

## 資料 2

2023年3月17日  
九州電力株式会社

申請前後比較表について

赤下線部：変更箇所

灰色部：本変更申請範囲外（説明性の観点から記載）

4号炉 本文五号

変更前（令和3年4月28日許可）	変更後（令和4年12月28日申請）	備考
<p>五、発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備</p> <p>イ．発電用原子炉施設の位置</p> <p>（省略）</p>	<p>五、発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備</p> <p>イ．発電用原子炉施設の位置</p> <p>（省略）</p>	

変更前（令和3年4月28日許可）	変更後（令和4年12月28日申請）	備考
<p>ロ．発電用原子炉施設の一般構造</p> <p>（省略）</p> <p>(1) 耐震構造</p> <p>本発電用原子炉施設は、次の方針に基づき耐震設計を行い、設置許可基準規則に適合するように設計する。</p> <p>(i) 設計基準対象施設の耐震設計</p> <p>設計基準対象施設については、耐震重要度分類に応じて、適用する地震力に対して、以下の項目に従って耐震設計を行う。</p> <p>(省略)</p> <p>g. 炉心内の燃料被覆材の放射性物質の閉じ込めの機能については、以下のとおり設計する。</p> <p>弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対して、炉心内の燃料被覆材の応答が全体的におおむね弾性状態に留まるように設計する。</p> <p>基準地震動による地震力に対して、放射性物質の閉じ込めの機能に影響を及ぼさないように設計する。</p> <p>(省略)</p> <p>(2) 耐津波構造</p> <p>(省略)</p>	<p>ロ．発電用原子炉施設の一般構造</p> <p>(省略)</p> <p>(1) 耐震構造</p> <p>本発電用原子炉施設は、次の方針に基づき耐震設計を行い、設置許可基準規則に適合するように設計する。</p> <p>(i) 設計基準対象施設の耐震設計</p> <p>設計基準対象施設については、耐震重要度分類に応じて、適用する地震力に対して、以下の項目に従って耐震設計を行う。</p> <p>(省略)</p> <p>g. 炉心内の燃料被覆材の放射性物質の閉じ込めの機能については、以下のとおり設計する。</p> <p>弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対して、炉心内の燃料被覆材の応答が全体的におおむね弾性状態に留まるように設計する。</p> <p>基準地震動による地震力に対して、放射性物質の閉じ込めの機能に影響を及ぼさないように設計する。</p> <p>(省略)</p> <p>(2) 耐津波構造</p> <p>(省略)</p>	<p>備考</p> <p>下線部は第四条第1項に係る設計方針の記載部。</p> <p>下線部は第四条第1、5項に係る設計方針の記載部。</p>

変更前（令和3年4月28日許可）	変更後（令和4年12月28日申請）	備考
<p>(3) その他の主要な構造</p> <p>(i) 本発電用原子炉施設は、(1) 耐震構造、(2) 耐津波構造に加え、以下の基本的方針のもとに安全設計を行う。</p> <p>a. 設計基準対象施設</p> <p>(a) 外部からの衝撃による損傷の防止</p> <p>安全施設は、発電所敷地で想定される洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮の自然現象（地震及び津波を除く。）又は地震及び津波を含む自然現象の組合せに遭遇した場合において、自然事象そのものがもたらす環境条件及びその結果として施設で生じ得る環境条件においても安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>なお、発電所敷地で想定される自然現象のうち、洪水、地滑りについては、立地的要因により設計上考慮する必要はない。</p> <p>また、自然現象の組合せにおいては、地震、津波、風（台風）、積雪及び火山の影響による荷重の組合せを設計上考慮する。</p> <p>(省略)</p> <p>(a-1) 安全施設は、想定される竜巻が発生した場合においても、作用する設計荷重に対して、その安全機能を損なわない設計とする。また、安全施設は、過去の竜巻被害状況及び玄海原子力発電所のプラント配置から想定される竜巻に随伴する事象に対して、安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>竜巻に対する防護設計を行うための設計竜巻の最大風</p>	<p>(3) その他の主要な構造</p> <p>(i) 本発電用原子炉施設は、(1) 耐震構造、(2) 耐津波構造に加え、以下の基本的方針のもとに安全設計を行う。</p> <p>a. 設計基準対象施設</p> <p>(a) 外部からの衝撃による損傷の防止</p> <p>安全施設は、発電所敷地で想定される洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮の自然現象（地震及び津波を除く。）又は地震及び津波を含む自然現象の組合せに遭遇した場合において、自然事象そのものがもたらす環境条件及びその結果として施設で生じ得る環境条件においても安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>なお、発電所敷地で想定される自然現象のうち、洪水、地滑りについては、立地的要因により設計上考慮する必要はない。</p> <p>また、自然現象の組合せにおいては、地震、津波、風（台風）、積雪及び火山の影響による荷重の組合せを設計上考慮する。</p> <p>(省略)</p> <p>(a-1) 安全施設は、想定される竜巻が発生した場合においても、作用する設計荷重に対して、その安全機能を損なわない設計とする。また、安全施設は、過去の竜巻被害状況及び玄海原子力発電所のプラント配置から想定される竜巻に随伴する事象に対して、安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>竜巻に対する防護設計を行うための設計竜巻の最大風</p>	<p>備考</p> <p>下線部は第六条第1項に係る設計方針の記載部。</p> <p>下線部は第六条第1項の竜巻に係る設計方針の記載部。</p>

変更前（令和3年4月28日許可）	変更後（令和4年12月28日申請）	備考
<p>速は、100m/s とし、設計荷重は、設計竜巻による風圧力による荷重、気圧差による荷重及び飛来物が安全施設に衝突する際の衝撃荷重を組み合わせた設計竜巻荷重、並びに、安全施設に常時作用する荷重、運転時荷重及びその他竜巻以外の自然現象による荷重等を適切に組み合わせたものとして設定する。</p> <p>安全施設の安全機能を損なわないようにするため、安全施設に影響を及ぼす飛来物の発生防止対策を実施するとともに、作用する設計荷重に対する安全施設の構造健全性の維持、安全施設を内包する区画の構造健全性の確保、若しくは、飛来物による損傷を考慮し安全上支障のない期間での修復等の対応、又は、それらを適切に組み合わせた設計とする。</p> <p>飛来物の発生防止対策として、飛来物となる可能性のあるもののうち、資機材、車両等については飛来した場合の運動エネルギー又は貫通力が設定する設計飛来物である鋼製材（長さ 4.2m×幅 0.3m×奥行き 0.2m、質量 135kg、飛来時の水平速度 51m/s、飛来時の鉛直速度 34m/s）より大きなものに対し、固縛、固定、竜巻防護施設等からの隔離、建屋内収納又は撤去を実施する。</p> <p>（省略）</p>	<p>速は、100m/s とし、設計荷重は、設計竜巻による風圧力による荷重、気圧差による荷重及び飛来物が安全施設に衝突する際の衝撃荷重を組み合わせた設計竜巻荷重、並びに、安全施設に常時作用する荷重、運転時荷重及びその他竜巻以外の自然現象による荷重等を適切に組み合わせたものとして設定する。</p> <p>安全施設の安全機能を損なわないようにするため、安全施設に影響を及ぼす飛来物の発生防止対策を実施するとともに、作用する設計荷重に対する安全施設の構造健全性の維持、安全施設を内包する区画の構造健全性の確保、若しくは、飛来物による損傷を考慮し安全上支障のない期間での修復等の対応、又は、それらを適切に組み合わせた設計とする。</p> <p>飛来物の発生防止対策として、飛来物となる可能性のあるもののうち、資機材、車両等については飛来した場合の運動エネルギー又は貫通力が設定する設計飛来物である鋼製材（長さ 4.2m×幅 0.3m×奥行き 0.2m、質量 135kg、飛来時の水平速度 51m/s、飛来時の鉛直速度 34m/s）より大きなものに対し、固縛、固定、竜巻防護施設等からの隔離、建屋内収納又は撤去を実施する。</p> <p>（省略）</p>	<p>備考</p> <p>下線部は第六条第1項の竜巻に係る設計方針の記載部。</p>

変更前（令和3年4月28日許可）	変更後（令和4年12月28日申請）	備考
<p>(g) 安全施設</p> <p>(g-1) 安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、十分高い信頼性を確保し、かつ維持し得る設計とする。このうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有する系統は、原則、多重性又は多様性及び独立性を備える設計とするとともに、当該系統を構成する機器に短期間では動的機器の単一故障、又は長期間では動的機器の単一故障若しくは想定される静的機器の単一故障のいずれかが生じた場合であって、外部電源が利用できない場合においても、その系統の安全機能を達成できる設計とする。</p> <p>重要度が特に高い安全機能を有する系統において、設計基準事故が発生した場合に長期間にわたって機能が要求される静的機器のうち、単一設計とする以下の機器については、想定される最も過酷な条件下においても安全上支障のない期間に単一故障を確実に除去又は修復できる設計とし、その単一故障を仮定しない。設計に当たっては、想定される単一故障の除去又は修復のためのアクセス性及び補修作業性並びに当該作業期間における従事者及び周辺公衆の被ばくを考慮する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・アニュラス空気浄化設備のダクトの一部</li> <li>・安全補機室空気浄化設備のフィルタユニット及びダクトの一部</li> </ul> <p>試料採取設備のうち単一設計とする事故時に1次冷却材をサンプリングする設備については、当該設備に要求される事故時の原子炉の停止状態の把握機能が単一故障により失われる場合であっても、他の系統を用いて当該</p>	<p>(g) 安全施設</p> <p>(g-1) 安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、十分高い信頼性を確保し、かつ維持し得る設計とする。このうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有する系統は、原則、多重性又は多様性及び独立性を備える設計とするとともに、当該系統を構成する機器に短期間では動的機器の単一故障、又は長期間では動的機器の単一故障若しくは想定される静的機器の単一故障のいずれかが生じた場合であって、外部電源が利用できない場合においても、その系統の安全機能を達成できる設計とする。</p> <p>重要度が特に高い安全機能を有する系統において、設計基準事故が発生した場合に長期間にわたって機能が要求される静的機器のうち、単一設計とする以下の機器については、想定される最も過酷な条件下においても安全上支障のない期間に単一故障を確実に除去又は修復できる設計とし、その単一故障を仮定しない。設計に当たっては、想定される単一故障の除去又は修復のためのアクセス性及び補修作業性並びに当該作業期間における従事者及び周辺公衆の被ばくを考慮する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・アニュラス空気浄化設備のダクトの一部</li> <li>・安全補機室空気浄化設備のフィルタユニット及びダクトの一部</li> </ul> <p>試料採取設備のうち単一設計とする事故時に1次冷却材をサンプリングする設備については、当該設備に要求される事故時の原子炉の停止状態の把握機能が単一故障により失われる場合であっても、他の系統を用いて当該</p>	<p>下線部は第十二条第1項に係る設計方針の記載部。</p>

変更前（令和3年4月28日許可）	変更後（令和4年12月28日申請）	備考
<p>機能を代替できる設計とする。</p> <p>原子炉格納容器スプレイ設備のうちスプレイリングについては単一設計とするが、安全機能に最も影響を与える単一故障を仮定しても、原子炉格納容器の冷却機能を達成できる設計とする。</p> <p>安全施設の設計条件を設定するに当たっては、材料疲労、劣化等に対しても十分な余裕を持って機能維持が可能となるよう、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力、温度、湿度、放射線量等各種の環境条件を考慮し、十分安全側の条件を与えることにより、これらの条件下においても期待されている安全機能を発揮できる設計とする。</p> <p>また、安全施設は、その健全性及び能力を確認するために、その安全機能の重要度に応じ、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができる設計とする。</p>	<p>機能を代替できる設計とする。</p> <p>原子炉格納容器スプレイ設備のうちスプレイリングについては単一設計とするが、安全機能に最も影響を与える単一故障を仮定しても、原子炉格納容器の冷却機能を達成できる設計とする。</p> <p>安全施設の設計条件を設定するに当たっては、材料疲労、劣化等に対しても十分な余裕を持って機能維持が可能となるよう、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力、温度、湿度、放射線量等各種の環境条件を考慮し、十分安全側の条件を与えることにより、これらの条件下においても期待されている安全機能を発揮できる設計とする。</p> <p>また、安全施設は、その健全性及び能力を確認するために、その安全機能の重要度に応じ、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができる設計とする。</p>	<p>下線部は第十二条第2項に係る設計方針の記載部。</p> <p>下線部は第十二条第3項に係る設計方針の記載部。</p> <p>下線部は第十二条第4項に係る設計方針の記載部。</p>

赤下線部：変更箇所

灰色部：本変更申請範囲外（説明性の観点から記載）

4号炉 本文五号

変更前（令和3年4月28日許可）	変更後（令和4年12月28日申請）	備考
<p>(h) 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止</p> <p>設計基準対象施設は、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対する解析及び評価を「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」等に基づき実施し、要件を満足する設計とする。</p> <p>(省略)</p>	<p>(h) 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止</p> <p>設計基準対象施設は、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対する解析及び評価を「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」等に基づき実施し、要件を満足する設計とする。</p> <p>(省略)</p>	<p>下線部は第十三条第1項に係る設計方針の記載部。</p>



変更前（令和3年4月28日許可）	変更後（令和4年12月28日申請）	備考
<p>(j) 炉心等</p> <p>設計基準対象施設は、原子炉固有の出力抑制特性を有するとともに、発電用原子炉の反応度を制御することにより、核分裂の連鎖反応を制御できる能力を有する設計とする。</p> <p>炉心は、通常運転時又は運転時の異常な過渡変化時に発電用原子炉の運転に支障が生ずる場合において、原子炉冷却系統、原子炉停止系統、反応度制御系統、計測制御系統及び安全保護回路の機能と併せて機能することにより、燃料要素の許容損傷限界を超えない設計とする。</p> <p>燃料体、減速材、反射材及び炉心支持構造物は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、発電用原子炉を安全に停止し、かつ、停止後に炉心の冷却機能を維持できる設計とする。</p> <p>燃料体、炉心支持構造物、熱遮へい材並びに1次冷却系統に係る容器、管、ポンプ及び弁は、1次冷却材又は2次冷却材の循環、沸騰その他の1次冷却材又は2次冷却材の挙動により生ずる流体振動又は温度差のある流体の混合その他の1次冷却材又は2次冷却材の挙動により生ずる温度変動により損傷を受けない設計とする。</p> <p>燃料体は、通常運転時における圧力、温度及び放射線に起因する最も厳しい条件において、必要な物理的及び化学的性質を保持する設計とする。</p>	<p>(j) 炉心等</p> <p>設計基準対象施設は、原子炉固有の出力抑制特性を有するとともに、発電用原子炉の反応度を制御することにより、核分裂の連鎖反応を制御できる能力を有する設計とする。</p> <p>炉心は、通常運転時又は運転時の異常な過渡変化時に発電用原子炉の運転に支障が生ずる場合において、原子炉冷却系統、原子炉停止系統、反応度制御系統、計測制御系統及び安全保護回路の機能と併せて機能することにより、燃料要素の許容損傷限界を超えない設計とする。</p> <p>燃料体、減速材、反射材及び炉心支持構造物は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、発電用原子炉を安全に停止し、かつ、停止後に炉心の冷却機能を維持できる設計とする。</p> <p>燃料体、炉心支持構造物、熱遮へい材並びに1次冷却系統に係る容器、管、ポンプ及び弁は、1次冷却材又は2次冷却材の循環、沸騰その他の1次冷却材又は2次冷却材の挙動により生ずる流体振動又は温度差のある流体の混合その他の1次冷却材又は2次冷却材の挙動により生ずる温度変動により損傷を受けない設計とする。</p> <p>燃料体は、通常運転時における圧力、温度及び放射線に起因する最も厳しい条件において、必要な物理的及び化学的性質を保持する設計とする。</p>	<p>下線部は第十五条第1項に係る設計方針の記載部。</p> <p>下線部は第十五条第2項に係る設計方針の記載部。</p> <p>下線部は第十五条第3項に係る設計方針の記載部。</p> <p>下線部は第十五条第4項に係る設計方針の記載部。</p> <p>下線部は第十五条第5項に係る設計方針の記載部。</p>

赤下線部：変更箇所

灰色部：本変更申請範囲外（説明性の観点から記載）

4号炉 本文五号

変更前（令和3年4月28日許可）	変更後（令和4年12月28日申請）	備考
<p>燃料体は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における発電用原子炉内の圧力、自重、附加荷重その他の燃料体に加わる負荷に耐えるものとし、輸送中又は取扱中において、著しい変形を生じない設計とする。</p> <p>（省略）</p>	<p>燃料体は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における発電用原子炉内の圧力、自重、附加荷重その他の燃料体に加わる負荷に耐えるものとし、輸送中又は取扱中において、著しい変形を生じない設計とする。</p> <p>（省略）</p>	<p>下線部は第十五条第6項に係る設計方針の記載部。</p>

