

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>るスプレイリングに接続する配管1箇所について、再循環切替後の瞬時の両端破断のケースも考慮する。</p> <p>(g) 原子炉格納容器からの漏えい率は、事故時の原子炉格納容器内圧に対応した漏えい率とする。</p> <p>(h) 原子炉格納容器からの漏えいは、その97%が配管等の貫通するアニュラス部に生じ、残り3%はアニュラス部以外で生じるものとする。</p> <p>(i) 事故発生後、非常用炉心冷却設備作動信号によってアニュラス空気浄化設備が起動し、アニュラス部の負圧達成時間は2分とする。その間原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいしてきた気体はそのまま全量大気中へ放出されるものとし、アニュラス空気浄化設備のフィルタ効果は無視する。</p> <p>(j) 原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいした気体は、アニュラス空気浄化設備を経て再循環するが、その一部は、アニュラス部の負圧維持のため排気筒より放出される。このとき、アニュラス部内での核分裂生成物の沈着の効果はないものとする。</p> <p>(k) アニュラス空気浄化設備のよう素フィルタの効率は95%とする。</p> <p>(l) 希ガスに対する原子炉格納容器スプレイ水による除去効果及びアニュラス空気浄化設備のフィルタ効果等は無視する。</p> <p>(m) 事故後の非常用炉心冷却設備及び原子炉格納容器スプレイ設備の再循環系（以下「再循環系」という。）からは、事故期間中（30日間）安全補機室内へ、$4 \times 10^{-3} \text{ m}^3 / \text{h}$の漏</p>	<p>るスプレイリングに接続する配管1箇所について、再循環切替後の瞬時の両端破断のケースも考慮する。</p> <p>(g) 原子炉格納容器からの漏えい率は、事故時の原子炉格納容器内圧に対応した漏えい率とする。</p> <p>(h) 原子炉格納容器からの漏えいは、その97%が配管等の貫通するアニュラス部に生じ、残り3%はアニュラス部以外で生じるものとする。</p> <p>(i) 事故発生後、「<u>非常用炉心冷却設備作動</u>」信号によってアニュラス空気浄化設備が起動し、アニュラス部の負圧達成時間は2分とする。その間原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいしてきた気体はそのまま全量大気中へ放出されるものとし、アニュラス空気浄化設備のフィルタ効果は無視する。</p> <p>(j) 原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいした気体は、アニュラス空気浄化設備を経て再循環するが、その一部は、アニュラス部の負圧維持のため排気筒より放出される。このとき、アニュラス部内での核分裂生成物の沈着の効果はないものとする。</p> <p>(k) アニュラス空気浄化設備のよう素フィルタの効率は95%とする。</p> <p>(l) 希ガスに対する原子炉格納容器スプレイ水による除去効果及びアニュラス空気浄化設備のフィルタ効果等は無視する。</p> <p>(m) 事故後の非常用炉心冷却設備及び原子炉格納容器スプレイ設備の再循環系（以下「再循環系」という。）からは、事故期間中（30日間）安全補機室内へ、$4 \times 10^{-3} \text{ m}^3 / \text{h}$の漏</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>えいがあるものとする。</p> <p>(n) 再循環水中の放射エネルギーは事故発生直後、(b)項と同量のよう素が無機よう素として溶解しているものとする。</p> <p>(o) 再循環水体積は1,600m³とする。</p> <p>(p) 再循環系から安全補機室に漏えいした再循環水中のよう素の気相への移行率は5%とし、安全補機室内でのよう素沈着率は50%とする。</p> <p>(q) 安全補機室空気浄化設備のよう素フィルタの効率は95%とする。</p> <p>(r) 原子炉格納容器内及びアニュラス部内の浮遊核分裂生成物による直接線量については、以下の条件にしたがって評価する。</p> <p>(r-1) 事故時に炉心から原子炉格納容器内に放出された核分裂生成物は、すべて原子炉格納容器内に均一に分布するものと仮定し、原子炉格納容器からの漏えいによる減少効果や原子炉格納容器スプレイ水による除去効果は無視する。</p> <p>(r-2) 原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいした核分裂生成物はアニュラス部に均一に分布するものとする。</p> <p>(r-3) 核種の選定に当たって、よう素に関しては、核分裂収率が小さく半減期の極めて短いもの及びエネルギーの小さいもの以外の核種、希ガスに関しては、半減期10分以上の核種、その他の核種については、原子炉格納容器及びアニュラス部内の浮遊核分裂生成物からのγ線による直接線量の計算に寄与するような十分高いエネルギーを持ち、半減期が10分以上の核種を対象とする。</p>	<p>えいがあるものとする。</p> <p>(n) 再循環水中の放射エネルギーは事故発生直後、(b)項と同量のよう素が無機よう素として溶解しているものとする。</p> <p>(o) 再循環水体積は1,600m³とする。</p> <p>(p) 再循環系から安全補機室に漏えいした再循環水中のよう素の気相への移行率は5%とし、安全補機室内でのよう素沈着率は50%とする。</p> <p>(q) 安全補機室空気浄化設備のよう素フィルタの効率は95%とする。</p> <p>(r) 原子炉格納容器内及びアニュラス部内の浮遊核分裂生成物による直接線量については、以下の条件にしたがって評価する。</p> <p>(r-1) 事故時に炉心から原子炉格納容器内に放出された核分裂生成物は、すべて原子炉格納容器内に均一に分布するものと仮定し、原子炉格納容器からの漏えいによる減少効果や原子炉格納容器スプレイ水による除去効果は無視する。</p> <p>(r-2) 原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいした核分裂生成物はアニュラス部に均一に分布するものとする。</p> <p>(r-3) 核種の選定に当たって、よう素に関しては、核分裂収率が小さく半減期の極めて短いもの及びエネルギーの小さいもの以外の核種、希ガスに関しては、半減期10分以上の核種、その他の核種については、原子炉格納容器及びアニュラス部内の浮遊核分裂生成物からのγ線による直接線量の計算に寄与するような十分高いエネルギーを持ち、半減期が10分以上の核種を対象とする。</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>(r-4) 核分裂生成物によるγ線エネルギーは以下のエネルギー範囲別に区分する。</p> <table border="1" data-bbox="277 328 779 536"> <thead> <tr> <th>代表エネルギー (MeV/dis)</th> <th>エネルギー範囲 (MeV/dis)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>0.4</td> <td>$E \leq 0.4$</td> </tr> <tr> <td>0.8</td> <td>$0.4 < E \leq 1.0$</td> </tr> <tr> <td>1.3</td> <td>$1.0 < E \leq 1.5$</td> </tr> <tr> <td>1.7</td> <td>$1.5 < E \leq 1.8$</td> </tr> <tr> <td>2.5</td> <td>$1.8 < E$</td> </tr> </tbody> </table> <p>(s) 事故の評価期間は30日間とする。</p> <p>(t) 環境への核分裂生成物の放出については、アニュラス部及び再循環系を経て排気筒から放出される希ガス及び放射性物質は排気筒放出とし、アニュラス部以外から漏えいする希ガス及び放射性物質は地上放出とする。</p> <p>(u) 線量評価に必要な拡散条件及び気象条件としては、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（α/Q）及び相対線量（D/Q）を用いる。</p>	代表エネルギー (MeV/dis)	エネルギー範囲 (MeV/dis)	0.4	$E \leq 0.4$	0.8	$0.4 < E \leq 1.0$	1.3	$1.0 < E \leq 1.5$	1.7	$1.5 < E \leq 1.8$	2.5	$1.8 < E$	<p>(r-4) 核分裂生成物によるγ線エネルギーは以下のエネルギー範囲別に区分する。</p> <table border="1" data-bbox="1151 328 1653 536"> <thead> <tr> <th>代表エネルギー (MeV/dis)</th> <th>エネルギー範囲 (MeV/dis)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>0.4</td> <td>$E \leq 0.4$</td> </tr> <tr> <td>0.8</td> <td>$0.4 < E \leq 1.0$</td> </tr> <tr> <td>1.3</td> <td>$1.0 < E \leq 1.5$</td> </tr> <tr> <td>1.7</td> <td>$1.5 < E \leq 1.8$</td> </tr> <tr> <td>2.5</td> <td>$1.8 < E$</td> </tr> </tbody> </table> <p>(s) 事故の評価期間は30日間とする。</p> <p>(t) 環境への核分裂生成物の放出については、アニュラス部及び再循環系を経て排気筒から放出される希ガス及び放射性物質は排気筒放出とし、アニュラス部以外から漏えいする希ガス及び放射性物質は地上放出とする。</p> <p>(u) 線量評価に必要な拡散条件及び気象条件としては、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（α/Q）及び相対線量（D/Q）を用いる。</p>	代表エネルギー (MeV/dis)	エネルギー範囲 (MeV/dis)	0.4	$E \leq 0.4$	0.8	$0.4 < E \leq 1.0$	1.3	$1.0 < E \leq 1.5$	1.7	$1.5 < E \leq 1.8$	2.5	$1.8 < E$	<p>気象資料の更新</p>
代表エネルギー (MeV/dis)	エネルギー範囲 (MeV/dis)																									
0.4	$E \leq 0.4$																									
0.8	$0.4 < E \leq 1.0$																									
1.3	$1.0 < E \leq 1.5$																									
1.7	$1.5 < E \leq 1.8$																									
2.5	$1.8 < E$																									
代表エネルギー (MeV/dis)	エネルギー範囲 (MeV/dis)																									
0.4	$E \leq 0.4$																									
0.8	$0.4 < E \leq 1.0$																									
1.3	$1.0 < E \leq 1.5$																									
1.7	$1.5 < E \leq 1.8$																									
2.5	$1.8 < E$																									

