

発電用原子炉の設置の許可との整合性に関する説明書に係る

補足説明資料

2. 発電用原子炉設置変更許可申請書「本文(十号)」との
整合性について

抜粋資料

(ハ 重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故)

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	工事の計画	工事の計画に該当しない理由
<p>ハ 重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故 事故に対処するために必要な施設及び体制並びに発生すると想定される事故の程度及び影響の評価を行うために設定した条件及びその評価の結果</p> <p>(2) 有効性評価</p> <p>(ii) 解析条件</p> <p>有効性評価における解析の条件設定については、事象進展の不確かさを考慮して、設計値等の現実的な条件を基本としつつ、原則、有効性を確認するための評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とする。この際、解析コードの持つ重要現象に対する不確かさや解析条件の不確かさによって、さらに本発電用原子炉施設の有効性評価の評価項目となるパラメータ並びに運転員及び重大事故等対応要員（以下「運転員等」という。）操作時間に対する余裕が小さくなる可能性がある場合は、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する。</p> <p>a. 主要な解析条件</p> <p>(a) 評価に当たって考慮する事項</p> <p>(a-1) 安全機能の喪失に対する仮定</p> <p><u>有効性評価で対象とする事象に応じ、適切に安全機能の喪失を考慮する。</u></p> <p>(a-2) 外部電源に対する仮定</p> <p><u>重大事故等に対する対策の有効性評価に当たっては、外部電源の有無の影響を考慮する。</u></p> <p>(a-3) 単一故障に対する仮定</p> <p><u>重大事故等は、設計基準事故対処設備が多重の機能喪失を起こすことを想定しており、さらに、重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備に対して多様性を考慮して設置していることから、重大事故等対処設備の単一故障は仮定しない。</u></p> <p>(a-4) 運転員等の操作時間に対する仮定</p> <p><u>事故に対処するために必要な運転員等の手動操作については、原則として、中央制御室での警報発信又は監視パラメータが操作開始条件に達したことを起点として、適切な時間余裕を設定する。</u></p> <p><u>また、現場操作に必要な時間は、操作場所までのアクセスルート</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作時間の想定等に基づき設定する。</u></p>			<p>・実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性に関する審査ガイド（以下「有効性評価ガイド」という。）に基づき設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	工事の計画	工事の計画に該当しない理由
<p>(b) 共通解析条件</p> <p>(b-1)運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故</p> <p>(b-1-1) 初期条件</p> <p>(b-1-1-1) 事故シークエンスグループ「原子炉停止機能喪失」を除く事故シークエンスグループにおいて用いている条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉熱出力の初期値は、定格値（3,293MW）を用いるものとする。 <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力の初期値は、定格値（6.93MPa [lgage]）を用いるものとする。 <ul style="list-style-type: none"> 炉心流量の初期値は、定格値である 100%流量（$48.3 \times 10^3 \text{ t/h}$）を用いるものとする。 <ul style="list-style-type: none"> 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とする。 燃料棒の最大線出力密度は、44.0 kW/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。 格納容体の体積について、ドライウエル空間部は $5,700\text{ m}^3$、サブレーション・チェンバ空間部は $4,100\text{ m}^3$、サブレーション・チェンバ液相部は $3,300\text{ m}^3$ を用いるものとする。 	<p>原子炉の形式，熱出力* （*本文三号に記載）</p> <p>（本文五号に記載なし）</p> <p>（本文五号に記載なし）</p> <p>・ハ(2) (iii) 燃料要素の構造，(iv) 燃料集合体の構造</p> <p>・ハ(1) (iv) b. 燃料棒最大線出力密度</p> <p>（本文五号に記載なし）</p>	<p>【既工認】（要目表）</p> <ol style="list-style-type: none"> 原子炉本体 炉型式，熱出力，過剰反応度及び反応度係数 熱出力計算書 <p>【既工認】（要目表）</p> <ol style="list-style-type: none"> 原子炉冷却系統設備 (1) 冷却材 熱出力計算書 <p>【既工認】（要目表）</p> <ol style="list-style-type: none"> 原子炉冷却系統設備 (1) 冷却材 熱出力計算書 <p>熱出力計算書</p> <p>【既工認】（要目表）</p> <ol style="list-style-type: none"> 原子炉格納施設 (1) 原子炉格納容器 原子炉格納施設 (基本設計方針) 圧力低減設備その他の安全設備 <p>原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</p>	<p>・炉心及び燃料形状の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・ECCS 性能評価指針に基づき，崩壊熱を設定したものであるため</p> <p>・原子炉の運転状態を設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	工事の計画	工事の計画に該当しない理由
<ul style="list-style-type: none"> 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・プールの水温度は32℃を用いるものとする。また、格納容器の初期圧力は5kPa〔gage〕を用いるものとする。 サブプレッション・プールの初期水位は、6.983mを用いるものとする。 真空破壊装置の作動条件は、3.45kPa（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。 外部水源の温度は、35℃とする。 原子炉圧力容器、 	<p>(本文五号に記載なし)</p> <p>(本文五号に記載なし)</p> <p>・ハ(4)(i)b.主要寸法</p> <p>・リ(1)原子炉格納容器の構造</p>	<p>原子炉格納施設 (基本設計方針)</p> <p>3.1 真空破壊装置</p> <p>原子炉本体 (要目表)</p> <p>4 原子炉圧力容器</p> <p>原子炉格納施設 (要目表)</p> <p>1 原子炉格納容器</p> <p>【既工認】(要目表)</p> <p>1.原子炉本体</p> <p>1.1 炉型式、熱出力、過剰反応度及び反応度係数</p> <p>・熱出力計算書</p> <p>【既工認】(要目表)</p> <p>2 原子炉冷却系統設備 (1) 冷却材</p> <p>・熱出力計算書</p> <p>【既工認】(要目表)</p> <p>2 原子炉冷却系統設備 (1) 冷却材</p> <p>・熱出力計算書</p> <p>【既工認】(要目表)</p> <p>2 原子炉冷却系統設備 (1) 冷却材</p> <p>・熱出力計算書</p>	<p>・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>
<p>(b-1-1-2)事故シナシケンスグループ「原子炉停止機能喪失」において用いる条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉熱出力の初期値は、定格値 (3,293MW) を用いるものとする。 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、原子炉定格出力時の下限流量である85%流量 (約 $41.06 \times 10^3 \text{ t/h}$) を用いるものとする。 主蒸気流量の初期値は、定格値 ($6.42 \times 10^3 \text{ t/h}$) を用いるものとする。 	<p>原子炉の形式、熱出力* (*本文三号に記載)</p> <p>(本文五号に記載なし)</p> <p>(本文五号に記載なし)</p> <p>(本文五号に記載なし)</p>		

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	工事の計画	工事の計画に該当しない理由
<ul style="list-style-type: none"> 給水温度の初期値は約216℃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、1.24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運転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、動的ドブブラ係数（ドブブラ係数を運転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。 格納容器の体積について、ドライウエル空間部は5,700m³、サブレーション・チェンバ空間部は4,100m³、サブレーション・チェンバ液相部は3,300m³を用いるものとする。 格納容器の初期温度について、サブレーション・プール水温度は32℃を用いるものとする。また、格納容器の初期圧力は5kPa [gage]を用いるものとする。 原子炉圧力容器、 <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>	<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 (本文五号に記載なし) (本文五号に記載なし) ハ(4)(i) b. 主要寸法 リ(1) 原子炉格納容器の構造 	<p>【既工認】（要目表）</p> <p>2 原子炉冷却系統設備 (1) 冷却材</p> <ul style="list-style-type: none"> 熱出力計算書 熱出力計算書 熱出力計算書 <p>【既工認】（要目表）</p> <p>1 原子炉格納施設 (1) 原子炉格納容器</p> <p>原子炉格納施設 (基本設計方針)</p> <p>3 圧力低減設備その他の安全設備</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書 <p>原子炉本体 (要目表)</p> <p>4 原子炉圧力容器</p> <p>原子炉格納施設 (要目表)</p> <p>1 原子炉格納容器</p>	<ul style="list-style-type: none"> 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ブブ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

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	工事の計画	工事の計画に該当しない理由
<p>(b-1-2) 事故条件</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断による L O C A を想定する場合の配管の破断位置については、原子炉圧力容器内の保有水量及び流出量等の観点から選定する。</p> <p>(b-1-3) 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 安全保護系等の設定点 <p>原子炉緊急停止系作動回路のスクラム設定点として、以下の値を用いるものとする。</p> <p>原子炉水位低（レベル 3）</p> <p>セパレータスカート下端から + 66cm（原子炉圧力容器底部から + 1, 372 cm）（遅れ時間 1. 05 秒）</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>原子炉水位異常低下（レベル 2）（原子炉隔離時冷却系起動，高圧炉心スプレイス系起動，主蒸気隔離弁閉止）設定点</p> <p>セパレータスカート下端から - 63cm（原子炉圧力容器底部から + 1, 243 cm）</p> <p>原子炉水位異常低下（レベル 1）（低圧炉心スプレイス系起動，残留熱除去系（低圧注水系）起動，自動減圧系作動）設定点</p> <p>セパレータスカート下端から - 345cm（原子炉圧力容器底部から + 961 cm）</p> <p>原子炉水位異常低下（レベル 2）（再循環系ポンプ全台トリップ）設定点</p> <p>セパレータスカート下端から - 63cm（原子炉圧力容器底部から + 1, 243 cm）</p> <p>原子炉水位高（レベル 8）（原子炉隔離時冷却系トリップ，高圧炉心スプレイス系注入弁閉止）設定点</p> <p>セパレータスカート下端から + 175cm（原子炉圧力容器底部から + 1, 481 cm）</p>	<p>・へ(2) (i) 原子炉停止回路の種類</p> <p>・へ(2) (ii) その他の主要な安全保護回路の種類</p> <p>・へ(2) (ii) その他の主要な安全保護回路の種類</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>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 原子炉非常停止信号の設定値の根拠に関する説明書 <p>計測制御系統施設 (要目表)</p> <p>7 工学的安全施設等の起動信号</p> <ul style="list-style-type: none"> 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 工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値の根拠に関する説明書 <p>・工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値の根拠に関する説明書</p>	<p>・有効性評価ガイドに基づき、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>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	工事の計画	工事の計画に該当しない理由
<p>原子炉圧力高（再循環系ポンプ全台トリップ）設定点 原子炉圧力 7.39MPa [gage]</p> <p>ドライウェル圧力高（非常用炉心冷却系起動，自動減圧系作動）設定点 ドライウェル圧力 13.7kPa [gage]</p> <p>・逃がし安全弁 逃がし安全弁の逃がし弁機能及び安全弁機能の吹出し圧力及び容量（吹出し圧力における値）は，設計値として以下の値を用いるものとする。</p> <p>逃がし弁機能 第1段：7.37MPa [gage] 2個，354.6t/h（1個当たり） 第2段：7.44MPa [gage] 4個，357.8t/h（1個当たり） 第3段：7.51MPa [gage] 4個，361.1t/h（1個当たり） 第4段：7.58MPa [gage] 4個，364.3t/h（1個当たり） 第5段：7.65MPa [gage] 4個，367.6t/h（1個当たり）</p> <p>安全弁機能 第1段：7.79MPa [gage] 2個，385.2t/h（1個当たり） 第2段：8.10MPa [gage] 4個，400.5t/h（1個当たり） 第3段：8.17MPa [gage] 4個，403.9t/h（1個当たり） 第4段：8.24MPa [gage] 4個，407.2t/h（1個当たり） 第5段：8.31MPa [gage] 4個，410.6t/h（1個当たり）</p> <p>(b-2)運転中の原子炉における重大事故 (b-2-1)初期条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉熱出力の初期値は，定格値（3,293MW）を用いるものとする。 <p>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>	<ul style="list-style-type: none"> へ(2)(ii)その他の主要な安全保護回路の種類 へ(2)(ii)その他の主要な安全保護回路の種類 <p>・ホ(3)(ii)a.(d)自動減圧系</p> <p>原子炉の形式，熱出力* （*本文三号に記載）</p> <p>（本文五号に記載なし）</p>	<p>計装制御系統施設 （要目表）</p> <p>7 工学的安全施設等の起動信号</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 <p>原子炉冷却系統施設 （要目表）</p> <p>4.1 主蒸気系</p> <p>(6)逃がし安全弁</p> <p>【既工認】 （要目表）</p> <p>1.原子炉本体</p> <p>1.1 炉型式，熱出力，過剰反応度及び反応度係数</p> <ul style="list-style-type: none"> 熱出力計算書 <p>【既工認】（要目表）</p> <p>2 原子炉冷却系統設備（1）冷却材</p> <ul style="list-style-type: none"> 制御能力についての計算書 	

