

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p style="text-align: center;">添付資料8</p> <p style="text-align: center;"><u>東海第二発電所 火災を起因とした運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の単一故障を考慮した原子炉停止について</u></p>		<ul style="list-style-type: none"> 島根2号炉は、参考資料1において、内部火災及び単一故障を想定した場合にも、事象を収束させ、原子炉を低温停止に移行できること確認している

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p style="text-align: right;">添付資料 8</p> <p>1. はじめに <u>単一の内部火災を想定した場合、原子炉に外乱が及び、かつ、安全保護系、原子炉停止系の作動を要求される「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故」が発生する可能性があり、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」(以下「安全評価審査指針」という。)に基づき、「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故」に対処するための機器に単一故障を想定しても、事象が収束して原子炉が支障なく低温停止に移行できることを確認する。</u></p> <p>2. 要求事項 <u>安全評価審査指針では、「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故」について解析することが要求されている。</u> <u>また、解析に当たっては、想定された事象に加えて「設計基準事故」に対処するために必要な系統、機器について単一故障を想定し、事象が収束して原子炉が支障なく低温停止に移行できることを確認する要求がある。</u></p> <p>「<u>発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針</u>」(抜粋) 2. 評価すべき範囲 2.1 運転時の異常な過渡変化 <u>原子炉の運転中において、原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一の故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作、及びこれらと類似の頻度で発生すると予測される外乱によって生ずる異常な状態に至る事象を対象とする。</u> 2.2 事故 <u>「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であつて、発生する頻度はまれであるが、発生した場合は原子炉施設からの放射性物質の放出の可能性があり、原子炉施設の安全性を評価する観点から想定する必要のある事象を対象とする。</u></p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>5. <u>解析に当たって考慮すべき事項</u></p> <p>5.2 <u>安全機能に対する仮定</u></p> <p>(2) <u>解析に当たっては、想定された事象に加えて、「事故」に 対処するために必要な系統、機器について、原子炉停止、 炉心冷却及び放射能閉じ込めの各基本的安全機能別に、解 析の結果を最も厳しくする機器の単一故障を仮定した解析 を行わなければならない。この場合、事象発生後短期間に わたっては動的機器について、また、長期間にわたっては 動的機器又は静的機器について、単一故障を考えるものと する。ただし、事象発生前から動作しており、かつ、発生 後も引き続き動作する機器については、原則として故障を 仮定しなくてもよい。静的機器については、単一故障を仮 定したときにこれを含む系統が所定の安全機能を達成でき るように設計されている場合、その故障が安全上支障のな い時間内に除去又は修復ができる場合、又は、その故障の 発生確率が十分低い場合においては、故障を仮定しなくて もよい。</u></p> <p><u>(解説)</u></p> <p>4. <u>解析に当たって考慮すべき事項について</u></p> <p>4.1 <u>解析に当たって考慮する範囲</u></p> <p><u>安全設計評価における「運転時の異常な過渡変化」及び 「事故」の解析は、通常運転の全範囲及び運転期間の全域 にわたって生じ得る異常な事象をすべて包絡して、安全設 計の基本方針に関する評価を行うものでなければならな い。したがって、具体的な解析条件等の選定は、この趣旨 に沿って行う必要がある。さらに、解析結果は、想定した 事象が、判断基準を満足しながら支障なく収束できること を、その事象が包絡している全事象について確認できるも のでなければならない。そのためには、少なくとも事象が 収束して原子炉が支障なく冷態停止に移行できることが、 合理的に推定できなければならない。なお、これには事象 によって例外もあり、例えば、「原子炉冷却材喪失」の場合 について「ECCS性能評価指針」の基準(4)が適用される。</u></p> <p>4.2 <u>安全機能に対する仮定</u></p> <p>(1) <u>安全機能を有する構築物、系統及び機器は、「重要度分</u></p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>類指針」において、安全機能の重要度に応じ、三つのクラスに分類され、これに対応して、異常影響緩和機能を有するものは、MS-1、MS-2及びMS-3に分類されている。異常状態が発生したときに、これを収束し、あるいはその影響を緩和する機能は、その重要度に応じた信頼性を有するものでなければならない。その見地から、原子炉施設は、原則として、一般の産業施設と同様の信頼性を有するMS-3に属するものの緩和機能を期待することなく、「事故」に対処できることが必要と考える。したがって、指針本文では、「事故」の解析上期待し得る緩和機能は、原則としてMS-1に属するもの及びMS-2に属するものによる緩和機能であるとした。ただし、MS-3に属するものが高い信頼性を有する場合には、それらは、MS-1あるいはMS-2と同等の高い信頼性を有することが必要である。</p> <p>同様に、「運転時の異常な過渡変化」についても、解析上期待し得る緩和機能は、原則としてMS-1に属するもの及びMS-2に属するものによる緩和機能であるとした。ただし、MS-3に属するものの信頼性が十分であれば、その緩和機能を期待することができる。具体的には、付録I及び付録解説においてこれらを示す。</p> <p>(2) 「安全設計審査指針」は、重要度の特に高い安全機能を有する系統について、その系統を構成する機器の単一故障を仮定しても、その系統の安全機能が阻害されないことを要求しており、「重要度分類指針」は、この要求が適用される系統を具体的に示している。これは、単一故障の仮定を系統ごとに適用するもので、いわゆる「系統別適用」である。これに対して、旧指針においては、一つの安全機能を果たすべき系統、機器の組合せに対して、結果を最も厳しくする故障を仮定する、いわゆる「機能別適用」を要求していたところである。ここでいう「単一故障」とは、異常状態の発生原因としての故障とは異なるものであり、異常状態に対処するために必要な機器の一つが所定の安全機能を失うことをいい、従属要因に基づく多重故障を含むものである。</p> <p>今回の指針改訂においても、単一故障の仮定の適用に関</p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>する基本的な考え方に変わりはない。すなわち、「事故」に対処するために必要なMSの系統、機器について、原子炉停止、炉心冷却及び放射能閉じ込めの各基本的安全機能ごとに、その機能遂行に必要な系統、機器の組合せに対する単一故障を仮定する。例えば、「原子炉冷却材喪失」において、炉心冷却という一つの安全機能を達成するためには、冷却水を注入する非常用炉心冷却系（以下「ECCS」という。）はもとより、これを起動する安全保護系、ECCSを駆動する電源、機器を冷却し最終的な熱の逃がし場まで熱を輸送する系統等が適切に組み合わせられることが必要である。本指針においては、このように一つの安全機能の遂行のために形成される系統、機器の組合せに対して、解析の結果が最も厳しくなる単一故障を仮定することを求めるものである。</p> <p>本指針において求める単一故障の仮定は、「事故」に対処するために必要なMSについて、重要度のクラスの如何を問わず、上記の各基本的安全機能を果たすために必要なすべての系統、機器を対象とするのが原則である。単一故障を仮定する対象となる安全機能を果たすべき系統、機器には、「重要度分類指針」でいう「当該系」のみならず、当該系の機能遂行に直接必要となる関連系も含まれなければならない。ただし、事象発生前から機能しており、かつ、事象の過程でも機能し続ける、いわゆる“on-duty”の機器等については、故障の仮定から除外することができる。</p> <p>3. 評価の前提条件 次の事項を前提とし、評価を行うこととする。</p> <p>(1) 電動弁は、遮断器に接続される制御ケーブルが、火災の影響による誤作動で、当該系統の機能を考慮し、厳しい方向に動作するものとする。</p> <p>(2) 空気作動弁は、電磁弁に接続される制御ケーブルが、火災の影響による誤信号で、当該系統の機能を考慮し、厳しい方向に動作するものとする。</p> <p>(3) 電動補機は、遮断器に接続される制御ケーブルが、火災の影響による誤信号で、当該系統の機能を考慮し、厳し</p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p data-bbox="1032 254 1531 285"><u>い方向に起動または停止するものとする。</u></p> <p data-bbox="928 344 1377 375">4. <u>火災により想定される事象の抽出</u></p> <p data-bbox="955 390 1694 600"><u>安全評価審査指針にて評価すべき具体的な事象とされる「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故」が、単一の内部火災により発生し得るかを分析した。火災により想定される事象の抽出に当たっては、全ての火災区域を対象に、分析を実施し、評価対象事象を選定した。</u></p> <p data-bbox="955 615 1694 825"><u>なお、内部火災影響評価において、全ての火災区域を対象に、火災による影響を考慮しても、多重化されたそれぞれの系統が同時に機能を失うことなく、原子炉の安全停止（高温停止及び低温停止）が可能であることを確認している。（添付資料5、添付資料6）</u></p> <p data-bbox="955 840 1694 1003"><u>そこで、本評価では、原子炉の制御に重要な役割を担う中央制御室における火災を起因として、「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故」が発生した場合の評価を実施することとした（第1図）。</u></p> <p data-bbox="955 1018 1694 1276"><u>なお、現場に敷設されているケーブルが火災の影響を受けて損傷することにより「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故」が発生することを想定した場合でも、中央制御室における火災と同様、安全評価審査指針に基づく評価と同様、単一故障を想定しても原子炉の高温停止及び低温停止が達成できる。</u></p> <div data-bbox="934 1291 1685 1759" style="border: 1px solid black; height: 223px; width: 253px; margin: 10px auto;"></div> <p data-bbox="1080 1780 1546 1812"><u>第1図 対処系に係る制御盤等の関係図</u></p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>4.1 <u>火災を起因とした運転時の異常な過渡変化の発生</u></p> <p><u>安全評価審査指針にて評価すべき具体的な事象とされる「運転時の異常な過渡変化」を第1表に示す。</u></p> <p><u>このうち、「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」及び「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」については、制御棒駆動系が火災の影響を受けた場合、制御棒の常駆動系が動作不能となるため、単一の内部火災によって発生しない事象と整理した。また、「原子炉冷却材流量の部分喪失」及び「原子炉冷却材系の停止ループの誤起動」については、単一の内部火災により発生する可能性はあるが、原子炉スクラムには至らない事象であるため、単一の内部火災によって発生しない事象と整理した。</u></p> <p><u>したがって、単一の内部火災を想定した場合に発生しうる「運転時の異常な過渡変化」は、上記以外の事象である。</u></p>		

第1表 火災を起因とした運転時の異常な過渡変化

運転時の異常な過渡変化	火災の影響
(1) 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化	
①原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	- 制御棒駆動系が火災の影響を受けた場合、制御棒の常駆動系が動作不能となる。
②出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	- 制御棒駆動系が火災の影響を受けた場合、制御棒の常駆動系が動作不能となる。
(2) 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化	
③原子炉冷却材流量の部分喪失	- 火災の影響による再循環ポンプの1台停止。ただし、原子炉スクラムには至らない事象。
④原子炉冷却材系の停止ループの誤起動	- 火災の影響による再循環ポンプの誤起動。ただし、原子炉スクラムには至らない事象。
⑤外部電源喪失	○ 火災の影響による送電系、所内電源系の喪失。本事象は「⑫給水流量の全喪失」の評価に含まれる。
⑥給水加熱喪失	○ 火災の影響による抽気逆止弁の誤閉。
⑦原子炉冷却材流量制御系の誤動作	○ 火災の影響による流量制御器の誤動作。
(3) 原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化	
⑧負荷の喪失	○ 火災の影響による蒸気加減弁の誤動作。
⑨主蒸気隔離弁の誤閉止	○ 火災の影響による主蒸気隔離弁の誤閉止。
⑩給水制御系の故障	○ 火災の影響による原子炉給水制御系の誤動作。
⑪原子炉圧力制御系の故障	○ 火災の影響による原子炉圧力制御系の誤動作。
⑫給水流量の全喪失	○ 火災の影響による原子炉給水ポンプの機能喪失。

○：評価対象とする事象， -：評価対象外とする事象

4.2 火災を起因とした設計基準事故の発生

安全評価審査指針にて評価すべき具体的な事象とされる「設計基準事故」を第2表に示す。

このうち、「原子炉冷却材ポンプの軸固着」、「制御棒落下」、「放射性気体廃棄物処理施設の破損」、「主蒸気管破断」及び「燃料集合体の落下」については、機械的な損傷に伴い発生する事象であるため、原子炉施設の火災を想定しても発生する可能性はない。

また、「原子炉冷却材喪失」については、単一の内部火災により原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する格納容器内側・外側隔離弁が同時に開となる可能性はないこと、及び単一の内部火災により逃がし安全弁が誤開する可能性はあるが中央制御

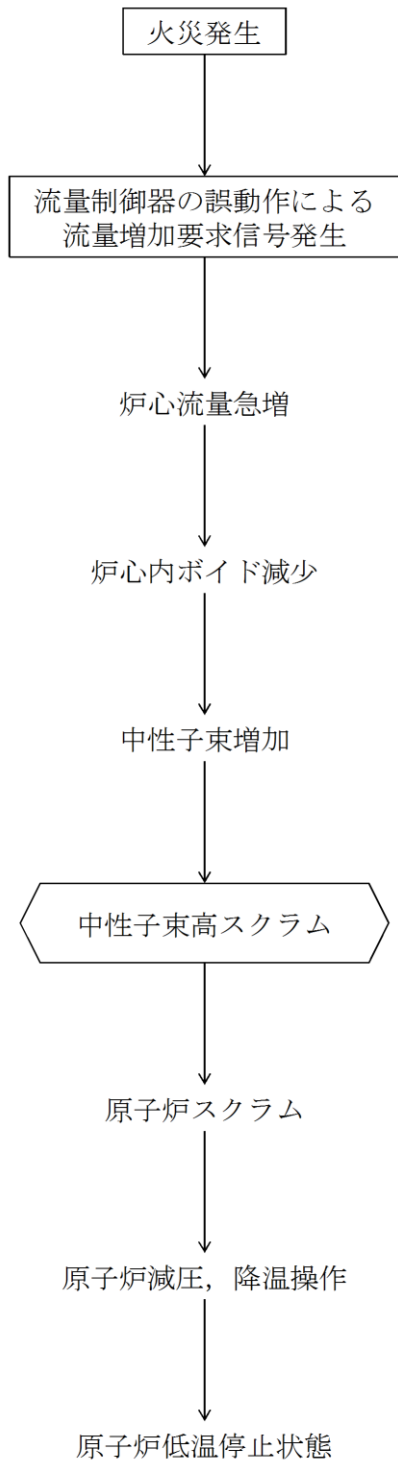
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																
	<p>室に常駐している運転員が誤開した逃がし安全弁を速やかに閉止することが可能であることから、単一の内部火災によって発生しない事象と整理した。</p> <p>したがって、単一の内部火災を想定した場合に発生しうる「設計基準事故」は「原子炉冷却材流量の喪失」のみである。</p> <p style="text-align: center;">第2表 火災を起因とした設計基準事故</p> <table border="1" data-bbox="934 577 1685 1543"> <thead> <tr> <th>設計基準事故</th> <th>火災の影響</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="2">(1) 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化</td> </tr> <tr> <td>①原子炉冷却材喪失</td> <td>— 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する格納容器内側・外側隔離弁が火災の影響により同時に開となる可能性はない。また、逃がし安全弁が火災の影響により誤開する可能性があるが、中央制御室に常駐している運転員が誤開した逃がし安全弁を速やかに閉止することが可能である。そのため、本事象は火災により発生しない。</td> </tr> <tr> <td>②原子炉冷却材流量の喪失</td> <td>○ 火災による再循環ポンプトリップ回路の誤動作。</td> </tr> <tr> <td>③原子炉冷却材ポンプの軸固着</td> <td>— 原子炉冷却材ポンプの回転軸は火災の影響により機械的に固着しないため、本事象は発生しない。</td> </tr> <tr> <td colspan="2">(2) 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化</td> </tr> <tr> <td>④制御棒落下</td> <td>— 制御棒駆動機構は火災により機械的に損傷しないため、本事象は発生しない。</td> </tr> <tr> <td colspan="2">(3) 環境への放射性物質の異常な放出</td> </tr> <tr> <td>⑤放射性気体廃棄物処理施設の破損</td> <td>— 気体廃棄物処理施設は火災の影響により機械的に損傷しないため、本事象は発生しない。</td> </tr> <tr> <td>⑥主蒸気管破断</td> <td>— 主蒸気管は火災の影響により機械的に損傷しないため、本事象は発生しない。</td> </tr> <tr> <td>⑦燃料集合体の落下</td> <td>— 燃料取扱装置は火災の影響により機械的に損傷しないため、本事象は発生しない。</td> </tr> <tr> <td>⑧原子炉冷却材喪失</td> <td>— ①と同じ</td> </tr> <tr> <td>⑨制御棒落下</td> <td>— ④と同じ</td> </tr> <tr> <td colspan="2">(4) 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化</td> </tr> <tr> <td>⑩原子炉冷却材喪失</td> <td>— ①と同じ</td> </tr> <tr> <td>⑪可燃性ガスの発生</td> <td>— ①と同じ</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">○：評価対象とする事象， —：評価対象外とする事象</p> <p>5. 抽出された事象の単一故障評価</p> <p>上記4.で抽出された事象に加えて、事象収束に必要な系統、機器（以下「対処系」という。）について、安全評価指針に基づく評価と同様に、解析の結果を最も厳しくする単一故障を想定する。</p>	設計基準事故	火災の影響	(1) 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化		①原子炉冷却材喪失	— 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する格納容器内側・外側隔離弁が火災の影響により同時に開となる可能性はない。また、逃がし安全弁が火災の影響により誤開する可能性があるが、中央制御室に常駐している運転員が誤開した逃がし安全弁を速やかに閉止することが可能である。そのため、本事象は火災により発生しない。	②原子炉冷却材流量の喪失	○ 火災による再循環ポンプトリップ回路の誤動作。	③原子炉冷却材ポンプの軸固着	— 原子炉冷却材ポンプの回転軸は火災の影響により機械的に固着しないため、本事象は発生しない。	(2) 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化		④制御棒落下	— 制御棒駆動機構は火災により機械的に損傷しないため、本事象は発生しない。	(3) 環境への放射性物質の異常な放出		⑤放射性気体廃棄物処理施設の破損	— 気体廃棄物処理施設は火災の影響により機械的に損傷しないため、本事象は発生しない。	⑥主蒸気管破断	— 主蒸気管は火災の影響により機械的に損傷しないため、本事象は発生しない。	⑦燃料集合体の落下	— 燃料取扱装置は火災の影響により機械的に損傷しないため、本事象は発生しない。	⑧原子炉冷却材喪失	— ①と同じ	⑨制御棒落下	— ④と同じ	(4) 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化		⑩原子炉冷却材喪失	— ①と同じ	⑪可燃性ガスの発生	— ①と同じ		
設計基準事故	火災の影響																																		
(1) 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化																																			
①原子炉冷却材喪失	— 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する格納容器内側・外側隔離弁が火災の影響により同時に開となる可能性はない。また、逃がし安全弁が火災の影響により誤開する可能性があるが、中央制御室に常駐している運転員が誤開した逃がし安全弁を速やかに閉止することが可能である。そのため、本事象は火災により発生しない。																																		
②原子炉冷却材流量の喪失	○ 火災による再循環ポンプトリップ回路の誤動作。																																		
③原子炉冷却材ポンプの軸固着	— 原子炉冷却材ポンプの回転軸は火災の影響により機械的に固着しないため、本事象は発生しない。																																		
(2) 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化																																			
④制御棒落下	— 制御棒駆動機構は火災により機械的に損傷しないため、本事象は発生しない。																																		
(3) 環境への放射性物質の異常な放出																																			
⑤放射性気体廃棄物処理施設の破損	— 気体廃棄物処理施設は火災の影響により機械的に損傷しないため、本事象は発生しない。																																		
⑥主蒸気管破断	— 主蒸気管は火災の影響により機械的に損傷しないため、本事象は発生しない。																																		
⑦燃料集合体の落下	— 燃料取扱装置は火災の影響により機械的に損傷しないため、本事象は発生しない。																																		
⑧原子炉冷却材喪失	— ①と同じ																																		
⑨制御棒落下	— ④と同じ																																		
(4) 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化																																			
⑩原子炉冷却材喪失	— ①と同じ																																		
⑪可燃性ガスの発生	— ①と同じ																																		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>5.1 火災を起因とした「<u>運転時の異常な過渡変化</u>」における単一故障評価</p> <p>5.1.1 給水加熱喪失</p> <p>(1) 事象の概要</p> <p><u>「給水加熱喪失」は、原子炉の出力運転中に、給水加熱器への蒸気流量が喪失して、給水温度が徐々に低下し、炉心入口サブクーリングが増加して原子炉出力が上昇する事象である(第2図)。</u></p> <p>(2) 事象発生に至る火災想定</p> <p><u>本事象は、抽気逆止弁に関する制御盤、制御ケーブル等が単一の内部火災による影響を受けると発生する可能性がある。</u></p> <p><u>本評価では、中央制御室に設置されている次の盤が単一の内部火災により影響を受けることでインターロックが誤動作し、抽気逆止弁の自動閉となることを想定する。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <u>・タービン発電機補機盤 (中央制御室 CP-7)</u> <u>・タービン補機補助継電器盤 (中央制御室 CP-9)</u> <p>(3) 単一故障を想定した事象の収束</p> <p><u>本事象発生時に対処するために必要な系統、機器のうち、解析の結果を最も厳しくするのは安全保護系(中性子束高スクラム(熱流束相当))の単一故障である。</u></p> <p><u>このことを踏まえ、本事象の収束について確認した結果、本事象の発生に至るタービン発電機補機盤及びタービン補機補助継電器盤と、安全保護系継電器盤及び安全保護系トリップユニット盤は分離して設置されており(第3図)、火災の影響を受けないことから、安全保護系の単一故障を考慮しても、他の安全保護系にて原子炉は自動停止する。また、高温停止及び低温停止に必要な対処系の制御盤は火災の影響を受けないことから、原子炉は低温停止状態に移行することができる。</u></p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<pre> graph TD A[火災発生] --> B[抽気逆止弁の誤閉 (給水加熱喪失)] B --> C[給水温度低下] C --> D[炉心入口サブクーリング増加] D --> E[炉心内ボイド減少] E --> F[中性子束増加] F --> G{{中性子束高スクラム (熱流束相当)}} G --> H[原子炉スクラム] H --> I[原子炉減圧, 降温操作] I --> J[原子炉低温停止状態] </pre> <p>第2図 「給水加熱喪失」の事象過程</p>		

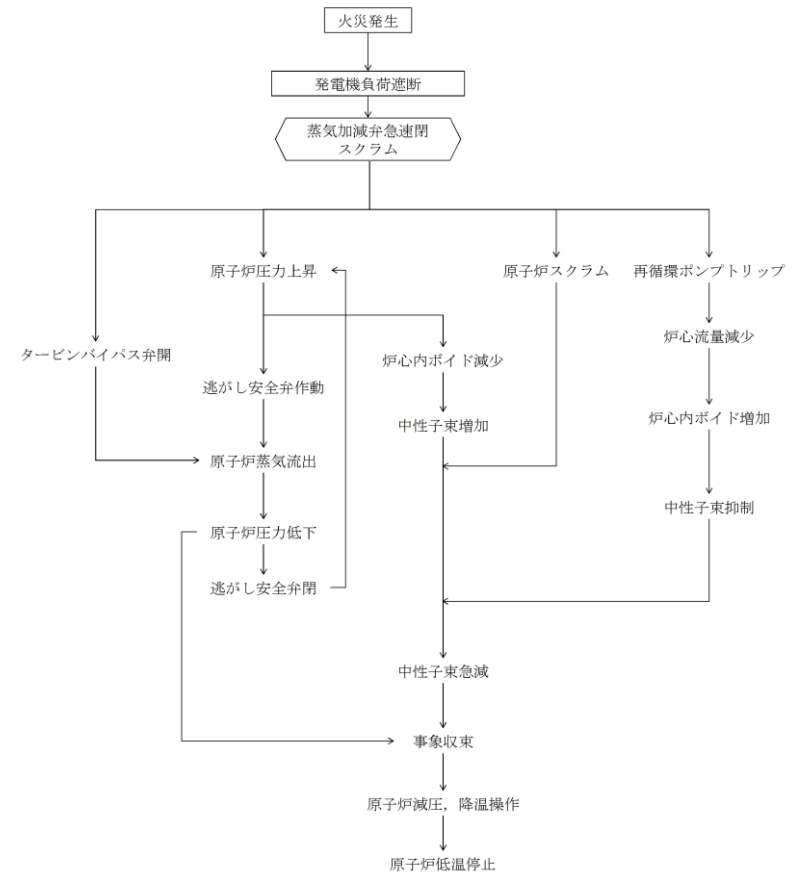
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<div data-bbox="931 262 1685 737" style="border: 2px solid black; height: 226px; width: 254px; margin-bottom: 10px;"></div> <p data-bbox="973 745 1644 777">第3図 中央制御室制御盤の配置図 (給水加熱喪失関連)</p> <p data-bbox="931 835 1418 867">5.1.2 原子炉冷却材流量制御系の誤動作</p> <p data-bbox="943 882 1142 913">(1) 事象の概要</p> <p data-bbox="982 928 1694 1092">「原子炉冷却材流量制御系の誤動作」は、原子炉の出力運転中に、原子炉冷却材の再循環流量制御系の故障により、再循環流量が増加し、原子炉出力が上昇する事象である (第4図)。</p> <p data-bbox="943 1106 1299 1138">(2) 事象発生に至る火災想定</p> <p data-bbox="982 1152 1694 1272">本事象は、再循環流量制御系に関する制御盤、制御ケーブル等が単一の内部火災による影響を受けると発生する可能性がある。</p> <p data-bbox="982 1287 1694 1407">本評価では、中央制御室に設置されている次の盤が単一の内部火災により影響を受けることでインターロックが誤動作し、再循環流量が増加することを想定する。</p> <ul data-bbox="1041 1421 1644 1497" style="list-style-type: none"> ・再循環流量制御系制御盤 (中央制御室 H13-P634A, H13-P634B) <p data-bbox="943 1512 1380 1543">(3) 単一故障を想定した事象の収束</p> <p data-bbox="982 1558 1694 1677">本事象発生時に対処するために必要な系統、機器のうち、解析の結果を最も厳しくするのは安全保護系 (中性子束高スクラム) の単一故障である。</p> <p data-bbox="982 1692 1694 1856">このことを踏まえ、本事象の収束について確認した結果、本事象の発生に至る再循環流量制御系制御盤と、安全保護系継電器盤及び安全保護系トリップユニット盤は分離して設置されており (第5図)、火災の影響を受けないことから、安全</p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p><u>保護系の単一故障を考慮しても、他の安全保護系にて原子炉は自動停止する。また、高温停止及び低温停止に必要な対処系の制御盤は火災の影響を受けないことから、原子炉は低温停止状態に移行することができる。</u></p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	 <pre> graph TD A[火災発生] --> B[流量制御器の誤動作による 流量増加要求信号発生] B --> C[炉心流量急増] C --> D[炉心内ボイド減少] D --> E[中性子束増加] E --> F{{中性子束高スクラム}} F --> G[原子炉スクラム] G --> H[原子炉減圧, 降温操作] H --> I[原子炉低温停止状態] </pre> <p>第4図 「原子炉冷却材流量制御系の誤動作」の事象過程</p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<div data-bbox="931 289 1694 772" style="border: 1px solid black; height: 230px; width: 257px; margin-bottom: 10px;"></div> <p data-bbox="931 793 1694 871">第5図 中央制御室制御盤の配置図 (原子炉冷却材流量制御系の誤動作)</p> <p data-bbox="931 928 1157 955">5.1.3 負荷の喪失</p> <p data-bbox="931 972 1142 999">(1) 事象の概要</p> <p data-bbox="982 1016 1694 1136">「負荷の喪失」は、原子炉の出力運転中に、送電系統の故障等により、発電機負荷遮断が生じ、蒸気加減弁が急速に閉止し、原子炉出力が上昇する事象である (第6図)。</p> <p data-bbox="931 1152 1299 1180">(2) 事象発生に至る火災想定</p> <p data-bbox="982 1197 1694 1316">本事象は、タービン制御系に関する制御盤、制御ケーブル等が単一の内部火災による影響を受けると発生する可能性がある。</p> <p data-bbox="982 1333 1694 1453">本評価では、中央制御室に設置されている次の盤が単一の内部火災により影響を受けることでインターロックが誤動作し、蒸気加減弁が急速に閉止することを想定する。</p> <ul data-bbox="1032 1470 1567 1543" style="list-style-type: none"> ・タービン発電機操作盤 (中央制御室 CP-1) ・EHC 制御盤 (中央制御室 CP-20A~F) <p data-bbox="931 1560 1380 1587">(3) 単一故障を想定した事象の収束</p> <p data-bbox="982 1604 1694 1724">本事象発生時に対処するために必要な系統、機器のうち、解析の結果を最も厳しくする単一故障の想定は安全保護系 (蒸気加減弁急速閉スクラム) の単一故障である。</p> <p data-bbox="982 1740 1694 1860">このことを踏まえ、本事象の収束について確認した結果、本事象の発生に至るタービン発電機操作盤及びEHC 制御盤と、安全保護系継電器盤及び安全保護系トリップユニット盤</p>		

は分離して設置されており(第7図)、火災の影響を受けないことから、安全保護系の単一故障を考慮しても、他の安全保護系にて原子炉は自動停止する。また、高温停止及び低温停止に必要な対処系の制御盤は火災の影響を受けないことから、原子炉は低温停止状態に移行することができる。



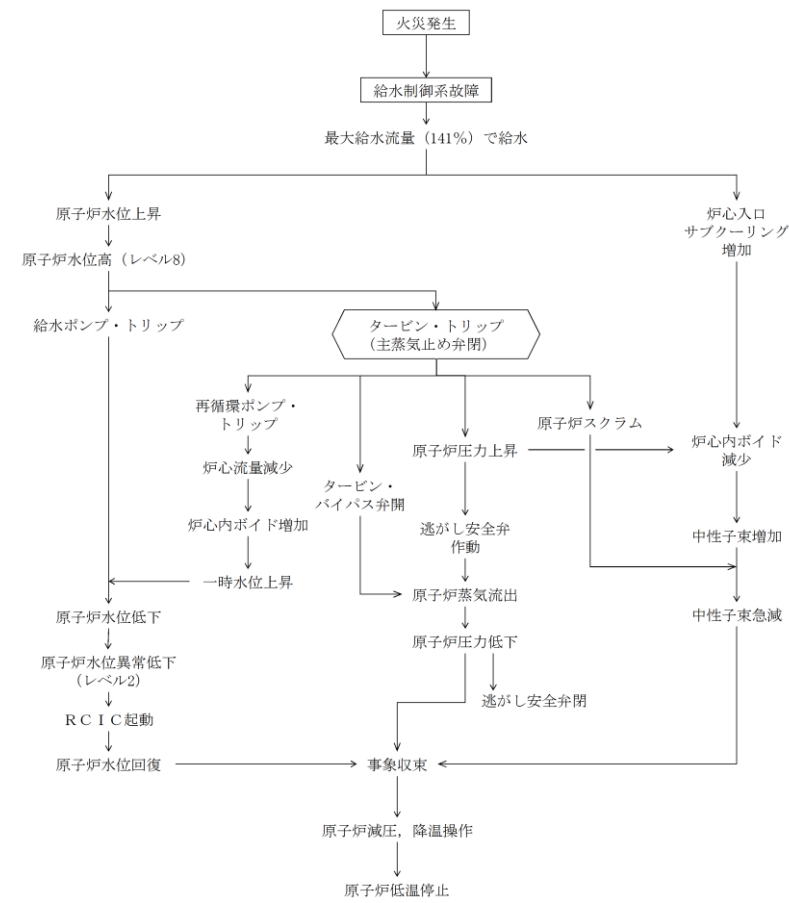
第6図 「負荷の喪失」の事象過程

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<div data-bbox="928 289 1688 783" style="border: 1px solid black; height: 235px; width: 256px; margin-bottom: 10px;"></div> <p data-bbox="1003 789 1614 823" style="text-align: center;">第7図 中央制御室制御盤の配置図 (負荷の喪失)</p> <p data-bbox="928 884 1288 911">5.1.4 主蒸気隔離弁の誤閉止</p> <p data-bbox="943 926 1145 953">(1) 事象の概要</p> <p data-bbox="982 972 1694 1094">「主蒸気隔離弁の誤閉止」は、原子炉の出力運転中に、原子炉水位異常低下等の誤信号により主蒸気隔離弁が閉止し、原子炉出力が上昇する事象である (第8図)。</p> <p data-bbox="943 1108 1299 1136">(2) 事象発生に至る火災想定</p> <p data-bbox="982 1152 1694 1274">本事象は、主蒸気隔離弁に関する制御盤、制御ケーブル等が単一の内部火災による影響を受けると発生する可能性がある。</p> <p data-bbox="982 1289 1694 1411">本評価では、中央制御室に設置されている次の盤が単一の内部火災により影響を受けることでインターロックが誤動作し、主蒸気隔離弁が閉止することを想定する。</p> <ul data-bbox="1032 1425 1694 1547" style="list-style-type: none"> ・緊急時炉心冷却系操作盤 (中央制御室 H13-P601) ・格納容器内側隔離系継電器盤 (中央制御室 H13-P622) ・格納容器外側隔離系継電器盤 (中央制御室 H13-P623) <p data-bbox="943 1562 1377 1589">(3) 単一故障を想定した事象の収束</p> <p data-bbox="982 1606 1694 1728">本事象発生時に対処するために必要な系統、機器のうち、解析の結果を最も厳しくするのは安全保護系 (主蒸気隔離弁閉スクラム) の単一故障である。</p> <p data-bbox="982 1743 1694 1864">このことを踏まえ、本事象の収束について確認した結果、本事象の発生に至る緊急時炉心冷却系操作盤、格納容器内側隔離系継電器盤及び格納容器外側隔離系継電器盤と、安全保</p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p data-bbox="973 254 1694 600"> <u>護系継電器盤及び安全保護系トリップユニット盤は分離されており(第9図)、火災の影響を受けないことから、安全保護系の単一故障を考慮しても、他の安全保護系にて原子炉は自動停止する。また、高温停止及び低温停止に必要な対処系については、主蒸気隔離弁の論理回路と非常用炉心冷却系等の論理回路が同じ緊急時炉心冷却系操作盤に存在する(第9図)が、当該操作盤は安全区分に応じて分離されているため、原子炉は低温停止状態に移行することができる。</u> </p> <div data-bbox="943 688 1665 1654" data-label="Diagram"> <pre> graph TD A[火災発生] --> B[主蒸気隔離弁閉止] B --> C{主蒸気隔離弁閉スクラム} C --> D[タービン蒸気流量遮断] C --> E[原子炉圧力上昇] C --> F[原子炉スクラム] D --> G[タービン駆動給水ポンプ回転数低下] G --> H[給水流量減少] H --> I[原子炉水位低下] I --> J[原子炉水位異常低下(レベル2)] J --> K[再循環ポンプトリップ] K --> L[炉心流量減少] E --> M[逃がし安全弁作動] M --> N[原子炉蒸気流出] N --> O[原子炉圧力低下] O --> P[逃がし安全弁閉] P --> Q[RCIC起動] Q --> R[原子炉水位回復] F --> S[中性子束急減] R --> T[事象収束] S --> T P --> T T --> U[原子炉減圧, 降温操作] U --> V[原子炉低温停止] </pre> </div> <p data-bbox="1032 1688 1590 1724">第8図 「主蒸気隔離弁の誤閉止」の事象過程</p>		備考

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<div data-bbox="943 262 1679 737" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="943 745 1679 777">第9図 中央制御室制御盤の配置図 (主蒸気隔離弁の誤閉止)</p> <p data-bbox="926 835 1234 867">5.1.5 給水制御系の故障</p> <p data-bbox="943 882 1142 913">(1) 事象の概要</p> <p data-bbox="982 928 1694 1092">「給水制御系の故障」は、原子炉の出力運転中に、給水制御系の誤動作により給水流量が急激に増加し、炉心入口サブクーリングが増加して、原子炉出力が上昇する事象である(第10図)。</p> <p data-bbox="943 1106 1299 1138">(2) 事象発生に至る火災想定</p> <p data-bbox="982 1152 1694 1272">本事象は、給水制御系に関する制御盤、制御ケーブル等が単一の内部火災による影響を受けると発生する可能性がある。</p> <p data-bbox="982 1287 1694 1407">本評価では、中央制御室に設置されている次の盤が単一の内部火災により影響を受けることでインターロックが誤動作し、給水流量が急激に増加することを想定する。</p> <ul data-bbox="1041 1421 1665 1541" style="list-style-type: none"> ・給水制御系制御盤 (中央制御室 H13-P612) ・原子炉給水ポンプ駆動タービン制御盤 (中央制御室 CP-34A, 34B) <p data-bbox="943 1556 1377 1587">(3) 単一故障を想定した事象の収束</p> <p data-bbox="982 1602 1694 1722">本事象発生時に対処するために必要な系統、機器のうち、解析の結果を最も厳しくする単一故障の想定は安全保護系 (主蒸気止め弁閉スクラム) の単一故障である。</p> <p data-bbox="982 1736 1694 1856">このことを踏まえ、本事象の収束について確認した結果、本事象の発生に至る給水制御系制御盤及び原子炉給水ポンプ駆動タービン制御盤と、安全保護系継電器盤及び安全保護系</p>		

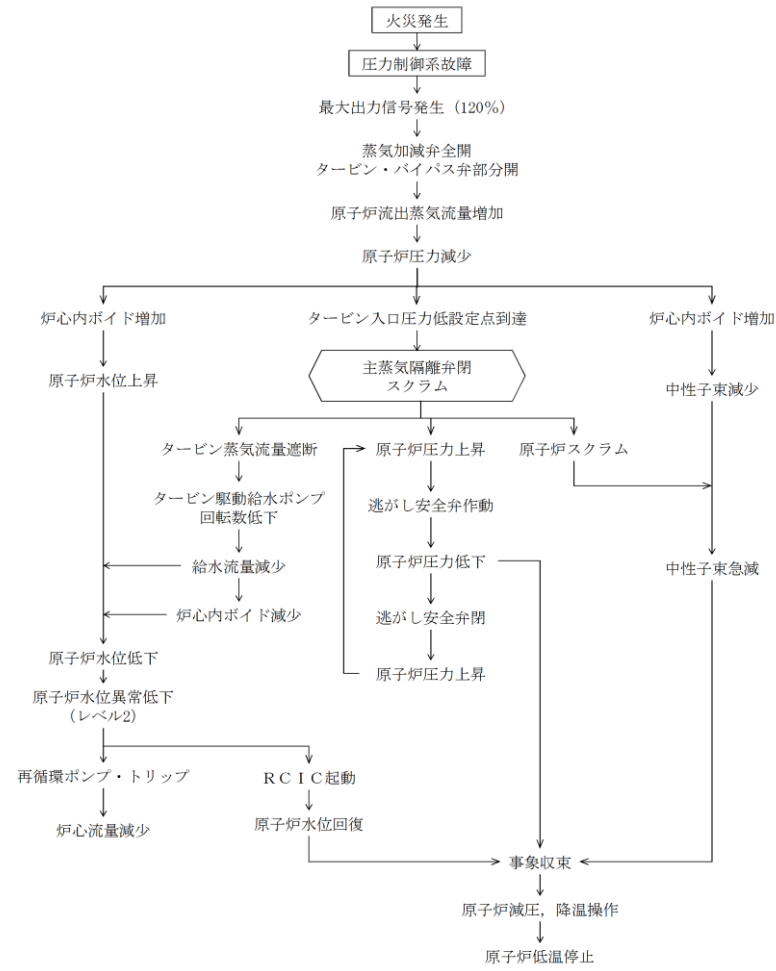
トリップユニット盤は分離して設置されており(第11図)、火災の影響を受けないことから、安全保護系の単一故障を考慮しても、他の安全保護系にて原子炉は原子炉停止する。また、高温停止及び低温停止に必要な対処系の制御盤は火災の影響を受けないことから、原子炉は低温停止状態に移行することができる。



第10図 「給水制御系の故障」の事象過程

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<div data-bbox="926 262 1691 766" style="border: 2px solid black; height: 240px; width: 100%;"></div> <p data-bbox="964 787 1647 829">第11図 中央制御室制御盤の配置図(給水制御系の故障)</p> <p data-bbox="926 882 1231 913">5.1.6 圧力制御系の故障</p> <p data-bbox="926 924 1142 955">(1) 事象の概要</p> <p data-bbox="979 966 1691 1092">「圧力制御系の故障」は、原子炉の出力運転中に、圧力制御系の誤動作により主蒸気流量が変化する事象である(第12図)。</p> <p data-bbox="926 1102 1291 1134">(2) 事象発生に至る火災想定</p> <p data-bbox="979 1144 1691 1270">本事象は、圧力制御系に関する制御盤、制御ケーブル等が単一の内部火災による影響を受けると発生する可能性がある。</p> <p data-bbox="979 1281 1691 1407">本評価では、中央制御室に設置されている次の盤が単一の内部火災により影響を受けることでインターロックが誤動作し、主蒸気流量が増加することを想定する。</p> <ul data-bbox="1038 1417 1484 1449" style="list-style-type: none"> ・EHC 制御盤(中央制御室 CP-20A~F) <p data-bbox="926 1459 1380 1491">(3) 単一故障を想定した事象の収束</p> <p data-bbox="979 1501 1691 1627">本事象発生時に対処するために必要な系統、機器のうち、解析の結果を最も厳しくするのは安全保護系(主蒸気隔離弁閉スクラム)の単一故障である。</p> <p data-bbox="979 1638 1691 1848">このことを踏まえ、本事象の収束について確認した結果、本事象の発生に至るEHC制御盤と、安全保護系継電器盤及び安全保護系トリップユニット盤は分離して設置されており(第13図)、火災の影響を受けないことから、安全保護系の単一故障を考慮しても、他の安全保護系にて原子炉は自動停</p>		

止する。また、高温停止及び低温停止に必要な対処系の制御盤は火災の影響を受けないことから、原子炉は低温停止状態に移行することができる。



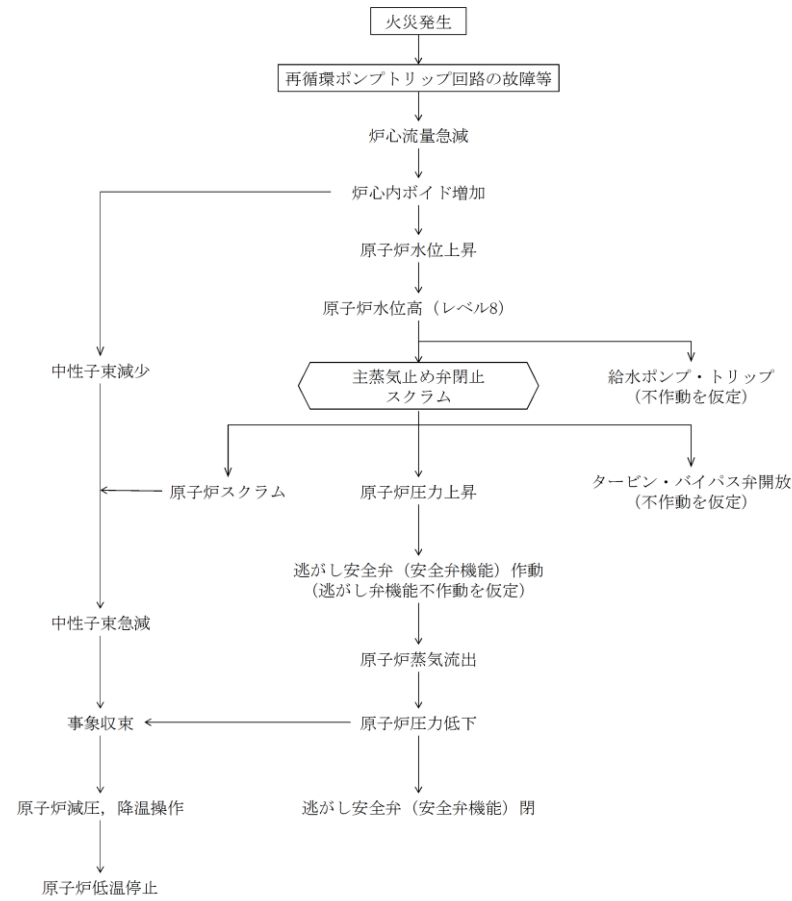
第 12 図 「圧力制御系の故障」の事象過程

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<div data-bbox="943 268 1685 730" style="border: 1px solid black; height: 220px; width: 250px; margin-bottom: 10px;"></div> <p data-bbox="961 745 1668 777">第 13 図 中央制御室制御盤の配置図 (圧力制御系の故障)</p> <p data-bbox="928 835 1234 867">5.1.7 給水流量の全喪失</p> <p data-bbox="943 882 1142 913">(1) 事象の概要</p> <p data-bbox="982 928 1694 1092">「給水流量の全喪失」は、原子炉の出力運転中に、給水制御器の故障又は給水ポンプのトリップにより、部分的な給水流量の減少又は全給水流量の喪失が起こり原子炉水位が低下する事象である (第 14 図)。</p> <p data-bbox="943 1106 1299 1138">(2) 事象発生に至る火災想定</p> <p data-bbox="982 1152 1694 1272">本事象は、給水制御系に関する制御盤、制御ケーブル等が単一の内部火災による影響を受けると発生する可能性がある。</p> <p data-bbox="982 1287 1694 1407">本評価では、中央制御室に設置されている次の制御盤が単一の内部火災により影響を受けることでインターロックが誤動作し、全給水ポンプがトリップすることを想定する。</p> <ul data-bbox="1032 1421 1668 1541" style="list-style-type: none"> ・給水制御系制御盤 (中央制御室 H13-P612) ・原子炉給水ポンプ駆動タービン制御盤 (中央制御室 CP-34A, 34B) <p data-bbox="943 1556 1377 1587">(3) 単一故障を想定した事象の収束</p> <p data-bbox="982 1602 1694 1722">本事象発生時に対処するために必要な系統、機器のうち、解析の結果を最も厳しくするのは安全保護系 (原子炉水位低 (レベル 3) スクラム) の単一故障である。</p> <p data-bbox="982 1736 1694 1856">このことを踏まえ、本事象の収束について確認した結果、本事象の発生に至る給水制御系制御盤及び原子炉給水ポンプ駆動タービン制御盤と、安全保護系継電器盤及び安全保護系</p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>トリップユニット盤は分離して設置されており(第15図)、火災の影響を受けないことから、安全保護系の単一故障を考慮しても、他の安全保護系にて原子炉は自動停止する。また、高温停止及び低温停止に必要な対処系の制御盤は火災の影響を受けないことから、原子炉は低温停止状態に移行することができる。</p> <p>第14図 「給水流量の全喪失」の事象過程</p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<div data-bbox="928 268 1685 772" style="border: 1px solid black; height: 240px; width: 100%;"></div> <p data-bbox="961 793 1653 823">第 15 図 中央制御室制御盤の配置図 (給水流量の全喪失)</p> <p data-bbox="928 884 1679 913">5.2 火災を起因とした「設計基準事故」における単一故障評価</p> <p data-bbox="928 930 1338 959">5.2.1 原子炉冷却材流量の全喪失</p> <p data-bbox="943 976 1142 1005">(1) 事象の概要</p> <p data-bbox="982 1022 1694 1228">「原子炉冷却材流量の全喪失」は、原子炉の出力運転中に、2 台の再循環ポンプが何らかの原因でトリップすることにより、炉心流量が定格出力時の流量から自然循環流量にまで大幅に低下して、炉心の冷却能力が低下する事象である (第 16 図)。</p> <p data-bbox="943 1245 1299 1274">(2) 事象発生に至る火災想定</p> <p data-bbox="982 1291 1694 1409">本事象は、再循環ポンプトリップ回路に関する制御盤、制御ケーブル等が単一の内部火災による影響を受けると発生する可能性がある。</p> <p data-bbox="982 1425 1694 1543">本評価では、中央制御室に設置されている次の盤が単一の内部火災により影響を受けることでインターロックが誤動作し、再循環ポンプ 2 台がトリップすることを想定する。</p> <ul data-bbox="1032 1560 1694 1680" style="list-style-type: none"> ・再循環流量制御系制御盤 (中央制御室 H13-P634A, H13-P634B) ・原子炉保護系継電器盤 (中央制御室 H13-P609, H13-P611) <p data-bbox="943 1696 1380 1726">(3) 単一故障を想定した事象の収束</p> <p data-bbox="982 1743 1694 1860">本事象発生時に対処するために必要な系統、機器のうち、解析の結果を最も厳しくする単一故障の想定は安全保護系 (原子炉水位低 (レベル 3) スクラム) の単一故障である。</p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p><u>このことを踏まえ、本事象の収束について確認した。その結果、本事象の発生に至る再循環流量制御系制御盤と、安全保護系継電器盤及び安全保護系トリップユニット盤は分離して設置されている(第17図)ため、安全保護系の単一故障を考慮しても、他の安全保護系にて原子炉は自動停止する。一方、原子炉保護系継電器盤には再循環ポンプトリップに係る制御回路と原子炉スクラムに係る制御回路が存在しているが、原子炉スクラムに係る論理回路はフェイルセーフの設計としていること、及び当該制御盤は安全区分に応じて分離されていることから、安全保護系の単一故障を考慮しても、他の安全保護系にて原子炉はスクラムする。また、高温停止及び低温停止に必要な対処系の制御盤は火災の影響を受けないことから、原子炉は低温停止状態に移行することができる。</u></p>		



第 16 図 「原子炉冷却材流量の喪失」の事象過程



第 17 図 中央制御室制御盤の配置図 (原子炉冷却材流量の喪失)

6. まとめ

安全評価審査指針に基づき、単一の内部火災に起因して発生する可能性のある「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故」について、単一故障を想定しても、原子炉を支障なく低温停止に移行できることを確認した(第3表)。

第3表 単一故障を考慮した原子炉停止の評価結果の概要

事象名	火災影響	想定する単一故障	単一故障を想定した事象の対処
給水加熱喪失	抽気逆止弁の誤閉により給水加熱器への蒸気流量が喪失して、給水温度が徐々に低下し、原子炉出力が上昇する。	安全保護系 (中性子東高スクラム(熱流束相当))	他の安全保護系により原子炉は自動停止。その後、高温停止状態並行し、原子炉隔離時冷却系(RCIC)、残留熱除去系(RHR)等により原子炉は低温停止状態に移行可能。
原子炉冷却材流量制御系の誤動作	再循環流量制御系の誤動作により再循環流量が増加し、原子炉出力が上昇する。	安全保護系 (中性子東高スクラム)	同上
負荷の喪失	蒸気加減弁の急速閉により発電機負荷遮断が生じ、原子炉出力が上昇する。	安全保護系 (蒸気加減弁急速閉スクラム)	同上
主蒸気隔離弁の誤閉	主蒸気隔離弁が誤閉止し、原子炉出力が上昇する。	安全保護系 (主蒸気隔離弁閉スクラム)	同上
給水制御系の故障	給水制御系の誤動作により給水流量が急激に増加し、炉心入口サブクレーンが激しく増加して原子炉出力が上昇する。	安全保護系 (主蒸気止め弁閉スクラム)	同上
原子炉圧力制御系の故障	圧力制御系の誤動作により主蒸気流量が増加し、原子炉圧力が減少する。	安全保護系 (主蒸気隔離弁閉スクラム)	同上
給水流量の全喪失	給水ポンプのトリップにより全給水流量の喪失が起こり、原子炉水位が低下する。	安全保護系 (原子炉水位低(レベル3)スクラム)	同上
原子炉再循環流量の喪失	2台の再循環ポンプがトリップすることにより、炉心の冷却能力が低下する。	安全保護系 (原子炉水位低(レベル3)スクラム)	同上