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. 制御棒飛び出し</p> <p>「ロ(1)(i)b.(a)制御棒飛び出し」で想定した制御棒クラスタ飛び出しの際に、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。</p> <p>制御棒飛び出し事故では、次に述べる条件を除いて、全て「ロ(2)(iv)d.原子炉冷却材喪失」の条件と同じである。</p> <p>(a) 破損する燃料棒割合としては、「ロ(2)(iii)a.制御棒飛び出し」で評価した値のうち最も厳しい値である <u>13%</u> を使用する。</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> <p>希ガス <u>0.33</u> % よう素 <u>0.165</u>%</p> <p>(c) 非常用炉心冷却設備作動信号によってアニュラス空気浄化設備が起動する。事故発生後、アニュラス部の負圧達成時間は10分とし、その間原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいしてきた気体はそのまま全量大気中へ放出されるものとし、アニュラス空気浄化設備のフィルタ効果は無視する。</p> <p>(d) 原子炉格納容器スプレイ設備は事故発生後30分で起動する。</p> <p>(e) 原子炉格納容器からの漏えい率は、次のように仮定する。</p> <p>事故後24時間まで <u>0.127</u> %/d その後29日間 <u>0.0635</u>%/d</p>	<p>e. 制御棒飛び出し</p> <p>「ロ(1)(i)b.(a)制御棒飛び出し」で想定した制御棒クラスタ飛び出しの際に、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。</p> <p>制御棒飛び出し事故では、次に述べる条件を除いて、全て「ロ(2)(iv)d.原子炉冷却材喪失」の条件と同じである。</p> <p>(a) 破損する燃料棒割合としては、「ロ(2)(iii)a.制御棒飛び出し」で評価した値のうち最も厳しい値である <u>9%</u> を使用する。</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> <p>希ガス <u>0.27</u> % よう素 <u>0.135</u>%</p> <p>(c) 「<u>非常用炉心冷却設備作動</u>」信号によってアニュラス空気浄化設備が起動する。事故発生後、アニュラス部の負圧達成時間は10分とし、その間原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいしてきた気体はそのまま全量大気中へ放出されるものとし、アニュラス空気浄化設備のフィルタ効果は無視する。</p> <p>(d) 原子炉格納容器スプレイ設備は事故発生後30分で起動する。</p> <p>(e) 原子炉格納容器からの漏えい率は、次のように仮定する。</p> <p>事故後24時間まで <u>0.127</u> %/d その後29日間 <u>0.0635</u>%/d</p>	<p>3次元核設計手法の採用 改良統計的熱設計手法の採用 高燃焼度燃料の使用 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>(v) 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>「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1次冷却材が系外に流出し、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。</p> <p>(a) 配管の破断は、蒸気発生器出口側配管の瞬時の両端破断で、流出係数1.0の場合を解析する。</p> <p>(b) 原子炉出力は定格出力の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] 蓄圧注入系の蓄圧タンクの保有水量 26.9m³（1基当たり）</p> <p>また、高压注入系及び低压注入系からの注入は、ブローダウン終了と同時に開始されると仮定する。</p> <p>(d) 単一故障として、原子炉格納容器スプレイ設備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<u>全て</u>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>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、単一設計とするスプレイリングに接続する配管1箇所について、再循環切替後の瞬時の両端破断のケースも考慮する。</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及び下部プレナムに注入される</p>	<p>(v) 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>「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1次冷却材が系外に流出し、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。</p> <p>(a) 配管の破断は、蒸気発生器出口側配管の瞬時の両端破断で、流出係数1.0の場合を解析する。</p> <p>(b) 原子炉出力は定格出力の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] 蓄圧注入系の蓄圧タンクの保有水量 26.9m³（1基当たり）</p> <p>また、高压注入系及び低压注入系からの注入は、ブローダウン終了と同時に開始されると仮定する。</p> <p>(d) 単一故障として、原子炉格納容器スプレイ設備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、<u>常用電源はすべて</u>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>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、単一設計とするスプレイリングに接続する配管1箇所について、再循環切替後の瞬時の両端破断のケースも考慮する。</p> <p>(e) ブローダウン過程に蓄圧注入系より注入される<u>ほう酸</u>水は、原子炉容器のダウンコマ部及び下部プレナムに注入</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>ものとする。</p> <p>(f) 再冠水解析においては、1次冷却材ポンプはその特性に従って動くものとする。</p> <p>(g) 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、ANS5.1の与える値に1.2を乗じたものを使用する。また、アクチニドの崩壊熱を考慮する。</u></p> <p>b. 可燃性ガスの発生</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、可燃性ガスが発生する事象を想定する。</p> <p>(a) <u>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。</u></p> <p>(b) 水素の発生源としては、炉心水及びサンプル水の放射線分解、ジルコニウム-水反応及びその他の金属の腐食反応を考慮する。</p> <p>(c) 事故時のジルコニウム-水反応量は「ロ(2)(ii)a-1非常用炉心冷却設備性能評価解析-大破断-」で得られた値の5倍の1.5%とする。</p> <p>(d) 炉心内の核分裂生成物の内蔵量のうち、ハロゲン50%、並びに、希ガス及びハロゲンを除く核分裂生成物の1%が、原子炉格納容器内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、<u>全て炉心部に存在するものとする。</u></p> <p>(e) 放射線分解により発生する水素ガスの<u>発生</u>割合（G値）</p>	<p>されるものとする。</p> <p>(f) 再冠水解析においては、1次冷却材ポンプはその特性に従って動くものとする。</p> <p>(g) 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>b. 可燃性ガスの発生</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、可燃性ガスが発生する事象を想定する。</p> <p>(a) 事故発生直前まで、<u>発電用原子炉は</u>定格出力の102%で運転していたものとする。</p> <p>(b) 水素の発生源としては、炉心水及びサンプル水の放射線分解、ジルコニウム-水反応及びその他の金属の腐食反応を考慮する。</p> <p>(c) 事故時のジルコニウム-水反応量は「ロ(2)(ii)a-1非常用炉心冷却設備性能評価解析-大破断-」で得られた値の5倍の1.5%とする。</p> <p>(d) 炉心内の核分裂生成物の内蔵量のうち、ハロゲン50%、並びに、希ガス及びハロゲンを除く核分裂生成物の1%が、原子炉格納容器内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、<u>すべて炉心部に存在するものとする。</u></p> <p>(e) 放射線分解により発生する水素ガスの<u>生成</u>割合（G値）</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>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（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>は <u>0.5</u> 分子/100eV とする。