

福島第一原子力発電所 特定原子力施設に係る実施計画変更比較表（第Ⅰ章 2 リスク評価 2.3 特定原子力施設における主なリスク）

変更前	変更後	変更理由
<p>2.3 特定原子力施設における主なリスク （中略）</p> <p>2.3.2. 燃料デブリ（1～3号機）</p> <p>燃料デブリに関するリスクとしては、原子炉圧力容器・格納容器注水設備（以下、原子炉注水系という）が機能喪失することにより原子炉注水が停止し、原子炉圧力容器及び格納容器内の燃料デブリ等の温度が上昇し、放射性物質が環境中に放出されるリスクが考えられる。原子炉の安定的な冷却状態を維持し、冷温停止状態を維持することは福島第一原子力発電所の最重要課題の一つであることから、このリスクに対しては、原子炉注水系の継続的な信頼性向上を図ってきており、水源・ポンプ・電源等について多重性及び多様性を有した十分信頼性の高い系統構成としている。</p> <p>確率論的リスク評価による原子炉注水系のリスク評価では、炉心再損傷頻度が約 5.9×10^{-5} /年と評価されており、「施設運営計画に係る報告書（その1）（改訂2）（平成23年12月）」で評価された約 2.2×10^{-4} /年の炉心再損傷頻度からリスクが低減していることが確認できる。今後も、原子炉注水系の小ループ化等により信頼性の向上を図り、リスク低減に努めていく。</p> <p>また、原子炉注水系の異常時の評価では、想定を大きく超えるシビアアクシデント相当事象（注水停止12時間）で3プラント分の放射性物質の放出を考慮した場合においても、実効線量は敷地境界で年間約 6.3×10^{-5} mSv、特定原子力施設から5km地点で約 1.1×10^{-5} mSv、特定原子力施設から10km地点で約 3.6×10^{-6} 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ことはない。「施設運営計画に係る報告書（その1）（改訂2）（平成23年12月）」では、シビアアクシデント相当事象で3プラント分の放射性物質の放出を考慮した場合に敷地境界の実効線量が年間約11.1mSvと評価されており、燃料デブリの崩壊熱減衰等によって、原子炉注水系の異常時における被ばくリスクが大きく低減していることが分かる。今後も、燃料デブリの崩壊熱は減衰していくため、原子炉注水系の異常時におけるリスクは低減する方向である。</p> <p>燃料デブリに関するリスクとしては、水素爆発と臨界も挙げられる。</p> <p>水素爆発に関するリスクとしては、水の放射線分解によって発生する水素が可燃限界を超えることが想定されるが、原子炉格納容器内窒素封入設備を用いて、原子炉圧力容器及び格納容器に窒素を連続的に封入することにより、その雰囲気中の水素濃度を可燃限界以下としている。原子炉圧力容器もしくは格納容器内で水の放射線分解により発生する水素が、窒素供給の停止から可燃限界の水素濃度に至るまでの時間余裕は100時間以上と評価されており、水素爆発のリスクは十分小さいものと考えられる。「施設運営計画に係る報告書（その1）（改訂2）（平成23年12月）」では、この時間余裕は約30時間と評価されており、燃料デブリの崩壊熱減衰によってリスクが低減していることが分かる。</p> <p>臨界については、一般に、熔融した燃料デブリが臨界に至る可能性は極めて低いと考えられており、また、「施設運営計画に係る報告書（その1）（改訂2）（平成23年12月）」において燃料デブリ形状等について不確かさを考慮した評価がなされており、臨界の可能性は低いとされている。実際に、ガス放射線モニタにより短半減期核種の放射能濃度を連続的に監視してきており、これまで臨界の兆候は確認されていない。これらを踏まえると、燃料デブリの形状等については十分に把握できていないものの、燃料デブリの配置変化等の現状の体系からの有意な変化が生じない限り、臨界となることはないと考えられる。当面、燃料デブリの移動を伴う作業は予定されていないことから、現在の臨界リスクは工学的に極めて小さいものと考えられる。なお、将来の燃料デブリ取り出し工程の際には燃料デブリ形状等が大きく変化する可能性があることから、十分に臨界管理を行いつつ、作業を進めていく必要がある。</p> <p>（以下、省略）</p>	<p>2.3 特定原子力施設における主なリスク （中略）</p> <p>2.3.2. 燃料デブリ（1～3号機）</p> <p>燃料デブリに関するリスクとしては、原子炉圧力容器・格納容器注水設備（以下、原子炉注水系という）が機能喪失することにより原子炉注水が停止し、原子炉圧力容器及び格納容器内の燃料デブリ等の温度が上昇し、放射性物質が環境中に放出されるリスクが考えられる。原子炉の安定的な冷却状態を維持し、冷温停止状態を維持することは福島第一原子力発電所の最重要課題の一つであることから、このリスクに対しては、原子炉注水系の継続的な信頼性向上を図ってきており、水源・ポンプ・電源等について多重性及び多様性を有した十分信頼性の高い系統構成としている。</p> <p>確率論的リスク評価による原子炉注水系のリスク評価では、炉心再損傷頻度が約 5.9×10^{-5} /年と評価されており、「施設運営計画に係る報告書（その1）（改訂2）（平成23年12月）」で評価された約 2.2×10^{-4} /年の炉心再損傷頻度からリスクが低減していることが確認できる。今後も、原子炉注水系の小ループ化等により信頼性の向上を図り、リスク低減に努めていく。</p> <p>また、原子炉注水系の異常時の評価では、想定を大きく超えるシビアアクシデント相当事象（注水停止12時間）で3プラント分の放射性物質の放出を考慮した場合においても、実効線量は敷地境界で年間約 2.0×10^{-4} mSv、特定原子力施設から5km地点で約 2.1×10^{-5} mSv、特定原子力施設から10km地点で約 7.6×10^{-6} 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ことはない。「施設運営計画に係る報告書（その1）（改訂2）（平成23年12月）」では、シビアアクシデント相当事象で3プラント分の放射性物質の放出を考慮した場合に敷地境界の実効線量が年間約11.1mSvと評価されており、燃料デブリの崩壊熱減衰等によって、原子炉注水系の異常時における被ばくリスクが大きく低減していることが分かる。今後も、燃料デブリの崩壊熱は減衰していくため、原子炉注水系の異常時におけるリスクは低減する方向である。</p> <p>燃料デブリに関するリスクとしては、水素爆発と臨界も挙げられる。</p> <p>水素爆発に関するリスクとしては、水の放射線分解によって発生する水素が可燃限界を超えることが想定されるが、原子炉格納容器内窒素封入設備を用いて、原子炉圧力容器及び格納容器に窒素を連続的に封入することにより、その雰囲気中の水素濃度を可燃限界以下としている。原子炉圧力容器もしくは格納容器内で水の放射線分解により発生する水素が、窒素供給の停止から可燃限界の水素濃度に至るまでの時間余裕は100時間以上と評価されており、水素爆発のリスクは十分小さいものと考えられる。「施設運営計画に係る報告書（その1）（改訂2）（平成23年12月）」では、この時間余裕は約30時間と評価されており、燃料デブリの崩壊熱減衰によってリスクが低減していることが分かる。</p> <p>臨界については、一般に、熔融した燃料デブリが臨界に至る可能性は極めて低いと考えられており、また、「施設運営計画に係る報告書（その1）（改訂2）（平成23年12月）」において燃料デブリ形状等について不確かさを考慮した評価がなされており、臨界の可能性は低いとされている。実際に、ガス放射線モニタにより短半減期核種の放射能濃度を連続的に監視してきており、これまで臨界の兆候は確認されていない。これらを踏まえると、燃料デブリの形状等については十分に把握できていないものの、燃料デブリの配置変化等の現状の体系からの有意な変化が生じない限り、臨界となることはないと考えられる。当面、燃料デブリの移動を伴う作業は予定されていないことから、現在の臨界リスクは工学的に極めて小さいものと考えられる。なお、将来の燃料デブリ取り出し工程の際には燃料デブリ形状等が大きく変化する可能性があることから、十分に臨界管理を行いつつ、作業を進めていく必要がある。</p> <p>（以下、省略）</p>	<p>気象条件の変更に伴う実効線量評価値の変更</p>

福島第一原子力発電所 特定原子力施設に係る実施計画変更比較表（第Ⅱ章 2.1 原子炉压力容器・格納容器注水設備）

変更前	変更後	変更理由
<p>2 特定原子力施設の構造及び設備，工事の計画</p> <p>2.1 原子炉压力容器・格納容器注水設備 （中略）</p> <p>2.1.1.8.3 異常時の評価</p> <p>原子炉注水系が異常事象により機能喪失し，原子炉注水が停止した場合について，評価を実施した（添付資料－5参照）。</p> <p>敷地境界での年間の実効線量の評価結果は，過渡相当事象（注水停止1時間）で約 9.3×10^{-7} mSv，事故相当事象（注水停止7時間）で約 4.3×10^{-6} 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ことはない。</p> <p>想定を大きく超える，シビアアクシデント相当事象（注水停止12時間）における敷地境界での年間の実効線量は約 2.1×10^{-5} mSv であり，3プラント分の放射性物質の放出を考慮した場合は約 6.3×10^{-5} mSv である。また，特定原子力施設から5km，10km地点での年間の実効線量は，3プラント分の放射性物質の放出を考慮した場合でそれぞれ約 1.1×10^{-5} mSv，約 3.6×10^{-6} 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ことはない。</p> <p>（以下，省略）</p>	<p>2 特定原子力施設の構造及び設備，工事の計画</p> <p>2.1 原子炉压力容器・格納容器注水設備 （中略）</p> <p>2.1.1.8.3 異常時の評価</p> <p>原子炉注水系が異常事象により機能喪失し，原子炉注水が停止した場合について，評価を実施した（添付資料－5参照）。</p> <p>敷地境界での年間の実効線量の評価結果は，過渡相当事象（注水停止1時間）で約 2.9×10^{-6} mSv，事故相当事象（注水停止7時間）で約 1.4×10^{-5} 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ことはない。</p> <p>想定を大きく超える，シビアアクシデント相当事象（注水停止12時間）における敷地境界での年間の実効線量は約 6.6×10^{-5} mSv であり，3プラント分の放射性物質の放出を考慮した場合は約 2.0×10^{-4} mSv である。また，特定原子力施設から5km，10km地点での年間の実効線量は，3プラント分の放射性物質の放出を考慮した場合でそれぞれ約 2.1×10^{-5} mSv，約 7.6×10^{-6} 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ことはない。</p> <p>（以下，省略）</p>	<p>気象条件の変更に伴う実効線量評価値の変更</p>

変更前	変更後	変更理由
<p style="text-align: right;">添付資料－5</p> <p style="text-align: center;">原子炉注水停止時評価の説明資料</p> <p>1. 評価方法 (中略)</p> <p>1.2 核分裂生成物の放出量評価 (中略)</p> <p>(6) 評価に用いる式を以下に示す。</p> $M_{CsOH} = P_{CsOH} V_g / (RT)$ $C_{CsOH} = M_{CsOH} / (V_g + v_{grav} A_{grav} + v_{dif} A_{dif})$ $M_{leak} = C_{CsOH} V_g$ <p> M_{CsOH} : CsOH 発生量[mol/s] P_{CsOH} : CsOH 飽和蒸気圧[N/m²] V_g : 発生蒸気流量[m³/s] R : 気体定数[J/(mol-K)] T : 上部構造材温度[K] C_{CsOH} : CsOH 平衡濃度[mol/m³] v_{grav} : 重力沈降速度[m/s] A_{grav} : 重力沈降面積[m²] v_{dif} : ブラウン拡散沈着速度[m/s] A_{dif} : ブラウン拡散沈着面積[m²] M_{leak} : CsOH 放出量[mol/s] </p> <p>(中略)</p> <p>1.3 線量影響評価</p> <p>(1) 大気中へ放出されるセシウムは、原子炉建屋から地上放散されるものとし、周辺の公衆に対する、放射線被ばくのリスクを年間の実効線量を用いて評価する。</p> <p>(2) 評価対象核種はセシウム 134 とセシウム 137 とする。</p> <p>(3) 実効線量は、以下に述べる内部被ばくによる実効線量及び外部被ばくによる実効線量の和として計算する。被ばく経路としては、放射性雲中のセシウムからの外部被ばくと内部被ばくと、地表沈着したセシウムによる外部被ばくと内部被ばくを考慮する。</p> <p>(4) 放射性雲のセシウムからの γ 線の外部被ばくによる実効線量の評価に用いる式を以下に示す。</p> $H_\gamma = K \cdot E_\gamma / 0.5 \cdot D / Q \cdot Q_{Cs} \cdot 1000$ <p> H_γ : 放射性雲のセシウムからの γ 線の外部被ばくによる実効線量[mSv] K : 空気カーマから実効線量への換算係数[Sv/Gy] E_γ : γ 線の実効エネルギー[MeV] D/Q : 相対線量[Gy/Bq] Q_{Cs} : 事故期間中のセシウムの大気放出量[Bq] </p>	<p style="text-align: right;">添付資料－5</p> <p style="text-align: center;">原子炉注水停止時評価の説明資料</p> <p>1. 評価方法 (中略)</p> <p>1.2 核分裂生成物の放出量評価 (中略)</p> <p>(6) 評価に用いる式を以下に示す。</p> $M_{CsOH} = P_{CsOH} V_g / (RT)$ $C_{CsOH} = M_{CsOH} / (V_g + v_{grav} A_{grav} + v_{dif} A_{dif})$ $M_{leak} = C_{CsOH} V_g$ <p> M_{CsOH} : CsOH 発生量[mol/s] P_{CsOH} : CsOH 飽和蒸気圧[N/m²] V_g : 発生蒸気流量[m³/s] R : 気体定数[J/(mol-K)] T : 上部構造材温度[K] C_{CsOH} : CsOH 平衡濃度[mol/m³] v_{grav} : 重力沈降速度[m/s] A_{grav} : 重力沈降面積[m²] v_{dif} : ブラウン拡散沈着速度[m/s] A_{dif} : ブラウン拡散沈着面積[m²] M_{leak} : CsOH 放出量[mol/s] </p> <p>(中略)</p> <p>1.3 線量影響評価</p> <p>(1) 大気中へ放出されるセシウムは、原子炉建屋から地上放散されるものとし、周辺の公衆に対する、放射線被ばくのリスクを年間の実効線量を用いて評価する。</p> <p>(2) 評価対象核種はセシウム 134 とセシウム 137 とする。</p> <p>(3) 実効線量は、以下に述べる内部被ばくによる実効線量及び外部被ばくによる実効線量の和として計算する。被ばく経路としては、放射性雲中のセシウムによる外部被ばくと内部被ばくと、地表沈着したセシウムによる外部被ばくと内部被ばくを考慮する。</p> <p>(4) 放射性雲のセシウムからの γ 線による外部被ばく実効線量の評価に用いる式を以下に示す。</p> $H_\gamma = K \cdot E_\gamma / 0.5 \cdot D / Q \cdot Q_{Cs} \cdot 1000$ <p> H_γ : 放射性雲のセシウムからの γ 線による外部被ばく実効線量[mSv] K : 空気カーマから実効線量への換算係数[Sv/Gy] E_γ : γ 線の実効エネルギー[MeV] D/Q : 相対線量[Gy/Bq] Q_{Cs} : 事故期間中のセシウムの大気放出量[Bq] </p>	<p>記載の適正化</p>

変更前	変更後	変更理由																								
<p>(5) 放射性雲のセシウムからの吸入摂取による内部被ばくの実効線量の評価に用いる式を以下に示す。</p> $H_{Cs} = K_{in} \cdot R_1 \cdot \chi / Q \cdot Q_{Cs}$ <p>H_{Cs} : 放射性雲のセシウムからの吸入摂取による内部被ばくの実効線量[mSv] K_{in} : 内部被ばく線量換算係数[mSv/Bq] R_1 : 呼吸率[m³/s] χ / Q : 相対濃度[s/m³]</p> <p>(6) 地表沈着したセシウムからの外部被ばくによる実効線量の評価に用いる式を以下に示す。1年間居住し続ける場合を考慮し、1年間の線量を評価する。セシウムの崩壊については保守的に考慮しない。</p> $G_{ex} = K_{ex} \cdot \chi / Q \cdot V \cdot f \cdot Q_{Cs} \cdot T \cdot 1000$ <p>G_{ex} : 地表沈着したセシウムからの外部被ばくによる実効線量[mSv] K_{ex} : 外部被ばく線量換算係数[(Sv/s)/(Bq/m²)] V : 沈降速度[m/s] f : 残存割合[-] T : 被ばく時間[s]</p> <p>(7) 地表沈着したセシウムから再浮遊したセシウムの吸入摂取による内部被ばくの実効線量の評価に用いる式を以下に示す。1年間居住し続ける場合を考慮し、1年間の線量を評価する。セシウムの崩壊については保守的に考慮しない。</p> $G_{in} = R_2 \cdot K_{in} \cdot \chi / Q \cdot V \cdot f \cdot F \cdot Q_{Cs} \cdot T$ <p>G_{in} : 地表沈着したセシウムから再浮遊したセシウムの吸入摂取による内部被ばくの実効線量[mSv] R_2 : 呼吸率[m³/s] F : 再浮遊率[m⁻¹]</p> <p>(8) 相対濃度と相対線量については、本事象では核分裂生成物は主排気筒より放出されないことから、地上放散を想定し、下表の値を用いる。</p> <table border="1" data-bbox="252 1549 1190 1688"> <thead> <tr> <th></th> <th>敷地境界</th> <th>5km 地点</th> <th>10km 地点</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>相対濃度[s/m³]</td> <td><u>2.6×10⁻⁵</u></td> <td><u>4.3×10⁻⁶</u></td> <td><u>1.5×10⁻⁶</u></td> </tr> <tr> <td>相対線量[Gy/Bq]</td> <td><u>3.0×10⁻¹⁹</u></td> <td><u>8.9×10⁻²⁰</u></td> <td><u>3.8×10⁻²⁰</u></td> </tr> </tbody> </table> <p>(中略)</p>		敷地境界	5km 地点	10km 地点	相対濃度[s/m ³]	<u>2.6×10⁻⁵</u>	<u>4.3×10⁻⁶</u>	<u>1.5×10⁻⁶</u>	相対線量[Gy/Bq]	<u>3.0×10⁻¹⁹</u>	<u>8.9×10⁻²⁰</u>	<u>3.8×10⁻²⁰</u>	<p>(5) 放射性雲のセシウムの吸入摂取による内部被ばく実効線量の評価に用いる式を以下に示す。</p> $H_{Cs} = K_{in} \cdot R_1 \cdot \chi / Q \cdot Q_{Cs}$ <p>H_{Cs} : 放射性雲のセシウムの吸入摂取による内部被ばく実効線量[mSv] K_{in} : 内部被ばく実効線量係数[mSv/Bq] R_1 : 呼吸率[m³/s] χ / Q : 相対濃度[s/m³]</p> <p>(6) 地表沈着したセシウムからのγ線による外部被ばく実効線量の評価に用いる式を以下に示す。1年間居住し続ける場合を考慮し、1年間の線量を評価する。セシウムの崩壊については保守的に考慮しない。</p> $G_{ex} = K_{ex} \cdot \chi / Q \cdot V \cdot f \cdot Q_{Cs} \cdot T \cdot 1000$ <p>G_{ex} : 地表沈着したセシウムからのγ線による外部被ばく実効線量[mSv] K_{ex} : 外部被ばく実効線量換算係数[(Sv/s)/(Bq/m²)] V : 沈降速度[m/s] f : 残存割合[-] T : 被ばく時間[s]</p> <p>(7) 地表沈着したセシウムから再浮遊したセシウムの吸入摂取による内部被ばく実効線量の評価に用いる式を以下に示す。1年間居住し続ける場合を考慮し、1年間の線量を評価する。セシウムの崩壊については保守的に考慮しない。</p> $G_{in} = R_2 \cdot K_{in} \cdot \chi / Q \cdot V \cdot f \cdot F \cdot Q_{Cs} \cdot T$ <p>G_{in} : 地表沈着したセシウムから再浮遊したセシウムの吸入摂取による内部被ばく実効線量[mSv] R_2 : 呼吸率[m³/s] F : 再浮遊率[m⁻¹]</p> <p>(8) 相対濃度と相対線量については、本事象では核分裂生成物は主排気筒より放出されないことから、地上放散を想定し、<u>別紙1の計算方法により求めた</u>下表の値を用いる。<u>敷地境界については、福島第一原子力発電所原子炉設置許可申請書添付書類六に記載の主蒸気管破断事故と同じ計算条件とした。5km 地点及び10km 地点については、風下距離を除き敷地境界と同じ計算条件とした。</u></p> <table border="1" data-bbox="1555 1549 2493 1688"> <thead> <tr> <th></th> <th>敷地境界</th> <th>5km 地点</th> <th>10km 地点</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>相対濃度 <u>(χ/Q)</u> [s/m³]</td> <td><u>8.1×10⁻⁵</u></td> <td><u>8.6×10⁻⁶</u></td> <td><u>3.1×10⁻⁶</u></td> </tr> <tr> <td>相対線量 <u>(D/Q)</u> [Gy/Bq]</td> <td><u>7.3×10⁻¹⁹</u></td> <td><u>1.7×10⁻¹⁹</u></td> <td><u>7.1×10⁻²⁰</u></td> </tr> </tbody> </table> <p>(中略)</p>		敷地境界	5km 地点	10km 地点	相対濃度 <u>(χ/Q)</u> [s/m ³]	<u>8.1×10⁻⁵</u>	<u>8.6×10⁻⁶</u>	<u>3.1×10⁻⁶</u>	相対線量 <u>(D/Q)</u> [Gy/Bq]	<u>7.3×10⁻¹⁹</u>	<u>1.7×10⁻¹⁹</u>	<u>7.1×10⁻²⁰</u>	<p>記載の適正化</p> <p>気象条件の変更に伴う計算方法等の変更</p>
	敷地境界	5km 地点	10km 地点																							
相対濃度[s/m ³]	<u>2.6×10⁻⁵</u>	<u>4.3×10⁻⁶</u>	<u>1.5×10⁻⁶</u>																							
相対線量[Gy/Bq]	<u>3.0×10⁻¹⁹</u>	<u>8.9×10⁻²⁰</u>	<u>3.8×10⁻²⁰</u>																							
	敷地境界	5km 地点	10km 地点																							
相対濃度 <u>(χ/Q)</u> [s/m ³]	<u>8.1×10⁻⁵</u>	<u>8.6×10⁻⁶</u>	<u>3.1×10⁻⁶</u>																							
相対線量 <u>(D/Q)</u> [Gy/Bq]	<u>7.3×10⁻¹⁹</u>	<u>1.7×10⁻¹⁹</u>	<u>7.1×10⁻²⁰</u>																							

変更前	変更後	変更理由																																				
<p>3. 評価結果</p> <p>3.1 過渡相当</p> <p>炉心燃料温度と上部構造材温度の時間変化を図－4に示す。原子炉注水停止から炉心燃料温度は上昇し、注水停止から1時間の注水再開の時点で約170℃まで上昇するが、注水再開により速やかに冷却され、事象は収束する。また、事象期間を通じて上部構造材温度はほとんど上昇しない。</p> <p>本事象時に放出されるセシウム量及び敷地境界での実効線量について評価した結果は下表のとおりとなる。</p> <table border="1" data-bbox="353 560 1086 701"> <tr> <td>セシウム 134 放出量</td> <td>約 5.0×10^4 Bq</td> </tr> <tr> <td>セシウム 137 放出量</td> <td>約 6.1×10^4 Bq</td> </tr> <tr> <td>年間の実効線量</td> <td>約 9.3×10^{-7} mSv</td> </tr> </table> <p>3.2 事故相当</p> <p>炉心燃料温度と上部構造材温度の時間変化を図－5に示す。原子炉注水停止から温度は上昇し、注水停止から7時間の注水再開の時点で炉心燃料温度は約260℃、上部構造材温度は約110℃まで上昇するが、注水再開により速やかに冷却され、事象は収束する。</p> <p>本事象時に放出されるセシウム量及び敷地境界での実効線量について評価した結果は下表のとおりとなる。</p> <table border="1" data-bbox="353 1058 1086 1199"> <tr> <td>セシウム 134 放出量</td> <td>約 2.3×10^5 Bq</td> </tr> <tr> <td>セシウム 137 放出量</td> <td>約 2.8×10^5 Bq</td> </tr> <tr> <td>年間の実効線量</td> <td>約 4.3×10^{-6} mSv</td> </tr> </table> <p>3.3 シビアアクシデント相当</p> <p>炉心燃料温度と上部構造材温度の時間変化を図－6に示す。原子炉注水停止から温度は上昇し、注水停止から12時間の注水再開の時点で炉心燃料温度は約330℃、上部構造材温度は約120℃まで上昇するが、注水再開により速やかに冷却され、事象は収束する。</p> <p>本事象時に放出されるセシウム量及び敷地境界での実効線量について評価した結果は下表のとおりとなる。</p> <table border="1" data-bbox="353 1556 1086 1696"> <tr> <td>セシウム 134 放出量</td> <td>約 1.1×10^6 Bq</td> </tr> <tr> <td>セシウム 137 放出量</td> <td>約 1.4×10^6 Bq</td> </tr> <tr> <td>年間の実効線量</td> <td>約 2.1×10^{-5} mSv</td> </tr> </table> <p>また、特定原子力施設から5km、10km地点での年間の実効線量はそれぞれ約 3.5×10^{-6} mSv、約 1.2×10^{-6} mSv となる。3プラント分の放射性物質の放出を考慮した場合においても、敷地境界での年間の実効線量は約 6.3×10^{-5} mSv、特定原子力施設から5km地点で約 1.1×10^{-5} mSv、10km地点で約 3.6×10^{-6} mSv となる。</p> <p>(以下、省略)</p>	セシウム 134 放出量	約 5.0×10^4 Bq	セシウム 137 放出量	約 6.1×10^4 Bq	年間の実効線量	約 9.3×10^{-7} mSv	セシウム 134 放出量	約 2.3×10^5 Bq	セシウム 137 放出量	約 2.8×10^5 Bq	年間の実効線量	約 4.3×10^{-6} mSv	セシウム 134 放出量	約 1.1×10^6 Bq	セシウム 137 放出量	約 1.4×10^6 Bq	年間の実効線量	約 2.1×10^{-5} mSv	<p>3. 評価結果</p> <p>3.1 過渡相当</p> <p>炉心燃料温度と上部構造材温度の時間変化を図－4に示す。原子炉注水停止から炉心燃料温度は上昇し、注水停止から1時間の注水再開の時点で約170℃まで上昇するが、注水再開により速やかに冷却され、事象は収束する。また、事象期間を通じて上部構造材温度はほとんど上昇しない。</p> <p>本事象時に放出されるセシウム量及び敷地境界での実効線量について評価した結果は下表のとおりとなる。</p> <table border="1" data-bbox="1653 560 2386 701"> <tr> <td>セシウム 134 放出量</td> <td>約 5.0×10^4 Bq</td> </tr> <tr> <td>セシウム 137 放出量</td> <td>約 6.1×10^4 Bq</td> </tr> <tr> <td>年間の実効線量</td> <td>約 2.9×10^{-6} mSv</td> </tr> </table> <p>3.2 事故相当</p> <p>炉心燃料温度と上部構造材温度の時間変化を図－5に示す。原子炉注水停止から温度は上昇し、注水停止から7時間の注水再開の時点で炉心燃料温度は約260℃、上部構造材温度は約110℃まで上昇するが、注水再開により速やかに冷却され、事象は収束する。</p> <p>本事象時に放出されるセシウム量及び敷地境界での実効線量について評価した結果は下表のとおりとなる。</p> <table border="1" data-bbox="1653 1058 2386 1199"> <tr> <td>セシウム 134 放出量</td> <td>約 2.3×10^5 Bq</td> </tr> <tr> <td>セシウム 137 放出量</td> <td>約 2.8×10^5 Bq</td> </tr> <tr> <td>年間の実効線量</td> <td>約 1.4×10^{-5} mSv</td> </tr> </table> <p>3.3 シビアアクシデント相当</p> <p>炉心燃料温度と上部構造材温度の時間変化を図－6に示す。原子炉注水停止から温度は上昇し、注水停止から12時間の注水再開の時点で炉心燃料温度は約330℃、上部構造材温度は約120℃まで上昇するが、注水再開により速やかに冷却され、事象は収束する。</p> <p>本事象時に放出されるセシウム量及び敷地境界での実効線量について評価した結果は下表のとおりとなる。</p> <table border="1" data-bbox="1653 1556 2386 1696"> <tr> <td>セシウム 134 放出量</td> <td>約 1.1×10^6 Bq</td> </tr> <tr> <td>セシウム 137 放出量</td> <td>約 1.4×10^6 Bq</td> </tr> <tr> <td>年間の実効線量</td> <td>約 6.6×10^{-5} mSv</td> </tr> </table> <p>また、特定原子力施設から5km、10km地点での年間の実効線量はそれぞれ約 7.0×10^{-6} mSv、約 2.5×10^{-6} mSv となる。3プラント分の放射性物質の放出を考慮した場合においても、敷地境界での年間の実効線量は約 2.0×10^{-4} mSv、特定原子力施設から5km地点で約 2.1×10^{-5} mSv、10km地点で約 7.6×10^{-6} mSv となる。</p> <p>(以下、省略)</p>	セシウム 134 放出量	約 5.0×10^4 Bq	セシウム 137 放出量	約 6.1×10^4 Bq	年間の実効線量	約 2.9×10^{-6} mSv	セシウム 134 放出量	約 2.3×10^5 Bq	セシウム 137 放出量	約 2.8×10^5 Bq	年間の実効線量	約 1.4×10^{-5} mSv	セシウム 134 放出量	約 1.1×10^6 Bq	セシウム 137 放出量	約 1.4×10^6 Bq	年間の実効線量	約 6.6×10^{-5} mSv	<p>気象条件の変更に伴う実効線量評価値の変更</p>
セシウム 134 放出量	約 5.0×10^4 Bq																																					
セシウム 137 放出量	約 6.1×10^4 Bq																																					
年間の実効線量	約 9.3×10^{-7} mSv																																					
セシウム 134 放出量	約 2.3×10^5 Bq																																					
セシウム 137 放出量	約 2.8×10^5 Bq																																					
年間の実効線量	約 4.3×10^{-6} mSv																																					
セシウム 134 放出量	約 1.1×10^6 Bq																																					
セシウム 137 放出量	約 1.4×10^6 Bq																																					
年間の実効線量	約 2.1×10^{-5} mSv																																					
セシウム 134 放出量	約 5.0×10^4 Bq																																					
セシウム 137 放出量	約 6.1×10^4 Bq																																					
年間の実効線量	約 2.9×10^{-6} mSv																																					
セシウム 134 放出量	約 2.3×10^5 Bq																																					
セシウム 137 放出量	約 2.8×10^5 Bq																																					
年間の実効線量	約 1.4×10^{-5} mSv																																					
セシウム 134 放出量	約 1.1×10^6 Bq																																					
セシウム 137 放出量	約 1.4×10^6 Bq																																					
年間の実効線量	約 6.6×10^{-5} mSv																																					

変更前	変更後	変更理由
(現行記載なし)	<p style="text-align: right;">別紙1</p> <p style="text-align: center;"><u>相対濃度及び相対線量の計算方法</u></p> <p>(新規記載)</p> <p>(中略)</p>	<p>相対濃度及び相対線量の計算方法について新規記載</p>

変更前	変更後	変更理由
<p style="text-align: right;">添付資料－9</p> <p style="text-align: center;">処理水バッファタンク及び処理水バッファタンク接続配管の具体的な安全確保策</p> <p>(中略)</p> <p>2. 構造強度及び耐震性（添付資料－2参照）</p> <p>(1) 構造強度</p> <p>処理水バッファタンク及び処理水バッファタンク接続配管は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号）」上、非常用炉心冷却設備に相当するクラス2機器と位置付けられ、「JSME S NC-1 発電用原子力設備規格 設計・建設規格（以下、JSME規格という。）」、日本工業規格（JIS規格）等の国内外の民間規格に適合した工業用品の採用、または、これらと同等の技術的妥当性を有する規格での設計・製作・検査を行う。</p> <p>(以下、省略)</p>	<p style="text-align: right;">添付資料－9</p> <p style="text-align: center;">処理水バッファタンク及び処理水バッファタンク接続配管の具体的な安全確保策</p> <p>(中略)</p> <p>2. 構造強度及び耐震性（添付資料－2参照）</p> <p>(1) 構造強度</p> <p>処理水バッファタンク及び処理水バッファタンク接続配管は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号）」上、非常用炉心冷却設備に相当するクラス2機器と位置付けられ、「JSME S NC-1 発電用原子力設備規格 設計・建設規格（以下、JSME規格という。）」、日本産業規格（JIS規格）等の国内外の民間規格に適合した工業用品の採用、または、これらと同等の技術的妥当性を有する規格での設計・製作・検査を行う。</p> <p>(以下、省略)</p>	<p>記載の適正化</p>

福島第一原子力発電所 特定原子力施設に係る実施計画変更比較表（第Ⅱ章 2.4 原子炉圧力容器・格納容器ホウ酸水注入設備）

変更前	変更後	変更理由
<p>2.4 原子炉圧力容器・格納容器ホウ酸水注入設備 (中略)</p> <p>2.4.1.8.3 臨界時の評価</p> <p>(中略)</p> <p>(2) 評価結果（添付資料－5参照） 原子炉格納容器ガス管理設備に設置されたガス放射線モニタによる未臨界監視は、臨界判定基準としてXe-135放射能濃度1Bq/cm³を設定している。ここでは、保守的にその100倍の100Bq/cm³相当のXe-135が測定される出力レベルの臨界を想定し、臨界発生からホウ酸水投入までの時間遅れを考慮して1日間臨界が継続した場合の敷地境界における被ばく線量を評価する。その結果、敷地境界での被ばく量は約 <u>2.4 × 10⁻²</u> mSv となり、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いと考えられる。</p> <p>(中略)</p>	<p>2.4 原子炉圧力容器・格納容器ホウ酸水注入設備 (中略)</p> <p>2.4.1.8.3 臨界時の評価</p> <p>(中略)</p> <p>(2) 評価結果（添付資料－5参照） 原子炉格納容器ガス管理設備に設置されたガス放射線モニタによる未臨界監視は、臨界判定基準としてXe-135放射能濃度1Bq/cm³を設定している。ここでは、保守的にその100倍の100Bq/cm³相当のXe-135が測定される出力レベルの臨界を想定し、臨界発生からホウ酸水投入までの時間遅れを考慮して1日間臨界が継続した場合の敷地境界における被ばく線量を評価する。その結果、敷地境界での被ばく量は約 <u>6.9 × 10⁻²</u> mSv となり、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いと考えられる。</p> <p>(中略)</p>	<p>気象条件の変更に伴う被ばく線量評価値の変更</p>

福島第一原子力発電所 特定原子力施設に係る実施計画変更比較表（第Ⅱ章 2.4 原子炉圧力容器・格納容器ホウ酸水注入設備）

変更前	変更後	変更理由
<p style="text-align: right;">添付資料－5</p> <p style="text-align: center;">臨界評価の説明資料</p> <p>1. 臨界時の線量評価</p> <p>1.1 評価前提</p> <p>原子炉格納容器ガス管理設備に設置されたガス放射線モニタによる未臨界監視は、臨界判定基準としてXe-135放射能濃度 1Bq/cm3 としている。「別紙－1 臨界判定基準について」参照）ここでは、保守的にその 100 倍の 100Bq/cm3 相当の Xe-135 が測定される出力レベルの臨界を想定し、臨界発生からホウ酸水投入までの時間遅れを考慮して 1 日間臨界が継続した場合の、敷地境界における被ばく線量を評価する。</p> <p>（中略）</p> <p>1.4 線量の評価方法</p> <p>敷地周辺における実効線量は、希ガスのγ線外部被ばくとよう素の内部被ばくによる実効線量の和として計算する。よう素の呼吸摂取による内部被ばく線量は、感受性の高い小児を対象に行う。また、相対線量、相対濃度については、地上放散を想定していることから、<u>福島第一原子力発電所設置許可申請書添付六に記載の主蒸気管破断事故における</u>値を用いる。ただし、2/3号機については、値の大きい3号機のものを用いる。</p> <p>(1) 放射性雲からの希ガスのγ線による外部被ばく</p> $H_{\gamma} = K \cdot E_{\gamma} / 0.5 \cdot D/Q \cdot Q$ <p>H_{γ} : 希ガスのγ線外部被ばくによる実効線量 (Sv) K : 空気カーマから実効線量への換算係数 (1.0Sv/Gy) E_{γ} : γ線の実効エネルギー (MeV) D/Q : 相対線量 (1号機: 2.5×10^{-19}Sv/Bq, 3号機: 3.0×10^{-19}Sv/Bq) Q : 核分裂生成希ガスの大気放出量 (Bq)</p> <p>(2) 放射性雲からのよう素の吸入摂取による内部被ばく</p> $H_I = K_{in} \cdot R \cdot \chi/Q \cdot Q_I$ <p>H_I : よう素の内部被ばくによる実効線量 (Sv) K_{in} : I-131 の吸入摂取による小児の実効線量係数 (1.6×10^{-7}Sv/Bq) R : 小児の呼吸率 (活動時: 8.61×10^{-5}m³/s) χ/Q : 相対濃度 (1号機: 1.9×10^{-5}s/m³, 3号機: 2.6×10^{-5}s/m³) Q_I : よう素の大気放出量 (I-131 等価量) (Bq)</p> <p>1.5 線量の評価結果</p> <p>上記の評価方法に基づき敷地境界の実効線量を評価した結果は、1号機で約 2.2×10^{-2}mSv、2/3号機で約 2.4×10^{-2}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ことはないと考えられる。</p> <p>また、放出量が多い1号機についての、特定原子力施設からの距離が5km及び10kmにおける評価結果は、それぞれ約 6.2×10^{-3}mSv、約 2.4×10^{-3}mSv となる。</p> <p>(以下、省略)</p>	<p style="text-align: right;">添付資料－5</p> <p style="text-align: center;">臨界評価の説明資料</p> <p>1. 臨界時の線量評価</p> <p>1.1 評価前提</p> <p>原子炉格納容器ガス管理設備に設置されたガス放射線モニタによる未臨界監視は、臨界判定基準としてXe-135放射能濃度 1Bq/cm3 としている。「別紙－1 臨界判定基準について」参照）。ここでは、保守的にその 100 倍の 100Bq/cm3 相当の Xe-135 が測定される出力レベルの臨界を想定し、臨界発生からホウ酸水投入までの時間遅れを考慮して 1 日間臨界が継続した場合の敷地境界における被ばく線量を評価する。</p> <p>（中略）</p> <p>1.4 線量の評価方法</p> <p>敷地周辺における実効線量は、希ガスのγ線外部被ばくとよう素の内部被ばくによる実効線量の和として計算する。よう素の吸入摂取による内部被ばく実効線量は、感受性の高い小児を対象に行う。また、相対線量(以下、D/Qという)、相対濃度(以下、χ/Qという)については、地上放散を想定していることから、「Ⅱ2.1 原子炉圧力容器・格納容器注水設備 添付資料－5別紙1」に記載の値を用いる。ただし、2/3号機については、値の大きい3号機のものを用いる。</p> <p>(1) 放射性雲の希ガスからのγ線による外部被ばく実効線量</p> $H_{\gamma} = K \cdot E_{\gamma} / 0.5 \cdot D/Q \cdot Q$ <p>H_{γ} : 希ガスからのγ線による外部被ばく実効線量 (Sv) K : 空気カーマから実効線量への換算係数 (1Sv/Gy) E_{γ} : γ線の実効エネルギー (MeV) D/Q : 相対線量 (1号機: 6.1×10^{-19}Sv/Bq, 3号機: 7.3×10^{-19}Sv/Bq) Q : 核分裂生成希ガスの大気放出量 (Bq)</p> <p>(2) 放射性雲のよう素の吸入摂取による内部被ばく実効線量</p> $H_I = K_{in} \cdot R \cdot \chi/Q \cdot Q_I$ <p>H_I : よう素の吸入摂取による内部被ばく実効線量 (Sv) K_{in} : I-131 の吸入摂取による小児の実効線量係数 (1.6×10^{-7}Sv/Bq) R : 小児の呼吸率 (活動時: 8.61×10^{-5}m³/s) χ/Q : 相対濃度 (1号機: 6.0×10^{-5}s/m³, 3号機: 8.1×10^{-5}s/m³) Q_I : よう素の大気放出量 (I-131 等価量) (Bq)</p> <p>1.5 線量の評価結果</p> <p>上記の評価方法に基づき敷地境界の実効線量を評価した結果は、1号機で約 6.4×10^{-2}mSv、2/3号機で約 6.9×10^{-2}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ことはないと考えられる。</p> <p>また、放出量が多い1号機についての、特定原子力施設からの距離が5km及び10kmにおける評価結果は、それぞれ約 1.2×10^{-2}mSv、約 4.7×10^{-3}mSv となる。</p> <p>(以下、省略)</p>	<p>記載の適正化</p> <p>気象条件の変更に伴う評価方法の明確化</p> <p>記載の適正化</p> <p>気象条件の変更に伴う相対線量の変更</p> <p>記載の適正化</p> <p>気象条件の変更に伴う相対濃度の変更</p> <p>気象条件の変更に伴う実効線量評価値の変更</p>

福島第一原子力発電所 特定原子力施設に係る実施計画変更比較表（第Ⅱ章 2.11 使用済燃料プールからの燃料取り出し設備）

変 更 前	変 更 後	変 更 理 由
<p style="text-align: right;">添付資料－3－1</p> <p style="text-align: center;">放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能に関する説明書</p> <p>1 本説明書の記載範囲 本説明書は、1号機、2号機、3号機及び4号機燃料取り出し用カバーの放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能について記載するものである。</p> <p>2 4号機放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能について (中略)</p> <p>2.2.2 敷地境界線量 (中略)</p> <p>3 3号機放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能について (中略)</p> <p>3.2.2 敷地境界線量 (中略)</p> <p>4 2号機放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能について (中略)</p> <p>4.2.2 敷地境界線量</p> <p>4.2.2.1 評価条件</p> <p>(1) 原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台内が、表4-2に示す2号機原子炉建屋オペレーティングフロア上の放射性物質濃度であった場合に排気フィルタユニットを介して大気に放出されるものと仮定する。</p> <p>(2) 減衰は考慮しない。</p> <p>(3) 地上放出と仮定する。</p> <p>(4) 燃料取り出し用構台の供用期間である5年間(想定)に放出される放射性物質が地表に沈着し蓄積した時点のγ線に起因する実効線量と仮定し評価する。</p> <p>(5) 大気拡散の評価に用いる気象条件は、<u>福島第一原子力発電所原子炉設置変更許可申請書で採用</u>したものと同一気象データを使用する。</p> <p>4.2.2.2 評価方法 原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台排気フィルタユニットから放出される放射性物質による一般公衆の実効線量は、以下の被ばく経路について年間実効線量(mSv/年)を評価する。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料－3－1</p> <p style="text-align: center;">放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能に関する説明書</p> <p>1 本説明書の記載範囲 本説明書は、1号機、2号機、3号機及び4号機燃料取り出し用カバーの放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能について記載するものである。</p> <p>2 4号機放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能について (中略)</p> <p>2.2.2 敷地境界線量 <u>(本換気設備は、2013年11月に運用開始しており、運用後の放出管理及び線量評価は「Ⅲ特定原子力施設の保安 第3編 2 放射性廃棄物等の管理に関する補足説明」により行っている。)</u> (中略)</p> <p>3 3号機放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能について (中略)</p> <p>3.2.2 敷地境界線量 <u>(本換気設備は、2018年8月に運用開始しており、運用後の放出管理及び線量評価は「Ⅲ特定原子力施設の保安 第3編 2 放射性廃棄物等の管理に関する補足説明」により行っている。)</u> (中略)</p> <p>4 2号機放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能について (中略)</p> <p>4.2.2 敷地境界線量</p> <p>4.2.2.1 評価条件</p> <p>(1) 原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台内が、表4-2に示す2号機原子炉建屋オペレーティングフロア上の放射性物質濃度であった場合に排気フィルタユニットを介して大気に放出されるものと仮定する。</p> <p>(2) 減衰は考慮しない <u>(地表沈着を除く)</u>。</p> <p>(3) 地上放出と仮定する。</p> <p>(4) 燃料取り出し用構台の供用期間である5年間(想定)に放出される放射性物質が地表に沈着し蓄積した時点のγ線に起因する実効線量と仮定し評価する。</p> <p>(5) 大気拡散の評価に用いる気象条件は、<u>「Ⅲ特定原子力施設の保安 第3編 2.2 線量評価」</u>で示したものと同一気象データを使用する。</p> <p>4.2.2.2 評価方法 原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台排気フィルタユニットから放出される放射性物質による一般公衆の実効線量は、以下の被ばく経路について年間実効線量(mSv/年)を評価する。</p>	<p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>気象条件の変更に伴う引用先の変更</p>

福島第一原子力発電所 特定原子力施設に係る実施計画変更比較表（第Ⅱ章 2.11 使用済燃料プールからの燃料取り出し設備）

変更前	変更後	変更理由																						
<p>(1) 放射性雲からのγ線に起因する実効線量 (2) 吸入摂取による実効線量 (3) 地面に沈着した放射性物質からのγ線に起因する実効線量 具体的な計算方法等については、「Ⅲ特定原子力施設の保安 第3編 2.2 線量評価」に準じる。</p> <p>4.2.2.3 評価結果 表4-3に示す濃度の放射性物質の放出が燃料取り出し用構台の供用期間である5年間（想定）続くと仮定して算出した結果、年間被ばく線量は敷地境界で約 <u>0.0004</u>mSv/年であり、法令の線量限度 1mSv/年に比べても十分低いと評価される。（表4-4参照） また、「Ⅲ特定原子力施設の保安 第3編 2 放射性廃棄物等の管理に関する補足説明」での評価（約 <u>0.03</u>mSv/年）に比べても低いと評価される。</p> <p>表 4-4 原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台排気フィルタユニットからの放射性物質の放出による一般公衆の実効線量（mSv/年）</p> <table border="1" data-bbox="255 785 1009 934"> <thead> <tr> <th colspan="3">評価項目</th> <th rowspan="2">合計</th> </tr> <tr> <th>放射性雲</th> <th>吸入摂取</th> <th>地表沈着</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>約 <u>6.4×10⁻⁹</u></td> <td>約 <u>7.9×10⁻⁷</u></td> <td>約 <u>4.4×10⁻⁴</u></td> <td>約 <u>4.4×10⁻⁴</u></td> </tr> </tbody> </table> <p>(中略)</p> <p>5 1号機放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能について (中略)</p> <p>5.2.2 敷地境界線量 5.2.2.1 評価条件 (1) ガレキ撤去実施時において、大型カバー内が、表5-2に示す放出率で放射性物質が飛散した場合に排気フィルタユニットを介して大気に放出されるものと仮定する。 (2) 減衰は考慮しない（地表沈着を除く）。 (3) 地上放出と仮定する。 (4) 大型カバーの供用期間である6年間（想定）に放出される放射性物質が地表に沈着し蓄積した時点のγ線に起因する実効線量と仮定し評価する。 (5) 大気拡散の評価に用いる気象条件は、<u>福島第一原子力発電所原子炉設置変更許可申請書で採用</u>したものと同一気象データを使用する。</p>	評価項目			合計	放射性雲	吸入摂取	地表沈着	約 <u>6.4×10⁻⁹</u>	約 <u>7.9×10⁻⁷</u>	約 <u>4.4×10⁻⁴</u>	約 <u>4.4×10⁻⁴</u>	<p>(1) 放射性雲からのγ線に起因する実効線量 (2) 吸入摂取による実効線量 (3) 地面に沈着した放射性物質からのγ線に起因する実効線量 具体的な計算方法等については、「Ⅲ特定原子力施設の保安 第3編 2.2 線量評価」に準じる。</p> <p>4.2.2.3 評価結果 表4-3に示す濃度の放射性物質の放出が燃料取り出し用構台の供用期間である5年間（想定）続くと仮定して算出した結果、年間被ばく線量は敷地境界で約 <u>0.00029</u>mSv/年であり、法令の線量限度 1mSv/年に比べても十分低いと評価される（表4-4参照）。 また、「Ⅲ特定原子力施設の保安 第3編 2 放射性廃棄物等の管理に関する補足説明」での評価（約 <u>0.0088</u>mSv/年）に比べても低いと評価される。</p> <p>表 4-4 原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台排気フィルタユニットからの放射性物質の放出による一般公衆の実効線量（mSv/年）</p> <table border="1" data-bbox="1555 785 2309 934"> <thead> <tr> <th colspan="3">評価項目</th> <th rowspan="2">合計</th> </tr> <tr> <th>放射性雲</th> <th>吸入摂取</th> <th>地表沈着</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>約 <u>1.9×10⁻⁸</u></td> <td>約 <u>1.4×10⁻⁵</u></td> <td>約 <u>2.8×10⁻⁴</u></td> <td>約 <u>2.9×10⁻⁴</u></td> </tr> </tbody> </table> <p>(中略)</p> <p>5 1号機放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能について (中略)</p> <p>5.2.2 敷地境界線量 5.2.2.1 評価条件 (1) ガレキ撤去実施時において、大型カバー内が、表5-2に示す放出率で放射性物質が飛散した場合に排気フィルタユニットを介して大気に放出されるものと仮定する。 (2) 減衰は考慮しない（地表沈着を除く）。 (3) 地上放出と仮定する。 (4) 大型カバーの供用期間である6年間（想定）に放出される放射性物質が地表に沈着し蓄積した時点のγ線に起因する実効線量と仮定し評価する。 (5) 大気拡散の評価に用いる気象条件は、「Ⅲ特定原子力施設の保安 第3編 2.2 線量評価」で示したものと同一気象データを使用する。</p>	評価項目			合計	放射性雲	吸入摂取	地表沈着	約 <u>1.9×10⁻⁸</u>	約 <u>1.4×10⁻⁵</u>	約 <u>2.8×10⁻⁴</u>	約 <u>2.9×10⁻⁴</u>	<p>評価方法等の変更に伴う実効線量評価値の変更</p> <p>気象条件の変更に伴う引用先の変更</p>
評価項目			合計																					
放射性雲	吸入摂取	地表沈着																						
約 <u>6.4×10⁻⁹</u>	約 <u>7.9×10⁻⁷</u>	約 <u>4.4×10⁻⁴</u>	約 <u>4.4×10⁻⁴</u>																					
評価項目			合計																					
放射性雲	吸入摂取	地表沈着																						
約 <u>1.9×10⁻⁸</u>	約 <u>1.4×10⁻⁵</u>	約 <u>2.8×10⁻⁴</u>	約 <u>2.9×10⁻⁴</u>																					

変更前	変更後	変更理由																						
<p>5.2.2.2 評価方法</p> <p>大型カバー排気フィルタユニットから放出される放射性物質による一般公衆の実効線量は、以下の被ばく経路について年間実効線量(mSv/年)を評価する。</p> <p>(1) 放射性雲からのγ線に起因する実効線量</p> <p>(2) 吸入摂取による実効線量</p> <p>(3) 地面に沈着した放射性物質からのγ線に起因する実効線量</p> <p>具体的な計算方法等については、「Ⅲ特定原子力施設の保安 第3編 2.2 線量評価」に準じる。</p> <p>5.2.2.3 評価結果</p> <p>表5-3に示す放出率で放射性物質の放出が大型カバーの供用期間である6年間(想定)続くと仮定して算出した結果、年間被ばく線量は敷地境界で約 <u>0.001</u>mSv/年であり、法令の線量限度 1mSv/年に比べても十分低いと評価される。(表5-4参照)</p> <p>また、「Ⅲ特定原子力施設の保安 第3編 2 放射性廃棄物等の管理に関する補足説明」での評価(約 <u>0.03</u>mSv/年)に比べても低いと評価される。</p> <p>表5-4 大型カバー排気フィルタユニットからの放射性物質の放出による一般公衆の実効線量(mSv/年)</p> <table border="1" data-bbox="255 919 1065 1068"> <thead> <tr> <th colspan="3">評価項目</th> <th rowspan="2">合計</th> </tr> <tr> <th>放射性雲</th> <th>吸入摂取</th> <th>地表沈着</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>約 <u>1.2×10⁻⁸</u></td> <td>約 <u>1.6×10⁻⁶</u></td> <td>約 <u>1.1×10⁻³</u></td> <td>約 <u>1.1×10⁻³</u></td> </tr> </tbody> </table> <p>(以下、省略)</p>	評価項目			合計	放射性雲	吸入摂取	地表沈着	約 <u>1.2×10⁻⁸</u>	約 <u>1.6×10⁻⁶</u>	約 <u>1.1×10⁻³</u>	約 <u>1.1×10⁻³</u>	<p>5.2.2.2 評価方法</p> <p>大型カバー排気フィルタユニットから放出される放射性物質による一般公衆の実効線量は、以下の被ばく経路について年間実効線量(mSv/年)を評価する。</p> <p>(1) 放射性雲からのγ線に起因する実効線量</p> <p>(2) 吸入摂取による実効線量</p> <p>(3) 地面に沈着した放射性物質からのγ線に起因する実効線量</p> <p>具体的な計算方法等については、「Ⅲ特定原子力施設の保安 第3編 2.2 線量評価」に準じる。</p> <p>5.2.2.3 評価結果</p> <p>表5-3に示す放出率で放射性物質の放出が大型カバーの供用期間である6年間(想定)続くと仮定して算出した結果、年間被ばく線量は敷地境界で約 <u>0.00070</u>mSv/年であり、法令の線量限度 1mSv/年に比べても十分低いと評価される(表5-4参照)。</p> <p>また、「Ⅲ特定原子力施設の保安 第3編 2 放射性廃棄物等の管理に関する補足説明」での評価(約 <u>0.0088</u>mSv/年)に比べても低いと評価される。</p> <p>表5-4 大型カバー排気フィルタユニットからの放射性物質の放出による一般公衆の実効線量(mSv/年)</p> <table border="1" data-bbox="1555 919 2365 1068"> <thead> <tr> <th colspan="3">評価項目</th> <th rowspan="2">合計</th> </tr> <tr> <th>放射性雲</th> <th>吸入摂取</th> <th>地表沈着</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>約 <u>3.5×10⁻⁸</u></td> <td>約 <u>3.0×10⁻⁵</u></td> <td>約 <u>6.7×10⁻⁴</u></td> <td>約 <u>7.0×10⁻⁴</u></td> </tr> </tbody> </table> <p>(以下、省略)</p>	評価項目			合計	放射性雲	吸入摂取	地表沈着	約 <u>3.5×10⁻⁸</u>	約 <u>3.0×10⁻⁵</u>	約 <u>6.7×10⁻⁴</u>	約 <u>7.0×10⁻⁴</u>	<p>評価方法等の変更に伴う実効線量評価値の変更</p>
評価項目			合計																					
放射性雲	吸入摂取	地表沈着																						
約 <u>1.2×10⁻⁸</u>	約 <u>1.6×10⁻⁶</u>	約 <u>1.1×10⁻³</u>	約 <u>1.1×10⁻³</u>																					
評価項目			合計																					
放射性雲	吸入摂取	地表沈着																						
約 <u>3.5×10⁻⁸</u>	約 <u>3.0×10⁻⁵</u>	約 <u>6.7×10⁻⁴</u>	約 <u>7.0×10⁻⁴</u>																					

