

発電用原子炉の設置の許可との整合性に関する説明書に係る

補足説明資料

2. 発電用原子炉設置変更許可申請書「本文(十号)」との

整合性について

抜粋資料

(イ 運転時の異常な過渡変化)

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）に記載する解析条件のうち、発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）及び工事の計画に記載がある該当箇所を枠囲みにて示し、発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）及び工事の計画の該当箇所を記載する。

また、発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）に記載する解析条件のうち、工事の計画に該当しない箇所を下線にて示し、その理由を記載する。

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	工事の計画	工事の計画に該当しない理由																
<p>十 発電用原子炉の炉心の著しい損傷その他の事故が発生した場合における当該事故に対処するために必要な施設及び体制の整備に関する事項 〔9×9燃料が装荷されたサイクル以降〕</p> <p>イ 運転時の異常な過渡変化 事故に対処するために必要な施設並びに発生すると想定される事故の程度及び影響の評価を行うために設定した条件及びその評価の結果</p> <p>(2)解析条件 (i)原子炉の初期条件等 a. 原子炉の初期条件については、特に断らない限り以下のとおりとする。原子炉熱出力は3,440MW（定格出力の約105%）、炉心入口流量（以下「炉心流量」という。）は<math>41.1 \times 10^3 \text{ t/h}</math>（定格流量の85%）を仮定した。これは、圧力上昇率等を有意に厳しく見積るために行った仮定であり、燃料の局所出力を約105%にとることを意味しない。すなわち、表面熱流束の解析結果は初期原子炉熱出力を約105%とした時の値であり、局所の表面熱流束は、解析結果を約1.05で除した値である。 また、MCPRについては以下を仮定している。 サイクル早期炉心用スクラム反応度曲線を用いた場合  <table border="1" data-bbox="291 1029 862 1125"> <tr><td>高燃焼度8×8燃料</td><td>1.24</td></tr> <tr><td>9×9燃料（A型）</td><td>1.24</td></tr> <tr><td>9×9燃料（B型）</td><td>1.23</td></tr> </table>           サイクル末期炉心用スクラム反応度曲線を用いた場合  <table border="1" data-bbox="291 1165 862 1332"> <tr><td>高燃焼度8×8燃料</td><td>1.32</td></tr> <tr><td>9×9燃料（A型）</td><td>1.35</td></tr> <tr><td>9×9燃料（B型）</td><td></td></tr> <tr><td>（9×9燃料（B型）のみが装荷されている場合）</td><td>1.27</td></tr> <tr><td>（9×9燃料（B型）のみが装荷されている場合以外）</td><td>1.33</td></tr> </table>           燃料棒最大線出力密度（以下「最大線出力密度」という。）は<math>44.0 \text{ kW/m}</math>を仮定している。 b. 再循環流量制御系については、特に断らない限り自動運転モードとする。ただし、手動運転モードの場合に結果が有意に厳しくなるもの</p>	高燃焼度8×8燃料	1.24	9×9燃料（A型）	1.24	9×9燃料（B型）	1.23	高燃焼度8×8燃料	1.32	9×9燃料（A型）	1.35	9×9燃料（B型）		（9×9燃料（B型）のみが装荷されている場合）	1.27	（9×9燃料（B型）のみが装荷されている場合以外）	1.33	<p>・原子炉の型式、熱出力及び基数* （*本文三号に記載）</p> <p>・ハ(1)(iv)a 最小限界出力比</p> <p>・ハ(1)(iv)b 燃料棒最大線出力密度</p> <p>・ヘ(5)(iv)再循環流量制御</p>	<p>・熱出力計算書</p> <p>・熱出力計算書</p> <p>・制御能力についての計算書</p>	<p>・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「安全評価指針」という。）に基づき、初期状態を設定したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、運転モードの選定方法を説明したものであるため</p>
高燃焼度8×8燃料	1.24																		
9×9燃料（A型）	1.24																		
9×9燃料（B型）	1.23																		
高燃焼度8×8燃料	1.32																		
9×9燃料（A型）	1.35																		
9×9燃料（B型）																			
（9×9燃料（B型）のみが装荷されている場合）	1.27																		
（9×9燃料（B型）のみが装荷されている場合以外）	1.33																		

