

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

(口 設計基準事故)

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>ロ 設計基準事故</p> <p>事故に対処するために必要な施設並びに発生すると想定される事故の程度及び影響の評価を行うために設定した条件及びその評価の結果</p> <p>(2) 解析条件</p> <p>各評価事象の解析に当たって考慮する主要な安全機能に関する解析条件を以下に記述する。</p> <p>(i) 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化</p> <p>a. 原子炉冷却材喪失</p> <p>原子炉の出力運転中に、何らかの原因による原子炉冷却材圧力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。</p> <p>(a) 原子炉は、事故発生直前まで定格出力の約 105% (熱出力 [3, 440MW] 及び定格炉心流量の 105% で運転していたものとする。また、原子炉ドーム圧力の初期値は 7.17MPa [gage] とする。MCP R の初期値は、実際には通常運転時の熱的制限値よりも小さくなることはないが、沸騰水型原子炉の原子炉冷却材喪失解析において共通の値として用いられる値、1.19 とする。</p> <p>(b) 解析に用いる燃料棒の最大線出力密度は、通常運転時の熱的制限値である 44.0kW/m の 102% である。また、燃料被覆管とペレット間のギャップ熱伝達係数は、燃焼期間中の変化を考慮して、解析結果を厳しくする値 (*) を用いる。</p> <p>(c) 原子炉停止後の崩壊熱は、実測データに基づく値に安全余裕を見込んだ式 (<math>GE (平均) + 3\sigma</math>) で計算される値を使用する。なお、この式はアクチノイドの崩壊熱についても考慮している。</p> <p>(d) 事故発生と同時に外部電源が喪失するものとする。したがって、再循環ポンプは即時にトリップするものとする。</p> <p>(e) 原子炉冷却材喪失解析は、保守的に原子炉水位がレベル 3 (スクラム水位) にある時から開始し、事故発生と同時に原子炉水位低信号 (レベル 3) で原子炉はスクラムするものとする。また、非常用炉心冷却系 (以下「ECCS」という。) 起動信号として、ドライウェル圧力高信号は、原子炉水位異常低下信号 (レベル 2 又は 1) よりも早く出ると考えられるが、保守的に原子炉水位異常低下信号によって ECCS が起動すると仮定する。</p>	<p>原子炉の型式、熱出力及び基数* (*本文三号に記載)</p> <p>ハ(1)(v)b 燃料棒最大線出力密度</p>	<p>【既工認】 (要目表)</p> <p>1. 原子炉本体</p> <p>1.1 炉型式, 熱出力, 過剰反応度及び反応度係数</p> <p>熱出力計算書</p> <p>熱出力計算書</p>	<p>安全評価指針に基づき、想定事象を説明したものであるため</p> <p>炉心評価値に基づき、保守的に設定したものであるため</p> <p>軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針(以下「ECCS性能評価指針」という。)に基づき、保守的に設定したものであるため</p> <p>安全評価指針に基づき、外部電源の取扱いを設定したものであるため</p> <p>安全評価指針に基づき、保守的に設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文十号)	発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文五号)	工事の計画	工事の計画に該当しない理由
<p>発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文十号)</p> <p>(f) 原子炉停止機能の観点から安全保護系(原子炉水位低信号(レベル3) スクラム)に単一故障を仮定する。</p> <p>(g) 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、高圧炉心スプレイス系の故障である。</p> <p>(h) 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。</p> <p>(i) 逃がし安全弁については、安全弁機能より逃がし弁機能が先に作動するが、安全弁機能が作動すると仮定する。</p> <p>(j) 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。</p> <p>9×9燃料(A型)を装荷した炉心について</p> <p>核沸騰冷却 <u>ボイド率の関数とする相関式</u></p> <p>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</u></p> <p>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</u></p> <p>蒸気冷却 <u>Dittus-Boelter の式</u></p> <p>噴霧流冷却 <u>Sun-Sahra の式</u></p> <p>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</u></p> <p>9×9燃料(B型)を装荷した炉心について</p> <p>核沸騰冷却 <u>ボイド率の関数とする相関式</u></p> <p>膜沸騰冷却 <u>修正 Bromley の式と Dougal-Rohsenow の式をボイド率で内挿した相関式</u></p> <p>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</u></p> <p>蒸気冷却 <u>Dittus-Boelter の式</u></p> <p>(k) 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-Iust の式を用いて計算する。</p> <p>なお、解桁に用いた主要計算条件を以下に示す。</p> <p>炉心入口エンタルピー <u>1.24MJ/kg</u></p> <p>炉心スプレイス流量(定格値) <u>1.419t/h (高圧炉心スプレイス系, 低圧炉心スプレイス系ともポンプ)</u></p>	<p>発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文五号)</p> <p>・ホ(3)(ii)a. (a)高圧炉心スプレイス系</p> <p>・ホ(3)(ii)a. (b)低圧炉心スプレイス系</p>	<p>工事の計画</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>6.2 低圧炉心スプレイス系</p>	<p>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、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、単一故障を設定したものであるため</p> <p>・ECCS性能評価指針に基づき、流出量計算モデルを設定したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、評価上仮定した条件であるため</p> <p>・燃料被覆管の温度評価手法について説明したものであるため</p> <p>・燃料被覆管の酸化量評価手法について説明したものであるため</p> <p>・炉心評価値に基づき、保守的に設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	工事の計画	工事の計画に該当しない理由
