

本資料のうち、枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所第7号機 工事計画審査資料	
資料番号	KK7 補足-018 改0
提出年月日	2020年 4月 16日

工事計画に係る補足説明資料

(発電用原子炉の設置の許可との整合性に関する説明書)

2020年4月

東京電力ホールディングス株式会社

1. 工事計画添付書類に係る補足説明資料

添付書類の記載内容を補足するための資料を以下に示す。

資料 No.	添付書類名称	補足説明資料（内容）	備考
1	発電用原子炉の設置の許可との整合性に関する説明書	工事の計画添付書類における基本設計方針の抜粋について	
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	今回提出範囲

別紙 工認添付書類と設置許可まとめ資料との関係

工認添付書類と設置許可まとめ資料との関係

(工事計画に係る補足説明資料 (発電用原子炉の設置の許可との整合性に関する説明書))

工認添付書類	設置許可まとめ資料	引用内容
発電用原子炉の設置の許可との整合性に関する説明書	該当なし	—

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>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，特に断らない限り以下のとおりとする。</p> <p><u>原子炉熱出力は 4,005MW（定格出力の約 102%），</u></p> <p><u>炉心入口流量（以下「炉心流量」という。）は 47.0×10^3 t/h（定格流量の 90%）を仮定した。</u></p> <p><u>これは，圧力上昇率等を有意に厳しく見積るために行った仮定であり，燃料の局所出力を約 102%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 102%とした時の値であり，局所の表面熱流束は，解析結果を約 1.02 で除した値である。</u></p> <p>また，MCPR については以下を仮定している。</p> <p><u>高燃焼度 8×8 燃料 1.22</u></p> <p><u>9×9 燃料(A 型) 1.22</u></p> <p><u>9×9 燃料(B 型) 1.21</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>（本文五号に記載なし）</p> <p>・ハ(1)(iv) 主要な熱的制限値</p>	<p>原子炉本体 （要目表）</p> <p>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>原子炉冷却系統設備 冷却材の種類，純度並びに原子炉本体の入口及び出口の圧力，温度及び流量</p> <p>原子炉本体 （基本設計方針）</p> <p>1. 炉心等</p>	<p>・燃料の局所出力の取扱いについて説明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> <p>・9×9 燃料(B 型)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>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> <p>冷却材再循環ポンプ（以下「再循環ポンプ」という。）は通常運転時の10台運転を仮定している。</p> <p>b. <u>冷却材再循環流量制御系（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。</u></p> <p>c. <u>作動を要求される安全機能の単一故障については、特に断らない限り安全保護系の単一故障を仮定する。</u></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。 (a) 初期運転条件(定格出力の約102%の場合) 原子炉給水温度 217℃ 原子炉圧力 7.17MPa[gage] (73.1kg/cm²g) (原子炉圧力容器ドーム部)</p> <p>タービン蒸気流量 7.82×10³ t/h</p> <p>(b) 安全保護系設定値 原子炉圧力高スクラム 7.52MPa[gage] (76.7kg/cm²g) (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-119cm）から +62cm（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102%の120%</p>	<p>・ハ(1)(iv) 主要な熱的制限値</p> <p>・ホ(1)(ii) a. 冷却材再循環系</p> <p>(本文五号に記載なし)</p> <p>・ヘ(2)(i) 原子炉停止回路の種類</p>	<p>原子炉本体 (基本設計方針) 1. 炉心等</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表) 3 原子炉冷却材再循環設備</p> <p>【既工認】 (要目表) 原子炉冷却系統設備 冷却材の種類、純度並びに原子炉本体の入口及び出口の圧力、温度及び流量</p> <p>計測制御系統施設 (要目表) 6 原子炉非常停止信号、原子炉非常停止に要する信号及び原子炉非常停止信号を発信させない条件 ・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>め。</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について」（以下「安全評価指針」という。）に基づき、運転モードを設定したものであるため。</p> <p>・安全評価指針に基づき、単一故障を設定したものであるため。</p> <p>・定格主蒸気流量から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>(スクラム遅れ時間0.09秒)</p> <p>熱流束（相当）として（第20図）</p> <p>(スクラム遅れ時間0.09秒)</p> <p>原子炉周期短スクラム 原子炉周期10秒</p> <p>(スクラム遅れ時間0.20秒)</p> <p>主蒸気隔離弁閉スクラム 90%ストローク位置</p> <p>(スクラム遅れ時間0.06秒)</p> <p>タービン主蒸気止め弁閉スクラム 90%ストローク位置</p> <p>(スクラム遅れ時間0.06秒)</p> <p>(c) その他</p> <p>主蒸気隔離弁閉止時間 3 秒</p> <p>タービン主蒸気止め弁閉止時間 0.1 秒</p> <p>タービン蒸気加減弁閉止時間 0.075 秒</p> <p>タービン・バイパス弁容量 定格蒸気流量の33%</p> <p>設計用スクラム反応度曲線（第21図）</p> <p>スクラム時挿入時間 全ストロークの60%で1.71秒</p> <p>全ストロークの100%で3.70秒</p> <p>減速材ボイド係数(*)</p> <p>ボイドが減少する過渡変化に対しては、取替炉心を含めた詳細設計での多少の変動等を考慮して、反応度フィードバック効果が大きい9×9燃料(A型)取替炉心の平衡サイクル末期時点の値の1.25倍の値を用いる。ボイドが増加する過渡変化に対しては、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</p>	<p>・ホ(1)(ii)b. 主蒸気系</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)d. 挿入時間及び駆動速度</p> <p>・ハ(1)(iii)c. 減速材ボイド係数及びドップラ係数</p>	<p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>4 原子炉冷却材の循環設備</p> <p>原子炉冷却系統施設 (基本設計方針)</p> <p>3. 原子炉冷却材の循環設備</p> <p>【既工認】</p> <p>・制御能力についての計算書</p> <p>計測制御系統施設 (要目表)</p> <p>3 制御材駆動装置</p> <p>原子炉本体 (要目表)</p> <p>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>・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, 保守的に設定したものであるため。</p> <p>・9×9燃料(B型)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>点の値の0.9倍の値を用いる。</p> <p>ドップラ係数(*)</p> <p>ボイドが減少する過渡変化に対しては、9×9燃料(A型)取替炉心の平衡サイクル末期時点の値の0.9倍の値を用いる。ボイドが増加する過渡変化に対しては、9×9燃料(B型)取替炉心の平衡サイ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+166cm(レベル8)</p> <p>原子炉水位低(再循環ポンプ4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3)</p> <p>原子炉水位低(再循環ポンプ6台トリップ)設定点 セパレータ・スカート下端から-58cm(レベル2)</p> <p>逃がし安全弁設定点 第1段：7.66MPa[gage](78.1kg/cm²g)×1個 第2段：7.73MPa[gage](78.8kg/cm²g)×1個 第3段：7.80MPa[gage](79.5kg/cm²g)×4個 第4段：7.87MPa[gage](80.2kg/cm²g)×4個 第5段：7.94MPa[gage](80.9kg/cm²g)×4個 第6段：8.01MPa[gage](81.6kg/cm²g)×4個</p> <p>(ii) 各評価事象の解析に当たって考慮する解析条件 その他、各評価事象の解析に当たって考慮する主要な安全機能に関する解析条件を以下に記述する。</p> <p>a. 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化 (a) 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き 原子炉の起動時に運転員の誤操作により制御棒が連続的に引き抜かれ、原子炉出力が上昇する事象を想定する。</p> <p>a) 制御棒引き抜き前の原子炉は臨界状態にあり、出力は定格値の10⁻⁸、原子炉圧力は0.0MPa[gage](0.0kg/cm²g)、燃料被覆管表面温度及び冷却材の温度は20℃とする。 また、燃料エンタルピの初期値は8kJ/kgUO₂(2cal/gUO₂)とする。</p> <p>b) 引抜制御棒値は、制御棒値ミニマイザで許容される最大反応度値である0.035Δkとする。</p>	<p>(本文五号に記載なし)</p> <p>・へ(5)(xii)a.(b)原子炉冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制</p> <p>・ホ(1)(ii)b.主蒸気系</p> <p>・ハ(1)(iii)b.制御棒の最大反応度値</p>	<p>・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) 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に要する信号及び工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表) 4 原子炉冷却材の循環設備</p> <p>計測制御系統施設 (要目表)</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、想定事象を説明したものであるため。</p> <p>・解析に当たって臨界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>

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) <u>制御棒は、引抜速度の上限値 3.3cm/s で引き抜かれるとする。</u></p> <p>d) <u>制御棒は、起動領域モニタの原子炉周期短信号 (原子炉周期 20 秒) で引き抜きを阻止されるとする。</u></p> <p>e) <u>起動領域モニタの A, B, C グループとも引抜制御棒に最も近い検出器が 1 個ずつバイパス状態にあるとする。</u></p> <p>f) <u>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。</u></p> <p>g) <u>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て求めた値(*)を用い、</u> <u>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。</u></p> <p>(b) <u>出力運転中の制御棒の異常な引き抜き</u> <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>制御棒は、最も厳しい結果を与える 1 本引き抜きを仮定する。</u></p> <p>b) <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 1.22 (9×9 燃料(A 型)を装荷した炉心について) 及び</u> <u>1.21 (9×9 燃料(B 型)を装荷した炉心について)、</u></p>	<p>・へ(3)(ii) d. 挿入時間及び駆動速度</p> <p>・へ(5)(i) 制御棒引抜阻止回路</p> <p>・ハ(1)(iv) 主要な熱的制限値</p>	<p>2 制御材</p> <p>計測制御系統施設 (要目表)</p> <p>3 制御材駆動装置</p> <p>計測制御系統施設 (要目表)</p> <p>5 計測装置</p> <p>原子炉本体 (基本設計方針)</p> <p>1. 炉心等</p>	<p>・起動領域モニタのバイパス状態を設定したものであるため。</p> <p>・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> <p>・9×9 燃料(B 型)は、本工事計画において申請対象としていないため。</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、設定したものであるため。</p> <p>・9×9 燃料(B 型)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>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。</p> <p>なお、初期出力は定格出力、</p> <p>原子炉圧力は7.07MPa[gage] (72.1kg/cm²g)とする。</p> <p>c) <u>制御棒が連続的に引き抜かれた場合、中性子束は通常、表面熱流束よりも早く上昇するが、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>d) <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>e) <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>f) <u>制御棒引抜監視装置の2チャンネル4系統(各チャンネルにつき、(A+C)系統及び(B+D)系統の2系統)のうち、応答の早い(B+D)系統が2系統とも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>g) <u>炉心流量は定格流量の111%とする。</u></p> <p>b. 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化 (a) 原子炉冷却材流量の部分喪失 <u>原子炉の出力運転中に常用高圧母線の故障等により、再循環ポンプ3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>・ハ(1)(iv) 主要な熱的制限値</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>(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 (基本設計方針)</p> <p>1. 炉心等</p> <p>原子炉本体 (要目表)</p> <p>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>原子炉冷却系統設備 冷却材の種類、純度並びに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>・制御能力についての計算書</p>	<p>・安全評価指針に基づき、保守的な仮定をしたものであるため。</p> <p>・安全評価指針に基づき、解析に当たって考慮する範囲を設定したものであるため。</p> <p>・解析に当たって、制御棒引抜監視装置のバイパス状態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>・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））	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) <u>再循環ポンプは、初期炉心流量に対応した回転数にあるものとする。</u></p> <p>b) <u>再循環ポンプ及び同駆動電動機の定格炉心流量に対応する回転数からの回転数半減時間の設計値は約 0.7 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 10%小さな値(0.62 秒) を用いる。</u></p> <p>(b) 外部電源喪失 <u>外部電源の喪失により、発電機負荷遮断が生じ、タービン蒸気加減弁が急速に閉止する事象を想定する。</u></p> <p>a) <u>外部電源の喪失により発電機負荷遮断が生じ、タービン蒸気加減弁が急速閉止され、原子炉はスクラムする。</u></p> <p><u>この結果として、所内補機への常用電源の供給がすべて失われた場合を仮定する。</u></p> <p>b) <u>タービン蒸気加減弁は、0.075 秒で急速閉止すると仮定する。</u></p> <p>c) <u>所内電源は、瞬時に喪失するものとする。</u></p> <p><u>また、再循環ポンプ MG セットに接続された再循環ポンプの電源は、3 秒後に喪失するものとする。</u></p> <p>d) <u>発電機負荷遮断により作動したタービン・バイパス弁は、循環水ポンプの停止に伴う復水器真空度の低下により閉止するが、</u> <u>この時間を所内電源の喪失より 6 秒後とする。</u></p> <p>(c) 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</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>(本文五号に記載なし)</p> <p>(本文五号に記載なし)</p>	<p>原子炉冷却系統施設 (要目表) 3 原子炉冷却材再循環設備</p> <p>計測制御系統施設 (要目表) 6 原子炉非常停止信号，原子炉非常停止に要する信号及び原子炉非常停止信号を発信させない条件</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>【既工認】 ・蒸気タービン制御装置説明書</p>	<p>・解析に当たって、再循環ポンプの回転数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、常用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> <p>・安全評価指針に基づき、所内電源の取扱いを設定したものであるため。</p> <p>・解析に当たって、タービンバイパス弁の閉止時間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、想定事象</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>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>(d) 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、主制御器等の誤動作により、全再循環ポンプに増加要求信号が発生した場合を仮定する。</u></p> <p>b) <u>再循環ポンプ速度の変化率は、主制御部の速度変化率制限器により 5%/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 65%、定格流量の 42%)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)ではそれぞれ 1.37(*) 及び 28kW/m(*),</u> <u>9×9 燃料(B 型)ではそれぞれ 1.40(*) 及び 28 kW/m(*) とする。</u></p> <p><u>原子炉圧力の初期値は 6.93MPa[gage] (70.7kg/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>を説明したものであるため。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・解析に当たって、給水温度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、運転モードを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、再循環流量の最も厳しい過渡変化を設定したものであるため。 ・安全評価指針に基づき、運転モードを設定したものであるため。 ・安全評価指針に基づき、保守的に再循環ポンプの状態を設定したものであるため。 ・解析に当たって、MCPR 及び最大出力密度の初期値を設定したものであるため。 ・9×9 燃料(B 型)は、本工事計画において申請対象としていないため。 ・解析に当たって、最低ポンプ速度最大出力点に対応した値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 <u>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、タービン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。</u></p> <p>a) <u>タービン・バイパス弁容量を定格蒸気流量の33%とする。</u></p> <p>b) <u>タービン蒸気加減弁は0.075秒で急速閉止すると仮定し、スクラム遅れ時間0.08秒を仮定する。</u></p> <p>c) <u>発電機負荷遮断時に、タービン・バイパス弁が作動しないと仮定することは現実的には可能性が低いと考えられるが、圧力上昇及び熱的な面でタービン・バイパス弁が作動する場合より厳しくなるため、ここではタービン・バイパス弁が作動しない場合も仮定する。</u></p> <p>(b) 主蒸気隔離弁の誤閉止 <u>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。</u></p> <p>a) <u>主蒸気隔離弁の閉止時間は、設計上要求される設定範囲の最小値である3秒を用いる。</u></p> <p>(c) 給水制御系の故障 <u>原子炉の出力運転中に、給水制御器の誤動作等により、給水流量が急激に増加し、炉心入口サブクーリングが増加して、原子炉出力が上昇する事象を想定する。</u></p> <p>a) <u>給水流量は瞬時に定格流量の138%になるとする。</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>(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>・ホ(1) (ii) e. タービン・バイパス系</p> <p>・ホ(2) (ii) b. 主蒸気系</p>	<p>原子炉冷却系統施設 （基本設計方針）</p> <p>3. 原子炉冷却材の循環設備</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表）</p> <p>4 原子炉冷却材の循環設備</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、仮定したものであるため。</p> <p>・安全評価指針に基づき、タービン・バイパス弁の状態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、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、給水流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、運転モードを設定したものであるため。</p> <p>・安全評価指針に基づき、想定事象を説明したものであるため。</p> <p>・安全評価指針に基づき、最大出力</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>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 117%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、給水制御器の故障又は給水ポンプのトリップにより、部分的な給水流量の減少又は全給水流量の喪失が起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>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る長期的な変動を考慮して選定した解析条件</u></p>			<p>信号について設定したものであるため。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・安全評価指針に基づき、評価上仮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、給水流量の喪失を設定したものであるため。 ・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。 ・保守的に原子炉隔離時冷却系の効果を期待しないことを設定したものであるため。 ・安全評価指針に基づき、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。

