

女川原子力発電所第2号機 工事計画審査資料	
資料番号	02-補-E-01-0120-2_改0
提出年月日	2021年8月24日

補足-120-2 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

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）や設計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）や設計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、設計及び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）	設計及び工事の計画	設計及び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</p> <p>2号炉 〔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</p> <p>(i) 原子炉の初期条件等</p> <p>a. 原子炉の初期条件については、特に断わらない限り以下のとおりとする。原子炉熱出力は2,540MW（定格出力の約105%），</p> <p>炉心入口流量（以下「炉心流量」という。）は$30.3 \times 10^3 \text{t/h}$（定格流量の85%）を仮定した。これは、圧力上昇率等を優位に厳しく見積も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。</p> <p>また、MCPRについては以下を仮定している。</p> <table border="1" data-bbox="371 1575 934 1753"> <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>1.23</td> </tr> <tr> <td>9×9燃料（B型）</td> <td>1.22</td> </tr> </table> <p>燃料棒最大線出力密度（以下「最大線出力密度」という。）は44.0kW/mを仮定している。</p>	高燃焼度8×8燃料	1.24	9×9燃料（A型）	1.23	9×9燃料（B型）	1.22	<p>・発電用原子炉の型式，熱出力及び基数* （*本文三号に記載）</p> <p>（本文五号に記載なし）</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>原子炉本体 （要目表）</p> <p>1.1 炉型式，定格熱出力，過剰反応度及び反応度係数（減速材温度係数，燃料棒温度係数，減速材ボイド係数及び出力反応度係数）並びに減速材</p> <p>【既工認】（要目表）</p> <p>1 原子炉冷却系統設備 1.1 冷却材の種類，純度及び原子炉本体の入口及び出口の圧力，温度及び流量</p> <p>【既工認】</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>・高燃焼度8×8燃料は，本工事計画において申請対象としていないため</p>
高燃焼度8×8燃料	1.24								
9×9燃料（A型）	1.23								
9×9燃料（B型）	1.22								

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）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由																										
<p>b. 原子炉再循環流量制御系（以下「再循環流量制御系」という。）については、特に断わ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、特に断わ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="379 674 1181 898"> <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] (71.7kg/cm²g) (圧力容器ドーム部)</td></tr> <tr><td>タービン蒸気流量</td><td>4.97×10³t/h</td></tr> </table> <p>(b) 安全保護系設定値</p> <table border="1" data-bbox="379 947 1181 1703"> <tr><td>原子炉圧力高スクラム</td><td>7.39MPa [gage] (75.3kg/cm²g) (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-133cm）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</td><td>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)</td></tr> <tr><td></td><td>熱流束（相当）として（第8図）（スクラム遅れ時間 0.09 秒）</td></tr> <tr><td>原子炉周期短スクラム</td><td>原子炉周期 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="379 1751 1181 1925"> <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>0.1 秒</td></tr> </table>	原子炉給水温度	218℃	原子炉圧力	7.03MPa [gage] (71.7kg/cm ² g) (圧力容器ドーム部)	タービン蒸気流量	4.97×10 ³ t/h	原子炉圧力高スクラム	7.39MPa [gage] (75.3kg/cm ² g) (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-133cm）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8図）（スクラム遅れ時間 0.09 秒）	原子炉周期短スクラム	原子炉周期 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	0.1 秒	<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)b.主蒸気系</p>	<p>【既工認】（要目表）</p> <p>1 原子炉冷却系統設備 1.1 冷却材の種類，純度及び原子炉本体の入口及び出口の圧力，温度及び流量</p> <p>・熱出力計算書</p> <p>計測制御系統施設（要目表）</p> <p>4.6 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>3.4.1 主蒸気系 (7) 主要弁</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> <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，保守的に設定したもの</p>
原子炉給水温度	218℃																												
原子炉圧力	7.03MPa [gage] (71.7kg/cm ² g) (圧力容器ドーム部)																												
タービン蒸気流量	4.97×10 ³ t/h																												
原子炉圧力高スクラム	7.39MPa [gage] (75.3kg/cm ² g) (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-133cm）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8図）（スクラム遅れ時間 0.09 秒）																												
原子炉周期短スクラム	原子炉周期 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	0.1 秒																												

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>タービンバイパス弁容量 定格蒸気流量の25%</p> <p>設計用スクラム反応度曲線（第9図）</p> <p>スクラム時挿入時間 全ストロークの75%で1.84秒</p> <p>減速材ボイド係数（*）及びドップラ係数（*） 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高燃焼度8×8燃料取替炉心の平衡サイクル末期時点の値の1.25倍の値を、ドップラ係数は、高燃焼度8×8燃料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、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、ドップラ係数は、9×9燃料（B型）取替炉心の平衡サイクル末期時点の値の0.9倍の値を用いる。</p> <p>原子炉水位高（タービントリップ）設定点 セパレータスカート下端から+182cm （レベル8）</p> <p>原子炉水位低（主蒸気隔離弁閉止，原子炉再循環ポンプトリップ）設定点 セパレータスカート下端から-62cm（レベル2）</p>	<p>・ホ(1)(ii)e. タービンバイパス系</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>・ハ(1)(iii)d. 減速材ボイド係数及びドップラ係数</p> <p>（本文五号に記載なし）</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>原子炉冷却系統施設 （基本設計方針） 3.1 主蒸気系，復水給水系等</p> <p>【既工認】 ・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） 4.3 制御材駆動装置 (1)制御棒駆動機構</p> <p>【既工認】 ・制御能力についての計算書</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） 4.7.1 工学的安全施設の起動信号 4.7.3 ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の起動信号</p>	<p>設計及び工事の計画に該当しない理由</p> <p>・高燃焼度8×8燃料は、本工事計画において申請対象としていないため</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）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>主蒸気逃がし安全弁設定点</p> <p>第1段：7.52MPa[gage] (76.7kg/cm²g) × 2 個</p> <p>第2段：7.59MPa[gage] (77.4kg/cm²g) × 3 個</p> <p>第3段：7.66MPa[gage] (78.1kg/cm²g) × 3 個</p> <p>第4段：7.73MPa[gage] (78.8kg/cm²g) × 3 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 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^{-3}、原子炉圧力は7.03MPa[gage] (71.7kg/cm²g)、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/kgUO₂ (18cal/UO₂)である。</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) 起動領域モニタの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>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) ドップラ反応度は、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>・ホ(1)(ii)b.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)c.制御棒の最大反応度値</p> <p>・ヘ(3)(ii)d.挿入時間及び駆動速度 (本文五号に記載なし)</p>	<p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>3.4.1 主蒸気系(6) 安全弁及び逃がし弁</p> <p>【既工認】</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> <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>・解析に当たって、ドップラ反応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）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(b) 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き <u>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。</u></p> <p>a) <u>引き抜かれる制御棒が完全挿入状態にあるとき、原子炉は通常運転時の熱的制限値の状態（MCPRは1.23（9×9燃料（A型）を装荷した炉心について）及び1.22（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に、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〕（70.7kg/cm²g）とする。</u></p> <p>b) <u>制御棒が連続的に引き抜かれた場合、中性子束は通常、表面熱流束より早く上昇するが、この解析では定常状態を仮定し、中性子束と表面熱流束は時間遅れなしに変化しているものとする。</u></p> <p>c) <u>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、発生前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。</u></p> <p>d) <u>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炉心流量は定格流量ため解析結果はサイクル初期のものに包絡される。</u></p> <p>e) <u>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。</u></p> <p>f) <u>炉心流量は定格流量の105%とする。</u></p>	<p>(本文五号に記載なし)</p> <p>・ハ(1)(iv)主要な熱的制限値</p> <p>(本文五号に記載なし)</p> <p>(本文五号に記載なし)</p>	<p>【既工認】</p> <p>・制御能力についての計算書</p> <p>原子炉本体 (要目表)</p> <p>1.1 炉型式、定格熱出力、過剰反応度及び反応度係数（減速材温度係数、燃料棒温度係数、減速材ボイド係数及び出力反応度係数）並びに減速材</p> <p>【既工認】</p> <p>・制御能力についての計算書</p> <p>【既工認】</p> <p>・制御能力についての計算書</p> <p>【既工認】</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、評価対象とする炉心を設定したものであるため</p> <p>・解析に当たって、炉心流量を保守的に設定したものであるため</p>
<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、静止型原子炉再循環ポンプ電源装置受電遮断機開等により、原子炉再循環ポンプ（以下「再循環ポンプ」という。）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機構の慣性定数の設計値は約4.5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4.0秒とする。</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>【既工認】</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)</p> <p>3.3.1 原子炉再循環系 (1) ポンプ</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）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<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>停止中の再循環ループ（以下「停止ループ」という。）は、38℃の冷水で満たされているとする。</u></p> <p>b) <u>再循環流量制御系は、手動運転モードとする。</u></p> <p>c) <u>原子炉は定格出力の60%、炉心流量は定格流量の37%とする。</u></p> <p>d) <u>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1.50（*）及び25.2kW/m（*）、9×9燃料（B型）の場合それぞれ1.53（*）及び25.2kW/m（*）とし、原子炉圧力の初期値は6.61MPa[gage]（67.4kg/cm²g）とする。</u></p> <p>e) <u>停止ループの再循環ポンプ吸込弁は、開いているとする。</u></p> <p>f) <u>この停止ループは、次のように起動されるものとする。</u></p> <p>i) <u>時間零で静止型原子炉再循環ポンプ電源装置受電遮断器を閉とし、ステップ状に10%ポンプ速度まで上昇させる。</u></p> <p>ii) <u>その後2秒で、20%ポンプ速度まで加速する。</u></p> <p>iii) <u>再循環ポンプ吐出弁は、再循環ポンプ起動後、直ちに開け始め、30秒で全開となる。</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という厳しい場合を仮定する。</u></p> <p>b) <u>全ポンプは外部電源喪失と同時にトリップする。</u></p> <p>c) <u>循環水ポンプの停止は、主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>d) <u>再循環ポンプ及び同駆動電動機の慣性定数の設計値は約4.5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4.0秒とする。</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>設計及び工事の計画</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>3.3.1 原子炉再循環系 (1) ポンプ</p>	<p>・安全評価指針に基づき、想定事象を説明したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、初期状態及び運転モードを設定したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、起因事象を設定したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、想定事象を説明したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、起因事象を設定したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、評価上仮定した条件であるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、評価上仮定した条件であるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>e) <u>タービンバイパス弁は開かないものとする。</u></p> <p>(d) 給水加熱喪失 <u>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。</u></p> <p>a) <u>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。</u></p> <p>b) <u>再循環流量制御系は、手動運転モードとする。</u></p> <p>c) <u>炉心流量は定格流量の105%とする。</u></p> <p>(e) 原子炉冷却材流量制御系の誤動作 <u>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。</u></p> <p>a) <u>最も厳しい過渡変化として、どちらか一方のループの速度制御器に増加要求信号が発生した場合を仮定する。</u></p> <p>b) <u>再循環ポンプの変化率は、速度変化率制限器により10%/sに抑えられるとする。</u></p> <p>c) <u>再循環流量制御系は、手動運転モードとする。</u></p> <p>d) <u>再循環流量増加量を厳しく評価するために原子炉は最低ポンプ速度最大出力（定格出力の63%、定格炉心流量の37%）で運転中とする。</u></p> <p>e) <u>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1.42（*）及び26.4kW/m（*）、9×9燃料（B型）の場合それぞれ1.46（*）及び26.4kW/m（*）とし、原子炉圧力の初期値は6.64MPa[gage]（67.7kg/cm²g）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>【既工認】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・制御能力についての計算書 <p>【既工認】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・制御能力についての計算書 <p>【既工認】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・熱出力計算書 	<ul style="list-style-type: none"> ・安全評価指針に基づき、評価上仮定した条件であるため ・解析に当たって、炉心流量を保守的に設定したものであるため ・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 ・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 ・安全評価指針に基づき、評価上仮定した条件であるため ・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

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）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>c. 原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化</p> <p>(a) 負荷の喪失</p> <p>原子炉の出力運転中に、電力系統事故等により、発電機負荷遮断が生じ、蒸気加減弁が急速に閉止し、原子炉圧力が上昇する事象を想定する。</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0.1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4.5秒であるが、本解析では厳しめの結果を与えるよう5.0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非常に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</p> <p>原子炉の出力運転中に、原子炉水位低等の誤信号、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</p> <p>原子炉の出力運転中に、原子炉給水制御系の故障等により、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>(本文五号に記載なし)</p> <p>・ホ(1)(ii)e. 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)b. 主蒸気系</p>	<p>【既工認】</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 (基本設計方針) 3.1 主蒸気系, 復水給水系等</p> <p>計測制御系統施設 (要目表) 4.6 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) 3.3.1 原子炉再循環系 (1) ポンプ</p> <p>【既工認】</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) 3.4.1 主蒸気系 (7) 主要弁</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> <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）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>b) <u>再循環流量制御系は、手動運転モードとする。</u></p> <p>(d) 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（7.0kg/cm²）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、原子炉給水制御系の故障又は原子炉給水ポンプのトリップにより、部分的な給水流量の減少又は全給水流量の喪失が起こり原子炉水位が低下する事象を想定する。</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>原子炉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>			<p>・安全評価指針に基づき、評価上仮定した条件であるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、想定事象を説明したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、起因事象を設定したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、解析に当たって、実プラントの実績に基づき設定したものであるため</p> <p>・保守的に原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の効果を期待しないこと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）	設計及び工事の計画	設計及び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><u>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バ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。</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 2,540MW）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]（73.2kg/cm²g）とする。</u></p> <p><u>MCPR 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。</u></p> <p>(b) <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 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。</u></p> <p>(c) <u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p>(d) <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ものとする。</u></p>	<p>・発電用原子炉の型式、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>原子炉本体 （要目表）</p> <p>1.1 炉型式、定格熱出力、過剰反応度及び反応度係数（減速材温度係数、燃料棒温度係数、減速材ボイド係数及び出力反応度係数）並びに減速材</p> <p>【既工認】</p> <p>・熱出力計算書</p> <p>【既工認】</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>・沸騰水型原子炉の原子炉冷却材喪失解析で用いられる共通の値を設定したものであるため</p> <p>【既工認】</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、解析に当たって考慮する範囲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>・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>