</p> <p>(f) 単一故障として、低圧注入系1系列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、単一設計とするスプレイングに接続する配管1箇所について、再循環切替後の瞬時の両端破断のケースも考慮する。</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. 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については、「原子炉冷却材喪失」の場合が最も厳しく、以下のとおり、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」に示された基準を満たす。</p> <p>(a) 燃料被覆管温度の最高値は約 <u>950</u>°C であり、制限値の 1,200°C を下回る。</p> <p>(b) 燃料被覆管の局所的最大ジルコニウム-水反応量は燃料被覆管厚さの約 1% 以下であり、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの 15% 以下である。</p> <p>(c) 全炉心平均ジルコニウム-水反応量は、0.3% 以下であり、反応に伴い発生する水素の量は原子炉格納容器の健全性確保の見地から十分小さい。</p> <p>(d) <u>際冠</u>水開始以降、熱除去は順調に行われており、その後は、再循環モードの確立によって、長期にわたる炉心の冷却が可能である。</p> <p>b. 燃料エンタルピーの最大値については、「制御棒飛び出し」に</p>	<p>は、炉心水に対し <u>0.4</u> 分子/100eV、サンプル水に対し <u>0.3</u> 分子/100eV とする。</p> <p>(f) 単一故障として、低圧注入系1系列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、単一設計とするスプレイングに接続する配管1箇所について、再循環切替後の瞬時の両端破断のケースも考慮する。</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. 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については、「原子炉冷却材喪失」の場合が最も厳しく、以下のとおり、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」に示された基準を満たす。</p> <p>(a) 燃料被覆管温度の最高値は約 <u>984</u>°C であり、制限値の 1,200°C を下回る。</p> <p>(b) 燃料被覆管の局所的最大ジルコニウム-水反応量は燃料被覆管厚さの約 1% であり、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの 15% 以下である。</p> <p>(c) 全炉心平均ジルコニウム-水反応量は、0.3% 以下であり、反応に伴い発生する水素の量は原子炉格納容器の健全性確保の見地から十分小さい。</p> <p>(d) <u>再冠</u>水開始以降、熱除去は順調に行われており、その後は、再循環モードの確立によって、長期にわたる炉心の冷却が可能である。</p> <p>b. 燃料エンタルピーの最大値については、「制御棒飛び出し」に</p>	<p>水素生成割合（G 値）の見直し</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>において約 <u>586</u>kJ/kg・UO₂であり、<u>963</u>kJ/kg・UO₂（「RIE評価指針」に示す 230cal/g・UO₂）を下回っている。</p> <p>c. 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「主給水管破断」において約 18.4MPa[gage]であり、最高使用圧力の 1.2 倍である 20.59MPa[gage]を下回っている。</p> <p>d. 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力については、「原子炉冷却材喪失」において、約 <u>0.320</u>MPa[gage]であり、最高使用圧力である 0.392MPa[gage]を下回っている。この時の原子炉格納容器温度は、最高温度となるが、最高使用温度を超えない。また、「可燃性ガスの発生」に伴う原子炉格納容器内の水素最大濃度については、事故発生後、30 日時点で約 <u>3.5</u>%であり、可燃限界である 4 %を下回っている。</p> <p>e. 敷地等境界外における実効線量については、これが最も厳しくなる「蒸気発生器伝熱管破損」において、約 <u>0.12</u>mSv であり、周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えるものではない。</p>	<p>において約 <u>358</u>kJ/kg・UO₂であり、<u>791</u>kJ/kg・UO₂（「RIE評価指針」に示す 230cal/g・UO₂）<u>に対して燃焼が最も進んだペレットの融点低下及びガドリニア添加によるペレットの融点低下を考慮した燃料エンタルピ</u>）を下回っている。</p> <p><u>また、「RIE報告書」に示される PCMI 破損時の機械的エネルギーの影響を評価した結果、PCMI 破損及び浸水燃料の破裂によって発生する衝撃圧力のもつ機械的エネルギーは、原子炉容器の吸収可能な歪エネルギーに対して十分小さく、原子炉容器の健全性が損なわれることはない。</u></p> <p>c. 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「主給水管破断」において約 18.4MPa [gage]であり、最高使用圧力の 1.2 倍である 20.59MPa [gage]を下回っている。</p> <p>d. 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力については、「原子炉冷却材喪失」において、約 <u>0.308</u>MPa [gage]であり、最高使用圧力である 0.392MPa [gage]を下回っている。この時の原子炉格納容器温度は、最高温度となるが、最高使用温度を超えない。また、「可燃性ガスの発生」に伴う原子炉格納容器内の水素最大濃度については、事故発生後、30 日時点で約 <u>2.7</u>%であり、可燃限界である 4 %を下回っている。</p> <p>e. 敷地等境界外における実効線量については、これが最も厳しくなる「蒸気発生器伝熱管破損」において、約 <u>0.24</u>mSv であり、周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えるものではない。</p>	<p>高燃焼度燃料の使用 制御棒飛び出しにおける 解析手法の変更 「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>高燃焼度燃料の使用 炉心崩壊熱の変更（日本原子力学会推奨値及びORIGEN-2） 高燃焼度燃料の使用 水素生成割合（G 値）の見直し 高燃焼度燃料の使用 気象資料の更新 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
第3.2.1(1)表 燃料の設備仕様（4号炉）			第3.2.1表 燃料の主要仕様（4号炉）		
(1) 燃料			(1) <u>ペレット</u>		
	<u>A型燃料</u>	<u>B型燃料</u>			
材 料	二酸化ウラン (一部ガドリニアを含む)	二酸化ウラン (一部ガドリニアを含む)	材 料	二酸化ウラン (一部ガドリニアを含む。)	記載の適正化 (最新記載等の反映)
濃 縮 度			濃 縮 度		
初装荷燃料			初装荷燃料		
第1領域	約2.0wt%	—	第1領域	約2.0wt%	
第2領域	約3.5wt%	—	第2領域	約3.5wt%	
第3領域	約4.1wt%	—	第3領域	約4.1wt%	
取替燃料			取替燃料	約4.8wt%以下	
				<u>ガドリニア入り二酸化ウラン燃料に</u> <u>ついては、濃縮度約3.2wt%以下、</u> <u>ガドリニア濃度約10wt%以下</u>	高燃焼度燃料の使用 (本文五号ハ.(2)(i))
	約4.1wt%	約4.1wt%	<u>ただし、第4～第18領域</u>	約4.1wt%～約3.4wt%	
	～約3.4wt%	～約3.4wt%			
	<u>ただしガドリニア入り燃料については、</u> <u>濃縮度約2.6wt%以下～約1.9wt%</u> <u>ガドリニア濃度は約6wt%</u>			<u>ガドリニア入り二酸化ウラン燃料に</u> <u>ついては、濃縮度約2.6wt%～約1.9wt%、</u> <u>ガドリニア濃度約6wt%</u>	
初期密度			初期密度	<u>理論密度の約97%</u> <u>ガドリニア入り二酸化ウラン燃料に</u> <u>ついては、理論密度の約96%</u>	高燃焼度燃料の使用 (本文五号ハ.(2)(i))
	約95%理論密度	約95%理論密度	<u>ただし、第4～第18領域</u>	理論密度の約95%	
ペレット直径	約8.19mm	約8.05mm	ペレット直径	約8.19mm又は約8.05mm	・高燃焼度燃料の使用 (本文五号ハ.(2)(iii))
ペレット長さ	約10.0mm	約9.0 mm	ペレット長さ	約11.5mm、約10.0mm、約9.5mm、約9.2mm 又は約9.0mm	・記載の適正化 (最新記載等の反映)

