

Ⅲ 特定原子力施設の保安

Ⅲ 特定原子力施設の保安

東北地方太平洋沖地震に伴う事故前の福島第一原子力発電所においては、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第37条第1項及び実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則第16条に基づき、原子炉施設の運転管理、保守管理、放射性廃棄物管理、放射線管理、緊急時の措置（関係機関への通報連絡や医療に関することを含む。）及び保安教育（協力企業従業員への保安教育含む。）等の保安のために必要な措置を「福島第一原子力発電所原子炉施設保安規定（以下「保安規定」という。）」の第1章～第11章に定め、保安規定に基づき保安活動を実施していた。また、事故後においては、「福島第一原子力発電所第1～4号機に対する「中期的安全確保の考え方」に基づく施設運営計画に係る報告書（その1～その3）」に基づき、事故後に設置した原子炉圧力容器・格納容器注水設備等の運転管理、保守管理、放射性廃棄物管理及び放射線管理等の保安のために必要な措置を保安規定における第12章として新たに定め、保安規定に基づき保安活動を実施している。

以上を踏まえ、「Ⅲ 特定原子力施設の保安」においては、「Ⅱ 特定原子力施設の設計、設備」について措置を講ずべき事項の適切かつ確実な実施を確保し、かつ、作業員及び敷地内外の安全を確保するため、現行保安規定第1章～第12章に定める保安のために必要な措置に、「Ⅱ 特定原子力施設の設計、設備」及び現在の福島第一原子力発電所における運用の実態を適切に反映し、「特定原子力施設の保安のために措置を講ずべき事項（保安規定）」として第1編（1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉の保安措置）及び第2編（5号炉及び6号炉の保安措置）を定める。また、第1編および第2編を補足する位置づけとして、運用に係る考え方や背景となっている評価、今後の計画等を第3編（保安に係る補足説明）に記載する。

第3編
(保安に係る補足説明)

1. 運転管理に係る補足説明

1.1 巡視点検の考え方

(1) 1号炉，2号炉，3号炉及び4号炉の巡視点検

1号炉，2号炉，3号炉及び4号炉については，東北地方太平洋沖地震に伴う事故の影響により，非常用炉心冷却系等の設備が使用できない状況にあり，事故後に設置した原子炉圧力容器・格納容器注水設備等によりプラントの運転管理を行っていることを踏まえ，「Ⅲ 特定原子力施設の保安」の第1編（1号炉，2号炉，3号炉及び4号炉に係る保安措置）第12条（巡視点検）において，原子炉圧力容器・格納容器注水設備等の安全確保設備等について，各マニュアルに基づき，定期的に巡視又は点検を行うことを規定している。

これら安全確保設備等の巡視点検のうち，通常時に比べ高い放射線レベルが測定され，本来期待する巡視頻度を維持できない又は巡視が困難な場合については，必要に応じWEBカメラ等による遠隔監視や，パラメータによる間接的な確認等により健全性を確認している。

(2) 5号炉及び6号炉の巡視点検

5号炉及び6号炉については，東北地方太平洋沖地震による津波の影響により，一部の設備（6号炉原子炉建屋付属棟地下等）が水没している状況であるが，現在は，震災前と同等の設備により安定的な冷温停止状態を維持している状況であることを踏まえ，「Ⅲ 特定原子力施設の保安」の第2編（5号炉及び6号炉に係る保安措置）第13条（巡視点検）では，水没箇所等の巡視が困難な箇所を除き，毎日1回以上原子炉施設の巡視を行うとともに，原子炉冷却系統施設等のうち，復旧が終了したものについて点検を行うことを規定している。

これら原子炉施設の巡視のうち，水没箇所（6号炉原子炉建屋付属棟地下等）及び津波により損壊した設備（ストームドレン処理設備等）等の従来の巡視が困難な箇所については，安定的な冷温停止状態の維持に影響を与える設備はなく，人身安全を確保しつつ接近可能な範囲で，火災発生の有無，滞留水の増減，建屋の損壊進展の有無について確認しており，現時点で必要な巡視を実施している。今後，滞留水の処理状況及び設備の復旧状況に応じて巡視対象，巡視方法の改善を行っていく。

1.2 火災への対応

1.2.1 火災発生の可能性及び影響評価

1.2.1.1 発電所周辺の大規模火災

(1) 火災発生の可能性

現在、発電所周辺は警戒区域となっており、双葉地方広域市町村圏組合消防本部は警戒区域外に拠点を置き、また住民も避難しているため、発電所敷地周辺で火災が発生した場合に発見が遅れる可能性がある。

また、田畑や林野が管理されず草木が伸び放題になっているため、風が強く乾燥した時期に林野火災が発生した場合には大規模化する恐れがあり、敷地内に火災が延焼する可能性がある。

(2) 影響評価

発電所周辺で発生した大規模火災が敷地内へ延焼してきた場合でも、「1.2.2.1 防火帯」ならびに「1.2.2.2 散水」に示す防火対策により発電設備・炉注水配管等の重要設備への延焼を防止する。

1.2.1.2 敷地内での火災

(1) 施設・設備からの火災

a. 施設・設備からの火災発生の可能性

施設・設備の不具合や劣化により火災が発生する可能性がある。

b. 影響評価

施設・設備については、「1.2.2.3 施設設計及び施設運用」の防火対策を確実に実施することにより、火災発生防止と早期検知・消火に努める。

(2) 危険物貯蔵施設からの火災

a. 施設・設備からの火災発生の可能性

危険物貯蔵施設の損傷や劣化により、危険物が漏えいし、火災が発生する可能性がある。

b. 影響評価

危険物貯蔵施設については、「1.2.2.4 危険物貯蔵所」における防火対策を確実に実施することにより火災を防止する。

(3) 火気作業における火災

a. 火気作業における火災発生の可能性

発電所内における火気作業は、ノロ等の溶滴のある作業としてガス溶接・溶断作業、アーク溶接作業等があり、火花の飛散がある作業としてグラインダー、サンダー作業等がある。これら作業により、火災発生の可能性がある。

b. 影響評価

火気作業においては、「1.2.2.5 火気作業における防火対策」を確実に実施することにより火災を防止する。

(4) 伐採木の自然発火

a. 伐採木の自然発火の可能性

回収した伐採木は枝葉根と幹に分別し、構内の一時保管エリアに一時保管している。

伐採木のうち、幹については通気性が確保されているために自然発火の可能性はほとんどないが、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ため、自然発火の可能性がある。

b. 影響評価

伐採木の自然発火の可能性に対し、「2.1.1 放射性固体廃棄物等の管理 2.1.1.3 対象となる放射性固体廃棄物等と管理方法 (2)運用 b.事故後に発生した瓦礫等 (b) 伐採木 ii. 防火対策」を確実に実施することにより火災を防止する。

1.2.2 防火対策

1.2.2.1 防火帯

- 発電所周辺からの大規模火災に対しては、発電設備・炉注水配管等の重要設備に火災の影響が及ぶことを確実に防ぐことを目的として、重要設備の周辺に必要な防火帯を確保する。
- 林野火災の専門家に現地の状況を視察頂き、防火帯幅を拡張する為の伐採箇所や林野火災において延焼しやすいと考えられる斜面の樹木の伐採等について指導を頂き、これに基づき、防火帯形成の為の除草を平成24年12月に、また森林の伐採工事については平成25年3月に実施した。(添付資料-1参照)
- 防火帯の機能をより確実なものにしていくため、林野火災の発生が多くなる1月～4月までに防火帯の点検と維持対策を行う。具体的には、毎年10月中を目途に防火帯機能について点検調査を行い、必要に応じて12月末までに雑草の除去等を行う。

1.2.2.2 散水

- 発電所敷地外で火災が発生し、発電所敷地内に延焼する可能性がある場合には、直ちに初動対応として発電所に常駐している初期消火要員が消防車と散水車にて予防散水（発電所構内）を実施することとし、周辺での火勢や敷地内への飛び火の状況等に応じ自衛消防隊を招集し、散水車を追加し予防散水に当たる計画である。防火水槽等が近辺にある場合は消防車の連結により散水を実施し、防火水槽等が近辺に無い場合は散水車を使って消防用水を運搬し、散水を実施する。

1.2.2.3 施設設計及び施設運用の防火対策

- 特定原子力施設の設計にあたっては、火災を速やかに検知し、消火できる設計とする。また、電気設備の設計にあたっては、所内ケーブル、電源盤等の材料は、実現可能な範囲で不燃性又は難燃性のものを使用する。
- 火災を含めた設備異常の監視に努めるとともに、消火設備を設置して初期消火を行うこととする。
- 今後、平成25年12月を目途に次の諸課題について検討を行う。
 - ① 火災検知設備・消火設備の復旧または代替措置
1～4号機建屋内の火災検知設備、本設の消火設備は、震災により損傷しているが、今後施設を運用していくエリアについては、火災検知設備、消火設備の復旧または代替措置について検討を行う。
 - ② 重要設備の火災防護対策（危険物との離間距離、延焼防止策等）
施設の安定化に必要となる重要設備を防護する観点で、電気設備や危険物貯蔵場所等の配置・位置関係を考慮した防火対策について検討を行う。
 - ③ 着火源の低減対策（電気設備の信頼性向上）
電気設備については、電気火災発生の可能性を評価するため、これまで設置してきた電気設備の現場調査が必要であり、その結果に基づき設備の信頼性向上策について検討を行う。

1.2.2.4 危険物貯蔵所における防火対策

- 津波により破損したNo.3重油タンクの抜取り作業を平成25年9月を目途に実施する。他の危険物屋外貯蔵タンクについても平成25・26年度を目途に抜取り作業を実施する。危険物の回収作業が完了するまでの期間は、定期的に巡視点検等を行い、漏えいのないことを確認する。
- 津波並びに1, 3, 4号機爆発によって破損した車両については、1～4号機建屋周辺に残っている一部車両を除き、可燃物を排除してある区画に移動後、高線量でない車両の油抜き・バッテリー取外しを平成24年4月までに実施した。1～4号機建屋周辺に残っている一部車両についても平成25年度に破損車両保管場所に移動後、線量を確認の上、油抜き・バッテリー取外しを実施する予定。

1.2.2.5 火気作業における防火対策

- 火花飛散防止の養生をする。
- 作業現場の可燃物を除去する。除去できない場合は不燃シートで養生する。
- 屋外で近くに枯草等の可燃物がある場合は予防散水を実施する。
- 周囲で火気厳禁危険物を使用していないことを確認する。
- 消火器を身近に設置する。
- 火気作業保護具の着用。前掛け、革手袋、腕カバー、足カバーを着用しタイベックの露出を防ぐ。
- 火気使用開始、終了を当直に連絡する。
- 作業場退出の際及び火気使用作業終了30分後に消火確認をする。
- 強風により火気養生が機能しない場合、作業を中断する。
- 危険物貯蔵所や重要設備に対して十分な離間距離を確保できる作業場所を選定する。離間距離が十分に確保できない場合には、上記の防火対策を徹底する等の措置を講じる。

1.2.3 火災発生時の対策

1.2.3.1 初期消火要員体制・消火訓練

- 発電所構内の消火活動を速やかに対応するために、初期消火要員として、重要免震棟を中心に常時10名以上を駐在させる。1～4号機および屋外の火災については、重要免震棟に常駐する初期消火要員（当直員）3名が先行して消火活動を行い、追って残りの初期消火要員が加勢し消火活動を行う。5、6号機内の火災については、中央操作室に常駐する初期消火要員（当直員）3名が先行して消火活動を行い、同様の消火活動を行う。
- 消火用の消防車として化学消防車1台、水槽付きポンプ車1台、散水車2台を常時可動できる状態で配備する。
- 発電所構内における火災を想定した消火手順書を作成し、これに基づいた消火訓練を初期消火要員に対して計画的・確実に実施していく。

1.2.3.2 火災に対する監視の強化（早期発見）

- 発電所構内においては警備員、初期消火要員、工事監理員が毎日パトロールを実施し、火災等異常の早期発見に努めている。
- 発電所敷地周辺の火災監視用カメラ2台を、発電所構内の通信鉄塔に設置し、敷地内外の監視を行っている。
- 当社社員及び協力企業職員に対して「警戒区域内を通行している際に、火や煙等何らかの異常を発見した場合には、すぐに119番通報する」ことを周知・徹底して

いく。

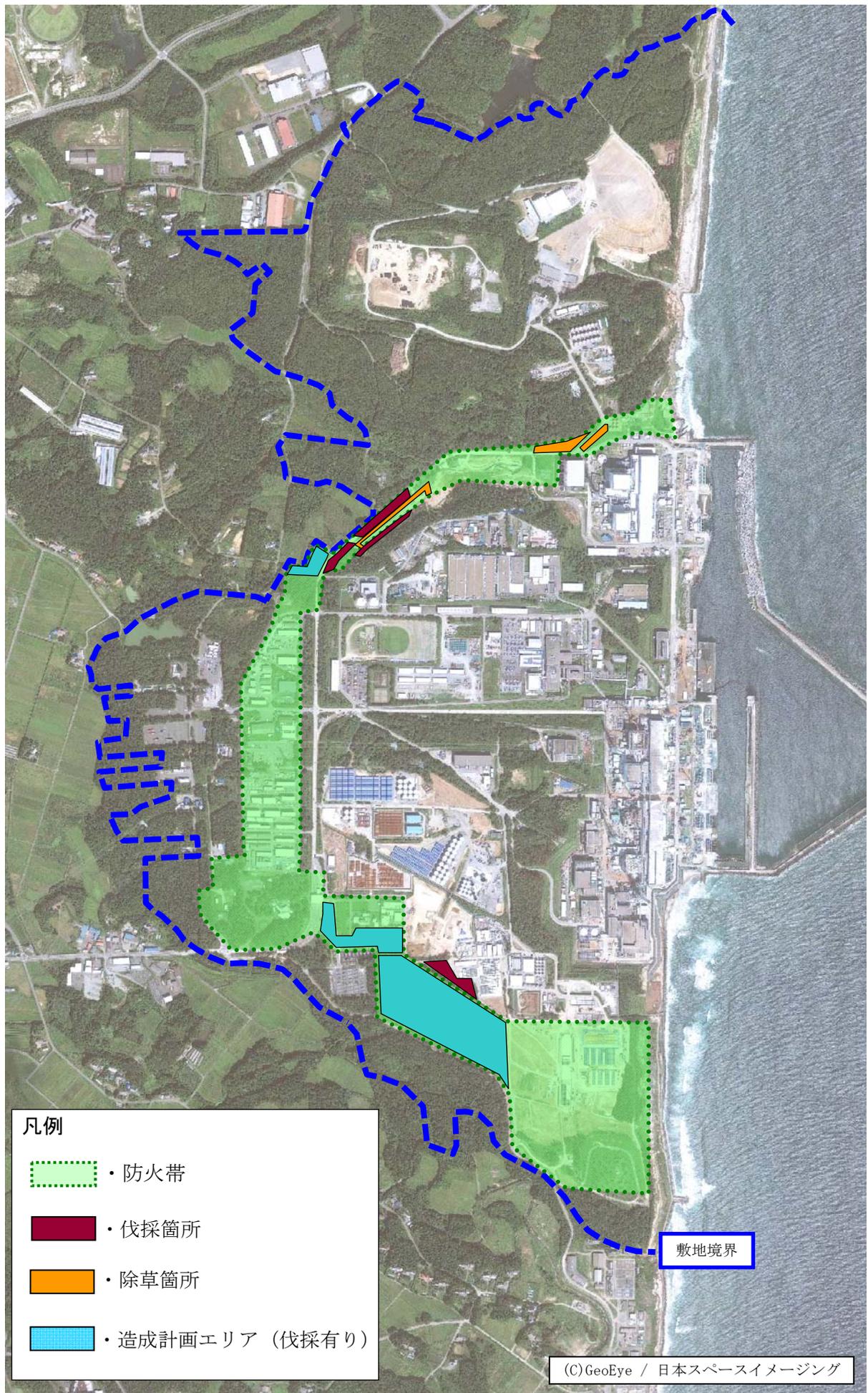
1.2.3.3 構内の消火設備

- 初期消火に使用する消火器は、立入が制限されている1～4号機建屋内については設備設置エリア毎に設置し、それ以外の建屋については消防法に従って設置している。更に、危険物貯蔵施設周りについては大型消火器を増設している。
- 立入が制限されている1～4号機周りは、1号側の防火水槽と共用プール建屋の消火栓からの採水が可能である。5・6号機周りは消火栓及び採水口、防火水槽からの採水が可能である。
- 発電所敷地周辺からの延焼防止散水のため発電所敷地周辺（西側企業棟付近）にある浄水場の浄水槽から、消防用水を採水する。また、伐採木一時保管エリアには、防火水槽又は散水車を配備して消防用水を確保している。
- 新たな水源として、平成25年3月に発電所構内全域に防火水槽（40m³）を30基設置した。
- 平成25年度に専用の取水設備とポンプ設備を設置し、平成25年度～28年度にかけて、消火配管と屋外消火栓を設置していく予定である。

1.2.4 添付資料

添付資料－1 福島第一原子力発電所における防火帯形成図

福島第一原子力発電所における防火帯形成図



1.5 5・6号機 滞留水の影響を踏まえた設備の運転管理について

5・6号機については、建屋内へ流入する地下水により滞留水が増加している状況である。そのため、原子炉冷温停止に必要な電源設備の被水について考慮し、運転管理の一環として、5・6号機タービン建屋及び6号機原子炉建屋付属棟の水位の計測を、次の通り実施する。

・建屋内滞留水の水位

5・6号機タービン建屋及び6号機原子炉建屋付属棟に滞留している滞留水の水位については、原子炉冷温停止に必要な設備に電源を供給している所内高圧母線が被水しないように、各建屋水位を地下階床面から約2m以下であることを定期的に計測する。

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。

なお，ドラム缶に収納された放射性固体廃棄物，ドラム缶以外の容器に収納された放射性固体廃棄物，開口部閉止措置を実施した大型廃棄物であるドラム缶等の一部は，固体廃棄物貯蔵庫外のドラム缶等仮設保管設備に仮置きする。

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，仮設保管設備，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，集中環境施設の使用済樹脂（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号機及び共用プールの原子炉冷却材浄化系ろ過脱塩器，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る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，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，適切に保管エリアを確保し管理していくとともに，「放射性固体廃棄物等に関する中長期的な保管計画」に基づき，持込抑制等の発生量低減，放射性固体廃棄物等の再使用・リサイクル，減容や保管効率の向上のための具体的な方策等を検討していく。

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，中長期的には仮設保管設備等に一時保管している放射性固体廃棄物等を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。至近の計画としては，固体廃棄物貯蔵庫外のドラム缶等仮設保

管設備に仮置きしたドラム缶等約 23,000 本相当以上を保管できる恒久的な貯蔵設備の平成 27 年度の運用開始を目指し、基本設計に平成 25 年度から着手する。以後の恒久的な貯蔵設備等については、放射性固体廃棄物等の保管状況や発生状況を踏まえて検討していく。

なお、貯蔵設備の増設や放射性固体廃棄物等の減容方策等の計画を具体化するとともに、個々の設備の仕様が明確になった段階で実施計画に反映していくこととする。
(I.1.1 参照)

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）、ドラム缶等仮設保管設備（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）、仮設保管設備（容器未収納）、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）、仮設保管設備（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。

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。

(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は，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。

(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号機及び集中環境施設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、以下の容器等の管理により間接的に状態を把握する。

地下階に設置されている容器等については、漏えいしても滞留水として系内にとどまる。地上階に設置されている容器等については、腐食により、放射性廃液等が漏えいした場合に、系外への放出が懸念されるため、点検が可能な容器等については、定期的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。なお、これらの容器等には液体を内包する容器等を含む。

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。

造粒固化体貯槽は汚染水処理設備の設置等で確認が困難であり、監視はできない。保管量については、事故前の保管量の推定値にて確認する。

5号機及び6号機については、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。

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。

(d) ドラム缶等仮設保管設備におけるその他雑固体廃棄物

i. 仮置き

ドラム缶等を固体廃棄物貯蔵庫外に仮置きする場合は、ドラム缶等仮設保管設備とする。また、ドラム缶等仮設保管設備に仮置きするドラム缶の仮置き期間は平成24年12月から約3年間とし、仮置き後は今後検討する恒久的な設備へ移動する。

ii. 管理

(i) 区画

関係者以外がむやみに立ち入らないよう、ドラム缶等仮設保管設備自身または柵等による区画を行い、立ち入りを制限する旨を表示する。

(ii) 巡視，保管量確認

ドラム缶等仮設保管設備におけるその他雑固体廃棄物の保管状況を確認するために、

定期的にドラム缶等仮設保管設備を巡視するとともに、保管量を確認する。なお、ドラム缶等の破損等があれば補修等を行う。

(iii)線量率測定

作業員の被ばく低減の観点から、ドラム缶等仮設保管設備周辺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。

また、ドラム缶等仮設保管設備に仮置きするドラム缶は表面線量率 0.1mSv/h 以下とする。

(iv)ドラム缶転倒防止対策

3段に積み重ねて設置したドラム缶については、転倒防止対策として、最外周の3段目ドラム缶を固縛及び3段目パレットを連結する。さらに、ドラム缶等仮設保管設備に仮置きするドラム缶重量は300kg以下とする重量管理を実施することにより、パレットの座屈抑制を図る。

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壌等の瓦礫類は、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、仮設保管設備、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、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. 1-1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、仮設保管設備、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) 空气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气中放射性物質濃度を定期的に測定する。また、空气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 に示す。

(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 - 2 に示す。

(b) 伐採木

i. 処理・一時保管

回収した伐採木は、屋外の一時保管エリアまたは減容して伐採木一時保管槽にて保管するか、雑固体廃棄物焼却炉で焼却し、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約5m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

幹については、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約5m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置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、定期的な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 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。

(c) 使用済保護衣等

i. 処理・一時保管

発電所及び臨時の出入管理箇所において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。

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) 空气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气中放射性物質濃度を定期的に測定する。また、空气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、定期的な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。

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，遮へい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

