

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）

7.1.5 原子炉停止機能喪失

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>でも同様の対応である。</p> <p>b. 燃料</p> <p>外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機からの給電を想定し、事象発生後7日間ディーゼル発電機を全出力で運転した場合、約594.7klの重油が必要となる。</p>	<p>は、復水タンク枯渇から余熱除去系使用開始までの約2.5時間は、復水タンクに消防ポンプ（約46m³/h（1台当たり））等による補給を行う。</p> <p>b. 燃料 (a) 重油</p> <p>外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機からの給電を想定し、事象発生後7日間ディーゼル発電機を全出力で運転した場合、約450.9klの重油が必要となる。</p>	<p>でも同様の対応となる。</p> <p>b. 燃料</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>本重要事故シーケンスの評価では外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失して非常用ディーゼル発電機等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、約735klの軽油が必要となる。</p> <p>常設代替交流電源設備については、重大事故等対応に必要な電源供給は行わないものの、仮に外部電源喪失を想定した場合は自動起動することから、保守的に事象発生後24時間、緊急用電気品建屋への電源供給を想定した場合、約25kl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、大容量送水ポンプ（タ</p>	<p>は、補助給水ピット枯渇から余熱除去系使用開始までの約6.6時間は、可搬型大型送水ポンプ車（約300m³/h（1台当たり））により海水の補給を行う。</p> <p>b. 燃料</p> <p>本重要事故シーケンスの評価では外部電源の喪失は想定していないが、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、約527.1klの軽油が必要となる。</p>	<p>【大阪、高浜】 設計の相違 ・大阪は水源が枯渇する前に余熱除去系による冷却が可能のため外部電源喪失を想定した場合でも同様の対応となる</p> <p>【大阪、高浜】 設計の相違 ・泊は軽油のみを使用する （軽油のみを使用することに関しては島根と同様）</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】 設計の相違 ・ディーゼル発電機の相違により必要な油量が異なるが、貯油槽の容量にて供給可能であり問題ない ・油の種類として泊は軽油を使用するが、大阪、高浜は重油を使用する</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）

7.1.5 原子炉停止機能喪失

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3.1k1の重油が必要となる。</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597.8k1となるが、「7.5.1(2) 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(620k1)にて供給可能である。</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2.8k0の重油が必要となる。</p> <p>【再掲】 外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失した場合、蒸気発生器給水用の海水を復水タンクへ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12.5時間後からの運転を想定して、2.5時間の運転継続に3号炉については約540、4号炉については約680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453.7k0となるが、「6.1(2) 資源の評価条件」に示すとおり燃料油貯蔵油さうの合計油量(460k0)にて供給可能である。</p> <p>(b) ガソリン 外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失した場合、蒸</p>	<p>イプI)による復水貯蔵タンクへの給水及び非常用ディーゼル発電機等による電源供給について、7日間の継続が可能である。</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809kL）。</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の軽油を保有しており、これらの使用が可能であることから、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非常用ディーゼル発電機等による電源供給について、7日間の継続が可能である。</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>外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失した場合、蒸気発生器給水用の海水を補助給水ピットへ補給するための可搬型大型送水ポンプ車については、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の軽油を保有しており、これらの使用が可能であることから、ディーゼル発電機による電源供給、緊急時対策所への電源供給及び可搬型大型送水ポンプ車による補助給水ピットへの蒸気発生器注水用の海水補給について、7日間の継続が可能である（合計使用量約558.8kL）。</p>	<p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川実績の反映） 【大阪、高浜】 設備名称の相違</p> <p>【高浜】 評価方針の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川実績の反映） 【大阪、高浜】 設計の相違 ・貯油槽容量の相違</p> <p>【高浜】 設計の相違 ・泊は軽油のみを使</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）

7.1.5 原子炉停止機能喪失

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>c. 電源</p> <p>外部電源の喪失は仮定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機からの給電を想定した場合においても、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>(添付資料 2. 1. 12)</p>	<p>気発生器給水用の海水を復水タンクへ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12.5時間後からの運転を想定して、2.5時間の運転継続に3号炉については約540、4号炉については約680のガンリンが必要となる。</p> <p>2.5時間の運転継続に必要なガンリンは、これらを合計して約1220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ンリン12,1500にて供給可能である。</p> <p>c. 電源</p> <p>外部電源の喪失は仮定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機からの給電を想定した場合においても、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>(添付資料 2. 5. 12)</p>	<p>c. 電源</p> <p>本重要事故シーケンスの評価では外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失して非常用ディーゼル発電機等による電源供給を想定した場合においても、重大事故等対策時に必要な負荷は、非常用ディーゼル発電機等の負荷に含まれることから、非常用ディーゼル発電機等による電源供給が可能である。</p> <p>また、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>c. 電源</p> <p>本重要事故シーケンスの評価では外部電源の喪失は想定していないが、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た場合においても、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>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7.1.5.11)</p>	<p>用する</p> <p>【大飯、高浜】 記載表現の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大飯、高浜】 記載方針の相違（女川実績の反映） ・緊対所の評価結果についても記載</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）

7.1.5 原子炉停止機能喪失

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>2.5.5 結論</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」では、原子炉トリップができなくなることで、1次冷却系が高温、高圧状態になり、加圧器安全弁等からの漏えいが継続し、炉心損傷に至ることが特徴である。</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、短期対策としてタービントリップ、主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプを自動起動させる ATWS 緩和設備、長期対策としてほう酸ポンプによる緊急ほう酸濃縮及び余熱除去ポンプによる炉心冷却を整備している。</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」の重要事故シーケンス「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」及び「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」について有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、ATWS 緩和設備により、自動的に主蒸気ラインを隔離し、補助給水ポンプを自動起動することにより、1次冷却材圧力が過度に上昇することはない。</p>	<p>2.5.5 結論</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」では、原子炉トリップができなくなることで、1次系が高温、高圧状態になり、加圧器安全弁等からの漏えいが継続し、炉心損傷に至ることが特徴である。</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、短期対策としてタービントリップ、主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプを自動起動させる ATWS 緩和設備、長期対策として緊急ほう酸濃縮及び余熱除去ポンプによる炉心冷却を整備している。</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」の重要事故シーケンス「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」及び「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」について有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、ATWS 緩和設備により、自動的に主蒸気ラインを隔離し、補助給水ポンプを自動起動することにより、1次冷却材圧力が過度に上昇することはない。</p>	<p>2.5.5 結論</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」では、運転時の異常な過渡変化の発生後、原子炉停止機能が喪失し、反応度制御や原子炉水位の維持に失敗し、炉心損傷に至ることが特徴である。</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、初期の対策として代替原子炉再循環ポンプトリップ機能による炉心流量の低減、制御棒挿入機能喪失時の自動減圧系作動阻止機能による減圧阻止、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉水位の維持、ほう酸水注入系による炉心へのほう酸水の注入手段、安定状態に向けた対策として残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）による格納容器除熱手段を整備している。</p> <p>また、重要事故シーケンスに対する有効性評価では使用できないものと仮定したものの、原子炉停止機能のバックアップとして代替制御棒挿入機能、手動での原子炉スクラムの手段を整備している。</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」の重要事故シーケンス「過渡事象（主蒸気隔離弁の誤閉止）+原子炉停止失敗」について有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、代替原子炉再循環ポンプトリップ機能による炉心流量の低減、制御棒挿入機能喪失時の自動減圧系作動阻止機能による減圧阻止、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉水位の維持、ほう酸水注入系による炉心へのほう酸水の注入、残留熱除去系</p>	<p>7.1.5.5 結論</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」では、原子炉トリップができなくなることで、1次冷却系が高温、高圧状態になり、加圧器安全弁等からの漏えいが継続し、炉心損傷に至ることが特徴である。</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、初期の対策としてタービントリップ、主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプを自動起動させる ATWS 緩和設備、安定状態に向けた対策としてほう酸ポンプによる緊急ほう酸濃縮及び余熱除去系による炉心冷却を整備している。</p> <p>また、重要事故シーケンスに対する有効性評価では使用できないものと仮定したものの、原子炉停止機能のバックアップとして手動での原子炉トリップの手段を整備している。</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」の重要事故シーケンス「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」及び「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」について有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、ATWS 緩和設備により、自動的に主蒸気ラインを隔離し、補助給水ポンプを自動起動することにより、1次冷却材圧力が過度に上昇することはない、ほう酸ポンプによる緊急ほう酸濃縮及び余熱除去系による炉心冷却を実施することにより、炉心損傷することはない。</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】 記載表現の相違 ・泊では他事象も含めて余熱除去系による炉心冷却で統一した記載としている</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川実績の反映） ・手動での原子炉トリップについて記載</p> <p>【大阪、高浜】 記載表現の相違（女川実績の反映）</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）

7.1.5 原子炉停止機能喪失

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>その結果、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、評価項目を満足していることを確認した。また、長期的には安定停止状態を維持できる。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて操作への影響を含めて確認した。</p> <p>感度解析結果より、不確かさの重畳を考慮した場合でも評価項目となるパラメータを満足できることを確認した。その結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>重大事故等対策要員は、本事故シーケンスグループにおける重大事故等対策の実施に必要な要員を満足している。また、必要な水源、燃料及び電源については、外部電源喪失時を仮定しても供給可能である。</p> <p>以上のことから、事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」において、タービントリップ、主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプを自動起動させる ATWS 緩和設備等の炉心損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であり、事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」に対して有効である。</p>	<p>その結果、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、評価項目を満足していることを確認した。また、長期的には安定停止状態を維持できる。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて操作への影響を含めて確認した。</p> <p>感度解析結果より、不確かさの重畳を考慮した場合でも評価項目となるパラメータを満足できることを確認した。その結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>重大事故等対策要員は、本事故シーケンスにおける重大事故等対策の実施に必要な要員を満足している。また、必要な水源、燃料及び電源については、外部電源喪失時を仮定しても供給可能である。</p> <p>以上のことから、事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」において、タービントリップ、主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプを自動起動させる ATWS 緩和設備等の炉心損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であり、事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」に対して有効である。</p>	<p>(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実施することにより、炉心損傷することはない。</p> <p>その結果、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>なお、解析条件の不確かさ等を考慮して感度解析を実施しており、いずれの場合においても評価項目を満足している。</p> <p>(添付資料 2.5.5, 2.5.6, 2.5.7)</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、代替原子炉再循環ポンプトリップ機能による炉心流量の低減、制御棒挿入機能喪失時の自動減圧系作動阻止機能による減圧阻止、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉水位の維持、ほう酸水注入系による炉心へのほう酸水の注入、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の炉心損傷防止対策は、選定した</p>	<p>その結果、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>なお、解析条件の不確かさ等を考慮して感度解析を実施しており、評価項目を満足している。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、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）にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、タービントリップ、主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプを自動起動させる ATWS 緩和設備、余熱除去系による炉心冷却等の炉心損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」に対して有効である。</p>	<p>【大阪、高浜】 記載順番の相違（女川実績の反映）</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（女川実績の反映）</p> <p>【女川】 運転員等操作の相違</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川実績の反映）</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 ・泊では文庫内で重複する表現のため記載していない（伊方と同様）</p> <p>【大阪、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）

7.1.5 原子炉停止機能喪失

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
		重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」に対して有効である。		・具体的な炉心損傷防止対策を複数記載

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）

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大阪発電所3／4号炉	
項目	条件設定の考え方
燃料コード	8 PAKKLE-2
炉心始動方法(初期)	100% (15.413MPa)
1次冷却炉出力(初期)	15.03MPa(1e6)
炉心始動後	307.1℃
炉心維持後	炉心出力(15.413MPa)を一定に維持し、炉心温度(15.413MPa)を一定に維持する。炉心出力(15.413MPa)を一定に維持し、炉心温度(15.413MPa)を一定に維持する。炉心出力(15.413MPa)を一定に維持し、炉心温度(15.413MPa)を一定に維持する。
炉心停止後	炉心出力(15.413MPa)を一定に維持し、炉心温度(15.413MPa)を一定に維持する。炉心出力(15.413MPa)を一定に維持し、炉心温度(15.413MPa)を一定に維持する。炉心出力(15.413MPa)を一定に維持し、炉心温度(15.413MPa)を一定に維持する。
炉心停止後	炉心出力(15.413MPa)を一定に維持し、炉心温度(15.413MPa)を一定に維持する。炉心出力(15.413MPa)を一定に維持し、炉心温度(15.413MPa)を一定に維持する。炉心出力(15.413MPa)を一定に維持し、炉心温度(15.413MPa)を一定に維持する。
炉心停止後	炉心出力(15.413MPa)を一定に維持し、炉心温度(15.413MPa)を一定に維持する。炉心出力(15.413MPa)を一定に維持し、炉心温度(15.413MPa)を一定に維持する。炉心出力(15.413MPa)を一定に維持し、炉心温度(15.413MPa)を一定に維持する。
炉心停止後	炉心出力(15.413MPa)を一定に維持し、炉心温度(15.413MPa)を一定に維持する。炉心出力(15.413MPa)を一定に維持し、炉心温度(15.413MPa)を一定に維持する。炉心出力(15.413MPa)を一定に維持し、炉心温度(15.413MPa)を一定に維持する。

高浜発電所3／4号炉	
項目	条件設定の考え方
燃料コード	8 PAKKLE-2
炉心始動方法(初期)	100% (15.413MPa)
1次冷却炉出力(初期)	15.03MPa(1e6)
炉心始動後	307.1℃
炉心維持後	炉心出力(15.413MPa)を一定に維持し、炉心温度(15.413MPa)を一定に維持する。炉心出力(15.413MPa)を一定に維持し、炉心温度(15.413MPa)を一定に維持する。炉心出力(15.413MPa)を一定に維持し、炉心温度(15.413MPa)を一定に維持する。
炉心停止後	炉心出力(15.413MPa)を一定に維持し、炉心温度(15.413MPa)を一定に維持する。炉心出力(15.413MPa)を一定に維持し、炉心温度(15.413MPa)を一定に維持する。炉心出力(15.413MPa)を一定に維持し、炉心温度(15.413MPa)を一定に維持する。
炉心停止後	炉心出力(15.413MPa)を一定に維持し、炉心温度(15.413MPa)を一定に維持する。炉心出力(15.413MPa)を一定に維持し、炉心温度(15.413MPa)を一定に維持する。炉心出力(15.413MPa)を一定に維持し、炉心温度(15.413MPa)を一定に維持する。
炉心停止後	炉心出力(15.413MPa)を一定に維持し、炉心温度(15.413MPa)を一定に維持する。炉心出力(15.413MPa)を一定に維持し、炉心温度(15.413MPa)を一定に維持する。炉心出力(15.413MPa)を一定に維持し、炉心温度(15.413MPa)を一定に維持する。
炉心停止後	炉心出力(15.413MPa)を一定に維持し、炉心温度(15.413MPa)を一定に維持する。炉心出力(15.413MPa)を一定に維持し、炉心温度(15.413MPa)を一定に維持する。炉心出力(15.413MPa)を一定に維持し、炉心温度(15.413MPa)を一定に維持する。

女川原子力発電所2号炉	
項目	条件設定の考え方
燃料コード	8 PAKKLE-2
炉心始動方法(初期)	100% (15.413MPa)
1次冷却炉出力(初期)	15.03MPa(1e6)
炉心始動後	307.1℃
炉心維持後	炉心出力(15.413MPa)を一定に維持し、炉心温度(15.413MPa)を一定に維持する。炉心出力(15.413MPa)を一定に維持し、炉心温度(15.413MPa)を一定に維持する。炉心出力(15.413MPa)を一定に維持し、炉心温度(15.413MPa)を一定に維持する。
炉心停止後	炉心出力(15.413MPa)を一定に維持し、炉心温度(15.413MPa)を一定に維持する。炉心出力(15.413MPa)を一定に維持し、炉心温度(15.413MPa)を一定に維持する。炉心出力(15.413MPa)を一定に維持し、炉心温度(15.413MPa)を一定に維持する。
炉心停止後	炉心出力(15.413MPa)を一定に維持し、炉心温度(15.413MPa)を一定に維持する。炉心出力(15.413MPa)を一定に維持し、炉心温度(15.413MPa)を一定に維持する。炉心出力(15.413MPa)を一定に維持し、炉心温度(15.413MPa)を一定に維持する。
炉心停止後	炉心出力(15.413MPa)を一定に維持し、炉心温度(15.413MPa)を一定に維持する。炉心出力(15.413MPa)を一定に維持し、炉心温度(15.413MPa)を一定に維持する。炉心出力(15.413MPa)を一定に維持し、炉心温度(15.413MPa)を一定に維持する。

泊発電所3号炉	
項目	条件設定の考え方
燃料コード	8 PAKKLE-2
炉心始動方法(初期)	100% (15.413MPa)
1次冷却炉出力(初期)	15.03MPa(1e6)
炉心始動後	307.1℃
炉心維持後	炉心出力(15.413MPa)を一定に維持し、炉心温度(15.413MPa)を一定に維持する。炉心出力(15.413MPa)を一定に維持し、炉心温度(15.413MPa)を一定に維持する。炉心出力(15.413MPa)を一定に維持し、炉心温度(15.413MPa)を一定に維持する。
炉心停止後	炉心出力(15.413MPa)を一定に維持し、炉心温度(15.413MPa)を一定に維持する。炉心出力(15.413MPa)を一定に維持し、炉心温度(15.413MPa)を一定に維持する。炉心出力(15.413MPa)を一定に維持し、炉心温度(15.413MPa)を一定に維持する。
炉心停止後	炉心出力(15.413MPa)を一定に維持し、炉心温度(15.413MPa)を一定に維持する。炉心出力(15.413MPa)を一定に維持し、炉心温度(15.413MPa)を一定に維持する。炉心出力(15.413MPa)を一定に維持し、炉心温度(15.413MPa)を一定に維持する。
炉心停止後	炉心出力(15.413MPa)を一定に維持し、炉心温度(15.413MPa)を一定に維持する。炉心出力(15.413MPa)を一定に維持し、炉心温度(15.413MPa)を一定に維持する。炉心出力(15.413MPa)を一定に維持し、炉心温度(15.413MPa)を一定に維持する。

相違理由

【大阪、高浜】
 設計の相違
 ・泊は個別解析であり、設備仕様も異なることから「主要解析条件」及び「条件設定の考え方」の記載が一部異なる。
 ・泊はMTC初期値として炉心設計を包絡する18pcm/℃を用いた解析を実施(大阪の16pcm/℃と同じ考え方)

【大阪、高浜】
 名称等の相違

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）

7.1.5 原子炉停止機能喪失

第 2.5.3.3 表 「原子炉停止機能喪失」の主要解析条件（負荷の喪失）（2/2）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原因事象	負荷の喪失	圧力制御の観点で制御対象となるパラメータに対して余裕を大きく取り、異常発生時に主系統内の蓄熱容量を同時に用いることを想定し、蓄熱容量を考慮して計算される余裕を確保する。
原因事象	原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能は喪失するものとして設定。
原因事象	外部電源あり	外部電源がある場合、1次冷却ポンプの駆動は、この場合から1次冷却ポンプの駆動による蓄熱容量を考慮して計算される余裕を確保する。1次冷却ポンプの駆動は、この場合から1次冷却ポンプの駆動による蓄熱容量を考慮して計算される余裕を確保する。1次冷却ポンプの駆動は、この場合から1次冷却ポンプの駆動による蓄熱容量を考慮して計算される余裕を確保する。
原因事象	ATWS補正動作（主系統のATWS補正動作） 補助給水ポンプの駆動	A1755補正動作（主系統のATWS補正動作）及びタービン駆動ポンプの駆動による蓄熱容量を考慮して計算される余裕を確保する。ATWS補正動作は、この場合から1次冷却ポンプの駆動による蓄熱容量を考慮して計算される余裕を確保する。ATWS補正動作は、この場合から1次冷却ポンプの駆動による蓄熱容量を考慮して計算される余裕を確保する。
原因事象	補助給水ポンプ	補助給水ポンプの駆動は、この場合から1次冷却ポンプの駆動による蓄熱容量を考慮して計算される余裕を確保する。補助給水ポンプの駆動は、この場合から1次冷却ポンプの駆動による蓄熱容量を考慮して計算される余裕を確保する。補助給水ポンプの駆動は、この場合から1次冷却ポンプの駆動による蓄熱容量を考慮して計算される余裕を確保する。

高浜発電所3/4号炉

第 2.5.4.2 表 「原子炉停止機能喪失」の主要解析条件（負荷の喪失）（2/2）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原因事象	負荷の喪失	圧力制御の観点で制御対象となるパラメータに対して余裕を大きく取り、異常発生時に主系統内の蓄熱容量を同時に用いることを想定し、蓄熱容量を考慮して計算される余裕を確保する。
原因事象	原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能は喪失するものとして設定。
原因事象	外部電源あり	外部電源がある場合、1次冷却ポンプの駆動は、この場合から1次冷却ポンプの駆動による蓄熱容量を考慮して計算される余裕を確保する。1次冷却ポンプの駆動は、この場合から1次冷却ポンプの駆動による蓄熱容量を考慮して計算される余裕を確保する。1次冷却ポンプの駆動は、この場合から1次冷却ポンプの駆動による蓄熱容量を考慮して計算される余裕を確保する。
原因事象	ATWS補正動作（主系統のATWS補正動作） 補助給水ポンプの駆動	A1755補正動作（主系統のATWS補正動作）及びタービン駆動ポンプの駆動による蓄熱容量を考慮して計算される余裕を確保する。ATWS補正動作は、この場合から1次冷却ポンプの駆動による蓄熱容量を考慮して計算される余裕を確保する。ATWS補正動作は、この場合から1次冷却ポンプの駆動による蓄熱容量を考慮して計算される余裕を確保する。
原因事象	補助給水ポンプ	補助給水ポンプの駆動は、この場合から1次冷却ポンプの駆動による蓄熱容量を考慮して計算される余裕を確保する。補助給水ポンプの駆動は、この場合から1次冷却ポンプの駆動による蓄熱容量を考慮して計算される余裕を確保する。補助給水ポンプの駆動は、この場合から1次冷却ポンプの駆動による蓄熱容量を考慮して計算される余裕を確保する。

女川原子力発電所2号炉

第 7.1.5.3 表 「原子炉停止機能喪失」の主要解析条件（負荷の喪失）（2/2）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原因事象	負荷の喪失	圧力制御の観点で制御対象となるパラメータに対して余裕を大きく取り、異常発生時に主系統内の蓄熱容量を同時に用いることを想定し、蓄熱容量を考慮して計算される余裕を確保する。
原因事象	原子炉停止機能、手動での原子炉トリップの喪失	原子炉停止機能喪失として原子炉トリップ失敗及び手動での原子炉トリップは、故障で発生しないものとして設定。
原因事象	外部電源あり	外部電源がある場合、1次冷却ポンプの駆動は、この場合から1次冷却ポンプの駆動による蓄熱容量を考慮して計算される余裕を確保する。1次冷却ポンプの駆動は、この場合から1次冷却ポンプの駆動による蓄熱容量を考慮して計算される余裕を確保する。1次冷却ポンプの駆動は、この場合から1次冷却ポンプの駆動による蓄熱容量を考慮して計算される余裕を確保する。
原因事象	ATWS補正動作（主系統のATWS補正動作） 補助給水ポンプの駆動	A1755補正動作（主系統のATWS補正動作）及びタービン駆動ポンプの駆動による蓄熱容量を考慮して計算される余裕を確保する。ATWS補正動作は、この場合から1次冷却ポンプの駆動による蓄熱容量を考慮して計算される余裕を確保する。ATWS補正動作は、この場合から1次冷却ポンプの駆動による蓄熱容量を考慮して計算される余裕を確保する。
原因事象	補助給水ポンプ	補助給水ポンプの駆動は、この場合から1次冷却ポンプの駆動による蓄熱容量を考慮して計算される余裕を確保する。補助給水ポンプの駆動は、この場合から1次冷却ポンプの駆動による蓄熱容量を考慮して計算される余裕を確保する。補助給水ポンプの駆動は、この場合から1次冷却ポンプの駆動による蓄熱容量を考慮して計算される余裕を確保する。
原因事象	加圧沸騰式し弁	加圧沸騰式し弁は、この場合から1次冷却ポンプの駆動による蓄熱容量を考慮して計算される余裕を確保する。加圧沸騰式し弁は、この場合から1次冷却ポンプの駆動による蓄熱容量を考慮して計算される余裕を確保する。加圧沸騰式し弁は、この場合から1次冷却ポンプの駆動による蓄熱容量を考慮して計算される余裕を確保する。

泊発電所3号炉

相違理由
 【大坂、高浜】
 設計の相違
 ・泊は個別解析であり、設備仕様も異なることから「主要解析条件」及び「条件設定の考え方」の記載が一部異なる
 【大坂、高浜】
 名称等の相違

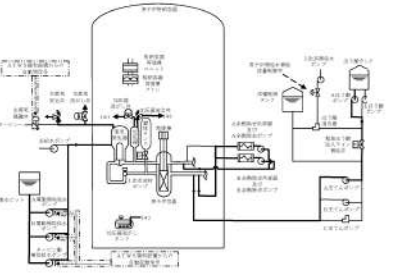
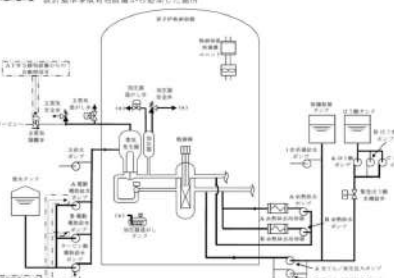
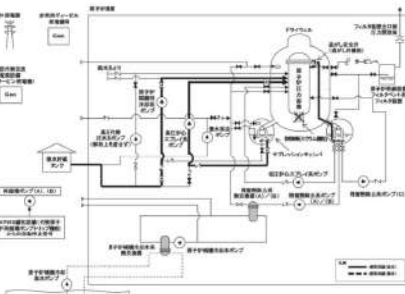
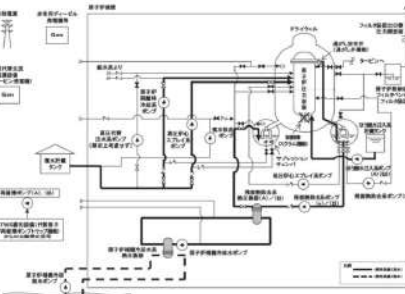
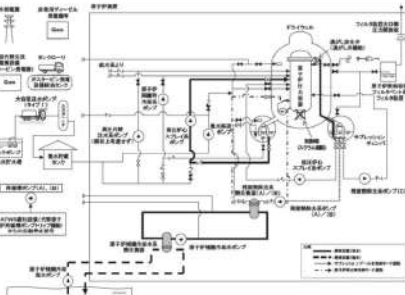
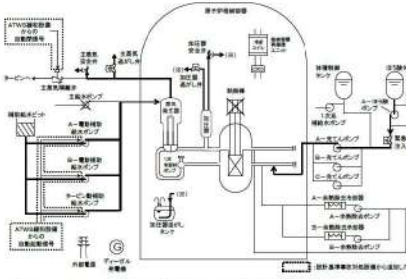
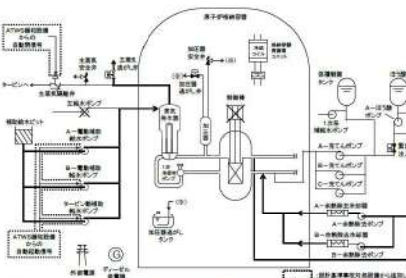
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.5 原子炉停止機能喪失

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>第 2.5.4 表 原子炉停止機能喪失（主給水流量喪失）時の感度解析結果</p> <table border="1" data-bbox="190 295 548 406"> <thead> <tr> <th>減速材温度係数初期値</th> <th>ドップラ効果</th> <th>初期定常誤差</th> <th>原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>-16pcm/℃</td> <td>最悪値</td> <td>考慮しない</td> <td>約 18.6MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>-16pcm/℃</td> <td>最悪値+20%</td> <td>考慮する*</td> <td>約 19.4MPa[gage]</td> </tr> </tbody> </table> <p>*：初期定常誤差として、炉心熱出力：定格値+2%、1次冷却材平均温度：定格値+2.2℃、1次冷却材圧力：定格値+0.21MPaを考慮。</p> <p>第 2.5.5 表 原子炉停止機能喪失（負荷の喪失）時の感度解析結果</p> <table border="1" data-bbox="190 502 548 614"> <thead> <tr> <th>減速材温度係数初期値</th> <th>ドップラ効果</th> <th>初期定常誤差</th> <th>原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>-16pcm/℃</td> <td>最悪値</td> <td>考慮しない</td> <td>約 18.9MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>-16pcm/℃</td> <td>最悪値+20%</td> <td>考慮する*</td> <td>約 19.6MPa[gage]</td> </tr> </tbody> </table> <p>*：初期定常誤差として、炉心熱出力：定格値+2%、1次冷却材平均温度：定格値+2.2℃、1次冷却材圧力：定格値+0.21MPaを考慮。</p>	減速材温度係数初期値	ドップラ効果	初期定常誤差	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値	-16pcm/℃	最悪値	考慮しない	約 18.6MPa[gage]	-16pcm/℃	最悪値+20%	考慮する*	約 19.4MPa[gage]	減速材温度係数初期値	ドップラ効果	初期定常誤差	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値	-16pcm/℃	最悪値	考慮しない	約 18.9MPa[gage]	-16pcm/℃	最悪値+20%	考慮する*	約 19.6MPa[gage]	<p>第 2.5.3.1 表 原子炉停止機能喪失（主給水流量喪失）時の感度解析結果</p> <table border="1" data-bbox="616 311 1052 422"> <thead> <tr> <th>解析ケース</th> <th>減速材温度係数初期値</th> <th>ドップラ効果</th> <th>初期定常誤差</th> <th>原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>基本ケース</td> <td>-13pcm/℃</td> <td>標準値</td> <td>考慮しない</td> <td>約 18.5MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>感度ケース</td> <td>-13pcm/℃</td> <td>標準値+20%</td> <td>考慮する*</td> <td>約 19.0MPa[gage]</td> </tr> </tbody> </table> <p>*：初期定常誤差として、炉心熱出力：定格値+2%、1次冷却材平均温度：定格値+2.2℃、1次冷却材圧力：定格値+0.21MPaを考慮。</p> <p>第 2.5.3.2 表 原子炉停止機能喪失（負荷の喪失）時の感度解析結果</p> <table border="1" data-bbox="616 518 1052 630"> <thead> <tr> <th>解析ケース</th> <th>減速材温度係数初期値</th> <th>ドップラ効果</th> <th>初期定常誤差</th> <th>原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>基本ケース</td> <td>-13pcm/℃</td> <td>標準値</td> <td>考慮しない</td> <td>約 18.5MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>感度ケース</td> <td>-13pcm/℃</td> <td>標準値+20%</td> <td>考慮する*</td> <td>約 19.2MPa[gage]</td> </tr> </tbody> </table> <p>*：初期定常誤差として、炉心熱出力：定格値+2%、1次冷却材平均温度：定格値+2.2℃、1次冷却材圧力：定格値+0.21MPaを考慮。</p>	解析ケース	減速材温度係数初期値	ドップラ効果	初期定常誤差	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値	基本ケース	-13pcm/℃	標準値	考慮しない	約 18.5MPa[gage]	感度ケース	-13pcm/℃	標準値+20%	考慮する*	約 19.0MPa[gage]	解析ケース	減速材温度係数初期値	ドップラ効果	初期定常誤差	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値	基本ケース	-13pcm/℃	標準値	考慮しない	約 18.5MPa[gage]	感度ケース	-13pcm/℃	標準値+20%	考慮する*	約 19.2MPa[gage]		<p>第 7.1.5.4 表 原子炉停止機能喪失（主給水流量喪失）時の感度解析結果</p> <table border="1" data-bbox="1556 295 1982 406"> <thead> <tr> <th>解析ケース</th> <th>減速材温度係数初期値</th> <th>ドップラ効果</th> <th>初期定常誤差</th> <th>原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>基本ケース</td> <td>-18pcm/℃</td> <td>最悪値</td> <td>考慮しない</td> <td>約 18.6MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>感度ケース</td> <td>-18pcm/℃</td> <td>最悪値+20%</td> <td>考慮する^(注1)</td> <td>約 19.0MPa[gage]</td> </tr> </tbody> </table> <p>(注1) 初期定常誤差として、下記を考慮した。 炉心熱出力：定格値+2% 1次冷却材平均温度：定格値+2.2℃ 1次冷却材圧力：定格値+0.21MPa</p> <p>第 7.1.5.5 表 原子炉停止機能喪失（負荷の喪失）時の感度解析結果</p> <table border="1" data-bbox="1556 502 1982 614"> <thead> <tr> <th>解析ケース</th> <th>減速材温度係数初期値</th> <th>ドップラ効果</th> <th>初期定常誤差</th> <th>原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>基本ケース</td> <td>-18pcm/℃</td> <td>最悪値</td> <td>考慮しない</td> <td>約 18.6MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>感度ケース</td> <td>-18pcm/℃</td> <td>最悪値+20%</td> <td>考慮する^(注1)</td> <td>約 19.7MPa[gage]</td> </tr> </tbody> </table> <p>(注1) 初期定常誤差として、下記を考慮した。 炉心熱出力：定格値+2% 1次冷却材平均温度：定格値+2.2℃ 1次冷却材圧力：定格値+0.21MPa</p>	解析ケース	減速材温度係数初期値	ドップラ効果	初期定常誤差	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値	基本ケース	-18pcm/℃	最悪値	考慮しない	約 18.6MPa[gage]	感度ケース	-18pcm/℃	最悪値+20%	考慮する ^(注1)	約 19.0MPa[gage]	解析ケース	減速材温度係数初期値	ドップラ効果	初期定常誤差	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値	基本ケース	-18pcm/℃	最悪値	考慮しない	約 18.6MPa[gage]	感度ケース	-18pcm/℃	最悪値+20%	考慮する ^(注1)	約 19.7MPa[gage]	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違 ・泊はMTC初期値として炉心設計を包絡する-18pcm/℃を用いた解析を実施（大阪の-16pcm/℃と同じ考え方） ・泊は個別解析のため、標準値に係る記載をしない（大阪と同様）</p>
減速材温度係数初期値	ドップラ効果	初期定常誤差	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値																																																																																					
-16pcm/℃	最悪値	考慮しない	約 18.6MPa[gage]																																																																																					
-16pcm/℃	最悪値+20%	考慮する*	約 19.4MPa[gage]																																																																																					
減速材温度係数初期値	ドップラ効果	初期定常誤差	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値																																																																																					
-16pcm/℃	最悪値	考慮しない	約 18.9MPa[gage]																																																																																					
-16pcm/℃	最悪値+20%	考慮する*	約 19.6MPa[gage]																																																																																					
解析ケース	減速材温度係数初期値	ドップラ効果	初期定常誤差	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値																																																																																				
基本ケース	-13pcm/℃	標準値	考慮しない	約 18.5MPa[gage]																																																																																				
感度ケース	-13pcm/℃	標準値+20%	考慮する*	約 19.0MPa[gage]																																																																																				
解析ケース	減速材温度係数初期値	ドップラ効果	初期定常誤差	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値																																																																																				
基本ケース	-13pcm/℃	標準値	考慮しない	約 18.5MPa[gage]																																																																																				
感度ケース	-13pcm/℃	標準値+20%	考慮する*	約 19.2MPa[gage]																																																																																				
解析ケース	減速材温度係数初期値	ドップラ効果	初期定常誤差	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値																																																																																				
基本ケース	-18pcm/℃	最悪値	考慮しない	約 18.6MPa[gage]																																																																																				
感度ケース	-18pcm/℃	最悪値+20%	考慮する ^(注1)	約 19.0MPa[gage]																																																																																				
解析ケース	減速材温度係数初期値	ドップラ効果	初期定常誤差	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値																																																																																				
基本ケース	-18pcm/℃	最悪値	考慮しない	約 18.6MPa[gage]																																																																																				
感度ケース	-18pcm/℃	最悪値+20%	考慮する ^(注1)	約 19.7MPa[gage]																																																																																				

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）

7.1.5 原子炉停止機能喪失

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>設計基準事故対応設備から追加した箇所</p> <p>第 2.5.1 図 「原子炉停止機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図</p>	 <p>設計基準事故対応設備から追加した箇所</p> <p>第 2.5.1.1 図 「原子炉停止機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図</p>	 <p>第 2.5.1 図 「原子炉停止機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図 (1/3) (原子炉注水及び原子炉注水)</p>  <p>第 2.5.2 図 「原子炉停止機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図 (2/3) (原子炉未臨界維持、原子炉注水及び格納容器加熱)</p>  <p>第 2.5.3 図 「原子炉停止機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図 (3/3) (原子炉注水、格納容器加熱及び原子炉冷却)</p>	 <p>第 7.1.5.1 図 「原子炉停止機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図 (1/2) (ATWS 緩和設備及び緊急ほうげん濃縮)</p>  <p>第 7.1.5.1 図 「原子炉停止機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図 (2/2) (余熱除去系による炉心冷却)</p>	<p>【大阪、高浜】 設計の相違</p> <p>【大阪、高浜】 名称等の相違</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川以降の反映）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・対応手段に応じた概略系統図とし、図のタイトルで識別 ・外部電源、ディーゼル発電機を記載

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）

7.1.5 原子炉停止機能喪失

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>第 2.5.2 図 「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要 (判定プロセス) (1/2)</p>	<p>第 2.5.1.2 図 「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要 (判定プロセス) (1/2)</p>	<p>第 7.1.5.2 図 「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要 (判定プロセス) (1/2)</p>	<p>第 7.1.5.2 図 「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要 (判定プロセス) (1/2)</p>	<p>【大阪、高浜】 記載方針の相違 ・使用する手順の構成の相違により示し方が異なる部分はあるが、事象判別プロセスとしての内容は同等</p>

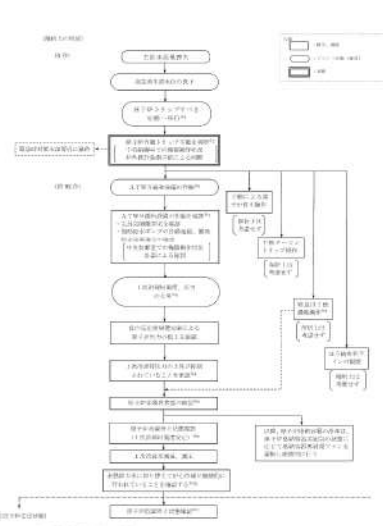
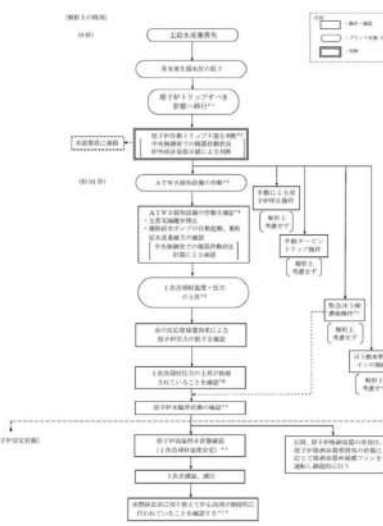
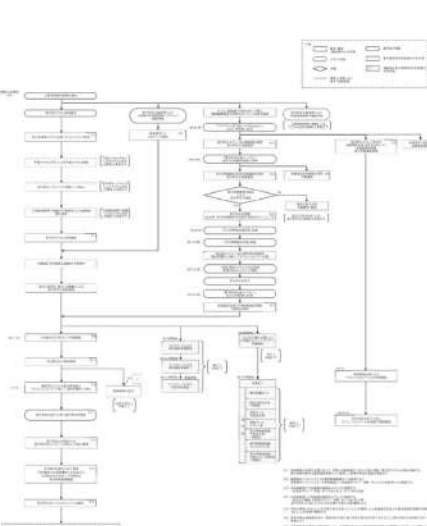
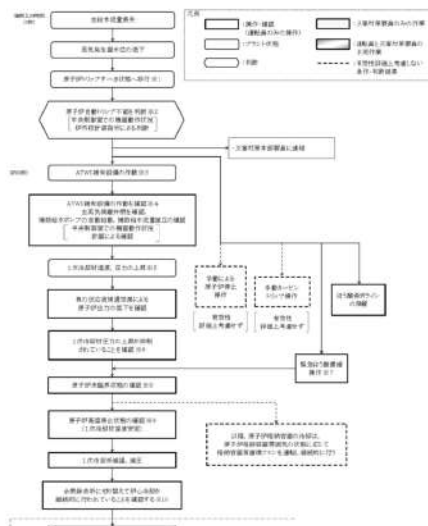
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.5 原子炉停止機能喪失

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>図 2.5.2 図 「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要 (判定プロセス) (2/2)</p>	<p>図 2.5.1.2 図 「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要 (判定プロセス) (2/2)</p>	<p>図 7.1.5.2 図 「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要 (判定プロセス) (2/2)</p>	<p>図 7.1.5.2 図 「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要 (判定プロセス) (2/2)</p>	<p>【大阪、高浜】 記載方針の相違 ・使用する手順の構成の相違により示し方が異なる部分はあるが、事象判別プロセスとしての内容は同等</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）

7.1.5 原子炉停止機能喪失

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>第 2.5.3 図 「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要 (「主給水流喪喪失+原子炉トリップ失敗」の事象進展)</p>	 <p>第 2.5.1.3 図 「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要 (「主給水流喪喪失+原子炉トリップ失敗」の事象進展)</p>	 <p>第 2.5.1.3 図 「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要</p>	 <p>第 7.1.5.3 図 「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要 (「主給水流喪喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」の事象進展)</p>	<p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川変遷の反映） ・凡例に記載のとおり運転員及び災害対策委員が行う作業を分けて記載 ・有効性評価上考慮しない「操作・判断結果を被線で記載」 ・有効性評価の対象とはしていないが、ほかに取り得る手段を記載</p> <p>【大阪、高浜】 設計の相違 解析結果の相違</p> <p>【大阪、高浜】 名称等の相違</p>

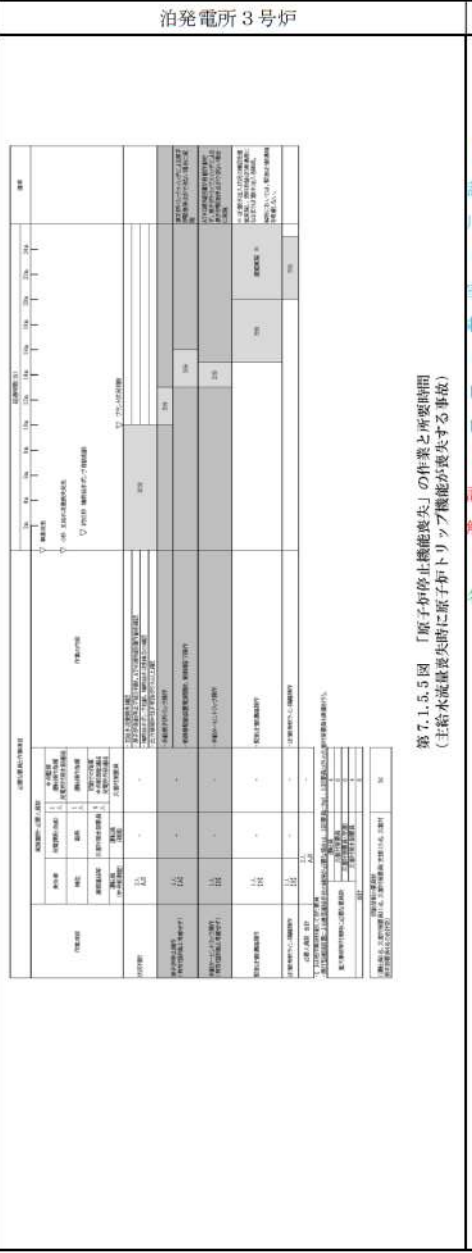
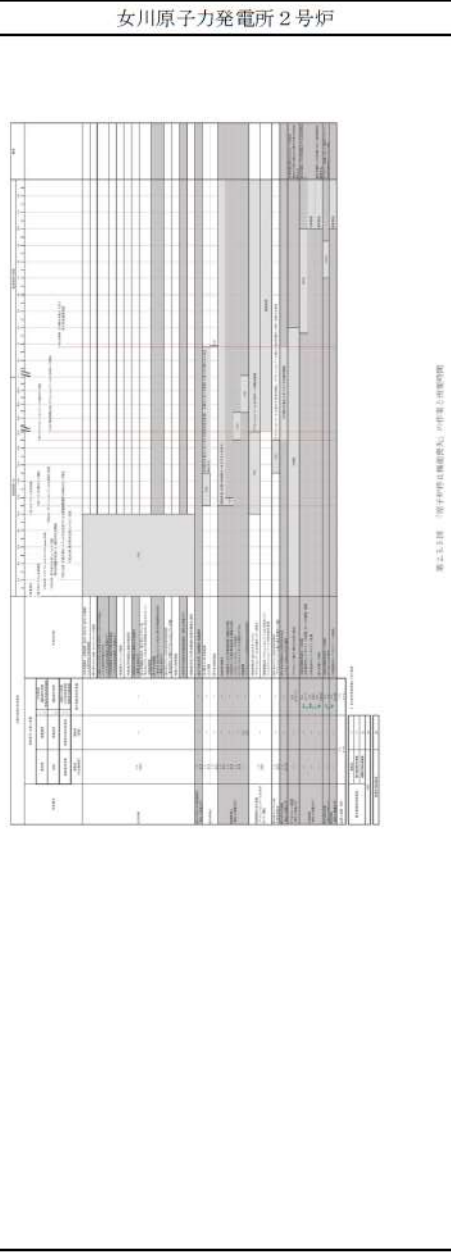
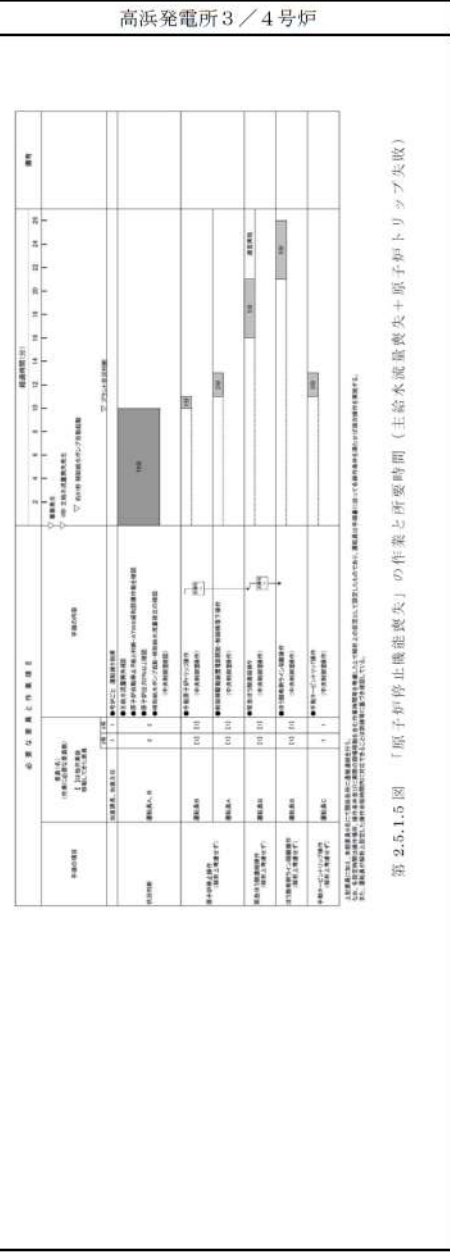
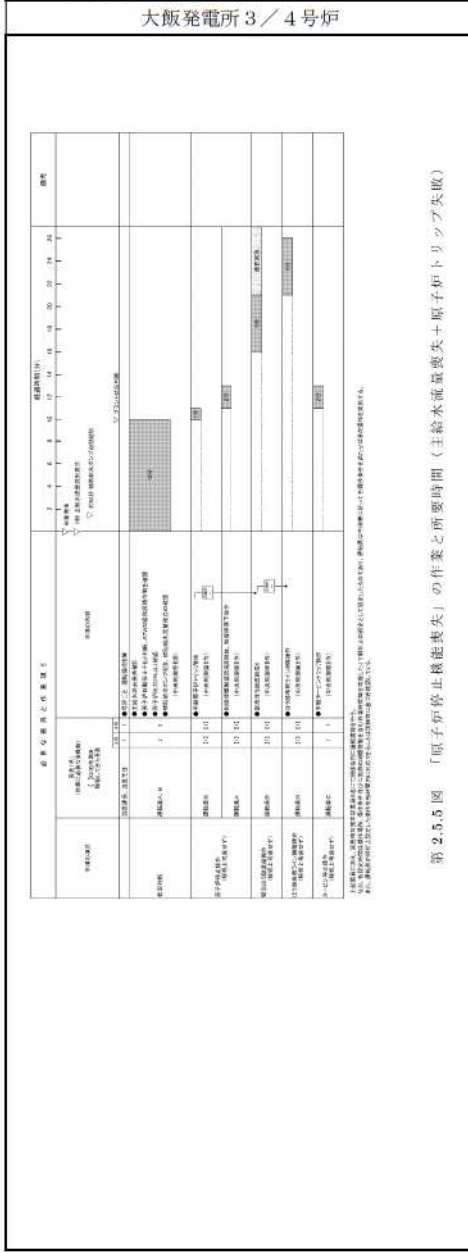
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.5 原子炉停止機能喪失

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>図 2.5.4.4 「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要 (「負荷の喪失+原子炉トリップ失敗」の事象進展)</p>	<p>図 2.5.1.4 「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要 (「負荷の喪失+原子炉トリップ失敗」の事象進展)</p>	<p>図 2.5.1.4 「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要 (「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事象」の事象進展)</p>	<p>図 2.5.1.4 「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要 (「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事象」の事象進展)</p>	<p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川遺議の反映） ・凡例に記載のとおり運転員及び災害対策要員が行う作業を分けて記載 ・有効性評価上考慮しない「操作・判断結果を被線で記載」 ・有効性評価の対象とはしていないが、ほかに取り得る手段を記載</p> <p>【大阪、高浜】 設計の相違 解析結果の相違</p> <p>【大阪、高浜】 名称等の相違</p>
<p>第 2.5.4.4 図 「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要 (「負荷の喪失+原子炉トリップ失敗」の事象進展)</p>	<p>第 2.5.1.4 図 「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要 (「負荷の喪失+原子炉トリップ失敗」の事象進展)</p>	<p>第 2.5.1.4 図 「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要 (「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事象」の事象進展)</p>	<p>第 2.5.1.4 図 「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要 (「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事象」の事象進展)</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）

7.1.5 原子炉停止機能喪失



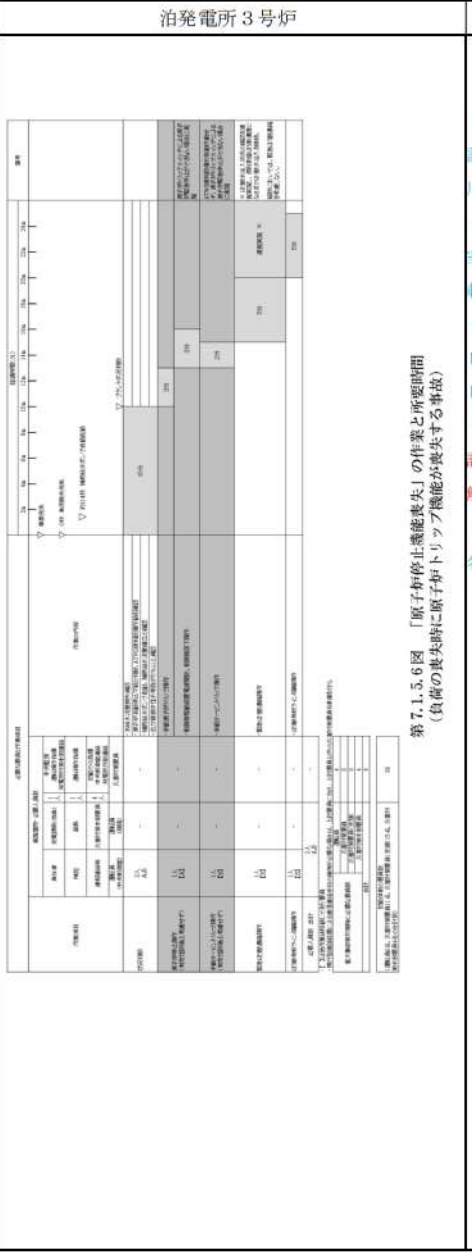
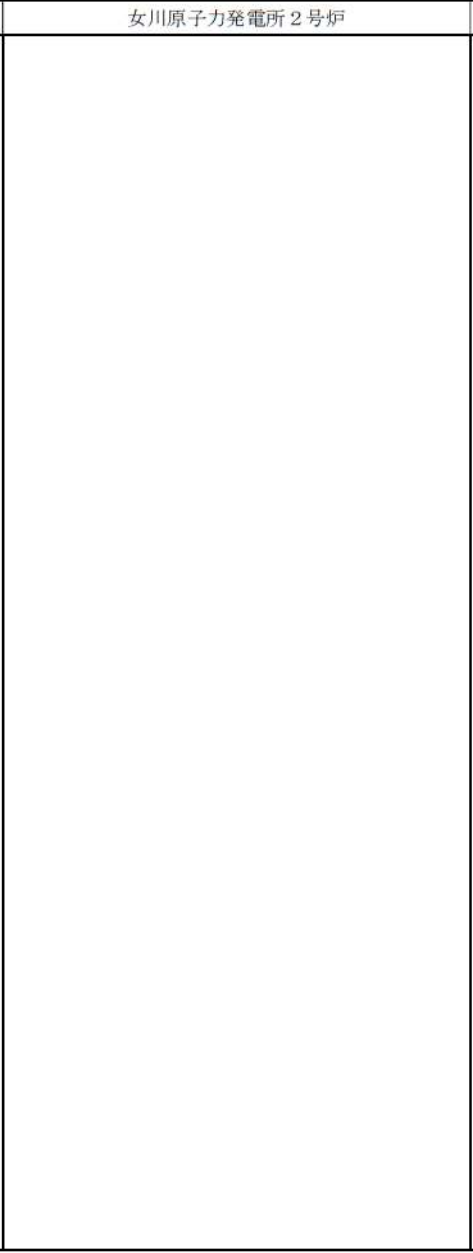
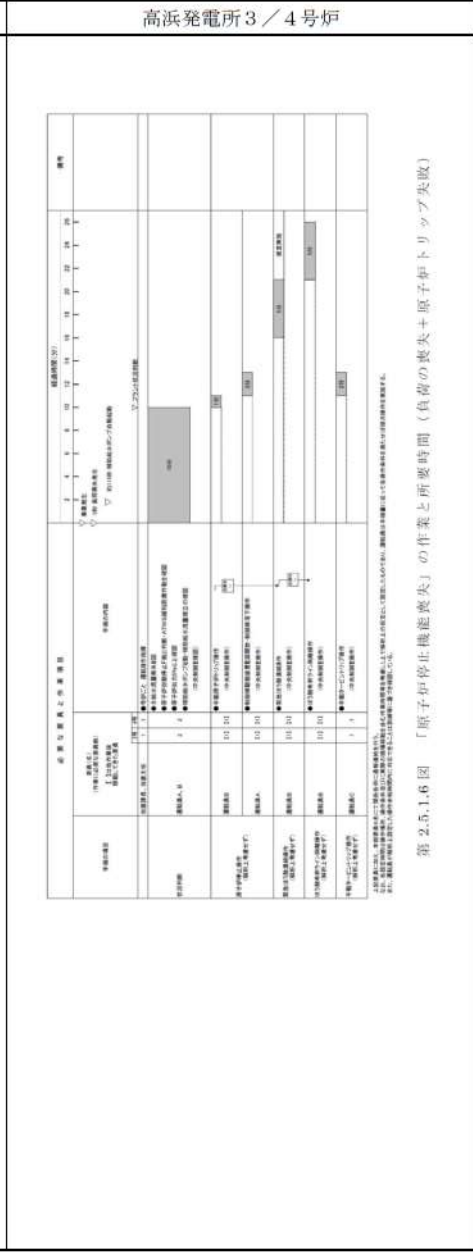
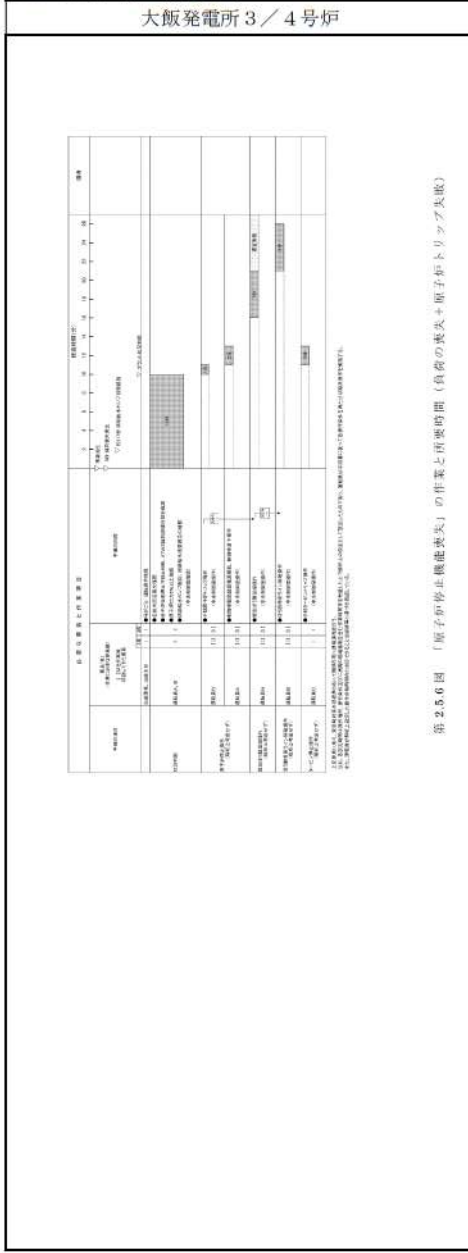
相違理由

- 【大阪、高浜】
 記載方針の相違（女川凝縮の反映）
 ・運転員を中央制御室と現場に分けて記載
 ・有効性評価上考慮しない作業を色分けして記載
- 【大阪、高浜】
 設計の相違
 解析結果の相違
- 【大阪、高浜】
 名称等の相違

第 7.1.5.5 図 「原子炉停止機能喪失」の作業と所要時間（主給水流置量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故）

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）

7.1.5 原子炉停止機能喪失



相違理由

- 【大阪、高浜】
記載方針の相違（女川実績の反映）
・運転員を中央制御室と現場に分けて記載
・有効性評価上考慮しない作業を色分けして記載
- 【大阪、高浜】
設計の相違
解析結果の相違
- 【大阪、高浜】
名称等の相違

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）

7.1.5 原子炉停止機能喪失

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>第 2.5.7 図 原子炉出力の推移（主給水流量喪失）</p> <p>第 2.5.8 図 1次冷却材平均温度の推移（主給水流量喪失）</p>	<p>第 2.5.2.1 図 原子炉出力の推移（主給水流量喪失）</p> <p>第 2.5.2.2 図 1次冷却材平均温度の推移（主給水流量喪失）</p>	<p>(事象進展が異なるため、以下、事象進展図は比較のためではなく参考までに記載)</p> <p>第 2.5.6 図 中性子束、平均表面熱流束及び炉心流量の推移（事象発生から300秒後まで）</p> <p>第 2.5.7 図 原子炉炉心流量及び給水流量の推移（事象発生から300秒後まで）</p>	<p>第 7.1.5.7 図 原子炉出力の推移（主給水流量喪失）</p> <p>第 7.1.5.8 図 1次冷却材平均温度の推移（主給水流量喪失）</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違 ・泊は補助給水流量が少ないため、解析時間(600秒)では高温冷却材のパーセンテージが完了せず、出力が上昇(1次冷却材温度が低下)しない</p> <p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</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）

7.1.5 原子炉停止機能喪失

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>第 2.5.9 図 1次冷却材圧力の推移（主給水流量喪失）</p> <p>* 原子炉冷却材圧力パワングラフにおける圧力の最高値を表示</p>	<p>第 2.5.2.3 図 1次冷却材圧力の推移（主給水流量喪失）</p> <p>※ 原子炉冷却材圧力パワングラフにおける圧力の最高値を表示</p>	<p>第 2.5.8 図 過し安全弁流量及び高圧炉心スプレイ系+原子炉隔離時冷却系流量の推移（事象発生から 300 秒後まで）</p> <p>第 2.5.9 図 原子炉圧力及び原子炉水位（シールド外水位）の推移（事象発生から 300 秒後まで）</p>	<p>第 7.1.5.9 図 1次冷却材圧力の推移（主給水流量喪失）</p> <p>* 原子炉冷却材圧力パワングラフにおける圧力の最高値を表示</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>

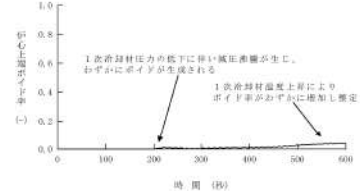
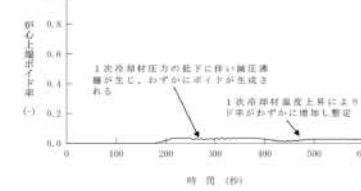
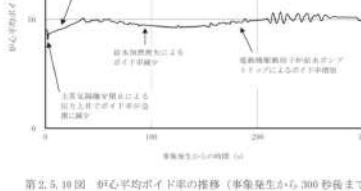
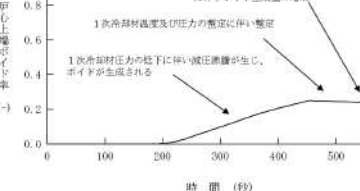
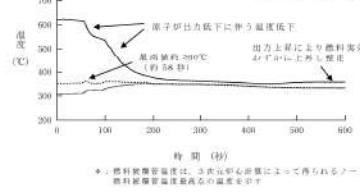
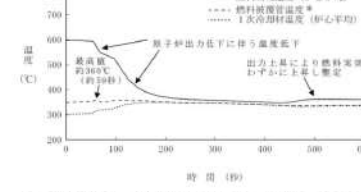
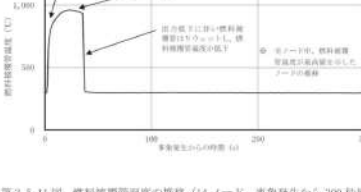
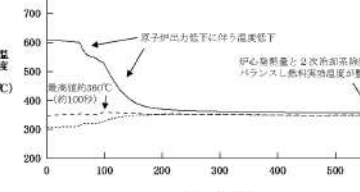


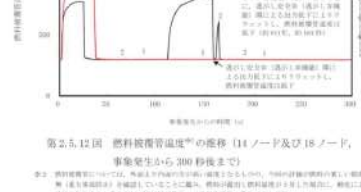



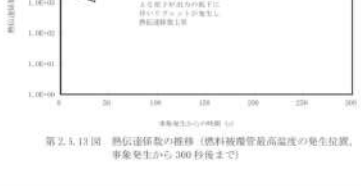

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.5 原子炉停止機能喪失

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>主蒸気ライン隔離による1次冷却材温度及び圧力上昇による加圧器速がし弁及び安全弁動作 除熱能力低下による1次冷却材温度及び圧力上昇による加圧器速がし弁及び安全弁動作 加圧器速がし弁からの放出が蒸気放出から遅延放出となることで放出流量が増加 加圧器速がし弁・安全弁流量</p> <p>第 2.5.10 図 加圧器速がし弁・安全弁流量の推移（主給水流量喪失）</p>	<p>主蒸気ライン隔離による1次冷却材温度及び圧力上昇による加圧器速がし弁及び安全弁動作 除熱能力低下による1次冷却材温度及び圧力上昇による加圧器速がし弁及び安全弁動作 加圧器速がし弁からの放出が蒸気放出から遅延放出となることで放出流量が増加 加圧器速がし弁・安全弁流量</p> <p>第 2.5.2.4 図 加圧器速がし弁・安全弁流量の推移（主給水流量喪失）</p>		<p>主蒸気ライン隔離による1次冷却材温度及び圧力上昇による加圧器速がし弁動作 除熱能力低下による1次冷却材温度及び圧力変動により加圧器速がし弁及び安全弁動作 加圧器速がし弁からの放出が蒸気放出から遅延放出となることで放出流量が増加 1次冷却材温度及び圧力がわずかに上昇することによる加圧器速がし弁動作 1次冷却材温度上昇による水位上昇</p> <p>第 7.1.5.10 図 加圧器速がし弁・安全弁流量の推移（主給水流量喪失）</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違 ・泊は補助給水流量が少ないため、1次冷却材温度・圧力の低下が緩やかになるため、圧力上昇を抑制するための加圧器速がし弁及び安全弁動作時間が長期化する</p>
<p>加圧器速がし弁 1次冷却材温度が低下することにより加圧器保有水量の低下が抑えられ増大 1次冷却材温度上昇による上昇</p> <p>第 2.5.11 図 加圧器保有水量の推移（主給水流量喪失）</p>	<p>加圧器速がし弁 1次冷却材温度上昇によりわずかに上昇し増大 1次冷却材温度上昇による水位上昇</p> <p>第 2.5.2.5 図 加圧器保有水量の推移（主給水流量喪失）</p>		<p>加圧器速がし弁 1次冷却材温度が低下することにより加圧器保有水量の低下が抑えられ増大 1次冷却材温度上昇による水位上昇 加圧器速がし弁動作による水位上昇</p> <p>第 7.1.5.11 図 加圧器保有水量の推移（主給水流量喪失）</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違 ・同上</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）

7.1.5 原子炉停止機能喪失

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>第 2.5.12 図 炉心上端ボイド率の推移（主給水流量喪失）</p>	 <p>第 2.5.2.6 図 炉心上端ボイド率の推移（主給水流量喪失）</p>	 <p>第 2.5.10 図 炉心平均ボイド率の推移（事象発生から300秒後まで）</p>	 <p>第 7.1.5.12 図 炉心上端ボイド率の推移（主給水流量喪失）</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違 ・泊は補助給水流量が少ないことから除熱能力が小さく、加圧器速がし弁が動作する期間が他プラントより長いため、減圧沸騰により多くのボイドが生じる</p>
 <p>第 2.5.13 図 燃料実効温度と1次冷却材温度の推移（主給水流量喪失）</p>	 <p>第 2.5.2.7 図 燃料実効温度と1次冷却材温度の推移（主給水流量喪失）</p>	 <p>第 2.5.11 図 燃料実効温度の推移（14ノード、事象発生から300秒後まで）</p>	 <p>第 7.1.5.13 図 燃料実効温度と1次冷却材温度の推移（主給水流量喪失）</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>
 <p>第 2.5.12 図 燃料実効温度の推移（14ノード及び18ノード、事象発生から300秒後まで）</p>	 <p>第 2.5.12 図 燃料実効温度の推移（14ノード及び18ノード、事象発生から300秒後まで）</p>	 <p>第 2.5.12 図 燃料実効温度の推移（14ノード及び18ノード、事象発生から300秒後まで）</p>	 <p>第 7.1.5.13 図 燃料実効温度の推移（14ノード及び18ノード、事象発生から300秒後まで）</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>
 <p>第 2.5.13 図 燃料実効温度の推移（燃料実効温度最高温度の発生位置、事象発生から300秒後まで）</p>	 <p>第 2.5.13 図 燃料実効温度の推移（燃料実効温度最高温度の発生位置、事象発生から300秒後まで）</p>	 <p>第 2.5.13 図 燃料実効温度の推移（燃料実効温度最高温度の発生位置、事象発生から300秒後まで）</p>	 <p>第 7.1.5.13 図 燃料実効温度の推移（燃料実効温度最高温度の発生位置、事象発生から300秒後まで）</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</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）

7.1.5 原子炉停止機能喪失

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>主蒸気ライン隔離により2次冷却系除熱量低下 2次冷却系圧力上昇に伴う主蒸気逃がし弁及び安全弁動作により2次冷却系除熱量が一時的に復帰 蒸気発生器水位低下による除熱能力低下 補助給水により除熱維持</p> <p>時間(秒)</p>	<p>主蒸気ライン隔離により2次系除熱量低下 2次系圧力上昇に伴う主蒸気逃がし弁及び安全弁動作により2次系除熱量が一時的に復帰 蒸気発生器水位低下による除熱能力低下 補助給水により2次系除熱量がわずかに上昇し安定</p> <p>時間(秒)</p>	<p>第2.5.14図 クロリデンの推移(燃料被覆管最高温度の発生位置、事象発生から300秒後まで)</p>	<p>主蒸気ライン隔離により2次冷却系除熱量低下 2次冷却系圧力上昇に伴う主蒸気逃がし弁及び安全弁動作により2次冷却系除熱量が一時的に復帰 蒸気発生器水位低下による除熱能力低下 補助給水により一定の除熱量を維持</p> <p>時間(秒)</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>
<p>ATWS検知と設備による主蒸気ライン隔離(約48秒) 2次側圧力上昇による主蒸気逃がし弁及び安全弁動作 蒸気発生器水位低下による流量低下</p> <p>時間(秒)</p>	<p>ATWS検知と設備による主蒸気ライン隔離(約48秒) 2次側圧力上昇による主蒸気逃がし弁及び安全弁動作 蒸気発生器水位低下による流量低下</p> <p>時間(秒)</p>	<p>第2.5.15図 中性子束及び炉心流量の推移(事象発生から50分後まで)</p>	<p>ATWS検知と設備による主蒸気ライン隔離(約48秒) 2次側圧力上昇による主蒸気逃がし弁及び安全弁動作 蒸気発生器水位低下による流量低下 主蒸気逃がし弁開閉による蒸気の噴大放出</p> <p>時間(秒)</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>
<p>第2.5.14図 2次冷却系除熱量の推移(主給水流量喪失)</p> <p>第2.5.15図 蒸気流量の推移(主給水流量喪失)</p>	<p>第2.5.2.8図 2次系除熱量の推移(主給水流量喪失)</p> <p>第2.5.2.9図 蒸気流量の推移(主給水流量喪失)</p>	<p>第2.5.14図 クロリデンの推移(燃料被覆管最高温度の発生位置、事象発生から300秒後まで)</p> <p>第2.5.15図 中性子束及び炉心流量の推移(事象発生から50分後まで)</p>	<p>第7.1.5.14図 2次冷却系除熱量の推移(主給水流量喪失)</p> <p>第7.1.5.15図 蒸気流量の推移(主給水流量喪失)</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</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）

7.1.5 原子炉停止機能喪失

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>第 2.5.16 図 2次冷却系圧力の推移（主給水流量喪失）</p>	<p>第 2.5.2.10 図 2次系圧力の推移（主給水流量喪失）</p>	<p>第 2.5.16 図 原子炉蒸気流量及び給水流量の推移 (事象発生から50分後まで)</p> <p>第 2.5.17 図 逃がし安全弁流量及び高圧炉心スプレイス系+原子炉隔離時冷却系流量の推移 (事象発生から50分後まで)</p>	<p>第 7.1.5.16 図 2次冷却系圧力の推移（主給水流量喪失）</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>

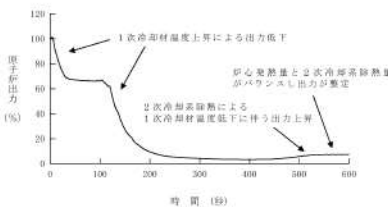
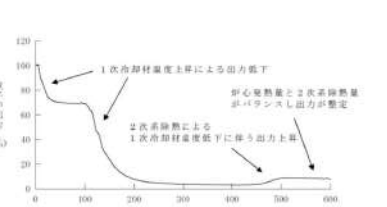
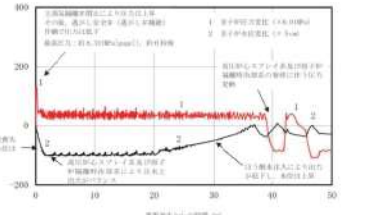
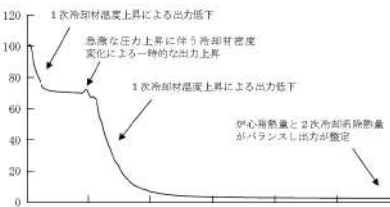
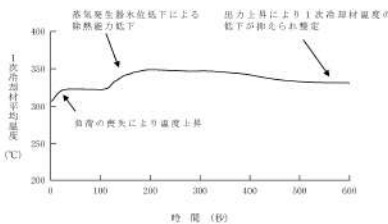
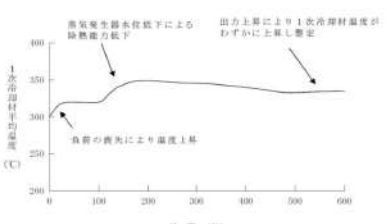
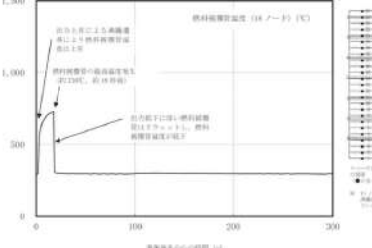
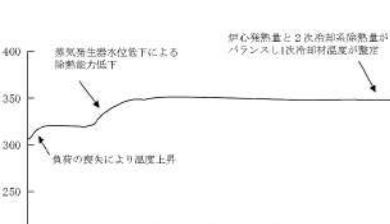
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.5 原子炉停止機能喪失

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>第 2.5.17 図 蒸気発生器2次側保水水量の推移（主給水流喪失）</p>	<p>第 2.5.2.11 図 蒸気発生器2次側保水水量の推移（主給水流喪失）</p>	<p>第 2.5.18 図 原子炉圧力及び原子炉水位（シャドウ外水位）の推移（事象発生から50分後まで）</p>	<p>第 7.1.5.17 図 蒸気発生器2次側保水水量の推移（主給水流喪失）</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>
<p>第 2.5.18 図 給水流速の推移（主給水流喪失）</p>	<p>第 2.5.2.12 図 給水流速の推移（主給水流喪失）</p>	<p>第 2.5.19 図 原子炉水位（シャドウ外水位）の推移（事象発生から50分後まで）</p>	<p>第 7.1.5.18 図 給水流速の推移（主給水流喪失）</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</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）

7.1.5 原子炉停止機能喪失

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>第 2.5.20 図 原子炉出力の推移（負荷の喪失）</p>	 <p>第 2.5.2.13 図 原子炉出力の推移（負荷の喪失）</p>	 <p>第 2.5.22 図 外部電源がない場合の原子炉圧力及び原子炉水位（シェラッド排水位）の推移（事象発生から50分後まで）</p>	 <p>第 7.1.5.19 図 原子炉出力の推移（負荷の喪失）</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>
 <p>第 2.5.21 図 1次冷却材平均温度の推移（負荷の喪失）</p>	 <p>第 2.5.2.14 図 1次冷却材平均温度の推移（負荷の喪失）</p>	 <p>第 2.5.23 図 外部電源がない場合の燃料温度管温度の推移（事象発生から300秒後まで）</p>	 <p>第 7.1.5.20 図 1次冷却材平均温度の推移（負荷の喪失）</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</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）

7.1.5 原子炉停止機能喪失

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>第 2.5.22 図 1次冷却材圧力の推移（負荷の喪失）</p>	<p>第 2.5.2.15 図 1次冷却材圧力の推移（負荷の喪失）</p>	<p>第 2.5.24 図 外部電源がない場合のサプレッションプール水温及び格納容器圧力の推移（事象発生から50分後まで）</p> <p>第 2.5.25 図 注水温度 10℃の場合の中性子束及び炉心流量の推移（事象発生から50分後まで）</p>	<p>第 7.1.5.21 図 1次冷却材圧力の推移（負荷の喪失）</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>

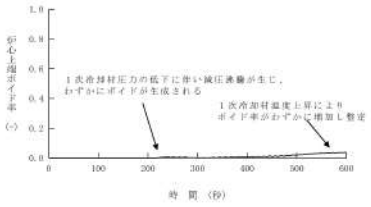
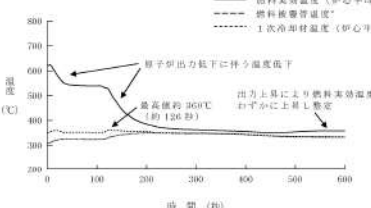
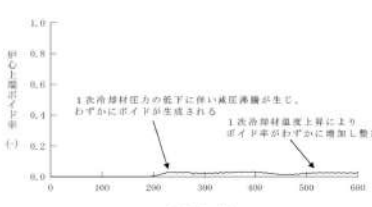
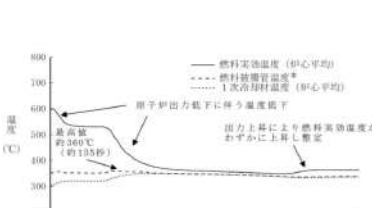
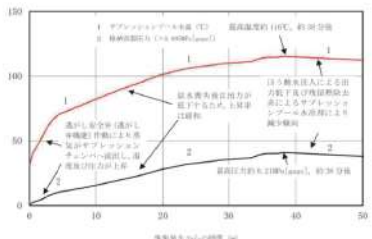
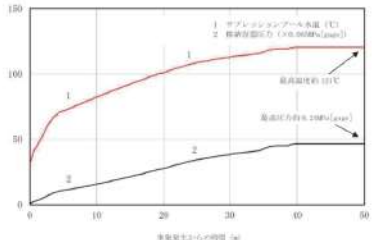
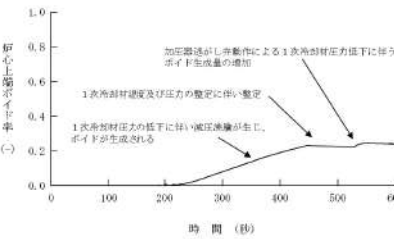
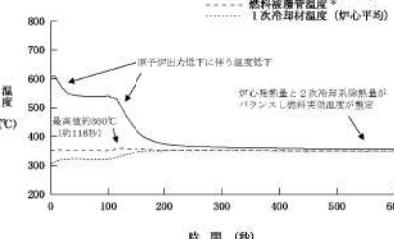
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.5 原子炉停止機能喪失

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>負荷の喪失による1次冷却材温度及び圧力上昇による加圧器逃がし弁及び安全弁動作</p> <p>第 2.5.23 図 加圧器逃がし弁・安全弁流量の推移（負荷の喪失）</p>	<p>負荷の喪失による1次冷却材温度及び圧力上昇による加圧器逃がし弁及び安全弁動作</p> <p>第 2.5.2.16 図 加圧器逃がし弁・安全弁流量の推移（負荷の喪失）</p>	<p>第 2.5.26 図 注水温度 10℃ の場合の原子炉圧力及び原子炉水位（シロワッド外水位）の推移（事象発生から 30 分後まで）</p>	<p>負荷の喪失による1次冷却材温度及び圧力上昇により加圧器逃がし弁動作</p> <p>第 7.1.5.22 図 加圧器逃がし弁・安全弁流量の推移（負荷の喪失）</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違 ・泊は補助給水流量が少ないため、1次冷却材温度・圧力の降下が緩やかになるため、圧力上昇を抑制するための加圧器逃がし弁及び安全弁動作時間が長期化する</p>
<p>1次冷却材温度が安定することにより加圧器保水量の低下が抑えられ整定</p> <p>第 2.5.24 図 加圧器保水量の推移（負荷の喪失）</p>	<p>1次冷却材温度上昇によりわずかに上昇し整定</p> <p>第 2.5.2.17 図 加圧器保水量の推移（負荷の喪失）</p>	<p>第 2.5.27 図 注水温度 10℃ の場合の燃料格納管温度の推移（事象発生から 300 秒後まで）</p>	<p>1次冷却材温度上昇による水位上昇</p> <p>第 7.1.5.23 図 加圧器保水量の推移（負荷の喪失）</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違 ・同上</p>

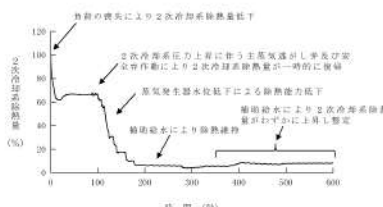
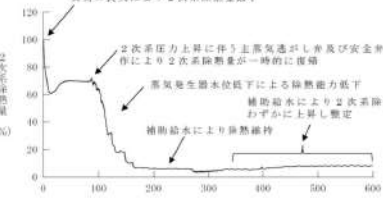
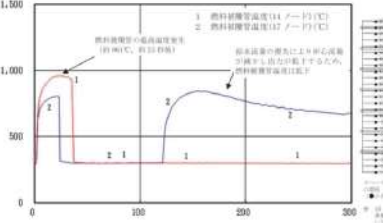
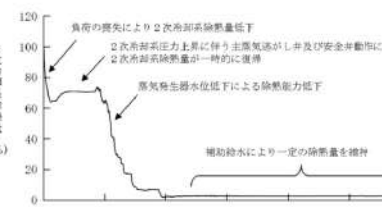
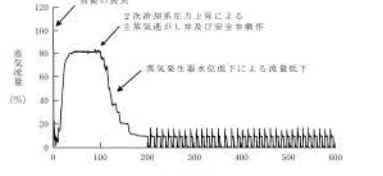


赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.5 原子炉停止機能喪失

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>第 2.5.25 図 炉心上層ボイド率の推移（負荷の喪失）</p>  <p>第 2.5.26 図 燃料実効温度と1次冷却材温度の推移（負荷の喪失）</p>	 <p>第 2.5.218 図 炉心上層ボイド率の推移（負荷の喪失）</p>  <p>第 2.5.219 図 燃料実効温度と1次冷却材温度の推移（負荷の喪失）</p>	 <p>第 2.5.28 図 注水温度 10°C の場合のサブプレッションプール水温及び格納容器圧力の推移（事象発生から 50 分後まで）</p>  <p>第 2.5.29 図 格納容器の除熱を考慮しない場合のサブプレッションプール水温及び格納容器圧力の推移（事象発生から 50 分後まで）</p>	 <p>第 7.1.5.24 図 炉心上層ボイド率の推移（負荷の喪失）</p>  <p>第 7.1.5.25 図 燃料実効温度と1次冷却材温度の推移（負荷の喪失）</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違 ・泊は補助給水流量が少ないことから除熱能力が小さく、加圧器逃がし弁が作動する期間が他プラントより長いため、減圧沸騰により多くのボイドが生じる</p> <p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>

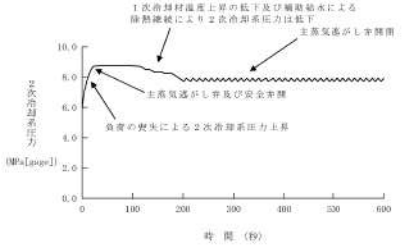
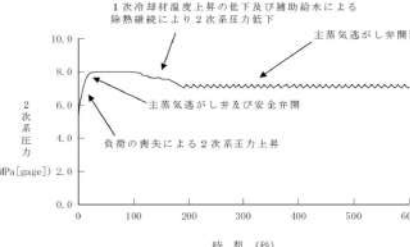
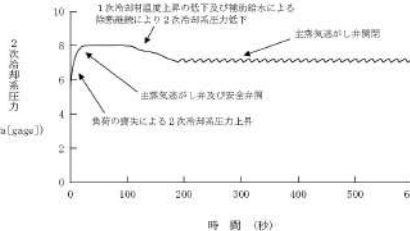
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.5 原子炉停止機能喪失

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>負荷の喪失により2次冷却系除熱量低下</p> <p>2次冷却系圧力上昇に伴う主蒸気逃がし弁及び安全弁動作により2次冷却系除熱量が一時的に復帰</p> <p>蒸気発生器水位低下による除熱能力低下</p> <p>補助給水により2次冷却系除熱量がわずかに上昇し安定</p>	 <p>負荷の喪失により2次系除熱量低下</p> <p>2次系圧力上昇に伴う主蒸気逃がし弁及び安全弁動作により2次系除熱量が一時的に復帰</p> <p>蒸気発生器水位低下による除熱能力低下</p> <p>補助給水により2次系除熱量がわずかに上昇し安定</p>	 <p>燃料温度の最高位置(燃料棒の中心部)</p> <p>燃料温度の低下による中心部から位置移動するまで、燃料棒表面温度は低下</p> <p>炉内温度の低下による中心部から位置移動するまで、燃料棒表面温度は低下</p>	 <p>負荷の喪失により2次冷却系除熱量低下</p> <p>2次冷却系圧力上昇に伴う主蒸気逃がし弁及び安全弁動作により2次冷却系除熱量が一時的に復帰</p> <p>蒸気発生器水位低下による除熱能力低下</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>
 <p>負荷の喪失</p> <p>2次冷却系圧力上昇による主蒸気逃がし弁及び安全弁動作</p> <p>蒸気発生器水位低下による流量低下</p>	 <p>負荷の喪失</p> <p>2次系圧力上昇による主蒸気逃がし弁及び安全弁動作</p> <p>蒸気発生器水位低下による流量低下</p>	<p>第2.5.30図 リクエットを考慮しない場合の燃料被覆管温度の推移 (事故発生から300秒後まで)</p>	 <p>負荷の喪失</p> <p>2次系圧力上昇による主蒸気逃がし弁及び安全弁動作</p> <p>蒸気発生器水位低下による流量低下</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>
<p>第 2.5.27 図 2次冷却系除熱量の推移（負荷の喪失）</p> <p>第 2.5.28 図 蒸気流量の推移（負荷の喪失）</p>	<p>第 2.5.2.20 図 2次系除熱量の推移（負荷の喪失）</p> <p>第 2.5.2.21 図 蒸気流量の推移（負荷の喪失）</p>	<p>第 2.5.30 図 リクエットを考慮しない場合の燃料被覆管温度の推移 (事故発生から300秒後まで)</p>	<p>第 7.1.5.26 図 2次冷却系除熱量の推移（負荷の喪失）</p> <p>第 7.1.5.27 図 蒸気流量の推移（負荷の喪失）</p>	<p>相違理由</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）

7.1.5 原子炉停止機能喪失

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>第 2.5.29 図 2次冷却系圧力の推移（負荷の喪失）</p>	 <p>第 2.5.2.22 図 2次系圧力の推移（負荷の喪失）</p>		 <p>第 7.1.5.28 図 2次冷却系圧力の推移（負荷の喪失）</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</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）

7.1.5 原子炉停止機能喪失

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>第 2.5.30 図 蒸気発生器2次側保水水量の推移（負荷の喪失）</p>	<p>第 2.5.2.23 図 蒸気発生器2次側保水水量の推移（負荷の喪失）</p>		<p>第 7.1.5.29 図 蒸気発生器2次側保水水量の推移（負荷の喪失）</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>
<p>第 2.5.31 図 給水流量の推移（負荷の喪失）</p>	<p>第 2.5.2.24 図 給水流量の推移（負荷の喪失）</p>		<p>第 7.1.5.30 図 給水流量の推移（負荷の喪失）</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</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）

7.1.5 原子炉停止機能喪失

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>第 2.5.32 図 1次冷却材圧力の推移（負荷の喪失） （減速材温度係数初期値を-13pcm/Cとした場合）</p>				<p>【大阪】 解析方針の相違 ・大阪は13pcm/Cの評価結果を一部の評価に使用しているため ・13pcm/Cについても評価している（大阪独自）</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）

7.1.5 原子炉停止機能喪失

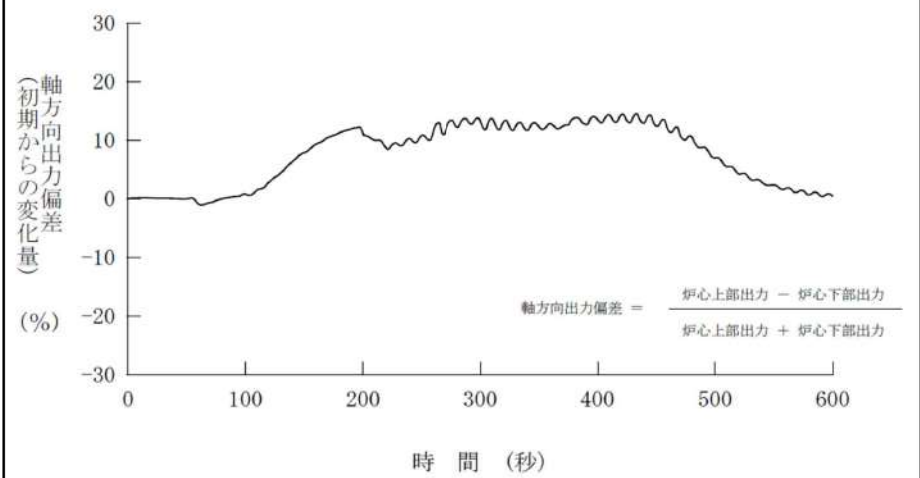
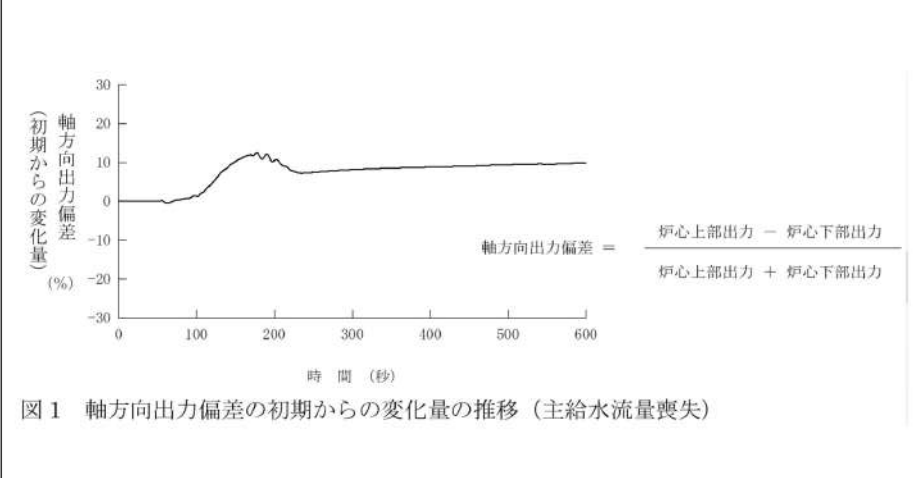
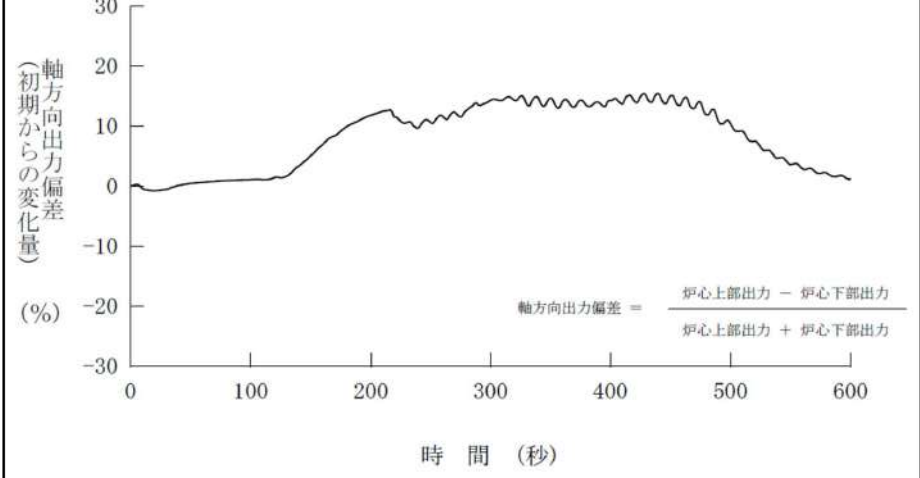
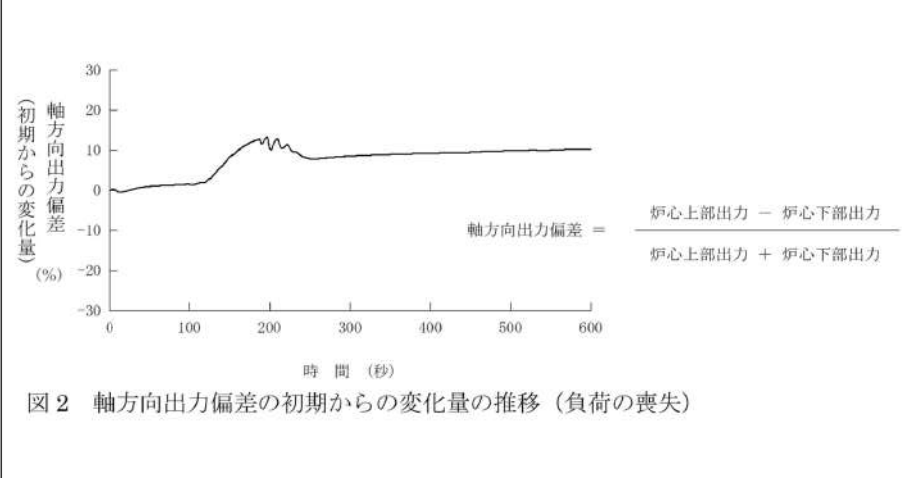
大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第 2.5.33 図 1次冷却材圧力の推移（主給水流量喪失） （初期定常誤差及びドップラ効果の感度確認）</p>	<p>第 2.5.3.1 図 1次冷却材圧力の推移（主給水流量喪失） （定常誤差及びドップラ効果の感度確認）</p>		<p>第 7.1.5.31 図 1次冷却材圧力の推移比較（主給水流量喪失） （初期定常誤差及びドップラ効果の感度確認）</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>
<p>第 2.5.34 図 1次冷却材圧力の推移（負荷の喪失） （初期定常誤差及びドップラ効果の感度確認）</p>	<p>第 2.5.3.2 図 1次冷却材圧力の推移（負荷の喪失） （定常誤差及びドップラ効果の感度確認）</p>		<p>第 7.1.5.32 図 1次冷却材圧力の推移比較（負荷の喪失） （初期定常誤差及びドップラ効果の感度確認）</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>