変更前（令和3年4月28日許可）	変更後（令和4年12月28日申請）	備考																								
<p>五 発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備</p> <p>ハ. 原子炉本体の構造及び設備</p> <p>(1) 発電用原子炉の炉心</p> <p>(i) 構造</p> <p>a. 炉心は、多数の燃料集合体をほぼ円柱状に配列して構成し、クラスタ状の制御棒を、燃料集合体内の制御棒案内シンプルに挿入する。燃料集合体を下部炉心板の上に配列し、その荷重を下部炉心支持板及び炉心槽により原子炉容器のフランジで支持する。</p> <p>1次冷却材であり、また、減速材、反射材でもある軽水は、原子炉容器入口ノズルから原子炉容器に入り、炉心槽の外側を下方向に流れ、方向を変えて炉心の真下から上方向に炉心内を通り抜け、原子炉容器出口ノズルから出る。</p> <p>b. 燃料の取替は、炉心の過剰増倍率の低下に応じて行う。</p> <p>c. 主要寸法</p> <table border="0" data-bbox="257 938 622 1018"> <tr> <td>炉心等価直径</td> <td>約3.4m</td> </tr> <tr> <td>炉心有効高さ</td> <td>約3.7m</td> </tr> </table> <p>(ii) 燃料体の最大挿入量</p> <table border="0" data-bbox="257 1289 689 1423"> <tr> <td>燃料集合体の個数</td> <td>193</td> </tr> <tr> <td>初装荷炉心</td> <td>約2.8t（ウラン235）</td> </tr> <tr> <td>取替炉心</td> <td>約2.5t（ウラン235）</td> </tr> </table>	炉心等価直径	約3.4m	炉心有効高さ	約3.7m	燃料集合体の個数	193	初装荷炉心	約2.8t（ウラン235）	取替炉心	約2.5t（ウラン235）	<p>五 発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備</p> <p>ハ. 原子炉本体の構造及び設備</p> <p>(1) 発電用原子炉の炉心</p> <p>(i) 構造</p> <p>a. 炉心は、多数の燃料集合体をほぼ円柱状に配列して構成し、クラスタ状の制御棒を、燃料集合体内の制御棒案内シンプルに挿入する。燃料集合体を下部炉心板の上に配列し、その荷重を下部炉心支持板及び炉心槽により原子炉容器のフランジで支持する。</p> <p>1次冷却材であり、また、減速材、反射材でもある軽水は、原子炉容器入口ノズルから原子炉容器に入り、炉心槽の外側を下方向に流れ、方向を変えて炉心の真下から上方向に炉心内を通り抜け、原子炉容器出口ノズルから出る。</p> <p>b. 燃料の取替は、炉心の過剰増倍率の低下に応じて行う。</p> <p>c. 主要寸法</p> <table border="0" data-bbox="1131 938 1496 1018"> <tr> <td>炉心等価直径</td> <td>約3.4m</td> </tr> <tr> <td>炉心有効高さ</td> <td>約3.7m</td> </tr> </table> <p>(ii) 燃料体の最高燃焼度及び最大挿入量</p> <p>a. 最高燃焼度</p> <table border="0" data-bbox="1131 1141 1697 1220"> <tr> <td>燃料集合体最高燃焼度</td> <td>55,000Mwd/t</td> </tr> <tr> <td>ただし、第1～第18領域</td> <td>48,000Mwd/t</td> </tr> </table> <p>b. 最大挿入量</p> <table border="0" data-bbox="1131 1289 1512 1423"> <tr> <td>燃料集合体の体数</td> <td>193</td> </tr> <tr> <td>初装荷炉心全ウラン量</td> <td>約89t</td> </tr> <tr> <td>炉心全ウラン量</td> <td>約91t</td> </tr> </table>	炉心等価直径	約3.4m	炉心有効高さ	約3.7m	燃料集合体最高燃焼度	55,000Mwd/t	ただし、第1～第18領域	48,000Mwd/t	燃料集合体の体数	193	初装荷炉心全ウラン量	約89t	炉心全ウラン量	約91t	<p>備考</p> <div data-bbox="1848 751 2170 967" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>変更理由：                  ①高燃焼度燃料の使用                  ②記載の適正化（最新記載等の反映）                  ③記載の適正化（項番号の適正化）</p> </div> <p>②③</p> <p>①（第十五条第1、2項）</p> <p>②③</p> <p>①②（第十五条第1、2項）</p>
炉心等価直径	約3.4m																									
炉心有効高さ	約3.7m																									
燃料集合体の個数	193																									
初装荷炉心	約2.8t（ウラン235）																									
取替炉心	約2.5t（ウラン235）																									
炉心等価直径	約3.4m																									
炉心有効高さ	約3.7m																									
燃料集合体最高燃焼度	55,000Mwd/t																									
ただし、第1～第18領域	48,000Mwd/t																									
燃料集合体の体数	193																									
初装荷炉心全ウラン量	約89t																									
炉心全ウラン量	約91t																									

変更前（令和3年4月28日許可）	変更後（令和4年12月28日申請）	備考
<p>(iii) 主要な核的制限値</p> <p>a. <u>制御棒クラスタで制御すべき最大過剰反応度</u> 約<math>0.037\Delta K/K</math></p> <p>b. <u>反応度停止余裕</u> 最大反応度効果を持つ制御棒クラスタ1本が、全引抜位置のまま挿入できない場合でも、<u>下記</u>に示す反応度停止余裕を持たせることとする。 高温停止状態 <math>0.016\Delta K/K</math> 低温停止状態 <math>0.010\Delta K/K</math></p> <p>c. <u>制御棒クラスタによる最大反応度添加率</u> 制御棒クラスタによる最大反応度添加率は、制御棒クラスタが引抜手順上可能な最大速度で引き抜かれても、<u>原子炉冷却材圧力バウンダリに損傷を与えない設計</u>とする。</p>	<p>(iii) 主要な核的制限値 <u>発電用原子炉を安全かつ安定に制御することを目的として、次のような核的制限値を設定する。</u> なお、<u>発電用原子炉は高温状態以外で臨界としない設計とする。</u></p> <p>a. <u>反応度停止余裕</u> 最大反応度<u>価値</u>を有する制御棒クラスタ1本が、全引抜位置のまま挿入できない場合でも、<u>以下</u>に示す反応度停止余裕を有する設計とする。 高温停止状態 <math>0.016\Delta K/K</math> 低温停止状態 <math>0.010\Delta K/K</math></p> <p>b. <u>制御棒クラスタによる最大反応度添加率</u> 制御棒クラスタによる最大反応度添加率は、制御棒クラスタが引抜手順上可能な最大速度で引き抜かれても、<u><math>0.00075(\Delta K/K)/s</math>以下</u>とする。</p> <p>c. <u>制御棒クラスタの最大反応度価値</u> 制御棒クラスタの最大反応度価値は、制御棒クラスタが挿入限界位置から飛び出した場合、炉心の状態に応じ、次の値以下とする。 高温全出力時 <math>0.0012\Delta K/K</math> 高温零出力時 <math>0.0087\Delta K/K</math></p>	<p>記載の適正化 (最新記載等の反映)</p> <p>3次元核設計手法の採用 (第二十五条第二、三、四、五項)</p> <p>・記載の適正化 (最新記載等の反映)</p> <p>・記載の適正化 (項番号の適正化)</p>

変更前（令和3年4月28日許可）	変更後（令和4年12月28日申請）	備考
<p>d. 減速材温度係数及びドプラ係数</p> <p>減速材温度係数及びドプラ係数は、高温出力運転状態では<u>正にならないように設計する。</u></p> <p>(iv) 主要な熱的制限値</p> <p>通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、被覆材の焼損を起こさず、燃料中心温度をその溶融点未満とするため、<u>定格出力時に下記の条件を満たすこととする。</u></p> <p>a. 最小限界熱流束比（最小DNBR） <u>1.80</u></p> <p>b. 燃料棒最大線出力密度 <u>43.1kW/m</u></p> <p style="text-align: right;"><u>(燃料ペレット焼きしまり効果を含む。)</u></p>	<p>d. 減速材温度係数及びド<u>ッ</u>プラ係数</p> <p>減速材温度係数は、高温出力運転状態では<u>負になるように設計する。また、ド<u>ッ</u>プラ係数は負になるように設計する。</u></p> <p>(iv) 主要な熱的制限値</p> <p>通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、<u>安全保護系の作動等とあいまって、被覆管の焼損を起こさず、燃料中心温度をその溶融点未満とするため、次のような通常運転時の熱的制限値を設定する。</u></p> <p>a. 最小限界熱流束比（最小DNBR） <u>2.19</u></p> <p>b. 燃料棒最大線出力密度 <u>43.1kW/m</u></p>	<p>記載の適正化 (最新記載等の反映)</p> <p>高燃焼度燃料の使用 (第十五条第2項)</p> <p>記載の適正化 (最新記載等の反映)</p>



変更前（令和3年4月28日許可）	変更後（令和4年12月28日申請）	備考												
<p>(ii) 燃料被覆材の種類                      ジルカロイ-4</p> <p>(iii) 燃料要素の構造</p> <p>a. 構造                      燃料棒は、円筒形被覆管に二酸化ウラン焼結ペレット又はガドリニア入り二酸化ウラン焼結ペレットを挿入した後、ヘリウムで加圧し、両端を密封した構造とする。</p> <p>b. 主要寸法</p> <table border="0"> <tr> <td>燃料棒外径</td> <td>約9.5mm</td> </tr> <tr> <td>燃料棒有効長さ</td> <td>約3.7m</td> </tr> <tr> <td>被覆管厚さ</td> <td>約0.6mm</td> </tr> </table> <p>(iv) 燃料集合体の構造</p> <p>a. 構造                      燃料集合体は、燃料棒、制御棒案内シンプル及び炉内計装用案内シンプルを支持格子により、17行17列の一定ピッチの正方形に配列し、制御棒案内シンプルの上端に上部ノズル、下端に下部ノズルを取り付け、下部ノズルでその荷重を支持する構造とする。</p>	燃料棒外径	約9.5mm	燃料棒有効長さ	約3.7m	被覆管厚さ	約0.6mm	<p>(ii) 燃料被覆材の種類</p> <p><u>・ジルカロイ-4の合金成分を調整しニオブ等を添加したジルコニウム基合金</u></p> <p><u>・ジルコニウム-ニオブ合金にスズ及び鉄を添加したジルコニウム基合金</u></p> <p><u>ただし、第1～第18領域燃料については、ジルカロイ-4</u></p> <p>(iii) 燃料要素の構造</p> <p>a. 構造                      燃料要素（燃料棒）は、円筒形被覆管に二酸化ウラン焼結ペレット（一部ガドリニアを含む。）を挿入し、両端を密封した構造であり、ヘリウムが加圧充てんされている。</p> <p>b. 主要寸法</p> <table border="0"> <tr> <td>燃料棒外径</td> <td>約9.5mm</td> </tr> <tr> <td>被覆管厚さ</td> <td>約0.6mm</td> </tr> <tr> <td>燃料棒有効長さ</td> <td>約3.7m</td> </tr> </table> <p>(iv) 燃料集合体の構造</p> <p>a. 構造                      燃料集合体は、燃料棒、制御棒案内シンプル及び炉内計装用案内シンプルを支持格子により17行17列の一定ピッチの正方形に配列し、制御棒案内シンプルの上端に上部ノズル、下端に下部ノズルを取り付け、下部ノズルでその荷重を支持する構造とする。</p> <p><u>燃料集合体は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における発電用原子炉内の圧力、自重、附加荷重その他の燃料体に加わる負荷に耐えるものとし、輸送中又は取扱中において、著しい変形を生じない設計とする。</u></p>	燃料棒外径	約9.5mm	被覆管厚さ	約0.6mm	燃料棒有効長さ	約3.7m	<p>高燃焼度燃料の使用                      （第十五条第1、2項）</p> <p>記載の適正化                      （最新記載等の反映）</p>
燃料棒外径	約9.5mm													
燃料棒有効長さ	約3.7m													
被覆管厚さ	約0.6mm													
燃料棒外径	約9.5mm													
被覆管厚さ	約0.6mm													
燃料棒有効長さ	約3.7m													

変更前（令和3年4月28日許可）	変更後（令和4年12月28日申請）	備考
<p>b. 主要仕様</p> <p>燃料集合体における燃料棒の配列 17×17</p> <p>燃料棒ピッチ 約13mm</p> <p>燃料集合体当たりの燃料棒数 264本</p> <p>燃料集合体当たりの制御棒案内シムル数 24本</p> <p>燃料集合体当たりの炉内計装用案内シムル数 1本</p> <p>(v) 最高燃焼度</p> <p>燃料集合体最高燃焼度 48,000MWd/t</p>	<p>b. 主要仕様</p> <p>燃料集合体における燃料棒配列 17×17</p> <p>燃料棒ピッチ 約13mm</p> <p>燃料集合体当たりの燃料棒本数 264</p> <p>燃料集合体当たりの制御棒案内シムル本数 2</p> <p>燃料集合体当たりの炉内計装用案内シムル本数 1</p>	<p>記載の適正化                      （最新記載等の反映）</p>



赤下線部：変更箇所

灰色部：本変更申請範囲外（説明性の観点から記載）

4号炉 本文五号

変更前（令和3年4月28日許可）	変更後（令和4年12月28日申請）	備考
<p>(3) 減速材及び反射材の種類 （省略）</p> <p>(4) 原子炉容器 （省略）</p> <p>(5) 放射線遮蔽体の構造 （省略）</p> <p>(6) その他の主要な事項 （省略）</p>	<p>(3) 減速材及び反射材の種類 （省略）</p> <p>(4) 原子炉容器 （省略）</p> <p>(5) 放射線遮蔽体の構造 （省略）</p> <p>(6) その他の主要な事項 （省略）</p>	

変更前（令和3年4月28日許可）	変更後（令和4年12月28日申請）	備考
<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</p> <p>事故に対処するために必要な施設並びに発生すると想定される事故の程度及び影響の評価を行うために設定した条件及びその評価の結果</p> <p>(1) 基本方針</p> <p>(i) 評価事象</p> <p>本発電用原子炉施設において評価する「運転時の異常な過渡変化」は、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（以下「安全評価指針」という。）に基づき、発電用原子炉施設が制御されずに放置されると、炉心あるいは原子炉冷却材圧力バウンダリに過度の損傷をもたらす可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における安全保護系、原子炉停止系等の主として「異常影響緩和系」（以下「MS」という。）に属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する見地から、加圧水型である本発電用原子炉施設の安全設計の基本方針に照らして、代表的な事象を選定する。具体的には、以下に示す異常な状態を生じさせる可能性のある事象とする。</p> <p>a. 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化</p> <p>(a) 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き</p> <p>(b) 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き</p> <p>(c) 制御棒の落下及び不整合</p>	<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</p> <p>事故に対処するために必要な施設並びに発生すると想定される事故の程度及び影響の評価を行うために設定した条件及びその評価の結果</p> <p>(1) 基本方針</p> <p>(i) 評価事象</p> <p>本発電用原子炉施設において評価する「運転時の異常な過渡変化」は、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（以下「安全評価指針」という。）に基づき、発電用原子炉施設が制御されずに放置されると、炉心あるいは原子炉冷却材圧力バウンダリに過度の損傷をもたらす可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における安全保護系、原子炉停止系等の主として「異常影響緩和系」（以下「MS」という。）に属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する見地から、加圧水型である本発電用原子炉施設の安全設計の基本方針に照らして、代表的な事象を選定する。具体的には、以下に示す異常な状態を生じさせる可能性のある事象とする。</p> <p>a. 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化</p> <p>(a) 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き</p> <p>(b) 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き</p> <p>(c) 制御棒の落下及び不整合</p>	<p>第十三条</p> <p>（本文十号イ．において、以下同様）</p>

変更前（令和3年4月28日許可）	変更後（令和4年12月28日申請）	備考
<p>(d) 原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈</p> <p>b. 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化</p> <p>(a) 原子炉冷却材流量の部分喪失</p> <p>(b) 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動</p> <p>(c) 外部電源喪失</p> <p>(d) 主給水流量喪失</p> <p>(e) 蒸気負荷の異常な増加</p> <p>(f) 2次冷却系の異常な減圧</p> <p>(g) 蒸気発生器への過剰給水</p> <p>c. 原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化</p> <p>(a) 負荷の喪失</p> <p>(b) 原子炉冷却材系の異常な減圧</p> <p>(c) 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動</p> <p>(ii) 判断基準</p> <p>想定された事象が生じた場合、炉心は損傷に至ることなく、かつ、発電用原子炉施設は通常運転に復帰できる状態で事象が収束される設計であることを確認しなければならない。このことを判断する基準は以下のとおりである。なお、判断基準の適用にあたっては、「安全評価指針」に従い、事象毎に選定して用いる。</p> <p>a. 最小限界熱流束比（以下「最小 DNBR」という。）が許容限界値以上であること。</p> <p>b. 燃料被覆管の機械的破損が生じないよう、燃料中心最高温度は燃料ペレットの溶融点未満であること。</p> <p>c. 燃料エンタルピは許容限界値以下であること。</p> <p>d. 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力</p>	<p>(d) 原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈</p> <p>b. 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化</p> <p>(a) 原子炉冷却材流量の部分喪失</p> <p>(b) 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動</p> <p>(c) 外部電源喪失</p> <p>(d) 主給水流量喪失</p> <p>(e) 蒸気負荷の異常な増加</p> <p>(f) 2次冷却系の異常な減圧</p> <p>(g) 蒸気発生器への過剰給水</p> <p>c. 原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化</p> <p>(a) 負荷の喪失</p> <p>(b) 原子炉冷却材系の異常な減圧</p> <p>(c) 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動</p> <p>(ii) 判断基準</p> <p>想定された事象が生じた場合、炉心は損傷に至ることなく、かつ、発電用原子炉施設は通常運転に復帰できる状態で事象が収束される設計であることを確認しなければならない。このことを判断する基準は以下のとおりである。なお、判断基準の適用にあたっては、「安全評価指針」に従い、事象毎に選定して用いる。</p> <p>a. 最小限界熱流束比（以下「最小 DNBR」という。）が許容限界値以上であること。</p> <p>b. 燃料被覆管の機械的破損が生じないよう、燃料中心最高温度は燃料ペレットの溶融点未満であること。</p> <p>c. 燃料エンタルピは許容限界値以下であること。</p> <p>d. 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力</p>	