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	工事の計画	工事の計画に該当しない理由
<p>・コンクリート以外の構造物である鉄筋は考慮しないものとする。</p> <p>・原子炉圧力容器下部の構造物は、ペデスタル（ドライウェル部）に落下する溶融物とは扱わないものとする。</p> <p>・外部水源の温度は、35℃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</p> <p>逃がし安全弁の安全弁機能の吹出し圧力及び容量（吹出し圧力における値）は、設計値として以下の値を用いるものとする。</p> <p>第1段：7.79MPa [gage] 2個, 385.2t/h (1個当たり) 第2段：8.10MPa [gage] 4個, 400.5t/h (1個当たり) 第3段：8.17MPa [gage] 4個, 403.9t/h (1個当たり) 第4段：8.24MPa [gage] 4個, 407.2t/h (1個当たり) 第5段：8.31MPa [gage] 4個, 410.6t/h (1個当たり)</p> <p>(b-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9.1MW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エ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1,189m³とする。</p>	<p>・ハ(4)(i)b.主要寸法</p> <p>・リ(1)原子炉格納容器の構造</p> <p>・ホ(1)(ii)c.主蒸気系 逃がし安全弁</p> <p>(本文五号に記載なし)</p>	<p>原子炉本体 (要目表) 4 原子炉圧力容器</p> <p>原子炉格納施設 (要目表) 1 原子炉格納容器</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表) 4.1 主蒸気系 (6) 安全弁及び逃がし安全弁</p> <p>・使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書</p>	<p>・解析上、鉄筋の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・解析上、原子炉圧力容器下部の構造物の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・解析上、外部水源の温度を設定したものであるため</p> <p>・逃がし安全弁の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・原子炉の運転状態を設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	工事の計画	工事の計画に該当しない理由
<p>・使用済燃料プールの初期水温は、65℃とする。</p> <p>・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。</p> <p>(b-4)運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故</p> <p>(b-4-1)初期条件（運転停止中の事故シナケンスグループ「反応度の誤投入」を除く。）</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉停止後の崩壊熱は、ANSI/ANS-5.1-1979の式に基づく崩壊熱曲線を使用し、原子炉停止1日後の崩壊熱として約19MWを用いるものとする。 原子炉初期水位は通常運転水位とする。 原子炉初期水温は52℃とする。 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。 外部水源の温度は35℃とする。 <p>・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。</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)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。</p> <p>(a-2)安全機能としては、高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系、低圧注水機能として低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水系）の機能が喪失するものとする。</p> <p>(a-3)外部電源は使用できるものとする。</p> <p>(a-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>・二(2)(ii)a.(a)構造</p> <p>・ハ(4)(i)b.主要寸法</p>	<p>核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 (要目表)</p> <p>3 使用済燃料貯蔵設備</p> <p>原子炉本体 (要目表)</p> <p>4 原子炉圧力容器</p> <p>計測制御系統施設 (要目表)</p> <p>6 原子炉非常停止信号</p>	<p>・原子炉の運転状態を設定したものであるため</p> <p>・ECCS性能評価指針に基づき、設定したものであるため</p> <p>・原子炉の運転状態を設定したものであるため</p> <p>・評価上、崩壊熱による蒸発量が保守的となるよう設定したものであるため</p> <p>・評価上、外部水源の温度を設定したものであるため</p> <p>・PRA選定結果に基づき、設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、外部電源の取扱いを設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	工事の計画	工事の計画に該当しない理由
<p>(a-5) A T W S緩和设备（代替再循環ポンプトリップ機能）は、原子炉水位異常低下（レベル2）信号により再循環ポンプ2台全てを自動停止するものとする。</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) 1 制御方式及び制御方法 7.9 A T W S緩和设备（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）</p>	
<p>(a-6) 逃がし安全弁（安全弁機能）にて、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また、原子炉減圧には逃がし安全弁（自動減圧機能）(7 個) を使用するものとし、容量として、1 個当たり定格主蒸気流量の約 6% を処理するものとする。</p>	<p>・ホ(1) (ii) c. 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) 4.1 主蒸気系 (6) 安全弁及び逃がし弁</p>	
<p>(a-7) 低圧代替注水系（常設）は、逃がし安全弁による原子炉減圧後に、最大 $378\text{m}^3/\text{h}$ の流量で原子炉注水し、その後は炉心を冠水維持するように注水する。また、原子炉注水と格納容器スプレイを同時に実施する場合は、$230\text{m}^3/\text{h}$ にて原子炉へ注水する。</p>	<p>・ホ(3) (ii) b (c) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備</p>	<p>原子炉冷却系統施設 (要目表) 6.7 低圧代替注水系</p>	<p>・低圧代替注水系（常設）の取扱いを設定したものであるため</p>
<p>(a-8) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、$130\text{m}^3/\text{h}$ の流量で格納容器内にスプレイする。</p>	<p>(本文五号に記載なし)</p>	<p>原子炉冷却系統施設 (要目表) 6.7 低圧代替注水系</p>	
<p>(a-9) 格納容器圧力逃がし装置等は、格納容器圧力 0.31MPa [gauge] における排出流量 13.4kg/s に対して、第二弁を全開にて格納容器除熱を実施する。</p>	<p>・ホ(4) (vi) a. (a) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p>	<p>・原子炉格納施設の設計条件に関する説明書 原子炉冷却系統施設 (基本設計方針) 4.2 格納容器圧力逃がし装置</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>			

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	工事の計画	工事の計画に該当しない理由
<p>(a-10-1) 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-10-2) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作は、格納容器圧力が0.279MPa[gage]に到達した場合に実施する。なお、格納容器スプレイは、サブプレッション・プール水位が通常水位+6.5mに到達した場合に停止する。</p> <p>(a-10-3) 格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱操作は、格納容器圧力が0.31MPa[gage]に到達した場合に実施する。</p> <p>(b) 高圧注水・減圧機能喪失</p> <p>(b-1) 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。</p> <p>(b-2) 安全機能としては、高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系、原子炉減圧機能として自動減圧系の機能が喪失するものとする。</p> <p>(b-3) 外部電源は使用できるものとする。</p>			<ul style="list-style-type: none"> 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 PRA 選定結果に基づき、設定したものであるため 有効性評価ガイドに基づき、外部電源の取扱いを設定したものであるため
<p>(b-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>(b-5) A T W S緩和设备（代替再循環系ポンプトリップ機能）は、原子炉水位異常低下（レベル2）信号により再循環系ポンプを2台全てを自動停止するものとする。</p>	<p>・へ(2)(i) 原子炉停止回路の種類</p> <p>・へ(5)(xi) 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備</p>	<p>計測制御系統施設 (要目表)</p> <p>6 原子炉非常停止信号</p> <p>計測制御系統施設 (要目表)</p> <p>1 制御方式及び制御方法</p> <p>7.9 A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環系ポンプトリップ機能）</p>	
<p>(b-6) 逃がし安全弁（安全弁機能）にて、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑制するものとする。また、逃がし安全弁による原子炉手動減圧に失敗することを想定する。過渡時自動減圧機能を用いた逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧は、原子炉水位異常低下（レベル1）到達から10分後に開始し、逃がし安全弁（自動減圧機能）2個により原子炉減圧する。容量として、1個当たり定格主蒸気流量の約6%を処理するものとする。</p>	<p>・ホ(1)(ii)c. 主蒸気系</p> <p>(本文五号に記載なし)</p> <p>・ホ(3)(ii)a. (d) 自動減圧系</p>	<p>原子炉冷却系統施設 (基本設計方針)</p> <p>3.4 逃がし安全弁の機能</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>	<ul style="list-style-type: none"> 逃がし安全弁による手動減圧の取扱いを設定したものであるため

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	工事の計画	工事の計画に該当しない理由
<p>(b-7)低圧炉心スプレイス系は、原子炉水位異常低下（レベル1）到達後、低圧炉心スプレイス系が自動起動し、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧後に、$\frac{1.419\text{m}^3}{\text{h}}$ (0.84MPa[di.f]において) (最大$1.561\text{m}^3/\text{h}$) にて原子炉注水する。</p>	<p>・ホ(3)(ii)a.(b)低圧炉心スプレイス系</p>	<p>計測制御系統施設 (要目表) 7.5 低圧炉心スプレイス系 ・工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値の根拠に関する説明書 原子炉冷却系統施設 (要目表) 6.2 低圧炉心スプレイス系 ・設定根拠に関する説明書</p>	<p>・低圧炉心スプレイス系の取扱いを設定したものであるため</p>
<p>(b-8)残留熱除去系（低圧注水系）は、原子炉水位異常低下（レベル1）到達後、残留熱除去系（低圧注水系）が自動起動し、逃がし安全弁による原子炉減圧後に、1系統当たり$1.605\text{m}^3/\text{h}$ (0.14MPa[di.f]において) (最大$1.676\text{m}^3/\text{h}$) にて原子炉注水する。また、原子炉水位が原子炉水位高（レベル8）まで回復し、低圧炉心スプレイス系のみにより原子炉水位の維持が可能な場合は、注水を停止する。</p>	<p>・ホ(3)(ii)a.(c)残留熱除去系（低圧注水系）</p>	<p>計測制御系統施設 (要目表) 7.6 残留熱除去系 ・工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値の根拠に関する説明書 原子炉冷却系統施設 (要目表) 5.1 残留熱除去系 ・設定根拠に関する説明書</p>	<p>・残留熱除去系（低圧注水系）の取扱いを設定したものであるため</p>
<p>(b-9)残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）は、自動起動した残留熱除去系（低圧注水系）のうち、1系統を切り替えるものとする。$\frac{\text{伝熱容量}}{\text{基}} \geq 43\text{MW}$ (サブプレッション・プール水温度100°C、海水温度32°Cにおいて) とする。</p> <p>(b-10) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。</p> <p>(b-10-1) 残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）運転操作は、原子炉水位高（レベル8）到達の5分後に実施する。</p>	<p>・ホ(4)(i)残留熱除去系</p>	<p>原子炉冷却系統施設 (要目表) 5.1 残留熱除去系</p>	<p>・残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）の取扱いを設定したものであるため</p>
<p>(c) 全交流動力電源喪失</p> <p>(c-1) 外部電源喪失時に非常用ディーゼル発電機等の機能が喪失する事故</p> <p>(c-1-1) 起因事象として、外部電源を喪失するものとする。</p> <p>(c-1-2) 安全機能としては、全ての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し、全交流動力電源を喪失するものとする。</p> <p>(c-1-3) 外部電源は使用できないものとする。</p>			<p>・有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</p> <p>・PRA 選定結果に基づき、設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、外部電源の取扱いを設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	工事の計画	工事の計画に該当しない理由
(c-1-4)原子炉スクラムは、原子炉水位低（レベル3）信号による ものとする。	<ul style="list-style-type: none"> ・へ(2)(i)原子炉停止回路の種類 	計測制御系統施設 (要目表) 6 原子炉非常停止信号	
(c-1-5)原子炉隔離時冷却系は、原子炉水位異常低下（レベル2） で自動起動し、 $136.7\text{m}^3/\text{h}$ ($7.86\text{MPa}[\text{gage}] \sim 1.04\text{MPa}[\text{gage}]$) においての流量で注水するものとする。	<ul style="list-style-type: none"> ・ホ(4)(iii)原子炉隔離時冷却系 	原子炉冷却系統施設 (要目表) 7.1 原子炉隔離時冷却系 ・工学的安全施設等の起動(作動)信号の設定値の根拠に関する説明書	
(c-1-6)逃がし安全弁（安全弁機能）にて、原子炉冷却材圧力バウ ンダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また、原子炉 減圧には逃がし安全弁（自動減圧機能）(7個)を使用するも のとし、容量として、1個当たり定格主蒸気流量の約6%を処 理するものとする。	<ul style="list-style-type: none"> ・ホ(1)(ii)c.主蒸気系 ・ホ(3)(ii)a.(d)自動減圧系 	原子炉冷却系統施設 (要目表) 4.1 主蒸気系 (6)安全弁及び逃がし安全弁	
(c-1-7)低圧代替注水系（可搬型）は、逃がし安全弁による原子炉 減圧後に、 $最大110\text{m}^3/\text{h}$ で原子炉注水し、その後は炉心を冠 水維持するように注水する。また、低圧代替注水系（可搬型） による原子炉注水を代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型） による格納容器冷却と併せて実施する場合は、 $50\text{m}^3/\text{h}$ の流 量で原子炉注水するものとする。	<ul style="list-style-type: none"> ・ホ(3)(ii)b.(c-1-1-2)低圧代替注水系（可搬型）に よる発電用原子炉の冷却 	原子炉冷却系統施設 (要目表) 6.7 低圧代替注水系	<ul style="list-style-type: none"> ・低圧代替注水系（可搬型）の取扱いを設 定したものであるため
(c-1-8)代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、 $130\text{m}^3/\text{h}$ の流 量で格納容器内にスプレイする。	<ul style="list-style-type: none"> ・リ(3)(ii)a.(b)(b-1-2)代替格納容器スプレイ冷却 系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却 	原子炉冷却系統施設 (要目表) 6.7 低圧代替注水系	
(c-1-9)残留熱除去系（低圧注水系）は、 $1,605\text{m}^3/\text{h}$ ($0.14\text{MPa}[\text{dif}]$) において(最大 $1,676\text{m}^3/\text{h}$)の流量で注水するものとする。	<ul style="list-style-type: none"> ・ホ(4)(i)残留熱除去系 	原子炉冷却系統施設 (要目表) 5.1 残留熱除去系 ・設定根拠に関する説明書	<ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系（低圧注水系）の取扱いを 設定したものであるため