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 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 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 <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 102%(熱出力 4,005MW)</u></p> <p><u>及び定格炉心流量の 90%で運転していたものとする。</u></p> <p><u>また、原子炉ドーム圧力の初期値は 7.17MPa[gage] (73.1kg/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。</u></p> <p><u>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</u></p>	<p>・原子炉の型式，熱出力及び基数※ (※本文三号に記載)</p> <p>(本文五号に記載なし)</p> <p>・ハ(1)(iv) 主要な熱的制限値</p>	<p>原子炉本体 (要目表)</p> <p>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>原子炉冷却系統設備 冷却材の種類，純度並びに原子炉本体の入口及び出口の圧力，温度及び流量</p> <p>原子炉本体 (基本設計方針)</p> <p>1. 炉心等</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>・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>・軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針について（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</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>GE(平均)+3σで計算される値を使用する。</u> <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> (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10台は即時にトリップするものとする。</u> <u>原子炉は、炉心流量急減信号でスクラムするものとする。</u></p> <p>(e) <u>非常用炉心冷却系起動信号として、ドライウエル圧力高信号は、原子炉水位低(レベル1.5若しくは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非常用炉心冷却系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(炉心流量急減スクラム)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非常用炉心冷却系ネットワークに対する最も厳しい単一故障を仮定する。HPCF配管破断事故の場合の最も厳しい単一故障は、健全側の高圧炉心注水系に給電するディーゼル発電機の故障である。</u></p> <p>(h) <u>破断口からの冷却材の流出は、均質臨界流モデルを用いて計算する。</u></p> <p>(i) <u>逃がし安全弁については、安全弁機能より逃がし弁機能が先に作動するが、安全弁機能が作動すると仮定する。</u></p>	<p>・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>計測制御系統施設 (要目表) 6 原子炉非常停止信号, 原子炉非常停止に要する信号及び原子炉非常停止信号を発信させない条件</p> <p>計測制御系統施設 (要目表) 7 工学的安全施設等の起動信号, 工学的安全施設等の起動に要する信号及び工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件</p>	<p>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、外部電源の喪失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、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、冷却材流出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、逃がし安全弁の動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>(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>①核沸騰冷却 ボイド率の関数とする相関式</p> <p>②膜沸騰冷却 噴霧流冷却の相関式と修正 Bromley の式をボイド率の関数として使用する相関式</p> <p>③遷移沸騰冷却 核沸騰と膜沸騰の熱伝達係数を燃料被覆管過熱度で内挿した相関式</p> <p>④蒸気冷却 Dittus-Boelter の式</p> <p>⑤噴霧流冷却 Sun-Saha の式</p> <p>⑥ぬれによる冷却 ぬ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>①核沸騰冷却 ボイド率の関数とする相関式</p> <p>②膜沸騰冷却 修正 Bromley の式と Dougall-Rohsenow の式をボイド率で内挿した相関式</p> <p>③遷移沸騰冷却 核沸騰と膜沸騰の熱伝達係数を燃料被覆管過熱度で内挿した相関式</p> <p>④蒸気冷却 Dittus-Boelter の式</p> <p>(k) <u>ジルコニウム-水反応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。</p> <p>炉心入口エンタルピ 1.23MJ/kg(293kcal/kg)</p> <p>高圧炉心注水系流量(定格値) 727m³/h (ポンプ1台当たり, 0.69MPa[dif](7.0kg/cm²d)において)</p> <p>低圧注水系流量(定格値) 954m³/h (ポンプ1台当たり, 0.27MPa[dif](2.8kg/cm²d)において)</p>	<p>(本文五号に記載なし)</p> <p>・ホ(3) (ii) a. 非常用炉心冷却系</p> <p>・ホ(4) (i) a. ポンプ</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>6 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備</p> <p>・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書(原子炉冷却系統施設)</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>5 残留熱除去設備</p>	<p>・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。</p> <p>・9×9 燃料(B型)は、本工事計画において申請対象としていないため。</p> <p>・ECCS 性能評価指針に基づき、ジルコニウム-水反応による酸化量の計算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>原子炉隔離時冷却系流量(定格値) 182m³/h（ポンプ 1 台当たり，8.12～1.03MPa[dif] (82.8～10.5kg/cm²d)において)</p> <p>炉心流量急減(スクラム)設定点（第 22 図）</p> <p>原子炉水位低(主蒸気隔離弁閉止，高圧炉心注水系，原子炉隔離時冷却系及び非常用ディーゼル発電機(区分Ⅱ及びⅢ)起動)設定点 セパレータ・スカート下端から-203cm(レベル 1.5)</p> <p>原子炉水位低(低圧注水系及び非常用ディーゼル発電機(区分Ⅰ)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-287cm(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，電源母線の故障等の原因によって再循環ポンプが同時に全台とも停止することにより，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する事象を想定する。 (a) <u>再循環ポンプ全台の駆動電源が，同時に喪失するものと仮定する。</u></p>	<p>・ホ(4) (ii) 原子炉隔離時冷却系</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>・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書(原子炉冷却系統施設)</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表) 6 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 ・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書(原子炉冷却系統施設)</p> <p>計測制御系統施設 (要目表) 6 原子炉非常停止信号，原子炉非常停止に要する信号及び原子炉非常停止信号を発信させない条件</p> <p>計測制御系統施設 (要目表) 7 工学的安全施設等の起動信号，工学的安全施設等の起動に要する信号及び工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件 非常用電源設備 (基本設計方針) 2. 交流電源設備</p> <p>計測制御系統施設 (要目表) 7 工学的安全施設等の起動信号，工学的安全施設等の起動に要する信号及び工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件 非常用電源設備 (基本設計方針) 2. 交流電源設備</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</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) 原子炉は、事故発生直前まで定格出力の約 102%(熱出力 4,005MW)及び定格炉心流量の 90%で運転していたものとする。</p> <p>また、原子炉ドーム圧力の初期値は 7.17MPa[gage] (73.1kg/cm²g)とする。</p> <p>M CPR 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>(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 の 102%とする。</p> <p>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>(d) 再循環ポンプ及び同駆動電動機の定格炉心流量に対応する回転数からの回転数半減時間の設計値は約 0.7 秒であるが、本解析では、厳しめの結果を与えるよう 10%小さな値(0.62 秒)を用いる。</p> <p>(e) スクラム反応度曲線は厳しめの結果を与えるよう選定することとし、設計用スクラム反応度曲線を用いる。</p> <p>(f) 減速材ボイド係数及びドップラ係数は、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>(g) 原子炉は、炉心流量急減信号によりスクラムするものとする。</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>(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>・ヘ(2)(i) 原子炉停止回路の種類</p>	<p>原子炉本体 (要目表)</p> <p>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>原子炉冷却系統設備 冷却材の種類、純度並びに原子炉本体の入口及び出口の圧力、温度及び流量</p> <p>原子炉本体 (基本設計方針)</p> <p>1. 炉心等</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>3 原子炉冷却材再循環設備</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)</p>	<p>を設定したものであるため。</p> <p>・M CPR の初期値について、保守的に厳しい値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、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>・「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について」(以下「RIA 評価指針」という。)に基づき、減速材ボイド係数及びドップラ係数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>(h) <u>原子炉停止機能の観点から安全保護系(炉心流量急減スクラム)に単一故障を仮定する。</u></p> <p>(i) <u>逃がし安全弁については、安全弁機能より逃がし弁機能が先に作動するが、安全弁機能が作動すると仮定する。</u></p> <p>(j) <u>タービン・バイパス弁については、不作動を仮定する。</u></p> <p>(ii) 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化 a. 制御棒落下 <u>原子炉が臨界又は臨界近傍にあるときに、制御棒駆動軸から分離した制御棒が炉心から落下し、急激な反応度投入と出力分布変化が生じる事象を想定する。</u> (a) 初期条件 <u>解析は、9×9燃料(A型)を装荷した炉心、</u> <u>9×9燃料(B型)</u> <u>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> ①<u>サイクル初期 低温時臨界状態</u> ②<u>サイクル初期 高温待機時臨界状態</u> ③<u>サイクル末期 低温時臨界状態</u> ④<u>サイクル末期 高温待機時臨界状態</u> <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℃で燃料エンタルピの初期値は8kJ/kgUO₂(2cal/gUO₂)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287℃で燃料エンタルピの初期値は75kJ/kgUO₂(18cal/gUO₂)である。</u> <u>また、原子炉圧力上昇解析における原子炉圧力の初期値は</u> <u>7.17MPa[gage](73.1kg/cm²g)である。</u></p>	<p>(本文五号に記載なし)</p>	<p>6 原子炉非常停止信号，原子炉非常停止に要する信号及び原子炉非常停止信号を発信させない条件</p> <p>【既工認】 (要目表) 原子炉冷却系統設備 冷却材の種類，純度並びに原</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"> ・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。 ・安全評価指針に基づき，逃がし安全弁の動作を設定したものであるため。 ・安全評価指針に基づき，保守的にタービン・バイパス弁の不作動を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。 ・RIA 評価指針に基づき，原子炉初期状態を設定したものであるため。 ・9×9燃料(B型)は，本工事計画において申請対象としていないため。 ・RIA 評価指針に基づき，原子炉初期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>(b) 炉心流量 <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 30～40%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>(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 0.013 Δk とし、</u> <u>落下速度は、中空ピストンのダッシュポット効果によって制限される 0.7m/s とする。</u></p> <p><u>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 本及びこれと同一の水圧制御ユニットに属する制御棒 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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>更に、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>	<ul style="list-style-type: none"> ・ハ(1)(iii) b. 制御棒の最大反応度価値 ・ヘ(3)(ii) b. 構造 ・ヘ(2)(i) 原子炉停止回路の種類 	<p>子炉本体の入口及び出口の圧力、温度及び流量</p> <p>計測制御系統施設 (要目表) 2 制御材</p> <p>計測制御系統施設 (要目表) 2 制御材</p> <p>計測制御系統施設 (要目表) 6 原子炉非常停止信号、原子炉非常停止に要する信号及び原子炉非常停止信号を発信させない条件 ・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"> ・炉心流量を保守的に厳しい値を設定したものであるため。 ・落下制御棒の反応度曲線を保守的に設定したものであるため。 ・RIA 評価指針に基づき、スクラム条件を設定したものであるため。 ・スクラム反応度曲線を保守的に設定したものであるため。 ・安全保護系について保守的に動作しないことを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>(f) <u>逃がし安全弁については、安全弁機能より逃がし弁機能が先に作動するが、安全弁機能が作動すると仮定する。</u></p> <p>(g) 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。</u> <u>なお、燃料被覆管がその降伏応力に達したときは、その時点で、固体接触熱伝達係数は一定として取扱う。</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> ① <u>単相強制対流 Dittus-Boelter の式</u> ② <u>核沸騰状態 Jens-Lottes の式</u> ③ <u>膜沸騰状態</u> <u>高温待機時 Dougall-Rohsenow の式</u> <u>低温時 NSRR の実測データに基づいて導出された熱伝達相関式</u> <u>なお、解析では、一度膜沸騰に達すると最後まで膜沸騰が持続すると仮定する。</u></p> <p>(j) 限界熱条件の判定 <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> ① <u>高温待機時 沸騰遷移相関式で MCPR が 1.07</u> ② <u>低温時 Rohsenow-Griffith の式及び Kutateladze の式</u></p> <p>(k) 局所出力ピーキング係数(*) <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> <u>9×9 燃料(A型)を装荷した炉心について</u> ① <u>サイクル初期 低温時 1.49</u> ② <u>サイクル初期 高温待機時 1.44</u> ③ <u>サイクル末期 低温時 1.30</u> ④ <u>サイクル末期 高温待機時 1.24</u></p>			<p>・安全評価指針に基づき、逃がし安全弁の動作を設定したものであるため。</p> <p>・解析結果が厳しくなるように設定したものであるため。</p> <p>・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。</p> <p>・RIA 評価指針に基づき、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。</p> <p>・RIA 評価指針に基づき、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>

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>9×9 燃料(B型)を装荷した炉心について</u></p> <p>①<u>サイクル初期 低温時 1.35</u> ②<u>サイクル初期 高温待機時 1.28</u> ③<u>サイクル末期 低温時 1.21</u> ④<u>サイクル末期 高温待機時 1.18</u></p> <p>(1) <u>燃料棒挙動解析に当たっては、燃料エンタルピの最大値が、「反応度投入事象評価指針」に示された燃料エンタルピを超える燃料被覆管は破損したものとし、ここでは、ペレット燃焼度 40,000Mwd/t 未満の破損しきい値として燃料エンタルピ 385kJ/kgUO₂(92cal/gUO₂)とし、ペレット燃焼度 40,000Mwd/t 以上の破損しきい値として、燃焼に伴い燃料棒内圧が上昇することも加味し「反応度投入事象評価指針」が示す燃料の許容設計限界である燃料エンタルピの最低値 272kJ/kgUO₂(65cal/gUO₂)を用いる。</u></p> <p>(m) <u>ピーク出力部燃料エンタルピの増分が以下に示す「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて」（以下「反応度投入事象取扱報告書」という。）に示されたペレット-燃料被覆管機械的相互作用を原因とする破損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>①<u>ペレット燃焼度 25,000Mwd/t 未満 460kJ/kgUO₂(110cal/gUO₂)</u> ②<u>ペレット燃焼度 25,000Mwd/t 以上 40,000Mwd/t 未満 355kJ/kgUO₂(85cal/gUO₂)</u> ③<u>ペレット燃焼度 40,000Mwd/t 以上 65,000Mwd/t 未満 209kJ/kgUO₂(50cal/gUO₂)</u> ④<u>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 a. 放射性気体廃棄物処理施設の破損 <u>原子炉運転中、何らかの原因で放射性気体廃棄物処理施設（以下「オフガス系」という。）の一部が破損し、オフガス系に貯留されていた希ガスが環境に放出される事象を想定する。</u></p> <p>(a) <u>希ガス放出量が大きくなる破損箇所としては活性炭式希ガス・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>・9×9 燃料(B型)は、本工事計画において申請対象としていないため。</p> <p>・RIA 評価指針に基づき、燃料エンタルピについて保守的に設定したものであるため。</p> <p>・反応度投入事象取扱報告書に基づき、燃料の破損しきい値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、放射性気体廃棄物処理施設の破損箇所を設定したものであるため。</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文（十号））	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文（五号））	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>破損が生じた時点における蒸気式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 $1.11 \times 10^{10} \text{Bq/s}$ (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、及び放射能閉じ込め機能の観点から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。</u></p> <p>(e) <u>環境への希ガスの放出は、評価結果が厳しくなる換気空調系の作動を仮定して評価する。</u></p> <p>(f) <u>大気中に放出される希ガスは、換気空調系の作動を考慮するので主排気筒から放散するものとする。</u></p> <p><u>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、現地における昭和60年10月から昭和61年9月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対線量に希ガスの全放出量を乗じて求める。</u></p> <p>b. 主蒸気管破断 <u>原子炉の出力運転中に、何らかの原因により原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）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。</u></p> <p>(a) <u>原子炉は事故発生直前まで定格出力の約102% (熱出力4,005MW) で</u></p> <p><u>十分長時間運転していたものとし、</u></p> <p><u>炉心流量は定格流量の111%とする。</u></p>	<p>・原子炉の型式、熱出力及び基数※ (※本文三号に記載)</p> <p>(本文五号に記載なし)</p>	<p>原子炉本体 (要目表)</p> <p>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>・安全評価指針に基づき、放射性気体廃棄物処理施設の希ガス放出量を設定したものであるため。</p> <p>・大気中に放出される希ガスの放散について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、γ線空気カーマ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>また、原子炉ドーム圧力の初期値は 7.17MPa[gage] (73.1kg/cm²g)とする。</p> <p>M CPR 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) 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。</p> <p>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) 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>(d) 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 秒で全閉するものとする。</p> <p>(e) 原子炉は、主蒸気隔離弁閉信号でスクラムするものとする。</p> <p>(f) 流出流量は、主蒸気流量制限器により定格流量の 200%に制限されるとする。</p>	<p>・ハ(1)(iv) 主要な熱的制限値</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)(i) 原子炉停止回路の種類</p> <p>・ホ(1)(ii)b. 主蒸気系</p>	<p>(要目表) 原子炉冷却系統設備 冷却材の種類, 純度並びに原子炉本体の入口及び出口の圧力, 温度及び流量</p> <p>原子炉本体 (基本設計方針) 1. 炉心等</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表) 4 原子炉冷却材の循環設備 計測制御系統施設 (要目表) 7 工学的安全施設等の起動信号, 工学的安全施設等の起動に要する信号及び工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件 ・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) 6 原子炉非常停止信号, 原子炉非常停止に要する信号及び原子炉非常停止信号を発信させない条件</p> <p>原子炉本体 (要目表)</p>	<p>・M CPR の初期値について、保守的に厳しい値を設定したものであるため。</p> <p>・安全評価指針に基づき、燃料被覆管とペレット間のギャップ熱伝達係数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））	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>ただし、主蒸気隔離弁の部分において臨界流が発生するまでは、弁による流量制限の効果は考慮しないものとする。</u></p> <p>(g) <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>(h) <u>事故発生と同時に外部電源が喪失するとする。したがって、再循環ポンプは即時にトリップするものとする。</u></p> <p>(i) <u>原子炉停止機能の観点から安全保護系(主蒸気管流量大の信号による主蒸気隔離弁閉スクラム)に単一故障を仮定する。</u></p> <p>(j) <u>事故発生前の冷却材中の核分裂生成物の濃度は、運転上許容される I-131 の最大濃度である $1.3 \times 10^3 \text{Bq/g}$ に相当するものとし、</u></p> <p><u>その組成を拡散組成とする。気相のハロゲンの濃度は、液相の濃度の 2%とする。</u></p> <p>(k) <u>事故発生後、原子炉圧力の低下に伴う燃料棒からの追加放出量は、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 $3.7 \times 10^{13} \text{Bq}$ とし、</u></p> <p><u>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>		4 原子炉圧力容器	<ul style="list-style-type: none"> ・安全評価指針に基づき、流出流量を設定したものであるため。 ・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。 ・安全評価指針に基づき、外部電源の喪失を設定したものであるため。 ・安全評価指針に基づき、単一故障を設定したものであるため。 ・事故発生前の冷却材中の核分裂生成物の濃度を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。 ・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。