変更前（令和3年4月28日許可）	変更後（令和4年12月28日申請）	備考
<p>である 17.16MPa[gage]の 1.1 倍の圧力 18.88MPa[gage]以下であること。</p> <p>(iii) 事故に対処するために必要な施設</p> <p>事故に対処するために必要な施設の安全機能のうち、解析に当たって考慮する主要なものを以下に示す。</p> <p>a. MS-1</p> <p>(a) 原子炉の緊急停止機能 制御棒クラスタ及び制御棒駆動系(トリップ機能)</p> <p>(b) 未臨界維持機能 制御棒クラスタ及び制御棒駆動系 非常用炉心冷却系(ほう酸水注入機能)</p> <p>(c) 原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能 加圧器安全弁(開機能)</p> <p>(d) 原子炉停止後の除熱機能 補助給水系 主蒸気安全弁</p> <p>(e) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能 安全保護系</p> <p>(f) 安全上特に重要な関連機能 非常用電源系</p> <p>b. MS-3</p> <p>(a) タービントリップ機能 タービントリップ</p> <p>(2) 解析条件</p> <p>(i) 主要な解析条件</p>	<p>である 17.16MPa [gage] の 1.1 倍の圧力 18.88MPa [gage] 以下であること。</p> <p>(iii) 事故に対処するために必要な施設</p> <p>事故に対処するために必要な施設の安全機能のうち、解析に当たって考慮する主要なものを以下に示す。</p> <p>a. MS-1</p> <p>(a) 原子炉の緊急停止機能 制御棒クラスタ及び制御棒駆動系(トリップ機能)</p> <p>(b) 未臨界維持機能 制御棒クラスタ及び制御棒駆動系 非常用炉心冷却系(ほう酸水注入機能)</p> <p>(c) 原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能 加圧器安全弁(開機能)</p> <p>(d) 原子炉停止後の除熱機能 補助給水系 主蒸気安全弁</p> <p>(e) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能 安全保護系</p> <p>(f) 安全上特に重要な関連機能 非常用電源系</p> <p>b. MS-3</p> <p>(a) タービントリップ機能 タービントリップ</p> <p>(2) 解析条件</p> <p>(i) 主要な解析条件</p>	

変更前（令和3年4月28日許可）	変更後（令和4年12月28日申請）	備考
<p>a. 初期定常運転条件</p> <p>原子炉出力の初期値として、定格値(3,423MWt)に定常運転出力決定に際して生じる熱校正の誤差（定格値の±2%）を考慮した値を用いる。また、1次冷却材平均温度の初期値は、定格値(307.1℃)に定常運転時の誤差(±2.2℃)を考慮した値、原子炉圧力の初期値は、定格値(15.41MPa[gage])に定常運転時の誤差(±0.21MPa)を考慮した値を用いる。</p> <p>これらの初期値の選定に際しては、判断基準に照らして解析結果が最も厳しくなるように定常誤差の符号を選択するが、DNBRの評価では統計的熱設計手法を使用するため、<u>初期定常の誤差の効果はパラメータの不確かさを統計的に考慮する因子(DNBR乗数)</u>に含まれており、初期値として定格値を用いる。</p> <p>b. 安全保護系の設定点の作動限界値及び応答時間</p> <p>原子炉トリップ限界値及び応答時間を以下に示す。</p> <p>出力領域中性子束高(高設定)</p> <p>118% (定格出力値に対して) (応答時間 0.5秒)</p> <p>出力領域中性子束高(低設定)</p> <p>35% (定格出力値に対して) (応答時間 0.5秒)</p> <p>過大温度△T高</p> <p>1次冷却材平均温度等の関数(第10.1図参照)</p> <p>(応答時間 6.0秒)</p> <p>過大出力△T高</p> <p>1次冷却材平均温度等の関数(第10.1図参照)</p> <p>(応答時間 6.0秒)</p> <p>原子炉圧力高</p>	<p>a. 初期定常運転条件</p> <p>原子炉出力の初期値として、定格値(3,423MWt)に定常運転出力決定に際して生じる熱校正の誤差（定格値の±2%）を考慮した値を用いる。また、1次冷却材平均温度の初期値は、定格値(307.1℃)に定常運転時の誤差(±2.2℃)を考慮した値、原子炉圧力の初期値は、定格値(15.41MPa[gage])に定常運転時の誤差(±0.21MPa)を考慮した値を用いる。</p> <p>これらの初期値の選定に際しては、判断基準に照らして解析結果が最も厳しくなるように定常誤差の符号を選択するが、DNBRの評価では<u>改良統計的熱設計手法</u>を使用するため、<u>初期定常運転状態の誤差の効果は最小 DNBRの許容限界値</u>に含まれており、初期値として定格値を用いる。</p> <p>b. 安全保護系の設定点の作動限界値及び応答時間</p> <p>原子炉トリップ限界値及び応答時間を以下に示す。</p> <p>出力領域中性子束高(高設定)</p> <p>118% (定格出力値に対して) (応答時間 0.5秒)</p> <p>出力領域中性子束高(低設定)</p> <p>35% (定格出力値に対して) (応答時間 0.5秒)</p> <p>過大温度△T高</p> <p>1次冷却材平均温度等の関数(第10.1図参照)</p> <p>(応答時間 6.0秒)</p> <p>過大出力△T高</p> <p>1次冷却材平均温度等の関数(第10.1図参照)</p> <p>(応答時間 6.0秒)</p> <p>原子炉圧力高</p>	<p>改良統計的熱設計手法の採用</p>

変更前（令和3年4月28日許可）	変更後（令和4年12月28日申請）	備考
<p>16.61MPa[gage]（応答時間 2.0 秒）            原子炉圧力低</p> <p>12.73MPa[gage]（応答時間 2.0 秒）            1次冷却材流量低</p> <p>87%（定格流量に対して）（応答時間 1.0 秒）            1次冷却材ポンプ電源電圧低</p> <p>65%（定格値に対して）（応答時間 1.5 秒）            蒸気発生器水位低</p> <p>狭域水位検出器下端水位（応答時間 2.0 秒）            タービントリップ</p> <p>－（応答時間 1.0 秒）</p> <p>工学的安全施設作動信号の作動限界値及び応答時間を以下に示す。</p> <p>(a) 非常用炉心冷却設備作動信号</p> <p>原子炉圧力低</p> <p>12.04MPa[gage]（応答時間 2.0 秒）            主蒸気ライン圧力低</p> <p>3.35MPa[gage]（応答時間 2.0 秒）            原子炉格納容器圧力高</p> <p>0.048MPa[gage]（応答時間 2.0 秒）</p> <p>(b) 主蒸気ライン隔離信号</p> <p>主蒸気ライン圧力低</p> <p>3.35MPa[gage]（応答時間 2.0 秒）</p> <p>(c) 原子炉格納容器スプレイ作動信号</p> <p>原子炉格納容器圧力異常高</p> <p>0.205MPa[gage]（応答時間 2.0 秒）</p>	<p>16.61MPa [gage]（応答時間 2.0 秒）            原子炉圧力低</p> <p>12.73MPa [gage]（応答時間 2.0 秒）            1次冷却材流量低</p> <p>87%（定格流量に対して）（応答時間 1.0 秒）            1次冷却材ポンプ電源電圧低</p> <p>65%（定格値に対して）（応答時間 1.5 秒）            蒸気発生器水位低</p> <p>狭域水位検出器下端水位（応答時間 2.0 秒）            タービントリップ</p> <p>－（応答時間 1.0 秒）</p> <p>工学的安全施設作動信号の作動限界値及び応答時間を以下に示す。</p> <p>(a) 非常用炉心冷却設備作動信号</p> <p>原子炉圧力低</p> <p>12.04MPa [gage]（応答時間 2.0 秒）            主蒸気ライン圧力低</p> <p>3.35MPa [gage]（応答時間 2.0 秒）            原子炉格納容器圧力高</p> <p>0.048MPa [gage]（応答時間 2.0 秒）</p> <p>(b) 主蒸気ライン隔離信号</p> <p>主蒸気ライン圧力低</p> <p>3.35MPa [gage]（応答時間 2.0 秒）</p> <p>(c) 原子炉格納容器スプレイ作動信号</p> <p>原子炉格納容器圧力異常高</p> <p>0.205MPa [gage]（応答時間 2.0 秒）</p>	

変更前（令和3年4月28日許可）	変更後（令和4年12月28日申請）	備考
<p>c. 原子炉トリップ特性</p> <p>原子炉のトリップの効果을期待する場合には、トリップを生じさせる信号の種類を明確にした上、適切なトリップ遅れ時間を考慮し、かつ、当該事象の条件において最大反応度値を有する制御棒クラスタ1本が、全引抜位置にあるものとして停止効果を考慮する。</p> <p>トリップ時の制御棒クラスタ落下による反応度の添加は、第10.2図に示すものを使用する。制御棒クラスタ落下開始から全ストロークの85%落下までの時間を2.2秒とする。</p> <p>d. 反応度係数</p> <p>減速材密度係数は、出力運転状態からの解析では、サイクル初期からサイクル末期を含み、<math>0 \sim 0.51 (\Delta K / K) / (g / cm^3)</math>の範囲の値を使用し、ドップラ出力係数は第10.3図に示す値を用いる。</p> <p>e. 解析期間</p> <p>各事象の解析は、原則として事象が収束し、補助給水系又は主給水系による蒸気発生器保有水の確保、主蒸気逃がし弁又はタービンバイパス弁による除熱及び化学体積制御系によるほう素の添加、さらには余熱除去冷却系の作動により、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行う。</p> <p>(ii) 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化</p> <p>a. 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き</p> <p>発電用原子炉の起動時に、制御棒駆動系の故障、誤操作等により、制御棒クラスタ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>c. 原子炉トリップ特性</p> <p>原子炉のトリップの効果을期待する場合には、トリップを生じさせる信号の種類を明確にした上、適切なトリップ遅れ時間を考慮し、かつ、当該事象の条件において最大反応度値を有する制御棒クラスタ1本が、全引抜位置にあるものとして停止効果を考慮する。</p> <p>トリップ時の制御棒クラスタ落下による反応度の添加は、第10.2図に示すものを使用する。制御棒クラスタ落下開始から全ストロークの85%落下までの時間を2.2秒とする。</p> <p>d. 反応度係数</p> <p>減速材密度係数は、出力運転状態からの解析では、サイクル初期からサイクル末期を含み、<math>0 \sim 0.51 (\Delta K / K) / (g / cm^3)</math>の範囲の値を使用し、ドップラ出力係数は第10.3図に示す値を用いる。</p> <p>e. 解析期間</p> <p>各事象の解析は、原則として事象が収束し、補助給水系又は主給水系による蒸気発生器保有水の確保、主蒸気逃がし弁又はタービンバイパス弁による除熱及び化学体積制御系によるほう素の添加、さらには余熱除去系の作動により、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行う。</p> <p>(ii) 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化</p> <p>a. 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き</p> <p>発電用原子炉の起動時に、制御棒駆動系の故障、誤操作等により、制御棒クラスタ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>記載の適正化（表現の適正化）</p>

変更前（令和3年4月28日許可）	変更後（令和4年12月28日申請）	備考
<p>(a) 原子炉出力の初期値は定格値の <math>10^{-13}</math> とする。</p> <p>(b) 初期温度条件は高温零出力状態の温度として、291.7℃とする。また、初期の実効増倍率は1.0とする。</p> <p>(c) 反応度添加率は <math>7.5 \times 10^{-4} (\Delta K / K) / s</math> とする。</p> <p>(d) 実効遅発中性子割合（<math>\beta_{eff}</math>）は0.75%を使用する。</p> <p>(e) ドップラ係数は、燃料実効温度の関数として考慮し、絶対値が小さめの値とする。</p> <p>(f) 減速材温度係数は <math>8.0 \times 10^{-5} (\Delta K / K) / ^\circ C</math> とする。</p> <p>(g) 原子炉は、「出力領域中性子束高（低設定）」信号で自動停止するものとする。</p> <p>(h) 原子炉圧力の初期値は、燃料エンタルピ解析の場合には定格値に負の定常誤差を考慮した値、圧力解析の場合には定格値に正の定常誤差を考慮した値とする。</p> <p>b. 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き</p> <p>発電用原子炉の出力運転中に、制御棒駆動系の故障、誤操作等により、制御棒クラスタ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) DNBRの評価では、初期原子炉出力は定格出力とする。</p> <p>(b) 減速材密度係数は <math>0 (\Delta K / K) / (g / cm^3)</math> とし、ドップラ出力係数は第10.3図の下限の値とする。</p> <p>(c) 制御棒クラスタ引き抜きによる最大の反応度添加率は <math>7.5 \times 10^{-4} (\Delta K / K) / s</math> とする。</p> <p>(d) 原子炉は、「出力領域中性子束高（高設定）」信号又は「過大温度 <math>\Delta T</math> 高」信号のトリップ限界値に達すると、自動停止するものとする。</p> <p>(e) 燃料中心温度の評価では、初期原子炉出力は定格出力の</p>	<p>(a) 原子炉出力の初期値は定格値の <math>10^{-13}</math> とする。</p> <p>(b) 初期温度条件は高温零出力状態の温度として、291.7℃とする。また、初期の実効増倍率は1.0とする。</p> <p>(c) 反応度添加率は <math>7.5 \times 10^{-4} (\Delta K / K) / s</math> とする。</p> <p>(d) 実効遅発中性子割合（<math>\beta_{eff}</math>）は0.75%を使用する。</p> <p>(e) ドップラ係数は、第10.4図に示すとおり燃料実効温度の関数として考慮し、絶対値が小さめの値とする。</p> <p>(f) 減速材温度係数は <math>8.0 \times 10^{-5} (\Delta K / K) / ^\circ C</math> とする。</p> <p>(g) 発電用原子炉は、「出力領域中性子束高（低設定）」信号で自動停止するものとする。</p> <p>(h) 原子炉圧力の初期値は、燃料エンタルピ解析の場合には定格値に負の定常誤差を考慮した値、圧力解析の場合には定格値に正の定常誤差を考慮した値とする。</p> <p>b. 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き</p> <p>発電用原子炉の出力運転中に、制御棒駆動系の故障、誤操作等により、制御棒クラスタ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) DNBRの評価では、初期原子炉出力は定格出力とする。</p> <p>(b) 減速材密度係数は <math>0 (\Delta K / K) / (g / cm^3)</math> とし、ドップラ出力係数は第10.3図の下限の値とする。</p> <p>(c) 制御棒クラスタ引き抜きによる最大の反応度添加率は <math>7.5 \times 10^{-4} (\Delta K / K) / s</math> とする。</p> <p>(d) 発電用原子炉は、「出力領域中性子束高（高設定）」信号又は「過大温度 <math>\Delta T</math> 高」信号のトリップ限界値に達すると、自動停止するものとする。</p> <p>(e) 燃料中心温度の評価では、初期原子炉出力は定格出力の</p>	<p>記載の適正化（最新記載等の反映）</p> <p>記載の適正化（用字用語の統一：発電用原子炉）</p> <p>記載の適正化（用字用語の統一：発電用原子炉）</p>



変更前（令和3年4月28日許可）	変更後（令和4年12月28日申請）	備考
<p>102%とし、最も厳しい解析結果をもたらす燃焼度を仮定する。</p> <p>c. 制御棒の落下及び不整合</p> <p>発電用原子炉の出力運転中に、制御棒駆動系の故障等により、炉心に挿入されている制御棒の配置に異常が生じ、炉心内の出力分布が変化する制御棒の落下と不整合の事象を想定する。</p> <p>(a) 初期原子炉出力は定格出力とする。</p> <p>(b) 減速材密度係数は <math>0(\Delta K/K)/(g/cm^3)</math> とし、ドップラ出力係数は第10.3図の下限の値とする。</p> <p>(c) 添加反応度は <math>-2.5 \times 10^{-3} \Delta K/K</math> とし、瞬時に加わるものとする。</p> <p>(d) 制御用制御棒クラスタは、自動制御運転である場合及び手動制御運転である場合の両方について解析する。</p> <p>(e) 制御棒クラスタの落下後の核的エンタルピ上昇熱水路係数 (<math>F_{\Delta H}^N</math>) として、1.87を使用する。</p> <p>(f) 制御棒クラスタの不整合は、制御棒クラスタのバンクDが挿入限界に位置し、うち1本の制御棒クラスタが全引抜位置にあるものとする。</p> <p>d. 原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈</p> <p>発電用原子炉の起動時あるいは出力運転中に、化学体積制御系の故障、誤操作等により1次冷却材中に純水が注入され、1次冷却材中のほう素濃度が低下して反応度が添加される事象を想定する。</p> <p>d-1 プラント起動時の異常な希釈</p> <p>(a) 1次冷却材の体積は、加圧器等を除いた1次冷却系の有効</p>	<p>102%とし、最も厳しい解析結果をもたらす燃焼度を仮定する。</p> <p>c. 制御棒の落下及び不整合</p> <p>発電用原子炉の出力運転中に、制御棒駆動系の故障等により、炉心に挿入されている制御棒の配置に異常が生じ、炉心内の出力分布が変化する制御棒の落下と不整合の事象を想定する。</p> <p>(a) 初期原子炉出力は定格出力とする。</p> <p>(b) 減速材密度係数は <math>0(\Delta K/K)/(g/cm^3)</math> とし、ドップラ出力係数は第10.3図の下限の値とする。</p> <p>(c) 添加反応度は <math>-2.5 \times 10^{-3} \Delta K/K</math> とし、瞬時に加わるものとする。</p> <p>(d) 制御用制御棒クラスタは、自動制御運転である場合及び手動制御運転である場合の両方について解析する。</p> <p>(e) 制御棒クラスタの落下後の核的エンタルピ上昇熱水路係数 (<math>F_{\Delta H}^N</math>) として、1.87を使用する。</p> <p>(f) 制御棒クラスタの不整合は、制御棒クラスタのバンクDが挿入限界に位置し、うち1本の制御棒クラスタが全引抜位置にあるものとする。</p> <p>d. 原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈</p> <p>発電用原子炉の起動時あるいは出力運転中に、化学体積制御系の故障、誤操作等により1次冷却材中に純水が注入され、1次冷却材中のほう素濃度が低下して反応度が添加される事象を想定する。</p> <p>d-1 プラント起動時の異常な希釈</p> <p>(a) 1次冷却材の体積は、加圧器等を除いた1次冷却系の有効</p>	