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	工事の計画	工事の計画に該当しない理由																												
<p><u>については手動運転モードを仮定する。</u></p> <p>c. 作動を要求される安全機能の単一故障については、特に断らない限り安全保護系の単一故障を仮定する。</p> <p>d. その他の解析条件 安全保護系の設定点等、解析に用いる主な条件を以下に示す。</p> <p>(a) 初期運転条件（定格出力の約 105%の場合）</p> <table border="1" data-bbox="293 485 882 616"> <tr><td>原子炉給水温度</td><td>218℃</td></tr> <tr><td>原子炉圧力</td><td>7.03MPa [gage]（原子炉圧力容器ドーム部）</td></tr> <tr><td>タービン蒸気流量</td><td>6.75×10<sup>3</sup>t/h</td></tr> </table> <p>(b) 安全保護系設定値</p> <table border="1" data-bbox="293 655 882 1230"> <tr><td>原子炉圧力高スクラム</td><td>7.43MPa [gage]（スクラム遅れ時間 0.55 秒）</td></tr> <tr><td>原子炉水位低スクラム</td><td>セパレータ・スカート下端（通常水位から-126cm）から+66cm（スクラム遅れ時間 1.05 秒） （レベル 3）</td></tr> <tr><td>中性子束高スクラム（出力領域）</td><td></td></tr> <tr><td>中性子束として</td><td>定格出力の約 105%の 120%（スクラム遅れ時間 0.09 秒）</td></tr> <tr><td>熱流束（相当）として</td><td>（第 10-1 図）（スクラム遅れ時間 0.09 秒）</td></tr> <tr><td>原子炉出力ベリオド短スクラム</td><td>10 秒（スクラム遅れ時間 0.20 秒）</td></tr> <tr><td>主蒸気隔離弁閉スクラム</td><td>90%ストローク位置 （スクラム遅れ時間 0.06 秒）</td></tr> <tr><td>主蒸気止め弁閉スクラム</td><td>90%ストローク位置 （スクラム遅れ時間 0.06 秒）</td></tr> </table> <p>(c) その他</p> <table border="1" data-bbox="293 1270 882 1433"> <tr><td>主蒸気隔離弁閉止時間</td><td>3 秒</td></tr> <tr><td>主蒸気止め弁閉止時間</td><td>0.1 秒</td></tr> <tr><td>蒸気加減弁閉止時間</td><td>0.075 秒</td></tr> </table>	原子炉給水温度	218℃	原子炉圧力	7.03MPa [gage]（原子炉圧力容器ドーム部）	タービン蒸気流量	6.75×10 <sup>3</sup> t/h	原子炉圧力高スクラム	7.43MPa [gage]（スクラム遅れ時間 0.55 秒）	原子炉水位低スクラム	セパレータ・スカート下端（通常水位から-126cm）から+66cm（スクラム遅れ時間 1.05 秒） （レベル 3）	中性子束高スクラム（出力領域）		中性子束として	定格出力の約 105%の 120%（スクラム遅れ時間 0.09 秒）	熱流束（相当）として	（第 10-1 図）（スクラム遅れ時間 0.09 秒）	原子炉出力ベリオド短スクラム	10 秒（スクラム遅れ時間 0.20 秒）	主蒸気隔離弁閉スクラム	90%ストローク位置 （スクラム遅れ時間 0.06 秒）	主蒸気止め弁閉スクラム	90%ストローク位置 （スクラム遅れ時間 0.06 秒）	主蒸気隔離弁閉止時間	3 秒	主蒸気止め弁閉止時間	0.1 秒	蒸気加減弁閉止時間	0.075 秒	<p>・へ(2)(i)原子炉停止回路の種類</p> <p>・ホ(1)(ii)c.主蒸気系</p> <p>（本文五号に記載なし） （本文五号に記載なし）</p>	<p>計測制御系統施設 （要目表）</p> <p>6 原子炉非常停止信号</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する説明書</li> <li>・原子炉停止信号の設定根拠に関する説明書</li> </ul> <p>原子炉冷却系統設備 （要目表）</p> <p>4.1 主蒸気系 (7)主蒸気隔離弁</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する説明書</li> </ul>	<p>・安全評価指針に基づき、単一故障を設定したものであるため</p> <p>・炉心評価値に基づき、保守的に設定したものであるため</p> <p>・炉心評価値に基づき、保守的に設定したものであるため</p>
原子炉給水温度	218℃																														
原子炉圧力	7.03MPa [gage]（原子炉圧力容器ドーム部）																														
タービン蒸気流量	6.75×10 <sup>3</sup> t/h																														
原子炉圧力高スクラム	7.43MPa [gage]（スクラム遅れ時間 0.55 秒）																														
原子炉水位低スクラム	セパレータ・スカート下端（通常水位から-126cm）から+66cm（スクラム遅れ時間 1.05 秒） （レベル 3）																														
中性子束高スクラム（出力領域）																															
中性子束として	定格出力の約 105%の 120%（スクラム遅れ時間 0.09 秒）																														
熱流束（相当）として	（第 10-1 図）（スクラム遅れ時間 0.09 秒）																														
原子炉出力ベリオド短スクラム	10 秒（スクラム遅れ時間 0.20 秒）																														
主蒸気隔離弁閉スクラム	90%ストローク位置 （スクラム遅れ時間 0.06 秒）																														
主蒸気止め弁閉スクラム	90%ストローク位置 （スクラム遅れ時間 0.06 秒）																														
主蒸気隔離弁閉止時間	3 秒																														
主蒸気止め弁閉止時間	0.1 秒																														
蒸気加減弁閉止時間	0.075 秒																														

