

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。

なお、東京電力株式会社福島第一原子力発電所原子炉施設の保安及び特定核燃料物質の防護に関する規則第13条（設計上考慮する事象に係る発電用原子炉施設の保全に関する措置）については、適宜、福島第一原子力発電所の状況を踏まえて対応を検討し、検討結果を本実施計画へ反映する。

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1章 総 則

(目的)

第1条

この規定第1編は、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。）第64条の3第1項の規定に基づき、福島第一原子力発電所1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉に係る発電用原子炉施設（本編において、以下「原子炉施設」という。）の保安のために必要な措置（以下「保安活動」という。）を定め、核燃料物質若しくは核燃料物質によって汚染された物（以下「核燃料物質等」という。）又は発電用原子炉（以下「原子炉」という。）による災害の防止を図ることを目的とする。

(基本方針)

第2条

当社は、7項目の回答等[※]で約束した内容を遵守する。遵守にあたっては、「福島第一原子力発電所の基本姿勢」（以下「基本姿勢」という。）を定める。

福島第一原子力発電所における保安活動は、基本姿勢に則り、放射線及び放射性物質の放出による従業員及び公衆の被ばくを、定められた限度以下であってかつ合理的に達成可能な限りの低い水準に保つとともに、災害の防止のために、健全な安全文化を育成し、及び維持する取り組みを含めた、適切な品質保証活動に基づき実施する。

保安活動における基本姿勢は、以下のとおり。

【福島第一原子力発電所の基本姿勢】

社長は、福島第一原子力発電所事故を起こした当事者のトップとして、福島第一原子力発電所が既に放射線による被ばくや放射性物質の拡散が発生し得る環境であることを踏まえ、これらの防止に先手を打っていくためにリーダーシップを発揮し、福島第一原子力発電所の廃炉を安全最優先で、かつ着実にやり遂げる。

その実現にあたっては、当社は地元の要請に真摯に向き合い、決して独りよがりにはならず、地元の方々の安心につながるよう対話を重ね、主体性を持って福島第一原子力発電所の廃炉を進めていく。

1. 社長は、福島第一原子力発電所事故を起こした当事者の責任を果たすために、福島第一原子力発電所の廃炉を主体的、計画的かつ着実に進めていく。
 - ・当社は、福島第一原子力発電所の廃炉に必要なエンジニアリングを主体的に実施できるように、社内外の支援を得ながら、人材の確保・育成及び組織・体制の整備並びにプロジェクトマネジメントやリスク管理の仕組みの構築等を継続的に進化させ、エンジニアリング能力を向上させていく。
 - ・当社は、廃炉全体の主要な作業プロセスを示した「廃炉中長期実行プラン」を主体的に定め、これを着実に実行する。
 - ・当社は、福島復興のために、「復興と廃炉の両立に向けた福島の皆さまへのお約束」に従い、地元での廃炉関連産業の活性化、雇用や技術の創出及び人材輩出に積極的に取り組む。
2. 当社は、福島第一原子力発電所の廃炉に必要な資金について、「廃炉等積立金制度」に基づく「廃炉等積立金の取戻しに関する計画」を、主務大臣に承認を受け、確実に確保する。

3. 当社は、いかなる経済的要因があっても廃炉に必要な資金を確保し、安全を最優先した上で、廃炉作業の進捗に応じ、全体最適の観点から優先順位付けを行い、福島第一原子力発電所の廃炉を進める。

4. 社長は、不確実・未確定な段階でも、重大なリスクを確実にかつ速やかに把握し、安全を最優先した経営上の判断を行い、当社はその内容を社会に速やかに発信する。

また、社長主導のもと、福島第一原子力発電所の事故の原因究明、事故の進展解明につながるような調査や現場保存に取り組み、他の原子力施設の安全性の向上に貢献する。

5. 当社は、原子力災害対策特別措置法に基づく原子力緊急事態が未だ福島第一原子力発電所で継続していることを踏まえ、原子力安全・作業安全・設備安全等の観点から、放射線による被ばくや放射性物質の拡散を防止しつつ、廃炉を計画的に進めるために、以下の取り組みを主体的かつ継続的に実施する。

- ・放射線管理を確実に実施し、廃炉作業に従事する従業員や作業員の被ばくを合理的に可能な限り低減する。
- ・現場の作業環境に配慮した放射性物質の拡散や飛散防止策を講じるとともに、放射線量や放射能濃度のモニタリング及び分析を継続的かつ確実に実施する。
- ・現場からの提案、リスク情報の活用、世界中の原子力施設の廃止措置や運転経験の収集、技術開発動向の注視、国内外の団体・企業からの学びを活用する。
- ・新たな事故の発生に備えた訓練を継続的に実施する。

6. 社長は、福島第一原子力発電所事故を起こした当事者のトップとして福島第一原子力発電所の廃炉に対し、全社をあげて取り組む責任を担う。

特に、長期にわたる廃炉を支える人材については、社内外から必要な人材を確保するとともに、その育成に努める。

7. 当社は、福島第一原子力発電所の廃炉の現場は常に変化していることから、現場の状況及び想定し得るリスクも日々変化していくことを認識し、最新の現場環境を把握し、常にリスクの抽出に取り組む。

また、福島第一原子力発電所内外の関係部門からの意見や知見、情報等を一元的に把握・共有し改善しながら、福島第一原子力発電所の安全と品質を高めていく。

※：7項目の回答等とは、原子力規制委員会が示した7つの基本的な考え方、それに対し当社が2017年8月25日原子力規制委員会に提出した回答文書（別添1）及び同年8月30日第33回原子力規制委員会での議論をいう。

(関係法令及び保安規定の遵守)

第2条の2

社長は、第2条に係る保安活動を実施するにあたり、関係法令及び保安規定の遵守が確実に行われるよう、基本方針を定めるとともに、必要に応じて基本方針の見直しを行う。

2. 廃炉・汚染水対策最高責任者及び内部監査室長は、関係法令及び保安規定の遵守が確実に行われるようにするため、「法令等の遵守に係る活動基本マニュアル」を定め、これに基づき次の事項を実施する。

(1) 第1項の基本方針に基づき、関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動計画を年度毎に策定する。

(2) 第3項の関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動状況进行评估し、その結果を社長に報告し、必要に応じて指示を受ける。

(3) (2)の活動状況の評価結果及び指示を、関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動計画に反映する。

3. 第4条の組織は、第2項(1)の活動計画に基づき、関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動を実施する。

第2条の3

削除

第2章 品質保証

(品質マネジメントシステム計画)

第3条

第2条に係る保安活動のための品質保証活動を実施するにあたり、以下のとおり品質マネジメントシステム計画を定める。

【品質マネジメントシステム計画】

1. 目的

本品質マネジメントシステム計画は、福島第一原子力発電所（以下「発電所」という。）の安全を達成・維持・向上させるため、「原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則及び同規則の解釈」（以下「品質管理基準規則」という。）に従って、発電所における保安活動に係る品質マネジメントシステム（以下「品質マネジメントシステム」という。）を確立し、実施し、評価確認し、継続的に改善するとともに、安全文化及び安全のためのリーダーシップによって原子力の安全を確保することを目的とする。