変更前（令和3年4月28日許可）	変更後（令和4年12月28日申請）	備考
<p>体積を用いる。</p> <p>(b) 1次冷却系への純水補給最大流量は、1次系補給水ポンプ2台運転時の全容量(82m<sup>3</sup>/h)とする。</p> <p>(c) 1次冷却系は、燃料取替用水ピットのほう酸水（ほう素濃度2,500ppm）で満たされているものとする。</p> <p>(d) 「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報は、停止時中性子束レベルの0.8デカード上とする。</p> <p>d-2 出力運転時の異常な希釈</p> <p>(a) 1次冷却材の体積は、プラント起動時と同様の有効体積を用いる。</p> <p>(b) 1次冷却系への純水補給最大流量は、充てんポンプ3台運転時の全容量(57m<sup>3</sup>/h)とする。</p> <p>(c) 初期ほう素濃度は2,100ppmとする。</p> <p>(d) 反応度停止余裕は0.016△K/Kとする。</p> <p>(iii) 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化</p> <p>a. 原子炉冷却材流量の部分喪失</p> <p>発電用原子炉の出力運転中に、1次冷却材を駆動する1次冷却材ポンプの故障等により、炉心の冷却材流量が減少する事象を想定する。</p> <p>(a) 初期原子炉出力は定格出力とする。</p> <p>(b) 減速材密度係数は0(△K/K)/(g/cm<sup>3</sup>)とし、ドップラ出力係数は第10.3図の上限の値とする。</p> <p>(c) 原子炉の自動停止は、「1次冷却材流量低」信号によるものとする。</p> <p>(d) 1次冷却材流量コストダウン曲線の計算に使用する1次冷却材ポンプの慣性モーメントは、3,110kg・m<sup>2</sup>を使用する。</p>	<p>体積を用いる。</p> <p>(b) 1次冷却系への純水補給最大流量は、1次系補給水ポンプ2台運転時の全容量(81.8m<sup>3</sup>/h)とする。</p> <p>(c) 1次冷却系は、燃料取替用水ピットのほう酸水（ほう素濃度3,100ppm）で満たされているものとする。</p> <p>(d) 「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報は、停止時中性子束レベルの0.8デカード上とする。</p> <p>d-2 出力運転時の異常な希釈</p> <p>(a) 1次冷却材の体積は、プラント起動時と同様の有効体積を用いる。</p> <p>(b) 1次冷却系への純水補給最大流量は、充てんポンプ3台運転時の全容量(56.8m<sup>3</sup>/h)とする。</p> <p>(c) 初期ほう素濃度は2,100ppmとする。</p> <p>(d) 反応度停止余裕は0.016△K/Kとする。</p> <p>(iii) 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化</p> <p>a. 原子炉冷却材流量の部分喪失</p> <p>発電用原子炉の出力運転中に、1次冷却材を駆動する1次冷却材ポンプの故障等により、炉心の冷却材流量が減少する事象を想定する。</p> <p>(a) 初期原子炉出力は定格出力とする。</p> <p>(b) 減速材密度係数は0(△K/K)/(g/cm<sup>3</sup>)とし、ドップラ出力係数は第10.3図の上限の値とする。</p> <p>(c) 発電用原子炉の自動停止は、「1次冷却材流量低」信号によるものとする。</p> <p>(d) 1次冷却材流量コストダウン曲線の計算に使用する1次冷却材ポンプの慣性モーメントは、3,110kg・m<sup>2</sup>を使用する。</p>	<p>記載の適正化（記載の明確化）</p> <p>高燃焼度燃料の使用</p> <p>記載の適正化（記載の明確化）</p> <p>記載の適正化（用字用語の統一：発電用原子炉）</p>

変更前（令和3年4月28日許可）	変更後（令和4年12月28日申請）	備考
<p>(e) 制御棒制御系は手動制御されているものとする。</p> <p>b. 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動</p> <p>1次冷却材ポンプ1台が停止しており、発電用原子炉が部分負荷で運転中にポンプ制御系の故障、誤操作等により停止中のポンプが起動され、停止ループ中の比較的低温の冷却材が炉心に注入されて反応度が添加され、原子炉出力が上昇する事象を想定する。</p> <p>(a) 初期原子炉出力は1ループ停止時の最大運転出力である70%とする。また、1次冷却材平均温度の初期値は70%出力運転時の値とし、原子炉圧力の初期値は定格値とする。</p> <p>(b) 停止している1次冷却材ポンプの起動に伴い、停止ループ中の流量は20秒で定格流量に達するものとする。</p> <p>(c) 減速材密度係数は<math>0.51(\Delta K/K)/(g/cm^3)</math>とする。</p> <p>(d) ドップラ出力係数は第10.3図の下限の値とする。</p> <p>(e) 制御棒制御系は手動制御されているものとする。</p> <p>(f) <u>停止ループの1次冷却材ポンプ起動により反応度が添加され、原子炉出力が上昇すれば、「出力領域中性子束高（高設定）」信号により原子炉は自動停止する。</u></p> <p>(g) <u>燃料中心温度の評価では、初期値はDNBRの評価を用いた値に定格誤差を考慮して、それぞれ最大出力、最高温度及び最低圧力とする。</u></p> <p>c. 外部電源喪失</p> <p>発電用原子炉の出力運転中に、送電系統又は所内主発電設備の故障等により、外部電源が喪失する事象を想定する。</p> <p>(a) 「イ(2)(iii)d.主給水流量喪失」及び「ロ(2)(ii)b.原子炉冷却材流量の喪失」解析と同様である。</p>	<p>(e) 制御棒制御系は手動制御されているものとする。</p> <p>b. 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動</p> <p>1次冷却材ポンプ1台が停止しており、発電用原子炉が部分負荷で運転中にポンプ制御系の故障、誤操作等により停止中のポンプが起動され、停止ループ中の比較的低温の冷却材が炉心に注入されて反応度が添加され、原子炉出力が上昇する事象を想定する。</p> <p>(a) 初期原子炉出力は1ループ停止時の最大運転出力である35%とする。また、1次冷却材平均温度の初期値は35%出力運転時の値とし、原子炉圧力の初期値は定格値とする。</p> <p>(b) 停止している1次冷却材ポンプの起動に伴い、停止ループ中の流量は10秒で定格流量に達するものとする。</p> <p>(c) 減速材密度係数は<math>0.51(\Delta K/K)/(g/cm^3)</math>とする。</p> <p>(d) ドップラ出力係数は第10.3図の下限の値とする。</p> <p>(e) 制御棒制御系は手動制御されているものとする。</p> <p>c. 外部電源喪失</p> <p>発電用原子炉の出力運転中に、送電系統又は所内主発電設備の故障等により、外部電源が喪失する事象を想定する。</p> <p>(a) 「イ(2)(iii)d.主給水流量喪失」及び「ロ(2)(ii)b.原子炉冷却材流量の喪失」解析と同様である。</p>	<p>実機運用に則した条件の変更</p>

変更前（令和3年4月28日許可）	変更後（令和4年12月28日申請）	備考
<p>d. 主給水流量喪失</p> <p>発電用原子炉の出力運転中に、主給水ポンプ、復水ポンプ又は給水制御系の故障等により、すべての蒸気発生器への給水が停止し、発電用原子炉からの除熱能力が低下する事象を想定する。</p> <p>(a) 初期値として原子炉出力は定格出力の102%、加圧器保有水量は最大値(62%)、蒸気発生器水位は定格出力運転時設定水位とする。</p> <p>(b) <u>崩壊熱は、(a)項の初期原子炉出力で無限時間運転した場合を考える。</u></p> <p>(c) 原子炉の停止と同時に外部電源喪失を仮定し、1次冷却材は、1次冷却材ポンプの停止後コストダウンし、その後自然循環するものとする。</p> <p>(d) 電動補助給水ポンプ1台が原子炉トリップ60秒後に自動起動し、4基の蒸気発生器に合わせて125m<sup>3</sup>/hの流量で給水するものとする。タービン動補助給水ポンプによる補助給水は解析では無視する。</p> <p>(e) タービンバイパス弁及び主蒸気逃がし弁は作動せず、主蒸気安全弁のみ作動するものとする。</p> <p>(f) 以下の2ケースに分けて解析する。</p> <p>(f-1) 原子炉圧力の評価では、1次冷却材平均温度及び原子炉圧力の初期値はそれぞれ最高温度及び最低圧力とし、加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁は作動しないものとする。</p>	<p>d. 主給水流量喪失</p> <p>発電用原子炉の出力運転中に、主給水ポンプ、復水ポンプ又は給水制御系の故障等により、すべての蒸気発生器への給水が停止し、発電用原子炉からの除熱能力が低下する事象を想定する。</p> <p>(a) 初期値として原子炉出力は定格出力の102%、加圧器保有水量は最大値(62%)、蒸気発生器水位は定格出力運転時設定水位とする。</p> <p>(b) <u>事象発生後の炉心部での発熱量を評価する際には、発電用原子炉は定格出力の102%で長時間運転されてきたものとし、崩壊熱としては、日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を考慮した曲線を使用する。</u></p> <p>(c) <u>発電用</u>原子炉の停止と同時に外部電源喪失を仮定し、1次冷却材は、1次冷却材ポンプの停止後コストダウンし、その後自然循環するものとする。</p> <p>(d) 電動補助給水ポンプ1台が原子炉トリップ60秒後に自動起動し、4基の蒸気発生器に合わせて125m<sup>3</sup>/hの流量で給水するものとする。タービン動補助給水ポンプによる補助給水は解析では無視する。</p> <p>(e) タービンバイパス弁及び主蒸気逃がし弁は作動せず、主蒸気安全弁のみ作動するものとする。</p> <p>(f) 以下の2ケースに分けて解析する。</p> <p>(f-1) 原子炉圧力の評価では、1次冷却材平均温度及び原子炉圧力の初期値はそれぞれ最高温度及び最低圧力とし、加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁は作動しないものとする。</p>	<p>炉心崩壊熱の変更（日本原子力学会推奨値及びORIGEN-2）</p> <p>記載の適正化（用字用語の統一：発電用原子炉）</p>

変更前（令和3年4月28日許可）	変更後（令和4年12月28日申請）	備考
<p>(f-2) 加圧器水位の評価では、1次冷却材平均温度及び原子炉圧力の初期値はそれぞれ最低温度及び最高圧力とし、加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁は作動するものとする。</p> <p>e. 蒸気負荷の異常な増加</p> <p>発電用原子炉の出力運転中に、タービンバイパス弁、蒸気加減弁又は主蒸気逃がし弁の誤開放により主蒸気流量が異常に増加し、1次冷却材の温度が低下して反応度が添加され、原子炉出力が上昇する事象を想定する。</p> <p>(a) 初期原子炉出力は定格出力とする。</p> <p>(b) 以下の4ケースに分けて解析する。</p> <p>ケースA：手動運転、サイクル初期                      ケースB：手動運転、サイクル末期                      ケースC：自動運転、サイクル初期                      ケースD：自動運転、サイクル末期</p> <p>(c) 減速材密度係数はサイクル初期では <math>0(\Delta K/K)/(g/cm^3)</math> とし、サイクル末期では <math>0.51(\Delta K/K)/(g/cm^3)</math> とする。</p> <p>(d) ドップラ出力係数は第10.3図の下限の値とする。</p> <p>(e) 原子炉を定格出力で運転中に、蒸気流量が10%急増するものとする。</p> <p>f. 2次冷却系の異常な減圧</p> <p>発電用原子炉の高温停止中にタービンバイパス弁、主蒸気逃がし弁等の2次冷却系の弁が誤開放し、1次冷却材の温度が低下して、反応度が添加される事象を想定する。</p> <p>(a) 原子炉の初期状態としては、原子炉は高温停止状態にあり、制御棒クラスタは全挿入されているものとする。反応度</p>	<p>(f-2) 加圧器水位の評価では、1次冷却材平均温度及び原子炉圧力の初期値はそれぞれ最低温度及び最高圧力とし、加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁は作動するものとする。</p> <p>e. 蒸気負荷の異常な増加</p> <p>発電用原子炉の出力運転中に、タービンバイパス弁、蒸気加減弁又は主蒸気逃がし弁の誤開放により主蒸気流量が異常に増加し、1次冷却材の温度が低下して反応度が添加され、原子炉出力が上昇する事象を想定する。</p> <p>(a) 初期原子炉出力は定格出力とする。</p> <p>(b) 以下の4ケースに分けて解析する。</p> <p>ケースA：手動運転、サイクル初期                      ケースB：手動運転、サイクル末期                      ケースC：自動運転、サイクル初期                      ケースD：自動運転、サイクル末期</p> <p>(c) 減速材密度係数はサイクル初期では <math>0(\Delta K/K)/(g/cm^3)</math> とし、サイクル末期では <math>0.51(\Delta K/K)/(g/cm^3)</math> とする。</p> <p>(d) ドップラ出力係数は第10.3図の下限の値とする。</p> <p>(e) <u>発電用</u>原子炉を定格出力で運転中に、蒸気流量が10%急増するものとする。</p> <p>f. 2次冷却系の異常な減圧</p> <p><u>発電用</u>原子炉の高温停止中にタービンバイパス弁、主蒸気逃がし弁等の2次冷却系の弁が誤開放し、1次冷却材の温度が低下して、反応度が添加される事象を想定する。</p> <p>(a) <u>発電用</u>原子炉の初期状態としては、<u>発電用</u>原子炉は高温停止状態にあり、制御棒クラスタは全挿入されているものとする。</p>	<p></p> <p>記載の適正化（用字用語の統一：発電用原子炉）</p> <p>記載の適正化（用字用語の統一：発電用原子炉）</p>

変更前（令和3年4月28日許可）	変更後（令和4年12月28日申請）	備考
<p>停止余裕は0.016△K/Kとする。1次冷却材中のほう素濃度は0ppmを仮定する。</p> <p>(b) 解析はサイクル末期について行う。</p> <p>減速材密度変化による反応度効果は、第10.4図に示すように減速材の密度の関数として与える。また、ドブプラ出力係数による反応度効果は、第10.5図に示すように出力の関数として与える。</p> <p>(c) 1次冷却材平均温度及び原子炉圧力の初期値は、それぞれ291.7℃及び15.41MPa[gage]とする。</p> <p>(d) タービンバイパス弁、主蒸気逃がし弁等2次冷却系の弁のうち、最大容量を持った弁が1個全開するものとする。</p> <p>蒸気の放出量は、8.17MPa[gage]にて440t/hとする。</p> <p>(e) 1台の高圧注入ポンプのみが作動し、ほう素濃度2,500ppmのほう酸水を1次冷却材低温側配管に注入するものとする。</p> <p>また、ほう酸水が炉心に到達するまでの時間には、非常用炉心冷却設備作動信号が発信してから、高圧注入ポンプが全速に達するまでの時間、ほう酸注入配管内の低濃度のほう酸水が一扫される時間及び1次冷却材管内での輸送遅れを考慮する。</p> <p>(f) 蒸気発生器では完全に気水分離するものとする。</p> <p>(g) 外部電源はあるものとする。</p> <p>(h) 非常用炉心冷却設備作動信号発信後10分の時点で蒸気放出が継続している蒸気発生器への補助給水を停止する操作を行うものとする。</p> <p>(i) DNBRの計算には、W-3相関式を使用する。</p>	<p>る。反応度停止余裕は0.016△K/Kとする。1次冷却材中のほう素濃度は0ppmを仮定する。</p> <p>(b) 解析はサイクル末期について行う。</p> <p>減速材密度変化による反応度効果は、第10.5図に示すように減速材の密度の関数として与える。また、ドブプラ出力係数による反応度効果は、第10.6図に示すように出力の関数として与える。</p> <p>(c) 1次冷却材平均温度及び原子炉圧力の初期値は、それぞれ291.7℃及び15.41MPa [gage] とする。</p> <p>(d) タービンバイパス弁、主蒸気逃がし弁等2次冷却系の弁のうち、最大容量を持った弁が1個全開するものとする。</p> <p>蒸気の放出量は、8.17MPa [gage] にて440t/hとする。</p> <p>(e) <u>DNBRの評価では、</u>1台の高圧注入ポンプのみが作動し、ほう素濃度<u>3,100ppm</u>のほう酸水を1次冷却材低温側配管に注入するものとする。</p> <p>また、ほう酸水が炉心に到達するまでの時間には、「非常用炉心冷却設備作動」信号が発信してから、高圧注入ポンプが全速に達するまでの時間、ほう酸注入配管内の低濃度のほう酸水が一扫される時間及び1次冷却材管内での輸送遅れを考慮する。</p> <p>(f) 蒸気発生器では完全に気水分離するものとする。</p> <p>(g) 外部電源はあるものとする。</p> <p>(h) 「非常用炉心冷却設備作動」信号発信後10分の時点で蒸気放出が継続している蒸気発生器への補助給水を停止する操作を行うものとする。</p> <p>(i) DNBRの計算には、W-3相関式を使用する。</p>	<p>記載の適正化（図番号の適正化）</p> <p>記載の適正化（記載の明確化） 高燃焼度燃料の使用</p> <p>記載の適正化（表現の適正化）</p>