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	工事の計画	工事の計画に該当しない理由
<p>(c-1-10) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）は、原子炉水位を原子炉水位高（レベル8）まで上昇させた後に、<u>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）</u>を使用する場合は、$1.692\text{m}^3/\text{h}$の流量で格納容器内にスプレイするものとする。また、伝熱容量は、熱交換器1基当たり約43MW（サブプレッション・プール水温度100℃、海水温度32℃において）とする。</p> <p>(c-1-11) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。</p> <p>(c-1-11-1) <u>交流電源は24時間使用できないものとし、事象発生から24時間後に常設代替交流電源設備によって供給を開始する。</u></p> <p>(c-1-11-2) <u>逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作は、事象発生から8時間1分後に実施する。</u></p> <p>(c-1-11-3) <u>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却操作は、格納容器圧力が0.279MPa[gage]に到達した場合に実施する。なお、格納容器スプレイは、残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水を開始する前に停止する。</u></p> <p>(c-1-11-4) <u>残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水操作及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器除熱操作は、事象発生から24時間10分後に実施する。</u></p> <p>(c-2) 外部電源喪失時に非常用ディーゼル発電機等の機能、直流電源及び原子炉隔離時冷却系の機能が喪失する事故</p> <p>(c-2-1) <u>起因事象として、外部電源を喪失するものとする。</u></p> <p>(c-2-2) <u>安全機能としては、125V系蓄電池A系及び125V系蓄電池B系並びに高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が機能喪失するものとする。これらにより、非常用ディーゼル発電機等及び直流電源を制御電源としている原子炉隔離時冷却系が機能喪失するものとする。また、非常用ディーゼル発電機等及び原子炉隔離時冷却系の本体故障を想定する。</u></p> <p>(c-2-3) <u>外部電源は使用できないものとする。</u></p>	<p>・ホ(4)(i) 残留熱除去系</p>	<p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>5.1 残留熱除去系</p> <p>・設定根拠に関する説明書</p>	<p>・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、交流電源の取扱いを想定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</p> <p>・PRA 選定結果に基づき、設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、外部電源の取扱いを設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	工事の計画	工事の計画に該当しない理由
(c-2-4)原子炉スクラムは、原子炉水位低（レベル3）信号による ものとする。	<ul style="list-style-type: none"> ・へ(2)(i)原子炉停止回路の種類 	計測制御系統施設 (要目表) 6 原子炉非常停止信号	
(c-2-5)高圧代替注水系は、運転員による高圧代替注水系蒸気供給弁の速隔での手動開閉操作によって、設計値である $136.7\text{m}^3/\text{h}$ ($7.86\text{MPa}[\text{gage}] \sim 1.04\text{MPa}[\text{gage}]$ において)の流量で注水するものとする。	<ul style="list-style-type: none"> ・ホ(3)(ii)b.(a-1-1)高圧代替注水系による原子炉冷却 	原子炉冷却系統施設 (要目表) 6.6 高圧代替注水系	
(c-2-6)逃がし安全弁（安全弁機能）にて、原子炉冷却材圧力パヴンダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また、原子炉減圧には逃がし安全弁（自動減圧機能）(7個)を使用するものとし、容量として、1個当たり定格主蒸気流量の約6%を処理するものとする。	<ul style="list-style-type: none"> ・ホ(1)(ii)c.主蒸気系 ・ホ(3)(ii)a.(d)自動減圧系 	原子炉冷却系統施設 (要目表) 4.1 主蒸気系 (6)安全弁及び逃がし安全弁	
(c-2-7)低圧代替注水系（可搬型）は、逃がし安全弁による原子炉減圧後に、 $最大110\text{m}^3/\text{h}$ で原子炉注水し、その後は炉心を冠水維持するように注水する。また、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水を代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却と併せて実施する場合は、 $50\text{m}^3/\text{h}$ の流量で原子炉注水するものとする。	<ul style="list-style-type: none"> ・ホ(3)(ii)b.(c-1-1-2)低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却 	原子炉冷却系統施設 (要目表) 6.7 低圧代替注水系	<ul style="list-style-type: none"> ・低圧代替注水系（可搬型）の取扱いを設定したものであるため
(c-2-8)代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、 $130\text{m}^3/\text{h}$ の流量で格納容器内にスプレイする。	<ul style="list-style-type: none"> ・リ(3)(ii)a.(b)(b-1-2)代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却 	原子炉冷却系統施設 (要目表) 6.7 低圧代替注水系	
(c-2-9)残留熱除去系（低圧注水系）は、 $1,605\text{m}^3/\text{h}$ ($0.14\text{MPa}[\text{diff}]$ において) ($最大1,676\text{m}^3/\text{h}$)の流量で注水するものとする。	<ul style="list-style-type: none"> ・ホ(4)(i)残留熱除去系 	原子炉冷却系統施設 (要目表) 5.1 残留熱除去系 ・設定根拠に関する説明書	<ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系（低圧注水系）の取扱いを設定したものであるため
(c-2-10)残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）は、原子炉水位を原子炉水位高（レベル8）まで上昇させた後に、残留熱除去系（格			<ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）の取扱いを設定したものである