2. 適用範囲

本品質マネジメントシステム計画は、発電所の保安活動に適用する。

3. 用語の定義

以下を除き品質管理基準規則の定義に従う。

- (1) 特定原子力施設：福島第一原子力発電所を構成する構築物、系統及び機器等の総称
- (2) ニューシア：原子力施設の事故又は故障等の情報並びに信頼性に関する情報を共有し活用することにより、事故及び故障等の未然防止を図ることを目的として、一般社団法人 原子力安全推進協会が運営するデータベース（原子力施設情報公開ライブラリー）のことをいう。
- (3) BWR 事業者協議会：国内 BWR プラントの安全性及び信頼性を向上させるために、電力会社とプラントメーカーとの間で情報を共有し、必要な技術的検討を行う協議会のことをいう。（以下、本条及び第68条において同じ。）

4. 品質マネジメントシステム

4.1 一般要求事項

- (1) 第4条（保安に関する組織）に定める組織（以下「組織」という。）は、本品質マネジメントシステム計画に従って、品質マネジメントシステムを確立し、文書化し、実施し、かつ、維持する。また、その品質マネジメントシステムの実効性を維持するため、継続的に改善する。
- (2) 組織は、保安活動の重要度に応じて、品質マネジメントシステムを確立し、運用する。
この場合、以下の事項を適切に考慮し、発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針（以下「重要度分類指針」という。）を参考として、品質マネジメントシステム要求事項の適用の程度についてグレード分けを行う。
 - a) 業務・特定原子力施設又は組織の重要度及びこれらの複雑さの程度
 - b) 特定原子力施設の品質又は業務に関連する原子力安全に影響を及ぼすおそれのあるもの及びこれらに関連する潜在的影響の大きさ
 - c) 機器等の故障若しくは通常想定されない事象の発生又は業務が不適切に計画され、若しくは実行されたことにより起こり得る影響
- (3) 組織は、保安活動の重要度に応じて、資源の適切な配分を行う。
- (4) 組織は、特定原子力施設に適用される法令・規制要求事項を明確に認識し、「文書及び記録管理基本マニュアル（福島第一廃炉推進カンパニー）」に基づき各基本マニュアル等に明記する（7.2.1 参照）。
- (5) 組織は、品質マネジメントシステムに必要なプロセスを明確にするとともに、そのプロセスを組織に適用することを「原子力品質保証規程」に定め、次の事項を実施する。
 - a) プロセスの運用に必要な情報及び当該プロセスの運用により達成される結果を明確にする。
 - b) これらのプロセスの順序及び相互関係（組織内のプロセス間の相互関係を含む。）を図1のとおりとする。
 - c) これらのプロセスの運用及び管理のいずれもの実効性の確保に必要なパフォーマンスを示す指標（Performance Indicator）（以下「PI」という。）、並びに判断基準及び方法を明確にする。
 - d) これらのプロセスの運用並びに監視及び測定に必要な資源及び情報を利用できる体制を確保する。これには、責任及び権限の明確化を含める。
 - e) これらのプロセスの運用状況を監視し、適用可能な場合には測定し、分析する。
 - f) これらのプロセスについて、計画の目的を達成するため、かつ、実効性を維持するために必要な処置（プロセスの変更を含む。）をとる。
 - g) これらのプロセス及び組織を品質マネジメントシステムとの整合がとれたものにする。

- h) 原子力安全とそれ以外の事項において意思決定の際に対立が生じた場合には、原子力安全が確保されるようにする。これには、セキュリティ対策が原子力安全に与える潜在的な影響と、原子力安全に係る対策がセキュリティに与える潜在的な影響を特定し、解決することを含む。
- (6) 組織は、安全文化として目指している状態を含め「健全な安全文化の育成及び維持に係る基本マニュアル（福島第一廃炉推進カンパニー）」を定めるとともに、技術的、人的及び組織的な要因の相互作用を適切に考慮して、効果的な取り組みを通じて、健全な安全文化を育成し、及び維持する。
- (7) 組織は、業務・特定原子力施設に係る要求事項（法令・規制要求事項を含む。）への適合に影響を及ぼすプロセスを外部委託することを決めた場合には、当該プロセスの管理を確実にする。