<p>台当たり、各々原子炉圧力容器と水源との差圧 1.38MPa、0.84MPa に おいて</p> <p>1.605t/h (ポンプ 1 台当たり) 原子炉圧力容器と水源との差圧 0.14MPa において</p> <p>原子炉水位低 (スクラム) 設定点 セパレータ・スカート下端から +66cm (レベル 3)</p> <p>原子炉水位異常低下 (主蒸気隔離弁閉鎖、高圧炉心スプレイス系及びその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 -63cm (レベル 2)</p> <p>原子炉水位異常低下 (低圧炉心スプレイス系、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 -345cm (レベル 1)</p> <p>b. 原子炉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。 (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。 (b) 原子炉は、事故発生直前まで定格出力の約 105% (熱出力 3,440MW) 及び定格炉心流量の 105% で運転していたものとする。また、原子炉ドーム圧力の初期値は 7.03MPa [gage] とする。MCP R の初期値は、9×9 燃料 (A 型) を装荷した炉心については 1.24、9×9 燃料 (B 型) を装荷した炉心については 1.23 とする。</p>	<p>・ホ(3)(ii)a.(c) 残留熱除去系 (低圧注水系)</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>・設定根拠に関する説明書 高圧炉心スプレイス系ポンプ 低圧炉心スプレイス系ポンプ</p> <p>原子炉炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>5.1 残留熱除去系 ・設定根拠に関する説明書 残留熱除去系ポンプ</p> <p>計測制御系統施設 (要目表)</p> <p>6 原子炉非常停止信号 ・発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する説明書 ・原子炉停止信号の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 7 工学的安全施設等の起動信号 ・工学的安全施設等の起動 (作動) 信号の設定根拠に関する説明書</p> <p>【既工認】 (要目表) 1. 原子炉本体 1.1 炉型式、熱出力、過剰反応度及び反応度係数 ・熱出力計算書</p>	<p>・炉心評価値に基づき、保守的に設定したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、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>

発用原子炉設置変更申請書 (本文十号)	発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 3,440MW) 及び定格炉心流量の 105% で運転していたものとする。また、原子炉ドーム圧力の初期値は 7.03MPa [gage] とする。MCP R の初期値は、9×9 燃料 (A 型) を装荷した炉心については 1.24、9×9 燃料 (B 型) を装荷した炉心については 1.23 とする。</p> <p>(c) 解析に用いる燃料棒の最大線出力密度は、通常運転時の熱的制限値である 44.0kW/m とする。</p> <p>(d) 再循環ポンプ及び同駆動電動機の慣性定数の設計値は約 5 秒であるが、本解析では炉心流量の低下を厳しめに評価するよう 4.7 秒とする。</p> <p>(e) スクラム反応度曲線はサイクル早期炉心用スクラム反応度曲線を用いる。</p> <p>(f) 減速材ポイド係数は、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) 原子炉停止機能の觸点から安全保護系 (原子炉水位高の信号による主蒸気止め弁閉スクラム) に単一故障を仮定する。</p> <p>(h) 逃がし安全弁については、安全弁機能より逃がし弁機能が先に作動するが、安全弁機能が作動すると仮定する。</p> <p>(i) タービン・バイパス弁については、不動作を仮定する。</p>	<p>ハ(1)(w)b 燃料棒最大線出力密度 (本文五号に記載なし)</p> <p>ハ(1)(w)a 最小限界出力比</p> <p>ハ(1)(iii)c. ポイド係数及びドップラ係数 (*本文三号に記載)</p> <p>ハ(1)(w)b 燃料棒最大線出力密度 (本文五号に記載なし)</p>	<p>熱出力計算書</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>3.1 原子炉冷却材再循環系</p> <p>制御能力についての計算書</p> <p>制御能力についての計算書</p> <p>【既工認】 (要目表)</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>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>3.1 原子炉冷却材再循環系</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> <p>炉心評価値に基づき、保守的に設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	工事の計画	工事の計画に該当しない理由								
<p>(e) スクラム反応度曲線は、サイクル早期炉心用スクラム反応度曲線を用いる。</p> <p>(f) 減速材ポイド係数は、平衡サイクル初期時点の値の0.9倍の値(*)を用いる。ドップラ係数は、平衡サイクル末期時点の値の0.9倍の値(*)を用いる。</p> <p>(g) 原子炉停止機能の観点から安全保護系（原子炉水位高の信号による主蒸気止め弁閉スクラム）に単一故障を仮定する。</p> <p>(h) 逃がし安全弁については、安全弁機能より逃がし弁機能が先に作動するが、安全弁機能が作動すると仮定する。</p> <p>(i) タービン・バイパス弁については、不動作を仮定する。</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>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を想定する。</p> <p>(a) 初期条件</p> <p>解杆は、<math>9 \times 9</math>燃料（A型）を装荷した炉心、<math>9 \times 9</math>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。</p> <table border="1" data-bbox="925 1545 1061 1948"> <tr> <td>サイクル初期</td> <td>低温時臨界状態</td> </tr> <tr> <td>サイクル初期</td> <td>高温待機時臨界状態</td> </tr> <tr> <td>サイクル末期</td> <td>低温時臨界状態</td> </tr> <tr> <td>サイクル末期</td> <td>高温待機時臨界状態</td> </tr> </table> <p>サイクル初期及び末期とも、低温状態では、出力は定格の<math>10^{-8}</math>、燃料ペレット温度<math>20^{\circ}\text{C}</math>で燃料エンタルピの初期値は<math>8\text{kJ/kgUO}_2</math>であり、高温待機状態では、出力は定格の<math>10^{-6}</math>、燃料ペレット温度<math>286^{\circ}\text{C}</math>で燃料エンタルピの初期値は<math>75\text{kJ/kgUO}_2</math>である。</p> <p>(b) 炉心流量</p> <p>原子炉起動時には、通常、制御棒引き抜き開始に先立ち、冷却材を循環させ、定格の約25～30%の炉心流量を得るが、保守的に定格の20%の炉心流量があるものと仮定する。</p> <p>(c) 落下制御棒価値及び落下速度</p> <p>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</p> <p>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</p>	サイクル初期	低温時臨界状態	サイクル初期	高温待機時臨界状態	サイクル末期	低温時臨界状態	サイクル末期	高温待機時臨界状態	<p>発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>ハ(1)(w)a 最小限界出力比</li> <li>ハ(1)(iii)c. ポイド係数及びドップラ係数</li> </ul>	<p>工事の計画</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>制御能力についての計算書</li> <li>制御能力についての計算書</li> </ul>	<p>工事の計画に該当しない理由</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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</li> <li>安全評価指針に基づき、評価上仮定した条件であるため</li> <li>安全評価指針に基づき、評価上仮定した条件であるため</li> <li>安全評価指針に基づき、想定事象を説明したものであるため</li> <li>発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針(以下「RIE指針」という。)に基づき、評価に当たって考慮する範囲を設定したものであるため</li> <li>炉心評価値に基づき、保守的に設定したものであるため</li> <li>炉心評価値に基づき、保守的に設定したものであるため</li> </ul>