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	工事の計画	工事の計画に該当しない理由
<p>発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）</p> <p>格納容器スプレイ冷却系）を使用する場合は、$1,692\text{m}^3/\text{h}$の流量で格納容器内にスプレイするものとする。また、伝熱容量は、熱交換器1基当たり約43MW（サブプレッション・プール水温度100℃、海水温度32℃において）とする。</p> <p>（c-2-11）事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。</p> <p>（c-2-11-1）高圧代替注水系による原子炉注水操作は、事象発生から25分後に開始する。</p> <p>（c-2-11-2）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。</p> <p>（c-2-11-3）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8時間1分後に実施する。</p> <p>（c-2-11-4）代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却操作は、格納容器圧力が0.279MPa〔gauge〕に到達した場合に実施する。なお、格納容器スプレイは、残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水を開始する前に停止する。</p> <p>（c-2-11-5）残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水操作及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器除熱操作は、事象発生から24時間10分後に実施する。</p> <p>（c-3）外部電源喪失時に非常用ディーゼル発電機等の機能が喪失し、逃がし安全弁の再閉鎖に失敗する事故</p> <p>（c-3-1）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、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。</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）原子炉スクラムは原子炉水位低（レベル3）信号によるものとする。</p>	<p>発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）</p> <p>・ホ(4)(i)残留熱除去系</p> <p>・へ(2)(i)原子炉停止回路の種類</p>	<p>原子炉冷却系統施設 （要目表）</p> <p>5.1 残留熱除去系</p> <p>・設定根拠に関する説明書</p> <p>計測制御系統施設 （要目表）</p> <p>6 原子炉非常停止信号</p>	<p>ため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、交流電源の取扱いを想定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</p> <p>・PRA選定結果に基づき、設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、外部電源の取扱いを設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	工事の計画	工事の計画に該当しない理由
<p>(c-3-5)原子炉隔離時冷却系は、原子炉水位異常低下（レベル2）で自動起動し、$136.7\text{m}^3/\text{h}$ ($7.86\text{MPa}[\text{gage}]\sim 1.04\text{MPa}[\text{gage}]$)においての流量で注水するものとする。</p>	<p>・ホ(4)(iii)原子炉隔離時冷却系</p>	<p>原子炉冷却系統施設 (要目表) 7.1 原子炉隔離時冷却系 ・工学的安全施設等の起動(作動)信号の設定値の根拠に関する説明書</p>	
<p>(c-3-6)逃がし安全弁（安全弁機能）にて、原子炉冷却材圧力バウンスダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また、原子炉減圧には再閉鎖に失敗した1個に加えて逃がし安全弁（自動減圧機能）(6個)を使用するものとし、容量として、1個当たり定格主蒸気流量の約6%を処理するものとする。</p>	<p>・ホ(1)(ii)c.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) 4.1 主蒸気 (6)安全弁及び逃がし弁</p>	<p>・逃がし安全弁（安全弁機能）の取扱いを設定したものであるため</p>
<p>(c-3-7)低圧代替注水系（可搬型）は、逃がし安全弁による原子炉減圧後に、$最大110\text{m}^3/\text{h}$の流量で原子炉注水し、その後は炉心を冠水維持するように注水する。また、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水を代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却と併せて実施する場合は、$50\text{m}^3/\text{h}$の流量で原子炉注水するものとする。</p>	<p>・ホ(3)(ii)b.(c-1-1-2)低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却</p>	<p>原子炉冷却系統施設 (要目表) 6.7 低圧代替注水系</p>	<p>・低圧代替注水系（可搬型）の取扱いを設定したものであるため</p>
<p>(c-3-8)代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、$130\text{m}^3/\text{h}$の流量で格納容器内にスプレイする。</p>	<p>・リ(3)(ii)a.(b)(0-1-2)代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却</p>	<p>原子炉冷却系統施設 (要目表) 6.7 低圧代替注水系</p>	
<p>(c-3-9)残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）は、原子炉水位を原子炉水位高（レベル8）まで上昇させた後に、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）を使用する場合は、$1,692\text{m}^3/\text{h}$にて格納容器内にスプレイするものとする。また、伝熱容量は、熱交換器1基当たり約43MW（サブプレッション・プール水温度100°C、海水温度32°C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) 5.1 残留熱除去系 ・設定根拠に関する説明書</p>	<p>・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）の取扱いを設定したものであるため</p>
<p>(c-3-10)残留熱除去系（低圧注水系）は、$1,605\text{m}^3/\text{h}$ ($0.14\text{MPa}[\text{dif}]$において) ($最大1,676\text{m}^3/\text{h}$)の流量で注水するものとする。</p>		<p>原子炉冷却系統施設 (要目表) 5.1 残留熱除去系 ・設定根拠に関する説明書</p>	<p>・残留熱除去系（低圧注水系）の取扱いを設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	工事の計画	工事の計画に該当しない理由
<p>(c-3-11) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。</p> <p>(c-3-11-1) <u>交流電源は 24 時間使用できないものとし、事象発生から 24 時間後に常設代替交流電源設備によって供給を開始する。</u></p> <p>(c-3-11-2) <u>低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水操作は、事象発生から 3 時間後に開始する。</u></p> <p>(c-3-11-3) <u>逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作は、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水の準備が完了した時点で開始する。</u></p> <p>(c-3-11-4) <u>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却操作は、格納容器圧力が 0.279MPa[gage]に到達した場合に実施する。なお、格納容器スプレイは、残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水を開始する前に停止する。</u></p> <p>(c-3-11-5) <u>残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水操作及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器除熱操作は、事象発生から 24 時間 10 分後に実施する。</u></p> <p>(d) 崩壊熱除去機能喪失</p> <p>(d-1) 取水機能が喪失した場合</p> <p>(d-1-1) 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。</p> <p>(d-1-2) 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。</p> <p>(d-1-3) <u>外部電源は使用できないものとする。</u></p> <p>(d-1-4) <u>原子炉スクラムは、原子炉水位低（レベル 3）信号によるものとする。</u></p> <p>(d-1-5) <u>原子炉隔離時冷却系は、原子炉水位異常低下（レベル 2）で自動起動し、$136.7\text{m}^3/\text{h}$（$7.86\text{MPa[gage]}\sim 1.04\text{MPa[gage]}$）において）の流量で注水するものとする。</u></p>	<p>・へ(2)(i)原子炉停止回路の種類</p> <p>・ホ(4)(iii)原子炉隔離時冷却系</p>	<p>計測制御系統施設 (要目表)</p> <p>6 原子炉非常停止信号</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>7.1 原子炉隔離時冷却系</p> <p>・工学的安全施設等の起動(作動)信号の設定値の根拠に関する説明書</p>	<p>・有効性評価ガイドに基づき、交流電源の取扱いを想定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</p> <p>・PRA 選定結果に基づき、設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、外部電源の取扱いを設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	工事の計画	工事の計画に該当しない理由
<p>(d-1-6)逃がし安全弁（安全弁機能）にて、原子炉冷却材圧力パバルンダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また、原子炉減圧には逃がし安全弁（自動減圧機能）（7 個）を使用するものとし、容量として、1 個当たり定格主蒸気流量の約 6%を処理するものとする。</p>	<p>・ホ (1) (ii) c. 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)</p> <p>4.1 主蒸気系</p> <p>(6) 安全弁及び逃がし弁</p>	
<p>(d-1-7)低圧代替注水系（常設）は、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧後に、最大 $378\text{m}^3/\text{h}$ の流量で原子炉注水し、その後は炉心を冠水維持するように注水する。</p>	<p>・ホ (3) b. (c) (c-1-1-1) 低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却</p>	<p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>6.7 低圧代替注水系</p>	<p>・低圧代替注水系（常設）の取扱いを設定したものであるため</p>
<p>(d-1-8)緊急用海水系の伝熱容量は、約 24MW（サブプレッション・プール水温度 100°C、海水温度 32°C）においてとする。</p>	<p>・ホ (4) (vi) b. (a) 緊急用海水系による原子炉格納容器内の減圧及び徐熱</p>	<p>原子炉冷却系統施設 (基本設計方針)</p> <p>7.2 緊急用海水系 (要目表)</p> <p>5.1 残留熱除去系</p>	
<p>(d-1-9)残留熱除去系（格納容器スプレー冷却系）を使用する場合は、$1,692\text{m}^3/\text{h}$にて格納容器内にスプレーするものとする。また、残留熱除去系（格納容器スプレー冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）の伝熱容量は、熱交換器 1 基当たり約 24MW（サブプレッション・プール水温度 100°C、海水温度 32°C）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)</p> <p>5.1 残留熱除去系</p> <p>・設定根拠に関する説明書</p>	
<p>(d-1-10)残留熱除去系（低圧注水系）は、$1,605\text{m}^3/\text{h}$ ($0.14\text{MPa}[\text{d.f}]$において) (最大 $1,676\text{m}^3/\text{h}$) の流量で注水するものとする。</p>	<p>・ホ (4) (i) 残留熱除去系</p>	<p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>5.1 残留熱除去系</p> <p>・設定根拠に関する説明書</p>	<p>・残留熱除去系（低圧注水系）の取扱いを設定したものであるため</p>
<p>(d-1-11)事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。</p> <p>(d-1-11-1)逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作は、低圧代替注水系（常設）起動操作後、サブプレッション・プール水温度が 65°Cに到達した場合に開始する。</p>			<p>・有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</p>
<p>(d-1-11-2)緊急用海水系を用いた残留熱除去系（格納容器スプレー冷却系）による格納容器除熱操作は、格納容器圧力 0.279MPa「gauge」に到達した場合に開始する。また、残留熱除去系に</p>			<p>・有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	工事の計画	工事の計画に該当しない理由
<p>よる格納容器除熱の開始後に、原子炉水位が原子炉水位高（レベル8）設定点に到達した場合は、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を停止し、以降は残留熱除去系による原子炉注水により原子炉水位を維持する。</p> <p>(d-2) 残留熱除去系が故障した場合</p> <p>(d-2-1) 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。</p> <p>(d-2-2) 安全機能としては、残留熱除去系の故障により崩壊熱除去機能が喪失するものとする。</p> <p>(d-2-3) 外部電源は使用できるものとする。</p> <p>(d-2-4) 原子炉スクラムは、原子炉水位低（レベル3）信号によるものとする。</p>	<p>・へ(2)(i) 原子炉停止回路の種類</p> <p>・へ(5)(xi) 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備</p>	<p>計測制御系統施設 (要目表)</p> <p>6 原子炉非常停止信号</p>	<p>・PRA 選定結果に基づき、設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、外部電源の取扱いを設定したものであるため</p>
<p>(d-2-5) A T W S 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）は、原子炉水位異常低下（レベル2）信号により再循環系ポンプ2台全てを自動停止するものとする。</p>	<p>・ホ(4)(iii) 原子炉隔離時冷却系</p>	<p>計測制御系統施設 (要目表)</p> <p>1 制御方式及び制御方法</p> <p>7.9 A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環系ポンプトリップ機能）</p>	
<p>(d-2-6) 原子炉隔離時冷却系は、原子炉水位異常低下（レベル2）で自動起動し、$136.7\text{m}^3/\text{h}$（$7.86\text{MPa}[\text{gage}] \sim 1.04\text{MPa}[\text{gage}]$）においての流量で注水するものとする。</p>		<p>7.1 原子炉隔離時冷却系</p> <p>・工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値の根拠に関する説明書</p>	
<p>(d-2-7) 高圧炉心スプレイス系は、原子炉水位異常低下（レベル2）で自動起動し、$1,419\text{m}^3/\text{h}$（$1.38\text{MPa}[\text{dif}]$）において（最大$1,419\text{m}^3/\text{h}$）の流量で注水するものとする。</p>	<p>・へ(2)(ii) その他の主要な安全保護回路の種類</p>	<p>計測制御系統施設 (要目表)</p> <p>7 工学的安全施設等の起動信号</p> <p>・工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値の根拠に関する説明書</p> <p>・設定根拠に関する説明書</p>	<p>・高圧炉心スプレイス系の取扱いを設定したものであるため</p>
<p>(d-2-8) 逃がし安全弁（安全弁機能）にて、原子炉冷却材圧力バウシダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また、原子炉減圧には逃がし安全弁（自動減圧機能）（7 個）を使用するものとする。</p>	<p>・ホ(1)(ii) c. 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)</p> <p>4.1 主蒸気系</p>	

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	工事の計画	工事の計画に該当しない理由
<p>のとし、容量として、1個当たり定格主蒸気流量の約6%を処理するものとする。</p> <p>(d-2-9) 低圧代替注水系（常設）は、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧後に、最大$378\text{m}^3/\text{h}$にて原子炉注水し、その後は炉心を冠水維持するように注水する。また、原子炉注水と格納容器スプレイを同時に実施する場合は、$230\text{m}^3/\text{h}$にて原子炉へ注水する。</p> <p>(d-2-10) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、$130\text{m}^3/\text{h}$の流量で格納容器内にスプレイする。</p> <p>(d-2-11) 格納容器圧力逃がし装置等は、格納容器圧力$0.31\text{MPa}[\text{gage}]$における排出流量$13.4\text{kg/s}$に対して、第二弁を全開にて格納容器除熱を実施する。</p> <p>(d-2-12) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。</p> <p>(d-2-12-1) 逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作は、サブプレッジョン・ブール水温度が65°Cに到達した場合に実施する。</p> <p>(d-2-12-2) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作は、格納容器圧力が$0.279\text{MPa}[\text{gage}]$に到達した場合に実施する。なお、格納容器スプレイは、サブプレッジョン・ブール水位が通常水位$+6.5\text{m}$に到達した場合に停止する。</p> <p>(d-2-12-3) 格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱操作は、格納容器圧力が$0.31\text{MPa}[\text{gage}]$に到達した場合に実施する。</p>	<p>・ホ (3) b. (c) (c-1-1-1) 低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却</p> <p>・リ (3) (ii) a. (a) (a-2-1) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器の冷却</p> <p>・ホ (4) (vi) a. (a) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p>	<p>(6) 安全弁及び逃がし弁</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>6.7 低圧代替注水系</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>6.7 低圧代替注水系</p> <p>原子炉格納施設的设计条件に関する説明書</p> <p>原子炉冷却系統施設 (基本設計方針)</p> <p>4.2 格納容器圧力逃がし装置</p>	<p>・低圧代替注水系（常設）の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	工事の計画	工事の計画に該当しない理由
<p>(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、A T W S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>・ホ (1) (ii) c. 主蒸気隔離弁</p>		<p>・ PRA 選定結果に基づき、設定したものであるため</p>
<p>(e-5) <u>主蒸気隔離弁の閉止に要する時間は、最も短い時間として設計値の下限である 3 秒とする。</u></p>	<p>・ホ (1) (ii) c. 主蒸気隔離弁</p>	<p>原子炉冷却系統設備 (要目表) 4.1 主蒸気系 (7) 主蒸気隔離弁</p>	<p>・対象炉心の取扱いについて設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、外部電源の取扱いを設定したものであるため</p>
<p>(e-6) <u>A T W S緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）は、原子炉圧力高（7.39MPa[gage]）又は原子炉水位異常低下（レベル2）信号により再循環系ポンプ 2 台全てを自動停止するものとする。また、再循環系ポンプが 1 台以上トリップしている状態で運転点が運転特性図上の高出力ー低炉心流量領域に入った場合に作動する選択制御棒挿入についても作動しないものと仮定する。</u></p>	<p>・ホ (1) (ii) c. 主蒸気系 ・ホ (3) (ii) a. (d) 自動減圧系</p>	<p>計測制御系統施設 (要目表) 1 制御方式及び制御方法 7.9 A T W S緩和設備（代替原子炉再循環系ポンプトリップ機能）</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) <u>逃がし安全弁（逃がし弁機能）にて、原子炉冷却材圧力バウンスダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また、逃がし安全弁 (18 個) は、容量として、1 個当たり定格主蒸気流量の約 6 % を処理するものとする。</u></p>	<p>・ホ (1) (ii) c. 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) 4.1 主蒸気系 (6) 安全弁及び逃がし弁</p>	<p>・電動駆動給水ポンプの運転状態を設定したものであるため</p>
<p>(e-8) <u>電動駆動給水ポンプは、主蒸気隔離弁の閉止によりタービン駆動給水ポンプが停止した後、自動起動するものとする。また、復水器ホットウェル水位の低下により電動駆動給水ポンプがトリップするものとする。</u></p>			

