

4. 放射性物質及び放射性物質によって汚染されたものによる放射線の被ばく管理並びに放射性廃棄物の廃棄に関する説明書

4.1. 基本方針

4.1.1. 基本的考え方

放射線被ばく管理及び放射性廃棄物の廃棄に当たっては、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」（以下「原子炉等規制法」という。）及び「労働安全衛生法」の遵守に努め、本発電所に起因する放射線被ばくから敷地外の公衆並びに放射線業務従事者及び一時立入者（以下「放射線業務従事者等」という。）を防護するために十分な放射線防護対策を講じる。

さらに、発電所周辺の一般公衆に対する線量については、合理的に達成できる限り低くすることとする。

また、ステップ 2 終了時点で放射線業務従事者等への影響が懸念される放射性物質によるリスクについては（以下「放射線リスク」という。）、それらの現状、中長期的見通しを踏まえて、基本的対応方針を策定し、実施していく。

4.1.2. 具体的方法

- (1) 本発電所に係る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) 発電所の事故対応等の業務に従事する者であって、管理対象区域に立ち入る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、物品の持ち出しの制限等を行う。
- (6) 気体廃棄物は、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。液体廃棄物については、今後、以下について必要な検討を行い、これを踏まえた対策を実施することとし、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。

4.2. 発電所における放射線管理

4.2.1. 現状及び中期的見通し

福島第一原子力発電所においては、震災前には1～6号炉原子炉建屋、タービン建屋、サービス・エリアの一部、廃棄物処理建屋、固体廃棄物貯蔵庫、運用補助共用施設、使用済燃料輸送容器保管建屋、廃棄物集中処理建屋等を管理区域として設定し、放射線管理を行っていた。

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、管理区域境界の大物搬出入口、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が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、以下「スクリーニングレベル」という。）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、「4.6. 放射線リスクの低減」に示す管理対象区域内の除染等を検討し、実施する。

平成23年11月時点での放射線レベルは、1～4号機建屋内において線量当量率は局所的に非常に高いエリアがあるもののおおむね200mSv/h以下、空气中放射性物質濃度はおおむね 1×10^{-2} Bq/cm³以下（Cs-134及びCs-137の合計、ヨウ素は検出限界未満）、5、6号機建屋内において線量当量率はおおむね1mSv/h以下、空气中放射性物質濃度はおおむね 1×10^{-5} Bq/cm³以下（Cs-134及びCs-137の合計、ヨウ素は検出限界未満）、線量当量率は免震重要棟入口付近の屋外において線量当量率はおおむね0.1mSv/h以下、空气中放射性物質濃度はおおむね検出限界未満である。震災直後に比べ放射線レベルは低くなってきているものの、管理区域に係る値と比較すると依然高い状態にある。

なお、周辺監視区域の現状及び中期的見通しについては、「4.3. 廃棄物処理」で述べる。

4.2.2. 管理対象区域、管理区域、保全区域及び周辺監視区域

4.2.2.1. 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、「4.2.2.2.管理区域」に示す管理区域と管理区域を除く区域に分けられる。

今後、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していく。

4.2.2.2. 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。

現状は、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。

4.2.2.3. 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。

4.2.2.4. 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、経済産業省告示「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、第4-2-1図に示すように周辺監視区域を設定する。

4.2.3. 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、人の立入制限等の措置を講じる。

具体的には、「4.2.3.2 (1) b. サーベイメータによる測定」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) 5、6号機管理区域においてはおおむね床、壁、屋外にあつては地面その他の人の触れるおそれのある物であつて放射性物質によって汚染されたものの表面の放射性物質の密度が、経済産業省告示「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5条）に定める表面密度限度（以下、「表面密度限度」という）を超えていないものの、それを除く管理対象区域全体にわたつて、表

面密度限度を超えている。そのため、管理対象区域全体にわたって放射線レベルに応じた保護衣類や放射線防護具類を着用させ、身体の汚染の有無を測定により確認し、汚染があった場合は除染を行う。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していく。

- (4) 管理対象区域全体にわたって、床、壁、屋外にあっては地面その他の触れるおそれのある物であって放射性物質によって汚染されたものの表面の放射性物質の密度が、表面密度限度を超えている。そのため、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、次の措置を講じる。

- (1) 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、管理区域境界の大物搬出入口、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じている措置で実施している措置と同一である。今後、必要の都度、修復し、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を講じる。
- (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。
- (3) 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ている。このため、放射線レベルに応じた保護衣類や放射線防護具類を着用させ、身体の汚染の有無を測定により確認し、汚染があった場合は除染を行う。今後、必要の都度除染し、表面汚染密度を下げしていく。

- (4) 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气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ている。このため、管理対象区域のうち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。今後、管理対象区域内の放射線レベルの実態等に応じて、スクリーニングレベルを下回るレベルで確認することにする。

4.2.3.1. 遮へい及び換気

放射線業務従事者等の放射線被ばくを防護するため、以下に述べるように遮へい及び換気を行う。

(1) 遮へい

放射線業務従事者等を外部被ばくから防護するため、「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3） 1. 放射線防護及び管理」の「1.1.3 (1) 遮へい設備」に示す遮へいを行う。また、機器、設備の補修作業においては、必要に応じ、鉛、鋼板等でできた一時的遮へいを使用し、被ばく低減を図る。

(2) 換気

放射線業務従事者等を放射性物質での汚染による被ばくから防護するため、「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3） 1. 放射線防護及び管理」の「1.1.3 (2) 換気空調系」に示す換気空調系により、空气中の放射性物質の濃度が十分低くなるようにする。また、汚染された物の表面の放射性物質の密度及び空气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おいては、必要に応じ区画し、フィルタ付局所排風機を使用し換気を行い、被ばく低減を図る。

4.2.3.2. 線量等の測定

放射線業務従事者等の線量の管理が、容易かつ確実に出来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。

(1) 外部放射線に係る線量当量の測定

a. エリア放射線モニタによる測定

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。

今後は、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すすめていく。

b. 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。

サーベイメータとしては、次のものを使用する。

$\beta \cdot \gamma$ 線用サーベイメータ

中性子線用サーベイメータ

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する。

なお、管理対象区域内及び臨時の出入管理箇所の一時保管エリアにおける測定は「4.3.3.3 (3) 保管管理方法」に述べる固体廃棄物保管管理の目的を持っている。

(2) 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。

a. 排気モニタによる測定

以下の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常に監視し、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、これらの放射線モニタは、「4.3.3.1 (3) 放出管理の方法」に述べる気体廃棄物放出管理の目的を持っている。

原子炉格納容器ガス管理設備 (1、2、3号機)

原子炉建屋カバー排気設備 (1号機)

主排気筒モニタ (5、6号機)

原子炉建屋換気排気モニタ (5、6号機)

b. 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は、サンプリ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。

なお、これらのサンプリングによる測定は、「4.3.3.1(3)放出管理の方法」に述べる気体廃棄物放出管理の目的を、管理区域内及び臨時の出入管理箇所の一時保管エリアにおける測定は「4.3.3.3(3)保管管理方法」に述べる固体廃棄物保管管理の目的を持っている。

(3) 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。

a. 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常に監視し、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。

主なモニタは、「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3） 2. 放射線監視」の「2.4.3（3）放射線監視」に示す。

b. サンプリングによる測定

主な系統については、定期的及び必要の都度サンプリングにより放射性物質の濃度を測定する。

4.2.3.3. 人の出入管理

(1) 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、保護衣類およ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。

(2) 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。

a. 管理対象区域（管理区域を含む）の出入りは、出入管理箇所および臨時の出入管理箇所を経由して行う。

- b. 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。
 - c. 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。
 - d. 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。
- (3) 管理対象区域（管理区域を含む）内での遵守事項
- a. 指定された場所以外では、飲食及び喫煙を禁止する。
 - b. 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。

4.2.3.4. 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。

4.2.3.5. 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。

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。

4.2.3.6. 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。

- a. 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。
- b. 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。
- c. 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。

4.2.4. 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、物品の持出制限等の措置を講じる。

4.2.5. 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、「4.2.3. 管理対象区域内の管理」で述べる。

なお、周辺監視区域境界外においては、経済産業省告示「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）に定める線量限度及び濃度限度以下に管理するようにするが、その方法については、「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3） 2. 放射線監視」の「2.3 周辺監視区域境界及び周辺地域の放射線監視」で述べる。

4.2.6. 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。

(1) 管理対象区域（管理区域を含む）立入前の措置

発電所の事故対応等の業務に従事する者であって、管理対象区域（管理区域を含む）に立ち入る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。

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

(2) 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、経済産業省告示「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）、「平成23年東北地方太平洋沖地震の特にやむを得ない緊急の場合に係る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」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。

(3) 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。

- (a) 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。
- (b) 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。

(c) 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。

(a) 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。

(b) 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。

(c) 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。

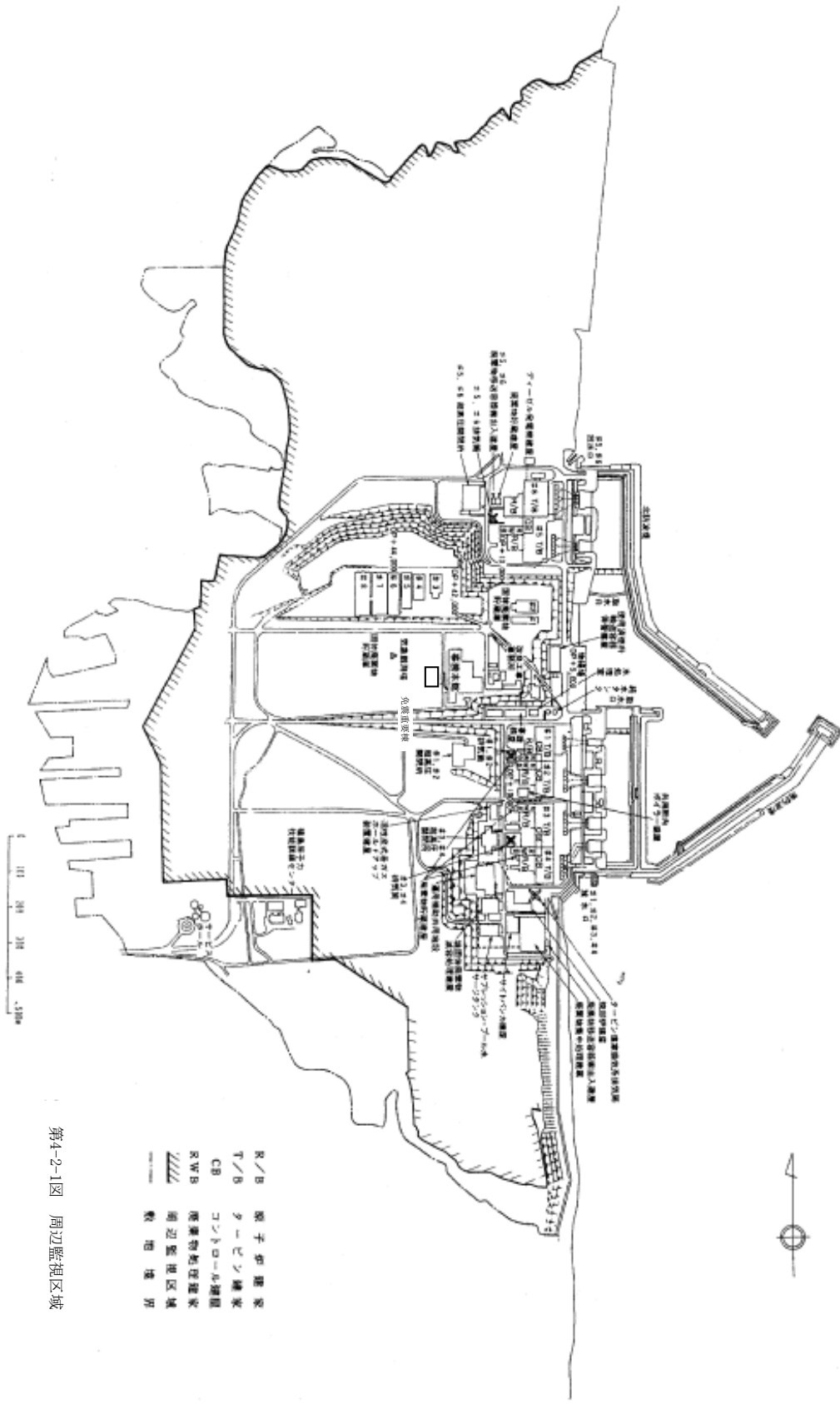
なお、視察等管理対象区域（管理区域を含む）に一時的に立ち入る者については、その都度警報付ポケット線量計等を着用させ、外部被ばくによる線量の測定を行うほか、必要に応じて内部被ばくによる線量の評価を行う。

