

| 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) 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 13%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> <table border="1" data-bbox="257 470 526 566"> <tr> <td>希ガス</td> <td>0.33 %</td> </tr> <tr> <td>よう素</td> <td>0.165%</td> </tr> </table> <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> <table border="1" data-bbox="257 1077 728 1173"> <tr> <td>事故後24時間まで</td> <td>0.127 %/d</td> </tr> <tr> <td>その後29日間</td> <td>0.0635%/d</td> </tr> </table> <p>(v) 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化 (省略)</p> | 希ガス | 0.33 % | よう素 | 0.165% | 事故後24時間まで | 0.127 %/d | その後29日間 | 0.0635%/d | <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 13%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> <table border="1" data-bbox="1131 470 1400 566"> <tr> <td>希ガス</td> <td>0.33 %</td> </tr> <tr> <td>よう素</td> <td>0.165%</td> </tr> </table> <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> <table border="1" data-bbox="1131 1077 1601 1173"> <tr> <td>事故後24時間まで</td> <td>0.127 %/d</td> </tr> <tr> <td>その後29日間</td> <td>0.0635%/d</td> </tr> </table> <p>(v) 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化 (省略)</p> | 希ガス | 0.33 % | よう素 | 0.165% | 事故後24時間まで | 0.127 %/d | その後29日間 | 0.0635%/d | <p>記載の適正化（表現の適正化）</p> |
| 希ガス | 0.33 % | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| よう素 | 0.165% | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 事故後24時間まで | 0.127 %/d | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| その後29日間 | 0.0635%/d | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 希ガス | 0.33 % | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| よう素 | 0.165% | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 事故後24時間まで | 0.127 %/d | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| その後29日間 | 0.0635%/d | | | | | | | | | | | | | | | | | |

| 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) 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ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料で約1,006℃であり、制限値の1,200℃を下回る。</p> <p>(b) 燃料被覆管の局所的最大ジルコニウム－水反応量はウラン・プルトニウム混合酸化物燃料で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) 再冠水開始以降、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」において二酸化ウラン燃料は約352kJ/kg、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料は約352 kJ/kg であり、制限値（「RIE評価指針」に示す230cal/gに相当。）から燃焼が最も進んだペレットの融点低下及びプルトニウム添加によるペレットの融点低下を考慮した解析上の判断基準である二酸化ウラン燃料の833kJ/kg、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の770kJ/kgをそれぞれ下回っている。</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ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料で約1,006℃であり、制限値の1,200℃を下回る。</p> <p>(b) 燃料被覆管の局所的最大ジルコニウム－水反応量はウラン・プルトニウム混合酸化物燃料で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) 再冠水開始以降、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」において二酸化ウラン燃料は約352kJ/kg、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料は約352 kJ/kg であり、制限値（「RIE評価指針」に示す230cal/gに相当。）から燃焼が最も進んだペレットの融点低下及びプルトニウム添加によるペレットの融点低下を考慮した解析上の判断基準である二酸化ウラン燃料の833kJ/kg、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の770kJ/kgをそれぞれ下回っている。</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>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。</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0.320MPa[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内温度は、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3.5%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0.24mSv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>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。</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0.320MPa[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内温度は、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3.5%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0.23mSv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>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>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0.096mSv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>(省略)</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0.13mSv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>(省略)</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） 気象資料の更新</p> |