

2 放射性廃棄物等の管理に関する補足説明

2.1 放射性廃棄物等の管理

2.1.1 放射性固体廃棄物等の管理

2.1.1.1 概要

放射性固体廃棄物には、濃縮廃液（セメント固化体、造粒固化体（ペレット、ペレット固化体））、原子炉内で照射された使用済制御棒、チャンネルボックス等、使用済樹脂^{*1}、フィルタスラッジ^{*2}、その他雑固体廃棄物があり、固体廃棄物貯蔵庫、サイトバンカ、使用済燃料プール、使用済燃料共用プール、使用済樹脂貯蔵タンク、造粒固化体貯槽等に貯蔵、または保管する。

事故後に発生した瓦礫等には、瓦礫類、伐採木、使用済保護衣等があり、一時保管エリアを設定して、一時保管する。

一時保管エリアには、固体廃棄物貯蔵庫、覆土式一時保管施設、伐採木一時保管槽、屋外の集積場所がある。

また、放射性固体廃棄物や事故後に発生した瓦礫等の放射性固体廃棄物等については、必要に応じて減容等を行う。

* 1 : 1～6号機、廃棄物集中処理建屋の使用済樹脂（ビーズ状の樹脂）

* 2 : 1号機原子炉冷却材浄化系フィルター、1～6号機及び使用済燃料共用プールの原子炉冷却材浄化系ろ過脱塩器、使用済燃料プール浄化系ろ過脱塩器、機器ドレンフィルター、床ドレンフィルターより廃棄されたろ過材とその捕獲されたクラッド

2.1.1.2 基本方針

放射性固体廃棄物や事故後に発生した瓦礫等の放射性固体廃棄物等については、持込抑制や再使用、再利用によりその発生量を可能な限り低減するとともに、発生した放射性固体廃棄物等については、必要に応じて減容等を行い、その性状により保管形態を分類して、作業員及び公衆の被ばくを達成できる限り低減できるようにし、放射性固体廃棄物等が管理施設外へ漏えいすることのないよう貯蔵、保管、または一時保管する。

また、これまでの発生実績や今後の作業工程から発生量を想定し、貯蔵設備の増設や一時保管エリアの確保を行うことで、放射性固体廃棄物等の保管容量を十分に確保する。

放射性固体廃棄物等は処理・処分を実施するまでの間、保管期間が長期に亘る可能性があるため、作業エリアや敷地境界への放射線影響等に配慮し、中長期的には屋外の集積場所等に一時保管している放射性固体廃棄物等を耐震性を有する恒久的な貯蔵設備等での保管に移行するように計画していく。

2.1.1.3 対象となる放射性固体廃棄物等と管理方法

1～6号機を含めた発電所敷地内及び臨時の出入管理箇所において発生した放射性固体廃棄物、事故後に発生した瓦礫等を対象とする。

(1) 区分

a. 放射性固体廃棄物

濃縮廃液（セメント固化体、造粒固化体（ペレット、ペレット固化体））、原子炉内で照射された使用済制御棒、チャンネルボックス等、使用済樹脂、フィルタスラッジ、その他雑固体廃棄物

b. 事故後に発生した瓦礫等

瓦礫類、伐採木、使用済保護衣等

(2) 運用

放射性固体廃棄物等の種類ごとの貯蔵、保管、または一時保管の措置は以下のとおりである。

- ・濃縮廃液（セメント固化体、造粒固化体（ペレット固化体））、その他雑固体廃棄物
固体廃棄物貯蔵庫（容器収納、大型廃棄物への開口部閉止措置）

- ・原子炉内で照射された使用済制御棒、チャンネルボックス等、使用済樹脂、フィルタスラッジ、濃縮廃液（造粒固化体（ペレット））
サイトバンカ、使用済燃料プール、使用済燃料共用プール、使用済樹脂貯蔵タンク等

- ・瓦礫類

固体廃棄物貯蔵庫（容器収納、大型瓦礫類への飛散抑制措置）、覆土式一時保管施設（容器未収納）、屋外集積（容器収納、シート等養生、養生なし）

- ・伐採木

屋外集積（養生なし）、伐採木一時保管槽（容器未収納）

- ・使用済保護衣等

固体廃棄物貯蔵庫（容器収納、袋詰め）、屋外集積（容器収納、袋詰め）

上記の放射性固体廃棄物等について、以下の管理を実施する。

a. 放射性固体廃棄物

(a) その他雑固体廃棄物、濃縮廃液（セメント固化体、造粒固化体（ペレット固化体））

i. 処理・保管

ドラム缶等の容器に封入するか、または放射性物質が飛散しないような措置を講じて、固体廃棄物貯蔵庫に保管する。または、雑固体廃棄物焼却設備及び増設雑固体廃棄物焼却設備で焼却し、焼却灰をドラム缶等の容器に封入した上で、固体廃棄物貯蔵庫に保管する。

ii. 管理

(i) 巡視、保管量確認

固体廃棄物貯蔵庫における放射性固体廃棄物の保管状況を確認するために、定期的に目視可能な範囲で巡視し、転倒等の異常がないことを確認する。保管量については、事故前の保管量の推定値を元に、保管物の出入りを確認する。

(ii) 管理上の注意事項の掲示

固体廃棄物貯蔵庫の目につきやすい場所に管理上の注意事項を掲示する。

iii. 貯蔵能力

固体廃棄物貯蔵庫（第1棟～第9棟）は、200ℓ ドラム缶約 394,500 本相当を貯蔵保管する能力を有している。

固体廃棄物貯蔵庫の一部を瓦礫類の一時保管エリアに使用することにより、放射性固体廃棄物の貯蔵能力はドラム缶約 318,500 本相当となるが、放射性固体廃棄物の保管に支障はないものと考える。

(b) 原子炉内で照射された使用済制御棒、チャンネルボックス等

i . 貯蔵保管

原子炉内で照射された使用済制御棒、チャンネルボックス等は、使用済燃料プールに貯蔵もしくはサイトバンカに保管する。または、原子炉内で照射されたチャンネルボックス等は使用済燃料共用プールに貯蔵する。

ii. 管理

(i) 巡視、貯蔵保管量確認

サイトバンカにおける原子炉内で照射された使用済制御棒、チャンネルボックス等について、事故前の保管量の推定値を元に保管物を確認する。

使用済燃料プールにおける原子炉内で照射された使用済制御棒、チャンネルボックス等の貯蔵量は、事故前の貯蔵量の推定値を元に、貯蔵物の出入りを確認する。

また、使用済燃料共用プールにおける原子炉内で照射されたチャンネルボックス等について、定期的な巡視及び貯蔵量の確認を実施する。

(ii) 管理上の注意事項の掲示

サイトバンカの目につきやすい場所に管理上の注意事項を掲示する。

iii. 貯蔵能力

サイトバンカは、原子炉内で照射された使用済制御棒、チャンネルボックス等を約 4,300m³ 保管する能力を有している。

(c) 使用済樹脂、フィルタスラッジ、濃縮廃液（造粒固化体（ペレット））

i. 処理・貯蔵保管

使用済樹脂、フィルタスラッジは、使用済樹脂貯蔵タンク等に貯蔵する。または、乾燥造粒装置で造粒固化し、造粒固化体貯槽または、固体廃棄物貯蔵庫に保管するか雑固体廃棄物焼却設備及び増設雑固体廃棄物焼却設備で焼却し、焼却灰をドラム缶等の容器に封入した上で、固体廃棄物貯蔵庫に保管する。

また、濃縮廃液（造粒固化体（ペレット））は、造粒固化体貯槽に保管する。

ii. 管理

(i) 巡視、貯蔵保管量確認

1～4号機廃棄物処理建屋及び廃棄物集中処理建屋設置分は監視設備の故障等により確認が困難であり、監視はできないが、点検が可能な液体廃棄物処理系または5、6号機のタンク等について、定期に外観点検または肉厚測定等を行い、漏えいのないことを確認することにより、当該貯蔵設備の状態を間接的に把握する。

貯蔵量については、事故前の貯蔵量の推定値にて確認する。

6号機原子炉建屋付属棟の地下を除いた5号機廃棄物処理建屋及び6号機原子炉建屋付属棟については、使用済樹脂貯蔵タンク等における使用済樹脂及びフィルタスラッジの貯蔵状況を定期的に監視し、貯蔵量を確認する。

なお、6号機原子炉建屋付属棟の地下設置分については、滞留水により没水しているため監視はできないことから、貯蔵設備に対する滞留水の影響について確認しており（II.2.33 添付資料-3参照）、貯蔵量については、事故前の貯蔵量の推定値にて確認する。

運用補助共用施設については、沈降分離タンクにおけるフィルタスラッジの貯蔵状況を定期的に監視し、貯蔵量を確認する。

b. 事故後に発生した瓦礫等

(a) 瓦礫類

i. 処理・一時保管

発電所敷地内において、今回の地震、津波、水素爆発による瓦礫や放射性物質に汚染した資機材、除染を目的に回収する土壤等の瓦礫類は、瓦礫類の線量率に応じて、材質により可能な限り分別し、容器に収納して屋外の一時保管エリア、固体廃棄物貯蔵庫、覆土式一時保管施設、または屋外の一時保管エリアに一時保管する。または、雑固体廃棄物焼却設備及び増設雑固体廃棄物焼却設備で焼却し、焼却灰をドラム缶等の容器に封入した上で、固体廃棄物貯蔵庫に保管する。なお、固体廃棄物貯蔵庫に一時保管する瓦礫類のうち、容器に収納できない大型瓦礫類は、飛散抑制対策を講じて一時保管する。また、瓦礫類については、可能なものは切断、圧縮などの減容処理を行い、敷地内で保管するか、または再利用する。

瓦礫類を回収する際に、アスベスト等の有害物質を確認した場合には法令に則り適切に対応する。

発電所敷地内で発生する瓦礫類の処理フローを図2. 1. 1-3に示す。

ii. 飛散抑制対策

表面線量率が目安値を超える瓦礫類については、飛散抑制対策を実施する。

目安値は、発電所敷地内の空間線量率を踏まえ、周囲への汚染拡大の影響がない値として設定し、表面線量率が目安値以下の瓦礫類については、周囲の空間線量率と有意な差がないことから、飛散抑制対策は実施しない。

今後、発電所敷地内の空間線量率が変化すれば、それを踏まえ適宜見直す予定である。

飛散抑制対策としては、容器、固体廃棄物貯蔵庫、覆土式一時保管施設に収納、またはシートによる養生等を実施する。

iii. 管理

(i) 区画

関係者以外がむやみに立ち入らないよう、一時保管エリアに柵かロープ等により区画を行い、立ち入りを制限する旨を表示する。

(ii) 線量率測定

作業員の被ばく低減の観点から、瓦礫類の一時保管エリアの空間線量率を定期的に測定し、測定結果は作業員への注意喚起のため表示する。

(iii) 空気中放射性物質濃度測定

放射線防護の観点から、一時保管エリアにおいて空気中放射性物質濃度を定期的に測定する。また、空気中放射性物質濃度測定の結果が有意に高くないことにより、飛散抑制対策が講じられていることを確認する。なお、測定結果が有意に高い場合には、適切な放射線防護装備を使用するとともに、飛散抑制対策の追加措置等を検討する。

(iv) 遮蔽

作業員への被ばくや敷地境界線量に影響がある場合は遮蔽を行う。また、中期的には瓦礫類の表面線量率によって、遮蔽機能を有した建屋等に移動、一時保管すること等により敷地境界での線量低減を図る。

(v) 巡視、保管量確認

一時保管エリアにおける瓦礫類の一時保管状況を確認するために、定期的に一時保管エリアを巡視するとともに、一時保管エリアへの保管物の出入りに応じて定期的に保管量を確認する。なお、瓦礫類の保管量集計においては、一時保管エリアの余裕がどれくらいあるかを把握するため、エリア占有率を定期的に確認する。また、保管容量、受入目安の表面線量率を超えないように保管管理を行う。一時保管エリアの保管容量、受入目安表面線量率一覧表を表2. 1. 1-1-1に示す。

なお、地震や大雨等に起因し、施設の保管状態に異常が認められた場合には、損傷の程

度に応じて、施設の修復や瓦礫類の移動、取り出しを行う。

(vi) 覆土式一時保管施設における確認

覆土式一時保管施設は、遮水シートによる雨水等の浸入防止対策が施されていることを確認するために、槽内の溜まり水の有無を確認し、溜まり水が確認された場合には回収する。

覆土式一時保管施設における測定ポイント、測定結果表示箇所予定位置図を図2.1.1-4に示す。

(vii) 高線量の瓦礫類の一時保管における措置

表面線量率 1mSv/h を超える瓦礫類を固体廃棄物貯蔵庫の地下階に保管する場合は、合理的に可能な限り無人重機又は遮蔽機能を有する重機を使用する。特に、 30mSv/h を超える高線量の瓦礫類を固体廃棄物貯蔵庫の地下階に保管する場合は、可能な限り無人重機を使用する。また、 1mSv/h を超える瓦礫類のなかでも相対的に高い線量の瓦礫類は、合理的に可能な限りレーンの奥に定置する他、作業員が立ち入る通路に近い場所には比較的低線量の瓦礫類を保管することにより、作業員の被ばく低減に努める。

iv. 貯藏能力

瓦礫類を一時保管するために必要な瓦礫類の一時保管エリアとして、約 $614,540\text{m}^3$ の保管容量を確保している。

(b) 伐採木

i. 処理・一時保管

回収した伐採木は、枝葉根・幹根の部位により可能な限り分別し、屋外の一時保管エリアまたは枝葉根を減容して伐採木一時保管槽にて保管するか、雑固体廃棄物焼却設備及び増設雑固体廃棄物焼却設備で焼却し、焼却灰をドラム缶等の容器に封入した上で固体廃棄物貯蔵庫等に保管する。

なお、伐採木一時保管槽においては、覆土をすることにより線量低減を図る。

ii. 防火対策

伐採木の枝葉根と幹根の一時保管エリアには、火災時の初動対策として消火器を設置するとともに、以下の防火対策を実施する。

(i) 枝葉根

枝葉根については、微生物による発酵と酸化反応による発熱が考えられることから、屋外集積を行う枝葉根は、温度上昇を抑えるため積載高さを5m未満とし、通気性を確保するとともに、定期的な温度監視を行い、必要に応じて水の散布や通気性を良くするために積載した枝葉根の切り崩しを行う。

伐採木一時保管槽に収納する減容された枝葉根は、温度上昇を抑えるため収納高さを

約3mとするとともに、覆土・遮水シートを敷設することで酸素の供給を抑制し、保管槽へのガスの滞留を防ぐためにガス抜き管を設置する。また、定期的な温度監視を行い、温度上昇が見受けられた場合はガス抜き管より窒素を注入し、温度低下を図るとともに、窒素による窒息効果により自然発火のリスクを抑える。

(ii) 幹根

幹根については、微生物による発酵と酸化反応による発熱が起こり難いと考えられるが、通気性を確保するように積載高さを5m未満とする。

iii. 飛散抑制対策

屋外集積する伐採木は、シート養生をすることにより、放熱が抑制、蓄熱が促進され、蓄熱火災を生じる恐れがあることから、シート養生による飛散抑制対策は実施しないが、飛散抑制対策が必要となった場合には、飛散防止剤を散布する等の対策を講じる。伐採木一時保管槽については、覆土による飛散抑制対策を行う。

iv. 管理

(i) 区画

関係者以外がむやみに立ち入らないよう、一時保管エリアに柵かロープ等により区画を行い、立ち入りを制限する旨を表示する。

(ii) 線量率測定

作業員の被ばく低減の観点から、伐採木の一時保管エリアの空間線量率を定期的に測定し、測定結果は作業員への注意喚起のため表示する。

(iii) 空気中放射性物質濃度測定

放射線防護の観点から、一時保管エリアにおいて空気中放射性物質濃度を定期的に測定する。また、空気中放射性物質濃度測定の結果が有意に高くないことにより、飛散抑制対策が講じられていることを確認する。なお、測定結果が有意に高い場合には、適切な放射線防護装備を使用するとともに、飛散抑制対策の追加措置等を検討する。

(iv) 遮蔽

作業員への被ばくや敷地境界線量に影響がある場合は遮蔽を行う。

(v) 巡視、保管量確認

一時保管エリアにおける伐採木の一時保管状況を確認するために、定期的に一時保管エリアを巡視するとともに、一時保管エリアへの保管物の出入りに応じて定期的に保管量を確認する。なお、伐採木の保管量集計においては、一時保管エリアの余裕がどれくらいあるかを把握するため、エリア占有率を定期的に確認する。また、保管容量、受入目安の表面線量率を超えないように保管管理を行う。一時保管エリアの保管容量、受入目安表面線量率一覧表を表2. 1. 1-1-2に示す。

なお、伐採木一時保管槽は、定期的に温度監視を実施し、火災のおそれのある場合には冷却等の措置を実施する。また、外観確認により遮水シート等に異常がないことを定期的

に確認する。地震や大雨等に起因し、施設の保管状態に異常が認められた場合には、損傷の程度に応じて、施設の修復や伐採木の移動、取り出しを行う。

v. 貯蔵能力

伐採木を一時保管するために必要な一時保管エリアとして、保管容量約 47,600m³ の枝葉根の一時保管エリアと、保管容量約 128,000m³ の幹根の一時保管エリアを確保している。

(c) 使用済保護衣等

i. 処理・一時保管

発電所に保管している使用済保護衣等は、保護衣・保護具の種類ごとに分別し、可能なものは圧縮等を実施して袋詰めまたは容器に収納し、決められた場所に一時保管する。または、雑固体廃棄物焼却設備及び増設雑固体廃棄物焼却設備で焼却し、焼却灰をドラム缶等の容器に封入した上で、固体廃棄物貯蔵庫に保管する。

ii. 管理

(i) 区画

関係者以外がむやみに立ち入らないよう、一時保管エリアに柵かロープ等により区画を行い、立ち入りを制限する旨を表示する。

(ii) 線量率測定

作業員の被ばく低減の観点から、使用済保護衣等の一時保管エリアの空間線量率を定期的に測定し、測定結果は作業員への注意喚起のため表示する。

(iii) 空気中放射性物質濃度測定

放射線防護の観点から、一時保管エリアにおいて空気中放射性物質濃度を定期的に測定する。また、空気中放射性物質濃度測定の結果が有意に高くないことにより、飛散抑制対策が講じられていることを確認する。なお、測定結果が有意に高い場合には、適切な放射線防護装備を使用するとともに、飛散抑制対策の追加措置等を検討する。

(iv) 遮蔽

作業員への被ばくや敷地境界線量に影響がある場合は遮蔽を行う。

(v) 巡視、保管量確認

一時保管エリアにおける使用済保護衣等の一時保管状況を確認するために、定期的に一時保管エリアを巡視するとともに、一時保管エリアへの保管物の出入りに応じて定期的に保管量を確認する。また、使用済保護衣等の保管量集計においては、一時保管エリアの余裕がどれくらいあるかを把握するため、エリア占有率を定期的に確認する。一時保管エリアの保管容量、受入目安表面線量率一覧表を表 2.1. 1-1-3 に示す。

なお、地震や大雨等に起因し、施設の保管状態に異常が認められた場合には、損傷の程度に応じて、施設の修復や使用済保護衣等の移動、取り出しを行う。

iii. 貯蔵能力

使用済保護衣等を一時保管するために必要な使用済保護衣等の一時保管エリアとして、約 25,300m³ の保管容量を確保している。

2. 1. 1. 4 敷地境界線量低減対策

追加的に放出される放射性物質と敷地内に保管する放射性廃棄物等による敷地境界における実効線量の低減対策を実施する。

瓦礫類、伐採木において考えられる対策を以下に記載する。

a. 覆土式一時保管施設の設置、同施設への瓦礫類の移動

線量率の高い瓦礫類については、遮蔽機能のある覆土式一時保管施設に保管する。

b. 敷地境界から離れた場所への瓦礫類の移動

敷地境界に近い一時保管エリアに保管している瓦礫類については、敷地境界から離れた一時保管エリアへ移動する。

c. 伐採木への覆土

一時保管エリアに保管している伐採木で、線量率が周辺環境に比べ比較的高い対象物については、伐採木一時保管槽に収納することにより線量低減を図る。

d. 一時保管エリアの仮遮蔽

一時保管エリアに保管中の瓦礫類に土嚢等により仮遮蔽を実施する。

e. 線量評価の見直し

瓦礫類及び伐採木の一時保管エリア、固体廃棄物貯蔵庫について、線源設定を測定値により見直し評価する。

表2. 1. 1-1-1 一時保管エリアの保管容量、受入目安表面線量率一覧表

【瓦礫類】(1/2)

エリア名称	保管物	保管容量(約 m ³)	受入目安表面線量率 (mSv/h)
固体廃棄物貯蔵庫 (第1棟)	瓦礫類	600	0.1
固体廃棄物貯蔵庫 (第2棟)	瓦礫類	3,200	5
固体廃棄物貯蔵庫 (第3棟～第8棟)	瓦礫類	10,560 (15,000) ^{※3}	>30
固体廃棄物貯蔵庫第9棟 地下2階	瓦礫類	8,400 (15,300) ^{※3}	>30
固体廃棄物貯蔵庫第9棟 地下1階	瓦礫類	8,400 (15,300) ^{※3}	30
固体廃棄物貯蔵庫第9棟 地上1階	瓦礫類	8,400 (15,300) ^{※3}	1
固体廃棄物貯蔵庫第10棟 10-A	瓦礫類	21,870 (34,000) ^{※3}	※1(ケース1)1 (ケース2)0.02
固体廃棄物貯蔵庫第10棟 10-B	瓦礫類	21,870 (34,000) ^{※3}	※1(ケース1)1 (ケース2)0.02
固体廃棄物貯蔵庫第10棟 10-C	瓦礫類	50,220 (78,000) ^{※3}	0.02
一時保管エリアA1	瓦礫類	4,300	0.01
一時保管エリアA2	瓦礫類	9,500	0.005
一時保管エリアB	瓦礫類	5,300	0.01
一時保管エリアC	瓦礫類	67,000	0.01(31,000m ³ 分) 0.025(35,000m ³ 分) 0.1(1,000m ³ 分)
一時保管エリアD	瓦礫類	2,700	0.02
一時保管エリアE1	瓦礫類	16,000	1
一時保管エリアE2	瓦礫類	1,200	2
一時保管エリアF	瓦礫類	7,050	0.1
一時保管エリアG ^{※2}	瓦礫類	40,000	バックグラウンド線量率 と同等以下
一時保管エリアH ^{※2}	瓦礫類	43,000	バックグラウンド線量率 と同等以下
一時保管エリアJ	瓦礫類	6,300	0.005
一時保管エリアL	瓦礫類	16,000	30
一時保管エリアM ^{※2}	瓦礫類	45,000	バックグラウンド線量率 と同等以下
一時保管エリアN	瓦礫類	9,700	0.1
一時保管エリアO	瓦礫類	44,100	0.01(23,600m ³ 分) 0.1(20,500m ³ 分)
一時保管エリアP1	瓦礫類	62,700	0.1
一時保管エリアP2	瓦礫類	6,700	1
一時保管エリアU	瓦礫類	750	0.015(310m ³ 分) 0.020(110m ³ 分) 0.028(330m ³ 分)
一時保管エリアV	瓦礫類	6,000	0.1
一時保管エリアW	瓦礫類	11,600	1
一時保管エリアX	瓦礫類	16,620	1

- ※1：ケース1 瓦礫類の屋外保管の早期リスク低減のため、
今後増設する固体廃棄物貯蔵庫へ移送するまでの期間
ケース2 今後増設する固体廃棄物貯蔵庫へ移送完了後
- ※2：主に伐採木（幹根）を保管するものの、瓦礫類（除草作業で発生した草等）及び使用済保護衣等の保管も行う。
- ※3：()は、実施計画Ⅲ章 第3編 2.2 線量評価において保守的な評価結果になるよう用いた値である。

表2. 1. 1-1-1 一時保管エリアの保管容量、受入目安表面線量率一覧表
【瓦礫類】(2/2)

エリア名称	保管物	保管容量(約 m ³)	受入目安表面線量率(mSv/h)
一時保管エリア A A ^{※1}	瓦礫類	58,000	0.001
一時保管エリア B B	瓦礫類	44,790	0.01
一時保管エリア C C	瓦礫類	18,840	0.1
一時保管エリア D D	瓦礫類	10,800	0.005
一時保管エリア F F 1	瓦礫類	12,380	0.001
一時保管エリア F F 2	瓦礫類	13,110	0.001
一時保管エリア d	瓦礫類	1,890	0.1
一時保管エリア e	瓦礫類	6,660	0.1
一時保管エリア k ^{※1}	瓦礫類	9,450	0.01
一時保管エリア l ^{※1}	瓦礫類	7,200	0.005
一時保管エリア m	瓦礫類	4,380	1

※1：主に瓦礫類を保管するものの、使用済保護衣等の保管も行う。

表2. 1. 1-1-2 一時保管エリアの保管容量、受入目安表面線量率一覧表
【伐採木】

エリア名称	保管物	保管容量(約 m ³)	受入目安表面線量率(mSv/h)
一時保管エリア G	伐採木（枝葉根）	29,700	0.079(4,200m ³ 分) 0.055(3,000m ³ 分) 0.15(5,900m ³ 分) 0.15(16,600m ³ 分)
	伐採木（幹根） ^{※1}	40,000	バックグラウンド線量率と同等以下
一時保管エリア H	伐採木（幹根） ^{※1}	43,000	バックグラウンド線量率と同等以下
一時保管エリア M	伐採木（幹根） ^{※1}	45,000	バックグラウンド線量率と同等以下
一時保管エリア T	伐採木（枝葉根）	11,900	0.3
一時保管エリア V	伐採木（枝葉根・幹根）	6,000	0.3

※1：主に伐採木（幹根）を保管するものの、瓦礫類（除草作業で発生した草等）及び使用済保護衣等の保管も行う。

表2. 1. 1-1-3 一時保管エリアの保管容量、受入目安表面線量率一覧表

【使用済保護衣等】

エリア名称	保管物	保管容量(約 m ³)	受入目安表面線量率 (mSv/h)
一時保管エリア a	使用済保護衣等	4,400	バックグラウンド線量率 と同等以下
一時保管エリア b	使用済保護衣等	4,600	バックグラウンド線量率 と同等以下
一時保管エリア f	使用済保護衣等	2,200	バックグラウンド線量率 と同等以下
一時保管エリア i	使用済保護衣等	7,700	バックグラウンド線量率 と同等以下
一時保管エリア j	使用済保護衣等	1,600	バックグラウンド線量率 と同等以下
一時保管エリア k※1	使用済保護衣等	5,100	バックグラウンド線量率 と同等以下
一時保管エリア l※1	使用済保護衣等	6,700	バックグラウンド線量率 と同等以下
一時保管エリア o	使用済保護衣等	4,800	バックグラウンド線量率 と同等以下
一時保管エリア G※2	使用済保護衣等	40,000	バックグラウンド線量率 と同等以下
一時保管エリア H※2	使用済保護衣等	43,000	バックグラウンド線量率 と同等以下
一時保管エリア M※2	使用済保護衣等	45,000	バックグラウンド線量率 と同等以下
一時保管エリア AA※1	使用済保護衣等	14,400	バックグラウンド線量率 と同等以下

※1：主に瓦礫類を保管するものの、使用済保護衣等の保管も行う。

※2：主に伐採木（幹根）を保管するものの、瓦礫類（除草作業で発生した草等）及び使用済保護衣等の保管も行う。

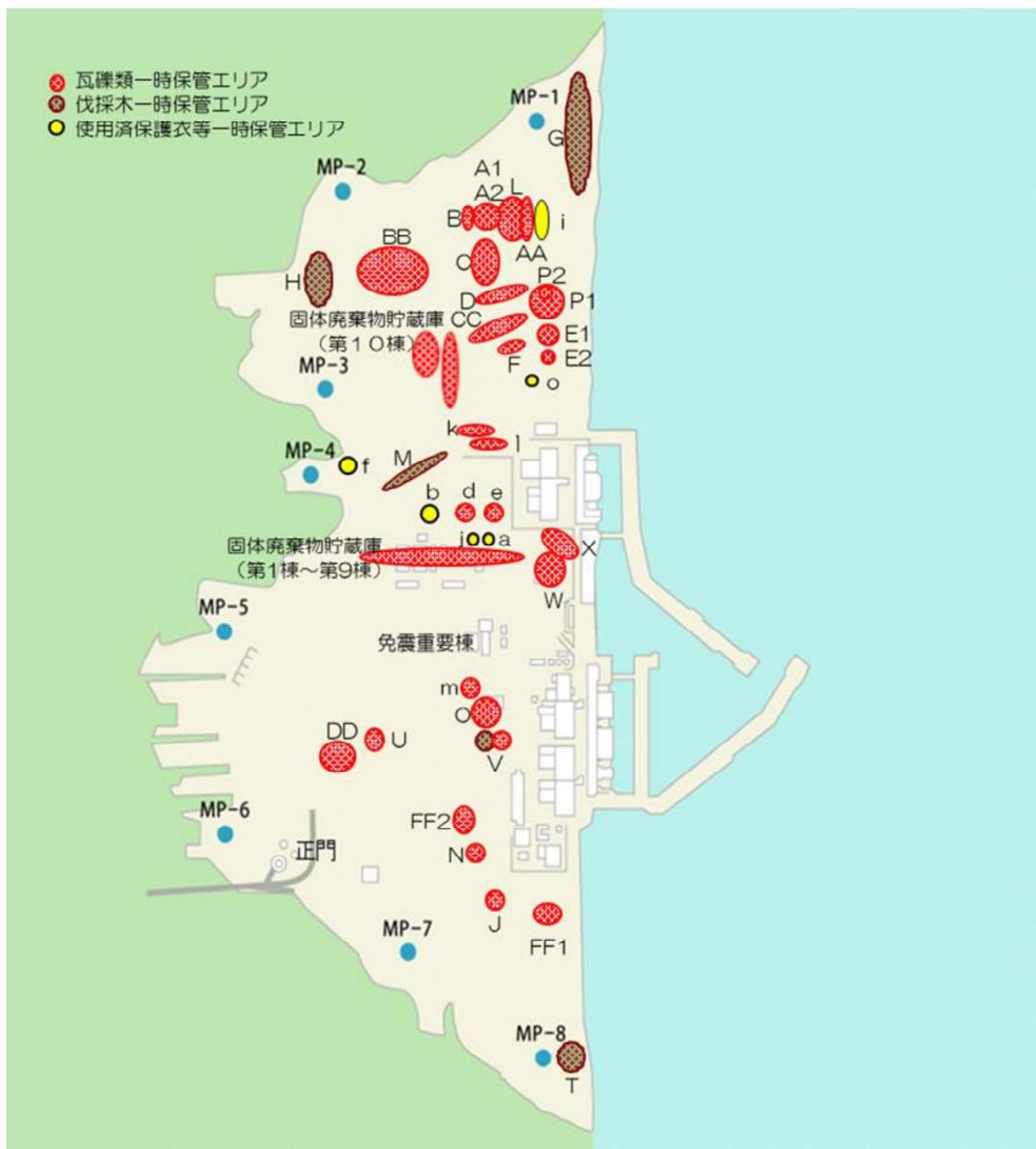
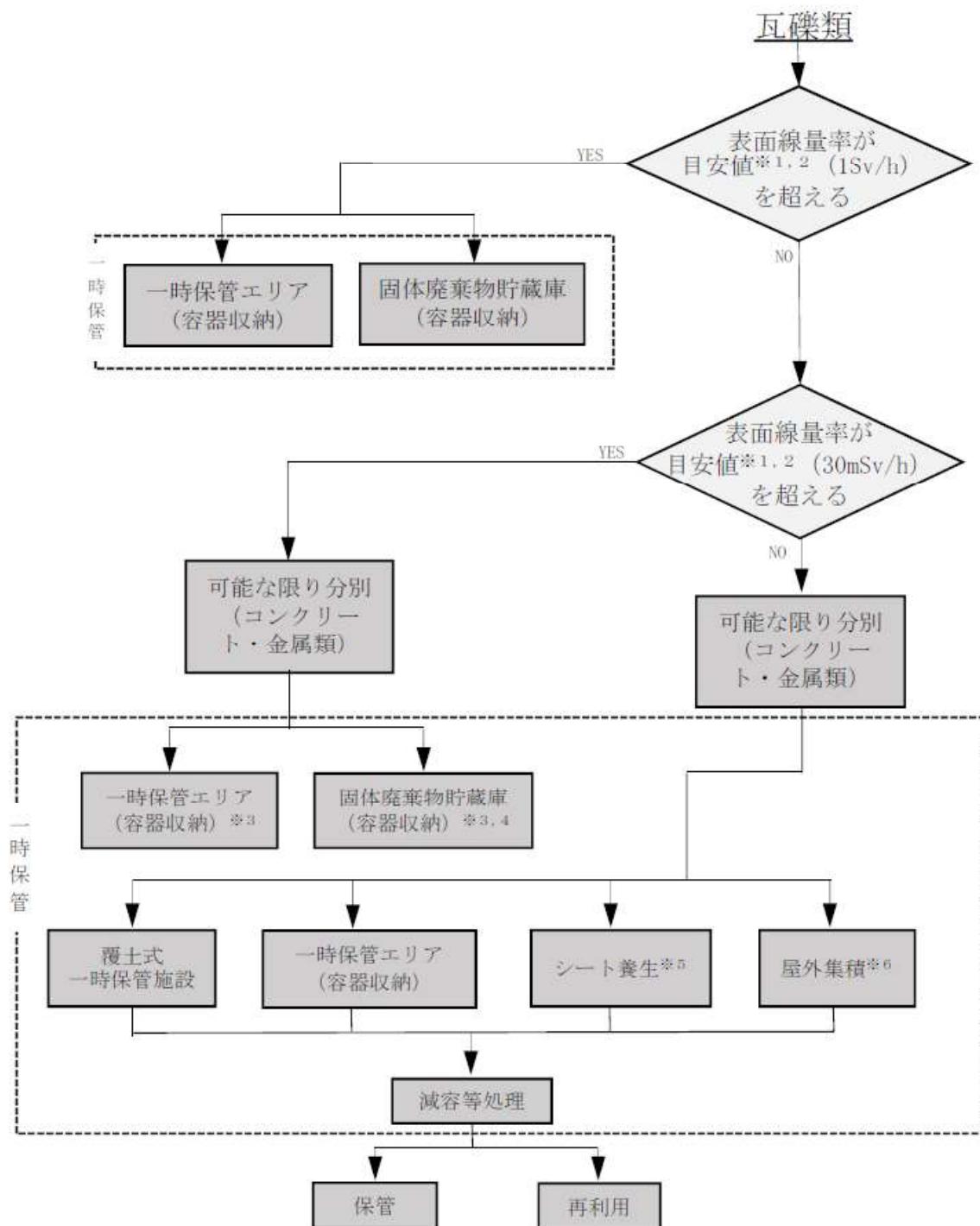


図2. 1. 1-1 一時保管エリア配置図

※：一時保管エリアAA, k, lは主に瓦礫類を保管するものの、使用済保護衣等の保管も行う。

※：一時保管エリアG, H, Mは主に伐採木（幹根）を保管するものの、瓦礫類（除草作業で発生した草等）及び使用済保護衣等の保管も行う。



- ※1 目安値は発電所敷地内の空間線量率を踏まえ適時見直し
- ※2 目安を判断することができる場合は、表面そのものの測定を実施しないことがある
- ※3 容器に収納できない大型瓦礫類は、飛散抑制対策を講じて一時保管する
- ※4 30mSv/h以下の瓦礫類もある
- ※5 目安値1mSv/h以下の瓦礫類を一時保管する
- ※6 目安値0.1mSv/h以下の瓦礫類を一時保管する

図2. 1. 1-2 発電所敷地内で発生する瓦礫類の処理フロー

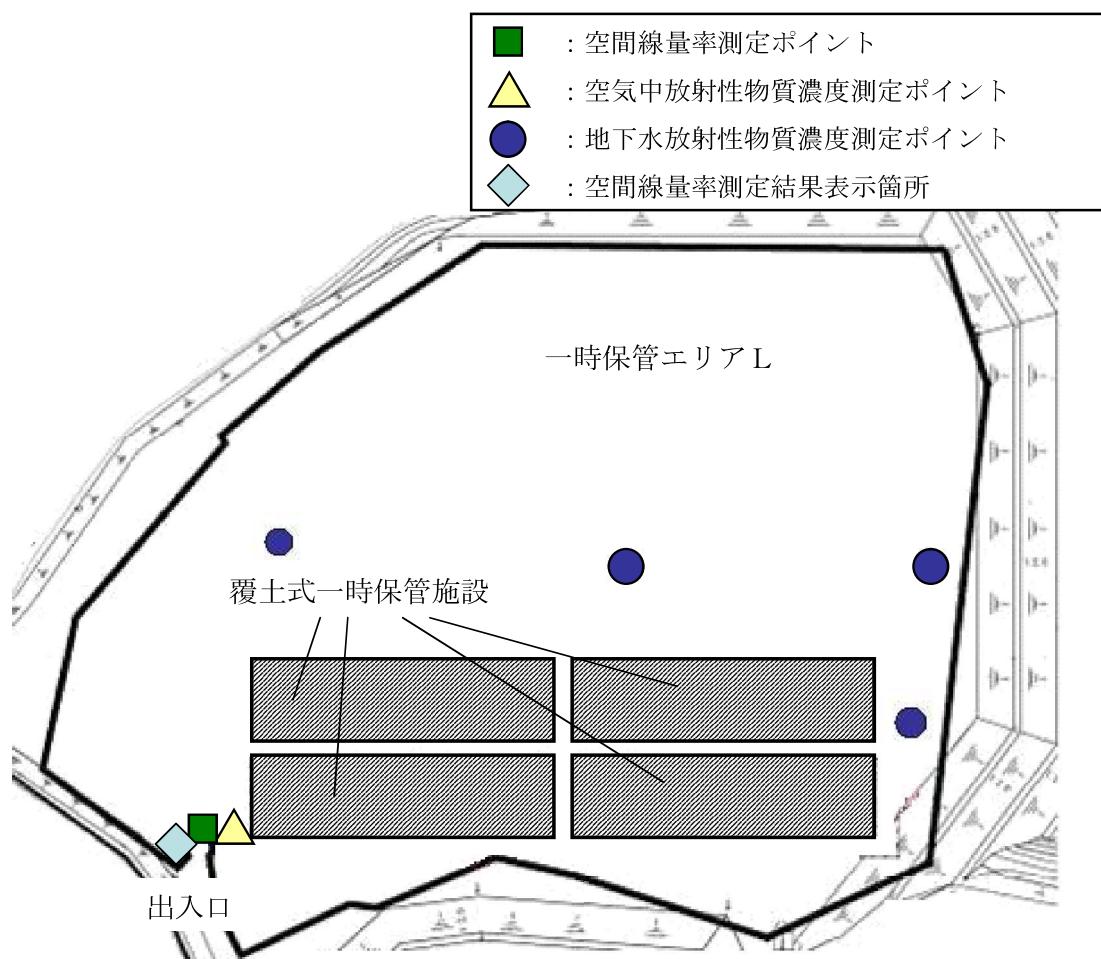


図2.1.1-3 覆土式一時保管施設における測定ポイント、測定結果表示箇所予定位図

2.1.2 放射性液体廃棄物等の管理

2.1.2.1 概要

(1) 放射性液体廃棄物（事故発災前に稼働していた系統の液体）

事故発災前に稼働していた系統の放射性液体廃棄物は、機器ドレン廃液、床ドレン廃液、化学廃液及び洗濯廃液がある。これら廃液の処理設備は、滯留水に水没又は系統の一部が故障しており、環境への放出は行っていない。

(2) 放射性液体廃棄物等（事故発災後に発生した液体）

事故発災後に発生した放射性液体廃棄物等は、以下のものがある。

1～3号機の原子炉を冷却するために注水を行っているが、注水後の水が原子炉建屋等に漏出し滯留水として存在している。

この汚染水については、外部に漏れないように建屋内やタンク等に貯蔵しているとともに、その一部を、汚染水処理設備により放射性物質の低減処理（浄化処理）を行い、浄化処理に伴い発生する処理済水をタンクに貯蔵するとともに、淡水化した処理済水は原子炉へ注水する循環再利用を行っている。

汚染水処理設備の処理水及び処理設備出口水については、多核種除去設備により放射性物質（トリチウムを除く）の低減処理を行い、処理済水をタンクに貯蔵する。また、トリチウムを除く放射性核種の告示濃度限度比の和が1未満を満足するALPS処理水は海水にて希釈して排水する。

5・6号機のタービン建屋等に流入した海水・地下水及び、放射性物質濃度が散水の基準を超える堰内雨水は、滯留水として、貯留設備（タンク）へ移送し貯留するとともに、その一部を、次のいずれかの方法により浄化処理を行い、構内散水に使用している。

- ① 浄化ユニット及び淡水化装置による浄化処理
- ② 浄化装置及び淡水化装置による浄化処理
- ③ 浄化ユニットによる浄化処理

1～4号機タービン建屋及び5・6号機タービン建屋等の周辺の地下水はサブドレンピットから汲み上げ、また、海側遮水壁によりせき止めた地下水は地下水ドレンポンドから汲み上げ、サブドレン他浄化設備により浄化処理を行い、管理して排水する。