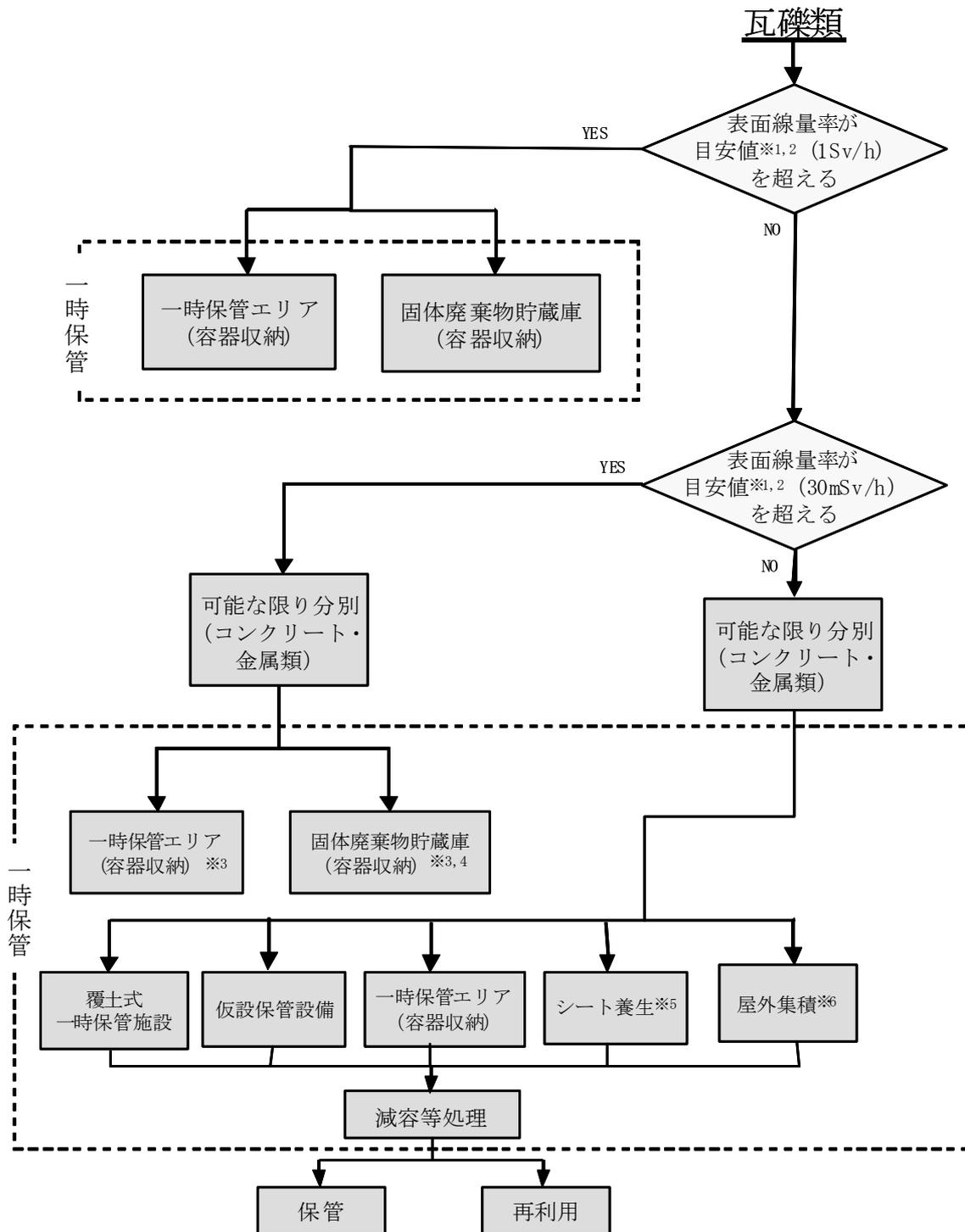
瓦礫類及び伐採木の一時保管エリア，固体廃棄物貯蔵庫，ドラム缶等仮設保管設備について，線源設定を測定値により見直し評価する。

表2. 1. 1-1 一時保管エリアの保管容量, 受入目安表面線量率一覧表

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, 第2棟)	瓦礫類	3,000	10
固体廃棄物貯蔵庫 (第3~第8棟)	瓦礫類	15,000	>30
一時保管エリアA1	瓦礫類	※(ケース1) 2,400 (ケース2) 4,200	※(ケース1) 30 (ケース2) 0.01
一時保管エリアA2	瓦礫類	※(ケース1) 4,700 (ケース2) 7,400	※(ケース1) 30 (ケース2) 0.005
一時保管エリアB	瓦礫類	3,100	0.01
一時保管エリアC	瓦礫類	40,000	0.05 (3,000 m^3 分), 残り0.1
一時保管エリアD	瓦礫類	3,000	0.5
一時保管エリアE1	瓦礫類	10,500	1
一時保管エリアE2	瓦礫類	1,800	10
一時保管エリアF1	瓦礫類	650	10
一時保管エリアF2	瓦礫類	7,500	0.1
一時保管エリアG	伐採木(枝葉根)	27,000	0.3
一時保管エリアH	伐採木(枝葉根・幹)	15,000	0.3
一時保管エリアJ	瓦礫類	4,800	0.005
一時保管エリアL	瓦礫類	16,000	30
一時保管エリアN	瓦礫類	6,000	0.1
一時保管エリアO	瓦礫類	16,500	0.1
一時保管エリアP1	瓦礫類	51,000	0.1 (25,500 m^3 分), 0.05 (25,500 m^3 分)
一時保管エリアP2	瓦礫類	7,100	1
一時保管エリアQ	瓦礫類	6,100	5
一時保管エリアR	伐採木(枝葉根)	6,900	0.3
一時保管エリアS	伐採木(枝葉根)	11,400	0.3
一時保管エリアT	伐採木(枝葉根)	23,100	0.3
一時保管エリアU	瓦礫類	750	0.015 (310 m^2 分), 0.020 (110 m^2 分), 0.028 (330 m^2 分)
一時保管エリアV	伐採木(枝葉根・幹)	15,000	0.3

※高線量の瓦礫類に遮蔽を行って一時保管する場合のケース1と遮蔽を行っていた瓦礫類を他の一時保管エリアに移動した後に低線量瓦礫類を一時保管する場合のケース2により運用する。

- ・一時保管エリアI, Mには, バックグラウンド線量率と同等以下の線量率の低い伐採木(幹)を保管する。
- ・一時保管エリアH, Vの保管容量には伐採木(幹)は含まれない。



- ※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. 1-1 発電所敷地内で発生する瓦礫類の処理フロー

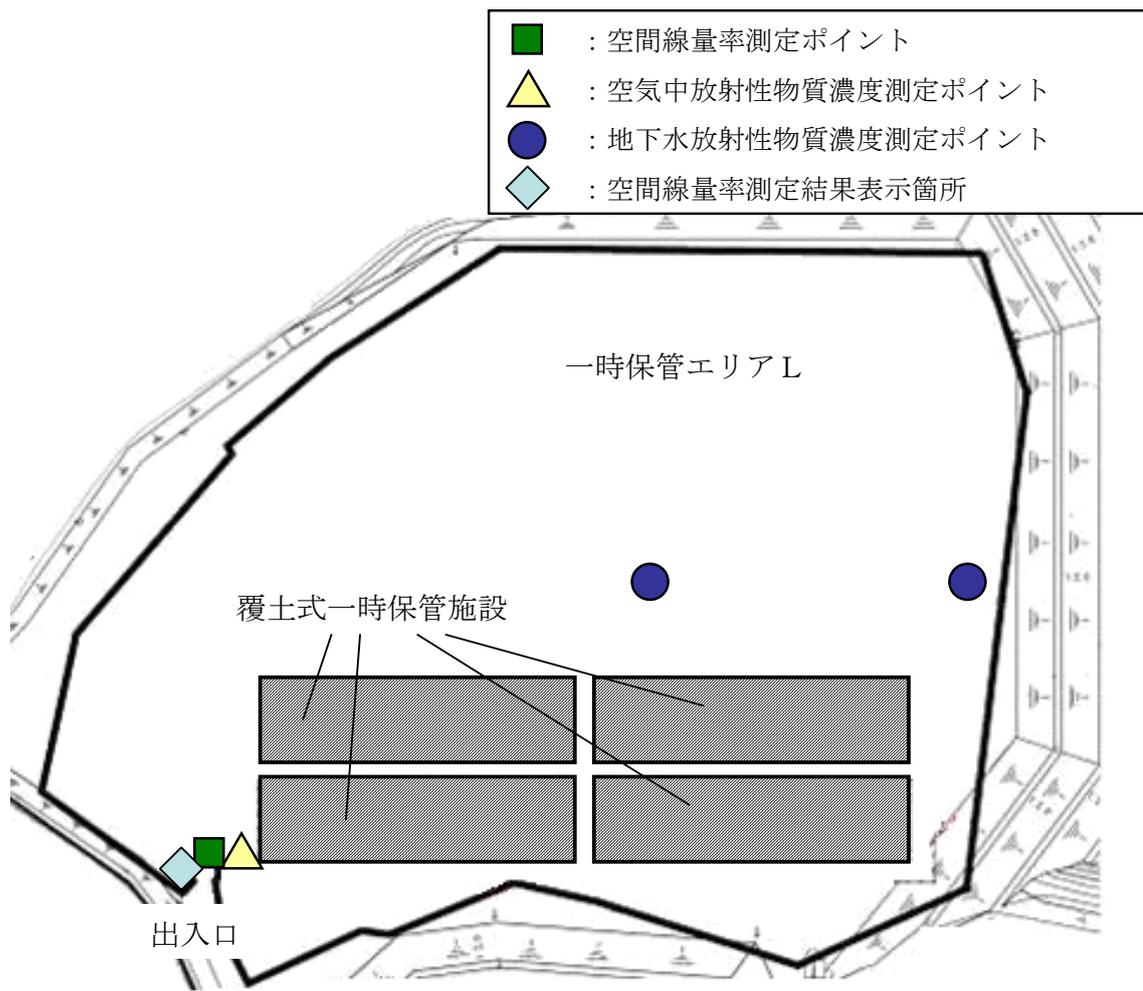


図2. 1. 1-2 覆土式一時保管施設における測定ポイント，測定結果表示箇所予定位
置図

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

放射性液体廃棄物としては、事故発災前に発生していた機器ドレン廃液、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、滞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) 汚染水等

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滞留水として存在している。また、サブドレン装置を停止しており、サブドレンピット内に水が滞留し、建物地下階には貫通部等を通じて地下水も流入している。その他、降雨により雨水の建屋内への流入も考えられる。

これら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。

5、6号機のタービン建屋等に流入した海水及び地下水は、滞留水として、貯留設備（タンク）へ移送し貯留するとともに、その一部を、浄化装置及び淡水化装置により浄化処理を行い、構内散水等に使用している。

また、臨時の出入管理箇所において、洗浄機器及びその付属品で人の洗身や車両の洗浄を行なった洗浄水は、決められた場所に一時保管している。

なお、この他に管理対象区域内で発生するものとして、免震重要棟等へ立ち入った者が使用した手洗い水など生活排水や地下水バイパスの実施に伴い汲み上げた地下水があり、一般排水として管理している。

2.1.2.2 基本方針

放射性液体廃棄物については、以下の対策に取り組むことにより、汚染水の海への安易な放出は行わないものとする。

- ①増水の原因となる原子炉建屋等への地下水の流入に対する抜本的な対策
- ②汚染水処理設備の除染能力の向上確保や故障時の代替施設も含めた安定的稼働の確保方策
- ③汚染水管理のための陸上施設等の更なる設置方策

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。

2.1.2.3 対象となる放射性廃棄物と管理方法

管理対象区域における建屋内、タンク及びサブドレンピット等に貯蔵・滞留している放射性物質を含む水、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、建屋内に排水される。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 建屋地下に接する地盤からの湧水を排水するためのサブドレン設備には、津波による海水が滞留している。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。
- ③ 臨時の出入管理箇所においては、人の洗身及び車両の洗浄に使用した洗浄水は、収集し、一時保管している。

1～4号機の建屋内滞留水は、海洋への放出リスクの高まる O.P. 4,000mm 到達までの余裕確保のために水位を O.P. 3,000mm 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に、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は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、その一部を浄化装置及び淡水化装置により浄化処理を実施している。

④ サブドレン水の浄化処理

サブドレンピット内の水について、浮遊物質の除去や浄化装置により浄化試験を実施している。

(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した場合に、系外への放出が懸念されるため、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、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・プール水サージタンク、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及び地下水は、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を確認する。

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は、タンクに一時保管している。一時保管エリアにおける廃棄物等の保管状況を確認するために、定期的に保管エリアを巡視するとともに、保管量を確認する。一時保管エリアは、関係者以外がむやみに立ち入らないよう、周囲を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している。一時保管エリアの空間線量率と空气中放射性物質濃度を定期的に測定する。

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及び地下水は、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い、構内散水等に使用する。

(5) 放出管理の方法

地下水の流入量が異常に増加した場合等において、浄化処理した処理済水をやむを得ず放出する際の管理方法について、処理済水を環境に放出する際は、環境への影響を十分に低くするとの考えのもと、告示に定める周辺監視区域外の濃度限度を超えないよう厳重な管理を行うこととする。

具体的には、放出を行う際は、環境への影響を十分に低くするために放出に係る設備を経るとともに、必要な混合、希釈を行うものとし、放出する処理済水については、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、放出量及び放水口における濃度を確認することで管理を行う。

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。

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号機では原子炉建屋内の空気を換気し、主排気筒において放出を監視している。主な放出源と考えられる1～3号機原子炉建屋の上部において空气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、敷地境界付近で空气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号機では、原子炉建屋カバーの排気設備フィルタにより、放射性物質の飛散を抑制している。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、敷地境界付近で空气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气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／試料水中のセシウム濃度）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、放射性物質の飛散を抑制するために設置された原子炉建屋カバーの排気設備フィルタにより、カバー天井部の気体を吸引して放射性物質の放出を抑制する。

2号機については、ブローアウトパネル開口部を閉止する開閉式のパネル架構を、ブローアウトパネル開口部周辺の原子炉建屋壁に固定する。高線量下での作業員の被ばく量低減を図るため、パネル架構は大組みユニット化し、遠隔操作重機により設置する。パネル架構の重量は、原子炉建屋に対して 0.1% 程度以下であるが、原子炉施設への影響を考慮し、建築基準法に準じて設計する。なお、ブローアウトパネル開口部の閉止後は建屋内作業環境の悪化が懸念されるため、原子炉建屋排気設備を設置して建屋内空気の換気を行う。

3号機及び4号機については、今後、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ていく計画であり、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とともに濃度を監視していく予定である。

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建屋換気系が運転しており、原子炉建屋内の空気をフィルタを通して換気し、主排気筒から放出している。

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。

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。

1. 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、高性能容器、処理カラムは、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ないため、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、水位変動が少ないこと、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

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。

(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。

①1～3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。

②1～4号機原子炉建屋

1号機については、原子炉建屋カバー排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、原子炉建屋排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で採取し、放射性物質濃度を測定する。今後、原子炉建屋5階上部で連続監視するためのダスト放射線モニタを設置する。また、4号機については、建屋内の機器ハッチ開口部付近において監視するが、建屋

内の放射性物質による汚染の程度は1～3号機より低いことから、建屋内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で採取し、放射性物質濃度を測定する。

③1～4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で採取し、放射性物質の漏えいがないことを確認する。

④1～4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で採取し、放射性物質の漏えいがないことを確認する。

⑤集中廃棄物処理施設（プロセス主建屋、サイトバンカ建屋、高温焼却炉建屋、焼却・工作建屋）

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。

⑥5、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連続監視する。

⑦使用済燃料共用プール

建屋内プールオペフロ階において、空気中の放射性物質を使用済燃料の取り扱い時等にダストサンプラで採取し、放射性物質濃度を測定する。

⑧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。

⑨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。

⑩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で採取し、放射性物質濃度を測定する。

⑪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で採取し、放射性物質濃度を測定する。

⑫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で採取し、放射性物質濃度を測定する。

⑬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で採取し、放射性物質濃度を測定する。

⑭多核種除去設備

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。

(3) 推定放出量

1～3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、1～3号機原子炉建屋上部におけるサンプリング結果から検出されているCs-134及びCs-137を評価対象とし、建屋開口部等における放射性物質濃度及び空気流量等の測定結果から、現在の1～3号機原子炉建屋からの放出量を評価した。推定放出量（平成25年2月時点）は、表2. 1. 3-1に示す通りである。

なお、これまでの放出量の推移を図2. 1. 3-1に示す。

表2. 1. 3-1 気体廃棄物の推定放出量

	Cs-134 (Bq/sec)	Cs-137 (Bq/sec)
1号機 原子炉建屋	7.2×10^1	7.2×10^1
2号機 原子炉建屋	1.2×10^3	1.2×10^3
3号機 原子炉建屋	1.2×10^2	1.2×10^2

(注) 平成25年2月時点の評価値

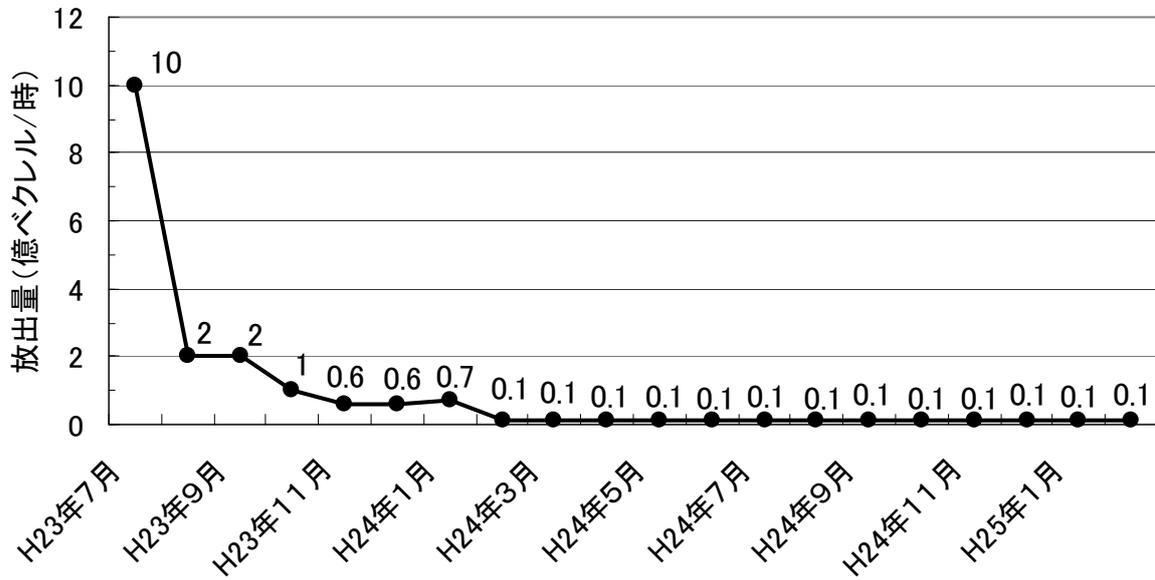


図2. 1. 3-1 1～3号機原子炉建屋からの一時間当たりの放出量推移

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

大気拡散の解析に用いる気象条件は、福島第一原子力発電所原子炉設置変更許可申請書（6号原子炉施設の変更）（平成22年11月12日付け、平成19・04・19原第18号にて設置変更許可）の添付書類六の記載と同様とする。

気象条件の採用に当たっては、風向出現頻度及び風速出現頻度について平成12年4月から平成22年3月までの10年間の資料により検定を行い、代表性に問題ないことを確認した。検定法は、不良標本の棄却検定に関するF分布検定の手順に従った。

棄却検定の結果を表2.2.1-1及び表2.2.1-2に示す。有意水準5%で棄却された項目は28項目中2個であった。これは採用した気象条件が長期間の気象状況と比較して異常でないことを示しており、解析に用いる気象条件が妥当であることを示している。

(2) 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、1～3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するため、放出位置は1～3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(2-2-1)式に示す。

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

…………… (2-2-1) 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)

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。

(3) 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。

(4) 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評価点までの距離は、表2.2.1-3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 (2-2-2) 式となる。

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

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。

$$\bar{\chi} = \sum_j \bar{\chi}_{jL} + \sum_j \bar{\chi}_{jL-1} + \sum_j \bar{\chi}_{jL+1} \cdots \cdots \cdots (2-2-3) \text{ 式}$$

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. 1-4 に示す。これに「2.1.3 放射性気体廃棄物等の管理」表 2. 1. 3-1 に示した推定放出量を乗じた結果を表 2. 2. 1-5 に示す。1~3 号機合計の濃度が最大となるのは、1, 2 号機共用排気筒の南方位約 1,340m の敷地境界で、それぞれ約 $1.4 \times 10^{-9} \text{Bq/cm}^3$ である。

2.2.1.4 単位放出量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、(2-2-4) 式により計算する。

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

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

E : γ 線の実効エネルギー (MeV/dis)

μ_{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。

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

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

$\chi(x', y', z')$: 放射性雲中の点 (x', y', z') における濃度 (Bq/m³)

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 (2-2-5) 式により計算する。

$$H_\gamma = K_2 \cdot f_h \cdot f_o (\bar{D}_L + \bar{D}_{L-1} + \bar{D}_{L+1}) \cdots \cdots \cdots (2-2-5) \text{ 式}$$

ここで、

H_γ : 計算地点における実効線量 (μ Sv/年)

K_2 : 空気カーマから実効線量への換算係数 (μ Sv/ μ 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 (μ Gy/年)。これらは、(4-5-4) 式から得られる空気カーマ率 D を放出モード、大気安定度別風向分布及び風速分布を考慮して年間について積算して求める。

計算結果を表 2. 2. 1-6 及び表 2. 2. 1-7 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 単位放出量あたりの実効線量の計算」で求めた単位放出量あたりの実効線量を乗じ求める。計算結果を表 2. 2. 1-8 及び表 2. 2. 1-9 に示す。

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 1.8×10^{-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

評価は「一般公衆の線量評価」に基づき、以下の式で求める。

$$H_A = K \frac{\mu_{en}}{(1-g)} E \int_{-\infty}^0 \int_0^{\infty} \frac{B e^{-(\mu_1 r_1 + \mu_2 r_2)}}{4\pi r^2} C_0 \cdot f(z) \cdot \rho \cdot d\theta dp dz \cdots \cdots \cdots (2-2-6) \text{ 式}$$

ただし、

H_A : 年間実効線量 (mSv/年)

$$K : 3.91 \times 10^3 \left(\frac{\text{dis} \cdot \text{cm}^3 \cdot \text{mGy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{y}} \right) \times 0.8 \left(\frac{\text{mSv}}{\text{mGy}} \right)$$

(0.8 (mSv/mGy) は、空気カーマから実効線量への換算係数。)

μ_{en} : 空気の γ 線の線エネルギー吸収係数 (1/cm)
 $(1-g)$: 制動放射による損失の補正
 E : γ 線実効エネルギー (MeV/dis)
 C_0 : 地表面近くの土壌における放射性物質濃度 (Bq/cm³)
 B : 空気, 土壌の2層 γ 線ビルドアップ係数 (-)
 μ_1, μ_2 : 空気及び土壌の γ 線線減衰係数(1/cm), 土壌はAlで代用, ただし, 密度は1.5 (g/cm³) とする。

$r_1, r_2, r, \rho, \theta, z$: 図2. 2. 1-2に示す
 r : 土壌中の任意点(ρ, θ, z)から被ばく点までの距離 (cm)
 $r^2 = (h-z)^2 + \rho^2 = (r_1+r_2)^2$

$f(z)$: 放射性物質の土壌中鉛直分布
 h : 被ばく点地上高 (100cm)

被ばく点が1 m程度であれば, これに寄与する放射性物質の範囲は, 被ばく点から10 m以内である。このため通常は C_0 =一定と考える。したがって, 上記式は,

$$H_A = \frac{K}{2} \frac{\mu_{en}}{(1-g)} E \cdot C_0 \int_{-\infty}^0 \int_0^{\infty} \frac{B \cdot e^{-(\mu_1 \cdot r_1 + \mu_2 \cdot r_2)}}{r^2} f(z) \cdot \rho \cdot d\rho dz \dots\dots\dots (2-2-7) \text{ 式}$$

となる。

b. 空気及び土壌のビルドアップ係数 (B)

空気, 土壌2層の γ 線ビルドアップ係数については, 広く使用されているビルドアップ係数を使用する。

1) $E > 1.801 \text{ MeV}$

$$B(E, \mu r) = 1 + \left\{ 0.8 - 0.214 \ln \left(\frac{E}{1.801} \right) \right\} (\mu r)^{g(E)}$$