サイクル初期	低温時臨界状態										
サイクル初期	高温待機時臨界状態										
サイクル末期	低温時臨界状態										
サイクル末期	高温待機時臨界状態										

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>限される0.95m/sとする。落下制御棒の反応度曲線(*)は、制御棒値やスクラム速度とあいまって、保守的な解析結果を与えるように設定されたものを用いる。</p> <p>(d) スクラム条件</p> <p>原子炉のスクラムは、最大反応度値を有する制御棒1本が全引き抜き位置に固着して挿入されないものとする。</p> <p>中性子束高スクラムは、定格出力の120%で作動するものとし、その動作遅れは0.09秒とする。スクラム反応度曲線(*)は、制御棒値やスクラム速度とあいまって、保守的な解析結果を与えるように設定されたものを用いる。</p> <p>(e) 安全保護系 (原子炉出力ペリオド短スクラム (起動領域計装)) は保守的に作動しないものとする。さらに、原子炉停止機能の観点から安全保護系 (中性子束高スクラム (出力領域計装)) に単一故障を仮定する。</p> <p>(f) 逃がし安全弁については、安全弁機能より逃がし弁機能が先に作動するが、安全弁機能が作動すると仮定する。</p> <p>(g) ドップラ係数 (*)</p> <p>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ずとし、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は考慮すると、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。</p> <p>(h) ベレットー燃料被覆管ギヤップ熱伝達係数</p> <p>ギヤップ熱伝達係数は、Ross&amp;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り扱う。</p> <p>(i) 燃料被覆管 - 冷却材熱伝達係数</p> <p>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。</p> <p>単相強制対流 Dittus-Boelterの式</p> <p>核沸騰状態 Jens-Lottesの式</p> <p>膜沸騰状態 Douglall-Rohsenowの式 (高温待機時)</p> <p>NSRRの実測データに基づいて導出された熱伝達相関式 (低温時)</p>	<p>発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文五号)</p> <p>反応度制御能力</p> <p>原子炉停止回路の種類</p> <p>ハ(1)(iii)c. ボイド係数及びドップラ係数</p>	<p>工事の計画</p> <p>(基本設計方針)</p> <p>1.2 制御棒及び制御棒駆動系</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>制御能力についての計算書</li> <li>熱出力計算書</li> </ul> <p>計測制御系統施設 (要目表)</p> <p>2 (1) 制御棒 (基本設計方針)</p> <p>1.2 制御棒及び制御棒駆動系</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> <ul style="list-style-type: none"> <li>発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する説明書</li> </ul> <p>制御能力についての計算書</p>	<p>工事の計画に該当しない理由</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>炉心評価値に基づき、保守的に設定したものであるため</li> <li>炉心評価値に基づき、保守的に設定したものであるため</li> <li>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</li> <li>安全評価指針に基づき、評価上仮定した条件であるため</li> <li>安全評価指針に基づき、評価上仮定した条件であるため</li> <li>燃料エンタルピの評価手法について説明したものであるため</li> </ul>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	工事の計画	工事の計画に該当しない理由																						
<p>発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）</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) 限界熱条件の判定</p> <p>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。</p> <p>高温待機時 沸騰遷移相関式でMCPRが1.07</p> <p>低温時 Rohsenow-Griffithの式及びKutateladzeの式</p> <p>(k) 局所出力ピーキング係数（*）</p> <p>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。</p> <table border="1" data-bbox="550 1512 885 1915"> <tr> <td colspan="2">9×9燃料（A型）を装荷した炉心について</td> </tr> <tr> <td>低温時（サイクル初期）</td> <td>1.46</td> </tr> <tr> <td>低温時（サイクル末期）</td> <td>1.28</td> </tr> <tr> <td>高温待機時（サイクル初期）</td> <td>1.42</td> </tr> <tr> <td>高温待機時（サイクル末期）</td> <td>1.23</td> </tr> </table> <p>9×9燃料（B型）を装荷した炉心について</p> <table border="1" data-bbox="758 1534 885 1892"> <tr> <td>低温時（サイクル初期）</td> <td>1.33</td> </tr> <tr> <td>低温時（サイクル末期）</td> <td>1.19</td> </tr> <tr> <td>高温待機時（サイクル初期）</td> <td>1.26</td> </tr> <tr> <td>高温待機時（サイクル末期）</td> <td>1.13</td> </tr> </table> <p>(l) 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、「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燃料被覆管は破損したものとし、ここでは、ペレット燃焼度 40,000MWd/t未満の破損しきい値として燃料エンタルピー 385kJ/kgU<sub>2</sub>O<sub>7</sub> (92cal/gU<sub>2</sub>O<sub>7</sub>)とし、ペレット燃焼度 40,000MWd/t以上の破損しきい値として、燃焼に伴い燃料棒内圧が上昇することも加味し「反応度投入事象評価指針」が示す燃料の許容設計限界である燃料エンタルピーの最大値 272kJ/kgU<sub>2</sub>O<sub>7</sub> (65cal/gU<sub>2</sub>O<sub>7</sub>)を用いる。