(4) 健康管理

a. 「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）及び「福島第一原子力発電所の緊急作業に従事する労働者の健康管理等の徹底について（要請）福島労発基第2064号・平成23年5月13日」の規定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。

b. 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。

c. 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。



第4-2-1図 周辺監視区域

4.3. 廃棄物処理

4.3.1. 現状及び中期的見通し

【現状】

発電所から環境中への放射性物質の放出管理、周辺監視区域境界および周辺地域における放射線監視については、事故の影響により主排気筒の監視装置等が使用不能となるとともに事故時の放射性物質の放出による敷地内外での放射性物質の沈積の影響等により、通常の管理が行えないため、次のような管理を行っている。

a. 気体廃棄物

現状、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月2回程度測定している。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、2、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。

なお、環境中への気体状放射性物質の放出については、事故直後にはI-131で13万TBq、Cs-137で6千TBqの放出があったと評価されている（「東北地方太平洋地震による福島第一原子力発電所の事故・トラブルに対するINESの適用について」原子力安全・保安院4月12日）。11月時点の放出状況としては、1～3号機原子炉建屋から毎時約0.06GBq（Cs-134、Cs-137の合計）の放出があると評価している。

b. 液体廃棄物

事故の発災前に発生していた放射性液体廃棄物としては、機器ドレン廃液、床ドレン廃液、化学廃液および洗濯廃液がある。

これら廃液の処理設備は、現在、滞留水に水没また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。

原子炉を冷却する為に注水しているが、こ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、事故後、サブドレン装置を停止していることから、サブドレンピット内に水が滞留しているとともに、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。この他、降雨にともなう雨水の建屋内へ流入も考えられる。

これら汚染水については、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、一部は、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は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。

また、臨時の出入管理箇所において、洗浄機器およ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、免震重要棟等へ立入った者が使用した手洗い水など生活排水があり、一般排水として管理している。

c. 固体廃棄物

事故の発災前に発生していた放射性固体廃棄物としては、使用済制御棒、チャンネルボックス等、使用済樹脂及びフィルタスラッジ、その他雑固体廃棄物がある。これらの放射性固体廃棄物を、保管、貯蔵していた放射性固体廃棄物貯蔵施設には、固体廃棄物貯蔵庫、サイトバンカ、使用済樹脂貯蔵タンク、機器ドレン廃樹脂タンク、造粒固化体貯槽がある。

これらのうち、固体廃棄物貯蔵庫は、電源が一部しか復旧していない。第1棟及び第2棟については、屋根の梁部や壁面に損傷が見られ、第3棟及び第4棟については、床面に陥没や壁面に損傷している箇所が見られる。第5～8棟については、壁面や床面にひび割れが見られるものの大きな損傷はみられない。また、保管状況については、保管しているドラム缶に転倒、落下が見られ、一部開缶しているものもある。

また、一部の瓦礫等を一時保管するために、固体廃棄物貯蔵庫に保管していた一部の廃棄物を固体廃棄物貯蔵庫外のドラム缶等仮設保管設備に移動している。

サイトバンカについては、適切に水遮へいされていることを確認している。

使用済樹脂貯蔵タンクが設置されている廃棄物処理建屋は、建屋入口付近に滞留水移送配管があり、高線量により容易に人が立ち入れない状態となっている。さらに、監視設備が故障している。また、機器ドレン廃樹脂タンク、造粒固化体貯槽が設置されている廃棄物集中処理建屋は、滞留水処理装置が設置されており、人が立ち入れない状態となっている。さらに、監視設備が故障している。なお、運用補助共用施設の沈降分離タンクは、外観目視により異常がないことを確認している。

したがって、使用済樹脂、フィルタスラッジについては、一部を除き貯蔵状況の確認ができない状態となっている。

また、発電所敷地内には今回の地震、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といった瓦礫等が発生している。瓦礫等の内訳は、コンクリート、金属が主である。現在、回収した瓦礫等は、一時保管エリアに一時保管している。また、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の恐れのある瓦礫等については、容器に収納、仮設保管設備に収納またはシート養生等にて一時保管している。一時保管にあたっては、線量率や材質により可能な限り分別している。一時保管エリアは、人がむやみに立ち入らないよう柵等で区画をしている。

また、発電所および臨時の出入管理箇所において発生した、放射性物質によって汚染された使用済保護衣等については、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している。

【中期的見通し】

a. 気体廃棄物

1～4号機の各建屋について可能かつ適切な箇所で放出される気体の監視を行う。1、2、3号機に原子炉格納容器ガス管理設備を設置し、設備出口に放射線モニタを設けて格納容器より抽出、放出される気体の連続的な監視を行う。1号機に加え2、3号機にも原子炉建屋上部からの放出を監視するダスト放射線モニタを設け連続的な監視を行う。放射性物質の放出の可能性がある各建屋の内部においては、定期的にダストサンプラにより空气中放射性物質を採取し、計測する。敷地境界付近においては空气中の放射性物質濃度の測定を行い、告示に定める周辺監視区域外の濃度限度を下回ることを確認していく。現状、定期的な測定により確認しているが、今後モニタリングポスト(MP-3、8)地点に設置されているダスト放射線モニタについて整備し、連続監視を行う。また、周辺監視区域内における放射性物質濃度の測定結果により、管理対象区域において空气中の放射性物質濃度が告示に定める放射線業務従事者に係る濃度限度を下回っていることを確認していく。

b. 液体廃棄物

事故の発災前に発生していた放射性液体廃棄物については、滞留水に水没している機材を除き、保管状況確認を計画中である。その確認結果に応じて復旧作業の要否を判断し、今後、復旧作業を実施していく。

液体廃棄物については、今後、以下について必要な検討を行い、これを踏まえた対策を実施することとし、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。

臨時の出入管理箇所においては、一時保管している洗浄水はタンクに貯留するか、または、放射性物質濃度を低減した洗浄水は、車両洗浄に再利用していく。

c. 固体廃棄物

事故の発災前に発生していた放射性固体廃棄物については、保管、貯蔵していた放射性固体廃棄物貯蔵施設内の詳細な保管状況確認、建屋の健全性確認を計画し、固体廃棄物貯蔵庫について確認を実施した。その確認結果を踏まえて復旧方法を計画し、今後、復旧作業を実施していく。

事故の発災後に発生した瓦礫等については、今後とも継続的に保管できるよう、瓦礫等の発生量に応じて一時保管エリアを確保していく。

今後発生する瓦礫等の一時保管にあたっては、敷地境界線量を上げないように配置方法を考慮する。また、瓦礫等移動後の一時保管エリアは、活用方法等の扱いについて検

討する。

回収した瓦礫等については、材質や瓦礫等の線量率によって可能な限り分別し、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の恐れのある瓦礫等については、飛散抑制対策を講じる。また、中期的には線量率の高い瓦礫等について、遮へい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放射線量低減を図っていく。その際に、遮へい機能を有した建屋として固体廃棄物貯蔵庫に瓦礫等を一時保管する場合や固体廃棄物貯蔵庫内の点検・復旧作業を実施する場合には、スペースを確保するために固体廃棄物貯蔵庫内に保管しているドラム缶等の一部を固体廃棄物貯蔵庫外のドラム缶等仮設保管設備に移動する。

なお、滞留水処理施設等の設置のために実施した敷地造成や今後の敷地内除染に伴い伐採した樹木については、敷地内に場所を決め一時保管するとともに、積載量制限等の防火対策を実施する。

また、発電所および臨時の出入管理箇所において発生した放射性物質によって汚染された使用済保護衣等については、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している。今後もこの運用を継続していくとともに、焼却等の減容処理を検討していく。

4.3.2. 放射性廃棄物処理の基本的考え方

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。

液体廃棄物については、今後、以下について必要な検討を行い、これを踏まえた対策を実施することとし、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。

事故の発災前に発生していた放射性固体廃棄物については、可能な限り事故前の管理に近づけるよう保管管理していく。事故の発災後に原子炉建屋等から発生した放射性物質に汚染された瓦礫等は、容器に収納し、放射性固体廃棄物貯蔵施設の適切な場所に保管することを基本とするが、放射性固体廃棄物貯蔵施設への保管が困難な場合には、一時保管エリアを設定し、一時保管する。発電所敷地内で発生した放射性物質に汚染された瓦礫等は、一時保管エリアを設定し、一時保管する。使用済保護衣等、伐採木は一時保管エリアを設定し、一時保管する。

4.3.3. 対象となる放射性廃棄物と管理方法

廃棄物のそれぞれの性状、放射能レベルに応じた管理を行う。具体的には、線量評価の内容も踏まえ、測定対象、測定方法、測定頻度等を設定する。

4.3.3.1. 気体廃棄物

各建屋から発生する気体状（粒子状、ガス状）の放射性物質を含む空気を対象とする。

(1) 発生源

①1～3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。

②1～4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およ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 $1.0 \times 10^{-4} \%$ と水温に依らず小さいことが判明している（「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）3.使用済燃料プール等」参照）。

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を低減する。

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

③1～4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おり、建屋内地上部の空気中放射性物質濃度はCs-137で 10^{-5}Bq/cm^3 程度で、建屋内に定常的な空気の流れが無いことから、建屋からの放出は原子炉建屋と比較して極めて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。

④1～4号機廃棄物処理建屋

タービン建屋と同様に、建屋からの放出は原子炉建屋と比較して極めて少ないと評価している（建屋内地上部の空气中放射性物質濃度はCs-137で 10^{-5} Bq/cm³程度）。

滞留水から空气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。

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・工作建屋の各建屋について、タービン建屋と同様に、建屋からの放出は原子炉建屋と比較して極めて少ないと評価している（建屋内地上部の空气中放射性物質濃度はCs-137で 10^{-5} Bq/cm³程度）。

滞留水から空气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。

⑥5、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。

⑦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。

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。

⑨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設計とする。

(2) 推定放出量

1～3号機原子炉建屋（原子炉格納容器を含む）以外からの放出は、これに含まれると考えられるため、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および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（11月時点）は、第4-3-1表に示す通りである。

現時点で考慮しなかった核種については、外部被ばく線量への寄与が小さいことから、相対的にその影響は小さいと考えられる。今後、検出された核種については評価に加えていく。

(3) 放出管理の方法

①1～3号機原子炉建屋格納容器

1、2、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、格納容器からの放出は原子炉格納容器ガス管理設備により連続監視されており、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、建屋ブローアウトパネル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、連続監視のためのダスト放射線モニタを設置する。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およ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

建屋内地上部の大物搬入口等の主な開口部付近で監視するが、原子炉建屋からの放出と比較して極めて少ないと考えていることから、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。

④1～4号機廃棄物処理建屋

建屋内地上部の主な開口部付近で監視するが、原子炉建屋からの放出と比較して極めて少ないと考えていることから、空気中の放射性物質を定期的およ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。

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・工作建屋の各建屋内地上部の主な開口部付近で監視するが、原子炉建屋からの放出と比較して極めて少ないと考えていることから、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。

なお、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連続監視する。

4.3.3.2. 液体廃棄物

管理対象区域における建屋内、タンクおよ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

対象とする液体廃棄物の発生源には以下がある。

- ①1～4号機の原子炉建屋およ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、原子炉およ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、2～4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洩があった場合には、建屋内に排水される。この他、建屋には雨水の流入、および地下水が浸透し滞留水に混入(これまでの実績では約200～約500m³/日)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およ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、人の洗身およ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OP. 4,000到達までの余裕確保のために水位をOP. 3,000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、所内免震重要棟で水位を監視しており、2、3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

①1～4号機の浄化処理

滞留水を漏洩させないように、プロセス主建屋およ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・固定化または凝集させている。

汚染水処理設備、処理水・廃液等の保管設備の詳細については、「5. 高レベル放射性汚染水処理設備、貯蔵設備(タンク等)、廃スラッジ貯蔵施設、使用済セシウム吸着塔保管施設及び関連設備(移送配管、移送ポンプ等)」に記載の通りである。

なお、今後の汚染水処理設備、処理水・廃液等の保管設備の中期的計画については「5. 高レベル放射性汚染水処理設備、貯蔵設備(タンク等)、廃スラッジ貯蔵施設、使用済セシウム吸着塔保管施設及び関連設備(移送配管、移送ポンプ等)」に記載の通りである。

