											
1次冷却材圧力	MPa[gage]	約15.62	約3.8	約2.0	約1.5	約1.1	約0.1																																																																																																											
1次冷却材平均温度	℃	約309.3	約210.2	約194.8	約179.5	約160.4	約82.2																																																																																																											
比容積 ^{※4}	m ³ /kg	約0.001415	約0.001171	約0.001148	約0.001126	約0.001113	約0.001030																																																																																																											
1次冷却系保有水量(液相体積) ^{※5}	m ³	約345	約324	約311	約309	約319	約315																																																																																																											
	単位	①初期状態	②約40秒	③約39分	④約1.2時間	⑤約2.0時間	⑥約5時間																																																																																																											
加圧器水位 ^{※1} 【図2】 (加圧器水位に対応した1次冷却系体積 ^{※2})	% (m ³)	約87 (約273)	約80 (約270)	約80 (約270)	約24 (約258)	約24 (約258)	約56 (約289)																																																																																																											
1次冷却系保有水量(液相質量) ^{※3} 【図1】	×10 ³ kg	約183	約180	約214	約217	約220	約242																																																																																																											
1次冷却材圧力	MPa[gage]	約15.71	約15.34	約4.0	約1.8	約1.2	約0.1																																																																																																											
1次冷却材平均温度	℃	約308.8	約309.0	約214.1	約181.4	約164.8	約82.5																																																																																																											
比容積 ^{※4}	m ³ /kg	約0.001413	約0.001415	約0.001177	約0.001128	約0.001107	約0.001038																																																																																																											
1次冷却系保有水量(液相体積) ^{※5}	m ³	約273	約269	約252	約245	約244	約251																																																																																																											
<p>※1：「加圧器水位」は、解析コードから出てきた加圧器のコラプス水位を示している。</p> <p>※2：「加圧器水位に対応した1次冷却系体積」は、加圧器水位における加圧器の体積と1次冷却系ループの体積を合算した体積を示している。</p> <p>※3：「1次冷却系保有水量(液相質量)」解析コードから計算された1次冷却系の液相質量を示している。</p> <p>※4：「比容積」は、1次冷却材圧力及び1次冷却材平均温度から算出している。</p> <p>※5：「1次冷却系保有水量(液相体積)」は、1次冷却系保有水量(液相質量)と比容積から算出している。</p>	<p>※1：「加圧器水位」は、解析コードから出てきた加圧器のコラプス水位を示している。</p> <p>※2：「加圧器水位に対応した1次冷却系体積」は、加圧器水位における加圧器の体積と1次冷却系ループの体積を合算した体積を示している。</p> <p>※3：「1次冷却系保有水量(液相質量)」は、解析コードから計算された1次冷却系の液相質量を示している。</p> <p>※4：「比容積」は、1次冷却材圧力及び1次冷却材平均温度から算出している。</p> <p>※5：「1次冷却系保有水量(液相体積)」は、1次冷却系保有水量(液相質量)と比容積から算出している。</p>																																																																																																																	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.8 格納容器バイパス (添付資料 7.1.8.16 格納容器バイパス事象における再循環運転開始水位について)

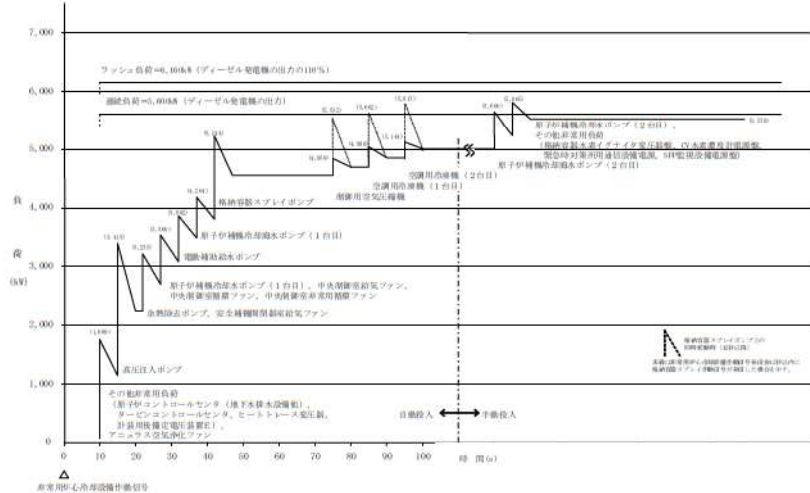
大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(該当する添付資料なし)</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 7.1.8.16</p> <p style="text-align: center;">格納容器バイパス事象における再循環運転開始水位について</p> <p>格納容器バイパス事象では、余熱除去システムが使用不能の場合、加圧器逃がし弁の開放及び充てん注入によるフィードアンドブリードを行い、長期対策として再循環運転による継続的な炉心冷却を実施する。</p> <p>格納容器再循環サンプの再循環運転可能水位は71%以上（広域）であるが、格納容器バイパス事象は格納容器外へ燃料取替用水ピット又は再循環サンプの水が流出する事象であることから、再循環運転開始後の水位低下の可能性を考慮し、再循環切替水位に+5%の余裕を確保した再循環サンプ水位76%以上（広域）となれば、再循環運転への切替操作を実施する。</p> <p>なお、再循環運転中は燃料取替用水ピットへの補給、加圧器逃がし弁の開放及び充てんポンプによる燃料取替用水ピット水の注水を継続して行い、再循環サンプ水位の維持に努める。</p> 	<p>※泊3号炉のヒアリングでの指摘事項回答として作成</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.8 格納容器バイパス (添付資料 7.1.8.17 燃料評価結果について)

大飯発電所3/4号炉			泊発電所3号炉		相違理由																																			
<p>【大飯は2次冷却系からの除熱機能喪失と同様の評価結果のため、2次冷却系からの除熱機能喪失の添付資料を引用している。参考までに2次冷却系からの除熱機能喪失の添付資料を記載】</p> <p>添付資料 2.1.12</p> <p>燃料評価結果について</p> <p>1. 燃料消費に関する評価（2次冷却系からの除熱機能喪失） 重要事故シナシス【主給水流量喪失+補助給水機能喪失】</p> <p>プラント状況：3、4号炉運転中。</p> <p>事象：仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機から給電を想定し、事象発生後7日間ディーゼル発電機が全出力で運転した場合を想定する。</p>			<p>燃料、電源負荷評価結果について (格納容器バイパス)</p> <p>1. 燃料消費に関する評価 重要事故シナシス【インターフェイスシステムLOCA】 【蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故】</p> <p>事象：仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機による電源供給を想定し、事象発生後7日間最大負荷で運転した場合を想定する。</p>		<p>※泊も元々は大飯同様、2次冷却系からの除熱機能喪失と同様の評価結果のため引用していたが、各事故シナシスグループ毎に添付資料を追加で作成</p> <p>設計の相違</p>																																			
<table border="1"> <thead> <tr> <th>燃料種別</th> <th colspan="2">重油</th> </tr> <tr> <th>号炉</th> <th>3号炉</th> <th>4号炉</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">時系列</td> <td>事象発生直後～7日間 (=168h)</td> <td>非常用DG (3号炉用2台) 起動 (事象発生後自動起動、燃費については定格負荷を想定=事象発生後～事象発生後7日間(168h)) A-DG：燃費約1,770k/h×168h=約297,360k B-DG：燃費約1,770k/h×168h=約297,360k 合計：約594,720k</td> <td>非常用DG (4号炉用2台) 起動 (事象発生後自動起動、燃費については定格負荷を想定=事象発生後～事象発生後7日間(168h)) A-DG：燃費約1,770k/h×168h=約297,360k B-DG：燃費約1,770k/h×168h=約297,360k 合計：約594,720k</td> </tr> <tr> <td>事象発生直後～7日間 (=168h)</td> <td>緊急時対策用発電機 (3,4号炉用1台) 起動 (保守的に事象発生後すぐの起動を想定) 燃費約18.1k/h×1台×24h×7日間=約3,041k</td> <td>緊急時対策用発電機 (3,4号炉用予備1台) 起動 (保守的に事象発生後すぐの起動を想定) 燃費約18.1k/h×1台×24h×7日間=約3,041k</td> </tr> <tr> <td>合計</td> <td>7日間 3号炉で消費する重油量 約597,761k</td> <td>7日間 4号炉で消費する重油量 約597,761k</td> </tr> <tr> <td>結果</td> <td>3号炉に備蓄している重油量の合計は重油タンク (160kL、2基) 燃料油貯蔵タンク (150kL、2基) の合計より620kLであることから、7日間は十分に対応可能</td> <td>4号炉に備蓄している重油量の合計は重油タンク (160kL、2基) 燃料油貯蔵タンク (150kL、2基) の合計より620kLであることから、7日間は十分に対応可能</td> </tr> </tbody> </table>			燃料種別	重油		号炉	3号炉	4号炉	時系列	事象発生直後～7日間 (=168h)	非常用DG (3号炉用2台) 起動 (事象発生後自動起動、燃費については定格負荷を想定=事象発生後～事象発生後7日間(168h)) A-DG：燃費約1,770k/h×168h=約297,360k B-DG：燃費約1,770k/h×168h=約297,360k 合計：約594,720k	非常用DG (4号炉用2台) 起動 (事象発生後自動起動、燃費については定格負荷を想定=事象発生後～事象発生後7日間(168h)) A-DG：燃費約1,770k/h×168h=約297,360k B-DG：燃費約1,770k/h×168h=約297,360k 合計：約594,720k	事象発生直後～7日間 (=168h)	緊急時対策用発電機 (3,4号炉用1台) 起動 (保守的に事象発生後すぐの起動を想定) 燃費約18.1k/h×1台×24h×7日間=約3,041k	緊急時対策用発電機 (3,4号炉用予備1台) 起動 (保守的に事象発生後すぐの起動を想定) 燃費約18.1k/h×1台×24h×7日間=約3,041k	合計	7日間 3号炉で消費する重油量 約597,761k	7日間 4号炉で消費する重油量 約597,761k	結果	3号炉に備蓄している重油量の合計は重油タンク (160kL、2基) 燃料油貯蔵タンク (150kL、2基) の合計より620kLであることから、7日間は十分に対応可能	4号炉に備蓄している重油量の合計は重油タンク (160kL、2基) 燃料油貯蔵タンク (150kL、2基) の合計より620kLであることから、7日間は十分に対応可能	<table border="1"> <thead> <tr> <th>燃料種別</th> <th>軽油</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">時系列</td> <td>ディーゼル発電機 2台起動 (ディーゼル発電機最大負荷 (100%出力) 時の燃料消費量) $V = \frac{N \times c \times H}{\gamma} \times 2 \text{台}$ = $\frac{5,600 \times 0.2311 \times 168}{825} \times 2 \text{台}$ = 約527.1kL</td> </tr> <tr> <td>緊急時対策用発電機 (指揮所用及び待機所用各1台の計2台) 起動 (緊急時対策用発電機100%出力時の燃料消費量) 燃費約(57.1L/h×1台+57.1L/h×1台)×24h×7日間=19,185.6L=約19.2kL</td> </tr> <tr> <td>合計</td> <td>7日間で消費する軽油量の合計 約546.3kL</td> </tr> <tr> <td>結果</td> <td>ディーゼル発電機燃料油貯油槽 (約540kL) 及び燃料タンク (SA) (約50kL) の合計約590kLにて、7日間は十分に対応可能</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ ディーゼル発電機軽油消費量計算式</p> $V = \frac{N \times c \times H}{\gamma}$ <table border="0"> <tr> <td>V：軽油必要容量 (kL)</td> <td>N：発電機定格出力 (kW) = 5,600</td> </tr> <tr> <td>H：運転時間 (h)</td> <td>= 168 (7日間)</td> </tr> <tr> <td>γ：燃料油の密度 (kg/kL)</td> <td>= 825</td> </tr> <tr> <td>c：燃料消費率 (kg/kW-h)</td> <td>= 0.2311</td> </tr> </table>		燃料種別	軽油	時系列	ディーゼル発電機 2台起動 (ディーゼル発電機最大負荷 (100%出力) 時の燃料消費量) $V = \frac{N \times c \times H}{\gamma} \times 2 \text{台}$ = $\frac{5,600 \times 0.2311 \times 168}{825} \times 2 \text{台}$ = 約527.1kL	緊急時対策用発電機 (指揮所用及び待機所用各1台の計2台) 起動 (緊急時対策用発電機100%出力時の燃料消費量) 燃費約(57.1L/h×1台+57.1L/h×1台)×24h×7日間=19,185.6L=約19.2kL	合計	7日間で消費する軽油量の合計 約546.3kL	結果	ディーゼル発電機燃料油貯油槽 (約540kL) 及び燃料タンク (SA) (約50kL) の合計約590kLにて、7日間は十分に対応可能	V：軽油必要容量 (kL)	N：発電機定格出力 (kW) = 5,600	H：運転時間 (h)	= 168 (7日間)	γ：燃料油の密度 (kg/kL)	= 825	c：燃料消費率 (kg/kW-h)	= 0.2311
燃料種別	重油																																							
号炉	3号炉	4号炉																																						
時系列	事象発生直後～7日間 (=168h)	非常用DG (3号炉用2台) 起動 (事象発生後自動起動、燃費については定格負荷を想定=事象発生後～事象発生後7日間(168h)) A-DG：燃費約1,770k/h×168h=約297,360k B-DG：燃費約1,770k/h×168h=約297,360k 合計：約594,720k	非常用DG (4号炉用2台) 起動 (事象発生後自動起動、燃費については定格負荷を想定=事象発生後～事象発生後7日間(168h)) A-DG：燃費約1,770k/h×168h=約297,360k B-DG：燃費約1,770k/h×168h=約297,360k 合計：約594,720k																																					
	事象発生直後～7日間 (=168h)	緊急時対策用発電機 (3,4号炉用1台) 起動 (保守的に事象発生後すぐの起動を想定) 燃費約18.1k/h×1台×24h×7日間=約3,041k	緊急時対策用発電機 (3,4号炉用予備1台) 起動 (保守的に事象発生後すぐの起動を想定) 燃費約18.1k/h×1台×24h×7日間=約3,041k																																					
合計	7日間 3号炉で消費する重油量 約597,761k	7日間 4号炉で消費する重油量 約597,761k																																						
結果	3号炉に備蓄している重油量の合計は重油タンク (160kL、2基) 燃料油貯蔵タンク (150kL、2基) の合計より620kLであることから、7日間は十分に対応可能	4号炉に備蓄している重油量の合計は重油タンク (160kL、2基) 燃料油貯蔵タンク (150kL、2基) の合計より620kLであることから、7日間は十分に対応可能																																						
燃料種別	軽油																																							
時系列	ディーゼル発電機 2台起動 (ディーゼル発電機最大負荷 (100%出力) 時の燃料消費量) $V = \frac{N \times c \times H}{\gamma} \times 2 \text{台}$ = $\frac{5,600 \times 0.2311 \times 168}{825} \times 2 \text{台}$ = 約527.1kL																																							
	緊急時対策用発電機 (指揮所用及び待機所用各1台の計2台) 起動 (緊急時対策用発電機100%出力時の燃料消費量) 燃費約(57.1L/h×1台+57.1L/h×1台)×24h×7日間=19,185.6L=約19.2kL																																							
合計	7日間で消費する軽油量の合計 約546.3kL																																							
結果	ディーゼル発電機燃料油貯油槽 (約540kL) 及び燃料タンク (SA) (約50kL) の合計約590kLにて、7日間は十分に対応可能																																							
V：軽油必要容量 (kL)	N：発電機定格出力 (kW) = 5,600																																							
H：運転時間 (h)	= 168 (7日間)																																							
γ：燃料油の密度 (kg/kL)	= 825																																							
c：燃料消費率 (kg/kW-h)	= 0.2311																																							

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">【記載無し】</p>	<p>2. 電源に関する評価</p> <p>重要事故シーケンス【インターフェイスシステム LOCA】 【蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故】</p> <p>事象：外部電源は使用できないものと仮定し、ディーゼル発電機によって給電を行うものとする。</p> <p>評価結果：「インターフェイスシステム LOCA」では余熱除去ポンプを全台停止、また、「インターフェイスシステム LOCA」及び「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」では非常用炉心冷却設備停止条件を満足していることを確認し高圧注入から充てん注入へ切り替えることから、重大事故等対策時の負荷は、下図の負荷曲線のうち余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプの負荷を除いた負荷となる。このため、重大事故等対策時に必要な負荷は、設計基準事故時に想定している非常用炉心冷却設備作動信号により作動する負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。</p>  <p style="text-align: center;">図 工学的安全施設作動時におけるB-ディーゼル発電機の負荷曲線*</p> <p>※1 A、B-ディーゼル発電機のうち、負荷の大きいB-ディーゼル発電機の負荷曲線を記載 ※2 本重要事故シーケンスの炉心損傷防止対策で使用する充てんポンプの負荷は高圧注入ポンプの負荷より小さい。</p>	<p>記載方針の相違</p>

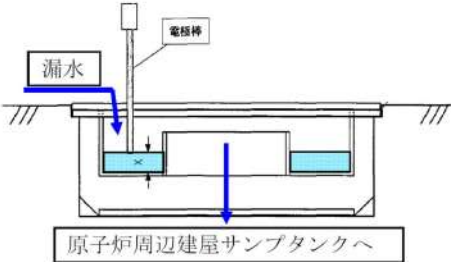
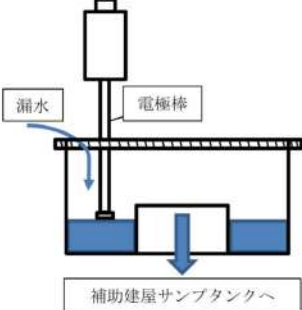
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.8 格納容器バイパス（添付資料 7.1.8.18 原子炉補助建屋の状況確認方法について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">添付資料 2.8.12</p> <p style="text-align: center;">原子炉周辺建屋の状況確認方法について</p> <p>インターフェイスシステムLOCAで想定する余熱除去ポンプ室、余熱除去クーラ室、余熱除去配管室等の原子炉周辺建屋の状況は以下の方法により確認をする。</p> <p>①漏水警報発信を起因とする漏水箇所の特定 余熱除去ポンプのフロア排水口には、漏水を検知する電極棒があり、排水口に□mm程度の水が溜まると、通電することで中央制御室に警報が発信する。</p> <p>②漏水状況の確認 余熱除去ポンプ等が設置されている安全補機室には複数のカメラが設置されており、中央制御室から状況確認に用いることも可能と考える。</p> <p>③その他 余熱除去ポンプ室および余熱除去クーラ室等に温度情報モニター付きの熱感知器を設置しており、室内温度情報を中央制御室にて確認できることから漏えいならびに周辺状況の把握手段として活用することができる。</p> <p>このような情報を総合的に判断して原子炉周辺建屋の状況が確認できると考える。</p> <p style="text-align: right;">以上</p> <p>添付資料－漏水検知器イメージ図・設置場所、監視カメラ設置場所、熱感知器設置場所</p> <p style="border: 1px solid black; padding: 2px;">枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 7.1.8.18</p> <p style="text-align: center;">原子炉補助建屋の状況確認方法について</p> <p>インターフェイスシステムLOCAで想定する余熱除去ポンプ室、余熱除去冷却器室等の原子炉補助建屋の状況は以下の方法により確認をする。</p> <p>①漏水警報発信を起因とする漏水箇所の特定 余熱除去ポンプのフロア排水口には、漏水を検知する電極棒があり、排水口に□mm程度の水が溜まると、通電することで中央制御室に警報が発信する。</p> <p>②その他 余熱除去ポンプ室及び余熱除去冷却器室等に温度情報モニター付きの熱感知器を設置しており、室内温度情報を中央制御室にて確認できることから漏えい並びに周辺状況の把握手段として活用することができる。</p> <p>このような情報を総合的に判断して原子炉補助建屋の状況が確認できると考える。</p> <p style="text-align: right;">以上</p> <p>添付資料－漏水検知器イメージ図・設置場所、熱感知器設置場所</p> <p style="border: 1px solid black; padding: 2px;">□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	<p>※泊新規作成添付資料 建屋名称の相違</p> <p>設計の相違 ・大飯は漏えい確認用ではないが流用可能なカメラが設置されていることから状況確認に用いることも可能ということを示しているが、泊には同様のカメラが設置されていない ・カメラはなくとも①、②に記載のとおり原子炉補助建屋の状況は確認可能 (伊方と同様)</p>


赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.8 格納容器バイパス (添付資料 7.1.8.18 原子炉補助建屋の状況確認方法について)

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">添付資料</p> <p>漏水検知器イメージ図・設置場所、監視カメラ設置場所、熱感知器設置場所 (RHRP：余熱除去ポンプ、CSP：格納容器スプレイポンプ、SIP：高圧注入ポンプ)</p> <p>1. 漏水検知器イメージ図・設置場所</p> <p>(1) RHRP 室の漏水警報排水ロイイメージ図</p> <p>漏水を検知する電極棒があり、排水口に <input type="checkbox"/> mm 程度の水が溜まると、通電することで、中央制御室に警報が発信する。</p>  <p>(2) 漏水検知器設置場所</p> <p>中央制御室から確認できる漏水検知器の位置を示す。</p> <p>原子炉周辺建屋 E.L.3.5m <input type="checkbox"/> 漏水検知器</p> <div style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%; margin-top: 10px;"></div> <p style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-top: 10px;">枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料</p> <p>漏水検知器イメージ図・設置場所、熱感知器設置場所 (RHRP：余熱除去ポンプ、CSP：格納容器スプレイポンプ、SIP：高圧注入ポンプ)</p> <p>1. 漏水検知器イメージ図・設置場所</p> <p>(1) RHRP 室の漏水警報排水ロイイメージ図</p> <p>漏水を検知する電極棒があり、排水口に <input type="checkbox"/> mm 程度の水が溜まると、通電することで、中央制御室に警報が発信する。</p>  <p>(2) 漏水検知器設置場所</p> <p>中央制御室から確認できる漏水検知器の位置を示す。</p> <p>原子炉補助建屋 T. P. -1.7m <input type="checkbox"/> 漏水検知器</p> <div style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%; margin-top: 10px;"></div> <p style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-top: 10px;">枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	





赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.8 格納容器バイパス (添付資料 7.1.8.18 原子炉補助建屋の状況確認方法について)

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2. 監視カメラ設置場所</p> <p>中央制御室から確認できる監視カメラの位置を示す。</p> <p>(1)原子炉周辺建屋 E.L.3.5m <input type="checkbox"/> 監視カメラ</p>  <p>(2)原子炉周辺建屋 E.L.10m <input type="checkbox"/> 監視カメラ</p>  <p>枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。</p>		<p>設計の相違</p> <p>・P1に記載のとおり</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.8 格納容器バイパス (添付資料 7.1.8.18 原子炉補助建屋の状況確認方法について)

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">添付資料</p> <p>3. 熱感知器設置場所 中央制御室から確認できる熱感知器の位置を示す。</p> <p>(1)原子炉周辺建屋 E.L.3.5m <input type="checkbox"/> 熱感知器</p>  <p>(2)原子炉周辺建屋 E.L.10m <input type="checkbox"/> 熱感知器</p>  <p>(3)火災監視盤の温度情報モニター</p>  <p>枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。</p> <p>トレンド機能 ・3分または1週間の温度トレンド ・デジタル表示あり（現在値 32℃） <input type="checkbox"/> 火災警報発信 （場所により設定値異なる） <input type="checkbox"/> 火災プレ警報発信</p> <p>枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料</p> <p>2. 熱感知器設置場所 中央制御室から確認できる熱感知器の位置を示す。</p> <p>(1)原子炉補助建屋 T.P.-1.7m <input type="checkbox"/> 熱感知器</p>  <p>(2)原子炉補助建屋 T.P. 2. 8m <input type="checkbox"/> 熱感知器</p>  <p>(3)複合火災受信機の温度情報モニター</p>  <p>枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p> <p>トレンド機能 ・3分または1週間の温度トレンド ・デジタル表示あり（現在値 21℃） <input type="checkbox"/> 火災警報発信 <input type="checkbox"/> 火災プレ警報発信</p>	

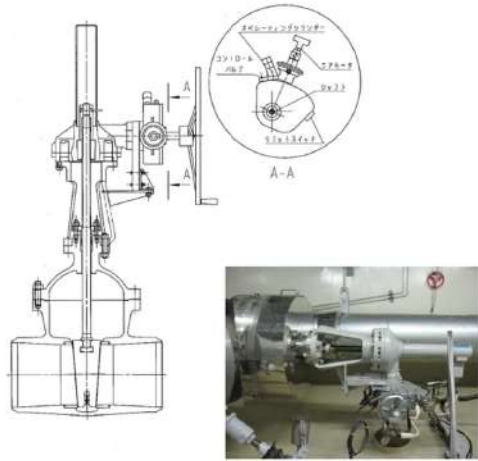
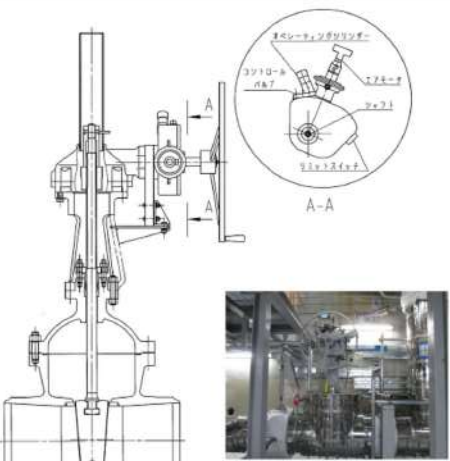
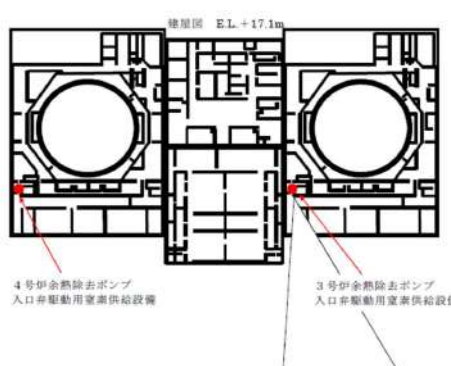

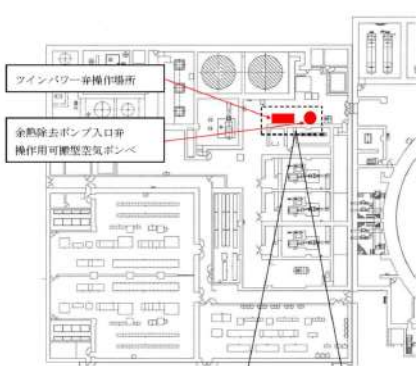

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.8 格納容器バイパス（添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について）

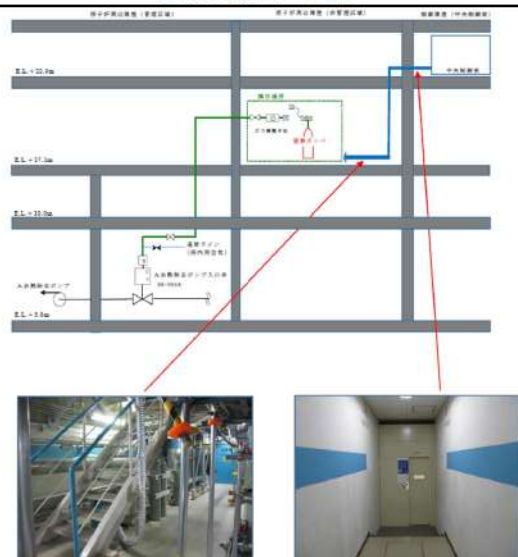
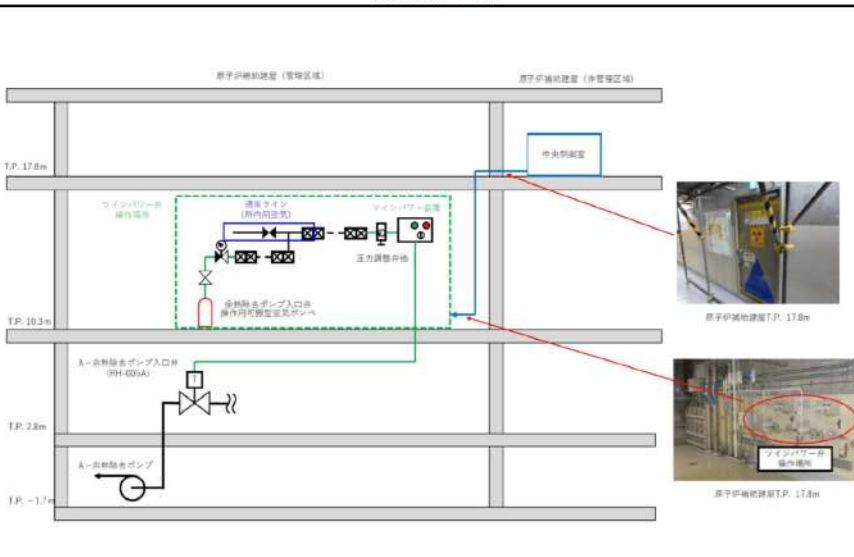
大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">添付資料 2.8.18</p> <p style="text-align: center;">インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について</p> <p>大飯3号炉及び4号炉においてインターフェイスシステム LOCA（以下「ISLOCA」という。）が発生した場合、図1に示すとおり、主蒸気逃がし弁による1次冷却系急速冷却、加圧器逃がし弁の開操作による1次冷却系減圧操作のほか、余熱除去ポンプ入口弁に設置されたツインパワー弁（以下「ツインパワー弁」という。図2参照）を遠隔で閉止することにより余熱除去系を隔離し、事象を収束させるとともに、健全側の余熱除去系による長期に炉心冷却を継続する。</p> <p>以下に、漏えいが発生している余熱除去系を隔離するためのツインパワー弁の開操作の成立性について説明する。また、その他の対応操作の成立性についてもあわせて説明する。</p> <p>1. ツインパワー弁の開操作手順</p> <p>ISLOCA 発生時において必要な対応操作のうち、ツインパワー弁の開操作を除いては、すべて中央制御室からの操作による。重大事故等対策の有効性評価の解析においては、図1の通り事象発生7時間後にツインパワー弁による閉操作が完了することを想定しているが、実際の操作としては早期の流出停止を目的として、1次冷却材圧力を監視しつつ準備が整い次第、操作を実施することとし、事象発生から1時間以内に閉操作することが可能である。</p> <p>その操作手順は以下のとおりであり、また、ツインパワー弁の遠隔操作場所を図3に、ツインパワー弁の設置場所及び中央制御室から操作場所へのアクセスルートを図4に示す。</p> <p>①運転員1名が中央制御室から E.L. +17.1m のツインパワー弁操作場所へ移動する。</p> <p>②操作場所において N₂ ポンプを接続し N₂ ラインの弁を開操作することによりツインパワー弁を遠隔で閉止する。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 7.1.8.19</p> <p style="text-align: center;">インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について</p> <p>泊3号炉におい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、図1に示すとおり、主蒸気逃がし弁による1次冷却系急速冷却、加圧器逃がし弁の開操作による1次冷却系減圧操作のほか、余熱除去ポンプ入口弁に設置されたツインパワー弁（以下「ツインパワー弁」という。図2参照）を遠隔で閉止することにより余熱除去系を隔離し、事象を収束させるとともに、健全側の余熱除去系により長期に炉心冷却を継続する。</p> <p>以下に、漏えいが発生している余熱除去系を隔離するためのツインパワー弁の開操作の成立性について説明する。また、その他の対応操作の成立性についてもあわせて説明する。</p> <p>1. ツインパワー弁の開操作手順</p> <p>ISLOCA 発生時において必要な対応操作のうち、ツインパワー弁の開操作を除いては、すべて中央制御室からの操作による。ツインパワー弁の開操作については、早期の流出停止を目的として、1次冷却材圧力を監視しつつ準備が整い次第、操作を実施することとし、事象発生から1時間以内に閉操作することが可能である。</p> <p>その操作手順は以下のとおりであり、また、ツインパワー弁操作場所を図3に、ツインパワー弁の設置場所及び中央制御室から操作場所へのアクセスルートを図4に示す。</p> <p>①運転員1名が中央制御室から T.P. 10.3m のツインパワー弁操作場所へ移動する。</p> <p>②操作場所において 空気ポンプを接続し、空気ラインの弁を開操作することによりツインパワー弁を遠隔で閉止する。</p>	<p>※泊では元々技術的能力の添付資料としていたが、大飯に合わせて有効性評価の添付資料として新規作成</p> <p>解析条件の相違 ・泊は解析上隔離に期待していない（高浜1 / 2号炉と同様）</p> <p>設備の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)

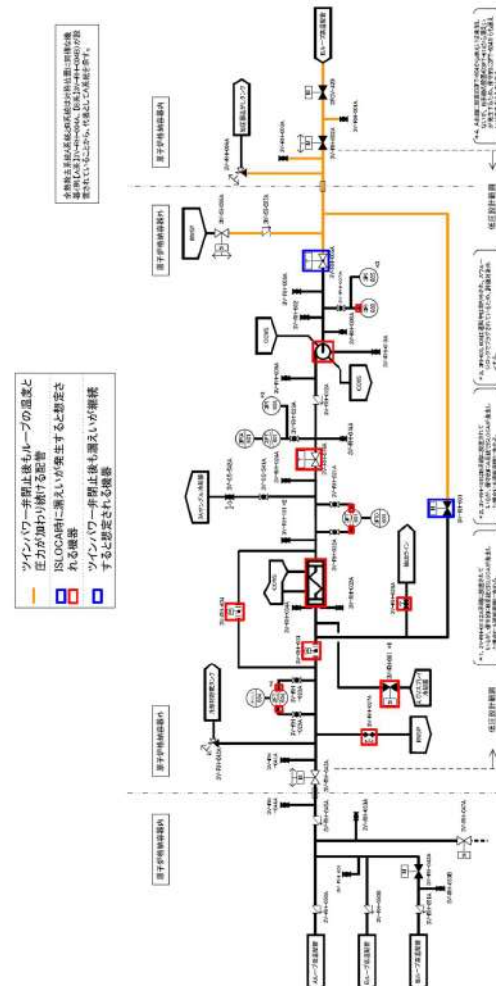
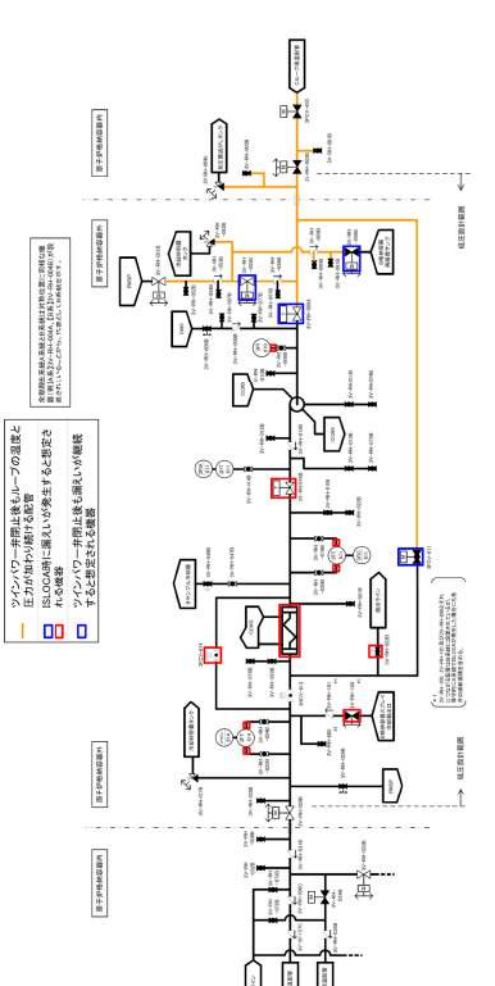
大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>3 A 余熱除去ポンプ入口弁 (3V RH 005A)</p>	 <p>3 A 余熱除去ポンプ入口弁 (3V-BH-005A)</p>	
<p>図2 ツインパワー弁構造図</p>  <p>4号炉余熱除去ポンプ 入口弁駆動用空素供給設備</p> <p>3号炉余熱除去ポンプ 入口弁駆動用空素供給設備</p>  <p>3号炉余熱除去ポンプ入口弁 駆動用空素ポンペ</p> <p>3号炉余熱除去ポンプ入口弁 空素供給圧力調整弁</p> <p>図3 ツインパワー弁操作場所および駆動用ポンペ</p>	<p>図2 ツインパワー弁構造図</p>  <p>ツインパワー弁操作場所</p> <p>余熱除去ポンプ入口弁 操作用可搬型空素ポンペ</p>  <p>ツインパワー弁操作場所</p> <p>空素ポンペ</p> <p>余熱除去ポンプ入口弁 操作用可搬型空素ポンペ</p> <p>余熱除去ポンプ入口弁 空素供給圧力調整弁</p> <p>図3 ツインパワー弁操作場所及び余熱除去ポンプ入口弁操作用可搬型空素ポンペ</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.8 格納容器バイパス (添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について)

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>原子炉周辺建屋 E.L.+17.1m 制御建屋 E.L.+21.3m</p> <p>図4 ツインパワー弁操作場所へのアクセスルート (3号炉の例)</p>	 <p>図4 ツインパワー弁操作場所へのアクセスルート</p>	
<p>2. 余熱除去系からの漏えい箇所及び漏えい量</p> <p>余熱除去系からの漏えい箇所は、ISLOCA の有効性評価において想定したとおり、弁、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器、余熱除去ポンプ入口逃がし弁 (3/4V-RH-004A、B、以下「入口逃がし弁」という。) 及び余熱除去冷却器出口逃がし弁 (3/4V-RH-042A、B、以下「出口逃がし弁」という。) を想定した。漏えいを想定する箇所を図5に示す。また、漏えい量は、ISLOCA の有効性評価における1時間後までの解析結果から、以下のとおりに推移する。(図6参照)</p> <p>①ISLOCA 発生時、高温、高圧の1次冷却材が余熱除去系に流入し、入口逃がし弁 (吹出し圧力：□、吹止り圧力：□) 及び出口逃がし弁 (吹出し圧力：□、吹止り圧力：□) から流出するとともに、弁グランド部、余熱除去ポンプグランド部、余熱除去冷却器フランジ部等から高温の蒸気と水が二相流となって噴出する。</p> <p>②2次冷却系強制冷却、減圧操作により、出口逃がし弁及び入口逃がし弁からの漏えいが順次止まるとともに、原子炉周辺建屋内での余熱除去系からの漏えい量も徐々に低下する。</p> <p>③その後、余熱除去系を1次冷却系から隔離するために、ツインパワー弁の閉操作を開始する。ツインパワー弁は、1次冷却系の圧力が十分低下していると想定される事象発生30分後から駆動用N₂ポン</p>	<p>2. 余熱除去系からの漏えい箇所及び漏えい量</p> <p>余熱除去系からの漏えい箇所は、ISLOCA の有効性評価において想定したとおり、弁、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器、余熱除去ポンプ入口逃がし弁 (3V-RH-004A、B、以下「入口逃がし弁」という。) 及び余熱除去冷却器出口逃がし弁 (3V-RH-027A、B、以下「出口逃がし弁」という。) を想定した。漏えいを想定する箇所を図5に示す。また、漏えい量は、ISLOCA の有効性評価における1時間後までの解析結果から、以下のとおりに推移する。(図6参照)</p> <p>①ISLOCA 発生時、高温、高圧の1次冷却材が余熱除去系に流入し、入口逃がし弁 (吹出し圧力：□、吹止り圧力：□) 及び出口逃がし弁 (吹出し圧力：□、吹止り圧力：□) から流出するとともに、弁グランド部、余熱除去ポンプグランド部、余熱除去冷却器マンホールフランジ部等から高温の蒸気と水が二相流となって噴出する。</p> <p>②2次冷却系強制冷却、減圧操作により、出口逃がし弁及び入口逃がし弁からの漏えいが順次止まるとともに、原子炉建屋及び原子炉補助建屋内での余熱除去系からの漏えい量も徐々に低下する。</p> <p>③その後、余熱除去系を1次冷却系から隔離するために、ツインパワー弁の閉操作を開始する。ツインパワー弁は、1次冷却系の圧力が十分低下していると想定される事象発生30分後から余熱除去ポン</p>	<p>設計の相違</p> <p>設備の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>ベ操作を開始し、その30分後に漏えいを停止することが可能である。ここで、ツインパワー弁閉止後も隔離されていない漏えい弁が2個存在するが、事象発生後1時間時点で1次冷却系内の圧力は弁の最高使用圧力(4.5MPa)を十分下回り、また、現実的にはグランドパッキンの機能も期待できることから、弁のグランド部からの漏えいは無視できる状態になる。(図7参照)</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px 0;"> <p>枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。</p> </div>  <p>図5 大飯3号炉におけるISLOCA発生時に漏えいが発生すると想定される機器及びツインパワー弁閉止後も漏えいが継続すると想定される機器 (4号炉も同様)</p>	<p>プ入口弁操作作用可搬型空気ポンベ操作を開始し、その30分後に漏えいを停止することが可能である。ここで、ツインパワー弁閉止後も隔離されていない漏えい弁が4個存在するが、事象発生後1時間時点で1次冷却系内の圧力は弁の最高使用圧力(4.5MPa)を十分下回り、また、現実的にはグランドパッキンの機能も期待できることから、弁のグランド部からの漏えいは無視できる状態になる。(図7参照)</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px 0;"> <p>枠囲みの内容が機密情報に属しますので公開できません。</p> </div>  <p>図5 泊3号炉におけるISLOCA発生時に漏えいが発生すると想定される機器及びツインパワー弁閉止後も漏えいが継続すると想定される機器</p>	<p>設備の相違</p>

7.1.8 格納容器バイパス (添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について)

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図6 余熱除去系からの漏えい量（格納容器外への漏えい量）</p>	<p>図6 余熱除去系からの漏えい量（格納容器外への漏えい量）</p>	
<p>図7 1次冷却材圧力</p>	<p>図7 1次冷却材圧力</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.1.8 格納容器バイパス (添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について)

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3. ISLOCA 発生時の対応操作の成立性</p> <p>ISLOCA 発生時においては、原子炉周辺建屋内に漏えいした水の滞留、高温の水及び蒸気による雰囲気温度の上昇及び放射線量の上昇が想定されることから、事象を収束し長期冷却を継続するために必要なツインパワー弁の操作性や健全側余熱除去ポンプ等の機能に影響する可能性がある。</p> <p>そのため、別紙-1、2 に示すとおり、溢水評価及び雰囲気温度評価を行うとともに、必要な対応操作の成立性及び健全側余熱除去ポンプの機能維持に関して確認した。その結果を以下(1)に示すとともに表1に整理する。</p> <p>なお、評価においては実際の操作可能時間を考慮し、事象発生から1時間後にツインパワー弁の閉操作が完了し漏えいが停止するものとした。</p> <p>(1)対応操作の成立性</p> <p>ISLOCA 発生時において必要な対応操作のうち、ツインパワー弁の閉操作を除いては、すべて中央制御室からの操作によるため、ISLOCA 発生時においても操作可能である。</p> <p>ツインパワー弁の閉操作に関しても、以下 a. ～c. のとおり操作可能であることを確認した。</p> <p>a. 溢水による影響（別紙-1 参照）</p> <p>ツインパワー弁の遠隔操作場所は2次系（非管理区域）の E.L. +17.1m であり、アクセスルートも含めて溢水の影響を受けないため、その操作は可能である。</p> <p>b. 雰囲気温度の影響（別紙-2 参照）</p> <p>ツインパワー弁の遠隔操作場所は2次系（非管理区域）の E.L. +17.1m であり、アクセスルートも含めて溢水による建屋内雰囲気温度上昇の影響を受けないため、その操作は可能である。</p> <p>c. 放射線による影響</p> <p>ツインパワー弁の遠隔操作場所は2次系（非管理区域）の E.L. +17.1m であり、アクセスルートも含めて放射線による影響を受けないため、その操作は可能である。</p> <p>(2)健全側余熱除去ポンプ等の機能維持</p> <p>ISLOCA 発生時においては、事象収束及び長期冷却継続のため、高圧注入ポンプ、主蒸気逃がし弁、補助給水ポンプ、加圧器逃がし弁、充てんポンプ、健全側余熱除去ポンプ及び同冷却器の他、ツインパワー弁の機能に期待している。</p> <p>それらの機器のうち、長期冷却継続のためにその機能に期待する健全側余熱除去ポンプについて関連計装品を含め ISLOCA 発生時においてもその機能が維持されることを、以下 a. ～c. のとおり確認した。</p>	<p>3. ISLOCA 発生時の対応操作の成立性</p> <p>ISLOCA 発生時においては、原子炉補助建屋内に漏えいした水の滞留、高温の水及び蒸気による雰囲気温度の上昇及び放射線量の上昇が想定されることから、事象を収束し長期冷却を継続するために必要なツインパワー弁の操作性や健全側余熱除去ポンプ等の機能に影響する可能性がある。</p> <p>そのため、別紙-1、2、3 に示すとおり、溢水評価、雰囲気温度評価及び線量評価を行うとともに、必要な対応操作の成立性及び健全側余熱除去ポンプの機能維持に関して確認した。その結果を以下(1)に示すとともに表1に整理する。</p> <p>なお、評価においては実際の操作可能時間を考慮し、事象発生から1時間後にツインパワー弁の閉操作が完了し漏えいが停止するものとした。また、漏えい量については、有効性評価から得られた余熱除去系機器等からの漏えい量及びエンタルピ（雰囲気温度評価のみ）を、漏えいが想定される機器の漏えい面積比で按分し、漏えいが想定される機器の配置場所で按分した量の漏えい量が同時に発生するものとした。</p> <p>(1) 対応操作の成立性</p> <p>ISLOCA 発生時において必要な対応操作のうち、ツインパワー弁の閉操作を除いては、すべて中央制御室からの操作によるため、ISLOCA 発生時においても操作可能である。</p> <p>ツインパワー弁の閉操作に関しても、以下 a. ～c. のとおり操作可能であることを確認した。</p> <p>a. 溢水による影響（別紙-1 参照）</p> <p>ツインパワー弁操作場所は原子炉補助建屋 T.P. 10.3m の通路であり、アクセスルートも含めて溢水の影響を受けないため、その操作は可能である。</p> <p>b. 雰囲気温度の影響（別紙-2 参照）</p> <p>ツインパワー弁操作場所は原子炉補助建屋 T.P. 10.3m の通路であり、アクセスルートも含めて原子炉補助建屋内の蒸気による影響は少ないため、その操作は可能である。</p> <p>c. 放射線による影響（別紙-3 参照）</p> <p>ツインパワー弁操作場所は原子炉補助建屋 T.P. 10.3m の通路であり、アクセスルートも含めて放射線による影響は少ないため、その操作は可能である。</p> <p>(2) 健全側余熱除去ポンプ等の機能維持</p> <p>ISLOCA 発生時においては、事象収束及び長期冷却継続のため、高圧注入ポンプ、主蒸気逃がし弁、補助給水ポンプ、加圧器逃がし弁、充てんポンプ、健全側余熱除去ポンプ及び同冷却器の他、ツインパワー弁の機能に期待している。</p> <p>それらの機器のうち、長期冷却継続のためにその機能に期待する健全側余熱除去ポンプについて関連計装品を含め ISLOCA 発生時においてもその機能が維持されることを、以下 a. ～c. のとおり確認した。</p>	<p>設計の相違</p> <p>記載内容の相違 ・解析における漏えい量の取扱について記載</p> <p>設計の相違</p> <p>設計の相違</p> <p>設計の相違</p> <p>設計の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.8 格納容器バイパス（添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>また、健全側余熱除去ポンプ以外の機器についても、関連計装品を含め ISLOCA 発生時においてもそれらの機能が維持されることを確認しており、それらの結果を表1に整理する。</p> <p>a. 溢水による影響（別紙-1 参照）</p> <p>健全側余熱除去ポンプは原子炉周辺建屋の最下階である E.L. +3.5m に設置されており、ISLOCA 発生後、他区画から漏えい水が床ドレン配管を逆流し溢水してくると想定しているが、2. で示したとおり事象発生後の1時間後にツインパワー弁を閉止することで、溢水量（約 103.24m³、床面からの高さ：0.17m^{*1}）は、余熱除去ポンプ及び関連計装品の機能喪失高さ（約 523m³、床面からの高さ：0.856m^{*1}）を下回り、健全側余熱除去ポンプの機能は喪失されない。</p> <p>健全側余熱除去冷却器は原子炉周辺建屋の E.L. +10.0m に設置されており、ISLOCA 発生後、他区画の漏えい水が健全側余熱除去冷却器が設置されている区画の堰の高さを上回り溢水すると想定しているが、2. で示したとおりツインパワー弁を閉止することにより、漏えいは無視できる量に低減する。</p> <p>なお、余熱除去冷却器は金属部品で構成されており、溢水の影響を受けることはない。</p> <p>高圧注入ポンプは原子炉周辺建屋の最下階である E.L. +3.5m に設置されており、ISLOCA 発生後、他区画から漏えい水が床ドレン配管を逆流し溢水してくると想定しているが、2. で示したとおりツインパワー弁を閉止することにより漏えいは無視できる量に低減する。仮に機能維持が必要となる事象発生後の63分後時点においても、溢水量（約 103.24m³、床面からの高さ：0.17m^{*1}）は高圧注入ポンプ及び関連計装品の機能喪失高さ（約 214m³、床面からの高さ：0.351m^{*1}）を下回り、高圧注入ポンプの機能は喪失されない。</p> <p>補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁は区画として分離されている非管理区域に設置されており、関連計装部品も含め漏えいの影響は無く、補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁の機能は維持される。</p> <p>加圧器逃がし弁は原子炉格納容器内に設置されているが、関連計装部品も含め、漏えい箇所である加圧器逃がしタンクと離れていることから、影響は少ない。</p> <p>充てんポンプは区画として分離されている管理区域に設置されており、関連計装部品も含め漏えいの影響は無く、充てんポンプの機能は維持される。</p> <p>ツインパワー弁は金属部品で構成されており、溢水の影響を受けない。</p> <p>※1. 溢水量をポンプの土台面積等を除いた床面積で割った値</p> <p>b. 雰囲気温度の影響（別紙-2 参照）</p> <p>健全側余熱除去ポンプは原子炉周辺建屋の最下階である E.L. +3.5m に設置されており、ISLOCA 発生初期には高温の水及び蒸気の漏えいに伴い、原子炉周辺建屋 E.L. +3.5m 区画の雰囲気温度は約 89℃まで上昇するが、2. で示したとおりツインパワー弁を閉止することにより低下する。健全側余熱除去ポンプ及び関連計装品について、雰囲気温度に対し機能維持されることを確認している。なお、ポンプ本体には、低温の原子炉補機冷却水が通水されており、ポンプ運転中、メカニカルシール及び軸受部の冷却がなされることから問題とはならない。</p>	<p>また、健全側余熱除去ポンプ以外の機器についても、関連計装品を含め ISLOCA 発生時においてもそれらの機能が維持されることを確認しており、それらの結果を表1に整理する。</p> <p>a. 溢水による影響（別紙-1 参照）</p> <p>健全側余熱除去ポンプは原子炉補助建屋の最下階である T.P. -1.7m に設置されており、ISLOCA 発生後、他区画から漏えい水が床ドレン配管を逆流し溢水してくると想定しているが、2. で示したとおり事象発生後の1時間後にツインパワー弁を閉止することで、溢水量（約 98.3m³、床面からの高さ：0.14m^{*1}）は、余熱除去ポンプ及び関連計装品の機能喪失高さ（約 624.5m³、床面からの高さ：0.83m）を下回り、健全側余熱除去ポンプの機能は喪失されない。</p> <p>健全側余熱除去冷却器は原子炉補助建屋の T.P. 2.8m に設置されており、ISLOCA 発生後、他区画からの漏えい水に影響を受けない区画に設置されていることから、溢水による影響はない。</p> <p>なお、余熱除去冷却器は金属部品で構成されており、溢水の影響を受けることはない。</p> <p>高圧注入ポンプは原子炉補助建屋の最下階である T.P. -1.7m に設置されており、ISLOCA 発生後、他区画から漏えい水が床ドレン配管を逆流し溢水してくると想定しているが、2. で示したとおりツインパワー弁を閉止することで、事象発生後の1時間後時点においても、溢水量（約 98.3m³、床面からの高さ：0.14m^{*1}）は、高圧注入ポンプ及び関連計装品の機能喪失高さ（約 413.8m³、床面からの高さ：0.55m）を下回り、高圧注入ポンプの機能は喪失されない。</p> <p>補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁は区画として分離されている非管理区域に設置されており、関連計装部品も含め漏えいの影響は無く、補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁の機能は維持される。</p> <p>加圧器逃がし弁は原子炉格納容器内に設置されているが、関連計装部品も含め、漏えい箇所である加圧器逃がしタンクと離れていることから、影響は少ない。</p> <p>充てんポンプは原子炉補助建屋の T.P. 10.3m に設置されており、他区画からの漏えい水による影響を受けない区画に設置されているため、関連計装部品も含め漏えいの影響は無く、充てんポンプの機能は維持される。</p> <p>ツインパワー弁の駆動部は浸水レベルより十分高い位置に設置しており、溢水の影響を受けない。</p> <p>*1. 溢水量をポンプの土台面積等を除いた床面積で割った値</p> <p>b. 雰囲気温度の影響（別紙-2 参照）</p> <p>健全側余熱除去ポンプは原子炉補助建屋の最下階である T.P. -1.7m に設置されており、ISLOCA 発生初期には高温の水及び蒸気の漏えいに伴い、原子炉補助建屋 T.P. -1.7m の区画の雰囲気温度は約 112℃まで上昇するが、2. で示したとおりツインパワー弁を閉止することにより低下する。健全側余熱除去ポンプ及び関連計装品について、雰囲気温度に対し機能維持されることを確認している。なお、ポンプ本体には、低温の原子炉補機冷却水が通水されており、ポンプ運転中、メカニカルシール及び軸受部の冷却がなされることから問題とはならない。</p>	<p>評価結果の相違</p> <p>設計の相違</p> <p>記載方針の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>評価結果の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.1.8 格納容器バイパス（添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>健全側余熱除去冷却器は原子炉周辺建屋の E.L. +10.0m に設置されており、ISLOCA 発生後、他区画の漏えい水が健全側余熱除去冷却器が設置されている区画の堰の高さを上回り溢水することで、当該区画の雰囲気温度は上昇するが、余熱除去冷却器は金属部品で構成されており、溢水の影響を受けることはない。</p> <p>高圧注入ポンプは原子炉周辺建屋の最下階である E.L. +3.5m に設置されており、ISLOCA 発生初期には高温の水及び蒸気の漏えいに伴い、原子炉周辺建屋 E.L. +3.5m 区画の雰囲気温度は約 89℃ まで上昇するが、2. で示したとおりツインパワー弁を閉止することにより低下する。高圧注入ポンプ及び関連計装品について、雰囲気温度に対し機能維持されることを確認している。なお、ポンプ本体には、低温の原子炉補機冷却水が通水されており、ポンプ運転中、メカニカルシール及び軸受部の冷却がなされることから問題とはならない。</p> <p>補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁は区画として分離されている非管理区域に設置されており、関連計装部品も含め漏えいの影響は無く、補助給水ポンプ等の機能は維持される。</p> <p>加圧器逃がし弁は原子炉格納容器内に設置されているが、関連計装部品も含め、漏えい箇所である加圧器逃がしタンクと離れていることから、影響は少ない。</p> <p>充てんポンプは区画として分離されている管理区域に設置されており、関連計装部品も含め漏えいの影響は無く、充てんポンプの機能は維持される。</p> <p>ツインパワー弁は原子炉周辺建屋の E.L. +3.5m に設置されており、ISLOCA に伴う高温の蒸気漏えいにより当該区画の雰囲気温度は約 118℃ まで上昇するが、ツインパワー弁を閉止することにより低下する。なお、ツインパワー弁は金属部品で構成されており、漏えい蒸気による建屋内雰囲気温度上昇の影響を受けない。</p> <p>c. 放射線による影響</p> <p>健全側余熱除去ポンプ及び関連計装品が、放射線量に対し機能維持されることを確認している。（ポンプモータの 30 日間の線量の積算を仮定しても、積算吸収線量は約 35Gy であり、この値は制限値である 2MGy を下回る。また、流量計（FT-604、614）の 30 日間の線量の積算を仮定しても、積算吸収線量は約 55Gy であり、この値は制限値である 100Gy を下回る。）</p> <p>健全側余熱除去冷却器は金属部品で構成されており、溢水の影響を受けないため、その機能に影響はない。</p> <p>高圧注入ポンプ及び関連計装品が、放射線量に対し機能維持されることを確認している。（ポンプモータの 30 日間の線量の積算を仮定しても、積算吸収線量は約 35Gy であり、この値は制限値である 2MGy を下回る。また、流量計（FT-962、963）の 30 日間の線量の積算を仮定しても、積算吸収線量は約 20Gy であり、この値は制限値である 100Gy を下回る。）</p> <p>補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁は直接漏えいが発生しない区画（非管理区域）にあり、扉により溢水箇所と分離されているため、放射線源は一切なく、その機能に影響はない。</p> <p>加圧器逃がし弁は原子炉格納容器に設置されているが、関連計装品も含め、漏えい箇所である加圧器逃がしタンクとは離れていることから、影響は少ない。</p>	<p>健全側余熱除去冷却器は原子炉補助建屋の T.P. 2.8m に設置されており、ISLOCA 発生後、他区画からの漏えい水に影響を受けない区画に設置されていることから、溢水による影響はない。なお、余熱除去冷却器は金属部品で構成されており、溢水の影響を受けることはない。</p> <p>高圧注入ポンプは原子炉補助建屋の最下階である T.P. -1.7m に設置されており、ISLOCA 発生初期には、高温の水及び蒸気の漏えいに伴い、原子炉補助建屋 T.P. -1.7m の区画の雰囲気温度は約 112℃ まで上昇するが、2. で示したとおりツインパワー弁を閉止することにより低下する。高圧注入ポンプ及び関連計装品について、雰囲気温度に対し機能維持されることを確認している。なお、ポンプ本体には、低温の原子炉補機冷却水が通水されており、ポンプ運転中、メカニカルシール及び軸受部の冷却がなされることから問題とはならない。</p> <p>補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁は区画として分離されている非管理区域に設置されており、関連計装部品も含め漏えいの影響は無く、補助給水ポンプ等の機能は維持される。</p> <p>加圧器逃がし弁は原子炉格納容器内に設置されているが、関連計装部品も含め、漏えい箇所である加圧器逃がしタンクと離れていることから、影響は少ない。</p> <p>充てんポンプは原子炉補助建屋の T.P. 10.3m に設置されており、原子炉補助建屋内の漏えい蒸気の影響は少なく、関連計装部品も含め、充てんポンプの機能は維持される。</p> <p>ツインパワー弁本体及び駆動部は原子炉補助建屋の T.P. 2.8m に設置されており、ISLOCA に伴う高温の蒸気漏えいにより当該区画の雰囲気温度は約 163℃ まで上昇するが、ツインパワー弁を閉止することにより低下する。なお、ツインパワー弁は原子炉補助建屋内における漏えい蒸気を考慮した場合においても機能維持されることを確認している。</p> <p>c. 放射線による影響（別紙-3 参照）</p> <p>健全側余熱除去ポンプ及び関連計装品が、放射線量に対し機能維持されることを確認している。（ポンプモータの 30 日間の線量の積算を仮定しても、積算吸収線量は約 12Gy であり、この値は制限値である 2MGy を下回る。また、流量計（FT-604、614）の 30 日間の線量の積算を仮定しても、積算吸収線量は約 22Gy であり、この値は制限値である 100Gy を下回る。）</p> <p>健全側余熱除去冷却器は金属部品で構成されており、溢水の影響を受けないため、その機能に影響はない。</p> <p>高圧注入ポンプ及び関連計装品が、放射線量に対し機能維持されることを確認している。（ポンプモータの 30 日間の線量の積算を仮定しても、積算吸収線量は約 12Gy であり、この値は制限値である 2MGy を下回る。また、流量計（FT-902、922）の 30 日間の線量の積算を仮定しても、積算吸収線量は約 22Gy であり、この値は制限値である 100Gy を下回る。）</p> <p>補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁は直接漏えいが発生しない区画（非管理区域）にあり、扉により溢水箇所と分離されているため、放射線源は一切なく、その機能に影響はない。</p> <p>加圧器逃がし弁は原子炉格納容器に設置されているが、関連計装品も含め、漏えい箇所である加圧器逃がしタンクとは離れていることから、影響は少ない。</p>	<p>設計の相違</p> <p>評価結果の相違</p> <p>設計の相違</p> <p>評価結果の相違</p> <p>記載方針の相違</p> <p>評価結果の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