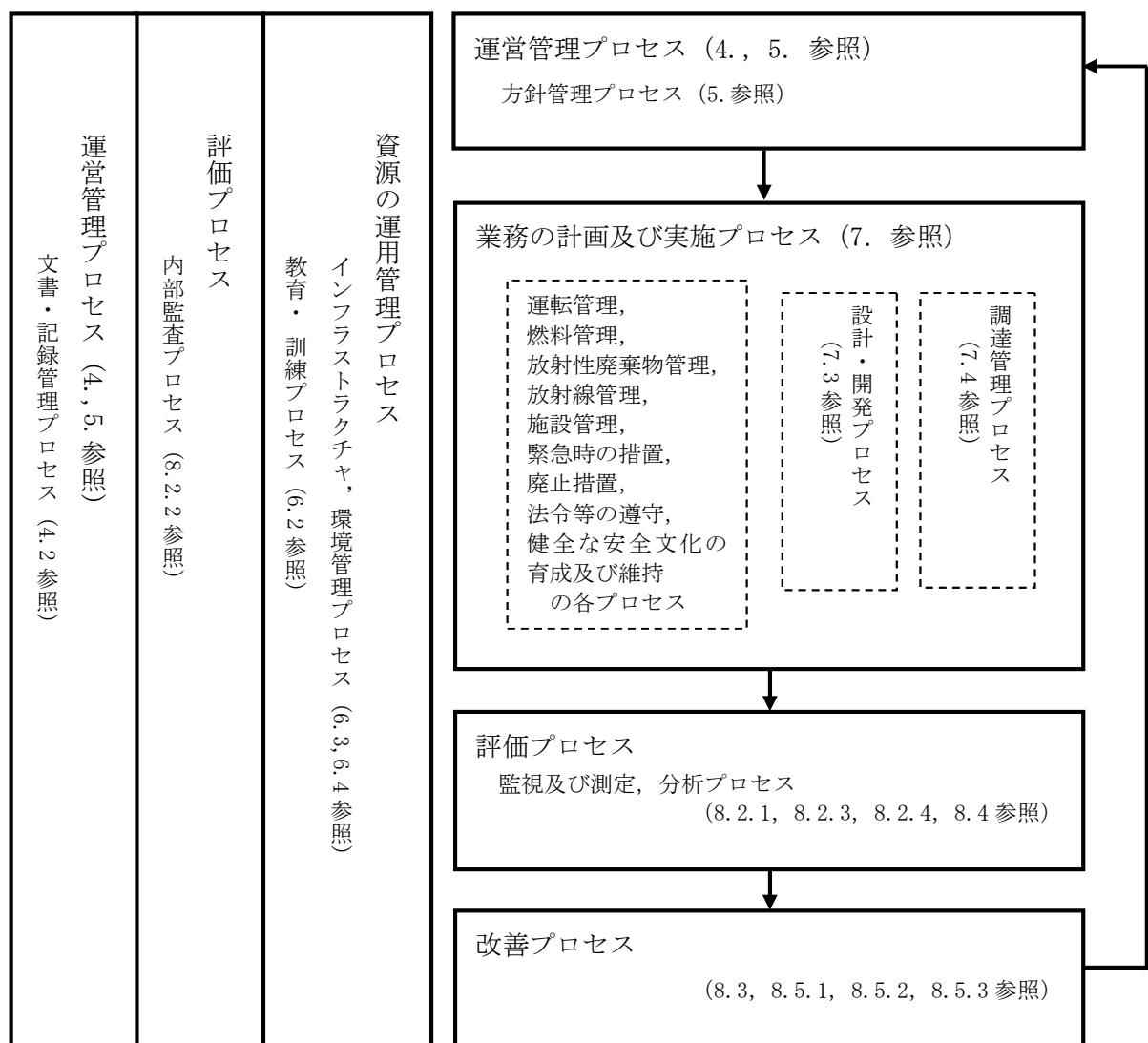


図1. 品質マネジメントシステムにおけるプロセス間の相互関係

4.2 文書化に関する要求事項

4.2.1 一般

品質マネジメントシステムの文書として以下の事項を含める。これらの文書は、保安活動の重要度に応じて作成し、当該文書に規定する事項を実施する。また、これらの文書体系を図2に、各マニュアルと各条文の関連をc)及びd)の表に示す。なお、記録は適正に作成する。

- a) 品質方針及び品質目標
- b) 原子力品質保証規程

c) 品質管理基準規則が要求する“手順書等”である以下の文書及び記録

第3条の 関連条項	原子力品質 保証規程の 関連条項	名 称	管理箇所
4. 2, 7. 2. 2	4. 2, 7. 2. 2	文書及び記録管理基本マニュアル（福島第一廃炉推進カンパニー）	原子力安全・統括部
8. 2. 2, 8. 5. 1	8. 2. 2, 8. 5. 1	原子力品質監査基本マニュアル	内部監査室
8. 3, 8. 5. 1, 8. 5. 2, 8. 5. 3	8. 3, 8. 5. 1, 8. 5. 2, 8. 5. 3	不適合管理及び是正処置・未然防止処置基本マニュアル（福島第一廃炉推進カンパニー）	原子力安全・統括部

d) 組織内のプロセスの実効的な計画、運用及び管理を確実に実施するために、必要と決定した文書及び記録

①以下の文書

第3条の 関連条項	原子力品質 保証規程の 関連条項	名 称	管理箇所	第3条以外の 関連条文
5. 4. 1, 8. 2. 1, 8. 2. 3, 8. 4, 8. 5. 1	5. 4. 1, 8. 2. 1, 8. 2. 3, 8. 4, 8. 5. 1	セルフアセスメント実施基本マニュアル（福島第一廃炉推進カンパニー）	原子力安全・統括部	—
5. 4. 2	5. 4. 2	原子力リスク管理基本マニュアル	プロジェクトマネジメント室	—
5. 4. 2, 7. 1	5. 4. 2, 7. 1	変更管理基本マニュアル	業務統括室	—
5. 5. 4	5. 5. 4	保安管理基本マニュアル	廃炉安全・品質室	第6条～第9条の3
5. 6, 8. 5. 1	5. 6, 8. 5. 1	マネジメントレビュー実施基本マニュアル	業務統括室	—
6. 2	6. 2	教育及び訓練基本マニュアル（福島第一廃炉推進カンパニー）	原子力人財育成センター	第79条～第81条
6. 3, 6. 4, 7. 1, 7. 2. 1, 7. 5, 7. 6	6. 3, 6. 4, 7. 1, 7. 2. 1, 7. 5, 7. 6	燃料管理基本マニュアル	プール燃料取り出しプログラム部	第13条, 第34条～第37条, 第81条
		放射性廃棄物管理基本マニュアル	防災・放射線センター	第38条, 第39条, 第41条～第43条, 第81条
		施設管理基本マニュアル	建設・運用・保守センター	第29条, 第68条, 第81条
		放射線管理基本マニュアル	防災・放射線センター	第45条～第67条, 第81条
		原子力災害対策基本マニュアル（福島第一廃炉推進カンパニー）	原子力運営管理部	第69条～第78条
6. 3, 6. 4, 7. 1, 7. 2. 1, 7. 5, 7. 6, 8. 2. 4	6. 3, 6. 4, 7. 1, 7. 2. 1, 7. 5, 7. 6, 8. 2. 4	運転管理基本マニュアル	建設・運用・保守センター	第12条, 第13条, 第15条～第16条の2, 第18条, 第20条～第29条, 第33条, 第40条の2, 第81条, 第82条

第3条の 関連条項	原子力品質 保証規程の 関連条項	名 称	管理箇所	第3条以外の 関連条文
6.3, 6.4, 7.1, 7.2.1, 7.3, 7.4, 7.5, 7.6, 8.2.4	6.3, 6.4, 7.1, 7.2.1, 7.3, 7.4, 7.5, 7.6, 8.2.4	廃止措置基本マニュアル	プロジェクトマネジ メント室	第12条, 第13条, 第16 条～第18条, 第20条～第 26条の2, 第38条～第40 条, 第41条～第43条, 第 45条～第78条, 第81条
7.1, 7.2.1, 7.5	7.1, 7.2.1, 7.5	法令等の遵守に係る活動基本マニ ュアル	業務統括室	第2条の2
		健全な安全文化の育成及び維持に 係る基本マニュアル（福島第一廃 炉推進カンパニー）	原子力安全・統括部	—
7.2.3, 8.2.1	7.2.3, 8.2.1	外部コミュニケーション基本マニ ュアル	プロジェクトマネジ メント室	—
7.3	7.3	設計管理基本マニュアル	計画・設計センター	—
7.4	7.4	調達管理基本マニュアル	計画・設計センター	—
7.4	7.4	原子燃料調達基本マニュアル	プール燃料取り出し プログラム部	—
8.2.4	8.2.4	検査及び試験基本マニュアル	廃炉安全・品質室	第68条, 第81条