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）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(e) <u>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（レベル3）信号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、原子炉水位低（レベル2又は1）信号よりも早く出ると考えられるが、保守的に原子炉水位低信号によってECCSが起動すると仮定する。</u></p> <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（レベル3）信号スクラム）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>主蒸気逃がし安全弁（以下「逃がし安全弁」という。）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、安全弁機能のみ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>a) <u>核沸騰冷却</u> ボイド率の関数とする相関式</p> <p>b) <u>膜沸騰冷却</u> 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>c) <u>遷移沸騰冷却</u> 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>d) <u>蒸気冷却</u> Dittus-Boelter の式</p> <p>e) <u>噴霧流冷却</u> Sun-Saha の式</p> <p>f) <u>濡れによる冷却</u> 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>a) <u>核沸騰冷却</u> ボイド率の関数とする相関式</p> <p>b) <u>膜沸騰冷却</u> 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>c) <u>遷移沸騰冷却</u> 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>d) <u>蒸気冷却</u> Dittus-Boelter の式</p>			<ul style="list-style-type: none"> ・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 <ul style="list-style-type: none"> ・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 <ul style="list-style-type: none"> ・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 ・安全評価指針に基づき、評価上仮定した条件であるため <ul style="list-style-type: none"> ・ECCS性能評価指針に基づき、燃料被覆管の温度評価手法について、取扱いを説明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）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<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>なお、解析に用いた主要計算条件を以下に示す。 <u>炉心入口エンタルピー 1.24MJ/kg (296kcal/kg)</u></p> <p><u>炉心スプレイ系流量（定格値）</u> <u>1,050m³/h（高圧炉心スプレイ，低圧炉心スプレイともポンプ1台当たり，各々</u> <u>1.38MPa[dif]（14.1kg/cm²d），0.78MPa[dif]（8.0kg/cm²d）において</u></p> <p><u>低圧注水系流量（定格値）</u> <u>1,136m³/h（ポンプ1台当たり），0.14MPa[dif]（1.4kg/cm²d）において</u></p> <p><u>原子炉水位低（スクラム）設定点</u> <u>セパレータスカート下端から+66cm（レベル3）</u></p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ホ(3)(ii)a.(a)低圧炉心スプレイ系 ・ホ(3)(ii)a.(c)高圧炉心スプレイ系 ・ホ(4)(i)残留熱除去系 ・へ(2)(i)原子炉停止回路の種類 	<p>原子炉冷却系統施設 （要目表）</p> <p>3.6.1 高圧炉心スプレイ系 (1) ポンプ（常設）</p> <p>3.6.2 低圧炉心スプレイ系 (1) ポンプ（常設）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設定根拠に関する説明書 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>原子炉冷却系統施設 （要目表）</p> <p>3.5.1 残留熱除去系 (3) ポンプ（常設）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設定根拠に関する説明書 残留熱除去系ポンプ <p>計測制御系統施設 （要目表）</p> <p>4.6 原子炉非常停止信号</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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 	<ul style="list-style-type: none"> ・ECCS性能評価指針に基づき，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 ・炉心評価値に基づき，保守的に設定したものであるため ・炉心評価値に基づき，保守的に設定したものであるため ・炉心評価値に基づき，保守的に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）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>原子炉水位低（主蒸気隔離弁閉止，高圧炉心スプレイ系及び同ディーゼル発電機起動）設定点 セパレータスカート下端から-62cm（レベル2）</p> <p>原子炉水位低（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 セパレータスカート下端から-331cm（レベル1）</p> <p>b. 原子炉冷却材流量の喪失 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2,540MW）及び定格炉心流量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]（71.7kg/cm²g）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1.23，9×9燃料（B型）を装荷した炉心については1.22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4.5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に4.0秒とする。</p> <p>(e) スクラム反応度曲線は設計用スクラム反応度曲線を用いる。</p>	<p>・へ(2)(ii)その他の主要な安全保護回路の種類</p> <p>・へ(2)(ii)その他の主要な安全保護回路の種類</p> <p>・発電用原子炉の型式，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>計測制御系統施設（要目表）</p> <p>4.7.1 工学的安全施設の起動信号</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>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> <p>原子炉本体（要目表）</p> <p>1.1 炉型式，定格熱出力，過剰反応度及び反応度係数（減速材温度係数，燃料棒温度係数，減速材ボイド係数及び出力反応度係数）並びに減速材</p> <p>【既工認】（要目表）</p> <p>1 原子炉冷却系統設備 1.1 冷却材の種類，純度及び原子炉本体の入口及び出口の圧力，温度及び流量</p> <p>・熱出力計算書</p> <p>【既工認】</p> <p>・熱出力計算書</p> <p>原子炉冷却系統施設（要目表）</p> <p>3.3.1 原子炉再循環系 (1) ポンプ</p> <p>【既工認】</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>

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）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<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、安全弁機能のみ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 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>(b) 原子炉は、事故発生直前まで定格出力の約105%（熱出力2,540MW）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]（71.7kg/cm²g）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1.23、9×9燃料（B型）を装荷した炉心については1.22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) 再循環ポンプを含む再循環ループの流体の慣性を考慮する。</p>	<p>・ハ(1)(iii)d. 減速材ボイド係数及びドップラ係数</p> <p>・発電用原子炉の型式、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>【既工認】</p> <p>・制御能力についての計算書</p> <p>原子炉本体 （要目表）</p> <p>1.1 炉型式、定格熱出力、過剰反応度及び反応度係数（減速材温度係数、燃料棒温度係数、減速材ボイド係数及び出力反応度係数）並びに減速材</p> <p>【既工認】（要目表）</p> <p>1 原子炉冷却系統設備 1.1 冷却材の種類、純度及び原子炉本体の入口及び出口の圧力、温度及び流量</p> <p>・熱出力計算書</p> <p>【既工認】</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 原子炉再循環系</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>・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）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(e) <u>スクラム反応度曲線は、設計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、安全弁機能のみ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</p> <p>a. 制御棒落下</p> <p><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></p> <p>(a) 初期条件</p> <p><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></p> <p>a) <u>サイクル初期 低温時臨界状態</u></p> <p>b) <u>サイクル初期 高温待機時臨界状態</u></p> <p>c) <u>サイクル末期 低温時臨界状態</u></p> <p>d) <u>サイクル末期 高温待機時臨界状態</u></p> <p><u>サイクル初期及び末期とも、低温状態では、出力は定格の10^{-8}、燃料ペレット温度20°Cで燃料エンタルピの初期値は8kJ/kgUO_2（2cal/gUO_2）であり、高温待機状態では、出力は定格の10^{-6}、燃料ペレット温度286°Cで燃料エンタルピの初期値は75kJ/kgUO_2（18cal/gUO_2）である。</u></p> <p><u>なお、これら初期条件は、制御棒価値、落下速度及びスクラム速度等の解析条件のもと、保守的な解析結果を与えるよう設定されたものである。</u></p> <p>(b) 炉心流量</p> <p><u>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。</u></p>	<p>(本文五号に記載なし)</p> <p>・ハ(1)(iii)d. 減速材ボイド係数及びドップラ係数</p>	<p>【既工認】</p> <p>・制御能力についての計算書</p> <p>【既工認】</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>・R I E指針に基づき、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> <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>

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）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(c) 落下制御棒価値及び落下速度 <u>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0.013Δkとし、落下速度は制御棒落下速度リミッタによって制限される0.95m/s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。</u></p> <p>(d) スクラム条件 <u>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。</u> <u>中性子束高スクラムは、定格出力の120%で動作するものとし、その動作遅れは0.09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。</u></p> <p>(e) <u>安全保護系（原子炉周期短スクラム（起動領域モニタ））は、保守的に動作しないものとする。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（平均出力領域モニタ））に単一故障を仮定する。</u></p> <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、安全弁機能のみが作動すると仮定する。</u></p> <p>(g) ドップラ係数（*） <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。ドップラ係数は、平衡サイクルの値を用いる。</u></p> <p>(h) ペレット-燃料被覆管ギャップ熱伝達係数 <u>ギャップ熱伝達係数は、Ross & Stouteの関係式により計算する。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扱う。</u></p> <p>(i) 燃料被覆管-冷却材熱伝達係数 <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> a) <u>単相強制対流 Dittus-Boelterの式</u></p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ハ(1)(iii)c. 制御棒の最大反応度価値 ・ヘ(3)(i)c. 制御棒の構造 ・ヘ(3)(iii) 反応度制御能力 ・ヘ(2)(i) 原子炉停止回路の種類 ・ハ(1)(iii)d. 減速材ボイド係数及びドップラ係数 	<p>計測制御系統施設 （要目表） 4.2 制御材 (1) 制御棒 【既工認】 ・制御能力についての計算書</p> <p>計測制御系統施設 （基本設計方針） 1.2 制御棒及び制御棒駆動系 計測制御系統施設 （要目表） 4.6 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>【既工認】 ・制御能力についての計算書</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・炉心評価値に基づき、保守的に設定したものであるため ・炉心評価値に基づき、保守的に設定したものであるため ・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 ・安全評価指針に基づき、評価上仮定した条件であるため ・解析結果が厳しくなるように設定したものであるため ・ギャップ熱伝達係数の計算方法を設定したものであるため ・R I E 指針に基づき、燃料被覆管と冷却材間の熱伝達係数について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）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>b) <u>核沸騰状態</u> Jens-Lottes の式</p> <p>c) <u>膜沸騰状態</u></p> <p><u>高温待機時</u> Dougall-Rohsenow の式</p> <p><u>低 温 時</u> NSRRの実測データに基づいて導出された熱伝達相関式</p> <p>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。</p> <p>(j) <u>限界熱条件の判定</u></p> <p><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></p> <p>a) <u>高温待機時</u> 沸騰遷移相関式でMCP Rが1.07</p> <p>b) <u>低 温 時</u> Rohsenow-Griffith の式及び Kutateladze の式</p> <p>(k) <u>局所出力ピーキング係数（*）</u></p> <p><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> <p><u>9×9燃料（A型）を装荷した炉心について</u></p> <p>a) <u>低温時（サイクル初期）</u> 1.48</p> <p>b) <u>低温時（サイクル末期）</u> 1.27</p> <p>c) <u>高温待機時（サイクル初期）</u> 1.42</p> <p>d) <u>高温待機時（サイクル末期）</u> 1.22</p> <p><u>9×9燃料（B型）を装荷した炉心について</u></p> <p>a) <u>低温時（サイクル初期）</u> 1.34</p> <p>b) <u>低温時（サイクル末期）</u> 1.20</p> <p>c) <u>高温待機時（サイクル初期）</u> 1.27</p> <p>d) <u>高温待機時（サイクル末期）</u> 1.16</p> <p>(l) <u>燃料棒挙動解析に当たっては、燃料エンタルピーの最大値が以下に示す「反応度投入事象評価指針」に示された燃料エンタルピーを超える場合破損したものとする。ここでは破損しきい値として以下のものを用いる。</u></p> <p>a) <u>燃料ペレット燃焼度 40,000Mwd/t 未満</u> <u>燃料棒の内外圧差を 2.94MPa (30kg/cm²) とした場合の燃料の許容設計限界に相当する燃料エンタルピー 385kJ/kgUO₂ (92cal/gUO₂)</u></p> <p>b) <u>燃料ペレット燃焼度 40,000Mwd/t 以上</u> <u>燃焼に伴い燃料棒内圧が上昇することも加味し燃料の許容設計限界である燃料エンタルピーの最低値 272kJ/kgUO₂ (65cal/gUO₂)</u></p>			<p>・ R I E 指針に基づき、限界熱条件の判定について設定したものであるため</p> <p>・ 解析において、局所出力ピーキング係数を保守的に設定したものであるため</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>

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）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(m) <u>ピーク出力部燃料エンタルピー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。）を生ず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>a) <u>燃料ペレット燃焼度 25,000Mwd/t 未満 460kJ/kgUO₂ (110cal/gUO₂)</u></p> <p>b) <u>燃料ペレット燃焼度 25,000Mwd/t 以上 40,000Mwd/t 未満 355kJ/kgUO₂ (85cal/gUO₂)</u></p> <p>c) <u>燃料ペレット燃焼度 40,000Mwd/t 以上 65,000Mwd/t 未満 209kJ/kgUO₂ (50cal/gUO₂)</u></p> <p>d) <u>燃料ペレット燃焼度 65,000Mwd/t 以上 75,000Mwd/t 程度まで 167kJ/kgUO₂ (40cal/gUO₂)</u></p> <p>(iii) 環境への放射性物質の異常な放出</p> <p>a. 放射性気体廃棄物処理施設の破損</p> <p><u>原子炉の通常運転時に、何らかの原因で気体廃棄物処理系（以下「オフガス系」という。）の一部が破損し、ここに貯留されていた放射性希ガス（以下「希ガス」という。）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、活性炭希ガスホールドアップ装置（以下「ホールドアップ装置」という。）第1塔の入口配管及び蒸気式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蒸気式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>(b) <u>破損が生じた時点における蒸気式空気抽出器からの希ガスの放出率は、運転上許容される最大値である 1.11×10^{10} Bq/s（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、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>蒸気式空気抽出器及び破損箇所は、気体廃棄物処理設備エリア排気モニタ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に見込んだ時間後に隔離されるものとし、事故後12.5分以内には隔離されないものとする。したがって、事故後12.5分間は蒸気式空気抽出器</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、破損箇所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>