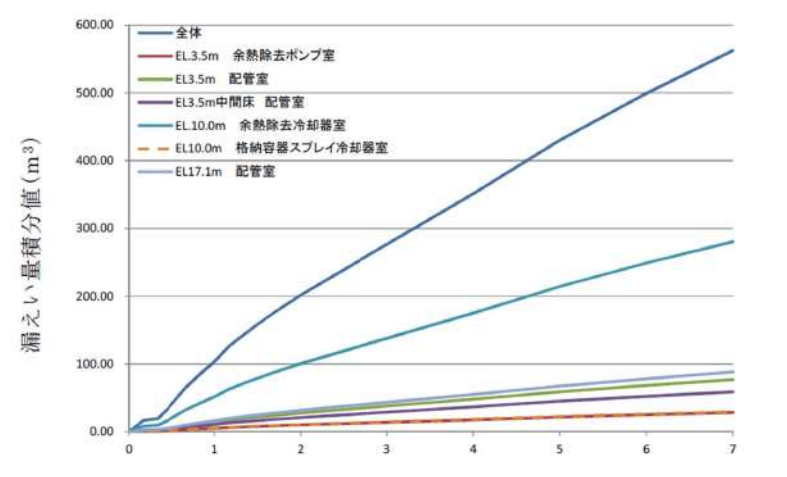
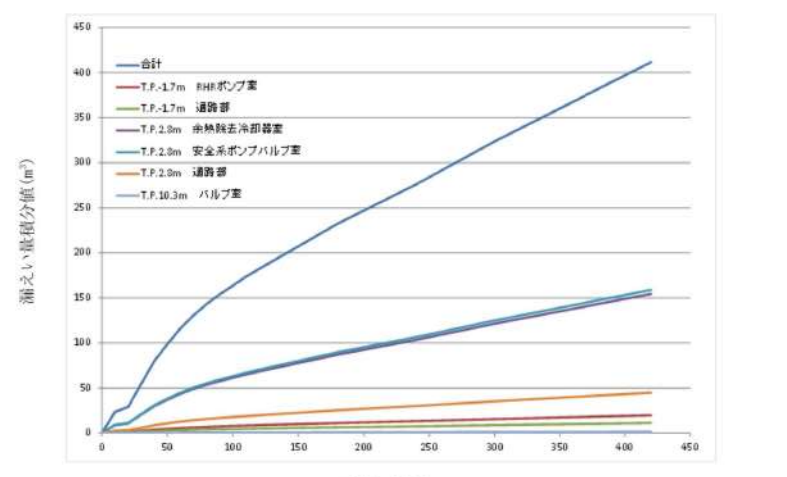
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.8 格納容器バイパス（添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																		
<p>充てんポンプは直接漏えいが発生しない区画（管理区域）にあり、扉により溢水箇所と分離されているため、放射線源は一切なく、その機能に影響はない。</p> <p>ツインパワー弁は金属部品で構成されており、溢水の影響を受けないため、その機能に影響はない。</p> <p>(3)実際の対応操作</p> <p>a. 対応が早くなる場合の成立性</p> <p>ISLOCA 発生時においては、解析では7時間後にツインパワー弁を閉止することにより事象収束することとしているが、実際は移動時間と現場での操作時間を含む1時間以内で作業を完了できることを、溢水/雰囲気温度/放射線の影響の観点で以下のとおり確認した。</p> <p>○ISLOCA 発生時において必要な対応操作のうち、ツインパワー弁の閉操作を除いては、すべて中央制御室からの操作によるため、ISLOCA 発生時においても操作可能である。</p> <p>○ツインパワー弁操作場所については、ツインパワー弁の遠隔操作場所は2次系（非管理区域）のE.L. +17.1mであるため、アクセスルートも含めて溢水/雰囲気温度/放射線の影響を受けることはない。</p> <p>b. 現実的な漏えい量を想定した場合の成立性</p> <p>実機においてISLOCAが発生した場合、解析で用いた破断面積は下表のとおり保守的に設定されていることから、実際の漏えい量が少なくなり、事象進展も遅くなることから、中央制御室での操作の成立性やツインパワー弁の閉操作の成立性の観点では余裕が増える方向であり、成立性に問題はない。</p> <table border="1" data-bbox="179 986 1016 1117"> <thead> <tr> <th></th> <th>ISLOCA 解析</th> <th>実際の破断面積^{※1}</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>破断面積 (inch²)</td> <td>0.99</td> <td>0.61[0.72]</td> </tr> <tr> <td>等価直径 (inch)</td> <td>1.12</td> <td>0.88[0.96]</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1： []内は大飯4号炉を示す。</p>		ISLOCA 解析	実際の破断面積 ^{※1}	破断面積 (inch ²)	0.99	0.61[0.72]	等価直径 (inch)	1.12	0.88[0.96]	<p>充てんポンプ及びその関連計装品については、原子炉補助建屋内の漏えい蒸気の影響は少なく、関連計装品も含め機能は維持される。</p> <p>ツインパワー弁駆動部は金属部品等による機械的機構のみで構成されており、放射線による影響を受けないため、その機能に影響はない。</p> <p>(3) 現実的な漏えい量を想定した場合の成立性</p> <p>実機においてISLOCAが発生した場合、解析で用いた破断面積は下表のとおり保守的に設定されていることから、実際の漏えい量が少なくなり、事象進展も遅くなることから、中央制御室での操作の成立性やツインパワー弁の閉操作の成立性の観点では余裕が増える方向であり、成立性に問題はない。</p> <table border="1" data-bbox="1081 991 1904 1129"> <thead> <tr> <th></th> <th>ISLOCA 解析</th> <th>実際の破断面積</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>破断面積 [inch²]</td> <td>1.04</td> <td>0.56</td> </tr> <tr> <td>等価直径 [inch]</td> <td>1.15</td> <td>0.84</td> </tr> </tbody> </table>		ISLOCA 解析	実際の破断面積	破断面積 [inch ²]	1.04	0.56	等価直径 [inch]	1.15	0.84	<p>設計の相違</p> <p>記載内容の相違</p> <p>解析条件及び評価結果の相違</p>
	ISLOCA 解析	実際の破断面積 ^{※1}																		
破断面積 (inch ²)	0.99	0.61[0.72]																		
等価直径 (inch)	1.12	0.88[0.96]																		
	ISLOCA 解析	実際の破断面積																		
破断面積 [inch ²]	1.04	0.56																		
等価直径 [inch]	1.15	0.84																		

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.8 格納容器バイパス（添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">別紙-1</p> <p style="text-align: center;">ISLOCA 時の溢水評価</p> <p>1. 漏えい量評価</p> <p>1.1 漏えい量評価における評価条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・有効性評価において想定したとおり、余熱除去系の弁、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器、入口逃がし弁及び出口逃がし弁から漏えいするものと想定する。 ・弁からの漏えいについては、実機にて漏えいが想定される弁を想定し、漏えい量は ISLOCA の有効性における漏えい量を破断面積比で按分する。 ・漏えい量積分値については事象発生7時間後までを確認する。 ・余熱除去系入口逃がし弁からの流出については、原子炉格納容器内に留まること、出口逃がし弁からの流出については、冷却材貯蔵タンクに貯留されることから、原子炉周辺建屋内の溢水評価の他、ツインパワー弁の操作環境に影響しないため考慮しない。 <p>1.2 各区画における漏えい量評価結果</p> <p>各区画における漏えい量については、余熱除去系のA系で ISLOCA が発生する場合とB系で ISLOCA が発生する場合に有意な差はなく、各区画における漏えい量の積分値は、図1のとおり漏えいを想定する余熱除去冷却器と弁が設置されている E.L. +10.0m での漏えい量が最大となった。</p>  <p style="text-align: center;">図1 各区画における漏えい量積分値</p>	<p style="text-align: right;">別紙-1</p> <p style="text-align: center;">ISLOCA 時の溢水評価</p> <p>1. 漏えい量評価</p> <p>1.1 漏えい量評価における評価条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・有効性評価において想定したとおり、余熱除去系の弁、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器、入口逃がし弁及び出口逃がし弁から漏えいするものと想定する。溢水評価においては、有効性評価から得られた高温水の漏えい量（状態変化なしと想定）を用いる。 ・弁からの漏えいについては、実機にて漏えいが想定される弁を想定し、漏えい量は ISLOCA の有効性における漏えい量を破断面積比で按分する。 ・漏えい量積分値については事象発生7時間後までを確認する。 ・余熱除去系入口逃がし弁からの流出については、原子炉格納容器内に留まること、出口逃がし弁からの流出については、冷却材貯蔵タンクに貯留されることから、原子炉補助建屋内の溢水評価の他、ツインパワー弁の操作環境に影響しないため考慮しない。 <p>1.2 各区画における漏えい量評価結果</p> <p>各区画における漏えい量については、余熱除去系のA系で ISLOCA が発生する場合とB系で ISLOCA が発生する場合に有意な差はなく、各区画における漏えい量の積分値は、図1のとおり漏えいを想定する余熱除去冷却器と弁が設置されている T.P. 2.8m での漏えい量が最大となった。</p>  <p style="text-align: center;">図1 各区画における漏えい量積分値</p>	<p>記載方針の相違 ・漏えいする流体について追記</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.1.8 格納容器バイパス (添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について)

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2. 水没評価</p> <p>2.1 水没評価における評価の条件</p> <p>漏えいが想定される設備の配置と溢水状況について、図2に示す。また、機器等の水没評価における主な解析条件は次の通り。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・「1.2 各区画における漏えい量」にて評価した漏えい水は、床ドレン配管により原子炉周辺建屋最下層に集液され、その後に原子炉周辺建屋サンプタンクに集まると想定されるが、その容量は約10m³であるため床ドレン配管を逆流し、原子炉周辺建屋 E.L. +3.5m の安全通路に滞留する。 ・水没評価においてはツインパワー弁の閉操作が完了することにより漏えいが停止する1時間後までの評価を行う。 <p>2.2 水没評価結果</p> <p>各区画を含む各階の溢水評価を図3～図5に示す。</p> <p>なお、区画及び区画内の機器がスライド配置である大飯3号炉及び4号炉については同じ結果となる。</p> <p>また、原子炉周辺建屋内で発生した漏えい水は床ドレン配管により原子炉周辺建屋最下層に集液され、原子炉周辺建屋 E.L. +3.5m の水位は徐々に上昇するが、ツインパワー弁を閉止することにより漏えい量は無視できる程度に低減する。</p> <p>(1)健全側余熱除去ポンプ</p> <p>健全側余熱除去ポンプは原子炉周辺建屋の最下階である E.L. +3.5m に設置されており、ISLOCA 発生後、他区画から漏えい水が床ドレン配管を逆流し溢水してくると想定しているが、2. で示したとおり事象発生後の1時間後にツインパワー弁を閉止することで、溢水量 (約103.24m³、床面からの高さ:0.17m^{*1}) は、余熱除去ポンプ及び関連計装品の機能喪失高さ (約523m³、床面からの高さ:0.856m^{*1}) を下回り、健全側余熱除去ポンプの機能は喪失されない。</p> <p>(2)健全側余熱除去冷却器</p> <p>健全側余熱除去冷却器は原子炉周辺建屋の E.L. +10.0m に設置されており、ISLOCA 発生後、他区画の漏えい水が健全側余熱除去冷却器が設置されている区画の堰の高さを上回り溢水すると想定しているが、2. で示したとおりツインパワー弁を閉止することにより、漏えいは無視できる量に低減する。なお、余熱除去冷却器は金属部品で構成されており、溢水の影響を受けることはない。</p> <p>(3)高圧注入ポンプ</p> <p>高圧注入ポンプは原子炉周辺建屋の最下階である E.L. +3.5m に設置されており、ISLOCA 発生後、他区画から漏えい水が床ドレン配管を逆流し溢水してくると想定しているが、2. で示したとおりツインパワー弁を閉止することにより漏えいは無視できる量に低減する。仮に機能維持が必要となる事象発</p>	<p>2. 水没評価</p> <p>2.1 水没評価における評価の条件</p> <p>漏えいが想定される設備の配置と溢水状況について、図2及び表1に示す。また、機器等の水没評価における主な評価条件は次のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・最下層階を除く各区画の溢水評価においては床ドレン配管による水の下層階への移送は期待しない評価とし、最下層階にある余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプなどの緩和機器への没水の影響確認は、上層階で生じた漏えい水が床ドレン配管からも含めてすべて流れ込むことを想定する保守的な評価とする。 ・水没評価においてはツインパワー弁の閉操作が完了することにより漏えいが停止する1時間後までの評価を行う。 <p>2.2 水没評価結果</p> <p>各区画を含む各階の溢水評価を図3～図7に示す。</p> <p>また、原子炉補助建屋内で発生した漏えい水は、全て原子炉補助建屋最下層に集液され、その後に床ドレン配管により補助建屋サンプタンクに集まるが、その容量は約10m³であるため床ドレン配管を逆流し、原子炉補助建屋 T.P. -1.7m の全区画に溢水する。原子炉補助建屋 T.P. -1.7m の水位は徐々に上昇するが、ツインパワー弁を閉止することにより漏えい量は無視できる程度に低減する。</p> <p>(1)健全側余熱除去ポンプ</p> <p>健全側余熱除去ポンプは原子炉補助建屋の最下階である T.P. -1.7m に設置されており、ISLOCA 発生後、他区画から漏えい水が床ドレン配管を逆流し溢水してくると想定しているが、2. で示したとおり事象発生後の1時間後にツインパワー弁を閉止することで、溢水量 (約98.3m³、床面からの高さ:0.14m^{*1}) は、余熱除去ポンプ及び関連計装品の機能喪失高さ (約624.5m³、床面からの高さ:0.83m) を下回り、健全側余熱除去ポンプの機能は喪失されない。</p> <p>(2)健全側余熱除去冷却器</p> <p>健全側余熱除去冷却器は原子炉補助建屋の T.P. 2.8m に設置されており、ISLOCA 発生後、他区画からの漏えい水に影響を受けない区画に設置されていることから、溢水による影響はない。なお、余熱除去冷却器は金属部品で構成されており、溢水の影響を受けることはない。</p> <p>(3)高圧注入ポンプ</p> <p>高圧注入ポンプは原子炉補助建屋の最下階である T.P. -1.7m に設置されており、ISLOCA 発生後、他区画から漏えい水が床ドレン配管を逆流し溢水してくると想定しているが、2. で示したとおりツインパワー弁を閉止することで、事象発生後の1時間後時点においても、溢水量 (約98.3m³、床面からの高</p>	<p>記載内容の相違</p> <p>記載内容の相違</p> <p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊では原子炉建屋でも漏えいが発生する <p>評価結果の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>記載方針の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

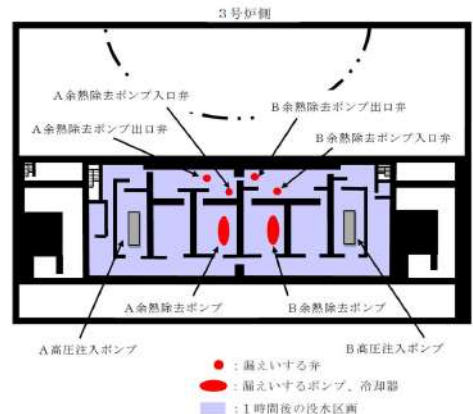

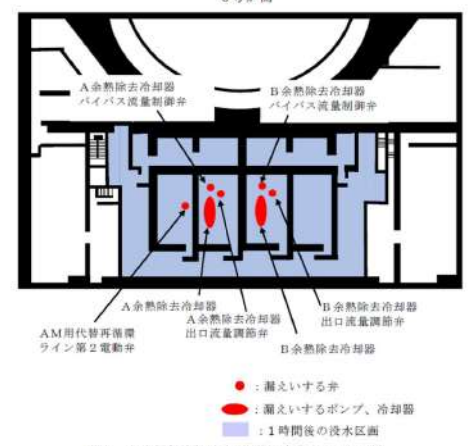

7.1.8 格納容器バイパス（添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>生の63分後時点においても、溢水量（約103.24m³、床面からの高さ：0.17m^{*1}）は高圧注入ポンプ及び関連計装品の機能喪失高さ（約214m³、床面からの高さ：0.351m^{*1}）を下回り、高圧注入ポンプの機能は喪失されない。</p> <p>(4)補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁 補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁は区画として分離されている非管理区域に設置されており、関連計装部品も含め漏えいの影響は無く、補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁の機能は維持される。</p> <p>(5)加圧器逃がし弁 加圧器逃がし弁は原子炉格納容器内に設置されているが、関連計装部品も含め、漏えい箇所である加圧器逃がしタンクと離れていることから、影響は少ない。</p> <p>(6)充てんポンプ 充てんポンプは区画として分離されている管理区域に設置されており、関連計装部品も含め漏えいの影響は無く、充てんポンプの機能は維持される。</p> <p>(7)ツインパワー弁 ツインパワー弁は金属部品で構成されており、溢水の影響を受けない。</p>	<p>さ：0.14m^{*1}）は、高圧注入ポンプ及び関連計装品の機能喪失高さ（約413.8m³、床面からの高さ：0.55m）を下回り、高圧注入ポンプの機能は喪失されない。</p> <p>(4) 補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁 補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁は区画として分離されている非管理区域に設置されており、関連計装品も含め漏えいの影響は無く、補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁の機能は維持される。</p> <p>(5) 加圧器逃がし弁 加圧器逃がし弁は原子炉格納容器内に設置されているが、関連計装部品も含め、漏えい箇所である加圧器逃がしタンクと離れていることから、影響は少ない。</p> <p>(6) 充てんポンプ 充てんポンプは原子炉補助建屋の T.P.10.3m に設置されており、ISLOCA 発生後、他区画からの漏えい水に影響を受けない区画（充てんポンプ室上層の中間床の溢水高さは、事故発生1時間で0.02mであり堰に留まる）に設置されていることから、溢水による影響は無く、充てんポンプの機能は維持される。</p> <p>(7) ツインパワー弁 事故発生から1時間後にツインパワー弁の閉操作が完了した場合、溢水高さは0.10m（床面からの高さ）であり、ツインパワー弁の駆動部の機能喪失高さ（床面からの高さ：1.69m（B系））を下回ることから、ツインパワー弁及びツインパワー装置の機能は維持される。</p> <p>(8) ツインパワー弁の操作場所 図4に示すとおり、ISLOCAにより漏えいが発生する機器は、ツインパワー装置操作フロアには存在せず、またツインパワー装置操作場所へアクセスするために通行する階段室及び通路部にも溢水はないことから、ツインパワー弁の操作性に影響はない。</p> <p>*1. 溢水量をポンプの土台面積等を除いた床面積で割った値</p>	<p>評価結果の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>記載方針の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																
<p>仮に7時間後まで隔離操作を実施しなかった場合の総漏えい量：約1,000m³</p> <p>原子炉周辺建屋 サンプタンク (容量：10m³)</p> <p>実機にて漏えいが想定される弁については炉心解析で用いた漏えい量を破断面積比で按分</p> <p><評価上の想定> ①各区分での漏えい量を求め、床ドレンへの漏えいを想定 (青色矢印) ②原子炉周辺建屋サンプタンクの滴水に伴い、床ドレンを逆流することでE.L.+3.5mのフロアが溢水することを想定 (赤色矢印)</p> <p>図2 溢水状況概要図</p>	<p>図2 溢水状況概要図</p> <p>表1 漏えい対象設備の設置場所</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>設置場所</th> <th colspan="2">漏えい対象設備</th> <th>漏えい面積 (inch²)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉補助建屋 (T.P. 10.3m (中間床)) 充てんポンプバルブ室</td> <td>図3</td> <td>プロセス弁 3V-RH-100</td> <td>0.02</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋 安全補機室 (T.P. 10.3m)</td> <td>図4</td> <td>プロセス弁 3V-RH-058A(B)</td> <td>0.05</td> </tr> <tr> <td>原子炉補助建屋 安全補機室 (T.P. 2.8m) 余熱除去冷却器室</td> <td>図6</td> <td>余熱除去冷却器</td> <td>0.07 (0.39[*])</td> </tr> <tr> <td>原子炉補助建屋 安全補機室 (T.P. 2.8m) 安全系バルブ室</td> <td>図6</td> <td>プロセス弁 3V-RH-005A(B) 3V-RH-016A(B) 3V-RH-023A(B) 3V-RH-055A(B) 3FCV-601 (611) 3HCV-603 (613) 3FCV-604 (614)</td> <td>0.10 0.08 0.04 0.05 0.02 0.01 0.01</td> </tr> <tr> <td>原子炉補助建屋 (T.P. 2.8m) 通路部</td> <td>図6</td> <td>計器入口弁 (計器本体を含む) 3FT-601 (611) 3FT-604 (614)</td> <td>0.04 0.04</td> </tr> <tr> <td>原子炉補助建屋 安全補機室 (T.P. -1.7m) 余熱除去ポンプ室</td> <td>図7</td> <td>余熱除去ポンプ</td> <td>0 (0.05[*])</td> </tr> <tr> <td>原子炉補助建屋 (T.P. -1.7m) 通路部</td> <td>図7</td> <td>計器入口弁 (計器本体を含む) 3PI-600 (610)</td> <td>0.03</td> </tr> </tbody> </table> <p>* 有効性評価における解析条件</p>	設置場所	漏えい対象設備		漏えい面積 (inch ²)	原子炉補助建屋 (T.P. 10.3m (中間床)) 充てんポンプバルブ室	図3	プロセス弁 3V-RH-100	0.02	原子炉建屋 安全補機室 (T.P. 10.3m)	図4	プロセス弁 3V-RH-058A(B)	0.05	原子炉補助建屋 安全補機室 (T.P. 2.8m) 余熱除去冷却器室	図6	余熱除去冷却器	0.07 (0.39 [*])	原子炉補助建屋 安全補機室 (T.P. 2.8m) 安全系バルブ室	図6	プロセス弁 3V-RH-005A(B) 3V-RH-016A(B) 3V-RH-023A(B) 3V-RH-055A(B) 3FCV-601 (611) 3HCV-603 (613) 3FCV-604 (614)	0.10 0.08 0.04 0.05 0.02 0.01 0.01	原子炉補助建屋 (T.P. 2.8m) 通路部	図6	計器入口弁 (計器本体を含む) 3FT-601 (611) 3FT-604 (614)	0.04 0.04	原子炉補助建屋 安全補機室 (T.P. -1.7m) 余熱除去ポンプ室	図7	余熱除去ポンプ	0 (0.05 [*])	原子炉補助建屋 (T.P. -1.7m) 通路部	図7	計器入口弁 (計器本体を含む) 3PI-600 (610)	0.03	<p>記載内容の相違</p>
設置場所	漏えい対象設備		漏えい面積 (inch ²)																															
原子炉補助建屋 (T.P. 10.3m (中間床)) 充てんポンプバルブ室	図3	プロセス弁 3V-RH-100	0.02																															
原子炉建屋 安全補機室 (T.P. 10.3m)	図4	プロセス弁 3V-RH-058A(B)	0.05																															
原子炉補助建屋 安全補機室 (T.P. 2.8m) 余熱除去冷却器室	図6	余熱除去冷却器	0.07 (0.39 [*])																															
原子炉補助建屋 安全補機室 (T.P. 2.8m) 安全系バルブ室	図6	プロセス弁 3V-RH-005A(B) 3V-RH-016A(B) 3V-RH-023A(B) 3V-RH-055A(B) 3FCV-601 (611) 3HCV-603 (613) 3FCV-604 (614)	0.10 0.08 0.04 0.05 0.02 0.01 0.01																															
原子炉補助建屋 (T.P. 2.8m) 通路部	図6	計器入口弁 (計器本体を含む) 3FT-601 (611) 3FT-604 (614)	0.04 0.04																															
原子炉補助建屋 安全補機室 (T.P. -1.7m) 余熱除去ポンプ室	図7	余熱除去ポンプ	0 (0.05 [*])																															
原子炉補助建屋 (T.P. -1.7m) 通路部	図7	計器入口弁 (計器本体を含む) 3PI-600 (610)	0.03																															

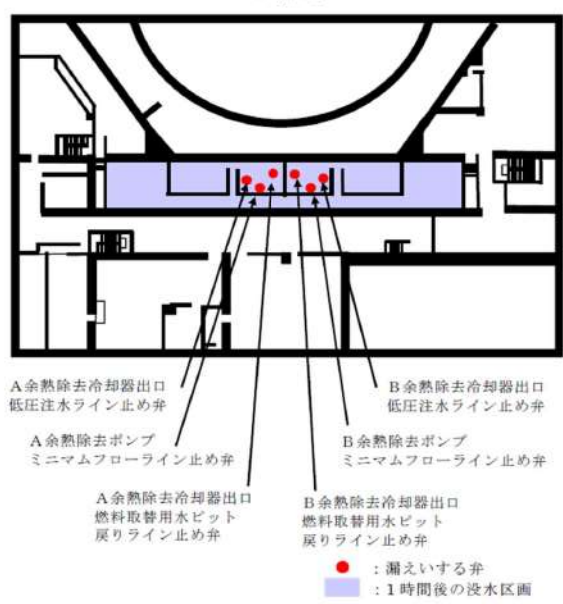
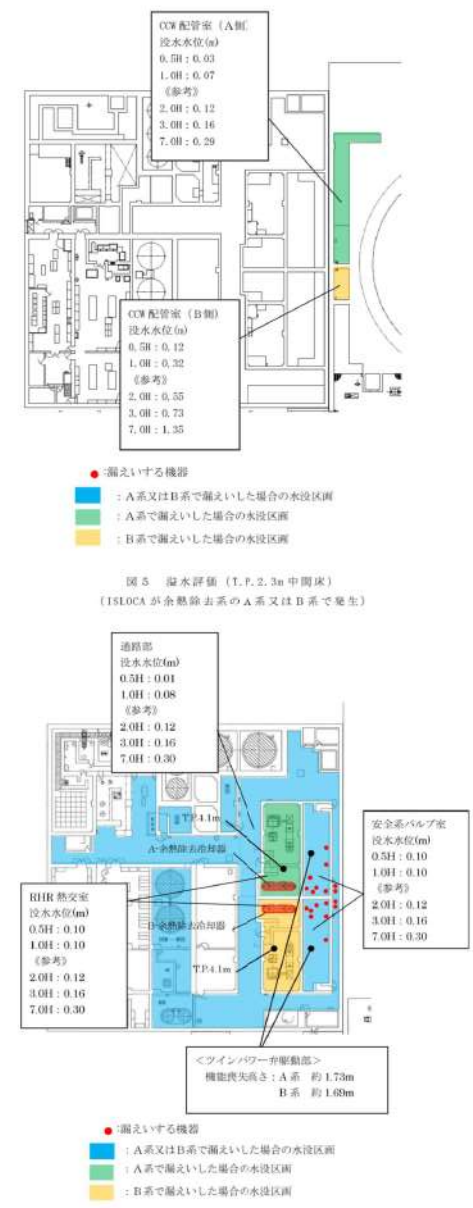
赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>図3 浸水評価結果 (原子炉周辺建屋 E.L.+3.5m)</p>	 <p>図3 浸水評価 (T.P. 10.3m 中間床) (ISLOCAが余熱除去系のB系で発生)</p>	
<p><評価結果> 最下層フロアであるE.L.+3.5mにおいて、1時間後の没水水位は約0.17mとなる。 (漏えい水量/床面積より求めた値)</p>		<p>記載方針の相違 ・泊は文中に記載</p>
 <p>図4 浸水評価結果 (原子炉周辺建屋 E.L.+10.0m)</p>	 <p>図4 浸水評価 (T.P. 10.3m) (ISLOCAが余熱除去系のA系又はB系で発生)</p>	
<p><評価結果> 原子炉周辺建屋 E.L.+10.0m において発生した漏えいについては、一部は発生区画内に滞留するものの、多くはドレン配管を通して下層のE.L.+3.5mに伝播する。</p>		<p>記載方針の相違 ・泊は文中に記載</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.1.8 格納容器バイパス (添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について)

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(伝播した漏れい水は E.L. +3.5m で発生した漏れい水量に加算し、E.L. +3.5m の没水水位を算出している。)</p>  <p>図5 溢水評価結果 (原子炉周辺建屋 E.L. +17.1m)</p> <p><評価結果> 原子炉周辺建屋 E.L. +17.1m で発生した漏れいについては、ドレン配管を通して最終的には下層の E.L. +3.5m に伝播する。 (伝播した漏れい水は E.L. +3.5m で発生した漏れい水量に加算し、E.L. +3.5m の没水水位を算出している。)</p>	 <p>図5 溢水評価 (T.P.2.3m 中間床) (ISLOCA が余熱除去系の A 系又は B 系で発生)</p> <p>図6 溢水評価 (T.P.2.8m) (ISLOCA が余熱除去系の A 又は B 系で発生)</p> <p>記載方針の相違 ・ 洩は文中に記載</p>	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.1.8 格納容器バイパス (添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について)

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>最下層滞留水 (溢水高さ)</p> <p>0.5H: 36.4 m³ (0.05 m) 1.0H: 98.3 m³ (0.14 m) 《参考》 2.0H: 171.2 m³ (0.23 m) 3.0H: 226.9 m³ (0.38 m) 7.0H: 419.8 m³ (0.56 m)</p> <p><健全側余熱除去ポンプ> 機能喪失滞留水量: 約 624.5 m³ 機能喪失高さ: 約 0.83 m 管理区域床面積*: 約 752.5 m² *: 溢水評価の観点から保守的に階投室や機械基礎の面積を含めていない</p> <p><高圧注入ポンプ> 機能喪失滞留水量: 約 248.3 m³ 機能喪失高さ: 約 0.33 m 管理区域床面積*: 約 752.5 m² *: 溢水評価の観点から保守的に階投室や機械基礎の面積を含めていない</p> <p>●: 漏えいする機器</p> <p>■: A系又はB系で漏えいした場合の水没区画 ■: A系で漏えいした場合の水没区画 ■: B系で漏えいした場合の水没区画</p>	

図7 溢水評価 (T.P.-1.7m) (ISLOCAが余熱除去系のA系又はB系で発生)

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.1.8 格納容器バイパス (添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について)

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">別紙-2</p> <p style="text-align: center;">ISLOCA 時の雰囲気温度評価</p> <p>1. 評価条件 安全補機室内における雰囲気温度については、別紙-1 で述べた各区画の漏えい量データを用いて、解析コードGOTHICにより解析評価を実施した。 解析は、ISLOCA 時に機能維持が必要な各機器の雰囲気温度評価を実施するため、漏えい水及び蒸気が発生したその階に滞留するものと仮定した評価（以下「多ノード評価」という。）と、安全補機室全体を1区画として漏えいが生じる区画とその他の区画の雰囲気が瞬時に混合すると仮定した評価（以下「1ノード評価」という。）を実施した。漏えいが生じる区画の温度評価、漏えいが生じない区画の温度評価については、その区画の温度を高めに評価するよう、前者では多ノード評価を、後者では1ノード評価を用いて評価を実施した。</p> <p>【評価条件】(図1参照)</p> <ul style="list-style-type: none"> 安全補機室内の機器はA系とB系で独立するように配置されているとともに、区画構造もA系とB系でほぼ同じである。本評価では、漏えいが余熱除去系のA系で発生するものと仮定する。 ツインパワー弁の閉操作が完了する事象発生から1時間後まで、漏えいは継続するものとする。 コンクリート壁をヒートシンクとして考慮する。 漏えい発生区画の温度評価では、漏えい水及び蒸気は発生した階に滞留するものとする。 	<p style="text-align: right;">別紙-2</p> <p style="text-align: center;">ISLOCA 時の雰囲気温度の影響検討</p> <p>ISLOCA 発生時には、事象収束及び長期冷却継続のため、高圧注入ポンプ、主蒸気逃がし弁、補助給水ポンプ、加圧器逃がし弁、充てんポンプ、健全側余熱除去ポンプ、健全側余熱除去冷却器、ツインパワー弁及びツインパワー装置の機能に期待している。このため、ISLOCA 発生時の雰囲気温度評価を行い、必要な対応操作の成立性及び関連計装品も含めた各機器の機能維持に関し以下のとおり確認した。</p> <p>1. 検討対象エリアにおける雰囲気温度の設定方法 ISLOCA 時に機能維持が必要な機器の雰囲気温度については、溢水及び蒸気の影響を考慮して以下のとおり設定する。</p> <ol style="list-style-type: none"> 多ノード評価（安全補機室） 漏えい水及び蒸気が発生したその階に滞留するものと仮定した評価。 1ノード評価（安全補機室） 漏えいが生じる区画の高温雰囲気が開口部を通じて漏えいが発生しないエリアに流入することを想定し、安全補機室全体を1区画として漏えいが生じる区画とその他の区画の雰囲気が瞬時に混合すると仮定した評価。 多ノード評価（原子炉補助建屋） 原子炉補助建屋内の下階層等で発生する蒸気が機器の設置場所に流入すると仮定した評価。 その他（個別整理） 原子炉補助建屋以外の漏えい水及び蒸気の影響を受けにくいと考えられる場所に設置されている機器については、解析評価対象外とし、個別に整理を行う。 ※安全補機室について、一部のエリアでは多ノード評価と1ノード評価が重複する <p>2. 雰囲気温度の解析評価 安全補機室内及び原子炉補助建屋内における雰囲気温度については、別紙-1 で述べた各区画の漏えい面積に基づいて按分した、有効性評価から得られた余熱除去系機器等からの漏えい量及びエンタルピを用いて、解析コードGOTHICにより解析評価を実施した。安全補機室内における雰囲気温度評価条件は以下のとおり。なお、原子炉補助建屋内における雰囲気温度評価については別添-3に述べる。</p> <p>【評価条件】(図1、図2参照)</p> <ul style="list-style-type: none"> 安全補機室内の機器はA系とB系で独立するように配置されているとともに、区画構造もA系とB系でほぼ同じである。本評価では、漏えいが余熱除去系のA系で発生するものと仮定する。 ツインパワー弁の閉操作が完了する事象発生から1時間後まで、漏えいは継続するものとする。 コンクリート壁をヒートシンクとして考慮する。 漏えい発生区画の温度評価では、漏えい水及び蒸気は発生した階に滞留するものとする。 	<p>記載方針の相違 ・本資料の位置づけをより明確にするために記載</p> <p>記載方針の相違 ・温度評価を行う上での設定方法と解析評価条件を別項目として整理</p> <p>記載内容の相違 ・解析における漏えい量の取扱について記載</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.8 格納容器バイパス（添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>・1ノード評価では、安全補機室全体を1区画として、漏えいが生じる区画とその他の区画の雰囲気が一瞬時に混合すると仮定する。</p> <p>2. 雰囲気温度評価結果</p> <p>(1)健全側余熱除去ポンプ</p> <p>健全側余熱除去ポンプは原子炉周辺建屋の最下階である E.L. +3.5m に設置されており、ISLOCA 発生初期には高温の水及び蒸気の漏えいに伴い、原子炉周辺建屋 E.L. +3.5m 区画の雰囲気温度は約 89℃まで上昇するが、「2. 余熱除去系からの漏えい箇所及び漏えい量」で示したとおりツインパワー弁を閉止することにより低下する。余熱除去ポンプ及び関連計装品について、雰囲気温度に対し機能維持されることを確認している。なお、ポンプ本体には、低温の原子炉補機冷却水が通水されており、ポンプ運転中、メカニカルシール及び軸受部の冷却がなされることから問題とはならない。</p> <p>(2)健全側余熱除去冷却器</p> <p>健全側余熱除去冷却器は原子炉周辺建屋の E.L. +10.0m に設置されており、ISLOCA 発生後、他区画の漏えい水が健全側余熱除去冷却器が設置されている区画の堰の高さを上回り溢水することで、当該区画の雰囲気温度は上昇するが、余熱除去冷却器は金属部品で構成されており、溢水の影響を受けることはない。</p> <p>(3)高圧注入ポンプ</p> <p>高圧注入ポンプは原子炉周辺建屋の最下階である E.L. +3.5m に設置されており、ISLOCA 発生初期には高温の水及び蒸気の漏えいに伴い、原子炉周辺建屋 E.L. +3.5m 区画の雰囲気温度は約 89℃まで上昇するが、「2. 余熱除去系からの漏えい箇所及び漏えい量」で示したとおりツインパワー弁を閉止することにより低下する。高圧注入ポンプ及び関連計装品について、雰囲気温度に対し機能維持されることを確認している。なお、ポンプ本体には、低温の原子炉補機冷却水が通水されており、ポンプ運転中、メカニカルシール及び軸受部の冷却がなされることから問題とはならない。</p> <p>(4)補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁</p> <p>補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁は区画として分離されている非管理区域に設置されており、関連計装部品も含め漏えいの影響は無く、補助給水ポンプ等の機能は維持される。</p> <p>(5)加圧器逃がし弁</p> <p>加圧器逃がし弁は原子炉格納容器内に設置されているが、関連計装部品も含め、漏えい箇所である加圧器逃がしタンクと離れていることから、影響は少ない。</p>	<p>・1ノード評価では、安全補機室全体を1区画として、漏えいが生じる区画とその他の区画の雰囲気が瞬時に混合すると仮定し、雰囲気温度は最大で 112℃まで上昇する。</p> <p>・安全補機室内の各機器の評価に使用する雰囲気温度については、多ノード評価結果及び1ノード評価結果のうち、より厳しい条件となるものを使用する。</p> <p>3. 検討結果</p> <p>(1)健全側余熱除去ポンプ（1ノード評価（安全補機室））</p> <p>健全側余熱除去ポンプは原子炉補助建屋の最下階である T.P. -1.7m に設置されており、ISLOCA 発生初期には高温の水及び蒸気の漏えいに伴い、原子炉補助建屋 T.P. -1.7m の区画の雰囲気温度は約 112℃まで上昇するが、「2. 余熱除去系からの漏えい箇所及び漏えい量」で示したとおりツインパワー弁を閉止することにより低下する。余熱除去ポンプ及び関連計装品について、雰囲気温度に対し機能維持されることを確認している。なお、ポンプ本体には、低温の原子炉補機冷却水が通水されており、ポンプ運転中、メカニカルシール及び軸受部の冷却がなされることから問題とはならない。（図3参照）</p> <p>(2)健全側余熱除去冷却器（1ノード評価（安全補機室））</p> <p>健全側余熱除去冷却器は原子炉補助建屋の T.P. 2.8m に設置されており、ISLOCA 発生後、他区画からの高温の水及び蒸気の漏えいに伴い、原子炉補助建屋 T.P. 2.8m の区画の雰囲気温度は約 112℃まで上昇するが、余熱除去冷却器は金属部品で構成されており、雰囲気温度に対して問題とはならない。（図3参照）</p> <p>(3)高圧注入ポンプ（1ノード評価（安全補機室））</p> <p>高圧注入ポンプは原子炉補助建屋の最下階である T.P. -1.7m に設置されており、ISLOCA 発生初期には、高温の水及び蒸気の漏えいに伴い、原子炉補助建屋 T.P. -1.7m の区画の雰囲気温度は約 112℃まで上昇するが、「2. 余熱除去系からの漏えい箇所及び漏えい量」で示したとおりツインパワー弁を閉止することにより低下する。高圧注入ポンプ及び関連計装品について、雰囲気温度に対し機能維持されることを確認している。なお、ポンプ本体には、低温の原子炉補機冷却水が通水されており、ポンプ運転中、メカニカルシール及び軸受部の冷却がなされることから問題とはならない。（図3参照）</p> <p>(4)補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁（その他）</p> <p>補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁は区画として分離されている非管理区域に設置されており、関連計装部品も含め漏えいの影響は無く、補助給水ポンプ等の機能は維持される。</p> <p>(5)加圧器逃がし弁（その他）</p> <p>加圧器逃がし弁は原子炉格納容器内に設置されているが、関連計装部品も含め、漏えい箇所である加圧器逃がしタンクと離れていることから、影響は少ない。また、ISLOCA 発生時よりも原子炉格納容器内の環境が厳しくなる「7.2.1.2 格納容器過温破損」の添付資料 7.2.1.2.2 「全交流動力電源喪失+補助給水失敗」における原子炉冷却材圧力バウンダリから現実的な漏えいを想定した場合の事象進展</p>	<p>評価結果の相違</p> <p>設計の相違</p> <p>記載方針の相違 ・加圧器逃がし弁の健全性に関して</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.1.8 格納容器バイパス (添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について)

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(6) 充てんポンプ 充てんポンプは区画として分離されている管理区域に設置されており、関連計装部品も含め漏えいの影響は無く、充てんポンプの機能は維持される。</p> <p>(7) ツインパワー弁 ツインパワー弁が設置されている区画については ISLOCA に伴う高温の蒸気漏えいにより最高で約 118℃の温度環境に曝されるものの、ツインパワー弁の閉止後は雰囲気温度は低下する。なお、ツインパワー弁は金属部品で構成されており、漏えい蒸気による建屋内雰囲気温度上昇の影響を受けない。</p>	<p>について」において、加圧器逃がし弁に高温蒸気が流入する場合の影響を評価しており、当該弁及び当該弁の付属品の健全性を確認している。</p> <p>(6) 充てんポンプ (多ノード評価 (原子炉補助建屋)) 充てんポンプは原子炉補助建屋 T.P. 10. 3m に設置されており、ISLOCA 発生後、原子炉補助建屋内の蒸気による充てんポンプ室の雰囲気温度は最大で約 44℃であるため、充てんポンプの機能は維持される。(別添-3 参照)</p> <p>(7) ツインパワー弁 (多ノード評価 (安全補機室)) ISLOCA 発生初期には、高温の水及び蒸気の漏えいに伴い、ツインパワー弁が設置された原子炉補助建屋 T.P. 2. 8m の区画の雰囲気温度は約 163℃まで上昇するが、当該弁の材質は SUS316 系であり耐熱性に優れ、かつ設計温度 200℃であるため問題とはならない。また、コンクリート壁のヒートシンクの効果及び事象発生から 1 時間後のツインパワー弁閉止完了以降は低下傾向となる。(図 4 参照) なお、ツインパワー弁駆動部は蒸気試験により閉止操作時において機能維持されることを確認している。(別添-1 参照) また、ツインパワー弁は手動弁と同様に機械的に閉状態が保持されるとともに、弁閉止後のツインパワー弁の内部流体は最高使用圧力/温度条件以下であることから、弁閉止後の健全性(閉止状態の維持)に問題はない。</p> <p>(8) ツインパワー弁の操作場所 (多ノード評価 (原子炉補助建屋)) ツインパワー弁操作場所は原子炉補助建屋 T.P. 10. 3m であり、ISLOCA 発生後、原子炉補助建屋内の蒸気によるツインパワー弁操作場所及びアクセスルートの雰囲気温度は最大で約 45℃であるため、アクセスに支障はなく、操作可能である。(別添-3 参照)</p>	<p>はより条件の厳しい過温破損で健全性を確認済みの旨追記</p> <p>設計の相違</p> <p>設計の相違 ・泊はツインパワー弁の操作場所が管理区域内であるためGOHIC評価を実施し雰囲気温度の上昇がわずかであることを確認している</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.1.8 格納容器バイパス (添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について)

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図1 雰囲気温度評価の概念図</p>	<p>図1 雰囲気温度評価の概念図</p> <p>多ノード評価 (赤)</p> <p>1ノード評価 (青)</p> <p>漏えいが生じる区画の温度評価</p> <ul style="list-style-type: none"> ・漏えいが生じる区画ごとにモデル化 ・S信号発信後の安全補機室冷却系の運転は考慮しない <p>*1 安全補機室外区画</p> <p>漏えい蒸気が安全補機室内で混合、及び凝縮水の下部サンプルからの逆流により悪化する区画の温度評価</p> <ul style="list-style-type: none"> ・全体を1ノードでモデル化 (漏えいが生じる区画と、それ以外の区画の雰囲気が瞬時に混合すると仮定) 	<p>相違理由</p>

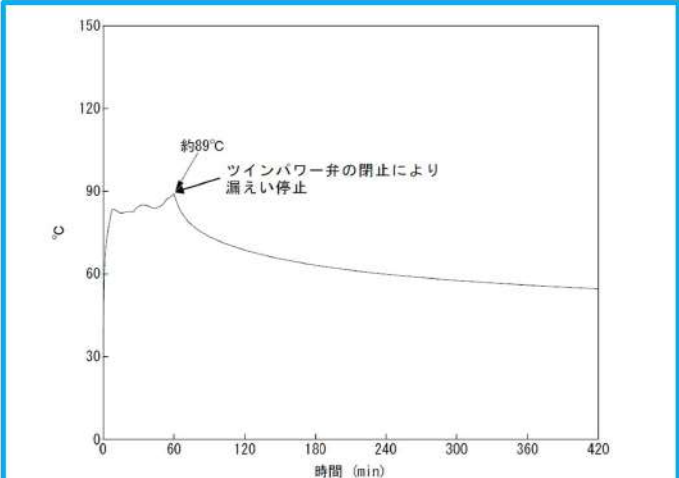
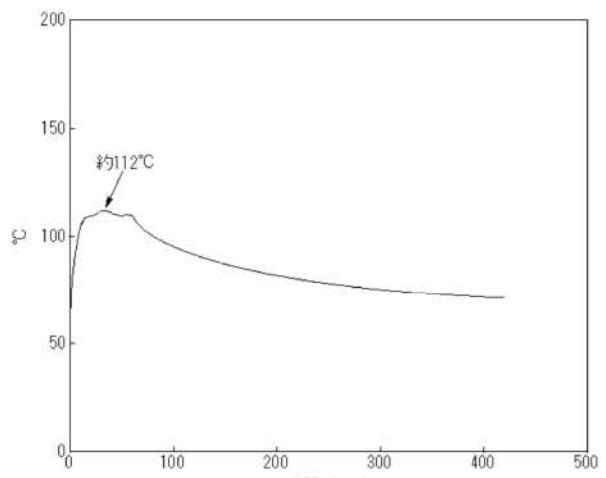
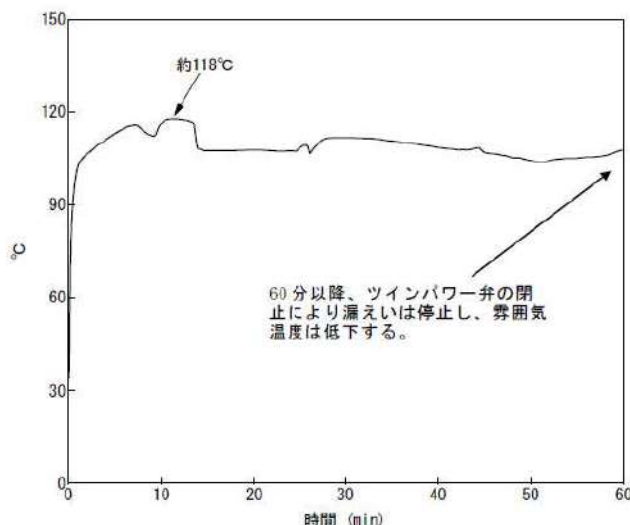
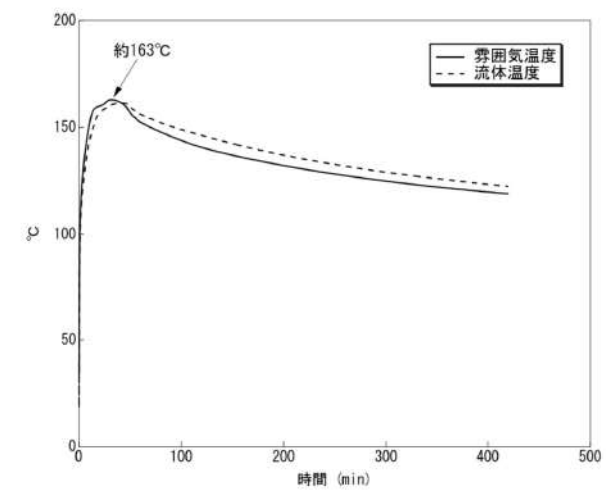
泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.1.8 格納容器バイパス (添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について)

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="271 183 934 620" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="235 670 949 699" data-label="Caption"> <p>図3 多ノード評価におけるノーディング図 (E.L.+3.5m) (A系の漏えいを想定)</p> </div> <div data-bbox="284 748 904 777" data-label="Text"> <p>枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。</p> </div>	<div data-bbox="1196 196 1756 711" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1388 729 1601 753" data-label="Caption"> <p>図2 (1/2) 解析モデル</p> </div> <div data-bbox="1294 798 1697 820" data-label="Text"> <p>枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p> </div> <div data-bbox="1202 825 1744 1342" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1384 1347 1574 1369" data-label="Caption"> <p>図2 (2/2) 解析モデル</p> </div> <div data-bbox="1285 1407 1644 1430" data-label="Text"> <p>枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p> </div>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">【比較のため掲載順を入れ替えた】</p>  <p style="text-align: center;">図2 建屋内雰囲気温度評価結果（1ノード評価）</p>	 <p style="text-align: center;">図3 温度評価結果（1ノード評価）</p>	
 <p style="text-align: center;">図4 多ノード評価における区画⑩の温度評価結果</p>	 <p style="text-align: center;">図4 温度評価結果（ツインパワー弁設置区画（T.P.2.8m））</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.8 格納容器バイパス (添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について)