7.1.5 原子炉停止機能喪失（添付資料 7.1.5.1 ATWSにおける炉外核計測装置（NIS）追従性と運転操作について）

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 2.5.1</p> <p style="text-align: center;">ATWSにおける炉外核計測装置（NIS）追従性と運転操作について</p> <p>ATWS（主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗及び負荷の喪失+原子炉トリップ失敗）では、原子炉トリップすべき状態に至っても原子炉トリップ（制御棒挿入）せず、ATWS緩和設備の作動により1次冷却材温度の上昇に伴う反応度フィードバックによって原子炉出力が低下する。</p> <p>このため、ATWS事象は、1次冷却材温度が高く、制御棒が未挿入状態という点において、通常の出力低下とは異なる。</p> <p>上記の相違点は、①NISの特性とATWS事象時の追従性の観点、②NISの追従性と運転操作の観点から、NISによるATWS事象進展・収束の確認に影響を与えるものではないと判断できる。</p> <p>① NISの特性とATWS事象時の追従性</p> <p>a. NISの測定原理及び応答時間（応答遅れ）^{*1}を踏まえると、ATWS事象進展中の原子炉出力変化の傾向（低下及び整定）を把握する点において運転管理上支障はない。</p> <p>※1：核分裂により生じた高速中性子が炉外に漏れ、検出器周辺のコンクリートで減速された熱中性子を検出、測定し、その応答時間は10⁻⁴秒程度である。</p> <p>b. ATWS事象では、1次冷却材温度が上昇し減速材密度が低下することによって、高速中性子の原子炉からの漏れを増加させる効果はあるものの、出力低下により中性子束自体が大きく減少し、炉外に漏れる高速中性子数が減少するため、NIS指示値の低下を確認することができる。この出力低下に伴う炉外への高速中性子数の漏れの減少は、制御棒挿入有無にかかわらず同様のことが言える。</p> <p>c. 原子炉出力が大きく変動する場合には炉心内の出力分布等の変化により、炉心の平均的な中性子束とNIS出力の指示値には若干の偏差が生じることがあり得るが、原子炉を停止させる過程において運転員は出力変化の傾向（上昇/低下、整定）が判断できれば十分であり、炉心挙動の監視や運転操作に影響を与えるものではない。</p> <p>d. なお、ATWS事象の出力低下中における炉心内の軸方向出力偏差は、出力の低下によってやや炉心上部側へ推移するものの、極端な出力分布の偏りは認められない（図1及び図2参照）。</p> <p>②NISの追従性と運転操作</p> <p>ATWS事象は、ATWS緩和設備の自動作動により、出力は比較的短時間で整定するが、事象進展中は、前述のとおりNISにより出力の低下及び整定を確認することができる。</p> <p>また、ATWS事象における運転操作としては、原子炉トリップ失敗の判断及びATWS緩和設備の作動状況を確認した後、緊急ほう酸濃縮を行って原子炉を停止（未臨界達成）する。その際、NIS指示値は事象初期に比べて大きく低下中あるいは整定しつつある状態であるが、緊急ほう酸濃縮はNIS指示値とは関係なく直ちに開始する。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 7.1.5.1</p> <p style="text-align: center;">ATWSにおける炉外核計測装置（NIS）追従性と運転操作について</p> <p>ATWS（主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗及び負荷の喪失+原子炉トリップ失敗）では、原子炉トリップすべき状態に至っても原子炉トリップ（制御棒挿入）せず、ATWS緩和設備の作動により1次冷却材温度の上昇に伴う反応度フィードバックによって原子炉出力が低下する。</p> <p>このため、ATWS事象は、1次冷却材温度が高く、制御棒が未挿入状態という点において、通常の出力低下とは異なる。</p> <p>上記の相違点は、①NISの特性とATWS事象時の追従性の観点、②NISの追従性と運転操作の観点から、NISによるATWS事象進展・収束の確認に影響を与えるものではないと判断できる。</p> <p>① NISの特性とATWS事象時の追従性</p> <p>a. NISの測定原理及び応答時間（応答遅れ）^{*1}を踏まえると、ATWS事象進展中の原子炉出力変化の傾向（低下及び整定）を把握する点において運転管理上支障はない。</p> <p>※1：核分裂により生じた高速中性子が炉外に漏れ、検出器周辺のコンクリートで減速された熱中性子を検出、測定し、その応答時間は10⁻⁴秒程度である。</p> <p>b. ATWS事象では、1次冷却材温度が上昇し減速材密度が低下することによって、高速中性子の原子炉からの漏れを増加させる効果はあるものの、出力低下により中性子束自体が大きく減少し、炉外に漏れる高速中性子数が減少するため、NIS指示値の低下を確認することができる。この出力低下に伴う炉外への高速中性子数の漏れの減少は、制御棒挿入有無にかかわらず同様のことが言える。</p> <p>c. 原子炉出力が大きく変動する場合には炉心内の出力分布等の変化により、炉心の平均的な中性子束とNIS出力の指示値には若干の偏差が生じることがあり得るが、原子炉を停止させる過程において運転員は出力変化の傾向（上昇/低下、整定）が判断できれば十分であり、炉心挙動の監視や運転操作に影響を与えるものではない。</p> <p>d. なお、ATWS事象の出力低下中における炉心内の軸方向出力偏差は、出力の低下によってやや炉心上部側へ推移するものの、極端な出力分布の偏りは認められない（図1及び図2参照）。</p> <p>② NISの追従性と運転操作</p> <p>ATWS事象は、ATWS緩和設備の自動作動により、出力は比較的短時間で整定するが、事象進展中は、前述のとおりNISにより出力の低下及び整定を確認することができる。</p> <p>また、ATWS事象における運転操作としては、原子炉トリップ失敗の判断及びATWS緩和設備の作動状況を確認したのち、緊急ほう酸濃縮を行って原子炉を停止（未臨界達成）する。その際、NIS指示値は事象初期に比べて大きく低下中あるいは整定しつつある状態であるが、緊急ほう酸濃縮はNIS指示値とは関係なく直ちに開始する。</p>	

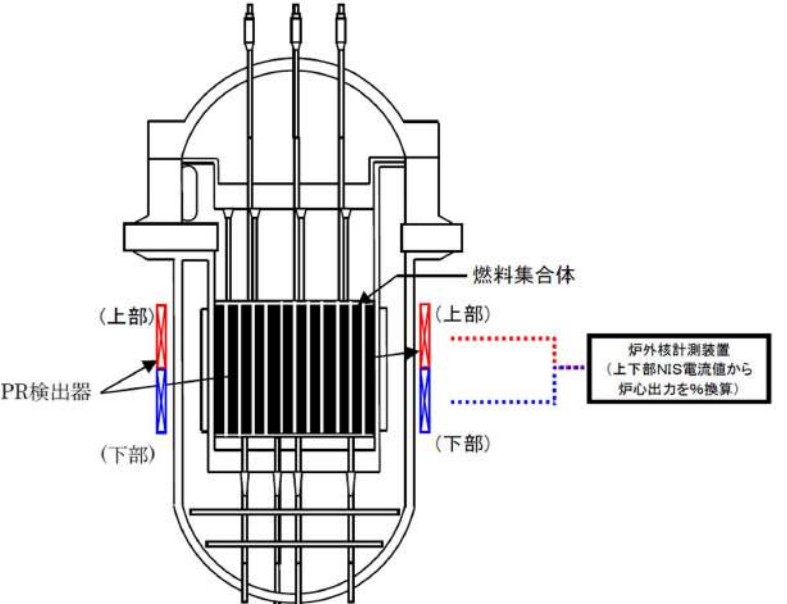
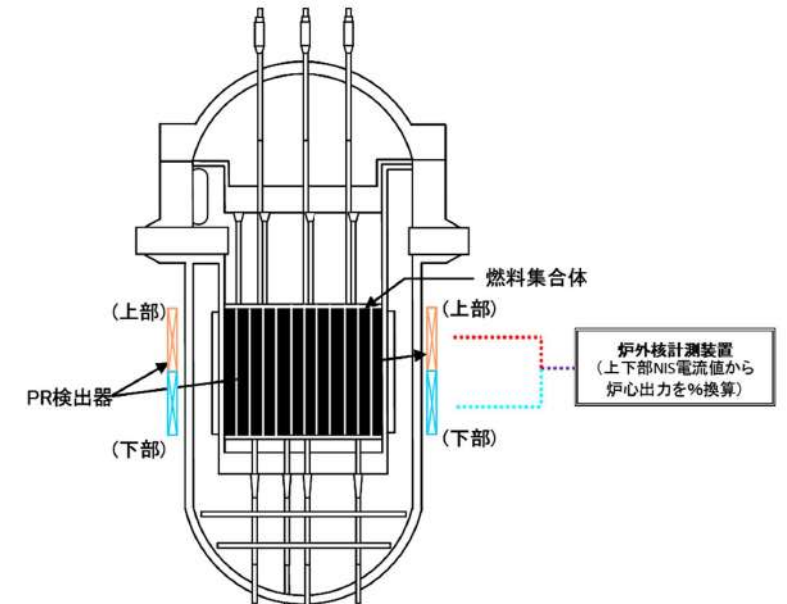
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.5 原子炉停止機能喪失（添付資料 7.1.5.1 ATWSにおける炉外核計測装置（NIS）追従性と運転操作について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>図1 軸方向出力偏差の初期からの変化量の推移（主給水流量喪失）</p>	 <p>図1 軸方向出力偏差の初期からの変化量の推移（主給水流量喪失）</p>	
 <p>図2 軸方向出力偏差の初期からの変化量の推移（負荷の喪失）</p>	 <p>図2 軸方向出力偏差の初期からの変化量の推移（負荷の喪失）</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）

7.1.5 原子炉停止機能喪失（添付資料 7.1.5.1 ATWSにおける炉外核計測装置（NIS）追従性と運転操作について）

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;">添付</p> <p style="text-align: center;">NIS校正について</p> <p>○ NIS (Nuclear Instrumentation System: 炉外核計測装置) 原子炉の中性子束を監視する装置であり、3種類の検出器がある。</p> <p>① 中性子源領域検出器 (2チャンネル) ⇒ 原子炉停止時・起動時の中性子束を監視 ② 中間領域検出器 (2チャンネル) ⇒ 原子炉起動から出力運転時の中性子束を監視 ③ 出力領域検出器 (4チャンネル) ⇒ 出力運転時の中性子束を監視</p> <p>○ NIS校正の概要 運転中は主に出力領域検出器により中性子束を監視する。炉心熱出力 (SG熱出力) が一定であっても、炉心内の燃料集合体の燃焼状態の変化により、この指示値が変化するため、SG熱出力を目標としたNIS校正を実施する。</p> <p>NIS校正の内容・頻度 運転中は、燃料集合体の燃焼状況に応じて、NIS指示値 (%換算) をSG熱出力 (%換算) にあわせるNIS校正を1ヶ月に1~2回程度実施する。 なお、SG熱出力とは、蒸気発生器 (SG) を通して1次冷却材から2次冷却材へ伝達される熱量のことをいう。</p> 	<p style="text-align: center;">添付</p> <p style="text-align: center;">NIS校正について</p> <p>○ NIS (Nuclear Instrumentation System: 炉外核計測装置) とは 原子炉の中性子束を監視する装置であり、3種類の検出器がある。</p> <p>① 中性子源領域検出器 (2チャンネル) ⇒ 原子炉停止時・起動時の中性子束を監視 ② 中間領域検出器 (2チャンネル) ⇒ 原子炉起動から出力運転時の中性子束を監視 ③ 出力領域検出器 (4チャンネル) ⇒ 出力運転時の中性子束を監視</p> <p>○ NIS校正の概要 運転中は主に出力領域検出器により中性子束を監視する。炉心熱出力 (SG熱出力) が一定であっても、炉心内の燃料集合体の燃焼状態の変化により、この指示値が変化するため、SG熱出力を目標としたNIS校正を実施する。</p> <p>NIS校正の内容・頻度 運転中は、燃料集合体の燃焼状況に応じて、NIS指示値 (%換算) をSG熱出力 (%換算) にあわせるNIS校正を1ヶ月に1~2回程度実施する。 なお、SG熱出力とは、蒸気発生器 (SG) を通して1次冷却材から2次冷却材へ伝達される熱量のことをいう。</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）

7.1.5 原子炉停止機能喪失（添付資料 7.1.5.2 ATWS 事象におけるプラント整定後から事象収束までの運転操作の成立性について）

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 2.5.2</p> <p>ATWS 事象におけるプラント整定後から事象収束までの運転操作の成立性について</p> <p>ATWS（主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗及び負荷の喪失+原子炉トリップ失敗）事象の有効性評価において、プラント整定時点（事象発生 600 秒後）のプラント状態は、蒸気発生器（SG）がほぼドライアウトした状態で SG 水位の回復が見られず、また、1 次冷却材温度も約 331℃程度と高い状態である。〈添付 1 参照〉</p> <p>一方で、緊急ほう酸濃縮完了（事象発生の約 8.0 時間後）以降は、通常のプラント停止操作によって、1 次冷却系の冷却・減圧および余熱除去系による安定的な冷却（最終的な事象の収束）へ移行することとしている。</p> <p>通常のプラント停止操作開始までの期間（運転員による緊急ほう酸濃縮中）は、補助給水の継続および主蒸気逃がし弁の開閉によって、1 次冷却系の除熱は継続される。この期間における SG 水位回復および 1 次冷却材温度の低下（無負荷温度まで）の実現可能性を評価した。</p> <p>評価の結果、次頁に示すとおり、補助給水の継続によって 1 次冷却系の除熱および SG 水位の回復は可能※であり、有効性評価で示したとおりに緊急ほう酸濃縮が完了し、原子炉が安定した状態となる約 8.0 時間以降からは通常のプラント停止操作を開始し、余熱除去系による安定的な冷却状態へ移行できることがわかる。</p> <p>※プラント整定時点（事象発生 600 秒後）から通常のプラント停止操作開始（事象発生の約 8.0 時間後）の期間において、補助給水流量約 370t/h は、SG 水位回復および除熱（崩壊熱による 1 次冷却系の総発生熱量および 1 次冷却材温度を約 331℃から無負荷温度約 292℃まで低下させるのに必要な顕熱分）に必要な給水流量の時間平均値約 130t/h を上回る。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 7.1.5.2</p> <p>ATWS 事象におけるプラント整定後から事象収束までの運転操作の成立性について</p> <p>ATWS（主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗及び負荷の喪失+原子炉トリップ失敗）事象の有効性評価において、プラント整定時点（事象発生 600 秒後）のプラント状態は、蒸気発生器（SG）がほぼドライアウトした状態で SG 水位の回復が見られず、また、1 次冷却材温度も 348℃程度と高い状態である。〈添付 1 参照〉</p> <p>一方で、緊急ほう酸濃縮完了（事象発生 4.5 時間後）以降は、通常のプラント停止操作※1によって、1 次冷却系の冷却・減圧および余熱除去系による安定的な冷却（最終的な事象の収束）へ移行することとしている。</p> <p>通常のプラント停止操作開始までの期間（運転員による緊急ほう酸濃縮中）は、補助給水の継続および主蒸気逃がし弁の開閉によって、1 次冷却系の除熱は継続される。この期間における SG 水位回復および 1 次冷却材温度の低下（無負荷温度まで）の実現可能性を評価した。</p> <p>評価の結果、次頁に示すとおり、補助給水の継続によって 1 次冷却系の除熱および SG 水位の回復は可能※2であり、有効性評価で示したとおりに緊急ほう酸濃縮が完了し、原子炉が安定した状態となる約 4.5 時間以降からは通常のプラント停止操作を開始し、余熱除去系による安定的な冷却状態へ移行できることがわかる。</p> <p>※1 通常のプラント停止操作では、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却手段としてタービンバイパス弁を使用するが、有効性評価では主蒸気逃がし弁を使用する。</p> <p>※2 プラント整定時点（事象発生 600 秒後）から通常のプラント停止操作開始（事象発生の約 4.5 時間後）の期間において、補助給水流量約 150t/h は、SG 水位回復および除熱（崩壊熱による 1 次冷却系の総発生熱量および 1 次冷却材温度を約 348℃から無負荷温度約 286℃まで低下させるのに必要な顕熱分）に必要な給水流量の時間平均値約 130t/h を上回る。</p>	<p>解析結果の相違</p> <p>解析結果の相違</p> <p>記載方針の相違</p> <p>設計の相違</p>

7.1.5 原子炉停止機能喪失 (添付資料 7.1.5.2 ATWS 事象におけるプラント整定後から事象収束までの運転操作の成立性について)

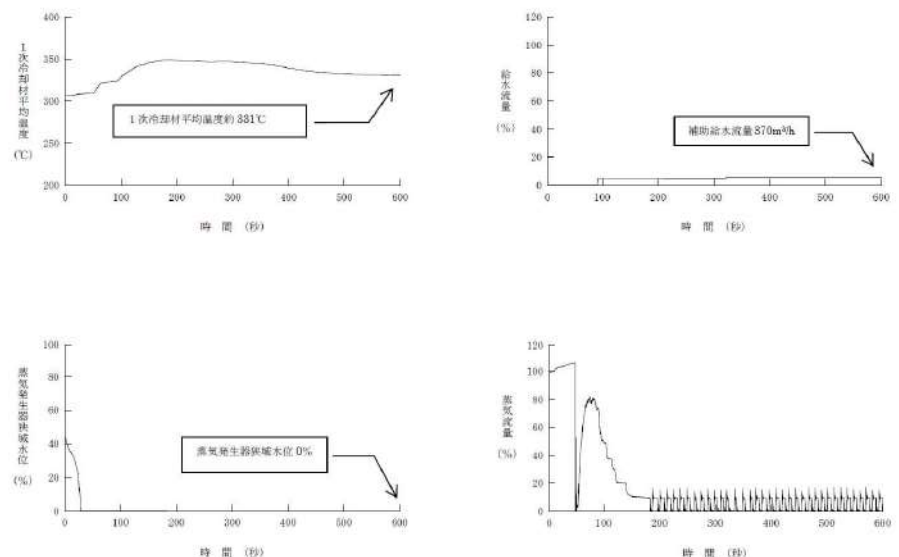
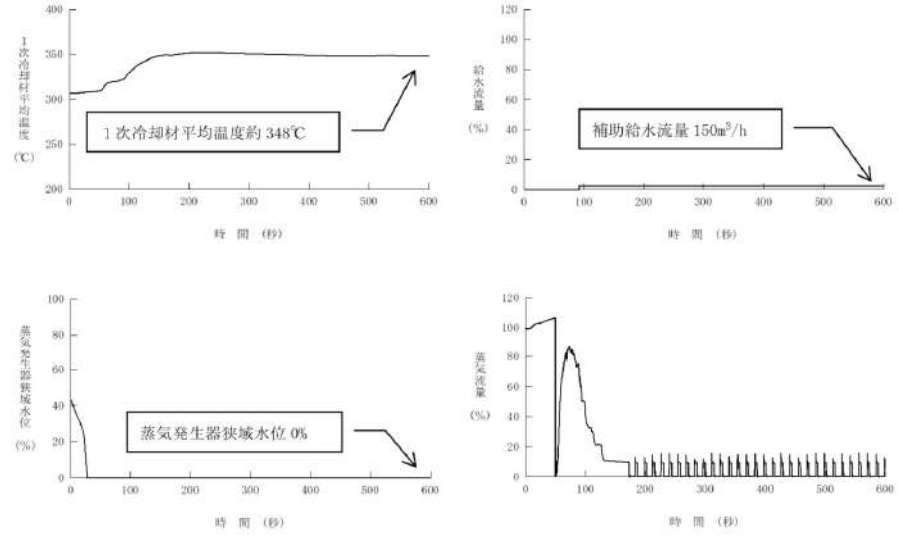
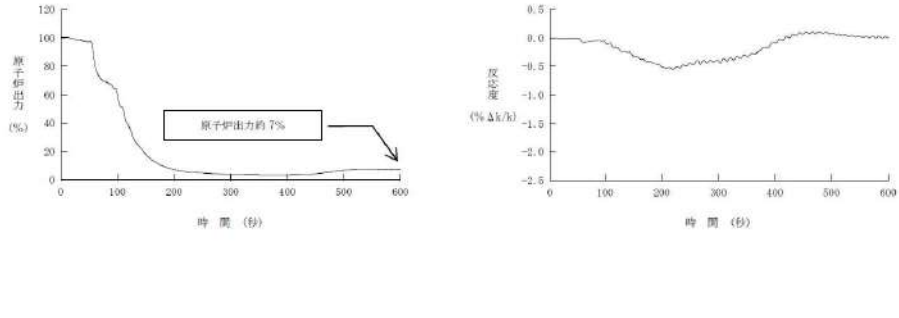
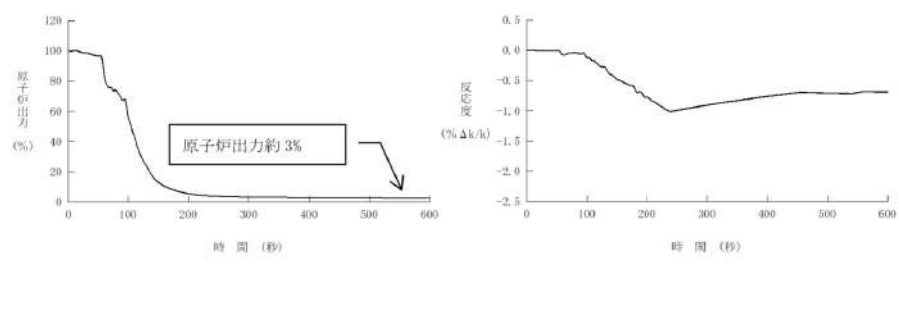
赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>有効性評価 (対応手順と所要時間)</p> <p>備考</p> <p>主蒸気過熱し弁の調整間による 通常のプラント停止操作</p> <p>主蒸気過熱し弁の調整間による 通常のプラント停止操作</p> <p>事象発生約8.0時間後に原子炉が安定。以降は、通常のプラント停止操作により、1次冷却系の冷却・配水が可能。</p> <p><プラント状態> ○HPSD (停止余裕確保) ○1次冷却材温度: 約299°C ○SG水位 (領域): 33%</p> <p>※2: 1次冷却系発生熱の積存量 (調整熱+RCP入熱): 約16.0×10⁶kJ ※3: SG1 基準りの保有本量: 70t (調整熱発生時に必要な給水流量の平均値を示す) ※4: 約7.8時間の期間における調整および水位回復に必要な給水流量の平均値を示す。 ※5: 調整+SG水位回復に必要な給水流量: 約300t/h+約40t/h=約340t/h</p>	<p>有効性評価 (対応手順と所要時間)</p> <p>備考</p> <p>主蒸気過熱し弁の自動開閉による 通常のプラント停止操作</p> <p>事象発生約4.5時間後に原子炉が安定。以降は、通常のプラント停止操作により1次冷却系の冷却・配水が可能。</p> <p><プラント状態> ○HPSD (停止余裕確保) ○1次冷却材温度: 約285°C ○SG水位 (領域): 33%</p> <p>※1: 1次冷却系発生熱の積存量 (調整熱+RCP入熱): 約8.1×10⁶kJ ※2: 1次冷却材温度低下 (約348°C→約285°C) 調整熱: 約1.0×10⁶kJ ※3: SG1 基準りの保有本量: 約70.4t ※4: 約4.3時間の期間における調整および水位回復に必要な給水流量の平均値を示す。 ※5: 調整+SG水位回復に必要な給水流量: 約91t/h+約49t/h=約140t/h</p>	<p>相違理由</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）

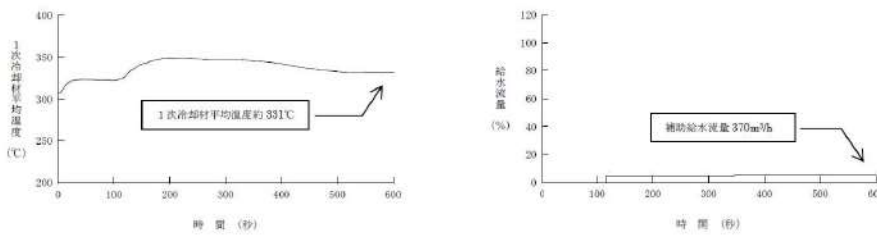
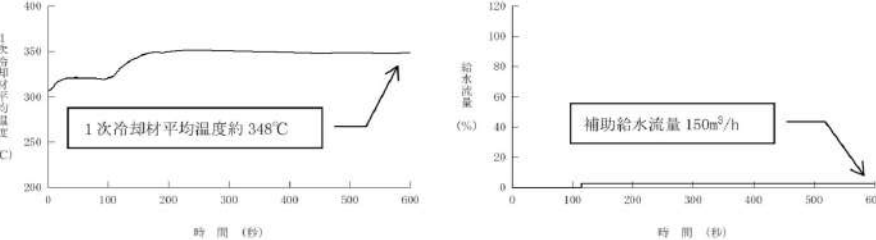
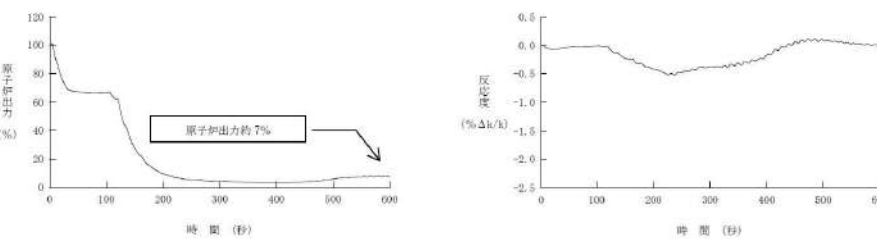
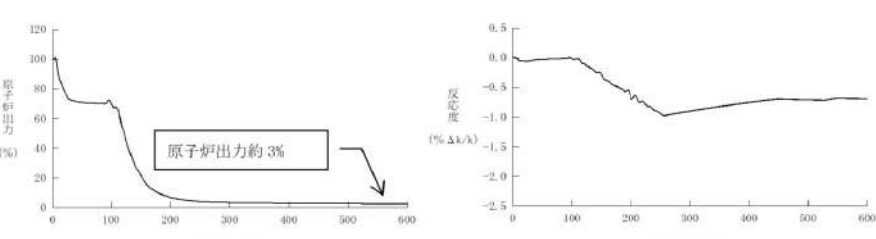
7.1.5 原子炉停止機能喪失（添付資料7.1.5.2 ATWS 事象におけるプラント整定後から事象収束までの運転操作の成立性について）

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;">添付1</p> <p style="text-align: center;">ATWS 事象におけるプラント整定時点の状況（主給水流量喪失）</p>	<p style="text-align: center;">添付1</p> <p style="text-align: center;">ATWS 事象におけるプラント整定時点の状況（主給水流量喪失）</p>	
<p>プラント整定時点（600 秒）のプラント状態は、補助給水は継続され、主蒸気逃がし弁の自動開閉によって1次冷却系の除熱は継続されているものの、蒸気発生器水位の回復が見られず、また、1次冷却材温度も約331℃と高い状態にある。</p>	<p>プラント整定時点（600 秒）のプラント状態は、補助給水は継続され、主蒸気逃がし弁の自動開閉によって1次冷却系の除熱は継続されているものの、蒸気発生器水位の回復が見られず、また、1次冷却材温度も約348℃と高い状態にある。</p>	解析結果の相違
 <p>1次冷却材平均温度約331℃</p> <p>補助給水流量870m³/h</p> <p>蒸気発生器狭域水位0%</p>	 <p>1次冷却材平均温度約348℃</p> <p>補助給水流量150m³/h</p> <p>蒸気発生器狭域水位0%</p>	
<p>なお、600 秒時点において出力は炉心発熱量と2次冷却系除熱量がバランスし整定している。</p>	<p>なお、600 秒時点において出力は炉心発熱量と2次冷却系除熱量がバランスし、整定している。</p>	
 <p>原子炉出力約7%</p>	 <p>原子炉出力約3%</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）

7.1.5 原子炉停止機能喪失（添付資料 7.1.5.2 ATWS 事象におけるプラント整定後から事象収束までの運転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>ATWS 事象におけるプラント整定時点の状況（負荷の喪失）</p>	<p>ATWS 事象におけるプラント整定時点の状況（負荷の喪失）</p>		
<p>プラント整定時点（600 秒）のプラント状態は、補助給水は継続され、主蒸気逃がし弁の自動開閉によって1次冷却系の除熱は継続されているものの、蒸気発生器水位の回復が見られず、また、1次冷却材温度も約331℃と高い状態にある。</p>	<p>プラント整定時点（600 秒）のプラント状態は、補助給水は継続され、主蒸気逃がし弁の自動開閉によって1次冷却系の除熱は継続されているものの、蒸気発生器水位の回復が見られず、また、1次冷却材温度も約348℃と高い状態にある。</p>	<p>解析結果の相違</p>	
			
<p>なお、600 秒時点において出力は炉心発熱量と2次冷却系除熱量がバランスし整定している。</p>	<p>なお、600 秒時点において出力は炉心発熱量と2次冷却系除熱量がバランスし、整定している。</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

7.1.5 原子炉停止機能喪失（添付資料 7.1.5.3 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件（原子炉停止機能喪失））

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 2.5.3</p> <p style="text-align: center;">大飯3号及び4号炉の重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件について （原子炉停止機能喪失）</p> <p>重要事故シーケンス「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」及び「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」の個別解析条件を第1表に示す。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 7.1.5.3</p> <p style="text-align: center;">重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件 （原子炉停止機能喪失）</p> <p>重要事故シーケンス「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」及び「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」の個別解析条件を第1表に示す。</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）

7.1.5 原子炉停止機能喪失（添付資料 7.1.5.3 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件（原子炉停止機能喪失））

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;">第1表 システム熱水力解析用データ (原子炉停止機能喪失 (主給水流量喪失/負荷の喪失))</p> <table border="1" data-bbox="257 255 936 1133"> <thead> <tr> <th>名称</th> <th>数値</th> <th>解析上の取り扱い</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>(1) 事象収束に重要な機器</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>1) ATWS緩和設備</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td> i 設定点</td> <td>蒸気発生器水位7%(狭域)</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td> ii 応答時間</td> <td>2.0秒</td> <td>最大値(設計要求値)</td> </tr> <tr> <td>1-1)補助給水ポンプ</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td> i 給水開始(起動遅れ時間)</td> <td>ATWS緩和設備作動設定点到達の60秒後(自動起動)</td> <td>最大値(設計要求値)</td> </tr> <tr> <td> ii 個数</td> <td>電動2台+タービン動1台</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td> iii 容量</td> <td>約370m³/h(蒸気発生器4基合計)</td> <td>最小値(設計値に余裕を考慮した値)</td> </tr> <tr> <td>1-2)主蒸気ライン隔離</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td> i 主蒸気隔離弁閉止(起動遅れ時間)</td> <td>ATWS緩和設備作動設定点到達の17秒後(自動起動)(主蒸気隔離弁閉止時間5秒を含む)</td> <td>最大値(設計要求値)</td> </tr> <tr> <td> ii 個数</td> <td>1個(1ループ当たり)</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td>(2) 事故条件</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>1) 主給水流量喪失</td> <td>全ての蒸気発生器への給水停止を想定</td> <td>事故想定</td> </tr> <tr> <td>2) 負荷の喪失</td> <td>負荷が瞬時に完全喪失及び主給水流量の喪失を想定</td> <td>事故想定</td> </tr> <tr> <td>3) 原子炉トリップ失敗</td> <td>原子炉トリップの失敗を想定</td> <td>事故想定</td> </tr> <tr> <td>(3) 初期条件</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>1) 炉心熱出力</td> <td>3,411MW</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td>2) 1次冷却材圧力</td> <td>15.41MPa[gage]</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td>3) 1次冷却材温度</td> <td>307.1℃</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td>4) 主給水流量</td> <td>■</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td>5) 主蒸気流量</td> <td>■</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td>6) 2次側圧力</td> <td>■MPa[gage]</td> <td>100%出力時</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center; border: 1px solid black; padding: 5px;">枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、公開することはできません。</p> <table border="1" data-bbox="257 1268 936 1412"> <thead> <tr> <th>名称</th> <th>数値</th> <th>解析上の取り扱い</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>(4)反応度補償効果</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>1)減速材温度係数</td> <td>初期：-10pcm/℃</td> <td>最小値(設計値に余裕を考慮した値)</td> </tr> <tr> <td>2)ドップラ特性</td> <td>ウラン燃料平衡炉心を代表するドップラ特性</td> <td>設計値</td> </tr> </tbody> </table>	名称	数値	解析上の取り扱い	(1) 事象収束に重要な機器			1) ATWS緩和設備			i 設定点	蒸気発生器水位7%(狭域)	設計値	ii 応答時間	2.0秒	最大値(設計要求値)	1-1)補助給水ポンプ			i 給水開始(起動遅れ時間)	ATWS緩和設備作動設定点到達の60秒後(自動起動)	最大値(設計要求値)	ii 個数	電動2台+タービン動1台	設計値	iii 容量	約370m ³ /h(蒸気発生器4基合計)	最小値(設計値に余裕を考慮した値)	1-2)主蒸気ライン隔離			i 主蒸気隔離弁閉止(起動遅れ時間)	ATWS緩和設備作動設定点到達の17秒後(自動起動)(主蒸気隔離弁閉止時間5秒を含む)	最大値(設計要求値)	ii 個数	1個(1ループ当たり)	設計値	(2) 事故条件			1) 主給水流量喪失	全ての蒸気発生器への給水停止を想定	事故想定	2) 負荷の喪失	負荷が瞬時に完全喪失及び主給水流量の喪失を想定	事故想定	3) 原子炉トリップ失敗	原子炉トリップの失敗を想定	事故想定	(3) 初期条件			1) 炉心熱出力	3,411MW	設計値	2) 1次冷却材圧力	15.41MPa[gage]	設計値	3) 1次冷却材温度	307.1℃	設計値	4) 主給水流量	■	設計値	5) 主蒸気流量	■	設計値	6) 2次側圧力	■MPa[gage]	100%出力時	名称	数値	解析上の取り扱い	(4)反応度補償効果			1)減速材温度係数	初期：-10pcm/℃	最小値(設計値に余裕を考慮した値)	2)ドップラ特性	ウラン燃料平衡炉心を代表するドップラ特性	設計値	<p style="text-align: center;">第1表 システム熱水力解析用データ (原子炉停止機能喪失 (主給水流量喪失/負荷の喪失))</p> <table border="1" data-bbox="1187 239 1836 1093"> <thead> <tr> <th>名称</th> <th>数値</th> <th>解析上の取り扱い</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>(1) 事象収束に重要な機器</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>1) ATWS緩和設備</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td> i 設定点</td> <td>蒸気発生器水位低(狭域水位7%)</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td> ii 応答時間</td> <td>2.0秒</td> <td>最大値(設計要求値)</td> </tr> <tr> <td>1-1)補助給水ポンプ</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td> i 給水開始(起動遅れ時間)</td> <td>ATWS緩和設備*作動設定点到達の60秒後(自動起動)</td> <td>最大値(設計要求値)</td> </tr> <tr> <td> ii 個数</td> <td>電動2台+タービン動1台</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td> iii 容量</td> <td>約150m³/h(蒸気発生器3基合計)</td> <td>最小値(設計値に余裕を考慮した値)</td> </tr> <tr> <td>1-2)主蒸気ライン隔離</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td> i 主蒸気隔離弁閉止(起動遅れ時間)</td> <td>ATWS緩和設備*作動設定点到達の17秒後(自動起動)</td> <td>最大値(設計要求値)</td> </tr> <tr> <td> ii 個数</td> <td>1個(1ループ当たり)</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td>(2) 事故条件</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>1) 主給水流量喪失</td> <td>全ての蒸気発生器への給水停止を想定</td> <td>事故想定</td> </tr> <tr> <td>2) 負荷の喪失</td> <td>負荷が瞬時に完全喪失及び主給水流量の喪失を想定</td> <td>事故想定</td> </tr> <tr> <td>3) 原子炉トリップ失敗</td> <td>原子炉トリップの失敗を想定</td> <td>事故想定</td> </tr> <tr> <td>(3) 初期条件</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>1) 炉心熱出力</td> <td>2,652MW</td> <td>定格値</td> </tr> <tr> <td>2) 1次冷却材圧力</td> <td>15.41MPa[gage]</td> <td>定格値</td> </tr> <tr> <td>3) 1次冷却材温度</td> <td>306.6℃</td> <td>定格値</td> </tr> <tr> <td>4) 主給水流量</td> <td>■</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td>5) 主蒸気流量</td> <td>■</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td>6) 2次側圧力</td> <td>■</td> <td>100%出力時</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">*：ATWS緩和設備については、別紙に補足する。 ■：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> <table border="1" data-bbox="1187 1165 1836 1412"> <thead> <tr> <th>名称</th> <th>数値</th> <th>解析上の取り扱い</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>(4)反応度補償効果</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>1)減速材温度係数</td> <td>初期： -18pcm/℃</td> <td>最大値(泊3号炉の炉心設計に基づく保守的な値)</td> </tr> <tr> <td>2)ドップラ特性</td> <td>ウラン燃料平衡炉心及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料平衡炉心を代表するドップラ特性</td> <td>最確値</td> </tr> </tbody> </table>	名称	数値	解析上の取り扱い	(1) 事象収束に重要な機器			1) ATWS緩和設備			i 設定点	蒸気発生器水位低(狭域水位7%)	設計値	ii 応答時間	2.0秒	最大値(設計要求値)	1-1)補助給水ポンプ			i 給水開始(起動遅れ時間)	ATWS緩和設備*作動設定点到達の60秒後(自動起動)	最大値(設計要求値)	ii 個数	電動2台+タービン動1台	設計値	iii 容量	約150m ³ /h(蒸気発生器3基合計)	最小値(設計値に余裕を考慮した値)	1-2)主蒸気ライン隔離			i 主蒸気隔離弁閉止(起動遅れ時間)	ATWS緩和設備*作動設定点到達の17秒後(自動起動)	最大値(設計要求値)	ii 個数	1個(1ループ当たり)	設計値	(2) 事故条件			1) 主給水流量喪失	全ての蒸気発生器への給水停止を想定	事故想定	2) 負荷の喪失	負荷が瞬時に完全喪失及び主給水流量の喪失を想定	事故想定	3) 原子炉トリップ失敗	原子炉トリップの失敗を想定	事故想定	(3) 初期条件			1) 炉心熱出力	2,652MW	定格値	2) 1次冷却材圧力	15.41MPa[gage]	定格値	3) 1次冷却材温度	306.6℃	定格値	4) 主給水流量	■	設計値	5) 主蒸気流量	■	設計値	6) 2次側圧力	■	100%出力時	名称	数値	解析上の取り扱い	(4)反応度補償効果			1)減速材温度係数	初期： -18pcm/℃	最大値(泊3号炉の炉心設計に基づく保守的な値)	2)ドップラ特性	ウラン燃料平衡炉心及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料平衡炉心を代表するドップラ特性	最確値	<p style="text-align: center;">設計の相違</p>
名称	数値	解析上の取り扱い																																																																																																																																																																		
(1) 事象収束に重要な機器																																																																																																																																																																				
1) ATWS緩和設備																																																																																																																																																																				
i 設定点	蒸気発生器水位7%(狭域)	設計値																																																																																																																																																																		
ii 応答時間	2.0秒	最大値(設計要求値)																																																																																																																																																																		
1-1)補助給水ポンプ																																																																																																																																																																				
i 給水開始(起動遅れ時間)	ATWS緩和設備作動設定点到達の60秒後(自動起動)	最大値(設計要求値)																																																																																																																																																																		
ii 個数	電動2台+タービン動1台	設計値																																																																																																																																																																		
iii 容量	約370m ³ /h(蒸気発生器4基合計)	最小値(設計値に余裕を考慮した値)																																																																																																																																																																		
1-2)主蒸気ライン隔離																																																																																																																																																																				
i 主蒸気隔離弁閉止(起動遅れ時間)	ATWS緩和設備作動設定点到達の17秒後(自動起動)(主蒸気隔離弁閉止時間5秒を含む)	最大値(設計要求値)																																																																																																																																																																		
ii 個数	1個(1ループ当たり)	設計値																																																																																																																																																																		
(2) 事故条件																																																																																																																																																																				
1) 主給水流量喪失	全ての蒸気発生器への給水停止を想定	事故想定																																																																																																																																																																		
2) 負荷の喪失	負荷が瞬時に完全喪失及び主給水流量の喪失を想定	事故想定																																																																																																																																																																		
3) 原子炉トリップ失敗	原子炉トリップの失敗を想定	事故想定																																																																																																																																																																		
(3) 初期条件																																																																																																																																																																				
1) 炉心熱出力	3,411MW	設計値																																																																																																																																																																		
2) 1次冷却材圧力	15.41MPa[gage]	設計値																																																																																																																																																																		
3) 1次冷却材温度	307.1℃	設計値																																																																																																																																																																		
4) 主給水流量	■	設計値																																																																																																																																																																		
5) 主蒸気流量	■	設計値																																																																																																																																																																		
6) 2次側圧力	■MPa[gage]	100%出力時																																																																																																																																																																		
名称	数値	解析上の取り扱い																																																																																																																																																																		
(4)反応度補償効果																																																																																																																																																																				
1)減速材温度係数	初期：-10pcm/℃	最小値(設計値に余裕を考慮した値)																																																																																																																																																																		
2)ドップラ特性	ウラン燃料平衡炉心を代表するドップラ特性	設計値																																																																																																																																																																		
名称	数値	解析上の取り扱い																																																																																																																																																																		
(1) 事象収束に重要な機器																																																																																																																																																																				
1) ATWS緩和設備																																																																																																																																																																				
i 設定点	蒸気発生器水位低(狭域水位7%)	設計値																																																																																																																																																																		
ii 応答時間	2.0秒	最大値(設計要求値)																																																																																																																																																																		
1-1)補助給水ポンプ																																																																																																																																																																				
i 給水開始(起動遅れ時間)	ATWS緩和設備*作動設定点到達の60秒後(自動起動)	最大値(設計要求値)																																																																																																																																																																		
ii 個数	電動2台+タービン動1台	設計値																																																																																																																																																																		
iii 容量	約150m ³ /h(蒸気発生器3基合計)	最小値(設計値に余裕を考慮した値)																																																																																																																																																																		
1-2)主蒸気ライン隔離																																																																																																																																																																				
i 主蒸気隔離弁閉止(起動遅れ時間)	ATWS緩和設備*作動設定点到達の17秒後(自動起動)	最大値(設計要求値)																																																																																																																																																																		
ii 個数	1個(1ループ当たり)	設計値																																																																																																																																																																		
(2) 事故条件																																																																																																																																																																				
1) 主給水流量喪失	全ての蒸気発生器への給水停止を想定	事故想定																																																																																																																																																																		
2) 負荷の喪失	負荷が瞬時に完全喪失及び主給水流量の喪失を想定	事故想定																																																																																																																																																																		
3) 原子炉トリップ失敗	原子炉トリップの失敗を想定	事故想定																																																																																																																																																																		
(3) 初期条件																																																																																																																																																																				
1) 炉心熱出力	2,652MW	定格値																																																																																																																																																																		
2) 1次冷却材圧力	15.41MPa[gage]	定格値																																																																																																																																																																		
3) 1次冷却材温度	306.6℃	定格値																																																																																																																																																																		
4) 主給水流量	■	設計値																																																																																																																																																																		
5) 主蒸気流量	■	設計値																																																																																																																																																																		
6) 2次側圧力	■	100%出力時																																																																																																																																																																		
名称	数値	解析上の取り扱い																																																																																																																																																																		
(4)反応度補償効果																																																																																																																																																																				
1)減速材温度係数	初期： -18pcm/℃	最大値(泊3号炉の炉心設計に基づく保守的な値)																																																																																																																																																																		
2)ドップラ特性	ウラン燃料平衡炉心及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料平衡炉心を代表するドップラ特性	最確値																																																																																																																																																																		

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）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.1.5 原子炉停止機能喪失（添付資料 7.1.5.3 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件（原子炉停止機能喪失））

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</p> <p style="text-align: center;">ATWS 緩和設備について</p> <p>原子炉停止機能喪失に係る設備の海外最新状況の確認として、米国 DCD 申請もしくは取得した US-EPR、AP1000、APR1400 及び US-APWR の状況を確認した。</p> <p>米国 10CFR50.62 では、AMSAC (ATWS Mitigation System Actuation Circuitry)としてタービントリップ機能と補助給水自動作動機能を要求している。US-EPR、AP1000、APR1400 及び US-APWR は、AMSACに加えて DSS(Diverse Scram System)を設置することで、ATWS を含む CCF 対策を講じている。米国では、AMSAC と DSS をまとめて DAS(Diverse Actuation System)と呼称している¹。泊3号機の CCF 対策設備 (ATWS 緩和設備を含む) と比較する形式で、米国プラントの確認結果を表1に示す。</p> <p>泊3号機の ATWS 緩和設備と US-EPR、APR1400 及び US-APWR の AMSAC を比較した場合、タービントリップ機能と補助給水起動機能は同等である。加えて、泊3号機では、ATWS 緩和設備として主蒸気隔離も設置している分、信頼性が高いと言える²。</p> <p>1 APR1400 では Diverse Protection System と呼称 2 US-EPR の主蒸気隔離は、自動起動信号が「主蒸気圧力低」であることから、ATWS 緩和設備として設置しているものではないと考えられる</p> <p style="text-align: center;">表1 ATWS 緩和設備の比較</p> <table border="1" data-bbox="1066 874 1955 1393"> <thead> <tr> <th></th> <th>泊発電所3号炉</th> <th>US-EPR</th> <th>AP1000</th> <th>APR1400</th> <th>US-APWR</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>自動機能</td> <td>共通要因故障対策盤（※ ATWS 緩和設備）による。 ・原子炉トリップ ・タービントリップ※ ・主蒸気隔離※ ・補助給水起動※ ・主給水隔離 ・ECCS起動（追設予定）</td> <td>Diverse Actuation System（※：AMSAC）による ・原子炉トリップ ・タービントリップ※ ・主蒸気隔離 ・補助給水起動※ ・主給水隔離 ・ECCS 起動</td> <td>Diverse Actuation System（※：AMSAC）による ・原子炉トリップ ・タービントリップ※ ・CMT 起動※ ・PRIHR 起動※ ・RCP トリップ</td> <td>Diverse Protection System（※：AMSAC）による ・原子炉トリップ ・タービントリップ※ ・ECCS 起動 ・補助給水起動※</td> <td>Diverse Actuation System（※：AMSAC）による ・原子炉トリップ ・タービントリップ※ ・ECCS 起動 ・補助給水起動※ ・主給水隔離</td> </tr> <tr> <td>自動起動信号</td> <td>原子炉トリップ、タービントリップ、主蒸気隔離、主給水隔離 ・SG 水位低 ・原子炉圧力高 ・原子炉圧力低 補助給水起動 ・SG 水位低 ECCS 起動（追設予定） ・原子炉圧力異常低</td> <td>原子炉トリップ ・SG圧力低、SG水位低、1次冷却材流量低、1次冷却材流量異常低、出力領域中性子束高、高温側配管圧力高、加圧器圧力高、タービントリップ ・原子炉トリップ 主蒸気隔離 ・主蒸気圧力低 補助給水起動 ・SG水位低 主給水隔離 ・SG圧力低、SG水位高 ECCS 起動 ・加圧器圧力低</td> <td>原子炉トリップ、タービントリップ ・高温側配管温度 高 ・SG 広域水位低 ・加圧器水位低 CMT 起動 ・SG 広域水位低 PRIHR 起動 ・高温側配管温度高 ・SG 広域水位低 RCP トリップ ・SG 広域水位低 ・加圧器水位低</td> <td>原子炉トリップ ・加圧器圧力高、CV 圧力高、タービントリップからの原子炉トリップ失敗 +タービントリップ成功 タービントリップ ・原子炉トリップ ・加圧器圧力低 補助給水起動 ・SG 水位低</td> <td>原子炉トリップ、タービントリップ、主給水隔離 ・加圧器圧力高、加圧器圧力低、SG 水位低 ECCS 起動 ・加圧器圧力異常低 補助給水起動 ・SG 水位低</td> </tr> </tbody> </table> <p>¹ 自然循環により高濃度のほう飮水を炉心注入する。ECCS による高濃度ほう飮水の炉心注入と同等の役割を果たす。 ² 自然循環により原子炉トリップ後の崩壊熱を除去する。補助給水による崩壊熱の除去と同等の役割を果たす。</p>		泊発電所3号炉	US-EPR	AP1000	APR1400	US-APWR	自動機能	共通要因故障対策盤（※ ATWS 緩和設備）による。 ・原子炉トリップ ・タービントリップ※ ・主蒸気隔離※ ・補助給水起動※ ・主給水隔離 ・ECCS起動（追設予定）	Diverse Actuation System（※：AMSAC）による ・原子炉トリップ ・タービントリップ※ ・主蒸気隔離 ・補助給水起動※ ・主給水隔離 ・ECCS 起動	Diverse Actuation System（※：AMSAC）による ・原子炉トリップ ・タービントリップ※ ・CMT 起動※ ・PRIHR 起動※ ・RCP トリップ	Diverse Protection System（※：AMSAC）による ・原子炉トリップ ・タービントリップ※ ・ECCS 起動 ・補助給水起動※	Diverse Actuation System（※：AMSAC）による ・原子炉トリップ ・タービントリップ※ ・ECCS 起動 ・補助給水起動※ ・主給水隔離	自動起動信号	原子炉トリップ、タービントリップ、主蒸気隔離、主給水隔離 ・SG 水位低 ・原子炉圧力高 ・原子炉圧力低 補助給水起動 ・SG 水位低 ECCS 起動（追設予定） ・原子炉圧力異常低	原子炉トリップ ・SG圧力低、SG水位低、1次冷却材流量低、1次冷却材流量異常低、出力領域中性子束高、高温側配管圧力高、加圧器圧力高、タービントリップ ・原子炉トリップ 主蒸気隔離 ・主蒸気圧力低 補助給水起動 ・SG水位低 主給水隔離 ・SG圧力低、SG水位高 ECCS 起動 ・加圧器圧力低	原子炉トリップ、タービントリップ ・高温側配管温度 高 ・SG 広域水位低 ・加圧器水位低 CMT 起動 ・SG 広域水位低 PRIHR 起動 ・高温側配管温度高 ・SG 広域水位低 RCP トリップ ・SG 広域水位低 ・加圧器水位低	原子炉トリップ ・加圧器圧力高、CV 圧力高、タービントリップからの原子炉トリップ失敗 +タービントリップ成功 タービントリップ ・原子炉トリップ ・加圧器圧力低 補助給水起動 ・SG 水位低	原子炉トリップ、タービントリップ、主給水隔離 ・加圧器圧力高、加圧器圧力低、SG 水位低 ECCS 起動 ・加圧器圧力異常低 補助給水起動 ・SG 水位低	<p>記載方針の相違</p> <p>・米国の公開情報を元に AMSAC に関する情報を確認し、泊の ATWS 緩和設備と米国の AMSAC は同等であること、AMSAC に加えて主蒸気隔離機能も追加していることを確認した資料を追加</p>
	泊発電所3号炉	US-EPR	AP1000	APR1400	US-APWR															
自動機能	共通要因故障対策盤（※ ATWS 緩和設備）による。 ・原子炉トリップ ・タービントリップ※ ・主蒸気隔離※ ・補助給水起動※ ・主給水隔離 ・ECCS起動（追設予定）	Diverse Actuation System（※：AMSAC）による ・原子炉トリップ ・タービントリップ※ ・主蒸気隔離 ・補助給水起動※ ・主給水隔離 ・ECCS 起動	Diverse Actuation System（※：AMSAC）による ・原子炉トリップ ・タービントリップ※ ・CMT 起動※ ・PRIHR 起動※ ・RCP トリップ	Diverse Protection System（※：AMSAC）による ・原子炉トリップ ・タービントリップ※ ・ECCS 起動 ・補助給水起動※	Diverse Actuation System（※：AMSAC）による ・原子炉トリップ ・タービントリップ※ ・ECCS 起動 ・補助給水起動※ ・主給水隔離															
自動起動信号	原子炉トリップ、タービントリップ、主蒸気隔離、主給水隔離 ・SG 水位低 ・原子炉圧力高 ・原子炉圧力低 補助給水起動 ・SG 水位低 ECCS 起動（追設予定） ・原子炉圧力異常低	原子炉トリップ ・SG圧力低、SG水位低、1次冷却材流量低、1次冷却材流量異常低、出力領域中性子束高、高温側配管圧力高、加圧器圧力高、タービントリップ ・原子炉トリップ 主蒸気隔離 ・主蒸気圧力低 補助給水起動 ・SG水位低 主給水隔離 ・SG圧力低、SG水位高 ECCS 起動 ・加圧器圧力低	原子炉トリップ、タービントリップ ・高温側配管温度 高 ・SG 広域水位低 ・加圧器水位低 CMT 起動 ・SG 広域水位低 PRIHR 起動 ・高温側配管温度高 ・SG 広域水位低 RCP トリップ ・SG 広域水位低 ・加圧器水位低	原子炉トリップ ・加圧器圧力高、CV 圧力高、タービントリップからの原子炉トリップ失敗 +タービントリップ成功 タービントリップ ・原子炉トリップ ・加圧器圧力低 補助給水起動 ・SG 水位低	原子炉トリップ、タービントリップ、主給水隔離 ・加圧器圧力高、加圧器圧力低、SG 水位低 ECCS 起動 ・加圧器圧力異常低 補助給水起動 ・SG 水位低															

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）

7.1.5 原子炉停止機能喪失（添付資料 7.1.5.4 原子炉停止機能喪失解析に使用する炉心データの取扱い）

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 2.5.4</p> <p style="text-align: center;">原子炉停止機能喪失解析に使用する炉心データの取扱いについて</p> <p>1. SPARKLE-2で用いる炉心の考え方</p> <p>SPARKLE-2コードは3次元炉心動特性を採用している。炉心動特性計算で使用する3次元炉心モデルは、評価目的に合わせて任意の炉心モデルを使用することができる。例えば、実機取替炉心の最確評価を行うのであれば、当該サイクルの炉心を対象とすることになり、一方、複数の取替炉心を包絡させた評価を行う場合には、想定する取替炉心を対象に炉心特性の変動幅を評価し、その変動幅を考慮した炉心モデルを対象とすることになる。</p> <p>今回の原子炉停止機能喪失の評価では、大飯3、4号炉の取替炉心への適用性を示すために、解析結果に影響のある核パラメータに対して、今後発生し得る取替炉心の変動を考慮した炉心モデルを採用している。</p> <p>原子炉停止機能喪失における1次冷却材圧力評価では、1次冷却材全体の膨張量が重要であるため、炉心の平均的な1次冷却材温度挙動及び出力応答が圧力評価結果に影響を与える。</p> <p>「主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗」及び「負荷の喪失+原子炉トリップ失敗」において、炉心の平均的な出力応答に影響を与える反応度帰還効果は以下となる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・減速材反応度帰還効果 ・ドブブラ反応度帰還効果 <p>次頁以降に、上記のパラメータについて、原子炉停止機能喪失の評価に使用した炉心モデルの特性を示す。</p> <p>2. 減速材反応度帰還効果*</p> <p>a. SPARKLE-2での減速材反応度帰還効果の取扱い</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 7.1.5.4</p> <p style="text-align: center;">原子炉停止機能喪失解析に使用する炉心データの取扱い</p> <p>原子炉停止機能喪失時には、事象発生後の減速材温度の上昇に伴う負の反応度帰還効果に期待し、プラント状態を安定化させる。</p> <p>一般的に、減速材温度係数（負の値）の絶対値が小さい方が厳しい結果となる設計基準事象（「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故」）の解析では、すべてのPWRプラントで減速材温度係数として高温零出力状態を想定した0pcm/℃（サイクル初期）を採用しているが、この場合、減速材温度が上昇しても負の反応度帰還効果は得られず過度に保守的である。ここで、原子炉停止機能喪失では、原子炉の出力運転中を対象としていることから、減速材温度係数の初期値として高温全出力状態を対象とし、泊3号炉の取替炉心を包絡する値を設定した。</p> <p>またドブブラ反応度帰還効果については、一般的な設計基準事象の解析で用いている保守的なPWRプラント包絡値に対して、泊3号炉のウラン燃料を装荷した平衡炉心を基本として、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷による影響も考慮したドブブラ特性を新たに設定した。</p> <p>(1) SPARKLE-2で用いる炉心の考え方</p> <p>SPARKLE-2コードは3次元炉心動特性を採用している。炉心動特性計算で使用する3次元炉心モデルは、評価目的に合わせて任意の炉心モデルを使用することができる。例えば、実機取替炉心の最確評価を行うのであれば、当該サイクルの炉心を対象とすることになり、一方、複数の取替炉心を包絡させた評価を行う場合には、想定する取替炉心を対象に炉心特性の変動幅を評価し、その変動幅を考慮した炉心モデルを対象とすることになる。</p> <p>今回の原子炉停止機能喪失の評価では、泊3号炉の取替炉心への適用性を示すために、解析結果に影響のある核パラメータに対して、今後発生し得る取替炉心の変動を考慮した炉心モデルを採用している。</p> <p>原子炉停止機能喪失における1次冷却材圧力評価では、1次冷却材全体の膨張量が重要であるため、炉心の平均的な1次冷却材温度挙動及び出力応答が圧力評価結果に影響を与える。</p> <p>「主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗」及び「負荷の喪失+原子炉トリップ失敗」において、炉心の平均的な出力応答に影響を与える反応度帰還効果は以下となる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・減速材反応度帰還効果 ・ドブブラ反応度帰還効果 <p>次頁以降に、上記のパラメータについて、原子炉停止機能喪失の評価に使用した炉心モデルの特性及び泊3号炉の炉心特性に基づき設定した解析用減速材温度係数を示す。</p> <p>(2) 減速材反応度帰還効果*</p> <p>a. SPARKLE-2での減速材反応度帰還効果の取扱い</p>	<p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・「原子炉停止機能喪失」での減速材温度係数初期値及びドブブラ特性の設定の考え方のエッセンスを記載 ・設計基準事象の解析での取扱いについても記載 <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）

7.1.5 原子炉停止機能喪失（添付資料 7.1.5.4 原子炉停止機能喪失解析に使用する炉心データの取扱い）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>SPARKLE-2は3次元炉心動特性を採用しているため、一点炉近似動特性のように反応度係数を直接入力するのではなく、核計算における燃料温度やほう素濃度などの物理的パラメータを変更することで、反応度帰還効果量を設定する。</p> <p>減速材温度係数と1次冷却材中のほう素濃度の関係は、図1に示すメカニズムにより、ほう素濃度が高いほど1次冷却材温度上昇時のほう素濃度の減少量が大きくなり、中性子吸収率の低下量が大きくなるため減速材温度係数は正側になる。従って、SPARKLE-2では、3次元炉心モデルのほう素濃度を変更することにより減速材温度係数を任意の値に設定する。</p> <p>変更したほう素濃度を初期条件とし、事象発生後の反応度帰還効果は1次冷却材温度や燃料温度の変化に応じて、SPARKLE-2コード内部で計算される。</p> <p>b. 減速材温度係数の初期値の考え方</p> <p>原子炉停止機能喪失事象は、原子炉トリップによる事象終結に期待できないため、事象発生後の1次冷却材温度（減速材温度）の上昇に伴う負の反応度帰還効果に期待しプラント状態を安定化させる。この際、負の反応度帰還効果が小さいほど、すなわち減速材温度係数が正側であるほど、過渡応答は厳しい結果となることから、解析を行うにあたっては、減速材温度係数が、高温全出力運転中、最も正側となる時期を選定する。</p> <p>減速材温度係数は、図1に示すメカニズムにより、ほう素濃度が高いほどより正側となることから、臨界ほう素濃度が最も高いサイクル初期を選定し、減速材温度係数の初期値を決定した。</p> <p>※：減速材反応度帰還効果は、物理的には冷却材の温度・圧力変化に伴う密度変化により、中性子の減速能力の変化や冷却材が中性子を吸収する量が増加することで生じるため、減速材の反応度帰還効果は減速材密度係数で定義することもあるが、減速材反応度帰還効果に関する初期値の設定に関して言えば、事象発生前の初期状態（高温全出力：通常運転状態）のように炉心にボイドが有意に発生していない状態では減速材温度係数と密度係数はほぼ等価であること、また、初期値の設定にあたって参照している原子炉起動前の炉物理検査では減速材温度係数を指標として管理することから、以下本資料では、減速材反応度帰還効果の設定について述べる際には、減速材温度係数として記述する。</p> <p>c. 減速材温度係数の初期値の設定の仕方</p> <p>【以下、泊同様、MOX燃料を装荷しているがウラン炉心を対象としている玄海3 / 4号炉の記載】</p> <p>減速材温度係数は、図1に示すとおり、減速材温度の単位変化に対する減速材密度変化による中性子減速能力の変化とそこに溶解しているほう酸と冷却材の密度変化による中性子吸収能力の変化のバランスでその値が決定される。減速材温度が1℃上昇した際、減速材密度低下による中性子減速能力が低下することによる負の反応度と（図1中の①の効果）、同じく減速材とそこに溶解しているほう酸の密度低下による正の反応度の差分でその値が決定される（図1中の②と③の効果）。</p> <p>そのため、ほう素濃度の小さい（ほう素の中性子吸収効果の効きが比較的小さくなる）ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料（以下「MOX燃料」という。）装荷炉心では、ウラン炉心よりも減速材温度上</p>	<p>SPARKLE-2は3次元炉心動特性を採用しているため、一点炉近似動特性のように反応度係数を直接入力するのではなく、核計算における燃料温度やほう素濃度などの物理的パラメータを変更することで、反応度帰還効果量を設定する。</p> <p>減速材温度係数と1次冷却材中のほう素濃度の関係は、図1に示すメカニズムにより、ほう素濃度が高いほど1次冷却材温度上昇時のほう素濃度の減少量が大きくなり、中性子吸収率の低下量が大きくなるため減速材温度係数は正側になる。従って、SPARKLE-2では、3次元炉心モデルのほう素濃度を変更することにより減速材温度係数を任意の値に設定する。</p> <p>変更したほう素濃度を初期条件とし、事象発生後の反応度帰還効果は1次冷却材温度や燃料温度の変化に応じて、SPARKLE-2コード内部で計算される。</p> <p>b. 減速材温度係数の初期値の考え方</p> <p>原子炉停止機能喪失事象は、原子炉トリップによる事象終結に期待できないため、事象発生後の1次冷却材温度（減速材温度）の上昇に伴う負の反応度帰還効果に期待しプラント状態を安定化させる。この際、負の反応度帰還効果が小さいほど、すなわち減速材温度係数が正側であるほど、過渡応答は厳しい結果となることから、解析を行うにあたっては、減速材温度係数が、高温全出力運転中、最も正側となる時期を選定する。</p> <p>減速材温度係数は、図1に示すメカニズムにより、ほう素濃度が高いほどより正側となることから、臨界ほう素濃度が最も高いサイクル初期を選定し、減速材温度係数の初期値を決定した。</p> <p>※：減速材反応度帰還効果は、物理的には冷却材の温度・圧力変化に伴う密度変化により、中性子の減速能力の変化や冷却材が中性子を吸収する量が増加することで生じるため、減速材の反応度帰還効果は減速材密度係数で定義することもあるが、減速材反応度帰還効果に関する初期値の設定に関して言えば、事象発生前の初期状態（高温全出力：通常運転状態）のように炉心にボイドが有意に発生していない状態では減速材温度係数と密度係数はほぼ等価であること、また、初期値の設定にあたって参照している原子炉起動前の炉物理検査では減速材温度係数を指標として管理することから、以下本資料では、減速材反応度帰還効果の設定について述べる際には、減速材温度係数として記述する。</p> <p>c. 泊3号炉の炉心特性に基づく減速材温度係数の初期値の設定の仕方</p> <p>減速材温度係数は、図1に示すとおり、減速材温度の単位変化に対する減速材密度変化による中性子減速能力の変化とそこに溶解しているほう酸と冷却材の密度変化による中性子吸収能力の変化のバランスでその値が決定される。減速材温度が1℃上昇した際、減速材密度低下による中性子減速能力が低下することによる負の反応度と（図1①の効果）、同じく減速材とそこに溶解しているほう酸の密度低下による正の反応度の差分でその値が決定される（図1②及び③の効果）。</p> <p>そのため、ほう素濃度の小さい（ほう素の中性子吸収効果の効きが比較的小さくなる）ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料（以下「MOX燃料」という。）装荷炉心では、ウラン炉心よりも減速材温度上</p>	<p>相違理由</p> <p>記載方針の相違</p> <p>※MOX炉心よりウラン炉心で評価することが保守的であることの説明は、泊同様、MOX燃料を採用し</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）

7.1.5 原子炉停止機能喪失（添付資料 7.1.5.4 原子炉停止機能喪失解析に使用する炉心データの取扱い）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>昇に伴う“正の反応度効果”が小さいことから、減速材温度係数は大きく負の値となる（図1中の③の効果弱まる）。</p> <p>したがって、今回の原子炉停止機能喪失解析用減速材温度係数初期値の設定の際は、評価において減速材反応度帰還効果を小さくするように設定する目的から、ウラン燃料を装荷した炉心を対象とする。</p> <p>【ここまで玄海3 / 4号炉の記載】</p> <p>大飯3、4号炉についてウラン燃料（ステップ2燃料）を装荷した平衡炉心と取替炉心の高温零出力時と高温全出力時の減速材温度係数評価値を図2に示す。減速材温度係数は、高温全出力時には高温零出力時より負側となるが、減速材温度係数の変化の様子は下記の理由により炉心毎で大きく変動しないことがわかる。</p> <p>(a) 高温零出力状態から高温全出力状態へと出力上昇する際、減速材や燃料温度の上昇によって減速材温度係数及びドブブラ係数に基づく負の反応度帰還効果が生じる。</p> <p>(b) 減速材反応度帰還効果は、減速材密度変化が要因であることから、出力上昇に伴う減速材温度上昇量に依存する。その減速材温度上昇量は高温零出力の炉心平均温度 291.7℃から高温全出力時の ℃とプラント固有の値であり炉心毎に変わらないことから、減速材反応度帰還効果量は炉心毎で大きくばらつくことはない。</p> <p style="text-align: center;"> ：枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、公開することはできません。</p> <p>(c) ドブブラ反応度帰還効果は、燃料温度変化が要因であることから、出力上昇に伴う燃料温度上昇量に依存する。その燃料温度上昇量は、高温零出力の 0MW から高温全出力の 3,411MW に基づいて上昇し、この出力変化はプラント固有であり炉心毎に変わらないことから、ドブブラ反応度帰還効果量も炉心毎で大きくばらつくことはない。</p> <p>(d) このように、これら反応度帰還効果が炉心毎にばらつかないことから、出力上昇時にこれらの反応度帰還効果を補償するために希釈するほう素濃度の変化量も炉心毎に同程度となる。</p> <p>(e) 減速材温度係数は図1に示すメカニズムのとおり、ほう素濃度（図中の③の効果）と減速材温度（図中の①と②と③の効果）への依存性があるが、前述のとおりほう素濃度の変化量が炉心毎に同程度であり、かつ、減速材温度の変化も炉心毎に同一であることから、高温零出力時と高温全出力時</p>	<p>昇に伴う“正の反応度効果”が小さいことから、減速材温度係数は大きく負の値となる（図1③の効果弱まる）。</p> <p>したがって、今回の原子炉停止機能喪失解析用減速材温度係数初期値の設定の際は、評価において減速材反応度帰還効果を小さくするように設定する目的から、ウラン燃料（55GWd/t燃料）を装荷した炉心を対象とする。</p> <p>泊3号炉のウラン燃料（55GWd/t燃料）装荷炉心の減速材温度係数評価値を表1に、MOX燃料装荷炉心の減速材温度係数評価値を表2に示す。</p> <p>ここで、表1に示した泊3号炉のウラン燃料（55GWd/t燃料）を装荷した平衡炉心と取替炉心の高温零出力時と高温全出力時の減速材温度係数評価値を図2に示す。減速材温度係数は、高温全出力時の減速材温度係数は高温零出力時より負側に移行するが、減速材温度係数の変化の様子は下記の理由により炉心毎で大きく変動しない。</p> <p>1) 高温零出力状態から高温全出力状態へと出力上昇する際、減速材や燃料温度の上昇によって減速材温度係数及びドブブラ係数に基づく負の反応度帰還効果が生じる。</p> <p>2) 減速材反応度帰還効果は、減速材密度変化が要因であることから、出力上昇に伴う減速材温度上昇量に依存する。その減速材温度上昇量は高温零出力の炉心平均温度 286.1℃から高温全出力時の ℃とプラント固有の値であり炉心毎に変わらないことから、減速材反応度帰還効果量は炉心毎で大きくばらつくことはない。</p> <p style="text-align: center;"> ：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>3) ドブブラ反応度帰還効果は、燃料温度変化が要因であることから、出力上昇に伴う燃料温度上昇量に依存する。その燃料温度上昇量は、高温零出力の 0MW から高温全出力の 2,652MW に基づいて上昇し、この出力変化はプラント固有であり炉心毎に変わらないことから、ドブブラ反応度帰還効果量も炉心毎で大きくばらつくことはない。</p> <p>4) このように、これら反応度帰還効果が炉心毎にばらつかないことから、出力上昇時にこれらの反応度帰還効果を補償するために希釈するほう素濃度の変化量も炉心毎に同程度となる。</p> <p>5) 減速材温度係数は図1に示すメカニズムのとおり、ほう素濃度（図1③の効果）と減速材温度（図1①と②と③の効果）への依存性があるが、前述のとおり移行第2サイクル以降のほう素濃度の変化量は炉心毎に同程度であり、かつ、減速材温度の変化も炉心毎に同一であることから、高温零出力</p>	<p>ている玄海3/4号炉と比較</p> <p>記載方針の相違 ・泊3号炉ではウラン燃料装荷炉心とMOX燃料装荷炉心の減速材温度係数の評価値を示して、ウラン炉心の方が厳しいことを示している</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）

7.1.5 原子炉停止機能喪失（添付資料 7.1.5.4 原子炉停止機能喪失解析に使用する炉心データの取扱い）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																	
<p>の減速材温度係数の相対関係が炉心により変わらないため、その変化量についても炉心毎にばらつかず、同程度のものとなる。これは、図 2 に示す高温零出力時から高温全出力時の変化の傾向線がほぼ平行であることから、変化量が同程度であることがわかる。</p> <p>そこで、このような減速材温度係数の特性を踏まえて、ステップ 2 燃料装荷炉心の典型例である平衡炉心の減速材温度係数評価値に基づき、図 3 に示す方法で大飯 3、4号炉の入力条件に不確かさを考慮して「-16pcm/℃」を設定した。</p> <p>表 1 に示すとおり、大飯 3、4号炉の種々の炉心の高温全出力時の減速材温度係数評価値と比較しても、「-16pcm/℃」は正側の保守的な値であり、高温零出力を含む高温出力運転中の減速材温度係数が負であるように炉心を設計することで担保できる値である。</p> <p>なお、高温出力運転中（高温零出力時を含む）の減速材温度係数が負であることは、設計段階に加えて、高温出力運転中最も減速材温度係数が正側となるサイクル初期において、零出力時炉物理検査により確認している。</p>	<p>時と高温全出力時の減速材温度係数の相対関係が炉心により変わらないため、その変化量についても炉心毎にばらつかず、同程度のものとなる。これは、図 2 に示す高温零出力時から高温全出力時の変化の傾向線がほぼ平行であることから、変化量が同程度であることがわかる。</p> <p>そこで、このような減速材温度係数の特性を踏まえて、泊 3号炉の炉心特性に基づきウラン燃料を装荷した平衡炉心の減速材温度係数評価値に基づき、図 3 に示す方法で泊 3号炉の入力条件に不確かさを考慮して「-18pcm/℃」を設定した。</p> <p>この値は、表 1、2 の平衡炉心を含む複数炉心の評価値及び表 3 の設計実績に対しても保守的な設定であり、高温零出力を含む高温出力運転中の減速材温度係数が負であるように炉心を設計することで担保できる値である。</p> <p>なお、高温出力運転中（高温零出力時を含む）の減速材温度係数が負であることは、設計段階に加えて、高温出力運転中最も減速材温度係数が正側となるサイクル初期において、零出力時炉物理検査により確認している。</p>	<p>記載表現の相違</p> <p>評価結果の相違</p> <p>記載方針の相違</p> <p>・泊3号炉では設計実績も示したうえで-18pcm/℃が保守的な設定であることを記載</p>																																	
<p>表 1 取替炉心の減速材温度係数 (pcm/℃)</p>	<p>表 1 減速材温度係数の評価値 (ウラン燃料 (55Gwd/t 燃料) 装荷炉心) (pcm/℃)</p>																																		
<table border="1"> <thead> <tr> <th>サイクル</th> <th>移行第1 サイクル</th> <th>移行第2 サイクル</th> <th>移行第3 サイクル</th> <th>移行第4 サイクル</th> <th>ステップ2燃料 装荷平衡炉心</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>減速材温度係数</td> <td>-25.1</td> <td>-28.1</td> <td>-26.8</td> <td>-27.8</td> <td>-27.9</td> </tr> </tbody> </table>	サイクル	移行第1 サイクル	移行第2 サイクル	移行第3 サイクル	移行第4 サイクル	ステップ2燃料 装荷平衡炉心	減速材温度係数	-25.1	-28.1	-26.8	-27.8	-27.9	<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">減速材 温度係数</th> <th>高温 零出力</th> <th>移行第2 サイクル</th> <th>移行第3 サイクル</th> <th>移行第4 サイクル</th> <th>平衡炉心</th> <th>予定外取出 サイクル</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>高温 全出力</td> <td>-3.3</td> <td>-9.3</td> <td>-7.9</td> <td>-7.9</td> <td>-7.9</td> <td>-7.9</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>-24.4</td> <td>-31.5</td> <td>-30.1</td> <td>-30.1</td> <td>-30.4</td> </tr> </tbody> </table>	減速材 温度係数	高温 零出力	移行第2 サイクル	移行第3 サイクル	移行第4 サイクル	平衡炉心	予定外取出 サイクル	高温 全出力	-3.3	-9.3	-7.9	-7.9	-7.9	-7.9			-24.4	-31.5	-30.1	-30.1	-30.4	
サイクル	移行第1 サイクル	移行第2 サイクル	移行第3 サイクル	移行第4 サイクル	ステップ2燃料 装荷平衡炉心																														
減速材温度係数	-25.1	-28.1	-26.8	-27.8	-27.9																														
減速材 温度係数	高温 零出力	移行第2 サイクル	移行第3 サイクル	移行第4 サイクル	平衡炉心	予定外取出 サイクル																													
	高温 全出力	-3.3	-9.3	-7.9	-7.9	-7.9	-7.9																												
		-24.4	-31.5	-30.1	-30.1	-30.4																													
	<p>注) 初装荷炉心では、燃料の燃焼が進んでおらず核分裂生成物やプルトニウム等のアクチノイドの蓄積がなく、比較的低濃縮度の燃料が多く装荷されることから中性子スペクトルは取替炉心に比べて軟化し、相対的にほう素濃度が大きくなるので、減速材温度係数は正になりやすい。そのため、バーナブルポイズン棒を用いてサイクル初期のほう素濃度を低く抑え、高温零出力時の減速材温度係数を負にしている。</p> <p>初装荷炉心の高温全出力時の減速材温度係数は、取替炉心と同様に高温零出力よりも負側となる。ここで、前述のようにほう素濃度が相対的に大きいことから、高温零出力から高温全出力に至る際の臨界ほう素濃度の差が小さく、減速材温度係数が負側へ移行する量も小さくなる。</p> <p>しかし、今後の泊3号炉の取替炉心においては、このような炉心特性は生じないことから、第2サイクル以降を対象に解析用減速材温度係数を設定した。</p>																																		
	<p>表 2 減速材温度係数の評価値 (MOX燃料装荷炉心) (pcm/℃)</p>	<p>設計の相違</p> <p>・MOX燃料装荷炉心の評価値の表を追加</p>																																	
	<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="3">減速材 温度係数</th> <th rowspan="2">高温 零出力</th> <th colspan="3">1 / 4 MOX燃料炉心</th> </tr> <tr> <th>代表Pu組成 平衡炉心</th> <th>低Pu組成 平衡炉心</th> <th>高Pu組成 平衡炉心</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>高温 全出力</td> <td>-11.5</td> <td>-11.2</td> <td>-12.1</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>-34.6</td> <td>-33.6</td> <td>-36.3</td> </tr> </tbody> </table>	減速材 温度係数	高温 零出力	1 / 4 MOX燃料炉心			代表Pu組成 平衡炉心	低Pu組成 平衡炉心	高Pu組成 平衡炉心	高温 全出力	-11.5	-11.2	-12.1			-34.6	-33.6	-36.3																	
減速材 温度係数	高温 零出力			1 / 4 MOX燃料炉心																															
			代表Pu組成 平衡炉心	低Pu組成 平衡炉心	高Pu組成 平衡炉心																														
	高温 全出力	-11.5	-11.2	-12.1																															
		-34.6	-33.6	-36.3																															
	<p>表 3 泊 3号炉における減速材温度係数の設計実績 (pcm/℃)</p>	<p>記載方針の相違</p>																																	
	<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">減速材温度係数</th> <th>サイクル</th> <th>第2サイクル</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td></td> <td>高温零出力</td> <td>-3.7</td> </tr> <tr> <td></td> <td>高温全出力</td> <td>-25.0</td> </tr> </tbody> </table>	減速材温度係数	サイクル	第2サイクル		高温零出力	-3.7		高温全出力	-25.0																									
減速材温度係数	サイクル		第2サイクル																																
		高温零出力	-3.7																																
	高温全出力	-25.0																																	

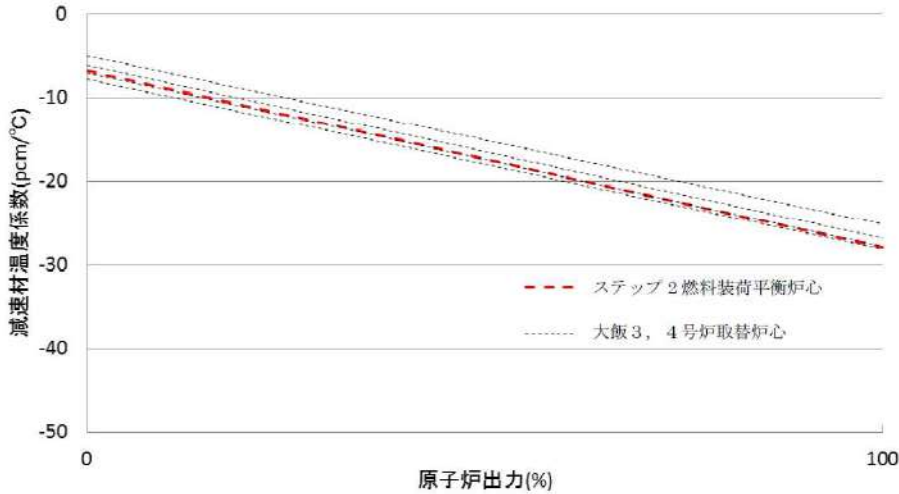
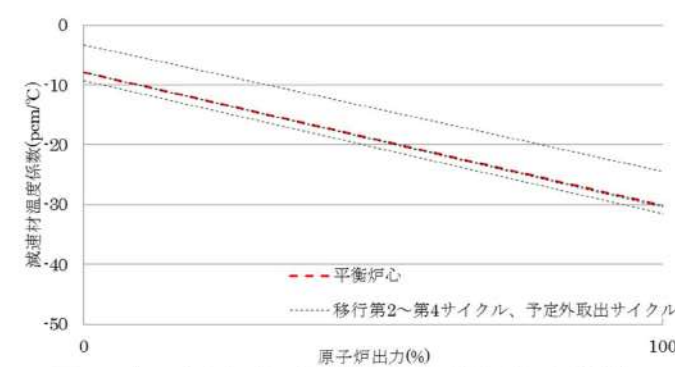
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.5 原子炉停止機能喪失（添付資料 7.1.5.4 原子炉停止機能喪失解析に使用する炉心データの取扱い）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="174 236 913 710" data-label="Diagram"> </div> <div data-bbox="235 742 1025 861" data-label="Text"> <p>減速材温度係数は、相反する反応度効果のバランスの結果であり、通常①の反応度減少効果が優勢であることから負の値となるが、ほう素濃度が高い場合には③の反応度増加効果が助長され、減速材温度係数は正側へと推移する。</p> </div> <div data-bbox="392 885 817 1348" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="257 1388 952 1420" data-label="Caption"> <p>図1 ほう素濃度が高いほど減速材温度係数が正側となるメカニズム</p> </div>	<div data-bbox="1176 215 1848 646" data-label="Diagram"> </div> <div data-bbox="1120 646 1904 893" data-label="Text"> <p>減速材温度係数は、相反する反応度効果のバランスの結果であり、通常①の反応度減少効果が優勢であることから負の値となる。 なお、減速材温度係数には以下の定性的な特徴がある。 ✓伊心のほう素濃度が低いほど③の効果が弱まるため、減速材温度係数は負側の値となる。 ✓MOX燃料装荷炉心のようなほう素濃度が小さい炉心では、③の効果が弱まるため減速材温度係数は負側の値となる。 ✓MOX燃料装荷炉心のような共鳴吸収核種(²⁴⁰Pu、²⁴²Pu等)を多く含む炉心では、減速材の温度上昇による中性子スペクトルの硬化が起こると、共鳴吸収核種による中性子吸収が増加するため、①の効果が強く表れることから、減速材温度係数は負側の値となる。</p> </div> <div data-bbox="1288 901 1713 1332" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="1176 1348 1825 1380" data-label="Caption"> <p>図1 減速材反応度掃選効果のメカニズム及び減速材温度係数の特徴</p> </div>	

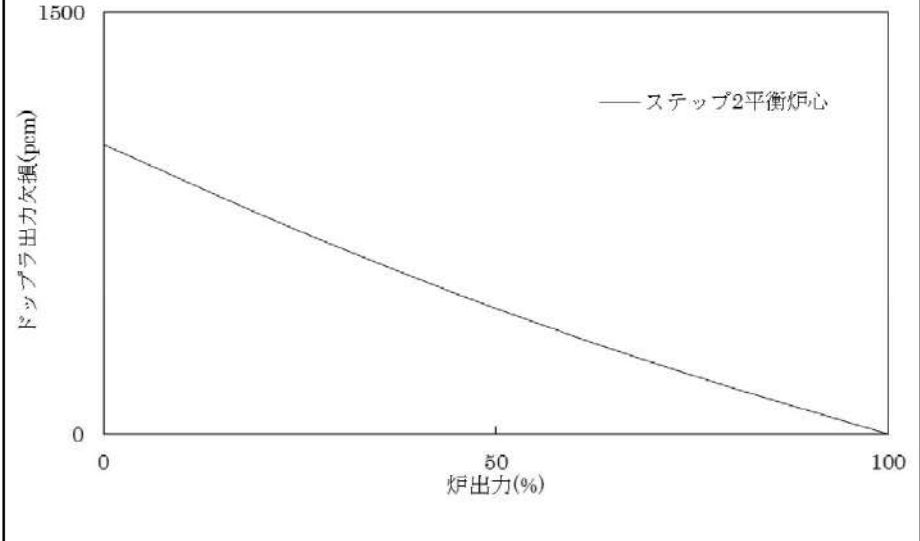
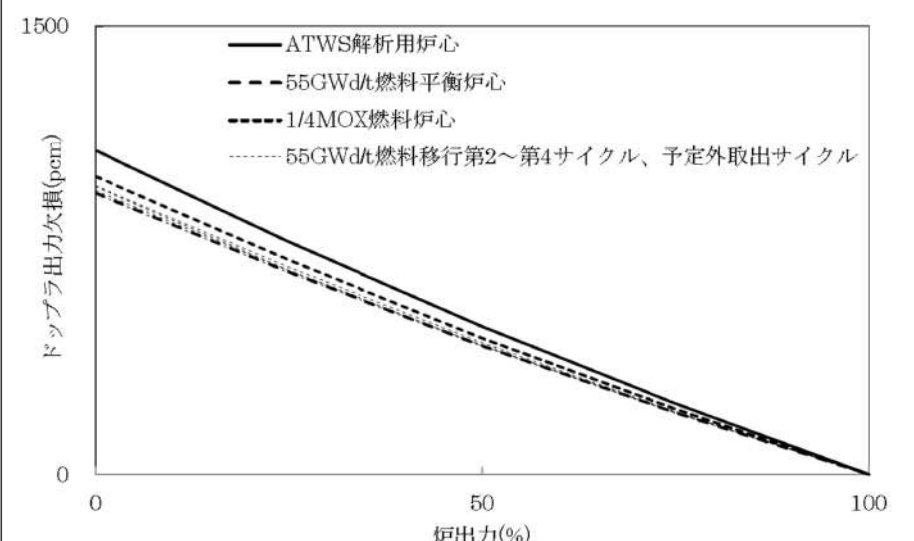
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.5 原子炉停止機能喪失（添付資料 7.1.5.4 原子炉停止機能喪失解析に使用する炉心データの取扱い）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>図2 高温零出力時と高温全出力時の減速材温度係数*</p> <p>※高温零出力時と高温全出力時の減速材温度係数の関係を示すため、便宜上、高温零出力時と高温全出力時の減速材温度係数を直線で結んでいる。</p> <div data-bbox="145 845 996 1332" style="border: 1px solid black; height: 300px; width: 100%;"></div> <p>図3 解析用減速材温度係数の設定方法</p> <div data-bbox="436 1380 1019 1428" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> 枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、公開することはできません。 </div>	 <p>図2 高温零出力時と高温全出力時の減速材温度係数*</p> <p>※高温零出力時と高温全出力時の減速材温度係数の関係は、厳密には上に凸の単調減少であるが、複数の炉心で単調減少である傾向が変化しないことを示すため、便宜上、高温零出力時と高温全出力時の減速材温度係数を直線で結んでいる。</p> <div data-bbox="1131 686 1915 1348" style="border: 1px solid black; height: 400px; width: 100%;"></div> <p>図3 解析用減速材温度係数の設定方法</p> <div data-bbox="1377 1388 1960 1428" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> 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。 </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）

7.1.5 原子炉停止機能喪失（添付資料 7.1.5.4 原子炉停止機能喪失解析に使用する炉心データの取扱い）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3. ドブブラ反応度帰還効果</p> <p>a. SPARKLE-2でのドブブラ反応度帰還効果の取扱い</p> <p>ドブブラ効果は、燃料温度変化に伴う反応度変化である。そのため、SPARKLE-2では、例えばドブブラ効果を大きめに見積もりたい場合には、</p> <p>b. 解析で考慮したドブブラ効果</p> <p>原子炉停止機能喪失では、出力低下に伴う正の反応度帰還効果が大きいほど、過渡応答は厳しい結果となる。</p> <p>炉心のドブブラ特性は主に装荷される燃料の種類によるが、大飯3、4号炉のように主にステップ2燃料が単独で装荷されている炉心では大きくばらつかない。そこで、ドブブラ効果については、減速材温度係数のように取替炉心の包絡性は考慮せず、ステップ2平衡炉心のドブブラ特性を代表的に使用することとした。原子炉停止機能喪失解析用炉心のドブブラ出力欠損を図4に示す。</p>  <p>図4 ドブブラ出力欠損</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>(3) ドブブラ反応度帰還効果</p> <p>a. SPARKLE-2でのドブブラ反応度帰還効果の取扱い</p> <p>ドブブラ効果は、燃料温度変化に伴う反応度変化である。そのため、SPARKLE-2では、例えばドブブラ効果を大きめに見積もりたい場合には、</p> <p>b. 解析で考慮したドブブラ効果</p> <p>原子炉停止機能喪失では、出力低下に伴う正の反応度帰還効果が大きいほど、過渡応答は厳しい結果となる。</p> <p>そこで、原子炉停止機能喪失解析用炉心については、55GWd/t燃料及びMOX燃料が装荷された炉心で、共通に使用できるドブブラ特性を持たせた。55GWd/t燃料及びMOX燃料装荷炉心と原子炉停止機能喪失解析用炉心のドブブラ出力欠損の関係を図4に示す。</p>  <p>図4 ドブブラ出力欠損</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>設計の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・MOX燃料装荷有無による差異 ・ドブブラ特性は大飯のようにウラン燃料単独で装荷されている炉心では大きくばらつかないが、泊のようにウラン燃料とMOX燃料を装荷する炉心ではドブブラ特性が異なることから、泊ではウラン燃料装荷炉心とMOX燃料装荷炉心のドブブラ特性を包絡し正の反応度帰還効果が大きくなる特性を設定

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失（添付資料 7.1.5.4 原子炉停止機能喪失解析に使用する炉心データの取扱い）

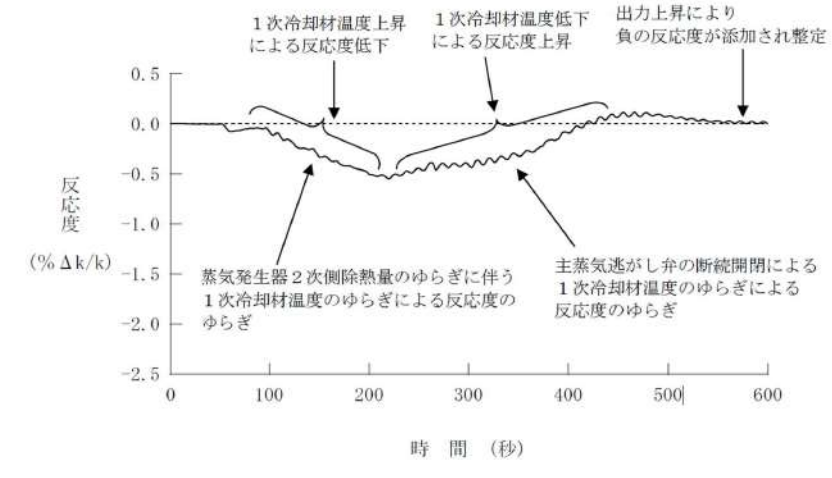
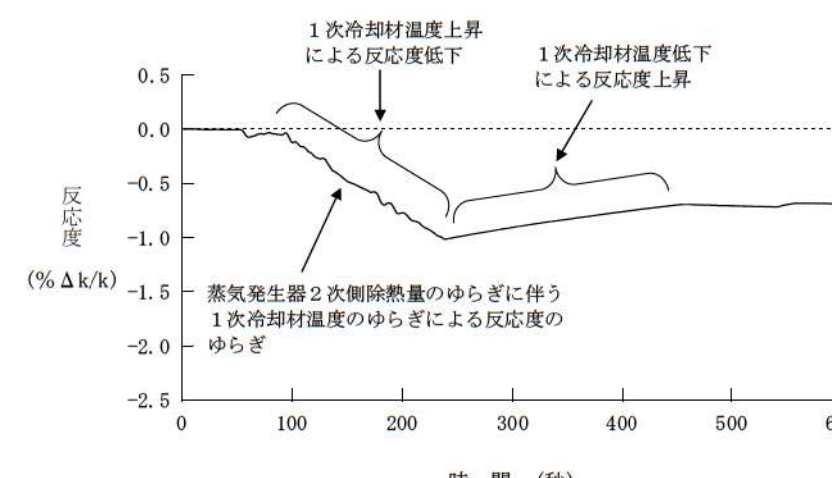
大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由												
<p style="text-align: right;">別紙</p> <p>2, 3, 4 ループプラントにおいて標準的に使用する減速材温度係数初期値について</p> <p>2, 3, 4 ループプラントにおいて標準的に使用する減速材温度係数初期値の-13pcm/℃の設定の考え方については以下のとおりである。</p> <p>1. 概要</p> <p>14×14 型燃料装荷 2 ループ、15×15 型燃料装荷 3 ループ、17×17 型燃料装荷 3 ループ、17×17 型燃料装荷 4 ループ炉心に対して適用できる値として、高温零出力で 0pcm/℃となるような炉心が高温全出力時にとり得る減速材温度係数に対し、より正側の減速材温度係数として-13pcm/℃を設定した。</p> <p>2. 設定の前提及び設定の考え方</p> <p>(1) 高温零出力時の減速材温度係数の制限値</p> <p>サイクル初期、高温零出力時の減速材温度係数は、原子炉起動前の炉物理検査において負であることを確認するため、高温零出力時の減速材温度係数の上限は制限値の 0pcm/℃となる。</p> <p>(2) 各ループの種々の炉心に対する高温零出力から高温全出力に出力上昇する際の減速材温度係数の変化幅</p> <p>高温零出力から高温全出力に出力上昇する際には、希釈により臨界ほう素濃度が低下することから、高温全出力時の減速材温度係数は高温零出力時に比べて負側に移行するが、その変化幅は炉心ごとに若干変動するものの、大きく変わらない。</p> <div style="border: 2px solid black; height: 150px; width: 100%;"></div> <p style="text-align: center;">持込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>別表 1 に大飯 3, 4 号炉における減速材温度係数の評価値を示す。上記で定めた原子炉停止機能喪失解析用減速材温度係数の初期値は、別表 1 に示すとおり、ステップ 2 ウラン燃料が装荷された炉心より正側の値となっていることから、今回の解析での使用にあたって適切である。</p> <p style="text-align: center;">別表 1 取替炉心の減速材温度係数 (pcm/℃)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>サイクル</th> <th>移行第 1 サイクル</th> <th>移行第 2 サイクル</th> <th>移行第 3 サイクル</th> <th>移行第 4 サイクル</th> <th>ステップ 2 燃料 装荷平衡炉心</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>減速材温度係数</td> <td>-25.1</td> <td>-28.1</td> <td>-26.8</td> <td>-27.8</td> <td>-27.9</td> </tr> </tbody> </table>	サイクル	移行第 1 サイクル	移行第 2 サイクル	移行第 3 サイクル	移行第 4 サイクル	ステップ 2 燃料 装荷平衡炉心	減速材温度係数	-25.1	-28.1	-26.8	-27.8	-27.9		<p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大飯は当初-13pcm/℃で評価したが、大飯の炉心設計を包絡する値として-16pcm/℃を設定し評価しなおした ・なお、大飯は-13pcm/℃の評価結果を、同時並行的に実施していた工認審査における一部の評価条件に使用していたため、-13pcm/℃の記載についても残している（大飯独自） ・泊も申請当初は-13pcm/℃で評価していたが、泊の炉心設計を包絡する値として-18pcm/℃を設定し全ての評価をやり直したため、-13pcm/℃の評価結果は不要（玄海と同様） なお 1 次冷却材温度が高めの泊や 4 ループプラントでは、-13pcm/℃の条件にて不確かさ等を考慮した感度解析を実施した場合には、結果が厳しいものとなる
サイクル	移行第 1 サイクル	移行第 2 サイクル	移行第 3 サイクル	移行第 4 サイクル	ステップ 2 燃料 装荷平衡炉心									
減速材温度係数	-25.1	-28.1	-26.8	-27.8	-27.9									