変更前（令和3年4月28日許可）	変更後（令和4年12月28日申請）	備考
<p>g. 蒸気発生器への過剰給水</p> <p>発電用原子炉の出力運転中に給水制御系の故障又は誤操作等により、蒸気発生器への給水が過剰となり、1次冷却材の温度が低下して反応度が添加され、原子炉出力が上昇する事象を想定する。</p> <p>(a) 初期原子炉出力は定格出力とする。</p> <p>(b) 減速材密度係数は <math>0.51(\Delta K/K)/(g/cm^3)</math> とし、ドップラ出力係数は第10.3図の下限の値とする。</p> <p>(c) 主給水制御弁が1個全開し、蒸気発生器1基に定格流量の230%で給水されるものとする。</p> <p>(d) 「蒸気発生器水位異常高」信号で、タービンは自動停止し、引き続き「タービントリップ」信号によって原子炉は自動停止する。</p> <p>また、この「蒸気発生器水位異常高」信号によって、主給水隔離弁等が全開し、給水は停止する。</p> <p>(iv) 原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化</p> <p>a. 負荷の喪失</p> <p>発電用原子炉の出力運転中に外部電源あるいはタービンの故障等により、タービンへの蒸気流量が急減し原子炉圧力が上昇する事象を想定する。</p> <p>(a) 初期原子炉出力は、DNBRの評価では定格出力とし、原子炉圧力の評価では定格出力の102%とする。</p> <p>(b) 減速材密度係数は <math>0(\Delta K/K)/(g/cm^3)</math> とし、ドップラ出力係数は第10.3図の上限の値とする。</p> <p>(c) 負荷が瞬時に完全に喪失するものとする。また、この場合、タービンバイパス弁及び主蒸気逃がし弁は作動しないも</p>	<p>g. 蒸気発生器への過剰給水</p> <p>発電用原子炉の出力運転中に給水制御系の故障又は誤操作等により、蒸気発生器への給水が過剰となり、1次冷却材の温度が低下して反応度が添加され、原子炉出力が上昇する事象を想定する。</p> <p>(a) 初期原子炉出力は定格出力とする。</p> <p>(b) 減速材密度係数は <math>0.51(\Delta K/K)/(g/cm^3)</math> とし、ドップラ出力係数は第10.3図の下限の値とする。</p> <p>(c) 主給水制御弁が1個全開し、蒸気発生器1基に定格流量の230%で給水されるものとする。</p> <p>(d) 「蒸気発生器水位異常高」信号で、タービンは自動停止し、引き続き「タービントリップ」信号によって発電用原子炉は自動停止する。</p> <p>また、この「蒸気発生器水位異常高」信号によって、主給水隔離弁等が全開し、給水は停止する。</p> <p>(iv) 原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化</p> <p>a. 負荷の喪失</p> <p>発電用原子炉の出力運転中に外部電源あるいはタービンの故障等により、タービンへの蒸気流量が急減し原子炉圧力が上昇する事象を想定する。</p> <p>(a) 初期原子炉出力は、DNBRの評価では定格出力とし、原子炉圧力の評価では定格出力の102%とする。</p> <p>(b) 減速材密度係数は <math>0(\Delta K/K)/(g/cm^3)</math> とし、ドップラ出力係数は第10.3図の上限の値とする。</p> <p>(c) 負荷が瞬時に完全に喪失するものとする。また、この場合、タービンバイパス弁及び主蒸気逃がし弁は作動しないも</p>	<p>記載の適正化（用字用語の統一：発電用原子炉）</p>

変更前（令和3年4月28日許可）	変更後（令和4年12月28日申請）	備考
<p>のとし、主蒸気安全弁が作動するものとする。</p> <p>(d) 以下の2ケースに分けて解析する。</p> <p>(d-1) DNBR 評価では、加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁は作動するものとする。</p> <p>(d-2) 原子炉圧力評価では、加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁は作動しないものとする。</p> <p>(e) 制御棒制御系は手動制御されているものとする。</p> <p>b. 原子炉冷却材系の異常な減圧</p> <p>発電用原子炉の出力運転中に、1次冷却系の圧力制御系の故障等により、原子炉圧力が低下する事象を想定する。</p> <p>(a) 初期原子炉出力は定格出力とする。</p> <p>(b) 減速材密度係数は <math>0(\Delta K/K)/(g/cm^3)</math> とする。また、反応度帰還あるいは炉心出力分布に関してボイドの発生による効果は考慮しない。</p> <p>(c) ドップラ出力係数は第10.3図の上限の値とする。</p> <p>(d) 1次冷却材の吹出し流量は、加圧器逃がし弁1個の定格容量の120%とする。</p> <p>(e) 制御棒制御系は自動制御されているものとする。</p> <p>(f) 出力ピーキング係数は変化しないものとする。</p> <p>c. 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動</p> <p>発電用原子炉の出力運転中に非常用炉心冷却設備が誤起動する事象を想定する。</p> <p>(a) 初期原子炉出力は定格出力とする。</p> <p>(b) 減速材密度係数は <math>0(\Delta K/K)/(g/cm^3)</math> とする。</p> <p>(c) ドップラ出力係数は第10.3図の下限の値とする。</p> <p>(d) 制御棒制御系は手動制御されているものとする。</p>	<p>のとし、主蒸気安全弁が作動するものとする。</p> <p>(d) 以下の2ケースに分けて解析する。</p> <p>(d-1) DNBR 評価では、加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁は作動するものとする。</p> <p>(d-2) 原子炉圧力評価では、加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁は作動しないものとする。</p> <p>(e) 制御棒制御系は手動制御されているものとする。</p> <p>b. 原子炉冷却材系の異常な減圧</p> <p>発電用原子炉の出力運転中に、1次冷却系の圧力制御系の故障等により、原子炉圧力が低下する事象を想定する。</p> <p>(a) 初期原子炉出力は定格出力とする。</p> <p>(b) 減速材密度係数は <math>0(\Delta K/K)/(g/cm^3)</math> とする。また、反応度帰還あるいは炉心出力分布に関してボイドの発生による効果は考慮しない。</p> <p>(c) ドップラ出力係数は第10.3図の上限の値とする。</p> <p>(d) 1次冷却材の吹出し流量は、加圧器逃がし弁1個の定格容量の120%とする。</p> <p>(e) 制御棒制御系は自動制御されているものとする。</p> <p>(f) 出力ピーキング係数は変化しないものとする。</p> <p>c. 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動</p> <p>発電用原子炉の出力運転中に非常用炉心冷却設備が誤起動する事象を想定する。</p> <p>(a) 初期原子炉出力は定格出力とする。</p> <p>(b) 減速材密度係数は <math>0(\Delta K/K)/(g/cm^3)</math> とする。</p> <p>(c) ドップラ出力係数は第10.3図の下限の値とする。</p> <p>(d) 制御棒制御系は手動制御されているものとする。</p>	



変更前（令和3年4月28日許可）	変更後（令和4年12月28日申請）	備考
<p>(e) 原子炉が出力運転中に、2台の高圧注入ポンプにより、ほう素濃度 <u>2,500ppm</u> のほう酸水が各ループの低温側配管に注入されるものとする。なお、注入水の流量は1次冷却系の圧力とポンプの特性によって定まる値に余裕をみた値を仮定する。</p> <p>(f) 原子炉の自動停止は「原子炉圧力低」信号によるものとする。</p> <p>(3) 評価結果</p> <p>判断基準に対する解析結果は以下のとおりである。</p> <p>a. 最小 DNBR については、これが最も厳しくなる「<u>原子炉冷却材系の停止ループの誤起動</u>」において約 <u>1.29</u> であり、許容限界値である <u>1.17</u> を下回ることはない。</p> <p>b. 燃料中心最高温度については、これが最も厳しくなる「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」において約 <u>2,300℃</u> であり、設計に当たっての制限値である <u>2,590℃</u> を下回っており、溶融点未満である。</p> <p>c. 燃料エンタルピの最大値については、「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」において約 <u>367kJ/kg・UO<sub>2</sub></u> であり、燃料の許容限界値である <u>712kJ/kg・UO<sub>2</sub></u>（「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針」（以下「RIE 評価指針」という。））に示す <u>170cal/g・UO<sub>2</sub></u> に相当<sub>2</sub>）を下回っている。</p> <p>なお、浸水燃料の存在を仮定しても、この過渡変化による燃料棒の破裂は生じることはない。</p>	<p>(e) <u>発電用</u>原子炉が出力運転中に、2台の高圧注入ポンプにより、ほう素濃度 <u>3,100ppm</u> のほう酸水が各ループの低温側配管に注入されるものとする。なお、注入水の流量は1次冷却系の圧力とポンプの特性によって定まる値に余裕をみた値を仮定する。</p> <p>(f) <u>発電用</u>原子炉の自動停止は「原子炉圧力低」信号によるものとする。</p> <p>(3) 評価結果</p> <p>判断基準に対する解析結果は以下のとおりである。</p> <p>a. 最小 DNBR については、これが最も厳しくなる「<u>出力運転中の制御棒の異常な引き抜き</u>」において約 <u>1.64</u> であり、許容限界値である <u>1.42</u> を下回ることはない。</p> <p>b. 燃料中心最高温度については、これが最も厳しくなる「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」において約 <u>2,300℃</u> であり、設計に当たっての制限値である <u>2,570℃</u> を下回っており、溶融点未満である。</p> <p>c. 燃料エンタルピの最大値については、「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」において約 <u>378kJ/kg・UO<sub>2</sub></u> であり、燃料の許容限界値である <u>712kJ/kg・UO<sub>2</sub></u>（「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針」（以下「RIE 評価指針」という。））に示す <u>170cal/g・UO<sub>2</sub></u> に相当）を下回っている。</p> <p>なお、浸水燃料の存在を仮定しても、この過渡変化による燃料棒の破裂は生じることはない。</p> <p><u>また、「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り扱いについて」（以下「RIE 報告書」とい</u></p>	<p>記載の適正化（用字用語の統一：発電用原子炉） 高燃焼度燃料の使用</p> <p>記載の適正化（用字用語の統一：発電用原子炉）</p> <p>実機運用に則した条件の変更 高燃焼度燃料の使用 改良統計的熱設計手法の採用 高燃焼度燃料の使用</p> <p>高燃焼度燃料の使用</p> <p>「反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取</p>

変更前（令和3年4月28日許可）	変更後（令和4年12月28日申請）	備考
<p>d. 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力については、これが最も厳しくなる「負荷の喪失」において約 18.5MPa[gage]であり、最高使用圧力の 1.1 倍である 18.88MPa[gage]を下回っている。</p>	<p><u>う。）</u>に示すペレット／被覆管機械的相互作用を原因とする破損（以下「PCMI 破損」という。）のしきい値のめやすに対して、<u>ピーク出力部燃料エンタルピ増分の最大値は、これを下回っており、燃料棒の破損は生じない。</u></p> <p>d. 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力については、これが最も厳しくなる「負荷の喪失」において約 18.5MPa [gage]であり、最高使用圧力の 1.1 倍である 18.88MPa [gage]を下回っている。</p>	<p>扱い（RIE 報告書）」の反映</p>

変更前（令和3年4月28日許可）	変更後（令和4年12月28日申請）	備考
<p>ロ．設計基準事故</p> <p>事故に対処するために必要な施設並びに発生すると想定される事故の程度及び影響の評価を行うために設定した条件及びその評価の結果</p> <p>(1) 基本方針</p> <p>(i) 評価事象</p> <p>本発電用原子炉施設において評価する「設計基準事故」は、「安全評価指針」に基づき、発電用原子炉施設から放出される放射性物質による敷地周辺への影響が大きくなる可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における工学的安全施設等の主としてMSに属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する見地から、加圧水型である本発電用原子炉施設の安全設計の基本方針に照らして、代表的な事象を選定する。具体的には以下に示す異常な状態を生じさせる可能性のある事象とする。</p> <p>a. 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化</p> <p>(a) 原子炉冷却材喪失</p> <p>(b) 原子炉冷却材流量の喪失</p> <p>(c) 原子炉冷却材ポンプの軸固着</p> <p>(d) 主給水管破断</p> <p>(e) 主蒸気管破断</p> <p>b. 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化</p> <p>(a) 制御棒飛び出し</p> <p>c. 環境への放射性物質の異常な放出</p> <p>(a) 放射性気体廃棄物処理施設の破損</p>	<p>ロ．設計基準事故</p> <p>事故に対処するために必要な施設並びに発生すると想定される事故の程度及び影響の評価を行うために設定した条件及びその評価の結果</p> <p>(1) 基本方針</p> <p>(i) 評価事象</p> <p>本発電用原子炉施設において評価する「設計基準事故」は、「安全評価指針」に基づき、発電用原子炉施設から放出される放射性物質による敷地周辺への影響が大きくなる可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における工学的安全施設等の主としてMSに属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する見地から、加圧水型である本発電用原子炉施設の安全設計の基本方針に照らして、代表的な事象を選定する。具体的には以下に示す異常な状態を生じさせる可能性のある事象とする。</p> <p>a. 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化</p> <p>(a) 原子炉冷却材喪失</p> <p>(b) 原子炉冷却材流量の喪失</p> <p>(c) 原子炉冷却材ポンプの軸固着</p> <p>(d) 主給水管破断</p> <p>(e) 主蒸気管破断</p> <p>b. 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化</p> <p>(a) 制御棒飛び出し</p> <p>c. 環境への放射性物質の異常な放出</p> <p>(a) 放射性気体廃棄物処理施設の破損</p>	<p>第十三条</p> <p>（本文十号ロ．において、以下同様）</p>

変更前（令和3年4月28日許可）	変更後（令和4年12月28日申請）	備考
<p>(b) 蒸気発生器伝熱管破損</p> <p>(c) 燃料集合体の落下</p> <p>(d) 原子炉冷却材喪失</p> <p>(e) 制御棒飛び出し</p> <p>d. 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化</p> <p>(a) 原子炉冷却材喪失</p> <p>(b) 可燃性ガスの発生</p> <p>(ii) 判断基準</p> <p>想定された事象が生じた場合、炉心の溶融あるいは著しい損傷のおそれがなく、かつ、事象の過程において他の異常状態の原因となるような2次的損傷が生じず、さらに放射性物質の放散に対する障壁の設計が妥当であることを確認しなければならない。このことを判断する基準は以下のとおりである。なお、判断基準の適用にあたっては、「安全評価指針」に従い、事象毎に選定して用いる。</p> <p>a. 炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること。</p> <p>b. 燃料エンタルピは制限値を超えないこと。</p> <p>c. 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力である 17.16MPa[gage]の 1.2 倍の圧力 20.59MPa[gage]以下であること。</p> <p>d. 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力 0.392MPa[gage]以下であること。</p> <p>e. 周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと。</p> <p>(iii) 事故に対処するために必要な施設</p>	<p>(b) 蒸気発生器伝熱管破損</p> <p>(c) 燃料集合体の落下</p> <p>(d) 原子炉冷却材喪失</p> <p>(e) 制御棒飛び出し</p> <p>d. 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化</p> <p>(a) 原子炉冷却材喪失</p> <p>(b) 可燃性ガスの発生</p> <p>(ii) 判断基準</p> <p>想定された事象が生じた場合、炉心の溶融あるいは著しい損傷のおそれがなく、かつ、事象の過程において他の異常状態の原因となるような2次的損傷が生じず、さらに放射性物質の放散に対する障壁の設計が妥当であることを確認しなければならない。このことを判断する基準は以下のとおりである。なお、判断基準の適用にあたっては、「安全評価指針」に従い、事象毎に選定して用いる。</p> <p>a. 炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること。</p> <p>b. 燃料エンタルピは制限値を超えないこと。</p> <p>c. 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力である 17.16MPa [gage] の 1.2 倍の圧力 20.59MPa [gage] 以下であること。</p> <p>d. 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力 0.392MPa [gage] 以下であること。</p> <p>e. 周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと。</p> <p>(iii) 事故に対処するために必要な施設</p>	

変更前（令和3年4月28日許可）	変更後（令和4年12月28日申請）	備考
<p>事故に対処するために必要な施設の安全機能のうち、解析に当たって考慮する主要なものを以下に示す。</p> <p>a. MS-1</p> <p>(a) 原子炉の緊急停止機能                  制御棒クラスタ及び制御棒駆動系（トリップ機能）</p> <p>(b) 未臨界維持機能                  制御棒クラスタ及び制御棒駆動系                  非常用炉心冷却系（ほう酸水注入機能）</p> <p>(c) 原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能                  加圧器安全弁（開機能）</p> <p>(d) 原子炉停止後の除熱機能                  補助給水系                  主蒸気安全弁                  主蒸気隔離弁                  主蒸気逃がし弁（手動逃がし機能）</p> <p>(e) 炉心冷却機能                  非常用炉心冷却系</p> <p>(f) 放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能                  原子炉格納容器                  アニュラス                  原子炉格納容器隔離弁                  原子炉格納容器スプレイ系                  アニュラス空気浄化系                  安全補機室空気浄化系</p> <p>(g) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機</p>	<p>事故に対処するために必要な施設の安全機能のうち、解析に当たって考慮する主要なものを以下に示す。</p> <p>a. MS-1</p> <p>(a) 原子炉の緊急停止機能                  制御棒クラスタ及び制御棒駆動系（トリップ機能）</p> <p>(b) 未臨界維持機能                  制御棒クラスタ及び制御棒駆動系                  非常用炉心冷却系（ほう酸水注入機能）</p> <p>(c) 原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能                  加圧器安全弁（開機能）</p> <p>(d) 原子炉停止後の除熱機能                  補助給水系                  主蒸気安全弁                  主蒸気隔離弁                  主蒸気逃がし弁（手動逃がし機能）</p> <p>(e) 炉心冷却機能                  非常用炉心冷却系</p> <p>(f) 放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能                  原子炉格納容器                  アニュラス                  原子炉格納容器隔離弁                  原子炉格納容器スプレイ系                  アニュラス空気浄化系                  安全補機室空気浄化系</p> <p>(g) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機</p>	