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）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>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蒸気式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。</p> <p>(e) 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。</p> <p>(f) 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ので排気筒から放散されるものとする。放出された希ガスによる敷地境界外のγ線空気カーマは、現地における2012年1月から2012年12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。</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) 原子炉は、事故発生直前まで定格出力の約105%（熱出力2,540MW）及び定格炉心流量の105%で十分長時間（2,000日）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]（73.2kg/cm²g）とする。MCPR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。</p> <p>(b) 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。</p> <p>(c) 主蒸気隔離弁は、主蒸気管流量大の信号により0.5秒の動作遅れ時間を含み、事故後5.5秒で全閉するものとする。</p>	<p>・発電用原子炉の形式、熱出力及び基数* （*本文三号に記載）</p> <p>・ホ(1)(ii)b.主蒸気系</p>	<p>原子炉本体 （要目表）</p> <p>1.1 炉型式、定格熱出力、過剰反応度及び反応度係数（減速材温度係数、燃料棒温度係数、減速材ボイド係数及び出力反応度係数）並びに減速材</p> <p>【既工認】</p> <p>・熱出力計算書</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表）</p> <p>3.4.1 主蒸気系 (7) 主要弁</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わる制御方法に関する説明書</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> <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）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(d) <u>流出流量は、主蒸気流量制限器により定格流量の200%に制限され</u> <u>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</u> <u>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</u> <u>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（主蒸気管流量大信号による</u> <u>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>事故発生時の冷却材中の核分裂生成物の濃度は、運転上許容される</u> <u>I-131の最大濃度である$1.8 \times 10^3 \text{Bq/g}$に相当するものとし、その組</u> <u>成を拡散組成とする。気相中の放射性ハロゲン（以下「ハロゲン」と</u> <u>いう。）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</u> <u>追加放出量は、I-131については先行炉等での実測値の平均値に適正</u> <u>な余裕をみた値である$3.7 \times 10^{13} \text{Bq}$とし、その他の核分裂生成物につ</u> <u>いてはその組成を平衡組成として求め、希ガスについては放射性よう</u> <u>素（以下「よう素」という。）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</u> <u>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</u> <u>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</u> <u>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</u> <u>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</u> <u>しては、原子炉圧力の低下に比例して冷却材中へ放出されるものとし</u> <u>る。</u></p> <p>(l) <u>燃料棒から放出されるよう素のうち有機よう素は4%とし、残りの</u> <u>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、希ガスはすべて瞬</u> <u>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</u> <u>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</u> <u>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が気相部に</u> <u>キャリアオーバーされる割合は2%とする。</u></p>	<p>・ホ(1)(ii)b.主蒸気系</p>	<p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 3.4.1 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、流量制限器の取 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、臨界流 の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、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）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<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ものとして、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、設計漏えい率の上限値 10%/d (逃がし安全弁最低設定圧力において、原子炉压力容器気相の体積に対し、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プレッションチェンバ内のプール水中に移行するものとし、その蒸気量は原子炉压力容器気相の体積の 300 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。希ガス及び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 35℃、相対湿度として 37% を用いる。</u></p> <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 1 m/s の速度で移動するものとする。</u></p>	<p>・ホ(1)(ii)b.主蒸気系</p>	<p>原子炉冷却系統施設 (要目表) 3.4.1 主蒸気系 (7) 主要弁</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>・主蒸気隔離弁の設計漏えい率 10%/d に対して、1個の単一故障を考慮して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、蒸気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）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<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敷地境界外の地表空气中濃度は、現地における2012年1月から2012年12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>(w) <u>敷地境界外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2012年1月から2012年12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及び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、燃料取扱設備の故障、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2,540MW）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棟の空气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、すべて原子炉棟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>(g) <u>原子炉建屋原子炉棟放射能高の信号により直ちに非常用ガス処理系が起動するものとする。</u></p>	<p>・発電用原子炉の形式、熱出力及び基数* （*本文三号に記載）</p> <p>・へ(2)(ii)その他の主要な安全保護回路の種類</p>	<p>原子炉本体 （要目表） 1.1 炉型式、定格熱出力、過剰反応度及び反応度係数（減速材温度係数、燃料棒温度係数、減速材ボイド係数及び出力反応度係数）並びに減速材</p> <p>計測制御系統施設 （要目表） 4.7.1 工学的安全施設の起動信号</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>・実プラント運用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>

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）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(h) <u>非常用ガス処理系チャコールフィルタのよう素の除去効率は、設計上定められた最小値（99%）を用いるものとする。</u></p> <p>(i) <u>非常用ガス処理系の容量は、設計で定められた値（0.5回/d）とする。</u></p> <p>(j) <u>原子炉棟内に放出された核分裂生成物は非常用ガス処理系で処理された後、排気筒から大気中へ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、非常用ガス処理系の動的機器に単一故障を仮定する。</u></p> <p>(l) <u>敷地境界外の地表空气中濃度は、現地における2012年1月から2012年12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>敷地境界外の希ガスによるγ線空気カーマは、現地における2012年1月から2012年12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>(a) <u>原子炉は、事故直前まで定格出力の約105%（熱出力2,540MW）で十分長時間（2,000日）運転されていたものとする。</u></p>	<p>・リ(4)(ii)非常用ガス処理系</p> <p>(本文五号に記載なし)</p> <p>・リ(4)(ii)非常用ガス処理系</p> <p>・発電用原子炉の形式、熱出力及び基数* （*本文三号に記載）</p>	<p>原子炉格納施設 （要目表） 7.3(7)a. 非常用ガス処理系 タ フィルター（常設）</p> <p>原子炉格納施設 （要目表） 7.3(7)a. 非常用ガス処理系 ヨ 排風機（常設） ・設定根拠に関する説明書 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 非常用ガス処理系</p> <p>原子炉本体 （要目表） 1.1 炉型式、定格熱出力、過剰反応度及び反応度係数（減速材温度係数、燃料棒温度係数、減速材ボイド係数及び出力反応度係数）並びに減速材</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、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）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(b) <u>事故発生時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 $1.8 \times 10^3 \text{Bq/g}$ に相当するものとし、その組成を拡散組成とする。</u></p> <p>(c) <u>事故発生後新たに燃料棒の破損は生じないので、原子炉圧力の低下に伴う燃料棒からの核分裂生成物の追加放出量は、I-131 については先行炉等での実測値の平均値に適切な余裕をみた値である $3.7 \times 10^3 \text{Bq}$ とし、その他の核分裂生成物についてはその組成を平衡組成として求め、希ガスについてはよう素の2倍の放出があるものとする。</u></p> <p>(d) <u>燃料棒から格納容器内に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。</u></p> <p>(e) <u>無機よう素については、50%が格納容器内部に沈着し、漏えいに寄与しないものとする。さらに、無機よう素が格納容器スプレイ水によって除去され、あるいはサプレッションチェンバ内のプール水に溶解する割合は、無機よう素については分配係数で示して100とする。有機よう素及び希ガスについてはこれらの効果を見捨てるものとする。</u></p> <p>(f) <u>格納容器内での核分裂生成物の崩壊を考慮する。</u></p> <p>(g) <u>格納容器の漏えい率は、設計上定められた最大値 (0.5%/d) とする。</u> <u>なお、ECCSにより格納容器外へ導かれたサプレッションチェンバ内のプール水の漏えいによる核分裂生成物の放出量は、格納容器内気相部からの漏えいによる放出量に比べて十分小さく、有意な寄与はないためその評価を省略する。</u></p> <p>(h) <u>通常運転時に作動している原子炉建屋原子炉棟換気空調系は、原子炉水位低、ドライウェル圧力高又は原子炉建屋原子炉棟放射能高の信号により直ちに非常用ガス処理系に切り替えられるものとする。</u><u>核分裂生成物が原子炉棟において床、壁等に沈着することによる除去効果は無視し、崩壊のみを考える。</u></p>	<p>・リ(2)原子炉格納容器の設計圧力及び設計温度並びに漏えい率</p> <p>・へ(2)(ii)その他の主要な安全保護回路の種類</p>	<p>原子炉格納施設 (要目表) 7.1 原子炉格納容器 (1) 原子炉格納容器本体 ・原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</p> <p>計測制御系統施設 (要目表) 4.7.1 工学的安全施設の起動信号 原子炉格納施設 (基本設計方針) 3.3.1 非常用ガス処理系</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、原子炉格納容器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、サプレッションチェンバ内のプール水の漏えいによる核分裂生成物の放出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>

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）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(i) <u>非常用ガス処理系のチャコールフィルタのよう素の除去効率は、設計上定められた最小値（99%）を用いるものとする。</u></p> <p>(j) <u>非常用ガス処理系の容量は、設計で定められた値（0.5回/d）とする。</u></p> <p>(k) <u>原子炉棟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棟内に漏えいした核分裂生成物がすべて原子炉棟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による実効線量は、原子炉の一次遮へい壁等により十分遮へいされており、前述の実効線量に比べて十分小さく、有意な寄与はないためその評価を省略する。</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出来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棟内に漏えいした核分裂生成物は非常用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、非常用ガス処理系の動的機器に単一故障を仮定する。</u></p> <p>(o) <u>敷地境界外の地表空気中濃度は、現地における2012年1月から2012年12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に乗じて求める。</u></p> <p>(p) <u>敷地境界外の希ガスによるγ線空気カーマは、現地における2012年1月から2012年12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に乗じて求める。</u></p>	<p>・リ(4)(ii)非常用ガス処理系</p> <p>(本文五号に記載なし)</p> <p>・リ(4)(ii)非常用ガス処理系</p>	<p>原子炉格納施設 （要目表） 7.3(7)a. 非常用ガス処理系 タ フィルター（常設）</p> <p>原子炉格納施設 （要目表） 7.3(7)a. 非常用ガス処理系 ヨ 排風機（常設） ・設定根拠に関する説明書 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 非常用ガス処理系</p>	<p>設計及び工事の計画に該当しない理由</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）	設計及び工事の計画	設計及び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、原子炉棟内の核分裂生成物による γ 線積算線源強度を用い、原子炉棟の遮へい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、サイクル末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は 3.1%であるが保守的に 4%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 30 分前まで\square定格出力の約 105% (熱出力 2,540MW) \square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、すべ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。有機よう素が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。</u></p> <p>(h) \square主蒸気隔離弁は、主蒸気管放射能高の信号により 0.5 秒の動作遅れ時間を含み、5.5 秒で全閉するものとする。\square</p>	<p>・発電用原子炉の形式、熱出力及び基数* (*本文三号に記載)</p> <p>・ホ(1)(ii)b.主蒸気系</p>	<p>原子炉本体 (要目表) 1.1 炉型式、定格熱出力、過剰反応度及び反応度係数（減速材温度係数、燃料棒温度係数、減速材ポイド係数及び出力反応度係数）並びに減速材</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表) 3.4.1 主蒸気系 (7) 主要弁 ・発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に関わる制御方法に関する説明書</p>	<p>・安全評価指針に基づき、原子炉棟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>

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）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(i) <u>主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主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、タービン建屋換気空調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>敷地境界外の地表空气中濃度は、現地における2012年1月から2012年12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>敷地境界外の希ガスによるγ線空気カーマは、現地における2012年1月から2012年12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) a. <u>で想定した原子炉冷却材喪失の際に、原子炉格納容器内の圧力、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2,540MW）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>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バ内のプール水温度及び格納容器内圧力は、それぞれ57℃、32℃及び5kPa[gage]（0.05kg/cm²g）とする。</u></p>	<p>(本文五号に記載なし)</p> <p>・発電用原子炉の形式、熱出力及び基数* （*本文三号に記載）</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 タービン建屋換気空調系</p> <p>原子炉本体 （要目表） 1.1 炉型式、定格熱出力、過剰反応度及び反応度係数（減速材温度係数、燃料棒温度係数、減速材ボイド係数及び出力反応度係数）並びに減速材</p> <p>・原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</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>・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>