地下水バイパスの実施に伴い汲み上げた地下水は、管理して排水する。

汚染水タンクエリアの堰内に貯まった雨水等（2.36 雨水処理設備等における『雨水』として扱う事とし、雨水処理する水も含む。）は、管理して排水、若しくは構内散水する。なお、堰内雨水が散水の基準を超えた場合は雨水処理設備により浄化処理を行う。

なお、臨時の出入管理箇所で保管していた洗浄水は、福島第一原子力発電所に運搬した後、構内に一時仮置きし、今後、処理する予定としている。

2.1.2.2 基本方針

放射性液体廃棄物等（事故発災後に発生した液体。以降、同じ。）については、浄化処理等必要な処理を行い、環境へ排水、散水する放射性物質の濃度を低減する。

詳細は「2.1.2.3 (5) 排水管理の方法」に定める。

2.1.2.3 対象となる放射性液体廃棄物等と管理方法

管理対象区域における建屋内、タンク等に貯蔵・滞留している放射性物質を含む水、サブドレンピット等から汲み上げる水、当該建屋や設備へ外部から流入する水、及びそれらの水処理の各過程で貯蔵している、あるいは発生する液体を対象とする。

(1) 発生源

- ① 1～6号機の原子炉建屋及びタービン建屋等においては、津波等により浸入した大量の海水が含まれるとともに、1～3号機においては原子炉への注水により、原子炉及び原子炉格納容器の損傷箇所から漏出した高濃度の放射性物質を含む炉心冷却水が流入し滞留している。また、1～4号機については、使用済燃料プール代替冷却浄化系からの漏えいがあった場合には、建屋内に流入する。この他、建屋には雨水の流入、及び地下水が浸透し滞留水に混入している。
- ② 地下水の建屋流入を抑制するために、1～4号機タービン建屋及び5・6号機タービン建屋等周辺の地下水を汲み上げ（サブドレン）、また、海側遮水壁によりせき止められた地下水が、地表面にあふれ出ないように汲み上げる（地下水ドレン）。
- ③ 臨時の出入管理箇所において、人の洗身及び車両の洗浄に使用した洗浄水を福島第一原子力発電所に運搬した後、構内に一時仮置きしている。
- ④ 建屋に流入する地下水を少なくするために、建屋山側の高台で地下水を汲み上げ、その流路を変更して海にバイパスする（地下水バイパス）。
- ⑤ 汚染水タンクエリアの堰内には、雨水が貯まる。

1～4号機の建屋内滞留水は、海洋への漏えいリスクの高まる T.P. 2.5m 盤到達までの余裕確保のために水位を T.P. 1.5m 付近となるよう管理することとしている。具体的には、原子炉建屋、タービン建屋、廃棄物処理建屋に水圧式の水位計を設置し、免震重要棟で水位を監視しており、2～4号機タービン建屋から集中廃棄物処理建屋へ滞留水を移送している。

(2) 浄化処理

- ① 多核種除去設備による浄化処理
汚染水処理設備の処理済水に含まれる放射性物質（トリチウムを除く）については、多核種除去設備により低減処理を行う。

② 1～4号機の浄化処理

滞留水を漏えいさせないよう、プロセス主建屋及び高温焼却炉建屋へ滞留水を移送し、放射性物質を除去する汚染水処理設備により浄化処理を実施している。除去した放射性物質を環境中へ移行しにくい性状にさせるため、放射性物質を吸着・固定化又は凝集する。

③ 5・6号機の浄化処理

貯留設備（タンク）へ滞留水を移送し、「2.1.2.1(2) 放射性液体廃棄物等（事故発災後に発生した液体）」に示す方法により浄化処理を実施している。（詳細は「II 2.33.2 5・6号機 仮設設備（滞留水貯留設備）」を参照）

④ サブドレン水及び地下水ドレン水の浄化処理

サブドレンピットから汲み上げた水及び地下水ドレンポンドから汲み上げた水について、サブドレン他浄化設備により浄化処理を実施する。（詳細は「II 2.35 サブドレン他水処理施設」を参照）

⑤ 堰内雨水の浄化処理

堰内雨水について、放射性物質濃度が「(4)再利用」に示す散水の基準を超える場合は雨水処理設備により浄化処理を実施する。

(3) 貯蔵管理

汚染水処理設備の処理済水については、多核種除去設備・増設多核種除去設備・高性能多核種除去設備により、放射性物質（トリチウムを除く）の低減処理を行い、処理済水を処理済水貯留用タンク・槽類に貯留する。

1～4号機のタービン建屋等の高レベルの滞留水については建屋外に滞留水が漏えいしないよう滞留水の水位を管理している。また、万が一、タービン建屋等の滞留水の水位が所外放出レベルに到達した場合には、タービン建屋等の滞留水の貯留先を確保するために、プロセス主建屋に貯留している滞留水の受け入れ先として、高濃度滞留水受タンクを設置している。

1～4号機の廃棄物処理建屋等の地下階に設置されている容器等内の廃液については、漏えいしても滞留水として系内にとどまる。また、地上階に設置されている容器等内の廃液については、腐食により廃液が容器等から漏えいすることが懸念されるため、点検が可能な容器等については、定期に外観点検または肉厚測定を行い、漏えいのないことを確認する。また、高線量等により外観点検等が困難な容器等については、外観点検または肉厚測定を実施した容器等の点検結果より、劣化状況を想定し、漏えいが発生していないことを確認する。

高レベル滞留水は処理装置（セシウム吸着装置、第二セシウム吸着装置、第三セシウム吸着装置、除染装置）、淡水化装置（逆浸透膜装置、蒸発濃縮装置）により処理され、水処理により発生する処理済水は中低濃度タンク（サプレッション・プール水サーチタンク、

廃液RO供給タンク、RO後濃縮塩水受タンク、濃縮廃液貯槽、RO及び蒸発濃縮装置後淡水受タンク）に貯蔵管理する。

5・6号機のタービン建屋等に流入した海水・地下水等は、滞留水として、貯留設備（タンク）へ移送して貯留し、その一部は、浄化装置及び淡水化装置により浄化処理を行っている。各タンクは巡視点検により漏えいがないことを定期的に確認する。

臨時の出入管理箇所において保管していた洗浄水は、福島第一原子力発電所に運搬した後、構内に一時仮置きしており、巡視により漏えいがないことを定期的に確認する。

地下水バイパス設備により汲み上げた地下水は、一時貯留タンクに貯留する。各タンクは巡視点検により漏えいがないことを定期的に確認する。

浄化処理後のサブドレン水及び地下水ドレン水は、サンプルタンクに貯留する。各タンクは巡視点検により漏えいがないことを定期的に確認する。

浄化処理後の堰内雨水は、処理水タンクに貯留する。各タンクは巡視点検により漏えいがないことを定期的に確認する。なお、同様な管理を継続していくとともに、タンクは必要に応じて増設する。

(4) 再利用

汚染水処理設備により放射性物質を低減し、浄化処理に伴い発生する処理済水は貯蔵を行い、淡水化した処理済水については原子炉の冷却用水等へ再利用する。

5・6号機のタービン建屋等に流入した海水・地下水等は、滞留水として、貯留設備（タンク）へ移送して貯留し、「2.1.2.1(2)放射性液体廃棄物等（事故発災後に発生した液体）」に示す方法により浄化処理を行い、構内散水に使用している。構内散水にあたっては、以下に示す確認を行う。

① 浄化ユニット及び淡水化装置により浄化処理した水または浄化装置及び淡水化装置により浄化処理した水

被ばく評価上有意な核種である Cs-134, Cs-137, Sr-90※, H-3（以下、「主要核種」という）の放射性物質濃度を測定し、告示に定める周辺監視区域外の水中の濃度限度との比（以下、「告示濃度限度比」という）の和が 0.22 以下となることを確認する。

なお、浄化ユニット及び淡水化装置による浄化処理した水並びに浄化装置及び淡水化装置により浄化処理した水の評価対象核種が同一である理由は、いずれも最後段に位置する淡水化装置の浄化性能を基に評価対象核種を選定しているためである。

② 浄化ユニットにより浄化処理した水

主要核種の放射性物質濃度を測定し、告示濃度限度比の和が 0.21 以下であること、及び前記の測定において、他の人工のγ線放出核種が検出されていないことを確認する。

堰内雨水について、当面、排水方法が確定するまでは、排水時と同様の確認を行い、処

理水を構内散水する。

なお、「(3)貯蔵管理」に示す管理において各タンクからの漏えいが確認された場合、当該堰内雨水は散水せず、貯留用タンク・槽類へ移送して浄化処理する等必要な措置を講じる。

※：Sr-90について

主要核種の内、Sr-90は放射壊変により娘核種であるY-90を生成し、両者は永続平衡の関係(Sr-90とY-90の濃度が等しくなる状態)にある。また、Y-90の告示濃度限度300Bq/Lは、Sr-90の告示濃度限度30Bq/Lの10倍である。

このため、Sr-90を単体分析して測定を行う場合には、Y-90の影響としてSr-90の10分の1相当の値が告示濃度限度比に追加されることとなる。したがって、Sr-90分析値から得られる告示濃度限度比を1.1倍したもののがY-90の影響も含む値となる。

一方、全β測定を行う場合には、計測結果にβ線放出核種であるSr-90およびY-90両者の放射能が含まれることとなる。仮にSr-90 1Bq/LとY-90 1Bq/Lのみが含まれる試料を全β測定した場合には、約2Bq/Lの測定結果が得られることになる。この結果をもとにSr-90とY-90がそれぞれ同濃度、即ち1Bq/Lずつ含まれていると考えると、告示濃度限度比としては、 $1/30 + 1/300 = 0.0363$ となる。しかし、全β測定では放射能濃度を核種毎に確定させることは困難である。このため、評価に保守性を持たせ、全β測定結果はすべてSr-90であると評価することとしている。この場合、告示濃度限度比は、 $2/30 = 0.0667$ となる。

以上のことから、Sr-90濃度を分析・評価する場合は、永続平衡の関係にあるY-90の影響も評価に加味し、以下の方法で行う。

- Sr-90濃度を全β値からの評価値とする場合、全β値をSr-90濃度とする。
- Sr-90濃度をSr-90分析値とする場合、Sr-90分析値を1.1倍したものをSr-90濃度とする。

なお、排水前の分析においても同様とする。

(5) 排水管理の方法

ALPS処理水は、排水前に測定・確認用設備において、トリチウム及びトリチウム以外の放射性核種を分析し、基準を満たしていることを確認するとともに、トリチウム濃度を低減させるために、希釈設備にて海水で希釈した上で排水する。

ALPS処理水に含まれる放射性核種の分析にあたっては、実施計画Ⅲ 第1編第3条に規定する品質マネジメントシステム計画に基づき、測定等の対象とする放射性核種に応じて、分析に必要とされる資源(分析装置、分析員等)を明確にした上で、当該分析業務に必要な体制を整備し、分析方法や分析結果に対する客観性及び信頼性を確保するため、主に以下に掲げる事項を実施する。

- 特定の核種の分析に係る国際標準化機構（ISO）等の認証を取得している委託先か

ら分析員を調達するとともに、教育訓練により分析員やその分析を監理する者の力量管理を実施する。

- ・ 福島第一原子力発電所全体の分析に必要とされる資源等を勘案して、委託先を含む組織内の役割を明確にした分析体制を整備する。
- ・ 公定法を基本とする分析方法により分析評価を行うこととし、分析方法の妥当性・検証や、分析に専門性を有する第三者分析機関の関与を得つつ、分析結果の不確かさを含めた分析データの定量評価を行う。

地下水バイパス水及びサブドレン他浄化設備の処理済水は、排水前に主要核種を分析し、基準を満たしていることを確認した上で排水する。（排水前の分析において、Sr-90は(4)再利用と同様の方法で評価する。）基準を満たしていない場合は、排水せず、原因を調査し、対策を実施した上で排水する。

事故発災した1～4号機建屋及び5・6号機建屋近傍から地下水を汲み上げているサブドレン他浄化設備の処理済水については、念のため定期的な分析で水質の著しい変動がないこと、及び3ヶ月の告示濃度限度比の和がサブドレン他浄化設備の処理済水の排水に係る線量評価（詳細は、「III. 2. 2. 3 放射性液体廃棄物等による線量評価」を参照）以下となることなどを確認する。（添付資料－1、添付資料－2）

① 排水前の分析

放射性液体廃棄物等を排水する際は、あらかじめタンク等においてサンプリングを行い、放射性物質の濃度を測定して、以下に示す基準を満たす場合に排水を行い、基準を満たさない場合は必要な処理（浄化処理等）を行うものとする。

なお、海洋への放出は、関係省庁の了解なくしては行わないものとする。

ALPS処理水は、トリチウム濃度が100万Bq/L未満であること、及びトリチウム以外の放射性核種の告示濃度限度比の和が1未満であることを測定等により確認する。また、放水立坑（上流水槽）におけるトリチウム濃度を1,500Bq/L未満、且つ、海水により100倍以上の希釈となるようALPS処理水流量と希釈海水流量を設定する。また、トリチウム放出量は、実施計画III（第1編第41条及び第2編第88条）に基づく排水による放出量の合計で年間22兆Bqの範囲内とする。

なお、ALPS処理水中のトリチウム以外の放射性核種の特定及びその後の測定・評価の対象とする放射性核種（以下「測定・評価対象核種」という。）の選定の考え方は添付資料－5の通り。

地下水バイパス水は、Cs-134が1Bq/L未満、Cs-137が1Bq/L未満、Sr-90が5Bq/

L 未満、トリチウムが 1,500Bq/L 未満であることを測定により確認する。

サブドレン他浄化設備の処理済水は、Cs-134 が 1Bq/L 未満、Cs-137 が 1Bq/L 未満、Sr-90 が 3(1)Bq/L 未満※、トリチウムが 1,500Bq/L 未満であること、及び前記の測定において、その他の人工の γ 線放出核種が検出されていないことを測定により確認する。(※ Sr-90 は、10 日に 1 回程度の頻度で 1Bq/L 未満であることを確認する。) なお、サブドレン他浄化設備については、これに加え集水タンクまたは高台集水タンクへの汲み上げ時についても、トリチウムが 1,500Bq/L 未満であることを測定により確認する。

その他排水する放射性液体廃棄物等については、主要核種の放射性物質濃度を測定し、告示濃度限度比の和が 0.22 以下となることを確認する。

② 定期的な分析

サブドレン他浄化設備の処理済水については、その濃度に著しい変動がないこと、及び主要核種以外の核種の実効線量への寄与が小さいことを確認するために、排水実績に応じた加重平均試料を作成し、以下の確認を行う。

a. 1ヶ月毎の分析

以下に示す検出限界濃度を下げる測定を行い、著しい変動がないことを確認する。著しい変動があった場合には、排水を停止し、「b. 四半期毎の分析」に準じた分析・評価を行い、原因調査及び対策を行った上で排水を再開する。

Cs-134	:	0.01	Bq/L
Cs-137	:	0.01	Bq/L
全 β	:	1	Bq/L
H-3	:	10	Bq/L
Sr-90	:	0.01	Bq/L
全 α	:	4	Bq/L

b. 四半期毎の分析

主要核種及びその他 37 核種（計 41 核種※）の告示濃度限度比の和が、サブドレン他浄化設備の処理済水の排水に係る線量評価（詳細は、「III. 2. 2. 3 放射性液体廃棄物等による線量評価」を参照）を超えていないことを確認する。これを超えた場合は、排水を停止し、原因調査及び対策を行った上で排水を再開する。

※41 核種：以下の方法により 41 核種を選定した。

- ・排水中の放射性物質の起源を安全側に建屋滞留水と仮定し、ORIGEN コードにより原子炉停止 30 日後に燃料中に存在すると評価した核分裂生成物の中から、希ガス、不溶解性物質、及び原子炉停止後 3 年経過時点の放射性物質濃度が告示濃度限度比 0.01 以下の核種を除外し、また事故発生前の原子炉水中に存在した放射性腐食生成物について、その放射性物質濃度（最大値）を事故後 3 年減衰させた場合の告示濃度限度比が 0.01 以下の核種を除外し、48 核種を選定した。（添付資料－3）
- ・更に、その 48 核種のうち原子炉停止後 5 年経過時点の放射性物質濃度が告示濃度限度比 0.01 以下となる核種、及び Cs-137 の同位体、娘核種であり、Cs-137 との存在比率から、Cs-137 の濃度が排水時の運用目標である 1Bq/L であった場合においても、告示濃度限度比の和に有意な影響を与えない核種を除外したもので、以下の核種をいう。

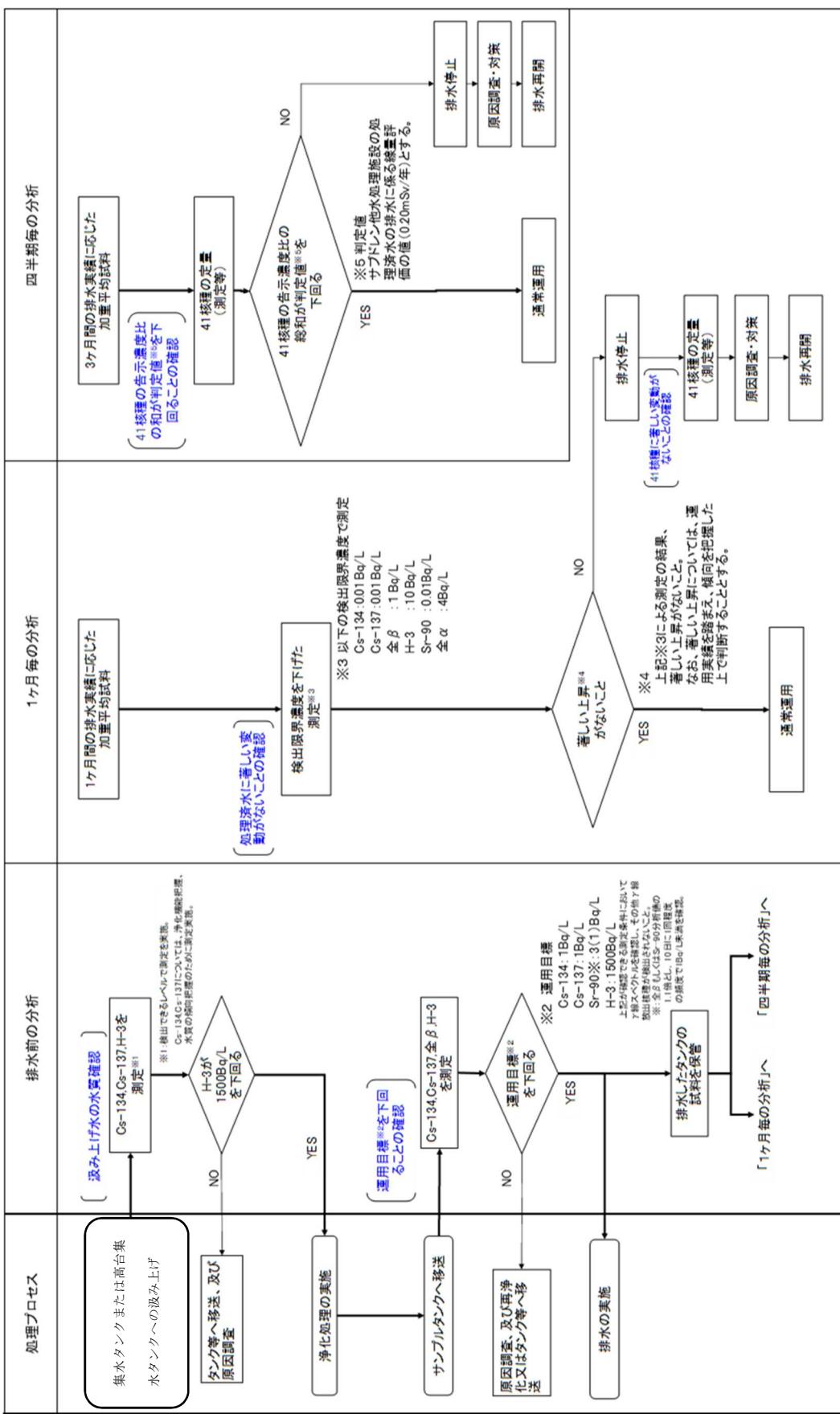
（添付資料－4）

Sr-90, Y-90, Tc-99, Ru-106, Rh-106, Ag-110m, Cd-113m, Sn-119m, Sn-123,
Sn-126, Sb-125, Te-123m, Te-125m, Te-127, Te-127m, I-129, Cs-134, Cs-137
Ce-144, Pr-144, Pr-144m, Pm-146, Pm-147, Sm-151, Eu-152, Eu-154,
Eu-155, Pu-238, Pu-239, Pu-240, Pu-241, Am-241, Am-242m, Am-243,
Cm-243, Cm-244
Mn-54, Co-60, Ni-63, Zn-65, H-3

2.1.2.4 添付資料

- 添付資料－1 サブドレン他水処理施設の排水管理に関する運用について
添付資料－2 サブドレン他水処理施設の排水に係る評価対象核種について
添付資料－3 サブドレン他水処理施設の排水管理を行う核種選定実施のための確認対象核種について
添付資料－4 確認対象核種の再選定について（事故発災から 5 年経過後の減衰等を考慮した見直し）
添付資料－5 ALPS 処理水海洋放出時の測定・評価対象核種の選定について

サブドレン他水処理施設の排水管理に関する運用について



サブドレン他水処理施設の排水に係る評価対象核種について

事故発災に伴うフォールアウト、飛散瓦礫に付着した放射性物質を含むと考えられるサブドレン他水処理施設の汲み上げ水について、念のため、主要核種を含む48核種（添付資料－3参照）の水質を確認した。

1. サブドレン他浄化設備の水質について

(1) 処理前の水質

- ・浄化対象の全てのピットを汲み上げたサブドレン他浄化設備の処理前水の告示濃度限度比の和については、主要核種（Cs-134, Cs-137, Sr-90, H-3）で約92%を占めている。
- ・その他44核種のうち、検出等により存在すると評価したのは5核種で約0.3%であり、主要核種に比べて十分小さい。残り39核種については、検出されていないものの、仮に検出限界濃度（以下、ND値）を用いて評価した場合で約7.6%未満である。その他44核種の割合は十分に小さいことを確認した。（表1）・（表3）・（表4）

(2) 処理後の水質

- ・浄化対象の全てのピットを汲み上げたサブドレン他浄化設備の処理済水の水質は、48核種を対象とした詳細分析（ND値を下げた分析）の結果、0.015未満であることを確認した。このうち、主要核種の告示濃度限度比の和は0.011未満であった。その他44核種のうち、検出等により存在すると評価した5核種の告示濃度限度比の和は0.0020であった。残り39核種については、検出されていないものの、仮にND値を用いて評価した場合で告示濃度限度比の和が0.0022未満であった。
- ・従って、その他44核種の告示濃度限度比の和は、0.0041未満であった。（表2）
- ・なお、10ピットを汲み上げた処理済水について、その他44核種の告示濃度限度比の和が0.0039未満（検出等により存在すると評価したのは7核種で0.0021、ND値以下の37核種で0.0018未満）であることを確認している。この10ピットを汲み上げた処理済水と、上述の全てのピットを汲み上げた処理済水の告示濃度限度比の和の差は、0.0002（=0.0041未満-0.0039未満）であり、その他44核種の変動は小さいことを確認した。

2. 排水に係る評価対象核種

最も放射性物質が多いと考えられる1～4号機建屋近傍の水質において主要核種が支配的であることから、各系統の排水に係る評価対象核種は、主要核種（Cs-134, Cs-137, Sr-90, H-3）とする。

なお、1～4号機建屋及び5・6号機建屋近傍の水を汲み上げるサブドレン他浄化設備の処理済水については、水質に著しい変動がないことなどを確認するため、念のため定期的に「添付資料－4」に定める41核種を確認する。

(1) 1~4号機

表1 主要核種の告示濃度限度比の割合（処理前水）

		サブドレン、地下水ドレンの汲み上げ水	
		処理対象の全てのピット	
主要核種	告示濃度限度比	割合	
	Cs-134	1.8	約92%
	Cs-137	4.1	
	Sr-90	0.23	
	H-3	0.0060	
44核種	検出等（5核種）	0.025	約0.3%
	未検出（39核種）	0.50未満	約7.6%未満
告示濃度限度比の総和		6.7未満	

未満：検出限界以下の核種は、検出限界濃度を用いて告示濃度限度比を算出

処理対象の全てのピット：No. 1, 30, 37, 49, 57 ピット及び 5・6 号機建屋近傍のサブドレンピット 23 ピットを除く 41 ピット。なお、これに含まれていなかった No. 1 ピットについては、表1の主要核種の告示濃度限度比の和 6.1 に対し 1.8, 44 核種の告示濃度限度比の和 0.53 未満に対し 0.15 未満, 44 核種の告示濃度限度比の和の割合約 7.9% 未満に対し約 7.7% 未満であり、それぞれ表1に示した値以下であることが確認できている。

表2 その他 44 核種の告示濃度限度比（処理済水）

		サブドレン、地下水ドレンの汲み上げ水	
		処理対象の全てのピット	10ピット（参考）
		告示濃度限度比	告示濃度限度比
主要核種		0.011未満	0.011
		0.0020 (5核種)	0.0021 (7核種)
		0.0022未満 (39核種)	0.0018未満 (37核種)
小計		0.0041未満	0.0039未満
告示濃度限度比の総和		0.015未満	0.015未満

未満：検出限界以下の核種は、検出限界濃度を用いて告示濃度限度比を算出

表3 淨化対象に追加するピットの告示濃度限度比

No.	告示濃度限度比								合計	
	主要核種				小計	44核種		小計		
	Cs-134	Cs-137	Sr-90	H-3		検出等	未検出			
30	1.0	4.8	0.04	0.005	5.9	0.005 (3核種)	0.19未満 (41核種)	0.20未満	8.1未満	
37	0.01	0.05	0.0002未満	0.0003	0.06未満	0.001未満 (2核種)	0.08未満 (42核種)	0.09未満	0.15未満	
49	0.008	0.08	0.0011未満	0.0014	0.07未満	0.024未満 (4核種)	0.09未満 (40核種)	0.11未満	0.18未満	
57	0.17	0.79	0.003	0.0007	0.96	0.001未満 (3核種)	0.12未満 (41核種)	0.12未満	1.1未満	

未満：検出限界以下の核種は、検出限界濃度を用いて告示濃度限度比を算出

浄化対象に追加するピットから汲み上げた水の主要核種 (Cs-134, Cs-137, Sr-90, H-3) およびその他 44 核種の告示濃度限度比の総和は表 3 の通り、表 1 に示した値以下であることが確認できている。

(2) 5・6 号機

5・6 号機建屋近傍の汲み上げ水に含まれる放射能は、1～4 号機の破損燃料を冷却している 1～4 号機滞留水と発生源が異なり、フォールアウトが主であることから 5・6 号機建屋近傍のサブドレンピット 23 ピットの汲み上げ水を均等に混合した水の 48 核種の水質を確認した。

表4 浄化対象に追加する 5・6 号機サブドレンピットの告示濃度限度比

告示濃度限度比					小計	44核種	未検出	小計	合計					
主要核種				小計										
Cs-134	Cs-137	Sr-90	H-3											
0.001未満	0.0048	0.00097未満	0.000065	0.0068未満	0.0000054 (2核種)	0.16未満 (42核種)		0.16未満	0.17未満					

表 4 の通り、主要核種及びその他 44 核種の告示濃度限度比の総和は表 1 に示した値以下であった。

サブドレン他水処理施設の排水管理を行う核種選定実施のための確認対象核種について

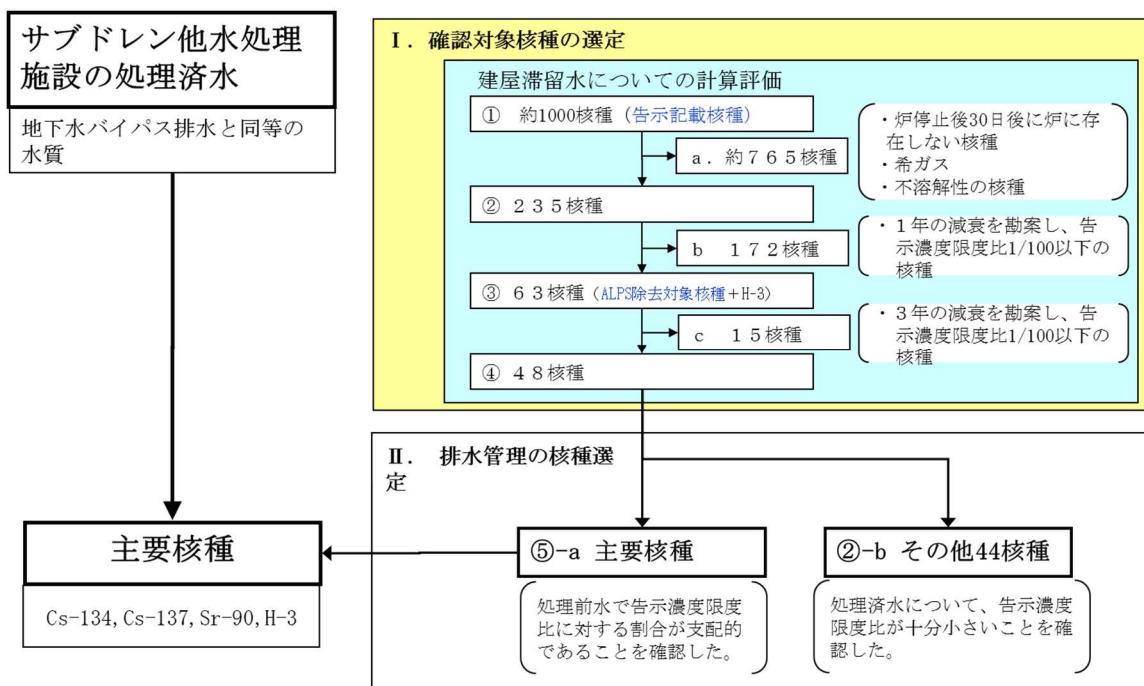
1. 確認対象核種の選定

サブドレン他水処理施設の汲み上げ水は、主に事故発災に伴うフォールアウト、飛散瓦礫等に付着した放射性物質を含むことから、排水管理の評価対象とすべき核種は主要核種 (Cs-134, Cs-137, Sr-90, H-3) と考えている。

排水管理の評価対象核種を選定するに際して、主要核種以外の核種で線量評価に影響を与える核種は十分小さいものと考えているが、念のために、主要核種以外の核種の有無を確認することとした。

確認すべき核種を選定するにあたり、安全側に仮定を行うため、炉心インベントリ等から被ばく評価上有意な核種として、主要核種を含む 48 核種※を選定した。(図 1)

※ 建屋滞留水の除去対象核種を選定する方法を用いて、建屋滞留水 (235 核種) の除去対象 62 核種にトリチウムを加えた 63 核種について、事故発災から 3 年経過していることによる減衰を考慮し、さらに告示濃度限度比が 1/100 以下となる核種を除外することによって、48 核種を選定した。この 48 核種を排水管理の評価対象核種の選定を行うための確認対象核種（表 1）とした。



黄色枠 : 本資料の説明範囲

図 1 確認対象核種の選定方法について

表1 確認対象核種（48核種）

単位：Bq/L

核種	線種	告示濃度限度	核種	線種	告示濃度限度
Sr-89	β	3E+2	Pr-144	$\beta \gamma$	2E+4
Sr-90	β	3E+1	Pr-144m	γ	4E+4
Y-90	β	3E+2	Pm-146	$\beta \gamma$	9E+2
Y-91	$\beta \gamma$	3E+2	Pm-147	β	3E+3
Tc-99	β	1E+3	Sm-151	β	8E+3
Ru-106	β	1E+2	Eu-152	$\beta \gamma$	6E+2
Rh-106	$\beta \gamma$	3E+5	Eu-154	$\beta \gamma$	4E+2
Ag-110m	$\beta \gamma$	3E+2	Eu-155	$\beta \gamma$	3E+3
Cd-113m	$\beta \gamma$	4E+1	Gd-153	γ	3E+3
Sn-119m	γ	2E+3	Pu-238	α	4E+0
Sn-123	$\beta \gamma$	4E+2	Pu-239	α	4E+0
Sn-126	$\beta \gamma$	2E+2	Pu-240	α	4E+0
Sb-124	$\beta \gamma$	3E+2	Pu-241	β	2E+2
Sb-125	$\beta \gamma$	8E+2	Am-241	$\alpha \gamma$	5E+0
Te-123m	γ	6E+2	Am-242m	α	5E+0
Te-125m	γ	9E+2	Am-243	$\alpha \gamma$	5E+0
Te-127	$\beta \gamma$	5E+3	Cm-242	α	6E+1
Te-127m	$\beta \gamma$	3E+2	Cm-243	$\alpha \gamma$	6E+0
I-129	$\beta \gamma$	9E+0	Cm-244	α	7E+0
Cs-134	$\beta \gamma$	6E+1	Mn-54	γ	1E+3
Cs-135	β	6E+2	Co-60	$\beta \gamma$	2E+2
Cs-137	$\beta \gamma$	9E+1	Ni-63	β	6E+3
Ba-137m	γ	8E+5	Zn-65	γ	2E+2
Ce-144	$\beta \gamma$	2E+2	H-3	β	6E+4

告示濃度限度：「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

質の防護に関する必要な事項を定める告示」に定められた周辺監視区域外の

水中の濃度限度（単位は、Bq/Lに換算した）

2. 確認対象核種の抽出時に除外された核種の線量寄与について

建屋滞留水の除去対象核種は、告示濃度限度比が1/100以下の核種を除外している。以下に、除外された核種について、48核種の告示濃度限度比の和に対する線量影響を確認した。

(1) 除外方法

(減衰を考慮する期間以外は、建屋滞留水の除去対象核種選定と同じ方法を用いた：図2)

- 告示に記載された約1000核種について、ORIGENコードによる炉心インベントリ等からの評価を行い、告示に記載された約1000核種から原子炉停止30日後に存在しない核種、希ガス、不溶解性核種をそれぞれ除外すると235核種となる。
- 235核種について、事故発災1年の減衰を勘案し、告示濃度限度比1/100以下の核種を除外すると、63核種（建屋滞留水の除去対象核種62核種+H-3）となる。
- 62核種について、事故発災3年の減衰を勘案し、告示濃度限度比1/100以下の核種を除外して、48核種を確認対象核種として抽出した。

(2) 線量寄与の確認結果

48核種の告示濃度限度比の和を1とした場合、235核種から除外された核種（235-48=187核種：事故発災3年後）の告示濃度限度比の和は、 3×10^{-10} であり、除外された核種の寄与は極めて小さい。

なお、上記評価による235核種から除外された核種（235-48=187核種：事故発災3年後）の告示濃度限度比の和は、建屋滞留水で0.018となる。一方、サブドレン、地下水ドレンの水質は、汲み上げ予定の最も濃度が高いピットで、現状の建屋滞留水と比べてH-3が1/100程度、Cs-137が1/10000～1/1000程度（表2参照）である。サブドレン、地下水ドレンにおける除外された187核種の線量寄与は、仮に現状の建屋滞留水との比率（地下水とともに最も移行し易いと考えられる核種であるH-3の比率：1/100）を上記0.018に乗じても、0.00018程度であった。

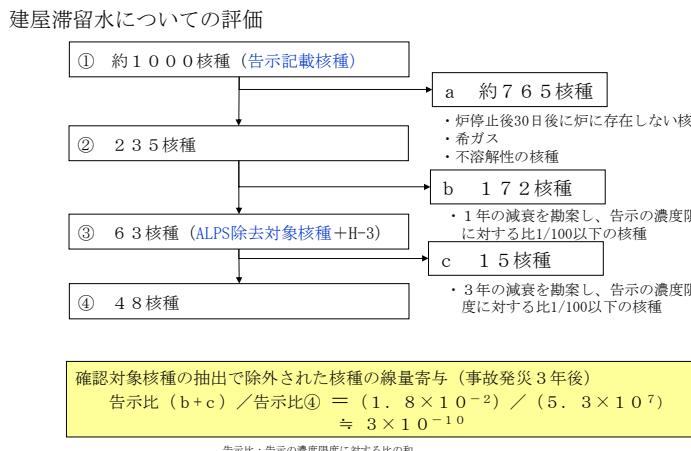


図2 確認対象核種の抽出の方法と除外された核種の線量寄与

表2 サブドレン, 地下水ドレン, 建屋滞留水の水質

単位 : Bq/L

核種	放射能濃度 (Bq/L)			建屋滞留水に対する比	
	① サブドレン	② 地下水ドレン	③ 建屋滞留水	④ サブドレン (①の最大/③)	⑤ 地下水ドレン (②の最大/③)
Cs-134	ND(0.66) ~1,700	ND(1.7) ~10	85 万 ~750 万	1/8000 ~1/500	1/75 万 ~1/85000
Cs-137	ND(0.71) ~5,200	ND(1.8) ~28	220 万 ~2,000 万	1/8000 ~1/400	1/71 万 ~1/78000
全 β	ND(11) ~5,700	ND(14) ~1,400	250 万 ~6,600 万	1/20000 ~1/400	1/47000 ~1/1700
H-3	ND(2.8) ~3,200	220 ~4,100	36 万	1/100	1/87

備考: サブドレン, 地下水ドレンには, 事故により環境中へ放出された放射性物質を含むが,
建屋滞留水が混入しないように管理されており, Cs-137, 全 β 放射能は建屋滞留水の
1/1000 程度, H-3 は 1/100 程度である。

サブドレンについては, 上表の核種に加えて Sb-125 が ND(1.2) ~34Bq/L があり, 建屋
滞留水の 7500Bq/L (H26.7.8 淡水化装置入口水) の 1/200 程度となっている。

3. 参考

●建屋滞留水の除去対象 62 核種から除外された核種

建屋滞留水の除去対象としている 62 核種は、事故発災後の炉心インベントリ核種等に対して 1 年（365 日）の減衰を勘案して選定したものである。排水管理の核種選定を行うための確認対象核種の抽出では、炉心インベントリ核種等の減衰期間を 3 年間（1095 日）としたことによって、告示濃度限度比が 1/100 以下になった比較的短半減期の表 3 の 15 核種を除外した。これにより残った核種は 47 核種となり、確認対象核種は H-3 を含めると 48 核種となる。

表 3 建屋滞留水の除去対象 62 核種から除外された核種

核種	主な線種	半減期 (d)
Rb-86	$\beta \gamma$	18.63
Nb-95	$\beta \gamma$	34.975
Ru-103	$\beta \gamma$	39.4
Rh-103m	$\beta \gamma$	0.935
Cd-115m	$\beta \gamma$	44.8
Te-129	$\beta \gamma$	0.0479
Te-129m	$\beta \gamma$	33.5
Cs-136	$\beta \gamma$	13.16
Ba-140	$\beta \gamma$	12.79
Ce-141	$\beta \gamma$	32.5
Pm-148	$\beta \gamma$	5.37
Pm-148m	$\beta \gamma$	41.3
Tb-160	$\beta \gamma$	72.1
Fe-59	$\beta \gamma$	44.5
Co-58	γ	70.82

確認対象核種の再選定について
(事故発災から5年経過後の減衰等を考慮した見直し)

1. 確認対象核種の再選定

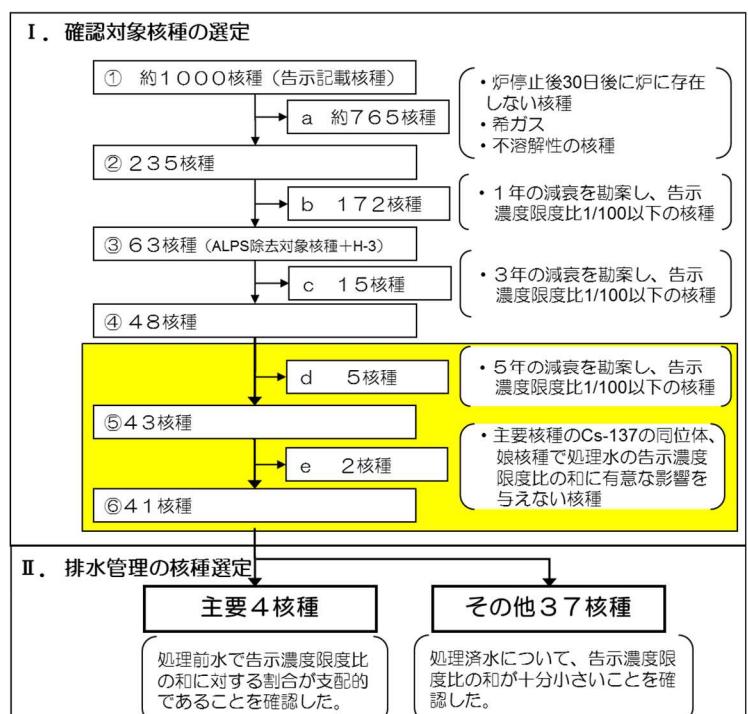
排水管理の評価対象核種を選定するに際して、主要核種以外の核種で線量評価に影響を与える核種は十分小さいものと考えているが、念のために、主要核種以外の核種の寄与を分析により確認することとした。

サブドレン他水処理施設の処理済水の確認すべき核種を選定するにあたっては、安全側に仮定を行うため、炉心インベントリ等から滞留水に存在すると評価した放射性核種について、サブドレン他水処理施設の処理済水の排水管理を検討した2014年3月時点（事故発災から3年経過）での減衰による濃度低下を考慮した上で、被ばく評価上有意な核種として「添付資料－3」の通り48核種を選定した。

