

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

平成30年9月

日本原子力発電株式会社

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>【既工認】（要目表）</p> <p>1. 原子炉本体 1.1 炉型式、熱出力、過剰反応度及び反応度係数 2 原子炉冷却系統設備（1）冷却材 ・熱出力計算書</p> <p>・熱出力計算書</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>については手動運転モードを仮定する。</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="293 448 891 584"> <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]（原子炉压力容器ドーム部）</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="293 624 891 823"> <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 1230 891 1469"> <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> <tr><td>タービン・バイパス弁容量</td><td>定格蒸気流量の 25%</td></tr> </table>	原子炉給水温度	218℃	原子炉圧力	7.03MPa [gage]（原子炉压力容器ドーム部）	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	タービン・バイパス弁容量	定格蒸気流量の 25%	<p>（本文五号に記載なし）</p> <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>・ホ(1)(ii)f.タービン・バイパス系</p>	<p>【既工認】（要目表）</p> <p>2 原子炉冷却系統設備 (1)冷却材 ・熱出力計算書</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 ・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 ・原子炉非常停止信号の設定値の根拠に関する説明書</p> <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> <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、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>・安全評価指針に基づき、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]（原子炉压力容器ドーム部）																																
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																																
タービン・バイパス弁容量	定格蒸気流量の 25%																																

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>サイクル早期炉心用スクラム反応度曲線（第 10-2 図）</p> <p>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）</p> <p>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。</p> <p>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>（本文五号に記載なし）</p> <p>・へ(3)(ii)c. 挿入時間及び駆動速度</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 ・熱出力計算書</p>	
<p>減速材ボイド係数（*）</p> <p>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。</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、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（*）</p> <p>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</p>	<p>・ハ(1)(iii)c. ボイド係数及びドブブラ係数</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>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</p> <p>セバレータ・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</p> <p>セバレータ・スカート下端から -59cm（レベル2）</p> <p>逃がし安全弁設定点</p> <p>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</p> <p>(a) 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き</p> <p>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/kgU<sub>2</sub>O<sub>3</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) 7 工学的安全施設等の起動信号 ・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) 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>	<p>安全評価指針に基づき，初期状態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>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>(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>(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>【既工認】（要目表） 1. 原子炉本体 1.1 炉型式、熱出力、過剰反応度及び反応度係数 2 原子炉冷却系統設備 (1) 冷却材 ・熱出力計算書 ・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>【既工認】（要目表） 2 原子炉冷却系統設備 (1) 冷却材 ・熱出力計算書</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>

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. 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化</p> <p>(a) 原子炉冷却材流量の部分喪失  <u>原子炉の出力運転中に、再循環ポンプ駆動電動機遮断器閉等により、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。</u></p> <p>a) <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>(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>  b) <u>再循環流量制御系は、手動運転モードとする。</u>  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>  d) <u>この解析におけるMC 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>  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>  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>  b) <u>全ポンプは外部電源喪失と同時にトリップする。</u>  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、タービンはトリップするが、この時間を 6 秒後とする。</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>・制御能力についての計算書</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>・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>・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>

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) 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>e) タービン・バイパス弁は開かないものとする。</p> <p>(d) 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 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 (a) 負荷の喪失 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</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>(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>・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>【既工認】（要目表） 2 原子炉冷却系統設備 (1) 冷却材</p> <p>・熱出力計算書</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、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>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>b) 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。</p> <p>c) 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。</p> <p>d) 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。</p> <p>(b) 主蒸気隔離弁の誤閉止 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。</p> <p>a) 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。</p> <p>(c) 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を想定する。</p> <p>a) 給水流量は瞬時に定格流量の141%になるとする。</p> <p>b) 再循環流量制御系は、手動運転モードとする。</p>	<p>・ホ(1)(ii)f.タービン・バイパス系</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>・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)</p> <p>6 原子炉非常停止信号</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)</p> <p>3.1 原子炉冷却材再循環系</p> <p>・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)</p> <p>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、保守的に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、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>

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) 原子炉圧力制御系の故障  <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%になるとする。</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>(e) 給水流量の全喪失  <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> </ul> <p style="text-align: center;">}</p> <ul style="list-style-type: none"> <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> </ul> <p style="text-align: center;">}</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>

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>ロ 設計基準事故</p> <p>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</p> <p>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>(i)原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化</p> <p>a. 原子炉冷却材喪失</p> <p>原子炉の出力運転中に、何らかの原因による原子炉冷却材圧力パウンダリを構成する配管あるいはこれに付随する機器等の破損等により、冷却材が系外に流出し、炉心の冷却能力が低下する事象を想定する。</p> <p>(a) 原子炉は、事故発生直前まで定格出力の約 105%（熱出力 3,440MW）及び定格炉心流量の 105%で運転していたものとする。また、原子炉ドーム圧力の初期値は 7.17MPa [gage] とする。MCP Rの初期値は、実際には通常運転時の熱的制限値よりも小さくなることはないが、沸騰水型原子炉の原子炉冷却材喪失解析において共通の値として用いられる値、1.19 とする。</p> <p>(b) 解析に用いる燃料棒の最大線出力密度は、通常運転時の熱的制限値である 44.0kW/m の 102%であるとする。また、燃料被覆管とペレット間のギャップ熱伝達係数は、燃焼期間中の変化を考慮して、解析結果を厳しくする値（*）を用いる。</p> <p>(c) 原子炉停止後の崩壊熱は、実測データに基づく値に安全余裕を見込んだ式（GE（平均）+3σ）で計算される値を使用する。なお、この式はアクチニドの崩壊熱についても考慮している。</p> <p>(d) 事故発生と同時に外部電源が喪失するものとする。したがって、再循環ポンプは即時にトリップするものとする。</p> <p>(e) 原子炉冷却材喪失解析は、保守的に原子炉水位がレベル3（スクラム水位）にある時から開始し、事故発生と同時に原子炉水位低信号（レベル3）で原子炉はスクラムするものとする。また、非常用炉心冷却系（以下「ECCS」という。）起動信号として、ドライウェル圧力高信号は、原子炉水位異常低下信号（レベル2又は1）よりも早く出ると考えられるが、保守的に原子炉水位異常低下信号によってECCSが起動すると仮定する。</p>	<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)b. 燃料棒最大線出力密度</p>	<p>【既工認】（要目表）</p> <p>1. 原子炉本体</p> <p>1.1 炉型式、熱出力、過剰反応度及び反応度係数</p> <p>2 原子炉冷却系統設備 (1)冷却材</p> <p>・熱出力計算書</p> <p>・熱出力計算書</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>・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> <p>・軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針(以下「ECCS性能評価指針」という。)に基づき、保守的に設定したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、外部電源の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、保守的に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>(f) <u>原子炉停止機能の観点から安全保護系（原子炉水位低信号（レベル3）スクラム）に単一故障を仮定する。</u></p> <p>(g) <u>炉心冷却機能の観点からECCSネットワークに対する最も厳しい単一故障を仮定する。中小破断事故及び大破断事故のいずれの場合も最も厳しい単一故障は、高圧炉心スプレイ系の故障である。</u></p> <p>(h) <u>破断口からの冷却材の流出は、均質臨界流モデルを用いて計算する。</u></p> <p>(i) <u>逃がし安全弁については、安全弁機能より逃がし弁機能が先に作動するが、安全弁機能が作動すると仮定する。</u></p> <p>(j) <u>燃料被覆管温度の計算における燃料被覆管と冷却材間の熱伝達係数は、以下に示す相関式を用いる。</u></p> <p><u>9×9燃料（A型）を装荷した炉心について</u></p> <p>核沸騰冷却      ボイド率の関数とする相関式</p> <p>膜沸騰冷却      噴霧流冷却の相関式と修正 Bromley の式をボイド率の関数として使用する相関式</p> <p>遷移沸騰冷却      核沸騰と膜沸騰の熱伝達係数を燃料被覆管過熱度で内挿した相関式</p> <p>蒸気冷却      Dittus-Boelter の式</p> <p>噴霧流冷却      Sun-Saha の式</p> <p>濡れによる冷却      濡れた後の熱伝達係数は Andersen のモデルに基づく</p> <p><u>9×9燃料（B型）を装荷した炉心について</u></p> <p>核沸騰冷却      ボイド率の関数とする相関式</p> <p>膜沸騰冷却      修正 Bromley の式と Dougall-Rohsenow の式をボイド率で内挿した相関式</p> <p>遷移沸騰冷却      核沸騰と膜沸騰の熱伝達係数を燃料被覆管過熱度で内挿した相関式</p> <p>蒸気冷却      Dittus-Boelter の式</p> <p>(k) <u>燃料被覆管と冷却水又は水蒸気との化学反応（以下「ジルコニウム-水反応」という。）による燃料被覆管の酸化量は、Baker-Just の式を用いて計算する。</u></p> <p><u>なお、解析に用いた主要計算条件を以下に示す。</u></p> <p>炉心入口エンタルピ      1.24MJ/kg</p>			<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>・ECCS性能評価指針に基づき、流出量計算モデル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>・燃料被覆管の温度評価手法について説明したものであるため</p> <p>・燃料被覆管の酸化量評価手法について説明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>

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>炉心スプレイ系流量（定格値）</p> <p>1,419t/h（高圧炉心スプレイ系、 低圧炉心スプレイ系ともポンプ1 台当たり）、各々原子炉圧力容器と 水源との差圧 1.38MPa, 0.84MPa に おいて）</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>ホ(3)(ii)a.(a)高圧炉心スプレイ系</li> <li>ホ(3)(ii)a.(b)低圧炉心スプレイ系</li> </ul>	<p>原子炉冷却系統施設 （要目表）</p> <p>6.1 高圧炉心スプレイ系 6.2 低圧炉心スプレイ系</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>設定根拠に関する説明書</li> </ul> <p>高圧炉心スプレイ系ポンプ 低圧炉心スプレイ系ポンプ</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>炉心評価値に基づき、保守的に設定したものであるため</li> </ul>
<p>低圧注水系流量（定格値）</p> <p>1,605t/h（ポンプ1台当たり）、原 子炉圧力容器と水源との差圧 0.14MPa において）</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>ホ(3)(ii)a.(c)残留熱除去系（低圧注水系）</li> </ul>	<p>原子炉冷却系統施設 （要目表）</p> <p>5.1 残留熱除去系</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>設定根拠に関する説明書</li> </ul> <p>残留熱除去系ポンプ</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>炉心評価値に基づき、保守的に設定したものであるため</li> </ul>
<p>原子炉水位低（スクラム）設定点</p> <p>セパレータ・スカート下端から +66cm（レベル3）</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>ヘ(2)(i)原子炉停止回路の種類</li> </ul>	<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>原子炉非常停止信号の設定値の根拠に関する説明書</li> </ul>	
<p>原子炉水位異常低下（主蒸気隔離弁閉鎖、高圧炉心スプレイ系及びそのディーゼル発電機起動）設定点</p> <p>セパレータ・スカート下端から -63cm（レベル2）</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>ヘ(2)(ii)その他の主要な安全保護回路の種類</li> </ul>	<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> <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>原子炉水位異常低下（低圧炉心スプレイ系、低圧注水系及び非常用ディーゼル発電機起動、自動減圧系作動）設定点</p> <p>セパレータ・スカート下端から -345cm（レベル1）</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>ヘ(2)(ii)その他の主要な安全保護回路の種類</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値の根拠に関する説明書</li> </ul> <p>非常用電源設備 （基本設計方針）</p> <p>2.1 非常用交流電源設備</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. 原子炉冷却材流量の喪失</p> <p>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を想定する。</p> <p>(a) 再循環ポンプ 2 台の駆動電源が、同時に喪失するものと仮定する。</p> <p>(b) 原子炉は、事故発生直前まで定格出力の約 105%（熱出力 3,440MW）及び定格炉心流量の 105%で運転していたものとする。また、原子炉ドーム圧力の初期値は 7.03MPa [gage] とする。MCPR の初期値は、9×9 燃料（A 型）を装荷した炉心については 1.24、9×9 燃料（B 型）を装荷した炉心については 1.23 とする。</p> <p>(c) 解析に用いる燃料棒の最大線出力密度は、通常運転時の熱的制限値である 44.0kW/m とする。</p> <p>(d) 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>(e) スクラム反応度曲線はサイクル早期炉心用スクラム反応度曲線を用いる。</p> <p>(f) 減速材ボイド係数は、平衡サイクル初期時点の値の 0.9 倍の値（*）を用いる。ドップラ係数は、平衡サイクル末期時点の値の 0.9 倍の値（*）を用いる。</p> <p>(g) 原子炉停止機能の観点から安全保護系（原子炉水位高の信号による主蒸気止め弁閉スクラム）に単一故障を仮定する。</p> <p>(h) 逃がし安全弁については、安全弁機能より逃がし弁機能が先に作動するが、安全弁機能が作動すると仮定する。</p> <p>(i) タービン・バイパス弁については、不作動を仮定する。</p> <p>c. 原子炉冷却材ポンプの軸固着</p> <p>原子炉の出力運転中に、1 台の再循環ポンプの回転軸が何らかの原因で固着することにより、炉心流量が急減して、炉心の冷却能力が低下する事象を想定する。</p> <p>(a) 再循環ポンプの軸固着は、瞬時に起こるものと厳しく仮定する。</p>	<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>（本文五号に記載なし）</p> <p>（本文五号に記載なし）</p> <p>・ハ(1)(iii)c. ボイド係数及びドップラ係数</p>	<p>【既工認】（要目表）</p> <p>1. 原子炉本体</p> <p>1.1 炉型式、熱出力、過剰反応度及び反応度係数</p> <p>2 原子炉冷却系統設備 (1) 冷却材</p> <p>・熱出力計算書</p> <p>・熱出力計算書</p> <p>原子炉冷却系統施設</p> <p>（要目表）</p> <p>3.1 原子炉冷却材再循環系</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、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、単一故障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、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>

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>原子炉は、事故発生直前まで定格出力の約 105%（熱出力 3,440MW）及び定格炉心流量の 105%で運転していたものとする。また、原子炉ドーム圧力の初期値は 7.03MPa [gage] とする。MCP R の初期値は、9×9 燃料（A 型）を装荷した炉心については 1.24、9×9 燃料（B 型）を装荷した炉心については 1.23 とする。</u></p> <p>(c) <u>解析に用いる燃料棒の最大線出力密度は、通常運転時の熱的制限値である 44.0kW/m とする。</u></p> <p>(d) <u>再循環ポンプを含む再循環ループの流体の慣性を考慮する。</u></p> <p>(e) <u>スクラム反応度曲線は、サイクル早期炉心用スクラム反応度曲線を用いる。</u></p> <p>(f) <u>減速材ボイド係数は、平衡サイクル初期時点の値の 0.9 倍の値（*）を用いる。ドップラ係数は、平衡サイクル末期時点の値の 0.9 倍の値（*）を用いる。</u></p> <p>(g) <u>原子炉停止機能の観点から安全保護系（原子炉水位高の信号による主蒸気止め弁閉スクラム）に単一故障を仮定する。</u></p> <p>(h) <u>逃がし安全弁については、安全弁機能より逃がし弁機能が先に作動するが、安全弁機能が作動すると仮定する。</u></p> <p>(i) <u>タービン・バイパス弁については、不作動を仮定する。</u></p> <p>(ii) 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化  a. 制御棒落下  <u>原子炉が臨界又は臨界近傍にあるときに、制御棒駆動軸から分離した制御棒が炉心から落下し、急激な反応度投入と出力分布変化が生じる事象を想定する。</u>  (a) 初期条件  <u>解析は、9×9 燃料（A 型）を装荷した炉心、9×9 燃料（B 型）を装荷した炉心の平衡サイクルにおける次の 4 種類の原子炉初期状態に対して行う。</u>  <u>サイクル初期 低温時臨界状態</u>  <u>サイクル初期 高温待機時臨界状態</u></p>	<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  （本文五号に記載なし）</p> <p>（本文五号に記載なし）</p> <p>・ハ(1)(iii)c. ボイド係数及びドップラ係数</p>	<p>【既工認】（要目表）</p> <p>1. 原子炉本体</p> <p>1.1 炉型式、熱出力、過剰反応度及び反応度係数</p> <p>2 原子炉冷却系統設備 (1) 冷却材</p> <p>・熱出力計算書</p> <p>・熱出力計算書</p> <p>原子炉冷却系統施設  （基本設計方針）</p> <p>2.1 原子炉冷却材再循環系</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、単一故障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、想定事象を説明したものであるため</p> <p>・発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針（以下「RIE 指針」という。）に基づき、評価に当たって考慮する範囲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>サイクル末期 低温時臨界状態            サイクル末期 高温待機時臨界状態            サイクル初期及び末期とも、低温状態では、出力は定格の <math>10^{-8}</math>、燃料ペレット温度 <math>20^{\circ}\text{C}</math> で燃料エンタルピの初期値は <math>8\text{kJ}/\text{kgUO}_2</math> であり、高温待機状態では、出力は定格の <math>10^{-6}</math>、燃料ペレット温度 <math>286^{\circ}\text{C}</math> で燃料エンタルピの初期値は <math>75\text{kJ}/\text{kgUO}_2</math> である。</p> <p>(b) 炉心流量            原子炉起動時には、通常、制御棒引き抜き開始に先立ち、冷却材を循環させ、定格の約 25～30% の炉心流量を得るが、保守的に定格の 20% の炉心流量があるものと仮定する。</p> <p>(c) 落下制御棒価値及び落下速度            落下制御棒価値は、制御棒価値ミニマイザの設計基準である <math>0.013\Delta k</math> とし、落下速度は制御棒落下速度リミットによって制限される <math>0.95\text{m}/\text{s}</math> とする。落下制御棒の反応度曲線 (*) は、制御棒価値やスクラム速度とあいまって、保守的な解析結果を与えるように設定されたものを用いる。</p> <p>(d) スクラム条件            原子炉のスクラムは、最大反応度価値を有する制御棒 1 本が全引き抜き位置に固着して挿入されないものとする。</p> <p>中性子束高スクラムは、定格出力の 120% で作動するものとし、その動作遅れは <math>0.09</math> 秒とする。スクラム反応度曲線 (*) は、制御棒価値やスクラム速度とあいまって、保守的な解析結果を与えるように設定されたものを用いる。</p> <p>(e) 安全保護系（原子炉出力ペリオド短スクラム（起動領域計装））は保守的に作動しないものとする。さらに、原子炉停止機能の観点から安全保護系（中性子束高スクラム（出力領域計装））に単一故障を仮定する。</p>	<p>・へ(3)(i)c. 制御棒の構造            ・ハ(1)(iii)b. 制御棒の最大反応度価値</p> <p>・へ(3)(iii) 反応度制御能力</p> <p>・へ(2)(i) 原子炉停止回路の種類</p>	<p>計測制御系統施設            （要目表）            2 (1) 制御棒            （基本設計方針）            1.2 制御棒及び制御棒駆動系            ・熱出力計算書            ・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）            2 (1) 制御棒            （基本設計方針）            1.2 制御棒及び制御棒駆動系            ・熱出力計算書</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>・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> <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> <p>・安全評価指針に基づき、単一故障及び保守的な条件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>(f) <u>逃がし安全弁については、安全弁機能より逃がし弁機能が先に作動するが、安全弁機能が作動すると仮定する。</u></p> <p>(g) <u>ドップラ係数（*）</u>  <u>事故に伴う原子炉出力の急上昇はドップラ効果のみで抑えられるとし、冷却材温度及びボイドの効果は考慮しない。冷却材温度及びボイドの効果を検討すると、事故の解析結果は緩やかになる。</u> [ド  <u>ップラ係数は、平衡サイクルの値を用いる。]</u></p> <p>(h) <u>ペレット-燃料被覆管ギャップ熱伝達係数</u>  <u>ギャップ熱伝達係数は、Ross&amp;Stoute の関係式により計算する。</u>  <u>なお、燃料被覆管がその降伏応力に達したときは、その時点で、固体接触熱伝達係数は一定として取り扱う。</u></p> <p>(i) <u>燃料被覆管-冷却材熱伝達係数</u>  <u>燃料被覆管と冷却材間の熱伝達係数は、以下に示す関係式を使用する。</u>  <u>単相強制対流 Dittus-Boelter の式</u>  <u>核沸騰状態 Jens-Lottes の式</u>  <u>膜沸騰状態 Dougall-Rohsenow の式（高温待機時）</u>  <u>NSRRの実測データに基づいて導出された熱伝達相関式（低温時）</u>  <u>なお、解析では、一度膜沸騰に達すると最後まで膜沸騰が持続すると仮定する。</u></p> <p>(j) <u>限界熱条件の判定</u>  <u>燃料被覆管から冷却材への熱伝達が核沸騰から膜沸騰に移行する時点の判定は、以下による。</u>  <u>高温待機時 沸騰遷移相関式でMCPRが1.07</u>  <u>低温時 Rohsenow-Griffith の式及び Kutateladze の式</u></p> <p>(k) <u>局所出力ピーキング係数（*）</u>  <u>解析に使用する局所出力ピーキング係数は、それぞれの状態に応じて次に示す値とする。</u></p> <table border="0" data-bbox="331 1203 725 1465"> <tr> <td colspan="2"><u>9×9燃料（A型）を装荷した炉心について</u></td> </tr> <tr> <td><u>低温時（サイクル初期）</u></td> <td><u>1.46</u></td> </tr> <tr> <td><u>低温時（サイクル末期）</u></td> <td><u>1.28</u></td> </tr> <tr> <td><u>高温待機時（サイクル初期）</u></td> <td><u>1.42</u></td> </tr> <tr> <td><u>高温待機時（サイクル末期）</u></td> <td><u>1.23</u></td> </tr> <tr> <td colspan="2"><u>9×9燃料（B型）を装荷した炉心について</u></td> </tr> <tr> <td><u>低温時（サイクル初期）</u></td> <td><u>1.33</u></td> </tr> <tr> <td><u>低温時（サイクル末期）</u></td> <td><u>1.19</u></td> </tr> </table>	<u>9×9燃料（A型）を装荷した炉心について</u>		<u>低温時（サイクル初期）</u>	<u>1.46</u>	<u>低温時（サイクル末期）</u>	<u>1.28</u>	<u>高温待機時（サイクル初期）</u>	<u>1.42</u>	<u>高温待機時（サイクル末期）</u>	<u>1.23</u>	<u>9×9燃料（B型）を装荷した炉心について</u>		<u>低温時（サイクル初期）</u>	<u>1.33</u>	<u>低温時（サイクル末期）</u>	<u>1.19</u>	<p>・ハ(1)(iii)c. ボイド係数及びドップラ係数</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>・燃料エンタルピーの評価手法について説明したものであるため</p>
<u>9×9燃料（A型）を装荷した炉心について</u>																			
<u>低温時（サイクル初期）</u>	<u>1.46</u>																		
<u>低温時（サイクル末期）</u>	<u>1.28</u>																		
<u>高温待機時（サイクル初期）</u>	<u>1.42</u>																		
<u>高温待機時（サイクル末期）</u>	<u>1.23</u>																		
<u>9×9燃料（B型）を装荷した炉心について</u>																			
<u>低温時（サイクル初期）</u>	<u>1.33</u>																		
<u>低温時（サイクル末期）</u>	<u>1.19</u>																		