7.1.5 原子炉停止機能喪失（添付資料 7.1.5.5 「原子炉停止機能喪失」における反応度の評価について）

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;">添付資料 2.5.5</p> <p style="text-align: center;">「原子炉停止機能喪失」における反応度の評価について</p> <p>SPARKLE-2コードは、核計算部分をCOSMO-Kコードにより評価している。COSMO-Kコードは、核計算モデルとして2群拡散方程式を採用し、非定常状態を解いている。従って、1点炉近似方程式で用いられる反応度は直接評価しておらず、また、静特性解析における固有値もない。</p> <p>そこで、以下に示す定義に従い、時々刻々SPARKLE-2で評価される炉心平均の中性子束、実効遅発中性子割合、遅発中性子先行核崩壊定数等を用いて反応度を逆算して求めている。</p> <p>ある反応度 ρ が炉心に添加された場合の中性子密度 $n(t)$ 及び遅発中性子先行核濃度 $c(t)$ の時間変化は次式に従う。</p> $\frac{dn}{dt} = \frac{\rho - \sum_k \bar{\beta}_k}{l^*} n(t) + \sum_k \bar{\lambda}_k \bar{C}_k(t)$ $\frac{dC_k}{dt} = \frac{\bar{\beta}_k}{l^*} n(t) - \bar{\lambda}_k \bar{C}_k(t)$ <p>この式を変形すると、反応度に関する次式が得られる。</p> $\rho(t) = \bar{\beta} + \frac{l^*}{n} \frac{dn}{dt} - \frac{l^*}{n} \sum_k \bar{\lambda}_k \bar{C}_k(t)$ $= \bar{\beta} + l^* \frac{\ln(n(t)/n(t-\Delta t))}{\Delta t} - \frac{l^*}{n(t)} \sum_k \bar{\lambda}_k \bar{C}_k(t)$ <p>右辺は、SPARKLE-2の解析により全て求められるので、反応度を算出することができる。β は実効遅発中性子割合、λ は遅発中性子先行核の崩壊定数、l^* は即発中性子寿命であり、中性子密度及び遅発中性子先行核濃度は、以下の式に基づき数値計算を行い求めている。</p> $n(t) = \sum_g \frac{\int \phi_g(\vec{r}, t) d\vec{r}}{\int d\vec{r}}$ $\bar{C}_k(t) = \bar{C}_k(t - \Delta t) \exp(-\bar{\lambda}_k \Delta t) + \frac{\bar{\beta}_k}{\bar{\lambda}_k l^*} n(t) \{1 - \exp(-\bar{\lambda}_k \Delta t)\}$ $\bar{C}_k(0) = \frac{\bar{\beta}_{eff,k}}{\bar{\lambda}_k l^*} n(0)$	<p style="text-align: center;">添付資料 7.1.5.5</p> <p style="text-align: center;">「原子炉停止機能喪失」における反応度の評価について</p> <p>SPARKLE-2コードは、核計算部分をCOSMO-Kコードにより評価している。COSMO-Kコードは、核計算モデルとして2群拡散方程式を採用し、非定常状態を解いている。従って、1点炉近似方程式で用いられる反応度は直接評価しておらず、また、静特性解析における固有値もない。</p> <p>そこで、以下に示す定義に従い、時々刻々SPARKLE-2コードで評価される炉心平均の中性子束、実効遅発中性子割合、遅発中性子先行核崩壊定数等を用いて反応度を逆算して求めている。</p> <p>ある反応度 ρ が炉心に添加された場合の中性子密度 $n(t)$ 及び遅発中性子先行核濃度 $c(t)$ の時間変化は次式に従う。</p> $\left\{ \begin{aligned} \frac{dn}{dt} &= \frac{\rho - \sum_k \bar{\beta}_k}{\ell^*} n(t) + \sum_k \bar{\lambda}_k \bar{C}_k(t) \\ \frac{dC_k}{dt} &= \frac{\bar{\beta}_k}{\ell^*} n(t) - \bar{\lambda}_k \bar{C}_k(t) \end{aligned} \right.$ <p>この式を変形すると、反応度に関する次式が得られる。</p> $\rho(t) = \bar{\beta} + \frac{\ell^*}{n} \frac{dn}{dt} - \frac{\ell^*}{n} \sum_k \bar{\lambda}_k \bar{C}_k(t)$ $= \bar{\beta} + \ell^* \frac{\ln(n(t)/n(t-\Delta t))}{\Delta t} - \frac{\ell^*}{n(t)} \sum_k \bar{\lambda}_k \bar{C}_k(t)$ <p>右辺は、SPARKLE-2の解析により全て求められるので、反応度を算出することができる。β は実効遅発中性子割合、λ は遅発中性子先行核の崩壊定数、ℓ^* は即発中性子寿命であり、中性子密度及び遅発中性子先行核濃度は、以下の式に基づき数値計算を行い求めている。</p> $n(t) = \sum_g \frac{\int \phi_g(\vec{r}, t) d\vec{r}}{\int d\vec{r}}$ $\bar{C}_k(t) = \bar{C}_k(t - \Delta t) \exp(-\bar{\lambda}_k \Delta t) + \frac{\bar{\beta}_k}{\bar{\lambda}_k \ell^*} n(t) \{1 - \exp(-\bar{\lambda}_k \Delta t)\}$ $\bar{C}_k(0) = \frac{\bar{\beta}_{eff,k}}{\bar{\lambda}_k \ell^*} n(0)$	

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）

7.1.5 原子炉停止機能喪失（添付資料 7.1.5.5 「原子炉停止機能喪失」における反応度の評価について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p data-bbox="537 734 761 766">図1 反応度の推移</p>	 <p data-bbox="1478 766 1702 798">図1 反応度の推移</p>	<p data-bbox="1971 239 2128 798"> 解析結果の相違 ・泊は補助給水量が少ないため、SG2 次側保有量が少なく、主蒸気逃がし弁作動時の1次冷却材温度のゆらぎによる反応度のゆらぎが小さい。 ・泊は補助給水量が少ないため、1次冷却材温度の低下による正の反応度が小さく、臨界に至らず整定。 </p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

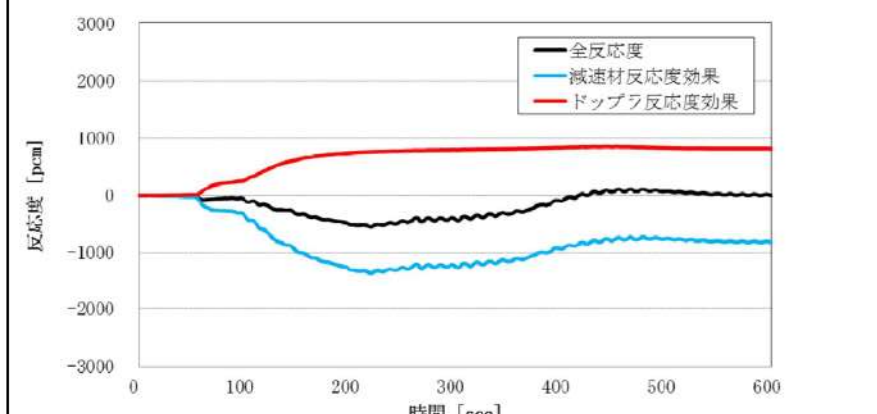
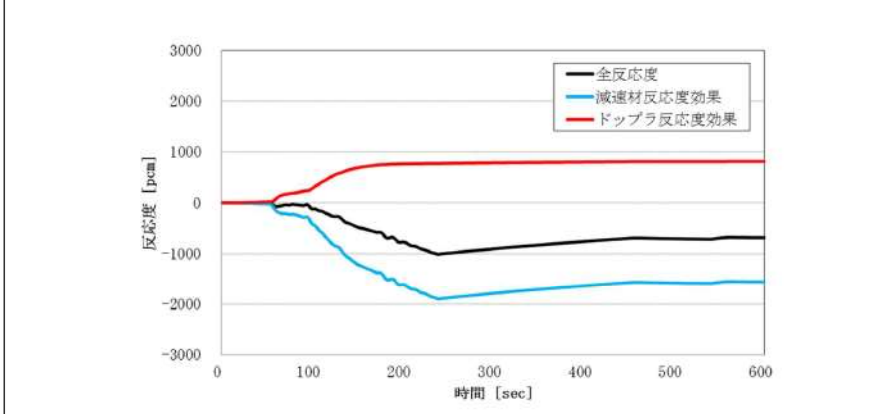
7.1.5 原子炉停止機能喪失（添付資料 7.1.5.6 原子炉停止機能喪失（主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗）における反応度フィードバックについて）

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 2.5.7</p> <p style="text-align: center;">原子炉停止機能喪失（主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗）における 反応度フィードバックについて</p> <p>1. ATWSの反応度変化に影響を与える要素 SPARKLE-2における3次元炉心動特性計算では、炉内の減速材密度（温度）、燃料温度、ほう素濃度等の状態変化に応じて、核定数（断面積）を変化させることによって反応度変化を取り扱う。また、出力分布の変化による反応度変化も同時に取り扱う。</p> <p>原子炉停止機能喪失（以下「ATWS」という。）の事象進展中に炉心に加わるフィードバック効果は主として以下の2つある。</p> <p>1) 炉心出力低下（燃料温度低下）に伴うドップラフィードバック <正の反応度></p> <p>2) 減速材温度上昇（減速材密度低下）に伴う減速材フィードバック* <負の反応度> ※ボイド生成によるフィードバック効果を含む</p> <p>上記以外の反応度フィードバックとしては、以下が挙げられるが、それらの効果は小さい。</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 燃焼について ATWSは解析期間が短時間であるため、燃焼（核種の生成/消滅）による反応度フィードバックは考慮する必要がない。 ● 制御棒について ATWS解析中に制御棒位置は変化しない。 ● ほう素について ATWSは解析期間中に濃縮・希釈される事象ではなく、また、ボイド生成に伴うほう素密度変化による反応度フィードバックの全反応度への寄与は小さい。 ● 初期ボイドの消滅について 事象初期の炉心内サブクールボイド量は少なく、ATWS解析におけるボイド消滅による正の反応度添加量は非常に小さい*。（※反応度停止余裕評価におけるボイド消滅に伴う反応度 50pcmは保守的に算出したものである） <p>したがって、事象進展中の減速材フィードバック効果及びドップラフィードバック効果による反応度に着目し、反応度成分を以下のように分析した。結果を第1図に示す。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 7.1.5.6</p> <p style="text-align: center;">原子炉停止機能喪失（主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗）における 反応度フィードバックについて</p> <p>1. ATWSの反応度変化に影響を与える要素 SPARKLE-2における3次元炉心動特性計算では、炉内の減速材密度（温度）、燃料温度、ほう素濃度等の状態変化に応じて、核定数（断面積）を変化させることによって反応度変化を取り扱う。また、出力分布の変化による反応度変化も同時に取り扱う。</p> <p>原子炉停止機能喪失（以下「ATWS」という。）の事象進展中に炉心に加わるフィードバック効果は主として以下の2つある。</p> <p>1) 炉心出力低下（燃料温度低下）に伴うドップラフィードバック <正の反応度></p> <p>2) 減速材温度上昇（減速材密度低下）に伴う減速材フィードバック* <負の反応度> ※ボイド生成によるフィードバック効果を含む</p> <p>上記以外の反応度フィードバックとしては、以下が挙げられるが、それらの効果は小さい。</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 燃焼について ATWSは解析期間が短時間であるため、燃焼（核種の生成/消滅）による反応度フィードバックは考慮する必要がない。 ● 制御棒について ATWS解析中に制御棒位置は変化しない。 ● ほう素について ATWSは解析期間中に濃縮・希釈される事象ではなく、また、ボイド生成に伴うほう素密度変化による反応度フィードバックの全反応度への寄与は小さい。 ● 初期ボイドの消滅について 事象初期の炉心内サブクールボイド量は少なく、ATWS解析におけるボイド消滅による正の反応度添加量は非常に小さい*。 ※反応度停止余裕評価におけるボイド消滅に伴う反応度 50pcmは保守的に算出したものである <p>したがって、事象進展中の減速材フィードバック効果及びドップラフィードバック効果による反応度に着目し、反応度成分を以下のように分析した。結果を第1図に示す。</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）

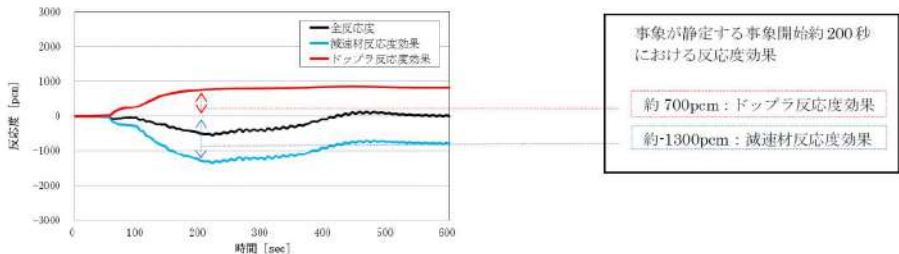
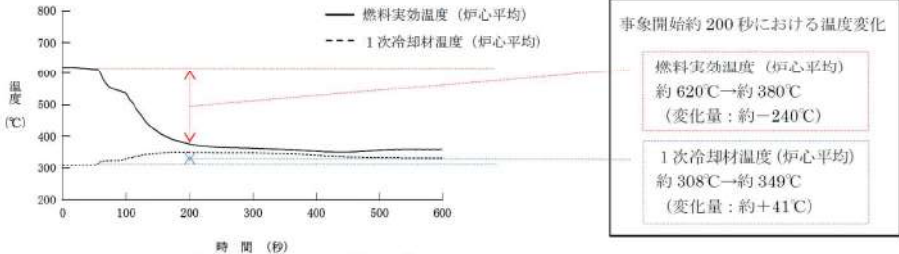
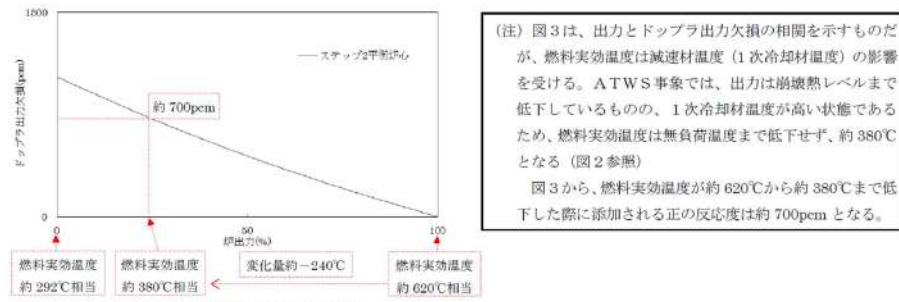
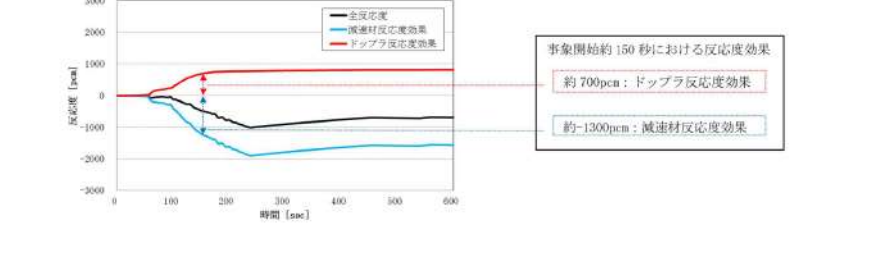
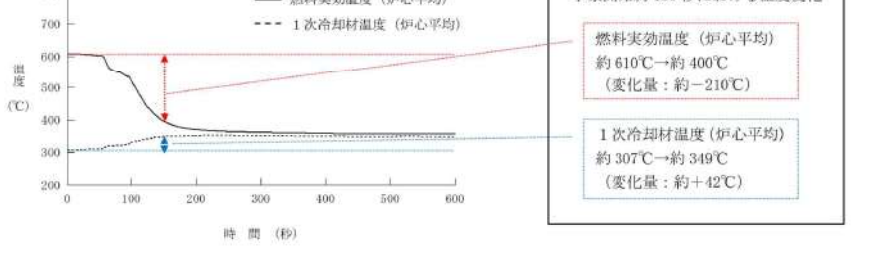
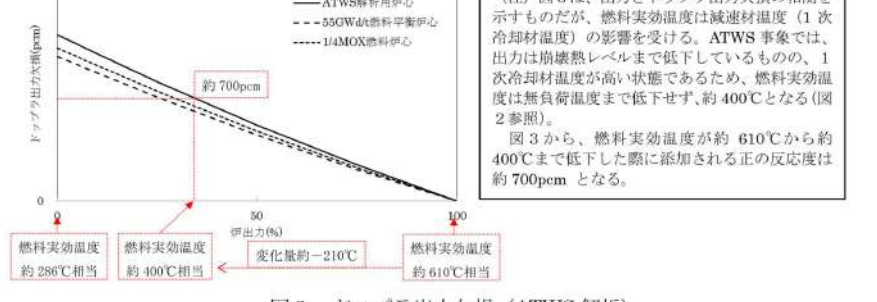
7.1.5 原子炉停止機能喪失（添付資料 7.1.5.6 原子炉停止機能喪失（主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗）における反応度フィードバックについて）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>① ある時間 t における3次元炉心動特性計算結果から、フィードバックに伴う断面積変化量及び中性子束を各炉心領域で抽出</p> <p>② 抽出された断面積変化量を、中性子束を重みとして積算することで、フィードバックに起因する炉心平均の吸収反応率及び生成反応率の変化を算出し、中性子束重みとして積算した生成反応率で除することで反応度変化を評価</p> <p>③ ①②を事象進展（解析計算）期間にわたって実施</p>	<p>① ある時間 t における3次元炉心動特性計算結果から、フィードバックに伴う断面積変化量及び中性子束を各炉心領域で抽出</p> <p>② 抽出された断面積変化量を、中性子束を重みとして積算することで、フィードバックに起因する炉心平均の吸収反応率及び生成反応率の変化を算出し、中性子束重みとして積算した生成反応率で除することで反応度変化を評価</p> <p>③ ①②を事象進展（解析計算）期間にわたって実施</p>	
<p>なお、上記の分析により導出された各反応度成分は、解析用炉心特性データから別途算出した値と概ね一致している<別紙1参照></p>	<p>なお、上記の分析により導出された各反応度成分は、解析用炉心特性データから別途算出した値と概ね一致している<別紙1参照></p>	
 <p>図1 ATWS事象における反応度推移</p>	 <p>第1図 ATWS事象における反応度推移</p>	
<p>*全反応度は、時々刻々SPARKLE-2で評価される炉心平均の中性子束、実効遅発中性子割合、遅発中性子先行核崩壊定数等を用いて反応度を逆算して求めたもの。</p>	<p>*全反応度は、時々刻々SPARKLE-2で評価される炉心平均の中性子束、実効遅発中性子割合、遅発中性子先行核崩壊定数等を用いて反応度を逆算して求めたもの。</p>	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.1.5 原子炉停止機能喪失 (添付資料 7.1.5.6 原子炉停止機能喪失 (主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗) における反応度フィードバックについて)

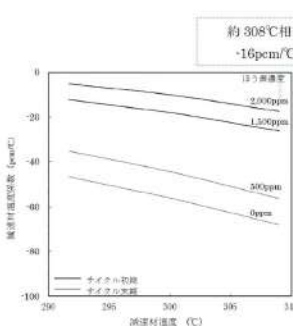
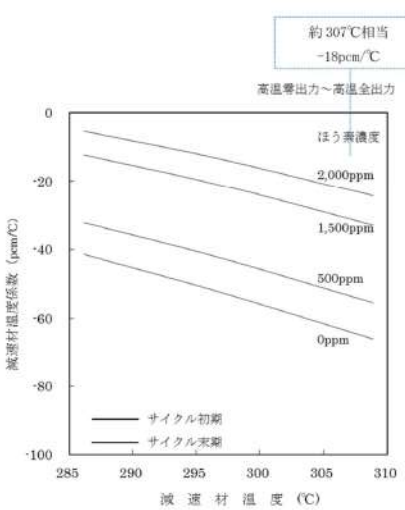
赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">別紙1</p> <p>今回示した反応度成分は、簡易的な手法で評価しているが、以下に示すように、ATWS事象進展における燃料実効温度 (炉心平均) の変化量と ATWS 解析用炉心のドップラ出力欠損との関係から評価した結果と照らしても概ね整合がとれており、妥当な結果と考える。</p>  <p>図1 ATWS事象における反応度推移</p>  <p>図2 燃料実効温度と1次冷却材温度の推移</p>  <p>図3 ドップラ出力欠損 (ATWS 解析)</p>	<p style="text-align: right;">別紙1</p> <p>今回示した反応度成分は、簡易的な手法で評価しているが、以下に示すように、ATWS 事象進展における燃料実効温度 (炉心平均) の変化量と ATWS 解析用炉心のドップラ出力欠損との関係から評価した結果と照らしても概ね整合がとれており、妥当な結果と考える。</p>  <p>図1 ATWS 事象における反応度推移</p>  <p>図2 燃料実効温度と1次冷却材温度の推移</p>  <p>図3 ドップラ出力欠損 (ATWS 解析)</p>	

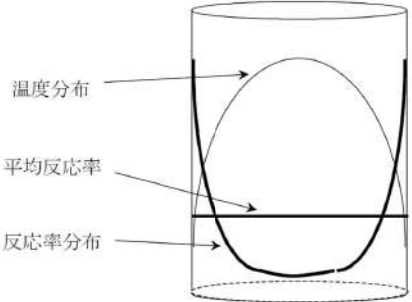
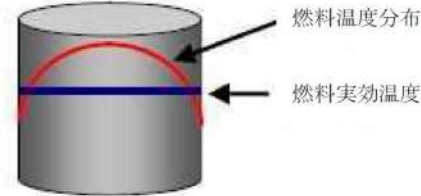
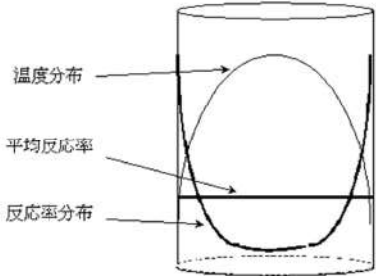
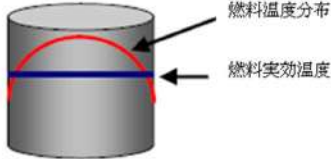
泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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）

7.1.5 原子炉停止機能喪失（添付資料 7.1.5.6 原子炉停止機能喪失（主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗）における反応度フィードバックについて）

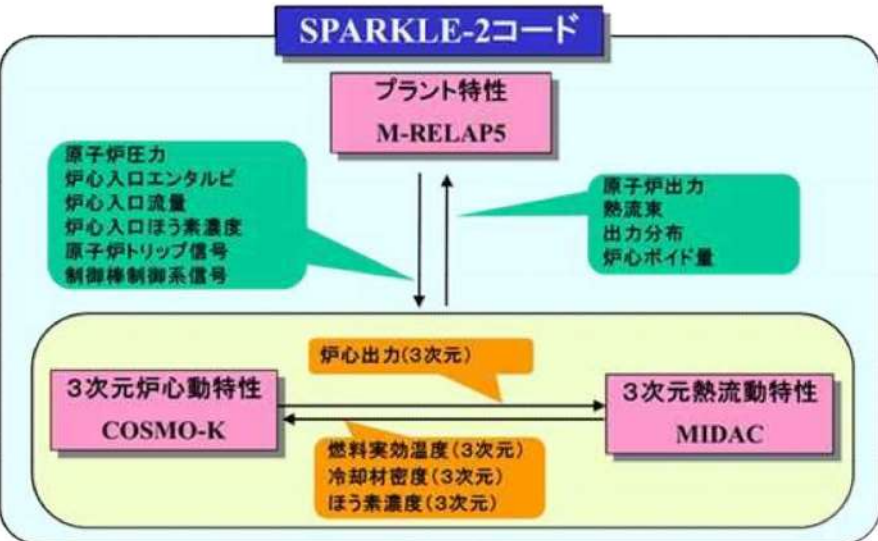
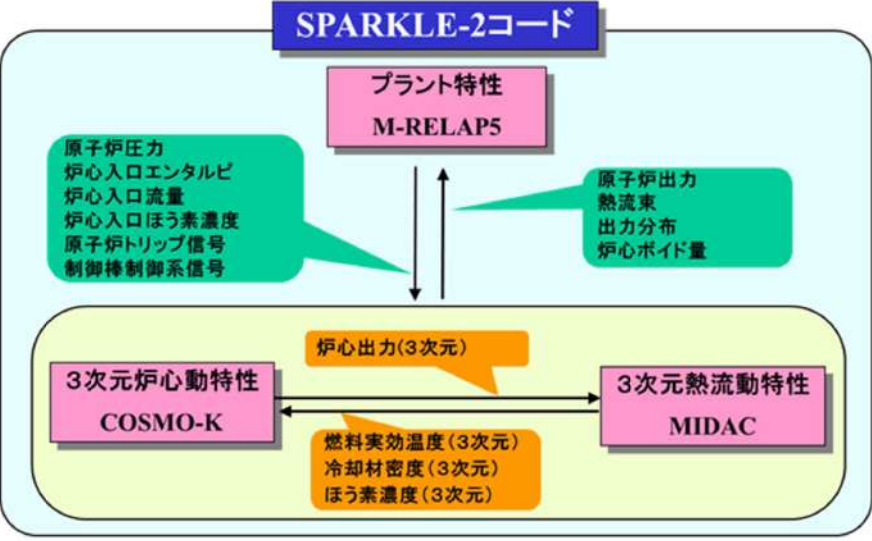
大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>図4 減速材温度と減速材温度係数の関係（概念図）</p> <p>(注) 図4は、減速材温度と減速材温度係数の相関（概念図）を示すものである。SPARKLE-2コードでは、初期減速材温度係数を$-16\text{pcm}/\text{C}$とし、事象進展中は時々刻々の断面積を再構築することで減速材フィードバックによる反応度効果を計算し解析結果を得ている。</p> <p>図4から、無負荷温度約292Cから高温全出力約308Cまで（温度変化量にして約16C）の減速材温度係数の変化量は概ね$-13\text{pcm}/\text{C}$程度であり、仮に、308C以上の温度においてもこの減速材温度係数の変化量が保存されるとすると、約349Cでは約$-49\text{pcm}/\text{C}$ ($-16\text{pcm}/\text{C} - 13\text{pcm}/\text{C} \times 41\text{C}/16\text{C}$)となる。事象初期値$-16\text{pcm}/\text{C}$ (約308C時点)と41C上昇(約349C時点)した際の平均的な減速材温度係数は約$-32.5\text{pcm}/\text{C}$となり、41C上昇した場合の反応度は約-1330pcmとなる。</p>	 <p>図4 減速材温度と減速材温度係数の関係（概念図）</p> <p>(注) 図4は、減速材温度と減速材温度係数の相関（概念図）を示すものである。SPARKLE-2コードでは、初期減速材温度係数を$-18\text{pcm}/\text{C}$とし、事象進展中は時々刻々の断面積を再構築することで減速材フィードバックによる反応度効果を計算し解析結果を得ている。</p> <p>図4から、無負荷温度約286Cから高温全出力約307Cまで（温度変化量にして約21C）の減速材温度係数の変化量は概ね$-15\text{pcm}/\text{C}$程度であり、仮に、307C以上の温度においてもこの減速材温度係数の変化量が保存されるとすると、約349Cでは約$-48\text{pcm}/\text{C}$ ($-18\text{pcm}/\text{C} - 15\text{pcm}/\text{C} \times 42\text{C}/21\text{C}$)となる。事象初期値$-18\text{pcm}/\text{C}$ (約307C時点)と42C上昇(約349C時点)した際の平均的な減速材温度係数は約$-33\text{pcm}/\text{C}$となり、42C上昇した場合の反応度は約-1390pcmとなる。</p>	

7.1.5 原子炉停止機能喪失（添付資料 7.1.5.6 原子炉停止機能喪失（主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗）における反応度フィードバックについて）

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;">燃料実効温度（炉心平均）について</p> <p style="text-align: right;">別紙2</p> <p>燃料実効温度（炉心平均）および1次冷却材温度（炉心平均）は、3次元炉心動特性計算に使用しているノード単位*の燃料実効温度分布および1次冷却材温度分布に対して、ノードの出力と体積の重みを掛けて平均化した値である。</p> <p>※ノード単位：径方向は2×2/集合体、軸方向は約10cmのメッシュ幅</p> <p>ノード単位の燃料実効温度は、MIDACで計算されたペレット内径方向温度分布を、炉心計算での反応度が合うように平均化し、COSMO-Kに受け渡す核計算用の燃料温度である。</p> <p>一般にペレット内の反応率分布は、図1の「反応率分布」として示されるような分布を持つ。そのため、ペレットの反応度を1つの代表温度で精度良く表す場合には、ペレット内の反応率と整合するよう、ペレット外側の重みが大きくなる加重平均処理を行う。</p>  <p style="text-align: center;">図1 燃料ペレット内の径方向温度分布および反応率分布（概念図）</p>  <p style="text-align: center;">図2 燃料ペレット内の径方向温度分布および反応率分布（概念図）</p>	<p style="text-align: center;">燃料実効温度（炉心平均）について</p> <p style="text-align: right;">別紙2</p> <p>燃料実効温度（炉心平均）および1次冷却材温度（炉心平均）は、3次元炉心動特性計算に使用しているノード単位*の燃料実効温度分布および1次冷却材温度分布に対して、ノードの出力と体積の重みを掛けて平均化した値である。</p> <p>※ノード単位：径方向は2×2/集合体、軸方向は約10cmのメッシュ幅</p> <p>ノード単位の燃料実効温度は、MIDACで計算されたペレット内径方向温度分布を、炉心計算での反応度が合うように平均化し、COSMO-Kに受け渡す核計算用の燃料温度である。</p> <p>一般にペレット内の反応率分布は、図1の「反応率分布」として示されるような分布を持つ。そのため、ペレットの反応度を1つの代表温度で精度良く表す場合には、ペレット内の反応率と整合するよう、ペレット外側の重みが大きくなる加重平均処理を行う。</p>  <p style="text-align: center;">図1 燃料ペレット内の径方向温度分布および反応率分布（概念図）</p>  <p style="text-align: center;">図2 燃料ペレット内の径方向温度分布および燃料実効温度（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）

7.1.5 原子炉停止機能喪失（添付資料 7.1.5.6 原子炉停止機能喪失（主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗）における反応度フィードバックについて）

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>SPARKLE-2コード</p> <p>プラント特性 M-RELAP5</p> <p>原子炉圧力 炉心入口エンタルピ 炉心入口流量 炉心入口ほう素濃度 原子炉トリップ信号 制御棒制御系信号</p> <p>原子炉出力 熱流束 出力分布 炉心ポイド量</p> <p>炉心出力(3次元)</p> <p>3次元炉心動特性 COSMO-K</p> <p>3次元熱流動特性 MIDAC</p> <p>燃料実効温度(3次元) 冷却材密度(3次元) ほう素濃度(3次元)</p>	 <p>SPARKLE-2コード</p> <p>プラント特性 M-RELAP5</p> <p>原子炉圧力 炉心入口エンタルピ 炉心入口流量 炉心入口ほう素濃度 原子炉トリップ信号 制御棒制御系信号</p> <p>原子炉出力 熱流束 出力分布 炉心ポイド量</p> <p>炉心出力(3次元)</p> <p>3次元炉心動特性 COSMO-K</p> <p>3次元熱流動特性 MIDAC</p> <p>燃料実効温度(3次元) 冷却材密度(3次元) ほう素濃度(3次元)</p>	

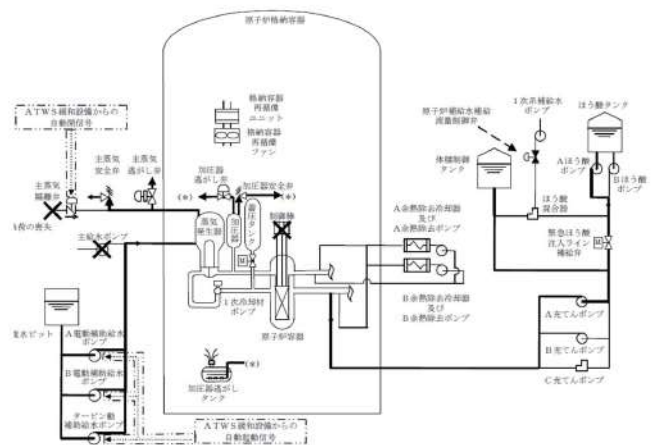
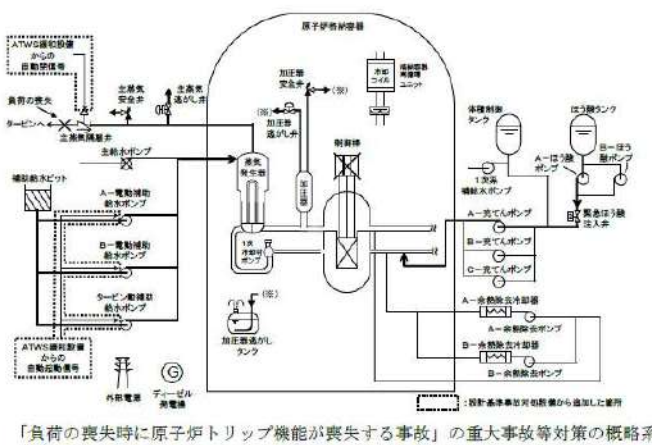
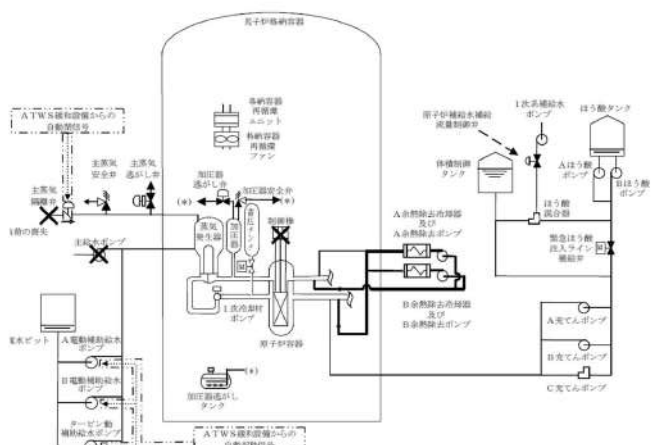
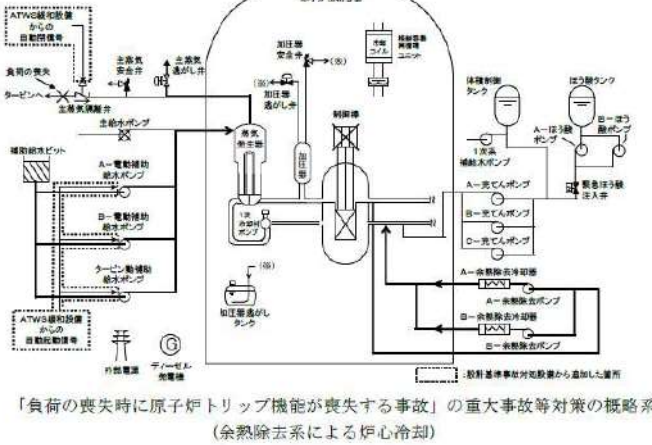
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.5 原子炉停止機能喪失（添付資料 7.1.5.7 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 style="text-align: right;">添付資料 2.5.6</p> <p style="text-align: center;">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>「原子炉停止機能喪失」における重要事故シーケンス「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図を以下に示す。</p> <p style="text-align: right;">設計基準事故対処設備から追加した箇所</p> <p>図1 「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図（短期対策）</p> <p style="text-align: right;">設計基準事故対処設備から追加した箇所</p> <p>図2 「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」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）</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 7.1.5.7</p> <p style="text-align: center;">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>「原子炉停止機能喪失」における重要事故シーケンス「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図を以下に示す。</p> <p>図1 「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図（ATW緩和設備及び緊急ほう酸濃縮）</p> <p>図2 「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図（余热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）

7.1.5 原子炉停止機能喪失（添付資料 7.1.5.7 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>また、重要事故シーケンス「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」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>図3 「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図（短期対策）</p> <p>----- 設計基準事故対処設備から追加した箇所</p>	<p>また、重要事故シーケンス「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図を以下に示す。</p>  <p>図3 「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図（ATWS 緩和設備及び緊急ほう酸濃縮）</p>	
<p>図4 「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」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）</p>  <p>図4 「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」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）</p>	<p>図4 「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」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>  <p>図4 「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」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）

7.1.5 原子炉停止機能喪失（添付資料 7.1.5.8 安定状態について）

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 2.5.8</p> <p>安定停止状態について</p> <p>原子炉停止機能喪失（主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗及び負荷喪失+原子炉トリップ失敗）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：緊急ほう酸濃縮により燃料取替ほう素濃度まで1次冷却材を濃縮後、余熱除去系が使用可能となる1次冷却材の温度、圧力まで減温、減圧し、さらに、余熱除去系により1次冷却材温度 93℃以下まで冷却され、炉心の冷却が維持されている状態</p> <p>原子炉安定停止状態の確立について 燃料取替ほう素濃度まで濃縮するには、濃縮開始から約 6.1 時間必要であり、事象発生の 21 分後から実施することから約 6.5 時間で濃縮完了する。更にサンプリング結果が出るまでに約 1.5 時間が必要であることから、事象発生の約 8.0 時間後を高温停止状態とした。</p> <p>なお、ほう酸濃縮を開始すると速やかに未臨界が達成されるとともに、放出された約 34t 分は、燃料取替ほう素濃度までの濃縮量（約 103t）により回復され、約 8.0 時間の中に包含される。</p> <p>また、高温停止状態に到達する事象発生の約 8.0 時間後に、蒸気発生器2次側での冷却により、177℃、2.7MPa [gage]まで減温、減圧するために必要な時間（約 5.2 時間）を加えた約 13.2 時間を余熱除去系が使用可能となる時間とした。</p> <p>余熱除去系による長期安定状態の維持について 余熱除去系が使用可能となる時間（約 13.2 時間）に、余熱除去系ウォーミング（約 1 時間：定検実績より算出）及び1次冷却系温度 177℃から 93℃までの冷却時間（約 7.1 時間：定検実績より算出）を足した時間（約 21.3 時間）にて低温停止状態に到達し、安定停止状態に至る。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>添付資料 2.5.2</p> <p>安定状態について</p> <p>原子炉停止機能喪失時の安定状態については以下のとおり。</p> <p>原子炉安定停止状態：事象発生後、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた炉心冷却により、炉心冠水が維持でき、また、冷却のための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要の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、必要の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 高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系による原子炉注水により炉心の冷却が維持される。また、ほう酸水注入系による炉心へのほう酸水注入により中性子束は徐々に低下し、未臨界が維持され、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 残留熱除去系による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、格納容器圧力及び温度は安定又は低下傾向になり、格納容器温度は 150℃を下回るとともに、低圧注水継続のための逃がし安全弁の機能維持が確認されている 126℃を上回ることなく、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 7.1.5.8</p> <p>安定状態について</p> <p>原子炉停止機能喪失（主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗）及び（負荷喪失+原子炉トリップ失敗）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、必要の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、必要の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 燃料取替ほう素濃度まで濃縮するには、濃縮開始から約 2.6 時間必要であり、事象発生約 15 分経過後から実施することから約 2.8 時間で濃縮完了する。更にサンプリング結果が出るまでに約 1 時間が必要であることから、事象発生から約 4.5 時間を原子炉安定停止状態とした。また、ほう酸濃縮を開始すると速やかに未臨界が達成される。</p> <p>なお、加圧器安全弁及び加圧器逃がし弁から系外へ放出された分の補給については、下で求めた必要なほう酸量の緊急ほう酸濃縮による補給後に化学体積制御設備等により補給することができ、約 4.5 時間の中に包含される。</p> <p>余熱除去系が使用可能となる時間（約 14 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1次冷却材温度 176℃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（約 26.5 時間）にて低温停止状態となる。その後も余熱除去系の運転を継続することにより、原子炉安定停止状態が確立される。</p> <p>原子炉格納容器安定状態の確立について 加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の動作により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> <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>	<p>記載方針の相違（女川実績の反映）</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）

7.1.5 原子炉停止機能喪失（添付資料 7.1.5.8 安定状態について）

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>＜ほう酸濃縮時間＞</p> <p>緊急ほう酸濃縮により、ほう酸タンクから高濃度ほう酸水を注水して燃料取替ほう素濃度（2,800ppm）まで濃縮するまでの時間を算出。</p> <p>条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・初期ほう素濃度（C_{BO}）：0 ppm ・ほう酸タンクほう素濃度（C_{BAT}）：8,300 ppm ・燃料取替ほう素濃度（C_f）：2,800 ppm ・RCS重量（W₀）：255 t ・RCSからの放出量（V）：34t <p>・放出された約 34t 分を緊急ほう酸濃縮により、ほう酸タンクから高濃度ほう酸水を注水後のRCSほう素濃度（C_{B1}）は、</p> $C_{B1} = \frac{V \times C_{BAT} + C_{BO} \times (W_0 - V)}{W_0} = \frac{34[t] \times 8,300[ppm] + 0[ppm] \times (255[t] - 34[t])}{255[t]} \approx 1,106ppm$ <p>・燃料取替ほう素濃度までの濃縮に必要なほう酸量（W）は、以下の式による。</p> $W = W_0 \times \ln \frac{C_{BAT} - C_{B1}}{C_{BAT} - C_f} + V - 255[t] \times \ln \frac{8,300[ppm] - 1,106[ppm]}{8,300[ppm] - 2,800[ppm]} + 34[t] \approx 103[t]$ <p>・緊急ほう酸濃縮流量は 17.0t/h であることから、緊急ほう酸濃縮により燃料取替ほう素濃度を達成するための時間（t）は、</p> $t = \frac{103[t]}{17.0[t/h]} \approx 6.1 \text{ 時間}$		<p>＜ほう酸濃縮時間＞</p> <p>緊急ほう酸濃縮により、ほう酸タンクから高濃度ほう酸水を注入して燃料取替ほう素濃度（約 3,200ppm）まで濃縮するまでの時間を算出。</p> <p>条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・初期ほう素濃度（炉心末期）：0 ppm ・ほう酸タンクほう素濃度（C_{BAT}）：21,000 ppm ・燃料取替ほう素濃度（C_f）：3,200 ppm ・RCS重量（W₀）：215.7 t <p>燃料取替ほう素濃度までの濃縮に必要なほう酸量（W）は、以下の式による。</p> $W = W_0 \times \ln \frac{C_{BAT} - 0}{C_{BAT} - C_f} = 215.7 \times \ln \frac{21,000}{21,000 - 3,200} = 35.7$ <p>・緊急ほう酸濃縮流量は 13.6m³/h(13.8t/h)であることから、緊急ほう酸濃縮により燃料取替ほう素濃度を達成するための時間(t)は、</p> $t = \frac{35.7[t]}{13.8[t]} \approx 2.6 \text{ 時間}$	<p>設計の相違</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）

7.1.5 原子炉停止機能喪失（添付資料 7.1.5.9 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（原子炉停止機能喪失））

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 2.5.10</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 （原子炉停止機能喪失）</p> <p>重要事故シーケンス「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」及び「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」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 7.1.5.9</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 （原子炉停止機能喪失）</p> <p>重要事故シーケンス「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」及び「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」における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>	

泊発電所 3号炉 有効性評価 比較表

7.1.5 原子炉停止機能喪失 (添付資料 7.1.5.9 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 (原子炉停止機能喪失))

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																																																				
<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等操作時間及び評価項目と与える影響 (1/2)</p> <table border="1"> <tr> <th>分類</th> <th>重要現象</th> <th>解析モデル</th> <th>評価手法</th> <th>評価項目となるパラメータと与える影響</th> </tr> <tr> <td rowspan="2">炉内</td> <td>炉心</td> <td>炉心</td> <td>炉心</td> <td>炉心温度</td> </tr> <tr> <td>燃料棒束温度変化</td> <td>燃料棒束温度変化</td> <td>燃料棒束温度変化</td> <td>燃料棒束温度変化</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">炉外</td> <td>冷却ポンプ運転</td> <td>冷却ポンプ運転</td> <td>冷却ポンプ運転</td> <td>冷却ポンプ運転</td> </tr> <tr> <td>電源失効</td> <td>電源失効</td> <td>電源失効</td> <td>電源失効</td> </tr> </table> <p>添付資料 7.1.5.10</p>	分類	重要現象	解析モデル	評価手法	評価項目となるパラメータと与える影響	炉内	炉心	炉心	炉心	炉心温度	燃料棒束温度変化	燃料棒束温度変化	燃料棒束温度変化	燃料棒束温度変化	炉外	冷却ポンプ運転	冷却ポンプ運転	冷却ポンプ運転	冷却ポンプ運転	電源失効	電源失効	電源失効	電源失効	<p>表1-1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目と与える影響 (原子炉停止機能喪失)</p> <table border="1"> <tr> <th>重要現象</th> <th>解析モデル</th> <th>評価手法</th> <th>評価項目となるパラメータと与える影響</th> </tr> <tr> <td>炉心</td> <td>炉心</td> <td>炉心</td> <td>炉心温度</td> </tr> <tr> <td>燃料棒束温度変化</td> <td>燃料棒束温度変化</td> <td>燃料棒束温度変化</td> <td>燃料棒束温度変化</td> </tr> <tr> <td>冷却ポンプ運転</td> <td>冷却ポンプ運転</td> <td>冷却ポンプ運転</td> <td>冷却ポンプ運転</td> </tr> <tr> <td>電源失効</td> <td>電源失効</td> <td>電源失効</td> <td>電源失効</td> </tr> </table> <p>添付資料 7.1.5.10</p>	重要現象	解析モデル	評価手法	評価項目となるパラメータと与える影響	炉心	炉心	炉心	炉心温度	燃料棒束温度変化	燃料棒束温度変化	燃料棒束温度変化	燃料棒束温度変化	冷却ポンプ運転	冷却ポンプ運転	冷却ポンプ運転	冷却ポンプ運転	電源失効	電源失効	電源失効	電源失効	<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等操作時間及び評価項目と与える影響 (1/2)</p> <table border="1"> <tr> <th>重要現象</th> <th>解析モデル</th> <th>評価手法</th> <th>評価項目となるパラメータと与える影響</th> </tr> <tr> <td>炉内</td> <td>炉心</td> <td>炉心</td> <td>炉心温度</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">炉外</td> <td>冷却ポンプ運転</td> <td>冷却ポンプ運転</td> <td>冷却ポンプ運転</td> </tr> <tr> <td>電源失効</td> <td>電源失効</td> <td>電源失効</td> </tr> </table> <p>添付資料 7.1.5.10</p>	重要現象	解析モデル	評価手法	評価項目となるパラメータと与える影響	炉内	炉心	炉心	炉心温度	炉外	冷却ポンプ運転	冷却ポンプ運転	冷却ポンプ運転	電源失効	電源失効	電源失効	<p>相違理由</p>
分類	重要現象	解析モデル	評価手法	評価項目となるパラメータと与える影響																																																									
炉内	炉心	炉心	炉心	炉心温度																																																									
	燃料棒束温度変化	燃料棒束温度変化	燃料棒束温度変化	燃料棒束温度変化																																																									
炉外	冷却ポンプ運転	冷却ポンプ運転	冷却ポンプ運転	冷却ポンプ運転																																																									
	電源失効	電源失効	電源失効	電源失効																																																									
重要現象	解析モデル	評価手法	評価項目となるパラメータと与える影響																																																										
炉心	炉心	炉心	炉心温度																																																										
燃料棒束温度変化	燃料棒束温度変化	燃料棒束温度変化	燃料棒束温度変化																																																										
冷却ポンプ運転	冷却ポンプ運転	冷却ポンプ運転	冷却ポンプ運転																																																										
電源失効	電源失効	電源失効	電源失効																																																										
重要現象	解析モデル	評価手法	評価項目となるパラメータと与える影響																																																										
炉内	炉心	炉心	炉心温度																																																										
炉外	冷却ポンプ運転	冷却ポンプ運転	冷却ポンプ運転																																																										
	電源失効	電源失効	電源失効																																																										
<p>添付資料 7.1.5.10</p>		<p>添付資料 7.1.5.10</p>		<p>添付資料 7.1.5.10</p>		<p>添付資料 7.1.5.10</p>																																																							

7.1.5 原子炉停止機能喪失（添付資料 7.1.5.9 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（原子炉停止機能喪失））

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

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																																																																								
<table border="1"> <tr> <th>分類</th> <th>重要現象</th> <th>解析モデル</th> <th>不確かさ</th> <th>運転員等操作時間に与える影響</th> <th>評価項目となるパラメータに与える影響</th> </tr> <tr> <td rowspan="2">加圧器</td> <td>気液相平衡</td> <td>2流体モデル</td> <td></td> <td></td> <td>加圧器における気液相平衡及び水蒸気圧に係る2流体モデル、加圧器における気液相平衡に係る二相/サブクール飽和蒸気モデル、並びに蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達に係る伝熱管熱伝達モデル及び2流体モデル、ドラフトエア圧力に係る2流体モデルは、LOFT 試験結果等の結果から、1次冷却材圧力について40.0MPa、1次冷却材流量について2℃の不確かさを併つて考慮している。よって、直ちに設定をした場合、実際の1次冷却材流量は期待値に比べて高くなり、評価項目となるパラメータに直接影響を及ぼす。また、実際の1次冷却材流量は期待値に比べて低くなる。1次冷却材流量が期待値に比べて高くなる場合は、加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は小さくなる。1次冷却材流量が期待値に比べて低くなる場合は、加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は大きくなる。加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいが、加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は、評価項目となるパラメータに与える影響は大きい。（添付資料 7.1.5.10）</td> </tr> <tr> <td>1次側・2次側の熱伝達</td> <td>伝熱管熱伝達モデル</td> <td>1次冷却材温度、±2℃ 1次冷却材圧力、±0.02MPa</td> <td>事業初期において、ATWS 試験結果により自動運転開始時の加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は、期待値に比べて高くなる。また、実際の1次冷却材流量は期待値に比べて低くなる。1次冷却材流量が期待値に比べて高くなる場合は、加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は小さくなる。1次冷却材流量が期待値に比べて低くなる場合は、加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は大きくなる。加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいが、加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は、評価項目となるパラメータに与える影響は大きい。（添付資料 7.1.5.10）</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">蒸気発生器</td> <td>冷却材放出（漏洩・空圧）</td> <td>2流体モデル</td> <td>入力値に含まれる</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>冷却材放出（漏洩・空圧）</td> <td>ポンプ特性モデル</td> <td>入力値に含まれる</td> <td></td> <td></td> </tr> </table>	分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	加圧器	気液相平衡	2流体モデル			加圧器における気液相平衡及び水蒸気圧に係る2流体モデル、加圧器における気液相平衡に係る二相/サブクール飽和蒸気モデル、並びに蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達に係る伝熱管熱伝達モデル及び2流体モデル、ドラフトエア圧力に係る2流体モデルは、LOFT 試験結果等の結果から、1次冷却材圧力について40.0MPa、1次冷却材流量について2℃の不確かさを併つて考慮している。よって、直ちに設定をした場合、実際の1次冷却材流量は期待値に比べて高くなり、評価項目となるパラメータに直接影響を及ぼす。また、実際の1次冷却材流量は期待値に比べて低くなる。1次冷却材流量が期待値に比べて高くなる場合は、加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は小さくなる。1次冷却材流量が期待値に比べて低くなる場合は、加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は大きくなる。加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいが、加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は、評価項目となるパラメータに与える影響は大きい。（添付資料 7.1.5.10）	1次側・2次側の熱伝達	伝熱管熱伝達モデル	1次冷却材温度、±2℃ 1次冷却材圧力、±0.02MPa	事業初期において、ATWS 試験結果により自動運転開始時の加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は、期待値に比べて高くなる。また、実際の1次冷却材流量は期待値に比べて低くなる。1次冷却材流量が期待値に比べて高くなる場合は、加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は小さくなる。1次冷却材流量が期待値に比べて低くなる場合は、加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は大きくなる。加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいが、加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は、評価項目となるパラメータに与える影響は大きい。（添付資料 7.1.5.10）	蒸気発生器	冷却材放出（漏洩・空圧）	2流体モデル	入力値に含まれる			冷却材放出（漏洩・空圧）	ポンプ特性モデル	入力値に含まれる			<table border="1"> <tr> <th>分類</th> <th>重要現象</th> <th>解析モデル</th> <th>不確かさ</th> <th>運転員等操作時間に与える影響</th> <th>評価項目となるパラメータに与える影響</th> </tr> <tr> <td rowspan="2">加圧器</td> <td>気液相平衡</td> <td>2流体モデル</td> <td></td> <td></td> <td>加圧器における気液相平衡及び水蒸気圧に係る2流体モデル、加圧器における気液相平衡に係る二相/サブクール飽和蒸気モデル、並びに蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達に係る伝熱管熱伝達モデル及び2流体モデル、ドラフトエア圧力に係る2流体モデルは、LOFT 試験結果等の結果から、1次冷却材圧力について40.0MPa、1次冷却材流量について2℃の不確かさを併つて考慮している。よって、直ちに設定をした場合、実際の1次冷却材流量は期待値に比べて高くなり、評価項目となるパラメータに直接影響を及ぼす。また、実際の1次冷却材流量は期待値に比べて低くなる。1次冷却材流量が期待値に比べて高くなる場合は、加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は小さくなる。1次冷却材流量が期待値に比べて低くなる場合は、加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は大きくなる。加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいが、加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は、評価項目となるパラメータに与える影響は大きい。（添付資料 7.1.5.10）</td> </tr> <tr> <td>1次側・2次側の熱伝達</td> <td>伝熱管熱伝達モデル</td> <td>1次冷却材温度、±2℃ 1次冷却材圧力、±0.02MPa</td> <td>事業初期において、ATWS 試験結果により自動運転開始時の加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は、期待値に比べて高くなる。また、実際の1次冷却材流量は期待値に比べて低くなる。1次冷却材流量が期待値に比べて高くなる場合は、加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は小さくなる。1次冷却材流量が期待値に比べて低くなる場合は、加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は大きくなる。加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいが、加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は、評価項目となるパラメータに与える影響は大きい。（添付資料 7.1.5.10）</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">蒸気発生器</td> <td>冷却材放出（漏洩・空圧）</td> <td>2流体モデル</td> <td>入力値に含まれる</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>冷却材放出（漏洩・空圧）</td> <td>ポンプ特性モデル</td> <td>入力値に含まれる</td> <td></td> <td></td> </tr> </table>	分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	加圧器	気液相平衡	2流体モデル			加圧器における気液相平衡及び水蒸気圧に係る2流体モデル、加圧器における気液相平衡に係る二相/サブクール飽和蒸気モデル、並びに蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達に係る伝熱管熱伝達モデル及び2流体モデル、ドラフトエア圧力に係る2流体モデルは、LOFT 試験結果等の結果から、1次冷却材圧力について40.0MPa、1次冷却材流量について2℃の不確かさを併つて考慮している。よって、直ちに設定をした場合、実際の1次冷却材流量は期待値に比べて高くなり、評価項目となるパラメータに直接影響を及ぼす。また、実際の1次冷却材流量は期待値に比べて低くなる。1次冷却材流量が期待値に比べて高くなる場合は、加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は小さくなる。1次冷却材流量が期待値に比べて低くなる場合は、加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は大きくなる。加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいが、加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は、評価項目となるパラメータに与える影響は大きい。（添付資料 7.1.5.10）	1次側・2次側の熱伝達	伝熱管熱伝達モデル	1次冷却材温度、±2℃ 1次冷却材圧力、±0.02MPa	事業初期において、ATWS 試験結果により自動運転開始時の加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は、期待値に比べて高くなる。また、実際の1次冷却材流量は期待値に比べて低くなる。1次冷却材流量が期待値に比べて高くなる場合は、加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は小さくなる。1次冷却材流量が期待値に比べて低くなる場合は、加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は大きくなる。加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいが、加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は、評価項目となるパラメータに与える影響は大きい。（添付資料 7.1.5.10）	蒸気発生器	冷却材放出（漏洩・空圧）	2流体モデル	入力値に含まれる			冷却材放出（漏洩・空圧）	ポンプ特性モデル	入力値に含まれる			<table border="1"> <tr> <th>分類</th> <th>重要現象</th> <th>解析モデル</th> <th>不確かさ</th> <th>運転員等操作時間に与える影響</th> <th>評価項目となるパラメータに与える影響</th> </tr> <tr> <td rowspan="2">加圧器</td> <td>気液相平衡</td> <td>2流体モデル</td> <td></td> <td></td> <td>加圧器における気液相平衡及び水蒸気圧に係る2流体モデル、加圧器における気液相平衡に係る二相/サブクール飽和蒸気モデル、並びに蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達に係る伝熱管熱伝達モデル及び2流体モデル、ドラフトエア圧力に係る2流体モデルは、LOFT 試験結果等の結果から、1次冷却材圧力について40.0MPa、1次冷却材流量について2℃の不確かさを併つて考慮している。よって、直ちに設定をした場合、実際の1次冷却材流量は期待値に比べて高くなり、評価項目となるパラメータに直接影響を及ぼす。また、実際の1次冷却材流量は期待値に比べて低くなる。1次冷却材流量が期待値に比べて高くなる場合は、加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は小さくなる。1次冷却材流量が期待値に比べて低くなる場合は、加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は大きくなる。加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいが、加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は、評価項目となるパラメータに与える影響は大きい。（添付資料 7.1.5.10）</td> </tr> <tr> <td>1次側・2次側の熱伝達</td> <td>伝熱管熱伝達モデル</td> <td>1次冷却材温度、±2℃ 1次冷却材圧力、±0.02MPa</td> <td>事業初期において、ATWS 試験結果により自動運転開始時の加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は、期待値に比べて高くなる。また、実際の1次冷却材流量は期待値に比べて低くなる。1次冷却材流量が期待値に比べて高くなる場合は、加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は小さくなる。1次冷却材流量が期待値に比べて低くなる場合は、加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は大きくなる。加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいが、加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は、評価項目となるパラメータに与える影響は大きい。（添付資料 7.1.5.10）</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">蒸気発生器</td> <td>冷却材放出（漏洩・空圧）</td> <td>2流体モデル</td> <td>入力値に含まれる</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>冷却材放出（漏洩・空圧）</td> <td>ポンプ特性モデル</td> <td>入力値に含まれる</td> <td></td> <td></td> </tr> </table>	分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	加圧器	気液相平衡	2流体モデル			加圧器における気液相平衡及び水蒸気圧に係る2流体モデル、加圧器における気液相平衡に係る二相/サブクール飽和蒸気モデル、並びに蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達に係る伝熱管熱伝達モデル及び2流体モデル、ドラフトエア圧力に係る2流体モデルは、LOFT 試験結果等の結果から、1次冷却材圧力について40.0MPa、1次冷却材流量について2℃の不確かさを併つて考慮している。よって、直ちに設定をした場合、実際の1次冷却材流量は期待値に比べて高くなり、評価項目となるパラメータに直接影響を及ぼす。また、実際の1次冷却材流量は期待値に比べて低くなる。1次冷却材流量が期待値に比べて高くなる場合は、加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は小さくなる。1次冷却材流量が期待値に比べて低くなる場合は、加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は大きくなる。加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいが、加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は、評価項目となるパラメータに与える影響は大きい。（添付資料 7.1.5.10）	1次側・2次側の熱伝達	伝熱管熱伝達モデル	1次冷却材温度、±2℃ 1次冷却材圧力、±0.02MPa	事業初期において、ATWS 試験結果により自動運転開始時の加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は、期待値に比べて高くなる。また、実際の1次冷却材流量は期待値に比べて低くなる。1次冷却材流量が期待値に比べて高くなる場合は、加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は小さくなる。1次冷却材流量が期待値に比べて低くなる場合は、加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は大きくなる。加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいが、加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は、評価項目となるパラメータに与える影響は大きい。（添付資料 7.1.5.10）	蒸気発生器	冷却材放出（漏洩・空圧）	2流体モデル	入力値に含まれる			冷却材放出（漏洩・空圧）	ポンプ特性モデル	入力値に含まれる			<p>表1-1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響（原子炉停止機能喪失）</p> <p>【加圧器】</p> <p>加圧器における気液相平衡及び水蒸気圧に係る2流体モデル、加圧器における気液相平衡に係る二相/サブクール飽和蒸気モデル、並びに蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達に係る伝熱管熱伝達モデル及び2流体モデル、ドラフトエア圧力に係る2流体モデルは、LOFT 試験結果等の結果から、1次冷却材圧力について40.0MPa、1次冷却材流量について2℃の不確かさを併つて考慮している。よって、直ちに設定をした場合、実際の1次冷却材流量は期待値に比べて高くなり、評価項目となるパラメータに直接影響を及ぼす。また、実際の1次冷却材流量は期待値に比べて低くなる。1次冷却材流量が期待値に比べて高くなる場合は、加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は小さくなる。1次冷却材流量が期待値に比べて低くなる場合は、加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は大きくなる。加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいが、加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は、評価項目となるパラメータに与える影響は大きい。（添付資料 7.1.5.10）</p> <p>【蒸気発生器】</p> <p>冷却材放出（漏洩・空圧）に係る2流体モデル、ポンプ特性モデルに係るポンプ特性モデルは、LOFT 試験結果等の結果から、1次冷却材圧力について40.0MPa、1次冷却材流量について2℃の不確かさを併つて考慮している。よって、直ちに設定をした場合、実際の1次冷却材流量は期待値に比べて高くなり、評価項目となるパラメータに直接影響を及ぼす。また、実際の1次冷却材流量は期待値に比べて低くなる。1次冷却材流量が期待値に比べて高くなる場合は、加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は小さくなる。1次冷却材流量が期待値に比べて低くなる場合は、加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は大きくなる。加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいが、加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は、評価項目となるパラメータに与える影響は大きい。（添付資料 7.1.5.10）</p>
分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響																																																																															
加圧器	気液相平衡	2流体モデル			加圧器における気液相平衡及び水蒸気圧に係る2流体モデル、加圧器における気液相平衡に係る二相/サブクール飽和蒸気モデル、並びに蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達に係る伝熱管熱伝達モデル及び2流体モデル、ドラフトエア圧力に係る2流体モデルは、LOFT 試験結果等の結果から、1次冷却材圧力について40.0MPa、1次冷却材流量について2℃の不確かさを併つて考慮している。よって、直ちに設定をした場合、実際の1次冷却材流量は期待値に比べて高くなり、評価項目となるパラメータに直接影響を及ぼす。また、実際の1次冷却材流量は期待値に比べて低くなる。1次冷却材流量が期待値に比べて高くなる場合は、加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は小さくなる。1次冷却材流量が期待値に比べて低くなる場合は、加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は大きくなる。加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいが、加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は、評価項目となるパラメータに与える影響は大きい。（添付資料 7.1.5.10）																																																																															
	1次側・2次側の熱伝達	伝熱管熱伝達モデル	1次冷却材温度、±2℃ 1次冷却材圧力、±0.02MPa	事業初期において、ATWS 試験結果により自動運転開始時の加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は、期待値に比べて高くなる。また、実際の1次冷却材流量は期待値に比べて低くなる。1次冷却材流量が期待値に比べて高くなる場合は、加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は小さくなる。1次冷却材流量が期待値に比べて低くなる場合は、加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は大きくなる。加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいが、加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は、評価項目となるパラメータに与える影響は大きい。（添付資料 7.1.5.10）																																																																																
蒸気発生器	冷却材放出（漏洩・空圧）	2流体モデル	入力値に含まれる																																																																																	
	冷却材放出（漏洩・空圧）	ポンプ特性モデル	入力値に含まれる																																																																																	
分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響																																																																															
加圧器	気液相平衡	2流体モデル			加圧器における気液相平衡及び水蒸気圧に係る2流体モデル、加圧器における気液相平衡に係る二相/サブクール飽和蒸気モデル、並びに蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達に係る伝熱管熱伝達モデル及び2流体モデル、ドラフトエア圧力に係る2流体モデルは、LOFT 試験結果等の結果から、1次冷却材圧力について40.0MPa、1次冷却材流量について2℃の不確かさを併つて考慮している。よって、直ちに設定をした場合、実際の1次冷却材流量は期待値に比べて高くなり、評価項目となるパラメータに直接影響を及ぼす。また、実際の1次冷却材流量は期待値に比べて低くなる。1次冷却材流量が期待値に比べて高くなる場合は、加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は小さくなる。1次冷却材流量が期待値に比べて低くなる場合は、加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は大きくなる。加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいが、加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は、評価項目となるパラメータに与える影響は大きい。（添付資料 7.1.5.10）																																																																															
	1次側・2次側の熱伝達	伝熱管熱伝達モデル	1次冷却材温度、±2℃ 1次冷却材圧力、±0.02MPa	事業初期において、ATWS 試験結果により自動運転開始時の加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は、期待値に比べて高くなる。また、実際の1次冷却材流量は期待値に比べて低くなる。1次冷却材流量が期待値に比べて高くなる場合は、加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は小さくなる。1次冷却材流量が期待値に比べて低くなる場合は、加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は大きくなる。加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいが、加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は、評価項目となるパラメータに与える影響は大きい。（添付資料 7.1.5.10）																																																																																
蒸気発生器	冷却材放出（漏洩・空圧）	2流体モデル	入力値に含まれる																																																																																	
	冷却材放出（漏洩・空圧）	ポンプ特性モデル	入力値に含まれる																																																																																	
分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響																																																																															
加圧器	気液相平衡	2流体モデル			加圧器における気液相平衡及び水蒸気圧に係る2流体モデル、加圧器における気液相平衡に係る二相/サブクール飽和蒸気モデル、並びに蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達に係る伝熱管熱伝達モデル及び2流体モデル、ドラフトエア圧力に係る2流体モデルは、LOFT 試験結果等の結果から、1次冷却材圧力について40.0MPa、1次冷却材流量について2℃の不確かさを併つて考慮している。よって、直ちに設定をした場合、実際の1次冷却材流量は期待値に比べて高くなり、評価項目となるパラメータに直接影響を及ぼす。また、実際の1次冷却材流量は期待値に比べて低くなる。1次冷却材流量が期待値に比べて高くなる場合は、加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は小さくなる。1次冷却材流量が期待値に比べて低くなる場合は、加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は大きくなる。加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいが、加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は、評価項目となるパラメータに与える影響は大きい。（添付資料 7.1.5.10）																																																																															
	1次側・2次側の熱伝達	伝熱管熱伝達モデル	1次冷却材温度、±2℃ 1次冷却材圧力、±0.02MPa	事業初期において、ATWS 試験結果により自動運転開始時の加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は、期待値に比べて高くなる。また、実際の1次冷却材流量は期待値に比べて低くなる。1次冷却材流量が期待値に比べて高くなる場合は、加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は小さくなる。1次冷却材流量が期待値に比べて低くなる場合は、加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は大きくなる。加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいが、加圧器冷却材圧力（パンプ）に与える影響は、評価項目となるパラメータに与える影響は大きい。（添付資料 7.1.5.10）																																																																																
蒸気発生器	冷却材放出（漏洩・空圧）	2流体モデル	入力値に含まれる																																																																																	
	冷却材放出（漏洩・空圧）	ポンプ特性モデル	入力値に含まれる																																																																																	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.1.5 原子炉停止機能喪失 (添付資料 7.1.5.9 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 (原子炉停止機能喪失))

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		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	
項目	解析条件の考え方	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	解析条件となるパラメータに与える影響	
炉心熱出力	100% (6.411MW) 定常値を設定。		解析条件となるパラメータに与える影響	解析条件となるパラメータに与える影響	
1次冷却材圧力	15.41MPa(gage) 定常値を設定。		運転員等操作時間による影響	解析条件となるパラメータに与える影響	
1次冷却材平均温度	307.1℃ 定常値を設定。		運転員等操作時間による影響	解析条件となるパラメータに与える影響	
炉心循環率	炉心循環率の保守的な値を設定。循環率が低いと冷却材の平均温度が上昇し、炉心熱出力が低下する可能性がある。このため、保守的な値を設定する。		運転員等操作時間による影響	解析条件となるパラメータに与える影響	
蒸気発生器2次側冷却水量	20t (1.8kg/s) (1.8kg/s) 定常値を設定。		運転員等操作時間による影響	解析条件となるパラメータに与える影響	

大飯発電所3/4号炉		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	
項目	解析条件の考え方	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	解析条件となるパラメータに与える影響	
炉心熱出力	100% (6.411MW) 定常値を設定。		運転員等操作時間による影響	解析条件となるパラメータに与える影響	
1次冷却材圧力	15.41MPa(gage) 定常値を設定。		運転員等操作時間による影響	解析条件となるパラメータに与える影響	
1次冷却材平均温度	307.1℃ 定常値を設定。		運転員等操作時間による影響	解析条件となるパラメータに与える影響	
炉心循環率	炉心循環率の保守的な値を設定。循環率が低いと冷却材の平均温度が上昇し、炉心熱出力が低下する可能性がある。このため、保守的な値を設定する。		運転員等操作時間による影響	解析条件となるパラメータに与える影響	
蒸気発生器2次側冷却水量	20t (1.8kg/s) (1.8kg/s) 定常値を設定。		運転員等操作時間による影響	解析条件となるパラメータに与える影響	

泊発電所3号炉		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	
項目	解析条件の考え方	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	解析条件となるパラメータに与える影響	
炉心熱出力 (初期)	100% (6.520MW) 定常値を設定。		運転員等操作時間による影響	解析条件となるパラメータに与える影響	
1次冷却材圧力 (初期)	15.41MPa(gage) 定常値を設定。		運転員等操作時間による影響	解析条件となるパラメータに与える影響	
1次冷却材平均温度 (初期)	306.6℃ 定常値を設定。		運転員等操作時間による影響	解析条件となるパラメータに与える影響	
炉心循環率	炉心循環率の保守的な値を設定。循環率が低いと冷却材の平均温度が上昇し、炉心熱出力が低下する可能性がある。このため、保守的な値を設定する。		運転員等操作時間による影響	解析条件となるパラメータに与える影響	
蒸気発生器2次側冷却水量 (初期)	20t (1.8kg/s) (1.8kg/s) 定常値を設定。		運転員等操作時間による影響	解析条件となるパラメータに与える影響	

相違理由	
解析条件	解析条件となるパラメータに与える影響
運転員等操作時間	運転員等操作時間による影響
評価項目	評価項目となるパラメータに与える影響

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に与える影響 (原子炉停止機能喪失) (1/4)

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に与える影響 (1/3)

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.1.5 原子炉停止機能喪失 (添付資料 7.1.5.9 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 (原子炉停止機能喪失))

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		大飯発電所3号炉		大飯発電所4号炉	
項目	解析条件 (初期値) の不確かさ	解析条件	運転員等操作時間による影響	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
減速材温度係数	初期値： -10pcm/°C	ウラン燃料は燃料中心において、燃料中心のばらつき及び燃料棒位置のばらつきを考慮して保守的に設定した値とする。 減速材温度係数初期値として-10pcm/°Cを設定。	事後初期において、A-TWS設備の稼働により自動操作する主要なシステム機能及び補助システム機能の稼働による影響を考慮している。運転員等による手動操作による影響は考慮していない。このため、運転員等操作時間による影響は小さい。	減速材温度係数初期値として-10pcm/°Cを設定している。運転員等による手動操作による影響は考慮していない。このため、運転員等操作時間による影響は小さい。	解析条件で設定している減速材温度係数の値がより大きくなるため、1次冷却材温度上昇による減速材反応度増加量となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
ドップラ特性	ウラン燃料棒 炉心代表とする ドップラ特性	ドップラ特性は燃料棒中心において大きく変動する。燃料棒中心のばらつきを考慮して保守的に設定した値とする。 ドップラ特性初期値として-10pcm/°Cを設定。	ドップラ特性は燃料棒中心において大きく変動する。燃料棒中心のばらつきを考慮して保守的に設定した値とする。事後初期において、A-TWS設備の稼働により自動操作する主要なシステム機能及び補助システム機能の稼働による影響を考慮している。運転員等による手動操作による影響は考慮していない。このため、運転員等操作時間による影響は小さい。	ドップラ特性は燃料棒中心において大きく変動する。燃料棒中心のばらつきを考慮して保守的に設定した値とする。事後初期において、A-TWS設備の稼働により自動操作する主要なシステム機能及び補助システム機能の稼働による影響を考慮している。運転員等による手動操作による影響は考慮していない。このため、運転員等操作時間による影響は小さい。	ドップラ特性は燃料棒中心において大きく変動する。燃料棒中心のばらつきを考慮して保守的に設定した値とする。事後初期において、A-TWS設備の稼働により自動操作する主要なシステム機能及び補助システム機能の稼働による影響を考慮している。運転員等による手動操作による影響は考慮していない。このため、運転員等操作時間による影響は小さい。
対象炉心	ウラン燃料棒 炉心代表とする ドップラ特性	ウラン燃料棒 炉心代表とする ドップラ特性	ウラン燃料棒 炉心代表とする ドップラ特性	ウラン燃料棒 炉心代表とする ドップラ特性	炉心における燃料棒位置や燃料棒長パターン、出力分布による影響は小さいため、解析条件で設定している減速材温度係数及びドップラ特性の評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

大飯発電所3号炉		大飯発電所4号炉	
項目	解析条件 (初期値) の不確かさ	解析条件	運転員等操作時間による影響
減速材温度係数 (初期)	-10pcm/°C	ウラン燃料は燃料中心において、燃料中心のばらつき及び燃料棒位置のばらつきを考慮して保守的に設定した値とする。 減速材温度係数初期値として-10pcm/°Cを設定。	事後初期において、A-TWS設備の稼働により自動操作する主要なシステム機能及び補助システム機能の稼働による影響を考慮している。運転員等による手動操作による影響は考慮していない。このため、運転員等操作時間による影響は小さい。
ドップラ特性	ウラン燃料棒 炉心代表とする ドップラ特性	ドップラ特性は燃料棒中心において大きく変動する。燃料棒中心のばらつきを考慮して保守的に設定した値とする。 ドップラ特性初期値として-10pcm/°Cを設定。	ドップラ特性は燃料棒中心において大きく変動する。燃料棒中心のばらつきを考慮して保守的に設定した値とする。事後初期において、A-TWS設備の稼働により自動操作する主要なシステム機能及び補助システム機能の稼働による影響を考慮している。運転員等による手動操作による影響は考慮していない。このため、運転員等操作時間による影響は小さい。
対象炉心	ウラン燃料棒 炉心代表とする ドップラ特性	ウラン燃料棒 炉心代表とする ドップラ特性	ウラン燃料棒 炉心代表とする ドップラ特性

大飯発電所3号炉		大飯発電所4号炉	
項目	解析条件 (初期値) の不確かさ	解析条件	運転員等操作時間による影響
減速材温度係数 (初期)	-10pcm/°C	ウラン燃料は燃料中心において、燃料中心のばらつき及び燃料棒位置のばらつきを考慮して保守的に設定した値とする。 減速材温度係数初期値として-10pcm/°Cを設定。	事後初期において、A-TWS設備の稼働により自動操作する主要なシステム機能及び補助システム機能の稼働による影響を考慮している。運転員等による手動操作による影響は考慮していない。このため、運転員等操作時間による影響は小さい。
ドップラ特性	ウラン燃料棒 炉心代表とする ドップラ特性	ドップラ特性は燃料棒中心において大きく変動する。燃料棒中心のばらつきを考慮して保守的に設定した値とする。 ドップラ特性初期値として-10pcm/°Cを設定。	ドップラ特性は燃料棒中心において大きく変動する。燃料棒中心のばらつきを考慮して保守的に設定した値とする。事後初期において、A-TWS設備の稼働により自動操作する主要なシステム機能及び補助システム機能の稼働による影響を考慮している。運転員等による手動操作による影響は考慮していない。このため、運転員等操作時間による影響は小さい。
対象炉心	ウラン燃料棒 炉心代表とする ドップラ特性	ウラン燃料棒 炉心代表とする ドップラ特性	ウラン燃料棒 炉心代表とする ドップラ特性

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.1.5 原子炉停止機能喪失（添付資料 7.1.5.9 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（原子炉停止機能喪失））

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																																																																																																																											
<p>表2 解析条件を基準条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響（3/3）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>解析条件</th> <th>基準条件の概要</th> <th>運転員等操作時間に関する影響</th> <th>評価項目となるパラメータに与える影響</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">冷却系</td> <td>圧力損失</td> <td>圧力損失の発生を抑制</td> <td>圧力損失の発生を抑制</td> <td>解析条件と評価項目との関係は、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</td> </tr> <tr> <td>圧力損失</td> <td>圧力損失の発生を抑制</td> <td>圧力損失の発生を抑制</td> <td>解析条件と評価項目との関係は、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">外部電源</td> <td>外部電源あり</td> <td>外部電源あり</td> <td>外部電源あり</td> <td>解析条件と評価項目との関係は、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</td> </tr> <tr> <td>外部電源あり</td> <td>外部電源あり</td> <td>外部電源あり</td> <td>解析条件と評価項目との関係は、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉停止機能</td> <td>原子炉停止機能あり</td> <td>原子炉停止機能あり</td> <td>原子炉停止機能あり</td> <td>解析条件と評価項目との関係は、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</td> </tr> <tr> <td>原子炉停止機能あり</td> <td>原子炉停止機能あり</td> <td>原子炉停止機能あり</td> <td>解析条件と評価項目との関係は、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">制御システム</td> <td>制御システムあり</td> <td>制御システムあり</td> <td>制御システムあり</td> <td>解析条件と評価項目との関係は、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</td> </tr> <tr> <td>制御システムあり</td> <td>制御システムあり</td> <td>制御システムあり</td> <td>解析条件と評価項目との関係は、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</td> </tr> </tbody> </table>		項目	解析条件	基準条件の概要	運転員等操作時間に関する影響	評価項目となるパラメータに与える影響	冷却系	圧力損失	圧力損失の発生を抑制	圧力損失の発生を抑制	解析条件と評価項目との関係は、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	圧力損失	圧力損失の発生を抑制	圧力損失の発生を抑制	解析条件と評価項目との関係は、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	外部電源	外部電源あり	外部電源あり	外部電源あり	解析条件と評価項目との関係は、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	外部電源あり	外部電源あり	外部電源あり	解析条件と評価項目との関係は、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	原子炉停止機能	原子炉停止機能あり	原子炉停止機能あり	原子炉停止機能あり	解析条件と評価項目との関係は、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	原子炉停止機能あり	原子炉停止機能あり	原子炉停止機能あり	解析条件と評価項目との関係は、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	制御システム	制御システムあり	制御システムあり	制御システムあり	解析条件と評価項目との関係は、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	制御システムあり	制御システムあり	制御システムあり	解析条件と評価項目との関係は、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	<p>表2 解析条件を基準条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響（続き）（3/4）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>解析条件</th> <th>基準条件の概要</th> <th>運転員等操作時間に関する影響</th> <th>評価項目となるパラメータに与える影響</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">冷却系</td> <td>圧力損失</td> <td>圧力損失の発生を抑制</td> <td>圧力損失の発生を抑制</td> <td>解析条件と評価項目との関係は、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</td> </tr> <tr> <td>圧力損失</td> <td>圧力損失の発生を抑制</td> <td>圧力損失の発生を抑制</td> <td>解析条件と評価項目との関係は、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">外部電源</td> <td>外部電源あり</td> <td>外部電源あり</td> <td>外部電源あり</td> <td>解析条件と評価項目との関係は、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</td> </tr> <tr> <td>外部電源あり</td> <td>外部電源あり</td> <td>外部電源あり</td> <td>解析条件と評価項目との関係は、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉停止機能</td> <td>原子炉停止機能あり</td> <td>原子炉停止機能あり</td> <td>原子炉停止機能あり</td> <td>解析条件と評価項目との関係は、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</td> </tr> <tr> <td>原子炉停止機能あり</td> <td>原子炉停止機能あり</td> <td>原子炉停止機能あり</td> <td>解析条件と評価項目との関係は、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">制御システム</td> <td>制御システムあり</td> <td>制御システムあり</td> <td>制御システムあり</td> <td>解析条件と評価項目との関係は、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</td> </tr> <tr> <td>制御システムあり</td> <td>制御システムあり</td> <td>制御システムあり</td> <td>解析条件と評価項目との関係は、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</td> </tr> </tbody> </table>		項目	解析条件	基準条件の概要	運転員等操作時間に関する影響	評価項目となるパラメータに与える影響	冷却系	圧力損失	圧力損失の発生を抑制	圧力損失の発生を抑制	解析条件と評価項目との関係は、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	圧力損失	圧力損失の発生を抑制	圧力損失の発生を抑制	解析条件と評価項目との関係は、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	外部電源	外部電源あり	外部電源あり	外部電源あり	解析条件と評価項目との関係は、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	外部電源あり	外部電源あり	外部電源あり	解析条件と評価項目との関係は、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	原子炉停止機能	原子炉停止機能あり	原子炉停止機能あり	原子炉停止機能あり	解析条件と評価項目との関係は、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	原子炉停止機能あり	原子炉停止機能あり	原子炉停止機能あり	解析条件と評価項目との関係は、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	制御システム	制御システムあり	制御システムあり	制御システムあり	解析条件と評価項目との関係は、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	制御システムあり	制御システムあり	制御システムあり	解析条件と評価項目との関係は、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	<p>表2 解析条件を基準条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響（3/3）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>解析条件</th> <th>基準条件の概要</th> <th>運転員等操作時間に関する影響</th> <th>評価項目となるパラメータに与える影響</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">冷却系</td> <td>圧力損失</td> <td>圧力損失の発生を抑制</td> <td>圧力損失の発生を抑制</td> <td>解析条件と評価項目との関係は、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</td> </tr> <tr> <td>圧力損失</td> <td>圧力損失の発生を抑制</td> <td>圧力損失の発生を抑制</td> <td>解析条件と評価項目との関係は、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">外部電源</td> <td>外部電源あり</td> <td>外部電源あり</td> <td>外部電源あり</td> <td>解析条件と評価項目との関係は、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</td> </tr> <tr> <td>外部電源あり</td> <td>外部電源あり</td> <td>外部電源あり</td> <td>解析条件と評価項目との関係は、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉停止機能</td> <td>原子炉停止機能あり</td> <td>原子炉停止機能あり</td> <td>原子炉停止機能あり</td> <td>解析条件と評価項目との関係は、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</td> </tr> <tr> <td>原子炉停止機能あり</td> <td>原子炉停止機能あり</td> <td>原子炉停止機能あり</td> <td>解析条件と評価項目との関係は、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">制御システム</td> <td>制御システムあり</td> <td>制御システムあり</td> <td>制御システムあり</td> <td>解析条件と評価項目との関係は、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</td> </tr> <tr> <td>制御システムあり</td> <td>制御システムあり</td> <td>制御システムあり</td> <td>解析条件と評価項目との関係は、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</td> </tr> </tbody> </table>		項目	解析条件	基準条件の概要	運転員等操作時間に関する影響	評価項目となるパラメータに与える影響	冷却系	圧力損失	圧力損失の発生を抑制	圧力損失の発生を抑制	解析条件と評価項目との関係は、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	圧力損失	圧力損失の発生を抑制	圧力損失の発生を抑制	解析条件と評価項目との関係は、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	外部電源	外部電源あり	外部電源あり	外部電源あり	解析条件と評価項目との関係は、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	外部電源あり	外部電源あり	外部電源あり	解析条件と評価項目との関係は、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	原子炉停止機能	原子炉停止機能あり	原子炉停止機能あり	原子炉停止機能あり	解析条件と評価項目との関係は、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	原子炉停止機能あり	原子炉停止機能あり	原子炉停止機能あり	解析条件と評価項目との関係は、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	制御システム	制御システムあり	制御システムあり	制御システムあり	解析条件と評価項目との関係は、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	制御システムあり	制御システムあり	制御システムあり	解析条件と評価項目との関係は、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	<p>相違理由</p>
項目	解析条件	基準条件の概要	運転員等操作時間に関する影響	評価項目となるパラメータに与える影響																																																																																																																													
冷却系	圧力損失	圧力損失の発生を抑制	圧力損失の発生を抑制	解析条件と評価項目との関係は、評価項目となるパラメータに与える影響はない。																																																																																																																													
	圧力損失	圧力損失の発生を抑制	圧力損失の発生を抑制	解析条件と評価項目との関係は、評価項目となるパラメータに与える影響はない。																																																																																																																													
外部電源	外部電源あり	外部電源あり	外部電源あり	解析条件と評価項目との関係は、評価項目となるパラメータに与える影響はない。																																																																																																																													
	外部電源あり	外部電源あり	外部電源あり	解析条件と評価項目との関係は、評価項目となるパラメータに与える影響はない。																																																																																																																													
原子炉停止機能	原子炉停止機能あり	原子炉停止機能あり	原子炉停止機能あり	解析条件と評価項目との関係は、評価項目となるパラメータに与える影響はない。																																																																																																																													
	原子炉停止機能あり	原子炉停止機能あり	原子炉停止機能あり	解析条件と評価項目との関係は、評価項目となるパラメータに与える影響はない。																																																																																																																													
制御システム	制御システムあり	制御システムあり	制御システムあり	解析条件と評価項目との関係は、評価項目となるパラメータに与える影響はない。																																																																																																																													
	制御システムあり	制御システムあり	制御システムあり	解析条件と評価項目との関係は、評価項目となるパラメータに与える影響はない。																																																																																																																													
項目	解析条件	基準条件の概要	運転員等操作時間に関する影響	評価項目となるパラメータに与える影響																																																																																																																													
冷却系	圧力損失	圧力損失の発生を抑制	圧力損失の発生を抑制	解析条件と評価項目との関係は、評価項目となるパラメータに与える影響はない。																																																																																																																													
	圧力損失	圧力損失の発生を抑制	圧力損失の発生を抑制	解析条件と評価項目との関係は、評価項目となるパラメータに与える影響はない。																																																																																																																													
外部電源	外部電源あり	外部電源あり	外部電源あり	解析条件と評価項目との関係は、評価項目となるパラメータに与える影響はない。																																																																																																																													
	外部電源あり	外部電源あり	外部電源あり	解析条件と評価項目との関係は、評価項目となるパラメータに与える影響はない。																																																																																																																													
原子炉停止機能	原子炉停止機能あり	原子炉停止機能あり	原子炉停止機能あり	解析条件と評価項目との関係は、評価項目となるパラメータに与える影響はない。																																																																																																																													
	原子炉停止機能あり	原子炉停止機能あり	原子炉停止機能あり	解析条件と評価項目との関係は、評価項目となるパラメータに与える影響はない。																																																																																																																													
制御システム	制御システムあり	制御システムあり	制御システムあり	解析条件と評価項目との関係は、評価項目となるパラメータに与える影響はない。																																																																																																																													
	制御システムあり	制御システムあり	制御システムあり	解析条件と評価項目との関係は、評価項目となるパラメータに与える影響はない。																																																																																																																													
項目	解析条件	基準条件の概要	運転員等操作時間に関する影響	評価項目となるパラメータに与える影響																																																																																																																													
冷却系	圧力損失	圧力損失の発生を抑制	圧力損失の発生を抑制	解析条件と評価項目との関係は、評価項目となるパラメータに与える影響はない。																																																																																																																													
	圧力損失	圧力損失の発生を抑制	圧力損失の発生を抑制	解析条件と評価項目との関係は、評価項目となるパラメータに与える影響はない。																																																																																																																													
外部電源	外部電源あり	外部電源あり	外部電源あり	解析条件と評価項目との関係は、評価項目となるパラメータに与える影響はない。																																																																																																																													
	外部電源あり	外部電源あり	外部電源あり	解析条件と評価項目との関係は、評価項目となるパラメータに与える影響はない。																																																																																																																													
原子炉停止機能	原子炉停止機能あり	原子炉停止機能あり	原子炉停止機能あり	解析条件と評価項目との関係は、評価項目となるパラメータに与える影響はない。																																																																																																																													
	原子炉停止機能あり	原子炉停止機能あり	原子炉停止機能あり	解析条件と評価項目との関係は、評価項目となるパラメータに与える影響はない。																																																																																																																													
制御システム	制御システムあり	制御システムあり	制御システムあり	解析条件と評価項目との関係は、評価項目となるパラメータに与える影響はない。																																																																																																																													
	制御システムあり	制御システムあり	制御システムあり	解析条件と評価項目との関係は、評価項目となるパラメータに与える影響はない。																																																																																																																													

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.1.5 原子炉停止機能喪失 (添付資料 7.1.5.9 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 (原子炉停止機能喪失))

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 style="text-align: center;">表2 解析条件を基礎条件とした場合の運転員等操縦時間及び評価項目となるペナメーターに与える影響 (原子炉停止機能喪失) (4/4)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転員等操縦時間(分)</th> <th>ペナメーターに与える影響</th> <th>運転員等操縦時間(分)</th> <th>ペナメーターに与える影響</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉停止機能喪失発生時の運転員等操縦時間(分)</td> <td>100分(1名)又は120分(2名)</td> <td>運転員等操縦時間は100分(1名)又は120分(2名)である。ペナメーターに与える影響は、運転員等操縦時間(分)に比例して増加する。</td> <td>100分(1名)又は120分(2名)</td> <td>運転員等操縦時間は100分(1名)又は120分(2名)である。ペナメーターに与える影響は、運転員等操縦時間(分)に比例して増加する。</td> </tr> <tr> <td>原子炉停止機能喪失発生時の運転員等操縦時間(分)</td> <td>100分(1名)又は120分(2名)</td> <td>運転員等操縦時間は100分(1名)又は120分(2名)である。ペナメーターに与える影響は、運転員等操縦時間(分)に比例して増加する。</td> <td>100分(1名)又は120分(2名)</td> <td>運転員等操縦時間は100分(1名)又は120分(2名)である。ペナメーターに与える影響は、運転員等操縦時間(分)に比例して増加する。</td> </tr> <tr> <td>原子炉停止機能喪失発生時の運転員等操縦時間(分)</td> <td>100分(1名)又は120分(2名)</td> <td>運転員等操縦時間は100分(1名)又は120分(2名)である。ペナメーターに与える影響は、運転員等操縦時間(分)に比例して増加する。</td> <td>100分(1名)又は120分(2名)</td> <td>運転員等操縦時間は100分(1名)又は120分(2名)である。ペナメーターに与える影響は、運転員等操縦時間(分)に比例して増加する。</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転員等操縦時間(分)	ペナメーターに与える影響	運転員等操縦時間(分)	ペナメーターに与える影響	原子炉停止機能喪失発生時の運転員等操縦時間(分)	100分(1名)又は120分(2名)	運転員等操縦時間は100分(1名)又は120分(2名)である。ペナメーターに与える影響は、運転員等操縦時間(分)に比例して増加する。	100分(1名)又は120分(2名)	運転員等操縦時間は100分(1名)又は120分(2名)である。ペナメーターに与える影響は、運転員等操縦時間(分)に比例して増加する。	原子炉停止機能喪失発生時の運転員等操縦時間(分)	100分(1名)又は120分(2名)	運転員等操縦時間は100分(1名)又は120分(2名)である。ペナメーターに与える影響は、運転員等操縦時間(分)に比例して増加する。	100分(1名)又は120分(2名)	運転員等操縦時間は100分(1名)又は120分(2名)である。ペナメーターに与える影響は、運転員等操縦時間(分)に比例して増加する。	原子炉停止機能喪失発生時の運転員等操縦時間(分)	100分(1名)又は120分(2名)	運転員等操縦時間は100分(1名)又は120分(2名)である。ペナメーターに与える影響は、運転員等操縦時間(分)に比例して増加する。	100分(1名)又は120分(2名)	運転員等操縦時間は100分(1名)又は120分(2名)である。ペナメーターに与える影響は、運転員等操縦時間(分)に比例して増加する。		
項目	運転員等操縦時間(分)	ペナメーターに与える影響	運転員等操縦時間(分)	ペナメーターに与える影響																			
原子炉停止機能喪失発生時の運転員等操縦時間(分)	100分(1名)又は120分(2名)	運転員等操縦時間は100分(1名)又は120分(2名)である。ペナメーターに与える影響は、運転員等操縦時間(分)に比例して増加する。	100分(1名)又は120分(2名)	運転員等操縦時間は100分(1名)又は120分(2名)である。ペナメーターに与える影響は、運転員等操縦時間(分)に比例して増加する。																			
原子炉停止機能喪失発生時の運転員等操縦時間(分)	100分(1名)又は120分(2名)	運転員等操縦時間は100分(1名)又は120分(2名)である。ペナメーターに与える影響は、運転員等操縦時間(分)に比例して増加する。	100分(1名)又は120分(2名)	運転員等操縦時間は100分(1名)又は120分(2名)である。ペナメーターに与える影響は、運転員等操縦時間(分)に比例して増加する。																			
原子炉停止機能喪失発生時の運転員等操縦時間(分)	100分(1名)又は120分(2名)	運転員等操縦時間は100分(1名)又は120分(2名)である。ペナメーターに与える影響は、運転員等操縦時間(分)に比例して増加する。	100分(1名)又は120分(2名)	運転員等操縦時間は100分(1名)又は120分(2名)である。ペナメーターに与える影響は、運転員等操縦時間(分)に比例して増加する。																			

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.1.5 原子炉停止機能喪失 (添付資料 7.1.5.9 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 (原子炉停止機能喪失))

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

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

項目	解析条件 (操作条件) の不確かさ			条件設定の考え方	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	操作時間余裕
	解析上の操作時間と実際に発生する操作時間との差	解析コードの不確かさによる影響	操作条件 (操作条件を採る際の条件) による影響				
事故初期において、ATWS種別設備により自動動作する主要高圧ライン開断及び補助給水ポンプの起動により炉心冷却が確保し、プラントを安定状態に導くことから、運転員等操作はない。このため、操作条件の不確かさによる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はない。							

表1 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 (原子炉停止機能喪失)

項目	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	操作時間余裕
	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		
001	<p>【解析条件】 解析コードの不確かさによる影響 解析コードの不確かさによる影響 解析コードの不確かさによる影響</p>	<p>運転員等操作時間による影響 運転員等操作時間による影響 運転員等操作時間による影響</p>	<p>評価項目となるパラメータに与える影響 評価項目となるパラメータに与える影響 評価項目となるパラメータに与える影響</p>	<p>操作時間余裕 操作時間余裕 操作時間余裕</p>
002	<p>【解析条件】 解析コードの不確かさによる影響 解析コードの不確かさによる影響 解析コードの不確かさによる影響</p>	<p>運転員等操作時間による影響 運転員等操作時間による影響 運転員等操作時間による影響</p>	<p>評価項目となるパラメータに与える影響 評価項目となるパラメータに与える影響 評価項目となるパラメータに与える影響</p>	<p>操作時間余裕 操作時間余裕 操作時間余裕</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