この48核種に対して、2016年3月時点で事故発災から5年が経過したことを踏まえ、減衰による濃度低下を考慮し再度核種選定を行った。

更に、Cs-137の同位体、娘核種のうち、告示濃度限度比が十分小さい核種について見直しを行った結果、主要核種を含む41核種を選定した。（図1）

この41核種を確認対象核種（表1）とした。



黄色枠 ■ : 本資料の説明範囲

図1 確認対象核種の選定方法について

表1 確認対象核種（41核種）

単位：Bq/L

核種	線種	告示濃度限度	核種	線種	告示濃度限度
Sr-90	β	3E+1	Pm-146	$\beta\gamma$	9E+2
Y-90	β	3E+2	Pm-147	β	3E+3
Tc-99	β	1E+3	Sm-151	β	8E+3
Ru-106	β	1E+2	Eu-152	$\beta\gamma$	6E+2
Rh-106	$\beta\gamma$	3E+5	Eu-154	$\beta\gamma$	4E+2
Ag-110m	$\beta\gamma$	3E+2	Eu-155	$\beta\gamma$	3E+3
Cd-113m	$\beta\gamma$	4E+1	Pu-238	α	4E+0
Sn-119m	γ	2E+3	Pu-239	α	4E+0
Sn-123	$\beta\gamma$	4E+2	Pu-240	α	4E+0
Sn-126	$\beta\gamma$	2E+2	Pu-241	β	2E+2
Sb-125	$\beta\gamma$	8E+2	Am-241	$\alpha\gamma$	5E+0
Te-123m	γ	6E+2	Am-242m	α	5E+0
Te-125m	γ	9E+2	Am-243	$\alpha\gamma$	5E+0
Te-127	$\beta\gamma$	5E+3	Cm-243	$\alpha\gamma$	6E+0
Te-127m	$\beta\gamma$	3E+2	Cm-244	α	7E+0
I-129	$\beta\gamma$	9E+0	Mn-54	γ	1E+3
Cs-134	$\beta\gamma$	6E+1	Co-60	$\beta\gamma$	2E+2
Cs-137	$\beta\gamma$	9E+1	Ni-63	β	6E+3
Ce-144	$\beta\gamma$	2E+2	Zn-65	γ	2E+2
Pr-144	$\beta\gamma$	2E+4	H-3	β	6E+4
Pr-144m	γ	4E+4	—	—	—

告示濃度限度：「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必要な事項を定める告示」に定められた周辺監視区域外の水中の濃度限度（単位は、Bq/Lに換算した）

2. 新たに除外された核種の線量寄与について

以下の通り、「添付資料－3」で選定した確認対象核種から新たに7核種を除外し、その線量寄与を確認した。

(1) 除外方法

a. 「添付資料－3」で選定した48核種について、事故発災5年(1827日)の減衰を勘案し、建屋滞留水中における濃度が告示濃度限度比1/100以下となる5核種を除外した。

(図1 d)

b. Cs-137の濃度が排水時の運用目標である1Bq/Lであった場合においても、告示濃度限度比の和に有意な影響を与えないCs-137の同位体および娘核種の2核種を除外した。(図1 e)

(2) 線量寄与

事故発災から 5 年後の建屋滞留水における 48 核種の告示濃度限度比の和を 1 とした場合、今回除外する 7 核種の告示濃度限度比は 6.9×10^{-5} であり、除外された核種の線量への寄与は極めて小さい。

3. 参考

今回新たに除外された7核種は、表 2 の通りである。

表 2 新たに除外された核種

核種	主な線種	半減期	備 考
Sr-89	β	50.5 日	
Y-91	β γ	58.5 日	
Sb-124	β γ	60.2 日	
Gd-153	γ	241.6 日	
Cm-242	α	162.8 日	
Cs-135	β	230 万年	Cs-137 の同位体
Ba-137m	γ	2.55 分	Cs-137 の娘核種

ALPS 処理水海洋放出時の測定・評価対象核種の選定について

1. 概要

ALPS 処理水中のトリチウム以外の放射性核種については、多核種除去設備等処理水の主要 7 核種に炭素 14 及びテクネチウム 99 を加えた放射能濃度の分析結果の合計値と全 β 測定値において、現行の 64 核種以外の放射性核種の存在を疑わせるようなかい離は認められていないことや、ALPS 処理水を海洋放出する時点においては、十分に減衰して存在量が十分少なくなっている ALPS 除去対象核種も考えられること等から、告示濃度限度の比の和が 1 未満を満足すると考えている。

このうえで、告示濃度限度比総和 1 未満を満足することを確実なものとするため、国内における廃止措置や埋設施設に関する知見を踏まえ、汚染水中に有意に存在するか徹底的に検証を実施したうえで、測定・評価対象核種を選定する。

2. 測定・評価対象核種の選定方針

福島第一原子力発電所の汚染水中に有意に含まれる可能性のある核種の検証を行うにあたり、廃止措置や埋設施設に関する知見を踏まえて、核種分析を実施するとともに、1～3 号機の燃料及び構造材を考慮したインベントリ評価を実施する。

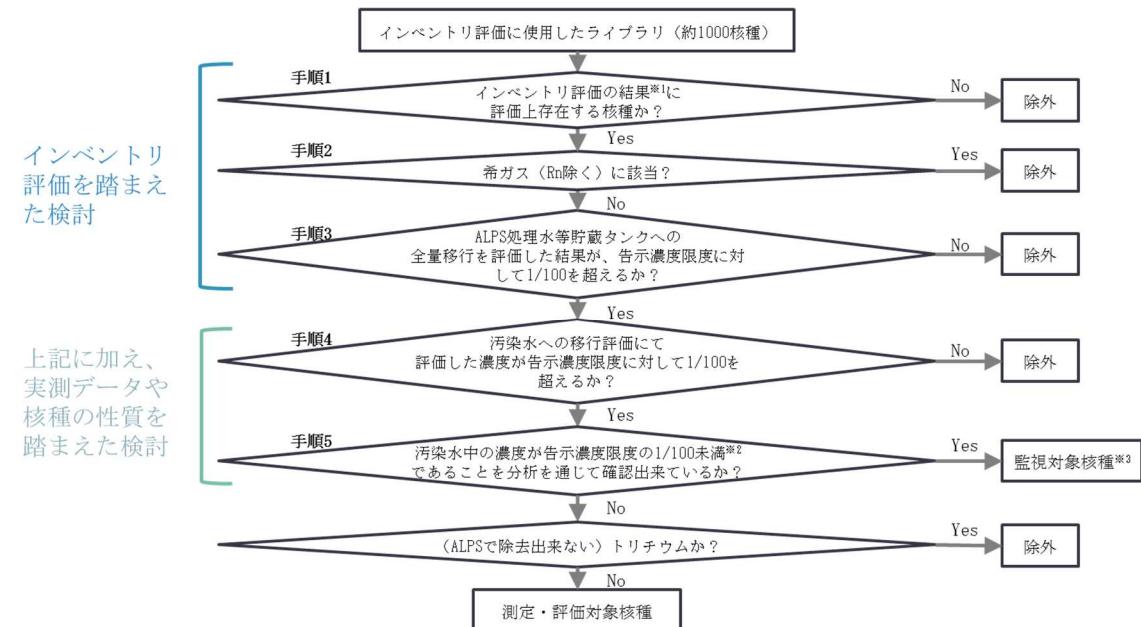
核種分析
廃止措置や埋設施設に関する研究において評価対象としている核種が、汚染水でも有意に存在するか否か、実際に分析して確認する。また、過去の核種分析結果についても確認する。
インベントリ評価
ALPS 除去対象核種検討時と同様に核分裂生成物のインベントリ評価を実施すると共に、廃止措置や埋設施設に関する研究を参考に、原子炉圧力容器内の構造物等の放射化により生成するインベントリ量を評価する。なお、評価にあたっては、震災後から経過する期間を適切に設定したうえで、減衰によるインベントリ量の減少を考慮する。 上記評価結果から、水への移行しやすさ等を考慮したうえで、汚染水中に有意に含まれる可能性のある核種の存在を確認する。

核種分析およびインベントリ評価の結果から、線量評価への影響を踏まえて、測定・評価対象核種を選定する。

3. ALPS 处理水海洋放出時の測定・評価対象核種の選定

3.1 ALPS 处理水海洋放出時の測定・評価対象核種の選定の考え方

2 項の核種分析及びインベントリ評価の結果から、図－1に示すフローに従い、測定・評価対象核種を選定する。



※1：インベントリ評価の減衰期間は、選定結果を使用する時期に応じて適切に設定

（初回は 2023 年（事故後 12 年）に設定）

※2：過去に検出されたことのある核種は検出値の最大値、一度も検出されたことのない核種は検出下限値の最小値で確認

※3：汚染水中に有意に存在しないか継続して確認する核種

図－1 ALPS 处理水海洋放出時の測定・評価対象核種選定フロー

3.2 放出基準の確認

ALPS 处理水の海洋放出にあたって、図－1 のフローに基づき選定した測定・評価対象核種にて放出基準（トリチウムを除く放射性核種の告示濃度限度比の和が 1 未満）を満足しているか確認する。

3.3 測定・評価対象核種の定期的な確認

図-1のフローに基づき選定した測定・評価対象核種は、過去の分析結果を確認したうえで選定しているが、今後の廃炉作業の進捗によって、その状況に変化が生じる可能性が考えられる。このため、選定した測定・評価対象核種以外の核種（以下「その他核種」という。）が有意（告示濃度限度の1/100以上で）に存在しないことを、以下の方法により確認する。この確認の中で、その他核種が有意に存在することが確認された場合は、測定・評価対象核種の再評価を行う。なお、放射性核種の減衰についても、選定フローの中で反映する。

3.3.1 放出の都度の確認

ALPS処理水が放出基準を満足しているか確認する際、全 α 、全 β 、Ge半導体検出器による測定で、その他核種が有意に存在しないことを確認する。

3.3.2 汚染水中のトレンド確認

集中Rw以降で定期的に確認している汚染水の放射性核種の濃度が、過去に確認された濃度以下であることを確認し、放射性核種の汚染水への移行状況に変化が生じていないことを確認する。

3.3.3 調査分析

調査分析では、3.3.1、3.3.2項で懸念が有る事象を確認した場合に、その他核種の存在を調査する。また、懸念の有無に限らず、ALPS処理前の汚染水において、監視対象核種が有意な濃度で存在しないことの確認を1年に1回の頻度で行い、その他核種の存在を調査する。

2.1.3 放射性気体廃棄物等の管理

2.1.3.1 概要

1～4号機については事故の影響により排気筒の監視装置は使用不能である。5、6号機では主排気筒放射線モニタにおいて放出を監視している。主な放出源と考えられる1～4号機原子炉建屋の上部において空気中放射性物質濃度を測定している。また、敷地内の原子炉建屋近傍、敷地境界付近で空気中放射性物質濃度の測定を行い、敷地境界付近では告示の濃度限度を下回ることを確認している。1～3号機では原子炉格納容器ガス管理設備が稼働し、格納容器内から窒素封入量と同程度の量の気体を抽出してフィルタにより放出される放射性物質を低減している。

2.1.3.2 基本方針

原子炉格納容器ガス管理設備により環境中への放出量を抑制するとともに各建屋において可能かつ適切な箇所において放出監視を行う。また、敷地境界付近で空気中放射性物質濃度の測定を行い、敷地境界付近において告示に定める周辺監視区域外の空気中の濃度限度を下回っていることを確認する。

放射性物質を内包する建屋等については放射性物質の閉じ込め機能を回復することを目指し、内包する放射性物質のレベルや想定される放出の程度に応じて、放出抑制を図っていく。実施の検討にあたっては、建屋や設備の損傷状況、作業場所のアクセス方法や線量率、建屋内の濃度や作業環境、今後の建屋の利用計画等を考慮し、測定データや現場調査の結果を基に、実現性を判断の上、可能な方策により計画していく。

今後設置される施設についても、内包する放射性物質のレベル等に応じて必要となる抑制対策をとるものとする。

放射性物質の新たな発生、継続した放出の可能性のある建屋等を対象として、可能かつ適切な箇所において放出監視を行っていく。連続的な監視を行うための測定方法、伝送方法について、現場状況の確認結果をもとに検討し、換気設備を設ける場合は排気口において放出監視を行う。

2.1.3.3 対象となる放射性廃棄物と管理方法

各建屋から発生する気体状（粒子状、ガス状）の放射性物質を対象とする。

(1) 発生源

a. 1～3号機原子炉建屋格納容器

格納容器内の放射性物質を含む気体については、窒素封入量と同程度の量の気体を抽出して原子炉格納容器ガス管理設備のフィルタで放出される放射性物質を低減する。

b. 1～4号機原子炉建屋

格納容器内の気体について、建屋内へ漏洩したものは原子炉格納容器ガス管理設備で処理されずに、上部開口部（機器ハッチ）への空気の流れによって放出される。

建屋内の空気の流れ及び建屋地下部の滞留水の水位低下により、建屋内の壁面、機器、瓦礫に付着した放射性物質が乾燥により再浮遊し、上部開口部（機器ハッチ）より放出される可能性がある。滞留水から空気中への放射性物質の直接の放出については、移行試験の結果から、極めて少ないと考えている。移行試験は、濃度が高く被ばく線量への寄与も大きい Cs-134, Cs-137 に着目し、安定セシウムを用いて溶液から空気中への移行量を測定した結果、移行率（蒸留水のセシウム濃度／試料水中的セシウム濃度）が約 1.0×10^{-4} %と水温に依らず小さいことが判明している。

1号機については、オペレーティングフロア上ガレキ撤去時、使用済燃料プール内ガレキ撤去時及び燃料取り出し作業時における建屋等に付着した放射性物質の舞い上がりによる大気放出を抑制するため燃料取り出し用カバーを設置し、ガレキ撤去作業時及び燃料取り出し作業時にカバー内を換気しフィルタにより放射性物質の放出低減を図る。

2号機については、使用済燃料プールからの燃料取り出しのため、燃料取り出し用構台を設置し、燃料取り出し時に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を換気しフィルタにより放射性物質の放出低減を図る。

3号機については、使用済燃料プールからの燃料取り出し時の放射性物質の飛散抑制を目的として作業エリアを被うカバーを設置し、燃料取り出し作業時にカバー内を換気しフィルタにより放射性物質の放出低減を図る。

4号機については、燃料取り出し用カバーを設置している。燃料取り出し用カバーは、隙間を低減するとともに、換気設備を設け、排気はフィルタユニットを通じて大気へ放出現することによりカバー内の放射性物質の大気への放出を抑制する。

使用済燃料貯蔵プール水から空気中への放射性物質の直接の放出についても、Cs-134, Cs-137 に着目し、上述の測定結果から、プール水からの放射性物質の放出は極めて少ないと評価している。

c. 1～4号機タービン建屋

建屋地下部の滞留水の水位低下により、壁面、機器に付着した放射性物質が乾燥により再浮遊し、開口部（大物搬入口等）より放出する可能性が考えられるが、地下開口部は閉塞されていることから、建屋からの追加的放出は少ないと評価している。

滞留水から空気中への放射性物質の直接の放出についても、原子炉建屋と同様に、極めて少ないと評価している。

d. 1～4号機廃棄物処理建屋

タービン建屋と同様に、建屋地下部の滞留水の水位低下により、壁面、機器に付

着した放射性物質が乾燥により再浮遊し、開口部（大物搬入口等）より放出する可能性が考えられるが、地下開口部は閉塞されていることから、建屋からの追加的放出は少ないと評価している。

滞留水から空気中への放射性物質の直接の放出についても、同様に極めて少ないと評価している。

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・工作建屋の各建屋について、タービン建屋と同様に、建屋地下部の滞留水の水位低下により、壁面、機器に付着した放射性物質が乾燥により再浮遊し、開口部（大物搬入口等）より放出する可能性が考えられるが、地下開口部は閉塞されていることから、建屋からの追加的放出は少ないと評価している。

滞留水から空気中への放射性物質の直接の放出についても、同様に極めて少ないと評価している。

また、建屋内に設置されている汚染水処理設備、貯留設備の内、除染装置（セシウム凝集・沈殿）、造粒固化体貯槽（廃スラッジ貯蔵）については、内部のガスをフィルタにより放射性物質を除去して排気している。

f. 5, 6号機各建屋

各建屋地下部の滞留水について、建屋外から入ってきた海水及び地下水であり、放射性物質濃度は1～4号機に比べ低い。

原子炉建屋については、原子炉建屋常用換気系により、原子炉建屋内の空気をフィルタを通して、主排気筒から放出する。

g. 使用済燃料共用プール

共用プール水について、放射性物質濃度は1～4号機に比べ低く、プール水からの放射性物質の放出は極めて少ないと評価している。

共用プール建屋内からの排気は、フィルタを通し放射性物質を除去した後に、建屋内排気口から放出する。

h. 廃スラッジ一時保管施設

汚染水処理設備の除染装置から発生する廃スラッジを処理施設等へ移送するまでの間一時貯蔵する施設では、内部のガスをフィルタで放射性物質を除去して排気する。

i. 焼却炉建屋

焼却設備の焼却処理からの排ガスは、フィルタを通し、排ガスに含まれる放射性物質を十分低い濃度になるまで除去した後に、焼却設備の排気筒から放出する。

なお、フィルタを通し十分低い濃度になることから、焼却炉建屋からの放射性物質の放出は極めて少ないと評価している。

j. 固体廃棄物貯蔵庫

固体廃棄物貯蔵庫に保管される放射性固体廃棄物等は、容器やドラム缶等に収納されるため、放射性固体廃棄物等からの放射性物質の追加的放出はないものと評価している。

k. 瓦礫等の一時保管エリア

瓦礫等の一時保管エリアは、瓦礫類については周囲への汚染拡大の影響がない値として目安値を設定し、目安値を超える瓦礫類は容器、仮設保管設備、覆土式一時保管施設に収納、またはシートによる養生等による飛散抑制対策を行い保管していること、また伐採木については周囲への汚染拡大の影響がないことを予め確認していることから、放射性物質の追加的放出は極めて少ないと評価している。

l. 使用済セシウム吸着塔一時保管施設

セシウム吸着装置吸着塔、第二セシウム吸着装置吸着塔、第三セシウム吸着装置吸着塔、高性能容器、処理カラム、高性能多核種除去設備吸着塔及びゼオライト等保管容器は、セシウム吸着塔一時保管施設において静的に貯蔵している。使用済みの吸着材を収容する高性能容器、及び、使用済みの吸着材を収容する処理カラムは、セシウム等の主要核種を吸着塔内のゼオライト等に化学的に吸着させ、吸着塔内の放射性物質が漏えいし難い構造となっている。高性能容器は、圧縮活性炭高性能フィルタを介したベント孔を設けており、放射性物質の漏えいを防止している。また、保管中の温度上昇等を考慮しても吸着材の健全性に影響を与えるものでは無いため、吸着材からの放射性物質の離脱は無いものと評価している。このため、放射性物質の追加的放出は極めて小さいと評価している。

m. 貯留設備（タンク類、地下貯水槽）

貯留設備（タンク類、地下貯水槽）は、汚染水受入れ後は満水保管するため、水位変動が少ないと想定され、蒸発濃縮装置出口水の放射能濃度測定結果から空気中への放射性物質の移行は極めて低いことから放射性物質の追加的放出は極めて少ないと考えている。

n. 多核種除去設備等

多核種除去設備は、タンク開口部のフィルタにより放射性物質を除去し、排気しているため、放射性物質の追加的放出は極めて小さいと考えている。

増設多核種除去設備は、多核種除去設備と同様の設計とし、タンク開口部のフィルタにより放射性物質を除去し、排気しているため、放射性物質の追加的放出は極めて小さいものと考える。

高性能多核種除去設備は、タンク開口部のフィルタにより放射性物質を除去し、排気しているため、放射性物質の追加的放出は極めて小さいものと考える。

o. 大型機器除染設備

大型機器除染設備からの排気は、フィルタを通し放射性物質を除去した後に、排

気口から放出する。

フィルタを通し十分低い濃度になることから、大型機器除染設備からの放射性物質の放出は極めて少ないと評価している。

p. 油処理装置

油処理装置は、常温・湿式で油を分解するため空気中への放射性物質の移行は極めて低いと評価しており、更に排気はフィルタを通して排気する。

q. 大型廃棄物保管庫

大型廃棄物保管庫からの排気は、フィルタを通し放射性物質を除去した後に、排気口から放出する。1. (使用済セシウム吸着塔一時保管施設)と同様、保管対象である吸着塔内の吸着材からの放射性物質の離脱は無いものと評価している。このため、放射性物質の追加的放出は極めて小さいと評価している。更にフィルタを通し十分低い濃度になることから、大型廃棄物保管庫からの放射性物質の放出は極めて少ないと評価している。

r. 減容処理設備

減容処理設備からの排気は、フィルタを通し放射性物質を除去した後に、建屋換気排気口から放出する。

フィルタを通し十分低い濃度になることから、減容処理設備からの放射性物質の放出は極めて少ないと評価している。

s. 放射性物質分析・研究施設第2棟

コンクリートセル、鉄セル、グローブボックス、フード等からの排気は、フィルタを通し放射性物質を除去した後に、放射性物質分析・研究施設第2棟排気口から放出する。

フィルタを通し十分低い濃度になることから、放射性物質分析・研究施設第2棟からの放射性物質の放出は極めて少ないと評価している。

(2) 放出管理の方法

気体廃棄物について、原子炉格納容器ガス管理設備により環境中への放出量を抑制するとともに各建屋において可能かつ適切な箇所において放出監視を行っていく。

a. 1～3号機原子炉建屋格納容器

1～3号機は原子炉格納容器ガス管理設備出口において、ガス放射線モニタ及びダスト放射線モニタにより連続監視する。

b. 1～4号機原子炉建屋

1号機については、原子炉建屋上部の空気中の放射性物質を監視するとともに、定期的及び必要な都度ダストサンプラーで採取し、放射性物質濃度を測定する。また、大型カバー設置後においては、大型カバー換気設備出口においてダスト放射線モニ

タにより連続監視する。2号機については、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換気設備出口においてダスト放射線モニタにより連続監視する。3号機については、原子炉建屋上部で空気中の放射性物質を定期的及び必要の都度ダストサンプラーで採取し、放射性物質濃度を測定する。使用済燃料プールから燃料取り出し時の放射性物質の飛散抑制を目的とした燃料取り出し用カバーが設置されており、換気設備出口においてダスト放射線モニタにより連続監視する。また、4号機については、使用済燃料プールから燃料取り出し時の放射性物質の飛散抑制を目的とした燃料取り出し用カバーが設置されており、換気設備出口においてダスト放射線モニタにより連続監視する。

c. 1～4号機タービン建屋

追加的放出として考えられる建屋地下部の滞留水の水位低下による放射性物質の再浮遊は、地下開口部が閉塞されているため建屋内に閉じ込められている。なお、建屋内地上部の大物搬入口等の主な開口部付近にて、空気中の放射性物質を定期的及び必要の都度ダストサンプラーで採取し、放射性物質の漏えいがないことを確認する。

d. 1～4号機廃棄物処理建屋

追加的放出として考えられる建屋地下部の滞留水の水位低下による放射性物質の再浮遊は、地下開口部が閉塞されているため建屋内に閉じ込められている。なお、建屋内地上部の主な開口部付近にて、空気中の放射性物質を定期的及び必要の都度ダストサンプラーで採取し、放射性物質の漏えいがないことを確認する。

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）

追加的放出として考えられる建屋地下部の滞留水の水位低下による放射性物質の再浮遊は、地下開口部が閉塞されているため建屋内に閉じ込められている。なお、プロセス主建屋、サイトバンカ建屋、高温焼却炉建屋、焼却・工作建屋の各建屋内地上部の主な開口部付近にて、空気中の放射性物質を定期的及び必要の都度ダストサンプラーで採取し、放射性物質の漏えいがないことを確認する。また、建屋内に設置されている汚染水処理設備、貯留設備の内、除染装置（セシウム凝集・沈殿）、造粒固化体貯槽（廃スラッジ貯蔵）については、内部のガスをフィルタで放射性物質を除去して排気しており、除染装置運転時や廃棄物受け入れ時等において、排気中の放射性物質濃度を必要により測定する。

f. 5, 6号機各建屋

主排気筒において、放射性物質濃度をガス放射線モニタにより監視する。

g. 使用済燃料共用プール

建屋内の排気設備にて、放射性物質濃度を排気放射線モニタにより監視する。

h. 廃スラッジ一時保管施設

汚染水処理設備の除染装置から発生する廃スラッジを一時貯蔵する施設では、内部のガスをフィルタで放射性物質を除去して排気し、ダスト放射線モニタで監視する。

i. 焼却炉建屋

焼却設備の排気筒において、放射性物質濃度をガス放射線モニタ及びダスト放射線モニタにより監視する。

j. 固体廃棄物貯蔵庫

固体廃棄物貯蔵庫において、空気中の放射性物質を定期的及び必要の都度ダストサンプラーで採取し、放射性物質濃度を測定する。

k. 瓦礫等の一時保管エリア

瓦礫等の一時保管エリアにおいて、空気中の放射性物質を定期的及び必要の都度ダストサンプラーで採取し、放射性物質濃度を測定する。

l. 使用済セシウム吸着塔一時保管施設

使用済セシウム吸着塔一時保管施設のエリアにおいては、空気中の放射性物質を定期的及び必要の都度ダストサンプラーで採取し、放射性物質濃度を測定する。

m. 貯留設備（タンク類、地下貯水槽）

貯留設備（タンク類、地下貯水槽）のエリアにおいては、空気中の放射性物質を定期的及び必要の都度ダストサンプラーで採取し、放射性物質濃度を測定する。

n. 多核種除去設備等

多核種除去設備においては、内部のガスをフィルタで放射性物質を除去し、排気しているため、多核種除去設備設置エリアの放射性物質濃度を必要により測定する。また、増設多核種除去設備及び高性能多核種除去設備は、多核種除去設備と同様にフィルタで放射性物質を除去し、排気しているため、各設備の設置エリアにおける放射性物質濃度を必要により測定する。

o. 大型機器除染設備

大型機器除染設備排気口及び汚染拡大防止ハウス排気口において、空気中の放射性物質を定期的（除染設備運転時）及び必要の都度ダストサンプラーで採取し、放射性物質濃度（主要ガンマ線放出核種、全ベータ放射能、ストロンチウム90濃度）を測定する。なお、除染対象物のアルファ核種による汚染は極めて低いと評価しているが、念のために全アルファ放射能の放射性物質濃度も1ヶ月に1回測定する。

p. 油処理装置

油処理装置排気口において、空気中の放射性物質を定期的（油処理装置運転時）及び必要の都度ダストサンプラーで採取し、放射性物質濃度（主要ガンマ線放出核種、全ベータ放射能、ストロンチウム90濃度）を測定する。

q. 大型廃棄物保管庫

大型廃棄物保管庫において、空気中の放射性物質を定期的（建屋換気設備運転時）及び必要な都度ダストサンプラで採取し、放射性物質濃度（主要ガンマ線放出核種、全ベータ放射能、ストロンチウム90濃度）を測定する。

r. 減容処理設備

減容処理設備排気口において、空気中の放射性物質を定期的（建屋換気空調系運転時）及び必要な都度ダストサンプラで採取し、放射性物質濃度（主要ガンマ線放出核種、全ベータ放射能、ストロンチウム90濃度）を測定する。

s. 放射性物質分析・研究施設第2棟

放射性物質分析・研究施設第2棟排気口において、空気中の放射性物質を定期的（建屋換気空調系運転時）及び必要な都度ダストサンプラで採取し、放射性物質濃度（主要ガンマ線放出核種、全アルファ放射能、全ベータ放射能、ストロンチウム90濃度）を測定する。

(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。

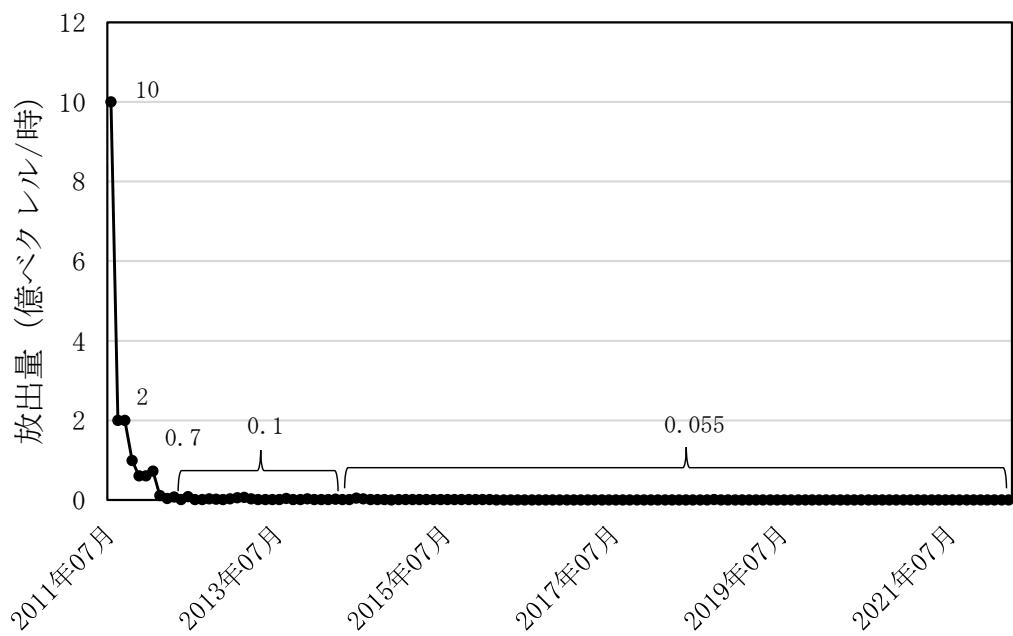


図2．1．3－1　1～4号機原子炉建屋からの一時間当たりの放出量推移

一方、5,6号機については、2014年に廃止が決定しており、今後、放射性の希ガス・よう素の放出はなく、放出実績についても2012年度以降は未検出である。なお、現在、使用済燃料プールに燃料が保管されているため、放出管理目標値は、測定指針※の放射性希ガス、よう素131に係る測定下限濃度相当の放出が1年間継続したと仮定して求めた放出量とする。

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。なお、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。

上述の放出量については、5,6号機の施設の汚染状況の調査結果、解体工法及び手順についての検討結果を踏まえ、廃炉作業の進捗に伴う見直しを行う。

※：「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）

表2.1.3-2 5,6号機の気体廃棄物の推定放出量*

	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

*：推定放出量＝推定放出濃度×排気筒風量

推定放出濃度は、測定指針に記載された粒子状物質の測定下限濃度(4×10^{-9} Bq/cm³)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 3.8×10^8 cm³/s)を設定した。

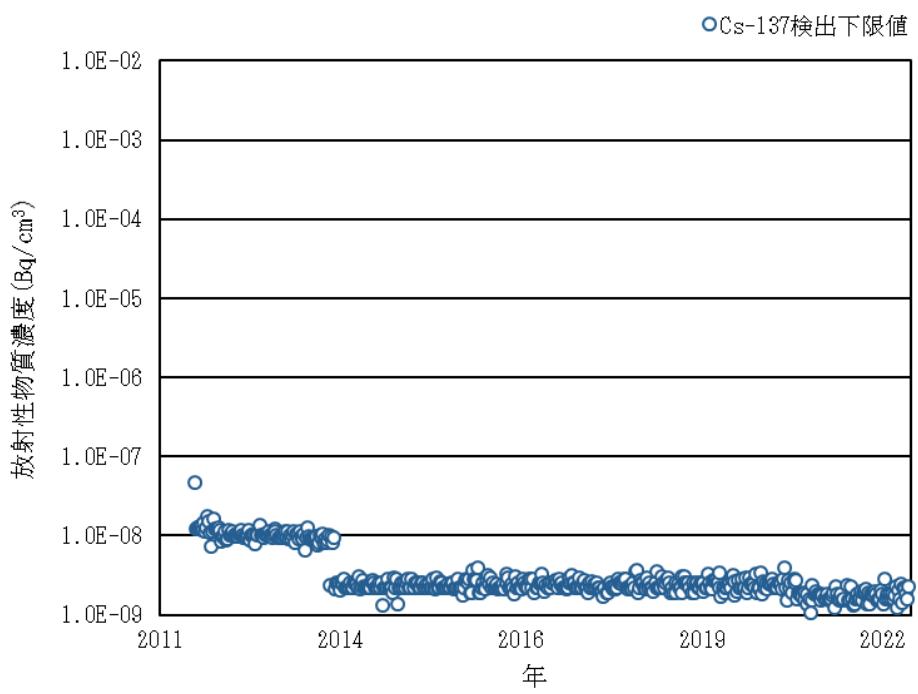


図 2. 1. 3-2 5, 6 号機共用排気筒からの粒子状物質放出濃度推移

2.2 線量評価

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。

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

2.2.1.1 評価の基本的な考え方

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。

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。

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。

2.2.1.2 計算のための前提条件

(1) 気象条件の代表性の検討

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。

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。

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。

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。

(2) 大気拡散の解析に使用する気象条件

敷地周辺に及ぼす影響を評価するに当っては、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。

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。

a. 風向別大気安定度別風速逆数の総和及び平均

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。

۱۰

$S_{d,s}$: 風向別大気安定度別風速逆数の総和(s/m)

$\bar{S}_{d,s}$: 風向別大気安定度別風速逆数の平均(s/m)

N : 実観測回数(回)

U_i : 時刻 i における風速(m/s)

$d_s \delta_i$: 時刻 i において風向 d , 大気安定度 s の場合 $d_s \delta_i = 1$

その他の場合 $d_S \delta_i = 0$

$N_{d,s}$: 風向 d, 大気安定度 s の総出現回数(回)

b. 風向出現頻度

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。

$$f_d = \sum_{i=1}^N \frac{d\delta_i}{N} \times 100 \quad \dots \dots \dots \quad (2-2-3) \text{ 式}$$

トトロで

f_d : 風向 d の出現頻度 (%)

N : 実観測回数(回)

δ_i : 時刻 i において風向 d の場合 $\delta_i \equiv 1$

その他の場合

$f_{d'}, f_{d''}$: 風向 d に隣接する風向 d' , d'' の出現頻度(%)

f_{dT} : 風向 d , d' , d'' の出現頻度の和(%)

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。

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。

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。

(3) 放出源と有効高さ

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。

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。

地上放散の保守性については、以下のとおりである。

「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 (2-2-5) 式に示す。

$$\chi(x, y, z) = \frac{Q}{2\pi\sigma_y\sigma_z U} \cdot \exp\left(-\lambda \frac{x}{U}\right) \cdot \exp\left(-\frac{y^2}{2\sigma_y^2}\right) \cdot \left[\exp\left(-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_z^2}\right) + \exp\left(-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_z^2}\right) \right] \quad \dots \quad (2-2-5) \text{ 式}$$

ここで、

$\chi(x, y, z)$: 点 (x, y, z) における放射性物質の濃度 (Bq/m³)

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

Q : 放出率 (Bq/s)

U : 放出源高さを代表する風速 (m/s)

λ : 物理的崩壊定数 (1/s)

H : 放出源の有効高さ (m)

σ_y : 濃度分布の y 方向の拡がりのパラメータ (m)

σ_z : 濃度分布の z 方向の拡がりのパラメータ (m)

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。

る。

(4) 放出を考慮する核種

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。

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。

(5) 線量及び濃度計算地点

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。

1, 2 号機共用排気筒から各計算地点までの距離は、表 2.2.1-9 に示す。

2.2.1.3 単位放出率あたりの年間平均濃度の計算

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。

$$\chi(x, y, 0) = \frac{1}{\pi \sigma_y \sigma_z U} \cdot \exp\left(-\frac{y^2}{2\sigma_y^2}\right) \cdot \exp\left(-\frac{H^2}{2\sigma_z^2}\right) \quad \dots \quad (2-2-6) \text{ 式}$$

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。

$$\bar{\chi} = \sum_j \bar{\chi}_{jL} + \sum_j \bar{\chi}_{jL-1} + \sum_j \bar{\chi}_{jL+1} \quad \dots \quad (2-2-7) \text{ 式}$$

ここで、

j : 大気安定度 (A~F)

L : 計算地点を含む方位

計算結果を表 2.2.1-10 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を乗じた結果を表 2.2.1-11 及び表 2.2.1-12 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 1,340 m の敷地境界で、Cs-134 が約 $5.0 \times 10^{-10} \text{ Bq/cm}^3$ 、Cs-137 が約 $5.0 \times 10^{-9} \text{ Bq/cm}^3$ である。

2.2.1.4 単位放出率あたりの実効線量の計算

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。

$$D = K_1 \cdot E \cdot \mu_{en} \cdot \int_0^{\infty} \int_{-\infty}^{\infty} \int_0^{\infty} \frac{e^{-\mu r}}{4\pi r^2} \cdot B(\mu r) \cdot \chi(x', y', z') dx' dy' dz' \quad \dots \quad (2-2-8) \text{ 式}$$

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 $\left(\frac{dis \cdot m^3 \cdot \mu \text{Gy}}{MeV \cdot Bq \cdot h} \right)$

E : γ 線の実効エネルギー (MeV/dis)

μ_{en} : 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。

$$B(\mu r) = 1 + \alpha(\mu r) + \beta(\mu r)^2 + \gamma(\mu r)^3$$

ただし、 μ_{en} , 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。

$$\mu_{en} = 3.84 \times 10^{-3} \ (\text{m}^{-1}) \quad \mu = 1.05 \times 10^{-2} \ (\text{m}^{-1})$$

$$\alpha = 1.000 \quad \beta = 0.4492 \quad \gamma = 0.0038$$

$\chi(x', y', z')$: 放射性雲中の点 (x', y', z') における濃度 (Bq/m^3)

計算地点における単位放出量当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。

$$H_{\gamma} = K_2 \cdot f_h \cdot f_o \left(\bar{D}_L + \bar{D}_{L-1} + \bar{D}_{L+1} \right) \quad \dots \quad (2-2-9) \text{ 式}$$

ここで、

H_{γ} : 計算地点における実効線量 ($\mu \text{ Sv/年}$)

K_2 : 空気カーマから実効線量への換算係数 ($\mu \text{ Sv} / \mu \text{ Gy}$)

f_h : 家屋の遮蔽係数

f_o : 居住係数

\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について積算して求める。

計算結果を表 2. 2. 1 - 1 3 及び表 2. 2. 1 - 1 4 に示す。

2.2.1.5 年間実効線量の計算

(1) 放射性雲からの γ 線に起因する実効線量

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2.2.1-15及び表2.2.1-16に示す。

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 2.0×10^{-6} mSvである。

(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

a. 計算の方法

(a) 実効線量

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。

$$H_A = K(S_d + S_r) \cdot 8760 \cdot 10 \quad \dots \dots \dots \quad (2-2-10) \text{ 式}$$

ただし、

H_A : 年間実効線量(mSv/年)

K : 外部被ばく実効線量換算係数 $\left(\frac{mSv/h}{kBq/m^2}\right)$

S_d : 無降水期間における放射性物質の地表濃度 (Bq/cm²)

S_r : 降水期間における放射性物質の地表濃度 (Bq/cm²)

8760 : 年間時間数への換算係数 (h/年)

外部被ばく実効線量換算係数は、表2.2.1-17に示すとおりである。

(b) 地表沈着量

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、下記のとおり求められる。

i. 無降水期間における沈着量

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。

$$S_d = \bar{x}_i \cdot V_g \frac{f_1}{\lambda_r} \{1 - \exp(-\lambda_r T_0)\} \cdot (1 - K_r) \quad \dots \dots \dots \quad (2-2-11) \text{ 式}$$

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 (s)

f_i : 沈着した放射性物質のうち残存する割合 (-)

K_r : 降水期間割合 (-)

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,

K_r は気象データより 0.071 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。

ii. 降水期間における沈着量

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。

$$S_r = \left\{ \bar{x}_i V_g + \Lambda \frac{Q}{2\pi x / 16} \frac{1}{N_t} \sum_{s=A}^F \frac{1}{U_s} \right\} \frac{f_{1r}}{\lambda_r} (1 - \exp(-\lambda_r T_0)) K_r \quad \dots \dots \quad (2-2-12) \text{ 式}$$

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、2.18mm/h とする。

Q : 放射性物質の放出率 (Bq/s)

x : 放出点から計算地点までの距離 (cm)

$\frac{1}{U_s}$: 大気安定度別の風速逆数の総和 (s/cm)

N_t : 1 年間の総観測回数 (8760)

λ_r : 物理的崩壊定数 (1/s)

T_0 : 放射性物質の放出期間 (s)

f_{1r} : 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 (-)

b. 計算結果

\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 7.2×10^{-3} mSv である。

(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。

$$H_i = 365 \sum_i K_i \cdot A_i \quad \dots \dots \dots \quad (2-2-13) \text{ 式}$$

$$A_i = M_a \cdot \bar{x}_i \quad \dots \dots \dots \quad (2-2-14) \text{ 式}$$

ここで、

H_i : 吸入摂取による年間の実効線量 ($\mu\text{Sv}/\text{年}$)

365 : 年間日数への換算係数 (d/年)

K_i : 核種 i の吸入摂取による実効線量係数 ($\mu\text{Sv}/\text{Bq}$)

A_i : 核種 i の吸入による摂取率 (Bq/d)

M_a : 呼吸率 (cm^3/d)