</p> <p>(m) 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について」（以下「反応度投入事象取扱報告書」という。）に示されたペレット被覆管機械的相互作用を原因とする破損（以下「PCMI破損」という。）を生じるしきい値のめやすを超える燃料被覆管は、破損したものとす。</p> <table border="1" data-bbox="1364 1624 1460 1937"> <tr> <td>ペレット燃焼度 25,000MWd/t未満</td> <td>460kJ/kgU<sub>2</sub>O<sub>7</sub> (110cal/gU<sub>2</sub>O<sub>7</sub>)</td> </tr> <tr> <td>ペレット燃焼度 25,000MWd/t以上 40,000MWd/t未満</td> <td></td> </tr> </table>	9×9燃料（A型）を装荷した炉心について		低温時（サイクル初期）	1.46	低温時（サイクル末期）	1.28	高温待機時（サイクル初期）	1.42	高温待機時（サイクル末期）	1.23	低温時（サイクル初期）	1.33	低温時（サイクル末期）	1.19	高温待機時（サイクル初期）	1.26	高温待機時（サイクル末期）	1.13	ペレット燃焼度 25,000MWd/t未満	460kJ/kgU <sub>2</sub> O <sub>7</sub> (110cal/gU <sub>2</sub> O <sub>7</sub> )	ペレット燃焼度 25,000MWd/t以上 40,000MWd/t未満				<p>・燃料エンタルピーの評価手法について説明したものであるため</p> <p>・RIE指針及び発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて（以下「RIE報告書」という。）に基づき、機械的エネルギーの評価について設定したものであるため</p>
9×9燃料（A型）を装荷した炉心について																									
低温時（サイクル初期）	1.46																								
低温時（サイクル末期）	1.28																								
高温待機時（サイクル初期）	1.42																								
高温待機時（サイクル末期）	1.23																								
低温時（サイクル初期）	1.33																								
低温時（サイクル末期）	1.19																								
高温待機時（サイクル初期）	1.26																								
高温待機時（サイクル末期）	1.13																								
ペレット燃焼度 25,000MWd/t未満	460kJ/kgU <sub>2</sub> O <sub>7</sub> (110cal/gU <sub>2</sub> O <sub>7</sub> )																								
ペレット燃焼度 25,000MWd/t以上 40,000MWd/t未満																									



発用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発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>発用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）</p> <p><u>355kJ/kgU<sub>2</sub>O<sub>7</sub> (85cal/gU<sub>2</sub>O<sub>7</sub>)</u>  <u>ペレット燃焼度 40,000MWd/t 以上 65,000MWd/t 未満</u>  <u>209kJ/kgU<sub>2</sub>O<sub>7</sub> (50cal/gU<sub>2</sub>O<sub>7</sub>)</u>  <u>ペレット燃焼度 65,000MWd/t 以上 75,000MWd/t 程度まで</u>  <u>167kJ/kgU<sub>2</sub>O<sub>7</sub> (40cal/gU<sub>2</sub>O<sub>7</sub>)</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>原子炉運転中、「何らかの原因で放射性気体廃棄物処理施設（以下「オフガス系」という。）の一部が破損し、オフガス系に保持されていた希ガスや空気抽出器からの希ガスが環境に放出される事象を想定する。</p> <p>(a) 希ガス放出量が大きくなる破損箇所としてはホールドアップ装置第1塔の入口配管及び空気抽出器の出口配管が考えられるが、ここでは希ガスの減衰時間が短く希ガスの環境への放出がより大きくなる空気抽出器出口配管での破損を考慮するものとする。</p> <p>(b) 破損が生じた時点における空気抽出器の希ガスの放出率は、運転上許容される最大値である <math>3.33 \times 10^{10} \text{Bq/s}</math> (30分減衰換算値) とする。</p> <p>(c) オフガス系に保持されていた希ガスの破損箇所からの放出量は、隔離時間を考慮して厳しくなるように評価し、空気抽出器排ガス減衰管からは保持されていた希ガスの100%、また、ホールドアップ装置第1塔からは保持されていた希ガスの10%が放出されるものとする。</p> <p>(d) 空気抽出器及び破損箇所は、排気筒モニタの排気筒モニタ放射能高警報等によって事故を検知するのに要する時間及びオフガス系隔離弁に単一故障を仮定した上で隔離操作に要する時間を十分見込んだ時間後に隔離されるものとし、更に保守的に余裕を考慮し事故後30分以内には隔離されないものとする。したがって、事故後30分間は空気抽出器からの希ガスの放出を考慮する。炉心内で発生した希ガスが空気抽出器の出口に到達するまでに減衰する効果は安全側に無視するものとする。</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>		工事の計画	<p>工事の計画に該当しない理由</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>安全評価指針に基づき、想定事象を説明したものであるため</li> <li>安全評価指針に基づき、破断箇所を設定したものであるため</li> </ul> <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）	工事の計画	工事の計画に該当しない理由