項目	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	操作時間余裕	評価時間余裕
	解析条件の不確かさ	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	操作時間余裕			
事故初期において、ATWS種別設備により自動動作する主要高圧ライン開断及び補助給水ポンプの起動により炉心冷却が確保し、プラントを安定状態に導くことから、運転員等操作はない。このため、操作条件の不確かさによる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はない。							

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）

7.1.5 原子炉停止機能喪失（添付資料 7.1.5.10 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力評価において解析コード及び解析条件の不確かさを考慮した場合の影響）

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;">添付資料 2.5.9</p> <p>原子炉停止機能喪失時の有効性評価における原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力評価において解析コード及び解析条件の不確かさを考慮した場合の影響について</p> <p>1. 原子炉停止機能喪失時の有効性評価における不確かさの影響について</p> <p>最確条件を基本ケースとした場合は、入力条件の不確かさによる1次冷却材圧力の最大値への感度は軽微であるが、1次冷却材圧力の最大値付近において加圧器安全弁開度の余裕が小さいような条件では、入力条件の不確かさ（解析コード又は解析条件の不確かさ）による原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値への感度が大きくなるとの知見を踏まえ、これらの不確かさによる影響を感度解析にて確認する。具体的には、今回の有効性評価を行った「主給水流量喪失時に原子炉トリップに失敗する事故」及び「負荷の喪失時に原子炉トリップに失敗する事故」の入力条件に対し、さらに解析コード及び解析条件の不確かさの全てが1次冷却材圧力の最大値を高くする方向に作用したとの保守的な仮定に基づき、感度解析を行う。</p> <p>不確かさとして有効性評価への考慮が必要となる項目としては、減速材反応度帰還効果、ドブブラ反応度帰還効果、1次冷却材平均温度、原子炉熱出力及び1次冷却材圧力があるが、各項目の不確かさには解析コードの不確かさ及び解析条件の不確かさを含み、感度解析における各不確かさの取扱いを表1に示す。</p> <p>(1) 初期条件の不確かさが原子炉停止機能喪失時の有効性評価に与える影響</p> <p>「主給水流量喪失」における感度解析結果を表2及び図1～図4に、「負荷の喪失」の感度解析結果を表3及び図5～図8に示すとおり、初期条件の不確かさの全てが原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値を高くする方向に作用したとの保守的な仮定に基づく感度解析の結果、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値は「主給水流量喪失」において約19.4MPa[gage]、「負荷の喪失」において約19.6MPa[gage]となり、各々の基本ケースでの結果である約18.6MPa[gage]及び約18.9MPa[gage]に比べて上昇するものの、対策の有効性を確認する項目である最高使用圧力の1.2倍(20.592MPa[gage])を下回る結果となる。また、この感度解析結果と判断基準との間には、解析コードの不確かさのうち1次冷却材平均温度および1次冷却材圧力の不確かさによる影響(約0.6MPa)を上回る裕度がある。</p> <p>なお、ここで想定した感度解析条件は、解析コード及び解析条件の不確かさの全てが1次冷却材圧力の最大値を高くする方向に作用したとの保守的な仮定に基づくものであるが、不確かさのうち初期定常誤差(炉心熱出力、1次冷却材平均温度及び1次冷却材圧力)、ドブブラ反応度帰還効果及び減速材反応度帰還効果の不確かさについては、それぞれが独立したパラメータであり、これらの不確かさの全てが同時に1次冷却材圧力の最大値を高くする方向に作用する可能性は小さい。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 7.1.5.10</p> <p>原子炉停止機能喪失時の有効性評価における原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力評価において解析コード及び解析条件の不確かさを考慮した場合の影響について</p> <p>1. 原子炉停止機能喪失時の有効性評価における不確かさの影響について</p> <p>原子炉停止機能喪失時の有効性評価では、最適評価条件に対し、入力条件の不確かさのうち評価指標となる原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の上昇への影響が最も大きい減速材温度係数初期値(以下「MC初期値」という。)に保守性を考慮したもとしている。</p> <p>最確条件を基本ケースとした場合は、入力条件の不確かさによる1次冷却材圧力の最大値への感度は軽微であるが、1次冷却材圧力の最大値付近において加圧器安全弁開度の余裕が小さいような条件では、入力条件の不確かさ（解析コード又は解析条件の不確かさ）による原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値への感度が大きくなるとの知見を踏まえ、これらの不確かさによる影響を感度解析にて確認する。具体的には、今回の有効性評価を行った「主給水流量喪失時に原子炉トリップに失敗する事故」及び「負荷の喪失時に原子炉トリップに失敗する事故」の入力条件に対し、さらに解析コード及び解析条件の不確かさの全てが1次冷却材圧力の最大値を高くする方向に作用したとの保守的な仮定に基づき、感度解析を行う。</p> <p>不確かさとして有効性評価への考慮が必要となる項目としては、減速材反応度帰還効果、ドブブラ反応度帰還効果、1次冷却材平均温度、原子炉熱出力及び1次冷却材圧力があるが、各項目の不確かさには解析コードの不確かさ及び解析条件の不確かさを含み、感度解析における各不確かさの取扱いを表1に示す。</p> <p>(1) 初期条件の不確かさが原子炉停止機能喪失時の有効性評価に与える影響</p> <p>「主給水流量喪失」における感度解析結果を表3及び図1～図4に、「負荷の喪失」の感度解析結果を表4及び図5～図8に示すとおり、初期条件の不確かさの全てが原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値を高くする方向に作用したとの保守的な仮定に基づく感度解析の結果、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値は「主給水流量喪失」において約19.6MPa[gage]、「負荷の喪失」において約19.7MPa[gage]となり、各々の基本ケースでの結果である約18.6MPa[gage]に比べて上昇するものの、対策の有効性を確認する項目である最高使用圧力の1.2倍(20.592MPa[gage])を下回る結果となる。また、この感度解析結果と判断基準との間には、解析コードの不確かさのうち1次冷却材平均温度及び1次冷却材圧力の不確かさによる影響(約0.6MPa)を上回る裕度がある。</p> <p>なお、ここで想定した感度解析条件は、解析コード及び解析条件の不確かさの全てが1次冷却材圧力の最大値を高くする方向に作用したとの保守的な仮定に基づくものであるが、不確かさのうち初期定常誤差(炉心熱出力、1次冷却材平均温度及び1次冷却材圧力)、ドブブラ反応度帰還効果及び減速材反応度帰還効果の不確かさについては、それぞれが独立したパラメータであり、これらの不確かさの全てが同時に1次冷却材圧力の最大値を高くする方向に作用する可能性は小さい。</p>	<p>記載方針の相違</p> <p>解析結果の相違</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）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.1.5 原子炉停止機能喪失（添付資料 7.1.5.10 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力評価において解析コード及び解析条件の不確かさを考慮した場合の影響）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																				
<p>2. まとめ</p> <p>原子炉停止機能喪失時の有効性評価では、入力条件の不確かさのうち最も評価指標への影響が大きい減速材温度係数初期値に保守性を考慮しており、その他の不確かさについては、「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」に基づき、最適評価条件としたものとしているが、その他の入力条件の不確かさの全てが1次冷却材圧力の最大値を高くする方向に作用したとの保守的な仮定においても、原子炉停止機能喪失事象における原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が確保できることを確認した。</p> <p>表1 感度解析における解析コード及び解析条件の不確かさの取扱い</p> <table border="1" data-bbox="235 518 952 1316"> <thead> <tr> <th>解析コードの不確かさ</th> <th>解析条件の不確かさ</th> <th>感度解析での取扱い</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ドブプラ反応度帰還効果</td> <td>±10%</td> <td>取替炉心毎のばらつき</td> </tr> <tr> <td>減速材反応度帰還効果</td> <td>±3.6pcm/°C</td> <td>取替炉心毎のばらつき</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材平均温度</td> <td>±2°C</td> <td>±2.2°C</td> </tr> <tr> <td>炉心熱出力</td> <td>—</td> <td>±2%</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材圧力</td> <td>±0.2MPa</td> <td>±0.21MPa</td> </tr> </tbody> </table> <p>(注1) 代表4ループによる評価結果に基づくものであり、加圧器安全弁開度の余裕の違いにより、1次冷却材温度の不確かさによる1次冷却材圧力への影響は若干変動すると考えられるが、その変動は解析結果と判断基準の余裕に比べれば小さいものである。</p>	解析コードの不確かさ	解析条件の不確かさ	感度解析での取扱い	ドブプラ反応度帰還効果	±10%	取替炉心毎のばらつき	減速材反応度帰還効果	±3.6pcm/°C	取替炉心毎のばらつき	1次冷却材平均温度	±2°C	±2.2°C	炉心熱出力	—	±2%	1次冷却材圧力	±0.2MPa	±0.21MPa	<p>2. まとめ</p> <p>原子炉停止機能喪失時の有効性評価では、入力条件の不確かさのうち最も評価指標への影響が大きいMTC初期値に保守性を考慮しており、その他の不確かさについては、「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」に基づき、最適評価条件としたものとしているが、その他の入力条件の不確かさの全てが1次冷却材圧力の最大値を高くする方向に作用したとの保守的な仮定においても、原子炉停止機能喪失事象における原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が確保できることを確認した。</p> <p>表1 感度解析における解析コード及び解析条件の不確かさの取扱い</p> <table border="1" data-bbox="1187 518 1825 1316"> <thead> <tr> <th>解析コードの不確かさ</th> <th>解析条件の不確かさ</th> <th>感度解析での取扱い</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ドブプラ反応度帰還効果</td> <td>±10%</td> <td>取替炉心毎のばらつき</td> </tr> <tr> <td>減速材反応度帰還効果</td> <td>±3.6pcm/°C</td> <td>取替炉心毎のばらつき</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材平均温度</td> <td>±2°C</td> <td>±2.2°C</td> </tr> <tr> <td>炉心熱出力</td> <td>—</td> <td>±2%</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材圧力</td> <td>±0.2MPa</td> <td>±0.21MPa</td> </tr> </tbody> </table> <p>(注1) 代表4ループによる評価結果に基づくものであり、加圧器安全弁開度の余裕の違いにより、1次冷却材温度の不確かさによる1次冷却材圧力への影響は若干変動すると考えられるが、その変動は解析結果と判断基準の余裕に比べれば小さいものである。</p>	解析コードの不確かさ	解析条件の不確かさ	感度解析での取扱い	ドブプラ反応度帰還効果	±10%	取替炉心毎のばらつき	減速材反応度帰還効果	±3.6pcm/°C	取替炉心毎のばらつき	1次冷却材平均温度	±2°C	±2.2°C	炉心熱出力	—	±2%	1次冷却材圧力	±0.2MPa	±0.21MPa	<p>記載表現の相違 ・泊は最初に読み替えを実施</p>
解析コードの不確かさ	解析条件の不確かさ	感度解析での取扱い																																				
ドブプラ反応度帰還効果	±10%	取替炉心毎のばらつき																																				
減速材反応度帰還効果	±3.6pcm/°C	取替炉心毎のばらつき																																				
1次冷却材平均温度	±2°C	±2.2°C																																				
炉心熱出力	—	±2%																																				
1次冷却材圧力	±0.2MPa	±0.21MPa																																				
解析コードの不確かさ	解析条件の不確かさ	感度解析での取扱い																																				
ドブプラ反応度帰還効果	±10%	取替炉心毎のばらつき																																				
減速材反応度帰還効果	±3.6pcm/°C	取替炉心毎のばらつき																																				
1次冷却材平均温度	±2°C	±2.2°C																																				
炉心熱出力	—	±2%																																				
1次冷却材圧力	±0.2MPa	±0.21MPa																																				

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

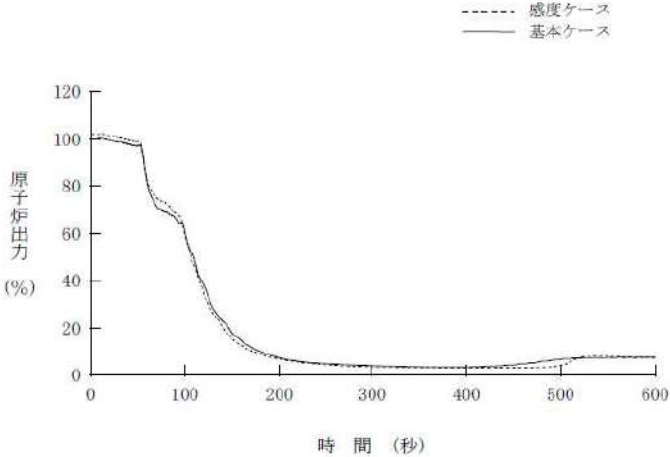
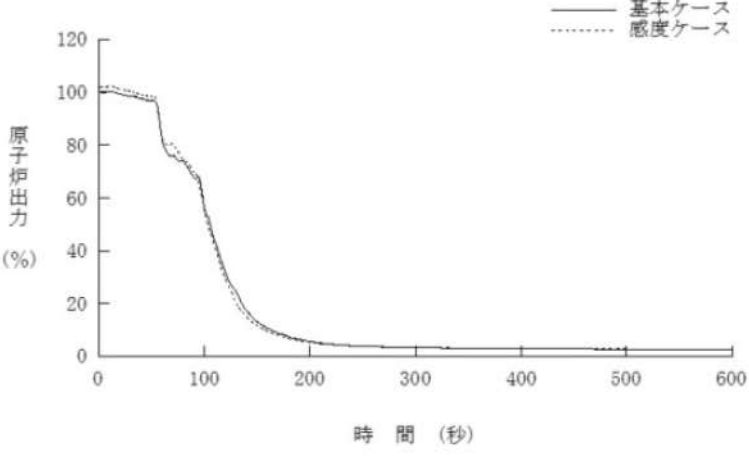
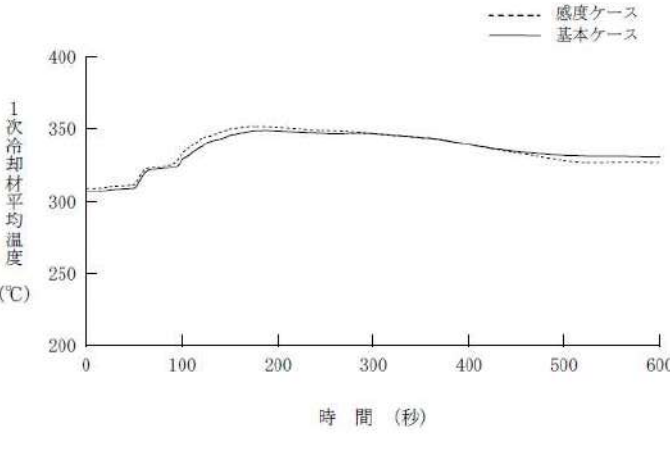
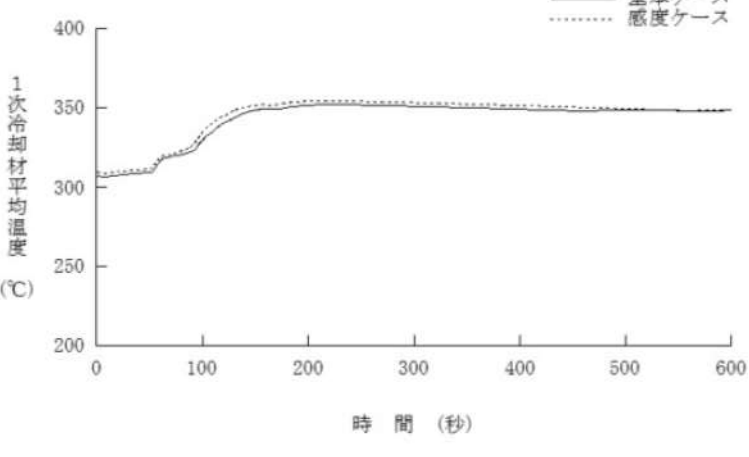
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.5 原子炉停止機能喪失（添付資料 7.1.5.10 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力評価において解析コード及び解析条件の不確かさを考慮した場合の影響）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																														
<p>表2 「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」の感度解析結果</p> <table border="1" data-bbox="246 518 940 758"> <thead> <tr> <th>減速材温度係数初期値</th> <th>ドップラ効果</th> <th>初期定常誤差</th> <th>原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>-16pcm/°C</td> <td>最確値</td> <td>考慮しない</td> <td>約 18.6MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>-16pcm/°C</td> <td>最確値+20%</td> <td>考慮する*</td> <td>約 19.4MPa[gage]</td> </tr> </tbody> </table> <p>*：初期定常誤差として、炉心熱出力：定格値+2%、1次冷却材平均温度：定格値+2.2°C、1次冷却材圧力：定格値+0.21MPaを考慮。</p> <p>表3 「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」の感度解析結果</p> <table border="1" data-bbox="246 933 940 1173"> <thead> <tr> <th>減速材温度係数初期値</th> <th>ドップラ効果</th> <th>初期定常誤差</th> <th>原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>-16pcm/°C</td> <td>最確値</td> <td>考慮しない</td> <td>約 18.9MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>-16pcm/°C</td> <td>最確値+20%</td> <td>考慮する*</td> <td>約 19.6MPa[gage]</td> </tr> </tbody> </table> <p>*：初期定常誤差として、炉心熱出力：定格値+2%、1次冷却材平均温度：定格値+2.2°C、1次冷却材圧力：定格値+0.21MPaを考慮。</p>	減速材温度係数初期値	ドップラ効果	初期定常誤差	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値	-16pcm/°C	最確値	考慮しない	約 18.6MPa[gage]	-16pcm/°C	最確値+20%	考慮する*	約 19.4MPa[gage]	減速材温度係数初期値	ドップラ効果	初期定常誤差	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値	-16pcm/°C	最確値	考慮しない	約 18.9MPa[gage]	-16pcm/°C	最確値+20%	考慮する*	約 19.6MPa[gage]	<p>表2 初期MTCの評価結果（核的不確かさ含まず）</p> <table border="1" data-bbox="1120 239 1904 391"> <thead> <tr> <th>燃焼度時点</th> <th>ウラン平衡炉心</th> <th>MOX平衡炉心</th> <th>取替炉心の例（第2サイクル）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>サイクル初期</td> <td>-30.1pcm/°C</td> <td>-34.6pcm/°C</td> <td>-25.0pcm/°C</td> </tr> </tbody> </table> <p>表3 原子炉停止機能喪失（主給水流量喪失）時の感度解析結果</p> <table border="1" data-bbox="1120 470 1904 702"> <thead> <tr> <th>解析ケース</th> <th>MTC初期値</th> <th>ドップラ効果</th> <th>初期定常誤差</th> <th>原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>基本ケース</td> <td>-18pcm/°C</td> <td>最確値</td> <td>考慮しない</td> <td>約 18.8MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>感度ケース</td> <td>-18pcm/°C</td> <td>最確値+20%</td> <td>考慮する*</td> <td>約 19.8MPa[gage]</td> </tr> </tbody> </table> <p>*：初期定常誤差として、下記を考慮した。 炉心熱出力：定格値+2% 1次冷却材平均温度：定格値+2.2°C 1次冷却材圧力：定格値+0.21MPa</p> <p>表4 原子炉停止機能喪失（負荷の喪失）時の感度解析結果</p> <table border="1" data-bbox="1120 885 1904 1117"> <thead> <tr> <th>解析ケース</th> <th>MTC初期値</th> <th>ドップラ効果</th> <th>初期定常誤差</th> <th>原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>基本ケース</td> <td>-18pcm/°C</td> <td>最確値</td> <td>考慮しない</td> <td>約 18.8MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>感度ケース</td> <td>-18pcm/°C</td> <td>最確値+20%</td> <td>考慮する*</td> <td>約 19.7MPa[gage]</td> </tr> </tbody> </table> <p>*：初期定常誤差として、下記を考慮した。 炉心熱出力：定格値+2% 1次冷却材平均温度：定格値+2.2°C 1次冷却材圧力：定格値+0.21MPa</p>	燃焼度時点	ウラン平衡炉心	MOX平衡炉心	取替炉心の例（第2サイクル）	サイクル初期	-30.1pcm/°C	-34.6pcm/°C	-25.0pcm/°C	解析ケース	MTC初期値	ドップラ効果	初期定常誤差	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値	基本ケース	-18pcm/°C	最確値	考慮しない	約 18.8MPa[gage]	感度ケース	-18pcm/°C	最確値+20%	考慮する*	約 19.8MPa[gage]	解析ケース	MTC初期値	ドップラ効果	初期定常誤差	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値	基本ケース	-18pcm/°C	最確値	考慮しない	約 18.8MPa[gage]	感度ケース	-18pcm/°C	最確値+20%	考慮する*	約 19.7MPa[gage]	<p>記載方針の相違</p>
減速材温度係数初期値	ドップラ効果	初期定常誤差	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値																																																													
-16pcm/°C	最確値	考慮しない	約 18.6MPa[gage]																																																													
-16pcm/°C	最確値+20%	考慮する*	約 19.4MPa[gage]																																																													
減速材温度係数初期値	ドップラ効果	初期定常誤差	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値																																																													
-16pcm/°C	最確値	考慮しない	約 18.9MPa[gage]																																																													
-16pcm/°C	最確値+20%	考慮する*	約 19.6MPa[gage]																																																													
燃焼度時点	ウラン平衡炉心	MOX平衡炉心	取替炉心の例（第2サイクル）																																																													
サイクル初期	-30.1pcm/°C	-34.6pcm/°C	-25.0pcm/°C																																																													
解析ケース	MTC初期値	ドップラ効果	初期定常誤差	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値																																																												
基本ケース	-18pcm/°C	最確値	考慮しない	約 18.8MPa[gage]																																																												
感度ケース	-18pcm/°C	最確値+20%	考慮する*	約 19.8MPa[gage]																																																												
解析ケース	MTC初期値	ドップラ効果	初期定常誤差	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値																																																												
基本ケース	-18pcm/°C	最確値	考慮しない	約 18.8MPa[gage]																																																												
感度ケース	-18pcm/°C	最確値+20%	考慮する*	約 19.7MPa[gage]																																																												

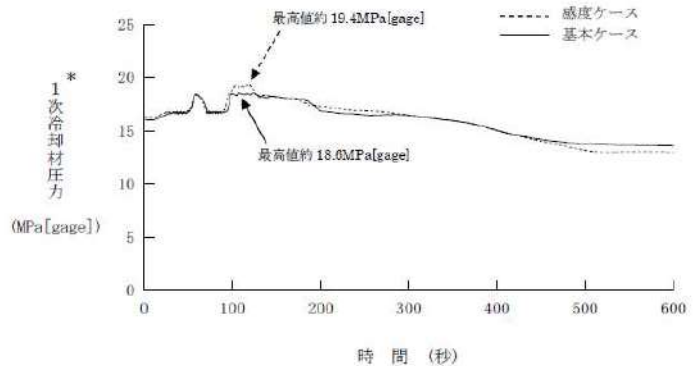
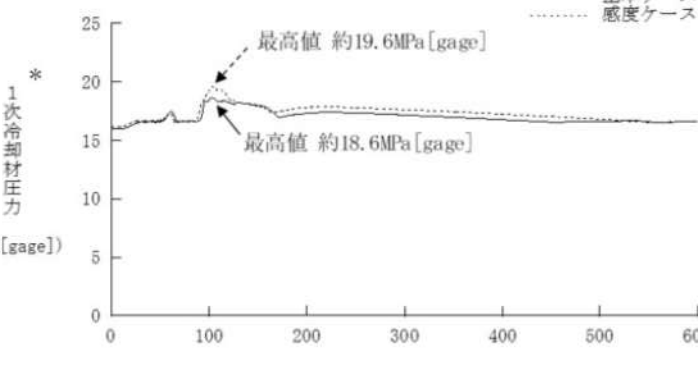
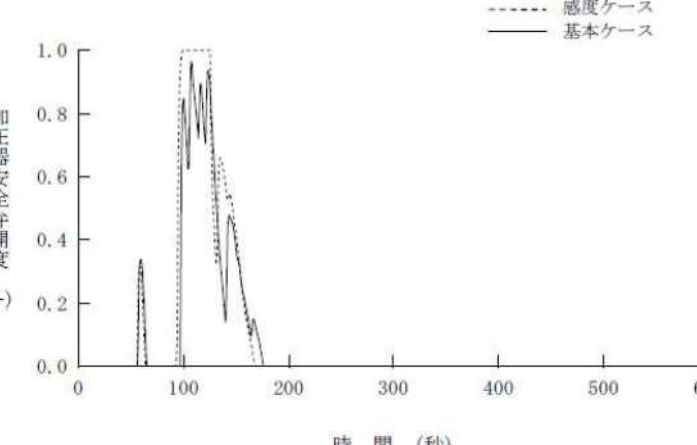
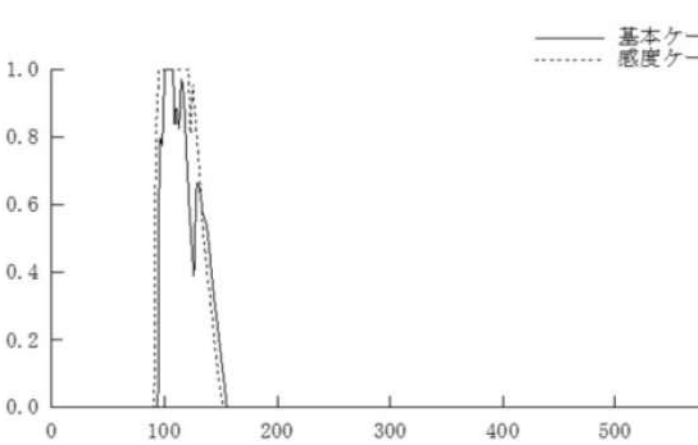
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.5 原子炉停止機能喪失（添付資料 7.1.5.10 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力評価において解析コード及び解析条件の不確かさを考慮した場合の影響）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p data-bbox="421 770 824 799">図1 原子炉出力の推移比較（主給水流量喪失）</p>	 <p data-bbox="1227 691 1765 719">図1 原子炉出力の推移比較（主給水流量喪失）</p>	
 <p data-bbox="376 1366 869 1394">図2 1次冷却材平均温度の推移比較（主給水流量喪失）</p>	 <p data-bbox="1182 1382 1809 1410">図2 1次冷却材平均温度の推移比較（主給水流量喪失）</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）

7.1.5 原子炉停止機能喪失（添付資料 7.1.5.10 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力評価において解析コード及び解析条件の不確かさを考慮した場合の影響）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>図3 1次冷却材圧力の推移比較（主給水流量喪失）</p>	 <p>図3 1次冷却材圧力の推移比較（主給水流量喪失）</p>	
 <p>図4 加圧器安全弁開度の推移比較（主給水流量喪失）</p>	 <p>図4 加圧器安全弁開度の推移比較（主給水流量喪失）</p>	

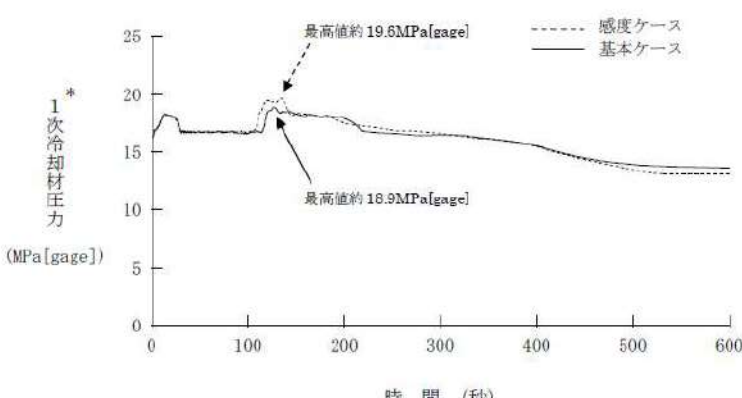
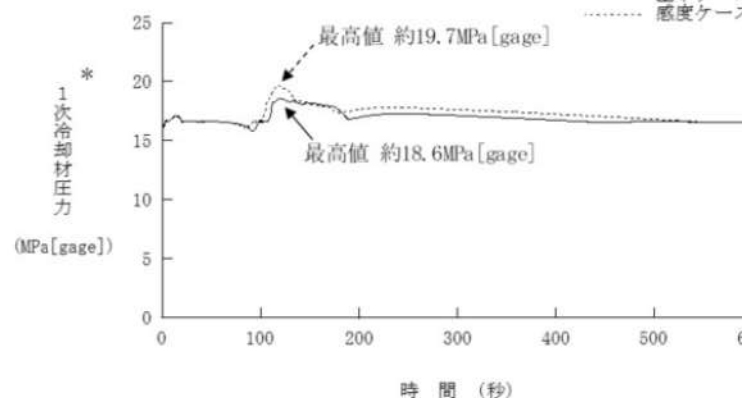
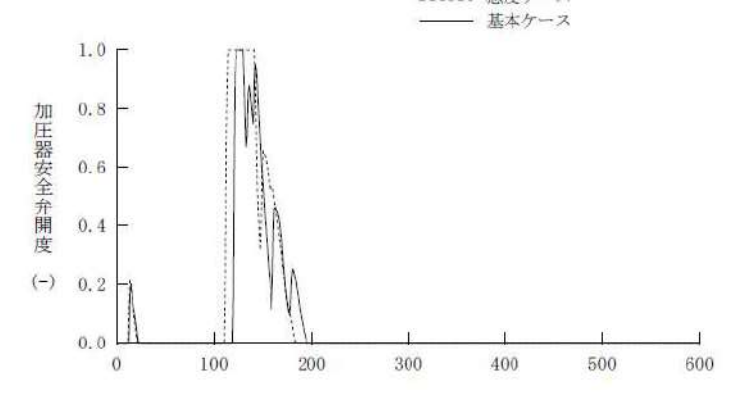
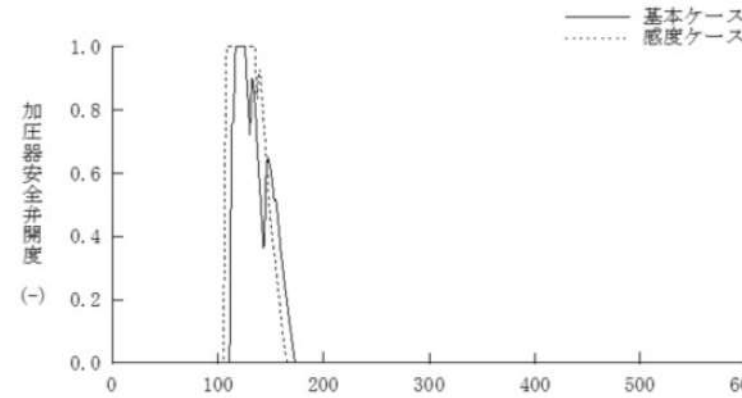
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.5 原子炉停止機能喪失（添付資料 7.1.5.10 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力評価において解析コード及び解析条件の不確かさを考慮した場合の影響）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図5 原子炉出力の推移比較（負荷の喪失）</p>	<p>図5 原子炉出力の推移比較（負荷の喪失）</p>	
<p>図6 1次冷却材平均温度の推移比較（負荷の喪失時）</p>	<p>図6 1次冷却材平均温度の推移比較（負荷の喪失）</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）

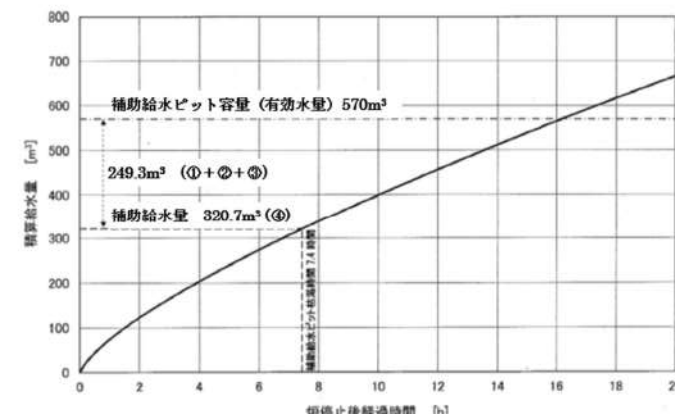
7.1.5 原子炉停止機能喪失（添付資料 7.1.5.10 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力評価において解析コード及び解析条件の不確かさを考慮した場合の影響）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>図7 1次冷却材圧力の推移比較（負荷の喪失）</p>	 <p>図7 1次冷却材圧力の推移比較（負荷の喪失）</p>	
 <p>図8 加圧器安全弁開度の推移比較（負荷の喪失）</p>	 <p>図8 加圧器安全弁開度の推移比較（負荷の喪失）</p>	
<p>以上</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）

7.1.5 原子炉停止機能喪失（添付資料 7.1.5.11 水源、燃料評価結果について（原子炉停止機能喪失））

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>【「2次冷却系からの除熱機能喪失」の添付資料 2.1.12 を参照しているため、参考までに添付資料 2.1.12 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>添付資料 7.1.5.11</p> <p>水源、燃料、電源負荷評価結果について （原子炉停止機能喪失）</p> <p>1. 水源に関する評価（蒸気発生器注水） 重要事故シーケンス</p> <p>【主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故】 【負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故】</p> <p>○水源 補助給水ピット：570m³（有効水量）</p> <p>○水使用パターン 補助給水ピット枯渇時間の評価に用いる蒸気発生器への必要注水量を以下に示す。</p> <p>【必要注水量内訳】注水温度 40℃</p> <p>① 出力運転状態から高温停止状態までの顕熱除去 : 11.6m³ （原子炉トリップ遅れ、燃料及び1次冷却材蓄積熱量他）</p> <p>② 高温停止状態から冷却維持温度（170℃）までの顕熱除去 : 156.5m³ （1次冷却材及び蒸気発生器保有水量等の顕熱）</p> <p>③ 蒸気発生器水位回復 : 104.4m³</p> <p>上記①～③の合計 : 249.3m³</p> <p>④ 崩壊熱除去 : 320.7m³</p> <p>  </p>	<p>記載方針の相違 ・水源評価に関しては大飯は本文のみに記載し、泊は添付資料に詳細に記載（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）

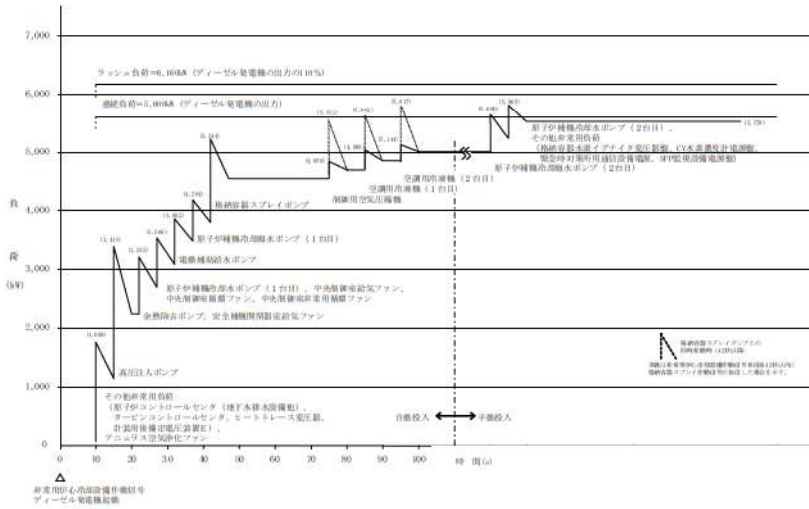
7.1.5 原子炉停止機能喪失（添付資料 7.1.5.11 水源、燃料評価結果について（原子炉停止機能喪失））

大飯発電所3 / 4号炉		泊発電所3号炉		相違理由																																												
<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）</p> <p>重要事故シーケンス【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>補助給水ピットの有効水量570m³から、1次冷却材系統を出力運転状態から170℃まで減温するために必要な給水量等（249.3m³）を差し引き、崩壊熱除去に使用可能な水量（320.7m³）を求め、崩壊熱曲線から使用可能水量が枯渇する時間を評価すると7.4時間後となる。</p> <p>○水源評価結果</p> <p>事故後、7.4時間までに、可搬型大型送水ポンプ車による補助給水ピットへの補給を行うことにより、対応可能である。</p> <p>7.4時間までに、可搬型大型送水ポンプ車により補給が可能なのは成立性評価（所要時間）にて確認した。</p> <p>2. 燃料消費に関する評価</p> <p>重要事故シーケンス</p> <p>【主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故】</p> <p>【負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故】</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>設計の相違</p> <p>記載表現の相違（女川実績の反映）</p>																																												
<table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="2">燃料種別</th> <th colspan="2">重油</th> </tr> <tr> <th colspan="2">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1,770ℓ/h×168h=約297,360ℓ B-DG：燃費約1,770ℓ/h×168h=約297,360ℓ 合計：約594,720ℓ</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1,770ℓ/h×168h=約297,360ℓ B-DG：燃費約1,770ℓ/h×168h=約297,360ℓ 合計：約594,720ℓ</td> </tr> <tr> <td>事象発生直後～7日間（=168h）</td> <td>緊急時対策所用発電機（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18.1ℓ/h×1台×24h×7日間=約3,041ℓ</td> <td>緊急時対策所用発電機（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18.1ℓ/h×1台×24h×7日間=約3,041ℓ</td> </tr> <tr> <td colspan="2">合計</td> <td>7日間 3号炉で消費する重油量 約597,761ℓ</td> <td>7日間 4号炉で消費する重油量 約597,761ℓ</td> </tr> <tr> <td colspan="2">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1,770ℓ/h×168h=約297,360ℓ B-DG：燃費約1,770ℓ/h×168h=約297,360ℓ 合計：約594,720ℓ	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1,770ℓ/h×168h=約297,360ℓ B-DG：燃費約1,770ℓ/h×168h=約297,360ℓ 合計：約594,720ℓ	事象発生直後～7日間（=168h）	緊急時対策所用発電機（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18.1ℓ/h×1台×24h×7日間=約3,041ℓ	緊急時対策所用発電機（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18.1ℓ/h×1台×24h×7日間=約3,041ℓ	合計		7日間 3号炉で消費する重油量 約597,761ℓ	7日間 4号炉で消費する重油量 約597,761ℓ	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 colspan="2">燃料種別</th> <th>軽油</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">時系列</td> <td>事象発生直後～事象発生後7日間（=168h）</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） $V = \frac{N \times c \times H}{\gamma} \times 2 \text{台}$ $= \frac{5,800 \times 0.2311 \times 108}{825} \times 2 \text{台}$ = 約527.1kL 緊急時対策所用発電機（指揮所用及び待機所用各1台の計2台）起動 （緊急時対策所用発電機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></td> <td><補助給水ピットへの注水> 可搬型大型送水ポンプ車 1台起動 （可搬型大型送水ポンプ車100%負荷時の燃料消費量） 燃費約74ℓ/h×1台×24h×7日間=12,432ℓ=約12.5kL</td> </tr> <tr> <td colspan="2">合計</td> <td>7日間で消費する軽油量の合計 約558.8kL</td> </tr> <tr> <td colspan="2">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="1"> <tr> <td>V：軽油必要容量（kℓ）</td> <td>N：発電機定格出力（kW）= 5,800</td> </tr> <tr> <td>H：運転時間（h）</td> <td>= 108（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	事象発生直後～事象発生後7日間（=168h）	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） $V = \frac{N \times c \times H}{\gamma} \times 2 \text{台}$ $= \frac{5,800 \times 0.2311 \times 108}{825} \times 2 \text{台}$ = 約527.1kL 緊急時対策所用発電機（指揮所用及び待機所用各1台の計2台）起動 （緊急時対策所用発電機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		<補助給水ピットへの注水> 可搬型大型送水ポンプ車 1台起動 （可搬型大型送水ポンプ車100%負荷時の燃料消費量） 燃費約74ℓ/h×1台×24h×7日間=12,432ℓ=約12.5kL	合計		7日間で消費する軽油量の合計 約558.8kL	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）= 5,800	H：運転時間（h）	= 108（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1,770ℓ/h×168h=約297,360ℓ B-DG：燃費約1,770ℓ/h×168h=約297,360ℓ 合計：約594,720ℓ	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1,770ℓ/h×168h=約297,360ℓ B-DG：燃費約1,770ℓ/h×168h=約297,360ℓ 合計：約594,720ℓ																																													
	事象発生直後～7日間（=168h）	緊急時対策所用発電機（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18.1ℓ/h×1台×24h×7日間=約3,041ℓ	緊急時対策所用発電機（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18.1ℓ/h×1台×24h×7日間=約3,041ℓ																																													
合計		7日間 3号炉で消費する重油量 約597,761ℓ	7日間 4号炉で消費する重油量 約597,761ℓ																																													
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	事象発生直後～事象発生後7日間（=168h）	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） $V = \frac{N \times c \times H}{\gamma} \times 2 \text{台}$ $= \frac{5,800 \times 0.2311 \times 108}{825} \times 2 \text{台}$ = 約527.1kL 緊急時対策所用発電機（指揮所用及び待機所用各1台の計2台）起動 （緊急時対策所用発電機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																																														
		<補助給水ピットへの注水> 可搬型大型送水ポンプ車 1台起動 （可搬型大型送水ポンプ車100%負荷時の燃料消費量） 燃費約74ℓ/h×1台×24h×7日間=12,432ℓ=約12.5kL																																														
合計		7日間で消費する軽油量の合計 約558.8kL																																														
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）= 5,800																																															
H：運転時間（h）	= 108（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）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.1.5 原子炉停止機能喪失（添付資料 7.1.5.11 水源、燃料評価結果について（原子炉停止機能喪失））

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>【記載無し】</p>	<p>3. 電源に関する評価</p> <p>重要事故シーケンス</p> <p>【主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故】 【負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故】</p> <p>事象：本重要事故シーケンスの評価では外部電源の喪失は想定していないが、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た場合を想定する。</p> <p>評価結果：本重要事故シーケンスでは負荷の大きい高圧注入ポンプに期待していないことから、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>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^{※1、2}</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 ATWS 緩和設備の負荷は原子炉コントロールセンタ（地下水排水設備他）に含まれる。また、緊急ほう酸濃縮で使用する充てんポンプ及びほう酸注入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）

7.1.5 原子炉停止機能喪失（添付資料 7.1.5.12 外部電源喪失を想定した場合の感度解析）

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 2.5.5</p> <p style="text-align: center;">外部電源喪失を想定した場合の感度解析</p> <p>有効性評価「原子炉停止機能喪失」では、給水を継続するほうが、出力上昇が大きくなるため、外部電源は喪失しない条件としている。</p> <p>この条件設定の選択が結果に及ぼす影響を定量的に把握するために、事象発生時点で外部電源が喪失した場合の解析評価を行った。</p> <p>解析条件は、以下の変更以外、今回の申請において示した解析ケース（以下「ベースケース」という。）と同等である。</p> <p>(1) 事象発生直後に再循環ポンプがトリップする。 (2) 事象発生直後にタービン駆動原子炉給水ポンプがトリップし、後備の電動機駆動原子炉給水ポンプは起動しない。 (3) 高圧炉心スプレイ系は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の起動を考慮した注水遅れを適用する。</p> <p>解析結果を表1及び図1から図6に示すが、外部電源がある方が結果は厳しくなる。</p> <p style="text-align: center;">表1 解析結果</p> <table border="1" data-bbox="264 938 936 1433"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>感度解析 (外部電源なし)</th> <th>ベースケース (外部電源あり)</th> <th>評価項目</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力 (MPa[gage])</td> <td>約 8.50</td> <td>約 9.42</td> <td>10.34 MPa[gage] (最高使用圧力の1.2倍)を下回る</td> </tr> <tr> <td>格納容器圧力 (MPa[gage])</td> <td>約 0.15</td> <td>約 0.21</td> <td>0.854 MPa[gage] (限界圧力)を下回る</td> </tr> <tr> <td>サブプレッションプール水温 (°C)</td> <td>約 102</td> <td>約 116</td> <td>200°C (限界温度)を下回る</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆管最高温度 (°C)</td> <td>約 730 (18ノード)</td> <td>約 961 (14ノード)</td> <td>1,200°C以下</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆管の酸化量 (%)</td> <td>酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの1%以下</td> <td>酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの1%以下</td> <td>酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの15%以下</td> </tr> </tbody> </table>	項目	感度解析 (外部電源なし)	ベースケース (外部電源あり)	評価項目	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力 (MPa[gage])	約 8.50	約 9.42	10.34 MPa[gage] (最高使用圧力の1.2倍)を下回る	格納容器圧力 (MPa[gage])	約 0.15	約 0.21	0.854 MPa[gage] (限界圧力)を下回る	サブプレッションプール水温 (°C)	約 102	約 116	200°C (限界温度)を下回る	燃料被覆管最高温度 (°C)	約 730 (18ノード)	約 961 (14ノード)	1,200°C以下	燃料被覆管の酸化量 (%)	酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの1%以下	酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの1%以下	酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの15%以下	<p style="text-align: right;">添付資料 7.1.5.12</p> <p style="text-align: center;">外部電源喪失を想定した場合の感度解析</p> <p>有効性評価「原子炉停止機能喪失」では、1次冷却材ポンプの運転を継続するほうが、1次冷却材温度上昇が小さくなり、減速材温度の上昇による負の反応度帰還効果が小さくなるため、外部電源は喪失しない条件としている。</p> <p>この条件設定の選択が結果に及ぼす影響を定量的に把握するために、事象発生時点で外部電源が喪失した場合の解析評価を行った。</p> <p style="color: blue;">重要事故シーケンス「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」及び「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」において、事象発生時点で外部電源の喪失を仮定すると、結局、「外部電源喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」となり、解析条件は、以下の変更以外、今回の申請において示した「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」の解析ケース（以下「ベースケース」という。）と同等である。</p> <p>(1) 事象発生直後に1次冷却材ポンプがトリップする。</p> <p>解析結果を表1及び図1から図4に示すが、外部電源がある方が結果は厳しくなる。</p> <p style="text-align: center;">表1 解析結果</p> <table border="1" data-bbox="1102 948 1908 1353"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>感度解析 (外部電源なし)</th> <th>ベースケース (外部電源あり)</th> <th>評価項目</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力 (MPa[gage])</td> <td>約 17.2</td> <td>約 18.6</td> <td>20.592MPa[gage] (最高使用圧力の1.2倍)を下回る</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆管最高温度 (°C)</td> <td>約 350</td> <td>約 360</td> <td>1,200°C以下</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆管の酸化量 (%)</td> <td>酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの0.1%以下</td> <td>酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの0.1%以下</td> <td>酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの15%以下</td> </tr> </tbody> </table>	項目	感度解析 (外部電源なし)	ベースケース (外部電源あり)	評価項目	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力 (MPa[gage])	約 17.2	約 18.6	20.592MPa[gage] (最高使用圧力の1.2倍)を下回る	燃料被覆管最高温度 (°C)	約 350	約 360	1,200°C以下	燃料被覆管の酸化量 (%)	酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの0.1%以下	酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの0.1%以下	酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの15%以下	<p>※新規作成資料</p> <p>設計の相違</p> <p>記載方針の相違 ・泊は今回の申請で2つの重要事故シーケンスを示している</p> <p>設計の相違</p>
項目	感度解析 (外部電源なし)	ベースケース (外部電源あり)	評価項目																																							
原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力 (MPa[gage])	約 8.50	約 9.42	10.34 MPa[gage] (最高使用圧力の1.2倍)を下回る																																							
格納容器圧力 (MPa[gage])	約 0.15	約 0.21	0.854 MPa[gage] (限界圧力)を下回る																																							
サブプレッションプール水温 (°C)	約 102	約 116	200°C (限界温度)を下回る																																							
燃料被覆管最高温度 (°C)	約 730 (18ノード)	約 961 (14ノード)	1,200°C以下																																							
燃料被覆管の酸化量 (%)	酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの1%以下	酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの1%以下	酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの15%以下																																							
項目	感度解析 (外部電源なし)	ベースケース (外部電源あり)	評価項目																																							
原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力 (MPa[gage])	約 17.2	約 18.6	20.592MPa[gage] (最高使用圧力の1.2倍)を下回る																																							
燃料被覆管最高温度 (°C)	約 350	約 360	1,200°C以下																																							
燃料被覆管の酸化量 (%)	酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの0.1%以下	酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの0.1%以下	酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの15%以下																																							

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）

7.1.5 原子炉停止機能喪失（添付資料 7.1.5.12 外部電源喪失を想定した場合の感度解析）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図1 中性子束及び炉心流量の推移</p>	<p>図1 原子炉出力の推移</p>	
<p>図2 原子炉蒸気流量及び給水流量の推移</p>	<p>図2 1次冷却材平均温度の推移</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）

7.1.5 原子炉停止機能喪失（添付資料 7.1.5.12 外部電源喪失を想定した場合の感度解析）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図3 逃がし安全弁流量及び高圧炉心スプレイ系+原子炉隔離時冷却系流量の推移</p>	<p>図3 1次冷却材圧力の推移</p>	
	<p>図3 1次冷却材圧力の推移</p>	
<p>図4 原子炉圧力及び原子炉水位（シュラウド外水位）の推移</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）

7.1.5 原子炉停止機能喪失（添付資料 7.1.5.12 外部電源喪失を想定した場合の感度解析）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>1. サプレッションプール水温(°C) 2. 格納容器圧力(×0.005MPa[gage])</p> <p>最高温度約102°C, 約39分後</p> <p>最高圧力約0.15MPa[gage], 約39分後</p> <p>速がし安全弁（速がし弁機能）作動により蒸気がサブプレッションチェンバへ流出し、温度及び圧力が上昇</p> <p>出力の低下に伴い、上昇率は緩和</p> <p>ほう酸水注入による出力低下及び残留熱除去系によるサブプレッションプール水冷却により減少傾向</p> <p>事象発生からの時間 (min)</p>	<p>—— 燃料実効温度 (炉心平均) - - - 燃料被覆管温度 * ····· 1次冷却材温度 (炉心平均)</p> <p>原子炉出力低下に伴う温度低下</p> <p>約350°C (約16秒)</p> <p>時間 (秒)</p> <p>* 燃料被覆管温度は、3次元炉心計算によって得られるノード単位の燃料被覆管温度最高点の温度を示す。</p>	
<p>図5 サプレッションプール水温及び格納容器圧力の推移</p> <p>燃料被覆管温度 (18ノード) (°C)</p> <p>出力上昇による沸騰遷移により燃料被覆管温度は上昇</p> <p>燃料被覆管の最高温度発生 (約730°C, 約18秒後)</p> <p>出力低下に伴い燃料被覆管はリウエットし、燃料被覆管温度が低下</p> <p>事象発生からの時間 (s)</p> <p>スベース位置とノードの対応 (●が各ノードを示す)</p> <p>※ 17ノード位置では沸騰遷移は発生していない。</p>	<p>図4 燃料実効温度と1次冷却材温度の推移</p>	

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAE716-9 r.11.0
提出年月日	令和5年12月22日

泊発電所3号炉
重大事故等対策の有効性評価
比較表

7.1.6 ECCS注水機能喪失

令和5年12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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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
比較結果等を取りまとめた資料				
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)				
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				
a. 大阪3/4号炉まとめ資料と比較した結果、変更したもの : なし				
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				
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				
d. 当社が自主的に変更したもの : なし				
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				
a. 大阪3/4号炉まとめ資料と比較した結果、変更したもの : なし				
b. 女川2号炉まとめ資料と比較した結果、変更したもの : 下記1件				
・女川の審査会合の指摘事項への対応として、水素化物再配向による有効性評価への影響に関する添付資料を追加（添付資料7.1.6.13）【比較表 P20,24,27】				
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				
d. 当社が自主的に変更したもの : なし				
1-3) バックフィット関連事項				
なし				
2. 大阪3/4号炉・高浜3/4号炉まとめ資料との比較結果の概要				
2-1) 比較表の構成について				
・泊と大阪、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【大阪】【高浜】と記載している				
2-2) 泊3号炉の特徴について				
・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）				
●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				
2-3) 有効性評価の主な項目（1/2）				
項目	大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
事故シーケンスグループの特徴	原子炉の出力運転中に、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断が発生するとともに、非常用炉心冷却設備による炉心への注水機能が喪失する。このため、緩和措置がとられない場合には、1次冷却系保有水量が減少することで炉心の冷却能力が低下し、炉心損傷に至る。			相違なし

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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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
2-3) 有効性評価の主な項目 (2/2)				
項目	大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
炉心損傷防止対策	炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた2次冷却系強制冷却、余熱除去ポンプによる低圧注入、並びに恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水を整備する。 また、長期的な冷却を可能とするため、余熱除去ポンプによる低圧再循環及び格納容器スプレイポンプによる代替再循環を整備する。	炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた2次系強制冷却、余熱除去ポンプによる低圧注入、並びに恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水を整備する。 また長期的な冷却を可能とするため、余熱除去ポンプによる低圧再循環及び格納容器スプレイポンプによる代替再循環を整備する。	炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、初期の対策として補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた2次冷却系強制冷却、余熱除去ポンプによる低圧注入を整備し、安定状態に向けた対策として、余熱除去ポンプを用いた低圧再循環による炉心冷却を継続する。また、原子炉格納容器の健全性を維持するため、安定状態に向けた対策として原子炉格納容器スプレイ設備による原子炉格納容器除熱手段を整備する。	記載方針の相違 ・泊も同様の手順を整備しているが優先度が低く、有効性評価としては炉心損傷防止対策として優先度の最も高い余熱除去系を用いた評価を行っているため、大阪・高浜のような記載は行わない（伊方・玄海と同様）
重要事故シーケンス	「中破断 LOCA 時に高圧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) a. 6インチ破断 (上段) b. 4インチ破断 (中段) c. 2インチ破断 (下段)	燃料被覆管温度：事象発生約 22 分後に約 581℃に到達した後に再冠水することで低下することから、1,200℃以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は 0.1%未満にとどまることから、15%以下となる。	燃料被覆管温度：炉心は冠水状態にあることから初期値 (約 380℃) 以下にとどまり、1,200℃以下となる。当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。	燃料被覆管温度：炉心は冠水状態にあることから初期値 (約 380℃) を上回ることなく、1,200℃以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1%以下であり、15%以下となる。	解析結果の相違 ・大阪は炉心が一時的に露出するため燃料被覆管温度が上昇する
	燃料被覆管温度：事象発生約 16 分後に約 891℃に到達した後に再冠水することで低下することから、1,200℃以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は約 1.7%にとどまることから、15%以下となる。	燃料被覆管温度：事象発生約 14 分後に約 731℃に到達した後に再冠水することで低下することから、1,200℃以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は約 0.1%にとどまることから、15%以下となる。	燃料被覆管温度：事象発生約 17 分後に約 688℃に到達した後に再冠水することで低下することから、1,200℃以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1%以下であり、15%以下となる。	解析結果の相違
	燃料被覆管温度：炉心は冠水状態にあることから初期値 (約 390℃) 以下にとどまり、1,200℃以下となる。当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。	燃料被覆管温度：事象発生約 58 分後に約 496℃に到達した後に再冠水することで低下することから、1,200℃以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は 0.1%未満にとどまることから、15%以下となる。	燃料被覆管温度：炉心は冠水状態にあることから初期値 (約 380℃) を上回ることなく、1,200℃以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1%以下であり、15%以下となる。	解析結果の相違 ・高浜は炉心が一時的に露出するため燃料被覆管温度が上昇する

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）

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
2-4) 主な相違				
項目	大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
炉心露出に至る破断サイズ	6インチ破断及び4インチ破断	4インチ破断及び2インチ破断	4インチ破断	解析結果の相違 ・泊の低圧注入系は注入初期の1次冷却材圧力が比較的高い状態での注入流量が多い特性であるため、2、6インチ破断のケースは炉心露出ししない
2-5) 相違理由の省略				
相違理由	大阪発電所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	高圧注入ポンプ	充てん/高圧注入ポンプ	高圧注入ポンプ	－
	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	－
	格納容器スプレイ設備	格納容器スプレイ設備	原子炉格納容器スプレイ設備	－
記載表現の相違	1次冷却系	1次系	1次冷却系	(大飯と同様)
	2次冷却系	2次系	2次冷却系	(大飯と同様)
	閉操作	閉止	閉操作	(大飯と同様)
	開操作	開放	開操作	(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
	蒸散	蒸散	蒸発	泊では「蒸発」で統一

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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>2.6 ECCS 注水機能喪失</p> <p>2.6.1 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策</p> <p>(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス</p> <p>事故シーケンスグループ「ECCS 注水機能喪失」において、炉心損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「中破断 LOCA 時に高圧注入機能が喪失する事故」及び「小破断 LOCA 時に高圧注入機能が喪失する事故」である。</p> <p>(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方</p> <p>事故シーケンスグループ「ECCS 注水機能喪失」では、原子炉の出力運転中に、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断が発生するとともに、非常用炉心冷却設備による炉心への注水機能が喪失する。このため、緩和措置がとられない場合には、1 次冷却系保有水量が減少することで炉心の冷却能力が低</p>	<p>2.6 ECCS 注水機能喪失</p> <p>2.6.1 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策</p> <p>(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス</p> <p>事故シーケンスグループ「ECCS 注水機能喪失」において、炉心損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「中破断 LOCA 時に高圧注入機能が喪失する事故」、「小破断 LOCA 時に高圧注入機能が喪失する事故」及び「極小 LOCA 時に充てん注入機能又は高圧注入機能が喪失する事故」である。</p> <p>(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方</p> <p>事故シーケンスグループ「ECCS 注水機能喪失」では、原子炉の出力運転中に、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断が発生するとともに、非常用炉心冷却設備による炉心への注水機能が喪失する。このため、緩和措置がとられない場合には、1 次系保有水量が減少することで炉心の冷却能力が低下し、</p>	<p>2.6 LOCA 時注水機能喪失</p> <p>2.6.1 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策</p> <p>(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス</p> <p>事故シーケンスグループ「LOCA 時注水機能喪失」に含まれる事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、①「小破断 LOCA + 高圧注水失敗 + 低圧 ECCS 失敗」、②「小破断 LOCA + 高圧注水失敗 + 原子炉自動減圧失敗」、③「中破断 LOCA + HPCS 失敗 + 低圧 ECCS 失敗」及び④「中破断 LOCA + HPCS 失敗 + 原子炉自動減圧失敗」である。</p> <p>また、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」からも LOCA を起因とする事故シーケンスとして、⑤「小破断 LOCA + 崩壊熱除去失敗」、⑥「中破断 LOCA + 崩壊熱除去失敗」及び⑦「大破断 LOCA + 崩壊熱除去失敗」が抽出された。</p> <p>なお、大破断 LOCA のように破断規模が一定の大きさを超える場合は、国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷防止対策の有効性が確認できないため、格納容器破損防止対策を講じて、その有効性を確認する。</p> <p>(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方</p> <p>事故シーケンスグループ「LOCA 時注水機能喪失」では、原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の中小破断の発生後、高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失することを想定する。このため、破断箇所から原子炉冷却材が流出し、原子炉水位が低下することから、緩和措置がとられない場</p>	<p>7.1.6 ECCS 注水機能喪失</p> <p>7.1.6.1 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策</p> <p>(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス</p> <p>事故シーケンスグループ「ECCS 注水機能喪失」に含まれる事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「中破断 LOCA 時に高圧注入機能が喪失する事故」及び「小破断 LOCA 時に高圧注入機能が喪失する事故」である。</p> <p>(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方</p> <p>事故シーケンスグループ「ECCS 注水機能喪失」では、原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の中小破断の発生後、高圧注入機能が喪失することを想定する。このため、破断箇所から1次冷却材が流出し、原子炉容器内水位が低下することから、緩和措置がとられない場合には、原子炉</p>	<p>【大阪、高浜】 記載表現の相違（女川実績の反映）</p> <p>【高浜】 設計の相違 ・泊は高圧注入ポンプと充てんポンプが独立しており、極小 LOCA を起因事象とした事故シーケンスは想定しないため事故シーケンスが異なる（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>

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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>下し、炉心損傷に至る。</p> <p>したがって、本事故シナシグループでは、2次冷却系を強制的に減圧することにより、1次冷却系を減温、減圧し、炉心注水を行うことにより、炉心損傷を防止する。</p> <p>長期的には、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより除熱を行</p>	<p>炉心損傷に至る。</p> <p>したがって、本事故シナシグループでは、2次系を強制的に減圧することにより、1次系を減温、減圧し、炉心注水を行うことにより、炉心損傷を防止する。</p> <p>長期的には、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより除熱を行</p>	<p>合には、原子炉水位の低下により炉心が露出し、炉心損傷に至る。また、低圧注水機能喪失を想定することから、併せて残留熱除去系機能喪失に伴う崩壊熱除去機能喪失等を想定する。</p> <p>本事故シナシグループは、小破断LOCA又は中破断LOCAが発生し、同時に高圧及び低圧の注水機能を喪失したことによって炉心損傷に至る事故シナシグループである。このため、重大事故等対策の有効性評価には、小破断LOCA又は中破断LOCA発生時の高圧注水機能又は低圧注水機能に対する重大事故等対処設備に期待することが考えられる。</p> <p>ここで、小破断LOCA又は中破断LOCA発生後に高圧・低圧注水機能喪失が生じた際の状況を想定すると、事象発生後、重大事故等対処設備によって高圧注水を実施して炉心損傷を防止する場合よりも、高圧注水に期待せず、原子炉を減圧し、低圧注水に移行して炉心損傷を防止する場合の方が、原子炉の減圧により原子炉圧力容器内の保有水量が減少し、原子炉水位がより早く低下することから、事故対応として厳しいと考えられる。このことから、本事故シナシグループにおいては、高圧注水機能に期待せず、原子炉の減圧後、低圧注水に移行して炉心損傷を防止する対策の有効性を評価することとする。</p> <p>したがって、本事故シナシグループでは、逃がし安全弁の手动開操作により原子炉を減圧し、原子炉減圧後に低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）により炉心を冷却することによって炉心損傷の防止を図る。</p> <p>また、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、原</p>	<p>容器内水位の低下により炉心が露出し、炉心損傷に至る。</p> <p>本事故シナシグループは、小破断LOCA又は中破断LOCAが発生し、同時に高圧注入機能を喪失したことによって炉心損傷に至る事故シナシグループである。このため、重大事故等対策の有効性評価には、小破断LOCA又は中破断LOCA発生時の低圧注入機能に対する重大事故等対処設備に期待することが考えられる。</p> <p>したがって、本事故シナシグループでは、2次冷却系を強制的に減圧することにより、1次冷却系を減温、減圧し、余熱除去ポンプを用いた炉心注水により炉心を冷却することによって炉心損傷の防止を図る。</p> <p>また、原子炉格納容器の圧力が上昇した場合は原子炉格納容器スプレイ作動</p>	<p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川実績の反映）</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>う。</p> <p>(3) 炉心損傷防止対策</p> <p>事故シーケンスグループ「ECCS 注水機能喪失」における機能喪失に対して、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた2次冷却系強制冷却、余熱除去ポンプによる低圧注入、並びに恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水を整備する。また、長期的な冷却を可能とするため、余熱除去ポンプによる低圧再循環及び格納容器スプレイポンプによる代替再循環を整備する。</p> <p>対策の概略系統図を第2.6.1図に、対応手順の概要を第2.6.2図から第2.6.5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2.6.1表に示す。</p> <p>本事故シーケンスグループのうち、「2.6.2(1) 有効性評価の方法」に示す重要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及び緊急時対策本部要員で構成され、合計18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</p>	<p>う。</p> <p>(3) 炉心損傷防止対策</p> <p>事故シーケンスグループ「ECCS 注水機能喪失」における機能喪失に対して、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた2次系強制冷却、余熱除去ポンプによる低圧注入、並びに恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水を整備する。また長期的な冷却を可能とするため、余熱除去ポンプによる低圧再循環及び格納容器スプレイポンプによる代替再循環を整備する。</p> <p>対策の概略系統図を第2.6.1.1図に、対応手順の概要を第2.6.1.2図から第2.6.1.5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2.6.1.1表に示す。</p> <p>本事故シーケンスグループのうち、「2.6.2(1) 有効性評価の方法」に示す重要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及び本部要員で構成され、合計18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・指示を行う</p>	<p>子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系による格納容器除熱を実施する。</p> <p>(3) 炉心損傷防止対策</p> <p>事故シーケンスグループ「LOCA 時注水機能喪失」における機能喪失に対して、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、初期の対策として低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉注水手段を整備し、安定状態に向けた対策として、逃がし安全弁（自動減圧機能）を開維持することで、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心冷却を継続する。また、格納容器の健全性を維持するため、安定状態に向けた対策として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手段、原子炉格納容器フィルタベント系等による格納容器除熱手段を整備する。</p> <p>これらの対策の概略系統図を第2.6.1図から第2.6.3図に、手順の概要を第2.6.4図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と操作手順の関係を第2.6.1表に示す。</p> <p>本事故シーケンスグループの重要事故シーケンスにおいて、重大事故等対策に必要な要員は、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</p>	<p>信号により、原子炉格納容器スプレイ設備による原子炉格納容器除熱を実施する。</p> <p>(3) 炉心損傷防止対策</p> <p>事故シーケンスグループ「ECCS 注水機能喪失」における機能喪失に対して、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、初期の対策として補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次冷却系強制冷却並びに余熱除去ポンプによる低圧注入を整備し、安定状態に向けた対策として、余熱除去ポンプを用いた低圧再循環による炉心冷却を整備する。また、原子炉格納容器の健全性を維持するため、安定状態に向けた対策として原子炉格納容器スプレイ設備による原子炉格納容器除熱手段を整備する。</p> <p>これらの対策の概略系統図を第7.1.6.1図に、手順の概要を第7.1.6.2図から第7.1.6.5図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と操作手順の関係を第7.1.6.1表に示す。</p> <p>本事故シーケンスグループの重要事故シーケンスにおいて、重大事故等対策に必要な要員は、中央制御室の運転員及び災害対策本部要員で構成され、合計10名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、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</p>	<p>川実績の反映)</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川実績の反映） 【大阪、高浜】 記載方針の相違 ・泊も同様の手順を整備しているが優先度が低く、有効性評価としては炉心損傷防止対策として優先度の最も高い余熱除去系を用いた評価を行っているため、大阪・高浜のような記載は行わない（伊方・玄海と同様）</p> <p>【大阪、高浜】 体制の相違 ・シングルプラントとツインプラントによる相違を除けば、対応内</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>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10名である。発電所構内に常駐している要員のうち、関係各所に通報連絡等を行う緊急時対策本部要員は6名である。この必要な要員と作業項目について第2.6.6図から第2.6.8図に示す。</p> <p>なお、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を重要事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、18名で対処可能である。</p> <p>a. プラントトリップの確認</p> <p>事象の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。</p> <p>また、非常用母線及び常用母線の電圧を確認し、所内電源及び外部電源喪失の有無を判断する。</p> <p>プラントトリップの確認に必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。</p> <p>b. 安全注入シーケンス作動状況の確認</p> <p>「安全注入作動」警報により非常用炉心冷却設備作動信号が発信し、安全注入シーケンスが作動していることを確認する。</p> <p>安全注入シーケンス作動状況の確認に必要な計装設備は、高圧注入流量等である。</p> <p>c. 1次冷却材の漏えいの判断</p> <p>加圧器圧力及び水位の低下、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇、格納容</p>	<p>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10名である。発電所構内に常駐している要員のうち、関係各所に通報連絡等を行う本部要員は6名である。この必要な要員と作業項目について第2.6.1.6図から第2.6.1.8図に示す。</p> <p>なお、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を重要事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、18名で対処可能である。</p> <p>a. プラントトリップの確認</p> <p>事象の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。</p> <p>また、非常用母線及び常用母線の電圧を確認し、所内電源及び外部電源喪失の有無を判断する。</p> <p>プラントトリップの確認に必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。</p> <p>b. 安全注入シーケンス作動状況の確認</p> <p>「安全注入作動」警報により非常用炉心冷却設備作動信号が発信し、安全注入シーケンスが作動していることを確認する。</p> <p>安全注入シーケンス作動状況の確認に必要な計装設備は、高圧安全注入流量等である。</p> <p>c. 1次冷却材の漏えいの判断</p> <p>加圧器圧力・水位の低下、原子炉格納容器圧力・温度の上昇、格納容器サ</p>	<p>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2.6.5図に示す。</p> <p>なお、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を重要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>原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウナダリを構成する配管の中小破断の発生と同時に外部電源喪失及び非常用ディーゼル発電機等が全て機能喪失し全交流動力電源喪失となり、原子炉がスクラムしたことを確認する。</p> <p>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。</p> <p>b. 高圧・低圧注水機能喪失確認</p> <p>原子炉スクラム後、原子炉水位は低下し続け、原子炉水位低（レベル2）で原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系、原子炉水位低（レベル1）で低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）の自動起動信号が発生するが全て機能喪失していることを確認する。</p> <p>高圧・低圧注水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等である。</p> <p>c. 早期の電源回復不能判断及び対応準備</p> <p>中央制御室からの操作により外部電</p>	<p>名である。発電所構内に常駐している要員のうち、関係各所に通報連絡等を行う災害対策本部要員は4名である。必要な要員と作業項目について第7.1.6.6図から第7.1.6.8図に示す。</p> <p>なお、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を重要事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、10名で対処可能である。</p> <p>a. プラントトリップの確認</p> <p>事象の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。</p> <p>また、非常用母線及び常用母線の電圧を確認し、所内電源及び外部電源喪失の有無を判断する。</p> <p>プラントトリップを確認するために必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。</p> <p>b. 安全注入シーケンス作動状況の確認</p> <p>「ECCS 作動」警報により非常用炉心冷却設備作動信号が発信し、安全注入シーケンスが作動していることを確認する。</p> <p>安全注入シーケンスの作動状況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る。</p> <p>c. 1次冷却材の漏えいの判断</p> <p>加圧器圧力及び水位の低下、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇、格納容</p>	<p>容、要員数ともに同等</p> <p>【大阪、高浜】設備名称の相違</p> <p>【高浜】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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>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次冷却材の漏えいの判断を行う。</p> <p>1次冷却材の漏えいの判断に必要な計装設備は、加圧器水位等である。</p> <p>d. 高圧注入系の機能喪失の判断</p> <p>高圧注入ポンプトリップ等による運転不能又は、高圧注入流量が確認できない場合は、高圧注入系の機能喪失と判断する。</p> <p>非常用炉心冷却設備作動を伴う1次冷却材漏えい時に、すべての高圧注入系が動作しない場合は、2次冷却系強制冷却を行う。</p> <p>高圧注入系の機能喪失の判断に必要な計装設備は、高圧注入流量等である。</p> <p>e. 高圧注入系の機能喪失時の対応</p> <p>高圧注入系の機能喪失時の対応操作として、高圧注入系回復操作、充てん系による注水操作及び恒設代替低圧注水ポンプの準備を行う。</p>	<p>ンブ・格納容器再循環サンプ水位の上昇及び格納容器内エアモニタの上昇等により1次冷却材の漏えいの判断を行う。</p> <p>1次冷却材の漏えいの判断に必要な計装設備は、加圧器水位等である。</p> <p>d. 高圧注入系の機能喪失の判断</p> <p>充てん／高圧注入ポンプトリップ等による運転不能又は、高圧安全注入流量が確認できない場合は、高圧注入系の機能喪失と判断する。</p> <p>非常用炉心冷却設備作動を伴う1次冷却材漏えい時に、すべての高圧注入系が動作しない場合は、2次系強制冷却を行う。</p> <p>高圧注入系の機能喪失の判断に必要な計装設備は、高圧安全注入流量等である。</p> <p>e. 高圧注入系の機能喪失時の対応</p> <p>高圧注入系の機能喪失時の対応操作として、高圧注入系回復操作、充てん系による注水操作及び恒設代替低圧注水ポンプの準備を行う。</p> <p>(添付資料 2.6.1)</p>	<p>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、大容量送水ポンプ(タイプI)、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>d. 逃がし安全弁による原子炉急速減圧</p> <p>高圧・低圧注水機能喪失の確認及び常設代替交流電源設備による交流電源供給後、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準備として、中央制御室からの遠隔操作により必要な電動弁操作(復水貯蔵タンク常用、非常用給水管連絡ライン止め弁の開操作及びバイパス流防止のため緊急時隔離弁等の閉操作)による系統構成及び復水移送ポンプ2台の起動を行う。また、原子炉注水に必要な電動弁(残留熱除去系注入隔離弁等)が開動作可能であることを確認する。</p> <p>低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉注水の準備が完了後、中央制御室からの遠隔操作によって逃がし安全弁(自動減圧機能)6個を手動開操作し原子炉を急速減圧する。</p> <p>原子炉急速減圧を確認するために必要な計装設備は、原子炉圧力等である。</p> <p>e. 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>逃がし安全弁による原子炉急速減圧により、原子炉圧力が低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)の系統圧力を下回ると、原子炉注水が開始され、原子炉水位が回復する。</p> <p>低圧代替注水系(常設)(復水移送ポ</p>	<p>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次冷却材の漏えいの判断を行う。</p> <p>1次冷却材の漏えいの判断に必要な計装設備は、加圧器水位等である。</p> <p>d. 高圧注入系の機能喪失の判断</p> <p>高圧注入ポンプトリップ等による運転不能又は高圧注入流量が確認できない場合は、高圧注入系の機能喪失と判断する。</p> <p>非常用炉心冷却設備作動を伴う1次冷却材漏えい時に、すべての高圧注入系が動作しない場合は、2次冷却系強制冷却を行う。</p> <p>高圧注入系の機能喪失の判断に必要な計装設備は、高圧注入流量等である。</p> <p>e. 高圧注入系の機能喪失時の対応</p> <p>高圧注入系の機能喪失時の対応操作として、高圧注入系回復操作、充てん系による注水操作及び格納容器水素イグナイタの起動を行う。</p> <p>f. 格納容器水素イグナイタの動作状況確認</p>	<p>【高浜】 設備名称の相違</p> <p>【高浜】 設備名称の相違</p> <p>【大阪、高浜】 設計の相違 ・大阪、高浜はイグナイタが自動起動するが、泊は起動操作</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>f. 蒸気発生器2次側による炉心冷却</p> <p>1次冷却系からの漏えい量低減、蓄圧注入の促進及び余熱除去ポンプによる低圧注入開始を期待して、中央制御室にて主蒸気逃がし弁を開操作し、蒸気発生器2次側による1次冷却系の減温、減圧を行う。</p> <p>蒸気発生器2次側による炉心冷却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>f. 蒸気発生器2次側による炉心冷却</p> <p>1次系からの漏えい量低減、蓄圧注入の促進及び余熱除去ポンプによる低圧注入開始を期待して、中央制御室にて主蒸気逃がし弁を全開にし、蒸気発生器2次側による1次系の減温、減圧を行う。</p> <p>蒸気発生器2次側による炉心冷却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>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、原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、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ーライン洗浄流量）等である。</p> <p>原子炉水位回復後は、原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持する。</p> <p>f. 原子炉格納容器代替スプレー冷却系（可搬型）による格納容器冷却</p> <p>崩壊熱除去機能を喪失しているため、格納容器圧力及び温度が上昇する。</p> <p>格納容器圧力が0.38MPa[gage]に到達した場合又はドライウエル雰囲気温度が171℃に接近した場合は、中央制御室からの遠隔操作により格納容器へのスプレー開始に必要な電動弁（残留熱除去系格納容器スプレー隔離弁）の開操作及び屋外での手動操作にて格納容器へのスプレー流量調整に必要な手動弁（格納容器スプレー弁）の流量調整操作により大容量送水ポンプ（タイプI）を用いた原子炉格納容器代替スプレー冷却系（可搬型）による格納容器冷却を実施する。</p> <p>原子炉格納容器代替スプレー冷却系（可搬型）による格納容器冷却を確認するために必要な計装設備は、ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力、原子炉格納容器代替スプレー流量等である。</p> <p>原子炉格納容器代替スプレー冷却系（可搬型）による格納容器冷却時に、格納容器圧力が0.284MPa[gage]まで降下した場合又は外部水源注水量限界（サブレーションプール水位が通常運転水位+約2m）に到達した場合は、中央制御室からの遠隔操作により格納容器冷却を停止する。</p>	<p>格納容器水素イグナイタの運転状態を、格納容器水素イグナイタ温度の温度指示の上昇により確認する。</p> <p>g. 蒸気発生器2次側による炉心冷却</p> <p>1次冷却系からの漏えい量低減、蓄圧注入の促進及び余熱除去ポンプによる低圧注入開始を期待して、中央制御室にて主蒸気逃がし弁を開操作し、蒸気発生器2次側による1次冷却系の減温、減圧を行う。</p> <p>蒸気発生器2次側による炉心冷却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>が必要であるため動作状況の確認内容を記載（伊方と同様）</p> <p>・大阪・高浜の恒設代替高圧注水ポンプの準備に関する相違理由はP3のとおり</p> <p>【大阪、高浜】設備名称の相違</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>g. 蓄圧注入系動作の確認及び蓄圧タンク出口弁閉操作</p> <p>1次冷却材圧力の低下に伴い、蓄圧注入系が動作することを確認する。</p> <p>蓄圧注入開始後、1次冷却材圧力計指示が 0.6MPa[gage]となれば蓄圧タンクから1次冷却系への窒素流入防止の為、蓄圧タンク出口弁を開操作する。</p> <p>蓄圧注入系動作の確認及び蓄圧タンク出口弁閉操作に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等である。 (添付資料2.2.5)</p> <p>h. 炉心注水開始の確認</p> <p>1次冷却材圧力の低下に伴い、余熱除去ポンプによる低圧注入が開始されることを確認する。</p> <p>余熱除去ポンプによる低圧注入開始の確認に必要な計装設備は、余熱除去流量等である。</p> <p>低圧注入系動作不能を確認した場合は、恒設代替低圧注水ポンプの準備が完了次第、燃料取替用水ピットを水源とした恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水を行う。</p> <p>i. 燃料取替用水ピット補給操作</p> <p>低圧注入の開始により、燃料取替用水ピットの水位が低下し補給が必要であれば、燃料取替用水ピットの補給操作を行う。</p> <p>j. 再循環自動切換の確認</p> <p>燃料取替用水ピット水位低下により燃料取替用水ピット水位計指示が再循環切替水位（3号炉：12.5%、4号炉：16.0%）以下になれば、非常用炉心冷却設備作動信号との一致で再循環自動切換信号が発信し、格納容器</p>	<p>g. 蓄圧注入系動作の確認及び蓄圧タンク出口弁閉止</p> <p>1次冷却材圧力の低下に伴い、蓄圧注入系が動作することを確認する。</p> <p>蓄圧注入開始後、1次冷却材圧力計指示が 0.6MPa[gage]となれば蓄圧タンクから1次系への窒素流入防止の為、蓄圧タンク出口弁を閉止する。</p> <p>蓄圧注入系動作の確認及び蓄圧タンク出口弁閉止に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等である。 (添付資料2.2.6)</p> <p>h. 炉心注水開始の確認</p> <p>1次冷却材圧力の低下に伴い、余熱除去ポンプによる低圧注入が開始されることを確認する。</p> <p>余熱除去ポンプによる低圧注入開始の確認に必要な計装設備は、余熱除去流量等である。</p> <p>低圧注入系動作不能を確認した場合は、恒設代替低圧注水ポンプの準備が完了次第、燃料取替用水タンクを水源とした恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水を行う。</p> <p>i. 燃料取替用水タンク補給操作</p> <p>低圧注入の開始により、燃料取替用水タンクの水位が低下し補給が必要であれば、燃料取替用水タンクの補給操作を行う。</p> <p>j. 再循環自動切換の確認</p> <p>燃料取替用水タンク水位低下により16%以下になれば、非常用炉心冷却設備作動信号との一致で再循環自動切換信号が発信し、格納容器再循環サンプから余熱除去ポンプを経て余熱除去冷却器で冷却した水を炉心へ注</p>	<p>g. 原子炉格納容器フィルタベント系等による格納容器除熱</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系等による格納容器除熱の準備として、格納容器圧力 0.384MPa[gage] (0.9Pd) 到達により原子炉格納容器第二隔離弁 (FCVS ベントライン隔離弁) を中央制御室からの遠隔操作により開操作する。</p> <p>外部水源注水量限界 (サブプレッションプール水位が通常運転水位+約2m) に到達した場合、中央制御室からの遠隔操作により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を停止する。原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) による格納容器冷却の停止後、格納容器圧力は徐々に上昇する。格納容器圧力が 0.427MPa[gage] (1Pd) に到達した場合、原子炉格納容器第一隔離弁 (S/C ベント用出口隔離弁) を中央制御室からの遠隔操作によって全開操作することで、サブプレッションチェンバ側からの原子炉格納容器フィルタベント系等による格納容器除熱を実施する。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系等による格納容器除熱を確認するために必要な計装設備は、圧力抑制室圧力等である。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系等による格納容器除熱を実施している間に炉心損傷していないこと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) 等である。</p> <p>サブプレッションチェンバ側からの原子炉格納容器フィルタベント系等のベントラインが水没しないことを確認するために必要な計装設備は、圧力抑制室水位である。</p>	<p>h. 蓄圧注入系動作の確認及び蓄圧タンク出口弁閉操作</p> <p>1次冷却材圧力の低下に伴い、蓄圧注入系が動作することを確認する。</p> <p>蓄圧注入開始後、1次冷却材圧力 (広域) 指示が 0.6MPa[gage]となれば蓄圧タンクから1次冷却系への窒素流入防止のため、蓄圧タンク出口弁を閉操作する。</p> <p>蓄圧注入系動作の確認及び蓄圧タンク出口弁閉操作に必要な計装設備は、1次冷却材圧力 (広域) 等である。 (添付資料7.1.2.6)</p> <p>i. 炉心注水開始の確認</p> <p>1次冷却材圧力の低下に伴い、余熱除去ポンプによる低圧注入が開始されることを確認する。</p> <p>余熱除去ポンプによる低圧注入開始を確認するために必要な計装設備は、低圧注入流量等である。</p> <p>j. 燃料取替用水ピット補給操作</p> <p>低圧注入の開始により、燃料取替用水ピットの水位が低下し補給が必要であれば、燃料取替用水ピットの補給操作を行う。</p> <p>k. 再循環運転への切替え</p> <p>燃料取替用水ピット水位指示 16.5%到達及び格納容器再循環サンプ水位 (広域) 指示 71%以上を確認し、低圧再循環運転へ切り替え、格納容器再循環サンプから余熱除去ポンプを経て余熱除去冷却器で冷却した</p>	<p>【大阪、高浜】 設備名称の相違</p> <p>【大阪、高浜】 設備名称の相違</p> <p>【大阪、高浜】 設備名称の相違</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違 ・相違理由についてはP3参照</p> <p>【大阪、高浜】 設計の相違 ・泊は再循環運転へ自動切替しない設計となっている (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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>再循環サンプから余熱除去ポンプを経て余熱除去冷却器で冷却した水を炉心注水する低圧再循環運転へ移行する。また、格納容器再循環サンプ水位（広域）計指示が56%以上であることを確認する。</p> <p>以降、長期対策として低圧再循環運転による炉心冷却を継続して行う。</p> <p>再循環自動切換の確認に必要な計装設備は、燃料取替用水ビット水位等であり、低圧再循環運転による炉心冷却に必要な計装設備は、余熱除去流量等である。</p> <p>なお、低圧注入系動作不能の場合は、恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水からA格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転に切り替え、炉心冷却を継続して行う。</p> <p>原子炉格納容器の冷却については、原子炉格納容器雰囲気の状態に応じて格納容器スプレイ再循環運転を継続的に行う。</p> <p>(添付資料2.6.1)</p>	<p>水する低圧再循環運転へ移行する。また、格納容器再循環サンプ広域水位計指示が67%以上であることを確認する。</p> <p>以降、長期対策として低圧再循環運転による炉心冷却を継続して行う。</p> <p>再循環自動切換の確認に必要な計装設備は、燃料取替用水タンク水位等であり、低圧再循環運転による炉心冷却に必要な計装設備は、余熱除去流量等である。</p> <p>なお、低圧注入系動作不能の場合は、恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水からA格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転に切り替え炉心冷却を継続して行う。</p> <p>原子炉格納容器の冷却については、原子炉格納容器雰囲気の状態に応じて格納容器スプレイ系再循環運転を継続的に行う。</p>	<p>以降、炉心冷却は、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による注水により継続的に行い、また、格納容器除熱は、原子炉格納容器フィルタベント系等により継続的に行う。</p>	<p>水を炉心へ注水する低圧再循環運転へ移行する。</p> <p>低圧再循環運転への切替えに必要な計装設備は、燃料取替用水ビット水位等であり、低圧再循環運転による炉心冷却に必要な計装設備は、低圧注入流量等である。</p> <p>以降、炉心冷却は、低圧再循環運転による注水により継続的に行い、また、原子炉格納容器除熱は、原子炉格納容器雰囲気の状態に応じて格納容器スプレイ再循環運転により継続的に行う。</p>	<p>【高浜】 設備名称の相違 【大阪、高浜】 記載方針の相違 ・相違理由についてはP3参照</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川実装の反映）</p> <p>【大阪】 添付資料の相違 ・相違理由についてはP3参照</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>2.6.2 炉心損傷防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>重要事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、破断口径の大きさによる1次冷却材の流出流量が多く、時間余裕及び要求される設備容量の観点で厳しい「中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故」である。</p> <p>なお、破断口径が小さい場合は、高圧注入機能喪失時の対策として余熱除去ポンプによる低圧注入の他に恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水も有効となるが、2インチ破断、4インチ破断及び6インチ破断において破断口径の差異が解析結果に与える影響を同じ対策で確認するという観点から、本重要事故シーケンスにおいては余熱除去ポンプによる低圧注入の有効性を確認することとする。</p> <p>(添付資料 2.6.2、2.6.3、2.6.4、2.6.5)</p> <p>本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、沸騰・ポイド率変化及び気液分離・対向流、1次冷却系における冷却材放出、沸騰・凝縮・ポイド率変化、ECCS強制注入及びECCS蓄圧タンク注入、並びに蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達、冷却材放出及び2次側給水が重要現象となる。よって、これらの現象</p>	<p>2.6.2 炉心損傷防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>重要事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、破断口径の大きさによる1次冷却材の流出流量が多く、時間余裕及び要求される設備容量の観点で厳しい「中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故」である。</p> <p>なお、破断口径が小さい場合は、高圧注入機能喪失時の対策として余熱除去ポンプによる低圧注入の他に恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水も有効となるが、恒設代替低圧注水ポンプより余熱除去ポンプの方が炉心注水が開始される1次冷却材圧力が低いことから、1次系保有水量の回復が遅くなる。このため、本重要事故シーケンスにおいては余熱除去ポンプによる低圧注入の有効性を確認することとする。</p> <p>(添付資料 2.6.2、2.6.3、2.6.4、2.6.5)</p> <p>本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、沸騰・ポイド率変化及び気液分離・対向流、1次冷却系における冷却材放出、沸騰・凝縮・ポイド率変化、ECCS強制注入及びECCS蓄圧タンク注入、並びに蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達、冷却材放出及び2次側給水が重要現象となる。よって、これらの現象</p>	<p>2.6.2 炉心損傷防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>本事故シーケンスグループを評価する上で選定した重要事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、中破断LOCAを起因事象とし、全ての注水機能が喪失する「中破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗」である。</p> <p>なお、中破断LOCAは、破断口からの格納容器への蒸気の流出に伴う原子炉圧力の低下により、原子炉隔離時冷却系の運転に期待できない規模のLOCAと定義していることから、本評価では原子炉隔離時冷却系の運転にも期待しないものとする。</p> <p>本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、気液熱非平衡、沸騰遷移、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ポイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流及び三次元効果、原子炉圧力容器における沸騰・凝縮・ポイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、冷却材放出（臨界流・差圧流）及びECCS注水（給水系・代替注</p>	<p>7.1.6.2 炉心損傷防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>本事故シーケンスグループを評価する上で選定した重要事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、破断口径の大きさによる1次冷却材の流出流量が多く、時間余裕及び要求される設備容量の観点で厳しい「中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故」である。</p> <p>(添付資料 7.1.6.1、7.1.6.2、7.1.6.3)</p> <p>本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、沸騰・ポイド率変化及び気液分離・対向流、1次冷却系における冷却材放出、沸騰・凝縮・ポイド率変化、ECCS強制注入及びECCS蓄圧タンク注入、並びに蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達、冷却材放出及び2次側給水が重要現象となる。よって、これらの現象</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 ・相違理由についてはP3参照</p> <p>【女川】 重要現象の相違 ・重要事故シーケンス及び使用する解析コードの相違により重要現象が異なる</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>を適切に評価することが可能であるプラント過渡解析コード M-RELAP5 により1次冷却材圧力、燃料被覆管温度等の過渡応答を求める。</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、本重要事故シナリオ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 本重要事故シナリオに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第2.6.2表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シナリオ特有の解析条件を以下に示す。 (添付資料2.6.6)</p> <p>a. 事故条件 (a) 起因事象 起因事象として、中破断 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破断位置は低温側配管とし、原子炉容器と非常用炉</p>	<p>を適切に評価することが可能であるプラント過渡解析コード M-RELAP5 により1次冷却材圧力、燃料被覆管温度等の過渡応答を求める。</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、本重要事故シナリオ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 本重要事故シナリオに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第2.6.2.1表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シナリオ特有の解析条件を以下に示す。 (添付資料2.6.6)</p> <p>a. 事故条件 (a) 起因事象 起因事象として、中破断 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破断位置は低温側配管とし、原子炉容器と非常用炉</p>	<p>水設備含む)並びに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、気液界面の熱伝達、スプレイ冷却及び格納容器ベントが重要現象となる。よって、これらの現象を適切に評価することが可能である長期間熱水力過渡変化解析コード SAFER、シビアアクシデント総合解析コード MAAP 及び炉心ヒートアップ解析コード CHASTE により原子炉圧力、原子炉水位、燃料被覆管温度、格納容器圧力、格納容器温度等の過渡応答を求める。</p> <p>本重要事故シナリオでは、炉心露出時間が長く、燃料被覆管の最高温度が高くなるため、輻射による影響が詳細に考慮される CHASTE により燃料被覆管の最高温度を詳細に評価する。</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、本重要事故シナリオにおける運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件 本重要事故シナリオに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第2.6.2表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シナリオ特有の解析条件を以下に示す。</p> <p>a. 事故条件 (a) 起因事象 破断箇所は、原子炉再循環配管(以下「再循環配管」という。)出口ノズル(最大破断面積約2,100cm²)とし、破断面積を1.4cm²</p>	<p>を適切に評価することが可能であるプラント過渡解析コード M-RELAP5 により1次冷却材圧力、燃料被覆管温度等の過渡応答を求める。</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、本重要事故シナリオにおける運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件 本重要事故シナリオに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第7.1.6.2表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シナリオ特有の解析条件を以下に示す。 (添付資料7.1.6.4)</p> <p>a. 事故条件 (a) 起因事象 起因事象として、中破断 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破断位置は低温側配管とし、原子炉容器と非常用炉</p>	<p>【大阪、高浜】 評価方針の相違（女川実績の反映）</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>心冷却設備の注入配管との間において破断するものとする。また、破断口径は、高圧注入系が機能喪失した際に低圧注入を行うための1次冷却系の減圧が必要な範囲として破断口径の不確かさを考慮し、約0.15m（以下「6インチ破断」という。）、約0.1m（以下「4インチ破断」という。）及び約0.05m（以下「2インチ破断」という。）とする。</p> <p>(b) 安全機能の喪失に対する仮定 高圧注入機能が喪失するものとする。</p> <p>(c) 外部電源 外部電源はないものとする。 外部電源がない場合、常用系機器の機能喪失及び工学的安全施設の作動遅れの観点から、炉心冷却上厳しくなる。</p>	<p>心冷却設備の注入配管との間において破断するものとする。また、破断口径は、高圧注入系が機能喪失した際に低圧注入を行うための1次系の減圧が必要な範囲として破断口径の不確かさを考慮し、約0.15m（以下「6インチ破断」という。）、約0.1m（以下「4インチ破断」という。）及び約0.05m（以下「2インチ破断」という。）とする。</p> <p>(b) 安全機能の喪失に対する仮定 高圧注入機能が喪失するものとする。</p> <p>(c) 外部電源 外部電源はないものとする。 外部電源がない場合、常用系機器の機能喪失及び工学的安全施設の作動遅れの観点から、炉心冷却上厳しくなる。</p>	<p>とする。</p> <p>（添付資料 2.6.1）</p> <p>(b) 安全機能の喪失に対する仮定 高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系、低圧注水機能として低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）の機能が喪失するものとする。また、原子炉減圧機能として自動減圧系の機能が喪失するものとする。 さらに LOCA 時に崩壊熱除去機能が喪失する事故シーケンスを考慮して原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）の機能が喪失するものとする。</p> <p>(c) 外部電源 外部電源なしの場合は、給復水系による給水がなく、原子炉水位の低下が早くなることから、外部電源は使用できないものと仮定する。また、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）の機能喪失を想定し、非常用所内電源設備（交流）は使用できないことから、常設代替交流電源設備によって給電を行うものとする。また、原子炉スクラムまでの原子炉出力が高く維持</p>	<p>心冷却設備の注入配管との間において破断するものとする。また、破断口径は、高圧注入系が機能喪失した際に低圧注入を行うための1次冷却系の減圧が必要な範囲として破断口径の不確かさを考慮し、約0.15m（以下「6インチ破断」という。）、約0.1m（以下「4インチ破断」という。）及び約0.05m（以下「2インチ破断」という。）とする。</p> <p>(b) 安全機能の喪失に対する仮定 高圧注入機能として高圧注入系の機能が喪失するものとする。</p> <p>(c) 外部電源 外部電源なしの場合は、常用系機器の機能喪失及び工学的安全施設の作動遅れの観点から、炉心冷却上厳しくなることから、外部電源は使用できないものと仮定する。</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】 記載表現の相違（女川実績の反映）</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) 余熱除去ポンプ 炉心注水に余熱除去ポンプ 2 台を使用するものとし、炉心冷却の観点から、炉心への注水量が少なくなる最小注入特性（低圧注入特性：0m³/h～約 1,010m³/h、OMPa[gage]～約 0.9MPa[gage]）を用いるものとする。</p> <p>(b) 補助給水ポンプ 電動補助給水ポンプ 2 台及びタービン動補助給水ポンプ 1 台が自動起動し、非常用炉心冷却設備作動限界値到達の 60 秒後に 4 基の蒸気発生器に合計 370m³/h の流量で注水するものとする。</p>	<p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) 余熱除去ポンプ 炉心注水に余熱除去ポンプ 2 台を使用するものとし、炉心冷却の観点から、炉心への注水量が少なくなる最小注入特性（低圧注入特性（標準値：0m³/h～約 830m³/h，OMPa[gage]～約 0.7MPa[gage]））を用いるものとする。</p> <p>(b) 補助給水ポンプ 電動補助給水ポンプ 2 台及びタービン動補助給水ポンプ 1 台が自動起動し、解析上は非常用炉心冷却設備作動限界値到達の 60 秒後に 3 基の蒸気発生器に合計 280m³/h の流量で注水するものとする。</p>	<p>され、原子炉水位の低下が大きくなることで、炉心の冷却の観点で厳しくなり、外部電源がある場合を包含する条件として、原子炉スクラムは、原子炉水位低（レベル 3）信号にて発生し、再循環ポンプトリップは、原子炉水位低（レベル 2）信号にて発生するものとする。</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、外部電源がある場合を包含する条件として、原子炉水位低（レベル 3）信号によるものとする。</p> <p>(b) 逃がし安全弁 逃がし安全弁（逃がし弁機能）にて、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また、原子炉減圧には逃がし安全弁（自動減圧機能）（6 個）を使用するものとし、容量として、1 個当たり定格主蒸気流量の約 8%を処理するものとする。</p> <p>(c) 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ） 逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧後に、最大 199m³/hにて原子炉注水し、その後は炉心を冠水維持するように注水する。</p> <p>(d) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型） 格納容器圧力及び温度抑制に必要なスプレイ流量を考慮し、88m³/hにて格納容器内にスプレイする。</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、「原子炉圧力低」信号によるものとする。</p> <p>(b) 余熱除去ポンプ 炉心注水に余熱除去ポンプ 2 台を使用するものとし、炉心冷却の観点から、炉心への注水量が少なくなる最小注入特性（低圧注入特性：0m³/h～約 770m³/h、OMPa[gage]～約 0.8MPa[gage]）を用いるものとする。</p> <p>(c) 補助給水ポンプ 電動補助給水ポンプ 2 台及びタービン動補助給水ポンプ 1 台が自動起動し、非常用炉心冷却設備作動限界値到達の 60 秒後に 3 基の蒸気発生器に合計 150m³/h の流量で注水するものとする。</p>	<p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川実績の反映）</p> <p>【高浜】 記載内容の相違 ・泊は調別解析のため、標準値に係る記載をしない（大阪と同様）</p> <p>【大阪、高浜】 設計の相違</p> <p>【大阪、高浜】 設計の相違 ・泊は指針を満足する範囲で設計の合理化を図ったためポンプ容</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>(c) 主蒸気逃がし弁 2次冷却系強制冷却に主蒸気逃がし弁4個を使用するものとし、容量は設計値として、各ループに設置している主蒸気逃がし弁1個当たり定格主蒸気流量（ループ当たり）の10%を処理するものとする。</p> <p>(d) 蓄圧タンク 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、蓄圧注入のタイミングを遅くすることで1次冷却系保有水量の回復が遅れることから最低保持圧力を用いる。また、初期保有水量については、最低保有水量を用いる。</p> <p>蓄圧タンクの保持圧力（最低保持圧力） 4.04MPa [gage]</p> <p>蓄圧タンクの保有水量（最低保有水量） 26.9m³（1基当たり） （添付資料2.6.7）</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する操作条件 運転員等操作に関する条件として、「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」示す分類に従って以下のとおり設定する。</p> <p>(a) 2次冷却系強制冷却は、非常用炉心冷却設備作動信号発信の10分後に主蒸気逃がし弁開操作を開始し、開操作に1分を要するものとする。</p> <p>(b) 補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水流量を調整することで、蒸気発生器水位を狭域水位内に維</p>	<p>(c) 主蒸気逃がし弁 2次系強制冷却に主蒸気逃がし弁3個を使用するものとし、容量は設計値として、各ループに設置している主蒸気逃がし弁1個当たり定格主蒸気流量（ループ当たり）の10%を処理するものとする。</p> <p>(d) 蓄圧タンク 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、蓄圧注入のタイミングを遅くすることで1次系保有水量の回復が遅れることから最低保持圧力を用いる。また、初期保有水量については、評価項目となるパラメータに与える影響を確認した上で、最低保有水量を用いる。</p> <p>蓄圧タンクの保持圧力（最低保持圧力） 4.04MPa [gage]</p> <p>蓄圧タンクの保有水量（最低保有水量） 29.0m³（1基当たり） （添付資料2.6.7）</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する操作条件 運転員等操作に関する条件として、「1.3.(5) 運転員等の操作時間に対する仮定」示す分類に従って以下のとおり設定する。</p> <p>(a) 2次系強制冷却は、非常用炉心冷却設備作動信号発信の10分後に主蒸気逃がし弁開操作を開始し、開操作に1分を要するものとする。</p> <p>(b) 補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水流量を調整することで、蒸気発生器水位を狭域水位内に維</p>	<p>(e) 原子炉格納容器フィルタベント系等 原子炉格納容器フィルタベント系等により、格納容器圧力0.427MPa [gage]における排出流量10.0kg/s に対して、原子炉格納容器第一隔離弁（S/Cベント用出口隔離弁）を全開^{※1}にて格納容器除熱を実施する。</p> <p>※1 耐圧強化ベント系を用いた場合は、原子炉格納容器フィルタベント系を用いた場合と比較して、排出流量は大きくなり、格納容器圧力の低下傾向は大きくなることから、原子炉格納容器フィルタベント系を用いた場合の条件に包絡される。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する操作条件 運転員等操作に関する条件として、「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。</p> <p>(a) 交流電源は、事象発生15分後に常設代替交流電源設備によって供給を開始する。</p> <p>(b) 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）の起動及び中央制御室における系統構成は、高圧・低圧注水機能喪失確認及び常設代替交流電源設備からの受電操作時間を考慮</p>	<p>(d) 主蒸気逃がし弁 2次冷却系強制冷却に主蒸気逃がし弁3個を使用するものとし、容量は設計値として、各ループに設置している主蒸気逃がし弁1個当たり定格主蒸気流量（ループ当たり）の10%を処理するものとする。</p> <p>(e) 蓄圧タンク 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、蓄圧注入のタイミングを遅くすることで1次冷却系保有水量の回復が遅れることから最低保持圧力を用いる。また、初期保有水量については、最低保有水量を用いる。</p> <p>蓄圧タンクの保持圧力（最低保持圧力） 4.04MPa [gage]</p> <p>蓄圧タンクの保有水量（最低保有水量） 29.0m³（1基当たり） （添付資料7.1.6.5）</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する操作条件 運転員等操作に関する条件として、「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) 2次冷却系強制冷却は、非常用炉心冷却設備作動信号発信の10分後に主蒸気逃がし弁開操作を開始し、開操作に1分を要する。</p> <p>(b) 補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水流量を調整することで、蒸気発生器水位を狭域水位内に維</p>	<p>量が小さい</p> <p>【大阪】 設計の相違</p> <p>【高浜】 記載方針の相違 ・高浜は標準値を使用している</p> <p>【大阪】 設計の相違</p> <p>【大阪、高浜】 記載表現の相違（女川実績の反映） ・操作条件の記載の語尾を「する」に統一</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>持するものとする。</p>	<p>持するものとする。</p>	<p>して、事象発生から15分後に開始するものとし、操作時間は5分間とする。</p> <p>(c) 逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作は、中央制御室操作における低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）の準備時間を考慮して、事象発生から20分後に開始する。</p> <p>(d) 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操作は、格納容器圧力が0.384MPa[gage]に到達した場合に実施する。</p> <p>なお、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））に到達した場合に停止する。</p> <p>(e) 原子炉格納容器フィルタベント系等による格納容器除熱操作は、格納容器圧力が0.427MPa[gage]に到達した場合に実施する。</p> <p>(3) 有効性評価（敷地境界での実効線量評価）の条件</p> <p>本重要事故シーケンスでは炉心損傷は起こらず、燃料被覆管の破裂も発生していないため、放射性物質の放出を評価する際は、設計基準事故時の評価手法を採用することで保守性が確保される。このため、敷地境界での実効線量評価に当たっては、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（原子力安全委員会、平成2年8月30日）」に示されている評価手法を参照した。具体的な評価条件を以下に示す。</p> <p>a. 事象発生時の原子炉冷却材中の核分裂生成物の濃度は、運転上許容さ</p>	<p>持する。</p>	<p>—</p> <p>【女川】 評価条件の相違 ・女川では有効性評価ガイドに従い、本事故シーケンスグループは格納容器圧力逃がし装置を使用するため敷地境界での実効線量を評価する</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>れる I-131 の最大濃度とし、その組成を拡散組成とする。これにより、事象発生時に原子炉冷却材中に存在するよう素は、I-131 等価量で約 $1.3 \times 10^{13} \text{Bq}$ となる。</p> <p>b. 原子炉圧力の低下に伴う燃料棒からの核分裂生成物の追加放出量は、I-131 については先行炉等での実測値の平均値に適切な余裕をみた値^{※2}である $3.7 \times 10^{13} \text{Bq}$ とし、その他の核分裂生成物についてはその組成を平衡組成として求め、希ガスについてはよう素の2倍の放出があるものとする。</p> <p>これにより、原子炉圧力の低下に伴う燃料棒からの追加放出量は、希ガスについてはガンマ線実効エネルギー0.5MeV 換算値で約 $1.0 \times 10^{13} \text{Bq}$、よう素については I-131 等価量で約 $6.6 \times 10^{13} \text{Bq}$ となる。</p> <p>※2 過去に実測された I-131 追加放出量から、全希ガス漏えい率 (f 値) 1mCi/s ($3.7 \times 10^7 \text{Bq/s}$) 当たりの追加放出量を用いて算出している。全希ガス漏えい率が $3.7 \times 10^8 \text{Bq/s}$ (100mCi/s) の場合、全希ガス漏えい率当たりの I-131 の追加放出量の平均値にあたる値は $1.4 \times 10^{12} \text{Bq}$ (37Ci) であり、女川2号炉の線量評価で用いる I-131 追加放出量は、これに余裕を見込んだ $3.7 \times 10^{13} \text{Bq}$ ($1,000 \text{Ci}$) を条件としている ($1 \text{Ci} = 3.7 \times 10^{10} \text{Bq}$)。</p> <p>出典元</p> <ul style="list-style-type: none"> 「沸騰水型原子力発電所 事故時の被ばく評価手法について」(TLR-032) 		