②サブドレン水の浄化処理

現状においては、処理を行うことなく滞留しているが、今後、浄化処理を検討していくこととする。

(3) 貯蔵管理

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れないよう滞留水の水位を管理している。また、万一、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として確保するために、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。

高レベル滞留水は処理装置(セシウム吸着装置、第2セシウム吸着装置、除染装置)、淡水化装置(逆浸透膜装置、蒸発濃縮缶装置)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、廃液供給タンク、RO後濃縮塩水受タンク、濃縮廃液貯槽、ROおよび蒸発濃縮装置後淡水受タンク)に貯蔵管理している。

貯蔵設備に関する詳細は、「「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) 5. 高レベル放射性汚染水処理設備、貯蔵設備(タンク等)、廃スラッジ貯蔵施設、使用済セシウム吸着塔保管施設及び関連設備(移送配管、移送ポンプ等)」、「同 6. 高レベル放射性汚染水を貯留している(滞留している場合も含む) 建屋等」に記載の通りである。

臨時の出入管理箇所において、人の洗身およ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、タンクについては必要に応じて順次増設することを検討する。

(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などへ再利用している。

原子炉への注水量は、平成23年10月6日時点で、1号機：約3.8m³/h、2号機：約10.7m³/h、3号機：約10.4m³/hで、1日の合計は約600m³となっている。

今後も汚染水処理設備により放射性物質を低減した処理済水は、タンクに貯留して、原子炉の冷却用水へ再利用していく。

なお、臨時の出入管理箇所において、車両洗浄によって発生した洗浄水は、洗浄機器に付属する浄化資機材により放射性物質を低減した後に、車両の洗浄に再利用していく。

(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。

4.3.3.3. 固体廃棄物

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、事故の発災前に発生していた放射性固体廃棄物、事故の発災後に新たに発生した汚染水処理設備からの廃棄物や瓦礫等について対象とする。

(1) 発生源

① 気体処理装置

原子炉建屋カバー排気設備から発生する使用済フィルタ

② 液体処理装置

高レベル放射性汚染水処理設備から発生する廃スラッジおよび使用済セシウム吸着塔

③ 事故の発災前に発生していた廃棄物

使用済樹脂、廃スラッジ及び濃縮廃液、雑固体廃棄物、使用済制御棒および使用済チ

チャンネルボックス等、造粒固化体

④事故の発災後に新たに発生した廃棄物

雑固体廃棄物

⑤事故により汚染された瓦礫等

瓦礫等、使用済保護衣等、伐採木

(2) 現時点の保管量

事故の発災前に発生していた放射性固体廃棄物の、至近の記録に基づく保管量は第4-3-2表の通りである。発電所敷地内において、今回の地震、津波、水素爆発により発生した瓦礫や放射性物質に汚染した資機材といった瓦礫等の保管量は第4-3-3表の通りである。

(3) 保管管理方法

事故の発災前に発生していた放射性固体廃棄物については、可能な限り事故前の管理に近づけるよう保管管理していく。

事故の発災後に原子炉建屋等から発生した放射性物質によって汚染された瓦礫等は、容器に収納し、放射性固体廃棄物貯蔵施設の適切な場所に保管することを基本とするが、放射性固体廃棄物貯蔵施設への保管が困難な場合には、一時保管エリアを設定し、一時保管する。

発電所敷地内で発生した放射性物質に汚染された瓦礫等は、一時保管エリアを設定し、一時保管する。

使用済保護衣等、伐採木は一時保管エリアを設定し、一時保管する。

①事故の発災前に発生していた放射性固体廃棄物

固体廃棄物はその種類に応じて固体廃棄物貯蔵庫、ドラム缶等仮設保管設備、サイトバンカ等にて保管している。また、確認できる環境が整い次第、各放射性固体廃棄物貯蔵施設の保管状況を確認するために、巡視ならびに保管量の確認を定期的を実施する。なお、ドラム缶等仮設保管設備については、巡視ならびに保管量の確認を定期的を実施する。

②事故の発災後に新たに発生した廃棄物及び瓦礫等

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の恐れのある廃棄物および瓦礫等については、容器に収納または、仮設保管設備もしくは遮へい機能を有した建屋や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。

廃棄物ならびに瓦礫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。

- ・原子炉建屋カバー排気設備から発生する使用済フィルタ
仮設保管設備（袋詰め）
- ・高レベル放射性汚染水処理設備から発生する廃スラッジおよび使用済セシウム吸着塔建屋（貯槽）、屋外保管施設

- ・使用済樹脂、廃スラッジ及び濃縮廃液、使用済制御棒および使用済チャンネルボックス等、造粒固化体
建屋（貯蔵タンク）
- ・雑固体廃棄物
固体廃棄物貯蔵庫（容器収納、大型機械等への開口部閉止措置）、ドラム缶等仮設保管設備（容器収納、大型機械等への開口部閉止措置）
- ・瓦礫等
固体廃棄物貯蔵庫（容器収納、大型瓦礫等への飛散抑制措置）、仮設保管設備（容器未収納）、遮へい機能を有した建屋（容器収納、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）
- ・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）
- ・伐採木
屋外集積（養生なし）

これらの廃棄物や瓦礫等を一時保管する場合は、決められたエリアに一時保管している。一時保管エリアにおける瓦礫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、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。一時保管エリアの出入口の空間線量率を定期的に測定し、空气中放射性物質濃度を定期的に測定する。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。

発電所敷地内で発生した瓦礫等は、撤去現場でコンクリートや金属類などの材質により可能な限り分別し、瓦礫等の線量率が目安値を超える場合には、容器に収納して一時保管エリアまたは固体廃棄物貯蔵庫に一時保管するか、仮設保管設備または覆土式一時保管施設に一時保管するか、シート養生等を施し屋外に一時保管している。瓦礫等の線量率が目安値を下回る場合には、一時保管エリアに屋外集積している。

発電所敷地内で発生した瓦礫等のうち、原子炉建屋上部瓦礫撤去に関する工事等で発生する瓦礫等は、瓦礫等の線量率が目安値を超える場合には、コンクリートや金属類などの材質により可能な限り分別して、容器に収納して屋外の一時保管エリアまたは固体廃棄物貯蔵庫に一時保管する。なお、容器に収納できない大型瓦礫等が発生した場合、飛散抑制対策を講じて一時保管する。瓦礫等の線量率が目安値を下回る場合は、コンクリートや金属類などの材質により可能な限り分別して、その線量率に応じて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。

なお、作業エリアで、より高線量率の瓦礫等を確認した場合は、遮へい機能を有する一

時保管エリアで一時保管するか、容器に収納して一時保管エリアまたは固体廃棄物貯蔵庫に保管する。

伐採木については、決められた一時保管エリアに保管し、積載高さを 5m 未満とする積載制限等の防火対策を実施する。

発電所および臨時の出入管理箇所において、保管している放射性物質によって汚染された使用済保護衣等については、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していく。

なお、回収して一時保管する土等がある場合には、エリアを定め、一時保管していく。

4.3.3.4. 放出管理の目標

(1) 気体廃棄物

各建屋において可能かつ適切な箇所で放出される気体の監視を行う。敷地境界付近においては、空気中の放射性物質濃度の測定により告示に定める周辺監視区域外の濃度限度を下回っていることを確認する。定期的に監視する各建屋内の空気中放射性物質濃度については、上昇傾向にないことを確認する。

(2) 液体廃棄物

地下水の流入量が異常に増加した場合等において、浄化处理した処理済水をやむを得ず放出する場合には、処理済水中の放射性物質の濃度を測定し、希釈水によって 100 倍以上に希釈した後の放水口における濃度が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。

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。

(3) 放出管理の目標値

放出にあたっては、放出管理の目標値を定め、これを超えないよう管理することで、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に努める。

4.3.3.5. 異常の監視

異常の発見を目的として、下記の通り放射線モニタにより連続監視を行い、その状況について免震重要棟等の監視室・制御室に表示する。

(免震重要棟)

- a. 1、2、3号機原子炉格納容器ガス管理設備における空気中放射性物質濃度（ダスト放射線モニタ、ガス放射線モニタ）
- b. 1号機原子炉建屋カバー排気設備における空気中放射性物質濃度（ダスト放射線モニタ）
- c. 敷地境界付近の空間線量率（モニタリングポスト）

(5、6号機中央制御室)

- d. 5、6号機主排気筒における空気中放射性物質濃度（ガス放射線モニタ）

(シールド中央制御室)

- e. 廃スラッジ一時保管施設スラッジ貯槽における空气中放射性物質濃度（ダスト放射線モニタ）

第 4-3-1 表 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	1.4×10^3	1.4×10^3
2 号機 原子炉建屋	1.4×10^3	1.4×10^3
3 号機 原子炉建屋	5.5×10^3	5.5×10^3

(注) 11 月時点の評価値

第 4-3-2 表 事故の発災前に発生していた放射性固体廃棄物保管量

保管場所	廃棄物の種類	保管量	備考
固体廃棄物貯蔵庫	ドラム缶	175,806 本	平成 23 年 1 月末 現在 (その他廃棄物等 のうち 7,436 本分 は平成 24 年 3 月末 現在、ドラム缶等 仮設保管設備に保 管)
	その他廃棄物等 (ドラム缶相当)	2,719 本	
ドラム缶等仮設保 管設備	ドラム缶	0 本	平成 22 年 12 月末 現在
	その他廃棄物等 (ドラム缶相当)	7,436 本	
サイトバンカ 使用済燃料プール	制御棒 チャンネルボックス等 その他	1,378 本 21,503 本 186 m ³	平成 23 年 1 月末 現在
タンク等	樹脂等	3,507 m ³	

第 4-3-3 表 事故の発災後に発生した瓦礫等の保管量

保管場所	種類	保管方法	保管量 (平成 24 年 3 月 6 日時点)
固体廃棄物貯蔵庫	コンクリート、金属	容器	403 個
A：敷地北側	コンクリート、金属	仮設保管設備	約 9,000 m ³
B：敷地北側	コンクリート、金属	容器	452 個
C：敷地北側	コンクリート、金属	屋外集積	約 20,000 m ³
D：敷地北側	コンクリート、金属	屋外集積	約 2,000 m ³
E：敷地北側	コンクリート、金属	屋外集積	約 1,000 m ³
F：敷地北側	コンクリート、金属	容器	100 個
合計	約 39,000m ³ (うち容器 955 個)		

4.4. 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およ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。

4.4.1. 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およ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 8 方位にほぼ等間隔に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。

現状、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、放射性物質の異常な放出について線量率の上昇の程度によっては検知が難しい状況にある。このため、早急に実施が可能な対策として、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。

4.4.2. 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。

事故発生前においては、環境放射線モニタリング指針に沿って、福島県および立地町との「原子力発電所周辺地域の安全確保に関する協定」に基づく環境放射能測定計画を策定し、空間線量率及び環境試料の測定を継続実施してきた。

現状、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および追加の異常な放出が無いことを監視している。

① 陸域

測定対象：空間線量率、放射性物質濃度（空气中、大気降下物、土壤中、地下水中、蓄積量）

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（10km 圏内、20km 圏内）

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していく。また、今後の汚染レベルの推移に応

じて、環境放射線モニタリング指針との整合を図りつつ、福島県及び立地町との「原子力発電所周辺地域の安全確保に関する協定」に基づくモニタリング項目の実施についても検討していく。

4.4.3. 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洩が生じた場合は、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。

4.5. 敷地周辺における線量評価

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。

なお、5、6号機から発生する廃棄物及び震災以前に貯蔵されていた固体廃棄物からの直接線・スカイシャイン線による被ばくについては、震災以前の平常時における線量を考慮する。

また、事故当初に放出された放射性物質の沈積の影響については、敷地境界における線量の実測値及び空気中に再浮遊する放射性物質に起因する実効線量を評価する。

なお、現時点の評価には状況が十分に把握ができていないものや、設計途上のため暫定的なものが含まれている。これらについては、今後の放射性物質監視体制の充実や、設備設計の進捗に合わせ、適宜見直すものとする。

4.5.1. 大気中に拡散する放射性物質に起因する実効線量

4.5.1.1. 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进行评估した。

4.5.1.2. 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。

棄却検定の結果を第4-5-1表及び第4-5-2表に示す。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、「4.3.3.1. 気体廃棄物」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(4-5-1)式に示す。

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

..... (4-5-1) 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、「4.5.1.8. Cs以外の核種の影響について」で詳しく述べる。