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>(l) <u>主蒸気隔離弁閉止前の燃料棒からの核分裂生成物の追加放出に関しては、主蒸気隔離弁閉止前の原子炉圧力の低下割合に比例して放出されるものとするが、追加放出された核分裂生成物が主蒸気隔離弁閉止までに破断口から放出されることはないものとする。</u></p> <p>(m) <u>主蒸気隔離弁閉止後の燃料棒からの核分裂生成物の追加放出に関しては、原子炉圧力の低下に伴い徐々に冷却材中へ放出されるものとする。</u></p> <p>(n) <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>(o) <u>燃料棒から追加放出される核分裂生成物のうち、希ガスはすべて瞬時に気相部に移行するものとする。有機よう素のうち、10%は瞬時に気相部に移行するものとし、残りは分解するものとする。有機よう素から分解したよう素、無機よう素及びよう素以外のハロゲンが気相部にキャリーオーバーされる割合は2%とする。</u></p> <p>(p) <u>放射能閉じ込め機能の観点から、主蒸気隔離弁に単一故障を仮定するとして、</u> <u>8個の主蒸気隔離弁のうち</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>各主蒸気隔離弁の閉止直後の漏えい率は、設計漏えい率 10%/d(逃がし安全弁の最低設定圧力において、原子炉圧力容器気相体積に対し、飽和蒸気で)とし、</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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>(q) <u>主蒸気隔離弁閉止後、逃がし安全弁等を通して崩壊熱相当の蒸気がサブプレッション・チェンバのプール水中に移行するものとし、その蒸気量は原子炉圧力容器気相体積の320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>・ホ(1)(ii)b. 主蒸気系</p> <p>・ホ(1)(ii)b. 主蒸気系</p>	<p>原子炉冷却系統施設 (要目表) 4 原子炉冷却材の循環設備</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表) 4 原子炉冷却材の循環設備</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>・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>・解析に当たって、漏えい率の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、崩壊熱相当の蒸気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>(r) <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>(s) <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>(t) <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>(u) <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、大気中に地上放散するものとする。</u></p> <p>(v) <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47%を用いる。</u></p> <p>(w) <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>(x) <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、現地における昭和60年10月から昭和61年9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>(y) <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、現地における昭和60年10月から昭和61年9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>(z) <u>なお、よう素以外のハロゲン等の内部被ばくによる実効線量は、よう素の内部被ばくによる実効線量に比べて十分小さいためその評価は省略する。</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102%(熱出力4,005MW)</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>原子炉本体 (要目表) 1 炉型式、定格熱出力、過剰反応度及び反応度係</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>・気象指針に基づき、半球状の蒸気雲の移動速度について説明したものであるため。</p> <p>・気象指針に基づき、地表空气中濃度の設定方法を説明したものであるため。</p> <p>・気象指針に基づき、γ線空気カーマの設定方法を説明したものであるため。</p> <p>・解析において、よう素以外のハロゲン等の内部被ばく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、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））	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>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(3 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区域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 3 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、すべて原子炉区域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>原子炉区域放射能高の信号により非常用ガス処理系が起動するものとする。</u></p> <p>(h) <u>非常用ガス処理系の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 99.99%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>・へ(2) (ii)その他の主要な安全保護回路の種類</p> <p>・リ(4) (ii)非常用ガス処理系</p> <p>・リ(4) (ii)非常用ガス処理系</p>	<p>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） 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に要する信号及び工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件</p> <p>原子炉格納施設 （要目表） 3 圧力低減設備その他の安全設備</p> <p>・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設）</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>・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>・破損した燃料棒のギャップ内核分裂生成物の扱い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、放出された希ガスを設定したものであるため。</p> <p>・安全評価指針に基づき、放出されたよう素の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、よう素の水中での除染係数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>(j) <u>原子炉区域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、非常用ガス処理系の排気口から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気中濃度は、現地における昭和60年10月から昭和61年9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>(m) <u>敷地境界外の希ガスによるγ線空気カーマは、現地における昭和60年10月から昭和61年9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>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102%(熱出力4,005MW)</u></p> <p><u>で十分長時間(2,000日)運転されていたものとする。</u></p> <p>(b) <u>事故発生前の冷却材中の核分裂生成物の濃度は、運転上許容されるI-131の最大濃度である$1.3 \times 10^8 \text{Bq/g}$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$3.7 \times 10^{13} \text{Bq}$とし、</u></p>	<p>・リ(4)(ii)非常用ガス処理系</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>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> <p>原子炉本体 (要目表)</p> <p>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、地表空気中濃度の設定方法を説明したものであるため。</p> <p>・気象指針に基づき、γ線空気カーマ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、運転時間を設定したものであるため。</p> <p>・事故発生前の冷却材中の核分裂生成物の濃度を設定したものであるため。</p> <p>・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>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自然崩壊を考慮する。</u></p> <p>(g) <u>格納容器の漏えい率は、事故時の格納容器圧力に対応する漏えい率に余裕をとった値とする。</u></p> <p><u>なお、非常用炉心冷却系により格納容器外へ導かれたサプレッション・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・タービン区域換気空調系は、原子炉水位低、ドライウェル圧力高又は原子炉区域放射能高の信号により非常用ガス処理系に切り替えられるものとする。</u></p> <p><u>核分裂生成物が原子炉区域において、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>非常用ガス処理系の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99.99%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>原子炉区域内の核分裂生成物からの直接線量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区域内に漏えいした核分裂生成物がすべて原子炉区域内に均一に分布するものとする。</u></p> <p><u>なお、格納容器内の核分裂生成物からの直接線量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区域内の線源としては除外する。</u></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>・リ(4) (ii)非常用ガス処理系</p>	<p>計測制御系統施設 (要目表)</p> <p>7 工学的安全施設等の起動信号、工学的安全施設等の起動に要する信号及び工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件</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</p> <p>・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書(原子炉格納施設)</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、除去効果を見捨てる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、核分裂生成物からの直接線量及びスカイシャイン線による実効線量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>(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)とする。</u></p> <p>(m) <u>格納容器から原子炉区域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、非常用ガス処理系の排気口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气中濃度は、現地における昭和60年10月から昭和61年9月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対濃度に核分裂生成物の全放出量を乗じて求める。</u></p> <p>(p) <u>敷地境界外の希ガスによるγ線空気カーマは、現地における昭和60年10月から昭和61年9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>(q) <u>直接線及びスカイシャイン線による実効線量は、原子炉区域内の核分裂生成物によるγ線積算線源強度を用い、原子炉建屋の遮蔽効果を考慮して求める。</u></p> <p>e. 制御棒落下</p> <p>(ii), a. <u>で想定した制御棒落下の際に、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。</u></p> <p>(a) <u>本事故による燃料棒の燃料被覆管の破損本数が最大となるのは、サイクル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1.7%であるが保守的に2%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、事故発生の30分前まで</u></p> <p><u>定格出力の約102%(熱出力4,005MW)で</u></p>	<p>・リ(4)(ii)非常用ガス処理系</p> <p>・原子炉の型式、熱出力及び基数※ (※本文三号に記載)</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> <p>原子炉本体 (要目表)</p> <p>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、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、地表空气中濃度の設定方法を説明したものであるため。</p> <p>・気象指針に基づき、γ線空気カーマ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、実効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>・破損燃料棒割合について保守的に厳しい値を設定したものであるため。</p> <p>・安全評価指針に基づき、炉の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>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。</u></p> <p><u>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>(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5秒で全閉するものとする。</p>	<p>・へ(2) (ii) その他の主要な安全保護回路の種類</p>	<p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>4 原子炉冷却材の循環設備</p> <p>計測制御系統施設 (要目表)</p> <p>7 工学的安全施設等の起動信号、工学的安全施設等の起動に要する信号及び工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件</p> <p>・発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する説明書</p>	<p>・安全評価指針に基づき、運転時間を設定したものであるため。</p> <p>・安全評価指針に基づき、評価上仮定した条件であるため。</p> <p>・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を設定したものであるため。</p> <p>・燃料ギャップ中の核分裂生成物の扱いについて設定したものであるため。</p> <p>・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設定したものであるため。</p> <p>・安全評価指針に基づき、破損した燃料棒から放出された希ガス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、破損した燃料棒から放出されたよう素の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>(i) <u>復水器へ移行した核分裂生成物のうち、無機よう素の50%は沈着するものとし、気相中の残りの核分裂生成物は、復水器及びタービンの自由空間に対し0.5%/dの漏えい率でタービン建屋内へ漏えいするものとする。</u></p> <p>(j) <u>タービン建屋内に漏えいした核分裂生成物については、原子炉・タービン区域換気空調系が作動しているものとし、これにより主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気中濃度は、現地における昭和60年10月から昭和61年9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、現地における昭和60年10月から昭和61年9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 <u>原子炉冷却材喪失時の格納容器健全性を確認するため、最も格納容器の圧力が高くなる給水配管の完全破断事故の際に、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102%(熱出力4,005MW)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したとする。したがって、再循環ポンプは即時にトリップする。</u></p> <p>(c) <u>破断口からの冷却材の流出は、Moodyの臨界流モデルを用いて計算する。</u></p> <p>(d) <u>事故発生直前のドライウエル温度、サブプレッション・チェンバのプール水温度及び格納容器内圧は、それぞれ57℃、35℃及び5kPa[gage](0.05kg/cm²g)とする。</u></p>	<p>(本文五号に記載なし)</p> <p>・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>放射線管理施設 (基本設計方針)</p> <p>2. 換気設備, 生体遮蔽装置</p> <p>原子炉本体 (要目表)</p> <p>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、復水器へ移行した核分裂生成物の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>・気象指針に基づき、地表空気中濃度の設定方法を説明したものであるため。</p> <p>・気象指針に基づき、γ線空気カーマ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、外部電源の喪失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、解析において、冷却材の計算方法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は、事故の発生を検出してから 10 分後に操作開始されるものとし、事故発生後 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 <u>(i), a. で想定した原子炉冷却材喪失の際に、可燃性ガスが発生する事象を想定する。</u></p> <p>(a) <u>原子炉は事故発生直前まで定格出力の約 102% (熱出力 4, 005MW) 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>不活性ガス系により事故前の格納容器内の酸素濃度は 3.5vol%以下としているが、解析では 3.5vol%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</u></p>	<p>・原子炉の型式、熱出力及び基数※ (※本文三号に記載)</p>	<p>原子炉本体 (要目表) 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、外部電源の喪失を設定したものであるため。</p> <p>・安全評価指針に基づき、水素の発生量の取扱いを設定したものであるため。</p> <p>・9×9 燃料(B 型)は、本工事計画において申請対象としていないため。</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、評価では無視する事を説明したものであるため。</p> <p>・安全評価指針に基づき、核分裂生</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>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><u>(g) 放射線分解により発生する水素ガス及び酸素ガスの発生割合(G 値)は、それぞれ沸騰状態では0.4分子/100eV、0.2分子/100eV、非沸騰状態では0.25分子/100eV、0.125分子/100eVとする。</u></p> <p>(h) <u>ドライウエルから可燃性ガス濃度制御系への吸込み流量は153m³/h[normal]とし、再循環流量102m³/h[normal]と合せ、合計255m³/h[normal](1系列当たり)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。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><u>(i) 事故後、可燃性ガスが可燃限界となるまで時間的余裕があるため、可搬式の再結合装置をプラント外部から搬入し、可燃性ガス濃度制御系が事故後40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><u>(k) 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) 格納容器内ガス濃度制御系</p> <p>(本文五号に記載なし)</p>	<p>原子炉格納施設 (要目表) 3 圧力低減設備その他の安全設備</p> <p>原子炉格納施設 (要目表) 3 圧力低減設備その他の安全設備</p>	<p>成物の取扱いを設定したものであるため。</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年度)に基づき、設定したものであるため。</p> <p>・可搬式の再結合装置を搬入して機能を発揮できる時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>・安全評価指針に基づき、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>