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）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<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操作は、事故検出 10 分後に開始されるものとし、操作に要する時間を適切に見込み事故後 15 分で操作が完了するものとする。</u></p> <p>(f) <u>格納容器スプレイ冷却系の動的機器に単一故障を仮定する。</u></p> <p>b. 可燃性ガスの発生</p> <p>(i) a. <u>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 2,540MW）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。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>原子炉格納容器調気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>・発電用原子炉の形式、熱出力及び基数* （*本文三号に記載）</p>	<p>原子炉本体 （要目表）</p> <p>1.1 炉型式、定格熱出力、過剰反応度及び反応度係数（減速材温度係数、燃料棒温度係数、減速材ボイド係数及び出力反応度係数）並びに減速材</p>	<p>・安全評価指針に基づき、判断時間及び操作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> <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>・安全評価指針に基づき、水素の発生量を設定したものであるため</p> <p>・格納容器内の酸素濃度を設定したものであるため</p> <p>・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、評価では無視すること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>・電力共同研究「事故時放射線分解に関する研究」（昭和 61 年～62 年）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）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(h) <u>ドライウエルから可燃性ガス濃度制御系への吸い込み流量は255m³/h[normal]（1系列当たり）とする。</u></p> <p><u>可燃性ガス濃度制御系で処理されたガスは、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></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>	<p>・リ(3)(i)a.(a)可燃性ガス濃度制御系</p> <p>(本文五号に記載なし)</p>	<p>原子炉格納施設 (要目表) 7.3(7)b. 可燃性ガス濃度制御系 ブロワ（常設）</p> <p>原子炉格納施設 (要目表) 7.3(7)b. 可燃性ガス濃度制御系 再結合装置（常設）</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）	設計及び工事の計画	設計及び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</p> <p>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</u> <u>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</u> <u>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評価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）	設計及び工事の計画	設計及び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"> ・原子炉熱出力の初期値は、定格値（2,436MW）を用いるものとする。 ・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。 ・炉心流量の初期値は、定格値である 100% 流量（$35.6 \times 10^3 \text{t/h}$）を用いるものとする。 ・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。 ・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であるものとする。 ・燃料棒の最大線出力密度は、44.0kW/m を用いるものとする。 ・原子炉水位の初期値は、通常運転水位とする。 ・格納容器の容積について、ドライウエル空間部は $7,950 \text{m}^3$、サプレッションチェンバ空間部は $5,100 \text{m}^3$、サプレッションチェンバ液相部は $2,850 \text{m}^3$ を用いるものとする。 	<ul style="list-style-type: none"> ・発電用原子炉の形式、熱出力及び基数*（*本文三号に記載） （本文五号に記載なし） （本文五号に記載なし） ・ハ(2)(iii)燃料要素の構造、(iv)燃料集合体の構造 ・ハ(1)(iv)b.燃料棒最大線出力密度 （本文五号に記載なし） 	<p>原子炉本体 （要目表）</p> <p>1.1 炉型式、定格熱出力、過剰反応度及び反応度係数（減速材温度係数、燃料棒温度係数、減速材ボイド係数及び出力反応度係数）並びに減速材</p> <p>【既工認】（要目表）</p> <p>1 原子炉冷却系統設備 1.1 冷却材の種類、純度及び原子炉本体の入口及び出口の圧力、温度及び流量</p> <p>【既工認】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・熱出力計算書 【既工認】 ・熱出力計算書 ・原子炉格納施設の設計条件に関する説明書 	<ul style="list-style-type: none"> ・炉心及び燃料形状の取扱いを設定したものであるため ・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 ・実績値に対し、保守的に設定したものであるため ・原子炉の運転状態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）	設計及び工事の計画	設計及び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℃、サプレッションプール水温は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>・サプレッションプールの初期水位は、3.55mを用いるものとする。</p> <p>・真空破壊装置の作動条件は、3.4kPa（ドライウエルーサ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、40℃とする。</p> <p>・原子炉圧力容器、</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（2,436MW）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>・ハ(4)(i)構造</p> <p>・リ(1)原子炉格納容器の構造</p> <p>・発電用原子炉の形式、熱出力及び基数* （*本文三号に記載）</p> <p>（本文五号に記載なし）</p>	<p>原子炉本体 （要目表） 1.7 原子炉圧力容器</p> <p>原子炉格納施設 （要目表） 7.1 原子炉格納容器 (1) 原子炉格納容器本体</p> <p>原子炉本体 （要目表） 1.1 炉型式、定格熱出力、過剰反応度及び反応度係数（減速材温度係数、燃料棒温度係数、減速材ボイド係数及び出力反応度係数）並びに減速材</p> <p>【既工認】（要目表） 1 原子炉冷却系統設備 1.1 冷却材の種類、純度及び原子炉本体の入口及び出口の圧力、温度及び流量</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）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<ul style="list-style-type: none"> ・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（$30.3 \times 10^3 \text{t/h}$）を用いるものとする。 ・主蒸気流量の初期値は、定格値（$4.735 \times 10^3 \text{t/h}$）を用いるものとする。 ・給水温度の初期値は約 216°C とする。 ・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。 ・燃料の最小限界出力比は、1.23 を用いるものとする。 ・燃料棒の最大線出力密度は、44.0kW/m を用いるものとする。 ・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。 ・原子炉水位の初期値は、通常運転水位とする。 ・格納容器の容積について、ドライウエル空間部は $7,950 \text{m}^3$、サプレッションチェンバ空間部は $5,150 \text{m}^3$、サプレッションチェンバ液相部は $2,800 \text{m}^3$ を用いるものとする。 ・格納容器の初期温度について、サプレッションプール水温は 32°C を用いるものとする。また、格納容器の初期圧力は $5 \text{kPa}[\text{gage}]$ を用いるものとする。 ・外部水源の温度は、40°C とする。 	<p>(本文五号に記載なし)</p> <p>(本文五号に記載なし)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ホ(1)(iii)冷却材の温度及び圧力 ・ハ(2)(iii)燃料要素の構造、(iv)燃料集合体の構造 ・ハ(1)(iv)a. 最小限界出力比 ・ハ(1)(iv)b. 燃料棒最大線出力密度 <p>(本文五号に記載なし)</p>	<p>原子炉本体</p> <p>【既工認】（要目表）</p> <p>1 原子炉冷却系統設備 1.1 冷却材の種類、純度及び原子炉本体の入口及び出口の圧力、温度及び流量</p> <p>【既工認】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・熱出力計算書 <p>【既工認】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・熱出力計算書 <p>【既工認】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・熱出力計算書 <p>・原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</p>	<p>設計及び工事の計画に該当しない理由</p> <ul style="list-style-type: none"> ・炉心及び燃料形状の取扱いを設定したものであるため ・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 ・原子炉の運転状態を設定したものであるため ・原子炉の運転状態を設定したものであるため ・解析上、外部水源の温度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）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>・原子炉圧力容器、</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-1-2) 事故条件 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LOCA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。</p> <p>(b-1-3) 重大事故等対策に関連する機器条件 ・安全保護系等の設定点 原子炉保護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。</p> <p>原子炉水位低（レベル3） セパレータスカート下端から+66cm（遅れ時間 1.05 秒） 主蒸気止め弁閉 90%ストローク位置（遅れ時間 0.06 秒）</p> <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。</p> <p>原子炉水位低（原子炉隔離時冷却系起動、<u>高压炉心スプレイ系起動、主蒸気隔離弁閉止</u>）設定点 セパレータスカート下端から-62cm（レベル2） 原子炉水位低（<u>低压炉心スプレイ系起動、低压注水系起動、自動減圧系作動</u>）設定点 セパレータスカート下端から-331cm（レベル1）</p> <p>原子炉水位低（再循環ポンプ全台トリップ）設定点 セパレータスカート下端から-62cm（レベル2） 原子炉水位高（<u>原子炉隔離時冷却系トリップ、高压炉心スプレイ系注入隔離弁閉止</u>）設定点 セパレータスカート下端から+182cm（レベル8）</p>	<p>・ハ(4)(i)構造</p> <p>・リ(1)原子炉格納容器の構造</p> <p>・ヘ(2)(i)原子炉停止回路の種類</p> <p>・ヘ(2)(i)原子炉停止回路の種類</p> <p>・ヘ(2)(ii)その他の主要な安全保護回路の種類</p> <p>・ヘ(2)(ii)その他の主要な安全保護回路の種類</p> <p>・ヘ(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>原子炉本体 (要目表) 1.7 原子炉圧力容器</p> <p>原子炉格納施設 (要目表) 7.1 原子炉格納容器 (1) 原子炉格納容器本体</p> <p>計測制御系統施設 (要目表) 4.6 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>計測制御系統施設 (要目表) 4.7.1 工学的安全施設の起動信号 ・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>計測制御系統施設 (要目表) 4.7.3 ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の起動信号</p>	<p>・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</p> <p>・工学的安全施設等の起動信号でないため</p> <p>・原子炉の満水を防止する条件を記載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）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>原子炉圧力高（再循環ポンプ全台トリップ）設定点 原子炉圧力 7.35MPa[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）設定点 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。</p> <p>第1段：7.37MPa[gage]×2個，356t/h（1個当たり） 第2段：7.44MPa[gage]×3個，360t/h（1個当たり） 第3段：7.51MPa[gage]×3個，363t/h（1個当たり） 第4段：7.58MPa[gage]×3個，367t/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</p> <p>・原子炉熱出力の初期値は、定格値（2,436MW）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、定格値である 100% 流量（$35.6 \times 10^3 \text{t/h}$）を用いるものとする。</p>	<p>・へ(5) (x ii) 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(1) (ii) b. 主蒸気系</p> <p>・発電用原子炉の形式，熱出力及び基数*（*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>計測制御系統施設 （要目表） 4.7.3 ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の起動信号 4.7.1 工学的安全施設の起動信号 ・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） 3.4.1 主蒸気系 (6) 安全弁及び逃がし弁</p> <p>原子炉本体 （要目表） 1.1 炉型式，定格熱出力，過剰反応度及び反応度係数（減速材温度係数，燃料棒温度係数，減速材ボイド係数及び出力反応度係数）並びに減速材</p> <p>【既工認】（要目表） 1 原子炉冷却系統設備 1.1 冷却材の種類，純度及び原子炉本体の入口及び出口の圧力，温度及び流量</p> <p>【既工認】（要目表） 1 原子炉冷却系統設備 1.1 冷却材の種類，純度及び原子炉本体の入口及び出口の圧力，温度及び流量</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）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<ul style="list-style-type: none"> ・<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。</u> <u>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> ・<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。</u> ・<u>原子炉水位の初期値は、通常運転水位とする。</u> ・<u>格納容器の容積について、ドライウエル空間部は7,950m³、サブプレッションチェンバ空間部は5,100m³、サブプレッションチェンバ液相部は2,850m³を用いるものとする。</u> ・<u>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> ・<u>サブプレッションプールの初期水位は、3.55mを用いるものとする。</u> ・<u>真空破壊装置の作動条件は、3.4kPa（ドライウエル-サブプレッションチェンバ間差圧）を用いるものとする。</u> ・<u>溶融炉心からプール水への熱流束は、800kW/m²相当（圧力依存あり）とする。</u> ・<u>コンクリートの種類は、玄武岩系コンクリートとする。</u> ・<u>コンクリート以外の構造材である内側鋼板、外側鋼板及びリブ鋼板は考慮しないものとする。</u> ・<u>原子炉圧力容器下部の構造物は、格納容器下部に落下する溶融物とは扱わないものとする。</u> 	<ul style="list-style-type: none"> ・ハ(2)(iii)燃料要素の構造、(iv)燃料集合体の構造 <p style="text-align: center;">（本文五号に記載なし）</p>	<p>【既工認】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・熱出力計算書 ・原子炉格納施設の設計条件に関する説明書 	<ul style="list-style-type: none"> ・炉心及び燃料形状の取扱いを設定したものであるため ・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 ・実績値に対し、保守的に設定したものであるため ・原子炉の運転状態を設定したものであるため ・原子炉の運転状態を設定したものであるため ・解析上保守的に設定したものであるため ・実験に基づき、設定したものであるため ・解析上、コンクリートの種類を設定したものであるため ・コンクリートよりも融点が高いことから保守的に考慮しないことと設定したものであるため ・発熱密度を下げないよう保守的に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）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>・外部水源の温度は、40℃とする。</p> <p>・原子炉圧力容器、</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-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 逃がし安全弁の逃がし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。</p> <p>第1段：7.37MPa[gage]×2個、356t/h（1個当たり） 第2段：7.44MPa[gage]×3個、360t/h（1個当たり） 第3段：7.51MPa[gage]×3個、363t/h（1個当たり） 第4段：7.58MPa[gage]×3個、367t/h（1個当たり）</p> <p>(b-2-4) Cs-137 放出量評価に関連する条件 Cs-137 放出量評価においては、格納容器からの漏えいを考慮する。このとき格納容器からの漏えい経路は、非常に狭く複雑な形状を示すことから、エアロゾル粒子が捕集される効果を考慮し、除染係数は10とする。</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>・使用済燃料プールの崩壊熱は、約 6.7MW を用いるものとする。</p> <p>・使用済燃料プールの初期水位は、通常水位とする。</p> <p>・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 1,400m³とする。</p> <p>・使用済燃料プールの初期水温は、65℃とする。</p>	<p>・ハ(4)(i)構造</p> <p>・リ(1)原子炉格納容器の構造</p> <p>・ホ(1)(ii)b.主蒸気系</p> <p>(本文五号に記載なし)</p> <p>(本文五号に記載なし)</p>	<p>原子炉本体 (要目表) 1.7 原子炉圧力容器</p> <p>原子炉格納施設 (要目表) 7.1 原子炉格納容器 (1) 原子炉格納容器本体</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表) 3.4.1 主蒸気系 (6) 安全弁及び逃がし弁</p> <p>・原子炉格納容器フィルタベント系の設計</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、外部水源の温度を設定したものであるため</p> <p>・原子炉格納容器からの Cs-137 放出量評価における除染係数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）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<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 (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> <p>・<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14MWを用いるものとする。</u></p> <p>・<u>原子炉初期水位は通常運転水位とする。</u></p> <p>・<u>原子炉初期水温は52℃とする。</u></p> <p>・<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>・<u>外部水源の温度は100℃とする。</u></p> <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（低圧注水モード）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>(a-5) <u>ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）（以下「代替原子炉再循環ポンプトリップ機能」という。）は、原子炉水位低（レベル2）信号により再循環ポンプ2台全てを自動停止す</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>・ヘ(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>核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 (要目表)</p> <p>2.3 使用済燃料貯蔵設備</p> <p>原子炉本体 (要目表)</p> <p>1.7 原子炉圧力容器</p> <p>計測制御系統施設 (要目表)</p> <p>4.6 原子炉非常停止信号</p> <p>計測制御系統施設 (要目表)</p> <p>4.1 制御方式及び制御方法</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>・崩壊熱を厳しく見積もるために、原子炉停止後1日後の崩壊熱として設定したものであるため</p> <p>・運転停止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>・外部電源について評価結果の余裕が小さくなる場合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）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>るものとする。</p> <p>(a-6) 逃がし安全弁（逃がし弁機能）にて、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また、原子炉減圧には逃がし安全弁（自動減圧機能）（6個）を使用するものとし、容量として、1個当たり定格主蒸気流量の約8%を処理するものとする。</p> <p>(a-7) 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）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199m³/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> <p>(a-8) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は、88m³/hの流量で格納容器内にスプレイする。</p> <p>(a-9) 原子炉格納容器フィルタベント系等は、格納容器圧力0.427MPa[gage]における排出流量10.0kg/sに対して、原子炉格納容器第一隔離弁（S/Cベント用出口隔離弁）を全開にて格納容器除熱を実施する。</p> <p>(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。</p> <p>(a-10-1) 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）の追加起動及び中央制御室における系統構成は、事象発生から20分後に開始するものとし、操作時間は5分間とする。</p> <p>(a-10-2) 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>(a-10-3) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却操作は、格納容器圧力が0.384MPa[gage]に到達した場合に実施する。</p> <p>なお、格納容器スプレイは、外部水源注水量限界（サブプレッションプール水位が真空破壊装置下端-0.4m（通常運転水位+約2m））に到達した場合に停止する。</p> <p>(a-10-4) 原子炉格納容器フィルタベント系等による格納容器除熱操作は、格納容器圧力が0.427MPa[gage]に到達した場合に実施する。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ホ(1)(ii)b.主蒸気系 ・ホ(3)(ii)a.(d)自動減圧系 ・ホ(3)(ii)b.(c)(c-1-1-1)低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による発電用原子炉の冷却 ・リ(3)(ii)a.(a)(a-1-2)原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却 ・リ(3)(ii)b.(b)原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 	<p>原子炉冷却系統施設 （要目表）</p> <p>3.4.1 主蒸気系 (6) 安全弁及び逃がし弁 （基本設計方針）</p> <p>3.4 主蒸気逃がし安全弁の機能</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表）</p> <p>3.7.2 補給水系 (1) ポンプ</p> <p>核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 （要目表）</p> <p>2.4.2 燃料プール代替注水系</p> <p>原子炉冷却系統施設 （基本設計方針）</p> <p>4.2 原子炉格納容器フィルタベント系 ・原子炉格納容器フィルタベント系の設計</p>	<p>設計及び工事の計画に該当しない理由</p> <ul style="list-style-type: none"> ・低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）の取扱いを設定したものであるため ・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