なお、これら現時点で考慮されなかった核種については、建屋カバーの処理設備や格納容器ガス管理設備の稼動により、より精度の高い測定が可能となった段階で順次評価に組み込んでいく。

(4) 線量及び濃度計算地点

線量の計算は、第4-5-1図に示すとおり、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、第4-5-3表に示す。

4.5.1.3. 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 (4-5-2) 式となる。

$$\chi(x, y, 0) = \frac{1}{\pi\sigma_y\sigma_zU} \cdot \exp\left(-\frac{y^2}{2\sigma_y^2}\right) \cdot \exp\left(-\frac{H^2}{2\sigma_z^2}\right) \dots\dots\dots (4-5-2) \text{ 式}$$

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。

$$\bar{\chi} = \sum_j \bar{\chi}_{jL} + \sum_j \bar{\chi}_{jL-1} + \sum_j \bar{\chi}_{jL+1} \dots\dots\dots (4-5-3) \text{ 式}$$

ここで、

j : 大気安定度 (A~F)

L : 計算地点を含む方位

計算結果を第 4-5-4 表に、「4.3.3.1. 気体廃棄物」第 4-3-2 表に示した推定放出量に乗じた結果を第 4-5-5 表に示す。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 $8.9 \times 10^{-9} \text{Bq/cm}^3$ である。

4.5.1.4. 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、(4-5-4) 式により計算する。

$$D = K_1 \cdot E \cdot \mu_{en} \cdot \int_0^\infty \int_0^\infty \frac{e^{-\mu r}}{4\pi r^2} \cdot B(\mu r) \cdot \chi(x', y', z') dx' dy' dz' \dots\dots\dots (4-5-4) \text{ 式}$$

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/m^3)

計算地点における単位放出量当たりの年間の実効線量は、計算地点を含む方位及びその隣接方位に向かう放射性雲の γ 線からの空気カーマを合計して、次の (4-5-5) 式により計算する。

$$H_{\gamma} = K_2 \cdot f_h \cdot f_o (\bar{D}_L + \bar{D}_{L-1} + \bar{D}_{L+1}) \dots\dots\dots (4-5-5) \text{ 式}$$

ここで、

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

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

f_h : 家屋の遮へい係数

f_o : 居住係数

\bar{D}_L 、 \bar{D}_{L-1} 、 \bar{D}_{L+1} : 計算地点を含む方位 (L) 及びその隣接方位に向かう放射性雲による年間平均の γ 線による空気カーマ ($\mu\text{Gy/y}$)。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。

計算結果を第 4-5-6 表及び第 4-5-7 表に示す。

4.5.1.5. 年間実効線量の計算

4.5.1.5.1. 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、「4.3.3.1. 気体廃棄物」第 4-3-1 表の推定放出率に「4.5.1.4. 単位放出量当たりの実効線量の計算」で求めた単位放出量当たりの実効線量を乗じ求める。計算結果を第 4-5-8 表及び第 4-5-9 表に示す。

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 $1.2 \times 10^{-5} \text{mSv}$ である。

4.5.1.5.2. 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

(1) 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。

$$H_A = K \frac{\mu_{en}}{(1-g)} E \int_{-\infty}^0 \int_0^{\infty} \frac{B e^{-(\mu_1 r_1 + \mu_2 r_2)}}{4\pi r^2} C_0 \cdot f(z) \cdot \rho \cdot d\theta d\phi dz \dots\dots\dots (4-5-6) \text{ 式}$$

ただし、

H_A : 年間実効線量 (mSv/y)

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

(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 ($1/\text{cm}$)

(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 : 地表面附近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。

$r_1, r_2, r, \rho, \theta, z$: 第 4-5-2 図に示す

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、

$$H_A = \frac{K}{2} \frac{\mu_m}{(1-g)} E \cdot C_0 \int_{-\infty}^0 \int_0^{\infty} \frac{B \cdot e^{-(\mu_1 r_1 + \mu_2 r_2)}}{r^2} f(z) \cdot \rho \cdot d\rho dz \dots\dots\dots (4-5-7) \text{ 式}$$

となる。

(2) 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、

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

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

(3) 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。

$$C = C_0 \exp(\alpha z) \dots\dots\dots (4-5-8) \text{ 式}$$

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、(4-5-9) 式により計算す

る。

$$C_0 = C_d + C_r \dots\dots\dots (4-5-9) \text{ 式}$$

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、(4-5-10) 式～ (4-5-12) 式で表せる。

$$S_d = \int_{-\infty}^0 C_d \exp(\alpha z) dz = \frac{C_d}{\alpha} \dots\dots\dots (4-5-10) \text{ 式}$$

$$S_d = \bar{x}_i \cdot V_g \frac{f_1}{\lambda_r} \{1 - \exp(-\lambda_r T_0)\} \cdot (1 - K_r) \dots\dots\dots (4-5-11) \text{ 式}$$

$$C_d = \alpha \cdot \bar{x}_i \cdot V_g \frac{f_1}{\lambda_r} \{1 - \exp(-\lambda_r T_0)\} \cdot (1 - K_r) \dots\dots\dots (4-5-12) \text{ 式}$$

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、(4-5-13) 式～ (4-5-15) 式で表せる。

$$S_r = \int_{-\infty}^0 C_r \exp(\alpha z) dz = \frac{C_r}{\alpha} \dots\dots\dots (4-5-13) \text{ 式}$$

$$S_r = \bar{x}_i \cdot (V_g + \Lambda \cdot L) \frac{f_{1r}}{\lambda_r} \{1 - \exp(-\lambda_r T_0)\} K_r \dots\dots\dots (4-5-14) \text{ 式}$$

$$C_r = \alpha \cdot \bar{x}_i \cdot (V_g + \Lambda \cdot L) \frac{f_{lr}}{\lambda_r} \{1 - \exp(-\lambda_r T_0)\} K_r \dots\dots\dots (4-5-15) \text{ 式}$$

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 (—)

(4) 計算結果

\bar{x}_i は「4.5.1.3. 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 $8.9 \times 10^9 \text{Bq/cm}^3$ 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 $1.8 \times 10^{-1} \text{mSv}$ である。

4.5.1.5.3. 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。

$$H_i = 365 \sum_i K_{ii} \cdot A_{ii} \dots\dots\dots (4-5-16) \text{ 式}$$

$$A_{ii} = M_a \cdot \bar{x}_i \dots\dots\dots (4-5-17) \text{ 式}$$

ここで、

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

365 : 年間日数への換算係数 (d/y)

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

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「4.5.1.3. 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 $8.9 \times 10^9 \text{Bq/cm}^3$ を用いる。その他に評価に必要なパラメータは、第 4-5-10 表及び第 4-5-11 表

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 1.2×10^{-3} 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。

4.5.1.6. 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ヨウ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1・2号機共用排気筒の北方位で最大となり、年間約 4.4×10^{-3} mSv、放射性ヨウ素に起因する実効線量は1、2号機共用排気筒の北北西方位で最大となり、年間約 1.7×10^{-4} mSv である。

4.5.1.7. 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 1.9×10^{-1} mSv である。

4.5.1.8. 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現時点で定期的な観測ができていないが、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100～1000倍程度とな

る。

Cs との比較可能な測定データとして第 4-5-14 表にグラウンド約西南西における至近の土壌分析結果を示す。第 4-5-14 表では、 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 1/1000 程度、Pu で 1/1000000 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。

4.5.1.9. 食物摂取による実効線量の計算

4.5.1.9.1. 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。

$$H_v = 365 \cdot \sum_i K_{Ti} \cdot A_{vi} \quad \dots \dots \dots (4-5-18) \text{ 式}$$

$$A_{vi} = \bar{x}_i \cdot \left\{ \frac{V_g \cdot (1 - e^{-\lambda_{eff} t_1})}{\lambda_{eff} \cdot \rho} + \frac{V'_g \cdot B_{vi} (1 - e^{-\lambda_{ri} t_0})}{\lambda_{ri} \cdot P_v} \right\} \cdot f_i \cdot f_d \cdot M_v \quad \dots \dots \dots (4-5-19) \text{ 式}$$

ここで、

- H_v : 葉菜摂取による年間の実効線量 ($\mu\text{Sv/y}$)
- 365 : 年間日数への換算係数 (d/y)
- K_{Ti} : 核種 i の経口摂取による実効線量換算係数 ($\mu\text{Sv/Bq}$)
- A_{vi} : 核種 i の葉菜による摂取率 (Bq/d)
- V_g : 葉菜への沈着速度 (cm/s)
- λ_{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、第 4-5-11 表～第 4-5-13 表に示す。

\bar{x}_i は「4.5.1.3. 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 $8.9 \times 10^9 \text{Bq/cm}^3$ を用いて計算した結果、葉菜摂取による実効線量は最大で年間約 $3.7 \times 10^{-2} \text{mSv}$ である。

4.5.1.9.2. 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。

$$H_M = 365 \cdot \sum_i K_{Ti} \cdot A_{Mi} \dots\dots\dots (4-5.1-20) \text{ 式}$$

$$A_{Mi} = x_i \cdot \left\{ \frac{V_{gM} \cdot (1 - e^{-\lambda_{effi} t_{1M}})}{\lambda_{effi} \cdot \rho_M} + \frac{V'_{gM} \cdot B_{vi} (1 - e^{-\lambda_{ri} t_0})}{\lambda_{ri} \cdot P_v} \right\} \cdot f_r \cdot Q_f \cdot F_{Mi} \cdot M_M \dots\dots\dots (4-5.1-21) \text{ 式}$$

ここで、

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

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

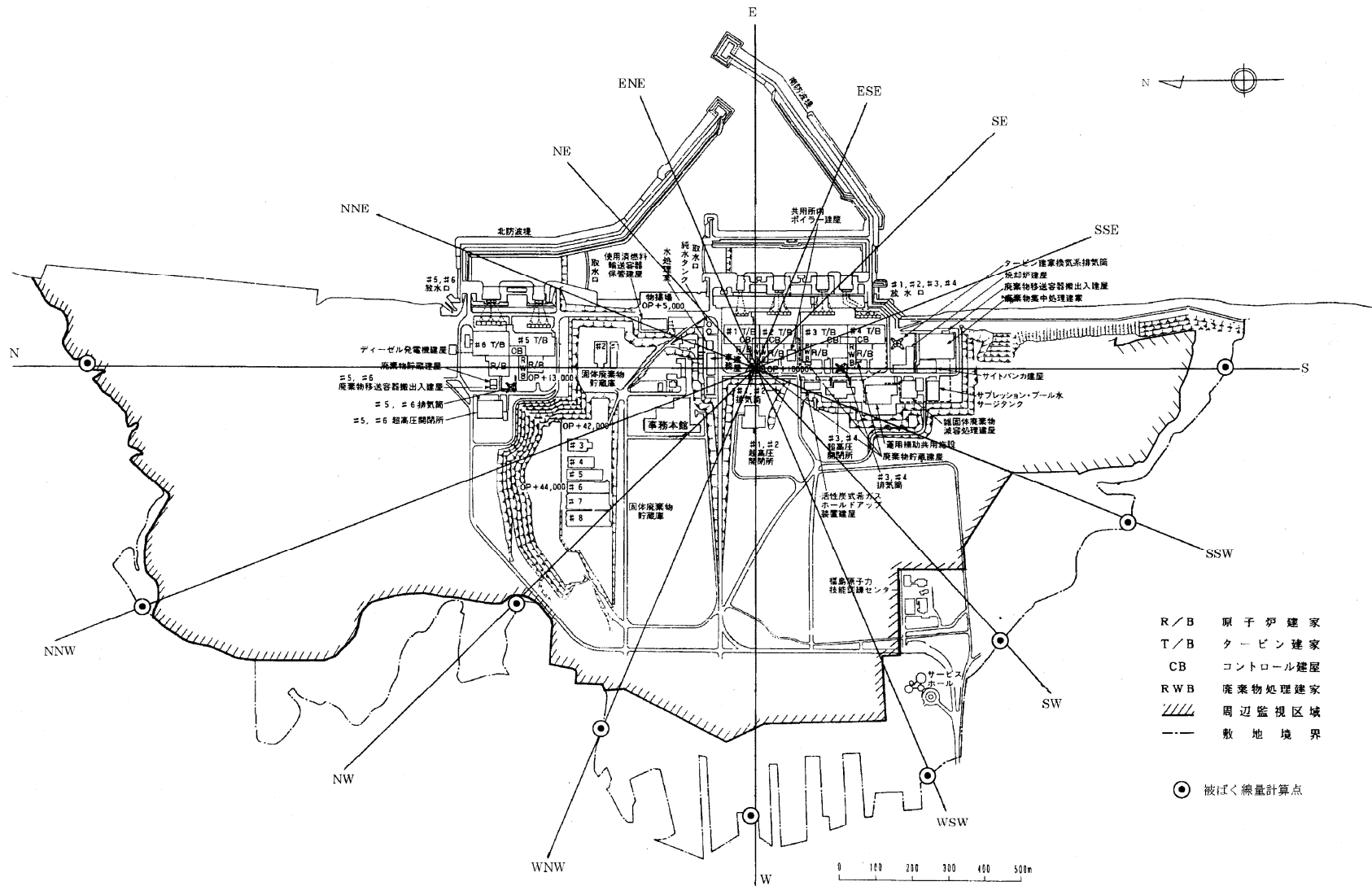
Q_f : 乳牛の牧草摂取量 (g/d)