4号炉 添付書類八

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>燃焼度</p>		
<p>初装荷燃料集合体平均 <u>約33,000MWd/t</u> <u>――</u></p>		
<p>取替燃料集合体平均 <u>約44,000MWd/t</u> <u>約44,000MWd/t</u> <u>～約31,000MWd/t</u> <u>～約31,000MWd/t</u></p>		<p>記載の適正化 （最新記載等の反映 （第3.2.1表(3)へ移動））</p>
<p>燃料集合体最高 <u>48,000MWd/t</u> <u>48,000MWd/t</u></p>		
<p>ペレット最高 <u>約62,000MWd/t</u> <u>約62,000MWd/t</u></p>	<p>ペレット最高燃焼度 <u>約71,000MWd/t</u></p>	<p>・高燃焼度燃料の使用 （本文五号ハ.(1)(ii)）</p>
<p>ペレット中心最高温度</p>	<p>ペレット中心最高温度</p>	<p>・記載の適正化 （最新記載等の反映）</p>
<p>定格出力時 <u>約1,830℃</u> <u>約1,830℃</u> <u>約1,800℃</u> <u>約1,600℃</u> （ガドリニア入り燃料）（ガドリニア入り燃料）</p>	<p>定格出力時 <u>約1,830℃</u> <u>約1,680℃</u> （ガドリニア入り <u>二酸化ウラン燃料</u>）</p>	
<p>最大線出力密度59.1 <u>約2,270℃</u> <u>約2,240℃</u> kW/m時 （ガドリニア入り <u>約1,990℃</u> <u>約1,840℃</u></p>	<p>最大線出力密度59.1kW/m時 <u>約2,270℃</u> （ガドリニア入り <u>二酸化ウラン燃料</u> <u>約2,040℃</u> については<u>44.3kW/m時</u>） （ガドリニア入り <u>二酸化ウラン燃料</u>）</p>	<p>・高燃焼度燃料の使用 （本文五号ハ.(1)(iv)） ・記載の適正化 （最新記載等の反映）</p>
<p>燃料については （ガドリニア入り燃料）（ガドリニア入り燃料） <u>39.4kW/m時</u>）</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>(2) <u>燃料被覆管</u> 材 料</p> <p>ジルカロイ-4 ジルカロイ-4</p>	<p>(2) <u>被覆管</u> 材 料</p> <p><u>ジルカロイ-4の合金成分を調整し</u> <u>ニオブ等を添加したジルコニウム基</u> <u>合金</u></p> <p><u>・Sn-Fe-Cr-Nb系ジルコニウム基合金</u> <u>(Sn : 0.7~0.9wt%、</u> <u>Fe : 0.18~0.24wt%、</u> <u>Cr : 0.07~0.13wt%、</u> <u>Fe+Cr : 0.28~0.37wt%、</u> <u>Nb : 0.45~0.55wt%、</u> <u>Zr : 残り)</u></p> <p><u>・Sn-Fe-Cr-Nb-Ni系ジルコニウム基合金</u> <u>(Sn : 0.90~1.15wt%、</u> <u>Fe : 0.24~0.30wt%、</u> <u>Cr : 0.13~0.19wt%、</u> <u>Nb : 0.08~0.14wt%、</u> <u>Ni : 0.007~0.014wt%、</u> <u>Zr : 残り)</u></p> <p><u>ジルコニウム-ニオブ合金にスズ及び</u> <u>鉄を添加したジルコニウム基合金</u></p> <p><u>・Sn-Fe-Nb系ジルコニウム基合金</u> <u>(Sn : 0.9~1.3wt%、</u> <u>Fe : 0.08~0.12wt%、</u> <u>Nb : 0.8~1.2wt%、</u> <u>Zr : 残り)</u></p> <p>ただし、第1～第18領域 ジルカロイ-4</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 (本文五号ハ.(2)(ii))</p>

4号炉 添付書類八

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
外径	約9.50mm	<u>約9.50mm</u>	外径	約9.50mm	記載の適正化 （最新記載等の反映） 高燃焼度燃料の使用 （本文五号ハ、(2)(iii)）
厚さ			厚さ	<u>約0.57mm</u>	
	約0.57mm	約0.64mm	<u>ただし、第4～第18領域</u>	約0.57mm又は約0.64mm	記載の適正化 （最新記載等の反映）
被覆管－ペレット 間げき（直径）	約0.17mm	<u>約0.17mm</u>	被覆管－ペレット間隙（直径）	約0.17mm	
表面最高温度			表面最高温度		
定格出力時	約349℃	<u>約349℃</u>	定格出力時	約349℃	
最大線出力密度59.1 kW／m時	約350℃	<u>約350℃</u>	最大線出力密度59.1kW／m時	約350℃	

4号炉 添付書類八

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
(3) 燃料集合体			(3) 燃料集合体			記載の適正化 (最新記載等の反映)
集合体数	193		集合体数	193		
<u>(A型、B型の合計)</u>						
燃料棒配列	17×17	<u>17×17</u>	燃料棒配列	17×17		
集合体当たり燃料棒数	264	<u>264</u>	集合体当たり燃料棒本数	264		
全燃料棒数	50,952		全燃料棒本数	50,952		
<u>(A型、B型の合計)</u>						
燃料棒全長（端栓とも）	約3.9m	<u>約3.9m</u>	燃料棒全長（端栓とも）	約3.9m		
燃料棒ピッチ	約12.6mm	<u>約12.6mm</u>	燃料棒ピッチ	約12.6mm		
集合体全長	約4.1m	<u>約4.1m</u>	集合体全長	約4.1m		
断面寸法	約214mm×約214mm	<u>約214mm×約214mm</u>	集合体断面寸法	約214mm×約214mm		
支持格子材料	ニッケル・クロム・鉄合金	<u>ニッケル・クロム・鉄合金</u>	支持格子材料	{ 最上下部 ニッケル・クロム・鉄合金 中間部 <u>ジルカロイ-4又は</u> ニッケル・クロム・鉄合金	高燃焼度燃料の使用 (本文五号ハ.(2)(iv))	
集合体当たり支持格子数	9	<u>9</u>	集合体当たり支持格子数	9		
制御棒案内シンプル材料	ジルカロイ-4	<u>ジルカロイ-4</u>	制御棒案内シンプル材料	ジルカロイ-4		
集合体当たり制御棒案内シンプル数	24	<u>24</u>	集合体当たり制御棒案内シンプル本数	24		
制御棒案内シンプル	外径 { 上部 約12.2mm 下部 約10.9mm (ダッシュポット部)	<u>約12.2mm</u> <u>約10.9mm</u> <u>(ダッシュポット部)</u>	制御棒案内シンプル	外径 { 上部 約12.2mm 下部 約10.9mm (ダッシュポット部)	記載の適正化 (最新記載等の反映)	
厚さ	{ 上部 約0.41mm 下部 約0.41mm (ダッシュポット部)	<u>約0.41mm</u> <u>約0.41mm</u> <u>(ダッシュポット部)</u>	厚さ	{ 上部 約0.41mm 下部 約0.41mm (ダッシュポット部)		