2) $E \leq 1.801 \text{ MeV}$

$$B(E, \mu r) = 1 + 0.8 (\mu r)^{g(E)}$$

ここで,

$$g(E) = 1.44 + 0.02395 E + 0.625 \ln \left(0.19 + \frac{1.0005}{E} \right)$$

$$\mu r = \mu_1 r_1 + \mu_2 r_2$$

c. 放射性物質の土壌中鉛直分布 ($C = C_0 f(z)$)について

放射性物質の土壌中鉛直分布は, 「一般公衆の線量評価」より, 指数分布で近似できる。

$$C = C_0 \exp(\alpha z) \dots\dots\dots (2-2-8) \text{ 式}$$

ただし, 深さ z の符号は下方を負とし, 浸透係数 α (1/cm) は, 0.33を使用する。

地表面附近の土壌における放射性物質濃度は、大気と地面の接触による沈着（乾性沈着）と、降水による放射性物質の降下（湿性沈着）を考慮して、(2-2-9) 式により計算する。

$$C_0 = C_d + C_r \dots\dots\dots (2-2-9) \text{ 式}$$

ここで、

C_0 : 地表面付近の放射性物質濃度 (Bq/cm³)

C_d : 無降水期間における地表面付近の濃度 (Bq/cm³)

C_r : 降水期間における地表面付近の濃度 (Bq/cm³)

(a) 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、(2-2-10) 式～ (2-2-12) 式で表せる。

$$S_d = \int_{-\infty}^0 C_d \exp(\alpha z) dz = \frac{C_d}{\alpha} \dots\dots\dots (2-2-10) \text{ 式}$$

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

$$C_d = \alpha \cdot \bar{x}_i \cdot V_g \cdot \frac{f_1}{\lambda_r} \{1 - \exp(-\lambda_r T_0)\} \cdot (1 - K_r) \dots\dots\dots (2-2-12) \text{ 式}$$

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_r : 物理的崩壊定数 (1/s)

T_0 : 放射性物質の放出期間

f_1 : 沈着した放射性物質のうち残存する割合 (—)

S_d : 放射性物質の地表濃度 (Bq/cm²)

K_r : 降水期間割合 (—)

ここで、 V_g は 0.3cm/s、 T_0 は 1 年、 f_1 はフォールアウトの調査結果より平均値の 0.5 とした。なお、降水期間割合 (K_r) を 0 とすれば、「一般公衆の線量評価」と同じ評価式となる。

(b) 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、(2-2-13) 式～ (2-2-15) 式で表せる。

$$S_r = \int_{-\infty}^0 C_r \exp(\alpha z) dz = \frac{C_r}{\alpha} \dots\dots\dots (2-2-13) \text{ 式}$$

$$S_r = \bar{x}_i \cdot (V_g + \Lambda \cdot L) \frac{f_{lr}}{\lambda_r} \{1 - \exp(-\lambda_r T_0)\} K_r \cdots \cdots \cdots (2-2-14) \text{ 式}$$

$$C_r = \alpha \cdot \bar{x}_i \cdot (V_g + \Lambda \cdot L) \frac{f_{lr}}{\lambda_r} \{1 - \exp(-\lambda_r T_0)\} K_r \cdots \cdots \cdots (2-2-15) \text{ 式}$$

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、2.16mm/h とする。

L : 空气中放射性物質濃度の鉛直方向積分値で、

$$L = \int_0^\infty \exp\left(-\frac{z_1^2}{2 \cdot \sigma_{zi}^2}\right) dz_1$$

とし、風向別大気安定度別出現回数で平均化する。

λ_r : 物理的崩壊定数 (1/s)

T_0 : 放射性物質の放出期間

f_{lr} : 沈着した放射性物質のうち残存する割合 (—)

降水時は地表面に全て残存すると仮定し、1.0 とする。

S_r : 放射性物質の地表濃度 (Bq/cm²)

K_r : 降水期間割合 (—)

(c) 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約 1.4×10^{-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 2.8×10^{-2} 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。

$$H_i = 365 \sum_i K_{ii} \cdot A_{ii} \cdots \cdots \cdots (2-2-16) \text{ 式}$$

$$A_{ii} = M_a \cdot \bar{x}_i \cdots \cdots \cdots (2-2-17) \text{ 式}$$

ここで、

H_i : 吸入摂取による年間の実効線量 (μ Sv/年)

365 : 年間日数への換算係数 (d/年)

K_{ii} : 核種 i の吸入摂取による実効線量係数 (μ Sv/Bq)

A_{ii} : 核種 i の吸入による摂取率 (Bq/d)

M_a : 呼吸率 (cm³/d)

\bar{x}_i : 核種 i の年平均地上空气中濃度 (Bq/cm³)

\bar{x}_i は「2.2.1.3 単位放出率あたりの年間平均濃度の計算」で求めた最大濃度の約 $1.4 \times 10^{-9} \text{Bq/cm}^3$ を用いる。その他に評価に必要なパラメータは、表 2. 2. 1 - 1 0 及び表 2. 2. 1 - 1 1 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 $1.8 \times 10^{-4} \text{mSv}$ 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約 $6.0 \sim 7.0 \times 10^{-10} \text{Bq/cm}^3$ 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

5号機は平成23年1月3日、6号機は平成22年8月14日に定期検査のため運転を停止しており、「評価指針」において評価対象としている希ガス及びよう素は十分に減衰しているが、保守的に福島第一原子力発電所原子炉設置変更許可申請書(6号原子炉施設の変更)(平成22年11月12日付け、平成19・04・19原第18号にて設置変更許可)添付書類九と同様の評価とする。

これによると、希ガスの γ 線による実効線量は、2号機共用排気筒の北方位で最大となり、年間約 $4.4 \times 10^{-3} \text{mSv}$ 、放射性よう素に起因する実効線量は、2号機共用排気筒の北西方位で最大となり、年間約 $1.7 \times 10^{-4} \text{mSv}$ である。

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 $3.0 \times 10^{-2} \text{mSv}$ 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、現時点で直接分析ができていない。これらの核種

は、地表に沈着した放射性物質からの γ 線は無視しうるが、特に α 線を放出する核種は内部被ばくにおける実効線量換算係数が α 線を放出しない核種に比べて 100~1,000 倍程度となる。

Cs との比較可能な測定データとして表 2. 2. 1-14 にグラウンド約西南西における土壌分析結果を示す。表 2. 2. 1-14 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。

$$H_v = 365 \cdot \sum_i K_{Ti} \cdot A_{vi} \dots\dots\dots (2-2-18) \text{ 式}$$

$$A_{vi} = \bar{x}_i \cdot \left\{ \frac{V_g \cdot (1 - e^{-\lambda_{eff} t_1})}{\lambda_{eff} \cdot \rho} + \frac{V'_g \cdot B_{vi} (1 - e^{-\lambda_{ri} t_0})}{\lambda_{ri} \cdot P_v} \right\} \cdot f_i \cdot f_d \cdot M_v \dots\dots\dots (2-2-19) \text{ 式}$$

ここで、

- H_v : 葉菜摂取による年間の実効線量 (μ Sv/年)
- 365 : 年間日数への換算係数 (d/年)
- K_{Ti} : 核種 i の経口摂取による実効線量換算係数 (μ 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_{eff} : 核種 i の葉菜上実効崩壊定数 (1/s)
 $\lambda_{eff} = \lambda_{ri} + \lambda_w$
- λ_{ri} : 核種 i の物理的崩壊定数 (1/s)
- λ_w : ウェザリング効果による減少係数 (1/s)
- ρ : 葉菜の栽培密度 (g/cm^2)
- t_1 : 葉菜の栽培期間 (s)
- V'_g : 葉菜を含む土壌への核種の沈着速度 (cm/s)
- P_v : 経口移行に寄与する土壌の有効密度 (g/cm^2)
- B_{vi} : 土壌 1g 中に含まれる核種 i が葉菜に移行する割合
- t_0 : 核種の蓄積期間 (s)
- f_i : 葉菜の栽培期間年間比
- f_d : 調理前洗浄による核種の残留比
- M_v : 葉菜摂取量 (g/d)

評価に必要なパラメータは、表 2. 2. 1-11～表 2. 2. 1-13 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約 $1.4 \times 10^{-9} Bq/cm^3$ 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 $5.6 \times 10^{-3} mSv$ 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。

$$H_M = 365 \cdot \sum_i K_{Ti} \cdot A_{Mi} \cdots \cdots \cdots \quad (2-2.1-20) \text{ 式}$$

$$A_{Mi} = x_i \cdot \left\{ \frac{V_{gM} \cdot (1 - e^{-\lambda_{effi} t_{1M}})}{\lambda_{effi} \cdot \rho_M} + \frac{V'_{gM} \cdot B_{vi} (1 - e^{-\lambda_{ri} t_0})}{\lambda_{ri} \cdot P_v} \right\} \cdot f_r \cdot Q_f \cdot F_{Mi} \cdot M_M \cdots \cdots \cdots \quad (2-2.1-21) \text{ 式}$$

ここで、

H_M : 牛乳摂取による年間の実効線量 (μ Sv/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)

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

λ_{ri} : 核種 i の物理的崩壊定数 (1/s)

λ_w : ウェザリング効果による減少係数 (1/s)

ρ_M : 牧草の栽培密度 (g/cm^2)

t_{1M} : 牧草の栽培期間 (s)

V'_{gM} : 牧草を含む土壌への核種の沈着速度 (cm/s)

P_v : 経口移行に寄与する土壌の有効密度 (g/cm^2)

B_{vi} : 土壌 1g 中に含まれる核種 i が牧草に移行する割合

t_0 : 核種の蓄積期間 (s)

f_r : 放牧期間年間比

Q_f : 乳牛の牧草摂取量 (g/d)

F_{Mi} : 乳牛が摂取した核種 i が牛乳に移行する割合 ($(\text{Bq}/\text{cm}^3)/(\text{Bq}/\text{d})$)

M_M : 牛乳摂取量 (cm^3/d)

評価に必要なパラメータは、表 2. 2. 1-11 ~ 表 2. 2. 1-13 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約 $1.4 \times 10^{-9} \text{Bq}/\text{cm}^3$ 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 $9.1 \times 10^{-3} \text{mSv}$ である。

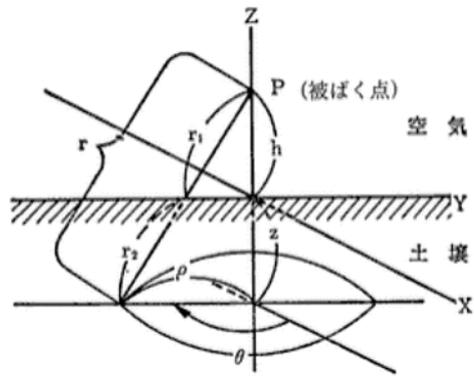


図 2. 2. 1-2 沈着評価モデル

表 2. 2. 1 - 1 風向分布に対する棄却検定表

風向	統計 年度	平成 12	平成 13	平成 14	平成 15	平成 16	平成 17	平成 18	平成 19	平成 20	平成 21	平均値	検定年	棄却限界		判定
													昭和 54	上限	下限	○採択 ×棄却
N		7.23	8.90	8.40	7.79	5.92	5.27	4.52	4.98	4.67	5.34	6.30	6.35	10.18	2.43	○
NNE		5.62	6.26	6.24	6.51	4.37	6.68	7.16	5.39	5.40	7.41	6.10	4.71	8.28	3.92	○
NE		3.69	3.54	3.91	3.42	2.44	3.94	4.55	3.28	3.31	4.15	3.62	2.84	4.99	2.25	○
ENE		2.15	2.59	2.45	2.05	1.75	2.14	2.64	2.45	2.23	2.74	2.32	1.92	3.05	1.59	○
E		2.12	1.84	2.12	1.85	1.95	2.28	2.12	2.09	2.10	1.79	2.03	1.43	2.40	1.65	×
ESE		1.98	2.06	2.06	2.14	1.97	2.28	1.98	2.37	2.31	1.95	2.11	1.73	2.48	1.74	×
SE		2.69	2.63	2.80	2.63	2.71	2.82	2.87	2.71	3.27	2.67	2.78	2.74	3.23	2.33	○
SSE		6.20	5.14	6.36	7.05	9.52	8.76	8.47	8.31	10.42	6.85	7.71	6.52	11.62	3.79	○
S		11.59	9.61	10.29	13.54	12.54	10.91	10.43	10.22	9.42	12.01	11.06	9.90	14.22	7.89	○
SSW		6.14	5.83	5.57	5.40	5.24	4.89	4.81	4.54	4.24	6.19	5.29	6.28	6.86	3.71	○
SW		3.88	4.11	3.04	3.13	3.70	3.73	3.30	3.63	2.76	3.41	3.47	3.72	4.46	2.48	○
WSW		3.99	4.77	4.00	4.35	7.54	6.71	5.72	6.68	4.40	3.93	5.21	3.56	8.40	2.02	○
W		8.45	8.90	7.66	6.63	8.95	9.44	7.81	9.31	7.82	7.47	8.25	6.26	10.41	6.08	○
WNW		8.50	8.13	7.85	7.45	9.83	9.57	9.25	10.58	10.81	7.89	8.99	9.68	11.81	6.16	○
NW		11.27	10.93	11.90	11.65	12.55	12.19	14.71	14.60	16.56	10.72	12.71	14.46	17.30	8.12	○
NNW		13.35	13.79	14.31	12.97	7.80	7.32	8.67	7.84	8.35	13.96	10.83	16.76	18.03	3.64	○
静穏		1.13	0.98	1.04	1.42	1.24	1.07	0.99	1.02	1.93	1.53	1.24	1.13	1.97	0.51	○

表 2. 2. 1 - 2 風速分布に対する棄却検定表

風速 階級	統計 年度											検定年 昭和 54	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
	平成 12	平成 13	平成 14	平成 15	平成 16	平成 17	平成 18	平成 19	平成 20	平成 21	平均値		上限	下限	
～ 0.4	1.13	0.98	1.04	1.42	1.24	1.07	0.99	1.02	1.93	1.53	1.24	1.13	1.97	0.51	○
0.5 ～ 1.4	6.66	5.19	6.74	7.01	6.68	7.61	6.63	7.02	5.64	6.65	6.58	6.27	8.22	4.94	○
1.5 ～ 2.4	11.57	9.85	11.70	11.43	10.62	12.11	12.69	12.94	10.57	11.01	11.45	10.21	13.75	9.14	○
2.5 ～ 3.4	13.13	13.21	14.04	13.83	13.59	14.06	15.21	16.14	13.14	12.53	13.89	13.06	16.44	11.34	○
3.5 ～ 4.4	13.62	13.98	15.59	13.07	12.73	15.12	15.19	15.12	14.47	13.07	14.20	14.30	16.66	11.73	○
4.5 ～ 5.4	12.96	12.77	13.74	12.76	13.27	14.27	14.25	13.86	13.00	12.43	13.33	14.50	14.89	11.77	○
5.5 ～ 6.4	10.91	12.21	11.23	10.29	11.43	11.82	11.33	11.68	10.83	11.85	11.36	12.05	12.71	10.00	○
6.5 ～ 7.4	9.20	9.44	9.03	8.98	9.35	8.88	8.54	8.63	8.94	8.99	9.00	9.26	9.67	8.33	○
7.5 ～ 8.4	6.90	7.48	5.78	6.83	6.86	6.24	6.23	5.64	7.17	7.48	6.66	6.46	8.22	5.10	○
8.5 ～ 9.4	4.83	5.66	3.71	4.42	4.60	4.45	3.82	3.43	4.95	5.06	4.49	4.57	6.12	2.87	○
9.5 ～	9.10	9.22	7.38	9.95	9.62	4.36	5.11	4.53	9.35	9.40	7.80	8.19	13.20	2.40	○

表 2. 2. 1-3 1, 2号機共用排気筒から敷地境界までの距離

計算地点の 方位	1, 2号機共用排気筒から 敷地境界までの距離 (m)
S	1, 340
SSW	1, 100
SW	1, 040
WSW	1, 270
W	1, 270
WNW	1, 170
NW	950
NNW	1, 870
N	1, 930
S 方向沿岸部	1, 400

表2. 2. 1-4 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
S	約 8.6×10 ⁻¹³	約 9.6×10 ⁻¹³	約 1.1×10 ⁻¹²
SSW	約 7.6×10 ⁻¹³	約 8.8×10 ⁻¹³	約 1.1×10 ⁻¹²
SW	約 3.7×10 ⁻¹³	約 4.1×10 ⁻¹³	約 4.8×10 ⁻¹³
WSW	約 3.7×10 ⁻¹³	約 4.0×10 ⁻¹³	約 4.2×10 ⁻¹³
W	約 3.1×10 ⁻¹³	約 3.2×10 ⁻¹³	約 3.1×10 ⁻¹³
WNW	約 3.9×10 ⁻¹³	約 3.8×10 ⁻¹³	約 3.5×10 ⁻¹³
NW	約 6.3×10 ⁻¹³	約 5.7×10 ⁻¹³	約 4.8×10 ⁻¹³
NNW	約 5.5×10 ⁻¹³	約 5.1×10 ⁻¹³	約 4.6×10 ⁻¹³
N	約 8.1×10 ⁻¹³	約 7.5×10 ⁻¹³	約 6.8×10 ⁻¹³
S方向沿岸部	約 8.0×10 ⁻¹³	約 8.9×10 ⁻¹³	約 1.1×10 ⁻¹²

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

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	合計
S	約 6.2×10 ⁻¹¹	約 1.2×10 ⁻⁹	約 1.4×10 ⁻¹⁰	約 1.4×10 ⁻⁹
SSW	約 5.5×10 ⁻¹¹	約 1.0×10 ⁻⁹	約 1.3×10 ⁻¹⁰	約 1.2×10 ⁻⁹
SW	約 2.6×10 ⁻¹¹	約 5.0×10 ⁻¹⁰	約 5.8×10 ⁻¹¹	約 5.8×10 ⁻¹⁰
WSW	約 2.7×10 ⁻¹¹	約 4.8×10 ⁻¹⁰	約 5.0×10 ⁻¹¹	約 5.5×10 ⁻¹⁰
W	約 2.2×10 ⁻¹¹	約 3.8×10 ⁻¹⁰	約 3.7×10 ⁻¹¹	約 4.4×10 ⁻¹⁰
WNW	約 2.8×10 ⁻¹¹	約 4.6×10 ⁻¹⁰	約 4.2×10 ⁻¹¹	約 5.3×10 ⁻¹⁰
NW	約 4.5×10 ⁻¹¹	約 6.8×10 ⁻¹⁰	約 5.8×10 ⁻¹¹	約 7.8×10 ⁻¹⁰
NNW	約 4.0×10 ⁻¹¹	約 6.1×10 ⁻¹⁰	約 5.6×10 ⁻¹¹	約 7.1×10 ⁻¹⁰
N	約 5.8×10 ⁻¹¹	約 9.0×10 ⁻¹⁰	約 8.1×10 ⁻¹¹	約 1.0×10 ⁻⁹
S方向沿岸部	約 5.8×10 ⁻¹¹	約 1.1×10 ⁻⁹	約 1.3×10 ⁻¹⁰	約 1.3×10 ⁻⁹

表2. 2. 1-6 Cs-134の単位放出率あたりの実効線量 ((μ Sv/年)/(Bq/s))

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

表2. 2. 1-7 Cs-137の単位放出率あたりの実効線量 ((μ Sv/年)/(Bq/s))

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

表 2. 2. 1-8 Cs-134 の放射性雲からの γ 線に起因する実効線量 ($\mu\text{Sv}/\text{年}$)

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	合計
S	約 5.6×10^{-5}	約 1.0×10^{-3}	約 1.2×10^{-4}	約 1.2×10^{-3}
SSW	約 5.0×10^{-5}	約 9.1×10^{-4}	約 9.9×10^{-5}	約 1.1×10^{-3}
SW	約 3.2×10^{-5}	約 6.2×10^{-4}	約 7.3×10^{-5}	約 7.2×10^{-4}
WSW	約 2.9×10^{-5}	約 5.0×10^{-4}	約 5.1×10^{-5}	約 5.8×10^{-4}
W	約 2.7×10^{-5}	約 4.4×10^{-4}	約 4.3×10^{-5}	約 5.1×10^{-4}
WNW	約 2.8×10^{-5}	約 4.6×10^{-4}	約 4.6×10^{-4}	約 5.4×10^{-4}
NW	約 4.9×10^{-5}	約 8.1×10^{-4}	約 8.7×10^{-5}	約 9.4×10^{-4}
NNW	約 4.2×10^{-5}	約 6.9×10^{-4}	約 6.6×10^{-5}	約 8.0×10^{-4}
N	約 5.6×10^{-5}	約 8.9×10^{-4}	約 8.2×10^{-5}	約 1.0×10^{-3}
S 方向沿岸部	約 6.1×10^{-5}	約 1.1×10^{-3}	約 1.3×10^{-4}	約 1.3×10^{-3}

表 2. 2. 1-9 Cs-137 の放射性雲からの γ 線に起因する実効線量 ($\mu\text{Sv}/\text{年}$)

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	合計
S	約 2.1×10^{-5}	約 3.9×10^{-4}	約 4.5×10^{-5}	約 4.6×10^{-4}
SSW	約 1.9×10^{-5}	約 3.5×10^{-4}	約 3.8×10^{-5}	約 4.1×10^{-4}
SW	約 1.2×10^{-5}	約 2.4×10^{-4}	約 2.8×10^{-5}	約 2.8×10^{-4}
WSW	約 1.1×10^{-5}	約 1.9×10^{-4}	約 2.0×10^{-5}	約 2.2×10^{-4}
W	約 1.0×10^{-5}	約 1.7×10^{-4}	約 1.6×10^{-5}	約 2.0×10^{-4}
WNW	約 1.1×10^{-5}	約 1.8×10^{-4}	約 1.8×10^{-5}	約 2.1×10^{-4}
NW	約 1.9×10^{-5}	約 3.1×10^{-4}	約 3.3×10^{-5}	約 3.6×10^{-4}
NNW	約 1.6×10^{-5}	約 2.7×10^{-4}	約 2.5×10^{-5}	約 3.1×10^{-4}
N	約 2.2×10^{-5}	約 3.4×10^{-4}	約 3.1×10^{-5}	約 3.9×10^{-4}
S 方向沿岸部	約 2.4×10^{-5}	約 4.4×10^{-4}	約 5.1×10^{-5}	約 5.2×10^{-4}

表 2. 2. 1-10 吸入摂取の評価パラメータ^[1]

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. 1-11 実効線量換算係数^[2]

元素	吸入摂取 (K_{Ii}) (μ Sv/Bq)	経口摂取 (K_{Ti}) (μ Sv/Bq)
Cs-134	9.6×10^{-3}	1.9×10^{-2}
Cs-137	6.7×10^{-3}	1.3×10^{-2}