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

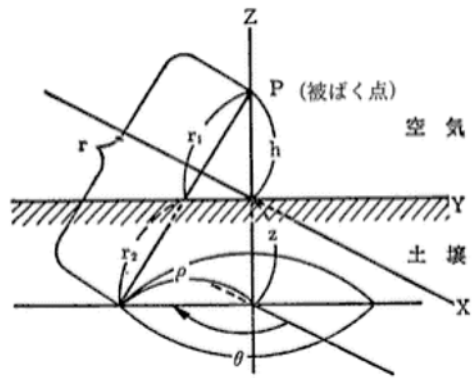
M_M : 牛乳摂取量 (cm^3/d)

評価に必要なパラメータは、第 4-5-11 表～第 4-5-13 表に示す。

\bar{x}_i は「4.5.1.3. 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 $8.9 \times 10^{-9} \text{Bq/cm}^3$ を用いて計算した結果、牛乳摂取による実効線量は最大で年間約 $6.0 \times 10^{-2} \text{mSv}$ である。



第 4-5-1 図 被ばく線量計算地点 (敷地境界)



第 4-5-2 図 沈着評価モデル

第 4-5-1 表 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	○

第 4-5-2 表 風速分布に対する棄却検定表

風速 階級	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											
～ 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	○

第 4-5-3 表 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

第 4-5-4 表 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

第 4-5-5 表 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 1.2×10 ⁻⁹	約 1.3×10 ⁻⁹	約 6.3×10 ⁻⁹	約 8.9×10 ⁻⁹
SSW	約 1.1×10 ⁻⁹	約 1.2×10 ⁻⁹	約 5.8×10 ⁻⁹	約 8.1×10 ⁻⁹
SW	約 5.1×10 ⁻¹⁰	約 5.8×10 ⁻¹⁰	約 2.6×10 ⁻⁹	約 3.7×10 ⁻⁹
WSW	約 5.2×10 ⁻¹⁰	約 5.6×10 ⁻¹⁰	約 2.3×10 ⁻⁹	約 3.4×10 ⁻⁹
W	約 4.4×10 ⁻¹⁰	約 4.4×10 ⁻¹⁰	約 1.7×10 ⁻⁹	約 2.6×10 ⁻⁹
WNW	約 5.5×10 ⁻¹⁰	約 5.3×10 ⁻¹⁰	約 1.9×10 ⁻⁹	約 3.0×10 ⁻⁹
NW	約 8.8×10 ⁻¹⁰	約 7.9×10 ⁻¹⁰	約 2.6×10 ⁻⁹	約 4.3×10 ⁻⁹
NNW	約 7.7×10 ⁻¹⁰	約 7.2×10 ⁻¹⁰	約 2.6×10 ⁻⁹	約 4.0×10 ⁻⁹
N	約 1.1×10 ⁻⁹	約 1.1×10 ⁻⁹	約 3.7×10 ⁻⁹	約 5.9×10 ⁻⁹
S 方向沿岸部	約 1.1×10 ⁻⁹	約 1.3×10 ⁻⁹	約 5.8×10 ⁻⁹	約 8.2×10 ⁻⁹

第 4-5-6 表 Cs-134 の単位放出率あたりの実効線量 (($\mu\text{Sv/y}$)/(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}

第 4-5-7 表 Cs-137 の単位放出率あたりの実効線量 (($\mu\text{Sv/y}$)/(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}

第 4-5-8 表 Cs-134 の放射性雲からの γ 線に起因する実効線量 ($\mu\text{Sv/y}$)

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 1.1×10^{-3}	約 1.2×10^{-3}	約 5.4×10^{-3}	約 7.7×10^{-3}
SSW	約 9.8×10^{-4}	約 1.1×10^{-3}	約 4.5×10^{-3}	約 6.6×10^{-3}
SW	約 6.3×10^{-4}	約 7.2×10^{-4}	約 3.4×10^{-3}	約 4.7×10^{-3}
WSW	約 5.7×10^{-4}	約 5.9×10^{-4}	約 2.4×10^{-3}	約 3.5×10^{-3}
W	約 5.2×10^{-4}	約 5.2×10^{-4}	約 2.0×10^{-3}	約 3.0×10^{-3}
WNW	約 5.5×10^{-4}	約 5.4×10^{-4}	約 2.1×10^{-3}	約 3.2×10^{-3}
NW	約 9.6×10^{-4}	約 9.4×10^{-4}	約 4.0×10^{-3}	約 5.9×10^{-3}
NNW	約 8.2×10^{-4}	約 8.1×10^{-4}	約 3.0×10^{-3}	約 4.6×10^{-3}
N	約 1.1×10^{-3}	約 1.0×10^{-3}	約 3.8×10^{-3}	約 5.9×10^{-3}
S 方向沿岸部	約 1.2×10^{-3}	約 1.3×10^{-3}	約 6.1×10^{-3}	約 8.6×10^{-3}

第 4-5-9 表 Cs-137 の放射性雲からの γ 線に起因する実効線量 ($\mu\text{Sv/y}$)

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 4.2×10^{-4}	約 4.6×10^{-4}	約 2.1×10^{-3}	約 2.9×10^{-3}
SSW	約 3.8×10^{-4}	約 4.1×10^{-4}	約 1.7×10^{-3}	約 2.5×10^{-3}
SW	約 2.4×10^{-4}	約 2.8×10^{-4}	約 1.3×10^{-3}	約 1.8×10^{-3}
WSW	約 2.2×10^{-4}	約 2.3×10^{-4}	約 9.0×10^{-4}	約 1.3×10^{-3}
W	約 2.0×10^{-4}	約 2.0×10^{-4}	約 7.5×10^{-4}	約 1.2×10^{-3}
WNW	約 2.1×10^{-4}	約 2.1×10^{-4}	約 8.0×10^{-4}	約 1.2×10^{-3}
NW	約 3.7×10^{-4}	約 3.6×10^{-4}	約 1.5×10^{-3}	約 2.3×10^{-3}
NNW	約 3.2×10^{-4}	約 3.1×10^{-4}	約 1.2×10^{-3}	約 1.8×10^{-3}
N	約 4.2×10^{-4}	約 4.0×10^{-4}	約 1.4×10^{-3}	約 2.3×10^{-3}
S 方向沿岸部	約 4.6×10^{-4}	約 5.2×10^{-4}	約 2.3×10^{-3}	約 3.3×10^{-3}

第 4-5-10 表 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

第 4-5-11 表 実効線量換算係数^[2]

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

第 4-5-12 表 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_l	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	$\text{g}/\text{d wet}$	5×10^4
	牛乳摂取量 (成人) ^[1]	M_M	cm^3/d	200

第 4-5-13 表 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}) ($(Bq/cm^3)/(Bq/d)$)
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

第 4-5-14 表 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

4.5.2. 液体廃棄物中に含まれる放射性物質に起因する実効線量

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場合の環境への影響評価として、液体廃棄物中に含まれる放射性物質に起因する実効線量を評価する。なお、海洋への放出は、関係省庁の了解なくしては行わないものとする。

4.5.2.1. 評価の基本的な考え方

液体廃棄物中に含まれる放射性物質に起因する実効線量の評価について、評価指針を準用し、被ばく経路は海産物摂取による内部被ばくとする。評価対象核種は、指針に定められた11核種に燃料が溶融したことを考慮した核種を追加する。

4.5.2.2. 溶融燃料を考慮した核種選定の考え方

溶融した燃料からは、多くの種類の放射性物質が漏出しているが、核種毎の放出量及び単位放出量あたりの実効線量への寄与率が異なるため、実効線量に有意な寄与を及ぼす核種は限定できる。そこで、評価の対象となる経路から実効線量において有意な寄与を示す核種を、線量当量評価の対象核種として選定する。選定に際し、炉内デブリ燃料内の各核種の存在比は、実測及び ORIGEN2 コードによる解析により推定する。

評価対象とした核種を第 4-5-15 表に示す。

4.5.2.3. 海水中における放射性物質濃度

海水中の放射性物質濃度は、H-3 を除いて放出時の管理濃度に希釈水による希釈効果（約 100 倍）を考慮した放水口濃度とし、海洋での拡散は現時点では考慮しない。海水中の放射性物質年間平均濃度を第 4-5-15 表に示す。H-3 については、希釈後の濃度として、 30Bq/cm^3 とする。

4.5.2.4. 線量の計算方法

実効線量の計算は次により行う。

$$H_w = 365 \sum_i K_{wi} \cdot A_{wi} \dots\dots\dots (4-5-22) \text{ 式}$$

$$A_{wi} = C_{wi} \cdot \sum_k (CF)_{ik} \cdot W_k \cdot f_{mk} \cdot f_{ki} \dots\dots\dots (4-5-23) \text{ 式}$$

ここで、

- H_w : 海産物を摂取した場合の年間の実効線量 ($\mu\text{ Sv/y}$)
- 365 : 年間日数への換算係数 (d/y)
- K_{wi} : 核種 i の実効線量係数 ($\mu\text{ Sv/Bq}$)
- A_{wi} : 核種 i の摂取率 (Bq/d)
- C_{wi} : 海水中の核種 i の濃度 (Bq/cm^3)

$(CF)_{ik}$: 核種 i の海産物 k に対する濃縮係数 $\left(\frac{Bq/g}{Bq/cm^3} \right)$

W_k : 海産物 k の摂取量 (g/d)

f_{mk} : 海産物 k の市場希釈係数

f_{ki} : 海産物 k の採取から摂取までの核種 i の減衰比

$$f_{ki} = e^{-\frac{0.693}{T_{ri}} t_k} \quad (\text{海藻類以外の海産物に対して})$$

$$f_{ki} = \frac{3}{12} + \frac{T_{ri}}{0.693 \times 365} \left(1 - e^{-\frac{0.693}{T_{ri}} \times 365 \times \frac{9}{12}} \right) \quad (\text{海藻類に対して})$$

T_{ri} : 核種 i の物理的半減期 (d)

t_k : 海産物 k (海藻類を除く。) の採取から摂取までの期間 (d)

計算に用いるパラメータ等は第 4-5-16 表～第 4-5-18 表に示す値とする。なお、市場希釈係数は 1、採取から摂取までの期間は無視する。

4.5.2.5. 計算結果

液体廃棄物中に含まれる放射性物質に起因する実効線量は、年間約 $5.2 \times 10^{-1} \text{mSv}$ となる。

第 4-5-15 表 海水中における放射性物質年間平均濃度

核種	放射性物質年間平均濃度 (Bq/cm ³)
H-3	約 3.0×10^1
Cr-51	約 2.0×10^{-3}
Mn-54	約 1.0×10^{-4}
Fe-59	約 4.0×10^{-5}
Co-58	約 1.0×10^{-4}
Co-60	約 2.0×10^{-5}
Sr-89	約 3.0×10^{-5}
Sr-90	約 3.0×10^{-6}
I-131	約 4.0×10^{-6}
Cs-134	約 6.0×10^{-6}
Cs-137	約 9.0×10^{-6}
Te-127	約 5.0×10^{-4}
Ru-106	約 1.0×10^{-5}
Te-127m	約 3.0×10^{-5}
Te-129	約 1.0×10^{-3}
Te-129m	約 3.0×10^{-5}
Am-241	約 5.0×10^{-7}
Eu-155	約 3.0×10^{-4}
Ce-144	約 2.0×10^{-5}
Eu-154	約 4.0×10^{-5}
Pm-147	約 3.0×10^{-4}
Y-91	約 3.0×10^{-5}
Pr-144	約 2.0×10^{-3}
Y-90	約 3.0×10^{-5}
Rh-106	約 3.0×10^{-2}