変更前（令和3年4月28日許可）	変更後（令和4年12月28日申請）	備考
<p>能</p> <p>安全保護系</p> <p>(h) 安全上特に重要な関連機能</p> <p>非常用電源系</p> <p>b. MS-2</p> <p>(a) 放射性物質放出の防止機能</p> <p>放射性気体廃棄物処理系の隔離弁</p> <p>(b) 異常状態の緩和機能</p> <p>加圧器逃がし弁(手動開閉機能)</p> <p>c. MS-3</p> <p>(a) タービントリップ機能</p> <p>タービントリップ</p> <p>(2) 解析条件</p> <p>(i) 主要な解析条件</p> <p>イ(2)(i)と同様である。</p> <p>(ii) 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化</p> <p>a. 原子炉冷却材喪失</p> <p>発電用原子炉の出力運転中に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、1次冷却材が系外に流失し、炉心の冷却能力が低下する事象を想定する。</p> <p>a-1 非常用炉心冷却設備性能評価解析－大破断－</p> <p>(a) 配管の破断は、低温側配管(1次冷却材ポンプ出口から原子炉入口ノズルまでの間)に起こるものとする。破断規模は、1次冷却材管(内径約0.70m、肉厚約69mmのステンレス鋼)の断面積の2倍の面積で配管の長さ方向のスプリット破</p>	<p>能</p> <p>安全保護系</p> <p>(h) 安全上特に重要な関連機能</p> <p>非常用電源系</p> <p>b. MS-2</p> <p>(a) 放射性物質放出の防止機能</p> <p>放射性気体廃棄物処理系の隔離弁</p> <p>(b) 異常状態の緩和機能</p> <p>加圧器逃がし弁(手動開閉機能)</p> <p>c. MS-3</p> <p>(a) タービントリップ機能</p> <p>タービントリップ</p> <p>(2) 解析条件</p> <p>(i) 主要な解析条件</p> <p>イ(2)(i)と同様である。</p> <p>(ii) 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化</p> <p>a. 原子炉冷却材喪失</p> <p>発電用原子炉の出力運転中に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、1次冷却材が系外に流失し、炉心の冷却能力が低下する事象を想定する。</p> <p>a-1 非常用炉心冷却設備性能評価解析－大破断－</p> <p>(a) 配管の破断は、低温側配管(1次冷却材ポンプ出口から原子炉容器入口ノズルまでの間)に起こるものとする。破断規模は、1次冷却材管(内径約0.70m、肉厚約69mmのステンレス鋼)の断面積の2倍の面積で配管の長さ方向のス</p>	<p>記載の適正化（用字用語の統一：原子炉容器入口ノズル）</p>

変更前（令和3年4月28日許可）	変更後（令和4年12月28日申請）	備考
<p>断が瞬時に発生するものとし、破断口における流出係数は、1.0～0.4までの範囲について検討する。</p> <p>(b) 原子炉出力は定格出力の102%とし、熱流束熱水路係数は2.32、燃料棒の最大線出力密度は41.5kW/mの102%とする。</p> <p>(c) 非常用炉心冷却設備のパラメータとして以下の値を用いる。</p> <p>蓄圧注入系の蓄圧タンクの保持圧力 4.04MPa[gage]</p> <p>蓄圧注入系の蓄圧タンクの保有水量 26.9m<sup>3</sup>（1基当たり）</p> <p>高压注入系及び低压注入系の作動時間遅れ 34秒</p> <p>非常用炉心冷却設備作動信号は、「原子炉格納容器圧力高」信号、あるいは「原子炉圧力低」信号のうち、早い方の信号により発信するものとする。</p> <p>(d) 単一故障として、低压注入系1系列の不作動を仮定する。</p> <p>また、外部電源の喪失により、常用電源はすべて喪失するものとし、非常用電源の供給もディーゼル発電機の電圧が確立するまでの間遅延されるものとする。</p> <p>(e) ブローダウン過程に蓄圧注入系より注入される水は、原子炉容器のダウンコマ部での蒸気の上昇流が十分に弱まり、注入水が上昇流に対向して下部プレナムに落下できるようになるまで、原子炉容器内残存水量として有効に作用しないものとする。</p> <p>(f) 再冠水解析においては、1次冷却材ポンプの駆動軸が固</p>	<p>プリント破断が瞬時に発生するものとし、破断口における流出係数は、1.0～0.4までの範囲について検討する。</p> <p>(b) 原子炉出力は定格出力の102%とし、熱流束熱水路係数は2.32、燃料棒の最大線出力密度は41.5kW/mの102%とする。</p> <p>(c) 非常用炉心冷却設備のパラメータとして以下の値を用いる。</p> <p>蓄圧注入系の蓄圧タンクの保持圧力 4.04MPa [gage]</p> <p>蓄圧注入系の蓄圧タンクの保有水量 26.9m<sup>3</sup>（1基当たり）</p> <p>高压注入系及び低压注入系の作動時間遅れ 34秒</p> <p>「非常用炉心冷却設備作動」信号は、「原子炉格納容器圧力高」信号、あるいは「原子炉圧力低」信号のうち、早い方の信号により発信するものとする。</p> <p>(d) 単一故障として、低压注入系1系列の不作動を仮定する。</p> <p>また、外部電源の喪失により、常用電源はすべて喪失するものとし、非常用電源の供給もディーゼル発電機の電圧が確立するまでの間遅延されるものとする。</p> <p>(e) ブローダウン過程に蓄圧注入系より注入されるほう酸水は、原子炉容器のダウンコマ部での蒸気の上昇流が十分に弱まり、注入水が上昇流に対向して下部プレナムに落下できるようになるまで、原子炉容器内残存水量として有効に作用しないものとする。</p> <p>(f) 再冠水解析においては、1次冷却材ポンプの駆動軸が固</p>	<p>記載の適正化（表現の適正化）</p> <p>記載の適正化（用字用語の統一：ほう酸水）</p>

変更前（令和3年4月28日許可）	変更後（令和4年12月28日申請）	備考
<p>着して動かないものとする。</p> <p>(g) 原子炉格納容器内圧の計算に際しては、内圧が低めになるような条件を選定する。</p> <p>(h) 事故後の炉心部での発熱量を評価する際には、原子炉は定格出力の102%で長時間運転されてきたものとし、<u>核分裂生成物の崩壊熱としては、ANSI/ANS-5.1-1979に基づいて三菱原子力工業（株）の作成した曲線を使用する。また、アクチニドの崩壊熱も考慮する。</u></p> <p>(i) 事故発生時の燃料棒内の蓄積エネルギーの評価に当たっては、燃焼度や燃料ペレットの焼きしまりの影響を考慮する。</p> <p>(j) 原子炉容器頂部の初期の1次冷却材温度は、高温側配管冷却材温度に等しいと仮定する。</p> <p>(k) 蒸気発生器伝熱管施栓率は0%とする。</p> <p>a-2 非常用炉心冷却設備性能評価解析－小破断－</p> <p>小破断事故では、次に述べる条件を除いて、すべて大破断解析の条件と同じである。</p> <p>(a) 破断位置は低温側配管とし、破断面積については、一般的な感度解析の結果を踏まえ、また、気相部破断については、加圧器気相部に接続する最大口径配管破断を解析する。</p> <p>(b) 単一故障として、ディーゼル発電機1台の不作動を仮定する。</p> <p>(c) 非常用炉心冷却設備の高圧注入系の作動時間遅れは27秒とする。</p> <p>b. 原子炉冷却材流量の喪失</p>	<p>着して動かないものとする。</p> <p>(g) 原子炉格納容器内圧の計算に際しては、内圧が低めになるような条件を選定する。</p> <p>(h) 事故後の炉心部での発熱量を評価する際には、<u>発電用原子炉は</u>定格出力の102%で長時間運転されてきたものとし、<u>崩壊熱としては、日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を考慮した曲線を使用する。</u></p> <p>(i) 事故発生時の燃料棒内の蓄積エネルギーの評価に当たっては、燃焼度や燃料ペレットの焼きしまりの影響を考慮する。</p> <p>(j) 原子炉容器頂部の初期の1次冷却材温度は、高温側配管冷却材温度に等しいと仮定する。</p> <p>(k) 蒸気発生器伝熱管施栓率は0%及び10%とする。</p> <p>a-2 非常用炉心冷却設備性能評価解析－小破断－</p> <p>小破断事故では、次に述べる条件を除いて、すべて大破断解析の条件と同じである。</p> <p>(a) 破断位置は低温側配管とし、破断面積については、一般的な感度解析の結果を踏まえ、また、気相部破断については、加圧器気相部に接続する最大口径配管破断を解析する。</p> <p>(b) 単一故障として、ディーゼル発電機1台の不作動を仮定する。</p> <p>(c) 非常用炉心冷却設備の高圧注入系の作動時間遅れは27秒とする。</p> <p>b. 原子炉冷却材流量の喪失</p>	<p>記載の適正化（用字用語の統一：発電用原子炉）</p> <p>炉心崩壊熱の変更（日本原子力学会推奨値及びORIGEN-2）</p> <p>蒸気発生器伝熱管施栓率の取扱いの変更（10%まで考慮）</p>



変更前（令和3年4月28日許可）	変更後（令和4年12月28日申請）	備考
<p>発電用原子炉の出力運転中に1次冷却材の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。</p> <p>(a) 初期原子炉出力は定格出力とする。</p> <p>(b) 減速材密度係数は <math>0(\Delta K/K)/(g/cm^3)</math> とし、ドップラ出力係数は第10.3図の上限の値とする。</p> <p>(c) 原子炉の自動停止は、「1次冷却材ポンプ電源電圧低」信号によるものとする。</p> <p>(d) 1次冷却材ポンプの慣性モーメントは、<math>3,110kg \cdot m^2</math> を使用する。</p> <p>(e) 制御棒制御系は手動制御されているものとする。</p> <p>c. 原子炉冷却材ポンプの軸固着</p> <p>発電用原子炉の出力運転中に、1次冷却材を駆動するポンプの回転軸が固着し、1次冷却材の流量が急激に減少する事象を想定する。</p> <p>(a) DNBRの評価では、初期原子炉出力は定格出力とする。</p> <p>(b) 減速材密度係数は <math>0(\Delta K/K)/(g/cm^3)</math> とし、ドップラ出力係数は第10.3図の上限の値とする。</p> <p>(c) 原子炉の自動停止は、「1次冷却材流量低」信号によるものとする。</p> <p>(d) 原子炉圧力の評価では、初期原子炉出力は定格出力の102%とし、加圧器スプレイ弁、加圧器逃がし弁及びタービンバイパス弁は不作動とし、原子炉停止後の蒸気発生器への給水は行われないものとする。</p> <p>d. 主給水管破断</p> <p>発電用原子炉の出力運転中に給水系配管に破断が生じ、2</p>	<p>発電用原子炉の出力運転中に1次冷却材の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。</p> <p>(a) 初期原子炉出力は定格出力とする。</p> <p>(b) 減速材密度係数は <math>0(\Delta K/K)/(g/cm^3)</math> とし、ドップラ出力係数は第10.3図の上限の値とする。</p> <p>(c) <u>発電用</u>原子炉の自動停止は、「1次冷却材ポンプ電源電圧低」信号によるものとする。</p> <p>(d) 1次冷却材ポンプの慣性モーメントは、<math>3,110kg \cdot m^2</math> を使用する。</p> <p>(e) 制御棒制御系は手動制御されているものとする。</p> <p>c. 原子炉冷却材ポンプの軸固着</p> <p>発電用原子炉の出力運転中に、1次冷却材を駆動するポンプの回転軸が固着し、1次冷却材の流量が急激に減少する事象を想定する。</p> <p>(a) DNBRの評価では、初期原子炉出力は定格出力とする。</p> <p>(b) 減速材密度係数は <math>0(\Delta K/K)/(g/cm^3)</math> とし、ドップラ出力係数は第10.3図の上限の値とする。</p> <p>(c) <u>発電用</u>原子炉の自動停止は、「1次冷却材流量低」信号によるものとする。</p> <p>(d) 原子炉圧力の評価では、初期原子炉出力は定格出力の102%とし、加圧器スプレイ弁、加圧器逃がし弁及びタービンバイパス弁は不作動とし、原子炉停止後の蒸気発生器への給水は行われないものとする。</p> <p>d. 主給水管破断</p> <p>発電用原子炉の出力運転中に給水系配管に破断が生じ、2</p>	<p>記載の適正化（用字用語の統一：発電用原子炉）</p> <p>記載の適正化（用字用語の統一：発電用原子炉）</p>

変更前（令和3年4月28日許可）	変更後（令和4年12月28日申請）	備考
<p>次冷却材が喪失し、発電用原子炉の冷却能力が低下する事象を想定する。</p> <p>(a) 原子炉圧力の評価では、初期原子炉出力は定格出力の102%とする。</p> <p>(b) すべての蒸気発生器への主給水は、主給水管破断発生と同時に停止するものとする。</p> <p>(c) 主給水管1本が瞬時に両端破断すると仮定するが、給水リングの開口部にて臨界流となるものとする。破断流量の計算にはMoodyのモデルを使用するものとする。</p> <p>(d) 原子炉は破断側の「蒸気発生器水位低」信号で自動停止するものとする。</p> <p>(e) 原子炉停止と同時に外部電源は喪失するものとする。</p> <p>(f) <u>崩壊熱は初期原子炉出力で無限時間運転した場合の値を使用する。</u></p> <p>(g) 運転員は事故の発生を検知してから10分後に健全側蒸気発生器3基に、タービン動補助給水ポンプの単一故障を仮定し、電動補助給水ポンプ2台分の補助給水を供給する操作を行うものとする。</p> <p>(h) DNBRの評価では、初期原子炉出力は定格出力とする。</p> <p>e. 主蒸気管破断</p> <p>発電用原子炉の高温停止時に、2次冷却系の破断等により1次冷却材の温度が低下し、反応度が添加される事象を想定する。</p>	<p>次冷却材が喪失し、発電用原子炉の冷却能力が低下する事象を想定する。</p> <p>(a) 原子炉圧力の評価では、初期原子炉出力は定格出力の102%とする。</p> <p>(b) すべての蒸気発生器への主給水は、主給水管破断発生と同時に停止するものとする。</p> <p>(c) 主給水管1本が瞬時に両端破断すると仮定するが、給水リングの開口部にて臨界流となるものとする。破断流量の計算にはMoodyのモデルを使用するものとする。</p> <p>(d) 発電用原子炉は破断側の「蒸気発生器水位低」信号で自動停止するものとする。</p> <p>(e) 原子炉停止と同時に外部電源は喪失するものとする。</p> <p>(f) <u>事故後の炉心部での発熱量を評価する際には、発電用原子炉は定格出力の102%で長時間運転されてきたものとし、崩壊熱としては、日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を考慮した曲線を使用する。</u></p> <p>(g) 運転員は事故の発生を検知してから10分後に健全側蒸気発生器3基に、タービン動補助給水ポンプの単一故障を仮定し、電動補助給水ポンプ2台分の補助給水を供給する操作を行うものとする。</p> <p>(h) DNBRの評価では、初期原子炉出力は定格出力とする。</p> <p>e. 主蒸気管破断</p> <p>発電用原子炉の高温停止時に、2次冷却系の破断等により1次冷却材の温度が低下し、反応度が添加される事象を想定する。</p>	<p>記載の適正化（用字用語の統一：発電用原子炉）</p> <p>炉心崩壊熱の変更（日本原子力学会推奨値及びORIGEN-2）</p>