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: center;">参考資料 1</p> <p style="text-align: center;">柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉における 火災により想定される事象の確認結果</p>	<p style="text-align: center;">参考資料 1</p> <p style="text-align: center;">東海第二発電所における 火災により想定される事象の確認結果</p>	<p style="text-align: right;">参考資料 1</p> <p style="text-align: center;">島根原子力発電所2号炉における 火災により想定される事象の確認結果</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">参考資料 1</p> <p style="text-align: center;">柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉における 火災により想定される事象の確認結果</p> <p>内部火災により原子炉に外乱が及ぶ場合にどのような事象が発生する可能性があるかについて、重畳事象を含めて分析し、発生する可能性のある事象に対して単一故障の発生を想定した場合においても収束が可能か否か、解析的に確認を行う。</p> <p>以下に、事象の抽出プロセス、解析前提条件及び解析結果を示す。</p> <p>1. 想定される事象の評価プロセス</p> <p>1.1. 評価前提</p> <p>次の事項を前提とし、評価を行うこととする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・内部火災発生を想定する区域及びその影響範囲のクラス 1 及びクラス 2 の火災防護対象設備は内部火災発生により機能が喪失するが、それ以外の区域の火災防護対象設備は機能が維持される。 ・原子炉建屋（以下「R/B」という。）又はタービン建屋（以下「T/B」という。）において内部火災が発生することを仮定し、当該建屋内の火災防護対象設備以外のもの（クラス 3 及び常用系設備）は機能喪失を仮定する。 ・R/B 又は T/B において発生した内部火災は、当該の建屋以外に影響を及ぼさないと仮定する。 ・中央制御室における火災については、火災検知器による早期検知や運転員操作によるプラント停止が期待でき、内部火災による影響波及範囲は限定的であり、また、R/B、T/B における重畳に対する検討により、発生する外乱は包絡されていると考えられることから、事象の抽出は行わない。 	<p style="text-align: right;">参考資料 1</p> <p style="text-align: center;">東海第二発電所における火災により想定される事象の確認結果</p> <p>内部火災により原子炉に外乱が及び、複数の起因が重畳する可能性を考慮した場合においても、単一故障を想定した条件で安全停止が可能であるかについて解析的に確認を行った。</p> <p>以下に、事象の抽出プロセス、解析前提条件及び解析結果を示す。</p> <p>1. 想定される事象の評価プロセス</p> <p>1.1 評価前提</p> <p>次の事項を前提とし、評価を行うこととする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・内部火災発生を想定する区域及びその影響範囲の火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルは内部火災発生により機能が喪失するが、それ以外の区域の火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルは機能が維持される。 ・原子炉建屋又はタービン建屋において内部火災が発生することを仮定し、当該建屋内の火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブル以外は機能喪失を仮定する。 ・原子炉建屋又はタービン建屋において発生した内部火災は、当該建屋以外に影響はおよぼさない。 ・中央制御室における火災については、火災感知器による早期感知や運転員によるプラント停止が期待でき、内部火災による影響波及の範囲は限定的である。 	<p style="text-align: right;">参考資料 1</p> <p style="text-align: center;">島根原子力発電所 2号炉における 火災により想定される事象の確認結果</p> <p>島根 2号炉では、内部火災の影響軽減対策として、原子炉の安全停止を達成し、維持するために必要な系統は、内部火災によって同時に機能が喪失しないように系統分離等の対策を講じており、安全停止パスを確保することとしている。</p> <p>その上で、内部火災により原子炉に外乱が及ぶ場合について重畳事象も含め、どのような事象が起こる可能性があるかを分析し、発生する事象に対して単一故障を想定した場合においても収束が可能であるか、また、低温停止が可能であるかについて解析的に確認を行った。</p> <p>以下に、事象の抽出プロセス、解析前提条件及び解析結果を示す。</p> <p>1. 想定される事象の評価プロセス</p> <p>1.1. 評価前提</p> <p>次の事項を前提とし、評価を行うこととする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・内部火災発生時において原子炉の安全停止に必要な機能は、内部火災が発生した場合においても維持される。 ・原子炉建物（以下「R/B」という。）又はタービン建物（以下「T/B」という。）において内部火災が発生を想定した場合、原子炉の安全停止に必要な機器は、その機能が維持されることを確認していることから、これ以外の機器は全て機能喪失すると仮定する。 ・R/B 又は T/B において発生した内部火災は、当該の建物以外に影響を及ぼさない。 ・中央制御室における火災については、火災感知器による早期検知、消火設備による初期消火及び運転員操作によるプラント停止が期待でき、火災の影響は 1 区分内に限定されるため、中央制御室が位置する制御建物については、検討対象外とする。* 	<p>・確認対象の相違</p> <p>【柏崎 6/7，東海第二】 島根 2号炉は低温停止までの確認を実施している。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>1.2. 抽出プロセスの考え方</p> <p>内部火災に起因して様々な機器の故障や誤動作に伴う外乱の発生が想定され、また、幾つかの外乱が同時に発生することも考えられる。</p> <p>発生する事象の抽出にあたっては、ある火災区域において火災が発生した場合に火災影響を受ける設備を抽出し、どのような外乱が発生しえるのか、外乱発生後に事象がどのように進展するののかについて、安全停止パスの確認と同様に全ての火災区域について評価することが考えられる。そのためには、常用系設備等の火災防護対象設備に該当しない設備に対してそれらの配置を網羅的に整理し、火災区域毎に火災影響を詳細に分析することが必要である。しかしながら、このような詳細な分析を実施することは現実的でないことから、<u>火災防護対象設備に該当しない常用系設備等は、設置された火災区域によらず火災影響を受ける可能性があるという保守的な仮定を用いた代替の評価手法により評価することとする。以上を踏まえ、R/B 及び T/B で内部火災により発生すると考えられる外乱の抽出を行い、内部火災により誘発される過渡事象等の起因事象（以下「代表事象」という。）を特定する。更に代表事象が重畳することも考慮する。</u></p> <p>また、<u>代表事象の重畳の組み合わせの評価については、代表事象の事象進展の特徴から重畳した場合の事象進展を定性的に</u></p>	<p>1.2 抽出プロセスの考え方</p> <p>内部火災に起因して様々な機器の故障や誤動作に伴う外乱の発生が想定され、また、いくつかの外乱が同時に発生することも考えられる。</p> <p>発生する事象の抽出にあたっては、ある火災区域において火災が発生した場合に火災影響を受ける設備を抽出し、どのような外乱が発生し得るのか、外乱発生後に事象がどのように進展するののかについて、安全停止パスの確認と同様に全ての火災区域について評価することが考えられる。そのためには、常用系設備等の火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルに該当しない設備に対してそれらの配置を網羅的に整理し、火災区域毎に火災影響を詳細に分析することが必要である。しかしながら、このような詳細な分析を実施することは現実的ではない。また、<u>BWR の過渡解析においては、火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルではないクラス 3 の緩和設備に期待した評価として</u>いることを踏まえ、<u>火災により発生する可能性のある事象をあらためて抽出した上で、火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルに該当しない常用系設備等は設置された火災区域によらず火災影響を受ける可能性があるという保守的な仮定を用いた代替の評価手法により、火災により原子炉に外乱が及び、安全保護系及び原子炉停止系の作動を要求される場合に、単一故障を想定しても原子炉を安全停止することができることを評価することとする。</u></p> <p><u>以上を踏まえ、原子炉建屋及びタービン建屋で内部火災により発生すると考えられる外乱の抽出を行い、内部火災により誘発される過渡事象等の起因事象（以下「代表事象」という。）を特定する。さらに、代表事象が重畳することも考慮する。</u></p> <p>また、<u>代表事象の重畳の組合せの評価については、代表事象の事象進展の特徴から重畳した場合の事象進展を定性的に推定</u></p>	<p>※：<u>中央制御室において発生した火災については、早期検知、消火が可能であり、過渡事象が発生するような状況まで事象が進展することは考え難い。また、火災によりケーブル等が損傷すれば、電源断となりフェイルセーフによりスクラムすることが考えられ、スクラムしない事象が発生することは考え難い。</u></p> <p>1.2. 抽出プロセスの考え方</p> <p>内部火災に起因して様々な機器の故障や誤動作に伴う外乱の発生が想定され、また、いくつかの外乱が同時に発生することも考えられる。</p> <p><u>しかしながら、内部火災に対する原子炉の安全停止に必要な機器等以外の常用系等の設備に対しては、網羅的にそれらの配置を整理し、詳細に火災影響を分析することが困難であることから、R/B 及び T/B で内部火災により発生すると考えられる外乱及び故障の抽出を行い、抽出された故障について厳しくなるものを代表事象として選定した。また、代表事象に対して、重畳することも勘案し分析を行った。なお、全ての起因事象の重畳を定量的に評価することは現実的ではないことから、事象の単独発生時の事象進展の特徴から、重畳した場合の事象進展を定性的に推定し、より厳しい評価結果となり得る組み合わせについて、収束が可能であるかについて解析的に評価を行った。</u></p>	<p>・記載の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>1.1. 評価前提において、「原子炉の安全停止に必要な機器は、その機能が維持されることを確認していることから、これ以外の機器は全て機能喪失すると仮定する」と記載しているため、改めて記載しない</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>推定することにより、より厳しい評価結果となりえる組み合わせを選定し、選定した重畳事象の収束が可能であるかについて解析的に確認を行う。</p> <p>以下に、内部火災により想定される事象の抽出から解析評価までのプロセス及びプロセスの各ステップの概要を示す。(図 1-1)</p> <p>【ステップ1】 評価事象を網羅的に抽出するため、『発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針』(以下「安全評価審査指針」という。)の評価事象の選定方法に従い、原子炉に有意な影響を与える主要な要因を抽出する。(図 2-1 参照)</p> <p>【ステップ2】 原子炉に有意な影響を与える主要な要因を誘発する故障を抽出する。(図 2-1 参照)</p> <p>【ステップ3】 ステップ2で抽出した故障が発生し得る火災区域を分析する。ここでは、常用系設備等の火災防護対象設備に該当しない設備は、設置された火災区域によらず、火災影響を受ける可能性があるとして仮定する。その際、R/B 及び T/B の一方の建屋における火災の影響は他方の建屋に及ばないとする。(図 2-1 参照)</p> <p>【ステップ4】 ステップ2及びステップ3での分析を踏まえ、各建屋で発生する代表事象として扱う事象を特定する。代表事象の特定にあたっては、火災影響により発生する可能性のある事象の中から最も厳しい事象を想定する。(例えば、原子炉再循環ポンプ(以下「再循環ポンプ」という。)のトリップについては、火災の規模により1台トリップから全台トリップまで考えられるが、最も厳しくなる全台トリップを想定する。)(図 2-1 参照)</p> <p>【ステップ5】 各建屋で発生する代表事象の解析結果等を踏まえ、代表事象の組み合わせ毎に、重畳を考慮した場合にプラントに与える影響が厳しくなるか否かの分析を行い、解析の要否を整理する。</p>	<p>することにより、より厳しい評価結果となり得る組合せを選定し、選定した重畳事象の収束が可能であるかについて解析的に確認を行う。</p> <p>以下に、内部火災により想定される事象の抽出から解析評価までのプロセス及びプロセスの各ステップの概要を示す。(第1図)</p> <p>【ステップ1】 評価事象を網羅的に抽出するため、『発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針』(以下「安全評価審査指針」という。)の評価事象の選定方法に従い、原子炉に有意な影響を与える要因を抽出する。(第2図参照)</p> <p>【ステップ2】 原子炉に有意な影響を与える要因を誘発する故障を抽出する。(第2図参照)</p> <p>【ステップ3】 ステップ2で抽出した故障が発生し得る火災区域を分析する。ここでは、常用系設備等の火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルに該当しない設備は、設置された火災区域によらず、火災影響を受ける可能性があるとして仮定する。その際、原子炉建屋及びタービン建屋の一方の建屋における火災の影響は他方の建屋に及ばないとする。(第2図参照)</p> <p>【ステップ4】 ステップ2及びステップ3での分析を踏まえ、各建屋で発生する代表事象として扱う事象を特定する。代表事象の特定にあたっては、火災影響により発生する可能性のある事象の中から最も厳しい事象を想定する。(例えば、再循環ポンプのトリップについては、火災の規模により1台トリップ又は2台トリップが考えられるが、最も厳しくなる2台トリップを想定する。)(第2図参照)</p> <p>【ステップ5】 各建屋で発生する代表事象の解析結果等を踏まえ、代表事象の組み合わせ毎に、重畳を考慮した場合にプラントに与える影響が厳しくなるか否かの分析を行い、解析の要否を整理する。</p>	<p>以下に、想定される事象の抽出プロセス及び各ステップの手順を示す。(第1-1図)</p> <p>【ステップ1】 評価事象を網羅的に抽出するため、『発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針』(以下「安全評価審査指針」という。)の評価事象の選定方法に従い、原子炉に有意な影響を与える主要な要因を抽出する。(第2-1図)</p> <p>【ステップ2】 原子炉に有意な影響を与える主要な要因を誘発する故障を抽出する。(第2-1図)</p> <p>【ステップ3】 ステップ2で抽出した故障が発生し得る火災区域を分析する。ここでは、常用系設備等の火災防護対象設備に該当しない設備は、火災影響を受ける可能性があるとして仮定する。その際、R/B 及び T/B の一方の建物における火災の影響は他方の建物に及ばないとする。(第2-1図)</p> <p>【ステップ4】 ステップ2及びステップ3での分析を踏まえ、各建物で発生する代表事象として扱う事象を特定する。代表事象の特定にあたっては、火災影響により発生する可能性のある事象の中から最も厳しい事象を想定する。(例えば、原子炉再循環ポンプ(以下「再循環ポンプ」という。)のトリップについては、火災の規模により1台トリップから全台トリップまで考えられるが、最も厳しくなる全台トリップを想定する。)(第2-1図)</p> <p>【ステップ5】 各建物で発生する代表事象の解析結果等を踏まえ、代表事象の組み合わせ毎に、重畳を考慮した場合にプラントに与える影響が厳しくなるか否かの分析を行い、解析の要否を整理する。</p>	<p>備考</p> <p>・設備及び記載の相違 【柏崎6/7、東海第二】 R/B、T/Bの常用系設備等の火災防護対象設備に該当しない設備は、全て火災区域に設置している また、1.1. 評価前提において、「原子炉の安全停止に必要な機器は、その機能が維持されることを確認していることから、これ以外の機器は全て機能喪失すると仮定する」としている</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>【ステップ6】 各建屋での内部火災の発生を想定した場合においても動作を期待できる緩和系を確認する。</p> <p>【ステップ7】 原子炉停止機能及び炉心冷却機能に単一故障を想定する。</p> <p>なお、ここでは、内部火災により火災影響を受ける設備*が機能喪失していることを前提に、火災影響を受けない火災区域にある設備に単一故障を更に重ねる。</p> <p>※：「資料10 柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉における内部火災影響評価について」にて評価された設備の機能喪失が発生することを前提としている。</p> <p>【ステップ8】 ステップ7までの分析結果等を踏まえ、抽出した事象の解析を実施し、事象の収束ができることを確認する。</p>	<p>【ステップ6】 各建屋での内部火災の発生を想定した場合においても動作を期待できる緩和系を確認する。</p> <p>【ステップ7】 原子炉停止機能及び炉心冷却機能に単一故障を想定する。</p> <p>なお、ここでは、内部火災により火災影響を受ける設備*が機能喪失していることを前提に、火災影響を受けない火災区域にある設備に単一故障を更に重ねる。</p> <p>※：本資料「東海第二発電所 内部火災の影響評価について」にて評価されている設備の機能喪失が発生することを前提としている。</p> <p>【ステップ8】 ステップ7までの分析結果等を踏まえ、抽出した事象の解析を実施し、<u>原子炉が安全停止を維持</u>できることを確認する。</p>	<p>【ステップ6】 各建物での内部火災の発生を想定した場合においても動作を期待できる緩和系を確認する。</p> <p>【ステップ7】 <u>安全評価審査指針に従い</u>、原子炉停止機能、炉心冷却機能及び放射能閉じ込め機能に単一故障を想定する。</p> <p>なお、ここでは、内部火災により火災影響を受ける設備*が機能喪失していることを前提に、火災影響を受けない火災区域にある設備に単一故障を更に重ねる。</p> <p>※：「資料10 島根原子力発電所2号炉における内部火災影響評価について」にて評価された設備の機能喪失が発生することを前提としている。</p> <p>【ステップ8】 ステップ7までの分析結果等を踏まえ、抽出した事象の解析を実施し、<u>事象の収束</u>ができることを確認する。</p>	<p>・想定との相違 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉では放射能閉じ込め機能についても単一故障を想定している</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>ステップ 1 「安全評価審査指針」の評価事象の選定方法に従い、原子炉に有意な影響を与える主要な要因を抽出(図 2-1 参照)</p> <p>↓</p> <p>ステップ 2 主要な要因に対応する故障モードを抽出(図 2-1 参照)</p> <p>↓</p> <p>ステップ 3 抽出された故障が各建屋において発生し得るかを分析(図 2-1 参照)</p> <p>↓</p> <p>ステップ 4 各建屋について、分析結果を踏まえ代表事象を選定(図 2-1 参照)</p> <p>↓</p> <p>ステップ 5 代表事象の重畳を抽出(3 項参照) (結果を厳しくする事象の組み合わせ(3.2 項参照))</p> <p>↓</p> <p>ステップ 6 内部火災発生時においても動作を期待できる緩和系の確認(表 4-1 参照)</p> <p>↓</p> <p>ステップ 7 事象毎に単一故障想定を割り当てる(5.2 項参照)</p> <p>↓</p> <p>ステップ 8 解析実施(6 項参照)</p>	<p>ステップ 1 「安全評価審査指針」の評価事象の選定方法に従い、原子炉に有意な影響を与える主要な要因を抽出(第 2 図参照)</p> <p>↓</p> <p>ステップ 2 主要な要因に対する故障モードを抽出(第 2 図参照)</p> <p>↓</p> <p>ステップ 3 抽出された故障モードが各建屋において発生し得るかを分析(第 2 図参照)</p> <p>↓</p> <p>ステップ 4 各建屋について、分析結果を踏まえ代表事象を選定(第 2 図参照)</p> <p>↓</p> <p>ステップ 5 代表事象の重畳を抽出(結果を厳しくする事象の組み合わせ(3.1, 3.2 参照))</p> <p>↓</p> <p>ステップ 6 内部火災においても動作を期待できる緩和系の確認(第 9 表参照)</p> <p>↓</p> <p>ステップ 7 事象毎に単一故障の想定を割り当てる(第 11 表)</p> <p>↓</p> <p>ステップ 8 解析実施</p>	<p>ステップ 1 「安全評価審査指針」の評価事象の選定方法に従い、原子炉に有意な影響を与える主要な要因を抽出(第 2-1 図)</p> <p>↓</p> <p>ステップ 2 主要な要因に対応する故障モードを抽出(第 2-1 図)</p> <p>↓</p> <p>ステップ 3 抽出された故障が各建物において発生し得るかを分析(第 2-1 図)</p> <p>↓</p> <p>ステップ 4 各建物について、分析結果を踏まえ代表事象を選定(第 2-1 図)</p> <p>↓</p> <p>ステップ 5 代表事象の重畳を抽出(結果を厳しくする事象の組み合わせ(本文 3 項参照))</p> <p>↓</p> <p>ステップ 6 内部火災発生時においても動作を期待できる緩和系の確認(第 4-6 表)</p> <p>↓</p> <p>ステップ 7 事象毎に単一故障想定を割り当てる(第 5-2 表)</p> <p>↓</p> <p>ステップ 8 解析実施(本文 6 項参照)</p>	
<p>図 1-1 評価プロセス</p>	<p>第 1 図 評価プロセス</p>	<p>第 1-1 図 評価プロセス</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																																																																																				
<p>2. 代表事象の抽出【ステップ4】</p> <p>安全評価審査指針の評価事象の選定方法に従い、原子炉に有意な影響を与える主要な要因及びその要因に対する故障の抽出結果を図 2-1 に示す。また、同図において、抽出した故障が、R/B 及び T/B において発生し得るかを分析し、各建屋において抽出した代表事象を示す。</p> <p>図 2-1 において抽出された、R/B 及び T/B における内部火災により発生する可能性のある代表事象を表 2-1 に示す。</p> <p style="text-align: center;">表 2-1 抽出された代表事象</p> <table border="1" data-bbox="142 745 896 1176"> <thead> <tr> <th>抽出された代表事象</th> <th>R/B</th> <th>T/B</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>原子炉冷却材流量の喪失</td><td>○</td><td>○*1</td></tr> <tr><td>原子炉冷却材流量制御系の誤動作</td><td>○</td><td>—</td></tr> <tr><td>給水流量の全喪失+タービントリップ</td><td>○</td><td>—</td></tr> <tr><td>主蒸気隔離弁の誤閉止</td><td>○</td><td>○</td></tr> <tr><td>逃がし弁開放</td><td>○</td><td>—</td></tr> <tr><td>給水制御系の故障 (流量減少)</td><td>○</td><td>—*2</td></tr> <tr><td>給水制御系の故障*3</td><td>○</td><td>○</td></tr> <tr><td>高圧炉心注水系の誤起動</td><td>○</td><td>—</td></tr> <tr><td>原子炉隔離時冷却系の誤起動</td><td>○</td><td>—</td></tr> <tr><td>給水加熱喪失</td><td>—</td><td>○</td></tr> <tr><td>負荷の喪失</td><td>—</td><td>○</td></tr> <tr><td>原子炉圧力制御系の故障</td><td>○</td><td>—</td></tr> <tr><td>給水流量の全喪失</td><td>—</td><td>○</td></tr> </tbody> </table> <p>*1: R/B では再循環ポンプ全台トリップ, T/B では部分台数トリップを想定</p> <p>*2: T/B ではより厳しい給水流量の全喪失を想定</p> <p>*3: 原子炉給水制御系の誤信号等により, 給水流量が増加する事象は, 原子炉設置変更許可申請書に倣い, 単に「給水制御系の故障」という。</p>	抽出された代表事象	R/B	T/B	原子炉冷却材流量の喪失	○	○*1	原子炉冷却材流量制御系の誤動作	○	—	給水流量の全喪失+タービントリップ	○	—	主蒸気隔離弁の誤閉止	○	○	逃がし弁開放	○	—	給水制御系の故障 (流量減少)	○	—*2	給水制御系の故障*3	○	○	高圧炉心注水系の誤起動	○	—	原子炉隔離時冷却系の誤起動	○	—	給水加熱喪失	—	○	負荷の喪失	—	○	原子炉圧力制御系の故障	○	—	給水流量の全喪失	—	○	<p>2. 代表事象の抽出【ステップ1~4】</p> <p>安全評価審査指針の評価事象の選定方法に従い、原子炉に有意な影響を与える主要な要因及びその要因に対する故障の抽出結果を第 2 図に示す。また、同図において、抽出した故障が、原子炉建屋及びタービン建屋において発生し得るかを分析し、各建屋において抽出した代表事象を示す。</p> <p>第 2 図において抽出された、原子炉建屋及びタービン建屋における内部火災により発生する可能性のある代表事象を第 1 表に示す。</p> <p style="text-align: center;">第 1 表 抽出された代表事象</p> <table border="1" data-bbox="952 766 1673 1333"> <thead> <tr> <th>抽出された代表事象</th> <th>原子炉建屋</th> <th>タービン建屋</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>原子炉冷却材の停止ループの誤起動</td><td>○</td><td>—</td></tr> <tr><td>原子炉冷却材流量の喪失</td><td>○</td><td>○</td></tr> <tr><td>原子炉冷却材流量制御系の誤動作</td><td>○</td><td>—</td></tr> <tr><td>給水流量の全喪失+タービントリップ*2</td><td>○</td><td>—</td></tr> <tr><td>主蒸気隔離弁の誤閉止</td><td>○</td><td>○</td></tr> <tr><td>逃がし弁開放</td><td>○</td><td>—</td></tr> <tr><td>給水制御系の故障 (流量減少)</td><td>○</td><td>—*1</td></tr> <tr><td>給水制御系の故障*3</td><td>○</td><td>○</td></tr> <tr><td>HPCS の誤起動</td><td>○</td><td>—</td></tr> <tr><td>RCIC の誤起動</td><td>○</td><td>—</td></tr> <tr><td>給水加熱喪失</td><td>—</td><td>○</td></tr> <tr><td>負荷の喪失</td><td>—</td><td>○</td></tr> <tr><td>原子炉圧力制御系の故障</td><td>—</td><td>○</td></tr> <tr><td>給水流量の全喪失</td><td>—</td><td>○</td></tr> </tbody> </table> <p>*1: タービン建屋ではより厳しい給水流量の全喪失を想定</p> <p>*2: 原子炉の出力運転中に, 原子炉水位高 (レベル 8) 信号の誤発信により, タービンがトリップするとともに, 原子炉給水ポンプがトリップする事象</p> <p>*3: 原子炉給水制御系の誤信号等により, 給水流量が増加する事象は, 原子炉設置変更許可申請書に倣い, 単に「給水制御系の故障」という。</p>	抽出された代表事象	原子炉建屋	タービン建屋	原子炉冷却材の停止ループの誤起動	○	—	原子炉冷却材流量の喪失	○	○	原子炉冷却材流量制御系の誤動作	○	—	給水流量の全喪失+タービントリップ*2	○	—	主蒸気隔離弁の誤閉止	○	○	逃がし弁開放	○	—	給水制御系の故障 (流量減少)	○	—*1	給水制御系の故障*3	○	○	HPCS の誤起動	○	—	RCIC の誤起動	○	—	給水加熱喪失	—	○	負荷の喪失	—	○	原子炉圧力制御系の故障	—	○	給水流量の全喪失	—	○	<p>2. 代表事象の抽出【ステップ1, 2, 3, 4】</p> <p>安全評価審査指針の評価事象の選定方法に従い、原子炉に有意な影響を与える主要な要因及びその要因に対する故障の抽出結果を第 2-1 図に示す。また、同図において、抽出した故障が、R/B 及び T/B において発生し得るかを分析し、各建屋において抽出した代表事象を示す。</p> <p>第 2-1 図において抽出された、R/B 及び T/B における内部火災により発生する可能性のある代表事象を第 2-1 表に示す。</p> <p style="text-align: center;">第 2-1 表 抽出された代表事象</p> <table border="1" data-bbox="1730 745 2484 1312"> <thead> <tr> <th>抽出された代表事象</th> <th>R/B</th> <th>T/B</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>原子炉冷却材の停止ループの誤起動</td><td>○</td><td>—</td></tr> <tr><td>原子炉冷却材流量の喪失</td><td>○</td><td>○</td></tr> <tr><td>原子炉冷却材流量制御系の誤動作</td><td>○</td><td>—</td></tr> <tr><td>給水流量の全喪失+タービントリップ</td><td>○</td><td>—</td></tr> <tr><td>主蒸気隔離弁の誤閉止</td><td>○</td><td>○</td></tr> <tr><td>逃がし弁開放</td><td>○</td><td>—</td></tr> <tr><td>給水制御系の故障 (流量減少)</td><td>○</td><td>—*1</td></tr> <tr><td>給水制御系の故障*2</td><td>○</td><td>○</td></tr> <tr><td>HPCS の誤起動</td><td>○</td><td>—</td></tr> <tr><td>RCIC の誤起動</td><td>○</td><td>—</td></tr> <tr><td>給水加熱喪失</td><td>—</td><td>○</td></tr> <tr><td>負荷の喪失</td><td>—</td><td>○</td></tr> <tr><td>原子炉圧力制御系の故障</td><td>—</td><td>○</td></tr> <tr><td>給水流量の全喪失</td><td>—</td><td>○</td></tr> </tbody> </table> <p>*1: T/B ではより厳しい給水流量の全喪失を想定</p> <p>*2: 原子炉給水制御系の故障により, 給水流量が増加する事象は, 原子炉設置変更許可申請書に倣い, 単に「給水制御系の故障」という。</p>	抽出された代表事象	R/B	T/B	原子炉冷却材の停止ループの誤起動	○	—	原子炉冷却材流量の喪失	○	○	原子炉冷却材流量制御系の誤動作	○	—	給水流量の全喪失+タービントリップ	○	—	主蒸気隔離弁の誤閉止	○	○	逃がし弁開放	○	—	給水制御系の故障 (流量減少)	○	—*1	給水制御系の故障*2	○	○	HPCS の誤起動	○	—	RCIC の誤起動	○	—	給水加熱喪失	—	○	負荷の喪失	—	○	原子炉圧力制御系の故障	—	○	給水流量の全喪失	—	○	<p>・設備の相違【柏崎 6/7】</p> <p>BWR と ABWR の相違により, 抽出される事象が異なる</p>
抽出された代表事象	R/B	T/B																																																																																																																																					
原子炉冷却材流量の喪失	○	○*1																																																																																																																																					
原子炉冷却材流量制御系の誤動作	○	—																																																																																																																																					
給水流量の全喪失+タービントリップ	○	—																																																																																																																																					
主蒸気隔離弁の誤閉止	○	○																																																																																																																																					
逃がし弁開放	○	—																																																																																																																																					
給水制御系の故障 (流量減少)	○	—*2																																																																																																																																					
給水制御系の故障*3	○	○																																																																																																																																					
高圧炉心注水系の誤起動	○	—																																																																																																																																					
原子炉隔離時冷却系の誤起動	○	—																																																																																																																																					
給水加熱喪失	—	○																																																																																																																																					
負荷の喪失	—	○																																																																																																																																					
原子炉圧力制御系の故障	○	—																																																																																																																																					
給水流量の全喪失	—	○																																																																																																																																					
抽出された代表事象	原子炉建屋	タービン建屋																																																																																																																																					
原子炉冷却材の停止ループの誤起動	○	—																																																																																																																																					
原子炉冷却材流量の喪失	○	○																																																																																																																																					
原子炉冷却材流量制御系の誤動作	○	—																																																																																																																																					
給水流量の全喪失+タービントリップ*2	○	—																																																																																																																																					
主蒸気隔離弁の誤閉止	○	○																																																																																																																																					
逃がし弁開放	○	—																																																																																																																																					
給水制御系の故障 (流量減少)	○	—*1																																																																																																																																					
給水制御系の故障*3	○	○																																																																																																																																					
HPCS の誤起動	○	—																																																																																																																																					
RCIC の誤起動	○	—																																																																																																																																					
給水加熱喪失	—	○																																																																																																																																					
負荷の喪失	—	○																																																																																																																																					
原子炉圧力制御系の故障	—	○																																																																																																																																					
給水流量の全喪失	—	○																																																																																																																																					
抽出された代表事象	R/B	T/B																																																																																																																																					
原子炉冷却材の停止ループの誤起動	○	—																																																																																																																																					
原子炉冷却材流量の喪失	○	○																																																																																																																																					
原子炉冷却材流量制御系の誤動作	○	—																																																																																																																																					
給水流量の全喪失+タービントリップ	○	—																																																																																																																																					
主蒸気隔離弁の誤閉止	○	○																																																																																																																																					
逃がし弁開放	○	—																																																																																																																																					
給水制御系の故障 (流量減少)	○	—*1																																																																																																																																					
給水制御系の故障*2	○	○																																																																																																																																					
HPCS の誤起動	○	—																																																																																																																																					
RCIC の誤起動	○	—																																																																																																																																					
給水加熱喪失	—	○																																																																																																																																					
負荷の喪失	—	○																																																																																																																																					
原子炉圧力制御系の故障	—	○																																																																																																																																					
給水流量の全喪失	—	○																																																																																																																																					

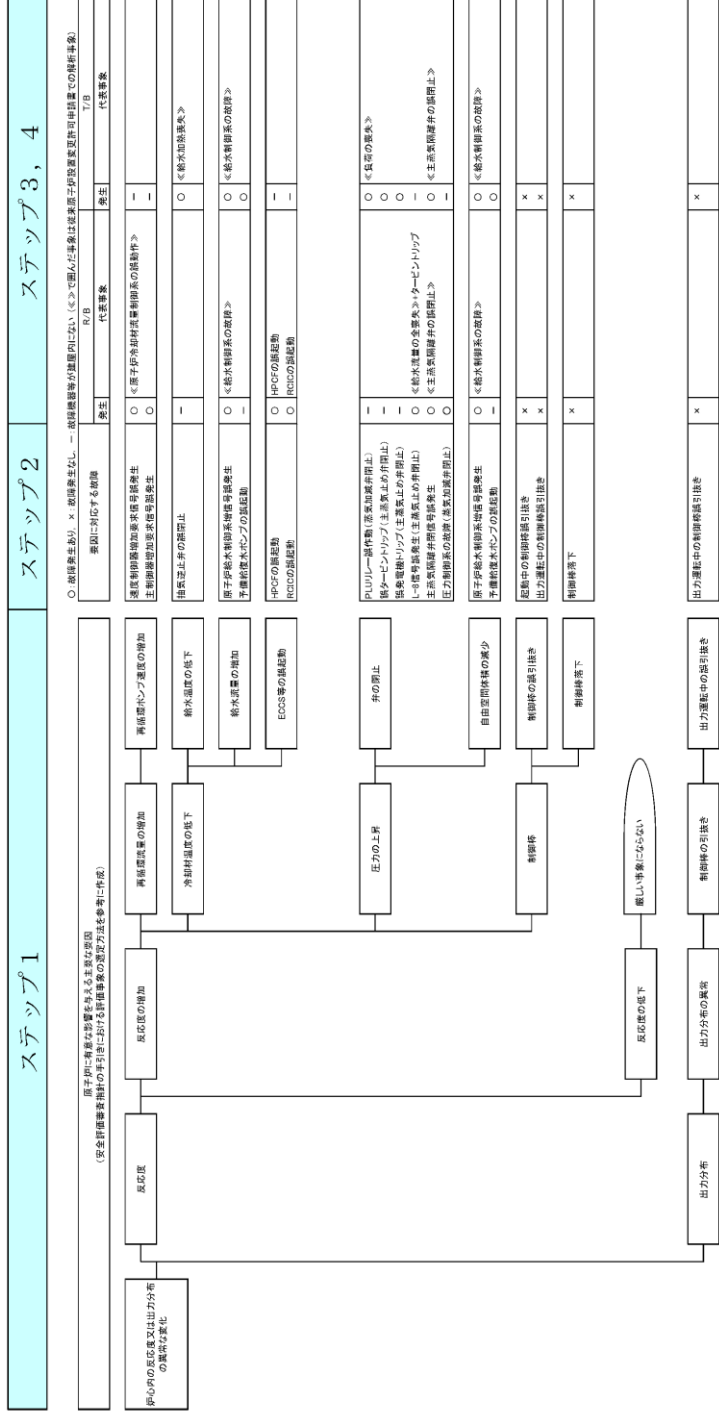
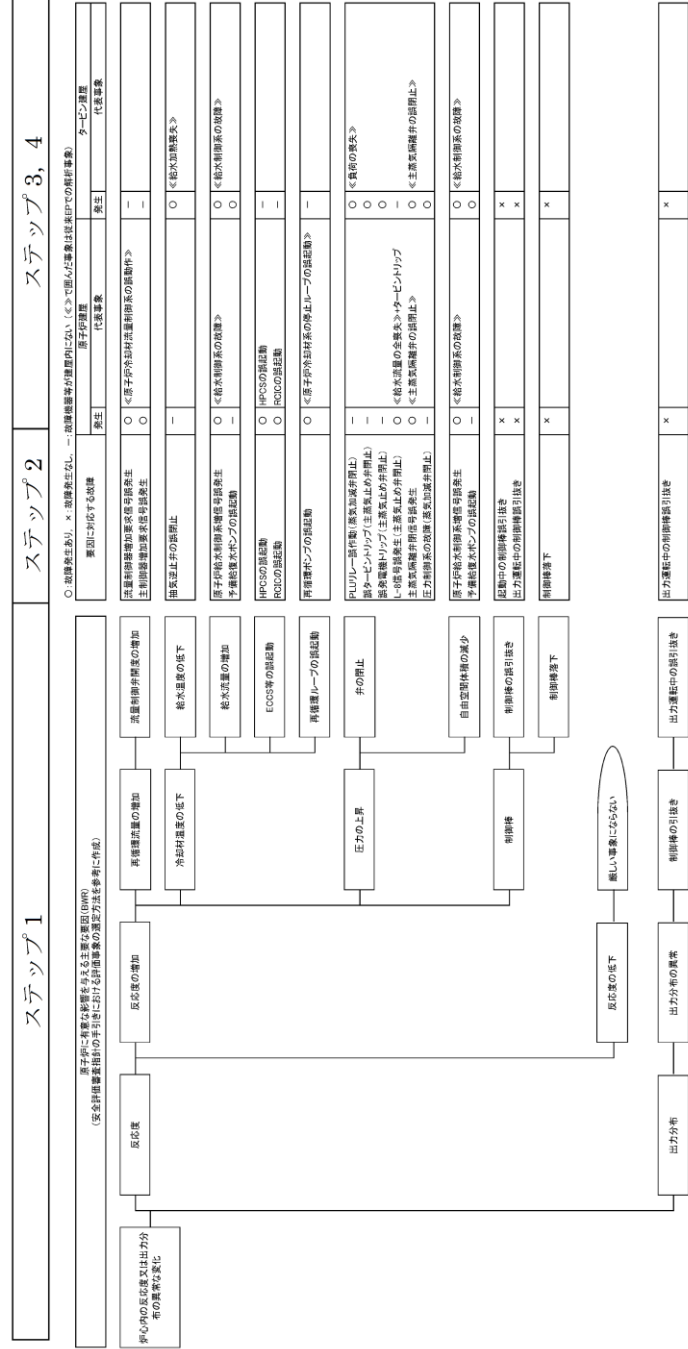
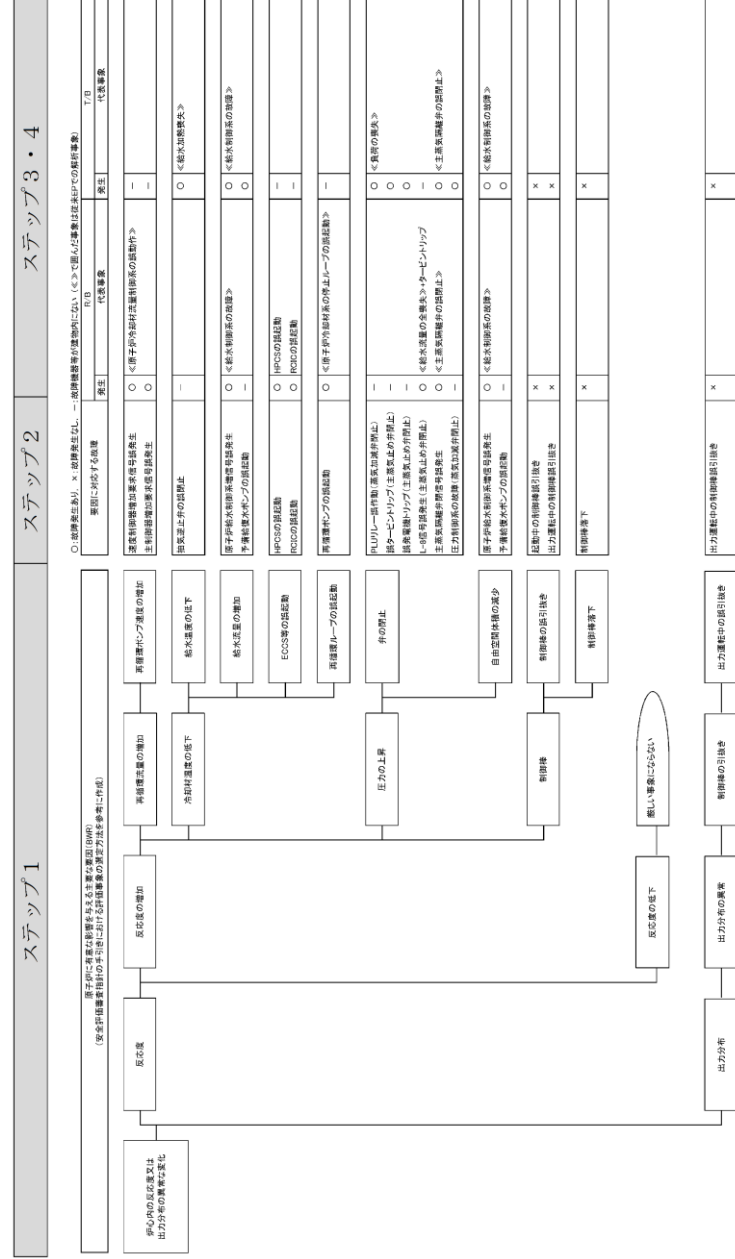


図2-1 外乱分析図 (1/3)

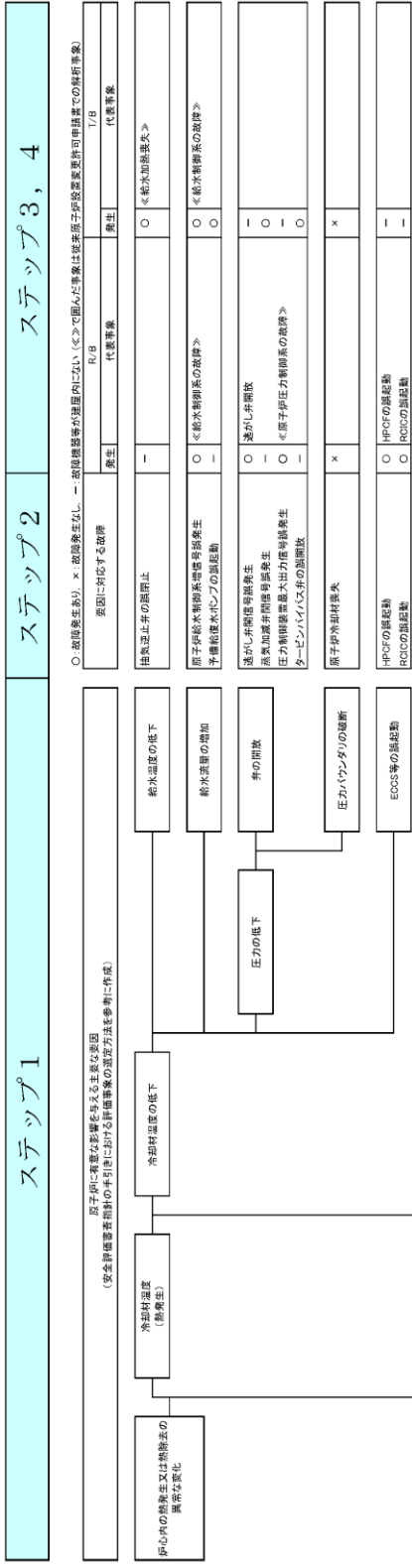


第2図 外乱分析図 (1/3)



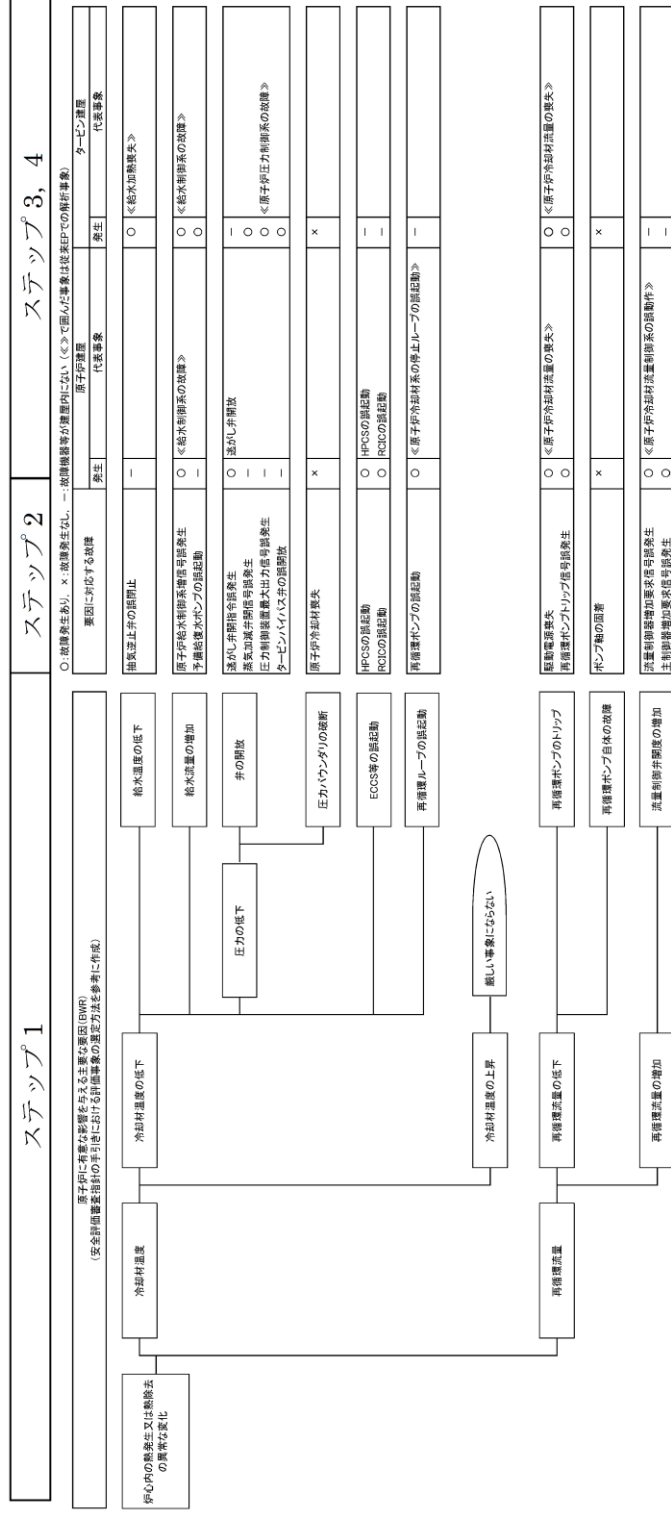
第2-1図 外乱分析図 (1/3)

・設備の相違
【柏崎6/7】
BWR と ABWR の相違により、抽出される事象が異なる

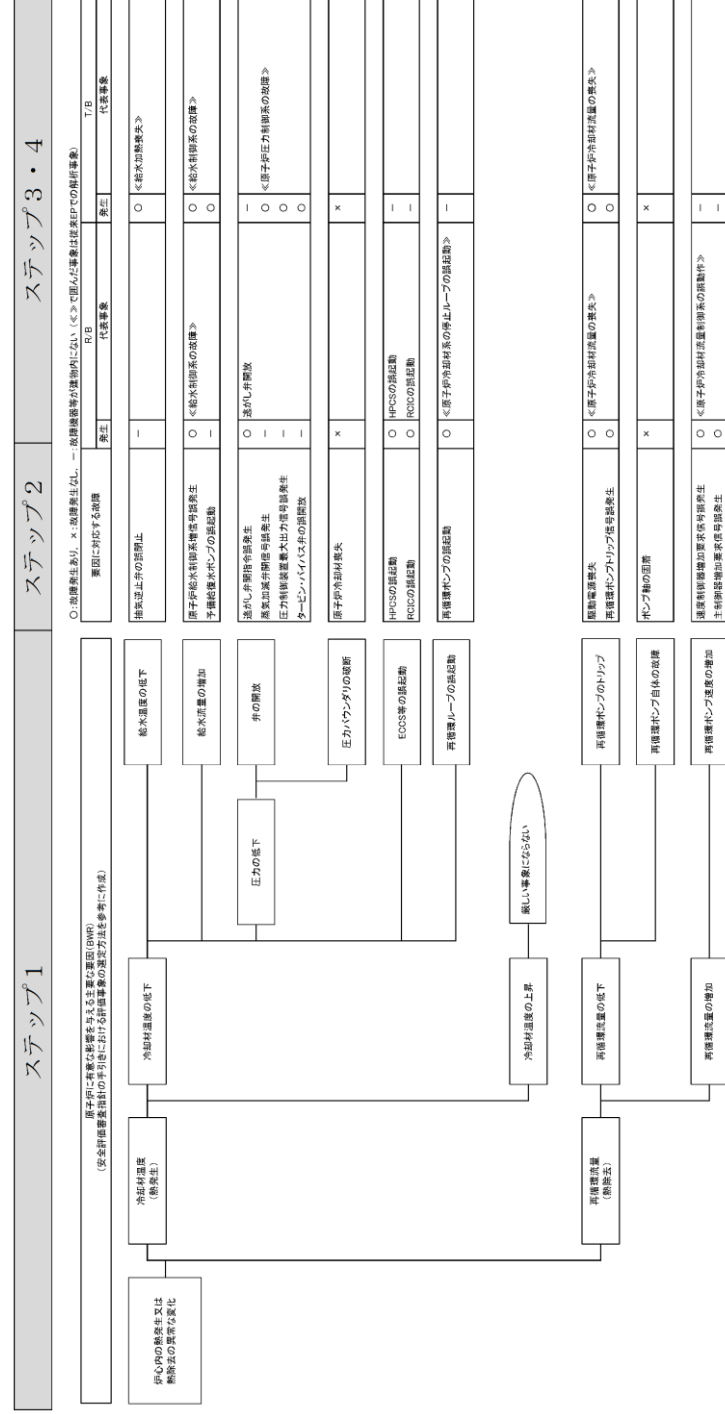


原因に対応する故障	R/B	発生	発生	発生	発生
炉水温度の上昇の制限止	-	-	○	○	○
原子炉冷却水循環系電圧降下発生	○	○	○	○	○
予備給排水ポンプの運転	-	-	○	○	○
遠がし弁閉鎖発生	○	○	○	○	○
蒸気加減弁閉鎖発生	-	-	○	○	○
圧力制御装置出力信号異常発生	-	-	○	○	○
タービンバイパス弁の閉鎖	-	-	○	○	○
原子炉冷却材損失	x	x	x	x	x
HPCの再起動	○	○	○	○	○
RCCの再起動	○	○	○	○	○
駆動電源喪失	○	○	○	○	○
監視器がトリップ信号発生	○	○	○	○	○
ポンプ軸の閉鎖	x	x	x	x	x
遠程制御装置異常発生	○	○	○	○	○
主制御器異常発生	○	○	○	○	○

図2-1 外乱分析図 (2 / 3)



第2図 外乱分析図 (2/3)



第2-1図 外乱分析図 (2 / 3)

・設備の相違
【柏崎6/7】
BWRとABWRの相違により、抽出される事象が異なる

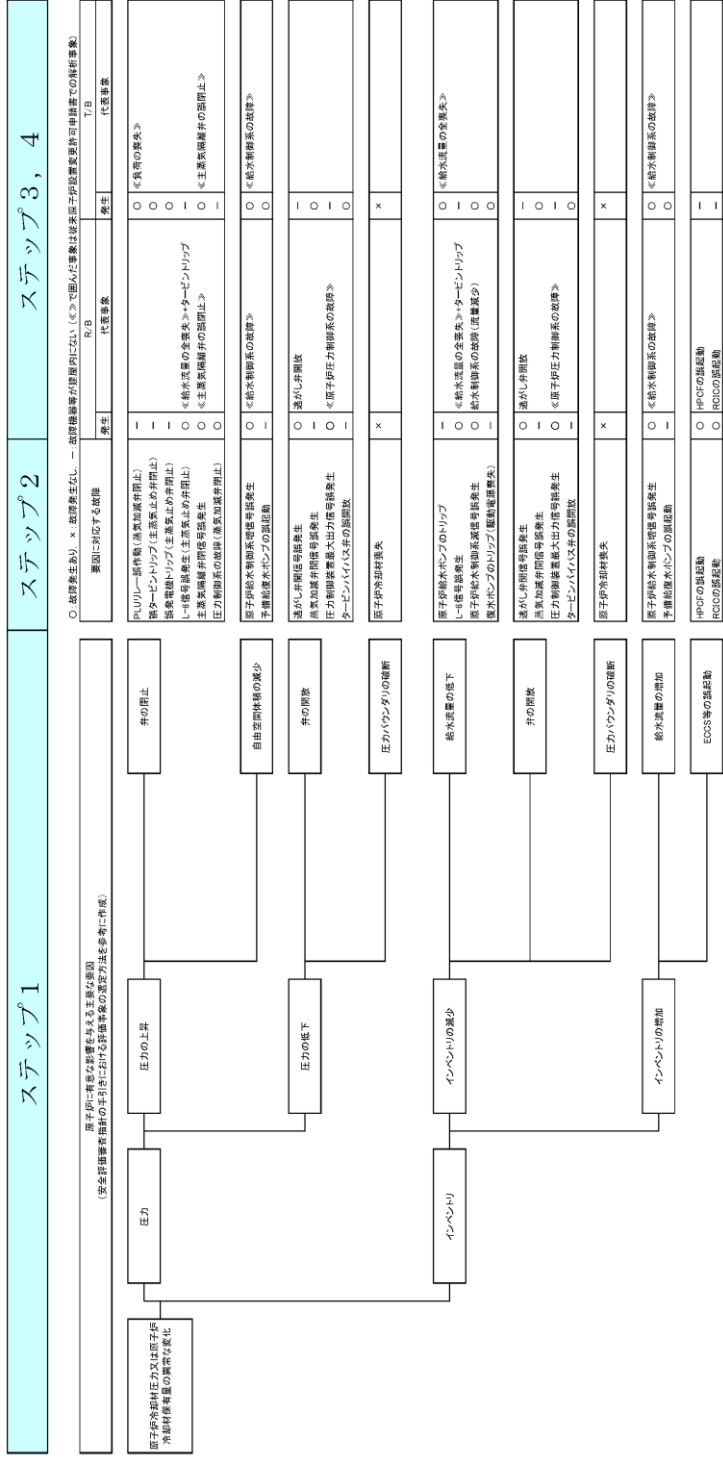
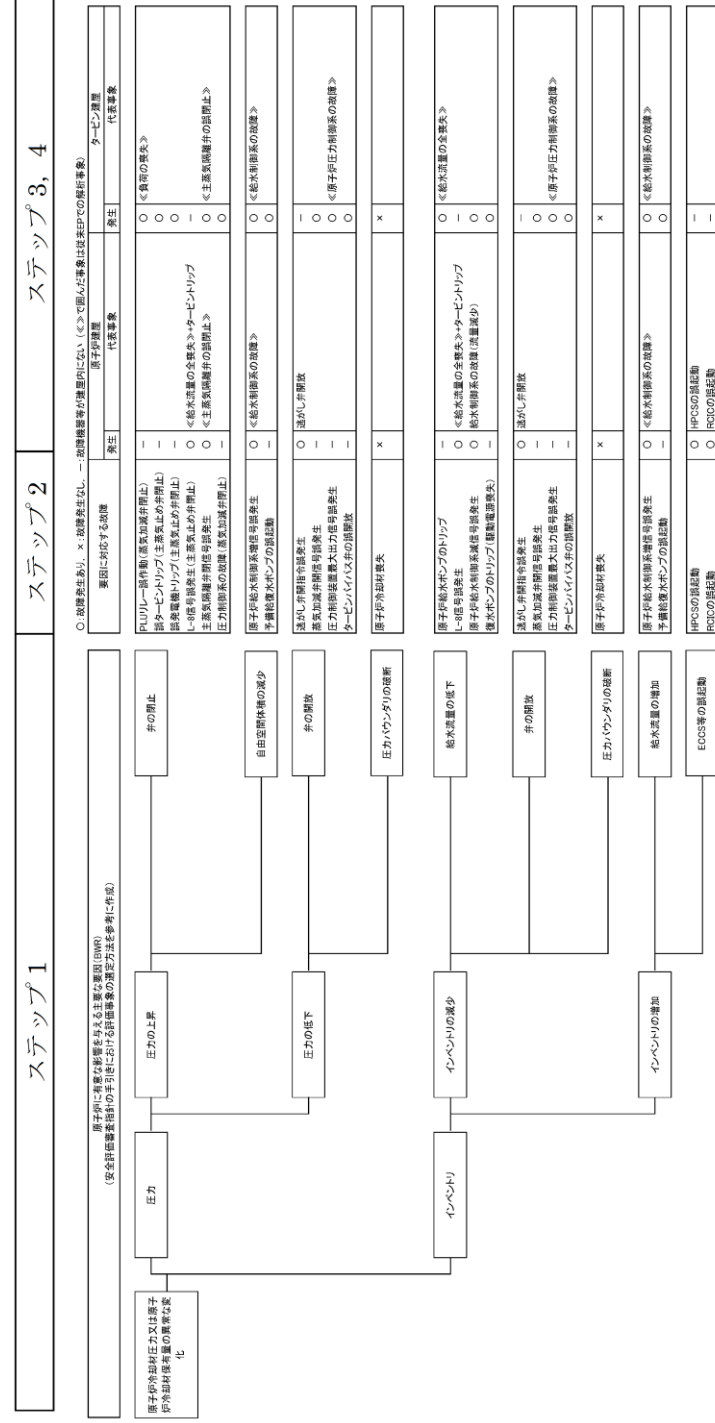
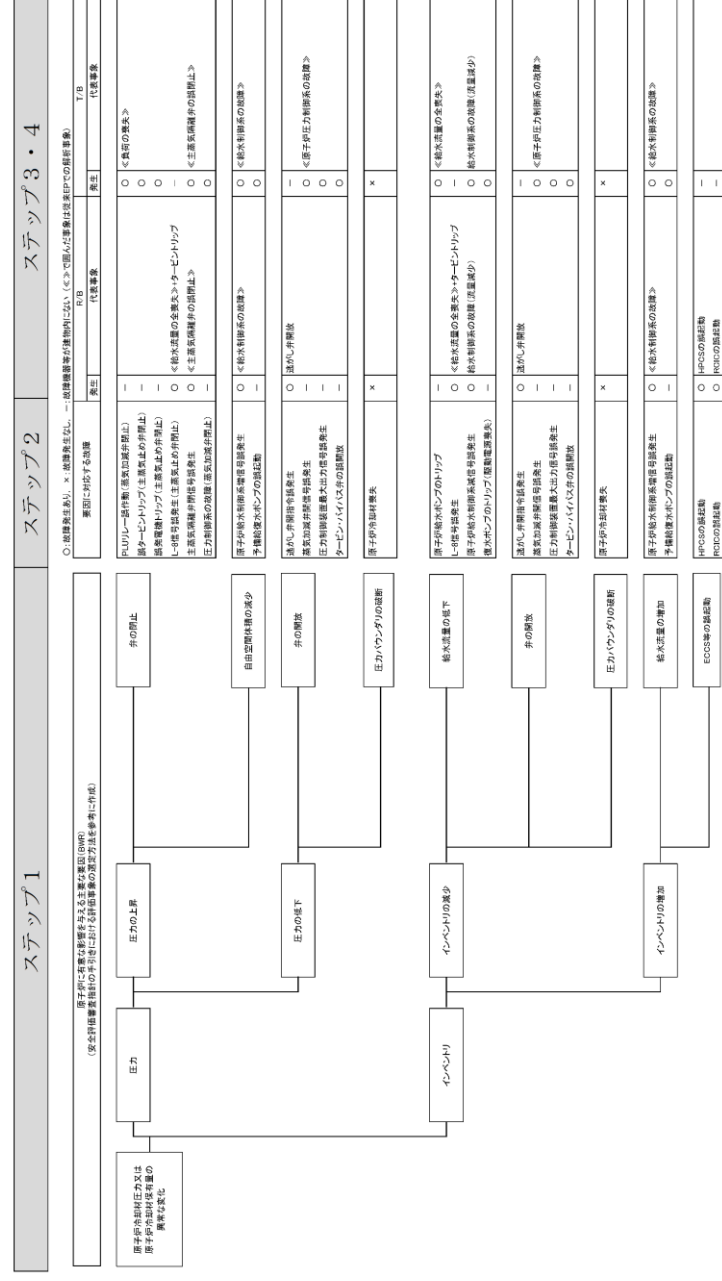


図 2-1 外乱分析図 (3/3)



第 2 図 外乱分析図 (3/3)



第 2-1 図 外乱分析図 (3/3)