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">別添-1</p> <p style="text-align: center;">ISLOCA 時におけるツインパワー弁の健全性について</p> <p>ツインパワー弁が確実に動作することについては、以下のとおり設計段階でツインパワー弁の操作に必要なトルクを確保できるように設計し、現地据付完了後において通常状態で弁が円滑に開閉操作できることを確認する。また、高温蒸気雰囲気下においてツインパワー弁が開閉できることを試験により確認する。</p> <p>1. 設計段階及び現地据付完了後の確認</p> <p>ツインパワー弁の動作原理は圧縮空気が低ひん度単動形 4 ポート空気式切換弁を介してエアモータに供給され、エアモータのピストン運動によりツインパワーアクチュエータへトルクが伝達されることで、ツインパワー弁を開閉操作する。ツインパワー弁の開操作に必要なトルク 36N・m 以上になるように圧縮空気の設計を行い、現地据付完了後、弁が円滑に閉操作できることを確認している。(ポンペ操作完了から 20 分で閉止可能)</p> <p>2. ISLOCA 発生時の温度環境下における駆動部構成品の健全性</p> <p>ツインパワー弁の構成部品は図 1 から図 7 に示すとおり、金属材料と高分子材料 (O リング等の NBR 製品、オイルシール、樹脂類) で作られている。ツインパワー弁の構成部品は、ISLOCA に伴う高温の蒸気漏えいにより、最高で約 118℃ の温度環境に曝される。</p> <p>金属材料については、ISLOCA 発生時の温度環境において著しい変形や化学反応による非可逆的な変化はなく、また、ツインパワー弁の開操作を行なう事象発生から 1 時間後以降、雰囲気温度は低下することから動作に大きな影響はないと考えられるが、次項にて試験的に確認を実施することとする。</p>	<p style="text-align: center;">別添-1</p> <p style="text-align: center;">ISLOCA 時におけるツインパワー弁の健全性について</p> <p>ツインパワー弁が確実に動作することについては、以下のとおり設計段階でツインパワー弁の操作に必要なトルクを確保できるように設計し、現地据付完了後において通常状態で弁が円滑に開閉操作できることを確認する。また、高温蒸気雰囲気下においてツインパワー弁が開閉できることを試験により確認する。</p> <p>1. 設計段階及び現地据付完了後の確認</p> <p>ツインパワー弁の動作原理は圧縮空気が低ひん度単動形 4 ポート空気式切換弁を介してエアモータに供給され、エアモータのピストン運動によりツインパワーアクチュエータへトルクが伝達されることで、ツインパワー弁を開閉操作する。ツインパワー弁の開操作に必要なトルク 29N・m 以上になるように圧縮空気の設計を行い、現地据付完了後、弁が円滑に閉操作できることを確認している。(ポンペ操作完了から 13 分で閉止可能)</p> <div data-bbox="1227 689 1765 986" data-label="Diagram"> </div> <p style="text-align: center;">図 1 ツインパワー弁及び操作場所の概念図</p> <p>2. ISLOCA 発生時の温度環境下における駆動部構成品の健全性</p> <p>ツインパワー弁の構成部品は図 2 から図 7 に示すとおり、金属材料と高分子材料 (O リング、オイルシール、樹脂類) で作られている。また、図に示す構成部品以外には駆動用の空気を供給する銅管がある。ツインパワー弁の構成部品は、ISLOCA に伴う高温の蒸気漏えいにより、最高で 163℃ の温度環境に曝される。</p> <p>金属材料については、ISLOCA 発生時の温度環境において著しい変形や化学反応による非可逆的な変化はなく、また、ツインパワー弁の開操作を行う事象発生から 1 時間後以降、雰囲気温度は低下することから動作に大きな影響はないと考えられるが、次項にて試験的に確認を実施することとする。</p>	<p>設備の相違</p> <p>評価結果の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.8 格納容器バイパス（添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="331 220 842 499" style="border: 1px solid black; width: 228px; height: 175px; margin-bottom: 20px;"></div> <div data-bbox="472 501 696 521" style="font-size: small;">図1 ツインパワーアクチュエータ構造図</div> <div data-bbox="277 560 922 1051" style="border: 1px solid black; width: 288px; height: 308px; margin-bottom: 20px;"></div> <div data-bbox="510 1070 680 1093" style="font-size: small;">図2 エアモータ構造図</div>	<div data-bbox="1252 248 1830 536" style="border: 1px solid black; width: 258px; height: 180px; margin-bottom: 20px;"></div> <div data-bbox="1377 553 1695 576" style="font-size: small;">図2 ツインパワーアクチュエータ構造図</div> <div data-bbox="1214 585 1841 1035" style="border: 1px solid black; width: 280px; height: 282px; margin-bottom: 20px;"></div> <div data-bbox="1422 1061 1628 1083" style="font-size: small;">図3 エアモータ構造図</div>	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表


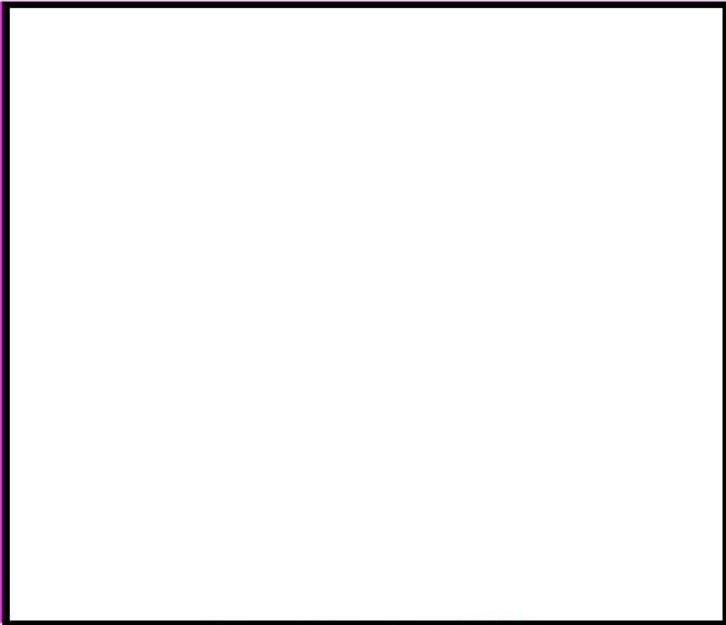


赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.8 格納容器バイパス（添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="174 183 1008 459" style="border: 2px solid black; height: 173px; width: 372px;"></div> <p data-bbox="421 499 775 523">図3 オペレーティングシリンダー構造図</p> <div data-bbox="217 577 972 1062" style="border: 2px solid black; height: 304px; width: 337px;"></div> <p data-bbox="456 1091 763 1115">図4 空気式リミットスイッチ構造図</p> <div data-bbox="286 1157 904 1182" style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> <p>枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。</p> </div>	<div data-bbox="1104 209 1933 488" style="border: 2px solid black; height: 175px; width: 370px;"></div> <p data-bbox="1308 531 1715 555">図4 オペレーティングシリンダー構造図</p> <div data-bbox="1364 568 1946 596" style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> <p>枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p> </div> <div data-bbox="1088 673 1910 1177" style="border: 2px solid black; height: 316px; width: 367px;"></div> <p data-bbox="1303 1208 1688 1232">図5 空気式リミットスイッチ構造図</p> <div data-bbox="1312 1265 1895 1294" style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> <p>枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p> </div>	

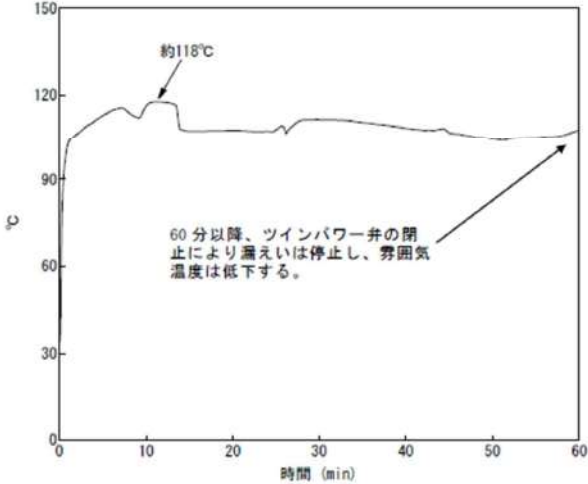
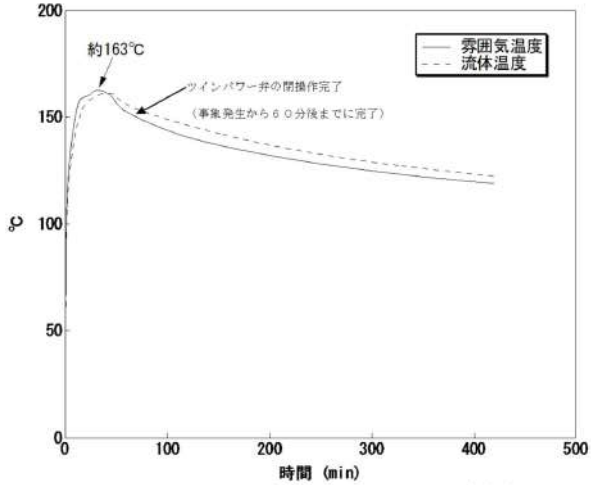
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.8 格納容器バイパス (添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について)

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		
<p>図5 コントロールバルブ構造図</p>	<p>図6 コントロールバルブ構造図</p>	
		
<p>図6 低ひん度単動形4ポート空気式切換弁構造図</p>	<p>図7 低ひん度単動形4ポート空気式切換弁構造図</p>	
<p>枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。</p>	<p>枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.8 格納容器バイパス (添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について)

大飯発電所 3 / 4号炉	泊発電所 3号炉	相違理由
<div data-bbox="288 177 904 560" style="border: 2px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <p data-bbox="465 584 736 603">図7 オペレーティングシリンダー構造図</p>  <p data-bbox="465 1161 757 1181">図8 建屋内雰囲気温度評価結果</p> <div data-bbox="288 1225 904 1252" style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> <p>枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。</p> </div>	 <p data-bbox="1375 1174 1738 1193">図8 ISLOCA時のツインパワー弁の環境条件</p>	<p data-bbox="1973 240 2063 260">設計の相違</p>

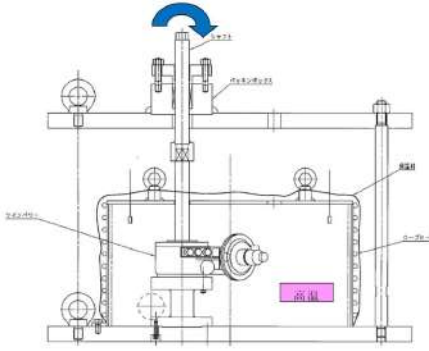
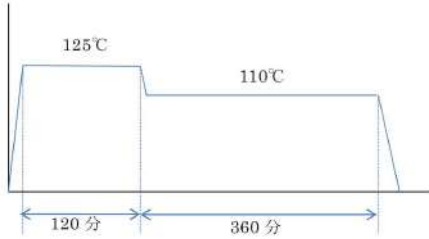
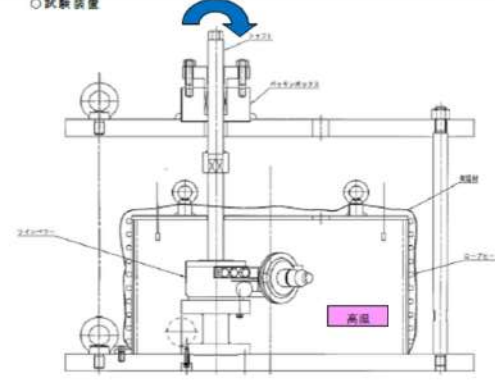
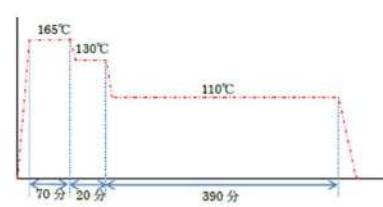
泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.8 格納容器バイパス（添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3. 試験による確認</p> <p>ISLOCA 発生時においても、ツインパワー弁の動作は確保できると考えられるが、念のため、次に示すとおり、蒸気曝露試験及び高温試験を組み合わせることで ISLOCA に伴う高温の蒸気雰囲気模擬し、ツインパワー弁が ISLOCA 発生時に確実に動作することを確認した。</p> <p>3.1 蒸気曝露試験</p> <p><試験内容></p> <p>ツインパワー弁の構成部品を試験装置内に設置し、最高 125℃以上の蒸気雰囲気中で 8 時間^{*1}保持した後、試験装置から取り出し常温まで冷えた状態で、規定の負荷に対して円滑に動作することを確認する。また、外観観察を行い、動作に影響を及ぼすような過大な変形、割れ等がないことを確認する。</p> <p>※1：ISLOCA 発生時の温度履歴以上に保持する。8 時間は ISLOCA の有効性評価で想定した事象発生からツインパワー弁閉止完了までの時間である 1 時間を越えるものとして設定している。</p> <p>3.2 高温試験</p> <p><試験内容></p> <p>ツインパワー弁の構成部品について 3.1 の蒸気試験に供した後、手入れをせずに高温試験を実施する。ツインパワー弁の構成部品を加熱容器内に収納し、最高 125℃以上の高温雰囲気中で計 8 時間^{*2}保持する。保持開始 1 時間後^{*3}から、1 時間ごとに高温状態でツインパワー弁が規定の負荷に対して円滑に動作することを確認する。また、高温雰囲気中で 8 時間保持後、外観観察を行い、動作に影響を及ぼすような過大な変形、割れ等がないことを確認する。</p> <p>※2：ISLOCA 発生時の温度履歴以上に保持する。8 時間は ISLOCA の有効性評価で想定した事象発生からツインパワー弁閉操作完了までの時間である 1 時間を越えるものとして設定している。</p> <p>※3：2 次冷却系強制冷却、減圧操作により、1 次冷却系の圧力が十分低下し、ツインパワー弁の閉操作が可能な時間。</p>	<p>3. 試験による確認</p> <p>ISLOCA 発生時においても、ツインパワー弁の動作は確保できると考えられるが、念のため、次に示すとおり、蒸気曝露試験及び高温試験を組み合わせることで ISLOCA に伴う高温の蒸気雰囲気模擬し、ツインパワー弁が ISLOCA 発生時に確実に動作することを確認した。</p> <p>3.1 蒸気曝露試験</p> <p><試験内容></p> <p>ツインパワー弁の構成部品を試験装置内に設置し、最高 165℃以上の蒸気雰囲気中で 8 時間^{*1}保持した後、試験装置から取り出し常温まで冷えた状態で、規定の負荷に対して円滑に動作することを確認する。また、外観観察を行い、動作に影響を及ぼすような過大な変形、割れ等がないことを確認する。</p> <p>※1：ISLOCA 発生時の温度履歴以上に保持する。8 時間は ISLOCA の有効性評価で想定した事象発生からツインパワー弁閉止完了までの時間である 1 時間を越えるものとして設定している。</p> <p>3.2 高温試験</p> <p><試験内容></p> <p>ツインパワー弁の構成部品について 3.1 の蒸気試験に供した後、手入れをせずに高温試験を実施する。ツインパワー弁の構成部品を加熱容器内に収納し、最高 165℃以上の高温雰囲気中で計 8 時間^{*2}保持する。保持開始 1 時間後^{*3}から、1 時間ごとに高温状態でツインパワー弁が規定の負荷に対して円滑に動作することを確認する。また、高温雰囲気中で 8 時間保持後、外観観察を行い、動作に影響を及ぼすような過大な変形、割れ等がないことを確認する。</p> <p>※2：ISLOCA 発生時の温度履歴以上に保持する。8 時間は ISLOCA の有効性評価で想定した事象発生からツインパワー弁閉操作完了までの時間である 1 時間を越えるものとして設定している。</p> <p>※3：2 次冷却系強制冷却、減圧操作により、1 次冷却系の圧力が十分低下し、ツインパワー弁の閉操作が可能な時間。</p>	<p>評価結果の相違</p> <p>評価結果の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

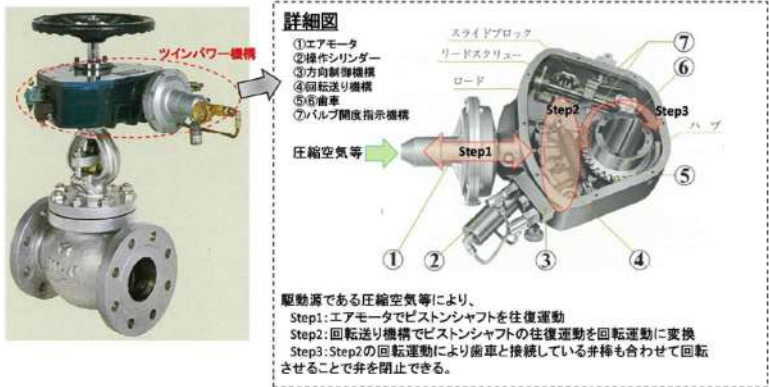
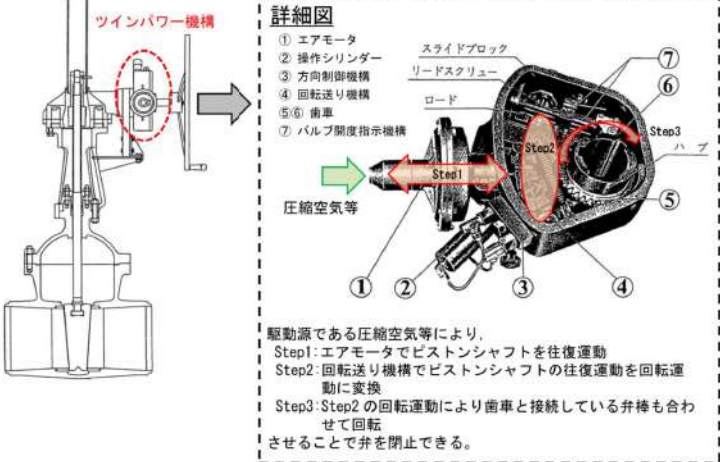
大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>○試験装置</p>  <p>図9 試験装置概要</p>  <p>図10 試験時温度条件</p> <p>3.3 試験結果</p> <p>ISLOCA 発生時の環境条件を模擬し、蒸気曝露試験及び高温試験を行った結果、ISLOCA 時においてもツインパワー弁の動作は可能であることを確認した。</p> <p>各試験結果について以下に示す。</p> <p>【蒸気曝露試験】</p> <p>8時間蒸気雰囲気保持後に動作確認したところ、規定の負荷に対して円滑に動作した。また、外観観察においても動作に影響を及ぼすような過大な変形、割れ等はなかった。試験前後におけるツインパワー本体の外観及び内部の状況を図11に示す。</p> <p>【高温試験】</p> <p>温度保持開始1時間後から1時間ごとに高温状態で動作確認したところ、規定の負荷に対して円滑に動作した。また、外観観察においても動作に影響を及ぼすような過大な変形、割れ等はなかった。試験前後におけるツインパワー本体の外観及び内部の状況を図11に示す。</p>	<p>○試験装置</p>  <p>図9 試験装置概要</p>  <p>図10 試験時温度条件</p> <p>3.3 試験結果</p> <p>ISLOCA 発生時の環境条件を模擬し、蒸気曝露試験及び高温試験を行った結果、ISLOCA 時においてもツインパワー弁の動作は可能であることを確認した。</p> <p>各試験結果について以下に示す。</p> <p>【蒸気曝露試験】</p> <p>8時間蒸気雰囲気保持後に動作確認したところ、規定の負荷に対して円滑に動作した。また、外観観察においても動作に影響を及ぼすような過大な変形、割れ等はなかった。試験前後におけるツインパワー本体の外観及び内部の状況を図11に示す。</p> <p>【高温試験】</p> <p>温度保持開始1時間後から1時間ごとに高温状態で動作確認したところ、規定の負荷に対して円滑に動作した。また、外観観察においても動作に影響を及ぼすような過大な変形、割れ等はなかった。試験前後におけるツインパワー弁駆動部の外観及び内部の状況を図11に示す。</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">試験前</p>  <p style="text-align: center;">蒸気曝露試験後</p>  <p style="text-align: center;">高温試験後</p>  <p style="text-align: center;">図 11 ツインパワー弁外観及び内部観察</p>	<p style="text-align: center;">試験前</p>  <p style="text-align: center;">蒸気曝露試験後</p>  <p style="text-align: center;">高温試験後</p>  <p style="text-align: center;">図 11 ツインパワー弁駆動部外観及び内部観察</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.8 格納容器バイパス (添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について)

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">別添-2</p> <p style="text-align: center;">ツインパワー弁の駆動のメカニズムについて</p> <p>ツインパワー機構とは、駆動源である圧縮空気等により、エアモータでピストンシャフトを往復運動させ、更に回転送り機構でピストンシャフトの往復運動を回転運動に変換するものである。下図に一般的なツインパワー弁の構造及び駆動のメカニズムについて示す。</p>  <p style="text-align: center;">図 ツインパワー弁の構造及び駆動のメカニズムについて</p>	<p style="text-align: center;">別添-2</p> <p style="text-align: center;">ツインパワー弁の駆動のメカニズムについて</p> <p>ツインパワー機構とは、駆動源である圧縮空気等により、エアモータでピストンシャフトを往復運動させ、更に回転送り機構でピストンシャフトの往復運動を回転運動に変換するものである。下図に一般的なツインパワー弁の構造及び駆動のメカニズムについて示す。</p>  <p style="text-align: center;">図 ツインパワー弁の構造及び駆動のメカニズムについて</p>	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.8 格納容器バイパス（添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">（※島根2号炉 技術的能力 1.3 別紙8）</p> <p style="text-align: center;">ISLOCA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. A-残留熱除去系におけるISLOCA発生時の評価</p> <p>1.1 評価条件 A-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。 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、原子炉建物ノード分割モデルを別図8-1に示す。</p>	<p style="text-align: center;">別添-3 ツインパワー弁操作場所及び充てんポンプ室の温度評価</p> <p>ツインパワー弁操作場所及び充てんポンプ室は原子炉補助建屋T.P.10.3mであり、溢水の影響を直接受けないためISLOCA発生時に雰囲気温度が大きく上昇することはないと考えられる。一方で、原子炉補助建屋内で発生する高温の水蒸気が機器搬入ハッチ等を介して、操作場所及び充てんポンプ室の雰囲気温度に影響を与えることは否定できない。 ここでは、原子炉補助建屋を対象に解析コードGOTHICを用いた解析を行い、機器搬入ハッチ等の開口部から流入した蒸気がツインパワー弁の操作場所及び充てんポンプ室の雰囲気温度に与える影響を評価する。</p> <p>1. 評価条件</p> <p>本評価条件を表1に、評価モデルの概念図を図1に、ISLOCA発生時の原子炉補助建屋内の状況概要を図2に示す。なお、漏えい量については、別紙-2と同様に、有効性評価から得られた余熱除去系の弁等からの漏えい量及びエンタルピを、漏えいが想定される機器の漏えい面積に基づいて按分し、原子炉補助建屋内にある漏えい対象機器の設置区画から漏えいするものとした。</p>	<p>※蒸気の流入パスを網羅的に考慮している島根2号炉を参考に記載する。</p>

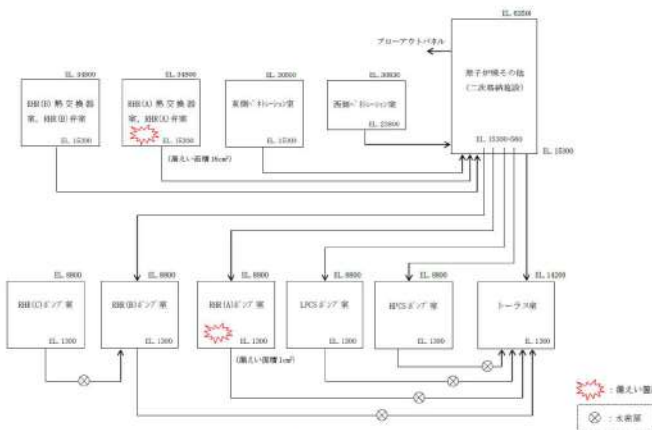
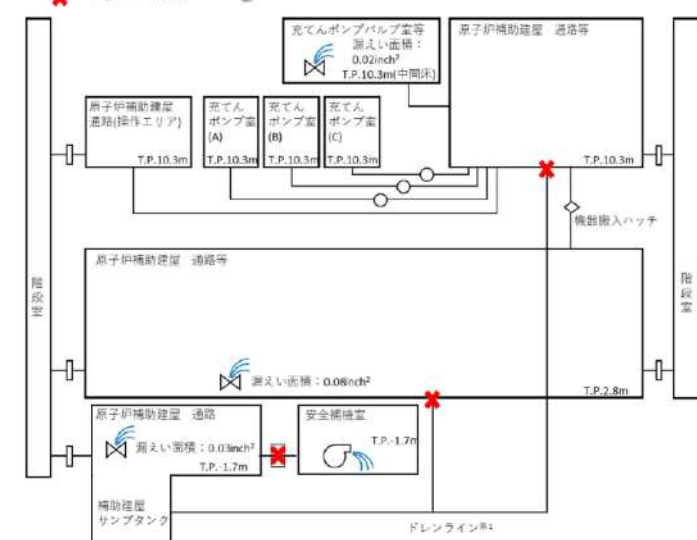
泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

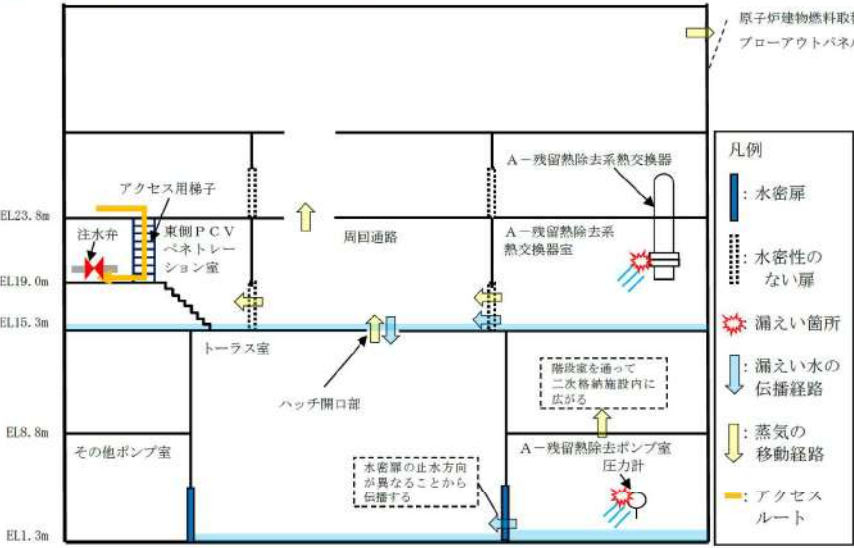
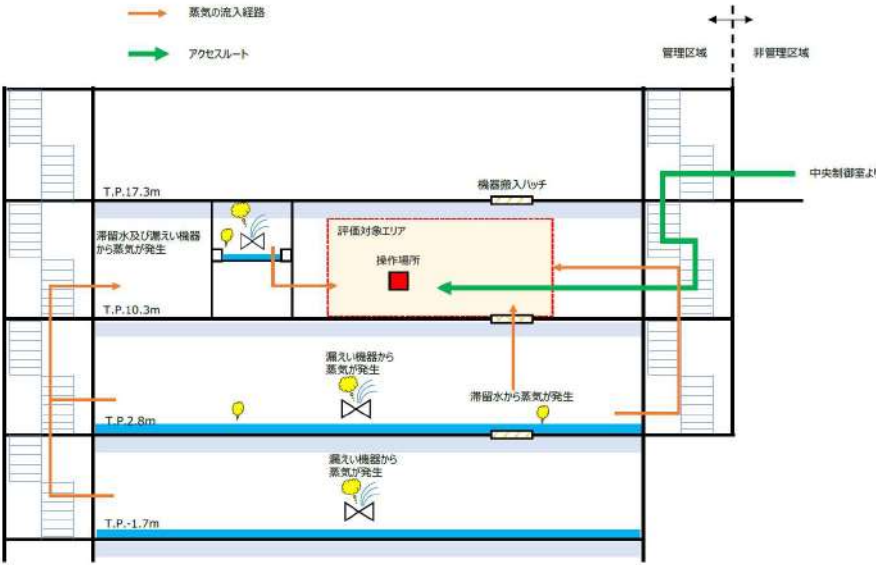
7.1.8 格納容器バイパス（添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について）

大飯発電所3 / 4号炉			泊発電所3号炉			相違理由
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			表 1 主要解析条件			
項目	解析条件	条件設定の考え方	項目	解析条件	条件設定の考え方	※泊では事故シナリオ等は有効性評価と同様であり、環境評価特有の評価条件としていないため記載していない
外部電源	外部電源なし	外部電源なしの場合は復水・給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	解析コード	GOthic	—	
漏えい箇所及び漏えい面積	A-残留熱除去ポンプ室：1cm ² A-残留熱除去系熱交換器室：16cm ²	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	評価モデル	分割モデル（図1参照）	現実的な伝搬経路を想定	
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	補助建屋内の漏えい箇所	T.P.-1.7m 通路 T.P.2.8m 通路 T.P.10.3m 中間床 充てんポンプバルブ室	有効性評価まとめ資料の漏えい機器評価および配置に基づく	
	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）で高圧炉心スプレイスが自動起動	インターロック設定値	漏えい停止	事象発生後 60分	有効性評価と整合 運転員操作時間を考慮	
	事象発生から30分後に逃がし安全弁（自動減圧機能付き）6個を手動開放	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（自動減圧機能付き）の操作時間を考慮して事象発生から30分後を設定	ヒートシンク	考慮（コンクリート壁）	—	
	原子炉急減圧後、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	補助建屋外への放熱	考慮しない	雰囲気温度の観点から保守的想定として設定	
	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	建屋内換気系	考慮しない	雰囲気温度の観点から保守的想定として設定	
	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は事象発生から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圧力容器及び原子炉格納容器除熱は事象発生から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及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				
	事象発生10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及び高圧炉心スプレイスの水源地	サブプレッション・プール水	—				
サブプレッション・プールの水源地初期水温	35℃	通常運転時の制限値を設定				
原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放圧力	7.0kPa [gage]	安全要求値				

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>別図 8-1 原子炉建物ノード分割モデル</p>	<p>凡例</p> <ul style="list-style-type: none"> □ : 扉※2 ◇ : 機器搬入ハッチ※3 ○ : ガラリ ⊗ : 気密扉※4 ✖ : ドレン目皿 <p>※1 隙間や開口からの流入を考慮する経路 ※2 ドレンラインからの高気圧流入については、別添-4にて影響が軽微であることを確認していることからモデル化は実施しない ※3 閉止されている扉の隙間から蒸気は出入りする ※4 気密であるため蒸気は出入りしない</p>  <p>図 1 評価モデルの概念図</p>	

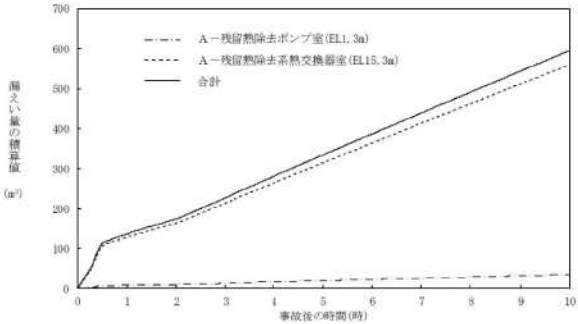
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>1.2 評価結果</p> <p>解析結果に基づく、ISLOCA発生時の原子炉建物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、原子炉建物内の雰囲気温度、湿度及び圧力の推移を別図8-4から別図8-6に示す。</p>  <p>別図8-2 ISLOCA発生時の原子炉建物原子炉棟内状況概要</p>	 <p>図2 ISLOCA発生時の原子炉補助建屋内状況概要</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.1.8 格納容器バイパス (添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について)

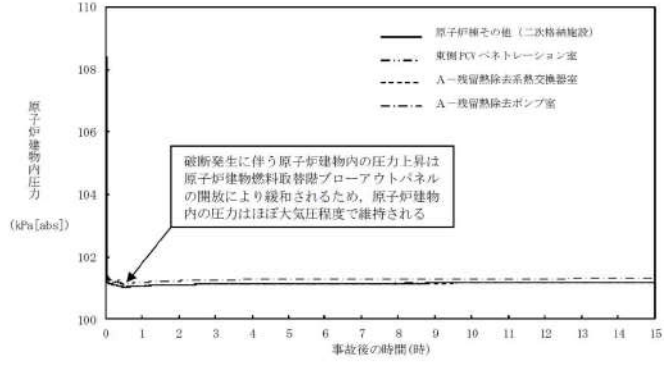
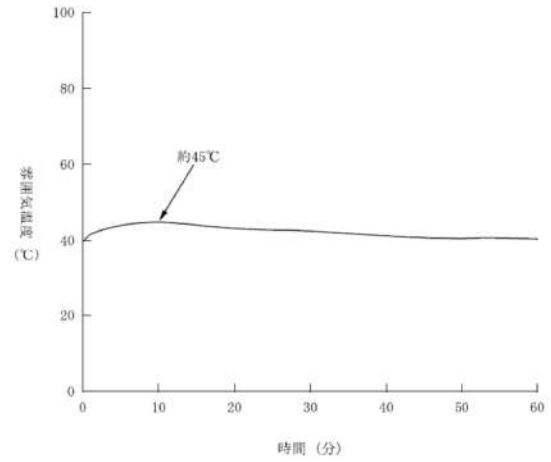
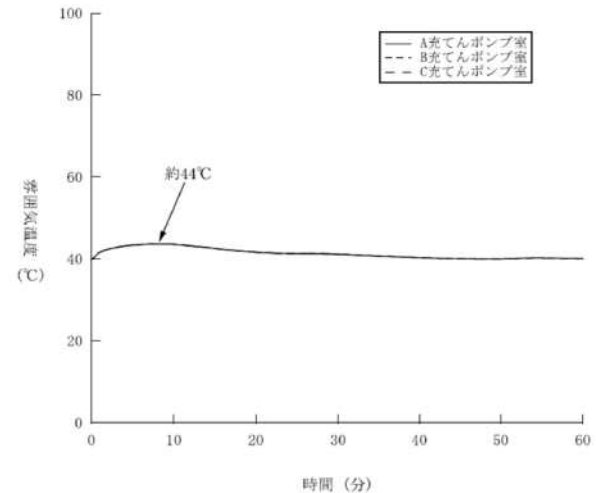
大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>○各漏えい発生区画における漏えい量 別図 8-3 に示すとおり、現場隔離操作の完了時間として設定している事象発生 10 時間までの原子炉冷却材の漏えい量は約 600m³ である。</p>  <p>別図 8-3 各漏えい発生区画における原子炉冷却材の積算漏えい量の推移</p> <p>○温度・湿度・圧力の想定 別図 8-4 から別図 8-6 に示すとおり、アクセスルートとなる「原子炉棟その他（二次格納施設）」及び操作場所である「東側 P C V ペネトレーション室」における雰囲気温度の最大値は約 78℃ となるが、原子炉減圧操作後は漏えい箇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 時間で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、原子炉建物燃料取替階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。</p>	<p>○蒸気流入経路の考え方について ISLOCA 発生時における、ツインパワー弁操作場所 (T.P. 10.3m) への蒸気流入経路に対する解析上の扱いを以下に示す。</p> <p>①機器搬入ハッチ 当該ハッチの隙間を蒸気の流入経路として設定する。</p> <p>②階段室 原子炉補助建屋下層フロア (T.P. -1.7m 及び T.P. 2.8m) で発生した蒸気が閉止された扉の隙間から階段室に流入し、T.P. 10.3m の閉止された扉の隙間を介してツインパワー弁操作場所へ流入する経路を設定する。</p> <p>③補助建屋通路部の目皿 ドレン配管内で発生する蒸気量はわずかであるため、流入パスとして考慮しない。(別添—4 参照)</p> <p>2. 評価結果 ①ツインパワー弁操作場所およびアクセスルートへの影響 図 3 から図 5 に示すとおり、アクセスルートとなる「原子炉補助建屋通路等 (T.P. 10.3m 機器ハッチ設置区画)」、「階段室」及び操作場所である「原子炉補助建屋 通路(操作エリア)」における雰囲気温度の最大値は約 45℃ となり、ツインパワー弁の操作に影響がないことが確認できた。</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>別図 8-4 原子炉建物内の雰囲気温度の推移</p>	<p>図 3 原子炉補助建屋通路の雰囲気温度 (T.P. 10.3m 機器ハッチ設置区画)</p>	
<p>別図 8-5 原子炉建物内の湿度の推移</p>	<p>図 4 階段室の雰囲気温度</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.8 格納容器バイパス（添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p data-bbox="436 606 784 630">別図 8-6 原子炉建物内の圧力の推移</p>	 <p data-bbox="1254 670 1792 694">図 5 ツインパワー弁操作場所（T.P.10.3m）の雰囲気温度</p> <p data-bbox="1064 718 1400 742">②充てんポンプ室雰囲気温度への影響</p> <p data-bbox="1064 750 1960 805">図 6 に示すとおりの充てんポンプ室の雰囲気温度の最大値は約 44℃となり、充てんポンプの機能は維持される。</p>  <p data-bbox="1321 1364 1814 1388">図 6 充てんポンプ室（T.P.10.3m）の雰囲気温度</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

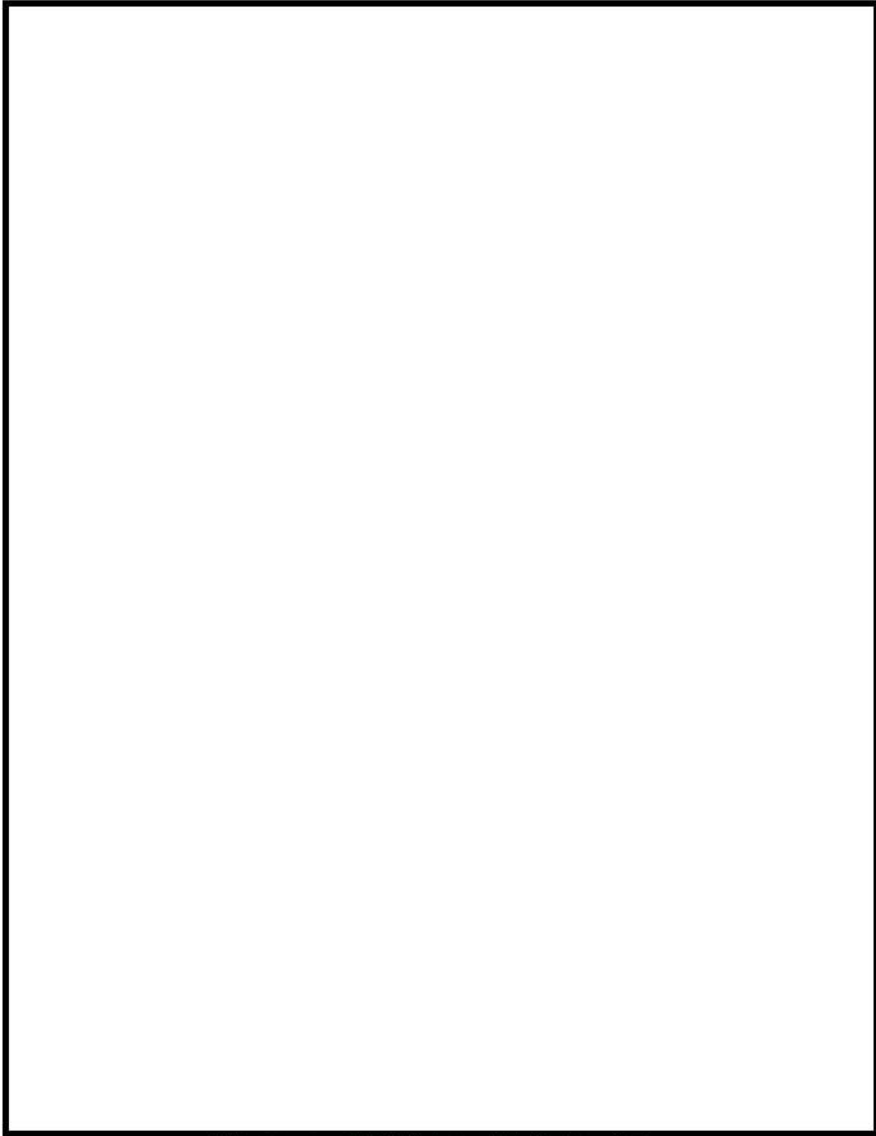
7.1.8 格納容器バイパス (添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について)

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<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「トラス室」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、「トラス室」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。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、これらのポンプ室は溢水の影響を受けない。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>		<p>※泊では溢水による各機器への影響評価を別紙1で実施</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.1.8 格納容器バイパス (添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について)

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p data-bbox="353 1358 801 1382">別図 8-7 A-残留熱除去系 溢水範囲(1 / 2)</p> <div data-bbox="510 1406 1014 1442" style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> <p data-bbox="544 1414 981 1433">本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。</p> </div>		<p data-bbox="1973 172 2123 264">※泊3号炉では溢水範囲を別紙1で提示している。</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.1.8 格納容器バイパス (添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について)

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																						
<div data-bbox="152 210 1021 724" style="border: 2px solid black; height: 322px; width: 388px; margin-bottom: 10px;"></div> <p data-bbox="353 730 779 754">別図 8-7 A-残留熱除去系 溢水範囲 (2/2)</p> <p data-bbox="443 821 698 845">別表 8-2 想定する漏えい量</p> <table border="1" data-bbox="179 849 967 1284"> <thead> <tr> <th rowspan="2">事故後の時間[h]</th> <th colspan="2">漏えい量[m³]</th> </tr> <tr> <th>A-残留熱除去ポンプ室 (R-B2F-02N)</th> <th>A-残留熱除去系熱交換器室 (R-1F-05N)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>0.5</td><td>約 7</td><td>約 107</td></tr> <tr><td>1.0</td><td>約 9</td><td>約 130</td></tr> <tr><td>2.0</td><td>約 11</td><td>約 165</td></tr> <tr><td>3.0</td><td>約 14</td><td>約 214</td></tr> <tr><td>4.0</td><td>約 17</td><td>約 265</td></tr> <tr><td>5.0</td><td>約 20</td><td>約 315</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> <div data-bbox="504 1396 1003 1428" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-top: 10px;"> 本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。 </div>	事故後の時間[h]	漏えい量[m ³]		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 data-bbox="1975 172 2123 263">※泊3号炉では溢水範囲を別紙1で提示している。</p>
事故後の時間[h]		漏えい量[m ³]																																						
	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																																						

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.8 格納容器バイパス（添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について）

大飯発電所3 / 4号炉											泊発電所3号炉		相違理由	
別表 8-3 溢水評価結果														
建物	EL [m]	評価区画	流入を考慮する他区画	溢水量 [m ³ /h] ^{※1}	滞留面積 [m ²]	床高配 [m]	① 溢水水位 FL-[m] ^{※2}	機器番号	ISLOCA時に必要となる系統の溢水防護対象設備 ^{※3}	② 機能喪失高さ FL+[m] ^{※2}	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	898	0.075	0.17 ^{※1}	2-R1R-1-8D	D-原子炉圧力容器計器 ^{※3}	0.59	①<②			
		R-1F-07-1N	R-1F-04N R-1F-03N R-1F-22N	500	860	0.075	0.17 ^{※1}	MV227-3	逃がし弁N ₂ 供給弁	0.55	①<②			
		R-1F-10N	R-1F-05N R-1F-04N R-1F-03N R-1F-22N	560	827	0.075	0.17 ^{※1}	MV222-15B	B-R1R ^{※3} 戻弁	1.99	①<②			
1.3	R-B2F-31N	R-1F-05N R-1F-04N R-1F-03N R-1F-22N R-B2F-02N	595	1041	0.025	-0.60	MV224-9	HPCSポンプ CST 側第2注水弁	7.63	①<②				
<p>■：溢水源のある区画</p> <p>※1 事象発生10時間後の溢水量</p> <p>※2 基準床からの高さ</p> <p>※3 評価対象区画で機能喪失高さが最も低い機器</p> <p>※4 ハッチからの排出評価を実施</p>														
<p>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</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建物原子炉棟内を移動し、原子炉建物原子炉棟内の圧力や温度を一時的に上昇させる。原子炉建物原子炉棟内の圧力上昇に伴い原子炉建物燃料取替階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、原子炉建物原子炉棟内の環境条件はほぼ様になる。なお、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルが開放された以降は、原子炉建物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。ISLOCA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、すべ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建物原子炉棟内の滞在時間は約 38 分である。</p>														
													※泊3号炉ではISLOCA時に機能に期待する機器への雰囲気温度の影響を別紙-2で実施している。	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.8 格納容器バイパス (添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について)

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<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>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，ISLOCA発生時の雰囲気温度・湿度に対し耐性を有している。</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>		<p>※泊3号炉ではISLOCA時に機能に期待する機器への雰囲気温度の影響を別紙-2で実施している。</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.1.8 格納容器バイパス (添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について)

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="152 177 1032 1289" style="border: 2px solid black; height: 697px; width: 393px;"></div> <p data-bbox="338 1289 813 1313">別図 8-8 A-残留熱除去系 蒸気滞留範囲 (1/2)</p> <div data-bbox="517 1378 1021 1414" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-top: 10px;"> <p data-bbox="551 1385 987 1406">本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。</p> </div>		

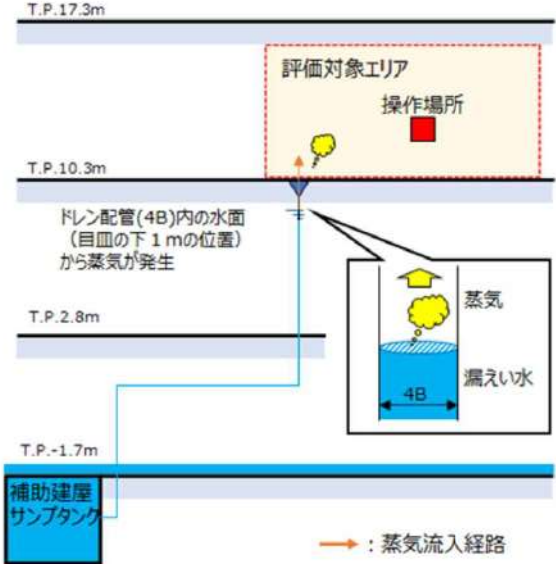
泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.1.8 格納容器バイパス (添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について)

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="159 193 1032 735" style="border: 2px solid black; height: 340px; width: 390px; margin-bottom: 10px;"></div> <p data-bbox="338 742 819 766">別図 8-8 A-残留熱除去系 蒸気滞留範囲(2 / 2)</p> <div data-bbox="474 849 1032 890" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin: 10px auto; width: 249px;"> <p data-bbox="510 855 996 877">本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。</p> </div> <p data-bbox="367 946 826 970">【以降、漏えい箇所毎に同様の評価が続くため省略】</p>		

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p style="text-align: center;">別添-4 ドレン配管内からの蒸気発生量について</p> <p>ISLOCA 発生後、原子炉補助建屋内等で発生した漏えい水は補助建屋サンプタンクに集積され、サンプタンクと接続しているドレン配管内に形成された水面から蒸気が発生する。 ここでは、ドレン配管内の水面からの蒸気発生量を評価するとともに、T.P.2.8m 通路部から発生し、機器搬入ハッチを介してツインパワー弁操作場所に流入する蒸気量と比較する。</p> <p>1. 評価条件 (1) ドレン配管 ドレン配管内の滞留水の水面近傍では空気の流れはないと考えられることから、ドレン配管内の水面からの物質拡散により蒸気が発生すると仮定する。 本評価では、ドレン配管内の水面から発生する蒸気の影響を保守的に評価するため、目皿から水面までの距離を1mと設定する。また、蒸気発生量については、ドレン配管内に発生した蒸気は全てツインパワー弁操作場所に流入すると仮定する（図1）。</p>  <p style="text-align: center;">図1 ドレン配管からの蒸気発生と流入（イメージ図）</p>	<p>※元々別添-3と していた蒸気による 雰囲気温度の影響 評価の資料を基 に作成。蒸気発生 量を評価する条件 及び結果に関して は変更なし。</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.1.8 格納容器バイパス (添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について)

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>(2) T.P.2.8m通路</p> <p>T.P.2.8m通路では空気の流れがあると仮定し、別紙-1図6に示す補助建屋内通路に広がった高温(100℃一定)の滞留水から対流物質伝達によって蒸気が発生すると仮定する。さらに、T.P.2.8mに存在する余熱除去系の弁からの蒸気の漏えいを考慮する。</p> <p>本評価では、T.P.2.8mに存在する蒸気のうち、機器搬入ハッチ隙間(0.03m²、図2)に安全率10を乗した値(0.3m²)と溢水面積(約794m²)の面積比の蒸気がツインパワー弁操作場所に流入すると仮定する。</p> <div data-bbox="1126 432 1888 967" data-label="Diagram"> </div> <p>図2 機器搬入ハッチ</p> <p> 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.1.8 格納容器バイパス（添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>2. 蒸気発生量の評価について</p> <p>ドレン配管およびT.P. 2.8m 通路から発生する蒸気は、それぞれ以下に示すとおり、静止気体中の場合（物質拡散）の式と空気流れがある場合（対流物質伝達）の式を用いて求める。</p> <p>■ 静止気体中の場合（物質拡散）</p> $n_w = M_w N_A = \frac{M_w P D_{AB}}{R_0 T L} \ln \left(\frac{1}{1 - P_{w0}/P} \right) \quad (5)$ <p> n_w : 蒸発速度 (kg/m²s) M_w : モル質量 (0.018 kg/mol) N_A : 濃度勾配 (mol/m²s) D_{AB} : 拡散係数 (m²/s) $D_{AB} = D_0 \cdot (T/273.15)^m \cdot 101325/P$ $D_0 = 22.0 \text{ mm}^2/\text{s}$ (水の場合)、 $m = 1.75$ L : 水面から配管出口までの距離 (m) (約1 m と設定) P : 大気圧 (101325 Pa) P_{w0} : 水蒸気分圧 R_0 : 状態定数 (8.314 J/mol・K) T : 温度 (373.15 K) </p> <p>■ 空気流れがある場合（対流物質伝達）</p> <p>物質伝達率 h_m は以下の式より求まる。</p> $Sh_L = \frac{h_m L}{D_{AB}} = 0.664 Re_G^{1/2} Sc^{1/3} \quad (1)$ $Re_G = \frac{u_G L}{\nu_G} \quad (2)$ $Sc = \frac{\nu_G}{D_{AB}} \quad (3)$ <p> h_m : 物質伝達率 (m/s) L : 長さ (m) D_{AB} : 拡散係数 (m²/s) $D_{AB} = D_0 \cdot (T/273.15)^m \cdot 101325/P$ $D_0 = 22.0 \text{ mm}^2/\text{s}$ (水の場合)、 $m = 1.75$ Sh : シヤード数 Re : レイノルズ数 Sc : シュミット数 u_G : 空気流速 (m/s) </p>	

7.1.8 格納容器バイパス（添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由									
	<p>v_G : 空気の動粘度 (約 23.5 mm²/s @100℃)</p> <p>蒸発速度n_wは以下の式により求める。</p> $n_w = \frac{j_w}{1-\omega_w} = \frac{h_m(\rho_w - \rho_w^{\infty})}{1-\omega_w} = \frac{h_m(P_w - P_w^{\infty})}{(R_0/M_w)T} \frac{1}{1-P_w/P} \quad (4)$ <p>j_w : 質量拡散流束 (kg/m²s) ω_w : 質量分率 (= ρ_i/ρ) ρ_w : 質量濃度 (kg/m³) P : 大気圧 (101325 Pa) P_w : 水蒸気分圧 (界面) R : 状態定数 (8.314 J/mol・K) M_w : モル質量 (0.018 kg/mol) T : 温度 (373.15 K)</p> <p>※下付き文字「0」は界面、「∞」は界面から十分に離れた位置での値を示す。</p> <p>以上より、算出した蒸発速度n_wと溢水面積または配管内面積から蒸発量を求める。</p> <p>3. 評価結果</p> <p>ツインパワー弁の操作は、ISLOCA 発生 30 分後に開始し 60 分後には操作を終了することを考慮し、30 分間及び 60 分間における蒸気発生量を表 1 に示す。</p> <p>ドレン配管内の漏えい水面から発生する蒸気量は、T.P.2. 8m 通路部から発生した蒸気が機器ハッチ隙間を介して流入する蒸気量と比べて僅かであり、ツインパワー弁操作場所の雰囲気温度に対して殆ど影響しない。</p> <p style="text-align: center;">表 1 評価結果まとめ</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th>時間</th> <th>ドレン配管</th> <th>下階層</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>30 分</td> <td>約 1.2×10⁻³kg</td> <td>約 1.9 kg</td> </tr> <tr> <td>60 分</td> <td>約 2.4×10⁻³kg</td> <td>約 3.5 kg</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ 参考文献 JSME テキストシリーズ 伝熱工学、日本機械学会、2006 年 12 月 1 日</p>	時間	ドレン配管	下階層	30 分	約 1.2×10 ⁻³ kg	約 1.9 kg	60 分	約 2.4×10 ⁻³ kg	約 3.5 kg	
時間	ドレン配管	下階層									
30 分	約 1.2×10 ⁻³ kg	約 1.9 kg									
60 分	約 2.4×10 ⁻³ kg	約 3.5 kg									