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>高温待機時（サイクル初期） 1.26</u>  <u>高温待機時（サイクル末期） 1.13</u> </p> <p>           (l) <u>燃料棒挙動解析に当たっては、燃料エンタルピの最大値が、「反応度投入事象評価指針」に示された燃料エンタルピを超える燃料被覆管は破損したものとし、ここでは、ペレット燃焼度 40,000MWd/t 未満の破損しきい値として燃料エンタルピ 385kJ/kgUO<sub>2</sub> (92cal/gUO<sub>2</sub>) とし、ペレット燃焼度 40,000MWd/t 以上の破損しきい値として、燃焼に伴い燃料棒内圧が上昇することも加味し「反応度投入事象評価指針」が示す燃料の許容設計限界である燃料エンタルピの最低値 272kJ/kgUO<sub>2</sub> (65cal/gUO<sub>2</sub>) を用いる。</u> </p> <p>           (m) <u>ピーク出力部燃料エンタルピの増分が、以下に示す「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて」（以下「反応度投入事象取扱報告書」という。）に示されたペレット-被覆管機械的相互作用を原因とする破損（以下「PCMI破損」という。）を生じるしきい値のめやすを超える燃料被覆管は、破損したものとす。</u> </p> <p> <u>ペレット燃焼度 25,000MWd/t 未満</u>  <u>460kJ/kgUO<sub>2</sub> (110cal/gUO<sub>2</sub>)</u> </p> <p> <u>ペレット燃焼度 25,000MWd/t 以上 40,000MWd/t 未満</u>  <u>355kJ/kgUO<sub>2</sub> (85cal/gUO<sub>2</sub>)</u> </p> <p> <u>ペレット燃焼度 40,000MWd/t 以上 65,000MWd/t 未満</u>  <u>209kJ/kgUO<sub>2</sub> (50cal/gUO<sub>2</sub>)</u> </p> <p> <u>ペレット燃焼度 65,000MWd/t 以上 75,000MWd/t 程度まで</u>  <u>167kJ/kgUO<sub>2</sub> (40cal/gUO<sub>2</sub>)</u> </p> <p>           (iii) 環境への放射性物質の異常な放出            a. 放射性気体廃棄物処理施設の破損  <u>原子炉運転中、何らかの原因で放射性気体廃棄物処理施設（以下「オフガス系」という。）の一部が破損し、オフガス系に保持されていた希ガスや空気抽出器からの希ガスが環境に放出される事象を想定する。</u> </p> <p>           (a) <u>希ガス放出量が大きくなる破損箇所としてはホールドアップ装置第1塔の入口配管及び空気抽出器の出口配管が考えられるが、ここでは希ガスの減衰時間が短く希ガスの環境への放出がより大きくなる空気抽出器出口配管での破損を考えるものとする。</u> </p>			<p>           ・ R I E 指針及び発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて（以下「R I E 報告書」という。）に基づき、機械的エネルギーの評価について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、破断箇所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>破損が生じた時点における空気抽出器の希ガスの放出率は、運転上許容される最大値である <math>3.33 \times 10^1 \text{ Bq/s}</math> (30分減衰換算値)とする。</u></p> <p>(c) <u>オフガス系に保持されていた希ガスの破損箇所からの放出量は、隔離時間を考慮して厳しくなるように評価し、空気抽出器排ガス減衰管からは保持されていた希ガスの100%、また、ホールドアップ装置第1塔からは保持されていた希ガスの10%が放出されるものとする。</u></p> <p>(d) <u>空気抽出器及び破損箇所は、排気筒モニタの排気筒モニタ放射能高警報等によって事故を検知するのに要する時間及びオフガス系隔離弁に単一故障を仮定した上で隔離操作に要する時間を十分見込んだ時間後に隔離されるものとし、更に保守的に余裕を考慮し事故後30分以内は隔離されないものとする。したがって、事故後30分間は空気抽出器からの希ガスの放出を考慮する。炉心内で発生した希ガスが空気抽出器の出口に到達するまでに減衰する効果は安全側に無視するものとする。</u></p> <p>(e) <u>環境への放出は、評価結果が厳しくなる換気空調系作動として評価する。</u></p> <p>(f) <u>大気中に放出される希ガスは、換気空調系の作動を考慮するため排気筒から放出されるものとする。放出された希ガスによるγ線空気カーマは、現地における2005年4月から2006年3月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対線量に希ガスの全放出量を乗じて求める。</u></p> <p>b. 主蒸気管破断</p> <p>原子炉の出力運転中に、何らかの原因により格納容器外で主蒸気管が破断し、破断口から冷却材が流出し、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。</p> <p>(a) <u>原子炉は、事故発生直前まで定格出力の約105%（熱出力3,440MW）で十分長時間（2,000日）運転していたものとし、炉心流量は定格流量の105%とする。また原子炉ドーム圧力の初期値は7.17MPa [gage]とする。最小限界出力比の初期値は実際には通常運転時の熱的制限値よりも小さくなることはないが、(i), a. 原子炉冷却材喪失で用いているものと同じ値を用いることとし、1.19とする。</u></p>	<p>・原子炉の形式，熱出力* （*本文三号に記載）</p>	<p>【既工認】（要目表）</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. 原子炉本体       <ol style="list-style-type: none"> <li>1.1 炉型式，熱出力，過剰反応度及び反応度係数</li> </ol> </li> <li>2. 原子炉冷却系統設備 (1) 冷却材       <ul style="list-style-type: none"> <li>・熱出力計算書</li> </ul> </li> </ol>	<p>・安全評価指針に基づき，放射性気体廃棄物処理施設における希ガスの貯蔵量及び放出条件を設定したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき，放射性気体廃棄物処理施設における希ガスの貯蔵量及び放出条件を設定したものであるため</p> <p>・発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（以下「気象指針」という。）に基づき，相対線量の設定方法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>

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>4本の主蒸気管のうち1本が格納容器外で瞬時に両端破断すると仮定し、流出冷却材量の評価に当たっては破断口までの摩擦損失を考慮しない。</u></p> <p>(c) <u>主蒸気隔離弁は、主蒸気流量高信号により0.5秒の動作遅れ時間を含み、事故後5秒で全閉するものとする。</u></p> <p>(d) <u>流出流量は、流量制限器により定格流量の200%に制限されるとする。ただし、主蒸気隔離弁の部分において臨界流が発生するまでは、弁による流量制限の効果は考慮しないものとする。</u></p> <p>(e) <u>臨界流の計算には、Moodyの臨界流モデルを使用する。</u></p> <p>(f) <u>事故発生と同時に外部電源が喪失するとする。したがって、再循環ポンプは即時にトリップするものとする。</u></p> <p>(g) <u>原子炉停止機能の観点から安全保護系（主蒸気流量高信号による主蒸気隔離弁閉スクラム）に単一故障を仮定する。</u></p> <p>(h) <u>事故発生前の冷却材中の核分裂生成物の濃度は、運転上許容されるI-131の最大濃度である<math>4.6 \times 10^3 \text{ Bq/g}</math>に相当するものとし、その組成を拡散組成とする。気相中のハロゲンの濃度は、液相中の濃度の2%とする。</u></p> <p>(i) <u>事故発生後、原子炉圧力の低下に伴う燃料棒からの核分裂生成物の追加放出量は、I-131については先行炉等の実測値の平均値に適切な余裕をみた値である<math>2.22 \times 10^{14} \text{ Bq}</math>とし、その他の核分裂生成物についてはその組成を平衡組成として求め、希ガスについてはよう素の2倍の放出があるものとする。</u></p> <p>(j) <u>主蒸気隔離弁閉止前の燃料棒からの核分裂生成物の追加放出に関しては、主蒸気隔離弁閉止前の原子炉圧力の低下割合に比例して放出されるものとするが、主蒸気隔離弁までの到達時間を考慮し、追加放出された核分裂生成物が主蒸気隔離弁閉止までに破断口から放出されることはないものとする。</u></p> <p>(k) <u>主蒸気隔離弁閉止後の燃料棒からの核分裂生成物の追加放出に関しては、原子炉圧力の低下に伴い徐々に冷却材中へ放出されるものとする。</u></p>	<p>・ホ(1)(ii)c.主蒸気系</p> <p>・ホ(1)(ii)c.主蒸気系</p>	<p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 4.1 主蒸気系 (7)主蒸気隔離弁 ・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） 4.1 主蒸気系 (5)主蒸気流量制限器</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、流量制限器の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・臨界流の計算手法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、外部電源の取扱いを設定したものであるため</p> <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>・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>(l) <u>燃料棒から追加放出されるよう素のうち有機よう素は4%とし、残りの96%は無機よう素とする。</u></p> <p>(m) <u>燃料棒から追加放出される核分裂生成物のうち、希ガスは全て瞬時に気相部に移行するものとする。有機よう素のうち、10%は瞬時に気相部に移行するものとし、残りは分解するものとする。有機よう素から分解したよう素、無機よう素及びよう素以外のハロゲンが気相部にキャリアーオーバーされる割合は2%とする。</u></p> <p>(n) <u>放射能閉じ込め機能の観点から、主蒸気隔離弁に単一故障を仮定するとして、8個の主蒸気隔離弁のうち1個が閉止しないものとし、閉止した7個の主蒸気隔離弁から蒸気が漏えいするものとする。各主蒸気隔離弁の閉止直後の漏えい率は、設計漏えい率10%/d(逃がし安全弁の最低設定圧力において、原子炉圧力容器気相体積に対し、飽和蒸気で)とし、4本の主蒸気管で7個閉止という条件を考慮して全体で30%/dの漏えい率とする。その後の漏えい率は、原子炉の圧力及び温度に依存して変化するものとする。</u></p> <p>(o) <u>主蒸気隔離弁閉止後、逃がし安全弁等を通して崩壊熱相当の蒸気がサブプレッション・プール水中へ移行するものとし、その蒸気流量は原子炉圧力容器気相体積の340倍/dとする。この蒸気に含まれる核分裂生成物は被ばくには寄与しないものとする。</u></p> <p>(p) <u>主蒸気隔離弁閉止後、原子炉圧力は、逃がし安全弁、原子炉隔離時冷却系及び残留熱除去系によって24時間で直線的に大気圧にまで減圧され、主蒸気系からの漏えいは停止するものとする。</u></p> <p>(q) <u>タービン建屋内に放出された有機よう素が分解したよう素、無機よう素及びよう素以外のハロゲン等は50%が床、壁等に沈着するものとする。希ガス、有機よう素に関してはこの効果は考えないものとする。</u></p> <p>(r) <u>主蒸気隔離弁閉止前に破断口から放出された冷却材は、完全蒸発し、同時に放出された核分裂生成物を均一に含む蒸気雲になるものと仮定する。</u></p> <p>(s) <u>主蒸気隔離弁閉止後に主蒸気系から漏えいした核分裂生成物は、大気中に地上放散されるものとする。</u></p> <p>(t) <u>主蒸気隔離弁閉止前に放出された核分裂生成物を含む冷却材は、高温低湿状態の外気中で完全蒸発し、半球状の蒸気雲を形成するものとする。この場合、蒸気雲が小さいほど実効線量が高くなり、外気条件として温度が高く、相対湿度が低いほど蒸気雲は小さくなる。本評価では、蒸気雲の大きさを求めるに当たり、温度として33℃、相対湿度として40%を用いる。</u></p>	<p>・ホ(1)(ii)c. 主蒸気系</p>	<p>原子炉冷却系統施設 （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、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、単一故障を設定したものであるため</p> <p>・単一故障を考慮した漏えい率の評価値であるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、蒸気流量を評価したものであるため</p> <p>・原子炉圧力の計算手法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>