表 2. 2. 1-12 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 ^{[1][3]}	V_g	cm/s	1
	ウェザリング効果による減少定数 ^[3]	λ_w	1/s	5.73×10^{-7} (14日相当)
	葉菜の栽培密度 ^[1]	ρ	g/cm ²	0.23
	葉菜の栽培期間 ^[3]	t_1	s	5.184×10^6 (60日)
	葉菜を含む土壌への核種の沈着速度 ^[3]	V_g'	cm/s	1
	経根移行に寄与する土壌の有効密度 ^[3]	P_v	g/cm ²	24
	核種の蓄積期間	t_0	s	3.1536×10^7 (1年間)
	葉菜の栽培期間年間比 ^[1]	f_t	—	0.5
	調理前洗浄による核種の残留比 ^[3]	f_d	—	1
	葉菜摂取量 (成人) ^[1]	M_v	g/d	100
牛乳 摂取	核種の牧草への沈着速度 ^[1]	V_{gM}	cm/s	0.5
	ウェザリング効果による減少定数 ^[3]	λ_w	g/cm ³	5.73×10^{-7} (14日相当)
	牧草の栽培密度 ^[4]	ρ_M	g/cm ³	0.07
	牧草の栽培期間 ^[4]	t_{1M}	s	2.592×10^6 (30日間)
	牧草を含む土壌への核種の沈着速度 ^[3]	V_{gM}'	cm/s	1
	経根移行に寄与する土壌の有効密度 ^[3]	P_v	g/cm ²	24
	放牧期間年間比 ^[1]	f_t	—	0.5
	乳牛の牧草摂取量 ^[3]	Q_f	g/d wet	5×10^4
	牛乳摂取量 (成人) ^[1]	M_M	cm ³ /d	200

表 2. 2. 1 - 1 3 葉菜及び牛乳摂取の評価パラメータ^[4]

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

(出典)

- [1] 発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針 平成 13 年 3 月 29 日, 原子力安全委員会一部改訂
- [2] 実用発電用原子炉の設置, 運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示 平成 13 年 3 月 21 日 経済産業省告示
- [3] 発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について 平成 13 年 3 月 29 日, 原子力安全委員会一部改訂
- [4] U.S.NRC :Calculation of Annual Doses to Man from Routine Releases of Reactor Effluents for the Purpose of Evaluating Compliance with 10 CFR Part 50, Appendix I, Regulatory Guide 1.109, Revision 1, 1977

表 2. 2. 1 - 1 4 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

直接線及びスカイシャイン線による実効線量は、線源から離れると急激に小さくなるため、線源となる施設をいくつかのエリアに分け、各エリアで敷地境界線量が最大となる地点での線量、またはエリア内各線源から敷地境界までの最短の地点での線量の合計値を計算する。

具体的には、使用済セシウム吸着塔保管施設等がある敷地南エリア、液体廃棄物の貯留設備（タンク類）等がある敷地南西エリア、使用済燃料乾式キャスク仮保管設備と固体廃棄物貯蔵庫等のある敷地西エリア及び瓦礫類の一時保管エリアがある敷地北エリアとする。

なお、今後、施設と評価点との高低差を加味し、各施設からの影響を考慮した敷地境界における最大実効線量評価地点を算出する予定である。

(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高レベル放射性汚染水処理設備、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 敷地南エリア

2.2.2.2.1 高レベル放射性汚染水処理設備

評価対象とするのは、高レベル放射性汚染水処理設備のうち、使用済セシウム吸着塔一時保管施設及び高レベル滞留水受タンクであり、現に設置、あるいは設置予定のある設備を評価する。使用済セシウム吸着塔一時保管施設におけるセシウム吸着装置（KURION）吸着塔については、平成24年7月7日までに使用済セシウム吸着塔一時保管施設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）

(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：536 体
第二セシウム吸着装置吸着塔：142 体

i. セシウム吸着装置 (KURION) 吸着塔

放射能強度：低線量吸着塔 Cs-134：約 2.2×10^{14} Bq Cs-136：約 4.1×10^{11} Bq
Cs-137：約 2.6×10^{14} Bq
中線量吸着塔 Cs-134：約 5.6×10^{14} Bq Cs-136：約 1.1×10^{12} Bq
Cs-137：約 6.7×10^{14} Bq
高線量吸着塔 Cs-134：約 3.8×10^{13} Bq Cs-136：約 7.2×10^{10} Bq
Cs-137：約 4.6×10^{13} Bq

遮 蔽：吸着塔側面：鉄 177.8mm (高線量吸着塔 85.7mm)
吸着塔一次蓋：鉄 222.5mm (高線量吸着塔 174.5mm)
吸着塔二次蓋：鉄 127mm (高線量吸着塔 55mm)
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/cm^3
ボックスカルバート追加コンクリート遮蔽 (施設西端, 厚さ 200mm, 密度 2.30g/cm^3)
ボックスカルバート間通路土嚢：高さ 4m, 密度 1.8g/cm^3

評価結果：約 0.31mSv/年
約 0.28mSv/年 (保管体数を 476 体に制限した場合)
約 0.22mSv/年 (保管体数を 196 体に制限した場合)

ii. 第二セシウム吸着装置 (SARRY) 吸着塔

放射能強度：Cs-134： 3.0×10^{15} Bq
Cs-137： 3.0×10^{15} Bq

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

評価結果：約 0.22mSv/年
約 0.16mSv/年 (保管体数を 112 体に制限した場合)

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/cm^3

評価結果：約 0.21mSv/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

c. 第三施設（平成 25 年度中頃運用開始予定）

容 量：高性能容器：3,456 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 結 果：約 0.17mSv/年（概算値）

(2) 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 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) 高濃度滞留水受タンク

合 計 容 量：約 2,800m³

放射能濃度：約 1.0×10^7 Bq/cm³

遮 蔽：SS400 9mm，盛土 2,500mm（密度 1.2g/cm³）

（満水時の地表で 0.04 μ Sv/時）

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

2.2.2.2.2 伐採木一時保管エリア

瓦礫類，伐採木，ドラム缶等の線量評価は，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「未保管」は受入上限値による評価を表す。

(1) 一時保管エリア S

貯 蔵 容 量：約 11,400m³

貯 蔵 面 積：約 3,800m²

積 上 げ 高 さ：約 3m

表 面 線 量 率：0.3mSv/時（未保管）

遮 蔽：覆土：厚さ 0.5m (密度 1.2g/cm³)
評価点までの距離：約 550m
線 源 形 状：円柱
か さ 密 度：木 0.1g/cm³
評 価 結 果：約 0.0005mSv/年

(2)一時保管エリア T

貯 蔵 容 量：約 23,100m³
貯 蔵 面 積：約 7,700m²
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 320m
線 源 形 状：円柱
か さ 密 度：木 0.1g/cm³
評 価 結 果：約 0.0058mSv/年

2.2.2.2.3 瓦礫類一時保管エリア

瓦礫類、伐採木、ドラム缶等の線量評価は、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「未保管」は受入上限値による評価を表す。

(1)一時保管エリア J

貯 蔵 容 量：約 4,800m³
エ リ ア 面 積：約 1,600m²
積 上 げ 高 さ：約 3m
表 面 線 量 率：0.005mSv/時 (未保管)
評価点までの距離：約 270m
線 源 形 状：円柱
か さ 密 度：鉄 0.3g/cm³

評 価 結 果 : 約 0.0097mSv/年

(2)一時保管エリアN

貯 蔵 容 量 : 約 6,000m³

エ リ ア 面 積 : 約 2,000m²

積 上 げ 高 さ : 約 3m

表 面 線 量 率 : 0.1mSv/時 (未保管)

評 価 点 ま だ の 距 離 : 約 490m

線 源 形 状 : 円柱

か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm³

評 価 結 果 : 約 0.0167mSv/年

(3)一時保管エリアU

貯 蔵 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 だ の 距 離 : 約 260m

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 0.0254mSv/年

2.2.2.2.4 計算結果

セシウム吸着塔一時保管施設（第三施設）の運用開始前は、セシウム吸着塔一時保管施設（第一施設）の KURION 吸着塔、SARRY 吸着塔の保管体数をそれぞれ 476 体以下、112 体以下に制限し、セシウム吸着塔一時保管施設（第三施設）を除いた場合、敷地南エリアにおける直接線及びスカイシャイン線の線量は、使用済セシウム吸着塔一時保管施設等に起因する分が約 0.65mSv/年、伐採木に起因する分が約 0.0063mSv/年、瓦礫類に起因する分が約 0.0518mSv/年、合計 0.71mSv/年となる。

セシウム吸着塔一時保管施設（第三施設）の運用開始以降については、セシウム吸着塔一時保管施設（第一施設）の KURION 吸着塔を、西エリアに設置するセシウム吸着塔一時保管施設（第四施設）に移動し保管体数を 196 体以下に制限し、SARRY 吸着塔の保管体数を 112 体以下に制限することにより、敷地南エリアにおける直接線及びスカイシャイン線の線量は、使用済セシウム吸着塔一時保管施設等に起因する分は約 0.76mSv/年、伐採木に起因する分が約 0.0063mSv/年、瓦礫類に起因する分が約 0.0518mSv/年、合計 0.82mSv/年となる。

また、平成 25 年 3 月末においてもセシウム吸着塔一時保管施設（第三施設）の運用開始前と同様である。

2.2.2.3 敷地南西エリア

2.2.2.3.1 貯留設備（タンク類）

貯留設備（タンク類）は、現に設置、あるいは設置予定のあるタンクを対象とし、設置エリア毎に線源を設定する。

蒸発濃縮廃液用タンクは、タンク上部の合計面積と同一の上部面積で、同一容量の円柱型の体積線源とし、放射能濃度は、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、設置エリアと敷地境界に近い RO 濃縮水貯槽 6, RO 濃縮水貯槽 7, RO 濃縮水貯槽 9, RO 濃縮水貯槽 10, 及び RO 濃縮水貯槽 12 については、タンクの形状をモデル化し、線源と評価点の高低差を考慮する。その他設置済みの RO 濃縮水貯槽、計画中の RO 濃縮水貯槽、サプレッションプール水サージタンク、及び受タンク等については、各設置エリアのタンク上部の合計面積と同一の上部面積で、同一容量の円柱型の体積線源とする。放射能濃度は、RO 濃縮水貯槽 6, RO 濃縮水貯槽 7, RO 濃縮水貯槽 9, RO 濃縮水貯槽 10, 及び RO 濃縮水貯槽 12 については、水分析結果を基に線源条件を設定し、その他設置済みの RO 濃縮水貯槽、地下貯水槽、受タンク等については、RO 濃縮水貯槽 6, RO 濃縮水貯槽 7, RO 濃縮水貯槽 9, RO 濃縮水貯槽 10, 及び RO 濃縮水貯槽 12 の水分析結果から比較的放射能濃度の高い RO 濃縮水貯槽 6 の濃度で代用する。また、計画中の RO 濃縮水貯槽の運用開始後の RO 濃縮水貯槽 6 の A 及び B, 多核種除去設備稼働により空きタンクとなる RO 濃縮水貯槽 12, 計画中の RO 濃縮水貯槽、及びサプレッションプール水サージタンクには、原則として、RO 装置の再循環運転を実施しない比較的放射能濃度の低い線源条件を設定する。

遮蔽はタンク厚さとする。

貯留設備の種類別タンクの合計容量、放射性物質濃度及び遮蔽は以下のとおりである。

(1) 蒸発濃縮廃液用タンク

合計容量：約 10,000m³

放射能濃度：表 2. 2. 2-2 参照

遮蔽：側面：SS400（12mm または 9mm）

上面：SS400（9mm）

(2) RO 濃縮水貯槽

a. RO 濃縮水貯槽 6

容量：A：約 4,200m³, B：約 5,300m³, C：7,400m³, D：約 7,400m³

放射能濃度：表 2. 2. 2-2 参照

遮蔽：側面：SS400（12mm）

上面：SS400（6mm）

b. RO 濃縮水貯槽 7

容 量：A：約 4,200m³，B：約 4,200m³
放射能濃度：表 2. 2. 2-2 参照
遮 蔽：側面：SS400 (12mm)
上面：SS400 (6mm)

c. RO 濃縮水貯槽 9

容 量：A：約 4,200m³，B：約 4,200m³
放射能濃度：表 2. 2. 2-2 参照
遮 蔽：側面：SS400 (12mm)
上面：SS400 (6mm)

d. RO 濃縮水貯槽 10

容 量：A：約 6,300m³，B：約 5,300m³，C：5,300m³
放射能濃度：表 2. 2. 2-2 参照
遮 蔽：側面：SS400 (12mm)
上面：SS400 (6mm)

e. RO 濃縮水貯槽 12

容 量：A：約 11,000m³，B：約 8,400m³，C：約 12,000m³，D：約 13,000m³，E：約
8,400m³
放射能濃度：表 2. 2. 2-2 参照
遮 蔽：側面：SS400 (12mm)
上面：SS400 (6mm)

f. その他設置済みの RO 濃縮水貯槽

合計容量：約 124,000m³
放射能濃度：表 2. 2. 2-2 参照
遮 蔽：側面：SS400 (12mm, 9mm または 6mm)
上面：SS400 (9mm, 6mm または 4.5mm)

g. 計画中の RO 濃縮水貯槽

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)

(3) 地下貯水槽

合計容量：約 52,000m³

放射能濃度：表 2. 2. 2-2 参照

遮 蔽：盛土 600mm (密度 1.2g/cm³)

(4) サプレッションプール水サージタンク

合計容量：約 7,000m³

放射能濃度：表 2. 2. 2-2 参照

遮 蔽：側面：SM41A (15.5mm)

上面：SM41A (6mm)

(5) R0 処理水一時貯槽

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

(6) R0 処理水貯槽

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

(7) 受タンク等

合計容量：約 2,100m³

放射能濃度：表 2. 2. 2-2 参照

遮 蔽：側面：SS400 (6mm)

上面：SS400 (4.5mm)

(8) 低レベル用タンク

貯蔵している液体の放射能濃度が 10⁰Bq/cm³程度と低く、設置位置も他のタンクに比べて敷地境界から十分に遠いため、評価対象外とする。

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)	
(1) 蒸発濃縮廃液用タンク								
蒸発濃縮廃液用タンク	3.0E+01	3.7E+01	1.7E+01	7.9E+01	4.5E+02	7.4E+00	2.8E+05	
(2) RO 濃縮水貯槽								
RO 濃縮水貯槽 6	A	—	1.5E+01	—	—	1.2E+02	1.3E+02	4.1E+05
	B	—	8.0E+00	—	—	8.7E+01	9.8E+01	2.9E+05
	C	8.9E+00	2.3E+01	5.0E+00	6.9E+00	8.7E+01	7.6E+01	2.5E+05
	D	—	8.1E+00	2.8E+00	—	9.4E+01	9.3E+01	2.7E+05
RO 濃縮水貯槽 7	A	1.2E+01	2.2E+01	—	4.7E+00	1.1E+02	4.9E+01	2.1E+05
	B	1.5E+01	2.6E+01	2.0E+00	—	1.2E+02	4.8E+01	1.4E+05
RO 濃縮水貯槽 9	A	9.2E+00	1.6E+01	—	9.0E+00	7.7E+01	4.3E+01	1.5E+05
	B	—	8.8E+00	3.5E+00	3.9E+00	8.5E+01	4.2E+01	1.6E+05
RO 濃縮水貯槽 10	A	—	1.3E+01	—	3.6E+00	1.1E+02	4.6E+01	1.6E+05
	B	1.5E+01	2.1E+01	4.1E+00	5.7E+00	1.1E+02	4.4E+01	1.6E+05
	C	6.2E+00	1.0E+01	2.5E+00	5.6E+00	7.3E+01	5.5E+01	1.4E+05
RO 濃縮水貯槽 12	A	3.1E+00	6.3E+00	—	—	2.5E+01	1.2E+01	3.7E+04
	B	4.7E+00	7.6E+00	7.6E+00	5.1E+00	3.6E+01	1.7E+01	6.5E+04
	C	2.0E+00	3.7E+00	1.4E+00	6.7E-01	2.4E+01	2.5E+00	1.0E+04
	D	2.1E+00	3.9E+00	9.5E-01	6.3E-01	2.1E+01	2.9E+00	1.1E+04
	E	1.0E+01	1.7E+01	7.6E-01	—	2.7E+01	8.5E+00	3.7E+04
その他設置済みの RO 濃縮水貯槽	8.2E+00	1.3E+01	3.3E+00	5.0E+00	9.7E+01	9.9E+01	3.0E+05	
計画中の RO 濃縮水貯槽	1.3E+01	2.4E+01	1.1E+01	6.0E+00	3.0E+01	1.3E+01	6.0E+04	
計画中の RO 濃縮水貯槽 の運用後の RO 濃縮水貯槽 6 の A, B 及び RO 濃縮水貯槽 12	1.3E+01	2.4E+01	1.1E+01	6.0E+00	3.0E+01	1.3E+01	6.0E+04	
(3) 地下貯水槽								
地下貯水槽	8.2E+00	1.3E+01	3.3E+00	5.0E+00	9.7E+01	9.9E+01	3.0E+05	
(4) サプレッションプール水サージタンク								
サプレッションプール 水サージタンク	1.3E+01	2.4E+01	1.1E+01	6.0E+00	3.0E+01	1.3E+01	6.0E+04	
(7) 受タンク等								
受タンク等	8.2E+00	1.3E+01	3.3E+00	5.0E+00	9.7E+01	9.9E+01	3.0E+05	

2.2.2.3.2 伐採木一時保管エリア

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。(添付資料-2)

評価条件における「未保管」は受入上限値による評価を表す。

(1) 一時保管エリア R

貯 蔵 容 量 : 約 6,900m³

貯 蔵 面 積 : 約 2,300m²

積 上 げ 高 さ : 約 3m

表面線量率：0.3mSv/時（未保管）
遮 蔽：覆土：厚さ 0.5m（密度 1.2g/cm³）
評価点までの距離：約 600m
線 源 形 状：円柱
か さ 密 度：木 0.1g/cm³
評 価 結 果：約 0.0003mSv/年

2.2.2.3.3 瓦礫類一時保管エリア

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。（添付資料-2）

評価条件における「未保管」は受入上限値による評価を表す。

(1) 一時保管エリア○

貯 蔵 容 量：約 16,500m³
エ リ ア 面 積：約 5,500m²
積 上 げ 高 さ：約 3m
表面線量率：0.1mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約 800m
線 源 形 状：円柱
か さ 密 度：鉄 0.3g/cm³
評 価 結 果：約 0.0014mSv/年

2.2.2.3.4 計算結果

計画中の R0 濃縮水貯槽の運用開始前の敷地南西エリアにおける直接線及びスカイシャイン線の線量は、各施設の最大評価値として、貯留設備に起因する分が約 0.91mSv/年（概算値）、伐採木に起因する分が約 0.0003mSv/年、瓦礫類に起因する分が約 0.0014mSv/年、合計約 0.91mSv/年となる。

計画中の R0 濃縮水貯槽の運用を開始する前に、R0 濃縮水貯槽 6 の A 及び B の R0 濃縮水を地下貯水槽に移送する。また、R0 濃縮水貯槽 6 の A 及び B と、多核種除去設備稼働により空きタンクとなる R0 濃縮水貯槽 12 には、原則として、R0 装置の再循環運転を実施しない比較的放射能濃度の低い R0 濃縮水を貯留する。これにより、計画中の R0 濃縮水貯槽の運用以降は、貯留設備に起因する分が約 0.95mSv/年（概算値）、伐採木に起因する分が約 0.0003mSv/年、瓦礫類に起因する分が約 0.0014mSv/年、合計約 0.96mSv/年となる。

また、平成 25 年 3 月末においても計画中の R0 濃縮水貯槽の運用開始前と同様である。

2.2.2.4 敷地西エリア

2.2.2.4.1 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：65基(乾式貯蔵キャスク20基及び輸送貯蔵兼用キャスク45基)

エ リ ア 面 積：約80m×約96m

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：エリア北西コーナーから約270m

評価結果の種類：MCNPコードによる評価結果

評 価 結 果：約0.07mSv/年

2.2.2.4.2 固体廃棄物貯蔵庫

瓦礫類、伐採木、ドラム缶等の線量評価結果は、次に示す条件でMCNPコードにより評価する。

第1及び第2固体廃棄物貯蔵庫については、回収した瓦礫類の保管に活用するため、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Cs-134及びCs-137として評価するものとする。

第3～第8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。

第6～第8固体廃棄物貯蔵庫地下には、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。

評価に用いる値は以下のとおり。

(1) 第1固体廃棄物貯蔵庫

貯 蔵 容 量：約1,000m³

エ リ ア 面 積：約840m²

積 上 げ 高 さ：約1.2m

表 面 線 量 率：約1.0mSv/時

遮 蔽：天井及び壁：鉄板厚さ 約0.5mm

評価点までの距離：約760m

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 0.0034mSv/年

(2) 第2 固体廃棄物貯蔵庫

貯蔵容量：約 2,000m³
エリア面積：約 1,100m²
積上げ高さ：約 1.8m
表面線量率：約 5.3mSv/時
遮蔽：天井及び壁：コンクリート 厚さ 約 180mm, 密度 約 2.2g/cm³
評価点までの距離：約 760m
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 0.0198mSv/年

(3) 第3 固体廃棄物貯蔵庫

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 0.006mSv/時
遮蔽：天井及び壁：コンクリート 厚さ 約 180mm, 密度 約 2.2g/cm³
評価点までの距離：約 480m
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 0.0003mSv/年

(4) 第4 固体廃棄物貯蔵庫

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 0.002mSv/時
遮蔽：天井及び壁：コンクリート 厚さ 約 700mm, 密度 約 2.2g/cm³
評価点までの距離：約 430m
線源形状：直方体
かさ密度：コンクリート 2.0g/cm³
評価結果：0.0001mSv/年未満 ※影響が小さいため線量評価上無視する

(5) 第5 固体廃棄物貯蔵庫

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 0.21mSv/時

遮 蔽：天井及び壁：コンクリート 厚さ 約 500mm, 密度 約 2.2g/cm³

評価点までの距離：約 380m

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 0.0003mSv/年

(6) 第6 固体廃棄物貯蔵庫

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 0.15mSv/時

遮 蔽：天井及び壁：コンクリート 厚さ 約 500mm, 密度 約 2.2g/cm³

評価点までの距離：約 350m

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 0.0011mSv/年

※地下に瓦礫類を一時保管することを考慮している。

(7) 第7 固体廃棄物貯蔵庫

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 0.11mSv/時

遮 蔽：天井及び壁：コンクリート 厚さ 約 500mm, 密度 約 2.2g/cm³

評価点までの距離：約 320m

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 0.0015mSv/年

※地下に瓦礫類を一時保管することを考慮している。

(8) 第8 固体廃棄物貯蔵庫

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 0.12mSv/時

遮 蔽：天井及び壁：コンクリート 厚さ 約 600mm, 密度 約 2.2g/cm³

評価点までの距離：約 280m

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 0.0009mSv/年

※地下に瓦礫類を一時保管することを考慮している。

2.2.2.4.3 ドラム缶等仮設保管設備

ドラム缶等仮設保管設備は、事故前に固体廃棄物貯蔵庫に保管されていた放射性固体廃棄物を仮置きするため、収納スペース内の直方体体積線源、核種を Co-60 として評価する。また、評価条件における「保管済」は実測値による評価、「未保管」は受入上限値による評価を表す。

貯 蔵 容 量：約 23,000 本（ドラム缶換算）

（内、ドラム缶約 15,000 本：未保管，大型廃棄物約 8,000 本（ドラム缶換算）：保管済）

表 面 線 量 率：0.1mSv/時（ドラム缶：未保管），約 0.002mSv/時（大型廃棄物：保管済）

(1) ドラム缶等仮設保管設備（ドラム缶）

貯 蔵 容 量：約 9,300m³

エ リ ア 面 積：約 3,000m²

積 上 げ 高 さ：約 3.1m

表 面 線 量 率：0.1mSv/時（未保管）

評価点までの距離：約 390m

線 源 形 状：直方体

か さ 密 度：鉄 0.7g/cm³

評 価 結 果：約 0.0815mSv/年

(2) ドラム缶等仮設保管設備（大型廃棄物）

貯 蔵 容 量：約 6,200m³

エ リ ア 面 積：約 2,000m²

積上げ高さ：約3.1m
表面線量率：約0.002mSv/時（保管済）
評価点までの距離：約360m
線源形状：直方体
かさ密度：鉄0.3g/cm³
評価結果：約0.0014mSv/年