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	工事の計画	工事の計画に該当しない理由
<p>(e-9) <u>原子炉隔離時冷却系は、原子炉水位異常低下（レベル2）で自動起動し、$136.7\text{m}^3/\text{h}$（原子炉圧力 $7.86\text{MPa}[\text{gage}] \sim 1.04\text{MPa}[\text{gage}]$において）の流量で給水するものとする。</u>また、サブレーション・プール水温度が 106°Cに到達した時点で停止するものとする。</p>	<p>・ホ(4) (iii) 原子炉隔離時冷却系</p>	<p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>7.1 原子炉隔離時冷却系</p> <p>・工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値の根拠に関する説明書</p>	<p>・高圧炉心スプレイス系の取扱いを設定したものであるため</p>
<p>(e-10) <u>高圧炉心スプレイス系は、原子炉水位異常低下（レベル2）又はドライウェル圧力高（$13.7\text{kPa}[\text{gage}]$）で自動起動し、$145\text{m}^3/\text{h} \sim 1.506\text{m}^3/\text{h}$（$8.30\text{MPa}[\text{dif}] \sim 0\text{MPa}[\text{dif}]$において）の流量で注水するものとする。</u></p>	<p>・へ(2) (ii) その他の主要な安全保護回路の種類</p>	<p>計測制御系統施設 (要目表)</p> <p>7 工学的安全施設等の起動信号</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>6.1 高圧炉心スプレイス系</p>	
<p>(e-11) <u>ほう酸水注入系は、事象発生から6分後に$\frac{163\text{L}}{\text{min}}$の流量及びほう酸濃度 $13.4\text{wt}\%$で注入するものとする。</u></p>	<p>・ホ(5) (xii) 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備</p>	<p>計測制御系統施設 (要目表)</p> <p>4.1 ほう酸水注入系</p> <p>・制御能力についての計算書</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>(e-12) <u>残留熱除去系（サブレーション・プール冷却系）の伝熱容量は、熱交換器1基当たり約 53MW（サブレーション・プール水温度 100°C、海水温度 27.2°Cにおいて）とする。</u></p> <p>(e-13) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。</p> <p>(e-13-1) 事象発生4分後に自動減圧系等の起動阻止操作を実施する。</p> <p>(e-13-2) ほう酸水注入系は、事象発生から6分後に手動起動する。</p> <p>(e-13-3) 残留熱除去系（サブレーション・プール冷却系）による格納容器除熱操作は、事象発生17分後に実施する。</p>	<p>・ホ(4) (i) 残留熱除去系</p>	<p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>5.1 残留熱除去系</p>	<p>・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>(f) L O C A 時注水機能喪失</p> <p>(f-1) 破断箇所は、再循環系配管（最大破断面積約 $2,900\text{cm}^2$）とし、破断面積を約 3.7cm^2 とする。</p> <p>(f-2) 安全機能としては、高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイス系、低圧注水機能として残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイス系の機能が喪失するものとする。</p>			<p>・PRA 選定結果に基づき、設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	工事の計画	工事の計画に該当しない理由
<p>る。また、原子炉減圧機能として自動減圧系の機能が喪失するものとする。</p> <p>(f-3) 外部電源は使用できないものとする。</p>	<p>・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)</p> <p>6 原子炉非常停止信号</p>	<p>・有効性評価ガイドに基づき、外部電源の取扱いを設定したものであるため</p>
<p>(f-4) 原子炉スクラムは、原子炉水位低（レベル3）信号によるものとする。</p> <p>(f-5) 逃がし安全弁（安全弁機能）にて、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また、原子炉減圧には逃がし安全弁（自動減圧機能）(7 個) を使用するものとし、容量として、1 個当たり定格主蒸気流量の約 6% を処理するものとする。</p>	<p>・ホ (1) (ii) c. 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)</p> <p>4.1 主蒸気系</p> <p>(6) 安全弁及び逃がし弁</p>	
<p>(f-6) 低圧代替注水系（常設）は、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧後に、最大 $378\text{m}^3/\text{h}$ の流量で原子炉注水し、その後は炉心を冠水維持するように注水する。また、原子炉注水と格納容器スプレイを同時に実施する場合は、$230\text{m}^3/\text{h}$ にて原子炉へ注水する。</p>	<p>・ホ (3) b. (c) (c-1-1-1) 低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却</p>	<p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>6.7 低圧代替注水系</p>	<p>・低圧代替注水系（常設）の取扱いを設定したものであるため</p>
<p>(f-7) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、$130\text{m}^3/\text{h}$ の流量で格納容器内にスプレイする。</p>	<p>・リ (3) (ii) a. (a) (a-2-1) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器の冷却</p>	<p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>6.7 低圧代替注水系</p>	
<p>(f-8) 格納容器圧力逃がし装置等は、格納容器圧力 $0.31\text{MPa}[\text{gage}]$ における排出流量 13.4kg/s に対して、第二弁を全開にて格納容器除熱を実施する。</p>	<p>・リ (3) (ii) b. (b) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p>	<p>・原子炉格納施設的设计条件に関する説明書</p> <p>原子炉格納施設 (基本設計方針)</p> <p>3.6.1 格納容器圧力逃がし装置</p>	
<p>(f-9) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。</p> <p>(f-9-1) 逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作は、事象発生から 25 分後に開始する。</p>			<p>・有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	工事の計画	工事の計画に該当しない理由
<p>(f-9-2)代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作は、格納容器圧力が 0.279MPa[gage]に到達した場合に実施する。なお、格納容器スプレイは、サブプレッション・ブール水位が通常水位+6.5m に到達した場合に停止する。</p> <p>(f-9-3)格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱操作は、格納容器圧力が 0.31MPa[gage]に到達した場合に実施する。</p> <p>(f-10)敷地境界及び非居住区域境界での実効線量評価の条件としては、以下のとおりとする。</p> <p>(f-10-1)事故発生時の原子炉冷却材中の核分裂生成物の濃度は、運転上許容される I-131 の最大濃度とし、その組成を拡散組成とする。これにより、事故発生時に原子炉冷却材中に存在するよう素は、I-131 等価量で約 4.7×10^{12} Bq となる。</p> <p>(f-10-2)原子炉圧力の低下に伴う燃料棒からの核分裂生成物の追加放出量は、I-131 については 2.22×10^{14} 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 6.0×10^{15} Bq、よう素については I-131 等価量で約 3.9×10^{14} Bq となる。</p> <p>(f-10-3)燃料棒から追加放出されるよう素のうち、有機よう素は 4%とし、残りの 96%は無機よう素とする。</p> <p>(f-10-4)燃料棒から追加放出される核分裂生成物のうち、希ガスは全て瞬時に気相部に移行するものとする。有機よう素のうち、10%は瞬時に気相部に移行するものとし、残りは分解するものとする。有機よう素から分解したよう素及び無機よう素が気相部にキャリーオーバーされる割合は 2%とする。</p> <p>(f-10-5)原子炉圧力容器気相部の核分裂生成物は、逃がし安全弁等を通して崩壊熱相当の蒸気に同伴し、格納容器内に移行するものとする。この場合、希ガス及び有機よう素は全量が、無機よう素は格納容器ベント開始までに発生する崩壊熱相当の蒸気に伴う量が移行するものとする。</p> <p>(f-10-6)サブプレッション・チェンバでのスクラビング等による核分裂生成物の除去効果については考慮しないものとする。また、核分裂生成物の自然減衰は、格納容器ベント開始までの期間について考慮する。</p>			<p>・有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、評価条件を設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	工事の計画	工事の計画に該当しない理由
<p>(f-10-7)敷地境界及び非居住区域境界における実効線量は、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)敷地境界における大気拡散条件については、格納容器圧力逃がし装置を用いる場合は、地上放出、実効放出継続時間 1 時間の値として、相対濃度 (χ/Q) を $8.2 \times 10^{-5} (s/m^3)$、相対線量 (D/Q) を $9.9 \times 10^{-19} (Gy/Bq)$ 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 $2.0 \times 10^{-6} (s/m^3)$、相対線量 (D/Q) は $8.0 \times 10^{-20} (Gy/Bq)$ とする。また、非居住区域境界における大気拡散条件については、格納容器圧力逃がし装置を用いる場合は、地上放出、実効放出継続時間 1 時間の値として、相対濃度 (χ/Q) を $2.9 \times 10^{-5} (s/m^3)$、相対線量 (D/Q) を $4.0 \times 10^{-19} (Gy/Bq)$ 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 $2.0 \times 10^{-6} (s/m^3)$、相対線量 (D/Q) は $8.1 \times 10^{-20} (Gy/Bq)$ とする。</p>			<ul style="list-style-type: none"> 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>(f-10-9)格納容器圧力逃がし装置による有機よう素の除染係数を 50、無機よう素の除染係数を 100 とする。</p> <p>(g) 格納容器バイパス（インターフェイシシステム LOCA）</p> <p>(g-1)破断箇所は、残留熱除去系の熱交換器フランジ部とし、破断面積は、約 $21cm^2$ とする。</p> <p>(g-2)安全機能としては、インターフェイシシステム LOCA が発生した残留熱除去系 B 系が機能喪失するものとする。また、保守的に同じ原子炉建屋西側に設置されている高圧炉心スプレイス及び残留熱除去系 C 系も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>	<ul style="list-style-type: none"> リ (3) (ii) b. (b) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 	<p>原子炉格納施設 (要目表)</p> <p>9 圧力逃がし装置</p> <ul style="list-style-type: none"> 中央制御室の居住性に関する説明書 	<ul style="list-style-type: none"> PRA 選定結果に基づき、設定したものであるため
<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>	<ul style="list-style-type: none"> へ (2) (i) 原子炉停止回路の種類 	<p>計測制御系統施設 (要目表)</p> <p>6 原子炉非常停止信号</p>	<ul style="list-style-type: none"> 有効性評価ガイドに基づき、外部電源の取扱いを設定したものであるため