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) <u>この半球状の蒸気雲は、短時間放出を考慮して風下方向に1m/sの速度で移動するものとする。</u></p> <p>(v) <u>主蒸気隔離弁閉止後、主蒸気隔離弁を通して大気中へ放出される核分裂生成物による非居住区域境界外での地表空気中濃度は、現地における2005年4月から2006年3月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対濃度に核分裂生成物の全放出量を乗じて求める。</u>  <u>また、非居住区域境界外での希ガス及びハロゲン等によるγ線空気カーマは、現地における2005年4月から2006年3月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対線量に希ガス、ハロゲン等の全放出量を乗じて求める。</u></p> <p>c. 燃料集合体の落下  <u>原子炉の燃料交換時に、燃料取扱装置の故障、破損等により燃料集合体が落下して破損し、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。</u></p> <p>(a) <u>燃料ギャップ内の核分裂生成物の量は、原子炉が定格出力の約105%（熱出力3,440MW）で十分長時間（2,000日）運転された取替炉心のサイクル末期の最大出力燃料集合体について行う。</u></p> <p>(b) <u>燃料取替作業は、原子炉停止後適切な冷却及び所要作業期間（1日）後に行われるものとし、原子炉停止後の放射能の減衰は考えるものとする。</u></p> <p>(c) <u>破損した燃料棒のギャップ内核分裂生成物の全量が水中に放出されるものとする。破損した燃料棒のギャップ内核分裂生成物の存在量については、最大出力燃料集合体であることを考えて、破損した燃料棒内の全蓄積量に対して希ガス10%、よう素5%とする。</u></p> <p>(d) <u>放出された希ガスは、全量が水中から原子炉建屋の空気中へ放出されるものとする。</u></p> <p>(e) <u>燃料取替作業は原子炉停止1日後としており、燃料及び冷却材温度は低下しているので、放出されたよう素のうち1%は有機状とし、全て原子炉建屋内に移行するものとする。</u></p> <p>(f) <u>水中へ放出された無機よう素の水中での除染係数は500とする。</u></p>	<p>・原子炉の形式、熱出力*  （*本文三号に記載）</p>	<p>【既工認】（要目表）  1. 原子炉本体  1.1 炉型式、熱出力、過剰反応度及び反応度係数  ・熱出力計算書</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>・気象指針に基づき、相対濃度及び相対線量の設定方法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、原子炉停止後の期間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>(g) <u>原子炉建屋放射能高信号により、原子炉建屋ガス処理系が起動するものとする。</u></p> <p>(h) <u>非常用ガス再循環系よう素用チャコールフィルタのよう素除去効率は、設計値 90%を用いるものとし、また、原子炉建屋から、非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系の2系統を通り大気中に放出されるよう素の除去効率は、非常用ガス処理系よう素用チャコールフィルタの設計値 97%を用いるものとする。</u></p> <p>(i) <u>非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系の容量は、それぞれ設計で定められた値（4.8 回/d 及び 1 回/d）とする。</u></p> <p>(j) <u>原子炉建屋内に放出された核分裂生成物は原子炉建屋ガス処理系で処理された後、排気筒から大気中に放出されるものとする。</u></p> <p>(k) <u>放射能閉じ込め機能の観点から、原子炉建屋ガス処理系に単一故障を仮定する。</u></p> <p>(l) <u>非居住区域境界外での地表空气中濃度は、現地における 2005 年 4 月から 2006 年 3 月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対濃度に核分裂生成物の全放出量を乗じて求める。</u></p> <p>(m) <u>非居住区域境界外での希ガスによるγ線空気カーマは、現地における 2005 年 4 月から 2006 年 3 月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対線量に希ガスの全放出量を乗じて求める。</u></p> <p>d. 原子炉冷却材喪失  <u>(i), a. で想定した原子炉冷却材喪失の際に、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。</u></p>	<p>・へ(2)(ii)その他の主要な安全保護回路の種類</p> <p>・リ(4)(iv)原子炉建屋ガス処理系</p> <p>(本文五号に記載なし)</p> <p>・リ(4)(iv)原子炉建屋ガス処理系</p>	<p>計測制御系統施設  (要目表)  7.3 原子炉建屋ガス処理系</p> <p>原子炉格納施設  (要目表)  3 圧力低減設備その他の安全設備  非常用ガス再循環系フィルタトレイン  非常用ガス処理系フィルタトレイン</p> <p>原子炉格納施設  (要目表)  3 圧力低減設備その他の安全設備  ・設定根拠に関する説明書  非常用ガス再循環系排風機  非常用ガス処理系排風機</p> <p>原子炉格納施設  (基本設計方針)  3.3.1 原子炉建屋ガス処理系</p>	<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>・気象指針に基づき、相対濃度及び相対線量の設定方法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>(i) <u>非常用ガス再循環系よう素用チャコールフィルタのよう素除去効率は、設計値 90%を用いるものとし、また、原子炉建屋から、非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系の 2 系統を通り大気中に放出されるよう素の除去効率は、非常用ガス処理系よう素用チャコールフィルタの設計値 97%を用いるものとする。</u></p> <p>(j) <u>非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系の容量は、それぞれ設計で定められた値（4.8 回/d 及び 1 回/d）とする。</u></p> <p>(k) <u>原子炉建屋内の核分裂生成物からの直接線及びスカイシャイン線による実効線量の評価に当たっては、格納容器から原子炉建屋内に漏えいした核分裂生成物が全て原子炉建屋内に均一に分布するものとする。</u>  <u>なお、格納容器内の核分裂生成物からの直接線及びスカイシャイン線は、原子炉一次遮蔽等により十分遮蔽されており、実効線量の評価において有意な寄与はないため、原子炉建屋内の線源としては除外する。</u></p> <p>(l) <u>事故の評価期間は、格納容器内圧が格納容器からの漏えいが無視できる程度に低下するまでの期間（ここでは安全側に無限期間）とする。</u></p> <p>(m) <u>格納容器から原子炉建屋内に漏えいした核分裂生成物は、原子炉建屋ガス処理系で処理された後、排気筒から大気中に放出されるものとする。</u></p> <p>(n) <u>放射能閉じ込め機能の観点から、原子炉建屋ガス処理系に単一故障を仮定する。</u></p> <p>(o) <u>非居住区域境界外での地表空气中濃度は、現地における 2005 年 4 月から 2006 年 3 月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対濃度に核分裂生成物の全放出量を乗じて求める。</u></p> <p>(p) <u>非居住区域境界外での希ガスによる <math>\gamma</math> 線空気カーマは、現地における 2005 年 4 月から 2006 年 3 月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対線量に希ガスの全放出量を乗じて求める。</u></p>	<p>・リ (4) (iv) 原子炉建屋ガス処理系</p> <p>(本文五号に記載なし)</p> <p>・リ (4) (iv) 原子炉建屋ガス処理系</p>	<p>原子炉格納施設 （要目表） 3 圧力低減設備その他の安全設備 非常用ガス再循環系フィルタトレイン 非常用ガス処理系フィルタトレイン</p> <p>原子炉格納施設 （要目表） 3 圧力低減設備その他の安全設備 ・設定根拠に関する説明書 非常用ガス再循環系排風機 非常用ガス処理系排風機</p> <p>原子炉格納施設 （基本設計方針） 3.3.1 原子炉建屋ガス処理系</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、評価期間を設定したものであるため</p> <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>・気象指針に基づき、相対濃度及び相対線量の設定方法を説明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>(q) <u>直接線及びスカイシャイン線による実効線量は、原子炉建屋内の核分裂生成物によるγ線積算線源強度を用い、原子炉建屋の遮蔽効果を考慮して求める。</u></p> <p>e. 制御棒落下</p> <p>(ii), a. <u>で想定した制御棒落下の際に、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。</u></p> <p>(a) <u>本事故による燃料棒の燃料被覆管の破損本数が最大となるのは、サイクル初期の高温待機状態で事故が発生した場合であり、炉心の全燃料棒に対する破損燃料棒割合を6%として解析する。</u></p> <p>(b) <u>原子炉は高温待機状態にあり、事故発生直前まで定格出力の約105%（熱出力3,440MW）で十分長時間（2,000日）運転されていたものとする。</u></p> <p>(c) <u>事故時の主蒸気流量は定格の5%とする。</u></p> <p>(d) <u>破損した燃料棒を有する燃料集合体に含まれる核分裂生成物の量は、最大出力の燃料集合体に含まれる量と同じであるとする。</u></p> <p>(e) <u>破損した燃料棒からは、燃料ギャップ中の核分裂生成物の全量が冷却材中に放出されるものとする。破損した燃料棒のギャップ中の核分裂生成物の存在量については、最大出力燃料集合体と同等であることを考えて、破損した燃料棒内の全蓄積量に対して希ガス10%、よう素5%とする。</u></p> <p>(f) <u>破損した燃料棒から放出された希ガスは、全て瞬時に気相部に移行するものとする。</u></p> <p>(g) <u>破損した燃料棒から放出されたよう素のうち、有機よう素は4%とし、残りの96%は無機よう素とする。有機よう素のうち10%は瞬時に気相部に移行するものとし、残りは分解するものとする。有機よう素から分解したよう素及び無機よう素が気相部にキャリアーオーバーされる割合は2%とする。</u></p> <p>(h) <u>主蒸気隔離弁は、主蒸気管放射能高信号により0.5秒の動作遅れ時間を含み事故後5秒で全閉するものとする。</u></p>	<p>・原子炉の形式、熱出力* （*本文三号に記載）</p> <p>・ホ(1)(ii)c.主蒸気系</p>	<p>【既工認】（要目表）</p> <p>1. 原子炉本体</p> <p>1.1 炉型式、熱出力、過剰反応度及び反応度係数</p> <p>・熱出力計算書</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表）</p> <p>4.1 主蒸気系 (7)主蒸気隔離弁</p> <p>・発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に関する制御方法に関する説明書</p>	<p>・安全評価指針に基づき、原子炉建屋内の核分裂生成物の取扱い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>・事象進展解析結果を保守的に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>(i) <u>復水器へ移行した核分裂生成物のうち、無機よう素の 50%は沈着するものとし、気相中の残りの核分裂生成物は、復水器及びタービンの自由空間に対し 0.5%/d の漏えい率でタービン建屋内へ漏えいするものとする。</u></p> <p>(j) <u>タービン建屋内に漏えいした核分裂生成物については、タービン建屋換気系が作動しているものとし、これにより排気筒から大気中に放出されるものとする。</u></p> <p>(k) <u>放射能閉じ込め機能の観点から、主蒸気隔離弁に単一故障を仮定する。</u></p> <p>(l) <u>非居住区域境界外での地表空气中濃度は、現地における 2005 年 4 月から 2006 年 3 月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対濃度に核分裂生成物の全放出量を乗じて求める。</u></p> <p>(m) <u>非居住区域境界外での希ガスによるγ線空気カーマは、現地における 2005 年 4 月から 2006 年 3 月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対線量に希ガスの全放出量を乗じて求める。</u></p> <p>(iv) 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化  a. 原子炉冷却材喪失  (i) <u>a. で想定した原子炉冷却材喪失の際に、格納容器内の圧力、温度が異常に上昇する事象を想定する。</u></p> <p>(a) <u>原子炉は、事故発生直前まで定格出力の約 105%（熱出力 3,440MW）で運転していたものとする。</u></p> <p>(b) <u>事故発生と同時に外部電源が喪失するものとする。したがって、再循環ポンプは即時にトリップする。</u></p> <p>(c) <u>破断口からの冷却材の流出は、Moody の臨界流モデルを用いて計算する。</u></p> <p>(d) <u>事故発生直前のドライウェル温度、サブプレッション・チェンパ内のプール水温度及び格納容器内圧は、それぞれ 57℃、35℃及び 5kPa [gage] とする。</u></p> <p>(e) <u>残留熱除去系の格納容器スプレイ冷却系への手動切替は、事故後 15 分とする。</u></p>	<p>(本文五号に記載なし)</p> <p>放射線管理施設  （基本設計方針）  2.2.4 タービン建屋換気系</p> <p>・原子炉の形式、熱出力*  （*本文三号に記載）</p>	<p>【既工認】（要目表）  1. 原子炉本体  1.1 炉型式、熱出力、過剰反応度及び反応度係数  ・熱出力計算書</p>	<p>・安全評価指針に基づき、核分裂生成物のタービン建屋内への漏えい率を設定したものであるため</p> <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>・気象指針に基づき、相対濃度及び相対線量の設定方法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、外部電源の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・E C C S 性能評価指針に基づき、流出量計算モデルを設定したものであるため</p> <p>・原子炉の運転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、判断時間を考慮して運転員の操作を想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>(f) <u>格納容器スプレイ冷却系に単一故障を仮定する。</u></p> <p>b. 可燃性ガスの発生  <u>(i), a. で想定した原子炉冷却材喪失の際に, 可燃性ガスが発生する事象を想定する。</u></p> <p>(a) <u>原子炉は, 事故発生直前まで定格出力の約 105% (熱出力 3,440MW) で運転していたものとする。</u></p> <p>(b) <u>事故発生と同時に外部電源が喪失するものとする。</u></p> <p>(c) <u>ジルコニウム-水反応による水素の発生量は, 原子炉冷却材喪失解析による発生量の 5 倍, 又は燃料被覆管の表面から 5.8 μm の厚さが反応した場合に相当する量のいずれか大きいほうとし, 解析では燃料被覆管の表面から 5.8 μm の厚さが反応した場合に相当する量とする。</u>  <u>なお, これは 9×9 燃料 (A 型) では燃料被覆管全量の 0.88%, 9×9 燃料 (B 型) では燃料被覆管全量の 0.89% に相当する量である。</u></p> <p>(d) <u>不活性ガス系により事故前の格納容器内の酸素濃度は 4.0vol% 以下としているが, 解析では 4.0vol% とする。</u></p> <p>(e) <u>事故前に冷却材中に溶存している水素, 酸素の寄与は非常に少ないので, 事故後の格納容器内の水素, 酸素濃度の評価では無視する。</u></p> <p>(f) <u>原子炉冷却材喪失解析結果から事故時に燃料棒の破裂が生じないので, 核分裂生成物はすべて燃料棒中にとどまるが, 解析ではハロゲンの 50% 及び固形分の 1% が格納容器内の水の液相中に存在するものとする。さらに, 他の核分裂生成物は, 希ガスを除き, すべて燃料棒中に存在するものとする。</u></p> <p>(g) <u>放射線分解により発生する水素ガス及び酸素ガスの発生割合 (G 値) は, それぞれ沸騰状態では 0.4 分子/100eV, 0.2 分子/100eV, 非沸騰状態では 0.25 分子/100eV, 0.125 分子/100eV とする。</u></p> <p>(h) <u>ドライウエルから可燃性ガス濃度制御系への吸込み流量は 255m<sup>3</sup>/h[normal] とし, 再循環流量 85m<sup>3</sup>/h[normal] と合せ, 合計 340m<sup>3</sup>/h[normal] (1 系統当たり) のガスが可燃性ガス濃度制御系で処理されるものとする。</u></p>	<p>・原子炉の形式, 熱出力*  (* 本文三号に記載)</p> <p>・リ (3) (i) a. (a) 可燃性ガス濃度制御系</p>	<p>【既工認】 (要目表)</p> <p>1. 原子炉本体</p> <p>1.1 炉型式, 熱出力, 過剰反応度及び反応度係数</p> <p>・熱出力計算書</p> <p>原子炉格納施設  (要目表)</p> <p>3 圧力低減設備その他の安全設備  可燃性ガス濃度制御系再結合装置ブロー</p>	<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>・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, 外部電源の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・安全評価指針及び事象進展解析に基づき, 水素の発生量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><u>可燃性ガス濃度制御系で処理されたガスは、再循環するものを除き、すべてサプレッション・チェンバに戻るものとする。</u></p> <p>(i) <u>可燃性ガス濃度制御系は、事故後 3.5 時間で作動し、同時に系統機能を発揮するものとする。</u></p> <p>(j) <u>可燃性ガス濃度制御系の水素ガス及び酸素ガスの再結合効率を 95%とする。</u></p> <p>(k) <u>放射能閉じ込め機能の観点から可燃性ガス濃度制御系に単一故障を仮定する。</u>  <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>	<p>(本文五号に記載なし)</p>	<p>原子炉格納施設  (要目表)  3 圧力低減設備その他の安全設備  可燃性ガス濃度制御系再結合装置</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、単一故障を設定したものであるため</p> <p>・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</p> <p>・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。</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>ハ 重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故 事故に対処するために必要な施設及び体制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) 有効性評価</p> <p>(ii) 解析条件</p> <p>有効性評価における解析の条件設定については、事象進展の不確かさを考慮して、設計値等の現実的な条件を基本としつつ、原則、有効性を確認するための評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とする。この際、解析コードの持つ重要現象に対する不確かさや解析条件の不確かさによって、さらに本発電用原子炉施設の有効性評価の評価項目となるパラメータ並びに運転員及び重大事故等対応要員（以下「運転員等」という。）操作時間に対する余裕が小さくなる可能性がある場合は、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する。</p> <p>a. 主要な解析条件</p> <p>(a) 評価に当たって考慮する事項</p> <p>(a-1)安全機能の喪失に対する仮定</p> <p><u>有効性評価で対象とする事象に応じ、適切に安全機能の喪失を考慮する。</u></p> <p>(a-2)外部電源に対する仮定</p> <p><u>重大事故等に対する対策の有効性評価に当たっては、外部電源の有無の影響を考慮する。</u></p> <p>(a-3)単一故障に対する仮定</p> <p><u>重大事故等は、設計基準事故対処設備が多重の機能喪失を起こすことを想定しており、さらに、重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備に対して多様性を考慮して設置していることから、重大事故等対処設備の単一故障は仮定しない。</u></p> <p>(a-4)運転員等の操作時間に対する仮定</p> <p><u>事故に対処するために必要な運転員等の手動操作については、原則として、中央制御室での警報発信又は監視パラメータが操作開始条件に達したことを起点として、適切な時間余裕を設定する。</u></p> <p><u>また、現場操作に必要な時間は、操作場所までのアクセスルート<sub>ト</sub>の状況、操作場所の作業環境等を踏まえ、実現可能と考えられる操作時間の想定等に基づき設定する。</u></p>			<p>・実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性に関する審査ガイド（以下「有効性評価ガイド」という。）に基づき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) 共通解析条件</p> <p>(b-1) 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故</p> <p>(b-1-1) 初期条件</p> <p>(b-1-1-1) 事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」を除く事故シーケンスグループにおいて用いる条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉熱出力の初期値は、定格値（3,293MW）を用いるものとする。</li> <li>原子炉圧力の初期値は、定格値（6.93MPa [gage]）を用いるものとする。</li> <li>炉心流量の初期値は、定格値である100%流量（<math>48.3 \times 10^3 \text{ t/h}</math>）を用いるものとする。</li> <li>炉心に関する条件は9×9燃料（A型）を装荷した平衡サイクルを想定した値を用いるものとし、燃料ペレット、燃料被覆管径等の炉心及び燃料形状に関する条件は設計値を用いるものとする。なお、高燃焼度8×8燃料は装荷しないため評価対象外とする。</li> <li>原子炉停止後の崩壊熱は、ANSI/ANS-5.1-1979の式に基づく崩壊熱曲線を使用する。また、使用する崩壊熱は燃焼度33GWd/tの条件に対応したものとする。</li> <li>燃料棒の最大線出力密度は、44.0kW/mを用いるものとする。</li> <li>原子炉水位の初期値は、通常運転水位とする。</li> <li>格納容器の体積について、ドライウエル空間部は5,700m<sup>3</sup>、サブプレッション・チェンバ空間部は4,100m<sup>3</sup>、サブプレッション・チェンバ液相部は3,300m<sup>3</sup>を用いるものとする。</li> </ul>	<p>原子炉の形式、熱出力* （*本文三号に記載）</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(2)(iii)燃料要素の構造、(iv)燃料集合体の構造</p> <p>・ハ(1)(iv)b.燃料棒最大線出力密度</p> <p>（本文五号に記載なし）</p>	<p>【既工認】（要目表）</p> <p>1. 原子炉本体</p> <p>1.1 炉型式、熱出力、過剰反応度及び反応度係数</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>熱出力計算書</li> </ul> <p>【既工認】（要目表）</p> <p>2. 原子炉冷却系統設備（1）冷却材</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>熱出力計算書</li> </ul> <p>【既工認】（要目表）</p> <p>2. 原子炉冷却系統設備（1）冷却材</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>熱出力計算書</li> </ul> <p>・熱出力計算書</p> <p>・熱出力計算書</p> <p>【既工認】（要目表）</p> <p>1. 原子炉格納施設（1）原子炉格納容器 原子炉格納施設 （基本設計方針）</p> <p>3. 圧力低減設備その他の安全設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</li> </ul>	<p>・炉心及び燃料形状の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・ECCS性能評価指針に基づき、崩壊熱を設定したものであるため</p> <p>・原子炉の運転状態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>・格納容器の初期温度について、ドライウエル空間部温度は57℃、サブプレッション・プール水温度は32℃を用いるものとする。また、格納容器の初期圧力は5kPa [gage]を用いるものとする。</p> <p>・サブプレッション・プールの初期水位は、6.983mを用いるものとする。</p> <p>・真空破壊装置の作動条件は、3.45kPa（ドライウエルーサブプレッション・チェンバ間差圧）を用いるものとする。</p> <p>・外部水源の温度は、35℃とする。</p> <p>・原子炉压力容器、</p> <p>格納容器等の形状に関する条件は設計値を用いるものとする。</p> <p>(b-1-1-2)事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」において用いる条件</p> <p>・原子炉熱出力の初期値は、定格値（3,293MW）を用いるものとする。</p> <p>・原子炉圧力の初期値は、定格値（6.93MPa [gage]）を用いるものとする。</p> <p>・炉心流量の初期値は、原子炉定格出力時の下限流量である85%流量（約41.06×10<sup>3</sup>t/h）を用いるものとする。</p> <p>・主蒸気流量の初期値は、定格値（6.42×10<sup>3</sup>t/h）を用いるものとする。</p>	<p>（本文五号に記載なし）</p> <p>・ハ(4)(i)構造</p> <p>・リ(1)原子炉格納容器の構造</p> <p>原子炉の形式、熱出力* （*本文三号に記載）</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>原子炉本体 （要目表） 4 原子炉压力容器</p> <p>原子炉格納施設 （要目表） 1 原子炉格納容器</p> <p>【既工認】（要目表） 1. 原子炉本体 1.1 炉型式、熱出力、過剰反応度及び反応度係数 ・熱出力計算書</p> <p>【既工認】（要目表） 2 原子炉冷却系統設備（1）冷却材 ・熱出力計算書</p> <p>【既工認】（要目表） 2 原子炉冷却系統設備（1）冷却材 ・熱出力計算書</p> <p>【既工認】（要目表） 2 原子炉冷却系統設備（1）冷却材 ・熱出力計算書</p>	<p>・原子炉の運転状態を設定したものであるため</p> <p>・解析上保守的に設定したものであるため</p> <p>・解析上、外部水源の温度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
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>給水温度の初期値は約 216℃とする。</u></li> <li>・ <u>炉心に関する条件は 9 × 9 燃料（A 型）を装荷した平衡サイクルを想定した値を用いるものとし、燃料ペレット、燃料被覆管径等の炉心及び燃料形状に関する条件は設計値を用いるものとする。なお、高燃焼度 8 × 8 燃料は装荷しないため評価対象外とする。</u></li> <li>・ <u>燃料の最小限界出力比は、1.24 を用いるものとする。</u></li> <li>・ <u>燃料棒の最大線出力密度は、44.0kW/m を用いるものとする。</u></li> <li>・ <u>動的ボイド係数（減速材ボイド係数を遅発中性子発生割合で除した値）はサイクル末期の値の 1.25 倍、動的ドップラ係数（ドップラ係数を遅発中性子発生割合で除した値）はサイクル末期の値の 0.9 倍を用いるものとする。</u></li> <li>・ <u>原子炉水位の初期値は、通常運転水位とする。</u></li> <li>・ <u>格納容器の体積について、ドライウエル空間部は 5,700m<sup>3</sup>、サブプレッション・チェンバ空間部は 4,100m<sup>3</sup>、サブプレッション・チェンバ液相部は 3,300m<sup>3</sup>を用いるものとする。</u></li> <li>・ <u>格納容器の初期温度について、サブプレッション・プール水温度は 32℃を用いるものとする。また、格納容器の初期圧力は 5kPa [gage] を用いるものとする。</u></li> <li>・ <u>原子炉圧力容器、</u></li> <li>・ <u>格納容器等の形状に関する条件は設計値を用いるものとする。</u></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ ホ (1) (iii) 冷却材の温度及び圧力</li> <li>・ ハ (2) (iii) 燃料要素の構造、(iv) 燃料集合体の構造</li> <li>・ ハ (1) (iv) a. 最小限界出力比</li> <li>・ ハ (1) (iv) b. 燃料棒最大線出力密度</li> </ul> <p>(本文五号に記載なし)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ ハ (4) (i) 構造</li> <li>・ リ (1) 原子炉格納容器の構造</li> </ul>	<p><b>【既工認】（要目表）</b></p> <p>2 原子炉冷却系統設備 (1) 冷却材</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 熱出力計算書</li> <li>・ 熱出力計算書</li> <li>・ 熱出力計算書</li> </ul> <p><b>【既工認】（要目表）</b></p> <p>1 原子炉格納施設 (1) 原子炉格納容器 原子炉格納施設 (基本設計方針)</p> <p>3 圧力低減設備その他の安全設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</li> </ul> <p>原子炉本体 (要目表)</p> <p>4 原子炉圧力容器</p> <p>原子炉格納施設 (要目表)</p> <p>1 原子炉格納容器</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 炉心及び燃料形状の取扱いを設定したものであるため</li> <li>・ 動的ボイド係数及び動的ドップラ係数の取扱いを設定したものであるため</li> <li>・ 原子炉の運転状態を設定したものであるため</li> <li>・ 原子炉の運転状態を設定したものであるため</li> </ul>