変更前	変更後	変更理由
<p style="text-align: right;">添付資料-3-3</p> <p style="text-align: center;">移送操作中の燃料集合体の落下</p> <p>(中略)</p> <p>3. 第4号機核分裂生成物の放出量及び線量の評価</p> <p>(中略)</p> <p>3.2. 線量当量の評価</p> <p>(1) 評価の前提</p> <p>大気中へ放出される核分裂生成物は、地上放出されるものとし、これによる実効線量の計算は、次の仮定に基づいて行う。</p> <p>a. 敷地境界外の地表空气中濃度は、<u>設置許可申請書添付書類六の「5.5 安全解析に使用する気象条件」に記述される</u>相対濃度に核分裂生成物の全放出量を乗じて求める。</p> <p>なお、相対濃度 (χ/Q) は<u>設置許可申請書記載の主蒸気管破断（地上放出）の値 3.4×10^{-5} s/m³</u>を適用する。</p> <p>b. 敷地境界外の希ガスによるγ線空気吸収線量は、<u>設置許可申請書添付書類六の「5.5 安全解析に使用する気象条件」に記述される</u>相対線量に希ガスの全放出量を乗じて求める。</p> <p>なお、相対線量 (D/Q) は<u>設置許可申請書記載の主蒸気管破断（地上放出）の値 3.4×10^{-19} Gy/Bq</u>を適用する。</p> <p>(2) 評価方法</p> <p>敷地境界外における実効線量は、次に述べる内部被ばくによる実効線量及び外部被ばく（γ線及びβ線）による実効線量の和として計算する。</p> <p>よう素の<u>内部被ばくによる</u>実効線量H_I (Sv) は、(3.2-1)式で計算する。</p> $H_I = R \cdot H_\infty \cdot \chi / Q \cdot Q_I \cdots \cdots \cdots (3.2-1)$ <p>ここで、</p> <p>R : 呼吸率 (m³/s)</p> <p>「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」の活動中の呼吸率（小児：0.31m³/h, 成人：1.2m³/h）を秒当たりに換算して用いる。</p> <p>H_∞ : よう素（I-131）を1Bq吸入した場合の実効線量</p> <p>（I-131, 小児：1.6×10⁻⁷Sv/Bq, 成人：2.0×10⁻⁸Sv/Bq）</p> <p>χ/Q : 相対濃度 (s/m³)</p> <p>Q_I : 事故期間中のよう素の大気放出量 (Bq)（I-131 等価量）</p> <p>希ガスの<u>γ線外部被ばくによる</u>実効線量H_γ (Sv) は、(3.2-2)式で計算する。</p> $H_\gamma = K \cdot D / Q \cdot Q_\gamma \cdots \cdots \cdots (3.2-2)$ <p>ここで、</p> <p>K : 空気吸収線量から実効線量への換算係数 (K=1Sv/Gy)</p> <p>D/Q : 相対線量 (Gy/Bq)</p>	<p style="text-align: right;">添付資料-3-3</p> <p style="text-align: center;">移送操作中の燃料集合体の落下</p> <p>(中略)</p> <p>3. 第4号機核分裂生成物の放出量及び線量の評価</p> <p>(中略)</p> <p>3.2. 線量の評価</p> <p>(1) 評価の前提</p> <p>大気中へ放出される核分裂生成物は、地上放出されるものとし、これによる実効線量の計算は、次の仮定に基づいて行う。</p> <p>a. 敷地境界外の地表空气中濃度は、<u>「Ⅱ2.1 原子炉压力容器・格納容器注水設備添付資料5別紙1」に記載の計算方法により求めた</u>相対濃度 (χ/Q) に核分裂生成物の全放出量を乗じて求める。</p> <p>なお、相対濃度 (χ/Q) は<u>福島第一原子力発電所原子炉設置許可申請書添付書類六に記載の主蒸気管破断（地上放出）と同じ計算条件で求めた値 9.7×10^{-5} s/m³</u>を適用する。</p> <p>b. 敷地境界外の希ガスからのγ線による空気吸収線量は、<u>「Ⅱ2.1 原子炉压力容器・格納容器注水設備添付資料5別紙1」に記載の計算方法により求めた</u>相対線量 (D/Q) に希ガスの全放出量を乗じて求める。</p> <p>なお、相対線量 (D/Q) は<u>相対濃度 (χ/Q) と同じ計算条件で求めた値 8.2×10^{-19} Gy/Bq</u>を適用する。</p> <p>(2) 評価方法</p> <p>敷地境界外における実効線量は、次に述べる内部被ばくによる実効線量及び外部被ばく（γ線及びβ線）による実効線量の和として計算する。</p> <p>よう素の<u>吸入摂取による内部被ばく</u>実効線量H_I (Sv) は、(3.2-1)式で計算する。</p> $H_I = R \cdot H_\infty \cdot \chi / Q \cdot Q_I \cdots \cdots \cdots (3.2-1)$ <p>ここで、</p> <p>R : 呼吸率 (m³/s)</p> <p>「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」の活動中の呼吸率（小児：0.31m³/h, 成人：1.2m³/h）を秒当たりに換算して用いる。</p> <p>H_∞ : よう素（I-131）を1Bq吸入した場合の実効線量</p> <p>（I-131, 小児：1.6×10⁻⁷Sv/Bq, 成人：2.0×10⁻⁸Sv/Bq）</p> <p>χ/Q : 相対濃度 (s/m³)</p> <p>Q_I : 事故期間中のよう素の大気放出量 (Bq)（I-131 等価量）</p> <p>希ガス<u>からのγ線による外部被ばく</u>実効線量H_γ (Sv) は、(3.2-2)式で計算する。</p> $H_\gamma = K \cdot D / Q \cdot Q_\gamma \cdots \cdots \cdots (3.2-2)$ <p>ここで、</p> <p>K : 空気吸収線量から実効線量への換算係数 (K=1Sv/Gy)</p> <p>D/Q : 相対線量 (Gy/Bq)</p>	<p>記載の適正化</p> <p>気象条件の変更に伴う記載の変更</p> <p>記載の適正化</p>

変更前	変更後	変更理由								
<p>Q_γ : 事故期間中の希ガスの大気放出量 (Bq) (γ線実効エネルギー0.5MeV換算値)</p> <p>希ガスの<u>β線外部被ばくによる</u>実効線量H_β (Sv) は、(3.2-3)式で計算する。 $H_\beta = 6.2 \times 10^{-14} \cdot \chi / Q \cdot Q_\beta \cdot E_\beta \cdot W_{TS} \dots \dots \dots$ (3.2-3)</p> <p>ここで、</p> <p>χ / Q : 相対濃度 (s/m³)</p> <p>Q_β : 事故期間中の希ガスの大気放出量 (Bq)</p> <p>E_β : β線のエネルギー (MeV) (0.251MeV Kr-85実効エネルギー)</p> <p>W_{TS} : 皮膚の組織荷重係数はICRP Publication.60の値を用いる。 (0.01)</p> <p>(3) 評価結果 上記の評価前提及び方法に基づき敷地境界外の実効線量を評価した結果は表3.2の通りである。</p> <p>表3.2 燃料集合体の落下時の実効線量</p> <table border="1" data-bbox="418 785 1023 879"> <tr> <td>実効線量 (小児)</td> <td>実効線量 (成人)</td> </tr> <tr> <td>約 <u>7.8×10^{-4}mSv</u></td> <td>約 <u>7.8×10^{-4}mSv</u></td> </tr> </table> <p>上記の値から判断して、本事象による周辺の公衆に与える放射線被ばくのリスクは十分に小さいものと考えられる。</p> <p>今回評価した実効線量は<u>設置許可申請書</u>での評価 (6.8×10^{-2}mSv) と比較して <u>2</u>桁以上減少しているが、その原因は、<u>設置許可申請書</u>の評価で排気筒放出であったものが、今回地上放出として評価することによる実効線量の上昇要因があるものの、冷却が進んだことによる希ガス及びヨウ素の減少効果がそれ以上に大きいことである。</p> <p>3.3. 判断基準への適合性の検討 3.1, 3.2に示した通り、周辺公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。</p> <p>4. 第3号機核分裂生成物の放出量及び線量の評価 (中略)</p> <p>4.2. 線量当量の評価 (1) 評価の前提 大気中へ放出される核分裂生成物は、地上放出されるものとし、これによる実効線量の計算は、次の仮定に基づいて行う。</p> <p>a. 敷地境界外の地表空气中濃度は、<u>設置許可申請書添付書類六の「5.5 安全解析に使用する気象条件」に記載される</u>相対濃度に核分裂生成物の全放出量を乗じて求める。 <u>なお、相対濃度 (χ / Q) は設置許可申請書記載の主蒸気管破断 (地上放出) の値 2.6×10^{-5}s/m³ を適用する。</u></p>	実効線量 (小児)	実効線量 (成人)	約 <u>7.8×10^{-4}mSv</u>	約 <u>7.8×10^{-4}mSv</u>	<p>Q_γ : 事故期間中の希ガスの大気放出量 (Bq) (γ線実効エネルギー0.5MeV換算値)</p> <p>希ガス<u>からのβ線による外部被ばく</u>実効線量H_β (Sv) は、(3.2-3)式で計算する。 $H_\beta = 6.2 \times 10^{-14} \cdot \chi / Q \cdot Q_\beta \cdot E_\beta \cdot W_{TS} \dots \dots \dots$ (3.2-3)</p> <p>ここで、</p> <p>χ / Q : 相対濃度 (s/m³)</p> <p>Q_β : 事故期間中の希ガスの大気放出量 (Bq)</p> <p>E_β : β線のエネルギー (MeV) (0.251MeV Kr-85実効エネルギー)</p> <p>W_{TS} : 皮膚の組織荷重係数はICRP Publication.60の値を用いる。 (0.01)</p> <p>(3) 評価結果 上記の評価前提及び方法に基づき敷地境界外の実効線量を評価した結果は表3.2の通りである。</p> <p>表3.2 燃料集合体の落下時の実効線量</p> <table border="1" data-bbox="1718 785 2323 879"> <tr> <td>実効線量 (小児)</td> <td>実効線量 (成人)</td> </tr> <tr> <td>約 <u>2.1×10^{-3}mSv</u></td> <td>約 <u>2.1×10^{-3}mSv</u></td> </tr> </table> <p>上記の値から判断して、本事象による周辺の公衆に与える放射線被ばくのリスクは十分に小さいものと考えられる。</p> <p>今回評価した実効線量は<u>福島第一原子力発電所原子炉設置許可申請書添付書類十に記載の燃料集合体落下事故</u>での評価 (6.8×10^{-2}mSv) と比較して <u>1</u>桁以上減少しているが、その原因は、<u>原子炉設置許可申請書</u>の評価で排気筒放出であったものが、今回地上放出として評価することによる実効線量の上昇要因があるものの、冷却が進んだことによる希ガス及びヨウ素の減少効果がそれ以上に大きいことである。</p> <p>3.3. 判断基準への適合性の検討 3.1, 3.2に示した通り、周辺公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。</p> <p>4. 第3号機核分裂生成物の放出量及び線量の評価 (中略)</p> <p>4.2. 線量の評価 (1) 評価の前提 大気中へ放出される核分裂生成物は、地上放出されるものとし、これによる実効線量の計算は、次の仮定に基づいて行う。</p> <p>a. 敷地境界外の地表空气中濃度は、<u>「Ⅱ2.1 原子炉压力容器・格納容器注水設備添付資料5別紙1」に記載の</u>相対濃度 ($\chi / Q : 8.1 \times 10^{-5}$s/m³) に核分裂生成物の全放出量を乗じて求める。</p>	実効線量 (小児)	実効線量 (成人)	約 <u>2.1×10^{-3}mSv</u>	約 <u>2.1×10^{-3}mSv</u>	<p>記載の適正化</p> <p>気象条件の変更に伴う実効線量評価値の変更</p> <p>記載の適正化</p> <p>気象条件の変更に伴う記載の変更</p>
実効線量 (小児)	実効線量 (成人)									
約 <u>7.8×10^{-4}mSv</u>	約 <u>7.8×10^{-4}mSv</u>									
実効線量 (小児)	実効線量 (成人)									
約 <u>2.1×10^{-3}mSv</u>	約 <u>2.1×10^{-3}mSv</u>									

変更前	変更後	変更理由								
<p>b. 敷地境界外の希ガスによるγ線空気吸収線量は、<u>設置許可申請書添付書類六の「5.5 安全解析に使用する気象条件」に記述される</u>相対線量に希ガスの全放出量を乗じて求める。 <u>なお、相対線量(D/Q)は設置許可申請書記載の主蒸気管破断(地上放出)の値 3.0×10⁻¹⁹Gy/Bqを適用する。</u></p> <p>(2) 評価方法 敷地境界外における実効線量は、次に述べる内部被ばくによる実効線量及び外部被ばく(γ線及びβ線)による実効線量の和として計算する。 よう素の<u>内部被ばくによる</u>実効線量H_I(Sv)は、(4.2-1)式で計算する。 $H_I = R \cdot H_\infty \cdot \chi / Q \cdot Q_I \dots\dots\dots (4.2-1)$ ここで、 R : 呼吸率 (m³/s) 「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」の活動中の呼吸率(小児:0.31m³/h,成人:1.2m³/h)を秒当りに換算して用いる。 H_∞ : よう素(I-131)を1Bq吸入した場合の<u>小児</u>の実効線量 (I-131,小児:1.6×10⁻⁷Sv/Bq,成人:2.0×10⁻⁸Sv/Bq) χ/Q : 相対濃度 (s/m³) Q_I : 事故期間中のよう素の大気放出量 (Bq) (I-131 等価量) 希ガスの<u>γ線外部被ばくによる</u>実効線量H_γ(Sv)は、(4.2-2)式で計算する。 $H_\gamma = K \cdot D / Q \cdot Q_\gamma \dots\dots\dots (4.2-2)$ ここで、 K : 空気吸収線量から実効線量への換算係数 (K=1Sv/Gy) D/Q : 相対線量 (Gy/Bq) Q_γ : 事故期間中の希ガスの大気放出量 (Bq) (γ線実効エネルギー0.5MeV換算値) 希ガスの<u>β線外部被ばくによる</u>実効線量H_β(Sv)は、(4.2-3)式で計算する。 $H_\beta = 6.2 \times 10^{-14} \cdot \chi / Q \cdot Q_\beta \cdot E_\beta \cdot W_{TS} \dots\dots\dots (4.2-3)$ ここで、 χ/Q : 相対濃度 (s/m³) Q_β : 事故期間中の希ガスの大気放出量 (Bq) E_β : β線のエネルギー (MeV) (0.251MeV Kr-85 実効エネルギー) W_{TS} : 皮膚の組織荷重係数は ICRP Publication. 60 の値を用いる。 (0.01)</p> <p>(3) 評価結果 上記の評価前提及び方法に基づき敷地境界外の実効線量を評価した結果は表 4.2 の通りである。 表 4.2 燃料集合体の落下時の実効線量</p> <table border="1" data-bbox="418 1816 1023 1913"> <tr> <td>実効線量 (小児)</td> <td>実効線量 (成人)</td> </tr> <tr> <td>約 <u>6.2×10⁻⁴mSv</u></td> <td>約 <u>6.2×10⁻⁴mSv</u></td> </tr> </table>	実効線量 (小児)	実効線量 (成人)	約 <u>6.2×10⁻⁴mSv</u>	約 <u>6.2×10⁻⁴mSv</u>	<p>b. 敷地境界外の希ガスによるγ線空気吸収線量は、「<u>Ⅱ2.1 原子炉压力容器・格納容器注水設備添付資料5別紙1</u>」に記載の相対線量 (D/Q : <u>7.3×10⁻¹⁹Gy/Bq</u>) に希ガスの全放出量を乗じて求める。</p> <p>(2) 評価方法 敷地境界外における実効線量は、次に述べる内部被ばくによる実効線量及び外部被ばく(γ線及びβ線)による実効線量の和として計算する。 よう素の<u>吸入摂取による内部被ばく</u>実効線量H_I(Sv)は、(4.2-1)式で計算する。 $H_I = R \cdot H_\infty \cdot \chi / Q \cdot Q_I \dots\dots\dots (4.2-1)$ ここで、 R : 呼吸率 (m³/s) 「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」の活動中の呼吸率(小児:0.31m³/h,成人:1.2m³/h)を秒当りに換算して用いる。 H_∞ : よう素(I-131)を1Bq吸入した場合の実効線量 (I-131,小児:1.6×10⁻⁷Sv/Bq,成人:2.0×10⁻⁸Sv/Bq) χ/Q : 相対濃度 (s/m³) Q_I : 事故期間中のよう素の大気放出量 (Bq) (I-131 等価量) 希ガス<u>からのγ線による外部被ばく</u>実効線量H_γ(Sv)は、(4.2-2)式で計算する。 $H_\gamma = K \cdot D / Q \cdot Q_\gamma \dots\dots\dots (4.2-2)$ ここで、 K : 空気吸収線量から実効線量への換算係数 (K=1Sv/Gy) D/Q : 相対線量 (Gy/Bq) Q_γ : 事故期間中の希ガスの大気放出量 (Bq) (γ線実効エネルギー0.5MeV換算値) 希ガス<u>からのβ線による外部被ばく</u>実効線量H_β(Sv)は、(4.2-3)式で計算する。 $H_\beta = 6.2 \times 10^{-14} \cdot \chi / Q \cdot Q_\beta \cdot E_\beta \cdot W_{TS} \dots\dots\dots (4.2-3)$ ここで、 χ/Q : 相対濃度 (s/m³) Q_β : 事故期間中の希ガスの大気放出量 (Bq) E_β : β線のエネルギー (MeV) (0.251MeV Kr-85 実効エネルギー) W_{TS} : 皮膚の組織荷重係数は ICRP Publication. 60 の値を用いる。 (0.01)</p> <p>(3) 評価結果 上記の評価前提及び方法に基づき敷地境界外の実効線量を評価した結果は表 4.2 の通りである。 表 4.2 燃料集合体の落下時の実効線量</p> <table border="1" data-bbox="1718 1816 2323 1913"> <tr> <td>実効線量 (小児)</td> <td>実効線量 (成人)</td> </tr> <tr> <td>約 <u>1.8×10⁻³mSv</u></td> <td>約 <u>1.8×10⁻³mSv</u></td> </tr> </table>	実効線量 (小児)	実効線量 (成人)	約 <u>1.8×10⁻³mSv</u>	約 <u>1.8×10⁻³mSv</u>	<p>気象条件の変更に伴う記載の変更</p> <p>記載の適正化</p> <p>気象条件の変更に伴う実効線量評価値の変更</p>
実効線量 (小児)	実効線量 (成人)									
約 <u>6.2×10⁻⁴mSv</u>	約 <u>6.2×10⁻⁴mSv</u>									
実効線量 (小児)	実効線量 (成人)									
約 <u>1.8×10⁻³mSv</u>	約 <u>1.8×10⁻³mSv</u>									

福島第一原子力発電所 特定原子力施設に係る実施計画変更比較表（第Ⅱ章 2.11 使用済燃料プールからの燃料取り出し設備）

変更前	変更後	変更理由
<p>上記の値から判断して、本事象による周辺の公衆に与える放射線被ばくのリスクは十分に小さいものと考えられる。</p> <p>今回評価した実効線量は<u>設置許可申請書</u>での評価（6.8×10^{-2}mSv）と比較して <u>2</u> 桁以上減少しているが、その原因は、<u>設置許可申請書</u>の評価で排気筒放出であったものが、今回地上放出として評価することによる実効線量の上昇要因があるものの、冷却が進んだことによる希ガス及びよう素の減少効果がそれ以上に大きいことである。</p> <p>4.3. 判断基準への適合性の検討</p> <p>4.1, 4.2 に示した通り、周辺公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。</p> <p>5. 第2号機核分裂生成物の放出量及び線量の評価 (中略)</p> <p>5.2. 線量当量の評価 (1) 評価の前提</p> <p>大気中へ放出される核分裂生成物は、地上放出されるものとし、これによる実効線量の計算は、次の仮定に基づいて行う。</p> <p>a. 敷地境界外の地表空気中濃度は、<u>設置許可申請書添付書類六の「5.5 安全解析に使用する気象条件」に記述される</u>相対濃度に核分裂生成物の全放出量を乗じて求める。<u>なお、相対濃度 (χ/Q) は保守的な評価となる設置許可申請書記載の2号機の主蒸気管破断(地上放出)の値 2.0×10^{-5}s/m³を適用する。</u></p> <p>b. 敷地境界外の希ガスによるγ線空気吸収線量は、<u>設置許可申請書添付書類六の「5.5 安全解析に使用する気象条件」に記述される</u>相対線量に希ガスの全放出量を乗じて求める。<u>なお、相対線量 (D/Q) は保守的な評価となる設置許可申請書記載の2号機の主蒸気管破断(地上放出)の値 2.4×10^{-19}Gy/Bqを適用する。</u></p> <p>(2) 評価方法</p> <p>設置許可申請書添付書類十の「3.4.3 燃料集合体の落下」<u>ならびに</u>「4.1.1 原子炉冷却材喪失」と同様の方法で評価する。</p> <p>敷地境界外における実効線量は、次に述べる内部被ばくによる実効線量及び外部被ばくによる実効線量の和として計算する。</p> <p>よう素の<u>内部被ばくによる</u>実効線量H_I (Sv) は、(5.2-1)式で計算する。</p> $H_I = R \cdot H_\infty \cdot \chi / Q \cdot Q_I \cdots \cdots (5.2-1)$ <p>ここで、</p> <p>R : 呼吸率 (m³/s) 「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」の活動中の呼吸率を秒当りに換算して用いる。 (小児 : 0.31m³/h, 成人 : 1.2m³/h)</p> <p>H_∞ : よう素 (I-131) を 1Bq 吸入した場合の実効線量</p>	<p>上記の値から判断して、本事象による周辺の公衆に与える放射線被ばくのリスクは十分に小さいものと考えられる。</p> <p>今回評価した実効線量は<u>福島第一原子力発電所原子炉設置許可申請書添付書類十に記載の燃料集合体落下事故</u>での評価（6.8×10^{-2}mSv）と比較して <u>1</u> 桁以上減少しているが、その原因は、<u>原子炉設置許可申請書</u>の評価で排気筒放出であったものが、今回地上放出として評価することによる実効線量の上昇要因があるものの、冷却が進んだことによる希ガス及びよう素の減少効果がそれ以上に大きいことである。</p> <p>4.3. 判断基準への適合性の検討</p> <p>4.1, 4.2 に示した通り、周辺公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。</p> <p>5. 第2号機核分裂生成物の放出量及び線量の評価 (中略)</p> <p>5.2. 線量の評価 (1) 評価の前提</p> <p>大気中へ放出される核分裂生成物は、地上放出されるものとし、これによる実効線量の計算は、次の仮定に基づいて行う。</p> <p>a. 敷地境界外の地表空気中濃度は、<u>「Ⅱ2.1 原子炉压力容器・格納容器注水設備添付資料5別紙1」に記載の</u>相対濃度 ($\chi/Q : 6.9 \times 10^{-5}$s/m³) に核分裂生成物の全放出量を乗じて求める。</p> <p>b. 敷地境界外の希ガスからのγ線による空気吸収線量は、<u>「Ⅱ2.1 原子炉压力容器・格納容器注水設備添付資料5別紙1」に記載の</u>相対線量 ($D/Q : 6.6 \times 10^{-19}$Gy/Bq) に希ガスの全放出量を乗じて求める。</p> <p>(2) 評価方法</p> <p><u>福島第一原子力発電所原子炉設置許可申請書添付書類十の「3.4.3 燃料集合体の落下」並びに</u>「4.1.1 原子炉冷却材喪失」と同様の方法で評価する。</p> <p>敷地境界外における実効線量は、次に述べる内部被ばくによる実効線量及び外部被ばくによる実効線量の和として計算する。</p> <p>よう素の<u>吸入摂取による内部被ばく</u>実効線量H_I (Sv) は、(5.2-1)式で計算する。</p> $H_I = R \cdot H_\infty \cdot \chi / Q \cdot Q_I \cdots \cdots (5.2-1)$ <p>ここで、</p> <p>R : 呼吸率 (m³/s) 「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」の活動中の呼吸率を秒当りに換算して用いる。 (小児 : 0.31m³/h, 成人 : 1.2m³/h)</p> <p>H_∞ : よう素 (I-131) を 1Bq 吸入した場合の実効線量</p>	<p>記載の適正化</p> <p>気象条件の変更に伴う記載の変更</p> <p>記載の適正化</p>

変更前	変更後	変更理由								
<p>(小児：1.6×10^{-7}Sv/Bq, 成人：2.0×10^{-8}Sv/Bq)</p> <p>χ/Q : 相対濃度 (s/m³)</p> <p>Q_I : よう素の大気放出量 (Bq) (I-131 等価量)</p> <p>希ガスの<u>γ線外部被ばくによる</u>実効線量H_γ (Sv) は, (5.2-2)式で計算する。</p> $H_\gamma = K \cdot D/Q \cdot Q_\gamma \dots \dots \dots (5.2-2)$ <p>ここで,</p> <p>K : 空気吸収線量から実効線量への換算係数 (1Sv/Gy)</p> <p>D/Q : 相対線量 (Gy/Bq)</p> <p>Q_γ : 希ガスの大気放出量 (Bq) (γ線実効エネルギー0.5MeV 換算値)</p> <p>また, 希ガスの<u>β線外部被ばくによる</u>実効線量H_β (Sv) は, (5.2-3)式で計算する。</p> $H_\beta = 6.2 \times 10^{-14} \cdot \chi/Q \cdot Q_\beta \cdot E_\beta \cdot W_{TS} \dots \dots \dots (5.2-3)$ <p>ここで,</p> <p>χ/Q : 相対濃度 (s/m³)</p> <p>Q_β : 希ガスの大気放出量 (Bq)</p> <p>E_β : β線実効エネルギー「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」を用いる。(0.251MeV Kr-85 実効エネルギー)</p> <p>W_{TS} : 皮膚の組織荷重係数は ICRP Pub1.60 の値を用いる。(0.01)</p> <p>(3) 評価結果</p> <p>上記の評価前提及び方法に基づき敷地境界外の実効線量を評価した結果は表 5.2 の通りである。</p> <p>表 5.2 燃料集合体の落下時の実効線量</p> <table border="1" data-bbox="418 1100 1023 1192"> <thead> <tr> <th>実効線量 (小児)</th> <th>実効線量 (成人)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>約 4.8×10^{-4}mSv</td> <td>約 4.8×10^{-4}mSv</td> </tr> </tbody> </table> <p>上記の値から判断して, 本事象による周辺の公衆に与える放射線被ばくのリスクは十分に小さいものと考えられる。</p> <p>今回評価した実効線量は<u>設置許可申請書</u>での評価 (6.4×10^{-2}mSv) と比較して <u>2</u> 桁以上減少しているが, その原因は, <u>設置許可申請書</u>の評価で排気筒放出であったものが, 今回地上放出として評価することによる実効線量の上昇要因があるものの, 冷却が進んだことによる希ガス及びよう素の減少効果がそれ以上に大きいことである。</p> <p>5.3. 判断基準への適合性の検討</p> <p>5.1, 5.2 に示した通り, 周辺公衆に対し, 著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。</p> <p>(以下、省略)</p>	実効線量 (小児)	実効線量 (成人)	約 4.8×10^{-4} mSv	約 4.8×10^{-4} mSv	<p>(小児：1.6×10^{-7}Sv/Bq, 成人：2.0×10^{-8}Sv/Bq)</p> <p>χ/Q : 相対濃度 (s/m³)</p> <p>Q_I : よう素の大気放出量 (Bq) (I-131 等価量)</p> <p>希ガス<u>からのγ線による外部被ばく</u>実効線量H_γ (Sv) は, (5.2-2)式で計算する。</p> $H_\gamma = K \cdot D/Q \cdot Q_\gamma \dots \dots \dots (5.2-2)$ <p>ここで,</p> <p>K : 空気吸収線量から実効線量への換算係数 (1Sv/Gy)</p> <p>D/Q : 相対線量 (Gy/Bq)</p> <p>Q_γ : 希ガスの大気放出量 (Bq) (γ線実効エネルギー0.5MeV 換算値)</p> <p>また, 希ガス<u>からのβ線による外部被ばく</u>実効線量H_β (Sv) は, (5.2-3)式で計算する。</p> $H_\beta = 6.2 \times 10^{-14} \cdot \chi/Q \cdot Q_\beta \cdot E_\beta \cdot W_{TS} \dots \dots \dots (5.2-3)$ <p>ここで,</p> <p>χ/Q : 相対濃度 (s/m³)</p> <p>Q_β : 希ガスの大気放出量 (Bq)</p> <p>E_β : β線実効エネルギー「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」を用いる。(0.251MeV Kr-85 実効エネルギー)</p> <p>W_{TS} : 皮膚の組織荷重係数は ICRP Pub1.60 の値を用いる。(0.01)</p> <p>(3) 評価結果</p> <p>上記の評価前提及び方法に基づき敷地境界外の実効線量を評価した結果は表 5.2 の通りである。</p> <p>表 5.2 燃料集合体の落下時の実効線量</p> <table border="1" data-bbox="1718 1100 2323 1192"> <thead> <tr> <th>実効線量 (小児)</th> <th>実効線量 (成人)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>約 1.6×10^{-3}mSv</td> <td>約 1.6×10^{-3}mSv</td> </tr> </tbody> </table> <p>上記の値から判断して, 本事象による周辺の公衆に与える放射線被ばくのリスクは十分に小さいものと考えられる。</p> <p>今回評価した実効線量は<u>福島第一原子力発電所原子炉設置許可申請書添付書類十に記載の燃料集合体落下事故</u>での評価 (6.4×10^{-2}mSv) と比較して <u>1</u> 桁以上減少しているが, その原因は, <u>原子炉設置許可申請書</u>の評価で排気筒放出であったものが, 今回地上放出として評価することによる実効線量の上昇要因があるものの, 冷却が進んだことによる希ガス及びよう素の減少効果がそれ以上に大きいことである。</p> <p>5.3. 判断基準への適合性の検討</p> <p>5.1, 5.2 に示した通り, 周辺公衆に対し, 著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。</p> <p>(以下、省略)</p>	実効線量 (小児)	実効線量 (成人)	約 1.6×10^{-3} mSv	約 1.6×10^{-3} mSv	<p>記載の適正化</p> <p>気象条件の変更に伴う実効線量評価値の変更</p> <p>記載の適正化</p>
実効線量 (小児)	実効線量 (成人)									
約 4.8×10^{-4} mSv	約 4.8×10^{-4} mSv									
実効線量 (小児)	実効線量 (成人)									
約 1.6×10^{-3} mSv	約 1.6×10^{-3} mSv									

福島第一原子力発電所 特定原子力施設に係る実施計画変更比較表（第II章 2.12 使用済燃料共用プール設備）

変更前	変更後	変更理由
<p style="text-align: right;">添付資料-11</p> <p style="text-align: center;">共用プール建屋廃液移送系について</p> <p>(中略)</p> <p>10. 準拠規格・基準類</p> <p>廃液移送系の配管で使用する主要材料については、以下の規格・基準類に準拠する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (JSME S NC1-2005/2007) ・原子力発電所耐震設計技術規程 (JEAC-4601(2008)) ・日本工業規格 (JIS 規格) ・国際標準化機構規格 (ISO 規格) ・日本水道協会規格 (JWWA 規格) ・原子力発電所耐震設計技術指針 (JEAG4601) <p>11. 構造強度評価</p> <p>11.1 構造強度評価の基本方針</p> <p>廃液移送系を構成する機器は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（平成 25 年 6 月 28 日原子力規制委員会規則第 6 号）」において、廃棄物処理設備に相当するクラス 3 機器に準ずるものと位置付けられる。</p> <p>廃液移送系については、「JSME S NC-1 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (JSME 規格)」(以下、「JSME 規格」という。), 日本工業規格 (JIS 規格) 等の国内外の民間規格に適合した工業用品の採用, またはこれらと同等の技術的妥当性を有する規格での設計・製作・検査を行う。</p> <p>また, JSME 規格で規定される材料の日本工業規格 (JIS 規格) 年度指定は, 技術的妥当性の範囲において材料調達性の観点から考慮しない場合もある。</p> <p>さらに, JSME 規格に記載のない非金属材料 (耐圧ホース, ポリエチレン管等) については, 現場の作業環境等から採用を継続する必要があるが, これらの機器等については, 日本工業規格 (JIS 規格) や日本水道協会規格 (JWWA 規格), 製品の試験データ等を用いて設計を行う。</p> <p>(以下、省略)</p>	<p style="text-align: right;">添付資料-11</p> <p style="text-align: center;">共用プール建屋廃液移送系について</p> <p>(中略)</p> <p>10. 準拠規格・基準類</p> <p>廃液移送系の配管で使用する主要材料については、以下の規格・基準類に準拠する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (JSME S NC1-2005/2007) ・原子力発電所耐震設計技術規程 (JEAC-4601(2008)) ・日本産業規格 (JIS 規格) ・国際標準化機構規格 (ISO 規格) ・日本水道協会規格 (JWWA 規格) ・原子力発電所耐震設計技術指針 (JEAG4601) <p>11. 構造強度評価</p> <p>11.1 構造強度評価の基本方針</p> <p>廃液移送系を構成する機器は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（平成 25 年 6 月 28 日原子力規制委員会規則第 6 号）」において、廃棄物処理設備に相当するクラス 3 機器に準ずるものと位置付けられる。</p> <p>廃液移送系については、「JSME S NC-1 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (JSME 規格)」(以下、「JSME 規格」という。), 日本産業規格 (JIS 規格) 等の国内外の民間規格に適合した工業用品の採用, またはこれらと同等の技術的妥当性を有する規格での設計・製作・検査を行う。</p> <p>また, JSME 規格で規定される材料の日本産業規格 (JIS 規格) 年度指定は, 技術的妥当性の範囲において材料調達性の観点から考慮しない場合もある。</p> <p>さらに, JSME 規格に記載のない非金属材料 (耐圧ホース, ポリエチレン管等) については, 現場の作業環境等から採用を継続する必要があるが, これらの機器等については, 日本産業規格 (JIS 規格) や日本水道協会規格 (JWWA 規格), 製品の試験データ等を用いて設計を行う。</p> <p>(以下、省略)</p>	<p>記載の適正化</p>

福島第一原子力発電所 特定原子力施設に係る実施計画変更比較表（第Ⅱ章 2.16.2 増設多核種除去設備）

変更前	変更後	変更理由
<p style="text-align: right;">添付資料 3</p> <p style="text-align: center;">増設多核種除去設備の耐震性に関する計算書</p> <p>(中略)</p> <p style="text-align: right;">別紙-2</p> <p style="text-align: center;">耐震クラスの設定について</p> <p>増設多核種除去設備を構成する機器のうち放射性物質を内包するものは、2021年9月8日の原子力規制委員会で示された耐震設計の考え方を踏まえ、その安全機能の重要度、地震によって機能の喪失を起こした場合の安全上の影響（公衆への被ばく影響）や廃炉活動への影響等を考慮した上で、核燃料物質を非密封で扱う燃料加工施設や使用施設等における耐震クラス分類を参考にして適切な耐震設計上の区分を行うとともに、適切と考えられる設計用地震力に耐えられる設計とする。</p> <p>本資料では、上記の方針に基づく耐震クラスの設定について記載する。</p> <p>ただし、本資料に記載が無い、2021年9月8日以前に認可された機器については、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」を参考にして耐震クラスを分類している。</p> <p>1. B+クラスに設定する設備</p> <p>(1) 対象設備</p> <p>反応／凝集槽、沈殿槽、上澄み水タンク、スラリー循環ポンプ、上澄み水ポンプ、反応／凝集・沈殿槽スキッド、上澄み水タンクスキッド、凝集沈殿ポンプスキッド <u>および</u> これらに接続する主配管。</p> <p>(2) 設定の理由</p> <p>a. 破損シナリオ</p> <p>地震により安全機能を失った際の公衆への被ばく影響を評価するため、増設多核種除去設備の各機器が破損して内包する液体放射性物質が漏えいすることを想定する。なお、破損を想定する各機器には、(1) 対象設備に加えて、2021年9月8日以前に認可された機器を含む。</p> <p>b. 影響評価</p> <p>敷地境界線量評価の対象としている機器に設置している <u>遮へい</u> 等（各タンクの厚さ含む）が消失することを想定し、これにより放射線量が増大する影響を簡易的に評価した結果、最寄りの敷地境界（評価点 No. 70）の線量は年間 1.36mSv 程度になると評価した。</p> <p>なお、敷地境界線量評価の対象としている機器は、処理水受入タンク、共沈供給タンクスキッド、クロスフローフィルタスキッド、吸着塔、H I C（スラリー用及び吸着材用）、反応／凝集槽、沈殿槽、上澄み水タンクであり、これらの鉄 <u>遮へい</u> が 5cm 消失することで線量が 10 倍になると設定して評価した。</p> <p>また、各機器の破損により漏出した放射性物質を最寄りの敷地境界にいる公衆が吸引することにより、<u>0.08mSv</u> 程度の線量影響が有ると評価した。（表 1 参照）</p> <p>なお、1年の間に線源の除去もしくは <u>遮へい</u> による線量低減は十分可能であること、安全機能を失うような地震が発生したとしても、機器が全て破損することは無いと想定されることから、評価シナリオは保守性を有している。</p> <p>c. 耐震クラス</p> <p>破損シナリオによる公衆への被ばく影響は <u>1.44mSv</u> 程度であり 50 μ Sv～5mSv の範囲であること、増設多核種除去設備は供用期間が長期間であることから、耐震クラスは B+クラスと評価する。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 3</p> <p style="text-align: center;">増設多核種除去設備の耐震性に関する計算書</p> <p>(中略)</p> <p style="text-align: right;">別紙-2</p> <p style="text-align: center;">耐震クラスの設定について</p> <p>増設多核種除去設備を構成する機器のうち放射性物質を内包するものは、2021年9月8日の原子力規制委員会で示された耐震設計の考え方を踏まえ、その安全機能の重要度、地震によって機能の喪失を起こした場合の安全上の影響（公衆への被ばく影響）や廃炉活動への影響等を考慮した上で、核燃料物質を非密封で扱う燃料加工施設や使用施設等における耐震クラス分類を参考にして適切な耐震設計上の区分を行うとともに、適切と考えられる設計用地震力に耐えられる設計とする。</p> <p>本資料では、上記の方針に基づく耐震クラスの設定について記載する。</p> <p>ただし、本資料に記載が無い、2021年9月8日以前に認可された機器については、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」を参考にして耐震クラスを分類している。</p> <p>1. B+クラスに設定する設備</p> <p>(1) 対象設備</p> <p>反応／凝集槽、沈殿槽、上澄み水タンク、スラリー循環ポンプ、上澄み水ポンプ、反応／凝集・沈殿槽スキッド、上澄み水タンクスキッド、凝集沈殿ポンプスキッド <u>及び</u> これらに接続する主配管。</p> <p>(2) 設定の理由</p> <p>a. 破損シナリオ</p> <p>地震により安全機能を失った際の公衆への被ばく影響を評価するため、増設多核種除去設備の各機器が破損して内包する液体放射性物質が漏えいすることを想定する。なお、破損を想定する各機器には、(1) 対象設備に加えて、2021年9月8日以前に認可された機器を含む。</p> <p>b. 影響評価</p> <p>敷地境界線量評価の対象としている機器に設置している <u>遮蔽</u> 等（各タンクの厚さ含む）が消失することを想定し、これにより放射線量が増大する影響を簡易的に評価した結果、最寄りの敷地境界（評価点 No. 70）の線量は年間 1.36mSv 程度になると評価した。</p> <p>なお、敷地境界線量評価の対象としている機器は、処理水受入タンク、共沈供給タンクスキッド、クロスフローフィルタスキッド、吸着塔、H I C（スラリー用及び吸着材用）、反応／凝集槽、沈殿槽、上澄み水タンクであり、これらの鉄 <u>遮蔽</u> が 5cm 消失することで線量が 10 倍になると設定して評価した。</p> <p>また、各機器の破損により漏出した放射性物質を最寄りの敷地境界にいる公衆が吸引することにより、<u>0.22mSv</u> 程度の線量影響が有ると評価した（表 1 参照）。</p> <p>なお、1年の間に線源の除去もしくは <u>遮蔽</u> による線量低減は十分可能であること、安全機能を失うような地震が発生したとしても、機器が全て破損することは無いと想定されることから、評価シナリオは保守性を有している。</p> <p>c. 耐震クラス</p> <p>破損シナリオによる公衆への被ばく影響は <u>1.58mSv</u> 程度であり 50 μ Sv～5mSv の範囲であること、増設多核種除去設備は供用期間が長期間であることから、耐震クラスは B+クラスと評価する。</p>	<p>記載の適正化</p> <p>気象条件の変更及び評価パラメータの変更に伴う評価値の変更</p>

福島第一原子力発電所 特定原子力施設に係る実施計画変更比較表（第II章 2.16.2 増設多核種除去設備）

変更前					変更後					変更理由
表1 漏出した放射性物質を公衆が吸引した場合の線量簡易評価					表1 漏出した放射性物質を公衆が吸引した場合の線量簡易評価					記載の適正化
項目	記号	単位	値	備考	項目	記号	単位	値	備考	
放射性物質質量	MAR	Bq	4.10E+14	実施計画記載の敷地境界線量評価条件より設定。核種はSr-90	放射性物質質量	MAR	Bq	4.10E+14	実施計画記載の敷地境界線量評価条件より設定。核種はSr-90	
MARのうち事故の影響を受ける割合	DR	-	1	全機器が損傷するとして保守側に設定	MARのうち事故の影響を受ける割合	DR	-	1	全機器が損傷するとして保守側に設定	
雰囲気中に放出され浮遊する割合	ARF	-	5.00E-05	出典 ^{※1} より	雰囲気中に放出され浮遊する割合	ARF	-	5.00E-05	出典 ^{※1} より	
肺に吸入され得る微粒子の割合	RF	-	1	知見となるデータが無いため保守側に設定	肺に吸入され得る微粒子の割合	RF	-	1	知見となるデータが無いため保守側に設定	
環境中へ漏れ出る割合	LPF	-	1	機器・建物の損傷の程度を考慮せず保守側に設定	環境中へ漏れ出る割合	LPF	-	1	機器・建物の損傷の程度を考慮せず保守側に設定	
五因子法 ^{※2} による放射性物質放出量	ST	Bq	2.05E+10	MAR×DR×ARF×RF×LPF	五因子法 ^{※2} による放射性物質放出量	ST	Bq	2.05E+10	MAR×DR×ARF×RF×LPF	
一般公衆の呼吸率	Ma	m ³ /s	2.57E-04	出典 ^{※3} より 2.22E+07cm ³ /日を換算	一般公衆の呼吸率	Ma	m ³ /s	2.57E-04	出典 ^{※3} より 2.22E+07cm ³ /日を換算	
実効線量換算係数	H	mSv/Bq	7.7E-05	出典 ^{※4} より Sr-90 の値	実効線量係数	H	mSv/Bq	1.6E-04	出典 ^{※4} より Sr-90 の値	
発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針による相対濃度	χ/Q	s/m ³	1.95E-04	大気安定度:D, 風速3.1m/s, 敷地境界まで440m	発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針による相対濃度	χ/Q	s/m ³	2.63E-04	大気安定度:D ^{※5} , 風速2.3m/s ^{※5} , 敷地境界まで440m	
公衆が漏出した放射性物質を吸引することによる内部被ばく線量	Di	mSv	7.91E-02	ST×(χ/Q)×Ma×H	公衆が漏出した放射性物質を吸引することによる内部被ばく線量	Di	mSv	2.22E-01	ST×(χ/Q)×Ma×H	
<p>※1 : U.S. Department of Energy, AIRBORNE RELEASE FRACTIONS/RATES AND RESPIRABLE FRACTIONS FOR NONREACTOR NUCLEAR FACILITIES, Volume I - Analysis of Experimental Data, DOE-HDBK-3010-94 December 1994</p> <p>※2 : 五因子法とは、核燃料サイクル施設の事故解析ハンドブック (NUREG/CR-6410) に記載された簡易的に放射性物質の放出量を評価する手法である。</p> <p>※3 : 発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標に対する評価指針</p> <p>※4 : 核原料物質又は核燃料物質の精錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示</p> <p>(以下、省略)</p>					<p>※1 : U.S. Department of Energy, AIRBORNE RELEASE FRACTIONS/RATES AND RESPIRABLE FRACTIONS FOR NONREACTOR NUCLEAR FACILITIES, Volume I - Analysis of Experimental Data, DOE-HDBK-3010-94 December 1994</p> <p>※2 : 五因子法とは、核燃料サイクル施設の事故解析ハンドブック (NUREG/CR-6410) に記載された簡易的に放射性物質の放出量を評価する手法である。</p> <p>※3 : 発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標に対する評価指針</p> <p>※4 : ICRP Publication 72:Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides;Part 5 Complitation of Ingestion and Inhalation Dose Coefficients,1996</p> <p>※5 : 2020年4月～2021年3月の気象データから設定</p> <p>(以下、省略)</p>					<p>出典変更に伴う評価パラメータの変更 気象条件の変更に伴う相対濃度及び被ばく線量の変更</p> <p>出典の変更</p> <p>気象データの明確化</p>

福島第一原子力発電所 特定原子力施設に係る実施計画変更比較表（第Ⅱ章 2.17 放射性固体廃棄物等の管理施設及び関連施設（雑固体廃棄物焼却設備））

変更前	変更後	変更理由
<p style="text-align: right;">添付資料－5 別添</p> <p style="text-align: center;"><u>雑固体廃棄物焼却設備自動停止時の放出評価</u></p> <p>1. 自動停止時の放出評価方法の考え方 雑固体廃棄物焼却設備は、モニタリング設備にて排気中の放射性物質の濃度を監視しており、定められた値を上回った場合は自動停止する設計としているが、焼却設備が停止する際には、炉内に残存している未燃物（通常運転1時間分）の焼却が完了するまで、排ガスは発生し続ける。 本評価では自動停止に至る事象として、2系統同時に排ガスフィルタ5台中の1台が何らかの不具合により破損した場合で、雑固体廃棄物焼却設備が自動停止するものの、未燃物の焼却が完了するまでの期間に、破損した排ガスフィルタから漏出し続けたケースで評価する。なお、運用開始後に当該事象が発生した場合は、異常のある排ガスフィルタの前後ダンパを閉じる措置を講じて、フィルタを介して放出する状態に復帰させる。</p> <p>2. 廃棄物の放射能濃度 雑固体廃棄物の放射能濃度は、添付資料－5 表－1を参照。</p> <p>3. 排気中の放射性物質濃度 焼却炉の処理能力、除染係数の考え方は添付資料－5と同様とするが、排ガスフィルタについては5台中の1台が何らかの不具合により破損しており、除染性能が全く発揮できないとする。また、自動停止後の炉内に残存している未燃物は1時間で焼却完了するものとし、排ガス流量は不具合前後で変わらないと仮定する。 なお、<u>周辺監視区域外</u>の空気中の放射性物質濃度の評価においては、告示に定める濃度限度と比較するため、排ガスフィルタから漏出した状態で連続放出した場合を想定する。 <u>計算地点は、1. 2号機共用排気筒を中心として16方位に分割した陸側9方位の敷地境界外について行う。</u> 上記条件で計算した結果、<u>周辺監視区域外</u>における空気中の放射性物質濃度は、告示に定める濃度限度を下回り、各核種の告示濃度限度に対する割合の和が1未満となっている。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料－5 別添</p> <p style="text-align: center;"><u>雑固体廃棄物焼却設備自動停止時の放出評価</u></p> <p>1. 自動停止時の放出評価方法の考え方 雑固体廃棄物焼却設備は、モニタリング設備にて排気中の放射性物質の濃度を監視しており、定められた値を上回った場合は自動停止する設計としているが、焼却設備が停止する際には、炉内に残存している未燃物（通常運転1時間分）の焼却が完了するまで、排ガスは発生し続ける。 本評価では自動停止に至る事象として、2系統同時に排ガスフィルタ5台中の1台が何らかの不具合により破損した場合で、雑固体廃棄物焼却設備が自動停止するものの、未燃物の焼却が完了するまでの期間に、破損した排ガスフィルタから漏出し続けたケースで評価する。なお、運用開始後に当該事象が発生した場合は、異常のある排ガスフィルタの前後ダンパを閉じる措置を講じて、フィルタを介して放出する状態に復帰させる。</p> <p>2. 廃棄物の放射能濃度 雑固体廃棄物の放射能濃度は、添付資料－5 表－1を参照。</p> <p>3. 排気中の放射性物質濃度 焼却炉の処理能力、除染係数の考え方は添付資料－5と同様とするが、排ガスフィルタについては5台中の1台が何らかの不具合により破損しており、除染性能が全く発揮できないとする。また、自動停止後の炉内に残存している未燃物は1時間で焼却完了するものとし、排ガス流量は不具合前後で変わらないと仮定する。 なお、<u>敷地境界</u>の空気中の放射性物質濃度の評価においては、告示に定める濃度限度と比較するため、排ガスフィルタから漏出した状態で連続放出した場合を想定する。 <u>気象条件及び計算地点は、「Ⅲ特定原子力施設の保安 第3編 2.2線量評価」に示したものと同一とした。</u> 上記条件で計算した結果、<u>敷地境界</u>における空気中の放射性物質濃度は、告示に定める濃度限度を下回り、各核種の告示濃度限度に対する割合の和が1未満となっている。</p>	<p>記載の適正化</p> <p>気象条件の変更及び計算地点の明確化</p> <p>記載の適正化</p>

変更前		変更後		変更理由										
<p>A系列 廃棄物 → 1 → 焼却炉 → バグフィルタ → 排ガスフィルタ → 3 → 排ガスプロア → 排気筒 → 4 → 5 (敷地境界)</p> <p>B系列 建屋空調</p> <p>*排ガスフィルタは5台中1台稼働している。</p>		<p>A系列 廃棄物 → 1 → 焼却炉 → バグフィルタ → 排ガスフィルタ → 3 → 排ガスプロア → 排気筒 → 4 → 5 (敷地境界)</p> <p>B系列 建屋空調</p> <p>*排ガスフィルタは5台中1台稼働している。</p>		気象条件の変更に伴う放射性物質濃度等の変更										
流体番号	1 (Bq/kg)	3 (Bq/cm ³)	4 (Bq/cm ³)		5 (Bq/cm ³)	告示濃度限度 (Bq/cm ³)	告示濃度限度に対する割合	流体番号	1 (Bq/kg)	3 (Bq/cm ³)	4 (Bq/cm ³)	5 (Bq/cm ³)	告示濃度限度 (Bq/cm ³)	告示濃度限度に対する割合
流量 (m ³ /h)	—	20810	176249		—	—	—	流量 (m ³ /h)	—	20810	176249	—	—	—
Mn-54	4.0E+04	1.2E-05	2.7E-06	<u>1.3E-10</u>	8.0E-05	<u>1.6E-06 < 1</u>	Mn-54	4.0E+04	1.2E-05	2.7E-06	<u>1.4E-10</u>	8.0E-05	<u>1.8E-06 < 1</u>	
Co-58	1.9E+02	5.5E-08	1.3E-08	<u>6.1E-13</u>	6.0E-05	<u>1.0E-08 < 1</u>	Co-58	1.9E+02	5.5E-08	1.3E-08	<u>6.7E-13</u>	6.0E-05	<u>1.1E-08 < 1</u>	
Co-60	1.1E+05	3.2E-05	7.5E-06	<u>3.5E-10</u>	4.0E-06	<u>8.8E-05 < 1</u>	Co-60	1.1E+05	3.2E-05	7.5E-06	<u>3.9E-10</u>	4.0E-06	<u>9.8E-05 < 1</u>	
Sr-89	1.6E+03	4.6E-07	1.1E-07	<u>5.1E-12</u>	2.0E-05	<u>2.5E-07 < 1</u>	Sr-89	1.6E+03	4.6E-07	1.1E-07	<u>5.7E-12</u>	2.0E-05	<u>2.8E-07 < 1</u>	
Sr-90	9.9E+06	2.9E-03	6.7E-04	<u>3.2E-08</u>	8.0E-07	<u>3.9E-02 < 1</u>	Sr-90	9.9E+06	2.9E-03	6.7E-04	<u>3.5E-08</u>	8.0E-07	<u>4.4E-02 < 1</u>	
Ru-103	1.4E+00	4.0E-10	9.5E-11	<u>4.5E-15</u>	4.0E-05	<u>1.1E-10 < 1</u>	Ru-103	1.4E+00	4.0E-10	9.5E-11	<u>5.0E-15</u>	4.0E-05	<u>1.2E-10 < 1</u>	
Ru-106	3.7E+05	1.1E-04	2.5E-05	<u>1.2E-09</u>	2.0E-06	<u>5.9E-04 < 1</u>	Ru-106	3.7E+05	1.1E-04	2.5E-05	<u>1.3E-09</u>	2.0E-06	<u>6.6E-04 < 1</u>	
Sb-124	2.1E+02	6.1E-08	1.4E-08	<u>6.7E-13</u>	2.0E-05	<u>3.3E-08 < 1</u>	Sb-124	2.1E+02	6.1E-08	1.4E-08	<u>7.5E-13</u>	2.0E-05	<u>3.7E-08 < 1</u>	
Sb-125	3.5E+05	1.0E-04	2.4E-05	<u>1.1E-09</u>	3.0E-05	<u>3.7E-05 < 1</u>	Sb-125	3.5E+05	1.0E-04	2.4E-05	<u>1.2E-09</u>	3.0E-05	<u>4.1E-05 < 1</u>	
I-131	3.8E-21	5.5E-29	1.3E-29	<u>6.1E-34</u>	5.0E-06	<u>1.2E-28 < 1</u>	I-131	3.8E-21	5.5E-29	1.3E-29	<u>6.7E-34</u>	5.0E-06	<u>1.3E-28 < 1</u>	
Cs-134	3.4E+06	9.8E-04	2.3E-04	<u>1.1E-08</u>	2.0E-05	<u>5.4E-04 < 1</u>	Cs-134	3.4E+06	9.8E-04	2.3E-04	<u>1.2E-08</u>	2.0E-05	<u>6.0E-04 < 1</u>	
Cs-136	2.5E-13	7.2E-23	1.7E-23	<u>8.0E-28</u>	1.0E-04	<u>8.0E-24 < 1</u>	Cs-136	2.5E-13	7.2E-23	1.7E-23	<u>8.9E-28</u>	1.0E-04	<u>8.9E-24 < 1</u>	
Cs-137	9.4E+06	2.7E-03	6.4E-04	<u>3.0E-08</u>	3.0E-05	<u>1.0E-03 < 1</u>	Cs-137	9.4E+06	2.7E-03	6.4E-04	<u>3.3E-08</u>	3.0E-05	<u>1.1E-03 < 1</u>	
Ba-140	1.6E-11	4.6E-21	1.1E-21	<u>5.1E-26</u>	1.0E-04	<u>5.1E-22 < 1</u>	Ba-140	1.6E-11	4.6E-21	1.1E-21	<u>5.7E-26</u>	1.0E-04	<u>5.7E-22 < 1</u>	
α	2.6E+02	7.5E-08	1.8E-08	<u>8.3E-13</u>	3.0E-09	<u>2.8E-04 < 1</u>	α	2.6E+02	7.5E-08	1.8E-08	<u>9.2E-13</u>	3.0E-09	<u>3.1E-04 < 1</u>	
合計	2.4E+07	6.8E-03	1.6E-03	<u>7.5E-08</u>	—	<u>4.2E-02 < 1</u>	合計	2.4E+07	6.8E-03	1.6E-03	<u>8.4E-08</u>	—	<u>4.7E-02 < 1</u>	
評価点 2 については、添付資料-5 図1と同様なので省略する。		評価点 2 については、添付資料-5 図1と同様なので省略する。												
図-1 自動停止時における排気中の放射性物質濃度		図-1 自動停止時における排気中の放射性物質濃度												