<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ため排気筒から放出されるものとする。放出された希ガスによるγ線空気カーマは、理地における2005年4月から2006年3月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対線量に希ガスの全放出量に乗じて求める。</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3,440MW）で十分長時間（2,000日）運転していたものとし、炉心流量は定格流量の105%とする。また原子炉ドーム圧力の初期値は7.17MPa「gage」とする。最小限界出力比の初期値は実際には通常運転時の熱的制限値よりも小さくなることはないが、(i), a. 原子炉冷却材喪失で用いているものと同じ値を用いることとし、1.19と する。</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、主蒸気流量高信号により0.5秒の動作遅れ時間を含み、事故後5秒で全閉するものとする。</p> <p>(d) 流出流量は、流量制限器により定格流量の200%に制限されるとする。ただし、主蒸気隔離弁の部分において臨界流が発生するまでは、弁による流量制限の効果は考慮しないものとする。</p> <p>(e) 臨界流の計算には、Moodyの臨界流モデルを使用する。</p> <p>(f) 事故発生と同時に外部電源が喪失するとする。したがって、再循環ポンプは即時にトリップするものとする。</p>	<p>発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）</p> <p>・原子炉の形式、熱出力* （*本文三号に記載）</p> <p>・ホ(1)(ii)c主蒸気系</p> <p>・ホ(1)(i)c主蒸気系</p>	<p>【既工認】（要目表）</p> <p>1. 原子炉本体</p> <p>1.1 炉型式、熱出力、過剰反応度及び反応度係数</p> <p>・熱出力計算書</p> <p>原子炉炉冷却系統施設 （要目表）</p> <p>4.1 主蒸気系</p> <p>(7) 主蒸気隔離弁</p> <p>・発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する説明書</p> <p>原子炉炉冷却系統施設 （要目表）</p> <p>4.1 主蒸気系</p> <p>(5) 主蒸気流量制限器</p>	<p>・発電用原子炉施設の安全解析に関する気象方針（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> <p>・安全評価指針に基づき、流量制限器の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・臨界流の計算手法について説明したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、外部電源の取扱いを設定したものであるため</p>

発用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発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) 原子炉停止機能の観点から安全保護系（主蒸気流量高信号）による主蒸気隔離弁閉スクラム）に単一故障を仮定する。</p> <p>(h) 事故発生前の冷却材中の核分裂生成物の濃度は、運転上許容される I-131 の最大濃度である <math>4.6 \times 10^{-3} \text{Bq/g}</math> に相当するものとし、その組成を拡散組成とする。気相中のハロゲンの濃度は、液相中の濃度の 2% とする。</p> <p>(i) 事故発生後、原子炉圧力の低下に伴う燃料棒からの核分裂生成物の追加放出量は、I-131 については先行炉等の実測値の平均値に適切な余裕をみた値である <math>2.22 \times 10^{14} \text{Bq}</math> とし、その他の核分裂生成物についてはその組成を平衡組成として求め、希ガスについてはより素の 2 倍の放出があるものとする。</p> <p>(j) 主蒸気隔離弁閉止前の燃料棒からの核分裂生成物の追加放出に関しては、主蒸気隔離弁閉止前の原子炉圧力の低下割合に比例して放出されるものとするが、主蒸気隔離弁までの到達時間を考慮し、追加放出された核分裂生成物が主蒸気隔離弁閉止までに破断口から放出されることはないものとする。</p> <p>(k) 主蒸気隔離弁閉止後の燃料棒からの核分裂生成物の追加放出に関しては、原子炉圧力の低下に伴い徐々に冷却材中へ放出されるものとする。</p> <p>(l) 燃料棒から追加放出されるより素のうち有機より素は 4% とし、残りの 96% は無機より素とする。</p> <p>(m) 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。有機より素のうち、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。有機より素から分解したより素、無機より素及びより素以外のハロゲンが気相部にキヤリーオーバーされる割合は 2% とする。</p> <p>(n) 放射能閉じ込め機能の観点から、主蒸気隔離弁に単一故障を仮定するとして、8 個の主蒸気隔離弁のうち 1 個が閉止しないものとし、閉止した 7 個の主蒸気隔離弁から蒸気が漏えいするものとする。各主蒸気隔離弁の閉止直後の漏えい率は、設計漏えい率 <math>10\%/d</math> (逃がし安全弁の最低設定圧力において、原子炉圧力容器気相体積に対して、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 <math>30\%/d</math> 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。</p> <p>(o) 主蒸気隔離弁閉止後、逃がし安全弁等を通して崩壊熱相当の蒸気がサブプレッション・プール水中へ移行するものとし、その蒸気流</p>	<p>・ホ (1) (ii) c 主蒸気系</p>	<p>原子炉冷却系統施設 (要目表) 4.1 主蒸気系 (7) 主蒸気隔離弁</p>	<p>・安全評価指針に基づき、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、単一故障を設定したものであるため</p> <p>・単一故障を考慮した漏えい率の評価値であるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、蒸気流量を評価したものであるため</p>

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>量は原子炉圧力容器気相体積の340倍/dとする。この蒸気に含まれる核分裂生成物は被ばくには寄与しないものとする。</p> <p>(p) <u>主蒸気隔離弁閉止後、原子炉圧力は、逃がし安全弁、原子炉隔離時冷却系及び残留熱除去系によって24時間で直線的に大気圧にまで減圧され、主蒸気系からの漏えいは停止するものとする。</u></p> <p>(q) <u>タービン建屋内に放出された有機よう素が分解したよう素、無機よう素及びよう素以外のハロゲン等は50%が床、壁等に沈着するものとする。希ガス、有機よう素に関してはこの効果は考えないものとする。</u></p> <p>(r) <u>主蒸気隔離弁閉止前に破断口から放出された冷却材は、完全蒸発し、同時に放出された核分裂生成物を均一に含む蒸気雲になるものと仮定する。</u></p> <p>(s) <u>主蒸気隔離弁閉止後に主蒸気系から漏えいした核分裂生成物は、大気中に地上放散されるものとする。</u></p> <p>(t) <u>主蒸気隔離弁閉止前に放出された核分裂生成物を含む冷却材は、高温低温状態の外気中で完全蒸発し、半球状の蒸気雲を形成するものとする。この場合、蒸気雲が小さいほど実効線量が高くなり、外気条件として温度が高く、相対湿度が低いほど蒸気雲は小さくなる。本評価では、蒸気雲の大きさを求めるに当たり、温度として33°C、相対湿度として40%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1m/sの速度で移動するものとする。</u></p> <p>(v) <u>主蒸気隔離弁閉止後、主蒸気隔離弁を通して大気中へ放出される核分裂生成物による非居住区境界外での地表空気中濃度は、現地における2005年4月から2006年3月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対線量に希ガス、ハロゲン等の全放出量を乗じて求める。</u></p> <p>また、非居住区境界外での希ガス及びハロゲン等によるγ線空気カーマは、現地における2005年4月から2006年3月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対線量に希ガス、ハロゲン等の全放出量を乗じて求める。</p> <p>c. 燃料集合体の落下</p> <p>原子炉の燃料取扱装置の故障、破損等により燃料集合体が落下して破損し、放射性物質が環境に放出される事を想定する。</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> <p>気象方針に基づき、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>