- ②発電所品質保証計画書
- ③要領, 要項, 手引等の手順書
- ④部門作成文書
- ⑤外部文書
- ⑥上記①②③④⑤で規定する記録

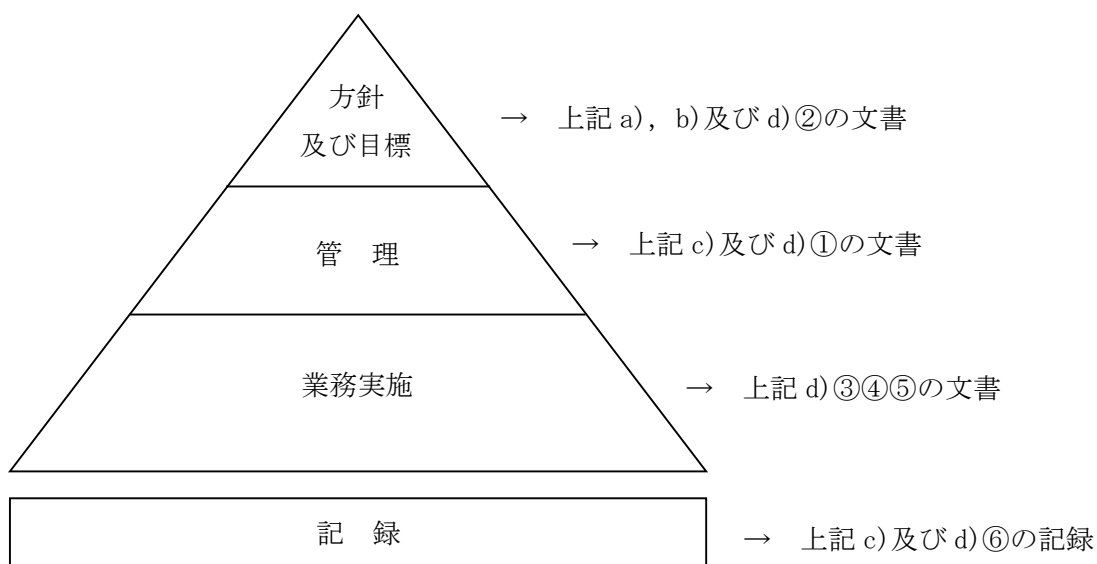


図2. 品質マネジメントシステム文書体系図

4.2.2 品質マニュアル

- (1) 組織は、品質マニュアルとして本品質マネジメントシステム計画に定める要求事項を含む「原子力品質保証規程」を作成し、維持する。制定・改訂権限者は社長とする。
- (2) 「原子力品質保証規程」には、次の事項を含める。
 - a) 品質マネジメントシステムの運用に係る組織に関する事項
 - b) 保安活動の計画、実施、評価及び改善に関する事項
 - c) 品質マネジメントシステムの適用範囲
 - d) 品質マネジメントシステムについて確立された“手順書等”又はそれらを参照できる情報
 - e) 品質マネジメントシステムのプロセス間の相互関係

4.2.3 文書管理

- (1) 組織は、品質マネジメントシステムに必要な文書を、「文書及び記録管理基本マニュアル（福島第一廃炉推進カンパニー）」に基づき、保安規定上の位置付けを明確にするとともに、保安活動の重要度に応じて管理する。これには次の事項を含める。
 - a) 組織として承認されていない文書の使用又は適切でない変更の防止
 - b) 文書の組織外への流出等の防止
 - c) 4.2.1 c) 及び d) ①の文書の制定及び改訂に係るレビューの結果、当該レビューの結果に基づき講じた処置並びに当該制定及び改訂を承認した者に関する情報の維持
また、記録は、4.2.4に規定する要求事項に従って管理する。
- (2) 組織の要員が判断及び決定に当たり適切な文書を利用できるよう、次の活動に必要な管理を「文書及び記録管理基本マニュアル（福島第一廃炉推進カンパニー）」に規定する。これには、文書改訂時等の必要な時に当該文書作成時に使用した根拠等の情報が確認できることを含める。
 - a) 発行前に、文書の妥当性をレビューし、承認する。
 - b) 文書の改訂の必要性についてレビューする。また、改訂に当たっては、a)と同様にその妥当性をレビューし、承認する。
 - c) a) 及び b) のレビューを行う際には、その対象となる文書に定められた活動を実施する部門の要員を参画させる。
 - d) 文書の変更の識別及び最新の改訂状況の識別を確実にする。
 - e) 該当する文書の適切な版が、必要なときに、必要なところで使用しやすい状態にあることを確実にする。
 - f) 文書は、読みやすくかつ容易に内容を把握することができるようにする。
 - g) 品質マネジメントシステムの計画及び運用のために組織が必要と決定した外部からの文書を明確にし、その配付が管理されていることを確実にする。

- h) 廃止文書が誤って使用されないようにする。また、これらを保持する場合には、その目的にかかわらず、これを識別し管理する。

4.2.4 記録の管理

- (1) 組織は、要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの実効性を実証する記録を明確にし、保安活動の重要度に応じて管理する。
- (2) 記録は、読みやすく、容易に内容を把握することができるとともに、識別可能かつ検索可能なように作成する。
- (3) 記録の識別、保管、保護、検索、保管期間及び廃棄に関して必要な管理を「文書及び記録管理基本マニュアル（福島第一廃炉推進カンパニー）」に規定する。

5. 経営責任者等の責任

5.1 経営責任者の原子力安全のためのリーダーシップ

社長は、原子力安全のためのリーダーシップを発揮し、責任を持って品質マネジメントシステムを確立及び実施させるとともに、その実効性の維持及び継続的な改善を、次の業務を行うことによって実証する。

- a) 基本姿勢を設定し、品質保証活動に展開することを確実にする。
- b) 品質方針を設定する。
- c) 品質目標が設定されることを確実にする。
- d) 要員が、健全な安全文化を育成し、及び維持することに貢献できるようにすることを確実にする。
- e) マネジメントレビューを実施する。
- f) 資源が使用できることを確実にする。
- g) 法令・規制要求事項を満たすことは当然のこととして、原子力安全を確保することの重要性を組織内に周知する。
- h) 担当する業務について理解し、遂行する責任を有することを要員に認識させる。
- i) すべての階層で行われる決定が、原子力安全の確保について、その優先順位及び説明する責任を考慮して確実に行われるようにする。

5.2 原子力安全の確保の重視

社長は、組織の意思決定の際には、業務・特定原子力施設に対する要求事項に適合し（7.2.1 及び 8.2.1 参照）、かつ、原子力安全がそれ以外の事由により損なわれないようにする。

5.3 品質方針

社長は、品質方針（健全な安全文化の育成及び維持に関するものを含む。）について、次の事項を確実にする。

なお、健全な安全文化の育成及び維持に関するものは、技術的、人的及び組織的な要因並びにそれらの相互作用が原子力安全に対して影響を及ぼすことを考慮し、組織全体の安全文化のあるべき姿を目指して設定する。

- a) 組織の目的及び状況に対して適切である。
- b) 要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの実効性の維持及び継続的な改善に対するコミットメントを含む。
- c) 品質目標の設定及びレビューのための枠組みを与える。
- d) 組織全体に伝達され、理解される。
- e) 適切性の持続のためにレビューされる。
- f) 基本姿勢を含む組織運営に関する方針と整合がとれている。