\bar{x}_i : 核種 i の年平均地上空気中濃度 (Bq/cm^3)

\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 $5.0 \times 10^{-10}\text{Bq}/\text{cm}^3$, Cs-137 約 $5.0 \times 10^{-9}\text{Bq}/\text{cm}^3$ を用いる。その他に評価に必要なパラメータは、表 2. 2. 1-18 及び表 2. 2. 1-19 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 $1.7 \times 10^{-3}\text{mSv}$ 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^{-8}cm^{-1}) を用いると再浮遊濃度は Cs-134 が約 $2.7 \times 10^{-11}\text{Bq}/\text{cm}^3$, Cs-137 が約 $3.2 \times 10^{-10}\text{Bq}/\text{cm}^3$ 程度であり、被ばく評価全体への寄与は小さい。

2.2.1.6 5号機及び6号機の寄与

(1) 大気拡散の解析に使用する気象条件

2.2.1.2(2)と同じ。

(2) 放出源と有効高さ

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。廃炉作業の進捗に伴い敷地内の施設等の設置状況が変わりうることを考慮し、実効線量の計算に用いる放出源の有効高さは、最も厳しい評価を与える 0m とする。

(3) 放出を考慮する核種

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。

(4) 線量及び濃度計算地点

2.2.1.2(5)と同じ。

(5) 年間実効線量の計算

「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

2.2.1.3～2.2.1.5に記載した実効線量等の計算方法を用いる。

(6) 計算結果

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 1.1×10^{-8} mSv、年間約 4.2×10^{-5} mSv、年間約 9.8×10^{-6} mSvである。

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^{-9} Bq/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。

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 8.8×10^{-3} mSvである。

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。

(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、現時点では直接分析ができない。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2.2.1-2にグラウンド約西南西における土壤分析結果を示す。表2.2.1-2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。

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。

$$H_v = 365 \cdot \sum_i K_{ri} \cdot A_{vi} \quad \dots \dots \dots \quad (2-2-15) \text{ 式}$$

$$A_{vi} = \bar{x}_i \cdot \left\{ \frac{V_g \cdot (1 - e^{-\lambda_{effi} t_1})}{\lambda_{effi} \cdot \rho} + \frac{V'_g \cdot B_{vi} (1 - e^{-\lambda_{ri} t_0})}{\lambda_{ri} \cdot P_v} \right\} \cdot f_t \cdot f_d \cdot M_v \quad \dots \dots \dots \quad (2-2-16) \text{ 式}$$

ここで、

H_v : 葉菜摂取による年間の実効線量 ($\mu \text{Sv}/\text{年}$)

365 : 年間日数への換算係数 (d/年)

K_{ri} : 核種 i の経口摂取による実効線量係数 ($\mu \text{Sv/Bq}$)

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_{effi} : 核種 i の葉菜上実効崩壊定数 (1/s)

$$\lambda_{effi} = \lambda_n + \lambda_w$$

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/cm^2)

t_1 : 葉菜の栽培期間 (s)

V'_g : 葉菜を含む土壤への核種の沈着速度 (cm/s)

P_v : 経根移行に寄与する土壤の有効密度 (g/cm^2)

B_{vi} : 土壤 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_t : 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)

評価に必要なパラメータは、表 2.2.1-1～表 2.2.1-2 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 Cs-134 約 $5.0 \times 10^{-10} \text{Bq/cm}^3$ 、Cs-137 約 $5.0 \times 10^{-9} \text{Bq/cm}^3$ 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 $9.8 \times 10^{-3} \text{mSv}$ である。

2.2.1.9.2 牛乳摂取による実効線量

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。

$$A_{Mi} = \bar{x}_i \cdot \left\{ \frac{V_{gM} \cdot (1 - e^{-\lambda_{gM} t_{1M}})}{\lambda_{effi} \cdot \rho_M} + \frac{V'_{gM} \cdot B_{vi} (1 - e^{-\lambda_{ri} t_0})}{\lambda_{ri} \cdot P_v} \right\} \cdot f_t \cdot Q_f \cdot F_{Mi} \cdot M_M \quad \dots \dots \quad (2-2, 1-18) \text{ 式}$$

で、

H_M ：牛乳摂取による年間の実効線量（ $\mu\text{Sv}/\text{年}$ ）

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_{effi} : 核種 i の牧草上実効減衰定数(1/s)

$$\lambda_{effi} = \lambda_{ii} + \lambda_W$$

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_{IM} : 牧草の栽培期間 (s)

V'_{soil} : 牧草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壤の有効密度 (g/cm²)

B_{Vi} : 土壤 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_t : 放牧期間年間比 (-)

Q_f : 乳牛の牧草摂取量 (g/d)

F_{M_i} : 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_{u} : 牛乳摂取量 (cm^3/d)

評価に必要なパラメータは、表2. 2. 1-19～表2. 2. 1-21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 Cs-134 約 $5.0 \times 10^{-10} \text{Bq/cm}^3$ 、Cs-137 約 $5.0 \times 10^{-9} \text{Bq/cm}^3$ 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 $1.6 \times 10^{-2} \text{mSv}$ である。

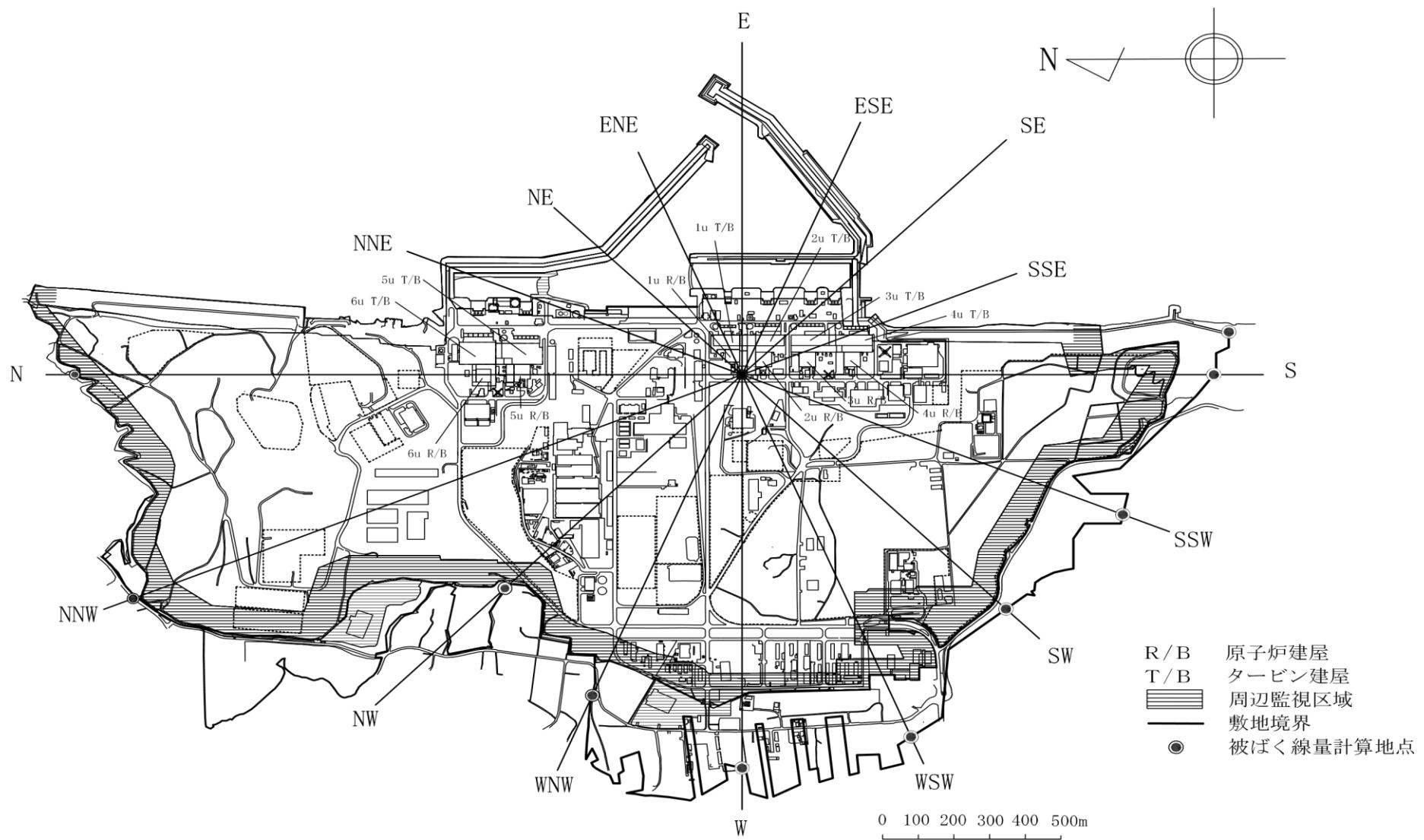


図2. 2. 1-1 被ばく線量計算地点（敷地境界）

表2.2.1-1 風向分布に対する棄却検定表

標高 46m(地上高 10m)
(%)

統計 年度 風向	2009	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	2018	2019	平均値	検定年	棄却限界		判定
												2020	上限	下限	○採択 ×棄却
N	6.38	5.32	5.58	5.60	5.79	8.25	8.58	8.15	8.30	8.97	7.09	10.21	10.59	3.60	○
NNE	4.49	3.74	4.32	4.39	3.59	4.58	5.03	4.74	4.71	5.31	4.49	5.76	5.74	3.24	×
NE	3.01	3.37	3.93	4.09	4.24	3.48	3.19	2.93	2.34	3.10	3.37	3.53	4.76	1.97	○
ENE	3.76	2.66	2.69	2.79	2.79	2.58	3.25	2.81	2.89	3.44	2.97	3.37	3.89	2.05	○
E	2.62	2.63	2.67	2.48	2.58	2.46	1.82	1.74	2.02	2.27	2.33	1.84	3.16	1.50	○
ESE	3.19	2.96	3.07	2.70	2.73	2.42	2.00	2.70	2.31	2.07	2.61	2.37	3.58	1.65	○
SE	4.65	7.10	5.83	4.05	4.63	4.73	3.44	4.40	4.09	3.58	4.65	3.76	7.24	2.05	○
SSE	7.25	6.62	6.62	7.75	7.85	7.93	6.56	7.90	7.62	7.13	7.32	6.57	8.66	5.98	○
S	5.85	4.99	5.78	5.42	5.39	5.14	6.01	6.73	6.87	7.23	5.94	7.27	7.77	4.12	○
SSW	3.54	2.95	3.34	4.15	4.23	5.48	5.22	4.65	4.77	5.23	4.36	5.55	6.42	2.30	○
SW	2.96	2.91	2.91	2.54	2.73	2.91	2.40	2.40	2.05	2.19	2.60	2.21	3.39	1.81	○
WSW	5.00	4.85	4.98	5.13	4.15	4.09	2.54	2.34	2.18	2.42	3.77	2.18	6.74	0.79	○
W	11.01	10.25	10.33	9.96	11.30	8.55	6.65	6.02	5.31	4.86	8.43	5.39	14.32	2.53	○
WNW	13.07	12.85	13.21	12.43	13.50	10.67	11.90	11.16	10.40	10.68	11.99	10.88	14.79	9.18	○
NW	11.93	14.75	13.32	14.49	10.80	10.68	11.17	11.12	11.90	10.52	12.07	8.85	15.80	8.33	○
NNW	9.17	9.20	9.11	9.61	10.39	11.23	14.53	12.85	15.01	15.20	11.63	14.87	17.66	5.60	○
静穏	2.10	2.85	2.30	2.41	3.29	4.84	5.71	7.34	7.23	5.81	4.39	5.38	9.26	0.00	○

注) 2010年度は震災により3月の欠測率が30%を超えるため除外

表2. 2. 1-2 風速分布に対する棄却検定表

標高 46m(地上高 10m)

(%)

統計 年度 風速 階級	2009	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	2018	2019	平均値	検定年	棄却限界		判定
												2020	上限	下限	○採択 ×棄却
～ 0.4	2.10	2.85	2.30	2.41	3.29	4.84	5.71	7.34	7.23	5.81	4.39	5.38	9.26	0.00	○
0.5 ～ 1.4	21.12	24.85	23.09	20.38	27.40	32.14	31.01	34.70	33.38	32.29	28.03	29.76	40.75	15.32	○
1.5 ～ 2.4	35.97	35.63	33.66	33.83	33.06	30.20	27.83	27.01	26.59	27.77	31.16	28.56	39.88	22.43	○
2.5 ～ 3.4	20.88	19.15	21.48	21.83	17.42	17.13	17.56	15.88	16.40	16.10	18.38	18.73	23.80	12.97	○
3.5 ～ 4.4	10.59	8.74	10.18	10.74	9.73	8.87	9.45	8.45	9.08	8.91	9.47	9.33	11.38	7.56	○
4.5 ～ 5.4	4.94	4.33	4.97	5.48	4.71	3.95	4.54	4.01	4.46	4.79	4.62	4.43	5.72	3.52	○
5.5 ～ 6.4	2.22	2.07	2.24	2.48	2.53	2.09	2.17	1.57	1.99	2.70	2.20	2.19	2.96	1.45	○
6.5 ～ 7.4	1.07	1.02	0.90	1.34	1.03	0.65	1.14	0.67	0.52	1.04	0.94	1.03	1.54	0.34	○
7.5 ～ 8.4	0.50	0.47	0.46	0.80	0.55	0.07	0.43	0.22	0.24	0.36	0.41	0.42	0.89	0.00	○
8.5 ～ 9.4	0.23	0.36	0.26	0.41	0.24	0.07	0.09	0.09	0.05	0.15	0.20	0.09	0.50	0.00	○
9.5 ～	0.37	0.52	0.46	0.31	0.06	0.00	0.06	0.06	0.07	0.09	0.20	0.06	0.66	0.00	○

注) 2010 年度は震災により 3 月の欠測率が 30%を超えるため除外

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)

大気安定度 風向	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

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

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)

(%)

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

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)

大気安定度 風向	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

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

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

標高 131m(地上高 95m)

(%)

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

表 2. 2. 1-9 1, 2 号機共用排気筒から敷地境界までの距離
(m)

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

表2. 2. 1-10 単位放出率あたりの年間平均濃度 ((Bq/cm³) / (Bq/s))

評価位置 放出位置	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}

表2. 2. 1-1-1 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. 1-1-2 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}

表2. 2. 1-13 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. 1-14 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}

表2. 2. 1-15 Cs-134 の放射性雲からの γ 線に起因する実効線量 ($\mu\text{Sv}/\text{年}$)

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. 1-16 Cs-137 の放射性雲からの γ 線に起因する実効線量 ($\mu\text{Sv}/\text{年}$)

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}

表 2. 2. 1-17 外部被ばく実効線量換算係数^[1]

元素	記号	単位	数値
Cs-134	K	$(\text{mSv}/\text{h}) / (\text{kBq}/\text{m}^2)$	5.4×10^{-6}
Cs-137			2.1×10^{-6}

表 2. 2. 1-18 吸入摂取の評価パラメータ^[2]

パラメータ	記号	単位	数値
呼吸率	M _a	cm^3/d	2.22×10^7

表 2. 2. 1-19 実効線量係数^[3]

元素	吸入摂取 (K_{Ii}) ($\mu \text{Sv}/\text{Bq}$)	経口摂取 (K_{Ti}) ($\mu \text{Sv}/\text{Bq}$)
Cs-134	2.0×10^{-2}	1.9×10^{-2}
Cs-137	3.9×10^{-2}	1.3×10^{-2}

表2. 2. 1-20 葉菜及び牛乳摂取の評価パラメータ

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)
	葉菜を含む土壤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壤の有効密度 ^[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
牛乳 摂取	葉菜摂取量（成人） ^[2]	M_v	g/d	100
	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)
	牧草を含む土壤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壤の有効密度 ^[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. 1-21 葉菜及び牛乳摂取の評価パラメータ^[5]

元素	土壤 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}

(出典)

- [1] IAEA-TECDOC-1162:Generic procedures for assessment and response during a radiological emergency, 2000
- [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

- [3] 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
- [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
- [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

表 2. 2. 1 - 2 2 土壌分析結果

	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

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

2.2.2.1 線量の評価方法

(1) 線量評価点

施設と評価点との高低差を考慮し、各施設からの影響を考慮した敷地境界線上（図2.2.2-1）の最大実効線量評価地点（図2.2.2-2）における直接線及びスカイシャイン線による実効線量を算出する。

(2) 評価に使用するコード

MCNP等、他の原子力施設における評価で使用実績があり、信頼性の高いコードを使用する。

(3) 線源及び遮蔽

線源は各施設が内包する放射性物質量に容器厚さ、建屋壁、天井等の遮蔽効果を考慮して設定する。内包する放射性物質量や、遮蔽が明らかでない場合は、設備の表面線量率を測定し、これに代えるものとする。

対象設備は事故処理に係る使用済セシウム吸着塔保管施設、廃スラッジ貯蔵施設、貯留設備（タンク類）、固体廃棄物貯蔵庫、使用済燃料乾式キャスク仮保管設備及び瓦礫類、伐採木の一時保管エリア等とし、現に設置あるいは現時点で設置予定があるものとする。

2.2.2.2 各施設における線量評価

2.2.2.2.1 使用済セシウム吸着塔保管施設、大型廃棄物保管庫、廃スラッジ貯蔵施設及び貯留設備（タンク類）

使用済セシウム吸着塔保管施設、大型廃棄物保管庫、廃スラッジ貯蔵施設及び貯留設備（タンク類）は、現に設置、あるいは設置予定のある設備を評価する。セシウム吸着装置吸着塔および第二セシウム吸着装置吸着塔については、使用済セシウム吸着塔一時保管施設、大型廃棄物保管庫に保管した使用済吸着塔の線量率測定結果をもとに線源条件を設定する。（添付資料-1）また特記なき場合、セシウム吸着装置吸着塔あるいは第二セシウム吸着装置吸着塔を保管するエリアに保管するこれら以外の吸着塔等については、相当な表面線量をもつこれら吸着塔とみなして評価する。

貯留設備（タンク類）は、設置エリア毎に線源を設定する。全てのタンク類について、タンクの形状をモデル化する。濃縮廃液貯槽（D エリア）、濃縮水タンクの放射能濃度は、水分析結果を基に線源条件を設定する。濃縮廃液貯槽（H2 エリア）の内包物は貯槽下部にスラリー状の炭酸塩が沈殿していることから、貯槽下部、貯槽上部の放射能濃度をそれぞれ濃縮廃液貯槽①、濃縮廃液貯槽②とし水分析結果を基に線源条件を設定する。RO 濃縮水貯槽のうち RO 濃縮水貯槽 15（H8 エリア）、17 の一部（G3 西エリアの D）、18（J1 エリア）、

20 の一部 (D エリアの B, C, D) 及びろ過水タンク並びに Sr 処理水貯槽のうち Sr 処理水貯槽 (K2 エリア) 及び Sr 処理水貯槽 (K1 南エリア) の放射能濃度は、水分析結果を基に線源条件を設定する。R0 濃縮水貯槽 17 の一部 (G3 エリアの E, F, G, H) については、平成 28 年 1 月時点の各濃縮水貯槽の空き容量に、平成 27 年 8 月から平成 28 年 1 月までに採取した淡水化装置出口水の平均放射能濃度を有する水を注水し、満水にした際の放射能濃度を基に線源条件を設定する。サプレッションプール水サージタンク及び廃液 R0 供給タンクについては、平成 25 年 4 月から 8 月までに採取した淡水化装置入口水の水分析結果の平均値を放射能濃度として設定する。R0 濃縮水受タンクについては、平成 25 年 4 月から 8 月までに採取した淡水化装置出口水の水分析結果の平均値を放射能濃度として設定する。また、ろ過水タンクは残水高さを 0.5m とし、水位に応じた評価を実施する。

(1) 使用済セシウム吸着塔一時保管施設

a. 第一施設

容 量 : セシウム吸着装置吸着塔 : 544 体
第二セシウム吸着装置吸着塔 : 230 体

i . セシウム吸着装置吸着塔

放 射 能 強 度 : 添付資料-1 表 1 及び図 1 参照

遮 蔽 : 吸着塔側面 : 鉄 177.8mm

吸着塔一次蓋 : 鉄 222.5mm

吸着塔二次蓋 : 鉄 127mm

コンクリート製ボックスカルバート : 203mm (蓋厚さ 403mm) ,
密度 2.30g/cm³

追加コンクリート遮蔽版 (施設西端, 厚さ 200mm, 密度
2.30g/cm³)

評価地点までの距離 : 約 1590m

線 源 の 標 高 : T.P. 約 33m

ii . 第二セシウム吸着装置吸着塔

放 射 能 強 度 : 添付資料-1 表 3 及び図 1 参照

遮 蔽 : 吸着塔側面 : 鉄 35mm, 鉛 190.5mm

吸着塔上面 : 鉄 35mm, 鉛 250.8mm

評価地点までの距離 : 約 1590m

線 源 の 標 高 : T.P. 約 33m

評 価 結 果 : 約 0.0001mSv/年未満 ※影響が小さいため線量評価上無視する

b. 第二施設

容 量：高性能容器（HIC）：736 体
放 射 能 強 度：表2. 2. 2-1 参照
遮 蔽：コンクリート製ボックスカルバート：203mm（蓋厚さ400mm），
密度 2.30g/cm³
評価地点までの距離：約1580m
線 源 の 標 高：T.P. 約33m
評 價 結 果：約0.0001mSv/年未満 ※影響が小さいため線量評価上無視
：する

c. 第三施設

容 量：高性能容器（HIC）：4,608 体
放 射 能 強 度：表2. 2. 2-1 参照
遮 蔽：コンクリート製ボックスカルバート：150mm（通路側400mm），
密度 2.30g/cm³
蓋：重コンクリート400mm，密度3.20g/cm³
評価地点までの距離：約1570m
線 源 の 標 高：T.P. 約35m
評 價 結 果：約0.0001mSv/年未満 ※影響が小さいため線量評価上無視
：する

d. 第四施設

容 量：セシウム吸着装置吸着塔：680 体
第二セシウム吸着装置吸着塔：345 体

i. セシウム吸着装置吸着塔

放 射 能 強 度：添付資料-1 表1及び図2 参照
遮 蔽：吸着塔側面：鉄 177.8mm (K1～K3: 85.7mm)
吸着塔一次蓋：鉄 222.5mm (K1～K3: 174.5mm)
吸着塔二次蓋：鉄 127mm (K1～K3: 55mm)
コンクリート製ボックスカルバート：203mm（蓋厚さ400mm），
密度 2.30g/cm³

評価地点までの距離 約610m

線 源 の 標 高：T.P. 約35m

ii. 第二セシウム吸着装置吸着塔

放 射 能 強 度：添付資料-1 表3及び図2 参照

遮蔽 : 吸着塔側面 : 鉄 35mm, 鉛 190.5mm
吸着塔上面 : 鉄 35mm, 鉛 250.8mm
評価地点までの距離 : 約 610m
線源の標高 : T.P. 約 35m
評価結果 : 約 4.01×10^{-2} mSv/年

表 2. 2. 2-1 評価対象核種及び放射能濃度 (1/2)

核種	放射能濃度 (Bq/cm ³)		
	スラリー (鉄共沈処理)	スラリー (炭酸塩沈殿処理)	吸着材 3
Fe-59	5.55E+02	1.33E+00	0.00E+00
Co-58	8.44E+02	2.02E+00	0.00E+00
Rb-86	0.00E+00	0.00E+00	9.12E+04
Sr-89	1.08E+06	3.85E+05	0.00E+00
Sr-90	2.44E+07	8.72E+06	0.00E+00
Y-90	2.44E+07	8.72E+06	0.00E+00
Y-91	8.12E+04	3.96E+02	0.00E+00
Nb-95	3.51E+02	8.40E-01	0.00E+00
Tc-99	1.40E+01	2.20E-02	0.00E+00
Ru-103	6.37E+02	2.01E+01	0.00E+00
Ru-106	1.10E+04	3.47E+02	0.00E+00
Rh-103m	6.37E+02	2.01E+01	0.00E+00
Rh-106	1.10E+04	3.47E+02	0.00E+00
Ag-110m	4.93E+02	0.00E+00	0.00E+00
Cd-113m	0.00E+00	5.99E+03	0.00E+00
Cd-115m	0.00E+00	1.80E+03	0.00E+00
Sn-119m	6.72E+03	0.00E+00	0.00E+00
Sn-123	5.03E+04	0.00E+00	0.00E+00
Sn-126	3.89E+03	0.00E+00	0.00E+00
Sb-124	1.44E+03	3.88E+00	0.00E+00
Sb-125	8.99E+04	2.42E+02	0.00E+00
Te-123m	9.65E+02	2.31E+00	0.00E+00
Te-125m	8.99E+04	2.42E+02	0.00E+00
Te-127	7.96E+04	1.90E+02	0.00E+00
Te-127m	7.96E+04	1.90E+02	0.00E+00
Te-129	8.68E+03	2.08E+01	0.00E+00
Te-129m	1.41E+04	3.36E+01	0.00E+00
I-129	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
Cs-134	0.00E+00	0.00E+00	2.61E+05
Cs-135	0.00E+00	0.00E+00	8.60E+05
Cs-136	0.00E+00	0.00E+00	9.73E+03

表2.2.2-1 評価対象核種及び放射能濃度（2/2）

核種	放射能濃度 (Bq/cm ³)		
	スラリー (鉄共沈処理)	スラリー (炭酸塩沈殿処理)	吸着材3
Cs-137	0.00E+00	0.00E+00	3.59E+05
Ba-137m	0.00E+00	0.00E+00	3.59E+05
Ba-140	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
Ce-141	1.74E+03	8.46E+00	0.00E+00
Ce-144	7.57E+03	3.69E+01	0.00E+00
Pr-144	7.57E+03	3.69E+01	0.00E+00
Pr-144m	6.19E+02	3.02E+00	0.00E+00
Pm-146	7.89E+02	3.84E+00	0.00E+00
Pm-147	2.68E+05	1.30E+03	0.00E+00
Pm-148	7.82E+02	3.81E+00	0.00E+00
Pm-148m	5.03E+02	2.45E+00	0.00E+00
Sm-151	4.49E+01	2.19E-01	0.00E+00
Eu-152	2.33E+03	1.14E+01	0.00E+00
Eu-154	6.05E+02	2.95E+00	0.00E+00
Eu-155	4.91E+03	2.39E+01	0.00E+00
Gd-153	5.07E+03	2.47E+01	0.00E+00
Tb-160	1.33E+03	6.50E+00	0.00E+00
Pu-238	2.54E+01	1.24E-01	0.00E+00
Pu-239	2.54E+01	1.24E-01	0.00E+00
Pu-240	2.54E+01	1.24E-01	0.00E+00
Pu-241	1.13E+03	5.48E+00	0.00E+00
Am-241	2.54E+01	1.24E-01	0.00E+00
Am-242m	2.54E+01	1.24E-01	0.00E+00
Am-243	2.54E+01	1.24E-01	0.00E+00
Cm-242	2.54E+01	1.24E-01	0.00E+00
Cm-243	2.54E+01	1.24E-01	0.00E+00
Cm-244	2.54E+01	1.24E-01	0.00E+00
Mn-54	1.76E+04	4.79E+00	0.00E+00
Co-60	8.21E+03	6.40E+00	0.00E+00
Ni-63	0.00E+00	8.65E+01	0.00E+00
Zn-65	5.81E+02	1.39E+00	0.00E+00

(2) 大型廃棄物保管庫

容 量 : 第二セシウム吸着装置吸着塔 : 540 体*

遮 蔽 : 天井及び壁 : コンクリート 厚さ 約 200mm, 密度 約 2.1g/cm³

i . 第二セシウム吸着装置吸着塔

放 射 能 強 度 : 添付資料-1 表3及び図3参照

遮 蔽 : 吸着塔側面 : 鉄 35mm, 鉛 190.5mm
吸着塔上面 : 鉄 35mm, 鉛 250.8mm

評価地点までの距離 : 約 480m

線 源 の 標 高 : T.P. 約 26m

評 価 結 果 : 約 1.51×10^{-2} mSv/年

*実際の貯蔵エリアは、北・中に制限されるが、保守的に北・中・南の全ての貯蔵エリアに第二セシウム吸着装置吸着塔を設置した場合を仮定する。

(3) 廃スラッジ一時保管施設

合 計 容 量 : 約 630m³

放 射 能 濃 度 : 約 1.0×10^7 Bq/cm³

遮 蔽 : 炭素鋼 25mm, コンクリート 1,000mm (密度 2.1g/cm³)
(貯蔵建屋外壁で 1mSv/時)

評価地点までの距離 : 約 1480m

線 源 の 標 高 : T.P. 約 33m

評 価 結 果 : 約 0.0001mSv/年未満 ※影響が小さいため線量評価上無視する

(4) 廃止 (高濃度滞留水受タンク)

(5) 濃縮廃液貯槽、濃縮水タンク

a. 濃縮廃液貯槽 (H2 エリア)

合 計 容 量 : 約 300m³

放 射 能 濃 度 : 表2. 2. 2-2 参照

遮 蔽 : SS400 (9mm)
コンクリート 150mm(密度 2.1g/cm³)

評価点までの距離 : 約 910m

線 源 の 標 高 : T.P. 約 36m

評 価 結 果 : 約 6.26×10^{-4} mSv/年

b. 濃縮廃液貯槽 (D エリア)

容 量 : 約 10,000m³
放 射 能 濃 度 : 表 2. 2. 2-2 参照
遮 蔽 : 側面 : SS400 (12mm)
上面 : SS400 (9mm)
評 価 点 ま で の 距 離 : 約 830m
線 源 の 標 高 : T.P. 約 33m
評 価 値 結 果 : 約 1.45×10^{-3} mSv/年

c. 濃縮水タンク

合 計 容 量 : 約 150m³
放 射 能 濃 度 : 表 2. 2. 2-2 参照
遮 蔽 : 側面 : SS400 (12mm)
上面 : SS400 (9mm)
評 価 点 ま で の 距 離 : 約 1210m
線 源 の 標 高 : T.P. 約 33m
評 価 値 結 果 : 約 0.0001mSv/年未満 ※影響が小さいため線量評価上無視する

(6) RO 濃縮水貯槽

- a. 廃止 (RO 濃縮水貯槽 1 (H1 エリア))
- b. 廃止 (RO 濃縮水貯槽 2 (H1 東エリア))
- c. 廃止 (RO 濃縮水貯槽 3 (H2 エリア))
- d. 廃止 (RO 濃縮水貯槽 4 (H4 エリア))
- e. 廃止 (RO 濃縮水貯槽 5 (H4 東エリア))
- f. 廃止 (RO 濃縮水貯槽 6 (H5 エリア))
- g. 廃止 (RO 濃縮水貯槽 7 (H6 エリア))
- h. 廃止 (RO 濃縮水貯槽 8 (H4 北エリア))
- i. 廃止 (RO 濃縮水貯槽 9 (H5 北エリア))

- j. 廃止 (RO 濃縮水貯槽 10 (H6 北エリア))
- k. 廃止 (RO 濃縮水貯槽 11 (H3 エリア))
- l. 廃止 (RO 濃縮水貯槽 12 (E エリア))
- m. 廃止 (RO 濃縮水貯槽 13 (C エリア))
- n. 廃止 (RO 濃縮水貯槽 14 (G6 エリア))
- o. RO 濃縮水貯槽 15 (H8 エリア)
 - 容 量 : 約 17,000m³
 - 放 射 能 濃 度 : 表 2. 2. 2-2 参照
 - 遮 蔽 : 側面 : SS400 (12mm)
上面 : SS400 (6mm)
 - 評 価 点 ま で の 距 離 : 約 940m
 - 線 源 の 標 高 : T.P. 約 33m
 - 評 価 結 果 : 約 0.0001mSv/年未満 ※影響が小さいため線量評価上無視する
- p. 廃止 (RO 濃縮水貯槽 16 (G4 南エリア))
- q. RO 濃縮水貯槽 17 (G3 エリア)
 - 容 量 : D : 約 7,500m³, E, F, G : 約 34,000m³, H : 約 6,600m³
 - 放 射 能 濃 度 : 表 2. 2. 2-2 参照
 - 遮 蔽 : 側面 : SS400 (12mm)
上面 : SS400 (6mm)
 - 評 価 点 ま で の 距 離 : 約 1630m, 約 1720m
 - 線 源 の 標 高 : T.P. 約 33m
 - 評 価 結 果 : 約 0.0001mSv/年未満 ※影響が小さいため線量評価上無視する
- r. RO 濃縮水貯槽 18 (J1 エリア)
 - 容 量 : A : 約 8,500m³, B : 約 8,500m³, C, N : 約 13,000m³, G : 約 9,600m³
 - 放 射 能 濃 度 : 表 2. 2. 2-2 参照

遮蔽 : 側面 : SS400 (12mm)
上面 : SS400 (6mm)
評価点までの距離 : 約 1490m, 約 1440m
線源の標高 : T.P. 約 35m
評価結果 : 約 0.0001mSv/年未満 ※影響が小さいため線量評価上無視する

s. RO 濃縮水貯槽 20 (D エリア)

容量 : 約 20,000m³
放射能濃度 : 表 2. 2. 2-2 参照
遮蔽 : 側面 : SS400 (12mm)
上面 : SS400 (9mm)
評価点までの距離 : 約 830m
線源の標高 : T.P. 約 33m
評価結果 : 約 0.0001mSv/年未満 ※影響が小さいため線量評価上無視する

(7) サプレッションプール水サージタンク

容量 : 約 6,800m³
放射能濃度 : 表 2. 2. 2-2 参照
遮蔽 : 側面 : SM41A (15.5mm)
上面 : SM41A (6mm)
評価点までの距離 : 約 1280m
線源の標高 : T.P. 約 8m
評価結果 : 約 0.0001mSv/年未満 ※影響が小さいため線量評価上無視する

(8) RO 処理水一時貯槽

貯蔵している液体の放射能濃度が 10^{-2} Bq/cm³程度と低いため、評価対象外とする。

(9) RO 処理水貯槽

貯蔵している液体の放射能濃度が 10^{-2} Bq/cm³程度と低いため、評価対象外とする。

(10) 受タンク等

合計容量 : 約 1,300m³
放射能濃度 : 表 2. 2. 2-2 参照

遮蔽 : 側面 : SS400 (12mm または 6mm)
上面 : SS400 (9mm または 4.5mm)
評価点までの距離 : 約 1260m, 約 1220m
線源の標高 : T.P. 約 33m
評価結果 : 約 $0.0001\text{mSv}/\text{年未満}$ ※影響が小さいため線量評価上無視する

(11) ロ過水タンク

容積 : 約 240m^3
放射能濃度 : 表 2. 2. 2-2 参照
遮蔽 : 側面 : SM400C (18mm), SS400 (12mm, 10mm, 8mm)
上面 : SS400 (4.5mm)
評価点までの距離 : 約 220m
線源の標高 : T.P. 約 39m
評価結果 : 約 $2.50 \times 10^{-2}\text{mSv}/\text{年}$

(12) Sr処理水貯槽

a. Sr処理水貯槽 (K2 エリア)

容積 : 約 $28,000\text{m}^3$
放射能濃度 : 表 2. 2. 2-2 参照
遮蔽 : 側面 : SS400 (15mm)
上面 : SS400 (9mm)
評価点までの距離 : 約 380m
線源の標高 : T.P. 約 34m
評価結果 : 約 $6.91 \times 10^{-4}\text{mSv}/\text{年}$

b. Sr処理水貯槽 (K1 南エリア)

容積 : 約 $11,000\text{m}^3$
放射能濃度 : 表 2. 2. 2-2 参照
遮蔽 : 側面 : SM400C (12mm)
上面 : SM400C (12mm)
評価点までの距離 : 約 430m
線源の標高 : T.P. 約 34m
評価結果 : 約 $1.24 \times 10^{-4}\text{mSv}/\text{年}$

(13) 濃縮水受タンク、濃縮水処理水タンク仮置き場所

エリア面積：約 1,100m²

容量：約 0.2m³

積上げ高さ：約 4.7m

遮蔽：側面：炭素鋼（12mm）
上面：炭素鋼（9mm）

放射能濃度：表2.2.2-2表

評価点までの距離：約 1560m

線源の標高：T.P. 約 34m

線源形状：四角柱

評価結果：約 0.0001mSv/年未満 ※影響が小さいため線量評価上無視する

(14) 増設 RO 濃縮水受タンク

合計容量：約 30m³

放射能濃度：表2.2.2-2参照

遮蔽：側面：SUS316L（9mm）
上面：SUS316L（6mm）

評価点までの距離：約 1090m

線源の標高：T.P. 約 35m

評価結果：約 0.0001mSv/年未満 ※影響が小さいため線量評価上無視する

表2. 2. 2-2 評価対象核種及び放射能濃度

		放射能濃度 (Bq/cm ³)						
		Cs-134	Cs-137 (Ba-137m)	Co-60	Mn-54	Sb-125 (Te-125m)	Ru-106 (Rh-106)	Sr-90 (Y-90)
(a) 濃縮廃液貯槽								
濃縮廃液貯槽① (H2エリア, タンク A, B)		8.8E+02	1.2E+03	1.5E+03	7.8E+02	2.1E+03	5.1E+03	1.1E+07
濃縮廃液貯槽① (H2エリア, タンク C)		9.2E+02	7.2E+02	4.7E+03	4.7E+02	4.7E+03	1.4E+04	2.6E+07
濃縮廃液貯槽② (H2エリア)								
濃縮廃液貯槽 (Dエリア)		3.0E+01	3.7E+01	1.7E+01	7.9E+01	4.5E+02	7.4E+00	2.8E+05
濃縮水タンク								
(b) RO濃縮水貯槽								
RO濃縮水貯槽 15		1.3E-01	5.7E-01	2.7E-01	3.6E-02	6.4E+00	2.9E-01	2.2E+02
RO濃縮水貯槽 17	D	1.0E-02	7.2E-03	2.0E-02	6.9E-03	2.4E-02	2.8E-02	1.5E+00
	E, F, G	6.9E-01	3.1E+00	2.4E-01	1.7E-02	3.0E+00	2.9E-01	1.0E+02
	H	7.1E-01	3.2E+00	2.2E-01	1.6E-02	3.1E+00	2.9E-01	1.0E+02
RO濃縮水貯槽 18	A	1.1E-02	9.9E-03	5.6E-02	7.5E-03	2.3E-02	3.4E-02	1.4E+01
	B	5.0E-01	2.2E+00	1.8E-01	1.6E-02	7.1E-01	3.1E-01	6.2E+02
	C, N	2.3E-01	1.1E+00	3.2E-02	1.3E-02	4.4E-01	1.5E-01	1.3E+02
	G	8.8E-03	5.7E-03	8.4E-03	5.3E-03	1.8E-02	3.4E-02	1.2E+00
RO濃縮水貯槽 20	B, C, D, E	1.5E+00	3.0E+00	8.8E-01	1.1E+00	7.4E+00	2.6E-01	1.6E+04
(c) サブレッショングール水サージタンク								
サブレッショングール水サージタンク		2.1E+00	2.3E+00	4.9E+00	7.8E-01	1.8E+01	8.0E+00	4.4E+04
(d) 受タンク等								
廃液 RO供給タンク		2.1E+00	2.3E+00	4.9E+00	7.8E-01	1.8E+01	8.0E+00	4.4E+04
RO濃縮水受タンク		2.0E+00	4.4E+00	5.8E-01	9.9E-01	3.5E+01	8.8E+00	7.4E+04
(e) ろ過水タンク								
ろ過水タンク		2.3E+00	4.3E+00	4.0E-01	6.3E-01	3.4E+01	1.2E+01	4.7E+04
(f) Sr処理水貯槽								
Sr処理水貯槽 (K2エリア)		5.8E-02	2.7E-02	5.0E-02	1.6E-02	5.5E+00	2.6E-01	6.9E+01
Sr処理水貯槽 (K1南エリア)		6.4E-02	2.6E-02	9.6E-02	1.6E-02	6.6E+00	3.1E-01	1.7E+01
(g) 濃縮水受タンク、濃縮処理水タンク仮置き場所								
濃縮水受タンク		1.1E+01	1.2E+01	7.1E+00	5.7E+00	6.9E+01	4.4E+01	1.2E+05
(h) 増設 RO濃縮水受タンク								
増設 RO濃縮水受タンク		2.0E+00	4.4E+00	5.8E-01	9.9E-01	3.5E+01	8.8E+00	7.4E+04

2.2.2.2.2 瓦礫類一時保管エリア

瓦礫類の線量評価は、次に示す条件でMCNPコードにより評価する。

なお、保管エリアが満杯となった際には、実際の線源形状に近い形でMCNPコードにより再評価することとする。(添付資料-2)

瓦礫類一時保管エリアについては、今後搬入が予想される瓦礫類の量と表面線量率を設定し、一時保管エリア全体に体積線源で存在するものとして評価する。核種はCs-134及びCs-137とする。なお、一時保管エリアUについては保管する各機器の形状、保管状態を考

慮した体積線源として各々評価する。また、機器本体の放射化の可能性が否定出来ないこ
とから、核種は Co-60 とする。

評価条件における「保管済」は実測値による評価、「未保管」は受入目安表面線量率によ
る評価を表す。

また、実測値による評価以外の実態に近づける線量評価方法も必要に応じて適用してい
く。(添付資料－3)