4号炉 添付書類八

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
炉内計装用案内シンプル材料	ジルカロイ-4	<u>ジルカロイ-4</u>	炉内計装用案内シンプル材料	ジルカロイ-4		記載の適正化 （最新記載等の反映） ・高燃焼度燃料の使用 （本文五号ハ.(1)(ii)） ・記載の適正化 （最新記載等の反映）
集合体当たり炉内計装用案内シンプル数	1	<u>1</u>	集合体当たり炉内計装用案内シンプル本数	1		
炉内計装用案内シンプル			炉内計装用案内シンプル			
外 径	約12.2mm	<u>約12.2mm</u>	外 径	約12.2mm		
厚 さ	約0.41mm	<u>約0.41mm</u>	厚 さ	約0.41mm		
			<u>燃 焼 度</u>			
			取替燃料集合体平均	約50,000MWd/t <u>(3.3で述べる平衡炉心)</u>		
			燃料集合体最高	55,000MWd/t		
			ただし、第1～第18領域	48,000MWd/t		

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. 設計基準事故の解析</p> <p>(省略)</p> <p>3.4 環境への放射性物質の異常な放出</p> <p>(省略)</p> <p>3.4.4 原子炉冷却材喪失</p> <p>(省略)</p> <p>3.4.4.3 結 論</p> <p>原子炉冷却材喪失を仮定した場合、核分裂生成物の放出量は少なく、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。なお、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、単一設計とするスプレイリングに接続する配管1箇所について、再循環切替後の瞬時の両端破断を考慮した場合の敷地境界外における最大の実効線量は、ディーゼル発電機1台の不作動を仮定した場合に比べて若干上昇するが、この場合でも約0.081mSvであり、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることはなく問題となることはない。</p> <p>3.5 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化</p> <p>3.5.1 原子炉冷却材喪失</p> <p>(省略)</p> <p>3.5.1.3 結 論</p> <p>原子炉冷却材喪失時の原子炉格納容器圧力の最高値は、約0.320MPa [gage]であり、最高使用圧力0.392MPa [gage]を下回っており、原子炉格納容器の健全性は確保できる。なお、事故後長期間にわたる静的機器の単一故障の仮定とし</p>	<p>3. 設計基準事故の解析</p> <p>(省略)</p> <p>3.4 環境への放射性物質の異常な放出</p> <p>(省略)</p> <p>3.4.4 原子炉冷却材喪失</p> <p>(省略)</p> <p>3.4.4.3 結 論</p> <p>原子炉冷却材喪失を仮定した場合、核分裂生成物の放出量は少なく、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。なお、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、単一設計とするスプレイリングに接続する配管1箇所について、再循環切替後の瞬時の両端破断を考慮した場合の敷地等境界外における最大の実効線量は、ディーゼル発電機1台の不作動を仮定した場合に比べて若干上昇するが、この場合でも約0.11mSvであり、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることはなく問題となることはない。</p> <p>3.5 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化</p> <p>3.5.1 原子炉冷却材喪失</p> <p>(省略)</p> <p>3.5.1.3 結 論</p> <p>原子炉冷却材喪失時の原子炉格納容器圧力の最高値は、約0.308MPa [gage]であり、最高使用圧力0.392MPa [gage]を下回っており、原子炉格納容器の健全性は確保できる。なお、事故後長期間にわたる静的機器の単一故障の仮定とし</p>	<p>(本文五号ロ.(3)(i)a. (g)(g-1))</p> <p>記載の適正化（表現の適正化） 高燃焼度燃料の使用 気象資料の更新 炉心崩壊熱の変更（日本原子力学会推奨値及びORIGEN-2）</p> <p>高燃焼度燃料の使用 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>て、単一設計とするスプレイリングに接続する配管1箇所について、再循環切替後の瞬時の両端破断を考慮した場合においても、第2ピーク圧力が最高圧力となることに変わりはなく、原子炉格納容器圧力の最高値は、原子炉格納容器スプレイ設備1系列の不作動を仮定した場合と同じ約0.320MPa [gage] であり、問題となることはない。</p> <p>3.5.2 可燃性ガスの発生 (省略)</p> <p>3.5.2.3 結論</p> <p>原子炉冷却材喪失を仮定した場合、事故発生後少なくとも30日間は原子炉格納容器内の水素濃度が4%に達することはない。</p> <p>なお、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、単一設計とするスプレイリングに接続する配管1箇所について、再循環切替後の瞬時の両端破断を考慮した場合の原子炉格納容器内の水素濃度の変化は、事故発生後30日時点で低圧注入系1系列の不作動を仮定した場合と同程度の約3.6%であり、問題となることはない。</p> <p>(省略)</p>	<p>て、単一設計とするスプレイリングに接続する配管1箇所について、再循環切替後の瞬時の両端破断を考慮した場合においても、第2ピーク圧力が最高圧力となることに変わりはなく、原子炉格納容器圧力の最高値は、原子炉格納容器スプレイ設備1系列の不作動を仮定した場合と同じ約0.308MPa [gage] であり、問題となることはない。</p> <p>3.5.2 可燃性ガスの発生 (省略)</p> <p>3.5.2.3 結論</p> <p>原子炉冷却材喪失を仮定した場合、事故発生後少なくとも30日間は原子炉格納容器内の水素濃度が4%に達することはない。</p> <p>なお、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、単一設計とするスプレイリングに接続する配管1箇所について、再循環切替後の瞬時の両端破断を考慮した場合の原子炉格納容器内の水素濃度の変化は、事故発生後30日時点で低圧注入系1系列の不作動を仮定した場合と同程度の約2.8%であり、問題となることはない。</p> <p>(省略)</p>	<p>高燃焼度燃料の使用 炉心崩壊熱の変更（日本原子力学会推奨値及びORIGEN-2）</p> <p>高燃焼度燃料の使用 水素生成割合（G値）の見直し</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>ロ．発電用原子炉施設の一般構造</p> <p>（省略）</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>(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>	<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>ロ．発電用原子炉施設の一般構造</p> <p>（省略）</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>(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>	

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>・アニュラス空気浄化設備のダクトの一部</p> <p>・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</p> <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>(省略)</p>	<p>・アニュラス空気浄化設備のダクトの一部</p> <p>・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</p> <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>(省略)</p>	<p>備考</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>