5.4 計画

5.4.1 品質目標

(1) 社長は、「セルフアセスメント実施基本マニュアル（福島第一廃炉推進カンパニー）」に基づき、組織内のしかるべき部門及び階層で、業務・特定原子力施設に対する要求事項を満たすために必要なものを含む品質目標（7.1（3）b）参照）が設定されることを確実にする。また、品質目標には、達成するための計画として次の事項を含める。

- a) 実施事項
- b) 必要な資源
- c) 責任者
- d) 実施事項の完了時期
- e) 結果の評価方法

(2) 品質目標は、その達成度が判定可能で、品質方針との整合がとれていること。

5.4.2 品質マネジメントシステムの計画

(1) 社長は、品質マネジメントシステムの実施に当たっての計画が、4.1に規定する要求事項を満たすように策定されていることを確実にする。

(2) 社長は、品質マネジメントシステムの変更が計画され、実施される場合には、その変更が品質マネジメントシステムの全体の体系に対して矛盾なく、整合が取れているようにするために、「変更管理基本マニュアル」に基づき管理することを確実にする。この変更には、プロセス及び組織の変更（累積的な影響が生じうる軽微な変更を含む。）を含める。

品質マネジメントシステムの変更の計画，実施に当たっては，保安活動の重要度に応じて，次の事項を適切に考慮する。

- a) 品質マネジメントシステムの変更の目的及び当該変更により起こり得る結果（組織の活動として実施する，当該変更による原子力安全への影響の程度の分析及び評価，当該分析及び評価の結果に基づき講じた措置を含む。）
 - b) 品質マネジメントシステムの実効性の維持
 - c) 資源の利用可能性
 - d) 責任及び権限の割り当て
- (3) 社長は，「原子力リスク管理基本マニュアル」に基づき，原子力安全に係る情報が活用され，品質マネジメントシステムの実効性が継続的に改善されていることを次の事項により確実にする。
- a) 外部及び内部の課題並びに原子力安全に関する要求事項を考慮した，原子力安全に影響を及ぼすおそれのある事項の抽出（事故調査の結果から得られた知見を含む。）
 - b) 原子力安全に対する影響を防止又は低減する取り組みの計画・実施

別添 2 に基づき，社長が把握した重要なリスク情報（不確実・未確定な段階を含む。）に対して必要な措置を実施し，その記録を維持する（4.2.4 参照）。

5.5 責任，権限及びコミュニケーション

5.5.1 責任及び権限

社長は，全社規程である「職制および職務権限規程」を踏まえ，責任（担当業務に応じた組織の内外に対し業務の内容について説明する責任を含む。）及び権限が第 5 条（保安に関する職務），第 9 条（原子炉主任技術者の職務等）及び第 9 条の 2（電気主任技術者の職務等）に定められ，また，部門相互間の業務の手順が文書化され，組織全体に周知されるとともに，関係する要員が責任を持って業務を遂行できることを確実にする。また，社長は第 4 条（保安に関する組織）に定める組織以外の全社組織による，「職制および職務権限規程」に基づく保安活動への支援を確実にする。

5.5.2 管理責任者

- (1) 社長は，内部監査室長及び廃炉・汚染水対策最高責任者を管理責任者に任命し，与えられている他の責任とかかわりなく，次に示す責任及び権限を与える。
- (2) 内部監査室長の管理責任者としての責任及び権限
 - a) 内部監査プロセスを通じて，品質マネジメントシステムに必要なプロセスの確立，実施及びその実効性を維持することを確実にする。

- b) 内部監査プロセスを通じて、品質マネジメントシステムの運用状況及び改善の必要性の有無について、社長に報告する。
 - c) 内部監査プロセスを通じて、健全な安全文化を育成し、及び維持することにより、組織全体にわたって、原子力安全の確保についての認識を高めることを確実にする。
 - d) 内部監査プロセスを通じて、組織全体にわたって、法令・規制要求事項を遵守することを確実にする。
- (3) 廃炉・汚染水対策最高責任者の管理責任者としての責任及び権限
- a) 品質マネジメントシステムに必要なプロセス（内部監査プロセスを除く。）の確立、実施及びその実効性を維持することを確実にする。
 - b) 品質マネジメントシステム（内部監査プロセスを除く。）の運用状況及び改善の必要性の有無について、社長に報告する。
 - c) 健全な安全文化を育成し、及び維持することにより、組織全体（内部監査室を除く。）にわたって、原子力安全の確保についての認識を高めることを確実にする。
 - d) 組織全体（内部監査室を除く。）にわたって、法令・規制要求事項を遵守することを確実にする。

5.5.3 管理者

- (1) 社長は、第5条に示す管理者（社長及び管理責任者を除く。）に対し、所掌する業務に関して、次に示す責任及び権限を与えることを確実にする。
- a) プロセスが確立され、実施されるとともに、実効性を維持する。
 - b) 業務に従事する要員の、業務・特定原子力施設に対する要求事項についての認識を高める。
 - c) 業務の実施状況について評価する（5.4.1 及び 8.2.3 参照）。
 - d) 健全な安全文化を育成し、及び維持する。
 - e) 法令・規制要求事項を遵守することを確実にする。
- (2) 管理者は、与えられた責任及び権限の範囲において、原子力安全のためのリーダーシップを発揮し、以下の事項を確実に実施する。
- a) 品質目標を設定し、その目標の達成状況を確認するため、業務の実施状況を監視及び測定する。
 - b) 要員が原子力安全に対する意識を向上し、かつ、原子力安全への取り組みを積極的に行えるようにする。
 - c) 原子力安全に係る意思決定の理由及びその内容を、関係する要員に確実に伝達する。
 - d) 常に問いかける姿勢及び学習する姿勢を要員に定着させるとともに、積極的に特定原子力施設の保安に関する問題の報告を行えるようにする。
 - e) 要員が、積極的に業務の改善に対して貢献できるようにする。

- (3) 管理者は、所掌する業務に関する自己評価をあらかじめ定められた間隔で実施する。
この自己評価には、安全文化についての弱点のある分野及び強化すべき分野に係るものを含める。

5.5.4 内部コミュニケーション

社長は、組織内にコミュニケーションのための適切なプロセスが確立されることを確実にする。また、品質マネジメントシステムの実効性に関しての情報交換が行われることを確実にする。

5.6 マネジメントレビュー

5.6.1 一般

- (1) 社長は、組織の品質マネジメントシステムが、引き続き、適切かつ妥当であること及び実効性が維持されていることを評価するために、「マネジメントレビュー実施基本マニュアル」に基づき、年1回以上品質マネジメントシステムをレビューする。なお、必要に応じて随時実施する。
- (2) このレビューでは、品質マネジメントシステムの改善の機会の評価、並びに基本姿勢、品質方針及び品質目標を含む品質マネジメントシステムの変更の必要性の評価も行う。
- (3) マネジメントレビューの結果の記録を維持する（4.2.4 参照）。