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）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<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>代替原子炉再循環ポンプトリップ機能は、原子炉水位低（レベル2）信号により再循環ポンプ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（逃がし弁機能）にて、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また、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。代替自動減圧回路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、原子炉水位低（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8%を処理するものとする。</u></p> <p>(b-7) <u>低圧炉心スプレイ系は、原子炉水位低（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、1,050m³/h（0.78MPa[dif]において）（最大1,135m³/h）にて原子炉注水する。</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)b.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>・ホ(3)(ii)a.(a)低圧炉心スプレイ系</p>	<p>計測制御系統施設 (要目表) 4.6 原子炉非常停止信号</p> <p>計測制御系統施設 (要目表) 4.1 制御方式及び制御方法</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表) 3.4.1 主蒸気系 (6)安全弁及び逃がし弁 (基本設計方針) 3.4 主蒸気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>原子炉冷却系統施設 (要目表) 3.6.2 低圧炉心スプレイ系 (1)ポンプ(常設) 計測制御系統施設 (要目表) 4.7.1 工学的安全施設の起動信号</p>	<p>・PRA選定結果に基づき設定したものであるため</p> <p>・外部電源について評価結果の余裕が小さくなる場合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>・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>

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）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(b-8) <u>残留熱除去系（低圧注水モード）は、原子炉水位低（レベル1）到達後、残留熱除去系（低圧注水モード）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、1系統当たり1,136m³/h（0.14MPa[dif]において）（最大1,191m³/h）にて原子炉注水する。</u></p> <p>(b-9) <u>残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード及び原子炉停止時冷却モード）は、自動起動した残留熱除去系（低圧注水モード）のうち、それぞれ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8.8MW（サブプレッションプール水温又は原子炉冷却材温度52℃、海水温度26℃において）とする。</u></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) <u>残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）運転操作は、原子炉水位高（レベル8）を確認後、開始する。</u></p> <p>(b-10-2) <u>残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転操作は、原子炉圧力が1.04MPa[gage]まで低下したことを確認後、事象発生12時間後に開始する。</u></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) <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-1-2) <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。</u> <u>また、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）が機能喪失することにより、崩壊熱除去機能が喪失するものとする。</u></p> <p>(c-1-3) <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>・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>3.5.1 残留熱除去系 (3) ポンプ（常設）</p> <p>・設定根拠に関する説明書 残留熱除去系ポンプ</p> <p>計測制御系統施設 （要目表）</p> <p>4.7.1 工学的安全施設の起動信号</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表）</p> <p>3.5.1 残留熱除去系 (2) 熱交換器（常設）</p> <p>・設定根拠に関する説明書 残留熱除去系熱交換器</p>	<p>・残留熱除去系（低圧注水モード）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水冷却モード及び原子炉停止時冷却モード）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）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(c-1-4) 原子炉スクラムは、主蒸気止め弁閉信号によるものとする。</p> <p>(c-1-5) 原子炉隔離時冷却系は、原子炉水位低（レベル2）で自動起動し、90.8m³/h（7.86MPa[gage]～1.04MPa[gage]において）の流量で注水するものとする。</p> <p>(c-1-6) 逃がし安全弁（逃がし弁機能）にて、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また、原子炉減圧には逃がし安全弁（自動減圧機能）（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8%を処理するものとする。</p> <p>(c-1-7) 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）は、事象発生から24時間後に手動起動し、逃がし安全弁による原子炉減圧後に、最大130m³/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> <p>(c-1-8) 残留熱除去系（低圧注水モード）は、1,136m³/h（0.14MPa[dif]において）（最大1,191m³/h）の流量で注水するものとする。 なお、低圧注水モードによる原子炉注水は、サプレッションプール水冷却モードと同じ残留熱除去系ポンプを用いて弁の切替えにて実施する。</p> <p>(c-1-9) 残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）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、実施するものとする。また、伝熱容量は、熱交換器1基当たり16MW（サプレッションプール水温154℃、海水温度26℃において）とする。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・へ(2)(i)原子炉停止回路の種類 ・ホ(4)(ii)原子炉隔離時冷却系 ・ホ(1)(ii)b.主蒸気系 ・ホ(3)(ii)a.(d)自動減圧系 ・ホ(3)(ii)b.(c)(c-1-1-1)低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による発電用原子炉の冷却 ・ホ(4)(i)残留熱除去系 ・ホ(4)(i)残留熱除去系 	<p>計測制御系統施設 （要目表）</p> <p>4.6 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>3.7.1 原子炉隔離時冷却系 (1) ポンプ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設定根拠に関する説明書 <p>原子炉隔離時冷却系ポンプ</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表）</p> <p>3.4.1 主蒸気系 (6) 安全弁及び逃がし弁 （基本設計方針）</p> <p>3.4 主蒸気逃がし安全弁の機能</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表）</p> <p>3.7.2 補給水系 (1) ポンプ</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表）</p> <p>3.5.1 残留熱除去系 (3) ポンプ（常設）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設定根拠に関する説明書 <p>残留熱除去系ポンプ</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表）</p> <p>3.5.1 残留熱除去系 (2) 熱交換器（常設）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設定根拠に関する説明書 <p>残留熱除去系熱交換器</p> <p>原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（熱交換器ユニット）</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・工学的安全施設等の起動信号でないため ・低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）の取扱いを設定したものであるため ・残留熱除去系（低圧注水モード）の取扱いを設定したものであるため ・残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）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）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(c-1-10) <u>原子炉補機代替冷却水系の伝熱容量は、16MW（サブプレッションプール水温 154℃、海水温度 26℃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 24 時間後に開始する。</u></p> <p>(c-1-11-3) <u>原子炉補機代替冷却水系運転操作は、事象発生から 25 時間後に開始する。</u></p> <p>(c-1-11-4) <u>原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水操作及び残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）による格納容器除熱操作は、事象発生から 25 時間後に開始する。</u></p> <p>(c-1-11-5) <u>原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水操作は、残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）による格納容器除熱開始後に、原子炉水位が原子炉水位低（レベル 3）に到達した場合に開始する。</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、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。</u> <u>さらに、原子炉隔離時冷却系についても機能喪失するものとする。</u> <u>また、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）が機能喪失することにより、崩壊熱除去機能が喪失するものとする。</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)(v)b.(a)原子炉補機代替冷却水系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p>	<p>原子炉冷却系統施設 （要目表）</p> <p>3.8.3 原子炉補機代替冷却水系 (2) 熱交換器（可搬型）</p> <p>・設定根拠に関する説明書</p> <p>原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（熱交換器ユニット）</p>	<p>・有効性評価ガイドに基づき、交流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>