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	工事の計画	工事の計画に該当しない理由
<p>タービン・バイパス弁容量 定格蒸気流量の25%</p> <p>サイクル早期炉心用スクラム反応度曲線（第10-2図） 各サイクルについて、サイクル初期から、サイクル末期よりさかのぼって炉心平均燃焼度で2,000MWd/t手前までの期間における設計用スクラム反応度曲線をサイクル早期炉心用スクラム反応度曲線と定義して用いる。</p> <p>サイクル末期炉心用スクラム反応度曲線（第10-3図） 各サイクルについて、サイクル早期炉心用スクラム反応度曲線で定義した以外の期間における設計用スクラム反応度曲線としてサイクル末期炉心用スクラム反応度曲線を定義して用いる。 なお、ここでいうサイクル末期とは、そのサイクルにおいて、制御棒を全引き抜きしても、反応度的に定格出力が達成できなくなる時点である。</p> <p>スクラム時挿入時間 全ストロークの90%で3.5秒</p> <p>減速材ボイド係数（*） 9×9燃料（B型）のみが装荷されている場合以外は、ボイドが減少する過渡変化に対しては、減速材ボイド係数は、取替炉心を含めた詳細設計での多少の変動等を考慮して、反応度フィードバック効果が大きい9×9燃料（A型）取替炉心の平衡サイクル末期時点の値の1.25倍の値を用いる。ボイドが増加する過渡変化に対しては、減速材ボイド係数は、取替炉心を含めた詳細設計での多少の変動等を考慮して、反応度フィードバック効果が小さい9×9燃料（B型）取替炉心の平衡サイクル初期時点の値の0.9倍の値を用いる。 9×9燃料（B型）のみが装荷されている場合は、ボイドが減少する過渡変化に対しては、減速材ボイド係数は、取替炉心を含めた詳細設計での多少の変動等を考慮して、反応度フィードバック効果が大きい9×9燃料（B型）取替炉心の平衡サイクル末期時点の値の1.25倍の値を用いる。</p> <p>ドブブラ係数（*） 9×9燃料（B型）のみが装荷されている場合以外は、ボイドが減少する過渡変化に対しては、9×9燃料（A型）取替炉心の平</p>	<p>発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）</p> <p>・ハ(1)(iv)a 最小限界出力</p> <p>・ヘ(3)(ii)c 挿入時間及び駆動速度</p> <p>・ハ(1)(iii)c. ボイド係数及びドブブラ係数</p>	<p>工事の計画</p> <p>・制御能力についての計算書</p> <p>制御能力についての計算書</p> <p>計測制御系統施設 (要目表) 3 制御材駆動装置 (1) 制御棒駆動機構 ・熱出力計算</p> <p>制御能力についての計算書</p>	<p>工事の計画に該当しない理由</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	工事の計画	工事の計画に該当しない理由