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	工事の計画	工事の計画に該当しない理由
<p>(g-5) 原子炉隔離時冷却系は、原子炉水位異常低下（レベル2）で自動起動し、$136.7\text{m}^3/\text{h}$ ($7.86\text{MPa}[\text{gage}] \sim 1.04\text{MPa}[\text{gage}]$) においての流量で注水するものとする。</p>	<p>・ホ(4)(iii) 原子炉隔離時冷却系</p>	<p>原子炉冷却系統施設 (要目表) 7.1 原子炉隔離時冷却系 ・工学的安全施設等の起動(作動)信号の設定値の根拠に関する説明書</p>	
<p>(g-6) 低圧炉心スプレイ系は、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧後に、$1,419\text{m}^3/\text{h}$ ($0.84\text{MPa}[\text{dif}]$において) (最大$1,561\text{m}^3/\text{h}$) の流量で注水するものとする。</p>	<p>・ホ(3)(ii) a. (b) 低圧炉心スプレイ系</p>	<p>原子炉冷却系統施設 (要目表) 6.2 低圧炉心スプレイ系 ・設定根拠に関する説明書</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>(g-7) 低圧代替注水系（常設）は、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧後に、最大$378\text{m}^3/\text{h}$の流量で注水するものとする。</p>	<p>・リ(3)(ii) a. (a) (a-2-1) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器の冷却</p>	<p>原子炉冷却系統施設 (要目表) 6.7 低圧代替注水系</p>	<p>・低圧代替注水系（常設）の取扱いを設定したものであるため</p>
<p>(g-8) 原子炉減圧には逃がし安全弁（自動減圧機能）（7個）を使用するものとし、容量として、1個当たり定格主蒸気流量の約6%を処理するものとする。</p>	<p>・ホ(3)(ii) a. (d) 自動減圧系</p>	<p>原子炉冷却系統施設 (要目表) 4.1 主蒸気系 (6) 安全弁及び逃がし弁</p>	
<p>(g-9) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。</p> <p>(g-9-1) 逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作は、事象発生から15分後に開始するものとする。</p> <p>(g-9-2) 残留熱除去系の破断箇所隔離操作は、事象発生から約3時間後に開始するものとし、事象発生後の5時間後に完了するものとする。</p>			<p>・有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</p>
<p>(h) 津波浸水による最終ヒートシンク喪失</p> <p>以下に示すものを除き「(c-1) 外部電源喪失時に非常用ディーゼル発電機等の機能が喪失する事故」の条件を適用する。</p> <p>(h-1) 起因事象として、敷地に遡上する津波による敷地への津波浸水が発生するものとする。</p> <p>(h-2) 安全機能としては、残留熱除去系及び非常用ディーゼル発電機等の取水機能喪失を想定し、崩壊熱除去機能及び全交流動力電源が喪失するものとする。</p>			<p>・PRA 選定結果に基づき、設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	工事の計画	工事の計画に該当しない理由
<p>(h-3) <u>外部電源は使用できないものとする。</u></p> <p>(h-4) <u>緊急用海水系の伝熱容量は約 24MW（サブレーション・プール水温度 100℃、海水温度 32℃において）とする。</u></p> <p>(h-5) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。</p> <p>(h-5-1) <u>緊急用海水系を用いた残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水操作及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器除熱操作は、事象発生から 24 時間 25 分後に実施する。</u></p> <p>c. 運転中の原子炉における重大事故</p> <p>(a) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）</p> <p>(a-1) 代替循環冷却系を使用する場合</p> <p>(a-1-1) <u>起因事象として、大破断 LOCA が発生するものとする。</u></p> <p><u>破断箇所は、再循環系配管（出口ノズル）とする。</u></p> <p>(a-1-2) <u>安全機能としては、非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し、全交流動力電源を喪失するものとする。さらに、非常用炉心冷却系等が機能喪失するものとする。</u></p> <p>(a-1-3) <u>外部電源は使用できないものとする。</u></p> <p>(a-1-4) <u>水素の発生については、ジルコニウム-水反応を考慮するものとする。</u></p> <p>(a-1-5) <u>原子炉スクラムは、原子炉水位低（レベル 3）信号によるものとする。</u></p> <p>(a-1-6) <u>主蒸気隔離弁は、事象発生と同時に閉止するものとする。</u></p> <p>(a-1-7) <u>再循環ポンプは、事象発生と同時に停止するものとする。</u></p> <p>(a-1-8) <u>低圧代替注水系（常設）は、$230\text{m}^3/\text{h}$ の流量で原子炉注水する。なお、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水は、格納容器スプレイと同じ常設低圧代替注水系ポンプを用いて流量分配することで実施する。</u></p>	<p>(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>・リ(3)(ii)c.(b)低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水</p>	<p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>5.1 残留熱除去系</p> <p>計測制御系統施設 (要目表)</p> <p>6 原子炉非常停止信号</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>6.7 低圧代替注水系</p>	<p>・有効性評価ガイドに基づき、外部電源の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</p> <p>・PRA 選定結果に基づき、設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、外部電源の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、水素発生 of 取扱いを設定したものであるため</p> <p>・評価上仮定した条件であるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	工事の計画	工事の計画に該当しない理由
<p>／4 ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高50,000 時間とする。</p> <p>(a-1-15-2)代替循環冷却系を用いた場合の環境中への総放出量の評価においては、原子炉内に内蔵されている核分裂生成物が事象進展に応じた割合で、格納容器内に放出されるものとする。</p> <p>(a-1-15-3)格納容器内に放出されたCs-137 については、格納容器スプレイやサブプレッション・チェンバのプール水でのスクラビング等による除去効果を考慮する。</p> <p>(a-1-15-4)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>(a-1-15-4-1)格納容器からの漏えい量は、格納容器圧力に応じた設計漏えい率を基に評価する。</p>	<p>(本文五号に記載なし)</p> <p>・リ(2)原子炉格納容器の最高使用圧力及び最高使用温度並びに漏えい率</p>	<p>原子炉格納施設的设计条件に関する説明書</p> <p>原子炉格納施設 (要目表)</p> <p>1 原子炉格納容器</p> <p>原子炉格納施設的设计条件に関する説明書</p>	<p>・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>(a-1-15-4-2)原子炉建屋から大気中に漏えいする放射性物質を保守的に見積もるため、原子炉建屋ガス処理系により原子炉建屋原子炉棟内の負圧が達成されるまでの期間は、原子炉建屋内の放射性物質の保持機能に期待しないものとす。原子炉建屋ガス処理系により負圧を達成した後は非常用ガス処理系の設計換気率1 回/d相当を考慮する。なお、非常用ガス処理系フィルタトレイン及び非常用ガス再循環系フィルタトレインによる放射性物質の除去効果については、期待しないものとする。原子炉建屋ガス処理系は、事象発生115 分後から、常設代替交流電源設備からの交流電源の供給を受け中央制御室からの遠隔操作により起動し、起動後5 分間で負圧が達成されることを想定する。</p> <p>(a-1-15-4-3)原子炉建屋内での放射能の時間減衰は考慮せず、また、原子炉建屋内での粒子状物質の除去効果は保守的に考慮しない。</p> <p>(a-2)代替循環冷却系を使用できない場合</p> <p>(a-2-1)起因事象として、大破断LOCAが発生するものとする。破断箇所は、再循環系配管（出口ノズル）とする。</p> <p>(a-2-2)安全機能としては、非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し、全交流動力電源を喪失するものとする。さらに、</p>	<p>・リ(4)(iv)原子炉建屋ガス処理系</p>	<p>原子炉格納施設 (要目表)</p> <p>7.1 原子炉建屋ガス処理系</p> <p>・設定根拠に関する説明書</p> <p>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>・原子炉建屋内での放射能の時間減衰の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・PRA 選定結果に基づき、設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	工事の計画	工事の計画に該当しない理由
<p>非常用炉心冷却系等が機能喪失するものとする。なお、代替循環冷却系は使用できないものとする。</p> <p>(a-2-3) 外部電源は使用できないものとする。</p>			<p>・有効性評価ガイドに基づき、外部電源の取扱いを設定したものであるため</p>
<p>(a-2-4) 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。</p> <p>(a-2-5) 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)</p> <p>6 原子炉非常停止信号</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>(a-2-6) 主蒸気隔離弁は、事象発生と同時に閉止するものとする。</p> <p>(a-2-7) 再循環系ポンプは、事象発生と同時に停止するものとする。</p>			<p>・評価上仮定した条件であるため</p>
<p>(a-2-8) 低圧代替注水系（常設）は、$230\text{m}^3/\text{h}$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「原子炉水位上0」という。）まで回復後は、崩壊熱による蒸発量相当の注水流量で注水する。なお、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水は、格納容器スプレイと同じ常設低圧代替注水系ポンプを用いて流量分配することを実施する。</p>	<p>・リ(3)(ii)c. (b) (b-1) 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水</p>	<p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>6.7 低圧代替注水系</p>	<p>・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>(a-2-9) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、$130\text{m}^3/\text{h}$の流量で格納容器内にスプレイする。なお、格納容器スプレイは、原子炉注水と同じ常設低圧代替注水系ポンプを用いて流量分配することを実施する。</p>	<p>・リ(3)(ii)a. (b) (b-2) (b-2-1) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器の冷却</p>	<p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>6.7 低圧代替注水系</p>	<p>・解析上、ベデスタル水位確保操作の取扱いを設定したものであるため</p>
<p>(a-2-10) 格納容器下部注水系（常設）によるベデスタル（ドライウエル部）水位の確保操作は考慮しないものとする。</p>			
<p>(a-2-11) 格納容器圧力逃がし装置は、格納容器圧力 0.31MPa [gage] における排出流量 13.4kg/s に対して、第二弁の中央制御室からの遠隔操作による全開操作で格納容器除熱を実施する。</p>	<p>・リ(3)(ii)b. (b) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p>	<p>・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 (基本設計方針)</p> <p>3.6.1 格納容器圧力逃がし装置</p>	
<p>(a-2-12) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。</p> <p>(a-2-12-1) 交流電源は、常設代替交流電源設備によって供給を開始し、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器</p>			<p>・有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものである</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	工事の計画	工事の計画に該当しない理由
<p>冷却操作及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、事象発生から25分後に開始する。また、代替循環冷却系による格納容器除熱操作ができないことから、原子炉水位L0まで回復したことを確認した場合、原子炉注水流量を崩壊熱相当に調整し、格納容器冷却を停止する。</p> <p>(a-2-12-2)代替格納容器スプレッド冷却系（常設）による格納容器冷却操作は、格納容器圧力が0.465MPa [gage] に到達した場合に開始し、0.400MPa [gage] に到達した場合は停止する。なお、格納容器ベントに伴うサブプレッション・プール水位の上昇を考慮し、サブプレッション・プール水位が通常水位+6.5mに到達した以降は格納容器スプレッドを停止する。</p> <p>(a-2-12-3)格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作は、サブプレッション・プール水位が通常水位+6.5m到達から5分後に実施する。</p> <p>(a-2-13)Cs-137の放出量評価の条件としては、以下のとおりとする。</p> <p>(a-2-13-1)事象発生直前まで、定格出力の100%で長時間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を約1/4ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高50,000時間とする。</p> <p>(a-2-13-2)格納容器圧力逃がし装置を用いた場合の環境中への総放出量の評価においては、原子炉内に内蔵されている核分裂生成物が事象進展に応じた割合で、格納容器内に放出され、サブプレッション・チェンバ又はドライウエルのベントラインを通じて格納容器圧力逃がし装置に至るものとする。格納容器圧力逃がし装置に到達した核分裂生成物は、格納容器圧力逃がし装置内のフィルタによって除去された後、格納容器圧力逃がし装置出口配管から放出されるものとする。</p> <p>(a-2-13-3)格納容器圧力逃がし装置を用いた場合のCs-137放出量は、格納容器からの放出割合及び格納容器圧力逃がし装置の除染係数を考慮して計算する。</p> <p>(a-2-13-4)格納容器内に放出されたCs-137については、格納容器スプレッドやサブプレッション・チェンバのプール水でのスクラビング等による除去効果を考慮する。</p> <p>(a-2-13-5)格納容器圧力逃がし装置を介して大気中へ放出されるCs-137の放出量評価条件は以下のとおりとする。</p>	<p>・リ(3)(ii)b.(b)格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>・原子炉格納施設（基本設計方針） 3.6.1 格納容器圧力逃がし装置</p> <p>(本文五号に記載なし)</p>	<p>原子炉格納施設（基本設計方針） 3.6.1 格納容器圧力逃がし装置</p> <p>・原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</p>	<p>ため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、運転時間を設定したものであるため</p> <p>・Cs-137の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・格納容器からの漏えいの取扱いを設定し</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	工事の計画	工事の計画に該当しない理由
<p>(a-2-13-5-1) <u>格納容器内から原子炉建屋への漏えいはないものとする。</u></p> <p>(a-2-13-5-2) <u>格納容器圧力逃がし装置による粒子状放射性物質に</u> <u>対する除染係数は1,000とする。</u></p> <p>(a-2-13-6) 原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えいについても考慮する。漏えい量の評価条件は以下のとおりとする。</p> <p>(a-2-13-6-1) <u>格納容器からの漏えい量は、格納容器圧力に応じた設計漏えい率を基に評価する。</u></p> <p>(a-2-13-6-2) 原子炉建屋から大気中に漏えいする放射性物質を保守的に見積もるため、原子炉建屋ガス処理系により原子炉建屋原子炉棟内の負圧が達成されるまでの期間は、原子炉建屋内の放射性物質の保持機能に期待しないものとす。原子炉建屋ガス処理系により負圧を達成した後は<u>非常用ガス処理系の設計換気率1回/d相当を考慮する。</u>なお、非常用ガス処理系フィルタトレイン及び非常用ガス再循環系フィルタトレインによる放射性物質の除去効果については、期待しないものとする。<u>原子炉建屋ガス処理系は、事象発生115分後から、常設代替交流電源設備からの交流電源の供給を受け中央制御室からの遠隔操作により起動し、起動後5分間で負圧が達成されることを想定する。</u></p> <p>(a-2-13-6-3) <u>原子炉建屋内での放射能の時間減衰は考慮せず、また、原子炉建屋内での粒子状物質の除去効果は保守的に考慮しない。</u></p> <p>(b) 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱</p> <p>(b-1) <u>起因事象として、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の機能喪失を、低圧注水機能として残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系の機能喪失を想定する。さらに原子炉圧力容器破損までは重大事故等対処設備による原子炉注水にも期待しないものとする。</u></p>	<p>・リ (3) (ii) b. (b) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>・リ (2) 原子炉格納容器の最高使用圧力及び最高使用温度並びに漏えい率</p> <p>・リ (4) (iv) 原子炉建屋ガス処理系</p>	<p>原子炉格納施設 (要目表)</p> <p>9 圧力逃がし装置</p> <p>・中央制御室の居住性に関する説明書</p> <p>原子炉格納施設 (要目表)</p> <p>1 原子炉格納容器</p> <p>・原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</p> <p>原子炉格納施設 (要目表)</p> <p>7.1 原子炉建屋ガス処理系</p> <p>・設定根拠に関する説明書</p> <p>非常用ガス処理系排風機</p>	<p>たものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</p> <p>・原子炉建屋内での放射能の時間減衰の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・PRA 選定結果に基づき、設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	工事の計画	工事の計画に該当しない理由
<p>(b-3) <u>外部電源は使用できないものとする。</u></p> <p>(b-4) <u>高温ガスによる配管等のクリープ破損や漏えい等は、考慮しないものとする。</u></p>			<ul style="list-style-type: none"> ・有効性評価ガイドに基づき、外部電源の取扱いを設定したものであるため ・解析上、クリープ破損や漏えい等の取扱いを設定したものであるため
<p>(b-5) <u>水素の発生については、ジルコニウム－水反応及び溶融炉心・コンクリート相互作用を考慮するものとする。これに加え、初期酸素濃度並びに水素及び酸素の発生量については「(d)水素燃焼」の条件を適用する。</u></p>			<ul style="list-style-type: none"> ・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>(b-6) <u>原子炉スクラムは、原子炉水位低（レベル3）信号によるものとする。</u></p> <p>(b-7) <u>主蒸気隔離弁は、事象発生と同時に閉止するものとする。</u></p> <p>(b-8) <u>再循環系ポンプは、事象発生と同時に停止するものとする。</u></p>	<ul style="list-style-type: none"> ・へ(2)(i)原子炉停止回路の種類 	<p>計測制御系統施設 (要目表)</p> <p>6 原子炉非常停止信号</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・評価上仮定した条件であるため
<p>(b-9) <u>逃がし安全弁（安全弁機能）にて、原子炉冷却材圧力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6%を処理するものとする。</u></p>	<ul style="list-style-type: none"> ・へ(5)(xiii)原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 ・ホ(3)(ii)a. (d)自動減圧系 	<p>計測制御系統施設 (要目表)</p> <p>7.10 過渡時自動減圧機能</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 <p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>4.1 主蒸気系</p> <p>(6)安全弁及び逃がし弁</p>	
<p>(b-10) <u>格納容器下部注水系（常設）は、原子炉圧力容器が破損して溶融炉心がペデスタル（ドライウエル部）に落下した後は、80m³/hにてペデスタル（ドライウエル部）に注水するものとする。</u></p>	<ul style="list-style-type: none"> ・リ(3)(ii)c(a) (a-1)格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウエル部）への注水 	<p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>6.7 低圧代替注水系</p>	
<p>(b-11) <u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、原子炉圧力容器破損後においては300m³/hの流量で格納容器内にスプレイする。格納容器圧力の低下を確認した後は、一旦格納容器スプレイを停止するが、再度格納容器圧力が上昇し、格納容器圧力0.465MPa「gage」に到達した場合は、130m³/hの流量で格納容器内にスプレイする。</u></p>	<ul style="list-style-type: none"> リ(3)(ii)a. (b) (b-2) (b-2-1)代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器の冷却 	<p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>6.7 低圧代替注水系</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・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