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-1-2) 事故条件  <u>原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断による L O C A を想定する場合の配管の破断位置については、原子炉圧力容器内の保有水量及び流出量等の観点から選定する。</u></p> <p>(b-1-3) 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>安全保護系等の設定点  原子炉緊急停止系作動回路のスクラム設定点として、以下の値を用いるものとする。  <u>原子炉水位低（レベル3）</u>  <u>セパレータスカート下端から+66cm（原子炉圧力容器底部から+1,372 cm）（遅れ時間 1.05 秒）</u></li> </ul> <p>工学的安全施設作動回路等の設定点として、以下の値を用いるものとする。  <u>原子炉水位異常低下（レベル2）（原子炉隔離時冷却系起動、高圧炉心スプレイ系起動、主蒸気隔離弁閉止）設定点</u>  <u>セパレータスカート下端から-63cm（原子炉圧力容器底部から+1,243 cm）</u></p> <p><u>原子炉水位異常低下（レベル1）（低圧炉心スプレイ系起動、残留熱除去系（低圧注水系）起動、自動減圧系作動）設定点</u>  <u>セパレータスカート下端から-345cm（原子炉圧力容器底部から+961 cm）</u></p> <p><u>原子炉水位異常低下（レベル2）（再循環系ポンプ全台トリップ）設定点</u>  <u>セパレータスカート下端から-63cm（原子炉圧力容器底部から+1,243 cm）</u></p> <p><u>原子炉水位高（レベル8）（原子炉隔離時冷却系トリップ、高圧炉心スプレイ系注入弁閉止）設定点</u>  <u>セパレータスカート下端から+175cm（原子炉圧力容器底部から+1,481 cm）</u></p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・へ(2)(i) 原子炉停止回路の種類</li> <li>・へ(2)(ii) その他の主要な安全保護回路の種類</li> <li>・へ(2)(ii) その他の主要な安全保護回路の種類</li> <li>・へ(5)(xii) 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備</li> </ul>	<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>・原子炉非常停止信号の設定値の根拠に関する説明書</li> </ul> <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> <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>・工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値の根拠に関する説明書</li> </ul> <p>・工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値の根拠に関する説明書</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・有効性評価ガイドに基づき、破断位置を設定したものであるため</li> <li>・工学的安全施設等の起動信号でないため</li> </ul>

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>原子炉圧力高（再循環系ポンプ全台トリップ）設定値 原子炉圧力 7.39MPa [gage]</p> <p>ドライウエル圧力高（非常用炉心冷却系起動，自動減圧系作動）設定値 ドライウエル圧力 13.7kPa [gage]</p> <p>・逃がし安全弁 逃がし安全弁の逃がし弁機能及び安全弁機能の吹出し圧力及び容量（吹出し圧力における値）は，設計値として以下の値を用いるものとする。 逃がし弁機能 第1段：7.37MPa [gage] 2個，354.6t/h（1個当たり） 第2段：7.44MPa [gage] 4個，357.8t/h（1個当たり） 第3段：7.51MPa [gage] 4個，361.1t/h（1個当たり） 第4段：7.58MPa [gage] 4個，364.3t/h（1個当たり） 第5段：7.65MPa [gage] 4個，367.6t/h（1個当たり） 安全弁機能 第1段：7.79MPa [gage] 2個，385.2t/h（1個当たり） 第2段：8.10MPa [gage] 4個，400.5t/h（1個当たり） 第3段：8.17MPa [gage] 4個，403.9t/h（1個当たり） 第4段：8.24MPa [gage] 4個，407.2t/h（1個当たり） 第5段：8.31MPa [gage] 4個，410.6t/h（1個当たり）</p> <p>(b-2) 運転中の原子炉における重大事故 (b-2-1) 初期条件 ・原子炉熱出力の初期値は，定格値（3,293MW）を用いるものとする。</p> <p>・原子炉圧力の初期値は，定格値（6.93MPa [gage]）を用いるものとする。</p>	<p>・へ(5)(xii) 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備</p> <p>・へ(2)(ii) その他の主要な安全保護回路の種類</p> <p>・ホ(3)(ii)a.(d) 自動減圧系</p> <p>原子炉の形式，熱出力* （*本文三号に記載）</p> <p>（本文五号に記載なし）</p>	<p>計装制御系統施設 （要目表） 7 工学的安全施設等の起動信号 ・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） 4.1 主蒸気系 (6) 逃がし安全弁</p> <p>【既工認】（要目表） 1. 原子炉本体 1.1 炉型式，熱出力，過剰反応度及び反応度係数 ・熱出力計算書</p> <p>【既工認】（要目表） 2 原子炉冷却系統設備（1）冷却材 ・熱出力計算書</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>・<u>コンクリート以外の構造物である鉄筋は考慮しないものとする。</u></p> <p>・<u>原子炉压力容器下部の構造物は、ペDESTAL（ドライウェル部）に落下する溶融物とは扱わないものとする。</u></p> <p>・<u>外部水源の温度は、35℃とする。</u></p> <p>・<u>原子炉压力容器，</u></p> <p><u>格納容器等の形状に関する条件は設計値を用いるものとする。</u></p> <p>(b-2-2) 事故条件 (b-1-2)に同じ。</p> <p>(b-2-3) 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>・逃がし安全弁 <u>逃がし安全弁の安全弁機能の吹出し圧力及び容量（吹出し圧力における値）は、設計値として以下の値を用いるものとする。</u></p> <p><u>第1段：7.79MPa [gage] 2個，385.2t/h（1個当たり）</u></p> <p><u>第2段：8.10MPa [gage] 4個，400.5t/h（1個当たり）</u></p> <p><u>第3段：8.17MPa [gage] 4個，403.9t/h（1個当たり）</u></p> <p><u>第4段：8.24MPa [gage] 4個，407.2t/h（1個当たり）</u></p> <p><u>第5段：8.31MPa [gage] 4個，410.6t/h（1個当たり）</u></p> <p>(b-3) 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故 (b-3-1) 初期条件</p> <p>・<u>使用済燃料プールの崩壊熱は、約9.1MWを用いるものとする。</u></p> <p>・<u>使用済燃料プールの初期水位は、通常水位とする。</u></p> <p>・<u>使用済燃料プールの保有水量は、使用済燃料プールと隣接する原子炉ウェルとの間に設置されているプールゲートは閉を仮定し、約1,189m<sup>3</sup>とする。</u></p>	<p>・ハ(4)(i)b. 主要寸法</p> <p>・リ(1)原子炉格納容器の構造</p> <p>・ホ(1)(ii)c. 主蒸気系 逃がし安全弁</p> <p>(本文五号に記載なし)</p>	<p>原子炉本体 (要目表) 4 原子炉压力容器</p> <p>原子炉格納施設 (要目表) 1 原子炉格納容器</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表) 4.1 主蒸気系 (6) 安全弁及び逃がし安全弁</p> <p>・使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書</p>	<p>・解析上、鉄筋の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・解析上、原子炉压力容器下部の構造物の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・解析上、外部水源の温度を設定したものであるため</p> <p>・逃がし安全弁の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・原子炉の運転状態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>・<u>使用済燃料プールの初期水温は、65℃とする。</u></p> <p>・<u>使用済燃料プール等の主要機器の形状に関する条件は設計値を用いるものとする。</u></p> <p>(b-4) 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故</p> <p>(b-4-1) 初期条件（運転停止中の事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」を除く。）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>原子炉停止後の崩壊熱は、ANSI/ANS-5.1-1979の式に基づく崩壊熱曲線を使用し、原子炉停止1日後の崩壊熱として約19MWを用いるものとする。</u></li> <li>・<u>原子炉初期水位は通常運転水位とする。</u></li> <li>・<u>原子炉初期水温は52℃とする。</u></li> <li>・<u>原子炉圧力の初期値は大気圧とし、事象発生後も大気圧が維持されるものとする。</u></li> <li>・<u>外部水源の温度は35℃とする。</u></li> </ul> <p>・<u>原子炉圧力容器等の形状に関する条件は設計値を用いるものとする。</u></p> <p>b. 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故</p> <p>(a) 高圧・低圧注水機能喪失</p> <p>(a-1) <u>起因事象として、給水流量の全喪失が発生するものとする。</u></p> <p>(a-2) <u>安全機能としては、高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系、低圧注水機能として低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水系）の機能が喪失するものとする。</u></p> <p>(a-3) <u>外部電源は使用できるものとする。</u></p> <p>(a-4) <u>原子炉スクラムは、原子炉水位低（レベル3）信号によるものとする。</u></p>	<p>・二(2)(ii)a.(a) 構造</p> <p>・ハ(4)(i) 構造</p> <p>・ヘ(2)(i) 原子炉停止回路の種類</p>	<p>核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 （要目表）</p> <p>3 使用済燃料貯蔵設備</p> <p>原子炉本体 （要目表）</p> <p>4 原子炉圧力容器</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>	<p>・原子炉の運転状態を設定したものであるため</p> <p>・ECCS性能評価指針に基づき、設定したものであるため</p> <p>・原子炉の運転状態を設定したものであるため</p> <p>・評価上、崩壊熱による蒸発量が保守的となるよう設定したものであるため</p> <p>・評価上、外部水源の温度を設定したものであるため</p> <p>・PRA選定結果に基づき、設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、外部電源の取扱い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
(a-5) A TWS緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）は、原子炉水位異常低下（レベル2）信号により再循環系ポンプ2台全てを自動停止するものとする。	・へ(5)(xii)緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備	計測制御系統施設 (要目表) 1 制御方式及び制御方法 7.9 A TWS緩和設備（代替原子炉再循環系ポンプトリップ機能）	
(a-6) 逃がし安全弁（安全弁機能）にて、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また、原子炉減圧には逃がし安全弁（自動減圧機能）(7個)を使用するものとし、容量として、1個当たり定格主蒸気流量の約6%を処理するものとする。	・ホ(1)(ii)c.主蒸気系 ・ホ(3)(ii)a.(d)自動減圧系	原子炉冷却系統施設 (要目表) 4.1 主蒸気系 (6)安全弁及び逃がし弁	
(a-7) 低圧代替注水系（常設）は、逃がし安全弁による原子炉減圧後に、最大378m <sup>3</sup> /hの流量で原子炉注水し、その後は炉心を冠水維持するように注水する。また、原子炉注水と格納容器スプレ이를同時に実施する場合は、230m <sup>3</sup> /hにて原子炉へ注水する。	・ホ(3)(ii)b(c) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備	原子炉冷却系統施設 (要目表) 6.7 低圧代替注水系	・低圧代替注水系（常設）の取扱いを設定したものであるため
(a-8) 代替格納容器スプレー冷却系（常設）は、130m <sup>3</sup> /hの流量で格納容器内にスプレーする。	・リ(3)(ii)a.(a)(a-1-1)代替格納容器スプレー冷却系（常設）による原子炉格納容器の冷却	原子炉冷却系統施設 (要目表) 6.7 低圧代替注水系	
(a-9) 格納容器圧力逃がし装置等は、格納容器圧力0.31MPa〔gage〕における排出流量13.4kg/sに対して、第二弁を全開にて格納容器除熱を実施する。	・リ(3)(ii)b.(b)格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	・原子炉格納施設的设计条件に関する説明書 原子炉冷却系統施設 (基本設計方針) 4.2 格納容器圧力逃がし装置	
(a-10) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。			