5.6.2 マネジメントレビューへのインプット

マネジメントレビューへのインプットには、次の情報を含める。

- a) 内部監査の結果
- b) 原子力安全の達成に関する外部の者の意見（外部監査（安全文化の外部評価を含む。）を受けた場合の結果、地域住民の意見、原子力規制委員会の意見等を含む。）
- c) プロセスの運用状況
- d) 自主検査等の結果
- e) 品質目標の達成状況
- f) 健全な安全文化の育成及び維持の状況（内部監査による安全文化の育成及び維持の取り組みの状況に係る評価の結果並びに管理者による安全文化についての弱点のある分野及び強化すべき分野に係る自己評価の結果を含む。）
- g) 法令・規制要求事項の遵守状況
- h) 不適合並びに是正処置及び未然防止処置の状況（組織の内外で得られた知見（技術的な進歩により得られたものを含む。）並びに不適合その他の事象から得られた教訓を含む。）
- i) 前回までのマネジメントレビューの結果に対するフォローアップ
- j) 品質マネジメントシステムに影響を及ぼす可能性のある変更

- k) 改善のための提案
- l) 資源の妥当性
- m) 保安活動の改善のためにとった措置（品質方針に影響を与えるおそれのある組織の内部及び外部の課題を明確にし、当該課題に取り組むことを含む。）の実効性

5.6.3 マネジメントレビューからのアウトプット

- (1) マネジメントレビューからのアウトプットには、次の事項に関する決定及び処置すべてを含める。
 - a) 品質マネジメントシステム及びそのプロセスの実効性の維持に必要な改善
 - b) 業務の計画及び実施に係る改善
 - c) 品質マネジメントシステムの実効性の維持及び継続的な改善のための資源の必要性
 - d) 健全な安全文化の育成及び維持に関する改善（安全文化についての弱点のある分野及び強化すべき分野が確認された場合における改善策の検討を含む。）
 - e) 法令・規制要求事項の遵守に関する改善

6. 資源の運用管理

6.1 資源の提供

組織は、原子力安全を確実なものにするために必要な人的資源、インフラストラクチャ、作業環境及びその他必要な資源を明確にし、確保し、提供する。

6.2 人的資源

6.2.1 一般

組織は、業務の実施に必要な技能及び経験を有し、力量のある者を要員に充てる。この力量には、組織が必要とする技術的、人的及び組織的側面に関する知識を含める。

6.2.2 力量、教育・訓練及び認識

組織は、要員の力量を確保するために、保安活動の重要度に応じて、次の事項を「教育及び訓練基本マニュアル（福島第一廃炉推進カンパニー）」に従って実施する。

- a) 要員に必要な力量を明確にする。
- b) 要員の力量を確保するために、教育・訓練を行うか、又は他の処置（必要な力量を有する要員を新たに配属又は採用することを含む。）をとる。
- c) 教育・訓練又は他の処置の実効性を評価する。
- d) 要員が、原子力安全に対する自らの活動のもつ意味及び重要性を認識し、品質目標の達成及び品質マネジメントシステムの実効性の維持に向けて自らがどのように貢献できるかを認識することを確実にする。
- e) 力量、教育・訓練及び他の措置について該当する記録を維持する（4.2.4 参照）。

6.3 インフラストラクチャ

組織は、原子力安全の達成のために必要なインフラストラクチャを関連するマニュアル等にて明確にし、提供し、維持する。

6.4 作業環境

組織は、原子力安全の達成のために必要な作業環境を関連するマニュアル等にて明確にし、運営管理する。この作業環境は、作業場所の放射線量を基本とし、異物管理や火気管理等の作業安全に関する事項及び温度、照度、狭小の程度等の作業に影響を及ぼす可能性のある事項を含める。

7. 業務に関する計画の策定及び業務の実施

7.1 業務の計画

- (1) 組織は、保安活動に必要な業務のプロセスの計画を策定し、運転管理、燃料管理、放射性廃棄物管理、放射線管理、施設管理、廃止措置、緊急時の措置、法令等の遵守、健全な安全文化の育成及び維持の各基本マニュアルに定める。また、各基本マニュアルに基づき、業務に必要なプロセスを計画し、構築する。この計画の策定においては、機器等の故障若しくは通常想定されない事象の発生又は業務が不適切に計画され、若しくは実行されたことにより起こり得る影響（4.1 (2) c) 参照）を考慮する。
- (2) 業務の計画（計画を変更する場合を含む。）は、品質マネジメントシステムのその他のプロセスの要求事項と整合をとる（4.1 (5) g) 参照）。
- (3) 組織は、プロセス及び組織の変更（累積的な影響が生じうるプロセス及び組織の軽微な変更を含む。）を含む業務の計画の策定及び変更に当たって、次の各事項について適切に明確化する。
 - a) 業務の計画の策定又は変更の目的及び当該計画の策定又は変更により起こり得る結果（5.4.2 (2) a) と同じ。）
 - b) 業務・特定原子力施設に対する品質目標及び要求事項
 - c) 業務・特定原子力施設に特有な、プロセス及び文書の確立の必要性、並びに資源の提供の必要性
 - d) その業務・特定原子力施設のための検証、妥当性確認、監視、測定、自主検査等、並びにこれらの合否判定基準
 - e) 業務・特定原子力施設のプロセス及びその結果が、要求事項を満たしていることを実証するために必要な記録（4.2.4 参照）
- (4) この業務の計画のアウトプットは、組織の運営方法に適したものとする。

7.2 業務・特定原子力施設に対する要求事項に関するプロセス

7.2.1 業務・特定原子力施設に対する要求事項の明確化

組織は、次の事項を「業務の計画」（7.1参照）において明確にする。

- a) 明示されていないが、業務・特定原子力施設に不可欠な要求事項
- b) 業務・特定原子力施設に適用される法令・規制要求事項
- c) 組織が必要と判断する追加要求事項すべて

7.2.2 業務・特定原子力施設に対する要求事項のレビュー

- (1) 組織は、「文書及び記録管理基本マニュアル（福島第一廃炉推進カンパニー）」に基づき、業務・特定原子力施設に対する要求事項をレビューする。このレビューは、その要求事項を適用する前に実施する。
- (2) レビューでは、次の事項を確実にする。
 - a) 業務・特定原子力施設に対する要求事項が定められている。
 - b) 業務・特定原子力施設に対する要求事項が以前に提示されたものと異なる場合には、それについて解決されている。
 - c) 組織が、定められた要求事項を満たす能力をもっている。
- (3) このレビューの結果の記録、及びそのレビューを受けてとられた処置の記録を維持する（4.2.4参照）。
- (4) 業務・特定原子力施設に対する要求事項が書面で示されない場合には、組織はその要求事項を適用する前に確認する。
- (5) 業務・特定原子力施設に対する要求事項が変更された場合には、組織は、関連する文書を改訂する。また、変更後の要求事項が、関連する要員に理解されていることを確実にする。