・設備の相違
 【柏崎 6/7】
 BWR と ABWR の相違により、抽出される事象が異なる

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																																																			
<p>3. 重畳を考慮した内部火災影響評価事象の抽出【ステップ5】</p> <p>3.1. 重畳を考慮すべき事象の分析</p> <p>2 項にて抽出した R/B 及び T/B における内部火災により発生する可能性のある代表事象について、重畳を考慮した場合に、事象を厳しくする可能性について検討した。結果について表 3-1 及び表 3-2 に示す。</p> <p>重畳を考慮すべき事象として抽出された代表事象の概要を表 3-3 に示す。</p> <p style="text-align: center;">表 3-1 R/B における抽出事象及び重畳考慮の要否</p> <table border="1" data-bbox="142 709 896 1171"> <thead> <tr> <th>抽出された事象</th> <th>重畳</th> <th>重畳を考慮しない理由*1</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>I 原子炉冷却材流量の喪失</td><td>考慮</td><td>—</td></tr> <tr><td>II 原子炉冷却材流量制御系の誤動作</td><td>考慮</td><td>—</td></tr> <tr><td>III 給水流量の全喪失+タービントリップ</td><td>考慮</td><td>—</td></tr> <tr><td>IV 主蒸気隔離弁の誤閉止</td><td>考慮</td><td>—</td></tr> <tr><td>V 逃がし弁開放</td><td>—</td><td>①</td></tr> <tr><td>VI 給水制御系の故障 (流量減少)</td><td>—</td><td>②</td></tr> <tr><td>VII 給水制御系の故障</td><td>考慮</td><td>—</td></tr> <tr><td>VIII 高圧炉心注水系の誤起動</td><td>—</td><td>① (上部プレナムへの注水で蒸気が凝縮し圧力が低下する)</td></tr> <tr><td>IX 原子炉隔離時冷却系の誤起動</td><td>考慮</td><td>—</td></tr> <tr><td>X 原子炉圧力制御系の故障</td><td>—</td><td>①</td></tr> </tbody> </table>	抽出された事象	重畳	重畳を考慮しない理由*1	I 原子炉冷却材流量の喪失	考慮	—	II 原子炉冷却材流量制御系の誤動作	考慮	—	III 給水流量の全喪失+タービントリップ	考慮	—	IV 主蒸気隔離弁の誤閉止	考慮	—	V 逃がし弁開放	—	①	VI 給水制御系の故障 (流量減少)	—	②	VII 給水制御系の故障	考慮	—	VIII 高圧炉心注水系の誤起動	—	① (上部プレナムへの注水で蒸気が凝縮し圧力が低下する)	IX 原子炉隔離時冷却系の誤起動	考慮	—	X 原子炉圧力制御系の故障	—	①	<p>3. 重畳を考慮した内部火災影響評価事象の抽出【ステップ5】</p> <p>3.1 重畳を考慮すべき事象の分析</p> <p>2.にて抽出した、<u>原子炉建屋及びタービン建屋</u>における内部火災により発生する可能性のある代表事象について、重畳を考慮した場合に、事象を厳しくする可能性について検討した。結果を第2表及び第3表に示す。</p> <p>重畳を考慮すべき事象として抽出された代表事象の概要を第4表に示す。</p> <p style="text-align: center;">第2表 原子炉建屋における抽出事象及び重畳考慮の要否</p> <table border="1" data-bbox="940 709 1685 1081"> <thead> <tr> <th>抽出された事象</th> <th>重畳</th> <th>重畳を考慮しない理由*</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>I 原子炉冷却材の停止ループの誤起動</td><td>—</td><td>部分出力状態での発生事象であり重畳による影響が小さい</td></tr> <tr><td>II 原子炉冷却材流量の喪失</td><td>—</td><td>①</td></tr> <tr><td>III 原子炉冷却材流量制御系の誤動作</td><td>考慮</td><td>—</td></tr> <tr><td>IV 給水流量の全喪失+タービントリップ</td><td>考慮</td><td>—</td></tr> <tr><td>V 主蒸気隔離弁の誤閉止</td><td>考慮</td><td>—</td></tr> <tr><td>VI 逃がし弁開放</td><td>—</td><td>②</td></tr> <tr><td>VII 給水制御系の故障 (流量減少)</td><td>—</td><td>③</td></tr> <tr><td>VIII 給水制御系の故障</td><td>考慮</td><td>—</td></tr> <tr><td>IX HPCS の誤起動</td><td>—</td><td>② (上部プレナムへの注水で蒸気が凝縮し圧力が低下する)</td></tr> <tr><td>X RCIC の誤起動</td><td>—</td><td>② (ドーム部への注水で蒸気が凝縮し圧力が低下する)</td></tr> </tbody> </table>	抽出された事象	重畳	重畳を考慮しない理由*	I 原子炉冷却材の停止ループの誤起動	—	部分出力状態での発生事象であり重畳による影響が小さい	II 原子炉冷却材流量の喪失	—	①	III 原子炉冷却材流量制御系の誤動作	考慮	—	IV 給水流量の全喪失+タービントリップ	考慮	—	V 主蒸気隔離弁の誤閉止	考慮	—	VI 逃がし弁開放	—	②	VII 給水制御系の故障 (流量減少)	—	③	VIII 給水制御系の故障	考慮	—	IX HPCS の誤起動	—	② (上部プレナムへの注水で蒸気が凝縮し圧力が低下する)	X RCIC の誤起動	—	② (ドーム部への注水で蒸気が凝縮し圧力が低下する)	<p>3. 重畳を考慮した内部火災影響評価事象の抽出【ステップ5】</p> <p>3.1. 重畳を考慮すべき事象の分析</p> <p>2 項にて抽出した R/B 及び T/B における内部火災により発生する可能性のある代表事象について、重畳を考慮した場合に、事象を厳しくする可能性について検討した。結果について第3-1表及び第3-2表に示す。</p> <p>重畳を考慮すべき事象として抽出された代表事象の概要を第3-3表に示す。</p> <p style="text-align: center;">第3-1表 R/B における抽出事象及び重畳考慮の要否</p> <table border="1" data-bbox="1730 697 2475 1094"> <thead> <tr> <th>抽出された代表事象</th> <th>重畳</th> <th>重畳を考慮しない理由*1</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>I 原子炉冷却材の停止ループの誤起動</td><td>—</td><td>部分出力状態での発生事象であり重畳による影響が小さい</td></tr> <tr><td>II 原子炉冷却材流量の喪失</td><td>—</td><td>①</td></tr> <tr><td>III 原子炉冷却材流量制御系の誤動作</td><td>考慮</td><td>—</td></tr> <tr><td>IV 給水流量の全喪失+タービントリップ</td><td>考慮</td><td>—</td></tr> <tr><td>V 主蒸気隔離弁の誤閉止</td><td>考慮</td><td>—</td></tr> <tr><td>VI 逃がし弁開放</td><td>—</td><td>②</td></tr> <tr><td>VII 給水制御系の故障 (流量減少)</td><td>—</td><td>③</td></tr> <tr><td>VIII 給水制御系の故障</td><td>考慮</td><td>—</td></tr> <tr><td>IX HPCS の誤起動</td><td>—</td><td>② (上部プレナムへの注水で蒸気が凝縮し圧力が低下)</td></tr> <tr><td>X RCIC の誤起動</td><td>考慮</td><td>—</td></tr> </tbody> </table>	抽出された代表事象	重畳	重畳を考慮しない理由*1	I 原子炉冷却材の停止ループの誤起動	—	部分出力状態での発生事象であり重畳による影響が小さい	II 原子炉冷却材流量の喪失	—	①	III 原子炉冷却材流量制御系の誤動作	考慮	—	IV 給水流量の全喪失+タービントリップ	考慮	—	V 主蒸気隔離弁の誤閉止	考慮	—	VI 逃がし弁開放	—	②	VII 給水制御系の故障 (流量減少)	—	③	VIII 給水制御系の故障	考慮	—	IX HPCS の誤起動	—	② (上部プレナムへの注水で蒸気が凝縮し圧力が低下)	X RCIC の誤起動	考慮	—	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>BWR と ABWR の相違により、抽出される事象が異なる</p> <p>・考慮対象の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>東海第二は「RCIC の誤起動」を重畳事象の考慮対象としていない</p>
抽出された事象	重畳	重畳を考慮しない理由*1																																																																																																				
I 原子炉冷却材流量の喪失	考慮	—																																																																																																				
II 原子炉冷却材流量制御系の誤動作	考慮	—																																																																																																				
III 給水流量の全喪失+タービントリップ	考慮	—																																																																																																				
IV 主蒸気隔離弁の誤閉止	考慮	—																																																																																																				
V 逃がし弁開放	—	①																																																																																																				
VI 給水制御系の故障 (流量減少)	—	②																																																																																																				
VII 給水制御系の故障	考慮	—																																																																																																				
VIII 高圧炉心注水系の誤起動	—	① (上部プレナムへの注水で蒸気が凝縮し圧力が低下する)																																																																																																				
IX 原子炉隔離時冷却系の誤起動	考慮	—																																																																																																				
X 原子炉圧力制御系の故障	—	①																																																																																																				
抽出された事象	重畳	重畳を考慮しない理由*																																																																																																				
I 原子炉冷却材の停止ループの誤起動	—	部分出力状態での発生事象であり重畳による影響が小さい																																																																																																				
II 原子炉冷却材流量の喪失	—	①																																																																																																				
III 原子炉冷却材流量制御系の誤動作	考慮	—																																																																																																				
IV 給水流量の全喪失+タービントリップ	考慮	—																																																																																																				
V 主蒸気隔離弁の誤閉止	考慮	—																																																																																																				
VI 逃がし弁開放	—	②																																																																																																				
VII 給水制御系の故障 (流量減少)	—	③																																																																																																				
VIII 給水制御系の故障	考慮	—																																																																																																				
IX HPCS の誤起動	—	② (上部プレナムへの注水で蒸気が凝縮し圧力が低下する)																																																																																																				
X RCIC の誤起動	—	② (ドーム部への注水で蒸気が凝縮し圧力が低下する)																																																																																																				
抽出された代表事象	重畳	重畳を考慮しない理由*1																																																																																																				
I 原子炉冷却材の停止ループの誤起動	—	部分出力状態での発生事象であり重畳による影響が小さい																																																																																																				
II 原子炉冷却材流量の喪失	—	①																																																																																																				
III 原子炉冷却材流量制御系の誤動作	考慮	—																																																																																																				
IV 給水流量の全喪失+タービントリップ	考慮	—																																																																																																				
V 主蒸気隔離弁の誤閉止	考慮	—																																																																																																				
VI 逃がし弁開放	—	②																																																																																																				
VII 給水制御系の故障 (流量減少)	—	③																																																																																																				
VIII 給水制御系の故障	考慮	—																																																																																																				
IX HPCS の誤起動	—	② (上部プレナムへの注水で蒸気が凝縮し圧力が低下)																																																																																																				
X RCIC の誤起動	考慮	—																																																																																																				

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																					
<p align="center">表 3-2 T/B における抽出事象及び重畳考慮の要否</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>代表事象</th> <th>重畳</th> <th>重畳を考慮しない理由*1</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>I 給水加熱喪失</td> <td>考慮</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>II 原子炉冷却材流量の喪失</td> <td>—</td> <td>③</td> </tr> <tr> <td>III 負荷の喪失</td> <td>考慮</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>IV 主蒸気隔離弁の誤閉止</td> <td>考慮</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>V 給水流量の全喪失</td> <td>—</td> <td>②</td> </tr> <tr> <td>VI 給水制御系の故障</td> <td>考慮</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table> <p>*1: 重畳を考慮しない理由</p> <p>①圧力が低下する事象は重畳しても結果を厳しくしない。 ②原子炉冷却材流量(炉心流量)の減少を伴わず、出力が低下する事象は重畳しても結果を厳しくしない。</p>	代表事象	重畳	重畳を考慮しない理由*1	I 給水加熱喪失	考慮	—	II 原子炉冷却材流量の喪失	—	③	III 負荷の喪失	考慮	—	IV 主蒸気隔離弁の誤閉止	考慮	—	V 給水流量の全喪失	—	②	VI 給水制御系の故障	考慮	—	<p align="center">第3表 タービン建屋における抽出事象及び重畳考慮の要否</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>代表事象</th> <th>重畳</th> <th>重畳を考慮しない理由*</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>I 給水加熱喪失</td> <td>考慮</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>II 原子炉冷却材流量の喪失</td> <td>—</td> <td>①</td> </tr> <tr> <td>III 負荷の喪失</td> <td>考慮</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>IV 主蒸気隔離弁の誤閉止</td> <td>考慮</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>V 原子炉圧力制御系の故障</td> <td>—</td> <td>②</td> </tr> <tr> <td>VI 給水流量の全喪失</td> <td>—</td> <td>③</td> </tr> <tr> <td>VII 給水制御系の故障</td> <td>考慮</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ 重畳を考慮しない理由</p> <p>①再循環流量が減少する事象は、BWR-5 では再循環ポンプの慣性が大きく、炉心流量の減少による炉心の冷却能力低下に対し、原子炉出力の減少が早めに作用するため、重畳を考慮しても結果を厳しくしない。 ②圧力が低下する事象は重畳を考慮しても結果を厳しくしない。 ③再循環流量の減少を伴わず、出力が低下する事象は重畳を考慮しても結果を厳しくしない。</p>	代表事象	重畳	重畳を考慮しない理由*	I 給水加熱喪失	考慮	—	II 原子炉冷却材流量の喪失	—	①	III 負荷の喪失	考慮	—	IV 主蒸気隔離弁の誤閉止	考慮	—	V 原子炉圧力制御系の故障	—	②	VI 給水流量の全喪失	—	③	VII 給水制御系の故障	考慮	—	<p align="center">第3-2表 T/B における抽出事象及び重畳考慮の要否</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>抽出された代表事象</th> <th>重畳</th> <th>重畳を考慮しない理由*1</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>I 給水加熱喪失</td> <td>考慮</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>II 原子炉冷却材流量の喪失</td> <td>—</td> <td>①</td> </tr> <tr> <td>III 負荷の喪失</td> <td>考慮</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>IV 主蒸気隔離弁の誤閉止</td> <td>考慮</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>V 原子炉圧力制御系の故障</td> <td>—</td> <td>②</td> </tr> <tr> <td>VI 給水流量の全喪失</td> <td>—</td> <td>③</td> </tr> <tr> <td>VII 給水制御系の故障</td> <td>考慮</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1: 重畳を考慮しない理由</p> <p>① 再循環流量が減少する事象は、BWR-5 では再循環ポンプの慣性が大きく、炉心流量の減少による炉心の冷却能力低下に対し、原子炉出力の減少が早めに作用するため、重畳しても結果は厳しくならない。 ② 圧力が低下する事象は重畳しても結果は厳しくならない。 ③ 出力が低下する事象は重畳しても結果は厳しくならない。</p>	抽出された代表事象	重畳	重畳を考慮しない理由*1	I 給水加熱喪失	考慮	—	II 原子炉冷却材流量の喪失	—	①	III 負荷の喪失	考慮	—	IV 主蒸気隔離弁の誤閉止	考慮	—	V 原子炉圧力制御系の故障	—	②	VI 給水流量の全喪失	—	③	VII 給水制御系の故障	考慮	—	<p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 BWR と ABWR の相違により、抽出される事象が異なる</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 BWR と ABWR の相違により、重畳を考慮しない理由が異なる</p>
代表事象	重畳	重畳を考慮しない理由*1																																																																						
I 給水加熱喪失	考慮	—																																																																						
II 原子炉冷却材流量の喪失	—	③																																																																						
III 負荷の喪失	考慮	—																																																																						
IV 主蒸気隔離弁の誤閉止	考慮	—																																																																						
V 給水流量の全喪失	—	②																																																																						
VI 給水制御系の故障	考慮	—																																																																						
代表事象	重畳	重畳を考慮しない理由*																																																																						
I 給水加熱喪失	考慮	—																																																																						
II 原子炉冷却材流量の喪失	—	①																																																																						
III 負荷の喪失	考慮	—																																																																						
IV 主蒸気隔離弁の誤閉止	考慮	—																																																																						
V 原子炉圧力制御系の故障	—	②																																																																						
VI 給水流量の全喪失	—	③																																																																						
VII 給水制御系の故障	考慮	—																																																																						
抽出された代表事象	重畳	重畳を考慮しない理由*1																																																																						
I 給水加熱喪失	考慮	—																																																																						
II 原子炉冷却材流量の喪失	—	①																																																																						
III 負荷の喪失	考慮	—																																																																						
IV 主蒸気隔離弁の誤閉止	考慮	—																																																																						
V 原子炉圧力制御系の故障	—	②																																																																						
VI 給水流量の全喪失	—	③																																																																						
VII 給水制御系の故障	考慮	—																																																																						
<p align="center">表 3-3 抽出された代表事象の概要</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>抽出事象</th> <th>概要</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉冷却材流量の喪失</td> <td>原子炉の出力運転中に、再循環ポンプが同時に全台トリップし、炉心流量が定格出力時の流量から自然循環流量まで大幅に低下して、炉心の冷却能力が低下する事象。</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材流量制御系の誤動作</td> <td>原子炉の出力運転中に、再循環流量制御系の誤動作により再循環流量(炉心流量)が増加し、原子炉出力が上昇する事象。</td> </tr> <tr> <td>給水流量の全喪失+タービントリップ</td> <td>原子炉の出力運転中に、原子炉水位高(レベル8)信号の誤発生によりタービンがトリップするとともに、原子炉給水ポンプがトリップする事象。</td> </tr> <tr> <td>主蒸気隔離弁の誤閉止</td> <td>原子炉の出力運転中に、主蒸気隔離弁が閉止し、原子炉圧力が上昇する事象。</td> </tr> <tr> <td>給水制御系の故障</td> <td>原子炉の出力運転中に、給水流量が急激に増加し、炉心入口サブクーリングが増加して、原子炉出力が上昇する事象。</td> </tr> <tr> <td>原子炉隔離時冷却系の誤起動</td> <td>原子炉の出力運転中に、原子炉隔離時冷却系が誤起動し、炉心入口サブクーリングが増加して、原子炉出力が上昇する事象。</td> </tr> <tr> <td>給水加熱喪失</td> <td>原子炉の出力運転中に、給水加熱器への蒸気流量が喪失して、給水温度が徐々に低下し、炉心入口サブクーリングが増加して、原子炉出力が上昇する事象。</td> </tr> <tr> <td>負荷の喪失</td> <td>原子炉の出力運転中に、発電機負荷遮断により蒸気加減弁が急速に閉止し、原子炉圧力が上昇する事象。</td> </tr> </tbody> </table>	抽出事象	概要	原子炉冷却材流量の喪失	原子炉の出力運転中に、再循環ポンプが同時に全台トリップし、炉心流量が定格出力時の流量から自然循環流量まで大幅に低下して、炉心の冷却能力が低下する事象。	原子炉冷却材流量制御系の誤動作	原子炉の出力運転中に、再循環流量制御系の誤動作により再循環流量(炉心流量)が増加し、原子炉出力が上昇する事象。	給水流量の全喪失+タービントリップ	原子炉の出力運転中に、原子炉水位高(レベル8)信号の誤発生によりタービンがトリップするとともに、原子炉給水ポンプがトリップする事象。	主蒸気隔離弁の誤閉止	原子炉の出力運転中に、主蒸気隔離弁が閉止し、原子炉圧力が上昇する事象。	給水制御系の故障	原子炉の出力運転中に、給水流量が急激に増加し、炉心入口サブクーリングが増加して、原子炉出力が上昇する事象。	原子炉隔離時冷却系の誤起動	原子炉の出力運転中に、原子炉隔離時冷却系が誤起動し、炉心入口サブクーリングが増加して、原子炉出力が上昇する事象。	給水加熱喪失	原子炉の出力運転中に、給水加熱器への蒸気流量が喪失して、給水温度が徐々に低下し、炉心入口サブクーリングが増加して、原子炉出力が上昇する事象。	負荷の喪失	原子炉の出力運転中に、発電機負荷遮断により蒸気加減弁が急速に閉止し、原子炉圧力が上昇する事象。	<p align="center">第4表 抽出された代表事象の概要</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>抽出事象</th> <th>概要</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉冷却材流量制御系の誤動作</td> <td>原子炉の出力運転中に、再循環流量制御系の誤動作により再循環流量が増加し、原子炉出力が上昇する事象。</td> </tr> <tr> <td>給水流量の全喪失+タービントリップ</td> <td>原子炉の出力運転中に、原子炉水位高信号の誤発生により、タービンがトリップするとともに、原子炉給水ポンプがトリップする事象。</td> </tr> <tr> <td>主蒸気隔離弁の誤閉止</td> <td>原子炉の出力運転中に、主蒸気隔離弁が閉止し、原子炉圧力が上昇する事象。</td> </tr> <tr> <td>給水制御系の故障</td> <td>原子炉の出力運転中に、給水制御器の誤動作等により、給水流量が急激に増加し、炉心入口サブクーリングが増加して、原子炉出力が上昇する事象。</td> </tr> <tr> <td>給水加熱喪失</td> <td>原子炉の出力運転中に、給水加熱器への蒸気流量が喪失して、給水温度が徐々に低下し、炉心入口サブクーリングが増加して、原子炉出力が上昇する事象。</td> </tr> <tr> <td>負荷の喪失</td> <td>原子炉の出力運転中に、電力系統事故等により、発電機負荷遮断が生じ、蒸気加減弁が急速に閉止し、原子炉圧力が上昇する事象。</td> </tr> </tbody> </table>	抽出事象	概要	原子炉冷却材流量制御系の誤動作	原子炉の出力運転中に、再循環流量制御系の誤動作により再循環流量が増加し、原子炉出力が上昇する事象。	給水流量の全喪失+タービントリップ	原子炉の出力運転中に、原子炉水位高信号の誤発生により、タービンがトリップするとともに、原子炉給水ポンプがトリップする事象。	主蒸気隔離弁の誤閉止	原子炉の出力運転中に、主蒸気隔離弁が閉止し、原子炉圧力が上昇する事象。	給水制御系の故障	原子炉の出力運転中に、給水制御器の誤動作等により、給水流量が急激に増加し、炉心入口サブクーリングが増加して、原子炉出力が上昇する事象。	給水加熱喪失	原子炉の出力運転中に、給水加熱器への蒸気流量が喪失して、給水温度が徐々に低下し、炉心入口サブクーリングが増加して、原子炉出力が上昇する事象。	負荷の喪失	原子炉の出力運転中に、電力系統事故等により、発電機負荷遮断が生じ、蒸気加減弁が急速に閉止し、原子炉圧力が上昇する事象。	<p align="center">第3-3表 抽出された代表事象の概要</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>抽出事象</th> <th>概要</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉冷却材流量制御系の誤動作</td> <td>原子炉の出力運転中に、再循環流量制御系の誤動作により、再循環流量(炉心流量)が増加し、原子炉出力が上昇する事象。</td> </tr> <tr> <td>給水流量の全喪失+タービントリップ</td> <td>原子炉の出力運転中に、原子炉水位高(レベル8)信号の誤発生により、タービンがトリップするとともに、原子炉給水ポンプがトリップする事象。</td> </tr> <tr> <td>主蒸気隔離弁の誤閉止</td> <td>原子炉の出力運転中に、主蒸気隔離弁が誤閉止し、原子炉圧力が上昇する事象。</td> </tr> <tr> <td>給水制御系の故障</td> <td>原子炉の出力運転中に、給水流量が急激に増加し、炉心入口サブクーリングが増加して、原子炉出力が上昇する事象。</td> </tr> <tr> <td>RCIC の誤起動</td> <td>原子炉の出力運転中に、RCIC が誤起動し、炉心入口サブクーリングが増加して、原子炉出力が上昇する事象。</td> </tr> <tr> <td>給水加熱喪失</td> <td>原子炉の出力運転中に、給水加熱器への蒸気流量が喪失して、給水温度が徐々に低下し、炉心入口サブクーリングが増加して、原子炉出力が上昇する事象。</td> </tr> <tr> <td>負荷の喪失</td> <td>原子炉の出力運転中に、発電機負荷遮断により蒸気加減弁が急速に閉止し、原子炉圧力が上昇する事象。</td> </tr> </tbody> </table>	抽出事象	概要	原子炉冷却材流量制御系の誤動作	原子炉の出力運転中に、再循環流量制御系の誤動作により、再循環流量(炉心流量)が増加し、原子炉出力が上昇する事象。	給水流量の全喪失+タービントリップ	原子炉の出力運転中に、原子炉水位高(レベル8)信号の誤発生により、タービンがトリップするとともに、原子炉給水ポンプがトリップする事象。	主蒸気隔離弁の誤閉止	原子炉の出力運転中に、主蒸気隔離弁が誤閉止し、原子炉圧力が上昇する事象。	給水制御系の故障	原子炉の出力運転中に、給水流量が急激に増加し、炉心入口サブクーリングが増加して、原子炉出力が上昇する事象。	RCIC の誤起動	原子炉の出力運転中に、RCIC が誤起動し、炉心入口サブクーリングが増加して、原子炉出力が上昇する事象。	給水加熱喪失	原子炉の出力運転中に、給水加熱器への蒸気流量が喪失して、給水温度が徐々に低下し、炉心入口サブクーリングが増加して、原子炉出力が上昇する事象。	負荷の喪失	原子炉の出力運転中に、発電機負荷遮断により蒸気加減弁が急速に閉止し、原子炉圧力が上昇する事象。	<p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 BWR と ABWR の相違により、抽出される事象が異なる</p> <p>・考慮対象の相違 【東海第二】 東海第二は「RCIC の誤起動」を代表事象として抽出していない</p>																					
抽出事象	概要																																																																							
原子炉冷却材流量の喪失	原子炉の出力運転中に、再循環ポンプが同時に全台トリップし、炉心流量が定格出力時の流量から自然循環流量まで大幅に低下して、炉心の冷却能力が低下する事象。																																																																							
原子炉冷却材流量制御系の誤動作	原子炉の出力運転中に、再循環流量制御系の誤動作により再循環流量(炉心流量)が増加し、原子炉出力が上昇する事象。																																																																							
給水流量の全喪失+タービントリップ	原子炉の出力運転中に、原子炉水位高(レベル8)信号の誤発生によりタービンがトリップするとともに、原子炉給水ポンプがトリップする事象。																																																																							
主蒸気隔離弁の誤閉止	原子炉の出力運転中に、主蒸気隔離弁が閉止し、原子炉圧力が上昇する事象。																																																																							
給水制御系の故障	原子炉の出力運転中に、給水流量が急激に増加し、炉心入口サブクーリングが増加して、原子炉出力が上昇する事象。																																																																							
原子炉隔離時冷却系の誤起動	原子炉の出力運転中に、原子炉隔離時冷却系が誤起動し、炉心入口サブクーリングが増加して、原子炉出力が上昇する事象。																																																																							
給水加熱喪失	原子炉の出力運転中に、給水加熱器への蒸気流量が喪失して、給水温度が徐々に低下し、炉心入口サブクーリングが増加して、原子炉出力が上昇する事象。																																																																							
負荷の喪失	原子炉の出力運転中に、発電機負荷遮断により蒸気加減弁が急速に閉止し、原子炉圧力が上昇する事象。																																																																							
抽出事象	概要																																																																							
原子炉冷却材流量制御系の誤動作	原子炉の出力運転中に、再循環流量制御系の誤動作により再循環流量が増加し、原子炉出力が上昇する事象。																																																																							
給水流量の全喪失+タービントリップ	原子炉の出力運転中に、原子炉水位高信号の誤発生により、タービンがトリップするとともに、原子炉給水ポンプがトリップする事象。																																																																							
主蒸気隔離弁の誤閉止	原子炉の出力運転中に、主蒸気隔離弁が閉止し、原子炉圧力が上昇する事象。																																																																							
給水制御系の故障	原子炉の出力運転中に、給水制御器の誤動作等により、給水流量が急激に増加し、炉心入口サブクーリングが増加して、原子炉出力が上昇する事象。																																																																							
給水加熱喪失	原子炉の出力運転中に、給水加熱器への蒸気流量が喪失して、給水温度が徐々に低下し、炉心入口サブクーリングが増加して、原子炉出力が上昇する事象。																																																																							
負荷の喪失	原子炉の出力運転中に、電力系統事故等により、発電機負荷遮断が生じ、蒸気加減弁が急速に閉止し、原子炉圧力が上昇する事象。																																																																							
抽出事象	概要																																																																							
原子炉冷却材流量制御系の誤動作	原子炉の出力運転中に、再循環流量制御系の誤動作により、再循環流量(炉心流量)が増加し、原子炉出力が上昇する事象。																																																																							
給水流量の全喪失+タービントリップ	原子炉の出力運転中に、原子炉水位高(レベル8)信号の誤発生により、タービンがトリップするとともに、原子炉給水ポンプがトリップする事象。																																																																							
主蒸気隔離弁の誤閉止	原子炉の出力運転中に、主蒸気隔離弁が誤閉止し、原子炉圧力が上昇する事象。																																																																							
給水制御系の故障	原子炉の出力運転中に、給水流量が急激に増加し、炉心入口サブクーリングが増加して、原子炉出力が上昇する事象。																																																																							
RCIC の誤起動	原子炉の出力運転中に、RCIC が誤起動し、炉心入口サブクーリングが増加して、原子炉出力が上昇する事象。																																																																							
給水加熱喪失	原子炉の出力運転中に、給水加熱器への蒸気流量が喪失して、給水温度が徐々に低下し、炉心入口サブクーリングが増加して、原子炉出力が上昇する事象。																																																																							
負荷の喪失	原子炉の出力運転中に、発電機負荷遮断により蒸気加減弁が急速に閉止し、原子炉圧力が上昇する事象。																																																																							

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3. 2. 抽出事象に対する重畳の分析結果</p> <p>3. 1 項で抽出された重畳を考慮した場合に事象を厳しくする可能性のある事象について、スクラムのタイミング等のプラント挙動について整理し、これらの観点から、重畳の組み合わせを考慮した場合に事象を厳しくする可能性があるかについて、更なる検討を行う。</p> <p>この検討においては、2 つの事象の組み合わせについて、重畳を考慮したとしてもどちらか 1 つの事象に包絡される、重畳を考慮した場合には厳しい評価となる可能性がある、又は、重畳を考慮しない(単独の事象)方が厳しい評価となるかについて、定性的に評価を行う。</p> <p>なお、重畳を考慮した場合に厳しくなる事象の組み合わせが複数同定される場合には、更なる重畳を検討することが必要となるが、次に示すとおり、厳しくなる組み合わせが 2 つ以上はなかったことから、3 つ以上の事象の重畳についても 2 つの事象の重畳に包含されることを確認した。</p> <p>(1) R/B における抽出事象の重畳</p> <p>表 3-1 にて抽出された事象について、スクラムのタイミング等のプラント挙動について整理した結果を、表 3-4 に示す。これを踏まえ、重畳を考慮した場合について検討した結果を表 3-6 に示す。</p> <p>表 3-1 に示すとおり、R/B における内部火災を想定した場合、10 の事象が想定されるが、検討の結果、「給水制御系の故障」及び「原子炉冷却材流量の喪失+給水制御系の故障」の解析を行うこととする。</p>	<p>3. 2 抽出事象に対する重畳の分析結果</p> <p>3. 1 で抽出された重畳を考慮した場合に事象を厳しくする可能性のある事象について、スクラムのタイミング等のプラント挙動について整理し、これらの観点から、重畳の組合せを考慮した場合に事象を厳しくする可能性があるかについて、更なる検討を行う。</p> <p>この検討においては、2 つの事象の組合せについて、重畳を考慮したとしてもどちらか 1 つの事象に包絡される、重畳を考慮した場合には厳しい評価となる可能性がある、又は、重畳を考慮しない(単独の事象)方が厳しい評価となるかについて、定性的に評価を行う。</p> <p>なお、重畳を考慮した場合に厳しくなる事象の組合せが複数同定される場合には、更なる重畳を検討することが必要となるが、次に示すとおり、厳しくなる組合せが 2 つ以上はなかったことから、3 つ以上の事象の重畳についても 2 つの事象の重畳に包含されることを確認した。</p> <p>3. 2. 1 原子炉建屋における代表事象の重畳</p> <p>第 2 表にて抽出された事象について、スクラムのタイミング等のプラント挙動について整理した結果を、第 5 表に示す。</p> <p>「給水流量の全喪失+タービントリップ」、「主蒸気隔離弁の誤閉止」、「給水制御系の故障」は、いずれも弁の閉止に伴い発生する原子炉圧力上昇事象である。これらの事象の中では、主蒸気隔離弁に比べて弁の閉止速度が速いタービントリップ(主蒸気止め弁閉)を伴う事象であり、「給水流量の全喪失+タービントリップ」に比べてタービントリップ時の出力が高い「給水制御系の故障」が最も厳しい結果を与える。また、「給水制御系の故障」と「原子炉冷却材流量制御系の誤動作」を比較すると、弁閉止に伴う原子炉圧力の上昇に起因して大きな反応度の加わる「給水制御系の故障」の方が厳しい結果を与える。なお、「主蒸気隔離弁の誤閉止」については、原子炉圧力が最も高い事象となっているが、MCPR の判断基準に対する余裕が大きく「給水制御系の故障」に比べて ΔMCPR が有意に小さいこと、原子炉圧力は最高使用圧力に至らず判断基準に対する裕度が大きいこと及びスクラムのタイミングが早く他の事象との重畳を考</p>	<p>3. 2. 抽出事象に対する重畳の分析結果</p> <p>3. 1 項で抽出した重畳を考慮した場合に事象を厳しくする可能性のある事象について、スクラムのタイミング等のプラント挙動について整理し、これらの観点から、重畳の組み合わせを考慮した場合に事象を厳しくする可能性があるかについて、更なる検討を行う。</p> <p>この検討においては、2 つの事象の組み合わせについて、重畳を考慮したとしてもどちらか 1 つの事象に包絡される、重畳を考慮した場合には厳しい評価となる可能性がある、又は、重畳を考慮しない(単独の事象)方が厳しい評価となるかについて、定性的に評価を行う。</p> <p>なお、重畳を考慮した場合に厳しくなる事象の組み合わせが複数同定される場合には、更なる重畳を検討することが必要となるが、次に示すとおり、厳しくなる組み合わせが 2 つ以上はなかったことから、3 つ以上の事象の重畳についても 2 つの事象の重畳に包含されることを確認した。</p> <p>(1) R/B における代表事象の重畳</p> <p>第 3-1 表に抽出された事象について、スクラムのタイミング等のプラント挙動について整理した結果を第 3-4 表に示す。</p> <p>「給水流量の全喪失+タービントリップ」、「主蒸気隔離弁の誤閉止」及び「給水制御系の故障」は、いずれも主要弁の閉止を伴う圧力上昇事象である。</p> <p>これらの事象のうち、「主蒸気隔離弁の誤閉止」は、タービン・バイパス弁に期待することができないため、圧力上昇の観点では最も厳しい事象となる。また、出力上昇の観点では、スクラムタイミングの遅い「給水制御系の故障」が最も厳しい事象となる。</p> <p>「原子炉冷却材流量制御系の誤動作」は、出力ピークが最も高くなるものの、初期状態が部分出力状態であること及び燃料の熱伝達遅れのため、炉心平均表面熱流束の観点からは厳しい事象とならない。</p> <p>なお、「RCIC の誤起動」による注水流量の増加分は、「給水制御系の故障」による流量増加分と比べると少ないため、結果に大きな影響はない。</p>	<p>備考</p> <p>・事象進展の分析結果の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2 号炉は代表事象の選定の考え方を記載している。また、BWR と ABWR の相違により、選定した代表事象が異なる</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2 号炉はフルバイパスプラントのため、解析結果が異なることから選定した代表事象が異なる</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(2) T/B における抽出事象の重畳</p> <p>表3-2にて抽出された事象について、スクラムのタイミング等のプラント挙動について整理した結果を、表 3-5 に示す。これを踏まえ、重畳を考慮した場合について検討した結果を表 3-7 に示す。</p> <p>表 3-2 に示すとおり、T/B における内部火災を想定した場合、6 つの事象が想定されるが、検討の結果、「給水制御系の故障」の解析を行うこととする。</p>	<p>慮した場合であっても事象を厳しくしないことから、「給水制御系の故障」の方が厳しい結果を与えると判断した。</p> <p>また、上記を踏まえ、重畳を考慮した場合について検討した結果を第 7 表に示す。本表のとおり、事象の重畳が厳しい結果を与えることはない。</p> <p>以上のことから、原子炉建屋における内部火災を想定した場合の評価事象は、「給水制御系の故障」とする。</p> <p>3.2.2 タービン建屋における代表事象の重畳</p> <p>第 3 表にて抽出された事象について、スクラムのタイミング等のプラント挙動について整理した結果を、第 6 表に示す。これを踏まえ、重畳を考慮した場合について検討した結果を第 8 表に示す。</p> <p>弁の閉止が最も速い事象は、タービン加減弁急速閉を伴う「負荷の喪失」であり、タービントリップ（主蒸気止め弁閉）を伴う「給水制御系の故障」より弁の閉止速度は若干速い。ただし、「給水制御系の故障」は、弁の閉止時までの出力上昇があり、「負荷の喪失」に比べて厳しい結果を与える。また、第 8 表のとおり、「給水制御系の故障」については、「給水加熱喪失」との重畳が厳しい結果を与えるものと考えられ、その他の事象に比べて厳しい結果を与えるものとする。</p> <p>なお、後述のとおり、タービン建屋における内部溢水では MS-3 機能を有するタービンバイパス弁に期待できないことを考慮すると、「負荷の喪失」は他の単一事象に比べて厳しい事象となるが、「給水制御系の故障」と「給水加熱喪失」の重畳事象はスクラム時点での原子炉出力が「負荷の喪失」よりも高くなることから、「負荷の喪失」よりも厳しい結果となると考えられる。</p> <p>以上のことから、タービン建屋における内部火災を想定した場合の評価事象は、「給水制御系の故障+給水加熱喪失」とする。</p>	<p>上記を踏まえ、重畳を考慮した場合について検討した結果を第 3-6 表に示す。本表のとおり、事象の重畳が厳しい結果を与えることはない。</p> <p>以上のことから、R/B における内部火災を想定した場合の代表事象は、「給水制御系の故障」及び「主蒸気隔離弁の誤閉止」とする。</p> <p>(2) T/B における代表事象の重畳</p> <p>第 3-2 表に抽出した事象について、スクラムのタイミング等のプラント挙動について整理した結果を第 3-5 表に示す。</p> <p>出力上昇の観点から、スクラムタイミングの遅い「給水加熱喪失」が最も厳しい結果を与える。また、第 3-7 表に示すとおり、「給水加熱喪失」と「給水制御系の故障」は事象開始時に同時に発生すると、タービントリップ時の出力が高めになるため、その他の事象に比べて厳しい結果になると考えられる。</p> <p>なお、後述のとおり、タービン建物における内部火災ではタービン・バイパス弁に期待できないことを考慮すると、「負荷の喪失」は他の単一事象に比べて厳しい事象となるが、「給水制御系の故障+給水加熱喪失」の重畳事象はスクラム時点での原子炉出力が「負荷の喪失」よりも高くなることから、「負荷の喪失」よりも厳しい結果となると考えられる。</p> <p>以上のことから、T/B における内部火災を想定した場合の代表事象は、「給水制御系の故障+給水加熱喪失」の重畳事象とする。</p>	<p>・事象進展の分析結果の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2 号炉は代表事象の選定の考え方を記載している。また、BWR と ABWR の相違により、選定した代表事象が異なる</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2 号炉はフルバイパスプラントのため、代表事象選定の考え方は異なるが、選定した代表事象は同じ</p>

表 3-4 解析結果 (R/B)

スクラム	事象発生時の影響		事象発生後の出力/ 圧力のピーク値	備考
	出力	炉心流量		
I 原子炉冷却材流量の喪失	炉心流量低下に伴う低下 ボイド率増加により 出力減少	炉心流量増加に伴う増加 ボイド率減少により 出力増加	出力: 初期値を超えない 圧力: 約 8.23 MPa [gauge]	約1秒後に沸騰遷移発生 逃がし弁機能を期待 しない評価での圧力
II 原子炉冷却材流量制御系の誤動作	中性子束高 (約 11 秒後)	炉心流量増加に伴う増加 ボイド率減少により 出力増加	出力: 約 130% 圧力: 約 7.10 MPa [gauge]	初期条件: 定格出力の 65%, 定格炉心流量の 42%での解析
III 給水流量の全喪失 + タービントリップ (原子炉水位高 (レベル 8) 誤信号) *	主蒸気止め弁閉 (約 0.1 秒後)	原子炉圧力上昇に伴うボイド率減少により出力増加	出力: 約 123% 圧力: 約 8.05 MPa [gauge]	タービンバイパス弁 不動作時は 出力約 138%, 圧力約 8.32 MPa [gauge]
IV 主蒸気隔離弁の誤閉止	主蒸気隔離弁閉 (約 0.3 秒後)	原子炉圧力上昇に伴うボイド率減少により出力増加	出力: 初期値を超えない 圧力: 約 8.08 MPa [gauge]	
VII 給水制御系の故障	主蒸気止め弁閉 (約 11 秒後) (原子炉水位高 → タービントリップ →)	炉心入口サブクール増大により出力増加	出力: 約 124% 圧力: 約 8.06 MPa [gauge]	
IX 原子炉隔離時冷却系の誤起動	原子炉隔離時冷却系の注水流量は定格給水流量の約 3% であり、給水制御系の故障時の流量増加分 (36%) と比べると影響は小さい。			

*1: 給水流量の全喪失は、事象発生後約 7 秒で原子炉水位低スクラムに至る事象進展がタービントリップとほぼ同等の負荷の喪失であることから、タービントリップの評価で代表できる (出力/圧力ピーク値の記載はタービントリップとほぼ同等の負荷の喪失での解析結果)。

第 5 表 解析結果 (原子炉建屋)

スクラム	事象発生時の影響		事象発生時の出力/ 圧力のピーク値	備考
	出力	炉心流量		
III 原子炉冷却材流量制御系の誤動作	炉心流量増加に伴うボイド率減少により出力増加	増加	出力: 約 172% 圧力: 約 6.66 MPa [gauge] ΔM CPR: 0.16 (最小値 1.45)	初期条件: 定格出力 の 59%, 定格炉心流 量の 41%での解析
IV 給水流量の全喪失 + タービントリップ (原子炉水位高 (レベル 8) 誤信号) *	原子炉圧力上昇に伴うボイド率減少により出力増加	再循環ポンプトリップにより低下	出力: 約 157% 圧力: 約 7.87 MPa [gauge] ΔM CPR: 0.16	タービンバイパス弁 不動作時は出力約 232%, 圧力約 8.04 MPa [gauge], Δ M CPR: 0.28
V 主蒸気隔離弁の誤閉止	原子炉圧力上昇に伴うボイド率減少により出力増加	—	出力: 約 220% 圧力: 約 7.99 MPa [gauge] ΔM CPR: 0.11	
VIII 給水制御系の故障	炉心入口サブクール増大により出力増加	(タービントリップに伴う再循環ポンプトリップにより低下)	出力: 約 207% 圧力: 約 7.91 MPa [gauge] ΔM CPR: 0.26	

*: 給水流量の全喪失は、事象発生後約 6.3 秒で原子炉水位低スクラムに至る事象進展がタービントリップとほぼ同等の負荷の喪失であることから、タービントリップの評価で代表できる (出力/圧力ピーク値の記載はタービントリップとほぼ同等の負荷の喪失での解析結果)。

第 3-4 表 想定される代表事象 (単独事象) の解析結果 (R/B 火災発生時を想定)

スクラム	事象発生時の影響		事象発生後の出力/ 圧力のピーク値	備考
	出力	炉心流量		
III 原子炉冷却材流量制御系の誤動作	炉心流量増加に伴うボイド率減少により出力増加	増加	出力: 約 207% 表面熱流束: 約 74% 圧力: 約 6.68 MPa [gauge]	初期条件: 定格出力の 57%, 定格炉心流量の 39%での解析
IV 給水流量の全喪失 + タービントリップ (原子炉水位高 (レベル 8) 誤信号) *	原子炉圧力上昇に伴うボイド率減少により出力増加	2 台ポンプトリップにより低下	出力: 約 118% 表面熱流束: 初期値を超えない 圧力: 約 7.09 MPa [gauge]	タービンバイパス弁不 作動時は出力約 366%, 圧 表面熱流束約 122%, 圧 力約 8.29 MPa [gauge]
V 主蒸気隔離弁の誤閉止	原子炉圧力上昇に伴うボイド率減少により出力増加	—	出力: 初期値を超えない 表面熱流束: 初期値を超えない 圧力: 約 7.99 MPa [gauge]	
VII 給水制御系の故障	炉心入口サブクール増大により出力増加	(タービントリップと同時に 2 台ポンプトリップにより低下)	出力: 約 115% 表面熱流束: 約 111% 圧力: 約 7.19 MPa [gauge]	
X RCI の誤起動	RCI 誤起動に伴う給水流量の増加は 2% 程度であり、給水制御系の故障時の流量増加分 (36%) と比べると影響は小さいため、重量を考慮しない			

*: 給水流量の全喪失は、事象発生後約 7 秒で原子炉水位低スクラムに至る。事象進展がタービントリップと比べて緩やかな事象であることから、タービントリップの評価で代表できる。(出力/圧力ピーク値の記載はタービントリップとほぼ同等の負荷の喪失の解析結果)

- ・設備の相違
- 【柏崎 6/7】
BWR と ABWR の相違により、選定した代表事象及び単独事象の解析結果が異なる
- 【東海第二】
島根 2 号炉はフルバイパスプラントのため、単独事象の解析結果が異なる

表 3-5 解析結果 (T/B)

	スクラム	事象発生時の影響		備考
		出力	炉心流量	
I 給水加熱喪失 *1	中性子束高 (熱流束相当) (約 91 秒後)	炉心入口サブクール増大により出力増加	—	出力: 約 119% 圧力: 約 7.21MPa [gage]
III 負荷の喪失	蒸気加減弁急閉 (約 0.075 秒後)	原子炉圧力上昇に伴うボイド率減少により出力増加	再循環ポンプ 4 台トリップにより低下	タービンバイパス弁 不動作時は 出力約 138%, 圧力約 8.32MPa [gage]
IV 主蒸気隔離弁の誤閉止	主蒸気隔離弁急閉 (約 0.3 秒後)	原子炉圧力上昇に伴うボイド率減少により出力増加	—	出力: 初期値を超えない 圧力: 約 8.08MPa [gage]
VI 給水制御系の故障	主蒸気止め弁閉 (約 11 秒後) (原子炉水位高 → タービントリップ →)	炉心入口サブクール増大により出力増加	(スクラムと同時に再循環ポンプ 4 台トリップにより低下)	出力: 約 124% 圧力: 約 8.06MPa [gage]

*1: 給水加熱器 1 段の機能喪失時の解析結果。複数段の機能喪失時には、炉心入口サブクールの増加量が大きくなり、スクラム時刻は早くなるが、スクラムする出力点は変わらず、スクラム後の事象進展は同様となると考えられる。

第 6 表 解析結果 (タービン建屋)

	スクラム	事象発生時の影響		備考
		出力	炉心流量	
I 給水加熱喪失*	中性子束高 (熱流束相当) (約 96 秒)	炉心入口サブクール増大により出力増加	—	出力: 約 122% 圧力: 約 7.11MPa [gage] ΔMCP: 0.17
III 負荷の喪失	蒸気加減弁急閉 (約 0.075 秒)	原子炉圧力上昇に伴うボイド率減少により出力増加	再循環ポンプトリップにより低下	タービンバイパス弁 不動作時は出力約 232%, 圧力約 8.04MPa [gage], Δ MCP: 0.28
IV 主蒸気隔離弁の誤閉止	主蒸気隔離弁急閉 (約 0.3 秒)	原子炉圧力上昇に伴うボイド率減少により出力増加	—	出力: 約 220% 圧力: 約 7.99MPa [gage] ΔMCP: 0.11
VII 給水制御系の故障	主蒸気止め弁閉 (約 9 秒後) 原子炉水位高 → タービントリップ →	炉心入口サブクール増大により出力増加	(タービントリップに伴う再循環ポンプトリップにより低下)	出力: 約 207% 圧力: 約 7.91MPa [gage] ΔMCP: 0.26

※: 給水加熱器 1 段の機能喪失時の解析結果。複数段の機能喪失時には、炉心入口サブクールの増加量が大きくなり、スクラム時刻は早くなるが、スクラムする出力点は変わらず、スクラム後の事象進展は同様となると考えられる。

第 3-5 表 想定される代表事象 (単独事象) の解析結果 (T/B 火災発生時を想定)

	スクラム	事象発生時の影響		備考
		出力	炉心流量	
I 給水加熱喪失*	中性子束高 (熱流束相当) (約 89 秒後)	炉心入口サブクール増大により出力増加	—	出力: 約 123% 表面熱流束: 約 121% 圧力: 約 7.12MPa [gage]
III 負荷の喪失	— (フルバイパスプラントのため)	原子炉圧力上昇に伴うボイド率減少により出力増加	2 台ポンプトリップにより低下	タービン・バイパス弁不 作動時は出力約 369%, 表面熱流束約 122%, 圧 力約 8.29MPa [gage]
IV 主蒸気隔離弁の誤閉止	主蒸気隔離弁急閉 (約 0.3 秒後)	原子炉圧力上昇に伴うボイド率減少により出力増加	—	出力: 初期値を超えない 表面熱流束: 初期値を超えない 圧力: 約 7.99MPa [gage]
VII 給水制御系の故障	主蒸気止め弁閉 (原子炉水位高 → タービントリップ →) (約 9.1 秒後)	炉心入口サブクール増大により出力増加	(タービントリップと同時に 2 台ポンプトリップにより低下)	出力: 約 115% 表面熱流束: 約 111% 圧力: 約 7.19MPa [gage]

※: 給水加熱器 1 段の喪失を想定。複数段の機能喪失時には、炉心入口サブクールの増加量が大きくなり、スクラム時刻は早くなるが、スクラムする出力点は変わらず、スクラム後の評価は同様となると考えられる。

・設備の相違
【柏崎 6/7】
BWR と ABWR の相違により、選定した代表事象及び単独事象の解析結果が異なる
【東海第二】
島根 2 号炉はフルバイパスプラントのため、単独事象の解析結果が異なる

表 3-6 重畳を考慮した場合の事象進展の分析 (R/B)

	III 給水流量の全喪失 +タービントリップ	IV 主蒸気隔離弁の誤閉止	VII 給水制御系の故障
I 原子炉冷却材流量 の喪失	x 事象発生直後にスクラムに至るIIIに包 絡される。	x 事象発生直後にスクラムに至るIVに包 絡される。	○ Iの要因でのスクラムまでに、VIIの炉 心入口サブクール増加での出力上昇の 影響で結果を厳しくする可能性あり。
II 原子炉冷却材流量 制御系の誤動作	x 事象発生直後にスクラムに至るIIIに包 絡される。	x 事象発生直後にスクラムに至るIVに包 絡される。	x 炉心流量の増加及び給水流量増加に伴 う炉心入口サブクールの増加により、 原子炉出力が増加する。反応度の印加 が単独事象より大きく早期にスクラム に至るため、両者のうちで厳しい給水 制御系の故障の単独事象の方が厳しい 結果となると考えられる。
III 給水流量の全喪失 +タービントリップ	-	x どちらも弁閉止による圧力増加事象で ある。より急速な圧力上昇をもたらす IIIに包絡される。	- (給水流量の全喪失と給水制御系の故 障は相反する事象のため、重畳しな い。)
IV 主蒸気隔離弁の誤 閉止	-	-	x 事象発生直後にスクラムに至るIVに包 絡される。

○：重畳事象が厳しい ×：単独事象に包絡される又は単独事象が厳しい -：重畳の考慮不要
注：I, IIの組み合わせは、原子炉冷却材流量の増加/減少と相反する事象のため、表から除外した。

第7表 重畳を考慮した場合の事象進展の分析 (原子炉建屋)

	IV 給水流量の全喪失 +タービントリップ	V 主蒸気隔離弁の誤閉止	VII 給水制御系の故障
III 原子炉冷却材流量 制御系の誤動作	x スクラムタイミミングが遅いIIIが出力 上昇の観点から厳しいが、部分出力 運転から始まるIIIに比べてIVは原子 炉圧力上昇及びM CPRの観点で厳し く、プラント挙動としては影響が大 さい。 重畳事象はタービントリップにより ただちにスクラムするため、単独事 象であるIVにより代表できる。 【抽出事象：IV】	x 隔離弁が閉止するVが部分出 力から始まるIIIに比べて出力 上昇、原子炉圧力上昇及び M CPRの観点で厳しい。 重畳事象はVにより直ちにス クラムするため、単独事象で あるVにより代表できる。 【抽出事象：V】	x VIIは、給水流量増加による出力上昇の後にター ビントリップ (主蒸気止め弁閉) するた め、出力上昇、原子炉圧力上昇及びM CPRの観 点で厳しい。 重畳事象はIIIに起因した炉心流量の増加によ る出力上昇によってタービントリップする前 に短時間で中性子束高スクラムに至るため、 組み合わせられない方が結果を厳しくする。した が、VIIにより代表できる。 【抽出事象：VII】
IV 給水流量の全喪失 +タービントリップ	-	x タービンバイパス弁に期待でき ないVが出力上昇及び原子 炉圧力上昇の観点で厳しい。 M CPRの観点では弁閉止速度の 速いIVが厳しく、この観点が 判断基準に対して最も裕度が 少ない。 重畳事象はIVの方が早期にス クラムし、かつ影響が大きい ため、単独事象であるIVによ り代表できる。 【抽出事象：IV】	x VIIは、給水流量増加による出力上昇の後にター ビントリップ (主蒸気止め弁閉) するた め、出力上昇、原子炉圧力上昇及びM CPRの観 点で厳しい。 重畳事象はIVによるタービントリップにより 直ちにスクラムするため、単独事象であるVII により代表できる。 【抽出事象：VII】
V 主蒸気隔離弁の誤 閉止	-	-	x タービンバイパス弁に期待できないVが出力 上昇及び原子炉圧力上昇の観点で厳しい。 M CPRの観点では弁閉止時の出力が高く弁閉止 速度の速いVIIが厳しく、この観点が判断基準 に対して最も裕度が少ない。 重畳事象はVにより直ちにスクラムするた め、単独事象であるVIIにより代表できる。 【抽出事象：VII】

○：重畳事象が厳しい ×：単独事象に包絡される又は単独事象が厳しい -：重畳の考慮不要

第3-6表 重畳事象の分析 (R/B 火災発生時)

	IV 給水流量の全喪失 +タービントリップ	V 主蒸気隔離弁の誤閉止	VII 給水制御系の故障
III 原子炉冷却材流量 制御系の誤動作	x スクラムタイミミングが遅いIIIが出力上昇の 観点から厳しいが、IVは圧力上昇の観点で 厳しくプラント挙動としては影響が大 さい。 重畳事象はタービントリップにより直ちに スクラムするため、単独事象であるIVにより 代表できる。 【抽出事象：IV】	x 隔離弁が閉止するVが圧力上昇の観点から 厳しい。 重畳事象はVにより直ちにスクラムするた め、単独事象であるVにより代表できる。 【抽出事象：V】	x スクラムタイミミングが遅いVIIの方が出力上昇 並びに圧力上昇が厳しい。 重畳事象は、IIIに伴う中性子束上昇により短時 間でスクラムするため、単独事象であるVIIによ り代表できる。 【抽出事象：VII】
IV 給水流量 の全喪失+ター ビントリップ	-	x タービンバイパス弁に期待できないVが圧 力上昇の観点から厳しい。 重畳事象は圧力上昇の観点から、単独事象で あるVにより代表できる。 【抽出事象：V】	x (給水流量の全喪失と給水制御系の故障は相 反する事象のため、重畳しない。)
V 主蒸気隔 離弁の誤閉止	-	-	x スクラムタイミミングが遅いVIIの方が出力上昇 が厳しくなるが、本プラントはフルバイパス プラントのため、その影響は限定的である。一方、 タービンバイパス弁が期待できないVの方が 原子炉圧力上昇の観点から厳しい。 重畳事象はVにより直ちにスクラムするため、 圧力上昇の観点からは単独事象であるV、出力 の観点からはVIIにより代表できる。 【抽出事象：V】 【抽出事象：VII】
VII 給水制御 系の故障	-	-	-

(○：重畳事象が厳しい ×：単独事象が厳しい)

・事象進展の分析結果の
相違
【柏崎 6/7】
BWR と ABWR の相違に
より、選定の考え方及び
選定した代表事象が異
なる
【東海第二】
島根 2号炉はフルバ
イパスプラントのため、
単独事象での解析結果
が異なることから選定
した代表事象も異なる

表 3-7 重畳を考慮した場合の事象進展の分析 (T/B)

III 負荷の喪失	IV 主蒸気隔離弁の誤閉止	VI 給水制御系の故障
I 給水加熱喪失	X	X
III 負荷の喪失	X	X
IV 主蒸気隔離弁の誤閉止	-	X

○：重畳事象が厳しい X：単独事象に包絡される又は単独事象が厳しい -：重畳の考慮不要

第 8 表 重畳を考慮した場合の事象進展の分析 (タービン建屋)

I 給水加熱喪失	III 負荷の喪失	IV 主蒸気隔離弁の誤閉止	VII 給水制御系の故障
I 給水加熱喪失	X	X	O
III 負荷の喪失	X	X	X
IV 主蒸気隔離弁の誤閉止	-	-	X

○：重畳事象が厳しい X：単独事象に包絡される又は単独事象が厳しい -：重畳の考慮不要

第 3-7 表 重畳事象の分析 (T/B 火災発生時)

I 給水加熱喪失	III 負荷の喪失	IV 主蒸気隔離弁の誤閉止	VII 給水制御系の故障
I 給水加熱喪失	X	X	O
III 負荷の喪失	X	X	X
IV 主蒸気隔離弁の誤閉止	-	-	X
VII 給水制御系の故障	-	-	X

○：重畳事象が厳しい X：単独事象が厳しい

・事象進展の分析結果の相違
 【柏崎 6/7】
 BWR と ABWR の相違により、選定の考え方及び選定した代表事象が異なる
 【東海第二】
 島根 2 号炉はフルバイパスプラントのため、代表事象選定の考え方は異なるが、選定した代表事象は同じ