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>(a-10-1) <u>逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作は、事象発生から25分後に開始する。</u></p> <p>(a-10-2) <u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作は、格納容器圧力が0.279MPa[gage]に到達した場合に実施する。なお、格納容器スプレイは、サブプレッション・プール水位が通常水位+6.5mに到達した場合に停止する。</u></p> <p>(a-10-3) <u>格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱操作は、格納容器圧力が0.31MPa[gage]に到達した場合に実施する。</u></p> <p>(b) 高圧注水・減圧機能喪失</p> <p>(b-1) <u>起因事象として、給水流量の全喪失が発生するものとする。</u></p> <p>(b-2) <u>安全機能としては、高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系、原子炉減圧機能として自動減圧系の機能が喪失するものとする。</u></p> <p>(b-3) <u>外部電源は使用できるものとする。</u></p> <p>(b-4) <u>原子炉スクラムは、原子炉水位低（レベル3）信号によるものとする。</u></p> <p>(b-5) <u>ATWS緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）は、原子炉水位異常低下（レベル2）信号により再循環系ポンプを2台全てを自動停止するものとする。</u></p> <p>(b-6) <u>逃がし安全弁（安全弁機能）にて、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑制するものとする。また、逃がし安全弁による原子炉手動減圧に失敗することを想定する。過渡時自動減圧機能を用いた逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧は、原子炉水位異常低下（レベル1）到達から10分後に開始し、逃がし安全弁（自動減圧機能）2個により原子炉減圧する。容量として、1個当たり定格主蒸気流量の約6%を処理するものとする。</u></p>	<p>・へ(2)(i)原子炉停止回路の種類</p> <p>・へ(5)(xii)緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備</p> <p>・ホ(1)(ii)c.主蒸気系 (本文五号に記載なし)</p> <p>・ホ(3)(ii)a.(d)自動減圧系</p>	<p>計測制御系統施設 (要目表) 6 原子炉非常停止信号</p> <p>計測制御系統施設 (要目表) 1 制御方式及び制御方法 7.9 ATWS緩和設備（代替原子炉再循環系ポンプトリップ機能）</p> <p>原子炉冷却系統施設 (基本設計方針) 3.4 逃がし安全弁の機能 ・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>・有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</p> <p>・PRA選定結果に基づき、設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、外部電源の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・逃がし安全弁による手動減圧の取扱い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-7) 低圧炉心スプレイ系は、原子炉水位異常低下 (レベル1) 到達後、低圧炉心スプレイ系が自動起動し、逃がし安全弁 (自動減圧機能) による原子炉減圧後に、<math>1,419\text{m}^3/\text{h}</math> (<math>0.84\text{MPa}[\text{dif}]</math>において) (最大 <math>1,561\text{m}^3/\text{h}</math>) にて原子炉注水する。</p> <p>(b-8) 残留熱除去系 (低圧注水系) は、原子炉水位異常低下 (レベル1) 到達後、残留熱除去系 (低圧注水系) が自動起動し、逃がし安全弁による原子炉減圧後に、1 系統当たり <math>1,605\text{m}^3/\text{h}</math> (<math>0.14\text{MPa}[\text{dif}]</math>において) (最大 <math>1,676\text{m}^3/\text{h}</math>) にて原子炉注水する。また、原子炉水位が原子炉水位高 (レベル8) まで回復し、低圧炉心スプレイ系のみにより原子炉水位の維持が可能な場合は、注水を停止する。</p> <p>(b-9) 残留熱除去系 (サブプレッション・プール冷却系) は、自動起動した残留熱除去系 (低圧注水系) のうち、1 系統を切り替えるものとする。伝熱容量は、熱交換器 1 基当たり約 <math>43\text{MW}</math> (サブプレッション・プール水温度 <math>100^\circ\text{C}</math>、海水温度 <math>32^\circ\text{C}</math>において) とする。</p> <p>(b-10) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。</p> <p>(b-10-1) 残留熱除去系 (サブプレッション・プール冷却系) 運転操作は、原子炉水位高 (レベル8) 到達の 5 分後に実施する。</p> <p>(c) 全交流動力電源喪失</p> <p>(c-1) 外部電源喪失時に非常用ディーゼル発電機等の機能が喪失する事故</p> <p>(c-1-1) 起因事象として、外部電源を喪失するものとする。</p> <p>(c-1-2) 安全機能としては、全ての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し、全交流動力電源を喪失するものとする。</p> <p>(c-1-3) 外部電源は使用できないものとする。</p>	<p>・ホ (3) (ii) a. (b) 低圧炉心スプレイ系</p> <p>・ホ (3) (ii) a. (c) 残留熱除去系 (低圧注水系)</p> <p>・ホ (4) (i) 残留熱除去系</p>	<p>計測制御系統施設 (要目表)</p> <p>7.5 低圧炉心スプレイ系 ・工学的安全施設等の起動 (作動) 信号の設定値の根拠に関する説明書 原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>6.2 低圧炉心スプレイ系 ・設定根拠に関する説明書</p> <p>計測制御系統施設 (要目表)</p> <p>7.6 残留熱除去系 ・工学的安全施設等の起動 (作動) 信号の設定値の根拠に関する説明書 原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>5.1 残留熱除去系 ・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>5.1 残留熱除去系</p>	<p>・低圧炉心スプレイ系の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・残留熱除去系 (低圧注水系) の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・残留熱除去系 (サブプレッション・プール冷却系) の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</p> <p>・PRA 選定結果に基づき、設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、外部電源の取扱い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
(c-1-4) 原子炉スクラムは、原子炉水位低（レベル3）信号によるものとする。	・へ(2)(i)原子炉停止回路の種類	計測制御系統施設 (要目表) 6 原子炉非常停止信号	
(c-1-5) 原子炉隔離時冷却系は、原子炉水位異常低下（レベル2）で自動起動し、136.7m <sup>3</sup> /h（7.86MPa[gage]～1.04MPa[gage]において）の流量で注水するものとする。	・ホ(4)(iii)原子炉隔離時冷却系	原子炉冷却系統施設 (要目表) 7.1 原子炉隔離時冷却系 ・工学的安全施設等の起動(作動)信号の設定値の根拠に関する説明書	
(c-1-6) 逃がし安全弁（安全弁機能）にて、原子炉冷却材圧力バウンスの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また、原子炉減圧には逃がし安全弁（自動減圧機能）(7個)を使用するものとし、容量として、1個当たり定格主蒸気流量の約6%を処理するものとする。	・ホ(1)(ii)c.主蒸気系 ・ホ(3)(ii)a.(d)自動減圧系	原子炉冷却系統施設 (要目表) 4.1 主蒸気系 (6)安全弁及び逃がし安全弁	
(c-1-7) 低圧代替注水系（可搬型）は、逃がし安全弁による原子炉減圧後に、最大110m <sup>3</sup> /hで原子炉注水し、その後は炉心を冠水維持するように注水する。また、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水を代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却と併せて実施する場合は、50m <sup>3</sup> /hの流量で原子炉注水するものとする。	・ホ(3)(ii)b.(c-1-1-2)低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却	原子炉冷却系統施設 (要目表) 6.7 低圧代替注水系	・低圧代替注水系（可搬型）の取扱いを設定したものであるため
(c-1-8) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、130m <sup>3</sup> /hの流量で格納容器内にスプレイする。	・リ(3)(ii)a.(b)(b-1-2)代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却	原子炉冷却系統施設 (要目表) 6.7 低圧代替注水系	
(c-1-9) 残留熱除去系（低圧注水系）は、1,605m <sup>3</sup> /h（0.14MPa[diff]において）（最大1,676m <sup>3</sup> /h）の流量で注水するものとする。	・ホ(3)(ii)a.(c)残留熱除去系（低圧注水系）	原子炉冷却系統施設 (要目表) 5.1 残留熱除去系 ・設定根拠に関する説明書	・残留熱除去系（低圧注水系）の取扱いを設定したものであるため

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>(c-1-10) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）は、原子炉水位を原子炉水位高（レベル8）まで上昇させた後に、<u>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）を使用する場合は、1,692m<sup>3</sup>/hの流量で格納容器内にスプレイするものとする。また、伝熱容量は、熱交換器1基当たり約43MW（サブプレッション・プール水温度100℃、海水温度32℃において）とする。</u></p> <p>(c-1-11) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。</p> <p>(c-1-11-1) <u>交流電源は24時間使用できないものとし、事象発生から24時間後に常設代替交流電源設備によって供給を開始する。</u></p> <p>(c-1-11-2) <u>逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作は、事象発生から8時間1分後に実施する。</u></p> <p>(c-1-11-3) <u>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却操作は、格納容器圧力が0.279MPa[gage]に到達した場合に実施する。なお、格納容器スプレイは、残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水を開始する前に停止する。</u></p> <p>(c-1-11-4) <u>残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水操作及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器除熱操作は、事象発生から24時間10分後に実施する。</u></p> <p>(c-2) 外部電源喪失時に非常用ディーゼル発電機等の機能、直流電源及び原子炉隔離時冷却系の機能が喪失する事故</p> <p>(c-2-1) <u>起因事象として、外部電源を喪失するものとする。</u></p> <p>(c-2-2) <u>安全機能としては、125V系蓄電池A系及び125V系蓄電池B系並びに高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が機能喪失するものとする。これらにより、非常用ディーゼル発電機等及び直流電源を制御電源としている原子炉隔離時冷却系が機能喪失するものとする。また、非常用ディーゼル発電機等及び原子炉隔離時冷却系の本体故障を想定する。</u></p> <p>(c-2-3) <u>外部電源は使用できないものとする。</u></p>	<p>・ホ(4)(i)残留熱除去系</p>	<p>原子炉冷却系統施設 （要目表）</p> <p>5.1 残留熱除去系</p> <p>・設定根拠に関する説明書</p>	<p>・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、交流電源の取扱いを想定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</p> <p>・PRA選定結果に基づき、設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、外部電源の取扱い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
(c-2-4) 原子炉スクラムは、原子炉水位低（レベル3）信号によるものとする。	・ホ(2)(i)原子炉停止回路の種類	計測制御系統施設 (要目表) 6 原子炉非常停止信号	
(c-2-5) 高压代替注水系は、運転員による高压代替注水系蒸気供給弁の遠隔での手動開閉操作によって、設計値である $136.7\text{m}^3/\text{h}$ (7.86MPa[gage]~1.04MPa[gage]において) の流量で注水するものとする。	・ホ(3)(ii)b.(a-1-1)高压代替注水系による原子炉冷却	原子炉冷却系統施設 (要目表) 6.6 高压代替注水系	
(c-2-6) 逃がし安全弁（安全弁機能）にて、原子炉冷却材圧力バウンスダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また、原子炉減圧には逃がし安全弁（自動減圧機能）(7個)を使用するものとし、容量として、1個当たり定格主蒸気流量の約6%を処理するものとする。	・ホ(1)(ii)c.主蒸気系 ・ホ(3)(ii)a.(d)自動減圧系	原子炉冷却系統施設 (要目表) 4.1 主蒸気系 (6)安全弁及び逃がし安全弁	
(c-2-7) 低压代替注水系（可搬型）は、逃がし安全弁による原子炉減圧後に、最大 $110\text{m}^3/\text{h}$ で原子炉注水し、その後は炉心を冠水維持するように注水する。また、低压代替注水系（可搬型）による原子炉注水を代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却と併せて実施する場合は、 $50\text{m}^3/\text{h}$ の流量で原子炉注水するものとする。	・ホ(3)(ii)b.(c-1-1-2)低压代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却	原子炉冷却系統施設 (要目表) 6.7 低压代替注水系	・低压代替注水系（可搬型）の取扱いを設定したものであるため
(c-2-8) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、 $130\text{m}^3/\text{h}$ の流量で格納容器内にスプレイする。	・リ(3)(ii)a.(b)(b-1-2)代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却	原子炉冷却系統施設 (要目表) 6.7 低压代替注水系	
(c-2-9) 残留熱除去系（低压注水系）は、 $1,605\text{m}^3/\text{h}$ (0.14MPa[diff]において) (最大 $1,676\text{m}^3/\text{h}$ ) の流量で注水するものとする。	・ホ(3)(ii)a.(c)残留熱除去系（低压注水系）	原子炉冷却系統施設 (要目表) 5.1 残留熱除去系 ・設定根拠に関する説明書	・残留熱除去系（低压注水系）の取扱いを設定したものであるため
(c-2-10) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）は、原子炉水位を原子炉水位高（レベル8）まで上昇させた後に、残留熱除去系（格			・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）の取扱いを設定したものである

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> <u>格納容器スプレイ冷却系</u>を使用する場合は、<math>1,692\text{m}^3/\text{h}</math>の流量で格納容器内にスプレイするものとする。また、伝熱容量は、熱交換器1基当たり約43MW（サブプレッション・プール水温度100℃、海水温度32℃において）とする。 </p> <p> (c-2-11)事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。 </p> <p> (c-2-11-1) <u>高圧代替注水系による原子炉注水操作は、事象発生から25分後に開始する。</u> </p> <p> (c-2-11-2) <u>交流電源は24時間使用できないものとし、事象発生から24時間後に常設代替交流電源設備によって供給を開始する。</u> </p> <p> (c-2-11-3) <u>逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作は、事象発生から8時間1分後に実施する。</u> </p> <p> (c-2-11-4) <u>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却操作は、格納容器圧力が0.279MPa[gage]に到達した場合に実施する。なお、格納容器スプレイは、残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水を開始する前に停止する。</u> </p> <p> (c-2-11-5) <u>残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水操作及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器除熱操作は、事象発生から24時間10分後に実施する。</u> </p> <p> (c-3) 外部電源喪失時に非常用ディーゼル発電機等の機能が喪失し、逃がし安全弁の再閉鎖に失敗する事故 </p> <p> (c-3-1) <u>起因事象として、外部電源を喪失するものとする。</u> </p> <p> (c-3-2) <u>安全機能としては、全ての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し、全交流動力電源を喪失するものとする。さらに、逃がし安全弁1個の開固着が発生するものとする。</u> </p> <p> (c-3-3) <u>外部電源は使用できないものとする。</u> </p> <p> (c-3-4) <u>原子炉スクラムは原子炉水位低（レベル3）信号によるものとする。</u> </p>	<p> ・ホ(4)(i) 残留熱除去系 </p> <p> ・へ(2)(i) 原子炉停止回路の種類 </p>	<p> 原子炉冷却系統施設  （要目表） </p> <p> 5.1 残留熱除去系 </p> <p> ・設定根拠に関する説明書 </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>	<p> ため </p> <p> ・有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため </p> <p> ・有効性評価ガイドに基づき、交流電源の取扱いを想定したものであるため </p> <p> ・有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため </p> <p> ・PRA選定結果に基づき、設定したものであるため </p> <p> ・有効性評価ガイドに基づき、外部電源の取扱い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
(c-3-5) 原子炉隔離時冷却系は、原子炉水位異常低下 (レベル2) で自動起動し、 $136.7\text{m}^3/\text{h}$ ( $7.86\text{MPa}[\text{gage}] \sim 1.04\text{MPa}[\text{gage}]$ において) の流量で注水するものとする。	・ホ(4)(iii)原子炉隔離時冷却系	原子炉冷却系統施設 (要目表) 7.1 原子炉隔離時冷却系 ・工学的安全施設等の起動(作動)信号の設定値の根拠に関する説明書	
(c-3-6) 逃がし安全弁 (安全弁機能) にて、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また、原子炉減圧には再閉鎖に失敗した 1 個に加えて逃がし安全弁 (自動減圧機能) (6 個) を使用するものとし、容量として、1 個当たり定格主蒸気流量の約 6% を処理するものとする。	・ホ(1)(ii)c. 主蒸気系 ・ホ(3)(ii)a. (d) 自動減圧系	原子炉冷却系統施設 (要目表) 4.1 主蒸気 (6) 安全弁及び逃がし弁	・逃がし安全弁 (安全弁機能) の取扱いを設定したものであるため
(c-3-7) 低圧代替注水系 (可搬型) は、逃がし安全弁による原子炉減圧後に、 $110\text{m}^3/\text{h}$ の流量で原子炉注水し、その後は炉心を冠水維持するように注水する。また、低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水を代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) による格納容器冷却と併せて実施する場合は、 $50\text{m}^3/\text{h}$ の流量で原子炉注水するものとする。	・ホ(3)(ii)b. (c-1-1-2) 低圧代替注水系 (可搬型) による発電用原子炉の冷却	原子炉冷却系統施設 (要目表) 6.7 低圧代替注水系	・低圧代替注水系 (可搬型) の取扱いを設定したものであるため
(c-3-8) 代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) は、 $130\text{m}^3/\text{h}$ の流量で格納容器内にスプレイする。	・リ(3)(ii)a. (b) (b-1-2) 代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) による原子炉格納容器の冷却	原子炉冷却系統施設 (要目表) 6.7 低圧代替注水系	
(c-3-9) 残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) 及び残留熱除去系 (サブプレッション・プール冷却系) は、原子炉水位を原子炉水位高 (レベル8) まで上昇させた後に、残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) を使用する場合は、 $1,692\text{m}^3/\text{h}$ にて格納容器内にスプレイするものとする。また、伝熱容量は、熱交換器 1 基当たり約 43MW (サブプレッション・プール水温度 $100^\circ\text{C}$ 、海水温度 $32^\circ\text{C}$ において) とする。	・ホ(4)(i)残留熱除去系	原子炉冷却系統施設 (要目表) 5.1 残留熱除去系 ・設定根拠に関する説明書	・残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) 及び残留熱除去系 (サブプレッション・プール冷却系) の取扱いを設定したものであるため
(c-3-10) 残留熱除去系 (低圧注水系) は、 $1,605\text{m}^3/\text{h}$ ( $0.14\text{MPa}[\text{dif}]$ において) ( $1,676\text{m}^3/\text{h}$ ) の流量で注水するものとする。	・ホ(3)(ii)a. (c) 残留熱除去系 (低圧注水系)	原子炉冷却系統施設 (要目表) 5.1 残留熱除去系 ・設定根拠に関する説明書	・残留熱除去系 (低圧注水系) の取扱いを設定したものであるため

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>(c-3-11) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。</p> <p>(c-3-11-1) <u>交流電源は 24 時間使用できないものとし、事象発生から 24 時間後に常設代替交流電源設備によって供給を開始する。</u></p> <p>(c-3-11-2) <u>低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水操作は、事象発生から 3 時間後に開始する。</u></p> <p>(c-3-11-3) <u>逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作は、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水の準備が完了した時点で開始する。</u></p> <p>(c-3-11-4) <u>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却操作は、格納容器圧力が 0.279MPa[gage]に到達した場合に実施する。なお、格納容器スプレイは、残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水を開始する前に停止する。</u></p> <p>(c-3-11-5) <u>残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水操作及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器除熱操作は、事象発生から 24 時間 10 分後に実施する。</u></p> <p>(d) 崩壊熱除去機能喪失</p> <p>(d-1) 取水機能が喪失した場合</p> <p>(d-1-1) <u>起因事象として、給水流量の全喪失が発生するものとする。</u></p> <p>(d-1-2) <u>安全機能としては、取水機能の喪失により崩壊熱除去機能が喪失するものとする。</u></p> <p>(d-1-3) <u>外部電源は使用できないものとする。</u></p> <p>(d-1-4) <u>原子炉スクラムは、原子炉水位低（レベル 3）信号によるものとする。</u></p> <p>(d-1-5) <u>原子炉隔離時冷却系は、原子炉水位異常低下（レベル 2）で自動起動し、136.7m<sup>3</sup>/h（7.86MPa[gage]～1.04MPa[gage]において）の流量で注水するものとする。</u></p>	<p>・へ(2)(i)原子炉停止回路の種類</p> <p>・ホ(4)(iii)原子炉隔離時冷却系</p>	<p>計測制御系統施設 （要目表） 6 原子炉非常停止信号</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 7.1 原子炉隔離時冷却系 ・工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値の根拠に関する説明書</p>	<p>・有効性評価ガイドに基づき、交流電源の取扱いを想定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</p> <p>・PRA選定結果に基づき、設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、外部電源の取扱い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>(d-1-6) 逃がし安全弁（安全弁機能）にて、原子炉冷却材圧力パウンダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また、原子炉減圧には逃がし安全弁（自動減圧機能）（7 個）を使用するものとし、容量として、1 個当たり定格主蒸気流量の約 6% を処理するものとする。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ホ(1)(ii)c. 主蒸気系</li> <li>・ホ(3)(ii)a. (d) 自動減圧系</li> </ul>	<p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 4.1 主蒸気系 (6) 安全弁及び逃がし弁</p>	
<p>(d-1-7) 低圧代替注水系（常設）は、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧後に、最大 378m<sup>3</sup>/h の流量で原子炉注水し、その後は炉心を冠水維持するように注水する。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ホ(3)b. (c) (c-1-1-1) 低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却</li> </ul>	<p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 6.7 低圧代替注水系</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・低圧代替注水系（常設）の取扱いを設定したものであるため</li> </ul>
<p>(d-1-8) 緊急用海水系の伝熱容量は、約 24MW（サブプレッション・プール水温度 100℃、海水温度 32℃において）とする。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ホ(4)(i) 残留熱除去系</li> </ul>	<p>原子炉冷却系統施設 （基本設計方針） 7.2 緊急用海水系 （要目表） 5.1 残留熱除去系</p>	
<p>(d-1-9) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）を使用する場合は、1,692m<sup>3</sup>/h にて格納容器内にスプレイするものとする。また、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）の伝熱容量は、熱交換器 1 基当たり約 24MW（サブプレッション・プール水温度 100℃、海水温度 32℃において）とする。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ホ(4)(i) 残留熱除去系</li> </ul>	<p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 5.1 残留熱除去系 ・設定根拠に関する説明書</p>	
<p>(d-1-10) 残留熱除去系（低圧注水系）は、1,605m<sup>3</sup>/h (0.14MPa[dif]において) (最大 1,676m<sup>3</sup>/h) の流量で注水するものとする。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ホ(3)(ii)a. (c) 残留熱除去系（低圧注水系）</li> </ul>	<p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 5.1 残留熱除去系 ・設定根拠に関する説明書</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・残留熱除去系（低圧注水系）の取扱いを設定したものであるため</li> </ul>
<p>(d-1-11) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。</p>			
<p>(d-1-11-1) 逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作は、低圧代替注水系（常設）起動操作後、サブプレッション・プール水温度が 65℃に到達した場合に開始する。</p>			<ul style="list-style-type: none"> <li>・有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</li> </ul>
<p>(d-1-11-2) 緊急用海水系を用いた残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器除熱操作は、格納容器圧力 0.279MPa [gage] に到達した場合に開始する。また、残留熱除去系に</p>			<ul style="list-style-type: none"> <li>・有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</li> </ul>