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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>c. 燃料棒から追加放出されるよう素のうち、有機よう素は4%とし、残りの96%は無機よう素とする。</p> <p>d. 燃料棒から追加放出される核分裂生成物のうち、希ガスは、全て瞬時に気相部に移行するものとする。有機よう素のうち、10%は瞬時に気相部に移行するものとし、残りは分解するものとする。有機よう素から分解したよう素及び無機よう素が気相部にキャリーオーバーされる割合は2%とする。</p> <p>e. 原子炉圧力容器気相部の核分裂生成物は、崩壊熱相当の蒸気に同伴し、逃がし安全弁を通して格納容器内に移行するものと、破断口より格納容器内に直接排出されるものの両方を考慮する。この場合、希ガス及び有機よう素は全量が、無機よう素は格納容器ベント開始までに発生する崩壊熱相当の蒸気に伴う量が移行するものとする。</p> <p>f. サプレッションチェンパ内の無機よう素は、スクラビング等により除去されなかったものが格納容器気相部に移行するものとする。破断口より格納容器内に直接排出された無機よう素は、格納容器内での自然沈着や格納容器スプレイで除去されなかったものが格納容器気相部に残留するものとする。希ガス及び有機よう素については、スクラビング等の効果を考えない。また、核分裂生成物の自然減衰は、格納容器ベント開始までの期間について考慮する。</p> <p>g. 敷地境界における実効線量は、内部被ばくによる実効線量及び外部被</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>ばくによる実効線量の和として計算し、よう素の内部被ばくによる実効線量は、主蒸気隔離弁閉止後のよう素の内部被ばくによる実効線量を求める以下の式(1)で、また、希ガスのガンマ線外部被ばくによる実効線量は、放射性気体廃棄物処理施設の破損時の希ガスのガンマ線外部被ばくによる実効線量を求める以下の式(2)で、計算する。</p> <p>$H_{in} = H_{in-1} + \chi/Q + Q_{in} \dots \dots \dots (1)$ H : 呼吸率 (m³/s) 呼吸率 H は、事故期間が比較的短いことを考慮し、小児の活動時の呼吸率 0.31m³/h を秒当たりに変算して用いる。 H_{in-1} : よう素 (I-131) を 1Bq 吸入した場合の小児の実効線量 (1.6×10⁻¹⁵Sv/Bq) χ/Q : 相対濃度 (s/m³) Q_{in} : 事故期間中のよう素の大気放出量 (Bq) (I-131 等価量-小児実効線量係数換算) $H_{in} = H \cdot D/Q + Q_{in} \dots \dots \dots (2)$ H : 空気カーマから実効線量への換算係数 (1.5Sv/Gy) D/Q : 相対線量 (Gy/Bq) Q_{in} : 事故期間中の希ガスの大気放出量 (Bq) (γ線実効エネルギー=0.36e4換算値)</p> <p>h. 大気拡散条件については、原子炉格納容器フィルタベント系を用いる場合は、地上放出、実効放出継続時間1時間の値として、相対濃度 (χ/Q) を 5.9×10^{-4} (s/m³)、相対線量 (D/Q) を 2.8×10^{-18} (Gy/Bq) とし、耐圧強化ベント系を用いる場合は、排気筒放出、実効放出継続時間1時間の値として、相対濃度 (χ/Q) は 5.5×10^{-6} (s/m³)、相対線量 (D/Q) は 1.3×10^{-19} (Gy/Bq) とする。</p> <p>i. 無機よう素に対するサプレッションチェンバ内のプール水によるスクラビングによる除染係数並びに格納容器内での自然沈着及び格納容器スプレイによる除染係数は 5 とする。また、原子炉格納容器フィルタベント系による無機よう素に対する除染係数は 500、有機よう素に対する除染係数は 50 とする。</p> <p>(添付資料 2.6.2)</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）

7.1.6 ECCS注水機能喪失

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) 有効性評価の結果</p> <p>本重要事故シーケンスの事象進展を第2.6.3図から第2.6.5図に示す。</p> <p>a. 6インチ破断</p> <p>1次冷却材圧力、1次冷却系保有水量、燃料被覆管温度等の1次冷却系パラメータの推移を第2.6.9図から第2.6.15図に、2次冷却系圧力、補助給水流量等の2次冷却系パラメータの推移を第2.6.16図から第2.6.18図に示す。</p> <p>(a) 事象進展</p>	<p>(3) 有効性評価の結果</p> <p>本重要事故シーケンスの事象進展を第2.6.1.3図から第2.6.1.5図に示す。</p> <p>a. 6インチ破断</p> <p>1次冷却材圧力、1次系保有水量、燃料被覆管温度等の1次系パラメータの推移を第2.6.2.1図から第2.6.2.7図に、2次系圧力、補助給水流量等の2次系パラメータの推移を第2.6.2.8図から第2.6.2.10図に示す。</p> <p>(a) 事象進展</p>	<p>(4) 有効性評価の結果</p> <p>本重要事故シーケンスにおける原子炉圧力、原子炉水位（シュラウド内及びシュラウド内外）※3、注水流量、逃がし安全弁からの蒸気流量及び原子炉圧力容器内保有水量の推移を第2.6.6図から第2.6.11図に、燃料被覆管温度、燃料被覆管の最高温度発生位置における熱伝達係数、燃料被覆管の最高温度発生位置におけるボイド率、高出力燃料集合体のボイド率、炉心下部プレナム部のボイド率、破断流量の推移及び燃料被覆管に破裂が発生する時点の燃料被覆管温度と燃料被覆管の円周方向の応力の関係を第2.6.12図から第2.6.18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2.6.19図から第2.6.22図に示す。</p> <p>※3 炉心露出から再冠水の過程を示すという観点で、シュラウド内の水位を示す。シュラウド内は、炉心部から発生するボイドを含んだ二相水位を示しているため、シュラウド外の水位より、見かけ上高めの水位となる。一方、ECCSの起動信号となる原子炉水位計（広帯域）の水位及び運転員が炉心冠水状態において主に確認する原子炉水位計（広帯域・狭帯域）の水位は、シュラウド外の水位であることから、シュラウド内外の水位を併せて示す。なお、水位が有効燃料棒頂部付近となった場合には、原子炉水位計（燃料域）にて監視する。原子炉水位計（燃料域）は、シュラウド内を計測している。</p> <p>a. 事象進展</p>	<p>(3) 有効性評価の結果</p> <p>本重要事故シーケンスの事象進展を第7.1.6.3図から第7.1.6.5図に示す。</p> <p>a. 6インチ破断</p> <p>1次冷却材圧力、1次冷却系保有水量、燃料被覆管温度等の1次冷却系パラメータの推移を第7.1.6.9図から第7.1.6.15図に、2次冷却系圧力、補助給水流量等の2次冷却系パラメータの推移を第7.1.6.16図から第7.1.6.18図に示す。</p> <p>(a) 事象進展</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>事象発生後、破断口からの1次冷却材の流出により、1次冷却材圧力が低下することで、「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。</p> <p>事象発生約16秒後に「原子炉圧力低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に到達した後、補助給水ポンプが自動起動し、蒸気発生器への注水が開始される。また、高圧注入系の機能喪失を仮定することから、1次冷却系保有水量が低下することで、炉心が一時的に露出し、燃料被覆管温度が上昇する。事象発生約5.9分後に1次冷却材圧力が蓄圧注入タンクの保持圧力以下となることで自動的に蓄圧タンクからの注水が開始され、炉心は再び冠水することで燃料被覆管温度は低下する。</p> <p>さらに、事象発生約10分後に主蒸気逃がし弁の開放による2次冷却系強制冷却を開始し、約11分後に主蒸気逃がし弁開操作を完了するが、約13分後に炉心が再び露出し、燃料被覆管温度は上昇する。</p> <p>その後、燃料被覆管温度は約22分後に約581℃に到達した後、再冠水することで急速に低下し、1次冷却材圧力が低下することで、事象発生約23分後に低圧注入が開始され、1次冷却系保有水量が回復に転じる。</p> <p>(添付資料2.6.8)</p>	<p>事象発生後、破断口からの1次冷却材の流出により、1次冷却材圧力が低下することで、「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。</p> <p>事象発生約11秒後に「原子炉圧力異常低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に到達した後、補助給水ポンプが自動起動し、蒸気発生器への注水が開始される。また、高圧注入系の機能喪失を仮定することから、1次系保有水量が低下することで、事象発生約4.5分後に1次冷却材圧力が蓄圧注入タンクの保持圧力以下となることで自動的に蓄圧タンクからの注水が開始され、1次系保有水量は回復する。</p> <p>その後、事象発生約10分後に主蒸気逃がし弁の開放による2次系強制冷却を開始し、約11分後に主蒸気逃がし弁開操作を完了する。さらに、1次冷却材圧力が低下することで、事象発生約23分後に低圧注入が開始され、1次系保有水量が回復に転じる。この期間、炉心が露出することはない。</p> <p>(添付資料2.6.8)</p>	<p>事象発生後に外部電源喪失となり、原子炉水位低（レベル3）信号が発生して原子炉はスクラムするが、原子炉水位低（レベル2）で原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の自動起動に失敗し、原子炉水位低（レベル1）で低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）の自動起動に失敗する。</p> <p>これにより、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）の吐出圧力が確保されないため、自動減圧系についても作動しない。</p> <p>再循環ポンプについては、原子炉水位低（レベル2）で2台全てがトリップする。主蒸気隔離弁は、原子炉水位低（レベル2）で全閉する。</p> <p>事象発生から20分後に中央制御室からの遠隔操作によって逃がし安全弁（自動減圧機能）6個を手動開することで、原子炉急速減圧を実施し、原子炉減圧後に、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開始する。</p> <p>原子炉急速減圧を開始すると、原子炉冷却材の流出により原子炉水位は低下し、有効燃料棒頂部を下回るが、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による注水が開始すると原子炉水位が回復し、炉心は再冠水する。</p> <p>燃料被覆管の最高温度発生位置におけるボイド率は、原子炉減圧により、原子炉水位が低下し、炉心が露出することから上昇する。その結果、燃料被覆管の伝熱様式は核沸騰冷却から噴霧流冷却となり熱伝達係数は低下する。その後、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉</p>	<p>事象発生後、破断口からの1次冷却材の流出により、1次冷却材圧力が低下することで、「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。</p> <p>事象発生約14秒後に「原子炉圧力異常低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に到達した後、補助給水ポンプが自動起動し、蒸気発生器への注水が開始される。また、高圧注入系の機能喪失を仮定することから、1次冷却系保有水量が減少するが、事象発生約4.7分後に1次冷却材圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となることで自動的に蓄圧タンクからの注水が開始され、1次冷却系保有水量は回復する。</p> <p>その後、事象発生約10分後に主蒸気逃がし弁の開操作による2次冷却系強制冷却を開始し、約11分後に主蒸気逃がし弁開操作を完了する。さらに、1次冷却材圧力が低下することで、事象発生約26分後に低圧注入が開始され、1次冷却系保有水量が回復に転じる。この期間、炉心が露出することはない。</p> <p>(添付資料7.1.6.6, 7.1.6.13)</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p> <p>【大阪、高浜】 解析結果の相違 ・大阪は炉心が一時的に露出するため燃料被覆管温度が上昇する ・泊及び高浜は炉心露出しないため、解析結果時間の相違のみ</p> <p>【大阪、高浜】 解析結果の相違 ・大阪は炉心が一時的に露出するため燃料被覆管温度が上昇する ・泊及び高浜は炉心露出しないため、解析結果時間の相違のみ</p> <p>【大阪、高浜】 添付資料の相違 ・女川の審査状況を</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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) 評価項目等</p> <p>燃料被覆管温度は第 2.6.15 図に示すとおり、事象発生の約 22 分後に約 581℃に到達した後に再冠水することで低下することから、1,200℃以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は 0.1%未満にとどまることから、15%以下となる。</p>	<p>(b) 評価項目等</p> <p>燃料被覆管温度は第 2.6.2.7 図に示すとおり、炉心は冠水状態にあることから初期値（約 380℃）以下にとどまり、1,200℃以下となる。当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。</p>	<p>注水により、燃料の露出と冠水を繰り返すため、燃料被覆管の最高温度発生位置におけるボイド率及び熱伝達係数は増減する。炉心が再冠水すると、ボイド率が低下し、熱伝達係数が上昇することから、燃料被覆管温度は低下する。</p> <p>高出力燃料集合体及び炉心下部ブレナム部のボイド率については、原子炉水位及び原子炉圧力の変化に伴い変化する。</p> <p>崩壊熱除去機能を喪失しているため、原子炉圧力容器内で崩壊熱により発生する蒸気が格納容器内に流入することで、格納容器圧力及び温度は徐々に上昇する。そのため、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及び原子炉格納容器フィルタベント系等による格納容器除熱を行う。格納容器除熱は、事象発生から約 44 時間経過した時点で実施する。</p> <p>なお、格納容器除熱時のサブプレッションプール水位は、約 5.7m であり、真空破壊装置（約 5.9m）及びベントライン（約 8.7m）に対して、低く推移するため、真空破壊装置の健全性は維持される。</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>燃料被覆管の最高温度は、第 2.6.12 図に示すとおり、原子炉水位が回復するまでの間に炉心が一時的に露出するため燃料被覆管の温度が上昇し、約 872℃に到達するが、1,200℃以下となる。燃料被覆管の最高温度は、高出力燃料集合体にて発生している。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著</p>	<p>原子炉格納容器内に漏えいした 1 次冷却材により、原子炉格納容器圧力及び温度は徐々に上昇する。そのため、原子炉格納容器の圧力が上昇した場合は原子炉格納容器スプレイ作動信号により、原子炉格納容器スプレイ設備による原子炉格納容器除熱を行う。</p> <p>(b) 評価項目等</p> <p>燃料被覆管の最高温度は第 7.1.6.15 図に示すとおり、炉心は冠水状態にあることから初期値（約 380℃）を上回ることなく、1,200℃以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1%以下であり、15%以下となる。</p>	<p>受けて水素化物再配向に関する考察を追加</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川実績の反映） ・原子炉格納容器の事象進展に関しても記載</p> <p>【大阪】 解析結果の相違 ・大阪は炉心が一時的に露出するため燃料被覆管温度が上昇する ・泊及び高浜は炉心</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>1次冷却材圧力は第2.6.9図に示すとおり、初期値（約15.9MPa[gage]）以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は約16.3MPa[gage]にとどまり、最高使用圧力の1.2倍（20.59MPa[gage]）を下回る。</p> <p>また、原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は、格納容器スプレイ設備により抑制できる。格納容器スプレイ設備の性能は、原子炉設置許可申請書「3.5.1 原子炉冷却材喪失」における1次冷却材管の完全両端破断を想定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約0.308MPa[gage]及び約132℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器の最高使用圧力（0.392MPa[gage]）及び最高使用温度（144℃）を下回る。</p> <p>第2.6.11図に示すように、事象発生後の60分後においても余熱除去</p>	<p>1次冷却材圧力は第2.6.2.1図に示すとおり、初期値（約15.9MPa[gage]）以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は約16.2MPa[gage]にとどまり、最高使用圧力の1.2倍（20.59MPa[gage]）を下回る。</p> <p>また、原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は、格納容器スプレイ設備により抑制できる。格納容器スプレイ設備の性能は、設計基準事故「原子炉冷却材喪失」における1次冷却材管の完全両端破断を想定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約0.249MPa[gage]及び約125℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器の最高使用圧力（0.283MPa[gage]）及び最高使用温度（132℃）を下回る。</p> <p>第2.6.2.3図に示すように、事象発生後の60分後においても余熱除去</p>	<p>しくなる前の燃料被覆管厚さの1%以下であり、15%以下となる。</p> <p>原子炉圧力は、第2.6.6図に示すとおり、逃がし安全弁（逃がし弁機能）の作動により、約7.39MPa[gage]以下に抑えられる。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、原子炉圧力と原子炉圧力容器底部圧力との差（高々約0.3MPa）を考慮しても、約7.69MPa[gage]以下であり、最高使用圧力の1.2倍（10.34MPa[gage]）を十分下回る。</p> <p>また、崩壊熱除去機能を喪失しているため、原子炉圧力容器内で崩壊熱により発生する蒸気が格納容器内に流入することによって、格納容器圧力及び温度は徐々に上昇するが、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及び原子炉格納容器フィルタベント系等による格納容器除熱を行うことによって、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度の最大値は、約0.427MPa[gage]及び約155℃に抑えられ、格納容器の限界圧力及び限界温度を下回る。</p> <p>第2.6.7図に示すとおり、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）に</p>	<p>1次冷却材圧力は第7.1.6.9図に示すとおり、初期値（約15.9MPa[gage]）以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、1次冷却材ポンプ吐出部との差（高々約0.3MPa）を考慮しても、約16.2MPa[gage]以下であり、最高使用圧力の1.2倍（20.592MPa[gage]）を十分下回る。</p> <p>また、原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は、原子炉格納容器スプレイ設備により抑制できる。原子炉格納容器スプレイ設備の性能は、原子炉設置許可申請書添付書類「3.5.1 原子炉冷却材喪失」における1次冷却材管の完全両端破断を想定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度の最高値はそれぞれ約0.241MPa[gage]及び約124℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器の最高使用圧力（0.283MPa[gage]）及び最高使用温度（132℃）を下回る。</p> <p>第7.1.6.11図に示すように、事象発生後の60分後においても余熱除</p>	<p>露出しないため初期値以下にとどまる 【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大阪】 設計の相違</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違 ・泊3既許可の設置 変更許可申請書記 載値の相違が多い</p> <p>【高浜】 記載表現の相違</p> <p>【大阪、高浜】 解析結果の相違 ・既許可添付十章の 解析結果の相違</p> <p>【大阪】 設計の相違</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>ポンプによる注水流量は確保されていることから、炉心は安定して冷却されている。その後は、事象発生の約 2.8 時間後に低圧再循環に切り替えることで低温停止状態に移行でき、安定停止状態に至る。さらに、低圧再循環を継続することにより、安定停止状態を維持できる。</p> <p>(添付資料 2.6.9、2.6.10)</p> <p>b. 4 インチ破断</p> <p>1 次冷却材圧力、1 次冷却系保有水量、燃料被覆管温度等の 1 次冷却系パラメータの推移を第 2.6.19 図から第 2.6.25 図に、2 次冷却系圧力、補助給水流量等の 2 次冷却系パラメータの推移を第 2.6.26 図から第 2.6.28 図に示す。</p> <p>(a) 事象進展</p> <p>事象発生後、破断口からの 1 次冷却材の流出により、1 次冷却材圧力が低下することで、「原子炉圧力低」</p>	<p>ポンプによる注水流量は確保されていることから、炉心は安定して冷却されている。その後は、事象発生の約 2.7 時間後に低圧再循環に切り替えることで低温停止状態に移行でき、安定停止状態に至る。さらに、低圧再循環を継続することにより、安定停止状態を維持できる。</p> <p>(添付資料 2.6.9、2.6.10)</p> <p>b. 4 インチ破断</p> <p>1 次冷却材圧力、1 次系保有水量、燃料被覆管温度等の 1 次系パラメータの推移を第 2.6.2.11 図から第 2.6.2.17 図に、2 次系圧力、補助給水流量等の 2 次系パラメータの推移を第 2.6.2.18 図から第 2.6.2.20 図に示す。</p> <p>(a) 事象進展</p> <p>事象発生後、破断口からの 1 次冷却材の流出により、1 次冷却材圧力が低下することで、「原子炉圧力低」</p>	<p>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、約 44 時間後に原子炉格納容器フィルタベント系等による格納容器除熱を開始することで安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる。</p> <p>(添付資料 2.6.3)</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器ベント時の敷地境界での実効線量の評価結果は、約 $8.3 \times 10^{-2} \text{mSv}$ であり、5mSv を下回る。また、耐圧強化ベント系による格納容器ベント時の敷地境界での実効線量の評価結果は約 $7.9 \times 10^{-2} \text{mSv}$ であり、5mSv を下回る。いずれの場合も、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。</p> <p>本評価では、「1.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(4)の評価項目及び周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないことについて、対策の有効性を確認した。</p>	<p>去ポンプによる注水流量は確保されていることから、炉心は安定して冷却されている。その後は、事象発生の約 2.8 時間後に低圧再循環に切り替えることで低温停止状態に移行でき、安定停止状態に至る。その後も低圧再循環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>(添付資料 7.1.6.7、7.1.6.8)</p> <p>b. 4 インチ破断</p> <p>1 次冷却材圧力、1 次冷却系保有水量、燃料被覆管温度等の 1 次冷却系パラメータの推移を第 7.1.6.19 図から第 7.1.6.25 図に、2 次冷却系圧力、補助給水流量等の 2 次冷却系パラメータの推移を第 7.1.6.26 図から第 7.1.6.28 図に示す。</p> <p>(a) 事象進展</p> <p>事象発生後、破断口からの 1 次冷却材の流出により、1 次冷却材圧力が低下することで、「原子炉圧力低」</p> <p>本評価では、「6.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(4)の評価項目について、対策の有効性を確認した。</p>	<p>相違理由</p> <p>【高浜】 解析結果の相違 【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川実績の反映）</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。</p> <p>事象発生の約 24 秒後に「原子炉圧力低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に到達した後、補助給水ポンプが自動起動し、蒸気発生器への注水が開始される。また、高压注入系の機能喪失を仮定することから、1次冷却系保有水量が低下することで、事象発生の約 7.0 分後に炉心が露出し、燃料被覆管温度は上昇するが、再び炉心が冠水することで燃料被覆管温度は低下する。事象発生から約 9.8 分後に再び炉心が露出する。</p> <p>その後、事象発生の約 10 分後に主蒸気逃がし弁の開操作による2次冷却系強制冷却を開始し、約 11 分後に主蒸気逃がし弁開操作を完了する。また、事象発生の約 14 分後に、1次冷却材圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となることで自動的に蓄圧タンクからの注水が開始され、燃料被覆管温度は約 16 分後に約 891℃に到達した後、約 19 分後に再冠水することで、急速に低下する。さらに、1次冷却材圧力が低下することで、事象発生の約 31 分後に低压注入が開始され、1次冷却系保有水量が回復に転じる。</p> <p>(添付資料 2.6.8)</p>	<p>信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。</p> <p>事象発生の約 18 秒後に「原子炉圧力異常低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に到達した後、補助給水ポンプが自動起動し、蒸気発生器への注水が開始される。また、高压注入系の機能喪失を仮定することから、1次系保有水量が低下することで、事象発生の約 8.5 分後に炉心が露出し、燃料被覆管温度は上昇する。</p> <p>その後、事象発生の約 10 分後に主蒸気逃がし弁の開放による2次系強制冷却を開始し、約 11 分後に主蒸気逃がし弁開操作を完了する。また、事象発生の約 11 分後に、1次冷却材圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となることで自動的に蓄圧タンクからの注水が開始され、燃料被覆管温度は約 14 分後に約 731℃に到達した後、約 17 分後に再冠水することで、急速に低下する。さらに、1次冷却材圧力が低下することで、事象発生の約 31 分後に低压注入が開始され、1次系保有水量が回復に転じる。</p> <p>(添付資料 2.6.8)</p>		<p>信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。</p> <p>事象発生の約 21 秒後に「原子炉圧力異常低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に到達した後、補助給水ポンプが自動起動し、蒸気発生器への注水が開始される。また、高压注入系の機能喪失を仮定することから、1次冷却系保有水量が減少することで、事象発生の約 9.8 分後に炉心が露出し、燃料被覆管温度は上昇する。</p> <p>その後、事象発生の約 10 分後に主蒸気逃がし弁の開操作による2次冷却系強制冷却を開始し、約 11 分後に主蒸気逃がし弁開操作を完了する。また、事象発生の約 12 分後に、1次冷却材圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となることで自動的に蓄圧タンクからの注水が開始され、燃料被覆管温度は約 17 分後に約 688℃に到達した後、約 18 分後に再冠水することで、急速に低下する。さらに、1次冷却材圧力が低下することで、事象発生の約 33 分後に低压注入が開始され、1次冷却系保有水量が回復に転じる。</p> <p>(添付資料 7.1.6.6, 7.1.6.13)</p> <p>原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材により、原子炉格納容器</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p> <p>【大阪、高浜】 解析結果の相違 ・大規模炉心が露出し再冠水した後に再び炉心が露出する</p> <p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p> <p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p> <p>【大阪、高浜】 添付資料の相違 ・女川の審査状況を受けて水素化物再配向に関する考察を追加</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（女</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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) 評価項目等</p> <p>燃料被覆管温度は第 2.6.25 図に示すとおり、事象発生約 16 分後に約 891℃に到達した後に再冠水することで低下することから、1,200℃以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は約 1.7%にとどまることから、15%以下となる。</p> <p>1次冷却材圧力は第 2.6.19 図に示すとおり、初期値（約 15.9MPa[gage]）以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は約 16.3MPa[gage]にとどまり、最高使用圧力の 1.2 倍（20.59MPa[gage]）を下回る。</p> <p>また、原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は、格納容器スプレイ設備により抑制できる。格納容器スプレイ設備の性能は、原子炉設置許可申請書「3.5.1 原子炉</p>	<p>(b) 評価項目等</p> <p>燃料被覆管温度は第 2.6.2.17 図に示すとおり、事象発生約 14 分後に約 731℃に到達した後に再冠水することで低下することから、1,200℃以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は約 0.1%にとどまることから、15%以下となる。</p> <p>1次冷却材圧力は第 2.6.2.11 図に示すとおり、初期値（約 15.9MPa[gage]）以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は約 16.2MPa[gage]にとどまり、最高使用圧力の 1.2 倍（20.59MPa[gage]）を下回る。</p> <p>また、原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は、格納容器スプレイ設備により抑制できる。格納容器スプレイ設備の性能は、設計基準事故「原子炉冷却材喪失」に</p>	<p>【評価項目等のみ再掲】</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>燃料被覆管の最高温度は、第 2.6.12 図に示すとおり、原子炉水位が回復するまでの間に炉心が一時的に露出するため燃料被覆管の温度が上昇し、約 872℃に到達するが、1,200℃以下となる。燃料被覆管の最高温度は、高出力燃料集合体にて発生している。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1%以下であり、15%以下となる。</p> <p>原子炉圧力は、第 2.6.6 図に示すとおり、逃がし安全弁（逃がし弁機能）の作動により、約 7.39MPa[gage] 以下に抑えられる。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、原子炉圧力と原子炉圧力容器底部圧力との差（高々約 0.3MPa）を考慮しても、約 7.69MPa[gage] 以下であり、最高使用圧力の 1.2 倍（10.34MPa[gage]）を十分下回る。</p> <p>また、崩壊熱除去機能を喪失しているため、原子炉圧力容器内で崩壊熱により発生する蒸気が格納容器内に流入することによって、格納容器圧力及び温度は徐々に上昇するが、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）</p>	<p>圧力及び温度は徐々に上昇する。そのため、原子炉格納容器の圧力が上昇した場合は原子炉格納容器スプレイ作動信号により、原子炉格納容器スプレイ設備による原子炉格納容器冷却を行う。</p> <p>(b) 評価項目等</p> <p>燃料被覆管の最高温度は第 7.1.6.25 図に示すとおり、事象発生約 17 分後に約 688℃に到達した後に再冠水することで低下することから、1,200℃以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1%以下であり、15%以下となる。</p> <p>1次冷却材圧力は第 7.1.6.19 図に示すとおり、初期値（約 15.9MPa[gage]）以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、1次冷却材圧力と1次冷却材ポンプ吐出部との差（高々約 0.3MPa）を考慮しても、約 16.2MPa[gage]以下であり、最高使用圧力の 1.2 倍（20.592MPa[gage]）を十分下回る。</p> <p>また、原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は、原子炉格納容器スプレイ設備により抑制できる。原子炉設置許可申請書</p>	<p>川実績の反映） ・原子炉格納容器の事象進展についても記載</p> <p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大阪】 設計の相違</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違 ・泊3号炉設置許可申請書記載値の相違が多い</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>冷却材喪失」における1次冷却材管の完全両端破断を仮定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約 0.308MPa[gage]及び約 132℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器の最高使用圧力(0.392MPa[gage])及び最高使用温度(144℃)を下回る。</p> <p>第 2.6.21 図に示すように、事象発生後の60分後においても余熱除去ポンプによる注水流量は確保されていることから、炉心は安定して冷却されている。その後は、事象発生約 3.6 時間後に低圧再循環に切り替えることで低温停止状態に移行でき、安定停止状態に至る。さらに、低圧再循環を継続することにより、安定停止状態を維持できる。</p> <p>(添付資料 2.6.9、2.6.10)</p>	<p>おける1次冷却材管の完全両端破断を仮定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約 0.249MPa[gage]及び約 125℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器の最高使用圧力(0.283MPa[gage])及び最高使用温度(132℃)を下回る。</p> <p>第 2.6.2.13 図に示すように、事象発生後の60分後においても余熱除去ポンプによる注水流量は確保されていることから、炉心は安定して冷却されている。その後は、事象発生約 3.7 時間後に低圧再循環に切り替えることで低温停止状態に移行でき、安定停止状態に至る。さらに、低圧再循環を継続することにより、安定停止状態を維持できる。</p> <p>(添付資料 2.6.9、2.6.10)</p>	<p>による格納容器冷却及び原子炉格納容器フィルタベント系等による格納容器除熱を行うことにより、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度の最大値は、約 0.427MPa[gage]及び約 155℃に抑えられ、格納容器の限界圧力及び限界温度を下回る。</p> <p>第 2.6.7 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、約 44 時間後に原子炉格納容器フィルタベント系等による格納容器除熱を開始することで安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる。</p> <p>(添付資料 2.6.3)</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器ベント時の敷地境界での実効線量の評価結果は、約 8.3×10^{-2} mSv であり、5mSv を下回る。また、耐圧強化ベント系による格納容器ベント時の敷地境界での実効線量の評価結果は約 7.9×10^{-2} mSv であり、5mSv を下回る。いずれの場合も、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。</p> <p>本評価では、「1.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(4)の評価項目及び周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないことについて、対策の</p>	<p>添付書類十「3.5.1 原子炉冷却材喪失」における1次冷却材管の完全両端破断を仮定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度の最高値はそれぞれ約 0.241MPa[gage]及び約 124℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器の最高使用圧力(0.283MPa[gage])及び最高使用温度(132℃)を下回る。</p> <p>第 7.1.6.21 図に示すように、事象発生後の60分後においても余熱除去ポンプによる注水流量は確保されていることから、炉心は安定して冷却されている。その後は、事象発生約 3.3 時間後に低圧再循環に切り替えることで低温停止状態に移行でき、安定停止状態に至る。その後も低圧再循環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>(添付資料 7.1.6.7、7.1.6.8)</p> <p>本評価では、「6.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(4)の評価項目について、対策の有効性を確認した。</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違 ・既許可添付十章の 解析結果の相違 【大阪】 設計の相違</p> <p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川異議の反映）</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>c. 2インチ破断</p> <p>1次冷却材圧力、1次冷却系保有水量、燃料被覆管温度等の1次冷却系パラメータの推移を第2.6.29図から第2.6.35図に、2次冷却系圧力、補助給水流量等の2次冷却系パラメータの推移を第2.6.36図から第2.6.38図に示す。</p> <p>(a) 事象進展</p> <p>事象発生後、破断口からの1次冷却材の流出により、1次冷却材圧力が低下することで、「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。</p> <p>事象発生の約65秒後に「原子炉圧力低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に到達した後、補助給水ポンプが自動起動し、蒸気発生器への注水が開始される。その後、事象発生の約11分後に主蒸気逃がし弁の開操作による2次冷却系強制冷却を開始し、約12分後に主蒸気逃がし弁開操作を完了する。また、事象発生の約19分後に、1次冷却材圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となることで自動的に蓄圧タンクからの注水が開始されるとともに、事象発生の約49分後に低圧注入が開始され、1次冷却系保有水量が回復に転じる。この期間中、炉心が露出することはない。</p>	<p>c. 2インチ破断</p> <p>1次冷却材圧力、1次系保有水量、燃料被覆管温度等の1次系パラメータの推移を第2.6.2.21図から第2.6.2.27図に、2次系圧力、補助給水流量等の2次系パラメータの推移を第2.6.2.28図から第2.6.2.30図に示す。</p> <p>(a) 事象進展</p> <p>事象発生後、破断口からの1次冷却材の流出により、1次冷却材圧力が低下することで、「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。</p> <p>事象発生の約56秒後に「原子炉圧力異常低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に到達した後、補助給水ポンプが自動起動し、蒸気発生器への注水が開始される。その後、事象発生の約11分後に主蒸気逃がし弁の開操作による2次系強制冷却を開始し、約12分後に主蒸気逃がし弁開操作を完了する。また、事象発生の約17分後に、1次冷却材圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となることで自動的に蓄圧タンクからの注水が開始されるとともに、事象発生の約53分後に低圧注入が開始されるが、高圧注入系の機能喪失を想定していることから、1次系保有水量が低下することで、事象発生の約54分後に炉心が露出し、燃料被覆管温度は上昇する。</p> <p>その後、燃料被覆管温度は約58分後に約496℃に到達した後、再冠水することで急速に低下し、低圧注入により1次系保有水量が回復に</p>	<p>有効性を確認した。</p>	<p>c. 2インチ破断</p> <p>1次冷却材圧力、1次冷却系保有水量、燃料被覆管温度等の1次冷却系パラメータの推移を第7.1.6.29図から第7.1.6.35図に、2次冷却系圧力、補助給水流量等の2次冷却系パラメータの推移を第7.1.6.36図から第7.1.6.38図に示す。</p> <p>(a) 事象進展</p> <p>事象発生後、破断口からの1次冷却材の流出により、1次冷却材圧力が低下することで、「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。</p> <p>事象発生の約61秒後に「原子炉圧力異常低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に到達した後、補助給水ポンプが自動起動し、蒸気発生器への注水が開始される。その後、事象発生の約11分後に主蒸気逃がし弁の開操作による2次冷却系強制冷却を開始し、約12分後に主蒸気逃がし弁開操作を完了する。また、事象発生の約18分後に、1次冷却材圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となることで自動的に蓄圧タンクからの注水が開始されるとともに、事象発生の約52分後に低圧注入が開始され1次冷却系保有水量は回復に転じる。この期間炉心が露出することはない。</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p> <p>【大阪、高浜】 解析結果の相違 ・高浜は炉心が一時的に露出するため燃料被覆管温度が上昇する ・泊及び大阪は炉心が露出せず、解析結果時間の相違のみ</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>(添付資料 2.6.8)</p> <p>(b) 評価項目等</p> <p>燃料被覆管温度は第 2.6.35 図に示すとおり、炉心は冠水状態にあることから初期値（約 390℃）以下にとどまり、1,200℃以下となる。当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。</p> <p>1次冷却材圧力は第 2.6.29 図に示すとおり、初期値（約 15.9MPa[gage]）以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は約 16.3MPa[gage]にとどまり、最高使用圧力の 1.2 倍（20.59MPa[gage]）を下回る。</p>	<p>転じる。</p> <p>(添付資料 2.6.8)</p> <p>(b) 評価項目等</p> <p>燃料被覆管温度は第 2.6.27 図に示すとおり、事象発生約 58 分後に約 496℃に到達した後に再冠水することで低下することから、1,200℃以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は 0.1%未満にとどまることから、15%以下となる。</p> <p>1次冷却材圧力は第 7.1.6.29 図に示すとおり、初期値（約 15.9MPa[gage]）以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は約 16.2MPa[gage]にとどまり、最高使用圧力の 1.2 倍（20.59MPa[gage]）を下回る。</p>	<p>【評価項目等のみ再掲】</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>燃料被覆管の最高温度は、第 2.6.12 図に示すとおり、原子炉水位が回復するまでの間に炉心が一時的に露出するため燃料被覆管の温度が上昇し、約 872℃に到達するが、1,200℃以下となる。燃料被覆管の最高温度は、高出力燃料集合体にて発生している。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1%以下であり、15%以下となる。</p> <p>原子炉圧力は、第 2.6.6 図に示すとおり、逃がし安全弁（逃がし弁機能）の作動により、約 7.39MPa[gage]以下に抑えられる。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、原子炉圧力と原子炉压力容器底部圧力との差（高々約 0.3MPa）を考慮しても、約 16.69MPa[gage]以下であり、最高使用</p>	<p>(添付資料 7.1.6.6, 7.1.6.13)</p> <p>原子炉格納容器内に漏えいした 1次冷却材により、原子炉格納容器圧力及び温度は徐々に上昇する。そのため、原子炉格納容器の圧力が上昇した場合は原子炉格納容器スプレイ作動信号により、原子炉格納容器スプレイ設備による原子炉格納容器冷却を行う。</p> <p>(b) 評価項目等</p> <p>燃料被覆管の最高温度は第 7.1.6.35 図に示すとおり、炉心は冠水状態にあることから初期値（約 380℃）を上回ることなく、1,200℃以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1%以下であり、15%以下となる。</p> <p>1次冷却材圧力は第 7.1.6.29 図に示すとおり、初期値（約 15.9MPa[gage]）以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、1次冷却材ポンプ吐出部との差（高々約 0.3MPa）を考慮しても、約 16.2MPa[gage]以下であり、最高使用</p>	<p>【大阪、高浜】 添付資料の相違 ・女川の審査状況を受けて水素化物再配向に関する考察を追加</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川実績の反映） ・原子炉格納容器の事象進展に関する記載</p> <p>【高浜】 解析結果の相違 ・高浜は炉心が一時的に露出するため燃料被覆管温度が上昇する ・泊及び大阪は炉心露出しないため初期値以下にとどまる</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大阪】 設計の相違</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（女</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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、原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は、格納容器スプレイ設備により抑制できる。格納容器スプレイ設備の性能は、原子炉設置許可申請書「3.5.1 原子炉冷却材喪失」における1次冷却材管の完全両端破断を仮定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約 0.308MPa[gage]及び約 132℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器の最高使用圧力(0.392MPa[gage])及び最高使用温度(144℃)を下回る。</p> <p>第2.6.31図に示すように、事象発生後の60分後においても余熱除去ポンプによる注水流量は確保されていることから、炉心は安定して冷却されている。その後は、事象発生後の約9.2時間後に低圧再循環に切り替えることで低温停止状態に移行でき、安定停止状態に至る。さらに、低圧再循環を継続することにより、安定停止状態を維持できる。</p> <p>(添付資料2.6.9、2.6.10)</p>	<p>また、原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は、格納容器スプレイ設備により抑制できる。格納容器スプレイ設備の性能は、設計基準事故「原子炉冷却材喪失」における1次冷却材管の完全両端破断を仮定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約 0.249MPa[gage]及び約 125℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器の最高使用圧力(0.283MPa[gage])及び最高使用温度(132℃)を下回る。</p> <p>第2.6.2.13図に示すように、事象発生後の60分後においても余熱除去ポンプによる注水流量は確保されていることから、炉心は安定して冷却されている。その後は、事象発生後の約11.4時間後に低圧再循環に切り替えることで低温停止状態に移行でき、安定停止状態に至る。さらに、低圧再循環を継続することにより、安定停止状態を維持できる。</p> <p>(添付資料2.6.9、2.6.10)</p>	<p>圧力の1.2倍(10.34MPa[gage])を十分下回る。</p> <p>また、崩壊熱除去機能を喪失しているため、原子炉圧力容器内で崩壊熱により発生する蒸気が格納容器内に流入することによって、格納容器圧力及び温度は徐々に上昇するが、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及び原子炉格納容器フィルタベント系等による格納容器除熱を行うことによって、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度の最大値は、約0.427MPa[gage]及び約155℃に抑えられ、格納容器の限界圧力及び限界温度を下回る。</p> <p>第2.6.7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、約44時間後に原子炉格納容器フィルタベント系等による格納容器除熱を開始することで安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる。</p> <p>(添付資料2.6.3)</p>	<p>圧力の1.2倍(20.592MPa[gage])を十分下回る。</p> <p>また、原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は、原子炉格納容器スプレイ設備により抑制できる。原子炉格納容器スプレイ設備の性能は、原子炉設置許可申請書添付書類「3.5.1 原子炉冷却材喪失」における1次冷却材管の完全両端破断を仮定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度の最高値はそれぞれ約 0.241MPa[gage]及び約 124℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器の最高使用圧力(0.283MPa[gage])及び最高使用温度(132℃)を下回る。</p> <p>第7.1.6.31図に示すように、事象発生後の60分後においても余熱除去ポンプによる注水流量は確保されていることから、炉心は安定して冷却されている。その後は、事象発生後の約5.5時間後に低圧再循環に切り替えることで低温停止状態に移行でき、安定停止状態に至る。その後も低圧再循環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>(添付資料7.1.6.7、7.1.6.8)</p>	<p>川内線の反映 【大阪、高浜】 記載方針の相違 ・泊は既許可の設置変更許可申請書記載値の相違が多い</p> <p>【高浜】 記載表現の相違</p> <p>【大阪、高浜】 解析結果の相違 ・既許可添付十章の解析結果の相違</p> <p>【大阪】 設計の相違</p> <p>【大阪、高浜】 解析結果の相違 ・泊は1次冷却材圧力と余熱除去ポンプの注入特性の関係から低圧注入流量が多く早期に燃料取替用水ビットの水位が低下する。このため再循環切</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器ベント時の敷地境界での実効線量の評価結果は、約 8.3×10^{-2} mSv であり、5mSv を下回る。また、耐圧強化ベント系による格納容器ベント時の敷地境界での実効線量の評価結果は約 7.9×10^{-2} mSv であり、5mSv を下回る。いずれの場合も、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。</p> <p>本評価では、「1.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(4)の評価項目及び周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないことについて、対策の有効性を確認した。</p>	<p>本評価では、「6.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(4)の評価項目について、対策の有効性を確認した。</p>	<p>警水位に到達する時間が早い(参考：伊方は約8時間)</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川実績の反映）</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>2.6.3 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>本重要事故シーケンスは、事象進展が比較的早く、現象が複雑であるとともに、高圧注入系の機能喪失を仮定することから、運転員等操作である2次冷却系強制冷却により1次冷却系を減温、減圧し、蓄圧注入及び低圧注入を促進させることにより炉心冷却を行うことが特徴である。</p> <p>また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、非常用炉心冷却設備作動信号の発信を起点とする2次冷却系強制冷却とする。</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>本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心における燃料棒表面熱伝達に係る燃料棒表面熱伝達モデルは、</p>	<p>2.6.3 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>本重要事故シーケンスは、事象進展が比較的早く、現象が複雑であるとともに、高圧注入系の機能喪失を仮定することから、運転員等操作である2次系強制冷却により1次系を減温、減圧し、蓄圧注入及び低圧注入を促進させることにより炉心冷却を行うことが特徴である。</p> <p>また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、非常用炉心冷却設備作動信号の発信を起点とする2次系強制冷却とする。</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>本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心における燃料棒表面熱伝達に係る燃料棒表面熱伝達モデルは、ORNL</p>	<p>2.6.3 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>LOCA 時注水機能喪失では、原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の中小破断の発生後、高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失し、かつ、自動減圧系が機能喪失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時間程度までの短期間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えられられる操作として、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水操作（原子炉急速減圧操作を含む）、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操作及び原子炉格納容器フィルタベント系等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>本重要事故シーケンスにおける解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価については、「2.1.3(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価」と同じ。</p> <p>(添付資料 2.6.4)</p>	<p>7.1.6.3 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>ECCS 注水機能喪失では、原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の中小破断の発生後、高圧注入機能が喪失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時間程度までの短期間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えられられる操作として、非常用炉心冷却設備作動信号の発信を起点とする2次冷却系強制冷却とする。</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>本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「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表面熱伝達に係る燃料棒表面熱伝達モデルは、</p>	<p>【大阪、高浜】 評価方針の相違（女川実績の反映） 【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川実績の反映） ・操作の特徴ではなく事故の特徴について記載 【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川実績の反映）</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>ORNL/THTF 試験解析の結果から、燃料棒表面熱伝達について最大で40%程度小さ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、実際の燃料棒表面熱伝達は解析結果に比べて大きくなり、炉心露出後の燃料被覆管温度が低くなるが、燃料被覆管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>炉心における燃料被覆管酸化に係るジルコニウム-水反応モデルは、酸化量を大きく評価するジルコニウム-水反応式を採用している。よって、実際の酸化発熱は解析結果に比べて小さくなり、燃料被覆管温度は低くなるが、燃料被覆管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>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流に係るボイドモデル及び流動様式の解析モデルは、ORNL/THTF 試験解析等の結果から、炉心水位について最大で0.3m低く評価する不確かさを持つことを確認している。しかし、炉心水位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>1次冷却系における冷却材放出に係る破断流モデルは、Marviken 試験解析の結果から、サブクール領域での漏えい量について±10%の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、実際の漏えい量は解析結果に比べて多くなる場合と少なくなる場合があるが、破断口径として、6インチ破断、4インチ破断及び2インチ破断の解析を実施するこ</p>	<p>／THTF 試験解析の結果から、燃料棒表面熱伝達について最大で40%程度小さ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、実際の燃料棒表面熱伝達は解析結果に比べて大きくなり、炉心露出後の燃料被覆管温度が低くなるが、燃料被覆管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>炉心における燃料被覆管酸化に係るジルコニウム-水反応モデルは、酸化量を大きく評価するジルコニウム-水反応式を採用している。よって、実際の酸化発熱は解析結果に比べて小さくなり、燃料被覆管温度は低くなるが、燃料被覆管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>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流に係るボイドモデル及び流動様式は、ORNL/THTF 試験解析の結果から、炉心水位について最大で0.3m低く評価する不確かさを持つことを確認している。しかし、炉心水位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>1次冷却系における冷却材放出に係る破断流モデルは、Marviken 試験解析の結果から、サブクール領域での漏えい量について±10%の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、実際の漏えい量は解析結果に比べて多くなる場合と少なくなる場合があるが、破断口径として、6インチ破断、4インチ破断及び2インチ破断の解析を実施するこ</p>		<p>ORNL/THTF 試験解析の結果から、燃料棒表面熱伝達について最大で40%程度小さ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、実際の燃料棒表面熱伝達は解析結果に比べて大きくなり、炉心露出後の燃料被覆管温度が低くなるが、燃料被覆管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>炉心における燃料被覆管酸化に係るジルコニウム-水反応モデルは、酸化量を大きく評価するジルコニウム-水反応式を採用している。よって、実際の酸化発熱は解析結果に比べて小さくなり、燃料被覆管温度は低くなるが、燃料被覆管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>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流に係るボイドモデル及び流動様式の解析モデルは、ORNL/THTF 試験解析等の結果から、炉心水位について最大で0.3m低く評価する不確かさを持つことを確認している。しかし、炉心水位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>1次冷却系における冷却材放出に係る破断流モデルは、Marviken 試験解析の結果から、サブクール領域での漏えい量について±10%の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、実際の漏えい量は解析結果に比べて多くなる場合と少なくなる場合があるが、破断口径として、6インチ破断、4インチ破断及び2インチ破断の解析を実施するこ</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>とにより、破断流量の不確かさの影響を考慮していることから、事象初期の運転員等操作時間に与える影響はない。一方、破断流モデルは二相臨界流での漏えい量について-10%～+50%の不確かさを持つが、ほとんどの質量流束領域で多く評価することを確認している。よって、漏えい量を多く評価する不確かさを考慮すると、実際の漏えい量は解析結果に比べて少なくなり、1次冷却系の温度及び圧力の低下が抑制されるが、1次冷却材圧力の低下による非常用炉心冷却設備作動信号はサブクール臨界流の時点で発信することから、この信号を起点とする2次冷却系強制冷却の開始に与える影響はない。</p> <p>1次冷却系における沸騰・凝縮・ボイド率変化に係る2流体モデル及び壁面熱伝達モデルは、ROSA/LSTF試験解析等の結果から、2次冷却系強制冷却による減圧時における1次冷却材圧力について最大で0.5MPa 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1次冷却材圧力は解析結果に比べて低くなるが、1次冷却材圧力の低下により発信する非常用炉心冷却設備作動信号は2次冷却系強制冷却より前に発信することから、この信号を起点とする2次冷却系強制冷却の開始に与える影響はない。</p> <p>蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達に係る壁面熱伝達モデルは、ROSA/LSTF試験解析等の結果から、2次冷却系強制冷却による減圧時における1次冷却材圧力について最大で0.5MPa 高く評価する不確かさを持つ</p>	<p>とにより、破断流量の不確かさの影響を考慮していることから、事象初期の運転員等操作時間に与える影響はない。一方、破断流モデルは二相臨界流での漏えい量について-10%～+50%の不確かさを持つが、ほとんどの質量流束領域で多く評価することを確認している。よって、漏えい量を多く評価する不確かさを考慮すると、実際の漏えい量は解析結果に比べて少なくなり、1次系の温度及び圧力の低下が抑制されるが、1次冷却材圧力の低下による非常用炉心冷却設備作動信号はサブクール臨界流の時点で発信することから、この信号を起点とする2次系強制冷却の開始に与える影響はない。</p> <p>1次冷却系における沸騰・凝縮・ボイド率変化に係る2流体モデル及び壁面熱伝達モデルは、ROSA/LSTF試験解析等の結果から、2次系強制冷却による減圧時における1次冷却材圧力について最大で0.5MPa 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1次冷却材圧力は解析結果に比べて低くなるが、1次冷却材圧力の低下により発信する非常用炉心冷却設備作動信号は2次系強制冷却より前に発信することから、この信号を起点とする2次系強制冷却の開始に与える影響はない。</p> <p>蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達に係る壁面熱伝達モデルは、ROSA/LSTF試験解析等の結果から、2次系強制冷却による減圧時における1次冷却材圧力について最大で0.5MPa 高く評価する不確かさを持つ</p>	<p>とにより、破断流量の不確かさの影響を考慮していることから、事象初期の運転員等操作時間に与える影響はない。一方、破断流モデルは二相臨界流での漏えい量について-10%～+50%の不確かさを持つが、ほとんどの質量流束領域で多く評価することを確認している。よって、漏えい量を多く評価する不確かさを考慮すると、実際の漏えい量は解析結果に比べて少なくなり、1次冷却系の温度及び圧力の低下が抑制されるが、1次冷却材圧力の低下による非常用炉心冷却設備作動信号はサブクール臨界流の時点で発信することから、この信号を起点とする2次冷却系強制冷却の開始に与える影響はない。</p> <p>1次冷却系における沸騰・凝縮・ボイド率変化に係る2流体モデル及び壁面熱伝達モデルは、ROSA/LSTF試験解析等の結果から、2次冷却系強制冷却による減圧時における1次冷却材圧力について最大で0.5MPa 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1次冷却材圧力は解析結果に比べて低くなるが、1次冷却材圧力の低下により発信する非常用炉心冷却設備作動信号は2次冷却系強制冷却より前に発信することから、この信号を起点とする2次冷却系強制冷却の開始に与える影響はない。</p> <p>蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達に係る壁面熱伝達モデルは、ROSA/LSTF試験解析等の結果から、2次冷却系強制冷却による減圧時における1次冷却材圧力について最大で0.5MPa 高く評価する不確かさを持つ</p>	<p>とにより、破断流量の不確かさの影響を考慮していることから、事象初期の運転員等操作時間に与える影響はない。一方、破断流モデルは二相臨界流での漏えい量について-10%～+50%の不確かさを持つが、ほとんどの質量流束領域で多く評価することを確認している。よって、漏えい量を多く評価する不確かさを考慮すると、実際の漏えい量は解析結果に比べて少なくなり、1次冷却系の温度及び圧力の低下が抑制されるが、1次冷却材圧力の低下による非常用炉心冷却設備作動信号はサブクール臨界流の時点で発信することから、この信号を起点とする2次冷却系強制冷却の開始に与える影響はない。</p> <p>1次冷却系における沸騰・凝縮・ボイド率変化に係る2流体モデル及び壁面熱伝達モデルは、ROSA/LSTF試験解析等の結果から、2次冷却系強制冷却による減圧時における1次冷却材圧力について最大で0.5MPa 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1次冷却材圧力は解析結果に比べて低くなるが、1次冷却材圧力の低下により発信する非常用炉心冷却設備作動信号は2次冷却系強制冷却より前に発信することから、この信号を起点とする2次冷却系強制冷却の開始に与える影響はない。</p> <p>蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達に係る壁面熱伝達モデルは、ROSA/LSTF試験解析等の結果から、2次冷却系強制冷却による減圧時における1次冷却材圧力について最大で0.5MPa 高く評価する不確かさを持つ</p>	<p></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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>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1次冷却材圧力は解析結果に比べて低くなるが、1次冷却材圧力の低下により発信する非常用炉心冷却設備作動信号は2次冷却系強制冷却より前に発信することから、この信号を起点とする2次冷却系強制冷却の開始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>炉心における燃料棒表面熱伝達に係る燃料棒表面熱伝達モデルは、ORNL/THTF 試験解析の結果から、燃料棒表面熱伝達について最大で40%程度小さ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、実際の燃料棒表面熱伝達は解析結果に比べて大きくなり、炉心露出後の燃料被覆管温度が低くなることから、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>炉心における燃料被覆管酸化に係るジルコニウム-水反応モデルは、酸化量を大きく評価するジルコニウム-水反応式を採用している。よって、実際の酸化発熱は解析結果に比べて小さくなり、燃料被覆管温度は低くなることから、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>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流に係るボイドモデル及び流動様式の解析モデルは、ORNL/THTF 試験解析等の結果から、炉心水位について最大で0.3m 低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、</p>	<p>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1次冷却材圧力は解析結果に比べて低くなるが、1次冷却材圧力の低下により発信する非常用炉心冷却設備作動信号は2次系強制冷却より前に発信することから、この信号を起点とする2次系強制冷却の開始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>炉心における燃料棒表面熱伝達に係る燃料棒表面熱伝達モデルは、ORNL/THTF 試験解析の結果から、燃料棒表面熱伝達について最大で40%程度小さ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、実際の燃料棒表面熱伝達は解析結果に比べて大きくなり、炉心露出後の燃料被覆管温度が低くなることから、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>炉心における燃料被覆管酸化に係るジルコニウム-水反応モデルは、酸化量を大きく評価するジルコニウム-水反応式を採用している。よって、実際の酸化発熱は解析結果に比べて小さくなり、燃料被覆管温度は低くなることから、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>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流に係るボイドモデル及び流動様式は、ORNL/THTF 試験解析の結果から、炉心水位について最大で0.3m 低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、実際の炉心水位は</p>		<p>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1次冷却材圧力は解析結果に比べて低くなるが、1次冷却材圧力の低下により発信する非常用炉心冷却設備作動信号は2次冷却系強制冷却より前に発信することから、この信号を起点とする2次冷却系強制冷却の開始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>炉心における燃料棒表面熱伝達に係る燃料棒表面熱伝達モデルは、ORNL/THTF 試験解析の結果から、燃料棒表面熱伝達について最大で40%程度小さ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、実際の燃料棒表面熱伝達は解析結果に比べて大きくなり、炉心露出後の燃料被覆管温度が低くなることから、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>炉心における燃料被覆管酸化に係るジルコニウム-水反応モデルは、酸化量を大きく評価するジルコニウム-水反応式を採用している。よって、実際の酸化発熱は解析結果に比べて小さくなり、燃料被覆管温度は低くなることから、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>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流に係るボイドモデル及び流動様式の解析モデルは、ORNL/THTF 試験解析等の結果から、炉心水位について最大で0.3m 低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、</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>実際の炉心水位は解析結果に比べて高くなり、炉心露出に対する余裕が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は大きくなる。</p> <p>1次冷却系における冷却材放出に係る破断流モデルは、Marviken 試験解析の結果から、サブクール領域での漏えい量について±10%の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、実際の漏えい量は解析結果に比べて多くなる場合と少なくなる場合があり、破断口径として、6インチ破断、4インチ破断及び2インチ破断の解析を実施することにより、破断流量の不確かさの影響を考慮している。一方、破断流モデルは二相臨界流での漏えい量について-10%～+50%の不確かさを持つが、ほとんどの質量流束領域で多く評価することを確認している。よって、漏えい量を多く評価する不確かさを考慮すると、実際の漏えい量は解析結果に比べて少なくなり、1次冷却系保有水量の低下は抑制されるが、1次冷却材圧力の低下が抑制されることにより、蓄圧タンクからの注水開始が遅れることから、1次冷却系保有水量の回復は遅れる。以上より、破断流量の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響が一方向に定まらず、かつ有意な影響を有するため、破断口径として、6インチ破断、4インチ破断及び2インチ破断の解析を実施することにより、破断流量の不確かさの影響を考慮している。</p> <p>1次冷却系における沸騰・凝縮・ボイド率変化に係る2流体モデル及び壁面熱伝達モデルは、ROSA/LSTF 試験</p>	<p>解析結果に比べて高くなり、炉心露出に対する余裕が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は大きくなる。</p> <p>1次冷却系における冷却材放出に係る破断流モデルは、Marviken 試験解析の結果から、サブクール領域での漏えい量について±10%の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、実際の漏えい量は解析結果に比べて多くなる場合と少なくなる場合があり、破断口径として、6インチ破断、4インチ破断及び2インチ破断の解析を実施することにより、破断流量の不確かさの影響を考慮している。一方、破断流モデルは二相臨界流での漏えい量について-10%～+50%の不確かさを持つが、ほとんどの質量流束領域で多く評価することを確認している。よって、漏えい量を多く評価する不確かさを考慮すると、実際の漏えい量は解析結果に比べて少なくなり、1次系保有水量の低下は抑制されるが、1次冷却材圧力の低下が抑制されることにより、蓄圧タンクからの注水開始が遅れることから、1次系保有水量の回復は遅れる。以上より、破断流量の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響が一方向に定まらず、かつ有意な影響を有するため、破断口径として、6インチ破断、4インチ破断及び2インチ破断の解析を実施することにより、破断流量の不確かさの影響を考慮している。</p> <p>1次冷却系における沸騰・凝縮・ボイド率変化に係る2流体モデル及び壁面熱伝達モデルは、ROSA/LSTF 試験</p>		<p>実際の炉心水位は解析結果に比べて高くなり、炉心露出に対する余裕が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は大きくなる。</p> <p>1次冷却系における冷却材放出に係る破断流モデルは、Marviken 試験解析の結果から、サブクール領域での漏えい量について±10%の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、実際の漏えい量は解析結果に比べて多くなる場合と少なくなる場合があり、破断口径として、6インチ破断、4インチ破断及び2インチ破断の解析を実施することにより、破断流量の不確かさの影響を考慮している。一方、破断流モデルは二相臨界流での漏えい量について-10%～+50%の不確かさを持つが、ほとんどの質量流束領域で多く評価することを確認している。よって、漏えい量を多く評価する不確かさを考慮すると、実際の漏えい量は解析結果に比べて少なくなり、1次冷却系保有水量の減少は抑制されるが、1次冷却材圧力の低下が抑制されることにより、蓄圧タンクからの注水開始が遅れることから、1次冷却系保有水量の回復は遅れる。以上より、破断流量の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響が一方向に定まらず、かつ有意な影響を有するため、破断口径として、6インチ破断、4インチ破断及び2インチ破断の解析を実施することにより、破断流量の不確かさの影響を考慮している。</p> <p>1次冷却系における沸騰・凝縮・ボイド率変化に係る2流体モデル及び壁面熱伝達モデルは、ROSA/LSTF 試験</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>解析等の結果から、2次冷却系強制冷却による減圧時における1次冷却材圧力について最大で0.5MPa 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1次冷却材圧力は解析結果に比べて低くなり、漏えい量が少なくなるため、1次冷却系保有水量の低下が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>蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達に係る壁面熱伝達モデルは、ROSA/LSTF 試験解析等の結果から、2次冷却系強制冷却による減圧時の1次冷却材圧力について最大で0.5MPa 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1次冷却材圧力は解析結果に比べて小さくなり、漏えい量が少なくなるため、1次冷却系保有水量の低下が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>(2) 解析条件の不確かさの影響評価 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 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第2.6.2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としている。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</p>	<p>解析等の結果から、2次系強制冷却による減圧時における1次冷却材圧力について最大で0.5MPa 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1次冷却材圧力は解析結果に比べて低くなり、漏えい量が少なくなるため、1次系保有水量の低下が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>蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達に係る壁面熱伝達モデルは、ROSA/LSTF 試験解析等の結果から、2次系強制冷却による減圧時における1次冷却材圧力について最大で0.5MPa 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1次冷却材圧力は解析結果に比べて小さくなり、漏えい量が少なくなるため、1次系保有水量の低下が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>(2) 解析条件の不確かさの影響評価 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 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第2.6.2.1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としている。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</p>	<p>解析等の結果から、2次系強制冷却による減圧時における1次冷却材圧力について最大で0.5MPa 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1次冷却材圧力は解析結果に比べて低くなり、漏えい量が少なくなるため、1次系保有水量の低下が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>蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達に係る壁面熱伝達モデルは、ROSA/LSTF 試験解析等の結果から、2次系強制冷却による減圧時の1次冷却材圧力について最大で0.5MPa 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1次冷却材圧力は解析結果に比べて小さくなり、漏えい量が少なくなるため、1次系保有水量の低下が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>(2) 解析条件の不確かさの影響評価 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 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第2.6.2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</p>	<p>解析等の結果から、2次冷却系強制冷却による減圧時における1次冷却材圧力について最大で0.5MPa 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1次冷却材圧力は解析結果に比べて低くなり、漏えい量が少なくなるため、1次冷却系保有水量の減少が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>蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達に係る壁面熱伝達モデルは、ROSA/LSTF 試験解析等の結果から、2次冷却系強制冷却による減圧時の1次冷却材圧力について最大で0.5MPa 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1次冷却材圧力は解析結果に比べて小さくなり、漏えい量が少なくなるため、1次冷却系保有水量の減少が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>(2) 解析条件の不確かさの影響評価 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 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7.1.6.2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</p>	<p>【大阪、高浜】 記載表現の相違（女川実績の反映）</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>崩壊熱及び破断口径、並びに評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる蓄圧タンク初期保有水量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、1次冷却材温度及び圧力の低下が早くなる。このため、1次冷却材圧力の低下により発信する非常用炉心冷却設備作動信号を起点とする2次冷却系強制冷却の開始が早くなる。</p>	<p>崩壊熱（標準値）及び破断口径、標準値として設定している蒸気発生器2次側保有水量及び余熱除去ポンプ注入特性、並びに評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる蓄圧タンク初期保有水量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崩壊熱より小さくなるため、1次冷却材温度及び圧力の低下が早くなる。このため、1次冷却材圧力の低下により発信する非常用炉心冷却設備作動信号を起点とする2次系強制冷却の開始が早くなる。</p>	<p>関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の最大線出力密度は、解析条件の44.0kW/mに対して最確条件は約42.0kW/m以下であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、燃料被覆管温度の上昇は緩和されるが、操作手順（速やかに注水手段を準備すること）に変わりはなく、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>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、原子炉水位の低下は緩和され、また、炉心露出後の燃料被覆管温度の上昇は緩和され、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、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>初期条件の炉心流量、原子炉水</p>	<p>壊熱及び破断口径並びに評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる蓄圧タンク初期保有水量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、1次冷却材温度及び圧力の低下が早くなる。このため、1次冷却材圧力の低下により発信する非常用炉心冷却設備作動信号を起点とする2次冷却系強制冷却の開始が早くなるが、操作手順（非常用炉心冷却設備作動信号発信後速やかに事象発生を検知及び判断をし蒸気逃がし弁を開操作すること）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>【高浜】 記載内容の相違 ・泊は個別解析のため、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ついて詳細に記載</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>破断口径の変動を考慮した場合、1次冷却系からの漏えい率が変動することで、1次冷却材圧力の低下に影響を与える。このため、1次冷却材圧力の低下により発信する非常用炉心冷却設備作動信号を起点とする2次冷却系強制冷却の開始時間が変動する。</p>	<p>破断口径の変動を考慮した場合、1次系からの漏えい率が変動することで、1次冷却材圧力の低下に影響を与える。このため、1次冷却材圧力の低下により発信する非常用炉心冷却設備作動信号を起点とする2次系強制冷却の開始時間が変動する。</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ため、1次冷却材温度及び圧力の低下がわずかに早くなる。このため、1次冷却材圧力の低下により発信する非常用炉心冷却設備作動信号を起点とする2次系強制冷却の開始がわずかに早くなる。</p> <p>余熱除去ポンプの最小注入特性を最確値とした場合、解析条件で設定している最小注入特性より小さくなり、1次系への注水流量は少なくなるため、1次系保有水量の回復が遅くなるが、操作開始の起点としているパラメータに対して影響はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>位、サブプレッションプール水位及び格納容器圧力は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の起回事象については、炉心冷却の観点で厳しい液相部配管の中で最大口径である再循環配管を選定し、破断面積は、炉心損傷防止対策の有効性を確認する上で、事故シーケンスグループ「LOCA 時注水機能喪失」の事象進展の特徴を代表できる破断面積である 1.4cm²を設定している。</p> <p>なお、第2.6.23図から第2.6.26図に示すとおり、CHASTE 解析によれば、破断面積が3.2cm²までは、燃料被覆管破裂を回避することができる。原子炉急速減圧の開始時間は、状況判断の時間、高圧・低圧注水機能喪失の確認時間及び低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）の準備時間を考慮して設定しており、破断面積の違いの影響を受けないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。破断面積が大きく、炉心損傷（燃料被覆管破裂を含む。）に至る場合については、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の対応となる。</p> <p>事故条件の外部電源の有無については、事象進展を厳しくする観点から、給復水系による給水がなくなり、原子炉水位の低下が早くなる外部電源がない状態を設定している。</p> <p>なお、外部電源がある場合は、給</p>	<p>事故条件の破断口径の変動を考慮した場合、1次冷却系からの漏えい率が変動することで、1次冷却材圧力の低下に影響を与える。このため、1次冷却材圧力の低下により発信する非常用炉心冷却設備作動信号を起点とする2次冷却系強制冷却の開始時間が変動するが、操作手順（非常用炉心冷却設備作動信号発信後速やかに事象発生を検知及び判断をし主蒸気逃がし弁を開操作すること）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>【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いて詳細に記載</p> <p>【高浜】 評価方針の相違 ・泊は個別解析のため不確かさの影響評価の対象外（大阪と同様）</p> <p>【高浜】 評価方針の相違 ・同上</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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、1次冷却系からの漏えい率及び1次冷却材の蒸散率が低下することで、1次冷却系保有水量の低下が抑制され、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>(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崩壊熱より小さくなるため、1次系からの漏えい率及び1次冷却材の蒸散率が低下することで、1次系保有水量の低下が抑制され、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>復水系による原子炉压力容器への給水機能は維持されることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>機器条件の低圧代替注水系（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>（添付資料 2.6.4）</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の最大線出力密度は、解析条件の44.0kW/mに対して最確条件は約42.0kW/m以下であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、燃料被覆管温度の上昇は緩和されることから、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、原子炉水位の低下は緩和され、また、炉心露出後の燃料被覆管温度の上昇は緩和され、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなるが、格納容器圧力及び温度の上昇は</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、1次冷却系からの漏えい率及び1次冷却材の蒸散率が低下することで、1次冷却系保有水量の減少が抑制され、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>【大阪、高浜】記載表現の相違（女川実績の反映）</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>破断口径の変動を考慮した場合、1次冷却系からの漏えい率が変動することで、1次冷却系保有水量に影響を与えることから、6インチ破断、4インチ破断及び2インチ破断の解析結果に基づき、評価項目となるパラメータに与える影響を評価した。その結果、以下に示すとおり、評価項目となるパラメータに対して十分な余裕があることを確認した。</p> <p>i. 6インチ破断</p> <p>破断口径が比較的大きいことから、事象初期の破断流量が多くなるとともに、1次冷却材圧力の低下が早くなり、ループシールが形成されることで炉心水位は低下するが、早期にループシールが解除されることで、炉心水位は上昇に転じ、さらに蓄圧注入が開始されることで炉心は再冠水する。その後、2次冷却系強制冷却の開始後に一時的に蓄圧注入が中断し炉心は露出するが、蓄圧注入が再開することで炉心は再冠水し、燃料被覆管温度は低下に転じる。その後、低圧注入が開始される。</p> <p>ii. 4インチ破断</p>	<p>破断口径の変動を考慮した場合、1次系からの漏えい率が変動することで、1次系保有水量に影響を与えることから、6インチ破断、4インチ破断及び2インチ破断の解析結果に基づき、評価項目となるパラメータに与える影響を評価した。その結果、以下に示すとおり、評価項目となるパラメータに対して十分な余裕があることを確認した。</p> <p>i. 6インチ破断</p> <p>破断口径が比較的大きいことから、事象初期の破断流量が多くなるとともに、1次冷却材の圧力低下が早くなり、早期にループシールが解除されることで、蓄圧注入が開始される。その後、2次系強制冷却の開始後に低圧注入が開始される。その結果、炉心が露出することはない。</p> <p>ii. 4インチ破断</p>	<p>格納容器ベント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与える影響はない。</p> <p>初期条件の炉心流量、原子炉水位、サブプレッションプール水位及び格納容器圧力は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の起因事象については、炉心冷却の観点で厳しい液相部配管の中で最大口径である再循環配管を選定し、破断面積は、炉心損傷防止対策の有効性を確認する上で、事故シーケンスグループ「LOCA 時注水機能喪失」の事象進展の特徴を代表できる破断面積である 1.4cm²を設定している。</p> <p>なお、第2.6.23図から第2.6.26図に示すとおり、CHASTE 解析によれば、破断面積が3.2cm²までは、燃料被覆管破裂を回避することができ、燃料被覆管の最高温度は約875℃となる。破断面積が大きく、炉心損傷（燃料被覆管破裂を含む。）に至る場合については、「3.1 零圧気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の対応となる。</p> <p>事故条件の外部電源の有無については、事象進展を厳しくする観点から、給復水系による給水がなくなり、原子炉水位の低下が早くなる外部電源がない状態を設定している。</p> <p>なお、外部電源がある場合は、給復水系による原子炉圧力容器への給水機能は維持されるため、事象進</p>	<p>事故条件の破断口径の変動を考慮した場合、1次冷却系からの漏えい率が変動することで、1次冷却系保有水量に影響を与えることから、6インチ破断、4インチ破断及び2インチ破断の解析結果に基づき、評価項目となるパラメータに与える影響を評価した。その結果、以下に示すとおり、評価項目となるパラメータに対して十分な余裕があることを確認した。</p> <p>i. 6インチ破断</p> <p>破断口径が比較的大きいことから、事象初期の破断流量が多くなるとともに、1次冷却材圧力の低下が早くなり、ループシールが形成されることで炉心水位は低下するが、早期にループシールが解除されることで、蓄圧注入が開始される。その後、2次冷却系強制冷却の開始後に低圧注入が開始される。その結果、炉心が露出することはない。</p> <p>ii. 4インチ破断</p>	<p>【大阪、高浜】 記載表現の相違（女川災禍の反映）</p> <p>【大阪】 解析結果の相違 ・大阪は炉心が一時的に露出するため燃料被覆管温度が上昇する</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>事象初期の破断流量及び1次冷却材圧力の低下は2インチ破断と6インチ破断の中間程度であり、比較的早期にループシールが解除されるが、1次冷却系保有水量の低下により一時的に炉心は露出する。その後、1次冷却材圧力の低下により蓄圧注入が開始されるとともに、2次冷却系強制冷却を開始することで炉心は再冠水し、燃料被覆管温度は低下に転じる。その後、低圧注入が開始される。</p> <p>iii. 2インチ破断</p> <p>破断口径が比較的小さいことから、事象初期の破断流量が少なくなるとともに1次冷却材圧力の低下が遅くなり、2次冷却系強制冷却開始後に蓄圧注入及び低圧注入が開始される。その結果、炉心が露出することはない。</p> <p>iv. 4インチから2インチ破断の間の傾向</p> <p>破断口径が比較的小さいことから、事象初期の破断流量が少なくなるとともに1次冷却材圧力の低下が遅くなり、ループシールの解除は遅くなる傾向となる。また、2次冷却系強制冷却開始後に蓄圧注入及び低圧注入が開始されるが、1次冷却系保有水量の低下が少なく、炉心が露出しにくくなることから、4インチ破断より燃料被覆管温度は低くなる傾向となる。</p>	<p>事象初期の破断流量及び1次冷却材の圧力低下は2インチ破断と6インチ破断の中間程度であり、比較的早期にループシールが解除されるが、1次系保有水量の低下により一時的に炉心は露出する。その後、1次冷却材の圧力低下により蓄圧注入が開始されるとともに、2次系強制冷却を開始することで炉心は再冠水し、燃料被覆管温度は低下に転じる。その後、低圧注入が開始される。</p> <p>iii. 2インチ破断</p> <p>破断口径が比較的小さいことから、事象初期の破断流量が少なくなるとともに1次冷却材の圧力低下が遅くなり、2次系強制冷却開始後に蓄圧注入及び低圧注入が開始される。その後、一時的に炉心は露出するが、ループシールが解除されることで炉心は再冠水し、燃料被覆管温度は低下に転じる。</p> <p>iv. 4インチから2インチ破断の間の傾向</p> <p>破断口径が比較的小さいことから、事象初期の破断流量が少なくなるとともに1次冷却材の圧力低下が遅くなり、ループシールの解除は遅くなる傾向となる。また、2次系強制冷却開始後に蓄圧注入及び低圧注入が開始されるが、1次系保有水量の低下が少なく、炉心が露出しにくくなることから、4インチ破断より燃料被覆管温度は低くなる傾向となる。</p>	<p>展が緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>機器条件の低圧代替注水系（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）、原子炉水位の回復が早くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>(添付資料 2.6.4)</p>	<p>事象初期の破断流量及び1次冷却材圧力の低下は2インチ破断と6インチ破断の中間程度であり、比較的早期にループシールが解除されるが、1次冷却系保有水量の減少により一時的に炉心は露出する。その後、1次冷却材圧力の低下により蓄圧注入が開始されるとともに、2次冷却系強制冷却を開始することで炉心は再冠水し、燃料被覆管温度は低下に転じる。その後、低圧注入が開始される。</p> <p>iii. 2インチ破断</p> <p>破断口径が比較的小さいことから、事象初期の破断流量が少なくなるとともに1次冷却材圧力の低下が遅くなり、2次冷却系強制冷却開始後に蓄圧注入及び低圧注入が開始される。その後、ループシールの形成により一時的な水位の低下はあるものの炉心は露出することはない。</p> <p>iv. 4インチから2インチ破断の間の傾向</p> <p>破断口径が比較的小さいことから、事象初期の破断流量が少なくなるとともに1次冷却材圧力の低下が遅くなり、ループシールの解除は遅くなる傾向となる。また、2次冷却系強制冷却開始後に蓄圧注入及び低圧注入が開始されるが、1次冷却系保有水量の減少が少なく、炉心が露出しにくくなることから、4インチ破断より燃料被覆管温度は低くなる傾向となる。</p>	<p>【高浜】 解析結果の相違 ・泊の低圧注入系は高浜に比べて注入初期の圧力が比較的高い状態での注入流量が多い特性があり、低圧注入開始以降は炉心水位が高い状態で維持されるため炉心は露出しない</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>v. 4インチから6インチ破断の間の傾向</p> <p>破断口径が比較的大きいことから、事象初期の破断流量が多くなるとともに1次冷却材圧力の低下が早くなり、事象初期にループシールが解除される。その後、2次冷却系強制冷却開始前に蓄圧注入が開始されることにより炉心水位は回復し、低压注入開始までの時間が比較早くなることから、4インチ破断より燃料被覆管温度は低下する傾向となる。 (添付資料 2.6.11)</p> <p>蓄圧タンクの初期保有水量を最確値とした場合、解析条件で設定している初期保有水量よりも多くなることにより蓄圧タンク気相部の初期体積が小さくなり、注水に伴う</p>	<p>v. 4インチから6インチ破断の間の傾向</p> <p>破断口径が比較的大きいことから、事象初期の破断流量が多くなるとともに1次冷却材の圧力低下が早くなり、事象初期にループシールが解除される。その後、2次系強制冷却開始前に蓄圧注入が開始されることにより炉心水位は回復し、低压注入開始までの時間が比較早くなることから、4インチ破断より燃料被覆管温度は低下する傾向となる。 (添付資料 2.6.11)</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ため、1次冷却材温度及び圧力の低下がわずかに早くなり、1次系からの漏えい量が少なくなるとともに、蓄圧注入、低压注入の開始が早くなる。このため、1次系保有水量の低下が抑制され、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>余熱除去ポンプの最小注入特性を最確値とした場合、解析条件で設定している最小注入特性より小さくなるが、低压注入開始時点で既に炉心は再冠水していること及び低压注入開始後は蒸散量に対して十分な注入量を確保できることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>蓄圧タンクの初期保有水量を最確値とした場合、解析条件で設定している初期保有水量よりも多くなることにより蓄圧タンク気相部の初期体積が小さくなり、注水に伴う</p>		<p>v. 4インチから6インチ破断の間の傾向</p> <p>破断口径が比較的大きいことから、事象初期の破断流量が多くなるとともに1次冷却材圧力の低下が早くなり、事象初期にループシールが解除される。その後、2次冷却系強制冷却開始前に蓄圧注入が開始されることにより炉心水位は回復し、低压注入開始までの時間が比較早くなることから、4インチ破断より燃料被覆管温度は低下する傾向となる。 (添付資料7.1.6.9)</p> <p>蓄圧タンクの初期保有水量を最確値とした場合、解析条件で設定している初期保有水量よりも多くなることにより、蓄圧タンク気相部の初期体積が小さくなり、注水に伴う</p>	<p>【高浜】 評価方針の相違 ・泊は個別解析のため不確かさの影響評価の対象外（大阪と同様）</p> <p>【高浜】 評価方針の相違 ・同上</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>気相部圧力の低下が大きくなるため、1次冷却系への注水量及び注水流量の観点から厳しくなることから、炉心露出に至る6インチ破断及び4インチ破断のケースにおいて最高保有水量とした場合の感度解析を実施した。その結果、第2.6.39図から第2.6.41図に示すとおり、6インチ破断の場合では、蓄圧注入流量が小さくなることでループシール解除後に1次冷却材の流出により低下した水位の回復が遅くなるため、燃料被覆管温度は高く推移し、燃料被覆管最高温度は約746℃となる。また、第2.6.42図から第2.6.44図に示すとおり、4インチ破断の場合では、炉心露出後に蓄圧注入が開始されることから、蓄圧タンクからの注入流量が小さくなっており、燃料被覆管最高温度は約928℃となる。よって、燃料被覆管最高温度1,200℃に対して十分な余裕があり、蓄圧タンク初期保有水量が評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことが確認された。</p>	<p>気相部圧力の低下が大きくなるため、1次系への注水量及び注水流量の観点から厳しくなることから、炉心露出に至る4インチ破断及び2インチ破断のケースにおいて最高保有水量とした場合の感度解析を実施した。その結果、第2.6.3.1図から第2.6.3.3図に示すとおり、4インチ破断の場合では炉心露出後に蓄圧注入が開始されることから、蓄圧タンクからの注水流量が小さくなっており、燃料被覆管最高温度は約791℃となる。また、第2.6.3.4図から第2.6.3.6図に示すとおり、2インチ破断の場合では1次系保有水量の低下が遅くなることで炉心露出が遅くなるとともに、炉心露出期間が短くなっており、燃料被覆管最高温度は約392℃となる。よって、燃料被覆管最高温度1,200℃に対して十分な余裕があり、蓄圧タンク初期保有水量が評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことが確認された。</p>		<p>気相部圧力の低下が大きくなるため、1次冷却系への注水量及び注水流量の観点から厳しくなることから、炉心露出に至る4インチ破断のケースにおいて最高保有水量とした場合の感度解析を実施した。その結果、第7.1.6.39図から第7.1.6.41図に示すとおり、炉心露出後に蓄圧注入が開始されることから、蓄圧タンクからの注入流量が小さくなっており、燃料被覆管最高温度は約776℃となる。</p> <p>よって、燃料被覆管最高温度1,200℃に対して十分な余裕があり、蓄圧タンク初期保有水量が評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことが確認された。</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違 ・炉心露出する破断サイズの相違</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>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>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</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</p>	<p>【大阪、高浜】 評価方針の相違（女川実績の反映）</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）