第 4-5-16 表 海産物の濃縮係数

元素	魚類	無脊椎動物	海藻
H	1	1	1
Cr	400	2000	2000
Mn	600	10000	20000
Fe	3000	20000	50000
Co	100	1000	1000
Sr	1	6	10
I	10	50	4000
Cs	30	20	20
Te	1000	100000	10000
Ru	50	300	2000
Am	50	1000	8000
Eu	300	7000	3000
Ce	50	200	600
Pm	25	1000	5000
Y	25	1000	5000
Pr	25	1000	5000
Rh	10	2000	2000

第 4-5-17 表 海産物の摂取量 (g/d)

魚類	無脊椎動物	海藻
200	20	40

第 4-5-18 表 実効線量係数 ($\mu\text{Sv/Bq}$)

核種	実効線量係数
H-3	4.20×10^{-5}
Cr-51	3.80×10^{-5}
Mn-54	7.10×10^{-4}
Fe-59	1.80×10^{-3}
Co-58	7.40×10^{-4}
Co-60	3.40×10^{-3}
Sr-89	2.60×10^{-3}
Sr-90	2.80×10^{-2}
I-131	2.20×10^{-2}
Cs-134	1.90×10^{-2}
Cs-137	1.30×10^{-2}
Te-127	1.70×10^{-4}
Ru-106	7.00×10^{-3}
Te-127m	2.30×10^{-3}
Te-129	6.30×10^{-5}
Te-129m	3.00×10^{-3}
Am-241	2.00×10^{-1}
Eu-155	3.20×10^{-4}
Ce-144	5.20×10^{-3}
Eu-154	2.00×10^{-3}
Pm-147	2.60×10^{-4}
Y-91	2.40×10^{-3}
Pr-144	5.00×10^{-5}
Y-90	2.70×10^{-3}
Rh-106	2.40×10^{-6}

4.5.3. 敷地内各施設からの直接線並びにスカイシャイン線による実効線量

4.5.3.1. 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）がある敷地南西エリア、キャスク仮置保管施設と固体廃棄物貯蔵庫のある敷地西エリア及び瓦礫等の集積所がある敷地北エリアとする。

(2) 評価に使用するコード

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

(3) 線源及び遮蔽

線源は各施設が内包する放射性物質質量に容器厚さ、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、キャスク仮置保管施設及び瓦礫等の集積所とし、現に設置或いは現時点で設置計画があるものとする。

4.5.3.2. 敷地南エリア

4.5.3.2.1. 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仮保管施設、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る。高レベル滞留水の全量が今後1年間に処理され、これにより発生する廃棄物が各施設に保管されるとして評価した。

(1) 使用済セシウム吸着塔仮保管施設

容 量：セシウム吸着装置：384 体
第二セシウム吸着装置：20 体

a.セシウム吸着装置（KURION）吸着塔

放射能強度：Cs-134:約 6.0×10^{14} Bq

Cs-136:約 1.1×10^{12} Bq

Cs-137:約 7.3×10^{14} Bq

遮 蔽：吸着塔側面：鉄 177.8mm
吸着塔一次蓋：鉄 177.8mm
吸着塔二次蓋：鉄 127mm
コンクリート製ボックスカルバート：203mm、密度 2.30g/cm^3

b.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

(2) 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：604 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 4.1×10^{15} Bq Cs-136:約 7.7×10^{12} Bq

Cs-137:約 5.0×10^{15} Bq

遮 蔽：吸着塔側面：鉄 177.8mm
吸着塔一次蓋：鉄 177.8mm
吸着塔二次蓋：鉄 127mm
コンクリート製ボックスカルバート：203mm（蓋厚さ 203mm、一部 403mm）、密度 2.30g/cm^3

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

b. 第二施設

容 量：高性能容器：736 体

放射能強度：下表参照

遮 蔽 コンクリート製ボックスカルバート：203mm（蓋厚さ 400mm）、
密度 2.30g/cm³

表 評価対象核種及び放射能濃度

核種	放射能濃度 (Bq/cm ³)		核種	放射能濃度 (Bq/cm ³)	
	スラリー (前処理設備 1)	スラリー (前処理設備 2)		スラリー (前処理設備 1)	スラリー (前処理設備 2)
Fe-59	8.54E+02	2.04E+00	Cs-137	0.00E+00	0.00E+00
Co-58	1.30E+03	3.10E+00	Ba-137m	0.00E+00	0.00E+00
Rb-86	0.00E+00	0.00E+00	Ba-140	0.00E+00	0.00E+00
Sr-89	1.66E+06	5.93E+05	Ce-141	2.67E+03	1.30E+01
Sr-90	3.76E+07	1.34E+07	Ce-144	1.17E+04	5.68E+01
Y-90	3.76E+07	1.34E+07	Pr-144	1.17E+04	5.68E+01
Y-91	1.25E+05	6.09E+02	Pr-144m	9.52E+02	4.64E+00
Nb-95	5.41E+02	1.29E+00	Pm-146	1.21E+03	5.91E+00
Tc-99	2.15E+01	3.38E-02	Pm-147	4.12E+05	2.01E+03
Ru-103	9.80E+02	3.09E+01	Pm-148	1.20E+03	5.86E+00
Ru-106	1.70E+04	5.34E+02	Pm-148m	7.73E+02	3.77E+00
Rh-103m	9.80E+02	3.09E+01	Sm-151	6.90E+01	3.36E-01
Rh-106	1.70E+04	5.34E+02	Eu-152	3.59E+03	1.75E+01
Ag-110m	7.59E+02	0.00E+00	Eu-154	9.31E+02	4.54E+00
Cd-113m	0.00E+00	9.22E+03	Eu-155	7.56E+03	3.68E+01
Cd-115m	0.00E+00	2.77E+03	Gd-153	7.81E+03	3.80E+01
Sn-119m	1.03E+04	0.00E+00	Tb-160	2.05E+03	1.00E+01
Sn-123	7.74E+04	0.00E+00	Pu-238	3.91E+01	1.90E-01
Sn-126	5.99E+03	0.00E+00	Pu-239	3.91E+01	1.90E-01
Sb-124	2.22E+03	5.97E+00	Pu-240	3.91E+01	1.90E-01
Sb-125	1.38E+05	3.73E+02	Pu-241	1.73E+03	8.44E+00
Te-123m	1.48E+03	3.55E+00	Am-241	3.91E+01	1.90E-01
Te-125m	1.38E+05	3.73E+02	Am-242m	3.91E+01	1.90E-01
Te-127	1.22E+05	2.93E+02	Am-243	3.91E+01	1.90E-01
Te-127m	1.22E+05	2.93E+02	Cm-242	3.91E+01	1.90E-01
Te-129	1.34E+04	3.19E+01	Cm-243	3.91E+01	1.90E-01
Te-129m	2.16E+04	5.17E+01	Cm-244	3.91E+01	1.90E-01
I-129	0.00E+00	0.00E+00	Mn-54	2.71E+04	7.37E+00
Cs-134	0.00E+00	0.00E+00	Co-60	1.26E+04	9.85E+00
Cs-135	0.00E+00	0.00E+00	Ni-63	0.00E+00	1.33E+02
Cs-136	0.00E+00	0.00E+00	Zn-65	8.94E+02	2.14E+00

(3) 廃スラッジ一時保管施設

合計容量：約 630m³

放射能濃度：約 1.0×10⁷Bq/cm³

遮蔽：炭素鋼 25mm、コンクリート 1000mm（密度 2.1g/cm³）
（貯蔵建屋外壁で 1mSv/h）

(4) 高濃度滞留水受タンク

合計容量：約 2,800m³

放射能濃度：約 1.0×10⁷Bq/cm³

遮蔽：SS400 9mm、盛土 2500mm（密度 1.2g/cm³）
（満水時の地表で 0.04μSv/h）

4.5.3.2.2. 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。

(1)一時保管エリア J

貯蔵容量：約 16,000 m³

エリア面積：約 3,200 m²

積上げ高さ：約 5 m

表面線量：0.1mSv/h

(2)一時保管エリア K

貯蔵容量：約 5,000 m³

エリア面積：約 2,500 m²

積上げ高さ：約 2 m

表面線量：0.3 mSv/h

4.5.3.2.3. 瓦礫等一時保管エリア

瓦礫等一時保管エリアについては、今後搬入が予想される瓦礫等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。

(1)一時保管エリア N

貯蔵容量：約 6,000 m³

エ リ ア 面 積 : 約 2,000 m²

積 上 げ 高 さ : 約 3.0 m

表 面 線 量 率 : 0.1 mSv/h

4.5.3.2.4. 計算結果

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保管施設等に起因する分が年間約 0.93mSv、伐採木に起因する分が年間約 0.47mSv、瓦礫等に起因する分が年間約 0.02mSv となるが、液体廃棄物等による寄与も含めて実効線量の合計が年間 1mSv を下回るように、平成 24 年度末までに追加遮へい等の設置を検討し実施する。

4.5.3.3. 敷地南西エリア

4.5.3.3.1. 貯留設備（タンク類）

貯留設備（タンク類）は、現に設置されている或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。具体的には、設置エリア面積全体にタンク容量に相当する液体が広がっているとみなした体積線源とする。放射能濃度は、当面実測された値を用い、まだ貯蔵が開始されていない、或いは今後設置予定のタンクについては、同じ種類の液体廃棄物が貯蔵されているタンクの濃度で代用する。

遮蔽はタンク厚さとし、タンクが隣接することによる互いの遮蔽効果は考慮しない。

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

合計容量：約 10,000m³

放射能濃度：約 1.0×10³Bq/cm³（Cs-137、Cs-134）

遮蔽：SS400 9mm

(2) RO 濃縮水一時貯槽

合計容量：約 8,000m³

放射能濃度：約 2.0×10²Bq/cm³（Cs-137、Cs-134）

遮蔽：SS400 8mm

(3) RO 濃縮水貯槽

合計容量：約 75,000m³

放射能濃度：約 2.0×10²Bq/cm³（Cs-137、Cs-134）

遮蔽：SS400 9mm

(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：約 4.0×10²Bq/cm³（Cs-137、Cs-134）

遮蔽：SM41A 6mm

(5) RO 処理水一時貯槽

貯蔵している液体の放射能濃度が 10⁻²程度と低いため、評価対象外とする。

(6) RO 処理水貯槽

貯蔵している液体の放射能濃度が 10⁻²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 3,600m³

放射能濃度：約 2.0×10²Bq/cm³ (Cs-137、Cs-134)

遮蔽：SS400 9mm

(8) 低レベル用

貯蔵している液体の放射能濃度が 10⁰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。

(9) メガフロート

貯蔵している液体の放射能濃度が 10⁻¹程度と低く、設置位置も港湾であり、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。

4.5.3.3.2. 瓦礫等一時保管エリア

瓦礫等一時保管エリアについては、今後搬入が予想される瓦礫等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。

(1)一時保管エリア○

貯蔵容量：約 16,500 m³

エリア面積：約 5,500 m²

積上げ高さ：約 3.0 m

表面線量率：0.1 mSv/h

4.5.3.3.3. 計算結果

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、貯留設備に起因する分が年間約 0.7mSv、瓦礫等に起因する分が年間約 0.001mSv となるが、液体廃棄物等による寄与も含めて実効線量の合計が年間 1mSv を下回るように、平成 24 年度末までに追加遮へい等の設置を検討し実施する。

4.5.3.4. 敷地西エリア

4.5.3.4.1. 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、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の記載値とする。

キャスク 1 基毎の線量率は、工事計画認可申請書又は核燃料輸送物設計承認申請書の計算値のうちキャスク表面から 1m の位置での最大値にて規格化し、使用済燃料乾式キャスク仮保管設備内にキャスクが分散して配列しているものとして、敷地境界における直接線及びスカイシャイン線の合計の線量率を評価する。

貯 蔵 容 量：65 基(暫定値)

遮 蔽：コンクリート 200mm(暫定値、密度 2.15g/cm³)

4.5.3.4.2. 固体廃棄物貯蔵庫

震災以前に貯蔵されていた固体廃棄物が引き続き貯蔵されており、設置時の工事計画書と同様に、地上部分の建屋内ドラム缶収納全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。

ただし、第 1 及び第 2 固体廃棄物貯蔵庫については、回収した瓦礫等の保管に一部活用しているため、実測した線量に今後の活用も考慮した表面線量を設定し、核種を Cs-134 及び Cs-137 として評価するものとする。