福島第一原子力発電所 特定原子力施設に係る実施計画変更比較表（第Ⅱ章 2.27 5・6号機 燃料プール冷却浄化系）

変 更 前	変 更 後	変 更 理 由
<p style="text-align: right;">添付資料－4</p> <p>5・6号機 補機冷却海水系に係る，主要な機器，構造強度及び耐震性について</p> <p>(中略)</p> <p>2. 構造強度及び耐震性(5・6号機共通)</p> <p>(1) 構造強度の評価</p> <p>(中略)</p> <p>c. 配 管</p> <p>配管は，系統の温度，圧力を考慮し「日本工業規格」を準拠した仕様とする。</p> <p>健全性については，震災後，系統の試運転を行い，有意な漏えい及び運転状態に異常がないことを確認している。</p> <p>以上のことから配管は，必要な構造強度を有するものと評価している。</p> <p>(以下，省略)</p>	<p style="text-align: right;">添付資料－4</p> <p>5・6号機 補機冷却海水系に係る，主要な機器，構造強度及び耐震性について</p> <p>(中略)</p> <p>2. 構造強度及び耐震性(5・6号機共通)</p> <p>(1) 構造強度の評価</p> <p>(中略)</p> <p>c. 配 管</p> <p>配管は，系統の温度，圧力を考慮し「日本産業規格」を準拠した仕様とする。</p> <p>健全性については，震災後，系統の試運転を行い，有意な漏えい及び運転状態に異常がないことを確認している。</p> <p>以上のことから配管は，必要な構造強度を有するものと評価している。</p> <p>(以下，省略)</p>	<p>記載の適正化</p>

福島第一原子力発電所 特定原子力施設に係る実施計画変更比較表（第Ⅱ章 2.42 大型機器除染設備）

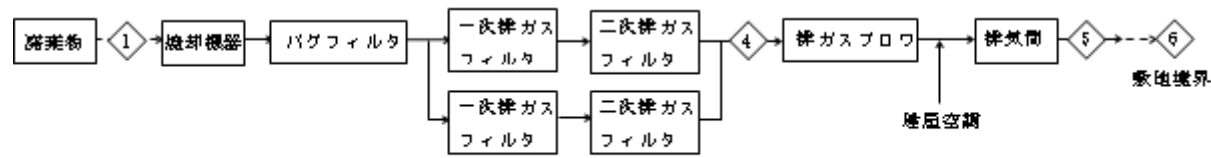
変 更 前	変 更 後	変 更 理 由
<p>2.42 大型機器除染設備</p> <p>2.42.1 基本設計</p> <p>(中略)</p> <p>2.42.1.3 設計方針</p> <p>(中略)</p> <p>(2) 構造強度</p> <p>「JSME S NC-1 発電用原子力設備規格 設計・建設規格」(以下、「設計・建設規格」という。)に従うことを基本方針とし、必要に応じて日本工業規格や製品規格に従った設計とする。</p> <p>(中略)</p> <p>2.42.1.7 構造強度及び耐震性</p> <p>(1) 構造強度</p> <p>大型機器除染設備を構成する機器のうち上部加圧タンク及び下部加圧タンクは、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号）」において、クラス3に位置付けられることから、設計・建設規格に準拠する。それ以外の機器については、日本工業規格、鋼構造設計基準に準拠する。</p> <p>(以下、省略)</p>	<p>2.42 大型機器除染設備</p> <p>2.42.1 基本設計</p> <p>(中略)</p> <p>2.42.1.3 設計方針</p> <p>(中略)</p> <p>(2) 構造強度</p> <p>「JSME S NC-1 発電用原子力設備規格 設計・建設規格」(以下、「設計・建設規格」という。)に従うことを基本方針とし、必要に応じて日本産業規格や製品規格に従った設計とする。</p> <p>(中略)</p> <p>2.42.1.7 構造強度及び耐震性</p> <p>(1) 構造強度</p> <p>大型機器除染設備を構成する機器のうち上部加圧タンク及び下部加圧タンクは、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号）」において、クラス3に位置付けられることから、設計・建設規格に準拠する。それ以外の機器については、日本産業規格、鋼構造設計基準に準拠する。</p> <p>(以下、省略)</p>	<p>記載の適正化</p>

福島第一原子力発電所 特定原子力施設に係る実施計画変更比較表（第Ⅱ章 2.42 大型機器除染設備）

変更前	変更後	変更理由
<p style="text-align: right;">添付資料-4</p> <p style="text-align: center;"><u>除染処理に係る廃棄物の性状及び発生量に関する説明書</u></p> <p>1. 性状について</p> <p>(中略)</p> <p>3.2 規格・基準等 不活性材投入装置は、日本産業規格に準拠する。</p> <p>(以下、省略)</p>	<p style="text-align: right;">添付資料-4</p> <p style="text-align: center;"><u>除染処理に係る廃棄物の性状及び発生量に関する説明書</u></p> <p>1. 性状について</p> <p>(中略)</p> <p>3.2 規格・基準等 不活性材投入装置は、日本産業規格に準拠する。</p> <p>(以下、省略)</p>	<p>記載の適正化</p>
<p style="text-align: right;">添付資料-9</p> <p style="text-align: center;"><u>手動除染処理作業の方法について</u></p> <p>(中略)</p> <p>2. 作業員の被ばく低減</p> <p>(中略)</p> <p>(6) 規格・基準 手動除染装置は日本工業規格に準拠した設計を行う。また、汚染拡大防止ハウスは建築基準法に準拠した設計を行う。</p> <p>(以下、省略)</p>	<p style="text-align: right;">添付資料-9</p> <p style="text-align: center;"><u>手動除染処理作業の方法について</u></p> <p>(中略)</p> <p>2. 作業員の被ばく低減</p> <p>(中略)</p> <p>(6) 規格・基準 手動除染装置は日本産業規格に準拠した設計を行う。また、汚染拡大防止ハウスは建築基準法に準拠した設計を行う。</p> <p>(以下、省略)</p>	
<p style="text-align: right;">添付資料-13</p> <p style="text-align: center;"><u>主要配管の設計方針について</u></p> <p>1. 設計方針</p> <p>(中略)</p> <p>(2) 規格・基準等 主要配管は、日本工業規格に準拠する。</p> <p>(以下、省略)</p>	<p style="text-align: right;">添付資料-13</p> <p style="text-align: center;"><u>主要配管の設計方針について</u></p> <p>1. 設計方針</p> <p>(中略)</p> <p>(2) 規格・基準等 主要配管は、日本産業規格に準拠する。</p> <p>(以下、省略)</p>	

変 更 前	変 更 後	変 更 理 由
<p style="text-align: right;">添付資料-5 別添</p> <p style="text-align: center;"><u>増設雑固体廃棄物焼却設備自動停止時の放出評価</u></p> <p>1. 自動停止時の放出評価方法の考え方 増設雑固体廃棄物焼却設備は、モニタリング設備にて排気中の放射性物質の濃度を監視しており、定められた値を上回った場合は自動停止する設計としているが、焼却設備が停止する際には、炉内に残存している未燃物（通常運転1時間分）の焼却が完了するまで、排ガスは発生し続ける。 本評価では自動停止に至る事象として、一次排ガスフィルタと二次排ガスフィルタのいずれか4台中の1台が何らかの不具合により破損した場合で、増設雑固体廃棄物焼却設備が自動停止するものの、未燃物の焼却が完了するまでの期間に、破損した一次排ガスフィルタまたは二次排ガスフィルタから漏出し続けたケースで評価する。なお、運用開始後に当該事象が発生した場合は、異常のある排ガスフィルタの前後ダンパを閉じる措置を講じて、異常のないフィルタを介して放出する状態に復帰させる。</p> <p>2. 廃棄物の放射能濃度 雑固体廃棄物の放射能濃度は、添付資料-5 表-1を参照。</p> <p>3. 排気中の放射性物質濃度 焼却機器の処理能力、除染係数の考え方は添付資料-5と同様とするが、一次排ガスフィルタと二次排ガスフィルタのいずれか4台中の1台が何らかの不具合により破損しており、除染性能が全く発揮できないとする。また、自動停止後の炉内に残存している未燃物は1時間で焼却完了するものとし、排ガス流量は不具合前後で変わらないと仮定する。 なお、<u>周辺監視区域外</u>の空気中の放射性物質濃度の評価においては、告示に定める濃度限度と比較するため、排ガスフィルタから漏出した状態で連続放出した場合を想定する。 <u>計算地点は、1・2号機共用排気筒を中心として16方位に分割した陸側9方位の敷地境界外について行う。</u> 上記条件で計算した結果、<u>周辺監視区域外</u>における空気中の放射性物質濃度は、告示に定める濃度限度を下回り、各核種の告示濃度限度に対する割合の和が1未満となっている。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料-5 別添</p> <p style="text-align: center;"><u>増設雑固体廃棄物焼却設備自動停止時の放出評価</u></p> <p>1. 自動停止時の放出評価方法の考え方 増設雑固体廃棄物焼却設備は、モニタリング設備にて排気中の放射性物質の濃度を監視しており、定められた値を上回った場合は自動停止する設計としているが、焼却設備が停止する際には、炉内に残存している未燃物（通常運転1時間分）の焼却が完了するまで、排ガスは発生し続ける。 本評価では自動停止に至る事象として、一次排ガスフィルタと二次排ガスフィルタのいずれか4台中の1台が何らかの不具合により破損した場合で、増設雑固体廃棄物焼却設備が自動停止するものの、未燃物の焼却が完了するまでの期間に、破損した一次排ガスフィルタまたは二次排ガスフィルタから漏出し続けたケースで評価する。なお、運用開始後に当該事象が発生した場合は、異常のある排ガスフィルタの前後ダンパを閉じる措置を講じて、異常のないフィルタを介して放出する状態に復帰させる。</p> <p>2. 廃棄物の放射能濃度 雑固体廃棄物の放射能濃度は、添付資料-5 表-1を参照。</p> <p>3. 排気中の放射性物質濃度 焼却機器の処理能力、除染係数の考え方は添付資料-5と同様とするが、一次排ガスフィルタと二次排ガスフィルタのいずれか4台中の1台が何らかの不具合により破損しており、除染性能が全く発揮できないとする。また、自動停止後の炉内に残存している未燃物は1時間で焼却完了するものとし、排ガス流量は不具合前後で変わらないと仮定する。 なお、<u>敷地境界</u>の空気中の放射性物質濃度の評価においては、告示に定める濃度限度と比較するため、排ガスフィルタから漏出した状態で連続放出した場合を想定する。 <u>気象条件及び計算地点は、「Ⅲ特定原子力施設の保安 第3編 2.2線量評価」に示したものと同一とした。</u> 上記条件で計算した結果、<u>敷地境界</u>における空気中の放射性物質濃度は、告示に定める濃度限度を下回り、各核種の告示濃度限度に対する割合の和が1未満となっている。</p>	<p>記載の適正化</p> <p>気象条件の変更及び計算地点の明確化</p> <p>記載の適正化</p>

変更前



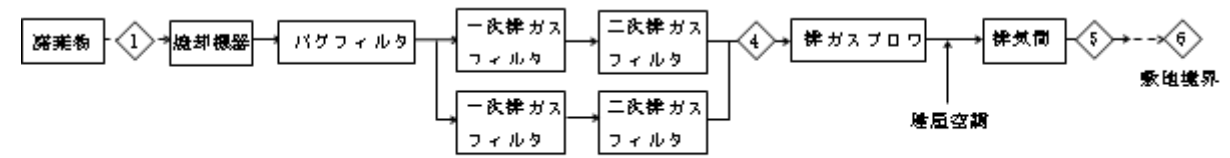
* 一次排ガスフィルタと二次排ガスフィルタのいずれか4台中の1台が何らかの不具合により破損している。

流体番号	◇1 (Bq/kg)	◇4 (Bq/cm ³)	◇5 (Bq/cm ³)	◇6 (Bq/cm ³)	告示濃度 限度 (Bq/cm ³)	告示濃度 限度に 対する割合
流量 (m ³ /h)	—	113841	371169	—	—	—
Mn-54	3.4E+03	2.4E-08	7.3E-09	<u>7.6E-13</u>	8.0E-05	<u>9.5E-09<1</u>
Co-58	1.6E+01	1.1E-10	3.4E-11	<u>3.6E-15</u>	6.0E-05	<u>5.9E-11<1</u>
Co-60	9.6E+03	6.7E-08	2.0E-08	<u>2.1E-12</u>	4.0E-06	<u>5.3E-07<1</u>
Sr-89	1.3E+02	9.0E-10	2.8E-10	<u>2.9E-14</u>	2.0E-05	<u>1.4E-09<1</u>
Sr-90	8.4E+05	5.8E-06	1.8E-06	<u>1.9E-10</u>	8.0E-07	<u>2.3E-04<1</u>
Ru-103	1.2E-01	8.3E-13	2.6E-13	<u>2.7E-17</u>	4.0E-05	<u>6.7E-13<1</u>
Ru-106	3.2E+04	2.2E-07	6.8E-08	<u>7.1E-12</u>	2.0E-06	<u>3.6E-06<1</u>
Sb-124	1.7E+01	1.2E-10	3.6E-11	<u>3.8E-15</u>	2.0E-05	<u>1.9E-10<1</u>
Sb-125	3.0E+04	2.1E-07	6.4E-08	<u>6.7E-12</u>	3.0E-05	<u>2.2E-07<1</u>
I-131	3.2E-22	1.1E-29	3.4E-30	<u>3.6E-34</u>	5.0E-06	<u>7.1E-29<1</u>
Cs-134	2.9E+05	2.0E-06	6.2E-07	<u>6.5E-11</u>	2.0E-05	<u>3.2E-06<1</u>
Cs-136	2.1E-14	1.5E-25	4.5E-26	<u>4.7E-30</u>	1.0E-04	<u>4.7E-26<1</u>
Cs-137	7.9E+05	5.5E-06	1.7E-06	<u>1.8E-10</u>	3.0E-05	<u>5.9E-06<1</u>
Ba-140	1.4E-12	9.7E-24	3.0E-24	<u>3.1E-28</u>	1.0E-04	<u>3.1E-24<1</u>
α	2.2E+01	1.5E-10	4.7E-11	<u>4.9E-15</u>	3.0E-09	<u>1.6E-06<1</u>
合計	2.0E+06	1.4E-05	4.3E-06	<u>4.4E-10</u>	—	<u>2.5E-04<1</u>

評価点◇2, ◇3については、添付資料-5 図1と同様なので省略する。

図-1 自動停止時における排気中の放射性物質濃度

変更後



* 一次排ガスフィルタと二次排ガスフィルタのいずれか4台中の1台が何らかの不具合により破損している。

流体番号	◇1 (Bq/kg)	◇4 (Bq/cm ³)	◇5 (Bq/cm ³)	◇6 (Bq/cm ³)	告示濃度 限度 (Bq/cm ³)	告示濃度 限度に 対する割合
流量 (m ³ /h)	—	113841	371169	—	—	—
Mn-54	3.4E+03	2.4E-08	7.3E-09	<u>1.2E-12</u>	8.0E-05	<u>1.5E-08<1</u>
Co-58	1.6E+01	1.1E-10	3.4E-11	<u>5.8E-15</u>	6.0E-05	<u>9.7E-11<1</u>
Co-60	9.6E+03	6.7E-08	2.0E-08	<u>3.5E-12</u>	4.0E-06	<u>8.7E-07<1</u>
Sr-89	1.3E+02	9.0E-10	2.8E-10	<u>4.7E-14</u>	2.0E-05	<u>2.4E-09<1</u>
Sr-90	8.4E+05	5.8E-06	1.8E-06	<u>3.0E-10</u>	8.0E-07	<u>3.8E-04<1</u>
Ru-103	1.2E-01	8.3E-13	2.6E-13	<u>4.3E-17</u>	4.0E-05	<u>1.1E-12<1</u>
Ru-106	3.2E+04	2.2E-07	6.8E-08	<u>1.2E-11</u>	2.0E-06	<u>5.8E-06<1</u>
Sb-124	1.7E+01	1.2E-10	3.6E-11	<u>6.2E-15</u>	2.0E-05	<u>3.1E-10<1</u>
Sb-125	3.0E+04	2.1E-07	6.4E-08	<u>1.1E-11</u>	3.0E-05	<u>3.6E-07<1</u>
I-131	3.2E-22	1.1E-29	3.4E-30	<u>5.8E-34</u>	5.0E-06	<u>1.2E-28<1</u>
Cs-134	2.9E+05	2.0E-06	6.2E-07	<u>1.0E-10</u>	2.0E-05	<u>5.2E-06<1</u>
Cs-136	2.1E-14	1.5E-25	4.5E-26	<u>7.6E-30</u>	1.0E-04	<u>7.6E-26<1</u>
Cs-137	7.9E+05	5.5E-06	1.7E-06	<u>2.9E-10</u>	3.0E-05	<u>9.5E-06<1</u>
Ba-140	1.4E-12	9.7E-24	3.0E-24	<u>5.1E-28</u>	1.0E-04	<u>5.1E-24<1</u>
α	2.2E+01	1.5E-10	4.7E-11	<u>8.0E-15</u>	3.0E-09	<u>2.7E-06<1</u>
合計	2.0E+06	1.4E-05	4.3E-06	<u>7.2E-10</u>	—	<u>4.0E-04<1</u>

評価点◇2, ◇3については、添付資料-5 図1と同様なので省略する。

図-1 自動停止時における排気中の放射性物質濃度

変更理由

気象条件の変更に伴う放射性物質濃度等の変更

福島第一原子力発電所 特定原子力施設に係る実施計画変更比較表（第Ⅲ章 第2編）

変 更 前	変 更 後	変 更 理 由																																		
<p>(原子炉主任技術者の職務等) 第9条 原子炉主任技術者は、原子炉施設の運転に関し保安の監督を誠実にを行うことを任務とし、「原子炉主任技術者職務運用マニュアル」に基づき、次の職務を遂行する。 (1) 原子炉施設の運転に関し保安上必要な場合は、運転に従事する者へ指示する。 (2) 表9-1に定める事項のうち、第118条及び第119条については、廃炉・汚染水対策最高責任者の承認に先立ち確認し、その他の事項については、所長の承認に先立ち確認する。 (3) 表9-2に定める各職位からの報告内容等を確認する。 (4) 表9-3に定める記録の内容を確認する。 (5) 第121条第1項の報告を受けた場合は、自らの責任で確認した正確な情報に基づき、社長に直接報告する。 (6) 保安の監督状況について、定期的に及び必要に応じて社長に直接報告する。 (7) 保安委員会及び運営委員会に少なくとも1名が必ず出席する。 (8) その他、原子炉施設の運転に関する保安の監督に必要な職務を行う。 2. 原子炉施設の運転に従事する者は、原子炉主任技術者がその保安のためにする指示に従う。</p> <p>(中略)</p> <p>表9-2</p> <table border="1" data-bbox="92 856 1157 1726"> <thead> <tr> <th>条 文</th> <th>内 容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>第17条（地震・火災等発生時の対応）</td> <td>地震・火災が発生した場合に講じた措置の結果</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">第73条（運転上の制限を満足しない場合）</td> <td>運転上の制限を満足していないと判断した場合</td> </tr> <tr> <td>運転上の制限を満足していると判断した場合</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">第74条（保全作業を実施する場合）</td> <td>必要な安全措置</td> </tr> <tr> <td>運転上の制限外から復帰していると判断した場合</td> </tr> <tr> <td>第76条（異常発生時の基本的な対応）</td> <td>異常が発生した場合の原因調査及び対応措置</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">第121条（報告）</td> <td>運転上の制限を満足していないと判断した場合</td> </tr> <tr> <td>放射性液体廃棄物又は放射性気体廃棄物について放出管理目標値を超えて放出した場合</td> </tr> <tr> <td>外部放射線に係る線量当量率等に異常が認められた場合</td> </tr> <tr> <td>東京電力株式会社福島第一原子力発電所原子炉施設の保安及び特定核燃料物質の防護に関する規則（以下「福島第一炉規則」という。）第18条第3号から第6号及び第8号から第15号に定める報告事象が生じた場合</td> </tr> </tbody> </table> <p>(省略)</p>	条 文	内 容	第17条（地震・火災等発生時の対応）	地震・火災が発生した場合に講じた措置の結果	第73条（運転上の制限を満足しない場合）	運転上の制限を満足していないと判断した場合	運転上の制限を満足していると判断した場合	第74条（保全作業を実施する場合）	必要な安全措置	運転上の制限外から復帰していると判断した場合	第76条（異常発生時の基本的な対応）	異常が発生した場合の原因調査及び対応措置	第121条（報告）	運転上の制限を満足していないと判断した場合	放射性液体廃棄物又は放射性気体廃棄物について放出管理目標値を超えて放出した場合	外部放射線に係る線量当量率等に異常が認められた場合	東京電力株式会社福島第一原子力発電所原子炉施設の保安及び特定核燃料物質の防護に関する規則（以下「福島第一炉規則」という。）第18条第3号から第6号及び第8号から第15号に定める報告事象が生じた場合	<p>(原子炉主任技術者の職務等) 第9条 原子炉主任技術者は、原子炉施設の運転に関し保安の監督を誠実にを行うことを任務とし、「原子炉主任技術者職務運用マニュアル」に基づき、次の職務を遂行する。 (1) 原子炉施設の運転に関し保安上必要な場合は、運転に従事する者へ指示する。 (2) 表9-1に定める事項のうち、第118条及び第119条については、廃炉・汚染水対策最高責任者の承認に先立ち確認し、その他の事項については、所長の承認に先立ち確認する。 (3) 表9-2に定める各職位からの報告内容等を確認する。 (4) 表9-3に定める記録の内容を確認する。 (5) 第121条第1項の報告を受けた場合は、自らの責任で確認した正確な情報に基づき、社長に直接報告する。 (6) 保安の監督状況について、定期的に及び必要に応じて社長に直接報告する。 (7) 保安委員会及び運営委員会に少なくとも1名が必ず出席する。 (8) その他、原子炉施設の運転に関する保安の監督に必要な職務を行う。 2. 原子炉施設の運転に従事する者は、原子炉主任技術者がその保安のためにする指示に従う。</p> <p>(中略)</p> <p>表9-2</p> <table border="1" data-bbox="1311 856 2377 1690"> <thead> <tr> <th>条 文</th> <th>内 容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>第17条（地震・火災等発生時の対応）</td> <td>地震・火災が発生した場合に講じた措置の結果</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">第73条（運転上の制限を満足しない場合）</td> <td>運転上の制限を満足していないと判断した場合</td> </tr> <tr> <td>運転上の制限を満足していると判断した場合</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">第74条（保全作業を実施する場合）</td> <td>必要な安全措置</td> </tr> <tr> <td>運転上の制限外から復帰していると判断した場合</td> </tr> <tr> <td>第76条（異常発生時の基本的な対応）</td> <td>異常が発生した場合の原因調査及び対応措置</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">第121条（報告）</td> <td>運転上の制限を満足していないと判断した場合</td> </tr> <tr> <td>放射性液体廃棄物について放出管理目標値を超えて放出した場合</td> </tr> <tr> <td>外部放射線に係る線量当量率等に異常が認められた場合</td> </tr> <tr> <td>東京電力株式会社福島第一原子力発電所原子炉施設の保安及び特定核燃料物質の防護に関する規則（以下「福島第一炉規則」という。）第18条第3号から第6号及び第8号から第15号に定める報告事象が生じた場合</td> </tr> </tbody> </table> <p>(省略)</p>	条 文	内 容	第17条（地震・火災等発生時の対応）	地震・火災が発生した場合に講じた措置の結果	第73条（運転上の制限を満足しない場合）	運転上の制限を満足していないと判断した場合	運転上の制限を満足していると判断した場合	第74条（保全作業を実施する場合）	必要な安全措置	運転上の制限外から復帰していると判断した場合	第76条（異常発生時の基本的な対応）	異常が発生した場合の原因調査及び対応措置	第121条（報告）	運転上の制限を満足していないと判断した場合	放射性液体廃棄物について放出管理目標値を超えて放出した場合	外部放射線に係る線量当量率等に異常が認められた場合	東京電力株式会社福島第一原子力発電所原子炉施設の保安及び特定核燃料物質の防護に関する規則（以下「福島第一炉規則」という。）第18条第3号から第6号及び第8号から第15号に定める報告事象が生じた場合	<p>標準気象等の変更に伴う放射性気体廃棄物の放出管理目標値削除</p>
条 文	内 容																																			
第17条（地震・火災等発生時の対応）	地震・火災が発生した場合に講じた措置の結果																																			
第73条（運転上の制限を満足しない場合）	運転上の制限を満足していないと判断した場合																																			
	運転上の制限を満足していると判断した場合																																			
第74条（保全作業を実施する場合）	必要な安全措置																																			
	運転上の制限外から復帰していると判断した場合																																			
第76条（異常発生時の基本的な対応）	異常が発生した場合の原因調査及び対応措置																																			
第121条（報告）	運転上の制限を満足していないと判断した場合																																			
	放射性液体廃棄物又は放射性気体廃棄物について放出管理目標値を超えて放出した場合																																			
	外部放射線に係る線量当量率等に異常が認められた場合																																			
	東京電力株式会社福島第一原子力発電所原子炉施設の保安及び特定核燃料物質の防護に関する規則（以下「福島第一炉規則」という。）第18条第3号から第6号及び第8号から第15号に定める報告事象が生じた場合																																			
条 文	内 容																																			
第17条（地震・火災等発生時の対応）	地震・火災が発生した場合に講じた措置の結果																																			
第73条（運転上の制限を満足しない場合）	運転上の制限を満足していないと判断した場合																																			
	運転上の制限を満足していると判断した場合																																			
第74条（保全作業を実施する場合）	必要な安全措置																																			
	運転上の制限外から復帰していると判断した場合																																			
第76条（異常発生時の基本的な対応）	異常が発生した場合の原因調査及び対応措置																																			
第121条（報告）	運転上の制限を満足していないと判断した場合																																			
	放射性液体廃棄物について放出管理目標値を超えて放出した場合																																			
	外部放射線に係る線量当量率等に異常が認められた場合																																			
	東京電力株式会社福島第一原子力発電所原子炉施設の保安及び特定核燃料物質の防護に関する規則（以下「福島第一炉規則」という。）第18条第3号から第6号及び第8号から第15号に定める報告事象が生じた場合																																			

変更前	変更後	変更理由																																																																																				
<p>(放射性気体廃棄物の管理) 第89条 分析評価GMは、表89-1に定める項目について、同表に定める頻度で測定し、測定した結果を放出・環境モニタリングGMに通知する。また、放出・環境モニタリングGMは、次の事項を管理するとともに、その結果を放出実施GMに通知する。 (1) 排気筒等からの放射性気体廃棄物の放出による周辺監視区域外の空気中の放射性物質濃度の3ヶ月平均値が、法令に定める周辺監視区域外における空気中の濃度限度を超えないこと。 <u>(2) 排気筒等からの放射性物質(希ガス, よう素131)の放出量が、表89-2に定める放出管理目標値を超えないように努めること。</u></p> <p>2. 放出実施GMは、放射性気体廃棄物を放出する場合は、排気筒等より放出し、排気筒モニタを監視する。</p> <p>表89-1</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>排気筒等</th> <th>測定項目</th> <th>計測器種類</th> <th>測定頻度</th> <th>放出実施GM</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="10">放射性気体廃棄物</td> <td rowspan="2">・5, 6号炉共用排気筒</td> <td>希ガス濃度</td> <td>排気筒モニタ</td> <td>常時 (建屋換気空調系運転時)</td> <td rowspan="2">当直長</td> </tr> <tr> <td>よう素131濃度 粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)</td> <td>試料放射能測定装置</td> <td>1週間に1回 (建屋換気空調系運転時)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">・焼却炉建屋排気筒 ・増設焼却炉建屋排気筒</td> <td>粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種, 全ベータ放射能)</td> <td>試料放射能測定装置</td> <td>1週間に1回 (建屋換気空調系運転時)</td> <td rowspan="2">運用支援GM</td> </tr> <tr> <td>ストロンチウム90濃度</td> <td>試料放射能測定装置</td> <td>3ヶ月に1回 (建屋換気空調系運転時)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">・減容処理設備排気口</td> <td>粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種, 全ベータ放射能)</td> <td>試料放射能測定装置</td> <td>1週間に1回 (建屋換気空調系運転時)</td> <td rowspan="2">運用支援GM</td> </tr> <tr> <td>ストロンチウム90濃度</td> <td>試料放射能測定装置</td> <td>3ヶ月に1回 (建屋換気空調系運転時)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">・固体廃棄物貯蔵庫第9棟排気口 ・固体廃棄物貯蔵庫第10棟排気口 (10-A/B, 10-C)</td> <td>粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種, 全ベータ放射能)</td> <td>試料放射能測定装置</td> <td>1週間に1回 (建屋換気空調系運転時)</td> <td rowspan="2">廃棄物対策プログラム部長</td> </tr> <tr> <td>ストロンチウム90濃度</td> <td>試料放射能測定装置</td> <td>3ヶ月に1回 (建屋換気空調系運転時)</td> </tr> </tbody> </table> <p>表89-2</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>放出管理目標値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>放射性気体廃棄物 希ガス</td> <td>2.8×10^{15} Bq/年</td> </tr> <tr> <td>よう素131</td> <td>1.4×10^{11} Bq/年</td> </tr> </tbody> </table>	分類	排気筒等	測定項目	計測器種類	測定頻度	放出実施GM	放射性気体廃棄物	・5, 6号炉共用排気筒	希ガス濃度	排気筒モニタ	常時 (建屋換気空調系運転時)	当直長	よう素131濃度 粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能測定装置	1週間に1回 (建屋換気空調系運転時)	・焼却炉建屋排気筒 ・増設焼却炉建屋排気筒	粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種, 全ベータ放射能)	試料放射能測定装置	1週間に1回 (建屋換気空調系運転時)	運用支援GM	ストロンチウム90濃度	試料放射能測定装置	3ヶ月に1回 (建屋換気空調系運転時)	・減容処理設備排気口	粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種, 全ベータ放射能)	試料放射能測定装置	1週間に1回 (建屋換気空調系運転時)	運用支援GM	ストロンチウム90濃度	試料放射能測定装置	3ヶ月に1回 (建屋換気空調系運転時)	・固体廃棄物貯蔵庫第9棟排気口 ・固体廃棄物貯蔵庫第10棟排気口 (10-A/B, 10-C)	粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種, 全ベータ放射能)	試料放射能測定装置	1週間に1回 (建屋換気空調系運転時)	廃棄物対策プログラム部長	ストロンチウム90濃度	試料放射能測定装置	3ヶ月に1回 (建屋換気空調系運転時)	項目	放出管理目標値	放射性気体廃棄物 希ガス	2.8×10^{15} Bq/年	よう素131	1.4×10^{11} Bq/年	<p>(放射性気体廃棄物の管理) 第89条 分析評価GMは、表89-1に定める項目について、同表に定める頻度で測定し、測定した結果を放出・環境モニタリングGMに通知する。また、放出・環境モニタリングGMは、次の事項を管理するとともに、その結果を放出実施GMに通知する。 (1) 排気筒等からの放射性気体廃棄物の放出による周辺監視区域外の空気中の放射性物質濃度の3ヶ月平均値が、法令に定める周辺監視区域外における空気中の濃度限度を超えないこと。</p> <p>2. 放出実施GMは、放射性気体廃棄物を放出する場合は、排気筒等より放出し、排気筒モニタを監視する。</p> <p>表89-1</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>排気筒等</th> <th>測定項目</th> <th>計測器種類</th> <th>測定頻度</th> <th>放出実施GM</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="10">放射性気体廃棄物</td> <td rowspan="2">・5, 6号炉共用排気筒</td> <td>希ガス濃度</td> <td>排気筒モニタ</td> <td>常時 (建屋換気空調系運転時)</td> <td rowspan="2">当直長</td> </tr> <tr> <td>よう素131濃度 粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)</td> <td>試料放射能測定装置</td> <td>1週間に1回 (建屋換気空調系運転時)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">・焼却炉建屋排気筒 ・増設焼却炉建屋排気筒</td> <td>粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種, 全ベータ放射能)</td> <td>試料放射能測定装置</td> <td>1週間に1回 (建屋換気空調系運転時)</td> <td rowspan="2">運用支援GM</td> </tr> <tr> <td>ストロンチウム90濃度</td> <td>試料放射能測定装置</td> <td>3ヶ月に1回 (建屋換気空調系運転時)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">・減容処理設備排気口</td> <td>粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種, 全ベータ放射能)</td> <td>試料放射能測定装置</td> <td>1週間に1回 (建屋換気空調系運転時)</td> <td rowspan="2">運用支援GM</td> </tr> <tr> <td>ストロンチウム90濃度</td> <td>試料放射能測定装置</td> <td>3ヶ月に1回 (建屋換気空調系運転時)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">・固体廃棄物貯蔵庫第9棟排気口 ・固体廃棄物貯蔵庫第10棟排気口 (10-A/B, 10-C)</td> <td>粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種, 全ベータ放射能)</td> <td>試料放射能測定装置</td> <td>1週間に1回 (建屋換気空調系運転時)</td> <td rowspan="2">廃棄物対策プログラム部長</td> </tr> <tr> <td>ストロンチウム90濃度</td> <td>試料放射能測定装置</td> <td>3ヶ月に1回 (建屋換気空調系運転時)</td> </tr> </tbody> </table>	分類	排気筒等	測定項目	計測器種類	測定頻度	放出実施GM	放射性気体廃棄物	・5, 6号炉共用排気筒	希ガス濃度	排気筒モニタ	常時 (建屋換気空調系運転時)	当直長	よう素131濃度 粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能測定装置	1週間に1回 (建屋換気空調系運転時)	・焼却炉建屋排気筒 ・増設焼却炉建屋排気筒	粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種, 全ベータ放射能)	試料放射能測定装置	1週間に1回 (建屋換気空調系運転時)	運用支援GM	ストロンチウム90濃度	試料放射能測定装置	3ヶ月に1回 (建屋換気空調系運転時)	・減容処理設備排気口	粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種, 全ベータ放射能)	試料放射能測定装置	1週間に1回 (建屋換気空調系運転時)	運用支援GM	ストロンチウム90濃度	試料放射能測定装置	3ヶ月に1回 (建屋換気空調系運転時)	・固体廃棄物貯蔵庫第9棟排気口 ・固体廃棄物貯蔵庫第10棟排気口 (10-A/B, 10-C)	粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種, 全ベータ放射能)	試料放射能測定装置	1週間に1回 (建屋換気空調系運転時)	廃棄物対策プログラム部長	ストロンチウム90濃度	試料放射能測定装置	3ヶ月に1回 (建屋換気空調系運転時)	<p>標準気象等の変更に伴う放射性気体廃棄物の放出管理目標値削除</p>
分類	排気筒等	測定項目	計測器種類	測定頻度	放出実施GM																																																																																	
放射性気体廃棄物	・5, 6号炉共用排気筒	希ガス濃度	排気筒モニタ	常時 (建屋換気空調系運転時)	当直長																																																																																	
		よう素131濃度 粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能測定装置	1週間に1回 (建屋換気空調系運転時)																																																																																		
	・焼却炉建屋排気筒 ・増設焼却炉建屋排気筒	粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種, 全ベータ放射能)	試料放射能測定装置	1週間に1回 (建屋換気空調系運転時)	運用支援GM																																																																																	
		ストロンチウム90濃度	試料放射能測定装置	3ヶ月に1回 (建屋換気空調系運転時)																																																																																		
	・減容処理設備排気口	粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種, 全ベータ放射能)	試料放射能測定装置	1週間に1回 (建屋換気空調系運転時)	運用支援GM																																																																																	
		ストロンチウム90濃度	試料放射能測定装置	3ヶ月に1回 (建屋換気空調系運転時)																																																																																		
	・固体廃棄物貯蔵庫第9棟排気口 ・固体廃棄物貯蔵庫第10棟排気口 (10-A/B, 10-C)	粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種, 全ベータ放射能)	試料放射能測定装置	1週間に1回 (建屋換気空調系運転時)	廃棄物対策プログラム部長																																																																																	
		ストロンチウム90濃度	試料放射能測定装置	3ヶ月に1回 (建屋換気空調系運転時)																																																																																		
	項目	放出管理目標値																																																																																				
	放射性気体廃棄物 希ガス	2.8×10^{15} Bq/年																																																																																				
よう素131	1.4×10^{11} Bq/年																																																																																					
分類	排気筒等	測定項目	計測器種類	測定頻度	放出実施GM																																																																																	
放射性気体廃棄物	・5, 6号炉共用排気筒	希ガス濃度	排気筒モニタ	常時 (建屋換気空調系運転時)	当直長																																																																																	
		よう素131濃度 粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能測定装置	1週間に1回 (建屋換気空調系運転時)																																																																																		
	・焼却炉建屋排気筒 ・増設焼却炉建屋排気筒	粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種, 全ベータ放射能)	試料放射能測定装置	1週間に1回 (建屋換気空調系運転時)	運用支援GM																																																																																	
		ストロンチウム90濃度	試料放射能測定装置	3ヶ月に1回 (建屋換気空調系運転時)																																																																																		
	・減容処理設備排気口	粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種, 全ベータ放射能)	試料放射能測定装置	1週間に1回 (建屋換気空調系運転時)	運用支援GM																																																																																	
		ストロンチウム90濃度	試料放射能測定装置	3ヶ月に1回 (建屋換気空調系運転時)																																																																																		
	・固体廃棄物貯蔵庫第9棟排気口 ・固体廃棄物貯蔵庫第10棟排気口 (10-A/B, 10-C)	粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種, 全ベータ放射能)	試料放射能測定装置	1週間に1回 (建屋換気空調系運転時)	廃棄物対策プログラム部長																																																																																	
		ストロンチウム90濃度	試料放射能測定装置	3ヶ月に1回 (建屋換気空調系運転時)																																																																																		

変 更 前	変 更 後	変 更 理 由
<p>(報告) 第121条 各プログラム部長、運用部長又は各GMは、次のいずれかに該当する場合又は該当するおそれがあると判断した場合について直ちに所長及び原子炉主任技術者に報告する。</p> <p>(1) 運転上の制限を満足していないと判断した場合（第73条）</p> <p>(2) 放射性液体廃棄物 <u>又は放射性気体廃棄物</u> について放出管理目標値を超えて放出した場合（第88条、<u>第89条</u>）</p> <p>(3) 外部放射線に係る線量当量率等に異常が認められた場合（第101条）</p> <p>(4) 福島第一炉規則第18条第3号から第6号及び第8号から第15号に定める報告事象が生じた場合</p> <p>(5) 第76条第1項に定める異常が発生した場合</p> <p>2. 所長は、前項に基づく報告を受けた場合、社長に報告する。</p> <p>3. 第1項又は第2項に基づく報告が、不在で遂行できない場合及び夜間休祭日の報告方法は、「トラブル等の報告マニュアル」による。</p> <p>4. 第1項(1)に該当する場合は、「トラブル等の報告マニュアル」に基づき、直ちに原子力規制委員会に報告する。</p>	<p>(報告) 第121条 各プログラム部長、運用部長又は各GMは、次のいずれかに該当する場合又は該当するおそれがあると判断した場合について直ちに所長及び原子炉主任技術者に報告する。</p> <p>(1) 運転上の制限を満足していないと判断した場合（第73条）</p> <p>(2) 放射性液体廃棄物について放出管理目標値を超えて放出した場合（第88条）</p> <p>(3) 外部放射線に係る線量当量率等に異常が認められた場合（第101条）</p> <p>(4) 福島第一炉規則第18条第3号から第6号及び第8号から第15号に定める報告事象が生じた場合</p> <p>(5) 第76条第1項に定める異常が発生した場合</p> <p>2. 所長は、前項に基づく報告を受けた場合、社長に報告する。</p> <p>3. 第1項又は第2項に基づく報告が、不在で遂行できない場合及び夜間休祭日の報告方法は、「トラブル等の報告マニュアル」による。</p> <p>4. 第1項(1)に該当する場合は、「トラブル等の報告マニュアル」に基づき、直ちに原子力規制委員会に報告する。</p>	<p>標準気象等の変更に伴う放射性気体廃棄物の放出管理目標値削除</p>

変 更 前	変 更 後	変 更 理 由
<p style="text-align: center;">附 則</p> <p>附則（令和5年5月10日 原規規発第2305107号） （施行期日） 第1条 <u>この規定は、令和5年5月19日から施行する。</u></p> <p>2. 第5条については、ALPS処理水希釈放出設備の運用を開始した時点から適用することとし、それまでの間は従前の例による。</p> <p>附則（令和5年4月17日 原規規発第23041712号） （施行期日） 第1条 <u>この規定は、令和5年4月27日から施行する。</u></p> <p>2. 添付1（管理区域図）の全体図及び添付2（管理対象区域図）の全体図の変更は、それぞれの区域の変更をもって適用することとし、それまでの間は従前の例による。</p> <p>附則（令和5年3月22日 原規規発第2303227号） （施行期日） 第1条</p> <p>2. 第102条については、令和2年9月11日に公布された放射性同位元素等の規制に関する法律施行規則の施行までに適用することとし、それまでの間は従前の例による。</p> <p>附則（令和5年3月7日 原規規発第2303075号） （施行期日） 第1条 <u>この規定は、令和5年5月1日から施行する。</u></p> <p>2. 添付2（管理対象区域図）の全体図における瓦礫類一時保管エリアの変更は、それぞれの区域の変更をもって適用することとし、それまでの間は従前の例による。</p> <p>附則（令和5年2月21日 原規規発第2302212号） （施行期日） 第1条</p> <p>2. 第89条の表89-1における固体廃棄物貯蔵庫第10棟排気口から放出される放射性気体廃棄物の管理については、固体廃棄物貯蔵庫第10棟の運用を開始した時点から適用することとし、それまでの間は従前の例による。</p> <p>3. 添付1（管理区域図）の全体図及び固体廃棄物貯蔵庫第10棟の管理区域図面並びに添付2（管理対象区域図）の全体図及び固体廃棄物貯蔵庫第10棟の管理対象区域図面の変更は、それぞれの区域の区域区分の変更をもって適用することとし、それまでの間は従前の例による。</p> <p>（省略）</p>	<p style="text-align: center;">附 則</p> <p><u>附則（ （施行期日） 第1条 この規定は、原子力規制委員会の認可を受けた日から10日以内に施行する。</u></p> <p>附則（令和5年5月10日 原規規発第2305107号） （施行期日） 第1条</p> <p>2. 第5条については、ALPS処理水希釈放出設備の運用を開始した時点から適用することとし、それまでの間は従前の例による。</p> <p>附則（令和5年4月17日 原規規発第23041712号） （施行期日） 第1条</p> <p>2. 添付1（管理区域図）の全体図及び添付2（管理対象区域図）の全体図の変更は、それぞれの区域の変更をもって適用することとし、それまでの間は従前の例による。</p> <p>附則（令和5年3月22日 原規規発第2303227号） （施行期日） 第1条</p> <p>2. 第102条については、令和2年9月11日に公布された放射性同位元素等の規制に関する法律施行規則の施行までに適用することとし、それまでの間は従前の例による。</p> <p>附則（令和5年3月7日 原規規発第2303075号） （施行期日） 第1条</p> <p>2. 添付2（管理対象区域図）の全体図における瓦礫類一時保管エリアの変更は、それぞれの区域の変更をもって適用することとし、それまでの間は従前の例による。</p> <p>附則（令和5年2月21日 原規規発第2302212号） （施行期日） 第1条</p> <p>2. 第89条の表89-1における固体廃棄物貯蔵庫第10棟排気口から放出される放射性気体廃棄物の管理については、固体廃棄物貯蔵庫第10棟の運用を開始した時点から適用することとし、それまでの間は従前の例による。</p> <p>3. 添付1（管理区域図）の全体図及び固体廃棄物貯蔵庫第10棟の管理区域図面並びに添付2（管理対象区域図）の全体図及び固体廃棄物貯蔵庫第10棟の管理対象区域図面の変更は、それぞれの区域の区域区分の変更をもって適用することとし、それまでの間は従前の例による。</p> <p>（省略）</p>	

変更前	変更後	変更理由
<p>2.1.3 放射性気体廃棄物等の管理 （中略）</p> <p>2.1.3.3 対象となる放射性廃棄物と管理方法 （中略）</p> <p>(2) 放出管理の方法 （中略）</p> <p>① 1～3号機原子炉建屋格納容器 （中略）</p> <p>② 1～4号機原子炉建屋 （中略）</p> <p>③ 1～4号機タービン建屋 （中略）。</p> <p>④ 1～4号機廃棄物処理建屋 （中略）</p> <p>⑤ 集中廃棄物処理施設（プロセス主建屋，サイトバンカ建屋，高温焼却炉建屋，焼却・工作建屋） （中略）</p> <p>⑥ 5，6号機各建屋 （中略）</p> <p>⑦ 使用済燃料共用プール （中略）</p> <p>⑧ 廃スラッジ一時保管施設 （中略）</p> <p>⑨ 焼却炉建屋 （中略）</p> <p>⑩ 固体廃棄物貯蔵庫 （中略）</p> <p>⑪ 瓦礫等の一時保管エリア （中略）</p> <p>⑫ 使用済セシウム吸着塔一時保管施設 （中略）</p> <p>⑬ 貯留設備（タンク類，地下貯水槽） （中略）</p> <p>⑭ 多核種除去設備等 （中略）</p> <p>⑮ 大型機器除染設備 （中略）</p> <p>⑯ 油処理装置 （中略）</p> <p>⑰ 大型廃棄物保管庫 （中略）</p>	<p>2.1.3 放射性気体廃棄物等の管理 （中略）</p> <p>2.1.3.3 対象となる放射性廃棄物と管理方法 （中略）</p> <p>(2) 放出管理の方法 （中略）</p> <p>a. 1～3号機原子炉建屋格納容器 （中略）</p> <p>b. 1～4号機原子炉建屋 （中略）</p> <p>c. 1～4号機タービン建屋 （中略）</p> <p>d. 1～4号機廃棄物処理建屋 （中略）</p> <p>e. 集中廃棄物処理施設（プロセス主建屋，サイトバンカ建屋，高温焼却炉建屋，焼却・工作建屋） （中略）</p> <p>f. 5，6号機各建屋 （中略）</p> <p>g. 使用済燃料共用プール （中略）</p> <p>h. 廃スラッジ一時保管施設 （中略）</p> <p>i. 焼却炉建屋 （中略）</p> <p>j. 固体廃棄物貯蔵庫 （中略）</p> <p>k. 瓦礫等の一時保管エリア （中略）</p> <p>l. 使用済セシウム吸着塔一時保管施設 （中略）</p> <p>m. 貯留設備（タンク類，地下貯水槽） （中略）</p> <p>n. 多核種除去設備等 （中略）</p> <p>o. 大型機器除染設備 （中略）</p> <p>p. 油処理装置 （中略）</p> <p>q. 大型廃棄物保管庫 （中略）</p>	<p>記載の適正化</p>

変更前

⑱ 減容処理設備
(中略)

(3) 推定放出量

1～4号機原子炉建屋（原子炉格納容器を含む）以外からの追加的放出は、極めて少ないと考えられるため、1～4号機原子炉建屋上部におけるサンプリング結果から検出されているCs-134及びCs-137を評価対象とし、建屋開口部等における放射性物質濃度及び空気流量等の測定結果から、現在の1～4号機原子炉建屋からの放出量を評価した。推定放出量（平成26年2月時点）は、表2.1.3-1に示す通りである。

なお、これまでの放出量の推移を図2.1.3-1に示す。

表2.1.3-1 気体廃棄物の推定放出量

	Cs-134 (Bq/sec)	Cs-137 (Bq/sec)
1号機 原子炉建屋	4.7×10^2	4.7×10^2
2号機 原子炉建屋	9.4×10^1	9.4×10^1
3号機 原子炉建屋	7.1×10^2	7.1×10^2
4号機 原子炉建屋	1.2×10^2	1.2×10^2

(注) 平成26年2月時点の評価値

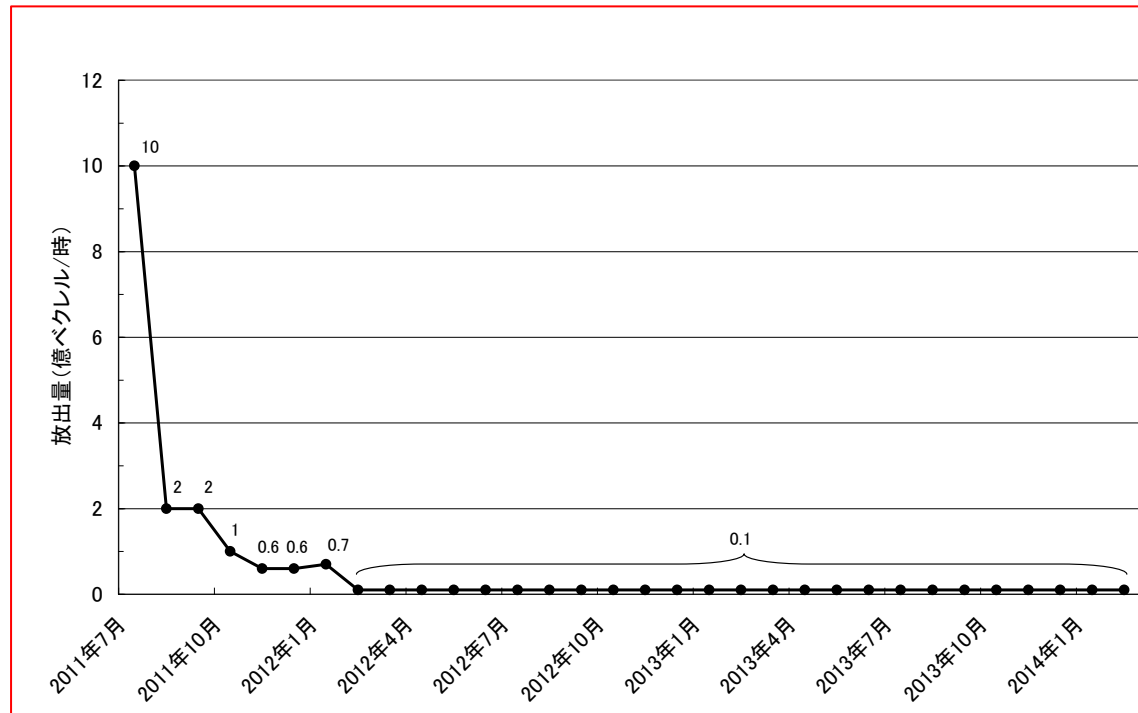


図2.1.3-1 1～3号機原子炉建屋からの一時間当たりの放出量推移

変更後

r. 減容処理設備
(中略)

(3) 推定放出量

1～4号機原子炉建屋（原子炉格納容器を含む）以外からの追加的放出は、極めて少ないと考えられるため、1～4号機原子炉建屋上部におけるサンプリング結果から検出されているCs-134及びCs-137を評価対象とし、建屋開口部等における放射性物質濃度及び空気流量等の測定結果並びに停止後の経過年数を考慮して評価した1～4号機原子炉建屋からの推定放出量を表2.1.3-1に示す。

なお、これまでの放出量の推移を図2.1.3-1に示す。

表2.1.3-1 1～4号機の気体廃棄物の推定放出量

	Cs-134 (Bq/sec)	Cs-137 (Bq/sec)
1号機 原子炉建屋	4.7×10^1	4.7×10^2
2号機 原子炉建屋	9.4×10^0	9.4×10^1
3号機 原子炉建屋	7.1×10^1	7.1×10^2
4号機 原子炉建屋	1.2×10^1	1.2×10^2