7.1.6 ECCS注水機能喪失

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>(a) 要員の配置による他の操作に与える影響</p> <p>2次冷却系強制冷却の開始は、第2.6.6図から第2.6.8図に示すとおり、中央制御室での操作であり、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、要員の配置による他の操作に与える影響はない。</p>	<p>(a) 要員の配置による他の操作に与える影響</p> <p>2次系強制冷却の開始は、第2.6.1.6図から第2.6.1.8図に示すとおり、中央制御室での操作であり、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」】</p> <p>操作条件の残留熱除去系（サブレーションプール水冷却モード）の運転操作は、解析上の操作開始時間として原子炉水位高（レベル8）到達</p>	<p>す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>操作条件の低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）の原子炉注水操作（原子炉急速減圧操作を含む）は、解析上の操作開始時間として事象発生から20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、実態の運転操作においては、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）の起動及び系統構成の認知時間及び操作時間は時間余裕を含めて設定されていることから、その後に行う逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作の操作開始時間が解析上の設定よりも早まる可能性があり、原子炉注水の開始時間も早まることから、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>操作条件の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操作は、解析上の操作開始時間として格納容器圧力0.384MPa[gage]到達時を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、実態の運転操作においては、格納容器代替スプレイの実施基準（格納容器圧力0.384MPa[gage]）に到達するのは、事象発生約26時間後であり、運転員が格納容器圧力の上昇を認知できる時間があることから、実態の操作開始時間は、解</p>	<p>す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>操作条件の2次冷却系強制冷却の開始は、解析上の操作開始時間として、非常用炉心冷却設備作動信号発信の10分後に開始し1分で完了する設定としている。運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。</p>	<p>【大阪、高浜】 評価方針の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大阪、高浜】 評価方針の相違（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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>後（事象発生約40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、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。</p> <p>当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く。）の不確かさにより操作開始時間は早まる可能性があるが、中央制御室で行う操作であることから、他の操作に与える影響はない。</p> <p>【ここまで】</p>	<p>析上の操作開始時間とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さい。</p> <p>当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く。）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。</p> <p>操作条件の原子炉格納容器フィルタベント系等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格納容器圧力0.427MPa[gage]到達時を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、実態の運転操作においては、炉心損傷前の格納容器ベントの操作実施基準（格納容器圧力0.427MPa[gage]）に到達するのは、事象発生の約44時間後であり、格納容器ベントの準備操作は格納容器圧力の上昇傾向を監視しながらあらかじめ実施可能である。また、格納容器ベントの操作時間は時間余裕を含めて設定していることから、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。ただし、格納容器ベント実施時に遠隔操作に失敗した場合は、現場操作にて対応するため、約1.5時間程度操作開始時間が遅れる可能性があるが、格納容器の限界圧力は0.854MPa[gage]であることから、格納容器の健全性という点では問題とならない。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作</p>	<p>当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く。）の不確かさにより操作開始時間は早まる可能性があるが、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>2次冷却系強制冷却は、炉心崩壊熱等の不確かさにより1次冷却材温度及び圧力の低下が早くなり、非常用炉心冷却設備作動信号の発信が早くなることで、操作開始が早くなる。操作開始が早くなる場合は、1次冷却系からの漏えい率が小さくなり、1次冷却系保有水量の低下が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。一方、破断口径等の不確かさにより1次冷却材温度及び圧力の低下が遅くなり、非常用炉心冷却設備作動信号の発信が遅くなることで、操作開始が遅くなる。操作開始が遅くなる場合は、1次冷却系からの漏えい率と操作遅れ時間の程度により評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなることを考えられるが、「2.6.3(3) 操作時間余裕の把握」において非常用炉心冷却設備作動信号発信11分後の2次冷却系強制冷却開始の時間余裕として、操作開始を3分遅くした場合の感度解析を実施しており、同程度</p>	<p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>2次系強制冷却は、炉心崩壊熱の不確かさ等により1次冷却材温度及び圧力の低下が早くなり、非常用炉心冷却設備作動信号の発信が早くなることで、操作開始が早くなる。操作開始が早くなる場合は、1次系からの漏えい率が小さくなり、1次系保有水量の低下が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。一方、破断口径の不確かさにより1次系からの漏えい率が小さくなると、非常用炉心冷却設備作動信号の発信が遅くなる。操作開始が遅くなる場合は、1次系からの漏えい率と操作遅れ時間の程度により評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなることを考えられるが、「(3) 操作時間余裕の把握」において非常用炉心冷却設備作動信号発信11分後の2次系強制冷却開始の時間余裕として、操作開始を5分遅くした場合の感度解析を実施しており、同程度の遅れに対して、燃料被覆管最高温度1,200℃に対して十分な余裕</p>	<p>条件を除く)の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。</p> <p>なお、格納容器ベント実施時に遠隔操作に失敗した場合においても、現場操作にて対応することから、他の操作に与える影響はない。</p> <p>(添付資料2.6.4)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）の原子炉注水操作（原子炉急速減圧操作を含む）は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定より早まる可能性があり、その場合には燃料被覆管温度は解析結果よりも低くなり、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操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>操作条件の原子炉格納容器フィルタベント系等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、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。仮に格納容器ベント実施時に遠隔操作に失</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2次冷却系強制冷却は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く。）の不確かさにより操作開始時間は早まる可能性があるが、その場合1次冷却系からの漏えい率が小さくなり、1次冷却系保有水量の減少が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。一方、破断口径等の不確かさにより1次冷却材温度及び圧力の低下が遅くなり、非常用炉心冷却設備作動信号の発信が遅くなることで、操作開始が遅くなる。操作開始が遅くなる場合は、1次冷却系からの漏えい率と操作遅れ時間の程度により評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなることを考えられるが、「7.1.6.3(3) 操作時間余裕の把握」において、非常用炉心冷却設備作動信号発信11分</p>	<p>【大阪、高浜】 評価方針の相違（女川実績の反映）</p> <p>【高浜】 記載対象の相違</p> <p>【大阪】 解析条件の相違</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>の遅れが生じた場合においても、燃料被覆管最高温度1,200℃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>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認する。</p> <p>2次冷却系強制冷却の操作時間余裕を確認するため、2次冷却系強制冷却による蓄圧注入のタイミング等の観点から、炉心が露出することにより炉心冷却の点で最も厳しい4インチ破断及び2次冷却系強制冷却が遅くなった場合の影響が大きい2インチ破断のケースにおいて、2次冷却系強制冷却について、解析上の操作開始時間は非常用炉心冷却設備作動信号発信の11分後であるのに対し、3分遅くした14分後に開始する場合の感度解析を実施した。4インチ破断の解析結果は第2.6.45図から第2.6.50図に示すとおりであり、操作開始が遅くなることで1次冷却材圧力がわずかに高く推移し、1次冷却系からの漏えい率が大きくなるとともに蓄圧注入流量が少なくなり、燃料被覆管最高温度は約1,115℃となる。また、2インチ</p>	<p>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>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認する。</p> <p>2次系強制冷却の操作時間余裕を評価するため、2次系強制冷却による蓄圧注入のタイミング等の観点から、炉心が露出することにより炉心冷却の点で最も厳しい4インチ破断及び2インチ破断のケースにおいて、2次系強制冷却について、解析上の開始時間は非常用炉心冷却設備作動信号発信の11分後であるのに対し、5分遅くした16分後に開始する場合の感度解析を実施した。4インチ破断の解析結果は第2.6.3.7図から第2.6.3.12図に示すとおりであり、操作開始が遅くなることで1次冷却材圧力がわずかに高く推移し、1次系からの漏えい率が大きくなるとともに蓄圧注入流量が少なくなり、燃料被覆管最高温度は約808℃となる。また、2インチ破断の解析結果は第2.6.3.13図から第2.6.3.18図に示すとおりであり、操作</p>	<p>敗した場合は、現場操作にて対応するため、約1.5時間程度操作開始が遅れる可能性がある。格納容器ベント操作開始時間が遅くなった場合、格納容器圧力は0.427MPa[gage]より若干上昇するため、評価項目となるパラメータに影響を与えるが、格納容器の限界圧力は0.854MPa[gage]であることから、格納容器の健全性という点では問題とはならない。</p> <p>(添付資料2.6.4)</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>第2.6.27図から第2.6.29図に示すとおり、操作条件の低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）の原子炉注水操作（原子炉急速減圧操作を含む）は、事象発生から25分後（操作開始時間5分程度の遅れ）までに原子炉急速減圧操作を実施できれば、燃料被覆管の最高温度は約877℃となり1,200℃以下となることから、炉心の著しい損傷は発生せず、評価項目を満足することから時間余裕がある。また、燃料被覆管の破裂も発生しないことから、格納容器ベント時の敷地境界での実効線量は「2.6.2(4) 有効性評価の結果」と同等となり、5mSvを下回る。</p> <p>操作条件の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操作については、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の運転開始ま</p>	<p>後の2次冷却系強制冷却開始の時間余裕として、操作開始を5分遅くした場合の感度解析を実施しており、同程度の遅れが生じた場合においても、燃料被覆管最高温度1,200℃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>(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2次冷却系強制冷却開始について、2次冷却系強制冷却の操作時間余裕を確認するため、2次冷却系強制冷却による蓄圧注入のタイミング等の観点から、炉心が露出することにより炉心冷却の点で最も厳しい4インチ破断及び2次冷却系強制冷却が遅くなった場合の影響が大きい2インチ破断のケースにおいて、解析上の開始時間は非常用炉心冷却設備作動信号発信の11分後であるのに対し、5分遅くした16分後に開始する場合の感度解析を実施した。4インチ破断の解析結果は第7.1.6.42図から第7.1.6.47図に示すとおりであり、操作開始が遅くなることで1次冷却材圧力がわずかに高く推移し、1次冷却系からの漏えい率が大きくなるとともに蓄圧注入流量が少なくなり、燃料被覆管最高温度は約782℃となる。また、2</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】 記載表現の相違（女川実績の反映）</p> <p>【高浜】 記載方針の相違</p> <p>【大阪】 解析条件の相違</p> <p>【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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>破断の解析結果は第 2.6.51 図から第 2.6.56 図に示すとおりであり、操作開始が遅くなることで1次冷却材圧力がわずかに高く推移し、1次冷却系からの漏えい率が大きくなるとともに蓄圧注入の開始が遅くなる。その結果、1次冷却系保有水量は減少するが、炉心は冠水状態を維持することから、燃料被覆管温度は初期値（約390℃）以下となる。いずれも燃料被覆管最高温度1,200℃に対して十分な余裕がある。よって、操作時間余裕として、非常用炉心冷却設備作動信号の発信から 13 分程度は確保できる。</p> <p>(添付資料 2.6.12)</p>	<p>開始が遅くなることで1次系圧力がわずかに高く推移し、1次系からの漏えい率が大きくなるとともに蓄圧注入の開始が遅くなることで炉心露出が早くなり、燃料被覆管最高温度は約580℃となるが、いずれも燃料被覆管最高温度1,200℃に対して十分な余裕がある。よって、操作時間余裕として、非常用炉心冷却設備作動信号の発信から 15 分程度は確保できる。</p> <p>(添付資料 2.6.12)</p>	<p>での時間は、仮にアクセスルートの被害があった場合の復旧操作を考慮しても、事象発生から10時間あり、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操作開始までの時間は事象発生から約26時間あり、準備時間が確保されることから、時間余裕がある。</p> <p>操作条件の原子炉格納容器フィルタベント系等による格納容器除熱操作については、格納容器ベント開始までの時間は事象発生から約44時間あり、準備時間が確保できることから、時間余裕がある。また、遠隔操作の失敗により、格納容器ベント操作開始時間が遅れる場合においても、格納容器圧力は0.427MPa[gage] から上昇するが、格納容器圧力の上昇は緩やかであるため、格納容器の限界圧力0.854MPa[gage] に至るまでの時間は、過圧の観点で厳しい「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」においても事象発生約51時間後であり、約6時間以上の準備時間が確保できることから、時間余裕がある。</p> <p>(添付資料 2.6.4, 2.6.5, 3.1.3.9)</p>	<p>インチ破断の解析結果は第 7.1.6.48 図から第 7.1.6.53 図に示すとおりであり、操作開始が遅くなることで1次冷却材圧力がわずかに高く推移し、1次冷却系からの漏えい率が大きくなるとともに蓄圧注入の開始が遅くなる。その結果、1次冷却系保有水量は減少するが、炉心は冠水状態を維持することから、燃料被覆管温度は初期値（約380℃）以下となる。いずれも燃料被覆管最高温度1,200℃以下となることから、炉心の著しい損傷は発生せず、評価項目を満足することから時間余裕がある。よって、操作時間余裕として、非常用炉心冷却設備作動信号の発信から 15 分程度は確保できる。</p> <p>(添付資料7.1.6.10)</p>	<p>【高浜】 解析結果の相違</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</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。</p> <p>その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、運転員による2次冷却系強制冷却等を行うこと</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。</p> <p>その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、運転員による2次系強制冷却等を行うこと</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。</p> <p>その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は</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。</p> <p>その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、運転員による2次冷却系強制冷却等を行うこと</p>	<p>【大阪、高浜】 評価方針の相違（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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>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。なお、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 2. 6. 13)</p>	<p>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。なお、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 2. 6. 13)</p>	<p>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>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. 1. 6. 11)</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】 評価方針の相違（女川実績の反映）</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>2.6.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「ECCS 注水機能喪失」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、「2.6.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり18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>事故シーケンスグループ「ECCS 注水機能喪失」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。</p> <p>a. 水源</p>	<p>2.6.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「ECCS 注水機能喪失」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、「2.6.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり18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」で説明している重大事故等対策要員118名で対処可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「ECCS 注水機能喪失」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。</p> <p>a. 水源</p>	<p>2.6.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「LOCA 時注水機能喪失」において、重大事故等対策時における必要な要員は、「2.6.1(3) 炉心損傷防止対策」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>事故シーケンスグループ「LOCA 時注水機能喪失」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」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。</p> <p>(添付資料2.6.6)</p> <p>a. 水源</p> <p>低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水及び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については、7日間の対応を考慮すると、合計約3,770m³の水が必要である。</p> <p>水源として、復水貯蔵タンクに約1,192m³及び淡水貯水槽に約10,000m³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。また、事象発生約10時間以降に淡水貯水槽の</p>	<p>7.1.6.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「ECCS 注水機能喪失」において、重大事故等対策時における必要な要員は、「7.1.6.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり10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>事故シーケンスグループ「ECCS 注水機能喪失」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>【大阪、高浜】 体制の相違 ・要員体制の差異</p> <p>【大阪、高浜】 評価条件の相違 ・泊はシングル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、高浜とは評価条件が異なる（女川と同様）</p> <p>【女川】 設計の相違 ・女川とPWRでは事故対応手段が異なる。PWRでは注水し続けるのではなく、燃料取替用水ビットの水位がある水位まで低下した段階で再循環運転へ移行するため、燃料取替用水</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>燃料取替用水ピット (1,860m³ : 有効水量) を水源とする余熱除去ポンプによる炉心注水については、燃料取替用水ピット水位が再循環切替水位 (3号炉 : 12.5%、4号炉 : 16.0%) に到達後、低圧再循環へ切り替え、以降は格納容器再循環サンプを水源とするため、燃料取替用水ピットへの補給は不要である。</p> <p>b. 燃料</p> <p>ディーゼル発電機による電源供給については、事象発生後7日間ディーゼル発電機を全出力で運転した場合、約 594.7kℓ の重油が必要となる。</p>	<p>燃料取替用水タンク (1,600m³ : 有効水量) を水源とする余熱除去ポンプによる炉心注水については、燃料取替用水タンク水位が再循環切替水位 (16%) に到達後、低圧再循環へ切り替え、以降は格納容器再循環サンプを水源とするため、燃料取替用水タンクへの補給は不要である。</p> <p>b. 燃料</p> <p>ディーゼル発電機による電源供給については、事象発生後7日間ディーゼル発電機を全出力で運転した場合、約 450.9kℓ の重油が必要となる。</p>	<p>水を、大容量送水ポンプ (タイプ I) により復水貯蔵タンクへ給水することで、復水貯蔵タンクを枯渇させることなく復水貯蔵タンクを水源とした7日間の注水継続実施が可能となる。</p> <p>【以降、外部電源の喪失を仮定している「2.7 格納容器バイパス」を記載】</p> <p>b. 燃料</p> <p>非常用ディーゼル発電機等による電源供給については、事象発生後7日間最大負荷で運転した場合、約 735kℓ 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。常設代替交流電源設備については、重大事故等対応に必要な電源供給は行わないもの、外部電源喪失により自動起動することから、保守的に事象発生後24時間、緊急用電気品建屋への電源供給を想定した場合、約 25kℓ 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</p>	<p>燃料取替用水ピット (1,700m³ : 有効水量) を水源とする余熱除去ポンプによる炉心注水については、燃料取替用水ピット水位が再循環切替水位 (16.5%) に到達後、低圧再循環へ切り替え、以降は格納容器再循環サンプを水源とするため、燃料取替用水ピットへの補給は不要である。</p> <p>b. 燃料</p> <p>ディーゼル発電機による電源供給については、事象発生後7日間最大負荷で運転した場合、約 527.1kℓ の軽油が必要となる。</p>	<p>ピットへの補給は不要である。</p> <p>【大阪、高浜】 設計の相違 ・燃料取替用水ピット(炉心)切替水位設定の差異</p> <p>【大阪、高浜】 記載表現の相違 (女川実績の反映) 【大阪、高浜】 設計の相違 ・必要な燃料の量の相違 ・泊は軽油のみを使用する</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>7日間の運転継続に必要な重油はこれらを合計して約597.8kℓとなるが、「6.1(2) 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(620kℓ)にて供給可能である。</p> <p>c. 電源</p> <p>ディーゼル発電機の電源負荷について、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>(添付資料 2.1.12)</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>7日間の運転継続に必要な重油はこれらを合計して約453.7kℓとなるが、「6.1(2) 資源の評価条件」に示すとおり燃料油貯蔵タンク等の合計油量(460kℓ)にて供給可能である。</p> <p>c. 電源</p> <p>ディーゼル発電機の電源負荷について、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>(添付資料 2.1.12)</p>	<p>とから、非常用ディーゼル発電機等による電源供給及び大容量送水ポンプ(タイプI)による復水貯蔵タンクへの給水について、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809kℓ)。</p> <p>【再掲】</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、非常用ディーゼル発電機等による電源供給及び大容量送水ポンプ(タイプI)による復水貯蔵タンクへの給水について、7日間の継続が可能である。</p> <p>c. 電源</p> <p>外部電源は使用できないものと仮定し、非常用ディーゼル発電機等によって給電を行うものとする。重大事故等対策時に必要な負荷は、非常用ディーゼル発電機等の負荷に含まれることから、非常用ディーゼル発電機等による電源供給が可能である。</p> <p>また、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>【ここまで「2.7 格納容器バイパス」】</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>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の軽油を保有しており、これらの使用が可能であることから、ディーゼル発電機による電源供給及び緊急時対策所への電源供給について、7日間の継続が可能である(合計使用量約546.3kℓ)。</p> <p>c. 電源</p> <p>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。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>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 7.1.6.12)</p>	<p>【大阪、高浜】 記載方針の相違(女川実績の反映) 【大阪、高浜】 設備名称の相違 【大阪、高浜】 設計の相違</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違(女川実績の反映) 【大阪、高浜】 設計の相違 ・貯油槽容量の相違</p> <p>【大阪、高浜】 記載表現の相違(女川実績の反映) ・外電が使用できないものと仮定している女川のIS-LOCAと同様の記載</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違(女川実績の反映) ・緊急時の評価結果についても記載</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>2.6.5 結論</p> <p>事故シーケンスグループ「ECCS 注水機能喪失」では、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断が発生し、高圧での炉心注水ができなくなることで、1次冷却系保有水量が減少し、炉心の冷却能力が低下することにより、炉心損傷に至ることが特徴である。</p> <p>事故シーケンスグループ「ECCS 注水機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、短期対策として補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた2次冷却系強制冷却、余熱除去ポンプによる低圧注入、並びに恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水、長期対策として余熱除去ポンプによる低圧再循環及び格納容器スプレイポンプによる代替再循環を整備している。</p> <p>事故シーケンスグループ「ECCS 注水機能喪失」の重要事故シーケンス「中破断 LOCA 時に高圧注入機能が喪失する事故」について有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水及び主蒸気逃がし弁の開操作による2次冷却系強制冷却を実施することにより、蓄圧注入及び低圧注入を促進させることで、破断口径が比較的大きい6インチ破断及び4インチ破断については、炉心が一時的に露出するものの、蓄圧注入又は低圧注入により再冠水することで燃料被覆管温度は低下する。破断口径が比較的小さい2インチ破断については、炉心が露出することはない。</p> <p>その結果、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧</p>	<p>2.6.5 結論</p> <p>事故シーケンスグループ「ECCS 注水機能喪失」では、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断が発生し、高圧での炉心注水ができなくなることで、1次系保有水量が減少し、炉心の冷却能力が低下することにより、炉心損傷に至ることが特徴である。</p> <p>事故シーケンスグループ「ECCS 注水機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、短期対策として補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた2次系強制冷却、余熱除去ポンプによる低圧注入、並びに恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水、長期対策として余熱除去ポンプによる低圧再循環及び格納容器スプレイポンプによる代替再循環を整備している。</p> <p>事故シーケンスグループ「ECCS 注水機能喪失」の重要事故シーケンス「中破断 LOCA 時に高圧注入機能が喪失する事故」について有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水及び主蒸気逃がし弁の開操作による2次系強制冷却を実施することにより、蓄圧注入及び低圧注入を促進させることで、破断口径が比較的大きい6インチ破断については炉心が露出することはない。また、破断口径が比較的小さい2インチ破断及び4インチ破断については、炉心は一時的に露出するものの、蓄圧注入又は低圧注入により再冠水することで燃料被覆管温度は低下する。</p> <p>その結果、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧</p>	<p>2.6.5 結論</p> <p>事故シーケンスグループ「LOCA 時注水機能喪失」では、原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の中小破断の発生後、高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失し、かつ、自動減圧系が機能喪失することで、破断箇所から原子炉冷却材が流出し、原子炉水位の低下により炉心が露出して炉心損傷に至ることが特徴である。</p> <p>事故シーケンスグループ「LOCA 時注水機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、初期の対策として低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉注水手段、安定状態に向けた対策として、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手段及び原子炉格納容器フィルタベント系等による格納容器除熱手段を整備している。</p> <p>事故シーケンスグループ「LOCA 時注水機能喪失」の重要事故シーケンス「中破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗」について有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧、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及び原子炉格納容器フィルタベント系等による格納容器除熱を実施することにより、炉心損傷することはない。</p> <p>その結果、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧</p>	<p>7.1.6.5 結論</p> <p>事故シーケンスグループ「ECCS 注水機能喪失」では、原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の中小破断の発生後、高圧注入機能が喪失し、破断箇所から1次冷却材が流出し、原子炉容器内水位の低下により炉心が露出して炉心損傷に至ることが特徴である。</p> <p>事故シーケンスグループ「ECCS 注水機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、初期の対策として補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次冷却系強制冷却並びに余熱除去ポンプによる低圧注入、安定状態に向けた対策として余熱除去ポンプによる低圧再循環を整備している。</p> <p>事故シーケンスグループ「ECCS 注水機能喪失」の重要事故シーケンス「中破断 LOCA 時に高圧注入機能が喪失する事故」について有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水及び主蒸気逃がし弁の開操作による2次冷却系強制冷却を実施することにより、蓄圧注入及び低圧注入を促進させることで、炉心損傷することはない。</p> <p>その結果、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧</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 ・相違理由についてはP3参照</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川実績の反映）</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>力及び温度は、評価項目を満足していることを確認した。また、長期的には安定停止状態を維持できる。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて操作への影響を含めて確認した結果、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。また、対策の有効性が確認できる範囲において、操作が遅れた場合でも操作時間余裕があることを確認した。</p> <p>重大事故等対策要員は、本事故シーケンスグループにおける重大事故等対策の実施に必要な要員を満足している。また、必要な水源、燃料及び電源については、外部電源喪失を仮定しても供給可能である。</p> <p>以上のことから、事故シーケンスグループ「ECCS 注水機能喪失」において、2次冷却系強制冷却等の炉心損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であり、事故シーケンスグループ「ECCS 注水機能喪失」に対して有効である。</p>	<p>力及び温度は、評価項目を満足していることを確認した。また、長期的には安定停止状態を維持できる。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて操作への影響を含めて確認した結果、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。また、対策の有効性が確認できる範囲において、操作が遅れた場合でも操作時間余裕があることを確認した。</p> <p>重大事故等対策要員は、本事故シーケンスグループにおける重大事故等対策の実施に必要な要員を満足している。また、必要な水源、燃料及び電源については、外部電源喪失を仮定しても供給可能である。</p> <p>以上のことから、事故シーケンスグループ「ECCS 注水機能喪失」において、2次系強制冷却等の炉心損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であり、事故シーケンスグループ「ECCS 注水機能喪失」に対して有効である。</p>	<p>力及び温度は、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。</p> <p>なお、原子炉格納容器フィルタベント系等の使用による敷地境界での実効線量は、周辺の公衆に対して著しい被ばくのリスクを与えることはない。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉注水、原子炉格納容器フィルタベント系等による格納容器除熱等の炉心損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「LOCA 時注水機能喪失」に対して有効である。</p>	<p>力及び温度は、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、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）にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次冷却系強制冷却、余熱除去ポンプによる低圧注入等の炉心損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「ECCS 注水機能喪失」に対して有効である。</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】 記載表現の相違（女川実績の反映）</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（女川実績の反映） ・具体的な炉心損傷防止対策を記載</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違 ・泊では文脈内で重複する表現のため記載していない（伊方と同様）</p>

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

第7.1.6.1表 「ECCS注水機能喪失」における重大事故等対策について(2/3)

対策及び機能	事象	対策	評価	相違理由
1. 緊急停止による炉心の冷却	緊急停止による炉心の冷却	「緊急停止」により、炉心の温度を低下させ、炉心の熱負荷を軽減し、炉心の損傷を防ぐ。	緊急停止は、炉心の温度を低下させ、炉心の熱負荷を軽減し、炉心の損傷を防ぐ。	緊急停止による炉心の冷却
2. 炉心冷却能力の確保	炉心冷却能力の確保	「炉心冷却能力の確保」により、炉心の温度を低下させ、炉心の熱負荷を軽減し、炉心の損傷を防ぐ。	「炉心冷却能力の確保」により、炉心の温度を低下させ、炉心の熱負荷を軽減し、炉心の損傷を防ぐ。	炉心冷却能力の確保
3. 炉心冷却能力の低下	炉心冷却能力の低下	「炉心冷却能力の低下」により、炉心の温度を低下させ、炉心の熱負荷を軽減し、炉心の損傷を防ぐ。	「炉心冷却能力の低下」により、炉心の温度を低下させ、炉心の熱負荷を軽減し、炉心の損傷を防ぐ。	炉心冷却能力の低下
4. 炉心冷却能力の喪失	炉心冷却能力の喪失	「炉心冷却能力の喪失」により、炉心の温度を低下させ、炉心の熱負荷を軽減し、炉心の損傷を防ぐ。	「炉心冷却能力の喪失」により、炉心の温度を低下させ、炉心の熱負荷を軽減し、炉心の損傷を防ぐ。	炉心冷却能力の喪失

【1】は有効性評価上判断しない重大事故等対策

第2.6.1.1表 「ECCS注水機能喪失」における重大事故等対策について(2/3)

対策及び機能	事象	対策	評価	相違理由
1. 緊急停止による炉心の冷却	緊急停止による炉心の冷却	「緊急停止」により、炉心の温度を低下させ、炉心の熱負荷を軽減し、炉心の損傷を防ぐ。	緊急停止は、炉心の温度を低下させ、炉心の熱負荷を軽減し、炉心の損傷を防ぐ。	緊急停止による炉心の冷却
2. 炉心冷却能力の確保	炉心冷却能力の確保	「炉心冷却能力の確保」により、炉心の温度を低下させ、炉心の熱負荷を軽減し、炉心の損傷を防ぐ。	「炉心冷却能力の確保」により、炉心の温度を低下させ、炉心の熱負荷を軽減し、炉心の損傷を防ぐ。	炉心冷却能力の確保
3. 炉心冷却能力の低下	炉心冷却能力の低下	「炉心冷却能力の低下」により、炉心の温度を低下させ、炉心の熱負荷を軽減し、炉心の損傷を防ぐ。	「炉心冷却能力の低下」により、炉心の温度を低下させ、炉心の熱負荷を軽減し、炉心の損傷を防ぐ。	炉心冷却能力の低下
4. 炉心冷却能力の喪失	炉心冷却能力の喪失	「炉心冷却能力の喪失」により、炉心の温度を低下させ、炉心の熱負荷を軽減し、炉心の損傷を防ぐ。	「炉心冷却能力の喪失」により、炉心の温度を低下させ、炉心の熱負荷を軽減し、炉心の損傷を防ぐ。	炉心冷却能力の喪失

【1】は有効性評価上判断しない重大事故等対策

第7.1.6.1表 「ECCS注水機能喪失」の重大事故等対策について(2/3)

対策及び機能	事象	対策	評価	相違理由
1. 緊急停止による炉心の冷却	緊急停止による炉心の冷却	「緊急停止」により、炉心の温度を低下させ、炉心の熱負荷を軽減し、炉心の損傷を防ぐ。	緊急停止は、炉心の温度を低下させ、炉心の熱負荷を軽減し、炉心の損傷を防ぐ。	緊急停止による炉心の冷却
2. 炉心冷却能力の確保	炉心冷却能力の確保	「炉心冷却能力の確保」により、炉心の温度を低下させ、炉心の熱負荷を軽減し、炉心の損傷を防ぐ。	「炉心冷却能力の確保」により、炉心の温度を低下させ、炉心の熱負荷を軽減し、炉心の損傷を防ぐ。	炉心冷却能力の確保
3. 炉心冷却能力の低下	炉心冷却能力の低下	「炉心冷却能力の低下」により、炉心の温度を低下させ、炉心の熱負荷を軽減し、炉心の損傷を防ぐ。	「炉心冷却能力の低下」により、炉心の温度を低下させ、炉心の熱負荷を軽減し、炉心の損傷を防ぐ。	炉心冷却能力の低下
4. 炉心冷却能力の喪失	炉心冷却能力の喪失	「炉心冷却能力の喪失」により、炉心の温度を低下させ、炉心の熱負荷を軽減し、炉心の損傷を防ぐ。	「炉心冷却能力の喪失」により、炉心の温度を低下させ、炉心の熱負荷を軽減し、炉心の損傷を防ぐ。	炉心冷却能力の喪失

【1】は有効性評価上判断しない重大事故等対策

第7.1.6.1表 「ECCS注水機能喪失」の重大事故等対策について(2/3)

対策及び機能	事象	対策	評価	相違理由
1. 緊急停止による炉心の冷却	緊急停止による炉心の冷却	「緊急停止」により、炉心の温度を低下させ、炉心の熱負荷を軽減し、炉心の損傷を防ぐ。	緊急停止は、炉心の温度を低下させ、炉心の熱負荷を軽減し、炉心の損傷を防ぐ。	緊急停止による炉心の冷却
2. 炉心冷却能力の確保	炉心冷却能力の確保	「炉心冷却能力の確保」により、炉心の温度を低下させ、炉心の熱負荷を軽減し、炉心の損傷を防ぐ。	「炉心冷却能力の確保」により、炉心の温度を低下させ、炉心の熱負荷を軽減し、炉心の損傷を防ぐ。	炉心冷却能力の確保
3. 炉心冷却能力の低下	炉心冷却能力の低下	「炉心冷却能力の低下」により、炉心の温度を低下させ、炉心の熱負荷を軽減し、炉心の損傷を防ぐ。	「炉心冷却能力の低下」により、炉心の温度を低下させ、炉心の熱負荷を軽減し、炉心の損傷を防ぐ。	炉心冷却能力の低下
4. 炉心冷却能力の喪失	炉心冷却能力の喪失	「炉心冷却能力の喪失」により、炉心の温度を低下させ、炉心の熱負荷を軽減し、炉心の損傷を防ぐ。	「炉心冷却能力の喪失」により、炉心の温度を低下させ、炉心の熱負荷を軽減し、炉心の損傷を防ぐ。	炉心冷却能力の喪失

【1】は有効性評価上判断しない重大事故等対策

相違理由

- 【大版、高詞】名称等の相違
- ・設備仕様等の差異により「手順」重大事故等対処設備の記載、名称が異なる
- 【大版、高詞】記載方針の相違（女川実態の反映）
- ・既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの及び重大事故等対処設備（設計基準仕様）を識別

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）

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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

第2.6.1表 「ECCS注水機能喪失」における重大事故等対策について（3/3）

判断及び動作	手順	常設設備	可搬設備	計装設備
<p>再循環自動切換の確認</p> <ul style="list-style-type: none"> 燃料取替用水ピット水位低下により燃料取替用水ピット水位監視が異常時切替水位（3号炉：19.5%、4号炉：16.0%）以下におれば、非常用中心冷却設備作動信号の「仮」再循環自動切換作動発信し、他冷却器再循環ポンプから冷却水を供給し、冷却器再循環ポンプが停止した水を中心注水する低圧再循環運転へ移行する。 燃料再循環ポンプ本化（広域）計装指示が50%以上であることを確認する。 長期対象として低圧再循環運転による初心冷却を継続して行う。 低圧注入冷却不能の場合は、恒設代替圧注水ポンプによる代替初心圧からA格納容器スプレイトンによる代替再循環運転に切り替え初心冷却を継続して行う。 	<p>燃料取替用水ピット水位</p> <p>燃料取替用水タンク水位</p> <p>燃料再循環ポンプ圧力（広域）</p> <p>燃料再循環ポンプ流量</p> <p>1 低圧再循環運転（広域）</p> <p>1 燃料再循環ポンプ流量</p> <p>1 燃料再循環ポンプ圧力</p> <p>1 燃料再循環ポンプ流量</p>	<p>燃料取替用水ピット水位</p> <p>燃料再循環ポンプ圧力（広域）</p> <p>燃料再循環ポンプ流量</p> <p>1 低圧再循環運転（広域）</p> <p>1 燃料再循環ポンプ流量</p> <p>1 燃料再循環ポンプ圧力</p> <p>1 燃料再循環ポンプ流量</p>	<p>燃料再循環ポンプ圧力（広域）</p> <p>燃料再循環ポンプ流量</p> <p>1 低圧再循環運転（広域）</p> <p>1 燃料再循環ポンプ流量</p> <p>1 燃料再循環ポンプ圧力</p> <p>1 燃料再循環ポンプ流量</p>	

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対応設備

第2.6.1.1表 「ECCS注水機能喪失」における重大事故等対策について（3/3）

判断及び操作確認	手順	常設設備	可搬設備	計装設備
<p>再循環運転への切替え</p> <p>再循環運転への切替え</p> <ul style="list-style-type: none"> 燃料再循環ポンプ水位（広域）指示が7%以上を確保し、低圧再循環運転へ切り替え、燃料再循環ポンプから冷却水を供給し、燃料再循環ポンプが停止した水を中心注水する低圧再循環運転へ移行する。 燃料再循環ポンプ圧力（広域）が67%以上であることを確認する。 同様、長期対象として低圧再循環運転による初心冷却を継続して行う。 低圧注入冷却不能の場合は、恒設代替圧注水ポンプによる代替初心圧からA格納容器スプレイトンによる代替再循環運転に切り替え初心冷却を継続して行う。 	<p>燃料再循環ポンプ水位（広域）</p> <p>燃料再循環ポンプ圧力（広域）</p> <p>燃料再循環ポンプ流量</p> <p>燃料再循環ポンプ圧力（広域）</p> <p>燃料再循環ポンプ流量</p> <p>燃料再循環ポンプ圧力（広域）</p> <p>燃料再循環ポンプ流量</p> <p>燃料再循環ポンプ圧力（広域）</p> <p>燃料再循環ポンプ流量</p> <p>燃料再循環ポンプ圧力（広域）</p> <p>燃料再循環ポンプ流量</p>	<p>燃料再循環ポンプ圧力（広域）</p> <p>燃料再循環ポンプ流量</p> <p>燃料再循環ポンプ圧力（広域）</p> <p>燃料再循環ポンプ流量</p> <p>燃料再循環ポンプ圧力（広域）</p> <p>燃料再循環ポンプ流量</p> <p>燃料再循環ポンプ圧力（広域）</p> <p>燃料再循環ポンプ流量</p>	<p>燃料再循環ポンプ圧力（広域）</p> <p>燃料再循環ポンプ流量</p> <p>燃料再循環ポンプ圧力（広域）</p> <p>燃料再循環ポンプ流量</p> <p>燃料再循環ポンプ圧力（広域）</p> <p>燃料再循環ポンプ流量</p> <p>燃料再循環ポンプ圧力（広域）</p> <p>燃料再循環ポンプ流量</p>	

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対応設備

第7.1.6.1表 「ECCS注水機能喪失」の重大事故等対策について（3/3）

判断及び操作	手順	常設設備	可搬設備	計装設備
<p>再循環運転への切替え</p> <p>再循環運転への切替え</p> <ul style="list-style-type: none"> 燃料再循環ポンプ水位（広域）指示が7%以上を確保し、低圧再循環運転へ切り替え、燃料再循環ポンプから冷却水を供給し、燃料再循環ポンプが停止した水を中心注水する低圧再循環運転へ移行する。 燃料再循環ポンプ圧力（広域）が67%以上であることを確認する。 同様、長期対象として低圧再循環運転による初心冷却を継続して行う。 低圧注入冷却不能の場合は、恒設代替圧注水ポンプによる代替初心圧からA格納容器スプレイトンによる代替再循環運転に切り替え初心冷却を継続して行う。 	<p>燃料再循環ポンプ水位（広域）</p> <p>燃料再循環ポンプ圧力（広域）</p> <p>燃料再循環ポンプ流量</p> <p>燃料再循環ポンプ圧力（広域）</p> <p>燃料再循環ポンプ流量</p> <p>燃料再循環ポンプ圧力（広域）</p> <p>燃料再循環ポンプ流量</p> <p>燃料再循環ポンプ圧力（広域）</p> <p>燃料再循環ポンプ流量</p>	<p>燃料再循環ポンプ圧力（広域）</p> <p>燃料再循環ポンプ流量</p> <p>燃料再循環ポンプ圧力（広域）</p> <p>燃料再循環ポンプ流量</p> <p>燃料再循環ポンプ圧力（広域）</p> <p>燃料再循環ポンプ流量</p> <p>燃料再循環ポンプ圧力（広域）</p> <p>燃料再循環ポンプ流量</p>	<p>燃料再循環ポンプ圧力（広域）</p> <p>燃料再循環ポンプ流量</p> <p>燃料再循環ポンプ圧力（広域）</p> <p>燃料再循環ポンプ流量</p> <p>燃料再循環ポンプ圧力（広域）</p> <p>燃料再循環ポンプ流量</p> <p>燃料再循環ポンプ圧力（広域）</p> <p>燃料再循環ポンプ流量</p>	

*：既許可の対象となっている設備を重大事故等対応設備に位置付けるもの
 【 】：重大事故等対応設備（設計基準相違）

【大阪、高浜】
 名称等の相違
 ・設備仕様等の差異により「手順」重大事故等対応設備の記載、名称が異なる
 【大阪、高浜】
 記載方針の相違（女川実態の反映）
 ・既許可の対象となっている設備を重大事故等対応設備に位置付けるもの及び重大事故等対応設備（設計基準相違）を識別

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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>第2.6.2表 「ECCS注水機能喪失」の主要解析条件（中絶断LOCA+高圧注入失敗）（2/3）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>安全機能の喪失に対する検証</td> <td>高圧注入機能喪失</td> </tr> <tr> <td>外部電源</td> <td>外部電源なし</td> </tr> <tr> <td>原子炉トリップ信号</td> <td>原子炉圧力低 (12.5MPa@age) (応答時間:0秒)</td> </tr> <tr> <td>非常用炉心冷却設備 作動信号</td> <td>原子炉圧力低 (12.5MPa@age) (応答時間:0秒) 原子炉圧力高 (13.0MPa@age) (応答時間:0秒) 原子炉圧力高 (13.0MPa@age) (応答時間:0秒) 原子炉圧力高 (13.0MPa@age) (応答時間:0秒)</td> </tr> <tr> <td>余熱除去ポンプ</td> <td>非常用炉心冷却設備作動時間経過後の60秒後に正常稼働</td> </tr> <tr> <td>補助給水ポンプ</td> <td>150W/h (蒸気発生器3基合計)</td> </tr> </tbody> </table>	項目	主要解析条件	安全機能の喪失に対する検証	高圧注入機能喪失	外部電源	外部電源なし	原子炉トリップ信号	原子炉圧力低 (12.5MPa@age) (応答時間:0秒)	非常用炉心冷却設備 作動信号	原子炉圧力低 (12.5MPa@age) (応答時間:0秒) 原子炉圧力高 (13.0MPa@age) (応答時間:0秒) 原子炉圧力高 (13.0MPa@age) (応答時間:0秒) 原子炉圧力高 (13.0MPa@age) (応答時間:0秒)	余熱除去ポンプ	非常用炉心冷却設備作動時間経過後の60秒後に正常稼働	補助給水ポンプ	150W/h (蒸気発生器3基合計)	<p>第2.6.2.1表 「ECCS注水機能喪失」の主要解析条件（中絶断LOCA+高圧注入失敗）（2/3）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>安全機能の喪失に対する検証</td> <td>高圧注入機能喪失</td> </tr> <tr> <td>外部電源</td> <td>外部電源なし</td> </tr> <tr> <td>原子炉トリップ信号</td> <td>原子炉圧力低 (12.5MPa@age) (応答時間:0秒)</td> </tr> <tr> <td>非常用炉心冷却設備 作動信号</td> <td>原子炉圧力低 (12.5MPa@age) (応答時間:0秒) 原子炉圧力高 (13.0MPa@age) (応答時間:0秒) 原子炉圧力高 (13.0MPa@age) (応答時間:0秒) 原子炉圧力高 (13.0MPa@age) (応答時間:0秒)</td> </tr> <tr> <td>余熱除去ポンプ</td> <td>非常用炉心冷却設備作動時間経過後の60秒後に正常稼働</td> </tr> <tr> <td>補助給水ポンプ</td> <td>150W/h (蒸気発生器3基合計)</td> </tr> </tbody> </table>	項目	主要解析条件	安全機能の喪失に対する検証	高圧注入機能喪失	外部電源	外部電源なし	原子炉トリップ信号	原子炉圧力低 (12.5MPa@age) (応答時間:0秒)	非常用炉心冷却設備 作動信号	原子炉圧力低 (12.5MPa@age) (応答時間:0秒) 原子炉圧力高 (13.0MPa@age) (応答時間:0秒) 原子炉圧力高 (13.0MPa@age) (応答時間:0秒) 原子炉圧力高 (13.0MPa@age) (応答時間:0秒)	余熱除去ポンプ	非常用炉心冷却設備作動時間経過後の60秒後に正常稼働	補助給水ポンプ	150W/h (蒸気発生器3基合計)	<p>第2.6.2表 主要解析条件（LOCA時注水機能喪失）（3/4）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>検証方針の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉トリップ信号</td> <td>原子炉圧力低 (12~13.0) (応答時間:1.00秒)</td> <td>原子炉保護等の遅延時間を考慮して設定</td> </tr> <tr> <td>過し安全弁</td> <td>過し安全弁 過し安全弁 (12.5MPa@age) x 2機, 300t/h (1個当り) 過し安全弁 (13.0MPa@age) x 2機, 300t/h (1個当り) 過し安全弁 (13.0MPa@age) x 2機, 300t/h (1個当り) 過し安全弁 (13.0MPa@age) x 2機, 300t/h (1個当り)</td> <td>過し安全弁の過し安全弁の設計値として設定</td> </tr> <tr> <td>原子炉トリップ信号</td> <td>過し安全弁 (自動閉鎖) のみと仮定する 過し安全弁 (自動閉鎖) のみと仮定する 過し安全弁 (自動閉鎖) のみと仮定する</td> <td>過し安全弁の設計値に基づく過剰な蒸気発生及び炉心への過熱から設定</td> </tr> <tr> <td>原子炉トリップ信号</td> <td>過し安全弁 (自動閉鎖) のみと仮定する 過し安全弁 (自動閉鎖) のみと仮定する</td> <td>設計値に注入設備の過剰容量を考慮した値として設定 (過剰容量は注入設備の設計値)</td> </tr> <tr> <td>原子炉トリップ信号 システムイニシャル</td> <td>MPa@ageにて原子炉炉心内圧イニシャル</td> <td>格納容器及び炉心冷却ポンプに必要なシステム圧力を考慮し、設定</td> </tr> <tr> <td>原子炉トリップ信号 システムイニシャル</td> <td>格納容器圧力 0.427MPa@ageに0.1秒間維持 格納容器圧力 0.427MPa@ageに0.1秒間維持 格納容器圧力 0.427MPa@ageに0.1秒間維持</td> <td>格納容器圧力 0.427MPa@ageに0.1秒間維持 格納容器圧力 0.427MPa@ageに0.1秒間維持 格納容器圧力 0.427MPa@ageに0.1秒間維持</td> </tr> </tbody> </table>	項目	主要解析条件	検証方針の考え方	原子炉トリップ信号	原子炉圧力低 (12~13.0) (応答時間:1.00秒)	原子炉保護等の遅延時間を考慮して設定	過し安全弁	過し安全弁 過し安全弁 (12.5MPa@age) x 2機, 300t/h (1個当り) 過し安全弁 (13.0MPa@age) x 2機, 300t/h (1個当り) 過し安全弁 (13.0MPa@age) x 2機, 300t/h (1個当り) 過し安全弁 (13.0MPa@age) x 2機, 300t/h (1個当り)	過し安全弁の過し安全弁の設計値として設定	原子炉トリップ信号	過し安全弁 (自動閉鎖) のみと仮定する 過し安全弁 (自動閉鎖) のみと仮定する 過し安全弁 (自動閉鎖) のみと仮定する	過し安全弁の設計値に基づく過剰な蒸気発生及び炉心への過熱から設定	原子炉トリップ信号	過し安全弁 (自動閉鎖) のみと仮定する 過し安全弁 (自動閉鎖) のみと仮定する	設計値に注入設備の過剰容量を考慮した値として設定 (過剰容量は注入設備の設計値)	原子炉トリップ信号 システムイニシャル	MPa@ageにて原子炉炉心内圧イニシャル	格納容器及び炉心冷却ポンプに必要なシステム圧力を考慮し、設定	原子炉トリップ信号 システムイニシャル	格納容器圧力 0.427MPa@ageに0.1秒間維持 格納容器圧力 0.427MPa@ageに0.1秒間維持 格納容器圧力 0.427MPa@ageに0.1秒間維持	格納容器圧力 0.427MPa@ageに0.1秒間維持 格納容器圧力 0.427MPa@ageに0.1秒間維持 格納容器圧力 0.427MPa@ageに0.1秒間維持	<p>第2.6.2表 主要解析条件（LOCA時注水機能喪失）（4/4）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>検証方針の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉トリップ信号</td> <td>原子炉圧力低 (12.5MPa@age) (応答時間:0秒)</td> <td>中絶断LOCA時注水機能喪失を考慮して、事故発生から10分後に開始し、維持時間5分間とする</td> </tr> <tr> <td>非常用炉心冷却設備 作動信号</td> <td>原子炉圧力低 (12.5MPa@age) (応答時間:0秒) 原子炉圧力高 (13.0MPa@age) (応答時間:0秒) 原子炉圧力高 (13.0MPa@age) (応答時間:0秒)</td> <td>高圧注入機能喪失を考慮して、事故発生から10分後に開始するものとする。維持時間は5分間とする</td> </tr> <tr> <td>余熱除去ポンプ</td> <td>非常用炉心冷却設備作動時間経過後の60秒後に正常稼働</td> <td>非常用炉心冷却設備作動時間経過後の60秒後に正常稼働</td> </tr> <tr> <td>補助給水ポンプ</td> <td>150W/h (蒸気発生器3基合計)</td> <td>非常用炉心冷却設備作動時間経過後の60秒後に正常稼働</td> </tr> </tbody> </table>	項目	主要解析条件	検証方針の考え方	原子炉トリップ信号	原子炉圧力低 (12.5MPa@age) (応答時間:0秒)	中絶断LOCA時注水機能喪失を考慮して、事故発生から10分後に開始し、維持時間5分間とする	非常用炉心冷却設備 作動信号	原子炉圧力低 (12.5MPa@age) (応答時間:0秒) 原子炉圧力高 (13.0MPa@age) (応答時間:0秒) 原子炉圧力高 (13.0MPa@age) (応答時間:0秒)	高圧注入機能喪失を考慮して、事故発生から10分後に開始するものとする。維持時間は5分間とする	余熱除去ポンプ	非常用炉心冷却設備作動時間経過後の60秒後に正常稼働	非常用炉心冷却設備作動時間経過後の60秒後に正常稼働	補助給水ポンプ	150W/h (蒸気発生器3基合計)	非常用炉心冷却設備作動時間経過後の60秒後に正常稼働	<p>相違理由</p> <p>【大飯、高浜】 設計の相違 ・泊は個別解析であり、設備仕様も異なることから「主要解析条件」及び「条件設定の考え方」の記載が一部異なる</p> <p>【大飯、高浜】 名称等の相違</p>
	項目	主要解析条件																																																																		
安全機能の喪失に対する検証	高圧注入機能喪失																																																																			
外部電源	外部電源なし																																																																			
原子炉トリップ信号	原子炉圧力低 (12.5MPa@age) (応答時間:0秒)																																																																			
非常用炉心冷却設備 作動信号	原子炉圧力低 (12.5MPa@age) (応答時間:0秒) 原子炉圧力高 (13.0MPa@age) (応答時間:0秒) 原子炉圧力高 (13.0MPa@age) (応答時間:0秒) 原子炉圧力高 (13.0MPa@age) (応答時間:0秒)																																																																			
余熱除去ポンプ	非常用炉心冷却設備作動時間経過後の60秒後に正常稼働																																																																			
補助給水ポンプ	150W/h (蒸気発生器3基合計)																																																																			
項目	主要解析条件																																																																			
安全機能の喪失に対する検証	高圧注入機能喪失																																																																			
外部電源	外部電源なし																																																																			
原子炉トリップ信号	原子炉圧力低 (12.5MPa@age) (応答時間:0秒)																																																																			
非常用炉心冷却設備 作動信号	原子炉圧力低 (12.5MPa@age) (応答時間:0秒) 原子炉圧力高 (13.0MPa@age) (応答時間:0秒) 原子炉圧力高 (13.0MPa@age) (応答時間:0秒) 原子炉圧力高 (13.0MPa@age) (応答時間:0秒)																																																																			
余熱除去ポンプ	非常用炉心冷却設備作動時間経過後の60秒後に正常稼働																																																																			
補助給水ポンプ	150W/h (蒸気発生器3基合計)																																																																			
項目	主要解析条件	検証方針の考え方																																																																		
原子炉トリップ信号	原子炉圧力低 (12~13.0) (応答時間:1.00秒)	原子炉保護等の遅延時間を考慮して設定																																																																		
過し安全弁	過し安全弁 過し安全弁 (12.5MPa@age) x 2機, 300t/h (1個当り) 過し安全弁 (13.0MPa@age) x 2機, 300t/h (1個当り) 過し安全弁 (13.0MPa@age) x 2機, 300t/h (1個当り) 過し安全弁 (13.0MPa@age) x 2機, 300t/h (1個当り)	過し安全弁の過し安全弁の設計値として設定																																																																		
原子炉トリップ信号	過し安全弁 (自動閉鎖) のみと仮定する 過し安全弁 (自動閉鎖) のみと仮定する 過し安全弁 (自動閉鎖) のみと仮定する	過し安全弁の設計値に基づく過剰な蒸気発生及び炉心への過熱から設定																																																																		
原子炉トリップ信号	過し安全弁 (自動閉鎖) のみと仮定する 過し安全弁 (自動閉鎖) のみと仮定する	設計値に注入設備の過剰容量を考慮した値として設定 (過剰容量は注入設備の設計値)																																																																		
原子炉トリップ信号 システムイニシャル	MPa@ageにて原子炉炉心内圧イニシャル	格納容器及び炉心冷却ポンプに必要なシステム圧力を考慮し、設定																																																																		
原子炉トリップ信号 システムイニシャル	格納容器圧力 0.427MPa@ageに0.1秒間維持 格納容器圧力 0.427MPa@ageに0.1秒間維持 格納容器圧力 0.427MPa@ageに0.1秒間維持	格納容器圧力 0.427MPa@ageに0.1秒間維持 格納容器圧力 0.427MPa@ageに0.1秒間維持 格納容器圧力 0.427MPa@ageに0.1秒間維持																																																																		
項目	主要解析条件	検証方針の考え方																																																																		
原子炉トリップ信号	原子炉圧力低 (12.5MPa@age) (応答時間:0秒)	中絶断LOCA時注水機能喪失を考慮して、事故発生から10分後に開始し、維持時間5分間とする																																																																		
非常用炉心冷却設備 作動信号	原子炉圧力低 (12.5MPa@age) (応答時間:0秒) 原子炉圧力高 (13.0MPa@age) (応答時間:0秒) 原子炉圧力高 (13.0MPa@age) (応答時間:0秒)	高圧注入機能喪失を考慮して、事故発生から10分後に開始するものとする。維持時間は5分間とする																																																																		
余熱除去ポンプ	非常用炉心冷却設備作動時間経過後の60秒後に正常稼働	非常用炉心冷却設備作動時間経過後の60秒後に正常稼働																																																																		
補助給水ポンプ	150W/h (蒸気発生器3基合計)	非常用炉心冷却設備作動時間経過後の60秒後に正常稼働																																																																		
<p>第7.1.6.2表 「ECCS注水機能喪失」の主要解析条件（中絶断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故）（2/3）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>安全機能の喪失に対する検証</td> <td>高圧注入機能喪失</td> <td>高圧注入機能として高圧注入系の機能が喪失するものとして設定。</td> </tr> <tr> <td>外部電源</td> <td>外部電源なし</td> <td>外部電源なしの場合は、非常用電源の機能喪失及び工学的安全設備の作動遅延の観点から炉心冷却ポンプの停止を考慮し、外部電源なしを設定。</td> </tr> <tr> <td>原子炉トリップ信号</td> <td>原子炉圧力低 (12.5MPa@age) (応答時間:0秒) 原子炉圧力高 (13.0MPa@age) (応答時間:0秒) 原子炉圧力高 (13.0MPa@age) (応答時間:0秒)</td> <td>トリップアップ限界値を考慮し、トリップアップ限界値を設定。</td> </tr> <tr> <td>非常用炉心冷却設備 作動信号</td> <td>非常用炉心冷却設備作動時間経過後の60秒後に正常稼働</td> <td>非常用炉心冷却設備作動時間経過後の60秒後に正常稼働を考慮して、非常用炉心冷却設備作動時間経過後の60秒後に正常稼働を設定。</td> </tr> <tr> <td>余熱除去ポンプ</td> <td>非常用炉心冷却設備作動時間経過後の60秒後に正常稼働</td> <td>非常用炉心冷却設備作動時間経過後の60秒後に正常稼働を考慮し、トリップアップ限界値を設定。</td> </tr> <tr> <td>補助給水ポンプ</td> <td>150W/h (蒸気発生器3基合計)</td> <td>電動補助給水ポンプ2台及びタービン駆動補助給水ポンプ1台の補助給水合計容量は設計値（ヒートロータ容量（蒸気発生器））を仮定し、炉心への蒸気発生器へ注水される場合の注水容量から設定。</td> </tr> </tbody> </table>		項目	主要解析条件	条件設定の考え方	安全機能の喪失に対する検証	高圧注入機能喪失	高圧注入機能として高圧注入系の機能が喪失するものとして設定。	外部電源	外部電源なし	外部電源なしの場合は、非常用電源の機能喪失及び工学的安全設備の作動遅延の観点から炉心冷却ポンプの停止を考慮し、外部電源なしを設定。	原子炉トリップ信号	原子炉圧力低 (12.5MPa@age) (応答時間:0秒) 原子炉圧力高 (13.0MPa@age) (応答時間:0秒) 原子炉圧力高 (13.0MPa@age) (応答時間:0秒)	トリップアップ限界値を考慮し、トリップアップ限界値を設定。	非常用炉心冷却設備 作動信号	非常用炉心冷却設備作動時間経過後の60秒後に正常稼働	非常用炉心冷却設備作動時間経過後の60秒後に正常稼働を考慮して、非常用炉心冷却設備作動時間経過後の60秒後に正常稼働を設定。	余熱除去ポンプ	非常用炉心冷却設備作動時間経過後の60秒後に正常稼働	非常用炉心冷却設備作動時間経過後の60秒後に正常稼働を考慮し、トリップアップ限界値を設定。	補助給水ポンプ	150W/h (蒸気発生器3基合計)	電動補助給水ポンプ2台及びタービン駆動補助給水ポンプ1台の補助給水合計容量は設計値（ヒートロータ容量（蒸気発生器））を仮定し、炉心への蒸気発生器へ注水される場合の注水容量から設定。																																														
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																																																																		
安全機能の喪失に対する検証	高圧注入機能喪失	高圧注入機能として高圧注入系の機能が喪失するものとして設定。																																																																		
外部電源	外部電源なし	外部電源なしの場合は、非常用電源の機能喪失及び工学的安全設備の作動遅延の観点から炉心冷却ポンプの停止を考慮し、外部電源なしを設定。																																																																		
原子炉トリップ信号	原子炉圧力低 (12.5MPa@age) (応答時間:0秒) 原子炉圧力高 (13.0MPa@age) (応答時間:0秒) 原子炉圧力高 (13.0MPa@age) (応答時間:0秒)	トリップアップ限界値を考慮し、トリップアップ限界値を設定。																																																																		
非常用炉心冷却設備 作動信号	非常用炉心冷却設備作動時間経過後の60秒後に正常稼働	非常用炉心冷却設備作動時間経過後の60秒後に正常稼働を考慮して、非常用炉心冷却設備作動時間経過後の60秒後に正常稼働を設定。																																																																		
余熱除去ポンプ	非常用炉心冷却設備作動時間経過後の60秒後に正常稼働	非常用炉心冷却設備作動時間経過後の60秒後に正常稼働を考慮し、トリップアップ限界値を設定。																																																																		
補助給水ポンプ	150W/h (蒸気発生器3基合計)	電動補助給水ポンプ2台及びタービン駆動補助給水ポンプ1台の補助給水合計容量は設計値（ヒートロータ容量（蒸気発生器））を仮定し、炉心への蒸気発生器へ注水される場合の注水容量から設定。																																																																		

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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

第 2.6.2 表 「ECCS 注水機能喪失」の主要解析条件（中破断 LOCA + 高圧注入失敗）（3/3）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
重大事象等発生時の機器動作条件	主蒸気速がし弁 （1 個当たり）	定格主蒸気流量の 10% （1 個当たり）
	蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa[gage] （最低保持圧力）
	蓄圧タンク保有水量	29.0m ³ （1 基当たり） （最低保有水量）
重大事象等発生時の機器動作条件	2 次冷却系強制冷却開始 （主蒸気速がし弁開）	非常用炉心冷却設備動作開始後 の 10 分後に開始し 1 分で完了
	補助給水流量の調整	蒸気発生器熱域水位内

大阪発電所 3 / 4 号炉

第 2.6.2.1 表 「ECCS 注水機能喪失」の主要解析条件（中破断 LOCA + 高圧注入失敗）（3/3）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
重大事象等発生時の機器動作条件	主蒸気速がし弁 （1 個当たり）	定格主蒸気流量の 10% （1 個当たり）
	蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa[gage] （最低保持圧力）
	蓄圧タンク保有水量	29.0m ³ （1 基当たり） （最低保有水量）
重大事象等発生時の機器動作条件	2 次冷却系強制冷却開始 （主蒸気速がし弁開）	非常用炉心冷却設備動作開始後 の 10 分後に開始し 1 分で完了
	補助給水流量の調整	蒸気発生器熱域水位内

高浜発電所 3 / 4 号炉

第 7.1.6.2 表 「ECCS 注水機能喪失」の主要解析条件（中破断 LOCA 時に高圧注入機能が喪失する事故）（3/3）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
重大事象等発生時の機器動作条件	主蒸気速がし弁 （1 個当たり）	定格主蒸気流量の 10% （1 個当たり）
	蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa[gage] （最低保持圧力）
	蓄圧タンク保有水量	29.0m ³ （1 基当たり） （最低保有水量）
重大事象等発生時の機器動作条件	2 次冷却系強制冷却開始 （主蒸気速がし弁開）	非常用炉心冷却設備動作開始後 の 10 分後に開始し 1 分で完了
	補助給水流量の調整	蒸気発生器熱域水位内

女川原子力発電所 2 号炉

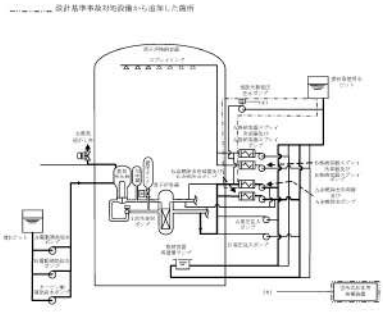
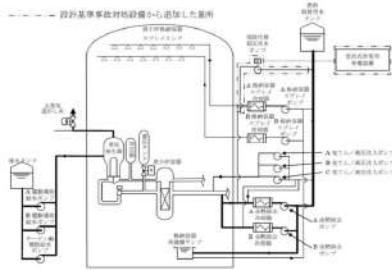
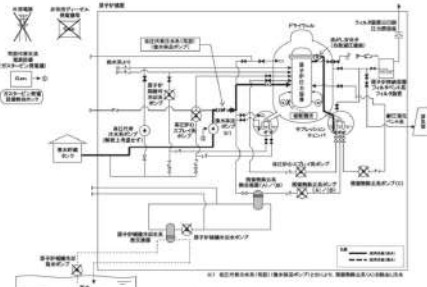
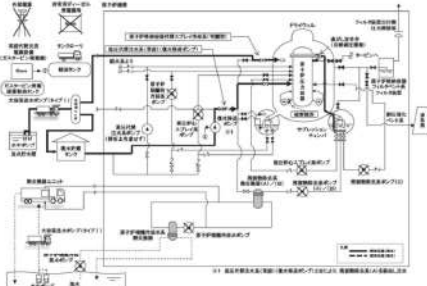
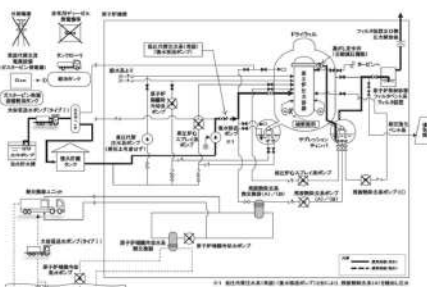
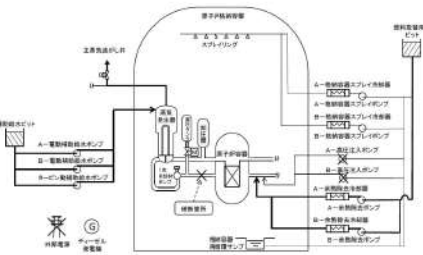
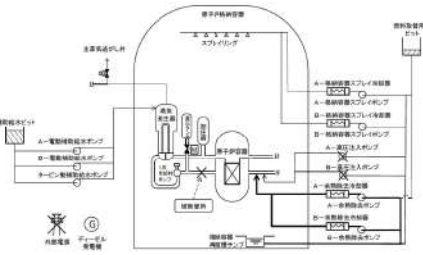
泊発電所 3 号炉

相違理由

【大阪、高浜】
 設計の相違
 ・泊は個別解析であり、設備仕様も異なることから「主要解析条件」及び「条件設定の考え方」の記載が一部異なる
 【大阪、高浜】
 名称等の相違

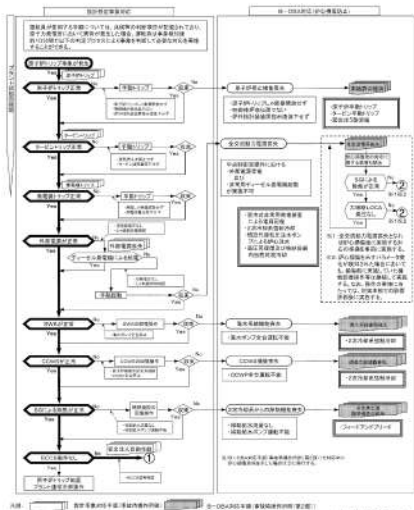
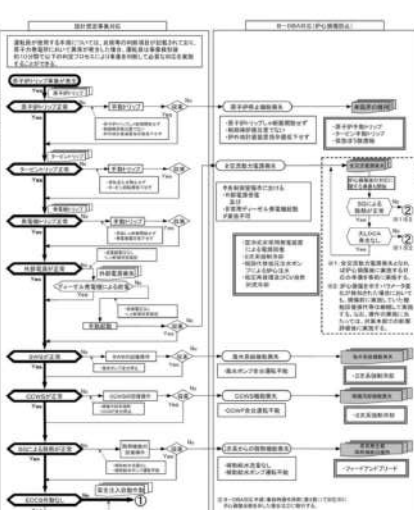

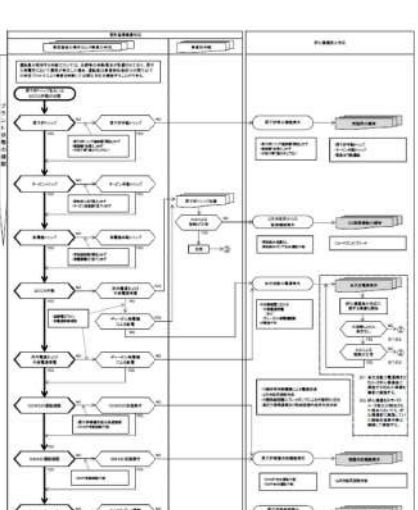
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>第2.6.1図 「ECCS注水機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図</p>	 <p>第2.6.1.1図 「ECCS注水機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図</p>	 <p>第2.6.1図 「ECCS注水機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図 (1/2) (原子炉注水及び格納容器注水)</p>  <p>第2.6.2図 「ECCS注水機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図 (2/1) (原子炉注水及び格納容器注水)</p>  <p>第2.6.3図 「ECCS注水機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図 (2/2) (原子炉注水及び格納容器注水)</p>	 <p>第7.1.6.1図 「ECCS注水機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図 (1/2) (2次冷却系強制冷却及び低圧注入)</p>  <p>第7.1.6.1図 「ECCS注水機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図 (2/2) (低圧再循環)</p>	<p>【大阪、高浜】 設計の相違</p> <p>【大阪、高浜】 名称等の相違</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川は漏洩の反映） ・対応手段に応じた概略系統図とし、図のタイトルで識別 ・外部電源、ディーゼル発電機を追記</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>大阪発電所3/4号炉のECCS注水機能喪失に対する対応手順の概要（判定プロセス）(1/2)を示すフローチャート。図には、注水機能喪失の検出、警報発生、運転員による確認、および各種保護機能の動作確認に関する詳細な手順が記載されている。</p>	 <p>高浜発電所3/4号炉のECCS注水機能喪失に対する対応手順の概要（判定プロセス）(1/2)を示すフローチャート。図には、注水機能喪失の検出、警報発生、運転員による確認、および各種保護機能の動作確認に関する詳細な手順が記載されている。</p> <p>第 2.6.1.2 図 「ECCS注水機能喪失」の対応手順の概要 (判定プロセス) (1/2)</p>	 <p>女川原子力発電所2号炉のECCS注水機能喪失に対する対応手順の概要（判定プロセス）(1/2)を示すフローチャート。図には、注水機能喪失の検出、警報発生、運転員による確認、および各種保護機能の動作確認に関する詳細な手順が記載されている。</p>	 <p>泊発電所3号炉のECCS注水機能喪失に対する対応手順の概要（判定プロセス）(1/2)を示すフローチャート。図には、注水機能喪失の検出、警報発生、運転員による確認、および各種保護機能の動作確認に関する詳細な手順が記載されている。</p> <p>第 7.1.6.2 図 「ECCS注水機能喪失」の対応手順の概要 (判定プロセス) (1/2)</p>	<p>【大阪、高浜】 記載方針の相違 ・使用する手順の構成の相違により示し方が異なる部分はあるが、事象判別プロセスとしての内容は同等</p>

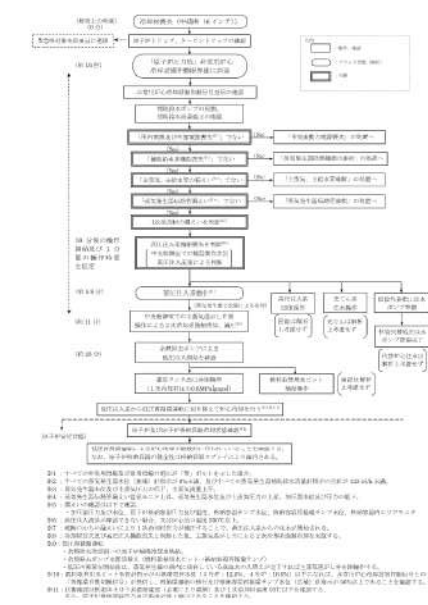
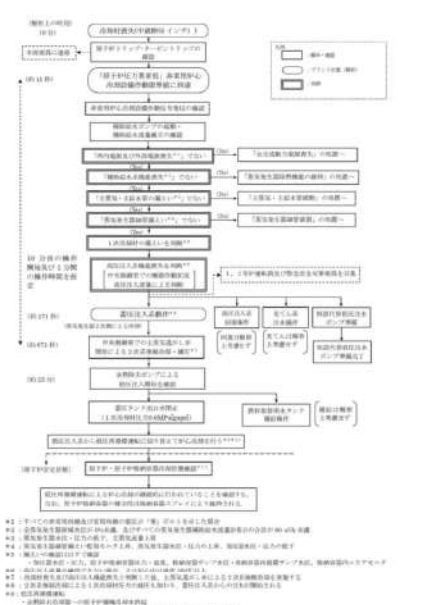
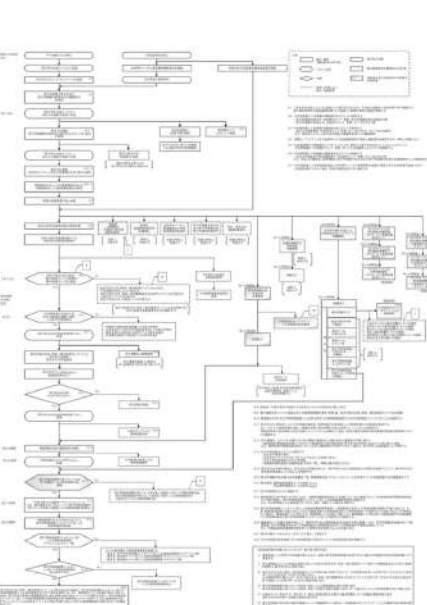
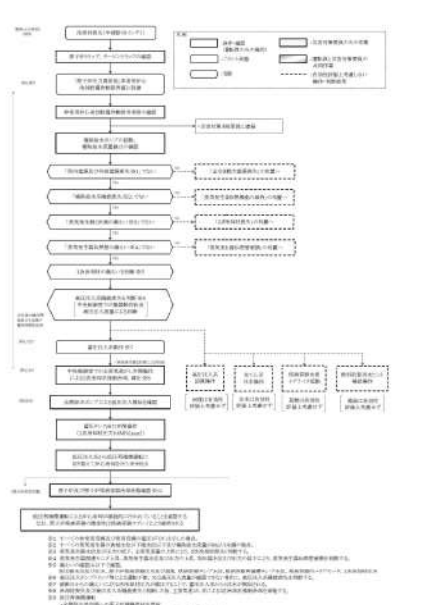
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>図 2.6.2 図 「ECCS注水機能喪失」の対応手順の概要 (判定プロセス) (2/2)</p>	<p>図 2.6.1.2 図 「ECCS注水機能喪失」の対応手順の概要 (判定プロセス) (2/2)</p>	<p>図 7.1.6.2 図 「ECCS注水機能喪失」の対応手順の概要 (判定プロセス) (2/2)</p>	<p>図 7.1.6.2 図 「ECCS注水機能喪失」の対応手順の概要 (判定プロセス) (2/2)</p>	<p>【大飯、高浜】 記載方針の相違 ・使用する手順の構成の相違により示し方が異なる部分はあるが、事象判別プロセスとしての内容は同等</p>

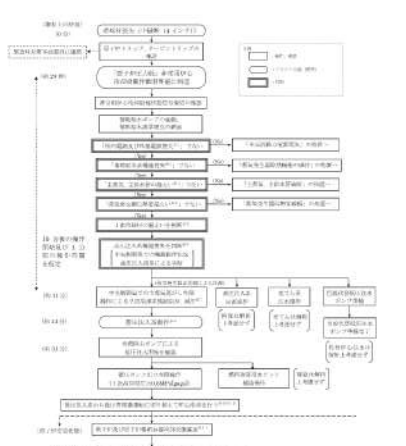
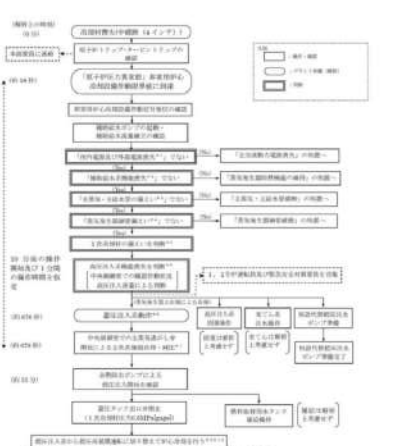

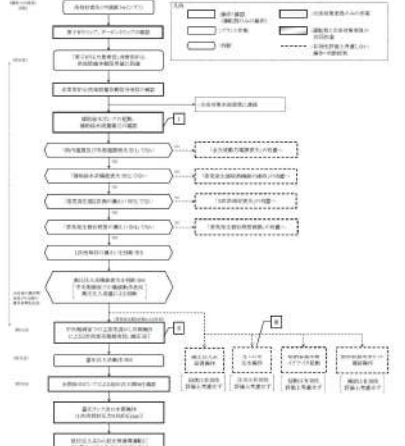
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>第 2.6.3 図 「ECCS 注水機能喪失」の対応手順の概要 (「中破断 LOCA (6 インチ破断) + 高圧注入失敗」の事象進展)</p>	 <p>第 2.6.1.3 図 「ECCS 注水機能喪失」の対応手順の概要 (「中破断 LOCA (6 インチ破断) + 高圧注入失敗」の事象進展)</p>	 <p>第 2.6.1.3 図 「ECCS 注水機能喪失」の対応手順の概要</p>	 <p>第 7.1.6.3 図 「ECCS 注水機能喪失」の対応手順の概要 (「中破断 LOCA (6 インチ破断) 時に高圧注入機能が喪失する事故」の事象進展)</p>	<p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川意識の反映） ・凡例に記載のとおり運転員及び災害対策要員が行う作業を分けて記載 ・有効性評価上考慮しない操作・判断結果を破線で記載 ・有効性評価の対象とはしていないが、ほかに取り得る手段を記載</p> <p>【大阪、高浜】 設計の相違 解析結果の相違 【大阪、高浜】 名称等の相違</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>第 2.6.4 図 「ECCS 注水機能喪失」の対応手順の概要 (「中絶断LOCA (4インチ破断) + 高圧注入失敗」の事象進展)</p>	 <p>第 2.6.1.4 図 「ECCS 注水機能喪失」の対応手順の概要 (「中絶断LOCA (4インチ破断) + 高圧注入失敗」の事象進展)</p>	 <p>第 7.1.6.4 図 「ECCS 注水機能喪失」の対応手順の概要 (「中絶断LOCA (4インチ破断) 時に高圧注入機能が喪失する事象」の事象進展)</p>	 <p>第 7.1.6.4 図 「ECCS 注水機能喪失」の対応手順の概要 (「中絶断LOCA (4インチ破断) 時に高圧注入機能が喪失する事象」の事象進展)</p>	<p>【大阪、高浜】 記載方針の相違 (女川意識の反映) ・凡例に記載のとおり運転員及び災害対策要員が行う作業を分けて記載 ・有効性評価上考慮しない操作・判断結果を破線で記載 ・有効性評価の対象とはしていないが、ほかに取り得る手段を記載</p> <p>【大阪、高浜】 設計の相違 解析結果の相違</p> <p>【大阪、高浜】 名称等の相違</p>

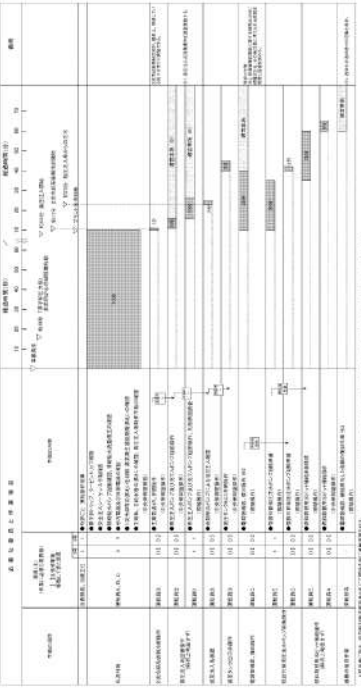
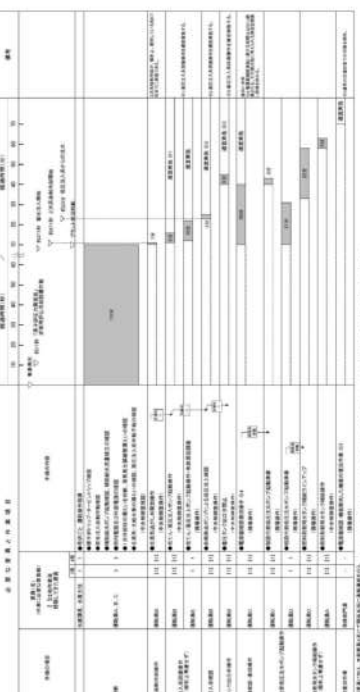
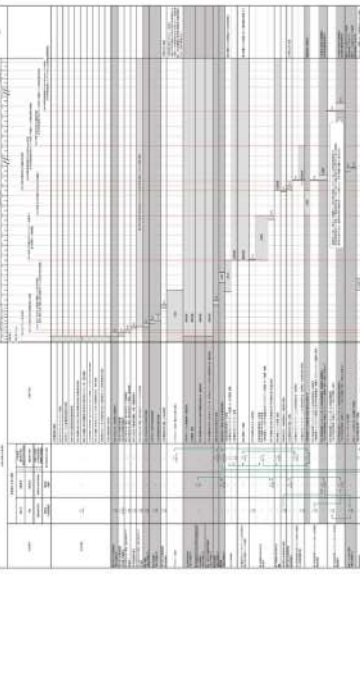
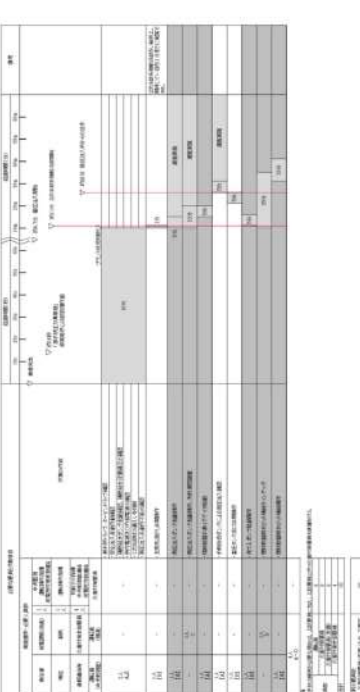
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>第 2.6.5 図 「ECCS 注水機能喪失」の対応手順の概要 (「中破断 LOCA (2 インチ破断) + 高圧注入失敗」の事象進展)</p>	<p>第 2.6.1.5 図 「ECCS 注水機能喪失」の対応手順の概要 (「中破断 LOCA (2 インチ破断) + 高圧注入失敗」の事象進展)</p>	<p>第 7.1.6.5 図 「ECCS 注水機能喪失」の対応手順の概要 (「中破断 LOCA (2 インチ破断) 時に高圧注入機能が喪失する事故」の事象進展)</p>	<p>第 7.1.6.5 図 「ECCS 注水機能喪失」の対応手順の概要 (「中破断 LOCA (2 インチ破断) 時に高圧注入機能が喪失する事故」の事象進展)</p>	<p>【大阪、高浜】 記載方針の相違 (女川支線の反映) ・凡例に記載のとおり運転員及び災害対策要員が行う作業を分けて記載 ・有効性評価上考慮しない操作・判断結果を破線で記載 ・有効性評価の対象とはしていないが、ほかに取り得る手段を記載</p> <p>【大阪、高浜】 設計の相違 解析結果の相違</p> <p>【大阪、高浜】 名称等の相違</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>第 2.6.6 図 「ECCS 注水機能喪失」の作業と所要時間 (中破断 LOCA (6 インチ破断) + 高圧注入失敗)</p> 	<p>第 2.6.1.6 図 「ECCS 注水機能喪失」の作業と所要時間 (中破断 LOCA (6 インチ破断) + 高圧注入失敗)</p> 			<p>【大阪、高浜】 記載方針の相違 (女川以降の反映) ・運転員を中央制御室と現場に分けて記載 ・有効性評価上考慮しない作業を色分けして記載</p> <p>【大阪、高浜】 設計上の相違 解析結果の相違</p> <p>【大阪、高浜】 名称等の相違</p> <p>第 7.1.6.6 図 「ECCS 注水機能喪失」の作業と所要時間 (中破断 LOCA (6 インチ破断) 時に高圧注入機能が喪失する事故)</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>第 2.6.7 図 「ECCS 注水機能喪失」の作業と所要時間 (中破断 LOCA (4 インチ破断) + 高圧注入失敗)</p>	<p>第 2.6.1.7 図 「ECCS 注水機能喪失」の作業と所要時間 (中破断 LOCA (4 インチ破断) + 高圧注入失敗)</p>	<p>第 7.1.6.7 図 「ECCS 注水機能喪失」の作業と所要時間 (中破断 LOCA (4 インチ破断) 時に高圧注入機能が喪失する事故)</p>	<p>【大阪、高浜】 記載方針の相違 (女川抜粋の反映) ・運転員を中央制御室と現場に分けて記載 ・有効性評価上考慮しない作業を色分けして記載</p> <p>【大阪、高浜】 設計上の相違 解析結果の相違</p> <p>【大阪、高浜】 名称等の相違</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>第 2.6.8 図 「ECCS 注水機能喪失」の作業と所要時間 (中破断 LOCA (2 インチ破断) + 高圧注入失敗)</p>	<p>第 2.6.1.8 図 「ECCS 注水機能喪失」の作業と所要時間 (中破断 LOCA (2 インチ破断) + 高圧注入失敗)</p>	<p>第 7.1.6.8 図 「ECCS 注水機能喪失」の作業と所要時間 (中破断 LOCA (2 インチ破断) 動に高圧注入機能が喪失する事故)</p>	<p>【大阪、高浜】 記載方針の相違 (女川記録の反映) ・運転員を中央制御室と現場に分けて記載 ・有効性評価上考慮しない作業を色分けして記載 【大阪、高浜】 設計上の相違 解析結果の相違 【大阪、高浜】 名称等の相違</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>第 2.6.9 図 1次冷却材圧力の推移（6インチ破断）</p>	<p>第 2.6.2.1 図 1次冷却材圧力の推移（6インチ破断）</p>	<p>(事象進展が異なるため、以下、事象進展図は比較のためではなく参考までに記載)</p> <p>第 2.6.6 図 原子炉圧力の推移</p>	<p>第 7.1.6.9 図 1次冷却材圧力の推移（6インチ破断）</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>
<p>第 2.6.10 図 1次冷却系保有水量の推移（6インチ破断）</p>	<p>第 2.6.2.2 図 1次系保有水量の推移（6インチ破断）</p>	<p>第 2.6.7 図 原子炉水位（シュラウド内水位）の推移</p>	<p>第 7.1.6.10 図 1次冷却系保有水量の推移（6インチ破断）</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>第2.6.11図 ECCS注水流量の推移（6インチ破断）</p>	<p>第2.6.2.3図 ECCS注水流量の推移（6インチ破断）</p>	<p>第2.6.8図 原子炉水位（シュワウド内外水位）の推移</p>	<p>第7.1.6.11図 ECCS注水流量の推移（6インチ破断）</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>
<p>第2.6.12図 破断流量の推移（6インチ破断）</p>	<p>第2.6.2.4図 破断流量の推移（6インチ破断）</p>	<p>第2.6.9図 注水流量の推移</p>	<p>第7.1.6.12図 破断流量の推移（6インチ破断）</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>

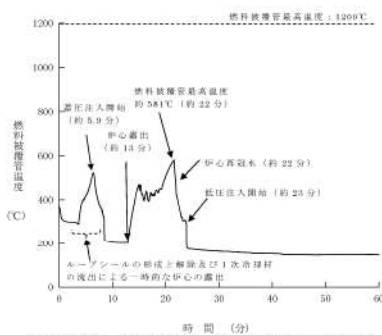
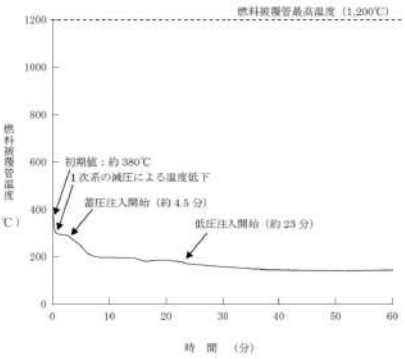
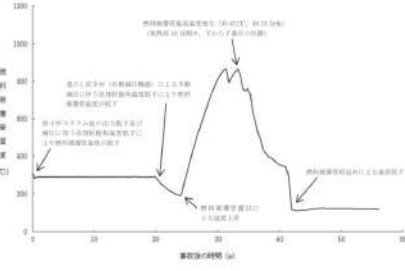
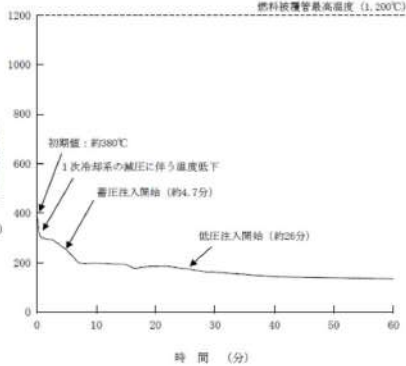
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>第2.6.13図 気泡炉心水位の推移（6インチ破断）</p>	<p>第2.6.2.5図 気泡炉心水位の推移（6インチ破断）</p>	<p>第2.6.10図 逃がし安全弁からの蒸気流量の推移</p>	<p>第7.1.6.13図 気泡炉心水位の推移（6インチ破断）</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違 ・大阪では1次冷却材温度が高く、破断流量に対するRCS容積が大きいことから、1次冷却材圧力の低下が3ループプラントに比べて緩慢に推移する。このため、6インチ破断では事象初期の1次冷却材圧力が高めに推移し、破断流量が相対的に多くなる一方、蓄圧注入流量が若干少なめとなるため炉心露出に至る</p>
<p>第2.6.14図 炉心入口流量の推移（6インチ破断）</p>	<p>第2.6.2.6図 炉心入口流量の推移（6インチ破断）</p>	<p>第2.6.11図 原子炉圧力容器内保有水量の推移</p>	<p>第7.1.6.14図 炉心入口流量の推移（6インチ破断）</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>

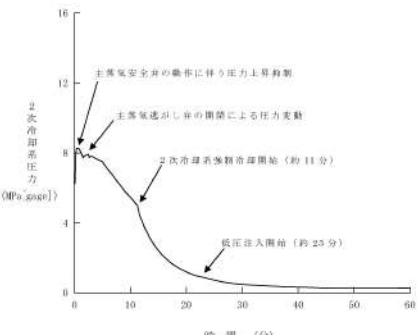
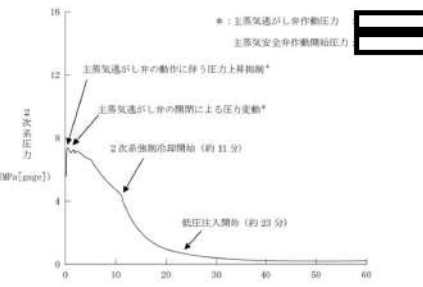
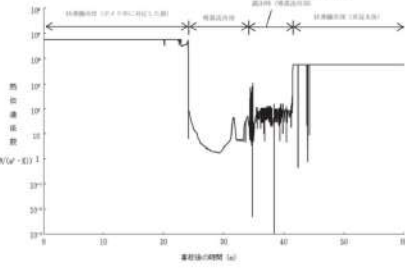
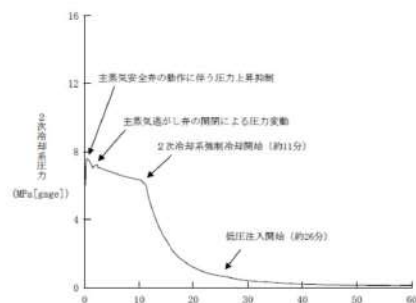
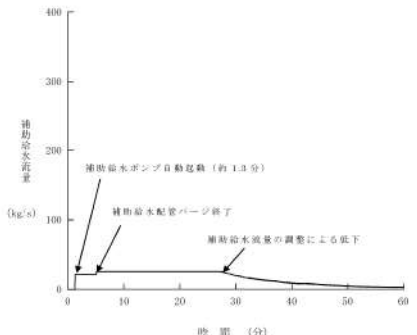
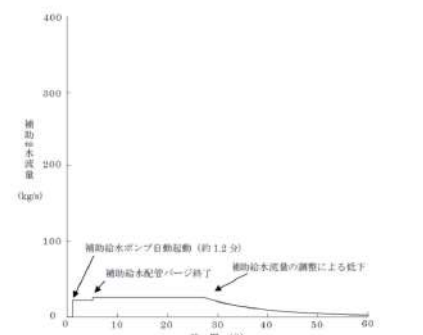
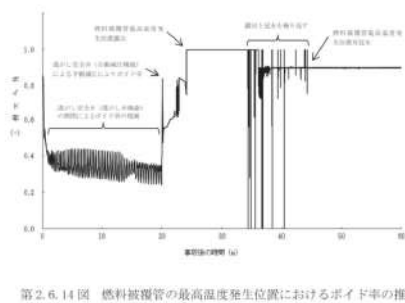
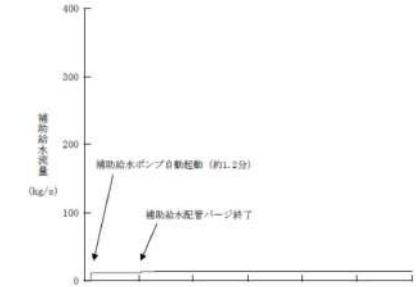
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>燃料被覆管最高温度：1200℃</p> <p>蓄圧注入開始 (約5.9分)</p> <p>炉心露出 (約15分)</p> <p>炉心露蔽水 (約22分)</p> <p>低圧注入開始 (約23分)</p> <p>ロープシールの破断と露蔽水及び1次冷却材の流出による一時的な炉心の露出</p> <p>時間 (分)</p> <p>第2.6.15図 燃料被覆管温度の推移 (6インチ破断)</p>	 <p>燃料被覆管最高温度 (1,200℃)</p> <p>初期値：約380℃</p> <p>1次系の減圧による温度低下</p> <p>蓄圧注入開始 (約4.5分)</p> <p>低圧注入開始 (約23分)</p> <p>時間 (分)</p> <p>第2.6.2.7図 燃料被覆管温度の推移 (6インチ破断)</p>	 <p>燃料被覆管最高温度 (約1070℃) (約31分)</p> <p>燃料被覆管最高温度 (約1070℃) (約31分)</p> <p>第2.6.12図 燃料被覆管温度の推移</p>	 <p>燃料被覆管最高温度 (1,200℃)</p> <p>初期値：約380℃</p> <p>1次冷却系の減圧に伴う温度低下</p> <p>蓄圧注入開始 (約4.7分)</p> <p>低圧注入開始 (約26分)</p> <p>時間 (分)</p> <p>第7.1.6.15図 燃料被覆管温度の推移 (6インチ破断)</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違 ・大飯では1次冷却材温度が高く、破断流量に対するRCS容積が大きいことから、1次冷却材圧力の低下が3ループプラントに比べて緩慢に推移する。このため、6インチ破断では事象初期の1次冷却材圧力が高めに推移し、破断流量が相対的に多くなる一方、蓄圧注入流量が若干少なめとなるため炉心露出に至り、燃料被覆管温度が上昇する</p>

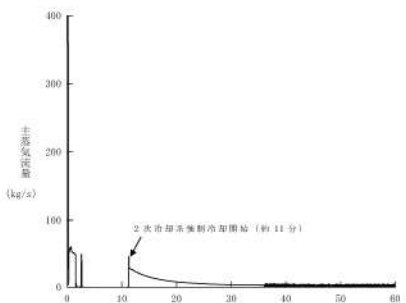
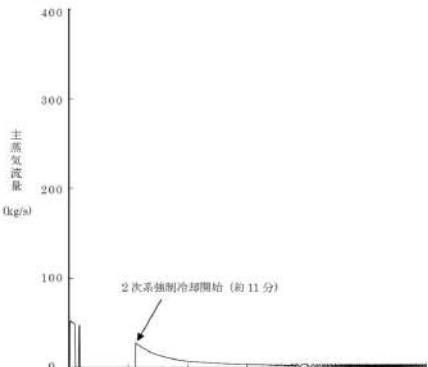
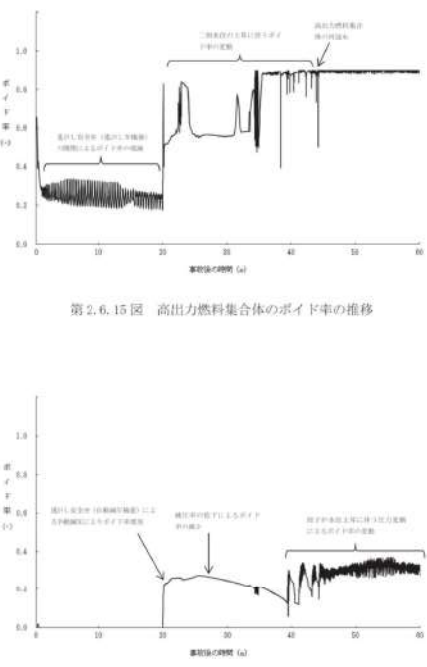
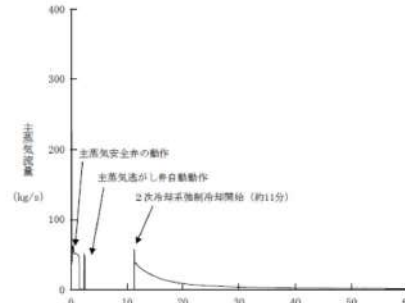
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>第 2.6.16 図 2次冷却系圧力の推移（6インチ破断）</p>	 <p>第 2.6.2.8 図 2次系圧力の推移（6インチ破断）</p>	 <p>第 2.6.13 図 燃料被覆管の最高温度発生位置における熱伝達係数の推移</p>	 <p>第7.1.6.16図 2次冷却系圧力の推移（6インチ破断）</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>
 <p>第 2.6.17 図 補助給水流量の推移（6インチ破断）</p>	 <p>第 2.6.2.9 図 補助給水流量の推移（6インチ破断）</p> <p>※数値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>第 2.6.14 図 燃料被覆管の最高温度発生位置におけるボイド率の推移</p>	 <p>第7.1.6.17図 補助給水流量の推移（6インチ破断）</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違 ・泊3号機の補助給 水流量は大阪・高浜 に比べて小さい (泊:150m³/h、大阪: 370m³/h、高浜: 280m³/h)</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>第 2.6.18 図 主蒸気流量の推移 (6インチ破断)</p>	 <p>第 2.6.2.10 図 主蒸気流量の推移 (6インチ破断)</p>	 <p>第 2.6.15 図 高出力燃料集合体のボイド率の推移</p> <p>第 2.6.16 図 炉心下部プレナム部のボイド率の推移</p>	 <p>第7.1.6.18図 主蒸気流量の推移 (6インチ破断)</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p>

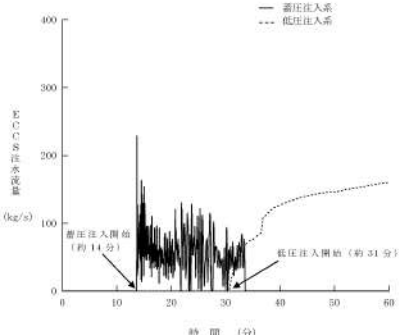
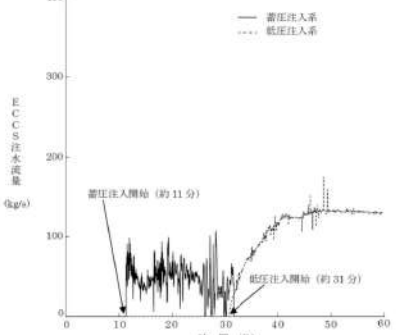
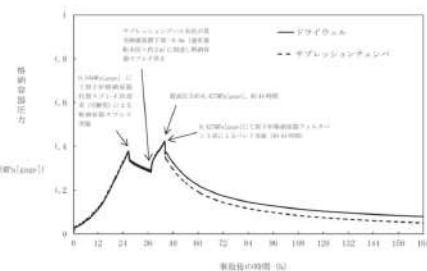
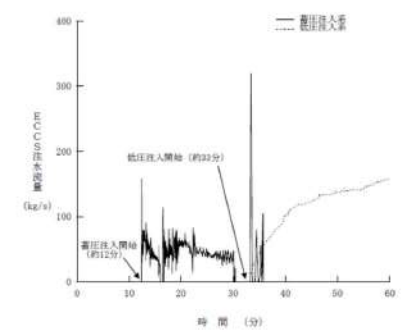
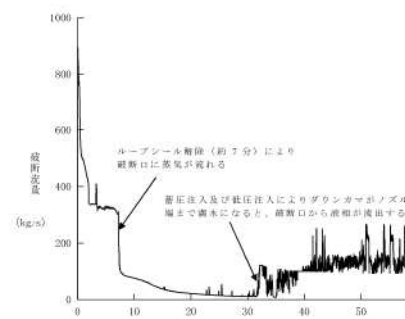
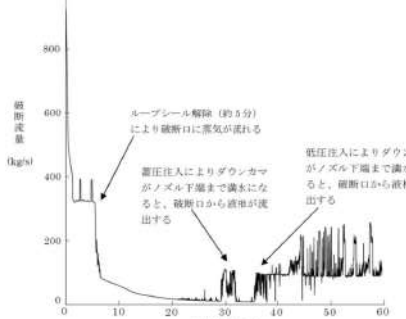
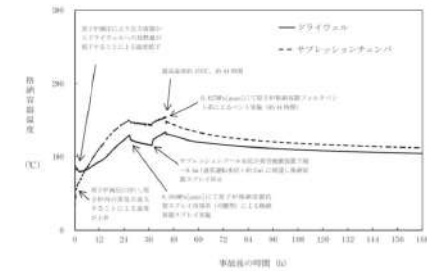
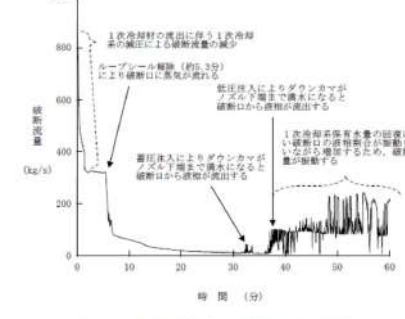
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>第2.6.19図 1次冷却材圧力の推移（4インチ破断）</p>	<p>第2.6.2.11図 1次冷却材圧力の推移（4インチ破断）</p>	<p>第2.6.17図 破断流量の推移</p>	<p>第7.1.6.19図 1次冷却材圧力の推移（4インチ破断）</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>
<p>第2.6.20図 1次冷却系保有水量の推移（4インチ破断）</p>	<p>第2.6.2.12図 1次系保有水量の推移（4インチ破断）</p>	<p>第2.6.18図 燃料被覆管に破裂が発生する時点の燃料被覆管温度と燃料被覆管の円周方向の応力の関係</p>	<p>第7.1.6.20図 1次冷却系保有水量の推移（4インチ破断）</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>第2.6.21図 ECCS注水流量の推移（4インチ破断）</p>	 <p>第2.6.2.13図 ECCS注水流量の推移（4インチ破断）</p>	 <p>第2.6.19図 格納容器圧力の推移</p>	 <p>第7.1.6.21図 ECCS注水流量の推移（4インチ破断）</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>
 <p>第2.6.22図 破断流量の推移（4インチ破断）</p>	 <p>第2.6.2.14図 破断流量の推移（4インチ破断）</p>	 <p>第2.6.20図 格納容器温度の推移</p>	 <p>第7.1.6.22図 破断流量の推移（4インチ破断）</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>