7.2.3 外部とのコミュニケーション

組織は、原子力安全に関して組織の外部の者とのコミュニケーションを図るため、以下の事項を含む実効性のある方法を「外部コミュニケーション基本マニュアル」にて明確にし、実施する。

- a) 組織の外部の者と効果的に連絡をとり、適切に情報を通知する方法
- b) 予期せぬ事態において組織の外部の者との時宜を得た効果的な連絡方法
- c) 重要なリスク情報への対応（意思決定プロセスを含む。）を組織の外部の者へ速やかかつ確実に提供する方法
- d) 原子力安全に関連する必要な情報（c）を除く。）を組織の外部の者へ確実に提供する方法
- e) 原子力安全に関連する組織の外部の者の懸念や期待を把握し、意思決定において適切に考慮する方法

7.3 設計・開発

組織は、特定原子力施設を対象として、「設計管理基本マニュアル」及び「廃止措置基本マニュアル」に基づき設計・開発の管理を実施する。

7.3.1 設計・開発の計画

- (1) 組織は、特定原子力施設の設計・開発の計画を策定し、管理する。この設計・開発は、設備、施設、ソフトウェアの設計・開発並びに原子力安全のために重要な手順書等の新規制定及び重要な変更を対象とする。また、計画には、不適合及び予期せぬ事象の発生を未然に防止するための活動（4.1（2）c）の事項を考慮して行うものを含む。）を含める。
- (2) 設計・開発の計画において、組織は次の事項を明確にする。
 - a) 設計・開発の性質、期間及び複雑さの程度
 - b) 設計・開発の段階
 - c) 設計・開発の各段階に適したレビュー、検証及び妥当性確認並びに管理体制
 - d) 設計・開発に関する責任（説明責任を含む。）及び権限
 - e) 設計・開発に必要な組織の内部及び外部の資源
- (3) 組織は、実効的なコミュニケーション並びに責任及び権限の明確な割当てを確実にするために、設計・開発に関与するグループ間のインタフェースを運営管理する。
- (4) 設計・開発の進行に応じて、策定した計画を適切に変更する。

7.3.2 設計・開発へのインプット

- (1) 業務・特定原子力施設の要求事項に関連するインプットを明確にし、記録を維持する（4.2.4参照）。インプットには次の事項を含める。
 - a) 機能及び性能に関する要求事項
 - b) 適用可能な場合には、以前の類似した設計から得られた情報
 - c) 適用される法令・規制要求事項
 - d) 設計・開発に不可欠なその他の要求事項
- (2) 業務・特定原子力施設の要求事項に関連するインプットについては、その適切性をレビューし、承認する。要求事項は、漏れがなく、あいまい（曖昧）でなく、相反することがないようにする。

7.3.3 設計・開発からのアウトプット

- (1) 設計・開発からのアウトプットは、設計・開発へのインプットと対比した検証を行うのに適した形式とする。また、次の段階のプロセスに進むにあたり、あらかじめ、承認する。

(2) 設計・開発からのアウトプットは次の状態とする。

- a) 設計・開発へのインプットで与えられた要求事項を満たす。
- b) 調達、業務の実施及び特定原子力施設の使用に対して適切な情報を提供する。
- c) 関係する自主検査等の合否判定基準を含むか、又はそれを参照している。
- d) 安全な使用及び適正な使用に不可欠な特定原子力施設の特性を明確にする。

7.3.4 設計・開発のレビュー

(1) 設計・開発の適切な段階において、次の事項を目的として、計画されたとおりに（7.3.1 参照）体系的なレビューを行う。

- a) 設計・開発の結果が、要求事項を満たせるかどうかを評価する。
- b) 問題を明確にし、必要な処置を提案する。

(2) レビューへの参加者には、レビューの対象となっている設計・開発段階に関連する部門を代表する者及び当該設計・開発に係る専門家を含める。このレビューの結果の記録、及び必要な処置があればその記録を維持する（4.2.4 参照）。

7.3.5 設計・開発の検証

(1) 設計・開発からのアウトプットが、設計・開発へのインプットで与えられている要求事項を満たしていることを確実にするために、計画されたとおりに（7.3.1参照）、プロセスの次の段階に移行する前に検証を実施する。この検証の結果の記録、及び必要な処置があればその記録を維持する（4.2.4参照）。

(2) 設計・開発の検証は、原設計者以外の者又はグループが実施する。

7.3.6 設計・開発の妥当性確認

(1) 結果として得られる業務・特定原子力施設が、指定された用途又は意図された用途に応じた要求事項を満たし得ることを確実にするために、計画した方法（7.3.1参照）に従って、設計・開発の妥当性確認を実施する。この妥当性確認は、特定原子力施設の設置後でなければ実施することができない場合は、当該特定原子力施設の使用を開始する前に実施する。

(2) 実行可能な場合にはいつでも、業務の実施及び特定原子力施設の使用の前に、妥当性確認を完了する。

(3) 妥当性確認の結果の記録、及び必要な処置があればその記録を維持する（4.2.4 参照）。

7.3.7 設計・開発の変更管理

(1) 設計・開発の変更を明確にし、記録を維持する（4.2.4参照）。

(2) 変更に対して、レビュー、検証及び妥当性確認を適切に行い、その変更を実施する前に承認する。

- (3) 設計・開発の変更のレビューには、その変更が、当該の特定原子力施設を構成する要素（材料又は部品）及び関連する特定原子力施設に及ぼす影響の評価を含める。
- (4) 変更のレビュー，検証及び妥当性確認の結果の記録，及び必要な処置があればその記録を維持する（4.2.4 参照）。

7.4 調達

組織は、「調達管理基本マニュアル」、「廃止措置基本マニュアル」及び「原子燃料調達基本マニュアル」に基づき調達を実施する。

7.4.1 調達プロセス

- (1) 組織は、規定された調達要求事項に、調達製品が適合することを確実にする。
- (2) 保安活動の重要度に応じて、供給者及び調達製品に対する管理の方法及び程度（力量を有する者を組織の外部から確保する際に、業務委託の範囲を明確に定めることを含む。）を定める。この場合、一般産業用工業品については、評価に必要な情報を供給者等から入手し、当該一般産業用工業品が特定原子力施設として使用できることを確認できるように、管理の方法及び程度を定める。
- (3) 組織は、供給者が組織の要求事項に従って調達製品を供給する能力を判断の根拠として、供給者を評価し、選定する。選定、評価及び再評価の基準を定める。
- (4) 評価の結果の記録，及び評価によって必要とされた処置があればその記録を維持する（4.2.4 参照）。
- (5) 組織は、適切な調達の実施に必要な事項（調達製品の調達後における，維持又は運用に必要な保安に係る技術情報を取得するための方法及びそれらを他の原子炉設置者等と共有する場合に必要な措置に関する方法を含む。）を定める。