変更前（令和3年4月28日許可）	変更後（令和4年12月28日申請）	備考
<p>(a) 原子炉の初期状態としては、原子炉は高温停止状態にあり、制御棒クラスタは全挿入されているものとする。反応度停止余裕は0.016△K/Kとする。1次冷却材中のほう素濃度は0ppmを仮定する。</p> <p>(b) 解析はサイクル末期について行う。</p> <p>減速材密度変化による反応度効果は、第10.4図に示すように減速材の密度の関数として与える。また、ドブブラ出力係数による反応度効果は、第10.5図に示すように出力の関数として与える。</p> <p>(c) 1次冷却材平均温度及び原子炉圧力の初期値は、それぞれ291.7℃及び15.41MPa[gage]とする。</p> <p>(d) 主蒸気管1本の瞬時の両端破断を仮定し、以下の2ケースについて解析する。</p> <p>ケースA 外部電源あり                      ケースB 外部電源なし</p> <p>(e) 逆止弁の効果は無視し、主蒸気管の隔離は主蒸気隔離弁によって行うものとする。</p> <p>(f) 1台の高圧注入ポンプのみが作動し、燃料取替用水ピットのほう素濃度2,500ppmのほう酸水を1次冷却材低温側配管に注入するものとする。</p> <p>ほう酸水が炉心に到達するまでの時間には、非常用炉心冷却設備作動信号が発信してから、高圧注入ポンプが全速に達するまでの時間、ほう酸注入配管内の低濃度のほう酸水が一掃される時間及び1次冷却材管内での輸送遅れを考慮する。</p> <p>(g) 蒸気発生器では完全に気水分離するものとする。</p>	<p>(a) <u>発電用</u>原子炉の初期状態としては、<u>発電用</u>原子炉は高温停止状態にあり、制御棒クラスタは全挿入されているものとする。反応度停止余裕は0.016△K/Kとする。1次冷却材中のほう素濃度は0ppmを仮定する。</p> <p>(b) 解析はサイクル末期について行う。</p> <p>減速材密度変化による反応度効果は、第10.5図に示すように、<u>減速材</u>の密度の関数として与える。また、ドブブラ出力係数による反応度効果は、第10.6図に示すように出力の関数として与える。</p> <p>(c) 1次冷却材平均温度及び原子炉圧力の初期値は、それぞれ291.7℃及び15.41MPa [gage] とする。</p> <p>(d) 主蒸気管1本の瞬時の両端破断を仮定し、以下の2ケースについて解析する。</p> <p>ケースA 外部電源あり                      ケースB 外部電源なし</p> <p>(e) 逆止弁の効果は無視し、主蒸気管の隔離は主蒸気隔離弁によって行うものとする。</p> <p>(f) <u>DNBRの評価</u>では、1台の高圧注入ポンプのみが作動し、燃料取替用水ピットのほう素濃度 <u>3,100ppm</u> のほう酸水を1次冷却材低温側配管に注入するものとする。</p> <p>ほう酸水が炉心に到達するまでの時間には、「<u>非常用炉心冷却設備作動</u>」信号が発信してから、高圧注入ポンプが全速に達するまでの時間、ほう酸注入配管内の低濃度のほう酸水が一掃される時間及び1次冷却材管内での輸送遅れを考慮する。</p> <p>(g) 蒸気発生器では完全に気水分離するものとする。</p>	<p>記載の適正化（用字用語の統一：発電用原子炉）</p> <p>記載の適正化（図番号の適正化）</p> <p>記載の適正化（表現の適正化）</p> <p>記載の適正化（記載の明確化）</p> <p>高燃焼度燃料の使用</p> <p>記載の適正化（表現の適正化）</p>

変更前（令和3年4月28日許可）	変更後（令和4年12月28日申請）	備考
<p>(h) 主蒸気管破断時の蒸気流量の計算には、Moody のモデルを使用する。</p> <p>(i) DNBR の計算には、W-3 相関式を使用する。</p> <p>(j) 非常用炉心冷却設備作動信号発信後 10 分の時点で蒸気放出が継続している蒸気発生器への補助給水を停止する操作を行うものとする。</p> <p>(iii) 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化</p> <p>a. 制御棒飛び出し</p> <p>発電用原子炉が臨界又は臨界近傍にあるときに、制御棒駆動系あるいは同ハウジングの破損等により制御棒クラスタ 1 本が炉心外に飛び出し、急激な反応度の添加と出力分布変化を生ずる事象を想定する。</p> <p>(a) 以下の 4 ケースについて実施する。</p> <p>サイクル初期高温全出力</p> <p>サイクル末期高温全出力</p> <p>サイクル初期高温零出力</p> <p>サイクル末期高温零出力</p> <p>(b) 高温全出力のケースでは、</p> <p>(b-1) 原子炉出力及び 1 次冷却材平均温度の初期値は、圧力解析の場合にはそれぞれ定格出力の 102%及び 309.3℃とする。なお、DNBR 評価の場合には初期値は定格値とする。</p> <p>(b-2) 原子炉圧力の初期値は、圧力解析の場合には定格値に正の定常誤差を考慮した値、DNBR 評価の場合には定格値とする。</p> <p>(b-3) 制御グループの制御棒クラスタのバンク D は、制御棒挿入限界位置にあると仮定し、その位置から制御棒クラス</p>	<p>(h) 主蒸気管破断時の蒸気流量の計算には、Moody のモデルを使用する。</p> <p>(i) 「非常用炉心冷却設備作動」信号発信後 10 分の時点で蒸気放出が継続している蒸気発生器への補助給水を停止する操作を行うものとする。</p> <p>(j) DNBR の計算には、W-3 相関式を使用する。</p> <p>(iii) 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化</p> <p>a. 制御棒飛び出し</p> <p>発電用原子炉が臨界又は臨界近傍にあるときに、制御棒駆動系あるいは同ハウジングの破損等により制御棒クラスタ 1 本が炉心外に飛び出し、急激な反応度の添加と出力分布変化を生ずる事象を想定する。</p> <p>(a) 以下の 4 ケースについて実施する。</p> <p>サイクル初期高温全出力</p> <p>サイクル末期高温全出力</p> <p>サイクル初期高温零出力</p> <p>サイクル末期高温零出力</p> <p>(b) 高温全出力のケースでは、</p> <p>(b-1) 原子炉出力及び 1 次冷却材平均温度の初期値は、圧力解析の場合にはそれぞれ定格出力の 102%及び 309.3℃とする。なお、DNBR 評価の場合には初期値は定格値とする。</p> <p>(b-2) 原子炉圧力の初期値は、圧力解析の場合には定格値に正の定常誤差を考慮した値、DNBR 評価の場合には定格値とする。</p> <p>(b-3) 制御グループの制御棒クラスタのバンク D は、制御棒挿入限界位置にあると仮定し、その位置から制御棒クラス</p>	<p>記載の適正化（項目番号の適正化）</p>

変更前（令和3年4月28日許可）	変更後（令和4年12月28日申請）	備考																								
<p>タ1本が飛び出すものとする。</p> <p>(b-4) 原子炉の自動停止は、「出力領域中性子束高（高設定）」信号によるものとする。</p> <p>(c) 高温零出力のケースでは、</p> <p>(c-1) 原子炉出力及び1次冷却材平均温度の初期値は、燃料エンタルピ解析及び圧力解析の場合にはそれぞれ定格出力の<math>10^{-9}</math>及び293.9℃とする。</p> <p>(c-2) 原子炉圧力の初期値は、燃料エンタルピ解析の場合には定格値に負の定常誤差を考慮した値、圧力解析の場合には正の定常誤差を考慮した値とする。</p> <p>(c-3) 制御グループの制御棒クラスタのバンクDは全挿入位置、他のバンクは制御棒挿入限界位置にあると仮定し、バンクDに属する制御棒クラスタ1本が飛び出すものとする。</p> <p>(c-4) 原子炉の自動停止は、「出力領域中性子束高（低設定）」信号によるものとする。</p> <p>(d) 原子炉圧力の評価においては、燃料から冷却材への熱伝達、金属－水反応、冷却材中での熱発生を考慮し、圧力ハウジングの破損による減圧効果を見捨てる。</p> <p>(e) 制御棒クラスタの飛び出しによって、以下の反応度が0.1秒の間に追加されるものとする。</p> <table border="0" data-bbox="257 1236 840 1428"> <tr> <td>サイクル初期高温全出力</td> <td>0.12%</td> <td>△K/K</td> </tr> <tr> <td>サイクル末期高温全出力</td> <td><u>0.18%</u></td> <td>△K/K</td> </tr> <tr> <td>サイクル初期高温零出力</td> <td>0.66%</td> <td>△K/K</td> </tr> <tr> <td>サイクル末期高温零出力</td> <td>0.87%</td> <td>△K/K</td> </tr> </table> <p>(f) 実効遅発中性子割合（<math>\beta_{eff}</math>）は以下の値を使用する。</p>	サイクル初期高温全出力	0.12%	△K/K	サイクル末期高温全出力	<u>0.18%</u>	△K/K	サイクル初期高温零出力	0.66%	△K/K	サイクル末期高温零出力	0.87%	△K/K	<p>タ1本が飛び出すものとする。</p> <p>(b-4) <u>発電用</u>原子炉の自動停止は、「出力領域中性子束高（高設定）」信号によるものとする。</p> <p>(c) 高温零出力のケースでは、</p> <p>(c-1) 原子炉出力及び1次冷却材平均温度の初期値は、燃料エンタルピ解析及び圧力解析の場合にはそれぞれ定格出力の<math>10^{-9}</math>及び293.9℃とする。</p> <p>(c-2) 原子炉圧力の初期値は、燃料エンタルピ解析の場合には定格値に負の定常誤差を考慮した値、圧力解析の場合には正の定常誤差を考慮した値とする。</p> <p>(c-3) 制御グループの制御棒クラスタのバンクDは全挿入位置、他のバンクは制御棒挿入限界位置にあると仮定し、バンクDに属する制御棒クラスタ1本が飛び出すものとする。</p> <p>(c-4) <u>発電用</u>原子炉の自動停止は、「出力領域中性子束高（低設定）」信号によるものとする。</p> <p>(d) 原子炉圧力の評価においては、燃料から冷却材への熱伝達、金属－水反応、冷却材中での熱発生を考慮し、圧力ハウジングの破損による減圧効果を見捨てる。</p> <p>(e) 制御棒クラスタの飛び出しによって、以下の反応度が0.1秒の間に追加されるものとする。</p> <table border="0" data-bbox="1131 1236 1713 1428"> <tr> <td>サイクル初期高温全出力</td> <td>0.12%</td> <td>△K/K</td> </tr> <tr> <td>サイクル末期高温全出力</td> <td><u>0.12%</u></td> <td>△K/K</td> </tr> <tr> <td>サイクル初期高温零出力</td> <td>0.66%</td> <td>△K/K</td> </tr> <tr> <td>サイクル末期高温零出力</td> <td>0.87%</td> <td>△K/K</td> </tr> </table> <p>(f) 実効遅発中性子割合（<math>\beta_{eff}</math>）は以下の値を使用する。</p>	サイクル初期高温全出力	0.12%	△K/K	サイクル末期高温全出力	<u>0.12%</u>	△K/K	サイクル初期高温零出力	0.66%	△K/K	サイクル末期高温零出力	0.87%	△K/K	<p>記載の適正化（用字用語の統一：発電用原子炉）</p> <p>記載の適正化（用字用語の統一：発電用原子炉）</p> <p>3次元核設計手法の採用</p>
サイクル初期高温全出力	0.12%	△K/K																								
サイクル末期高温全出力	<u>0.18%</u>	△K/K																								
サイクル初期高温零出力	0.66%	△K/K																								
サイクル末期高温零出力	0.87%	△K/K																								
サイクル初期高温全出力	0.12%	△K/K																								
サイクル末期高温全出力	<u>0.12%</u>	△K/K																								
サイクル初期高温零出力	0.66%	△K/K																								
サイクル末期高温零出力	0.87%	△K/K																								

変更前（令和3年4月28日許可）	変更後（令和4年12月28日申請）	備考
<p>サイクル初期 <u>0.52%</u></p> <p>サイクル末期 0.44%</p> <p>(g) ギャップ熱伝達係数は、燃料エンタルピ解析では、小さなギャップ熱伝達係数をコード内部で計算し、初期値から一定として使用する。</p> <p>(h) 燃料被覆管表面熱伝達係数は以下に示す相関式により計算する。</p> <p>(h-1) サブクール状態 Dittus-Boelter の式</p> <p>(h-2) 核沸騰状態 Jens-Lottes の式</p> <p>(h-3) 膜沸騰状態 Bishop-Sandberg-Tong の式</p> <p>解析ではいったん DNB に達すれば、その後は膜沸騰状態が持続するものとする。</p> <p>(i) ドップラ反応度帰還は、燃料実効温度の関数として考慮する。</p> <p>圧力ハウジングの破損に伴う減圧沸騰による負の反応度効果は、考慮しないものとする。</p> <p>(j) 制御棒クラスタ飛び出し後の熱流束熱水路係数は以下の値を使用する。</p> <p>サイクル初期高温全出力 <u>7.0</u></p> <p>サイクル末期高温全出力 <u>6.8</u></p> <p>サイクル初期高温零出力 15</p> <p>サイクル末期高温零出力 25</p>	<p>サイクル初期 <u>0.48%</u></p> <p>サイクル末期 0.44%</p> <p>(g) ギャップ熱伝達係数は、燃料エンタルピ解析では、小さなギャップ熱伝達係数をコード内部で計算し、初期値から一定として使用する。</p> <p>(h) 燃料被覆管表面熱伝達係数は以下に示す相関式により計算する。</p> <p>(h-1) サブクール状態 Dittus-Boelter の式</p> <p>(h-2) 核沸騰状態 Jens-Lottes の式</p> <p>(h-3) 膜沸騰状態 Bishop-Sandberg-Tong の式</p> <p>解析ではいったん DNB に達すれば、その後は膜沸騰状態が持続するものとする。</p> <p>(i) ドップラ反応度帰還は、燃料実効温度の関数として考慮する。</p> <p>圧力ハウジングの破損に伴う減圧沸騰による負の反応度効果は、考慮しないものとする。</p> <p>(j) 制御棒クラスタ飛び出し直後の熱流束熱水路係数は以下の値を使用する。<u>また、その後の熱流束熱水路係数は、高温全出力のケースについては一定とし、高温零出力のケースについては、制御棒クラスタ飛び出し後の反応度帰還効果による出力分布の変化を考慮する。</u></p> <p>サイクル初期高温全出力 <u>5.0</u></p> <p>サイクル末期高温全出力 <u>5.0</u></p> <p>サイクル初期高温零出力 15</p> <p>サイクル末期高温零出力 25</p>	<p>高燃焼度燃料の使用</p> <p>記載の適正化（表現の適正化）</p> <p>制御棒飛び出しにおける解析手法の変更</p> <p>3次元核設計手法の採用</p>

変更前（令和3年4月28日許可）	変更後（令和4年12月28日申請）	備考
<p>(iv) 環境への放射性物質の異常な放出</p> <p>a. 放射性気体廃棄物処理施設の破損</p> <p>放射性気体廃棄物処理設備の一部が破損し、ここに貯留されていた気体状の放射性物質が環境に放出される事象を想定する。</p> <p>(a) 原子炉は事故直前まで定格出力の102%で運転していたものとする。</p> <p>(b) 1次冷却材中の希ガス濃度は1%の燃料被覆管欠陥率を基に評価する。</p> <p>(c) 原子炉停止に伴い、1次冷却材中の希ガス全量がガスサージタンク1基に1日で移行すると仮定する。なお、その間の放射性崩壊を考慮する。</p>	<p>(k) 反応度投入による急激な発熱量の増加により、浸水燃料の破裂及び／又は PCMI 破損が生じる場合には、両者の影響を重畳して発生する機械的エネルギーを評価する。</p> <p>浸水燃料の破裂限界及び PCMI 破損しきい値のめやすは以下の値を用いる。</p> <p>(k-1) 浸水燃料の破裂限界</p> <p>ピーク出力部燃料エンタルピが <math>272\text{kJ}/\text{kg}\cdot\text{UO}_2</math>（「RIE 評価指針」に示す <math>65\text{cal}/\text{g}\cdot\text{UO}_2</math> に相当）を超える燃料棒の被覆は破裂したものとする。</p> <p>(k-2) PCMI 破損しきい値のめやす</p> <p>ピーク出力部燃料エンタルピの増分が、「RIE 報告書」に示された PCMI 破損しきい値のめやすを超えた場合、PCMI 破損が生じるものとする。</p> <p>(iv) 環境への放射性物質の異常な放出</p> <p>a. 放射性気体廃棄物処理施設の破損</p> <p>放射性気体廃棄物処理設備の一部が破損し、ここに貯留されていた気体状の放射性物質が環境に放出される事象を想定する。</p> <p>(a) 事故発生直前まで、発電用原子炉は定格出力の102%で運転していたものとする。</p> <p>(b) 1次冷却材中の希ガス濃度は1%の燃料被覆管欠陥率を基に評価する。</p> <p>(c) 原子炉停止に伴い、1次冷却材中の希ガス全量がガスサージタンク1基に1日で移行すると仮定する。なお、その間の放射性崩壊を考慮する。</p>	<p>「反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱い（RIE 報告書）」の反映</p> <p>記載の適正化（表現の適正化）</p> <p>記載の適正化（用字用語の統一：発電用原子炉）</p>

変更前（令和3年4月28日許可）	変更後（令和4年12月28日申請）	備考
<p>(d) 活性炭式希ガスホールドアップ装置及び体積制御タンクパーズラインは、事故後 20 分は隔離されないものとし、この間の希ガスの放出を考慮する。</p> <p>(e) 原子炉補助建屋内に放出される希ガスの全量が大気中に放出されると仮定する。</p> <p>(f) 線量評価に必要な拡散条件及び気象条件としては、放射性物質が地表面から放出されると仮定し、現地における 1981 年 1 月から 1981 年 12 月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対線量（D/Q）を用いる。</p> <p>b. 蒸気発生器伝熱管破損</p> <p>発電用原子炉の出力運転中に、蒸気発生器の伝熱管が破損し、2次冷却系を介して1次冷却材が原子炉格納容器外に放出される事象を想定する。</p> <p>b-1 事故経過の解析</p> <p>(a) 初期原子炉出力は定格出力の 102%とする。</p> <p>(b) 1基の蒸気発生器の伝熱管の1本が、瞬時に両端破断を起こしたものとする。流出流量の算出に当たっては、初期値を 130t/h とした1次冷却系と2次冷却系の差圧の平方根に比例する式を用いる。</p> <p>(c) 原子炉は、「原子炉圧力低」信号又は「過大温度△T高」信号により自動停止するものとする。</p> <p>(d) 高圧注入ポンプ2台が作動するものとする。</p> <p>また、補助給水ポンプはタービン動補助給水ポンプの単一故障を仮定し、電動補助給水ポンプ2台が作動するものとする。</p>	<p>(d) 活性炭式希ガスホールドアップ装置及び体積制御タンクパーズラインは、事故後 20 分は隔離されないものとし、この間の希ガスの放出を考慮する。</p> <p>(e) 原子炉補助建屋内に放出される希ガスの全量が大気中に放出されると仮定する。</p> <p>(f) 線量評価に必要な拡散条件及び気象条件としては、放射性物質が地表面から放出されると仮定し、現地における 2016 年 1 月から 2016 年 12 月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対線量（D/Q）を用いる。</p> <p>b. 蒸気発生器伝熱管破損</p> <p>発電用原子炉の出力運転中に、蒸気発生器の伝熱管が破損し、2次冷却系を介して1次冷却材が原子炉格納容器外に放出される事象を想定する。</p> <p>b-1 事故経過の解析</p> <p>(a) 初期原子炉出力は定格出力の 102%とする。</p> <p>(b) 1基の蒸気発生器の伝熱管の1本が、瞬時に両端破断を起こしたものとする。流出流量の算出に当たっては、初期値を 130t/h とした1次冷却系と2次冷却系の差圧の平方根に比例する式を用いる。</p> <p>(c) 発電用原子炉は、「原子炉圧力低」信号又は「過大温度△T高」信号により自動停止するものとする。</p> <p>(d) 高圧注入ポンプ2台が作動するものとする。</p> <p>また、補助給水ポンプはタービン動補助給水ポンプの単一故障を仮定し、電動補助給水ポンプ2台が作動するものとする。</p>	<p>気象資料の更新</p> <p>記載の適正化（用字用語の統一：発電用原子炉）</p>