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.8 格納容器バイパス（添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">(※伊方3号炉 技術的能力1.3 別紙-3)</p> <p style="text-align: center;">ISLOCA 時の現場での漏えい停止操作における被ばく線量評価</p> <p>1. ユニハンドラ弁の閉止操作</p> <p>余熱除去系からの漏えいを停止するために、ユニハンドラ弁を閉止し、漏えい箇所を隔離する必要がある。ユニハンドラ弁は、専用のユニハンドラ装置（ユニハンドラ駆動本体を含む装置一式）を用いて閉止する。ユニハンドラ弁の閉止操作を行う場所は、第1図に示すとおり、原子炉補助建屋 EL.3.3mの通路部であり、当該区画に漏えいする機器はない。一方、隣接区画や上下階には安全補機室区画があり、漏えいする機器が複数存在する。このため、隣接区画や上下階区画で漏えいした1次冷却材に含まれる放射性物質に起因する線量を評価し、作業の成立性を確認した。</p> <p>ユニハンドラ弁の閉止操作にあたっては、溢水評価で示したように、安全補機室入口部に堰を設置することにより、ユニハンドラ弁操作場所には溢水しない。そのため、1次冷却材圧力が余熱除去系配管の最高使用圧力以下であることを確認すれば、漏えい箇所の隔離操作は可能である。有効性評価で示されたように破断口径が大きい場合であれば、事象発生20分後には1次冷却材圧力が余熱除去系配管の最高使用圧力を下回っているため、ユニハンドラ装置による閉止操作時間約40分を考慮しても事象発生後1時間以内には漏えい箇所を隔離できる。そのため、事象発生後1時間までに隔離作業をした場合に想定される実効線量を評価した。また、ユニハンドラ弁の閉止操作は、上述のとおり事象発生後1時間までに隔離することを想定しているが、溢水評価で想定されている事象発生後8時間までに隔離作業をした場合に想定される実効線量も評価した。</p> <p>2. 評価手法</p> <p>ユニハンドラ弁操作場所は、安全補機室区画外であるため漏えいする機器はなく、溢水は発生しない。ユニハンドラ弁操作時の線量評価について、以下の被ばく経路を想定し、それぞれ評価した。被ばく経路のイメージは、第2図に示すとおりである。なお、評価の詳細を別添-1に示す。<経路①：隣接区画における気相部及び液相部の放射性物質からの寄与>ユニハンドラ弁操作場所の隣接区画は安全補機室区画であるため、漏えい水から気相部へ移行した放射性物質及び滞留水に含まれる放射性物質からの線量率を評価する。気相部の放射性物質は、安全補機室区画全体での漏えい水から核種毎の気相部への放出割合に応じて気相部に移行したものが、安全補機室区画内に均一の濃度で分布しているものとする。また、当該区画での漏えい水は、評価上、当該階から下階への排水配管からの排水を当該階の1系統を除き想定しないため、当該階において一定水位まで滞留することとなる。この滞留水には、気相部へ移行しなかった放射性物質が含まれているものとする。</p> <p>評価にあたっては、区画間のコンクリート壁（コンクリート厚さ m）の遮蔽効果を見込む。</p>	<p style="text-align: center;">別紙-3</p> <p style="text-align: center;">ISLOCA 時の放射線量評価</p> <p>ISLOCA 発生時には、事象収束及び長期冷却継続のため、高圧注入ポンプ、主蒸気逃がし弁、補助給水ポンプ、加圧器逃がし弁、充てんポンプ、健全側余熱除去ポンプ、健全側余熱除去冷却器、ツインパワー弁及びツインパワー装置の機能に期待しているが、ISLOCA 発生時の放射線量評価を行い、必要な対応操作の成立性及び関連計装品も含めた各機器の機能維持に関し以下のとおり確認した。</p> <p>1. 対応操作の成立性</p> <p>(1) 評価条件</p> <p>余熱除去系からの漏えいを停止するために、ツインパワー弁を閉止し、漏えい箇所を隔離する必要がある。ツインパワー弁の閉操作を行う場所は、図1に示すとおり、原子炉補助建屋 T.P.10.3mの通路部であり、当該区画には漏えいする可能性のある機器等はないが、上下階に漏えいする可能性のある機器等が複数存在し、目皿の排水に期待しない場合、上下階区画に漏えい水が滞留することが想定される。また、漏えいした蒸気が操作場所へ流入する可能性がある。</p> <p>そこで、漏えいした1次冷却材に起因する外部被ばく線量及び内部被ばく線量を評価し、作業の成立性を確認する。ただし、放射線量を保守的に評価するために、作業員は放射線防護具（全面マスク又は電動ファン付きマスク）を装着しないことを想定する。</p> <p>漏えい箇所の隔離は1時間以内に行うことから、評価としては、保守的に1時間漏えいが継続すると想定した。</p> <p>なお、漏えいする系統に関しては、温度評価及び溢水評価と同様にA系からの漏えいを想定して放射能濃度を求める。</p> <p>(2) 評価手法</p> <p>ツインパワー弁操作場所（原子炉補助建屋 T.P.10.3mの通路部）は、漏えいする可能性のある機器等はないが、上下階から蒸気が流入することを仮定し、その寄与を考慮する。一方、最下層区画（T.P.-1.7m）には漏えいする可能性のある機器等があり、滞留水が存在することが想定される。しかし、ツインパワー弁操作場所との間にはT.P.2.8m及びT.P.10.3mの合計1.6mのコンクリートの床があるため、ガンマ線は十分減衰することから、区画に滞留する漏えい水の寄与は考慮せず、発生した蒸気が作業区画に流入する寄与のみ考慮する。</p> <p>ツインパワー弁の閉操作時の線量評価について、以下の被ばく経路を想定して評価する。被ばく経路のイメージは、図2に示すとおりであり、評価の詳細については添付-1に示す。なお、安全補機室空気浄化系は事故発生1時間後に起動することを想定しており、本評価では排気による減衰は考慮しない。</p>	<p>大飯では線量評価の条件を記載していないため、同様な評価を実施している伊方を参考に記載した。</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.8 格納容器バイパス（添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p><経路②・③：上階及び下階区画における気相部及び液相部の放射性物質からの寄与></p> <p>経路①で考慮したユニハンドラ弁操作場所の隣接区画の上下階にも安全補機室区画がある。コンクリートの遮蔽効果が隣接区画と比較して大きいため、ユニハンドラ弁操作場所に対する寄与は小さくなるが、漏えい水から気相部へ移行した放射性物質及び滞留水に含まれる放射性物質からの線量率を評価する。気相部の放射性物質の取扱いは経路①と同様である。また、当該区画での漏えい水は、評価上、当該階から下階への排水配管からの排水を想定しないため、当該階での漏えい水はすべて滞留することとなる。この滞留水には、気相部へ移行しなかった放射性物質が含まれているものとする。評価にあたっては、上階区画との間のコンクリート床と壁（コンクリート厚さ：□m）及び下階区画との間のコンクリート床（コンクリート厚さ：□m）の遮蔽効果を見込む。</p> <p><経路④：最下階区画（安全補機室区画内）における気相部及び液相部の放射性物質からの寄与></p> <p>最下階にも安全補機室区画がある。コンクリートの遮蔽効果が隣接区画と比較して大きいため、ユニハンドラ弁操作場所に対する寄与は小さくなるが、漏えい水から気相部へ移行した放射性物質及び滞留水に含まれる放射性物質からの線量率を評価する。気相部の放射性物質の取扱いは、経路①（②・③）と同様である。また、当該区画は最下階であるため、評価上、すべての漏えい水が最下階にある補助建屋サンプタンクへ流入するが、総漏えい量がタンク容量を超えるため、排水配管を逆流し、最下階区画に一定水位まで滞留することとなる。この滞留水には、気相部へ移行しなかった放射性物質が含まれているものとする。評価にあたっては、区画間のコンクリート床（コンクリート厚さ：□m）の遮蔽効果を見込む。</p> <p><経路⑤：最下階区画（安全補機室区画外）における液相部の放射性物質からの寄与></p> <p>最下階のうち、安全補機室区画外については、気相部に放射性物質が浮遊しないが、経路④同様排水配管を逆流した漏えい水が、最下階区画に一定水位まで滞留することを考慮し、滞留水には気相部へ移行しなかった放射性物質が含まれているものとする。評価にあたっては、区画間のコンクリート床（コンクリート厚さ：□m）の遮蔽効果を見込む。</p>	<p><経路①：下階区画（安全補機室内）における気相部及び液相部の放射性物質からの寄与（外部被ばく）></p> <p>ツインパワー弁操作場所への影響として、安全補機室内である T.P. 2.8m の安全系ポンプバルブ室における漏えい水から気相部へ移行した放射性物質及び滞留水に含まれる放射性物質からの線量率を評価する。気相部の放射性物質は、1時間までの当該区画での漏えい水から核種毎の気相部への放出割合に応じて気相部に移行したものが、安全補機室区画内に均一の濃度で分布しているものとする。また、評価上目皿の排水に期待しないため、弁操作区画下階に滞留することから、この滞留水中の放射性物質からの寄与も考慮する。評価に当たっては、当区画はツインパワー弁操作場所に対して斜め下区画に位置するが、壁及び天井が共に 0.6m であることから、コンクリートによる遮へい効果を 0.6m として実施する。</p> <p><経路②：下階区画（安全補機室外）における気相部及び液相部の放射性物質からの寄与（外部被ばく）></p> <p>ツインパワー弁操作場所への影響として、安全補機室外である T.P. 2.8m の通路部における漏えい水から気相部へ移行した放射性物質及び滞留水に含まれる放射性物質からの線量率を評価する。気相部の放射性物質は、1時間までの当該区画での漏えい水から核種毎の気相部への放出割合に応じて気相部に移行したものが、当区画内に均一の濃度で分布しているものとする。また、評価上目皿による排水に期待しないため、当該区画に滞留することから、この滞留水中の放射性物質からの寄与も考慮する。評価に当たっては、区画間のコンクリート床（厚さ：0.6m）の遮へい効果を見込む。</p> <p><経路③：上階区画における気相部及び液相部の放射性物質からの寄与（外部被ばく）></p> <p>ツインパワー弁操作場所上階の充てんポンプバルブエリアは安全補機室外であるが、漏えいする機器が存在するため、漏えい水から気相部へ移行した放射性物質からの線量率を評価する。気相部の放射性物質は、1時間時点までの当該区画での漏えい水から核種毎の気相部への放出割合に応じて気相部に移行したものが、当区画内に均一の濃度で分布しているものとする。また、評価上目皿による排水に期待しないため、当該区画に滞留することから、この滞留水中の放射性物質からの寄与も考慮する。なお、評価に当たっては、上階区画との間の天井コンクリート（充てんポンプバルブエリアに対してコンクリート厚さ：0.6 m）の遮へい効果を見込む。</p> <p><経路④：最下層区画及び上下階区画から流入する蒸気中の放射性物質からの寄与（外部被ばく）></p> <p>ツインパワー弁操作場所への影響として、図 1 に示す最下層区画及び上下階から流入した放射性物質の拡散区画範囲の蒸気に含まれる放射性物質からの外部被ばくを評価する。蒸気内の放射性物質は、1時間時点までの当該区画に流入した蒸気（放射性物質）が、保守的にツインパワー弁操作場所の隣接区画の被ばく評価区画（体積）に均一の濃度で分布しているものとする。</p>	

7.1.8 格納容器バイパス（添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																					
<p>3. 評価結果</p> <p>ユニハンドラ弁操作場所において、事象発生後1時間までに隔離する場合と事象発生後8時間までに隔離する場合の被ばく経路ごとの線量率を第1表に示す。ユニハンドラ弁操作場所における隔離操作で想定される線量率は、それぞれ約5.7×10^0 mSv/h 及び約3.3×10^1 mSv/h であり、操作時間は約40分であるため、ユニハンドラ弁の閉止操作は可能である。</p> <p style="text-align: center;">第1表 現場における隔離作業で想定される線量率評価結果</p> <table border="1" data-bbox="302 667 851 1117"> <thead> <tr> <th rowspan="2">被ばく経路</th> <th colspan="2">現場における隔離作業で想定される線量率 (mSv/h)</th> </tr> <tr> <th>事象発生後1時間までに隔離する場合</th> <th>事象発生後8時間までに隔離する場合</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>経路① (隣接区画における放射性物質からの寄与)</td> <td>5.61×10^0</td> <td>3.06×10^1</td> </tr> <tr> <td>経路② (上階区画における放射性物質からの寄与)</td> <td>6.18×10^0</td> <td>2.20×10^2</td> </tr> <tr> <td>経路③ (下階区画における放射性物質からの寄与)</td> <td>4.47×10^2</td> <td>1.06×10^2</td> </tr> <tr> <td>経路④ (最下階区画(安全補機室区画内)における放射性物質からの寄与)</td> <td>1.66×10^2</td> <td>3.23×10^3</td> </tr> <tr> <td>経路⑤ (最下階区画(安全補機室区画外)における放射性物質からの寄与)</td> <td>2.14×10^2</td> <td>5.41×10^3</td> </tr> <tr> <td>合計</td> <td>約5.7×10^0*</td> <td>約3.3×10^1*</td> </tr> </tbody> </table> <p style="font-size: small;">*：有効数字3桁目を四捨五入、有効数字2桁で表記</p>	被ばく経路	現場における隔離作業で想定される線量率 (mSv/h)		事象発生後1時間までに隔離する場合	事象発生後8時間までに隔離する場合	経路① (隣接区画における放射性物質からの寄与)	5.61×10^0	3.06×10^1	経路② (上階区画における放射性物質からの寄与)	6.18×10^0	2.20×10^2	経路③ (下階区画における放射性物質からの寄与)	4.47×10^2	1.06×10^2	経路④ (最下階区画(安全補機室区画内)における放射性物質からの寄与)	1.66×10^2	3.23×10^3	経路⑤ (最下階区画(安全補機室区画外)における放射性物質からの寄与)	2.14×10^2	5.41×10^3	合計	約 5.7×10^0 *	約 3.3×10^1 *	<p><経路⑤：最下層区画及び上下階区画から流入する蒸気中の放射性物質を吸入した場合の寄与（内部被ばく）></p> <p>ツインパワー弁操作場所への影響として、図1に示す最下層区画及び上下階から流入した放射性物質の拡散区画範囲の蒸気に含まれる放射性物質を吸入すると仮定した内部被ばくを評価する。蒸気内の放射性物質は、1時間時点までの当該区画に流入した蒸気（放射性物質）が、保守的にツインパワー弁操作場所の隣接区画の被ばく評価区画（体積）に均一の濃度で分布しているものとする。</p> <p>(3) 評価結果</p> <p>ツインパワー弁操作場所における事故発生から1時間後の線量率を表1に示す。</p> <p>ツインパワー弁操作場所での線量率は約29.2mSv/h であるが、ツインパワー弁の閉操作は、余熱除去ポンプ入口弁操作可搬型空気ポンペをツインパワー弁への空気供給配管に接続することで、ツインパワー弁の操作箱の操作スイッチにより遠隔操作が可能となり、容易に操作できる。この操作に要する時間は余裕を含め15分であるため、運転員の受ける線量は約7.3mSv となる。</p> <p>したがって、ツインパワー弁の閉操作は十分可能である。なお、被ばく評価は放射線防護具（全面マスク又は電動ファン付きマスク）無しの条件で実施したが、ISLOCA 等の内部被ばくのおそれがある場合には、放射線防護具（全面マスク又は電動ファン付きマスク）を装備する運用としている。</p> <p style="text-align: center;">表1 泊3号炉 ツインパワー弁操作場所での線量率計算結果</p> <table border="1" data-bbox="1102 750 1926 1045"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>線量率 (mSv/h)*2</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>経路①（下階区画：安全補機室内（外部被ばく））</td> <td>約11.1</td> </tr> <tr> <td>経路②（下階区画：安全補機室外（外部被ばく））</td> <td>約4.6</td> </tr> <tr> <td>経路③（上階区画（外部被ばく））</td> <td>約2.4</td> </tr> <tr> <td>経路④（流入蒸気（外部被ばく））</td> <td>約0.3</td> </tr> <tr> <td>経路⑤（流入蒸気（内部被ばく））*1</td> <td>約10.7</td> </tr> <tr> <td>合計*3</td> <td>約29.2</td> </tr> </tbody> </table> <p>*1：内部被ばくにおける放射線防護具（全面マスク又は電動ファン付きマスク）による放射性物質の除去は考慮していない *2：表における「合計」以外の数値は、小数点第2位を四捨五入した値 *3：「合計」の数値は、小数点第2位を切り上げた値</p> <p>2. 機器の機能維持</p> <p>(1) 評価対象</p> <p>ISLOCA の緩和操作に必要な機器として、以下の機器を評価対象としている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・余熱除去ポンプモータ ・余熱除去ポンプ流量計 ・高圧注入ポンプモータ 	項目	線量率 (mSv/h)*2	経路①（下階区画：安全補機室内（外部被ばく））	約11.1	経路②（下階区画：安全補機室外（外部被ばく））	約4.6	経路③（上階区画（外部被ばく））	約2.4	経路④（流入蒸気（外部被ばく））	約0.3	経路⑤（流入蒸気（内部被ばく））*1	約10.7	合計*3	約29.2	
被ばく経路		現場における隔離作業で想定される線量率 (mSv/h)																																					
	事象発生後1時間までに隔離する場合	事象発生後8時間までに隔離する場合																																					
経路① (隣接区画における放射性物質からの寄与)	5.61×10^0	3.06×10^1																																					
経路② (上階区画における放射性物質からの寄与)	6.18×10^0	2.20×10^2																																					
経路③ (下階区画における放射性物質からの寄与)	4.47×10^2	1.06×10^2																																					
経路④ (最下階区画(安全補機室区画内)における放射性物質からの寄与)	1.66×10^2	3.23×10^3																																					
経路⑤ (最下階区画(安全補機室区画外)における放射性物質からの寄与)	2.14×10^2	5.41×10^3																																					
合計	約 5.7×10^0 *	約 3.3×10^1 *																																					
項目	線量率 (mSv/h)*2																																						
経路①（下階区画：安全補機室内（外部被ばく））	約11.1																																						
経路②（下階区画：安全補機室外（外部被ばく））	約4.6																																						
経路③（上階区画（外部被ばく））	約2.4																																						
経路④（流入蒸気（外部被ばく））	約0.3																																						
経路⑤（流入蒸気（内部被ばく））*1	約10.7																																						
合計*3	約29.2																																						

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.8 格納容器バイパス（添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																														
	<p>・高圧注入ポンプ流量計</p> <p>なお、ISLOCA 時において、充てんポンプ室及び充てんポンプ流量計の存在する区画に漏えいする機器及び滞留水は存在しない。また、漏えいした蒸気による当該区画の充てんポンプ及び充てんポンプ流量計の耐放射線性は問題にならない。</p> <p>(2) 評価手法</p> <p>ISLOCA 時線量評価においては、漏えい機器等から漏えいした1次冷却材から気相に出た希ガス及びよう素及び区画内の滞留水に含まれる腐食生成物及び核分裂生成物を線源として考慮し、これらが区画体積を保存する球の中に一様に存在するとして、その球の中心の線量率を計算する。</p> <p>評価期間としては、事故収束後十分長い期間として、30日間とする。</p> <p>(3) 評価結果</p> <p>計算の結果、各機器のある区画内の線量率は表2のとおりとなった。</p> <p style="text-align: center;">表2 各機器のある区画内の線量率</p> <table border="1" data-bbox="1064 651 1948 890"> <thead> <tr> <th rowspan="2">T. P. (m)</th> <th rowspan="2">区画</th> <th rowspan="2">評価対象機器</th> <th colspan="3">線量率 [mSv/h]</th> </tr> <tr> <th>1時間後</th> <th>1日後</th> <th>7日後</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">-1.7</td> <td>余熱除去ポンプ室</td> <td>余熱除去ポンプモータ</td> <td>1.88E+02</td> <td>2.48E+01</td> <td>6.34E+00</td> </tr> <tr> <td>高圧注入ポンプ室</td> <td>高圧注入ポンプモータ</td> <td>1.79E+02</td> <td>2.36E+01</td> <td>6.09E+00</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">2.8</td> <td rowspan="2">通路部</td> <td>余熱除去ポンプ流量計</td> <td>3.27E+02</td> <td>4.29E+01</td> <td>1.29E+01</td> </tr> <tr> <td>高圧注入ポンプ流量計</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>表2より、余熱除去ポンプモータ及び高圧注入ポンプモータの被ばく線量として1時間後の線量率が事故後0～1日、1日後の線量率が事故後1～7日、7日後の線量率が事故後7～30日の間継続すると仮定すると、積算線量は以下のとおりとなる。</p> <p>余熱除去ポンプモータ： $(188 \times 24) + (24.8 \times 24 \times 6) + (6.34 \times 24 \times 23) = 1.16E+04 \text{mSv} = 11.6 \text{ Sv}$</p> <p>高圧注入ポンプモータ： $(179 \times 24) + (23.6 \times 24 \times 6) + (6.09 \times 24 \times 23) = 1.11E+04 \text{mSv} = 11.1 \text{ Sv}$</p> <p>ここで、1 Sv=1 Gy とすると、余熱除去ポンプモータの30日間の吸収線量は約12 Gy、高圧注入ポンプモータの30日間の吸収線量は約12 Gyであり、一般的なポンプモータの制限値である2 MGyよりも小さい。</p> <p>また、表2より、余熱除去ポンプ流量計、高圧注入ポンプ流量計の線量として1時間後の線量率が事故後0～1日、1日後の線量率が事故後1～7日、7日後の線量率が事故後7～30日の間継続すると仮定すると、積算線量は以下のとおりとなる。</p>	T. P. (m)	区画	評価対象機器	線量率 [mSv/h]			1時間後	1日後	7日後	-1.7	余熱除去ポンプ室	余熱除去ポンプモータ	1.88E+02	2.48E+01	6.34E+00	高圧注入ポンプ室	高圧注入ポンプモータ	1.79E+02	2.36E+01	6.09E+00	2.8	通路部	余熱除去ポンプ流量計	3.27E+02	4.29E+01	1.29E+01	高圧注入ポンプ流量計				
T. P. (m)	区画				評価対象機器	線量率 [mSv/h]																										
		1時間後	1日後	7日後																												
-1.7	余熱除去ポンプ室	余熱除去ポンプモータ	1.88E+02	2.48E+01	6.34E+00																											
	高圧注入ポンプ室	高圧注入ポンプモータ	1.79E+02	2.36E+01	6.09E+00																											
2.8	通路部	余熱除去ポンプ流量計	3.27E+02	4.29E+01	1.29E+01																											
		高圧注入ポンプ流量計																														

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

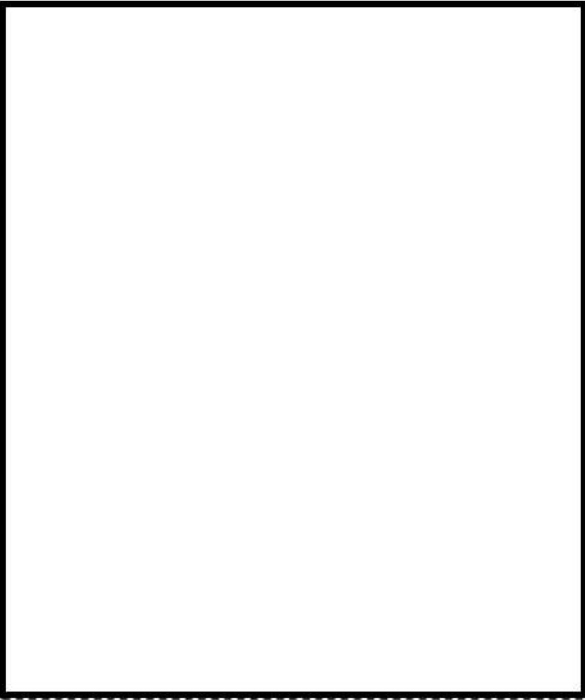
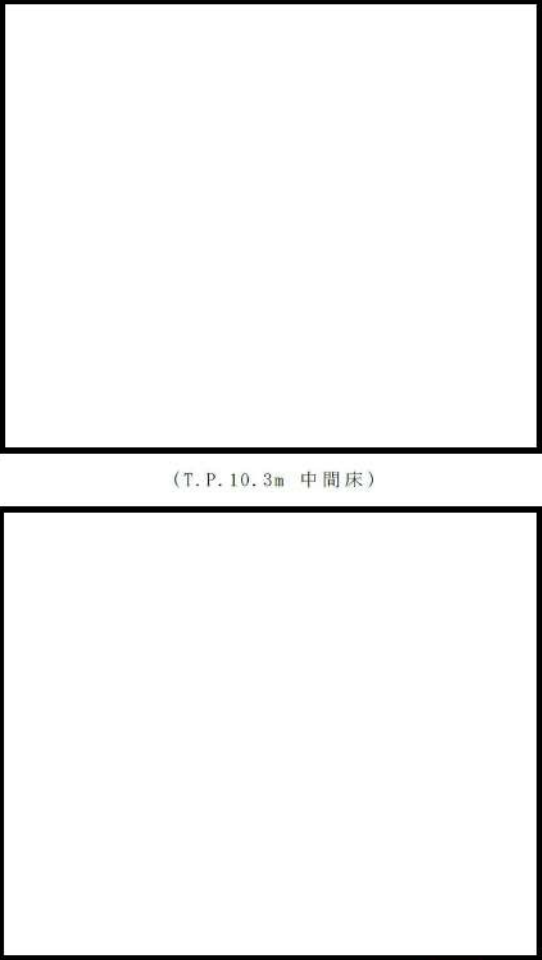
7.1.8 格納容器バイパス (添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について)

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>$(327 \times 24) + (42.9 \times 24 \times 6) + (12.9 \times 24 \times 23) = 2.11E+04 \text{mSv} = 21.1 \text{ Sv}$</p> <p>ここで、1 Sv=1 Gy とすると、余熱除去ポンプ流量計、高圧注入ポンプ流量計の30日間の吸収線量は約22 Gyであり、一般的な伝送器の制限値である100 Gyよりも小さい。</p>	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.1.8 格納容器バイパス (添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について)

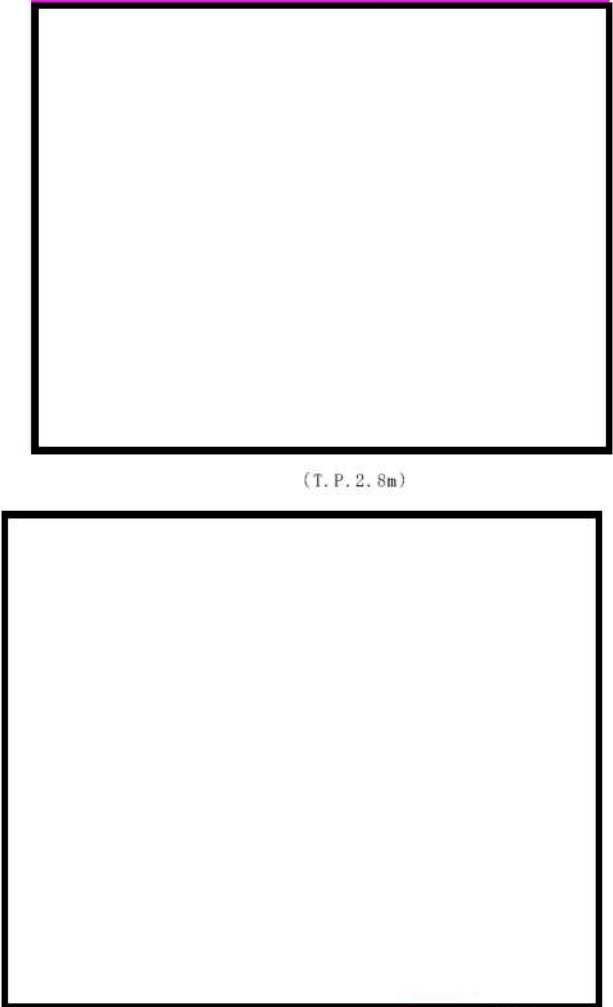
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p data-bbox="394 962 707 983">第1図 ユニハンドラ弁操作場所と漏えい場所</p>	 <p data-bbox="1397 655 1599 676">(T. P. 10. 3m 中間床)</p> <p data-bbox="1435 1166 1559 1187">(T. P. 10. 3m)</p> <p data-bbox="1648 1161 1794 1182">■：滞留水</p> <p data-bbox="1648 1193 1883 1214">■：安全補機室区画</p> <p data-bbox="1137 1233 1861 1254">※ツインパワー弁操作場所では最下層及び上下階からの蒸気流入を考慮</p> <p data-bbox="1160 1302 1827 1323">図1 (1 / 2) ツインパワー弁操作場所と漏えい場所 (泊3号炉)</p> <p data-bbox="1211 1337 1778 1358">■ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.1.8 格納容器バイパス (添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について)

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p>(T. P. 2.8m)</p> <p>(T. P. -1.7m) : 滞留水 : 安全補機室区画</p> <p>図1(2/2) ツインパワー弁操作場所と漏えい場所 (泊3号炉)</p> <p>枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>安全補機室空気浄化系による排気</p> <p>上階区画 (EL. 18.0m)</p> <p>中階区画 (EL. 9.3m)</p> <p>下階区画 (EL. -0.6m)</p> <p>最下階区画 (EL. -4.5m)</p> <p>安全補機室区画</p> <p>第2図 ユニハンドラ弁操作場所 断面イメージ図 (①～⑤は被ばく経路を示す)</p>	<p>安全補機室空気浄化系による排気^{*1}</p> <p>上階区画 (T.P. 14.6m)</p> <p>中階区画 (T.P. 10.3m)</p> <p>下階区画 (T.P. 2.8m)</p> <p>下階区画 (T.P. -1.7m)</p> <p>安全補機室区画</p> <p>第2図 ツインパワー弁操作場所 (泊3号炉) 断面イメージ図 (①、②、③、④及び⑤は被ばく経路を示す)</p>	<p>相違理由</p>

7.1.8 格納容器バイパス（添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																						
<p style="text-align: center;">伊方3号炉 別紙-3 別添-1</p> <p style="text-align: center;">線量評価の詳細</p> <p>1. 気相部又は液相部の放射能濃度の評価</p> <p>(1) 評価条件</p> <p>余熱除去系統から漏えいする1次冷却材中放射能濃度の算出条件及び漏えい後の評価条件について別添第1表に示す。隣接区画については、部屋毎に3分割して評価した。別添第1図に示すように、バルブ室を隣接区画(1)、格納容器スプレイ冷却器室を隣接区画(2)、余熱除去冷却器室を隣接区画(3)とし、隣接区画(3)からの線量評価においては、考慮しているコンクリート壁(0.9m)による遮蔽に加えて、余熱除去冷却器室周りの壁(1.0m)による遮蔽が期待できるため評価上無視することとし、隣接区画(1)及び隣接区画(2)からの影響を評価することとする。</p> <p>放出過程は別添第2図に、各核種の1次冷却材中平衡濃度を別添第2表～別添第4表に示す。</p> <p style="text-align: center;">別添第1表 評価条件</p> <table border="1" data-bbox="257 619 913 1114"> <thead> <tr> <th>評価条件</th> <th>評価使用値</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉熱出力</td> <td>2,705MWt</td> <td>定格出力の102%</td> </tr> <tr> <td>原子炉運転時間</td> <td>最高40,000時間</td> <td>核分裂生成物が多くなるようサイクル末期を想定</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆管欠陥率</td> <td>0.1%</td> <td>別添-2に示すとおり</td> </tr> <tr> <td>欠陥燃料からの放出割合</td> <td>希ガス 1.0% よう素 0.5%</td> <td>現行添付書類十に同じ</td> </tr> <tr> <td>安全補機室区画への漏えい量積算値</td> <td>約26m³ (事象発生20分後) 約387m³ (事象発生7時間後)</td> <td>隔離完了を想定するそれぞれの時間に対して、ユニハンドラ弁操作開始時間である20分もしくは7時間時点を想定</td> </tr> <tr> <td>線量評価に用いる安全補機室区画体積</td> <td>9,700m³</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td>気相中に放出される放射性物質の割合</td> <td>希ガス：100% よう素：10% 粒子状物質：0%</td> <td>瞬時放出を想定 気相中に放出されない放射性物質は液相部に滞留する (別添-3に示すとおり)</td> </tr> <tr> <td>安全補機室空気浄化系による排気風量*</td> <td>56m³/min</td> <td>安全補機室排気ファン風量の設計値</td> </tr> </tbody> </table> <p><small>※：ISLOCA発生時の安全補機室の雰囲気は、高温多量の水蒸気で満たされていることとなり、チャコールフィルタが目詰まりを起こし、排気ができなくなる可能性があるが、温度評価でも考慮している補助排気系給排気系の運転により、安全補機室区画を含め補助機室内を換気できる。ただし、事象発生後1時間までに隔離する場合の評価では、補助排気系給排気系が起動していないため、排気は考慮しない。</small></p>	評価条件	評価使用値	備考	原子炉熱出力	2,705MWt	定格出力の102%	原子炉運転時間	最高40,000時間	核分裂生成物が多くなるようサイクル末期を想定	燃料被覆管欠陥率	0.1%	別添-2に示すとおり	欠陥燃料からの放出割合	希ガス 1.0% よう素 0.5%	現行添付書類十に同じ	安全補機室区画への漏えい量積算値	約26m ³ (事象発生20分後) 約387m ³ (事象発生7時間後)	隔離完了を想定するそれぞれの時間に対して、ユニハンドラ弁操作開始時間である20分もしくは7時間時点を想定	線量評価に用いる安全補機室区画体積	9,700m ³	設計値	気相中に放出される放射性物質の割合	希ガス：100% よう素：10% 粒子状物質：0%	瞬時放出を想定 気相中に放出されない放射性物質は液相部に滞留する (別添-3に示すとおり)	安全補機室空気浄化系による排気風量*	56m ³ /min	安全補機室排気ファン風量の設計値	<p style="text-align: center;">添付-1</p> <p style="text-align: center;">線量評価の詳細</p> <p>1. 気相部又は液相部の放射性物質濃度の評価</p> <p>(1) 評価条件</p> <p>1次冷却材から漏えいする放射能濃度算出条件及び漏えい後の評価条件について添付表1に示す。放出過程は添付図1に示すとおりである。</p> <p>各核種の1次冷却材中平衡濃度を添付表2～添付表4に示す。</p> <p style="text-align: center;">添付表1 評価条件</p> <table border="1" data-bbox="1102 630 1915 1327"> <thead> <tr> <th>評価条件</th> <th>評価使用値</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>炉心熱出力</td> <td>2,705 MWt</td> <td>定格出力の102%</td> </tr> <tr> <td>運転時間</td> <td>最高40,000時間</td> <td>核分裂生成物が多くなるようサイクル末期を想定</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆管欠陥率</td> <td>0.1%</td> <td>添付-2に示すとおり</td> </tr> <tr> <td>炉心内蓄積量に対する燃料ギャップ中の放射能割合</td> <td>希ガス 1.0% よう素 0.5%</td> <td>現行添付書類十に同じ</td> </tr> <tr> <td>安全補機室区画への漏えい量積算値</td> <td>約97m³*1</td> <td>ツインパワー弁の閉止時間として1時間時点を想定</td> </tr> <tr> <td>線量評価に用いる安全補機室区画体積</td> <td>9,100m³</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td>気相中に放出される放射性物質の割合</td> <td>希ガス：100% よう素：10% 粒子状物質：0%</td> <td>瞬時放出を想定。 気相中に放出されない放射性物質は液相部に滞留する。 (添付-3に示すとおり)</td> </tr> <tr> <td>安全補機室空気浄化系による排気風量</td> <td>—</td> <td>事象発生1時間後の起動を想定しており、本評価では考慮せず</td> </tr> </tbody> </table> <p><small>*1 積算漏えい量を水の密度1g/ccとして算出</small></p>	評価条件	評価使用値	備考	炉心熱出力	2,705 MWt	定格出力の102%	運転時間	最高40,000時間	核分裂生成物が多くなるようサイクル末期を想定	燃料被覆管欠陥率	0.1%	添付-2に示すとおり	炉心内蓄積量に対する燃料ギャップ中の放射能割合	希ガス 1.0% よう素 0.5%	現行添付書類十に同じ	安全補機室区画への漏えい量積算値	約97m ³ *1	ツインパワー弁の閉止時間として1時間時点を想定	線量評価に用いる安全補機室区画体積	9,100m ³	設計値	気相中に放出される放射性物質の割合	希ガス：100% よう素：10% 粒子状物質：0%	瞬時放出を想定。 気相中に放出されない放射性物質は液相部に滞留する。 (添付-3に示すとおり)	安全補機室空気浄化系による排気風量	—	事象発生1時間後の起動を想定しており、本評価では考慮せず	
評価条件	評価使用値	備考																																																						
原子炉熱出力	2,705MWt	定格出力の102%																																																						
原子炉運転時間	最高40,000時間	核分裂生成物が多くなるようサイクル末期を想定																																																						
燃料被覆管欠陥率	0.1%	別添-2に示すとおり																																																						
欠陥燃料からの放出割合	希ガス 1.0% よう素 0.5%	現行添付書類十に同じ																																																						
安全補機室区画への漏えい量積算値	約26m ³ (事象発生20分後) 約387m ³ (事象発生7時間後)	隔離完了を想定するそれぞれの時間に対して、ユニハンドラ弁操作開始時間である20分もしくは7時間時点を想定																																																						
線量評価に用いる安全補機室区画体積	9,700m ³	設計値																																																						
気相中に放出される放射性物質の割合	希ガス：100% よう素：10% 粒子状物質：0%	瞬時放出を想定 気相中に放出されない放射性物質は液相部に滞留する (別添-3に示すとおり)																																																						
安全補機室空気浄化系による排気風量*	56m ³ /min	安全補機室排気ファン風量の設計値																																																						
評価条件	評価使用値	備考																																																						
炉心熱出力	2,705 MWt	定格出力の102%																																																						
運転時間	最高40,000時間	核分裂生成物が多くなるようサイクル末期を想定																																																						
燃料被覆管欠陥率	0.1%	添付-2に示すとおり																																																						
炉心内蓄積量に対する燃料ギャップ中の放射能割合	希ガス 1.0% よう素 0.5%	現行添付書類十に同じ																																																						
安全補機室区画への漏えい量積算値	約97m ³ *1	ツインパワー弁の閉止時間として1時間時点を想定																																																						
線量評価に用いる安全補機室区画体積	9,100m ³	設計値																																																						
気相中に放出される放射性物質の割合	希ガス：100% よう素：10% 粒子状物質：0%	瞬時放出を想定。 気相中に放出されない放射性物質は液相部に滞留する。 (添付-3に示すとおり)																																																						
安全補機室空気浄化系による排気風量	—	事象発生1時間後の起動を想定しており、本評価では考慮せず																																																						

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.1.8 格納容器バイパス (添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について)

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="309 264 880 703" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="387 708 813 735" data-label="Caption"> <p>別添第1図 隣接区画における放射性物質からの寄与</p> </div>		

7.1.8 格納容器バイパス（添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">【参考のため掲載順を入れ替えた】</p> <p>(2) 放射能濃度評価</p> <p>(1) の評価条件から、以下の濃度計算式にて各区画での放射能濃度評価を行った。</p> <p>濃度計算式のとおり、1次冷却材に含まれるすべての放射性物質は、隔離操作開始までに別添第1表に示す割合で気相中及び液相中に放出されるものとし、区画毎に、気相部においては各区画の体積、液相部においては各区画の滞留水量に応じた放射エネルギーが存在するものとして評価した。線量評価の対象時間は、放射性崩壊による線量率の低下を踏まえ、事象発生後1時間もしくは8時間までに隔離する場合において、それぞれ操作開始を想定している事象発生20分後もしくは7時間後とした。</p> $C(t) = \frac{Q_{RCS} + E \cdot G \cdot f}{V_1} \cdot \left\{ (a \cdot e^{-\lambda t} \cdot \frac{V_1}{V_2}) + (1-a) \cdot e^{-\lambda t} \cdot \frac{d(t)}{L_{total}} \right\}$ <p> $C(t)$: 各区画内の放射能濃度 (Bq/m³) Q_{RCS} : 各核種の1次冷却材中放射エネルギー (Bq) E : 炉内蓄積量 (Bq) G : 欠陥燃料からの放出割合 (-) 希ガス: 0.01 よう素: 0.005 f : 燃料被覆管欠陥率 (= 0.1 %) V_1 : 各区画面体積 (m³) V_2 : 安全補機区画全体積 (m³) $d(t)$: 各区画内滞留水量 (m³) L_{total} : 原子炉補助建屋内での総漏えい量 a : 気相への移行割合 (-) 希ガス: 1.0 よう素: 0.1 粒子状物質: 0.0 λ_1 : 核種ごとの崩壊定数 (s⁻¹) λ_2 : 排気による除去定数 (s⁻¹) (=排気風量 (m³/s) / 安全補機区画面体積 (m³)) Λ : $\Lambda = \lambda_1 + \lambda_2$ </p>	<p>(2) 濃度評価</p> <p>上記評価条件から、以下の濃度計算式にて各区画での濃度評価を行った。</p> <p>・安全補機室区画内 (下階区画 安全系ポンプバルブ室)</p> $C(t) = \frac{Q_{RCS} + E \cdot G \cdot f}{V_1} \cdot \frac{L_{total}}{V_{RCS}} \cdot \left\{ (a \cdot e^{-\Lambda t} \cdot \frac{V_1}{V_2}) + \frac{d(t)}{L_{total}} \cdot (1-a) \cdot e^{-\lambda_1 t} \right\}$ <p> $C(t)$: 区画内の放射能濃度 (Bq/m³) Q_{RCS} : 各核種の1次冷却材中放射エネルギー (Bq) E : 炉心内蓄積量 (Bq) G : 炉心内蓄積量に対する燃料ギャップ中の放射エネルギー割合 (-) 希ガス: 0.01 よう素: 0.005 f : 燃料被覆管欠陥率 (= 0.1 %) V_{RCS} : 1次冷却材保有水量 (m³) V_1 : 各区画面体積 (m³) V_2 : 安全補機室区画全体積 (m³) $d(t)$: 各区画内滞留水量 (m³) (ある場合) L_{total} : 作業終了までの総漏えい量 (m³) a : 気相への移行割合 (-) 希ガス: 1.0 よう素: 0.1 粒子状物質: 0.0 λ_1 : 核種ごとの崩壊定数 (s⁻¹) λ_2 : 排気による除去定数 (s⁻¹) (=排気風量 (m³/s) / 安全補機室区画面体積 (m³)) Λ : $\Lambda = \lambda_1 + \lambda_2$ t : 事象開始からの時刻 (s) </p> <p>・安全補機室区画外 (下階区画 通路部、上階区画 充てんポンプバルブ室)</p> $C(t) = \frac{Q_{RCS} + E \cdot G \cdot f}{V_1} \cdot \frac{L_{total}}{V_{RCS}} \cdot \left\{ \frac{q(t)}{L_{total}} \cdot a \cdot e^{-\lambda_1 t} + \frac{d(t)}{L_{total}} \cdot (1-a) \cdot e^{-\lambda_1 t} \right\}$	

7.1.8 格納容器バイパス（添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																				
	<p> $C(t)$: 区画内の放射能濃度 (Bq/m³) Q_{RCS} : 各核種の1次冷却材中放射能 (Bq) E : 炉内蓄積量 (Bq) G : 炉心内蓄積量に対する燃料ギャップ中の放射能割合 (-) 希ガス: 0.01 よう素: 0.005 f : 燃料被覆管欠陥率 (= 0.1 %) V_1 : 各区画体積 (m³) a : 気相への移行割合 (-) 希ガス: 1.0 よう素: 0.1 粒子状物質: 0.0 $q(t)$: 各区画への漏えい水量 (m³) λ_1 : 核種ごとの崩壊定数 (s⁻¹) t : 事象開始からの時刻 (s) </p>																																					
【参考のため掲載順を入れ替えた】																																						
<p>(3) 濃度評価結果</p> <p>(2)の濃度計算式により算出した放射能濃度は、別添第5表のとおりである。</p> <p style="text-align: center;">別添第5表 各区画での放射能濃度</p> <table border="1" data-bbox="268 845 896 1356"> <thead> <tr> <th colspan="2" rowspan="2">対象区画</th> <th colspan="2">放射能濃度 (Bq/m³) (γ線エネルギー0.5MeV換算)</th> </tr> <tr> <th>事象発生 20分後 (事象発生後 1時間までに 隔離する場合)</th> <th>事象発生 7時間後 (事象発生後 8時間までに 隔離する場合)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">隣接区画^{*1}</td> <td>隣接区画(1)</td> <td>2.0×10¹¹</td> <td>1.1×10¹⁰</td> </tr> <tr> <td>隣接区画(2)</td> <td>1.8×10¹¹</td> <td>9.8×10⁹</td> </tr> <tr> <td colspan="2">上階区画^{*1}</td> <td>4.8×10¹⁰</td> <td>1.7×10¹⁰</td> </tr> <tr> <td colspan="2">下階区画^{*1}</td> <td>3.1×10¹¹</td> <td>7.4×10¹⁰</td> </tr> <tr> <td colspan="2">最下階区画(安全補機室区画内)^{*1}</td> <td>1.3×10¹¹</td> <td>2.6×10¹⁰</td> </tr> <tr> <td colspan="2">最下階区画(安全補機室区画外)^{*2}</td> <td>1.4×10¹¹</td> <td>3.6×10¹⁰</td> </tr> </tbody> </table> <p>^{*1}: 気相部に放射性物質が浮遊及び液相部に放射性物質が滞留 ^{*2}: 液相部に放射性物質が滞留</p>	対象区画		放射能濃度 (Bq/m ³) (γ 線エネルギー0.5MeV換算)		事象発生 20分後 (事象発生後 1時間までに 隔離する場合)	事象発生 7時間後 (事象発生後 8時間までに 隔離する場合)	隣接区画 ^{*1}	隣接区画(1)	2.0×10 ¹¹	1.1×10 ¹⁰	隣接区画(2)	1.8×10 ¹¹	9.8×10 ⁹	上階区画 ^{*1}		4.8×10 ¹⁰	1.7×10 ¹⁰	下階区画 ^{*1}		3.1×10 ¹¹	7.4×10 ¹⁰	最下階区画(安全補機室区画内) ^{*1}		1.3×10 ¹¹	2.6×10 ¹⁰	最下階区画(安全補機室区画外) ^{*2}		1.4×10 ¹¹	3.6×10 ¹⁰	<p>(3) 濃度評価結果</p> <p>(2)の濃度計算式により算出した濃度は、下表のとおりである。</p> <table border="1" data-bbox="1142 813 1859 1053"> <thead> <tr> <th rowspan="2"></th> <th>放射能濃度 (Bq/m³) (0.5MeV換算) (立入時間: 事象発生1時間後)</th> </tr> <tr> <th>泊3号炉</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">下階区画</td> <td>通路部: 2.6×10¹⁰</td> </tr> <tr> <td>安全系ポンプバルブ室: 6.5×10¹⁰</td> </tr> <tr> <td>上階区画</td> <td>充てんポンプバルブエリア: 1.7×10¹⁰</td> </tr> </tbody> </table>		放射能濃度 (Bq/m ³) (0.5MeV換算) (立入時間: 事象発生1時間後)	泊3号炉	下階区画	通路部: 2.6×10 ¹⁰	安全系ポンプバルブ室: 6.5×10 ¹⁰	上階区画	充てんポンプバルブエリア: 1.7×10 ¹⁰
対象区画			放射能濃度 (Bq/m ³) (γ 線エネルギー0.5MeV換算)																																			
		事象発生 20分後 (事象発生後 1時間までに 隔離する場合)	事象発生 7時間後 (事象発生後 8時間までに 隔離する場合)																																			
隣接区画 ^{*1}	隣接区画(1)	2.0×10 ¹¹	1.1×10 ¹⁰																																			
	隣接区画(2)	1.8×10 ¹¹	9.8×10 ⁹																																			
上階区画 ^{*1}		4.8×10 ¹⁰	1.7×10 ¹⁰																																			
下階区画 ^{*1}		3.1×10 ¹¹	7.4×10 ¹⁰																																			
最下階区画(安全補機室区画内) ^{*1}		1.3×10 ¹¹	2.6×10 ¹⁰																																			
最下階区画(安全補機室区画外) ^{*2}		1.4×10 ¹¹	3.6×10 ¹⁰																																			
	放射能濃度 (Bq/m ³) (0.5MeV換算) (立入時間: 事象発生1時間後)																																					
	泊3号炉																																					
下階区画	通路部: 2.6×10 ¹⁰																																					
	安全系ポンプバルブ室: 6.5×10 ¹⁰																																					
上階区画	充てんポンプバルブエリア: 1.7×10 ¹⁰																																					

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.8 格納容器バイパス（添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>コニハンドラ弁操作場における外部被ばく</p> <p>コンクリートによる遮へい (厚さ: 0.6m)</p> <p>コンクリートによる遮へい (厚さ: 0.6m)</p> <p>コンクリートによる遮へい (厚さ: 0.6m)</p> <p>コンクリートによる遮へい (厚さ: 0.6m)</p> <p>コンクリートによる遮へい (厚さ: 0.6m)</p> <p>（隣接区画気相部へ浮遊 (区画面積: 10m²)）</p> <p>（隣接区画液相部へ滞留 (区画面積: 10m²)）</p> <p>（上層区画気相部へ浮遊 (区画面積: 10m²)）</p> <p>（上層区画液相部へ滞留 (区画面積: 10m²)）</p> <p>（下層区画気相部へ浮遊 (区画面積: 10m²)）</p> <p>（下層区画液相部へ滞留 (区画面積: 10m²)）</p> <p>（最下層区画気相部へ浮遊 (区画面積: 10m²)）</p> <p>（最下層区画液相部へ滞留 (区画面積: 10m²)）</p> <p>（最下層区画貯留部へ滞留 (区画面積: 10m²)）</p> <p>経路①</p> <p>経路②</p> <p>経路③</p> <p>経路④</p> <p>経路⑤</p> <p>気相中及び液相中放射能濃度</p> <p>安全補機区画内への漏えい: 20分で約26m³, 7時間で約387m³</p> <p>気相への放出割合: 希ガス: 100%, よう素: 10%, 粒子状物質: 0%</p> <p>液相への滞留割合: 希ガス: 0%, よう素: 90%, 粒子状物質: 100%</p> <p>安全補機区画面積: 9700m²</p> <p>安全補機室空気浄化系による排気: 50m³/min</p> <p>事故後の1次冷却材中放射能</p> <p>破損燃料からの減圧時追加放出</p> <p>燃料被覆管欠陥率: 0.1%</p> <p>欠陥燃料からの放出割合</p> <p>希ガス: 1%, よう素: 0.5%</p> <p>炉心内蓄積量</p> <p>事故発生前の1次冷却材中放射能</p> <p>燃料被覆管欠陥率: 0.1%</p> <p>別添第2図 1次冷却材中の放射能の放出過程</p> <p>*1: 隣接区画(1)/隣接区画(2)の区画面積</p> <p>*2: 事故発生後1時間までに隔離する場合の評価では、排気は考慮しない。</p>	<p>ツインパワー弁操作場における外部被ばく</p> <p>コンクリートによる遮へい (厚さ: 0.6m)</p> <p>コンクリートによる遮へい (厚さ: 0.6m)</p> <p>コンクリートによる遮へい (厚さ: 0.6m)</p> <p>（下層区画 (安全ポンプバルブ室) 気相部へ浮遊/液相部へ滞留 (区画面積: 883m²) (漏えい量: 97m³) (滞留水量: 36.2m³)）</p> <p>（下層区画 (通路部) 気相部へ浮遊/液相部へ滞留 (区画面積: 996m²) (漏えい量: 11m³) (滞留水量: 10.5m³)）</p> <p>（上層区画 (充てんポンプバルブエリア) 気相部へ浮遊/液相部へ滞留 (区画面積: 483m²) (漏えい量: 5m³) (滞留水量: 2.2m³)）</p> <p>経路①</p> <p>経路②</p> <p>経路③</p> <p>気相中及び液相中放射能濃度</p> <p>安全補機区画内への漏えい量: 1時間で約97m³</p> <p>気相への放出割合: 希ガス: 100%, よう素: 10%, 粒子状物質: 0%</p> <p>液相への滞留割合: 希ガス: 0%, よう素: 90%, 粒子状物質: 100%</p> <p>安全補機区画面積: 9100m²</p> <p>安全補機室空気浄化系による排気: 1時間時点で考慮せず</p> <p>事故後の1次冷却材中放射能</p> <p>破損燃料からの減圧時追加放出</p> <p>燃料被覆管欠陥率: 0.1%</p> <p>炉心内蓄積量に対する燃料ギャップ中の放射能割合</p> <p>希ガス: 1%, よう素: 0.5%</p> <p>炉心内蓄積量</p> <p>事故発生前の1次冷却材中放射能</p> <p>燃料被覆管欠陥率: 0.1%</p> <p>添付図1 1次冷却材中の放射能の放出過程 (泊3号炉)</p>	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.8 格納容器バイパス（添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について）

大飯発電所3/4号炉								泊発電所3号炉								相違理由		
別添第2表 1次冷却材中のよう素の平衡濃度及び追加放出寄与分								添付表2 1次冷却材中のよう素の平衡濃度及び追加放出寄与分										
核種	核分裂収率 (%)	半減期	γ線実効エネルギー (MeV/dis)	冷却材中濃度 (Bq/g)		冷却材中蓄積量 (Bq)	炉心内蓄積量 (Bq)	追加放出寄与分 (Bq)	核種	核分裂収率 (%)	半減期	γ線実効エネルギー (MeV/dis)	冷却材中濃度 (Bq/g)		冷却材中蓄積量 (Bq)	炉心内蓄積量 (Bq)	追加放出寄与分 (Bq)	
				冷却材中濃度 (Bq/g)	γ線エネルギー0.5MeV換算 (Bq/g)								冷却材中濃度 (Bq/g)	γ線エネルギー0.5MeV換算 (Bq/g)				
I-131	2.84	8.06 d	0.381	4.58×10 ³	8.70×10 ¹¹	2.46×10 ¹⁸	1.23×10 ¹³	I-131	2.84	8.06 d	0.381	4.57×10 ³	8.92×10 ¹¹	2.46×10 ¹⁸	1.23×10 ¹³			
I-132	4.21	2.28 h	2.253	2.43×10 ³	4.62×10 ¹¹	3.65×10 ¹⁸	1.82×10 ¹³	I-132	4.21	2.28 h	2.253	2.39×10 ³	4.67×10 ¹¹	3.64×10 ¹⁸	1.82×10 ¹³			
I-133	6.77	20.8 h	0.608	8.94×10 ³	1.70×10 ¹²	5.86×10 ¹⁸	2.93×10 ¹³	I-133	6.77	20.8 h	0.608	8.89×10 ³	1.73×10 ¹²	5.86×10 ¹⁸	2.93×10 ¹³			
I-134	7.61	52.6 min	2.75	1.85×10 ³	3.52×10 ¹¹	6.59×10 ¹⁸	3.29×10 ¹³	I-134	7.61	52.6 min	2.75	1.81×10 ³	3.53×10 ¹¹	6.58×10 ¹⁸	3.29×10 ¹³			
I-135	6.41	6.61 h	1.645	5.87×10 ³	1.11×10 ¹²	5.55×10 ¹⁸	2.77×10 ¹³	I-135	6.41	6.61 h	1.645	5.80×10 ³	1.13×10 ¹²	5.55×10 ¹⁸	2.77×10 ¹³			
合計	—	—	—	2.37×10 ⁴	4.50×10 ¹²	2.41×10 ¹⁹	1.20×10 ¹⁴	合計	—	—	—	2.35×10 ⁴	4.57×10 ¹²	2.41×10 ¹⁹	1.20×10 ¹⁴			
別添第3表 1次冷却材中の希ガスの平衡濃度及び追加放出寄与分								添付表3 1次冷却材中の希ガスの平衡濃度及び追加放出寄与分										
核種	核分裂収率 (%)	半減期	γ線実効エネルギー (MeV/dis)	冷却材中濃度		冷却材中蓄積量 (Bq)	炉心内蓄積量 (Bq)	追加放出寄与分 (γ線エネルギー0.5MeV換算 (Bq))	核種	核分裂収率 (%)	半減期	γ線実効エネルギー (MeV/dis)	冷却材中濃度		冷却材中蓄積量 (Bq)	炉心内蓄積量 (Bq)	追加放出寄与分 (γ線エネルギー0.5MeV換算 (Bq))	
				冷却材中濃度 (Bq/g)	γ線エネルギー0.5MeV換算 (Bq/g)								冷却材中濃度 (Bq/g)	γ線エネルギー0.5MeV換算 (Bq/g)				
Kr-83m	0.53	1.83 h	0.0025	1.48×10 ³	7.40×10 ³	1.41×10 ⁹	4.59×10 ¹⁷	2.29×10 ¹²	Kr-83m	0.53	1.83 h	0.0025	1.45×10 ³	7.25×10 ³	1.41×10 ⁹	4.59×10 ¹⁷	2.29×10 ¹²	
Kr-85m	1.31	4.48 h	0.159	7.22×10 ³	2.30×10 ³	4.36×10 ¹¹	1.13×10 ¹⁸	3.61×10 ¹²	Kr-85m	1.31	4.48 h	0.159	7.07×10 ³	2.25×10 ³	4.38×10 ¹¹	1.13×10 ¹⁸	3.61×10 ¹²	
Kr-85	0.29	10.73 y	0.0022	7.29×10 ⁴	3.21×10 ²	6.09×10 ¹⁰	4.15×10 ¹⁶	1.83×10 ⁹	Kr-85	0.29	10.73 y	0.0022	7.10×10 ⁴	3.12×10 ²	6.09×10 ¹⁰	4.15×10 ¹⁶	1.83×10 ⁹	
Kr-87	2.54	76.3 min	0.793	4.29×10 ³	6.81×10 ³	1.29×10 ¹²	2.20×10 ¹⁸	3.49×10 ¹³	Kr-87	2.54	76.3 min	0.793	4.20×10 ³	6.66×10 ³	1.30×10 ¹²	2.20×10 ¹⁸	3.49×10 ¹³	
Kr-88	3.58	2.80 h	1.950	1.24×10 ⁴	4.82×10 ⁴	9.15×10 ¹²	3.10×10 ¹⁸	1.21×10 ¹⁴	Kr-88	3.58	2.80 h	1.950	1.21×10 ⁴	4.72×10 ⁴	9.19×10 ¹²	3.10×10 ¹⁸	1.21×10 ¹⁴	
Xe-131m	0.040	11.9 d	0.020	1.10×10 ⁴	4.40×10 ²	8.37×10 ¹⁰	3.44×10 ¹⁶	1.38×10 ¹⁰	Xe-131m	0.040	11.9 d	0.020	1.08×10 ⁴	4.33×10 ²	8.45×10 ¹⁰	3.44×10 ¹⁶	1.38×10 ¹⁰	
Xe-133m	0.19	2.25 d	0.042	1.17×10 ⁴	9.86×10 ²	1.87×10 ¹¹	1.66×10 ¹⁷	1.39×10 ¹¹	Xe-133m	0.19	2.25 d	0.042	1.15×10 ⁴	9.69×10 ²	1.89×10 ¹¹	1.66×10 ¹⁷	1.39×10 ¹¹	
Xe-133	6.77	5.29 d	0.045	9.11×10 ³	8.20×10 ⁴	1.56×10 ¹³	5.86×10 ¹⁸	5.27×10 ¹²	Xe-133	6.77	5.29 d	0.045	8.95×10 ³	8.05×10 ⁴	1.57×10 ¹³	5.86×10 ¹⁸	5.27×10 ¹²	
Xe-135m	1.06	15.65 min	0.432	2.24×10 ³	1.93×10 ³	3.68×10 ¹¹	9.15×10 ¹⁷	7.91×10 ¹²	Xe-135m	1.06	15.65 min	0.432	2.18×10 ³	1.89×10 ³	3.68×10 ¹¹	9.15×10 ¹⁷	7.91×10 ¹²	
Xe-135	6.63	9.083h	0.250	2.43×10 ⁴	1.22×10 ⁴	2.31×10 ¹²	5.75×10 ¹⁸	2.87×10 ¹³	Xe-135	6.63	9.083 h	0.250	2.43×10 ⁴	1.21×10 ⁴	2.36×10 ¹²	5.75×10 ¹⁸	2.87×10 ¹³	
Xe-138	6.28	14.17 min	1.183	2.18×10 ³	5.15×10 ³	9.78×10 ¹¹	5.44×10 ¹⁸	1.29×10 ¹⁴	Xe-138	6.28	14.17 min	1.183	2.12×10 ³	5.02×10 ³	9.79×10 ¹¹	5.44×10 ¹⁸	1.29×10 ¹⁴	
合計	—	—	—	1.06×10 ⁶	1.60×10 ⁵	3.05×10 ¹⁸	2.51×10 ¹⁹	3.30×10 ¹⁴	合計	—	—	—	1.04×10 ⁶	1.57×10 ⁵	3.07×10 ¹⁸	2.51×10 ¹⁹	3.30×10 ¹⁴	