(注) Cs-137は2014年2月時点の評価値と同じとした。

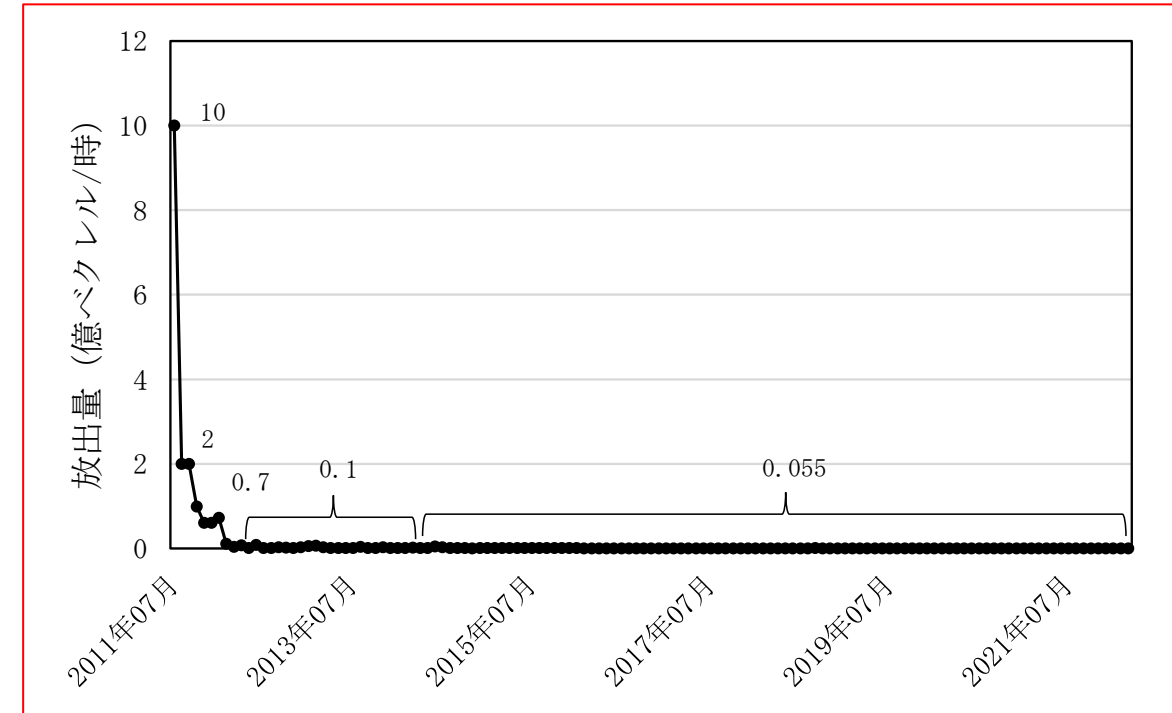


図2.1.3-1 1～4号機原子炉建屋からの一時間当たりの放出量推移

変更理由

記載の適正化

気体廃棄物の放出に関する現状反映に伴う記載の見直し

気体廃棄物の放出に関する現状反映に伴う推定放出量の変更

気体廃棄物の放出に関する現状反映のため期間及び集計対象の変更

変更前	変更後	変更理由						
(現行記載なし)	<p>一方、5,6号機については、廃止が決定しており、放射性の希ガス・よう素の放出はない。停止後5,6号機共用排気筒の粒子状物質のサンプリング結果は、図2.1.3-2に示すとおり、検出下限値未満で推移している。5,6号機各建屋では1~4号機で採取された試料の分析等が実施されていることから、1~4号機と同様にCs-134及びCs-137を評価対象とし、5,6号機共用排気筒の排気風量、検出限界値及び停止後の経過年数を考慮して評価した推定放出量を表2.1.3-2に示す。</p> <p style="text-align: center;">表2.1.3-2 5,6号機の気体廃棄物の推定放出量※</p> <table border="1" data-bbox="1389 472 2472 583"> <thead> <tr> <th></th> <th>Cs-134 (Bq/sec)</th> <th>Cs-137 (Bq/sec)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>5,6号機共用排気筒</td> <td>1.5×10^0</td> <td>1.5×10^1</td> </tr> </tbody> </table> <p>※：推定放出量＝推定放出濃度×排気筒風量</p> <p>推定放出濃度は、「発電用軽水型原子炉施設における放出放射性物質の測定に関する指針」（平成13年3月29日原子力安全委員会）に記載された粒子状物質の測定下限濃度（$4 \times 10^{-9} \text{Bq/cm}^3$）に安全係数（10）を乗じCs-137濃度とした。Cs-134濃度は、事故後の減衰を考慮してCs-137濃度の1/10を設定した。排気筒風量は、定格風量（安全側に事故前の約$3.8 \times 10^8 \text{cm}^3/\text{s}$）を設定した。</p> <div data-bbox="1596 871 2546 1600" style="border: 1px solid red; padding: 5px;"> </div> <p style="text-align: center;">図2.1.3-2 5,6号機共用排気筒からの粒子状物質放出濃度推移</p>		Cs-134 (Bq/sec)	Cs-137 (Bq/sec)	5,6号機共用排気筒	1.5×10^0	1.5×10^1	5・6号機の推定放出量の追加
	Cs-134 (Bq/sec)	Cs-137 (Bq/sec)						
5,6号機共用排気筒	1.5×10^0	1.5×10^1						

福島第一原子力発電所 特定原子力施設に係る実施計画変更比較表（第Ⅲ章 3編 2.2線量評価）

変 更 前	変 更 後	変 更 理 由
<p>2.2 線量評価</p> <p>敷地周辺における線量評価は、プラントの安定性を確認するひとつの指標として、放射性物質の放出抑制に係る処理設備設計の妥当性の確認の観点から放射性物質の放出に起因する実効線量の評価を、施設配置及び遮蔽設計の妥当性の確認の観点から施設からの放射線に起因する実効線量の評価を行う。</p> <p>2.2.1 大気中に拡散する放射性物質に起因する実効線量</p> <p>2.2.1.1 評価の基本的な考え方</p> <p>大気中に拡散する放射性物質に起因する実効線量の評価については、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」（以下、「気象指針」という）、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」（以下、「評価指針」という）及び「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について」（以下、「一般公衆の線量評価」という）を準用する。</p> <p>外部被ばく及び吸入摂取による実効線量の評価は、原子炉施設周辺でそれぞれ最大の被ばくを与える地点に居住する人を対象とし、外部被ばくについては放射性雲からの γ 線による実効線量と地表に沈着した放射性物質からの γ 線による実効線量を考慮する。</p> <p>食物摂取による実効線量については、現実に存在する被ばく経路について、食生活の様態等が標準的である人を対象として行うため、敷地周辺で農業・畜産業が行われていない現状では有意な被ばく経路は存在しない。ただし、今後敷地周辺において農業・畜産業が再開されることを見越し、被ばく評価全体において食物摂取による被ばくが占める程度を把握するため、参考として、葉菜及び牛乳摂取による実効線量を評価する。</p> <p>2.2.1.2 計算のための前提条件</p> <p>(1) <u>気象条件</u></p> <p><u>大気拡散の解析に用いる気象条件は、福島第一原子力発電所原子炉設置変更許可申請書（6号原子炉施設の変更）（平成22年11月12日付け、平成19・04・19原第18号にて設置変更許可）の添付書類六の記載と同様とする。</u></p> <p><u>気象条件の採用に当たっては、風向出現頻度及び風速出現頻度について平成12年4月から平成22年3月までの10年間の資料により検定を行い、代表性に問題ないことを確認した。検定法は、不良標本の棄却検定に関するF分布検定の手順に従った。</u></p> <p><u>棄却検定の結果を表2.2.1-1及び表2.2.1-2に示す。有意水準5%で棄却された項目は28項目中2個であった。これは採用した気象条件が長期間の気象状況と比較して異常でないことを示しており、解析に用いる気象条件が妥当であることを示している。</u></p> <p>（現行記載なし）</p>	<p>2.2 線量評価</p> <p>敷地周辺における線量評価は、プラントの安定性を確認するひとつの指標として、放射性物質の放出抑制に係る処理設備設計の妥当性の確認の観点から放射性物質の放出に起因する実効線量の評価を、施設配置及び遮蔽設計の妥当性の確認の観点から施設からの放射線に起因する実効線量の評価を行う。</p> <p>2.2.1 大気中に拡散する放射性物質に起因する実効線量</p> <p>2.2.1.1 評価の基本的な考え方</p> <p>大気中に拡散する放射性物質に起因する実効線量の評価については、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」（以下、「気象指針」という）、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」（以下、「評価指針」という）及び「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について」（以下、「一般公衆の線量評価」という）を準用する。</p> <p>外部被ばく及び吸入摂取による実効線量の評価は、原子炉施設周辺でそれぞれ最大の被ばくを与える地点に居住する人を対象とし、外部被ばくについては放射性雲からの γ 線による実効線量と地表に沈着した放射性物質からの γ 線による実効線量を考慮する。</p> <p>食物摂取による実効線量については、現実に存在する被ばく経路について、食生活の様態等が標準的である人を対象として行うため、敷地周辺で農業・畜産業が行われていない現状では有意な被ばく経路は存在しない。ただし、今後敷地周辺において農業・畜産業が再開されることを見越し、被ばく評価全体において食物摂取による被ばくが占める程度を把握するため、参考として、葉菜及び牛乳摂取による実効線量を評価する。</p> <p>2.2.1.2 計算のための前提条件</p> <p>(1) <u>気象条件の代表性の検討</u></p> <p><u>敷地において観測した2020年4月から2021年3月までの1年間の気象資料により線量評価を行うに当たり、観測を行った1年間の気象状態が、長期間の気象状態と比較して特に異常でないかどうかの検討を行った。</u></p> <p><u>風向出現頻度及び風速出現頻度について、敷地内の標高46m(地上高10m)における10年間(欠測率の高い2010年4月～2011年3月の1年間を除く2009年4月～2020年3月)の資料により検定を行った。検定法は、不良標本の棄却検定に関するF分布検定の手順に従った。</u></p> <p><u>その結果は、表2.2.1-1及び表2.2.1-2に示すとおりであり、有意水準5%で棄却されたものは27項目中1項目であった。</u></p> <p><u>これは線量評価に使用した観測期間の気象状態が長期間の気象状態と比較して特に異常でないことを示しており、この期間の気象資料を用いて大気拡散の解析を行うことは妥当であることを示している。</u></p> <p>(2) <u>大気拡散の解析に使用する気象条件</u></p> <p><u>敷地周辺に及ぼす影響を評価するに当たっては、敷地内における2020年4月から2021年3月までの1年間の風向、風速及び大気安定度の観測資料から以下のパラメータを求め、これを用いる。</u></p> <p><u>なお、風向、風速については、敷地内の地上付近の風を代表する標高46m(地上高10m)及び排気筒高さ付近の風を代表する標高131m(地上高95m)の風向、風速とする。</u></p>	<p>気象条件の変更に伴う記載の変更</p> <p>気象条件の変更に伴う記載の追加</p>

変更前	変更後	変更理由
(現行記載なし)	<p>a. <u>風向別大気安定度別風速逆数の総和及び平均</u> <u>風向別大気安定度別風速逆数の総和及び平均は、(2-2-1)式、(2-2-2)式によりそれぞれ計算する。</u></p> $S_{d,s} = \sum_{i=1}^N \frac{a_{d,s} \delta_i}{U_i} \dots\dots\dots (2-2-1) \text{ 式}$ $\bar{S}_{d,s} = \frac{1}{N_{d,s}} S_{d,s} \dots\dots\dots (2-2-2) \text{ 式}$ <p><u>ここで、</u> <u>$S_{d,s}$: 風向別大気安定度別風速逆数の総和 (s/m)</u> <u>$\bar{S}_{d,s}$: 風向別大気安定度別風速逆数の平均 (s/m)</u> <u>N : 実観測回数 (回)</u> <u>U_i : 時刻 i における風速 (m/s)</u> <u>$a_{d,s} \delta_i$: 時刻 i において風向 d, 大気安定度 s の場合 $a_{d,s} \delta_i = 1$</u> <u>その他の場合 $a_{d,s} \delta_i = 0$</u> <u>$N_{d,s}$: 風向 d, 大気安定度 s の総出現回数 (回)</u></p> <p>b. <u>風向出現頻度</u> <u>風向出現頻度は、(2-2-3)式、(2-2-4)式によりそれぞれ計算する。</u></p> $f_d = \sum_{i=1}^N \frac{a \delta_i}{N} \times 100 \dots\dots\dots (2-2-3) \text{ 式}$ $f_{d^*} = f_d + f_{d'} + f_{d''} \dots\dots\dots (2-2-4) \text{ 式}$ <p><u>ここで、</u> <u>f_d : 風向 d の出現頻度 (%)</u> <u>N : 実観測回数 (回)</u> <u>$a \delta_i$: 時刻 i において風向 d の場合 $a \delta_i = 1$</u> <u>その他の場合 $a \delta_i = 0$</u> <u>$f_{d'}, f_{d''}$: 風向 d に隣接する風向 d', d'' の出現頻度 (%)</u> <u>f_{d^*} : 風向 d, d', d'' の出現頻度の和 (%)</u></p> <p><u>静穏時については、風速は 0.5m/s とし、風向別大気安定度別出現回数は、静穏時の大気安定度別出現回数を風速 0.5～2.0m/s の風向出現頻度に応じて比例配分して求める。</u> <u>また、欠測については、欠測を除いた期間について得られた統計が、欠測期間についても成り立つものとする。</u> <u>以上の計算から求めた風向別大気安定度別風速逆数の総和を表 2. 2. 1-3 及び表 2. 2. 1-6 に、風向別大気安定度別風速逆数の平均及び風向別風速逆数の平均を表 2. 2. 1-4 及び表 2. 2. 1-7 に、風向出現頻度及び風速 0.5～2.0m/s の風向出現頻度を表 2. 2. 1-5 及び表 2. 2. 1-8 に示す。</u></p>	<p>気象条件の変更に伴う記載の追加</p>

変更前	変更後	変更理由
<p><u>(2)</u>放出源と有効高さ</p> <p>放出源は各建屋からの排気であるが、「2.1.3 放射性気体廃棄物等の管理」で述べたとおり、1～4号機の原子炉建屋（原子炉格納容器を含む）以外からの放出は無視しうるため、放出位置は1～4号機の原子炉建屋とする。</p> <p>有効高さについて、現在の推定放出位置は原子炉建屋オペレーティングフロア付近であるが、保守的に地上放散とする。</p> <p>地上放散の保守性については、以下のとおりである。</p> <p>「気象指針」において、位置(x,y,z)における放射性物質濃度$\chi(x,y,z)$を求める基本拡散式を(2-2-<u>1</u>)式に示す。</p> $\chi(x,y,z) = \frac{Q}{2\pi\sigma_y\sigma_z U} \cdot \exp\left(-\lambda \frac{x}{U}\right) \cdot \exp\left(-\frac{y^2}{2\sigma_y^2}\right) \cdot \left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_z^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_z^2}\right\} \right]$ <p style="text-align: right;">…………… (2-2-<u>1</u>) 式</p> <p>ここで、</p> <p>$\chi(x,y,z)$: 点(x,y,z)における放射性物質の濃度 (Bq/m³)</p> <p>Q : 放出率 (Bq/s)</p> <p>U : 放出源高さを代表する風速 (m/s)</p> <p>λ : 物理的崩壊定数 (1/s)</p> <p>H : 放出源の有効高さ (m)</p> <p>σ_y : 濃度分布のy方向の拡がりのパラメータ (m)</p> <p>σ_z : 濃度分布のz方向の拡がりのパラメータ (m)</p> <p>このとき、有効高さと同じ高度 ($z=H$) の軸上で放射性物質濃度が最も濃くなる。被ばく評価地点は地上 ($z=0$) であるため、地上放散が最も厳しい評価を与えることになる。</p> <p>(現行記載なし)</p> <p><u>(3)</u>放出を考慮する核種</p> <p>放射性物質の放出量は、原子炉建屋上部におけるサンプリング結果から想定しており、現時点では実際に検出されているCs-134及びCs-137を評価対象とする。</p> <p>Cs-134及びCs-137以外の核種には、検出限界未満であることが確認されている核種だけではなく、測定自体ができていないものもあるが、評価結果に大きな影響は与えないものと考えている。これら評価対象としなかった核種の影響度合いについては、「2.2.1.8 Cs以外の核種の影響について」で詳しく述べる。</p> <p><u>(4)</u>線量及び濃度計算地点</p> <p>線量の計算は、図2.2.1-1に示すとおり、1,2号機共用排気筒を中心として16方位に分割した陸側9方位の敷地境界外について行う。ただし、これらの地点より大きな線量を受ける恐れのある地点が別に陸側にある場合は、その地点も考慮する。</p> <p>1,2号機共用排気筒から各評価点までの距離は、表2.2.1-3に示す。</p>	<p><u>(3)</u>放出源と有効高さ</p> <p><u>a. 1～4号機</u></p> <p>放出源は各建屋からの排気であるが、「2.1.3 放射性気体廃棄物等の管理」で述べたとおり、1～4号機の原子炉建屋（原子炉格納容器を含む）以外からの放出は無視しうるため、放出位置は1～4号機の原子炉建屋とする。</p> <p>有効高さについて、現在の推定放出位置は原子炉建屋オペレーティングフロア付近であるが、保守的に地上放散とする。</p> <p>地上放散の保守性については、以下のとおりである。</p> <p>「気象指針」において、位置(x,y,z)における放射性物質濃度$\chi(x,y,z)$を求める基本拡散式を(2-2-<u>5</u>)式に示す。</p> $\chi(x,y,z) = \frac{Q}{2\pi\sigma_y\sigma_z U} \cdot \exp\left(-\lambda \frac{x}{U}\right) \cdot \exp\left(-\frac{y^2}{2\sigma_y^2}\right) \cdot \left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_z^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_z^2}\right\} \right]$ <p style="text-align: right;">…………… (2-2-<u>5</u>) 式</p> <p>ここで、</p> <p>$\chi(x,y,z)$: 点(x,y,z)における放射性物質の濃度 (Bq/m³)</p> <p style="text-align: center;"><u>放出源直下の地表を原点に、風下方向をx軸、その直角方向をy軸、鉛直方向をz軸とする</u></p> <p>Q : 放出率 (Bq/s)</p> <p>U : 放出源高さを代表する風速 (m/s)</p> <p>λ : 物理的崩壊定数 (1/s)</p> <p>H : 放出源の有効高さ (m)</p> <p>σ_y : 濃度分布のy方向の拡がりのパラメータ (m)</p> <p>σ_z : 濃度分布のz方向の拡がりのパラメータ (m)</p> <p>このとき、有効高さと同じ高度 ($z=H$) の軸上で放射性物質濃度が最も濃くなる。被ばく評価地点は地上 ($z=0$) であるため、地上放散が最も厳しい評価を与えることになる。</p> <p><u>b. 5号機及び6号機</u></p> <p style="text-align: center;"><u>放出源は各建屋からの排気であり、放出位置は5,6号機共用排気筒とする。排気筒から放出される放射性物質の敷地周辺に及ぼす影響を評価するに当たっては、敷地周辺の地形等の影響を考慮し表2.2.1-9に示す放出源の有効高さを用いる。</u></p> <p><u>(4)</u>放出を考慮する核種</p> <p>放射性物質の放出量は、原子炉建屋上部におけるサンプリング結果から想定しており、現時点では実際に検出されているCs-134及びCs-137を評価対象とする。</p> <p>Cs-134及びCs-137以外の核種には、検出限界未満であることが確認されている核種だけではなく、測定自体ができていないものもあるが、評価結果に大きな影響は与えないものと考えている。これら評価対象としなかった核種の影響度合いについては、「2.2.1.8 Cs以外の核種の影響について」で詳しく述べる。</p> <p><u>(5)</u>線量及び濃度計算地点</p> <p>線量の計算は、図2.2.1-1に示すとおり、1,2号機共用排気筒を中心として16方位に分割した陸側9方位の敷地境界外について行う。ただし、これらの地点より大きな線量を受ける恐れのある地点が別に陸側にある場合は、その地点も考慮する。</p> <p>1,2号機共用排気筒から各計算地点までの距離は、表2.2.1-10に示す。</p>	<p>記載の適正化</p> <p>評価条件の変更に伴い5・6号機を追加</p> <p>記載の適正化</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>2.2.1.3 単位放出率あたりの年間平均濃度の計算</p> <p>計算は連続放出とし、放出位置毎に行う。単位放出率あたりの地上における放射性物質濃度は、放射性物質の減衰を無視すると (2-2-2) 式となる。</p> $\chi(x, y, 0) = \frac{1}{\pi\sigma_y\sigma_z U} \cdot \exp\left(-\frac{y^2}{2\sigma_y^2}\right) \cdot \exp\left(-\frac{H^2}{2\sigma_z^2}\right) \cdots \cdots \cdots (2-2-2) \text{ 式}$ <p>計算地点における年間平均相対濃度 $\bar{\chi}$ は、隣接方位からの寄与も考慮して以下のように計算する。</p> $\bar{\chi} = \sum_j \bar{\chi}_{jL} + \sum_j \bar{\chi}_{jL-1} + \sum_j \bar{\chi}_{jL+1} \cdots \cdots \cdots (2-2-3) \text{ 式}$ <p>ここで、 j : 大気安定度 (A~F) L : 計算地点を含む方位</p> <p>計算結果を表 2. 2. 1-4 に示す。これに「2.1.3 放射性気体廃棄物等の管理」表 2. 1. 3-1 に示した推定放出量に乗じた結果を表 2. 2. 1-5 に示す。1~4 号機合計の濃度が最大となるのは、1, 2 号機共用排気筒の南方位約 1, 340m の敷地境界で、<u>それぞれ約 $1.5 \times 10^{-9} \text{Bq/cm}^3$</u> である。</p>	<p>2.2.1.3 単位放出率あたりの年間平均濃度の計算</p> <p>計算は連続放出とし、放出位置毎に行う。単位放出率あたりの地上における放射性物質濃度は、放射性物質の減衰を無視すると (2-2-6) 式となる。</p> $\chi(x, y, 0) = \frac{1}{\pi\sigma_y\sigma_z U} \cdot \exp\left(-\frac{y^2}{2\sigma_y^2}\right) \cdot \exp\left(-\frac{H^2}{2\sigma_z^2}\right) \cdots \cdots \cdots (2-2-6) \text{ 式}$ <p>計算地点における年間平均相対濃度 $\bar{\chi}$ は、隣接方位からの寄与も考慮して以下のように計算する。</p> $\bar{\chi} = \sum_j \bar{\chi}_{jL} + \sum_j \bar{\chi}_{jL-1} + \sum_j \bar{\chi}_{jL+1} \cdots \cdots \cdots (2-2-7) \text{ 式}$ <p>ここで、 j : 大気安定度 (A~F) L : 計算地点を含む方位</p> <p>計算結果を表 2. 2. 1-11 に示す。これに「2.1.3 放射性気体廃棄物等の管理」表 2. 1. 3-1 に示した推定放出量に乗じた結果を表 2. 2. 1-12 及び表 2. 2. 1-13 に示す。1~4 号機合計の濃度が最大となるのは、1, 2 号機共用排気筒の南方位約 1, 340m の敷地境界で、<u>Cs-134 が約 $5.0 \times 10^{-10} \text{Bq/cm}^3$, Cs-137 が約 $5.0 \times 10^{-9} \text{Bq/cm}^3$</u> である。</p>	<p>記載の適正化</p> <p>評価条件の変更に伴う最大濃度の変更</p>
<p>2.2.1.4 単位放出量あたりの実効線量の計算</p> <p>建屋から放出された放射性雲による計算地点における空気カーマ率は、(2-2-4) 式により計算する。</p> $D = K_1 \cdot E \cdot \mu_m \cdot \int_0^\infty \int_0^\infty \frac{e^{-\mu r}}{4\pi^2} \cdot B(\mu r) \cdot \chi(x', y', z') dx' dy' dz' \cdots \cdots \cdots (2-2-4) \text{ 式}$ <p>ここで、 D : 計算地点 (x, y, 0) における空気カーマ率 ($\mu \text{Gy/h}$) K_1 : 空気カーマ率への換算係数 $\left(\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \mu \text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{h}}\right)$ E : γ 線の実効エネルギー (MeV/dis) μ_m : 空気に対する γ 線の線エネルギー吸収係数 (m^{-1}) μ : 空気に対する γ 線の線減衰係数 (m^{-1}) r : 放射性雲中の点 (x', y', z') から計算地点 (x, y, 0) までの距離 (m) $B(\mu r)$: 空気に対する γ 線の再生係数で、次式から求める。</p> $B(\mu r) = 1 + \alpha(\mu r) + \beta(\mu r)^2 + \gamma(\mu r)^3$ <p>ただし、μ_m, μ, α, β, γ については、0.5MeV の γ 線に対する値を用い、以下のとおりとする。</p> $\mu_m = 3.84 \times 10^{-3} \text{ (m}^{-1}\text{)} \quad \mu = 1.05 \times 10^{-2} \text{ (m}^{-1}\text{)}$ $\alpha = 1.000 \quad \beta = 0.4492 \quad \gamma = 0.0038$ <p>$\chi(x', y', z')$: 放射性雲中の点 (x', y', z') における濃度 (Bq/m^3)</p> <p>計算地点における単位放出量あたりの年間の実効線量は、計算地点を含む方位及びその隣接方位に向かう放射性雲の γ 線からの空気カーマを合計して、次の (2-2-5) 式により計算する。</p> $H_\gamma = K_2 \cdot f_h \cdot f_o \cdot (\bar{D}_L + \bar{D}_{L-1} + \bar{D}_{L+1}) \cdots \cdots \cdots (2-2-5) \text{ 式}$	<p>2.2.1.4 単位放出率あたりの実効線量の計算</p> <p>建屋から放出された放射性雲による計算地点における空気カーマ率は、(2-2-8) 式により計算する。</p> $D = K_1 \cdot E \cdot \mu_m \cdot \int_0^\infty \int_0^\infty \frac{e^{-\mu r}}{4\pi^2} \cdot B(\mu r) \cdot \chi(x', y', z') dx' dy' dz' \cdots \cdots \cdots (2-2-8) \text{ 式}$ <p>ここで、 D : 計算地点 (x, y, 0) における空気カーマ率 ($\mu \text{Gy/h}$) K_1 : 空気カーマ率への換算係数 $\left(\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \mu \text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{h}}\right)$ E : γ 線の実効エネルギー (MeV/dis) μ_m : 空気に対する γ 線の線エネルギー吸収係数 (m^{-1}) μ : 空気に対する γ 線の線減衰係数 (m^{-1}) r : 放射性雲中の点 (x', y', z') から計算地点 (x, y, 0) までの距離 (m) $B(\mu r)$: 空気に対する γ 線の再生係数で、次式から求める。</p> $B(\mu r) = 1 + \alpha(\mu r) + \beta(\mu r)^2 + \gamma(\mu r)^3$ <p>ただし、μ_m, μ, α, β, γ については、0.5MeV の γ 線に対する値を用い、以下のとおりとする。</p> $\mu_m = 3.84 \times 10^{-3} \text{ (m}^{-1}\text{)} \quad \mu = 1.05 \times 10^{-2} \text{ (m}^{-1}\text{)}$ $\alpha = 1.000 \quad \beta = 0.4492 \quad \gamma = 0.0038$ <p>$\chi(x', y', z')$: 放射性雲中の点 (x', y', z') における濃度 (Bq/m^3)</p> <p>計算地点における単位放出量あたりの年間の実効線量は、計算地点を含む方位及びその隣接方位に向かう放射性雲の γ 線からの空気カーマを合計して、次の (2-2-9) 式により計算する。</p> $H_\gamma = K_2 \cdot f_h \cdot f_o \cdot (\bar{D}_L + \bar{D}_{L-1} + \bar{D}_{L+1}) \cdots \cdots \cdots (2-2-9) \text{ 式}$	<p>記載の適正化</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>ここで、</p> <p>H_γ : 計算地点における実効線量 ($\mu\text{Sv/年}$)</p> <p>K_2 : 空気カーマから実効線量への換算係数 ($\mu\text{Sv}/\mu\text{Gy}$)</p> <p>$f_h$: 家屋の遮蔽係数</p> <p>f_o : 居住係数</p> <p>$\bar{D}_L, \bar{D}_{L-1}, \bar{D}_{L+1}$: 計算地点を含む方位 (L) 及びその隣接方位に向かう放射性雲による年間平均の γ 線による空気カーマ ($\mu\text{Gy/年}$)。これらは、(2-2-4) 式から得られる空気カーマ率 D を放出モード、大気安定度別風向分布及び風速分布を考慮して年間について積算して求める。</p> <p>計算結果を表 2. 2. 1-6 及び表 2. 2. 1-7 に示す。</p> <p>2.2.1.5 年間実効線量の計算</p> <p>(1) 放射性雲からの γ 線に起因する実効線量</p> <p>放射性雲からの γ 線に起因する実効線量は、「2.1.3 放射性気体廃棄物等の管理」表 2. 1. 3-1 の推定放出量に「2.2.1.4 単位放出量あたりの実効線量の計算」で求めた単位放出量あたりの実効線量を乗じ求める。計算結果を表 2. 2. 1-8 及び表 2. 2. 1-9 に示す。</p> <p>計算の結果、放射性雲からの γ 線に起因する実効線量は南方向沿岸部で最大となり、年間約 $2.0 \times 10^{-6}\text{mSv}$ である。</p> <p>(2) 地面に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する実効線量</p> <p>a. 計算の方法</p> <p><u>評価は「一般公衆の線量評価」に基づき、以下の式で求める。</u></p> $H_A = K \frac{\mu_m}{(1-g)} E \int_0^\infty \int_0^{2\pi} \frac{Be^{-(\mu_1 r_1 + \mu_2 r_2)}}{4\pi r^2} C_0 \cdot f(z) \cdot \rho \cdot d\theta \rho dz \dots\dots\dots (2-2-6) \text{ 式}$ <p>ただし、</p> <p>H_A : 年間実効線量 (mSv/年)</p> <p>K : $3.91 \times 10^3 \left(\frac{\text{dis} \cdot \text{cm}^3 \cdot \text{mGy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{y}} \right) \times 0.8 \left(\frac{\text{mSv}}{\text{mGy}} \right)$ <u>(0.8 (mSv/mGy) は、空気カーマから実効線量への換算係数。)</u></p> <p>μ_m : <u>空気の γ 線の線エネルギー吸収係数 (1/cm)</u></p> <p>$(1-g)$: <u>制動放射による損失の補正</u></p> <p>E : <u>γ 線実効エネルギー (MeV/dis)</u></p> <p>C_0 : <u>地表面附近の土壌における放射性物質濃度 (Bq/cm³)</u></p> <p>B : <u>空気、土壌の 2 層 γ 線ビルドアップ係数 (-)</u></p> <p>$\frac{\mu_1}{\mu_2}$: <u>空気及び土壌の γ 線線減衰係数 (1/cm)、土壌は Al で代用、ただし、密度は 1.5 (g/cm³) とする。</u></p> <p>$r_1, r_2, r, \rho, \theta, z$: <u>図 2. 2. 1-2 に示す</u></p> <p>r : <u>土壌中の任意点 (ρ, θ, z) から被ばく点までの距離 (cm)</u> $r^2 = (h-z)^2 + \rho^2 = (r_1 + r_2)^2$</p>	<p>ここで、</p> <p>H_γ : 計算地点における実効線量 ($\mu\text{Sv/年}$)</p> <p>K_2 : 空気カーマから実効線量への換算係数 ($\mu\text{Sv}/\mu\text{Gy}$)</p> <p>$f_h$: 家屋の遮蔽係数</p> <p>f_o : 居住係数</p> <p>$\bar{D}_L, \bar{D}_{L-1}, \bar{D}_{L+1}$: 計算地点を含む方位 (L) 及びその隣接方位に向かう放射性雲による年間平均の γ 線による空気カーマ ($\mu\text{Gy/年}$)。これらは、(2-2-8) 式から得られる空気カーマ率 D を放出モード、大気安定度別風向分布及び風速分布を考慮して年間について積算して求める。</p> <p>計算結果を表 2. 2. 1-14 及び表 2. 2. 1-15 に示す。</p> <p>2.2.1.5 年間実効線量の計算</p> <p>(1) 放射性雲からの γ 線に起因する実効線量</p> <p>放射性雲からの γ 線に起因する実効線量は、「2.1.3 放射性気体廃棄物等の管理」表 2. 1. 3-1 の推定放出量に「2.2.1.4 単位放出率あたりの実効線量の計算」で求めた単位放出率あたりの実効線量を乗じ求める。計算結果を表 2. 2. 1-16 及び表 2. 2. 1-17 に示す。</p> <p>計算の結果、放射性雲からの γ 線に起因する実効線量は南方向沿岸部で最大となり、年間約 $2.0 \times 10^{-6}\text{mSv}$ である。</p> <p>(2) 地面に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する実効線量</p> <p>a. 計算の方法</p> <p><u>(a) 実効線量</u></p> <p><u>地面に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する実効線量は、(2-2-10) 式で求める。</u></p> $H_A = K(S_d + S_r) \cdot 8760 \cdot 10 \dots\dots\dots (2-2-10) \text{ 式}$ <p>ただし、</p> <p>H_A : 年間実効線量 (mSv/年)</p> <p>K : <u>外部被ばく実効線量換算係数 $\left(\frac{\text{mSv/h}}{\text{kBq/m}^2} \right)$</u></p> <p>$S_d$: <u>無降水期間における放射性物質の地表濃度 (Bq/cm²)</u></p> <p>S_r : <u>降水期間における放射性物質の地表濃度 (Bq/cm²)</u></p> <p>8760 : <u>年間時間数への換算係数 (h/年)</u></p> <p><u>外部被ばく実効線量換算係数は、表 2. 2. 1-18 に示すとおりである。</u></p>	<p>記載の適正化</p> <p>保守的な評価モデルの換算係数を反映することに伴う評価方法の変更</p>

変更前	変更後	変更理由
<p><u>$f(z)$: 放射性物質の土壤中鉛直分布</u> <u>h : 被ばく点地上高 (100cm)</u> <u>被ばく点が1m程度であれば、これに寄与する放射性物質の範囲は、被ばく点から10m以内である。このため通常は C_0 =一定と考える。したがって、上記式は、</u></p> $H_A = \frac{K}{2} \frac{\mu_{em}}{(1-g)} E \cdot C_0 \int_{-\infty}^0 \int_0^{\infty} \frac{B \cdot e^{-(\mu_1 r_1 + \mu_2 r_2)}}{r^2} f(z) \cdot \rho \cdot d\rho dz \dots\dots\dots (2-2-7) \text{ 式}$ <p><u>となる。</u></p> <p><u>b. 空気及び土壌のビルドアップ係数 (B)</u> <u>空気、土壌 2 層の γ 線ビルドアップ係数については、広く使用されているビルドアップ係数を使用する。</u></p> <p><u>1) $E > 1.801MeV$</u> $B(E, \mu r) = 1 + \left\{ 0.8 - 0.214 \ln \left(\frac{E}{1.801} \right) \right\} (\mu r)^{g(E)}$ <u>2) $E \leq 1.801MeV$</u> $B(E, \mu r) = 1 + 0.8 (\mu r)^{g(E)}$ <p><u>ここで、</u> $g(E) = 1.44 + 0.02395E + 0.625 \ln \left(0.19 + \frac{1.0005}{E} \right)$ $\mu r = \mu_1 r_1 + \mu_2 r_2$</p> <p><u>c. 放射性物質の土壤中鉛直分布 ($C = C_0 f(z)$) について</u> <u>放射性物質の土壤中鉛直分布は、「一般公衆の線量評価」より、指数分布で近似できる。</u> $C = C_0 \exp(\alpha z) \dots\dots\dots (2-2-8) \text{ 式}$ <u>ただし、深さ z の符号は下方を負とし、浸透係数 α (1/cm) は、0.33 を使用する。</u> <u>地表面附近の土壌における放射性物質濃度は、大気と地面の接触による沈着（乾性沈着）と、降水による放射性物質の降下（湿性沈着）を考慮して、(2-2-9) 式により計算する。</u> $C_0 = C_d + C_r \dots\dots\dots (2-2-9) \text{ 式}$ <p><u>ここで、</u> <u>C_0 : 地表面付近の放射性物質濃度 (Bq/cm³)</u> <u>C_d : 無降水期間における地表面付近の濃度 (Bq/cm³)</u> <u>C_r : 降水期間における地表面付近の濃度 (Bq/cm³)</u></p> </p></p>	<p>(削除)</p>	<p>評価方法の変更に伴い削除</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>(現行記載なし)</p> <p><u>(a) 無降水期間における沈着量</u> 無降水期間中は乾性沈着のみとなるため、(2-2-10)式～(2-2-12)式で表せる。</p> $S_d = \int_{-\infty}^0 C_d \exp(\alpha z) dz = \frac{C_d}{\alpha} \dots \dots \dots (2-2-10) \text{ 式}$ $S_d = \bar{x}_i \cdot V_g \frac{f_i}{\lambda_r} \{1 - \exp(-\lambda_r T_0)\} \cdot (1 - K_r) \dots \dots \dots (2-2-11) \text{ 式}$ $C_d = \alpha \cdot \bar{x}_i \cdot V_g \frac{f_i}{\lambda_r} \{1 - \exp(-\lambda_r T_0)\} \cdot (1 - K_r) \dots \dots \dots (2-2-12) \text{ 式}$ <p>ただし、 \bar{x}_i : 地上における年間平均濃度 (Bq/cm³) V_g : 沈着速度 (cm/s) λ_r : 物理的崩壊定数 (1/s) T_0 : 放射性物質の放出期間 f_i : 沈着した放射性物質のうち残存する割合 (-) S_d : <u>放射性物質の地表濃度 (Bq/cm²)</u> K_r : 降水期間割合 (-)</p> <p>ここで、V_gは0.3cm/s、T_0は1年、f_iはフォールアウトの調査結果より平均値の0.5とした。なお、降水期間割合 (K_r) を0とすれば、「一般公衆の線量評価」と同じ評価式となる。</p> <p><u>(b) 降水期間における沈着量</u> 降水期間中は、乾性沈着及び湿性沈着が重なるため、(2-2-13)式～(2-2-15)式で表せる。</p> $S_r = \int_{-\infty}^0 C_r \exp(\alpha z) dz = \frac{C_r}{\alpha} \dots \dots \dots (2-2-13) \text{ 式}$ $S_r = \bar{x}_i \cdot (V_g + \Lambda \cdot L) \frac{f_{1r}}{\lambda_r} \{1 - \exp(-\lambda_r T_0)\} K_r \dots \dots \dots (2-2-14) \text{ 式}$ $C_r = \alpha \cdot \bar{x}_i \cdot (V_g + \Lambda \cdot L) \frac{f_{1r}}{\lambda_r} \{1 - \exp(-\lambda_r T_0)\} K_r \dots \dots \dots (2-2-15) \text{ 式}$ <p>ただし、 \bar{x}_i : 地上における年間平均濃度 (Bq/cm³) V_g : 沈着速度 (cm/s) Λ : 降水による洗浄係数 (1/s) で、以下の式により求める。 $\Lambda = 1.2 \times 10^{-4} \cdot I^{0.5}$ ここで、降水強度 I (mm/h) は、気象データより、<u>2.16mm/h</u>とする。 L : <u>空气中放射性物質濃度の鉛直方向積分値で、</u> $L = \int_0^{\infty} \exp\left(-\frac{z_1^2}{2 \cdot \sigma_{z1}^2}\right) dz_1$ <u>とし、風向別大気安定度別出現回数で平均化する。</u></p>	<p><u>(b) 地表沈着量</u> <u>無降水期間中及び降水期間中の地表面への放射性物質の沈着量は、下記のとおり求める。</u></p> <p><u>i. 無降水期間における沈着量</u> 無降水期間中は乾性沈着のみとなるため、(2-2-11)式で表せる。 (削除)</p> $S_d = \bar{x}_i \cdot V_g \frac{f_i}{\lambda_r} \{1 - \exp(-\lambda_r T_0)\} \cdot (1 - K_r) \dots \dots \dots (2-2-11) \text{ 式}$ <p>(削除)</p> <p>ただし、 \bar{x}_i : 地上における年間平均濃度 (Bq/cm³) V_g : 沈着速度 (cm/s) λ_r : 物理的崩壊定数 (1/s) T_0 : 放射性物質の放出期間 <u>(s)</u> f_i : 沈着した放射性物質のうち残存する割合 (-) (削除) K_r : 降水期間割合 (-)</p> <p>ここで、V_gは0.3cm/s、T_0は1年、f_iはフォールアウトの調査結果より平均値の0.5、<u>K_rは気象データより0.071</u>とした。なお、降水期間割合 (K_r) を0とすれば、「一般公衆の線量評価」と同じ評価式となる。</p> <p><u>ii. 降水期間における沈着量</u> 降水期間中は、乾性沈着及び湿性沈着が重なるため、(2-2-12)式で表せる。</p> $S_r = \left\{ \bar{x}_i V_g + \Lambda \frac{Q}{2\pi x / 16 N_t} \sum_{s=A}^F \frac{1}{U_s} \right\} \frac{f_{1r}}{\lambda_r} (1 - \exp(-\lambda_r T_0)) K_r \dots \dots \dots (2-2-12) \text{ 式}$ <p>ただし、 \bar{x}_i : 地上における年間平均濃度 (Bq/cm³) V_g : 沈着速度 (cm/s) Λ : 降水による洗浄係数 (1/s) で、以下の式により求める。 $\Lambda = 1.2 \times 10^{-4} \cdot I^{0.5}$ ここで、降水強度 I (mm/h) は、気象データより、<u>2.18mm/h</u>とする。 Q : <u>放射性物質の放出率 (Bq/s)</u> x : <u>放出点から計算地点までの距離 (cm)</u> $\frac{1}{U_s}$: <u>大気安定度別の風速逆数の総和 (s/cm)</u></p>	<p>評価方法の変更に伴う追加</p> <p>記載の適正化</p> <p>評価方法の変更に伴う削除</p> <p>評価方法の変更に伴う削除</p> <p>記載の適正化</p> <p>評価方法の変更に伴う削除</p> <p>気象条件の変更に伴う降水期間割合の変更</p> <p>記載の適正化</p> <p>評価方法の変更に伴う評価式の変更</p> <p>気象条件の変更に伴う降水強度変更</p> <p>評価方法の変更に伴うパラメータの変更</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>λ_r : 物理的崩壊定数 (1/s) T_0 : 放射性物質の放出期間 f_{lr} : 沈着した放射性物質のうち残存する割合 (－) 降水時は地表面に全て残存すると仮定し, 1.0 とする。 S_r : <u>放射性物質の地表濃度 (Bq/cm²)</u> K_r : 降水期間割合 (－)</p> <p><u>(c)計算結果</u> \bar{x}_i は「2.2.1.3 単位放出率あたりの年間平均濃度の計算」で求めた最大濃度の約 <u>1.5×10⁻⁹Bq/cm³</u> を用いる。計算の結果, 地表に沈着した放射性物質からの γ 線による実効線量は, Cs-134 及び Cs-137 の合計で年間約 <u>3.0×10⁻²mSv</u> である。</p> <p>(3)吸入摂取による実効線量 吸入摂取による実効線量は, 「評価指針」に基づき, 次の計算式を用いる。 $H_i = 365 \sum_i K_{ri} \cdot A_{ri} \dots\dots\dots (2-2-16) \text{ 式}$ $A_{ri} = M_a \cdot \bar{x}_i \dots\dots\dots (2-2-17) \text{ 式}$ ここで, H_i : 吸入摂取による年間の実効線量 (μ Sv/年) 365 : 年間日数への換算係数 (d/年) K_{ri} : 核種 i の吸入摂取による実効線量係数 (μ Sv/Bq) A_{ri} : 核種 i の吸入による摂取率 (Bq/d) M_a : 呼吸率 (cm³/d) \bar{x}_i : 核種 i の年平均地上空気中濃度 (Bq/cm³) \bar{x}_i は「2.2.1.3 単位放出率あたりの年間平均濃度の計算」で求めた最大濃度の約 <u>1.5×10⁻⁹Bq/cm³</u> を用いる。その他に評価に必要なパラメータは, 表 2. 2. 1 - <u>1.0</u> 及び表 2. 2. 1 - <u>1.1</u> に示す。計算の結果, 吸入摂取による実効線量は, Cs-134 及び Cs-137 の合計で年間約 <u>1.9×10⁻⁴mSv</u> である。 なお, 吸入摂取の被ばく経路には地表に沈着した放射性物質の再浮遊に起因するものも存在するが, 「一般公衆の線量評価」の再浮遊係数 (10⁻⁸cm⁻¹) を用いると再浮遊濃度は約 <u>6.0~7.0×10⁻¹⁰Bq/cm³</u> 程度であり, 被ばく評価全体への寄与は小さい。</p> <p>2.2.1.6 5号機及び6号機の寄与 <u>5号機は平成23年1月3日, 6号機は平成22年8月14日に定期検査のため運転を停止しており, 「評価指針」において評価対象としている希ガス及びよう素は十分に減衰しているが, 保守的に福島第一原子力発電所原子炉設置変更許可申請書(6号原子炉施設の変更)(平成22年11月12日付け, 平成19・04・19原第18号にて設置変更許可)添付書類九と同様の評価とする。</u> <u>これによると, 希ガスの γ 線による実効線量は1,2号機共用排気筒の北方位で最大となり, 年間約 4.4×10⁻³mSv, 放射性よう素に起因する実効線量は1,2号機共用排気筒の北北方位で最大となり, 年間約 1.7×10⁻³mSv</u></p>	<p><u>N_t : 1年間の総観測回数(8760)</u> λ_r : 物理的崩壊定数 (1/s) T_0 : 放射性物質の放出期間 <u>(s)</u> f_{lr} : 沈着した放射性物質のうち残存する割合 (－) 降水時は地表面に全て残存すると仮定し, 1.0 とする。 K_r : 降水期間割合 (－)</p> <p><u>b.計算結果</u> \bar{x}_i は「2.2.1.3 単位放出率あたりの年間平均濃度の計算」で求めた最大濃度の <u>Cs-134 約 5.0×10⁻¹⁰Bq/cm³, Cs-137 約 5.0×10⁻⁹Bq/cm³</u> を用いる。計算の結果, 地表に沈着した放射性物質からの γ 線による実効線量は, Cs-134 及び Cs-137 の合計で年間約 <u>7.2×10⁻³mSv</u> である。</p> <p>(3)吸入摂取による実効線量 吸入摂取による実効線量は, 「評価指針」に基づき, 次の計算式を用いる。 $H_i = 365 \sum_i K_{ri} \cdot A_{ri} \dots\dots\dots (2-2-13) \text{ 式}$ $A_{ri} = M_a \cdot \bar{x}_i \dots\dots\dots (2-2-14) \text{ 式}$ ここで, H_i : 吸入摂取による年間の実効線量 (μ Sv/年) 365 : 年間日数への換算係数 (d/年) K_{ri} : 核種 i の吸入摂取による実効線量係数 (μ Sv/Bq) A_{ri} : 核種 i の吸入による摂取率 (Bq/d) M_a : 呼吸率 (cm³/d) \bar{x}_i : 核種 i の年平均地上空気中濃度 (Bq/cm³) \bar{x}_i は「2.2.1.3 単位放出率あたりの年間平均濃度の計算」で求めた最大濃度の <u>Cs-134 約 5.0×10⁻¹⁰Bq/cm³, Cs-137 約 5.0×10⁻⁹Bq/cm³</u> を用いる。その他に評価に必要なパラメータは, 表 2. 2. 1 - <u>1.9</u> 及び表 2. 2. 1 - <u>2.0</u> に示す。計算の結果, 吸入摂取による実効線量は, Cs-134 及び Cs-137 の合計で年間約 <u>1.7×10⁻³mSv</u> である。 なお, 吸入摂取の被ばく経路には地表に沈着した放射性物質の再浮遊に起因するものも存在するが, 「一般公衆の線量評価」の再浮遊係数 (10⁻⁸cm⁻¹) を用いると再浮遊濃度は <u>Cs-134 が約 2.7×10⁻¹¹Bq/cm³, Cs-137 が約 3.2×10⁻¹⁰Bq/cm³</u> 程度であり, 被ばく評価全体への寄与は小さい。</p> <p>2.2.1.6 5号機及び6号機の寄与 <u>5号機及び6号機は2014年1月31日に廃止後, 1~4号機の廃炉関連作業エリアに供されており, Cs-134及びCs-137を評価対象とする。</u> <u>「2.1.3 放射性気体廃棄物等の管理」表 2. 1. 3 - 2 に示した推定放出量並びに 2.2.1.5 に記載した実効線量の計算方法により求めた放射性雲からの γ 線による実効線量, 地表に沈着した放射性物質による実効線量及び吸入摂取による実効線量は, 1, 2号機共用排気筒の北方位で最大となり, それぞれ年間約 6.0×10⁻⁹mSv, 年間約 1.2×10⁻⁵mSv, 年間約 1.0×10⁻⁶mSv である。</u></p>	<p>評価方法の変更に伴うパラメータの変更 記載の適正化</p> <p>評価方法の変更に伴うパラメータの削除 記載の適正化 評価方法等の変更に伴う最大濃度等の変更</p> <p>記載の適正化</p> <p>評価条件の変更に伴う最大濃度等の変更</p> <p>評価条件の変更に伴う再浮遊濃度の変更</p> <p>評価方法等の変更に伴う記載内容の変更</p>

変更前	変更後	変更理由
<p><u>4mSv</u>である。</p> <p>2.2.1.7 計算結果 大気中に拡散する放射性物質に起因する実効線量は、最大で年間約 <u>3.0×10⁻²mSv</u> である。</p> <p>2.2.1.8 Cs以外の核種の影響について (1) γ線放出核種 γ線を放出する核種のうち、粒子状の放射性物質はダストサンプリングにより定期的に測定しており、Cs以外の核種は測定限界未満となっていることから、現在の状態が維持されれば敷地周辺への影響はCsに比べて軽微である。 一方、希ガスのようなガス状の放射性物質については、これまでの評価から、大気中に拡散する放射性物質に起因する実効線量は、地表に沈着した放射性物質からのγ線の外部被ばくが支配的であり、沈着しないガス状の放射性物質の寄与は小さいと考えられる。</p> <p>(2) β線及びα線放出核種 β線及びα線の放出核種で、γ線を放出しない又は微弱でゲルマニウム半導体検出器による核種分析ができない核種は、現時点で直接分析ができていない。これらの核種は、地表に沈着した放射性物質からのγ線は無視しうるが、特にα線を放出する核種は内部被ばくにおける実効線量換算係数がα線を放出しない核種に比べて100～1,000倍程度となる。 Csとの比較可能な測定データとして表2.2.1-<u>14</u>にグラウンド約西南西における土壌分析結果を示す。表2.2.1-<u>14</u>では、β線を放出する主要な核種であるSrと、α線を放出する主要な核種であるPuが分析されており、その量はCsに比べ、Srで1/1,000程度、Puで1/1,000,000程度である。この分析結果から、線質による違いを無視しうるほどに放出量は小さく、Cs-134及びCs-137に比べ、線量への寄与は小さいと考えられる。</p> <p>2.2.1.9 食物摂取による実効線量の計算 2.2.1.9.1 葉菜摂取による実効線量 葉菜摂取による実効線量は、評価対象核種がCs-134及びCs-137の長寿命核種であることから、沈着分からの間接移行経路を考慮した「一般公衆の線量評価」に基づき、次の計算式を用いる。</p> $H_v = 365 \cdot \sum_i K_{Ti} \cdot A_{vi} \dots\dots\dots (2-2-18) \text{ 式}$ $A_{vi} = x_i \cdot \left\{ \frac{V_g \cdot (1 - e^{-\lambda_{eff} t_i})}{\lambda_{eff} \cdot \rho} + \frac{V'_g \cdot B_{vi} (1 - e^{-\lambda_{ri} t_0})}{\lambda_{ri} \cdot P_v} \right\} \cdot f_i \cdot f_d \cdot M_v \dots\dots\dots (2-2-19) \text{ 式}$ <p>ここで、 H_v : 葉菜摂取による年間の実効線量 (μSv/年) 365 : 年間日数への換算係数 (d/年) K_{Ti} : 核種iの経口摂取による実効線量換算係数 (μSv/Bq)</p>	<p><u>上記の線量評価に用いた推定放出量は「発電用軽水型原子炉施設における放出放射性物質の測定に関する指針」（平成13年3月29日原子力安全委員会）に記載された粒子状物質の測定下限濃度（4×10⁻⁹Bq/cm³）に安全係数（10）を乗じCs-137濃度としているが、実際の放出実績は検出下限値以下であり、5号機及び6号機からの追加的放出による敷地境界線量への寄与は極めて小さいと評価している。</u></p> <p>2.2.1.7 計算結果 大気中に拡散する放射性物質に起因する実効線量は、最大で年間約 <u>8.8×10⁻³mSv</u> である。</p> <p>2.2.1.8 Cs以外の核種の影響について (1) γ線放出核種 γ線を放出する核種のうち、粒子状の放射性物質はダストサンプリングにより定期的に測定しており、Cs以外の核種は測定限界未満となっていることから、現在の状態が維持されれば敷地周辺への影響はCsに比べて軽微である。 一方、希ガスのようなガス状の放射性物質については、これまでの評価から、大気中に拡散する放射性物質に起因する実効線量は、地表に沈着した放射性物質からのγ線の外部被ばくが支配的であり、沈着しないガス状の放射性物質の寄与は小さいと考えられる。</p> <p>(2) β線及びα線放出核種 β線及びα線の放出核種で、γ線を放出しない又は微弱でゲルマニウム半導体検出器による核種分析ができない核種は、現時点で直接分析ができていない。これらの核種は、地表に沈着した放射性物質からのγ線は無視しうるが、特にα線を放出する核種は内部被ばくにおける実効線量換算係数がα線を放出しない核種に比べて100～1,000倍程度となる。 Csとの比較可能な測定データとして表2.2.1-<u>23</u>にグラウンド約西南西における土壌分析結果を示す。表2.2.1-<u>23</u>では、β線を放出する主要な核種であるSrと、α線を放出する主要な核種であるPuが分析されており、その量はCsに比べ、Srで1/1,000程度、Puで1/1,000,000程度である。この分析結果から、線質による違いを無視しうるほどに放出量は小さく、Cs-134及びCs-137に比べ、線量への寄与は小さいと考えられる。</p> <p>2.2.1.9 食物摂取による実効線量の計算 2.2.1.9.1 葉菜摂取による実効線量 葉菜摂取による実効線量は、評価対象核種がCs-134及びCs-137の長寿命核種であることから、沈着分からの間接移行経路を考慮した「一般公衆の線量評価」に基づき、次の計算式を用いる。</p> $H_v = 365 \cdot \sum_i K_{Ti} \cdot A_{vi} \dots\dots\dots (2-2-15) \text{ 式}$ $A_{vi} = x_i \cdot \left\{ \frac{V_g \cdot (1 - e^{-\lambda_{eff} t_i})}{\lambda_{eff} \cdot \rho} + \frac{V'_g \cdot B_{vi} (1 - e^{-\lambda_{ri} t_0})}{\lambda_{ri} \cdot P_v} \right\} \cdot f_i \cdot f_d \cdot M_v \dots\dots\dots (2-2-16) \text{ 式}$ <p>ここで、 H_v : 葉菜摂取による年間の実効線量 (μSv/年) 365 : 年間日数への換算係数 (d/年) K_{Ti} : 核種iの経口摂取による実効線量係数 (μSv/Bq)</p>	<p>評価方法等の変更に伴う記載内容の変更</p> <p>評価方法等の変更に伴う実効線量の変更</p> <p>記載の適正化</p>