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	工事の計画	工事の計画に該当しない理由
(b-12) <u>代替循環冷却系の循環流量は、全体で $250\text{m}^3/\text{h}$ とし、ドライウエルへ $250\text{m}^3/\text{h}$ で連続スプレイを実施する。原子炉圧力容器破損後に格納容器圧力の低下を確認した後は、ドライウエルへ $150\text{m}^3/\text{h}$、原子炉へ $100\text{m}^3/\text{h}$ にて流量分配し、それぞれ連続スプレイ及び連続注水を実施する。</u>	・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	原子炉冷却系統施設 (要目表) 5.8 代替循環冷却系	・解析上、流量分配の取扱いを設定したものであるため
(b-13) <u>代替循環冷却系から緊急用海水系への伝熱容量は、$\text{約 } 14\text{MW}$ (サブレーション・プール水温度 100°C、海水温度 32°C において) とする。</u>	・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	原子炉冷却系統施設 (要目表) 5.1 残留熱除去系	・残留熱除去系熱交換器の伝熱特性に基づき、代替循環冷却系及び緊急用海水系の流量に応じた伝熱容量を設定したものであるため
(b-14) <u>可搬型窒素供給装置による格納容器内窒素注入は、ガス温度 30°C、純度 $99\text{vol}\%$ にて $200\text{m}^3/\text{h}$ (窒素 $198\text{m}^3/\text{h}$ 及び酸素 $2\text{m}^3/\text{h}$) で格納容器内に注入するものとする。</u>	・リ (3) (ii) d. (a) (a-1) 可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化	原子炉格納施設 (要目表) 7.5 窒素ガス代替注入系	
(b-15) <u>コリウムシールドは、材料をジルコニア耐熱材とし、<u>浸食開始温度を $2,100^\circ\text{C}$ と設定する。</u></u>	・リ 項 (3) (ii) c. 「常設重大事故等対処設備」コリウムシールド	原子炉格納施設 (基本設計方針) 3.2.6 格納容器下部注水系 ・原子炉格納施設の設計条件に関する説明書	・解析上、浸食開始温度を設定したものであるため
(b-16-3) 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。			
(b-16-1) <u>逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動による原子炉急速減圧操作は、原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の 20% 上の位置に到達した時点で開始する。</u>			
(b-16-2) <u>緊急用海水系による冷却水（海水）の確保操作及び代替循環冷却系による格納容器除熱操作は、事象発生から 90 分後に開始する。原子炉圧力容器破損後は、格納容器圧力が低下に転じて 30 分後に、ドライウエルと原子炉へ流量分配し、それぞれ連続スプレイ及び連続注水を実施する。</u>			
(b-16-3) <u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（原子炉圧力容器破損後は、原子炉圧力容器破損の 6 分後に開始する。また、格納容器冷却による格納容器圧力の低下から 30 分後に停止する。その後、格納容器圧力が 0.465MPa [rage] に到達した場合に開始し、0.400MPa [rage] に到達した場合に停止する。</u>			・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）	工事の計画	工事の計画に該当しない理由
<p>(b-16-4) 格納容器下部注水系（常設）によるベデスタル（ドライウエル部）注水操作は、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（原子炉圧力容器破損後）の 1 分後に開始する。また、ベデスタル（ドライウエル部）水位が 2.75m に到達した場合に停止する。その後は、ベデスタル（ドライウエル部）水位が 2.25m まで低下した場合に注水を開始し、2.75m に到達した場合に停止することで水位を維持する。</p> <p>(b-16-5) 可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作は、格納容器内酸素濃度が 4.0vol%（ドライ条件）に到達した場合にサブプレッジョン・チェンバ内へ窒素注入を開始する。</p> <p>(b-17) Cs-137 の放出量評価の条件としては、以下のとおりとする。</p> <p>(b-17-1) 事象発生直前まで、定格出力の 100% で長時間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を約 1/4 ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高 50,000 時間とする。</p> <p>(b-17-2) 代替循環冷却系を用いた場合の環境中への総放出量の評価においては、原子炉内に内蔵されている核分裂生成物が事象進展に応じた割合で、格納容器内に放出されるものとする。</p> <p>(b-17-3) 格納容器内に放出された Cs-137 については、格納容器スプレイやサブプレッジョン・チェンバのプール水でのスクラビング等による除去効果を考慮する。</p> <p>(b-17-4) 原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えいについて考慮する。漏えい量の評価条件は以下のとおりとする。</p> <p>(b-17-4-1) 格納容器からの漏えい量は、格納容器圧力に応じた設計漏えい率を基に評価する。</p> <p>(b-17-4-2) 原子炉建屋ガス処理系による原子炉建屋原子炉棟内の負圧が維持されていることを想定し、非常用ガス処理系の設計換気率 1 回/d 相当を考慮する。なお、非常用ガス処理系フィルタトレイン及び非常用ガス再循環系フィルタトレインによる放射性物質の除去効果については、期待しないものとする。</p> <p>(b-17-4-3) 原子炉建屋内での放射能の時間減衰は考慮せず、また、原子炉建屋内での粒子状物質の除去効果は保守的に考慮しない。</p>	<p>(本文五号に記載なし)</p> <p>・リ (2) 原子炉格納容器の最高使用圧力及び最高使用温度並びに漏えい率</p> <p>・リ (4) (iv) 原子炉建屋ガス処理系</p>	<p>原子炉格納施設 (要目表)</p> <p>1 原子炉格納容器</p> <p>・原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</p> <p>原子炉格納施設 (要目表)</p> <p>7.1 原子炉建屋ガス処理系</p> <p>・設定根拠に関する説明書 非常用ガス処理系排風機</p>	<p>・有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、運転時間を設定したものであるため</p> <p>・事象進展解析に基づき、放出割合を設定したものであるため</p> <p>・原子炉建屋内の負圧、フィルタによる放射性物質除去効果を設定したものであるため</p> <p>・原子炉建屋内での放射能の時間減衰の取扱いを設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	工事の計画	工事の計画に該当しない理由
<p>(c) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用 「(b) 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の条件を適用する。</p> <p>(d) 水素燃焼 「(a) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）(a-1) 代替循環冷却系を使用する場合」の条件に加えて、本格納容器破損モードを評価するため、以下の条件を適用する。</p> <p>(d-1) <u>格納容器の初期酸素濃度、水の放射線分解によって発生する水素及び酸素並びに可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入に伴い格納容器内に注入される酸素を考慮することとする。格納容器の初期酸素濃度は、2.5vol%（ドライ条件）とする。</u></p> <p>(d-2) <u>炉心内のジルコニウム－水反応による水素発生量は、解析コードによる評価結果から得られた値を用いるものとする。</u></p> <p>(d-3) <u>水の放射線分解によって発生する水素及び酸素の発生量は、解析コードで得られる崩壊熱を基に評価する。ここで、水素及び酸素の発生割合（100eV 当たりの分子発生量）は、それぞれ 0.06、0.03 とする。また、原子炉冷却材による放射線エネルギーの吸収割合は、サブレーション・プール内の核分裂生成物については、ベータ線、ガンマ線ともに1、サブレーション・プール以外に存在する核分裂生成物については、ベータ線、ガンマ線ともに0.1とする。</u></p> <p>(d-4) <u>金属腐食等による水素発生量は考慮しない。</u></p> <p>(e) 溶融炉心・コンクリート相互作用 「(b) 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の条件を適用する。</p> <p>d. 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故 (a) 想定事故 1 (a-1) <u>使用済燃料プールの初期水位は通常水位とし、保有水量を厳しく見積もるため、使用済燃料プールと隣接する原子炉ウエル間に設置されているプールゲートは閉を仮定する。</u></p> <p>(a-2) <u>使用済燃料プールの初期水温は、65℃とする。</u></p> <p>(a-3) <u>使用済燃料プールの崩壊熱は、約9.1MWを用いるものとする。</u></p>	<p>(本文五号に記載なし)</p>	<p>原子炉格納施設 (基本設計方針) 3.4.3 窒素ガス代替注入系 ・原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</p>	<p>・水素燃焼の観点から厳しい条件となるよう、ジルコニウム－水反応による水素発生量の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、水素及び酸素の発生を取扱いを設定したものであるため</p> <p>・解析上、金属腐食等による水素発生を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>
	<p>(本文五号に記載なし)</p>	<p>・使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書</p>	