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><u>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。</u></p> <p>(省略)</p>	<p>備考</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>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>(省略)</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>(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>(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>(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>(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>(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>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>気象資料の更新</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）

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-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ΔT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>(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) 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。</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>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) <u>発電用</u>原子炉は、「原子炉圧力低」信号又は「過大温度ΔT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>(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) 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<u>10分</u>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。</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>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（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-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>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51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90t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40t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9.2×10^{13}Bq、希ガス約4.4×10^{14}Bq（γ線エネルギー0.5MeV換算）。</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>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1/3ずつ取り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51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90t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40t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9.2×10^{13}Bq、希ガス約4.4×10^{14}Bq（γ線エネルギー0.5MeV換算）。</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>(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 1.5×10^{15}Bq、希ガス約 4.3×10^{15}Bq（γ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、$1.23 \times 10^{-2} \text{min}^{-1}$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、全量が大気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 で蒸気とともに大気中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、よう素が大気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 $5 \text{ m}^3/\text{d}$ とし、その後は2次冷却系圧力が24時間で直線的に大気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</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 1.5×10^{15}Bq、希ガス約 4.3×10^{15}Bq（γ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、$1.23 \times 10^{-2} \text{min}^{-1}$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、全量が大気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 で蒸気とともに大気中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、よう素が大気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 $5 \text{ m}^3/\text{d}$ とし、その後は2次冷却系圧力が24時間で直線的に大気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</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>及び実効放出継続時間より求めた相対濃度（χ/Q）及び相対線量（D/Q）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30,000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</p>	<p>及び実効放出継続時間より求めた相対濃度（χ/Q）及び相対線量（D/Q）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30,000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</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>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（χ/Q）及び相対線量（D/Q）を用いる。</p> <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="257 933 504 1021"> <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>	希ガス	1%	よう素	0.5%	<p>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（χ/Q）及び相対線量（D/Q）を用いる。</p> <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1/3ずつ取り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="1131 933 1377 1021"> <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>	希ガス	1%	よう素	0.5%	<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> <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%									