発用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発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) 燃料ギャップ内の核分裂生成物の量は、原子炉が定格出力の約105%（熱出力3,440MW）で七十分時間（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。</p> <p>(b) 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慮するものとする。</p> <p>(c) 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。</p> <p>(d) 放出された希ガスは、全量が水中から原子炉建屋の空气中へ放出されるものとする。</p> <p>(e) 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ため、放出されたよう素のうち1%は有機状とし、全て原子炉建屋内に移行するものとする。</p> <p>(f) 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。</p> <p>(g) 原子炉建屋放射能高信号により、原子炉建屋ガス処理系が起動するものとする。</p> <p>(h) 非常用ガス再循環系よう素用チャコールフィルタのよう素除去効率は、設計値90%を用いるものとし、また、原子炉建屋から、非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系の2系統を通り大気中に放出されるよう素の除去効率は、非常用ガス処理系よう素用チャコールフィルタの設計値97%を用いるものとする。</p> <p>(i) 非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系の容量は、それぞれ設計で定められた値（4.8回/d及び1回/d）とする。</p> <p>(j) 原子炉建屋内に放出された核分裂生成物は原子炉建屋ガス処理系で処理された後、排気筒から大気中に放出されるものとする。</p>	<p>発用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉の形式、熱出力*（*本文三号に記載）</li> </ul> <p>• (2) (ii) その他の主要な安全保護回路の種類</p> <p>• リ(4) (iv) 原子炉建屋ガス処理系</p>	<p>【既工認】（要目表）</p> <p>1. 原子炉本体</p> <p>1.1 炉型式、熱出力、過剰反応度及び反応度係数</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>熱出力計算書</li> </ul> <p>原子炉規格納施設（要目表）</p> <p>7.3 原子炉建屋ガス処理系</p> <p>原子炉規格納施設（要目表）</p> <p>3 圧力低減設備その他の安全設備</p> <p>非常用ガス処理フィルタトレイン</p> <p>原子炉規格納施設（要目表）</p> <p>3 圧力低減設備その他の安全設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>設定根拠に関する説明書</li> </ul> <p>非常用ガス処理系排風機、非常用ガス再循環系排風機</p> <p>原子炉規格納施設（基本設計方針）</p> <p>3.3.1 原子炉建屋ガス処理系</p>	<p>工事の計画に該当しない理由</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>安全評価指針に基づき、評価上仮定した条件であるため</li> <li>安全評価指針に基づき、原子炉停止後の期間を設定したものであるため</li> </ul> <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>

発用原子炉設置変更申請書（本文十号）	発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>(k) 放射能閉じ込め機能の観点から、原子炉建屋ガス処理系に単一故障を仮定する。</p> <p>(l) 非居住区域境界外での地表空気中濃度は、現地における2005年4月から2006年3月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対濃度に核分裂生成物の全放出量を乗じて求める。</p> <p>(m) 非居住区域境界外での希ガスによるγ線空気カーマは、現地における2005年4月から2006年3月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対線量に希ガスの全放出量を乗じて求める。</p> <p>d. 原子炉冷却材喪失</p> <p>(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。</p> <p>(a) 原子炉は、事故直前まで定格出力の約105%（熱出力3,440MW）で十分長時間（2,000日）運転されていたものとする。</p> <p>(b) 事故発生前の冷却材中の核分裂生成物の濃度は、運転上許容されるI-131の最大濃度である <math>4.6 \times 10^3 \text{ Bq/g}</math> に相当するものとし、その組成を拡散組成とする。</p> <p>(c) 事故発生後新たに燃料棒の破損は生じないため、原子炉圧力の低下に伴う燃料棒からの核分裂生成物の追加放出量は、I-131については先行炉等の実測値の平均値に適切な余裕をみた値である <math>2.22 \times 10^{14} \text{ Bq}</math> とし、その他の核分裂生成物についてはその組成を平衡組成として求め、希ガスについては希ガスの2倍の放出があるものとする。</p> <p>(d) 燃料棒から格納容器内に放出された希ガスのうち、有機希ガスは4%とし、残りの96%は無機希ガスとする。</p> <p>(e) 無機希ガスについては、50%が格納容器内部に沈着し、漏えいし希ガスにならないものとする。さらに、無機希ガスが格納容器スプレイトンによって除去される。あるいはサプレッション・プール水に溶解する割合は、無機希ガスについては分配係数で示して100とする。有機希ガス及び希ガスについては、これらの効果を無視するものとする。</p> <p>(f) 格納容器内での核分裂生成物の自然崩壊を考慮する。</p>	<p>発用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）</p> <p>・原子炉の形式、熱出力*（*本文三号に記載）</p>	<p>【既工認】（要目表）</p> <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>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、単一故障を設定したものであるため</p> <p>・気象方針に基づき、相対濃度及び相対線量の設定方法を説明したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、想定事象を設定したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、評価上仮定した条件であるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、評価上仮定した条件であるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、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>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	工事の計画	工事の計画に該当しない理由