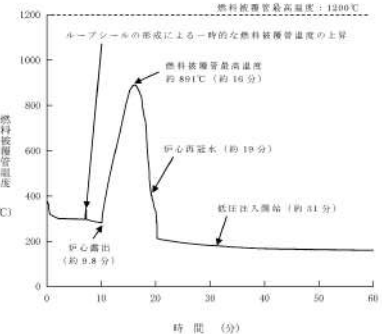
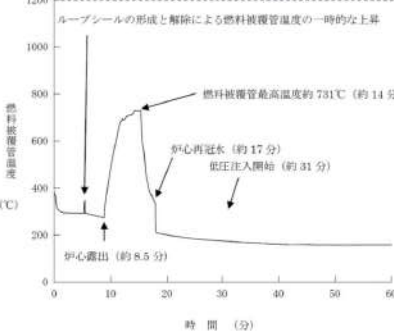
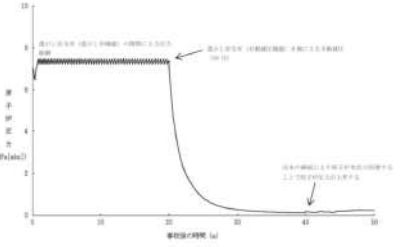
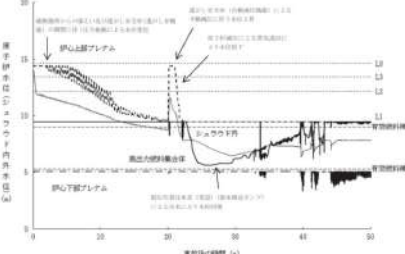
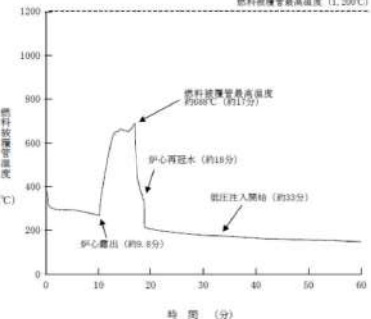
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>第 2.6.23 図 気泡炉心水位の推移（4インチ破断）</p> <p>ループシールの形成による一時的な水位の低下とループシール解除による水位の回復</p>	<p>第 2.6.2.15 図 気泡炉心水位の推移（4インチ破断）</p> <p>ループシールの形成と解除による一時的な水位の低下</p>	<p>第 2.6.21 図 サプレッションプール水位の推移</p>	<p>第 7.1.6.23 図 気泡炉心水位の推移（4インチ破断）</p> <p>ループシールの形成と解除による一時的な水位の低下とループシール解除による水位の回復</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p>
<p>第 2.6.24 図 炉心入口流量の推移（4インチ破断）</p> <p>ループシール形成中は炉心入口は下降流となる</p>	<p>第 2.6.2.16 図 炉心入口流量の推移（4インチ破断）</p> <p>ループシール期間中は炉心入口は下降流となる</p>	<p>第 2.6.22 図 サプレッションプール水温の推移</p>	<p>第 7.1.6.24 図 炉心入口流量の推移（4インチ破断）</p> <p>ループシール期間中は炉心入口は下降流となる</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p>

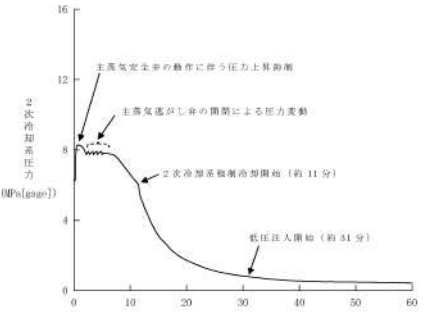
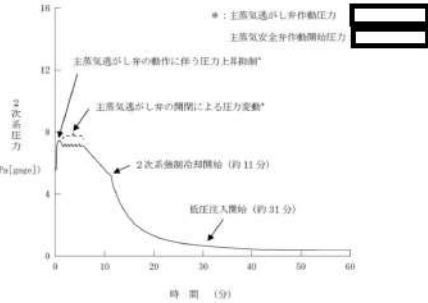
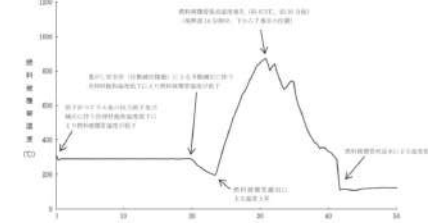
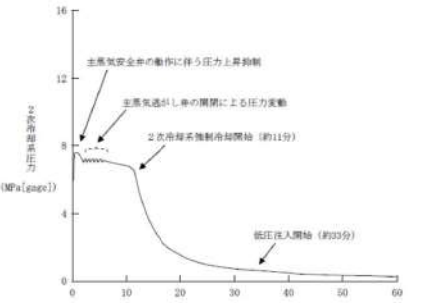
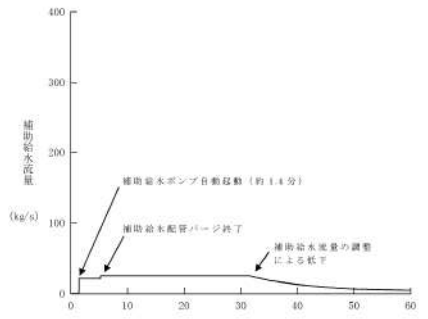
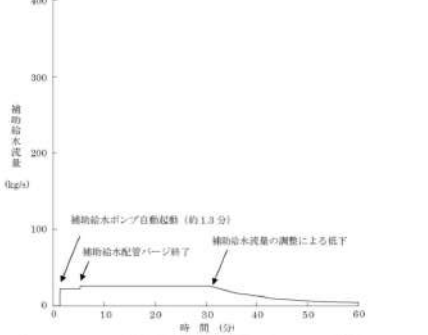
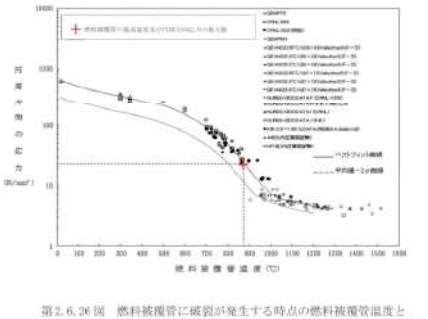
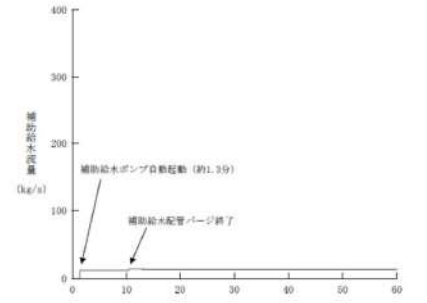
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>燃料被覆管最高温度：1200℃ ホープシールの形成による一時的な燃料被覆管温度の上昇 燃料被覆管最高温度 約891℃（約16分） 炉心再冠水（約19分） 低圧注入開始（約31分） 炉心露出（約9.8分）</p> <p>第2.6.25図 燃料被覆管温度の推移（4インチ破断）</p>	 <p>燃料被覆管最高温度（1,200℃） ループシールの形成と解除による燃料被覆管温度の一時的な上昇 燃料被覆管最高温度約731℃（約14分） 炉心再冠水（約17分） 低圧注入開始（約31分） 炉心露出（約8.5分）</p> <p>第2.6.2.17図 燃料被覆管温度の推移（4インチ破断）</p>	 <p>第2.6.23図 原子炉圧力の推移（破断面積：3.2cm²）</p>  <p>第2.6.24図 原子炉水位（シムラウド内外水位）の推移（破断面積：3.2cm²）</p>	 <p>燃料被覆管最高温度（1,200℃） 燃料被覆管最高温度 約668℃（約17分） 炉心再冠水（約18分） 低圧注入開始（約33分） 炉心露出（約8.9分）</p> <p>第7.1.6.25図 燃料被覆管温度の推移（4インチ破断）</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p>

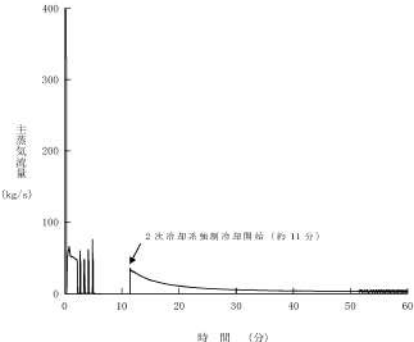
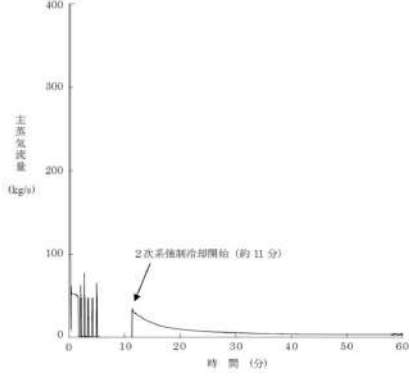
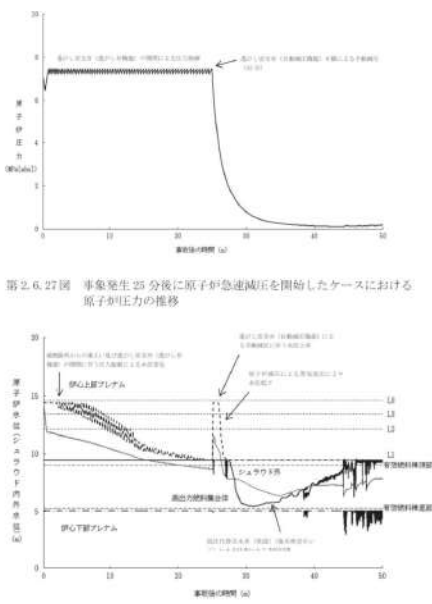
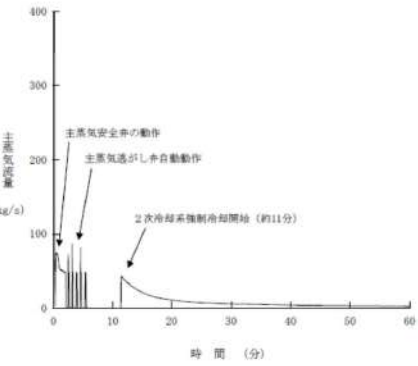
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>第 2.6.26 図 2次冷却系圧力の推移（4インチ破断）</p>	 <p>第 2.6.2.18 図 2次系圧力の推移（4インチ破断）</p>	 <p>第 2.6.25 図 燃料破覆管温度の推移（破断面積：3.2cm²）</p>	 <p>第7.1.6.26図 2次冷却系圧力の推移（4インチ破断）</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>
 <p>第 2.6.27 図 補助給水流量の推移（4インチ破断）</p>	 <p>第 2.6.2.19 図 補助給水流量の推移（4インチ破断）</p>	 <p>第 2.6.26 図 燃料破覆管に破損が発生する時点の燃料破覆管温度と燃料破覆管の円周方向の応力の関係（破断面積：3.2cm²）</p>	 <p>第7.1.6.27図 補助給水流量の推移（4インチ破断）</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違 ・泊3号機の補助給水流量は大阪・高浜に比べて小さい （泊：150m³/h、大阪：370m³/h、高浜：280m³/h）</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）

7.1.6 ECCS注水機能喪失

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>第2.6.28図 主蒸気流量の推移（4インチ破断）</p>	 <p>第2.6.2.20図 主蒸気流量の推移（4インチ破断）</p>	 <p>第2.6.27図 事象発生25分後に原子炉急速減圧を開始したケースにおける原子炉圧力の推移</p> <p>第2.6.28図 事象発生25分後に原子炉急速減圧を開始したケースにおける原子炉水位（シュワウド内外水位）の推移</p>	 <p>第7.1.6.28図 主蒸気流量の推移（4インチ破断）</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>

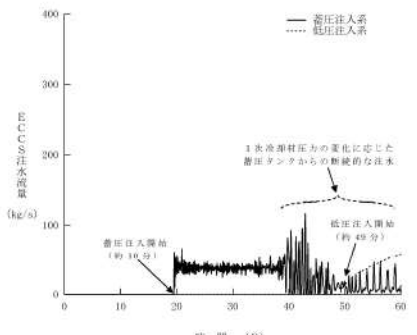
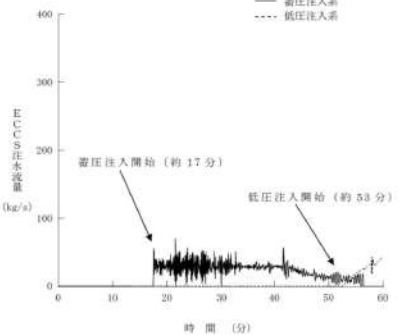
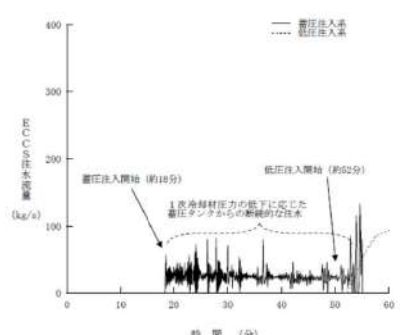
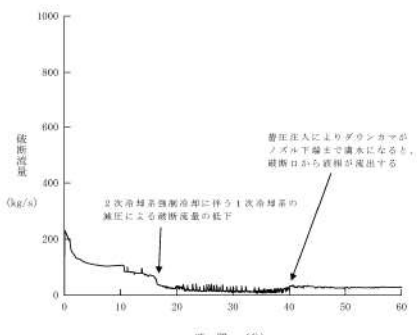
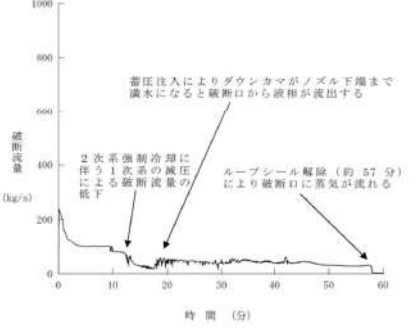
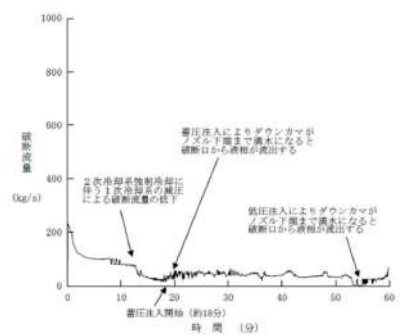
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>第 2.6.29 図 1次冷却材圧力の推移（2インチ破断）</p>	<p>第 2.6.2.21 図 1次冷却材圧力の推移（2インチ破断）</p>	<p>第 2.6.29 図 事象発生25分後に原子炉急減圧を開始したケースにおける燃料被覆管温度の推移</p>	<p>第7.1.6.29図 1次冷却材圧力の推移（2インチ破断）</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p>
<p>第 2.6.30 図 1次冷却系保水量の推移（2インチ破断）</p>	<p>第 2.6.2.22 図 1次系保水量の推移（2インチ破断）</p>		<p>第7.1.6.30図 1次冷却系保水量の推移（2インチ破断）</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p>
			<p>・大飯は3ループプラントに比べてダウンカマ容積が大きい ため、蓄圧注入開始後、ダウンカマが満水になるまでの時間が相対的に長くなる。その期間、破断口からは蒸気放出が支配的となり、蓄圧注入系からの注水量がそのまま1次冷却系保水量の増加に寄与している</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>第 2.6.31 図 ECCS 注水流量の推移 (2 インチ破断)</p>	 <p>第 2.6.2.23 図 ECCS 注水流量の推移 (2 インチ破断)</p>		 <p>第 7.1.6.31 図 ECCS 注水流量の推移 (2 インチ破断)</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p>
 <p>第 2.6.32 図 破断流量の推移 (2 インチ破断)</p>	 <p>第 2.6.2.24 図 破断流量の推移 (2 インチ破断)</p>		 <p>第 7.1.6.32 図 破断流量の推移 (2 インチ破断)</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p>

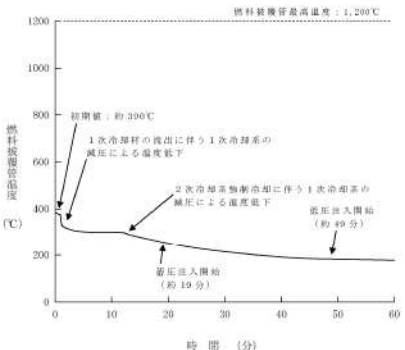
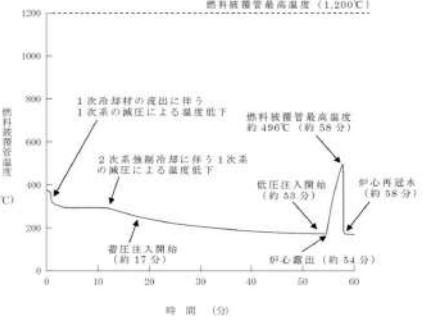
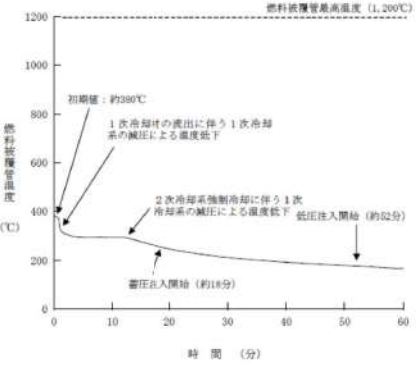
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>第 2.6.33 図 気泡炉心水位の推移（2 インチ破断）</p>	<p>第 2.6.2.25 図 気泡炉心水位の推移（2 インチ破断）</p>		<p>第 7.1.6.33 図 気泡炉心水位の推移（2 インチ破断）</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違 ・高浜が炉心露出するのに対して、泊・大飯の低圧注入系は注入初期の圧力が比較的高い状態で、注入流量が多い特性であり、低圧注入開始以降は炉心水位が高い状態で維持されるため炉心は露出しない</p>
<p>第 2.6.34 図 炉心入口流量の推移（2 インチ破断）</p>	<p>第 2.6.2.26 図 炉心入口流量の推移（2 インチ破断）</p>		<p>第 7.1.6.34 図 炉心入口流量の推移（2 インチ破断）</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p>

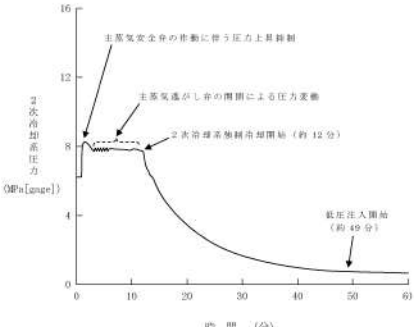
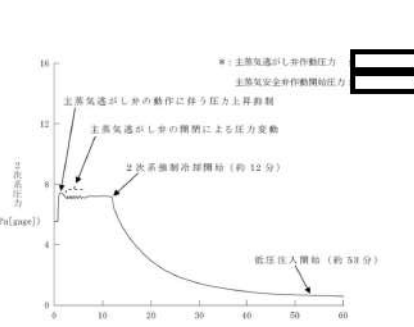
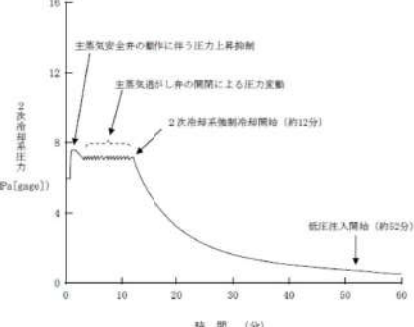
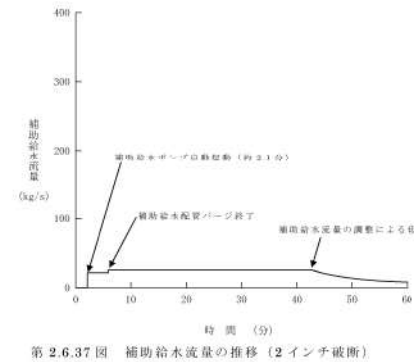
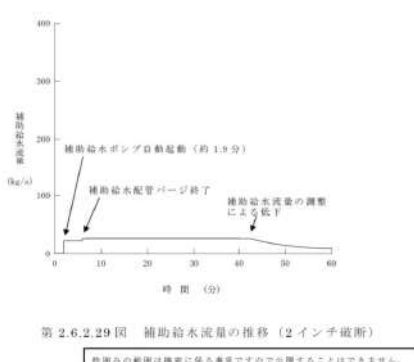
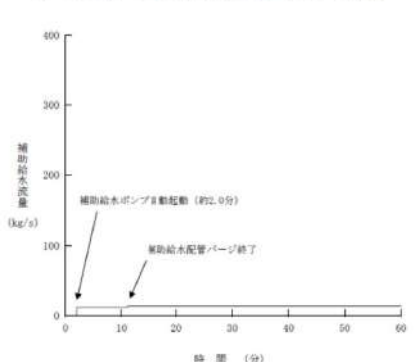
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>第 2.6.35 図 燃料被覆管温度の推移（2 インチ破断）</p>	 <p>第 2.6.2.27 図 燃料被覆管温度の推移（2 インチ破断）</p>		 <p>第 7.1.6.35 図 燃料被覆管温度の推移（2 インチ破断）</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違 ・高浜が炉心露出し 燃料被覆管温度が上昇するのに対して、 泊・大飯の低圧注入系は注入初期の圧力が比較的高い状態での注入流量が多い特性であり、低圧注入開始以降は炉心水位が高い状態で維持されるため炉心は露出せず燃料被覆管温度は初期値以下となる</p>

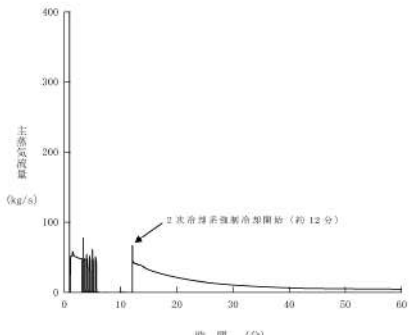
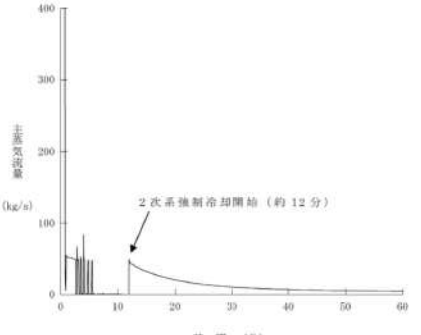
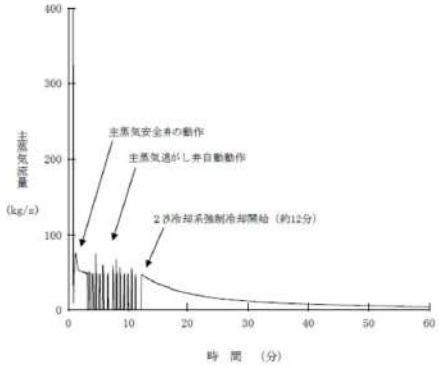
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>第2.6.36図 2次冷却系圧力の推移（2インチ破断）</p>	 <p>第2.6.2.28図 2次系圧力の推移（2インチ破断）</p>		 <p>第7.1.6.36図 2次冷却系圧力の推移（2インチ破断）</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p>
 <p>第2.6.37図 補助給水流量の推移（2インチ破断）</p>	 <p>第2.6.2.29図 補助給水流量の推移（2インチ破断）</p>		 <p>第7.1.6.37図 補助給水流量の推移（2インチ破断）</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違 ・泊3号機の補助給水流量は大飯・高浜に比べて小さい (泊:150m³/h、大飯:370m³/h、高浜:280m³/h)</p>
	<p>枠図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>			

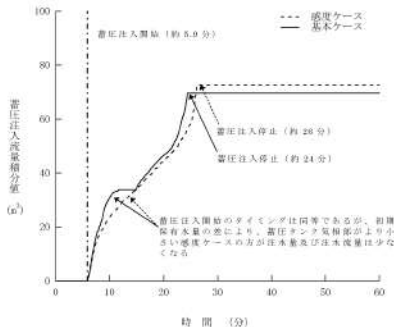
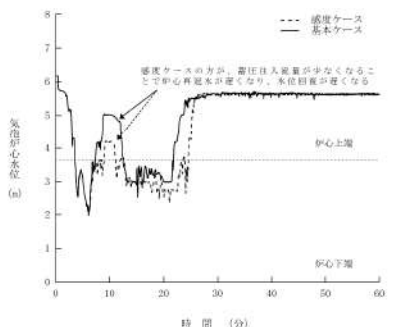
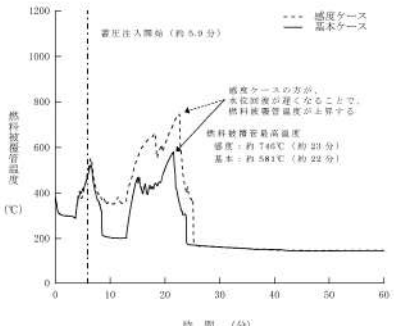
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>第 2.6.38 図 主蒸気流量の推移 (2 インチ破断)</p>	 <p>第 2.6.2.30 図 主蒸気流量の推移 (2 インチ破断)</p>		 <p>第7.1.6.38図 主蒸気流量の推移 (2 インチ破断)</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違 ・泊3号機の補助給 水流量は大阪・高浜 に比べて小さいた め、主蒸気逃がし弁 が自動開閉する時間 が長い (泊:150m³/ 大阪:370m³/h、高浜: 280m³/h)</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>第 2.6.39 図 蓄圧注入流量積分値の推移（6 インチ破断） （蓄圧タンク初期保有水量の影響確認）</p>  <p>第 2.6.40 図 気泡炉心水位の推移（6 インチ破断） （蓄圧タンク初期保有水量の影響確認）</p>  <p>第 2.6.41 図 燃料被覆管温度の推移（6 インチ破断） （蓄圧タンク初期保有水量の影響確認）</p>				<p>【大綱】 解析結果の相違 ・大阪では1次冷却材温度が高く、破断流量に対する RCS 容積が大きいことから、1次冷却材圧力の低下が3ループプラントに比べて緩慢に推移する。このため、6インチ破断では事象初期の1次冷却材圧力が高めに推移し、破断流量が相対的に多くなる一方、蓄圧注入流量が若干少なめとなり炉心露出に至るため、感度解析を実施 ・泊は6インチ破断では炉心露出に至らないため感度解析は実施していない（高浜と同様）</p>

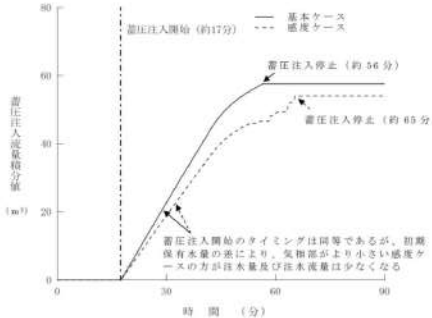
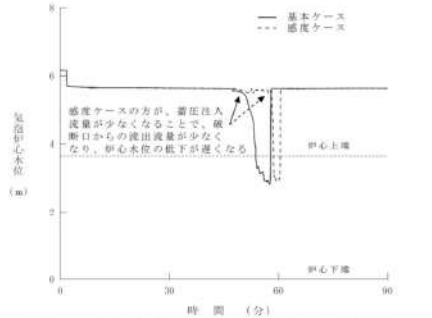
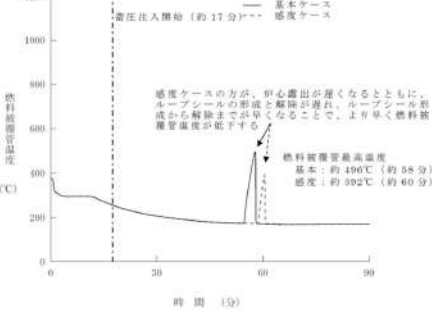
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>第 2.6.42 図 蓄圧注入流量積分値の推移（4インチ破断） （蓄圧タンク初期保有水量の影響確認）</p>	<p>第 2.6.3.1 図 蓄圧注入流量積分値の推移（4インチ破断） （蓄圧タンク初期保有水量の影響確認）</p>		<p>第7.1.6.39図 蓄圧注入流量積分値の推移（4インチ破断） （蓄圧タンク初期保有水量の影響確認）</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p>
<p>第 2.6.43 図 気泡炉心水位の推移（4インチ破断） （蓄圧タンク初期保有水量の影響確認）</p>	<p>第 2.6.3.2 図 気泡炉心水位の推移（4インチ破断） （蓄圧タンク初期保有水量の影響確認）</p>		<p>第7.1.6.40図 気泡炉心水位の推移（4インチ破断） （蓄圧タンク初期保有水量の影響確認）</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p>
<p>第 2.6.44 図 燃料被覆管温度の推移（4インチ破断） （蓄圧タンク初期保有水量の影響確認）</p>	<p>第 2.6.3.3 図 燃料被覆管温度の推移（4インチ破断） （蓄圧タンク初期保有水量の影響確認）</p>		<p>第7.1.6.41図 燃料被覆管温度の推移（4インチ破断） （蓄圧タンク初期保有水量の影響確認）</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p>

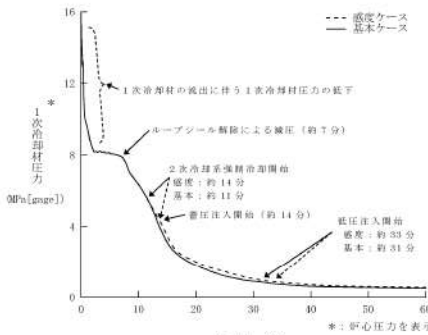
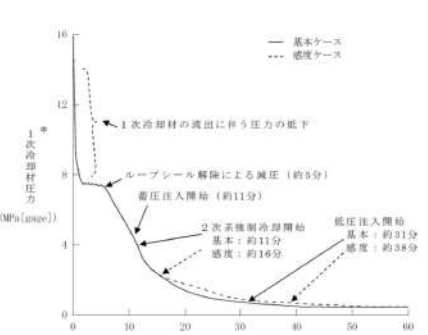
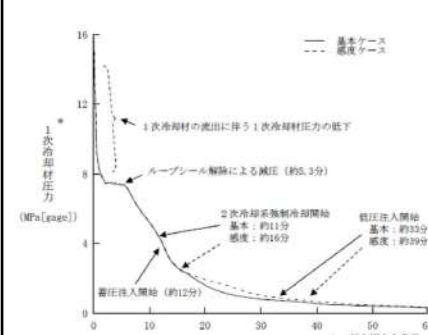
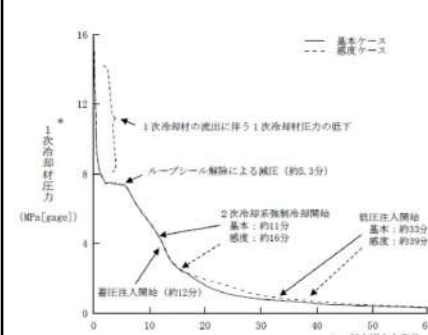
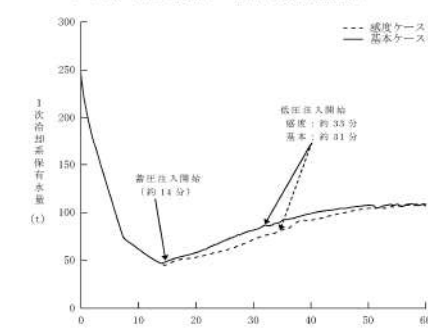
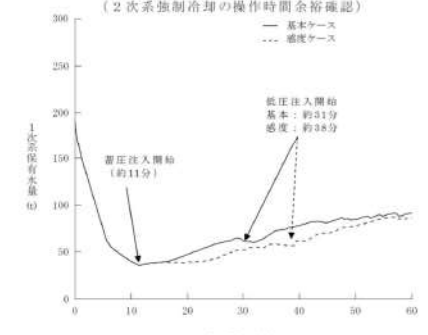
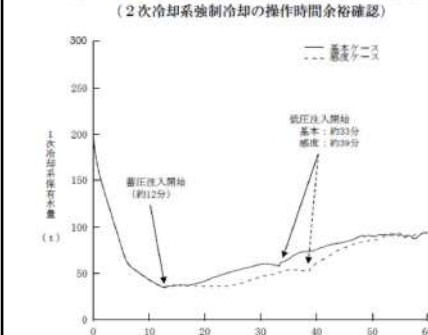
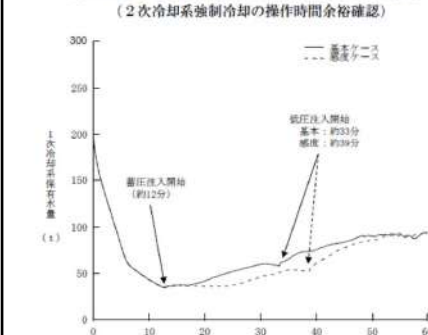
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>第 2.6.3.4 図 蓄圧注入流量積分値の推移 (2 インチ破断) (蓄圧タンク初期保有水量の影響確認)</p>  <p>第 2.6.3.5 図 気泡炉心水位の推移 (2 インチ破断) (蓄圧タンク初期保有水量の影響確認)</p>  <p>第 2.6.3.6 図 燃料被覆管温度の推移 (2 インチ破断) (蓄圧タンク初期保有水量の影響確認)</p>			<p>【高浜】 解析結果の相違 ・泊の低圧注入系は注入初期の圧力が比較的高い状態での注入流量が多い特性があり、低圧注入開始以降は炉心水位が高い状態で維持されるため、炉心は露出しない ・そのため、泊では2インチに係る感度解析は実施していない (大阪と同様)</p>

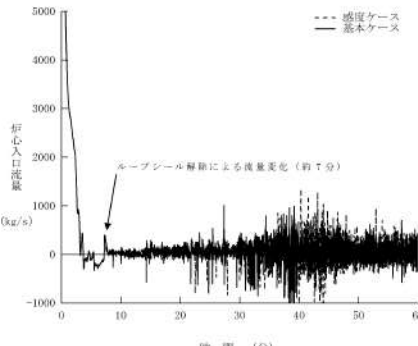
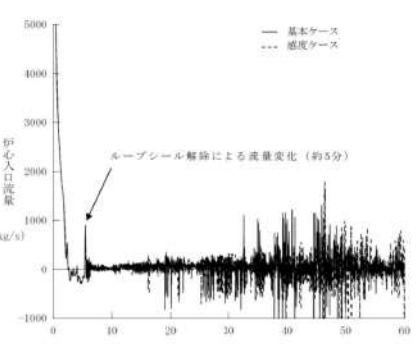
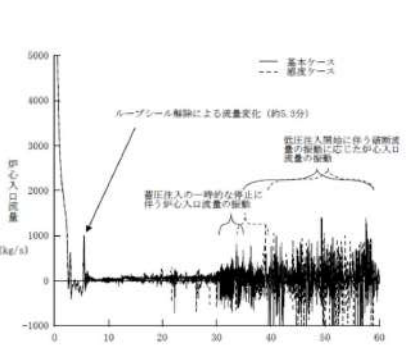
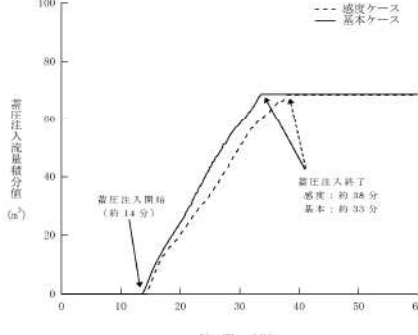
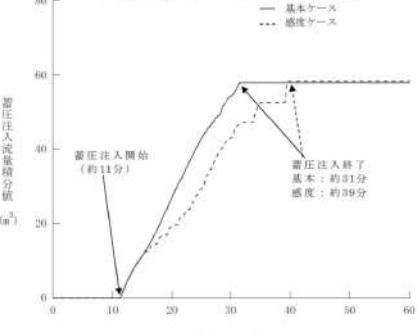
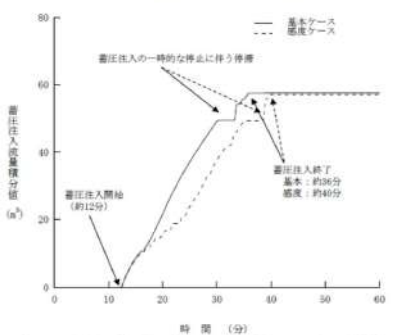
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>第 2.6.45 図 1次冷却材圧力の推移（4インチ破断） （2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）</p>	 <p>第 2.6.3.7 図 1次冷却材圧力の推移（4インチ破断） （2次系強制冷却の操作時間余裕確認）</p>	 <p>第7.1.6.42図 1次冷却材圧力の推移（4インチ破断） （2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）</p>	 <p>第7.1.6.43図 1次冷却系保有水量の推移（4インチ破断） （2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>
 <p>第 2.6.46 図 1次冷却系保有水量の推移（4インチ破断） （2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）</p>	 <p>第 2.6.3.8 図 1次系保有水量の推移（4インチ破断） （2次系強制冷却の操作時間余裕確認）</p>	 <p>第7.1.6.43図 1次冷却系保有水量の推移（4インチ破断） （2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）</p>	 <p>第7.1.6.43図 1次冷却系保有水量の推移（4インチ破断） （2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>

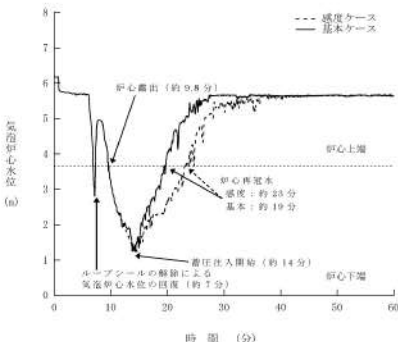
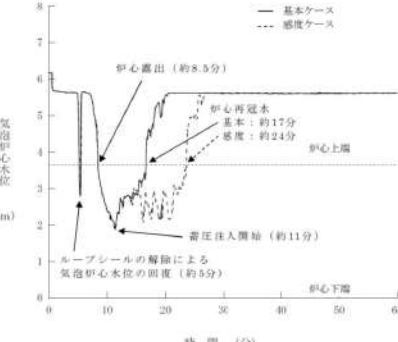
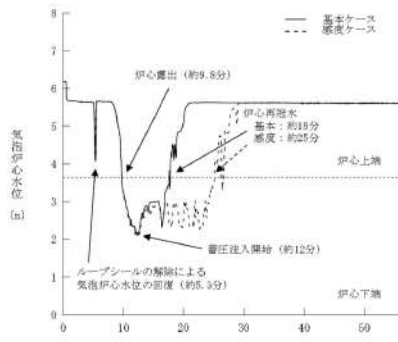
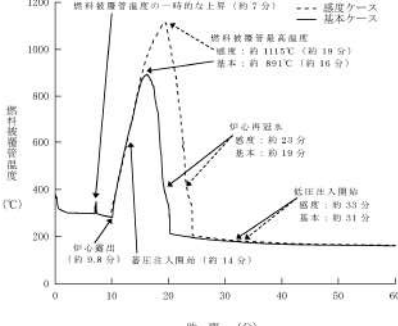
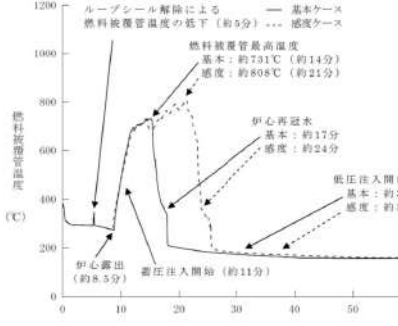
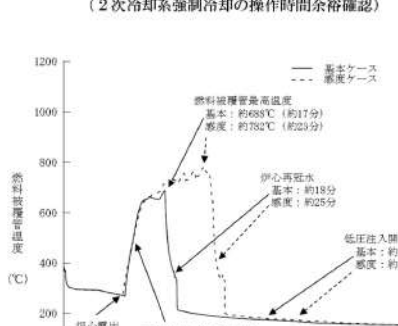
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>第 2.6.47 図 炉心入口流量の推移（4インチ破断） （2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）</p>	 <p>第 2.6.3.9 図 炉心入口流量の推移（4インチ破断） （2次系強制冷却の操作時間余裕確認）</p>		 <p>第7.1.6.44図 炉心入口流量の推移（4インチ破断） （2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p>
 <p>第 2.6.48 図 蓄圧注入流量積分値の推移（4インチ破断） （2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）</p>	 <p>第 2.6.3.10 図 蓄圧注入流量積分値の推移（4インチ破断） （2次系強制冷却の操作時間余裕確認）</p>		 <p>第7.1.6.45図 蓄圧注入流量積分値の推移（4インチ破断） （2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>第2.6.49図 気泡炉心水位の推移（4インチ破断） （2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）</p>	 <p>第2.6.3.11図 気泡炉心水位の推移（4インチ破断） （2次系強制冷却の操作時間余裕確認）</p>		 <p>第7.1.6.46図 気泡炉心水位の推移（4インチ破断） （2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p>
 <p>第2.6.50図 燃料被覆管温度の推移（4インチ破断） （2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）</p>	 <p>第2.6.3.12図 燃料被覆管温度の推移（4インチ破断） （2次系強制冷却の操作時間余裕確認）</p>		 <p>第7.1.6.47図 燃料被覆管温度の推移（4インチ破断） （2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p>

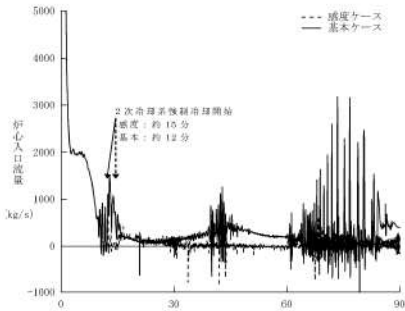
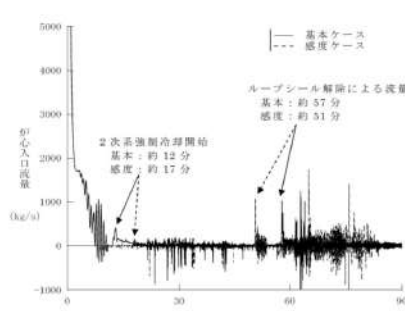
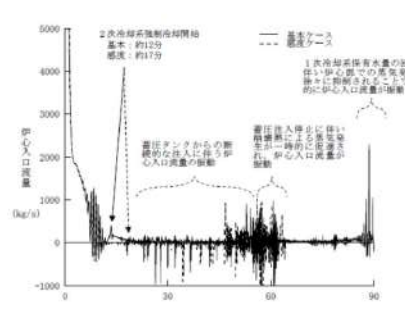
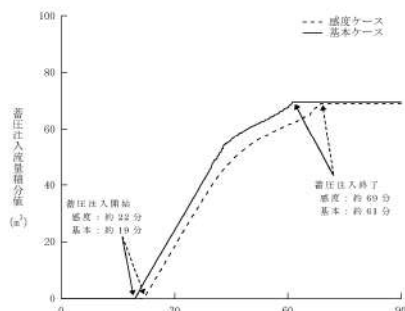
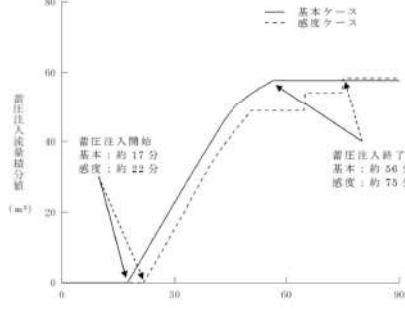
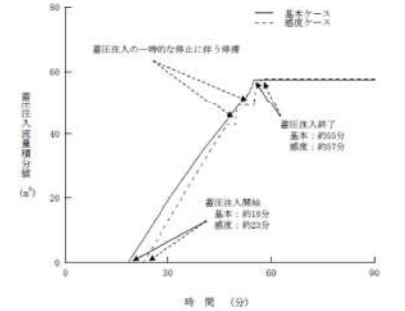
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>第 2.6.51 図 1次冷却材圧力の推移（2インチ破断） （2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）</p>	<p>第 2.6.3.13 図 1次冷却材圧力の推移（2インチ破断） （2次系強制冷却の操作時間余裕確認）</p>	<p>第7.1.6.48図 1次冷却材圧力の推移（2インチ破断） （2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）</p>	<p>第7.1.6.48図 1次冷却材圧力の推移（2インチ破断） （2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>
<p>第 2.6.52 図 1次冷却系保有水量の推移（2インチ破断） （2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）</p>	<p>第 2.6.3.14 図 1次系保有水量の推移（2インチ破断） （2次系強制冷却の操作時間余裕確認）</p>	<p>第7.1.6.49図 1次冷却系保有水量の推移（2インチ破断） （2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）</p>	<p>第7.1.6.49図 1次冷却系保有水量の推移（2インチ破断） （2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>第 2.6.53 図 炉心入口流量の推移（2 インチ破断） （2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）</p>	 <p>第 2.6.3.15 図 炉心入口流量の推移（2 インチ破断） （2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）</p>		 <p>第7.1.6.50図 炉心入口流量の推移（2 インチ破断） （2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p>
 <p>第 2.6.54 図 蓄圧注入流量積分値の推移（2 インチ破断） （2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）</p>	 <p>第 2.6.3.16 図 蓄圧注入流量積分値の推移（2 インチ破断） （2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）</p>		 <p>第7.1.6.51図 蓄圧注入流量積分値の推移（2 インチ破断） （2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>第 2.6.55 図 気泡炉心水位の推移（2 インチ破断） （2 次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）</p>	<p>第 2.6.3.17 図 気泡炉心水位の推移（2 インチ破断） （2 次系強制冷却の操作時間余裕確認）</p>	<p>第 2.6.3.18 図 燃料被覆管温度の推移（2 インチ破断） （2 次系強制冷却の操作時間余裕確認）</p>	<p>第 7.1.6.52 図 気泡炉心水位の推移（2 インチ破断） （2 次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違 ・高浜が炉心露出するのに対して、泊・大飯の低圧注入系は注入初期の圧力が比較的高い状態での注入流量が多い特性があり、低圧注入開始以降は炉心水位が高い状態で維持されるため炉心は露出しない。</p>
<p>第 2.6.56 図 燃料被覆管温度の推移（2 インチ破断） （2 次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）</p>	<p>第 2.6.3.18 図 燃料被覆管温度の推移（2 インチ破断） （2 次系強制冷却の操作時間余裕確認）</p>	<p>第 7.1.6.53 図 燃料被覆管温度の推移（2 インチ破断） （2 次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）</p>	<p>第 7.1.6.53 図 燃料被覆管温度の推移（2 インチ破断） （2 次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失（添付資料 7.1.6.1 「大破断LOCA+低圧注入機能喪失」に対する国内外の先進的な対策について）

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 2.6.2</p> <p style="text-align: center;">「大LOCA+低圧注入失敗」に対する国内外の先進的な対策について</p> <p>標記について、当社海外事務所、コンサルティング会社等から海外情報を収集した結果を以下に示す。</p> <p>(1) 米国における状況</p> <p>米国では、地震を含めた設計想定を超えた外的事象に対する緩和手段として、SBO時における可搬式ディーゼル駆動ポンプを用いた炉心注入など、可搬設備を利用した柔軟な対応策（FLEX）を採用している。NEIのFLEXガイドライン（NEI 12-06 ” DIVERSEAND FLEXIBLE COPING STRATEGIES (FLEX)IMPLEMENTATION” Nuclear Energy Institute, 2012）では、設計思想を超えた外的事象により発生する全交流動力電源喪失事象や最終ヒートシンク喪失事象に対する対策を示しているものの、大LOCA までは想定しておらず、大LOCAに対する緩和策は示していない。（図1）</p> <p>また、NRCからの指示⁽¹⁾により、全プラントを対象に「既存個別プラントの体系的安全解析（IPE）」が実施され、その結果をまとめたIPE知見報告書⁽²⁾が公表されている。表1に、IPE知見報告書に記載のある共通のプラント改善点を示す。LOCAに対する改善点（PWR）として再循環切替及びフィードアンドブリードに対する手順や訓練に関する内容がある。これらについて、国内のPWR5電力会社では代替再循環及び2次系強制冷却のAM策を既に整備している。</p> <p>更に、US-EPRの大LOCAのイベントツリーを図2に示す。これらのイベントツリーにおいても、「大LOCA+低圧注入失敗」に対する先進的な対策は記載されていないことが分かった。</p> <p>(1)Federal Register, Vol.54, No.169, page 36402, ”Individual Plant Examination”, Sep.1, 1989.</p> <p>(2)NUREG-1560, ”Individual Plant Examination Program:Perspectives on Reactor Safety and Plant Performance”, Dec.1997.</p> <p>米国のコンサル会社にも確認を行った結果、米国では大LOCAにより炉心損傷に至るシーケンスの発生頻度が低いことから、大LOCAに対する追加のAM手段は取られていない、との回答が得られた。</p> <p>以上から、米国において「大LOCA+低圧注入失敗」の事故シーケンスに対する先進的な追加対策は実施されていないと考えられる。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 7.1.6.1</p> <p style="text-align: center;">「大破断LOCA+低圧注入機能喪失」に対する国内外の先進的な対策について</p> <p>標記について、コンサルティング会社等から海外情報を収集した結果を以下に示す。</p> <p>(1) 米国における状況</p> <p>米国では、地震を含めた設計想定を超えた外的事象に対する緩和手段として、SBO時における可搬式ディーゼル駆動ポンプを用いた炉心注入など、可搬設備を利用した柔軟な対応策（FLEX）を採用している。NEIのFLEXガイドライン（NEI12-16 ” DIVERSE AND FLEXIBLE COPING STRATEGIES (FLEX)IMPLEMENTATION” Nuclear Energy Institute, 2012）では、設計思想を超えた外的事象により発生する全交流動力電源喪失事象や最終ヒートシンク喪失事象に対する対策を示しているものの、大破断LOCAまでは想定しておらず、大破断LOCAに対する緩和策は示していない。（図1）</p> <p>また、NRCからの指示⁽¹⁾により、全プラントを対象に「既存個別プラントの体系的安全解析（IPE）」が実施され、その結果をまとめたIPE知見報告書⁽²⁾が公表されている。表1に、IPE知見報告書に記載のある共通のプラント改善点を示す。LOCAに対する改善点（PWR）として再循環切替及びフィードアンドブリードに対する手順や訓練に関する内容がある。これらについて、国内のPWR5電力会社では代替再循環及び2次冷却系強制冷却のAM策を既に整備している。</p> <p>更に、US-EPRの大破断LOCAのイベントツリーを図2に示す。これらのイベントツリーにおいても、「大破断LOCA+低圧注入失敗」に対する先進的な対策は記載されていない。</p> <p>(1)Federal Register, Vol.54, No.169, page36402, ” Individual Plant Examination” , Sep.1, 1989.</p> <p>(2)NUREG-1560, ” Individual Plant Examination Program Perspectives on Reactor Safety and Plant Performance” , Dec.1997.</p> <p>コンサル会社にも確認を行った結果、米国では大破断LOCAにより炉心損傷に至るシーケンスの発生頻度が低いことから、大破断LOCAに対する追加のAM手段は取られていないことを確認した。</p> <p>以上から、米国において「大破断LOCA+低圧注入失敗」の事故シーケンスに対する先進的な追加対策は実施されていないと考えられる。</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失（添付資料 7.1.6.1 「大破断LOCA+低圧注入機能喪失」に対する国内外の先進的な対策について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(2) フランスにおける状況</p> <p>フランスでは、原子力安全局 (ASN) から事業者に対して「大LOCA+低圧注入失敗」への要求はされておらず、このシーケンスに対して先進的な対策を実施しているプラントは無い。</p> <p>最新型軽水炉である ATMEA1 においても、「小LOCA+ECCS 注入失敗」については考慮されているが、「大LOCA+低圧注入失敗」などそれ以上の事象については、発生頻度が低いことから炉心損傷に至ることを想定しており、シビアアクシデント対策により格納容器健全性を確保することとしている。</p> <p>また、福島第一発電所の事故後に実施された補完的安全評価 (ECS) で設置が義務付けられたハードンドコアの設備として、燃料取替用水タンクから炉心へ注水するラインを新たに設置する計画である。しかし、ハードンドコアで対応する想定事象の中にも「大LOCA+低圧注入失敗」は含まれていない。</p> <p>以上のことから、フランスにおいて「大LOCA+ 低圧注入失敗」の事故シーケンスに対する先進的な追加対策は実施されていないと考えられる。</p> <p>(3) ドイツにおける状況</p> <p>ドイツでは、航空機落下等の外部事象を想定したバンカーシステム (特定重大事故時対処施設) を設置しており、余熱除去系統の代替設備を有しているものの、低圧注入としての代替機能を有していない。</p> <p>以上のことから、ドイツにおいて「大LOCA+低圧注入失敗」の事故シーケンスに対する先進的な追加対策は実施されていないと考えられる。</p> <p>(4) まとめ</p> <p>米国、フランス及びドイツを対象として、「大LOCA+低圧注入失敗」の事故シーケンスに対する先進的な対策について情報収集を行った。その結果、いずれの国においても「大LOCA+低圧注入失敗」の発生頻度が低いことから、炉心損傷を防止するための先進的な対策は実施されていないことが確認された。</p> <p>また、当社としては、大LOCA+低圧注入失敗のような事象進展が早い事象に対しても確実に格納容器破損を防止することが重要と考えており、その効果については格納容器破損防止対策の有効性評価において確認している。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>(2) フランスにおける状況</p> <p>フランスでは、原子力安全局 (ASN) から事業者に対して「大破断LOCA+低圧注入失敗」への要求はされておらず、このシーケンスに対して先進的な対策を実施しているプラントはない。</p> <p>最新型軽水炉である ATMEA1 においても、「小破断LOCA+ECCS 注入失敗」については考慮されているが、「大破断LOCA+低圧注入失敗」などそれ以上の事象については、発生頻度は低いが、炉心損傷に至ることを想定しており、シビアアクシデント対策により格納容器健全性を確保することとしている。</p> <p>また、福島第一発電所の事故後に実施された補完的安全評価 (ECS) で設置が義務付けられたハードンドコアの設備として、燃料取替用水タンクから炉心へ注水するラインを新たに設置する計画である。しかし、ハードンドコアで対応する想定事象の中にも「大破断LOCA+低圧注入失敗」は含まれていない。</p> <p>以上のことから、フランスにおいて「大破断LOCA+低圧注入失敗」の事故シーケンスに対する先進的な追加対策は実施されていないと考えられる。</p> <p>(3) ドイツにおける状況</p> <p>ドイツでは、航空機落下等の外部事象を想定したバンカーシステム (特定重大事故時対処施設) を設置しており、余熱除去系統の代替設備を有しているものの、低圧注入としての代替機能を有していない。</p> <p>以上のことから、ドイツにおいて「大破断LOCA+低圧注入失敗」の事故シーケンスに対する先進的な追加対策は実施されていないと考えられる。</p> <p>(4) まとめ</p> <p>米国、フランス及びドイツを対象として、「大破断LOCA+低圧注入失敗」の事故シーケンスに対する先進的な対策について情報収集を行った。その結果、いずれの国においても「大破断LOCA+低圧注入失敗」の発生頻度が低いことから、炉心損傷を防止するための先進的な対策は実施されていないことが確認された。</p> <p>また、当社としては、「大破断LOCA+低圧注入失敗」のような事象進展が早い事象に対しても確実に格納容器破損を防止することが重要と考えており、その効果については格納容器破損防止対策の有効性評価において確認している。</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)

大飯発電所3 / 4号炉

泊発電所3号炉

相違理由

表1 (1/2) 共通のプラント改善点

表1 (1/2) 共通のプラント改善点

Table 2.3 Summary of common plant improvements identified by licensees.

Table 2.3 Summary of common plant improvements identified by licensees.

Area of improvement	Applicability		Specific improvement	Status as of submittal
	BWR	PWR		
AC Power	✓ ✓ ✓ ✓	✓ ✓ ✓ ✓	<ul style="list-style-type: none"> Add or replace diesel generators Add or replace gas turbine generator Implement redundant off-site power capabilities Improve bus/unit cross-tie capabilities 	~50% of these improvements had been implemented
DC Power	✓ ✓	✓ ✓	<ul style="list-style-type: none"> Install new batteries, chargers, or inverters Implement alternative battery charging capabilities Increase bus load shedding 	~50% of these improvements had been implemented
Coolant Injection Systems	✓ ✓ ✓ ✓	✓ ✓ ✓ ✓	<ul style="list-style-type: none"> Replace emergency core cooling system pump motors with air-cooled motors Align LPCI or core spray to CST upon loss of suppression pool cooling Align firewater system for reactor vessel injection Revise HPCI and RCIC actuation or trip setpoints Revise procedures to inhibit the automatic depressurization system (ADS) for non-ATWS scenarios Improve procedures and training regarding switchover to recirculation Increase training on feed-and-bleed operations 	~30% of these improvements had been implemented
Decay Heat Removal (DHR) Systems	✓ ✓	✓ ✓ ✓	<ul style="list-style-type: none"> Add hard-pipe vent Install portable fire pump to provide isolation condenser makeup Install new AFW pump or improve existing pump reliability Refill CST when using AFW Implement a modification to align the firewater pump to the feed steam generator 	~70% of these improvements had been implemented

Area of improvement	Applicability		Specific improvement	Status as of submittal
	BWR	PWR		
AC Power	✓ ✓ ✓ ✓	✓ ✓ ✓ ✓	<ul style="list-style-type: none"> Add or replace diesel generators Add or replace gas turbine generator Implement redundant off-site power capabilities Improve bus/unit cross-tie capabilities 	~50% of these improvements had been implemented
DC Power	✓ ✓	✓ ✓	<ul style="list-style-type: none"> Install new batteries, chargers, or inverters Implement alternative battery charging capabilities Increase bus load shedding 	~50% of these improvements had been implemented
Coolant Injection Systems	✓ ✓ ✓ ✓	✓ ✓ ✓ ✓	<ul style="list-style-type: none"> Replace emergency core cooling system pump motors with air-cooled motors Align LPCI or core spray to CST upon loss of suppression pool cooling Align firewater system for reactor vessel injection Revise HPCI and RCIC actuation or trip setpoints Revise procedures to inhibit the automatic depressurization system (ADS) for non-ATWS scenarios Improve procedures and training regarding switchover to recirculation Increase training on feed-and-bleed operations 	~30% of these improvements had been implemented
Decay Heat Removal (DHR) Systems	✓ ✓	✓ ✓ ✓	<ul style="list-style-type: none"> Add hard-pipe vent Install portable fire pump to provide isolation condenser makeup Install new AFW pump or improve existing pump reliability Refill CST when using AFW Implement a modification to align the firewater pump to the feed steam generator 	~70% of these improvements had been implemented

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

表 1 (2 / 2) 共通のプラント改善点

Table 2.3 Summary of common plant improvements identified by licensees.

Area of improvement	Applicability		Specific improvement	Status as of submittal
	BWR	PWR		
Support Systems	✓	✓	<ul style="list-style-type: none"> Implement procedures and install portable fans for alternative room cooling upon loss of HVAC Install temperature alarms in rooms to detect loss of HVAC Revise procedures and training for loss of support systems 	~60% of these improvements had been implemented
ATWS	✓	✓	<ul style="list-style-type: none"> Revise training on mechanically bound control rods Install automatic ADS inhibit for ATWS scenarios Install alternative boron injection system Add capability to remove power to the bus upon trip breaker failure Install Westinghouse ATWS mitigating system 	~25% of these improvements had been implemented
RCP Seal LOCAs	✓	✓	<ul style="list-style-type: none"> Evaluate or replace RCP seal material Add independent seal injection or charging pump for SBO Supply RCP seals with alternative cooling Conduct operator training on tripping pumps on loss of cooling Review HPSI dependency on CCW 	~30% of these improvements had been implemented
SGTRs		✓	<ul style="list-style-type: none"> Revise procedure to maintain a higher inventory of water in the borated water storage tank (BWST) or refill BWST Implement procedure and training to isolate affected steam generator 	~35% of these improvements had been implemented
Internal Flooding	✓	✓	<ul style="list-style-type: none"> Increase protection of components from flood effects Conduct periodic inspections of cooling water piping and components Revise procedure for inspecting the floor drain and flood barriers Install water-tight doors 	~60% of these improvements had been implemented
ISLOCAs	✓	✓	<ul style="list-style-type: none"> Review surveillance procedures involving isolation valves Modify procedure to depressurize the RCS to reduce leakage Revise training to deal with ISLOCAs 	~65% of these improvements had been implemented
Containment Performance	✓	✓	<ul style="list-style-type: none"> Provide alternative power source to hydrogen igniters Enhance communication between sump and cavity Inspect piping for cavity flooding systems Revise procedures to use PORVs to depressurize the vessel following core damage 	~10% of these improvements had been implemented
Miscellaneous	✓	✓	<ul style="list-style-type: none"> Incorporate IPE insights into the operator training program 	~50% of these improvements had been implemented

表1 (2/2) 共通のプラント改善点

Table 2.3 Summary of common plant improvements identified by licensees.

Area of improvement	Applicability		Specific improvement	Status as of submittal
	BWR	PWR		
Support Systems	✓	✓	<ul style="list-style-type: none"> Implement procedures and install portable fans for alternative room cooling upon loss of HVAC Install temperature alarms in rooms to detect loss of HVAC Revise procedures and training for loss of support systems 	~60% of these improvements had been implemented
ATWS	✓	✓	<ul style="list-style-type: none"> Revise training on mechanically bound control rods Install automatic ADS inhibit for ATWS scenarios Install alternative boron injection system Add capability to remove power to the bus upon trip breaker failure Install Westinghouse ATWS mitigating system 	~25% of these improvements had been implemented
RCP Seal LOCAs	✓	✓	<ul style="list-style-type: none"> Evaluate or replace RCP seal material Add independent seal injection or charging pump for SBO Supply RCP seals with alternative cooling Conduct operator training on tripping pumps on loss of cooling Review HPSI dependency on CCW 	~30% of these improvements had been implemented
SGTRs		✓	<ul style="list-style-type: none"> Revise procedure to maintain a higher inventory of water in the borated water storage tank (BWST) or refill BWST Implement procedure and training to isolate affected steam generator 	~35% of these improvements had been implemented
Internal Flooding	✓	✓	<ul style="list-style-type: none"> Increase protection of components from flood effects Conduct periodic inspections of cooling water piping and components Revise procedure for inspecting the floor drain and flood barriers Install water-tight doors 	~60% of these improvements had been implemented
ISLOCAs	✓	✓	<ul style="list-style-type: none"> Review surveillance procedures involving isolation valves Modify procedure to depressurize the RCS to reduce leakage Revise training to deal with ISLOCAs 	~65% of these improvements had been implemented
Containment Performance	✓	✓	<ul style="list-style-type: none"> Provide alternative power source to hydrogen igniters Enhance communication between sump and cavity Inspect piping for cavity flooding systems Revise procedures to use PORVs to depressurize the vessel following core damage 	~10% of these improvements had been implemented
Miscellaneous	✓	✓	<ul style="list-style-type: none"> Incorporate IPE insights into the operator training program 	~50% of these improvements had been implemented

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）

7.1.6 ECCS注水機能喪失（添付資料 7.1.6.1 「大破断LOCA+低圧注入機能喪失」に対する国内外の先進的な対策について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3.2.1.5 Reactor Coolant Inventory Loss</p> <p>Sources of expected PWR and BWR reactor coolant inventory loss include:</p> <ul style="list-style-type: none"> (1) normal system leakage (2) losses from letdown unless automatically isolated or until isolation is procedurally directed (3) losses due to reactor coolant pump seal leakage (rate is dependent on the RCP seal design) (4) losses due to BWR recirculation pump seal leakage (5) BWR inventory loss due to operation of steam-driven systems, SRV cycling, and RPV depressurization. <p>Procedurally-directed actions can significantly extend the time to core uncover in PWRs. However, RCS makeup capability is assumed to be required at some point in the extended loss of ac power condition for inventory and reactivity control.</p> <p>図1 NEI 12-06 [Rev.0] (抜粋)</p>	<p>3.2.1.5 Reactor Coolant Inventory Loss</p> <p>Sources of expected PWR and BWR reactor coolant inventory loss include:</p> <ul style="list-style-type: none"> (1) normal system leakage (2) losses from letdown unless automatically isolated or until isolation is procedurally directed (3) losses due to reactor coolant pump seal leakage (rate is dependent on the RCP seal design) (4) losses due to BWR recirculation pump seal leakage (5) BWR inventory loss due to operation of steam-driven systems, SRV cycling, and RPV depressurization. <p>Procedurally-directed actions can significantly extend the time to core uncover in PWRs. However, RCS makeup capability is assumed to be required at some point in the extended loss of ac power condition for inventory and reactivity control.</p> <p>図1 NEI 12-06 [Rev. 0] (抜粋)</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>出典：http://www.nrc.gov/</p>	<p>出典：http://www.nrc.gov/</p>	
<p>図2 大LOCAのイベントツリー (US-EPR)</p>	<p>図2 大LOCAのイベントツリー (US-EPR)</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

7.1.6 ECCS注水機能喪失（添付資料 7.1.6.2 「大LOCA+低圧注入機能喪失」のシナリオにおいて、炉心損傷防止対策として格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水を選択しない理由について）

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 2.6.3</p> <p>「大LOCA+低圧注入機能喪失」のシナリオにおいて、炉心損傷防止対策として格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水を選択しない理由について</p> <p>「大LOCA+低圧注入機能喪失」において、AM対策として格納容器スプレイポンプを用いた代替炉心注水^{※1}を適用した場合の炉心損傷防止の成立性について、既往の解析結果を用いて以下に検討する。</p> <p>図1及び図2に、大飯発電所3号炉における大破断LOCAのECCS性能評価解析結果^{※2}（DBA）のうち、炉心再冠水速度積分値及び燃料被覆管温度を示す。</p> <p>同評価では、破断発生直後に炉心の1次冷却材の流れが一時停滞するため、事象発生後約6秒で燃料被覆管温度がピーク温度984℃に達するものの、破断口からの放出が進み炉心部の流れが回復すると、燃料被覆管の温度は低下し、事象発生後約15秒で蓄圧タンク、約35秒で高圧注入系/低圧注入系の注水が開始する。その後、事象発生後約51秒で蓄圧タンク注入が終了し、燃料被覆管温度は約420℃に達してから、事象発生後約90秒で350℃程度上昇し、第2のピーク（約770℃）を形成する。</p> <p>そこで、蓄圧注入終了以降の炉心再冠水期間に、炉心に流入した冷却材流量を以下の条件より求める。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・炉心流路面積：□^m² ・炉心再冠水速度：約3cm/s <p>（再冠水速度積分値のグラフから概略読み取り）</p> <p>□^m²×0.03m/s×3600s/h = 約510m³/h</p> <p>したがって、蓄圧注入終了以降の炉心再冠水期間に、燃料被覆管温度が判断基準1,200℃を超えないように炉心冷却するための炉心注入流量を、再冠水期間中の燃料被覆管の第2ピーク温度が約770℃となった解析結果から概算すると、約510m³/h程度の炉心注入が必要となる。</p> <p>一方、大LOCA+低圧注入失敗の事故シーケンスでは、高圧注入ポンプによる注入流量は2台運転時で□^m³/h^{※3}（設計値（1台当たり）：約320m³/h）であり、炉心再冠水期間の炉心冷却に必要な流量が不足している。</p> <p>同シーケンスでは、DBA解析と比べ、余熱除去ポンプ1台分の注入流量□^m³/h^{※3}（設計値：約1020m³/h）が少なく、蓄圧注入終了時点での燃料被覆管温度がDBA（約650℃）と同程度とした場合でも、上記のとおり炉心冷却に必要な流量が不足していることから、蓄圧注入終了後、数分程度で燃料被覆管温度が1,200℃に達すると考えられる。</p> <p>□内は商業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 7.1.6.2</p> <p>「大LOCA+低圧注入機能喪失」のシナリオにおいて、炉心損傷防止対策として格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水を選択しない理由について</p> <p>「大LOCA+低圧注入機能喪失」において、AM策として格納容器スプレイポンプを用いた代替炉心注水^{※1}を適用した場合の炉心損傷防止の成立性について、既往の解析結果を用いて以下に検討する。</p> <p>図1及び図2に、泊発電所3号炉における大破断LOCAのECCS性能評価解析結果^{※2}（DBA）のうち、炉心再冠水速度積分値及び燃料被覆管温度を示す。</p> <p>同評価では、事象発生後約17秒で蓄圧タンク、33秒で高圧注入系/低圧注入系の注水が開始する。その後、事象発生後約49秒で蓄圧タンク注入が終了し、燃料被覆管温度は約930℃に達してから、事象発生後約100秒で100℃程度上昇し、ピーク温度1,044℃に達する。</p> <p>そこで、蓄圧注入終了以降の炉心再冠水期間に、炉心に流入した冷却材流量を以下の条件より求める。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・炉心流路面積：□^m² ・炉心再冠水速度：約3cm/s（再冠水速度積分値のグラフから概略読み取り） <p>□^m²×0.03 m/s×3600 s/h= 約420m³/h</p> <p>したがって、蓄圧注入終了以降の炉心再冠水期間に、燃料被覆管温度が判断基準1200℃を超えないように炉心冷却するための炉心注入流量を、燃料被覆管最高温度1,044℃となった解析結果から概算すると、約420m³/h程度の炉心注入が必要となる。</p> <p>一方、大LOCA+低圧注入失敗の事故シーケンスでは、高圧注入ポンプによる注入流量は2台運転時で約□^m³/h^{※3}（設計値（1台当たり）：約280m³/h）であり、炉心再冠水期間の炉心冷却に必要な流量が不足している。</p> <p>同シーケンスでは、DBA解析と比べ、余熱除去ポンプ1台分の注入流量（約□^m³/h^{※2}（設計値：約850m³/h））が少なく、蓄圧注入終了時点での燃料被覆管温度がDBA（約930℃）と同程度とした場合でも、上記のとおり炉心冷却に必要な流量が不足していることから、蓄圧注入終了後、数分程度で燃料被覆管温度が1,200℃に達すると考えられる。</p> <p>□内は商業機密に属しますので公開できません。</p>	<p>相違理由</p> <p>解析結果の相違 ・DBのLOCAにおいてループ数の違いにより、大飯ではブローダウン時にPCTのピークが形成されるが、泊は再冠水時にピークに達する（再冠水時にピークに達するのは伊方と同様）</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）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.1.6 ECCS注水機能喪失（添付資料 7.1.6.2 「大LOCA+低圧注入機能喪失」のシナリオにおいて、炉心損傷防止対策として格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水を選択しない理由について）

大飯発電所3/4号炉

泊発電所3号炉

相違理由

対策として格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水も考えられるが、下記のとおりラインアップ完了までに約20分程度（事象判断10分+10分）必要であるため、炉心損傷を防止することは困難と考えられる。

一方、格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水も考えられるが、表1のとおりラインアップ完了までに約35分程度（事象判断10分+25分）必要であるため、炉心損傷を防止することは困難と考えられる。

表1 格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水までの所要時間

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)										備考
		5	10	15	20	25	30	35	40	45		
												予900分 A格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSS運転ライン使用)による代替炉心注水ラインアップ完了
A格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSS運転ライン使用)による代替炉心注水	運転員等(中央制御室)	1			状況判断							
												系統構成
												現場移動
												代替再循環ライン電動弁電源投入

※1：CSS-RHRS タイラインを使用した代替注入流量は約 350m³/h

※2：破断条件：低温側配管スプリット破断

単一故障：低圧注入系の1系列の不動作

※3：解析使用値：最小注入特性

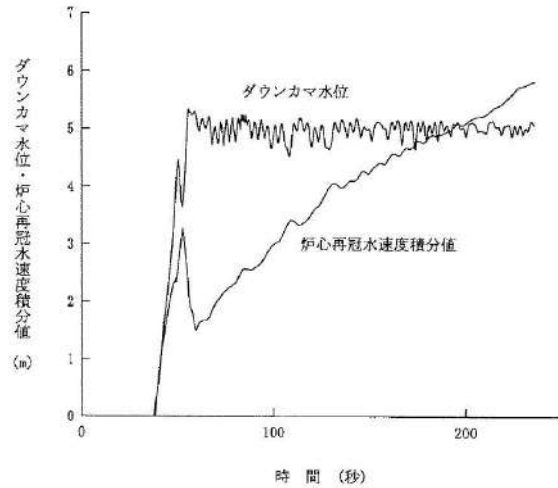


図1 ダウンカマ水位及び炉心再冠水速度積分値の推移 (DBA解析：大破断LOCA+低圧注入1台故障)

表1 格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)									
		0	10	20	30	40					
B-格納容器スプレイポンプ(中央制御室)	1			状況判断							
											約15分 B-格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSS運転ライン使用)による代替炉心注水開始
											移動、系統構成
											B-格納容器スプレイポンプ起動
											移動、系統構成

【再掲終】

※1：CSS-RHRS タイラインを使用した代替注入流量は約 300m³/h

※2：破断条件：低温側配管両端破断

単一故障：低圧注入系の1系列の不動作

※3：解析使用値：最小注入特性

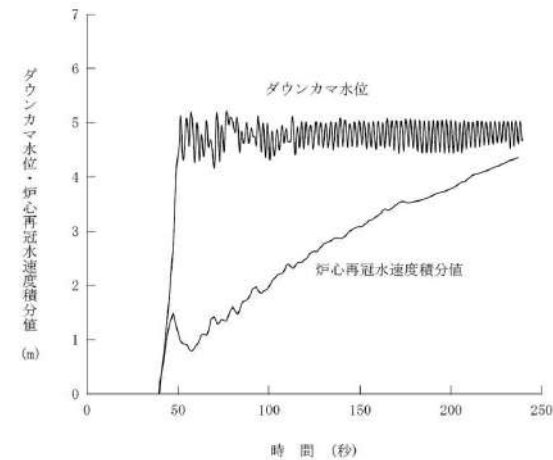
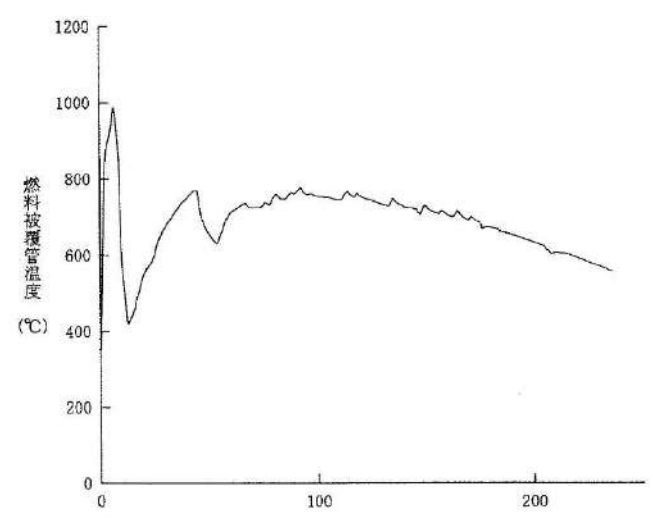
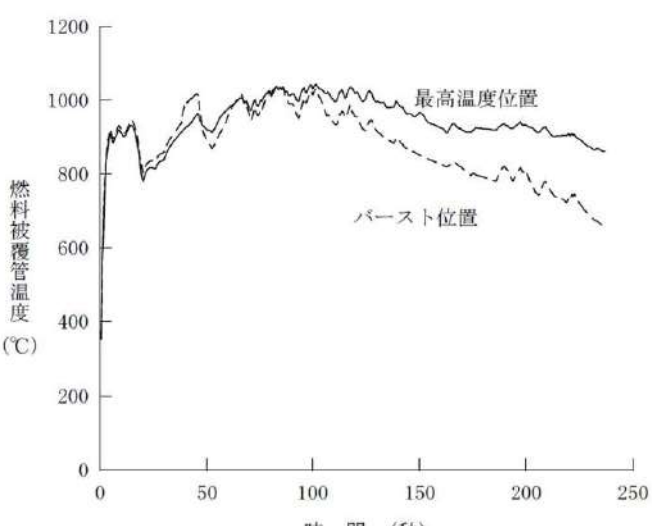
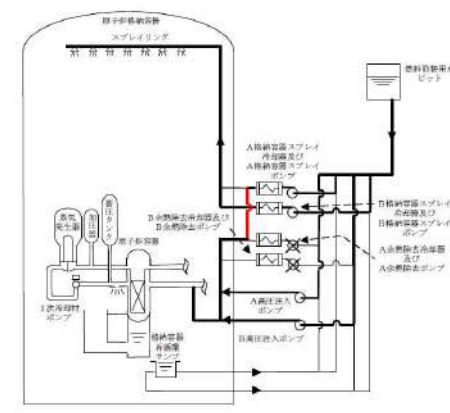
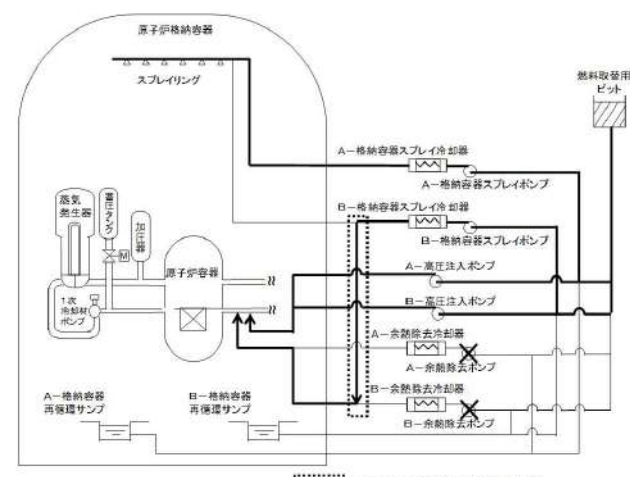


図1 ダウンカマ水位及び炉心再冠水速度積分値の推移 (DBA解析：大破断LOCA+低圧注入1台故障)

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

7.1.6 ECCS注水機能喪失（添付資料 7.1.6.2 「大LOCA+低圧注入機能喪失」のシナリオにおいて、炉心損傷防止対策として格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水を選択しない理由について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>図2 燃料被覆管温度の推移 (DBA解析：大破断LOCA+低圧注入1台故障)</p>	 <p>図2 燃料被覆管温度の推移 (DBA解析：大破断LOCA+低圧注入1台故障)</p>	
<p>— 設計基準事故対応設備から追加した箇所</p>  <p>図3 大LOCA+低圧注入失敗時の重大事故等対策の概略系統図</p>	 <p>図3 大LOCA+低圧注入失敗時の重大事故等対策の概略系統図</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）

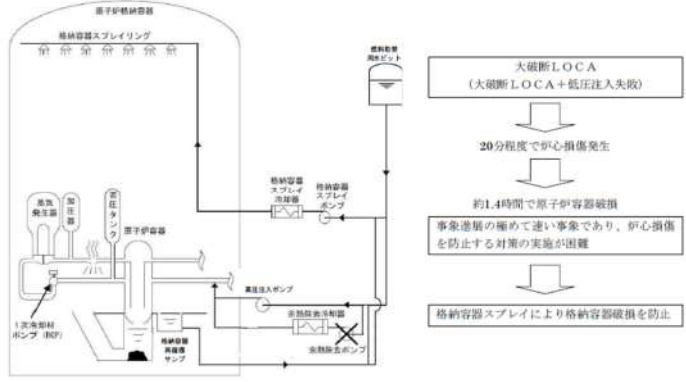
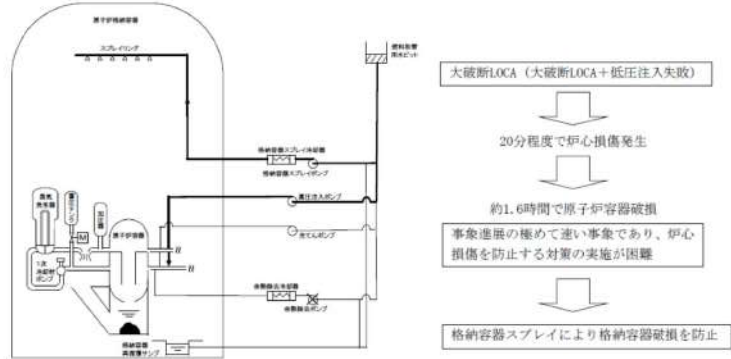
泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.1.6 ECCS 注水機能喪失（添付資料 7.1.6.2 「大LOCA+低圧注入機能喪失」のシナリオにおいて、炉心損傷防止対策として格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水を選択しない理由について）

大飯発電所3/4号炉		泊発電所3号炉		相違理由																																																																																																																																			
<p>【再掲】</p> <p>表1 格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水までの所要時間</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">手順の項目</th> <th rowspan="2">要員(数)</th> <th colspan="10">経過時間(分)</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>5</th><th>10</th><th>15</th><th>20</th><th>25</th><th>30</th><th>35</th><th>40</th><th>45</th><th></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="12"> <small>予約20分A格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSS連絡ライン使用)による代替炉心注水ラインが完了</small> </td> <td></td> </tr> <tr> <td>A格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSS連絡ライン使用)による代替炉心注水</td> <td>運転員等(中央制御室)</td> <td>1</td> <td></td><td></td><td>状況判断</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td><td></td><td></td><td>系統構成</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td>運転員等(現場)</td> <td>1</td> <td></td><td></td><td>現場移動</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td><td></td><td></td><td>代替再循環ライン電動弁電源投入</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table>		手順の項目	要員(数)	経過時間(分)										備考	5	10	15	20	25	30	35	40	45		<small>予約20分A格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSS連絡ライン使用)による代替炉心注水ラインが完了</small>													A格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSS連絡ライン使用)による代替炉心注水	運転員等(中央制御室)	1			状況判断															系統構成									運転員等(現場)	1			現場移動															代替再循環ライン電動弁電源投入								<p>表1 格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">手順の項目</th> <th rowspan="2">要員(数)</th> <th colspan="5">経過時間(分)</th> </tr> <tr> <th>0</th><th>10</th><th>20</th><th>30</th><th>40</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="6"> <small>約35分 B-格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSS連絡ライン使用)による代替炉心注水開始</small> </td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">B-格納容器スプレイポンプ(中央制御室)による代替炉心注水</td> <td>運転員(中央制御室)</td> <td>1</td> <td></td><td>状況判断</td><td>系統構成</td><td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td><td></td><td></td><td>B-格納容器スプレイポンプ起動</td> </tr> <tr> <td></td> <td>運転員(現場)</td> <td>1</td> <td></td><td></td><td></td><td>稼働、系統構成</td> </tr> </tbody> </table>		手順の項目	要員(数)	経過時間(分)					0	10	20	30	40	<small>約35分 B-格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSS連絡ライン使用)による代替炉心注水開始</small>							B-格納容器スプレイポンプ(中央制御室)による代替炉心注水	運転員(中央制御室)	1		状況判断	系統構成							B-格納容器スプレイポンプ起動		運転員(現場)	1				稼働、系統構成	
手順の項目	要員(数)			経過時間(分)											備考																																																																																																																								
		5	10	15	20	25	30	35	40	45																																																																																																																													
<small>予約20分A格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSS連絡ライン使用)による代替炉心注水ラインが完了</small>																																																																																																																																							
A格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSS連絡ライン使用)による代替炉心注水	運転員等(中央制御室)	1			状況判断																																																																																																																																		
						系統構成																																																																																																																																	
	運転員等(現場)	1			現場移動																																																																																																																																		
						代替再循環ライン電動弁電源投入																																																																																																																																	
手順の項目	要員(数)	経過時間(分)																																																																																																																																					
		0	10	20	30	40																																																																																																																																	
<small>約35分 B-格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSS連絡ライン使用)による代替炉心注水開始</small>																																																																																																																																							
B-格納容器スプレイポンプ(中央制御室)による代替炉心注水	運転員(中央制御室)	1		状況判断	系統構成																																																																																																																																		
						B-格納容器スプレイポンプ起動																																																																																																																																	
	運転員(現場)	1				稼働、系統構成																																																																																																																																	
<p>【再掲終】</p>				以上																																																																																																																																			

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）

7.1.6 ECCS注水機能喪失（添付資料 7.1.6.3 「大破断LOCA+低圧注入失敗」の有効性評価での取扱いについて）

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 2.6.4</p> <p style="text-align: center;">「大破断LOCA+低圧注入失敗」の有効性評価での取扱いについて</p> <p>事故シーケンスグループ「ECCS注水機能喪失」のうち、重要事故シーケンス「大破断LOCA+低圧注入失敗」は、事象進展が早い事象であり（20分程度で炉心損傷発生）、国内外の先進的な対策と同等の炉心損傷防止対策[※]を策定しているものの、炉心損傷防止対策の実施が困難である。（図1参照）</p> <p>「大破断LOCA+低圧注入失敗」は、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷」のうち、過圧破損の評価事故シーケンス「大破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗（保守的に全交流動力電源喪失と原子炉補機冷却機能喪失を重畳）」に含まれており、同シーケンスの格納容器破損防止対策において、有効性評価を実施し、格納容器破損を防止できることを確認している。</p> <p>このため、事故シーケンスグループ「ECCS注水機能喪失」においては、「中破断LOCA+高圧注入失敗」を重要事故シーケンスとして炉心損傷防止対策の有効性評価を実施し、炉心損傷を防止できることを確認した。</p> <p>※ 国内外の先進的な対策と同等の炉心損傷防止対策が講じられていること</p> <p>○欧米では、可搬式ポンプによる炉心注水手段を講じている例がある。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・米国 FLEX：「RCS への補給水量として約 34m³/h（150gpm）を超える能力を有すべき」と規定 ⇒炉心注水手段を整備しており、欧米と同等の能力を有している。なお、欧米においても、「大破断LOCA+ECCS注入失敗」のシナリオに対応した設備設置例に関する情報はない。 ・恒設代替低圧注水ポンプ（容量：約 150m³/h） ・可搬式代替低圧注水ポンプ（容量：約 150m³/h）  <p style="text-align: center;">図1 「大破断LOCA+低圧注入失敗」時の事象進展</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 7.1.6.3</p> <p style="text-align: center;">「大破断LOCA+低圧注入失敗」の有効性評価での取扱いについて</p> <p>事故シーケンスグループ「ECCS注水機能喪失」のうち、重要事故シーケンス「大破断LOCA+低圧注入失敗」は、事象進展が早い事象であり（20分程度で炉心損傷発生）、国内外の先進的な対策と同等の炉心損傷防止対策[※]を策定しているものの、炉心損傷防止対策の実施が困難である。（図1参照）</p> <p>「大破断LOCA+低圧注入失敗」は、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷」のうち、過圧破損の評価事故シーケンス「大破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗（保守的に全交流動力電源喪失と原子炉補機冷却機能喪失を重畳）」に含まれており、同シーケンスの格納容器破損防止対策において、有効性評価を実施し、格納容器破損を防止できることを確認している。</p> <p>このため、事故シーケンスグループ「ECCS注水機能喪失」においては、「中破断LOCA+高圧注入失敗」を重要事故シーケンスとして炉心損傷防止対策の有効性評価を実施し、炉心損傷を防止できることを確認した。</p> <p>※ 国内外の先進的な対策と同等の炉心損傷防止対策が講じられていること</p> <p>○欧米では、可搬式ポンプによる炉心注水手段を講じている例がある。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・米国 FLEX：「RCS への補給水量として約 34m³/h（150gpm）を超える能力を有すべき」と規定 ⇒炉心注水手段を整備しており、欧米と同等の能力を有している。なお、欧米においても、「大破断LOCA+ECCS注入失敗」のシナリオに対応した設備設置例に関する情報はない。 ・代替格納容器スプレイポンプ（容量：約 150m³/h）  <p style="text-align: center;">図1 「大破断LOCA+低圧注入失敗」時の事象進展</p>	<p>設計の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・代替炉心注水に関しては、泊は1台のポンプで燃料取替用水ピットに補給することで注水し続けるが、大飯は水源が枯渇する前までに水源の異なるポンプに切り替え注水を継続するため2台のポンプがある

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）

7.1.6 ECCS注水機能喪失（添付資料 7.1.6.3 「大破断LOCA+低圧注入失敗」の有効性評価での取扱いについて）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																		
<p style="text-align: center;">(別紙)</p> <p>「大破断LOCA+低圧注入失敗（炉心損傷）」と「大破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗（格納容器過圧破損）」との事故シナリオの比較</p> <p>「大破断LOCA+低圧注入失敗（炉心損傷）」と「大破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗（格納容器過圧破損）」は、下表を除き、評価条件は同じである。</p> <table border="1" data-bbox="241 414 952 667"> <tr> <td></td> <td style="text-align: center;">①大破断LOCA +低圧注入失敗</td> <td style="text-align: center;">②大破断LOCA +ECCS注入失敗 +格納容器スプレイ注入失敗 (全交流動力電源喪失と 原子炉補機冷却機能喪失を重畳)</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">ECCS</td> <td style="text-align: center;">高圧注入動作</td> <td style="text-align: center;">動作しない</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">格納容器 スプレイ</td> <td style="text-align: center;">格納容器スプレイポンプ (流量大(約1200m³/h))</td> <td style="text-align: center;">恒設代替低圧注水ポンプ (流量小(約130m³/h))</td> </tr> </table> <p>①と②を比較すると、ECCSについては、①は高圧注入が行われるが、事象進展の緩和にあまり寄与しないため、事故シナリオとして②は①を包含しており、また、格納容器スプレイについては、①の方が格納容器スプレイ流量が大きいため、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が緩和され、事故シナリオとして②は①を包含している。</p> <p>したがって「大破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ失敗（保守的に全交流動力電源喪失と原子炉補機冷却機能喪失を重畳）」の格納容器破損防止対策において、有効性評価を実施し、格納容器破損を防止できることを確認していることから、有効性評価として②の有効性を確認することで、①の有効性の確認も可能である。</p>		①大破断LOCA +低圧注入失敗	②大破断LOCA +ECCS注入失敗 +格納容器スプレイ注入失敗 (全交流動力電源喪失と 原子炉補機冷却機能喪失を重畳)	ECCS	高圧注入動作	動作しない	格納容器 スプレイ	格納容器スプレイポンプ (流量大(約1200m ³ /h))	恒設代替低圧注水ポンプ (流量小(約130m ³ /h))	<p style="text-align: center;">(別紙)</p> <p>「大破断LOCA+低圧注入失敗（炉心損傷）」と「大破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗（格納容器過圧破損）」との事故シナリオの比較</p> <p>「大破断LOCA+低圧注入失敗（炉心損傷）」と「大破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗（格納容器過圧破損）」は、下表を除き、評価条件は同じである。</p> <table border="1" data-bbox="1124 422 1899 667"> <tr> <td></td> <td style="text-align: center;">①大破断LOCA+低圧注入失敗</td> <td style="text-align: center;">②大破断LOCA+ECCS注入失敗+ 格納容器スプレイ注入失敗 (全交流動力電源喪失と原子炉補 機冷却機能喪失を重畳)</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">ECCS</td> <td style="text-align: center;">高圧注入動作</td> <td style="text-align: center;">動作しない</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">格納容器 スプレイ</td> <td style="text-align: center;">格納容器スプレイポンプ (流量大(約840m³/h))</td> <td style="text-align: center;">代替格納容器スプレイポンプ (流量小(約140m³/h))</td> </tr> </table> <p>①と②を比較すると、ECCSについては、①は高圧注入が行われるが、事象進展の緩和にあまり寄与しないため、事故シナリオとして②は①を包含しており、また、格納容器スプレイについては、①の方が格納容器スプレイ流量が大きいため、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が緩和され、事故シナリオとして②は①を包含している。</p> <p>したがって「大破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ失敗（保守的に全交流動力電源喪失と原子炉補機冷却機能喪失を重畳）」の格納容器破損防止対策において、有効性評価を実施し、格納容器破損を防止できることを確認していることから、有効性評価として②の有効性を確認することで、①の有効性の確認も可能である。</p>		①大破断LOCA+低圧注入失敗	②大破断LOCA+ECCS注入失敗+ 格納容器スプレイ注入失敗 (全交流動力電源喪失と原子炉補 機冷却機能喪失を重畳)	ECCS	高圧注入動作	動作しない	格納容器 スプレイ	格納容器スプレイポンプ (流量大(約840m ³ /h))	代替格納容器スプレイポンプ (流量小(約140m ³ /h))	
	①大破断LOCA +低圧注入失敗	②大破断LOCA +ECCS注入失敗 +格納容器スプレイ注入失敗 (全交流動力電源喪失と 原子炉補機冷却機能喪失を重畳)																		
ECCS	高圧注入動作	動作しない																		
格納容器 スプレイ	格納容器スプレイポンプ (流量大(約1200m ³ /h))	恒設代替低圧注水ポンプ (流量小(約130m ³ /h))																		
	①大破断LOCA+低圧注入失敗	②大破断LOCA+ECCS注入失敗+ 格納容器スプレイ注入失敗 (全交流動力電源喪失と原子炉補 機冷却機能喪失を重畳)																		
ECCS	高圧注入動作	動作しない																		
格納容器 スプレイ	格納容器スプレイポンプ (流量大(約840m ³ /h))	代替格納容器スプレイポンプ (流量小(約140m ³ /h))																		