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) 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、単一設計とするスプレイリングに接続する配管1箇所について、再循環切替後の瞬時の両端破断のケースも考慮する。</p> <p>(g) 原子炉格納容器からの漏えい率は、事故時の原子炉格納容器内圧に対応した漏えい率とする。</p> <p>(h) 原子炉格納容器からの漏えいは、その97%が配管等の貫通するアニュラス部に生じ、残り3%はアニュラス部以外で生じるものとする。</p> <p>(i) 事故発生後、非常用炉心冷却設備作動信号によってアニュラス空気浄化設備が起動し、アニュラス部の負圧達成時間は2分とする。その間原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいしてきた気体はそのまま全量大気中へ放出されるものとし、アニュラス空気浄化設備のフィルタ効果は無視する。</p> <p>(j) 原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいした気体は、アニュラス空気浄化設備を経て再循環するが、その一部は、アニュラス部の負圧維持のため排気筒より放出される。このとき、アニュラス部内での核分裂生成物の沈着の効果はないものとする。</p> <p>(k) アニュラス空気浄化設備のよう素フィルタの効率は95%とする。</p> <p>(l) 希ガスに対する原子炉格納容器スプレイ水による除去効果及びアニュラス空気浄化設備のフィルタ効果等は無視す</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、単一設計とするスプレイリングに接続する配管1箇所について、再循環切替後の瞬時の両端破断のケースも考慮する。</p> <p>(g) 原子炉格納容器からの漏えい率は、事故時の原子炉格納容器内圧に対応した漏えい率とする。</p> <p>(h) 原子炉格納容器からの漏えいは、その97%が配管等の貫通するアニュラス部に生じ、残り3%はアニュラス部以外で生じるものとする。</p> <p>(i) 事故発生後、「<u>非常用炉心冷却設備作動</u>」信号によってアニュラス空気浄化設備が起動し、アニュラス部の負圧達成時間は2分とする。その間原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいしてきた気体はそのまま全量大気中へ放出されるものとし、アニュラス空気浄化設備のフィルタ効果は無視する。</p> <p>(j) 原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいした気体は、アニュラス空気浄化設備を経て再循環するが、その一部は、アニュラス部の負圧維持のため排気筒より放出される。このとき、アニュラス部内での核分裂生成物の沈着の効果はないものとする。</p> <p>(k) アニュラス空気浄化設備のよう素フィルタの効率は95%とする。</p> <p>(l) 希ガスに対する原子炉格納容器スプレイ水による除去効果及びアニュラス空気浄化設備のフィルタ効果等は無視す</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>る。</p> <p>(m) 事故後の非常用炉心冷却設備及び原子炉格納容器スプレイ設備の再循環系（以下「再循環系」という。）からは、事故期間中（30日間）安全補機室内へ、$4 \times 10^{-3} \text{ m}^3 / \text{h}$の漏えいがあるものとする。</p> <p>(n) 再循環水中の放射エネルギーは事故発生直後、(b)項と同量のよう素が無機よう素として溶解しているものとする。</p> <p>(o) 再循環水体積は$1,600 \text{ m}^3$とする。</p> <p>(p) 再循環系から安全補機室に漏えいした再循環水中のよう素の気相への移行率は5%とし、安全補機室内でのよう素沈着率は50%とする。</p> <p>(q) 安全補機室空気浄化設備のよう素フィルタの効率は95%とする。</p> <p>(r) 原子炉格納容器内及びアニュラス部内の浮遊核分裂生成物による直接線量については、以下の条件にしたがって評価する。</p> <p>(r-1) 事故時に炉心から原子炉格納容器内に放出された核分裂生成物は、すべて原子炉格納容器内に均一に分布するものと仮定し、原子炉格納容器からの漏えいによる減少効果や原子炉格納容器スプレイ水による除去効果は無視する。</p> <p>(r-2) 原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいした核分裂生成物はアニュラス部内に均一に分布するものとする。</p> <p>(r-3) 核種の選定に当たって、よう素に関しては、核分裂収率が小さく半減期の極めて短いもの及びエネルギーの小さいもの以外の核種、希ガスに関しては、半減期10分以上</p>	<p>る。</p> <p>(m) 事故後の非常用炉心冷却設備及び原子炉格納容器スプレイ設備の再循環系（以下「再循環系」という。）からは、事故期間中（30日間）安全補機室内へ、$4 \times 10^{-3} \text{ m}^3 / \text{h}$の漏えいがあるものとする。</p> <p>(n) 再循環水中の放射エネルギーは事故発生直後、(b)項と同量のよう素が無機よう素として溶解しているものとする。</p> <p>(o) 再循環水体積は$1,600 \text{ m}^3$とする。</p> <p>(p) 再循環系から安全補機室に漏えいした再循環水中のよう素の気相への移行率は5%とし、安全補機室内でのよう素沈着率は50%とする。</p> <p>(q) 安全補機室空気浄化設備のよう素フィルタの効率は95%とする。</p> <p>(r) 原子炉格納容器内及びアニュラス部内の浮遊核分裂生成物による直接線量については、以下の条件にしたがって評価する。</p> <p>(r-1) 事故時に炉心から原子炉格納容器内に放出された核分裂生成物は、すべて原子炉格納容器内に均一に分布するものと仮定し、原子炉格納容器からの漏えいによる減少効果や原子炉格納容器スプレイ水による除去効果は無視する。</p> <p>(r-2) 原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいした核分裂生成物はアニュラス部内に均一に分布するものとする。