2.2.2.4.4 瓦礫類一時保管エリア

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。（添付資料－2）

評価条件における「未保管」は受入上限値による評価を表す。

(1) 一時保管エリアQ

貯蔵容量：約6,100m³
エリア面積：約1,700m²
積上げ高さ：約3.6m
表面線量率：5mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約720m
線源形状：円柱
かさ密度：鉄0.3g/cm³
評価結果：約0.0614mSv/年

2.2.2.4.5 伐採木一時保管エリア

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。（添付資料－2）

評価条件における「未保管」は受入上限値による評価を表す。

(1) 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）を一時保管するため、評価対象外とする。

(2) 一時保管エリアV

貯蔵容量：約15,000m³
貯蔵面積：約3,000m²
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670m

線源形状：円柱

かさ密度：木0.05g/cm³

評価結果：約0.0123mSv/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）も一時保管する。

2.2.2.4.6 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結果、敷地西エリアにおける多核種除去設備に起因する直接線及びスカイシャイン線の線量は、約0.16mSv/年となる。

放射能強度：表2.2.2-3，表2.2.2-4参照

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

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	5.55E+02	1.33E+00	1.06E-02
2	Co-58	5.25E+00	8.44E+02	2.02E+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	1.08E+06	3.85E+05	9.11E+01
5	Sr-90	4.91E+05	2.44E+07	8.72E+06	2.06E+03
6	Y-90	4.91E+05	2.44E+07	8.72E+06	2.06E+03
7	Y-91	5.05E+02	8.12E+04	3.96E+02	3.03E-03
8	Nb-95	2.19E+00	3.51E+02	8.40E-01	6.69E-03
9	Tc-99	8.50E-02	1.40E+01	2.20E-02	1.70E-06
10	Ru-103	6.10E+00	6.37E+02	2.01E+01	2.98E-01
11	Ru-106	1.06E+02	1.10E+04	3.47E+02	5.15E+00
12	Rh-103m	6.10E+00	6.37E+02	2.01E+01	2.98E-01
13	Rh-106	1.06E+02	1.10E+04	3.47E+02	5.15E+00
14	Ag-110m	2.98E+00	4.93E+02	0.00E+00	0.00E+00
15	Cd-113m	4.68E+02	0.00E+00	5.99E+03	4.77E+01
16	Cd-115m	1.41E+02	0.00E+00	1.80E+03	1.43E+01
17	Sn-119m	4.18E+01	6.72E+03	0.00E+00	2.51E-01
18	Sn-123	3.13E+02	5.03E+04	0.00E+00	1.88E+00
19	Sn-126	2.42E+01	3.89E+03	0.00E+00	1.45E-01
20	Sb-124	9.05E+00	1.44E+03	3.88E+00	4.27E-02
21	Sb-125	5.65E+02	8.99E+04	2.42E+02	2.67E+00
22	Te-123m	6.00E+00	9.65E+02	2.31E+00	1.84E-02
23	Te-125m	5.65E+02	8.99E+04	2.42E+02	2.67E+00
24	Te-127	4.95E+02	7.96E+04	1.90E+02	1.51E+00
25	Te-127m	4.95E+02	7.96E+04	1.90E+02	1.51E+00
26	Te-129	5.40E+01	8.68E+03	2.08E+01	1.65E-01
27	Te-129m	8.75E+01	1.41E+04	3.36E+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	1.74E+03	8.46E+00	6.48E-05
36	Ce-144	4.71E+01	7.57E+03	3.69E+01	2.83E-04
37	Pr-144	4.71E+01	7.57E+03	3.69E+01	2.83E-04
38	Pr-144m	3.85E+00	6.19E+02	3.02E+00	2.31E-05
39	Pm-146	4.91E+00	7.89E+02	3.84E+00	2.94E-05
40	Pm-147	1.67E+03	2.68E+05	1.30E+03	9.99E-03
41	Pm-148	4.86E+00	7.82E+02	3.81E+00	2.92E-05
42	Pm-148m	3.13E+00	5.03E+02	2.45E+00	1.87E-05
43	Sm-151	2.79E-01	4.49E+01	2.19E-01	1.67E-06
44	Eu-152	1.45E+01	2.33E+03	1.14E+01	8.70E-05
45	Eu-154	3.77E+00	6.05E+02	2.95E+00	2.26E-05
46	Eu-155	3.06E+01	4.91E+03	2.39E+01	1.83E-04
47	Gd-153	3.16E+01	5.07E+03	2.47E+01	1.89E-04
48	Tb-160	8.30E+00	1.33E+03	6.50E+00	4.98E-05
49	Pu-238	1.58E-01	2.54E+01	1.24E-01	9.48E-07
50	Pu-239	1.58E-01	2.54E+01	1.24E-01	9.48E-07
51	Pu-240	1.58E-01	2.54E+01	1.24E-01	9.48E-07
52	Pu-241	7.00E+00	1.13E+03	5.48E+00	4.20E-05
53	Am-241	1.58E-01	2.54E+01	1.24E-01	9.48E-07
54	Am-242m	1.58E-01	2.54E+01	1.24E-01	9.48E-07
55	Am-243	1.58E-01	2.54E+01	1.24E-01	9.48E-07
56	Cm-242	1.58E-01	2.54E+01	1.24E-01	9.48E-07
57	Cm-243	1.58E-01	2.54E+01	1.24E-01	9.48E-07
58	Cm-244	1.58E-01	2.54E+01	1.24E-01	9.48E-07
59	Mn-54	1.07E+02	1.76E+04	4.79E+00	4.86E-02
60	Co-60	5.00E+01	8.21E+03	6.40E+00	5.10E-02
61	Ni-63	6.75E+00	0.00E+00	8.65E+01	6.89E-01
62	Zn-65	3.62E+00	5.81E+02	1.39E+00	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 1 / 4	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	0.00E+00	1.54E+02	0.00E+00	0.00E+00
2	Co-58	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.35E+02	0.00E+00	0.00E+00
3	Rb-86	0.00E+00	0.00E+00	9.12E+04	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
4	Sr-89	0.00E+00	1.27E+06	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
5	Sr-90	0.00E+00	2.88E+07	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
6	Y-90	0.00E+00	2.88E+07	0.00E+00	4.31E+04	0.00E+00	0.00E+00
7	Y-91	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	4.43E+01	0.00E+00	0.00E+00
8	Nb-95	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	9.78E+01	0.00E+00	0.00E+00
9	Tc-99	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.23E-02
10	Ru-103	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	3.91E+03
11	Ru-106	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	6.75E+04
12	Rh-103m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.21E+02	0.00E+00	3.91E+03
13	Rh-106	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	4.72E+03	0.00E+00	6.75E+04
14	Ag-110m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
15	Cd-113m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	6.98E+05	0.00E+00	0.00E+00
16	Cd-115m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.10E+05	0.00E+00	0.00E+00
17	Sn-119m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	3.67E+03	0.00E+00	0.00E+00
18	Sn-123	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.75E+04	0.00E+00	0.00E+00
19	Sn-126	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.12E+03	0.00E+00	0.00E+00
20	Sb-124	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	6.25E+02	0.00E+00
21	Sb-125	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	3.90E+04	0.00E+00
22	Te-123m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.69E+02	0.00E+00
23	Te-125m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	3.90E+04	0.00E+00
24	Te-127	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.22E+04	0.00E+00
25	Te-127m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.22E+04	0.00E+00
26	Te-129	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.42E+03	0.00E+00
27	Te-129m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	3.92E+03	0.00E+00
28	I-129	3.70E+04	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
29	Cs-134	0.00E+00	0.00E+00	2.61E+05	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
30	Cs-135	0.00E+00	0.00E+00	8.60E+05	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
31	Cs-136	0.00E+00	0.00E+00	9.73E+03	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00

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 1 / 4	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	0.00E+00	3.59E+05	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
33	Ba-137m	0.00E+00	0.00E+00	3.59E+05	2.41E+05	0.00E+00	0.00E+00
34	Ba-140	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	3.77E+04	0.00E+00	0.00E+00
35	Ce-141	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	9.48E-01	0.00E+00	0.00E+00
36	Ce-144	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	4.13E+00	0.00E+00	0.00E+00
37	Pr-144	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	4.13E+00	0.00E+00	0.00E+00
38	Pr-144m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	3.38E-01	0.00E+00	0.00E+00
39	Pm-146	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	4.30E-01	0.00E+00	0.00E+00
40	Pm-147	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.46E+02	0.00E+00	0.00E+00
41	Pm-148	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	4.26E-01	0.00E+00	0.00E+00
42	Pm-148m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.74E-01	0.00E+00	0.00E+00
43	Sm-151	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.45E-02	0.00E+00	0.00E+00
44	Eu-152	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.27E+00	0.00E+00	0.00E+00
45	Eu-154	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	3.30E-01	0.00E+00	0.00E+00
46	Eu-155	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.68E+00	0.00E+00	0.00E+00
47	Gd-153	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.77E+00	0.00E+00	0.00E+00
48	Tb-160	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	7.28E-01	0.00E+00	0.00E+00
49	Pu-238	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.39E-02	0.00E+00	0.00E+00
50	Pu-239	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.39E-02	0.00E+00	0.00E+00
51	Pu-240	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.39E-02	0.00E+00	0.00E+00
52	Pu-241	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	6.14E-01	0.00E+00	0.00E+00
53	Am-241	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.39E-02	0.00E+00	0.00E+00
54	Am-242m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.39E-02	0.00E+00	0.00E+00
55	Am-243	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.39E-02	0.00E+00	0.00E+00
56	Cm-242	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.39E-02	0.00E+00	0.00E+00
57	Cm-243	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.39E-02	0.00E+00	0.00E+00
58	Cm-244	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.39E-02	0.00E+00	0.00E+00
59	Mn-54	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	7.10E+02	0.00E+00	0.00E+00
60	Co-60	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	7.46E+02	0.00E+00	0.00E+00
61	Ni-63	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.01E+04	0.00E+00	0.00E+00
62	Zn-65	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.62E+02	0.00E+00	0.00E+00

2.2.2.4.7 使用済セシウム吸着塔一時保管施設

(1) 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：212 体

i. セシウム吸着装置 (KURION) 吸着塔

放射能強度：低線量吸着塔 Cs-134：約 2.2×10^{14} Bq Cs-136：約 4.1×10^{11} Bq
Cs-137：約 2.6×10^{14} Bq
中線量吸着塔 Cs-134：約 5.6×10^{14} Bq Cs-136：約 1.1×10^{12} Bq
Cs-137：約 6.7×10^{14} Bq
高線量吸着塔 Cs-134：約 3.8×10^{13} Bq Cs-136：約 7.2×10^{10} Bq
Cs-137：約 4.6×10^{13} Bq

遮 蔽：吸着塔側面：鉄 177.8mm (高線量吸着塔 85.7mm)
吸着塔一次蓋：鉄 222.5mm (高線量吸着塔 174.5mm)
吸着塔二次蓋：鉄 127mm (高線量吸着塔 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/cm^3

評価結果：約 0.017mSv/年

ii. 第二セシウム吸着装置 (SARRY) 吸着塔

放射能強度：Cs-134： 3.0×10^{15} Bq
Cs-137： 3.0×10^{15} Bq

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

評価結果：約 0.033mSv/年

2.2.2.4.8 計算結果

敷地西エリアにおける直接線及びスカイシャイン線の線量は、各施設の最大評価値としては、使用済燃料乾式キャスク仮保管設備に起因する分が約 0.07mSv/年 、固体廃棄物貯蔵庫に起因する分が約 0.0273mSv/年 、ドラム缶等仮設保管設備に起因する分が約 0.0829mSv/年 、多核種除去設備に起因する分が約 0.16mSv/年 、瓦礫類に起因する分が約 0.0614mSv/年 、伐採木に起因する分が約 0.0123mSv/年 、セシウム吸着塔一時保管施設に起因する分が約 0.05mSv/年 、合計約 0.47mSv/年 となる。

また、平成 25 年 3 月末においても同様である。

2.2.2.5 敷地北エリア

2.2.2.5.1 瓦礫類及び伐採木一時保管エリア

瓦礫類及び伐採木の一時保管エリアについては、実測した線量率に今後搬入が予想される瓦礫類及び伐採木の量と線量率を考慮した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。なお、核種はCs-134及びCs-137とする。(添付資料-2)

また、評価条件における「保管済」は実測値による評価、「未保管」は受入上限値による評価を表す。

(1) 瓦礫類一時保管エリア

a. 一時保管エリアA1

一時保管エリアA1は、高線量の瓦礫類に遮蔽を行って一時保管する場合のケース1と遮蔽を行っていた瓦礫類を他の一時保管エリアに移動した後に低線量瓦礫類を一時保管する場合のケース2により運用する。

(ケース1)

貯蔵容量：約2,400m³

エリア面積：約800m²

積上げ高さ：約4m

表面線量率：30mSv/時(未保管)

遮蔽：側面(南側以外)

土嚢：高さ約3m, 厚さ約1m, 密度約1.5g/cm³

高さ約1m, 厚さ約0.8m, 密度約1.5g/cm³

コンクリート壁：高さ約3m, 厚さ約120mm, 密度約2.1g/cm³

鉄板：高さ約1m, 厚さ約22mm, 密度約7.8g/cm³

側面(南側)

土嚢：厚さ約0.8m, 密度約1.5g/cm³

鉄板：厚さ約22mm, 密度約7.8g/cm³

上部

土嚢：厚さ約0.8m, 密度約1.5g/cm³

鉄板：厚さ約22mm, 密度約7.8g/cm³

評価点までの距離：約230m

線源形状：四角柱

かさ密度：鉄0.3g/cm³

評価結果：約0.0027mSv/年

(ケース2)

貯 蔵 容 量 : 約 4,200m³

エ リ ア 面 積 : 約 1,400m²

積 上 げ 高 さ : 約 3m

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 240m

線 源 形 状 : 円柱

か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm³

評 価 結 果 : 約 0.0193mSv/年

b. 一時保管エリアA2

一時保管エリアA2は、高線量の瓦礫類に遮蔽を行って一時保管する場合のケース1と遮蔽を行っていた瓦礫類を他の一時保管エリアに移動した後に低線量瓦礫類を一時保管する場合のケース2により運用する。

(ケース1)

貯 蔵 容 量 : 約 4,700m³

エ リ ア 面 積 : 約 1,500m²

積 上 げ 高 さ : 約 4m

表 面 線 量 率 : 30mSv/時 (未保管)

遮 蔽 : 側面 (東側以外)

土 嚢 : 高さ 約 3m, 厚さ 約 1m, 密度 約 1.5g/cm³

高さ 約 1m, 厚さ 約 0.8m, 密度 約 1.5g/cm³

コンクリート壁 : 高さ 約 3m, 厚さ 約 120mm, 密度 約 2.1g/cm³

鉄板 : 高さ 約 1m, 厚さ 約 22mm, 密度 約 7.8g/cm³

側面 (東側)

土 嚢 : 厚さ 約 0.8m, 密度 約 1.5g/cm³

鉄板 : 厚さ 約 22mm, 密度 約 7.8g/cm³

上部

土 嚢 : 厚さ 約 0.8m, 密度 約 1.5g/cm³

鉄板 : 厚さ 約 22mm, 密度 約 7.8g/cm³

評 価 点 までの距離 : 約 210m

線 源 形 状 : 四角柱

か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm³

評 価 結 果 : 約 0.0050mSv/年

(ケース2)

貯 蔵 容 量 : 約 7,400m³

エ リ ア 面 積 : 約 2,500m²

積 上 げ 高 さ : 約 3m

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 220m

線 源 形 状 : 円柱

か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm³

評 価 結 果 : 約 0.0189mSv/年

c. 一時保管エリアB

①エリア1

貯 蔵 容 量 : 約 1,900m³

エ リ ア 面 積 : 約 600m²

積 上 げ 高 さ : 約 3m

表 面 線 量 率 : 0.01mSv/時

評価点までの距離 : 約 260m

線 源 形 状 : 円柱

か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm³

評 価 結 果 : 約 0.0114mSv/年

②エリア2

貯 蔵 容 量 : 約 1,200m³

エ リ ア 面 積 : 約 400m²

積 上 げ 高 さ : 約 3m

表 面 線 量 率 : 0.01mSv/時

評価点までの距離 : 約 310m

線 源 形 状 : 円柱

か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm³

評 価 結 果 : 約 0.0042mSv/年

d. 一時保管エリアC

すべて未保管としたエリア全体の評価を MCNP で実施し、その結果を基に比例計算によって、保管済分と未保管分に分けて評価した。

貯 蔵 容 量 : 約 40,000m³ (内, 保管済約 28,000m³, 未保管約 12,000m³)
エ リ ア 面 積 : 約 13,400m²
積 上 げ 高 さ : 約 3m
表 面 線 量 率 : 約 0.01mSv/時 (保管済) , 0.1 mSv/時 (未保管) , 0.05mSv/時
(未保管)
評 価 点 ま だ の 距 離 : 約 310m
線 源 形 状 : 円柱
か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm³
評 価 結 果 : 約 0.5256mSv/年 (全て 0.1mSv/時として評価した場合)

- ・ 保管済約 28,000m³
評価結果 : 約 0.0368mSv/年
- ・ 未保管約 9,000m³ (0.1mSv/時)
評価結果 : 約 0.1183mSv/年
- ・ 未保管約 3,000m³ (0.05mSv/時)
評価結果 : 約 0.0198mSv/年

e. 一時保管エリアD

すべて未保管としたエリア全体の評価を MCNP で実施し, その結果を基に比例計算によって, 保管済分と未保管分に分けて評価した。

貯 蔵 容 量 : 約 3,000m³ (内, 保管済約 2,400m³, 未保管約 600m³)
エ リ ア 面 積 : 約 1,000m²
積 上 げ 高 さ : 約 3m
表 面 線 量 率 : 約 0.09mSv/時 (保管済) , 0.5mSv/時 (未保管)
評 価 点 ま だ の 距 離 : 約 540m
線 源 形 状 : 円柱
か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm³
評 価 結 果 : 約 0.0272mSv/年 (全て 0.5mSv/時として評価した場合)

- ・ 保管済約 2,400m³
評価結果 : 約 0.0038mSv/年
- ・ 未保管約 600m³
評価結果 : 約 0.0055mSv/年

f. 一時保管エリアE1

すべて未保管としたエリア全体の評価を MCNP で実施し, その結果を基に比例計算に

よって、保管済分と未保管分に分けて評価した。

貯 蔵 容 量：約 10,500m³ (内、保管済約 3,200m³, 未保管約 7,300m³)

エ リ ア 面 積：約 3,500m²

積 上 げ 高 さ：約 3m

表 面 線 量 率：約 0.11mSv/時 (保管済), 1mSv/時 (未保管)

評価点までの距離：約 660m

線 源 形 状：円柱

か さ 密 度：鉄 0.3g/cm³

評 価 結 果：約 0.0403mSv/年 (全て 1mSv/時として評価した場合)

- ・ 保管済約 3,200m³

評価結果：約 0.0014mSv/年

- ・ 未保管約 7,300m³

評価結果：約 0.0281mSv/年

g. 一時保管エリア E 2

貯 蔵 容 量：約 1,800m³

エ リ ア 面 積：約 500m²

積 上 げ 高 さ：約 3.6m

表 面 線 量 率：10mSv/時 (未保管)

評価点までの距離：約 810m

線 源 形 状：円柱

か さ 密 度：鉄 0.3g/cm³

評 価 結 果：約 0.0219mSv/年

h. 一時保管エリア F 1

貯 蔵 容 量：約 650m³

エ リ ア 面 積：約 220m²

積 上 げ 高 さ：約 3m

表 面 線 量 率：約 1.8mSv/時 (保管済)

評価点までの距離：約 700m

線 源 形 状：円柱

か さ 密 度：鉄 0.3g/cm³

評 価 結 果：約 0.0059mSv/年

i. 一時保管エリアF 2

貯 蔵 容 量 : 約 7,500m³
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 だ の 距 離 : 約 690m
線 源 形 状 : 円柱
か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm³
評 価 結 果 : 約 0.0018mSv/年

j. 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 蔵 容 量 : 約 4,000m³×4
貯 蔵 面 積 : 約 1,400m²×4
積 上 げ 高 さ : 約 5m
表 面 線 量 率 : 30mSv/時 (未保管)
遮 蔽 : 覆土 : 厚さ 1m (密度 1.2g/cm³)
評 価 点 ま だ の 距 離 : 約 260m, 約 180m, 約 270m, 約 200m
線 源 形 状 : 直方体
か さ 密 度 : 鉄 0.5g/cm³
評 価 結 果 : 約 0.0075mSv/年, 約 0.0254mSv/年, 約 0.0059mSv/年, 約
0.0193mSv/年

k. 一時保管エリアP 1

貯 蔵 容 量 : 約 51,000m³
エ リ ア 面 積 : 約 17,000m²
積 上 げ 高 さ : 約 3m
表 面 線 量 率 : 0.1mSv/時 (未保管約 25,500m³) , 0.05 mSv/時 (未保管約
25,500m³)
評 価 点 ま だ の 距 離 : 約 550m
線 源 形 状 : 円柱
か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm³
評 価 結 果 : 約 0.0303mSv/年

l. 一時保管エリアP 2

貯 蔵 容 量 : 約 7,100m³

エ リ ア 面 積 : 約 2,000m²
積 上 げ 高 さ : 約 3.6m
表 面 線 量 率 : 1mSv/時 (未保管)
評 価 点 ま だ の 距 離 : 約 550m
線 源 形 状 : 円 柱
か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm³
評 価 結 果 : 約 0.0876mSv/年

(2) 伐採木一時保管エリア

i. 一時保管エリアG

① エリア 1

貯 蔵 容 量 : 約 8,400m³
貯 蔵 面 積 : 約 2,800m²
積 上 げ 高 さ : 約 3m
表 面 線 量 率 : 0.3mSv/時
遮 蔽 : 覆土 : 厚さ 0.7m (密度 1.2g/cm³)
評 価 点 ま だ の 距 離 : 約 210m
線 源 形 状 : 円 柱
か さ 密 度 : 木 0.1g/cm³
評 価 結 果 : 約 0.0167mSv/年