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 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>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 <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 <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 <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 <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> <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>(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（3,926MWt）を用いるものとする。 	<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>原子炉本体 （要目表）</p> <p>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>・ 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>・原子炉圧力の初期値は、定格値（7.07MPa[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（52.2×10³t/h）を用いるものとする。</p> <p>・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、</p> <p>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。</p> <p>・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。</p> <p>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。</p> <p>・燃料棒の最大線出力密度は、44.0kW/mを用いるものとする。</p> <p>・原子炉水位の初期値は、通常運転水位とする。</p> <p>・原子炉格納容器の容積について、ドライウェル空間部は7,350m³、ウェットウェル空間部は5,960m³、ウェットウェル液相部は3,580m³を用いるものとする。</p> <p>・原子炉格納容器の初期温度について、ドライウェル空間部温度は57℃、サブプレッション・チェンバ・プール水温は35℃を用いるものとする。また、原子炉格納容器の初期圧力は5.2kPa[gage]を用いるものとする。</p> <p>・サブプレッション・チェンバ・プールの初期水位は、7.05mを用いるものとする。</p>	<p>（本文五号に記載なし）</p> <p>（本文五号に記載なし）</p> <p>・ハ(2) (i)燃料材の種類</p> <p>・ハ(2) (iii)b. 主要寸法</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>【既工認】 （要目表） 原子炉冷却系統設備 冷却材の種類、純度並びに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） 原子炉冷却系統設備 冷却材の種類、純度並びに原子炉本体の入口及び出口の圧力、温度及び流量</p> <p>原子炉本体 （基本設計方針） 1. 炉心等</p> <p>原子炉本体 （基本設計方針） 1. 炉心等</p> <p>原子炉本体 （基本設計方針） 1. 炉心等</p> <p>・原子炉格納施設的设计条件に関する説明書</p>	<p>・炉心に関する条件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>・実績値に対し、保守的に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>・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>る。</p> <ul style="list-style-type: none"> 真空破壊装置の作動条件は、3.43kPa（ドライウェル・サプレッション・チェンバ間差圧）を用いるものとする。 外部水源の温度について、復水貯蔵槽の水温は初期温度を50℃とし、事象発生から12時間以降は45℃、事象発生から24時間以降は40℃とする。また、淡水貯水池の水温は40℃とする。 原子炉压力容器， <p>原子炉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> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉熱出力の初期値は、定格値（3,926MWt）を用いるものとする。 原子炉圧力の初期値は、定格値（7.07MPa[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（52.2×10³t/h）を用いるものとする。 主蒸気流量の初期値は、定格値（7.64×10³t/h）を用いるものとする。 給水温度の初期値は215℃とする。 	<ul style="list-style-type: none"> ハ(4) (i) b. 主要寸法 リ(1) 原子炉格納容器の構造 発電用原子炉の型式，熱出力及び基数*（*本文三号に記載） <p>（本文五号に記載なし）</p> <ul style="list-style-type: none"> ホ(1) (ii) c. 蒸気タービン ホ(1) (iii) 冷却材の温度及び圧力 	<p>原子炉本体 （要目表） 4 原子炉压力容器</p> <p>原子炉格納施設 （要目表） 1 原子炉格納容器</p> <p>原子炉本体 （要目表） 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>【既工認】 （要目表） 原子炉冷却系統設備 冷却材の種類，純度並びに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） 原子炉冷却系統設備 冷却材の種類，純度並びに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） 原子炉冷却系統設備 冷却材の種類，純度並びに原</p>	<p>め。</p> <ul style="list-style-type: none"> 解析条件を設定したものであるため。 外部水源の条件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>・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、</p> <p>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。</p> <p>・燃料の最小限界出力比は、1.22を用いるものとする。</p> <p>・燃料棒の最大線出力密度は、44.0kW/mを用いるものとする。</p> <p>・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。</p> <p>・原子炉水位の初期値は、通常運転水位とする。</p> <p>・原子炉格納容器の容積について、ドライウェル空間部は7,350m³、ウェットウェル空間部は5,960m³、ウェットウェル液相部は3,580m³を用いるものとする。</p> <p>・原子炉格納容器の初期温度について、サプレッション・チェンバ・プール水温は35℃を用いるものとする。また、原子炉格納容器の初期圧力は5.2kPa[gage]を用いるものとする。</p> <p>・外部水源の温度は32℃とする。</p> <p>・原子炉圧力容器、</p>	<p>・ハ(2) (i)燃料材の種類</p> <p>・ハ(2) (iii)b. 主要寸法</p> <p>・ハ(1) (iv) 主要な熱的制限値</p> <p>・ハ(1) (iv) 主要な熱的制限値</p> <p>・ハ(1) (iii) c. 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>・ハ(4) (i)b. 主要寸法</p>	<p>子炉本体の入口及び出口の圧力、温度及び流量</p> <p>原子炉本体 (基本設計方針) 1. 炉心等</p> <p>原子炉本体 (基本設計方針) 1. 炉心等</p> <p>原子炉本体 (基本設計方針) 1. 炉心等</p> <p>原子炉本体 (基本設計方針) 1. 炉心等</p> <p>原子炉本体 (要目表) 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 【既工認】 ・制御能力についての計算書</p> <p>・原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</p> <p>原子炉本体</p>	<p>・炉心に関する条件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>・外部水源の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>原子炉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 <u>原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断による 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。</u></p> <p>(b-1-3) 重大事故等対策に関連する機器条件 ・ <u>安全保護系等の設定点</u> <u>原子炉緊急停止系作動回路のスクラム設定点として、以下の値を用いるものとする。</u> <u>原子炉水位低（レベル3）</u> <u>セパレータスカート下端から+62cm（遅れ時間 1.05 秒）</u> <u>タービン蒸気加減弁急速閉</u> <u>制御油圧低（4.12MPa[gage]）（遅れ時間 0.08 秒）</u> <u>炉心流量急減</u> <u>「第 22 図 炉心流量急減の解析上のスクラムの設定値」参照</u> <u>工学的安全施設作動回路等の設定点として、以下の値を用いるものとする。</u> <u>原子炉水位低（原子炉隔離時冷却系（補給水機能）起動）設定点</u> <u>セパレータスカート下端から-58cm（レベル2）</u> <u>原子炉水位低（高压炉心注水系起動，主蒸気隔離弁閉止）設定点</u> <u>セパレータスカート下端から-203cm（レベル1.5）</u> <u>原子炉水位低（低压注水系起動，自動減圧系作動）設定点</u> <u>セパレータスカート下端から-287cm（レベル1）</u> <u>原子炉水位低（再循環ポンプ4台トリップ）設定点</u> <u>セパレータスカート下端から+62cm（レベル3）</u> <u>原子炉水位低（再循環ポンプ6台トリップ）設定点</u> <u>セパレータスカート下端から-58cm（レベル2）</u></p> <p><u>原子炉水位高（原子炉隔離時冷却系（補給水機能）トリップ，高压炉心注水系注入隔離弁閉止）設定点</u> <u>セパレータスカート下端から+166cm（レベル8）</u></p>	<ul style="list-style-type: none"> ・リ(1)原子炉格納容器の構造 ・へ(2)(i)原子炉停止回路の種類 ・へ(2)(ii)その他の主要な安全保護回路の種類 ・へ(5)(xii) a. (b) 原子炉冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制 	<p>(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>計測制御系統施設 (要目表) 6 原子炉非常停止信号，原子炉非常停止に要する信号及び原子炉非常停止信号を発信させない条件 ・発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する説明書</p> <p>計測制御系統施設 (要目表) 7 工学的安全施設等の起動信号，工学的安全施設等の起動に要する信号及び工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件</p> <p>計測制御系統施設 (要目表) 7 工学的安全施設等の起動信号，工学的安全施設等の起動に要する信号及び工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件</p>	<p>・有効性評価ガイドに基づき，破断位置を設置したものであるため。</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4台トリップ）設定点 原子炉圧力 7.48MPa[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：7.51MPa[gage] 1個，363t/h/個 第2段：7.58MPa[gage] 1個，367t/h/個 第3段：7.65MPa[gage] 4個，370t/h/個 第4段：7.72MPa[gage] 4個，373t/h/個 第5段：7.79MPa[gage] 4個，377t/h/個 第6段：7.86MPa[gage] 4個，380t/h/個</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（3,926MWt）を用いるものとする。</p> <p>・原子炉圧力の初期値は，定格値（7.07MPa[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（52.2×10^3t/h）を用いるものとする。</p> <p>・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，</p>	<p>・へ(5) (xii) a. (b) 原子炉冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制</p> <p>・へ(2) (ii) その他の主要な安全保護回路の種類</p> <p>・ホ(3) (ii) b. (b) 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備</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>（本文五号に記載なし）</p>	<p>計測制御系統施設 （要目表） 7 工学的安全施設等の起動信号，工学的安全施設等の起動に要する信号及び工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件</p> <p>計測制御系統施設 （要目表） 7 工学的安全施設等の起動信号，工学的安全施設等の起動に要する信号及び工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 4 原子炉冷却材の循環設備</p> <p>原子炉本体 （要目表） 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） 原子炉冷却系統設備 冷却材の種類，純度並びに原子炉本体の入口及び出口の圧力，温度及び流量</p>	<p>・炉心に関す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>燃料ペレット,</p> <p>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。</p> <p>・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。</p> <p>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。</p> <p>・原子炉水位の初期値は、通常運転水位とする。</p> <p>・原子炉格納容器の容積について、ドライウエル空間部は 7,350m³、ウェットウエル空間部は 5,960m³、ウェットウエル液相部は 3,580m³ を用いるものとする。</p> <p>・原子炉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・チェンバ・プール水温は 35℃ を用いるものとする。また、原子炉格納容器の初期圧力は 5.2kPa[gage] を用いるものとする。</p> <p>・サブプレッション・チェンバ・プールの初期水位は、7.05m を用いるものとする。</p> <p>・真空破壊装置の作動条件は、3.43kPa（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。</p> <p>・熔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。</p> <p>・コンクリートの種類は、玄武岩系コンクリートとする。</p> <p>・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</p>	<p>・ハ(2) (i)燃料材の種類</p> <p>・ハ(2) (iii)b. 主要寸法</p> <p>(本文五号に記載なし)</p>	<p>原子炉本体 （基本設計方針） 1. 炉心等</p> <p>原子炉本体 （基本設計方針） 1. 炉心等</p> <p>・原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</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>・実績値に対し、保守的に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>・運転状態を設定したものであるため。</p> <p>・解析条件を設定したものであるため。</p> <p>・実験に基づき、設定したものであるため。</p> <p>・解析上、コンクリートの種類を設定したものであるため。</p> <p>・コンクリートよりも融点が高いこ</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>ないものとする。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉压力容器下部の構造物は、原子炉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。 格納容器下部床面積は、6号炉の格納容器下部床面積を用いるものとする。 外部水源の温度は、初期温度を50℃とし、事象発生から12時間以降は45℃、事象発生から24時間以降は40℃とする。 原子炉压力容器, <p>原子炉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。 (b-2-3) 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 逃がし安全弁 <p>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> <table border="1"> <tr> <td>第1段：7.51MPa[gage]</td> <td>1個, 363t/h/個</td> </tr> <tr> <td>第2段：7.58MPa[gage]</td> <td>1個, 367t/h/個</td> </tr> <tr> <td>第3段：7.65MPa[gage]</td> <td>4個, 370t/h/個</td> </tr> <tr> <td>第4段：7.72MPa[gage]</td> <td>4個, 373t/h/個</td> </tr> <tr> <td>第5段：7.79MPa[gage]</td> <td>4個, 377t/h/個</td> </tr> <tr> <td>第6段：7.86MPa[gage]</td> <td>4個, 380t/h/個</td> </tr> </table> <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> <ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料プールの崩壊熱は、約11MWを用いるものとする。 	第1段：7.51MPa[gage]	1個, 363t/h/個	第2段：7.58MPa[gage]	1個, 367t/h/個	第3段：7.65MPa[gage]	4個, 370t/h/個	第4段：7.72MPa[gage]	4個, 373t/h/個	第5段：7.79MPa[gage]	4個, 377t/h/個	第6段：7.86MPa[gage]	4個, 380t/h/個	<ul style="list-style-type: none"> ハ(4)(i)b. 主要寸法 リ(1)原子炉格納容器の構造 ホ(3)(ii)b.(b) 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 <p>(本文五号に記載なし)</p>	<p>原子炉本体 (要目表) 4 原子炉压力容器</p> <p>原子炉格納施設 (要目表) 1 原子炉格納容器</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表) 4 原子炉冷却材の循環設備</p> <ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書 	<p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> 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。 コンクリート侵食量の観点で厳しくなる号炉を設定したものであるため。 外部水源の条件を設定したものであるため。
第1段：7.51MPa[gage]	1個, 363t/h/個														
第2段：7.58MPa[gage]	1個, 367t/h/個														
第3段：7.65MPa[gage]	4個, 370t/h/個														
第4段：7.72MPa[gage]	4個, 373t/h/個														
第5段：7.79MPa[gage]	4個, 377t/h/個														
第6段：7.86MPa[gage]	4個, 380t/h/個														