<p>平衡サイクル末期時点の値の0.9倍の値を用いる。ボイドが増加する過渡変化に対しては、9×9燃料（B型）取替炉心の平衡サイクル末期時点の値の0.9倍の値を用いる。</p> <p>9×9燃料（B型）のみが装荷されている場合は、ボイドが減少する過渡変化に対しては、9×9燃料（B型）取替炉心の平衡サイクル末期時点の値の0.9倍の値を用いる。</p> <p>原子炉水位高（タービン・トリップ）設定点 セパレータ・スカート下端から +175cm（レベル8）</p> <p>原子炉水位異常低下（主蒸気隔離弁閉止，再循環ポンプ・トリップ）設定点 セパレータ・スカート下端から -59cm（レベル2）</p> <p>逃がし安全弁設定点 第1段：7.52MPa [gage] ×2個 第2段：7.59MPa [gage] ×4個 第3段：7.66MPa [gage] ×4個 第4段：7.73MPa [gage] ×4個 第5段：7.80MPa [gage] ×4個</p> <p>(ii)各評価事象の解析に当たって考慮する解析条件 その他、各評価事象の解析に当たって考慮する主要な安全機能に関する解析条件を以下に記述する。</p> <p>a. 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化 (a) 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き 原子炉の起動時に運転員の誤操作により制御棒が連続的に引き抜かれ、原子炉出力が上昇する事象を想定する。</p> <p>a) 制御棒引き抜き前の原子炉は臨界状態にあり、出力は定格値の10<sup>-3</sup>、原子炉圧力は7.03MPa [gage]，燃料被覆管表面温度及び冷却材の温度は286℃とする。また、燃料エンタルピーの初期値は75kJ/kgUO<sub>2</sub>とする。</p> <p>b) 引抜制御棒値は、制御棒値ミニマイザで許容される最大反応度値である0.013Δkとする。</p> <p>c) 制御棒は、引抜速度の上限値9.1cm/sで引き抜かれるとする。</p> <p>d) 起動領域計装のA、Bチャンネルとも引抜制御棒に最も近い検出器が1個ずつバイパス状態にあるとする。</p>	<p>(本文五号に記載なし)</p> <p>・へ(2)(ii)その他の主要な安全保護回路の種類</p> <p>・ホ(1)(ii)c.主蒸気系</p> <p>(本文五号に記載なし)</p> <p>・ホ(1)(iii)冷却材の温度及び圧力</p> <p>・ハ(1)(iii)b.制御棒の最大反応度値</p> <p>・へ(3)(ii)c.挿入時間及び駆動速度 (本文五号に記載なし)</p>	<p>・発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する説明書</p> <p>・計測制御系統施設 (要目表)</p> <p>7 工学的安全施設等の起動信号</p> <p>・工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定根拠に関する説明書</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>4.1 主蒸気系 (6) 逃がし安全弁</p> <p>・制御能力についての計算書</p>	