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
4. 内部火災発生時に期待できる緩和系の整理【ステップ6】	4. 内部火災発生時に期待できる緩和系の整理【ステップ6】	<p>4. 内部火災発生時に期待できる緩和系の整理【ステップ6】</p> <p>4.1. 内部火災による緩和設備に対する機能維持状態</p> <p><u>除熱機能の2区分のうち、1区分は機能を維持するよう対策を実施しているものの、「運転時の異常な過渡変化」又は「設計基準事故」の発生と同時に残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）又はフィードアンドブリード（以下「残留熱除去系等」という。）による除熱機能が喪失した場合、さらに、単一故障を想定すると、除熱機能が喪失する可能性がある。</u></p> <p><u>このため、残留熱除去系等の制御系から実際の機器配置場所までを以下の区画及び建物を対象に調査することで「運転時の異常な過渡変化」又は「設計基準事故」の発生と同時に除熱機能が喪失する状況にあるかについて系統分離の考え方とともに網羅的に確認した。</u></p> <p>(1) <u>中央制御室及び補助盤室</u></p> <p>(2) <u>非常用電気室</u></p> <p>(3) <u>ケーブル処理室</u></p> <p>(4) <u>中央制御室外原子炉停止装置（RSS）盤室</u></p> <p>(5) <u>建物内（R/B, T/B, Rw/B）及び海水ポンプエリア</u></p>	<p>・選定の考え方の記載【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>島根2号炉は内部火災発生時に期待できる緩和系の整理に関して、「運転時の異常な過渡変化」や「設計基準事故」の発生と同時に除熱機能が喪失する状況があるかどうかの確認結果を記載している</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p>(1) <u>中央制御室及び補助盤室</u></p> <p>a. <u>中央制御室及び補助盤室における火災防護上の設計の考え方</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ● <u>中央制御室及び補助盤室の制御盤は、スイッチ、配線等の構成部品に単一火災を想定しても、近接する他構成部品に影響が波及しないことを確認した実証試験の知見に基づく分離設計を行っているため、制御盤間の延焼が生じることはない。</u> ● <u>火災により中央制御室及び補助盤室の制御盤1区画の安全機能が喪失したとしても、他区画の制御盤の運転操作及び現場操作により、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持できる。</u> ● <u>中央制御室には運転員が常駐していることから火災の早期感知・消火が可能であるため、制御盤にて火災が発生した場合であっても火災による影響は限定的である。</u> <p><u>第4-1図、第4-2図において、中央制御室及び補助盤室の残留熱除去系等関連制御盤の配置状況を示す。</u></p> <div data-bbox="1736 1150 2472 1766" style="border: 1px solid black; height: 293px; width: 248px; margin: 10px auto;"></div> <p><u>第4-1図 残留熱除去系等関連制御盤の配置状況 (中央制御室)</u></p>	<p>・選定の考え方の記載</p> <p>【柏崎6/7，東海第二】</p> <p>島根2号炉は内部火災発生時に期待できる緩和系の整理に関して、「運転時の異常な過渡変化」や「設計基準事故」の発生と同時に除熱機能が喪失する状況があるかどうかの確認結果を記載している</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<div data-bbox="1724 289 2481 873" style="border: 1px solid black; height: 278px; width: 255px; margin-bottom: 10px;"></div> <p data-bbox="1733 884 2472 911">第 4-2 図 残留熱除去系等関連制御盤の配置状況 (補助盤室)</p> <p data-bbox="1798 1016 2496 1094">b. <u>中央制御室及び補助盤室の火災による残留熱除去系等への影響</u></p> <p data-bbox="1852 1104 2496 1360">中央制御室及び補助盤室における単一火災において、「<u>運転時の異常な過渡 変化</u>」又は「<u>設計基準事故</u>」の発生と残留熱除去系等の機能喪失 (操作手段の一部喪失) の関係について整理した。第 4-1 表に整理結果を示す。また、各盤における火災により、発生の可能性のある故障について第 4-2 表に示す。</p> <p data-bbox="1852 1371 2496 1497">評価の結果、「<u>運転時の異常な過渡変化</u>」又は「<u>設計基準事故</u>」の発生と同時に残留熱除去系等の操作手段が一部喪失する事象があることを確認した。</p> <p data-bbox="1852 1507 2496 1585">このため、以下に示す他の操作手段により、<u>残留熱除去系等の機能維持が可能であることを確認した。</u></p>	<p data-bbox="2516 258 2792 730">・選定の考え方の記載 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は内部火災発生時に期待できる緩和系の整理に関して、「<u>運転時の異常な過渡変化</u>」や「<u>設計基準事故</u>」の発生と同時に除熱機能が喪失する状況があるかどうかの確認結果を記載している</p>

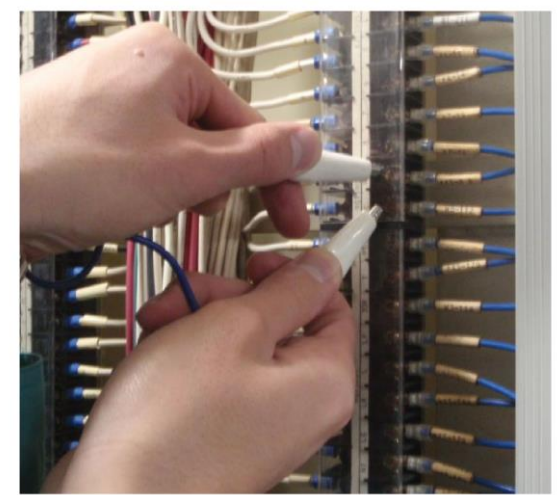
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p><u>(a)RSS 盤による RSS 操作への切換え</u> <u>中央制御室及び補助盤室における単一火災において、残留熱除去系等の操作手段が一部喪失した場合においても、RSS 操作への切換えを行うことにより、RSS 盤室において残留熱除去系等を操作可能である。</u> <u>例えば、「B-RHR ポンプ操作スイッチ」が使用できなくなる場合においても、現場の機器は健全であることから、RSS 盤において、「中央」から「RSP」に操作を切り替えることで、残留熱除去系等により、原子炉の低温停止が可能である。</u></p> <p><u>(b)「他の中央制御室及び補助盤室の制御盤でのジャンパ / リフト対応」, 「現場 MCC 等電気盤におけるジャンパ / リフト対応」による信号入力</u> <u>(a)と同様に中央制御室及び補助盤室の制御盤を使用した残留熱除去系等の操作ができない場合においても、「他の中央制御室及び補助室の制御盤でのジャンパ / リフト対応」, 「現場 MCC 等電気盤におけるジャンパ / リフト対応」による信号入力が可能である。</u> <u>例えば、「B-RHR ポンプ操作スイッチ」が使用できない場合においても、当該制御盤ではなく、非常用電気室にて起動指令をジャンパすることで B-RHR ポンプを起動可能である。</u> <u>「現場 MCC 等電気盤におけるジャンパ / リフト対応による信号入力」の例を第 4-3 図に示す。</u></p> <p><u>以上より、中央制御室及び補助盤室における単一火災において、単一故障を想定した場合においても残留熱除去系等により、原子炉の低温停止が可能であることを確認した。</u></p>	<p>・選定の考え方の記載 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は内部火災発生時に期待できる緩和系の整理に関して、「運転時の異常な過渡変化」や「設計基準事故」の発生と同時に除熱機能が喪失する状況があるかどうかの確認結果を記載している</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																												
		<p data-bbox="1724 296 2481 373">第 4-1 表 中央制御室及び補助盤室の火災により発生する事象と 残留熱除去系等への影響確認結果</p> <table border="1" data-bbox="1724 401 2481 905"> <thead> <tr> <th>場所</th> <th>盤番号</th> <th>起因となる故障</th> <th>発生の可能性が ある事象</th> <th>残留熱除去系等 関連機器</th> <th>残留熱除去系等 への影響</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">C-4F-01</td> <td>2-903</td> <td>HPCS の誤起動 RCIC の誤起動 等</td> <td>HPCS の誤起動 RCIC の誤起動 等</td> <td>低圧炉心スプレイ系 残留熱除去系 等</td> <td rowspan="3">中央制御室での操 作ができない可能 性あり</td> <td rowspan="6">※ a. 又は b. に より、対応可能</td> </tr> <tr> <td>2-904-1</td> <td>RCIC の誤起動 逃がし弁開指令誤 発生 等</td> <td>RCIC の誤起動 逃がし弁開放 等</td> <td>残留熱除去系 原子炉補機冷却系等</td> </tr> <tr> <td>2-908</td> <td>予備給復水ポンプ の誤起動 原子炉給水ポンプ のトリップ</td> <td>給水制御系の故障 給水流量の全喪失</td> <td>非常用ディーゼル機 関</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">RW-1F-05</td> <td>2-946A</td> <td>予備給復水ポンプ の誤起動 タービン・バイバ ス弁誤解放 等</td> <td>給水制御系の故障 原子炉圧力制御系 の故障 等</td> <td>非常用電源系</td> <td rowspan="5">補助盤室での操 作ができない可能 性あり</td> </tr> <tr> <td>2-920A</td> <td>予備給復水ポンプ の誤起動 RCIC の誤起動 等</td> <td>給水制御系の故障 RCIC の誤起動 等</td> <td>低圧炉心スプレイ系 残留熱除去系 等</td> </tr> <tr> <td>2-970A</td> <td>逃がし弁開指令誤 発生</td> <td>逃がし弁開放</td> <td>主蒸気逃がし安全弁</td> </tr> <tr> <td>2-970B</td> <td>逃がし弁開指令誤 発生</td> <td>逃がし弁開放</td> <td>主蒸気逃がし安全弁</td> </tr> <tr> <td>2-920B</td> <td>予備給復水ポンプ の誤起動 原子炉給水ポンプ のトリップ</td> <td>給水制御系の故障 給水流量の全喪失</td> <td>残留熱除去系</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="1774 926 2481 1094">※： a. <u>RSS 盤による RSS 操作への切換え</u> b. <u>「他の中央制御室及び補助盤の制御盤でのジャンパ／ リフト対応」, 「現場 MCC 等電気盤におけるジャンパ ／リフト対応」による信号入力</u></p>	場所	盤番号	起因となる故障	発生の可能性が ある事象	残留熱除去系等 関連機器	残留熱除去系等 への影響	備考	C-4F-01	2-903	HPCS の誤起動 RCIC の誤起動 等	HPCS の誤起動 RCIC の誤起動 等	低圧炉心スプレイ系 残留熱除去系 等	中央制御室での操 作ができない可能 性あり	※ a. 又は b. に より、対応可能	2-904-1	RCIC の誤起動 逃がし弁開指令誤 発生 等	RCIC の誤起動 逃がし弁開放 等	残留熱除去系 原子炉補機冷却系等	2-908	予備給復水ポンプ の誤起動 原子炉給水ポンプ のトリップ	給水制御系の故障 給水流量の全喪失	非常用ディーゼル機 関	RW-1F-05	2-946A	予備給復水ポンプ の誤起動 タービン・バイバ ス弁誤解放 等	給水制御系の故障 原子炉圧力制御系 の故障 等	非常用電源系	補助盤室での操 作ができない可能 性あり	2-920A	予備給復水ポンプ の誤起動 RCIC の誤起動 等	給水制御系の故障 RCIC の誤起動 等	低圧炉心スプレイ系 残留熱除去系 等	2-970A	逃がし弁開指令誤 発生	逃がし弁開放	主蒸気逃がし安全弁	2-970B	逃がし弁開指令誤 発生	逃がし弁開放	主蒸気逃がし安全弁	2-920B	予備給復水ポンプ の誤起動 原子炉給水ポンプ のトリップ	給水制御系の故障 給水流量の全喪失	残留熱除去系	<p data-bbox="2516 254 2792 737">・選定の考え方の記載 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は内部火 災発生時に期待できる 緩和系の整理に関して, 「運転時の異常な過渡 変化」や「設計基準事故」 の発生と同時に除熱機 能が喪失する状況があ るかどうかの確認結果 を記載している</p>
場所	盤番号	起因となる故障	発生の可能性が ある事象	残留熱除去系等 関連機器	残留熱除去系等 への影響	備考																																									
C-4F-01	2-903	HPCS の誤起動 RCIC の誤起動 等	HPCS の誤起動 RCIC の誤起動 等	低圧炉心スプレイ系 残留熱除去系 等	中央制御室での操 作ができない可能 性あり	※ a. 又は b. に より、対応可能																																									
	2-904-1	RCIC の誤起動 逃がし弁開指令誤 発生 等	RCIC の誤起動 逃がし弁開放 等	残留熱除去系 原子炉補機冷却系等																																											
	2-908	予備給復水ポンプ の誤起動 原子炉給水ポンプ のトリップ	給水制御系の故障 給水流量の全喪失	非常用ディーゼル機 関																																											
RW-1F-05	2-946A	予備給復水ポンプ の誤起動 タービン・バイバ ス弁誤解放 等	給水制御系の故障 原子炉圧力制御系 の故障 等	非常用電源系	補助盤室での操 作ができない可能 性あり																																										
	2-920A	予備給復水ポンプ の誤起動 RCIC の誤起動 等	給水制御系の故障 RCIC の誤起動 等	低圧炉心スプレイ系 残留熱除去系 等																																											
	2-970A	逃がし弁開指令誤 発生	逃がし弁開放	主蒸気逃がし安全弁																																											
	2-970B	逃がし弁開指令誤 発生	逃がし弁開放	主蒸気逃がし安全弁																																											
	2-920B	予備給復水ポンプ の誤起動 原子炉給水ポンプ のトリップ	給水制御系の故障 給水流量の全喪失	残留熱除去系																																											

第4-2表 残留熱除去系等関連盤と発生の可能性のある「運転時の異常な過渡変化」又は「設計基準事故」の整理結果

		残留熱除去系等の関連盤													
		安全設備制御盤	原子炉補機制御盤	炉内電気盤	空調熱気制御系	A-電気設備監視盤	A-中央分電盤	A-原子炉補助用監視盤	A-DR・LPC 監視盤	A-自動減圧監視盤	B-中央分電盤	B-自動減圧監視盤	B・C-DR 監視盤	B-原子炉補助用監視盤	
原子炉に有意な影響を与える主要な要因 (BWR)		要因に対する故障													
炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化	再循環ポンプ速度の増加	速度制御器増加要求信号誤発生													
	給水温度の低下	主制御器増加要求信号誤発生													
	給水流量の増加	原子炉給水制御系増信号誤発生													
	ECCS等の誤起動	HPCSの誤起動													
		RCICの誤起動													
	再循環ループの誤起動	再循環ポンプの誤起動													
		蒸気加減弁閉止													
	弁の閉止	主蒸気止め弁閉止													
		主蒸気隔離弁閉止信号誤発生													
	自由空間体積の減少	原子炉給水制御系増信号誤発生													
予備給水ポンプの誤起動															
炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化	給水温度の低下	抽気逆止弁の誤閉止													
	給水流量の増加	原子炉給水制御系増信号誤発生													
	弁の開放	予備給水ポンプの誤起動													
		逃がし弁閉指令誤発生													
	ECCS等の誤起動	蒸気加減弁閉止信号誤発生													
		圧力制御装置最大出力信号誤発生													
	再循環ループの誤起動	タービン・バイパス弁の誤開放													
		HPCSの誤起動													
	再循環ポンプのトリップ	RCICの誤起動													
		再循環ポンプのトリップ													
原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化	再循環ポンプ速度の増加	速度制御器増加要求信号誤発生													
	弁の閉止	主制御器増加要求信号誤発生													
		蒸気加減弁閉止													
	自由空間体積の減少	主蒸気止め弁閉止													
		主蒸気隔離弁閉止信号誤発生													
	弁の開放	原子炉給水制御系増信号誤発生													
		予備給水ポンプの誤起動													
	給水流量の低下	逃がし弁閉指令誤発生													
		蒸気加減弁閉止信号誤発生													
	給水流量の増加	圧力制御装置最大出力信号誤発生													
タービン・バイパス弁の誤開放															
ECCS等の誤起動	原子炉給水ポンプのトリップ														
	LS信号誤発生														
		原子炉給水制御系減信号誤発生													
		復水ポンプのトリップ													
		(駆動電源喪失)													
		原子炉給水制御系増信号誤発生													
		予備給水ポンプの誤起動													
		HPCSの誤起動													
		RCICの誤起動													
		過渡事象要因と残留熱除去系等との重複													
		重複有：○													
		重複無：×													

・選定の考え方の記載【柏崎6/7, 東海第二】
島根2号炉は内部火災発生時に期待できる緩和系の整理に関して、「運転時の異常な過渡変化」や「設計基準事故」の発生と同時に除熱機能が喪失する状況があるかどうかの確認結果を記載している



第4-3図 現場 MCC 等電気盤におけるジャンパ/リフト対応による信号入力例

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p>(2) <u>非常用電気室</u></p> <p>a. <u>非常用電気室における火災防護上の設計の考え方</u> <u>第 4-4 図に示すとおり、非常用電気室は安全系区分ごとに分離配置されており、それぞれ別の火災区域となっている。</u> <u>このことから、非常用電気室において、単一火災によって複数の区分が同時に機能喪失することはない。</u></p> <div data-bbox="1724 617 2487 1129" style="border: 1px solid black; height: 244px; width: 257px; margin: 10px 0;"></div> <p style="text-align: center;"><u>第 4-4 図 非常用電気室における分離状況</u></p> <p>b. <u>非常用電気室の火災による残留熱除去系等への影響</u> <u>非常用電気室における単一火災において、「運転時の異常な過渡変化」又は「設計基準事故」の発生と残留熱除去系等の機能喪失の関係について整理した。第 4-3 図に整理結果を示す。</u> <u>評価の結果、「運転時の異常な過渡変化」又は「設計基準事故」の起因となる系統の設備が存在する盤を抽出した。</u> <u>抽出した盤において、原子炉に有意な影響を与える主要な要因に対応する故障を発生させるような機器として、「RCIC タービン制御盤」が抽出され、当該機器の機能喪失により、代表事象の一つである「RCIC の誤起動」が発生することとなる。しかしながら、本事象は原子炉スクラムには至らない事象であるため、「運転時の異常</u></p>	<p>・選定の考え方の記載 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は内部火災発生時に期待できる緩和系の整理に関して、「運転時の異常な過渡変化」や「設計基準事故」の発生と同時に除熱機能が喪失する状況があるかどうかの確認結果を記載している</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																
		<p> <u>な過渡変化」又は「設計基準事故」の発生と残留熱除去系等の機能喪失の重畳を考慮する必要はない。</u> </p> <p> <u>以上より、非常用電気室における単一火災において、単一故障を想定した場合においても残留熱除去系等により、原子炉の低温停止が可能であることを確認した。</u> </p> <p> 第 4-3 表 非常用電気室火災により発生する事象と残留熱除去系等への影響確認結果 </p> <table border="1" data-bbox="2003 661 2190 1801"> <thead> <tr> <th>原子炉に有意な影響を及ぼす主要な要因 (DRK)</th> <th>原因に对应する故障</th> <th>発生する事象</th> <th>事象発生の原因となる設備</th> <th>火災区域</th> <th>残留熱除去系等保護機器</th> <th>残留熱除去系等の即時機能喪失</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>B-非常用DC電源系統 B1-非常用電気室送電機 B2-非常用電気室送電機 B3-非常用電気室送電機 B4-非常用電気室送電機 B5-非常用電気室送電機 B6-非常用電気室送電機 B7-非常用電気室送電機 B8-非常用電気室送電機 B9-非常用電気室送電機 B10-非常用電気室送電機 B11-非常用電気室送電機 B12-非常用電気室送電機 B13-非常用電気室送電機 B14-非常用電気室送電機 B15-非常用電気室送電機 B16-非常用電気室送電機 B17-非常用電気室送電機 B18-非常用電気室送電機 B19-非常用電気室送電機 B20-非常用電気室送電機 B21-非常用電気室送電機 B22-非常用電気室送電機 B23-非常用電気室送電機 B24-非常用電気室送電機 B25-非常用電気室送電機 B26-非常用電気室送電機 B27-非常用電気室送電機 B28-非常用電気室送電機 B29-非常用電気室送電機 B30-非常用電気室送電機 B31-非常用電気室送電機 B32-非常用電気室送電機 B33-非常用電気室送電機 B34-非常用電気室送電機 B35-非常用電気室送電機 B36-非常用電気室送電機 B37-非常用電気室送電機 B38-非常用電気室送電機 B39-非常用電気室送電機 B40-非常用電気室送電機 B41-非常用電気室送電機 B42-非常用電気室送電機 B43-非常用電気室送電機 B44-非常用電気室送電機 B45-非常用電気室送電機 B46-非常用電気室送電機 B47-非常用電気室送電機 B48-非常用電気室送電機 B49-非常用電気室送電機 B50-非常用電気室送電機 B51-非常用電気室送電機 B52-非常用電気室送電機 B53-非常用電気室送電機 B54-非常用電気室送電機 B55-非常用電気室送電機 B56-非常用電気室送電機 B57-非常用電気室送電機 B58-非常用電気室送電機 B59-非常用電気室送電機 B60-非常用電気室送電機 B61-非常用電気室送電機 B62-非常用電気室送電機 B63-非常用電気室送電機 B64-非常用電気室送電機 B65-非常用電気室送電機 B66-非常用電気室送電機 B67-非常用電気室送電機 B68-非常用電気室送電機 B69-非常用電気室送電機 B70-非常用電気室送電機 B71-非常用電気室送電機 B72-非常用電気室送電機 B73-非常用電気室送電機 B74-非常用電気室送電機 B75-非常用電気室送電機 B76-非常用電気室送電機 B77-非常用電気室送電機 B78-非常用電気室送電機 B79-非常用電気室送電機 B80-非常用電気室送電機 B81-非常用電気室送電機 B82-非常用電気室送電機 B83-非常用電気室送電機 B84-非常用電気室送電機 B85-非常用電気室送電機 B86-非常用電気室送電機 B87-非常用電気室送電機 B88-非常用電気室送電機 B89-非常用電気室送電機 B90-非常用電気室送電機 B91-非常用電気室送電機 B92-非常用電気室送電機 B93-非常用電気室送電機 B94-非常用電気室送電機 B95-非常用電気室送電機 B96-非常用電気室送電機 B97-非常用電気室送電機 B98-非常用電気室送電機 B99-非常用電気室送電機 B100-非常用電気室送電機</td> <td>○</td> <td>本選定事象は、スクラムしない事象である。加えて事象発生時の影響を評価する際、本選定事象の影響を評価する必要がある。</td> </tr> </tbody> </table> <p> ※1：○：機能喪失無、×：機能喪失有 </p>	原子炉に有意な影響を及ぼす主要な要因 (DRK)	原因に对应する故障	発生する事象	事象発生の原因となる設備	火災区域	残留熱除去系等保護機器	残留熱除去系等の即時機能喪失	備考	炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化					B-非常用DC電源系統 B1-非常用電気室送電機 B2-非常用電気室送電機 B3-非常用電気室送電機 B4-非常用電気室送電機 B5-非常用電気室送電機 B6-非常用電気室送電機 B7-非常用電気室送電機 B8-非常用電気室送電機 B9-非常用電気室送電機 B10-非常用電気室送電機 B11-非常用電気室送電機 B12-非常用電気室送電機 B13-非常用電気室送電機 B14-非常用電気室送電機 B15-非常用電気室送電機 B16-非常用電気室送電機 B17-非常用電気室送電機 B18-非常用電気室送電機 B19-非常用電気室送電機 B20-非常用電気室送電機 B21-非常用電気室送電機 B22-非常用電気室送電機 B23-非常用電気室送電機 B24-非常用電気室送電機 B25-非常用電気室送電機 B26-非常用電気室送電機 B27-非常用電気室送電機 B28-非常用電気室送電機 B29-非常用電気室送電機 B30-非常用電気室送電機 B31-非常用電気室送電機 B32-非常用電気室送電機 B33-非常用電気室送電機 B34-非常用電気室送電機 B35-非常用電気室送電機 B36-非常用電気室送電機 B37-非常用電気室送電機 B38-非常用電気室送電機 B39-非常用電気室送電機 B40-非常用電気室送電機 B41-非常用電気室送電機 B42-非常用電気室送電機 B43-非常用電気室送電機 B44-非常用電気室送電機 B45-非常用電気室送電機 B46-非常用電気室送電機 B47-非常用電気室送電機 B48-非常用電気室送電機 B49-非常用電気室送電機 B50-非常用電気室送電機 B51-非常用電気室送電機 B52-非常用電気室送電機 B53-非常用電気室送電機 B54-非常用電気室送電機 B55-非常用電気室送電機 B56-非常用電気室送電機 B57-非常用電気室送電機 B58-非常用電気室送電機 B59-非常用電気室送電機 B60-非常用電気室送電機 B61-非常用電気室送電機 B62-非常用電気室送電機 B63-非常用電気室送電機 B64-非常用電気室送電機 B65-非常用電気室送電機 B66-非常用電気室送電機 B67-非常用電気室送電機 B68-非常用電気室送電機 B69-非常用電気室送電機 B70-非常用電気室送電機 B71-非常用電気室送電機 B72-非常用電気室送電機 B73-非常用電気室送電機 B74-非常用電気室送電機 B75-非常用電気室送電機 B76-非常用電気室送電機 B77-非常用電気室送電機 B78-非常用電気室送電機 B79-非常用電気室送電機 B80-非常用電気室送電機 B81-非常用電気室送電機 B82-非常用電気室送電機 B83-非常用電気室送電機 B84-非常用電気室送電機 B85-非常用電気室送電機 B86-非常用電気室送電機 B87-非常用電気室送電機 B88-非常用電気室送電機 B89-非常用電気室送電機 B90-非常用電気室送電機 B91-非常用電気室送電機 B92-非常用電気室送電機 B93-非常用電気室送電機 B94-非常用電気室送電機 B95-非常用電気室送電機 B96-非常用電気室送電機 B97-非常用電気室送電機 B98-非常用電気室送電機 B99-非常用電気室送電機 B100-非常用電気室送電機	○	本選定事象は、スクラムしない事象である。加えて事象発生時の影響を評価する際、本選定事象の影響を評価する必要がある。	<p> ・選定の考え方の記載【柏崎 6/7, 東海第二】島根 2 号炉は内部火災発生時に期待できる緩和系の整理に関して、「運転時の異常な過渡変化」や「設計基準事故」の発生と同時に除熱機能が喪失する状況があるかどうかの確認結果を記載している </p>
原子炉に有意な影響を及ぼす主要な要因 (DRK)	原因に对应する故障	発生する事象	事象発生の原因となる設備	火災区域	残留熱除去系等保護機器	残留熱除去系等の即時機能喪失	備考												
炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化					B-非常用DC電源系統 B1-非常用電気室送電機 B2-非常用電気室送電機 B3-非常用電気室送電機 B4-非常用電気室送電機 B5-非常用電気室送電機 B6-非常用電気室送電機 B7-非常用電気室送電機 B8-非常用電気室送電機 B9-非常用電気室送電機 B10-非常用電気室送電機 B11-非常用電気室送電機 B12-非常用電気室送電機 B13-非常用電気室送電機 B14-非常用電気室送電機 B15-非常用電気室送電機 B16-非常用電気室送電機 B17-非常用電気室送電機 B18-非常用電気室送電機 B19-非常用電気室送電機 B20-非常用電気室送電機 B21-非常用電気室送電機 B22-非常用電気室送電機 B23-非常用電気室送電機 B24-非常用電気室送電機 B25-非常用電気室送電機 B26-非常用電気室送電機 B27-非常用電気室送電機 B28-非常用電気室送電機 B29-非常用電気室送電機 B30-非常用電気室送電機 B31-非常用電気室送電機 B32-非常用電気室送電機 B33-非常用電気室送電機 B34-非常用電気室送電機 B35-非常用電気室送電機 B36-非常用電気室送電機 B37-非常用電気室送電機 B38-非常用電気室送電機 B39-非常用電気室送電機 B40-非常用電気室送電機 B41-非常用電気室送電機 B42-非常用電気室送電機 B43-非常用電気室送電機 B44-非常用電気室送電機 B45-非常用電気室送電機 B46-非常用電気室送電機 B47-非常用電気室送電機 B48-非常用電気室送電機 B49-非常用電気室送電機 B50-非常用電気室送電機 B51-非常用電気室送電機 B52-非常用電気室送電機 B53-非常用電気室送電機 B54-非常用電気室送電機 B55-非常用電気室送電機 B56-非常用電気室送電機 B57-非常用電気室送電機 B58-非常用電気室送電機 B59-非常用電気室送電機 B60-非常用電気室送電機 B61-非常用電気室送電機 B62-非常用電気室送電機 B63-非常用電気室送電機 B64-非常用電気室送電機 B65-非常用電気室送電機 B66-非常用電気室送電機 B67-非常用電気室送電機 B68-非常用電気室送電機 B69-非常用電気室送電機 B70-非常用電気室送電機 B71-非常用電気室送電機 B72-非常用電気室送電機 B73-非常用電気室送電機 B74-非常用電気室送電機 B75-非常用電気室送電機 B76-非常用電気室送電機 B77-非常用電気室送電機 B78-非常用電気室送電機 B79-非常用電気室送電機 B80-非常用電気室送電機 B81-非常用電気室送電機 B82-非常用電気室送電機 B83-非常用電気室送電機 B84-非常用電気室送電機 B85-非常用電気室送電機 B86-非常用電気室送電機 B87-非常用電気室送電機 B88-非常用電気室送電機 B89-非常用電気室送電機 B90-非常用電気室送電機 B91-非常用電気室送電機 B92-非常用電気室送電機 B93-非常用電気室送電機 B94-非常用電気室送電機 B95-非常用電気室送電機 B96-非常用電気室送電機 B97-非常用電気室送電機 B98-非常用電気室送電機 B99-非常用電気室送電機 B100-非常用電気室送電機	○	本選定事象は、スクラムしない事象である。加えて事象発生時の影響を評価する際、本選定事象の影響を評価する必要がある。												

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p><u>(3) ケーブル処理室</u></p> <p>a. <u>ケーブル処理室における火災防護上の設計の考え方</u> <u>第4-5図に示すとおり、ケーブル処理室は安全系区分ごと</u> <u>に分離配置されており、影響軽減対策を実施している。</u> <u>さらに、ケーブル処理室は、中央制御室及び補助盤室の</u> <u>制御盤フロア下に設け、ケーブルを布設する構造である</u> <u>が、中央制御室及び補助盤室の制御盤直下は狭隘であり、</u> <u>互いに相違する系列の火災防護対象ケーブルは近接して</u> <u>布設されており、区域による区分分離ができないことか</u> <u>ら、火災の影響軽減のための対策として、全域ガス消火設</u> <u>備及び1時間の耐火能力を有する隔壁（耐火ラッピング）</u> <u>により分離している。</u> <u>このことから、ケーブル処理室において、単一火災によ</u> <u>って複数の区分が同時に機能喪失することはない。</u></p> <p>b. <u>ケーブル処理室の火災による残留熱除去系等への影響</u> <u>ケーブル処理室においては、「残留熱除去系等関連機</u> <u>器」、「運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の起因と</u> <u>なる機器」及び動力ケーブルは配置されていないため、ケ</u> <u>ーブル処理室において火災が発生したとしても、これらの</u> <u>機器は健全である。</u> <u>また、ケーブル処理室における火災発生時においては、</u> <u>中央制御室及び補助盤室の制御盤における火災発生時と</u> <u>同様に「現場 MCC 等電気盤におけるジャンパ/リフト対</u> <u>応」により信号を入力することで対応が可能である。</u></p> <p><u>以上より、ケーブル処理室における単一火災において、単</u> <u>一故障を想定した場合においても残留熱除去系等により、原</u> <u>子炉の低温停止が可能であることを確認した。</u></p>	<p>・選定の考え方の記載 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は内部火災発生時に期待できる緩和系の整理に関して、「運転時の異常な過渡変化」や「設計基準事故」の発生と同時に除熱機能が喪失する状況があるかどうかの確認結果を記載している</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<div data-bbox="1724 289 2466 785" style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <p data-bbox="1863 793 2392 825" style="text-align: center;">第 4-5 図 ケーブル処理室における分離状況</p> <p data-bbox="1777 884 2326 915">(4) <u>中央制御室外原子炉停止装置 (RSS) 盤室</u></p> <p data-bbox="1783 926 2487 1003">a. <u>中央制御室外原子炉停止装置 (RSS) 盤室における火災防護上の設計の考え方</u></p> <p data-bbox="1813 1014 2050 1045">(a) <u>火災の感知設備</u></p> <p data-bbox="1852 1062 2487 1182"><u>発信箇所が特定でき、異なる種類の信号を有する火災感知器を火災区域内に設置し、火災の発生を常時監視する。</u></p> <p data-bbox="1813 1192 2021 1224">(b) <u>自動消火設備</u></p> <p data-bbox="1852 1241 2487 1318"><u>当該火災区域の全域を消火範囲とした全域ガス消火設備を設置する。</u></p> <p data-bbox="1813 1329 2021 1360">(c) <u>影響軽減対策</u></p> <p data-bbox="1852 1377 2487 1455"><u>3 時間以上の耐火能力を有する耐火壁により、他の火災区域と分離する。</u></p> <p data-bbox="1798 1514 2487 1591"><u>第 4-6 図において、残留熱除去系等の関連制御盤の配置状況を示す。</u></p>	<p data-bbox="2516 258 2795 730">・選定の考え方の記載 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は内部火災発生時に期待できる緩和系の整理に関して、「運転時の異常な過渡変化」や「設計基準事故」の発生と同時に除熱機能が喪失する状況があるかどうかの確認結果を記載している</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<div data-bbox="1724 296 2481 779" style="border: 1px solid black; height: 230px; width: 100%;"></div> <p data-bbox="1739 789 2466 821">第4-6図 残留熱除去系等関連制御盤の配置状況 (RSS 盤室)</p> <p data-bbox="1783 884 2481 957">b. <u>中央制御室外原子炉停止装置 (RSS) 盤室の火災による残留熱除去系等への影響</u></p> <p data-bbox="1813 968 2481 1136"><u>RSS 盤室における単一火災においては、中央制御室及び補助盤室の制御盤における火災発生時の対応と同様に「現場 MCC 等電気盤におけるジャンパ/リフト対応」により信号を入力することで対応が可能である。</u></p> <p data-bbox="1813 1146 2481 1272"><u>また、RSS 盤は、1 区分のみ設置されており、RSS 盤室における火災発生時に他区分の残留熱除去系等が機能喪失することはない。</u></p> <p data-bbox="1813 1283 2481 1356"><u>したがって、RSS 盤室において火災が発生した場合についても安全停止上の問題は発生しない。</u></p>	<p data-bbox="2516 254 2792 726">・選定の考え方の記載 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は内部火災発生時に期待できる緩和系の整理に関して、「運転時の異常な過渡変化」や「設計基準事故」の発生と同時に除熱機能が喪失する状況があるかどうかの確認結果を記載している</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p>(5) <u>建物内 (R/B, T/B, Rw/B) 及び海水ポンプエリア</u></p> <p>a. <u>建物内 (R/B, T/B, Rw/B) 及び海水ポンプエリアにおける火災防護上の設計の考え方</u></p> <p><u>建物内 (R/B, T/B, Rw/B) 及び海水ポンプエリアの各区域は、火災源となる系統があり、また、火災影響を受ける隣接区域からの火災による影響の可能性があるため、「運転時の異常な過渡変化」又は「設計基準事故」の発生と同時に緩和機能である除熱機能が喪失することがないか確認する。</u></p> <p><u>第 4-4 表に残留熱除去系等による原子炉の低温停止の可否を確認する観点から、残留熱除去系等に必要となる主要なフロント系及びサポート系を抽出した。</u></p> <p><u>第 4-7 図において、火災区域の設定状況を示す。</u></p> <p>b. <u>建物内 (R/B, T/B, Rw/B) 及び海水ポンプエリアの火災による残留熱除去系等への影響</u></p> <p><u>第 4-5 表に火災により発生の可能性がある事象を抽出し、事象発生の起因となりうる設備及びその設置場所 (火災区域) を整理し、火災区域における「残留熱除去系等関連機器」の設置有無を確認することで、「運転時の異常な過渡変化」又は「設計基準事故」の発生と同時に残留熱除去系等の機能喪失が発生することがなく、加えて、残留熱除去系等に単一故障を想定した場合においても、低温停止が可能であることを確認した。</u></p> <p><u>事象発生の起因となりうる設備と「残留熱除去系等関連機器」が同一区域に存在する場合もあるが、個別に発生する事象の詳細確認を行い、スクラムしない事象であること、PCV 内はプラント運転中は、窒素で置換されており、火災は発生しないこと、スクラムしても除熱機能は維持されることから、原子炉の低温停止に対して影響はない。</u></p> <p><u>以上より、「運転時の異常な過渡変化」又は「設計基準事故」の発生と同時に残留熱除去系等が機能喪失する事象がないことを確認した。この結果より、主要建物における単一火災において、単一故障を想定した場合においても残留熱除去系等により、原子炉の低温停止が可能であることを確認した。</u></p>	<p>・選定の考え方の記載</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>島根 2 号炉は内部火災発生時に期待できる緩和系の整理に関して、「運転時の異常な過渡変化」や「設計基準事故」の発生と同時に除熱機能が喪失する状況があるかどうかの確認結果を記載している</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																															
		<p style="text-align: center;"><u>第4-4表 残留熱除去系等のフロント系及びサポート系機器</u> (1 / 4)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 10%;"></th> <th style="width: 15%;">系統</th> <th style="width: 55%;">機器</th> <th style="width: 20%;">設置場所*</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td rowspan="30" style="text-align: center; vertical-align: middle;">フロント系</td> <td rowspan="24" style="text-align: center; vertical-align: middle;">RHR</td> <td>A-RHRポンプ 炉水戻り弁</td> <td>RX-ALL</td> </tr> <tr><td>B-RHRポンプ 炉水戻り弁</td> <td>RX-ALL</td> </tr> <tr><td>A-RHRテスト弁</td> <td>RX-ALL</td> </tr> <tr><td>B-RHRテスト弁</td> <td>RX-1F-1</td> </tr> <tr><td>A-RHRポンプ ミニマフロー弁</td> <td>RX-ALL</td> </tr> <tr><td>B-RHRポンプ ミニマフロー弁</td> <td>RX-B2F-1</td> </tr> <tr><td>C-RHRポンプ ミニマフロー弁</td> <td>RX-B2F-1</td> </tr> <tr><td>A-RHRポンプ トラス水入口弁</td> <td>RX-ALL</td> </tr> <tr><td>B-RHRポンプ トラス水入口弁</td> <td>RX-B2F-1</td> </tr> <tr><td>C-RHRポンプ トラス水入口弁</td> <td>RX-B2F-1</td> </tr> <tr><td>A-RHR 熱交水室入口弁</td> <td>RX-ALL</td> </tr> <tr><td>B-RHR 熱交水室入口弁</td> <td>RX-1F-1</td> </tr> <tr><td>A-RHR 熱交ハイス弁</td> <td>RX-ALL</td> </tr> <tr><td>B-RHR 熱交ハイス弁</td> <td>RX-1F-1</td> </tr> <tr><td>A-RHR 注水弁</td> <td>RX-ALL</td> </tr> <tr><td>B-RHR 注水弁</td> <td>RX-1F-4</td> </tr> <tr><td>C-RHR 注水弁</td> <td>RX-1F-4</td> </tr> <tr><td>RHR 炉水入口内側隔離弁</td> <td>PCV</td> </tr> <tr><td>RHR 炉水入口外側隔離弁</td> <td>RX-ALL</td> </tr> <tr><td>A-RHRポンプ 炉水入口弁</td> <td>RX-ALL</td> </tr> <tr><td>B-RHRポンプ 炉水入口弁</td> <td>RX-B2F-1</td> </tr> <tr><td>A-残留熱除去ポンプ</td> <td>RX-ALL</td> </tr> <tr><td>B-残留熱除去ポンプ</td> <td>RX-B2F-1</td> </tr> <tr><td>C-残留熱除去ポンプ</td> <td>RX-B2F-1</td> </tr> <tr><td rowspan="4" style="text-align: center; vertical-align: middle;">LPCS</td> <td>LPCSポンプ 入口弁</td> <td>RX-ALL</td> </tr> <tr><td>LPCS注水弁</td> <td>RX-ALL</td> </tr> <tr><td>LPCSポンプ ミニマフロー弁</td> <td>RX-ALL</td> </tr> <tr><td>低圧炉心スプレイポンプ</td> <td>RX-ALL</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: right; margin-top: 10px;">※：別添1資料10添付1に記載の火災区域番号</p>		系統	機器	設置場所*	フロント系	RHR	A-RHRポンプ 炉水戻り弁	RX-ALL	B-RHRポンプ 炉水戻り弁	RX-ALL	A-RHRテスト弁	RX-ALL	B-RHRテスト弁	RX-1F-1	A-RHRポンプ ミニマフロー弁	RX-ALL	B-RHRポンプ ミニマフロー弁	RX-B2F-1	C-RHRポンプ ミニマフロー弁	RX-B2F-1	A-RHRポンプ トラス水入口弁	RX-ALL	B-RHRポンプ トラス水入口弁	RX-B2F-1	C-RHRポンプ トラス水入口弁	RX-B2F-1	A-RHR 熱交水室入口弁	RX-ALL	B-RHR 熱交水室入口弁	RX-1F-1	A-RHR 熱交ハイス弁	RX-ALL	B-RHR 熱交ハイス弁	RX-1F-1	A-RHR 注水弁	RX-ALL	B-RHR 注水弁	RX-1F-4	C-RHR 注水弁	RX-1F-4	RHR 炉水入口内側隔離弁	PCV	RHR 炉水入口外側隔離弁	RX-ALL	A-RHRポンプ 炉水入口弁	RX-ALL	B-RHRポンプ 炉水入口弁	RX-B2F-1	A-残留熱除去ポンプ	RX-ALL	B-残留熱除去ポンプ	RX-B2F-1	C-残留熱除去ポンプ	RX-B2F-1	LPCS	LPCSポンプ 入口弁	RX-ALL	LPCS注水弁	RX-ALL	LPCSポンプ ミニマフロー弁	RX-ALL	低圧炉心スプレイポンプ	RX-ALL	<p>・選定の考え方の記載 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は内部火災発生時に期待できる緩和系の整理に関して、「運転時の異常な過渡変化」や「設計基準事故」の発生と同時に除熱機能が喪失する状況があるかどうかの確認結果を記載している</p>
	系統	機器	設置場所*																																																															
フロント系	RHR	A-RHRポンプ 炉水戻り弁	RX-ALL																																																															
		B-RHRポンプ 炉水戻り弁	RX-ALL																																																															
		A-RHRテスト弁	RX-ALL																																																															
		B-RHRテスト弁	RX-1F-1																																																															
		A-RHRポンプ ミニマフロー弁	RX-ALL																																																															
		B-RHRポンプ ミニマフロー弁	RX-B2F-1																																																															
		C-RHRポンプ ミニマフロー弁	RX-B2F-1																																																															
		A-RHRポンプ トラス水入口弁	RX-ALL																																																															
		B-RHRポンプ トラス水入口弁	RX-B2F-1																																																															
		C-RHRポンプ トラス水入口弁	RX-B2F-1																																																															
		A-RHR 熱交水室入口弁	RX-ALL																																																															
		B-RHR 熱交水室入口弁	RX-1F-1																																																															
		A-RHR 熱交ハイス弁	RX-ALL																																																															
		B-RHR 熱交ハイス弁	RX-1F-1																																																															
		A-RHR 注水弁	RX-ALL																																																															
		B-RHR 注水弁	RX-1F-4																																																															
		C-RHR 注水弁	RX-1F-4																																																															
		RHR 炉水入口内側隔離弁	PCV																																																															
		RHR 炉水入口外側隔離弁	RX-ALL																																																															
		A-RHRポンプ 炉水入口弁	RX-ALL																																																															
		B-RHRポンプ 炉水入口弁	RX-B2F-1																																																															
		A-残留熱除去ポンプ	RX-ALL																																																															
		B-残留熱除去ポンプ	RX-B2F-1																																																															
		C-残留熱除去ポンプ	RX-B2F-1																																																															
	LPCS	LPCSポンプ 入口弁	RX-ALL																																																															
		LPCS注水弁	RX-ALL																																																															
		LPCSポンプ ミニマフロー弁	RX-ALL																																																															
		低圧炉心スプレイポンプ	RX-ALL																																																															

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																								
		<p align="center">第4-4表 残留熱除去系等のフロント系及びサポート系機器 (2 / 4)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>系統</th> <th>機器</th> <th>設置場所*</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td rowspan="13">フロント系</td><td rowspan="13">MS</td><td>A-主蒸気逃がし安全弁</td><td>PCV</td></tr> <tr><td>B-主蒸気逃がし安全弁</td><td>PCV</td></tr> <tr><td>C-主蒸気逃がし安全弁</td><td>PCV</td></tr> <tr><td>D-主蒸気逃がし安全弁</td><td>PCV</td></tr> <tr><td>E-主蒸気逃がし安全弁</td><td>PCV</td></tr> <tr><td>F-主蒸気逃がし安全弁</td><td>PCV</td></tr> <tr><td>G-主蒸気逃がし安全弁</td><td>PCV</td></tr> <tr><td>H-主蒸気逃がし安全弁</td><td>PCV</td></tr> <tr><td>J-主蒸気逃がし安全弁</td><td>PCV</td></tr> <tr><td>K-主蒸気逃がし安全弁</td><td>PCV</td></tr> <tr><td>L-主蒸気逃がし安全弁</td><td>PCV</td></tr> <tr><td>M-主蒸気逃がし安全弁</td><td>PCV</td></tr> <tr><td rowspan="20">サポート系</td><td rowspan="8">RCW</td><td>A1-DG 冷却水出口弁</td><td>RX-B2F-3</td></tr> <tr><td>B1-DG 冷却水出口弁</td><td>RX-B2F-4</td></tr> <tr><td>A2-DG 冷却水出口弁</td><td>RX-B2F-3</td></tr> <tr><td>B2-DG 冷却水出口弁</td><td>RX-B2F-4</td></tr> <tr><td>A-RHR 熱交冷却水出口弁</td><td>RX-ALL</td></tr> <tr><td>B-RHR 熱交冷却水出口弁</td><td>RX-1F-1</td></tr> <tr><td>A-原子炉補機冷却水ポンプ</td><td>RX-B2F-9</td></tr> <tr><td>B-原子炉補機冷却水ポンプ</td><td>RX-1F-2</td></tr> <tr><td rowspan="12">RSW</td><td>C-原子炉補機冷却水ポンプ</td><td>RX-B2F-9</td></tr> <tr><td>D-原子炉補機冷却水ポンプ</td><td>RX-1F-2</td></tr> <tr><td>A-RSWポンプ 出口弁</td><td>YD-11</td></tr> <tr><td>B-RSWポンプ 出口弁</td><td>YD-13</td></tr> <tr><td>C-RSWポンプ 出口弁</td><td>YD-11</td></tr> <tr><td>D-RSWポンプ 出口弁</td><td>YD-13</td></tr> <tr><td>A-RCW 熱交海水出口弁</td><td>RX-B2F-9</td></tr> <tr><td>B-RCW 熱交海水出口弁</td><td>RX-1F-2</td></tr> <tr><td>A-原子炉補機海水ポンプ</td><td>YD-11</td></tr> <tr><td>B-原子炉補機海水ポンプ</td><td>YD-13</td></tr> <tr><td>C-原子炉補機海水ポンプ</td><td>YD-11</td></tr> <tr><td>D-原子炉補機海水ポンプ</td><td>YD-13</td></tr> </tbody> </table> <p align="right">※：別添1資料10添付1に記載の火災区域番号</p>	系統	機器	設置場所*	フロント系	MS	A-主蒸気逃がし安全弁	PCV	B-主蒸気逃がし安全弁	PCV	C-主蒸気逃がし安全弁	PCV	D-主蒸気逃がし安全弁	PCV	E-主蒸気逃がし安全弁	PCV	F-主蒸気逃がし安全弁	PCV	G-主蒸気逃がし安全弁	PCV	H-主蒸気逃がし安全弁	PCV	J-主蒸気逃がし安全弁	PCV	K-主蒸気逃がし安全弁	PCV	L-主蒸気逃がし安全弁	PCV	M-主蒸気逃がし安全弁	PCV	サポート系	RCW	A1-DG 冷却水出口弁	RX-B2F-3	B1-DG 冷却水出口弁	RX-B2F-4	A2-DG 冷却水出口弁	RX-B2F-3	B2-DG 冷却水出口弁	RX-B2F-4	A-RHR 熱交冷却水出口弁	RX-ALL	B-RHR 熱交冷却水出口弁	RX-1F-1	A-原子炉補機冷却水ポンプ	RX-B2F-9	B-原子炉補機冷却水ポンプ	RX-1F-2	RSW	C-原子炉補機冷却水ポンプ	RX-B2F-9	D-原子炉補機冷却水ポンプ	RX-1F-2	A-RSWポンプ 出口弁	YD-11	B-RSWポンプ 出口弁	YD-13	C-RSWポンプ 出口弁	YD-11	D-RSWポンプ 出口弁	YD-13	A-RCW 熱交海水出口弁	RX-B2F-9	B-RCW 熱交海水出口弁	RX-1F-2	A-原子炉補機海水ポンプ	YD-11	B-原子炉補機海水ポンプ	YD-13	C-原子炉補機海水ポンプ	YD-11	D-原子炉補機海水ポンプ	YD-13	<p>・選定の考え方の記載 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は内部火災発生時に期待できる緩和系の整理に関して、「運転時の異常な過渡変化」や「設計基準事故」の発生と同時に除熱機能が喪失する状況があるかどうかの確認結果を記載している</p>
系統	機器	設置場所*																																																																									
フロント系	MS	A-主蒸気逃がし安全弁	PCV																																																																								
		B-主蒸気逃がし安全弁	PCV																																																																								
		C-主蒸気逃がし安全弁	PCV																																																																								
		D-主蒸気逃がし安全弁	PCV																																																																								
		E-主蒸気逃がし安全弁	PCV																																																																								
		F-主蒸気逃がし安全弁	PCV																																																																								
		G-主蒸気逃がし安全弁	PCV																																																																								
		H-主蒸気逃がし安全弁	PCV																																																																								
		J-主蒸気逃がし安全弁	PCV																																																																								
		K-主蒸気逃がし安全弁	PCV																																																																								
		L-主蒸気逃がし安全弁	PCV																																																																								
		M-主蒸気逃がし安全弁	PCV																																																																								
		サポート系	RCW	A1-DG 冷却水出口弁	RX-B2F-3																																																																						
B1-DG 冷却水出口弁	RX-B2F-4																																																																										
A2-DG 冷却水出口弁	RX-B2F-3																																																																										
B2-DG 冷却水出口弁	RX-B2F-4																																																																										
A-RHR 熱交冷却水出口弁	RX-ALL																																																																										
B-RHR 熱交冷却水出口弁	RX-1F-1																																																																										
A-原子炉補機冷却水ポンプ	RX-B2F-9																																																																										
B-原子炉補機冷却水ポンプ	RX-1F-2																																																																										
RSW	C-原子炉補機冷却水ポンプ		RX-B2F-9																																																																								
	D-原子炉補機冷却水ポンプ		RX-1F-2																																																																								
	A-RSWポンプ 出口弁		YD-11																																																																								
	B-RSWポンプ 出口弁		YD-13																																																																								
	C-RSWポンプ 出口弁		YD-11																																																																								
	D-RSWポンプ 出口弁		YD-13																																																																								
	A-RCW 熱交海水出口弁		RX-B2F-9																																																																								
	B-RCW 熱交海水出口弁		RX-1F-2																																																																								
	A-原子炉補機海水ポンプ		YD-11																																																																								
	B-原子炉補機海水ポンプ		YD-13																																																																								
	C-原子炉補機海水ポンプ		YD-11																																																																								
	D-原子炉補機海水ポンプ		YD-13																																																																								

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																											
		<p align="center"><u>第4-4表 残留熱除去系等のフロント系及びサポート系機器</u> (3 / 4)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>系統</th> <th>機器</th> <th>設置場所*</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td rowspan="4">HVR</td><td>LPCSポンプ室冷却機</td><td>RX-ALL</td></tr> <tr><td>A-RHRポンプ室冷却機</td><td>RX-ALL</td></tr> <tr><td>B-RHRポンプ室冷却機</td><td>RX-B2F-1</td></tr> <tr><td>C-RHRポンプ室冷却機</td><td>RX-B2F-1</td></tr> <tr><td rowspan="14">HVRO</td><td>A-RCWポンプ熱交換器室冷却機</td><td>RX-B2F-9</td></tr> <tr><td>B-RCWポンプ熱交換器室冷却機</td><td>RX-B2F-9</td></tr> <tr><td>A-非常用DG室送風機</td><td>RX-2F-2</td></tr> <tr><td>B-非常用DG室送風機</td><td>RX-B2F-2</td></tr> <tr><td>A1-非常用電気室送風機</td><td>RX-B1F-6</td></tr> <tr><td>A2-非常用電気室送風機</td><td>RX-B1F-6</td></tr> <tr><td>A1-非常用電気室排風機</td><td>RX-B1F-6</td></tr> <tr><td>A2-非常用電気室排風機</td><td>RX-B1F-6</td></tr> <tr><td>B1-非常用電気室送風機</td><td>RX-B2F-2</td></tr> <tr><td>B2-非常用電気室送風機</td><td>RX-B2F-2</td></tr> <tr><td>B1-非常用電気室排風機</td><td>RX-B2F-2</td></tr> <tr><td>B2-非常用電気室排風機</td><td>RX-B2F-2</td></tr> <tr><td rowspan="2">サポート系</td><td>A-非常用デサイセ機関</td><td>RX-B2F-3</td></tr> <tr><td>B-非常用デサイセ機関</td><td>RX-B2F-4</td></tr> <tr><td rowspan="14">電源系</td><td>2C-動力変圧器</td><td>RX-B1F-6</td></tr> <tr><td>2D-動力変圧器</td><td>RX-B2F-2</td></tr> <tr><td>A-計装分電盤</td><td>RWB-MB1F-3</td></tr> <tr><td>B-計装分電盤</td><td>RWB-MB1F-2</td></tr> <tr><td>A-計装用無停電交流電源装置</td><td>RWB-MB1F-3</td></tr> <tr><td>B-計装用無停電交流電源装置</td><td>RWB-MB1F-2</td></tr> <tr><td>A-115V系直流盤</td><td>RWB-MB1F-3</td></tr> <tr><td>B-115V系直流盤</td><td>RWB-MB1F-2</td></tr> <tr><td>A-115V系蓄電池</td><td>RWB-MB1F-3</td></tr> <tr><td>B-115V系蓄電池</td><td>RWB-MB1F-2</td></tr> <tr><td>A-中央分電盤</td><td>RWB-1F-1</td></tr> <tr><td>B-中央分電盤</td><td>RWB-1F-1</td></tr> <tr><td>2A-DG-C/C</td><td>RX-B2F-9</td></tr> <tr><td>2A-計装-C/C</td><td>RWB-MB1F-3</td></tr> <tr><td>2B-DG-C/C</td><td>RX-B2F-2</td></tr> <tr><td>2B-計装-C/C</td><td>RWB-MB1F-2</td></tr> </tbody> </table> <p align="right">※：別添1資料10添付1に記載の火災区域番号</p>	系統	機器	設置場所*	HVR	LPCSポンプ室冷却機	RX-ALL	A-RHRポンプ室冷却機	RX-ALL	B-RHRポンプ室冷却機	RX-B2F-1	C-RHRポンプ室冷却機	RX-B2F-1	HVRO	A-RCWポンプ熱交換器室冷却機	RX-B2F-9	B-RCWポンプ熱交換器室冷却機	RX-B2F-9	A-非常用DG室送風機	RX-2F-2	B-非常用DG室送風機	RX-B2F-2	A1-非常用電気室送風機	RX-B1F-6	A2-非常用電気室送風機	RX-B1F-6	A1-非常用電気室排風機	RX-B1F-6	A2-非常用電気室排風機	RX-B1F-6	B1-非常用電気室送風機	RX-B2F-2	B2-非常用電気室送風機	RX-B2F-2	B1-非常用電気室排風機	RX-B2F-2	B2-非常用電気室排風機	RX-B2F-2	サポート系	A-非常用デサイセ機関	RX-B2F-3	B-非常用デサイセ機関	RX-B2F-4	電源系	2C-動力変圧器	RX-B1F-6	2D-動力変圧器	RX-B2F-2	A-計装分電盤	RWB-MB1F-3	B-計装分電盤	RWB-MB1F-2	A-計装用無停電交流電源装置	RWB-MB1F-3	B-計装用無停電交流電源装置	RWB-MB1F-2	A-115V系直流盤	RWB-MB1F-3	B-115V系直流盤	RWB-MB1F-2	A-115V系蓄電池	RWB-MB1F-3	B-115V系蓄電池	RWB-MB1F-2	A-中央分電盤	RWB-1F-1	B-中央分電盤	RWB-1F-1	2A-DG-C/C	RX-B2F-9	2A-計装-C/C	RWB-MB1F-3	2B-DG-C/C	RX-B2F-2	2B-計装-C/C	RWB-MB1F-2	<p>・選定の考え方の記載 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は内部火災発生時に期待できる緩和系の整理に関して、「運転時の異常な過渡変化」や「設計基準事故」の発生と同時に除熱機能が喪失する状況があるかどうかの確認結果を記載している</p>
系統	機器	設置場所*																																																																												
HVR	LPCSポンプ室冷却機	RX-ALL																																																																												
	A-RHRポンプ室冷却機	RX-ALL																																																																												
	B-RHRポンプ室冷却機	RX-B2F-1																																																																												
	C-RHRポンプ室冷却機	RX-B2F-1																																																																												
HVRO	A-RCWポンプ熱交換器室冷却機	RX-B2F-9																																																																												
	B-RCWポンプ熱交換器室冷却機	RX-B2F-9																																																																												
	A-非常用DG室送風機	RX-2F-2																																																																												
	B-非常用DG室送風機	RX-B2F-2																																																																												
	A1-非常用電気室送風機	RX-B1F-6																																																																												
	A2-非常用電気室送風機	RX-B1F-6																																																																												
	A1-非常用電気室排風機	RX-B1F-6																																																																												
	A2-非常用電気室排風機	RX-B1F-6																																																																												
	B1-非常用電気室送風機	RX-B2F-2																																																																												
	B2-非常用電気室送風機	RX-B2F-2																																																																												
	B1-非常用電気室排風機	RX-B2F-2																																																																												
	B2-非常用電気室排風機	RX-B2F-2																																																																												
	サポート系	A-非常用デサイセ機関	RX-B2F-3																																																																											
		B-非常用デサイセ機関	RX-B2F-4																																																																											
電源系	2C-動力変圧器	RX-B1F-6																																																																												
	2D-動力変圧器	RX-B2F-2																																																																												
	A-計装分電盤	RWB-MB1F-3																																																																												
	B-計装分電盤	RWB-MB1F-2																																																																												
	A-計装用無停電交流電源装置	RWB-MB1F-3																																																																												
	B-計装用無停電交流電源装置	RWB-MB1F-2																																																																												
	A-115V系直流盤	RWB-MB1F-3																																																																												
	B-115V系直流盤	RWB-MB1F-2																																																																												
	A-115V系蓄電池	RWB-MB1F-3																																																																												
	B-115V系蓄電池	RWB-MB1F-2																																																																												
	A-中央分電盤	RWB-1F-1																																																																												
	B-中央分電盤	RWB-1F-1																																																																												
	2A-DG-C/C	RX-B2F-9																																																																												
	2A-計装-C/C	RWB-MB1F-3																																																																												
2B-DG-C/C	RX-B2F-2																																																																													
2B-計装-C/C	RWB-MB1F-2																																																																													