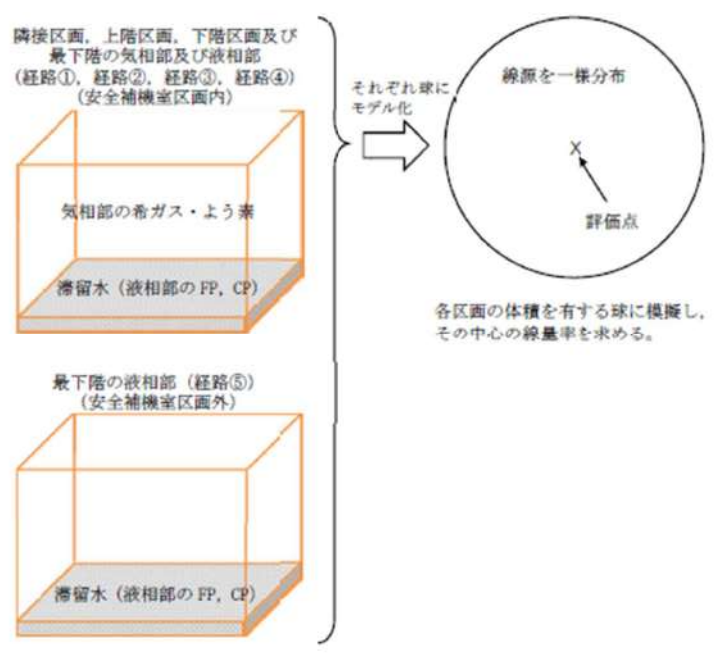
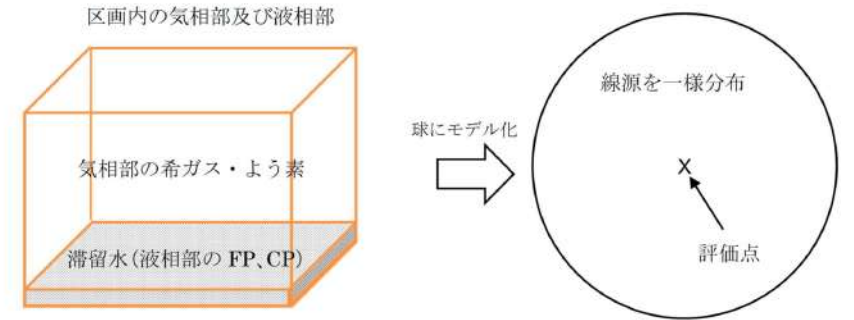
泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.8 格納容器バイパス（添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について）

大飯発電所3 / 4号炉						泊発電所3号炉						相違理由
別添第4表 1次冷却材中の粒子状物質の平衡濃度及び追加放出寄与分(1/2)						添付表4 1次冷却材中の粒子状物質の平衡濃度(1/2)						
核種	半減期	γ線実効エネルギー (MeV/dis)	冷却材中濃度		冷却材中蓄積量	核種	半減期	γ線実効エネルギー (MeV/dis)	冷却材中濃度		冷却材中蓄積量	
			冷却材中濃度 (Bq/g)	γ線エネルギー0.5MeV換算 (Bq/g)	γ線エネルギー0.5MeV換算 (Bq)				冷却材中濃度 (Bq/g)	γ線エネルギー0.5MeV換算 (Bq/g)	γ線エネルギー0.5MeV換算 (Bq)	
Br-83	2.39 h	0.0075	2.70×10 ²	4.05×10 ⁰	7.70×10 ⁸	Br-83	2.39 h	0.0075	2.65×10 ²	3.98×10 ⁰	7.76×10 ⁸	
Br-84	31.8 min	1.742	1.44×10 ²	5.02×10 ²	9.53×10 ¹⁰	Br-84	31.8 min	1.742	1.41×10 ²	4.90×10 ²	9.56×10 ¹⁰	
Rb-88	17.8 min	0.57	1.49×10 ⁴	1.70×10 ⁴	3.23×10 ¹²	Rb-88	17.8 min	0.57	1.45×10 ⁴	1.66×10 ⁴	3.23×10 ¹²	
Rb-89	15.4 min	2.2	3.66×10 ²	1.61×10 ³	3.06×10 ¹¹	Rb-89	15.4 min	2.2	3.57×10 ²	1.57×10 ³	3.06×10 ¹¹	
Sr-89	52.7 d	8×10 ⁻⁵	7.72×10 ⁰	1.24×10 ⁻³	2.35×10 ⁵	Sr-89	52.7 d	8×10 ⁻⁵	7.72×10 ⁰	1.24×10 ⁻³	2.41×10 ⁵	
Sr-90	27.7 y	—	4.89×10 ⁻¹	—	—	Sr-90	27.7 y	—	4.89×10 ⁻¹	—	—	
Sr-91	9.67 h	0.71	4.86×10 ⁰	6.90×10 ⁰	1.31×10 ⁹	Sr-91	9.67 h	0.71	4.82×10 ⁰	6.84×10 ⁰	1.33×10 ⁹	
Sr-92	2.71 h	1.3	2.54×10 ⁰	6.60×10 ⁰	1.25×10 ⁹	Sr-92	2.71 h	1.3	2.50×10 ⁰	6.50×10 ⁰	1.27×10 ⁹	
Y-90	64.0 h	—	6.24×10 ⁻¹	—	—	Y-90	64.0 h	—	6.21×10 ⁻¹	—	—	
Y-91	58.9 d	0.0027	1.17×10 ¹	6.32×10 ⁻²	1.20×10 ⁷	Y-91	58.9 d	0.0027	1.16×10 ¹	6.28×10 ⁻²	1.23×10 ⁷	
Y-92	3.53 h	0.23	3.13×10 ⁰	1.44×10 ⁰	2.74×10 ⁸	Y-92	3.53 h	0.23	3.08×10 ⁰	1.42×10 ⁰	2.76×10 ⁸	
Zr-95	65.5 d	0.73	1.31×10 ⁰	1.91×10 ⁰	3.63×10 ⁸	Zr-95	65.5 d	0.73	1.31×10 ⁰	1.91×10 ⁰	3.73×10 ⁸	
Nb-95	35 d	0.77	1.31×10 ⁰	2.02×10 ⁰	3.83×10 ⁸	Nb-95	35 d	0.77	1.31×10 ⁰	2.02×10 ⁰	3.93×10 ⁸	
Mo-99	66.7 h	0.16	8.63×10 ³	2.76×10 ³	5.25×10 ¹¹	Mo-99	66.7 h	0.16	8.53×10 ³	2.73×10 ³	5.32×10 ¹¹	
Te-132	77.7 h	0.22	5.02×10 ²	2.21×10 ²	4.20×10 ¹⁰	Te-132	77.7 h	0.22	5.01×10 ²	2.20×10 ²	4.30×10 ¹⁰	
別添第4表 1次冷却材中の粒子状物質の平衡濃度及び追加放出寄与分(2/2)						添付表4 1次冷却材中の粒子状物質の平衡濃度(2/2)						
核種	半減期	γ線実効エネルギー (MeV/dis)	冷却材中濃度		冷却材中蓄積量	核種	半減期	γ線実効エネルギー (MeV/dis)	冷却材中濃度		冷却材中蓄積量	
			冷却材中濃度 (Bq/g)	γ線エネルギー0.5MeV換算 (Bq/g)	γ線エネルギー0.5MeV換算 (Bq)				冷却材中濃度 (Bq/g)	γ線エネルギー0.5MeV換算 (Bq/g)	γ線エネルギー0.5MeV換算 (Bq)	
Te-134	42.0 m	0.1302	9.91×10 ¹	2.58×10 ¹	4.90×10 ⁹	Te-134	42.0 min	0.1302	9.69×10 ¹	2.52×10 ¹	4.92×10 ⁹	
Cs-134	2.05 y	1.6	2.02×10 ³	6.46×10 ³	1.23×10 ¹²	Cs-134	2.05 y	1.6	1.95×10 ³	6.24×10 ³	1.22×10 ¹²	
Cs-136	13.7 d	2.2	1.40×10 ²	6.16×10 ²	1.17×10 ¹¹	Cs-136	13.7 d	2.2	1.39×10 ²	6.13×10 ²	1.20×10 ¹¹	
Cs-137	30.0 y	0.56	4.49×10 ³	5.03×10 ³	9.55×10 ¹¹	Cs-137	30.0 y	0.56	4.48×10 ³	5.02×10 ³	9.79×10 ¹¹	
Cs-138	32.2 m	2.1	3.35×10 ³	1.41×10 ⁴	2.67×10 ¹²	Cs-138	32.2 min	2.1	3.27×10 ³	1.37×10 ⁴	2.68×10 ¹²	
Ba-140	12.8 d	0.18	7.96×10 ⁰	2.87×10 ⁰	5.44×10 ⁸	Ba-140	12.8 d	0.18	7.95×10 ⁰	2.86×10 ⁰	5.58×10 ⁸	
La-140	40.27 h	2.3	2.09×10 ⁰	9.61×10 ⁰	1.83×10 ⁹	La-140	40.27 h	2.3	2.10×10 ⁰	9.68×10 ⁰	1.89×10 ⁹	
Ce-144	284 d	0.016	9.43×10 ⁻¹	3.02×10 ⁻²	5.73×10 ⁶	Ce-144	284 d	0.016	9.43×10 ⁻¹	3.02×10 ⁻²	5.58×10 ⁶	
Pr-144	17.27 m	0.030	9.43×10 ⁻¹	5.66×10 ⁻²	1.08×10 ⁷	Pr-144	17.27 min	0.030	9.43×10 ⁻¹	5.66×10 ⁻²	1.10×10 ⁷	
Cr-51	27.8 d	0.032	3.5×10 ¹	2.24×10 ⁰	4.26×10 ⁸	Cr-51	27.8 d	0.032	3.5×10 ¹	2.24×10 ⁰	4.37×10 ⁸	
Mn-54	312 d	0.84	2.9×10 ¹	4.87×10 ¹	9.26×10 ⁹	Mn-54	312 d	0.84	2.9×10 ¹	4.87×10 ¹	9.50×10 ⁹	
Mn-56	2.576h	1.8	1.1×10 ³	3.96×10 ³	7.52×10 ¹¹	Mn-56	2.576 h	1.8	1.1×10 ³	3.96×10 ³	7.72×10 ¹¹	
Fe-59	45.6 d	1.2	4.1×10 ¹	9.84×10 ¹	1.87×10 ¹⁰	Fe-59	45.6 d	1.2	4.1×10 ¹	9.84×10 ¹	1.92×10 ¹⁰	
Co-58	71.3 d	0.97	9.6×10 ²	1.86×10 ³	3.54×10 ¹¹	Co-58	71.3 d	0.97	9.6×10 ²	1.86×10 ³	3.63×10 ¹¹	
Co-60	5.26 y	2.5	2.8×10 ¹	1.40×10 ²	2.66×10 ¹⁰	Co-60	5.26 y	2.5	2.8×10 ¹	1.40×10 ²	2.73×10 ¹⁰	

7.1.8 格納容器バイパス（添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2. 各被ばく経路での線量評価</p> <p>(1) 評価モデル</p> <p>気相中に浮遊している放射性物質及び区画に溜まっている滞留水中の放射性物質による線量評価は、各区画の体積を保存する等価全球モデルを用いて、その中心の線量率を求めて行う。評価モデルのイメージを別添第3図に示す。なお、今回評価に用いたモデルの妥当性について、別添-4に示すとおりである。</p>  <p>別添第3図 評価モデルのイメージ図</p>	<p>2. 各被ばく経路での線量評価</p> <p>2. 1 滞留水からの寄与</p> <p>(1) 評価モデル</p> <p>気相中に浮遊している放射能及び区画に溜まっている滞留水中の放射能は、各区画の体積を保存する等価全球モデルを用いて、その中心の線量率を求めて線量評価を行う。評価モデルのイメージを添付図2に示す。なお、今回評価に用いたモデルの妥当性について、添付-4に示すとおりである。</p>  <p>添付図2 評価モデルのイメージ図</p>	

7.1.8 格納容器バイパス（添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由									
<p>球の中心での線量率の算出に用いた計算式は以下のとおりである。</p> $D\gamma = \frac{K}{\mu} \left[\frac{A}{1+\alpha_1} \{1 - \exp(-(1+\alpha_1) \cdot \mu \cdot R_0)\} + \frac{1-A}{1+\alpha_2} \{1 - \exp(-(1+\alpha_2) \cdot \mu \cdot R_0)\} \right] \cdot \frac{E\gamma \cdot A_{CT}}{0.5}$ <p>ここで、</p> <p>$D\gamma$: ガンマ線による線量率 (mSv/h) K : 線量率換算係数 0.5MeV:8.92×10⁻⁶ ((mSv/h)/(g/cm²/s)) A, α_1, α_2 : テーラー型ビルドアップ係数 (空气中0.5MeV ガンマ線) $A=24.0, \alpha_1=-0.138, \alpha_2=0.0$ μ : 線減衰係数 1.0×10⁻⁴ (cm⁻¹) (空气中0.5MeV ガンマ線) R_0 : 球の半径 ($R_0=(3V/4\pi)^{1/3}$) (cm) V : 外部ガンマ線による全身に対する線量評価時の各区画の自由体積 (cm³) $E\gamma$: ガンマ線実効エネルギー (MeV/dis) A_{CT} : 区画内放射能濃度 (γ線エネルギー0.5MeV 等価換算値*) (Bq/cm³) *Gross 値 (Bq/cm³) × γ線エネルギー (MeV) / 0.5 (MeV)</p> <p>(2) 遮蔽による減衰率</p> <p>ユニハンドラ弁操作場所での線量評価にあたっては、各区画間の遮蔽を考慮する。(1)で算出した球の中心での線量率に、別添第6表に示す遮蔽による減衰率を乗じることで算出する。</p> <table border="1" data-bbox="448 1037 739 1149"> <caption>別添第6表 遮蔽厚さ及び減衰率</caption> <thead> <tr> <th>遮蔽厚さ (m)</th> <th>減衰率 (-)*</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>0.6</td> <td>3.02×10⁻²</td> </tr> </tbody> </table> <p>※：コンクリート減衰率の算出にあたっては、保守的にガンマ線エネルギー2.5MeVでの数値とする。以下に算出式を示す。</p> $R = A \cdot \exp\{-(1+\alpha_1) \cdot \mu \cdot t\} + (1-A) \cdot \exp\{-(1+\alpha_2) \cdot \mu \cdot t\}$ <p>R : コンクリートの減衰率 A, α_1, α_2 : テーラー型ビルドアップ係数 (2.5MeV ガンマ線) $A=4.97, \alpha_1=-0.0769, \alpha_2=0.1062$ μ : 線減衰係数 0.08536 (cm⁻¹) (2.5MeV ガンマ線) t : 遮蔽厚さ (cm)</p>	遮蔽厚さ (m)	減衰率 (-)*	0.6	3.02×10 ⁻²	<p>球の中心での線量率の算出に用いた計算式は以下のとおりである。</p> $D\gamma = \frac{K}{\mu} \left[\frac{A}{1+\alpha_1} \{1 - \exp(-(1+\alpha_1) \cdot \mu \cdot R_0)\} + \frac{1-A}{1+\alpha_2} \{1 - \exp(-(1+\alpha_2) \cdot \mu \cdot R_0)\} \right] \cdot \frac{E\gamma \cdot A_{CT}}{0.5}$ <p>ここで、</p> <p>$D\gamma$: ガンマ線による線量率 (mSv/h) K : 線量率換算係数 0.5MeV:8.92×10⁻⁶ ((mSv/h)/(g/cm²/s)) A, α_1, α_2 : テーラー型ビルドアップ係数 (空气中0.5MeV ガンマ線) $A=24.0, \alpha_1=-0.138, \alpha_2=0.0$ μ : 線減衰係数 1.0×10⁻⁴ (cm⁻¹) (空气中0.5MeV ガンマ線) R_0 : 球の半径 ($R_0=(3V/4\pi)^{1/3}$) (cm) V : 外部ガンマ線による全身に対する線量評価時の各区画の自由体積 (cm³) $E\gamma$: ガンマ線実効エネルギー (MeV/dis) A_{CT} : 区画内放射能濃度 (ガンマ線0.5MeV 等価換算値*) (Bq/cm³) *Gross 値 (Bq/cm³) × ガンマ線エネルギー (MeV) / 0.5 (MeV)</p> <p>(2) 遮へいによる減衰率</p> <p>ツインパワー弁操作場所での線量評価に当たっては、各区画間の遮へいを考慮する。(1)で算出した球の中心での線量率に、添付表5に示す遮へいによる減衰率を乗じることで算出する。</p> <table border="1" data-bbox="1254 1037 1747 1149"> <caption>添付表5 遮へい厚さ及び減衰率</caption> <thead> <tr> <th rowspan="2">遮へい厚さ (m)</th> <th>減衰率 (-)*</th> </tr> <tr> <th>泊3号炉</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>0.6</td> <td>3.02×10⁻²</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ コンクリート減衰率の算出に当たっては、保守的にガンマ線エネルギー2.5MeVでの数値とする。以下に算出式を示す。</p> $R = A \cdot \exp\{-(1+\alpha_1) \cdot \mu \cdot t\} + (1-A) \cdot \exp\{-(1+\alpha_2) \cdot \mu \cdot t\}$ <p>R : コンクリートの減衰率 A, α_1, α_2 : テーラー型ビルドアップ係数 (2.5MeV ガンマ線) $A=24.0, \alpha_1=-0.138, \alpha_2=0.0$ μ : 線減衰係数 0.08536 (cm⁻¹) (2.5MeV ガンマ線) (泊3号炉) t : 遮蔽厚さ (cm)</p>	遮へい厚さ (m)	減衰率 (-)*	泊3号炉	0.6	3.02×10 ⁻²	
遮蔽厚さ (m)	減衰率 (-)*										
0.6	3.02×10 ⁻²										
遮へい厚さ (m)	減衰率 (-)*										
	泊3号炉										
0.6	3.02×10 ⁻²										

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.8 格納容器バイパス（添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について）

大飯発電所3 / 4号炉				泊発電所3号炉				相違理由		
(3) 各被ばく経路からの線量評価 (1)及び(2)により評価したユニハンドラ弁操作場所での線量評価は別添表7に示すとおりである。				(3) 各経路からの線量評価 (1)及び(2)により評価した、ツインパワー弁操作場所での線量評価は以下のとおりである。						
別添第7表 線量評価結果				添付表6 線量率結果（泊3号炉）						
被ばく経路		各区画 体積 (m ³)	遮蔽厚さ (m)	線量率 (mSv/h)						
				事象発生 20分後 事象発生後 1時間までに 隔離する場合	事象発生 7時間後 事象発生後 8時間までに 隔離する場合					
隣接区画(1)	経路①	-	-	3.08×10 ⁰	1.69×10 ⁻¹	下階区画（通路部） 安全補機室外		995	0.6	4.60×10 ⁰
隣接区画(2)				2.53×10 ⁰	1.37×10 ⁻¹	下階区画 (安全系ポンプバルブ室) 安全補機室内		883	0.6	1.11×10 ¹
上階区画	経路②			6.18×10 ⁻³	2.20×10 ⁻³	上階区画 (充てんポンプバルブエリア) 安全補機室外		483	0.6	2.38×10 ⁰
下階区画	経路③			4.47×10 ⁻²	1.06×10 ⁻²					
最下階区画 (安全補機室区画内)	経路④			1.66×10 ⁻²	3.23×10 ⁻³					
最下階区画 (安全補機室区画外)	経路⑤			2.14×10 ⁻²	5.41×10 ⁻³					
合計	-	-	-	約 5.7×10 ⁰ *	約 3.3×10 ⁻¹ *					
*：有効数字3桁目を四捨五入、有効数字2桁で表記										

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

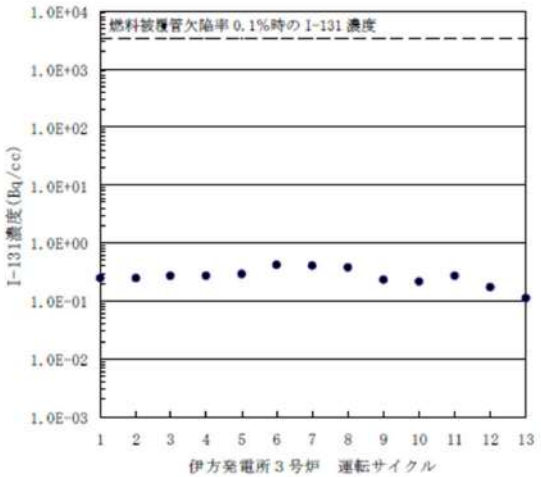
泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.1.8 格納容器バイパス (添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について)

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由						
	<p>2. 2 流入蒸気の寄与</p> <p>(1) 評価モデル</p> <p>操作区画に流入し、気相中に浮遊している放射能からの外部被ばくは、2. 1 同様の各区画の体積を保存する等価全球モデルを用いて、その中心の線量率を求めて線量評価を行う。ただし、遮蔽による減衰率を考慮しない。内部被ばくについては、以下の式にて線量率を算出する。</p> $D_I = K_I \cdot M \cdot A_{CT}$ <p>D_I : 吸入による線量率 (mSv/h) K_I : 線量率換算係数 (mSv/Bq) M : 呼吸率 (cm³/h) A_{CT} : 区画内放射能濃度 (Bq/cm³)</p> <p>評価モデルのイメージを添付図 2 に示す。なお、今回評価に用いたモデルの妥当性について、添付-4 に示すとおりである。</p> <p>(2) 線量評価</p> <p>(1) により評価した、ツインパワー弁操作場所での線量評価は以下のとおりである。</p> <p style="text-align: center;">添付表 7 線量率結果 (泊3号炉)</p> <table border="1" data-bbox="1088 871 1933 999"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>線量率 (mSv/h)^{※2}</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>外部被ばく</td> <td>約 0.3</td> </tr> <tr> <td>内部被ばく^{※1}</td> <td>約 10.7</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：内部被ばくにおける放射線防護具（全面マスク又は電動ファン付きマスク）による放射性物質の除去は考慮していない ※2：表における数値は、小数点第2位を四捨五入した値</p>	項目	線量率 (mSv/h) ^{※2}	外部被ばく	約 0.3	内部被ばく ^{※1}	約 10.7	
項目	線量率 (mSv/h) ^{※2}							
外部被ばく	約 0.3							
内部被ばく ^{※1}	約 10.7							

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.8 格納容器バイパス（添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由														
<p style="text-align: center;">伊方3号炉 別紙-3 別添-2 燃料被覆管欠陥率0.1%の妥当性</p> <p>ISLOCA 時にユニハンドラ弁操作に係る被ばく評価において、燃料被覆管欠陥率を0.1%として、放射線源強度の算定の基となる1次冷却材放射能濃度を設定している。これは、燃料健全性向上の実績に基づいたものであり、伊方発電所3号炉の運転実績を考慮しても、十分保守的な想定である（別添第8表に示すとおり、これまでステップ1燃料、ステップ2燃料及びMOX燃料を装荷した実績がある）。具体的には、別添第4図に示すとおり、1次冷却材中のI-131濃度は10^{-1}Bq/ccのオーダーであり、燃料被覆管欠陥率を0.1%として評価したI-131濃度（約3.3×10^0Bq/cc）よりも十分小さく、燃料被覆管欠陥率を0.1%として評価することは妥当である。</p> <p>なお、別添第5図に示すとおり、国内PWRプラントでの至近の運転実績においても、1次冷却材中のI-131濃度は数Bq/cc～数10Bq/ccであり、燃料被覆管欠陥率を0.1%として評価したI-131濃度よりも十分小さいことを確認している。</p> <table border="1" data-bbox="358 686 817 821" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <caption>別添第8表 各サイクルの装荷燃料型式</caption> <thead> <tr> <th>燃料型式</th> <th>装荷サイクル</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ステップ1燃料</td> <td>3-1サイクル～3-13サイクル</td> </tr> <tr> <td>ステップ2燃料</td> <td>3-9サイクル～3-13サイクル</td> </tr> <tr> <td>MOX燃料</td> <td>3-13サイクル</td> </tr> </tbody> </table>  <p style="text-align: center;">別添第4図 伊方発電所3号炉 通常運転中の1次冷却材中I-131濃度実績 (サイクル毎最大値)</p>	燃料型式	装荷サイクル	ステップ1燃料	3-1サイクル～3-13サイクル	ステップ2燃料	3-9サイクル～3-13サイクル	MOX燃料	3-13サイクル	<p style="text-align: center;">添付-2 燃料被覆管欠陥率について</p> <p>泊3号炉においては、国内PWRプラントでの過去の運転実績を勘案し、建設当初から建屋の遮へい設計や平常時被ばく評価における燃料被覆管欠陥率を0.1%として設定している。ISLOCA時ツインパワー弁の閉操作に係る被ばく評価においても同様に燃料被覆管欠陥率を0.1%として、放射線源強度の算定の基となる1次冷却材中放射能濃度を設定している。</p> <p>なお、本設定は、国内PWRプラントでの至近の運転実績^{*1}および泊3号炉の運転実績^{*2}を考慮しても、十分保守的な想定である。</p> <p>※1：国内PWRプラントでの至近の運転実績において、1次冷却材中のI-131濃度は数Bq/cc～数10Bq/cc（添付図3）</p> <p>※2：泊3号炉の1次冷却材中のI-131濃度は、10^{-1}Bq/ccのオーダーと十分低い（添付表6）</p> <p style="text-align: center;">添付表8 泊3号炉 通常運転中の1次冷却材中I-131濃度実績 (サイクル毎最大値)</p> <table border="1" data-bbox="1075 853 1937 989" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th>運転サイクル</th> <th>I-131濃度 (Bq/cc)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>第1サイクル</td> <td>1.2E-1</td> </tr> <tr> <td>第2サイクル</td> <td>1.3E-1</td> </tr> </tbody> </table>	運転サイクル	I-131濃度 (Bq/cc)	第1サイクル	1.2E-1	第2サイクル	1.3E-1	
燃料型式	装荷サイクル															
ステップ1燃料	3-1サイクル～3-13サイクル															
ステップ2燃料	3-9サイクル～3-13サイクル															
MOX燃料	3-13サイクル															
運転サイクル	I-131濃度 (Bq/cc)															
第1サイクル	1.2E-1															
第2サイクル	1.3E-1															

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>別添第5図 国内PWRプラントの1次冷却材中 I-131 濃度の実績事例 (1 / 2)</p>	<p>添付図3 国内PWRプラントの1次冷却材中 I-131 濃度の実績事例 (1 / 2)</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

大飯発電所 3 / 4号炉	泊発電所 3号炉	相違理由
<p>別添第5図 国内PWRプラントの1次冷却材中 I-131 濃度の実績事例(2 / 2)</p>	<p>添付図3 国内PWRプラントの1次冷却材中 I-131 濃度の実績事例(2 / 2)</p> <p>出典) 「PWRプラントにおける燃料リーク運転時のFP及び燃料挙動と監視方法について」(MNF-1006), (三菱原子燃料株式会社, 平成22年9月)</p>	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.8 格納容器バイパス（添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">伊方3号炉 別紙-3 別添-3</p> <p style="text-align: center;">気相中に放出される放射性物質の割合設定</p> <p>1. よう素の気相中への放出割合 本評価において、気相中へのよう素の移行割合を10%と設定している。その考え方を以下に示す。</p> <p>(1) 線量目標値評価指針の考え方 「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」（以下、線量目標値評価指針という。）において、PWRの原子炉施設から放出される気体廃棄物中のよう素として、「100%出力運転時の温度、圧力の状態で漏えいするものとし、1次冷却材中のよう素が格納容器雰囲気中に0.1の割合で移行するものとする」と示されている。本評価においてはこれを踏まえ、気相中へのよう素の移行割合を10%としている。以下にその理由を示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ISLOCAの評価では、通常運転中において余熱除去系の第一・第二隔離弁が誤開することを想定しており、線量目標値評価指針の状態（100%出力運転時の温度、圧力の状態で漏えい）と同じである。 ・漏えい前の安全補機室雰囲気は、線量目標値評価指針の格納容器雰囲気と同程度である。 <p>(2) Regulatory Guide 1.183 の考え方 米国では、Regulatory Guide 1.183 において、漏えい水からのよう素の浮遊割合は、以下のフラッシング割合を用いて設定するよう示されている。</p> $FF = \frac{h_{f1} - h_{f2}}{h_{fg}}$ <p>ここで、</p> <ul style="list-style-type: none"> FF : フラッシング割合 h_{f1} : 系から漏えいする液体のエンタルピ h_{f2} : 飽和状態（1気圧、100℃）での液体のエンタルピ：約 419kJ/kg h_{fg} : 100℃での気化熱：約 2257kJ/kg <p>h_{f1}は、系から漏洩する水のエンタルピであるが、漏えい元である1次冷却材圧力及び温度は時間に応じて変化するため、それに応じたエンタルピを設定する必要がある。時間毎に設定したフラッシング割合と時間毎の漏えい量を乗じることによって、その時間毎に気相中へ移行した量を算出できる。</p> <p>有効性評価におけるISLOCA解析に基づき気相中へ移行した量を算出した結果、事象発生20分後までの積算量は約9.9m³であり、積算漏えい量約26m³であるため、気相へ移行する割合は約</p>	<p style="text-align: center;">添付-3</p> <p style="text-align: center;">気相中に放出される放射性物質の割合設定</p> <p>1. よう素の気相中への放出割合 本評価において、気相中へのよう素の移行割合を10%と設定している。その考え方を以下に示す。</p> <p>(1) 線量目標値評価指針の考え方 「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」（以下、線量目標値評価指針という。）において、PWRの原子炉施設から放出される気体廃棄物中のよう素として、「100%出力運転時の温度、圧力の状態で漏えいするものとし、1次冷却材中のよう素が格納容器雰囲気中に0.1の割合で移行するものとする」と示されている。本評価においてはこれを踏まえ、気相中へのよう素の移行割合を10%としている。以下にその理由を示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ISLOCAの評価では、通常運転中において余熱除去系の第一・第二隔離弁が誤開することを想定しており、線量目標値評価指針の状態（100%出力運転時の温度、圧力の状態で漏えい）と同じである。 ・漏えい前の安全補機室雰囲気は、線量目標値評価指針の原子炉格納容器内の温度及び圧力と同程度である。 <p>(2) Regulatory Guide 1.183 の考え方 米国では、Regulatory Guide 1.183 において、漏えい水からのよう素の浮遊割合は、以下のフラッシング割合を用いて設定するよう示されている。</p> $FF = \frac{h_{f1} - h_{f2}}{h_{fg}}$ <p>ここで、</p> <ul style="list-style-type: none"> FF : フラッシング割合 h_{f1} : 系から漏えいする液体のエンタルピ h_{f2} : 飽和状態（1気圧、100℃）での液体のエンタルピ：約 419kJ/kg h_{fg} : 100℃での気化熱：約 2257kJ/kg <p>h_{f1}は、系から漏えいする水のエンタルピであるが、漏えい元である1次冷却材圧力及び温度は時間変化するため、それに応じたエンタルピを設定する必要がある。時間毎に設定したフラッシング割合と時間毎の漏えい量を乗じることによって、その時間毎に気相中へ移行した量を算出できる。</p> <p>有効性評価におけるISLOCA解析に基づき気相中へ移行した量を算出した結果、事象発生1時間後までの積算量は約13m³である。積算漏えい量97m³に対する割合は約13.7%である。しかし、気相中へ移</p>	

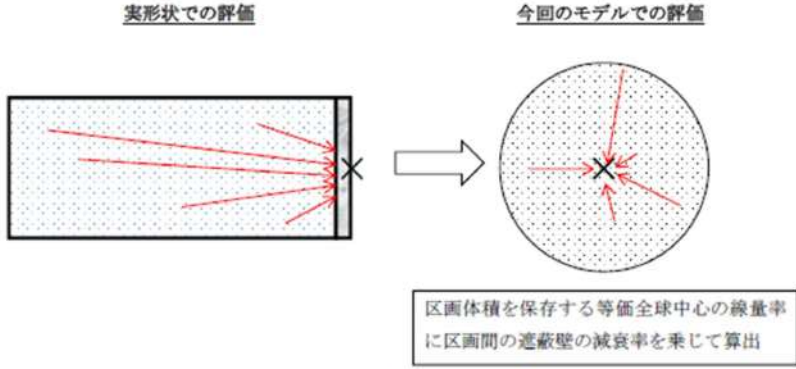
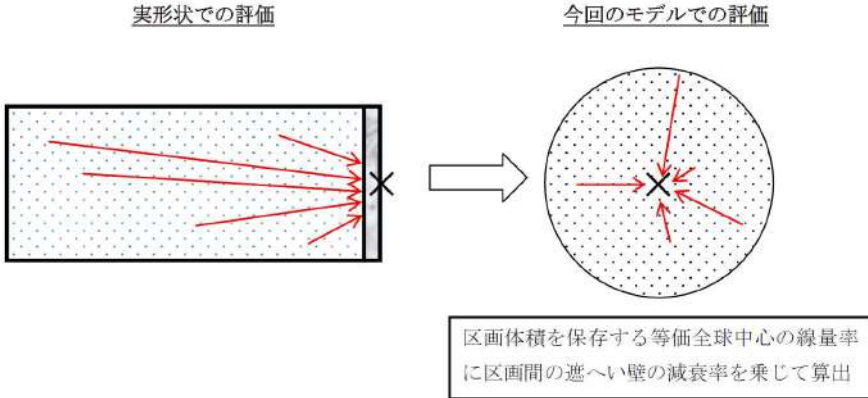
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

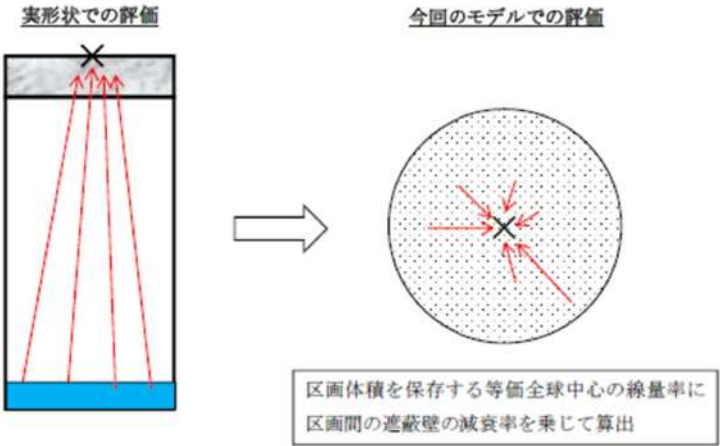
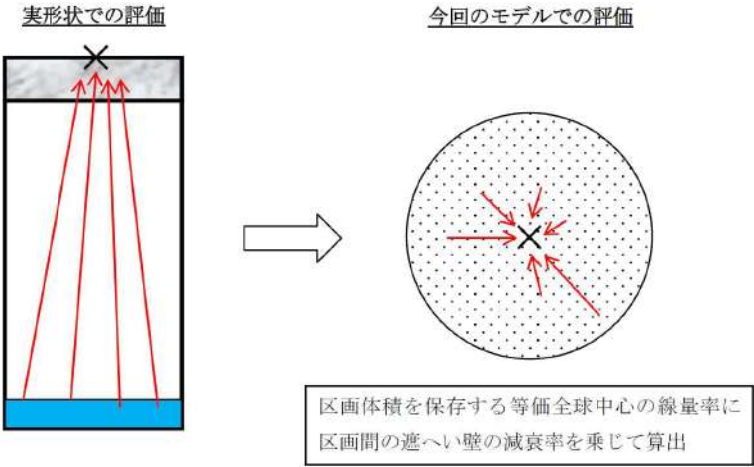
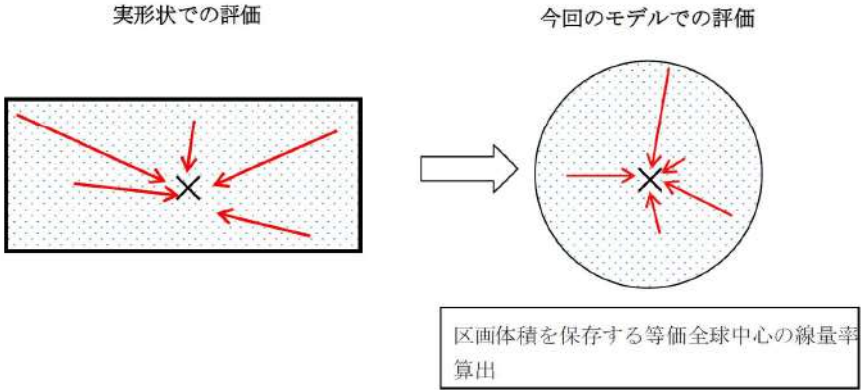
7.1.8 格納容器バイパス (添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について)

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>37.3%である。また、事象初期を除き、気相へ移行する割合は約10%である。しかし、気相中へ移行しなかったよう素は液相中にとどまるとして、各区画において滞留水中に存在する放射性物質からの線量率も考慮しているため、気相中へ移行する割合は、本評価において重要なパラメータとはならない。</p> <p>上記のとおり、気相中へのよう素の移行割合は、漏えい元である1次冷却材圧力及び温度の状態によって変化するもので固定値ではないが、本結果も踏まえ、(1)において示されている線量目標値評価指針に基づき、事象発生後の時間に依らず気相中への移行割合として10%と設定する。本評価においては、評価条件として燃料被覆管欠陥率を0.1%とする等保守性を有しているため、気相中への移行割合を10%とすることは問題ないと考える。</p> <p>以上のとおり、本評価において気相中へのよう素の移行割合を10%と設定するのは妥当であると考え。</p> <p>2. 粒子状物質の気相中への放出割合</p> <p>ISLOCA時に想定される1次冷却材の温度条件(300℃程度)においては、希ガス及びよう素以外の核種は、金属やランタノイドからなる固体であると考えられる。これらは、水中に保持されている方が化学的に安定であり、漏えい時に気体になることは考えにくい。また、漏えい後の滞留水においては、ほう酸水のためpHが低く、主に固体よりもイオンとして存在する。イオン単体や固体では気相中へ移行できないことから、粒子状物質については液相中に保持されるとし、気相中に放出される割合を0%とする。なお、粒子状物質は滞留水中に存在することとなり、滞留水中に存在する放射性物質からの線量率を考慮している。</p> <p>3. よう素の液相中から気相中への追加移行</p> <p>今回の線量評価において、事故発生前の冷却材中のよう素放射線量及び既損傷の燃料棒から減圧に伴い1次冷却材中に新たに追加放出するよう素放射線量は、隔離操作開始までに気相中及び液相中に全よう素放射線量が放出され、気相中にはそのうち10%が移行するものとして評価している。</p> <p>仮に液相中のよう素が気相中に追加移行したとしても、線量評価は、液相部の放射線量も含めて空間に一様分布するとして等価全球モデルで評価しており、当該区画での気相部及び液相部の総放射線量は同じであることから、各区画において、よう素が液相中から気相中へ追加移行したとしても線量評価への影響はない。</p>	<p>行しなかったよう素は液相中にとどまるとして、各区画において滞留水中に存在する放射性物質からの線量率も考慮しているため、気相中へ移行する割合は、本評価において重要なパラメータとはならない。</p> <p>上記のとおり、気相中へのよう素の移行割合は、漏えい元である1次冷却材圧力及び温度の状態によって変化するもので固定値ではないが、本結果も踏まえ、(1)において示されている線量目標値評価指針に基づき、事象発生後の時間に依らず気相中への移行割合として10%と設定する。本評価においては、評価条件として燃料被覆管欠陥率を0.1%とする等保守性を有しているため、気相中への移行割合を10%とすることは問題ないと考える。</p> <p>以上のとおり、本評価において気相中へのよう素の移行割合を10%と設定するのは妥当であると考え。</p> <p>2. 粒子状物質の気相中への放出割合</p> <p>ISLOCA時に想定される1次冷却材の温度条件(300℃程度)においては、希ガス及びよう素以外の核種は、金属やランタノイドからなる固体であると考えられる。これらは、水中に保持されている方が化学的に安定であり、漏えい時に気体になることは考えにくい。また、漏えい後の滞留水においては、ほう酸水のためpHが低く、主に固体よりもイオンとして存在する。イオン単体や固体では気相中へ移行できないことから、粒子状物質については液相中に保持されるとし、気相中に放出される割合を0%とする。なお、粒子状物質は滞留水中に存在することとなり、滞留水中に存在する放射性物質からの線量率を考慮している。</p> <p>3. よう素の気相中への追加移行</p> <p>今回の線量評価において、事故発生前の冷却材中のよう素放射線量及び既損傷の燃料棒から減圧に伴い1次冷却材中に新たに追加放出するよう素放射線量は、事象初期に全量が瞬時に漏えい水に移行するとしている。さらに漏えい水に含まれる全よう素放射線量のうち10%が気相中へ移行するとして評価している。</p> <p>また、仮に液相中のよう素が気相中に移行したとしても、線量評価は、液相部の放射線量も含めて空間に一様分布するとして等価全球モデルで評価しており、当該区画での気相部及び液相部の総放射線量は同じであることから、各区画において、よう素が液相中から気相中へ追加移行したとしても線量評価への影響はない。</p>	

7.1.8 格納容器バイパス（添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p data-bbox="745 169 1043 193">伊方3号炉 別紙-3 別添-4</p> <p data-bbox="506 204 687 228">評価モデルの保守性</p> <p data-bbox="145 272 1039 467">本評価において、気相中に浮遊している放射性物質及び区画に溜まっている滞留水中の放射性物質によるユニハンドラ弁操作場所における線量率として、各区画の体積を保存する等価全球の中心の線量率に、ユニハンドラ弁操作場所と当該区画を隔てる遮蔽壁の減衰率を乗じる（今回のモデルでの評価）ことで求めている。評価イメージは、別添第6図及び別添第7図に示す。実形状のとおり区画及び壁を直方体形状で模擬し、壁外面の線量率を計算する方法（実形状での評価）と比較すると、以下の保守性を有している。</p> <ul data-bbox="152 547 1039 842" style="list-style-type: none"> 区画内の各位置の線源から評価点までの空間距離は、球の中心を評価点とする今回のモデルの場合、線源が評価点に最も近づいた形状であり、線量率の距離減衰の効果が最も小さい。 区画内の各位置の線源から評価点までの壁透過距離は、実形状では、評価点軸上から離れた線源は、斜め透過により最小厚さ以上の距離を透過する。一方、今回のモデルの場合、一律最小厚さの減衰率を乗じており、線量率の遮蔽減衰効果が最も小さい。さらに、遮蔽壁の減衰率は、線源組成に応じた減衰率より小さいガンマ線エネルギー2.5MeV に対する減衰率としており、遮蔽減衰効果をより小さく考慮している。 液相部については、面線源ではなく、体積線源として球の中心での線量率を評価しているため、評価点と線源までの距離が離れておらず、全ての線源が評価点に近づいた評価となる。 <div data-bbox="197 906 990 1276">  <p data-bbox="315 906 450 930">実形状での評価</p> <p data-bbox="707 906 898 930">今回のモデルでの評価</p> <p data-bbox="613 1201 990 1265">区画面積を保存する等価全球中心の線量率に区画間の遮蔽壁の減衰率を乗じて算出</p> </div> <p data-bbox="394 1283 745 1307">別添第6図 評価イメージ（気相部）</p>	<p data-bbox="1877 169 1960 193">添付-4</p> <p data-bbox="1417 204 1599 228">評価モデルの保守性</p> <p data-bbox="1061 272 1955 504">本評価において、気相中に浮遊している放射能及び区画に溜まっている滞留水中の放射能による操作場所における線量率として、各区画の体積を保存する等価全球の中心の線量率に、操作場所と当該区画を隔てる遮蔽壁の減衰率を乗じる（今回のモデルでの評価）ことで求めている。また、操作場所に流入する蒸気の線量率は、区画の体積を保存する等価全球の中心の線量率を求めている。評価イメージは、添付図4から添付図6に示す。実形状のとおり区画及び壁を直方体形状で模擬し、壁外面の線量率を計算する方法（実形状での評価）と比較すると、以下の保守性を有している。</p> <ul data-bbox="1081 547 1968 842" style="list-style-type: none"> 区画内の各位置の線源から評価点までの空間距離は、球の中心を評価点とする今回のモデルの場合、線源が評価点に最も近づいた形状であり、線量率の距離減衰の効果が最も小さい。 区画内の各位置の線源から評価点までの壁透過距離は、実形状では、評価点軸上から離れた線源は、斜め透過により最小厚さ以上の距離を透過する。一方、今回のモデルの場合、一律最小厚さの減衰率を乗じており、線量率の遮蔽減衰効果が最も小さい。さらに、遮蔽壁の減衰率は、線源組成に応じた減衰率より小さいガンマ線エネルギー2.5MeV に対する減衰率としており、線量率の遮蔽減衰効果をより小さく考慮している。 液相部については、面線源ではなく、体積線源として球の中心を評価しているため、評価点と線源までの距離が離れておらず、全ての線源が評価点に近づいた評価となる。 <div data-bbox="1070 893 1935 1292">  <p data-bbox="1196 893 1341 917">実形状での評価</p> <p data-bbox="1626 893 1834 917">今回のモデルでの評価</p> <p data-bbox="1518 1217 1935 1281">区画面積を保存する等価全球中心の線量率に区画間の遮へい壁の減衰率を乗じて算出</p> </div> <p data-bbox="1283 1321 1740 1345">添付図4 評価イメージ（滞留水の気相部）</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">実形状での評価 今回のモデルでの評価</p>  <p style="text-align: center;">別添第7図 評価イメージ（液相部）</p>	<p style="text-align: center;">実形状での評価 今回のモデルでの評価</p>  <p style="text-align: center;">添付図5 評価イメージ（滞留水の液相部）</p>	
	<p style="text-align: center;">実形状での評価 今回のモデルでの評価</p>  <p style="text-align: center;">添付図6 評価イメージ（操作場所に流入する蒸気）</p>	

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAE721P-9 r.11.0
提出年月日	令和5年7月31日

泊発電所3号炉
重大事故等対策の有効性評価
比較表

7.2.1.1 格納容器過圧破損

令和5年7月
北海道電力株式会社

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>比較結果等をとりとまとめた資料</p> <p>1. 先行審査実績等を踏まえた泊3号炉まとめ資料の変更状況(2017年3月以降)</p> <p>1-1) 設計方針・運用・体制などを変更し、まとめ資料を修正した箇所と理由</p> <p>a. 大飯3/4号炉まとめ資料と比較した結果、変更したもの : なし</p> <p>b. 女川2号炉まとめ資料と比較した結果、変更したもの : なし</p> <p>c. 他社審査会合の指摘事項等を確認した結果、変更したもの : なし</p> <p>d. 当社が自主的に変更したもの : 下記1件</p> <p>・SFP注水操作開始がSFPの沸騰開始前に可能になるようにタイムチャートを修正(第7.2.1.1.3図)【比較表P68】</p> <p>1-2) 設計方針・運用・体制を変更するものではないが、まとめ資料の記載の充実を行った箇所と理由</p> <p>a. 大飯3/4号炉まとめ資料と比較した結果、変更したもの : なし</p> <p>b. 女川2号炉まとめ資料と比較した結果、変更したもの : なし</p> <p>c. 他社審査会合の指摘事項等を確認した結果、変更したもの : なし</p> <p>d. 当社が自主的に変更したもの : なし</p> <p>1-3) バックフィット関連事項</p> <p>なし</p> <p>2. 大飯3/4号炉・高浜3/4号炉まとめ資料との比較結果の概要</p> <p>2-1) 比較表の構成について</p> <p>・泊と大飯、高浜で記載が異なる箇所は右上凡例に従い色付けをし、「相違理由」欄に相違理由を記載しているプラントを【大飯】【高浜】と記載している</p> <p>・参考までに泊の「格納容器過圧破損」の横に女川の「格納容器過圧・過温破損」を掲載した。これは両者、大LOCAを起因事象としているため。そのうえで、女川は代替循環冷却系を使用する場合と、フィルタベントを使用する場合の2つの評価を行っているが、泊はフィルタベントを設置していないため、女川の代替循環冷却系を使用する事象を掲載する。</p> <p>2-2) 泊3号炉の特徴について</p> <p>・泊3号は他のPWR3ループプラントに比べて以下の特徴がある(添付資料6.5.8)</p> <ul style="list-style-type: none"> ●補助給水流量が小さい : 「全交流動力電源喪失」では、蒸気発生器保有水量の回復が遅くなる傾向がある ●余熱除去ポンプの注入特性(高圧時の注入流量が若干多い) : 「ECCS注水機能喪失(2インチ破断)」では、燃料が露出せず終始冠水状態となる ●CV関連パラメータ(CV自由体積が若干小さく、格納容器再循環ユニットの除熱特性も若干低い) : 原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器雰囲気温度が高めに推移する傾向がある 				

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
2-3) 有効性評価の主な項目				
項目	大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
格納容器破損モードの特徴	LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失時に格納容器スプレイ注入機能、ECCS再循環機能等の安全機能喪失が重畳して、原子炉格納容器内へ流出した高温の1次冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、金属-水反応等によって発生した非凝縮性ガスの蓄積により、緩和措置がとられない場合には、原子炉格納容器圧力が緩慢に上昇し、原子炉格納容器の過圧破損に至る。	LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失時に格納容器スプレイ機能、ECCS再循環機能等の安全機能喪失が重畳して、原子炉格納容器内へ流出した高温の1次冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、金属-水反応等によって発生した非凝縮性ガスの蓄積により、緩和措置がとられない場合には、原子炉格納容器圧力が緩慢に上昇し、原子炉格納容器の過圧破損に至る。	発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故(LOCA)又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、ECCS等の安全機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、原子炉格納容器内へ流出した高温の1次冷却材や溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、ジルコニウム-水反応等によって発生した非凝縮性ガス等の蓄積によって、原子炉格納容器内の雰囲気圧力が徐々に上昇し、原子炉格納容器の過圧により原子炉格納容器の破損に至る。	相違なし
格納容器破損防止対策	原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並びに格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を整備する。	原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並びに格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を整備する。	原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、初期の対策として代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイを整備する。また、安定状態に向けた対策としてC、D-格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を整備する。	設計の相違 ・代替格納容器スプレイに関しては、大飯、高浜は燃料取替用水タンク（ピット）と海水を水源とする2種類のポンプを使用するが、泊は燃料取替用水ピットを水源とする代替格納容器スプレイポンプを使用し、燃料取替用水ピットが枯渇する前までに海水を補給することでスプレイを継続する（1台のポンプでスプレイを継続する点では伊方と同様）
評価事故シーケンス	「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」			相違なし
有効性評価の結果 (評価項目等)	原子炉格納容器圧力：事象発生約14時間後に最高値約0.43MPa[gage]となり、以降は低下傾向となっていることから、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.78MPa[gage])を下回る。 放射性物質の総放出量：事象発生から7日後までのCs-137の総放出量は約5.2TBqにとどまり、「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」に示された100TBqを十分下回る。	原子炉格納容器圧力：格納容器内自然対流冷却により事象発生約47時間後に最高値約0.335MPa[gage]となり、以降は低下傾向となっていることから、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.566MPa[gage])を下回る。 放射性物質の総放出量：事象発生から7日後までのCs-137の総放出量は約4.2TBqにとどまり、「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」に示された100TBqを十分下回る。	原子炉格納容器圧力：事象発生約45時間後に最高値約0.360MPa[gage]となり、以降は低下傾向となっていることから、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値は原子炉格納容器の限界圧力0.566MPa[gage]を超えない。 放射性物質の総放出量：事象発生から7日後までのCs-137の総放出量は約5.1×10 ¹ TBqにとどまり、「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」に示された100TBqを下回る。	解析結果の相違 ・泊ではエアロゾル粒子の捕集効果(DF10)に期待するため値が1桁低い