変更前	変更後	変更理由
<p> A_{vi} : 核種 i の葉菜による摂取率 (Bq/d) V_g : 葉菜への沈着速度 (cm/s) λ_{eff} : 核種 i の葉菜上実効崩壊定数 (1/s) $\lambda_{eff} = \lambda_{ri} + \lambda_w$ λ_{ri} : 核種 i の物理的崩壊定数 (1/s) λ_w : ウェザリング効果による減少係数 (1/s) ρ : 葉菜の栽培密度 (g/cm²) t_i : 葉菜の栽培期間 (s) V'_g : 葉菜を含む土壌への核種の沈着速度 (cm/s) P_v : 経口移行に寄与する土壌の有効密度 (g/cm²) B_{vi} : 土壌 1g 中に含まれる核種 i が葉菜に移行する割合 t_0 : 核種の蓄積期間 (s) f_i : 葉菜の栽培期間年間比 f_d : 調理前洗浄による核種の残留比 M_v : 葉菜摂取量 (g/d) </p> <p>評価に必要なパラメータは、表 2. 2. 1-<u>11</u>～表 2. 2. 1-<u>13</u>に示す。</p> <p>\bar{x}_iは「2.2.1.3 単位放出率あたりの年間平均濃度の計算」で求めた最大濃度の約 1.5×10^{-9}Bq/cm³を用いて計算した結果、葉菜摂取による実効線量は最大で年間約 6.1×10^{-3}mSv である。</p> <p>2.2.1.9.2 牛乳摂取による実効線量</p> <p>牛乳摂取による実効線量は、評価対象核種が Cs-134 及び Cs-137 の長寿命核種であることから、沈着分からの間接移行経路を考慮した「一般公衆の線量評価」に基づき、次の計算式を用いる。</p> $H_M = 365 \cdot \sum_i K_{Ti} \cdot A_{Mi} \dots\dots\dots (2-2.1-20) \text{ 式}$ $A_{Mi} = x_i \cdot \left\{ \frac{V_{gM} \cdot (1 - e^{-\lambda_{gM} t_{1M}})}{\lambda_{eff} \cdot \rho_M} + \frac{V'_g \cdot B_{vi} (1 - e^{-\lambda_{ri} t_0})}{\lambda_{ri} \cdot P_v} \right\} \cdot f_i \cdot Q_f \cdot F_{Mi} \cdot M_M \dots\dots\dots (2-2.1-21) \text{ 式}$ <p>ここで、</p> <p> H_M : 牛乳摂取による年間の実効線量 (μSv/年) A_{Mi} : 核種 i の牛乳による摂取率 (Bq/d) V_{gM} : 牧草への沈着速度 (cm/s) λ_{eff} : 核種 i の牧草上実効減衰定数 (1/s) $\lambda_{eff} = \lambda_{ri} + \lambda_w$ λ_{ri} : 核種 i の物理的崩壊定数 (1/s) λ_w : ウェザリング効果による減少係数 (1/s) ρ_M : 牧草の栽培密度 (g/cm²) t_{1M} : 牧草の栽培期間 (s) V'_{gM} : 牧草を含む土壌への核種の沈着速度 (cm/s) </p>	<p> A_{vi} : 核種 i の葉菜による摂取率 (Bq/d) V_g : 葉菜への沈着速度 (cm/s) λ_{eff} : 核種 i の葉菜上実効崩壊定数 (1/s) $\lambda_{eff} = \lambda_{ri} + \lambda_w$ λ_{ri} : 核種 i の物理的崩壊定数 (1/s) λ_w : ウェザリング効果による減少係数 (1/s) ρ : 葉菜の栽培密度 (g/cm²) t_i : 葉菜の栽培期間 (s) V'_g : 葉菜を含む土壌への核種の沈着速度 (cm/s) P_v : 経根移行に寄与する土壌の有効密度 (g/cm²) B_{vi} : 土壌 1g 中に含まれる核種 i が葉菜に移行する割合 (－) t_0 : 核種の蓄積期間 (s) f_i : 葉菜の栽培期間年間比 (－) f_d : 調理前洗浄による核種の残留比 (－) M_v : 葉菜摂取量 (g/d) </p> <p>評価に必要なパラメータは、表 2. 2. 1-<u>20</u>～表 2. 2. 1-<u>22</u>に示す。</p> <p>\bar{x}_iは「2.2.1.3 単位放出率あたりの年間平均濃度の計算」で求めた最大濃度の Cs-134 約 5.0×10^{-10}Bq/cm³, Cs-137 約 5.0×10^{-9}Bq/cm³を用いて計算した結果、葉菜摂取による実効線量は最大で年間約 9.8×10^{-3}mSv である。</p> <p>2.2.1.9.2 牛乳摂取による実効線量</p> <p>牛乳摂取による実効線量は、評価対象核種が Cs-134 及び Cs-137 の長寿命核種であることから、沈着分からの間接移行経路を考慮した「一般公衆の線量評価」に基づき、次の計算式を用いる。</p> $H_M = 365 \cdot \sum_i K_{Ti} \cdot A_{Mi} \dots\dots\dots (2-2.1-17) \text{ 式}$ $A_{Mi} = x_i \cdot \left\{ \frac{V_{gM} \cdot (1 - e^{-\lambda_{gM} t_{1M}})}{\lambda_{eff} \cdot \rho_M} + \frac{V'_g \cdot B_{vi} (1 - e^{-\lambda_{ri} t_0})}{\lambda_{ri} \cdot P_v} \right\} \cdot f_i \cdot Q_f \cdot F_{Mi} \cdot M_M \dots\dots\dots (2-2.1-18) \text{ 式}$ <p>ここで、</p> <p> H_M : 牛乳摂取による年間の実効線量 (μSv/年) A_{Mi} : 核種 i の牛乳による摂取率 (Bq/d) V_{gM} : 牧草への沈着速度 (cm/s) λ_{eff} : 核種 i の牧草上実効減衰定数 (1/s) $\lambda_{eff} = \lambda_{ri} + \lambda_w$ λ_{ri} : 核種 i の物理的崩壊定数 (1/s) λ_w : ウェザリング効果による減少係数 (1/s) ρ_M : 牧草の栽培密度 (g/cm²) t_{1M} : 牧草の栽培期間 (s) V'_{gM} : 牧草を含む土壌への核種の沈着速度 (cm/s) </p>	<p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>評価条件の変更に伴う最大濃度、実効線量の変更</p> <p>記載の適正化</p>

福島第一原子力発電所 特定原子力施設に係る実施計画変更比較表（第Ⅲ章 3編 2.2線量評価）

変更前	変更後	変更理由
<p> P_v : 経\square移行に寄与する土壌の有効密度 (g/cm²) B_{vi} : 土壌 1g 中に含まれる核種 i が牧草に移行する割合 t_0 : 核種の蓄積期間 (s) f_i : 放牧期間年間比 Q_f : 乳牛の牧草摂取量 (g/d) F_{Mi} : 乳牛が摂取した核種 i が牛乳に移行する割合 ((Bq/cm³)/(Bq/d)) M_M : 牛乳摂取量 (cm³/d) </p> <p>評価に必要なパラメータは、表 2. 2. 1 - <u>1.1</u> ~ 表 2. 2. 1 - <u>1.3</u> に示す。 \bar{x}_i は「2.2.1.3 単位放出率あたりの年間平均濃度の計算」で求めた最大濃度の <u>約 1.5×10^{-9} Bq/cm³</u> を用いて計算した結果、牛乳摂取による実効線量は最大で年間約 <u>9.9×10^{-3} mSv</u> である。</p>	<p> P_v : 経根移行に寄与する土壌の有効密度 (g/cm²) B_{vi} : 土壌 1g 中に含まれる核種 i が牧草に移行する割合 (—) t_0 : 核種の蓄積期間 (s) f_i : 放牧期間年間比 (—) Q_f : 乳牛の牧草摂取量 (g/d) F_{Mi} : 乳牛が摂取した核種 i が牛乳に移行する割合 ((Bq/cm³)/(Bq/d)) M_M : 牛乳摂取量 (cm³/d) </p> <p>評価に必要なパラメータは、表 2. 2. 1 - <u>2.0</u> ~ 表 2. 2. 1 - <u>2.2</u> に示す。 \bar{x}_i は「2.2.1.3 単位放出率あたりの年間平均濃度の計算」で求めた最大濃度の <u>Cs-134 約 5.0×10^{-10} Bq/cm³</u>, <u>Cs-137 約 5.0×10^{-9} Bq/cm³</u> を用いて計算した結果、牛乳摂取による実効線量は最大で年間約 <u>1.6×10^{-2} mSv</u> である。</p>	<p>記載の適正化</p> <p>評価条件の変更に伴う最大濃度、実効線量の変更</p>

変更前

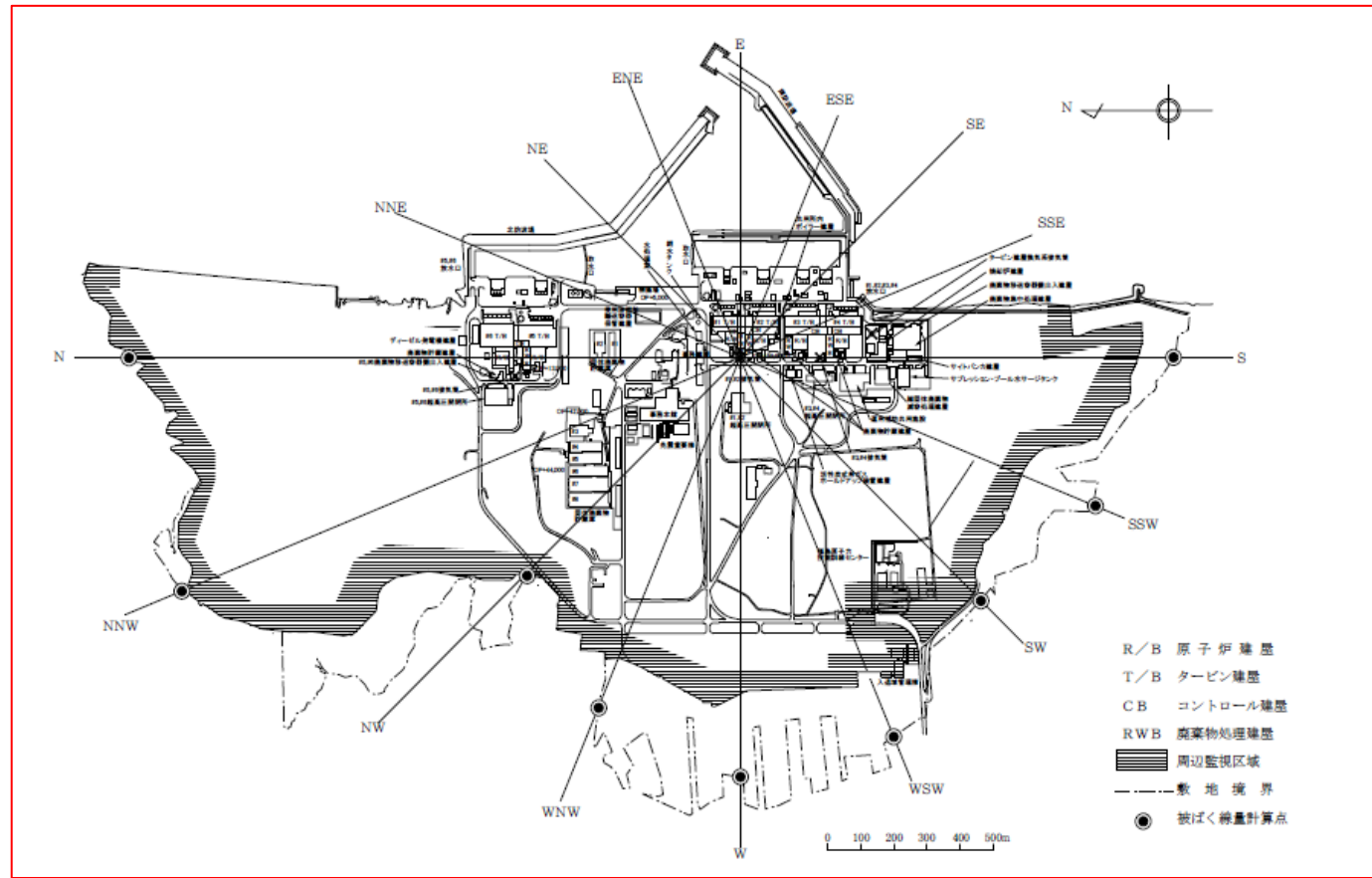


図2.2.1-1 被ばく線量計算地点(敷地境界)

変更後

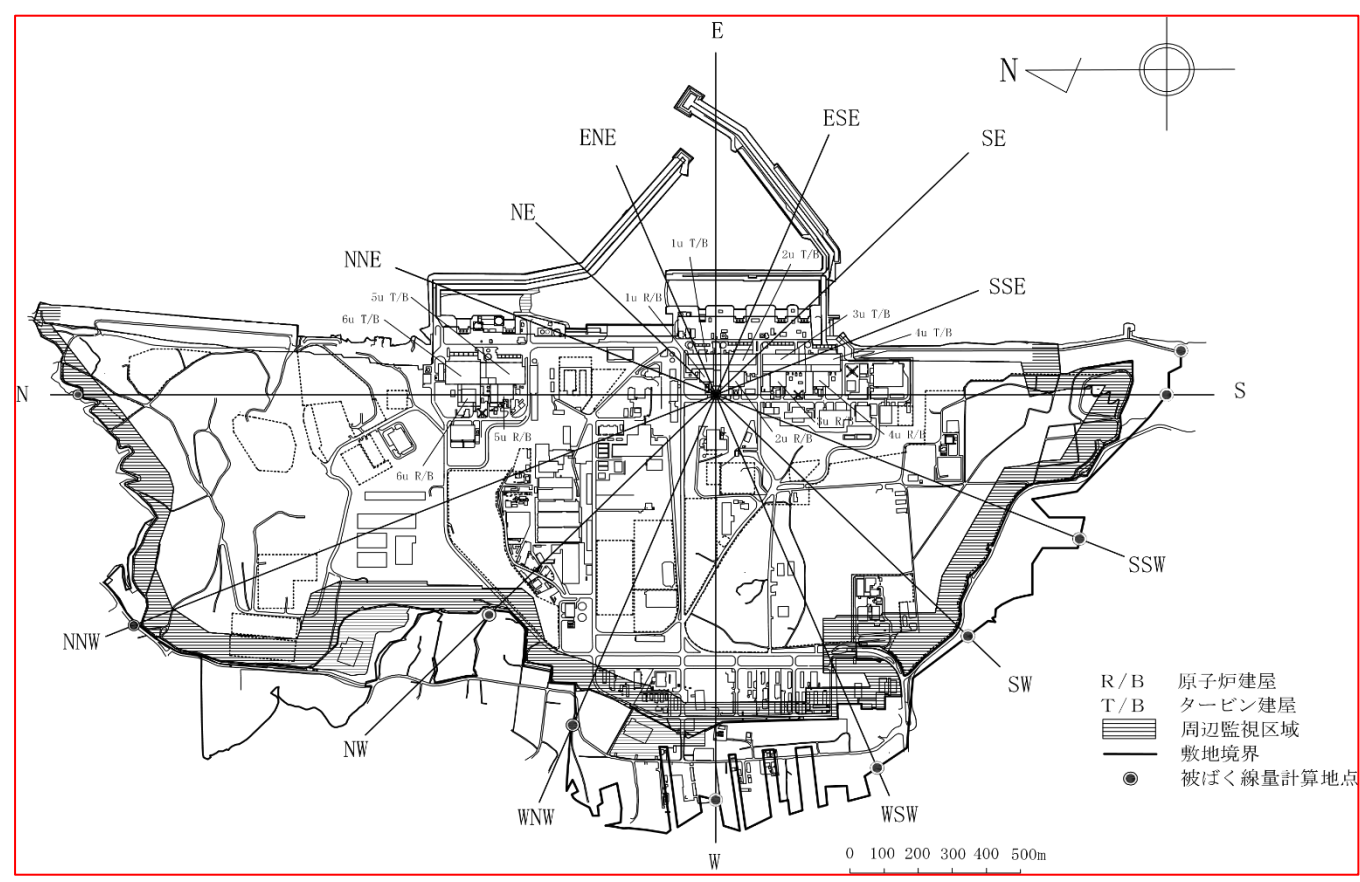


図2.2.1-1 被ばく線量計算地点(敷地境界)

変更理由

周辺監視区域の変更を反映

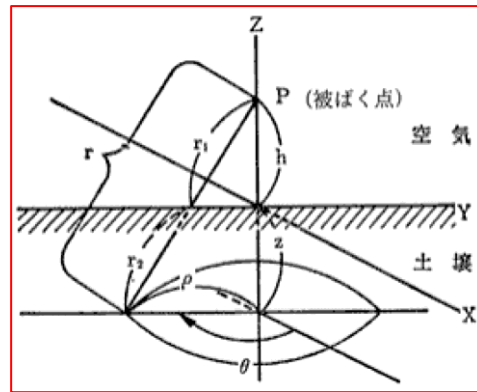


図2.2.1-2 沈着評価モデル

<削除>

評価方法の変更に伴い削除

福島第一原子力発電所 特定原子力施設に係る実施計画変更比較表 (第III章 3編 2.2線量評価)

変更前

変更後

変更理由

表2.2.1-1 風向分布に対する棄却検定表

Table with 16 columns: Wind direction (風向), Statistical year (統計年度), Years Heisei 12-21, Average (平均値), Check year (検定年), Upper/Lower limits (棄却限界), and Judgment (判定).

表2.2.1-1 風向分布に対する棄却検定表

Table with 16 columns: Wind direction (風向), Statistical year (統計年度), Years 2009-2019, Average (平均値), Check year (検定年), Upper/Lower limits (棄却限界), and Judgment (判定). Includes a red note: 標高46m(地上高10m)(%).

注) 2010年度は欠測率が高いため除外

表2.2.1-2 風速分布に対する棄却検定表

Table with 16 columns: Wind speed stage (風速階級), Statistical year (統計年度), Years Heisei 12-21, Average (平均値), Check year (検定年), Upper/Lower limits (棄却限界), and Judgment (判定).

表2.2.1-2 風速分布に対する棄却検定表

Table with 16 columns: Wind speed stage (風速階級), Statistical year (統計年度), Years 2009-2019, Average (平均値), Check year (検定年), Upper/Lower limits (棄却限界), and Judgment (判定). Includes a red note: 標高46m(地上高10m)(%).

注) 2010年度は欠測率が高いため除外

気象条件の変更に伴う棄却検定表の変更

変更前

(現行記載なし)

変更後

表2. 2. 1-3 風向別大気安定度別風速逆数の総和

標高46m(地上高10m)
(s/m)

風向 \ 大気安定度	A	B	C	D	E	F
N	0	49.59	25.66	270.33	14.08	158.66
NNE	2.47	45.20	31.57	137.18	1.68	55.83
NE	1.20	72.78	13.75	69.35	1.23	43.93
ENE	5.33	82.60	10.42	75.48	0.50	44.08
E	9.61	53.30	1.90	44.61	0.46	15.63
ESE	9.51	69.44	2.53	64.91	0	32.64
SE	6.77	94.60	7.63	76.95	2.12	38.11
SSE	1.06	58.25	50.05	92.72	1.65	28.48
S	0	21.85	17.64	153.58	19.97	78.18
SSW	0	17.23	6.33	132.92	21.91	137.30
SW	0	26.41	0.46	76.72	0	159.26
WSW	2.37	19.96	0.29	65.83	0	188.39
W	13.52	49.95	0.50	123.16	0.50	449.69
WNW	6.26	83.55	14.26	213.97	11.88	547.19
NW	1.56	49.03	14.41	208.80	15.81	326.86
NNW	0	61.32	30.10	371.03	26.53	322.87

変更理由

気象条件の変更に伴う追加

(現行記載なし)

表2. 2. 1-4 風向別大気安定度別風速逆数の平均及び風向別風速逆数の平均

標高46m(地上高10m)
(s/m)

風向 \ 大気安定度	A	B	C	D	E	F	全安定度
N	0	0.62	0.33	0.49	0.37	0.87	0.56
NNE	0.61	0.54	0.31	0.50	0.33	1.06	0.52
NE	0.60	0.52	0.35	0.64	0.41	1.41	0.62
ENE	0.66	0.51	0.37	0.89	0.50	1.46	0.70
E	0.60	0.58	0.47	0.90	0.45	1.60	0.73
ESE	0.63	0.63	0.36	0.92	0	1.53	0.80
SE	0.67	0.51	0.33	0.78	0.42	1.40	0.65
SSE	0.53	0.45	0.26	0.40	0.41	1.11	0.39
S	0	0.62	0.27	0.38	0.36	0.82	0.44
SSW	0	0.79	0.33	0.54	0.36	0.84	0.62
SW	0	1.22	0.45	1.24	0	1.22	1.22
WSW	0.78	1.13	0.29	1.38	0	1.32	1.30
W	0.67	0.74	0.50	1.30	0.50	1.32	1.21
WNW	0.69	0.63	0.32	0.84	0.35	0.99	0.85
NW	0.77	0.64	0.32	0.71	0.36	0.89	0.75
NNW	0	0.66	0.32	0.51	0.39	0.86	0.60

変 更 前	変 更 後	変 更 理 由																																																			
(現行記載なし)	<p style="text-align: center;">表 2. 2. 1-5 風向出現頻度及び風速 0.5~2.0m/s 風向出現頻度 標高 46m(地上高 10m) (%)</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th>風向</th> <th>風向出現頻度</th> <th>風速 0.5~2.0m/s 風向出現頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>N</td><td>8.5</td><td>7.9</td></tr> <tr><td>NNE</td><td>4.5</td><td>4.0</td></tr> <tr><td>NE</td><td>3.3</td><td>3.1</td></tr> <tr><td>ENE</td><td>3.6</td><td>3.8</td></tr> <tr><td>E</td><td>2.1</td><td>2.3</td></tr> <tr><td>ESE</td><td>3.0</td><td>3.5</td></tr> <tr><td>SE</td><td>3.7</td><td>3.9</td></tr> <tr><td>SSE</td><td>3.8</td><td>2.2</td></tr> <tr><td>S</td><td>4.8</td><td>3.8</td></tr> <tr><td>SSW</td><td>5.2</td><td>5.0</td></tr> <tr><td>SW</td><td>4.3</td><td>4.5</td></tr> <tr><td>WSW</td><td>4.6</td><td>4.5</td></tr> <tr><td>W</td><td>10.5</td><td>10.6</td></tr> <tr><td>WNW</td><td>14.5</td><td>15.9</td></tr> <tr><td>NW</td><td>10.2</td><td>11.2</td></tr> <tr><td>NNW</td><td>13.4</td><td>13.7</td></tr> </tbody> </table>	風向	風向出現頻度	風速 0.5~2.0m/s 風向出現頻度	N	8.5	7.9	NNE	4.5	4.0	NE	3.3	3.1	ENE	3.6	3.8	E	2.1	2.3	ESE	3.0	3.5	SE	3.7	3.9	SSE	3.8	2.2	S	4.8	3.8	SSW	5.2	5.0	SW	4.3	4.5	WSW	4.6	4.5	W	10.5	10.6	WNW	14.5	15.9	NW	10.2	11.2	NNW	13.4	13.7	気象条件の変更に伴う追加
風向	風向出現頻度	風速 0.5~2.0m/s 風向出現頻度																																																			
N	8.5	7.9																																																			
NNE	4.5	4.0																																																			
NE	3.3	3.1																																																			
ENE	3.6	3.8																																																			
E	2.1	2.3																																																			
ESE	3.0	3.5																																																			
SE	3.7	3.9																																																			
SSE	3.8	2.2																																																			
S	4.8	3.8																																																			
SSW	5.2	5.0																																																			
SW	4.3	4.5																																																			
WSW	4.6	4.5																																																			
W	10.5	10.6																																																			
WNW	14.5	15.9																																																			
NW	10.2	11.2																																																			
NNW	13.4	13.7																																																			

変更前

(現行記載なし)

変更後

表2. 2. 1-6 風向別大気安定度別風速逆数の総和

標高 131m(地上高 95m)

(s/m)

風向 \ 大気安定度	A	B	C	D	E	F
N	0.31	30.97	15.17	118.05	5.46	61.21
NNE	2.02	45.18	23.72	85.15	0.69	26.22
NE	1.75	54.28	7.57	45.34	0.87	15.34
ENE	4.31	40.57	3.93	47.26	0.11	13.25
E	6.51	37.56	1.83	36.96	0.30	10.40
ESE	5.57	36.32	2.20	36.25	0.22	10.70
SE	3.90	48.68	6.51	39.91	0.37	20.23
SSE	2.64	44.38	20.66	79.26	1.54	35.86
S	1.70	32.05	18.34	127.89	12.66	94.97
SSW	1.12	17.16	2.95	60.63	5.32	89.89
SW	0.40	15.90	0.47	48.81	0.61	82.11
WSW	2.28	20.52	0.12	42.47	0.11	70.71
W	3.80	29.64	3.34	42.95	1.97	89.28
WNW	0.90	23.33	5.46	67.87	5.19	108.02
NW	0	31.03	10.43	105.13	8.10	138.04
NNW	0	44.97	14.38	176.70	9.74	124.88

(現行記載なし)

表2. 2. 1-7 風向別大気安定度別風速逆数の平均及び風向別風速逆数の平均

標高 131m(地上高 95m)

(s/m)

風向 \ 大気安定度	A	B	C	D	E	F	全安定度
N	0.31	0.46	0.23	0.28	0.20	0.44	0.32
NNE	0.50	0.37	0.21	0.31	0.22	0.68	0.33
NE	0.58	0.43	0.26	0.41	0.28	0.84	0.43
ENE	0.54	0.44	0.30	0.75	2.00	1.17	0.58
E	0.50	0.49	0.46	0.70	0.29	1.03	0.59
ESE	0.46	0.43	0.36	0.57	0.21	1.08	0.52
SE	0.77	0.41	0.22	0.56	0.35	1.10	0.49
SSE	0.52	0.34	0.15	0.31	0.22	0.67	0.31
S	0.42	0.31	0.16	0.22	0.16	0.38	0.25
SSW	1.11	0.43	0.21	0.38	0.16	0.36	0.35
SW	0.40	0.69	0.16	0.62	0.20	0.43	0.49
WSW	0.21	0.37	0.12	0.50	2.00	0.39	0.41
W	0.20	0.22	0.11	0.31	0.14	0.33	0.28
WNW	0.30	0.28	0.14	0.34	0.13	0.37	0.32
NW	0	0.34	0.15	0.29	0.15	0.30	0.28
NNW	0	0.47	0.20	0.26	0.17	0.35	0.29

変更理由

気象条件の変更に伴う追加

変更前	変更後	変更理由																																																			
(現行記載なし)	<p style="text-align: center;">表2. 2. 1-8 風向出現頻度及び風速0.5~2.0m/s 風向出現頻度</p> <p style="text-align: right;">標高131m(地上高95m) (%)</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th>風向</th> <th>風向出現頻度</th> <th>風速0.5~2.0m/s 風向出現頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>N</td><td>7.9</td><td>6.9</td></tr> <tr><td>NNE</td><td>6.2</td><td>5.6</td></tr> <tr><td>NE</td><td>4.3</td><td>5.3</td></tr> <tr><td>ENE</td><td>3.7</td><td>5.4</td></tr> <tr><td>E</td><td>3.2</td><td>4.9</td></tr> <tr><td>ESE</td><td>3.1</td><td>4.4</td></tr> <tr><td>SE</td><td>4.1</td><td>5.4</td></tr> <tr><td>SSE</td><td>6.3</td><td>6.1</td></tr> <tr><td>S</td><td>9.8</td><td>7.2</td></tr> <tr><td>SSW</td><td>6.0</td><td>6.0</td></tr> <tr><td>SW</td><td>5.1</td><td>6.7</td></tr> <tr><td>WSW</td><td>4.6</td><td>5.7</td></tr> <tr><td>W</td><td>5.8</td><td>5.6</td></tr> <tr><td>WNW</td><td>7.2</td><td>7.1</td></tr> <tr><td>NW</td><td>10.0</td><td>7.8</td></tr> <tr><td>NNW</td><td>12.6</td><td>10.0</td></tr> </tbody> </table>	風向	風向出現頻度	風速0.5~2.0m/s 風向出現頻度	N	7.9	6.9	NNE	6.2	5.6	NE	4.3	5.3	ENE	3.7	5.4	E	3.2	4.9	ESE	3.1	4.4	SE	4.1	5.4	SSE	6.3	6.1	S	9.8	7.2	SSW	6.0	6.0	SW	5.1	6.7	WSW	4.6	5.7	W	5.8	5.6	WNW	7.2	7.1	NW	10.0	7.8	NNW	12.6	10.0	気象条件の変更に伴う追加
風向	風向出現頻度	風速0.5~2.0m/s 風向出現頻度																																																			
N	7.9	6.9																																																			
NNE	6.2	5.6																																																			
NE	4.3	5.3																																																			
ENE	3.7	5.4																																																			
E	3.2	4.9																																																			
ESE	3.1	4.4																																																			
SE	4.1	5.4																																																			
SSE	6.3	6.1																																																			
S	9.8	7.2																																																			
SSW	6.0	6.0																																																			
SW	5.1	6.7																																																			
WSW	4.6	5.7																																																			
W	5.8	5.6																																																			
WNW	7.2	7.1																																																			
NW	10.0	7.8																																																			
NNW	12.6	10.0																																																			

変更前	変更後	変更理由																																																																		
<p>(現行記載なし)</p> <p>表 2. 2. 1-3 1, 2号機共用排気筒から敷地境界までの距離</p> <table border="1" data-bbox="400 1213 1032 1875"> <thead> <tr> <th>計算地点の方位</th> <th>1, 2号機共用排気筒から敷地境界までの距離 (m)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>S</td><td>1,340</td></tr> <tr><td>SSW</td><td>1,100</td></tr> <tr><td>SW</td><td>1,040</td></tr> <tr><td>WSW</td><td>1,270</td></tr> <tr><td>W</td><td>1,270</td></tr> <tr><td>WNW</td><td>1,170</td></tr> <tr><td>NW</td><td>950</td></tr> <tr><td>NNW</td><td>1,870</td></tr> <tr><td>N</td><td>1,930</td></tr> <tr><td>S方向沿岸部</td><td>1,400</td></tr> </tbody> </table>	計算地点の方位	1, 2号機共用排気筒から敷地境界までの距離 (m)	S	1,340	SSW	1,100	SW	1,040	WSW	1,270	W	1,270	WNW	1,170	NW	950	NNW	1,870	N	1,930	S方向沿岸部	1,400	<p>表 2. 2. 1-9 放出源の有効高さ</p> <p style="text-align: right;">(m)</p> <table border="1" data-bbox="1614 268 2424 982"> <thead> <tr> <th>計算地点の方位</th> <th>吹上げ高さを考慮しない場合の5, 6号機共用排気筒の放出源の有効高さ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>S</td><td>65</td></tr> <tr><td>SSW</td><td>65</td></tr> <tr><td>SW</td><td>65</td></tr> <tr><td>WSW</td><td>65</td></tr> <tr><td>W</td><td>65</td></tr> <tr><td>WNW</td><td>65</td></tr> <tr><td>NW</td><td>65</td></tr> <tr><td>NNW</td><td>65</td></tr> <tr><td>N</td><td>65</td></tr> <tr><td>S方向沿岸部</td><td>65</td></tr> </tbody> </table> <p>注) 排気筒の地上高さは120mである。</p> <p>表 2. 2. 1-10 1, 2号機共用排気筒から敷地境界までの距離</p> <p style="text-align: right;">(m)</p> <table border="1" data-bbox="1697 1234 2329 1896"> <thead> <tr> <th>計算地点の方位</th> <th>1, 2号機共用排気筒から敷地境界までの距離</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>S</td><td>1,340</td></tr> <tr><td>SSW</td><td>1,100</td></tr> <tr><td>SW</td><td>1,040</td></tr> <tr><td>WSW</td><td>1,270</td></tr> <tr><td>W</td><td>1,270</td></tr> <tr><td>WNW</td><td>1,170</td></tr> <tr><td>NW</td><td>950</td></tr> <tr><td>NNW</td><td>1,870</td></tr> <tr><td>N</td><td>1,930</td></tr> <tr><td>S方向沿岸部</td><td>1,400</td></tr> </tbody> </table>	計算地点の方位	吹上げ高さを考慮しない場合の5, 6号機共用排気筒の放出源の有効高さ	S	65	SSW	65	SW	65	WSW	65	W	65	WNW	65	NW	65	NNW	65	N	65	S方向沿岸部	65	計算地点の方位	1, 2号機共用排気筒から敷地境界までの距離	S	1,340	SSW	1,100	SW	1,040	WSW	1,270	W	1,270	WNW	1,170	NW	950	NNW	1,870	N	1,930	S方向沿岸部	1,400	<p>評価条件の変更に伴い5・6号機の放出源の有効高さを追加</p> <p>記載の適正化</p>
計算地点の方位	1, 2号機共用排気筒から敷地境界までの距離 (m)																																																																			
S	1,340																																																																			
SSW	1,100																																																																			
SW	1,040																																																																			
WSW	1,270																																																																			
W	1,270																																																																			
WNW	1,170																																																																			
NW	950																																																																			
NNW	1,870																																																																			
N	1,930																																																																			
S方向沿岸部	1,400																																																																			
計算地点の方位	吹上げ高さを考慮しない場合の5, 6号機共用排気筒の放出源の有効高さ																																																																			
S	65																																																																			
SSW	65																																																																			
SW	65																																																																			
WSW	65																																																																			
W	65																																																																			
WNW	65																																																																			
NW	65																																																																			
NNW	65																																																																			
N	65																																																																			
S方向沿岸部	65																																																																			
計算地点の方位	1, 2号機共用排気筒から敷地境界までの距離																																																																			
S	1,340																																																																			
SSW	1,100																																																																			
SW	1,040																																																																			
WSW	1,270																																																																			
W	1,270																																																																			
WNW	1,170																																																																			
NW	950																																																																			
NNW	1,870																																																																			
N	1,930																																																																			
S方向沿岸部	1,400																																																																			

変更前

表2. 2. 1-4 単位放出率あたりの年間平均濃度 ((Bq/cm³)/(Bq/s))

放出位置 評価位置	1号原子炉建屋	2号原子炉建屋	3号原子炉建屋	4号原子炉建屋
S	約 8.6×10^{-13}	約 9.6×10^{-13}	約 1.1×10^{-12}	約 1.4×10^{-12}
SSW	約 7.6×10^{-13}	約 8.8×10^{-13}	約 1.1×10^{-12}	約 6.1×10^{-13}
SW	約 3.7×10^{-13}	約 4.1×10^{-13}	約 4.8×10^{-13}	約 7.9×10^{-13}
WSW	約 3.7×10^{-13}	約 4.0×10^{-13}	約 4.2×10^{-13}	約 3.6×10^{-13}
W	約 3.1×10^{-13}	約 3.2×10^{-13}	約 3.1×10^{-13}	約 3.2×10^{-13}
WNW	約 3.9×10^{-13}	約 3.8×10^{-13}	約 3.5×10^{-13}	約 3.3×10^{-13}
NW	約 6.3×10^{-13}	約 5.7×10^{-13}	約 4.8×10^{-13}	約 4.1×10^{-13}
NNW	約 5.5×10^{-13}	約 5.1×10^{-13}	約 4.6×10^{-13}	約 4.2×10^{-13}
N	約 8.1×10^{-13}	約 7.5×10^{-13}	約 6.8×10^{-13}	約 6.2×10^{-13}
S方向沿岸部	約 8.0×10^{-13}	約 8.9×10^{-13}	約 1.1×10^{-12}	約 1.3×10^{-12}

変更後

表2. 2. 1-1.1 単位放出率あたりの年間平均濃度 ((Bq/cm³)/(Bq/s))

放出位置 評価位置	1号原子炉建屋	2号原子炉建屋	3号原子炉建屋	4号原子炉建屋
S	約 2.9×10^{-12}	約 3.3×10^{-12}	約 3.9×10^{-12}	約 4.8×10^{-12}
SSW	約 1.7×10^{-12}	約 2.0×10^{-12}	約 2.4×10^{-12}	約 2.0×10^{-12}
SW	約 1.2×10^{-12}	約 1.4×10^{-12}	約 1.6×10^{-12}	約 1.8×10^{-12}
WSW	約 8.9×10^{-13}	約 9.5×10^{-13}	約 9.9×10^{-13}	約 4.9×10^{-13}
W	約 4.2×10^{-13}	約 4.3×10^{-13}	約 4.2×10^{-13}	約 6.8×10^{-13}
WNW	約 8.3×10^{-13}	約 8.0×10^{-13}	約 7.4×10^{-13}	約 8.3×10^{-13}
NW	約 1.5×10^{-12}	約 1.4×10^{-12}	約 1.2×10^{-12}	約 1.0×10^{-12}
NNW	約 4.9×10^{-13}	約 4.6×10^{-13}	約 4.1×10^{-13}	約 3.8×10^{-13}
N	約 9.3×10^{-13}	約 8.6×10^{-13}	約 7.8×10^{-13}	約 7.1×10^{-13}
S方向沿岸部	約 2.7×10^{-12}	約 3.0×10^{-12}	約 3.6×10^{-12}	約 4.3×10^{-12}

変更理由

記載の適正化

気象条件の変更に伴う単位放出率あたりの年間平均濃度の変更

変更前

表2. 2. 1-5 Cs-134 及び Cs-137 の年間平均濃度(Bq/cm³)

放出位置 評価位置	1号 原子炉建屋	2号 原子炉建屋	3号 原子炉建屋	4号 原子炉建屋	合計
S	約 4.0×10 ⁻¹⁰	約 9.1×10 ⁻¹¹	約 8.1×10 ⁻¹⁰	約 1.7×10 ⁻¹⁰	約 1.5×10 ⁻⁹
SSW	約 3.6×10 ⁻¹⁰	約 8.2×10 ⁻¹¹	約 7.5×10 ⁻¹⁰	約 7.2×10 ⁻¹¹	約 1.3×10 ⁻⁹
SW	約 1.7×10 ⁻¹⁰	約 3.9×10 ⁻¹¹	約 3.4×10 ⁻¹⁰	約 9.3×10 ⁻¹¹	約 6.4×10 ⁻¹⁰
WSW	約 1.8×10 ⁻¹⁰	約 3.7×10 ⁻¹¹	約 2.9×10 ⁻¹⁰	約 4.2×10 ⁻¹¹	約 5.5×10 ⁻¹⁰
W	約 1.5×10 ⁻¹⁰	約 3.0×10 ⁻¹¹	約 2.2×10 ⁻¹⁰	約 3.8×10 ⁻¹¹	約 4.3×10 ⁻¹⁰
WNW	約 1.9×10 ⁻¹⁰	約 3.6×10 ⁻¹¹	約 2.5×10 ⁻¹⁰	約 3.9×10 ⁻¹¹	約 5.1×10 ⁻¹⁰
NW	約 2.9×10 ⁻¹⁰	約 5.3×10 ⁻¹¹	約 3.4×10 ⁻¹⁰	約 4.8×10 ⁻¹¹	約 7.4×10 ⁻¹⁰
NNW	約 2.6×10 ⁻¹⁰	約 4.8×10 ⁻¹¹	約 3.3×10 ⁻¹⁰	約 5.0×10 ⁻¹¹	約 6.9×10 ⁻¹⁰
N	約 3.8×10 ⁻¹⁰	約 7.1×10 ⁻¹¹	約 4.8×10 ⁻¹⁰	約 7.3×10 ⁻¹¹	約 1.0×10 ⁻⁹
S 方向沿岸部	約 3.8×10 ⁻¹⁰	約 8.4×10 ⁻¹¹	約 7.5×10 ⁻¹⁰	約 1.5×10 ⁻¹⁰	約 1.4×10 ⁻⁹

(現行記載なし)

変更後

表2. 2. 1-12 Cs-134 の年間平均濃度(Bq/cm³)

放出位置 評価位置	1号 原子炉建屋	2号 原子炉建屋	3号 原子炉建屋	4号 原子炉建屋	合計
S	約 1.4×10 ⁻¹⁰	約 3.1×10 ⁻¹¹	約 2.8×10 ⁻¹⁰	約 5.7×10 ⁻¹¹	約 5.0×10 ⁻¹⁰
SSW	約 8.0×10 ⁻¹¹	約 1.8×10 ⁻¹¹	約 1.7×10 ⁻¹⁰	約 2.3×10 ⁻¹¹	約 2.9×10 ⁻¹⁰
SW	約 5.7×10 ⁻¹¹	約 1.3×10 ⁻¹¹	約 1.1×10 ⁻¹⁰	約 2.2×10 ⁻¹¹	約 2.0×10 ⁻¹⁰
WSW	約 4.2×10 ⁻¹¹	約 8.9×10 ⁻¹²	約 7.0×10 ⁻¹¹	約 5.8×10 ⁻¹²	約 1.3×10 ⁻¹⁰
W	約 2.0×10 ⁻¹¹	約 4.1×10 ⁻¹²	約 3.0×10 ⁻¹¹	約 8.2×10 ⁻¹²	約 6.2×10 ⁻¹¹
WNW	約 3.9×10 ⁻¹¹	約 7.5×10 ⁻¹²	約 5.2×10 ⁻¹¹	約 9.9×10 ⁻¹²	約 1.1×10 ⁻¹⁰
NW	約 7.0×10 ⁻¹¹	約 1.3×10 ⁻¹¹	約 8.3×10 ⁻¹¹	約 1.2×10 ⁻¹¹	約 1.8×10 ⁻¹⁰
NNW	約 2.3×10 ⁻¹¹	約 4.3×10 ⁻¹²	約 2.9×10 ⁻¹¹	約 4.5×10 ⁻¹²	約 6.1×10 ⁻¹¹
N	約 4.4×10 ⁻¹¹	約 8.1×10 ⁻¹²	約 5.5×10 ⁻¹¹	約 8.5×10 ⁻¹²	約 1.2×10 ⁻¹⁰
S 方向沿岸部	約 1.3×10 ⁻¹⁰	約 2.9×10 ⁻¹¹	約 2.6×10 ⁻¹⁰	約 5.2×10 ⁻¹¹	約 4.6×10 ⁻¹⁰

表2. 2. 1-13 Cs-137 の年間平均濃度(Bq/cm³)

放出位置 評価位置	1号 原子炉建屋	2号 原子炉建屋	3号 原子炉建屋	4号 原子炉建屋	合計
S	約 1.4×10 ⁻⁹	約 3.1×10 ⁻¹⁰	約 2.8×10 ⁻⁹	約 5.7×10 ⁻¹⁰	約 5.0×10 ⁻⁹
SSW	約 8.0×10 ⁻¹⁰	約 1.8×10 ⁻¹⁰	約 1.7×10 ⁻⁹	約 2.3×10 ⁻¹⁰	約 2.9×10 ⁻⁹
SW	約 5.7×10 ⁻¹⁰	約 1.3×10 ⁻¹⁰	約 1.1×10 ⁻⁹	約 2.2×10 ⁻¹⁰	約 2.0×10 ⁻⁹
WSW	約 4.2×10 ⁻¹⁰	約 8.9×10 ⁻¹¹	約 7.0×10 ⁻¹⁰	約 5.8×10 ⁻¹¹	約 1.3×10 ⁻⁹
W	約 2.0×10 ⁻¹⁰	約 4.1×10 ⁻¹¹	約 3.0×10 ⁻¹⁰	約 8.2×10 ⁻¹¹	約 6.2×10 ⁻¹⁰
WNW	約 3.9×10 ⁻¹⁰	約 7.5×10 ⁻¹¹	約 5.2×10 ⁻¹⁰	約 9.9×10 ⁻¹¹	約 1.1×10 ⁻⁹
NW	約 7.0×10 ⁻¹⁰	約 1.3×10 ⁻¹⁰	約 8.3×10 ⁻¹⁰	約 1.2×10 ⁻¹⁰	約 1.8×10 ⁻⁹
NNW	約 2.3×10 ⁻¹⁰	約 4.3×10 ⁻¹¹	約 2.9×10 ⁻¹⁰	約 4.5×10 ⁻¹¹	約 6.1×10 ⁻¹⁰
N	約 4.4×10 ⁻¹⁰	約 8.1×10 ⁻¹¹	約 5.5×10 ⁻¹⁰	約 8.5×10 ⁻¹¹	約 1.2×10 ⁻⁹
S 方向沿岸部	約 1.3×10 ⁻⁹	約 2.9×10 ⁻¹⁰	約 2.6×10 ⁻⁹	約 5.2×10 ⁻¹⁰	約 4.6×10 ⁻⁹

変更理由

記載の適正化

評価条件の変更
に伴う年間平均
濃度の変更

評価条件の変更
に伴う年間平均
濃度の追加

変更前

表2.2.1-6 Cs-134の単位放出率あたりの実効線量 ((μ Sv/年)/(Bq/s))

放出位置 評価位置	1号原子炉建屋	2号原子炉建屋	3号原子炉建屋	4号原子炉建屋
S	約 7.7×10^{-7}	約 8.5×10^{-7}	約 9.8×10^{-7}	約 1.2×10^{-6}
SSW	約 7.0×10^{-7}	約 7.6×10^{-7}	約 8.3×10^{-7}	約 9.0×10^{-7}
SW	約 4.5×10^{-7}	約 5.2×10^{-7}	約 6.1×10^{-7}	約 7.2×10^{-7}
WSW	約 4.0×10^{-7}	約 4.2×10^{-7}	約 4.3×10^{-7}	約 4.3×10^{-7}
W	約 3.7×10^{-7}	約 3.7×10^{-7}	約 3.6×10^{-7}	約 3.4×10^{-7}
WNW	約 3.9×10^{-7}	約 3.9×10^{-7}	約 3.8×10^{-7}	約 3.7×10^{-7}
NW	約 6.9×10^{-7}	約 6.7×10^{-7}	約 7.2×10^{-7}	約 7.4×10^{-7}
NNW	約 5.9×10^{-7}	約 5.8×10^{-7}	約 5.5×10^{-7}	約 5.1×10^{-7}
N	約 7.8×10^{-7}	約 7.4×10^{-7}	約 6.8×10^{-7}	約 6.3×10^{-7}
S方向沿岸部	約 8.5×10^{-7}	約 9.6×10^{-7}	約 1.1×10^{-6}	約 1.3×10^{-6}

表2.2.1-7 Cs-137の単位放出率あたりの実効線量 ((μ Sv/年)/(Bq/s))

放出位置 評価位置	1号原子炉建屋	2号原子炉建屋	3号原子炉建屋	4号原子炉建屋
S	約 3.0×10^{-7}	約 3.3×10^{-7}	約 3.8×10^{-7}	約 4.4×10^{-7}
SSW	約 2.7×10^{-7}	約 2.9×10^{-7}	約 3.2×10^{-7}	約 3.4×10^{-7}
SW	約 1.7×10^{-7}	約 2.0×10^{-7}	約 2.3×10^{-7}	約 2.7×10^{-7}
WSW	約 1.6×10^{-7}	約 1.6×10^{-7}	約 1.6×10^{-7}	約 1.7×10^{-7}
W	約 1.4×10^{-7}	約 1.4×10^{-7}	約 1.4×10^{-7}	約 1.3×10^{-7}
WNW	約 1.5×10^{-7}	約 1.5×10^{-7}	約 1.5×10^{-7}	約 1.4×10^{-7}
NW	約 2.6×10^{-7}	約 2.6×10^{-7}	約 2.8×10^{-7}	約 2.8×10^{-7}
NNW	約 2.3×10^{-7}	約 2.2×10^{-7}	約 2.1×10^{-7}	約 2.0×10^{-7}
N	約 3.0×10^{-7}	約 2.8×10^{-7}	約 2.6×10^{-7}	約 2.4×10^{-7}
S方向沿岸部	約 3.3×10^{-7}	約 3.7×10^{-7}	約 4.3×10^{-7}	約 5.0×10^{-7}

変更後

表2.2.1-14 Cs-134の単位放出率あたりの実効線量 ((μ Sv/年)/(Bq/s))

放出位置 評価位置	1号原子炉建屋	2号原子炉建屋	3号原子炉建屋	4号原子炉建屋
S	約 2.4×10^{-6}	約 2.6×10^{-6}	約 3.0×10^{-6}	約 3.4×10^{-6}
SSW	約 1.5×10^{-6}	約 1.6×10^{-6}	約 1.8×10^{-6}	約 2.0×10^{-6}
SW	約 1.1×10^{-6}	約 1.2×10^{-6}	約 1.3×10^{-6}	約 1.5×10^{-6}
WSW	約 8.3×10^{-7}	約 8.1×10^{-7}	約 7.5×10^{-7}	約 6.6×10^{-7}
W	約 4.8×10^{-7}	約 4.9×10^{-7}	約 5.3×10^{-7}	約 5.7×10^{-7}
WNW	約 7.4×10^{-7}	約 7.6×10^{-7}	約 7.5×10^{-7}	約 7.3×10^{-7}
NW	約 1.3×10^{-6}	約 1.2×10^{-6}	約 1.1×10^{-6}	約 9.9×10^{-7}
NNW	約 5.6×10^{-7}	約 5.3×10^{-7}	約 5.0×10^{-7}	約 4.7×10^{-7}
N	約 8.8×10^{-7}	約 8.3×10^{-7}	約 7.7×10^{-7}	約 7.1×10^{-7}
S方向沿岸部	約 2.5×10^{-6}	約 2.8×10^{-6}	約 3.2×10^{-6}	約 3.7×10^{-6}

表2.2.1-15 Cs-137の単位放出率あたりの実効線量 ((μ Sv/年)/(Bq/s))

放出位置 評価位置	1号原子炉建屋	2号原子炉建屋	3号原子炉建屋	4号原子炉建屋
S	約 9.0×10^{-7}	約 1.0×10^{-6}	約 1.0×10^{-6}	約 1.3×10^{-6}
SSW	約 5.7×10^{-7}	約 6.2×10^{-7}	約 6.9×10^{-7}	約 7.6×10^{-7}
SW	約 4.2×10^{-7}	約 4.6×10^{-7}	約 5.1×10^{-7}	約 5.6×10^{-7}
WSW	約 3.2×10^{-7}	約 3.1×10^{-7}	約 2.9×10^{-7}	約 2.5×10^{-7}
W	約 1.8×10^{-7}	約 1.9×10^{-7}	約 2.0×10^{-7}	約 2.2×10^{-7}
WNW	約 2.9×10^{-7}	約 2.9×10^{-7}	約 2.9×10^{-7}	約 2.8×10^{-7}
NW	約 4.9×10^{-7}	約 4.7×10^{-7}	約 4.2×10^{-7}	約 3.8×10^{-7}
NNW	約 2.1×10^{-7}	約 2.0×10^{-7}	約 1.9×10^{-7}	約 1.8×10^{-7}
N	約 3.4×10^{-7}	約 3.2×10^{-7}	約 3.0×10^{-7}	約 2.7×10^{-7}
S方向沿岸部	約 9.7×10^{-7}	約 1.1×10^{-6}	約 1.2×10^{-6}	約 1.4×10^{-6}

変更理由

記載の適正化

気象条件の変更に伴う単位放出率あたりの実効線量の変更

記載の適正化

気象条件の変更に伴う単位放出率あたりの実効線量の変更

変更前

表2. 2. 1-8 Cs-134の放射性雲からのγ線に起因する実効線量（μSv/年）

放出位置 評価位置	1号 原子炉建屋	2号 原子炉建屋	3号 原子炉建屋	4号 原子炉建屋	合計
S	約3.6×10 ⁻⁴	約8.0×10 ⁻⁵	約6.9×10 ⁻⁴	約1.4×10 ⁻⁴	約1.3×10 ⁻³
SSW	約3.3×10 ⁻⁴	約7.1×10 ⁻⁵	約5.8×10 ⁻⁴	約1.1×10 ⁻⁴	約1.1×10 ⁻³
SW	約2.1×10 ⁻⁴	約4.9×10 ⁻⁵	約4.3×10 ⁻⁴	約8.4×10 ⁻⁵	約7.8×10 ⁻⁴
WSW	約1.9×10 ⁻⁴	約3.9×10 ⁻⁵	約3.0×10 ⁻⁴	約5.1×10 ⁻⁵	約5.8×10 ⁻⁴
W	約1.7×10 ⁻⁴	約3.5×10 ⁻⁵	約2.5×10 ⁻⁴	約4.0×10 ⁻⁵	約5.0×10 ⁻⁴
WNW	約1.9×10 ⁻⁴	約3.6×10 ⁻⁵	約2.7×10 ⁻⁴	約4.4×10 ⁻⁴	約5.3×10 ⁻⁴
NW	約3.2×10 ⁻⁴	約6.4×10 ⁻⁵	約5.1×10 ⁻⁴	約8.7×10 ⁻⁵	約9.8×10 ⁻⁴
NNW	約2.8×10 ⁻⁴	約5.4×10 ⁻⁵	約3.9×10 ⁻⁴	約6.0×10 ⁻⁵	約7.8×10 ⁻⁴
N	約3.7×10 ⁻⁴	約7.0×10 ⁻⁵	約4.8×10 ⁻⁴	約7.4×10 ⁻⁵	約1.0×10 ⁻³
S方向沿岸部	約4.0×10 ⁻⁴	約9.0×10 ⁻⁵	約7.8×10 ⁻⁴	約1.5×10 ⁻⁴	約1.4×10 ⁻³