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																												
		<p align="center"><u>第4-4表 残留熱除去系等のフロント系及びサポート系機器</u> <u>(4 / 4)</u></p> <table border="1" data-bbox="1736 430 2478 997"> <thead> <tr> <th></th> <th>系統</th> <th>機器</th> <th>設置場所*</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td rowspan="18">サポート系</td> <td rowspan="18">電源系</td> <td>2C1-R/B-C/C</td> <td>RX-B1F-6</td> </tr> <tr><td>2C2-R/B-C/C</td> <td>RX-M2F-2</td> </tr> <tr><td>2C3-R/B-C/C</td> <td>RX-M2F-2</td> </tr> <tr><td>非常用ロードセンタ盤(2C-L/C)</td> <td>RX-B1F-6</td> </tr> <tr><td>非常用メタクラ盤(2C-M/C)</td> <td>RX-B1F-6</td> </tr> <tr><td>2D1-R/B-C/C</td> <td>RX-B1F-5</td> </tr> <tr><td>2D2-R/B-C/C</td> <td>RX-B2F-2</td> </tr> <tr><td>2D3-R/B-C/C</td> <td>RX-B2F-2</td> </tr> <tr><td>非常用ロードセンタ盤(2D-L/C)</td> <td>RX-B2F-2</td> </tr> <tr><td>非常用メタクラ盤(2D-M/C)</td> <td>RX-B2F-2</td> </tr> <tr><td>安全設備制御盤</td> <td>CB-3F-1</td> </tr> <tr><td>原子炉補機制御盤</td> <td>CB-3F-1</td> </tr> <tr><td>所内電気盤</td> <td>CB-3F-1</td> </tr> <tr><td>A-RHR・LPCS 継電器盤</td> <td>RWB-1F-1</td> </tr> <tr><td>B・C-RHR 継電器盤</td> <td>RWB-1F-1</td> </tr> <tr><td>A-自動減圧継電器盤</td> <td>RWB-1F-1</td> </tr> <tr><td>B-自動減圧継電器盤</td> <td>RWB-1F-1</td> </tr> <tr><td>A-ディーゼル発電機制御盤</td> <td>RX-B2F-9</td> </tr> <tr><td>B-ディーゼル発電機制御盤</td> <td>RX-B2F-2</td> </tr> </tbody> </table> <p align="right">※：別添1資料10添付1に記載の火災区域番号</p>		系統	機器	設置場所*	サポート系	電源系	2C1-R/B-C/C	RX-B1F-6	2C2-R/B-C/C	RX-M2F-2	2C3-R/B-C/C	RX-M2F-2	非常用ロードセンタ盤(2C-L/C)	RX-B1F-6	非常用メタクラ盤(2C-M/C)	RX-B1F-6	2D1-R/B-C/C	RX-B1F-5	2D2-R/B-C/C	RX-B2F-2	2D3-R/B-C/C	RX-B2F-2	非常用ロードセンタ盤(2D-L/C)	RX-B2F-2	非常用メタクラ盤(2D-M/C)	RX-B2F-2	安全設備制御盤	CB-3F-1	原子炉補機制御盤	CB-3F-1	所内電気盤	CB-3F-1	A-RHR・LPCS 継電器盤	RWB-1F-1	B・C-RHR 継電器盤	RWB-1F-1	A-自動減圧継電器盤	RWB-1F-1	B-自動減圧継電器盤	RWB-1F-1	A-ディーゼル発電機制御盤	RX-B2F-9	B-ディーゼル発電機制御盤	RX-B2F-2	<p>・選定の考え方の記載 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は内部火災発生時に期待できる緩和系の整理に関して、「運転時の異常な過渡変化」や「設計基準事故」の発生と同時に除熱機能が喪失する状況があるかどうかの確認結果を記載している</p>
	系統	機器	設置場所*																																												
サポート系	電源系	2C1-R/B-C/C	RX-B1F-6																																												
		2C2-R/B-C/C	RX-M2F-2																																												
		2C3-R/B-C/C	RX-M2F-2																																												
		非常用ロードセンタ盤(2C-L/C)	RX-B1F-6																																												
		非常用メタクラ盤(2C-M/C)	RX-B1F-6																																												
		2D1-R/B-C/C	RX-B1F-5																																												
		2D2-R/B-C/C	RX-B2F-2																																												
		2D3-R/B-C/C	RX-B2F-2																																												
		非常用ロードセンタ盤(2D-L/C)	RX-B2F-2																																												
		非常用メタクラ盤(2D-M/C)	RX-B2F-2																																												
		安全設備制御盤	CB-3F-1																																												
		原子炉補機制御盤	CB-3F-1																																												
		所内電気盤	CB-3F-1																																												
		A-RHR・LPCS 継電器盤	RWB-1F-1																																												
		B・C-RHR 継電器盤	RWB-1F-1																																												
		A-自動減圧継電器盤	RWB-1F-1																																												
		B-自動減圧継電器盤	RWB-1F-1																																												
		A-ディーゼル発電機制御盤	RX-B2F-9																																												
B-ディーゼル発電機制御盤	RX-B2F-2																																														

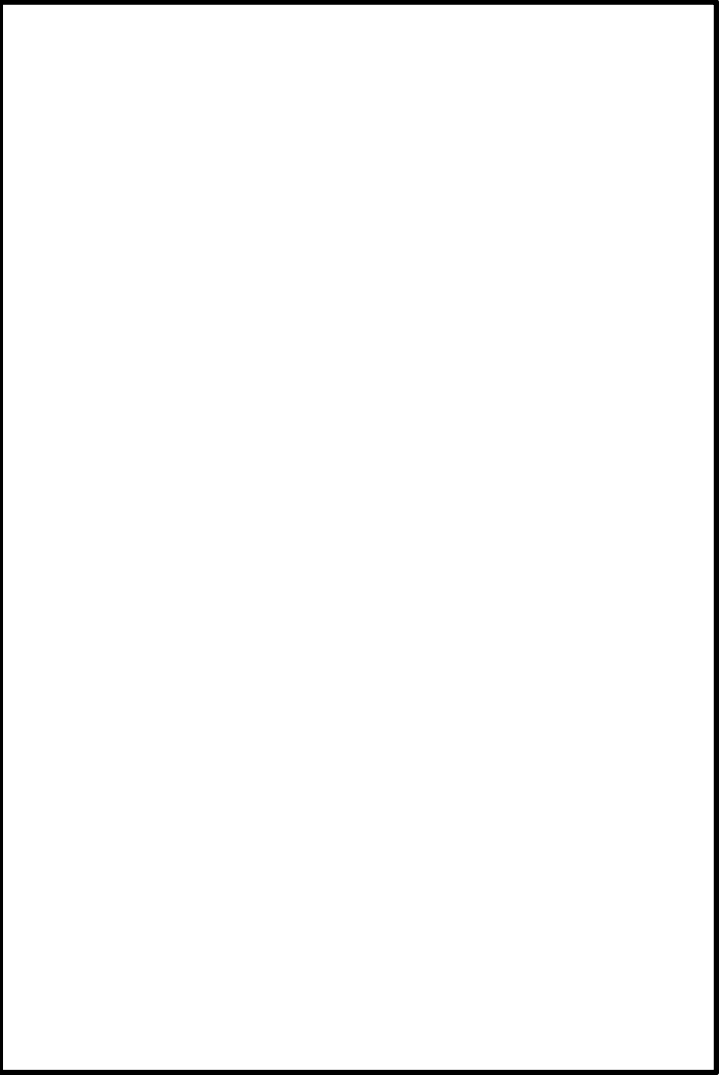
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<div data-bbox="1727 390 2401 1402" style="border: 1px solid black; height: 482px; width: 227px; margin: 0 auto;"></div> <p data-bbox="1893 1465 2318 1495" style="text-align: center;">第 4-7 図 火災区域の設定 (1 / 8)</p>	<p data-bbox="2516 256 2792 730"> ・選定の考え方の記載 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は内部火災発生時に期待できる緩和系の整理に関して、「運転時の異常な過渡変化」や「設計基準事故」の発生と同時に除熱機能が喪失する状況があるかどうかの確認結果を記載している </p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<div data-bbox="1724 390 2401 1404" style="border: 1px solid black; height: 483px; width: 228px; margin: 0 auto;"></div> <div data-bbox="1893 1465 2318 1495" style="text-align: center; margin-top: 10px;"> <p>第 4-7 図 火災区域の設定 (2 / 8)</p> </div>	<p>・選定の考え方の記載 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は内部火災発生時に期待できる緩和系の整理に関して、「運転時の異常な過渡変化」や「設計基準事故」の発生と同時に除熱機能が喪失する状況があるかどうかの確認結果を記載している</p>

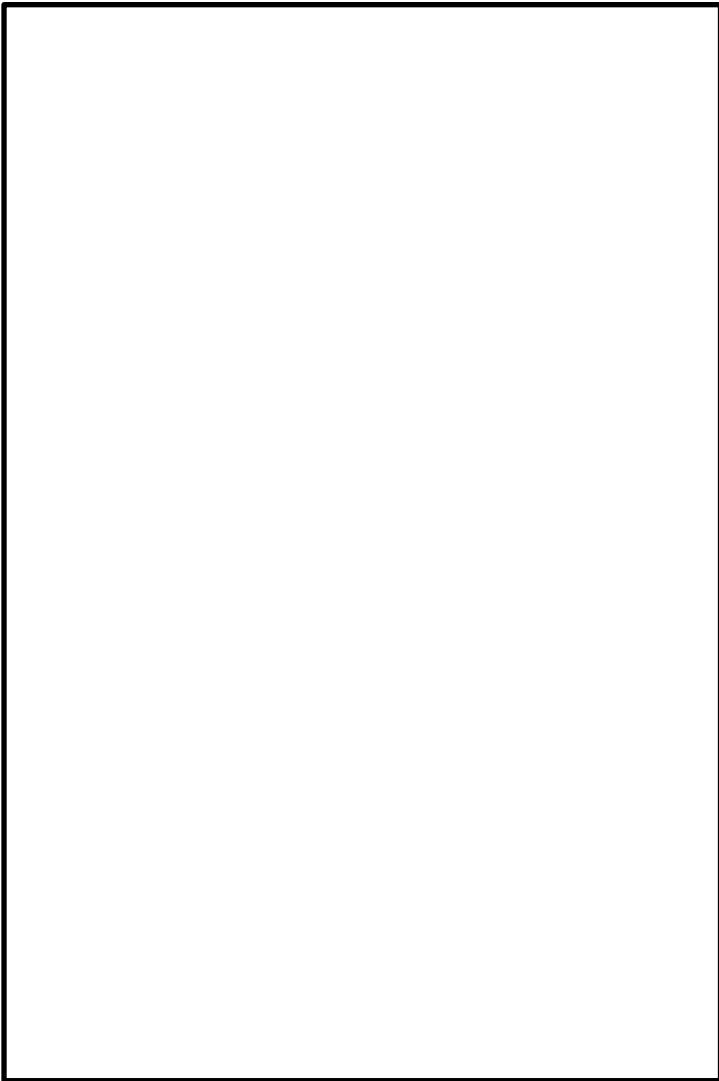
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<div data-bbox="1724 390 2401 1404" style="border: 1px solid black; height: 483px; width: 228px; margin: 0 auto;"></div> <div data-bbox="1893 1465 2318 1497" style="text-align: center; margin-top: 10px;"> <p>第 4-7 図 火災区域の設定 (3 / 8)</p> </div>	<p>・選定の考え方の記載 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は内部火災発生時に期待できる緩和系の整理に関して、「運転時の異常な過渡変化」や「設計基準事故」の発生と同時に除熱機能が喪失する状況があるかどうかの確認結果を記載している</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<div data-bbox="1724 394 2392 1394" style="border: 1px solid black; height: 476px; width: 225px; margin: 0 auto;"></div> <p data-bbox="1893 1465 2318 1495" style="text-align: center;">第 4-7 図 火災区域の設定 (4 / 8)</p>	<p data-bbox="2516 256 2795 730"> ・選定の考え方の記載 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は内部火災発生時に期待できる緩和系の整理に関して、「運転時の異常な過渡変化」や「設計基準事故」の発生と同時に除熱機能が喪失する状況があるかどうかの確認結果を記載している </p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<div data-bbox="1724 390 2401 1402" style="border: 1px solid black; height: 482px; width: 228px; margin: 0 auto;"></div> <p data-bbox="1893 1465 2318 1495" style="text-align: center;">第 4-7 図 火災区域の設定 (5 / 8)</p>	<p data-bbox="2516 256 2792 730"> ・選定の考え方の記載 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は内部火災発生時に期待できる緩和系の整理に関して、「運転時の異常な過渡変化」や「設計基準事故」の発生と同時に除熱機能が喪失する状況があるかどうかの確認結果を記載している </p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		 <p data-bbox="1893 1419 2318 1451">第 4-7 図 火災区域の設定 (6 / 8)</p>	<p data-bbox="2516 254 2792 730"> ・選定の考え方の記載 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は内部火災発生時に期待できる緩和系の整理に関して、「運転時の異常な過渡変化」や「設計基準事故」の発生と同時に除熱機能が喪失する状況があるかどうかの確認結果を記載している </p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<div data-bbox="1724 331 2410 1367" style="border: 1px solid black; height: 493px; width: 231px; margin: 0 auto;"></div> <p data-bbox="1893 1423 2318 1453" style="text-align: center;">第 4-7 図 火災区域の設定 (7 / 8)</p>	<p data-bbox="2516 256 2795 730"> ・選定の考え方の記載 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は内部火災発生時に期待できる緩和系の整理に関して、「運転時の異常な過渡変化」や「設計基準事故」の発生と同時に除熱機能が喪失する状況があるかどうかの確認結果を記載している </p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		 <p data-bbox="1893 1419 2318 1451" style="text-align: center;">第 4-7 図 火災区域の設定 (8 / 8)</p>	<p data-bbox="2516 254 2783 281">・選定の考え方の記載</p> <p data-bbox="2516 296 2783 323">【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p data-bbox="2516 338 2792 730">島根 2 号炉は内部火災発生時に期待できる緩和系の整理に関して、「運転時の異常な過渡変化」や「設計基準事故」の発生と同時に除熱機能が喪失する状況があるかどうかの確認結果を記載している</p>

**第 4-5 表 「運転時の異常な過渡変化」又は「設計基準事故」発生
の可能性がある機器と残留熱除去系等関連機器の関係 (1 / 11)**

原子炉に有害な影響を及ぼす主要な原因 (HWR)	原因に対応する 状態	発生の可能性が ある事象	事象発生の原因と成りうる設備	水区域	残留熱除去系等関連機器	残留熱除去系等 の 関係機器等 ^{※1)}	備考
原子炉内の反応度又は出力 分布の異常な変化	再循環ポンプ稼 働の増加	原子炉内冷却材流量 制御系の過剰作 用	A. 原子炉再循環ポンプ B. 原子炉再循環ポンプ	RV-F-3	原子炉再循環ポンプ A=主蒸気発生炉が安全 B=主蒸気発生炉が安全 C=主蒸気発生炉が安全 D=主蒸気発生炉が安全 E=主蒸気発生炉が安全 F=主蒸気発生炉が安全 G=主蒸気発生炉が安全 H=主蒸気発生炉が安全 I=主蒸気発生炉が安全 J=主蒸気発生炉が安全 K=主蒸気発生炉が安全 L=主蒸気発生炉が安全 M=主蒸気発生炉が安全	○	※ 2
	再循環ポンプ稼 働の減少	原子炉内冷却材流量 制御系の過剰作 用	A. 原子炉再循環ポンプ B. 原子炉再循環ポンプ	RV-F-3	原子炉再循環ポンプ A=主蒸気発生炉が安全 B=主蒸気発生炉が安全 C=主蒸気発生炉が安全 D=主蒸気発生炉が安全 E=主蒸気発生炉が安全 F=主蒸気発生炉が安全 G=主蒸気発生炉が安全 H=主蒸気発生炉が安全 I=主蒸気発生炉が安全 J=主蒸気発生炉が安全 K=主蒸気発生炉が安全 L=主蒸気発生炉が安全 M=主蒸気発生炉が安全	○	※ 2
冷却水の低下	抽気停止の誤 り	給水加熱機	給水加熱機 タービン駆動原子炉再循環ポンプ	TR-ALL	給水加熱機 タービン駆動原子炉再循環ポンプ	○	-
	原子炉給水制御 系停止の発生	給水加熱機 タービン駆動原子炉再循環ポンプ	給水加熱機 タービン駆動原子炉再循環ポンプ	TR-ALL	給水加熱機 タービン駆動原子炉再循環ポンプ	○	-
冷却水の増加	予備給水ポン プの過剰作 用	給水加熱機 タービン駆動原子炉再循環ポンプ	給水加熱機 タービン駆動原子炉再循環ポンプ	TR-ALL	給水加熱機 タービン駆動原子炉再循環ポンプ	○	-
	予備給水ポン プの過剰作 用	給水加熱機 タービン駆動原子炉再循環ポンプ	給水加熱機 タービン駆動原子炉再循環ポンプ	TR-ALL	給水加熱機 タービン駆動原子炉再循環ポンプ	○	-

※1：○：機器異常、△：機能低下、×：機能喪失
 ※2：RV-F-3：再循環ポンプ駆動装置
 ※3：TR-ALL：再循環ポンプ駆動装置
 ※4：本表は、スクラムした事象である。事象発生の原因と成りうる設備のみが火災の影響を受けても過渡変化は起こらない。原因機器は維持されるため、原子炉の底温的には可能である。

・選定の考え方の記載
【柏崎 6/7, 東海第二】
 島根 2号炉は内部火災発生時に期待できる緩和系の整理に関して、「運転時の異常な過渡変化」や「設計基準事故」の発生と同時に除熱機能が喪失する状況があるかどうかの確認結果を記載している

第 4-5 表 「運転時の異常な過渡変化」又は「設計基準事故」発生
の可能性がある機器と残留熱除去系等関連機器の関係 (2 / 11)

原子炉に有意な影響を与える主要な原因 (HPR)	原因に対応する故障	発生の可能性がある事象	事象発生の原因となりうる設備	火災区域	残留熱除去系等関連機器	残留熱除去系等の同時機能喪失の	備考
炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化	HPCS の暴起動	HPCS の暴起動	高圧炉心スプレイポンプ	RX-ALL	A-残留ポンプ 炉水戻り弁 B-残留ポンプ 炉水戻り弁 A-残留ポンプ シェアポンプ A-残留ポンプ トライプ入口弁 A-残留熱交換水出入口弁 A-残留熱交換パイプ弁 A-残留注水弁 RR 炉水入口外側隔離弁 A-残留ポンプ 炉水入口弁 A-残留熱除去ポンプ LPCS 注水弁 LPCS ポンプ入口弁 低圧炉心スプレイポンプ A-残留熱交換冷却水出口弁 LPCS ポンプ 蒸発器機 A-残留ポンプ 蒸発器機	○	※ 3
ECS 等の暴起動	HPCS の暴起動	HPCS 注水弁					

※ 1 : ○ : 機能喪失無, × : 機能喪失有
 ※ 2 : DCV 内はフランクト運転中は、蒸着で覆われていることから、水災は発生しない
 ※ 3 : 本過渡事象は、スクラムしない事象である。事象発生の要因となりうる設備のみが火災の影響を受けても暴起動は起こらない
 ※ 4 : 本過渡事象は、スクラムする事象であるが、除熱機能は維持されるため、原子炉の低温停止は可能である

・選定の考え方の記載
【柏崎 6/7, 東海第二】
 島根 2 号炉は内部火災発生時に期待できる緩和系の整理に関して、「運転時の異常な過渡変化」や「設計基準事故」の発生と同時に除熱機能が喪失する状況があるかどうかの確認結果を記載している

第4-5表 「運転時の異常な過渡変化」又は「設計基準事故」発生
の可能性がある機器と残留熱除去系等関連機器の関係(6/11)

原子炉に異常な影響を与える主要な原因(原因)	原因に対処する設備	発生の可能性がある事象	事象発生の要因となりうる設備	火災区域	残留熱除去系等関連機器	残留熱除去系等の同時機能喪失 ^{※1}	備考
弁の開放	圧力調整装置 大出力自給調整	原子炉圧力調整系の故障	蒸気加減弁 タービン・バイパス 圧力調整装置(タービン駆動系BIC)	TB-ALL	-	○	-
	タービン・バイパス弁の開放	原子炉圧力調整系の故障	タービン・バイパス 圧力調整装置(タービン駆動系BIC)	TB-ALL	-	○	-
炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化	ECCS等の駆起動	HPSの駆起動	高圧炉心スプレイポンプ	RX-ALL	A: 残留熱除去系 B: 残留熱除去系 C: 残留熱除去系	○	※3
		HPCSの駆起動	HPCS注水弁		A: 残留熱除去系 B: 残留熱除去系 C: 残留熱除去系		
ECCS等の駆起動	RCCの駆起動	RCCの駆起動	原子炉駆動時冷ポンプ 原子炉駆動時冷ポンプ駆動用タービン RCCタービン駆動入口弁 RCCタービン駆動弁 RCC注水弁	RX-R2F-1	B: 残留熱除去系 C: 残留熱除去系	○	※3

※1: ○: 機能喪失、×: 機能喪失有
 ※2: PCV内はプラント運転中は、常態で稼働されていることから、火災は発生しない
 ※3: 本過渡事象は、スクラムしない事象である。事象発生の原因と成りうる設備のみが本表の影響を受けても駆起動は起こらない
 ※4: 本過渡事象は、スクラムする事象であるが、除熱機能は維持されるため、原子炉の低減停止は可能である

・選定の考え方の記載
 【柏崎6/7, 東海第二】
 島根2号炉は内部火災発生時に期待できる緩和系の整理に関して、「運転時の異常な過渡変化」や「設計基準事故」の発生と同時に除熱機能が喪失する状況があるかどうかの確認結果を記載している

**第4-5表 「運転時の異常な過渡変化」又は「設計基準事故」発生
の可能性がある機器と残留熱除去系等関連機器の関係(7/11)**

原子炉に有る影響を与える主要な要因(原因)	原因に対応する状態	発生の可能性がある事象	事象発生の原因となる設備	火災区域	残留熱除去系等関連機器	残留熱除去系等の同時機能喪失等 ^{※1}	備考
再循環ポンプの停止	再循環ポンプの停止	再循環ポンプの停止	再循環ポンプの停止	再循環ポンプの停止	再循環ポンプの停止	再循環ポンプの停止	再循環ポンプの停止
	再循環ポンプの停止	再循環ポンプの停止	再循環ポンプの停止	再循環ポンプの停止	再循環ポンプの停止	再循環ポンプの停止	再循環ポンプの停止
炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化	炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化	炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化	炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化	炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化	炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化	炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化	炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化
	炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化	炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化	炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化	炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化	炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化	炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化	炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化

※1：〇：機能喪失、×：機能維持
 ※2：PVはプラント運転中は、異常で置換されていることから、水災は発生しない
 ※3：本過渡事象は、スクラムしない事象である。事象発生の原因となる設備のみが水災の影響を受けても過渡変化は起こらない
 ※4：本過渡事象は、スクラムする事象であるが、除熱機能は維持されるため、原子炉の低温停止は可能である

・選定の考え方の記載【柏崎6/7, 東海第二】
 島根2号炉は内部火災発生時に期待できる緩和系の整理に関して、「運転時の異常な過渡変化」や「設計基準事故」の発生と同時に除熱機能が喪失する状況があるかどうかの確認結果を記載している

**第4-5表 「運転時の異常な過渡変化」又は「設計基準事故」発生
の可能性がある機器と残留熱除去系等関連機器の関係(8/11)**

原子炉に異常な影響を与える主要な原因(原因)	原因に反応する状態	発生し得る異常現象	事業遂行の範囲となりうる設備	大区区域	関連機器等詳細機器	残留熱除去系等の 関係機器等	備考
炉心内の熱発生又は除熱 量の異常な変化	再循環ポンプ起 動の増加	速度制御増加 異常な過渡変化	A 原子炉内循環ポンプ B 原子炉内循環ポンプ	PV	RBB炉水入口内循環ポンプ A-圧縮機が正常 B-圧縮機が正常 C-圧縮機が正常 D-圧縮機が正常 E-圧縮機が正常 F-圧縮機が正常 G-圧縮機が正常 H-圧縮機が正常 I-圧縮機が正常 J-圧縮機が正常 K-圧縮機が正常 L-圧縮機が正常 M-圧縮機が正常	○	#2
		主循環ポンプ要 求出力増大	A 原子炉内循環ポンプ B 原子炉内循環ポンプ	PV	RBB炉水入口内循環ポンプ A-圧縮機が正常 B-圧縮機が正常 C-圧縮機が正常 D-圧縮機が正常 E-圧縮機が正常 F-圧縮機が正常 G-圧縮機が正常 H-圧縮機が正常 I-圧縮機が正常 J-圧縮機が正常 K-圧縮機が正常 L-圧縮機が正常 M-圧縮機が正常	○	
炉心の熱発生又は除熱 量の異常な変化	再循環ポンプ起 動の増加	炉心の過熱 異常な過渡変化	蒸気減産 圧力制御装置(タービン制御装置)停止 主蒸気止め弁閉 タービンストップ	RB-ALL	RB-ALL	○	#2
		炉心の過熱 異常な過渡変化	蒸気減産 圧力制御装置(タービン制御装置)停止 主蒸気止め弁閉 タービンストップ	RB-ALL	RB-ALL	○	
炉心の熱発生又は除熱 量の異常な変化	再循環ポンプ起 動の増加	炉心の過熱 異常な過渡変化	蒸気減産 圧力制御装置(タービン制御装置)停止 主蒸気止め弁閉 タービンストップ	RB-ALL	RB-ALL	○	#2
		炉心の過熱 異常な過渡変化	蒸気減産 圧力制御装置(タービン制御装置)停止 主蒸気止め弁閉 タービンストップ	RB-ALL	RB-ALL	○	

※1：○：機能喪失、×：機能喪失有
 ※2：PV内はアラート運転中は、異常で訓練されていることから、火災は発生しない。
 ※3：本設備は、アラート運転中に発生する異常な過渡変化は、発生しない。
 ※4：本設備は、アラート運転中に発生する異常な過渡変化は、発生しない。

・選定の考え方の記載
【柏崎6/7, 東海第二】
 島根2号炉は内部火災発生時に期待できる緩和系の整理に関して、「運転時の異常な過渡変化」や「設計基準事故」の発生と同時に除熱機能が喪失する状況があるかどうかの確認結果を記載している

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																						
<p>R/B 又は T/B における内部火災において、動作を期待できる緩和機能を表 4-1 に示す。</p> <p style="text-align: center;">表 4-1 内部火災発生時に期待できる緩和系</p> <table border="1" data-bbox="142 489 896 804"> <thead> <tr> <th rowspan="2">緩和機能</th> <th colspan="2">火災発生建屋</th> </tr> <tr> <th>R/B</th> <th>T/B</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉停止機能</td> <td>原子炉保護系 (中性子束高等のスクラム機能は多重化され、かつ2区分機能維持できる設計)</td> <td>原子炉保護系 (R/B側)</td> </tr> <tr> <td>炉心冷却機能</td> <td>ECCS^{*1}</td> <td>ECCS^{*1}</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">その他機能</td> <td>主蒸気隔離弁</td> <td>主蒸気隔離弁</td> </tr> <tr> <td>逃がし安全弁(安全弁機能)</td> <td>逃がし安全弁(安全弁機能)</td> </tr> <tr> <td>タービンバイパス弁</td> <td>逃がし安全弁(逃がし弁機能)</td> </tr> </tbody> </table> <p>*1: 「資料 10 柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉における内部火災影響評価について」において維持可能と評価された系統の機能を想定。</p> <p>5. 解析における機能喪失の仮定</p> <p>5.1. 内部火災影響による機能喪失の仮定</p> <p>4 項で示した動作を期待できる緩和機能を前提に、<u>火災影響により解析において機能喪失を仮定する緩和系を表 5-1 に示す。</u>MS-3 機能については、内部火災が発生する建屋毎に機能喪失を仮定する。タービン系の原子炉保護系(タービン系 RPS)(主蒸気止め弁閉スクラム、蒸気加減弁急速閉スクラム)については、T/B における内部火災に対して機能喪失すると仮定する。</p>	緩和機能	火災発生建屋		R/B	T/B	原子炉停止機能	原子炉保護系 (中性子束高等のスクラム機能は多重化され、かつ2区分機能維持できる設計)	原子炉保護系 (R/B側)	炉心冷却機能	ECCS ^{*1}	ECCS ^{*1}	その他機能	主蒸気隔離弁	主蒸気隔離弁	逃がし安全弁(安全弁機能)	逃がし安全弁(安全弁機能)	タービンバイパス弁	逃がし安全弁(逃がし弁機能)	<p>原子炉建屋又はタービン建屋における内部火災において、動作を期待できる緩和機能を第9表に示す。</p> <p style="text-align: center;">第9表 内部火災発生時に期待できる緩和系</p> <table border="1" data-bbox="937 483 1656 856"> <thead> <tr> <th rowspan="2">緩和機能</th> <th colspan="2">火災発生建屋</th> </tr> <tr> <th>原子炉建屋</th> <th>タービン建屋</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉停止機能</td> <td>原子炉保護系 (中性子束高等のスクラム機能は多重化され、かつ2区分機能維持できる設計)</td> <td>原子炉保護系 (原子炉建屋側 RPS)</td> </tr> <tr> <td>炉心冷却機能</td> <td>原子炉隔離時冷却系等*</td> <td>原子炉隔離時冷却系等*</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">その他機能</td> <td>主蒸気隔離弁</td> <td>主蒸気隔離弁</td> </tr> <tr> <td>逃がし安全弁(安全弁機能)</td> <td>逃がし安全弁(安全弁機能)</td> </tr> <tr> <td>タービンバイパス弁</td> <td>逃がし安全弁(逃がし弁機能)</td> </tr> </tbody> </table> <p>※: 本資料「東海第二発電所 内部火災の影響評価について」にて評価されている設備の機能喪失が発生することを前提としている。</p> <p>5. 解析における機能喪失の仮定</p> <p>5.1 内部火災影響による機能喪失の仮定</p> <p>原子炉建屋又はタービン建屋における内部火災により機能喪失を仮定する緩和機能を第10表に示す。MS-3 機能については、内部火災が発生する建屋毎に機能喪失を仮定する。タービン系の原子炉保護系(RPS)(主蒸気止め弁閉スクラム・加減弁急速閉スクラム)については、<u>タービン建屋における内部火災に対して機能喪失すると仮定する。</u></p>	緩和機能	火災発生建屋		原子炉建屋	タービン建屋	原子炉停止機能	原子炉保護系 (中性子束高等のスクラム機能は多重化され、かつ2区分機能維持できる設計)	原子炉保護系 (原子炉建屋側 RPS)	炉心冷却機能	原子炉隔離時冷却系等*	原子炉隔離時冷却系等*	その他機能	主蒸気隔離弁	主蒸気隔離弁	逃がし安全弁(安全弁機能)	逃がし安全弁(安全弁機能)	タービンバイパス弁	逃がし安全弁(逃がし弁機能)	<p>4.2. 内部火災発生時に期待できる緩和設備</p> <p>R/B 又は T/B における内部火災において、動作を期待できる緩和機能を第4-6表に示す。</p> <p style="text-align: center;">第4-6表 内部火災発生時に期待できる緩和系</p> <table border="1" data-bbox="1727 483 2481 1037"> <thead> <tr> <th rowspan="2">緩和機能</th> <th colspan="2">火災発建物</th> </tr> <tr> <th>R/B</th> <th>T/B</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉停止機能</td> <td>原子炉保護系 (中性子束高等のスクラム機能は多重化され、機能維持できる設計としている。また、T/B側 RPS は機能喪失しない)</td> <td>原子炉保護系 (R/B側 RPS)</td> </tr> <tr> <td>炉心冷却機能</td> <td>RCIC 及び ECCS (3区分に多重化されており、1区分火災で機能喪失しても2区分は機能維持される) RHR 等 (2区分に多重化されており、1区分火災で機能喪失しても1区分は機能維持される)</td> <td>RCIC 及び ECCS (3区分とも機能維持) RHR 等 (2区分とも機能維持)</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">その他機能</td> <td>主蒸気隔離弁</td> <td>主蒸気隔離弁</td> </tr> <tr> <td>逃がし安全弁(安全弁機能)</td> <td>逃がし安全弁(安全弁機能)</td> </tr> <tr> <td>タービン・バイパス弁</td> <td>逃がし安全弁(逃がし弁機能)</td> </tr> </tbody> </table> <p>5. 解析における機能喪失の仮定</p> <p>5.1. 内部火災影響による機能喪失の仮定</p> <p>4.2 項で示した動作を期待できる緩和機能を前提に、<u>火災影響により解析において機能喪失を仮定する緩和系を第5-1表に示す。</u>MS-3 機能については、内部火災が発生する建物毎に機能喪失を仮定する。タービン系の原子炉保護系(RPS)(主蒸気止め弁閉スクラム・蒸気加減弁急速閉スクラム)については、<u>T/B における内部火災に対して機能喪失すると仮定する。</u></p>	緩和機能	火災発建物		R/B	T/B	原子炉停止機能	原子炉保護系 (中性子束高等のスクラム機能は多重化され、機能維持できる設計としている。また、T/B側 RPS は機能喪失しない)	原子炉保護系 (R/B側 RPS)	炉心冷却機能	RCIC 及び ECCS (3区分に多重化されており、1区分火災で機能喪失しても2区分は機能維持される) RHR 等 (2区分に多重化されており、1区分火災で機能喪失しても1区分は機能維持される)	RCIC 及び ECCS (3区分とも機能維持) RHR 等 (2区分とも機能維持)	その他機能	主蒸気隔離弁	主蒸気隔離弁	逃がし安全弁(安全弁機能)	逃がし安全弁(安全弁機能)	タービン・バイパス弁	逃がし安全弁(逃がし弁機能)	<p>・設備の相違及び考慮対象の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】 BWR と ABWR の相違により、期待できる緩和系が異なる</p> <p>また、島根 2号炉は低温停止まで考慮しているため、低温停止に係る系統についても記載している</p>
緩和機能		火災発生建屋																																																							
	R/B	T/B																																																							
原子炉停止機能	原子炉保護系 (中性子束高等のスクラム機能は多重化され、かつ2区分機能維持できる設計)	原子炉保護系 (R/B側)																																																							
炉心冷却機能	ECCS ^{*1}	ECCS ^{*1}																																																							
その他機能	主蒸気隔離弁	主蒸気隔離弁																																																							
	逃がし安全弁(安全弁機能)	逃がし安全弁(安全弁機能)																																																							
	タービンバイパス弁	逃がし安全弁(逃がし弁機能)																																																							
緩和機能	火災発生建屋																																																								
	原子炉建屋	タービン建屋																																																							
原子炉停止機能	原子炉保護系 (中性子束高等のスクラム機能は多重化され、かつ2区分機能維持できる設計)	原子炉保護系 (原子炉建屋側 RPS)																																																							
炉心冷却機能	原子炉隔離時冷却系等*	原子炉隔離時冷却系等*																																																							
その他機能	主蒸気隔離弁	主蒸気隔離弁																																																							
	逃がし安全弁(安全弁機能)	逃がし安全弁(安全弁機能)																																																							
	タービンバイパス弁	逃がし安全弁(逃がし弁機能)																																																							
緩和機能	火災発建物																																																								
	R/B	T/B																																																							
原子炉停止機能	原子炉保護系 (中性子束高等のスクラム機能は多重化され、機能維持できる設計としている。また、T/B側 RPS は機能喪失しない)	原子炉保護系 (R/B側 RPS)																																																							
炉心冷却機能	RCIC 及び ECCS (3区分に多重化されており、1区分火災で機能喪失しても2区分は機能維持される) RHR 等 (2区分に多重化されており、1区分火災で機能喪失しても1区分は機能維持される)	RCIC 及び ECCS (3区分とも機能維持) RHR 等 (2区分とも機能維持)																																																							
その他機能	主蒸気隔離弁	主蒸気隔離弁																																																							
	逃がし安全弁(安全弁機能)	逃がし安全弁(安全弁機能)																																																							
	タービン・バイパス弁	逃がし安全弁(逃がし弁機能)																																																							

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																							
<p>表 5-1 機能喪失を仮定する緩和機能</p> <table border="1" data-bbox="142 315 896 535"> <thead> <tr> <th rowspan="2">緩和機能</th> <th colspan="2">火災発生建屋</th> </tr> <tr> <th>R/B</th> <th>T/B</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>再循環ポンプトリップ</td> <td>喪失を仮定</td> <td>喪失を仮定</td> </tr> <tr> <td>逃がし安全弁 (逃がし弁機能)</td> <td>喪失を仮定</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>タービンバイパス弁</td> <td>—</td> <td>喪失を仮定</td> </tr> <tr> <td>タービン系 RPS</td> <td>—</td> <td>喪失を仮定</td> </tr> </tbody> </table> <p>5.2. 単一故障の仮定【ステップ7】</p> <p>解析を行うに際し、安全評価審査指針に従い、想定した事象に加え、原子炉停止機能、及び炉心冷却機能に対し、解析の結果を厳しくする機器の単一故障を仮定する。具体的な単一故障の想定と解析への影響を表 5-2 に示す。なお、R/B 及び T/B での解析を実施する事象発生時に期待する緩和系は表 4-1 のとおりである。</p> <p>表 5-2 単一故障の仮定と解析への影響</p> <table border="1" data-bbox="142 1113 896 1438"> <thead> <tr> <th>単一故障を仮定する機能</th> <th>解析への影響</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉停止機能</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 安全保護系に単一故障を仮定する。 安全保護系は多重化されているため影響はない。 </td> </tr> <tr> <td>炉心冷却機能</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 火災影響、及び更に単一故障による炉心冷却機能が喪失したとしても、残りの設備により炉心冷却が可能であるため解析には影響しない。 (「資料 10 柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉における内部火災影響評価について」参照。) </td> </tr> </tbody> </table>	緩和機能	火災発生建屋		R/B	T/B	再循環ポンプトリップ	喪失を仮定	喪失を仮定	逃がし安全弁 (逃がし弁機能)	喪失を仮定	—	タービンバイパス弁	—	喪失を仮定	タービン系 RPS	—	喪失を仮定	単一故障を仮定する機能	解析への影響	原子炉停止機能	<ul style="list-style-type: none"> 安全保護系に単一故障を仮定する。 安全保護系は多重化されているため影響はない。 	炉心冷却機能	<ul style="list-style-type: none"> 火災影響、及び更に単一故障による炉心冷却機能が喪失したとしても、残りの設備により炉心冷却が可能であるため解析には影響しない。 (「資料 10 柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉における内部火災影響評価について」参照。)	<p>第 10 表 機能喪失を仮定する緩和機能</p> <table border="1" data-bbox="937 304 1685 588"> <thead> <tr> <th rowspan="2">緩和機能</th> <th colspan="2">火災発生建屋</th> </tr> <tr> <th>原子炉建屋</th> <th>タービン建屋</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>再循環ポンプトリップ</td> <td>機能喪失を仮定</td> <td>機能喪失を仮定</td> </tr> <tr> <td>逃がし安全弁 (逃がし弁機能)</td> <td>機能喪失を仮定</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>タービンバイパス弁</td> <td>—</td> <td>機能喪失を仮定</td> </tr> <tr> <td>タービン系 (RPS)</td> <td>—</td> <td>機能喪失を仮定</td> </tr> </tbody> </table> <p>5.2 単一故障の仮定【ステップ7】</p> <p>解析を行うに際し、安全評価審査指針に従い、想定した事象に加え、原子炉停止機能及び炉心冷却機能に対し、解析の結果を厳しくする機器の単一故障を仮定する。具体的な単一故障の想定と解析への影響を第 11 表に示す。なお、原子炉建屋及びタービン建屋での解析を実施する事象発生時に期待する緩和系は第 9 表のとおりである。</p> <p>第 11 表 単一故障の仮定と解析への影響</p> <table border="1" data-bbox="937 1102 1685 1312"> <thead> <tr> <th>単一故障を仮定する機能</th> <th>解析への影響</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉停止機能</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 安全保護系に単一故障を仮定する。 安全保護系は多重化されているため、解析には影響しない。 </td> </tr> <tr> <td>炉心冷却機能</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 内部火災影響及び更に単一故障により炉心冷却機能が喪失したとしても、残りの影響緩和系により炉心冷却が可能であるため、解析には影響しない。 </td> </tr> </tbody> </table>	緩和機能	火災発生建屋		原子炉建屋	タービン建屋	再循環ポンプトリップ	機能喪失を仮定	機能喪失を仮定	逃がし安全弁 (逃がし弁機能)	機能喪失を仮定	—	タービンバイパス弁	—	機能喪失を仮定	タービン系 (RPS)	—	機能喪失を仮定	単一故障を仮定する機能	解析への影響	原子炉停止機能	<ul style="list-style-type: none"> 安全保護系に単一故障を仮定する。 安全保護系は多重化されているため、解析には影響しない。 	炉心冷却機能	<ul style="list-style-type: none"> 内部火災影響及び更に単一故障により炉心冷却機能が喪失したとしても、残りの影響緩和系により炉心冷却が可能であるため、解析には影響しない。 	<p>第 5-1 表 機能喪失を仮定する緩和機能</p> <table border="1" data-bbox="1727 298 2475 556"> <thead> <tr> <th rowspan="2">緩和機能</th> <th colspan="2">火災発生建物</th> </tr> <tr> <th>R/B</th> <th>T/B</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>再循環ポンプトリップ</td> <td>喪失を仮定</td> <td>喪失を仮定</td> </tr> <tr> <td>逃がし安全弁 (逃がし弁機能)</td> <td>喪失を仮定</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>タービン・バイパス弁</td> <td>—</td> <td>喪失を仮定</td> </tr> <tr> <td>タービン系 RPS</td> <td>—</td> <td>喪失を仮定</td> </tr> </tbody> </table> <p>5.2. 単一故障の仮定【ステップ7】</p> <p>解析を行うに際し、安全評価審査指針に従い、想定した事象に加え、原子炉停止、炉心冷却及び放射能閉じ込めの各基本的安全機能別に、解析の結果を厳しくする機器の単一故障を仮定する。具体的な単一故障の想定と解析への影響を第 5-2 表に示す。また、R/B 及び T/B での代表事象発生時に期待する緩和系は第 4-6 表のとおりである。</p> <p>第 5-2 表 単一故障の仮定と解析への影響</p> <table border="1" data-bbox="1727 1102 2475 1438"> <thead> <tr> <th>単一故障を仮定する機能</th> <th>解析への影響</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉停止機能</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉保護系に単一故障を仮定しても、多重化されているため影響はない。 </td> </tr> <tr> <td>炉心冷却機能</td> <td> [RCIC 及び ECCS] <ul style="list-style-type: none"> 内部火災により 1 区分、単一故障により更に 1 区分喪失しても、残りの区分により炉心冷却が可能。 [RHR 等] <ul style="list-style-type: none"> 単一故障により 1 区分喪失しても、残りの区分により除熱が可能 (火災により過渡事象の発生と RHR 等の機能喪失は同時に発生しない)。 </td> </tr> <tr> <td>放射能閉じ込め機能</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 評価事象において燃料は破損しない。 </td> </tr> </tbody> </table>	緩和機能	火災発生建物		R/B	T/B	再循環ポンプトリップ	喪失を仮定	喪失を仮定	逃がし安全弁 (逃がし弁機能)	喪失を仮定	—	タービン・バイパス弁	—	喪失を仮定	タービン系 RPS	—	喪失を仮定	単一故障を仮定する機能	解析への影響	原子炉停止機能	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉保護系に単一故障を仮定しても、多重化されているため影響はない。 	炉心冷却機能	[RCIC 及び ECCS] <ul style="list-style-type: none"> 内部火災により 1 区分、単一故障により更に 1 区分喪失しても、残りの区分により炉心冷却が可能。 [RHR 等] <ul style="list-style-type: none"> 単一故障により 1 区分喪失しても、残りの区分により除熱が可能 (火災により過渡事象の発生と RHR 等の機能喪失は同時に発生しない)。 	放射能閉じ込め機能	<ul style="list-style-type: none"> 評価事象において燃料は破損しない。 	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> 想定との相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉では放射能閉じ込め機能についても単一故障を想定している 想定との相違及び考慮対象の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉では放射能閉じ込め機能についても単一故障を想定している また、低温停止まで考慮しているため、低温停止に係る系統についても記載している
緩和機能		火災発生建屋																																																																								
	R/B	T/B																																																																								
再循環ポンプトリップ	喪失を仮定	喪失を仮定																																																																								
逃がし安全弁 (逃がし弁機能)	喪失を仮定	—																																																																								
タービンバイパス弁	—	喪失を仮定																																																																								
タービン系 RPS	—	喪失を仮定																																																																								
単一故障を仮定する機能	解析への影響																																																																									
原子炉停止機能	<ul style="list-style-type: none"> 安全保護系に単一故障を仮定する。 安全保護系は多重化されているため影響はない。 																																																																									
炉心冷却機能	<ul style="list-style-type: none"> 火災影響、及び更に単一故障による炉心冷却機能が喪失したとしても、残りの設備により炉心冷却が可能であるため解析には影響しない。 (「資料 10 柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉における内部火災影響評価について」参照。)																																																																									
緩和機能	火災発生建屋																																																																									
	原子炉建屋	タービン建屋																																																																								
再循環ポンプトリップ	機能喪失を仮定	機能喪失を仮定																																																																								
逃がし安全弁 (逃がし弁機能)	機能喪失を仮定	—																																																																								
タービンバイパス弁	—	機能喪失を仮定																																																																								
タービン系 (RPS)	—	機能喪失を仮定																																																																								
単一故障を仮定する機能	解析への影響																																																																									
原子炉停止機能	<ul style="list-style-type: none"> 安全保護系に単一故障を仮定する。 安全保護系は多重化されているため、解析には影響しない。 																																																																									
炉心冷却機能	<ul style="list-style-type: none"> 内部火災影響及び更に単一故障により炉心冷却機能が喪失したとしても、残りの影響緩和系により炉心冷却が可能であるため、解析には影響しない。 																																																																									
緩和機能	火災発生建物																																																																									
	R/B	T/B																																																																								
再循環ポンプトリップ	喪失を仮定	喪失を仮定																																																																								
逃がし安全弁 (逃がし弁機能)	喪失を仮定	—																																																																								
タービン・バイパス弁	—	喪失を仮定																																																																								
タービン系 RPS	—	喪失を仮定																																																																								
単一故障を仮定する機能	解析への影響																																																																									
原子炉停止機能	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉保護系に単一故障を仮定しても、多重化されているため影響はない。 																																																																									
炉心冷却機能	[RCIC 及び ECCS] <ul style="list-style-type: none"> 内部火災により 1 区分、単一故障により更に 1 区分喪失しても、残りの区分により炉心冷却が可能。 [RHR 等] <ul style="list-style-type: none"> 単一故障により 1 区分喪失しても、残りの区分により除熱が可能 (火災により過渡事象の発生と RHR 等の機能喪失は同時に発生しない)。 																																																																									
放射能閉じ込め機能	<ul style="list-style-type: none"> 評価事象において燃料は破損しない。 																																																																									

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																						
<p>6. 解析の実施【ステップ8】</p> <p>6.1. 使用する解析コード</p> <p>解析にあたっては、表 6-1 に示すとおり、設置許可申請解析において使用しているプラント動特性解析コード (REDY) 及び単チャンネル熱水力解析コード (SCAT) を使用している。</p> <p style="text-align: center;">表 6-1 解析コード</p> <table border="1" data-bbox="142 575 896 810"> <thead> <tr> <th>解析項目</th> <th>コード名</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>プラント動特性挙動 ・中性子束 ・原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力 (原子炉圧力)</td> <td>REDY</td> </tr> <tr> <td>単チャンネル熱水力挙動 ・燃料被覆管温度</td> <td>SCAT</td> </tr> </tbody> </table> <p>6.2. 解析条件</p> <p>プラントの初期状態等を設計基準事象である過渡事象における前提条件を踏襲する。主な解析条件を表 6-2 に示す。</p> <p style="text-align: center;">表 6-2 主な解析条件</p> <table border="1" data-bbox="142 1209 896 1386"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>解析条件</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉出力</td> <td>4,005 MW</td> </tr> <tr> <td>炉心入口流量</td> <td>47.0×10³ t/h</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力</td> <td>7.17 MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位</td> <td>通常水位</td> </tr> <tr> <td>外部電源</td> <td>あり</td> </tr> </tbody> </table> <p>6.3. 判断基準</p> <p>火災を起因として発生する代表事象に対して、単一故障を想定しても、影響緩和系により事象は収束することを確認する。</p>	解析項目	コード名	プラント動特性挙動 ・中性子束 ・原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力 (原子炉圧力)	REDY	単チャンネル熱水力挙動 ・燃料被覆管温度	SCAT	項目	解析条件	原子炉出力	4,005 MW	炉心入口流量	47.0×10 ³ t/h	原子炉圧力	7.17 MPa[gage]	原子炉水位	通常水位	外部電源	あり	<p>6. 解析の実施【ステップ8】</p> <p>6.1 使用する解析コード</p> <p>解析にあたっては、第 12 表に示すとおり、設置許可申請解析において使用しているプラント動特性解析コード (REDY) 及び単チャンネル熱水力解析コード (SCAT) を使用している。</p> <p style="text-align: center;">第 12 表 解析コード</p> <table border="1" data-bbox="940 575 1688 772"> <thead> <tr> <th>解析項目</th> <th>コード名</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>プラント動特性挙動 ・中性子束 ・原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力</td> <td>REDY</td> </tr> <tr> <td>単チャンネル熱水力挙動 ・燃料被覆管温度</td> <td>SCAT</td> </tr> </tbody> </table> <p>6.2 解析条件</p> <p>プラントの初期状態などについて、設計基準事象である過渡事象における前提条件を踏襲する。主要な解析条件を第 13 表に示す。</p> <p style="text-align: center;">第 13 表 主要な解析条件</p> <table border="1" data-bbox="940 1209 1688 1386"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>解析条件</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉出力</td> <td>3,440 MW</td> </tr> <tr> <td>炉心入口流量</td> <td>41.06×10³ t/h</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力</td> <td>7.03 MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位</td> <td>通常水位</td> </tr> <tr> <td>外部電源</td> <td>あり</td> </tr> </tbody> </table> <p>6.3 判断基準</p> <p>内部火災を起因として発生する代表事象に対して、単一故障を想定しても、影響緩和系により事象は収束し、<u>原子炉が安全停止を維持できることを確認する。ここで、事象が収束することの判断基準は、「設計基準事故」の判断基準を適用することとする。</u></p> <p><u>また、本評価に適用する具体的な判断基準は次のとおりである。</u></p>	解析項目	コード名	プラント動特性挙動 ・中性子束 ・原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力	REDY	単チャンネル熱水力挙動 ・燃料被覆管温度	SCAT	項目	解析条件	原子炉出力	3,440 MW	炉心入口流量	41.06×10 ³ t/h	原子炉圧力	7.03 MPa[gage]	原子炉水位	通常水位	外部電源	あり	<p>6. 解析の実施【ステップ8】</p> <p>6.1. 使用する解析コード</p> <p>解析にあたっては、第 6-1 表に示すとおり、設置許可申請解析において使用しているプラント動特性解析コード (REDY) 及び単チャンネル熱水力解析コード (SCAT) を使用している。</p> <p style="text-align: center;">第 6-1 表 解析コード</p> <table border="1" data-bbox="1730 575 2478 800"> <thead> <tr> <th>解析項目</th> <th>コード名</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>プラント動特性挙動 ・中性子束 ・原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力 (原子炉圧力)</td> <td>REDY</td> </tr> <tr> <td>単チャンネル熱水力挙動 ・燃料被覆管温度</td> <td>SCAT</td> </tr> </tbody> </table> <p>6.2. 主要な解析条件</p> <p>プラントの初期状態等の解析条件については、設計基準事象である過渡事象における前提条件を踏襲する。主な解析条件を第 6-2 表に示す。</p> <p style="text-align: center;">第 6-2 表 主な解析条件</p> <table border="1" data-bbox="1730 1192 2478 1402"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>解析条件</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉出力</td> <td>2,540 MW</td> </tr> <tr> <td>炉心入口流量</td> <td>30.3×10³ t/h</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力</td> <td>7.03 MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位</td> <td>通常水位</td> </tr> <tr> <td>外部電源</td> <td>あり</td> </tr> </tbody> </table> <p>6.3. 判断基準</p> <p>内部火災を起因として発生する代表事象に対して、単一故障を想定しても、影響緩和系により事象が収束することを確認する。</p>	解析項目	コード名	プラント動特性挙動 ・中性子束 ・原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力 (原子炉圧力)	REDY	単チャンネル熱水力挙動 ・燃料被覆管温度	SCAT	項目	解析条件	原子炉出力	2,540 MW	炉心入口流量	30.3×10 ³ t/h	原子炉圧力	7.03 MPa[gage]	原子炉水位	通常水位	外部電源	あり	<p>備考</p> <p>・解析条件の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 プラントの相違により解析条件が異なる</p> <p>・判断基準の記載 【東海第二】 島根 2 号炉は具体的な判断基準を表 6-3～6-5 に記載している</p>
解析項目	コード名																																																								
プラント動特性挙動 ・中性子束 ・原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力 (原子炉圧力)	REDY																																																								
単チャンネル熱水力挙動 ・燃料被覆管温度	SCAT																																																								
項目	解析条件																																																								
原子炉出力	4,005 MW																																																								
炉心入口流量	47.0×10 ³ t/h																																																								
原子炉圧力	7.17 MPa[gage]																																																								
原子炉水位	通常水位																																																								
外部電源	あり																																																								
解析項目	コード名																																																								
プラント動特性挙動 ・中性子束 ・原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力	REDY																																																								
単チャンネル熱水力挙動 ・燃料被覆管温度	SCAT																																																								
項目	解析条件																																																								
原子炉出力	3,440 MW																																																								
炉心入口流量	41.06×10 ³ t/h																																																								
原子炉圧力	7.03 MPa[gage]																																																								
原子炉水位	通常水位																																																								
外部電源	あり																																																								
解析項目	コード名																																																								
プラント動特性挙動 ・中性子束 ・原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力 (原子炉圧力)	REDY																																																								
単チャンネル熱水力挙動 ・燃料被覆管温度	SCAT																																																								
項目	解析条件																																																								
原子炉出力	2,540 MW																																																								
炉心入口流量	30.3×10 ³ t/h																																																								
原子炉圧力	7.03 MPa[gage]																																																								
原子炉水位	通常水位																																																								
外部電源	あり																																																								