<p>(g) <u>格納容器的な漏えい率は、設計上定められた最大値(0.5%/d)とする。</u></p> <p>なお、ECCSにより格納容器外へ導かれたサブプレッション・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。</p> <p>(h) <u>通常運転時に作動している原子炉建屋の常用換気系は、原子炉水位低、ドライウエル圧力高又は原子炉建屋放射能高の信号により原子炉建屋ガス処理系に切り替えられるものとする。核分裂生成物が原子炉建屋において、床、壁等に沈着することによる除去効果は無視し、自然崩壊のみを考える。</u></p> <p>(i) <u>非常用ガス再循環系より素用チャコールフィルタのような素除去効率は、設計値90%を用いるものとし、また、原子炉建屋から、非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系の2系統を通り大気中に放出されるような素の除去効率は、非常用ガス処理系より素用チャコールフィルタの設計値97%を用いるものとする。</u></p> <p>(j) <u>非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系の容量は、それぞれ設計で定められた値(4.8回/d及び1回/d)とする。</u></p> <p>(k) <u>原子炉建屋内の核分裂生成物からの直接線及びスカイシャイン線による実効線量の評価に当たっては、格納容器から原子炉建屋内に漏えいした核分裂生成物が全て原子炉建屋内に均一に分布するものとする。</u>  <u>なお、格納容器内の核分裂生成物からの直接線及びスカイシャイン線は、原子炉一次遮蔽等により十分遮蔽されており、実効線量の評価において有意な寄与はないため、原子炉建屋内の線源としては除外する。</u></p> <p>(1) <u>事故の評価期間は、格納容器内圧が格納容器からの漏えいが無視できる程度に低下するまでの期間（ここでは安全側に無限期間）</u></p>	<p>発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・リ(2) 原子炉格納容器的な最高使用圧力及び最高使用温度並びに漏えい率</li> <li>・へ(2)(ii) その他の主要な安全保護回路の種類</li> <li>・リ(4)(w) 原子炉建屋ガス処理系</li> </ul> <p>(本文五号に記載なし)</p>	<p>工事の計画</p> <p>原子炉格納施設 (要目表)</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1 原子炉格納容器</li> </ol> <p>計測制御系統施設 (要目表)</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>7 工学的な安全施設等の起動信号</li> <li>・工学的な安全施設等の起動（作動）信号の設定根拠に関する説明書</li> </ol> <p>原子炉格納施設 (要目表)</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>3 圧力低減設備その他の安全設備</li> </ol> <p>非常用ガス再循環系フィルタトレイン 非常用ガス処理系フィルタトレイン</p> <p>原子炉格納施設 (要目表)</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>3 圧力低減設備その他の安全設備</li> </ol> <p>・設定根拠に関する説明書 非常用ガス処理系排風機、非常用ガス再循環系排風機</p>	<p>工事の計画に該当しない理由</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・安全評価指針に基づき、サブプレッション・チェンバ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</li> <li>・安全評価指針に基づき、評価上仮定した条件であるため</li> <li>・安全評価指針に基づき、評価上仮定した条件であるため</li> <li>・安全評価指針に基づき、評価期間を設定したものであるため</li> </ul>

発用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発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>とする。</p> <p>(m) 格納容器から原子炉建屋内に漏えいした核分裂生成物は、原子炉建屋ガス処理系で処理された後、排気筒から大気中に放出されるものとする。</p> <p>(n) 放射能閉じ込め機能の観点から、原子炉建屋ガス処理系に単一故障を仮定する。</p> <p>(o) 非居住区域境界外での地表空気中濃度は、現地における2005年4月から2006年3月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対濃度に核分裂生成物の全放出量を乗じて求める。</p> <p>(p) 非居住区域境界外での希ガスによる<math>\gamma</math>線空気カーマは、現地における2005年4月から2006年3月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対濃度に希ガスの全放出量を乗じて求める。</p> <p>(q) 直接線及びスカイライン線による実効線量は、原子炉建屋内の核分裂生成物による<math>\gamma</math>線積算線源強度を用い、原子炉建屋の遮蔽効果を考慮して求める。</p> <p>e. 制御棒落下</p> <p>(ii). a. 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。</p> <p>(a) 本事故による燃料棒の燃料被覆管の破損本数が最大となるのは、サイクル初期の高温待機状態で事故が発生した場合であり、炉心の全燃料棒に対する破損燃料棒割合を6%として解析する。</p> <p>(b) 原子炉は高温待機状態にあり、事故発生30分前まで定格出力の約105%（熱出力3,440MW）で十分長時間（2,000日）運転されていたものとする。</p> <p>(c) 事故時の主蒸気流量は定格の5%とする。</p> <p>(d) 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とする。</p> <p>(e) 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。</p>	<p>チ(4)(iv)原子炉建屋ガス処理系</p>	<p>原子炉格納施設 (基本設計方針) 3.3.1 原子炉建屋ガス処理系</p> <p>【既工認】（要目表） 1. 原子炉本体 1.1 炉型式、熱出力、過剰反応度及び反応度係数 ・熱出力計算書</p>	<p>・安全評価指針に基づき、単一故障を設定したものであるため</p> <p>・気象方針に基づき、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、原子炉建屋内の核分裂生成物の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、想定事象を説明したものであるため</p> <p>・事象進展解析結果を保守的に設定したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、評価上仮定した条件であるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、評価上仮定した条件であるため</p>



発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）	工事の計画	工事の計画に該当しない理由