② エリア 2

貯 蔵 容 量 : 約 18,600m³
貯 蔵 面 積 : 約 6,200m²
積 上 げ 高 さ : 約 3m
表 面 線 量 率 : 0.3mSv/時
遮 蔽 : 覆土 : 厚さ 0.7m (密度 1.2g/cm³)
評 価 点 ま だ の 距 離 : 約 270m
線 源 形 状 : 円 柱
か さ 密 度 : 木 0.1g/cm³
評 価 結 果 : 約 0.0097mSv/年

j. 一時保管エリアH

貯 蔵 容 量 : 約 15,000m³
貯 蔵 面 積 : 約 5,000m²
積 上 げ 高 さ : 約 3m

表面線量率：0.3mSv/時

遮蔽：覆土：厚さ0.7m（密度1.2g/cm³）

評価点までの距離：約610m

線源形状：円柱

かさ密度：木0.1g/cm³

評価結果：約0.0002mSv/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）も一時保管する。

k. 一時保管エリア I

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）を一時保管するため、評価対象外とする。

2.2.3.5.2 雑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：雑固体廃棄物：約2,170m³

焼却灰：約85m³

線源強度：表2.2.2-5参照

遮蔽：コンクリート（密度2.15g/cm³）300mm～700mm

重量コンクリート（密度3.715 g/cm³）：50mm

評価点までの距離：約530m

線源形状：直方体

かさ密度：雑固体廃棄物：0.134g/cm³

焼却灰：0.5g/cm³

評価結果：約0.0008mSv/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. 5. 3 計算結果

敷地北エリアにおける直接線及びスカイシャイン線の線量は、各施設の最大評価値としては、瓦礫類に起因する分が約 0. 4731mSv/年、伐採木に起因する分が約 0. 0266mSv/年、雑固体廃棄物焼却設備に起因する分が約 0. 0008mSv/年、合計約 0. 51mSv/年となる。

また、平成 25 年 3 月末における敷地北エリアの評価値は、瓦礫類に起因する分が約 0. 4426mSv/年、伐採木に起因する分が約 0. 0266mSv/年、合計約 0. 47mSv/年となる。

2. 2. 2. 6 添付資料

添付資料- 1 セシウム吸着塔一時保管施設（第一施設）におけるセシウム吸着装置（KURION）吸着塔の線源条件について

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

セシウム吸着塔一時保管施設（第一施設）におけるセシウム吸着装置（KURION）吸着塔の線源条件について

1. 概要

セシウム吸着塔一時保管施設（第一施設）におけるセシウム吸着装置吸着塔（KURION）の線源条件については、滞留水中の放射能濃度の低下等に伴い、吸着塔内のセシウム吸着量が運転当初から変化していることから、使用済セシウム吸着塔側部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. 線源設定

当初設計では、滞留水の性状及び吸着材の吸着性能から、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 14mSv/時と評価した。吸着塔側部の線量率測定から、各吸着塔を、低線量吸着塔（10mSv/時未満）、中線量吸着塔（10mSv/時以上 40mSv/時未満）、高線量吸着塔（40mSv/時以上）に分類した。平成 24 年 7 月 7 日までに一時保管施設に保管した 177 本のうち、低線量吸着塔、中線量吸着塔、高線量吸着塔側部の線量率平均値がそれぞれ 5mSv/時、12.9mSv/時、95mSv/時であることから、低線量吸着塔・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、低線量吸着塔・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、すべて前段の油分等除去用の 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、3 インチ遮蔽をモデル化して吸着塔側面線量率が 95mSv/時となるように線源条件を設定した。なお、177 塔のうち、低線量吸着塔、中線量吸着塔、高線量吸着塔がそれぞれ 106 本、63 本、8 本であり、今後の使用済吸着塔は低線量吸着塔になることが予想されることから、それぞれの吸着塔を 344 塔、172 塔、20 塔とした。

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	約 6.0×10^{14}	約 1.1×10^{12}	約 7.3×10^{14}	14 (計算値)
低線量吸着塔	約 2.2×10^{14}	約 4.1×10^{11}	約 2.6×10^{14}	5
中線量吸着塔	約 5.6×10^{14}	約 1.1×10^{12}	約 6.7×10^{14}	12.9
高線量吸着塔	約 3.8×10^{13}	約 7.2×10^{10}	約 4.6×10^{13}	95

3. 線源設定の保守性

平成 24 年 7 月 7 日までに一時保管施設に保管した 177 本のうち、平成 23 年 6 月から 9 月、平成 23 年 10 月から 12 月、平成 24 年 1 月から 3 月、平成 24 年 4 月から 6 月に発生した使用済吸着塔の低線量吸着塔、中線量吸着塔、高線量吸着塔の割合を図 1 に示す。平成 23 年 6 月の運転開始初期には中・高線量吸着塔の割合が高かったが、滞留水中の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。高線量吸着塔は平成 24 年の運転では発生しておらず、中線量吸着塔も直近ではほとんど発生していないことから、今後は高線量吸着塔が発生せず、ほとんどが低線量吸着塔であると予想される。また、図 2 に示すように、発生時期が遅いほど表面線量率が低下しており、これまでに発生した吸着塔の側面線量率の平均値を基に今後の発生分も含めて線源設定することは、保守的と言える。

運用にあたっては、各々の平均値が設定条件を超えないように管理を行う。

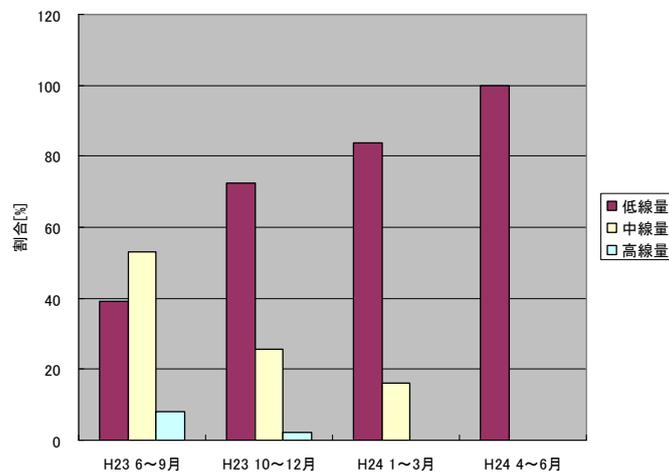


図 1 一時保管施設に保管した使用済吸着塔の発生時期による割合の変化

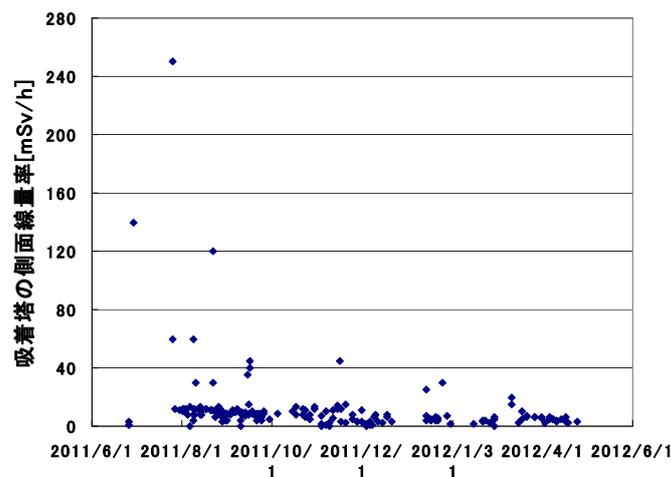


図 2 一時保管施設に保管した使用済吸着塔の発生時期と表面線量率分布

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。

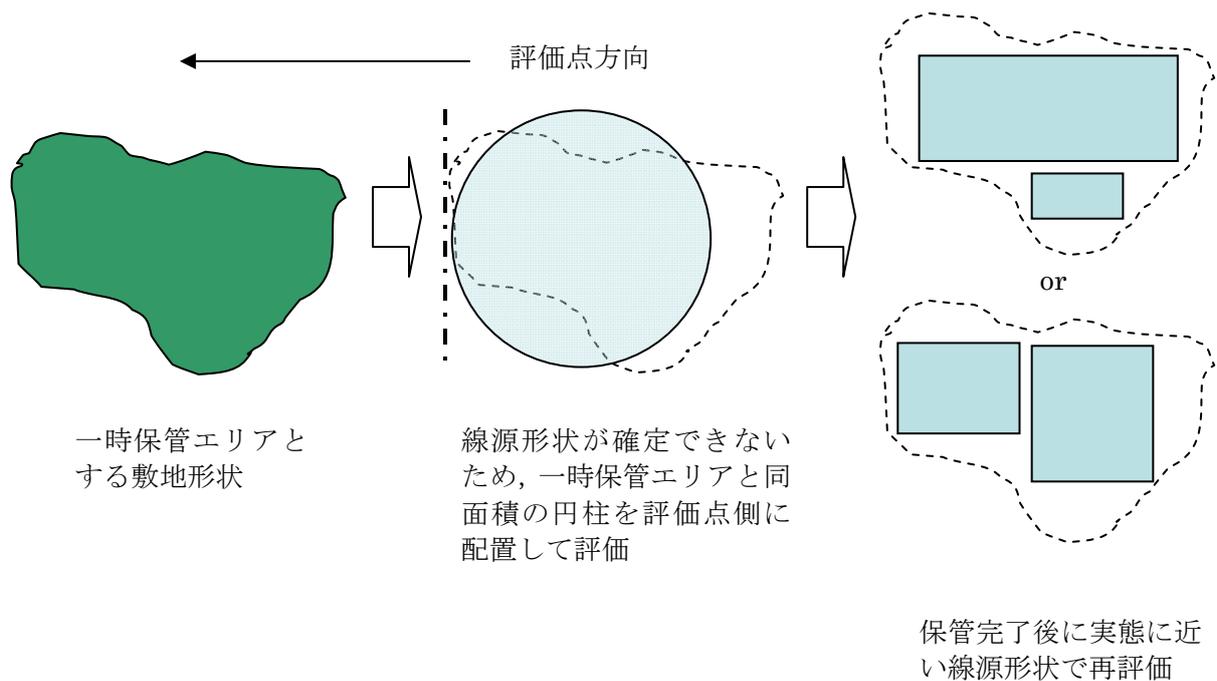


図1 線量評価イメージ

表1 詳細評価実施エリア

エリア名称
一時保管エリアA1 (ケース2)
一時保管エリアA2 (ケース2)
一時保管エリアB
一時保管エリアC
一時保管エリアD
一時保管エリアE1
一時保管エリアE2
一時保管エリアF1
一時保管エリアF2
一時保管エリアG
一時保管エリアH
一時保管エリアJ
一時保管エリアN
一時保管エリアO
一時保管エリアP1
一時保管エリアP2
一時保管エリアQ
一時保管エリアR
一時保管エリアS
一時保管エリアT
一時保管エリアV

2.2.3 線量評価のまとめ

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り、一般公衆が受ける実効線量は、気体廃棄物放出分で約 0.03mSv/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 0.96mSv/年（敷地を4つに分けたエリアのうちで実効線量が最大となるエリアの評価値：敷地南西エリア）となり、合計約 0.99mSv/年である。

なお、各施設及び各エリアの敷地境界における評価値を図 2. 2. 3-1 に示す。

また、平成 25 年 3 月における実効線量は、気体廃棄物放出分で約 0.03mSv/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 0.91mSv/年（敷地を4つに分けたエリアのうちで実効線量が最大となるエリアの評価値：敷地南西エリア）となり、合計約 0.94mSv/年であることから 1 mSv/年未満を満足する。

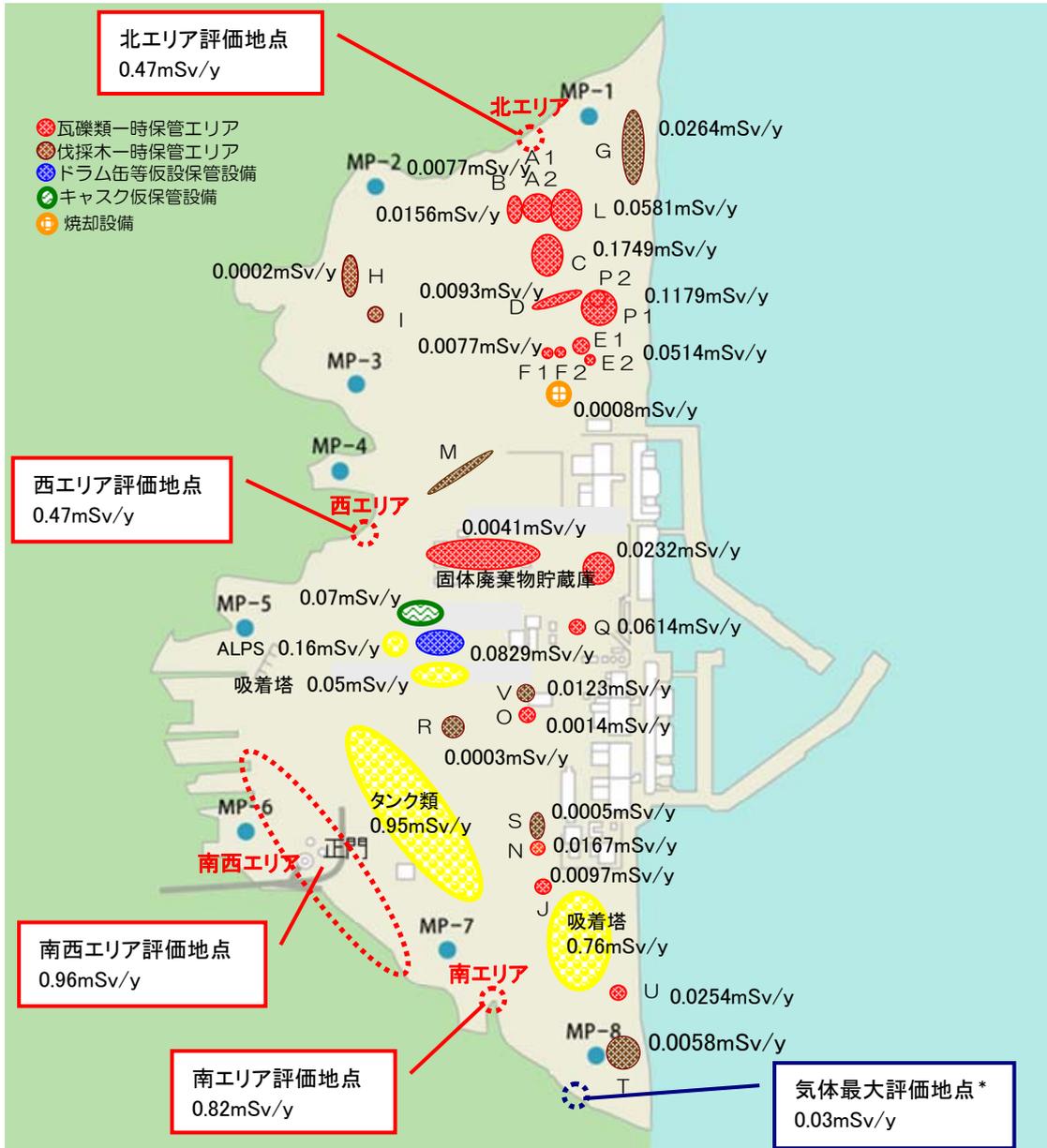


図2. 2. 3-1 各施設及び各エリアの敷地境界における評価値

* : 1~3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、1~3号機原子炉建屋からの放出量により評価

2.2.4 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. 4-1 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 2.2.3 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 1.4×10^{-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 桁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. 4-1 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

3 放射線管理に係る補足説明

3.1 放射線防護及び管理

3.1.1 放射線防護

3.1.1.1 概要

地震、津波、水素爆発に伴い、1～4号機原子炉建屋、タービン建屋、廃棄物処理建屋、廃棄物集中処理建屋及び使用済燃料輸送容器保管建屋については管理区域境界であった建屋の壁が損壊した。5、6号機原子炉建屋、タービン建屋、廃棄物処理建屋及び運用補助共用施設については、損壊の程度は少ないものの、管理区域出入口などが損壊状態にある。また、大規模な放射性物質の放出による放射線レベルの上昇により、従来、放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度及び空気中の放射性物質濃度が管理区域に係る値を超えるおそれのない区域であった固体廃棄物貯蔵庫を含め、周辺監視区域全体が、外部放射線に係る線量、空気中の放射性物質濃度、又は放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質密度について、管理区域に係る値を超えている。これらのことから、現状、周辺監視区域全体を管理区域と同等の管理を要するエリアとして管理対象区域に設定する。このため、従来の区域を限定して遮へい設備や換気空調系を用いて行ってきた放射線防護を同様に行うことは難しい状況となっている。また、これら発電所敷地に飛散した放射性物質については、作業環境の改善及びさらなる汚染拡大防止のため収集・保管を進めているところである。

免震重要棟においては、放射線業務従事者等が常時滞在することを考慮し、遮へい設備を設置する等して線量を低減し、また換気空調系を設置する等により、非管理区域又は放射性物質によって汚染された物の放射性物質の密度及び空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれのない区域として管理する。なお、飲食及び喫煙を可能とするために設ける区域においても換気空調系を設置する等により、放射性物質によって汚染された物の放射性物質の密度及び空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれのない区域として管理する。

以上を踏まえて、発電所周辺の一般公衆及び放射線業務従事者等の線量を低減すべく以下のとおり放射線防護の措置を行う。

発電所敷地に飛散した放射性物質については、さらなる汚染の拡大を防止すべく継続して放射性物質に汚染された瓦礫等の収集・保管を行うとともに、それらの線源に対して適切な遮へい設備の設置を検討していく。

また、現状の管理対象区域について、放射線業務従事者の滞在時間等を考慮して、エリアの区画や換気空調系の設置により、放射性物質によって汚染された物の放射性物質の密度及び空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれのない区域等とするよう措置を行う。

3.1.1.2 基本方針

放射線防護は、以下の基本方針に基づき措置する。

- ①遮へい設備，換気空調系等により発電所周辺の一般公衆及び放射線業務従事者等の線量を低減すること
- ②今後の復旧作業において異常時も含め放射線業務従事者が所要の対応を行えること

3.1.1.3 具体的方法

(1) 全般

a. 周辺の放射線防護

原子炉施設からの直接線及びスカイシャイン線による空気カーマについては、敷地境界で原子炉施設からの放射性物質の追加放出による線量と合算した線量が年間 1mSv を上回っている。よって、上記の線量が年間 1mSv を下回るようにするべく、遮へい設備等の措置を行う。

b. 放射線業務従事者等の放射線防護

発電所の事故対応等の業務において放射線防護設備は、放射線業務従事者が受ける線量等が「実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示」に定められた限度を超えないようにすることはもちろん、放射線業務従事者等の立入場所における線量を合理的に達成できる限り低くするように、放射線業務従事者等の作業性等を考慮して、遮へい，機器の配置，遠隔操作，放射性物質の漏えい防止，換気等，所要の放射線防護上の措置を講じる。

c. 異常時の放射線業務従事者の放射線防護

異常時においても放射線業務従事者が必要な操作を行うことができるように、放射線防護上の措置を講じる。

(2) 中央制御室及び免震重要棟

1～4 号機の中央制御室については、水素爆発等の影響により汚染し、また線量が比較的高く常時滞在することが好ましくない状況であることから、現在は必要最小限のパラメータの監視を行うべく、一定の頻度で立入している状況である。代わってプラント状態の監視等の作業を免震重要棟で行う。

よって、免震重要棟では放射線業務従事者等が常時滞在していることから、被ばく低減のため、免震重要棟に遮へい等の措置を講じる。

なお、5 号及び 6 号機の中央制御室については、既設の遮へい設計は維持されているものとするが、換気については、放射性物質によって汚染された物の放射性物質の密度及び空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれのない区域とし

て設定できるよう、既設の換気空調設備に加え、「3.1.2.3 発電所における放射線管理」に示す汚染のおそれのない管理対象区域としての措置を行う。

(3) 遮へい設備

遮へい設備については従前より設置している原子炉遮へい壁等のうち1号、3号及び4号機について水素爆発の影響により二次遮へい壁が損壊する等、既存設備の機能の一部が喪失している。今後、建屋内線源からの線量を低減すべく、機能確認・復旧を行うが、これらの遮へい壁が設置されている箇所雰囲気線量が高いこと等から、作業エリアの線量率及び滞在時間を考慮し、必要に応じて一時的遮へいを用いる。また、事故対応等の業務において稼働している高レベル放射性汚染水処理設備及び全域が汚染した発電所敷地内から収集・保管された瓦礫等を貯蔵する施設からの線量が比較的高い状況となっている。さらに、1号、3号及び4号機の使用済燃料の取扱設備については、水素爆発等により設備が損傷していると考えられる。

なお、2号、5号及び6号機の設備や固体廃棄物貯蔵庫等の共用設備については、従前の遮へい設計が維持されているものと考えている。

以上を踏まえ、既存設備、高レベル放射性汚染水処理設備及び瓦礫等を貯蔵する施設からの発電所周辺の一般公衆及び放射線業務従事者等の線量を低減すべく、必要に応じて既存の遮へい設備を復旧するか新たに設置する。

また、遮へい設備の有無に関わらず、管理対象区域内の管理として、放射線レベルの高い場所や放射線レベルが確認されていない場所については、放射線業務従事者に当該場所を周知し、特に放射線レベルが高い場所においては、必要に応じてロープ等により人の立入制限の措置を行う。また、作業管理として、放射線業務従事者の線量を合理的に達成できる限り低減すべく、必要に応じて一時的遮へいを用い、作業環境の改善に努める。1号、3号及び4号機の二次遮へい壁の損壊箇所についても、当面の復旧が困難であるため同様の措置を行う。

なお、免震重要棟においては、放射線業務従事者等が常時滞在していることから、被ばく低減のため、遮へいを行う。

(4) 換気空調系

既設建屋内の換気空調系は現在機能していないが、建屋内への入域の頻度及びエリアが限られていることから、現状は、換気空調系であらかじめ建屋内の空気中の放射性物質濃度を低減する代わりに放射線防護具装備を活用することにより、建屋内の空気中に浮遊している放射性物質の取り込みや壁面に付着している放射性物質の身体への付着を低減する。また、地震発生以降で新たに設置する建屋内についても同様の措置を講じる。

なお、5号及び6号機については、原子炉建屋及びサービス建屋について建屋換気系が運転しており、換気が行われている状況にある。

今後、既設建屋及び地震発生以降に新たに設置する建屋においては、建屋内への入域の頻度の多さ、入域するエリアの拡大度合い及び建屋内の放射性物質によって汚染された物の放射性物質の密度及び空気中の放射性物質濃度の状況を考慮して、必要に応じて上記の管理的手段から換気空調系による屋内雰囲気管理に移行できるよう検討をすすめる。

また、今後設置する建屋についても、既設建屋と同様に入域の頻度の多さ等を考慮し、上記の管理的手段もしくは換気空調系による屋内雰囲気管理を行う設計とする。

なお、既存の換気空調系の復旧を行う場合は、ベント時に系統内に付着するなどした放射性物質の新たな放出を低減する措置を講じる。

免震重要棟並びに飲食及び喫煙を可能とするために設ける区域においては、換気空調により、放射性物質によって汚染された物の放射性物質の密度及び空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれのない区域として設定できるよう措置を行う。

なお、各換気空調系のフィルタは、点検及び交換することができる設計とする。

(5) その他の放射線防護措置

a. 機器の配置

放射線レベルの高い区域は、原則として区画するとともにその入口には迷路又は遮へい扉を設ける。なお、これらの措置を行うことが難しい場合は、当該区域を周知する等により不要に近づかないような措置を講じる。

また、操作頻度の高い制御盤等は、低放射線区域に配置する。

b. 遠隔操作

地震発生以降、発電所敷地全域で通常時に比べ高い放射線レベルが測定されているが、その中でも特に放射線レベルの高い1～3号機の原子炉建屋周辺等については、特に不必要な被ばくを防止する必要がある。よって、そのような放射線レベルが高い区域での作業に当たっては、必要に応じて放射線源の低減に努めることはもちろんのことロボットの活用、操作等の遠隔化により不必要な放射線被ばくを防止する措置を講じる。

c. 放射性物質の漏えい防止

現状、原子炉冷却材が原子炉圧力容器から漏えいしており、原子炉建屋等に滞留している状況であるが、これらの汚染水を処理するとともに原子炉注水する系統においては系外へ漏えいしにくくなるよう措置を講じる。