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破壊

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
2-4) 主な差異				
項目	大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
イグナイタの起動タイミング	非常用炉心冷却設備作動信号が発信すれば、原子炉格納容器水素燃焼装置の自動起動を確認する。	大飯と同じ	炉心出口温度指示が350℃到達又は非常用炉心冷却設備作動信号の発信を伴う1次冷却材喪失時にすべての高圧注入系が機能喪失すれば、格納容器水素イグナイタを起動する	設計の相違 ・イグナイタの起動は、大飯、高浜は非常用炉心冷却設備作動信号により自動起動するが、泊は手動起動（伊方と同様）
2-5) 相違理由の省略				
相違理由	大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違が生じている理由
設備名称の相違	静的触媒式水素再結合装置	静的触媒式水素再結合装置	原子炉格納容器内水素処理装置	－
	原子炉格納容器水素燃焼装置	原子炉格納容器水素燃焼装置	格納容器水素イグナイタ	－
	恒設代替低圧注水ポンプ	恒設代替低圧注水ポンプ	代替格納容器スプレイポンプ	－
	空冷式非常用発電装置	空冷式非常用発電装置	代替非常用発電機	－
	B充てんポンプ（自己冷却）	B充てん/高圧注入ポンプ（自己冷却）	B－充てんポンプ（自己冷却）	－
	可搬型格納容器水素ガス濃度計	可搬型格納容器内水素濃度計測装置	可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット	－
	燃料取替用水ビット	燃料取替用水タンク	燃料取替用水ビット	－
	A、D格納容器再循環ユニット	A、B格納容器再循環ユニット	C、D－格納容器再循環ユニット	－
	大容量ポンプ	大容量ポンプ	可搬型大型送水ポンプ車	－
記載表現の相違	原子炉下部キャビティ	原子炉格納容器床	原子炉下部キャビティ	（大飯と同様）
	開処置/開操作	開放	開処置/開操作	（大飯と同様）
	1次冷却系	1次系	1次冷却系	（大飯と同様）
	低下	低下	減少	1次冷却系の保有“水量”に対して低下ではなく減少がより適正と判断
	動作	作動	動作	（大飯と同様）

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3. 格納容器破損防止対策の有効性評価</p> <p>本原子炉施設において選定された格納容器破損モードごとに選定した評価事故シナシスについて、その発生要因と、当該事故に対処するために必要な対策について説明し、格納容器破損防止対策の有効性評価を行い、その結果について説明する。</p> <p>3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）</p> <p>3.1.1 格納容器過圧破損</p> <p>3.1.1.1 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策</p> <p>(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、SED、TED、TEW、AEW、SLW、SEW及びAEDがある。</p> <p>(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」では、LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失時に格納容器スプレイ注入機能、ECCS再循環機能等の安全機能喪失が重畳して、原子炉格納容器内へ流出した高温の1次冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、金属-水反応等によって発生した非凝縮性ガスの</p>	<p>3. 格納容器破損防止対策の有効性評価</p> <p>3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）</p> <p>3.1.1 格納容器過圧破損</p> <p>3.1.1.1 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策</p> <p>(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、SED、TED、TEW、AEW、SLW、SEW及びAEDがある。</p> <p>(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」では、LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失時に格納容器スプレイ機能、ECCS再循環機能等の安全機能喪失が重畳して、原子炉格納容器内へ流出した高温の1次冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、金属-水反応等によって発生した非凝縮性ガスの蓄積により、緩</p>	<p>3. 運転中の原子炉における重大事故</p> <p>3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）</p> <p>3.1.1 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策</p> <p>(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、TQUV、TQUX、長期TB、TBD、TBU、TBP、AE、S1E及びS2Eがある。</p> <p>(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」では、発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故(LOCA)又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、ECCS等の安全機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材や溶融炉心の崩壊熱等の</p>	<p>7.2 運転中の原子炉における重大事故</p> <p>7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）</p> <p>7.2.1.1 格納容器過圧破損</p> <p>7.2.1.1.1 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策</p> <p>(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、SED、TED、SLW、AEW、TEW、AED及びSEWがある。</p> <p>(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」では、発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故(LOCA)又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、ECCS等の安全機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、原子炉格納容器内へ流出した高温の1次冷却材や溶融炉心の崩壊熱等の</p>	<p>【大綱】 記載方針の相違 ・大阪・高浜・高橋類十と同様の記載をまとめ資料にも記載しているが、泊・高浜・高橋類十には記載するがまとめ資料には記載しない方針（高浜、女川と同様）</p> <p>【大阪、高司】 記載順の相違</p> <p>【大阪、高司】 記載表現の相違（女川実録の反映）</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>蓄積により、緩和措置がとられない場合には、原子炉格納容器圧力が緩慢に上昇し、原子炉格納容器の過圧破損に至る。</p> <p>したがって、本格納容器破損モードでは、原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱し、原子炉格納容器圧力の上昇を抑制することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。また、熔融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制するため、原子炉下部キャビティへ注水し原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心を冷却することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。さらに、継続的に発生する水素を処理する。</p>	<p>和措置がとられない場合には、原子炉格納容器圧力が緩慢に上昇し、原子炉格納容器の過圧破損に至る。</p> <p>したがって、本格納容器破損モードでは、原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱し、原子炉格納容器圧力の上昇を抑制することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。また、熔融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制するため、原子炉格納容器床へ注水し原子炉格納容器床に落下した熔融炉心を冷却することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。さらに、継続的に発生する水素を処理する。</p>	<p>熱によって発生した水蒸気、ジルコニウム-水反応等によって発生した非凝縮性ガス等の蓄積によって、格納容器内の雰囲気圧力・温度が徐々に上昇し、格納容器の過圧・過温により格納容器の破損に至る。</p> <p>したがって、本格納容器破損モードでは、損傷炉心の冷却のための低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却、また、代替循環冷却系又は原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱によって格納容器の破損及び放射性物質の異常な水準での敷地外への放出を防止する。</p> <p>本格納容器破損モードは、原子炉格納容器バウンダリに対する過圧・過温の観点で厳しい事象であり、代替循環冷却系の使用可否により、格納容器圧力・温度等の挙動が異なることが想定されるため、代替循環冷却系を使用する場合と使用できない場合の両者について、格納容器破損防止対策の有効性評価を行う。代替循環冷却系が使用できる場合には、原子炉格納容器フィルタベント系よりも優先して使用する。なお、本格納容器破損モードの評価では重大事故等対処設備による原子炉注水機能に期待しており、原子炉压力容器破損に至ることはないが、重大事故等対処設備による原子炉注水機能に期待せず原子炉压力容器破損に至る場合については、「3.2 高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」、「3.3 原子炉压力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」及び「3.5 熔融炉</p>	<p>熱によって発生した水蒸気、ジルコニウム-水反応等によって発生した非凝縮性ガス等の蓄積によって、原子炉格納容器内の雰囲気圧力が徐々に上昇し、原子炉格納容器の過圧により原子炉格納容器の破損に至る。</p> <p>したがって、本格納容器破損モードでは、代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器冷却、また、格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器除熱によって原子炉格納容器の破損及び放射性物質の異常な水準での敷地外への放出を防止する。また、熔融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制するため、代替格納容器スプレイポンプによって原子炉下部キャビティへ注水し原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心を冷却することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。さらに、原子炉格納容器内水素処理装置によって継続的に発生する水素を処理、低減させるとともに最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより、原子炉格納容器雰囲気の除熱を行う。</p>	<p>【大飯 高浜】 記載方針の相違（女川実態の反映） ・女川に合わせて具体的な設備及び手段を記載</p> <p>【大飯 高浜】 記載方針の相違 ・他事案に合わせてCV除熱に関して記載を追加（伊方と同様）</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(3) 格納容器破損防止対策</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」で想定される事故シーケンスに対して、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並びに格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を整備する。</p> <p>また、熔融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制する観点から、代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティへ注水する対策を整備する。</p> <p>さらに、継続的に発生する水素を処理するため、静的触媒式水素再結合装置を設置するとともに、より一層の水素濃度低減を図るための設備として原子炉格納容器水素燃焼装置を設置する。</p> <p>本格格納容器破損モードに係る重大事故等対策の概略系統図を第3.1.1.1図に、対応手順の概要を第3.1.1.2図に示すとともに、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手順の関係を第3.1.1.1表に示す。</p>	<p>(3) 格納容器破損防止対策</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」で想定される事故シーケンスに対して、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並びに格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を整備する。</p> <p>また、熔融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制する観点から、代替格納容器スプレイによって原子炉下部キャビティへ注水する対策を整備する。</p> <p>さらに、継続的に発生する水素を処理するため、静的触媒式水素再結合装置を設置するとともに、より一層の水素濃度低減を図るための設備として原子炉格納容器水素燃焼装置を設置する。</p> <p>本格格納容器破損モードに係る重大事故等対策の概略系統図を第3.1.1.1図に、対応手順の概要を第3.1.1.2図に示すとともに、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手順の関係を第3.1.1.1表に示す。</p>	<p>心・コンクリート相互作用」にて確認する。</p> <p>3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合</p> <p>3.1.2.1 格納容器破損防止対策</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」で想定される事故シーケンスに対して、格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、初期の対策として低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉注水手段を整備する。また、安定状態に向けた対策として代替循環冷却系による格納容器除熱手段を整備する。</p> <p>本格格納容器破損モードの重大事故等対策の概略系統図を第3.1.2.1図及び第3.1.2.2図に、対応手順の概要を第3.1.2.3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手順の関係を第3.1.2.1表に示す。</p>	<p>(3) 格納容器破損防止対策</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」で想定される事故シーケンスに対して、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、初期の対策として代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイを整備する。また、安定状態に向けた対策としてC、D-格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を整備する。</p> <p>また、熔融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制する観点から、代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティへ注水する対策を整備する。</p> <p>さらに、継続的に発生する水素を処理するため、原子炉格納容器内水素処理装置を設置するとともに、より一層の水素濃度低減を図るための設備として格納容器水素イグナイタを設置する。</p> <p>本格格納容器破損モードの重大事故等対策の概略系統図を第7.2.1.1.1図に、対応手順の概要を第7.2.1.1.2図に示すとともに、重大事故等対策における設備と手順の関係を第7.2.1.1.1表に示す。</p>	<p>【大阪 高岡】 記載表現の相違(女川実装の反映)</p> <p>【大阪 高岡】 設備の相違 ・代替格納容器スプレイに関しては、大阪、高岡は燃料取替用水のみと海水を水源とする2種類のポンプを使用するが、泊は燃料取替用水ポンプを水源とするポンプを使用し、燃料取替用水ポンプが劣化する前まで海水を補給することでスプレイを継続する(1台のポンプでスプレイを継続する点では伊方と同様)</p> <p>【大阪 高岡】 記載表現の相違(女川実装の反映)</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>本格納容器破損モードのうち、「3.1.1.2(1) 有効性評価の方法」に示す評価事故シーケンスにおける3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員、緊急安全対策要員及び緊急時対策本部要員で構成され、合計48名である。その内訳は以下のとおりである。中央制御室の運転員は、中央監視及び指示を行う当直課長及び当直主任の2名、運転操作対応を行う運転員14名(1号炉及び2号炉中央制御室要員4名を含む。)である。発電所構内に常駐している要員のうち緊急安全対策要員が26名、関係各所に通報連絡等を行う緊急時対策本部要員が6名である。この必要な要員と作業項目について第3.1.1.3図に示す。</p> <p>なお、評価事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を評価事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、48名で対処可能である。また、本評価事故シーケンスにおいては、全交流動力電源喪失を想定しており、その手順については「2.2 全交流動力電源喪失」の「2.2.1(3) 炉心損傷防止対策」による。</p> <p>a. 事象の発生及び対応処置</p> <p>LOCA、過渡事象、全交流動力電源喪失等が発生し、原子炉自動停止</p>	<p>本格納容器破損モードのうち、「3.1.1.2(1) 有効性評価の方法」に示す評価事故シーケンスにおける3号炉及び4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、緊急安全対策要員、本部要員及び召集要員で構成され、合計84名である。その内訳は以下のとおりである。召集要員に期待しない事象発生後の6時間後までは、中央制御室の運転員が、中央監視・指示を行う当直課長及び当直主任の2名、運転操作対応を行う運転員16名(内1号炉及び2号炉中央制御室要員6名)、発電所構内に常駐している要員のうち緊急安全対策要員が22名、関係各所に通報連絡等を行う本部要員が6名である。召集要員に期待する事象発生後の6時間以降に必要な召集要員は38名である。この必要な要員と作業項目について第3.1.1.3図に示す。</p> <p>なお、評価事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を評価事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、84名で対処可能である。また、本評価事故シーケンスにおいては、全交流動力電源喪失を想定しており、その手順については「2.1.2 全交流動力電源喪失」の「2.1.2.1(3) 炉心損傷防止対策」による。</p> <p>a. 事象の発生及び対応処置</p> <p>LOCA、過渡事象、全交流動力電源喪失等が発生し、原子炉自動停止、</p>	<p>(添付資料 3.1.2.1)</p> <p>本格納容器破損モードにおける評価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、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員で構成され、合計30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、発電課長1名、発電副長1名及び運転操作対応を行う運転員5名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う発電所対策本部要員は6名及び現場操作を行う重大事故等対応要員は17名である。必要な要員と作業項目について第3.1.2.4図に示す。</p> <p>なお、評価事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を評価事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、30名で対処可能である。</p> <p>a. 全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム確認</p> <p>運転時の異常な過渡変化又は原子炉冷却材喪失事故(LOCA)が発生</p>	<p>本格納容器破損モードにおける評価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、中央制御室の運転員、災害対策要員、災害対策要員(支援)及び災害対策本部要員で構成され、合計21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、中央監視及び指示を行う発電課長(当直)及び副長の2名、運転操作対応を行う運転員4名である。発電所構内に常駐している要員のうち、災害対策要員が9名、災害対策要員(支援)が2名、関係各所に通報連絡等を行う災害対策本部要員が4名である。必要な要員と作業項目について第7.2.1.1.3図に示す。</p> <p>なお、評価事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を評価事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、21名で対処可能である。また、本評価事故シーケンスにおいては、全交流動力電源喪失を想定しており、その手順については「7.1.2 全交流動力電源喪失」の「7.1.2.1(3) 炉心損傷防止対策」による。</p> <p>a. 事象の発生及び対応処置</p> <p>LOCA、過渡事象、全交流動力電源喪失等が発生し、原子炉自動停止、</p>	<p>【大阪 高浜】記載表現の相違(女川 実質的反映)</p> <p>【大阪 高浜】体制の相違</p> <p>・大阪及び高浜がインフラ的なものに對して、泊はシフトプラントのため少ない要員数となっている。また、主にサポート系故障時に実施する作業については、設備構成等の相違により泊は対応が少なく(デイスクリプス取付、仮設水槽配備等が不要)、比較的少人数での対応が可能となっている。</p> <p>【大阪 高浜】体制の相違</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3／4号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>止、非常用炉心冷却設備作動信号、格納容器スプレイ信号の自動発信等を確認すれば、原子炉トリップ、安全注入及び格納容器スプレイの作動状況を確認する。その後、高圧注入系及び低圧注入系の動作不能、補助給水系の機能喪失等の安全機能喪失が発生すれば、事象進展に従い喪失した安全機能に対応する手順に移行する。</p> <p>事象の発生及び対応処置に必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。</p> <p>b. 全交流動力電源喪失の判断 外部電源が喪失し、ディーゼル発電機が起動失敗することにより、すべての非常用母線及び常用母線の電圧が「零」を示したことを確認し、全交流動力電源喪失の判断を行う。</p> <p>c. 早期の電源回復不能判断及び対応 中央制御室からの非常用母線の</p>	<p>非常用炉心冷却設備作動信号、格納容器スプレイ信号の自動発信等を確認すれば、原子炉トリップ、安全注入系及び格納容器スプレイ系の作動状況を確認する。その後、低圧注入系・高圧注入系の作動不能、補助給水系の機能喪失等の安全機能喪失が発生すれば、事象進展に従い喪失した安全機能に対応する手順に移行する。</p> <p>事象の発生及び対応処置に必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。</p> <p>b. 全交流動力電源喪失の判断 外部電源が喪失し、ディーゼル発電機が起動失敗することにより、すべての非常用母線及び常用母線の電圧が「零」を示したことを確認し、全交流動力電源喪失の判断を行う。</p> <p>c. 早期の電源回復不能判断及び対応 中央制御室からの非常用母線の</p>	<p>して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、平均出力領域モニタ等である。 外部電源が喪失するとともに、非常用ディーゼル発電機等が機能喪失する。これにより所内高圧系統(6.9kV)の母線が使用不能となり、全交流動力電源喪失に至ることから、全交流動力電源喪失を確認する。 全交流動力電源喪失を確認するために必要な計装設備は、6-2C母線電圧及び6-2D母線電圧である。 なお、対応操作は、原子炉水位、格納容器圧力等の徴候に応じて行うため、破断面積や破断位置が今回の想定と異なる場合や、破断位置が特定できない場合においても、対応する操作手順に変更はない。</p> <p>b. ECCS等機能喪失確認 ECCS等の安全機能の喪失を確認する。 ECCS等機能喪失を確認するために必要な計装設備は、各系統のポンプ出口流量である。</p> <p>【記載順の入替え】</p> <p>e. 早期の電源回復不能判断及び対応 準備</p>	<p>非常用炉心冷却設備作動信号、格納容器スプレイ信号の自動発信等を確認すれば、原子炉トリップ、安全注入及び格納容器スプレイの作動状況を確認する。その後、低圧注入系及び高圧注入系の動作不能、補助給水系の機能喪失等の安全機能喪失が発生すれば、事象進展に従い喪失した安全機能に対応する手順に移行する。</p> <p>事象の発生及び対応処置に必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。</p> <p>b. 全交流動力電源喪失の判断 外部電源が喪失し、ディーゼル発電機が起動失敗することにより、すべての非常用母線及び常用母線の電圧が「0V」を示したことを確認し、全交流動力電源喪失の判断を行う。また、蓄電池（非常用）による非常用直流母線への給電を確認する。</p> <p>c. 早期の電源回復不能判断及び対応 中央制御室からの非常用母線の</p>	<p>相違理由</p> <p>【大飯 高圧】 記載表現の相違 【大飯 高圧】 記載方針の相違 ・泊3号のSBO事象と同様に非常用高圧母線への給電確認を明確化している（伊方と同様）</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>電源回復操作に失敗し、早期の電源回復不能と判断した場合には、全交流動力電源喪失を起因とする各種事象への対応も想定して、空冷式非常用発電装置、恒設代替低圧注水ポンプ、B充てんポンプ（自己冷却）、加圧器逃がし弁及びアニユラス空気浄化系ダンパへの作動空気供給、大容量ポンプによる格納容器内自然対流冷却、中央制御室非常用循環系ダンパの開処置並びに送水車の準備を開始する。</p> <p>また、安全系補機の非常用母線からの切離しを実施し、その後、空冷式非常用発電装置を起動する。空冷式非常用発電装置の起動が完了すれば、空冷式非常用発電装置から非常用母線への給電操作を実施することにより、空冷式非常用発電装置から非常用母線への給電を開始する。</p> <p>d. 1次冷却材漏えいの判断 加圧器水位及び圧力の低下、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇、格納容器サンプ及び格納容器再循環サンプ水位の上昇、格納容器内エアモニタの上昇等により、1次冷却材漏えいの判断を行う。 1次冷却材漏えいの判断に必要な計装設備は、加圧器水位等である。 （添付資料 2.2.1）</p> <p>e. 補助給水系の機能喪失の判断 すべての蒸気発生器補助給水流</p>	<p>電源回復操作に失敗し、早期の電源回復不能と判断した場合には、全交流動力電源喪失を起因とする各種事象への対応も想定して空冷式非常用発電装置、恒設代替低圧注水ポンプ、B充てん/高圧注入ポンプ（自己冷却）、加圧器逃がし弁及びアニユラス空気浄化設備ダンパへの作動空気供給、大容量ポンプによる格納容器内自然対流冷却、中央制御室非常用循環系ダンパの開放並びに消防ポンプの準備を開始する。</p> <p>また、安全系補機の非常用母線からの切離しを実施し、その後、空冷式非常用発電装置を起動する。空冷式非常用発電装置の起動が完了すれば、空冷式非常用発電装置から非常用母線への給電操作を実施することにより、空冷式非常用発電装置から非常用母線への給電を開始する。</p> <p>d. 1次冷却材漏えいの判断 加圧器水位・圧力の低下、原子炉格納容器圧力・温度の上昇、格納容器サンプ・格納容器再循環サンプ水位の上昇、格納容器内エアモニタの上昇等により、1次冷却材漏えいの判断を行う。 1次冷却材漏えいの判断に必要な計装設備は、加圧器水位等である。 （添付資料 2.2.3）</p> <p>e. 補助給水系の機能喪失の判断 すべての蒸気発生器補助給水流</p>	<p>中央制御室からの操作により外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機等の起動ができず、非常用高圧母線(6.9kV)の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断する。これにより、常設代替交流電源設備、原子炉補機代替冷却水系及び低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)の準備を開始する。</p>	<p>電源回復操作に失敗し、早期の電源回復不能と判断した場合には、全交流動力電源喪失を起因とする各種事象への対応も想定して代替非常用発電機、代替格納容器スプレイポンプ、B-充てんポンプ（自己冷却）、加圧器逃がし弁及びアニユラス空気浄化系の空気作動弁及びダンパへの代替空気供給、格納容器内自然対流冷却、中央制御室非常用循環系ダンパの開処置並びに可搬型大型送水ポンプ車の準備を開始する。</p> <p>また、安全系補機の非常用母線からの切離しを実施し、その後、代替非常用発電機を起動する。代替非常用発電機の起動が完了すれば、代替非常用発電機から非常用母線への給電操作を実施することにより、代替非常用発電機から非常用母線への給電を開始する。</p> <p>d. 1次冷却材漏えいの判断 加圧器水位及び圧力の低下、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇、格納容器サンプ及び格納容器再循環サンプ水位の上昇、格納容器内エアモニタの上昇等により、1次冷却材漏えいの判断を行う。 1次冷却材漏えいの判断に必要な計装設備は、加圧器水位等である。 （添付資料 7.1.2.2）</p> <p>e. 補助給水系の機能喪失の判断 すべての補助給水流量指示の合</p>	<p>【大飯 高浜】 設備名称の相違</p> <p>【大飯 高浜】</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>量計指示の合計が125m³/h未満であれば、補助給水系の機能喪失の判断を行う。</p> <p>補助給水系の機能喪失の判断に必要な計装設備は、蒸気発生器補助給水流量等である。</p> <p>f. 高圧注入系、低圧注入系の動作不能及び格納容器スプレイ自動作動の確認</p> <p>1次冷却材漏えい時において、非常用炉心冷却設備作動信号の発信、高圧注入流量、低圧注入流量等の指示により、高圧注入系及び低圧注入系の動作不能を確認し、格納容器スプレイ信号の発信と格納容器スプレイ流量等の指示により格納容器スプレイ自動作動を確認する。</p> <p>高圧注入系及び低圧注入系の動作不能の確認に必要な計装設備は、高圧注入流量等であり、格納容器スプレイ自動作動の確認に必要な計装設備は、格納容器スプレイ積算流量等である。</p> <p>g. 原子炉格納容器水素燃焼装置の起動</p> <p>非常用炉心冷却設備作動信号が</p>	<p>量計指示の合計が80m³/h未満であれば、補助給水系の機能喪失の判断を行う。</p> <p>補助給水系の機能喪失の判断に必要な計装設備は、蒸気発生器補助給水流量等である。</p> <p>f. 低圧注入系・高圧注入系の作動不能及び格納容器スプレイ自動作動の確認</p> <p>1次冷却材漏えい時において、非常用炉心冷却設備作動信号の発信、低圧注入流量、高圧注入流量等の指示により、低圧注入系・高圧注入系の作動不能を確認し、格納容器スプレイ信号の発信と格納容器スプレイ流量等の指示により格納容器スプレイ自動作動を確認する。</p> <p>また、所内電源及び外部電源喪失が発生しておらず、1次冷却材漏えいにより非常用炉心冷却設備作動信号が発信すれば、原子炉格納容器水素燃焼装置の自動起動を確認する。</p> <p>低圧注入系・高圧注入系の作動不能の確認に必要な計装設備は、高圧安全注入流量等であり、格納容器スプレイ自動作動の確認に必要な計装設備は、格納容器スプレイ流量積算等である。</p> <p>g. 原子炉格納容器水素燃焼装置の起動</p> <p>非常用炉心冷却設備作動信号が</p>	<p>【再掲】</p> <p>b. ECCS等機能喪失確認</p> <p>ECCS等の安全機能の喪失を確認する。</p> <p>ECCS等機能喪失を確認するために必要な計装設備は、各系統のポンプ出口流量である。</p>	<p>計が80m³/h未満であれば、補助給水系の機能喪失の判断を行う。</p> <p>補助給水系の機能喪失の判断に必要な計装設備は、補助給水流量等である。</p> <p>f. 低圧注入系、高圧注入系の動作不能及び格納容器スプレイ自動作動の確認</p> <p>1次冷却材漏えい時において、非常用炉心冷却設備作動信号の発信、低圧注入流量、高圧注入流量等の指示により、低圧注入系及び高圧注入系の動作不能を確認し、格納容器スプレイ信号の発信と格納容器スプレイ流量等の指示により格納容器スプレイ自動作動を確認する。</p> <p>低圧注入系及び高圧注入系の動作不能を確認するために必要な計装設備は、高圧注入流量等であり、格納容器スプレイの自動作動を確認するために必要な計装設備は、B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）等である。</p> <p>g. 格納容器水素イグナイタの起動</p> <p>炉心出口温度指示が350℃到達又</p>	<p>設備名称の相違 【大綱】 設計の相違</p> <p>【高綱】 記載表現の相違</p> <p>【大綱】 記載表現の相違 ・泊3号機、高圧の記載順で統一</p> <p>【高綱】 設計の相違 ・イグナイタの起動は、大阪、高浜が非常用炉心冷却設備作動信号により自動起動するが、泊は手動起動（伊方と同様）</p> <p>【大阪 高綱】 設備名称の相違</p> <p>【大阪 高綱】</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>発信すれば、原子炉格納容器水素燃焼装置の自動起動を確認する。全交流動力電源が喪失している場合は、空冷式非常用発電装置による電源の回復後、速やかに原子炉格納容器水素燃焼装置を起動する。</p>	<p>発信すれば、原子炉格納容器水素燃焼装置の自動起動を確認する。全交流動力電源が喪失している場合は、空冷式非常用発電装置による電源の回復後、速やかに原子炉格納容器水素燃焼装置を起動する。</p>		<p>は非常用炉心冷却設備動作信号の発信を伴う1次冷却材喪失時にすべての高圧注入系が機能喪失すれば、格納容器水素イグナイタを起動する。また、全交流動力電源喪失時には、代替非常用発電機より受電すれば、速やかに格納容器水素イグナイタを起動する。</p> <p>格納容器水素イグナイタの起動に必要な計装設備は、1次冷却材温度（広域-高温側）等である。</p>	<p>設備の相違 ・差異理由については、c.項を参照（伊方と同様）</p>
<p>h. 可搬型格納容器水素ガス濃度計の準備</p> <p>炉心出口温度 350℃以上又は格納容器内高レンジエリアモニタ 1×10⁶mSv/h 以上となれば、可搬型格納容器水素ガス濃度計の準備を開始する。</p> <p>可搬型格納容器水素ガス濃度計の準備に必要な計装設備は、1次冷却材高温側温度（広域）等である。</p>	<p>h. 可搬型格納容器内水素濃度計測装置の準備</p> <p>炉心出口温度 350℃以上又は格納容器内高レンジエリアモニタ 1×10⁶mSv/h 以上となれば、可搬型格納容器内水素濃度計測装置の準備を開始する。</p> <p>可搬型格納容器内水素濃度計測装置の準備に必要な計装設備は、1次冷却材高温側温度（広域）等である。</p>		<p>h. 可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット及び可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットの準備</p> <p>炉心出口温度 350℃以上又は格納容器内高レンジエリアモニタ 1×10⁶mSv/h 以上となれば、可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット及び可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットの準備を開始する。</p> <p>可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット及び可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットの準備に必要な計装設備は、1次冷却材温度（広域-高温側）等である。</p>	<p>【大阪 高岡 記載方針の相違】 ・泊はアニュラス部の水素濃度計測について記載する方針（伊方と同様）</p> <p>【大阪 高岡 設備名称の相違】</p>
<p>i. 炉心損傷の判断</p> <p>炉心出口温度 350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ 1×10⁶mSv/h 以上により、炉心損傷と判断する。</p>	<p>i. 炉心損傷の判断</p> <p>炉心出口温度 350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ 1×10⁶mSv/h 以上により、炉心損傷と判断する。</p> <p>(添付資料 3.1.1.1)</p>	<p>【記載順の入替え】</p> <p>c. 炉心損傷確認</p> <p>大破断LOCA時に ECCS等の機能及び全交流動力電源が喪失するため、原子炉水位は急激に低下し、炉心が露出することで炉心損傷に至る。炉心損傷の判断は、ドライウェル又はサブプレッションチェンバ内のガンマ線線量率が設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合とする。</p>	<p>i. 炉心損傷の判断</p> <p>炉心出口温度 350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ 1×10⁶mSv/h 以上により、炉心損傷と判断する。</p>	<p>【高岡 記載箇所との相違】</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>炉心損傷の判断に必要な計装設備は、1次冷却材高温側温度（広域）等である。 （添付資料 3.1.1.1）</p>	<p>炉心損傷の判断に必要な計装設備は、1次冷却材高温側温度（広域）等である。</p>	<p>炉心損傷を確認するために必要な計装設備は、格納容器内雰囲気放射線 モニタ(D/W)及び格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)である。 （添付資料 3.1.3.1）</p> <p>また、炉心損傷判断後は、格納容器内の pH 調整のため薬品注入の準備を行う。格納容器内の pH を7以上に制御することで、分子状無機よう素の生成が抑制され、その結果、有機よう素の生成についても抑制される。これにより、環境への有機よう素の放出量を低減させることができる。</p> <p>なお、有効性評価においては、pH 制御には期待しない。</p>	<p>炉心損傷の判断に必要な計装設備は、1次冷却材温度（広域－高温側）等である。 （添付資料 7.2.1.1.1）</p>	<p>【大飯 高岡】 設備名称の相違</p> <p>【高岡】 記載箇所の相違</p>
<p>j. 原子炉格納容器水素燃焼装置及び静的触媒式水素再結合装置動作状況の確認</p> <p>原子炉格納容器水素燃焼装置及び静的触媒式水素再結合装置によって原子炉格納容器内の水素が処理されていることを、原子炉格納容器内状態監視装置盤の温度指示の上昇により確認する。</p> <p>（設置許可基準規則等への適合性について（重大事故等対処施設）補足説明資料 52-8, 52-10）</p>	<p>j. 原子炉格納容器水素燃焼装置及び静的触媒式水素再結合装置動作状況の確認</p> <p>原子炉格納容器水素燃焼装置及び静的触媒式水素再結合装置によって原子炉格納容器内の水素が処理されていることを、原子炉格納容器内状態監視装置盤の温度指示の上昇により確認する。</p> <p>（設置許可基準規則等への適合性について（重大事故等対処施設）補足説明資料 52-8, 52-10）</p>	<p>d. 水素濃度監視</p> <p>炉心損傷が発生すれば、ジルコニウム－水反応等により水素が発生することから、格納容器内の水素濃度を確認する。</p> <p>格納容器内の水素濃度を確認す</p>	<p>j. 格納容器水素イグナイタ及び原子炉格納容器内水素処理装置動作状況の確認</p> <p>格納容器水素イグナイタ及び原子炉格納容器内水素処理装置によって原子炉格納容器内の水素が処理されていることを、格納容器水素イグナイタ温度及び原子炉格納容器内水素処理装置温度の指示の上昇により確認する。</p> <p>（設置許可基準規則等への適合性について（重大事故等対処施設）補足説明資料 52-7, 52-9）</p>	<p>【大飯 高岡】 記載表現の相違</p>
<p>k. 水素濃度監視</p> <p>炉心損傷が発生すれば、ジルコニウム－水反応等により水素が発生することから、原子炉格納容器内の水素濃度の状況を確認するために、可搬型格納容器水素ガス濃度計の</p>	<p>k. 水素濃度監視</p> <p>炉心損傷が発生すれば、ジルコニウム－水反応等により水素が発生することから、原子炉格納容器内の水素濃度の状況を確認するために、可搬型格納容器内水素濃度計測装</p>	<p>d. 水素濃度監視</p> <p>炉心損傷が発生すれば、ジルコニウム－水反応等により水素が発生することから、格納容器内の水素濃度を確認する。</p> <p>格納容器内の水素濃度を確認す</p>	<p>k. 水素濃度監視</p> <p>炉心損傷が発生すれば、ジルコニウム－水反応等により水素が発生することから、原子炉格納容器内及びアニユラス部の水素濃度の状況を確認するために、可搬型格納容器</p>	<p>【大飯 高岡】 記載表現の相違</p> <p>・差異理由の相違</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>準備が整い次第運転し、原子炉格納容器内水素濃度の測定を開始する。</p> <p>(添付資料 3.1.1.2)</p> <p>1. 1次冷却系強制減圧</p> <p>炉心損傷判断後、補助給水系の機能喪失により、1次冷却材圧力計指示が2.0MPa[gage]以上であれば、加圧器逃がし弁の代替空気(窒素ポンペ接続)の供給準備が完了次第、加圧器逃がし弁開操作による1次冷却系強制減圧操作を開始する。なお、加圧器逃がし弁使用準備においては、直流電源が喪失している場合には、可搬型バッテリー(加圧器逃がし弁用)も準備する。</p> <p>1次冷却系強制減圧操作に必要な計装設備は、1次冷却材圧力である。</p> <p>m. 代替格納容器スプレイ</p> <p>格納容器スプレイ系が機能喪失している場合は、原子炉格納容器圧力上昇の抑制及び炉心損傷後の熔融炉心・コンクリート相互作用の防止のため、恒設代替低圧注水ポンプ等の準備が完了し炉心損傷を判断し次第、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイを開始する。なお、炉心の冷却については、B充てんポンプ(自己冷却)による代替炉心注水を行う。また、代替格納容器スプレイについては熔融炉</p>	<p>置の準備が整い次第運転し、原子炉格納容器内水素濃度の測定を開始する。</p> <p>(添付資料 3.1.1.2)</p> <p>1. 1次系強制減圧</p> <p>炉心損傷判断後、補助給水系の機能喪失により、1次冷却材圧力計指示が2.0MPa[gage]以上であれば、窒素ポンペ(加圧器逃がし弁作動用)による駆動用空気の供給準備が完了次第、加圧器逃がし弁開放による1次系強制減圧操作を開始する。なお、加圧器逃がし弁使用準備においては、直流電源が喪失している場合には、可搬型バッテリー(加圧器逃がし弁用)も準備する。</p> <p>1次系強制減圧操作に必要な計装設備は、1次冷却材圧力である。</p> <p>m. 代替格納容器スプレイ</p> <p>格納容器スプレイ系が機能喪失している場合は、原子炉格納容器圧力上昇の抑制及び炉心損傷後の熔融炉心・コンクリート相互作用の防止のため、恒設代替低圧注水ポンプ等の準備が完了し炉心損傷を判断し次第、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイを開始する。なお、炉心の冷却については、B充てん/高圧注入ポンプ(自己冷却)による炉心注水を行う。また、代替格納容器スプレイについては</p>	<p>るために必要な計装設備は、格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)である。</p> <p>f. 常設代替交流電源設備による交流電源供給及び低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉注水</p> <p>中央制御室からの遠隔操作により常設代替交流電源設備による交流電源供給を開始し、残留熱除去系A系配管を用いた低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉注水を開始する。これにより、原子炉圧力容器破損に至ることなく、原子炉水位が回復し、炉心は冠水する。</p> <p>低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は、残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)等である。</p> <p>なお、大破断LOCAにより格納容器温度が上昇し、ドライウェル温度が原子炉圧力の飽和温度を超えている場合は、水位不明と判断する。</p> <p>水位不明判断に必要な計装設備は、原子炉圧力及びドライウェル温度である。</p> <p>水位不明と判断した場合、原子炉水位は、崩壊熱及び原子炉注水量から推定して把握することができる。</p> <p>具体的には、原子炉底部から原子炉</p>	<p>内水素濃度計測ユニット及び可搬型アナユラス水素濃度計測ユニットの準備が整い次第運転し、原子炉格納容器内水素濃度及びアナユラス内水素濃度の測定を開始する。</p> <p>(添付資料 7.2.1.1.2)</p> <p>1. 1次冷却系強制減圧</p> <p>炉心損傷判断後、補助給水系の機能喪失により、1次冷却材圧力(広域)指示が2.0MPa[gage]以上であれば、加圧器逃がし弁操作作用可搬型窒素ガスポンペによる駆動用空気の供給準備が完了次第、加圧器逃がし弁開操作による1次冷却系強制減圧操作を開始する。なお、加圧器逃がし弁使用準備においては、直流電源が喪失している場合には、加圧器逃がし弁操作作用バッテリーも準備する。</p> <p>1次冷却系強制減圧操作に必要な計装設備は、1次冷却材圧力(広域)である。</p> <p>m. 代替格納容器スプレイ</p> <p>格納容器スプレイ系が機能喪失している場合は、原子炉格納容器圧力上昇の抑制及び炉心損傷後の熔融炉心・コンクリート相互作用の防止のため、代替格納容器スプレイポンプ等の準備が完了し炉心損傷を判断し次第、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイを開始する。なお、炉心の冷却については、B-充てんポンプ(自己冷却)による代替炉心注水を行う。また、代替格納容器スプレイについ</p>	<p>り & ペン & 機</p> <p>【大飯 高司 設備名称の相違】</p> <p>【大飯 高司 設備名称の相違】</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>心を冠水するために十分な水位（格納容器再循環サンプ水位（広域）計指示が61%）を確保し、格納容器再循環サンプ水位（広域）計指示が61%から71%の間で代替格納容器スプレイを停止する。なお、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力となれば代替格納容器スプレイを再開し、恒設代替低圧注水ポンプの水源である燃料取替用水ピット水が枯渇するまでに、海水を水源とする可搬式代替低圧注水ポンプに切り替えて可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイを行う。</p> <p>恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイに必要な計装設備は、格納容器圧力（広域）等である。</p> <p>なお、格納容器スプレイ系が作動している場合は、再循環自動切換信号が発信すれば、格納容器スプレイ系再循環自動切換を確認し、以降、原子炉格納容器内の除熱が継続的に行われていることを確認する。</p> <p>格納容器スプレイ系再循環自動切換に必要な計装設備は、燃料取替用水ピット水位等である。 (添付資料2.2.7、3.1.1.3、3.4.1)</p> <p>n. アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動</p> <p>全交流動力電源喪失時、アニュラス部の水素滞留防止及び被ばく低減対策として、現場でアニュラス空気浄化系ダンパの代替空気（窒素ボンベ接続）供給を行い、アニュラス</p>	<p>溶解炉心を冠水するために十分な水位（格納容器再循環サンプ広域水位67%）を確保し、格納容器再循環サンプ広域水位計指示が67%から77%の間で代替格納容器スプレイを停止する。なお、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力となれば代替格納容器スプレイを再開し、恒設代替低圧注水ポンプの水源である燃料取替用水タンク水が枯渇するまでに、海水を水源とする可搬式代替低圧注水ポンプに切り替えて可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイを行う。</p> <p>恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイに必要な計装設備は、格納容器広域圧力等である。</p> <p>なお、格納容器スプレイ系が作動している場合は、再循環自動切換信号が発信すれば、格納容器スプレイ系再循環自動切換を確認し、以降、原子炉格納容器内の除熱が継続的に行われていることを確認する。</p> <p>格納容器スプレイ系再循環切替に必要な計装設備は、燃料取替用水タンク水位等である。 (添付資料2.2.7、3.1.1.3、3.4.1)</p> <p>n. アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動</p> <p>全交流動力電源喪失時、アニュラス部の水素滞留防止及び被ばく低減対策として、現場でアニュラス空気浄化系ダンパの代替空気（窒素ボンベ接続）供給を行い、アニュラス</p>	<p>水位レベル0まで冠水させるために必要な原子炉注水量及び崩壊熱分の注水量を考慮し、原子炉注水量に応じた必要注水時間の原子炉注水を実施し、その後、崩壊熱除去に必要な注水量で原子炉注水を維持する。 (添付資料 3.1.2.2)</p> <p>g. 代替循環冷却系による格納容器除熱</p> <p>原子炉補機代替冷却系の準備が完了した後、原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱除去系による格納容器除熱に失敗した場合に、代替循環冷却系の運転準備のため、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水を残留熱除去系A系配管から残留熱除去系B系配管に切り替える。代替循環冷却系の運転準備が完了した後、原子炉補機代替冷却系を用いた代替循環冷却系による格納容器除熱を開始するとともに低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水を停止する。代替循環冷却系の循環流量は、代替循環冷却ポンプ出口流量及び残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）を用いて、原子炉注入弁と格納容器スプレイ弁を中央制御室からの遠隔操作により原子炉注水と格納容器スプレイに分配し、それぞれ連続で原子炉注水及び格納容器スプレイを実施する。</p> <p>代替循環冷却系による原子炉注</p>	<p>ては溶解炉心を冠水するために十分な水位（格納容器再循環サンプ水位（広域）指示が71%）を確保し、格納容器再循環サンプ水位（広域）指示が71%から81%の間で代替格納容器スプレイを停止する。なお、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力となれば代替格納容器スプレイを再開し、代替格納容器スプレイポンプの水源である燃料取替用水ピット水が枯渇するまでに、可搬型大型送水ポンプ車により海水の補給を行い、代替格納容器スプレイを継続する。</p> <p>代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイに必要な計装設備は、原子炉格納容器圧力等である。</p> <p>なお、格納容器スプレイ系が作動している場合は、再循環切替の条件に達すれば、格納容器スプレイ系を再循環運転に切り替え、以降、原子炉格納容器内の除熱が継続的に行われていることを確認する。</p> <p>格納容器スプレイ系再循環切替に必要な計装設備は、燃料取替用水ピット水位等である。 (添付資料7.1.2.3、7.2.1.1.3、7.2.4.1)</p> <p>n. アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動</p> <p>全交流動力電源喪失時、アニュラス部の水素滞留防止及び被ばく低減対策として、現場でアニュラス空気浄化系の空気作動弁及びダンパへの代替空気供給（窒素ボンベ接</p>	<p>相違理由</p> <p>【大飯 高岡】 設備名称の相違</p> <p>【大飯 高岡】 設計の相違</p> <p>【大飯 高岡】 設計の相違</p> <p>【大飯 高岡】 設計の相違</p> <p>・異議理由の相違とおり りもページ参照</p> <p>【大飯 高岡】 設備名称の相違</p> <p>【大飯 高岡】 設計の相違</p> <p>・再循環切替は泊大飯 高岡は自動だが、泊大 手動切替（伊方と同様）</p> <p>【大飯 高岡】 設計の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>空気浄化ファンを起動する。また、中央制御室の作業環境確保のため、現場で中央制御室非常用循環系ダンパの開処置を行い、中央制御室非常用循環系を起動する。</p> <p>o. 格納容器内自然対流冷却</p> <p>A、D格納容器再循環ユニットへ原子炉補機冷却水を通水し、格納容器内自然対流冷却を行う。</p> <p>また、全交流動力電源喪失等の原因により原子炉補機冷却水系が使用できない場合は、大容量ポンプを用いたA、D格納容器再循環ユニットへの海水通水により、格納容器内自然対流冷却を行う。</p> <p>格納容器内自然対流冷却に必要な計装設備は、格納容器内温度等である。</p>	<p>空気浄化ファンを起動する。また、中央制御室の作業環境確保のため、現場で中央制御室非常用循環系ダンパの開処置を行い、中央制御室非常用循環系を起動する。</p> <p>o. 格納容器内自然対流冷却</p> <p>A、B格納容器再循環ユニットへ原子炉補機冷却水を通水し、格納容器内自然対流冷却を行う。</p> <p>また、全交流動力電源喪失等の原因により原子炉補機冷却水系が使用できない場合は、大容量ポンプを用いたA、B格納容器再循環ユニットへの海水通水により、格納容器内自然対流冷却を行う。</p> <p>格納容器内自然対流冷却に必要な計装設備は、格納容器内温度等である。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.2.8)</p>	<p>水を確認するために必要な計装設備は、残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)であり、格納容器除熱を確認するために必要な計装設備は、代替循環冷却ポンプ出口流量、ドライウェル圧力、サブプレッションプール水温度等である。</p> <p>また、水の放射線分解により水素及び酸素が発生することから、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認する。</p> <p>格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認するために必要な計装設備は、格納容器内雰囲気酸素濃度等である。</p>	<p>統)を行い、B-アニュラス空気浄化ファンを起動する。また、中央制御室の作業環境確保のため、現場で中央制御室非常用循環系ダンパの開処置を行い、中央制御室非常用循環系を起動する。</p> <p>o. 格納容器内自然対流冷却</p> <p>C、D-格納容器再循環ユニットへ原子炉補機冷却水を通水し、格納容器内自然対流冷却を行う。</p> <p>また、全交流動力電源喪失等の原因により原子炉補機冷却水系が使用できない場合は、可搬型大型送水ポンプ車を用いたC、D-格納容器再循環ユニットへの海水通水により、格納容器内自然対流冷却を行う。</p> <p>格納容器内自然対流冷却に必要な計装設備は、格納容器内温度等である。</p>	<p>【大阪 高浜】 設備名称の相違</p> <p>【高浜】 添付資料の相違 ・高浜では添付資料2.2.8にて、大容量ポンプ車の運用変更（SR代替機能と放水機能の兼用を取り止め各々整備）を説明している。泊は当初より可搬型大型送水ポンプ車を各々整備しており運用変更は実施していない。</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3.1.1.2 格納容器破損防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>プラント損傷状態の選定結果については、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、本格納容器破損モードに含まれるプラント損傷状態のうち、破断規模の大きい「A**」が、原子炉格納容器への1次冷却材放出量が大きく圧力上昇の観点で厳しく、また、ECCS又は格納容器スプレイにより原子炉格納容器内へ注水されない「**D」が、圧力上昇が抑制されないという観点からより厳しい。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいプラント損傷状態は、破断規模が大きく、ECCS注水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する「AED」である。</p> <p>このプラント損傷状態には、以下の事故シーケンスが想定される。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 <p>上記事故シーケンスのうち、評価事故シーケンスは中破断LOCAに比べ破断口径が大きく原子炉格納容器圧力上昇の観点で厳しくなる大破断LOCAを起因とした「大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」である。</p> <p>なお、本評価事故シーケンスにおいては、恒設代替低圧注水ポンプ及び可</p>	<p>3.1.1.2 格納容器破損防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>プラント損傷状態の選定結果については、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、本格納容器破損モードに含まれるプラント損傷状態のうち、破断規模の大きい「A**」が、原子炉格納容器への1次冷却材放出量が大きく圧力上昇の観点で厳しく、また、ECCS又は格納容器スプレイにより原子炉格納容器内へ注水されない「**D」が、圧力上昇が抑制されないという観点からより厳しい。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいプラント損傷状態は、破断規模が大きく、ECCS注水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する「AED」である。</p> <p>このプラント損傷状態には、以下の事故シーケンスが想定される。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 <p>上記事故シーケンスのうち、評価事故シーケンスは中破断LOCAに比べ破断口径が大きく原子炉格納容器圧力上昇の観点で厳しくなる大破断LOCAを起因とした「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」である。</p> <p>なお、本評価事故シーケンスにおいては、恒設代替低圧注水ポンプ及び可</p>	<p>3.1.2.2 格納容器破損防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>本格納容器破損モードを評価する上で選定した評価事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、過圧及び過温への対策の有効性を総合的に評価する観点から、プラント損傷状態をLOCAに全交流動力電源喪失事象を加えた状態とし、中小破断LOCAに比べて破断口径が大きいことから事象進展が早く、格納容器圧力及び温度上昇の観点で厳しい大破断LOCAを起因とする、「大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失」である。</p>	<p>7.2.1.1.2 格納容器破損防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>プラント損傷状態の選定結果については、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、本格納容器破損モードに含まれるプラント損傷状態のうち、破断規模の大きい「A**」が、原子炉格納容器への1次冷却材放出量が大きく圧力上昇の観点で厳しく、また、ECCS又は格納容器スプレイにより原子炉格納容器内へ注水されない「**D」が、圧力上昇が抑制されないという観点からより厳しい。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいプラント損傷状態は、破断規模が大きく、ECCS注水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する「AED」である。</p> <p>このプラント損傷状態には、以下の事故シーケンスが想定される。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 <p>上記事故シーケンスのうち、評価事故シーケンスは中破断LOCAに比べ破断口径が大きく原子炉格納容器圧力上昇の観点で厳しくなる大破断LOCAを起因とした「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」である。</p> <p>なお、本評価事故シーケンスにおいては、代替格納容器スプレイポンプに</p>	<p>相違理由</p> <p>【女川】 記載方針の相違 ・BWRは切取に厳しいプラント損傷状態を選定し、その後、選定されたプラント損傷状態の中から評価事故シーケンスを選定する過程を記載</p> <p>【大浜】 記載表現の相違</p> <p>【大阪 高浜】</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並びに大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮する。</p> <p>さらに、本評価事故シーケンスは、炉心溶融が早く、事象進展中は原子炉格納容器圧力が高く推移することから、環境に放出される放射性物質が多くなる。したがって、本評価事故シーケンスにおいて、Cs-137の放出量評価を実施し、環境への影響をできるだけ小さく留めるものであることを確認する。</p> <p>本評価事故シーケンスにおいて、格納容器過圧破損に係る重要現象は以下のとおりである。</p> <p>a. 炉心における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> 崩壊熱 燃料棒内温度変化 燃料棒表面熱伝達 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・対向流 <p>b. 原子炉容器、1次冷却系、加圧器及び蒸気発生器における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーション 炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達 炉心損傷後の原子炉容器における原子炉容器破損・溶融 炉心損傷後の原子炉容器にお 	<p>搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並びに大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮する。</p> <p>さらに、本評価事故シーケンスは、炉心溶融が早く、事象進展中は原子炉格納容器圧力が高く推移することから、環境に放出される放射性物質が多くなる。したがって、本評価事故シーケンスにおいて、Cs-137の放出量評価を実施し、環境への影響をできるだけ小さく留めるものであることを確認する。</p> <p>本評価事故シーケンスにおいて、格納容器過圧破損に係る重要現象は以下のとおりである。</p> <p>a. 炉心における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> 崩壊熱 燃料棒内温度変化 燃料棒表面熱伝達 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・対向流 <p>b. 原子炉容器、1次冷却系、加圧器及び蒸気発生器における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーション 炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達 炉心損傷後の原子炉容器破損、溶融 炉心損傷後の原子炉容器にお 	<p>本評価事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化及び気液分離(水位変化)・対向流、原子炉圧力容器における ECCS 注水(給水系・代替注水設備含む)、炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション、構造材との熱伝達及び原子炉圧力容器内 FP 挙動、原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、サプレッション・プール冷却、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達並びにスプレイ冷却並びに炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器内 FP 挙動が重要現象となる。</p>	<p>よる代替格納容器スプレイ及び可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮する。</p> <p>さらに、本評価事故シーケンスは、炉心溶融が早く、事象進展中は原子炉格納容器圧力が高く推移することから、環境に放出される放射性物質が多くなる。したがって、本評価事故シーケンスにおいて、Cs-137の放出量評価を実施し、環境への影響をできるだけ小さく留めるものであることを確認する。</p> <p>本評価事故シーケンスにおいて、格納容器過圧破損に係る重要現象は以下のとおりである。</p> <p>a. 炉心における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> 崩壊熱 燃料棒内温度変化 燃料棒表面熱伝達 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・対向流 <p>b. 原子炉容器、1次冷却系、加圧器及び蒸気発生器における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーション 炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達 炉心損傷後の原子炉容器破損、溶融 炉心損傷後の原子炉容器にお 	<p>設計の相違 ・差異理由(前述)とおり ・ベーン参照</p> <p>【女川】 記載方針の相違 ・BWR は炉心や原子炉容器などの分類の重要現象を箇条書きにしている</p> <p>【大飯】 記載表現の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>る1次系内核分裂生成物挙動</p> <p>c. 原子炉格納容器における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・区画間の流動 ・構造材との熱伝達及び内部熱伝導 ・スプレイ冷却 ・格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却 ・水素濃度変化 ・炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料-冷却材相互作用 ・炉心損傷後の溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱 ・炉心損傷後の溶融炉心とコンクリートの伝熱 ・炉心損傷後のコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生 ・炉心損傷後の原子炉格納容器内核分裂生成物挙動 <p>本評価事故シナリオにおける有効性評価は、炉心損傷後のプラント挙動を適切に模擬することが目的であることから、これらの現象を適切に評価することが可能な、原子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有する解析コードとしてMAAPを使用する。</p> <p>なお、MAAPは、大破断LOCA事象初期の原子炉格納容器雰囲気温度評価への適用性が低いことから、事</p>	<p>る1次系内核分裂生成物挙動</p> <p>c. 原子炉格納容器における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・区画間・区画内の流動 ・構造材との熱伝達及び内部熱伝導 ・スプレイ冷却 ・格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却 ・水素濃度 ・炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料-冷却材相互作用 ・炉心損傷後の溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱 ・炉心損傷後の溶融炉心とコンクリートの伝熱 ・炉心損傷後のコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生 ・炉心損傷後の原子炉格納容器内核分裂生成物挙動 <p>本評価事故シナリオにおける有効性評価は、炉心損傷後のプラント挙動を適切に模擬することが目的であることから、これらの現象を適切に評価することが可能な、原子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有する解析コードとしてMAAPを使用する。</p> <p>なお、MAAPは、大破断LOCA事象初期の原子炉格納容器雰囲気温度評価への適用性が低いことから、事象初期</p>	<p>よって、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉压力容器内及び格納容器内の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コードMAAPにより原子炉水位、燃料最高温度、格納容器圧力、格納容器温度等の過渡応答を求める。</p>	<p>る1次系内FP挙動</p> <p>c. 原子炉格納容器における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・区画間・区画内の流動 ・構造材との熱伝達及び内部熱伝導 ・スプレイ冷却 ・格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却 ・水素濃度変化 ・炉心損傷後の原子炉容器外FCI ・炉心損傷後の溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱 ・炉心損傷後の溶融炉心とコンクリートの伝熱 ・炉心損傷後のコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生 ・炉心損傷後の原子炉格納容器内FP挙動 <p>本評価事故シナリオにおける有効性評価は、炉心損傷後のプラント挙動を適切に模擬することが目的であることから、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉系及び原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コードMAAPにより原子炉容器内水位、燃料最高温度、原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器雰囲気温度等の過渡応答を求める。</p> <p>なお、MAAPは、大破断LOCA事象初期の原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器雰囲気温度評価への適用性</p>	<p>【大阪 高司】 記載表現の相違 ・資料中の記載の統一 【大阪】 記載表現の相違（伊方と同様） 【高司】 記載表現の相違 ・資料中の記載の統一 【大阪 高司】 記載表現の相違 ・資料中の記載の統一 【大阪 高司】 記載方針の相違（女川実績の反映） 【大阪】 記載方針の相違</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>象初期においては有効性評価と同様の事象進展となる原子炉設置許可申請書添付書類十「3.5.1 原子炉冷却材喪失」における評価結果を参照する。</p> <p>(添付資料 2.7.3、3.1.1.4、3.1.1.5)</p> <p>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囲として、本評価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、要員の配置による他の操作に与える影響、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 本評価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3.1.1.2表に示す。また、主要な解析条件について、本評価事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。 (添付資料 3.1.1.6)</p> <p>a. 事故条件 (a) 起回事象 起回事象として、大破断 LOC Aが発生するものとする。原子炉冷却材圧力バウンダリの配管破断位置は高温側配管とし、また、破断口径は、1次冷却材管（約0.74m (29インチ)）の完全両端破断が発生するものとする。</p> <p>(b) 安全機能の喪失に対する仮定 高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失するものとし、さらに全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷</p>	<p>については設計基準事故時の評価結果により確認している。</p> <p>(添付資料 2.7.3、3.1.1.4、3.1.1.5)</p> <p>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囲として、本評価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、要員の配置による他の操作に与える影響、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（事象進展解析）の条件 本評価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3.1.1.2.1表に示す。また、主要な解析条件について、本評価事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。 (添付資料 3.1.1.6)</p> <p>a. 事故条件 (a) 起回事象 起回事象として、大破断 LOCAが発生するものとする。原子炉冷却材圧力バウンダリの配管破断位置は高温側配管とし、また、破断口径は、1次冷却材配管（口径約0.74m (29インチ)）の完全両端破断が発生するものとする。</p> <p>(b) 安全機能の喪失に対する仮定 低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失するものとし、さらに全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷</p>	<p>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囲として、本評価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 本評価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3.1.2.2表に示す。また、主要な解析条件について、本評価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) 起回事象 起回事象として、大破断 LOCAが発生するものとする。破断箇所は、原子炉圧力容器内の保有水量を厳しく評価し、かつ、格納容器内の圧力上昇及び温度上昇の観点で厳しい設定として、再循環配管(出口ノズル)とする。 (添付資料 1.5.2)</p> <p>(b) 安全機能の喪失に対する仮定 全ての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し、全交流動力電源が喪失するものとする。さらに高圧炉心スプレイ系及び</p>	<p>が低いことから、事象初期においては有効性評価と同様の事象進展となる原子炉設置許可申請書添付書類十「3.5.1 原子炉冷却材喪失」における評価結果を参照する。</p> <p>(添付資料 7.1.4.3、7.2.1.1.4、7.2.1.1.5)</p> <p>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囲として、本評価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 本評価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7.2.1.1.2表に示す。また、主要な解析条件について、本評価事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。 (添付資料 7.2.1.1.6)</p> <p>a. 事故条件 (a) 起回事象 起回事象として、大破断 LOCAが発生するものとする。原子炉冷却材圧力バウンダリの配管破断位置は高温側配管とし、また、破断口径は、1次冷却材配管（約0.74m (29インチ)）の完全両端破断が発生するものとする。</p> <p>(b) 安全機能の喪失に対する仮定 低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失するものとし、さらに全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷</p>	<p>・他対象との整合 【高調】 記載表現の相違</p> <p>【大飯 高調】 評価方針の相違（女川実機の実機）</p> <p>【高調】 記載表現の相違</p> <p>【大飯】 記載表現の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>却機能喪失の重量を考慮するものとする。</p> <p>(c) 外部電源 「3.1.1.2(2)a. (b) 安全機能の喪失に対する仮定」に示すとおり、外部電源なしを想定する。</p> <p>(d) 水素の発生 水素の発生についてはジルコニウム-水反応を考慮する。なお、MAAPでは水の放射線分解等による水素発生は考慮していないため、「3.1.1.2(4) 有効性評価の結果」にてその影響を評価する。</p> <p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) タービン動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ1台が自動起動し、事象発生の60秒後に4基の蒸気発生器に合計200m³/hの流量で注水するものとする。</p>	<p>却機能喪失の重量を考慮するものとする。</p> <p>(c) 外部電源 「(b) 安全機能の喪失に対する仮定」に示すとおり、外部電源なしを想定する。</p> <p>(d) 水素の発生 水素の発生についてはジルコニウム-水反応を考慮する。なお、MAAPでは水の放射線分解等による水素発生は考慮していないため、「(4) 有効性評価の結果」にてその影響を評価する。</p> <p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) タービン動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ1台が自動起動し、解析上は事象発生の60秒後に3基の蒸気発生器に合計160m³/hの流量で注水するものとする。</p>	<p>低圧注水機能が機能喪失するものとする。</p> <p>(c) 外部電源 外部電源は使用できないものと仮定する。 送電系統又は所内主発電設備の故障等によって、外部電源が喪失するとともに、全ての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定する。</p> <p>(d) 水素の発生 水素の発生については、ジルコニウム-水反応を考慮するものとする。なお、解析コード MAAPの評価結果では水の放射線分解等による水素発生は考慮していないため、「(4) 有効性評価の結果」にてその影響を評価する。</p> <p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) 原子炉スクラム信号 原子炉スクラムは、ドライウェル圧力高信号によるものとする。</p> <p>(b) 再循環ポンプ 再循環ポンプは、原子炉水位低(レベル2)到達時に停止するものとする。</p>	<p>却機能喪失の重量を考慮するものとする。</p> <p>(c) 外部電源 外部電源は使用できないものと仮定する。 送電系統又は所内主発電設備の故障等によって、外部電源が喪失するとともに、ディーゼル発電機の機能喪失を想定する。</p> <p>(d) 水素の発生 水素の発生についてはジルコニウム-水反応を考慮するものとする。なお、MAAPの評価結果では水の放射線分解等による水素発生は考慮していないため、「7.2.1.1.2(4) 有効性評価の結果」にてその影響を評価する。</p> <p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) 原子炉トリップ信号 原子炉トリップは、1次冷却材ポンプ電源電圧低信号によるものとする。</p> <p>(b) タービン動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ1台が自動起動し、解析上は事象発生の60秒後に3基の蒸気発生器に合計80m³/hの流量で注水するものとする。</p>	<p>【大飯 高河】 記載表現の相違(女川) 実質の反映</p> <p>【大飯 高河】 記載表現の相違(女川) 実質の反映</p> <p>【大飯 高河】 記載方針の相違(女川) 実質の反映</p> <p>【大飯 高河】 設計の相違 ・泊封鎖を満足する範囲で電圧の合理化を図ったためポンプ容量が小さい</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(b) 蓄圧タンク</p> <p>蓄圧注入系のパラメータとして初期保持圧力については、炉心への注水を遅くするために最低保持圧力とする。また、初期保有水量については、炉心への注水量を少なくするために最低保有水量とする。</p> <p>蓄圧タンク保持圧力 (最低保持圧力) 4.04MPa[gage]</p> <p>蓄圧タンク保有水量 (最低保有水量) 26.9m³ (1基当たり)</p>	<p>(b) 蓄圧タンク</p> <p>蓄圧注入系のパラメータとして初期保持圧力については、炉心への注水を遅くするために最低保持圧力とする。また、初期保有水量については、炉心への注水量を少なくするために最低保有水量とする。</p> <p>蓄圧タンク保持圧力 (最低保持圧力) 4.04MPa[gage]</p> <p>蓄圧タンク保有水量 (最低保有水量) 29.0m³ (1基当たり)</p>	<p>(c) 低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉注水</p> <p>最大 130m³/h にて原子炉注水し、原子炉水位がジェットポンプ上端(以下「原子炉水位 L0」という。)まで回復後は、崩壊熱による蒸発量相当の注水流量(最大 35m³/h)で注水する。 (添付資料 3.1.2.3)</p>	<p>(c) 蓄圧タンク</p> <p>蓄圧注入系のパラメータとして初期保持圧力については、炉心への注水を遅くするために最低保持圧力とする。また、初期保有水量については、炉心への注水量を少なくするために最低保有水量とする。</p> <p>蓄圧タンク保持圧力 (最低保持圧力) 4.04MPa[gage]</p> <p>蓄圧タンク保有水量 (最低保有水量) 29.0m³ (1基当たり)</p> <p>(d) 代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ流量</p> <p>原子炉格納容器内に放出される放射性物質の除去、並びに原子炉格納容器圧力及び温度上昇の抑制に必要なスプレイ流量を考慮し、設計上期待できる値として 140m³/h とする。</p>	<p>【大規模】 設備の相違</p> <p>【大規模 高圧】 記載表現の相違</p> <p>・大阪 高圧は2台のポンプをまとめて「代替格納容器注水ポンプ」と記載</p> <p>【大規模 高圧】 設備の相違</p> <p>・差異理由は前述のとおり</p>
<p>(c) 代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ流量</p> <p>原子炉格納容器内に放出される放射性物質の除去、並びに原子炉格納容器圧力及び温度上昇の抑制に必要なスプレイ流量を考慮し、恒設代替低圧注水ポンプ、可搬式代替低圧注水ポンプともに設計上期待できる値として 130m³/h とする。</p>	<p>(c) 代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ流量</p> <p>原子炉格納容器内に放出される放射性物質の除去、並びに原子炉格納容器圧力及び温度上昇の抑制に必要なスプレイ流量を考慮し、恒設代替低圧注水ポンプ、可搬式代替低圧注水ポンプともに設計上期待できる値として 140m³/h とする。</p>	<p>(d) 代替循環冷却系による格納容器除熱</p> <p>代替循環冷却系の循環流量は、全体で 150m³/h とし、原子炉注水へ 50m³/h、格納容器スプレイへ 100m³/h にて流量分配し、それぞれ連続注水及び連続スプレイを実施する。</p>	<p>(d) 代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ流量</p> <p>原子炉格納容器内に放出される放射性物質の除去、並びに原子炉格納容器圧力及び温度上昇の抑制に必要なスプレイ流量を考慮し、設計上期待できる値として 140m³/h とする。</p>	<p>【大規模 高圧】 記載表現の相違</p> <p>・大阪 高圧は2台のポンプをまとめて「代替格納容器注水ポンプ」と記載</p> <p>【大規模 高圧】 設備の相違</p> <p>・差異理由は前述のとおり</p>
<p>(d) 静的触媒式水素再結合装置及び原子炉格納容器水素燃焼装置</p> <p>原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるように、静的触媒式水素再結合装置及び原子炉格納容器水素燃焼装置の効果については期待しないが、静的触媒式水素再結合装置による水素処理の発熱反応の原子炉格納容器圧力及び温度への寄与を「3.1.1.2(4) 有効性評価の結果」にて考慮す</p>	<p>(d) 静的触媒式水素再結合装置及び原子炉格納容器水素燃焼装置</p> <p>原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるように、静的触媒式水素再結合装置及び原子炉格納容器水素燃焼装置の効果については期待しないが、静的触媒式水素再結合装置による水素処理の発熱反応の原子炉格納容器圧力及び温度への寄与を「(4) 有効性評価の結果」にて考慮する。</p>	<p>(e) 原子炉補機代替冷却水系</p> <p>代替循環冷却系から原子炉補</p>	<p>(e) 原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタ</p> <p>原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるように、原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタの効果については期待しないが、原子炉格納容器内水素処理装置による水素処理の発熱反応の原子炉格納容器圧力及び温度への寄与を「(4) 有効性評価の結果」にて考慮する。</p>	