<p>発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）</p> <p>(f) 破損した燃料棒から放出された希ガスは、全て瞬時に気相部に移行するものとする。</p> <p>(g) 破損した燃料棒から放出されたよう素のうち、有機よう素は4%とし、残りの96%は無機よう素とする。有機よう素のうち10%は瞬時に気相部に移行するものとし、残りは分解するものとする。有機よう素から分解したよう素及び無機よう素が気相部にキャリーオーバーされる割合は2%とする。</p> <p>(h) 主蒸気隔離弁は、主蒸気管放射能高信号により0.5秒の動作遅れ時間を含み事故後5秒で全閉するものとする。</p> <p>(i) 復水器へ移行した核分裂生成物のうち、無機よう素の50%は沈着するものとし、気相中の残りの核分裂生成物は、復水器及びタービンの自由空間に対し0.5%/dの漏えい率でタービン建屋内へ漏えいするものとする。</p> <p>(j) タービン建屋内に漏えいした核分裂生成物については、タービン建屋換気系が作動しているものとし、これにより排気筒から大気中に放出されるものとする。</p> <p>(k) 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。</p> <p>(l) 非居住区域境界外での地表空気中濃度は、現地における2005年4月から2006年3月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対濃度に核分裂生成物の全放出量を乗じて求める。</p> <p>(m) 非居住区域境界外での希ガスによるγ線空気カーマ率は、現地における2005年4月から2006年3月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対濃度に希ガスの全放出量を乗じて求める。</p> <p>(iv) 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化</p> <p>a. 原子炉冷却材喪失</p> <p>(i), a. で想定した原子炉冷却材喪失の際に、格納容器内の圧力、温度が異常に上昇する事象を想定する。</p> <p>(a) 原子炉は、事故発生直前まで定格出力の約105%（熱出力3,440MW）で運転していたものとする。</p>	<p>へ(2)(ii)その他の主要な安全保護回路の種類</p> <p>(本文五号に記載なし)</p> <p>放射線管理施設 (基本設計方針)</p> <p>2.2.4 タービン建屋換気系</p> <p>原子炉の形式、熱出力* (*本文三号に記載)</p>	<p>発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に関する制御方法に関する説明書</p> <p>放射線管理施設 (基本設計方針)</p> <p>2.2.4 タービン建屋換気系</p> <p>【既工認】(要目表)</p> <p>1. 原子炉本体</p> <p>1.1 炉型式、熱出力、過剰反応度及び反応度係数</p> <p>熱出力計算書</p>	<p>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、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>気象方針に基づき、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>

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) 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。</p> <p>(c) 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。</p> <p>(d) 事故発生直前のドライウェル温度、サブレーション・チェンバ内のプール水温度及び格納容器内圧は、それぞれ 57℃、35℃及び 5kPa [lgage] とする。</p> <p>(e) 残留熱除去系の格納容器スプレイ冷却系への手動切替は、事故後 15 分とする。</p> <p>(f) 格納容器スプレイ冷却系に単一故障を仮定する。</p> <p>b. 可燃性ガスの発生</p> <p>(i). a. で想定した原子炉冷却材喪失の際に、可燃性ガスが発生する事象を想定する。</p> <p>(a) 原子炉は、事故発生直前まで定格出力の約 105%（熱出力 3,440MW）で運転していたものとする。</p> <p>(b) 事故発生と同時に外部電源が喪失するものとする。</p> <p>(c) ジルコニウム-水反応による水素の発生量は、原子炉冷却材喪失分解による発生量の 5 倍、又は燃料被覆管の表面から 5.8μm 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 5.8μm の厚さが反応した場合に相当する量とする。</p> <p>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。</p>	<p>・原子炉の形式、熱出力* （*本文三号に記載）</p>	<p>【既工認】（要目表）</p> <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>・安全評価指針に基づき、外部電源の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・E C C S 性能評価指針に基づき、流出量計算モデルを設定したものであるため</p> <p>・原子炉の運転状態を設定したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、判断時間を考慮して運転員の操作を想定したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、単一故障を設定したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、想定事象を説明したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、外部電源の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・安全評価指針及び事象進展解析に基づき、水素の発生量を設定したものであるため</p>

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>(d) <u>不活性ガス系により事故前の格納容器内の酸素濃度は4.0vol%以下としているが、解析では4.0vol%とする。</u></p> <p>(e) <u>事故前に冷却材中に溶存している水素、酸素の寄与は非常に少ないので、事故後の格納容器内の水素、酸素濃度の評価では無視する。</u></p> <p>(f) <u>原子炉冷却材喪失解析結果から事故時に燃料棒の破裂が生じないで、核分裂生成物はすべて燃料棒中にとどまるが、解析ではヘロゲンの50%及び固形分の1%が格納容器内の水の液相中に存在するものとする。さらに、他の核分裂生成物は、希ガスを除き、すべて燃料棒中に存在するものとする。</u></p> <p>(g) <u>放射線分解により発生する水素ガス及び酸素ガスの発生割合（G値）は、それぞれ沸騰状態では0.4分子/100eV、0.2分子/100eV、非沸騰状態では0.25分子/100eV、0.125分子/100eVとする。</u></p> <p>(h) <u>ドライウェルから可燃性ガス濃度制御系への吸込み流量は255mm<sup>3</sup>/h[norma]とし、再循環流量85m<sup>3</sup>/h[norma]と合せ、合計340mm<sup>3</sup>/h[norma]（1系統当たり）のガスが可燃性ガス濃度制御系で処理されるものとする。</u></p> <p><u>可燃性ガス濃度制御系で処理されたガスは、再循環するものを除き、すべてサブプレッション・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、同時に系統機能を發揮するものとする。</u></p> <p>(j) <u>可燃性ガス濃度制御系の水素ガス及び酸素ガスの再結合効率を95%とする。</u></p> <p>(k) <u>放射能閉じ込め機能の観点から可燃性ガス濃度制御系に単一故障を仮定する。</u>  <u>解析は、原則として事象が収束し、支障なく冷態停止に至ることができることが合理的に推定できる時点までとする。</u></p> <p>(*) <u>サイクル期間中の炉心燃焼度変化及び燃料交換等により変動する値であり、設計上の制限値ではない。</u></p>	<p>原子炉格納施設 （要目表）</p> <p>3 圧力低減設備その他の安全設備 可燃性ガス濃度制御系再結合装置ブロー</p> <p>（本文五号に記載なし）</p>	<p>原子炉格納施設 （要目表）</p> <p>3 圧力低減設備その他の安全設備 可燃性ガス濃度制御系再結合装置</p>	<p>・安全評価指針に基づき、評価上仮定した条件であるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、評価上仮定した条件であるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、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>