</p> <p>(r-3) 核種の選定に当たって、よう素に関しては、核分裂収率が小さく半減期の極めて短いもの及びエネルギーの小さいもの以外の核種、希ガスに関しては、半減期10分以上</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>の核種、その他の核種については、原子炉格納容器及びアニュラス部内の浮遊核分裂生成物からのγ線による直接線量の計算に寄与するような十分高いエネルギーを持ち、半減期が10分以上の核種を対象とする。</p> <p>(r-4) 核分裂生成物によるγ線エネルギーは以下のエネルギー範囲別に区分する。</p> <table border="1" data-bbox="266 483 768 695"> <thead> <tr> <th>代表エネルギー(MeV/dis)</th> <th>エネルギー範囲(MeV/dis)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>0.4</td> <td>$E \leq 0.4$</td> </tr> <tr> <td>0.8</td> <td>$0.4 < E \leq 1.0$</td> </tr> <tr> <td>1.3</td> <td>$1.0 < E \leq 1.5$</td> </tr> <tr> <td>1.7</td> <td>$1.5 < E \leq 1.8$</td> </tr> <tr> <td>2.5</td> <td>$1.8 < E$</td> </tr> </tbody> </table> <p>(s) 事故の評価期間は30日間とする。</p> <p>(t) 環境への核分裂生成物の放出については、アニュラス部及び再循環系を経て排気筒から放出される希ガス及び元素は排気筒放出とし、アニュラス部以外から漏えいする希ガス及び元素は地上放出とする。</p> <p>(u) 線量評価に必要な拡散条件及び気象条件としては、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 (χ/Q) 及び相対線量 (D/Q) を用いる。</p> <p>e. 制御棒飛び出し</p> <p>「ロ(1)(i)b.(a)制御棒飛び出し」で想定した制御棒クラスタ飛び出しの際に、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。</p> <p>制御棒飛び出し事故では、次に述べる条件を除いて、全て「ロ(2)(iv)d.原子炉冷却材喪失」の条件と同じである。</p>	代表エネルギー(MeV/dis)	エネルギー範囲(MeV/dis)	0.4	$E \leq 0.4$	0.8	$0.4 < E \leq 1.0$	1.3	$1.0 < E \leq 1.5$	1.7	$1.5 < E \leq 1.8$	2.5	$1.8 < E$	<p>の核種、その他の核種については、原子炉格納容器及びアニュラス部内の浮遊核分裂生成物からのγ線による直接線量の計算に寄与するような十分高いエネルギーを持ち、半減期が10分以上の核種を対象とする。</p> <p>(r-4) 核分裂生成物によるγ線エネルギーは以下のエネルギー範囲別に区分する。</p> <table border="1" data-bbox="1135 483 1637 695"> <thead> <tr> <th>代表エネルギー(MeV/dis)</th> <th>エネルギー範囲(MeV/dis)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>0.4</td> <td>$E \leq 0.4$</td> </tr> <tr> <td>0.8</td> <td>$0.4 < E \leq 1.0$</td> </tr> <tr> <td>1.3</td> <td>$1.0 < E \leq 1.5$</td> </tr> <tr> <td>1.7</td> <td>$1.5 < E \leq 1.8$</td> </tr> <tr> <td>2.5</td> <td>$1.8 < E$</td> </tr> </tbody> </table> <p>(s) 事故の評価期間は30日間とする。</p> <p>(t) 環境への核分裂生成物の放出については、アニュラス部及び再循環系を経て排気筒から放出される希ガス及び元素は排気筒放出とし、アニュラス部以外から漏えいする希ガス及び元素は地上放出とする。</p> <p>(u) 線量評価に必要な拡散条件及び気象条件としては、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 (χ/Q) 及び相対線量 (D/Q) を用いる。</p> <p>e. 制御棒飛び出し</p> <p>「ロ(1)(i)b.(a)制御棒飛び出し」で想定した制御棒クラスタ飛び出しの際に、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。</p> <p>制御棒飛び出し事故では、次に述べる条件を除いて、全て「ロ(2)(iv)d.原子炉冷却材喪失」の条件と同じである。</p>	代表エネルギー(MeV/dis)	エネルギー範囲(MeV/dis)	0.4	$E \leq 0.4$	0.8	$0.4 < E \leq 1.0$	1.3	$1.0 < E \leq 1.5$	1.7	$1.5 < E \leq 1.8$	2.5	$1.8 < E$	<p>気象資料の更新</p>
代表エネルギー(MeV/dis)	エネルギー範囲(MeV/dis)																									
0.4	$E \leq 0.4$																									
0.8	$0.4 < E \leq 1.0$																									
1.3	$1.0 < E \leq 1.5$																									
1.7	$1.5 < E \leq 1.8$																									
2.5	$1.8 < E$																									
代表エネルギー(MeV/dis)	エネルギー範囲(MeV/dis)																									
0.4	$E \leq 0.4$																									
0.8	$0.4 < E \leq 1.0$																									
1.3	$1.0 < E \leq 1.5$																									
1.7	$1.5 < E \leq 1.8$																									
2.5	$1.8 < E$																									