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	工事の計画	工事の計画に該当しない理由
<p>e) スクラム反応度曲線は、原子炉の状態を考慮した値（*）を用いる。</p> <p>f) ドブプラ反応度は、9×9燃料（A型）を装荷した炉心について二次元拡散計算による出力分布を考慮して求めた値（*）を用い、9×9燃料（B型）を装荷した炉心について三次元拡散計算による出力分布を考慮して求めた値（*）を用いる。</p> <p>(b) 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き 原子炉の出力運転中に運転員の誤操作により制御棒が連続的に引き抜かれ、原子炉出力が上昇する事象を想定する。</p> <p>a) 引き抜かれる制御棒が完全挿入状態にあるとき、原子炉は通常運転時の熱的制限値の状態（MCPRは1.24（9×9燃料（A型）を装荷した炉心について）及び1.23（9×9燃料（B型）を装荷した炉心について）、最大線出力密度は44.0kW/m）にあり、かつ、この状態になっている燃料が引抜制御棒の近傍に来るよう、原子炉の状態と制御棒パターンを設定する。なお、初期出力は定格出力、原子炉圧力は6.93MPa [gage] とする。</p> <p>b) 制御棒が連続的に引き抜かれた場合、表面熱流束は通常、中性子束よりも遅れて上昇するが、この解析では定常状態を仮定し、表面熱流束は中性子束に対して時間遅れなしに変化しているものとする。</p> <p>c) 制御棒引抜監視装置は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ため、その動作を考慮する。制御棒引抜監視装置は、定格出力の105%のところで制御棒引抜阻止信号を出すとする。</p> <p>d) 解析はサイクル初期で行う。なお、サイクル末期では制御棒がほとんど引き抜かれているため、解析結果はサイクル初期のものに包絡される。</p> <p>e) 制御棒引抜監視装置の2チャンネル（A+C、B+D）のうち応答の早いチャンネル（B+D）がバイパス状態にあるとする。さらに、同装置に接続される局部出力領域の検出器集合体のうち、引き抜かれる制御棒に最も近い2個がバイパス状態にあるとする。</p> <p>f) 炉心流量は定格流量の105%とする。</p> <p>b. 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化 (a) 原子炉冷却材流量の部分喪失 原子炉の出力運転中に、再循環ポンプ駆動電動機遮断器開等に</p>	<p>(本文五号に記載なし)</p> <p>(本文五号に記載なし)</p> <p>・ハ(1)(iv)主要な熱的制限値</p> <p>(本文五号に記載なし)</p> <p>(本文五号に記載なし)</p> <p>(本文五号に記載なし)</p> <p>(本文五号に記載なし)</p>	<p>・制御能力についての計算書</p> <p>・制御能力についての計算書</p> <p>・制御能力についての計算書</p> <p>・制御能力についての計算書</p> <p>・制御能力についての計算書</p> <p>・制御能力についての計算書</p> <p>・制御能力についての計算書</p>	<p>・安全評価指針に基づき、評価に用いるスクラム反応度曲線の選定について説明したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、評価上仮定した条件であるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、評価対象とする炉心を設定したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、評価上仮定した条件であるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	工事の計画	工事の計画に該当しない理由
<p>より、再循環ポンプ 1 台の電源が喪失し、炉心流量が減少する事象を想定する。</p> <p>a) 再循環ポンプ及び同駆動電動機の慣性定数の設計値は約 5 秒であるが、本解析では炉心流量の低下を厳しめに評価するよう 4.7 秒とする。</p> <p>(b) 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動  <u>原子炉が部分負荷で運転中に、再循環流量制御系の故障、誤操作等により停止中の再循環ポンプが起動され、再循環ループ中の比較的低温の冷却材が炉心に注入されて反応度が投入され、原子炉出力が上昇する事象を想定する。</u></p> <p>a) <u>停止ループは、38℃の冷水で満たされているとする。</u></p> <p>b) <u>再循環流量制御系は、手動運転モードとする。</u></p> <p>c) <u>原子炉は定格出力の 60%、炉心流量は定格流量の 42%とする。</u></p> <p>d) <u>この解析における M C P R 及び最大線出力密度の初期値は、9 × 9 燃料（A 型）の場合それぞれ 1.60（*）及び 25kW/m（*）、9 × 9 燃料（B 型）の場合それぞれ 1.59（*）及び 25kW/m（*）とし、原子炉圧力の初期値は 6.62MPa [gage] とする。</u></p> <p>e) <u>停止ループの再循環ポンプ出口及び入口の再循環回路止め弁は開いており、流量制御弁が最小開度であるとする。</u></p> <p>f) <u>この停止ループは、次のように起動されるものとする。</u>  i) <u>時間零で再循環ポンプ駆動電動機遮断器閉とする。</u>  ii) <u>再循環ポンプは約 6 秒後に定格速度に到達する。