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>よる格納容器除熱の開始後に、原子炉水位が原子炉水位高（レベル8）設定点に到達した場合は、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を停止し、以降は残留熱除去系による原子炉注水により原子炉水位を維持する。</u></p> <p>(d-2) 残留熱除去系が故障した場合</p> <p>(d-2-1) <u>起回事象として、給水流量の全喪失が発生するものとする。</u></p> <p>(d-2-2) <u>安全機能としては、残留熱除去系の故障により崩壊熱除去機能が喪失するものとする。</u></p> <p>(d-2-3) <u>外部電源は使用できるものとする。</u></p> <p>(d-2-4) <u>原子炉スクラムは、原子炉水位低（レベル3）信号によるものとする。</u></p> <p>(d-2-5) <u>A TWS 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）は、原子炉水位異常低下（レベル2）信号により再循環系ポンプ2台全てを自動停止するものとする。</u></p> <p>(d-2-6) <u>原子炉隔離時冷却系は、原子炉水位異常低下（レベル2）で自動起動し、136.7m<sup>3</sup>/h（7.86MPa[gage]～1.04MPa[gage]において）の流量で注水するものとする。</u></p> <p>(d-2-7) <u>高圧炉心スプレイ系は、原子炉水位異常低下（レベル2）で自動起動し、1,419m<sup>3</sup>/h（1.38MPa[dif]において）（最大1,419m<sup>3</sup>/h）の流量で注水するものとする。</u></p>	<p>・へ(2)(i)原子炉停止回路の種類</p> <p>・へ(5)(xi)緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備</p> <p>・ホ(4)(iii)原子炉隔離時冷却系</p> <p>・ホ(3)(ii)a.(a)高圧炉心スプレイ系</p>	<p>計測制御系統施設 （要目表） 6 原子炉非常停止信号</p> <p>計測制御系統施設 （要目表） 1 制御方式及び制御方法 7.9 ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環系ポンプトリップ機能）</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 7.1 原子炉隔離時冷却系 ・工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値の根拠に関する説明書</p> <p>計測制御系統施設 （要目表） 7 工学的安全施設等の起動信号 ・工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値の根拠に関する説明書</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 6.1 高圧炉心スプレイ系 ・設定根拠に関する説明書</p>	<p>・PRA選定結果に基づき、設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、外部電源の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・高圧炉心スプレイ系の取扱い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>(d-2-8) 逃がし安全弁（安全弁機能）にて、原子炉冷却材圧力バウ ンダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また、原子炉 減圧には逃がし安全弁（自動減圧機能）（7 個）を使用するも のとし、容量として、1 個当たり定格主蒸気流量の約 6% を処 理するものとする。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ホ (1) (ii) c. 主蒸気系</li> <li>・ホ (3) (ii) a. (d) 自動減圧系</li> </ul>	<p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 4.1 主蒸気系 (6) 安全弁及び逃がし弁</p>	<p>・ 低圧代替注水系（常設）の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・ 有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</p>
<p>(d-2-9) 低圧代替注水系（常設）は、逃がし安全弁（自動減圧機能） による原子炉減圧後に、最大 378m<sup>3</sup>/h にて原子炉注水し、そ の後は炉心を冠水維持するように注水する。また、原子炉注 水と格納容器スプレイを同時に実施する場合は、230m<sup>3</sup>/h に て原子炉へ注水する。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ホ (3) b. (c) (c-1-1-1) 低圧代替注水系（常設）による 発電用原子炉の冷却</li> </ul>	<p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 6.7 低圧代替注水系</p>	
<p>(d-2-10) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、130m<sup>3</sup>/h の流 量で格納容器内にスプレイする。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・リ (3) (ii) a. (a) (a-1-1) 代替格納容器スプレイ冷却 系（常設）による原子炉格納容器の冷却</li> </ul>	<p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 6.7 低圧代替注水系</p>	
<p>(d-2-11) 格納容器圧力逃がし装置等は、格納容器圧力 0.31MPa[gage]における排出流量 13.4kg/s に対して、第二弁 を全開にて格納容器除熱を実施する。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・リ (3) (ii) b. (b) 格納容器圧力逃がし装置による原子 炉格納容器内の減圧及び除熱</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉格納施設的设计条件に関する説明 書</li> <li>原子炉冷却系統施設 （基本設計方針） 4.2 格納容器圧力逃がし装置</li> </ul>	
<p>(d-2-12) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりと する。 (d-2-12-1) 逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作は、サブプレッ ション・プール水温度が 65℃ に到達した場合に実施する。 (d-2-12-2) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷 却操作は、格納容器圧力が 0.279MPa[gage] に到達した場合に 実施する。なお、格納容器スプレイは、サブプレッション・プ ール水位が通常水位+6.5m に到達した場合に停止する。 (d-2-12-3) 格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱操作は、 格納容器圧力が 0.31MPa[gage] に到達した場合に実施する。</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) 原子炉停止機能喪失</p> <p>(e-1) <u>起因事象として、主蒸気隔離弁の誤閉止が発生するものとする。</u></p> <p>(e-2) <u>安全機能としては、原子炉スクラムに失敗するものとし、また、手動での原子炉スクラムを実施できないものとする。さらに、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）は作動しないものとする。</u></p> <p>(e-3) <u>評価対象とする炉心の状態は、平衡炉心のサイクル末期とする。</u></p> <p>(e-4) <u>外部電源は使用できるものとする。</u></p> <p>(e-5) <u>主蒸気隔離弁の閉止に要する時間は、最も短い時間として設計値の下限である3秒とする。</u></p> <p>(e-6) <u>ATWS緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）は、原子炉圧力高（7.39MPa[gage]）又は原子炉水位異常低下（レベル2）信号により再循環系ポンプ2台全てを自動停止するものとする。また、再循環系ポンプが1台以上トリップしている状態で運転点が運転特性図上の高出力ー低炉心流量領域に入った場合に作動する選択制御棒挿入についても作動しないものと仮定する。</u></p> <p>(e-7) <u>逃がし安全弁（逃がし弁機能）にて、原子炉冷却材圧力バウンスダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また、逃がし安全弁（18個）は、容量として、1個当たり定格主蒸気流量の約6%を処理するものとする。</u></p> <p>(e-8) <u>電動駆動給水ポンプは、主蒸気隔離弁の閉止によりタービン駆動給水ポンプが停止した後、自動起動するものとする。また、復水器ホットウェル水位の低下により電動駆動給水ポンプがトリップするものとする。</u></p>	<p>・ホ(1)(ii)c. 主蒸気隔離弁</p> <p>・ホ(5)(xii) 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備</p> <p>・ホ(1)(ii)c. 主蒸気系</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>計測制御系統施設 （要目表） 1 制御方式及び制御方法 7.9 ATWS緩和設備（代替原子炉再循環系ポンプトリップ機能）</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 4.1 主蒸気系 (6) 安全弁及び逃がし弁</p>	<p>・PRA選定結果に基づき、設定したものであるため</p> <p>・対象炉心の取扱いについて設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、外部電源の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・選択制御棒挿入の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・電動駆動給水ポンプの運転状態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>(e-9) 原子炉隔離時冷却系は、原子炉水位異常低下（レベル2）で自動起動し、136.7m<sup>3</sup>/h（原子炉圧力 7.86MPa[gage]～1.04MPa[gage]において）の流量で給水するものとする。また、サブプレッション・プール水温度が 106℃に到達した時点で停止するものとする。</p> <p>(e-10) 高圧炉心スプレイ系は、原子炉水位異常低下（レベル2）又はドライウエル圧力高（13.7kPa[gage]）で自動起動し、145m<sup>3</sup>/h～1,506m<sup>3</sup>/h（8.30MPa[dif]～0MPa[dif]において）の流量で注水するものとする。</p> <p>(e-11) ほう酸水注入系は、事象発生から 6 分後に手動起動し、163l/min の流量及びほう酸濃度 13.4wt% で注入するものとする。</p> <p>(e-12) 残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）の伝熱容量は、熱交換器 1 基当たり約 53MW（サブプレッション・プール水温度 100℃、海水温度 27.2℃において）とする。</p> <p>(e-13) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。</p> <p>(e-13-1) 事象発生 4 分後に自動減圧系等の起動阻止操作を実施する。</p> <p>(e-13-2) ほう酸水注入系は、事象発生から 6 分後に手動起動する。</p> <p>(e-13-3) 残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）による格納容器除熱操作は、事象発生 17 分後に実施する。</p> <p>(f) LOCA 時注水機能喪失</p> <p>(f-1) 破断箇所は、再循環系配管（最大破断面積約 2,900 cm<sup>2</sup>）とし、破断面積を約 3.7 cm<sup>2</sup> とする。</p> <p>(f-2) 安全機能としては、高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系、低圧注水機能として残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系の機能が喪失するものとする。</p>	<p>・ホ(4)(iii)原子炉隔離時冷却系</p> <p>・ホ(3)(ii)a.(a)高圧炉心スプレイ系</p> <p>・ホ(5)(xii)緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備</p> <p>・ホ(4)(i)残留熱除去系</p>	<p>原子炉冷却系統施設 （要目表）</p> <p>7.1 原子炉隔離時冷却系 ・工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値の根拠に関する説明書</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 ・工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値の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>6.1 高圧炉心スプレイ系 ・設定根拠に関する説明書</p> <p>計測制御系統施設 （要目表）</p> <p>4.1 ほう酸水注入系 ・制御能力についての計算書</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表）</p> <p>5.1 残留熱除去系</p>	<p>・高圧炉心スプレイ系の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・ほう酸水注入系の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</p> <p>・PRA選定結果に基づき、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>る。また、原子炉減圧機能として自動減圧系の機能が喪失するものとする。</p> <p>(f-3)外部電源は使用できないものとする。</p> <p>(f-4)原子炉スクラムは、原子炉水位低（レベル3）信号によるものとする。</p> <p>(f-5)逃がし安全弁（安全弁機能）にて、原子炉冷却材圧力パウンダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また、原子炉減圧には逃がし安全弁（自動減圧機能）（7個）を使用するものとし、容量として、1個当たり定格主蒸気流量の約6%を処理するものとする。</p> <p>(f-6)低圧代替注水系（常設）は、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧後に、最大378m<sup>3</sup>/hの流量で原子炉注水し、その後は炉心を冠水維持するように注水する。また、原子炉注水と格納容器スプレイを同時に実施する場合は、230m<sup>3</sup>/hにて原子炉へ注水する。</p> <p>(f-7)代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、130m<sup>3</sup>/hの流量で格納容器内にスプレイする。</p> <p>(f-8)格納容器圧力逃がし装置等は、格納容器圧力0.31MPa〔gage〕における排出流量13.4kg/sに対して、第二弁を全開にて格納容器除熱を実施する。</p> <p>(f-9)事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。</p> <p>(f-9-1)逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作は、事象発生から25分後に開始する。</p>	<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>・ホ(3)(ii)a.(d)自動減圧系</p> <p>・ホ(3)b.(c)(c-1-1)低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却</p> <p>・リ(3)(ii)a.(a)(a-1-1)代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器の冷却</p> <p>・リ(3)(ii)b.(b)格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</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> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表）</p> <p>4.1 主蒸気系 (6)安全弁及び逃がし弁</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表）</p> <p>6.7 低圧代替注水系</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表）</p> <p>6.7 低圧代替注水系</p> <p>原子炉格納施設 （基本設計方針）</p> <p>3.6.1 格納容器圧力逃がし装置</p>	<p>・有効性評価ガイドに基づき、外部電源の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・低圧代替注水系（常設）の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等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>(f-9-2)代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作は、格納容器圧力が 0.279MPa[gage]に到達した場合に実施する。なお、格納容器スプレイは、サブプレッション・プール水位が通常水位+6.5m に到達した場合に停止する。</p> <p>(f-9-3)格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱操作は、格納容器圧力が 0.31MPa[gage]に到達した場合に実施する。</p> <p>(f-10)敷地境界及び非居住区域境界での実効線量評価の条件としては、以下のとおりとする。</p> <p>(f-10-1)事故発生時の原子炉冷却材中の核分裂生成物の濃度は、運転上許容される I-131 の最大濃度とし、その組成を拡散組成とする。これにより、事故発生時に原子炉冷却材中に存在するよう素は、I-131 等価量で約 <math>4.7 \times 10^{12}</math>Bq となる。</p> <p>(f-10-2)原子炉圧力の低下に伴う燃料棒からの核分裂生成物の追加放出量は、I-131 については <math>2.22 \times 10^{14}</math>Bq とし、その他の核分裂生成物についてはその組成を平衡組成として求め、希ガスについてはよう素の 2 倍の放出があるものとする。これにより、原子炉圧力の低下に伴う燃料棒からの追加放出量は、希ガスについてはガンマ線実効エネルギー 0.5MeV 換算値で約 <math>6.0 \times 10^{15}</math>Bq、よう素については I-131 等価量で約 <math>3.9 \times 10^{14}</math>Bq となる。</p> <p>(f-10-3)燃料棒から追加放出されるよう素のうち、有機よう素は 4%とし、残りの 96%は無機よう素とする。</p> <p>(f-10-4)燃料棒から追加放出される核分裂生成物のうち、希ガスは全て瞬時に気相部に移行するものとする。有機よう素のうち、10%は瞬時に気相部に移行するものとし、残りは分解するものとする。有機よう素から分解したよう素及び無機よう素が気相部にキャリーオーバーされる割合は 2%とする。</p> <p>(f-10-5)原子炉圧力容器気相部の核分裂生成物は、逃がし安全弁等を通して崩壊熱相当の蒸気に同伴し、格納容器内に移行するものとする。この場合、希ガス及び有機よう素は全量が、無機よう素は格納容器ベント開始までに発生する崩壊熱相当の蒸気に伴う量が移行するものとする。</p> <p>(f-10-6)サブプレッション・チェンバでのスクラビング等による核分裂生成物の除去効果については考慮しないものとする。また、核分裂生成物の自然減衰は、格納容器ベント開始までの期間について考慮する。</p>			<p>・有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、評価条件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>(f-10-7)敷地境界及び非居住区域境界における実効線量は、<u>よう素の内部被ばくによる実効線量及び希ガスのガンマ線外部被ばくによる実効線量の和として計算する。</u></p> <p>(f-10-8)敷地境界における大気拡散条件については、<u>格納容器圧力逃がし装置を用いる場合は、地上放出、実効放出継続時間1時間の値として、相対濃度（<math>\chi/Q</math>）を<math>8.2 \times 10^{-5}</math>（<math>s/m^3</math>）、相対線量（<math>D/Q</math>）を<math>9.9 \times 10^{-19}</math>（<math>Gy/Bq</math>）とし、耐圧強化ベント系を用いる場合は、排気筒放出、実効放出継続時間1時間の値として、相対濃度（<math>\chi/Q</math>）は<math>2.0 \times 10^{-6}</math>（<math>s/m^3</math>）、相対線量（<math>D/Q</math>）は<math>8.0 \times 10^{-20}</math>（<math>Gy/Bq</math>）とする。また、非居住区域境界における大気拡散条件については、<u>格納容器圧力逃がし装置を用いる場合は、地上放出、実効放出継続時間1時間の値として、相対濃度（<math>\chi/Q</math>）を<math>2.9 \times 10^{-5}</math>（<math>s/m^3</math>）、相対線量（<math>D/Q</math>）を<math>4.0 \times 10^{-19}</math>（<math>Gy/Bq</math>）とし、耐圧強化ベント系を用いる場合は、排気筒放出、実効放出継続時間1時間の値として、相対濃度（<math>\chi/Q</math>）は<math>2.0 \times 10^{-6}</math>（<math>s/m^3</math>）、相対線量（<math>D/Q</math>）は<math>8.1 \times 10^{-20}</math>（<math>Gy/Bq</math>）とする。</u></u></p> <p>(f-10-9)格納容器圧力逃がし装置による有機よう素の除染係数を<u>50</u>、無機よう素の除染係数を100とする。</p> <p>(g) 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）</p> <p>(g-1)破断箇所は、<u>残留熱除去系の熱交換器フランジ部とし、破断面積は、約<math>21cm^2</math>とする。</u></p> <p>(g-2)安全機能としては、<u>インターフェイスシステムLOCAが発生した残留熱除去系B系が機能喪失するものとする。また、保守的に同じ原子炉建屋西側に設置されている高压炉心スプレイ系及び残留熱除去系C系も機能喪失するものとする。</u></p> <p>(g-3)<u>外部電源は使用できないものとする。</u></p> <p>(g-4)原子炉スクラムは、<u>原子炉水位低（レベル3）信号によるものとする。</u></p>	<p>・リ(3)(ii)b.(b)格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>・へ(2)(i)原子炉停止回路の種類</p>	<p>原子炉格納施設 （要目表）</p> <p>9 圧力逃がし装置</p> <p>・中央制御室の居住性に関する説明書</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>	<p>・安全評価指針に基づき、評価条件を設定したものであるため</p> <p>・PRA選定結果に基づき、設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、外部電源の取扱い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>(g-5) 原子炉隔離時冷却系は、原子炉水位異常低下（レベル2）で自動起動し、<math>136.7\text{m}^3/\text{h}</math> (<math>7.86\text{MPa}[\text{gage}] \sim 1.04\text{MPa}[\text{gage}]</math>において)の流量で注水するものとする。</p> <p>(g-6) 低圧炉心スプレイ系は、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧後に、<math>1,419\text{m}^3/\text{h}</math> (<math>0.84\text{MPa}[\text{dif}]</math>において) (最大<math>1,561\text{m}^3/\text{h}</math>)の流量で注水するものとする。</p> <p>(g-7) 低圧代替注水系（常設）は、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧後に、最大<math>378\text{m}^3/\text{h}</math>の流量で注水するものとする。</p> <p>(g-8) 原子炉減圧には逃がし安全弁（自動減圧機能）（7個）を使用するものとし、容量として、1個当たり定格主蒸気流量の約6%を処理するものとする。