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>6.4. 解析結果</p> <p>解析を実施する事象について、<u>解析結果を表 6-3～表 6-5、並びに図 6-1、図 6-3 及び図 6-5 に、事象の推移を図 6-2、図 6-4 及び図 6-6 示す。</u></p> <p>(1) R/B での内部火災に起因する事象</p> <p>R/B での内部火災に起因する事象の解析結果について以下に示す。</p>	<p><u>・炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること（燃料被覆管の温度が 1,200℃を下回ること）。</u></p> <p><u>・原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力である 8.62MPa[gage] の 1.2 倍の圧力 10.34MPa[gage]以下であること。</u></p> <p>6.4 解析結果</p> <p>解析を実施する事象について、<u>解析結果を第 14 表及び第 15 表、第 3 図及び第 5 図に、事象推移のフローチャートを第 4 図及び第 6 図に示す。</u></p> <p>6.4.1 原子炉建屋での内部火災に起因する事象</p> <p><u>原子炉建屋での内部火災に起因する事象の解析結果について以下に示す。</u></p>	<p>6.4. 解析結果</p> <p>解析を実施する事象について、<u>解析結果を第 6-3 表～第 6-5 表、第 6-1 図～第 6-4 図、第 6-6 図～第 6-9 図及び第 6-11 図～第 6-14 図に、事象の推移を第 6-5 図、第 6-10 図及び第 6-15 図に示す。</u></p> <p>(1) R/B での内部火災に起因する事象</p> <p>R/B での内部火災に起因する事象の解析結果について以下に示す。</p> <p>(a) <u>主蒸気隔離弁の誤閉止</u></p> <p>i <u>原子炉停止状態</u></p> <p><u>主蒸気隔離弁の閉止により、主蒸気が遮断されると、原子炉圧力は上昇するが、主蒸気隔離弁が全開位置から 10% 閉止すると、主蒸気隔離弁閉信号により原子炉はスクラムする。</u></p> <p>ii <u>炉心冷却状態</u></p> <p><u>主蒸気隔離弁の閉止により、給水ポンプ速度が低下するため、原子炉水位は徐々に低下するが、原子炉隔離時冷却系等により注水は維持される。また、主蒸気隔離弁閉止とともに原子炉圧力は上昇するが、逃がし安全弁（安全弁機能）の作動により、原子炉圧力の抑制を図ることが可能である。</u></p> <p>iii <u>安全停止状態</u></p> <p><u>原子炉スクラム及び炉心冷却により原子炉の安全停止の維持は可能である。</u></p>	<p>・選定した代表事象の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>BWR と ABWR の相違により、選定した代表事象が異なる</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2 号炉はフルバイパスプラントのため、選定した代表事象が異なる</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(a) 給水制御系の故障</p> <p>i. 原子炉停止状態</p> <p>給水流量増加に伴う炉心入口サブクールの増加により、原子炉出力が上昇する。原子炉水位が上昇し、原子炉水位高（レベル 8）に達するとタービントリップし、主蒸気止め弁閉信号が発生する。主蒸気止め弁の閉信号により、原子炉はスクラムする。</p> <p>ii. 炉心冷却状態</p> <p>原子炉水位高（レベル 8）到達により、給水ポンプがトリップするため、原子炉水位は徐々に低下するが、原子炉隔離時冷却系等により注水は維持される。また、タービントリップに伴う主蒸気止め弁閉止とともに原子炉圧力は増加するが、<u>逃がし安全弁（安全弁機能）</u>の作動により、原子炉圧力の抑制を図ることが可能である。</p> <p>iii. 事象の収束</p> <p>原子炉スクラム及び原子炉冷却により事象は収束する。</p> <p>(b) 原子炉冷却材流量の喪失+給水制御系の故障</p> <p>i. 原子炉停止状態</p> <p><u>給水流量増加に伴う炉心入口サブクールの増加により、正の反応度が加わる。一方、再循環ポンプ全台トリップにより炉心流量急減スクラムに至る。</u></p> <p>ii. 炉心冷却状態</p> <p><u>原子炉水位高（レベル 8）到達により、給水ポンプがトリップするため、原子炉水位は徐々に低下するが、原子炉隔離時冷却系等により注水は維持される。また、タービントリップに伴う主蒸気止め弁閉止とともに原子炉圧力は増加するが、タービンバイパス弁の作動により、原子炉圧力の抑制を図ることが可能である。</u></p> <p>iii. 事象の収束</p> <p><u>原子炉スクラム及び原子炉冷却により事象は収束する。</u></p>	<p>(1) 給水制御系の故障</p> <p>(a) 原子炉停止状態</p> <p>給水制御系故障による炉心入口サブクールの増加により、原子炉出力が上昇する。原子炉水位が上昇し、原子炉水位高（レベル 8）に達するとタービントリップし、主蒸気止め弁閉信号が発生する。主蒸気止め弁の閉信号により、原子炉はスクラムする。</p> <p>(b) 炉心冷却状態</p> <p>原子炉水位高（レベル 8）到達により給水ポンプがトリップするため、原子炉水位は徐々に低下するが、原子炉隔離時冷却系等により注水は維持される。また、タービントリップに伴う主蒸気止め弁閉止とともに原子炉圧力は増加するが、<u>逃がし安全弁（安全弁機能）</u>の作動により、原子炉圧力の抑制を図ることが可能である。</p> <p>(c) 安全停止状態</p> <p>原子炉スクラム及び原子炉冷却により原子炉の安全停止の維持は可能である。</p>	<p>(b) 給水制御系の故障</p> <p>i. 原子炉停止状態</p> <p>給水流量の増加による炉心入口サブクーリングの増加によってボイドが減少し、原子炉出力が上昇する。原子炉水位が上昇し、原子炉水位高（レベル 8）に達するとタービントリップし、主蒸気止め弁閉信号が発生する。主蒸気止め弁の閉止により、原子炉はスクラムする。</p> <p>ii. 炉心冷却状態</p> <p>原子炉水位高（レベル 8）到達により、給水ポンプがトリップするため、原子炉水位は徐々に低下するが、原子炉隔離時冷却系等により注水は維持される。また、タービントリップに伴う主蒸気止め弁閉止とともに原子炉圧力は上昇するが、<u>タービン・バイパス弁</u>の作動により、原子炉圧力の抑制を図ることが可能である。</p> <p>iii. 安全停止状態</p> <p>原子炉スクラム及び炉心冷却により原子炉の安全停止の維持は可能である。</p>	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>島根 2 号炉はフルバイパスプラントのため、逃がし安全弁ではなくタービン・バイパス弁で圧力を抑制する</p> <p>・選定した代表事象の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>BWR と ABWR の相違により、選定した代表事象が異なる</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(2) T/B での内部火災に起因する事象 T/B での内部火災に起因する事象の解析結果について以下に示す。</p>	<p>6.4.2 <u>タービン建屋での内部火災に起因する事象</u> <u>タービン建屋での内部火災に起因する事象の解析結果について以下に示す。</u></p> <p>(1) <u>給水制御系の故障+給水加熱喪失</u></p> <p>(a) <u>原子炉停止状態</u> 給水制御系故障と給水加熱喪失による炉心入口サブクーリングの増加によって、原子炉出力が上昇する。原子炉水位が上昇し、原子炉水位高（レベル8）に達するとタービントリップし、主蒸気止め弁が閉止する。<u>主蒸気止め弁閉信号によるスクラム機能は喪失を仮定しているため、主蒸気止め弁閉ではスクラムに至らない。ただし、主蒸気止め弁の閉止により原子炉圧力が上昇するため中性子束が上昇して中性子束高スクラムに至る。</u></p> <p>(b) <u>炉心冷却状態</u> 原子炉水位高（レベル8）到達により、給水ポンプがトリップするため、原子炉水位は徐々に低下するが、原子炉隔離時冷却系等により注水は維持される。また、タービントリップに伴う主蒸気止め弁閉止とともに原子炉圧力は増加するが、逃がし安全弁（逃がし弁機能）の作動により、原子炉圧力の抑制を図ることが可能である。</p> <p>(c) <u>安全停止状態</u> 原子炉スクラム及び原子炉冷却により原子炉の安全停止の維持は可能である。</p>	<p>(2) T/B での内部火災に起因する事象 T/B での内部火災に起因する事象の解析結果について以下に示す。</p> <p>(a) <u>給水制御系の故障+給水加熱喪失</u></p> <p>i <u>原子炉停止状態</u> <u>給水流量の増加と給水加熱喪失による炉心入口サブクーリングの増加によってボイドが減少し、原子炉出力が上昇する。また、給水流量の増加により原子炉水位が上昇し、原子炉水位高（レベル8）に達するとタービントリップし、主蒸気止め弁閉信号が発生するが、タービン系 RPS の機能喪失を仮定するため、この時点ではスクラムしない。主蒸気止め弁の閉止により原子炉圧力が上昇し、炉心内のボイドの減少により原子炉出力が上昇するため、中性子束高信号が発生し、原子炉はスクラムする。</u></p> <p>ii <u>炉心冷却状態</u> <u>原子炉水位高（レベル8）到達により、給水ポンプがトリップするため、原子炉水位は徐々に低下するが、原子炉隔離時冷却系等により注水は維持される。また、タービントリップに伴う主蒸気止め弁閉止とともに原子炉圧力は上昇するが、逃がし安全弁（逃がし弁機能）の作動により、原子炉圧力の抑制を図ることが可能である。</u></p> <p>iii <u>安全停止状態</u> <u>原子炉スクラム及び炉心冷却により原子炉の安全停止の維持は可能である。</u></p>	<p>・選定した代表事象の相違 【柏崎 6/7】 BWR と ABWR の相違により、選定した代表事象が異なる</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>(a) 給水制御系の故障</u></p> <p><u>i. 原子炉停止状態</u></p> <p><u>給水流量増加に伴う炉心入口サブクールの増加により、原子炉出力が上昇する。原子炉水位が上昇し、原子炉水位高（レベル 8）に達するとタービントリップし、主蒸気止め弁が閉止する。主蒸気止め弁閉信号によるスクラム機能は喪失を仮定しているため、主蒸気止め弁閉ではスクラムに至らない。ただし、主蒸気止め弁閉止により原子炉圧力が上昇するため中性子束が上昇して中性子束高スクラムに至る。</u></p> <p><u>ii. 炉心冷却状態</u></p> <p><u>原子炉水位高（レベル 8）到達により、給水ポンプがトリップするため、原子炉水位は徐々に低下するが、原子炉隔離時冷却系等により注水は維持される。また、タービントリップに伴う主蒸気止め弁閉止とともに原子炉圧力は増加するが、逃がし安全弁（逃がし弁機能）の作動により、原子炉圧力の抑制を図ることが可能である。</u></p> <p><u>iii. 事象の収束</u></p> <p><u>原子炉スクラム及び原子炉冷却により原子炉の事象は収束する。</u></p> <p>以上より、<u>火災</u>を起因として発生する過渡的な事象に対して、単一故障を想定しても、影響緩和系により事象は収束することを確認した。</p>	<p>以上より、<u>内部火災</u>を起因として発生する過渡的な事象に対して、単一故障を想定しても、影響緩和系により事象は収束し、原子炉が安全停止を維持できることを確認した。</p>	<p>以上より、<u>内部火災</u>を起因として発生する可能性のある過渡的な事象に対して、単一故障を想定しても、影響緩和系により事象が収束し、原子炉を安全停止できることを確認した。</p>	<p>・選定した代表事象の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>BWR と ABWR の相違により、選定した代表事象が異なる</p>

表 6-3 解析結果まとめ表

重畳事象	項目	解析結果 ()内は判断目安
給水制御系の故障 (主蒸気止め弁閉 スクラム)	中性子束 (%)	161 (-)
	原子炉圧力 (MPa[gage])	8.40 (10.34)
	燃料被覆管温度 (°C)	初期値を超えない (1200)
発生事象		時刻 (秒)
給水制御系故障発生		0
原子炉スクラム (主蒸気止め弁閉)		10.5
安全弁開開始		12.6

表 6-4 解析結果まとめ表

重畳事象	項目	解析結果 ()内は判断目安
原子炉冷却材流量 の喪失+給水制御 系の故障 (炉心流量急減スク ラム)	中性子束 (%)	初期値を超えない (-)
	原子炉圧力 (MPa[gage])	7.76 (10.34)
	燃料被覆管温度 (°C)*1	約 520 (1200)
(*1: 有効数値 2 桁で記載)		
発生事象		時刻 (秒)
再循環ポンプ全台トリップ + 給水制御系故障発生		0
原子炉スクラム (炉心流量急減)		2.0
原子炉水位高 (レベル 8) (給水ポンプトリップ)		2.7

第 14 表 解析結果まとめ表

重畳事象	項目	解析結果 ()内は判断目安
給水制御系の故障 (主蒸気止め弁閉ス クラム)	中性子束 (%)	262 (-)
	原子炉冷却材圧力バウンダリ 圧力 (MPa[gage])	8.66 (10.34)
	燃料被覆管温度 (°C)	約 632 (1,200)
発生事象		時刻 (秒)
給水制御系故障発生		0
原子炉スクラム (主蒸気止め弁閉)		8.9
安全弁開開始		10.7

第 6-3 表 解析結果まとめ表 (R/B 主蒸気隔離弁の誤閉止)

重畳事象	項目	解析結果 ()内は判断目安
主蒸気隔離弁の誤閉止	中性子束 (%)	初期値を超えない (-)
	原子炉冷却材圧力バウンダリ 圧力 (MPa[gage])	8.52 (10.34 以下)
	燃料被覆管温度 (°C)	沸騰遷移に至らない (1200 以下)

発生事象	時刻 [秒]
主蒸気隔離弁閉発生	0
原子炉スクラム (主蒸気隔離弁閉)	0.3
安全弁開開始	4.1

第 6-4 表 解析結果まとめ表 (R/B 給水制御系の故障)

重畳事象	項目	解析結果 ()内は判断目安
給水制御系の故障	中性子束 (%)	117 (-)
	原子炉冷却材圧力バウンダリ 圧力 (MPa[gage])	7.47 (10.34 以下)
	燃料被覆管温度 (°C)	沸騰遷移に至らない (1200 以下)

発生事象	時刻 [秒]
給水制御系故障発生	0
原子炉スクラム (主蒸気止め弁閉)	9.2
安全弁開開始	—*

※: フルバイパスプラントのため、安全弁が作動しない

・選定した代表事象の相違

【柏崎 6/7】
BWR と ABWR の相違により、選定した代表事象が異なる

【東海第二】
島根 2 号炉はフルバイパスプラントのため、選定した代表事象が異なる

・設備及び解析条件の相違

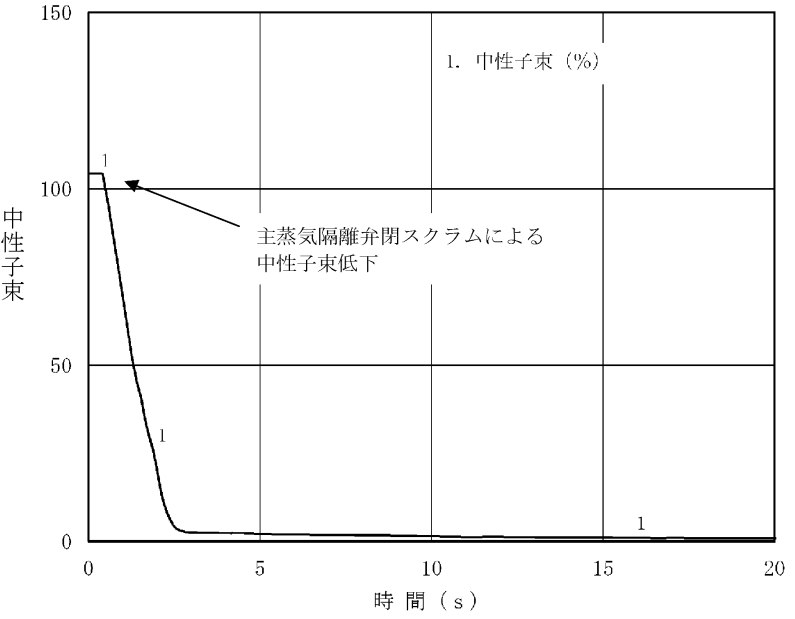
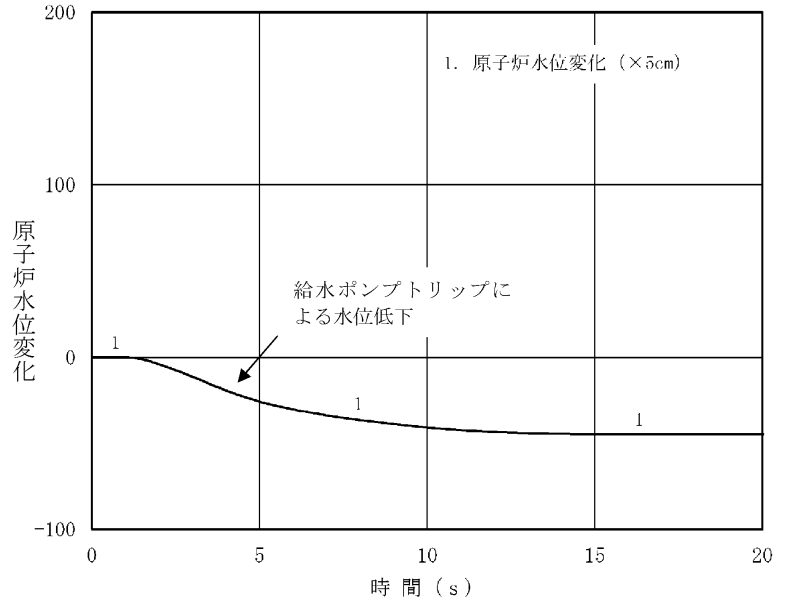
【柏崎 6/7, 東海第二】
解析条件の相違により結果が異なる

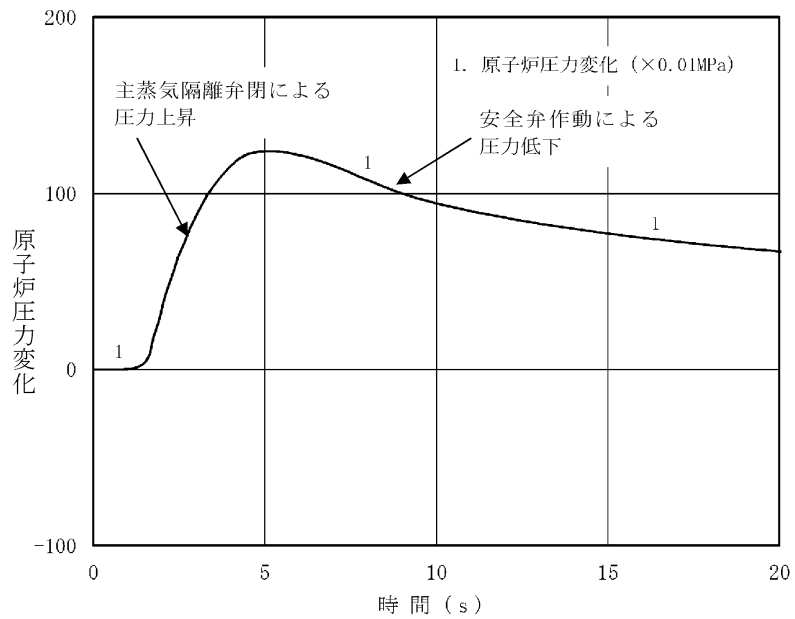
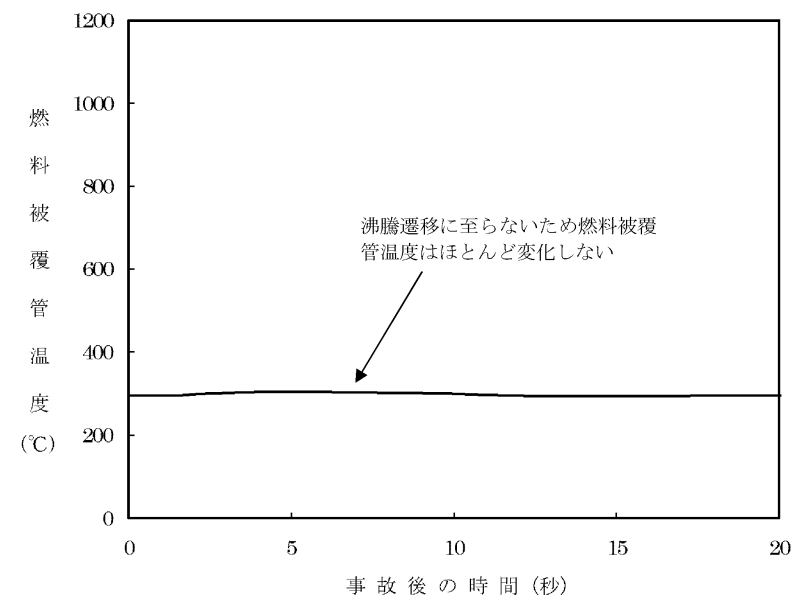
また、島根 2 号炉はフルバイパスプラントのため、タービン・バイパス弁により原子炉圧力を抑制することから、安全弁が作動しない

・選定した代表事象の相違

【柏崎 6/7】
BWR と ABWR の相違により、選定した代表事象が異なる

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																														
<p style="text-align: center;">表 6-5 解析結果まとめ表</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 25%;">重畳事象</th> <th style="width: 45%;">項目</th> <th style="width: 30%;">解析結果 ()内は判断目安</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">給水制御系の故障 (中性子束高スクラム)</td> <td>中性子束 (%)</td> <td>327 (-)</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力 (MPa[gage])</td> <td>8. 67 (10. 34)</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆管温度 (°C)*1</td> <td>約 600 (1200)</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: right; font-size: small;">(*1:有効数値 2 桁で記載)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse; margin-top: 10px;"> <thead> <tr> <th style="width: 70%;">発生事象</th> <th style="width: 30%;">時刻 (秒)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>給水制御系故障発生</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位高 (レベル 8) (給水ポンプトリップ)</td> <td>10. 5</td> </tr> <tr> <td>原子炉スクラム (中性子束高)</td> <td>10. 8</td> </tr> <tr> <td>逃がし弁開開始</td> <td>11. 4</td> </tr> </tbody> </table>	重畳事象	項目	解析結果 ()内は判断目安	給水制御系の故障 (中性子束高スクラム)	中性子束 (%)	327 (-)	原子炉圧力 (MPa[gage])	8. 67 (10. 34)	燃料被覆管温度 (°C)*1	約 600 (1200)	発生事象	時刻 (秒)	給水制御系故障発生	0	原子炉水位高 (レベル 8) (給水ポンプトリップ)	10. 5	原子炉スクラム (中性子束高)	10. 8	逃がし弁開開始	11. 4	<p style="text-align: center;">第 15 表 解析結果まとめ表</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 25%;">重畳事象</th> <th style="width: 45%;">項目</th> <th style="width: 30%;">解析結果 ()内は判断目安</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">給水制御系の故障 + 給水加熱喪失 (中性子束高スクラム)</td> <td>中性子束 (%)</td> <td>443 (-)</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材圧力バウンダリ圧力 (MPa[gage])</td> <td>8. 45 (10. 34)</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆管温度 (°C)</td> <td>約 662 (1, 200)</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse; margin-top: 10px;"> <thead> <tr> <th style="width: 70%;">発生事象</th> <th style="width: 30%;">時刻 (秒)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>給水制御系故障 + 給水加熱喪失発生</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位 L8 (給水ポンプトリップ)</td> <td>9. 0</td> </tr> <tr> <td>原子炉スクラム (中性子束高)</td> <td>9. 4</td> </tr> <tr> <td>逃がし弁開開始</td> <td>9. 9</td> </tr> </tbody> </table>	重畳事象	項目	解析結果 ()内は判断目安	給水制御系の故障 + 給水加熱喪失 (中性子束高スクラム)	中性子束 (%)	443 (-)	原子炉冷却材圧力バウンダリ圧力 (MPa[gage])	8. 45 (10. 34)	燃料被覆管温度 (°C)	約 662 (1, 200)	発生事象	時刻 (秒)	給水制御系故障 + 給水加熱喪失発生	0	原子炉水位 L8 (給水ポンプトリップ)	9. 0	原子炉スクラム (中性子束高)	9. 4	逃がし弁開開始	9. 9	<p style="text-align: center;">第 6-5 表 解析結果まとめ表 (T/B 給水制御系の故障 + 給水加熱喪失)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 25%;">重畳事象</th> <th style="width: 45%;">項目</th> <th style="width: 30%;">解析結果 ()内は判断目安</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">給水制御系の故障 + 給水加熱喪失</td> <td>中性子束 (%)</td> <td>660 (-)</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材圧力バウンダリ 圧力 (MPa[gage])</td> <td>8. 68 (10. 34 以下)</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆管温度 (°C)</td> <td>約 710 (1200 以下)</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse; margin-top: 10px;"> <thead> <tr> <th style="width: 70%;">発生事象</th> <th style="width: 30%;">時刻 [秒]</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>給水加熱喪失発生</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>給水制御系故障発生</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位レベル 8 (給水ポンプトリップ)</td> <td>9. 2</td> </tr> <tr> <td>原子炉スクラム (中性子束高)</td> <td>9. 5</td> </tr> <tr> <td>逃がし弁開開始</td> <td>10. 3</td> </tr> </tbody> </table>	重畳事象	項目	解析結果 ()内は判断目安	給水制御系の故障 + 給水加熱喪失	中性子束 (%)	660 (-)	原子炉冷却材圧力バウンダリ 圧力 (MPa[gage])	8. 68 (10. 34 以下)	燃料被覆管温度 (°C)	約 710 (1200 以下)	発生事象	時刻 [秒]	給水加熱喪失発生	0	給水制御系故障発生	0	原子炉水位レベル 8 (給水ポンプトリップ)	9. 2	原子炉スクラム (中性子束高)	9. 5	逃がし弁開開始	10. 3	<p>・選定した代表事象の相違</p> <p>【柏崎 6/7】 BWR と ABWR の相違により、選定した代表事象が異なる</p> <p>・解析条件の相違</p> <p>【東海第二】 解析条件の相違により、結果が異なる</p> <p>・選定した代表事象の相違</p> <p>【柏崎 6/7】 BWR と ABWR の相違により、選定した代表事象が異なる</p>
重畳事象	項目	解析結果 ()内は判断目安																																																															
給水制御系の故障 (中性子束高スクラム)	中性子束 (%)	327 (-)																																																															
	原子炉圧力 (MPa[gage])	8. 67 (10. 34)																																																															
	燃料被覆管温度 (°C)*1	約 600 (1200)																																																															
発生事象	時刻 (秒)																																																																
給水制御系故障発生	0																																																																
原子炉水位高 (レベル 8) (給水ポンプトリップ)	10. 5																																																																
原子炉スクラム (中性子束高)	10. 8																																																																
逃がし弁開開始	11. 4																																																																
重畳事象	項目	解析結果 ()内は判断目安																																																															
給水制御系の故障 + 給水加熱喪失 (中性子束高スクラム)	中性子束 (%)	443 (-)																																																															
	原子炉冷却材圧力バウンダリ圧力 (MPa[gage])	8. 45 (10. 34)																																																															
	燃料被覆管温度 (°C)	約 662 (1, 200)																																																															
発生事象	時刻 (秒)																																																																
給水制御系故障 + 給水加熱喪失発生	0																																																																
原子炉水位 L8 (給水ポンプトリップ)	9. 0																																																																
原子炉スクラム (中性子束高)	9. 4																																																																
逃がし弁開開始	9. 9																																																																
重畳事象	項目	解析結果 ()内は判断目安																																																															
給水制御系の故障 + 給水加熱喪失	中性子束 (%)	660 (-)																																																															
	原子炉冷却材圧力バウンダリ 圧力 (MPa[gage])	8. 68 (10. 34 以下)																																																															
	燃料被覆管温度 (°C)	約 710 (1200 以下)																																																															
発生事象	時刻 [秒]																																																																
給水加熱喪失発生	0																																																																
給水制御系故障発生	0																																																																
原子炉水位レベル 8 (給水ポンプトリップ)	9. 2																																																																
原子炉スクラム (中性子束高)	9. 5																																																																
逃がし弁開開始	10. 3																																																																

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		 <p>第6-1図 R/Bにおける内部火災による事象変化 (中性子束) (主蒸気隔離弁の誤閉止)</p>  <p>第6-2図 R/Bにおける内部火災による事象変化 (原子炉水位) (主蒸気隔離弁の誤閉止)</p>	<p>・選定した代表事象の相違</p> <p>【柏崎6/7】 BWR と ABWR の相違により, 選定した代表事象が異なる</p> <p>【東海第二】 島根2号炉はフルバイパスプラントのため, 選定した代表事象が異なる</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		 <p data-bbox="1721 966 2463 1050">第 6-3 図 R/B における内部火災による事象変化 (原子炉圧力) (主蒸気隔離弁の誤閉止)</p>  <p data-bbox="1721 1690 2463 1816">第 6-4 図 R/B における内部火災による事象変化 (燃料被覆管温度) (主蒸気隔離弁の誤閉止)</p>	<p data-bbox="2507 252 2789 325">・選定した代表事象の相違</p> <p data-bbox="2507 336 2789 504">【柏崎 6/7】 BWR と ABWR の相違により、選定した代表事象が異なる</p> <p data-bbox="2507 514 2789 735">【東海第二】 島根 2 号炉はフルバイパスプラントのため、選定した代表事象が異なる</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p style="text-align: center;">第 6-5 図 R/B における事象推移のフローチャート (主蒸気隔離弁の誤閉止)</p>	<p>・選定した代表事象の相違</p> <p>【柏崎 6/7】 BWR と ABWR の相違により, 選定した代表事象が異なる</p> <p>【東海第二】 島根 2 号炉はフルバイパスプラントのため, 選定した代表事象が異なる</p>

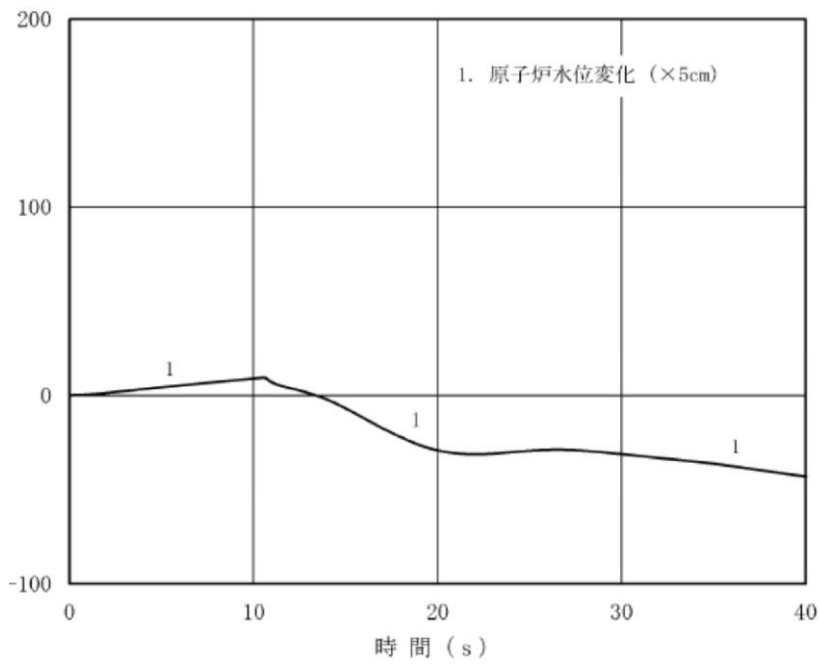
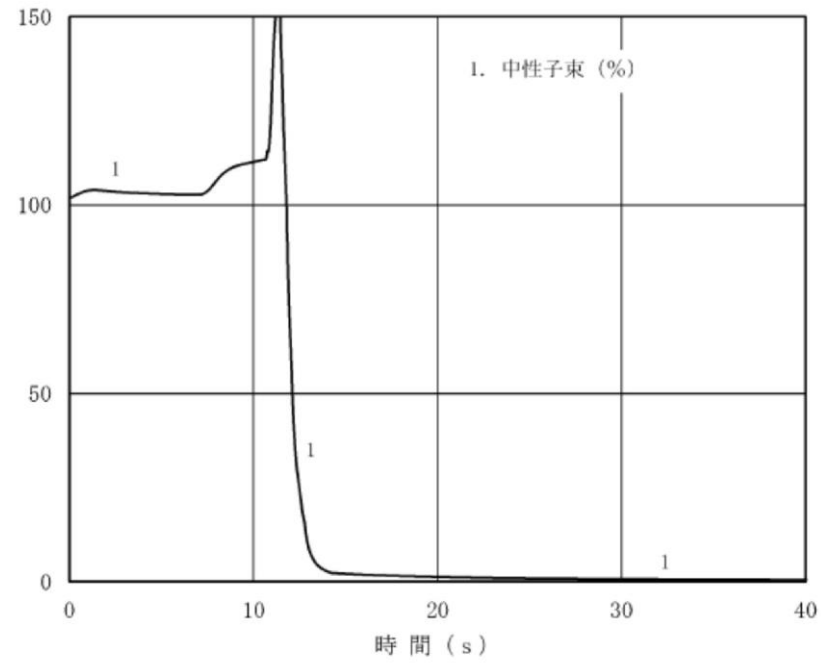
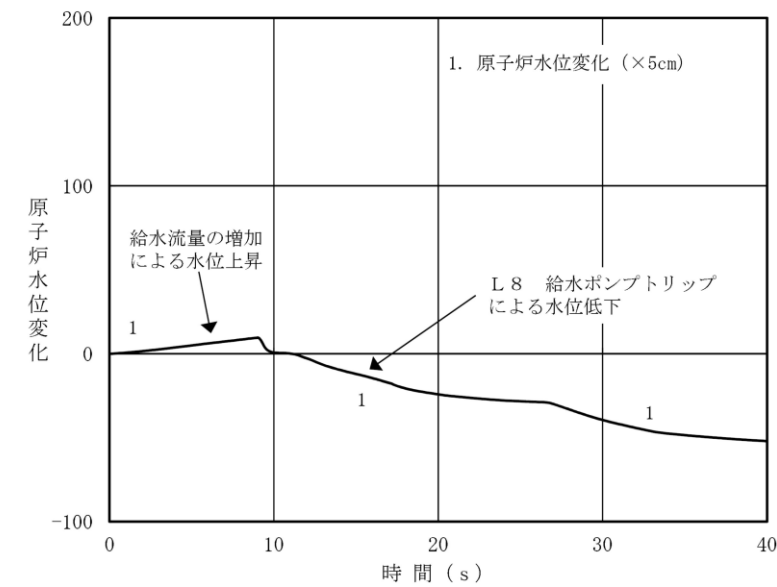
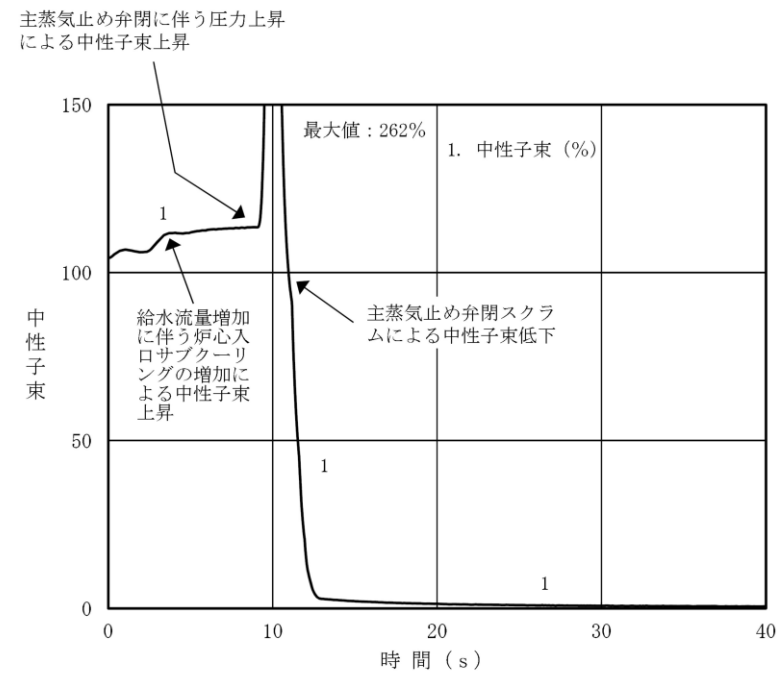
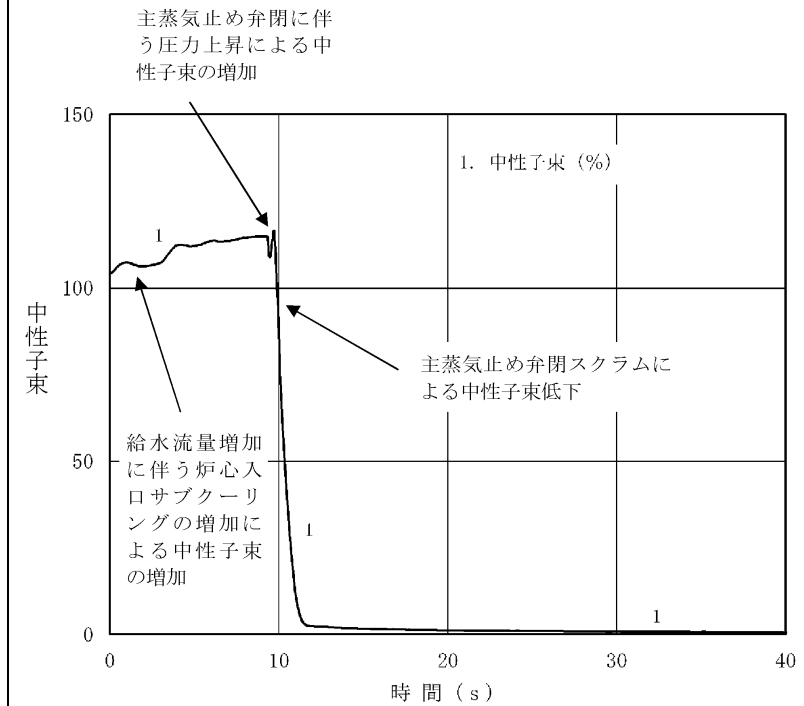


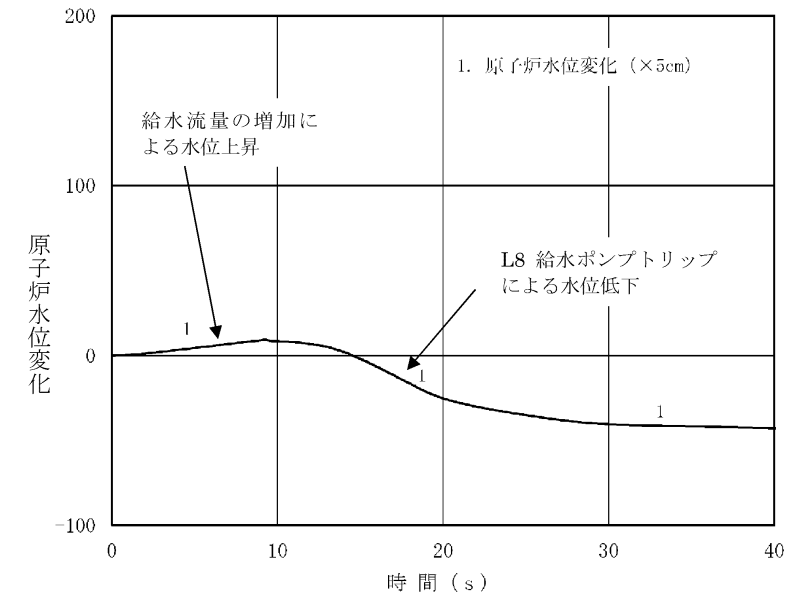
図 6-1 給水制御系の故障解析結果 (R/B 起因) (1/2)



第 3 図 給水制御系の故障解析結果 (原子炉建屋起因) (1/2)

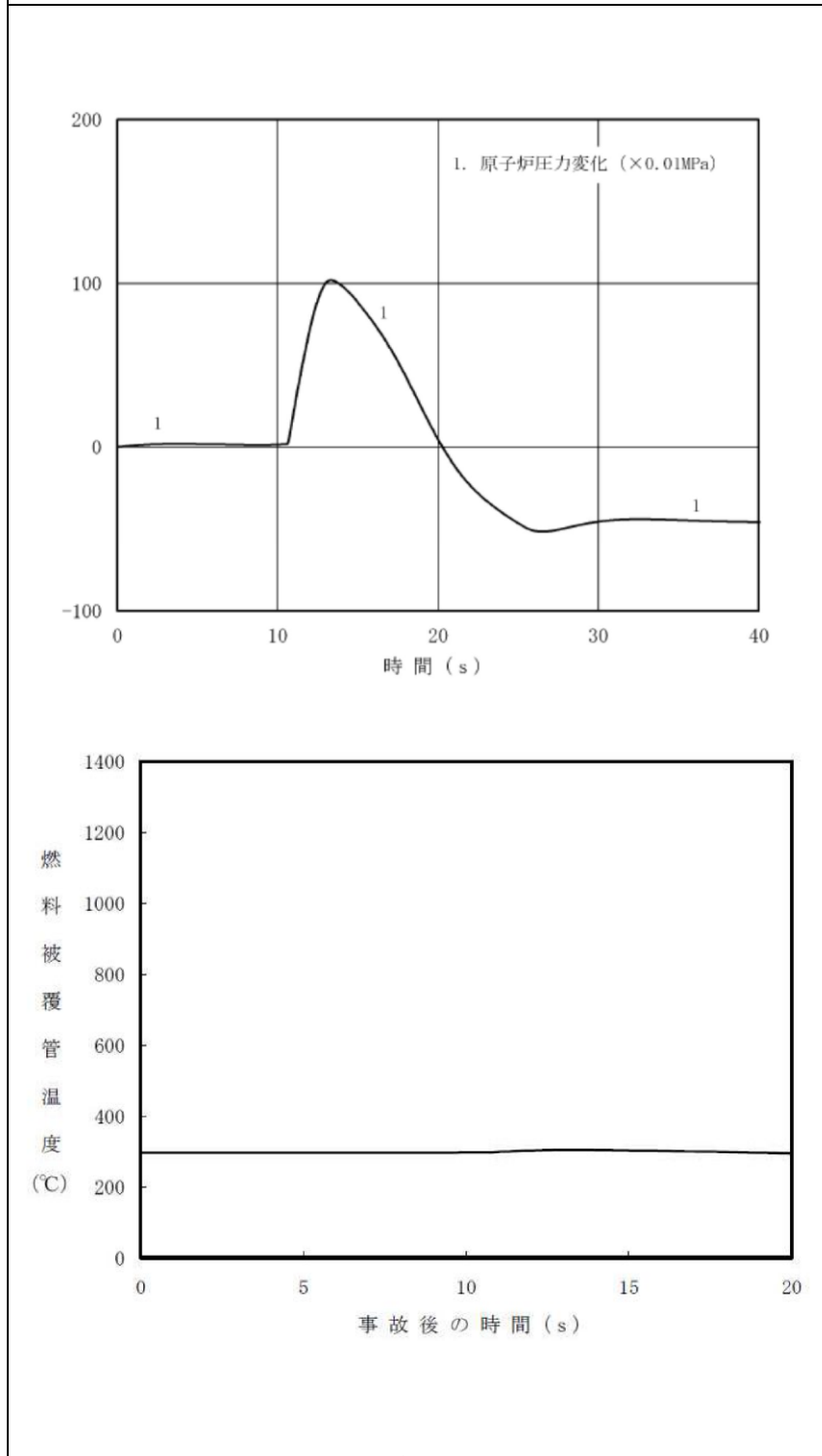
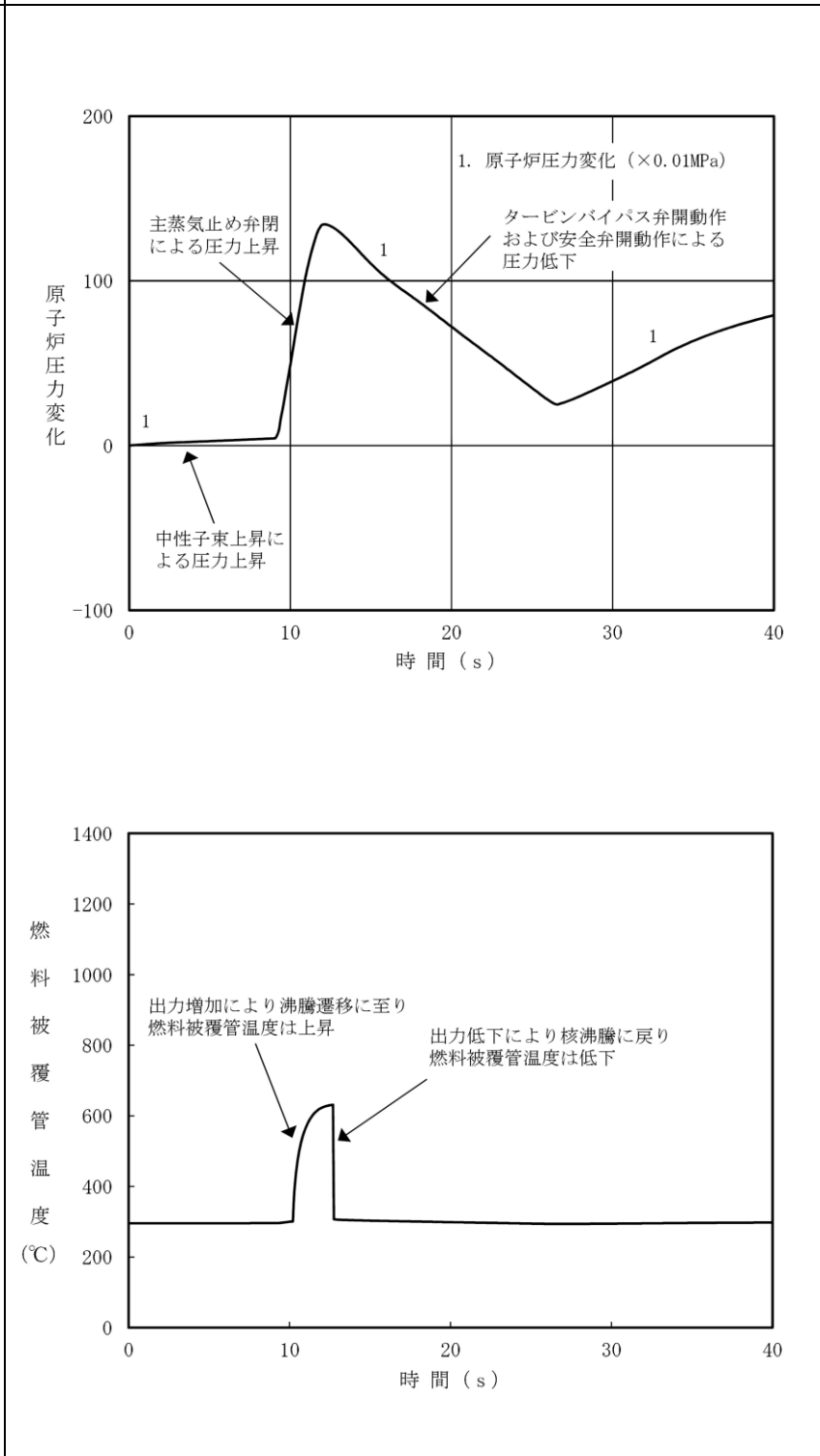
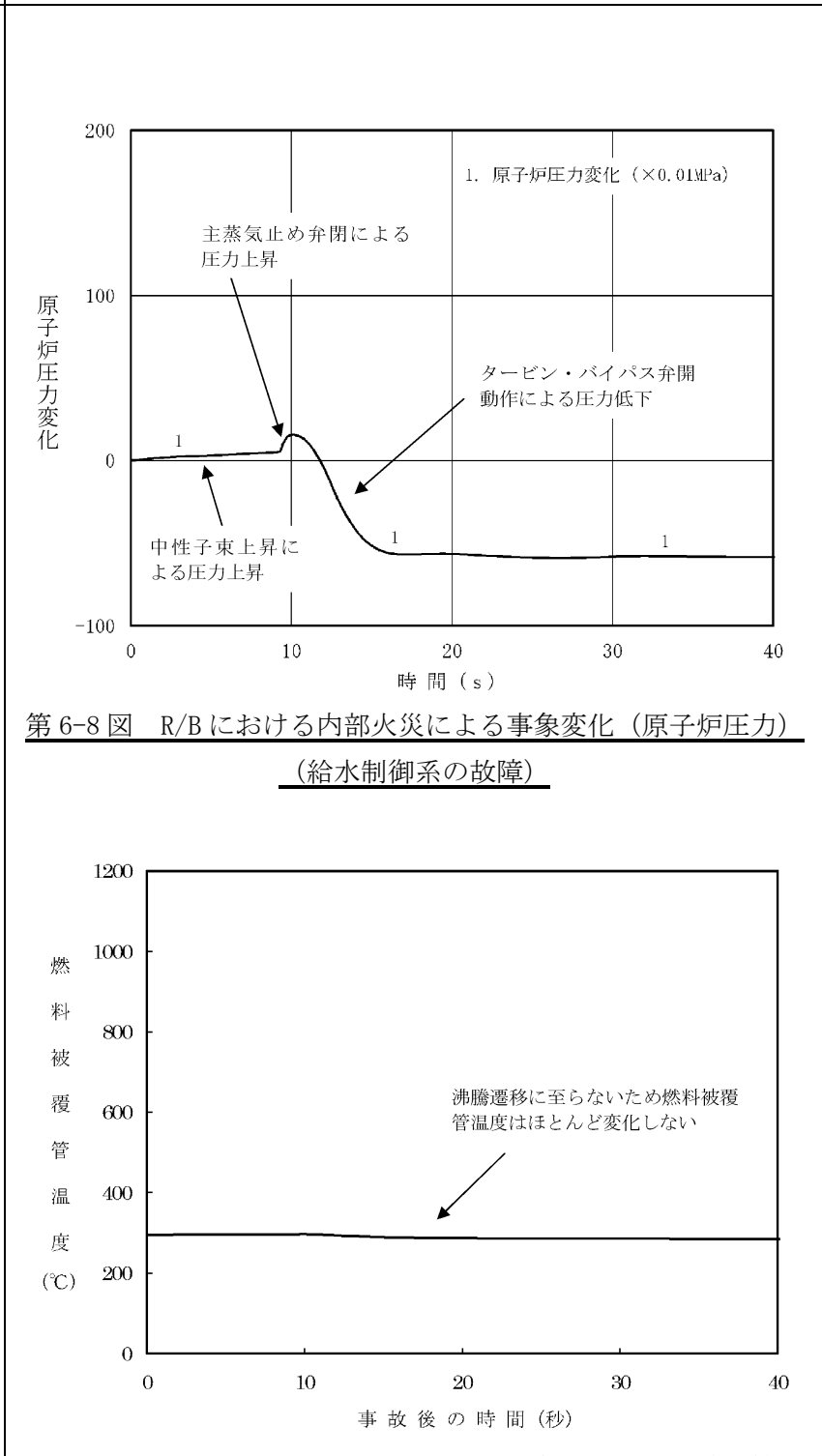


第 6-6 図 R/B における内部火災による事象変化 (中性子束) (給水制御系の故障)



第 6-7 図 R/B における内部火災による事象変化 (原子炉水位) (給水制御系の故障)

備考
 ・設備及び解析条件の相違
 【柏崎 6/7, 東海第二】
 解析条件の相違により結果が異なる
 また、島根 2 号炉はフルバイパスプラントのため、プラント挙動が異なる

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
 <p>1. 原子炉圧力変化 (×0.01MPa)</p> <p>燃料被覆管温度 (°C)</p> <p>事故後の時間 (s)</p>	 <p>1. 原子炉圧力変化 (×0.01MPa)</p> <p>燃料被覆管温度 (°C)</p> <p>時間 (s)</p>	 <p>1. 原子炉圧力変化 (×0.01MPa)</p> <p>燃料被覆管温度 (°C)</p> <p>事故後の時間 (秒)</p>	<p>・設備及び解析条件の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】 解析条件の相違により結果が異なる</p> <p>また, 島根2号炉はフルバイパスプラントのため, プラント挙動が異なる</p>
<p>図 6-1 給水制御系の故障解析結果 (R/B 起因) (2/2)</p>	<p>第 3 図 給水制御系の故障解析結果 (原子炉建屋起因) (2/2)</p>	<p>第 6-8 図 R/B における内部火災による事象変化 (原子炉圧力) (給水制御系の故障)</p> <p>第 6-9 図 R/B における内部火災による事象変化 (燃料被覆管温度) (給水制御系の故障)</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>図 6-2 給水制御系故障事象進展フロー (R/B 起因)</p>	<p>第 4 図 給水制御系の故障事象進展フロー (原子炉建屋起因)</p>	<p>第 6-10 図 R/B における事象推移のフローチャート (給水制御系の故障)</p>	<p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉はフルバイパスプラントのため、タービン・バイパス弁により原子炉圧力を抑制することから、安全弁が作動しない</p>