</u></p> <p>(c) 外部電源喪失  <u>原子炉の出力運転中に、送電系統又は所内主発電設備の故障等により外部電源が喪失する事象を想定する。</u></p> <p>a) <u>外部電源喪失として、ここでは所内補機への常用電源の供給がすべて失われた場合を仮定する。</u></p> <p>b) <u>全ポンプは外部電源喪失と同時にトリップする。</u></p> <p>c) <u>循環水ポンプの停止は、復水器真空度の低下をもたらし、タービン</u>  <u>はトリップするが、この時間を 6 秒後とする。</u></p> <p>d) <u>再循環ポンプ及び同駆動電動機の慣性定数の設計値は約 5 秒であるが、本解析では炉心流量の低下を厳しめに評価するよう 4.7 秒とする。</u></p> <p>e) <u>タービン・バイパス弁は開かないものとする。</u></p>	<p>(本文五号に記載なし)</p> <p>(本文五号に記載なし)</p>	<p>原子炉冷却系統施設  (要目表)  3.1 原子炉冷却材再循環系</p> <p>・発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する説明書</p> <p>原子炉冷却系統施設  (要目表)  3.1 原子炉冷却材再循環系</p>	<p>・安全評価指針に基づき、想定事象を説明したものであるため。</p> <p>・安全評価指針に基づき、初期状態及び運転モードを設定したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、起因事象を設定したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、想定事象を説明したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、起因事象を設定したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、評価上仮定した条件であるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、評価上仮定した条件であるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	工事の計画	工事の計画に該当しない理由
<p>(d) 給水加熱喪失</p> <p>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を想定する。</p> <p>a) 給水加熱器1段が加熱機能を喪失し、給水温度は、55℃低下すると仮定する。給水加熱器から給水スパーージャ間の時間遅れは無視する。</p> <p>b) 再循環流量制御系は、手動運転モードとする。</p> <p>c) 炉心流量は定格流量の105%と仮定する。</p> <p>(e) 原子炉冷却材流量制御系の誤動作</p> <p>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等により、再循環流量が増加し、原子炉出力が上昇する事象を想定する。</p> <p>a) 最も厳しい過渡変化として、主制御器に増加要求信号が発生した場合を仮定する。</p> <p>b) 流量制御弁は速度要求誤差制限器により10%/sに抑えられるとする。</p> <p>c) 再循環流量制御系は、手動運転モードとする。</p> <p>d) 再循環流量増加量を厳しく評価するために原子炉は流量制御弁の最小流量最大出力運転時（定格出力の59%、定格流量の41%）で運転中とする。</p> <p>e) この解析におけるMCPR及び最大線出力密度の初期値は、9×9燃料（A型）の場合それぞれ1.61（*）及び25kW/m（*）、9×9燃料（B型）の場合それぞれ1.61（*）及び25kW/m（*）とし、原子炉圧力の初期値は6.61MPa [gage]とする。</p> <p>c. 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</p> <p>(a) 負荷の喪失</p> <p>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、原子炉圧力が上昇する事象を想定する。</p> <p>a) タービン・バイパス弁容量を定格蒸気流量の25%とする。</p>	<p>(本文五号に記載なし)</p> <p>(本文五号に記載なし)</p> <p>(本文五号に記載なし)</p> <p>(本文五号に記載なし)</p> <p>(本文五号に記載なし)</p> <p>(本文五号に記載なし)</p>	<p>・制御能力についての計算書</p> <p>・制御能力についての計算書</p> <p>・制御能力についての計算書</p> <p>・熱出力計算書</p> <p>・制御能力についての計算書</p> <p>・制御能力についての計算書</p>	<p>・安全評価指針に基づき、評価上仮定した条件であるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、運転モードを設定したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、想定事象を説明したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、起因事象を設定したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、評価上仮定した条件であるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、初期状態及び運転モードを設定したものであるため</p>