</p> <p>(g-9) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。</p> <p>(g-9-1) 逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作は、事象発生から15分後に開始するものとする。</p> <p>(g-9-2) 残留熱除去系の破断箇所隔離操作は、事象発生から約3時間後に開始するものとし、事象発生から5時間後に完了するものとする。</p> <p>(h) 津波浸水による最終ヒートシンク喪失 以下に示すものを除き「(c-1)外部電源喪失時に非常用ディーゼル発電機等の機能が喪失する事故」の条件を適用する。</p> <p>(h-1) 起因事象として、敷地に遡上する津波による敷地への津波浸水が発生するものとする。</p> <p>(h-2) 安全機能としては、残留熱除去系及び非常用ディーゼル発電機等の取水機能喪失を想定し、崩壊熱除去機能及び全交流動力電源が喪失するものとする。</p>	<p>・ホ(4)(iii)原子炉隔離時冷却系</p> <p>・ホ(3)(ii)a.(b)低圧炉心スプレイ系</p> <p>・ホ(3)b.(c)(c-1-1-1)低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却</p> <p>・ホ(3)(ii)a.(d)自動減圧系</p>	<p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>7.1 原子炉隔離時冷却系 ・工学的安全施設等の起動(作動)信号の設定値の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>6.2 低圧炉心スプレイ系 ・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>6.7 低圧代替注水系</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>4.1 主蒸気系 (6)安全弁及び逃がし弁</p>	<p>・低圧炉心スプレイ系の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・低圧代替注水系（常設）の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</p> <p>・PRA選定結果に基づき、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>(h-3) <u>外部電源は使用できないものとする。</u></p> <p>(h-4) <u>緊急用海水系の伝熱容量は約 24MW（サブプレッション・プール水温度 100℃、海水温度 32℃において）とする。</u></p> <p>(h-5) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。</p> <p>(h-5-1) <u>緊急用海水系を用いた残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水操作及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器除熱操作は、事象発生から 24 時間 25 分後に実施する。</u></p> <p>c. 運転中の原子炉における重大事故</p> <p>(a) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）</p> <p>(a-1) 代替循環冷却系を使用する場合</p> <p>(a-1-1) <u>起因事象として、大破断 LOCA が発生するものとする。破断箇所は、再循環系配管（出口ノズル）とする。</u></p> <p>(a-1-2) <u>安全機能としては、非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し、全交流動力電源を喪失するものとする。さらに、非常用炉心冷却系等が機能喪失するものとする。</u></p> <p>(a-1-3) <u>外部電源は使用できないものとする。</u></p> <p>(a-1-4) <u>水素の発生については、ジルコニウム-水反応を考慮するものとする。</u></p> <p>(a-1-5) <u>原子炉スクラムは、原子炉水位低（レベル 3）信号によるものとする。</u></p> <p>(a-1-6) <u>主蒸気隔離弁は、事象発生と同時に閉止するものとする。</u></p> <p>(a-1-7) <u>再循環系ポンプは、事象発生と同時に停止するものとする。</u></p> <p>(a-1-8) <u>低圧代替注水系（常設）は、230m<sup>3</sup>/h の流量で原子炉注水する。なお、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水は、格納容器スプレイと同じ常設低圧代替注水系ポンプを用いて流量分配することで実施する。</u></p>	<p>・ホ(4)(i) 残留熱除去系</p> <p>・へ(2)(i) 原子炉停止回路の種類</p> <p>・ホ(3)b.(c)(c-1-1-1) 低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却</p>	<p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 5.1 残留熱除去系</p> <p>計測制御系統施設 （要目表） 6 原子炉非常停止信号</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 6.7 低圧代替注水系</p>	<p>・有効性評価ガイドに基づき、外部電源の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</p> <p>・PRA 選定結果に基づき、設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、外部電源の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、水素発生の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・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>(a-1-9) <u>代替格納容器スプレィ冷却系（常設）は、130m<sup>3</sup>/hの流量で格納容器内にスプレィする。なお、格納容器スプレィは、原子炉注水と同じ常設低圧代替注水系ポンプを用いて流量分配することで実施する。</u></p> <p>(a-1-10) <u>格納容器下部注水系（常設）によるベDESTAL（ドライウエル部）水位の確保操作は考慮しないものとする。</u></p> <p>(a-1-11) <u>代替循環冷却系の循環流量は、全体で250m<sup>3</sup>/hとし、原子炉注水へ100m<sup>3</sup>/h、格納容器スプレィへ150m<sup>3</sup>/hにて流量分配し、それぞれ連続注水及び連続スプレィを実施する。</u></p> <p>(a-1-12) <u>代替循環冷却系から緊急用海水系への伝熱容量は、約14MW（サブレッション・プール水温度100℃、海水温度32℃において）とする。</u></p> <p>(a-1-13) <u>可搬型窒素供給装置による格納容器内窒素注入は、ガス温度30℃、純度99vol%にて200m<sup>3</sup>/h（窒素198m<sup>3</sup>/h及び酸素2m<sup>3</sup>/h）で格納容器内に注入するものとする。</u></p> <p>(a-1-14) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。</p> <p>(a-1-14-1) <u>交流電源は、常設代替交流電源設備によって供給を開始し、代替格納容器スプレィ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、事象発生から25分後に開始する。なお、格納容器スプレィ及び原子炉注水は、代替循環冷却系の運転開始後に停止する。</u></p> <p>(a-1-14-2) <u>緊急用海水系による冷却水（海水）の確保操作及び代替循環冷却系による格納容器除熱操作は、90分後に開始する。</u></p> <p>(a-1-14-3) <u>可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作は、格納容器内酸素濃度が4.0vol%（ドライ条件）に到達した場合にサブレッション・チェンバ内へ窒素注入を開始し、格納容器圧力0.31MPa [gage] 到達により停止する。</u></p> <p>(a-1-15) Cs-137の放出量評価の条件としては、以下のとおりとする。</p> <p>(a-1-15-1) <u>事象発生直前まで、定格出力の100%で長時間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を約1</u></p>	<p>・リ(3)(ii)a.(a)(a-2-1)代替格納容器スプレィ冷却系（常設）による原子炉格納容器の冷却</p> <p>・リ(3)(ii)b.(a)代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>・ホ(4)(i)残留熱除去系</p> <p>・リ(3)(ii)b.原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備</p>	<p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 6.7 低圧代替注水系</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 5.8 代替循環冷却系</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 5.1 残留熱除去系</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 7.5 窒素ガス代替注入系</p>	<p>・解析上、ベDESTAL水位確保操作の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・解析上、流量分配の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・残留熱除去系熱交換器の伝熱特性に基づき、代替循環冷却系及び緊急用海水系の流量に応じた伝熱容量を設定したものであるため</p> <p>・解析上、ガス温度の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、運転時間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><u>／4 ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高50,000時間とする。</u></p> <p>(a-1-15-2) <u>代替循環冷却系を用いた場合の環境中への総放出量の評価においては、原子炉内に内蔵されている核分裂生成物が事象進展に応じた割合で、格納容器内に放出されるものとする。</u></p> <p>(a-1-15-3) <u>格納容器内に放出されたCs-137については、格納容器スプレイやサブプレッション・チェンバのプール水でのスクラビング等による除去効果を考慮する。</u></p> <p>(a-1-15-4) <u>原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えいについて考慮する。漏えい量の評価条件は以下のとおりとする。</u></p> <p>(a-1-15-4-1) <u>格納容器からの漏えい量は、格納容器圧力に応じた設計漏えい率を基に評価する。</u></p> <p>(a-1-15-4-2) <u>原子炉建屋から大気中に漏えいする放射性物質を保守的に見積もるため、原子炉建屋ガス処理系により原子炉建屋原子炉棟内の負圧が達成されるまでの期間は、原子炉建屋内の放射性物質の保持機能に期待しないものとする。原子炉建屋ガス処理系により負圧を達成した後は非常用ガス処理系の設計換気率1回/d相当を考慮する。なお、非常用ガス処理系フィルタトレイン及び非常用ガス再循環系フィルタトレインによる放射性物質の除去効果については、期待しないものとする。原子炉建屋ガス処理系は、事象発生115分後から、常設代替交流電源設備からの交流電源の供給を受け中央制御室からの遠隔操作により起動し、起動後5分間で負圧が達成されることを想定する。</u></p> <p>(a-1-15-4-3) <u>原子炉建屋内での放射能の時間減衰は考慮せず、また、原子炉建屋内での粒子状物質の除去効果は保守的に考慮しない。</u></p> <p>(a-2) <u>代替循環冷却系を使用できない場合</u></p> <p>(a-2-1) <u>起因事象として、大破断LOCAが発生するものとする。破断箇所は、再循環系配管（出口ノズル）とする。</u></p> <p>(a-2-2) <u>安全機能としては、非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し、全交流動力電源を喪失するものとする。さらに、</u></p>	<p>(本文五号に記載なし)</p> <p>・リ(2)原子炉格納容器の最高使用圧力及び最高使用温度並びに漏えい率</p> <p>・リ(4)(iv)原子炉建屋ガス処理系</p>	<p>・原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</p> <p>原子炉格納施設 (要目表) 1 原子炉格納容器 ・原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</p> <p>原子炉格納施設 (要目表) 7.1 原子炉建屋ガス処理系 ・設定根拠に関する説明書 非常用ガス処理系排風機</p>	<p>・事象進展解析に基づき、放出割合を設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</p> <p>・原子炉建屋内での放射能の時間減衰の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・PRA選定結果に基づき、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><u>非常用炉心冷却系等が機能喪失するものとする。なお、代替循環冷却系は使用できないものとする。</u></p> <p>(a-2-3) <u>外部電源は使用できないものとする。</u></p> <p>(a-2-4) <u>水素の発生については、ジルコニウム-水反応を考慮するものとする。</u></p> <p>(a-2-5) <u>原子炉スクラムは、原子炉水位低（レベル3）信号によるものとする。</u></p> <p>(a-2-6) <u>主蒸気隔離弁は、事象発生と同時に閉止するものとする。</u></p> <p>(a-2-7) <u>再循環系ポンプは、事象発生と同時に停止するものとする。</u></p> <p>(a-2-8) <u>低圧代替注水系（常設）は、230m<sup>3</sup>/hの流量で原子炉注水し、原子炉水位がジェットポンプ上端（以下「原子炉水位L0」という。）まで回復後は、崩壊熱による蒸発量相当の注水流量で注水する。なお、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水は、格納容器スプレイと同じ常設低圧代替注水系ポンプを用いて流量分配することで実施する。</u></p> <p>(a-2-9) <u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、130m<sup>3</sup>/hの流量で格納容器内にスプレイする。なお、格納容器スプレイは、原子炉注水と同じ常設低圧代替注水系ポンプを用いて流量分配することで実施する。</u></p> <p>(a-2-10) <u>格納容器下部注水系（常設）によるベDESTAL（ドライウエル部）水位の確保操作は考慮しないものとする。</u></p> <p>(a-2-11) <u>格納容器圧力逃がし装置は、格納容器圧力0.31MPa [gage]における排出流量13.4kg/sに対して、第二弁の中央制御室からの遠隔操作による全開操作で格納容器除熱を実施する。</u></p> <p>(a-2-12) <u>事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。</u></p> <p>(a-2-12-1) <u>交流電源は、常設代替交流電源設備によって供給を開始し、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器</u></p>	<p>・へ(2)(i)原子炉停止回路の種類</p> <p>・ホ(3)b.(c)(c-1-1-1)低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却</p> <p>・リ(3)(ii)a.(b)(b-2)(b-2-1)代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器の冷却</p> <p>・リ(3)(ii)b.(b)格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p>	<p>計測制御系統施設 (要目表) 6 原子炉非常停止信号</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表) 6.7 低圧代替注水系</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表) 6.7 低圧代替注水系</p> <p>原子炉格納施設 (基本設計方針) 3.6.1 格納容器圧力逃がし装置</p>	<p>・有効性評価ガイドに基づき、外部電源の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、水素発生取扱いを設定したものであるため</p> <p>・評価上仮定した条件であるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、運転員等の操作を設定したものであるため</p> <p>・解析上、ベDESTAL水位確保操作の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものである</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>冷却操作及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、事象発生から25分後に開始する。また、代替循環冷却系による格納容器除熱操作ができないことから、原子炉水位L0まで回復したことを確認した場合、原子炉注水量を崩壊熱相当に調整し、格納容器冷却を停止する。</p> <p>(a-2-12-2)代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作は、格納容器圧力が0.465MPa [gage] に到達した場合に開始し、0.400MPa [gage] に到達した場合は停止する。なお、格納容器ベントに伴うサブプレッション・プール水位の上昇を考慮し、サブプレッション・プール水位が通常水位+6.5mに到達した以降は格納容器スプレイを停止する。</p> <p>(a-2-12-3)格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作は、サブプレッション・プール水位が通常水位+6.5m到達から5分後に実施する。</p> <p>(a-2-13)Cs-137の放出量評価の条件としては、以下のとおりとする。</p> <p>(a-2-13-1)事象発生直前まで、定格出力の100%で長時間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を約1/4ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高50,000時間とする。</p> <p>(a-2-13-2)格納容器圧力逃がし装置を用いた場合の環境中への総放出量の評価においては、原子炉内に内蔵されている核分裂生成物が事象進展に応じた割合で、格納容器内に放出され、サブプレッション・チェンバ又はドライウエルのベントラインを通じて格納容器圧力逃がし装置に至るものとする。格納容器圧力逃がし装置に到達した核分裂生成物は、格納容器圧力逃がし装置内のフィルタによって除去された後、格納容器圧力逃がし装置出口配管から放出されるものとする。</p> <p>(a-2-13-3)格納容器圧力逃がし装置を用いた場合のCs-137放出量は、格納容器からの放出割合及び格納容器圧力逃がし装置の除染係数を考慮して計算する。</p> <p>(a-2-13-4)格納容器内に放出されたCs-137については、格納容器スプレイやサブプレッション・チェンバのプール水でのスクラビング等による除去効果を考慮する。</p> <p>(a-2-13-5)格納容器圧力逃がし装置を介して大気中へ放出されるCs-137の放出量評価条件は以下のとおりとする。</p>	<p>・リ(3)(ii)b.(b)格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>(本文五号に記載なし)</p>	<p>原子炉格納施設 (基本設計方針) 3.6.1 格納容器圧力逃がし装置</p> <p>・原子炉格納施設的设计条件に関する説明書</p>	<p>ため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、運転時間を設定したものであるため</p> <p>・Cs-137の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・格納容器からの漏えいの取扱いを設定し</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>(a-2-13-5-1) <u>格納容器内から原子炉建屋への漏えいはないものとする。</u></p> <p>(a-2-13-5-2) <u>格納容器圧力逃がし装置による粒子状放射性物質に対する除染係数は1,000とする。</u></p> <p>(a-2-13-6) 原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えいについても考慮する。漏えい量の評価条件は以下のとおりとする。</p> <p>(a-2-13-6-1) <u>格納容器からの漏えい量は、格納容器圧力に応じた設計漏えい率を基に評価する。</u></p> <p>(a-2-13-6-2) <u>原子炉建屋から大気中に漏えいする放射性物質を保守的に見積もるため、原子炉建屋ガス処理系により原子炉建屋原子炉棟内の負圧が達成されるまでの期間は、原子炉建屋内の放射性物質の保持機能に期待しないものとする。原子炉建屋ガス処理系により負圧を達成した後は非常用ガス処理系の設計換気率1回/d相当を考慮する。なお、非常用ガス処理系フィルタトレイン及び非常用ガス再循環系フィルタトレインによる放射性物質の除去効果については、期待しないものとする。原子炉建屋ガス処理系は、事象発生115分後から、常設代替交流電源設備からの交流電源の供給を受け中央制御室からの遠隔操作により起動し、起動後5分間で負圧が達成されることを想定する。</u></p> <p>(a-2-13-6-3) <u>原子炉建屋内での放射能の時間減衰は考慮せず、また、原子炉建屋内での粒子状物質の除去効果は保守的に考慮しない。</u></p> <p>(b) 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱</p> <p>(b-1) <u>起回事象として、給水流量の全喪失が発生するものとする。</u></p> <p>(b-2) <u>安全機能としては、高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の機能喪失を、低圧注水機能として残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系の機能喪失を想定する。さらに原子炉圧力容器破損までは重大事故等対処設備による原子炉注水にも期待しないものとする。</u></p>	<p>・リ(3)(ii)b.(b)格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>・リ(2)原子炉格納容器の最高使用圧力及び最高使用温度並びに漏えい率</p> <p>・リ(4)(iv)原子炉建屋ガス処理系</p>	<p>原子炉格納施設 (要目表) 9 圧力逃がし装置 ・中央制御室の居住性に関する説明書</p> <p>原子炉格納施設 (要目表) 1 原子炉格納容器 ・原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</p> <p>原子炉格納施設 (要目表) 7.1 原子炉建屋ガス処理系 ・設定根拠に関する説明書 非常用ガス処理系排風機</p>	<p>たものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</p> <p>・原子炉建屋内での放射能の時間減衰の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・PRA選定結果に基づき、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-3) <u>外部電源は使用できないものとする。</u></p> <p>(b-4) <u>高温ガスによる配管等のクリープ破損や漏えい等は、考慮しないものとする。</u></p> <p>(b-5) <u>水素の発生については、ジルコニウム-水反応及び熔融炉心・コンクリート相互作用を考慮するものとする。これに加え、初期酸素濃度並びに水素及び酸素の発生量については「(d)水素燃焼」の条件を適用する。</u></p> <p>(b-6) <u>原子炉スクラムは、原子炉水位低（レベル3）信号によるものとする。</u></p> <p>(b-7) <u>主蒸気隔離弁は、事象発生と同時に閉止するものとする。</u></p> <p>(b-8) <u>再循環系ポンプは、事象発生と同時に停止するものとする。</u></p> <p>(b-9) <u>逃がし安全弁（安全弁機能）にて、原子炉冷却材圧力パウンダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また、原子炉減圧には逃がし安全弁（自動減圧機能）2個を使用するものとし、容量として、1個当たり定格主蒸気流量の約6%を処理するものとする。</u></p> <p>(b-10) <u>格納容器下部注水系（常設）は、原子炉圧力容器が破損して熔融炉心がペDESTAL（ドライウエル部）に落下した後は、80m<sup>3</sup>/hにてペDESTAL（ドライウエル部）に注水するものとする。</u></p> <p>(b-11) <u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、原子炉圧力容器破損後においては300m<sup>3</sup>/hの流量で格納容器内にスプレイする。