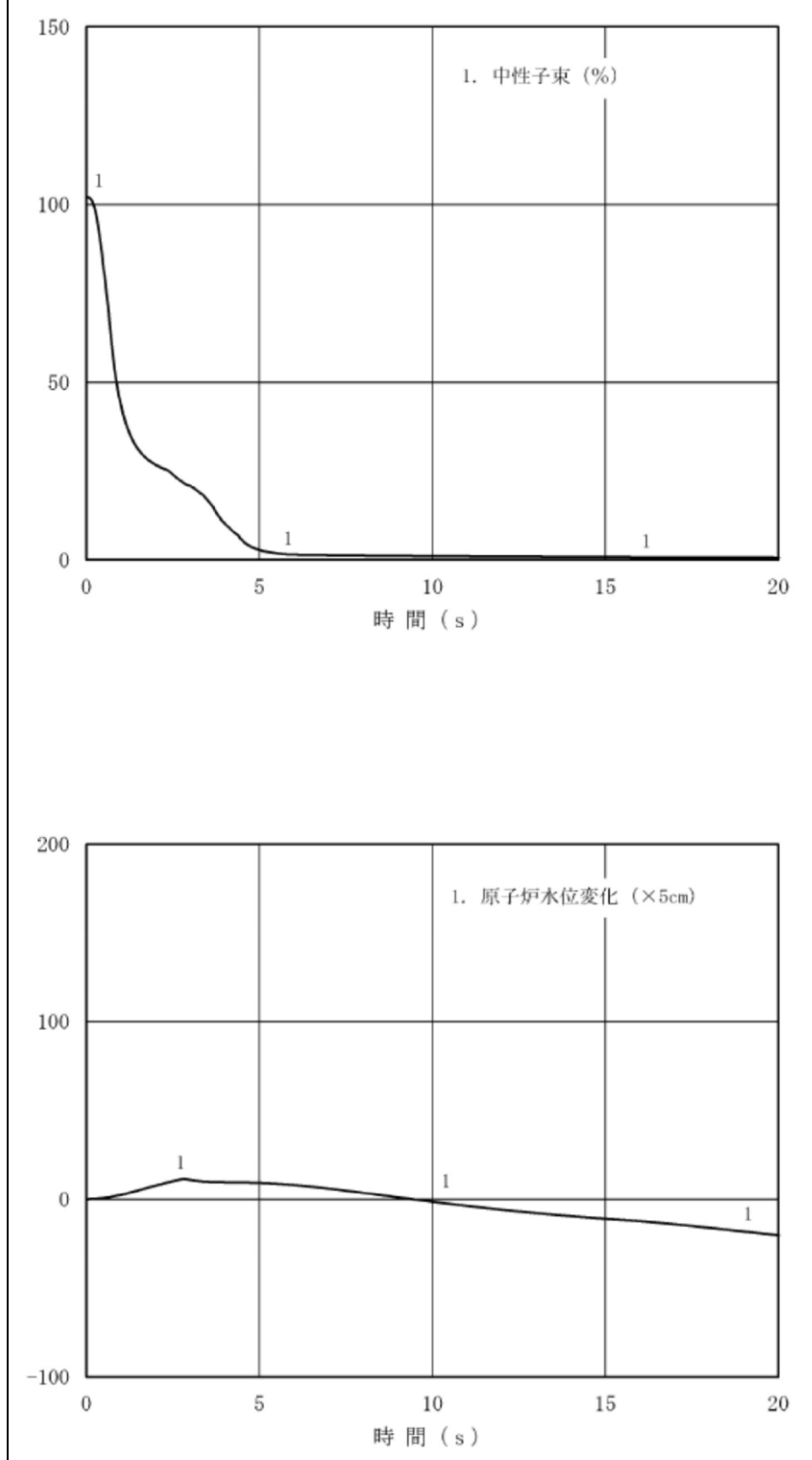
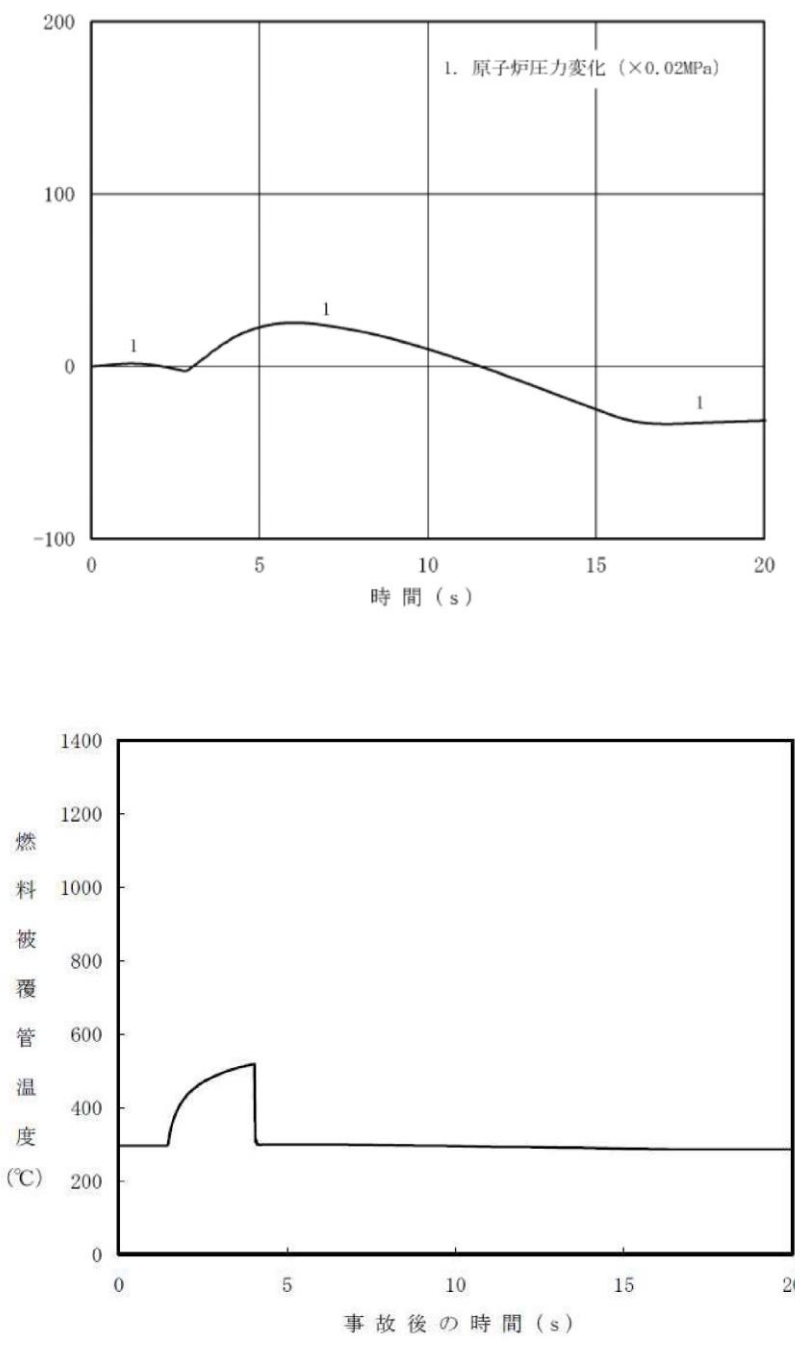
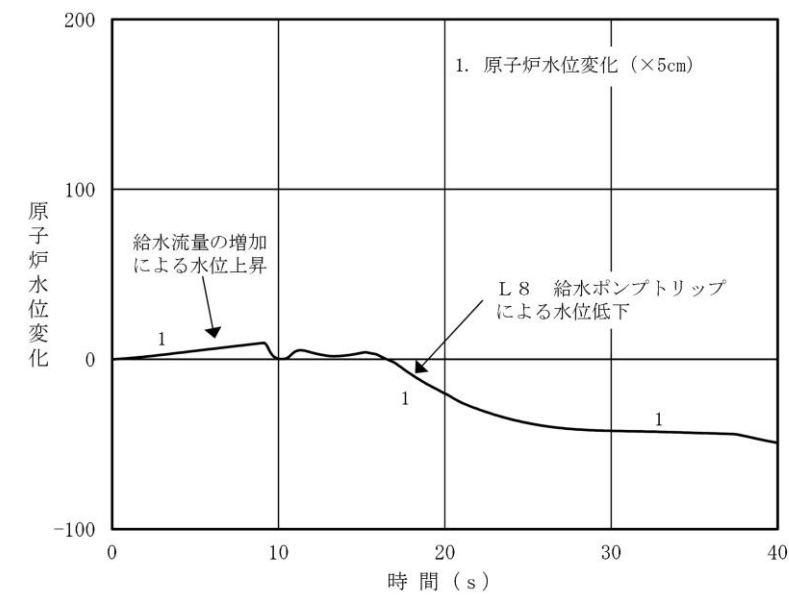
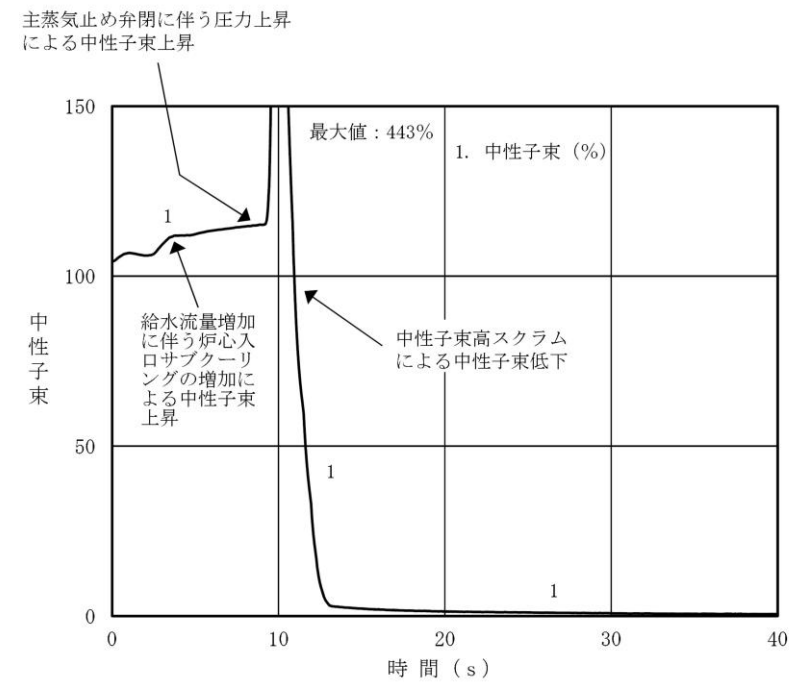
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
 <p>1. 中性子束 (%)</p> <p>1. 原子炉水位変化 (×5cm)</p> <p>時間 (s)</p>			<p>・選定した代表事象の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>BWR と ABWR の相違により, 選定した代表事象が異なる</p>

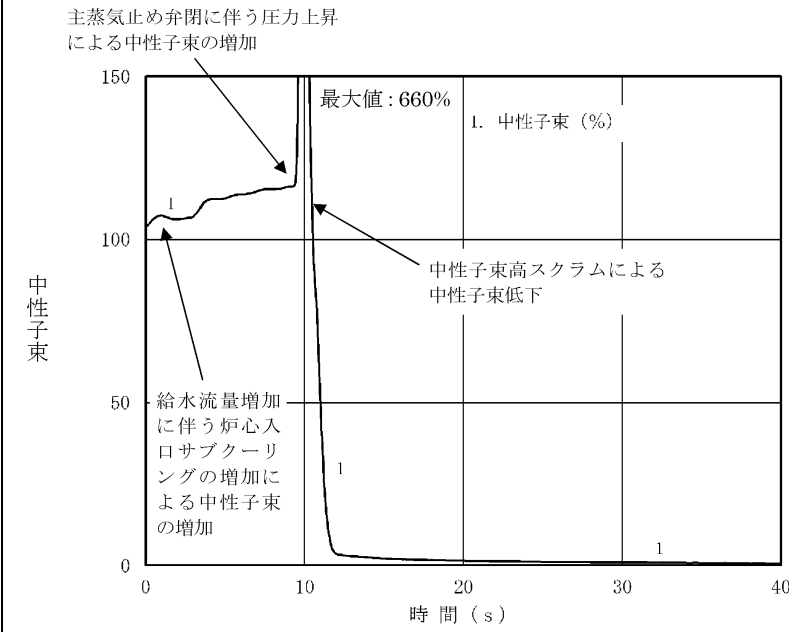
図 6-3 原子炉冷却材流量の喪失+給水制御系の故障解析結果
(R/B起因) (1/2)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
 <p>The figure contains two line graphs. The top graph, titled '1. 原子炉圧力変化 (×0.02MPa)', plots pressure change over 20 seconds. The y-axis ranges from -100 to 200. The curve starts at 0, rises to a peak of approximately 30 at 6 seconds, then gradually declines to about -30 by 18 seconds. The bottom graph plots '燃料被覆管温度 (°C)' over 20 seconds. The y-axis ranges from 0 to 1400. The temperature starts at approximately 300°C, rises to a peak of about 500°C at 4 seconds, then drops sharply to about 300°C and remains stable thereafter.</p> <p>図 6-3 原子炉冷却材流量の喪失+給水制御系の故障解析結果 (R/B起因) (2/2)</p>			<p>・選定した代表事象の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>BWR と ABWR の相違により, 選定した代表事象が異なる</p>

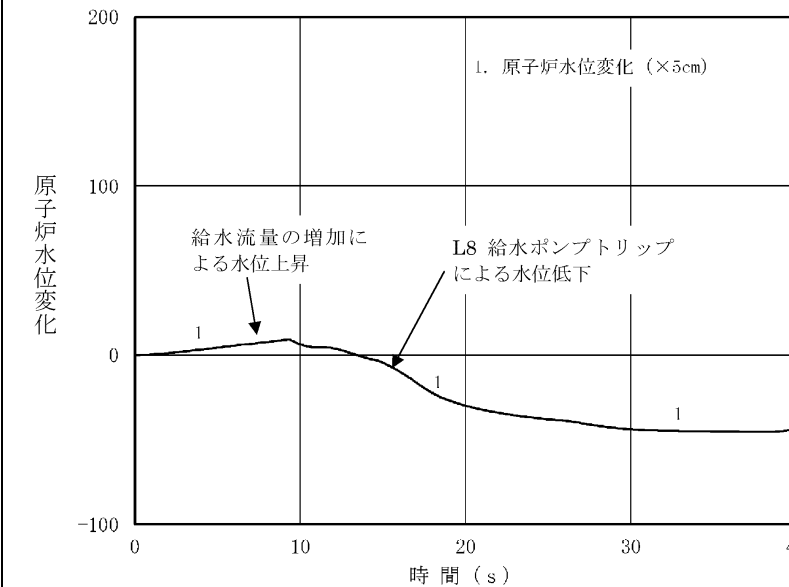
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>図 6-4 原子炉冷却材流量の喪失+給水制御系の故障事象進展フロー (R/B 起因)</p>			<p>・選定した代表事象の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>BWR と ABWR の相違により、選定した代表事象が異なる</p>



第5図 給水制御系の故障+給水加熱喪失解析結果
(タービン建屋起因) (1/2)

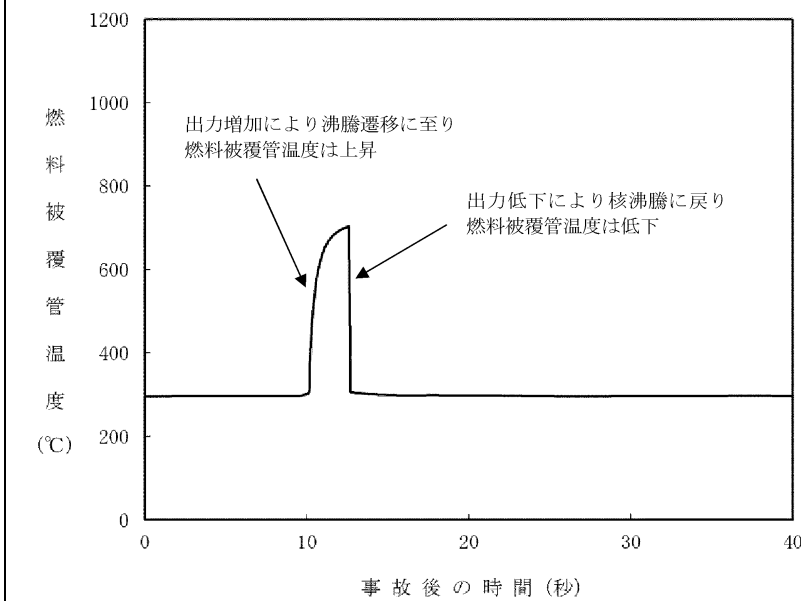
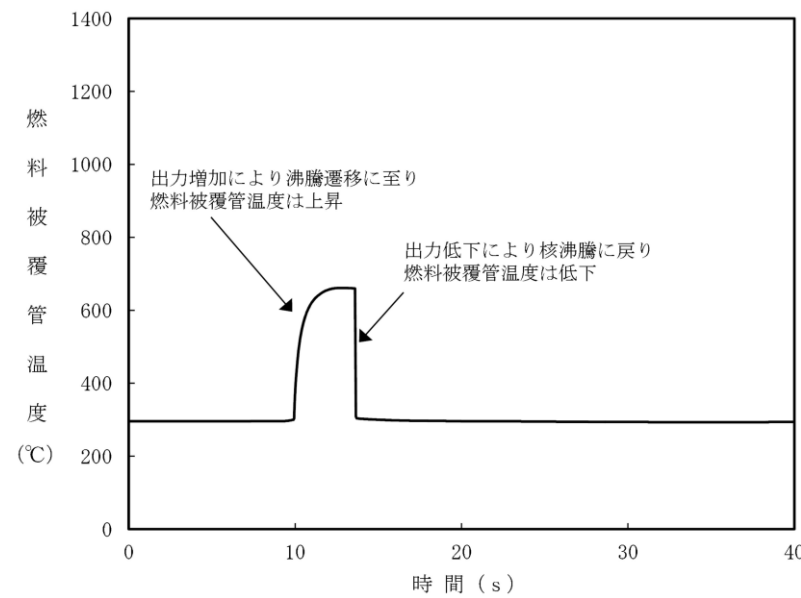
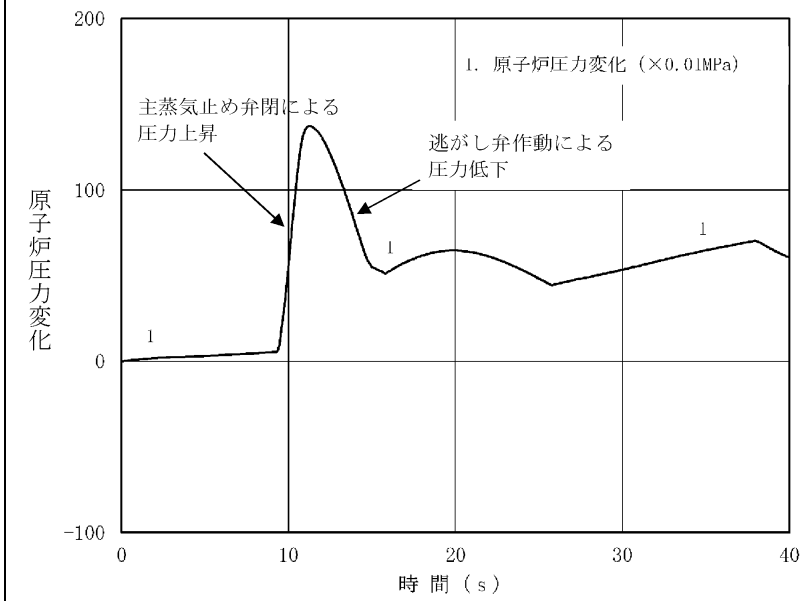
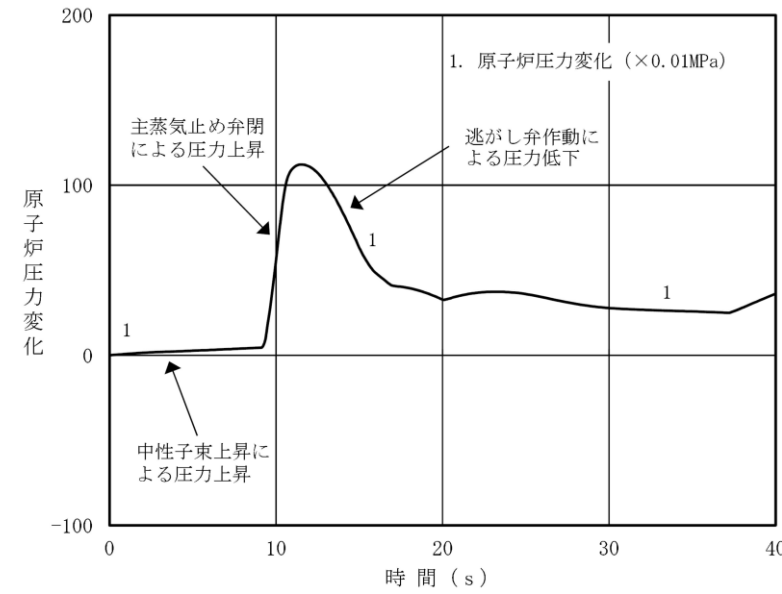


第6-11図 T/Bにおける内部火災による事象変化(中性子束)
(給水制御系の故障+給水加熱喪失)



第6-12図 T/Bにおける内部火災による事象変化(原子炉水位)
(給水制御系の故障+給水加熱喪失)

・選定した代表事象の相違
【柏崎6/7】
BWRとABWRの相違により、選定した代表事象が異なる
・解析条件の相違
【東海第二】
解析条件の相違により、結果が異なる



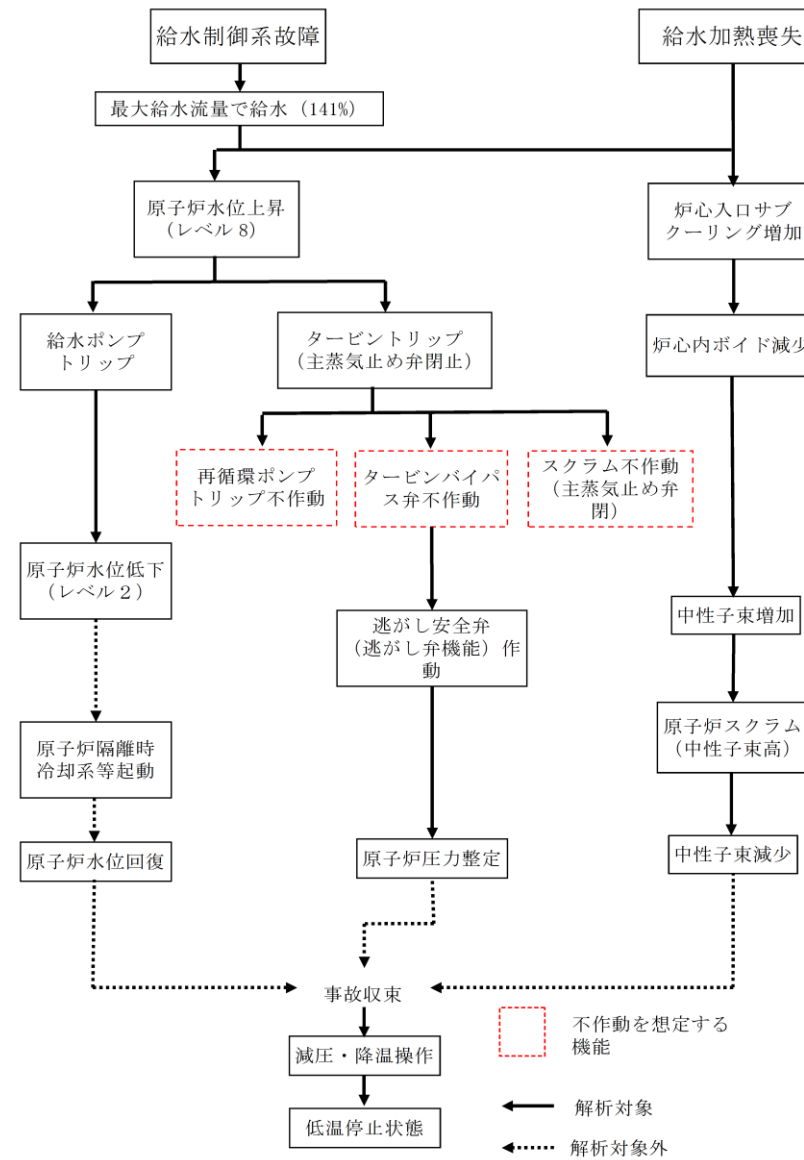
第5図 給水制御系の故障+給水加熱喪失解析結果
(タービン建屋起因) (2/2)

第6-13図 T/Bにおける内部火災による事象変化 (原子炉圧力)
(給水制御系の故障+給水加熱喪失)

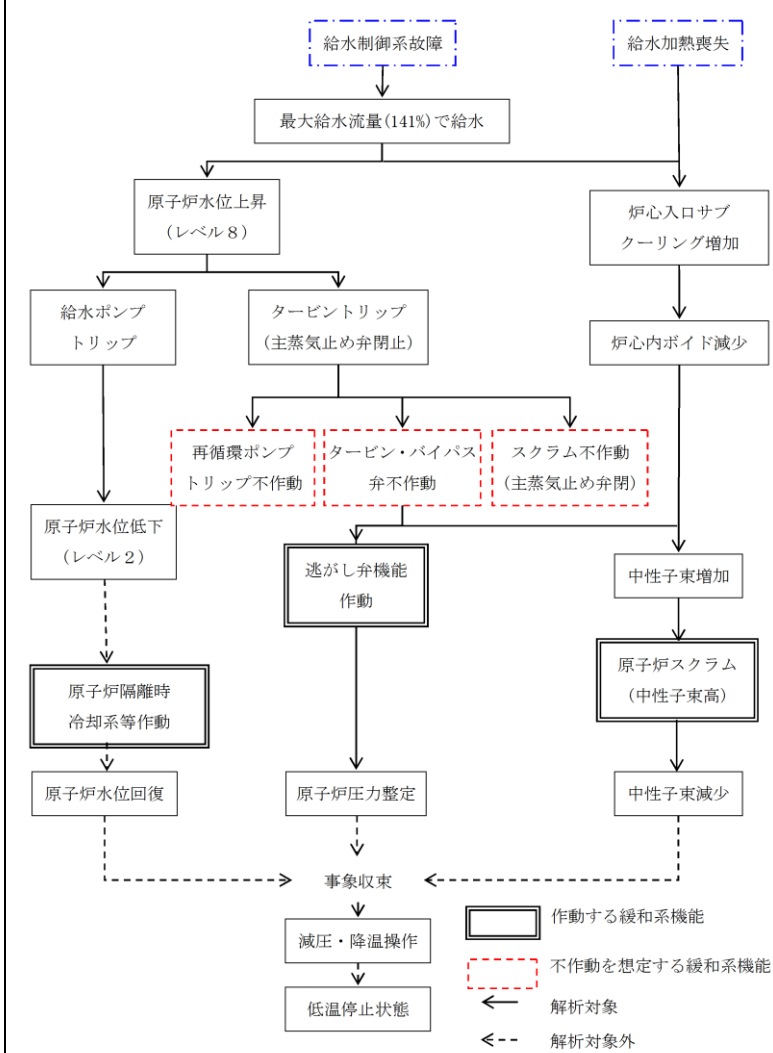
第6-14図 T/Bにおける内部火災による事象変化 (燃料被覆管温度)
(給水制御系の故障+給水加熱喪失)

・選定した代表事象の相違
【柏崎6/7】
BWRとABWRの相違により、選定した代表事象が異なる
・解析条件の相違
【東海第二】
解析条件の相違により、結果が異なる

・選定した代表事象の相違
 【柏崎6/7】
 BWR と ABWR の相違により、選定した代表事象が異なる

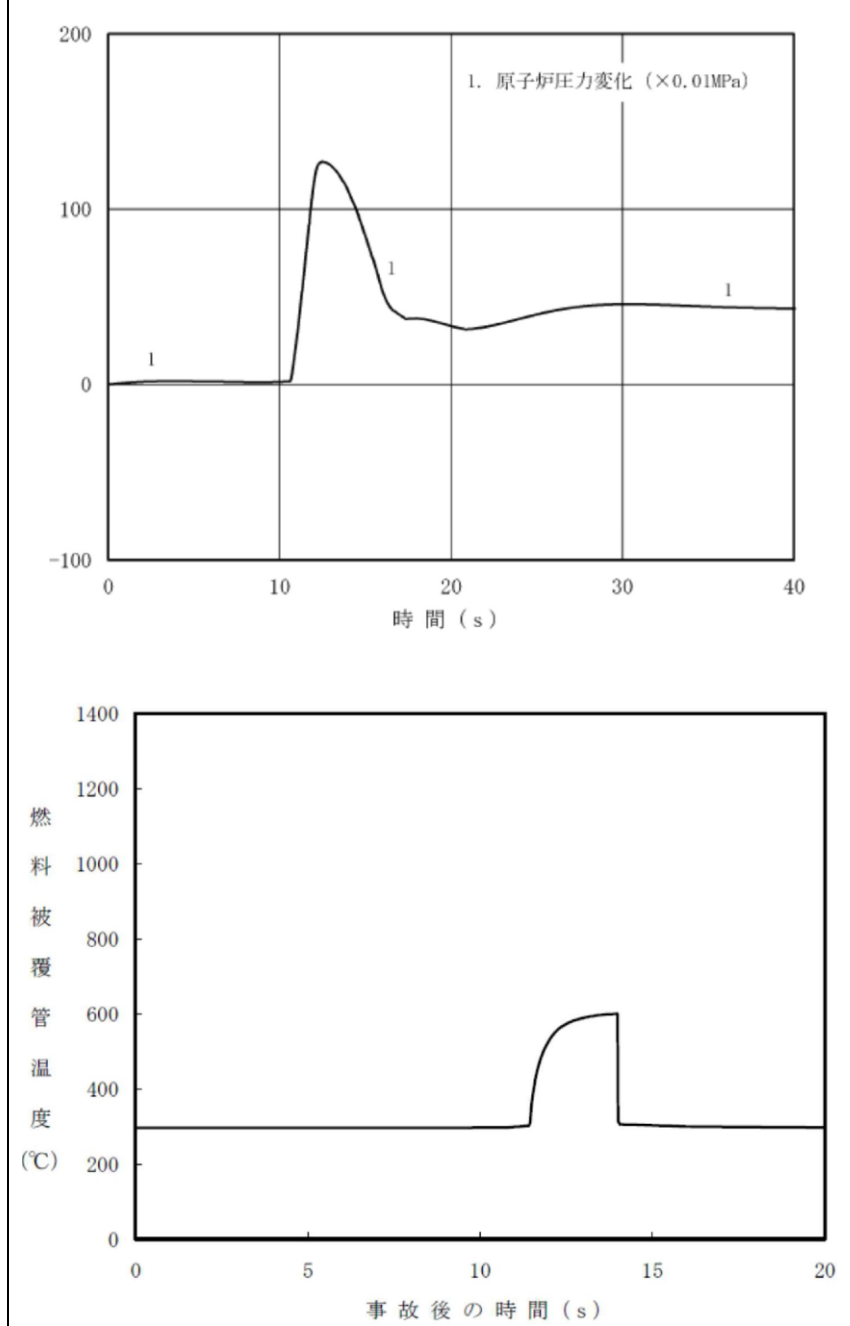


第6図 給水制御系の故障+給水加熱喪失事象進展フロー (タービン建屋起因)

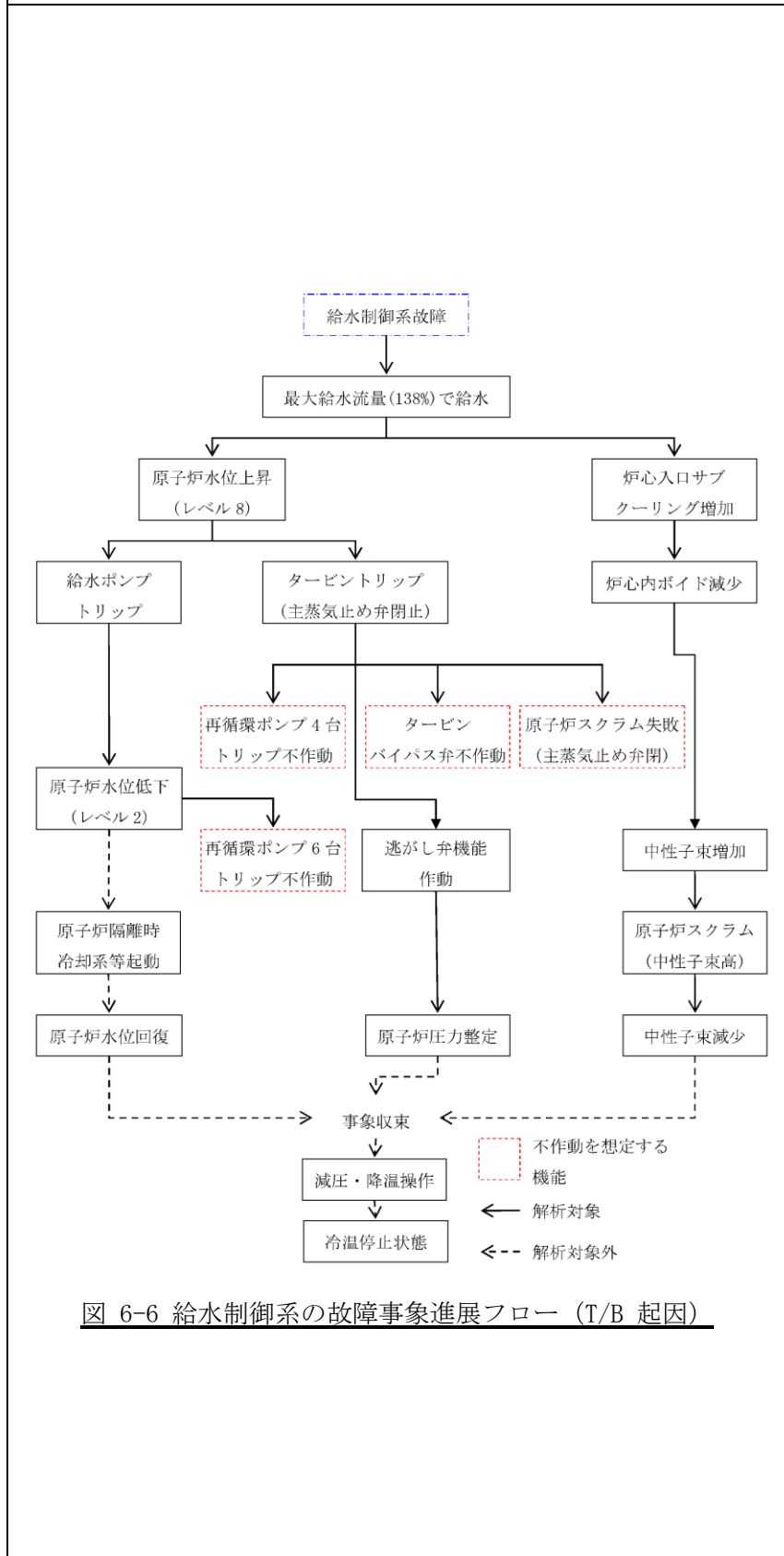


第6-15図 T/Bにおける事象推移のフローチャート (給水制御系の故障+給水加熱喪失)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>1. 中性子束 (%)</p> <p>時間 (s)</p> <p>1. 原子炉水位変化 (×5cm)</p> <p>時間 (s)</p> <p>図 6-5 給水制御系の故障解析結果 (T/B 建屋起因) (1/2)</p>			<p>・選定した代表事象の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>BWR と ABWR の相違により, 選定した代表事象が異なる</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
 <p>1. 原子炉圧力変化 (×0.01MPa)</p> <p>時間 (s)</p> <p>燃料被覆管温度 (°C)</p> <p>事故後の時間 (s)</p> <p>図 6-5 給水制御系の故障解析結果 (T/B 建屋起因) (2/2)</p>			<p>・選定した代表事象の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>BWR と ABWR の相違により、選定した代表事象が異なる</p>

・選定した代表事象の相違
【柏崎 6/7】
 BWR と ABWR の相違により、選定した代表事象が異なる



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

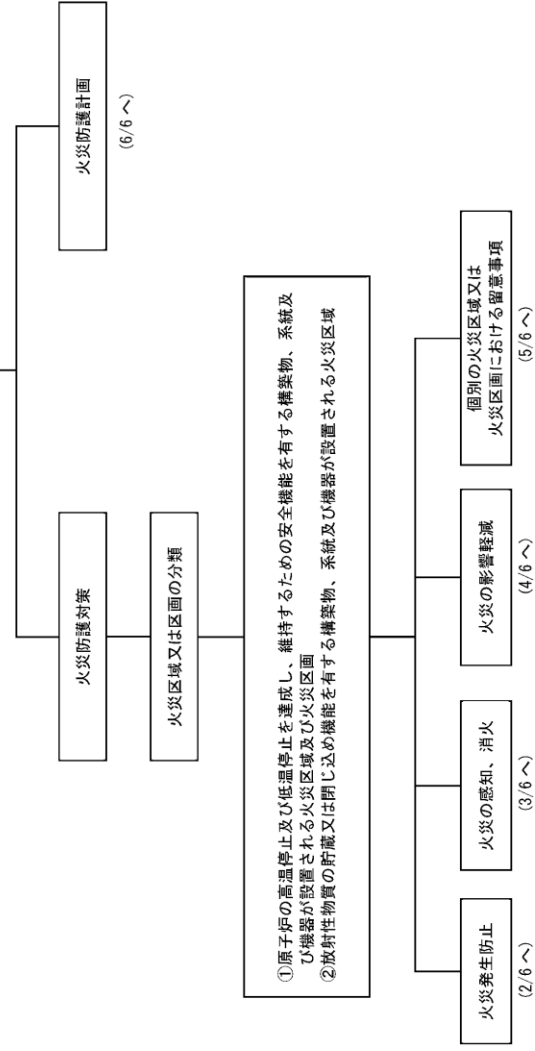
まとめ資料比較表 [第8条 火災による損傷の防止 別添2]

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">別添 2</p> <p style="text-align: center;"><u>柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉</u></p> <p style="text-align: center;">運用, 手順能力説明資料 火災による損傷の防止</p>	<p style="text-align: center;">別添2</p> <p style="text-align: center;"><u>東海第二発電所</u></p> <p style="text-align: center;">運用, 手順能力説明資料 火災による損傷の防止</p>	<p style="text-align: right;">別添 2</p> <p style="text-align: center;"><u>島根原子力発電所2号炉</u></p> <p style="text-align: center;">運用, 手順能力説明資料 火災による損傷の防止</p>	

第8条 火災による損傷の防止(1/6)

設計基準対象施設は、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の発生を防止することができ、かつ、早期に火災発生を感知する設備（以下「火災感知設備」という。）及び消火を行う設備（以下「消火設備」といい、安全施設に属するものに限る。）並びに火災の影響を軽減する機能を有するものでなければならぬ。
2 消火設備（安全施設に属するものに限る。）は、破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても発電用原子炉を安全に停止させるための機能を損なわなければならない。

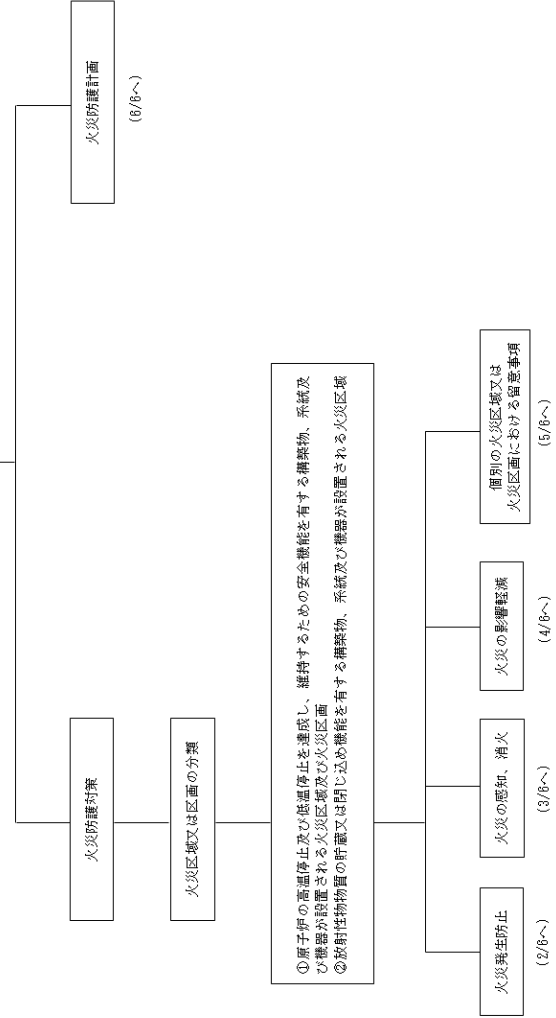
「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準」(原規技発第1306195号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）)に適合するものであること。



第8条 火災による損傷の防止 (1/6)

設計基準対象施設は、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の発生を防止することができ、かつ、早期に火災発生を感知する設備（以下「火災感知設備」という。）及び消火を行う設備（以下「消火設備」といい、安全施設に属するものに限る。）並びに火災の影響を軽減する機能を有するものでなければならぬ。
2 消火設備（安全施設に属するものに限る。）は、破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても発電用原子炉を安全に停止させるための機能を損なわなければならない。

「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準」(原規技発第1306195号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）)に適合するものであること。



第8条 火災による損傷の防止 (1 / 6)

設計基準対象施設は、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の発生を防止することができ、かつ、早期に火災発生を感知する設備（以下、「火災感知設備」という。）及び消火を行う設備（以下、「消火設備」といい、安全施設に属するものに限る。）並びに火災の影響を軽減する機能を有するものでなければならぬ。
2. 消火設備（安全施設に属するものに限る。）は、破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても発電用原子炉を安全に停止させるための機能を損なわなければならない。

「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準」(原規技発第1306195号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）)に適合するものであること。

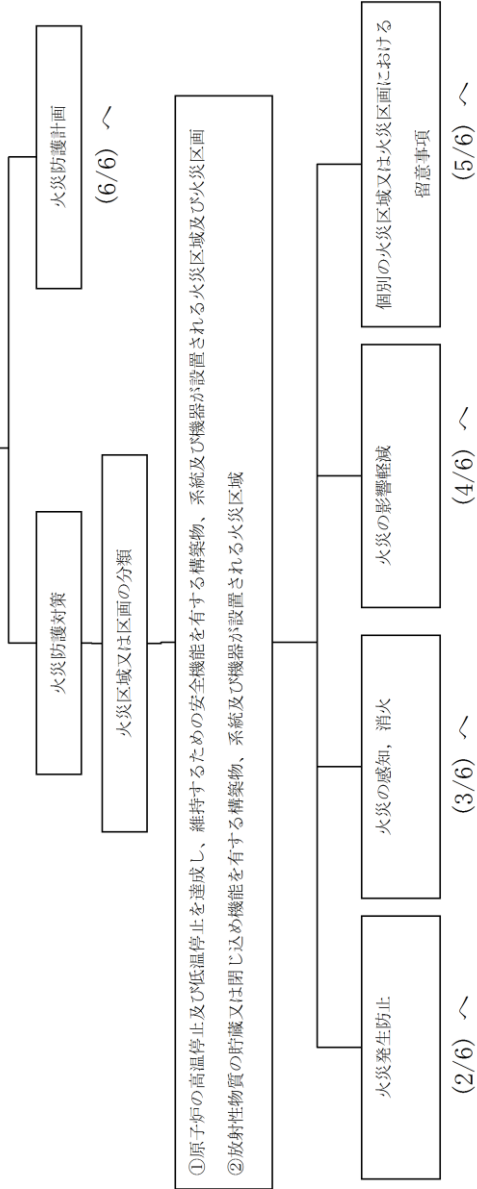


表 3-1 運用、手順に係る対策等 (設計基準)

設置許可基準対象条文	対象項目	区分	運用対策等
第 8 条 内部火災	○水素感知時の対応手順 ○蓄電池室の換気設備停止時の対応手順	運用・手順	・水素濃度検出時の対応手順 (手順整備含む) ・蓄電池室の換気設備停止時の対応手順
		体制	・ (運転員の当直体制)
	○火災区域、火災区画毎の制限発熱量を超過しないよう可燃物の管理を実施	保守・点検	—
		教育・訓練	・ 運転員による運転操作等の訓練
	○火災区域、火災区画における溶接等の作業において火気作業の計画策定、消火器等の配備、監視人の配置等を実施	運用・手順	・ 持込可燃物の管理手順 (手順整備含む) ・ 火気作業の管理手順 (手順整備含む)
		体制	—
	○火災受信機盤の巡視・監視	保守・点検	—
		教育・訓練	・ 火災防護に関する教育 ・ 火災受信機盤の巡視・監視 (手順整備含む)
	○故障警報発報時の対応手順	運用・手順	—
		体制	・ (運転員の当直体制)
教育・訓練	—		
教育・訓練	・ 運転員による運転操作等の訓練		

第 1 表 運用、手順に係る対策等 (設計基準)

設置許可基準対象条文	対象項目	区分	運用対策等
第 8 条 内部火災	○水素感知時の対応手順 ○蓄電池室の換気設備停止時の対応手順	運用・手順	・ 水素濃度検出時の対応手順 (手順整備含む) ・ 蓄電池室の換気設備停止時の対応手順
		体制	・ (運転員の当直体制)
	○火災区域、火災区画毎の制限発熱量を超過しないよう可燃物の管理を実施	保守・点検	—
		教育・訓練	・ 運転員による運転操作等の訓練
	○火災区域、火災区画における溶接等の作業において火気作業の計画策定、消火器等の配備、監視人の配置等を実施	運用・手順	・ 持込可燃物の管理手順 (手順整備含む) ・ 火気作業の管理手順 (手順整備含む)
		体制	—
	○火災受信機盤の巡視・監視	保守・点検	—
		教育・訓練	・ 火災防護に関する教育 ・ 火災受信機盤の巡視・監視 (手順整備含む)
	○故障警報発報時の対応手順	運用・手順	—
		体制	・ (運転員の当直体制)
教育・訓練	—		
教育・訓練	・ 運転員による運転操作等の訓練		

第 3-1 表 運用、手順に係る対策等 (設計基準)

設置許可基準対象条文	対象項目	区分	運用対策等
第 8 条 内部火災	○水素感知時の対応手順 ○蓄電池室の換気設備停止時の対応手順	運用・手順	・ 水素濃度検出時の対応手順 (手順整備含む) ・ 蓄電池室の換気設備停止時の対応手順
		体制	・ (運転員の当直体制)
	○火災区域、火災区画毎の制限発熱量を超過しないよう可燃物の管理を実施	保守・点検	—
		教育・訓練	・ 運転員による運転操作等の訓練
	○火災区域、火災区画における溶接等の作業において火気作業の計画策定、消火器等の配備、監視人の配置等を実施	運用・手順	・ 持込可燃物の管理手順 (手順整備含む) ・ 火気作業の管理手順 (手順整備含む)
		体制	—
	○火災受信機盤の巡視・監視	保守・点検	—
		教育・訓練	・ 火災防護に関する教育 ・ 火災受信機盤の巡視・監視 (手順整備含む)
	○故障警報発報時の対応手順	運用・手順	—
		体制	・ (運転員の当直体制)
教育・訓練	—		
教育・訓練	・ 運転員による運転操作等の教育 ・ 故障警報発報時の対応手順 (手順整備含む)		
教育・訓練	・ (運転員の当直体制)		
教育・訓練	・ 運転員による運転操作等の訓練		

設置許可基準対象条文	対象項目	区分	運用対策等
第8条 内部火災	○火災感知設備等作動時の対応手順 ○消火設備作動時及び使用時の対応手順	運用・手順 体制 保守・点検 教育・訓練	・火災感知設備作動時の対応手順(手順整備含む) ・(運転員の当直体制) ・運転員による運転操作等の教育
		運用・手順 体制 保守・点検 教育・訓練	・消火設備作動時及び使用時の対応手順(手順整備含む) ・(運転員の当直体制) ・火災防護に関する訓練
		運用・手順	・火災感知設備作動時の対応手順(手順整備含む) ・消防要員等による消火器及び消火栓を用いた消火手順(手順整備含む) ・原子炉の安全停止操作の手順(手順整備含む)
		体制	・(運転員の当直体制) ・(消防要員等による体制) ・(自衛消防組織) ・設備の点検 ・設備の故障時の補修 ・火災防護に関する教育 ・運転員による運転操作等の訓練 ・消防要員等による総合的な訓練 ・所員による消防訓練

設置許可基準対象条文	対象項目	区分	運用対策等
第8条 内部火災	○火災感知器等作動時の対応手順 ○消火設備作動時及び使用時の対応手順 【原子炉格納容器内火災の影響軽減対策】 ○可能な限りの離隔による分散配置 ○低温停止中及び起動中の火災感知器設置 ○低温停止中の原子炉格納容器の各入口への消火器設置 ○火気作業実施時の消火器の配備 ○火災時の対応手順	運用・手順 体制 保守・点検 教育・訓練	・火災感知器作動時の対応手順(手順整備含む) ・(運転員の当直体制)
		運用・手順	・運転員による運転操作等の訓練 ・消火設備作動時及び使用時の対応手順(手順整備含む)
		体制 保守・点検 教育・訓練	・(運転員の当直体制) ・火災防護に関する教育
		運用・手順	・火災感知器作動時の対応手順(手順整備含む) ・運転員による二酸化炭素消火器を用いた消火手順(手順整備含む) ・原子炉の安全停止操作の手順(手順整備含む) ・(運転員の当直体制) ・(消防要員等による体制) ・設備の点検 ・設備の故障時の補修 ・火災防護に関する教育 ・運転員による運転操作等の訓練 ・消防要員等による総合的な訓練 ・所員による消防訓練

設置許可基準対象条文	対象項目	区分	運用対策等
第8条 内部火災	○火災感知器等作動時の対応手順 ○消火設備作動時及び使用時の対応手順 【原子炉格納容器内火災の影響軽減対策】 ○可能な限りの離隔による分散配置 ○低温停止中及び起動中の火災感知器設置 ○低温停止中の原子炉格納容器の各入口への消火器設置 ○火気作業実施時の消火器の配備 ○火災時の対応手順	運用・手順 体制 保守・点検 教育・訓練	・火災感知器作動時の対応手順(手順整備含む) ・(運転員の当直体制)
		運用・手順	・運転員による運転操作等の教育 ・消火設備作動時及び使用時の対応手順(手順整備含む)
		体制 保守・点検 教育・訓練	・(運転員の当直体制) ・火災防護に関する訓練
		運用・手順	・火災感知設備作動時の対応手順(手順整備含む) ・消防要員等による消火器及び消火栓を用いた消火手順(手順整備含む) ・原子炉の安全停止操作の手順(手順整備含む) ・(運転員の当直体制) ・(消防要員等による体制) ・(自衛消防組織) ・設備の点検 ・設備の故障時の補修 ・火災防護に関する教育 ・運転員による運転操作等の訓練 ・消防要員等による総合的な訓練 ・所員による消防訓練

設置許可基準対象条文	対象項目	区分	運用対策等
第8条 内部火災	【中央制御室内の火災の影響軽減対策】 ○ 離隔距離等による分離 ○ 運転員による二酸化炭素消火器を用いた消火を実施 ○ 中央制御室内火災時の原子炉の高温停止・低温停止の達成及び維持 ○ 排煙装置の起動手順（中央制御室）	運用・手順	・ 火災感知設備作動時の対応手順（手順整備含む） ・ 運転員による二酸化炭素消火器を用いた消火手順（手順整備含む） ・ 原子炉の安全停止操作の手順（手順整備含む）
		体制	・ （運転員の当直体制） ・ （消防要員等による体制）
		保守・点検	・ 設備の点検 ・ 設備の故障時の補修
		教育・訓練	・ 火災防護に関する教育 ・ 運転員による運転操作等の教育 ・ 消防要員等による総合的な訓練
		運用・手順	・ 排煙装置による排煙の手順（手順整備含む）
		保守・点検	・ （運転員の当直体制） ・ （消防要員等の体制）
教育・訓練	・ 火災防護に関する教育 ・ 運転員による運転操作等の訓練 ・ 消防要員等による総合的な訓練		

設置許可基準対象条文	対象項目	区分	運用対策等
第8条 内部火災	【中央制御室内の火災の影響軽減対策】 ○ 離隔距離等による分離 ○ 運転員による二酸化炭素消火器を用いた消火を実施 ○ 中央制御室内火災時の原子炉の高温停止・低温停止の達成及び維持 ○ 排煙設備の起動手順	運用・手順	・ 火災感知器作動時の対応手順（手順整備含む） ・ 運転員による二酸化炭素消火器を用いた消火手順（手順整備含む） ・ 原子炉の安全停止操作の手順（手順整備含む） ・ （運転員の当直体制） ・ （消防要員等による体制）
		体制	・ 設備の点検 ・ 設備の故障時の補修
		保守・点検	・ 火災防護に関する教育
		教育・訓練	・ 運転員による運転操作等の訓練 ・ 消防要員等による総合的な訓練
		運用・手順	・ 排煙装置による排煙の手順（手順整備含む）
		保守・点検	・ （運転員の当直体制） ・ （消防要員等による体制）
教育・訓練	・ 火災防護に関する教育 ・ 運転員による運転操作等の訓練 ・ 消防要員等による総合的な訓練		

設置許可基準対象条文	対象項目	区分	運用対策等
第8条 内部火災	【中央制御室及び補助盤室内の火災の影響軽減対策】 ○ 離隔距離等による分離 ○ 中央制御室は運転員による二酸化炭素消火器を用いた消火を実施 ○ 中央制御室及び補助盤室内火災時の原子炉の高温停止・低温停止の達成及び維持 ○ 排煙装置の起動手順（中央制御室）	運用・手順	・ 火災感知器作動時の対応手順（手順整備含む） ・ 運転員による二酸化炭素消火器を用いた消火手順（手順整備含む） ・ 原子炉の安全停止操作の手順（手順整備含む） ・ （運転員の当直体制） ・ （消防要員等による体制）
		体制	・ 設備の点検 ・ 設備の故障時の補修
		保守・点検	・ 火災防護に関する教育
		教育・訓練	・ 運転員による運転操作等の教育 ・ 消防要員等による総合的な訓練
		運用・手順	・ 排煙装置による排煙の手順（手順整備含む）
		保守・点検	・ （運転員の当直体制） ・ （消防要員等の体制）
教育・訓練	・ 火災防護に関する教育 ・ 運転員による運転操作等の訓練 ・ 消防要員等による総合的な訓練		

備考

- ・ 設備の相違

【柏崎6/7, 東海第二】
 島根2号炉は、中央制御室に隣接する補助盤室に対しても、中央制御室と同様の影響軽減対策を実施している

設置許可基準対象条文	対象項目	区分	運用対策等
第8条 内部火災	【火災時の対応手順】 ○火災感知設備作動時の対応手順 ○自動消火設備作動時の対応手順 ○消防要員等による消火活動 ○原子炉の安全停止操作	通用・手順	・火災感知設備作動時の対応手順（手順整備含む） ・消防要員等による消火器及び消火栓を用いた消火手順（手順整備含む） ・原子炉の安全停止操作の手順（手順整備含む）
		体制	・（運転員の当直体制） ・（消防要員等による体制） ・（自衛消防組織）
		保守・点検	・設備の点検 ・設備の故障時の補修
		教育・訓練	・火災防護に関する教育 ・運転員による運転操作等の訓練 ・消防要員等による総合的な訓練 ・所員による消防訓練

設置許可基準対象条文	対象項目	区分	運用対策等
第8条 内部火災	【火災時の対応手順】 ○火災感知設備作動時の対応手順 ○自動消火設備作動時の対応手順 ○消防要員等による消火活動 ○原子炉の安全停止操作	運用・手順	・火災感知器作動時の対応手順(手順整備含む) ・消防要員等による消火器及び消火栓を用いた消火手順(手順整備含む) ・原子炉の安全停止操作の手順(手順整備含む)
		体制	・（運転員の当直体制） ・（消防要員等による体制） ・（自衛消防組織）
		保守・点検	・設備の点検 ・設備の故障時の補修
		教育・訓練	・火災防護に関する教育 ・運転員による運転操作等の訓練 ・消防要員等による総合的な訓練 ・所員による消防訓練

設置許可基準対象条文	対象項目	区分	運用対策等
第8条 内部火災	【火災時の対応手順】 ○火災感知設備作動時の対応手順 ○自動消火設備作動時の対応手順 ○消防要員等による消火活動 ○原子炉の安全停止操作	通用・手順	・火災感知器作動時の対応手順（手順整備含む） ・消防要員等による消火器及び消火栓を用いた消火手順（手順整備含む） ・原子炉の安全停止操作の手順（手順整備含む）
		体制	・（運転員の当直体制） ・（消防要員等による体制） ・（自衛消防組織）
		保守・点検	・設備の点検 ・設備の故障時の補修
		教育・訓練	・火災防護に関する教育 ・運転員による運転操作等の訓練 ・消防要員等による総合的な訓練 ・所員による消防訓練

設置許可基準対象条文	対象項目	区分	運用対策等
第8条 内部火災	<ul style="list-style-type: none"> ●火災防護計画 ○火災防護対策及び計画を実施するために必要な手順、機器、組織体制について定める ○火災防護組織における責任と権限を定める ○管理権限者の役割として、必要な要員を確保し、配置することを定める 	運用・手順	・対象項目のとおり(手順整備含む)
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	・火災防護に関する教育
		運用・手順	・対象項目のとおり(手順整備含む)
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	・火災防護に関する教育
		運用・手順	・対象項目のとおり(手順整備含む)
		体制	—

設置許可基準対象条文	対象項目	運用対策等	
		区分	・対象項目のとおり(手順整備含む)
第8条 内部火災	<ul style="list-style-type: none"> ●火災防護計画 ○火災防護対策及び計画を実施するために必要な手順、機器、組織体制について定める ○火災防護組織における責任と権限を定める ○管理権限者の役割として、必要な要員を確保し、配置することを定める ○持込み可燃物管理、火気作業管理等の火災の発生防止に係る対策について定める ○火災の早期感知及び消火活動について定める ○原子炉施設の安全機能を有する構造物、系統及び機器を火災から防護するため、火災の発生防止、火災の早期感知及び消火並びに火災の影響軽減の3つの深層防護の概念に基づいて、火災防護対策を定める ○原子炉施設全体を対象とした火災防護計画であることを定める ○原子炉施設の安全機能を有する構造物、系統及び機器を火災から防護するため、火災の発生防止、火災の早期感知及び消火並びに火災の影響軽減の3つの深層防護の概念に基づいて、火災防護対策を定める 	運用・手順	・対象項目のとおり(手順整備含む)
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	・火災防護に関する教育
		運用・手順	・対象項目のとおり(手順整備含む)
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	・火災防護に関する教育
		運用・手順	・対象項目のとおり(手順整備含む)
		体制	—

設置許可基準対象条文	対象項目	運用対策等	
		区分	・対象項目のとおり(手順整備含む)
第8条 内部火災	<ul style="list-style-type: none"> ●火災防護計画 ○火災防護対策及び計画を実施するために必要な手順、機器、組織体制について定める ○火災防護組織における責任と権限を定める ○管理権限者の役割として、必要な要員を確保し、配置することを定める ○持込み可燃物管理、火気作業管理等の火災の発生防止に係る対策について定める ○火災の早期感知及び消火活動について定める ○原子炉施設の安全機能を有する構造物、系統及び機器を火災から防護するため、火災の発生防止、火災の早期感知及び消火並びに火災の影響軽減の3つの深層防護の概念に基づいて、火災防護対策を定める ○原子炉施設全体を対象とした火災防護計画であることを定める ○原子炉施設の安全機能を有する構造物、系統及び機器を火災から防護するため、火災の発生防止、火災の早期感知及び消火並びに火災の影響軽減の3つの深層防護の概念に基づいて、火災防護対策を定める 	運用・手順	・対象項目のとおり(手順整備含む)
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	・火災防護に関する教育
		運用・手順	・対象項目のとおり(手順整備含む)
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	・火災防護に関する教育
		運用・手順	・対象項目のとおり(手順整備含む)
		体制	—