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	工事の計画	工事の計画に該当しない理由
<p>(a-4) <u>安全機能としては、使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能として燃料プール冷却浄化系、残留熱除去系、補給水系等の機能を喪失するものとする。</u></p> <p>(a-5) <u>外部電源は使用できないものとする。</u></p>	<p>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の小規模な漏えい発生時に用いる設備</p>	<p>核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 (基本設計方針)</p> <p>4.2.1 使用済燃料プール注水</p>	<p>・有効性評価ガイドに基づき、外部電源の取扱いを設定したものであるため</p>
<p>(a-6) <u>可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水は、可搬型代替注水中型ポンプ2台を使用するものとし、$50\text{m}^3/\text{h}$の流量で注水する。</u></p>	<p>・ニ(3)(ii) a. (a) 代替燃料プール注水</p>	<p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>6.7 低圧代替注水系</p> <p>・可搬型（可搬型代替注水中型ポンプ） 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 (基本設計方針)</p> <p>4.2.1 使用済燃料プール注水</p>	<p>・有効性評価ガイドに基づき、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>(a-7) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。</p> <p>(a-7-1) <u>可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水は、事象発生から8時間後に開始する。</u></p> <p>(b) 想定事故2</p> <p>(b-1) <u>使用済燃料プールの初期水位は通常水位とし、保有水量を厳しく見極めるため、使用済燃料プールと隣接する原子炉ウエル間に設置されているプールの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°Cとする。</u></p> <p>(b-3) <u>使用済燃料プールの崩壊熱は、約9.1MWを用いるものとする。</u></p>	<p>(本文五号に記載なし)</p>	<p>・使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書</p>	<p>・原子炉の運転状態を設定したものであるため</p>
<p>(b-4) <u>安全機能としては、使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能として燃料プール冷却浄化系、残留熱除去系、補給水系等の機能を喪失するものとする。</u></p> <p>(b-5) <u>使用済燃料プール水位が最も低下する可能性のあるサイフォン現象による漏えいとして、燃料プール冷却浄化系配管の破断を想定する。</u></p>	<p>・ニ(3)(ii) a 使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能の喪失時又は使用済燃料プールの小規模な漏えい発生時に用いる設備</p> <p>(本文五号に記載なし)</p>	<p>核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 (基本設計方針)</p> <p>4.2.1 使用済燃料プール注水</p> <p>核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 (基本設計方針)</p> <p>4.2 代替燃料プール注水</p>	

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	工事の計画	工事の計画に該当しない理由
<p>(b-6) サイフォン現象による使用済燃料プール水位の低下は、<u>静的サイフォンブレイカ</u>の効果により、燃料プール水戻り配管水平部下端（通常水位から約 0.23m 下）までの低下にとどまるものとする。なお、評価においては、使用済燃料プールの水位は燃料プール水戻り配管水平部下端まで瞬時に低下するものとする。</p> <p>(b-7) <u>外部電源は使用できないものとする。</u></p> <p>(b-8) <u>可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水は、可搬型代替注水中型ポンプ 2 台を用いるものとし、$50\text{m}^3/\text{h}$ の流量で注水する。</u></p> <p>(b-9) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。</p> <p>(b-9-1) <u>可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水は、事象発生から 8 時間後に開始するものとする。</u></p> <p>e. 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故</p> <p>(a) <u>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）</u></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、$\text{ANSI}/\text{ANS}-5.1-1979$ の式に基づく崩壊熱曲線を使用し、原子炉停止 1 日後の崩壊熱として約 19MW を用いるものとする。</u></p> <p>(a-3) <u>原子炉初期水位は通常運転水位とする。</u></p> <p>(a-4) <u>原子炉初期水温は 52°C とする。</u></p> <p>(a-5) <u>原子炉圧力の初期値は大気圧とし、事象発生後も大気圧が維持されるものとする。</u></p> <p>(a-6) <u>起因事象として、運転中の残留熱除去系の故障によって、崩壊熱除去機能を喪失するものとする。</u></p> <p>(a-7) <u>安全機能としては、運転中の残留熱除去系の機能が喪失するものとする。</u></p>	<p>・ニ (3) (ii) a. (a) 代替燃料プール注水</p>	<p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>6.7 低圧代替注水系 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 (基本設計方針)</p> <p>4.2.1 使用済燃料プール注水</p>	<p>・有効性評価ガイドに基づき、サイフォンによる低下水位を設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、外部電源の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</p> <p>・原子炉の運転状態を設定したものであるため</p> <p>・ECCS 性能評価指針に基づき、設定したものであるため</p> <p>・原子炉の運転状態を設定したものであるため</p> <p>・評価上、崩壊熱による蒸発量が保守的となるよう設定したものであるため</p> <p>・PRA 選定結果に基づき、設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	工事の計画	工事の計画に該当しない理由
<p>(a-8) <u>外部電源は使用できないものとする。</u></p> <p>(a-9) <u>残留熱除去系（低圧注水系）は、$1.605\text{m}^3/\text{h}$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（原子炉停止時冷却系）の伝熱容量は、熱交換器 1 基当たり約 43MW（原子炉冷却材温度 100℃、海水温度 32℃において）とする。</u></p> <p>(a-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>(a-11-1) <u>残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水操作は、事象発生から約 2 時間後に実施するものとする。</u></p> <p>(b) 全交流動力電源喪失</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 の式に基づき崩壊熱曲線を使用し、原子炉停止 1 日後の崩壊熱として約 19MW を用いるものとする。</u></p> <p>(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></p> <p>(b-8) <u>外部電源は使用できないものとする。</u></p> <p>(b-9) <u>低圧代替注水系（常設）は、$27\text{m}^3/\text{h}$の流量で注水するものとする。</u></p> <p>(b-10) <u>緊急用海水系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の伝熱容量は、熱交換器 1 基当たり約 24MW（原子炉冷却材温度 100℃、海水温度 32℃において）とする。</u></p> <p>(b-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>・ホ (4) (i) 残留熱除去系</p> <p>・ホ (4) (i) 残留熱除去系</p> <p>・ホ (4) (vi) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備</p>	<p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>5.1 残留熱除去系</p> <p>・設定根拠に関する説明書</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>5.1 残留熱除去系</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>5.1 残留熱除去系</p>	<p>・有効性評価ガイドに基づき、外部電源の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</p> <p>・原子炉の運転状態を設定したものであるため</p> <p>・ECS 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>・有効性評価ガイドに基づき、外部電源の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・崩壊熱による蒸発量に基づき、設定したものであるため</p> <p>・残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の取扱いを設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	工事の計画	工事の計画に該当しない理由
<p>る。</p> <p>(b-11-1) 事象発生 21 分までに常設代替交流電源設備によって交流電源の供給を開始する。</p> <p>(b-11-2) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、事象発生から約 1.1 時間後に開始する。</p> <p>(b-11-3) 緊急用海水系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の運転操作は、事象発生から 4 時間 10 分後に開始する。</p> <p>(c) 原子炉冷却材の流出</p> <p>(c-1) 原子炉圧力容器の開放時について評価する。</p> <p>(c-2) 原子炉初期水位は原子炉ウエル満水の水位とし、原子炉圧力容器内の保有水量を厳しく見積もるため、使用済燃料プールと原子炉ウエルの間に設置されているブールゲートは閉を仮定する。</p> <p>(c-3) 原子炉初期水温は 52℃ とする。</p> <p>(c-4) 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 47m³/h とする。</p> <p>(c-5) 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。</p> <p>(c-6) 外部電源は使用できるものとする。</p> <p>(c-7) 残留熱除去系（低圧注水系）は、1,605m³/h の流量で注水するものとする。</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) 待機中の残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水操作は、事象発生から約 2 時間後に実施するものとする。</p> <p>(d) 反応度の誤投入</p> <p>(d-1) 評価する炉心状態は、平衡炉心のサイクル初期とする。なお、高燃焼度 8×8 燃料は装荷しないため評価対象外とする。</p> <p>(d-2) 事象発生前の炉心の実効増倍率は 1.0 とする。</p>	<p>・ホ (3) (ii) b. (c) (c-1-1-1) 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水</p> <p>原子炉冷却系統施設（要目表）</p> <p>5.1 残留熱除去系</p> <p>・設定根拠に関する説明書</p> <p>・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）</p> <p>5.1 残留熱除去系</p> <p>・設定根拠に関する説明書</p> <p>・熱出力計算書</p>	<p>・有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</p> <p>・原子炉の運転状態を設定したものであるため</p> <p>・PRA 選定結果に基づき、設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、外部電源の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため。</p> <p>・原子炉の運転状態を設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	工事の計画	工事の計画に該当しない理由
<p>(d-3) 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。また、燃料エンタルピの初期値は 8kJ/kgUO₂とする。</p> <p>(d-4) 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。</p> <p>(d-5) 誤引き抜きされる制御棒は、最大反応度価値を有する制御棒の対角隣接の制御棒とする。</p> <p>(d-6) 外部電源は使用できるものとする。</p> <p>(d-7) 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。</p> <p>(d-8) 原子炉スクラムは、起動領域計装の原子炉出力ペリオド短 (10 秒) 信号によるものとする。なお、原子炉スクラム信号の発生を想定する際の起動領域計装のバイパス状態は、A、B チェ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>・へ(1)(ii)c. 挿入時間及び駆動時間</p> <p>・へ(2)(i) 原子炉停止回路の種類</p>	<p>・設定根拠に関する説明書 制御棒駆動機構</p> <p>計測制御系統施設 (要目表)</p> <p>6 原子炉非常停止信号</p> <p>・発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する説明書</p>	<p>・解析上、原子炉の停止状態を設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、事故を設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、事故を設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、外部電源の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・解析上、原子炉スクラム信号の発生時間が保守的となるよう設定したものであるため</p>