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>使用済燃料プールの初期水位は通常水位とする。</u></p> <p>・<u>使用済燃料プール保有水量は、使用済燃料プールと隣接する原子炉ウェルの間に設置されているプールゲートは閉を仮定し、約2,093m³とする。</u></p> <p>・<u>使用済燃料プールの初期水温は、65℃とする。</u></p> <p>・<u>使用済燃料プール等の主要機器の形状に関する条件は設計値を用いるものとする。</u></p> <p>(b-4) 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故 (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、</u></p> <p><u>原子炉停止1日後の崩壊熱として約22MW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50℃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 (a) 高圧・低圧注水機能喪失 (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注水系、低圧注水機能として残留熱除去系（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>・ニ(2)(ii)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) 3 使用済燃料貯蔵設備</p> <p>原子炉本体 (要目表) 4 原子炉圧力容器</p>	<p>・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、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>・外部水源の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>(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>(a-5) ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）（以下「代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能」という。）は、原子炉水位低（レベル3）信号により再循環ポンプ4台を自動停止し、原子炉水位低（レベル2）信号により残りの再循環ポンプ6台を自動停止するものとする。</p> <p>(a-6) 逃がし安全弁の逃がし弁機能にて、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。</p> <p>また、原子炉減圧には自動減圧機能付き逃がし安全弁（8個）を使用するものとし、容量として、1個あたり定格主蒸気流量の約5%を処理するものとする。</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300m³/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>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復水移送ポンプを用いて弁の切替えにて実施する。</p> <p>(a-8) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、140m³/hの流量で原子炉格納容器内にスプレイする。</p> <p>なお、格納容器スプレイは、原子炉注水と同じ復水移送ポンプを用いて弁の切替えにて実施する。</p> <p>(a-9) 格納容器圧力逃がし装置等は、格納容器圧力 0.62MPa[gage]における最大排出流量 31.6kg/s に対して、原子炉格納容器二次隔離弁の中間開操作にて原子炉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>・へ(2) (i) 原子炉停止回路の種類</p> <p>・へ(5) (xii) a. (b) 原子炉冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制</p> <p>・ホ(1) (ii) 主要な機器及び管の個数及び構造</p> <p>・ホ(3) (ii) a. 非常用炉心冷却系</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>・リ(3) (iii) a. 原子炉格納容器内の冷却等のための設備</p> <p>・リ(3) (iii) b. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備</p>	<p>計測制御系統施設 （要目表） 6 原子炉非常停止信号，原子炉非常停止に要する信号及び原子炉非常停止信号を発信させない条件</p> <p>計測制御系統施設 （要目表） 7 工学的安全施設等の起動信号，工学的安全施設等の起動に要する信号及び工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件</p> <p>原子炉冷却系統施設 （基本設計方針） 3. 原子炉冷却材の循環設備</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 4 原子炉冷却材の循環設備</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 7 原子炉冷却材補給設備</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 7 原子炉冷却材補給設備</p> <p>原子炉格納施設 （基本設計方針） 3. 圧力低減設備その他の安全設備</p>	<p>・有効性評価ガイドに基づき、運転員等の操作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、運転員等の操作を想定したものであるため。</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文（十号））	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文（五号））	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-10-1) <u>低圧代替注水系（常設）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10分後に開始するものとし、操作時間は約4分間とする。</u></p> <p>(a-10-2) <u>逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作は、事象発生から約14分後に開始する。</u></p> <p>(a-10-3) <u>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冷却操作は、格納容器圧力が0.18MPa[gage]に到達した場合に実施する。なお、格納容器スプレイは、格納容器圧力が0.31MPa[gage]に到達した後、格納容器ベント実施前に停止する。</u></p> <p>(a-10-4) <u>格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作は、格納容器圧力が0.31MPa[gage]に到達した場合に実施する。</u></p> <p>(b) 高圧注水・減圧機能喪失</p> <p>(b-1) <u>起因事象として、給水流量の全喪失が発生するものとする。</u></p> <p>(b-2) <u>安全機能としては、高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系、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>代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能は、原子炉水位低（レベル3）信号により再循環ポンプ4台を自動停止し、原子炉水位低（レベル2）信号により残りの再循環ポンプ6台を自動停止するものとする。</u></p> <p>(b-6) <u>逃がし安全弁の逃がし弁機能にて、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。</u></p> <p>また、<u>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。</u></p> <p><u>代替自動減圧ロジックを用いた逃がし安全弁による原子炉減圧は、原子炉水位</u></p>	<p>・へ(2) (i) 原子炉停止回路の種類</p> <p>・へ(5) (xii) a. (b) 原子炉冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制</p> <p>・ホ(1) (ii) 主要な機器及び管の個数及び構造</p> <p>・へ(5) (x iii) 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧</p>	<p>計測制御系統施設 （要目表） 6 原子炉非常停止信号，原子炉非常停止に要する信号及び原子炉非常停止信号を発信させない条件</p> <p>計測制御系統施設 （要目表） 7 工学的安全施設等の起動信号，工学的安全施設等の起動に要する信号及び工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件</p> <p>原子炉冷却系統施設 （基本設計方針） 3. 原子炉冷却材の循環設備</p> <p>計測制御系統施設</p>	<p>・有効性評価ガイドに基づき、診断時間、接近時間及び準備時間を考慮して運転員等の操作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>・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>低（レベル1）到達から10分後に開始し、</p> <p>自動減圧機能付き逃がし安全弁4個により原子炉減圧する。容量として、1個あたり定格主蒸気流量の約5%を処理するものとする。</p> <p>(b-7) 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、</p> <p>逃がし安全弁による原子炉減圧後に、</p> <p>954m³/h（0.27MPa[dif]において）にて原子炉注水する。</p> <p>(b-8) 残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード及び原子炉停止時冷却モード）の伝熱容量は、熱交換器1基あたり約8MW（サプレッション・チェンバ・プール水温又は原子炉冷却材温度52℃、海水温度30℃において）とする。</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。 (b-9-1) 残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・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。 (b-9-2) 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0.93MPa[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。</p>	<p>するための設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ホ(3) (ii) a. 非常用炉心冷却系 ・ヘ(2) (ii) その他の主要な安全保護回路の種類 ・ホ(4) (i) a. ポンプ ・ホ(4) (i) b. 熱交換器 	<p>(要目表)</p> <p>7 工学的安全施設等の起動信号、工学的安全施設等の起動に要する信号及び工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>4 原子炉冷却材の循環設備</p> <p>計測制御系統施設 (要目表)</p> <p>7 工学的安全施設等の起動信号、工学的安全施設等の起動に要する信号及び工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>5 残留熱除去設備</p> <p>・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>5 残留熱除去設備</p> <p>・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</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、診断時間、接近時間及び準備時間を考慮して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>(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>(c-1-3) <u>外部電源は使用できないものとする。</u></p> <p>(c-1-4) <u>原子炉スクラムは、タービン蒸気加減弁急速閉信号によるものとする。</u></p> <p>(c-1-5) <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、</u></p> <p><u>182m³/h（8.12～1.03MPa[dif]において）の流量で注水するものとする。</u></p> <p>(c-1-6) <u>逃がし安全弁の逃がし弁機能にて、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。</u></p> <p><u>また、原子炉減圧には自動減圧機能付き逃がし安全弁（2個）を使用するものとし、容量として、1個あたり定格主蒸気流量の約5%を処理するものとする。</u></p> <p>(c-1-7) <u>残留熱除去系（低圧注水モード）は、事象発生から24時間後に手動起動し、</u></p> <p><u>954m³/h（0.27MPa[dif]において）の流量で注水するものとする。</u></p>	<ul style="list-style-type: none"> ・へ(2) (i) 原子炉停止回路の種類 ・へ(2) (ii) その他の主要な安全保護回路の種類 ・ホ(4) (ii) 原子炉隔離時冷却系 ・ホ(1) (ii) 主要な機器及び管の個数及び構造 ・ホ(3) (ii) a. 非常用炉心冷却系 ・ホ(4) (i) a. ポンプ 	<p>計測制御系統施設 （要目表） 6 原子炉非常停止信号，原子炉非常停止に要する信号及び原子炉非常停止信号を発信させない条件</p> <p>計測制御系統施設 （要目表） 7 工学的安全施設等の起動信号，工学的安全施設等の起動に要する信号及び工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 6 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 ・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p> <p>原子炉冷却系統施設 （基本設計方針） 3. 原子炉冷却材の循環設備</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 4 原子炉冷却材の循環設備</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 5 残留熱除去設備</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，運転員等の操作を想定したものであるため。</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文（十号））	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文（五号））	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-1-8) <u>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）は、逃がし安全弁による原子炉減圧後、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手動起動し、</u> <u>954m³/hの流量で原子炉格納容器内にスプレイするものとする。</u></p> <p>また、伝熱容量は、熱交換器1基あたり約8MW（サブプレッション・チェンバ・プール水温52℃、海水温度30℃において）とする。</p> <p>(c-1-9) <u>低圧代替注水系（常設）は、残留熱除去系の低圧注水モードから格納容器スプレイ冷却モード（ドライウエル側のみ）への切替え後に、</u> <u>約90m³/hにて崩壊熱相当量で原子炉注水し、その後は炉心を冠水維持する。</u></p> <p>(c-1-10) <u>格納容器圧力逃がし装置等は、格納容器圧力0.62MPa[gage]における最大排出流量31.6kg/sに対して、原子炉格納容器二次隔離弁の中間開操作にて原子炉格納容器除熱を実施する。</u></p> <p>(c-1-11) <u>代替原子炉補機冷却系の伝熱容量は、約23MW（サブプレッション・チェンバ・プール水温100℃、海水温度30℃において）とする。</u></p> <p>(c-1-12) 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>・ホ(4)(i)a.ポンプ</p> <p>・ホ(4)(i)b.熱交換器</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>・リ(3)(iii)b.原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備</p> <p>・ホ(4)(v)b.サポート系故障時に用いる設備</p>	<p>・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 5 残留熱除去設備</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 5 残留熱除去設備</p> <p>・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 7 原子炉冷却材補給設備</p> <p>原子炉格納施設 （基本設計方針） 3. 圧力低減設備その他の安全設備</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 8 原子炉補機冷却設備</p> <p>・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p>	<p>・有効性評価ガイドに基づき、運転員等の操作を想定したものであるため。</p> <p>・低圧代替注水系（常設）の取扱いを設定したものであるため。</p>

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-1-12-1) <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-1-12-2) <u>格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作は、格納容器圧力が0.31MPa[gage]に到達した場合に実施する。</u></p> <p>(c-1-12-3) <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-1-12-4) <u>代替原子炉補機冷却系運転操作は、事象発生から24時間後に開始する。</u></p> <p>(c-1-12-5) <u>代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系（低圧注水モード）の起動操作は、事象発生から24時間後に開始する。</u></p> <p>(c-1-12-6) <u>低圧代替注水系（常設）の起動操作は、事象発生から24時間後に開始する。なお、サブプレッション・チェンバ・プール水位が真空破壊装置-1mに到達した場合、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を停止する。</u></p> <p>(c-1-12-7) <u>代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の起動操作は、事象発生から約25時間後に開始する。</u></p> <p>(c-1-13) <u>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。</u></p> <p>(c-1-13-1) <u>事象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、</u></p> <p><u>その組成を拡散組成とする。これにより、事象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>(c-1-13-2) <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、</u></p> <p><u>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9.9×10^{14}Bq、よう素についてはI-131等価量で約6.5×10^{13}Bqとなる。</u></p> <p>(c-1-13-3) <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>(c-1-13-4) <u>燃料棒から追加放出される核分裂生成物のうち、希ガスはすべ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>			<ul style="list-style-type: none"> ・有効性評価ガイドに基づき、診断時間、接近時間及び準備時間を考慮して運転員等の操作を設定したものであるため。 ・事象発生時の原子炉冷却材中の核分裂生成物の濃度を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。 ・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。

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-1-13-5) <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、原子炉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>(c-1-13-6) <u>サプレッション・チェンバの無機よう素は、スクラビング等により除去されなかったものが原子炉格納容器の気相部へ移行するものとする。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>(c-1-13-7) <u>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。</u></p> <p>(c-1-13-8) <u>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、格納容器圧力逃がし装置排気管からの放出、実効放出継続時間 1 時間の値として、相対濃度 (χ/Q) を 1.2×10^{-5} (s/m³)、相対線量 (D/Q) を 1.9×10^{-19} (Gy/Bq) とし、耐圧強化ベント系を用いる場合は、主排気筒放出、実効放出継続時間 1 時間の値として、相対濃度 (χ/Q) は 6.2×10^{-6} (s/m³)、相対線量 (D/Q) は 1.2×10^{-19} (Gy/Bq) とする。</u></p> <p>(c-1-13-9) <u>サプレッション・チェンバ内でのスクラビング等による除染係数は 10、</u> <u>格納容器圧力逃がし装置による除染係数は 1,000、排気ガスに含まれるよう素を除去するためのよう素フィルタによる除染係数は 50 とする。</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、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></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>(c-2-4) <u>原子炉スクラムは、タービン蒸気加減弁急速閉信号によるものとする。</u></p> <p>(c-2-5) <u>高圧代替注水系は、運転員による高圧代替注水系の蒸気入口弁の遠隔での手動開閉操作によって、</u></p>	<p>・リ (3) (iii) b. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備</p> <p>・へ(2) (i) 原子炉停止回路の種類</p>	<p>原子炉格納施設 （要目表） 3 圧力低減設備その他の安全設備</p> <p>計測制御系統施設 （要目表） 6 原子炉非常停止信号、原子炉非常停止に要する信号及び原子炉非常停止信号を発信させない条件</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>・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、運転員等の操作を想定したものであるため。</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文（十号））	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文（五号））	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>設計値である 182m³/h (8.12MPa[dif]において) ～114m³/h (1.03MPa[dif]において) に対し、</p> <p>20%減の流量で注水するものとする。</p> <p>(c-2-6) 逃がし安全弁の逃がし弁機能にて、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。</p> <p>また、原子炉減圧には自動減圧機能付き逃がし安全弁 (2 個) を使用するものとし、容量として、1 個あたり定格主蒸気流量の約 5% を処理するものとする。</p> <p>(c-2-7) 残留熱除去系 (低圧注水モード) は、事象発生から 24 時間後に手動起動し、</p> <p>954m³/h (0.27MPa[dif]において) の流量で注水するものとする。</p> <p>(c-2-8) 残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) は、逃がし安全弁による原子炉減圧後、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手動起動し、</p> <p>954m³/h の流量で原子炉格納容器内にスプレイするものとする。</p> <p>また、伝熱容量は、熱交換器 1 基あたり約 8MW (サブプレッション・チェンバ・プール水温 52℃、海水温度 30℃において) とする。</p>	<p>・ホ(3)b. (a) 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備</p> <p>・ホ(1) (ii) 主要な機器及び管の個数及び構造</p> <p>・ホ(3) (ii) a. 非常用炉心冷却系</p> <p>・ホ(4) (i) a. ポンプ</p> <p>・ホ(4) (i) a. ポンプ</p> <p>・ホ(4) (i) b. 熱交換器</p>	<p>原子炉冷却系統施設 (要目表) 6 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 ・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 (原子炉冷却系統施設)</p> <p>原子炉冷却系統施設 (基本設計方針) 3. 原子炉冷却材の循環設備</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表) 4 原子炉冷却材の循環設備</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表) 5 残留熱除去設備 ・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 (原子炉冷却系統施設)</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表) 5 残留熱除去設備 ・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 (原子炉冷却系統施設)</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表) 5 残留熱除去設備 ・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 (原子炉冷却系統施設)</p>	<p>・保守的に流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、運転員等の操作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、運転員等の操作を想定したものであるため。</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文（十号））	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文（五号））	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>低圧代替注水系（常設）は、残留熱除去系の低圧注水モードから格納容器スプレイ冷却モード（ドライウエル側のみ）への切替え後に、</u> <u>約 90m³/h にて崩壊熱相当量で原子炉注水し、その後は炉心を冠水維持する。</u></p> <p>(c-2-10) <u>格納容器圧力逃がし装置等は、格納容器圧力 0.62MPa[gage]における</u> <u>最大排出流量 31.6kg/s に対して、原子炉格納容器二次隔離弁の中間開操作にて</u> <u>原子炉格納容器除熱を実施する。</u></p> <p>(c-2-11) <u>代替原子炉補機冷却系の伝熱容量は、約 23MW（サプレッション・チェンバ・プール水温 100℃、海水温度 30℃において）とする。</u></p> <p>(c-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。 (c-2-12-1) <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 10 分後に開始するものとし、操作時間は 15 分間とする。</u> (c-2-12-2) <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-2-12-3) <u>格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作は、格納容器圧力が 0.31MPa[gage]に到達した場合に実施する。</u> (c-2-12-4) <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-2-12-5) <u>代替原子炉補機冷却系運転操作は、事象発生から 24 時間後に開始する。</u> (c-2-12-6) <u>代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系（低圧注水モード）の起動操作は、事象発生から 24 時間後に開始する。</u> (c-2-12-7) <u>低圧代替注水系（常設）起動操作は、事象発生から 24 時間後に開始する。なお、サプレッション・チェンバ・プール水位が真空破壊装置-1m に到達した場合、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を停止する。</u> (c-2-12-8) <u>代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の起動操作は、事象発生から約 25 時間後に開始する。</u></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>・リ(3) (iii) b. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備</p> <p>・ホ(4) (v) b. (a) 代替原子炉補機冷却系による 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） 7 原子炉冷却材補給設備</p> <p>原子炉格納施設 （基本設計方針） 3. 圧力低減設備その他の安全設備</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 8 原子炉補機冷却設備 ・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</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、診断時間、接近時間及び準備時間を考慮して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、診断時間、接近時間及び準備時間を考慮して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>(c-2-13) <u>敷地境界での実効線量評価の条件は、(c-1-13)に同じ。</u></p> <p>(c-3) 外部電源喪失時に非常用ディーゼル発電機の機能及び直流電源が喪失する事故 <u>「(c-2) 外部電源喪失時に非常用ディーゼル発電機及び原子炉隔離時冷却系の機能が喪失する事故」の条件を適用する。ただし、安全機能としては、全ての直流電源が機能喪失するものとする。これにより、全ての非常用ディーゼル発電機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。</u></p> <p>(c-4) 外部電源喪失時に非常用ディーゼル発電機の機能が喪失し、逃がし安全弁の再閉に失敗する事故 (c-4-1) <u>起回事象として、外部電源を喪失するものとする。</u> (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> (c-4-3) <u>外部電源は使用できないものとする。</u> (c-4-4) <u>原子炉スクラムは、タービン蒸気加減弁急速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、</u> <u>182m³/h (8.12MPa[dif]～1.03MPa[dif])において)の流量で注水するものとする。</u></p> <p>(c-4-6) <u>逃がし安全弁の逃がし弁機能にて、原子炉冷却材圧力パウンダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。</u></p>	<ul style="list-style-type: none"> ・へ(2) (i) 原子炉停止回路の種類 ・へ(2) (ii) その他の主要な安全保護回路の種類 ・ホ(4) (ii) 原子炉隔離時冷却系 ・ホ(1) (ii) 主要な機器及び管の個数及び構造 	<p>計測制御系統施設 (要目表) 6 原子炉非常停止信号、原子炉非常停止に要する信号及び原子炉非常停止信号を発信させない条件</p> <p>計測制御系統施設 (要目表) 7 工学的安全施設等の起動信号、工学的安全施設等の起動に要する信号及び工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表) 6 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 ・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p> <p>原子炉冷却系統施設 (基本設計方針) 3. 原子炉冷却材の循環設備</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・安全評価指針に基づき、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。 ・PRA 選定結果に基づき、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>また、原子炉減圧には自動減圧機能付き逃がし安全弁（2個）を使用するものとし、容量として、1個あたり定格主蒸気流量の約5%を処理するものとする。</p> <p>(c-4-7) 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、84m³/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）による原子炉格納容器冷却と併せて実施する場合は、40m³/hの流量で原子炉注水するものとする。</p> <p>(c-4-8) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、80m³/hの流量で原子炉格納容器内にスプレイする。</p> <p>(c-4-9) 格納容器圧力逃がし装置等は、格納容器圧力0.62MPa[gage]における最大排出流量31.6kg/sに対して、原子炉格納容器二次隔離弁の中間開操作にて原子炉格納容器除熱を実施する。</p> <p>(c-4-10) 代替原子炉補機冷却系の伝熱容量は、約23MW（サブプレッション・チェンバ・プール水温100℃、海水温度30℃において）とする。</p> <p>(c-4-11) 残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）の伝熱容量は、熱交換器1基あたり約8MW（サブプレッション・チェンバ・プール水温52℃、海水温度30℃において）とする。</p> <p>(c-4-12) 残留熱除去系（低圧注水モード）は、954m³/h（0.27MPa[dif]において）の流量で注水するものとする。</p>	<p>・ホ(3)(ii)a. 非常用炉心冷却系</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>・リ(3)(iii)a. 原子炉格納容器内の冷却等のための設備</p> <p>・リ(3)(iii)b. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備</p> <p>・ホ(4)(v)b.(a) 代替原子炉補機冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>・ホ(4)(i)b. 熱交換器</p> <p>・ホ(4)(i)a. ポンプ</p>	<p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 4 原子炉冷却材の循環設備</p> <p>核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 （要目表） 4 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備 ・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設）</p> <p>核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 （要目表） 4 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備</p> <p>原子炉格納施設 （基本設計方針） 3. 圧力低減設備その他の安全設備</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 8 原子炉補機冷却設備に係る次の事項 ・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 5 残留熱除去設備 ・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 5 残留熱除去設備 ・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子</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>