(1)一時保管エリアA 1

貯 藏 容 量：約 7,000m³
エ リ ア 面 積：約 1,400m²
積 上 げ 高 さ：約 5m
表 面 線 量 率：0.01mSv/時（未保管）
遮 蔽：コンクリート壁：高さ 約 3m, 厚さ 約 120mm, 密度 約 2.1g/cm³
評 価 点 ま で の 距 離：約 980m
線 源 の 標 高：T.P. 約 47m
線 源 形 状：円柱
か さ 密 度：鉄 0.3g/cm³
評 価 結 果：約 0.0001mSv/年未満 ※影響が小さいため線量評価上無視
する

(2)一時保管エリアA 2

貯 藏 容 量：約 12,000m³
エ リ ア 面 積：約 2,500m²
積 上 げ 高 さ：約 5m
表 面 線 量 率：0.005mSv/時（未保管）
遮 蔽：コンクリート壁：高さ 約 3m, 厚さ 約 120mm, 密度 約 2.1g/cm³
評 価 点 ま で の 距 離：約 1,010m
線 源 の 標 高：T.P. 約 47m
線 源 形 状：円柱
か さ 密 度：鉄 0.3g/cm³
評 価 結 果：約 0.0001mSv/年未満 ※影響が小さいため線量評価上無視
する

(3)一時保管エリアB

①エリア 1

貯 藏 容 量：約 3,200m³

エリア面積：約 600m²
積上げ高さ：約 5m
表面線量率：0.01mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約 960m
線源の標高：T.P. 約 47m
線源形状：円柱
かさ密度：鉄 0.3g/cm³
評価結果：約 0.0001mSv/年未満 ※影響が小さいため線量評価上無視する

②エリア2

貯蔵容量：約 2,100m³
エリア面積：約 400m²
積上げ高さ：約 5m
表面線量率：0.01mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約 910m
線源の標高：T.P. 約 47m
線源形状：円柱
かさ密度：鉄 0.3g/cm³
評価結果：約 0.0001mSv/年未満 ※影響が小さいため線量評価上無視する

(4)一時保管エリアC

貯蔵容量：約 67,000m³
エリア面積：約 13,400m²
積上げ高さ：約 5m
表面線量率：約 0.01mSv/時（保管済約 31,000m³），0.1 mSv/時（未保管約 1,000m³），0.025mSv/時（未保管約 35,000m³）
評価点までの距離：約 890m
線源の標高：T.P. 約 32m
線源形状：円柱
かさ密度：鉄 0.3g/cm³
評価結果：約 1.41×10^{-3} mSv/年

(5)一時保管エリアD

貯蔵容量：約 2,700m³
エリア面積：約 1,000m²

積上げ高さ：約4.5m
表面線量率：約0.02mSv/時（保管済）
評価点までの距離：約780m
線源の標高：T.P.約34m
線源形状：円柱
かさ密度：鉄0.3g/cm³
評価結果：約 1.02×10^{-4} mSv/年

(6)一時保管エリアE 1

貯蔵容量：約16,000m³
エリア面積：約3,500m²
積上げ高さ：約4.5m
表面線量率：約0.11mSv/時（保管済約3,200m³），1mSv/時（未保管約12,800m³）
評価点までの距離：約760m
線源の標高：T.P.約26m
線源形状：円柱
かさ密度：鉄0.3g/cm³
評価結果：約 3.03×10^{-2} mSv/年

(7)一時保管エリアE 2

貯蔵容量：約1,200m³
エリア面積：約500m²
積上げ高さ：約4.5m
表面線量率：2mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約730m
線源の標高：T.P.約11m
線源形状：円柱
かさ密度：鉄0.3g/cm³
評価結果：約 1.13×10^{-2} mSv/年

(8)一時保管エリアF

①エリア1

貯蔵容量：約650m³
エリア面積：約220m²
積上げ高さ：約5m

表 面 線 量 率 : 約 0.1mSv/時 (未保管)
評価点までの距離 : 約 620m
線 源 の 標 高 : T.P. 約 26m
線 源 形 状 : 円柱
か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm³
評 價 結 果 : 約 1.32×10^{-3} mSv/年

②エリア2

貯 藏 容 量 : 約 6,400m³
エ リ ア 面 積 : 約 1,500m²
積 上 げ 高 さ : 約 5m
表 面 線 量 率 : 0.1mSv/時 (未保管)
評価点までの距離 : 約 660m
線 源 の 標 高 : T.P. 約 26m
線 源 形 状 : 円柱
か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm³
評 價 結 果 : 約 3.65×10^{-3} mSv/年

(9)一時保管エリアJ

貯 藏 容 量 : 約 6,300m³
エ リ ア 面 積 : 約 1,600m²
積 上 げ 高 さ : 約 5m
表 面 線 量 率 : 0.005mSv/時 (未保管)
評価点までの距離 : 約 1,390m
線 源 の 標 高 : T.P. 約 34m
線 源 形 状 : 円柱
か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm³
評 價 結 果 : 約 0.0001mSv/年未満 ※影響が小さいため線量評価上無視する

(10)一時保管エリアL

覆土式一時保管施設 1槽毎に評価した。

貯 藏 容 量 : 約 4,000m³ × 4
貯 藏 面 積 : 約 1,400m² × 4
積 上 げ 高 さ : 約 5m
表 面 線 量 率 : 1槽目 0.005mSv/時 (保管済), 2槽目 0.005mSv/時 (保管済),

3 槽目 30mSv/時（未保管）, 4 槽目 30mSv/時（未保管）
遮蔽：覆土：厚さ 1m, 密度 1.2g/cm³
評価点までの距離：1 槽目約 1,070m, 2 槽目約 1,150m, 3 槽目約 1,090m, 4 槽目
約 1,170m
線源の標高：T.P. 約 35m
線源形状：直方体
かさ密度：鉄 0.5g/cm³
評価結果：約 0.0001mSv/年未満 ※影響が小さいため線量評価上無視
する

(11)一時保管エリアN

貯蔵容量：約 9,700m³
エリア面積：約 2,000m²
積上げ高さ：約 5m
表面線量率：0.1mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約 1,160m
線源の標高：T.P. 約 33m
線源形状：円柱
かさ密度：鉄 0.3g/cm³
評価結果：約 0.0001mSv/年未満 ※影響が小さいため線量評価上無視
する

(12)一時保管エリアO

①エリア1
貯蔵容量：約 23,600m³
エリア面積：約 5,500m²
積上げ高さ：約 5m
表面線量率：0.01mSv/時（保管済）
評価点までの距離：約 810m
線源の標高：T.P. 約 23m
線源形状：円柱
かさ密度：鉄 0.3g/cm³
評価結果：約 2.22×10^{-4} mSv/年

②エリア2

貯蔵容量：約 14,600m³

エリア面積：約3,400m²
積上げ高さ：約5m
表面線量率：0.1mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約800m
線源の標高：T.P.約28m
線源形状：円柱
かさ密度：鉄0.3g/cm³
評価結果：約 1.45×10^{-3} mSv/年

③エリア3

貯蔵容量：約1,800m³
エリア面積：約2,100m²
積上げ高さ：約1m
表面線量率：0.1mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約820m
線源の標高：T.P.約28m
線源形状：円柱
かさ密度：鉄0.3g/cm³
評価結果：約 7.05×10^{-4} mSv/年

④エリア4

貯蔵容量：約4,100m³
エリア面積：約960m²
積上げ高さ：約5m
表面線量率：0.1mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約870m
線源の標高：T.P.約28m
線源形状：円柱
かさ密度：鉄0.3g/cm³
評価結果：約 3.15×10^{-4} mSv/年

(13)一時保管エリアP1

①エリア1

貯蔵容量：約47,300m³
エリア面積：約5,850m²
積上げ高さ：約10.4m

表 面 線 量 率 : 0.1mSv/時 (未保管)
評価点までの距離 : 約 850m
線 源 の 標 高 : T.P. 約 26m
線 源 形 状 : 円柱
か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm³
評 價 結 果 : 約 1.81×10^{-3} mSv/年

②エリア2

貯 藏 容 量 : 約 15,400m³
エ リ ア 面 積 : 約 4,840m²
積 上 げ 高 さ : 約 5m
表 面 線 量 率 : 0.1mSv/時 (未保管)
評価点までの距離 : 約 930m
線 源 の 標 高 : T.P. 約 26m
線 源 形 状 : 円柱
か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm³
評 價 結 果 : 約 4.61×10^{-4} mSv/年

(14)一時保管エリアP2

貯 藏 容 量 : 約 6,700m³
エ リ ア 面 積 : 約 2,000m²
積 上 げ 高 さ : 約 4.5m
表 面 線 量 率 : 1mSv/時 (未保管)
評価点までの距離 : 約 890m
線 源 の 標 高 : T.P. 約 26m
線 源 形 状 : 円柱
か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm³
評 價 結 果 : 約 3.49×10^{-3} mSv/年

(15)一時保管エリアU

貯 藏 容 量 : 約 750m³
エ リ ア 面 積 : 約 450m²
積 上 げ 高 さ : 約 4.3m
表 面 線 量 率 : 0.015 mSv/時 (未保管約 310m³) , 0.020 mSv/時 (未保管約 110m³) , 0.028 mSv/時 (未保管約 330m³)

評価点までの距離：約 660m
線源の標高：T.P. 約 35m
線源形状：円柱
かさ密度：鉄 7.86g/cm³ またはコンクリート 2.15g/cm³
評価結果：約 4.76×10^{-4} mSv/年

(16)一時保管エリアV

貯蔵容量：約 6,000m³
エリア面積：約 1,200m²
積上げ高さ：約 5m
表面線量率：0.1mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約 930m
線源の標高：T.P. 約 23m
線源形状：円柱
かさ密度：鉄 0.3g/cm³
評価結果：約 1.76×10^{-4} mSv/年

(17)一時保管エリアW

貯蔵容量：約 11,600m³
エリア面積：約 5,100m²
積上げ高さ：約 4.5m
表面線量率：1mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約 730m
線源の標高：T.P. 約 33m
線源形状：円柱
かさ密度：鉄 0.3g/cm³
評価結果：約 3.86×10^{-2} mSv/年

(18)一時保管エリアX

①エリア1
貯蔵容量：約 7,900m³
エリア面積：約 2,700m²
積上げ高さ：約 4.5m
表面線量率：1mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約 800m

線 源 の 標 高 : T.P. 約 33m
線 源 形 状 : 円柱
か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm³
評 價 結 果 : 約 1.03×10^{-2} mSv/年

②エリア 2

貯 藏 容 量 : 約 8,720m³
エ リ ア 面 積 : 約 3,890m²
積 上 げ 高 さ : 約 4.5m
表 面 線 量 率 : 1mSv/時 (未保管)
評 價 点 ま で の 距 離 : 約 760m
線 源 の 標 高 : T.P. 約 33m
線 源 形 状 : 円柱
か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm³
評 價 結 果 : 約 2.01×10^{-2} mSv/年

(19)一時保管エリア AA

①エリア 1

貯 藏 容 量 : 約 36,400m³
エ リ ア 面 積 : 約 3,500m²
積 上 げ 高 さ : 約 10.4m
表 面 線 量 率 : 0.001mSv/時 (未保管)
評 價 点 ま で の 距 離 : 約 1,080m
線 源 の 標 高 : T.P. 約 35m
線 源 形 状 : 円柱
か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm³
評 價 結 果 : 約 0.0001mSv/年未満 ※影響が小さいため線量評価上無視する

※主に瓦礫類を保管するものの、使用済保護衣等の保管も行う。

②エリア 2

貯 藏 容 量 : 約 34,200m³
エ リ ア 面 積 : 約 6,900m²
積 上 げ 高 さ : 約 7.8m
表 面 線 量 率 : 0.001mSv/時 (未保管)
評 價 点 ま で の 距 離 : 約 1,130m

線 源 の 標 高 : T.P. 約 35m
線 源 形 状 : 円柱
か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm^3
評 價 結 果 : 約 0.0001mSv/年 未満 ※影響が小さいため線量評価上無視する

※主に瓦礫類を保管するものの、使用済保護衣等の保管も行う。

(20)一時保管エリアB B

①エリア 1

貯 藏 容 量 : 約 $28,550\text{m}^3$
エ リ ア 面 積 : 約 $10,380\text{m}^2$
積 上 げ 高 さ : 約 4.5m
表 面 線 量 率 : 0.01mSv/時 (未保管)
評 價 点 ま で の 距 離 : 約 720m
線 源 の 標 高 : T.P. 約 52m
線 源 形 状 : 円柱
か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm^3
評 價 結 果 : 約 $7.04 \times 10^{-4}\text{mSv/年}$

②エリア 2

貯 藏 容 量 : 約 $16,240\text{m}^3$
エ リ ア 面 積 : 約 $5,940\text{m}^2$
積 上 げ 高 さ : 約 4.5m
表 面 線 量 率 : 0.01mSv/時 (未保管)
評 價 点 ま で の 距 離 : 約 620m
線 源 の 標 高 : T.P. 約 52m
線 源 形 状 : 円柱
か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm^3
評 價 結 果 : 約 $1.24 \times 10^{-3}\text{mSv/年}$

(21)一時保管エリアC C

①エリア 1

貯 藏 容 量 : 約 $11,670\text{m}^3$
エ リ ア 面 積 : 約 $3,060\text{m}^2$
積 上 げ 高 さ : 約 4.5m
表 面 線 量 率 : 0.1mSv/時 (未保管)
評 價 点 ま で の 距 離 : 約 660m

線 源 の 標 高 : T.P. 約 26m
線 源 形 状 : 円柱
か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm³
評 價 結 果 : 約 7.80×10^{-3} mSv/年

②エリア 2

貯 藏 容 量 : 約 7,170m³
エ リ ア 面 積 : 約 2,620m²
積 上 げ 高 さ : 約 4.5m
表 面 線 量 率 : 0.1mSv/時 (未保管)
評価点までの距離 : 約 600m
線 源 の 標 高 : T.P. 約 26m
線 源 形 状 : 円柱
か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm³
評 價 結 果 : 約 7.80×10^{-3} mSv/年

(22)一時保管エリア DD

①エリア 1

貯 藏 容 量 : 約 4,050m³
エ リ ア 面 積 : 約 1,360m²
積 上 げ 高 さ : 約 4.5m
表 面 線 量 率 : 0.005mSv/時 (未保管)
評価点までの距離 : 約 810m
線 源 の 標 高 : T.P. 約 37m
線 源 形 状 : 円柱
か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm³
評 價 結 果 : 約 0.0001mSv/年未満 ※影響が小さいため線量評価上無視する

②エリア 2

貯 藏 容 量 : 約 6,750m³
エ リ ア 面 積 : 約 2,320m²
積 上 げ 高 さ : 約 4.5m
表 面 線 量 率 : 0.005mSv/時 (未保管)
評価点までの距離 : 約 810m
線 源 の 標 高 : T.P. 約 37m

線 源 形 状 : 円柱
か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm^3
評 價 結 果 : 約 0.0001mSv/年未満 ※影響が小さいため線量評価上無視する

(23)一時保管エリア F F 1

貯 藏 容 量 : 約 $12,380\text{m}^3$
エ リ ア 面 積 : 約 $2,260\text{m}^2$
積 上 げ 高 さ : 約 7.8m
表 面 線 量 率 : 約 0.001mSv/時 (未保管)
評 價 点 ま で の 距 離 : 約 1,560m
線 源 の 標 高 : T.P. 約 34.3m
線 源 形 状 : 円柱
か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm^3
評 價 結 果 : 約 0.0001mSv/年未満 ※影響が小さいため線量評価上無視する

(24)一時保管エリア F F 2

貯 藏 容 量 : 約 $13,110\text{m}^3$
エ リ ア 面 積 : 約 $2,260\text{m}^2$
積 上 げ 高 さ : 約 7.8m
表 面 線 量 率 : 約 0.001mSv/時 (未保管)
評 價 点 ま で の 距 離 : 約 1,070m
線 源 の 標 高 : T.P. 約 32.7m
線 源 形 状 : 円柱
か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm^3
評 價 結 果 : 約 0.0001mSv/年未満 ※影響が小さいため線量評価上無視する

(25)一時保管エリア d

貯 藏 容 量 : 約 $1,890\text{m}^3$
エ リ ア 面 積 : 約 630m^2
積 上 げ 高 さ : 約 4.5m
表 面 線 量 率 : 0.1mSv/時 (未保管)
評 價 点 ま で の 距 離 : 約 370m
線 源 の 標 高 : T.P. 約 44m
線 源 形 状 : 円柱

かさ密度：鉄 0.3g/cm^3
評価結果：約 $3.67 \times 10^{-2}\text{mSv/年}$

(26)一時保管エリア e

貯蔵容量：約 $6,660\text{m}^3$
エリア面積：約 $1,480\text{m}^2$
積上げ高さ：約 4.5m
表面線量率： 0.1mSv/時 （未保管）
評価点までの距離：約 490m
線源の標高：T.P. 約 43m
線源形状：円柱
かさ密度：鉄 0.3g/cm^3
評価結果：約 $1.99 \times 10^{-2}\text{mSv/年}$

(27)一時保管エリア k

貯蔵容量：約 $9,450\text{m}^3$
エリア面積：約 $3,260\text{m}^2$
積上げ高さ：約 4.5m
表面線量率： 0.01mSv/時 （未保管）
評価点までの距離：約 370m
線源の標高：T.P. 約 19m
線源形状：円柱
かさ密度：鉄 0.3g/cm^3
評価結果：約 $2.42 \times 10^{-2}\text{mSv/年}$

※主に瓦礫類を保管するものの、使用済保護衣等の保管も行う。

(28)一時保管エリア 1

貯蔵容量：約 $7,200\text{m}^3$
エリア面積：約 $2,540\text{m}^2$
積上げ高さ：約 4.5m
表面線量率： 0.005mSv/時 （未保管）
評価点までの距離：約 400m
線源の標高：T.P. 約 20m
線源形状：円柱
かさ密度：鉄 0.3g/cm^3
評価結果：約 $5.83 \times 10^{-3}\text{mSv/年}$

※主に瓦礫類を保管するものの、使用済保護衣等の保管も行う。

(29)一時保管エリアm

貯蔵容量：約 4,380m³
エリア面積：約 1,770m²
積上げ高さ：約 4.5m
表面線量率：1mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約 760m
線源の標高：T.P. 約 34m
線源形状：円柱
かさ密度：鉄 0.3g/cm³
評価結果：約 1.00×10^{-2} mSv/年

2.2.2.2.3 伐採木一時保管エリア

伐採木の線量評価は、次に示す条件で MCNP コードにより評価する。

なお、保管エリアが満杯となった際には、実際の線源形状に近い形で MCNP コードにより再評価することとする。（添付資料－2）

伐採木一時保管エリアについては、今後搬入が予想される伐採木の量と表面線量率を設定し、一時保管エリア全体に体積線源で存在するものとして評価する。核種は Cs-134 及び Cs-137 とする。

評価条件における「保管済」は実測値による評価、「未保管」は受入目安表面線量率による評価を表す。

また、実測値による評価以外の実態に近づける線量評価方法も必要に応じて適用していく。（添付資料－3）

(1)一時保管エリアG

①エリア 1

貯蔵容量：約 4,200m³
貯蔵面積：約 1,400m²
積上げ高さ：約 3m
表面線量率：0.079mSv/時（保管済）
遮蔽：覆土：厚さ 0.7m, 密度 1.2g/cm³
評価点までの距離：約 1,360m
線源の標高：T.P. 約 30m
線源形状：円柱
かさ密度：木 0.1g/cm³
評価結果：約 0.0001mSv/年未満 ※影響が小さいため線量評価上無視する

②エリア2

貯蔵容量：約8,900m³
貯蔵面積：約3,000m²
積上げ高さ：約3m
表面線量率：0.055mSv/時（保管済 約3,000m³），0.15mSv/時（未保管 約5,900m³）
遮蔽：覆土：厚さ0.7m，密度1.2g/cm³
評価点までの距離：約1,270m
線源の標高：T.P. 約30m
線源形状：円柱
かさ密度：木 0.1g/cm³
評価結果：約0.0001mSv/年未満 ※影響が小さいため線量評価上無視する

③エリア3

貯蔵容量：約16,600m³
貯蔵面積：約5,500m²
積上げ高さ：約3m
表面線量率：0.15mSv/時（未保管）
遮蔽：覆土：厚さ0.7m，密度1.2g/cm³
評価点までの距離：約1,310m
線源の標高：T.P. 約30m
線源形状：円柱
かさ密度：木 0.1g/cm³
評価結果：約0.0001mSv/年未満 ※影響が小さいため線量評価上無視する

なお、当該エリアには表面線量率がバックグラウンド線量率と同等以下の伐採木（幹根）と瓦礫類（除草作業で発生した草等）及び使用済保護衣等も一時保管する。

(2)一時保管エリアH

表面線量率がバックグラウンド線量率と同等以下の伐採木（幹根）と瓦礫類（除草作業で発生した草等）及び使用済保護衣等を一時保管するため、影響が小さく、線量評価上対象外とする。

(3)一時保管エリアM

表面線量率がバックグラウンド線量率と同等以下の伐採木（幹根）と瓦礫類（除草作業で発生した草等）及び使用済保護衣等を一時保管するため、影響が小さく、線量評価上対象

外とする。

(4)一時保管エリアT

貯蔵容量：約 11,900m³
貯蔵面積：約 4,000m²
積上げ高さ：約 3m
表面線量率：0.3mSv/時（未保管）
遮蔽：覆土：厚さ 0.7m, 密度 1.2g/cm³
評価点までの距離：約 1,880m
線源の標高：T.P. 約 45m
線源形状：円柱
かさ密度：木 0.1g/cm³
評価結果：約 0.0001mSv/年未満 ※影響が小さいため線量評価上無視する

(5)一時保管エリアV

貯蔵容量：約 6,000m³
貯蔵面積：約 1,200m²
積上げ高さ：約 5m
表面線量率：0.3mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約 910m
線源の標高：T.P. 約 23m
線源形状：円柱
かさ密度：木 0.05g/cm³
評価結果：約 7.58×10^{-4} mSv/年

なお、当該エリアには表面線量率がバックグラウンド線量率と同等以下の伐採木（幹根）も一時保管する。

2.2.2.2.4 使用済燃料乾式キャスク仮保管設備

使用済燃料乾式キャスク仮保管設備については、線源スペクトル、線量率、乾式キャスク本体の寸法等の仕様は、工事計画認可申請書又は核燃料輸送物設計承認申請書等、乾式キャスクの設計値及び収納する使用済燃料の収納条件に基づく値とする。なお、乾式キャスクの線量率は、側面、蓋面、底面の 3 領域に分割し、ガンマ線、中性子線毎にそれぞれ表面から 1m の最大線量率で規格化する。乾式キャスクの配置は、設備の配置設計を反映し、隣接する乾式キャスク等による遮蔽効果を考慮し、敷地境界における直接線及びスカイシヤイン線の合計の線量率を評価する。

貯蔵容量：95基(乾式貯蔵キャスク20基及び輸送貯蔵兼用キャスク75基)
エリア面積：約80m×約121m
遮蔽：コンクリートモジュール 200mm(密度2.15g/cm³)
評価点までの距離：約350m
評価結果の種類：MCNPコードによる評価結果
線源の標高：T.P.約38m
評価結果：約 5.69×10^{-2} mSv/年

2.2.2.2.5 固体廃棄物貯蔵庫

固体廃棄物貯蔵庫の線量評価は、次に示す条件でMCNPコードにより評価する。
固体廃棄物貯蔵庫については、放射性固体廃棄物や一部を活用して瓦礫類、使用済保護衣等を保管、または一時保管するため、実測した線量率に今後の活用も考慮した表面線量率を設定し、核種をCo-60として評価するものとする。
固体廃棄物貯蔵庫（第6棟～第8棟）地下には、放射性固体廃棄物や事故後に発生した瓦礫類を保管するが、遮蔽効果が高いことから地下保管分については、設置時の工事計画認可申請書と同様に評価対象外とする。
また、実測値による評価以外の実態に近づける線量評価方法も必要に応じて適用していく。（添付資料-3）

(1) 固体廃棄物貯蔵庫（第1棟）

貯蔵容量：約3,600m³
エリア面積：約1,100m²
積上げ高さ：約3.2m
表面線量率：約0.1mSv/時
遮蔽：天井及び壁：鉄板厚さ約0.5mm
評価地点までの距離：約750m
線源の標高：T.P.約33m
線源形状：直方体
かさ密度：コンクリート2.0g/cm³
評価結果：約 1.32×10^{-3} mSv/年

(2) 固体廃棄物貯蔵庫（第2棟）

貯蔵容量：約6,700m³
エリア面積：約2,100m²

積上げ高さ：約3.2m
表面線量率：約5mSv/時
遮蔽：天井及び壁：コンクリート 厚さ 約180mm, 密度 約2.2g/cm³
評価地点までの距離：約740m
線源の標高：T.P.約33m
線源形状：直方体
かさ密度：コンクリート 2.0g/cm³
評価結果：約 7.72×10^{-3} mSv/年

(3) 固体廃棄物貯蔵庫（第3棟）

貯蔵容量：約7,400m³
エリア面積：約2,300m²
積上げ高さ：約3.2m
表面線量率：約0.1mSv/時
遮蔽：天井及び壁：コンクリート 厚さ 約180mm, 密度 約2.2g/cm³
評価地点までの距離：約470m
線源の標高：T.P.約42m
線源形状：直方体
かさ密度：コンクリート 2.0g/cm³
評価結果：約 3.50×10^{-3} mSv/年

(4) 固体廃棄物貯蔵庫（第4棟）

貯蔵容量：約7,400m³
エリア面積：約2,300m²
積上げ高さ：約3.2m
表面線量率：約0.5mSv/時
遮蔽：天井及び壁：コンクリート 厚さ 約700mm, 密度 約2.2g/cm³
評価地点までの距離：約420m
線源の標高：T.P.約42m
線源形状：直方体
かさ密度：コンクリート 2.0g/cm³
評価結果：約0.0001mSv/年未満 ※影響が小さいため線量評価上無視する

(5) 固体廃棄物貯蔵庫（第5棟）

貯蔵容量：約2,500m³

エリア面積：約 800m²
積上げ高さ：約 3.2m
表面線量率：約 0.5mSv/時
遮蔽：天井及び壁：コンクリート 厚さ 約 500mm, 密度 約 2.2g/cm³
評価地点までの距離：約 400m
線源の標高：T.P. 約 42m
線源形状：直方体
かさ密度：コンクリート 2.0g/cm³
評価結果：約 2.31×10^{-4} mSv/年

(6) 固体廃棄物貯蔵庫（第6棟）

貯蔵容量：約 12,200m³ (1階部分)
エリア面積：約 3,800m²
積上げ高さ：約 3.2m
表面線量率：約 0.5mSv/時
遮蔽：天井及び壁：コンクリート 厚さ 約 500mm, 密度 約 2.2g/cm³
評価地点までの距離：約 360m
線源の標高：T.P. 約 42m
線源形状：直方体
かさ密度：コンクリート 2.0g/cm³
評価結果：約 1.68×10^{-3} mSv/年

※地下に瓦礫類を一時保管することを考慮している。

(7) 固体廃棄物貯蔵庫（第7棟）

貯蔵容量：約 17,200m³ (1階部分)
エリア面積：約 5,400m²
積上げ高さ：約 3.2m
表面線量率：約 0.5mSv/時
遮蔽：天井及び壁：コンクリート 厚さ 約 500mm, 密度 約 2.2g/cm³
評価地点までの距離：約 320m
線源の標高：T.P. 約 42m
線源形状：直方体
かさ密度：コンクリート 2.0g/cm³
評価結果：約 3.15×10^{-3} mSv/年

※地下に瓦礫類を一時保管することを考慮している。

(8) 固体廃棄物貯蔵庫（第8棟）

貯蔵容量：約 17,200m³ (1階部分)
エリア面積：約 5,400m²
積上げ高さ：約 3.2m
表面線量率：約 0.5mSv/時
遮蔽：天井及び壁：コンクリート 厚さ 約 600mm, 密度 約 2.2g/cm³
評価地点までの距離：約 280m
線源の標高：T.P. 約 42m
線源形状：直方体
かさ密度：コンクリート 2.0g/cm³
評価結果：約 1.46×10^{-3} mSv/年

※地下に瓦礫類を一時保管することを考慮している。

(9) 固体廃棄物貯蔵庫（第9棟）

貯蔵容量：地下2階部分 約 15,300m³
地下1階部分 約 15,300m³
地上1階部分 約 15,300m³
地上2階部分 約 15,300m³
エリア面積：約 4,800m²
積上げ高さ：約 3.3m
表面線量率：地下2階部分 約 10Sv/時
地下1階部分 約 30mSv/時
地上1階部分 約 1mSv/時
地上2階部分 約 0.05mSv/時
遮蔽：天井及び壁：コンクリート 厚さ 約 200mm～約 650mm,
密度 約 2.1g/cm³
評価地点までの距離：約 240m
線源の標高：T.P. 約 42m
線源形状：直方体
かさ密度：鉄 0.3g/cm³
評価結果：約 1.75×10^{-2} mSv/年

(10) 固体廃棄物貯蔵庫（第10棟）

固体廃棄物貯蔵庫（第10棟）は、1mSv/時までの瓦礫類を保管する場合のケース1と、
0.02mSv/時の瓦礫類を保管する場合のケース2により運用し、敷地境界における線量評
価はケース1にて実施する。なお、1mSv/時までの瓦礫類を全て移送し、ケース2により

運用開始した際は、敷地境界における線量評価をケース2にて実施する。

(ケース1)

貯蔵容量：10-A部分 約34,000m³
10-B部分 約34,000m³
10-C部分 約78,000m³
エリア面積：約11,200m²
積上げ高さ：約13.1m
表面線量率：10-A部分 約0.01mSv/時，約0.1mSv/時，約1mSv/時
10-B部分 約0.01mSv/時，約0.1mSv/時，約1mSv/時
10-C部分 約0.01mSv/時，約0.02mSv/時
遮蔽：遮蔽壁，遮蔽蓋：コンクリート厚さ遮蔽壁約300mm，遮蔽蓋約500mm
密度 約2.15g/cm³
評価地点までの距離：約410m
線源の標高：T.P.約33m
線源形状：直方体
かさ密度：鉄0.8g/cm³
土1.7g/cm³
評価結果：約4.19×10⁻³mSv/年

(ケース2)

貯蔵容量：10-A部分 約34,000m³
10-B部分 約34,000m³
10-C部分 約78,000m³
エリア面積：約11,200m²
積上げ高さ：約13.1m
表面線量率：10-A部分 約0.01mSv/時，約0.02mSv/時
10-B部分 約0.01mSv/時，約0.02mSv/時
10-C部分 約0.01mSv/時，約0.02mSv/時
遮蔽：遮蔽壁，遮蔽蓋：コンクリート厚さ遮蔽壁約300mm，遮蔽蓋約500mm
密度 約2.15g/cm³
評価地点までの距離：約410m
線源の標高：T.P.約33m
線源形状：直方体
かさ密度：鉄0.8g/cm³

± 1.7 g/cm³

評 価 結 果 : 約 2.72×10^{-3} mSv/年

2.2.2.2.6 廃止（ドラム缶等仮設保管設備）

2.2.2.2.7 多核種除去設備

多核種除去設備については、各機器に表2.2.2-3及び表2.2.2-4に示す核種、放射能濃度が内包しているとし、制動エックス線を考慮したガンマ線線源強度を核種生成減衰計算コードORIGEN-Sにより求め、3次元モンテカルロ計算コードMCNPにより敷地境界における実効線量を評価した。

放 射 能 強 度：表 2. 2. 2-3，表 2. 2. 2-4 參照

遮蔽 鉄 (HIC 用遮蔽材) 112mm

鉄 (循環タンク用遮蔽材) 100mm

鉄 (吸着塔用遮蔽材) 50mm

鉛（クロスフローフィルタ他用遮蔽材） 8mm, 4mm

鉛（循環弁スキッド、クロスフローフィルタスキッド）18mm,
9mm

評価地点までの距離：約420m

線 源 の 標 高 : T. P. 約 36m

評 價 結 果 : 約 8.77×10^{-2} mSv/年

表2. 2. 2-3 評価対象核種及び放射能濃度（汚染水・スラリー・前処理後の汚染水）
(1/2)

No.	核種	放射能濃度 (Bq/cm ³)			
		汚染水 (処理対象水)	スラリー (鉄共沈処理)	スラリー (炭酸塩沈殿処理)	前処理後の 汚染水
1	Fe-59	3.45E+00	5.09E+02	9.35E-01	1.06E-02
2	Co-58	5.25E+00	7.74E+02	1.42E+00	1.61E-02
3	Rb-86	2.10E+01	0.00E+00	0.00E+00	4.19E+00
4	Sr-89	2.17E+04	1.85E+05	3.74E+05	3.28E+01
5	Sr-90	4.91E+05	4.18E+06	8.47E+06	7.42E+02
6	Y-90	4.91E+05	4.18E+06	8.47E+06	7.42E+02
7	Y-91	5.05E+02	7.44E+04	2.79E+02	3.03E-03
8	Nb-95	2.19E+00	3.22E+02	5.92E-01	6.69E-03
9	Tc-99	8.50E-02	1.28E+01	1.55E-02	1.70E-06
10	Ru-103	6.10E+00	5.84E+02	1.41E+01	2.98E-01
11	Ru-106	1.06E+02	1.01E+04	2.45E+02	5.15E+00
12	Rh-103m	6.10E+00	5.84E+02	1.41E+01	2.98E-01
13	Rh-106	1.06E+02	1.01E+04	2.45E+02	5.15E+00
14	Ag-110m	2.98E+00	4.52E+02	0.00E+00	0.00E+00
15	Cd-113m	4.68E+02	0.00E+00	4.23E+03	4.77E+01
16	Cd-115m	1.41E+02	0.00E+00	1.27E+03	1.43E+01
17	Sn-119m	4.18E+01	6.16E+03	0.00E+00	2.51E-01
18	Sn-123	3.13E+02	4.61E+04	0.00E+00	1.88E+00
19	Sn-126	2.42E+01	3.57E+03	0.00E+00	1.45E-01
20	Sb-124	9.05E+00	1.32E+03	2.73E+00	4.27E-02
21	Sb-125	5.65E+02	8.24E+04	1.71E+02	2.67E+00
22	Te-123m	6.00E+00	8.84E+02	1.63E+00	1.84E-02
23	Te-125m	5.65E+02	8.24E+04	1.71E+02	2.67E+00
24	Te-127	4.95E+02	7.30E+04	1.34E+02	1.51E+00
25	Te-127m	4.95E+02	7.30E+04	1.34E+02	1.51E+00
26	Te-129	5.40E+01	7.96E+03	1.46E+01	1.65E-01
27	Te-129m	8.75E+01	1.29E+04	2.37E+01	2.68E-01
28	I-129	8.50E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.70E+00
29	Cs-134	6.00E+01	0.00E+00	0.00E+00	1.20E+01
30	Cs-135	1.98E+02	0.00E+00	0.00E+00	3.95E+01
31	Cs-136	2.24E+00	0.00E+00	0.00E+00	4.47E-01

表2. 2. 2-3 評価対象核種及び放射能濃度（汚染水・スラリー・前処理後の汚染水）
(2/2)

No.	核種	放射能濃度 (Bq/cm ³)			
		汚染水 (処理対象水)	スラリー (鉄共沈処理)	スラリー (炭酸塩沈殿処理)	前処理後の 汚染水
32	Cs-137	8.25E+01	0.00E+00	0.00E+00	1.65E+01
33	Ba-137m	8.25E+01	0.00E+00	0.00E+00	1.65E+01
34	Ba-140	1.29E+01	0.00E+00	0.00E+00	2.58E+00
35	Ce-141	1.08E+01	1.59E+03	5.96E+00	6.48E-05
36	Ce-144	4.71E+01	6.94E+03	2.60E+01	2.83E-04
37	Pr-144	4.71E+01	6.94E+03	2.60E+01	2.83E-04
38	Pr-144m	3.85E+00	5.68E+02	2.13E+00	2.31E-05
39	Pm-146	4.91E+00	7.23E+02	2.71E+00	2.94E-05
40	Pm-147	1.67E+03	2.45E+05	9.20E+02	9.99E-03
41	Pm-148	4.86E+00	7.16E+02	2.68E+00	2.92E-05
42	Pm-148m	3.13E+00	4.61E+02	1.73E+00	1.87E-05
43	Sm-151	2.79E-01	4.11E+01	1.54E-01	1.67E-06
44	Eu-152	1.45E+01	2.14E+03	8.01E+00	8.70E-05
45	Eu-154	3.77E+00	5.55E+02	2.08E+00	2.26E-05
46	Eu-155	3.06E+01	4.50E+03	1.69E+01	1.83E-04
47	Gd-153	3.16E+01	4.65E+03	1.74E+01	1.89E-04
48	Tb-160	8.30E+00	1.22E+03	4.58E+00	4.98E-05
49	Pu-238	1.58E-01	2.33E+01	8.73E-02	9.48E-07
50	Pu-239	1.58E-01	2.33E+01	8.73E-02	9.48E-07
51	Pu-240	1.58E-01	2.33E+01	8.73E-02	9.48E-07
52	Pu-241	7.00E+00	1.03E+03	3.87E+00	4.20E-05
53	Am-241	1.58E-01	2.33E+01	8.73E-02	9.48E-07
54	Am-242m	1.58E-01	2.33E+01	8.73E-02	9.48E-07
55	Am-243	1.58E-01	2.33E+01	8.73E-02	9.48E-07
56	Cm-242	1.58E-01	2.33E+01	8.73E-02	9.48E-07
57	Cm-243	1.58E-01	2.33E+01	8.73E-02	9.48E-07
58	Cm-244	1.58E-01	2.33E+01	8.73E-02	9.48E-07
59	Mn-54	1.07E+02	1.61E+04	3.38E+00	4.86E-02
60	Co-60	5.00E+01	7.52E+03	4.51E+00	5.10E-02
61	Ni-63	6.75E+00	0.00E+00	6.09E+01	6.89E-01
62	Zn-65	3.62E+00	5.33E+02	9.79E-01	1.11E-02

表2. 2. 2-4 評価対象核種及び放射能濃度（吸着材）(1/2)

No.	核種	放射能濃度 (Bq/cm ³)				
		吸着材2*	吸着材3*	吸着材6*	吸着材5*	吸着材7*
1	Fe-59	0.00E+00	0.00E+00	8.49E+01	0.00E+00	0.00E+00
2	Co-58	0.00E+00	0.00E+00	1.29E+02	0.00E+00	0.00E+00
3	Rb-86	0.00E+00	5.02E+04	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
4	Sr-89	2.52E+05	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
5	Sr-90	5.70E+06	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
6	Y-90	5.70E+06	0.00E+00	2.37E+04	0.00E+00	0.00E+00
7	Y-91	0.00E+00	0.00E+00	2.44E+01	0.00E+00	0.00E+00
8	Nb-95	0.00E+00	0.00E+00	5.38E+01	0.00E+00	0.00E+00
9	Tc-99	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.23E-02
10	Ru-103	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.15E+03
11	Ru-106	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	3.71E+04
12	Rh-103m	0.00E+00	0.00E+00	6.65E+01	0.00E+00	2.15E+03
13	Rh-106	0.00E+00	0.00E+00	2.60E+03	0.00E+00	3.71E+04
14	Ag-110m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
15	Cd-113m	0.00E+00	0.00E+00	3.84E+05	0.00E+00	0.00E+00
16	Cd-115m	0.00E+00	0.00E+00	1.15E+05	0.00E+00	0.00E+00
17	Sn-119m	0.00E+00	0.00E+00	2.02E+03	0.00E+00	0.00E+00
18	Sn-123	0.00E+00	0.00E+00	1.51E+04	0.00E+00	0.00E+00
19	Sn-126	0.00E+00	0.00E+00	1.17E+03	0.00E+00	0.00E+00
20	Sb-124	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	3.44E+02	0.00E+00
21	Sb-125	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.15E+04	0.00E+00
22	Te-123m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.48E+02	0.00E+00
23	Te-125m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.15E+04	0.00E+00
24	Te-127	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.22E+04	0.00E+00
25	Te-127m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.22E+04	0.00E+00
26	Te-129	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.33E+03	0.00E+00
27	Te-129m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.15E+03	0.00E+00
28	I-129	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
29	Cs-134	0.00E+00	1.44E+05	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
30	Cs-135	0.00E+00	4.73E+05	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
31	Cs-136	0.00E+00	5.35E+03	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00

*吸着塔収容時は、平均的な濃度（最大吸着量の55%）を用いて評価を行うが高性能収容時には、最大吸着量で評価を実施。

表2. 2. 2-4 評価対象核種及び放射能濃度（吸着材）(2/2)