表2. 2. 1-9 Cs-137の放射性雲からのγ線に起因する実効線量（μSv/年）

放出位置 評価位置	1号 原子炉建屋	2号 原子炉建屋	3号 原子炉建屋	4号 原子炉建屋	合計
S	約1.4×10 ⁻⁴	約3.1×10 ⁻⁵	約2.7×10 ⁻⁴	約5.2×10 ⁻⁵	約4.9×10 ⁻⁴
SSW	約1.3×10 ⁻⁴	約2.7×10 ⁻⁵	約2.2×10 ⁻⁴	約4.1×10 ⁻⁵	約4.2×10 ⁻⁴
SW	約8.2×10 ⁻⁵	約1.9×10 ⁻⁵	約1.7×10 ⁻⁴	約3.2×10 ⁻⁵	約3.0×10 ⁻⁴
WSW	約7.3×10 ⁻⁵	約1.5×10 ⁻⁵	約1.2×10 ⁻⁴	約2.0×10 ⁻⁵	約2.2×10 ⁻⁴
W	約6.7×10 ⁻⁵	約1.3×10 ⁻⁵	約9.7×10 ⁻⁵	約1.5×10 ⁻⁵	約1.9×10 ⁻⁴
WNW	約7.1×10 ⁻⁵	約1.4×10 ⁻⁵	約1.0×10 ⁻⁴	約1.7×10 ⁻⁵	約2.1×10 ⁻⁴
NW	約1.2×10 ⁻⁴	約2.4×10 ⁻⁵	約2.0×10 ⁻⁴	約3.4×10 ⁻⁵	約3.8×10 ⁻⁴
NNW	約1.1×10 ⁻⁴	約2.1×10 ⁻⁵	約1.5×10 ⁻⁴	約2.3×10 ⁻⁵	約3.0×10 ⁻⁴
N	約1.4×10 ⁻⁴	約2.7×10 ⁻⁵	約1.9×10 ⁻⁴	約2.8×10 ⁻⁵	約3.8×10 ⁻⁴
S方向沿岸部	約1.5×10 ⁻⁴	約3.5×10 ⁻⁵	約3.0×10 ⁻⁴	約5.9×10 ⁻⁵	約5.5×10 ⁻⁴

変更後

表2. 2. 1-16 Cs-134の放射性雲からのγ線に起因する実効線量（μSv/年）

放出位置 評価位置	1号 原子炉建屋	2号 原子炉建屋	3号 原子炉建屋	4号 原子炉建屋	合計
S	約1.1×10 ⁻⁴	約2.4×10 ⁻⁵	約2.1×10 ⁻⁴	約4.1×10 ⁻⁵	約3.9×10 ⁻⁴
SSW	約7.0×10 ⁻⁵	約1.5×10 ⁻⁵	約1.3×10 ⁻⁴	約2.4×10 ⁻⁵	約2.4×10 ⁻⁴
SW	約5.1×10 ⁻⁵	約1.1×10 ⁻⁵	約9.5×10 ⁻⁵	約1.8×10 ⁻⁵	約1.7×10 ⁻⁴
WSW	約3.9×10 ⁻⁵	約7.6×10 ⁻⁶	約5.3×10 ⁻⁵	約7.9×10 ⁻⁶	約1.1×10 ⁻⁴
W	約2.2×10 ⁻⁵	約4.6×10 ⁻⁶	約3.8×10 ⁻⁵	約6.8×10 ⁻⁶	約7.2×10 ⁻⁵
WNW	約3.5×10 ⁻⁵	約7.2×10 ⁻⁶	約5.3×10 ⁻⁵	約8.8×10 ⁻⁶	約1.0×10 ⁻⁴
NW	約6.0×10 ⁻⁵	約1.2×10 ⁻⁵	約7.8×10 ⁻⁵	約1.2×10 ⁻⁵	約1.6×10 ⁻⁴
NNW	約2.6×10 ⁻⁵	約5.0×10 ⁻⁶	約3.5×10 ⁻⁵	約5.7×10 ⁻⁶	約7.2×10 ⁻⁵
N	約4.1×10 ⁻⁵	約7.8×10 ⁻⁶	約5.5×10 ⁻⁵	約8.5×10 ⁻⁶	約1.1×10 ⁻⁴
S方向沿岸部	約1.2×10 ⁻⁴	約2.6×10 ⁻⁵	約2.3×10 ⁻⁴	約4.5×10 ⁻⁵	約4.2×10 ⁻⁴

表2. 2. 1-17 Cs-137の放射性雲からのγ線に起因する実効線量（μSv/年）

放出位置 評価位置	1号 原子炉建屋	2号 原子炉建屋	3号 原子炉建屋	4号 原子炉建屋	合計
S	約4.2×10 ⁻⁴	約9.4×10 ⁻⁵	約8.0×10 ⁻⁴	約1.6×10 ⁻⁴	約1.5×10 ⁻³
SSW	約2.7×10 ⁻⁴	約5.8×10 ⁻⁵	約4.9×10 ⁻⁴	約9.1×10 ⁻⁵	約9.0×10 ⁻⁴
SW	約2.0×10 ⁻⁴	約4.3×10 ⁻⁵	約3.6×10 ⁻⁴	約6.8×10 ⁻⁵	約6.7×10 ⁻⁴
WSW	約1.5×10 ⁻⁴	約2.9×10 ⁻⁵	約2.0×10 ⁻⁴	約3.1×10 ⁻⁵	約4.1×10 ⁻⁴
W	約8.6×10 ⁻⁵	約1.8×10 ⁻⁵	約1.5×10 ⁻⁴	約2.6×10 ⁻⁵	約2.7×10 ⁻⁴
WNW	約1.3×10 ⁻⁴	約2.8×10 ⁻⁵	約2.0×10 ⁻⁴	約3.4×10 ⁻⁵	約4.0×10 ⁻⁴
NW	約2.3×10 ⁻⁴	約4.4×10 ⁻⁵	約3.0×10 ⁻⁴	約4.6×10 ⁻⁵	約6.2×10 ⁻⁴
NNW	約1.0×10 ⁻⁴	約1.9×10 ⁻⁵	約1.4×10 ⁻⁴	約2.2×10 ⁻⁵	約2.8×10 ⁻⁴
N	約1.6×10 ⁻⁴	約3.0×10 ⁻⁵	約2.1×10 ⁻⁴	約3.3×10 ⁻⁵	約4.3×10 ⁻⁴
S方向沿岸部	約4.6×10 ⁻⁴	約1.0×10 ⁻⁴	約8.7×10 ⁻⁴	約1.7×10 ⁻⁴	約1.6×10 ⁻³

変更理由

記載の適正化

評価条件の変更に伴う実効線量の変更

記載の適正化

評価条件の変更に伴う実効線量の変更

変 更 前	変 更 後	変 更 理 由																																												
<p>(現行記載なし)</p> <p style="text-align: center;">表 2. 2. 1 - <u>10</u> 吸入摂取の評価パラメータ^[1]</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="text-align: center;">パラメータ</th> <th style="text-align: center;">記号</th> <th style="text-align: center;">単位</th> <th style="text-align: center;">数値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">呼吸率</td> <td style="text-align: center;">M_a</td> <td style="text-align: center;">cm³/d</td> <td style="text-align: center;">2.22×10⁷</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">表 2. 2. 1 - <u>11</u> 実効線量換算係数^[2]</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="text-align: center;">元素</th> <th style="text-align: center;">吸入摂取 (K_{Ii}) (μSv/Bq)</th> <th style="text-align: center;">経口摂取 (K_{Ti}) (μSv/Bq)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">Cs-134</td> <td style="text-align: center;"><u>9.6×10⁻³</u></td> <td style="text-align: center;">1.9×10⁻²</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">Cs-137</td> <td style="text-align: center;"><u>6.7×10⁻³</u></td> <td style="text-align: center;">1.3×10⁻²</td> </tr> </tbody> </table>	パラメータ	記号	単位	数値	呼吸率	M _a	cm ³ /d	2.22×10 ⁷	元素	吸入摂取 (K _{Ii}) (μSv/Bq)	経口摂取 (K _{Ti}) (μSv/Bq)	Cs-134	<u>9.6×10⁻³</u>	1.9×10 ⁻²	Cs-137	<u>6.7×10⁻³</u>	1.3×10 ⁻²	<p style="text-align: center;">表 2. 2. 1 - <u>18</u> 外部被ばく実効線量換算係数^[1]</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="text-align: center;">元素</th> <th style="text-align: center;">記号</th> <th style="text-align: center;">単位</th> <th style="text-align: center;">数値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">Cs-134</td> <td rowspan="2" style="text-align: center;">K</td> <td rowspan="2" style="text-align: center;">(mSv/h)/(kBq/m²)</td> <td style="text-align: center;"><u>5.4×10⁻⁶</u></td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">Cs-137</td> <td style="text-align: center;"><u>2.1×10⁻⁶</u></td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">表 2. 2. 1 - <u>19</u> 吸入摂取の評価パラメータ^[2]</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="text-align: center;">パラメータ</th> <th style="text-align: center;">記号</th> <th style="text-align: center;">単位</th> <th style="text-align: center;">数値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">呼吸率</td> <td style="text-align: center;">M_a</td> <td style="text-align: center;">cm³/d</td> <td style="text-align: center;">2.22×10⁷</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">表 2. 2. 1 - <u>20</u> 実効線量係数^[3]</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="text-align: center;">元素</th> <th style="text-align: center;">吸入摂取 (K_{Ii}) (μSv/Bq)</th> <th style="text-align: center;">経口摂取 (K_{Ti}) (μSv/Bq)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">Cs-134</td> <td style="text-align: center;"><u>2.0×10⁻²</u></td> <td style="text-align: center;">1.9×10⁻²</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">Cs-137</td> <td style="text-align: center;"><u>3.9×10⁻²</u></td> <td style="text-align: center;">1.3×10⁻²</td> </tr> </tbody> </table>	元素	記号	単位	数値	Cs-134	K	(mSv/h)/(kBq/m ²)	<u>5.4×10⁻⁶</u>	Cs-137	<u>2.1×10⁻⁶</u>	パラメータ	記号	単位	数値	呼吸率	M _a	cm ³ /d	2.22×10 ⁷	元素	吸入摂取 (K _{Ii}) (μSv/Bq)	経口摂取 (K _{Ti}) (μSv/Bq)	Cs-134	<u>2.0×10⁻²</u>	1.9×10 ⁻²	Cs-137	<u>3.9×10⁻²</u>	1.3×10 ⁻²	<p>評価方法の変更に伴う追加</p> <p>記載の適正化</p> <p>評価方法の変更 (パラメータ統一)に伴う変更</p>
パラメータ	記号	単位	数値																																											
呼吸率	M _a	cm ³ /d	2.22×10 ⁷																																											
元素	吸入摂取 (K _{Ii}) (μSv/Bq)	経口摂取 (K _{Ti}) (μSv/Bq)																																												
Cs-134	<u>9.6×10⁻³</u>	1.9×10 ⁻²																																												
Cs-137	<u>6.7×10⁻³</u>	1.3×10 ⁻²																																												
元素	記号	単位	数値																																											
Cs-134	K	(mSv/h)/(kBq/m ²)	<u>5.4×10⁻⁶</u>																																											
Cs-137			<u>2.1×10⁻⁶</u>																																											
パラメータ	記号	単位	数値																																											
呼吸率	M _a	cm ³ /d	2.22×10 ⁷																																											
元素	吸入摂取 (K _{Ii}) (μSv/Bq)	経口摂取 (K _{Ti}) (μSv/Bq)																																												
Cs-134	<u>2.0×10⁻²</u>	1.9×10 ⁻²																																												
Cs-137	<u>3.9×10⁻²</u>	1.3×10 ⁻²																																												

変更前

変更後

変更理由

表2. 2. 1-1.2 葉菜及び牛乳摂取の評価パラメータ

表2. 2. 1-2.1 葉菜及び牛乳摂取の評価パラメータ

記載の適正化

経路	パラメータ	記号	単位	数値
葉菜 摂取	核種の葉菜への沈着速度 ^{[1][3]}	V_g	cm/s	1
	ウェザリング効果による減少定数 ^[3]	λ_w	1/s	5.73×10^{-7} (14日相当)
	葉菜の栽培密度 ^[1]	ρ	g/cm ²	0.23
	葉菜の栽培期間 ^[3]	t_1	s	5.184×10^6 (60日)
	葉菜を含む土壌への核種の沈着速度 ^[3]	V_g'	cm/s	1
	経根移行に寄与する土壌の有効密度 ^[3]	P_v	g/cm ²	24
	核種の蓄積期間	t_0	s	3.1536×10^7 (1年間)
	葉菜の栽培期間年間比 ^[1]	f_t	—	0.5
	調理前洗浄による核種の残留比 ^[3]	f_d	—	1
	葉菜摂取量（成人） ^[1]	M_v	g/d	100
牛乳 摂取	核種の牧草への沈着速度 ^[1]	V_{gM}	cm/s	0.5
	ウェザリング効果による減少定数 ^[3]	λ_w	g/cm ³	5.73×10^{-7} (14日相当)
	牧草の栽培密度 ^[4]	ρ_M	g/cm ³	0.07
	牧草の栽培期間 ^[4]	t_{1M}	s	2.592×10^6 (30日間)
	牧草を含む土壌への核種の沈着速度 ^[3]	V_{gM}'	cm/s	1
	経根移行に寄与する土壌の有効密度 ^[3]	P_v	g/cm ²	24
	放牧期間年間比 ^[1]	f_t	—	0.5
	乳牛の牧草摂取量 ^[3]	Q_f	g/d wet	5×10^4
	牛乳摂取量（成人） ^[1]	M_M	cm ³ /d	200

経路	パラメータ	記号	単位	数値
葉菜 摂取	核種の葉菜への沈着速度 ^{[2][4]}	V_g	cm/s	1
	ウェザリング効果による減少定数 ^[4]	λ_w	1/s	5.73×10^{-7} (14日相当)
	葉菜の栽培密度 ^[2]	ρ	g/cm ²	0.23
	葉菜の栽培期間 ^[4]	t_1	s	5.184×10^6 (60日)
	葉菜を含む土壌への核種の沈着速度 ^[4]	V_g'	cm/s	1
	経根移行に寄与する土壌の有効密度 ^[4]	P_v	g/cm ²	24
	核種の蓄積期間	t_0	s	3.1536×10^7 (1年間)
	葉菜の栽培期間年間比 ^[2]	f_t	—	0.5
	調理前洗浄による核種の残留比 ^[4]	f_d	—	1
	葉菜摂取量（成人） ^[2]	M_v	g/d	100
牛乳 摂取	核種の牧草への沈着速度 ^[2]	V_{gM}	cm/s	0.5
	ウェザリング効果による減少定数 ^[4]	λ_w	1/s	5.73×10^{-7} (14日相当)
	牧草の栽培密度 ^[5]	ρ_M	g/cm ³	0.07
	牧草の栽培期間 ^[5]	t_{1M}	s	2.592×10^6 (30日間)
	牧草を含む土壌への核種の沈着速度 ^[4]	V_{gM}'	cm/s	1
	経根移行に寄与する土壌の有効密度 ^[4]	P_v	g/cm ²	24
	放牧期間年間比 ^[2]	f_t	—	0.5
	乳牛の牧草摂取量 ^[4]	Q_f	g/d wet	5×10^4
	牛乳摂取量（成人） ^[2]	M_M	cm ³ /d	200

表2. 2. 1-1.3 葉菜及び牛乳摂取の評価パラメータ^[4]

表2. 2. 1-2.2 葉菜及び牛乳摂取の評価パラメータ^[5]

元素	土壌1g中に含まれる核種iが葉菜及び牧草に移行する割合 (B_{vi})	乳牛が摂取した核種iが牛乳に移行する割合 (F_{Mi}) ((Bq/cm ³)/(Bq/d))
Cs	1.0×10^{-2}	1.2×10^{-5}

元素	土壌1g中に含まれる核種iが葉菜及び牧草に移行する割合 (B_{vi})	乳牛が摂取した核種iが牛乳に移行する割合 (F_{Mi}) ((Bq/cm ³)/(Bq/d))
Cs	1.0×10^{-2}	1.2×10^{-5}

変更前	変更後	変更理由																																																
<p>(出典) (現行記載なし)</p> <p>[1] 発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針 平成13年3月29日, 原子力安全委員会一部改訂</p> <p>[2] <u>東京電力株式会社福島第一原子力発電所原子炉施設の保安及び特定核燃料物質の防護に関して必要な事項を定める告示(平成25年4月12日原子力規制委員会告示第三号)</u> (現行記載なし)</p> <p>[3] 発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について 平成13年3月29日, 原子力安全委員会一部改訂</p> <p>[4] U.S.NRC :Calculation of Annual Doses to Man from Routine Releases of Reactor Effluents for the Purpose of Evaluating Compliance with 10 CFR Part 50,Appendix I, Regulatory Guide 1.109, Revision 1,1977</p>	<p>(出典)</p> <p>[1] <u>IAEA-TECDOC-1162:Generic procedures for assessment and response during a radiological emergency,2000</u></p> <p>[2] 発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針 平成13年3月29日, 原子力安全委員会一部改訂</p> <p>(削除)</p> <p>[3] <u>ICRP Publication 72:Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides;Part 5 Complitation of Ingestion and Inhalation Dose Coefficients,1996</u></p> <p>[4] 発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について 平成13年3月29日, 原子力安全委員会一部改訂</p> <p>[5] U.S.NRC :Calculation of Annual Doses to Man from Routine Releases of Reactor Effluents for the Purpose of Evaluating Compliance with 10 CFR Part 50,Appendix I, Regulatory Guide 1.109, Revision 1,1977</p>	<p>評価方法の変更 (パラメータ統一)に伴う出典の追加、削除</p> <p>記載の適正化 (書体の適正化)</p>																																																
<p>表2. 2. 1 - <u>1.4</u> 土壌分析結果</p> <table border="1" data-bbox="290 982 1151 1438"> <thead> <tr> <th></th> <th>土壌 (Bq/kg) (グラウンド約西南西 500m)</th> <th>分析日</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>Cs-134</td><td>4.1×10⁵</td><td>2011年11月7日</td></tr> <tr><td>Cs-137</td><td>4.7×10⁵</td><td>2011年11月7日</td></tr> <tr><td>Sr-89</td><td>1.8×10²</td><td>2011年10月10日</td></tr> <tr><td>Sr-90</td><td>2.5×10²</td><td>2011年10月10日</td></tr> <tr><td>Pu-238</td><td>2.6×10⁻¹</td><td>2011年10月31日</td></tr> <tr><td>Pu-239</td><td>1.1×10⁻¹</td><td>2011年10月31日</td></tr> <tr><td>Pu-240</td><td>1.1×10⁻¹</td><td>2011年10月31日</td></tr> </tbody> </table> <p>(中略)</p>		土壌 (Bq/kg) (グラウンド約西南西 500m)	分析日	Cs-134	4.1×10 ⁵	2011年11月7日	Cs-137	4.7×10 ⁵	2011年11月7日	Sr-89	1.8×10 ²	2011年10月10日	Sr-90	2.5×10 ²	2011年10月10日	Pu-238	2.6×10 ⁻¹	2011年10月31日	Pu-239	1.1×10 ⁻¹	2011年10月31日	Pu-240	1.1×10 ⁻¹	2011年10月31日	<p>表2. 2. 1 - <u>2.3</u> 土壌分析結果</p> <table border="1" data-bbox="1507 982 2537 1438"> <thead> <tr> <th></th> <th>土壌 (Bq/kg) (グラウンド約西南西 500m)</th> <th>分析日</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>Cs-134</td><td>4.1×10⁵</td><td>2011年11月7日</td></tr> <tr><td>Cs-137</td><td>4.7×10⁵</td><td>2011年11月7日</td></tr> <tr><td>Sr-89</td><td>1.8×10²</td><td>2011年10月10日</td></tr> <tr><td>Sr-90</td><td>2.5×10²</td><td>2011年10月10日</td></tr> <tr><td>Pu-238</td><td>2.6×10⁻¹</td><td>2011年10月31日</td></tr> <tr><td>Pu-239</td><td>1.1×10⁻¹</td><td>2011年10月31日</td></tr> <tr><td>Pu-240</td><td>1.1×10⁻¹</td><td>2011年10月31日</td></tr> </tbody> </table> <p>(中略)</p>		土壌 (Bq/kg) (グラウンド約西南西 500m)	分析日	Cs-134	4.1×10 ⁵	2011年11月7日	Cs-137	4.7×10 ⁵	2011年11月7日	Sr-89	1.8×10 ²	2011年10月10日	Sr-90	2.5×10 ²	2011年10月10日	Pu-238	2.6×10 ⁻¹	2011年10月31日	Pu-239	1.1×10 ⁻¹	2011年10月31日	Pu-240	1.1×10 ⁻¹	2011年10月31日	
	土壌 (Bq/kg) (グラウンド約西南西 500m)	分析日																																																
Cs-134	4.1×10 ⁵	2011年11月7日																																																
Cs-137	4.7×10 ⁵	2011年11月7日																																																
Sr-89	1.8×10 ²	2011年10月10日																																																
Sr-90	2.5×10 ²	2011年10月10日																																																
Pu-238	2.6×10 ⁻¹	2011年10月31日																																																
Pu-239	1.1×10 ⁻¹	2011年10月31日																																																
Pu-240	1.1×10 ⁻¹	2011年10月31日																																																
	土壌 (Bq/kg) (グラウンド約西南西 500m)	分析日																																																
Cs-134	4.1×10 ⁵	2011年11月7日																																																
Cs-137	4.7×10 ⁵	2011年11月7日																																																
Sr-89	1.8×10 ²	2011年10月10日																																																
Sr-90	2.5×10 ²	2011年10月10日																																																
Pu-238	2.6×10 ⁻¹	2011年10月31日																																																
Pu-239	1.1×10 ⁻¹	2011年10月31日																																																
Pu-240	1.1×10 ⁻¹	2011年10月31日																																																

変更前

変更後

変更理由

2.2.2 敷地内各施設からの直接線ならびにスカイシャイン線による実効線量

2.2.2 敷地内各施設からの直接線ならびにスカイシャイン線による実効線量

(中略)

(中略)

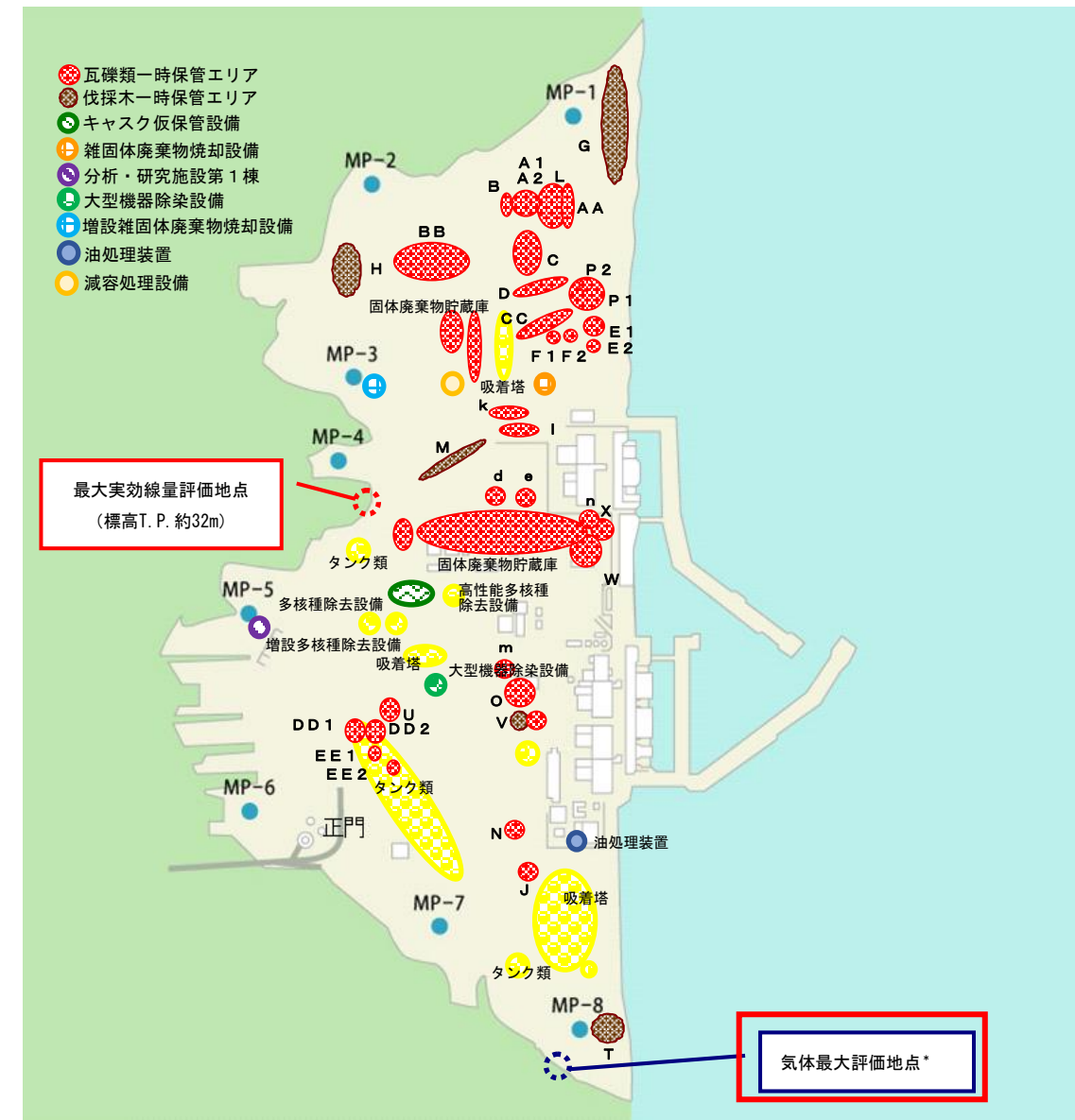
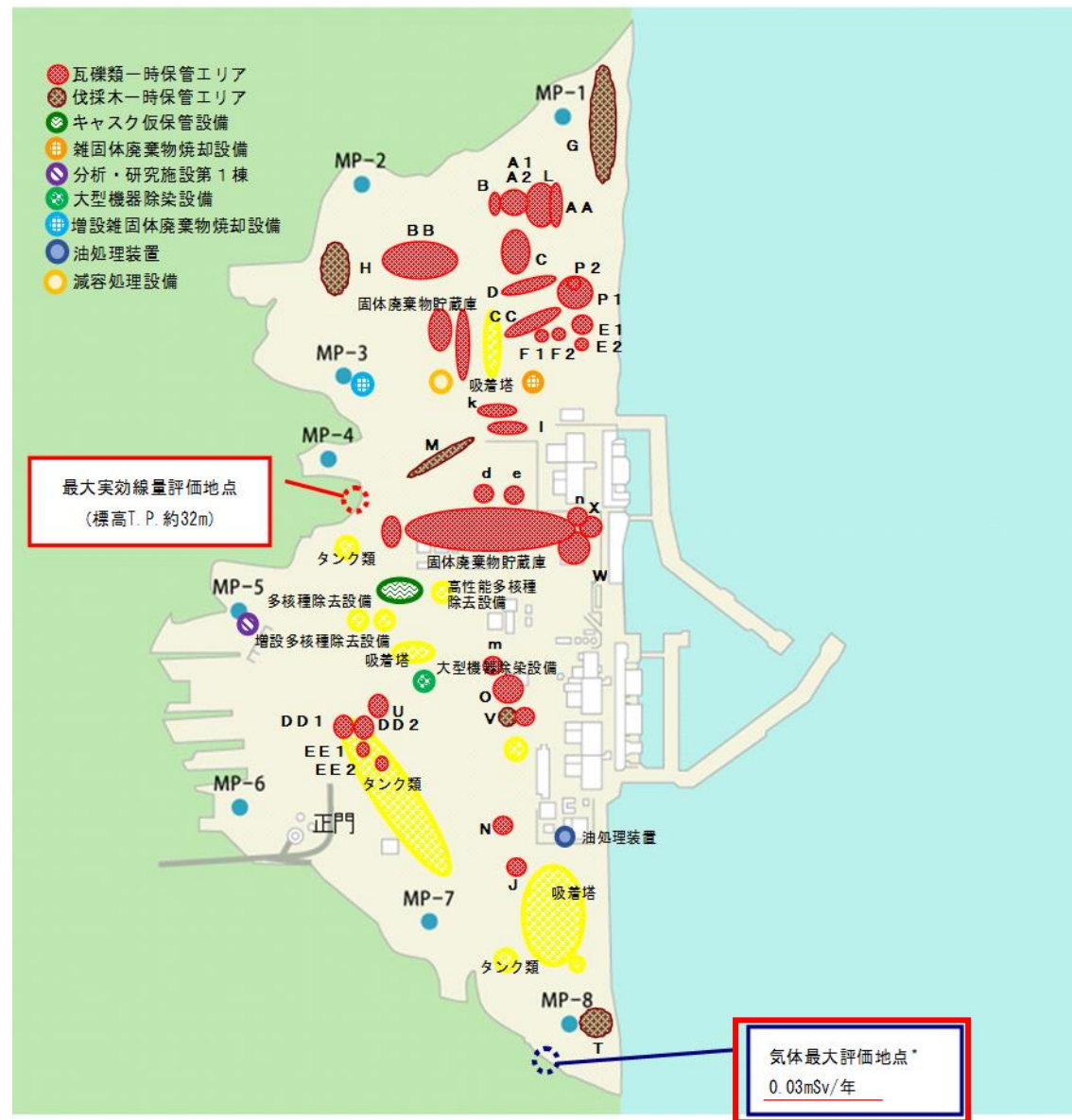


図2.2.2-2 敷地境界線上の最大実効線量評価地点

図2.2.2-2 敷地境界線上の最大実効線量評価地点

* : 1~4号機原子炉建屋（原子炉格納容器を含む）以外からの追加的放出は極めて少ないと考えられるため、1~4号機原子炉建屋からの放出量により評価

* : 1~4号機原子炉建屋（原子炉格納容器を含む）以外からの追加的放出は極めて少ないと考えられるため、1~4号機原子炉建屋からの放出量により評価

(中略)

(中略)

気体の線量評価の変更に伴い線量評価値を削除
（気体による敷地境界の最大線量は、南方位の地表沈着と吸入摂取による線量と南方向沿岸部の放射性雲による線量の合計であり、厳密には南方位の気体最大評価地点とは値が異なるため）

福島第一原子力発電所 特定原子力施設に係る実施計画変更比較表（第Ⅲ章 3編 2.2 線量評価）

変 更 前	変 更 後	変 更 理 由
<p>2.2.4 線量評価のまとめ</p> <p>現状の設備の運用により、気体廃棄物放出分で約 <u>0.03</u>mSv/年、敷地内各施設からの直接線及びスカイシャイン線の線量分で約 0.55mSv/年、放射性液体廃棄物等の排水分で約 0.22mSv/年、構内散水した堰内雨水の処理済水の H-3 を吸入摂取した場合の敷地境界の実効線量は約 3.3×10^{-2}mSv/年、構内散水した 5・6 号機滞留水の処理済水の地表に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する実効線量は約 4.6×10^{-2}mSv/年となり合計約 <u>0.88</u>mSv/年となる^{注)}。</p> <p>注) 四捨五入した数値を記載しているため、合算値が合計と合わない場合がある。</p>	<p>2.2.4 線量評価のまとめ</p> <p>現状の設備の運用により、気体廃棄物放出分で約 <u>0.0088</u>mSv/年、敷地内各施設からの直接線及びスカイシャイン線の線量分で約 0.55mSv/年、放射性液体廃棄物等の排水分で約 0.22mSv/年、構内散水した堰内雨水の処理済水の H-3 を吸入摂取した場合の敷地境界の実効線量は約 3.3×10^{-2}mSv/年、構内散水した 5・6 号機滞留水の処理済水の地表に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する実効線量は約 4.6×10^{-2}mSv/年となり合計約 <u>0.86</u>mSv/年となる^{注)}。</p> <p>注) 四捨五入した数値を記載しているため、合算値が合計と合わない場合がある。</p>	<p>評価方法等の変更に伴う評価値の変更</p>

変更前	変更後	変更理由												
<p style="text-align: right;">添付資料-4</p> <p style="text-align: center;">原子炉格納容器バウンダリ施工箇所開放時の影響評価に関する説明資料</p> <p>1 目的 新設の温度計の設置等に伴い事故後に施工した原子炉格納容器（以下、<u>PCV</u>と<u>言う</u>）の貫通部等が開放し、PCV内の核分裂生成物を含む気体（以下PCVガスと<u>言う</u>）が環境中に放出された場合の周辺の公衆に対する放射線被ばくの影響評価を行う。</p> <p>2 放出量評価 (1) PCV圧力は、現状では10 kPa程度の正圧となっているため、施工箇所の損傷によって大気に開放された場合、差圧分のPCVガスが原子炉建屋内に放出されるものと想定される。また、本評価では原子炉格納容器ガス管理設備の放射性物質の放出抑制機能を期待しないこととし、上記差圧分の放出に加え、開放したPCV貫通部を閉じるまでの間、窒素封入量相当のPCVガスの放出が継続するものとする。なお、現在施工を終えている設備の貫通部においては、施工時にPCV内の水位が低く液体の放出がないことを確認しているため、本評価では気体のみの放出とする。</p> <p>(2) 差圧分の放出容積は、20kPa程度に相当する容積として、PCV容積（4240 m³：1号機よりも容積の大きい2,3号機の値（ベント管含む）。PCV空間部容積は、PCV下部に蓄積している液相体積を差し引く必要があるが、ここでは保守的に液相がないものとして放出容積を評価。）の2割（848m³）とする。また、窒素封入量は今後必要な封入量が減少していくことから、過去の封入量の最大値を包絡するよう、保守的に50m³/hとし、施工箇所のPCV貫通部を再度閉じる作業に3日間程度要すると考え、窒素封入量相当のPCVガスの放出継続時間は72時間とする。</p> <p>(3) 評価対象核種は支配的核種であるセシウム134とセシウム137とし、PCV内における濃度は、平成25年4月～5月頃に実施した、1～3号機PCVガス管理設備（HEPAフィルタ入口側）の気体（粒子状フィルタ、チャコールフィルタ）<u>および</u>凝縮水（マリネリ瓶）のサンプリング結果より、実績の最大値を包絡するよう、以下の<u>通り</u>とする。</p> <table border="1" data-bbox="433 1457 1006 1598"> <thead> <tr> <th></th> <th>PCVガス中の放射能濃度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>セシウム134</td> <td>2.0×10⁻³ Bq/cm³</td> </tr> <tr> <td>セシウム137</td> <td>2.0×10⁻³ Bq/cm³</td> </tr> </tbody> </table>		PCVガス中の放射能濃度	セシウム134	2.0×10 ⁻³ Bq/cm ³	セシウム137	2.0×10 ⁻³ Bq/cm ³	<p style="text-align: right;">添付資料-4</p> <p style="text-align: center;">原子炉格納容器バウンダリ施工箇所開放時の影響評価に関する説明資料</p> <p>1 目的 新設の温度計の設置等に伴い事故後に施工した原子炉格納容器（以下PCVと<u>いう</u>）の貫通部等が開放し、PCV内の核分裂生成物を含む気体（以下PCVガスと<u>いう</u>）が環境中に放出された場合の周辺の公衆に対する放射線被ばくの影響評価を行う。</p> <p>2 放出量評価 (1) PCV圧力は、現状では10 kPa程度の正圧となっているため、施工箇所の損傷によって大気に開放された場合、差圧分のPCVガスが原子炉建屋内に放出されるものと想定される。また、本評価では原子炉格納容器ガス管理設備の放射性物質の放出抑制機能を期待しないこととし、上記差圧分の放出に加え、開放したPCV貫通部を閉じるまでの間、窒素封入量相当のPCVガスの放出が継続するものとする。なお、現在施工を終えている設備の貫通部においては、施工時にPCV内の水位が低く液体の放出がないことを確認しているため、本評価では気体のみの放出とする。</p> <p>(2) 差圧分の放出容積は、20kPa程度に相当する容積として、PCV容積（4240 m³：1号機よりも容積の大きい2,3号機の値（ベント管含む）。PCV空間部容積は、PCV下部に蓄積している液相体積を差し引く必要があるが、ここでは保守的に液相がないものとして放出容積を評価。）の2割（848m³）とする。また、窒素封入量は今後必要な封入量が減少していくことから、過去の封入量の最大値を包絡するよう、保守的に50m³/hとし、施工箇所のPCV貫通部を再度閉じる作業に3日間程度要すると考え、窒素封入量相当のPCVガスの放出継続時間は72時間とする。</p> <p>(3) 評価対象核種は支配的核種であるセシウム134とセシウム137とし、PCV内における濃度は、平成25年4月～5月頃に実施した、1～3号機PCVガス管理設備（HEPAフィルタ入口側）の気体（粒子状フィルタ、チャコールフィルタ）<u>及び</u>凝縮水（マリネリ瓶）のサンプリング結果より、実績の最大値を包絡するよう、以下の<u>とお</u>りとする。</p> <table border="1" data-bbox="1733 1457 2306 1598"> <thead> <tr> <th></th> <th>PCVガス中の放射能濃度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>セシウム134</td> <td>2.0×10⁻³ Bq/cm³</td> </tr> <tr> <td>セシウム137</td> <td>2.0×10⁻³ Bq/cm³</td> </tr> </tbody> </table>		PCVガス中の放射能濃度	セシウム134	2.0×10 ⁻³ Bq/cm ³	セシウム137	2.0×10 ⁻³ Bq/cm ³	<p>記載の適正化</p>
	PCVガス中の放射能濃度													
セシウム134	2.0×10 ⁻³ Bq/cm ³													
セシウム137	2.0×10 ⁻³ Bq/cm ³													
	PCVガス中の放射能濃度													
セシウム134	2.0×10 ⁻³ Bq/cm ³													
セシウム137	2.0×10 ⁻³ Bq/cm ³													

変更前	変更後	変更理由
<p>3 線量影響評価</p> <p>(1) 大気中へ放出される核分裂生成物は、原子炉建屋から地上放散されるものとし、周辺の公衆に対する、<u>放射線被ばくの影響を年間の実効線量を用いて評価する。</u></p> <p>(2) 実効線量は、以下に述べる内部被ばくによる実効線量及び外部被ばくによる実効線量の和として計算する。被ばく経路としては、放射性雲中のセシウム<u>からの</u>外部被ばくと内部被ばくと、地表沈着したセシウムによる外部被ばくと内部被ばくを考慮する。</p> <p>(3) 放射性雲のセシウムからの γ 線<u>の外部被ばくによる</u>実効線量の評価に用いる式を以下に示す。</p> $H_{\gamma} = K \cdot E_{\gamma} / 0.5 \cdot D / Q \cdot Q_{Cs} \cdot 1000$ <p>H_{γ} : 放射性雲のセシウムからの γ 線<u>の外部被ばくによる</u>実効線量[mSv] K : 空気カーマから実効線量への換算係数[Sv/Gy] E_{γ} : γ 線の実効エネルギー[MeV] D/Q : 相対線量[Gy/Bq] Q_{Cs} : セシウムの大気放出量[Bq]</p> <p>(4) 放射性雲のセシウム<u>からの</u>吸入摂取による内部被ばく<u>の実効線量</u>の評価に用いる式を以下に示す。</p> $H_{Cs} = K_{in} \cdot R_1 \cdot \chi / Q \cdot Q_{Cs}$ <p>H_{Cs} : 放射性雲のセシウム<u>からの</u>吸入摂取による内部被ばく<u>の実効線量</u>[mSv] K_{in} : 内部被ばく<u>線量換算係数</u>[mSv/Bq] R_1 : 呼吸率[m³/s] χ/Q : 相対濃度[s/m³]</p> <p>(5) 地表沈着したセシウムからの<u>外部被ばくによる実効線量</u>の評価に用いる式を以下に示す。1年間居住し続ける場合を考慮し、1年間の線量を評価する。セシウムの崩壊については保守的に考慮しない。</p> $G_{ex} = K_{ex} \cdot \chi / Q \cdot V \cdot f \cdot Q_{Cs} \cdot T \cdot 1000$ <p>G_{ex} : 地表沈着したセシウムからの<u>外部被ばくによる実効線量</u>[mSv] K_{ex} : 外部被ばく線量換算係数[(Sv/s)/(Bq/m²)] V : 沈降速度[m/s] f : 残存割合[-] T : 被ばく時間[s]</p> <p>(6) 地表沈着したセシウムから再浮遊したセシウムの吸入摂取による内部被ばく<u>の実効線量</u>の評価に用いる式を以下に示す。1年間居住し続ける場合を考慮し、1年間の線量を評価する。セシウムの崩壊については保守的に考慮しない。</p> $G_{in} = R_2 \cdot K_{in} \cdot \chi / Q \cdot V \cdot f \cdot F \cdot Q_{Cs} \cdot T$ <p>G_{in} : 地表沈着したセシウムから再浮遊したセシウムの吸入摂取による内部被ばく<u>の実効線量</u>[mSv] R_2 : 呼吸率[m³/s] F : 再浮遊率[m⁻¹]</p>	<p>3 線量影響評価</p> <p>(1) 大気中へ放出される核分裂生成物は、原子炉建屋から地上放散されるものとし、周辺の公衆に対する放射線被ばくの影響を年間の実効線量を用いて評価する。</p> <p>(2) 実効線量は、以下に述べる内部被ばくによる実効線量及び外部被ばくによる実効線量の和として計算する。被ばく経路としては、放射性雲中のセシウム<u>による</u>外部被ばくと内部被ばくと、地表沈着したセシウムによる外部被ばくと内部被ばくを考慮する。</p> <p>(3) 放射性雲のセシウムからの γ 線<u>による外部被ばく</u>実効線量の評価に用いる式を以下に示す。</p> $H_{\gamma} = K \cdot E_{\gamma} / 0.5 \cdot D / Q \cdot Q_{Cs} \cdot 1000$ <p>H_{γ} : 放射性雲のセシウムからの γ 線<u>による外部被ばく</u>実効線量[mSv] K : 空気カーマから実効線量への換算係数[Sv/Gy] E_{γ} : γ 線の実効エネルギー[MeV] D/Q : 相対線量[Gy/Bq] Q_{Cs} : セシウムの大気放出量[Bq]</p> <p>(4) 放射性雲のセシウムの吸入摂取による内部被ばく実効線量の評価に用いる式を以下に示す。</p> $H_{Cs} = K_{in} \cdot R_1 \cdot \chi / Q \cdot Q_{Cs}$ <p>H_{Cs} : 放射性雲のセシウムの吸入摂取による内部被ばく実効線量[mSv] K_{in} : 内部被ばく<u>実効線量係数</u>[mSv/Bq] R_1 : 呼吸率[m³/s] χ/Q : 相対濃度[s/m³]</p> <p>(5) 地表沈着したセシウムからの γ 線<u>による外部被ばく実効線量</u>の評価に用いる式を以下に示す。1年間居住し続ける場合を考慮し、1年間の線量を評価する。セシウムの崩壊については保守的に考慮しない。</p> $G_{ex} = K_{ex} \cdot \chi / Q \cdot V \cdot f \cdot Q_{Cs} \cdot T \cdot 1000$ <p>G_{ex} : 地表沈着したセシウムからの γ 線<u>による外部被ばく実効線量</u>[mSv] K_{ex} : 外部被ばく実効線量換算係数[(Sv/s)/(Bq/m²)] V : 沈降速度[m/s] f : 残存割合[-] T : 被ばく時間[s]</p> <p>(6) 地表沈着したセシウムから再浮遊したセシウムの吸入摂取による内部被ばく実効線量の評価に用いる式を以下に示す。1年間居住し続ける場合を考慮し、1年間の線量を評価する。セシウムの崩壊については保守的に考慮しない。</p> $G_{in} = R_2 \cdot K_{in} \cdot \chi / Q \cdot V \cdot f \cdot F \cdot Q_{Cs} \cdot T$ <p>G_{in} : 地表沈着したセシウムから再浮遊したセシウムの吸入摂取による内部被ばく実効線量[mSv] R_2 : 呼吸率[m³/s] F : 再浮遊率[m⁻¹]</p>	<p>記載の適正化</p>

変更前	変更後	変更理由																								
<p>(7) 相対濃度と相対線量については、<u>本事象では核分裂生成物は主排気筒より放出されないことから、地上放散を想定し</u>、下表の値を用いる。</p> <table border="1" data-bbox="486 331 955 478"> <thead> <tr> <th></th> <th>敷地境界</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>相対濃度[s/m³]</td> <td><u>2.6×10⁻⁵</u></td> </tr> <tr> <td>相対線量[Gy/Bq]</td> <td><u>3.0×10⁻¹⁹</u></td> </tr> </tbody> </table> <p>4 評価結果</p> <p>本事象時に放出されるセシウム量及び敷地境界での実効線量について評価した結果は下表のとおりであり、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い。</p> <table border="1" data-bbox="353 743 1086 884"> <tbody> <tr> <td>セシウム 134 放出量</td> <td>約 8.9×10⁶ Bq</td> </tr> <tr> <td>セシウム 137 放出量</td> <td>約 8.9×10⁶ Bq</td> </tr> <tr> <td>年間の実効線量</td> <td>約 <u>1.6×10⁻⁴</u> mSv</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: right;">以上</p>		敷地境界	相対濃度[s/m ³]	<u>2.6×10⁻⁵</u>	相対線量[Gy/Bq]	<u>3.0×10⁻¹⁹</u>	セシウム 134 放出量	約 8.9×10 ⁶ Bq	セシウム 137 放出量	約 8.9×10 ⁶ Bq	年間の実効線量	約 <u>1.6×10⁻⁴</u> mSv	<p>(7) 相対濃度と相対線量については、<u>「II 2.1 原子炉圧力容器・格納容器注水設備添付資料 5 別紙 1」に記載される</u>下表の値を用いる。</p> <table border="1" data-bbox="1786 331 2255 478"> <thead> <tr> <th></th> <th>敷地境界</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>相対濃度[s/m³]</td> <td><u>8.1×10⁻⁵</u></td> </tr> <tr> <td>相対線量[Gy/Bq]</td> <td><u>7.3×10⁻¹⁹</u></td> </tr> </tbody> </table> <p>4 評価結果</p> <p>本事象時に放出されるセシウム量及び敷地境界での実効線量について評価した結果は下表のとおりであり、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い。</p> <table border="1" data-bbox="1653 743 2386 884"> <tbody> <tr> <td>セシウム 134 放出量</td> <td>約 8.9×10⁶ Bq</td> </tr> <tr> <td>セシウム 137 放出量</td> <td>約 8.9×10⁶ Bq</td> </tr> <tr> <td>年間の実効線量</td> <td>約 <u>4.9×10⁻⁴</u> mSv</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: right;">以上</p>		敷地境界	相対濃度[s/m ³]	<u>8.1×10⁻⁵</u>	相対線量[Gy/Bq]	<u>7.3×10⁻¹⁹</u>	セシウム 134 放出量	約 8.9×10 ⁶ Bq	セシウム 137 放出量	約 8.9×10 ⁶ Bq	年間の実効線量	約 <u>4.9×10⁻⁴</u> mSv	<p>気象条件の変更に伴う相対濃度等の変更</p>
	敷地境界																									
相対濃度[s/m ³]	<u>2.6×10⁻⁵</u>																									
相対線量[Gy/Bq]	<u>3.0×10⁻¹⁹</u>																									
セシウム 134 放出量	約 8.9×10 ⁶ Bq																									
セシウム 137 放出量	約 8.9×10 ⁶ Bq																									
年間の実効線量	約 <u>1.6×10⁻⁴</u> mSv																									
	敷地境界																									
相対濃度[s/m ³]	<u>8.1×10⁻⁵</u>																									
相対線量[Gy/Bq]	<u>7.3×10⁻¹⁹</u>																									
セシウム 134 放出量	約 8.9×10 ⁶ Bq																									
セシウム 137 放出量	約 8.9×10 ⁶ Bq																									
年間の実効線量	約 <u>4.9×10⁻⁴</u> mSv																									

変更前	変更後	変更理由												
<p style="text-align: right;">添付資料－6</p> <p style="text-align: center;">1号機原子炉格納容器内部詳細調査について</p> <p><中略></p> <p style="text-align: right;">別添－6</p> <p style="text-align: center;">1号機原子炉格納容器内部詳細調査 原子炉格納容器バウンダリ施工箇所開放時の影響評価に関する説明資料</p> <p>1 目的</p> <p>1号機原子炉格納容器内部詳細調査に伴い、事故後に施工した原子炉格納容器（以下、<u>PCV</u>と<u>言う</u>）の貫通部等が開放し、PCV内の核分裂生成物を含む気体（以下PCVガスと<u>言う</u>）が環境中に放出された場合の周辺の公衆に対する放射線被ばくの影響評価を行う。</p> <p>2 放出量評価</p> <p>(1) PCV圧力は、現状では10kPa以下の正圧となっているため、施工箇所の損傷によって大気に開放された場合、差圧分のPCVガスが原子炉建屋内に放出されるものと想定される。また、本評価では原子炉格納容器ガス管理設備の放射性物質の放出抑制機能を期待しないこととし、上記差圧分の放出に加え、開放したPCV貫通部を閉じるまでの間、窒素封入量相当のPCVガスの放出が継続するものとする。なお、施工箇所よりPCV内の水位が低いことを確認しているため、本評価では気体のみの放出とする。</p> <p>(2) 差圧分の放出容積は、10kPa程度に相当する容積として、PCV容積（3410 m³（ベント管含む）。PCV空間部容積は、PCV下部に蓄積している液相体積を差し引く必要があるが、ここでは保守的に液相がないものとして放出容積を評価）の1割（341m³）とする。また、平成30年7月時点での原子炉格納容器内窒素封入設備からの窒素封入量は50m³/h以下であるため、窒素封入量相当を50m³/hとし、施工箇所のPCV貫通部を再度閉じる作業に3日間程度要すると考え、窒素封入量相当のPCVガスの放出継続時間は72時間とする。</p> <p>(3) 評価対象核種は支配的核種であるセシウム134とセシウム137とし、PCV内における濃度は、1号機PCVガス管理設備（HEPAフィルタ入口側）の気体（粒子状フィルタ、チャコールフィルタ）<u>および</u>凝縮水（マリネリ瓶）のサンプリング結果より、以下の<u>通り</u>とする。</p> <table border="1" data-bbox="433 1545 1006 1686" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th></th> <th>PCVガス中の放射能濃度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>セシウム134</td> <td>1.5×10⁻⁴ Bq/cm³</td> </tr> <tr> <td>セシウム137</td> <td>1.0×10⁻³ Bq/cm³</td> </tr> </tbody> </table>		PCVガス中の放射能濃度	セシウム134	1.5×10 ⁻⁴ Bq/cm ³	セシウム137	1.0×10 ⁻³ Bq/cm ³	<p style="text-align: right;">添付資料－6</p> <p style="text-align: center;">1号機原子炉格納容器内部詳細調査について</p> <p><中略></p> <p style="text-align: right;">別添－6</p> <p style="text-align: center;">1号機原子炉格納容器内部詳細調査 原子炉格納容器バウンダリ施工箇所開放時の影響評価に関する説明資料</p> <p>1 目的</p> <p>1号機原子炉格納容器内部詳細調査に伴い、事故後に施工した原子炉格納容器（以下PCVと<u>いう</u>）の貫通部等が開放し、PCV内の核分裂生成物を含む気体（以下PCVガスと<u>いう</u>）が環境中に放出された場合の周辺の公衆に対する放射線被ばくの影響評価を行う。</p> <p>2 放出量評価</p> <p>(1) PCV圧力は、現状では10kPa以下の正圧となっているため、施工箇所の損傷によって大気に開放された場合、差圧分のPCVガスが原子炉建屋内に放出されるものと想定される。また、本評価では原子炉格納容器ガス管理設備の放射性物質の放出抑制機能を期待しないこととし、上記差圧分の放出に加え、開放したPCV貫通部を閉じるまでの間、窒素封入量相当のPCVガスの放出が継続するものとする。なお、施工箇所よりPCV内の水位が低いことを確認しているため、本評価では気体のみの放出とする。</p> <p>(2) 差圧分の放出容積は、10kPa程度に相当する容積として、PCV容積（3410 m³（ベント管含む）。PCV空間部容積は、PCV下部に蓄積している液相体積を差し引く必要があるが、ここでは保守的に液相がないものとして放出容積を評価）の1割（341m³）とする。また、平成30年7月時点での原子炉格納容器内窒素封入設備からの窒素封入量は50m³/h以下であるため、窒素封入量相当を50m³/hとし、施工箇所のPCV貫通部を再度閉じる作業に3日間程度要すると考え、窒素封入量相当のPCVガスの放出継続時間は72時間とする。</p> <p>(3) 評価対象核種は支配的核種であるセシウム134とセシウム137とし、PCV内における濃度は、1号機PCVガス管理設備（HEPAフィルタ入口側）の気体（粒子状フィルタ、チャコールフィルタ）<u>及び</u>凝縮水（マリネリ瓶）のサンプリング結果より、以下の<u>とおり</u>とする。</p> <table border="1" data-bbox="1736 1545 2309 1686" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th></th> <th>PCVガス中の放射能濃度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>セシウム134</td> <td>1.5×10⁻⁴ Bq/cm³</td> </tr> <tr> <td>セシウム137</td> <td>1.0×10⁻³ Bq/cm³</td> </tr> </tbody> </table>		PCVガス中の放射能濃度	セシウム134	1.5×10 ⁻⁴ Bq/cm ³	セシウム137	1.0×10 ⁻³ Bq/cm ³	<p>記載の適正化</p>
	PCVガス中の放射能濃度													
セシウム134	1.5×10 ⁻⁴ Bq/cm ³													
セシウム137	1.0×10 ⁻³ Bq/cm ³													
	PCVガス中の放射能濃度													
セシウム134	1.5×10 ⁻⁴ Bq/cm ³													
セシウム137	1.0×10 ⁻³ Bq/cm ³													