今後、その他の既存設備の復旧、若しくは新規設備の設置にあたっては放射性物質の漏えいを防止する設計とする。

d. 汚染拡大の防止

地震発生以降，発電所敷地は外部放射線に係る線量，空気中の放射性物質濃度，又は放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質密度について，管理区域に係る値を超えており，そのうち免震重要棟並びに飲食及び喫煙を可能とするために設ける区域といった放射性物質によって汚染された物の放射性物質の密度及び空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれのない区域については，立ち入り者の身体及び衣服，履物等身体に着用している物並びにその持ち出そうとする物品（その物品を容器に入れ又は包装した場合には，その容器又は包装）の表面の放射性物質の密度について表面汚染測定等により測定場所のバックグラウンド値を超えないようにしている。

今後とも，放射性物質によって汚染された物の放射性物質の密度及び空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えておそれのない区域については，上記の通りスクリーニングを行うことで，汚染拡大防止の措置を講じる。

また，発電所敷地に飛散した放射性物質については，作業環境の改善及びさらなる汚染拡大防止のため収集・保管を進めているところである。

これら発電所敷地に飛散した放射性物質については，さらなる汚染の拡大を防止するべく継続して放射性物質に汚染された瓦礫等の収集・保管の措置を講じる。

3.1.2 放射線管理

3.1.2.1 概要

地震，津波，水素爆発に伴い，1～4号機原子炉建屋，タービン建屋，廃棄物処理建屋，廃棄物集中処理建屋及び使用済燃料輸送容器保管建屋については管理区域境界であった建屋の壁が損壊した。5，6号機原子炉建屋，タービン建屋，廃棄物処理建屋及び運用補助共用施設については，損壊の程度は少ないものの，管理区域出入口などが損壊状態にある。このため，これらの管理区域境界については，区画物による区画・放射線等の危険性に応じた立入制限等を行うことができない状況にある。

また，大規模な放射性物質の放出による放射線レベルの上昇により，従来，放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度及び空気中の放射性物質濃度が管理区域に係る値を超えておそれのない区域であった固体廃棄物貯蔵庫を含め，周辺監視区域全体が，外部線量に係る線量，空気中放射性物質の濃度，又は放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度について，管理区域に係る値を超えている。このため，管理区域から人が退去し，又は物品を持ち出そうとする場合に，その者の身体及び衣服，履物等身体に着用している物並びにその持ち出そうとする物品（その物品を容器に入れ又は包装した場合には，その容器又は包装）の表面の放射性物質の密度が管理区域に係る値を超えていないことの確認ができない状況にある。

これらのことから，現状，周辺監視区域全体を管理区域と同等の管理を要するエリアと

して管理対象区域を設定している。管理対象区域では、周辺監視区域と同一のさく等の区画物によって区画するほか周辺監視区域と同一の標識を設けることによって明らかに他の場所と区別し、かつ、放射線等の危険性の程度に応じて、人の立入制限等の措置を講じている。また、管理対象区域から人が退去し、又は物品を持ち出そうとする場合の表面汚染検査は、本来、管理対象区域の境界に設置する出入管理箇所において行うものであるが、管理対象区域境界は放射線レベルのバックグラウンドが高いこと及び放射線業務従事者の数に応じた測定を行うための施設等が必要であるため、管理対象区域から離れた場所に臨時の出入管理設備を設けて、原子力災害対策本部が定める警戒区域からのスクリーニングレベル（平成23年9月16日付・原子力非常災害対策本部長通知及び最新の通知、以下「スクリーニングレベル」という。具体的には40Bq/cm²（13,000cpm相当）である。）を超えないことを確認している。なお、管理対象区域に立ち入る者は放射線業務従事者と一時立入者とする。個人被ばく管理については、放射線業務従事者が管理対象区域で作業を行う場合には、放射線測定器を着用させ、外部被ばくによる線量当量の評価を行っている。また、内部被ばくについては、原則としてホールボディカウンタによる体外計測法などで定期的及び必要の都度、評価を行っている。

管理対象区域のうち管理区域については、現状の放射線レベルに応じて再区分するとともに、今後、立入制限等必要な措置を順次講じていく。管理対象区域のうち管理区域を除く区域については、放射線レベルを低下していくためには、長い期間を要することから、今後、管理対象区域内の除染等を検討し、実施する。詳細は、「3.1.3 敷地内に飛散した放射性物質の拡散防止及び除染」参照。

3.1.2.2 基本方針

- ① 現存被ばく状況において、放射線被ばくを合理的に達成できる限り低減する方針で、今後、新たに設備を設置する場合には、遮へい設備、換気空調設備、放射線管理設備及び放射性廃棄物廃棄施設を設計し、運用する。また、事故後、設置した設備においても、放射線被ばくを合理的に達成できる限り低減する方針で、必要な設備の改良を図る。
- ② 放射線被ばくを合理的に達成できる限り低くするために、周辺監視区域全体を管理対象区域として設定して、立入りの制限を行い、外部放射線に係る線量、空気中もしくは水中の放射性物質の濃度及び床等の表面の放射性物質の密度を監視して、その結果を管理対象区域内の諸管理に反映するとともに必要な情報を免震重要棟や出入管理箇所等で確認できるようにし、作業環境の整備に努める。
- ③ 放射線業務に限らず業務上管理対象区域に立ち入る作業者を放射線業務従事者とし、被ばく歴を把握し、常に線量を測定評価し、線量の低減に努める。また、放射線業務従事者を除く者であって、放射線業務従事者の随行により管理対象区域に立ち入る者等を一時立入者とする。

さらに、各個人については、定期的に健康診断を行って常に身体的状態を把握する。

- ④ 周辺監視区域を設定して、この区域内に人の居住を禁止し、境界に柵または標識を設ける等の方法によって人の立入を制限する。
- ⑤ 原子炉施設の保全のために、管理区域を除く場所であって特に管理を必要とする区域を保全区域に設定して、立入りの制限等を行う。

3.1.2.3 発電所における放射線管理

(1)管理対象区域，管理区域，保全区域及び周辺監視区域

a. 管理対象区域

周辺監視区域全体が外部線量に係る線量，空气中放射性物質の濃度，又は放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度について，管理区域に係る値を超えるか，又は，そのおそれがあるため，管理区域と同等の管理を要するエリアとして管理対象区域を設定する。管理対象区域は，管理区域と管理区域を除く区域に分けられる。

管理対象区域のうち管理区域を除く区域については，外部線量に係る線量，空气中放射性物質の濃度，又は放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度について，管理区域に係る値を下回るよう，必要の都度，遮へいにより線量当量率を下げ，又は除染により線量当量率及び表面汚染密度を下げていく。

b. 管理区域

外部線量に係る線量，空气中放射性物質の濃度，又は放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度について，管理区域に係る値を超えるか，又は，そのおそれのある区域である。

管理区域境界の大物搬出入口などが開放状態にあることや管理区域境界においても放射線レベルが高いことから，管理区域に求められる管理区域内の管理，物品の出入管理ができていないが，今後，順次，修復し，管理区域に求められる要件を満足するようにする。また，管理対象区域のうち管理区域を除く場所において，除染等を行っても管理区域に係る値を下回るようにすることが困難な場合には，管理区域に求められる措置を適切に講じた上で管理区域を設定する。

c. 保全区域

「実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則」（第1条）に基づき，原子炉施設の保全のために特に管理を必要とする区域であって，管理区域を除く区域を保全区域とする。

d. 周辺監視区域

外部放射線に係る線量，空気中もしくは水中の放射性物質濃度が，「実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示」（第3条及び第9条）に定められた値を超えるおそれのある区域が周辺監視区域であるが，放出により沈着した

放射性物質が広域に広がってしまっており、周辺監視区域を線量限度に基づき設定することが困難であるため、管理上の便宜も考慮して図3. 1-1に示すように周辺監視区域を設定する。

(2)管理対象区域内の管理

管理対象区域については、次の措置を講じる。

- ① 管理対象区域は当面の間、周辺監視区域と同一にすることにより、さく等の区画物によって区画するほか周辺監視区域と同一の標識等を設けることによって明らかに他の場所と区別し、かつ、放射線等の危険性の程度に応じて、人の立入制限等を行う。

管理対象区域内の線量測定結果を放射線業務従事者の見やすい場所に掲示する等の方法によって、管理対象区域に立ち入る放射線業務従事者に放射線レベルの高い場所や放射線レベルが確認されていない場所を周知する。特に放射線レベルが高い場所においては、必要に応じてロープ等により人の立入制限を行う。

- ② 放射性物質を経口摂取するおそれのある場所での飲食及び喫煙を禁止する。ただし、飲食及び喫煙を可能とするために、放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度及び空気中の放射性物質濃度が、法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれのない区域を設ける。なお、設定後は、定期的な測定を行い、この区域内において、法令に定める管理区域に係る値を超えるような予期しない汚染を床又は壁等に発見した場合等、汚染拡大防止のための放射線防護上必要な措置等を行うことにより、放射性物質の経口摂取を防止する。
- ③ 管理対象区域全体にわたって放射線のレベルに応じた保護衣類や放射線防護具類を着用させる。今後、必要の都度管理対象区域内を除染し、表面汚染密度を下げている。なお、管理対象区域内において全面マスク着用省略可能エリアは以下の条件に合致する場合に設定する。

- ・ 全面マスク着用省略可能エリアの空气中放射性物質濃度を測定し、マスク着用基準を下回っていること。ただし、作業による放射性物質の舞い上がりを考慮し、全面マスク着用省略可能エリアで作業する場合は、念のため使い捨て防塵マスク（除染電離則を参考にして、地表面の土砂の放射能濃度の基準を下回る場合は、サージカルマスクも使用可）を着用すること。
- ・ 新規に建屋やタンク等を建設する作業エリアは、基礎工事で、表土をすきとり、砕石又はコンクリートを敷設した後に全面マスク着用省略可能エリアを設定すること。
- ・ 原子炉格納容器ガス管理設備による未臨界監視を行い、不測の事態が生じた場合には、全面マスク着用を指示するため、一斉放送が聞こえる場所かPHSによる連絡が可能な場所であること。

- ④ 管理対象区域から人が退去し、又は物品を持ち出そうとする場合には、その者の身体及び衣服、履物等身体に着用している物並びにその持ち出そうとする物品（その物品を容器に入れ又は包装した場合には、その容器又は包装）の表面の放射性物質の密度についてスクリーニングレベルを超えないようにする。管理対象区域内において汚染された物の放射性物質の密度及び空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれのない区域に人が立ち入り、又は物品を持ち込もうとする場合は、その者の身体及び衣服、履物等身体に着用している物並びにその持ち出そうとする物品（その物品を容器に入れ又は包装した場合には、その容器又は包装）の表面の放射性物質の密度について表面汚染測定等により測定場所のバックグラウンド値を超えないようにする。
- ⑤ 管理対象区域内においては、除染や遮へい、換気を実施することにより外部線量に係る線量、空気中放射性物質の濃度、及び放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質密度について、管理区域に係る値を超えるおそれのない場合は、人の出入管理及び物品の出入管理に必要な措置を講じた上で、管理対象区域として扱わないこととする。

また、管理対象区域内は、場所により外部放射線に係る線量当量率、放射線業務従事者等の立入頻度等に差異があるので、これらのことを考慮して適切な管理を行う。

管理対象区域のうち管理区域については、地震、津波、水素爆発に伴い、1～4号機原子炉建屋、タービン建屋、廃棄物処理建屋、廃棄物集中処理建屋及び使用済燃料輸送容器保管建屋については管理区域境界であった建屋の壁が損壊した。5、6号機原子炉建屋、タービン建屋、廃棄物処理建屋及び運用補助共用施設については、損壊の程度は少ないものの、管理区域出入口などが損壊状態にある。このため、他の場所との区別・放射線等の危険性の程度に応じた人の立入制限等の措置は、管理対象区域で講ずる措置と同一とする。

a. 線量等の測定

放射線業務従事者等の線量の管理が、容易かつ確実にできるようにするため放射線測定器により、管理対象区域及び臨時の出入管理箇所における放射線レベル等の状況を把握する。

(a) 外部放射線に係る線量当量の測定

① エリア放射線モニタによる測定

管理対象区域内で運転操作、監視、点検等のために人が駐在する場所に、エリア放射線モニタを設置し、放射線環境の状況の把握と放射線防護への情報提供の観点から放射線レベルの連続監視を行う必要があるが、既設建屋内のエリア放射線モニタは、津波による水没や爆発による故障、建屋内の線量が高いためエリア放射線モニタの健

全性を確認していない。

放射線環境の状況の把握と放射線防護への情報提供の観点から、放射線業務従事者の立入頻度を考慮し、放射線レベルの連続監視を行う必要性を踏まえ、エリア放射線モニタによる管理に移行できるよう検討を行う。

②サーベイメータによる測定

管理対象区域内において放射線業務従事者が特に頻繁に立ち入る箇所及び臨時の出入管理箇所の一時保管エリアについては、定期的あるいは必要の都度サーベイメータによる外部放射線に係る線量率の測定を行う。

測定した結果は、測定点、測定日時、測定結果を記入したサーベイマップを作成し、放射線業務従事者の、見やすい場所に掲示する等の方法によって、管理対象区域内に立ち入る放射線業務従事者に放射線レベルの高い場所や放射線レベルが確認されていない場所を周知する。

(b) 空気中の放射性物質の濃度及び表面の放射性物質の密度の測定

管理対象区域内において、放射線業務従事者が特に頻繁に立ち入る箇所については、定期的あるいは必要の都度空気中の放射性物質の濃度及び床等の表面の放射性物質の密度を測定する。

① 排気モニタによる測定

排気モニタにより建屋内の空気中の放射性物質の濃度を監視する。放射能レベルがあらかじめ設定された値を超えた場合は、免震重要棟又は中央制御室（5，6号機）において警報を出し、適切な処置がなされるよう運転員の注意を喚起する。

② サンプルングによる測定

管理対象区域内において放射線業務従事者が特に頻繁に立ち入る箇所及び臨時の出入管理箇所の一時保管エリアについて、サンプルングにより空気中の放射性物質の濃度及び床等の表面の放射性物質の密度の測定を定期的及び必要の都度行う。

(c) 系統内の放射能測定

施設が正常に運転されていることを確認するため、系統内の気体及び液体の放射性物質の濃度を測定する。

① プロセス放射線モニタによる測定

プロセス放射線モニタは、空気中又は水中の放射性物質の濃度を監視し、放射能レベルが、あらかじめ設定された値を超えた場合は、免震重要棟又は中央制御室（5，6号機）において警報を出し、適切な処置がなされるよう運転員の注意を喚起する。なお、警報は異常の早期発見が可能な値を定める。

② サンプルングによる測定

主な系統については、定期的及び必要の都度サンプルングにより放射性物質の濃度

を測定する。

b. 人の出入管理

(a) 管理対象区域への立入制限

管理対象区域への立入りは、あらかじめ指定された者で、かつ必要な場合に限るものとする。なお、管理対象区域への立入制限は、出入管理箇所において行う。ただし、保護衣類及び放射線測定器の配備に際しては、放射線業務従事者の数に応じた配備を行うための施設等が必要であるため、管理対象区域から離れた場所に臨時の出入管理設備を設けて出入管理を行う。

なお、管理対象区域のうち管理区域内の立入制限は、管理対象区域における立入制限で実施している制限と同一である。

(b) 出入管理の原則

管理対象区域（管理区域を含む）の出入管理の原則は次のとおりとする。

- ① 管理対象区域（管理区域を含む）の出入りは、出入管理箇所及び臨時の出入管理箇所を經由して行う。
- ② 管理対象区域（管理区域を含む）に立ち入る者には、臨時の出入管理箇所です定の保護衣類を配備して着用させる。また、臨時の出入管理箇所または免震重要棟において所定の放射線測定器を配備して着用させる。
- ③ 本来、管理対象区域及び管理対象区域のうち管理区域から退出する前に表面汚染検査を行うものであるが、放射線レベルのバックグラウンドが高いこと及び放射線業務従事者の数に応じた測定を行うための施設等が必要であるため、管理対象区域及び管理対象区域のうち管理区域から退出した者には、臨時の出入管理箇所においてサーベイメータ等によって表面汚染検査を行わせる。
管理対象区域内のうち、汚染された物の表面の放射性物質の密度及び空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれのない区域に立ち入る者には、その出入口においてサーベイメータ等によって表面汚染検査（予め管理区域に係る値を超えないことを確認した場合は除く）を行わせる。
- ④ 出入管理箇所では、所定の保護衣類をすでに着用しているため、あらかじめ立入を許可した者のみが乗車する車両に構内への入構許可を与え、出入管理箇所においては許可を得た車両であることを確認することにより、管理対象区域（管理区域を含む）の人の出入りを監視する。

(c) 管理対象区域（管理区域を含む）内での遵守事項

- ① 指定された場所以外では、飲食及び喫煙を禁止する。
- ② 異常事態の発生又はそのおそれがある事象を発見した場合は、直ちに必要箇所へ

連絡させ、その指示に従わせる。

c. 物品の出入管理

管理対象区域への物品の持込み及び持出しは、出入管理箇所または臨時の出入管理箇所を経由して行う。なお、管理対象区域のうち管理区域内への物品の出入管理は、管理対象区域における物品の出入管理で実施している管理と同一である。

管理対象区域から物品を持ち出す場合には、スクリーニングレベルを超えないことを確認する。

なお、当社が貸与する下着類のうち再使用可能なものについては、これまで福島第一原子力発電所の管理区域に設置する洗濯設備で洗浄し再使用する運用としていたが、震災により当該設備が使用できない状況にあるため、当社福島第二原子力発電所の管理区域に設置する同等の洗濯設備で洗浄して福島第一原子力発電所で再使用することとし、この場合における管理対象区域からの当該下着類の持出しにあたってはスクリーニングレベルを超えないことを確認する。当該運用にあたっては、福島第二原子力発電所で発生する使用済保護衣類の処理に支障を来さない範囲で行うとともに、洗濯廃液系の取り扱いにおいては福島第二原子力発電所の保安規定を遵守する。

d. 管理対象区域内の区分

管理対象区域は、管理区域と管理区域を除く区域に区分する。

管理対象区域のうち管理区域は、放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度及び空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれのない区域と、表面の放射性物質の密度又は空気中の放射性物質濃度が、法令に定める管理区域に係る値を超えるか又は超えるおそれのある区域とに区分する。なお、放射線レベルが高く、区域区分に係る条件を満足できない場合は、管理対象区域のうち管理区域を除く区域の区域区分と同一とする。

管理対象区域のうち管理区域を除く区域については汚染された物の表面の放射性物質の密度又は空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるまたは超えるおそれのある区域と汚染された物の表面の放射性物質の密度及び空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれのない区域とに区分する。

e. 作業管理

管理対象区域での作業は、放射線業務従事者の線量を合理的に達成できる限り低減することを旨として原則として次のように行う。

- ① 事前に作業環境に応じて放射線防護具類の着用、作業人数、時間制限等必要な条件を定め、放射線業務従事者の個人被ばく歴を考慮して合理的な作業計画を立てる。また、上記の作業計画において必要な条件を定めるために、事前に作業訓練やロボットの活用を行うことも考慮する。

- ② 作業前及び作業中には、必要に応じ、外部放射線に係る線量当量率及び空気中の放射性物質の濃度を測定し、高線量作業を識別した上で作業を行うとともに、事故後初めて立ち入る場合等必要な場合には、一時的遮へいの使用、除染等を行い、作業環境の改善に努める。
- ③ 請負業者の作業管理については、労働安全衛生法及び電離放射線障害防止規則に基づき各請負業者に実施義務があるが、東京電力の放射線業務従事者に準じて行う。具体的には、請負業者が作成する作業計画の内容を確認し、適切なものとなるよう指導する、作業計画の周知を図るよう指導する、作業現場を巡視するなどの指導または援助を行う。

(3) 保全区域内の管理

保全区域は、「実用発電用原子炉設置、運転等に関する規則」(第8条)の規定に基づき、標識を設ける等の方法によって明らかに他の場所と区別し、かつ、管理の必要性に応じて人の立入制限等の措置を講じる。

(4) 周辺監視区域内の管理

「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」(第8条)の規定に基づき、周辺監視区域は人の居住を禁止し、境界にさく又は標識を設ける等の方法によって周辺監視区域に業務上立ち入る者を除く者の立入りを制限する。

周辺監視区域内は、全域を管理対象区域とし、その管理については、「3.1.2.3(2)管理対象区域内の管理」で述べる。

(5) 個人被ばく管理

管理対象区域(管理区域を含む)に立ち入る者の個人被ばく管理は、線量を常に測定評価するとともに定期的及び必要に応じて健康診断を実施し、身体的状態を把握することによって行う。

なお、請負業者の放射線業務従事者の個人被ばく管理については、法令に定められるものについて、東京電力の放射線業務従事者に準じて扱う。

a. 管理対象区域(管理区域を含む)立入前の措置

放射線業務に限らず業務上管理対象区域に立ち入る作業者を放射線業務従事者とする。また、放射線業務従事者に対しては、あらかじめ次のような措置を講じる。

- ① 放射線防護に関する教育、訓練を行う。
- ② 被ばく歴及び健康診断結果を調査する。

b. 放射線業務従事者の線量限度

放射線業務従事者の線量は、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」の規定に基

づく線量限度等を定める告示」(第6条及び第8条), 及び最新の告示に定める線量限度を超えないようにする。

c. 線量の管理

放射線業務従事者の線量が, 線量限度を超えないよう被ばく管理上必要な措置を講じる。

(a) 外部被ばくによる線量の評価

外部被ばくによる線量の測定は, 原則として次のように行う。

- ① 放射線業務従事者の外部被ばくによる線量の評価は, 管理対象区域(管理区域を含む)において, 蛍光ガラス線量計等の放射線測定器を着用させ, 外部被ばくによる線量の積算値の定期的な測定等により行う。
- ② 管理対象区域(管理区域を含む)に立ち入る場合には, 上記蛍光ガラス線量計等の着用に加え, 警報付ポケット線量計等を着用させ, 外部被ばくによる線量をその日ごとに測定する。
- ③ 特殊な作業に従事する者に対しては, その作業に応じて被ばくする線源や作業姿勢を考慮し適切な放射線測定器, 例えば中性子線源取扱作業や β 線被ばく作業などに関しては中性子線用固体飛跡検出器や β 線測定用線量計等を, 体幹部以外にも局所的に被ばくする箇所がある場合は当該末端部に着用させ, その都度線量の測定を行う。

(b) 内部被ばくによる線量の評価

内部被ばくによる線量の測定は, 原則として次のように行う。

- ① 放射線業務従事者の内部被ばくによる線量の評価は, ホールボディカウンタによる体外計測法又は作業環境の空気中の放射性物質の濃度を測定することにより行う。
- ② ホールボディカウンタによる測定は, 発電所退所時(放射線業務従事者として勤務を解除する時)並びに定期的及び必要に応じて行う。
- ③ 放射性物質の体内摂取が考えられる場合には, 必要に応じてバイオアッセイを行う。