発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	工事の計画	工事の計画に該当しない理由
<p>b) <u>蒸気加減弁は0.075秒で急速閉止すると仮定し、スクラム遅れ時間0.08秒を仮定する。</u></p> <p>c) <u>再循環ポンプ及び同駆動電動機の慣性定数の設計値は約5秒であるが、本解析では厳しめの結果を与えるよう5.8秒と仮定する。</u></p> <p>d) <u>発電機負荷遮断時に、タービン・バイパス弁が作動しないと仮定することは現実的には可能性が低いと考えられるが、圧力上昇及び熱的な面でタービン・バイパス弁が作動する場合より厳しくなるため、ここではタービン・バイパス弁が作動しない場合も仮定する。</u></p> <p>(b) <u>主蒸気隔離弁の誤閉止</u>  <u>原子炉の出力運転中に、原子炉水位異常低下等の誤信号、誤操作等により主蒸気隔離弁が閉止し、原子炉圧力が上昇する事象を想定する。</u></p> <p>a) <u>主蒸気隔離弁の閉止時間は、設計上要求される設定範囲の最小値である3秒を用いる。</u></p> <p>(c) <u>給水制御系の故障</u>  <u>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を想定する。</u></p> <p>a) <u>給水流量は瞬時に定格流量の141%にする。</u></p> <p>b) <u>再循環流量制御系は、手動運転モードとする。</u></p> <p>(d) <u>原子炉圧力制御系の故障</u>  <u>原子炉の出力運転中に、圧力制御系の故障等により、主蒸気流量が変化する事象を想定する。</u></p> <p>a) <u>圧力制御装置が故障し、最大出力信号が発生した場合を仮定する。</u></p> <p>b) <u>最大出力信号は、圧力制御装置の最大流量制限器により定格値の120%にする。</u></p> <p>c) <u>タービン入口圧力が0.69MPa低下すると、主蒸気隔離弁が閉止するとする。</u></p>	<p>(本文五号に記載なし)</p> <p>(本文五号に記載なし)</p> <p>(本文五号に記載なし)</p> <p>ホ(1)(ii)c.主蒸気系</p>	<p>計測制御系統施設  (要目表)  6 原子炉非常停止信号  ・発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する説明書</p> <p>原子炉冷却系統施設  (要目表)  3.1 原子炉冷却材再循環系  ・制御能力についての計算書</p> <p>原子炉冷却系統設備  (要目表)  4.1 主蒸気系  (7)主蒸気隔離弁</p>	<p>・安全評価指針に基づき、想定事象を説明したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、想定事象を説明したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、評価上仮定した条件であるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、想定事象を説明したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、起因事象を設定したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、評価上仮定した条件であるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	工事の計画	工事の計画に該当しない理由
<p>(e) 給水流量の全喪失</p> <p><u>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り原子炉水位が低下する事象を想定する。</u></p> <p>a) <u>最も厳しい場合として、全給水流量の喪失を仮定する。</u></p> <p>b) <u>給水ポンプの慣性を考慮して、給水流量が完全に喪失するまでに5秒を要するとする。</u></p> <p>c) <u>原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の効果は考慮しない。</u></p> <p><u>解析は、原則として事象が収束し、支障なく冷態停止に至ることができることが合理的に推定できる時点までとする。</u></p> <p>(*) <u>サイクル期間中の炉心燃焼度変化及び燃料交換等により変動する値であり、設計上の制限値ではない。</u></p>			<ul style="list-style-type: none"> <li>・安全評価指針に基づき、想定事象を説明したものであるため</li> <li>・安全評価指針に基づき、起因事象を設定したものであるため</li> <li>・安全評価指針に基づき、評価上仮定した条件であるため</li> <li>・安全評価指針に基づき解析期間を説明したものであるため</li> <li>・評価に用いる核的パラメータの取扱いについて説明したものであるため。</li> </ul>