変更前	変更後	変更理由
<p>3 線量影響評価</p> <p>(1) 大気中へ放出される核分裂生成物は、原子炉建屋から地上放散されるものとし、周辺の公衆に対する、<u>放射線被ばく</u>の影響を年間の実効線量を用いて評価する。</p> <p>(2) 実効線量は、以下に述べる内部被ばくによる実効線量及び外部被ばくによる実効線量の和として計算する。被ばく経路としては、放射性雲中のセシウム<u>から</u>の外部被ばくと内部被ばくと、地表沈着したセシウムによる外部被ばくと内部被ばくを考慮する。</p> <p>(3) 放射性雲のセシウムからの γ 線<u>の</u>外部被ばく <u>による</u>実効線量の評価に用いる式を以下に示す。</p> $H_{\gamma} = K \cdot E_{\gamma} / 0.5 \cdot D / Q \cdot Q_{Cs} \cdot 1000$ <p>H_{γ} : 放射性雲のセシウムからの γ 線<u>の</u>外部被ばく <u>による</u>実効線量[mSv] K : 空気カーマから実効線量への換算係数[Sv/Gy] E_{γ} : γ 線の実効エネルギー[MeV] D/Q : 相対線量[Gy/Bq] Q_{Cs} : セシウムの大気放出量[Bq]</p> <p>(4) 放射性雲のセシウム<u>から</u>の吸入摂取による内部被ばく <u>の</u>実効線量の評価に用いる式を以下に示す。</p> $H_{Cs} = K_{in} \cdot R_1 \cdot \chi / Q \cdot Q_{Cs}$ <p>H_{Cs} : 放射性雲のセシウム<u>から</u>の吸入摂取による内部被ばく <u>の</u>実効線量[mSv] K_{in} : 内部被ばく <u>線量換算係数</u> [mSv/Bq] R_1 : 呼吸率[m³/s] χ/Q : 相対濃度[s/m³]</p> <p>(5) 地表沈着したセシウムからの外部被ばく <u>による</u>実効線量の評価に用いる式を以下に示す。1年間居住し続ける場合を考慮し、1年間の線量を評価する。セシウムの崩壊については保守的に考慮しない。</p> $G_{ex} = K_{ex} \cdot \chi / Q \cdot V \cdot f \cdot Q_{Cs} \cdot T \cdot 1000$ <p>G_{ex} : 地表沈着したセシウムからの外部被ばく <u>による</u>実効線量[mSv] K_{ex} : 外部被ばく <u>線量換算係数</u> [(Sv/s)/(Bq/m²)] V : 沈降速度[m/s] f : 残存割合[-] T : 被ばく時間[s]</p> <p>(6) 地表沈着したセシウムから再浮遊したセシウムの吸入摂取による内部被ばく <u>の</u>実効線量の評価に用いる式を以下に示す。1年間居住し続ける場合を考慮し、1年間の線量を評価する。セシウムの崩壊については保守的に考慮しない。</p> $G_{in} = R_2 \cdot K_{in} \cdot \chi / Q \cdot V \cdot f \cdot F \cdot Q_{Cs} \cdot T$ <p>G_{in} : 地表沈着したセシウムから再浮遊したセシウムの吸入摂取による内部被ばく <u>の</u>実効線量[mSv] R_2 : 呼吸率[m³/s] F : 再浮遊率[m⁻¹]</p>	<p>3 線量影響評価</p> <p>(1) 大気中へ放出される核分裂生成物は、原子炉建屋から地上放散されるものとし、周辺の公衆に対する放射線被ばくの影響を年間の実効線量を用いて評価する。</p> <p>(2) 実効線量は、以下に述べる内部被ばくによる実効線量及び外部被ばくによる実効線量の和として計算する。被ばく経路としては、放射性雲中のセシウム<u>による</u>外部被ばくと内部被ばくと、地表沈着したセシウムによる外部被ばくと内部被ばくを考慮する。</p> <p>(3) 放射性雲のセシウムからの γ 線<u>による</u>外部被ばく実効線量の評価に用いる式を以下に示す。</p> $H_{\gamma} = K \cdot E_{\gamma} / 0.5 \cdot D / Q \cdot Q_{Cs} \cdot 1000$ <p>H_{γ} : 放射性雲のセシウムからの γ 線<u>による</u>外部被ばく実効線量[mSv] K : 空気カーマから実効線量への換算係数[Sv/Gy] E_{γ} : γ 線の実効エネルギー[MeV] D/Q : 相対線量[Gy/Bq] Q_{Cs} : セシウムの大気放出量[Bq]</p> <p>(4) 放射性雲のセシウムの吸入摂取による内部被ばく実効線量の評価に用いる式を以下に示す。</p> $H_{Cs} = K_{in} \cdot R_1 \cdot \chi / Q \cdot Q_{Cs}$ <p>H_{Cs} : 放射性雲のセシウムの吸入摂取による内部被ばく実効線量[mSv] K_{in} : 内部被ばく <u>実効線量係数</u> [mSv/Bq] R_1 : 呼吸率[m³/s] χ/Q : 相対濃度[s/m³]</p> <p>(5) 地表沈着したセシウムからの γ 線<u>による</u>外部被ばく実効線量の評価に用いる式を以下に示す。1年間居住し続ける場合を考慮し、1年間の線量を評価する。セシウムの崩壊については保守的に考慮しない。</p> $G_{ex} = K_{ex} \cdot \chi / Q \cdot V \cdot f \cdot Q_{Cs} \cdot T \cdot 1000$ <p>G_{ex} : 地表沈着したセシウムからの γ 線<u>による</u>外部被ばく実効線量[mSv] K_{ex} : 外部被ばく <u>実効線量換算係数</u> [(Sv/s)/(Bq/m²)] V : 沈降速度[m/s] f : 残存割合[-] T : 被ばく時間[s]</p> <p>(6) 地表沈着したセシウムから再浮遊したセシウムの吸入摂取による内部被ばく実効線量の評価に用いる式を以下に示す。1年間居住し続ける場合を考慮し、1年間の線量を評価する。セシウムの崩壊については保守的に考慮しない。</p> $G_{in} = R_2 \cdot K_{in} \cdot \chi / Q \cdot V \cdot f \cdot F \cdot Q_{Cs} \cdot T$ <p>G_{in} : 地表沈着したセシウムから再浮遊したセシウムの吸入摂取による内部被ばく実効線量[mSv] R_2 : 呼吸率[m³/s] F : 再浮遊率[m⁻¹]</p>	<p>記載の適正化</p>

変更前	変更後	変更理由																								
<p>(7) 相対濃度と相対線量については、<u>本事象では核分裂生成物は主排気筒より放出されないことから、地上放散を想定し</u>、下表の値を用いる。</p> <table border="1" data-bbox="486 333 955 476"> <thead> <tr> <th></th> <th>敷地境界</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>相対濃度[s/m³]</td> <td><u>1.9×10⁻⁵</u></td> </tr> <tr> <td>相対線量[Gy/Bq]</td> <td><u>2.5×10⁻¹⁹</u></td> </tr> </tbody> </table> <p>4 評価結果 本事象時に放出されるセシウム量及び敷地境界での実効線量について評価した結果は下表のとおりであり、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い。</p> <table border="1" data-bbox="353 699 1086 842"> <tbody> <tr> <td>セシウム 134 放出量</td> <td>約 6.0×10⁵ Bq</td> </tr> <tr> <td>セシウム 137 放出量</td> <td>約 4.0×10⁶ Bq</td> </tr> <tr> <td>年間の実効線量</td> <td>約 <u>2.0×10⁻⁵</u> mSv</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">以上</p>		敷地境界	相対濃度[s/m ³]	<u>1.9×10⁻⁵</u>	相対線量[Gy/Bq]	<u>2.5×10⁻¹⁹</u>	セシウム 134 放出量	約 6.0×10 ⁵ Bq	セシウム 137 放出量	約 4.0×10 ⁶ Bq	年間の実効線量	約 <u>2.0×10⁻⁵</u> mSv	<p>(7) 相対濃度と相対線量については、<u>「II 2.1 原子炉圧力容器・格納容器注水設備添付資料5別紙1」に記載される</u>下表の値を用いる。</p> <table border="1" data-bbox="1786 333 2255 476"> <thead> <tr> <th></th> <th>敷地境界</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>相対濃度[s/m³]</td> <td><u>6.0×10⁻⁵</u></td> </tr> <tr> <td>相対線量[Gy/Bq]</td> <td><u>6.1×10⁻¹⁹</u></td> </tr> </tbody> </table> <p>4 評価結果 本事象時に放出されるセシウム量及び敷地境界での実効線量について評価した結果は下表のとおりであり、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い。</p> <table border="1" data-bbox="1653 699 2386 842"> <tbody> <tr> <td>セシウム 134 放出量</td> <td>約 6.0×10⁵ Bq</td> </tr> <tr> <td>セシウム 137 放出量</td> <td>約 4.0×10⁶ Bq</td> </tr> <tr> <td>年間の実効線量</td> <td>約 <u>6.5×10⁻⁵</u> mSv</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">以上</p>		敷地境界	相対濃度[s/m ³]	<u>6.0×10⁻⁵</u>	相対線量[Gy/Bq]	<u>6.1×10⁻¹⁹</u>	セシウム 134 放出量	約 6.0×10 ⁵ Bq	セシウム 137 放出量	約 4.0×10 ⁶ Bq	年間の実効線量	約 <u>6.5×10⁻⁵</u> mSv	<p>気象条件の変更に伴う相対濃度等の変更</p>
	敷地境界																									
相対濃度[s/m ³]	<u>1.9×10⁻⁵</u>																									
相対線量[Gy/Bq]	<u>2.5×10⁻¹⁹</u>																									
セシウム 134 放出量	約 6.0×10 ⁵ Bq																									
セシウム 137 放出量	約 4.0×10 ⁶ Bq																									
年間の実効線量	約 <u>2.0×10⁻⁵</u> mSv																									
	敷地境界																									
相対濃度[s/m ³]	<u>6.0×10⁻⁵</u>																									
相対線量[Gy/Bq]	<u>6.1×10⁻¹⁹</u>																									
セシウム 134 放出量	約 6.0×10 ⁵ Bq																									
セシウム 137 放出量	約 4.0×10 ⁶ Bq																									
年間の実効線量	約 <u>6.5×10⁻⁵</u> mSv																									

変更前	変更後	変更理由												
<p style="text-align: right;">添付資料-7</p> <p style="text-align: center;">内部調査及び試験的取り出し作業のうち 2号機原子炉格納容器内部詳細調査について</p> <p>(中略)</p> <p style="text-align: right;">別添-8</p> <p style="text-align: center;">2号機原子炉格納容器内部詳細調査 原子炉格納容器バウンダリ施工箇所開放時の 影響評価に関する説明資料</p> <p>1 目的 2号機原子炉格納容器内部詳細調査に伴い、事故後に施工した原子炉格納容器（以下、<u>PCV</u>と<u>言う</u>）の貫通部等が開放し、PCV内の核分裂生成物を含む気体（以下、<u>PCVガス</u>と<u>言う</u>）が環境中に放出された場合の周辺の公衆に対する放射線被ばくの影響評価を行う。</p> <p>2 放出量評価</p> <p>(1) PCV圧力は、現状では10kPa未満の正圧となっているため、施工箇所の損傷によって大気に開放された場合、差圧分のPCVガスが原子炉建屋内に放出されるものと想定される。また、本評価では原子炉格納容器ガス管理設備の放射性物質の放出抑制機能を期待しないこととし、上記差圧分の放出に加え、開放したPCV貫通部を閉じるまでの間、窒素封入量相当のPCVガスの放出が継続するものとする。なお、施工箇所よりPCV内の水位が低いことを確認しているため、本評価では気体のみの放出とする。</p> <p>(2) 差圧分の放出容積は、10kPa程度に相当する容積として、PCV容積（4240 m³（ベント管含む）。PCV空間部容積は、PCV下部に蓄積している液相体積を差し引く必要があるが、ここでは保守的に液相がないものとして放出容積を評価）の1割（424m³）とする。また、2018年7月時点での原子炉格納容器内窒素封入設備からの窒素封入量は20m³/h以下で、調査設備側からの窒素封入量の計画は10m³/h以下であるため、窒素封入量相当は30m³/hとし、施工箇所のPCV貫通部を再度閉じる作業に10日間程度要すると考え、窒素封入量相当のPCVガスの放出継続時間は240時間とする。</p> <p>(3) 評価対象核種は支配的核種であるセシウム134とセシウム137とし、PCV内における濃度は、2号機原子炉格納容器ガス管理設備（HEPAフィルタ入口側）の気体（粒子状フィルタ、チャコールフィルタ）<u>および</u>凝縮水（マリネリ瓶）のサンプリング結果より、以下の<u>通り</u>とする。</p> <table border="1" data-bbox="439 1638 1009 1774"> <thead> <tr> <th colspan="2">PCVガス中の放射能濃度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>セシウム134</td> <td>3.8×10⁻⁴ Bq/cm³</td> </tr> <tr> <td>セシウム137</td> <td>7.0×10⁻⁴ Bq/cm³</td> </tr> </tbody> </table>	PCVガス中の放射能濃度		セシウム134	3.8×10 ⁻⁴ Bq/cm ³	セシウム137	7.0×10 ⁻⁴ Bq/cm ³	<p style="text-align: right;">添付資料-7</p> <p style="text-align: center;">内部調査及び試験的取り出し作業のうち 2号機原子炉格納容器内部詳細調査について</p> <p>(中略)</p> <p style="text-align: right;">別添-8</p> <p style="text-align: center;">2号機原子炉格納容器内部詳細調査 原子炉格納容器バウンダリ施工箇所開放時の 影響評価に関する説明資料</p> <p>1 目的 2号機原子炉格納容器内部詳細調査に伴い、事故後に施工した原子炉格納容器（以下PCVと<u>いう</u>）の貫通部等が開放し、PCV内の核分裂生成物を含む気体（以下PCVガスと<u>いう</u>）が環境中に放出された場合の周辺の公衆に対する放射線被ばくの影響評価を行う。</p> <p>2 放出量評価</p> <p>(1) PCV圧力は、現状では10kPa未満の正圧となっているため、施工箇所の損傷によって大気に開放された場合、差圧分のPCVガスが原子炉建屋内に放出されるものと想定される。また、本評価では原子炉格納容器ガス管理設備の放射性物質の放出抑制機能を期待しないこととし、上記差圧分の放出に加え、開放したPCV貫通部を閉じるまでの間、窒素封入量相当のPCVガスの放出が継続するものとする。なお、施工箇所よりPCV内の水位が低いことを確認しているため、本評価では気体のみの放出とする。</p> <p>(2) 差圧分の放出容積は、10kPa程度に相当する容積として、PCV容積（4240 m³（ベント管含む）。PCV空間部容積は、PCV下部に蓄積している液相体積を差し引く必要があるが、ここでは保守的に液相がないものとして放出容積を評価）の1割（424m³）とする。また、2018年7月時点での原子炉格納容器内窒素封入設備からの窒素封入量は20m³/h以下で、調査設備側からの窒素封入量の計画は10m³/h以下であるため、窒素封入量相当は30m³/hとし、施工箇所のPCV貫通部を再度閉じる作業に10日間程度要すると考え、窒素封入量相当のPCVガスの放出継続時間は240時間とする。</p> <p>(3) 評価対象核種は支配的核種であるセシウム134とセシウム137とし、PCV内における濃度は、2号機原子炉格納容器ガス管理設備（HEPAフィルタ入口側）の気体（粒子状フィルタ、チャコールフィルタ）<u>及び</u>凝縮水（マリネリ瓶）のサンプリング結果より、以下の<u>とおり</u>とする。</p> <table border="1" data-bbox="1736 1638 2306 1774"> <thead> <tr> <th colspan="2">PCVガス中の放射能濃度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>セシウム134</td> <td>3.8×10⁻⁴ Bq/cm³</td> </tr> <tr> <td>セシウム137</td> <td>7.0×10⁻⁴ Bq/cm³</td> </tr> </tbody> </table>	PCVガス中の放射能濃度		セシウム134	3.8×10 ⁻⁴ Bq/cm ³	セシウム137	7.0×10 ⁻⁴ Bq/cm ³	<p>記載の適正化</p>
PCVガス中の放射能濃度														
セシウム134	3.8×10 ⁻⁴ Bq/cm ³													
セシウム137	7.0×10 ⁻⁴ Bq/cm ³													
PCVガス中の放射能濃度														
セシウム134	3.8×10 ⁻⁴ Bq/cm ³													
セシウム137	7.0×10 ⁻⁴ Bq/cm ³													

変更前	変更後	変更理由
<p>3 線量影響評価</p> <p>(1) 大気中へ放出される核分裂生成物は、原子炉建屋から地上放散されるものとし、周辺の公衆に対する、<u>放射線被ばく</u>の影響を年間の実効線量を用いて評価する。</p> <p>(2) 実効線量は、以下に述べる内部被ばくによる実効線量及び外部被ばくによる実効線量の和として計算する。被ばく経路としては、放射性雲中のセシウム<u>からの</u>外部被ばくと内部被ばくと、地表沈着したセシウムによる外部被ばくと内部被ばくを考慮する。</p> <p>(3) 放射性雲のセシウムからの γ 線<u>の</u>外部被ばく <u>による</u>実効線量の評価に用いる式を以下に示す。</p> $H_{\gamma} = K \cdot E_{\gamma} / 0.5 \cdot D / Q \cdot Q_{Cs} \cdot 1000$ <p>H_{γ} : 放射性雲のセシウムからの γ 線<u>の</u>外部被ばく <u>による</u>実効線量[mSv] K : 空気カーマから実効線量への換算係数[Sv/Gy] E_{γ} : γ 線の実効エネルギー[MeV] D/Q : 相対線量[Gy/Bq] Q_{Cs} : セシウムの大気放出量[Bq]</p> <p>(4) 放射性雲のセシウム<u>から</u>の吸入摂取による内部被ばく <u>の</u>実効線量の評価に用いる式を以下に示す。</p> $H_{Cs} = K_{in} \cdot R_1 \cdot \chi / Q \cdot Q_{Cs}$ <p>H_{Cs} : 放射性雲のセシウム<u>から</u>の吸入摂取による内部被ばく <u>の</u>実効線量[mSv] K_{in} : 内部被ばく <u>線量換算係数</u>[mSv/Bq] R_1 : 呼吸率[m³/s] χ/Q : 相対濃度[s/m³]</p> <p>(5) 地表沈着したセシウムからの外部被ばく <u>による</u>実効線量の評価に用いる式を以下に示す。1年間居住し続ける場合を考慮し、1年間の線量を評価する。セシウムの崩壊については保守的に考慮しない。</p> $G_{ex} = K_{ex} \cdot \chi / Q \cdot V \cdot f \cdot Q_{Cs} \cdot T \cdot 1000$ <p>G_{ex} : 地表沈着したセシウムからの外部被ばく <u>による</u>実効線量[mSv] K_{ex} : 外部被ばく <u>線量換算係数</u>[(Sv/s)/(Bq/m²)] V : 沈降速度[m/s] f : 残存割合[-] T : 被ばく時間[s]</p> <p>(6) 地表沈着したセシウムから再浮遊したセシウムの吸入摂取による内部被ばく <u>の</u>実効線量の評価に用いる式を以下に示す。1年間居住し続ける場合を考慮し、1年間の線量を評価する。セシウムの崩壊については保守的に考慮しない。</p> $G_{in} = R_2 \cdot K_{in} \cdot \chi / Q \cdot V \cdot f \cdot F \cdot Q_{Cs} \cdot T$ <p>G_{in} : 地表沈着したセシウムから再浮遊したセシウムの吸入摂取による内部被ばく <u>の</u>実効線量[mSv] R_2 : 呼吸率[m³/s] F : 再浮遊率[m⁻¹]</p>	<p>3 線量影響評価</p> <p>(1) 大気中へ放出される核分裂生成物は、原子炉建屋から地上放散されるものとし、周辺の公衆に対する放射線被ばくの影響を年間の実効線量を用いて評価する。</p> <p>(2) 実効線量は、以下に述べる内部被ばくによる実効線量及び外部被ばくによる実効線量の和として計算する。被ばく経路としては、放射性雲中のセシウム<u>による</u>外部被ばくと内部被ばくと、地表沈着したセシウムによる外部被ばくと内部被ばくを考慮する。</p> <p>(3) 放射性雲のセシウムからの γ 線<u>による</u>外部被ばく実効線量の評価に用いる式を以下に示す。</p> $H_{\gamma} = K \cdot E_{\gamma} / 0.5 \cdot D / Q \cdot Q_{Cs} \cdot 1000$ <p>H_{γ} : 放射性雲のセシウムからの γ 線<u>による</u>外部被ばく実効線量[mSv] K : 空気カーマから実効線量への換算係数[Sv/Gy] E_{γ} : γ 線の実効エネルギー[MeV] D/Q : 相対線量[Gy/Bq] Q_{Cs} : セシウムの大気放出量[Bq]</p> <p>(4) 放射性雲のセシウムの吸入摂取による内部被ばく実効線量の評価に用いる式を以下に示す。</p> $H_{Cs} = K_{in} \cdot R_1 \cdot \chi / Q \cdot Q_{Cs}$ <p>H_{Cs} : 放射性雲のセシウムの吸入摂取による内部被ばく実効線量[mSv] K_{in} : 内部被ばく <u>実効線量係数</u>[mSv/Bq] R_1 : 呼吸率[m³/s] χ/Q : 相対濃度[s/m³]</p> <p>(5) 地表沈着したセシウムからの γ 線<u>による</u>外部被ばく実効線量の評価に用いる式を以下に示す。1年間居住し続ける場合を考慮し、1年間の線量を評価する。セシウムの崩壊については保守的に考慮しない。</p> $G_{ex} = K_{ex} \cdot \chi / Q \cdot V \cdot f \cdot Q_{Cs} \cdot T \cdot 1000$ <p>G_{ex} : 地表沈着したセシウムからの γ 線<u>による</u>外部被ばく実効線量[mSv] K_{ex} : 外部被ばく <u>実効線量換算係数</u>[(Sv/s)/(Bq/m²)] V : 沈降速度[m/s] f : 残存割合[-] T : 被ばく時間[s]</p> <p>(6) 地表沈着したセシウムから再浮遊したセシウムの吸入摂取による内部被ばく実効線量の評価に用いる式を以下に示す。1年間居住し続ける場合を考慮し、1年間の線量を評価する。セシウムの崩壊については保守的に考慮しない。</p> $G_{in} = R_2 \cdot K_{in} \cdot \chi / Q \cdot V \cdot f \cdot F \cdot Q_{Cs} \cdot T$ <p>G_{in} : 地表沈着したセシウムから再浮遊したセシウムの吸入摂取による内部被ばく実効線量[mSv] R_2 : 呼吸率[m³/s] F : 再浮遊率[m⁻¹]</p>	<p>記載の適正化</p>

変更前	変更後	変更理由																								
<p>(7) 相対濃度と相対線量については、<u>本事象では核分裂生成物は主排気筒より放出されないことから、地上放散を想定し</u>、下表の値を用いる。</p> <table border="1" data-bbox="486 331 952 474"> <thead> <tr> <th></th> <th>敷地境界</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>相対濃度[s/m³]</td> <td><u>2.0×10⁻⁵</u></td> </tr> <tr> <td>相対線量[Gy/Bq]</td> <td><u>2.4×10⁻¹⁹</u></td> </tr> </tbody> </table> <p>4 評価結果</p> <p>本事象時に放出されるセシウム量及び敷地境界での実効線量について評価した結果は下表のとおりであり、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い。</p> <table border="1" data-bbox="353 743 1086 884"> <tbody> <tr> <td>セシウム 134 放出量</td> <td>約 2.9×10⁶ Bq</td> </tr> <tr> <td>セシウム 137 放出量</td> <td>約 5.4×10⁶ Bq</td> </tr> <tr> <td>年間の実効線量</td> <td>約 <u>4.9×10⁻⁵</u> mSv</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">以上</p>		敷地境界	相対濃度[s/m ³]	<u>2.0×10⁻⁵</u>	相対線量[Gy/Bq]	<u>2.4×10⁻¹⁹</u>	セシウム 134 放出量	約 2.9×10 ⁶ Bq	セシウム 137 放出量	約 5.4×10 ⁶ Bq	年間の実効線量	約 <u>4.9×10⁻⁵</u> mSv	<p>(7) 相対濃度と相対線量については、<u>「II 2.1 原子炉圧力容器・格納容器注水設備添付資料 5 別紙 1」に記載される</u>下表の値を用いる。</p> <table border="1" data-bbox="1786 331 2252 474"> <thead> <tr> <th></th> <th>敷地境界</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>相対濃度[s/m³]</td> <td><u>6.9×10⁻⁵</u></td> </tr> <tr> <td>相対線量[Gy/Bq]</td> <td><u>6.6×10⁻¹⁹</u></td> </tr> </tbody> </table> <p>4 評価結果</p> <p>本事象時に放出されるセシウム量及び敷地境界での実効線量について評価した結果は下表のとおりであり、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い。</p> <table border="1" data-bbox="1653 743 2386 884"> <tbody> <tr> <td>セシウム 134 放出量</td> <td>約 2.9×10⁶ Bq</td> </tr> <tr> <td>セシウム 137 放出量</td> <td>約 5.4×10⁶ Bq</td> </tr> <tr> <td>年間の実効線量</td> <td>約 <u>1.7×10⁻⁴</u> mSv</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">以上</p>		敷地境界	相対濃度[s/m ³]	<u>6.9×10⁻⁵</u>	相対線量[Gy/Bq]	<u>6.6×10⁻¹⁹</u>	セシウム 134 放出量	約 2.9×10 ⁶ Bq	セシウム 137 放出量	約 5.4×10 ⁶ Bq	年間の実効線量	約 <u>1.7×10⁻⁴</u> mSv	<p>気象条件の変更に伴う相対濃度等の変更</p>
	敷地境界																									
相対濃度[s/m ³]	<u>2.0×10⁻⁵</u>																									
相対線量[Gy/Bq]	<u>2.4×10⁻¹⁹</u>																									
セシウム 134 放出量	約 2.9×10 ⁶ Bq																									
セシウム 137 放出量	約 5.4×10 ⁶ Bq																									
年間の実効線量	約 <u>4.9×10⁻⁵</u> mSv																									
	敷地境界																									
相対濃度[s/m ³]	<u>6.9×10⁻⁵</u>																									
相対線量[Gy/Bq]	<u>6.6×10⁻¹⁹</u>																									
セシウム 134 放出量	約 2.9×10 ⁶ Bq																									
セシウム 137 放出量	約 5.4×10 ⁶ Bq																									
年間の実効線量	約 <u>1.7×10⁻⁴</u> mSv																									

変更前	変更後	変更理由
<p style="text-align: right;">別添－9</p> <p>2号機原子炉格納容器内部詳細調査 アクセスルート構築作業時の影響評価について</p> <p>(中略)</p> <p>2. アクセスルート構築作業及びダスト浮遊の要因</p> <p>(中略)</p> <p>本評価で考慮する作業ステップ及びダスト浮遊の要因の一覧を表1にまとめる。なお、作業によらずPCV内に存在する現浮遊ダストについては、別添－7に示すとおりバウンダリ施工箇所が開放する厳しい事象であってもその影響は小さいことから、本評価では考慮しない。</p> <p>(中略)</p> <p>4. 放出量評価</p> <p>当該作業に伴い、PCV内でダストが浮遊しPCV内のダスト濃度が現状より上昇する可能性があることから、原子炉格納容器内窒素封入設備（以下、PCV窒素封入設備）及びPCVガス管理設備が稼働している通常時と、別添－7と同様にPCVバウンダリ施工箇所開放が生じる異常時について評価を行う。</p> <p>(中略)</p> <p>(3) 異常時放出量評価</p> <p>図3に異常時放出量評価のモデルを示す。</p> <p>別添－7と同様に、施工箇所の損傷によって大気に開放された場合、差圧分のPCVガスがR/B内に放出されるものと想定し、差圧分の放出容積は保守的に液相がないものとしたPCV容積(4240m³)の1割(424m³)とする。</p> <p>(中略)</p> <p>5. 線量影響評価</p> <p>大気中へ放出される放射性核種は、R/Bから地上放散されるものとし、周辺の公衆に対する放射線被ばくの影響を、実効線量を用いて評価する。</p> <p>実効線量は、以下に述べる内部被ばくによる実効線量及び外部被ばくによる実効線量の和として計算する。被ばく経路としては、放射性雲中の核種からの外部被ばくと内部被ばく、地表沈着した核種による外部被ばくと内部被ばくを考慮する。</p> <p>(1) 放射性雲中の核種からのγ線の外部被ばく</p> <p>放射性雲中の核種からのγ線の外部被ばくによる実効線量の評価に用いる式を以下に示す。</p> $H_{\gamma} = K \cdot E_{\gamma} / 0.5 \cdot D / Q \cdot Q_R \cdot 1000$ <p>H_{γ} : 放射性雲中の核種からの外部被ばくによる実効線量[mSv] K : 空気カーマから実効線量への換算係数[Sv/Gy] E_{γ} : γ線の実効エネルギー[MeV]</p>	<p style="text-align: right;">別添－9</p> <p>2号機原子炉格納容器内部詳細調査 アクセスルート構築作業時の影響評価について</p> <p>(中略)</p> <p>2. アクセスルート構築作業及びダスト浮遊の要因</p> <p>(中略)</p> <p>本評価で考慮する作業ステップ及びダスト浮遊の要因の一覧を表1にまとめる。なお、作業によらずPCV内に存在する現浮遊ダストについては、別添－8に示すとおりバウンダリ施工箇所が開放する厳しい事象であってもその影響は小さいことから、本評価では考慮しない。</p> <p>(中略)</p> <p>4. 放出量評価</p> <p>当該作業に伴い、PCV内でダストが浮遊しPCV内のダスト濃度が現状より上昇する可能性があることから、原子炉格納容器内窒素封入設備（以下、PCV窒素封入設備）及びPCVガス管理設備が稼働している通常時と、別添－8と同様にPCVバウンダリ施工箇所開放が生じる異常時について評価を行う。</p> <p>(中略)</p> <p>(3) 異常時放出量評価</p> <p>図3に異常時放出量評価のモデルを示す。</p> <p>別添－8と同様に、施工箇所の損傷によって大気に開放された場合、差圧分のPCVガスがR/B内に放出されるものと想定し、差圧分の放出容積は保守的に液相がないものとしたPCV容積(4240m³)の1割(424m³)とする。</p> <p>(中略)</p> <p>5. 線量影響評価</p> <p>大気中へ放出される放射性核種は、R/Bから地上放散されるものとし、周辺の公衆に対する放射線被ばくの影響を、実効線量を用いて評価する。</p> <p>実効線量は、以下に述べる内部被ばくによる実効線量及び外部被ばくによる実効線量の和として計算する。被ばく経路としては、放射性雲中の核種による外部被ばくと内部被ばく、地表沈着した核種による外部被ばくと内部被ばくを考慮する。</p> <p>(1) 放射性雲中の核種からのγ線による外部被ばく</p> <p>放射性雲中の核種からのγ線による外部被ばくによる実効線量の評価に用いる式を以下に示す。</p> $H_{\gamma} = K \cdot E_{\gamma} / 0.5 \cdot D / Q \cdot Q_R \cdot 1000$ <p>H_{γ} : 放射性雲中の核種からのγ線による外部被ばく実効線量[mSv] K : 空気カーマから実効線量への換算係数[Sv/Gy] E_{γ} : γ線の実効エネルギー[MeV]</p>	<p>記載の適正化</p>

変更前	変更後	変更理由																		
<p>D/Q : 相対線量[Gy/Bq] Q_R : 放射性核種の大気放出量（各経路のDFを考慮した合計）[Bq]</p> <p>(2) 放射性雲中の核種からの内部被ばく 放射性雲中の核種からの吸入摂取による内部被ばくの実効線量の評価に用いる式を以下に示す。 $H_I = K_{in} \cdot R_1 \cdot \chi / Q \cdot Q_R$ H_I : 放射性雲中の核種からの吸入摂取による内部被ばくの実効線量[mSv] K_{in} : 内部被ばく線量換算係数[mSv/Bq] R_1 : 呼吸率[m³/s] χ / Q : 相対濃度[s/m³]</p> <p>(3) 地表沈着した核種からの外部被ばく 地表沈着した核種からの外部被ばくによる実効線量の評価に用いる式を以下に示す。1年間居住し続ける場合を考慮し、1年間の線量を評価する。核種の崩壊については保守的に考慮しない。 $G_{ex} = K_{ex} \cdot \chi / Q \cdot V \cdot f \cdot Q_R \cdot T \cdot 1000$ G_{ex} : 地表沈着した核種からの外部被ばくによる実効線量[mSv] K_{ex} : 外部被ばく線量換算係数[(Sv/s)/(Bq/m²)] V : 沈降速度[m/s] f : 残存割合[-] T : 被ばく時間[s]</p> <p>(4) 地表沈着した核種からの内部被ばく 地表沈着した核種から再浮遊した核種の吸入摂取による内部被ばくの実効線量の評価に用いる式を以下に示す。1年間居住し続ける場合を考慮し、1年間の線量を評価する。核種の崩壊については保守的に考慮しない。 $G_{in} = R_2 \cdot K_{in} \cdot \chi / Q \cdot V \cdot f \cdot F \cdot Q_R \cdot T$ G_{in} : 地表沈着した核種から再浮遊した核種の吸入摂取による内部被ばくの実効線量[mSv] R_2 : 呼吸率[m³/s] F : 再浮遊率[m⁻¹]</p> <p>(5) 相対濃度及び相対線量 相対濃度と相対線量については、<u>本事象では放射性核種は主排気筒より放出されないことから、地上放散を想定する。</u>また、作業期間は月オーダーを要すると想定するため、<u>通常時については年間5回の間欠放出、異常時については短時間放出とする。</u>表4に評価に用いた値を示す。</p> <p style="text-align: center;">表4 評価に用いる相対濃度、相対線量</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th></th> <th style="text-align: center;">通常時</th> <th style="text-align: center;">異常時</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>相対濃度</td> <td style="text-align: center;">1.7×10^{-6} s/m³</td> <td style="text-align: center;">2.0×10^{-5} s/m³</td> </tr> <tr> <td>相対線量</td> <td style="text-align: center;">1.5×10^{-20} Gy/Bq</td> <td style="text-align: center;">2.4×10^{-19} Gy/Bq</td> </tr> </tbody> </table>		通常時	異常時	相対濃度	1.7×10^{-6} s/m ³	2.0×10^{-5} s/m ³	相対線量	1.5×10^{-20} Gy/Bq	2.4×10^{-19} Gy/Bq	<p>D/Q : 相対線量[Gy/Bq] Q_R : 放射性核種の大気放出量（各経路のDFを考慮した合計）[Bq]</p> <p>(2) 放射性雲中の核種の吸入摂取による内部被ばく 放射性雲中の核種の吸入摂取による内部被ばくの実効線量の評価に用いる式を以下に示す。 $H_I = K_{in} \cdot R_1 \cdot \chi / Q \cdot Q_R$ H_I : 放射性雲中の核種の吸入摂取による内部被ばくの実効線量[mSv] K_{in} : 内部被ばく実効線量係数[mSv/Bq] R_1 : 呼吸率[m³/s] χ / Q : 相対濃度[s/m³]</p> <p>(3) 地表沈着した核種からのγ線による外部被ばく 地表沈着した核種からのγ線による外部被ばくの実効線量の評価に用いる式を以下に示す。1年間居住し続ける場合を考慮し、1年間の線量を評価する。核種の崩壊については保守的に考慮しない。 $G_{ex} = K_{ex} \cdot \chi / Q \cdot V \cdot f \cdot Q_R \cdot T \cdot 1000$ G_{ex} : 地表沈着した核種からのγ線による外部被ばくの実効線量[mSv] K_{ex} : 外部被ばく実効線量換算係数[(Sv/s)/(Bq/m²)] V : 沈降速度[m/s] f : 残存割合[-] T : 被ばく時間[s]</p> <p>(4) 地表沈着した核種の吸入摂取による内部被ばく 地表沈着した核種から再浮遊した核種の吸入摂取による内部被ばくの実効線量の評価に用いる式を以下に示す。1年間居住し続ける場合を考慮し、1年間の線量を評価する。核種の崩壊については保守的に考慮しない。 $G_{in} = R_2 \cdot K_{in} \cdot \chi / Q \cdot V \cdot f \cdot F \cdot Q_R \cdot T$ G_{in} : 地表沈着した核種から再浮遊した核種の吸入摂取による内部被ばくの実効線量[mSv] R_2 : 呼吸率[m³/s] F : 再浮遊率[m⁻¹]</p> <p>(5) 相対濃度及び相対線量 異常時の相対濃度と相対線量については、<u>「II 2.1 原子炉压力容器・格納容器注水設備添付資料5別紙1」に記載される表4の値を用いる。</u>また、<u>通常時の相対濃度と相対線量については、作業期間は月オーダーを要すると想定するため、年間5回の間欠放出として求めた表4の値を用いる。</u></p> <p style="text-align: center;">表4 評価に用いる相対濃度、相対線量</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th></th> <th style="text-align: center;">通常時</th> <th style="text-align: center;">異常時</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>相対濃度</td> <td style="text-align: center;">4.1×10^{-6} s/m³</td> <td style="text-align: center;">6.9×10^{-5} s/m³</td> </tr> <tr> <td>相対線量</td> <td style="text-align: center;">3.5×10^{-20} Gy/Bq</td> <td style="text-align: center;">6.6×10^{-19} Gy/Bq</td> </tr> </tbody> </table>		通常時	異常時	相対濃度	4.1×10^{-6} s/m ³	6.9×10^{-5} s/m ³	相対線量	3.5×10^{-20} Gy/Bq	6.6×10^{-19} Gy/Bq	<p>記載の適正化</p> <p>気象条件の変更に伴う相対濃度等の変更</p>
	通常時	異常時																		
相対濃度	1.7×10^{-6} s/m ³	2.0×10^{-5} s/m ³																		
相対線量	1.5×10^{-20} Gy/Bq	2.4×10^{-19} Gy/Bq																		
	通常時	異常時																		
相対濃度	4.1×10^{-6} s/m ³	6.9×10^{-5} s/m ³																		
相対線量	3.5×10^{-20} Gy/Bq	6.6×10^{-19} Gy/Bq																		

変更前	変更後	変更理由																																																
<p>6. 評価結果</p> <p>当該作業に伴う放射性核種の放出量及び敷地境界での実効線量について評価した結果は表 5, 6 のとおりであり、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い。</p> <p>表 5 アクセスルート構築作業に伴い放出される放射性核種の放射エネルギー及び敷地境界での実効線量評価結果（通常時）</p> <table border="1" data-bbox="329 426 1110 705"> <thead> <tr> <th></th> <th>通常時</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Cs-134 放出量</td> <td>約 1.6×10^7 Bq</td> </tr> <tr> <td>Cs-137 放出量</td> <td>約 1.9×10^8 Bq</td> </tr> <tr> <td>α 核種 (Am-241) 放出量</td> <td>約 1.9×10^6 Bq</td> </tr> <tr> <td>β 核種 (Sr-90) 放出量</td> <td>約 4.8×10^9 Bq</td> </tr> <tr> <td>敷地境界実効線量</td> <td>約 <u>8.0×10^{-4}</u> mSv</td> </tr> </tbody> </table> <p>表 6 アクセスルート構築作業に伴い放出される放射性核種の放射エネルギー及び敷地境界での実効線量評価結果（異常時）</p> <table border="1" data-bbox="329 840 1110 1161"> <thead> <tr> <th></th> <th>異常時 (②-1 CRD レール切断作業)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Cs-134 放出量</td> <td>約 2.1×10^8 Bq</td> </tr> <tr> <td>Cs-137 放出量</td> <td>約 2.7×10^9 Bq</td> </tr> <tr> <td>α 核種 (Am-241) 放出量</td> <td>約 2.7×10^7 Bq</td> </tr> <tr> <td>β 核種 (Sr-90) 放出量</td> <td>約 6.7×10^{10} Bq</td> </tr> <tr> <td>敷地境界実効線量</td> <td>約 <u>1.3×10^{-1}</u> mSv</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: right;">以上</p>		通常時	Cs-134 放出量	約 1.6×10^7 Bq	Cs-137 放出量	約 1.9×10^8 Bq	α 核種 (Am-241) 放出量	約 1.9×10^6 Bq	β 核種 (Sr-90) 放出量	約 4.8×10^9 Bq	敷地境界実効線量	約 <u>8.0×10^{-4}</u> mSv		異常時 (②-1 CRD レール切断作業)	Cs-134 放出量	約 2.1×10^8 Bq	Cs-137 放出量	約 2.7×10^9 Bq	α 核種 (Am-241) 放出量	約 2.7×10^7 Bq	β 核種 (Sr-90) 放出量	約 6.7×10^{10} Bq	敷地境界実効線量	約 <u>1.3×10^{-1}</u> mSv	<p>6. 評価結果</p> <p>当該作業に伴う放射性核種の放出量及び敷地境界での実効線量について評価した結果は表 5, 6 のとおりであり、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い。</p> <p>表 5 アクセスルート構築作業に伴い放出される放射性核種の放射エネルギー及び敷地境界での実効線量評価結果（通常時）</p> <table border="1" data-bbox="1635 426 2415 705"> <thead> <tr> <th></th> <th>通常時</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Cs-134 放出量</td> <td>約 1.6×10^7 Bq</td> </tr> <tr> <td>Cs-137 放出量</td> <td>約 1.9×10^8 Bq</td> </tr> <tr> <td>α 核種 (Am-241) 放出量</td> <td>約 1.9×10^6 Bq</td> </tr> <tr> <td>β 核種 (Sr-90) 放出量</td> <td>約 4.8×10^9 Bq</td> </tr> <tr> <td>敷地境界実効線量</td> <td>約 <u>1.9×10^{-3}</u> mSv</td> </tr> </tbody> </table> <p>表 6 アクセスルート構築作業に伴い放出される放射性核種の放射エネルギー及び敷地境界での実効線量評価結果（異常時）</p> <table border="1" data-bbox="1635 840 2415 1161"> <thead> <tr> <th></th> <th>異常時 (②-1 CRD レール切断作業)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Cs-134 放出量</td> <td>約 2.1×10^8 Bq</td> </tr> <tr> <td>Cs-137 放出量</td> <td>約 2.7×10^9 Bq</td> </tr> <tr> <td>α 核種 (Am-241) 放出量</td> <td>約 2.7×10^7 Bq</td> </tr> <tr> <td>β 核種 (Sr-90) 放出量</td> <td>約 6.7×10^{10} Bq</td> </tr> <tr> <td>敷地境界実効線量</td> <td>約 <u>4.5×10^{-1}</u> mSv</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: right;">以上</p>		通常時	Cs-134 放出量	約 1.6×10^7 Bq	Cs-137 放出量	約 1.9×10^8 Bq	α 核種 (Am-241) 放出量	約 1.9×10^6 Bq	β 核種 (Sr-90) 放出量	約 4.8×10^9 Bq	敷地境界実効線量	約 <u>1.9×10^{-3}</u> mSv		異常時 (②-1 CRD レール切断作業)	Cs-134 放出量	約 2.1×10^8 Bq	Cs-137 放出量	約 2.7×10^9 Bq	α 核種 (Am-241) 放出量	約 2.7×10^7 Bq	β 核種 (Sr-90) 放出量	約 6.7×10^{10} Bq	敷地境界実効線量	約 <u>4.5×10^{-1}</u> mSv	<p>気象条件の変更に伴う敷地境界実効線量の変更</p>
	通常時																																																	
Cs-134 放出量	約 1.6×10^7 Bq																																																	
Cs-137 放出量	約 1.9×10^8 Bq																																																	
α 核種 (Am-241) 放出量	約 1.9×10^6 Bq																																																	
β 核種 (Sr-90) 放出量	約 4.8×10^9 Bq																																																	
敷地境界実効線量	約 <u>8.0×10^{-4}</u> mSv																																																	
	異常時 (②-1 CRD レール切断作業)																																																	
Cs-134 放出量	約 2.1×10^8 Bq																																																	
Cs-137 放出量	約 2.7×10^9 Bq																																																	
α 核種 (Am-241) 放出量	約 2.7×10^7 Bq																																																	
β 核種 (Sr-90) 放出量	約 6.7×10^{10} Bq																																																	
敷地境界実効線量	約 <u>1.3×10^{-1}</u> mSv																																																	
	通常時																																																	
Cs-134 放出量	約 1.6×10^7 Bq																																																	
Cs-137 放出量	約 1.9×10^8 Bq																																																	
α 核種 (Am-241) 放出量	約 1.9×10^6 Bq																																																	
β 核種 (Sr-90) 放出量	約 4.8×10^9 Bq																																																	
敷地境界実効線量	約 <u>1.9×10^{-3}</u> mSv																																																	
	異常時 (②-1 CRD レール切断作業)																																																	
Cs-134 放出量	約 2.1×10^8 Bq																																																	
Cs-137 放出量	約 2.7×10^9 Bq																																																	
α 核種 (Am-241) 放出量	約 2.7×10^7 Bq																																																	
β 核種 (Sr-90) 放出量	約 6.7×10^{10} Bq																																																	
敷地境界実効線量	約 <u>4.5×10^{-1}</u> mSv																																																	

変更前	変更後	変更理由																																																																																																																		
<p style="text-align: center;">(別添-9) 別紙1</p> <p style="text-align: center;">2号機原子炉格納容器内部詳細調査 アクセスルート構築作業時の影響評価についての補足説明資料</p> <p>1. はじめに 本書は、別添-8「2号機原子炉格納容器内部詳細調査 アクセスルート構築作業時の影響評価について」(以下、本文)を補足するものである。</p> <p>(中略)</p> <p>4. 線量影響評価結果の内訳 各作業及びダスト浮遊要因毎の敷地境界での実効線量(通常時)の内訳を別表(1)-6に示す。また、最も放出量の大きな作業工程であるCRD レール切断作業(本文表1の②-1)時にバウンダリ施工箇所開放が生じた場合の敷地境界での実効線量(異常時)の内訳を別表(1)-7に示す。</p> <p style="text-align: center;">別表(1)-6 通常時の敷地境界での実効線量の内訳</p> <table border="1" data-bbox="118 919 1320 1659"> <thead> <tr> <th rowspan="2"></th> <th rowspan="2">合計 (mSv)</th> <th colspan="3">内訳 (mSv)</th> </tr> <tr> <th>洗浄または切断によるダスト浮遊</th> <th>切断片の落下によるダスト浮遊</th> <th>AWJ 影響範囲の表面剥離によるダスト浮遊</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="5">①X-6 ペネ内</td> </tr> <tr> <td>①-1 X-6 ペネ堆積物</td> <td>7.3×10^{-5}</td> <td>1.2×10^{-5}</td> <td>6.1×10^{-5}</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>①-2 ケーブル</td> <td rowspan="2">2.4×10^{-4}</td> <td>—</td> <td>1.2×10^{-5}</td> <td rowspan="2">2.3×10^{-4}</td> </tr> <tr> <td>①-3 レールガイド</td> <td>—</td> <td>5.1×10^{-7}</td> </tr> <tr> <td colspan="5">②PCV 内</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">②-1 CRD レール切断作業</td> <td rowspan="3">4.2×10^{-4}</td> <td>②-1-1 CRD レール</td> <td>1.6×10^{-5}</td> <td>2.7×10^{-6}</td> </tr> <tr> <td>②-1-2 ガイドピン</td> <td>3.9×10^{-7}</td> <td>1.4×10^{-7}</td> </tr> <tr> <td>②-1-3 CRD レール上グレーチング</td> <td>1.3×10^{-5}</td> <td>2.3×10^{-6}</td> </tr> <tr> <td>②-2 CRD レール吊り治具</td> <td>4.4×10^{-5}</td> <td>1.4×10^{-6}</td> <td>5.1×10^{-6}</td> <td>3.8×10^{-5}</td> </tr> <tr> <td>②-3 電線管</td> <td>1.6×10^{-5}</td> <td>1.2×10^{-6}</td> <td>1.8×10^{-6}</td> <td>1.3×10^{-5}</td> </tr> <tr> <td>合計</td> <td>8.0×10^{-4}</td> <td>4.4×10^{-5}</td> <td>8.5×10^{-5}</td> <td>6.7×10^{-4}</td> </tr> </tbody> </table>		合計 (mSv)	内訳 (mSv)			洗浄または切断によるダスト浮遊	切断片の落下によるダスト浮遊	AWJ 影響範囲の表面剥離によるダスト浮遊	①X-6 ペネ内					①-1 X-6 ペネ堆積物	7.3×10^{-5}	1.2×10^{-5}	6.1×10^{-5}	—	①-2 ケーブル	2.4×10^{-4}	—	1.2×10^{-5}	2.3×10^{-4}	①-3 レールガイド	—	5.1×10^{-7}	②PCV 内					②-1 CRD レール切断作業	4.2×10^{-4}	②-1-1 CRD レール	1.6×10^{-5}	2.7×10^{-6}	②-1-2 ガイドピン	3.9×10^{-7}	1.4×10^{-7}	②-1-3 CRD レール上グレーチング	1.3×10^{-5}	2.3×10^{-6}	②-2 CRD レール吊り治具	4.4×10^{-5}	1.4×10^{-6}	5.1×10^{-6}	3.8×10^{-5}	②-3 電線管	1.6×10^{-5}	1.2×10^{-6}	1.8×10^{-6}	1.3×10^{-5}	合計	8.0×10^{-4}	4.4×10^{-5}	8.5×10^{-5}	6.7×10^{-4}	<p style="text-align: center;">(別添-9) 別紙1</p> <p style="text-align: center;">2号機原子炉格納容器内部詳細調査 アクセスルート構築作業時の影響評価についての補足説明資料</p> <p>1. はじめに 本書は、別添-9「2号機原子炉格納容器内部詳細調査 アクセスルート構築作業時の影響評価について」(以下、本文)を補足するものである。</p> <p>(中略)</p> <p>4. 線量影響評価結果の内訳 各作業及びダスト浮遊要因毎の敷地境界での実効線量(通常時)の内訳を別表(1)-6に示す。また、最も放出量の大きな作業工程であるCRD レール切断作業(本文表1の②-1)時にバウンダリ施工箇所開放が生じた場合の敷地境界での実効線量(異常時)の内訳を別表(1)-7に示す。</p> <p style="text-align: center;">別表(1)-6 通常時の敷地境界での実効線量の内訳</p> <table border="1" data-bbox="1418 919 2620 1659"> <thead> <tr> <th rowspan="2"></th> <th rowspan="2">合計 (mSv)</th> <th colspan="3">内訳 (mSv)</th> </tr> <tr> <th>洗浄または切断によるダスト浮遊</th> <th>切断片の落下によるダスト浮遊</th> <th>AWJ 影響範囲の表面剥離によるダスト浮遊</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="5">①X-6 ペネ内</td> </tr> <tr> <td>①-1 X-6 ペネ堆積物</td> <td>1.8×10^{-4}</td> <td>2.9×10^{-5}</td> <td>1.5×10^{-4}</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>①-2 ケーブル</td> <td rowspan="2">5.9×10^{-4}</td> <td>—</td> <td>2.8×10^{-5}</td> <td rowspan="2">5.6×10^{-4}</td> </tr> <tr> <td>①-3 レールガイド</td> <td>—</td> <td>1.2×10^{-6}</td> </tr> <tr> <td colspan="5">②PCV 内</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">②-1 CRD レール切断作業</td> <td rowspan="3">1.0×10^{-3}</td> <td>②-1-1 CRD レール</td> <td>3.9×10^{-5}</td> <td>6.6×10^{-6}</td> </tr> <tr> <td>②-1-2 ガイドピン</td> <td>9.5×10^{-7}</td> <td>3.3×10^{-7}</td> </tr> <tr> <td>②-1-3 CRD レール上グレーチング</td> <td>3.2×10^{-5}</td> <td>5.6×10^{-6}</td> </tr> <tr> <td>②-2 CRD レール吊り治具</td> <td>1.1×10^{-4}</td> <td>3.5×10^{-6}</td> <td>1.2×10^{-5}</td> <td>9.1×10^{-5}</td> </tr> <tr> <td>②-3 電線管</td> <td>3.9×10^{-5}</td> <td>2.9×10^{-6}</td> <td>4.4×10^{-6}</td> <td>3.2×10^{-5}</td> </tr> <tr> <td>合計</td> <td>1.9×10^{-3}</td> <td>1.1×10^{-4}</td> <td>2.0×10^{-4}</td> <td>1.6×10^{-3}</td> </tr> </tbody> </table>		合計 (mSv)	内訳 (mSv)			洗浄または切断によるダスト浮遊	切断片の落下によるダスト浮遊	AWJ 影響範囲の表面剥離によるダスト浮遊	①X-6 ペネ内					①-1 X-6 ペネ堆積物	1.8×10^{-4}	2.9×10^{-5}	1.5×10^{-4}	—	①-2 ケーブル	5.9×10^{-4}	—	2.8×10^{-5}	5.6×10^{-4}	①-3 レールガイド	—	1.2×10^{-6}	②PCV 内					②-1 CRD レール切断作業	1.0×10^{-3}	②-1-1 CRD レール	3.9×10^{-5}	6.6×10^{-6}	②-1-2 ガイドピン	9.5×10^{-7}	3.3×10^{-7}	②-1-3 CRD レール上グレーチング	3.2×10^{-5}	5.6×10^{-6}	②-2 CRD レール吊り治具	1.1×10^{-4}	3.5×10^{-6}	1.2×10^{-5}	9.1×10^{-5}	②-3 電線管	3.9×10^{-5}	2.9×10^{-6}	4.4×10^{-6}	3.2×10^{-5}	合計	1.9×10^{-3}	1.1×10^{-4}	2.0×10^{-4}	1.6×10^{-3}	<p>記載の適正化</p> <p>気象条件の変更に伴う実効線量の変更</p>
			合計 (mSv)	内訳 (mSv)																																																																																																																
	洗浄または切断によるダスト浮遊	切断片の落下によるダスト浮遊		AWJ 影響範囲の表面剥離によるダスト浮遊																																																																																																																
①X-6 ペネ内																																																																																																																				
①-1 X-6 ペネ堆積物	7.3×10^{-5}	1.2×10^{-5}	6.1×10^{-5}	—																																																																																																																
①-2 ケーブル	2.4×10^{-4}	—	1.2×10^{-5}	2.3×10^{-4}																																																																																																																
①-3 レールガイド		—	5.1×10^{-7}																																																																																																																	
②PCV 内																																																																																																																				
②-1 CRD レール切断作業	4.2×10^{-4}	②-1-1 CRD レール	1.6×10^{-5}	2.7×10^{-6}																																																																																																																
		②-1-2 ガイドピン	3.9×10^{-7}	1.4×10^{-7}																																																																																																																
		②-1-3 CRD レール上グレーチング	1.3×10^{-5}	2.3×10^{-6}																																																																																																																
②-2 CRD レール吊り治具	4.4×10^{-5}	1.4×10^{-6}	5.1×10^{-6}	3.8×10^{-5}																																																																																																																
②-3 電線管	1.6×10^{-5}	1.2×10^{-6}	1.8×10^{-6}	1.3×10^{-5}																																																																																																																
合計	8.0×10^{-4}	4.4×10^{-5}	8.5×10^{-5}	6.7×10^{-4}																																																																																																																
	合計 (mSv)	内訳 (mSv)																																																																																																																		
		洗浄または切断によるダスト浮遊	切断片の落下によるダスト浮遊	AWJ 影響範囲の表面剥離によるダスト浮遊																																																																																																																
①X-6 ペネ内																																																																																																																				
①-1 X-6 ペネ堆積物	1.8×10^{-4}	2.9×10^{-5}	1.5×10^{-4}	—																																																																																																																
①-2 ケーブル	5.9×10^{-4}	—	2.8×10^{-5}	5.6×10^{-4}																																																																																																																
①-3 レールガイド		—	1.2×10^{-6}																																																																																																																	
②PCV 内																																																																																																																				
②-1 CRD レール切断作業	1.0×10^{-3}	②-1-1 CRD レール	3.9×10^{-5}	6.6×10^{-6}																																																																																																																
		②-1-2 ガイドピン	9.5×10^{-7}	3.3×10^{-7}																																																																																																																
		②-1-3 CRD レール上グレーチング	3.2×10^{-5}	5.6×10^{-6}																																																																																																																
②-2 CRD レール吊り治具	1.1×10^{-4}	3.5×10^{-6}	1.2×10^{-5}	9.1×10^{-5}																																																																																																																
②-3 電線管	3.9×10^{-5}	2.9×10^{-6}	4.4×10^{-6}	3.2×10^{-5}																																																																																																																
合計	1.9×10^{-3}	1.1×10^{-4}	2.0×10^{-4}	1.6×10^{-3}																																																																																																																