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）

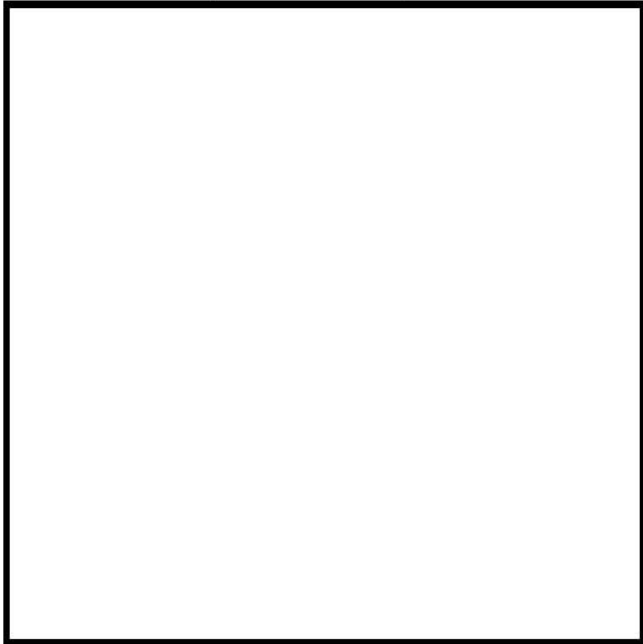
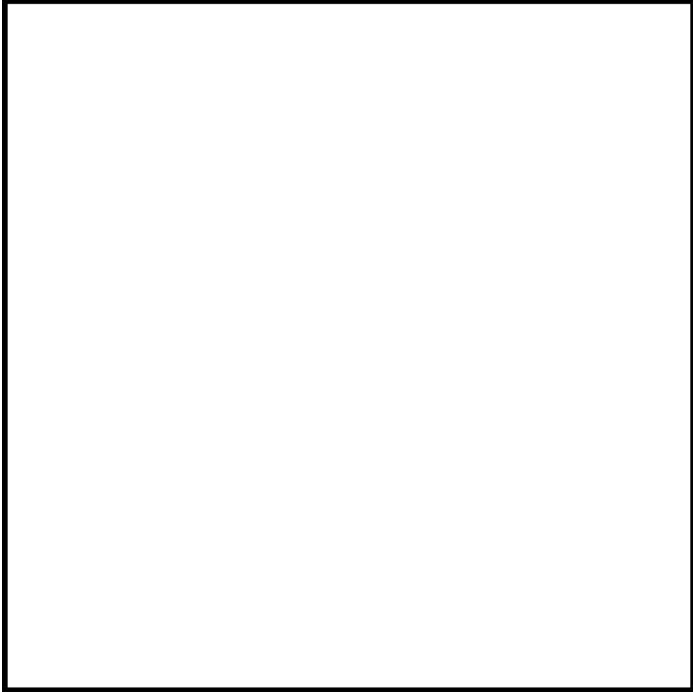
7.1.6 ECCS 注水機能喪失（添付資料 7.1.6.4 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件（ECCS 注水機能喪失））

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 2.6.6</p> <p>大飯3号及び4号炉の重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件について (ECCS注水機能喪失)</p> <p>重要事故シーケンス「中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故」における個別解析条件を第1表に示す。</p> <p style="text-align: center;">第1表 システム熱水力解析用データ (ECCS注水機能喪失)</p> <table border="1" data-bbox="246 478 940 1388"> <thead> <tr> <th>名称</th> <th>数値</th> <th>解析上の取り扱い</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>(1) 原子炉保護設備 1) 「原子炉圧力低」 原子炉トリップ i 設定点 ii 応答時間</td> <td>12.73MPa[gage] 2.0秒後に制御棒落下開始</td> <td>設計値(トリップ限界値) 最大値(設計要求値)</td> </tr> <tr> <td>(2) 事象収束に重要な機器・操作関連 1) 「原子炉圧力低」 非常用炉心冷却設備作動 i 設定点 ii 応答時間 iii 給水開始 (起動遅れ時間) iv 台数 v 容量</td> <td>12.04MPa[gage] 2.0秒 非常用炉心冷却設備作動限界値到達の34秒後(自動起動)</td> <td>設計値(作動限界値) 最大値(設計要求値) 最大値(設計要求値) 設計値(高圧注入系は機能喪失を仮定) 最小値(設計値に余裕を考慮した値)</td> </tr> <tr> <td>2) 補助給水ポンプ i 給水開始 (起動遅れ時間) ii 個数 iii 容量</td> <td>非常用炉心冷却設備作動限界値到達の60秒後(自動起動) 電動2台+タービン動1台 約370m³/h(蒸気発生器4基合計)</td> <td>最大値(設計要求値) 設計値 最小値(設計値に余裕を考慮した値)</td> </tr> <tr> <td>3) 蓄圧タンク i 出口弁閉止 ii 基数 iii 保持圧力 iv 保有水量</td> <td>1次冷却材圧力0.6MPa[gage]到達 3基(健全ループに各1基) 4.04MPa[gage] 26.9m³(1基当たり)</td> <td>運転員等操作条件 破断ループに接続する1基は有効に作動しないものとする 最低保持圧力 最低保有水量</td> </tr> </tbody> </table>	名称	数値	解析上の取り扱い	(1) 原子炉保護設備 1) 「原子炉圧力低」 原子炉トリップ i 設定点 ii 応答時間	12.73MPa[gage] 2.0秒後に制御棒落下開始	設計値(トリップ限界値) 最大値(設計要求値)	(2) 事象収束に重要な機器・操作関連 1) 「原子炉圧力低」 非常用炉心冷却設備作動 i 設定点 ii 応答時間 iii 給水開始 (起動遅れ時間) iv 台数 v 容量	12.04MPa[gage] 2.0秒 非常用炉心冷却設備作動限界値到達の34秒後(自動起動)	設計値(作動限界値) 最大値(設計要求値) 最大値(設計要求値) 設計値(高圧注入系は機能喪失を仮定) 最小値(設計値に余裕を考慮した値)	2) 補助給水ポンプ i 給水開始 (起動遅れ時間) ii 個数 iii 容量	非常用炉心冷却設備作動限界値到達の60秒後(自動起動) 電動2台+タービン動1台 約370m ³ /h(蒸気発生器4基合計)	最大値(設計要求値) 設計値 最小値(設計値に余裕を考慮した値)	3) 蓄圧タンク i 出口弁閉止 ii 基数 iii 保持圧力 iv 保有水量	1次冷却材圧力0.6MPa[gage]到達 3基(健全ループに各1基) 4.04MPa[gage] 26.9m ³ (1基当たり)	運転員等操作条件 破断ループに接続する1基は有効に作動しないものとする 最低保持圧力 最低保有水量	<p style="text-align: right;">添付資料 7.1.6.4</p> <p>重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件 (ECCS注水機能喪失)</p> <p>重要事故シーケンス「中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故」の個別解析条件を第1表に示す。</p> <p style="text-align: center;">第1表 システム熱水力解析用データ (ECCS注水機能喪失)</p> <table border="1" data-bbox="1142 478 1881 1388"> <thead> <tr> <th>名称</th> <th>数値</th> <th>解析上の取り扱い</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>(1) 原子炉保護設備 1) 「原子炉圧力低」 原子炉トリップ i 設定点 ii 応答時間</td> <td>12.73MPa[gage] 2.0秒後に制御棒落下開始</td> <td>設計値(トリップ限界値) 最大値(設計要求値)</td> </tr> <tr> <td>(2) 事象収束に重要な機器・操作関連 1) 「原子炉圧力異常低」 非常用炉心冷却設備作動 i 設定点 ii 応答時間 iii 給水開始 (起動遅れ時間) iv 台数 v 容量</td> <td>11.96MPa[gage] 2.0秒 非常用炉心冷却設備作動限界値到達の32秒後(自動起動)</td> <td>設計値(作動限界値) 最大値(設計要求値) 最大値(設計要求値) 設計値(高圧注入系は機能喪失を仮定) 最小値(設計値に余裕を考慮した値)</td> </tr> <tr> <td>2) 補助給水ポンプ i 給水開始 (起動遅れ時間) ii 個数 iii 容量</td> <td>非常用炉心冷却設備作動限界値到達の60秒後(自動起動) タービン動1台+電動2台 150m³/h(蒸気発生器3基合計)</td> <td>最大値(設計要求値) 設計値 最小値(設計値に余裕を考慮した値)</td> </tr> <tr> <td>3) 蓄圧タンク i 出口弁閉止 ii 基数 iii 保持圧力 iv 保有水量</td> <td>1次冷却材圧力0.6MPa[gage]到達 2基(健全ループに各1基) 4.04MPa[gage] 29.0m³(1基当たり)</td> <td>運転員等操作条件 破断ループに接続する1基は有効に作動しないものとする 最低保持圧力 最低保有水量</td> </tr> </tbody> </table>	名称	数値	解析上の取り扱い	(1) 原子炉保護設備 1) 「原子炉圧力低」 原子炉トリップ i 設定点 ii 応答時間	12.73MPa[gage] 2.0秒後に制御棒落下開始	設計値(トリップ限界値) 最大値(設計要求値)	(2) 事象収束に重要な機器・操作関連 1) 「原子炉圧力異常低」 非常用炉心冷却設備作動 i 設定点 ii 応答時間 iii 給水開始 (起動遅れ時間) iv 台数 v 容量	11.96MPa[gage] 2.0秒 非常用炉心冷却設備作動限界値到達の32秒後(自動起動)	設計値(作動限界値) 最大値(設計要求値) 最大値(設計要求値) 設計値(高圧注入系は機能喪失を仮定) 最小値(設計値に余裕を考慮した値)	2) 補助給水ポンプ i 給水開始 (起動遅れ時間) ii 個数 iii 容量	非常用炉心冷却設備作動限界値到達の60秒後(自動起動) タービン動1台+電動2台 150m ³ /h(蒸気発生器3基合計)	最大値(設計要求値) 設計値 最小値(設計値に余裕を考慮した値)	3) 蓄圧タンク i 出口弁閉止 ii 基数 iii 保持圧力 iv 保有水量	1次冷却材圧力0.6MPa[gage]到達 2基(健全ループに各1基) 4.04MPa[gage] 29.0m ³ (1基当たり)	運転員等操作条件 破断ループに接続する1基は有効に作動しないものとする 最低保持圧力 最低保有水量	
名称	数値	解析上の取り扱い																														
(1) 原子炉保護設備 1) 「原子炉圧力低」 原子炉トリップ i 設定点 ii 応答時間	12.73MPa[gage] 2.0秒後に制御棒落下開始	設計値(トリップ限界値) 最大値(設計要求値)																														
(2) 事象収束に重要な機器・操作関連 1) 「原子炉圧力低」 非常用炉心冷却設備作動 i 設定点 ii 応答時間 iii 給水開始 (起動遅れ時間) iv 台数 v 容量	12.04MPa[gage] 2.0秒 非常用炉心冷却設備作動限界値到達の34秒後(自動起動)	設計値(作動限界値) 最大値(設計要求値) 最大値(設計要求値) 設計値(高圧注入系は機能喪失を仮定) 最小値(設計値に余裕を考慮した値)																														
2) 補助給水ポンプ i 給水開始 (起動遅れ時間) ii 個数 iii 容量	非常用炉心冷却設備作動限界値到達の60秒後(自動起動) 電動2台+タービン動1台 約370m ³ /h(蒸気発生器4基合計)	最大値(設計要求値) 設計値 最小値(設計値に余裕を考慮した値)																														
3) 蓄圧タンク i 出口弁閉止 ii 基数 iii 保持圧力 iv 保有水量	1次冷却材圧力0.6MPa[gage]到達 3基(健全ループに各1基) 4.04MPa[gage] 26.9m ³ (1基当たり)	運転員等操作条件 破断ループに接続する1基は有効に作動しないものとする 最低保持圧力 最低保有水量																														
名称	数値	解析上の取り扱い																														
(1) 原子炉保護設備 1) 「原子炉圧力低」 原子炉トリップ i 設定点 ii 応答時間	12.73MPa[gage] 2.0秒後に制御棒落下開始	設計値(トリップ限界値) 最大値(設計要求値)																														
(2) 事象収束に重要な機器・操作関連 1) 「原子炉圧力異常低」 非常用炉心冷却設備作動 i 設定点 ii 応答時間 iii 給水開始 (起動遅れ時間) iv 台数 v 容量	11.96MPa[gage] 2.0秒 非常用炉心冷却設備作動限界値到達の32秒後(自動起動)	設計値(作動限界値) 最大値(設計要求値) 最大値(設計要求値) 設計値(高圧注入系は機能喪失を仮定) 最小値(設計値に余裕を考慮した値)																														
2) 補助給水ポンプ i 給水開始 (起動遅れ時間) ii 個数 iii 容量	非常用炉心冷却設備作動限界値到達の60秒後(自動起動) タービン動1台+電動2台 150m ³ /h(蒸気発生器3基合計)	最大値(設計要求値) 設計値 最小値(設計値に余裕を考慮した値)																														
3) 蓄圧タンク i 出口弁閉止 ii 基数 iii 保持圧力 iv 保有水量	1次冷却材圧力0.6MPa[gage]到達 2基(健全ループに各1基) 4.04MPa[gage] 29.0m ³ (1基当たり)	運転員等操作条件 破断ループに接続する1基は有効に作動しないものとする 最低保持圧力 最低保有水量																														

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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失（添付資料 7.1.6.4 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件（ECCS 注水機能喪失）

大飯発電所3 / 4号炉			泊発電所3号炉			相違理由
名称	数値	解析上の取り扱い	名称	数値	解析上の取り扱い	
4) 主蒸気逃がし弁			4) 主蒸気逃がし弁			
i 2次系強制冷却開始	非常用炉心冷却設備作動信号発信後 11分	運転員等操作余裕の考え方	i 2次系強制冷却開始	非常用炉心冷却設備作動信号発信後 11分	運転員等操作余裕の考え方	
ii 個数	4個（1ループ当たり1個）	設計値	ii 個数	3個（1ループ当たり1個）	設計値	
iii 容量	定格主蒸気流量の約10%（1個当たり）	設計値	iii 容量	定格主蒸気流量の10%（1個当たり）	設計値	
(3) 事故条件			(3) 事故条件			
1) 破断箇所			1) 破断箇所			
i 低温側配管	破断口径（等価直径） 約15cm（6インチ） 約10cm（4インチ） 約5cm（2インチ）	中破断LOCAを想定	i 低温側配管	破断口径（等価直径） 約0.15m（6インチ） 約0.10m（4インチ） 約0.05m（2インチ）	中破断LOCAを想定	
						
第1図 余熱除去ポンプの最小注入流量（2台運転時）			第1図 余熱除去ポンプの最小注入流量（2台運転時）			
<div style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content; margin: 0 auto;">枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、公開することはできません。</div>			<div style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content; margin: 0 auto;">内は商業機密に属しますので公開できません。</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失（添付資料 7.1.6.5 ECCS 注水機能喪失時における蓄圧タンクの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;">添付資料 2.6.7</p> <p style="text-align: center;">ECCS注水機能喪失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 重大事故等対策の有効性評価において、蓄圧タンク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。 ・初期圧力（最低保持圧力）：4.04MPa [gage] ・初期保有水量（最低保有水量）：26.9m³（1基当たり）</p> <p>2. 条件設定 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、圧力条件で窒素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 (a) 初期圧力 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。 (b) 初期保有水量 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の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 (a) 初期圧力 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。 (b) 初期保有水量 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: right;">添付資料 7.1.6.5</p> <p style="text-align: center;">ECCS注水機能喪失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 重大事故等対策の有効性評価において、蓄圧タンク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。 ・初期圧力（最低保持圧力）：4.04MPa [gage] ・初期保有水量（最低保有水量）：29.0m³（1基当たり）</p> <p>2. 条件設定 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 (a) 初期圧力 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。 (b) 初期保有水量 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の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 (a) 初期圧力 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。 (b) 初期保有水量 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「最低保有水量」としている。</p>	<p style="text-align: center;">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）

7.1.6 ECCS注水機能喪失（添付資料 7.1.6.5 ECCS注水機能喪失時における蓄圧タンクの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1)</p> <p style="text-align: center;">ECCS注水機能喪失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「ECCS注水機能喪失」における破断口径別の解析結果のうち、炉心露出に至る6、4インチ破断のケースを対象に感度解析を行い、その影響を確認した。</p> <p>2. 影響確認 【泊にあわせ記載順序を変更】 c. 2インチ破断 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、3基合計で約3m³の注水量の差異が考えられる。しかし、図3に示すとおり炉心露出に至ることなく蓄圧注入が開始されることで1次冷却系保有水量が回復に転じていることから、6、4インチ破断と比較しても影響は小さいと考えられる。 b. 4インチ破断 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、3基合計で約3m³の注水量の差異が考えられる。その影響を考慮した感度解析では、図2に示すとおり蓄圧注入開始のタイミングは同様であるが、初期保有水量の差により、気相部がより小さい最高保有水量のケースの方が注水流量は小さくなる。その結果、蓄圧注入期間中に炉心露出となることで燃料被覆管最高温度はわずかに高くなる。結果としては、燃料被覆管温度は約928℃となり、ベースケースにおける燃料被覆管最高温度約891℃よりも約37℃高い結果となる。 a. 6インチ破断 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、3基合計で約3m³の注水量の差異が考えられる。その影響を考慮した感度解析では、図1に示すとおり蓄圧注入開始のタイミングは同様であるが、初期保有水量の差により、気相部がより小さい最高保有水量のケースの方が注水流量は小さくなる。その結果、ルーブシールの解除後に1次冷却材の流出により一時的に低下した水位の蓄圧注入による回復は遅くなっている。このため、燃料被覆管温度は高く推移し、燃料被覆管温度は約746℃となり、基本ケースにおける燃料被覆管最高温度約581℃よりも約165℃高い結果となる。</p> <p>3. 確認結果 ECCS注水機能喪失においては、炉心露出に至る6、4インチ破断のケースを対象に感度解析を実施した結果、6インチ破断のケースで基本ケースより燃料被覆管最高温度が約165℃、4インチ破断のケースで基本ケースより燃料被覆管最高温度が約37℃、それぞれ高い結果となったが、燃料被覆管温度約1,200℃に対して十分な余裕があることから、炉心の冷却が可能である。</p>	<p style="text-align: center;">別紙1</p> <p style="text-align: center;">ECCS注水機能喪失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「ECCS注水機能喪失」における破断口径別の解析結果のうち、炉心露出に至る4インチ破断のケースを対象に感度解析を行い、その影響を確認した。</p> <p>2. 影響確認 a. 2インチ破断 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、2基合計で約7[m³]の注水量の差異が考えられる。しかし、図1に示すとおり炉心露出に至ることなく蓄圧注入が開始されることで1次冷却系保有水量が回復していることから4インチ破断と比較しても影響は小さいと考えられる。 b. 4インチ破断 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、2基合計で約7[m³]の注水量の差異が考えられる。その影響を考慮した感度解析では、図2に示すとおり蓄圧注入開始のタイミングは同様であるが、初期保有水量の差により、気相部がより小さい最高保有水量のケースの方が注水流量は小さくなる。その結果、蓄圧注入期間中に炉心露出となることで燃料被覆管最高温度はわずかに高くなる。結果としては、燃料被覆管最高温度は約776℃となりベースケースにおける燃料被覆管最高温度約688℃よりも約88℃高い結果となる。 c. 6インチ破断 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、2基合計で約7[m³]の注水量の差異が考えられる。しかし、図3に示すとおり炉心露出に至ることなく蓄圧注入が開始されることで1次冷却系保有水量が回復に転じていることから4インチ破断と比較しても影響は小さいと考えられる。</p> <p>3. 確認結果 ECCS注水機能喪失において、炉心露出に至る4インチ破断のケースを対象に感度解析を実施した結果、ベースケースより燃料被覆管最高温度が約88℃高い結果となったが、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、炉心の冷却が可能である。</p>	<p>解析結果の相違</p> <p>評価結果の相違</p> <p>解析結果の相違</p> <p>解析結果の相違</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）

7.1.6 ECCS注水機能喪失（添付資料 7.1.6.5 ECCS注水機能喪失時における蓄圧タンクの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>初期値：約15.9MPa[gage]</p> <p>1次冷却材の流出に伴う圧力の低下</p> <p>2次冷却系強制冷却開始（約12分）</p> <p>蓄圧注入開始（約19分）</p> <p>低圧注入開始（約49分）</p> <p>1次冷却材圧力 (MPa[gage])</p> <p>時間 (分)</p> <p>*：炉心圧力を表示</p> <p>1次冷却系保有水量 (t)</p> <p>蓄圧注入開始（約19分）</p> <p>低圧注入開始（約49分）</p> <p>時間 (分)</p> <p>初期値：約390℃</p> <p>1次冷却材の流出に伴う1次冷却系の減圧による温度低下</p> <p>2次冷却系強制冷却に伴う1次冷却系の減圧による温度低下</p> <p>蓄圧注入開始（約19分）</p> <p>低圧注入開始（約49分）</p> <p>燃料被覆管温度 (℃)</p> <p>時間 (分)</p> <p>図3 ECCS注水機能喪失 (2インチ破断：1次冷却材圧力、1次冷却系保有水量、燃料被覆管温度)</p>	<p>初期値：約15.9MPa[gage]</p> <p>1次冷却材の流出に伴う1次冷却材圧力の低下</p> <p>2次冷却系の飽和圧力で維持</p> <p>2次冷却系強制冷却開始（約12分）</p> <p>蓄圧注入開始（約18分）</p> <p>低圧注入開始（約52分）</p> <p>1次冷却材圧力 (MPa[gage])</p> <p>時間 (分)</p> <p>*：炉心圧力を表示</p> <p>1次冷却系保有水量 (t)</p> <p>蓄圧注入開始（約18分）</p> <p>低圧注入開始（約52分）</p> <p>時間 (分)</p> <p>燃料被覆管最高温度 (1,200℃)</p> <p>初期値：約380℃</p> <p>1次冷却材の流出に伴う1次冷却系の減圧による温度低下</p> <p>2次冷却系強制冷却に伴う1次冷却系の減圧による温度低下</p> <p>蓄圧注入開始（約18分）</p> <p>低圧注入開始（約52分）</p> <p>燃料被覆管温度 (℃)</p> <p>時間 (分)</p> <p>図1 ECCS注水機能喪失（2インチ破断：1次冷却材圧力、1次冷却系保有水量、燃料被覆管温度）</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）

7.1.6 ECCS注水機能喪失（添付資料 7.1.6.5 ECCS注水機能喪失時における蓄圧タンクの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>蓄圧注入流量積分値 (m³)</p> <p>時間 (分)</p> <p>蓄圧注入開始 (約14分)</p> <p>蓄圧注入停止 (約40分)</p> <p>蓄圧注入停止 (約33分)</p> <p>感度ケースの方が、蓄圧タンクの初期気相部体積が小さいため、注入期間中の圧力低下が早いことから注入流量は少ない。</p> <p>炉心水位 (m)</p> <p>時間 (分)</p> <p>炉心上端</p> <p>炉心下端</p> <p>感度ケースの方が、蓄圧注入流量が少ないため、水位回復が遅い。</p> <p>燃料被覆管最高温度 (°C)</p> <p>時間 (分)</p> <p>蓄圧注入開始 (約14分)</p> <p>感度ケースの方が、水位回復が遅いため、燃料被覆管最高温度は上昇する。</p> <p>燃料被覆管最高温度</p> <p>感度：約928°C (約17分)</p> <p>基本：約891°C (約16分)</p>	<p>蓄圧注入流量積分値 (m³)</p> <p>時間 (分)</p> <p>蓄圧注入開始 (約12分)</p> <p>蓄圧注入一時停止に伴う滞留</p> <p>蓄圧注入終了 (約36分)</p> <p>蓄圧注入終了 (約38分)</p> <p>蓄圧注入開始のタイミングは同等であるが、初期保水水量の差により、燃料被覆管がより小さい感度ケースの方が注水量及び注水流量は少なくなる。</p> <p>炉心水位 (m)</p> <p>時間 (分)</p> <p>炉心上端</p> <p>感度ケースの方が、蓄圧注入流量が少なくなることで炉心再取水が遅くなり、水位回復が遅くなる。</p> <p>燃料被覆管最高温度 (°C)</p> <p>時間 (分)</p> <p>蓄圧注入開始 (約12分)</p> <p>感度ケースの方が、炉心再取水が遅くなることで、燃料被覆管最高温度が上昇する。</p> <p>燃料被覆管最高温度</p> <p>基本：約698°C (約17分)</p> <p>感度：約773°C (約17分)</p>	
<p>図2 ECCS注水機能喪失感度解析結果（4インチ破断）</p>	<p>図2 ECCS注水機能喪失感度解析結果（4インチ破断）</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）

7.1.6 ECCS注水機能喪失（添付資料 7.1.6.5 ECCS注水機能喪失時における蓄圧タンクの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 ECCS注水機能喪失感度解析結果（6インチ破断）</p>	<p>図3 ECCS注水機能喪失（6インチ破断：1次冷却材圧力、1次冷却系保有水量、燃料被覆管温度）</p>	<p>記載方針の相違 ・大飯は6インチ破断で炉心露出することから記載しているグラフは炉心露出に関連するグラフとしている（4インチと同様）</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失（添付資料 7.1.6.5 ECCS 注水機能喪失時における蓄圧タンクの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> $P_1 \times V_1^\gamma = P \times V_T^\gamma$ <p>ただし、</p> <ul style="list-style-type: none"> P₁：初期圧力 (MPa[abs]) V₁：初期気相部体積 (m³) 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 1.0：等温変化時 1.4：断熱変化時 <p>蓄圧タンク容量 (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) 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、以下のとおりの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> $P_1 \times V_1^\gamma = P \times V_T^\gamma$ <p>ただし、</p> <ul style="list-style-type: none"> P₁：初期圧力 (MPa[abs]) V₁：初期気相部体積 (m³) 12.0m³ (最低保有水量 (1基あたり)) 10.0m³ (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 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)：41.0m³ 最低保有水量 (1基あたり)：29.0m³ 最高保有水量 (1基あたり)：31.0m³ 初期圧力：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)) 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、以下のとおりの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1.6[m³]となり、3基合計で約5[m³]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2.6[m³]となり、3基合計で約8[m³]となる。</p>	<p style="text-align: center;">相違理由</p> <p style="text-align: center;">設計の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

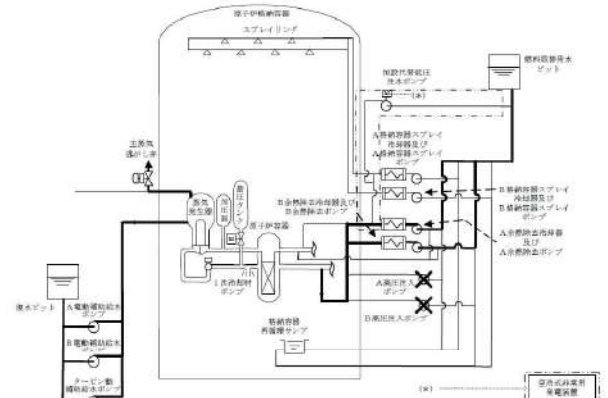
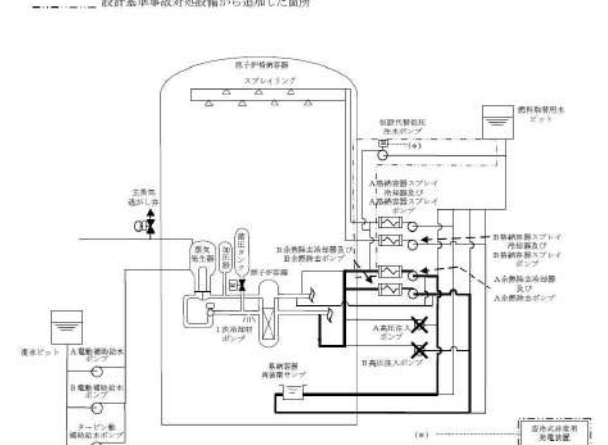
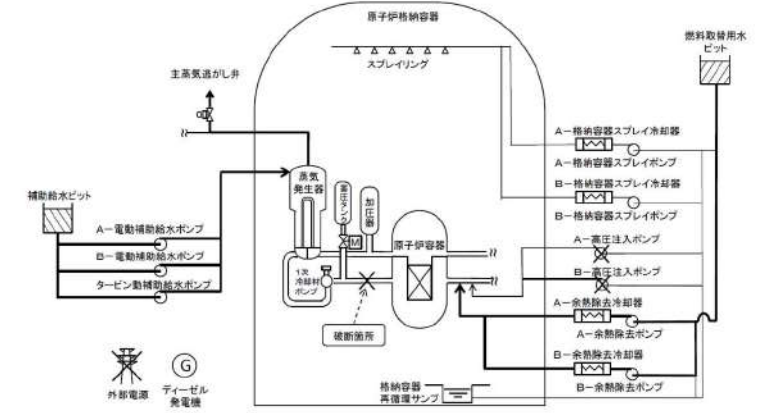
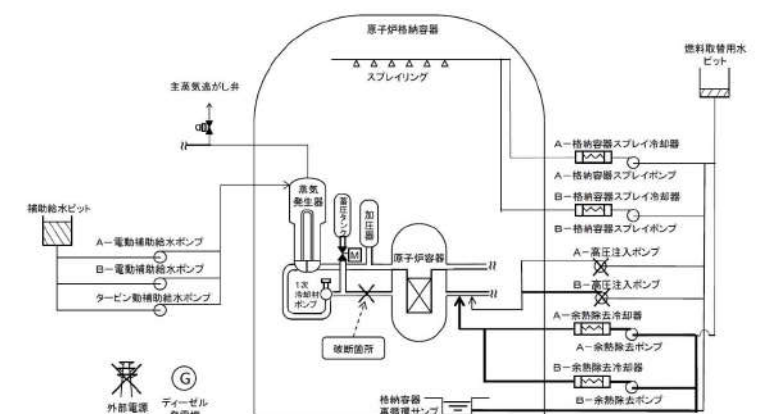
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.6 ECCS注水機能喪失（添付資料 7.1.6.5 ECCS注水機能喪失時における蓄圧タンクの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異は1基あたり約1.1[m³]となり、3基合計で約3[m³]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1.1[m³]となり、4基合計で約4[m³]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3.4[m³]となり、2基合計で約7[m³]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3.4[m³]となり、3基合計で約10[m³]となる。</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）

7.1.6 ECCS注水機能喪失（添付資料 7.1.6.6 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 style="text-align: right;">添付資料 2.6.8</p> <p style="text-align: center;">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>「ECCS注水機能喪失」における重要事故シーケンス「中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故」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 style="text-align: center;">図1 「中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図（短期対策）</p> <p>----- 設計基準事故対処設備から追加した箇所</p>  <p style="text-align: center;">図2 「中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故」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）</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 7.1.6.6</p> <p style="text-align: center;">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>「ECCS注水機能喪失」における重要事故シーケンス「中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図を以下に示す。</p>  <p style="text-align: center;">図1 「中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図（2次冷却系強制冷却及び低圧注入）</p>  <p style="text-align: center;">図2 「中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図（低圧再循環）</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失（添付資料 7.1.6.7 「ECCS 注水機能喪失」における注入水源の水温の影響について）

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 2.6.9</p> <p style="text-align: center;">「ECCS 注水機能喪失」における注入水源の水温の影響について</p> <p>重要事故シーケンス「ECCS 注水機能喪失」における1次冷却系の除熱源としては、蒸気発生器を介した2次冷却系除熱、炉心注入及び破断流による放熱並びに再循環運転移行後の余熱除去冷却器による冷却があり、このうち、炉心注入及び破断流による放熱が除熱源として支配的である。</p> <p>炉心への冷却材注入水源は燃料取替用水ピット（低圧注入系）及び蓄圧タンク、また、蒸気発生器への補助給水水源は復水ピットであり、それぞれの水源の温度は以下のとおりとしている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・燃料取替用水ピット：<input type="text"/> ・蓄圧タンク：<input type="text"/> ・復水ピット：<input type="text"/> <p>※ 保守的に高めの値を設定</p> <p>水温を低く仮定した場合には、顕熱による炉心冷却効果が向上するものの、表1に示すとおり、飽和水の温度の違いによる比エンタルピ差は、蒸発潜熱に対して小さい。</p> <p>炉心注入の水源である燃料取替用水ピットについては、下表のとおり飽和水の水温が10℃変動したとしても、比エンタルピ差は50kJ/kg未満であり、100℃における蒸発潜熱である約2260kJ/kgに対して十分小さい。</p> <p>したがって、炉心冷却の観点で、支配的な除熱形態である蒸発潜熱に対して、注入水源の温度の影響は小さい。</p> <p>また、注入水源の水温の違いによる事象進展への影響については、仮に注入水源の温度が低かった場合、1次冷却系の減温、減圧が促進されることで、破断流量が低下し、1次冷却系保有水量は高く推移する方向となるが、上述のとおり、その影響は小さい。</p> <p style="text-align: center;">表1 蒸気表</p> <table border="1" data-bbox="286 1078 898 1329"> <thead> <tr> <th rowspan="2">温度 [℃]</th> <th colspan="3">比エンタルピ[kJ/kg]</th> </tr> <tr> <th>飽和水[h']</th> <th>飽和蒸気[h"]</th> <th>蒸発潜熱[h" - h']</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>0</td><td>0.0</td><td>2501</td><td>2501</td></tr> <tr><td>20</td><td>84</td><td>2537</td><td>2453</td></tr> <tr><td>30</td><td>126</td><td>2556</td><td>2430</td></tr> <tr><td>40</td><td>168</td><td>2574</td><td>2406</td></tr> <tr><td>50</td><td>209</td><td>2591</td><td>2382</td></tr> <tr><td>100</td><td>419</td><td>2676</td><td>2257</td></tr> </tbody> </table> <p>※：日本機会学会 蒸気表 JSME STEAM TABLE 1999 BASED ON IAPWS-IF97 より引用</p> <p><input type="text"/>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>	温度 [℃]	比エンタルピ[kJ/kg]			飽和水[h']	飽和蒸気[h"]	蒸発潜熱[h" - h']	0	0.0	2501	2501	20	84	2537	2453	30	126	2556	2430	40	168	2574	2406	50	209	2591	2382	100	419	2676	2257	<p style="text-align: right;">添付資料 7.1.6.7</p> <p style="text-align: center;">「ECCS 注水機能喪失」における注入水源の水温の影響について</p> <p>事故シーケンスグループ「ECCS 注水機能喪失」における1次冷却系の除熱源としては、蒸気発生器を介した2次冷却系除熱、炉心注入及び破断流による放熱並びに再循環運転移行後の余熱除去冷却器による冷却があり、このうち、炉心注入及び破断流による放熱が除熱源として支配的である。</p> <p>炉心への冷却材注入水源は燃料取替用水ピット（低圧注入系）及び蓄圧タンク、また、蒸気発生器への補助給水水源は補助給水ピットであり、それぞれの水源の温度は以下のとおりとしている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・燃料取替用水ピット：<input type="text"/>℃* ・蓄圧タンク：<input type="text"/>℃* ・補助給水ピット：<input type="text"/>℃* <p>※ 保守的に高めの値を設定</p> <p>水温を低く仮定した場合には、顕熱による炉心冷却効果が向上するものの、表1に示すとおり、飽和水の温度の違いによる比エンタルピ差は、蒸発潜熱に対して小さい。</p> <p>炉心注入の水源である燃料取替用水ピットについては、下表のとおり飽和水の水温が10℃変動したとしても、比エンタルピ差は50kJ/kg未満であり、100℃における蒸発潜熱である約2260kJ/kgに対して十分小さい。</p> <p>したがって、炉心冷却の観点で、支配的な除熱形態である蒸発潜熱に対して、注入水源の水温の影響は小さい。</p> <p>また、注入水源の水温の違いによる事象進展への影響については、仮に注入水源の温度が低かった場合、1次冷却系の減温、減圧が促進されることで、破断流量が低下し、1次冷却系保有水量は高く推移する方向となるが、上述のとおり、その影響は小さい。</p> <p style="text-align: center;">表1 蒸気表</p> <table border="1" data-bbox="1256 1098 1731 1339"> <thead> <tr> <th rowspan="2">温度 [℃]</th> <th colspan="3">比エンタルピ[kJ/kg]</th> </tr> <tr> <th>飽和水 (h')</th> <th>飽和蒸気 (h")</th> <th>蒸発潜熱 (h" - h')</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>0</td><td>0.0</td><td>2501</td><td>2501</td></tr> <tr><td>20</td><td>84</td><td>2537</td><td>2453</td></tr> <tr><td>30</td><td>126</td><td>2556</td><td>2430</td></tr> <tr><td>40</td><td>168</td><td>2574</td><td>2406</td></tr> <tr><td>50</td><td>209</td><td>2591</td><td>2382</td></tr> <tr><td>100</td><td>419</td><td>2676</td><td>2257</td></tr> </tbody> </table> <p>※：日本機械学会 蒸気表 JSME STEAM TABLES 1999 BASED ON IAPWS-IF97 より引用</p> <p><input type="text"/>内は商業機密に属しますので公開できません。</p>	温度 [℃]	比エンタルピ[kJ/kg]			飽和水 (h')	飽和蒸気 (h")	蒸発潜熱 (h" - h')	0	0.0	2501	2501	20	84	2537	2453	30	126	2556	2430	40	168	2574	2406	50	209	2591	2382	100	419	2676	2257	<p style="text-align: center;">設計の相違</p>
温度 [℃]		比エンタルピ[kJ/kg]																																																														
	飽和水[h']	飽和蒸気[h"]	蒸発潜熱[h" - h']																																																													
0	0.0	2501	2501																																																													
20	84	2537	2453																																																													
30	126	2556	2430																																																													
40	168	2574	2406																																																													
50	209	2591	2382																																																													
100	419	2676	2257																																																													
温度 [℃]	比エンタルピ[kJ/kg]																																																															
	飽和水 (h')	飽和蒸気 (h")	蒸発潜熱 (h" - h')																																																													
0	0.0	2501	2501																																																													
20	84	2537	2453																																																													
30	126	2556	2430																																																													
40	168	2574	2406																																																													
50	209	2591	2382																																																													
100	419	2676	2257																																																													

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）

7.1.6 ECCS注水機能喪失（添付資料 7.1.6.8 安定状態について）

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 2.6.10</p> <p>安定停止状態について</p> <p>ECCS注水機能喪失(中破断LOCA+高圧注入失敗)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：1次冷却材温度93℃以下</p> <p>(6インチの場合)</p> <p>原子炉安定停止状態の確立について</p> <p>第2.6.10図の解析結果より、1次冷却材の流出による減圧及び2次系強制冷却により1次冷却材圧力が低下することで、事象発生の約5.9分後に蓄圧注入が開始され、約23分後に低圧注入による1次冷却系への補給が開始される。</p> <p>第2.6.11図の注水流量をもとに再循環切替可能時間を算出すると、事象発生の約2.8時間後*に燃料取替用水ピット水位が再循環切替水位(3号炉:12.5%、4号炉:16.0%)に到達し、非常用炉心冷却設備作動信号との一致で再循環自動切換信号が発信し、低圧再循環運転へ移行する。</p> <p>事象発生の約2.8時間以降は低圧再循環運転により炉心の冷却が維持されることから、低圧再循環運転を継続して低温停止状態(1次冷却材温度が93℃以下)に到達した時点原子炉安定停止状態とした。</p> <p>低圧再循環運転による長期安定状態の維持について</p> <p>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、低圧再循環運転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>(4インチの場合)</p> <p>原子炉安定停止状態の確立について</p> <p>第2.6.2.20図の解析結果より、1次冷却材の流出による減圧及び2次系強制冷却により1次冷却材圧力が低下することで、事象発生の約14分後に蓄圧注入が開始され、約31分後に低圧注入による1次冷却系への補給が開始される。</p> <p>第2.6.2.21図の注水流量をもとに再循環切替可能時間を算出すると、事象発生の約3.6時間後*に燃料取替用水ピット水位</p>	<p>添付資料 2.6.3</p> <p>安定状態について</p> <p>LOCA時注水機能喪失時の安定状態については、以下のとおり。</p> <p>原子炉安定停止状態：事象発生後、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた炉心冷却により、炉心冠水が維持でき、また、冷却のための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合、安定停止状態が確立されたものとする。</p> <p>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】</p> <p>原子炉安定停止状態の確立について</p> <p>逃がし安全弁を開保持することで、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、原子炉安定停止状態が確立される。</p> <p>格納容器安定状態の確立について</p> <p>炉心冷却を継続し、事象発生から約44時間後に原子炉格納容器フィルタベント系等による格納容器除熱を開始することで、格納容器圧力及び温度は安定又は低下傾向になり、格納容器温度は150℃を下回るとともに、ドライウエル温度は、低圧注水継続のための逃がし安全弁の機能維持が確認されている126℃を下回り、格納容器安定状態が確立される。なお、除熱機能として原子炉格納容器フィルタベント系等を使用するが、敷地境界での実効線量は約8.3×10^{-4} mSvとなり、燃料破裂は発生しないため、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくリスクを与えることなく、敷地線量での実効線量評価は5 mSvを下回る。</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】</p> <p>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、代替循環冷却系を用いて又は残留熱除去系を復旧して除熱を行い、格納容器を隔離することによって、安定状態の更なる除熱機能の確保及び維持が可能となる。(添付資料 2.1.1 別紙1)</p>	<p>添付資料 7.1.6.8</p> <p>安定状態について</p> <p>ECCS注水機能喪失(中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故)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】</p> <p>【6インチの場合】</p> <p>原子炉安定停止状態の確立について</p> <p>1次冷却材の流出による減圧及び2次冷却系強制冷却によって1次冷却材圧力が低下することで、事象発生4.7分後に蓄圧注入及び26分後に低圧注入による1次冷却系への注水が開始される。</p> <p>第7.1.6.10図の注水流量をもとに再循環切替可能時間を算出すると、事象発生約2.8時間後*¹⁾に燃料取替用水ピット水位が再循環切替可能水位(16.5%)に到達し、再循環切替時間として5分間を考慮しても約3時間後には低圧再循環へ移行することで原子炉を安定して冷却できる状態となるため、事象発生約3時間後を原子炉安定停止状態とした。その後も低圧再循環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>原子炉格納容器安定状態の確立について</p> <p>原子炉格納容器内に溜えした1次冷却材により、原子炉格納容器圧力及び温度は徐々に上昇する。そのため、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る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】</p> <p>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>	

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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失（添付資料 7.1.6.8 安定状態について）

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>が再循環代替水位（3号炉：12.5%、4号炉：16.0%）に到達し、非常用炉心冷却設備作動信号との一致で再循環自動切換信号が発信し、低圧再循環運転へ移行する。</p> <p>事象発生の約 3.6 時間以降は低圧再循環運転により炉心の冷却が維持されることから、低圧再循環運転を継続して低温停止状態（1次冷却材温度が93℃以下）に到達した時点を原子炉の安定停止状態とした。</p> <p>低圧再循環運転による長期安定状態の維持について</p> <p>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、低圧再循環運転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>(2インチの場合)</p> <p>原子炉安定停止状態の確立について</p> <p>第2.6.2.30図の解析結果より、1次冷却材の流出による減圧及び2次系強制冷却により1次冷却材圧力が低下することで、事象発生の約19分後に蓄圧注入及び、約49分後に低圧注入による1次冷却系への補給が開始される。</p> <p>第2.6.2.31図の注水流量をもとに再循環代替時間を算出すると、事象発生の約9.2時間後*に燃料取替用水ピット水位が再循環代替可能水位（3号炉：12.5%、4号炉：16.0%）に到達し、非常用炉心冷却設備作動信号との一致で再循環自動切換信号が発信し、低圧再循環運転へ移行する。</p> <p>事象発生の約 9.2 時間以降は低圧再循環運転により炉心の冷却が維持されることから、低圧再循環運転を継続して低温停止状態（1次冷却材温度が93℃以下）に到達した時点を原子炉の安定停止状態とした。</p> <p>低圧再循環運転による長期安定状態の維持について</p> <p>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、低圧再循環運転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>【4インチの場合】 原子炉安定停止状態の確立について 1次冷却材の流出による減圧及び2次冷却系強制冷却によって1次冷却材圧力が低下することで、事象発生12分後に蓄圧注入及び33分後に低圧注入による1次冷却系への補給が開始される。 第7.1.6.20図の注水流量をもとに再循環代替可能時間を算出すると、事象発生約3.3時間後*¹に燃料取替用水ピット水位が再循環代替可能水位（16.5%）に到達し、再循環代替時間として5分間を考慮しても約4時間後には低圧再循環へ移行することで原子炉を安定して冷却できる状態となるため、事象発生約4時間後を原子炉安定停止状態とした。その後低圧再循環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>原子炉格納容器安定状態の確立について 原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材により、原子炉格納容器圧力及び温度は徐々に上昇する。そのため、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る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> <p>【2インチの場合】 原子炉安定停止状態の確立について 1次冷却材の流出による減圧及び2次冷却系強制冷却によって1次冷却材圧力が低下することで、事象発生18分後に蓄圧注入及び52分後に低圧注入による1次冷却系への補給が開始される。 第7.1.6.30図の注水流量をもとに再循環代替可能時間を算出すると、事象発生約5.5時間後*¹に燃料取替用水ピット水位が再循環代替可能水位（16.5%）に到達し、再循環代替時間として5分間を考慮しても約6時間後には低圧再循環へ移行することで原子炉を安定して冷却できる状態となるため、事象発生約6時間後を原子炉安定停止状態とした。その後低圧再循環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>原子炉格納容器安定状態の確立について 原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材により、原子炉格納容器圧力及び温度は徐々に上昇する。そのため、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る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>	

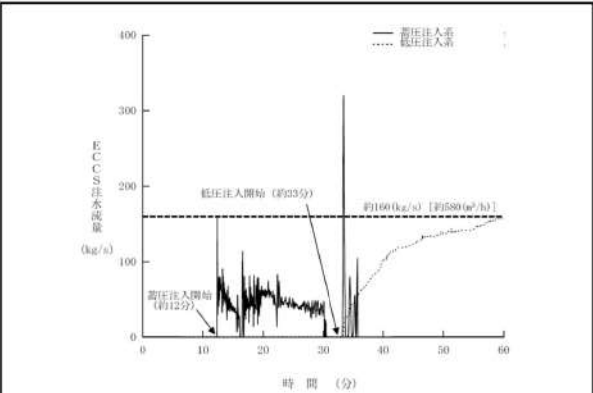
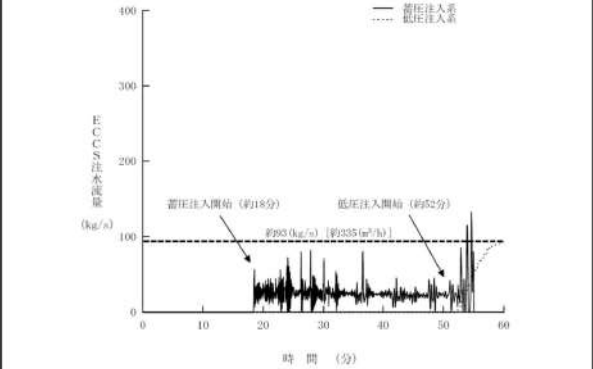
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失（添付資料 7.1.6.8 安定状態について）

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>*：ECCS 注入機能喪失における再循環切替可能時間については、以下の仮定に基づき評価している。本評価において、燃料取替用水ピットの容量は 1,640m³ とする。</p> <p>(6 インチの場合)</p> <p>図1（第2.6.11 図）に示す注水流量の解析結果から、事象発生の60分後までに燃料取替用水ピットから約390m³のほう酸水が注水され、その後は約200kg/s（約720m³/h）で注水が継続されると仮定すると、下式から再循環切替可能となる時間は約2.8時間と見積もられる。</p> $1(h) + \frac{1640(m^3) - 390(m^3)}{720(m^3/h)} = \text{約}2.8(h)$ <p>(4 インチの場合)</p> <p>図2（第2.6.20 図）に示す注水流量の解析結果から、事象発生の60分後までに燃料取替用水ピットから約220m³のほう酸水が注水され、その後は約155kg/s（約558m³/h）で注水が継続されると仮定すると、下式から再循環切替可能となる時間は約3.6時間と見積もられる。</p> $1(h) + \frac{1640(m^3) - 220(m^3)}{558(m^3/h)} = \text{約}3.6(h)$ <p>(2 インチの場合)</p> <p>図3（第2.6.30 図）に示す注水流量の解析結果から、事象発生の60分後までに燃料取替用水ピットから約25m³のほう酸水が注水され、その後は約55kg/s（約198m³/h）で注水が継続されると仮定すると、下式から再循環切替可能となる時間は約9.2時間と見積もられる。</p> $1(h) + \frac{1640(m^3) - 25(m^3)}{198(m^3/h)} = \text{約}9.2(h)$		<p>*1：ECCS注水機能喪失における再循環切替可能時間については、以下の仮定に基づき評価している。本評価において、燃料取替用水ピットの容量は1520（m³）とする。</p> <p>(6 インチの場合)</p> <p>図1（第7.1.6.10 図）に示す注水流量の解析結果から、事象発生の60分後までに燃料取替用水ピットから約330m³のほう酸水が注水され、その後は約670m³/hで注水が継続されると仮定すると、下式から再循環切替可能となる時間は約2.8時間と見積もられる。</p> $1(h) + \frac{1520(m^3) - 330(m^3)}{670(m^3/h)} = \text{約}2.8(h)$ <p>(4 インチの場合)</p> <p>図2（第7.1.6.20 図）に示す注水流量の解析結果から、事象発生の60分後までに燃料取替用水ピットから約190m³のほう酸水が注水され、その後は約580m³/hで注水が継続されると仮定すると、下式から再循環切替可能となる時間は約3.3時間と見積もられる。</p> $1(h) + \frac{1520(m^3) - 190(m^3)}{580(m^3/h)} = \text{約}3.3(h)$ <p>(2 インチの場合)</p> <p>図3（第7.1.6.30 図）に示す注水流量の解析結果から、事象発生の60分後までに燃料取替用水ピットから約28m³のほう酸水が注水され、その後は約335m³/hで注水が継続されると仮定すると、下式から再循環切替可能となる時間は約5.5時間と見積もられる。</p> $1(h) + \frac{1520(m^3) - 28(m^3)}{335(m^3/h)} = \text{約}5.5(h)$ <p>図1 ECCS注水流量の推移（6インチ破断）</p>	

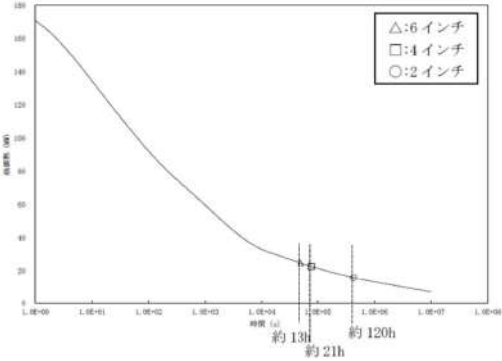
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失（添付資料 7.1.6.8 安定状態について）

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>図2 ECCS注水流量の推移（4インチ破断）</p>  <p>図3 ECCS注水流量の推移（2インチ破断）</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失（添付資料 7.1.6.8 安定状態について）

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>※2：下表に示す条件における余熱除去冷却器の除熱量を算出し、炉心崩壊熱と余熱除去冷却器による除熱量が等しくなるまでの時間を概略評価した。その結果、下図に示す時間で炉心崩壊熱と余熱除去冷却器による除熱量が等しくなり、その後は、余熱除去冷却器による除熱量が上回ることから、低圧再循環運転を継続することで、低温停止状態に移行できる。</p> <p>（余熱除去冷却器による除熱量の評価条件）</p> <table border="1" data-bbox="1406 339 1906 456"> <thead> <tr> <th>破断口径</th> <th>炉心注水流量 (m³/h)</th> <th>補機冷却水 入口温度 (°C)</th> <th>再循環サンプル水 温度 (°C)</th> <th>余熱除去冷却器 (2基) 合計の除熱量 (MW)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>6 インチ</td> <td>670</td> <td rowspan="3">40</td> <td rowspan="3">93</td> <td>約 25</td> </tr> <tr> <td>4 インチ</td> <td>580</td> <td>約 23</td> </tr> <tr> <td>2 インチ</td> <td>335</td> <td>約 16</td> </tr> </tbody> </table> 	破断口径	炉心注水流量 (m ³ /h)	補機冷却水 入口温度 (°C)	再循環サンプル水 温度 (°C)	余熱除去冷却器 (2基) 合計の除熱量 (MW)	6 インチ	670	40	93	約 25	4 インチ	580	約 23	2 インチ	335	約 16	
破断口径	炉心注水流量 (m ³ /h)	補機冷却水 入口温度 (°C)	再循環サンプル水 温度 (°C)	余熱除去冷却器 (2基) 合計の除熱量 (MW)															
6 インチ	670	40	93	約 25															
4 インチ	580			約 23															
2 インチ	335			約 16															

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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失（添付資料 7.1.6.9 ECCS 注水機能喪失事象の破断スペクトルについて）

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">添付資料 2.6.11 ECCS 注水機能喪失事象の破断スペクトルについて</p> <p>1. 破断口径別の評価の考え方について 事故シーケンスグループ「ECCS 注水機能喪失」における重要事故シーケンスである「中破断 LOCA 時に高圧注入に失敗する事故」は、破断口径によって1次冷却材の流出流量が異なることから、炉心損傷防止の観点で、炉心が露出する時期に対する蓄圧注入、低圧注入が有効となるタイミングが重要となる。</p> <p>2. 破断口径別の解析結果について 「中破断 LOCA 時に高圧注入に失敗する事故」において対象とした破断口径である 2、4、6 インチそれぞれの事象進展の特徴を踏まえた解析結果を以下に示すとともに、事象進展を表1に整理する。また、1次冷却材圧力、1次冷却系保有水量、気泡炉心水位及び燃料被覆管温度の推移を図1から図12に示す。</p> <p>a. 6インチ 破断口径が比較的大きいことから、事象初期の破断流量が多くなるとともに1次冷却材圧力の低下が早くなり、事象発生約 3 分後にループシールが解除される。その後、1次冷却材の圧力低下により、事象発生約 5.9 分後に蓄圧注入が開始され、事象発生約 11 分後に2次冷却系強制冷却を開始し、事象発生約 23 分後に低圧注入が開始される。その結果、炉心は一時的に露出するものの、その後再冠水することで燃料被覆管温度は低下する。</p> <p>b. 4インチ 事象初期の破断流量及び1次冷却材圧力の低下は2インチ破断と6インチ破断の中間程度となり、事象発生約 7 分後にループシールが解除される。その後、1次冷却系保有水量の低下により、事象発生約 9.8 分後に一時的に炉心は露出するが、1次冷却材圧力の低下により、事象発生約 11 分後に2次冷却系強制冷却を開始し、事象発生約 14 分後に蓄圧注入が開始されることで、燃料被覆管温度は事象発生約 16 分後に約 891℃を最高値として低下に転じるとともに、事象発生約 19 分後に炉心は再冠水する。その後、事象発生約 31 分後に低圧注入が開始されることで事象は収束する。</p> <p>c. 2インチ 破断口径が比較的小さいことから、事象初期の破断流量が少なくなるとともに、1次冷却材圧力の低下が遅くなる。その後、事象発生約 12 分後に2次冷却系強制冷却を開始し、事象発生約 19 分後に蓄圧注入が開始され、事象発生約 49 分後に低圧注入が開始される。その結果、炉心が露出することなく事象は収束する。</p>	<p style="text-align: center;">添付資料 7.1.6.9 ECCS 注水機能喪失事象の破断スペクトルについて</p> <p>1. 破断口径別の評価の考え方について 事故シーケンスグループ「ECCS 注水機能喪失」における重要事故シーケンスである「中破断 LOCA 時に高圧注入機能が喪失する事故」は、破断口径によって1次冷却材の流出流量が異なることから、炉心損傷防止の観点で、炉心が露出する時期に対する蓄圧注入、低圧注入が有効となるタイミングが重要となる。</p> <p>2. 破断口径別の解析結果について 「中破断 LOCA 時に高圧注入機能が喪失する事故」において対象とした破断口径である 2、4、6 インチそれぞれの事象進展の特徴を踏まえた解析結果を以下に示すとともに、事象進展を表1に整理する。また、1次冷却材圧力、1次冷却系保有水量、気泡炉心水位及び燃料被覆管温度の推移を図1から図12に示す。</p> <p>a. 6インチ 破断口径が比較的大きいことから、事象初期の破断流量が多くなるとともに1次冷却材圧力の低下が早くなり、事象発生約 2.3 分後にループシールが解除される。その後、1次冷却材圧力の低下により、事象発生約 4.7 分後に蓄圧注入が開始され、事象発生約 11 分後に2次冷却系強制冷却を開始し、事象発生約 26 分後に低圧注入が開始される。その結果、炉心は露出することなく事象は収束する。</p> <p>b. 4インチ 事象初期の破断流量及び1次冷却材圧力の低下は2インチ破断と6インチ破断の中間程度となり、事象発生約 5.3 分後にループシールが解除される。その後、1次冷却系保有水量の減少により、事象発生約 9.8 分後に一時的に炉心は露出するが、1次冷却材圧力の低下により、事象発生約 11 分（683秒）後に2次冷却系強制冷却を開始し、事象発生約 12 分（731秒）後に蓄圧注入が開始されることで、燃料被覆管温度は事象発生約 17 分後に約 688℃を最高値として低下に転じるとともに、事象発生約 18 分後に炉心は再冠水する。その後、事象発生約 33 分後に低圧注入が開始されることで事象は収束する。</p> <p>c. 2インチ 破断口径が比較的小さいことから、事象初期の破断流量が少なくなるとともに、1次冷却材圧力の低下が遅くなる。その後、事象発生約 12 分後に2次冷却系強制冷却を開始し、事象発生約 18 分後に蓄圧注入が開始され、事象発生約 52 分後に低圧注入が開始される。その後、ループシールの形成により一時的な水位の低下はあるものの炉心は露出することなく事象は収束する。</p>	<p style="text-align: center;">解析結果の相違</p>

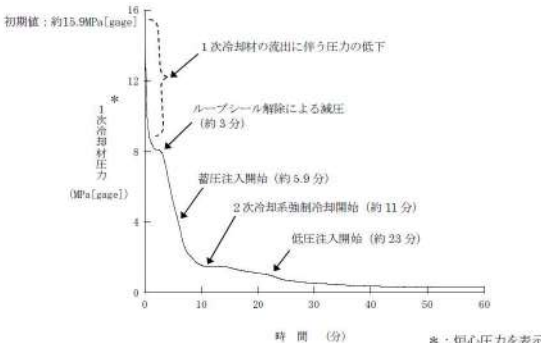
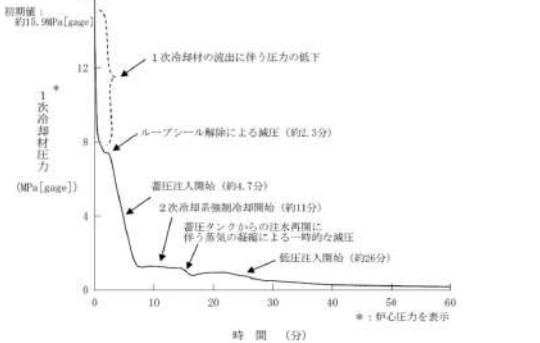
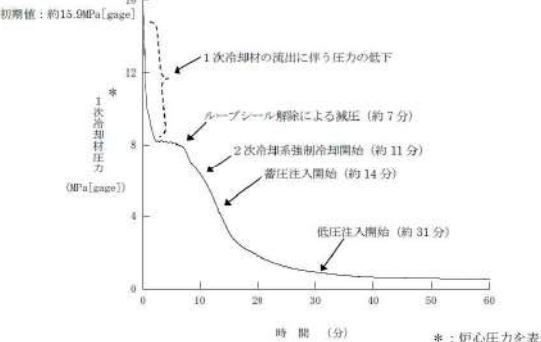
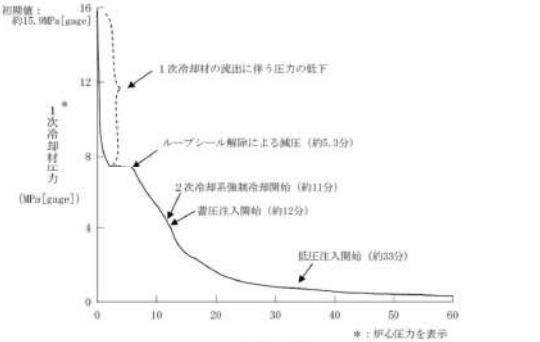
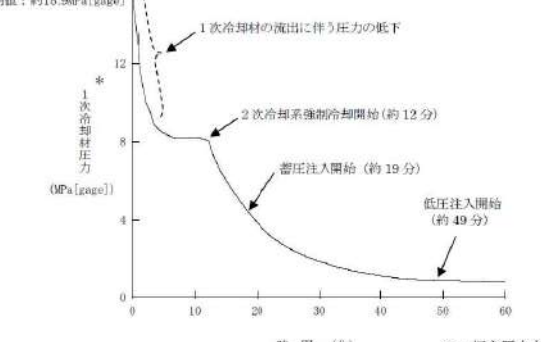
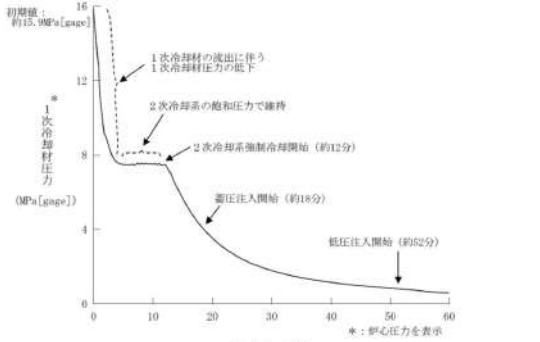
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.6 ECCS注水機能喪失（添付資料 7.1.6.9 ECCS注水機能喪失事象の破断スペクトルについて）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																										
<p>d. 4インチから2インチの間の傾向 破断口径が比較的小さいことから、事象初期の破断流量が少なくなるとともに1次冷却材圧力の低下が遅くなり、蓄圧注入及び低圧注入の開始は遅れていくが、1次冷却系保有水量の低下は少なく、炉心が露出しにくくなることから、燃料被覆管温度は低くなる傾向となる。</p> <p>e. 4インチから6インチの間の傾向 破断口径が比較的大きいことから、事象初期の破断流量が多くなるとともに1次冷却材圧力の低下が早くなり、事象初期にループシールが解除される。その後、2次冷却系強制冷却開始前に蓄圧注入が開始されることにより炉心水位は回復し、低圧注入開始までの時間が比較的小さいことから、燃料被覆管温度が低下する傾向となる。</p>	<p>d. 4インチから2インチの間の傾向 破断口径が比較的小さいことから、事象初期の破断流量が少なくなるとともに1次冷却材圧力の低下が遅くなり、蓄圧注入及び低圧注入の開始は遅れていくが、1次冷却系保有水量の減少が少なく、炉心が露出しにくくなることから、燃料被覆管温度は低くなる傾向となる。</p> <p>e. 4インチから6インチの間の傾向 破断口径が比較的大きいことから、事象初期の破断流量が多くなるとともに1次冷却材圧力の低下が早くなり、事象初期にループシールが解除される。その後、2次冷却系強制冷却開始前に蓄圧注入が開始されることにより炉心水位は回復し、低圧注入開始までの時間が比較的小さいことから、燃料被覆管温度が低下する傾向となる。</p>																																																																																											
<p>表1 中破断LOCA+高圧注入失敗の破断スペクトル解析結果</p> <table border="1" data-bbox="152 638 1041 965"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>6インチ破断</th> <th>4インチ破断</th> <th>2インチ破断</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ECCS作動限界値到達</td> <td>約16秒</td> <td>約24秒</td> <td>約65秒</td> <td>原子炉圧力低</td> </tr> <tr> <td>ループシール解除</td> <td>約3分</td> <td>約7分</td> <td>—</td> <td></td> </tr> <tr> <td>蓄圧注入開始</td> <td>約5.9分</td> <td>約14分</td> <td>約19分</td> <td></td> </tr> <tr> <td>2次冷却系強制冷却開始</td> <td>約11分</td> <td>約11分</td> <td>約12分</td> <td>SI発信+11分</td> </tr> <tr> <td>低圧注入開始</td> <td>約23分</td> <td>約31分</td> <td>約49分</td> <td></td> </tr> <tr> <td>蓄圧注入終了</td> <td>約24分</td> <td>約33分</td> <td>約61分</td> <td></td> </tr> <tr> <td>燃料被覆管最高温度時刻</td> <td>約22分</td> <td>約16分</td> <td>—</td> <td></td> </tr> <tr> <td>燃料被覆管最高温度</td> <td>約581℃</td> <td>約891℃</td> <td>初期値以下</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	項目	6インチ破断	4インチ破断	2インチ破断	備考	ECCS作動限界値到達	約16秒	約24秒	約65秒	原子炉圧力低	ループシール解除	約3分	約7分	—		蓄圧注入開始	約5.9分	約14分	約19分		2次冷却系強制冷却開始	約11分	約11分	約12分	SI発信+11分	低圧注入開始	約23分	約31分	約49分		蓄圧注入終了	約24分	約33分	約61分		燃料被覆管最高温度時刻	約22分	約16分	—		燃料被覆管最高温度	約581℃	約891℃	初期値以下		<p>表1 中破断LOCA+高圧注入失敗の破断スペクトル解析結果</p> <table border="1" data-bbox="1070 625 1933 986"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>6インチ破断</th> <th>4インチ破断</th> <th>2インチ破断</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ECCS作動限界値到達</td> <td>約14秒</td> <td>約21秒</td> <td>約61秒</td> <td>原子炉圧力異常低</td> </tr> <tr> <td>ループシール解除</td> <td>約2.3分</td> <td>約5.3分</td> <td>約53分</td> <td></td> </tr> <tr> <td>蓄圧注入開始</td> <td>約4.7分</td> <td>約12分</td> <td>約18分</td> <td></td> </tr> <tr> <td>2次冷却系強制冷却開始</td> <td>約11分</td> <td>約11分</td> <td>約12分</td> <td>SI発信+11分</td> </tr> <tr> <td>低圧注入開始</td> <td>約26分</td> <td>約33分</td> <td>約52分</td> <td></td> </tr> <tr> <td>蓄圧注入終了</td> <td>約26分</td> <td>約36分</td> <td>約55分</td> <td></td> </tr> <tr> <td>燃料被覆管最高温度時刻</td> <td>—</td> <td>約17分</td> <td>—</td> <td></td> </tr> <tr> <td>燃料被覆管最高温度</td> <td>初期値以下</td> <td>約688℃</td> <td>初期値以下</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	項目	6インチ破断	4インチ破断	2インチ破断	備考	ECCS作動限界値到達	約14秒	約21秒	約61秒	原子炉圧力異常低	ループシール解除	約2.3分	約5.3分	約53分		蓄圧注入開始	約4.7分	約12分	約18分		2次冷却系強制冷却開始	約11分	約11分	約12分	SI発信+11分	低圧注入開始	約26分	約33分	約52分		蓄圧注入終了	約26分	約36分	約55分		燃料被覆管最高温度時刻	—	約17分	—		燃料被覆管最高温度	初期値以下	約688℃	初期値以下		
項目	6インチ破断	4インチ破断	2インチ破断	備考																																																																																								
ECCS作動限界値到達	約16秒	約24秒	約65秒	原子炉圧力低																																																																																								
ループシール解除	約3分	約7分	—																																																																																									
蓄圧注入開始	約5.9分	約14分	約19分																																																																																									
2次冷却系強制冷却開始	約11分	約11分	約12分	SI発信+11分																																																																																								
低圧注入開始	約23分	約31分	約49分																																																																																									
蓄圧注入終了	約24分	約33分	約61分																																																																																									
燃料被覆管最高温度時刻	約22分	約16分	—																																																																																									
燃料被覆管最高温度	約581℃	約891℃	初期値以下																																																																																									
項目	6インチ破断	4インチ破断	2インチ破断	備考																																																																																								
ECCS作動限界値到達	約14秒	約21秒	約61秒	原子炉圧力異常低																																																																																								
ループシール解除	約2.3分	約5.3分	約53分																																																																																									
蓄圧注入開始	約4.7分	約12分	約18分																																																																																									
2次冷却系強制冷却開始	約11分	約11分	約12分	SI発信+11分																																																																																								
低圧注入開始	約26分	約33分	約52分																																																																																									
蓄圧注入終了	約26分	約36分	約55分																																																																																									
燃料被覆管最高温度時刻	—	約17分	—																																																																																									
燃料被覆管最高温度	初期値以下	約688℃	初期値以下																																																																																									

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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失（添付資料 7.1.6.9 ECCS 注水機能喪失事象の破断スペクトルについて）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>初期値：約15.9MPa[gauge]</p> <p>1次冷却材の流出に伴う圧力の低下</p> <p>ループシール解除による減圧 (約3分)</p> <p>蓄圧注入開始 (約5.9分)</p> <p>2次冷却系強制冷却開始 (約11分)</p> <p>低圧注入開始 (約23分)</p> <p>時間 (分) *：炉心圧力を表示</p>	 <p>初期値：約15.9MPa[gauge]</p> <p>1次冷却材の流出に伴う圧力の低下</p> <p>ループシール解除による減圧 (約2.3分)</p> <p>蓄圧注入開始 (約4.7分)</p> <p>2次冷却系強制冷却開始 (約11分)</p> <p>蓄圧タンクからの注水再開に伴う蒸気の凝縮による一時的な減圧</p> <p>低圧注入開始 (約26分)</p> <p>時間 (分) *：炉心圧力を表示</p>	
<p>図1 1次冷却材圧力の推移（6インチ破断）</p>	<p>図1 1次冷却材圧力の推移（6インチ破断）</p>	
 <p>初期値：約15.9MPa[gauge]</p> <p>1次冷却材の流出に伴う圧力の低下</p> <p>ループシール解除による減圧 (約7分)</p> <p>2次冷却系強制冷却開始 (約11分)</p> <p>蓄圧注入開始 (約14分)</p> <p>低圧注入開始 (約31分)</p> <p>時間 (分) *：炉心圧力を表示</p>	 <p>初期値：約15.9MPa[gauge]</p> <p>1次冷却材の流出に伴う圧力の低下</p> <p>ループシール解除による減圧 (約5.3分)</p> <p>2次冷却系強制冷却開始 (約11分)</p> <p>蓄圧注入開始 (約12分)</p> <p>低圧注入開始 (約33分)</p> <p>時間 (分) *：炉心圧力を表示</p>	
<p>図2 1次冷却材圧力の推移（4インチ破断）</p>	<p>図2 1次冷却材圧力の推移（4インチ破断）</p>	
 <p>初期値：約15.9MPa[gauge]</p> <p>1次冷却材の流出に伴う圧力の低下</p> <p>2次冷却系強制冷却開始 (約12分)</p> <p>蓄圧注入開始 (約19分)</p> <p>低圧注入開始 (約49分)</p> <p>時間 (分) *：炉心圧力を表示</p>	 <p>初期値：約15.9MPa[gauge]</p> <p>1次冷却材の流出に伴う1次冷却材圧力の低下</p> <p>2次冷却系の飽和圧力で維持</p> <p>2次冷却系強制冷却開始 (約12分)</p> <p>蓄圧注入開始 (約18分)</p> <p>低圧注入開始 (約52分)</p> <p>時間 (分) *：炉心圧力を表示</p>	
<p>図3 1次冷却材圧力の推移（2インチ破断）</p>	<p>図3 1次冷却材圧力の推移（2インチ破断）</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失（添付資料 7.1.6.9 ECCS 注水機能喪失事象の破断スペクトルについて）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図4 1次冷却系保有水量の推移（6インチ破断）</p>	<p>図4 1次冷却系保有水量の推移（6インチ破断）</p>	
<p>図5 1次冷却系保有水量の推移（4インチ破断）</p>	<p>図5 1次冷却系保有水量の推移（4インチ破断）</p>	
<p>図6 1次冷却系保有水量の推移（2インチ破断）</p>	<p>図6 1次冷却系保有水量の推移（2インチ破断）</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失（添付資料 7.1.6.9 ECCS 注水機能喪失事象の破断スペクトルについて）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図7 気泡炉心水位の推移（6インチ破断）</p>	<p>図7 気泡炉心水位の推移（6インチ破断）</p>	
<p>図8 気泡炉心水位の推移（4インチ破断）</p>	<p>図8 気泡炉心水位の推移（4インチ破断）</p>	
<p>図9 気泡炉心水位の推移（2インチ破断）</p>	<p>図9 気泡炉心水位の推移（2インチ破断）</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失 (添付資料 7.1.6.9 ECCS 注水機能喪失事象の破断スペクトルについて)

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>燃料被覆管最高温度：1,200°C</p> <p>燃料被覆管最高温度 約581°C (約22分)</p> <p>蓄圧注入開始 (約5.9分)</p> <p>炉心露出 (約13分)</p> <p>炉心再冠水 (約22分)</p> <p>低圧注入開始 (約23分)</p> <p>ループシールの形成と解除および1次冷却材の流出による一時的な炉心の露出</p> <p>時間 (分)</p> <p>図10 燃料被覆管温度の推移 (6インチ破断)</p>	<p>燃料被覆管最高温度 (1,200°C)</p> <p>初期値：約380°C</p> <p>1次冷却系の減圧に伴う温度低下</p> <p>蓄圧注入開始 (約4.7分)</p> <p>低圧注入開始 (約26分)</p> <p>燃料被覆管温度 (°C)</p> <p>時間 (分)</p> <p>図10 燃料被覆管温度の推移 (6インチ破断)</p>	
<p>燃料被覆管最高温度：1,200°C</p> <p>ループシールの形成による一時的な燃料被覆管温度の上昇とループシール解除による燃料被覆管温度の低下</p> <p>燃料被覆管最高温度 約891°C (約16分)</p> <p>炉心再冠水 (約19分)</p> <p>低圧注入開始 (約31分)</p> <p>炉心露出 (約9.8分)</p> <p>蓄圧注入開始 (約14分)</p> <p>燃料被覆管温度 (°C)</p> <p>時間 (分)</p> <p>図11 燃料被覆管温度の推移 (4インチ破断)</p>	<p>燃料被覆管最高温度 (1,200°C)</p> <p>燃料被覆管最高温度 約688°C (約11分)</p> <p>炉心再冠水 (約18分)</p> <p>低圧注入開始 (約33分)</p> <p>炉心露出 (約9.8分)</p> <p>蓄圧注入開始 (約11分)</p> <p>燃料被覆管温度 (°C)</p> <p>時間 (分)</p> <p>図11 燃料被覆管温度の推移 (4インチ破断)</p>	
<p>燃料被覆管最高温度：1,200°C</p> <p>初期値：約390°C</p> <p>1次冷却材の流出に伴う1次冷却系の減圧による温度低下</p> <p>2次冷却系強制冷却に伴う1次冷却系の減圧による温度低下</p> <p>蓄圧注入開始 (約19分)</p> <p>低圧注入開始 (約49分)</p> <p>燃料被覆管温度 (°C)</p> <p>時間 (分)</p> <p>図12 燃料被覆管温度の推移 (2インチ破断)</p>	<p>燃料被覆管最高温度 (1,200°C)</p> <p>初期値：約380°C</p> <p>1次冷却材の流出に伴う1次冷却系の減圧による温度低下</p> <p>2次冷却系強制冷却に伴う1次冷却系の減圧による温度低下</p> <p>蓄圧注入開始 (約18分)</p> <p>低圧注入開始 (約52分)</p> <p>燃料被覆管温度 (°C)</p> <p>時間 (分)</p> <p>図12 燃料被覆管温度の推移 (2インチ破断)</p>	

7.1.6 ECCS 注水機能喪失（添付資料 7.1.6.10 ECCS 注水機能喪失時における2次冷却系強制冷却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 2.6.12</p> <p style="text-align: center;">ECCS 注水機能喪失時における2次冷却系強制冷却操作の時間余裕について</p> <p>1. はじめに</p> <p>事故シーケンスグループ「ECCS 注水機能喪失」においては、破断口径により1次冷却材の流出流量が異なることから、1次冷却材の圧力低下による蓄圧注入及び低圧注入が開始されるタイミングも異なる。また、破断口径が小さくなることで1次冷却材の圧力低下が遅くなり、2次冷却系強制冷却の効果は大きくなる。そこで、炉心が露出し、燃料被覆管温度の観点から最も厳しい4インチ破断及び炉心は露出ししないものの、蓄圧注入開始より約7分も前に2次冷却系強制冷却を開始することから、操作が遅くなった場合の影響が大きいと考えられる2インチ破断を対象に感度解析を実施し、操作時間余裕を確認した。</p> <p>2. 影響確認</p> <p>2次冷却系強制冷却操作の開始条件として、「非常用炉心冷却設備作動信号発信」から10分後に操作を開始し、1分で操作完了するものと仮定している。本操作は、中央制御室から操作を開始することから、解析上の設定時間内に操作可能であると考えられるが、2次冷却系強制冷却操作の開始条件を「非常用炉心冷却設備作動信号発信」から13分後に操作を開始し、1分で操作完了するものとして、基本ケースから3分の遅れを考慮して感度解析を実施し、その結果を表1に整理した。</p> <p>4インチ破断では、図1から図6に示すとおり2次冷却系強制冷却開始が遅れることで1次冷却材圧力がわずかに高く推移し、1次冷却系からの漏えい量が多くなるとともに蓄圧注入流量が少なくなる。その結果、1次冷却系保有水量の回復が遅くなることで炉心再冠水が約4分遅くなり、燃料被覆管最高温度が約224℃上昇し、約1,115℃となる。</p> <p>2インチ破断では、図7から図12に示すとおり2次冷却系強制冷却開始が遅れることで1次冷却材圧力がわずかに高く推移し、1次冷却系からの漏えい量が多くなるとともに蓄圧注入の開始が遅くなる。その結果、1次冷却系保有水量は減少するが、炉心は冠水状態を維持することから、燃料被覆管温度は初期値（約390℃）以下となる。</p> <p>しかしながら、4インチ破断及び2インチ破断のいずれにおいても、燃料被覆管最高温度1,200℃に対して十分な余裕がある。また、燃料被覆管の酸化量は4インチ破断で約9.3%、2インチ破断で0.1%未満に留まることから、15%以下となる。</p> <p>以上のことから、2次冷却系強制冷却操作の時間余裕として3分程度の時間余裕があることが確認できた。よって、操作時間余裕として、非常用炉心冷却設備作動信号発信から13分程度は確保できる。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 7.1.6.10</p> <p style="text-align: center;">ECCS 注水機能喪失時における2次冷却系強制冷却操作の時間余裕について</p> <p>1. はじめに</p> <p>事故シーケンスグループ「ECCS 注水機能喪失」においては、破断口径により1次冷却材の流出流量が異なることから、1次冷却材の圧力低下による蓄圧注入及び低圧注入が開始されるタイミングも異なる。また、破断口径が小さくなることで1次冷却材の圧力低下が遅くなり、2次冷却系強制冷却の効果は大きくなる。そこで、炉心が露出し、燃料被覆管温度の観点から最も厳しい4インチ破断及び炉心は露出ししないものの、蓄圧注入開始より約6分も前に2次冷却系強制冷却を開始することから、操作が遅くなった場合の影響が大きいと考えられる2インチ破断を対象に感度解析を実施し、操作時間余裕を確認した。</p> <p>2. 影響確認</p> <p>2次冷却系強制冷却操作の開始条件として、「非常用炉心冷却設備作動信号発信」から10分後に操作を開始し、1分で操作完了するものと仮定している。本操作は、中央制御室から操作を開始することから、解析上の設定時間内に操作可能であると考えられるが、2インチ破断及び4インチ破断を対象として、2次冷却系強制冷却操作の開始条件を「非常用炉心冷却設備作動信号発信」から15分後に操作を開始し、1分で操作完了するものとして、基本ケースから5分の遅れを考慮して感度解析を実施し、その結果を表1に整理した。</p> <p>4インチ破断では、図1から図6に示すとおり2次冷却系強制冷却開始が遅れることで1次冷却材圧力がわずかに高く推移し、1次冷却系からの漏えい量が多くなるとともに蓄圧注入流量が少なくなる。その結果、1次冷却系保有水量の回復が遅くなることで炉心再冠水が約7分遅くなり、燃料被覆管最高温度が約94℃上昇し、約782℃となる。</p> <p>2インチ破断では、図7から図12に示すとおり2次冷却系強制冷却開始が遅れることで1次冷却材圧力がわずかに高く推移し、1次冷却系からの漏えい量が多くなるとともに蓄圧注入の開始が遅くなる。その結果、1次冷却系保有水量は減少するが、炉心は冠水状態を維持することから、燃料被覆管温度は初期値（約380℃）以下となる。</p> <p>しかしながら、4インチ破断及び2インチ破断のいずれにおいても、燃料被覆管最高温度1,200℃に対して十分な余裕がある。また、燃料被覆管の酸化量は4インチ破断で約0.3%、2インチ破断で0.1%未満に留まることから、15%以下となる。</p> <p>以上のことから、2次冷却系強制冷却操作の時間余裕として5分程度の時間余裕があることが確認できた。よって、操作時間余裕として、非常用炉心冷却設備作動信号発信から15分程度は確保できる。</p>	<p>解析結果の相違</p> <p>対象の明確化 解析条件の相違</p> <p>解析結果の相違</p>

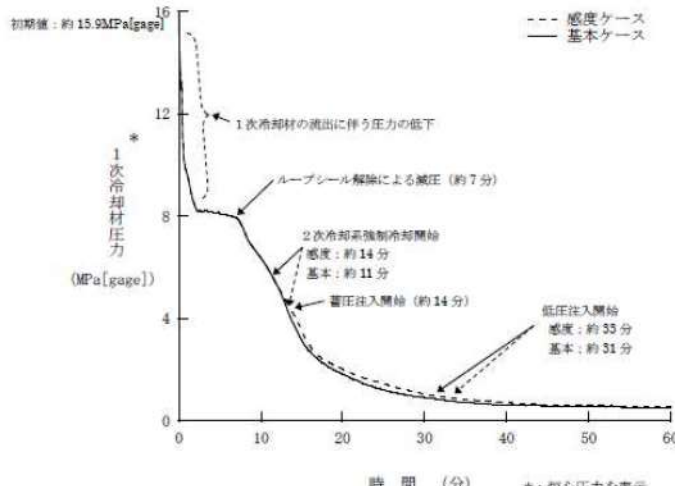
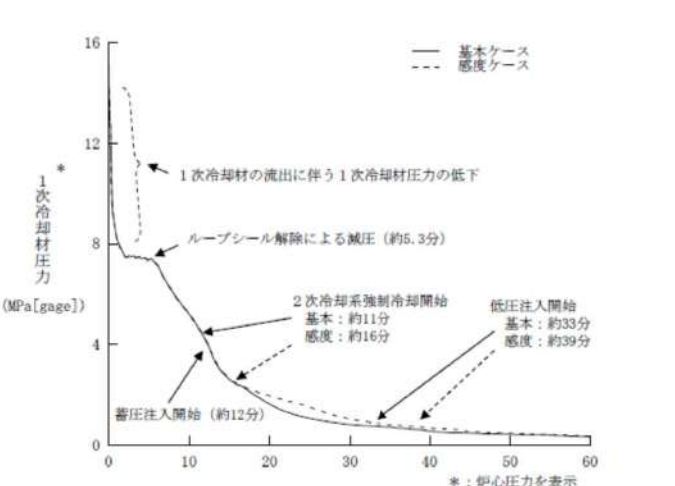
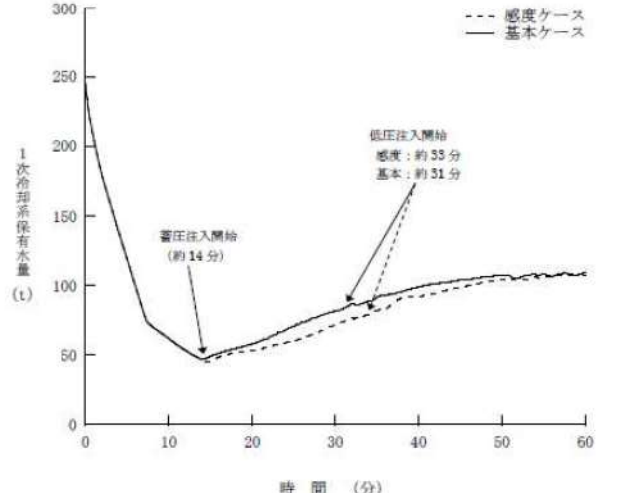
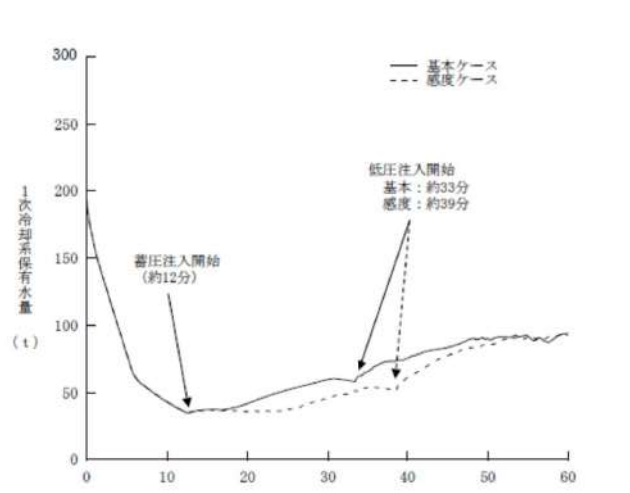
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.6 ECCS注水機能喪失（添付資料 7.1.6.10 ECCS注水機能喪失時における2次冷却系強制冷却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>表1 ECCS注水機能喪失時の運転員等操作余裕時間感度解析結果</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>4インチ(基本)</th> <th>4インチ(感度)</th> <th>2インチ(基本)</th> <th>2インチ(感度)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ECCS作動限界値到達</td> <td>約24秒</td> <td>同左</td> <td>約65秒</td> <td>約65秒</td> </tr> <tr> <td>ループシール解除</td> <td>約7分</td> <td>同左</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>蓄圧注入開始</td> <td>約14分</td> <td>同左</td> <td>約19分</td> <td>約22分</td> </tr> <tr> <td>2次冷却系強制冷却開始</td> <td>約11分</td> <td>約14分</td> <td>約12分</td> <td>約15分</td> </tr> <tr> <td>低圧注入開始</td> <td>約31分</td> <td>約33分</td> <td>約49分</td> <td>約58分</td> </tr> <tr> <td>蓄圧注入終了</td> <td>約33分</td> <td>約38分</td> <td>約61分</td> <td>約69分</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆管最高温度時刻</td> <td>約16分</td> <td>約19分</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆管最高温度</td> <td>約891℃</td> <td>約1,115℃</td> <td>初期値以下</td> <td>初期値以下</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆管酸化量</td> <td>約1.7%</td> <td>約9.3%</td> <td>0.1%未満</td> <td>0.1%未満</td> </tr> </tbody> </table>					項目	4インチ(基本)	4インチ(感度)	2インチ(基本)	2インチ(感度)		ECCS作動限界値到達	約24秒	同左	約65秒	約65秒	ループシール解除	約7分	同左	—	—	蓄圧注入開始	約14分	同左	約19分	約22分	2次冷却系強制冷却開始	約11分	約14分	約12分	約15分	低圧注入開始	約31分	約33分	約49分	約58分	蓄圧注入終了	約33分	約38分	約61分	約69分	燃料被覆管最高温度時刻	約16分	約19分	—	—	燃料被覆管最高温度	約891℃	約1,115℃	初期値以下	初期値以下	燃料被覆管酸化量	約1.7%	約9.3%	0.1%未満	0.1%未満	<p>表1 ECCS注水機能喪失時の運転員等操作余裕時間感度解析結果</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>4インチ(基本)</th> <th>4インチ(感度)</th> <th>2インチ(基本)</th> <th>2インチ(感度)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ECCS作動限界値到達</td> <td>約21秒</td> <td>同左</td> <td>約61秒</td> <td>同左</td> </tr> <tr> <td>ループシール解除</td> <td>約5.3分</td> <td>同左</td> <td>約53分</td> <td>約47分</td> </tr> <tr> <td>蓄圧注入開始</td> <td>約12分</td> <td>同左</td> <td>約18分</td> <td>約23分</td> </tr> <tr> <td>2次冷却系強制冷却開始</td> <td>約11分</td> <td>約16分</td> <td>約12分</td> <td>約17分</td> </tr> <tr> <td>低圧注入開始</td> <td>約33分</td> <td>約39分</td> <td>約52分</td> <td>約55分</td> </tr> <tr> <td>蓄圧注入終了</td> <td>約36分</td> <td>約40分</td> <td>約55分</td> <td>約57分</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆管最高温度時刻</td> <td>約17分</td> <td>約23分</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆管最高温度</td> <td>約688℃</td> <td>約782℃</td> <td>初期値以下</td> <td>初期値以下</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆管酸化量</td> <td>約0.1%</td> <td>約0.3%</td> <td>0.1%未満</td> <td>0.1%未満</td> </tr> </tbody> </table>					項目	4インチ(基本)	4インチ(感度)	2インチ(基本)	2インチ(感度)	ECCS作動限界値到達	約21秒	同左	約61秒	同左	ループシール解除	約5.3分	同左	約53分	約47分	蓄圧注入開始	約12分	同左	約18分	約23分	2次冷却系強制冷却開始	約11分	約16分	約12分	約17分	低圧注入開始	約33分	約39分	約52分	約55分	蓄圧注入終了	約36分	約40分	約55分	約57分	燃料被覆管最高温度時刻	約17分	約23分	—	—	燃料被覆管最高温度	約688℃	約782℃	初期値以下	初期値以下	燃料被覆管酸化量	約0.1%	約0.3%	0.1%未満	0.1%未満
項目	4インチ(基本)	4インチ(感度)	2インチ(基本)	2インチ(感度)																																																																																																										
ECCS作動限界値到達	約24秒	同左	約65秒	約65秒																																																																																																										
ループシール解除	約7分	同左	—	—																																																																																																										
蓄圧注入開始	約14分	同左	約19分	約22分																																																																																																										
2次冷却系強制冷却開始	約11分	約14分	約12分	約15分																																																																																																										
低圧注入開始	約31分	約33分	約49分	約58分																																																																																																										
蓄圧注入終了	約33分	約38分	約61分	約69分																																																																																																										
燃料被覆管最高温度時刻	約16分	約19分	—	—																																																																																																										
燃料被覆管最高温度	約891℃	約1,115℃	初期値以下	初期値以下																																																																																																										
燃料被覆管酸化量	約1.7%	約9.3%	0.1%未満	0.1%未満																																																																																																										
項目	4インチ(基本)	4インチ(感度)	2インチ(基本)	2インチ(感度)																																																																																																										
ECCS作動限界値到達	約21秒	同左	約61秒	同左																																																																																																										
ループシール解除	約5.3分	同左	約53分	約47分																																																																																																										
蓄圧注入開始	約12分	同左	約18分	約23分																																																																																																										
2次冷却系強制冷却開始	約11分	約16分	約12分	約17分																																																																																																										
低圧注入開始	約33分	約39分	約52分	約55分																																																																																																										
蓄圧注入終了	約36分	約40分	約55分	約57分																																																																																																										
燃料被覆管最高温度時刻	約17分	約23分	—	—																																																																																																										
燃料被覆管最高温度	約688℃	約782℃	初期値以下	初期値以下																																																																																																										
燃料被覆管酸化量	約0.1%	約0.3%	0.1%未満	0.1%未満																																																																																																										

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）

7.1.6 ECCS注水機能喪失（添付資料 7.1.6.10 ECCS注水機能喪失時における2次冷却系強制冷却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>初期値：約15.9MPa[gage] --- 感度ケース — 基本ケース</p> <p>1次冷却材の流出に伴う圧力の低下 ループシール解除による減圧（約7分） 2次冷却系強制冷却開始 感度：約14分 基本：約11分 蓄圧注入開始（約14分） 低圧注入開始 感度：約33分 基本：約31分</p> <p>時間（分） *：炉心圧力を表示</p>	 <p>--- 基本ケース - - - 感度ケース</p> <p>1次冷却材の流出に伴う1次冷却材圧力の低下 ループシール解除による減圧（約5.3分） 2次冷却系強制冷却開始 基本：約11分 感度：約16分 蓄圧注入開始（約12分） 低圧注入開始 基本：約33分 感度：約39分</p> <p>時間（分） *：炉心圧力を表示</p>	
 <p>--- 感度ケース — 基本ケース</p> <p>蓄圧注入開始（約14分） 低圧注入開始 感度：約33分 基本：約31分</p> <p>時間（分）</p>	 <p>— 基本ケース - - - 感度ケース</p> <p>蓄圧注入開始（約12分） 低圧注入開始 基本：約33分 感度：約39分</p> <p>時間（分）</p>	
<p>図1 1次冷却材圧力の推移（4インチ破断）</p> <p>図2 1次冷却系保有水量の推移（4インチ破断）</p>	<p>図1 1次冷却材圧力の推移（4インチ破断）</p> <p>図2 1次冷却系保有水量の推移（4インチ破断）</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失（添付資料 7.1.6.10 ECCS 注水機能喪失時における2次冷却系強制冷却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>図3 炉心入口流量の推移（4インチ破断）</p>	<p>図3 炉心入口流量の推移（4インチ破断）</p>	
<p>図4 蓄圧注入流量積分値の推移（4インチ破断）</p>	<p>図4 蓄圧注入流量積分値の推移（4インチ破断）</p>	