No.	核種	放射能濃度 (Bq/cm ³)				
		吸着材2*	吸着材3*	吸着材6*	吸着材5*	吸着材7*
32	Cs-137	0.00E+00	1.98E+05	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
33	Ba-137m	0.00E+00	1.98E+05	1.33E+05	0.00E+00	0.00E+00
34	Ba-140	0.00E+00	0.00E+00	2.08E+04	0.00E+00	0.00E+00
35	Ce-141	0.00E+00	0.00E+00	5.21E-01	0.00E+00	0.00E+00
36	Ce-144	0.00E+00	0.00E+00	2.27E+00	0.00E+00	0.00E+00
37	Pr-144	0.00E+00	0.00E+00	2.27E+00	0.00E+00	0.00E+00
38	Pr-144m	0.00E+00	0.00E+00	1.86E-01	0.00E+00	0.00E+00
39	Pm-146	0.00E+00	0.00E+00	2.37E-01	0.00E+00	0.00E+00
40	Pm-147	0.00E+00	0.00E+00	8.04E+01	0.00E+00	0.00E+00
41	Pm-148	0.00E+00	0.00E+00	2.35E-01	0.00E+00	0.00E+00
42	Pm-148m	0.00E+00	0.00E+00	1.51E-01	0.00E+00	0.00E+00
43	Sm-151	0.00E+00	0.00E+00	1.35E-02	0.00E+00	0.00E+00
44	Eu-152	0.00E+00	0.00E+00	7.00E-01	0.00E+00	0.00E+00
45	Eu-154	0.00E+00	0.00E+00	1.82E-01	0.00E+00	0.00E+00
46	Eu-155	0.00E+00	0.00E+00	1.47E+00	0.00E+00	0.00E+00
47	Gd-153	0.00E+00	0.00E+00	1.52E+00	0.00E+00	0.00E+00
48	Tb-160	0.00E+00	0.00E+00	4.01E-01	0.00E+00	0.00E+00
49	Pu-238	0.00E+00	0.00E+00	7.63E-03	0.00E+00	0.00E+00
50	Pu-239	0.00E+00	0.00E+00	7.63E-03	0.00E+00	0.00E+00
51	Pu-240	0.00E+00	0.00E+00	7.63E-03	0.00E+00	0.00E+00
52	Pu-241	0.00E+00	0.00E+00	3.38E-01	0.00E+00	0.00E+00
53	Am-241	0.00E+00	0.00E+00	7.63E-03	0.00E+00	0.00E+00
54	Am-242m	0.00E+00	0.00E+00	7.63E-03	0.00E+00	0.00E+00
55	Am-243	0.00E+00	0.00E+00	7.63E-03	0.00E+00	0.00E+00
56	Cm-242	0.00E+00	0.00E+00	7.63E-03	0.00E+00	0.00E+00
57	Cm-243	0.00E+00	0.00E+00	7.63E-03	0.00E+00	0.00E+00
58	Cm-244	0.00E+00	0.00E+00	7.63E-03	0.00E+00	0.00E+00
59	Mn-54	0.00E+00	0.00E+00	3.91E+02	0.00E+00	0.00E+00
60	Co-60	0.00E+00	0.00E+00	4.10E+02	0.00E+00	0.00E+00
61	Ni-63	0.00E+00	0.00E+00	5.54E+03	0.00E+00	0.00E+00
62	Zn-65	0.00E+00	0.00E+00	8.90E+01	0.00E+00	0.00E+00

*吸着塔収容時は、平均的な濃度（最大吸着量の55%）を用いて評価を行うが高性能収容時には、最大吸着量で評価を実施。

2.2.2.2.8 雜固体廃棄物焼却設備

雑固体廃棄物焼却設備については、雑固体廃棄物と焼却灰を線源として、直接線は QAD、スカイシャイン線は、ANISN+G33 コードにて評価を行う。

遮蔽は、焼却炉建屋の建屋壁、天井のコンクリート厚さを考慮する。なお、焼却灰については、重量コンクリートによる遮蔽を考慮する。

焼却炉建屋

容	量 : 雜固体廃棄物 : 約 2,170m ³ 焼却灰 : 約 85m ³
線 源 強 度	度 : 表 2. 2. 2-5 参照
遮 蔽	蔽 : コンクリート (密度 2.15g/cm ³) 300mm~700mm 重量コンクリート (密度 3.715 g/cm ³) : 50mm
評価地点までの距離 : 約 620m	
線 源 の 標 高	: T.P. 約 22m
線 源 形 状	: 直方体
か さ 密 度	: 雜固体廃棄物 : 0.134g/cm ³ 焼却灰 : 0.5g/cm ³
評 値 結 果	: 約 2.65×10^{-4} mSv/年

表 2. 2. 2-5 評価対象核種及び放射能濃度

核種	放射能濃度 (Bq/cm ³)	
	雑固体廃棄物	焼却灰
Mn-54	5.4E+00	4.0E+02
Co-58	2.5E-02	1.9E+00
Co-60	1.5E+01	1.1E+03
Sr-89	2.1E-01	1.6E+01
Sr-90	1.3E+03	9.9E+04
Ru-103	1.9E-04	1.4E-02
Ru-106	5.0E+01	3.7E+03
Sb-124	2.8E-02	2.1E+00
Sb-125	4.7E+01	3.5E+03
I-131	5.1E-25	3.8E-23
Cs-134	4.6E+02	3.4E+04
Cs-136	3.4E-17	2.5E-15
Cs-137	1.3E+03	9.4E+04
Ba-140	2.1E-15	1.6E-13
合計	3.2E+03	2.4E+05

2.2.2.2.9 増設多核種除去設備

増設多核種除去設備については、各機器に表2.2.2-6-1及び表2.2.2-6-2に示す核種、放射能濃度が内包しているとし、制動エックス線を考慮したガンマ線線源強度を核種生成減衰計算コードORIGEN-Sにより求め、3次元モンテカルロ計算コードMCNPにより敷地境界における実効線量を評価した。

放 射 能 強 度：表2.2.2-6-1及び表2.2.2-6-2参照

遮 蔽：鉄（共沈タンク・供給タンクスキッド）40～80mm

：鉄（クロスフローフィルタスキッド）20～60mm

：鉄（スラリー移送配管）28mm

：鉄（吸着塔）30～80mm

：鉄（高性能容器（HIC））120mm

：鉄（反応／凝集槽、沈殿槽）20～40mm

：コンクリート（高性能容器（HIC））

評価地点までの距離：約460m

線 源 の 標 高：T.P. 約37m

評 価 結 果：約 2.58×10^{-2} mSv/年

表2. 2. 2-6-1 評価対象核種及び放射能濃度 (1/2)

No	核種	放射能濃度 (Bq/cm ³)					
		汚染水	スラリー	吸着材 1*	吸着材 2*	吸着材 4*	吸着材 5*
1	Fe-59	3.45E+00	8.90E+01	2.30E+02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
2	Co-58	5.25E+00	1.35E+02	3.50E+02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
3	Rb-86	2.10E+01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	9.12E+04	0.00E+00
4	Sr-89	2.17E+04	5.64E+05	0.00E+00	4.58E+05	0.00E+00	0.00E+00
5	Sr-90	3.00E+05	1.30E+07	0.00E+00	1.06E+07	0.00E+00	0.00E+00
6	Y-90	3.00E+05	1.30E+07	6.53E+04	1.06E+07	0.00E+00	0.00E+00
7	Y-91	5.05E+02	1.32E+04	6.60E+01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
8	Nb-95	2.19E+00	5.72E+01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
9	Tc-99	8.50E-02	2.23E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
10	Ru-103	6.10E+00	1.21E+02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
11	Ru-106	1.06E+02	2.09E+03	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
12	Rh-103m	6.10E+00	1.21E+02	1.80E+02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
13	Rh-106	1.06E+02	2.09E+03	7.03E+03	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
14	Ag-110m	2.98E+00	7.79E+01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
15	Cd-113m	4.68E+02	6.01E+03	1.04E+06	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
16	Cd-115m	1.41E+02	1.80E+03	3.12E+05	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
17	Sn-119m	4.18E+01	1.06E+03	5.46E+03	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
18	Sn-123	3.13E+02	7.95E+03	4.09E+04	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
19	Sn-126	2.42E+01	6.15E+02	3.16E+03	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
20	Sb-124	9.05E+00	3.79E+01	3.94E+02	0.00E+00	0.00E+00	2.20E+04
21	Sb-125	5.65E+02	2.37E+03	2.46E+04	0.00E+00	0.00E+00	1.37E+06
22	Te-123m	6.00E+00	1.55E+02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.69E+02
23	Te125m	5.65E+02	2.37E+03	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.37E+06
24	Te-127	4.95E+02	1.28E+04	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.22E+04
25	Te-127m	4.95E+02	1.28E+04	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.22E+04
26	Te-129	5.40E+01	1.39E+03	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.42E+03
27	Te-129m	8.75E+01	2.26E+03	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	3.92E+03
28	I-129	8.50E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
29	Cs-134	6.00E+01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.61E+05	0.00E+00
30	Cs-135	1.98E+02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	8.60E+05	0.00E+00
31	Cs-136	2.24E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	9.73E+03	0.00E+00

*吸着塔収容時は、平均的な濃度（最大吸着量の55%）を用いて評価を行うが高性能収容時には、最大吸着量で評価を実施。

表2. 2. 2-6-1 評価対象核種及び放射能濃度 (2/2)

No	核種	放射能濃度 (Bq/cm ³)					
		汚染水	スラリー	吸着材 1*	吸着材 2*	吸着材 4*	吸着材 5*
32	Cs-137	8.25E+01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	3.59E+05	0.00E+00
33	Ba-137m	8.25E+01	2.16E+03	0.00E+00	0.00E+00	3.59E+05	0.00E+00
34	Ba-140	1.29E+01	3.38E+02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
35	Ce-141	1.08E+01	2.83E+02	1.41E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
36	Ce-144	4.71E+01	1.23E+03	6.15E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
37	Pr-144	4.71E+01	1.23E+03	4.19E+01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
38	Pr-144m	3.85E+00	1.01E+02	5.03E-01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
39	Pm-146	4.91E+00	1.28E+02	6.41E-01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
40	Pm-147	1.67E+03	4.36E+04	2.18E+02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
41	Pm-148	4.86E+00	1.27E+02	6.35E-01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
42	Pm-148m	3.13E+00	8.19E+01	4.08E-01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
43	Sm-151	2.79E-01	7.31E+00	3.65E-02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
44	Eu-152	1.45E+01	3.80E+02	1.89E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
45	Eu-154	3.77E+00	9.86E+01	4.92E-01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
46	Eu-155	3.06E+01	8.00E+02	3.99E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
47	Gd-153	3.16E+01	8.26E+02	4.12E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
48	Tb-160	8.30E+00	2.17E+02	1.08E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
49	Pu-238	1.58E-01	4.14E+00	2.06E-02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
50	Pu-239	1.58E-01	4.14E+00	2.06E-02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
51	Pu-240	1.58E-01	4.14E+00	2.06E-02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
52	Pu-241	7.00E+00	1.83E+02	9.15E-01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
53	Am-241	1.58E-01	4.14E+00	2.06E-02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
54	Am-242m	1.58E-01	4.14E+00	2.06E-02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
55	Am-243	1.58E-01	4.14E+00	2.06E-02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
56	Cm-242	1.58E-01	4.14E+00	2.06E-02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
57	Cm-243	1.58E-01	4.14E+00	2.06E-02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
58	Cm-244	1.58E-01	4.14E+00	2.06E-02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
59	Mn-54	1.07E+02	2.78E+03	1.06E+03	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
60	Co-60	5.00E+01	1.30E+03	1.11E+03	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
61	Ni-63	6.75E+00	8.66E+01	1.50E+04	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
62	Zn-65	3.62E+00	9.32E+01	2.41E+02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00

*吸着塔収容時は、平均的な濃度（最大吸着量の55%）を用いて評価を行うが高性能収容時には、最大吸着量で評価を実施。

表2. 2. 2-6-2 評価対象核種及び放射能濃度（1／3）

核種	放射能濃度 [Bq/cm ³]		
	反応／凝集槽	沈殿槽下部	沈殿槽上部, 上澄み水タンク
Fe-59	4.45E+01	8.90E+01	8.90E+00
Co-58	6.75E+01	1.35E+02	1.35E+01
Rb-86	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
Sr-89	2.82E+04	5.64E+04	5.64E+03
Sr-90	6.50E+05	1.30E+06	1.30E+05
Y-90	6.50E+05	1.30E+06	1.30E+05
Y-91	6.60E+03	1.32E+04	1.32E+03
Nb-95	2.86E+01	5.72E+01	5.72E+00
Tc-99	1.12E+00	2.23E+00	2.23E-01
Ru-103	6.05E+01	1.21E+02	1.21E+01
Ru-106	1.05E+03	2.09E+03	2.09E+02
Rh-103m	6.05E+01	1.21E+02	1.21E+01
Rh-106	1.05E+03	2.09E+03	2.09E+02
Ag-110m	3.90E+01	7.79E+01	7.79E+00
Cd-113m	3.01E+03	6.01E+03	6.01E+02
Cd-115m	9.00E+02	1.80E+03	1.80E+02
Sn-119m	5.30E+02	1.06E+03	1.06E+02
Sn-123	3.98E+03	7.95E+03	7.95E+02
Sn-126	3.08E+02	6.15E+02	6.15E+01
Sb-124	1.90E+01	3.79E+01	3.79E+00
Sb-125	1.19E+03	2.37E+03	2.37E+02

表2. 2. 2-6-2 評価対象核種及び放射能濃度（2／3）

核種	放射能濃度 [Bq/cm ³]		
	反応／凝集槽	沈殿槽下部	沈殿槽上部, 上澄み水タンク
Te-123m	7.75E+01	1.55E+02	1.55E+01
Te-125m	1.19E+03	2.37E+03	2.37E+02
Te-127	6.40E+03	1.28E+04	1.28E+03
Te-127m	6.40E+03	1.28E+04	1.28E+03
Te-129	6.95E+02	1.39E+03	1.39E+02
Te-129m	1.13E+03	2.26E+03	2.26E+02
I-129	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
Cs-134	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
Cs-135	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
Cs-136	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
Cs-137	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
Ba-137m	1.08E+03	2.16E+03	2.16E+02
Ba-140	1.69E+02	3.38E+02	3.38E+01
Ce-141	1.42E+02	2.83E+02	2.83E+01
Ce-144	6.15E+02	1.23E+03	1.23E+02
Pr-144	6.15E+02	1.23E+03	1.23E+02
Pr-144m	5.05E+01	1.01E+02	1.01E+01
Pm-146	6.40E+01	1.28E+02	1.28E+01
Pm-147	2.18E+04	4.36E+04	4.36E+03
Pm-148	6.35E+01	1.27E+02	1.27E+01
Pm-148m	4.10E+01	8.19E+01	8.19E+00

表2. 2. 2-6-2 評価対象核種及び放射能濃度（3／3）

核種	放射能濃度 [Bq/cm ³]		
	反応／凝集槽	沈殿槽下部	沈殿槽上部, 上澄み水タンク
Sm-151	3.66E+00	7.31E+00	7.31E-01
Eu-152	1.90E+02	3.80E+02	3.80E+01
Eu-154	4.93E+01	9.86E+01	9.86E+00
Eu-155	4.00E+02	8.00E+02	8.00E+01
Gd-153	4.13E+02	8.26E+02	8.26E+01
Tb-160	1.09E+02	2.17E+02	2.17E+01
Pu-238	2.07E+00	4.14E+00	4.14E-01
Pu-239	2.07E+00	4.14E+00	4.14E-01
Pu-240	2.07E+00	4.14E+00	4.14E-01
Pu-241	9.15E+01	1.83E+02	1.83E+01
Am-241	2.07E+00	4.14E+00	4.14E-01
Am-242m	2.07E+00	4.14E+00	4.14E-01
Am-243	2.07E+00	4.14E+00	4.14E-01
Cm-242	2.07E+00	4.14E+00	4.14E-01
Cm-243	2.07E+00	4.14E+00	4.14E-01
Cm-244	2.07E+00	4.14E+00	4.14E-01
Mn-54	1.39E+02	2.78E+02	2.78E+01
Co-60	6.50E+01	1.30E+02	1.30E+01
Ni-63	4.33E+01	8.66E+01	8.66E+00
Zn-65	4.66E+01	9.32E+01	9.32E+00

2.2.2.2.10 高性能多核種除去設備

高性能多核種除去設備については、各機器に表2.2.2-7及び表2.2.2-8に示す核種、放射能濃度が内包しているとし、制動エックス線を考慮したガンマ線線源強度を核種生成減衰計算コードORIGENにより求め、3次元モンテカルロ計算コードMCNPにより敷地境界における実効線量を評価した。

放 射 能 強 度：表2.2.2-7，表2.2.2-8参照

遮 蔽：鉛（前処理フィルタ）50mm

：鉛（多核種吸着塔）145mm

評価地点までの距離：約410m

線 源 の 標 高：T.P. 約37m

評 値 結 果：約 3.60×10^{-3} mSv/年

表2. 2. 2-7 評価対象核種及び放射能濃度
(前処理フィルタ・多核種吸着塔1~3塔目) (1/2)

No.	核種	前処理フィルタ			多核種吸着塔				
		1 塔目	2 塔目	3~4 塔目	1~3 塔目				
					1 層目	2 層目	3 層目	4 層目	5 層目
1	Rb-86	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00			2.93E+04		
2	Sr-89	5.19E+06	0.00E+00	7.29E+06			3.42E+07		
3	Sr-90	5.19E+08	0.00E+00	7.29E+08			3.42E+09		
4	Y-90	5.19E+08	3.62E+08	7.29E+08			3.42E+09		
5	Y-91	0.00E+00	1.68E+07	0.00E+00			0.00E+00		
6	Nb-95	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00			0.00E+00		
7	Tc-99	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00			0.00E+00		
8	Ru-103	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00			0.00E+00		
9	Ru-106	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00			0.00E+00		
10	Rh-103m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00			0.00E+00		
11	Rh-106	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00			0.00E+00		
12	Ag-110m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00			0.00E+00		
13	Cd-113m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00			0.00E+00		
14	Cd-115m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00			0.00E+00		
15	Sn-119m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00			0.00E+00		
16	Sn-123	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00			0.00E+00		
17	Sn-126	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00			0.00E+00		
18	Sb-124	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00			0.00E+00		
19	Sb-125	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00			0.00E+00		
20	Te-123m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00			7.15E+03		
21	Te-125m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00			1.88E+06		
22	Te-127	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00			5.64E+05		
23	Te-127m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00			5.64E+05		
24	Te-129	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00			3.54E+05		
25	Te-129m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00			1.09E+05		
26	I-129	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00			0.00E+00		
27	Cs-134	5.19E+04	7.22E+05	0.00E+00	1.71E+06	2.05E+05	1.20E+05	5.13E+04	3.42E+04
28	Cs-135	3.06E-01	4.26E+00	0.00E+00	1.01E+01	1.21E+00	7.06E-01	3.03E-01	2.02E-01
29	Cs-136	3.84E+02	5.34E+03	0.00E+00	1.26E+04	1.52E+03	8.85E+02	3.79E+02	2.53E+02
30	Cs-137	5.19E+04	7.22E+05	0.00E+00	1.71E+06	2.05E+05	1.20E+05	5.13E+04	3.42E+04
31	Ba-137m	5.19E+04	7.22E+05	0.00E+00	1.71E+06	2.05E+05	1.20E+05	5.13E+04	3.42E+04

表2. 2. 2-7 評価対象核種及び放射能濃度
(前処理フィルタ・多核種吸着塔1~3塔目) (2/2)

No.	核種	前処理フィルタ			多核種吸着塔				
		1塔目	2塔目	3~4塔目	1~3塔目				
					1層目	2層目	3層目	4層目	5層目
32	Ba-140	0.00E+00	0.00E+00	3.45E+04			0.00E+00		
33	Ce-141	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00			0.00E+00		
34	Ce-144	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00			0.00E+00		
35	Pr-144	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00			0.00E+00		
36	Pr-144m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00			0.00E+00		
37	Pm-146	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00			0.00E+00		
38	Pm-147	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00			0.00E+00		
39	Pm-148	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00			0.00E+00		
40	Pm-148m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00			0.00E+00		
41	Sm-151	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00			0.00E+00		
42	Eu-152	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00			0.00E+00		
43	Eu-154	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00			0.00E+00		
44	Eu-155	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00			0.00E+00		
45	Gd-153	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00			0.00E+00		
46	Tb-160	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00			0.00E+00		
47	Pu-238	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00			0.00E+00		
48	Pu-239	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00			0.00E+00		
49	Pu-240	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00			0.00E+00		
50	Pu-241	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00			0.00E+00		
51	Am-241	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00			0.00E+00		
52	Am-242m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00			0.00E+00		
53	Am-243	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00			0.00E+00		
54	Cm-242	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00			0.00E+00		
55	Cm-243	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00			0.00E+00		
56	Cm-244	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00			0.00E+00		
57	Mn-54	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00			0.00E+00		
58	Fe-59	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00			0.00E+00		
59	Co-58	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00			0.00E+00		
60	Co-60	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00			0.00E+00		
61	Ni-63	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00			0.00E+00		
62	Zn-65	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00			0.00E+00		

表2.2.2-8 評価対象核種及び放射能濃度（多核種吸着塔4～13塔目）(1/2)

No.	核種	多核種吸着塔							
		4～5塔目					6～8塔目	9～10塔目	11～13塔目
		1層目	2層目	3層目	4層目	5層目			
1	Rb-86	0.00E+00							
2	Sr-89	2.91E+03					0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
3	Sr-90	2.91E+05					0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
4	Y-90	2.91E+05					0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
5	Y-91	0.00E+00					0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
6	Nb-95	0.00E+00					0.00E+00	2.82E+04	0.00E+00
7	Tc-99	0.00E+00					3.20E+03	0.00E+00	0.00E+00
8	Ru-103	0.00E+00					0.00E+00	3.75E+04	4.16E+03
9	Ru-106	0.00E+00					0.00E+00	5.77E+06	6.41E+05
10	Rh-103m	0.00E+00					0.00E+00	3.75E+04	4.16E+03
11	Rh-106	0.00E+00					0.00E+00	5.77E+06	6.41E+05
12	Ag-110m	0.00E+00					0.00E+00	3.04E+04	0.00E+00
13	Cd-113m	0.00E+00					0.00E+00	1.95E+08	0.00E+00
14	Cd-115m	0.00E+00					0.00E+00	1.47E+06	0.00E+00
15	Sn-119m	0.00E+00					0.00E+00	6.41E+05	0.00E+00
16	Sn-123	0.00E+00					0.00E+00	4.81E+06	0.00E+00
17	Sn-126	0.00E+00					0.00E+00	2.27E+05	0.00E+00
18	Sb-124	0.00E+00					4.16E+04	0.00E+00	0.00E+00
19	Sb-125	0.00E+00					1.60E+07	0.00E+00	0.00E+00
20	Te-123m	0.00E+00					6.09E+03	0.00E+00	0.00E+00
21	Te-125m	0.00E+00					1.60E+07	0.00E+00	0.00E+00
22	Te-127	0.00E+00					4.81E+05	0.00E+00	0.00E+00
23	Te-127m	0.00E+00					4.81E+05	0.00E+00	0.00E+00
24	Te-129	0.00E+00					3.01E+05	0.00E+00	0.00E+00
25	Te-129m	0.00E+00					9.29E+04	0.00E+00	0.00E+00
26	I-129	0.00E+00					0.00E+00	2.92E+03	0.00E+00
27	Cs-134	1.46E+04	1.75E+03	1.02E+03	4.37E+02	2.91E+02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
28	Cs-135	8.59E-02	1.03E-02	6.01E-03	2.58E-03	1.72E-03	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
29	Cs-136	1.08E+02	1.29E+01	7.54E+00	3.23E+00	2.16E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
30	Cs-137	1.46E+04	1.75E+03	1.02E+03	4.37E+02	2.91E+02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
31	Ba-137m	1.46E+04	1.75E+03	1.02E+03	4.37E+02	2.91E+02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00

表 2. 2. 2-8 評価対象核種及び放射能濃度（多核種吸着塔 4～13 塔目）(2/2)

No.	核種	多核種吸着塔						
		4～5 塔目					6～8 塔目	9～10 塔目
		1 層目	2 層目	3 層目	4 層目	5 層目		
32	Ba-140	0.00E+00					0.00E+00	0.00E+00
33	Ce-141	0.00E+00					0.00E+00	1.12E+05
34	Ce-144	0.00E+00					0.00E+00	5.13E+05
35	Pr-144	0.00E+00					0.00E+00	5.13E+05
36	Pr-144m	0.00E+00					0.00E+00	5.13E+05
37	Pm-146	0.00E+00					0.00E+00	5.45E+04
38	Pm-147	0.00E+00					0.00E+00	8.65E+05
39	Pm-148	0.00E+00					0.00E+00	7.05E+04
40	Pm-148m	0.00E+00					0.00E+00	3.01E+04
41	Sm-151	0.00E+00					0.00E+00	4.16E+03
42	Eu-152	0.00E+00					0.00E+00	2.11E+05
43	Eu-154	0.00E+00					0.00E+00	5.45E+04
44	Eu-155	0.00E+00					0.00E+00	2.82E+05
45	Gd-153	0.00E+00					0.00E+00	2.63E+05
46	Tb-160	0.00E+00					0.00E+00	7.37E+04
47	Pu-238	0.00E+00					0.00E+00	5.77E+01
48	Pu-239	0.00E+00					0.00E+00	5.77E+01
49	Pu-240	0.00E+00					0.00E+00	5.77E+01
50	Pu-241	0.00E+00					0.00E+00	2.53E+03
51	Am-241	0.00E+00					0.00E+00	5.77E+01
52	Am-242m	0.00E+00					0.00E+00	3.52E+00
53	Am-243	0.00E+00					0.00E+00	5.77E+01
54	Cm-242	0.00E+00					0.00E+00	5.77E+01
55	Cm-243	0.00E+00					0.00E+00	5.77E+01
56	Cm-244	0.00E+00					0.00E+00	5.77E+01
57	Mn-54	0.00E+00					0.00E+00	2.53E+04
58	Fe-59	0.00E+00					0.00E+00	3.52E+04
59	Co-58	0.00E+00					0.00E+00	2.63E+04
60	Co-60	0.00E+00					0.00E+00	2.11E+04
61	Ni-63	0.00E+00					0.00E+00	3.20E+05
62	Zn-65	0.00E+00					0.00E+00	4.81E+04
								0.00E+00

2.2.2.2.11 廃止 (RO 濃縮水処理設備)

2.2.2.2.12 サブドレン他水処理施設 (サブドレン他浄化設備, サブドレン集水設備)

サブドレン他浄化設備については、各機器に表2.2.2-9(1)に示す核種、放射能濃度が内包しているとし、制動エックス線を考慮したガンマ線線源強度を核種生成減衰計算コードORIGENにより求め、3次元モンテカルロ計算コードMCNPにより敷地境界における実効線量を評価した（線量評価条件については添付資料-6参照）。

放射能強度：表2.2.2-9(1)参照

遮蔽：鉄6.35mm及び鉛50mm（前処理フィルタ1,2）

：鉄6.35mm及び鉛40mm（前処理フィルタ3）

：鉄25.4mm（吸着塔1～5）

評価地点までの距離：約330m

線源の標高：T.P. 約39m

評価結果：約 8.53×10^{-3} mSv/年

表2.2.2-9(1) 評価対象核種及び放射能濃度

核種	放射能濃度 (Bq/cm ³)				
	前処理 フィルタ2	前処理 フィルタ3	吸着塔1	吸着塔4	吸着塔5
Cs-134	1.34E+05	0.00E+00	1.95E+03	0.00E+00	0.00E+00
Cs-137	2.47E+05	0.00E+00	5.83E+03	0.00E+00	0.00E+00
Sb-125	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.58E+02	0.00E+00
Ag-110m	7.93E+03	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.61E+01
Sr-89	0.00E+00	2.32E+02	1.77E+02	0.00E+00	0.00E+00
Sr-90	0.00E+00	5.73E+03	4.37E+03	0.00E+00	0.00E+00
Y-90	0.00E+00	5.73E+03	4.37E+03	1.97E+03	1.35E+03
Co-60	4.35E+02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.35E+01

サブドレン集水設備については、各機器に表 2. 2. 2-9 (2) に示す核種、放射能濃度が内包しているとし、制動エックス線を考慮したガンマ線線源強度を核種生成減衰計算コード ORIGEN により求め、3 次元モンテカルロ計算コード MCNP により敷地境界における実効線量を評価した。

a. 高台集水タンク

合 計 容 量 : 約 13,560m³

放 射 能 濃 度 : 表 2. 2. 2-9 (2) 参照

遮 蔽 : 側面 : SM400A (12mm)

上面 : SS400 (6mm)

評価点までの距離 : 約 230m

線 源 の 標 高 : T.P. 約 40m

評 値 結 果 : 約 5.65E-04mSv/年

表 2. 2. 2-9 (2) 評価対象核種及び放射能濃度

核種	放射能量 (Bq/cm ³)
	吸着塔タイプ 2
Cs-134	3.00E-02
Cs-137	3.00E-01
Ba-137m	2.83E-01
Sr-90	4.00E-01
Y-90	4.00E-01

2.2.2.2.13 放射性物質分析・研究施設第1棟

放射性物質分析・研究施設第1棟については、分析対象物の表面線量率を設定し、核種をCo-60として線源の放射能強度を決定し、3次元モンテカルロ計算コードMCNPにより敷地境界における実効線量を評価した。

放 射 能 強 度 : 1.1×10^8 Bq (固体廃棄物拵出準備室)

3.7×10^7 Bq (液体廃棄物一時貯留室)

2.2×10^8 Bq (ライブラリ保管室)

5.3×10^{11} Bq (鉄セル室)

9.3×10^5 Bq (グローブボックス室)

1.3×10^6 Bq (フード室)

1.7×10^9 Bq (パネルハウス室)

1.8×10^{10} Bq (小型受入物待機室)

3.7×10^5 Bq (測定室)

遮 蔽 : 建屋天井及び壁 コンクリート 厚さ 約 250mm～約
700mm,

密度 約 2.1g/cm^3

ライブラリ保管室の線源の遮蔽 鉄 厚さ 約 150mm,
密度 約 7.8g/cm^3

鉄セル 鉄 厚さ 約 300mm, 密度 約 7.8g/cm^3

パネルハウス室の待機中の線源の遮蔽 鉄 厚さ
約 100mm, 密度 約 7.8g/cm^3

小型受入物待機室 鉄 厚さ 約 150mm, 密度 約
 7.8g/cm^3

評価点までの距離 : 約 540m

線 源 の 標 高 : T.P. 約 40m

線 源 の 形 状 : 直方体, 円柱, 点

評 値 結 果 : 約 0.0001mSv/年未満 ※影響が小さいため線量評
価上無視する

2.2.2.2.14 大型機器除染設備

大型機器除染設備については、除染廃棄物を線源として、制動エックス線を考慮したガンマ線線源強度を核種生成減衰計算コード ORIGEN2 により求め、3次元モンテカルロ計算コード MCNP により敷地境界における実効線量を評価した。

遮蔽は、除染廃棄物保管エリアの壁による遮蔽を考慮する。

容 量：約 3m³
 放 射 能 強 度：表 2. 2. 2-10 参照
 遮 蔽：鉄（密度 7.8g/cm³）10mm～30mm
 評 価 地 点 ま で の 距 離：約 700m
 線 源 の 標 高：T.P. 約 34m
 線 源 形 状：円柱
 か さ 密 度：2.31g/cm³
 評 價 結 果：約 6.19×10^{-4} mSv/年

表 2. 2. 2-10 評価対象核種及び放射能濃度

ケース①主要な汚染が RO 濃縮水の場合

核種	放射能濃度 (Bq/kg)
Mn-54	1.2E+06
Co-60	3.4E+05
Sr-90	3.1E+09
Ru-106	1.9E+06
Sb-125	6.5E+06
Cs-134	8.7E+05
Cs-137	1.5E+06

ケース②主要な汚染が Co の場合

核種	放射能濃度 (Bq/kg)
Co-60	7.5E+06

ケース③主要な汚染が Cs の場合

核種	放射能濃度 (Bq/kg)
Cs-137	1.1E+08

2.2.2.2.15 増設雑固体廃棄物焼却設備

増設雑固体廃棄物焼却設備については、雑固体廃棄物と焼却灰を線源として、制動エクス線を考慮したガンマ線線源強度を核種生成減衰計算コード ORIGEN2 により求め、3次元モンテカルロ計算コード MCNP により敷地境界における実効線量を評価した。

遮蔽は、焼却炉建屋の建屋壁、天井のコンクリート厚さを考慮する。

容 量：雑固体廃棄物：約 1050m³
 焼却灰：約 200m³

放 射 能 強 度：表 2. 2. 2-11 参照

遮 蔽：コンクリート（密度 2.15g/cm³）200mm～650mm

評価地点までの距離：約 500m

線 源 の 標 高：T.P. 約 32m

線 源 形 状：直方体

か さ 密 度：雑固体廃棄物：0.3g/cm³
 焼却灰：0.5g/cm³

評 値 結 果：約 0.0001mSv/年未満 ※影響が小さいため線量評価上無視する

表 2. 2. 2-11 評価対象核種及び放射能濃度

核種	放射能濃度 (Bq/cm ³)	
	雑固体廃棄物	焼却灰
Mn-54	1.0E+00	1.7E+01
Co-58	4.8E-03	8.0E-02
Co-60	2.9E+00	4.8E+01
Sr-89	3.9E-02	6.5E-01
Sr-90	2.5E+02	4.2E+03
Ru-103	3.6E-05	6.0E-04
Ru-106	9.6E+00	1.6E+02
Sb-124	5.1E-03	8.5E-02
Sb-125	9.0E+00	1.5E+02
I-131	9.6E-26	1.6E-24
Cs-134	8.7E+01	1.5E+03
Cs-136	6.3E-18	1.1E-16
Cs-137	2.4E+02	4.0E+03
Ba-140	4.2E-16	7.0E-15
合計	6.0E+02	1.0E+04

2.2.2.2.16 淨化ユニット

浙化ユニットについては、各機器に表2.2.2-12に示す核種、放射能濃度が内包しているとし、制動エックス線を考慮したガンマ線線源強度を核種生成減衰計算コードORIGENにより求め、3次元モンテカルロ計算コードMCNPにより敷地境界における実効線量を評価した。

放 射 能 強 度：表2.2.2-12参照

遮 蔽：鉄8mm

評価地点までの距離：約750m

線 源 の 標 高：T.P.約27m

評 価 結 果：約 1.47×10^{-4} mSv/年

表2.2.2-12 評価対象核種及び放射能濃度

核種	放射能量 (Bq/cm ³)
	吸着塔タイプ2
Cs-134	9.84E+02
Cs-137	3.32E+03
Ba-137m	3.32E+03
Sr-90	5.66E+03
Y-90	5.66E+03

2.2.2.2.17 貯留タンク、中間タンク

貯留タンク、中間タンクについては、各タンク群に表2.2.2-13に示す核種、放射能濃度が内包しているとし、制動エックス線を考慮したガンマ線線源強度を核種生成減衰計算コードORIGENにより求め、3次元モンテカルロ計算コードMCNPにより敷地境界における実効線量を評価した。

a. 貯留タンク (H I Jタンク群)

放 射 能 濃 度：表2.2.2-13参照

遮 蔽：鉄9mm

評 価 点 ま で の 距 離：約780m

線 源 の 標 高：T.P.約27m

評 価 結 果：約0.0001mSv/年未満 ※影響が小さいため線量評価上無視する

b. 貯留タンク (Kタンク群)

放 射 能 濃 度 : 表 2. 2. 2-13 参照

遮 蔽 : 鉄 12mm

評価点までの距離 : 約 810m

線 源 の 標 高 : T.P. 約 27m

評 値 結 果 : 約 0.0001mSv/年未満 ※影響が小さいため線量評価上無視する

c. 中間タンク (Nタンク群)

放 射 能 濃 度 : 表 2. 2. 2-13 参照

遮 蔽 : 鉄 12mm

評価点までの距離 : 約 760m

線 源 の 標 高 : T.P. 約 27m

評 値 結 果 : 約 0.0001mSv/年未満 ※影響が小さいため線量評価上無視する

表 2. 2. 2-13 評価対象核種及び放射能濃度

核種	放射能量 (Bq/cm ³)
	各タンク群
Mn-54	3.434E-03
Co-60	8.312E-03
Sr-90	7.780E+00
Ru-106	1.605E-02
Sb-125	7.280E-03
Cs-134	5.356E-02
Cs-137	1.696E-01

2.2.2.2.18 油処理装置

油処理装置については、各機器に表2.2.2-14に示す核種、放射能濃度が内包しているとし、制動エックス線を考慮したガンマ線線源強度を核種生成減衰計算コードORIGENにより求め、3次元モンテカルロ計算コードMCNPにより敷地境界における実効線量を評価した。

容 量： 原水：約 12m³
 処理水：約 4m³

放 射 能 強 度： 表2.2.2-14 参照

遮 蔽： 側面：SUS304 (9mm, 6mm, 4mm)
 上面：SUS316 (4mm), SUS304 (6mm または 4mm)

評価地点までの距離：約 1330m

線 源 の 標 高：T.P. 約 9m

評 価 結 果： 約 0.0001mSv／年未満
 ※影響が小さいため線量評価上無視する

表2.2.2-14 評価対象核種及び放射能濃度

	放射能濃度 (Bq/cm ³)						
	Cs-134	Cs-137 (Ba-137m)	Co-60	Mn-54	Sb-125 (Te-125m)	Ru-106 (Rh-106)	Sr-90 (Y-90)
原水	5.9E+03	2.8E+04	8.9E+01	8.4E+01	7.1E+02	1.1E+03	2.0E+04
処理水	8.4E+02	4.0E+03	1.3E+01	1.2E+01	1.1E+02	1.6E+02	2.8E+03

2.2.2.2.19 減容処理設備

減容処理設備については、減容処理対象物の表面線量率を設定し、核種を Co-60 として線源の放射能強度を決定し、3次元モンテカルロ計算コードMCNPにより敷地境界における実効線量を評価した。

容 量： 金属廃棄物 約 214m³
 コンクリート廃棄物 約 46m³

放 射 能 強 度： 表2.2.2-15 参照

遮 蔽： コンクリート（密度 2.15g/cm³）200mm～500mm
 鉄（密度 7.8g/cm³）3.2mm, 50mm

評価地点までの距離：約 350m

線 源 の 標 高：T.P. 約 33m

線 源 形 状：直方体, 円柱

かさ密度：金属廃棄物 0.4g/cm^3 (減容処理前)
 0.8g/cm^3 (減容処理後)
 コンクリート廃棄物 0.6g/cm^3 (減容処理前)
 1.2g/cm^3 (減容処理後)
 評価結果：約 $2.64 \times 10^{-3}\text{mSv/年}$

表 2. 2. 2-15 評価対象核種及び放射能濃度

核種	放射能濃度 (Bq/kg)	
	金属廃棄物	コンクリート廃棄物
Co-60	2.43E+06	2.09E+06

2.2.2.2.20 放射性物質分析・研究施設第2棟

放射性物質分析・研究施設第2棟については、燃料デブリ等として福島第一原子力発電所1号機～3号機で燃焼した燃料を想定し、燃焼度を 60GWd/t、原子炉停止から 12 年経過したときの線源の放射能強度を核種生成減衰計算コード ORIGEN2 により求め、3 次元モンテカルロ計算コード MCNP により敷地境界における実効線量を評価した。

放射能強度：表 2. 2. 2-16 参照

遮蔽：建屋天井及び壁 コンクリート 厚さ [REDACTED],
密度 約 2.1g/cm^3
鉄セル 鉄 厚さ 約 160mm～約 300mm, 密度 約 7.8g/cm^3

評価地点までの距離：約 440m

線源の標高：T.P. 約 40m

線源形状：直方体、円柱、点

評価結果：約 $1.28 \times 10^{-4}\text{mSv/年}$

表 2. 2. 2-16 評価対象核種及び放射能濃度

取扱設備		コンクリート セル	試料ピット	鉄セル	分析室及び α ・ γ 測定室	固体廃棄物 払出準備室	液体廃棄物 一時貯留室
放射能強度 [Bq]	Cs-137(Ba-137m)	5.2E+13	1.4E+15	1.0E+11	1.0E+7	1.0E+10	1.1E+8
	Pu-241	2.7E+13	7.3E+14	5.4E+10	5.4E+6	5.4E+9	5.6E+7
	Sr-90(Y-90)	2.5E+13	6.7E+14	5.0E+10	5.0E+6	5.0E+9	5.1E+7
	Cm-244	5.4E+12	1.5E+14	1.1E+10	1.1E+6	1.1E+9	1.1E+7
	Pu-238	1.5E+12	4.1E+13	3.0E+9	3.0E+5	3.0E+8	3.1E+6
	Cs-134	1.4E+12	3.9E+13	2.9E+9	2.9E+5	2.9E+8	3.0E+6
	Pm-147	1.2E+12	3.2E+13	2.3E+9	2.3E+5	2.3E+8	2.4E+6
	Eu-154	9.2E+11	2.5E+13	1.8E+9	1.8E+5	1.8E+8	1.9E+6
	Am-241	7.6E+11	2.0E+13	1.5E+9	1.5E+5	1.5E+8	1.6E+6
	Eu-155	2.7E+11	7.2E+12	5.3E+8	5.3E+4	5.3E+7	5.5E+5
	Sb-125(Te-125m)	1.8E+11	4.9E+12	3.6E+8	3.6E+4	3.6E+7	3.7E+5
	Pu-240	1.2E+11	3.2E+12	2.4E+8	2.4E+4	2.4E+7	2.4E+5
	Ru-106(Rh-106)	1.1E+11	2.9E+12	2.1E+8	2.1E+4	2.1E+7	2.2E+5
	H-3	1.0E+11	2.8E+12	2.1E+8	2.1E+4	2.1E+7	2.1E+5
	Pu-239	7.7E+10	2.1E+12	1.5E+8	1.5E+4	1.5E+7	1.6E+5
	Sm-151	7.6E+10	2.1E+12	1.5E+8	1.5E+4	1.5E+7	1.6E+5
合計		1.2E+14	3.1E+15	2.3E+11	2.3E+7	2.3E+10	2.4E+8