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>る。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する操作条件</p> <p>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) 代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイは、現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して、炉心溶融開始の30分後に開始するものとする。また、格納容器内自然対流冷却開始に伴い、事象発生の24時間後に停止するものとする。</p> <p>(b) 大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却は、現場操作に必要な時間、操作等の時間を考慮して、事象発生の24時間後に開始するものとする。</p> <p>(3) 有効性評価(Cs-137の放出量評価)の条件</p> <p>a. 事象発生直前まで、定格出力の102%で長時間にわたって運転されていたものとする。その運転時間</p>	<p>c. 重大事故等対策に関連する操作条件</p> <p>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) 代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイは、現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して、炉心溶融開始の30分後に開始するものとする。また、格納容器内自然対流冷却開始に伴い、事象発生の24時間後に停止するものとする。</p> <p>(b) 大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却は、要員の召集のための時間、操作等の時間を考慮して、事象発生の24時間後に開始するものとする。</p> <p>(3) 有効性評価(Cs-137の放出量評価)の条件</p> <p>a. 事象発生直前まで、原子炉はウラン燃料が3/4、MOX燃料が1/4の装荷比率で定格出力の102%で長時</p>	<p>機代替冷却水系への伝熱容量は、熱交換器の設計性能に基づき14.7MW(サブプレッションプール水温150℃、海水温度26℃において)とする。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する操作条件</p> <p>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) 交流電源は、常設代替交流電源設備によって供給を開始し、低圧代替注水系(常設) (復水移送ポンプ)による原子炉注水操作は、事象発生25分後から開始する。</p> <p>なお、原子炉注水は、代替循環冷却系の運転開始後に停止する。</p> <p>(b) 原子炉補機代替冷却水系の運転操作及び代替循環冷却系による格納容器除熱操作は、原子炉補機代替冷却水系及び代替循環冷却系の準備時間等を考慮し、事象発生24時間後から開始する。</p> <p>(3) 有効性評価(Cs-137の放出量評価)の条件</p> <p>a. 事象発生直前まで、定格出力の100%で長時間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃</p>	<p>c. 重大事故等対策に関連する操作条件</p> <p>運転員等操作に関する条件として、「6.3.5 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) 代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイは、現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して、炉心溶融開始の30分後に開始する。また、格納容器内自然対流冷却開始に伴い、事象発生の24時間後に停止する。</p> <p>(b) 可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却は、現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して、事象発生の24時間後に開始する。</p> <p>(3) 有効性評価(Cs-137の放出量評価)の条件</p> <p>a. 事象発生直前まで、ウラン炉心にて定格出力の102%で長時間にわたって運転されていたものとする。そ</p>	<p>【大飯 高浜】 記載表現の相違 (女川 表裏の反転) ・操作条件の記載の語尾を「する」に統一</p> <p>【大飯 高浜】 記載方針の相違 ・泊は格納容器内自然対流冷却の機材に災害対策要員を用いるため (a) 代替格納容器スプレイの記載に揃える (伊方と同様)</p> <p>【高浜】 設計の相違 ・高浜は480kW/t燃料</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由	
<p>は、ウラン燃料を1/4ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高40,000時間とする。</p> <p>(添付資料3.1.1.7)</p>	<p>間におわって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を1/3ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高30,000時間とする。</p> <p>(添付資料3.1.1.7)</p>	<p>料を約1/4ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考え、最高50,000時間とする。</p>	<p>の運転時間は、燃料を1/4ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考え、最高40,000時間とする。</p> <p>(添付資料7.2.1.1.7)</p>	<p>のためウラン炉心よりもMOX炉心の評価が厳しいが、泊は550MW/t燃料であるためMOX炉心よりもウラン炉心の評価が厳しいため、ウラン炉心を考慮する (E5.8.20審査会合説明資料)</p>	
<p>b. 原子炉格納容器内に放出されるCs-137の量は、炉心損傷に至る事故シーケンスを基にした代表的なソースタームであるNUREG-1465に示された原子炉格納容器内への放出割合に基づき、炉心全体の内蔵量に対して75%の割合で放出されるものとする。本評価においては、下記c.項の原子炉格納容器内での除去効果も含めて、MAAPによる解析結果に比べて、Cs-137の大気への放出量の観点で保守的となる条件設定としている。</p> <p>(添付資料3.1.1.8)</p>	<p>b. 原子炉格納容器内に放出されるCs-137の量は、炉心損傷に至る事故シーケンスを基にした代表的なソースタームであるNUREG-1465に示された原子炉格納容器内への放出割合に基づき、炉心全体の内蔵量に対して75%の割合で放出されるものとする。本評価においては、下記c.項の原子炉格納容器内での除去効果も含めて、MAAPによる解析結果に比べて、Cs-137の大気への放出量の観点で保守的となる条件設定としている。</p> <p>(添付資料3.1.1.8)</p>	<p>b. 代替循環冷却系を用いた場合の環境中への総放出量の評価においては、原子炉内に内蔵されている核分裂生成物が事象進展に応じた割合で、格納容器内に放出されるものとする。</p> <p>※1 セシウムの格納容器内への放出割合については、本評価事故シーケンスにおいては解析コードMAAPの評価結果の方がNUREG-1465より大きく算出する。</p>	<p>b. 原子炉格納容器内に放出されるCs-137の量は、炉心損傷に至る事故シーケンスを基にした代表的なソースタームであるNUREG-1465に示された原子炉格納容器内への放出割合に基づき、炉心全体の内蔵量に対して75%の割合で放出されるものとする。本評価においては、下記c.項の原子炉格納容器内での除去効果も含めて、MAAPによる解析結果に比べて、Cs-137の大気への放出量の観点で保守的となる条件設定としている。</p> <p>(添付資料7.2.1.1.8)</p>		
<p>c. 原子炉格納容器内に放出されたCs-137については、実験等から得られた適切なモデルに基づき、原子炉格納容器等への沈着効果及びスプレイ水による除去効果を見込む。</p> <p>(添付資料3.1.1.9、3.1.1.10)</p>	<p>c. 原子炉格納容器内に放出されたCs-137については、実験等から得られた適切なモデルに基づき、原子炉格納容器等への沈着効果及びスプレイ水による除去効果を見込む。</p> <p>(添付資料3.1.1.9、3.1.1.10)</p>	<p>c. 格納容器内に放出されたCs-137については、格納容器スプレイやサブレーションチェンバ内のプール水でのスクラッピング等による除去効果を考慮する。</p>	<p>c. 原子炉格納容器内に放出されたCs-137については、実験等から得られた適切なモデルに基づき、原子炉格納容器等への沈着効果及びスプレイ水による除去効果を考慮する。</p> <p>(添付資料7.2.1.1.9、7.2.1.1.10)</p>		<p>【大飯 高浜】 記載表現の相違(女川実質的反映)</p>
<p>d. 時間経過とともにCs-137の大気への放出率は減少していくことを踏まえ、評価期間は7日間とする。なお、事故後7日以降の影響についても確認する。</p>	<p>d. 時間経過とともにCs-137の大気への放出率は減少していくことを踏まえ、評価期間は7日間とする。なお、事故後7日以降の影響についても確認する。</p>	<p>d. 原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えいについて考慮する。漏えい量の評価条件は以下のとおりとする。</p>	<p>d. 時間経過とともにCs-137の大気への放出率は減少していくことを踏まえ、評価期間は7日間とする。なお、事故後7日以降の影響についても確認する。</p>		

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>e. 原子炉格納容器からの漏えい率は、MAAPの解析結果である原子炉格納容器圧力に応じた漏えい率に余裕を見込んだ値として、評価期間中一定の0.16%/dとする。なお、事故後7日以降の漏えい率は、原子炉格納容器圧力に応じた漏えい率に余裕を見込んだ値として、0.125%/dとする。</p> <p>(添付資料3.1.1.11)</p>	<p>e. 原子炉格納容器からの漏えい率は、MAAPの解析結果である原子炉格納容器圧力に応じた漏えい率に余裕を見込んだ値として、評価期間中一定の0.16%/dとする。なお、事故後7日以降の漏えい率は、原子炉格納容器圧力に応じた漏えい率に余裕を見込んだ値として、0.135%/dとする。</p> <p>(添付資料3.1.1.11)</p>	<p>(a) 格納容器からの漏えい量は、格納容器圧力に応じた設計漏えい率を基に評価する。なお、格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集の効果(除染係数は10)を考慮する。</p>	<p>e. 原子炉格納容器からの漏えい率は、MAAPの解析結果である原子炉格納容器圧力に応じた漏えい率に余裕を見込んだ値として、評価期間中一定の0.16%/dとする。また、事故後7日以降の漏えい率は、原子炉格納容器圧力に応じた漏えい率に余裕を見込んだ値として、0.135%/dとする。なお、原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集の効果(除染係数は10)を考慮する。</p> <p>(添付資料7.2.1.1.11)</p>	<p>【大綱】 解析条件の相違 【大阪 高岡】 解析条件の相違(女川実績の反映)</p>
<p>f. 原子炉格納容器からの漏えいは、配管等が貫通しているアニュラス部に集中すると考えられるが、評価上はその97%が配管等の貫通するアニュラス部に生じ、残り3%はアニュラス部以外で生じるものとする。</p>	<p>f. 原子炉格納容器からの漏えいは、配管等が貫通しているアニュラス部に集中すると考えられるが、評価上はその97%が配管等の貫通するアニュラス部に生じ、残り3%はアニュラス部以外で生じるものとする。</p>	<p>(b) 原子炉建屋から大気中に漏えいする放射性物質を保守的に見積もるため、非常用ガス処理系により原子炉建屋原子炉棟内の設計負圧が達成されるまでの期間は、原子炉建屋内の放射性物質の保持機能に期待しないものとする。非常用ガス処理系により設計負圧を達成した後は非常用ガス処理系の設計換気率0.5回/日相当を考慮する。なお、非常用ガス処理系フィルタ装置による放射性物質の除去効果については、期待しないものとする。</p>	<p>f. 原子炉格納容器からの漏えいは、配管等が貫通しているアニュラス部に集中すると考えられるが、評価上はその97%が配管等の貫通するアニュラス部に生じ、残り3%はアニュラス部以外で生じるものとする。</p>	
<p>g. アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタの効率は、設計上期待できる値として99%とする。</p> <p>(添付資料3.1.1.12)</p>	<p>g. アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタの効率は、設計上期待できる値として99%とする。</p> <p>(添付資料3.1.1.12)</p>	<p>非常用ガス処理系は、事象発生60分後から、常設代替交流電源設備からの交流電源の供給を受け自動起動し、起動後10分間で設計負圧が達成されることを想定する。</p>	<p>g. アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタの効率は、設計上期待できる値として99%とする。</p> <p>(添付資料7.2.1.1.12)</p>	
<p>h. アニュラス部の負圧達成時間は、事象発生後、全交流動力電源喪失を想定したアニュラス空気浄化設備の起動遅れ時間及び起動後の負圧達成までの時間を考慮し、評価上62分とする。その間原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいしてきたCs-137はそのまま全量大気中へ放出されるものとし、アニュラス空気</p>	<p>h. アニュラス部の負圧達成時間は、事象発生後、全交流動力電源喪失を想定したアニュラス空気浄化設備の起動遅れ時間及び起動後の負圧達成までの時間を考慮し、評価上78分とする。その間原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいしてきたCs-137はそのまま全量大気中へ放出されるものとし、アニュラス空気</p>	<p>(c) 原子炉建屋内での放射能の時間減衰は考慮せず、また、原子炉</p>	<p>h. アニュラス部の負圧達成時間は、事象発生後、全交流動力電源喪失を想定したアニュラス空気浄化設備の起動遅れ時間及び起動後の負圧達成までの時間を考慮し、評価上78分とする。その間原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいしてきたCs-137はそのまま全量大気中へ放出されるものとし、アニュラス空気</p>	<p>【大綱】 解析条件の相違 ・起動遅れ時間および大綱も60分を想定しているが、負圧達成時</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>ス空気浄化設備のフィルタ効果は無視する。</p> <p>(4) 有効性評価の結果</p> <p>本評価事故シーケンスの事象進展を第3.1.1.4図及び第3.1.1.5図に、1次冷却材圧力、原子炉容器内水位等の1次冷却系パラメータの推移を第3.1.1.6図から第3.1.1.8図に、原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器雰囲気温度等の原子炉格納容器パラメータの推移を第3.1.1.9図から第3.1.1.13図に示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>事象発生後、全交流動力電源喪失に伴い1次冷却材ポンプの母線電圧が低下することで「1次冷却材ポンプ回転数低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。また、大破断LOCA時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失することから1次冷却系保有水量が低下し、事象発生約21分後に炉心溶融に至る。</p> <p>(添付資料3.1.1.5)</p> <p>さらに、格納容器スプレイ注入機能が喪失していることから炉心溶融開始の30分後、事象発生約51分後に運転員による恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイを開始することにより、原子炉格納容器内を冷却し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する。</p>	<p>浄化設備のフィルタ効果は無視する。</p> <p>(4) 有効性評価の結果</p> <p>本評価事故シーケンスの事象進展を第3.1.1.2.1図及び第3.1.1.2.2図に、1次冷却材圧力、原子炉容器内水位等の1次系パラメータの推移を第3.1.1.2.3図から第3.1.1.2.5図に、原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器雰囲気温度等の原子炉格納容器パラメータの推移を第3.1.1.2.6図から第3.1.1.2.10図に示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>事象発生後、全交流動力電源喪失に伴い1次冷却材ポンプの母線電圧が低下することで「1次冷却材ポンプ電源電圧低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。また、大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失することから1次系保有水量が低下し、事象発生約19分後に炉心溶融に至る。</p> <p>(添付資料3.1.1.5)</p> <p>さらに、格納容器スプレイ注入機能が喪失していることから炉心溶融開始の30分後、事象発生約49分後に運転員による恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイを開始することにより、原子炉格納容器内を冷却し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する。</p>	<p>建屋内での粒子状物質の除去効果は保守的に考慮しない。</p> <p>(添付資料3.1.2.7, 3.1.2.8)</p> <p>(4) 有効性評価の結果</p> <p>本評価事故シーケンスにおける原子炉水位(シュラウド内外水位)、注水流量及び原子炉圧力容器内保有水量の推移を第3.1.2.5図から第3.1.2.7図に、燃料最高温度の推移を第3.1.2.8図に、格納容器圧力、格納容器温度、サブプレッションプール水位及びサブプレッションプール水温の推移を第3.1.2.9図から第3.1.2.12図に示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>大破断LOCA時にECCS等の機能及び全交流動力電源が喪失するため、原子炉水位は急速に低下する。水位低下により炉心は露出し、事象発生から約4分後に燃料被覆管の最高温度は1,000K(約727℃)に到達し、炉心損傷が開始する。燃料被覆管の最高温度は事象発生から約10分後に1,200℃に到達し、また、事象発生から約30分後に燃料温度は約2,500K(約2,227℃)に到達する。事象発生から25分後、常設代替交流電源設備より交流電源の供給をした復水移送ポンプ1台を用いた低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉注水を開始することによって、原子炉圧力容器破損に至ることなく、原子炉水位LO以上まで原子炉水位は回復し、炉心は冠水する。</p>	<p>浄化設備のフィルタ効果は無視する。</p> <p>(4) 有効性評価の結果</p> <p>本評価事故シーケンスの事象進展を第7.2.1.1.4図及び第7.2.1.1.5図に、1次冷却材圧力、原子炉容器内水位等の1次冷却系パラメータの推移を第7.2.1.1.6図から第7.2.1.1.8図に、原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器雰囲気温度等の原子炉格納容器パラメータの推移を第7.2.1.1.9図から第7.2.1.1.13図に示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>事象発生後、全交流動力電源喪失に伴い1次冷却材ポンプの母線電圧が低下することで「1次冷却材ポンプ電源電圧低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。また、大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失することから1次冷却系保有水量が減少し、事象発生約19分後に炉心溶融に至る。</p> <p>(添付資料7.2.1.1.5)</p> <p>さらに、格納容器スプレイ注入機能が喪失していることから炉心溶融開始の30分後、事象発生約49分後に運転員による代替格納容器スプレイポンプを用いた代替格納容器スプレイを開始することにより、原子炉格納容器内を冷却し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する。</p>	<p>間が約18分に対して大飯が2分、これは主にCV型式の違いに起因しており、大飯はRCVのためCV壁が薄いコンクリートで構成されており、アニューラス部への熱が伝わりやすく、一方、泊は鋼製CVであり、アニューラス部へ熱が伝わりやすいことから温度(圧力)が上昇するため負圧達成時間を要する</p> <p>【大飯】設備の相違</p> <p>【大飯】解析結果の相違</p> <p>【大飯】解析結果の相違</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>その後、事象発生約1.4時間後に原子炉容器破損に至り、約2.5時間後に原子炉容器からの熔融炉心の流出が停止することに伴い、原子炉格納容器圧力の上昇が緩やかになる。</p> <p>(添付資料3.1.1.13)</p> <p>また、事象発生24時間後に大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却を開始することで、原子炉格納容器内を冷却し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する。その結果、原子炉格納容器圧力は事象発生約14時間後に、原子炉格納容器雰囲気温度は事象発生約26時間後に低下に転じる。</p> <p>(添付資料3.1.1.14)</p>	<p>その後、事象発生約1.5時間後に原子炉容器破損に至り、約3.4時間後に原子炉容器からの熔融炉心の流出が停止することに伴い、原子炉格納容器圧力の上昇が緩やかになる。</p> <p>(添付資料3.1.1.13)</p> <p>また、事象発生24時間後に大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却を開始することで、原子炉格納容器圧力は事象発生約47時間後に、原子炉格納容器雰囲気温度は事象発生約48時間後に低下に転じる。</p> <p>(添付資料3.1.1.14)</p>	<p>格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため、格納容器圧力及び温度は上昇する。</p> <p>事象発生から24時間経過した時点で、代替循環冷却系による格納容器除熱を開始する。代替循環冷却系により、原子炉圧力容器は破断口より原子炉冷却材が流出することで溢水状態となり、格納容器は除熱効果により格納容器圧力及び温度の上昇が抑制され、その後、徐々に低下する。</p> <p>(添付資料3.1.2.4)</p>	<p>その後、事象発生約1.6時間後に原子炉容器破損に至り、約2.8時間後に原子炉容器からの熔融炉心の流出が停止することに伴い、原子炉格納容器圧力の上昇が緩やかになる。</p> <p>(添付資料7.2.1.1.13)</p> <p>また、事象発生24時間後に可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却を開始することで、原子炉格納容器内を冷却し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する。その結果、原子炉格納容器圧力は事象発生約45時間後に、原子炉格納容器雰囲気温度は事象発生約49時間後に低下に転じる。</p> <p>(添付資料7.2.1.1.14)</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p> <p>【高浜】 記載方針の相違</p> <p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p>
<p>b. 評価項目等</p> <p>原子炉格納容器圧力は第3.1.1.9図に示すとおり、事象発生約14時間後に最高値約0.43MPa[gage]となり、以降は低下傾向となっていることから、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.78MPa[gage])を下回る。</p>	<p>b. 評価項目等</p> <p>原子炉格納容器圧力は第3.1.1.2.6図に示すとおり、格納容器内自然対流冷却により事象発生約47時間後に最高値約0.335MPa[gage]となり、以降は低下傾向となっていることから、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.566MPa[gage])を下回る。</p>	<p>b. 評価項目等</p> <p>格納容器圧力は、第3.1.2.9図に示すとおり、格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため上昇するが、代替循環冷却系による格納容器除熱を行うことによって、圧力上昇は抑制される。その結果、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値は約0.536MPa[gage]となり、格納容器の限界圧力0.854MPa[gage]を超えない。</p> <p>なお、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最大となる事象発生約24時間後において、水の放射線分解によって発生する水素及び酸素は、格納容器内の非凝縮性ガス</p>	<p>b. 評価項目等</p> <p>原子炉格納容器圧力は、第7.2.1.1.9図に示すとおり、事象発生約45時間後に最大値約0.360MPa[gage]となり、以降は低下傾向となっていることから、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値は原子炉格納容器の限界圧力0.566MPa[gage]を超えない。</p>	<p>【高浜】 記載表現の相違</p> <p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p> <p>【大飯】 設計の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破壊

大阪発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>原子炉格納容器雰囲気温度は第3.1.1.10図に示すとおり、事象発生の約26時間後に最高値約143℃となり、以降は低下傾向となっていることから、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度は200℃を下回る。</p>	<p>原子炉格納容器雰囲気温度は第3.1.1.2.7図に示すとおり、格納容器内自然対流冷却により事象発生の約48時間後に最高値約133℃となり、以降は低下傾向となっていることから、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度は200℃を下回る。</p>	<p>に占める割合の1%以下※2であるため、その影響は無視し得る程度である。</p> <p>※2 格納容器圧力が最大値の約0.536MPa[gage]を示す事象発生から約24時間後の格納容器内の非凝縮性ガス(水素、酸素及び窒素)の物質量は約6×10^6molであり、水の放射線分解によって発生する水素及び酸素の物質量の和は約5×10^6mol以下である。これが仮にドライウエルよりも体積の小さいサブプレッションチェンバの気相部に集中するものとしても、そのサブプレッションチェンバでの分圧は0.01MPa[abs]未満であることから、水の放射線分解によって発生する水素及び酸素が格納容器圧力に与える影響は無視し得る程度と考えられる。</p> <p>格納容器温度は、第3.1.2.10図に示すとおり、格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため上昇し、代替循環冷却系による格納容器除熱を行うことによって、温度上昇は抑制される。その結果、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最高値は約178℃となり、格納容器の限界温度200℃を超えない。</p> <p>第3.1.2.5図に示すとおり、低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)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る。その後は、第3.1.2.9図及び第</p>	<p>原子炉格納容器雰囲気温度は、第7.2.1.1.10図に示すとおり、事象発生の約49時間後に最高値約137℃となり、以降は低下傾向となっていることから、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最高値は、原子炉格納容器の限界温度200℃を超えない。</p>	<p>【高岡】 記載表現の相違【大阪 高岡】 解明課題の相違【大阪 高岡】 記載表現の相違(女川実効的反映)</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>本評価事故シーケンスは、事象初期から原子炉格納容器内に蒸気が放出されることで事象進展中の原子炉格納容器圧力が高く推移することから、原子炉格納容器から環境に放出される放射性物質質量が多くなるが、アニユラス空気浄化設備を起動し、フィルタによる除去を行うことで、第3.1.1.14図に示すと</p>	<p>本評価事故シーケンスは、事象初期から原子炉格納容器内に蒸気が放出されることで事象進展中の原子炉格納容器圧力が高く推移することから、原子炉格納容器から環境に放出される放射性物質質量が多くなるが、アニユラス空気浄化設備を起動し、フィルタによる除去を行うことで、第3.1.1.2.11図に示すと</p>	<p>3.1.2.10図に示すとおり、24時間後に開始する代替循環冷却系の運転により、格納容器除熱に成功し、格納容器圧力及び温度の上昇を抑制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。事象を通じて格納容器の限界圧力に到達せず、原子炉格納容器フィルタベント系を使用することなく、格納容器が過圧・過温破損に至らないことを確認した。</p> <p>本評価では、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)、(2)及び(7)の評価項目について、対策の有効性を確認した。(7)の評価項目のうち、可燃性ガスの蓄積については、ジルコニウム-水反応等によって発生した可燃性ガスの蓄積を考慮しても、格納容器が過圧・過温破損に至らないことをもって、その影響について確認した。また、(7)の評価項目のうち、可燃性ガスの燃焼については、「3.4 水素燃焼」において、酸素濃度が可燃限界に至らないことをもって、可燃性ガスの燃焼が生じないことを確認している。</p> <p>(添付資料 3.1.2.5, 3.1.2.6, 3.1.3.2)</p> <p>なお、格納容器が健全であるため、格納容器から原子炉建屋への放射性物質の漏えい量は制限され、また、大気中へはほとんど放出されないものと考えられる。これは、原子炉建屋内に漏えいした放射性物質は、原子炉建屋内で時間減衰し、また、粒子状放射性物質は、原子炉建屋内での重力沈降や水蒸気の凝縮</p>	<p>本評価事故シーケンスは、事象初期から原子炉格納容器内に蒸気が放出されることで事象進展中の原子炉格納容器圧力が高く推移することから、原子炉格納容器から環境に放出される放射性物質質量が多くなるが、アニユラス空気浄化設備を起動し、フィルタによる除去を行うことで、第7.2.1.1.14図に示すと</p>	

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>り、事象発生から7日後までのCs-137の総放出量は約5.2TBqにとどまり、「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」に示された100TBqを十分下回る。大気放出過程を第3.1.1.15図に示す。</p> <p>事象発生から7日以降、Cs-137の放出が継続した場合の評価を行ったところ、事象発生の30日後（約5.7TBq）及び100日後（約5.7TBq）においても総放出量の増加は軽微であり、100TBqを下回る。</p> <p>（添付資料3.1.1.15）</p> <p>1次冷却材圧力は第3.1.1.6図に示すとおり、原子炉容器破損に至る事象発生の約1.4時間後における1次冷却材圧力は約0.21MPa[gage]であり、原子炉容器破損までに1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]以下を下回る。</p> <p>原子炉格納容器内の水素分圧（絶対圧）は第3.1.1.13図に示すとおり、全圧約0.5MPa[abs]に対して約0.01MPa[abs]である。また、全炉心のジルコニウム量の75%と水の反応により発生する水素と水の放射線分解等により発生する水素発生量を、静的触媒式水素再結合装置により処理した場合の発熱量は、炉心崩壊熱の約2%と小さい。したがって、水素の蓄積を考慮しても原子炉格納容器バウダリにかかる圧力及</p>	<p>おり、事象発生から7日後までのCs-137の総放出量は約4.2TBqにとどまり、「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」に示された100TBqを十分下回る。大気放出過程を第3.1.1.2図に示す。</p> <p>事象発生から7日以降、Cs-137の放出が継続した場合の評価を行ったところ、事象発生の30日後（約4.5TBq）及び100日後（約4.5TBq）においても総放出量の増加は軽微であり、100TBqを下回る。</p> <p>（添付資料3.1.1.15）</p> <p>1次冷却材圧力は第3.1.1.2.3図に示すとおり、原子炉容器破損に至る事象発生の約1.5時間後における1次冷却材圧力は約0.17MPa[gage]であり、原子炉容器破損までに1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]以下を下回る。</p> <p>【再掲】</p> <p>原子炉格納容器内の水素分圧（絶対圧）は第3.1.1.2.10図に示すとおり、全圧約0.4MPa[abs]に対して約0.01MPa[abs]である。また、全炉心のジルコニウム量の75%と水の反応により発生する水素と水の放射線分解等により発生する水素発生量を、静的触媒式水素再結合装置により処理した場合の発熱量は、炉心崩壊熱の約2%と小さい。したがって、水素の蓄積を考慮しても原子炉格納容器バウダリにかかる圧力</p>	<p>に伴い、原子炉建屋内に沈着すると考えられるためである。</p> <p>原子炉建屋内での放射性物質の時間減衰及び粒子状放射性物質の除去効果等を保守的に考慮せず、原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えいを想定した場合、漏えい量は約9.9×10^1 TBq(7日間)となり、100TBqを下回る。</p> <p>事象発生からの7日間以降、Cs-137の漏えいが継続した場合の影響評価を行ったところ、約1.0TBq(30日間)及び約1.0TBq(100日間)であり、100TBqを下回る。</p> <p>（添付資料3.1.2.7、3.1.2.8）</p> <p>【再掲】</p> <p>格納容器圧力は、第3.1.2.9図に示すとおり、格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため上昇するが、代替循環冷却系による格納容器除熱を行うことによって、圧力上昇は抑制される。その結果、原子炉格納容器バウダリにかかる圧力の最大値は約0.536MPa[gage]となり、格納容器の限界圧力0.854MPa[gage]を超えない。</p>	<p>おり、事象発生から7日後までのCs-137の総放出量は約5.1×10^1 TBqにとどまり、「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」に示された100TBqを下回る。大気放出過程を第7.2.1.15図に示す。</p> <p>事象発生からの7日間以降、Cs-137の放出が継続した場合の影響評価を行ったところ、事象発生の30日後（約5.5×10^1 TBq）及び100日後（約5.5×10^1 TBq）においても総放出量の増加は軽微であり、100TBqを下回る。</p> <p>（添付資料7.2.1.1.15）</p> <p>1次冷却材圧力は第7.2.1.1.6図に示すとおり、原子炉容器破損に至る事象発生の約1.6時間後における1次冷却材圧力は約0.17MPa[gage]であり、原子炉容器破損までに1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]以下を下回る。</p> <p>原子炉格納容器内の水素分圧（絶対圧）は第7.2.1.1.13図に示すとおり、全圧約0.5MPa[abs]に対して約0.01MPa[abs]である。また、全炉心のジルコニウム量の75%と水の反応により発生する水素と水の放射線分解等により発生する水素発生量を、原子炉格納容器内水素処理装置により処理した場合の発熱量は、炉心崩壊熱の約2%と小さい。したがって、水素の蓄積を考慮しても原子炉格納容器バウダリにか</p>	<p>相違理由</p> <p>【大阪 高河】 解明経路の相違 ・泊ではエアロゾル粒子の捕集効果が期待される</p> <p>【大阪 高河】 解明経路の相違</p> <p>【大阪 高河】 解明経路の相違</p> <p>【高河】 解明経路の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>及び温度は原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.78MPa[gage])及び200℃を下回る。 (添付資料 3.1.1.16)</p> <p>「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」の(5)及び(8)に示す評価項目については、本評価事故シーケンスと「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケンスが同一であることから、それぞれにおいて、評価項目を満足することを確認する。</p> <p>「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」の(6)に示す評価項目については、格納容器スプレイが作動することで本シーケンスよりも水蒸気が凝縮され水素濃度が高くなり、また、全炉心内のジ</p>	<p>及び温度は原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.566MPa[gage])及び200℃を下回る。 (添付資料 3.1.1.16)</p> <p>「1.2.2(2) 有効性を確認するための評価項目の設定」の e. 及び h. に示す評価項目については、本評価事故シーケンスと「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケンスが同一であることから、それぞれにおいて、評価項目を満足することを確認する。</p> <p>f. に示す評価項目については、格納容器スプレイが作動することで本シーケンスよりも水蒸気が凝縮され水素濃度が高くなり、また、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応して水素が発生することを</p>	<p>【再掲】</p> <p>本評価では、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)、(2)及び(7)の評価項目について、対策の有効性を確認した。(7)の評価項目のうち、可燃性ガスの蓄積については、ジルコニウム-水反応等によって発生した可燃性ガスの蓄積を考慮しても、格納容器が過圧・過温破損に至らないことをもって、その影響について確認した。また、(7)の評価項目のうち、可燃性ガスの燃焼については、「3.4 水素燃焼」において、酸素濃度が可燃限界に至らないことをもって、可燃性ガスの燃焼が生じないことを確認している。</p>	<p>かる圧力及び温度は、原子炉格納容器の限界圧力 0.566MPa[gage]及び限界温度 200℃を超えない。 (添付資料 7.2.1.1.16)</p> <p>本評価では、「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)、(2)、(3)、(4)及び(7)の評価項目について、対策の有効性を確認した。</p> <p>「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」の(5)及び(8)に示す評価項目については、本評価事故シーケンスと「7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」及び「7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケンスが同一であることから、それぞれにおいて、評価項目を満足することを確認している。</p> <p>「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」の(6)に示す評価項目については、格納容器スプレイが作動することで本シーケンスよりも水蒸気が凝縮され水素濃度が高くなり、また、全炉心内のジ</p>	<p>【大飯 高司】 記載表現の相違(女川)実質的反映</p> <p>【大飯】 設計の相違</p> <p>【大飯 高司】 記載表現の相違(女川)実質的反映</p> <p>【高司】 記載方針の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破壊

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>ルコニウム量の75%が水と反応して水素が発生することを想定した「3.4 水素燃焼」において、評価項目を満足することを確認する。</p> <p>原子炉格納容器内の水素分圧（絶対圧）は第3.1.1.13図に示すとおり、全圧約0.5MPa[abs]に対して約0.01MPa[abs]である。また、全炉心のジルコニウム量の75%と水の反応により発生する水素と水の放射線分解等により発生する水素発生量を、静的触媒式水素再結合装置により処理した場合の発熱量は、炉心崩壊熱の約2%と小さい。したがって、水素の蓄積を考慮しても原子炉格納容器バウダリにかかる圧力及び温度は原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.78MPa[gage])及び200℃を下回る。</p> <p>(添付資料3.1.1.16)</p> <p>第3.1.1.9図及び第3.1.1.10図に示すとおり、原子炉格納容器圧力は事象発生の約14時間後に、原子炉格納容器雰囲気温度は事象発生の約26時間後に低下傾向を示し、原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心及び原子炉格納容器雰囲気は安定して除熱されていることから、安定状態に至る。その後も格納容器内自然対流冷却を継続することにより、安定状態を維持できる。</p> <p>(添付資料3.1.1.17)</p>	<p>想定した「3.4 水素燃焼」において、評価項目を満足することを確認する。</p> <p>原子炉格納容器内の水素分圧（絶対圧）は第3.1.1.2.10図に示すとおり、全圧約0.4MPa[abs]に対して約0.01MPa[abs]である。また、全炉心のジルコニウム量の75%と水の反応により発生する水素と水の放射線分解等により発生する水素発生量を、静的触媒式水素再結合装置により処理した場合の発熱量は、炉心崩壊熱の約2%と小さい。したがって、水素の蓄積を考慮しても原子炉格納容器バウダリにかかる圧力及び温度は原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.56MPa[gage])及び200℃を下回る。</p> <p>(添付資料3.1.1.16)</p> <p>第3.1.1.2.6図及び第3.1.1.2.7図に示すとおり、原子炉格納容器圧力は事象発生の約47時間後に、原子炉格納容器雰囲気温度は事象発生の約48時間後に低下傾向を示し、原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心及び原子炉格納容器雰囲気は安定して除熱されていることから、安定状態に至る。その後も格納容器内自然対流冷却を継続することにより、安定状態を維持できる。</p> <p>(添付資料3.1.1.17)</p>	<p>【再掲】</p> <p>第3.1.2.5図に示すとおり、低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)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る。その後は、第3.1.2.9図及び第3.1.2.10図に示すとおり、24時間後に開始する代替循環冷却系の運転により、格納容器除熱に成功し、格納容器圧力及び温度の上昇を抑制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。事象を通じて格納容器の限界圧力に到達せず、原子炉格納容器フィルタベント系を使用することなく、格納容器が過圧・過温破壊に至らないことを確認した。</p>	<p>ルコニウム量の75%が水と反応して水素が発生することを想定した「7.2.4 水素燃焼」において、評価項目を満足することを確認している。</p> <p>第7.2.1.1.9図及び第7.2.1.1.10図に示すとおり、原子炉格納容器圧力は事象発生の約45時間後に、原子炉格納容器雰囲気温度は事象発生の約49時間後に低下傾向を示し、原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心及び原子炉格納容器雰囲気は安定して除熱されていることから、安定状態が確立する。その後も格納容器内自然対流冷却を継続することにより、安定状態を維持できる。</p> <p>(添付資料7.2.1.1.17)</p>	<p>【大飯 高浜】 記載箇所の相違 ・泊3号炉の有効性を確認する評価項目は前図に記載(女川と同様)</p> <p>【大飯 高浜】 解析結果の相違</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3.1.1.3 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、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>本評価事故シーケンスは、事象進展が緩やかであり、運転員等操作である恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並びに大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却により、原子炉格納容器圧力を低減することが特徴である。</p> <p>また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、炉心損傷を起点とする恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの開始操作及び解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間に差異がある大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の開始操作とする。</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>3.1.1.3 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、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>本評価事故シーケンスは、事象進展が緩やかであり、運転員等操作である恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並びに大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却により、原子炉格納容器圧力を低減することが特徴である。</p> <p>また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、炉心損傷を起点とする恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの開始操作及び解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間に差異がある大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の開始操作とする。</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>3.1.2.3 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>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」（代替循環冷却系を使用する場合）では、格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材や溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、ジルコニウム-水反応等によって発生した非凝縮性ガス等が蓄積することが特徴である。</p> <p>また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、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として、常設代替交流電源設備からの受電操作、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水操作、原子炉補機代替冷却水系運転操作及び代替循環冷却系による格納容器除熱操作とする。</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>7.2.1.1.3 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>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」では、原子炉格納容器内へ流出した高温の1次冷却材や溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、ジルコニウム-水反応等によって発生した非凝縮性ガス等が蓄積することが特徴である。</p> <p>また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、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として、炉心損傷を起点とする代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの開始操作及び解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間に差異がある可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の開始操作並びにアンユラス空気浄化設備の起動操作とする。</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>【大阪 高司】 評価方針の相違（女川実録の反映） 【大阪 高司】 記載方針の相違（女川実録の反映） ・操作の相違ではなく事故の相違について記載 【大阪 高司】 記載方針の相違（女川実録の反映） 【大阪 高司】 記載方針の相違 ・アンユラス空気浄化設備の起動操作の不確かさの影響を確認しているため明記（伊方と同様）</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>本評価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内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI 事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、炉心溶融時間に対する感度は小さく、また、炉心がヒートアップする状態では炉心出口温度の上昇が急峻であることから、炉心溶融開始の30分後に開始するものとしている恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ操作に与える影響は小さい。</p>	<p>本評価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内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI 事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、炉心溶融時間に対する感度は小さく、また、炉心がヒートアップする状態では炉心出口温度の上昇が急峻であることから、炉心溶融開始の30分後に開始するものとしている恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ操作に与える影響は小さい。</p>	<p>本評価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内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析(ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析)では、炉心溶融開始時間に与える影響は小さいことを確認している。原子炉注水操作については、ECCS等による原子炉への注水機能が喪失したと判断した場合、速やかに低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉注水(電源の確保含む)を行う手順となっており、燃料被覆管温度等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>炉心における沸騰・ポイド率変化及び気液分離(水位変化)・対向流の不確かさとして、炉心モデル(炉心水位計算モデル)は、原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果</p>	<p>本評価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、「6.7 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内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI 事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、炉心溶融時間に対する感度は小さく、また、炉心がヒートアップする状態では炉心出口温度の上昇が急峻であることから、炉心溶融開始の30分後に開始するものとしている代替格納容器スプレイ操作に与える影響は小さい。</p>	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破壊