(c) 放射線業務従事者の線量の評価結果は, 本人に通知する。

(d) 個人の線量の測定結果は, 定期的に評価, 記録するとともに以後の放射線管理及び健康管理に反映させる。

なお, 視察等管理対象区域(管理区域を含む)に一時的に立ち入る者については, その都度警報付ポケット線量計等を着用させ, 外部被ばくによる線量の測定を行うほか, 必要に応じて内部被ばくによる線量の評価を行う。

d. 健康管理

- ① 「労働安全衛生規則」(第 44 条及び第 45 条)による健康診断のほか「電離放射線障害防止規則」(第 56 条),「東京電力福島第一原子力発電所における被ばく管理の徹底について 基安発 1030 号第 1 号・平成 24 年 10 月 30 日」及び最新の通知に基づき放射線業務従事者について健康診断を実施し,常にその健康状態を把握する。
- ② 健康診断結果及び線量の評価結果による医師の勧告等を考慮し,必要ある場合は,保健指導及び就業上の措置を講じる。
- ③ 発電所内において放射線障害が発生した場合又はそのおそれがある場合は必要な応急措置をとる。

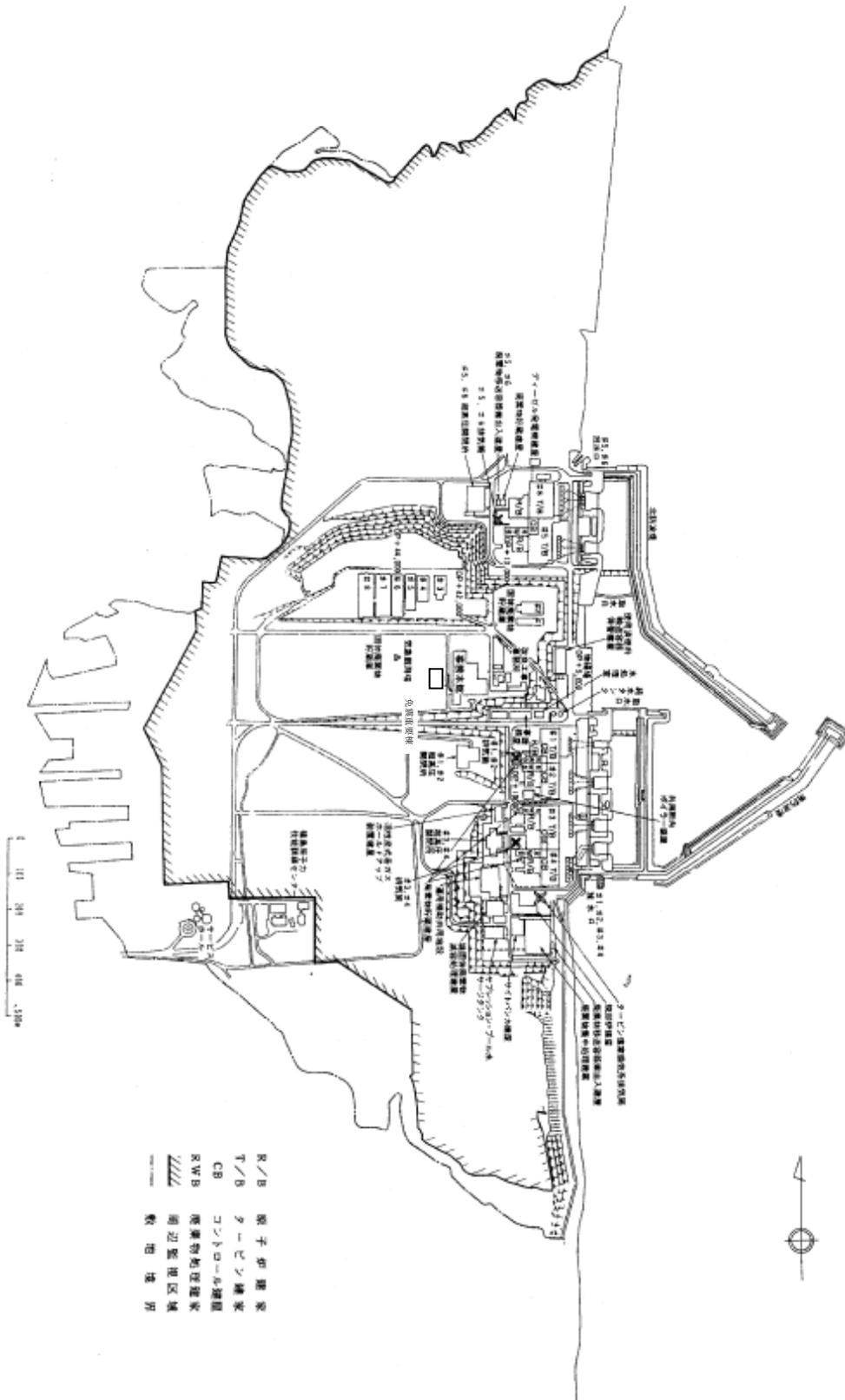


図3. 1-1 周辺監視区域図

3.1.2.4 周辺監視区域境界及び周辺地域の放射線監視

気体廃棄物の環境中への放出にあたっては各建屋で放出監視を行い、液体廃棄物の環境中への放出にあたっては放出毎に測定を行うことにより、厳重に管理するが、更に異常がないことを確認するため、周辺監視区域境界付近及び周辺地域において空間放射線量率及び環境試料の放射能の監視を行う。

(1) 空間放射線量等の監視

空間放射線量は、周辺監視区域境界付近及び周辺地域に設けるモニタリングポイントに蛍光ガラス線量計を配置し、これを定期的に回収して線量を読み取ることにより測定する。

空間放射線量率は、周辺監視区域境界付近にほぼ等間隔に8箇所設置されているモニタリングポストにより測定し、連続監視を行う。

モニタリングポストは、事故時に放出された放射性物質の影響により設置場所の線量率が上昇しているため、モニタリングポストの設置場所周辺からの空間線量率の影響を低減するために必要な範囲について森林の伐採、表土の除去を行う。線量率が高い一部の設置場所については、放射性物質の異常な放出の検知を目的として検出器周りに遮へい壁を設置するが、設置場所周辺の空間線量率の変動を監視するためにサーベイメータ等により測定を行う。

(2) 環境試料の放射能監視

周辺環境の陸域及び海域における放射性物質濃度を比較的長寿命核種に重点を置き測定する。

陸域、海域について、それぞれ以下のモニタリングを実施し、事故時に放出された放射性物質の環境への影響及び追加の異常な放出が無いことを監視する。

①陸域

測定対象：空間線量率，放射性物質濃度

測定点：原子炉建屋周辺，敷地周辺

②海域

測定対象：海水，海底土

測定点：発電所前面海域，沿岸海域

なお、事故後に関係機関と連携して実施しているモニタリングについては、国の「総合モニタリング計画」に基づき引き続き実施する。

(3) 異常時における測定

放射性物質を取り扱う各施設において、放射線量率の上昇や放射性物質の漏えいが生じた場合は、確認、測定の頻度を増やして放射線監視を強化する等、適切な措置を講じる。

今後各施設において想定される異常事象に備え、異常な放出が想定された場合、陸側では、

モニタリングポストによる監視に加え、 γ 線サーベイメータ、ダストサンプラ等を搭載したモニタリングカーにより気象データに基づき風下側において敷地周辺の空間放射線量率、空气中放射性物質濃度の測定を行い、環境への影響の範囲、程度などの推定を敏速かつ確実に行う。海側では、海水の測定頻度を増やす等して、環境への影響の範囲、程度などの推定を敏速かつ確実に行う。

3.1.2.5 放射線管理に用いる測定機器等

(1) 主要設備

a. 出入管理関係設備

出入管理、汚染管理のため、以下の設備を設ける。

(a) 出入管理設備

管理対象区域（管理区域を含む）への立入りは、出入管理箇所を通る設計とする。ただし、保護衣類及び放射線測定器の配備に際しては、本来、管理対象区域の出入管理箇所を経由して行うものであるが、現状においては、放射線業務従事者の数に応じた保護衣類及び放射線測定器の配備を行うための施設等が必要であるため、管理対象区域から離れた場所に臨時の出入管理設備を設けて、ここで人員、物品等の出入管理を行う。また、放射線管理に必要な各種サーベイメータ等を備える。

(b) 汚染管理設備

人の出入りに伴う汚染の管理は、本来、管理対象区域から退出する前に表面汚染検査を行うものであるが、放射線レベルのバックグラウンドが高いこと及び放射線業務従事者の数に応じた測定を行うための施設等が必要であるため、臨時の出入管理箇所に更衣所、退出モニタ等を設ける。また、汚染サーベイメータ、汚染除去用器材を備える。

b. 試料分析関係設備

各系統の試料等の化学分析及び放射能測定を行うために、津波・地震等による被害が比較的軽微であった5、6号機及び環境管理棟の設備を使用可能な状態とする。なお、化学分析設備の分析スペース及び放射能測定設備が足りず試料の適時処理ができない、放射能測定設備のバックグラウンドが高く低放射能濃度試料の測定ができない状況のため、発電所構外でも試料分析を実施している。

(a) 化学分析設備

放射線レベルの低減、空調設備の復旧及び分析設備の健全性確認を行い、既存の化学分析設備を使用可能な状態とする。なお、放射線レベルが震災前の値に戻っていないこと、分析スペースも足りないことから、今後は、新規設置を進めていく。

(b) 放射能測定設備

放射能測定設備のうち、 γ 核種・全 α 核種・全 β 核種・トリチウム・ストロンチウムの測定設備を使用可能な状態とする。なお、放射線レベルのバックグラウンドが震災前

の値に戻っていないこと、放射能測定設備が足りず試料の適時処理ができないことから、新規設置を進めていく。

c. 個人管理用測定設備及び測定機器

個人の線量管理のため、外部放射線に係る線量当量を測定する蛍光ガラス線量計、警報付ポケット線量計等及び内部被ばくによる線量を評価するためホールボディカウンタ等を発電所構外に備える。

なお、放射性物質の体内摂取が考えられる場合に実施するバイオアッセイについては、必要に応じて発電所構外にて実施する。

d. 放射線計測器の校正設備

放射線監視設備及び機器を定期的に校正し計測器の信頼度を維持するために、校正設備を設けている。本校正設備が健全であることを確認したため、今後も放射線監視設備及び機器は校正設備を用いて校正する。また、一部の放射線監視設備及び機器については、他施設に持ち込み放射線源による校正を行う。

e. 放射線監視

放射線監視設備は、エリア放射線モニタリング設備及び放射線サーベイ機器等からなり、次の機能を持つ。

エリア放射線モニタリング設備は、放射線レベルが設定値を超えたときは、警報を発する。

(a) エリア放射線モニタリング設備

既設建屋内のエリア放射線モニタが機能していない箇所については、建屋内への入域の頻度・エリアが限られていることから、入域の際に放射線業務従事者自らが周辺の放射線レベルを計測するという管理的手段により、異常の検知に努めている。

今後は、建屋内について入域の頻度の多さ、エリアの拡大を考慮して、必要に応じて上記の管理的手段から従来のエリア放射線モニタによる管理に移行できるよう検討をすすめていく。屋外については、敷地全域が汚染していることから、除染を行う等して放射線リスクの低減に努める。

(b) プロセス放射線モニタリング設備

放出監視のための放射線モニタについて、5、6号機の建屋換気排気に係るものを除いて現在機能していない状況である。放射性廃棄物の放出や建屋換気排気に係るモニタについては、機能を復旧させる必要があるが、当面、以下の設備により気体廃棄物の放出監視を行い、免震重要棟に表示する。

- ・ 1, 2, 3号機原子炉格納容器ガス管理設備

- ・ 1号機原子炉建屋カバー排気設備
- ・ 2号機原子炉建屋排気設備

5, 6号機主排気筒のモニタについては, 5, 6号機中央制御室で表示している。

(c) 環境モニタリング設備

以下の環境モニタリング設備により発電所敷地周辺の放射線監視を行う。

① 固定モニタリング設備

敷地境界付近に設置されているモニタリングポスト8基により, 連続的に空間放射線量率を測定し, 免震重要棟で指示及び記録を行い, 放射線レベル基準設定値を超えたときは警報を出す。また, 空間放射線量測定のため適切な間隔でモニタリングポイントを設定し, 蛍光ガラス線量計を配置する。

② 環境試料測定設備

周辺監視区域境界付近で, モニタリングポストが設置されている2箇所についてダスト放射線モニタ2基により, 空気中の粒子状放射性物質を捕集・測定する。敷地内で, ダストサンプラにより, 空気中の粒子状放射性物質を捕集する。

③ モニタリングカー

γ線サーベイメータ, ダストサンプラ等を搭載した無線通話装置付のモニタリングカーにより, 発電所敷地周辺の空間放射線量率, 空気中の放射性物質濃度を敏速に測定する。

④ 気象観測設備

発電所周辺の一般公衆の線量評価に資するため, 敷地内で, 各種気象観測設備により, 風向, 風速, 日射量, 放射収支量などを連続的に測定する。

(d) 放射線サーベイ機器

発電所内外の必要箇所, 特に放射線業務従事者等が頻繁に立ち入る箇所については, 外部放射線に係る線量当量率, 空気中及び水中の放射性物質濃度並びに表面汚染密度のうち, 必要なものを定期的及び必要の都度測定する。

測定は, 外部放射線に係る線量当量率については, 携帯用の各種サーベイメータにより, 空気中及び水中の放射性物質濃度については, サンプリングによる放射能測定により, また, 表面汚染密度については, サーベイメータ又はスミヤ法による放射能測定によって行う。

放射線サーベイ関係主要測定器及び器具は, 以下のとおりである。

- ・ GM管サーベイメータ
- ・ 電離箱サーベイメータ
- ・ シンチレーションサーベイメータ
- ・ 中性子線用サーベイメータ

- ・ダストサンプラ
- ・ダストモニタ

(2) 主要仕様

放射線管理設備の主要仕様を以下に示す。

出入管理関係設備（臨時の出入管理箇所を含む）	1 式
<ul style="list-style-type: none"> ・更衣所 ・退出モニタ 	
試料分析関係設備	1 式
<ul style="list-style-type: none"> ・Ge 半導体 γ 線スペクトロメータ 	
個人管理用測定設備及び測定機器	1 式
<ul style="list-style-type: none"> ・ホールボディカウンタ ・警報付ポケット線量計 ・蛍光ガラス線量計 	
放射線監視設備	1 式
<ul style="list-style-type: none"> ・モニタリングポスト ・ダスト放射線モニタ（敷地境界付近） ・モニタリングカー ・気象観測設備 	

(3) 点検・校正

出入管理関係設備，試料分析関係設備，放射線監視設備等は，定期的に点検・校正を行うことによりその機能の健全性を確認する。

3.1.3 敷地内に飛散した放射性物質の拡散防止及び除染

3.1.3.1 現状及び中期的見通し

事故により環境中に放出され敷地内に沈積した放射性物質の影響により、敷地内では空間放射線量率が上昇している。

敷地内に沈積した放射性物質については、現状、建屋表面や地表面への飛散防止剤の散布や建屋周辺及び建屋上部の瓦礫の撤去により、飛散（再浮遊）を抑制している。敷地内の空気中の放射性物質濃度の測定結果も低下傾向にあり、特に敷地境界付近では事故後ピーク時の約千分の1程度まで低下し、告示の濃度限度に対しても約百分の1程度となっていることから、飛散が抑制されていることが確認できる。

一方、人が常時滞在する免震重要棟内の空間放射線量率は高い状態であったが、除染、遮へいを行うことによって低減し、一部の非管理区域化（ $2.6\mu\text{Sv/時}$ 以下）を実現した。

また、敷地境界に設置し、連続的に空間放射線量率を測定しているモニタリングポストについては、事故時に放出された放射性物質の影響により設置場所の線量率が上昇しているため、十分な監視ができていない状況であったが、異常な放射性物質の放出の早期検知を目的として、当面の対策として可能な範囲で森林伐採、表土除去や遮へい壁設置による環境改善を実施している。

敷地内の作業環境改善、敷地外への飛散抑制、敷地境界付近での放射線監視の環境改善のために、敷地内の放射性物質の除去（除染）を進め、将来的には、発電所全体からの影響による敷地境界線量が 1mSv/年 未満となることを目指す。

3.1.3.2 基本的対応方針及び中期的計画

一般公衆や放射線業務従事者の被ばく線量が告示に定める線量限度を超えないことはもちろん、合理的に達成できる限り低くすることを目標とする。このため、作業員等が滞在する居室や作業場所を始めとして敷地内の除染を進める。

敷地内の建屋や土壌の放射性物質濃度や空間放射線量率の分布から、敷地内や敷地境界における評価地点の線量率への影響度合いにより、下記の基本的考え方に基づき除染実施箇所の優先順位の設定を行い、順次除染を実施していく。また、線量率低減の効果を確認し、除染方法の改善、計画の見直しを図っていく。

除染終了までの間については、瓦礫等の撤去を引き続き実施するとともに、敷地内の空気中の放射性物質濃度を確認し、必要に応じ放射性物質の除去等の飛散防止対策を行う。

敷地内除染の基本的考え方

(1) 目的

- ・一般公衆、放射線業務従事者の被ばく線量の低減、今後の事故対応を円滑に進

めるための作業性の向上

(2) 分類

- ・執務エリア：非管理区域化を目指すエリア（免震重要棟）
線量低減を目指すエリア（企業棟）
- ・作業エリア：多数の作業員が復旧作業に従事するエリア
- ・アクセスエリア：作業エリアへアクセスする敷地内主要道路
- ・その他エリア：森林等，1～4号機周辺を除く上記以外のエリア

(3) 優先順位

- ・基本的に，多くの作業員が立ち入る場所の線量低減を図る観点から，対象箇所を選定。
- ・執務エリアのうち，免震重要棟については，非管理区域化の早期実現のため，最優先で実施。企業棟については，各企業のニーズに応じて実施。

(4) 目標レベル

- ・執務エリア 2.6 μ Sv/時以下
- ・執務エリア以外 段階的に引き下げていく

除染方法については現時点で以下の方法が考えられるが，今後，国内外の知見や技術開発の動向に注視し，効果的な方法を検討する。除染方法の選定にあたっては必要により実験等による確認も行う。

現時点で考えられる除染方法

①建屋表面の除染

外壁に付着している放射性物質の高圧水やサンドブラスト等による除去（放射線業務従事者の線量低減）

②土壌の除染

放射性物質が沈着している表土の剥ぎ取り，天地返し（放射線業務従事者，一般公衆の線量低減）

③森林の除染

放射性物質が付着している樹木の伐採や落葉の回収（放射線業務従事者，一般公衆の線量低減）

④その他の除染

建屋以外の工作物や道路の舗装面等に付着，沈積している放射性物質については，再飛散の防止に配慮した方法で洗浄や集塵等を行う。（放射線業務従事者の線量低減）

⑤放射性物質により汚染された物の処理・保管管理

除染により発生した放射性物質により汚染された物について，放射性物質濃度，

性状に応じて処理し，保管管理を行う。

下記の基本工程に基づき，順次除染を進める。中期的には，プラントの安定化，安全確保の実現のための作業を進めるために，免震重要棟や敷地内の作業環境の改善を進める。

基本工程

- (1) 現状の汚染状況，環境への影響度合いの調査
 - ・敷地内及び人が常時滞在する場所を調査
- (2) 実施計画の作成
 - ・基本的考え方に基づく優先順位により，エリア毎の実施計画を作成
- (3) 除染実施，低減効果の確認，除染方法の改善，計画の見直し・実施
 - ・モニタリングポスト周辺の除染を実施
 - ・執務エリア（免震重要棟等）の除染を実施
 - ・作業エリアの除染を実施
 - ・アクセスエリアの除染を実施
 - ・その他エリア（1～4号機周辺を除く）の除染を実施

3.1.4 港湾内の海水及び海底土の放射性物質の低減

3.1.4.1 現状

2, 3号機取水口からの高濃度の放射性物質を含んだ水の漏えいにより、港湾内の1~4号機取水路前面の海水中の放射性物質濃度は、Cs-137で50,000 Bq/L程度に上昇した。このため、取水口をシルトフェンスにより仕切り拡散防止を図ると共に、1~4号機取水路前面の海水中のCsを循環型浄化装置により除去している。現在は、100 Bq/L程度までに低下してきている。

また、海底には放射性物質濃度の高い海底土が堆積しており、物揚場前ではCs-137で44,000 Bq/kg程度(2012年7月時点)となっている。海底土の巻き上がり等に伴う拡散の影響を低減する対策として、1~4号機及び5, 6号機取水路前面の海底土の被覆を実施している。

3.1.4.2 基本的対応方針

港湾内の海水及び海底土については、海底土に含まれる放射性物質の拡散を防止し、港湾内の海水中の放射性物質濃度が告示に定める周辺監視区域外の濃度限度(告示濃度)を下回ることを目標とする。

3.1.4.3 低減対策の基本的考え方

(1) 今後の検討

1~4号機前のシルトフェンスで仕切られたエリア(取水路開渠内)では海水中の放射性物質濃度が、告示濃度を上回る値となっている。また、各号機取水口前に設置したシルトフェンスの内側と外側に濃度差が見られ、内側の濃度が高い傾向にある。汚染拡大防止という観点では、取水路開渠外や港湾外の濃度は低いレベルで推移し外洋への影響は小さくなっているものと考えられるが、告示濃度を上回るエリアが残っているため、港湾内の海水中の放射性物質のモニタリングを継続し、港湾外への影響がないことを確認する。地下水及び海水のモニタリング結果について総合的な評価を行うとともに、社外専門家による、変動要因の解明や低減対策の効果等の評価、検討を行う。

(2) 低減対策

港湾外への放射性物質の拡散防止を図るために、シルトフェンスによる取水路開渠内からの汚染拡大の抑制を維持するとともに、地下水による海洋汚染拡大を防止するための遮水壁を1~4号機の既設護岸の前面に設置する。さらに、大型船の航行に必要な水深の確保のために行う港湾内の浚渫により発生する土砂を港湾内に集積し固化土による被覆を行う。また、港湾内の海水中の放射性物質濃度低減を図るために、1~4号機取水路前面において繊維状吸着材浄化装置によるCsの除去を継続する。今後、社外研究機

関等の協力を得て、海水中に安定元素が大量に存在するため現状では除去が困難な Sr について除去技術の調査を進め、現場適用可能な方法による除去計画について検討する。

4.2 5・6号機 滞留水の影響を踏まえた設備の保守管理について

5・6号機については、建屋内へ流入する地下水により滞留水が増加している状況である。そのため、6号機原子炉建屋付属棟地下階に設置されている液体廃棄物処理系のステンレス鋼製タンクの腐食や原子炉冷温停止に必要な電源設備の被水について考慮し、保守管理の一環として、当該地下階滞留水の水質確認及び構内散水の放射能濃度確認を、以下の通り実施する。

(1) 建屋内滞留水の水質

6号機原子炉建屋付属棟地下階の一部没水している設備には、放射性廃液が貯蔵されているステンレス鋼製のタンク及び付属配管があるため、滞留水の塩化物イオン濃度を、ステンレス鋼に局部腐食が発生し得る塩化物イオン濃度（常温で500ppm程度）以下であることを定期的に確認する。

(2) 構内散水の放射能濃度

5・6号機の滞留水については、原子炉冷温停止に必要な電源設備の被水を防止するため滞留水貯留設備にて処理し、構内に散水している。構内散水は、作業前に散水可能な放射能濃度（セシウム134及びセシウム137の和が $0.01\text{Bq}/\text{cm}^3$ ）以下であることを確認後、実施する。