変更前					変更後					変更理由	
別表(1)-7 異常時の敷地境界での実効線量の内訳 (PCV バウンダリ施工箇所開放)					別表(1)-7 異常時の敷地境界での実効線量の内訳 (PCV バウンダリ施工箇所開放)					気象条件の変更に伴う実効線量の変更	
		合計 (mSv)	内訳 (mSv)					合計 (mSv)	内訳 (mSv)		
			洗浄または切断によるダスト浮遊	切断片の落下によるダスト浮遊	AWJ 影響範囲の表面剥離によるダスト浮遊				洗浄または切断によるダスト浮遊	切断片の落下によるダスト浮遊	AWJ 影響範囲の表面剥離によるダスト浮遊
②-1 CRD レール 切断作業	②-1-1 CRD レール	<u>1.3×10^{-1}</u>	<u>4.9×10^{-3}</u>	<u>8.3×10^{-4}</u>	<u>1.2×10^{-1}</u>	②-1 CRD レール 切断作業	②-1-1 CRD レール	<u>4.5×10^{-1}</u>	<u>1.7×10^{-2}</u>	<u>2.9×10^{-3}</u>	<u>4.1×10^{-1}</u>
	②-1-2 ガイドピン		<u>1.2×10^{-4}</u>	<u>4.2×10^{-5}</u>			②-1-2 ガイドピン		<u>4.2×10^{-4}</u>	<u>1.5×10^{-4}</u>	
	②-1-3 CRD レール上 グレーチング		<u>4.1×10^{-3}</u>	<u>7.1×10^{-4}</u>			②-1-3 CRD レール上 グレーチング		<u>1.4×10^{-2}</u>	<u>2.4×10^{-3}</u>	
	合計	<u>1.3×10^{-1}</u>	<u>9.1×10^{-3}</u>	<u>1.6×10^{-3}</u>	<u>1.2×10^{-1}</u>		合計	<u>4.5×10^{-1}</u>	<u>3.1×10^{-2}</u>	<u>5.5×10^{-3}</u>	<u>4.1×10^{-1}</u>
以上					以上						

変更前	変更後	変更理由
<p style="text-align: center;">別冊 2 8</p> <p style="text-align: center;">2号機 使用済燃料プールからの燃料取り出し設備に係る補足説明 (中略)</p> <p style="text-align: center;">V 2号機燃料取扱設備破損時の被ばく評価についての計算書 (中略)</p> <p>2. 燃料取扱設備クレーンの使用済燃料プールへの落下 (シナリオ①, ②) (中略)</p> <p>2.2 使用済燃料プール内の燃料破損による核分裂生成物の放出 (シナリオ②) 2.2.1 核分裂生成物の放出量 (1) 評価方法 設置許可申請書添付書類十の「3.4.3 燃料集合体の落下」と同様の方法で評価する。 (中略)</p> <p>(2) 評価条件 核分裂生成物の移行と放出量の評価は、次の仮定に基づいて行う。 a. 燃料ギャップ内の核分裂生成物の量は、原子炉熱出力 2483MW (定格出力の約 105%) で 2000 日運転を行った 9×9 燃料集合体について行う。 b. 燃料集合体の冷却期間は 365 日とする。 c. 破損した燃料棒のギャップ内核分裂生成物の全量が水中に放出されるものとする。破損した燃料棒のギャップ内核分裂生成物の存在量については、半減期の長い核種の放出が支配的であることを考えて、破損した燃料棒内の全蓄積量に対して希ガス (Kr-85) 及びイオウ (I-129) それぞれ 30% とする。 d. 放出された希ガスは、全量が水中から原子炉建屋および燃料取り出し用構台の大気中へ移行するものとする。 e. 放出されたイオウは、全量が水中から原子炉建屋および燃料取り出し用構台の大気中へ移行するものとするが、同時に水位低下が起こることを想定するため保守的に水による除去は無いものとする。 (中略)</p>	<p style="text-align: center;">別冊 2 8</p> <p style="text-align: center;">2号機 使用済燃料プールからの燃料取り出し設備に係る補足説明 (中略)</p> <p style="text-align: center;">V 2号機燃料取扱設備破損時の被ばく評価についての計算書 (中略)</p> <p>2. 燃料取扱設備クレーンの使用済燃料プールへの落下 (シナリオ①, ②) (中略)</p> <p>2.2 使用済燃料プール内の燃料破損による核分裂生成物の放出 (シナリオ②) 2.2.1 核分裂生成物の放出量 (1) 評価方法 福島第一原子力発電所原子炉設置許可申請書添付書類十の「3.4.3 燃料集合体の落下」と同様の方法で評価する。 (中略)</p> <p>(2) 評価条件 核分裂生成物の移行と放出量の評価は、次の仮定に基づいて行う。 a. 燃料ギャップ内の核分裂生成物の量は、原子炉熱出力 2483MW (定格出力の約 105%) で 2000 日運転を行った 9×9 燃料集合体について行う。 b. 燃料集合体の冷却期間は 365 日とする。 c. 破損した燃料棒のギャップ内核分裂生成物の全量が水中に放出されるものとする。破損した燃料棒のギャップ内核分裂生成物の存在量については、半減期の長い核種の放出が支配的であることを考えて、破損した燃料棒内の全蓄積量に対して希ガス (Kr-85) 及びイオウ (I-129) それぞれ 30% とする。 d. 放出された希ガスは、全量が水中から原子炉建屋及び燃料取り出し用構台の大気中へ移行するものとする。 e. 放出されたイオウは、全量が水中から原子炉建屋及び燃料取り出し用構台の大気中へ移行するものとするが、同時に水位低下が起こることを想定するため保守的に水による除去は無いものとする。 (中略)</p>	<p>記載の適正化</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>2.2.2 線量当量の評価</p> <p>(1) 評価の前提</p> <p>大気中へ放出される核分裂生成物は、地上放出されるものとし、これによる実効線量の計算は、次の仮定に基づいて行う。</p> <p>a. 敷地境界外の地表空气中濃度は、<u>設置許可申請書添付書類六の「5.5 安全解析に使用する気象条件」に記述される</u>相対濃度に核分裂生成物の全放出量に乗じて求める。<u>なお、相対濃度 (χ/Q) は保守的な評価となる設置許可申請書記載の2号機の主蒸気管破断 (地上放出) の値 $2.0 \times 10^{-5} \text{s/m}^3$ を適用する。</u></p> <p>b. 敷地境界外の希ガスによるγ線空気吸収線量は、<u>設置許可申請書添付書類六の「5.5 安全解析に使用する気象条件」に記述される</u>相対線量に希ガスの全放出量に乗じて求める。<u>なお、相対線量 (D/Q) は保守的な評価となる設置許可申請書記載の2号機の主蒸気管破断 (地上放出) の値 $2.4 \times 10^{-19} \text{Gy/Bq}$ を適用する。</u></p> <p>(2) 評価方法</p> <p><u>設置許可申請書添付書類十の「3.4.3 燃料集合体の落下」ならびに「4.1.1 原子炉冷却材喪失」と同様の</u>方法で評価する。</p> <p>敷地境界外における実効線量は、次に述べる内部被ばくによる実効線量及び外部被ばくによる実効線量の和として計算する。</p> <p>よう素の<u>内部被ばくによる</u>実効線量H_I (Sv) は、(1)式で計算する。</p> $H_I = R \cdot H_\infty \cdot \chi/Q \cdot Q_I \cdots \cdots (1)$ <p>ここで、</p> <p>R : 呼吸率 (m^3/s) 「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」の活動中の呼吸率を秒当たりに換算して用いる。 (小児 : $0.31 \text{m}^3/\text{h}$, 成人 : $1.2 \text{m}^3/\text{h}$)</p> <p>H_∞ : よう素 (I-131) を 1Bq 吸入した場合の実効線量 (小児 : $1.6 \times 10^{-7} \text{Sv/Bq}$, 成人 : $2.0 \times 10^{-8} \text{Sv/Bq}$)</p> <p>$\chi/Q$: 相対濃度 (s/m^3)</p> <p>Q_I : よう素の大気放出量 (Bq) (I-131 等価量)</p> <p>希ガスのγ線外部被ばくによる実効線量H_γ (Sv) は、(2)式で計算する。</p> $H_\gamma = K \cdot D/Q \cdot Q_\gamma \cdots \cdots (2)$ <p>ここで、</p> <p>K : 空気吸収線量から実効線量への換算係数 (1Sv/Gy)</p> <p>D/Q : 相対線量 (Gy/Bq)</p> <p>Q_γ : 希ガスの大気放出量 (Bq) (γ線実効エネルギー0.5MeV換算値)</p> <p>また、希ガスのβ線外部被ばくによる実効線量H_β (Sv) は、(3)式で計算する。</p> $H_\beta = 6.2 \times 10^{-14} \cdot \chi/Q \cdot Q_\beta \cdot E_\beta \cdot W_{TS} \cdots \cdots (3)$ <p>ここで、</p>	<p>2.2.2 線量の評価</p> <p>(1) 評価の前提</p> <p>大気中へ放出される核分裂生成物は、地上放出されるものとし、これによる実効線量の計算は、次の仮定に基づいて行う。</p> <p>a. 敷地境界外の地表空气中濃度は、<u>「II 2.1 原子炉压力容器・格納容器注水設備添付資料-5別紙1」に記載の</u>相対濃度 ($\chi/Q : 6.9 \times 10^{-5} \text{s/m}^3$) に核分裂生成物の全放出量に乗じて求める。</p> <p>b. 敷地境界外の希ガスからのγ線による空気吸収線量は、<u>「II 2.1 原子炉压力容器・格納容器注水設備添付資料-5別紙1」に記載の</u>相対線量 ($D/Q : 6.6 \times 10^{-19} \text{Gy/Bq}$) に希ガスの全放出量に乗じて求める。</p> <p>(2) 評価方法</p> <p><u>福島第一原子力発電所原子炉設置許可申請書添付書類十の「3.4.3 燃料集合体の落下」並びに「4.1.1 原子炉冷却材喪失」と同様の</u>方法で評価する。</p> <p>敷地境界外における実効線量は、次に述べる内部被ばくによる実効線量及び外部被ばくによる実効線量の和として計算する。</p> <p>よう素の<u>吸入摂取による内部被ばく</u>実効線量H_I (Sv) は、(1)式で計算する。</p> $H_I = R \cdot H_\infty \cdot \chi/Q \cdot Q_I \cdots \cdots (1)$ <p>ここで、</p> <p>R : 呼吸率 (m^3/s) 「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」の活動中の呼吸率を秒当たりに換算して用いる。(小児 : $0.31 \text{m}^3/\text{h}$, 成人 : $1.2 \text{m}^3/\text{h}$)</p> <p>H_∞ : よう素 (I-131) を 1Bq 吸入した場合の実効線量 (小児 : $1.6 \times 10^{-7} \text{Sv/Bq}$, 成人 : $2.0 \times 10^{-8} \text{Sv/Bq}$)</p> <p>$\chi/Q$: 相対濃度 (s/m^3)</p> <p>Q_I : よう素の大気放出量 (Bq) (I-131 等価量)</p> <p>希ガスからのγ線による外部被ばく実効線量H_γ (Sv) は、(2)式で計算する。</p> $H_\gamma = K \cdot D/Q \cdot Q_\gamma \cdots \cdots (2)$ <p>ここで、</p> <p>K : 空気吸収線量から実効線量への換算係数 (1Sv/Gy)</p> <p>D/Q : 相対線量 (Gy/Bq)</p> <p>Q_γ : 希ガスの大気放出量 (Bq) (γ線実効エネルギー0.5MeV換算値)</p> <p>また、希ガスからのβ線による外部被ばく実効線量H_β (Sv) は、(3)式で計算する。</p> $H_\beta = 6.2 \times 10^{-14} \cdot \chi/Q \cdot Q_\beta \cdot E_\beta \cdot W_{TS} \cdots \cdots (3)$ <p>ここで、</p>	<p>記載の適正化</p> <p>気象条件の変更に伴う相対濃度等の変更</p> <p>記載の適正化</p>

変更前	変更後	変更理由								
<p>χ/Q : 相対濃度 (s/m³) Q_{β} : 希ガスの大気放出量 (Bq) E_{β} : β線実効エネルギー「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」を用いる。(0.251MeV Kr-85 実効エネルギー) W_{TS} : 皮膚の組織荷重係数は ICRP Pub1.60 の値を用いる。(0.01)</p> <p>(3) 評価結果 上記の評価前提及び方法に基づき敷地境界外の実効線量を評価した結果は表5の通りである。</p> <p>表5 クレーンの使用済燃料プールへの落下時の実効線量</p> <table border="1" data-bbox="418 604 1026 701"> <tr> <td>実効線量 (小児)</td> <td>実効線量 (成人)</td> </tr> <tr> <td>約 1.1×10^{-1} mSv</td> <td>約 1.3×10^{-1} mSv</td> </tr> </table> <p>2.3 燃料取扱設備クレーンの使用済燃料プールへの落下シナリオにおける公衆への被ばく影響については、<u>2.1 と 2.2 に示す評価結果を合算し約 1.4×10^{-1} mSv となる。</u></p> <p>3. 構内用輸送容器の落下による核分裂生成物の放出 (シナリオ③) <u>3.1 構内用輸送容器が地上に落下することで燃料が破損し、核分裂生成物が放出されたと仮定する。</u></p> <p><u>3.1.1 核分裂生成物の放出量</u> (1) 評価方法 <u>設置許可申請書添付書類十</u>の「3.4.3 燃料集合体の落下」と同様の方法で評価する。</p> <p>(中略)</p> <p><u>3.1.2 線量当量</u>の評価 (1) 評価の前提 大気中へ放出される核分裂生成物は、地上放出されるものとし、これによる実効線量の計算は、次の仮定に基づいて行う。</p> <p>a. 敷地境界外の地表空気中濃度は、<u>設置許可申請書添付書類六の「5.5 安全解析に使用する気象条件」に記述される相対濃度に核分裂生成物の全放出量を乗じて求める。なお、相対濃度 (χ/Q) は設置許可申請書記載の2号機の主蒸気管破断 (地上放出) の値 2.0×10^{-5} s/m³ を適用する。</u></p> <p>b. 敷地境界外の希ガスによるγ線空気吸収線量は、<u>設置許可申請書添付書類六の「5.5 安全解析に使用する気象条件」に記述される相対線量に希ガスの全放出量を乗じて求める。なお、相対線量 (D/Q) は設置許可申請書記載の2号機の主蒸気管破断 (地上放出) の値 2.4×10^{-19} Gy/Bq を適用する。</u></p>	実効線量 (小児)	実効線量 (成人)	約 1.1×10^{-1} mSv	約 1.3×10^{-1} mSv	<p>χ/Q : 相対濃度 (s/m³) Q_{β} : 希ガスの大気放出量 (Bq) E_{β} : β線実効エネルギー「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」を用いる。(0.251MeV Kr-85 実効エネルギー) W_{TS} : 皮膚の組織荷重係数は ICRP Pub1.60 の値を用いる。(0.01)</p> <p>(3) 評価結果 上記の評価前提及び方法に基づき敷地境界外の実効線量を評価した結果は表5の通りである。</p> <p>表5 クレーンの使用済燃料プールへの落下時の実効線量</p> <table border="1" data-bbox="1715 604 2323 701"> <tr> <td>実効線量 (小児)</td> <td>実効線量 (成人)</td> </tr> <tr> <td>約 3.5×10^{-1} mSv</td> <td>約 4.0×10^{-1} mSv</td> </tr> </table> <p>2.3 燃料取扱設備クレーンの使用済燃料プールへの落下シナリオにおける公衆への被ばく影響 <u>公衆への被ばく影響については、2.1 と 2.2 に示す評価結果を合算し、約 4.1×10^{-1} mSv となる。</u></p> <p>3. 構内用輸送容器の落下による核分裂生成物の放出 (シナリオ③) 構内用輸送容器が地上に落下することで燃料が破損し、核分裂生成物が放出されたと仮定する。</p> <p><u>3.1 核分裂生成物の放出量</u> (1) 評価方法 <u>福島第一原子力発電所原子炉設置許可申請書添付書類十</u>の「3.4.3 燃料集合体の落下」と同様の方法で評価する。</p> <p>(中略)</p> <p><u>3.2 線量</u>の評価 (1) 評価の前提 大気中へ放出される核分裂生成物は、地上放出されるものとし、これによる実効線量の計算は、次の仮定に基づいて行う。</p> <p>a. 敷地境界外の地表空気中濃度は、<u>「II 2.1 原子炉压力容器・格納容器注水設備 添付資料-5 別紙1」に記載の相対濃度 ($\chi/Q : 6.9 \times 10^{-5}$ s/m³) に核分裂生成物の全放出量を乗じて求める。</u></p> <p>b. 敷地境界外の希ガスからのγ線による空気吸収線量は、<u>「II 2.1 原子炉压力容器・格納容器注水設備 添付資料-5 別紙1」に記載の相対線量 ($D/Q : 6.6 \times 10^{-19}$ Gy/Bq) に希ガスの全放出量を乗じて求める。</u></p>	実効線量 (小児)	実効線量 (成人)	約 3.5×10^{-1} mSv	約 4.0×10^{-1} mSv	<p>気象条件の変更に伴う実効線量の変更 記載の適正化 気象条件の変更に伴う評価結果の変更 記載の適正化 気象条件の変更に伴う相対濃度等の変更</p>
実効線量 (小児)	実効線量 (成人)									
約 1.1×10^{-1} mSv	約 1.3×10^{-1} mSv									
実効線量 (小児)	実効線量 (成人)									
約 3.5×10^{-1} mSv	約 4.0×10^{-1} mSv									

変更前	変更後	変更理由								
<p>(2) 評価方法</p> <p><u>設置許可申請書添付書類十</u>の「3.4.3 燃料集合体の落下」<u>ならびに</u>「4.1.1 原子炉冷却材喪失」と同様の方法で評価する。</p> <p>敷地境界外における実効線量は、次に述べる内部被ばくによる実効線量及び外部被ばくによる実効線量の和として計算する。</p> <p>よう素の<u>内部被ばくによる</u>実効線量H_I (Sv) は、(1)式で計算する。</p> $H_I = R \cdot H_\infty \cdot \chi / Q \cdot Q_I \dots \dots \dots (1)$ <p>ここで、</p> <p>R : 呼吸率 (m³/s) 「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」の活動中の呼吸率を秒当りに換算して用いる。 (小児 : 0.31m³/h, 成人 : 1.2m³/h)</p> <p>H_∞ : よう素 (I-131) を 1Bq 吸入した場合の実効線量 (小児 : 1.6×10⁻⁷Sv/Bq, 成人 : 2.0×10⁻⁸Sv/Bq)</p> <p>χ / Q : 相対濃度 (s/m³)</p> <p>Q_I : よう素の大気放出量 (Bq) (I-131 等価量)</p> <p>希ガスの<u>γ線外部被ばくによる</u>実効線量H_γ (Sv) は、(2)式で計算する。</p> $H_\gamma = K \cdot D / Q \cdot Q_\gamma \dots \dots \dots (2)$ <p>ここで、</p> <p>K : 空気吸収線量から実効線量への換算係数 (1Sv/Gy)</p> <p>D / Q : 相対線量 (Gy/Bq)</p> <p>Q_γ : 希ガスの大気放出量 (Bq) (γ線実効エネルギー0.5MeV 換算値)</p> <p>また、希ガスの<u>β線外部被ばくによる</u>実効線量H_β (Sv) は、(3)式で計算する。</p> $H_\beta = 6.2 \times 10^{-14} \cdot \chi / Q \cdot Q_\beta \cdot E_\beta \cdot W_{TS} \dots \dots \dots (3)$ <p>ここで、</p> <p>χ / Q : 相対濃度 (s/m³)</p> <p>Q_β : 希ガスの大気放出量 (Bq)</p> <p>E_β : β線実効エネルギー「被ばく計算に用いる放射線エネルギー一等について」を用いる。(0.251MeV Kr-85 実効エネルギー)</p> <p>W_{TS} : 皮膚の組織荷重係数は ICRP Publ. 60 の値を用いる。 (0.01)</p> <p>(3) 評価結果</p> <p>上記の評価前提及び方法に基づき敷地境界外の実効線量を評価した結果は表 7 の通りである。</p> <p style="text-align: center;">表 7 構内用輸送容器の落下時の実効線量</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <tr> <td>実効線量 (小児)</td> <td>実効線量 (成人)</td> </tr> <tr> <td>約 <u>1.7×10⁻³</u>mSv</td> <td>約 <u>1.9×10⁻³</u>mSv</td> </tr> </table>	実効線量 (小児)	実効線量 (成人)	約 <u>1.7×10⁻³</u> mSv	約 <u>1.9×10⁻³</u> mSv	<p>(2) 評価方法</p> <p><u>福島第一原子力発電所原子炉設置許可申請書添付書類十</u>の「3.4.3 燃料集合体の落下」<u>並びに</u>「4.1.1 原子炉冷却材喪失」と同様の方法で評価する。</p> <p>敷地境界外における実効線量は、次に述べる内部被ばくによる実効線量及び外部被ばくによる実効線量の和として計算する。</p> <p>よう素の<u>吸入摂取による内部被ばく</u>実効線量H_I (Sv) は、(1)式で計算する。</p> $H_I = R \cdot H_\infty \cdot \chi / Q \cdot Q_I \dots \dots \dots (1)$ <p>ここで、</p> <p>R : 呼吸率 (m³/s) 「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」の活動中の呼吸率を秒当りに換算して用いる。(小児 : 0.31m³/h, 成人 : 1.2m³/h)</p> <p>H_∞ : よう素 (I-131) を 1Bq 吸入した場合の実効線量 (小児 : 1.6×10⁻⁷Sv/Bq, 成人 : 2.0×10⁻⁸Sv/Bq)</p> <p>χ / Q : 相対濃度 (s/m³)</p> <p>Q_I : よう素の大気放出量 (Bq) (I-131 等価量)</p> <p>希ガス<u>からのγ線による外部被ばく</u>実効線量H_γ (Sv) は、(2)式で計算する。</p> $H_\gamma = K \cdot D / Q \cdot Q_\gamma \dots \dots \dots (2)$ <p>ここで、</p> <p>K : 空気吸収線量から実効線量への換算係数 (1Sv/Gy)</p> <p>D / Q : 相対線量 (Gy/Bq)</p> <p>Q_γ : 希ガスの大気放出量 (Bq) (γ線実効エネルギー0.5MeV 換算値)</p> <p>また、希ガス<u>からのβ線による外部被ばく</u>実効線量H_β (Sv) は、(3)式で計算する。</p> $H_\beta = 6.2 \times 10^{-14} \cdot \chi / Q \cdot Q_\beta \cdot E_\beta \cdot W_{TS} \dots \dots \dots (3)$ <p>ここで、</p> <p>χ / Q : 相対濃度 (s/m³)</p> <p>Q_β : 希ガスの大気放出量 (Bq)</p> <p>E_β : β線実効エネルギー「被ばく計算に用いる放射線エネルギー一等について」を用いる。(0.251MeV Kr-85 実効エネルギー)</p> <p>W_{TS} : 皮膚の組織荷重係数は ICRP Publ. 60 の値を用いる。 (0.01)</p> <p>(3) 評価結果</p> <p>上記の評価前提及び方法に基づき敷地境界外の実効線量を評価した結果は表 7 の通りである。</p> <p style="text-align: center;">表 7 構内用輸送容器の落下時の実効線量</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <tr> <td>実効線量 (小児)</td> <td>実効線量 (成人)</td> </tr> <tr> <td>約 <u>5.5×10⁻³</u>mSv</td> <td>約 <u>6.2×10⁻³</u>mSv</td> </tr> </table>	実効線量 (小児)	実効線量 (成人)	約 <u>5.5×10⁻³</u> mSv	約 <u>6.2×10⁻³</u> mSv	<p>記載の適正化</p> <p>気象条件の変更に伴う実効線量の変更</p>
実効線量 (小児)	実効線量 (成人)									
約 <u>1.7×10⁻³</u> mSv	約 <u>1.9×10⁻³</u> mSv									
実効線量 (小児)	実効線量 (成人)									
約 <u>5.5×10⁻³</u> mSv	約 <u>6.2×10⁻³</u> mSv									

福島第一原子力発電所 特定原子力施設に係る実施計画変更比較表 (別冊 2 8 2号機 使用済燃料プールからの燃料取り出し設備に係る補足説明)

変更前	変更後	変更理由								
<p>4. 2号機燃料取扱設備の耐震クラスについて</p> <p>2. 燃料取扱設備クレーンの使用済燃料プールへの落下、<u>ならびに</u>3. 構内用輸送容器の落下の被ばく評価に示すとおり、地震の影響により燃料取扱設備が破損したと想定した場合の公衆への被ばく影響は5mSv未満である。</p> <p>以上より、2号機燃料取扱設備の耐震クラスはBクラスと考えられるが、運転できないことによるリスク低減活動への影響を考慮し、耐震クラスはB+クラスと考える。</p> <p>(中略)</p> <p>別添2 「2号機燃料取扱設備破損時の被ばく評価についての計算書」における燃料破損時の被ばく評価に対する補足説明</p> <p>(中略)</p>	<p>4. 2号機燃料取扱設備の耐震クラスについて</p> <p>2. 燃料取扱設備クレーンの使用済燃料プールへの落下、<u>並びに</u>3. 構内用輸送容器の落下の被ばく評価に示すとおり、地震の影響により燃料取扱設備が破損したと想定した場合の公衆への被ばく影響は5mSv未満である。</p> <p>以上より、2号機燃料取扱設備の耐震クラスはBクラスと考えられるが、運転できないことによるリスク低減活動への影響を考慮し、耐震クラスはB+クラスと考える。</p> <p>(中略)</p> <p>別添2 「2号機燃料取扱設備破損時の被ばく評価についての計算書」における燃料破損時の被ばく評価に対する補足説明</p> <p>(中略)</p>	<p>記載の適正化</p>								
<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="62 888 848 919">V 被ばく評価計算書</th> <th data-bbox="848 888 1368 919">設置許可との差異・理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="62 919 848 1577"> <p>2.2 使用済燃料プール内の燃料破損による核分裂生成物の放出 (シナリオ②)</p> <p>2.2.1 核分裂生成物の放出量</p> <p>(1) 評価方法</p> <p>破損する燃料体数の評価は、次の仮定に基づいて行う。</p> <p>a. 燃料取扱設備に搭載しているクレーンが地震の影響により根元の旋回部から折損し、保守的にクレーンが使用済燃料プールの使用済燃料貯蔵ラック上に落下するものと仮定する。</p> <p>b. 使用済燃料プールの西側から20列目までの使用済燃料全てが破損すると仮定し、落下による燃料集合体の破損体数は449体とする。(図2参照)</p> <p>(2) 評価条件</p> <p>核分裂生成物の移行と放出量の評価は、次の仮定に基づいて行う。</p> <p>a. 燃料ギャップ内の核分裂生成物の量は、原子炉熱出力2483MW(定格出力の約105%)で2000日運転を行った9×9燃料集合体について行う。</p> <p>b. 燃料集合体の冷却期間は365日とする。</p> <p>c. 破損した燃料棒のギャップ内核分裂生成物の全量が水中に放出されるものとする。破損した燃料棒のギャップ内核分裂生成物の存在量については、半減期の長い核種の放出が支配的であることを考えて、破損した燃料棒内の全蓄積量に対して希ガス(Kr-85)及びイオウ素(I-129)それぞれ30%とする。</p> <p>d. 放出された希ガスは、全量が水中から原子炉建屋および燃料取り出し用構台の大気中へ移行するものとする。</p> <p>e. 放出されたイオウ素は、全量が水中から原子炉建屋および燃料取り出し用構台の大気中へ移行するものとするが、同時に水位低下が起こることを想定するため保守的に水による除去は無いものとする。</p> </td> <td data-bbox="848 919 1368 1577"> <p>(1) 評価するシナリオの違いとそれに伴い破損する燃料体数の違い(設置許可は2.3体相当以下)</p> <p>(2) 設定する条件の違い</p> <p>b. 冷却期間を実際の取り出し時期とすると被ばく評価結果は低くなるが、基準5mSvと比べて大きくないため、保守的に他の実施計画の評価と合わせた(設置許可は1日)</p> <p>c. 十分に冷却した燃料で短半減期核種が減衰し長半減期核種のギャップへの放出割合が大きくなることから、ギャップ放出割合を30%※とした。(設置許可は希ガス10%、イオウ素5%)</p> <p>※(独)原子力安全基盤機構「平成18年度高燃焼度9×9型燃料信頼性実証成果報告書(総合評価編)」図3.10.1, 図3.10.1.2にて、FPガス放出率は最大25%程度</p> <p>d, e. 評価シナリオで保守的に水がなくなると仮定しているため、イオウ素の水による除染係数は考慮しておらず、大気にそのまま放出されるとしている(設置許可は除染係数500, 非常用ガス処理系を考慮)</p> </td> </tr> </tbody> </table>	V 被ばく評価計算書	設置許可との差異・理由	<p>2.2 使用済燃料プール内の燃料破損による核分裂生成物の放出 (シナリオ②)</p> <p>2.2.1 核分裂生成物の放出量</p> <p>(1) 評価方法</p> <p>破損する燃料体数の評価は、次の仮定に基づいて行う。</p> <p>a. 燃料取扱設備に搭載しているクレーンが地震の影響により根元の旋回部から折損し、保守的にクレーンが使用済燃料プールの使用済燃料貯蔵ラック上に落下するものと仮定する。</p> <p>b. 使用済燃料プールの西側から20列目までの使用済燃料全てが破損すると仮定し、落下による燃料集合体の破損体数は449体とする。(図2参照)</p> <p>(2) 評価条件</p> <p>核分裂生成物の移行と放出量の評価は、次の仮定に基づいて行う。</p> <p>a. 燃料ギャップ内の核分裂生成物の量は、原子炉熱出力2483MW(定格出力の約105%)で2000日運転を行った9×9燃料集合体について行う。</p> <p>b. 燃料集合体の冷却期間は365日とする。</p> <p>c. 破損した燃料棒のギャップ内核分裂生成物の全量が水中に放出されるものとする。破損した燃料棒のギャップ内核分裂生成物の存在量については、半減期の長い核種の放出が支配的であることを考えて、破損した燃料棒内の全蓄積量に対して希ガス(Kr-85)及びイオウ素(I-129)それぞれ30%とする。</p> <p>d. 放出された希ガスは、全量が水中から原子炉建屋および燃料取り出し用構台の大気中へ移行するものとする。</p> <p>e. 放出されたイオウ素は、全量が水中から原子炉建屋および燃料取り出し用構台の大気中へ移行するものとするが、同時に水位低下が起こることを想定するため保守的に水による除去は無いものとする。</p>	<p>(1) 評価するシナリオの違いとそれに伴い破損する燃料体数の違い(設置許可は2.3体相当以下)</p> <p>(2) 設定する条件の違い</p> <p>b. 冷却期間を実際の取り出し時期とすると被ばく評価結果は低くなるが、基準5mSvと比べて大きくないため、保守的に他の実施計画の評価と合わせた(設置許可は1日)</p> <p>c. 十分に冷却した燃料で短半減期核種が減衰し長半減期核種のギャップへの放出割合が大きくなることから、ギャップ放出割合を30%※とした。(設置許可は希ガス10%、イオウ素5%)</p> <p>※(独)原子力安全基盤機構「平成18年度高燃焼度9×9型燃料信頼性実証成果報告書(総合評価編)」図3.10.1, 図3.10.1.2にて、FPガス放出率は最大25%程度</p> <p>d, e. 評価シナリオで保守的に水がなくなると仮定しているため、イオウ素の水による除染係数は考慮しておらず、大気にそのまま放出されるとしている(設置許可は除染係数500, 非常用ガス処理系を考慮)</p>	<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1368 888 2154 919">V 被ばく評価計算書</th> <th data-bbox="2154 888 2674 919">設置許可との差異・理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1368 919 2154 1577"> <p>2.2 使用済燃料プール内の燃料破損による核分裂生成物の放出 (シナリオ②)</p> <p>2.2.1 核分裂生成物の放出量</p> <p>(1) 評価方法</p> <p>破損する燃料体数の評価は、次の仮定に基づいて行う。</p> <p>a. 燃料取扱設備に搭載しているクレーンが地震の影響により根元の旋回部から折損し、保守的にクレーンが使用済燃料プールの使用済燃料貯蔵ラック上に落下するものと仮定する。</p> <p>b. 使用済燃料プールの西側から20列目までの使用済燃料全てが破損すると仮定し、落下による燃料集合体の破損体数は449体とする。(図2参照)</p> <p>(2) 評価条件</p> <p>核分裂生成物の移行と放出量の評価は、次の仮定に基づいて行う。</p> <p>a. 燃料ギャップ内の核分裂生成物の量は、原子炉熱出力2483MW(定格出力の約105%)で2000日運転を行った9×9燃料集合体について行う。</p> <p>b. 燃料集合体の冷却期間は365日とする。</p> <p>c. 破損した燃料棒のギャップ内核分裂生成物の全量が水中に放出されるものとする。破損した燃料棒のギャップ内核分裂生成物の存在量については、半減期の長い核種の放出が支配的であることを考えて、破損した燃料棒内の全蓄積量に対して希ガス(Kr-85)及びイオウ素(I-129)それぞれ30%とする。</p> <p>d. 放出された希ガスは、全量が水中から原子炉建屋及び燃料取り出し用構台の大気中へ移行するものとする。</p> <p>e. 放出されたイオウ素は、全量が水中から原子炉建屋及び燃料取り出し用構台の大気中へ移行するものとするが、同時に水位低下が起こることを想定するため保守的に水による除去は無いものとする。</p> </td> <td data-bbox="2154 919 2674 1577"> <p>(1) 評価するシナリオの違いとそれに伴い破損する燃料体数の違い(設置許可は2.3体相当以下)</p> <p>(2) 設定する条件の違い</p> <p>b. 冷却期間を実際の取り出し時期とすると被ばく評価結果は低くなるが、基準5mSvと比べて大きくないため、保守的に他の実施計画の評価と合わせた(設置許可は1日)</p> <p>c. 十分に冷却した燃料で短半減期核種が減衰し長半減期核種のギャップへの放出割合が大きくなることから、ギャップ放出割合を30%※とした。(設置許可は希ガス10%、イオウ素5%)</p> <p>※(独)原子力安全基盤機構「平成18年度高燃焼度9×9型燃料信頼性実証成果報告書(総合評価編)」図3.10.1, 図3.10.1.2にて、FPガス放出率は最大25%程度</p> <p>d, e. 評価シナリオで保守的に水がなくなると仮定しているため、イオウ素の水による除染係数は考慮しておらず、大気にそのまま放出されるとしている(設置許可は除染係数500, 非常用ガス処理系を考慮)</p> </td> </tr> </tbody> </table>	V 被ばく評価計算書	設置許可との差異・理由	<p>2.2 使用済燃料プール内の燃料破損による核分裂生成物の放出 (シナリオ②)</p> <p>2.2.1 核分裂生成物の放出量</p> <p>(1) 評価方法</p> <p>破損する燃料体数の評価は、次の仮定に基づいて行う。</p> <p>a. 燃料取扱設備に搭載しているクレーンが地震の影響により根元の旋回部から折損し、保守的にクレーンが使用済燃料プールの使用済燃料貯蔵ラック上に落下するものと仮定する。</p> <p>b. 使用済燃料プールの西側から20列目までの使用済燃料全てが破損すると仮定し、落下による燃料集合体の破損体数は449体とする。(図2参照)</p> <p>(2) 評価条件</p> <p>核分裂生成物の移行と放出量の評価は、次の仮定に基づいて行う。</p> <p>a. 燃料ギャップ内の核分裂生成物の量は、原子炉熱出力2483MW(定格出力の約105%)で2000日運転を行った9×9燃料集合体について行う。</p> <p>b. 燃料集合体の冷却期間は365日とする。</p> <p>c. 破損した燃料棒のギャップ内核分裂生成物の全量が水中に放出されるものとする。破損した燃料棒のギャップ内核分裂生成物の存在量については、半減期の長い核種の放出が支配的であることを考えて、破損した燃料棒内の全蓄積量に対して希ガス(Kr-85)及びイオウ素(I-129)それぞれ30%とする。</p> <p>d. 放出された希ガスは、全量が水中から原子炉建屋及び燃料取り出し用構台の大気中へ移行するものとする。</p> <p>e. 放出されたイオウ素は、全量が水中から原子炉建屋及び燃料取り出し用構台の大気中へ移行するものとするが、同時に水位低下が起こることを想定するため保守的に水による除去は無いものとする。</p>	<p>(1) 評価するシナリオの違いとそれに伴い破損する燃料体数の違い(設置許可は2.3体相当以下)</p> <p>(2) 設定する条件の違い</p> <p>b. 冷却期間を実際の取り出し時期とすると被ばく評価結果は低くなるが、基準5mSvと比べて大きくないため、保守的に他の実施計画の評価と合わせた(設置許可は1日)</p> <p>c. 十分に冷却した燃料で短半減期核種が減衰し長半減期核種のギャップへの放出割合が大きくなることから、ギャップ放出割合を30%※とした。(設置許可は希ガス10%、イオウ素5%)</p> <p>※(独)原子力安全基盤機構「平成18年度高燃焼度9×9型燃料信頼性実証成果報告書(総合評価編)」図3.10.1, 図3.10.1.2にて、FPガス放出率は最大25%程度</p> <p>d, e. 評価シナリオで保守的に水がなくなると仮定しているため、イオウ素の水による除染係数は考慮しておらず、大気にそのまま放出されるとしている(設置許可は除染係数500, 非常用ガス処理系を考慮)</p>	<p>記載の適正化</p>
V 被ばく評価計算書	設置許可との差異・理由									
<p>2.2 使用済燃料プール内の燃料破損による核分裂生成物の放出 (シナリオ②)</p> <p>2.2.1 核分裂生成物の放出量</p> <p>(1) 評価方法</p> <p>破損する燃料体数の評価は、次の仮定に基づいて行う。</p> <p>a. 燃料取扱設備に搭載しているクレーンが地震の影響により根元の旋回部から折損し、保守的にクレーンが使用済燃料プールの使用済燃料貯蔵ラック上に落下するものと仮定する。</p> <p>b. 使用済燃料プールの西側から20列目までの使用済燃料全てが破損すると仮定し、落下による燃料集合体の破損体数は449体とする。(図2参照)</p> <p>(2) 評価条件</p> <p>核分裂生成物の移行と放出量の評価は、次の仮定に基づいて行う。</p> <p>a. 燃料ギャップ内の核分裂生成物の量は、原子炉熱出力2483MW(定格出力の約105%)で2000日運転を行った9×9燃料集合体について行う。</p> <p>b. 燃料集合体の冷却期間は365日とする。</p> <p>c. 破損した燃料棒のギャップ内核分裂生成物の全量が水中に放出されるものとする。破損した燃料棒のギャップ内核分裂生成物の存在量については、半減期の長い核種の放出が支配的であることを考えて、破損した燃料棒内の全蓄積量に対して希ガス(Kr-85)及びイオウ素(I-129)それぞれ30%とする。</p> <p>d. 放出された希ガスは、全量が水中から原子炉建屋および燃料取り出し用構台の大気中へ移行するものとする。</p> <p>e. 放出されたイオウ素は、全量が水中から原子炉建屋および燃料取り出し用構台の大気中へ移行するものとするが、同時に水位低下が起こることを想定するため保守的に水による除去は無いものとする。</p>	<p>(1) 評価するシナリオの違いとそれに伴い破損する燃料体数の違い(設置許可は2.3体相当以下)</p> <p>(2) 設定する条件の違い</p> <p>b. 冷却期間を実際の取り出し時期とすると被ばく評価結果は低くなるが、基準5mSvと比べて大きくないため、保守的に他の実施計画の評価と合わせた(設置許可は1日)</p> <p>c. 十分に冷却した燃料で短半減期核種が減衰し長半減期核種のギャップへの放出割合が大きくなることから、ギャップ放出割合を30%※とした。(設置許可は希ガス10%、イオウ素5%)</p> <p>※(独)原子力安全基盤機構「平成18年度高燃焼度9×9型燃料信頼性実証成果報告書(総合評価編)」図3.10.1, 図3.10.1.2にて、FPガス放出率は最大25%程度</p> <p>d, e. 評価シナリオで保守的に水がなくなると仮定しているため、イオウ素の水による除染係数は考慮しておらず、大気にそのまま放出されるとしている(設置許可は除染係数500, 非常用ガス処理系を考慮)</p>									
V 被ばく評価計算書	設置許可との差異・理由									
<p>2.2 使用済燃料プール内の燃料破損による核分裂生成物の放出 (シナリオ②)</p> <p>2.2.1 核分裂生成物の放出量</p> <p>(1) 評価方法</p> <p>破損する燃料体数の評価は、次の仮定に基づいて行う。</p> <p>a. 燃料取扱設備に搭載しているクレーンが地震の影響により根元の旋回部から折損し、保守的にクレーンが使用済燃料プールの使用済燃料貯蔵ラック上に落下するものと仮定する。</p> <p>b. 使用済燃料プールの西側から20列目までの使用済燃料全てが破損すると仮定し、落下による燃料集合体の破損体数は449体とする。(図2参照)</p> <p>(2) 評価条件</p> <p>核分裂生成物の移行と放出量の評価は、次の仮定に基づいて行う。</p> <p>a. 燃料ギャップ内の核分裂生成物の量は、原子炉熱出力2483MW(定格出力の約105%)で2000日運転を行った9×9燃料集合体について行う。</p> <p>b. 燃料集合体の冷却期間は365日とする。</p> <p>c. 破損した燃料棒のギャップ内核分裂生成物の全量が水中に放出されるものとする。破損した燃料棒のギャップ内核分裂生成物の存在量については、半減期の長い核種の放出が支配的であることを考えて、破損した燃料棒内の全蓄積量に対して希ガス(Kr-85)及びイオウ素(I-129)それぞれ30%とする。</p> <p>d. 放出された希ガスは、全量が水中から原子炉建屋及び燃料取り出し用構台の大気中へ移行するものとする。</p> <p>e. 放出されたイオウ素は、全量が水中から原子炉建屋及び燃料取り出し用構台の大気中へ移行するものとするが、同時に水位低下が起こることを想定するため保守的に水による除去は無いものとする。</p>	<p>(1) 評価するシナリオの違いとそれに伴い破損する燃料体数の違い(設置許可は2.3体相当以下)</p> <p>(2) 設定する条件の違い</p> <p>b. 冷却期間を実際の取り出し時期とすると被ばく評価結果は低くなるが、基準5mSvと比べて大きくないため、保守的に他の実施計画の評価と合わせた(設置許可は1日)</p> <p>c. 十分に冷却した燃料で短半減期核種が減衰し長半減期核種のギャップへの放出割合が大きくなることから、ギャップ放出割合を30%※とした。(設置許可は希ガス10%、イオウ素5%)</p> <p>※(独)原子力安全基盤機構「平成18年度高燃焼度9×9型燃料信頼性実証成果報告書(総合評価編)」図3.10.1, 図3.10.1.2にて、FPガス放出率は最大25%程度</p> <p>d, e. 評価シナリオで保守的に水がなくなると仮定しているため、イオウ素の水による除染係数は考慮しておらず、大気にそのまま放出されるとしている(設置許可は除染係数500, 非常用ガス処理系を考慮)</p>									

変更前		変更後		変更理由
V 被ばく評価計算書	設置許可との差異・理由	V 被ばく評価計算書	設置許可との差異・理由	
<p>(3) 評価結果 上記の評価条件に基づいて計算した核分裂生成物の大気中への放出量は表 4 の通りである。</p> <p>2.2.2 線量当量の評価 (1) 評価の前提 大気中へ放出される核分裂生成物は、地上放出されるものとし、これによる実効線量の計算は、次の仮定に基づいて行う。</p> <p>a. 敷地境界外の地表空気中濃度は、<u>設置許可申請書添付書類六の「5.5 安全解析に使用する気象条件」に記載される</u>相対濃度に核分裂生成物の全放出量を乗じて求める。<u>なお、相対濃度 (χ/Q) は保守的な評価となる設置許可申請書記載の 2号機の主蒸気管破断 (地上放出) の値 $2.0 \times 10^{-6} \text{s/m}^3$ を適用する。</u></p> <p>b. 敷地境界外の希ガスによる γ線空気吸収線量は、<u>設置許可申請書添付書類六の「5.5 安全解析に使用する気象条件」に記載される</u>相対線量に希ガスの全放出量を乗じて求める。<u>なお、相対線量 (D/Q) は保守的な評価となる設置許可申請書記載の 2号機の主蒸気管破断 (地上放出) の値 $2.4 \times 10^{-10} \text{Gy/Bq}$ を適用する。</u></p>	<p>(1) 設置許可と同等だが、以下を見直し。 相対濃度 (χ/Q)、相対線量 (D/Q) : 燃料集合体の落下ではなく保守的に主蒸気管破断の地上放出の値を適用 (設置許可は $\chi/Q = 5.6 \times 10^{-6} \text{s/m}^3$, $D/Q = 1.5 \times 10^{-10} \text{Gy/Bq}$)</p>	<p>(3) 評価結果 上記の評価条件に基づいて計算した核分裂生成物の大気中への放出量は表 4 の通りである。</p> <p>2.2.2 線量の評価 (1) 評価の前提 大気中へ放出される核分裂生成物は、地上放出されるものとし、これによる実効線量の計算は、次の仮定に基づいて行う。</p> <p>a. 敷地境界外の地表空気中濃度は、<u>「II.2.1 原子炉压力容器・格納容器注水設備 添付資料-5別紙1」に記載の</u>相対濃度 ($\chi/Q : 6.9 \times 10^{-6} \text{s/m}^3$) に核分裂生成物の全放出量を乗じて求める。</p> <p>b. 敷地境界外の希ガスからの γ線による空気吸収線量は、<u>「II.2.1 原子炉压力容器・格納容器注水設備 添付資料-5別紙1」に記載の</u>相対線量 ($D/Q : 6.6 \times 10^{-10} \text{Gy/Bq}$) に希ガスの全放出量を乗じて求める。</p>	<p>(1) 設置許可と同等だが、以下を見直し。 相対濃度 (χ/Q)、相対線量 (D/Q) : 燃料集合体の落下ではなく保守的に主蒸気管破断の地上放出の値を適用 (設置許可は $\chi/Q = 5.6 \times 10^{-6} \text{s/m}^3$, $D/Q = 1.5 \times 10^{-10} \text{Gy/Bq}$)</p>	<p>記載の適正化</p> <p>気象条件の変更に伴う相対濃度等の変更</p>
<p>(2) 評価方法 敷地境界外における実効線量は、次に述べる内部被ばくによる実効線量及び外部被ばくによる実効線量の和として計算する。 よう素の<u>内部被ばくによる</u>実効線量 H_I (Sv) は、(1)式で計算する。 $H_I = R \cdot H_{\infty} \cdot \chi/Q \cdot Q_I$…………… (1) ここで、 R : 呼吸率 ($\text{m}^3/\text{s}$) 「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」の活動中の呼吸率を秒当りに換算して用いる。 (小児 : $0.31 \text{m}^3/\text{h}$, 成人 : $1.2 \text{m}^3/\text{h}$) H_{∞} : よう素 (I-131) を 1Bq 吸入した場合の実効線量 (小児 : $1.6 \times 10^{-7} \text{Sv/Bq}$, 成人 : $2.0 \times 10^{-8} \text{Sv/Bq}$) χ/Q : 相対濃度 (s/m^3) Q_I : よう素の大気放出量 (Bq) (I-131 等価量)</p> <p>希ガスの <u>γ線外部被ばくによる</u>実効線量 H_{γ} (Sv) は、(2)式で計算する。 $H_{\gamma} = K \cdot D/Q \cdot Q_{\gamma}$…………… (2) ここで、 K : 空気吸収線量から実効線量への換算係数 (1Sv/Gy) D/Q : 相対線量 (Gy/Bq) Q_{γ} : 希ガスの大気放出量 (Bq) (γ線実効エネルギー0.5MeV 換算値)</p>	<p>(2) 呼吸率 : 原子力安全委員会「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」の値とした (設置許可は ICRP Publ.23(1974))</p> <p>よう素 (I-131) を 1Bq 吸入した場合の実効線量 : ICRP Publ.71(1995) の値とした (設置許可は ICRP Publ.30(1978))</p>	<p>(2) 評価方法 敷地境界外における実効線量は、次に述べる内部被ばくによる実効線量及び外部被ばくによる実効線量の和として計算する。 よう素の<u>吸入摂取による内部被ばく</u>実効線量 H_I (Sv) は、(1)式で計算する。 $H_I = R \cdot H_{\infty} \cdot \chi/Q \cdot Q_I$…………… (1) ここで、 R : 呼吸率 ($\text{m}^3/\text{s}$) 「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」の活動中の呼吸率を秒当りに換算して用いる。 (小児 : $0.31 \text{m}^3/\text{h}$, 成人 : $1.2 \text{m}^3/\text{h}$) H_{∞} : よう素 (I-131) を 1Bq 吸入した場合の実効線量 (小児 : $1.6 \times 10^{-7} \text{Sv/Bq}$, 成人 : $2.0 \times 10^{-8} \text{Sv/Bq}$) χ/Q : 相対濃度 (s/m^3) Q_I : よう素の大気放出量 (Bq) (I-131 等価量)</p> <p>希ガスからの <u>γ線による外部被ばく</u>実効線量 H_{γ} (Sv) は、(2)式で計算する。 $H_{\gamma} = K \cdot D/Q \cdot Q_{\gamma}$…………… (2) ここで、 K : 空気吸収線量から実効線量への換算係数 (1Sv/Gy) D/Q : 相対線量 (Gy/Bq) Q_{γ} : 希ガスの大気放出量 (Bq) (γ線実効エネルギー0.5MeV 換算値)</p>	<p>(2) 呼吸率 : 原子力安全委員会「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」の値とした (設置許可は ICRP Publ.23(1974))</p> <p>よう素 (I-131) を 1Bq 吸入した場合の実効線量 : ICRP Publ.71(1995) の値とした (設置許可は ICRP Publ.30(1978))</p>	<p>記載の適正化</p>

変更前		変更後		変更理由
V 被ばく評価計算書	設置許可との差異・理由	V 被ばく評価計算書	設置許可との差異・理由	記載の適正化
<p>また、希ガスのβ線外部被ばくによる実効線量H_{β} (Sv) は、(3)式で計算する。</p> $H_{\beta} = 6.2 \times 10^{-14} \cdot \chi / Q \cdot Q_{\beta} \cdot E_{\beta} \cdot W_{TS} \dots \dots \dots (3)$ <p>ここで、</p> <p>χ / Q : 相対濃度 (s/m³)</p> <p>Q_{β} : 希ガスの大気放出量 (Bq)</p> <p>E_{β} : β線実効エネルギー「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」を用いる。(0.251MeV)</p> <p>W_{TS} : 皮膚の組織荷重係数はICRP Pub1.60の値を用いる。(0.01)</p> <p>(3) 評価結果 上記の評価前提及び方法に基づき敷地境界外の実効線量を評価した結果は表5の通りである。</p>	<p>設置許可 添付書類十 4. 重大事故及び仮想事故 4. 1. 1 原子炉冷却材喪失におけるβ線による全身に対する線量(4-3)式を用いて評価。ただし、β線による外部被ばくによる実効線量を求めるため、原子力安全委員会「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について」より、皮膚に対する組織荷重係数を乗じて算出した。(設置許可は等価線量の計算式)</p>	<p>また、希ガスからのβ線による外部被ばく実効線量H_{β} (Sv) は、(3)式で計算する。</p> $H_{\beta} = 6.2 \times 10^{-14} \cdot \chi / Q \cdot Q_{\beta} \cdot E_{\beta} \cdot W_{TS} \dots \dots \dots (3)$ <p>ここで、</p> <p>χ / Q : 相対濃度 (s/m³)</p> <p>Q_{β} : 希ガスの大気放出量 (Bq)</p> <p>E_{β} : β線実効エネルギー「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」を用いる。(0.251MeV)</p> <p>W_{TS} : 皮膚の組織荷重係数はICRP Pub1.60の値を用いる。(0.01)</p> <p>(3) 評価結果 上記の評価前提及び方法に基づき敷地境界外の実効線量を評価した結果は表5の通りである。</p>	<p>設置許可 添付書類十 4. 重大事故及び仮想事故 4. 1. 1 原子炉冷却材喪失におけるβ線による全身に対する線量(4-3)式を用いて評価。ただし、β線による外部被ばくによる実効線量を求めるため、原子力安全委員会「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について」より、皮膚に対する組織荷重係数を乗じて算出した。(設置許可は等価線量の計算式)</p>	
(以下、省略)		(以下、省略)		