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

まとめ資料比較表〔第8条 火災による損傷の防止 別添3〕

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">別添 3</p> <p style="text-align: center;"><u>柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉</u></p> <p>火災防護に係る等価時間算出プロセスについて</p>	<p style="text-align: center;">別添3</p> <p style="text-align: center;"><u>東海第二発電所</u></p> <p>火災防護に係る等価時間算出プロセスについて</p>	<p style="text-align: right;">別添 3</p> <p style="text-align: center;"><u>島根原子力発電所2号炉</u></p> <p>火災防護に係る等価時間算出プロセスについて</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>1. 概要</p> <p>「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準」(以下「火災防護審査基準」という。)では、<u>原子炉施設</u>が火災によりその安全性が損なわれないよう、必要な火災防護対策を要求しており、「原子力発電所の内部火災影響評価ガイド」(以下「内部火災影響評価ガイド」という。)では、これらの要求に基づく火災防護対策により、<u>原子炉施設内</u>で火災が発生しても、原子炉の安全停止に係る安全機能が確保されることを確認するために実施する内部火災影響評価の手順の一例が示されている。</p> <p>本資料は、<u>柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉</u>に対して「内部火災影響評価ガイド」を参照して内部火災影響評価を行う際のインプット情報となる等価時間の算出プロセスについて、その概要をまとめたものである。</p> <p>2. 火災影響評価における要求事項</p> <p>内部火災影響評価は、「火災防護審査基準」の「2.3 火災の影響軽減 2.3.2」に基づき実施することが要求されている。</p>	<p>1. 概要</p> <p>「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準」(以下「火災防護に係る審査基準」という。))では、<u>原子炉施設</u>が火災によりその安全性が損なわれないよう、必要な火災防護対策を要求しており、「原子力発電所の内部火災影響評価ガイド」(以下「内部火災影響評価ガイド」という。)では、これらの要求に基づく火災防護対策により、<u>原子炉施設内</u>で火災が発生しても、原子炉の安全停止に係る安全機能が確保されることを確認するために実施する内部火災影響評価の手順の一例が示されている。</p> <p>本資料では、<u>東海第二発電所</u>に対して「内部火災影響評価ガイド」を参照して内部火災影響評価を行う際のインプット情報となる等価時間の算出プロセスについて、その概要をまとめたものである。</p> <p>2. 火災影響評価における要求事項</p> <p>内部火災影響評価は、「火災防護に係る審査基準」の「2.3 火災の影響軽減 2.3.2」に基づき実施することが要求されている。</p>	<p>1. 概要</p> <p>「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準」(以下、「火災防護審査基準」という。)では、<u>発電用原子炉施設</u>が火災によりその安全性が損なわれないよう、必要な火災防護対策を要求しており、「原子力発電所の内部火災影響評価ガイド」(以下、「内部火災影響評価ガイド」という。)では、これらの要求に基づく火災防護対策により、<u>発電用原子炉施設内</u>で火災が発生しても、原子炉の安全停止に係る安全機能が確保されることを確認するために実施する内部火災影響評価の手順の一例が示されている。</p> <p>本資料は、<u>島根原子力発電所 2号炉</u>に対して「内部火災影響評価ガイド」を参照して内部火災影響評価を行う際のインプット情報となる等価時間の算出プロセスについて、その概要をまとめたものである。</p> <p>2. 火災影響評価における要求事項</p> <p>内部火災影響評価は、「火災防護審査基準」の「2.3 火災の影響軽減 2.3.2」に基づき実施することが要求されている。</p>	
<p>2.3.2 <u>原子炉施設内</u>のいかなる火災によっても、安全保護系及び原子炉停止系の作動が要求される場合には、火災による影響を考慮しても、多重化されたそれぞれの系統が同時に機能を失うことなく、原子炉を高温停止及び低温停止できる設計であること。</p> <p>また、原子炉の高温停止及び低温停止が達成できることを、火災影響評価により確認すること。</p> <p>(火災影響評価の具体的手法は「原子力発電所の内部火災影響評価ガイド」による。)</p> <p>(参考)</p> <p>「高温停止及び低温停止できる」とは、想定される火災の原子炉への影響を考慮して、高温停止状態及び低温停止状態の達成、維持に必要な系統及び機器がその機能を果たすことができることをいう。</p>	<p>2.3.2 <u>原子炉施設</u>のいかなる火災によっても、安全保護系及び原子炉停止系の作動が要求される場合には、火災による影響を考慮しても、多重化されたそれぞれの系統が同時に機能を失うことなく、原子炉を高温停止及び低温停止できる設計であること。</p> <p>また、原子炉の高温停止及び低温停止が達成できることを、火災影響評価により確認すること。</p> <p>(火災影響評価の具体的手法は「原子力発電所の内部火災影響評価ガイド」による。)</p> <p>(参考)</p> <p>「高温停止及び低温停止できる」とは、想定される火災の原子炉への影響を考慮して、高温停止状態及び低温停止状態の達成、維持に必要な系統及び機器がその機能を果たすことができることをいう。</p>	<p>2.3.2 <u>原子炉施設内</u>のいかなる火災によっても、安全保護系及び原子炉停止系の作動が要求される場合には、火災による影響を考慮しても、多重化されたそれぞれの系統が同時に機能を失うことなく、原子炉を高温停止及び低温停止できる設計であること。</p> <p>また、原子炉の高温停止及び低温停止が達成できることを、火災影響評価により確認すること。</p> <p>(火災影響評価の具体的手法は「原子力発電所の内部火災影響評価ガイド」による。)</p> <p>(参考)</p> <p>「高温停止及び低温停止できる」とは、想定される火災の原子炉への影響を考慮して、高温停止状態及び低温停止状態の達成、維持に必要な系統及び機器がその機能を果たすことができることをいう。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>また、いかなる火災によっても原子炉を高温停止及び低温停止できる設計であることを確認する際、原子炉の安全確保の観点により、内部火災影響評価ガイドにおいて要求される以下の事項を考慮する。</p>	<p>また、いかなる火災によっても原子炉を高温停止及び低温停止できる設計であることを確認する際、原子炉の安全確保の観点により、内部火災影響評価ガイドにおいて要求される以下の事項を考慮する。</p>	<p>また、いかなる火災によっても原子炉を高温停止及び低温停止できる設計であることを確認する際、原子炉の安全確保の観点により、内部火災影響評価ガイドにおいて要求される以下の事項を考慮する。</p>	
<p>4. 火災時の原子炉の安全確保</p> <p>3. に想定する火災に対して、</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉の安全停止に必要な機能を有する系統が、その安全機能を失わないこと（信頼性要求に基づき独立性が確保され、多重性又は多様性を有する系統が同時にその機能を失わないこと）。 <p>内部火災により原子炉に外乱が及び、かつ、安全保護系、原子炉停止系の作動を要求される場合には、その影響（火災）を考慮し、安全評価指針に基づき安全解析を行う必要がある。</p>	<p>4. 火災時の原子炉の安全確保</p> <p>3. に想定する火災に対して、</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉の安全停止に必要な機能を有する系統が、その安全機能を失わないこと（信頼性要求に基づき独立性が確保され、多重性又は多様性を有する系統が同時にその機能を失わないこと）。 <p>内部火災により原子炉に外乱が及び、かつ、安全保護系、原子炉停止系の作動を要求される場合には、その影響（火災）を考慮し、安全評価指針に基づき安全解析を行う必要がある。</p>	<p>4. 火災時の原子炉の安全確保</p> <p>3. に想定する火災に対して、</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉の安全停止に必要な機能を有する系統が、その安全機能を失わないこと（信頼性要求に基づき独立性が確保され、多重性又は多様性を有する系統が同時にその機能を失わないこと）。 <p>内部火災により原子炉に外乱が及び、かつ、安全保護系、原子炉停止系の作動を要求される場合には、その影響（火災）を考慮し、安全評価指針に基づき安全解析を行う必要がある。</p>	
<p>内部火災影響評価ガイドでは、「火災影響評価は、『火災区域／火災区画の設定』、『情報及びデータの収集、整理』、『スクリーニング』、『火災伝播評価』というステップで実施する」ということが示されている。</p> <p>等価時間は、「情報及びデータの収集・整理」において設定した火災区域の耐火壁の耐火能力を評価するための指標であり、火災区域内の可燃性物質の量と火災区域の面積から算出される火災の継続時間に相当する。</p> <p>3. 等価時間の算出</p> <p>等価時間の算出は以下の手順で行う（第1図参照）。</p> <p>(1) 火災区域及び火災区画の設定</p> <p>原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するために必要な構築物、系統及び機器（具体的には、機器、配管、弁、ダクト、ケーブル、トレイ、電線管、盤等）が設置される火災区域及び火災区画の設定にあたっては、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するために必要な構築物、系統及び機器の設置箇所、建屋の間取り、障壁、貫通部、扉の設置状況、機器やケーブル等の配置、耐火壁の能力、系統分離基準等を総合的に勘案し設定した。</p>	<p>内部火災影響評価ガイドでは、「火災影響評価は、『火災区域／火災区画の設定』、『情報及びデータの収集、整理』、『スクリーニング』、『火災伝播評価』というステップで実施する」ということが示されている。（第1図参照）</p> <p>等価時間は、「情報及びデータの収集・整理」において設定した火災区域の耐火壁の耐火能力を評価するための指標であり、火災区域内の可燃性物質の量と火災区域の面積から算出される火災の継続時間に相当する。</p> <p>3. 等価時間の算出</p> <p>等価時間の算出は以下の手順で行う。</p> <p>(1) 火災区域(区画)の設定</p> <p>原子炉の安全停止に必要な機器等(具体的には、機器、配管、弁、ダクト、ケーブル、トレイ、電線管、盤等)が設置される火災区域(区画)の設定にあたっては、原子炉の安全停止に必要な機器等の設置箇所、建屋の間取り、障壁、貫通部、扉の設置状況、機器やケーブル等の配置、耐火壁の能力、系統分離基準等を総合的に勘案し設定した。</p>	<p>内部火災影響評価ガイドでは、「火災影響評価は、『火災区域／火災区画の設定』、『情報及びデータの収集、整理』、『スクリーニング』、『火災伝播評価』というステップで実施する」ということが示されている。</p> <p>等価時間は、「情報及びデータの収集、整理」において設定した火災区域の耐火壁の耐火能力を評価するための指標であり、火災区域内の可燃性物質の量と火災区域の面積から算出される火災の継続時間に相当する。</p> <p>3. 等価時間の算出</p> <p>等価時間の算出は以下の手順で行う（第1図参照）。</p> <p>(1) 火災区域及び火災区画の設定</p> <p>原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するために必要な構築物、系統及び機器（具体的には、機器、配管、弁、ダクト、ケーブル、トレイ、電線管、盤等）が設置される火災区域及び火災区画の設定にあたっては、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するために必要な構築物、系統及び機器の設置箇所、建屋の間取り、障壁、貫通部、扉の設置状況、機器やケーブル等の配置、耐火壁の能力、系統分離基準等を総合的に勘案し設定した。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(2) 火災区域及び火災区画内の可燃物の選定</p> <p>a. 可燃物量調査範囲について</p> <p>可燃物量調査範囲は、火災影響評価の信頼性向上を図るため建屋内の全ての場所について網羅的に把握する観点から、下記のとおりとした。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋全域 ・タービン建屋全域 ・廃棄物処理建屋全域 ・<u>コントロール建屋</u>全域 <p>b. 可燃物量調査対象について</p> <p>可燃物量調査対象は、上記 a. の範囲の全ての可燃物を対象とする。</p> <p>ただし、除外する可燃物については以下のとおりとする。</p> <p>(a) 表示板、パッキン、塗料及び計器内の可燃物、工具棚、本設機器付属品(弁のキャップ)、ページング、保安電話、拡声器、PHS アンテナ等は、発火の可能性が極めて低いこと、可燃物量としては少量であり、油等を加えた総熱量に対してその影響が小さいことから除外する。</p> <p>(b) 電線管内のケーブルは、酸素の供給が不十分で継続的な燃焼とならないので除外する。</p> <p>(c) 仮置き資機材については定期検査期間中の一時的な持ち込みであること、持ち込み可燃物管理にて管理すべきものであることから除外とする。また、長期設置資機材(発電用資材として保管している潤滑油等は除く)については、足場材や治工具等の鋼材が主であることから a)と同様な理由から除外する。</p> <p>(3) 火災区域及び火災区画内の可燃物量調査</p> <p>火災区域及び火災区画の可燃物量調査については、図面等の設計図書による図書調査、プラントウォークダウンによる現場調査を基本とする。</p>	<p>(2) <u>火災区域(区画)</u>内の可燃物の選定</p> <p>a. 可燃物量調査範囲について</p> <p>可燃物量の調査範囲は、火災影響評価の信頼性向上を図るために建屋内の全ての場所について網羅的に把握する観点から、<u>以下</u>のとおりとした。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋全域 ・タービン建屋全域 ・廃棄物処理建屋全域 ・<u>取水口廻り</u> <p>b. 可燃物量調査対象について</p> <p>可燃物量調査対象は、上記 a. の範囲の全ての可燃物を対象とする。</p> <p>ただし、除外する可燃物については以下のとおりとする。</p> <p>(a) 表示板、パッキン、塗料及び計器内の可燃物、工具棚、本設機器付属品(弁のキャップ)、ページング、保安電話、拡声器、PHS アンテナ等は発火の可能性が極めて低いこと、可燃物量としては少量であり、油等を加えた総熱量に対してその影響が小さいことから除外する。</p> <p>(b) 電線管内のケーブルは、酸素の供給が不十分で継続的な燃焼とならないので除外する。</p> <p>(c) <u>仮置き資材</u>については定期検査期間中の一時的な持ち込みであること、持ち込み可燃物管理にて管理すべきものであることから除外とする。</p> <p>また、長期設置資機材(発電用資材として保管している潤滑油等は除く)については、足場材や治工具等の鋼材が主であることから、a)と同様な理由から除外する。</p> <p>(3) <u>火災区域(区画)</u>内の可燃物調査</p> <p><u>火災区域(区画)</u>の可燃物量調査については、図面等の設計図書による図書調査、プラントウォークダウンによる現場調査を基本とする。</p>	<p>(2) <u>火災区域及び火災区画内</u>の可燃物の選定</p> <p>a. 可燃物量調査範囲について</p> <p>可燃物量調査範囲は、火災影響評価の信頼性向上を図るため建物内の全ての場所について網羅的に把握する観点から、<u>下記</u>のとおりとした。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建物全域 ・タービン建物全域 ・廃棄物処理建物全域 ・<u>制御室建物</u>全域 <p>b. 可燃物量調査対象について</p> <p>可燃物量調査対象は、上記a. の範囲の全ての可燃物を対象とする。</p> <p>ただし、除外する可燃物については以下のとおりとする。</p> <p>(a) 表示板、パッキン、塗料及び計器内の可燃物、工具棚、本設機器付属品(弁のキャップ)、ページング、保安電話、拡声器、PHS アンテナ等は、発火の可能性が極めて低いこと、可燃物量としては少量であり、油等を加えた総熱量に対してその影響が小さいことから除外する。</p> <p>(b) 電線管内のケーブルは、酸素の供給が不十分で継続的な燃焼とならないので除外する。</p> <p>(c) <u>仮置き資機材</u>については定期検査期間中の一時的な持ち込みであること、持ち込み可燃物管理にて管理すべきものであることから除外とする。また、長期設置資機材(発電用資材として保管している潤滑油等は除く)については、足場材や治工具等の鋼材が主であることから<u>(a)</u>と同様な理由から除外する。</p> <p>(3) <u>火災区域及び火災区画内</u>の可燃物量調査</p> <p><u>火災区域及び火災区画</u>の可燃物量調査については、図面等の設計図書による図書調査、プラントウォークダウンによる現場調査を基本とする。</p>	<p>・調査範囲の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>設備配置が異なる</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>ただし、火災影響評価に用いる可燃物については本設備の可燃物であり、増減が生じる場合は改造工事に起因するものであることから、工事主管箇所への聞き取り等による調査も考慮する。</p> <p>なお、火災区域及び火災区画の面積については、設計図書から算定した。</p> <p>a. 図書調査</p> <p>上記(2)で選定した可燃物のうち、ポンプや電動機等で使用される潤滑油、グリース、ケーブルの物量については、設計図面等を用いて調査した。</p> <p>また、新規規制基準対応への適合のための火災防護対策の検討に伴い、火災区域及び火災区画の見直しが発生した場合には、都度、図面等と現場を照合し、新しい火災区域及び火災区画における機器の配置等を確認し、可燃物の増減を評価する。</p> <p>b. 現場調査</p> <p>上記(2)で選定した可燃物のうち、火災区域及び火災区画にケーブルトレイ、電源盤、油内包機器については、現場ウォークダウンにより調査した。</p> <p>具体的には、各火災区域に設置されているケーブルトレイの布設状態の確認、油内包機器の種類・数量、現場の各種電気盤の面数及び寸法の確認を実施した。</p> <p>(4) 可燃物の単位発熱量及び可燃物量調査結果に対する考慮</p> <p>可燃物に係る単位発熱量については、最新の知見及び最も広く使用されている実績のある NFPA Fire Protection Handbook 最新版(20th Edition)を原則として使用する。</p> <p>火災影響評価に用いる火災区画の総可燃物量の算出に際しては、図書調査、現場調査における可燃物量の不確かさを考慮し、調査した総可燃物量に裕度を持たせることとする。</p> <p>具体的には、調査結果を基に算出した総発熱量に安全率20%を加味する。</p>	<p>ただし、火災影響評価に用いる可燃物については本設備の可燃物であり、増減が生じる場合は改造工事に起因するものであることから、工事主管箇所への聞き取り等による調査も考慮する。</p> <p>なお、<u>火災区域(区画)</u>の面積については、設計図書から算出した。</p> <p>a. 図書調査</p> <p>上記(2)で選定した可燃物のうち、ポンプや電動機等で使用される潤滑油、グリース、ケーブルの物量については、設計図面等を用いて調査した。</p> <p>また、新規規制基準対応への適合のための火災防護対策の検討に伴い、<u>火災区域(区画)</u>の見直しが発生した場合には、都度、図面等と現場を照合し、新しい<u>火災区域(区画)</u>における機器の配置等を確認し、可燃物の増減を評価する。</p> <p>b. 現場調査</p> <p>上記(2)で選定した可燃物のうち、<u>火災区域(区画)</u>にケーブルトレイ、電源盤、油内包機器については、現場ウォークダウンにより調査した。</p> <p>具体的には、各火災区域に設置されているケーブルトレイの布設状態の確認、油内包機器の種類・数量、現場の各種<u>電源盤</u>の面数及び寸法の確認を実施した。</p> <p>(4) 可燃物の単位発熱量及び可燃物量調査結果に対する考慮</p> <p>可燃物に係る単位発熱量については、最新の知見及び最も広く使用されている実績のある NFPA Fire Protection Handbook 最新版(20th Edition)を原則として使用する。</p> <p>火災影響評価に用いる火災区画の総可燃物量の算出に際しては、図書調査、現場調査における可燃物量の不確かさを考慮し、調査した<u>総可燃物量に安全率20%を加味する。</u></p>	<p>ただし、火災影響評価に用いる可燃物については本設備の可燃物であり、増減が生じる場合は改造工事に起因するものであることから、工事主管箇所への聞き取り等による調査も考慮する。</p> <p>なお、<u>火災区域及び火災区画</u>の面積については、設計図書から算定した。</p> <p>a. 図書調査</p> <p>上記(2)で選定した可燃物のうち、ポンプや電動機等で使用される潤滑油、グリース、ケーブルの物量については、設計図面等を用いて調査した。</p> <p>また、新規規制基準対応への適合のための火災防護対策の検討に伴い、<u>火災区域及び火災区画</u>の見直しが発生した場合には、都度、図面等と現場を照合し、新しい<u>火災区域及び火災区画</u>における機器の配置等を確認し、可燃物の増減を評価する。</p> <p>b. 現場調査</p> <p>上記(2)で選定した可燃物のうち、<u>火災区域及び火災区画</u>にケーブルトレイ、電源盤、油内包機器については、現場ウォークダウンにより調査した。</p> <p>具体的には、各火災区域に設置されているケーブルトレイの布設状態の確認、油内包機器の種類・数量、現場の各種<u>電気盤</u>の面数及び寸法の確認を実施した。</p> <p>(4) 可燃物の単位発熱量及び可燃物量調査結果に対する考慮</p> <p>可燃物に係る単位発熱量については、最新の知見及び最も広く使用されている実績のある NFPA Fire Protection Handbook 最新版(20th Edition)を原則として使用する。</p> <p>火災影響評価に用いる火災区画の総可燃物量の算出に際しては、図書調査、現場調査における可燃物量の不確かさを考慮し、調査した<u>総可燃物量に裕度を持たせることとする。</u></p> <p><u>具体的には、調査結果を基に算出した総発熱量に安全率20%を加味する。</u></p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(5) 等価時間の算出</p> <p>等価時間の算出については、火災区域に存在する可燃物の総発熱量を算出し、各火災区域の単位床面積あたりの発熱量である火災荷重を、下式により算定する。(内部火災影響評価ガイドと同様)</p>	<p>(5) 等価時間の算出</p> <p>等価時間の算出については、火災区域に存在する可燃物の総発熱量を算出し、各火災区域の単位床面積あたりの発熱量である火災荷重を、下式により算定する。(内部火災影響評価ガイドと同様)</p>	<p>(5) 等価時間の算出</p> <p>等価時間の算出については、火災区域に存在する可燃物の総発熱量を算出し、各火災区域の単位床面積あたりの発熱量である火災荷重を、下式により算定する。(内部火災影響評価ガイドと同様)</p>	
<p>等価時間(h) = 火災荷重 / 燃焼率 = 発熱量 / 火災区画の面積 / 燃焼率</p> <p>ここで、</p> <p>火災荷重 = 発熱量 / 火災区画の面積</p> <p>燃焼率 : 単位時間単位面積当たりの発熱量 (908, 095kJ/m²/h)</p> <p>発熱量 : 火災区画内の総発熱量 (kJ) = 可燃性物質の量 × 熱含有量</p> <p>可燃性物質の量 : 火災区画内の各種可燃性物質の量 (m³ 又は kg)</p> <p>火災区画の面積 : 火災区画の床面積 (m²)</p> <p>燃焼率としては NFPA (National Fire Protection Association) ハンドブックの Fire Protection Handbook Section/Chapter 18, “Confinement of Fire in Buildings Association)” の標準火災曲線のうち最も厳しい燃焼クラスである CLASS E の値である 908, 095kJ/m²/hr を用いる。</p>	<p>等価時間(h) = 火災荷重 / 燃焼率 = 発熱量 / 火災区画の面積 / 燃焼率</p> <p>ここで、</p> <p>火災荷重 = 発熱量 / 火災区画の面積</p> <p>燃焼率 : 単位時間単位面積当たりの発熱量 (908, 095kJ/m²/h)</p> <p>発熱量 : 火災区画内の総発熱量 (kJ) = 可燃性物質の量 × 熱含有量</p> <p>可燃性物質の量 : 火災区画内の各種可燃性物質の量 (m³ 又は kg)</p> <p>火災区画の面積 : 火災区画の床面積 (m²)</p> <p>燃焼率としては NFPA (National Fire Protection Association) ハンドブックの Fire Protection Handbook Section/Chapter 18, “Confinement of Fire in Buildings Association)” の標準火災曲線のうち最も厳しい燃焼クラスである CLASS E の値である 908, 095kJ/m²/hr を用いる。</p>	<p>等価時間(h) = 火災荷重 / 燃焼率 = 発熱量 / 火災区画の面積 / 燃焼率</p> <p>ここで、</p> <p>火災荷重 = 発熱量 / 火災区画の面積</p> <p>燃焼率 : 単位時間単位面積当たりの発熱量 (908, 095kJ/m²/h)</p> <p>発熱量 : 火災区画内の総発熱量 (kJ) = 可燃性物質の量 × 熱含有量</p> <p>可燃性物質の量 : 火災区画内の各種可燃性物質の量 (m³ 又はkg)</p> <p>火災区画の面積 : 火災区画の床面積 (m²)</p> <p>燃焼率としては NFPA (National Fire Protection Association) ハンドブック⁽⁶⁾の Fire Protection Handbook Section/Chapter 18, “Confinement of Fire in Buildings Association)” の標準火災曲線のうち最も厳しい燃焼クラスである CLASS E の値である 908, 095kJ/m²/hr を用いる。</p>	
<p>(6) 火災区域特性表の作成</p> <p>可燃物量の調査結果は、火災区域特性表として整理した。火災区域特性表の代表例を添付資料 1 に示す。</p> <p>各火災区域の可燃物量の調査結果については、火災区域特性表 II にまとめるとともに、火災影響評価のデータシートとして火災区域の部屋毎に設置機器や可燃物量を整理したデータシートを作成した。</p> <p>改造工事等の設備更新を行う場合は、設計管理の中で可燃物量の増減の確認し、その結果をデータシートに反映する。</p> <p>(7) 今後の対応</p> <p>a. 「火災区域特性表」による火災荷重・等価時間の管理</p>	<p>(6) 火災区域特性表の作成</p> <p>可燃物量の調査結果は、火災区域特性表として整理した。火災区域特性表の代表例を添付資料 1 に示す。</p> <p>各火災区域の可燃物量の調査結果については、火災区域特性表 II にまとめるとともに、火災影響評価のデータシートとして火災区域の部屋毎に設置機器や可燃物量を整理したデータシートを作成した。</p> <p>改造工事等の設備更新を行う場合は、設計管理の中で可燃物量の増減を確認し、その結果をデータシートに反映する。</p> <p>(7) 今後の対応</p> <p>a. 「火災区域特性表」による火災荷重・等価時間の管理</p>	<p>(6) 火災区域特性表の作成</p> <p>可燃物量の調査結果は、火災区域特性表として整理した。火災区域特性表の代表例を添付資料 1 に示す。</p> <p>各火災区域の可燃物量の調査結果については、火災区域特性表 II にまとめるとともに、火災影響評価のデータシートとして火災区域の部屋毎に設置機器や可燃物量を整理したデータシートを作成した。</p> <p>改造工事等の設備更新を行う場合は、設計管理の中で可燃物量の増減の確認し、その結果をデータシートに反映する。</p> <p>(7) 今後の対応</p> <p>a. 「火災区域特性表」による火災荷重・等価時間の管理</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>火災荷重・等価時間の管理については、「火災区域特性表」を用いて内部火災影響評価の一環として実施する。等価時間の算出手順を含めた内部火災影響評価の手順及び実施頻度については、火災防護計画で定める。</p> <p>また、改造工事等の設備更新を行う場合は、設計管理の中で可燃物量の増減の確認、既存の内部火災影響評価結果に影響を与えないことを確認することを火災防護計画で定める。</p> <p>b. 持込み可燃物管理</p> <p>持込み可燃物の管理は、火災発生防止及び火災発生時の規模の局限化、影響軽減を目的として実施する。持込み可燃物の運用管理手順には、発電所の通常運転に関する可燃物、保守や改造に使用するために持ち込まれる可燃物（一時的に持ち込まれる可燃物を含む）の管理を含む。</p> <p>具体的には、<u>原子炉施設内の各火災区域（部屋）</u>の耐火障壁の耐火能力、設置されている火災感知器、消火設備の情報から管理基準を定め、火災区域（部屋）に持ち込まれ 1 日以上仮置される可燃物と火災区域（部屋）の既存の可燃物の火災荷重の総和を評価し、その管理基準を超過しないよう持込み可燃物を管理する。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>火災荷重・等価時間の管理については、「火災区域特性表」を用いて内部火災影響評価の一環として実施する。等価時間の算出手順を含めた内部火災影響評価の手順及び実施頻度については、火災防護計画で定める。</p> <p>また、改造工事等の設備更新を行う場合は、設備管理の中で可燃物量の増減の確認、既存の内部火災影響評価結果に影響を与えないことを確認すること火災防護計画に定める。</p> <p>b. 持込み可燃物管理</p> <p>持込み可燃物の管理は、火災発生防止及び火災発生時の規模の局限化、影響軽減を目的として実施する。持込み可燃物の運用管理手順には、発電所の通常運転に関する可燃物、保守や改造に使用するために持ち込まれる可燃物（一時的に持ち込まれる可燃物含む）の管理を含む。</p> <p>具体的には、<u>原子炉施設内の各火災区域（部屋）</u>の耐火障壁の耐火能力、設置されている火災感知器、消火設備の情報から管理基準を定め、火災区域（部屋）に持ち込まれ 1 日以上仮置きされる可燃物と火災区域（部屋）の既存の可燃物の火災荷重の総和を評価し、その管理基準を超過しないよう持込み可燃物を管理する。</p>	<p>火災荷重・等価時間の管理については、「火災区域特性表」を用いて内部火災影響評価の一環として実施する。等価時間の算出手順を含めた内部火災影響評価の手順及び実施頻度については、火災防護計画で定める。</p> <p>また、改造工事等の設備更新を行う場合は、設計管理の中で可燃物量の増減の確認、既存の内部火災影響評価結果に影響を与えないことを確認することを火災防護計画で定める。</p> <p>b. 持込み可燃物管理</p> <p>持込み可燃物の管理は、火災発生防止及び火災発生時の規模の局限化、影響軽減を目的として実施する。持込み可燃物の運用管理手順には、発電所の通常運転に関する可燃物、保守や改造に使用するために持ち込まれる可燃物（一時的に持ち込まれる可燃物を含む）の管理を含む。</p> <p>具体的には、<u>発電用原子炉施設内の各火災区域（部屋）</u>の耐火障壁の耐火能力、設置されている火災感知器、消火設備の情報から管理基準を定め、火災区域（部屋）に持ち込まれ 1 日以上仮置きされる可燃物と火災区域（部屋）の既存の可燃物の火災荷重の総和を評価し、その管理基準を超過しないよう持込み可燃物を管理する。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: center;">等価時間算出 開始</p> <p>火災区域及び火災区画の設定 原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するために必要な設備が設置されている建屋について、これら設備の設置状況を考慮し、「火災区域」を設定。</p> <p>火災区域及び火災区画内の可燃物の選定 可燃物の選定にあたって、可燃物量の調査範囲、調査対象を設定する。ただし、一部除外する可燃物を設定する。</p> <p>火災区域及び火災区画内の可燃物量調査 ・図面等の設計図書による図書調査、プラントワークダウンによる現場調査により可燃物量調査を行う。 ・火災区域及び火災区画の面積は、設計図書から算定する。</p> <div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 45%;"> <p>図書調査 ポンプや電動機等で使用される潤滑油、グリース、ケーブルの物量については、設計図面等を用いて調査する。</p> </div> <div style="width: 45%;"> <p>現場調査 ケーブルトレイ、電源盤、油内包機器について、現場ワークダウンにより調査する。</p> </div> </div> <p>可燃物の単位発熱量及び可燃物量調査結果に対する考慮 ・可燃物に係る単位発熱量については、最新の知見及び最も広く使用されている実績のあるNFPA Fire Protection Handbook最新版 (20th Edition) を原則として使用する。 ・火災影響評価に用いる火災区画の総可燃物量の算出に際しては、図書調査、現場調査における可燃物量の不確かさを考慮し、調査した総可燃物量に裕度を持たせる。</p> <p>等価時間の算出 火災区域に存在する可燃物の総発熱量から、等価時間を算出する。</p> <p>火災区域特性表の作成 (情報・データの収集・整理) ・各火災区域内の可燃性物質の調査結果、算出した等価時間は、火災区域の特徴を示す「火災区域特性表」(火災区域特性表Ⅱ, 火災影響評価データシート) に整理する。 ・改造工事等の設備更新を行う場合は、設計管理の中で可燃物量の増減の確認し、その結果をデータシートへ反映する。</p>	<p style="text-align: center;">等価時間算出 開始</p> <p>火災区域の設定 原子炉の安全停止に必要な設備が設置されている部屋について、これら設備の設置状況を考慮し、「火災区域」を設定。</p> <p>火災区域(区画)内の可燃物の選定 可燃物の選定にあたって、可燃物量の調査範囲、調査対象を設定する。ただし、一部除外する可燃物を設定する。</p> <p>火災区域(区画)内の可燃物量の調査 ・図面等の設計図書による図書調査、プラントワークダウンによる現場調査により可燃物量調査を行う。 ・火災区域(区画)の面積は、設計図書から算定する。</p> <div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 45%;"> <p>図書調査 ポンプや電動機等で使用される潤滑油、グリース、ケーブルの物量については、設計図面等を用いて調査する。</p> </div> <div style="width: 45%;"> <p>現場調査 ケーブルトレイ、電源盤、油内包機器について、現場ワークダウンにより調査する。</p> </div> </div> <p>可燃物の単位発熱量及び可燃物量調査結果に対する考慮 ・可燃物に係る単位発熱量については、最新の知見及び最も広く使用されている実績のあるNFPA Fire Protection Handbook最新版 (20th Edition) を原則として使用する。 ・火災影響評価に用いる火災区画の総可燃物量の算出に際しては、図書調査、現場調査における可燃物量の不確かさを考慮し、調査した総可燃物量に裕度を持たせる。</p> <p>等価時間の算出 火災区域に存在する可燃物の総発熱量から、等価時間を算出する。</p> <p>火災区域特性表の作成 (情報・データの収集・整理) ・各火災区域内の可燃性物質の調査結果、算出した等価時間は、火災区域の特徴を示す「火災区域特性表」(火災区域特性表Ⅱ, 火災影響評価データシート) に整理する。 ・改造工事等の設備更新を行う場合は、設計管理の中で可燃物量の増減の確認し、その結果をデータシートへ反映する。</p>	<p style="text-align: center;">等価時間算出 開始</p> <p>火災区域の設定 原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するために必要な設備が設置されている建物について、これら設備の設置状況を考慮し、「火災区域」を設定。</p> <p>火災区域及び火災区画内の可燃物の選定 可燃物の選定にあたって、可燃物量の調査範囲、調査対象を設定する。ただし、一部除外する可燃物を設定する。</p> <p>火災区域及び火災区画内の可燃物量調査 ・図面等の設計図書による図書調査、プラントワークダウンによる現場調査により可燃物量調査を行う。 ・火災区域及び火災区画の面積は、設計図書から算定する。</p> <div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 45%;"> <p>図書調査 ポンプや電動機等で使用される潤滑油、グリース、ケーブルの物量については、設計図面等を用いて調査する。</p> </div> <div style="width: 45%;"> <p>現場調査 ケーブルトレイ、電源盤、油内包機器について、現場ワークダウンにより調査する。</p> </div> </div> <p>可燃物の単位発熱量及び可燃物量調査結果に対する考慮 ・可燃物に係る単位発熱量については、最新の知見及び最も広く使用されている実績のあるNFPA Fire Protection Handbook最新版 (20th Edition) を原則として使用する。 ・火災影響評価に用いる火災区画の総可燃物量の算出に際しては、図書調査、現場調査における可燃物量の不確かさを考慮し、調査した総可燃物量に裕度を持たせる。</p> <p>等価時間の算出 火災区域に存在する可燃物の総発熱量から、等価時間を算出する。</p> <p>火災区域特性表の作成 (情報・データの収集・整理) ・各火災区域内の可燃性物質の調査結果、算出した等価時間は、火災区域の特徴を示す「火災区域特性表」(火災区域特性表Ⅱ, 火災影響評価データシート) に整理する。 ・改造工事等の設備更新を行う場合は、設計管理の中で可燃物量の増減の確認し、その結果をデータシートへ反映する。</p>	
第1図 等価時間の算出フロー	第1図 等価時間の算出フロー	第1図 等価時間の算出フロー	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">添付資料 1</p> <p style="text-align: center;">柏崎刈羽原子力発電所 7号炉の 火災区域特性表の例</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 1</p> <p style="text-align: center;">東海第二発電所の 火災区域特性表の例</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 1</p> <p style="text-align: center;">島根原子力発電所 2号炉の 火災区域特性表の例</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																							
<p style="text-align: center;"><u>火災区域特性表 I</u></p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td colspan="5" style="text-align: center;">火災区域特性表のまとめ</td> <td style="text-align: right;">1/1</td> </tr> <tr> <td style="width: 15%;">プラント</td> <td style="width: 15%;">KK-7</td> <td style="width: 15%;">建屋</td> <td style="width: 15%;">原子炉建屋</td> <td style="width: 15%;">火災区域番号</td> <td style="width: 15%;">RX-B3F-2</td> </tr> </table> <div style="border: 1px solid black; height: 600px; width: 100%;"></div>	火災区域特性表のまとめ					1/1	プラント	KK-7	建屋	原子炉建屋	火災区域番号	RX-B3F-2	<p style="text-align: center;"><u>火災区域特性表 I</u></p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td colspan="5" style="text-align: center;">火災区域特性表のまとめ</td> <td style="text-align: right;">1/1</td> </tr> <tr> <td style="width: 15%;">プラント</td> <td style="width: 15%;">NT-2</td> <td style="width: 15%;">建屋</td> <td style="width: 15%;">原子炉建屋</td> <td style="width: 15%;">火災区域番号</td> <td style="width: 15%;">R-6</td> </tr> </table> <div style="border: 1px solid black; height: 500px; width: 100%;"></div>	火災区域特性表のまとめ					1/1	プラント	NT-2	建屋	原子炉建屋	火災区域番号	R-6	<p style="text-align: center;"><u>火災区域特性表 I</u></p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td colspan="6" style="text-align: center;">火災区域特性表のまとめ</td> <td style="text-align: right;">1/2</td> </tr> <tr> <td style="width: 10%;">プラント</td> <td style="width: 10%;">NS-2</td> <td style="width: 10%;">建物</td> <td style="width: 10%;">原子炉建物</td> <td style="width: 10%;">火災区域番号</td> <td style="width: 10%;">RX-B2F-1</td> <td style="width: 10%;">火災区域安全区分</td> <td style="width: 10%;">II</td> </tr> </table> <div style="border: 1px solid black; height: 450px; width: 100%;"></div>	火災区域特性表のまとめ						1/2	プラント	NS-2	建物	原子炉建物	火災区域番号	RX-B2F-1	火災区域安全区分	II	<p style="text-align: center;">備考</p>
火災区域特性表のまとめ					1/1																																					
プラント	KK-7	建屋	原子炉建屋	火災区域番号	RX-B3F-2																																					
火災区域特性表のまとめ					1/1																																					
プラント	NT-2	建屋	原子炉建屋	火災区域番号	R-6																																					
火災区域特性表のまとめ						1/2																																				
プラント	NS-2	建物	原子炉建物	火災区域番号	RX-B2F-1	火災区域安全区分	II																																			

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)

火災区域特性表Ⅱ

火災区域内の火災源及び防火設備										1/1
プラント		KX-7			火災区域番号		RX-B3F-2			
No.	火災区域内の火災区画番号	火災源			防火設備					
	火災区域内の火災区画名称	床面積 (㎡)	発熱量 (MJ)	火災荷重 (MJ/㎡)	等価時間 (h)	火災検知器	主要消火設備	消火方法	消火設備の バンクアップ	降壁耐火時間 (h:min)

東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)

火災区域特性表Ⅱ

火災区域内の火災源及び防火設備					1/1
プラント		NT-2		火災区域番号	R-6

島根原子力発電所 2号炉

火災区域特性表Ⅰ

火災区域特性表のまとめ							2/2
プラント	NS-2	建物	原子炉建物	火災区域番号	RX-B2F-1	火災区域安全区分	Ⅱ

備考

火災区域特性表Ⅲ

火災区域に隣接する火災区域(部屋)と伝播経路						1/1
プラント		KX-7	火災区域番号	RX-B3F-2		
No.	隣接火災区域番号	隣接火災区域内の火災区域番号	火災伝播経路	障壁の耐火能力 (h)(+1)	隣接部屋の 消火形式	伝播の可能性
		隣接火災区域内の火災区域名称				

--	--	--	--	--	--	--

火災区域特性表Ⅲ

火災区域に隣接する火災区域(部屋)と伝播経路				1/1
プラント	NT-2	火災区域番号	R-8	

--	--	--	--	--

火災区域特性表Ⅱ

火災区域内の火災源及び防火設備				1/1
プラント	NS-2	火災区域番号	RX-B2F-1	

--	--	--	--	--

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)

火災区域特性表Ⅳ

火災により影響を受ける設備						1/1
プラント		KK-7		火災区域番号		RX-B3F-2
No.	火災区域内の火災区域番号	系統名	機器番号	機器名称	安全区分	影響を受ける緩和係

--	--	--	--	--	--	--

東海第二発電所 (2018.9.18版)

火災区域特性表Ⅳ

火災により影響を受ける設備				1/1	
プラント		NT-2	火災区域番号		R-6

--	--	--	--	--	--

島根原子力発電所 2号炉

火災区域特性表Ⅲ

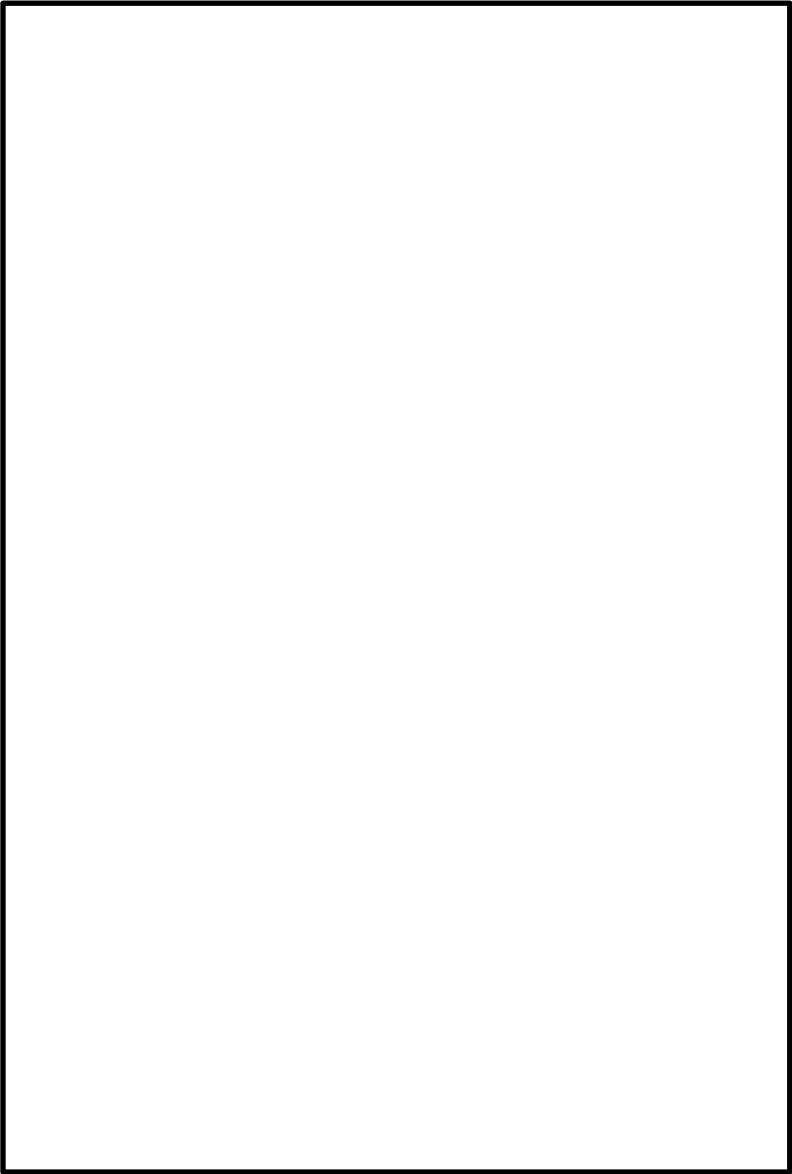
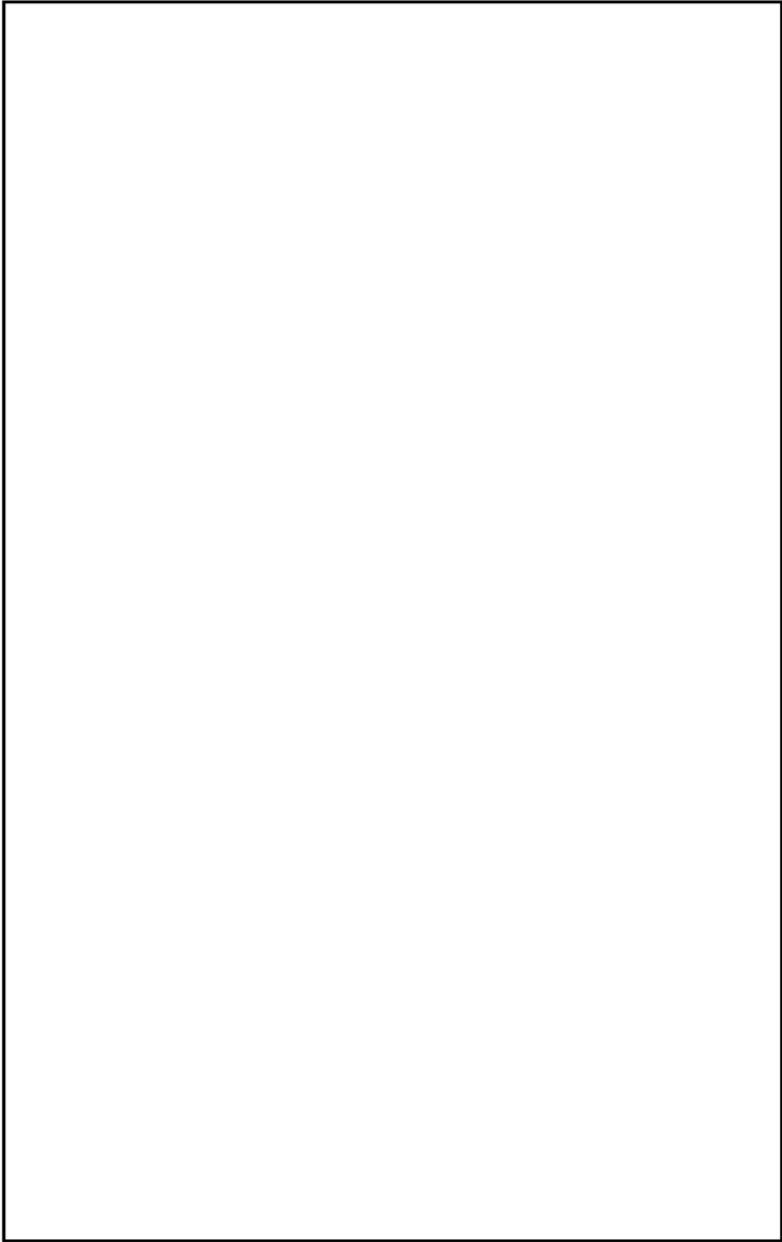
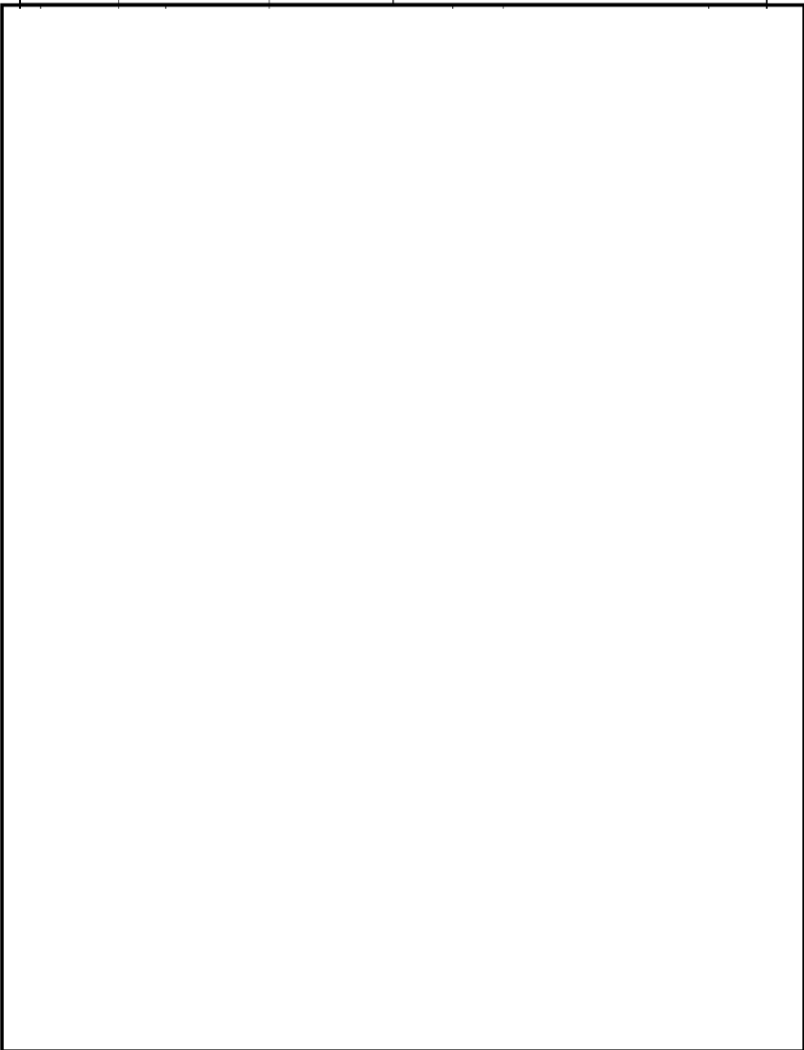
火災区域に隣接する火災区域(部屋)と伝播経路				1/2	
プラント		NS-2	火災区域番号		RX-B2F-1

--	--	--	--	--	--

備考

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																			
<p style="text-align: center;"><u>火災区域特性表V</u></p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td colspan="4" style="text-align: center;">火災により影響を受けるケーブル</td> <td style="text-align: right;">1/1</td> </tr> <tr> <td style="width: 10%;">プラント</td> <td style="width: 20%;">KK-7</td> <td style="width: 20%;">火災区域番号</td> <td style="width: 20%;">RX-B3F-2</td> <td></td> </tr> <tr> <td>No</td> <td>火災区域内の火災区域番号</td> <td>火災区域内の火災区域名称</td> <td>○: 添付有 ×: 添付無</td> <td>備考</td> </tr> </table> <div style="border: 1px solid black; height: 500px; width: 100%;"></div>	火災により影響を受けるケーブル				1/1	プラント	KK-7	火災区域番号	RX-B3F-2		No	火災区域内の火災区域番号	火災区域内の火災区域名称	○: 添付有 ×: 添付無	備考	<p style="text-align: center;"><u>火災区域特性表V</u></p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td colspan="4" style="text-align: center;">火災により影響を受けるケーブル</td> <td style="text-align: right;">1/1</td> </tr> <tr> <td style="width: 10%;">プラント</td> <td style="width: 20%;">NT-2</td> <td style="width: 20%;">火災区域番号</td> <td style="width: 20%;">R-6</td> <td></td> </tr> </table> <div style="border: 1px solid black; height: 500px; width: 100%;"></div>	火災により影響を受けるケーブル				1/1	プラント	NT-2	火災区域番号	R-6		<p style="text-align: center;"><u>火災区域特性表Ⅲ</u></p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td colspan="4" style="text-align: center;">火災区域に隣接する火災区域(節間)と伝播経路</td> <td style="text-align: right;">2/2</td> </tr> <tr> <td style="width: 10%;">プラント</td> <td style="width: 20%;">NS-2</td> <td style="width: 20%;">火災区域番号</td> <td style="width: 20%;">RX-B2F-1</td> <td></td> </tr> </table> <div style="border: 1px solid black; height: 500px; width: 100%;"></div>	火災区域に隣接する火災区域(節間)と伝播経路				2/2	プラント	NS-2	火災区域番号	RX-B2F-1		<p style="text-align: center;">備考</p>
火災により影響を受けるケーブル				1/1																																		
プラント	KK-7	火災区域番号	RX-B3F-2																																			
No	火災区域内の火災区域番号	火災区域内の火災区域名称	○: 添付有 ×: 添付無	備考																																		
火災により影響を受けるケーブル				1/1																																		
プラント	NT-2	火災区域番号	R-6																																			
火災区域に隣接する火災区域(節間)と伝播経路				2/2																																		
プラント	NS-2	火災区域番号	RX-B2F-1																																			

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																			
<p style="text-align: center;"><u>添付資料-1</u></p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td colspan="4" style="text-align: center;">火災影響評価のデータシート 目次</td> <td style="text-align: right;">1/1</td> </tr> <tr> <td style="width: 10%;">プラント</td> <td style="width: 20%;">KK-7</td> <td style="width: 20%;">火災区域番号</td> <td style="width: 30%;">RX-B3F-2</td> <td></td> </tr> <tr> <td>No</td> <td>火災区域内の部屋番号</td> <td>火災区域内の部屋名称</td> <td>○: 添付有 ×: 添付無</td> <td>備考</td> </tr> </table> <div style="border: 1px solid black; height: 400px; width: 100%;"></div>	火災影響評価のデータシート 目次				1/1	プラント	KK-7	火災区域番号	RX-B3F-2		No	火災区域内の部屋番号	火災区域内の部屋名称	○: 添付有 ×: 添付無	備考	<p style="text-align: center;"><u>添付資料-1</u></p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td colspan="4" style="text-align: center;">火災影響評価のデータシート 目次</td> <td style="text-align: right;">1/1</td> </tr> <tr> <td style="width: 10%;">プラント</td> <td style="width: 20%;">NT-2</td> <td style="width: 20%;">火災区域番号</td> <td style="width: 30%;">R-6</td> <td></td> </tr> </table> <div style="border: 1px solid black; height: 400px; width: 100%;"></div>	火災影響評価のデータシート 目次				1/1	プラント	NT-2	火災区域番号	R-6		<p style="text-align: center;"><u>火災区域特性表IV</u></p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td colspan="4" style="text-align: center;">火災により影響を受ける設備</td> <td style="text-align: right;">1/2</td> </tr> <tr> <td style="width: 10%;">プラント</td> <td style="width: 20%;">NS-2</td> <td style="width: 20%;">火災区域番号</td> <td style="width: 30%;">RX-B2F-1</td> <td></td> </tr> </table> <div style="border: 1px solid black; height: 400px; width: 100%;"></div>	火災により影響を受ける設備				1/2	プラント	NS-2	火災区域番号	RX-B2F-1		<p style="text-align: center;">備考</p>
火災影響評価のデータシート 目次				1/1																																		
プラント	KK-7	火災区域番号	RX-B3F-2																																			
No	火災区域内の部屋番号	火災区域内の部屋名称	○: 添付有 ×: 添付無	備考																																		
火災影響評価のデータシート 目次				1/1																																		
プラント	NT-2	火災区域番号	R-6																																			
火災により影響を受ける設備				1/2																																		
プラント	NS-2	火災区域番号	RX-B2F-1																																			

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考												
		<table border="1" data-bbox="1745 298 2445 373"> <thead> <tr> <th colspan="4">火災区域特性表Ⅳ</th> </tr> <tr> <td colspan="3">火災により影響を受ける設備</td> <td>2/2</td> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>プラント</td> <td>NS-2</td> <td>火災区域番号</td> <td>RX-BZF-1</td> </tr> </tbody> </table> 	火災区域特性表Ⅳ				火災により影響を受ける設備			2/2	プラント	NS-2	火災区域番号	RX-BZF-1	
火災区域特性表Ⅳ															
火災により影響を受ける設備			2/2												
プラント	NS-2	火災区域番号	RX-BZF-1												

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考												
		<table border="1" data-bbox="1745 306 2463 394"> <tr> <th colspan="4">火災区域特性表Ⅴ</th> </tr> <tr> <td colspan="3">火災により影響を受けるケーブル</td> <td>1/1</td> </tr> <tr> <td>プラント</td> <td>NS-2</td> <td>火災区域番号</td> <td>RX-B2F-1</td> </tr> </table> <div data-bbox="1730 394 2478 1394" style="border: 1px solid black; height: 476px; width: 252px;"></div>	火災区域特性表Ⅴ				火災により影響を受けるケーブル			1/1	プラント	NS-2	火災区域番号	RX-B2F-1	
火災区域特性表Ⅴ															
火災により影響を受けるケーブル			1/1												
プラント	NS-2	火災区域番号	RX-B2F-1												

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考												
		<table border="1" data-bbox="1736 304 2478 388"> <tr> <th colspan="4">添付資料-1</th> </tr> <tr> <td colspan="3">火災影響評価のデータシート 目次</td> <td>1/1</td> </tr> <tr> <td>プラント</td> <td>NS-2</td> <td>火災区域番号</td> <td>RX-B2F-1</td> </tr> </table> <div data-bbox="1736 388 2478 1386" style="border: 1px solid black; height: 475px; width: 250px;"></div>	添付資料-1				火災影響評価のデータシート 目次			1/1	プラント	NS-2	火災区域番号	RX-B2F-1	
添付資料-1															
火災影響評価のデータシート 目次			1/1												
プラント	NS-2	火災区域番号	RX-B2F-1												

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

まとめ資料比較表 [第8条 火災による損傷の防止 別添4]

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p style="text-align: center;">別添4</p> <p style="text-align: center;"><u>東海第二発電所</u></p> <p style="text-align: center;"><u>非難燃ケーブルの対応について</u></p>		<p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2号炉の安全機能を有する機器は，IEEE383 試験および UL 垂直燃焼試験により難燃性を確認した難燃ケーブルを使用している</p> <p>（島根 2号炉は非難燃ケーブルを使用していないため，表紙以降の記載は省略する）</p>