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）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
(c-2-4) <u>原子炉スクラムは、主蒸気止め弁閉信号によるものとする。</u>	・へ(2)(i)原子炉停止回路の種類	計測制御系統施設 (要目表) 4.6 原子炉非常停止信号	
(c-2-5) <u>高压代替注水系は、運転員によるHPACタービン止め弁の遠隔での手動開閉操作によって、設計値である 90.8m³/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>	・ホ(3)(ii)b.(a-1-1)高压代替注水系による発電用原子炉の冷却	原子炉冷却系統施設 (要目表) 3.6.3 高压代替注水系 (1) ポンプ(常設) ・設定根拠に関する説明書 高压代替注水系タービンポンプ	
(c-2-6) <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8%を処理するものとする。</u>	・ホ(1)(ii)b.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) 3.4.1 主蒸気系 (6) 安全弁及び逃がし弁 (基本設計方針) 3.4 主蒸気逃がし安全弁の機能	
(c-2-7) <u>低压代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)は、事象発生から24時間後に手動起動し、逃がし安全弁による原子炉減圧後に、最大130m³/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。</u>	・ホ(3)(ii)b.(c)(c-1-1-1)低压代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による発電用原子炉の冷却	原子炉冷却系統施設 (要目表) 3.7.2 補給水系 (1) ポンプ	・低压代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)の取扱いを設定したものであるため
(c-2-8) <u>残留熱除去系(低压注水モード)は、1,136m³/h(0.14MPa[dif]において)(最大1,191m³/h)の流量で注水するものとする。 なお、低压注水モードによる原子炉注水は、サブプレッションプール水冷却モードと同じ残留熱除去系ポンプを用いて弁の切替えにて実施する。</u>	・ホ(4)(i)残留熱除去系	原子炉冷却系統施設 (要目表) 3.5.1 残留熱除去系 (3) ポンプ(常設) ・設定根拠に関する説明書 残留熱除去系ポンプ	・残留熱除去系(低压注水モード)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）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(c-2-9) <u>残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）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、実施するものとする。また、伝熱容量は、熱交換器1基当たり16MW（サブプレッションプール水温154℃、海水温度26℃において）とする。</u></p> <p>(c-2-10) <u>原子炉補機代替冷却水系の伝熱容量は、16MW（サブプレッションプール水温154℃、海水温度26℃において）とする。</u></p> <p>(c-2-11) <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-2-11-1) <u>高压代替注水系による原子炉注水操作は、事象発生から10分後に開始するものとし、操作時間は5分間とする。</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24時間後に開始する。</u></p> <p>(c-2-11-4) <u>原子炉補機代替冷却水系運転操作は、事象発生から25時間後に開始する。</u></p> <p>(c-2-11-5) <u>原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水操作及び残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）による格納容器除熱操作は、事象発生から25時間後に開始する。</u></p> <p>(c-2-11-6) <u>原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水操作は、残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）による格納容器除熱開始後に、原子炉水位が原子炉水位低（レベル3）に到達した場合に開始する。</u></p>	<p>・ホ(4)(i)残留熱除去系</p> <p>・ホ(4)(v)b.(a)原子炉補機代替冷却水系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p>	<p>原子炉冷却系統施設 （要目表）</p> <p>3.5.1 残留熱除去系 (2) 熱交換器（常設）</p> <p>・設定根拠に関する説明書 残留熱除去系熱交換器 原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（熱交換器）</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表）</p> <p>3.8.3 原子炉補機代替冷却水系 (2) 熱交換器（可搬型）</p> <p>・設定根拠に関する説明書 原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（熱交換器）</p>	<p>・残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）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>・有効性評価ガイドに基づき、交流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>・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）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(c-3) 外部電源喪失時に非常用ディーゼル発電機等及び直流電源の機能が喪失する事故</p> <p>(c-3-1) 起因事象として、外部電源を喪失するものとする。</p> <p>(c-3-2) 安全機能としては、125V蓄電池2A及び125V蓄電池2B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。</p> <p>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。</p> <p>また、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）が機能喪失することにより、崩壊熱除去機能が喪失するものとする。</p> <p>(c-3-3) 外部電源は使用できないものとする。</p> <p>(c-3-4) 原子炉スクラムは、主蒸気止め弁閉信号によるものとする。</p> <p>(c-3-5) 高圧代替注水系は、運転員によるHPACタービン止め弁の遠隔での手動開閉操作によって、設計値である90.8m³/h（7.86MPa[gage]～1.04MPa[gage]において）の流量で注水するものとする。</p> <p>(c-3-6) 逃がし安全弁（逃がし弁機能）にて、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また、原子炉減圧には逃がし安全弁（自動減圧機能）（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8%を処理するものとする。</p> <p>(c-3-7) 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）は、事象発生から24時間後に手動起動し、逃がし安全弁による原子炉減圧後に、最大130m³/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>	<p>・へ(2)(i)原子炉停止回路の種類</p> <p>・ホ(3)(ii)b.(a-1-1)高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却</p> <p>・ホ(1)(ii)b.主蒸気系</p> <p>・ホ(3)(ii)a.(d)自動減圧系</p> <p>・ホ(3)(ii)b.(c)(c-1-1-1)低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による発電用原子炉の冷却</p>	<p>計測制御系統施設 （要目表） 4.6 原子炉非常停止信号</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 3.6.3 高圧代替注水系（1）ポンプ（常設） ・設定根拠に関する説明書 高圧代替注水系タービンポンプ</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 3.4.1 主蒸気系（6）安全弁及び逃がし弁 （基本設計方針） 3.4 主蒸気逃がし安全弁の機能</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 3.7.2 補給水系（1）ポンプ</p>	<p>・PRA選定結果に基づき設定したものであるため</p> <p>・高圧代替注水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）（復水移送ポンプ）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）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(c-3-8) <u>残留熱除去系（低圧注水モード）は、1,136m³/h（0.14MPa[dif]において）（最大1,191m³/h）の流量で注水するものとする。</u> <u>なお、低圧注水モードによる原子炉注水は、サブプレッションプール水冷却モードと同じ残留熱除去系ポンプを用いて弁の切替えにて実施する。</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） 3.5.1 残留熱除去系 (3) ポンプ（常設） ・設定根拠に関する説明書 残留熱除去系ポンプ</p>	<p>・残留熱除去系（低圧注水モード）の取扱いを設定したものであるため</p>
<p>(c-3-9) <u>残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）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、実施するものとする。また、伝熱容量は、熱交換器1基当たり16MW（サブプレッションプール水温154℃、海水温度26℃において）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） 3.5.1 残留熱除去系 (2) 熱交換器（常設） ・設定根拠に関する説明書 残留熱除去系熱交換器 原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（熱交換器）</p>	<p>・残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）の取扱いを設定したものであるため</p>
<p>(c-3-10) <u>原子炉補機代替冷却水系の伝熱容量は、16MW（サブプレッションプール水温154℃、海水温度26℃において）とする。</u></p>	<p>・ホ(4)(v)b.(a)原子炉補機代替冷却水系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p>	<p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 3.8.3 原子炉補機代替冷却水系 (2) 熱交換器（可搬型） ・設定根拠に関する説明書 原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（熱交換器）</p>	
<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。 (c-3-11-1) <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35分後に開始するものとし、操作時間は5分間とする。</u> (c-3-11-2) <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> (c-3-11-3) <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24時間後に開始する。</u> (c-3-11-4) <u>原子炉補機代替冷却水系運転操作は、事象発生から25時間後に開始する。</u></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）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(c-3-11-5) <u>原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水操作及び残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）による格納容器除熱操作は、事象発生から 25 時間後に開始する。</u></p> <p>(c-3-11-6) <u>原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水操作は、残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）による格納容器除熱開始後に、原子炉水位が原子炉水位低（レベル 3）に到達した場合に開始する。</u></p> <p>(c-4) 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に失敗する事故</p> <p>(c-4-1) <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-4-2) <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> <u>また、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）が機能喪失することにより、崩壊熱除去機能が喪失するものとする。</u></p> <p>(c-4-3) <u>外部電源は使用できないものとする。</u></p> <p>(c-4-4) <u>原子炉スクラムは、主蒸気止め弁閉信号によるものとする。</u></p> <p>(c-4-5) <u>原子炉隔離時冷却系は、原子炉水位低（レベル 2）で自動起動し、90.8m³/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>(c-4-6) <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）（1 個）を使用するものとし、容量として、1 個当たり定格主蒸気流量の約 8 % を処理するものとする。</u></p>	<p>・ へ(2)(i)原子炉停止回路の種類</p> <p>・ ホ(4)(ii)原子炉隔離時冷却系</p> <p>・ ホ(1)(ii)b.主蒸気系</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)</p> <p>4.6 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>3.7.1 原子炉隔離時冷却系 (1) ポンプ</p> <p>・ 設定根拠に関する説明書 原子炉隔離時冷却系ポンプ</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>3.4.1 主蒸気系 (6) 安全弁及び逃がし弁 (基本設計方針)</p> <p>3.4 主蒸気逃がし安全弁の機能</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>・ 工学的安全施設等の起動信号でないため</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）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(c-4-7) <u>低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）は、逃がし安全弁による原子炉減圧後に、最大 80m³/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。</u></p>	<p>・ホ(3)(ii)b.(c)(c-1-1-2)低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）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） 3.6.5 低圧代替注水系（1）ポンプ（常設） ・設定根拠に関する説明書 直流駆動低圧注水系ポンプ</p>	<p>・低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）の取扱いを設定したものであるため</p>
<p>(c-4-8) <u>低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）は、事象発生から 24 時間後に手動起動し、最大 130m³/h の流量で原子炉注水し、炉心を冠水維持するように注水する。</u></p>	<p>・ホ(3)(ii)b.(c)(c-1-1-1)低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）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） 3.7.2 補給水系（1）ポンプ</p>	<p>・低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）の取扱いを設定したものであるため</p>
<p>(c-4-9) <u>原子炉補機代替冷却水系の伝熱容量は、16MW（サプレッションプール水温 154℃、海水温度 26℃において）とする。</u></p>	<p>・ホ(4)(v)b.(a)原子炉補機代替冷却水系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p>	<p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 3.8.3 原子炉補機代替冷却水系（2）熱交換器（可搬型） ・設定根拠に関する説明書 原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（熱交換器）</p>	
<p>(c-4-10) <u>残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）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、実施するものとする。また、伝熱容量は、熱交換器 1 基当たり 16MW（サプレッションプール水温 154℃、海水温度 26℃において）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） 3.5.1 残留熱除去系（2）熱交換器（常設） ・設定根拠に関する説明書 残留熱除去系熱交換器 原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（熱交換器）</p>	<p>・残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）の取扱いを設定したものであるため</p>
<p>(c-4-11) <u>残留熱除去系（低圧注水モード）は、1,136m³/h（0.14MPa[dif]において）（最大 1,191m³/h）の流量で注水するものとする。</u> <u>なお、低圧注水モードによる原子炉注水は、サプレッションプール水冷却モードと同じ残留熱除去系ポンプを用いて弁の切替えにて実施する。</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） 3.5.1 残留熱除去系（3）ポンプ（常設） ・設定根拠に関する説明書 残留熱除去系ポンプ</p>	<p>・残留熱除去系（低圧注水モード）の取扱いを設定したものであるため ・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>(c-4-12) 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。</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）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(c-4-12-1) <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-4-12-2) <u>低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）による原子炉注水操作は、事象発生から約52分後に開始する。</u></p> <p>(c-4-12-3) <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（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）による原子炉注水の準備が完了し、原子炉隔離時冷却系による原子炉注水が停止した時点で開始する。</u></p> <p>(c-4-12-4) <u>低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水操作は、事象発生24時間後に開始する。</u></p> <p>(c-4-12-5) <u>原子炉補機代替冷却水系運転操作は、事象発生から25時間後に開始する。</u></p> <p>(c-4-12-6) <u>原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水操作及び残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）による格納容器除熱操作は、事象発生から25時間後に開始する。</u></p> <p>(c-4-12-7) <u>原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水操作は、残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）による格納容器除熱開始後に、原子炉水位が原子炉水位低（レベル3）に到達した場合に開始する。</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) 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>・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） 4.6 原子炉非常停止信号</p>	<p>・有効性評価ガイドに基づき、交流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>・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>・外部電源について評価結果の余裕が小さくなる場合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）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(d-1-5) 原子炉隔離時冷却系は、原子炉水位低（レベル2）で自動起動し、90.8m³/h（7.86MPa[gage]～1.04MPa[gage]において）の流量で注水するものとする。</p>	<p>・ホ(4)(ii)原子炉隔離時冷却系</p>	<p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 3.7.1 原子炉隔離時冷却系 (1) ポンプ ・設定根拠に関する説明書 原子炉隔離時冷却系ポンプ</p>	<p>・工学的安全施設等の起動信号でないため</p>
<p>(d-1-6) 逃がし安全弁（逃がし弁機能）にて、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また、原子炉減圧には逃がし安全弁（自動減圧機能）（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8%を処理するものとする。</p>	<p>・ホ(1)(ii)b.主蒸気系 ・ホ(3)(ii)a.(d)自動減圧系</p>	<p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 3.4.1 主蒸気系 (6) 安全弁及び逃がし弁 （基本設計方針） 3.4 主蒸気逃がし安全弁の機能</p>	
<p>(d-1-7) 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）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130m³/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>	<p>・ホ(3)(ii)b.(c)(c-1-1-1)低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）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） 3.7.2 補給水系 (1) ポンプ</p>	<p>・低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）の取扱いを設定したものであるため</p>
<p>(d-1-8) 原子炉補機代替冷却水系の伝熱容量は、16MW（サブプレッションプール水温154℃、海水温度26℃において）とする。</p>	<p>・ホ(4)(v)b.(a)原子炉補機代替冷却水系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p>	<p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 3.8.3 原子炉補機代替冷却水系 (2) 熱交換器（可搬型） ・設定根拠に関する説明書 原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（熱交換器）</p>	
<p>(d-1-9) 残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）の伝熱容量は、熱交換器1基当たり16MW（サブプレッションプール水温154℃、海水温度26℃において）とする。</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） 3.5.1 残留熱除去系 (2) 熱交換器（常設） ・設定根拠に関する説明書 残留熱除去系熱交換器 原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（熱交換器）</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）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(d-2-5) 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能は、原子炉水位低（レベル2）信号により再循環ポンプ2台全てを自動停止するものとする。</p> <p>(d-2-6) 原子炉隔離時冷却系は、原子炉水位低（レベル2）で自動起動し、90.8m³/h（7.86MPa[gage]～1.04MPa[gage]において）の流量で注水するものとする。 なお、自動起動後の注水により原子炉水位が原子炉水位高（レベル8）に到達した以降においては、原子炉隔離時冷却系による注水には期待しない。</p> <p>(d-2-7) 高圧炉心スプレイ系は、原子炉水位低（レベル2）で自動起動し、318m³/h～1,050m³/h（7.79MPa[dif]～1.38MPa[dif]において）（最大1,050m³/h）の流量で注水するものとする。</p> <p>(d-2-8) 逃がし安全弁（逃がし弁機能）にて、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また、原子炉減圧には逃がし安全弁（自動減圧機能）（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8%を処理するものとする。</p> <p>(d-2-9) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は、88m³/hの流量で格納容器内にスプレイする。</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>・ホ(4)(ii)原子炉隔離時冷却系</p> <p>・ホ(3)(ii)a.(c)高圧炉心スプレイ系</p> <p>・ホ(1)(ii)b.主蒸気系</p> <p>・ホ(3)(ii)a.(d)自動減圧系</p> <p>・リ(3)(ii)a.(a)(a-1-2)原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）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）</p> <p>4.1 制御方式及び制御方法</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表）</p> <p>3.7.1 原子炉隔離時冷却系 (1) ポンプ ・設定根拠に関する説明書 原子炉隔離時冷却系ポンプ</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表）</p> <p>3.6.1 高圧炉心スプレイ系 (1) ポンプ（常設） ・設定根拠に関する説明書 高圧炉心スプレイ系ポンプ</p> <p>計測制御系統施設 （要目表）</p> <p>4.7.1 工学的安全施設の起動信号</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表）</p> <p>3.4.1 主蒸気系 (6) 安全弁及び逃がし弁 （基本設計方針）</p> <p>3.4 主蒸気逃がし安全弁の機能</p> <p>使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備 （要目表）</p> <p>2.4.2 燃料プール代替注水系</p>	<p>・工学的安全施設等の起動信号でないため</p> <p>・原子炉隔離時冷却系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）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(d-2-10) <u>原子炉格納容器フィルタベント系等は、格納容器圧力0.427MPa[gage]における排出流量10.0kg/sに対して、原子炉格納容器第一隔離弁（S/Cベント用出口隔離弁）を全開にて格納容器除熱を実施する。</u></p> <p>(d-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>(d-2-11-1) <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8時間後に実施する。</u></p> <p>(d-2-11-2) <u>高圧炉心スプレイ系の水源切替操作は、サブレーションプール水温が100℃に到達した場合に実施する。</u></p> <p>(d-2-11-3) <u>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却操作は、格納容器圧力が0.384MPa[gage]に到達した場合に実施する。</u> <u>なお、格納容器スプレイは、外部水源注水量限界（サブレーションプール水位が真空破壊装置下端-0.4m（通常運転水位+約2m））に到達した場合に停止する。</u></p> <p>(d-2-11-4) <u>原子炉格納容器フィルタベント系等による格納容器除熱操作は、格納容器圧力が0.427MPa[gage]に到達した場合に実施する。</u></p> <p>(d-2-12) <u>敷地境界での実効線量評価の条件は、(f-10)に同じ。</u></p> <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>・リ(3)(ii)b.(b)原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p>	<p>原子炉冷却系統施設 （基本設計方針） 4.2 原子炉格納容器フィルタベント系 ・原子炉格納容器フィルタベント系の設計</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>・敷地境界での実効線量評価条件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> <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>・外部電源について評価結果の余裕が小さくなる場合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）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(e-5) 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。</p>	<p>・ホ(1)(ii)b.主蒸気系</p>	<p>原子炉冷却系統施設 (要目表) 3.4.1 主蒸気系 (7) 主要弁</p>	
<p>(e-6) 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能は、原子炉圧力高(7.35MPa[gage])又は原子炉水位低(レベル2)信号により再循環ポンプ2台全てを自動停止するものとする。 また、再循環ポンプが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-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。</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>計測制御系統施設 (要目表) 4.1 制御方式及び制御方法 4.7.3 ATWS緩和設備(代替原子炉再循環ポンプトリップ機能)の起動信号</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>(e-7) 逃がし安全弁(逃がし弁機能)にて、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また、逃がし安全弁(11個)は、容量として1個当たり定格主蒸気流量の約8%を処理するものとする。</p>	<p>・ホ(1)(ii)b.主蒸気系</p>	<p>原子炉冷却系統施設 (要目表) 3.4.1 主蒸気系 (6) 安全弁及び逃がし弁 (基本設計方針) 3.4 主蒸気逃がし安全弁の機能</p>	<p>・電動機駆動原子炉給水ポンプの運転状態を設定したものであるため</p>
<p>(e-8) 電動機駆動原子炉給水ポンプは、主蒸気隔離弁の閉止によりタービン駆動原子炉給水ポンプが停止した後、給水を継続するものとする。また、主復水器ホットウェル水位の低下により電動機駆動原子炉給水ポンプがトリップするものとする。</p>			<p>・電動機駆動原子炉給水ポンプの運転状態を設定したものであるため</p>
<p>(e-9) 原子炉隔離時冷却系は、原子炉水位低(レベル2)で自動起動し、90.8m³/h(原子炉圧力7.86MPa[gage]~1.04MPa[gage]において)の流量で注水するものとする。</p>	<p>・ホ(4)(ii)原子炉隔離時冷却系</p>	<p>原子炉冷却系統施設 (要目表) 3.7.1 原子炉隔離時冷却系 (1) ポンプ ・設定根拠に関する説明書 原子炉隔離時冷却系ポンプ</p>	<p>・工学的安全施設等の起動信号でないため</p>
<p>(e-10) 高圧炉心スプレイ系は、原子炉水位低(レベル2)又はドライウエル圧力高(13.7kPa[gage])で自動起動し、0m³/h~1,190m³/h(9.07MPa[dif]~0MPa[dif]において)の流量で注水するものとする。</p>	<p>・ホ(3)(ii)a.(c)高圧炉心スプレイ系</p>	<p>計測制御系統施設 (要目表) 4.7.1 工学的安全施設の起動信号</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>(e-11) ATWS緩和設備(自動減圧系作動阻止機能)(以下「自動減圧系作動阻止機能」という。)は、中性子束高(10%以上)及び原子炉水位低(レベル2)にて作動するものとする。</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>計測制御系統施設 (要目表) 4.1 制御方式及び制御方法</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）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(e-12) <u>ほう酸水注入系は、原子炉スクラムの失敗を確認後、10分間が経過した時点で手動起動し、163L/minの流量及びほう酸濃度10.3wt%で注入するものとする。</u></p> <p>(e-13) <u>残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）の伝熱容量は、熱交換器1基当たり約25MW（サプレッションプール水温97℃、海水温度26℃において）とする。</u></p> <p>(e-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。 (e-14-1) <u>ほう酸水注入系は、原子炉スクラムの失敗を確認後、10分間を経過した時点で手動起動する。</u> (e-14-2) <u>高圧炉心スプレイ系の水源切替操作は、事象発生から15分後に開始する。</u> (e-14-3) <u>残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による格納容器除熱操作は、事象発生20分後に実施する。</u></p> <p>(f) LOCA時注水機能喪失 (f-1) <u>破断箇所は、原子炉再循環配管（最大破断面積約2,100cm²）とし、破断面積を1.4cm²とする。</u> (f-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（低圧注水モード）の機能が喪失するものとする。また、原子炉減圧機能として自動減圧系の機能が喪失するものとする。</u> <u>さらにLOCA時に崩壊熱除去機能が喪失する事故シーケンスを考慮して原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）の機能が喪失するものとする。</u> (f-3) <u>外部電源は使用できないものとする。</u> (f-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>・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(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>計測制御系統施設 （要目表） 4.2 制御材 (2)ほう酸水 4.4.1 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） 3.5.1 残留熱除去系 (2)熱交換器（常設） ・設定根拠に関する説明書 残留熱除去系熱交換器</p> <p>計測制御系統施設 （要目表） 4.6 原子炉非常停止信号</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> <p>・外部電源について評価結果の余裕が小さくなる場合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）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(f-5) 逃がし安全弁（逃がし弁機能）にて、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また、原子炉減圧には逃がし安全弁（自動減圧機能）（6個）を使用するものとし、容量として、1個当たり定格主蒸気流量の約8%を処理するものとする。</p> <p>(f-6) 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）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199m³/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> <p>(f-7) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は、88m³/hの流量で格納容器内にスプレイする。</p> <p>(f-8) 原子炉格納容器フィルタベント系等は、格納容器圧力0.427MPa[gage]における排出流量10.0kg/sに対して、原子炉格納容器第一隔離弁（S/Cベント用出口隔離弁）を全開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) 交流電源は、事象発生15分後に常設代替交流電源設備によって供給を開始する。</p> <p>(f-9-2) 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）の起動及び中央制御室における系統構成は、事象発生から15分後に開始するものとし、操作時間は5分間とする。</p> <p>(f-9-3) 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20分後に開始する。</p> <p>(f-9-4) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却操作は、格納容器圧力が0.384MPa[gage]に到達した場合に実施する。 なお、格納容器スプレイは、外部水源注水量限界（サブプレッションプール水位が真空破壊装置下端-0.4m（通常運転水位+約2m））に到達した場合に停止する。</p> <p>(f-9-5) 原子炉格納容器フィルタベント系等による格納容器除熱操作は、格納容器圧力が0.427MPa[gage]に到達した場合に実施する。</p>	<p>・ホ(1)(ii)b.主蒸気系</p> <p>・ホ(3)(ii)a.(d)自動減圧系</p> <p>・ホ(3)(ii)b.(c)(c-1-1-1)低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による発電用原子炉の冷却</p> <p>・リ(3)(ii)a.(a)(a-1-2)原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却</p> <p>・リ(3)(ii)b.(b)原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p>	<p>原子炉冷却系統施設 （要目表）</p> <p>3.4.1 主蒸気系（6）安全弁及び逃がし弁 （基本設計方針）</p> <p>3.4 主蒸気逃がし安全弁の機能</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表）</p> <p>3.7.2 補給水系（1）ポンプ</p> <p>使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備 （要目表）</p> <p>2.4.2 燃料プール代替注水系</p> <p>原子炉冷却系統施設 （基本設計方針）</p> <p>4.2 原子炉格納容器フィルタベント系 ・原子炉格納容器フィルタベント系の設計</p>	<p>・低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）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）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(f-10) 敷地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) <u>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 1.3×10^{12}Bq となる。</u></p> <p>(f-10-2) <u>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 3.7×10^{13}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 1.0×10^{15}Bq、よう素については I-131 等価量で約 6.6×10^{13}Bq となる。</u></p> <p>(f-10-3) <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>(f-10-4) <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。</u></p> <p>(f-10-5) <u>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。</u></p> <p>(f-10-6) <u>サブプレッションチェンバ内の無機よう素は、スクラビング等により除去されなかったものが格納容器気相部に移行するものとする。破断口より格納容器内に直接排出された無機よう素は、格納容器内での自然沈着や格納容器スプレーで除去されなかったものが格納容器気相部に残留するものとする。希ガス及び有機よう素については、スクラビング等の効果を考えない。また、核分裂生成物の自然減衰は、格納容器ベント開始までの期間について考慮する。</u></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）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(f-10-7) 敷地境界における実効線量は、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。</p> <p>(f-10-8) 大気拡散条件については、原子炉格納容器フィルタベント系を用いる場合は、地上放出、実効放出継続時間1時間の値として、相対濃度 (χ/Q) を 5.9×10^{-4} (s/m³)、相対線量 (D/Q) を 2.8×10^{-18} (Gy/Bq) とし、耐圧強化ベント系を用いる場合は、排気筒放出、実効放出継続時間1時間の値として、相対濃度 (χ/Q) は 5.5×10^{-6} (s/m³)、相対線量 (D/Q) は 1.3×10^{-19} (Gy/Bq) とする。</p> <p>(f-10-9) 無機よう素に対するサプレッションチェンパ内のプール水によるスクラビングによる除染係数並びに格納容器内での自然沈着及び格納容器スプレイによる除染係数は5とする。また、原子炉格納容器フィルタベント系による有機よう素に対する除染係数は50、無機よう素に対する除染係数は500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、高圧炉心スプレイ系の吸込配管とし、破断面積は、約35cm²とする。</p> <p>(g-2) 安全機能としては、インターフェイスシステムLOCAが発生した高圧炉心スプレイ系が機能喪失するものとする。</p> <p>(g-3) 外部電源は使用できないものとする。</p> <p>(g-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>(g-5) 原子炉隔離時冷却系は、原子炉水位低（レベル2）で自動起動し、90.8m³/h (7.86MPa[gage]～1.04MPa[gage]) においての流量で注水するものとする。</p>	<p>・リ(3)(ii)b.(b)原子炉格納容器フィルタベント系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>・ホ(4)(ii)原子炉隔離時冷却系</p>	<p>原子炉格納施設 （要目表） 7.3(9)a. 原子炉格納容器フィルタベント系 へ フィルター（常設）</p> <p>計測制御系統施設 （要目表） 4.6 原子炉非常停止信号</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 3.7.1 原子炉隔離時冷却系 (1) ポンプ ・設定根拠に関する説明書 原子炉隔離時冷却系ポンプ</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>・外部電源について評価結果の余裕が小さくなる場合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）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(g-6) <u>低圧炉心スプレイ系は、原子炉水位低（レベル1）で自動起動し、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧後に、1,050m³/h（0.78MPa[dif]において）（最大1,135m³/h）の流量で注水するものとする。</u></p> <p>(g-7) <u>残留熱除去系（低圧注水モード）は、原子炉水位低（レベル1）で自動起動し、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧後に、1台当たり1,136m³/h（0.14MPa[dif]において）（最大1,191m³/h）の流量で注水するものとする。</u></p> <p>(g-8) <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8%を処理するものとする。</u></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。 (g-9-1) <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30分後に開始するものとする。</u> (g-9-2) <u>高圧炉心スプレイ系の破断箇所隔離操作は、事象発生から4時間20分後に開始するものとし、操作時間は40分間とする。</u></p> <p>c. 運転中の原子炉における重大事故 (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</p>	<p>・ホ(3)(ii)a.(a)低圧炉心スプレイ系</p> <p>・ホ(4)(i)残留熱除去系</p> <p>・ホ(1)(ii)b.主蒸気系</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） 3.6.2 低圧炉心スプレイ系 (1) ポンプ（常設） 計測制御系統施設 （要目表） 4.7.1 工学的安全施設の起動信号</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 3.5.1 残留熱除去系 (3) ポンプ（常設） ・設定根拠に関する説明書 残留熱除去系ポンプ</p> <p>計測制御系統施設 （要目表） 4.7.1 工学的安全施設の起動信号 原子炉冷却系統施設 （要目表） 3.4.1 主蒸気系 (6) 安全弁及び逃がし弁 （基本設計方針） 3.4 主蒸気逃がし安全弁の機能</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（低圧注水モード）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）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<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、原子炉再循環配管（出口ノズル）とする。</u></p> <p>(a-1-2) <u>安全機能としては、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、高圧炉心スプレイ系及び低圧注水機能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、ドライウェル圧力高信号によるものとする。</u></p> <p>(a-1-6) <u>再循環ポンプは、原子炉水位低（レベル2）到達時に停止するものとする。</u></p> <p>(a-1-7) <u>低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）は、最大 130m³/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LO」という。）まで回復後は、崩壊熱による蒸発量相当の注水流量（最大 35m³/h）で注水する。</u></p> <p>(a-1-8) <u>代替循環冷却系の循環流量は、全体で 150m³/h とし、原子炉注水へ 50m³/h、格納容器スプレイへ 100m³/h にて流量分配し、それぞれ連続注水及び連続スプレイを実施する。</u></p> <p>(a-1-9) <u>代替循環冷却系から原子炉補機代替冷却水系への伝熱容量は、14.7MW（サプレッションプール水温 150℃、海水温度 26℃において）とする。</u></p> <p>(a-1-10) 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>・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(3)(ii)b.(c)(c-1-1-1)低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による発電用原子炉の冷却</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)(v)b.(a)原子炉補機代替冷却水系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） 4.6 原子炉非常停止信号</p> <p>計測制御系統施設 （要目表） 4.1 制御方式及び制御方法</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 3.7.2 補給水系 (1) ポンプ</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 7.3 (6) d. 代替循環冷却系 ハ ポンプ（常設）</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 3.8.3 原子炉補機代替冷却水系 (2) 熱交換器（可搬型） ・設定根拠に関する説明書 残留熱除去系熱交換器</p>	<p>・PRA選定結果に基づき設定したものであるため</p> <p>・外部電源について評価結果の余裕が小さくなる場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、水素発生 of 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、運転員等の操作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原子炉補機代替冷却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>