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-4-13) 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>(c-4-13-1) <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-4-13-2) <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4時間後に開始する。</u></p> <p>(c-4-13-3) <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-4-13-4) <u>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冷却操作は、格納容器圧力が0.18MPa[gage]に到達した場合に実施する。なお、格納容器スプレイは、格納容器圧力が0.31MPa[gage]に到達した後、格納容器ベント実施前に停止する。</u></p> <p>(c-4-13-5) <u>格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作は、格納容器圧力が0.31MPa[gage]に到達した場合に実施する。</u></p> <p>(c-4-13-6) <u>代替原子炉補機冷却系運転操作は、事象発生から24時間後に開始する。</u></p> <p>(c-4-13-7) <u>代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系（低圧注水モード）の起動操作は、事象発生から25.5時間後に開始する。</u></p> <p>(c-4-13-8) <u>代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）の起動操作は、原子炉水位高（レベル8）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) <u>原子炉スクラムは、タービン蒸気加減弁急速閉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、原子炉水位低（レベル2）で自動起動し、</u></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>炉冷却系統施設)</p> <p>計測制御系統施設 (要目表) 6 原子炉非常停止信号，原子炉非常停止に要する信号及び原子炉非常停止信号を発信させない条件</p> <p>計測制御系統施設 (要目表)</p>	<p>・有効性評価ガイドに基づき、診断時間、接近時間及び準備時間を考慮して運転員等の操作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>182m³/h（8.12～1.03MPa[dif]において）の流量で注水するものとする。</p> <p>(d-1-6) 逃がし安全弁の逃がし弁機能にて、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。</p> <p>また、原子炉減圧には自動減圧機能付き逃がし安全弁（2個）を使用するものとし、容量として、1個あたり定格主蒸気流量の約5%を処理するものとする。</p> <p>(d-1-7) 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、</p> <p>最大 300m³/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>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復水移送ポンプを用いて弁の切替えにて実施する。</p> <p>(d-1-8) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、140m³/h の流量で原子炉格納容器内にスプレイする。</p> <p>なお、格納容器スプレイは、原子炉注水と同じ復水移送ポンプを用いて弁の切替えにて実施する。</p> <p>(d-1-9) 代替原子炉補機冷却系の伝熱容量は、約 23MW（サブプレッション・チェンバ・プール水温 100℃、海水温度 30℃において）とする。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ホ(4) (ii) 原子炉隔離時冷却系 ・ホ(1) (ii) 主要な機器及び管の個数及び構造 ・ホ(3) (ii) a. 非常用炉心冷却系 ・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 ・リ(3) (iii) a. 原子炉格納容器内の冷却等のための設備 ・ホ(4) (v)b. (a) 代替原子炉補機冷却系による 原子炉格納容器内の減圧及び除熱 	<p>7 工学的安全施設等の起動信号、工学的安全施設等の起動に要する信号及び工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表）</p> <p>6 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 ・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p> <p>原子炉冷却系統施設 （基本設計方針）</p> <p>3. 原子炉冷却材の循環設備</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表）</p> <p>4 原子炉冷却材の循環設備</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表）</p> <p>7 原子炉冷却材補給設備</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表）</p> <p>7 原子炉冷却材補給設備</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表）</p> <p>8 原子炉補機冷却設備 ・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・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。 ・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。 ・代替格納容器スプレイ冷却系（常設）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>(d-1-10) <u>残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）の伝熱容量は、熱交換器 1 基あたり約 8MW（サブプレッション・チェンバ・プール水温 52℃、海水温度 30℃において）とする。</u></p> <p>(d-1-11) <u>残留熱除去系（低圧注水モード）は、サブプレッション・チェンバ・プール水位が真空破壊装置-1m に到達した時点で手動起動し、</u> <u>954m³/h（0.27MPa[dif]において）の流量で注水するものとする。</u></p> <p>(d-1-12) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。 (d-1-12-1) <u>交流電源は、事象発生から 70 分後に常設代替交流電源設備によって供給を開始する。</u> (d-1-12-2) <u>低圧代替注水系（常設）起動操作は、事象発生から 70 分後の常設代替交流電源設備からの給電の直後に開始する。なお、サブプレッション・チェンバ・プール水位が真空破壊装置-1m に到達した場合、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を停止する。</u> (d-1-12-3) <u>逃がし安全弁による原子炉減圧操作は、低圧代替注水系（常設）起動操作後、原子炉水位がレベル 8 に到達する事象発生から約 3 時間後に開始する。</u> (d-1-12-4) <u>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冷却操作は、原子炉水位高（レベル 8）に到達した場合に開始する。なお、格納容器スプレイは、事象発生から約 25 時間後に停止する。</u> (d-1-12-5) <u>代替原子炉補機冷却系運転操作は、事象発生から 20 時間後に開始する。</u> (d-1-12-6) <u>代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）の起動操作は、事象発生から 20 時間後に開始する。</u> (d-1-12-7) <u>代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水は、サブプレッション・チェンバ・プール水位が真空破壊装置-1m に到達後に開始する。</u></p>	<p>・ホ(4) (i) b. 熱交換器</p> <p>・ホ(4) (i) a. ポンプ</p>	<p>炉冷却系統施設)</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 5 残留熱除去設備 ・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 5 残留熱除去設備 ・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p>	<p>・有効性評価ガイドに基づき、運転員等の操作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、診断時間、接近時間及び準備時間を考慮して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>(d-2) 残留熱除去系が故障した場合</p> <p>(d-2-1) <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-2-2) <u>安全機能としては、残留熱除去系の故障により崩壊熱除去機能が喪失するものとする。</u></p> <p>(d-2-3) <u>外部電源は使用できるものとする。</u></p> <p>(d-2-4) <u>原子炉スクラムは、原子炉水位低（レベル3）信号によるものとする。</u></p> <p>(d-2-5) <u>代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能は、原子炉水位低（レベル3）信号により再循環ポンプ4台を自動停止し、原子炉水位低（レベル2）信号により残りの再循環ポンプ6台を自動停止するものとする。</u></p> <p>(d-2-6) <u>原子炉隔離時冷却系は、原子炉水位低（レベル2）で自動起動し、</u></p> <p><u>182m³/h（8.12～1.03MPa[dif]において）の流量で注水するものとする。</u></p> <p>(d-2-7) <u>高圧炉心注水系は、原子炉水位低（レベル1.5）で自動起動し、</u></p>	<p>・へ(2) (i) 原子炉停止回路の種類</p> <p>・へ(5) (xii) a. (b) 原子炉冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制</p> <p>・へ(2) (ii) その他の主要な安全保護回路の種類</p> <p>・ホ(4) (ii) 原子炉隔離時冷却系</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） 6 原子炉非常停止信号，原子炉非常停止に要する信号及び原子炉非常停止信号を発信させない条件</p> <p>計測制御系統施設 （要目表） 7 工学的安全施設等の起動信号，工学的安全施設等の起動に要する信号及び工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件</p> <p>計測制御系統施設 （要目表） 7 工学的安全施設等の起動信号，工学的安全施設等の起動に要する信号及び工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 6 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 ・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p> <p>計測制御系統施設 （要目表） 7 工学的安全施設等の起動信号，工学的安全施設等の起動に要する信号及び工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件</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>727m³/h (0.69MPa[dif]において) の流量で注水するものとする。</p> <p>(d-2-8) <u>逃がし安全弁の逃がし弁機能にて、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。</u></p> <p>また、原子炉減圧には自動減圧機能付き逃がし安全弁（1個）を使用するものとし、容量として、1個あたり定格主蒸気流量の約5%を処理するものとする。</p> <p>(d-2-9) <u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、140m³/hの流量で原子炉格納容器内にスプレイする。</u></p> <p>(d-2-10) <u>格納容器圧力逃がし装置等は、格納容器圧力 0.62MPa[gage]における最大排出流量 31.6kg/s に対して、原子炉格納容器二次隔離弁の中間開操作にて原子炉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。 (d-2-11-1) <u>逃がし安全弁による原子炉減圧操作は、サプレッション・チェンバプール水温が 49°C に到達した場合に実施する。</u> (d-2-11-2) <u>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冷却操作は、格納容器圧力が 0.18MPa[gage] に到達した場合に実施する。なお、格納容器スプレイは、格納容器圧力が 0.31MPa[gage] に到達した後、格納容器ベント実施前に停止する。</u> (d-2-11-3) <u>格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作は、格納容器圧力が 0.31MPa[gage] に到達した場合に実施する。</u></p> <p>(e) 原子炉停止機能喪失 (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> (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> (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>	<ul style="list-style-type: none"> ・ホ(3) (ii) a. 非常用炉心冷却系 ・ホ(1) (ii) 主要な機器及び管の個数及び構造 ・ホ(3) (ii) a. 非常用炉心冷却系 ・リ(3) (iii) a. 原子炉格納容器内の冷却等のための設備 ・リ(3) (iii) b. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備 	<p>原子炉冷却系統施設 (要目表) 6 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 ・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p> <p>原子炉冷却系統施設 (基本設計方針) 3. 原子炉冷却材の循環設備</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表) 4 原子炉冷却材の循環設備</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表) 7 原子炉冷却材補給設備</p> <p>原子炉格納施設 (基本設計方針) 3. 圧力低減設備その他の安全設備</p>	<p>・有効性評価ガイドに基づき、診断時間、接近時間及び準備時間を考慮して運転員等の操作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>・評価対象とする炉心の状態を設定</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-4) <u>外部電源は使用できるものとする。</u></p> <p>(e-5) <u>主蒸気隔離弁の閉止に要する時間は、最も短い時間として設計値の下限である3秒とする。</u></p> <p>(e-6) <u>代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能は、原子炉圧力高（7.48MPa[gage]）又は原子炉水位低（レベル3）信号により再循環ポンプ4台を自動停止し、原子炉水位低（レベル2）信号により残り再循環ポンプ6台を自動停止するものとする。</u></p> <p><u>また、4台以上の再循環ポンプがトリップした際に残りの再循環ポンプの回転速度を5%/秒で速やかに低下させる高速ランバック機能については、保守的に使用できないものと仮定する。</u></p> <p><u>さらに、再循環ポンプが2台以上トリップしている状態で運転点が運転特性図上の高出力ー低炉心流量領域に入った場合に作動する選択制御棒挿入についても作動しないものと仮定する。</u></p> <p>(e-7) <u>逃がし安全弁の逃がし弁機能にて、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。</u></p> <p><u>また、逃がし安全弁（18個）は、容量として、1個あたり定格主蒸気流量の約5%を処理するものとする。</u></p> <p>(e-8) <u>電動駆動給水ポンプは、主蒸気隔離弁の閉止によりタービン駆動給水ポンプが停止した後、自動起動するものとする。また、復水器ホットウェル水位の低下により電動駆動給水ポンプがトリップするものとする。</u></p> <p>(e-9) <u>原子炉隔離時冷却系は、原子炉水位低（レベル2）又はドライウェル圧力高（13.7kPa[gage]）で自動起動し、</u></p>	<p>・ホ(2) (ii) b. 主蒸気系</p> <p>・へ(5) (xii) a. (b) 原子炉冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制</p> <p>・ホ(1) (ii) 主要な機器及び管の個数及び構造</p> <p>・ホ(3) (ii) a. 非常用炉心冷却系</p> <p>・へ(2) (ii) その他の主要な安全保護回路の種類</p>	<p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 4 原子炉冷却材の循環設備</p> <p>計測制御系統施設 （要目表） 7 工学的安全施設等の起動信号，工学的安全施設等の起動に要する信号及び工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件</p> <p>原子炉冷却系統施設 （基本設計方針） 3. 原子炉冷却材の循環設備</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 4 原子炉冷却材の循環設備</p> <p>計測制御系統施設 （要目表） 7 工学的安全施設等の起動信号，工学的安全施設等の起動に要する信号及び工学的安全施設等の起</p>	<p>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>・高速ランバック機能について、保守的に使用できないものと設定したものであるため。</p> <p>・選択制御棒挿入について、保守的に作動しないと設定したものであるため。</p> <p>・解析に当たって、電動駆動給水給水ポンプ起動及びトリップ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>182m³/h (8.12~1.03MPa[dif]において) の流量で注水するものとする。</p> <p>(e-10) 高圧炉心注水系は、原子炉水位低（レベル1.5）又はドライウェル圧力高（13.7kPa[gage]）で自動起動し、</p> <p>182~727m³/h (8.12~0.69MPa[dif]において) の流量で注水するものとする。</p> <p>(e-11) ほう酸水注入系は、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、</p> <p>190L/min の流量</p> <p>及びほう酸濃度 13.4wt%で注入するものとする。</p> <p>(e-12) 残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）の伝熱容量は、熱交換器 1 基あたり約 8MW（サプレッション・チェンバ・プール水温 52℃、海水温度 30℃において）とする。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ホ(4) (ii) 原子炉隔離時冷却系 ・へ(2) (ii) その他の主要な安全保護回路の種類 ・ホ(3) (ii) a. 非常用炉心冷却系 ・へ(4) (ii) a. ほう酸水注入系ポンプ (本文五号に記載なし) ・ホ(4) (i) b. 熱交換器 	<p>動信号を発信させない条件</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表) 6 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 ・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p> <p>計測制御系統施設 (要目表) 7 工学的安全施設等の起動信号、工学的安全施設等の起動に要する信号及び工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表) 6 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 ・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p> <p>計測制御系統施設 (要目表) 4 ほう酸水注入設備</p> <p>計測制御系統施設 (要目表) 2 制御材</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表) 5 残留熱除去設備 ・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・有効性評価ガイドに基づき、運転員等の操作を想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>(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。 (e-13-1) <u>運転員による自動減圧系の自動起動を阻止する操作に期待する。</u> (e-13-2) <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する。残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）は、サブプレッション・チェンバ・プール水温が49℃に到達した時点から、10分間が経過した時点で手動起動する。</u></p> <p>(f) LOCA時注水機能喪失 (f-1) <u>破断箇所は、原子炉圧力容器下部のドレン配管（配管断面積約26cm²）とし、破断面積を1cm²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注水系、低圧注水機能として残留熱除去系（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> (f-3) <u>外部電源は使用できないものとする。</u></p> <p>(f-4) <u>原子炉スクラムは、炉心流量急減信号によるものとする。</u></p> <p>(f-5) <u>逃がし安全弁の逃がし弁機能にて、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。</u></p> <p><u>また、原子炉減圧には自動減圧機能付き逃がし安全弁（8個）を使用するものとし、容量として、1個あたり定格主蒸気流量の約5%を処理するものとする。</u></p> <p>(f-6) <u>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、</u> <u>最大300m³/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>・へ(2) (i)原子炉停止回路の種類</p> <p>・ホ(1) (ii) 主要な機器及び管の個数及び構造</p> <p>・ホ(3) (ii) a. 非常用炉心冷却系</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>計測制御系統施設 （要目表） 6 原子炉非常停止信号，原子炉非常停止に要する信号及び原子炉非常停止信号を発信させない条件</p> <p>原子炉冷却系統施設 （基本設計方針） 4. 原子炉冷却材の循環設備</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 4 原子炉冷却材の循環設備</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 7 原子炉冷却材補給設備</p>	<p>・有効性評価ガイドに基づき、診断時間、接近時間及び準備時間を考慮して運転員等の操作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>・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>