変更前（令和3年4月28日許可）	変更後（令和4年12月28日申請）	備考
<p>(e) 主蒸気逃がし弁が自動作動するものとする。</p> <p>(f) 原子炉トリップと同時に外部電源は喪失するものとする。</p> <p>(g) 事故終止のための運転員操作としては、以下のとおりとする。</p> <p>(g-1) 破損側蒸気発生器につながるタービン動補助給水ポンプ蒸気元弁を閉止する操作を行うとともに、破損側蒸気発生器への補助給水を停止する操作を行う（原子炉トリップ後10分）。</p> <p>(g-2) 健全側の主蒸気逃がし弁を開き、1次冷却系の冷却を開始する（原子炉トリップ後15分）。</p> <p>(g-3) 1次冷却材を高温零出力温度以下に十分減温した後、加圧器逃がし弁を開き、1次冷却系を減圧する。1次冷却系圧力が、破損側蒸気発生器の2次側圧力まで低下した時点で、加圧器逃がし弁を閉じる（解析では、1次冷却材高温側配管温度が279℃に減温された時点で減圧を開始する。）。</p> <p>(g-4) 加圧器逃がし弁の閉止後、1次冷却系圧力の再上昇を確認した後、非常用炉心冷却設備を停止する（解析では、1次冷却系圧力の再上昇の幅は0.98MPaとする。）。</p> <p>(h) DNBRの評価では、初期原子炉出力は定格出力とする。</p>	<p>(e) 主蒸気逃がし弁が自動作動するものとする。</p> <p>(f) 原子炉トリップと同時に外部電源は喪失するものとする。</p> <p>(g) 事故終止のための運転員操作としては、以下のとおりとする。</p> <p>(g-1) 破損側蒸気発生器につながるタービン動補助給水ポンプ蒸気元弁を閉止する操作を行うとともに、破損側蒸気発生器への補助給水を停止する操作を行う（原子炉トリップ後10分）。</p> <p><u>(g-2) 破損側蒸気発生器につながる主蒸気隔離弁は、原子炉トリップの10分後に閉止操作を開始し、原子炉トリップ後20分で閉止するものとする。</u></p> <p>(g-3) 健全側の主蒸気逃がし弁を開き、1次冷却系の冷却を開始する（原子炉トリップ後25分）。</p> <p>(g-4) 1次冷却材を高温零出力温度以下に十分減温した後、加圧器逃がし弁を開き、1次冷却系を減圧する。1次冷却系圧力が、破損側蒸気発生器の2次側圧力まで低下した時点で、加圧器逃がし弁を閉じる（解析では、1次冷却材高温側配管温度が279℃に減温された時点で減圧を開始する。）。</p> <p>(g-5) 加圧器逃がし弁の閉止後、1次冷却系圧力の再上昇を確認した後、非常用炉心冷却設備を停止する（解析では、1次冷却系圧力の再上昇の幅は0.98MPaとする。）。</p> <p>(h) DNBRの評価では、初期原子炉出力は定格出力とする。</p>	<p></p> <p>美浜2号機蒸気発生器伝熱管損傷事象の教訓反映</p> <p>記載の適正化（項目番号の適正化）</p> <p>美浜2号機蒸気発生器伝熱管損傷事象の教訓反映</p> <p>記載の適正化（項目番号の適正化）</p> <p>記載の適正化（項目番号の適正化）</p>

変更前（令和3年4月28日許可）	変更後（令和4年12月28日申請）	備考
<p>b-2 核分裂生成物の放出量及び線量の評価</p> <p>(a) 発電用原子炉は、事故直前まで定格出力の102%で運転されていたものとする。その運転時間は燃料を1/3ずつ替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高30,000時間とする。</p> <p>(b) 破損側蒸気発生器は、事故発生後37分で隔離されるものとし、この間に1次冷却系から2次冷却系へ流出する1次冷却材量は60tとする。また、流出した1次冷却材を含む2次冷却水のうち、破損側蒸気発生器につながる主蒸気逃がし弁等から大気中へ放出される蒸気量は30tとする。</p> <p>(c) 蒸気発生器伝熱管破損により新たに燃料被覆管の損傷を招くことはない。したがって、2次冷却系へ流出する放射線源として、以下の2通りを仮定する。</p> <p>(c-1) 燃料被覆管欠陥率1%を用いて計算した1次冷却材中に存在する核分裂生成物のよう素約<math>9.3 \times 10^{13}</math>Bq、希ガス約<math>4.4 \times 10^{14}</math>Bq（<math>\gamma</math>線エネルギー0.5MeV換算）。</p> <p>(c-2) (c-1)項の損傷燃料棒から新たに1次冷却材中への追加放出に寄与する核分裂生成物のよう素約<math>1.5 \times 10^{15}</math>Bq、希ガス約<math>4.3 \times 10^{15}</math>Bq（<math>\gamma</math>線エネルギー0.5MeV換算）。</p> <p>追加放出量<math>x</math>は、事故発生後の1次冷却系圧力が直線的に低下するものとし、この圧力低下に比例して1次冷却系に放出されるものとする。この場合の追加放出率は<math>1.38 \times 10^{-2} \text{min}^{-1}</math>とする。</p> <p>(d) この1次冷却材中の核分裂生成物のうち、破損側蒸気発生器が隔離されるまでの間に1次冷却系から2次冷却系へ</p>	<p>b-2 核分裂生成物の放出量及び線量の評価</p> <p>(a) 事故発生直前まで、発電用原子炉は定格出力の102%で運転されていたものとする。その運転時間は燃料を1/4ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高40,000時間とする。</p> <p>(b) 破損側蒸気発生器は、事故発生後49分で隔離されるものとし、この間に1次冷却系から2次冷却系へ流出する1次冷却材量は85tとする。また、流出した1次冷却材を含む2次冷却水のうち、破損側蒸気発生器につながる主蒸気逃がし弁等から大気中へ放出される蒸気量は35tとする。</p> <p>(c) 蒸気発生器伝熱管破損により新たに燃料被覆管の損傷を招くことはない。したがって、2次冷却系へ流出する放射線源として、以下の2通りを仮定する。</p> <p>(c-1) 燃料被覆管欠陥率1%を用いて計算した1次冷却材中に存在する核分裂生成物のよう素約<math>9.2 \times 10^{13}</math>Bq、希ガス約<math>4.4 \times 10^{14}</math>Bq（<math>\gamma</math>線エネルギー0.5MeV換算）。</p> <p>(c-2) (c-1)項の損傷燃料棒から新たに1次冷却材中への追加放出に寄与する核分裂生成物のよう素約<math>1.5 \times 10^{15}</math>Bq、希ガス約<math>4.3 \times 10^{15}</math>Bq（<math>\gamma</math>線エネルギー0.5MeV換算）。</p> <p>追加放出量は、事故発生後の1次冷却系圧力が直線的に低下するものとし、この圧力低下に比例して1次冷却系に放出されるものとする。この場合の追加放出率は<math>1.28 \times 10^{-2} \text{min}^{-1}</math>とする。</p> <p>(d) この1次冷却材中の核分裂生成物のうち、破損側蒸気発生器が隔離されるまでの間に1次冷却系から2次冷却系へ</p>	<p>記載の適正化（表現の適正化）</p> <p>記載の適正化（用字用語の統一：発電用原子炉）</p> <p>高燃焼度燃料の使用</p> <p>美浜2号機蒸気発生器伝熱管損傷事象の教訓反映</p> <p>高燃焼度燃料の使用</p> <p>記載の適正化（表現の適正化）</p> <p>高燃焼度燃料の使用</p> <p>美浜2号機蒸気発生器伝熱管損傷事象の教訓反映</p>

変更前（令和3年4月28日許可）	変更後（令和4年12月28日申請）	備考
<p>流出する放射エネルギーは、1次冷却材中の濃度に依存するものとする。</p> <p>(e) 2次冷却系に流出してきた希ガスについては、全量が大气中へ放出されるものとする。</p> <p>(f) 2次冷却系に流出してきたよう素については、気液分配係数100で蒸気とともに大气に放出されるものとする。</p> <p>(g) 原子炉トリップと同時に外部電源は喪失するものとする。</p> <p>(h) 破損側蒸気発生器隔離後も、2次冷却系の弁からの蒸気漏えいにより、よう素が大气中に放出されるものとする。</p> <p>弁からの蒸気漏えい率は、隔離直後5m<sup>3</sup>/dとし、その後は2次冷却系圧力が24時間で直線的に大气圧まで低下すると仮定し、この2次冷却系圧力に対応して弁からの蒸気漏えい率が減少するものとする。</p> <p>(i) 線量評価に必要な拡散条件及び気象条件としては、放射性物質が地表面から放出されると仮定し、現地における1981年1月から1981年12月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対濃度（<math>\chi/Q</math>）及び相対線量（<math>D/Q</math>）を用いる。</p> <p>c. 燃料集合体の落下</p> <p>発電用原子炉の燃料交換時に何らかの理由によって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。</p> <p>(a) 燃料取扱いに際し、使用済燃料ピット内で取扱い中の燃料集合体1体が操作上の最高の位置から落下し、落下した燃料集合体の全燃料棒の10%の燃料棒の被覆管が破損する</p>	<p>流出する放射エネルギーは、1次冷却材中の濃度に依存するものとする。</p> <p>(e) 2次冷却系に流出してきた希ガスについては、全量が大气中へ放出されるものとする。</p> <p>(f) 2次冷却系に流出してきたよう素については、気液分配係数100で蒸気とともに大气に放出されるものとする。</p> <p>(g) 原子炉トリップと同時に外部電源は喪失するものとする。</p> <p>(h) 破損側蒸気発生器隔離後も、2次冷却系の弁からの蒸気漏えいにより、よう素が大气中に放出されるものとする。</p> <p>弁からの蒸気漏えい率は、隔離直後5m<sup>3</sup>/dとし、その後は2次冷却系圧力が24時間で直線的に大气圧まで低下すると仮定し、この2次冷却系圧力に対応して弁からの蒸気漏えい率が減少するものとする。</p> <p>(i) 線量評価に必要な拡散条件及び気象条件としては、放射性物質が地表面から放出されると仮定し、現地における2016年1月から2016年12月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対濃度（<math>\chi/Q</math>）及び相対線量（<math>D/Q</math>）を用いる。</p> <p>c. 燃料集合体の落下</p> <p>発電用原子炉の燃料交換時に何らかの理由によって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。</p> <p>(a) 燃料取扱いに際し、使用済燃料ピット内で取扱い中の燃料集合体1体が操作上の最高の位置から落下し、落下した燃料集合体の全燃料棒の10%の燃料棒の被覆管が破損する</p>	<p>気象資料の更新</p>

変更前（令和3年4月28日許可）	変更後（令和4年12月28日申請）	備考
<p>ものとする。</p> <p>(b) 原子炉停止時の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102%で運転された取替炉心のサイクル末期の最大出力集合体（運転時間 <u>30,000</u> 時間）のものとする。</p> <p>(c) 燃料取扱作業は、原子炉停止後 100 時間において開始され、この時点で落下事故が生じるものとする。</p> <p>(d) 損傷した燃料棒の燃料ギャップ内の核分裂生成物の全量が、使用済燃料ピット水中に放出されるものとする。</p> <p>(e) 使用済燃料ピット水中に放出された希ガスの水中への溶解を無視し、全量が燃料取扱棟内に放出されるものとする。</p> <p>(f) 使用済燃料ピット水中に放出されたよう素の水中での除染係数は 500 とする。</p> <p>(g) 燃料取扱棟内に放出された希ガス及びよう素は、直接大気中に放出されるものとする。</p> <p>(h) 線量評価に必要な拡散条件及び気象条件としては、放射性物質が地表面から放出されると仮定し、現地における <u>1981</u> 年 1 月から <u>1981</u> 年 12 月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対濃度（<math>x/Q</math>）及び相対線量（<math>D/Q</math>）を用いる。</p>	<p>ものとする。</p> <p>(b) 原子炉停止時の燃料ギャップ内の核分裂生成物の量は、<u>発電用</u>原子炉が定格出力の102%で運転された取替炉心のサイクル末期の最大出力集合体（運転時間 <u>40,000</u> 時間）のものとする。</p> <p>(c) 燃料取扱作業は、原子炉停止後 100 時間において開始され、この時点で落下事故が生じるものとする。</p> <p>(d) 損傷した燃料棒の燃料ギャップ内の核分裂生成物の全量が、使用済燃料ピット水中に放出されるものとする。</p> <p>(e) 使用済燃料ピット水中に放出された希ガスの水中への溶解を無視し、全量が燃料取扱棟内に放出されるものとする。</p> <p>(f) 使用済燃料ピット水中に放出されたよう素の水中での除染係数は 500 とする。</p> <p>(g) 燃料取扱棟内に放出された希ガス及びよう素は、直接大気中に放出されるものとする。</p> <p>(h) 線量評価に必要な拡散条件及び気象条件としては、放射性物質が地表面から放出されると仮定し、現地における <u>2016</u> 年 1 月から <u>2016</u> 年 12 月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対濃度（<math>x/Q</math>）及び相対線量（<math>D/Q</math>）を用いる。</p>	<p>記載の適正化（用字用語の統一：発電用原子炉）                      高燃焼度燃料の使用</p> <p>気象資料の更新</p>

変更前（令和3年4月28日許可）	変更後（令和4年12月28日申請）	備考								
<p>d. 原子炉冷却材喪失</p> <p>「ロ（1）（i）a.（a）原子炉冷却材喪失」で想定した原子炉冷却材喪失の際に、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。</p> <p>(a) 事故発生直前まで、原子炉は定格出力の102%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1/3ずつ取替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高30,000時間とする。</p> <p>(b) 原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量は、炉心全体の内蔵量に対し、次の割合で放出されるものとする。</p> <table border="0" data-bbox="257 734 492 813"> <tr> <td>希ガス</td> <td>1%</td> </tr> <tr> <td>よう素</td> <td>0.5%</td> </tr> </table> <p>(c) 放出されたよう素のうち、有機よう素は4%とし、残りの96%は無機よう素の形態をとるものとする。</p> <p>(d) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機よう素については、50%が原子炉格納容器内部に沈着し、漏えいに寄与しないものとする。</p> <p>(e) 原子炉格納容器スプレイ水による無機よう素の除去効率は、等価半減期50秒とする。</p> <p>ただし、事故発生後、無機よう素の除去効果が有効になるまでの時間は6分とする。</p> <p>(f) 単一故障として、ディーゼル発電機1台の不作動を仮定する。</p> <p>また、動的機器の単一故障のケースの他、事故後長期間にわたる静的機器の単一故障の仮定として、単一設計とす</p>	希ガス	1%	よう素	0.5%	<p>d. 原子炉冷却材喪失</p> <p>「ロ（1）（i）a.（a）原子炉冷却材喪失」で想定した原子炉冷却材喪失の際に、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。</p> <p>(a) 事故発生直前まで、<u>発電用</u>原子炉は定格出力の102%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1/4ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高40,000時間とする。</p> <p>(b) 原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量は、炉心全体の内蔵量に対し、次の割合で放出されるものとする。</p> <table border="0" data-bbox="1131 734 1366 813"> <tr> <td>希ガス</td> <td>1%</td> </tr> <tr> <td>よう素</td> <td>0.5%</td> </tr> </table> <p>(c) 放出されたよう素のうち、有機よう素は4%とし、残りの96%は無機よう素の形態をとるものとする。</p> <p>(d) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機よう素については、50%が原子炉格納容器内部に沈着し、漏えいに寄与しないものとする。</p> <p>(e) 原子炉格納容器スプレイ水による無機よう素の除去効率は、等価半減期50秒とする。</p> <p>ただし、事故発生後、無機よう素の除去効果が有効になるまでの時間は6分とする。</p> <p>(f) 単一故障として、ディーゼル発電機1台の不作動を仮定する。</p> <p>また、動的機器の単一故障のケースの他、事故後長期間にわたる静的機器の単一故障の仮定として、単一設計とす</p>	希ガス	1%	よう素	0.5%	<p>記載の適正化（用字用語の統一：発電用原子炉）</p> <p>高燃焼度燃料の使用</p> <p>記載の適正化（表現の適正化）</p>
希ガス	1%									
よう素	0.5%									
希ガス	1%									
よう素	0.5%									