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）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(a-1-10-1) <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、</u> <u>低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水</u> <u>操作は、事象発生から 25 分後に開始する。</u> <u>なお、原子炉注水は、代替循環冷却系の運転開始後に停止</u> <u>する。</u></p> <p>(a-1-10-2) <u>原子炉補機代替冷却水系の運転操作及び代替循環冷却系に</u> <u>よる格納容器除熱操作は、事象発生 24 時間後に開始する。</u></p> <p>(a-1-11) 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-1-11-1) <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</u> <u>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</u> <u>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</u> <u>する。</u></p> <p>(a-1-11-2) <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</u> <u>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</u> <u>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-1-11-3) <u>格納容器内に放出された Cs-137 については、格納容器ス</u> <u>プレイやサブプレッションチェンバ内のプール水でのスクラビ</u> <u>ング等による除去効果を考慮する。</u></p> <p>(a-1-11-4) 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>(a-1-11-4-1) <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</u> <u>漏えい率を基に評価する。</u> <u>なお、格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の</u> <u>捕集の効果を考慮する。</u></p> <p>(a-1-11-4-2) <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</u> <u>に見積もるため、非常用ガス処理系により原子炉建屋原子炉</u> <u>棟内の設計負圧が達成されるまでの期間は、原子炉建屋内の</u> <u>放射性物質の保持機能に期待しないものとする。非常用ガス</u> <u>処理系により設計負圧を達成した後は非常用ガス処理系の設</u> <u>計換気率 0.5 回/日相当を考慮する。</u> <u>なお、非常用ガス処理系フィルタ装置による放射性物質</u> <u>の除去効果については、期待しないものとする。</u> <u>非常用ガス処理系は、事象発生 60 分後から、常設代替交</u> <u>流電源設備からの交流電源の供給を受け自動起動し、起動</u> <u>後 10 分間で設計負圧が達成されることを想定する。</u></p>	<p>(本文五号に記載なし)</p> <p>・リ(2)原子炉格納容器の設計圧力及び設計温度並び に漏えい率</p> <p>・リ(4)(ii)非常用ガス処理系</p>	<p>・原子炉格納容器フィルタベント系の設 計</p> <p>原子炉格納施設 (要目表) 7.1 原子炉格納容器 (1) 原子炉格納 容器本体 ・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) 7.3 (7) a. 非常用ガス処理系 ☻ 排 風機 (常設) ・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>・原子炉格納容器からの漏えいに関するエ アロゾル粒子の捕集効果の取扱いを設定し 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）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(a-1-11-4-3) <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) 代替循環冷却系を使用できない場合</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、原子炉再循環配管（出口ノズル）とする。</u></p> <p>(a-2-2) <u>安全機能としては、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。さらに高圧炉心スプレイ系及び低圧注水機能が機能喪失するものとする。</u> <u>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、ドライウェル圧力高信号によるものとする。</u></p> <p>(a-2-6) <u>再循環ポンプは、原子炉水位低（レベル2）到達時に停止するものとする。</u></p> <p>(a-2-7) <u>低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）は、最大 130m³/h の流量で原子炉注水し、原子炉水位が原子炉水位LOまで回復後は、崩壊熱による蒸発量相当の注水流量（最大 35m³/h）で注水する。</u></p> <p>(a-2-8) <u>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は、88m³/h の流量で格納容器内にスプレイする。</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(3)(ii)b.(c)(c-1-1-1)低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による発電用原子炉の冷却</p> <p>・リ(3)(ii)a.(b)(b-1-2)原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)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) 4.6 原子炉非常停止信号</p> <p>計測制御系統施設 (要目表) 4.1 制御方式及び制御方法</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表) 3.7.2 補給水系 (1) ポンプ</p> <p>使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備 (要目表) 2.4.2 燃料プール代替注水系</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> <p>・外部電源について評価結果の余裕が小さくなる場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、水素発生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、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）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(a-2-9) <u>原子炉格納容器フィルタベント系は、格納容器圧力0.427MPa[gage]における排出流量10.0kg/sに対して、原子炉格納容器第一隔離弁（S/Cベント用出口隔離弁）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-2-10) 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>(a-2-10-1) <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、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水操作は、事象発生から25分後に開始する。</u></p> <p>(a-2-10-2) <u>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却操作は、格納容器圧力が0.640MPa[gage]に到達した場合に開始し、0.540MPa[gage]に到達した場合は停止する。</u> <u>なお、外部水源注水量限界（サプレッションプール水位が真空破壊装置下端-0.4m（通常運転水位+約2m））に到達した以降は格納容器スプレイを停止する。</u></p> <p>(a-2-10-3) <u>原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱操作は、サプレッションプール水位が真空破壊装置下端-0.4m（通常運転水位+約2m）到達から5分後に実施する。</u></p> <p>(a-2-11) 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-2-11-1) <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1/4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-2-11-2) <u>原子炉格納容器フィルタベント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、サ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原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置に至るものとする。原子炉格納容器フィルタベント系に到達した核分裂生成物は、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置によって除去された後、原子炉格納容器フィルタベント系排気管から放出されるものとする。</u></p> <p>(a-2-11-3) <u>原子炉格納容器フィルタベント系を用いた場合のCs-137放出量は、格納容器からの放出割合及び原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の除染係数を考慮して計算する。</u></p>	<p>・リ(3)(ii)b.(b)原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>・リ(3)(ii)b.(b)原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p>	<p>原子炉格納施設 （基本設計方針） 3.5.1 原子炉格納容器フィルタベント系 ・原子炉格納容器フィルタベント系の設計</p> <p>原子炉格納施設 （基本設計方針） 3.5.1 原子炉格納容器フィルタベント系</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、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>