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

表 面 線 量 率：10mSv/h (Cs-137、Cs-134)

収 納 全 ス ペ ー ス：833m²×1.2m

遮 蔽：天井及び壁：波型カラー鉄板 0.5mm

(2) 第 2 固体廃棄物貯蔵庫

貯 蔵 容 量：約 2,000m³

表 面 線 量 率：10mSv/h (Cs-137、Cs-134)

収 納 全 ス ペ ー ス：1,333m²×1.8m

遮 蔽：天井及び壁：コンクリート (2.2g/cm³) 180mm

(3) 第 3 固体廃棄物貯蔵庫

貯 蔵 容 量：約 6,000 本 (ドラム缶換算)

放 射 能 濃 度：9.25×10³Bq/cm³ (Co-60)

収 納 全 ス ペ ー ス：間口 33m×奥行 70.5m ドラム缶 3 段積み

遮 蔽：天井及び壁：コンクリート (2.2g/cm³) 180mm

(4) 第4 固体廃棄物貯蔵庫

貯 蔵 容 量：約 10,000 本 (ドラム缶換算)

放 射 能 濃 度：9.25×10³Bq/cm³ (Co-60)

収 納 全 ス ペ ー ス：間口 31.05m×奥行 74.5m ドラム缶 3 段積み

遮 蔽：天井及び壁：コンクリート (2.2g/cm³) 700mm

(5) 第5 固体廃棄物貯蔵庫

貯 蔵 容 量：約 4,500 本 (ドラム缶換算)

放 射 能 濃 度：9.25×10³Bq/cm³ (Co-60)

収 納 全 ス ペ ー ス：間口 31.05m×奥行 25.25m ドラム缶 3 段積み

遮 蔽：天井及び壁：コンクリート (2.2g/cm³) 500mm

(6) 第6 固体廃棄物貯蔵庫

貯 蔵 容 量：約 23,000 本 (ドラム缶換算・1 階部分)

放 射 能 濃 度：9.25×10³Bq/cm³ (Co-60)

収 納 全 ス ペ ー ス：間口 31.25m×奥行 121.8m ドラム缶 3 段積み

遮 蔽：天井及び壁：コンクリート (2.2g/cm³) 500mm

(7) 第7 固体廃棄物貯蔵庫

貯 蔵 容 量：約 29,000 本 (ドラム缶換算・1 階部分)

放 射 能 濃 度：9.25×10³Bq/cm³ (Co-60)

収 納 全 ス ペ ー ス：間口 44.05m×奥行 122m ドラム缶 3 段積み

遮 蔽：天井及び壁：コンクリート (2.2g/cm³) 500mm

※地下2階に瓦礫等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 29,000 本 (ドラム缶換算・1 階部分)

放 射 能 濃 度：9.25×10³Bq/cm³ (Co-60)

収 納 全 ス ペ ー ス：間口 44.05m×奥行 122m ドラム缶 3 段積み

遮 蔽：天井及び壁：コンクリート (2.2g/cm³) 600mm

※地下2階に瓦礫等を一時保管することを考慮している。

4.5.3.4.3. ドラム缶等仮設保管設備

ドラム缶等仮設保管設備は、震災以前に固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵されていた固体廃棄物を貯蔵するため、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。

貯 蔵 容 量：約 23,000 本（ドラム缶換算）

表 面 線 量 率：0.1mSv/h（Co-60）

エ リ ア 面 積：約 5,000 m²

高 さ：約 3m

4.5.3.4.4. 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。

(1) 一時保管エリアM

貯 蔵 容 量：約 21,000 m³

エ リ ア 面 積：約 7,000 m²

積 上 げ 高 さ：約 3 m

表 面 線 量 率：0.1 mSv/h

遮 蔽：土：厚さ 0.8m (1.2g/cm³)

※表面線量率がバックグラウンド値と同等のため線量が低いことから一部評価対象外

4.5.3.4.5. 多核種除去設備

多核種除去設備については、各機器に下表に示す核種、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する。

放射能強度 : 下表参照

遮蔽 : 鉄 (HIC 及び吸着塔用遮へい材) 112mm
鉛 (クロスフローフィルタ他用遮へい材) 8mm, 4mm

表 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	スラリー (前処理設備 1)	スラリー (前処理設備 2)	前処理後の 汚染水
1	Fe-59	6.90E-01	8.54E+02	2.04E+00	1.06E-02
2	Co-58	1.05E+00	1.30E+03	3.10E+00	1.61E-02
3	Rb-86	4.19E+00	0.00E+00	0.00E+00	4.19E+00
4	Sr-89	4.34E+03	1.66E+06	5.93E+05	9.11E+01
5	Sr-90	9.82E+04	3.76E+07	1.34E+07	2.06E+03
6	Y-90	9.82E+04	3.76E+07	1.34E+07	2.06E+03
7	Y-91	1.01E+02	1.25E+05	6.09E+02	3.03E-03
8	Nb-95	4.37E-01	5.41E+02	1.29E+00	6.69E-03
9	Tc-99	1.70E-02	2.15E+01	3.38E-02	1.70E-06
10	Ru-103	1.22E+00	9.80E+02	3.09E+01	2.98E-01
11	Ru-106	2.11E+01	1.70E+04	5.34E+02	5.15E+00
12	Rh-103m	5.40E-01	9.80E+02	3.09E+01	2.98E-01
13	Rh-106	2.11E+01	1.70E+04	5.34E+02	5.15E+00
14	Ag-110m	5.95E-01	7.59E+02	0.00E+00	0.00E+00
15	Cd-113m	9.36E+01	0.00E+00	9.22E+03	4.77E+01
16	Cd-115m	2.81E+01	0.00E+00	2.77E+03	1.43E+01
17	Sn-119m	8.36E+00	1.03E+04	0.00E+00	2.51E-01
18	Sn-123	6.26E+01	7.74E+04	0.00E+00	1.88E+00
19	Sn-126	4.84E+00	5.99E+03	0.00E+00	1.45E-01
20	Sb-124	1.81E+00	2.22E+03	5.97E+00	4.27E-02
21	Sb-125	1.13E+02	1.38E+05	3.73E+02	2.67E+00
22	Te-123m	1.20E+00	1.48E+03	3.55E+00	1.84E-02
23	Te-125m	9.90E+01	1.38E+05	3.73E+02	2.67E+00
24	Te-127	7.05E+01	1.22E+05	2.93E+02	1.51E+00
25	Te-127m	9.90E+01	1.22E+05	2.93E+02	1.51E+00
26	Te-129	1.08E+01	1.34E+04	3.19E+01	1.65E-01
27	Te-129m	1.75E+01	2.16E+04	5.17E+01	2.68E-01
28	I-129	1.70E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.70E+00
29	Cs-134	1.20E+01	0.00E+00	0.00E+00	1.20E+01
30	Cs-135	3.95E+01	0.00E+00	0.00E+00	3.95E+01
31	Cs-136	4.47E-01	0.00E+00	0.00E+00	4.47E-01

表 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	スラリー (前処理設備1)	スラリー (前処理設備2)	前処理後の 汚染水
32	Cs-137	1.65E+01	0.00E+00	0.00E+00	1.65E+01
33	Ba-137m	1.65E+01	0.00E+00	0.00E+00	1.65E+01
34	Ba-140	2.58E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.58E+00
35	Ce-141	2.16E+00	2.67E+03	1.30E+01	6.48E-05
36	Ce-144	9.42E+00	1.17E+04	5.68E+01	2.83E-04
37	Pr-144	6.42E+01	1.17E+04	5.68E+01	2.83E-04
38	Pr-144m	7.70E-01	9.52E+02	4.64E+00	2.31E-05
39	Pm-146	9.81E-01	1.21E+03	5.91E+00	2.94E-05
40	Pm-147	3.33E+02	4.12E+05	2.01E+03	9.99E-03
41	Pm-148	9.72E-01	1.20E+03	5.86E+00	2.92E-05
42	Pm-148m	6.25E-01	7.73E+02	3.77E+00	1.87E-05
43	Sm-151	5.58E-02	6.90E+01	3.36E-01	1.67E-06
44	Eu-152	2.90E+00	3.59E+03	1.75E+01	8.70E-05
45	Eu-154	7.53E-01	9.31E+02	4.54E+00	2.26E-05
46	Eu-155	6.11E+00	7.56E+03	3.68E+01	1.83E-04
47	Gd-153	6.31E+00	7.81E+03	3.80E+01	1.89E-04
48	Tb-160	1.66E+00	2.05E+03	1.00E+01	4.98E-05
49	Pu-238	3.16E-02	3.91E+01	1.90E-01	9.48E-07
50	Pu-239	3.16E-02	3.91E+01	1.90E-01	9.48E-07
51	Pu-240	3.16E-02	3.91E+01	1.90E-01	9.48E-07
52	Pu-241	1.40E+00	1.73E+03	8.44E+00	4.20E-05
53	Am-241	3.16E-02	3.91E+01	1.90E-01	9.48E-07
54	Am-242m	3.16E-02	3.91E+01	1.90E-01	9.48E-07
55	Am-243	3.16E-02	3.91E+01	1.90E-01	9.48E-07
56	Cm-242	3.16E-02	3.91E+01	1.90E-01	9.48E-07
57	Cm-243	3.16E-02	3.91E+01	1.90E-01	9.48E-07
58	Cm-244	3.16E-02	3.91E+01	1.90E-01	9.48E-07
59	Mn-54	2.13E+01	2.71E+04	7.37E+00	4.86E-02
60	Co-60	1.00E+01	1.26E+04	9.85E+00	5.10E-02
61	Ni-63	1.35E+00	0.00E+00	1.33E+02	6.89E-01
62	Zn-65	7.23E-01	8.94E+02	2.14E+00	1.11E-02

表 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)					
		メディア 1 / 4	メディア 2	メディア 3	メディア 6	メディア 5	メディア 7
1	Fe-59	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.38E+02	0.00E+00	0.00E+00
2	Co-58	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	3.61E+02	0.00E+00	0.00E+00
3	Rb-86	0.00E+00	0.00E+00	1.40E+05	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
4	Sr-89	0.00E+00	1.96E+06	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
5	Sr-90	0.00E+00	4.43E+07	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
6	Y-90	0.00E+00	4.43E+07	0.00E+00	6.63E+04	0.00E+00	0.00E+00
7	Y-91	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	6.82E+01	0.00E+00	0.00E+00
8	Nb-95	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.50E+02	0.00E+00	0.00E+00
9	Tc-99	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	9.81E-02
10	Ru-103	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.72E+04
11	Ru-106	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.97E+05
12	Rh-103m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.86E+02	0.00E+00	1.72E+04
13	Rh-106	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	7.26E+03	0.00E+00	2.97E+05
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	1.07E+06	0.00E+00	0.00E+00
16	Cd-115m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	3.22E+05	0.00E+00	0.00E+00
17	Sn-119m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	5.64E+03	0.00E+00	0.00E+00
18	Sn-123	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	4.23E+04	0.00E+00	0.00E+00
19	Sn-126	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	3.27E+03	0.00E+00	0.00E+00
20	Sb-124	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	9.61E+02	0.00E+00
21	Sb-125	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	6.00E+04	0.00E+00
22	Te-123m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	4.13E+02	0.00E+00
23	Te-125m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	6.00E+04	0.00E+00
24	Te-127	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	3.41E+04	0.00E+00
25	Te-127m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	3.41E+04	0.00E+00
26	Te-129	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	3.72E+03	0.00E+00
27	Te-129m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	6.02E+03	0.00E+00
28	I-129	5.70E+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	4.02E+05	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
30	Cs-135	0.00E+00	0.00E+00	1.32E+06	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
31	Cs-136	0.00E+00	0.00E+00	1.50E+04	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00