格納容器圧力の低下を確認した後は、一旦格納容器スプレイを停止するが、再度格納容器圧力が上昇し、格納容器圧力0.465MPa [gage] に到達した場合は、130m<sup>3</sup>/hの流量で格納容器内にスプレイする。</u></p>	<p>・ヘ(2)(i)原子炉停止回路の種類</p> <p>・ホ(1)(ii)c.主蒸気系</p> <p>・ホ(3)(ii)a.(d)自動減圧系</p> <p>・リ(3)(ii)c(a)(a-1)格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水</p> <p>リ(3)(ii)a.(b)(b-2)(b-2-1)代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器の冷却</p>	<p>計測制御系統施設 （要目表） 6 原子炉非常停止信号</p> <p>計測制御系統施設 （要目表） 7.10 過渡時自動減圧機能 ・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 原子炉冷却系統施設 （要目表） 4.1 主蒸気系 (6)安全弁及び逃がし弁</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 6.7 低圧代替注水系</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 6.7 低圧代替注水系</p>	<p>・有効性評価ガイドに基づき、外部電源の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・解析上、クリープ破損や漏えい等の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、水素発生の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・評価上仮定した条件であるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、運転員等の操作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-12) <u>代替循環冷却系の循環流量は、全体で 250m<sup>3</sup>/h とし、ドライウエルへ 250m<sup>3</sup>/h で連続スプレイを実施する。原子炉压力容器破損後に格納容器圧力の低下を確認した後は、ドライウエルへ 150m<sup>3</sup>/h、原子炉へ 100m<sup>3</sup>/h にて流量分配し、それぞれ連続スプレイ及び連続注水を実施する。</u></p> <p>(b-13) <u>代替循環冷却系から緊急用海水系への伝熱容量は、約 14MW（サブプレッション・プール水温度 100℃、海水温度 32℃において）とする。</u></p> <p>(b-14) <u>可搬型窒素供給装置による格納容器内窒素注入は、ガス温度 30℃、純度 99vol% にて 200m<sup>3</sup>/h（窒素 198m<sup>3</sup>/h 及び酸素 2m<sup>3</sup>/h）で格納容器内に注入するものとする。</u></p> <p>(b-15) <u>コリウムシールドは、材料をジルコニア耐熱材とし、侵食開始温度を 2,100℃ と設定する。</u></p> <p>(b-16) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。</p> <p>(b-16-1) <u>逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動による原子炉急速減圧操作は、原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の 20% 上の位置に到達した時点で開始する。</u></p> <p>(b-16-2) <u>緊急用海水系による冷却水（海水）の確保操作及び代替循環冷却系による格納容器除熱操作は、事象発生から 90 分後に開始する。原子炉压力容器破損後は、格納容器圧力が低下に転じて 30 分後に、ドライウエルと原子炉へ流量分配し、それぞれ連続スプレイ及び連続注水を実施する。</u></p> <p>(b-16-3) <u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（原子炉压力容器破損後）は、原子炉压力容器破損の 6 分後に開始する。また、格納容器冷却による格納容器圧力の低下から 30 分後に停止する。その後、格納容器圧力が 0.465MPa [gage] に到達した場合に開始し、0.400MPa [gage] に到達した場合に停止する。</u></p>	<p>・リ (3) (ii) b. (a) 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>・ホ (4) (i) 残留熱除去系</p> <p>・リ (3) (ii) d. (a) (a-1) 可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化</p> <p>・リ項 (3) (ii) c. [常設重大事故等対処設備] コリウムシールド</p>	<p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 5.8 代替循環冷却系</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 5.1 残留熱除去系</p> <p>原子炉格納施設 （要目表） 7.5 窒素ガス代替注入系</p> <p>原子炉格納施設 （基本設計方針） 3.2.6 格納容器下部注水系 ・原子炉格納施設的设计条件に関する説明書</p>	<p>・解析上、流量分配の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・残留熱除去系熱交換器の伝熱特性に基づき、代替循環冷却系及び緊急用海水系の流量に応じた伝熱容量を設定したものであるため</p> <p>・解析上、ガス温度の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・解析上、侵食開始温度を設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等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-16-4) 格納容器下部注水系（常設）によるベDESTAL（ドライウエル部）注水操作は、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（原子炉圧力容器破損後）の1分後に開始する。また、ベDESTAL（ドライウエル部）水位が2.75mに到達した場合に停止する。その後は、ベDESTAL（ドライウエル部）水位が2.25mまで低下した場合に注水を開始し、2.75mに到達した場合に停止することで水位を維持する。</p> <p>(b-16-5) 可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作は、格納容器内酸素濃度が4.0vol%（ドライ条件）に到達した場合にサブプレッション・チェンパ内へ窒素注入を開始する。</p> <p>(b-17) Cs-137の放出量評価の条件としては、以下のとおりとする。</p> <p>(b-17-1) 事象発生直前まで、定格出力の100%で長時間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を約1/4ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高50,000時間とする。</p> <p>(b-17-2) 代替循環冷却系を用いた場合の環境中への総放出量の評価においては、原子炉内に内蔵されている核分裂生成物が事象進展に応じた割合で、格納容器内に放出されるものとする。</p> <p>(b-17-3) 格納容器内に放出されたCs-137については、格納容器スプレイやサブプレッション・チェンパのプール水でのスクラビング等による除去効果を考慮する。</p> <p>(b-17-4) 原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えいについて考慮する。漏えい量の評価条件は以下のとおりとする。</p> <p>(b-17-4-1) 格納容器からの漏えい量は、格納容器圧力に応じた設計漏えい率を基に評価する。</p> <p>(b-17-4-2) 原子炉建屋ガス処理系による原子炉建屋原子炉棟内の負圧が維持されていることを想定し、非常用ガス処理系の設計換気率1回/d相当を考慮する。なお、非常用ガス処理系フィルタトレイン及び非常用ガス再循環系フィルタトレインによる放射性物質の除去効果については、期待しないものとする。</p> <p>(b-17-4-3) 原子炉建屋内での放射能の時間減衰は考慮せず、また、原子炉建屋内での粒子状物質の除去効果は保守的に考慮しない。</p>	<p>(本文五号に記載なし)</p> <p>・リ(2)原子炉格納容器の最高使用圧力及び最高使用温度並びに漏えい率</p> <p>・リ(4)(iv)原子炉建屋ガス処理系</p>	<p>・原子炉格納施設的设计条件に関する説明書</p> <p>原子炉格納施設 (要目表) 1 原子炉格納容器</p> <p>・原子炉格納施設的设计条件に関する説明書</p> <p>原子炉格納施設 (要目表) 7.1 原子炉建屋ガス処理系</p> <p>・設定根拠に関する説明書 非常用ガス処理系排風機</p>	<p>・有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、運転時間を設定したものであるため</p> <p>・事象進展解析に基づき、放出割合を設定したものであるため</p> <p>・原子炉建屋内の負圧、フィルタによる放射性物質除去効果を設定したものであるため</p> <p>・原子炉建屋内での放射能の時間減衰の取扱い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>(c) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用 「(b) 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の条件を適用する。</p> <p>(d) 水素燃焼 「(a) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）(a-1)代替循環冷却系を使用する場合」の条件に加えて、本格納容器破損モードを評価するため、以下の条件を適用する。</p> <p>(d-1) <u>格納容器の初期酸素濃度、水の放射線分解によって発生する水素及び酸素並びに可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入に伴い格納容器内に注入される酸素を考慮することとする。格納容器の初期酸素濃度は、2.5vol%（ドライ条件）とする。</u></p> <p>(d-2) <u>炉心内のジルコニウム－水反応による水素発生量は、解析コードによる評価結果から得られた値を用いるものとする。</u></p> <p>(d-3) <u>水の放射線分解によって発生する水素及び酸素の発生量は、解析コードで得られる崩壊熱を基に評価する。ここで、水素及び酸素の発生割合（100eV 当たりの分子発生量）は、それぞれ0.06、0.03 とする。また、原子炉冷却材による放射線エネルギーの吸収割合は、サブプレッション・プール内の核分裂生成物については、ベータ線、ガンマ線ともに1、サブプレッション・プール以外に存在する核分裂生成物については、ベータ線、ガンマ線ともに0.1 とする。</u></p> <p>(d-4) <u>金属腐食等による水素発生量は考慮しない。</u></p> <p>(e) 溶融炉心・コンクリート相互作用 「(b) 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の条件を適用する。</p> <p>d. 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故 (a) 想定事故1 (a-1) <u>使用済燃料プールの初期水位は通常水位とし、保有水量を厳しく見積もるため、使用済燃料プールと隣接する原子炉ウェルの間に設置されているプールゲートは閉を仮定する。</u> (a-2) <u>使用済燃料プールの初期水温は、65℃とする。</u> (a-3) <u>使用済燃料プールの崩壊熱は、約9.1MWを用いるものとする。</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>原子炉格納施設 (基本設計方針) 3.4.3 窒素ガス代替注入系 ・原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</p> <p>・使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書</p>	<p>・水素燃焼の観点から厳しい条件となるよう、ジルコニウム－水反応による水素発生量の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、水素及び酸素の発生量の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・解析上、金属腐食等による水素発生量の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・原子炉の運転状態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>(a-4) <u>安全機能としては、使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能として燃料プール冷却浄化系、残留熱除去系、補給水系等の機能を喪失するものとする。</u></p> <p>(a-5) <u>外部電源は使用できないものとする。</u></p> <p>(a-6) <u>可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水は、可搬型代替注水中型ポンプ2台を使用するものとし、50m<sup>3</sup>/hの流量で注水する。</u></p> <p>(a-7) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。</p> <p>(a-7-1) <u>可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水は、事象発生から8時間後に開始する。</u></p> <p>(b) 想定事故2</p> <p>(b-1) <u>使用済燃料プールの初期水位は通常水位とし、保有水量を厳しく見積もるため、使用済燃料プールと隣接する原子炉ウエル間に設置されているプールゲートは閉を仮定する。</u></p> <p>(b-2) <u>使用済燃料プールの初期水温は、65℃とする。</u></p> <p>(b-3) <u>使用済燃料プールの崩壊熱は、約9.1MWを用いるものとする。</u></p> <p>(b-4) <u>安全機能としては、使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能として燃料プール冷却浄化系、残留熱除去系、補給水系等の機能を喪失するものとする。</u></p> <p>(b-5) <u>使用済燃料プール水位が最も低下する可能性のあるサイフォン現象による漏えいとして、燃料プール冷却浄化系配管の破断を想定する。</u></p>	<p>ニ(3)(ii)a. 使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能の喪失時又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時に用いる設備</p> <p>・ニ(3)(ii)a. (a) 代替燃料プール注水</p> <p>(本文五号に記載なし)</p> <p>・ニ(3)(ii)a 使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能の喪失時又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時に用いる設備</p> <p>(本文五号に記載なし)</p>	<p>核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 （基本設計方針）</p> <p>4.2.1 使用済燃料プール注水</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表）</p> <p>6.7 低圧代替注水系</p> <p>核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 （基本設計方針）</p> <p>4.2.1 使用済燃料プール注水</p> <p>・使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書</p> <p>核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 （基本設計方針）</p> <p>4.2.1 使用済燃料プール注水</p> <p>核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 （基本設計方針）</p> <p>4.2 代替燃料プール注水</p>	<p>・有効性評価ガイドに基づき、外部電源の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</p> <p>・原子炉の運転状態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-6) サイフォン現象による使用済燃料プール水位の低下は、<u>静的サイフォンブレーカの効果により、燃料プール水戻り配管水平部下端（通常水位から約 0.23m 下）までの低下にとどまるものとする。</u>なお、評価においては、<u>使用済燃料プールの水位は燃料プール水戻り配管水平部下端まで瞬時に低下するものとする。</u></p> <p>(b-7) <u>外部電源は使用できないものとする。</u></p> <p>(b-8) <u>可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水は、可搬型代替注水中型ポンプ 2 台を用いるものとし、50m<sup>3</sup>/h の流量で注水する。</u></p> <p>(b-9) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。</p> <p>(b-9-1) <u>可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水は、事象発生から 8 時間後に開始するものとする。</u></p> <p>e. 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故</p> <p>(a) 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）</p> <p>(a-1) <u>原子炉圧力容器の未開放時について評価する。</u></p> <p>(a-2) <u>原子炉停止後の崩壊熱は、ANSI/ANS-5.1-1979 の式に基づく崩壊熱曲線を使用し、原子炉停止 1 日後の崩壊熱として約 19MW を用いるものとする。</u></p> <p>(a-3) <u>原子炉初期水位は通常運転水位とする。</u></p> <p>(a-4) <u>原子炉初期水温は 52℃とする。</u></p> <p>(a-5) <u>原子炉圧力の初期値は大気圧とし、事象発生後も大気圧が維持されるものとする。</u></p> <p>(a-6) <u>起因事象として、運転中の残留熱除去系の故障によって、崩壊熱除去機能を喪失するものとする。</u></p> <p>(a-7) <u>安全機能としては、運転中の残留熱除去系の機能が喪失するものとする。</u></p>	<p>・ニ(3)(ii)a.(a)代替燃料プール注水</p>	<p>原子炉冷却系統施設 （要目表）</p> <p>6.7 低圧代替注水系</p> <p>核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 （基本設計方針）</p> <p>4.2.1 使用済燃料プール注水</p>	<p>・有効性評価ガイドに基づき、サイフォンによる低下水位を設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、外部電源の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</p> <p>・原子炉の運転状態を設定したものであるため</p> <p>・ECCS性能評価指針に基づき、設定したものであるため</p> <p>・原子炉の運転状態を設定したものであるため</p> <p>・評価上、崩壊熱による蒸発量が保守的となるよう設定したものであるため</p> <p>・PRA選定結果に基づき、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>る。</p> <p>(b-11-1) <u>事象発生 21 分までに常設代替交流電源設備によって交流電源の供給を開始する。</u></p> <p>(b-11-2) <u>低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、事象発生から約 1.1 時間後に開始する。</u></p> <p>(b-11-3) <u>緊急用海水系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の運転操作は、事象発生から 4 時間 10 分後に開始する。</u></p> <p>(c) 原子炉冷却材の流出</p> <p>(c-1) <u>原子炉圧力容器の開放時について評価する。</u></p> <p>(c-2) <u>原子炉初期水位は原子炉ウェル満水の水位とし、原子炉圧力容器内の保有水量を厳しく見積もるため、使用済燃料プールと原子炉ウェルの間に設置されているプールゲートは閉を仮定する。</u></p> <p>(c-3) <u>原子炉初期水温は 52℃とする。</u></p> <p>(c-4) <u>起因事象として、残留熱除去系の系統切替時の原子炉冷却材流出を想定し、流出量は約 47m<sup>3</sup>/h とする。</u></p> <p>(c-5) <u>崩壊熱による原子炉水温の上昇及び蒸発については、考慮しない。</u></p> <p>(c-6) <u>外部電源は使用できるものとする。</u></p> <p>(c-7) <u>残留熱除去系（低圧注水系）は、1,605m<sup>3</sup>/h の流量で注水するものとする。</u></p> <p>(c-8) <u>事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。</u></p> <p>(c-8-1) <u>待機中の残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水操作は、事象発生から約 2 時間後に実施するものとする。</u></p> <p>(d) 反応度の誤投入</p> <p>(d-1) <u>評価する炉心状態は、平衡炉心のサイクル初期とする。なお、高燃焼度 8 × 8 燃料は装荷しないため評価対象外とする。</u></p> <p>(d-2) <u>事象発生前の炉心の実効増倍率は 1.0 とする。</u></p>	<p>・ホ(3)(ii)a.(c) 残留熱除去系（低圧注水系）</p> <p>・ヘ(3)(iii)b. 制御棒が 1 本抜けているときの反応度</p>	<p>原子炉冷却系統施設 （要目表）</p> <p>5.1 残留熱除去系</p> <p>・設定根拠に関する説明書</p> <p>・熱出力計算書</p>	<p>・有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</p> <p>・原子炉の運転状態を設定したものであるため</p> <p>・PRA 選定結果に基づき、設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、外部電源の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため。</p> <p>・原子炉の運転状態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>(d-3) <u>事象発生前の原子炉出力は定格値の <math>10^{-8}</math>、原子炉圧力は 0.0MPa[gage]、燃料被覆管表面温度及び原子炉冷却材の温度は <math>20^{\circ}\text{C}</math> とする。また、燃料エンタルピの初期値は <math>8\text{kJ/kgUO}_2</math> とする。</u></p> <p>(d-4) <u>起因事象として、運転停止中の原子炉において、制御棒 1 本が全引き抜きされている状態から、他の 1 本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって連続的に引き抜かれる事象を想定する。</u></p> <p>(d-5) <u>誤引き抜きされる制御棒は、最大反応度値を有する制御棒の対角隣接の制御棒とする。</u></p> <p>(d-6) <u>外部電源は使用できるものとする。</u></p> <p>(d-7) <u>制御棒は、<math>9.1\text{cm/s}</math> の速度で連続で引き抜かれるものとする。</u></p> <p>(d-8) <u>原子炉スクラムは、起動領域計装の原子炉出力ペリオド短 (10 秒) 信号によるものとする。なお、原子炉スクラム信号の発生を想定する際の起動領域計装のバイパス状態は、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。</u></p>	<p>停止余裕</p> <p>・へ(3)(ii)c. 挿入時間及び駆動時間</p> <p>・へ(2)(i)原子炉停止回路の種類</p>	<p>計測制御系統施設 (要目表) 2 (1)制御棒</p> <p>・設定根拠に関する説明書 制御棒駆動機構</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>・解析上、原子炉の停止状態を設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、事故を設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、事故を設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、外部電源の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・解析上、原子炉スクラム信号の発生時間が保守的となるよう設定したものであるため</p>