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、<u>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復水移送ポンプを用いて弁の切替えで実施する。</u></p> <p>(f-7) <u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、140m³/hの流量で原子炉格納容器内にスプレイする。</u></p> <p>なお、<u>格納容器スプレイは、原子炉注水と同じ復水移送ポンプを用いて弁の切替えで実施する。</u></p> <p>(f-8) <u>格納容器圧力逃がし装置等は、格納容器圧力 0.62MPa[gage]における最大排出流量 31.6kg/s に対して、原子炉格納容器二次隔離弁の中間開操作にて原子炉格納容器除熱を実施する。</u></p> <p>(f-9) <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>(f-9-1) <u>低圧代替注水系（常設）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 14 分後に開始するものとし、操作時間は約 4 分間とする。</u></p> <p>(f-9-2) <u>逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作は、事象発生から約 18 分後に開始する。</u></p> <p>(f-9-3) <u>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冷却操作は、格納容器圧力が 0.18MPa[gage]に到達した場合に実施する。なお、格納容器スプレイは、格納容器圧力が 0.31MPa[gage]に到達した後、格納容器ベント実施前に停止する。</u></p> <p>(f-9-4) <u>格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作は、格納容器圧力が 0.31MPa[gage]に到達した場合に実施する。</u></p> <p>(g) <u>格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）</u></p> <p>(g-1) <u>破断箇所は、高圧炉心注水系の吸込配管とし、破断面積は、10cm²とする。</u></p> <p>(g-2) <u>安全機能としては、インターフェイスシステム LOCA が発生した側の高圧炉心注水系が機能喪失するものとする。</u></p> <p>(g-3) <u>外部電源は使用できないものとする。</u></p> <p>(g-4) <u>原子炉スクラムは、炉心流量急減信号によるものとする。</u></p>	<p>・リ(3)(iii)a. 原子炉格納容器内の冷却等のための設備</p> <p>・リ(3)(iii)b. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備</p> <p>・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） 7 原子炉冷却材補給設備</p> <p>原子炉格納施設 （基本設計方針） 3. 圧力低減設備その他の安全設備</p> <p>計測制御系統施設 （要目表） 6 原子炉非常停止信号，原子炉非常停止に要する信号及び原子炉非常停止信号を発信させない条件</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>・代替格納容器スプレイ冷却系（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、診断時間、接近時間及び準備時間を考慮して運転員等の操作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-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、</u></p> <p><u>182m³/h（8.12～1.03MPa[dif]において）の流量で注水するものとする。</u></p> <p>(g-6) <u>高圧炉心注水系は、原子炉水位低（レベル1.5）で自動起動し、</u></p> <p><u>727m³/h（0.69MPa[dif]において）の流量で注水するものとする。</u></p> <p>(g-7) <u>原子炉減圧には自動減圧機能付き逃がし安全弁（8個）を使用するものとし、容量として、1個あたり定格主蒸気流量の約5%を処理するものとする。</u></p> <p>(g-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。 (g-8-1) <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15分後に開始するものとする。</u> (g-8-2) <u>高圧炉心注水系の破断箇所隔離操作は、事象発生から3時間後に開始するものとし、操作時間は60分間とする。</u></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 ・ホ(4)(ii) 原子炉隔離時冷却系 ・へ(2)(ii) その他の主要な安全保護回路の種類 ・ホ(3)(ii) a. 非常用炉心冷却系 ・ホ(3)(ii) a. 非常用炉心冷却系 	<p>計測制御系統施設 （要目表） 7 工学的安全施設等の起動信号，工学的安全施設等の起動に要する信号及び工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 6 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 ・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p> <p>計測制御系統施設 （要目表） 7 工学的安全施設等の起動信号，工学的安全施設等の起動に要する信号及び工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 6 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 ・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 4 原子炉冷却材の循環設備</p>	<p>・有効性評価ガイドに基づき、診断時間、接近時間及び準備時間を考慮して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>c. 運転中の原子炉における重大事故</p> <p>(a) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）</p> <p>(a-1) 代替循環冷却系を使用する場合</p> <p>(a-1-1) <u>起因事象として、大破断 LOCA が発生するものとする。破断箇所は、残留熱除去系の吸込配管とする。</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>水素ガスの発生については、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、事象の発生と同時に発生するものとする。</u></p> <p>(a-1-6) <u>低圧代替注水系（常設）は、最大 300m³/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>なお、<u>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復水移送ポンプを用いて弁の切替えにて実施する。</u></p> <p>(a-1-7) <u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、140m³/h の流量で原子炉格納容器内にスプレイする。</u></p> <p>なお、<u>格納容器スプレイは、原子炉注水と同じ復水移送ポンプを用いて弁の切替えで実施する。</u></p> <p>(a-1-8) <u>可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は、代替循環冷却系の運転準備において復水移送ポンプを停止する期間に、90m³/h の流量で原子炉注水を実施する。</u></p> <p>(a-1-9) <u>代替循環冷却系の循環流量は、全体で約 190m³/h とし、原子炉注水へ約 90m³/h、格納容器スプレイへ約 100m³/h にて流量分配し、それぞれ連続注水</u></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>・リ(3) (iii) a. 原子炉格納容器内の冷却等のための設備</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>・リ(3) (iii) b. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備</p>	<p>原子炉冷却系統施設 (要目表) 7 原子炉冷却材補給設備</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表) 7 原子炉冷却材補給設備</p> <p>核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 (要目表) 4 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</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>・原子炉スクラムが事象の発生と同時に発生するものと設定したものであるため。</p> <p>・低圧代替注水系（常設）の取扱いを設定したものであるため。</p> <p>・代替格納容器スプレイ冷却系（常設）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><u>及び連続スプレイを実施する。</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。 (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、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 70 分後に開始する。なお、原子炉注水は、代替循環冷却系の運転準備時に停止する。</u> (a-1-10-2) <u>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冷却操作は、原子炉水位が破断口高さまで水位回復後、格納容器温度が 190℃に到達した場合に開始する。なお、格納容器スプレイは、代替循環冷却系の運転準備時に停止する。</u> (a-1-10-3) <u>代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱操作は、事象発生から約 22.5 時間後に開始する。なお、代替原子炉補機冷却系の運転操作は事象発生から 20 時間後に開始する。</u> (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。 (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> (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、原子炉格納容器内に放出されるものとする。</u> (a-1-11-3) <u>原子炉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・チェンパのプール水でのスクラビングによる除去効果を考慮する。</u> (a-1-11-4) <u>原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えいについて考慮する。</u></p> <p>漏えい量の評価条件は以下のとおりとする。 (a-1-11-4-1) <u>原子炉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もとに評価する。</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に見積もるため、非常用ガス処理系により原子炉建屋の設計負圧が達成されるまでの</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>7 原子炉冷却材補給設備</p> <p>・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設）</p> <p>原子炉格納施設 （要目表） 1 原子炉格納容器</p>	<p>・有効性評価ガイドに基づき、診断時間、接近時間及び準備時間を考慮して運転員等の操作を設定したものであるため。</p> <p>・燃料の最高取出燃焼度に余裕を持たせて設定したものであるため。</p> <p>・原子炉内に内蔵されている核分裂生成物の扱いについて設定したものであるため。</p> <p>・Cs-137 について、スクラビングによる除去効果を考慮することを説明したものであるため。</p> <p>・放射性物質の漏えいについて、考慮することを説明したものであるため。</p> <p>・保守的に原子炉建屋内の放射性物質の保持機能に期待しないことを</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>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。</u></p> <p><u>非常用ガス処理系により設計負圧を達成した後は設計換気率 0.5 回/日相当を考慮する。</u></p> <p><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><u>非常用ガス処理系は、事象発生 30 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><u>(a-1-11-4-3) 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。</u></p> <p>(a-2) 代替循環冷却系を使用しない場合 (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、残留熱除去系の吸込配管とする。</u> (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の機能喪失を想定し、全交流動力電源が喪失するものとする。さらに非常用炉心冷却系が機能喪失するものとする。なお、代替循環冷却系は使用しないものとする。</u> (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>水素ガスの発生については、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、事象の発生と同時に発生するものとする。</u></p> <p>(a-2-6) <u>低圧代替注水系（常設）は、最大 300m³/h の流量で原子炉注水し、そ</u></p>	<p>・リ(4) (ii) 非常用ガス処理系</p> <p>・ホ(3) (ii) b. (c) 原子炉冷却材圧力バウンダリ</p>	<p>・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設）</p> <p>原子炉冷却系統施設</p>	<p>設定したものであるため。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・保守的に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期待しないこと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。 ・放射能の時間減衰及び粒子状物質の除去効果について、保守的に考慮しないことを説明したものであるため。 <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、水素発生への取扱いを設定したものであるため。</p> <p>・原子炉スクラムが事象の発生と同時に発生すると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>の後は炉心を冠水維持するよう注水する。</p> <p>なお、<u>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復水移送ポンプを用いて弁の切替えで実施する。</u></p> <p>(a-2-7) <u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、140m³/hの流量で原子炉格納容器内にスプレイする。</u></p> <p>なお、<u>格納容器スプレイは、原子炉注水と同じ復水移送ポンプを用いて弁の切替えで実施する。</u></p> <p>(a-2-8) <u>格納容器圧力逃がし装置は、格納容器圧力 0.62MPa[gage]における最大排出流量 31.6kg/s に対して、原子炉格納容器二次隔離弁の中央制御室からの遠隔操作による中間開操作で原子炉格納容器除熱を実施する。</u></p> <p>(a-2-9) 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>(a-2-9-1) <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）による原子炉注水操作は、事象発生から 70 分後に開始する。</u></p> <p>(a-2-9-2) <u>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冷却操作は、原子炉水位が破断口高さまで水位回復後、格納容器温度が 190℃に到達した場合に開始する。なお、格納容器ベントに伴うサプレッション・チェンバ・プール水位の上昇を考慮し、サプレッション・チェンバ・プール水位がベントライン-1mを超えないように格納容器スプレイを停止する。</u></p> <p>(a-2-9-3) <u>格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱操作は、格納容器圧力が 0.62MPa[gage]に接近した場合に実施する。</u></p> <p>(a-2-10) 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-2-10-1) <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-2-10-2) <u>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、原子炉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排気管から放出されるものとする。</u></p>	<p>低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備</p> <p>・リ (3) (iii) a. 原子炉格納容器内の冷却等のための設備</p> <p>・リ (3) (iii) b. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備</p> <p>・リ (3) (iii) b. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備</p>	<p>(要目表)</p> <p>7 原子炉冷却材補給設備</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>7 原子炉冷却材補給設備</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> <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>	<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>・代替格納容器スプレイ冷却系（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、診断時間、接近時間及び準備時間を考慮して運転員等の操作を設定したものであるため。</p> <p>・燃料の最高取出燃焼度に余裕を持たせて長め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>(a-2-10-3) <u>格納容器圧力逃がし装置を用いた場合の Cs-137 放出量は、原子炉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。</u></p> <p>(a-2-10-4) <u>原子炉格納容器内に放出された Cs-137 については、格納容器スプレーやサプレッション・チェンバのプール水でのスクラビングによる除去効果を考慮する。</u></p> <p>(a-2-10-5) <u>格納容器圧力逃がし装置による粒子状放射性物質に対する除染係数は 1,000 とする。</u></p> <p>(a-2-10-6) <u>原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えいについても考慮する。</u></p> <p>漏えい量の評価条件は以下のとおりとする。</p> <p>(a-2-10-6-1) <u>原子炉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もとに評価する。</u></p> <p>(a-2-10-6-2) <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。</u></p> <p><u>非常用ガス処理系により設計負圧を達成した後は設計換気率 0.5 回/日相当を考慮する。</u></p> <p><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><u>非常用ガス処理系は、事象発生 30 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-2-10-6-3) <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</u></p>	<p>・リ (3) (iii) b. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備</p> <p>・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>原子炉格納施設 (要目表) 3 圧力低減設備その他の安全設備</p> <p>原子炉格納施設 (要目表) 1 原子炉格納容器</p> <p>・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設）</p>	<p>・Cs-137 の放出量について計算方法を設定したものであるため。</p> <p>・Cs-137 について、スクラビングによる除去効果を考慮することを説明したものであるため。</p> <p>・放射性物質の漏えいについて、考慮することを説明したものであるため。</p> <p>・保守的に原子炉建屋内の放射性物質の保持機能に期待しないことを設定したものであるため。</p> <p>・保守的に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期待しないこと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>・放射能の時間減衰及び粒子状物質</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>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) 高压熔融物放出／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、高压注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高压炉心注水系の機能喪失を、低压注水機能として低压注水系の機能喪失を想定する。</u> <u>さらに、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>水素ガスの発生については、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、事象の発生と同時に発生するものとする。</u></p> <p>(b-7) <u>逃がし安全弁の逃がし弁機能にて、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。</u></p> <p><u>また、原子炉減圧には自動減圧機能付き逃がし安全弁（2個）を使用するものとし、容量として、1個あたり定格主蒸気流量の約5%を処理するものとする。</u></p> <p>(b-8) <u>格納容器下部注水系（常設）は、原子炉圧力容器破損前に、90m³/hの流量で原子炉格納容器下部に注水し、水位が2mに到達するまで水張りを実施するものとする。</u></p> <p><u>原子炉圧力容器が破損して熔融炉心が原子炉格納容器下部に落下した後は、格納容器下部注水系（常設）により、崩壊熱相当の注水を実施するものとする。</u></p>	<p>・ホ(1)(ii) 主要な機器及び管の個数及び構造</p> <p>・ホ(3)(ii)a. 非常用炉心冷却系</p> <p>・リ(3)(iii)c. 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備</p>	<p>原子炉冷却系統施設 （基本設計方針） 3. 原子炉冷却材の循環設備</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 4. 原子炉冷却材の循環設備</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 7. 原子炉冷却材補給設備</p>	<p>の除去効果について、保守的に考慮しないことを説明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>・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、水素発生への取扱いを設定したものであるため。</p> <p>・原子炉スクラムが事象の発生と同時に発生するものと設定したものであるため。</p> <p>・熔融炉心冷却が継続可能な流量とし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>(b-9) <u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、原子炉压力容器破損前においては70m³/hの流量で、原子炉压力容器破損後においては130m³/h以上の流量で原子炉格納容器内にスプレイする。</u></p> <p>(b-10) <u>代替循環冷却系の循環流量は、全体で約190m³/hとし、ドライウエルへ約140m³/h、原子炉格納容器下部へ約50m³/hにて流量分配し、それぞれ連続スプレイ及び連続注水を実施する。</u></p> <p>(b-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>(b-11-1) <u>逃がし安全弁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有効燃料棒の長さの10%上の位置に到達した時点で開始する。</u></p> <p>(b-11-2) <u>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冷却操作（原子炉压力容器破損前の原子炉格納容器冷却）は、原子炉压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、原子炉压力容器破損を確認した場合に停止する。</u></p> <p>(b-11-3) <u>格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水操作（原子炉压力容器破損前の先行水張り）は、原子炉压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、原子炉格納容器下部の水位が2mに到達したことを確認した場合に停止する。</u></p> <p>(b-11-4) <u>格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水操作（原子炉压力容器破損後の注水）は、原子炉压力容器破損を確認した場合に開始する。</u></p> <p>(b-11-5) <u>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冷却操作（原子炉压力容器破損後の原子炉格納容器冷却）は、格納容器圧力が0.465MPa[gage]又は格納容器温度が190℃に到達した場合に開始する。なお、格納容器スプレイは、事象発生から約20時間後に停止する。</u></p> <p>(b-11-6) <u>代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱操作は、事象発生から20.5時間後に開始する。</u></p> <p>(b-12) 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-12-1) <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-12-2) <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、原子</u></p>	<p>・リ(3)(iii)a. 原子炉格納容器内の冷却等のための設備</p> <p>・リ(3)(iii)b. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備</p>	<p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 7 原子炉冷却材補給設備</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 7 原子炉冷却材補給設備 ・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p>	<p>・有効性評価ガイドに基づき、診断時間、接近時間及び準備時間を考慮して運転員等の操作を設定したものであるため。</p> <p>・燃料の最高取出燃焼度に余裕を持たせて長めに設定したものであるため。</p> <p>・解析に当たって、原子炉内に内蔵されている核分裂生成物の放出に</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>炉格納容器内に放出されるものとする。</u></p> <p>(b-12-3) <u>原子炉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・チェンバのプール水でのスクラビングによる除去効果を考慮する。</u></p> <p>(b-13) <u>原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えいについて考慮する。</u></p> <p>漏えい量の評価条件は以下のとおりとする。</p> <p>(b-13-1) <u>原子炉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もとに評価する。</u></p> <p>(b-13-2) <u>非常用ガス処理系による原子炉建屋の設計負圧が維持されていることを想定し、設計換気率 0.5 回/日相当を考慮する。</u></p> <p><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-13-3) <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溶融燃料－冷却材相互作用 <u>「(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。</u></p> <p>(d) 水素燃焼 <u>「(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。</u></p> <p>(d-1) <u>原子炉格納容器の初期酸素濃度並びに水の放射線分解によって発生する水素ガス及び酸素ガスを考慮することとする。</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>・リ(4) (ii)非常用ガス処理系</p>	<p>原子炉格納施設 (要目表) 1 原子炉格納容器</p> <p>・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設）</p>	<p>ついて設定したものであるため。</p> <p>・Cs-137 について、スクラビングによる除去効果を考慮することを説明したものであるため。</p> <p>・放射性物質の漏えいについて、考慮することを説明したものであるため。</p> <p>・保守的に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期待しないことを設定したものであるため。</p> <p>・放射能の時間減衰及び粒子状物質の除去効果について、保守的に考慮しないことを説明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>・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、発生する水素ガス及び酸素ガスの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><u>原子炉格納容器の初期酸素濃度は、3.5vol%とする。</u></p> <p>(d-2) <u>炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量は、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ガス及び酸素ガスの発生量は、解析コードで得られる崩壊熱をもとに評価する。ここで、水素ガス及び酸素ガスの発生割合（100eVあたりの分子発生量）は、それぞれ0.06、0.03とする。</u></p> <p><u>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、原子炉圧力容器内については、ベータ線、ガンマ線ともに0.1、</u></p> <p><u>原子炉圧力容器外の核分裂生成物については、ベータ線、ガンマ線ともに1とする。</u></p> <p>(d-4) <u>金属腐食等による水素ガス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 <u>「(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。これに加え、初期酸素濃度並びに水素ガス及び酸素ガスの発生量については「(d) 水素燃焼」の条件を適用する。</u></p> <p>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の間に設置されているプールゲートは閉を仮定する。</u> (a-2) <u>使用済燃料プールの初期水温は、65℃とする。</u> (a-3) <u>使用済燃料プールの崩壊熱は、約11MWを用いるものとする。</u></p> <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</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>設計及び工事の計画に該当しない理由</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器の初期酸素濃度を設定したものであるため。 ・有効性評価ガイドに基づき、発生する水素ガスの扱いを設定したものであるため。 ・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年度）に基づき、設定したものであるため。 ・解析結果である1%を保守的に考慮して10%と設定したものであるため。 ・保守的に放射線のエネルギーの100%が水の放射線分解に寄与するものとして設定したものであるため。 ・酸素濃度を厳しくする観点で保守的に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。 ・運転状態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