表 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)					
		メディア 1 / 4	メディア2	メディア3	メディア6	メディア5	メディア7
32	Cs-137	0.00E+00	0.00E+00	5.53E+05	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
33	Ba-137m	0.00E+00	0.00E+00	5.53E+05	3.71E+05	0.00E+00	0.00E+00
34	Ba-140	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	5.81E+04	0.00E+00	0.00E+00
35	Ce-141	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.46E+00	0.00E+00	0.00E+00
36	Ce-144	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	6.36E+00	0.00E+00	0.00E+00
37	Pr-144	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	6.36E+00	0.00E+00	0.00E+00
38	Pr-144m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	5.20E-01	0.00E+00	0.00E+00
39	Pm-146	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	6.62E-01	0.00E+00	0.00E+00
40	Pm-147	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.25E+02	0.00E+00	0.00E+00
41	Pm-148	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	6.56E-01	0.00E+00	0.00E+00
42	Pm-148m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	4.22E-01	0.00E+00	0.00E+00
43	Sm-151	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	3.77E-02	0.00E+00	0.00E+00
44	Eu-152	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.96E+00	0.00E+00	0.00E+00
45	Eu-154	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	5.08E-01	0.00E+00	0.00E+00
46	Eu-155	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	4.12E+00	0.00E+00	0.00E+00
47	Gd-153	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	4.26E+00	0.00E+00	0.00E+00
48	Tb-160	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.12E+00	0.00E+00	0.00E+00
49	Pu-238	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.13E-02	0.00E+00	0.00E+00
50	Pu-239	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.13E-02	0.00E+00	0.00E+00
51	Pu-240	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.13E-02	0.00E+00	0.00E+00
52	Pu-241	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	9.45E-01	0.00E+00	0.00E+00
53	Am-241	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.13E-02	0.00E+00	0.00E+00
54	Am-242m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.13E-02	0.00E+00	0.00E+00
55	Am-243	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.13E-02	0.00E+00	0.00E+00
56	Cm-242	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.13E-02	0.00E+00	0.00E+00
57	Cm-243	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.13E-02	0.00E+00	0.00E+00
58	Cm-244	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.13E-02	0.00E+00	0.00E+00
59	Mn-54	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.09E+03	0.00E+00	0.00E+00
60	Co-60	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.15E+03	0.00E+00	0.00E+00
61	Ni-63	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.55E+04	0.00E+00	0.00E+00
62	Zn-65	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.49E+02	0.00E+00	0.00E+00

4.5.3.4.6. 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、使用済燃料乾式キャスク仮保管設備に起因する分が年間約 0.29mSv、固体廃棄物貯蔵庫に起因する分が年間約 0.25mSv、ドラム缶等仮設保管設備に起因する分が年間約 0.16mSv、伐採木一時保管エリアに起因する分が年間約 0.02mSv、多核種除去設備に起因する分が年間約 0.43mSv となるが、液体廃棄物等による寄与も含めて実効線量の合計が年間 1mSv を下回るように、平成 24 年度末までに追加遮へい等の設置を検討し実施する。

4.5.3.5. 敷地北エリア

4.5.3.5.1. 瓦礫等及び伐採木一時保管エリア

瓦礫等及び伐採木の一時保管エリアについては、実測した線量に今後搬入が予想される瓦礫等及び伐採木の量と線量を考慮した表面線量を設定し、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、一時保管エリアA1については、線量による運用期間を考慮して評価する。核種はCs-134及びCs-137とする。

(1) 瓦礫等一時保管エリア

a. 一時保管エリアA1

貯 蔵 容 量：約 1,000 m³

エ リ ア 面 積：約 330 m²

積 上 げ 高 さ：約 3.0 m

表 面 線 量 率：1～20 mSv/h

遮 蔽：コンクリート：高さ 3m、厚さ 120mm (2.1g/cm³)

土嚢：高さ 3m、厚さ 500mm (1.5g/cm³)

b. 一時保管エリアA2

貯 蔵 容 量：約 8,900 m³

エ リ ア 面 積：約 2,500 m²

積 上 げ 高 さ：約 3.5 m

表 面 線 量 率：1 mSv/h

遮 蔽：コンクリート：高さ 3m、厚さ 120mm (2.1g/cm³)

c. 一時保管エリアB

貯 蔵 容 量：約 3,800 m³

エ リ ア 面 積：約 1,100 m²

積 上 げ 高 さ：約 3.6 m

表 面 線 量 率：1 mSv/h

d. 一時保管エリアC

貯 蔵 容 量：約 34,000 m³

エ リ ア 面 積：約 5,400 m²

積 上 げ 高 さ：約 3.5 m

表 面 線 量 率：0.1 mSv/h

e. 一時保管エリアD

貯 蔵 容 量 : 約 3,000 m³
エ リ ア 面 積 : 約 1,000 m²
積 上 げ 高 さ : 約 3.0 m
表 面 線 量 率 : 0.5 mSv/h

f. 一時保管エリアE

貯 蔵 容 量 : 約 4,000 m³
エ リ ア 面 積 : 約 1,300 m²
積 上 げ 高 さ : 約 3.0 m
表 面 線 量 率 : 1 mSv/h

g. 一時保管エリアF

貯 蔵 容 量 : 約 650 m³
エ リ ア 面 積 : 約 220 m²
積 上 げ 高 さ : 約 3.0 m
表 面 線 量 率 : 10 mSv/h

h. 一時保管エリアL

貯 蔵 容 量 : 約 4,000 m³×2
エ リ ア 面 積 : 約 1,200 m²×2
積 上 げ 高 さ : 約 3.5 m
表 面 線 量 率 : 30 mSv/h
遮 蔽 : 土 : 厚さ 1m (1.2g/cm³)

(2) 伐採木一時保管エリア

i. 一時保管エリアG

貯 蔵 容 量 : 約 57,000 m³
エ リ ア 面 積 : 約 11,400 m²
積 上 げ 高 さ : 約 5 m
表 面 線 量 率 : 0.3 mSv/h

※表面線量率がバックグラウンド値と同等のため線量が低いことから一部評価対象外

j. 一時保管エリアH

貯 蔵 容 量 : 約 18,000 m³

エ リ ア 面 積 : 約 3,600 m²

積 上 げ 高 さ : 約 5 m

表 面 線 量 率 : 0.1 mSv/h

※表面線量率がバックグラウンド値と同等のため線量が低いことから一部評価対象外

k. 一時保管エリアI

表面線量率がバックグラウンド値と同等のため線量が低いことから評価対象外

4.5.3.5.2. 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、瓦礫等に起因する分が年間約 9.3mSv、伐採木に起因する分が年間約 0.58mSv、合計年間約 9.9mSv である。

4.5.4. 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事故後に発生した放射性廃棄物により、一般公衆が1年間に受ける実効線量は、最大で約 11mSv である。法令で定められた一般公衆の年間被ばく限度を上回っていることから、一層の被ばく低減を図っていく。

4.5.5. 事故当初に放出された放射性物質の影響について

平成 24 年 1 月 2 日～平成 24 年 1 月 8 日のモニタリングポスト指示値の平均と年間換算値（8760 時間）を第 4-5-15 表に示す。

最も低い敷地北側の MP-1 においても年間約 35mSv であり、これは 5.4 までは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^{-8} Bq/cm³ に対し、西門におけるダストサンプリング結果が $10^{-7} \sim 10^{-6}$ 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。詳細は「4.6. 放射線リスクの低減」の低減で述べる。

第 4-5-15 表 モニタリングポストの指示値と年間換算値

	指示値 (μ Sv/h)	年間換算値 (mSv/y)
MP-1	4	約 35
MP-2	19	約 170
MP-3	12	約 110
MP-4	11	約 96
MP-5	14	約 120
MP-6	33	約 290
MP-7	89	約 780
MP-8	68	約 600

4.6. 放射線リスクの低減

従事者や一般公衆へ影響を与える可能性のある放射線リスクについて、リスクの低減方針と当面の取り組みについて示す。

4.6.1. 原子炉施設に起因する敷地内及び敷地外における線量を合理的に達成できる限り低減すること。特に、事故後新たに設置された施設及び今後新たに放出される放射性物質による敷地内及び敷地外における線量を合理的に達成できる限り低減すること

下記の基本的考え方に基づき、保管、管理を継続するとともに、遮へい等の対策を実施することにより、2012 年度内に、新たに放出される放射性物質及び事故後に発生した放射性廃棄物からの放射線による敷地境界線量を年間 1mSv 未満とすることを目指す。さらに、長期的な安定保管対策の具体化、安定保管の実現を目指していく。

線量低減の基本的考え方

- ・瓦礫等や水処理廃棄物の発生に応じてエリアを確保し保管対策を継続するとともに、廃棄物に対し追加の遮へい対策を施す、もしくは、遮へい機能を有した施設内に廃棄物を移動する等により、敷地境界での放射線量低減を図っていく。
- ・水処理廃棄物については、長期的な安定保管に必要な処理方法を検討する。
- ・気体・液体廃棄物については、告示に定める濃度限度を超えないよう厳重な管理を行い放出するとともに、合理的に達成できる限り低減することを目標として管理していく。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。

4.6.2. 建屋等内に滞留する高レベル放射性汚染水の拡散を防止するとともに、速やかに処理すること

滞留水の水位を維持するとともに、下記の基本的考え方に基づき、現行水処理設備の運転継続、次期水処理施設の検討・導入、サブドレン水位の低下方法の検討・水位低下を進める。将来的には、水位低下に必要となる技術、工法の研究開発を進め、滞留水の減少を図っていく。

滞留水処理の基本的考え方

- ・現行水処理設備について、引き続き一部機器の設備改善などを行い、更なる信頼性向上を図るとともに、運転継続・延命化を行い、安定運転を維持する。
- ・タービン建屋等の滞留水の水位が建屋周囲に設けられたサブドレン水位を上回ら

ないように管理しつつ、サブドレン水位を低下させ、地下水流入量の抑制を図る。

- ・今後実施する研究開発成果に基づき原子炉建屋とタービン建屋間の止水や原子炉格納容器の破損箇所の止水を実現し、滞留水量を減少させていくとともに、これに応じた循環ラインの段階的な縮小化等を検討していく。

4.6.3. 原子炉建屋内使用済燃料プールから使用済燃料等をできる限り速やかに取り出すこと

使用済燃料プールの水位を維持すると共に、下記の基本的考え方に基づき、使用済燃料プールからの燃料取り出し設備を設置し、今後 2 年以内の初号機の燃料取り出し開始を目指す。

使用済燃料取り出しの基本的考え方

- ・作業エリアの瓦礫を撤去する。並行して、燃料取り出しに必要となる、燃料取り出し用カバー、燃料取扱設備、構内輸送用容器等の検討・設計を実施していく。
- ・原子炉建屋上部の瓦礫撤去を現在実施中である 3、4 号機を優先し、さらに、比較的環境線量が低い 4 号機を優先する。
- ・1、2 号機については、3、4 号機での経験を踏まえて検討・設計を実施する。

4.6.4. 敷地内に飛散した放射性物質の拡散を防止するとともに、合理的に達成できる限り除染すること

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。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/y 未満となることを目指す。

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（免震重要棟等）
- ・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、上記以外のエリア

(3) 優先順位

- ・基本的に、「執務→作業→アクセス→その他」の順に実施
- ・執務エリアについては、非管理区域化の早期実現のため、最優先で実施
- ・作業エリア、アクセスエリアは、線量率が高いエリアから実施

(4) 目標レベル

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

*：放射線審議会「ICRP1990年勧告の国内制度等への取入れについて」（H10年6月）より、管理区域の基準、外部放射線「3ヶ月につき1.3mSv 滞在時間を考慮」、滞在時間として「最大500時間/3ヶ月」から、 $1.3\text{mSv}/500\text{h}=0.0026\text{mSv}/\text{h}=2.6\mu\text{Sv}/\text{h}$ としている。(1.3mSvは「年線量限度5mSv/年を3ヶ月間で割振り」から、 $5\text{mSv}/\text{年}/(12\text{ヶ月}/3\text{ヶ月})=1.25\text{mSv}=1.3\text{mSv}$ としている)

4.6.5. 港湾内に滞留している放射性物質を含む海水及び海底土については、拡散を防止するとともに、合理的に達成できる限り放射性物質濃度を低減すること

港湾内の放射性物質の分布等について現状を調査し、港湾外への放射性物質の拡散を防止する方策について検討の上、遮水壁設置工事の工程を考慮し、下記の基本的考え方に基づき対策を実施し、速やかに、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を下回ることを目指す。また、環境中の放射性物質濃度の監視を継続していく。

港湾外への放射性物質の拡散防止及び港湾内の放射性物質濃度低減の基本的考え方

(1) 目的

- ・港湾内の海底土に含まれる放射性物質の拡散防止及び海水中の放射性物質濃度の低減

(2) 分類、工法

- ・取水路前面エリア

5、6号機取水路前面及び1～4号機取水路前面の海底土

：固化土により被覆

1～4号機取水路前面の海水：海水循環型浄化装置により浄化

- ・航路、泊地エリア

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：港湾内に集積し固化土により被覆

以上