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）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(a-2-11-4) <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プレッションチェンバ内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-2-11-5) 原子炉格納容器フィルタベント系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>(a-2-11-5-1) <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-2-11-5-2) <u>原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ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-2-11-6) 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-2-11-6-1) <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> <u>なお、格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集の効果を考慮する。</u></p> <p>(a-2-11-6-2) <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、非常用ガス処理系により原子炉建屋原子炉棟内の設計負圧が達成されるまでの期間は、原子炉建屋内の放射性物質の保持機能に期待しないものとする。非常用ガス処理系により設計負圧を達成した後は非常用ガス処理系の設計換気率 0.5 回/日相当を考慮する。</u> <u>なお、非常用ガス処理系フィルタ装置による放射性物質の除去効果については、期待しないものとする。</u> <u>非常用ガス処理系は、事象発生 60 分後から、常設代替交流電源設備からの交流電源の供給を受け自動起動し、起動後 10 分間で設計負圧が達成されることを想定する。</u></p> <p>(a-2-11-6-3) <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>(本文五号に記載なし)</p> <p>・リ(3)(ii)b.(b)原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>・リ(2)原子炉格納容器の設計圧力及び設計温度並びに漏えい率</p> <p>・リ(4)(ii)非常用ガス処理系</p>	<p>・原子炉格納容器フィルタベント系の設計</p> <p>原子炉格納施設 (要目表) 7.3(9)a. 原子炉格納容器フィルタベント系へフィルター(常設)</p> <p>原子炉格納施設 (要目表) 7.1 原子炉格納容器 (1) 原子炉格納容器本体 ・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) 7.3(7)a. 非常用ガス処理系 ☻ 排風機(常設) ・設定根拠に関する説明書 非常用ガス処理系排風機</p>	<p>・原子炉格納容器からの漏えいの取扱いを設定したものであるため</p> <p>・原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果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）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(b) 高压熔融物放出／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、高压注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高压炉心スプレイ系の機能喪失を、低压注水機能として残留熱除去系（低压注水モード）及び低压炉心スプレイ系の機能喪失を想定する。</u> <u>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>(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。</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>再循環ポンプは、原子炉水位低（レベル2）到達時に停止するものとする。</u></p> <p>(b-8) <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8%を処理するものとする。</u></p> <p>(b-9) <u>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）は、原子炉圧力容器の破損前に、88m³/hの流量で格納容器内にスプレイし、ドライウエル水位が0.23mに到達するまで水張りを実施するものとする。</u></p> <p>(b-10) <u>原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）は、原子炉圧力容器が破損して熔融炉心が格納容器下部に落下した後は、50m³/hにて格納容器下部に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)(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)b.主蒸気系</p> <p>・ホ(3)(ii)a.(d)自動減圧系</p> <p>・リ(3)(ii)c.(a)(a-4)原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器下部への注水</p> <p>・リ(3)(ii)c.(a)(a-1)原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉格納容器下部への注水</p>	<p>計測制御系統施設 （要目表）</p> <p>4.6 原子炉非常停止信号</p> <p>計測制御系統施設 （要目表）</p> <p>4.1 制御方式及び制御方法</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表）</p> <p>3.4.1 主蒸気系 (6) 安全弁及び逃がし弁 （基本設計方針）</p> <p>3.4 主蒸気逃がし安全弁の機能</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表）</p> <p>3.7.2 補給水系 (1) ポンプ</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表）</p> <p>3.7.2 補給水系 (1) ポンプ</p>	<p>・PRA選定結果に基づき設定したものであるため</p> <p>・外部電源について評価結果の余裕が小さくなる場合を設定したものであるため</p> <p>・原子炉圧力を厳しく評価するものとし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、水素発生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、運転員等の操作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、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）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(b-11) <u>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は、88m³/h の流量で格納容器内にスプレイする。</u></p> <p>(b-12) <u>代替循環冷却系の循環流量は、全体で 150m³/h とし、原子炉注水へ 50m³/h、格納容器スプレイへ 100m³/h にて流量分配し、それぞれ連続注水及び連続スプレイを実施する。</u></p> <p>(b-13) <u>代替循環冷却系から原子炉補機代替冷却水系への伝熱容量は、14.7MW（サプレッションプール水温 150℃、海水温度 26℃において）とする。</u></p> <p>(b-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>(b-14-1) <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、原子炉水位が有効燃料棒底部から燃料棒有効長さの 20% 上の位置に到達した時点で開始する。</u></p> <p>(b-14-2) <u>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）は、原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達したことを確認して開始し、ドライウエルの水位が 0.23m に到達したことを確認した場合に停止する。</u></p> <p>(b-14-3) <u>原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）による格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器破損後の注水）は、原子炉圧力容器破損以降、ドライウエル水位が 0.02m まで低下した場合に開始し、0.23m に到達した場合に停止することで水位を維持する。</u></p> <p>(b-14-4) <u>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却操作は、格納容器圧力が 0.640MPa[gage]に到達した場合に開始する。</u> <u>なお、格納容器スプレイは、事象発生から 24 時間後に停止する。</u></p> <p>(b-14-5) <u>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 24 時間後に開始するものとする。</u></p>	<p>・リ(3)(ii)a.(b)(b-1-2)原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）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)(v)b.(a)原子炉補機代替冷却水系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p>	<p>使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（要目表）</p> <p>2.4.2 燃料プール代替注水系</p> <p>原子炉冷却系統施設（要目表）</p> <p>7.3(6)d. 代替循環冷却系 ハ ポンプ（常設）</p> <p>原子炉冷却系統施設（要目表）</p> <p>3.8.3 原子炉補機代替冷却水系 (2) 熱交換器（可搬型）</p> <p>・設定根拠に関する説明書</p> <p>残留熱除去系熱交換器</p>	<p>・解析上、流量配分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原子炉補機代替冷却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>・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）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(b-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>(b-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 1/4 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>(b-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>(b-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プレッションチェンバ内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>(b-15-4) 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-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> <u>なお、格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集の効果を考慮する。</u></p> <p>(b-15-4-2) <u>非常用ガス処理系による原子炉建屋原子炉棟内の設計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 0.5 回/日相当を考慮する。</u> <u>なお、非常用ガス処理系フィルタ装置による放射性物質の除去効果については、期待しないものとする。</u></p> <p>(b-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>(c) 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用 「(b) 高圧熔融物放出/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>(本文五号に記載なし)</p> <p>・リ(2)原子炉格納容器の設計圧力及び設計温度並びに漏えい率</p> <p>・リ(4)(ii)非常用ガス処理系</p>	<p>・原子炉格納容器フィルタベント系の設計</p> <p>原子炉格納施設 （要目表） 7.1 原子炉格納容器 (1) 原子炉格納容器本体 ・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） 7.3 (7) a. 非常用ガス処理系 ☻ 排風機（常設） ・設定根拠に関する説明書 非常用ガス処理系排風機</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>・原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・原子炉建屋原子炉棟の負圧、フィルタ装置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）	設計及び工事の計画	設計及び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、復水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>燃料プール代替注水系（可搬型）を使用した使用済燃料プールへの注水は、大容量送水ポンプ（タイプ I）1 台を使用するものとし、114m³/h の流量で注水する。</u></p> <p>(a-7) <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-7-1) <u>燃料プール代替注水系（可搬型）を使用した使用済燃料プールへの注水は、事象発生から 13 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>(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 6.7MW 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、復水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>(b-6) <u>サイフォン現象による使用済燃料プール水位の低下は、サイフォンブレイク孔の効果により、通常水位から 0.5m 下までの低下にとどまるものとする。</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) (a-2) 燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水</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>4.2.2 燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水</p> <p>核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 （要目表）</p> <p>2.4.2 燃料プール代替注水系 （基本設計方針）</p> <p>4.2.2 燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水</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 燃料プール代替注水系</p>	<p>・外部電源について評価結果の余裕が小さくなる場合を設定したものであるため</p> <p>・実用発電用原子炉に係る使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド（以下「使用済燃料貯蔵槽有効性評価ガイド」という。）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>・運転状態を設定したものであるため</p> <p>・使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書</p> <p>・使用済燃料貯蔵槽有効性評価ガイドに基づき、水位が最も低下する可能性のあるサイフォン現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）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>なお、評価においては、使用済燃料プールの水位は通常水位より0.5m 下まで瞬時に低下するものとする。</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>燃料プール代替注水系（可搬型）を使用した使用済燃料プールへの注水は、大容量送水ポンプ（タイプI）1台を用いるものとし、114m³/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>燃料プール代替注水系（可搬型）を使用した使用済燃料プールへの注水は、事象発生から13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14MW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>(a-8) <u>外部電源は使用できないものとする。</u></p>	<p>・ニ(3)(ii)a.(a)(a-2)燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水</p>	<p>核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設（要目表）</p> <p>2.4.2 燃料プール代替注水系（基本設計方針）</p> <p>4.2.2 燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水</p>	<p>・外部電源について評価結果の余裕が小さくなる場合を設定したものであるため</p> <p>・使用済燃料貯蔵槽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>・運転停止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>・崩壊熱を厳しく見積もるために、原子炉停止後1日後の崩壊熱として設定したものであるため</p> <p>・運転停止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> <p>・外部電源について評価結果の余裕が小さくなる場合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）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(a-9) <u>残留熱除去系（低圧注水モード）は、1,136m³/hの流量で注水するものとする。</u></p> <p>(a-10) <u>残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の伝熱容量は、熱交換器1基当たり約8.8MW（原子炉冷却材温度52℃、海水温度26℃において）とする。</u></p> <p>(a-11) <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-11-1) <u>残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水操作は、事象発生から2時間後に実施するものとする。</u></p> <p>(b) <u>全交流動力電源喪失</u></p> <p>(b-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>(b-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14MWを用いるものとする。</u></p> <p>(b-3) <u>原子炉初期水位は通常運転水位とする。</u></p> <p>(b-4) <u>原子炉初期水温は52℃とする。</u></p> <p>(b-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>(b-6) <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>(b-7) <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。</u> <u>また、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）が機能喪失することにより、崩壊熱除去機能が喪失するものとする。</u></p> <p>(b-8) <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>・ホ(4)(i)残留熱除去系</p>	<p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 3.5.1 残留熱除去系 (3) ポンプ（常設） ・設定根拠に関する説明書 残留熱除去系ポンプ</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 3.5.1 残留熱除去系 (2) 熱交換器（常設） ・設定根拠に関する説明書 残留熱除去系熱交換器</p>	<p>・実用発電用原子炉に係る運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド（以下「運転停止中原子炉有効性評価ガイド」という。）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>・運転停止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> <p>・外部電源について評価結果の余裕が小さくなる場合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）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(b-9) <u>低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）は、100m³/hの流量で注水するものとする。</u></p> <p>(b-10) <u>原子炉補機代替冷却水系の伝熱容量は、16MW（原子炉冷却材温度154℃、海水温度26℃において）とする。</u></p> <p>(b-11) <u>残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の伝熱容量は、熱交換器1基当たり約8.8MW（原子炉冷却材温度52℃、海水温度26℃において）とする。</u></p> <p>(b-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>(b-12-1) <u>事象発生20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-12-2) <u>低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水操作は、事象発生から2時間後に開始する。</u></p> <p>(b-12-3) <u>原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の運転操作は、事象発生から24時間後に開始する。</u></p> <p>(c) <u>原子炉冷却材の流出</u></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>・ホ(3)(iii)b.(c)(c-2-1-1)低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却</p> <p>・ホ(4)(v)b.(a)原子炉補機代替冷却水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>原子炉冷却系統施設 （要目表） 3.7.2 補給水系 (1) ポンプ</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 3.8.3 原子炉補機代替冷却水系 (2) 熱交換器（可搬型） ・設定根拠に関する説明書 原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（熱交換器）</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 3.5.1 残留熱除去系 (2) 熱交換器（常設） ・設定根拠に関する説明書 残留熱除去系熱交換器 原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（熱交換器）</p>	<p>・運転停止中原子炉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>・運転停止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）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<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 100m³/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ないものとする。</u></p> <p>(c-7) <u>残留熱除去系（低圧注水モード）は、1,136m³/h の流量で注水するものとする。</u></p> <p>(c-8) 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-8-1) <u>残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転中の残留熱除去系ポンプミニマムフロー弁閉止及び待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水操作は、事象発生から 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。</u> <u>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>(d-3) <u>事象発生前の原子炉出力は定格値の 10⁻⁸、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 20℃ とする。</u> <u>また、燃料エンタルピの初期値は 8 kJ/kgUO₂ 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、初めに全引き抜きされている制御棒の対角隣接の制御棒とする。</u> <u>投入される反応度を厳しく評価するため、初めに全引き抜きされている制御棒と誤引き抜きされる対角隣接の制御棒の組合せは、実効増倍率が最も高くなる組合せとする。</u></p>	<p>・ホ(4)(i)残留熱除去系</p> <p>へ(3)(iii)b. 制御棒が 1 本抜けているときの反応度停止余裕</p>	<p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 3.5.1 残留熱除去系 (3) ポンプ（常設）</p> <p>・設定根拠に関する説明書 残留熱除去系ポンプ</p> <p>【既工認】</p> <p>・熱出力計算書</p>	<p>・PRA選定結果に基づき設定したものであるため</p> <p>・外部電源について評価結果の余裕が小さくなる場合を設定したものであるため</p> <p>・運転停止中原子炉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>・炉心状態を設定したものであるため</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>・原子炉冷却材の温度 20℃に基づき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>・投入される反応度が厳しくなる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）	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<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、9.1cm/s 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、起動領域モニタの原子炉周期短（原子炉周期10秒）信号によるものとする。</u> <u>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モニタのバイパス状態は、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>	<ul style="list-style-type: none"> ・へ(3)(ii)d. 挿入時間及び駆動速度 ・へ(2)(i)原子炉停止回路の種類 	<ul style="list-style-type: none"> ・設定根拠に関する説明書 制御棒駆動機構 計測制御系統施設 （要目表） 4.6 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 	<ul style="list-style-type: none"> ・外部電源について評価結果の余裕が小さくなる場合を設定したものであるため ・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