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>原子炉格納容器における区画間の流動、並びに構造材との熱伝達及び内部熱伝導に係る解析コードの熱水力モデルは、HDR 実験解析等の結果から、原子炉格納容器圧力について1割程度高く、原子炉格納容器雰囲気温度について十数℃高く評価する不確かさを持つことを確認している。しかし、原子炉格納容器圧力及び温度を起点とす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>原子炉格納容器における区画間・区画内の流動、並びに構造材との熱伝達及び内部熱伝導に係る解析コードの熱水力モデルは、HDR 実験解析等の結果から、原子炉格納容器圧力について1割程度高く、原子炉格納容器雰囲気温度について十数℃高く評価する不確かさを持つことを確認している。しかし、原子炉格納容器圧力及び温度を起点とす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>の方が大きく、解析コード SAFER に対して保守的であり、注水操作による有効燃料棒頂部までの水位回復時刻は解析コード SAFER の評価結果との差異は小さいことを確認している。原子炉注水操作については、ECCS 等による原子炉への注水機能が喪失したと判断した場合、速やかに低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉注水(電源の確保含む)を行う手順となっており、原子炉水位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>原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導並びに気液界面の熱伝達の不確かさとして、格納容器モデル(格納容器の熱水力モデル)は HDR 実験解析では区画によって格納容器温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWR の格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実験体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。本評価事故シーケンスでは、格納容器圧力及び温度を起点に操作開始す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。また、格納容器各領域間の流動並びに構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF 実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動</p>	<p>原子炉格納容器における区画間・区画内の流動、並びに構造材との熱伝達及び内部熱伝導に係る解析コードの熱水力モデルは、HDR 実験解析の結果から、原子炉格納容器圧力について1割程度高く、原子炉格納容器雰囲気温度について十数℃高く評価する不確かさを持つことを確認している。また、CSTF 実験解析の結果から、自然循環及び強制対流での混合挙動は、ランプモデルとして一様に扱うモデリングに依存した差異は見られるものの、全般的に良好に模擬できており、温度低下挙動も、構造材への熱伝達をやや過小に評価するものの、全体的に良く一致している。しかし、原子炉格納容器圧力及び温度を起点とす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>【大飯】 記載表現の相違(伊勢と同様) 【大飯 高岡】 記載方針の相違(女川実験コード・泊はHDR実験コード等の項にCSTF実験コードも含めて記載していたが、先行審査実績を踏まえCSTF実験コードについても報告して記載</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まる場合があることが確認されているが、原子炉容器破損を起点とす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>炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器破損を起点とす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>炉心損傷後の原子炉容器における原子炉容器破損・熔融に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた条件における感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早ま</p>	<p>炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損が早まる場合があることが確認されているが、原子炉容器破損を起点とす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>炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器破損を起点とす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>炉心損傷後の原子炉容器破損及び熔融に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた条件における感度解析により、原子炉容器破損が早まることが確認されている</p>	<p>は測定データと良く一致することを確認しており、その差異は小さい。本評価事故シナリオでは、格納容器圧力及び温度を起点に操作開始す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>炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現性を確認している。本評価事故シナリオでは、炉心の損傷状態を起点に操作開始す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>炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まる場合があることが確認されているが、原子炉容器破損を起点に操作開始す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>炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器破損を起点に操作開始す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>炉心損傷後の原子炉容器破損及び熔融に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた条件における感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まることが確認さ</p>	<p>【大同】 記載表現の相違</p> <p>【大阪 大同】 記載表現の相違（女川実効の反映）</p> <p>【大阪 大同】 記載表現の相違（女川実効の反映）</p> <p>【大同】 記載表現の相違</p> <p>【大同】</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>ることが確認されているが、原子炉容器破損を起点とす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>炉心損傷後の原子炉容器外の溶解燃料-冷却材相互作用に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉容器外の溶解燃料-冷却材相互作用による圧力スパイクに対する感度が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器外の溶解燃料-冷却材相互作用に対す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>が、原子炉容器破損を起点とす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>炉心損傷後の原子炉容器外の溶解燃料-冷却材相互作用に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉容器外の溶解燃料-冷却材相互作用による圧力スパイクに対する感度が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器外の溶解燃料-冷却材相互作用に対す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>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内 FP 挙動の不確かさとして、核分裂生成物 (FP) 挙動モデルは PHEBUS-FP 実験解析により原子炉圧力容器内への FP 放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。PHEBUS-FP 実験解析では、燃料被覆管破裂後の FP 放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。本評価事故シーケンスでは、炉心損傷後の原子炉圧力容器内 FP 放出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>炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器内 FP 挙動の</p>	<p>れているが、原子炉容器破損を起点に操作開始す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>炉心損傷後の原子炉容器における1次系内 FP 挙動に係る FP 挙動モデルは、PHEBUS-FP 実験解析により、ギャップ放出のタイミングが適切に模擬されていることを確認している。PHEBUS-FP 実験解析では、燃料被覆管破裂後の FP 放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。炉心損傷後の1次系内 FP 挙動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>炉心損傷後の原子炉容器外 FCI に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉容器外の溶解燃料-冷却材相互作用による圧力スパイクに対する感度が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器外の溶解燃料-冷却材相互作用に対す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>炉心損傷後の原子炉格納容器内 FP 挙動に係る FP 挙動モデルは、</p>	<p>記載表現の相違 【大飯 高司】 記載表現の相違 (女川 実機の反映) 【大飯 高司】 記載表現の相違 (女川 実機の反映) 【大飯 高司】 記載表現の相違 ・資料間の記載の統一 【大飯 高司】 記載表現の相違 (女川</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<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内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、下部プレナムへのリロケーション開始時間が30秒程度早まるが、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分に注水されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</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内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、下部プレナムへのリロケーション開始時間が30秒程度早まるが、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分に注水されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>不確かさとして、核分裂生成物(FP)挙動モデルは ABCOVE 実験解析により格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適正に評価できることを確認している。本評価事故シーケンスでは、炉心損傷後の格納容器内 FP 挙動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、運転員等操作時間を与える影響はない。 (添付資料 3.1.2.9)</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内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析(ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析)では、格納容器圧力及び温度への影響は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心における沸騰・ポイド率変化及び気液分離(水位変化)・対向流の不確かさとして、炉心モデル(炉心水位計算モデル)は、原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が大きく、解析コード SAFER に対して保守的であり、注水操作による有効 燃料棒頂部までの水位回復</p>	<p>ABCOVE 実験解析により、エアロゾル沈着挙動をほぼ適正に評価できることを確認している。炉心損傷後の原子炉格納容器内 FP 挙動を操作開始の起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間を与える影響はない。</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内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、下部プレナムへのリロケーション開始時間が30秒程度早まるが、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分に注水されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>実質的反映</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>原子炉格納容器における区画間の流動、並びに構造材との熱伝達及び内部熱伝導に係る解析コードの熱水力モデルは、HDR 実験解析等の結果から、原子炉格納容器圧力について1割程度高く、原子炉格納容器雰囲気温度について十数℃高く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は解析結果に比べて低くなることから、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>炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、TMI 事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まる場合があることが確認</p>	<p>原子炉格納容器における区画間・区画内の流動、並びに構造材との熱伝達及び内部熱伝導に係る解析コードの熱水力モデルは、HDR 実験解析等の結果から、原子炉格納容器圧力について1割程度高く、原子炉格納容器雰囲気温度について十数℃高く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は解析結果に比べて低くなることから、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>炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、TMI 事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損が早まる場合があることが確認されている</p>	<p>時刻は解析コードSAFERの評価結果との差異は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導並びに気液界面の熱伝達の不確かさとして、格納容器モデル(格納容器の熱水力モデル)は HDR 実験解析では区画によって格納容器温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWRの格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実験体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF 実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認しており、その差異は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により炉心熔融</p>	<p>原子炉格納容器における区画間・区画内の流動、並びに構造材との熱伝達及び内部熱伝導に係る解析コードの熱水力モデルは、HDR 実験解析の結果から、原子炉格納容器圧力について1割程度高く、原子炉格納容器雰囲気温度について十数℃高く評価する不確かさを持つことを確認している。また、CSTF 実験解析の結果から、自然循環及び強制対流での混合挙動は、ランプトモデルとして一様に扱うモデリングに依存した差異は見られるものの、全般的に良好に模擬できており、温度低下挙動も、構造材への熱伝達をやや過小に評価するものの、全体的に良く一致している。よって、不確かさを考慮すると、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は解析結果に比べて低くなることから、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>炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、TMI 事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まる場合があることが確認さ</p>	<p>【大阪】 記載表現の相違(伊方と同様) 【大阪 高岡】 記載方針の相違(女川実験の反映) ・泊はHDR 実験解析等の際にもCSTF 実験解析も含めて記載していたが、先行審査実績と踏まえCSTF 実験解析に関するも増出して記載</p> <p>【高岡】 記載表現の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>されているが、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分に注水されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器における原子炉容器破損・熔融に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた条件における感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まることが確認されているが、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分に注水されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>が、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分に注水されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器破損及び熔融に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた条件における感度解析により、原子炉容器破損が早まることが確認されているが、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分に注水されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>開始時間に与える影響は小さいことを確認しており、事象進展はほぼ変わらないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉压力容器における原子炉压力容器内FP挙動の不確かさとして、核分裂生成物(FP)挙動モデルはPHEBUS-FP実験解析により原子炉压力容器内へのFP放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。PHEBUS-FP実験解析では、燃料被覆管破裂後のFP</p>	<p>れているが、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分に注水されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器破損及び熔融に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた条件における感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まることが確認されているが、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分に注水されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器における1次系内FP挙動に係るFP挙動モデルは、PHEBUS-FP実験解析により、ギャップ放出のタイミングが適切に模擬されていることを確認している。PHEBUS-FP実験解析では、燃料被覆管破裂後のFP放出について実験結果より急激な放出を示す結</p>	<p>【大飯】 記載表現の相違</p> <p>【高浜】 記載表現の相違</p> <p>【大飯 高浜】 記載方針の相違(女川) 実績の反映</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>炉心損傷後の原子炉容器外における融融燃料-冷却材相互作用に係る解析コードの融融炉心挙動モデルは、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉容器外の融融燃料-冷却材相互作用による圧力スパイクに対する感度が小さいことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での融融炉心の広がり、融融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱、融融炉心とコンクリートの伝熱、並びにコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生に係る解析コードの融融炉心挙動モデルについて、融融炉心・コンクリート相互作用の不確かさに係るパラメータの組合せを考慮した感度解析を実施した。本感度解析においては約17cmのコンクリート侵食による非凝縮性ガスの発生及び反応熱の増加により、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇幅は大きくなるものの、原子炉下部キャビティ水により融融炉心が冷却されることでコンクリート侵食は停止し、第3.1.1.16図及び第3.1.1.17図に示すとおり、これらの要因による原子炉格納容器圧力</p>	<p>炉心損傷後の原子炉容器外における融融燃料-冷却材相互作用に係る解析コードの融融炉心挙動モデルは、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉容器外の融融燃料-冷却材相互作用による圧力スパイクに対する感度が小さいことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での融融炉心の広がり、融融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱、融融炉心とコンクリートの伝熱、並びにコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生に係る解析コードの融融炉心挙動モデルについて、融融炉心・コンクリート相互作用の不確かさに係るパラメータの組合せを考慮した感度解析を実施した。第3.1.1.3.1図及び第3.1.1.3.2図に示すとおり、約19cmのコンクリート侵食による非凝縮性ガスの発生と、これに伴う反応熱の増加により、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇幅は大きくなるものの、原子炉下部キャビティ水により融融炉心が冷却されることでコンクリート侵食は停止し、これらの要因による原子炉格納容器圧力及び温度上昇</p>	<p>放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。</p>	<p>果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器外FCIに係る解析コードの融融炉心挙動モデルは、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉容器外の融融燃料-冷却材相互作用による圧力スパイクに対する感度が小さいことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での融融炉心の広がり、融融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱、融融炉心とコンクリートの伝熱、並びにコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生に係る解析コードの融融炉心挙動モデルについて、融融炉心・コンクリート相互作用の不確かさに係るパラメータの組合せを考慮した感度解析を実施した。本感度解析においては約18cmのコンクリート侵食による非凝縮性ガスの発生及び反応熱の増加により、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇幅は大きくなるものの、原子炉下部キャビティ水により融融炉心が冷却されることでコンクリート侵食は停止し、第7.2.1.1.16図及び第7.2.1.1.17図に示すとおり、これらの要因による原子炉格納容器</p>	<p>【大阪 高浜】 記載表現の相違 ・資料欄に記載の統一</p> <p>【高浜】 記載表現の相違 【大阪 高浜】 解析結果の相違</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>及び温度上昇は一時的なものである。さらに、コンクリート侵食等に伴う水素発生による原子炉格納容器圧力上昇が考えられるが、水素の追加発生に伴う水素濃度上昇はドライ条件換算で1vol%程度にとどまる。このため、原子炉格納容器圧力及び温度は、それぞれ原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.78MPa[gage])及び200℃に対して十分な余裕があり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(添付資料3.1.1.18)</p> <p>Cs-137の放出量評価の観点では、原子炉格納容器からの漏えい率について、MAAPの評価結果の原子炉格納容器圧力から得られる原子炉格納容器漏えい率に余裕を考慮して設定した値を用いている。また、ソースタームについては、MAAPの評価結果ではなく、NUREG-1465に基づき設定しているため、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p>	<p>は一時的なものである。さらに、コンクリート侵食等に伴う水素発生による原子炉格納容器圧力上昇が考えられるが、水素の追加発生に伴う水素濃度上昇はドライ条件換算で1vol%程度にとどまる。このため、原子炉格納容器圧力及び温度は、それぞれ原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.566MPa[gage])及び200℃に対して十分な余裕があり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(添付資料3.1.1.18)</p> <p>Cs-137の放出量評価の観点では、原子炉格納容器からの漏えい率について、MAAPの評価結果の原子炉格納容器圧力から得られる原子炉格納容器漏えい率に余裕を考慮して設定した値を用いている。また、ソースタームについては、MAAPの評価結果ではなく、NUREG-1465に基づき設定しているため、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p>	<p>炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器内FP挙動の不確かさとして、核分裂生成物(FP)挙動モデルはABCOVE実験解析により格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適正に評価できることを確認している。本評価事故シーケンスでは、代替循環冷却系の運転により格納容器ペントを回避できることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p>	<p>圧力及び温度上昇は一時的なものである。さらに、コンクリート侵食等に伴う水素発生による原子炉格納容器圧力上昇が考えられるが、水素の追加発生に伴う水素濃度上昇はドライ条件換算で1vol%程度にとどまる。このため、原子炉格納容器圧力及び温度は、それぞれ原子炉格納容器の限界圧力0.566MPa[gage]及び限界温度200℃に対して十分な余裕があり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(添付資料7.2.1.1.18)</p> <p>Cs-137の放出量評価の観点では、原子炉格納容器からの漏えい率について、MAAPの評価結果の原子炉格納容器圧力から得られる原子炉格納容器漏えい率に余裕を考慮して設定した値を用いている。また、ソースタームについては、MAAPの評価結果ではなく、NUREG-1465に基づき設定しているため、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉格納容器内FP挙動に係るFP挙動モデルは、ABCOVE実験解析により、エアロゾル沈着挙動をほぼ適正に評価できることを確認していることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>【大阪 高岡】 記載表現の相違(女川) 実質的反映 【大阪】 設計の相違</p> <p>【大阪 高岡】 記載方針の相違(女川) 実質的反映</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉 (添付資料 3.1.2.9)	泊発電所3号炉	相違理由
<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3.1.1.2表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等の最確値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、原則、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をしている。その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱、原子炉格納容器自由体積、ヒートシンク、1次冷却材の流出流量及び格納容器再循環ユニットの除熱特性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>炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、炉心損傷開始が遅くなり、炉心損傷を起点とする恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ操作の開始が遅くなる。</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3.1.1.2.1表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等の最確値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、原則、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をしている。その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱（標準値）、原子炉格納容器自由体積、ヒートシンク（標準値）及び1次冷却材の流出流量、並びに標準値として設定している蒸気発生器2次側保有水量及び格納容器再循環ユニットの除熱特性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>炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、炉心損傷開始が遅くなり、炉心損傷を起点とする恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ操作の開始が遅くなる。</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3.1.2.2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ると考えら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31GWd/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、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力及</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7.2.1.1.2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ると考えられる炉心崩壊熱、原子炉格納容器自由体積、ヒートシンク、1次冷却材の流出流量及び格納容器再循環ユニットの除熱特性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>初期条件の原子炉停止後の炉心崩壊熱を最確条件とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、炉心損傷開始が遅くなり、炉心損傷を起点とする代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ操作の開始が遅くなるが、操作手順（炉心損傷の判断後、準備が完了した段階でスプレイ実施）に変わりはないことから、運転員</p>	<p>【大阪 高浜】 記載表現の相違（女川実績の反映）</p> <p>【高浜】 記載内容の相違 ・炉心崩壊熱の相違 ・標準値に係る記載をしない（大阪と同様）</p> <p>【大阪 高浜】 記載表現の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違 ・運転員等操作時間に与える影響につ</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>また、炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、原子炉格納容器への放出エネルギーが小さくなり、また、原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを最確値とした場合、解析条件で設定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクより大きくなるため、原子炉格納容器の圧力上昇が緩和される。しかしながら、原子炉格納容器圧力を起点とする運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>地震によりExcess LOCAが発生した場合、1次冷却材の流出流量の増加により、炉心損傷が早まる。その結果、炉心溶融開始の30分後に開始するものとしている恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレいの開始は早まるが、解析条件と同様に事象発生の約51分後に代替格納容器スプレいを開始したとしても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを「3.1.1.3(2)a.(b) 評価項目と</p>	<p>また、炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、原子炉格納容器への放出エネルギーが小さくなり、また、原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを最確値とした場合、解析条件で設定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクより大きくなるため、原子炉格納容器の圧力上昇が緩和される。しかしながら、原子炉格納容器圧力を起点とする運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>蒸気発生器2次側保有水量を最確値とした場合、解析条件で設定している保有水量より多くなるが、本評価事故シーケンスは大破断LOCAを想定しており、2次系からの冷却効果はわずかであることから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>地震によりExcess LOCAが発生した場合、1次冷却材の流出流量の増加により、炉心損傷が早まる。その結果、炉心溶融開始の30分後に開始するものとしている恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレいの開始は早まるが、解析条件と同様に事象発生の約49分後に代替格納容器スプレいを開始したとしても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを「(b) 評価項目となるパラメータに与える</p>	<p>び温度の上昇が遅くなるが、本評価事故シーケンスでは、格納容器圧力及び温度を起点に操作開始す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>初期条件の原子炉水位、炉心流量、サブプレッションプール水位及び格納容器圧力は、解析条件の不確かさとして、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>事故条件の起回事象は、解析条件の不確かさとして、E-LOCAを考慮した場合、原子炉冷却材の流出量が増加することにより炉心損傷開始等が早くなるが、操作手順(速やかに注水手段を準備すること)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>等操作時間に与える影響はない。</p> <p>また、炉心崩壊熱を最確条件とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、原子炉格納容器への放出エネルギーが小さくなり、また、原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを最確条件とした場合、解析条件で設定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクより大きくなるため、原子炉格納容器の圧力上昇が緩和される。しかしながら、原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>事故条件の起回事象は、解析条件の不確かさとして、地震によりExcess LOCAが発生した場合、1次冷却材の流出流量の増加により、炉心損傷が早まる。その結果、炉心溶融開始の30分後に開始するものとしている代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレいの開始は早まるが、解析条件と同様に事象発生の約49分後に代替格納容器スプレいを開始したとしても、評価項目となるパラメータに与える影響は</p>	<p>いて詳細に記載【大阪 高浜】記載表現の相違</p> <p>【高浜】評価方針の相違 ・泊3号炉の事例のため不確かさの影響評価の対象外（大阪と同様）</p> <p>【大阪】解析結果の相違</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>なるパラメータに与える影響」における Excess LOCA の感度解析により確認していることから、操作時間を早める必要はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>格納容器再循環ユニットの除熱特性を最確値とした場合、解析条件で設定している除熱特性より高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、格納容器内自然対流冷却の開始後に原子炉格納容器圧力を起点とする運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合、格納容器再循環ユニットの除熱性能が低下するため、原子炉格納容器圧力はわずかに高く推移するが、格納容器内自然対流冷却の開始後に原子炉格納容器圧力を起点とする運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、原子炉格納容器への放出エネルギーが小さくなり、また、原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを最確値とした場合、解析条件で</p>	<p>影響」における Excess LOCA の感度解析により確認していることから、操作時間を早める必要はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>格納容器再循環ユニットの除熱特性を最確値とした場合、解析条件で設定している除熱特性より高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、格納容器内自然対流冷却の開始後に原子炉格納容器圧力を起点とする運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合、除熱性能が低下するため、原子炉格納容器圧力はわずかに高く推移するが、格納容器内自然対流冷却の開始後に原子炉格納容器圧力を起点とする運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、原子炉格納容器への放出エネルギーが小さくなり、また、原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを最確値とした場合、解析条件で</p>	<p>機器条件の低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)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>機器条件の代替循環冷却系は、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)、格納容器圧力及び温度上昇の抑制効果は大きくなるが、操作手順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>(添付資料 3.1.2.9, 3.1.2.10)</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 31GWd/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</p>	<p>小さいことを「7.2.1.1.3(2) a. (b) 評価項目となるパラメータに与える影響」における Excess LOCA の感度解析により確認していることから、操作時間を早める必要はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>機器条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性について、粗フィルタを取り外した場合、解析条件で設定している除熱特性より高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、格納容器内自然対流冷却の開始後に原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合、格納容器再循環ユニットの除熱性能が低下するため、原子炉格納容器圧力はわずかに高く推移するが、格納容器内自然対流冷却の開始後に原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の炉心崩壊熱を最確条件とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、原子炉格納容器への放出エネルギーが小さくなり、また、原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを</p>	<p>【大飯 高浜】記載方針の相違 ・泊は大飯、高浜と同様に粗フィルタを取り外した状態で感度解析を実施しているため、感度解析における評価条件を明確に伊方と同様 【高浜】記載表現の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>設定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクより大きくなるため、原子炉格納容器の圧力上昇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>地震により Excess LOCA が発生した場合、1次冷却材の流出流量の増加により炉心及び原子炉格納容器への影響が考えられることから、破断規模及び破断箇所について以下のケースの感度解析を実施した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 1次冷却材高温側配管 全ループ破断 1次冷却材低温側配管 全ループ破断 原子炉容器下端における破損（開口面積：高温側配管両端破断相当） <p>いずれの感度ケースも恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの開始時間は基本ケースである大破断 LOCA</p>	<p>設定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクより大きくなるため、原子炉格納容器の圧力上昇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>蒸気発生器2次側保有水量を最確値とした場合、解析条件で設定している保有水量より多くなるが、本評価事故シーケンスは大破断 LOCA を想定しており、2次系からの冷却効果はわずかであることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>地震により Excess LOCA が発生した場合、1次冷却材の流出流量の増加により炉心及び原子炉格納容器への影響が考えられることから、破断規模及び破断箇所について以下のケースの感度解析を実施した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 1次冷却材高温側配管 全ループ破断 1次冷却材低温側配管 全ループ破断 原子炉容器下端における破損（開口面積：高温側配管両端破断相当） <p>いずれのケースも恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ開始時間は基本ケースと同様に事象発生約 49 分後</p>	<p>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ことから、格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、格納容器圧力及び温度の上昇は代替循環冷却系により抑制されることから、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>初期条件の原子炉水位、炉心流量、サブプレッションプール水位及び格納容器圧力は、解析条件の不確かさとして、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>事故条件の起回事象は、解析条件の不確かさとして、E-LOCA を考慮した場合、原子炉冷却材の流出量が増加することにより炉心損傷開始等が早くなるが、格納容器へ放出されるエネルギーは大破断 LOCA の場合と同程度であり、第 3.1.2.13 図及び第 3.1.2.14 図に示すとおり、格納容器圧力は 0.854MPa [gage]、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度は 200°C を下回っていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>最確条件とした場合、解析条件で設定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクより大きくなるため、原子炉格納容器の圧力及び温度の上昇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>事故条件の起回事象は、解析条件の不確かさとして、地震により Excess LOCA が発生した場合、1次冷却材の流出流量の増加により炉心及び原子炉格納容器への影響が考えられることから、破断規模及び破断箇所について以下のケースの感度解析を実施した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 1次冷却材高温側配管 全ループ破断 1次冷却材低温側配管 全ループ破断 原子炉容器下端における破損（開口面積：高温側配管両端破断相当） <p>いずれの感度ケースも代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ開始時間は基本ケースと同様に事象発生約 49 分後</p>	<p>【大飯 高河】 記載表現の相違</p> <p>【高河】 評価方針の相違 ・泊は副冷却器のため不確かさの影響評価の対象外（大飯と同様）</p> <p>【大飯】</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>時と同様に事象発生の約51分後とした。その結果、第3.1.1.18図から第3.1.1.23図に示すとおり、各ケースともに原子炉格納容器へ放出されるエネルギーは基本ケースと同じであり、また、熔融燃料と原子炉下部キャビティ水による相互作用に伴う原子炉格納容器圧力の上昇はわずかであり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>(添付資料3.1.1.19)</p> <p>格納容器再循環ユニットの除熱特性を最確値とした場合、解析条件で設定している除熱特性より高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は遅くなる。格納容器再循環ユニットの除熱特性を設計値(1基当たりの除熱特性:100℃~約168℃、約6.7MW~約13.0MW)とした場合の感度解析の結果を第3.1.1.24図及び第3.1.1.25図に示す。その結果、事象発生の24時間後に格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却が開始されることにより、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が緩和され、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなることを確認した。</p> <p>また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合は、格納容器再循</p>	<p>とした。その結果、第3.1.1.3.3図から第3.1.1.3.8図に示すとおり、各ケースともに原子炉格納容器へ放出されるエネルギーは基本ケースと同じであり、また、熔融燃料と原子炉下部キャビティ水による相互作用に伴う原子炉格納容器圧力の上昇はわずかであり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>(添付資料3.1.1.19)</p> <p>格納容器再循環ユニットの除熱特性を最確値とした場合、解析条件で設定している除熱特性より高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は遅くなる。格納容器再循環ユニットの除熱特性を設計値(1基当たりの除熱特性:100℃~約155℃、約6.6MW~約11.7MW)とした場合の感度解析の結果を第3.1.1.3.9図及び第3.1.1.3.10図に示す。その結果、事象発生の24時間後に格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却が開始されることにより、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が緩和され、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなることを確認した。</p> <p>(添付資料2.4.8)</p> <p>また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合は、除熱性能が低</p>	<p>機器条件の低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)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り、格納容器圧力及び温度上昇の抑制効果は大きくなるが、格納容器圧力及び温度の上昇に有意な影響を与えないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>機器条件の代替循環冷却系は、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、格納容器圧力及び温度上昇の抑制効果は大きくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。</p> <p>(添付資料3.1.2.9, 3.1.2.10)</p>	<p>約49分後とした。その結果、第7.2.1.1.18図から第7.2.1.1.23図に示すとおり、各ケースともに原子炉格納容器へ放出されるエネルギーは基本ケースと同じであり、また、熔融燃料と原子炉下部キャビティ水による相互作用に伴う原子炉格納容器圧力の上昇はわずかであり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(添付資料7.2.1.1.19)</p> <p>機器条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性について、粗フィルタを取り外した場合、解析条件で設定している除熱特性より高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は遅くなる。格納容器再循環ユニットの除熱特性として粗フィルタの取り外しを考慮(1基当たりの除熱特性:100℃~約155℃、約4.4MW~約7.6MW)した場合の感度解析の結果を第7.2.1.1.24図及び第7.2.1.1.25図に示す。その結果、事象発生の24時間後に格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却が開始されることにより、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が緩和され、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。</p> <p>また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合は、格納容器再循</p>	<p>解析結果の相違</p> <p>【大飯 高河】 記載方針の相違 ・差異理由の相違とあり(9ページ参照)</p> <p>【大飯 高河】 設計の相違</p> <p>【高河】 記載箇所の相違</p> <p>【高河】</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>環ユニットの除熱性能が低下するため、水素濃度を考慮した場合の感度解析を実施した。その結果、第3.1.1.26図及び第3.1.1.27図に示すとおり、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇はわずかであり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。 (添付資料2.4.6、添付資料3.1.1.20)</p> <p>b. 操作条件 操作条件の不確かさとして、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、並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作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を評価する。</p> <p>(a) 要員の配置による他の操作に与える影響 代替格納容器スプレイの開始操作は、第3.1.1.3図に示すとおり、中央制御室及び現場での操作であるが、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。</p>	<p>下するため、水素濃度を考慮した場合の感度解析結果を第3.1.1.3.11図及び第3.1.1.3.12図に示す。その結果、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇はわずかであり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。 (添付資料3.1.1.20)</p> <p>b. 操作条件 操作条件の不確かさとして、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、並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作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を評価する。</p> <p>(a) 要員の配置による他の操作に与える影響 代替格納容器スプレイの開始操作は、第3.1.1.3図に示すとおり、中央制御室及び現場での操作であるが、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。</p> <p>【参考：女川「高圧注水・減圧機能喪失」】 なお、この操作を行う運転員は、他の操作との重複がないことから、</p>	<p>b. 操作条件 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 操作条件の常設代替交流電源設備からの受電及び低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉注水操作は、解析上の注水開始時間として事象発生から25分後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉注水準備の操作時間は、常設代替交流電源設備からの受電操作完了後に実施するため、受電操作の影響を受け、原子炉への注水開始時間も</p>	<p>環ユニットの除熱性能が低下するため、水素濃度を考慮した場合の感度解析を実施した。その結果、第7.2.1.1.26図及び第7.2.1.1.27図に示すとおり、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇はわずかであり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。 (添付資料7.1.4.7、7.2.1.1.20)</p> <p>b. 操作条件 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 操作条件の代替格納容器スプレイの開始操作は、解析上のスプレイ開始時間として炉心溶融開始の30分後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、実際の操作においては、炉心損傷の判断後、準備が完了した段階で実施することとなっているため、操作開始が早まる可能性があることから運転員等操作時間に対する余裕が大きくなる。 なお、この操作を行う運転員等は、他の操作との重複がないこと</p>	<p>記載表現の相違 【高圧】 記載箇所の相違 【大飯 高圧】 評価方針の相違(女川) 実質の反映 【大飯 高圧】 評価方針の相違(女川) 実質の反映</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3／4号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>格納容器内自然対流冷却の操作は、第 3.1.1.3 図に示すとおり、現場での操作であるが、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。</p> <p>格納容器内自然対流冷却の起動操作は、第 3.1.1.3 図に示すとおり、中央制御室及び現場での操作であるが、それぞれ別の運転員等による操作であり、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置</p>	<p>操作開始時間が早まっても、他の運転員等の操作時間に与える影響はない。</p> <p>【ここまで】</p> <p>格納容器内自然対流冷却の操作は、第 3.1.1.3 図に示すとおり、現場での操作であるが、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。</p> <p>【参考：全交流動力電源喪失（TBU）】</p> <p>操作条件の高圧代替注水系による原子炉注水操作は、解析上の操作開始時間として事象発生15分後に注水開始を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、高圧注水機能喪失の認知に係る確認時間及び高圧代替注水系による原子炉注水の操作時間は、時間余裕を含めて設定されており、原子炉への注水開始時間も早まる可能性があることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</p> <p>なお、この操作を行う運転員は、他の操作との重複がないことから、操作開始時間が早まっても、他の運転員等の操作時間に与える影響はない。</p> <p>【ここまで】</p> <p>アニュラス空気浄化設備の起動操作は、第 3.1.1.3 図に示すとおり、中央制御室及び現場での操作であるが、それぞれ別の運転員等による操作であり、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配</p>	<p>早まる可能性があることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</p> <p>操作条件の原子炉補機代替冷却水系の運転操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から24時間後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、原子炉補機代替冷却水系の準備は、事象発生10時間後に作業を開始し、作業時間に14時間を想定することで、合計24時間を想定しているが、準備操作が想定より短い時間で完了する可能性があることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</p> <p>操作条件の代替循環冷却系による格納容器除熱操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から24時間後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、代替循環冷却系の運転は事象発生24時間後に開始することとしているが、時間余裕を含めて設定されているため操作の不確かさが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。また、本操作の操作開始時間は、原子炉補機代替冷却水系の準備時間を考慮して設定したものであり、原子炉補機代替冷却水系の操作開始時間が早まれば、本操作の操作開始時間も早まる可能性があり、代替循環冷却系の運転開始時間も早まることから、運転員</p>	<p>から、操作開始時間が早まっても、他の運転員等の操作時間に与える影響はない。</p> <p>操作条件の格納容器内自然対流冷却の操作は、解析上の操作開始時間として事象発生の24時間後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、格納容器内自然対流冷却の開始操作は、事象発生の24時間後であり、格納容器内自然対流冷却の準備操作はあらかじめ実施可能である。また、格納容器内自然対流冷却の操作時間は時間余裕を含めて設定されており、格納容器内自然対流冷却の開始時間も早まる可能性があることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</p> <p>なお、この操作を行う運転員等は、他の操作との重複がないことから、操作開始時間が早まっても、他の運転員等の操作時間に与える影響はない。</p> <p>操作条件のアニュラス空気浄化設備の起動操作は、解析上の操作開始時間として事象発生の60分後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、全交流動力電源喪失の認知時間、B-アニュラス空気浄化ファンの起</p>	

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>による他の操作に与える影響はない。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心損傷を起点とする恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの開始操作は、炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、炉心損傷開始が遅くなることで操作開始が遅くなるが、炉心崩壊熱の減少により原子炉格納容器に放出されるエネルギーも小さくなるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、「3.1.1.3(3) 操作時間余裕の把握」において、事象発生後の60分後に代替格納容器スプレイを開始した場合の感度解析により操作時間余裕を確認しており、同程度の遅れに対して評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>置による他の操作に与える影響はない。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心損傷を起点とする恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの開始操作は、炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、炉心損傷開始が遅くなることで操作開始が遅くなるが、炉心崩壊熱の減少により原子炉格納容器に放出されるエネルギーも小さくなるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、「(3) 操作時間余裕の把握」において、事象発生後の60分後に代替格納容器スプレイを開始した場合の感度解析により操作時間余裕を確認しており、同程度の遅れに対して評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>等操作時間に対する余裕は大きくなる。</p> <p>(添付資料 3.1.2.9)</p> <p>【参考：高圧注水・減圧機能喪失】</p> <p>なお、この操作を行う運転員は、他の操作との重複がないことから、操作開始時間が早まっても、他の運転員等の操作時間に与える影響はない。</p> <p>【ここまで】</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の常設代替交流電源設備からの受電及び低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉注水操作は、運転員等操作時間に与える影響として、常設代替交流電源設備からの受電操作について、解析上の原子炉注水開始時間(25分後)は準備操作に時間余裕を含めて設定されており、原子炉水位の回復は早くなる可能性があるが、ジルコニウム-水反応量により発熱量が増加する等の影響があるため、格納容器圧力及び温度の上昇に大きな差異はない。</p>	<p>動準備は、時間余裕を含めて設定されていることから、その後に行うB-アニュラス空気浄化ファンの起動操作開始時間は解析上の設定よりも早まる可能性がある。そのため運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</p> <p>なお、この操作を行う運転員等は、他の操作との重複がないことから、操作開始時間が早まっても、他の運転員等の操作時間に与える影響はない。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の炉心損傷を起点とする代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの開始操作は、運転員等操作時間に与える影響として、炉心崩壊熱を最確条件とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、炉心損傷開始が遅くなることで操作開始が遅くなるが、炉心崩壊熱の減少により原子炉格納容器に放出されるエネルギーも小さくなるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、「7.2.1.1.3(3) 操作時間余裕の把握」において、事象発生後の60分後に代替格納容器スプレイを開始した場合の感度解析により操作時間余裕を確認しており、同程度の遅れに対して評価項目となるパラメータに与える影響は</p>	

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレいの開始操作は、実際の操作においては、炉心損傷の判断後、準備が完了した段階で実施することとなっているため、操作開始が早まる可能性がある。代替格納容器スプレい操作の開始が早くなった場合、代替格納容器スプレいの継続時間が長くなることで原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制されることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>格納容器内自然対流冷却の開始が早くなる場合、原子炉格納容器圧力及び温度の抑制効果の大きい代替格納容器スプレいを早く停止することとなるため、原子炉格納容器圧力は高く推移するが、「2.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失」においては、より炉心崩壊熱の高い事象発生の際9.1時間後に格納容器内自然対流冷却を実施する場合の成立性を確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>アニュラス空気浄化設備のダンプへの空気供給操作が早くなる場合、アニュラス負圧達成までの時間が短くなり、放出放射量が減少する。したがって、評価項</p>	<p>恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレいの開始操作は、実際の操作においては、炉心損傷の判断後、準備が完了した段階で実施することとなっているため、操作開始が早まる可能性がある。操作開始が早くなった場合は代替格納容器スプレいの継続時間が長くなることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>格納容器内自然対流冷却の開始が早くなる場合、原子炉格納容器圧力及び温度の抑制効果の大きい代替格納容器スプレいを早く停止することとなるため、原子炉格納容器圧力は高く推移するが、「2.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失」においては、より炉心崩壊熱の高い事象発生の際9.3時間後に格納容器内自然対流冷却を実施する場合の成立性を確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>アニュラス空気浄化設備のダンプへの空気供給操作が早くなる場合、アニュラス負圧達成までの時間が短くなり、放出放射量が減少する。したがって、評価項</p>	<p>操作条件の原子炉補機代替冷却水系の起動操作は、運転員等操作時間に与える影響として、準備操作が想定より短い時間で完了する可能性があり、格納容器の圧力及び温度を早期に低下させる可能性があることから、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>操作条件の代替循環冷却系による格納容器除熱操作は、運転員等操作時間に与える影響として、原子炉補機代替冷却水系の操作開始時間が早まった場合には、本操作も早まる可能性があり、格納容器圧力及び温度を早期に低下させる可能性があることから、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>(添付資料 3.1.2.9)</p>	<p>小さい。</p> <p>操作条件の代替格納容器スプレいポンプによる代替格納容器スプレいの開始操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実際の操作においては、炉心損傷の判断後、準備が完了した段階で実施することとなっているため、操作開始が早まる可能性がある。代替格納容器スプレい操作の開始が早くなった場合、代替格納容器スプレいの継続時間が長くなることで原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制されることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>操作条件の格納容器内自然対流冷却の操作は、運転員等操作時間に与える影響として、格納容器内自然対流冷却の開始が早くなる場合、原子炉格納容器圧力及び温度の抑制効果の大きい代替格納容器スプレいを早く停止することとなるため、原子炉格納容器圧力は高く推移するが、「7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失」においては、より炉心崩壊熱の高い事象発生の際4.0時間後に格納容器内自然対流冷却を実施する場合の成立性を確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>操作条件のアニュラス空気浄化設備の起動操作は、運転員等操作時間に与える影響として、アニュラス空気浄化系の空気作動弁及びダンプへの代替空気供給(窒</p>	<p>【高岡】 記載表現の相違</p> <p>【大阪 高岡】 解除結果の相違 ・泊と大阪は大破断LOCAの想定に対して高岡は破断LOCAの想定のため、高岡は自ら比べて自然対流冷却を実施する時間が短い ・大阪のCV型式はPCVであるためCV内のヒートシンクの効果が大きく、圧力上昇が緩慢となり最高使用圧が到</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>目となるパラメータに与える影響は小さい。</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評価する。</p> <p>恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ操作の操作時間余裕を確認するため、解析上の開始時間は事象発生約51分後であるのに対し、事象発生60分後に開始する場合の感度解析を実施した。その結果、第3.1.1.28図及び第3.1.1.29図に示すとおり、原子炉格納容器圧力及び温度はそれぞれ原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.78MPa[gage])及び200℃に対して十分余裕があるため、事象発生から60分以上の操作時間余裕があることを確認した。</p> <p>(添付資料3.1.1.21)</p> <p>格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の解析上の開始時間は事象発生24時間後であり、格納容器内自然対流冷却の開始とともに代替格納容器スプレイを停止することとしている。大容量ポンプの準備が遅れた場合は、代替格納容器ス</p>	<p>目となるパラメータに与える影響は小さい。</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評価する。</p> <p>恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ操作の操作時間余裕を確認するため、解析上の開始時間は事象発生約49分後であるのに対し、事象発生60分後に開始する場合の感度解析結果を第3.1.1.3.13図及び第3.1.1.3.14図に示す。その結果、原子炉格納容器圧力及び温度はそれぞれ原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.566MPa[gage])及び200℃に対して十分余裕があるため、事象発生から60分以上の操作時間余裕があることを確認した。</p> <p>(添付資料3.1.1.21)</p> <p>格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の解析上の開始時間は事象発生24時間後であり、格納容器内自然対流冷却の開始とともに代替格納容器スプレイを停止することとしている。大容量ポンプの準備が遅れた場合は、代替格納容器ス</p>	<p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作開始時間の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>操作条件の常設代替交流電源設備からの受電操作及び低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉注水操作については、第3.1.3.14図から第3.1.3.16図に示すとおり、事象発生から50分後(操作開始時間25分程度の遅れ)までに常設代替交流電源設備からの受電操作を行い低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉注水が開始できれば、損傷炉心は炉心位置に保持され、原子炉圧力容器は破損せず、評価項目を満足する結果となることから、時間余裕がある。</p> <p>操作条件の原子炉補機代替冷却水系運転操作及び代替循環冷却系による格納容器除熱操作については、原子炉補機代替冷却水系運転開始までの時間は、事象発生から24時間あり、準備時間が確保できるため、時間余裕がある。</p>	<p>素ボンベ接続)が早まった場合には、本操作も早まる可能性があり、アニュラス負圧達成までの時間が短くなることから、放出放射エネルギーが減少する。したがって、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作開始時間の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>操作条件の代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの開始時間に対する時間余裕を確認するため、解析上の開始時間は事象発生約49分後であるのに対し、事象発生60分後に開始する場合の感度解析を実施した。その結果、第7.2.1.1.28図及び第7.2.1.1.29図に示すとおり、原子炉格納容器圧力及び温度はそれぞれ原子炉格納容器の限界圧力0.566MPa[gage]及び限界温度200℃に対して十分余裕があるため、事象発生から60分以上の時間余裕がある。</p> <p>(添付資料7.2.1.1.21)</p> <p>操作条件の格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の解析上の開始時間は事象発生24時間後であり、格納容器内自然対流冷却の開始とともに代替格納容器スプレイを停止することとしている。可搬型大型送水ポンプ車の準備が遅れた場</p>	<p>達(泊)に比べて遅くなる。(参考:伊方の最高使用圧力到達約4時間)</p> <p>【大阪 高司】 対策操作の相違</p> <p>【大阪 高司】 記載表現の相違(女川実質の反映)</p> <p>【大阪】 設備の相違</p> <p>【高司】 記載表現の相違</p> <p>【大阪 高司】 記載表現の相違(女川実質の反映)</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>ブレイを継続する必要があるが、格納容器再循環ユニットが水没する水位に到達するまでに停止する必要がある。原子炉格納容器の注水量が4,000m³以下であれば、格納容器再循環ユニットは水没しないことを確認していることから、注水量が4,000m³に到達するまでの時間を評価した。代替格納容器スプレイ開始から連続してスプレイするものとして評価したところ、事象発生24時間後から3時間以上の操作時間余裕があることを確認した。</p> <p>(添付資料 3.1.1.22)</p> <p>アンユラス空気浄化設備ダンパへの作動空気供給操作の解析上の開始時間は事象発生60分後であるが、操作が遅くなる場合は、アンユラス負圧達成までの時間が長くなり、放出放射エネルギーが増加するが、「3.1.1.2(4) 有効性評価の結果」に示すとおり解析上のCs-137の総放出量は約5.2TBqであり、10分～20分の操作遅れに対して放出放射エネルギーは約10%～30%の増加にとどまることから、100TBqに対して余裕を確保できるため、事象発生から80分以上の操作時間余裕があることを確認した。</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要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさ、並びにそれら</p>	<p>ブレイを継続する必要があるが、格納容器再循環ユニットが水没する水位に到達するまでに停止する必要がある。原子炉格納容器の注水量が6,000m³以下であれば、格納容器再循環ユニットは水没しないことを確認していることから、注水量が6,000m³に到達するまでの時間を評価した。代替格納容器スプレイ開始から連続してスプレイするものとして評価したところ、17時間以上の操作時間余裕があることを確認した。</p> <p>(添付資料 3.1.1.22)</p> <p>アンユラス空気浄化設備ダンパへの作動空気供給操作の解析上の開始時間は事象発生60分後であるが、操作が遅くなる場合は、アンユラス負圧達成までの時間が長くなり、放出放射エネルギーが増加するが、「3.1.1.2(4) 有効性評価の結果」に示すとおり解析上のCs-137の総放出量は約4.2TBqであり、10分～20分の操作遅れに対して放出放射エネルギーは約10%～30%の増加にとどまることから、100TBqに対して余裕を確保できるため、80分以上の操作時間余裕があることを確認した。</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要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさ、並びにそれら</p>	<p>なお、本操作が大幅に遅れるような事態になった場合でも、格納容器の限界圧力に到達しないよう低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉注水の継続及び格納容器圧力が0.640MPa[gage]に到達した場合には原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)による格納容器スプレイを行うこととなる。原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)による格納容器スプレイは、外部水源注水量限界(サブプレッションプール水位が真空破壊装置下端-0.4m(通常運転水位+約2m))到達時点でスプレイを停止し、原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱を実施する。外部水源注水量限界に到達するまでの時間は、事象発生から約44時間あり、約20時間以上の余裕がある。また、格納容器圧力が限界圧力0.854MPa[gage]に到達するまでの時間は、事象発生から約51時間あり、約27時間以上の余裕があることから、時間余裕がある。</p> <p>(添付資料 3.1.2.9, 3.1.3.8)</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</p>	<p>合は、代替格納容器スプレイを継続する必要があるが、格納容器再循環ユニットが水没する水位に到達するまでに停止する必要がある。原子炉格納容器の注水量が6,100m³以下であれば、格納容器再循環ユニットは水没しないことを確認していることから、注水量が6,100m³に到達するまでの時間を評価した。代替格納容器スプレイ開始から連続してスプレイするものとして評価したところ、事象発生24時間後から17時間以上の時間余裕がある。</p> <p>(添付資料 7.2.1.1.22)</p> <p>操作条件のアンユラス空気浄化設備の起動操作の解析上の開始時間は事象発生60分後であるが、操作が遅くなる場合は、アンユラス負圧達成までの時間が長くなり、放出放射エネルギーが増加するが、「7.2.1.1.2(4) 有効性評価の結果」に示すとおり解析上のCs-137の総放出量は約5.1×10¹⁰TBqであり、10分～20分の操作遅れに対して放出放射エネルギーは約10%～30%の増加にとどまることから、100TBqに対して余裕を確保できるため、80分以上の時間余裕がある。</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</p>	<p>【大飯 高岡】 設計の相違</p> <p>【高岡】 記載表現の相違</p> <p>【大飯 高岡】 記載表現の相違</p> <p>・泊3号炉資料内で記載を統一</p> <p>【大飯 高岡】 解析結果の相違</p> <p>【大飯 高岡】 評価方針の相違(女川)記載の反映</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>が運転員等操作時間に与える影響を考慮した場合においても、運転員等による恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ、並びに格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却により、原子炉下部キャピティに落下した熔融炉心を冷却し、原子炉格納容器雰囲気の冷却及び除熱を行うことにより、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>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余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。</p> <p>(添付資料 3.1.1.23)</p>	<p>が運転員等操作時間に与える影響を考慮した場合においても、運転員等による恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ、並びに格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却により、原子炉下部キャピティに落下した熔融炉心を冷却し、原子炉格納容器雰囲気の冷却及び除熱を行うことにより、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>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余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。</p> <p>(添付資料 3.1.1.23)</p>	<p>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。</p> <p>このほか、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>慮した場合においても、運転員等による代替格納容器スプレイポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却により、原子炉下部キャピティに落下した熔融炉心を冷却し、原子炉格納容器雰囲気の冷却及び除熱を行うことにより、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>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>(添付資料 7.2.1.1.23)</p>	<p>【大飯 高岡】 設計の相違 ・差異理由(前述とおり)も参照</p> <p>【大飯 高岡】 評価方針の相違(女川) 実施の反映</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3.1.1.4 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>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」において、3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は、「3.1.1.1(3) 格納容器破損防止対策」に示すとおり48名である。したがって、「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」に示す重大事故等対策要員74名で対処可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」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>また、水源、燃料及び電源については、3号炉及び4号炉でそれぞれ独立した供給源を有することより、号炉間の事故シーケンスの重ね合わせの考慮が不要であり、号炉ごとに資源の供給が可能であることを確認する。ただし、燃料のうち送水車用燃料（軽油）については共用であるため、3号炉及び4号炉の合計の消費量を評価する。</p> <p>a. 水源</p> <p>恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ(130m³/h)については、燃料取替用水ピットを水</p>	<p>3.1.1.4 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>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」において、3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、「3.1.1.1(3) 格納容器破損防止対策」に示すとおり84名である。したがって「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」に示す重大事故等対策要員118名で対応可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」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>また、水源、燃料及び電源については、3号炉及び4号炉でそれぞれ独立した供給源を有することより、号炉間の事故シーケンスの重ね合わせの考慮が不要であり、号炉ごとに資源の供給が可能であることを確認する。ただし、燃料のうち消防ポンプ用燃料（ガソリン）については共用であるため、3号炉及び4号炉の合計の消費量を評価する。</p> <p>a. 水源</p> <p>恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイについては、燃料取替用水タンクを水源とし、水</p>	<p>3.1.2.4 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>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」における重大事故等対策時に必要な要員は、「3.1.2.1 格納容器破損防止対策」に示すとおり30名である。「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、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員の30名で対処可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」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>(添付資料 3.1.2.11)</p> <p>a. 水源</p> <p>低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉注水は、7日間に対応を考慮すると、合計約890m³</p>	<p>7.2.1.1.4 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>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」において、重大事故等対策時に必要な要員は、「7.2.1.1.1(3) 格納容器破損防止対策」に示すとおり21名である。「7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している中央制御室の運転員、災害対策本部要員、災害対策要員及び災害対策要員(支援)の36名で対処可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」において、必要な水源、燃料及び電源は、「7.5.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。</p> <p>a. 水源</p> <p>代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ(140m³/h)については、燃料取替用</p>	<p>【大阪 高岡】 体制の相違 ・要員精神的差異</p> <p>【大阪 高岡】 記載表現の相違(女川実線の反映) ・女川の炉心損傷防止の記載に合わせた</p> <p>【大阪 高岡】 設計の相違 ・泊3号炉のプラント評価のためツインプラントでの評価である 大阪 高岡とは評価条件が異なる(女川と同様)</p> <p>【高岡】 記載箇所の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>源とし、水量 1,860m³の使用が可能であることから、事象発生約 51 分後から約 15.1 時間後までのスプレイ継続が可能である。以降は、海水を水源とする可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイに切り替え、その後、事象発生の 24 時間後からは大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を開始することが可能であるため、燃料取替用水ピットへの補給は不要である。</p> <p>b. 燃料 (a) 重油 空冷式非常用発電装置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して、7 日間の運転継続には約 133.4k⁰の重油が必要となる。</p>	<p>量 1,600m³の使用が可能であることから、事象発生約 49 分後から約 12.2 時間後までのスプレイ継続 (140m³/h) が可能である。以降は、海水を水源とする可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイに切り替え、その後、事象発生の 24 時間後からは大容量ポンプによる格納容器内自然対流冷却を開始することが可能であるため、燃料取替用水タンクへの補給は不要である。</p> <p>b. 燃料 (a) 重油 空冷式非常用発電装置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して、7 日間の運転継続には約 133.4k⁰の重油が必要となる。</p>	<p>必要となる。水源として、復水貯蔵タンクに約 1,192m³の水を保有している。これにより、必要な水源は確保可能である。</p> <p>代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱については、サプレッションチェンパ内のプール水を水源とし、循環することから、水源が枯渇することはないため、7 日間の継続実施が可能である。</p> <p>b. 燃料 常設代替交流電源設備による電源供給については、保守的に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 414kL の軽油が必要となる。</p> <p>大容量送水ポンプ (タイプ I) による復水貯蔵タンクへの給水については、保守的に事象発生直後からの大容量送水ポンプ (タイプ I) の運転を想定すると、7 日間の運転継続に約 32kL の軽油が必要となる。</p> <p>原子炉補機代替冷却水系については、保守的に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 42kL の軽油が必要となる。</p> <p>軽油タンク (約 755kL) 及びガスタービン発電設備軽油タンク (約 300kL) にて合計約 1,055kL 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、常設代替交流電源設備による電源供給、大容量送水ポ</p>	<p>水ピットを水源とし、水量 1,700m³の使用が可能であることから、事象発生約 49 分後から約 12.9 時間後までのスプレイ継続が可能である。また、事象発生の 10.9 時間後より可搬式大型送水ポンプ車による燃料取替用水ピットへの海水補給を開始することが可能となるため、格納容器内自然対流冷却移行までの間の注水継続が可能である。</p> <p>b. 燃料 代替非常用発電機による電源供給については、保守的に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 138.1kL の軽油が必要となる。</p>	<p>【大飯 高岡】 設備の相違</p> <p>【大飯 高岡】 設備の相違 ・差異理由が明確とあり ・ベーン参照</p> <p>【大飯 高岡】 設備の相違</p> <p>【大飯 高岡】 設備の相違 ・泊は軽油のみを使用する</p> <p>【大飯 高岡】 記載表現の相違 (女川実数/反映)</p> <p>【大飯 高岡】 設備の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>電源車（緊急時対策所用）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して、7日間の運転継続に約3.1kℓの重油が必要となる。</p> <p>可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイについては、事象発生6.5時間後から24時間後まで電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）が運転したと想定して、約2.2kℓの重油が必要となる。</p> <p>大容量ポンプによる格納容器内自然対流冷却については、事象発生14時間後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約47.7kℓの重油が必要となる。</p> <p>【再掲】 可搬式代替低圧注水ポンプ及び使用済燃料ピットへの注水に用いる送水車については、3号炉、4号炉それぞれ事象発生6.3時間後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約5,709ℓの軽油が必要となる。</p> <p>7日間の運転継続に必要な重油は、これらを合計して約186.4kℓの重油が必要となるが「6.1(2)</p>	<p>電源車（緊急時対策所用）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して、7日間の運転継続に約2.8kℓの重油が必要となる。</p> <p>可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイについては、事象発生9時間後から24時間後まで電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）が運転したと想定して、約1.9kℓの重油が必要となる。</p> <p>大容量ポンプによる格納容器内自然対流冷却については、事象発生16時間後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約47.1kℓの重油が必要となる。</p> <p>【再掲】 使用済燃料ピットへ海水を補給するための消防ポンプについては、3号炉、4号炉それぞれ事象発生20時間後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約1,486ℓのガソリンが必要となる。</p> <p>7日間の運転継続に必要な重油は、これらを合計して約185.2kℓの重油が必要となるが</p>	<p>ンブ（タイプI）による復水貯蔵タンクへの給水及び原子炉補機代替冷却水系の運転について、7日間の継続が可能である。</p> <p>緊急時対策所への電源供給については、保守的に事象発生直後からの電源車（緊急時対策所用）の運転を想定すると、7日間の運転継続に約17kℓの軽油が必要となるが、緊急時対策所軽油タンク（約18kℓ）の使用が可能であることから、7日間の継続が可能である（合計使用量約505kℓ）。</p> <p>【再掲】 大容量送水ポンプ（タイプI）による復水貯蔵タンクへの給水については、保守的に事象発生直後からの大容量送水ポンプ（タイプI）の運転を想定すると、7日間の運転継続に約32kℓの軽油が必要となる。</p> <p>【再掲】 大容量送水ポンプ（タイプI）による復水貯蔵タンクへの給水については、保守的に事象発生直後からの大容量送水ポンプ（タイプI）の運転を想定すると、7日間の運転継続に約32kℓの軽油が必要となる。</p> <p>【再掲】 軽油タンク（約755kℓ）及びガスタービン発電設備軽油タンク（約300kℓ）にて合計約1,055kℓの軽油を</p>	<p>緊急時対策所への電源供給については、保守的に事象発生直後からの緊急時対策所用発電機の運転を想定すると、7日間の運転継続に約19.2kℓの軽油が必要となる。</p> <p>可搬型大型送水ポンプ車による格納容器内自然対流冷却については、保守的に事象発生直後からの可搬型大型送水ポンプ車の運転を想定すると、7日間の運転継続に約12.5kℓの軽油が必要となる。</p> <p>可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの海水注水及び燃料取替用水ピットへの海水補給については、保守的に事象発生直後からの可搬型大型送水ポンプ車の運転を想定すると、7日間の運転継続に約12.5kℓの軽油が必要となる。</p> <p>ディーゼル発電機燃料油貯油槽（約540kℓ）及び燃料タンク（SA）（約50kℓ）にて合計約590kℓの軽</p>	<p>【大阪 高司】 記載方針の相違（女川実績の反映） 【大阪 高司】 設備名称の相違 【大阪 高司】 設計の相違 ・差異理由が前述とおりページ参照</p> <p>【大阪 高司】 評価方針の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大阪 高司】 設計の相違 ・設備構成の相違 評価方針の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大阪 高司】 記載方針の相違（女川実績の反映）</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>資源の評価条件」に示すとおり燃料油貯蔵タンク及び重油タンクの合計油量のうち使用可能量(548kℓ)にて供給可能である。</p> <p>(b) 軽油</p> <p>可搬式代替低圧注水ポンプ及び使用済燃料ピットへの注水に用いる送水車については、3号炉、4号炉それぞれ事象発生の6.3時間後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約5,709ℓの軽油が必要となる。</p> <p>7日間の運転継続に必要な軽油は、これらを合計して約11,418ℓとなるが、「6.1(2) 資源の評価条件」に示すとおり、発電所構内に備蓄している軽油21,000ℓにて供給可能である。</p> <p>c. 電源</p> <p>空冷式非常用発電装置の電源負荷については、重大事故等対策時に必要な負荷及びその他負荷として約372kW必要となるが、空冷式非常用発電装置の給電容量2,920kW(3,650kVA)にて供給可能で</p>	<p>「6.1(2) 資源の評価条件」に示すとおり燃料油貯蔵タンクの合計油量のうち、使用可能量(420kℓ)にて供給可能である。</p> <p>(b) ガソリン</p> <p>可搬式代替低圧注水ポンプ供給用の消防ポンプについては、3号炉、4号炉それぞれ事象発生の9時間後から事象発生の24時間後までの運転を想定して、約3,341ℓのガソリンが必要となる。</p> <p>使用済燃料ピットへ海水を補給するための消防ポンプについては、3号炉、4号炉それぞれ事象発生の20時間後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約1,486ℓのガソリンが必要となる。</p> <p>7日間の運転継続に必要なガソリンは、これらを合計して約9,654ℓとなるが、「6.1(2) 資源の評価条件」に示すとおり、発電所構内に備蓄しているガソリン12,150ℓにて供給可能である。</p> <p>c. 電源</p> <p>空冷式非常用発電装置の電源負荷については、重大事故等対策時に必要な負荷及びその他負荷として約349kW必要となるが、空冷式非常用発電装置の給電容量2,920kW(3,650kVA)にて供給可能である。</p>	<p>保有しており、これらの使用が可能であることから、常設代替交流電源設備による電源供給、大容量送水ポンプ(タイプI)による復水貯蔵タンクへの給水及び原子炉補機代替冷却水系の運転について、7日間の継続が可能である。</p> <p>c. 電源</p> <p>常設代替交流電源設備の電源負荷については、重大事故等対策に必要な負荷として約4,615kW必要となるが、常用連続運用仕様である約6,000kW未満となることから、必要負荷に対しての電源供給が可能であ</p>	<p>油を保有しており、これらの使用が可能であることから、代替非常用発電機による電源供給、緊急時対策所への電源供給、可搬型大型送水ポンプ車による燃料取替用水ピット及び使用済燃料ピットへの海水注水並びに格納容器内自然対流冷却について、7日間の継続が可能である(合計使用量約182.3kℓ)。</p> <p>c. 電源</p> <p>代替非常用発電機の電源負荷については、重大事故等対策に必要な負荷として約540kW必要となるが、代替非常用発電機の給電容量2,760kW(3,450kVA)未満となることから、必要負荷に対しての電源供給</p>	<p>【大阪、高浜】 設計の相違 ・貯蔵容器の相違</p> <p>【大阪、高浜】 設計の相違 ・泊3号炉のみを使用する</p> <p>【大阪、高浜】 設計の相違 【大阪、高浜】 記載方針の相違(女川)</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>ある。</p> <p>(添付資料 3.1.1.24)</p>	<p>(添付資料 3.1.1.24)</p>	<p>る。</p> <p>また、緊急時対策所への電源供給を行う電源車(緊急時対策所用)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>給が可能である。</p> <p>また、緊急時対策所への電源供給を行う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>(添付資料7.2.1.1.24)</p>	<p>実態の反映</p> <p>【大阪 高司</p> <p>記載方針の相違(女川</p> <p>実態の反映</p> <p>・緊急時の評価結果によっても記載</p>