2.2.2.2.21 滞留水一時貯留設備

滞留水一時貯留設備については、滞留水の分析結果を基に核種は Cs-134, Cs-137 及び Sr-90, 下記の放射能濃度が内包しているとし、制動エックス線を考慮したガンマ線線源強度を核種生成減衰計算コード ORIGEN により求め、3 次元モンテカルロ計算コード MCNP により敷地境界評価点における直接線・スカイシャイン線の寄与を評価した。

放 射 能 濃 度 : Cs-134 : 6.6E+06 Bq/L

Cs-137 : 1.3E+08 Bq/L

Sr-90 : 3.0E+07 Bq/L

評価地点までの距離 : 約 1350m

線 源 の 標 高 : T.P. 約 24m

評 値 結 果 : 0.0001mSv/年未満

※影響が小さいため線量評価上無視する

2.2.2.2.22 プロセス主建屋・高温焼却炉建屋滞留水移送装置

プロセス主建屋・高温焼却炉建屋滞留水移送装置については、滞留水の分析結果を基に核種は Cs-134 , Cs-137 及び Sr-90, 下記の放射能濃度が内包しているとし、制動エックス線を考慮したガンマ線線源強度を核種生成減衰計算コード ORIGEN により求め、3 次元モンテカルロ計算コード MCNP により敷地境界評価点における直接線・スカイシャイン線の寄与を評価した。

放 射 能 濃 度 : Cs-134 : 6.6E+06 Bq/L

Cs-137 : 1.3E+08 Bq/L

Sr-90 : 3.0E+07 Bq/L

評価地点までの距離 : 約 1300m

線 源 の 標 高 : T.P. 約 9m

評 値 結 果 : 0.0001mSv/年未満

※影響が小さいため線量評価上無視する

2.2.2.3 敷地境界における線量評価結果

各施設からの影響を考慮して敷地境界線上の直接線・スカイシャイン線を評価した結果(添付資料-4), 最大実効線量は評価地点 No. 71 において約 0.55mSv/年となる。

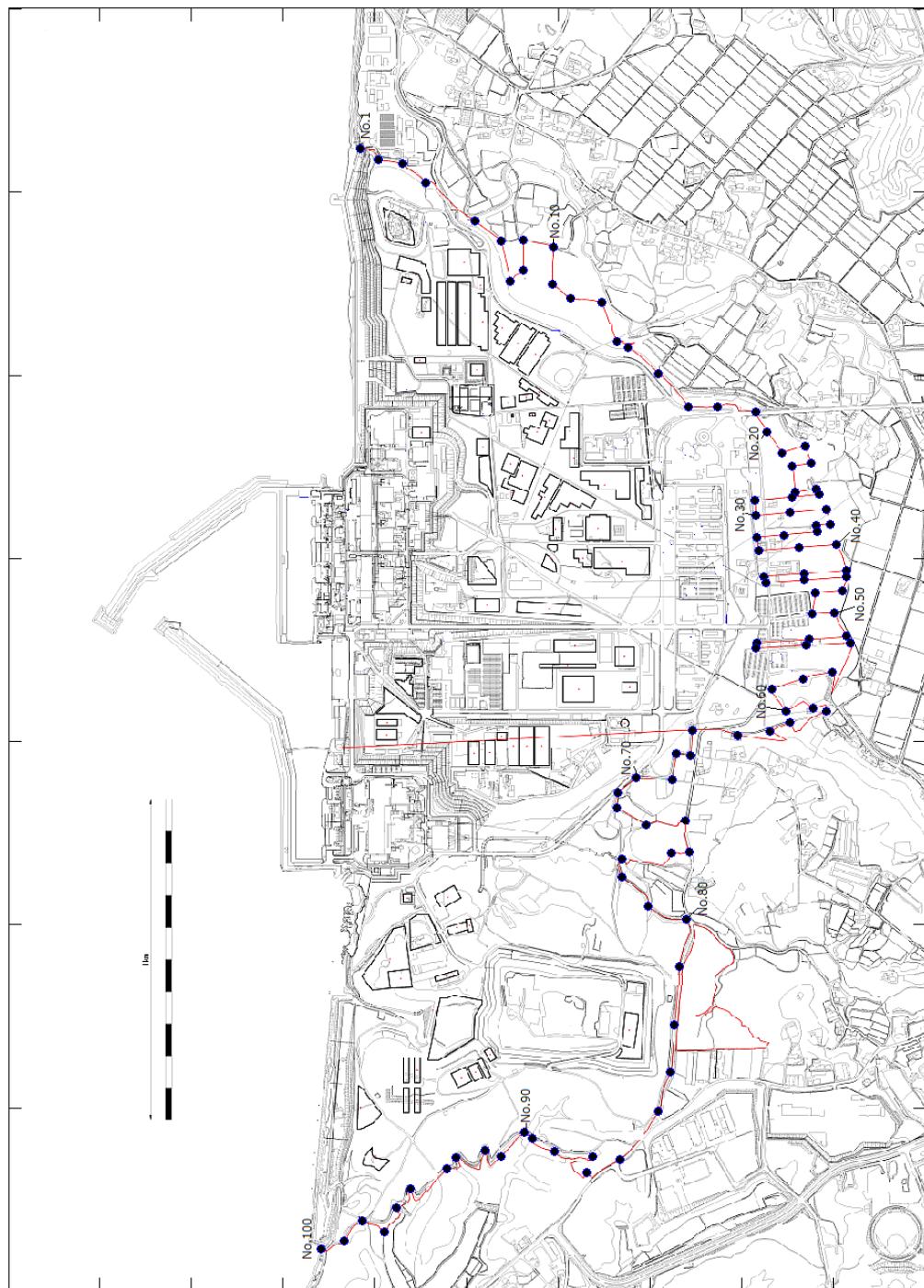


図2. 2-1 直接線ならびにスカイシャイン線の線量評価地点

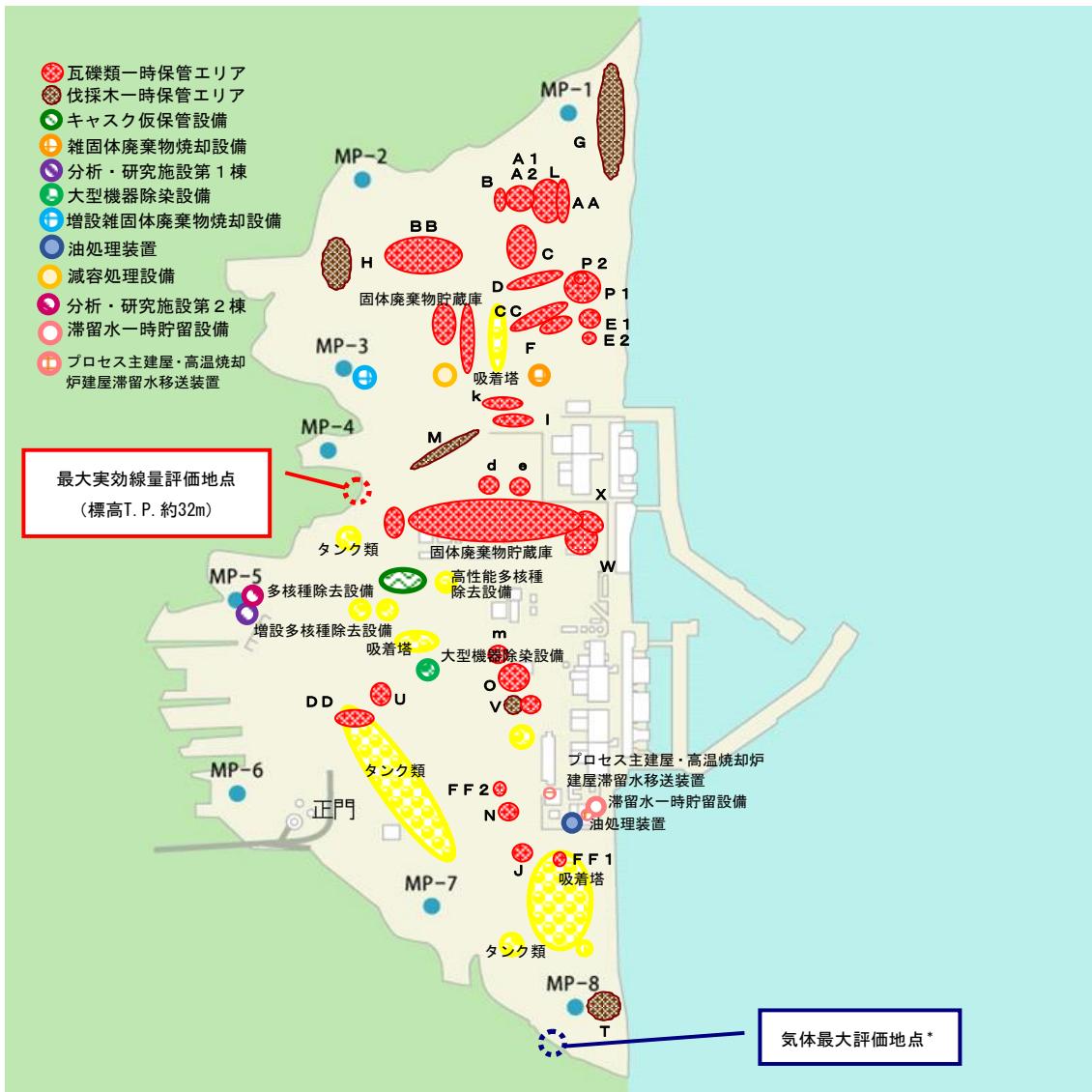


図2.2.2-2 敷地境界線上の最大実効線量評価地点

* : 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

2.2.2.4 添付資料

- 添付資料－1 使用済セシウム吸着塔一時保管施設および大型廃棄物保管庫におけるセシウム吸着装置・第二セシウム吸着装置吸着塔の線源条件と保管上の制限について
- 添付資料－2 瓦礫類および伐採木一時保管エリアにおける敷地境界線量評価について
- 添付資料－3 実態に近づける線量評価方法について
- 添付資料－4 敷地境界における直接線・スカイシャイン線の評価結果
- 添付資料－5 多核種除去設備、増設多核種除去設備及び高性能多核種除去設備の線量評価条件について
- 添付資料－6 サブドレン他浄化設備の線量評価条件について

使用済セシウム吸着塔一時保管施設および大型廃棄物保管庫における
セシウム吸着装置・第二セシウム吸着装置吸着塔の線源条件と保管上の制限について

1. 保管上の制限内容

使用済セシウム吸着塔一時保管施設および大型廃棄物保管庫におけるセシウム吸着装置および第二セシウム吸着装置の吸着塔の線源条件については、滞留水中の放射能濃度が低下してきていることに伴って吸着塔内のセシウム吸着量も運転当初から変化していると考えられることから、吸着塔側面の線量率の実測値に基づき、実態を反映した線源条件とした。2.に後述するように、セシウム吸着装置吸着塔についてはK1～K7の7段階に、第二セシウム吸着装置吸着塔についてはS1～S4の4段階に区分し、図1～3のように第一・第四施設および大型廃棄物保管庫の配置モデルを作成し、敷地境界線量に対する2.2.2.2.1(1)に示した評価値を求めた。よって、保管後の線量影響が評価値を超えるよう、図1～3を保管上の制限として適用することとする。

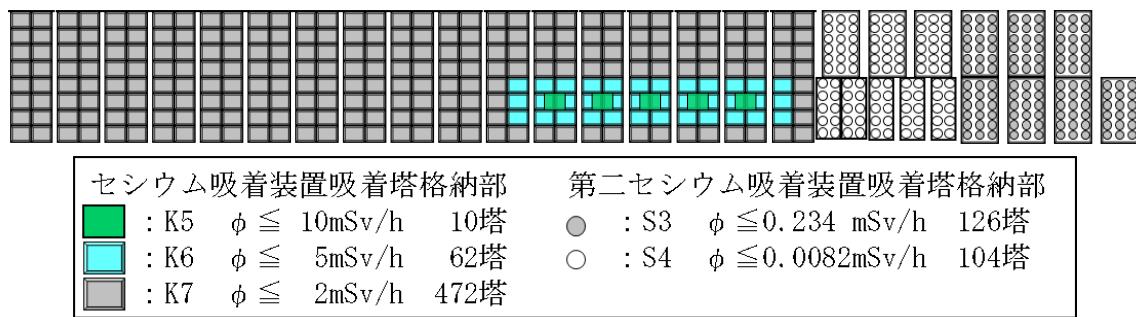


図1 第一施設の吸着塔格納配置計画 (ϕ : 吸着塔側面線量率)

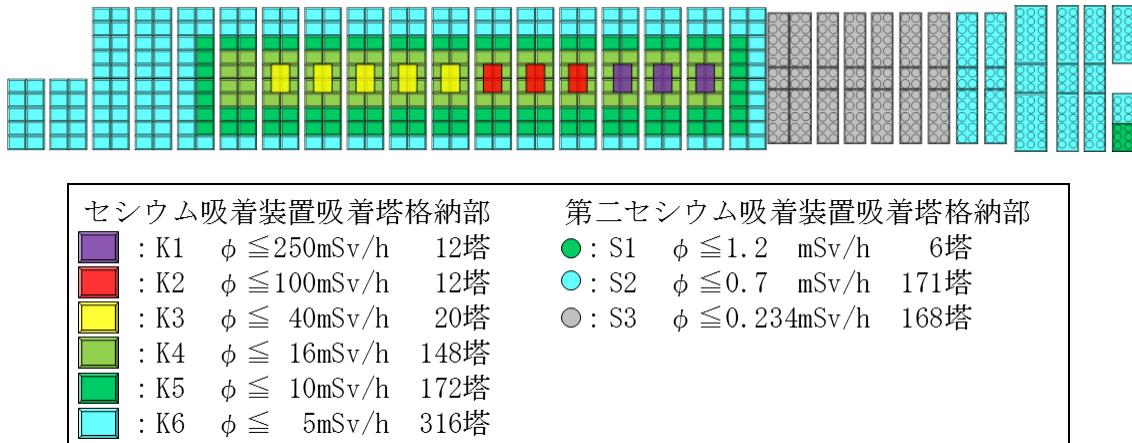


図2 第四施設の吸着塔格納配置計画 (ϕ : 吸着塔側面線量率)

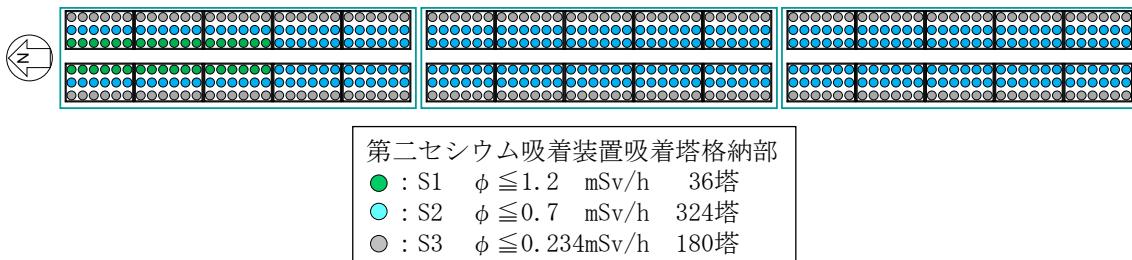


図3 大型廃棄物保管庫の吸着塔格納配置モデル (ϕ : 吸着塔側面線量率)

なお、図1～3の配置の結果、各施設が敷地境界に及ぼす線量は、第一施設についてはNo.7、第四施設についてはNo.70、大型廃棄物保管庫についてはNo.78への影響が最大になるとの評価結果を得ている。

2. 吸着塔の側面線量率の実態を反映した線源条件の設定

2.1 セシウム吸着装置吸着塔の線源設定

敷地境界線量評価用の線源条件として、別添一所載の初期の使用済吸着塔側部の線量率測定結果を参考に、表1に示すK1～K7に線源条件を分類した。低線量側のK4～K7については、当初設計との比率に応じて、それぞれの分類に属する吸着塔あたりのセシウム吸着量を表1のように設定した。低線量側吸着塔の遮蔽厚が7インチであるのに対し、K1～K3の高線量側吸着塔は、すべてSMZスキッドから発生した3インチ遮蔽の吸着塔であるため、3インチ遮蔽でモデル化して、吸着塔側面線量率が表の値となるように線源条件を設定した。

表1 セシウム吸着装置吸着塔の線量評価用線源条件

	Cs-134 (Bq)	Cs-136 (Bq)	Cs-137 (Bq)	吸着塔側面線量率 (mSv/時)
K1	約 1.0×10^{14}	約 1.9×10^{11}	約 1.2×10^{14}	250
K2	約 4.0×10^{13}	約 7.6×10^{10}	約 4.9×10^{13}	100
K3	約 1.6×10^{13}	約 3.0×10^{10}	約 1.9×10^{13}	40
K4	約 6.9×10^{14}	約 1.3×10^{12}	約 8.3×10^{14}	16
K5	約 4.3×10^{14}	約 8.1×10^{11}	約 5.2×10^{14}	10
K6	約 2.2×10^{14}	約 4.1×10^{11}	約 2.6×10^{14}	5
K7	約 8.6×10^{13}	約 1.6×10^{11}	約 1.0×10^{14}	2

上記のカテゴリーを図1, 2のように適用して敷地境界線量を評価した。よって図にK1～K7として示したエリアに格納可能となる吸着塔の側面線量率の制限値は、表2の格納制限の値となる。同表に、2022年3月31日までに発生したセシウム吸着装置吸着塔の線量範囲ごとの発生数を示す。いずれのカテゴリーでも、より高い線量側のカテゴリーに保管容量の裕度を確保しており、当面の吸着塔保管に支障を生じることはない。なお、同じエリアに格納されるセシウム吸着装置吸着塔以外の吸着塔の線量率も最大で2.5mSv/時(2塔、他は2mSv/時以下)にとどまっており、K6～K7に割り当てた容量で格納できる。

表2 セシウム吸着装置吸着塔の線量別保管状況と保管容量確保状況

	K1	K2	K3	K4	K5	K6	K7
評価設定(mSv/時)	250	100	40	16	10	5	2
格納制限(mSv/時)	$250 \geq \phi$	$100 \geq \phi$	$40 \geq \phi$	$16 \geq \phi$	$10 \geq \phi$	$5 \geq \phi$	$2 \geq \phi$
線量範囲(mSv/時)*	$250 \geq \phi > 100$	$100 \sim 40$	$40 \sim 16$	$16 \sim 10$	$10 \sim 5$	$5 \sim 2$	2以下
保管数***	9	5	17	79	173	79	413
保管容量****	12	12	20	148	182	378	472

* : K2～K7の線量範囲(不等号の適用)はK1に準ずる。(2022年3月31日現在)

*** : 線量未測定の4本を含まず。 **** : 第一・第四施設の合計。

2.2 第二セシウム吸着装置吸着塔の線源設定

平成31年4月24日までに一時保管施設に保管した216本のうち、平成23年8月の装置運転開始から一年間以内に保管したもの50本、それ以降平成28年度までに保管したもの136本、平成29年度以降に保管したもの30本の吸着塔側面線量率(図4参照)の平均値はそれぞれ0.65mSv/時、0.11mSv/時、0.28mSv/時であった。この実績を包絡する線源条件として、側面線量率が実績最大の1.2mSv/時となる値(S1)、0.7mSv/時となる値(S2)、およびS2の1/3の値(S3)を用いることとし、それぞれの分類に属する吸着塔あたりのセシウ

ム吸着量を表3のように設定した。第二セシウム吸着装置吸着塔を格納するエリアには、線量率が大幅に低い高性能多核種除去設備吸着塔も格納することから、そのエリアについてはS4として線源設定することとした。高性能多核種除去設備から発生する使用済み吸着塔で想定線量が最大である多核種吸着塔（1～3塔目）をモデル化した場合と、第二セシウム吸着装置吸着塔でモデル化した場合の評価結果比較により、より保守的な評価（高い敷地境界線量）を与えた後者でS4をモデル化することとした。

上記のカテゴリーを図1～3のように適用して敷地境界線量を評価した。よって図にS1～S4として示したエリアに格納可能となる吸着塔の側面線量率の制限値は、表4の格納制限の値となる。同表に、平成31年4月24日までに発生した第二セシウム吸着装置吸着塔の線量範囲ごとの発生数を示す。いずれのカテゴリーでも、より高い線量側のカテゴリーに保管容量の裕度を確保しており、当面の吸着塔保管に支障を生じることはない。

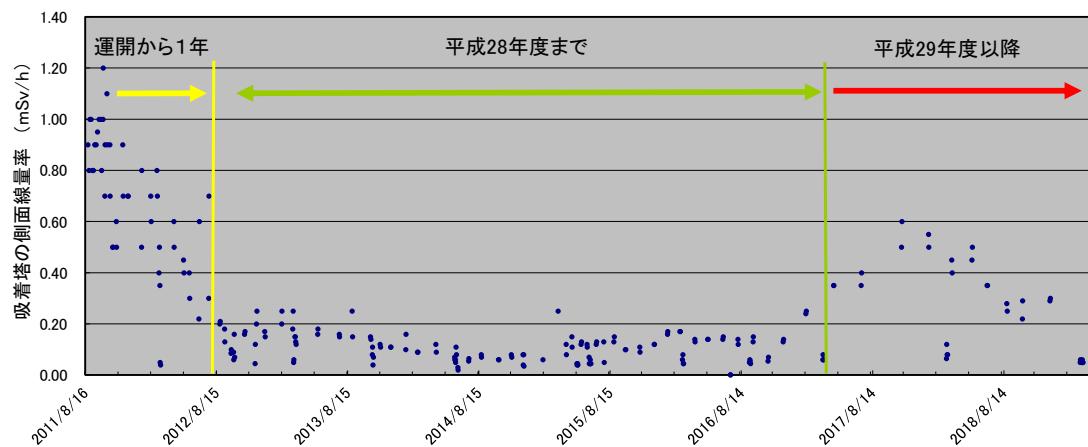


図4 一時保管施設に保管した第二セシウム吸着装置吸着塔の発生時期と側面線量率分布

表3 第二セシウム吸着装置吸着塔の線量評価用線源条件

	Cs-134 (Bq)	Cs-137 (Bq)	吸着塔側面線量率 (mSv/時)
S1	5.1×10^{15}	5.1×10^{15}	1.2
S2	3.0×10^{15}	3.0×10^{15}	0.7
S3	1.0×10^{15}	1.0×10^{15}	0.234
S4	3.5×10^{13}	3.5×10^{13}	0.0082

表4 第二セシウム吸着装置吸着塔の線量別保管状況と保管容量確保状況

	S1	S2	S3	S4
評価設定(mSv/時)	1.2	0.7	0.234	0.0082
格納制限(mSv/時)	$1.2 \geq \phi$	$0.7 \geq \phi$	$0.234 \geq \phi$	$0.0082 \geq \phi$
線量範囲(mSv/時)*	$1.2 \geq \phi > 0.7$	$0.7 \sim 0.234$	$0.234 \sim 0.0082$	0.0082 以下
保管数***	0	19	197	0****
保管容量****	6	171	294	104

* : S2～S4 の線量範囲（不等号の適用）は S1 に準ずる。（平成 31 年 4 月 24 日現在）

*** : 保管後の再測定によるカテゴリー変更を反映。**** : 第一・第四施設の合計。

***** : 高性能多核種除去設備及び RO 濃縮水処理設備の吸着塔 95 本の側面線量率は
いずれも 0.0082mSv/時未満である。

3. 被ばく軽減上の配慮

第一・第四施設に格納する、他のものより大幅に線量が高いセシウム吸着装置吸着塔は、関係作業者が通行しうるボックスカルバート間の通路に面しないように配置する計画とした。また通路入口部に通路内の最大線量率を表示して注意喚起することにより、無駄な被ばくを避けられるようにすることとする。

大型廃棄物保管庫においては、通常の巡視時の被ばく軽減を期して、図 3 に示す東西端の列には低線量の吸着塔を配置する計画とする。

別添－1

初期のセシウム吸着装置使用済吸着塔の線源設定について

当初設計では、吸着塔あたりの放射能濃度を表1に示すように推定し、この場合の吸着塔側面線量率を、MCNPコードによる評価により $14\text{mSv}/\text{時}$ と評価した。使用済吸着塔の側面線量率から、低線量吸着塔($10\text{mSv}/\text{時}未満$)、中線量吸着塔($10\text{mSv}/\text{時}以上40\text{mSv}/\text{時}未満$)、高線量吸着塔($40\text{mSv}/\text{時}以上$)に分類したところ、側面線量率の平均値はそれぞれ5, 12.9, 95mSv/時であった。低・中線量吸着塔については、当初設計との比率に応じて、それぞれの分類に属する吸着塔あたりのセシウム吸着量を表1のように設定した。また、低・中線量吸着塔の遮蔽厚が7インチであるのに対し、高線量吸着塔は、すべて前段のSMZスキッドから発生した3インチ遮蔽の吸着塔であるため、これをモデル化して、側面線量率が95mSv/時となるように線源条件を設定した。これらの値は、平成26年度末までの敷地境界線量に及ぼす吸着塔一時保管施設の影響の評価に用いた。

平成23年6月からの3か月ごとの期間に発生した使用済吸着塔の低、中、高線量吸着塔の割合を図1に示す。運転開始初期には中・高線量吸着塔の割合が高かったが、滞留水中的放射能濃度低下に伴い、低線量吸着塔の割合が高くなっている。

表1 セシウム吸着装置吸着塔の線源条件

	Cs-134 (Bq)	Cs-136 (Bq)	Cs-137 (Bq)	吸着塔側面線量率 (mSv/時)
当初設計吸着塔	$\text{約 } 6.0 \times 10^{14}$	$\text{約 } 1.1 \times 10^{12}$	$\text{約 } 7.3 \times 10^{14}$	14(計算値)
低線量吸着塔	$\text{約 } 2.2 \times 10^{14}$	$\text{約 } 4.1 \times 10^{11}$	$\text{約 } 2.6 \times 10^{14}$	5
中線量吸着塔	$\text{約 } 5.6 \times 10^{14}$	$\text{約 } 1.1 \times 10^{12}$	$\text{約 } 6.7 \times 10^{14}$	12.9
高線量吸着塔	$\text{約 } 3.8 \times 10^{13}$	$\text{約 } 7.2 \times 10^{10}$	$\text{約 } 4.6 \times 10^{13}$	95

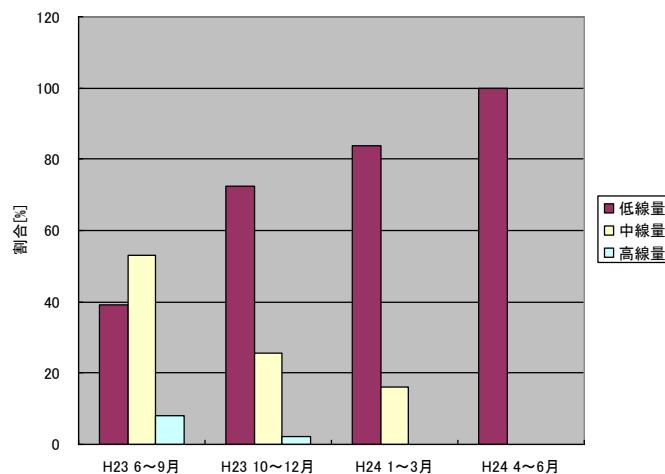


図1 使用済セシウム吸着装置吸着塔の発生時期による割合の変化

瓦礫類および伐採木一時保管エリアにおける敷地境界線量評価について

敷地周辺における線量評価のうち、瓦礫類および伐採木一時保管エリアからの放射線に起因する実効線量を評価するため、各エリアの線源形状をモデル化し、MCNP コードを用いて評価している。

一時保管エリアのうち、保管される廃棄物の形状が多種多様で、一時保管エリアを設定する時点で、線源の規模は確定できるが線源形状が変動する可能性がある一時保管エリアについては、線源形状を円柱にモデル化した評価を行った。(図 1)

なお、円柱にモデル化している一時保管エリアについては、保管完了後に実績を反映し、線源を実態に近い形状にモデル化した詳細な評価を行うこととする。対象となる一時保管エリアを表 1 に示す。

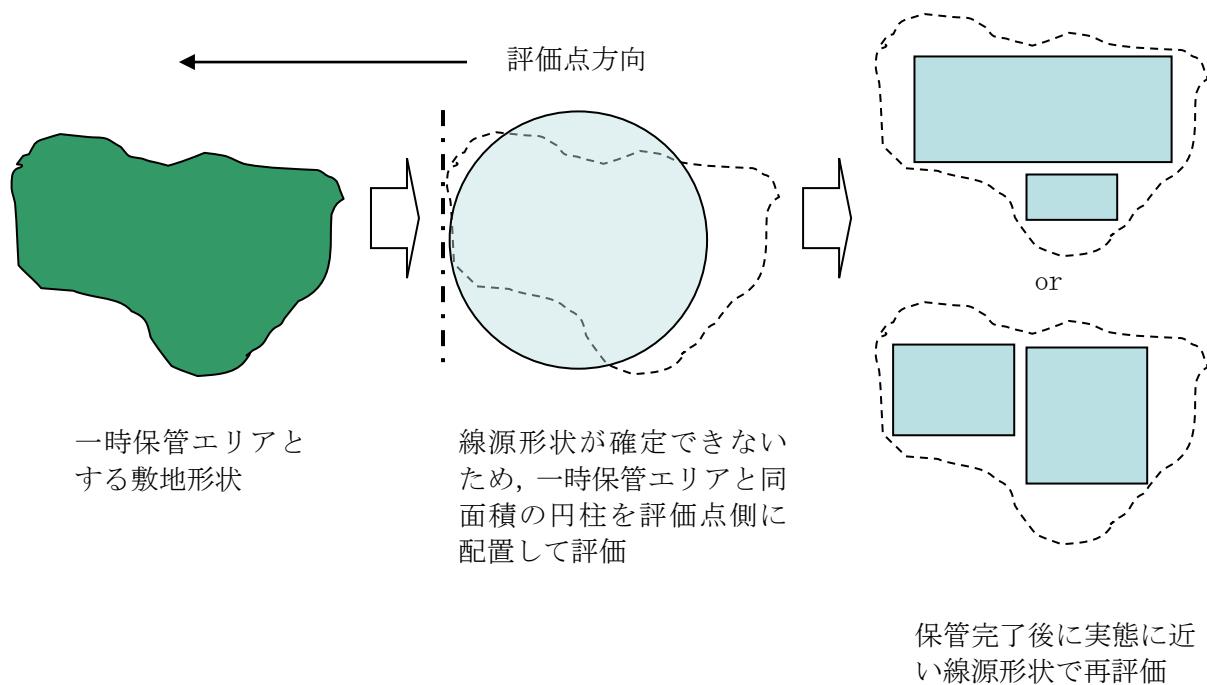


図 1 線量評価イメージ

表1 詳細評価実施エリア

エリア名称	
一時保管エリアA 1	一時保管エリアT
一時保管エリアA 2	一時保管エリアV
一時保管エリアB	一時保管エリアW
一時保管エリアC	一時保管エリアX
一時保管エリアD	一時保管エリアAA
一時保管エリアE 1	一時保管エリアBB
一時保管エリアE 2	一時保管エリアCC
一時保管エリアF	一時保管エリアDD
一時保管エリアG	一時保管エリアFF 1
一時保管エリアH	一時保管エリアFF 2
一時保管エリアJ	一時保管エリアd
一時保管エリアN	一時保管エリアe
一時保管エリアO	一時保管エリアk
一時保管エリアP 1	一時保管エリアl
一時保管エリアP 2	一時保管エリアm

実態に近づける線量評価方法について

現状の瓦礫類・伐採木の一時保管エリアにおける敷地境界線量評価は、施設やエリアを枠取りの考え方で、受入目安表面線量率の線量を有する廃棄物が保守的にあらかじめ満杯になった条件で実施しており、実際の運用と比較すると保守的な評価となっている。このため、実測線量率に基づいた線源条件により敷地境界線量の再評価を行い、より実態に近づけるものとする。

以下に、具体的な線量評価方法を示す。

	説明（数字は一例）	効果
方法1	<p>保管エリアの中で、定置済の瓦礫は実測評価、今後使用予定の分は受入目安表面線量率評価、当面使用予定のない分は評価値から除外する</p>	満杯になったとした設計評価に対して実態に近い保管容量で評価可能である
方法2	<p>新たな固体廃棄物貯蔵庫設置に伴い瓦礫等一時保管エリアを移動する等により解除する場合、重複する施設の線量評価値はカウントしない</p>	線量評価値の重複による過度の保守性をなくすことができる
方法3	<p>保管エリア間で瓦礫等を移動する場合、各々のエリアの線量評価値 × 保管容量におけるエリア占有率を線量評価値とする</p>	物量の出入りを反映するため実態に近い線量評価が可能である

一時保管エリアⅠについては、方法1を適用して敷地境界の線量評価を行った。

なお、今後は、その他の一時保管エリアについても、実測値による評価以外の線量評価方法（方法1～3のいずれか）を必要に応じて適用していく。

添付資料－4

敷地境界における直接線・スカイシャイン線の評価結果

敷地境界 評価地点	評価地点 の標高 「m」	敷地内各施設からの 直接線・スカイシャイン線 「単位:mSv/年」	敷地境界 評価地点	評価地点 の標高 「m」	敷地内各施設からの 直接線・スカイシャイン線 「単位:mSv/年」
No.1	T.P.約4	0.06	No.51	T.P.約32	0.02
No.2	T.P.約18	0.11	No.52	T.P.約39	0.04
No.3	T.P.約18	0.10	No.53	T.P.約39	0.16
No.4	T.P.約19	0.18	No.54	T.P.約39	0.17
No.5	T.P.約16	0.29	No.55	T.P.約39	0.04
No.6	T.P.約16	0.29	No.56	T.P.約33	0.01
No.7	T.P.約21	0.51	No.57	T.P.約39	0.02
No.8	T.P.約16	0.30	No.58	T.P.約39	0.04
No.9	T.P.約14	0.16	No.59	T.P.約39	0.09
No.10	T.P.約15	0.09	No.60	T.P.約41	0.05
No.11	T.P.約17	0.17	No.61	T.P.約42	0.03
No.12	T.P.約17	0.13	No.62	T.P.約38	0.02
No.13	T.P.約16	0.13	No.63	T.P.約44	0.05
No.14	T.P.約18	0.13	No.64	T.P.約44	0.07
No.15	T.P.約21	0.11	No.65	T.P.約41	0.14
No.16	T.P.約26	0.10	No.66	T.P.約40	0.53
No.17	T.P.約34	0.14	No.67	T.P.約39	0.30
No.18	T.P.約37	0.09	No.68	T.P.約37	0.42
No.19	T.P.約33	0.03	No.69	T.P.約36	0.26
No.20	T.P.約37	0.04	No.70	T.P.約35	0.54
No.21	T.P.約38	0.03	No.71	T.P.約32	0.55
No.22	T.P.約34	0.02	No.72	T.P.約29	0.48
No.23	T.P.約35	0.02	No.73	T.P.約29	0.23
No.24	T.P.約38	0.03	No.74	T.P.約35	0.10
No.25	T.P.約39	0.03	No.75	T.P.約31	0.08
No.26	T.P.約32	0.02	No.76	T.P.約31	0.12
No.27	T.P.約31	0.02	No.77	T.P.約15	0.40
No.28	T.P.約39	0.04	No.78	T.P.約19	0.46
No.29	T.P.約39	0.12	No.79	T.P.約19	0.28
No.30	T.P.約39	0.13	No.80	T.P.約19	0.11
No.31	T.P.約39	0.04	No.81	T.P.約35	0.23
No.32	T.P.約31	0.01	No.82	T.P.約38	0.34
No.33	T.P.約33	0.01	No.83	T.P.約40	0.21
No.34	T.P.約38	0.02	No.84	T.P.約41	0.10
No.35	T.P.約38	0.02	No.85	T.P.約37	0.05
No.36	T.P.約39	0.06	No.86	T.P.約33	0.06
No.37	T.P.約39	0.13	No.87	T.P.約26	0.08
No.38	T.P.約39	0.13	No.88	T.P.約22	0.16
No.39	T.P.約39	0.04	No.89	T.P.約20	0.34
No.40	T.P.約32	0.01	No.90	T.P.約20	0.47
No.41	T.P.約31	0.02	No.91	T.P.約20	0.31
No.42	T.P.約39	0.04	No.92	T.P.約21	0.47
No.43	T.P.約39	0.12	No.93	T.P.約20	0.49
No.44	T.P.約39	0.11	No.94	T.P.約28	0.37
No.45	T.P.約39	0.04	No.95	T.P.約21	0.25
No.46	T.P.約30	0.02	No.96	T.P.約19	0.14
No.47	T.P.約32	0.01	No.97	T.P.約15	0.06
No.48	T.P.約39	0.03	No.98	T.P.約23	0.08
No.49	T.P.約39	0.03	No.99	T.P.約25	0.03
No.50	T.P.約35	0.02	No.100	T.P.約-1	0.02

添付資料－5

多核種除去設備、増設多核種除去設備及び高性能多核種除去設備の線量評価条件について

1. 多核種除去設備の線量評価条件について

1.1 評価対象設備・機器

多核種除去設備の評価対象設備・機器を表1に示す。

表1 評価対象設備・機器（多核種除去設備）

設備・機器		評価対象とした機器数 (基數×系列)	放射能条件	遮へい体
前処理設備1 (鉄共沈処理)	バッチ処理タンク	1×3	汚染水（処理対象水）	なし
	循環タンク	1×3	スラリー (鉄共沈処理)	鉄 100mm
	デカントタンク	1×3	汚染水（処理対象水）	なし
	循環タンク弁スキッド	1×3	スラリー (鉄共沈処理)	鉛 18mm
	クロスフロー フィルタスキッド	1×3	スラリー (鉄共沈処理)	鉛 8mm（配管周囲） 鉛 9mm（スキッド周囲）
	スラリー移送配管	1×3	スラリー (鉄共沈処理)	鉛 18mm
	スラリー移送配管 (40A-30m)	1×3	スラリー (鉄共沈処理)	鉛 8mm
前処理設備2 (炭酸塩沈殿処理)	共沈タンク	1×3	汚染水（処理対象水）	なし
	供給タンク	1×3	汚染水（処理対象水）	なし
	クロスフロー フィルタスキッド	1×3	スラリー (炭酸塩沈殿処理)	鉛 4mm（配管周囲） 鉛 9mm（スキッド周囲）
	スラリー移送配管 (40A-40m)	1×3	スラリー (炭酸塩沈殿処理)	鉛 4mm
多核種除去装置	吸着塔（吸着材2）	1×3	吸着材2	鉄 50mm
	吸着塔（吸着材3）	1×3	吸着材3	
	吸着塔（吸着材6）	1×3	吸着材6	
	吸着塔（吸着材5）	1×3	吸着材5	
	処理カラム（吸着材7）	1×3	吸着材7	
高性能容器 (HIC)	スラリー（鉄共沈処理）用	1×3	スラリー (鉄共沈処理)	鉄 112mm
	スラリー（炭酸塩沈殿処理）用	1×3	スラリー (炭酸塩沈殿処理)	鉄 112mm
	吸着材2用	1	吸着材2※	鉄 112mm
	吸着材3用	1	吸着材3※	鉄 112mm
	吸着材6用	1	吸着材6※	鉄 112mm
	吸着材5用	1	吸着材5※	鉄 112mm

※吸着塔収容時は、平均的な濃度（最大吸着量の55%）を用いて評価を行うが
高性能容器収容時には、最大吸着量で評価を実施。

1.2 放射能条件の設定

多核種除去設備の放射能条件は以下の事項を考慮して設定する。

- ・スラリーは、クロスフローフィルタで濃縮されることから、スラリー濃度は濃縮前～濃縮後の平均的な濃度を考慮する。スラリー（鉄共沈処理）の濃度は、約 70g/L～約 84g/L の平均値である約 77g/L より設定し、スラリー（炭酸塩沈殿処理）の濃度は、初期の設計では最大約 305g/L としているが運転実績より知見が得られたことから、約 195g/L～236g/L の平均値である約 215g/L より設定する。
- ・各吸着材の吸着量は、吸着塔のメリーゴーランド運用を考慮すると、最大吸着量の概ね 10%～100% の間で推移し、平均的には最大吸着量の 55% 程度となる。よって、各吸着材の放射能濃度は、平均的な吸着量を考慮して設定。
- ・スラリー、吸着材の放射能濃度は、想定される濃度に対して、保守的に 30% を加算して評価を行う。