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>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による使用済燃料プールへの注水は，可搬型代替注水ポンプ（A-2級）4台を使用するものとし，45m³/hの流量で注水する。</u></p> <p>(a-7) 事故収束のための運転員等操作としては，以下のとおりとする。 (a-7-1) <u>燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水は，事象発生から12時間後に開始する。</u></p> <p>(b) 想定事故2 (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> (b-2) <u>使用済燃料プールの初期水温は，65℃とする。</u> (b-3) <u>使用済燃料プールの崩壊熱は，約11MWを用いるものとする。</u> (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> (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，残留熱除去系配管の貫通クラックによる損傷を想定する。</u></p> <p>(b-6) <u>使用済燃料プールからのサイフォン現象による漏えい量は，約70m³/hとする。</u></p>	<p>・ニ(3)(ii)d. 使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための設備</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 (要目表) 4 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備</p> <p>・使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書</p>	<p>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>・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，診断時間，接近時間及び準備時間を考慮して運転員等の操作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>・PRA 選定結果に基づき，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，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> <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想定した漏えい量を設定したものであ</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>なお、ディフューザ配管のサイフォンブレイク孔による漏えい停止効果には期待しないものとする。</u></p> <p>(b-7) <u>外部電源は使用できないものとする。</u></p> <p>(b-8) <u>燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水は、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）4台を使用するものとし、45m³/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。 (b-9-1) <u>使用済燃料プール漏えい箇所の隔離は、事象発生から150分後に完了するものとする。</u> (b-9-2) <u>燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水は、事象発生から12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 (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） (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、</u> <u>原子炉停止1日後の崩壊熱として約22MW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> (a-4) <u>原子炉初期水温は52℃とする。</u> (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>・ニ(3)(ii)d. 使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための設備</p>	<p>核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 （要目表） 4 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備</p>	<p>るため。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料貯蔵槽有効性評価ガイドに基づき、サイフォンブレイク孔による漏えい停止効果に期待しないものと設定したため。 ・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>・使用済燃料貯蔵槽有効性評価ガイドに基づき、診断時間、接近時間及び準備時間を考慮して運転員等の操作を設定したものであるため。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉の状態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。 ・崩壊熱を厳しく見積もるために、原子炉停止1日後の崩壊熱として設定したものであるため。 <p>・原子炉の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>(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>(a-9) <u>残留熱除去系（低圧注水モード）は、954m³/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基あたり約8MW（原子炉冷却材温度52℃、海水温度30℃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) 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の式に基づく崩壊熱曲線を使用し、</u></p> <p><u>原子炉停止1日後の崩壊熱として約22MWを用いるものとする。</u></p>	<p>・ホ(4)(i)a.ポンプ</p> <p>・ホ(4)(i)b.熱交換器</p>	<p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 5 残留熱除去設備</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 5 残留熱除去設備</p> <p>・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</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>・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、診断時間、接近時間及び準備時間を考慮して運転員等の操作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、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1日後の崩壊熱とし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>(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、150m³/hの流量で注水するものとする。</u></p> <p>(b-10) <u>代替原子炉補機冷却系の伝熱容量は、約23MW（原子炉冷却材温度100℃、海水温度30℃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基あたり約8MW（原子炉冷却材温度52℃、海水温度30℃において）とする。</u></p> <p>(b-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>(b-12-1) <u>事象発生145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）による原子炉注水操作は、事象発生から145分後に開始する。</u></p> <p>(b-12-3) <u>代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の運転操作は、代替原子炉補機冷却系の準備が完了する事象発生から20時間後に開始する。</u></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>・ホ(4) (v) b. (a) 代替原子炉補機冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>・ホ(4) (i) b. 熱交換器</p>	<p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 7 原子炉冷却材補給設備</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 8 原子炉補機冷却設備 ・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p> <p>原子炉冷却系統施設 （要目表） 5 残留熱除去設備 ・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p>	<p>・運転停止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>・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、診断時間、接近時間及び準備時間を考慮して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>(c) 原子炉冷却材の流出</p> <p>(c-1) <u>原子炉圧力容器の開放時について評価する。</u></p> <p>(c-2) <u>原子炉初期水位は原子炉ウェル満水の水位とし、原子炉圧力容器内の保有水量を厳しく見積もるため、使用済燃料プールと原子炉ウェルの間に設置されているプールゲートは閉を仮定する。</u></p> <p>(c-3) <u>原子炉初期水温は52℃とする。</u></p> <p>(c-4) <u>起因事象として、残留熱除去系の系統切替え時の原子炉冷却材流出を想定し、流出量は約87m³/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、954m³/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></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></p> <p>また、<u>燃料エンタルピの初期値は8kJ/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本が全引抜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>・ホ(4) (i) a. ポンプ</p>	<p>原子炉冷却系統施設 (要目表) 5 残留熱除去設備</p>	<p>・運転停止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>・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>・原子炉有効性評価ガイドに基づき、診断時間、接近時間及び準備時間を考慮して運転員等の操作を設定したものであるため。</p> <p>・炉心状態について設定したものであるため。</p> <p>・原子炉は臨界状態にあるもの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>・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>

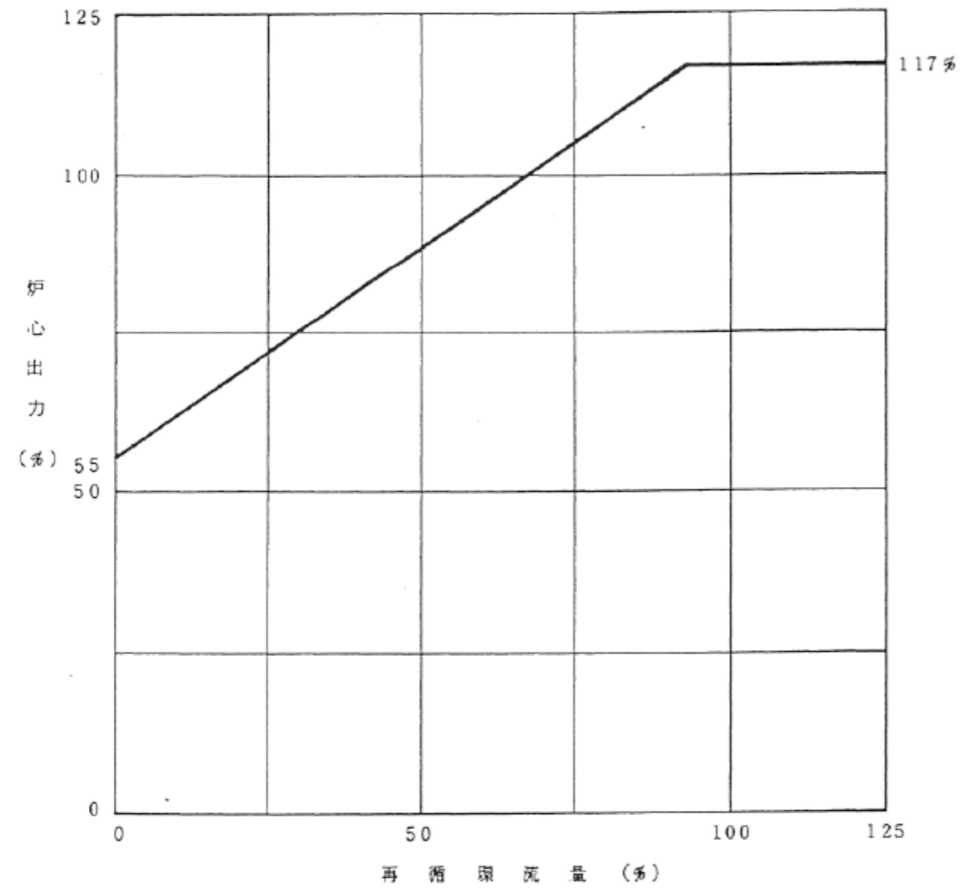
発電用原子炉設置変更許可申請書（本文（十号））	発電用原子炉設置変更許可申請書（本文（五号））	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(d-5) <u>誤引き抜きされる制御棒は、最大反応度値を有する制御棒の斜め隣接の制御棒とする。</u></p> <p>(d-6) <u>外部電源は使用できるものとする。</u></p> <p>(d-7) <u>制御棒は、33mm/s の速度で連続で引き抜かれ、</u></p> <p><u>起動領域モニタの原子炉周期短（原子炉周期 20 秒）による制御棒引抜阻止信号で引き抜きを阻止されるものとする。</u></p> <p><u>なお、制御棒引抜阻止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,C グループとも引抜制御棒に最も近い検出器が 1 個ずつバイパス状態にあるとする。</u></p> <p>(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）によるものとする。</u></p> <p><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,C グループとも引抜制御棒に最も近い検出器が 1 個ずつバイパス状態にあるとする。</u></p>	<p>・へ(3) (ii)d. 挿入時間及び駆動速度</p> <p>・へ(2) (i)原子炉停止回路の種類</p> <p>・へ(5) (i)制御棒引抜阻止回路</p>	<p>計測制御系統施設 （要目表） 3 制御材駆動装置</p> <p>計測制御系統施設 （要目表） 5 計測装置</p> <p>計測制御系統施設 （要目表） 6 原子炉非常停止信号，原子炉非常停止に要する信号及び原子炉非常停止信号を発信させない条件</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> <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>・起動領域モニタのバイパス状態を設定したものであるため。</p> <p>・起動領域モニタのバイパス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))

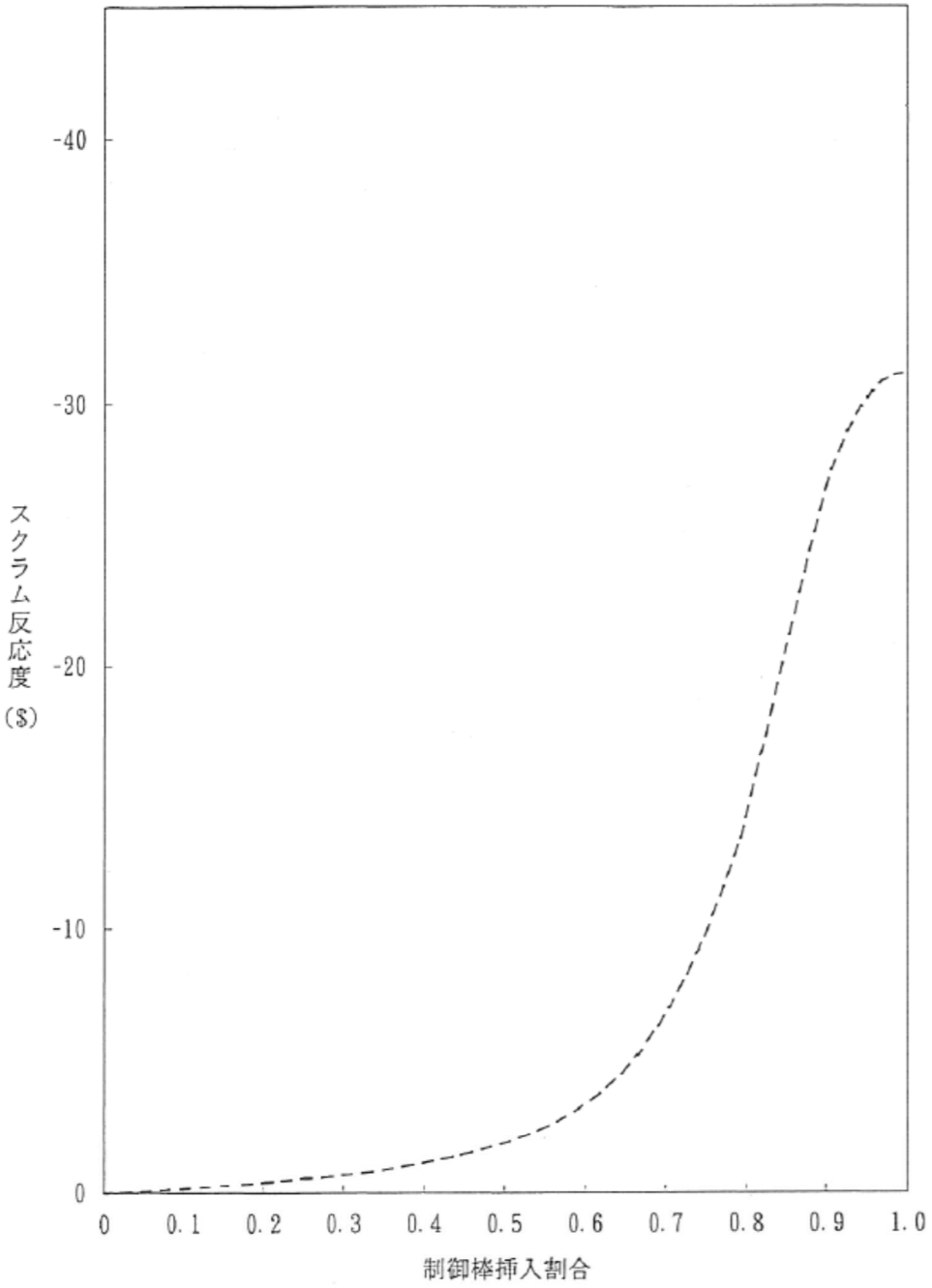
発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文 (五号))

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



第20図 中性子束高 (熱流束相当) の解析上のスクラム設定

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 data-bbox="468 1753 920 1785">第 21 図 設計用スクラム反応度曲線</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
<div data-bbox="240 338 1136 1102"> <p>時刻 t における炉心流量 (%)</p> <p>時刻 ($t - 3$ 秒) における炉心流量 (%)</p> <p>スクラム設定領域</p> <p>本スクラムは、原子炉出力75%以下でバイパスされる。</p> </div> <div data-bbox="308 1705 1044 1745"> <p>第22図 炉心流量急減の解析上のスクラムの設定値</p> </div>			