2. 増設多核種除去設備の線量評価条件

2.1 評価対象設備・機器

増設多核種除去設備の評価対象設備・機器を表 2 に示す。

表 2 評価対象設備・機器（増設多核種除去設備）

	設備・機器	評価上考慮する基数×系列	放射能条件	遮へい体
処理水受入	処理水受入タンク	1×1	汚染水	なし
前処理設備	共沈・供給タンクスキッド	1×3	汚染水	鉄：40～80mm
	クロスフローフィルタスキッド	1×3	スラリー	鉄：20～60mm
	スラリー移送配管	1×3	スラリー	鉄：28mm
	反応／凝集槽	1×2	沈殿物混合水	鉄：20～40mm
	沈殿槽	1×2	上部：上澄み水 下部：沈殿物	鉄：20～40mm
	上澄み水タンク	1×2	上澄み水	なし
多核種吸着塔	吸着塔（吸着材 1）	1×3	吸着材 1	鉄：30～80mm
	吸着塔（吸着材 2）	1×3	吸着材 2	
	吸着塔（吸着材 4）	1×3	吸着材 4	
	吸着塔（吸着材 5）	1×3	吸着材 5	
高性能容器 (HIC)	スラリー（前処理）	1×3	スラリー	コンクリート 及びハッチ (鉄：120mm)
	吸着材（吸着材 1）	1×1	吸着材 1 ※	
	吸着材（吸着材 2）	1×1	吸着材 2 ※	
	吸着材（吸着材 4）	1×1	吸着材 4 ※	
	吸着材（吸着材 5）	1×1	吸着材 5 ※	

※吸着塔収容時は、平均的な濃度（最大吸着量の 55%）を用いて評価を行うが、高性能容器収容時には、最大吸着量で評価を実施。

2.2 放射能条件の設定

増設多核種除去設備の放射能条件は以下の事項を考慮して設定する。

- ・スラリーは、クロスフローフィルタで濃縮されることから、スラリー濃度は濃縮前～濃縮後の平均的な濃度を考慮し、スラリーの濃度は、195g/L～236g/Lの平均値である約215g/Lより設定する。
- ・各吸着材の吸着量は、吸着塔のメリーゴーランド運用を考慮すると、最大吸着量の概ね10%～100%の間で推移し、平均的には最大吸着量の55%程度となる。よって、各吸着材の放射能濃度は、平均的な吸着量を考慮して設定。
- ・スラリー、吸着材の放射能濃度は、想定される濃度に対して、保守的に30%を加算して評価を行う。
- ・沈殿槽下部の沈殿物はスラリーであるが、増設多核種除去設備設置以降の処理対象水（汚染水）の放射能濃度低減を踏まえてSr-89, Sr-90, Y-90, Mn-54, Co-60濃度をスラリーの1/10に設定する。
- ・反応／凝集槽の沈殿物混合水は沈殿槽から返送する沈殿物と、処理対象水（汚染水）の混合水であり、混合比率を踏まえて沈殿物の放射能濃度の1/2に設定する。
- ・上澄み水タンク及び沈殿槽上部の上澄み水は沈殿槽で沈殿物を除いた後の上澄み水であり、沈殿物の放射能濃度の1/10に設定する。

3. 高性能多核種除去設備の線量評価条件

3.1 評価対象設備・機器

高性能多核種除去設備の評価対象設備・機器を表3に示す。

表3 評価対象設備・機器（高性能多核種除去設備）

機器	評価上考慮する基数（基）	放射能条件
前処理フィルタ	1塔目	1 前処理フィルタ1塔目
	2塔目	1 前処理フィルタ2塔目
	3～4塔目	2 前処理フィルタ3～4塔目
多核種吸着塔	1～3塔目	3 多核種除去塔1～3塔目
	4～5塔目	2 多核種除去塔4～5塔目
	6～8塔目	3 多核種除去塔6～8塔目
	9～10塔目	2 多核種除去塔9～10塔目
	11～13塔目	3 多核種除去塔11～13塔目

3.2 放射能条件の設定

高性能多核種除去設備の放射能条件は以下の事項を考慮して設定する。

- ・ 吸着材の放射能濃度は、各フィルタ・吸着塔の入口濃度から除去率、通水量（機器表面線量が1mSv/h以下となるよう設定）を考慮して算出した値に保守的に30%を加算して評価を行う。
- ・ 多核種吸着塔1～5塔目の線源は、Csの吸着量分布を考慮し、吸着塔の高さ方向に均等5分割し、各層に線源を設定する。

以上

サブドレン他浄化設備の線量評価条件について

1. サブドレン他浄化設備の線量評価条件

1.1 評価対象設備・機器

サブドレン他浄化設備の評価対象設備・機器を表1に示す。なお、吸着塔に収容する吸着材の構成は、最も保守的なケースとして、吸着塔1～3をセシウム・ストロンチウム同時吸着塔、吸着塔4をアンチモン吸着塔、吸着塔5を重金属塔として評価した。

表1 評価対象設備・機器（サブドレン他浄化設備）

機器		評価上考慮する基数（基）	放射能条件
前処理フィルタ	1～2塔目	4	前処理フィルタ1～2塔目
	3塔目	2	前処理フィルタ3塔目
吸着塔	1～3塔目	6	吸着塔1～3塔目
	4塔目	2	吸着塔4塔目
	5塔目	2	吸着塔5塔目

1.2 放射能条件の設定

サブドレン他浄化設備の放射能条件は以下の事項を考慮して設定する。

- 前処理フィルタ及び吸着塔は、各々が交換直前で放射性物質の捕捉量又は吸着量が最大になっているものとする。
- 前処理フィルタ1～2は、フィルタ2塔に分散する放射性物質の全量が前処理フィルタ2で捕捉されているものとする。
- 吸着塔1～3は、吸着塔3塔に分散する放射性物質の全量が吸着塔1で吸着されているものとする。
- 吸着塔のうちアンチモン吸着塔、重金属塔は除外可能とし、セシウム・ストロンチウム同時吸着塔は最大5塔まで装填可能とするが、表1が最も保守的なケースとなる。

以上

2.2.3 放射性液体廃棄物等による線量評価

2.2.3.1 線量評価の方法

(1) 評価対象核種

ALPS 処理水については、トリチウム及びトリチウム以外の放射性核種を評価対象とする。なお、トリチウム以外の対象放射性核種の選定の考え方は、「III 第3編 2.1.2 放射性液体廃棄物等の管理」を参照。

サブドレン他浄化設備の処理済水は、Cs-134, Cs-137, Sr-90, H-3（以下、「主要核種」という）、及びその他37核種（計41核種※）を評価対象核種とする。

（※ 41核種は、「III 第3編 2.1.2 放射性液体廃棄物等の管理」を参照）

5・6号機滞留水の処理済水について、浄化装置、浄化ユニット及び淡水化装置にて浄化処理した水は、41核種のうち線量評価上有意な主要核種とし、浄化ユニットにて浄化処理した水は、41核種のうち線量評価上有意な主要核種及びCo-60とする。

その他の放射性液体廃棄物等の評価対象核種は、41核種のうち線量評価上有意な主要核種とする。

(2) 線量評価の方法

排水する系統の実効線量は、排水する系統ごとに評価対象核種の放射性物質濃度の告示に定める周辺監視区域外の水中の濃度限度との比（以下、「告示濃度限度比」という）の和から求め、最大の告示濃度限度比の和を排水の実効線量とする。

散水による実効線量は、散水した水の γ 線に起因する敷地境界の実効線量、及び散水した水のH-3を吸入摂取した場合の敷地境界の実効線量を考慮する。

2.2.3.2 各系統における線量評価

(1) 評価対象の系統

以下の系統について線量評価を行う。

○排水する系統

- ・ ALPS 処理水
- ・ 地下水バイパス水
- ・ 堰内雨水
- ・ サブドレン他水処理施設の処理済水

○散水する系統

- ・ 堰内雨水
- ・ 5・6号機滞留水の処理済水

(2) 排水による線量評価

ALPS 处理水については、排水前に、トリチウム以外の放射性核種の告示濃度限度比の和が 1 未満であることを測定等により確認する。また、排水にあたっては、海水による希釈（100 倍以上）を行い、排水中のトリチウム濃度を 1,500Bq/L 未満となるよう管理しながら排水するため、トリチウムの寄与分については運用の上限値である 1,500 Bq/L を告示で定めるトリチウムの濃度限度で除し、それ以外の全ての核種の寄与分については告示濃度限度比総和 1 としたものを海水による最小の希釈倍率（100 倍）で除した上で、それぞれの和による実効線量は 0.035mSv／年となる。

地下水バイパス水については、次の運用目標を満足していることを確認の上、排水するため、実効線量は 0.22mSv／年となる。

運用目標

Cs-134	1	Bq/L
Cs-137	1	Bq/L
Sr-90※	5	Bq/L
H-3	1,500	Bq/L

（※ Sr-90 の分析・評価方法の詳細は「III 第 3 編 2.1.2 放射性液体廃棄物等の管理」を参照）

サブドレン他浄化設備の処理済水については、次の運用目標を満足していることを確認の上、排水するため、主要核種の排水による実効線量は最大でも 0.15mSv／年となる。

運用目標

Cs-134	1	Bq/L
Cs-137	1	Bq/L
Sr-90※	3(1)	Bq/L
H-3	1,500	Bq/L

（※ Sr-90 の分析・評価方法の詳細は「III 第 3 編 2.1.2 放射性液体廃棄物等の管理」を参照）

なお、1～4 号機建屋近傍から地下水を汲み上げており比較的放射性物質濃度が高いサブドレン他浄化設備の処理済水（処理対象の全てのピット）について、その他 37 核種※の検出限界濃度を下げる分析した結果、多くの核種が検出限界濃度未満であった。仮に検出限界値未満の核種についても検出限界濃度を用いて告示濃度限度比の和を評価したところ 0.0034 mSv／年未満となり、告示濃度限度比の和が極めて小さくなることを確認した。また、この試料について、主要核種の告示濃度限度比の和は、0.011mSv／年未満となった。（※ 測定データの詳細は、「III 第 3 編 2.1.2 放射性液体廃棄物等の管理 添付資料一 2」を参照）

この実測データに基づき、仮に主要核種が運用目標まで上昇した場合、それと同様な割合でその他 37 核種も上昇するものと仮定して、その他 37 核種の線量評価を行う。実測値に基づくその他 37 核種／主要核種の比が 0.31 であるので、これに主要核種による最大の実効線量 $0.15\text{mSv}/\text{年}$ を乗じ、その他 37 核種の実効線量は $0.047\text{mSv}/\text{年}$ となつた。よって、サブドレン他浄化設備の処理済水の排水による実効線量は、 $0.20\text{mSv}/\text{年}$ となつた。

その他の排水する系統については、実効線量が $0.22\text{mSv}/\text{年}$ 以下となることを確認の上、排水する。

従つて、放射性液体廃棄物等による実効線量は、上記のうち最大となる $0.22\text{mSv}/\text{年}$ とする。

(3) 散水による線量評価

5・6 号機滞留水を浄化ユニットにて浄化処理した水については、主要核種の実効線量が $0.21\text{mSv}/\text{年}$ 以下となること、及び前記の測定において、他の人工の γ 線放出核種が検出されていないことを確認の上、散水する。この場合の Co-60 の検出下限値は 1Bq/L 以下であり、Co-60 による実効線量は最大で $0.005\text{mSv}/\text{年}$ となる。よつて、5・6 号機滞留水を浄化ユニットにて浄化処理した水の実効線量は $0.22\text{mSv}/\text{年}$ となる。

その他の散水する系統については、実効線量が $0.22\text{mSv}/\text{年}$ 以下となることを確認の上、散水する。

堰内雨水を散水した水の H-3 を吸入摂取した場合の敷地境界の実効線量は $3.3 \times 10^{-2}\text{mSv}/\text{年}$ であり、5・6 号機滞留水の処理済水を散水した水の地表に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する敷地境界の実効線量は $4.6 \times 10^{-2}\text{mSv}/\text{年}$ である。(詳細は、添付資料-1、添付資料-2 を参照)

2.2.3.3 添付資料

添付資料-1 堰内雨水の構内散水における被ばく評価

添付資料-2 5・6 号機滞留水処理済水の構内散水における被ばく評価

添付資料－1

堰内雨水の構内散水における被ばく評価

堰内雨水を構内に散水した場合の被ばく評価を行った。

1. 実際の処理水（浄化試験結果）を散水した場合の評価

（1）処理水の水質について

雨水処理設備等の浄化試験で堰内雨水を処理した水の分析結果と告示濃度限度に対する割合の和を以下に示す。

	告示濃度 (Bq/L)	処理水 (Bq/L)
Cs-134	60	ND (<0.58)
Cs-137	90	ND (<0.72)
Sr-90	30	ND (<5.0)
H-3	60000	110
告示濃度限度に対する割合の和※		< 0.19

$$\text{※ } \frac{\text{Cs-134濃度}[\text{Bq/L}]}{60[\text{Bq/L}]} + \frac{\text{Cs-137濃度}[\text{Bq/L}]}{90[\text{Bq/L}]} + \frac{\text{Sr-90濃度}^{\text{注}}[\text{Bq/L}]}{30[\text{Bq/L}]} + \frac{\text{H-3濃度}[\text{Bq/L}]}{60000[\text{Bq/L}]}$$

注) Sr-90 の分析・評価方法の詳細は「III 第3編 2.1.2 放射性液体廃棄物等の管理」
を参照

（2）被ばく評価について

＜計算条件＞

- ・散水量：1年間継続して 240,000kg/日を散水したと仮定
- ・放射能濃度：Cs-134…ND (<0.58Bq/L), Cs-137…ND (<0.72Bq/L), H-3…110Bq/L,
Sr-90…ND (<5Bq/L)
- ・放射性物質は地表 5cm に留まると仮定（ただし、H-3 は、地表に留まることは無いと考えられるため、1日の散水量等より実効線量を算出する）
- ・散水エリア中心に点線源があると考え、実効線量率定数を用いて距離減衰を加味して評価

作業員への実効線量：散水エリア中心から端までの最短距離…6m

敷地境界における実効線量：散水エリア端から敷地境界までの最短距離…50m

- ・作業員の滞在時間は、年間 2000 時間と仮定

＜評価結果＞

a. 作業員への実効線量

① 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

Sr は、Cs に比べ土壌分配係数が約 1/10 小さく、線質についても透過係数が十分に小さいことから、Cs のみに着目して評価を実施する。

$$E_{gw} = \sum_i A_i \cdot B_i \cdot T / m^2$$

E_{gw} : 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 (mSv/年)

A_i : 実効線量率定数 $\left(\frac{\mu\text{Sv}/h}{MBq/m^2} \right)$ ^{注1}

Cs-134…0.211, Cs-137…0.0779

B_i : 放射能量 (Bq)

B_i = 散水する放射能濃度 (Bq/L) \times 散水量 (kg)

T : 1 年間における作業時間 (h/y) 2000

m : 点線源からの距離 (m)

上記による計算の結果、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年間約 2.4×10^{-3} mSv である。

② H-3 を吸入摂取した場合の実効線量

$$E_{bw} = C \cdot M_a \cdot K \cdot T$$

E_{bw} : H-3 を吸入摂取した場合の実効線量 (mSv/年)

C : 水蒸気中の H-3 濃度 (Bq/L)

C = H-3 の放射能濃度 (Bq/L) \times 鮫和水蒸気量 (g/m³)

鮫和水蒸気量 : 17.2 (20°C の場合)

M_a : 呼吸率 (L/年)^{注2} 成人で 8.1×10^6

K : 吸入摂取した場合の実効線量係数 (mSv/Bq)^{注3} 1.8×10^{-8}

T : 1 年間における作業時間 (h/y) 2000

上記による計算の結果、H-3 を吸入した場合の実効線量は、年間約 6.3×10^{-5} mSv である。

なお、H-3 は生体組織中での平均飛程が約 $0.65 \mu\text{m}$ であるため、H-3 による被ばくに關しては内部被ばくのみ考慮する。

b. 敷地境界における一般公衆への実効線量

① 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

Sr は、Cs に比べ土壌分配係数が約 1/10 小さく、線質についても透過係数が十分に小さいことから、Cs のみに着目して評価を実施する。

$$E_{gw} = \sum_i A_i \cdot B_i \cdot T / m^2$$

E_{gw} : 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 (mSv/年)

A_i : 実効線量率定数 $\left(\frac{\mu\text{Sv}/\text{h}}{\text{MBq}/\text{m}^2} \right)$ ^{注1}

Cs-134…0.211, Cs-137…0.0799

B_i : 放射能量 (Bq)

$B_i = \text{散水する放射能濃度 } (\text{Bq/L}) \times \text{散水量 } (\text{kg})$

T : 1年間の時間数 (h/y) 8760

m : 点線源からの距離 (m)

上記による計算の結果、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年間約 1.5×10^{-4} mSv である。

② H-3 を吸入摂取した場合の実効線量

$$E_{bw} = C \cdot M_a \cdot K$$

E_{bw} : H-3 を吸入摂取した場合の実効線量 (mSv/年)

C : 水蒸気中の H-3 濃度 (Bq/L)

$C = \text{H-3 の放射能濃度 } (\text{Bq/L}) \times \text{飽和水蒸気量 } (\text{g/m}^3)$

飽和水蒸気量 : 17.2 (20°Cの場合)

M_a : 呼吸率 (L/年) ^{注2} 成人で 8.1×10^6

K : 吸入摂取した場合の実効線量係数 (mSv/Bq) ^{注3} 1.8×10^{-8}

上記による計算の結果、H-3 を吸入した場合の実効線量は、年間約 2.8×10^{-4} mSv である。H-3 は生体組織中での平均飛程が約 $0.65 \mu\text{m}$ であるため、H-3 による被ばくに関しては内部被ばくのみ考慮する。

なお、本評価結果は、距離による減衰を考慮しない保守的なものであり、散水場所の敷地境界からの距離に応じて、実効線量は減少する。

また、散水時における一般公衆への直接飛沫による被ばくは、散水場所から敷地境界まである程度の距離があり、影響が小さいと考えられるため考慮しない。

2. 運用範囲において理論上とりうる放射能濃度を仮定した場合の被ばく評価

放射能濃度以外の計算条件及び評価に関わる数式等は、1. と同様である。

<計算条件>

- ・放射能濃度 : 済水試験データから想定しがたいものの、各評価について、運用範囲（詳細は「III 第3編 2.1.2 放射性液体廃棄物等の管理」を参照）内

において、理論上、評価結果の最も厳しくなる放射能濃度を仮定する。

- ① 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

Cs-134…8Bq/L, Cs-137…8Bq/L, H-3…0Bq/L, Sr-90…0Bq/L

- ② H-3 を吸入摂取した場合の実効線量

Cs-134…0Bq/L, Cs-137…0Bq/L, H-3…13200Bq/L, Sr-90…0Bq/L

<評価結果>

a. 作業員への実効線量

- ① 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

1. (2) と同様に計算した結果、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年間約 3.1×10^{-2} mSv である。

- ② H-3 を吸入摂取した場合の実効線量

1. (2) と同様に計算した結果、H-3 を吸入した場合の実効線量は、年間約 7.6×10^{-3} mSv である。

作業員への実効線量は、放射能濃度に応じて求められる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と H-3 を吸入摂取した場合の実効線量の和となる。運用範囲内においてとりうる放射能濃度の組合せのうち、実効線量の和が最大となる放射能濃度は①の条件となる。以上より、作業員への実効線量は年間約 3.1×10^{-2} mSv である。

b. 敷地境界における一般公衆への実効線量

- ① 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

1. (2) と同様に計算した結果、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年間約 2.0×10^{-3} mSv である。

- ② H-3 を吸入摂取した場合の実効線量

1. (2) と同様に計算した結果、H-3 を吸入した場合の実効線量は、年間約 3.3×10^{-2} mSv である。

なお、本評価結果は、距離による減衰を考慮しない保守的なものであり、散水場所の敷地境界からの距離に応じて、実効線量は減少する。

また、散水時における一般公衆への直接飛沫による被ばくは、散水場所から敷地境界まである程度の距離があり、影響が小さいと考えられるため考慮しない。

敷地境界における一般公衆への実効線量は、放射能濃度に応じて求められる地表に沈着

した放射性物質からの γ 線に起因する実効線量とH-3を吸入摂取した場合の実効線量の和となる。運用範囲内においてとりうる放射能濃度の組合せのうち、実効線量の和が最大となる放射能濃度は②の条件となる。以上より、敷地境界における一般公衆への実効線量は年間約 3.3×10^{-2} mSvである。

「出典」

- 注1) アイソトープ手帳 11版
- 注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
- 注3) 核原料物質又は核燃料物質の製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 別表第1

以 上

5・6号機滞留水処理済水の構内散水における被ばく評価

5・6号機滞留水を浄化ユニット及び淡水化装置または浄化装置及び淡水化装置にて処理した水、並びに浄化ユニットにて処理した水を構内に散水した場合の被ばく評価を行った。

1. 実際の処理水（浄化試験結果）を散水した場合の評価

1. 1 浄化ユニット及び淡水化装置または浄化装置及び淡水化装置にて処理した水

（1）処理水の水質について

5・6号機滞留水を浄化装置及び淡水化装置にて浄化処理した水の分析結果と告示濃度限度に対する割合の和を以下に示す。

	告示濃度 (Bq/L)	処理水 (Bq/L)
Cs-134	60	0.6
Cs-137	90	1.8
Sr-90	30	0.8
H-3	60000	2500
告示濃度限度に対する割合の和※		0.10

$$\text{※ } \frac{\text{Cs-134濃度}[\text{Bq/L}]}{60[\text{Bq/L}]} + \frac{\text{Cs-137濃度}[\text{Bq/L}]}{90[\text{Bq/L}]} + \frac{\text{Sr-90濃度}^{\text{注}}[\text{Bq/L}]}{30[\text{Bq/L}]} + \frac{\text{H-3濃度}[\text{Bq/L}]}{60000[\text{Bq/L}]}$$

注) Sr-90 の分析・評価方法の詳細は「III 第3編 2.1.2 放射性液体廃棄物等の管理」
を参照

（2）被ばく評価について

<計算条件>

- ・散水量：1年間継続して 80,000kg／日を散水したと仮定
- ・散水面積：1,000m²（最も面積が小さい箇所に散水したと仮定）
- ・放射能濃度：Cs-134…0.6Bq/L, Cs-137…1.8Bq/L, H-3…2500Bq/L,
Sr-90…0.8Bq/L
- ・放射性物質は地表 5cm に留まると仮定（ただし、H-3 は、地表に留まることは無いと考えられるため、1日の散水量等より実効線量を算出する）
- ・作業員の滞在時間は、年間 2000 時間と仮定

<評価結果>

a. 作業員への実効線量

① 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

Sr は、Cs に比べ土壤分配係数が約 1/10 小さく、線質についても透過係数が十分に小さいことから、Cs のみに着目して評価を実施する。

$$E_{gw} = \sum_i A_i \cdot B_i \cdot T$$

E_{gw} : 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 (mSv/年)

A_i : 土壤汚染からの被ばくに対する換算係数 $\left(\frac{mSv/h}{kBq/m^2} \right)$ ^{注1}

Cs-134…5.4E-6, Cs-137…2.1E-6

B_i : 1 m²当たりの放射能量 (Bq/m²)

$B_i = \text{散水する放射能濃度 (Bq/L)} \times \text{散水量 (kg)} \div \text{散水面積 (m}^2\text{)}$

T : 1 年間における作業時間 (h/y) 2000

上記による計算の結果、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年間約 1.1×10^{-3} mSv である。

② H-3 を吸入摂取した場合の実効線量

$$E_{bw} = C \cdot M_a \cdot K \cdot T$$

E_{bw} : H-3 を吸入摂取した場合の実効線量 (mSv/年)

C : 水蒸気中の H-3 濃度 (Bq/L)

$C = \text{H-3 の放射能濃度 (Bq/L)} \times \text{飽和水蒸気量 (g/m}^3\text{)}$

飽和水蒸気量 : 17.2 (20°Cの場合)

Ma : 呼吸率 (L/年) ^{注2} 成人で 8.1×10^6

K : 吸入摂取した場合の実効線量係数 (mSv/Bq) ^{注3} 1.8×10^{-8}

T : 1 年間における作業時間 (h/y) 2000

上記による計算の結果、H-3 を吸入した場合の実効線量は、年間約 1.4×10^{-3} mSv である。

なお、H-3 は生体組織中での平均飛程が約 $0.65 \mu m$ であるため、H-3 による被ばくに関しては内部被ばくのみ考慮する。

b. 敷地境界における一般公衆への実効線量

散水場所が敷地境界付近である場合も想定し、距離による減衰は考慮せずに評価を実施した。

① 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

Sr は、Cs に比べ土壤分配係数が約 1/10 小さく、線質についても透過係数が十分に小さいことから、Cs のみに着目して評価を実施する。

$$E_{gw} = \sum_i A_i \cdot B_i$$

E_{gw} : 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 (mSv/年)

A_i : 土壌汚染からの被ばくに対する換算係数 $\left(\frac{mSv/h}{kBq/m^2} \right)$ ^{注1}

Cs-134…5.4E-6, Cs-137…2.1E-6

B_i : 1 m²当たりの放射能量 (Bq/m²)

B_i = 散水する放射能濃度 (Bq/L) × 散水量 (kg) ÷ 散水面積 (m²)

上記による計算の結果、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年間約 4.9×10^{-3} mSv である。

なお、本評価結果は、距離による減衰を考慮しない保守的なものであり、散水場所の敷地境界からの距離に応じて、実効線量は減少する。

② H-3 を吸入摂取した場合の実効線量

$$E_{bw} = C \cdot M_a \cdot K$$

E_{bw} : H-3 を吸入摂取した場合の実効線量 (mSv/年)

C : 水蒸気中の H-3 濃度 (Bq/L)

$C = H-3$ の放射能濃度 (Bq/L) × 鮫和水蒸気量 (g/m³)

鮫和水蒸気量 : 17.2 (20°Cの場合)

M_a : 呼吸率 (L/年) ^{注2} 成人で 8.1×10^6

K : 吸入摂取した場合の実効線量係数 (mSv/Bq) ^{注3} 1.8×10^{-8}

上記による計算の結果、H-3 を吸入した場合の実効線量は、年間約 6.3×10^{-3} mSv である。H-3 は生体組織中での平均飛程が約 $0.65 \mu m$ であるため、H-3 による被ばくに関しては内部被ばくのみ考慮する。

なお、本評価結果は、H-3 の拡散を考慮しない保守的なものであり、散水場所の敷地境界からの距離に応じて、実効線量は減少する。

また、散水時における一般公衆への直接飛沫による被ばくは、散水場所から敷地境界まである程度の距離があり、影響が小さいと考えられるため考慮しない。

1. 2 凈化ユニットにて処理した水

(1) 処理水の水質について

5・6号機滞留水を浄化ユニットにて浄化処理した水の分析結果と告示濃度限度に対する割合の和を以下に示す。

	告示濃度 (Bq/L)	処理水 (Bq/L)
Cs-134	60	<7.7E-04
Cs-137	90	2.4E-03
Sr-90	30	<8.5E-03
H-3	60000	62
Co-60	200	1.1E-03
告示濃度限度に対する割合の和*		0.0039

$$* \frac{Cs-134\text{濃度}[Bq/L]}{60[Bq/L]} + \frac{Cs-137\text{濃度}[Bq/L]}{90[Bq/L]} + \frac{Sr-90\text{濃度}^{\text{注}}[Bq/L]}{30[Bq/L]} + \frac{H-3\text{濃度}[Bq/L]}{60000[Bq/L]} + \frac{Co-60\text{濃度}[Bq/L]}{200[Bq/L]}$$

注) Sr-90 の分析・評価方法の詳細は「III 第3編 2.1.2 放射性液体廃棄物等の管理」
を参照

(2) 被ばく評価について

<計算条件>

- ・散水量：1年間継続して80,000kg／日を散水したと仮定
- ・散水面積：1,000m²（最も面積が小さい箇所に散水したと仮定）
- ・放射能濃度：Cs-134…7.7E-4Bq/L, Cs-137…2.4E-3Bq/L, H-3…62Bq/L,
Sr-90…8.5E-3Bq/L, Co-60…1.1E-3Bq/L
- ・放射性物質は地表5cmに留まると仮定（ただし、H-3は、地表に留まることは無い
と考えられるため、1日の散水量等より実効線量を算出する）
- ・作業員の滞在時間は、年間2000時間と仮定

<評価結果>

a. 作業員への実効線量

① 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

Srは、Csに比べ土壤分配係数が約1/10小さく、線質についても透過係数が十分に
小さいことから、Cs及びCoのみに着目して評価を実施する。

$$E_{gw} = \sum_i A_i \cdot B_i \cdot T$$

E_{gw} ：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 (mSv/年)

$$A_i : \text{土壤汚染からの被ばくに対する換算係数} \left(\frac{mSv/h}{kBq/m^2} \right)^{\text{注}1}$$

Cs-134…5.4E-6, Cs-137…2.1E-6, Co-60…8.3E-6

B_i ：1 m²当たりの放射能量 (Bq/m²)

$B_i = \text{散水する放射能濃度 (Bq/L)} \times \text{散水量 (kg)} \div \text{散水面積 (m}^2\text{)}$

T ：1年間における作業時間 (h/y) 2000

上記による計算の結果、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年間約 2.9×10^{-6} mSvである。

② H-3を吸入摂取した場合の実効線量

$$E_{bw} = C \cdot M_a \cdot K \cdot T$$

E_{bw} : H-3を吸入摂取した場合の実効線量 (mSv/年)

C : 水蒸気中のH-3濃度 (Bq/L)

$C = H-3$ の放射能濃度 (Bq/L) \times 飽和水蒸気量 (g/m³)

飽和水蒸気量 : 17.2 (20°Cの場合)

M_a : 呼吸率 (L/年) ^{注2} 成人で 8.1×10^6

K : 吸入摂取した場合の実効線量係数 (mSv/Bq) ^{注3} 1.8×10^{-8}

T : 1年間における作業時間 (h/y) 2000

上記による計算の結果、H-3を吸入した場合の実効線量は、年間約 3.6×10^{-5} mSvである。

なお、H-3は生体組織中での平均飛程が約 $0.65\mu m$ であるため、H-3による被ばくに関する内部被ばくのみ考慮する。

b. 敷地境界における一般公衆への実効線量

散水場所が敷地境界付近である場合も想定し、距離による減衰は考慮せずに評価を実施した。

① 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

Srは、Csに比べ土壤分配係数が約1/10小さく、線質についても透過係数が十分に小さいことから、Cs及びCoのみに着目して評価を実施する。

$$E_{gw} = \sum_i A_i \cdot B_i$$

E_{gw} : 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 (mSv/年)

A_i : 土壤汚染からの被ばくに対する換算係数 $\left(\frac{mSv/h}{kBq/m^2} \right)^{\text{注1}}$

Cs-134…5.4E-6, Cs-137…2.1E-6, Co-60…8.3E-6

B_i : 1 m²当たりの放射能量 (Bq/m²)

$B_i = \text{散水する放射能濃度 (Bq/L)} \times \text{散水量 (kg)} \div \text{散水面積 (m}^2\text{)}$

上記による計算の結果、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年間約 1.3×10^{-5} mSvである。

なお、本評価結果は、距離による減衰を考慮しない保守的なものであり、散水場所の敷地境界からの距離に応じて、実効線量は減少する。

② H-3 を吸入摂取した場合の実効線量

$$E_{bw} = C \cdot M_a \cdot K$$

E_{bw} : H-3 を吸入摂取した場合の実効線量 (mSv/年)

C : 水蒸気中の H-3 濃度 (Bq/L)

$C =$ H-3 の放射能濃度 (Bq/L) × 飽和水蒸気量 (g/m³)

飽和水蒸気量 : 17.2 (20°Cの場合)

M_a : 呼吸率 (L/年) ^{注2} 成人で 8.1×10^6

K : 吸入摂取した場合の実効線量係数 (mSv/Bq) ^{注3} 1.8×10^{-8}

上記による計算の結果、H-3 を吸入した場合の実効線量は、年間約 1.6×10^{-4} mSv である。H-3 は生体組織中での平均飛程が約 $0.65 \mu m$ であるため、H-3 による被ばくに関しては内部被ばくのみ考慮する。

なお、本評価結果は、H-3 の拡散を考慮しない保守的なものであり、散水場所の敷地境界からの距離に応じて、実効線量は減少する。

また、散水時における一般公衆への直接飛沫による被ばくは、散水場所から敷地境界まである程度の距離があり、影響が小さいと考えられるため考慮しない。

2. 運用範囲において理論上とりうる放射能濃度を仮定した場合の被ばく評価

2. 1 淨化ユニット及び淡水化装置または浄化装置及び淡水化装置にて処理した水

放射能濃度以外の計算条件及び評価に関わる数式等は、1. と同様である。

<計算条件>

・ 放射能濃度：浄化試験データから想定しがたいものの、各評価について、運用範囲（詳細は「III 第3編 2.1.2 放射性液体廃棄物等の管理」を参照）内において、理論上、評価結果の最も厳しくなる放射能濃度を仮定する。

① 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

Cs-134…8Bq/L, Cs-137…8Bq/L, H-3…0Bq/L, Sr-90…0Bq/L

② H-3 を吸入摂取した場合の実効線量

Cs-134…0Bq/L, Cs-137…0Bq/L, H-3…13200Bq/L, Sr-90…0Bq/L

<評価結果>

a. 作業員への実効線量

① 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

1. 1. (2) と同様に計算した結果、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年間約 9.6×10^{-3} mSv である。

② H-3 を吸入摂取した場合の実効線量

1. 1. (2) と同様に計算した結果、H-3 を吸入した場合の実効線量は、年間約 $7.6 \times 10^{-3} \text{ mSv}$ である。

作業員への実効線量は、放射能濃度に応じて求められる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と H-3 を吸入摂取した場合の実効線量の和となる。この和の評価については、 γ 線に起因する実効線量評価の方が H-3 を吸入摂取した場合の実効線量評価よりも評価結果に与える影響が大きい。したがって、運用範囲内において評価結果が理論上最大となる放射能濃度は、①の条件となる。以上より、作業員への実効線量は年間約 $9.6 \times 10^{-3} \text{ mSv}$ である。

b. 敷地境界における一般公衆への実効線量

散水場所が敷地境界付近であるため、距離による減衰は考慮せずに評価を実施した。

① 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

1. 1. (2) と同様に計算した結果、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年間約 $4.2 \times 10^{-2} \text{ mSv}$ である。

なお、本評価結果は、距離による減衰を考慮しない保守的なものであり、散水場所の敷地境界からの距離に応じて、実効線量は減少する。

② H-3 を吸入摂取した場合の実効線量

1. 1. (2) と同様に計算した結果、H-3 を吸入した場合の実効線量は、年間約 $3.3 \times 10^{-2} \text{ mSv}$ である。

なお、本評価結果は、H-3 の拡散を考慮しない保守的なものであり、散水場所の敷地境界からの距離に応じて、実効線量は減少する。

また、散水時における一般公衆への直接飛沫による被ばくは、散水場所から敷地境界まである程度の距離があり、影響が小さいと考えられるため考慮しない。

敷地境界における一般公衆への実効線量は、放射能濃度に応じて求められる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と H-3 を吸入摂取した場合の実効線量の和となる。この和の評価については、 γ 線に起因する実効線量評価の方が H-3 を吸入摂取した場合の実効線量評価の方よりも評価結果に与える影響が大きい。したがって、運用範囲内において評価結果が理論上最大となる放射能濃度は、①の条件となる。以上より、敷地境界における一般公衆への実効線量は年間約 $4.2 \times 10^{-2} \text{ mSv}$ である。

2. 2 淨化ユニットにて処理した水

放射能濃度以外の計算条件及び評価に関わる数式等は、 1. と同様である。

<計算条件>

・放射能濃度：浄化試験データから想定しがたいものの、各評価について、運用範囲（詳細は「III 第3編 2.1.2 放射性液体廃棄物等の管理」を参照）内において、理論上、評価結果の最も厳しくなる放射能濃度を仮定する。

① 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

Cs-134…7.6Bq/L, Cs-137…7.6Bq/L, Co-60…1Bq/L^{*} H-3…0Bq/L, Sr-90…0Bq/L

② H-3 の吸入摂取及び地面に沈着した Co-60 からの γ 線に起因する実効線量

Cs-134…0Bq/L, Cs-137…0Bq/L, Co-60…1Bq/L^{*} H-3…12600Bq/L,

Sr-90…0Bq/L

※：Co-60 の濃度については運用範囲を満足していることを確認するための γ 線放出核種測定における検出下限値を示す。

<評価結果>

a. 作業員への実効線量

① 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

1. 2. (2) と同様に計算した結果、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年間約 1.0×10^{-2} mSv である。

② H-3 の吸入摂取及び地面に沈着した Co-60 からの γ 線に起因する実効線量

1. 2. (2) と同様に計算した結果、H-3 を吸入した場合の実効線量は、年間約 8.5×10^{-3} mSv である。

作業員への実効線量は、放射能濃度に応じて求められる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と H-3 を吸入摂取した場合の実効線量の和となる。この和の評価については、 γ 線に起因する実効線量評価の方が H-3 の吸入摂取及び地面に沈着した Co-60 からの γ 線に起因する実効線量評価よりも評価結果に与える影響が大きい。したがって、運用範囲内において評価結果が理論上最大となる放射能濃度は、①の条件となる。以上より、作業員への実効線量は年間約 1.0×10^{-2} mSv である。

b. 敷地境界における一般公衆への実効線量

散水場所が敷地境界付近であるため、距離による減衰は考慮せずに評価を実施した。

① 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

1. 2. (2) と同様に計算した結果、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年間約 4.6×10^{-2} mSv である。

なお、本評価結果は、距離による減衰を考慮しない保守的なものであり、散水場所の敷地境界からの距離に応じて、実効線量は減少する。

② H-3 の吸入摂取及び地面に沈着した Co-60 からの γ 線に起因する実効線量

1. 2. (2) と同様に計算した結果、H-3 の吸入摂取及び地面に沈着した Co-60 からの γ 線に起因する実効線量は、年間約 $3.7 \times 10^{-2} \text{ mSv}$ である。

なお、本評価結果は、H-3 の拡散を考慮しない保守的なものであり、散水場所の敷地境界からの距離に応じて、実効線量は減少する。

また、散水時における一般公衆への直接飛沫による被ばくは、散水場所から敷地境界まである程度の距離があり、影響が小さいと考えられるため考慮しない。

敷地境界における一般公衆への実効線量は、放射能濃度に応じて求められる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と H-3 を吸入摂取した場合の実効線量の和となる。この和の評価については、 γ 線に起因する実効線量評価の方が H-3 の吸入摂取及び地面に沈着した Co-60 からの γ 線に起因する実効線量評価よりも評価結果に与える影響が大きい。したがって、運用範囲内において評価結果が理論上最大となる放射能濃度は、①の条件となる。以上より、敷地境界における一般公衆への実効線量は年間約 $4.6 \times 10^{-2} \text{ mSv}$ である。

2. 3 5・6号機滞留水処理済水の構内散水における敷地境界の実効線量

前記のとおり、浄化ユニット及び淡水化装置または浄化装置及び淡水化装置にて処理した水の散水による敷地境界の実効線量は年間約 $4.2 \times 10^{-2} \text{ mSv}$ 、浄化ユニットにて処理した水の散水による敷地境界の実効線量は年間約 $4.6 \times 10^{-2} \text{ mSv}$ と評価した。

これらの評価は、1日当たりの散水量 (80,000 kg/日) に対して、どちらか一方の処理設備で全ての処理を行った場合を想定している。また、年間を通して双方の処理設備による処理済水を同時に散水することはない。したがって、5・6号機滞留水処理済水の構内散水における敷地境界の実効線量は保守的に全て浄化ユニットにて処理を行った場合の評価とし、年間 $4.6 \times 10^{-2} \text{ mSv}$ とする。

「出典」

- 注 1) IAEA-TECDOC-1162 Generic Procedures for Assessment and Response during Radiological Emergency
- 注 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
- 注 3) 東京電力株式会社福島第一原子力原子炉施設の保安及び特定核燃料物質の防護に関する必要な事項を定める告示(平成二十五年四月十二日原子力規制委員会告示第三号)

以 上

2.2.4 線量評価のまとめ

現状の設備の運用により、気体廃棄物放出分で約 8.8×10^{-3} 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 0.86mSv/年となる^{注)}。

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。

2.2.5 事故当初に放出された放射性物質の影響について

平成 25 年 4 月 2 日のモニタリングポスト指示値及び遮へい壁外側の空間線量率と年間換算値（8760 時間）を表 2. 2. 5-1 に示す。

最も低い敷地北側の MP-1 においても年間約 26mSv であり、これは 2.2.4 までに評価した追加的な放射性物質の放出に起因する実効線量及び各施設からの直接並びに散乱放射線による実効線量を大きく上回っている。また、空気中の放射性物質濃度も、追加放出分の評価値が約 1.5×10^{-9} Bq/cm³ に対し、西門におけるダストサンプリング結果が 10^{-7} Bq/cm³ と 2 衡程度高い値となっており、過去に沈積した放射性物質が再浮遊しているものと考えられる。

これらのことから、現状は事故当初に放出し、沈積した放射性物質の影響が支配的であり、今後敷地周辺で居住するに当たっては、既に沈積した放射性物質の除去がより重要であることを示している。

表 2. 2. 5-1 モニタリングポストの指示値及び
遮へい壁外側の空間線量率と年間換算値

	指示値 (μ Sv/h)	年間換算値 (mSv/年)	遮へい壁外側の 空間線量率 (μ Sv/h)	年間換算値 (mSv/年)
MP-1	3.0	約 26	—	—
MP-2	5.5	約 48	—	—
MP-3	6.6	約 58	—	—
MP-4	5.9	約 52	—	—
MP-5	6.2	約 54	—	—
MP-6	2.4	—	15	約 131
MP-7	5.5	—	40	約 350
MP-8	3.9	—	50	約 438