7.4.2 調達要求事項

- (1) 組織は、調達製品に関する要求事項を明確にし、次の事項のうち該当する事項を含める。
 - a) 製品，業務の手順及びプロセス並びに設備の承認に関する要求事項
 - b) 要員の力量に関する要求事項
 - c) 品質マネジメントシステムに関する要求事項
 - d) 不適合の報告（偽造品，不正品等の報告を含む。）及び処理に関する要求事項
 - e) 健全な安全文化を育成し，及び維持するために必要な要求事項
 - f) 一般産業用工業品を特定原子力施設に使用するに当たっての評価に必要な要求事項
 - g) その他調達製品に必要な要求事項
- (2) 組織は，供給者の工場等で自主検査等又はその他の業務を行う際の原子力規制委員会の職員による当該工場等への立ち入りに関することを調達要求事項に含める。

- (3) 組織は、供給者に伝達する前に、規定した調達要求事項が妥当であることを確実にする。
- (4) 組織は、調達製品を受領する場合には、調達製品の供給者に対し、調達要求事項への適合状況を記録した文書を提出させる。

7.4.3 調達製品の検証

- (1) 組織は、調達製品が、規定した調達要求事項を満たしていることを確実にするために、必要な検証方法を定めて、実施する。
- (2) 組織は、供給者先で検証を実施することにした場合には、その検証の要領及び調達製品の供給者からの出荷の可否の決定の方法を調達要求事項の中で明確にする。

7.5 業務の実施

7.5.1 業務の管理

組織は、「業務の計画」（7.1参照）に基づき、管理された状態で業務を実施する。管理された状態には、次の事項のうち該当するものを含める。

- a) 以下の事項を含む特定原子力施設の保安のために必要な情報が利用できる。
 - i. 保安のために使用する機器等又は実施する業務の特性
 - ii. 当該機器等の使用又は業務の実施により達成すべき結果
- b) 必要に応じて、作業手順が利用できる。
- c) 適切な設備を使用している。
- d) 監視機器及び測定機器が利用でき、使用している。
- e) 監視及び測定が実施されている。
- f) プロセスの次の段階に進むことの承認が実施されている。

7.5.2 業務の実施に関するプロセスの妥当性確認

- (1) 業務の実施の過程で結果として生じるアウトプットが、それ以降の監視又は測定で検証することが不可能で、その結果、業務が実施された後でしか不適合その他の事象が顕在化しない場合には、組織は、その業務の該当するプロセスの妥当性確認を行う。
- (2) 妥当性確認によって、これらのプロセスが計画どおりの結果を出せることを実証する。
- (3) 妥当性確認の結果の記録を維持する（4.2.4 参照）。
- (4) 組織は、これらのプロセスについて、次の事項のうち該当するものを含んだ手続きを確立する。
 - a) プロセスのレビュー及び承認のための明確な基準
 - b) 設備の承認及び要員の力量の確認
 - c) 所定の方法及び手順の適用

- d) 妥当性の再確認（対象となるプロセスを変更した場合の再確認及び一定時間経過した後に行う定期的な再確認を含む。）

7.5.3 識別及びトレーサビリティ

- (1) 組織は、業務の計画及び実施の全過程において適切な手段で業務・特定原子力施設を識別し管理する。
- (2) 組織は、業務の計画及び実施の全過程において、監視及び測定 of 要求事項に関連して、業務・特定原子力施設の状態を識別し管理する。
- (3) トレーサビリティが要求事項となっている場合には、組織は、業務・特定原子力施設について一意の識別を管理し、記録を維持する（4.2.4 参照）。

7.5.4 組織の外部の者の所有物

組織は、組織の外部の者の所有物について、それが組織の管理下にある間、注意を払い、必要に応じて記録を維持する（4.2.4 参照）。

7.5.5 調達製品の管理

組織は、関連するマニュアル等に基づき、調達製品の検証後、受入から据付（使用）までの間、要求事項への適合を維持するように調達製品を管理する。この管理には、識別、取扱い、包装、保管及び保護を含める。また、取替品、予備品にも適用する。

7.6 監視機器及び測定機器の管理

- (1) 業務・特定原子力施設に対する要求事項への適合性を実証するために、組織は、実施すべき監視及び測定並びに、そのために必要な監視機器及び測定機器を関連するマニュアル等に定める。
- (2) 組織は、監視及び測定 of 要求事項との整合性を確保できる方法で監視及び測定が実施できることを確実にするプロセスを確立し、関連するマニュアル等に定める。
- (3) 測定値の正当性が保証されなければならない場合には、測定機器に関し、「施設管理基本マニュアル」及び「廃止措置基本マニュアル」に基づき、次の事項を満たす。
 - a) 定められた間隔又は使用前に、国際又は国家計量標準にトレーサブルな計量標準に照らして校正若しくは検証、又はその両方を行う。そのような標準が存在しない場合には、校正又は検証に用いた基準を記録する（4.2.4 参照）。
 - b) 校正の状態を明確にするために識別を行う。
 - c) 機器の調整をする、又は必要に応じて再調整する。
 - d) 測定した結果が無効になるような操作ができないようにする。
 - e) 取扱い、保守及び保管において、損傷及び劣化しないように保護する。

- (4) 測定機器が要求事項に適合していないことが判明した場合には、組織は、その測定機器でそれまでに測定した結果の妥当性を評価し、記録する（4.2.4 参照）。組織は、その機器、及び影響を受けた業務・特定原子力施設すべてに対して、適切な処置をとる。校正及び検証の結果の記録を維持する（4.2.4 参照）。
- (5) 規定要求事項にかかわる監視及び測定にソフトウェアを使う場合には、そのソフトウェアによって意図した監視及び測定ができることを確認する。この確認は、最初に使用するのに先立って実施する。また、必要に応じて再確認する。

8. 評価及び改善

8.1 監視及び測定、分析、評価及び改善

- (1) 組織は、次の事項のために必要となる監視、測定、分析、評価及び改善のプロセスを計画し、実施する。
 - a) 業務・特定原子力施設に対する要求事項への適合を実証する。
 - b) 品質マネジメントシステムの適合性を確実にする。
 - c) 品質マネジメントシステムのパフォーマンス及び実効性を継続的に改善する。このプロセスには、取り組むべき改善に関係する部門の管理者等の要員を含め、組織が当該改善の必要性、方針、方法等について検討するプロセスを含める。
- (2) これには、統計的手法を含め、適用可能な方法、及びその使用の程度を決定することを含める。
- (3) 監視及び測定の結果は、要員が容易に取得し、利用できるようにする。

8.2 監視及び測定

8.2.1 組織の外部の者の意見

組織は、品質マネジメントシステムの監視及び測定の一環として、原子力安全を達成しているかどうかに関して外部がどのように受けとめているかについての情報を把握する。この情報の入手及び使用の方法を「外部コミュニケーション基本マニュアル」及び「セルフアセスメント実施基本マニュアル（福島第一廃炉推進カンパニー）」に定める。

8.2.2 内部監査

- (1) 組織のうち客観的な評価を行う部門は、品質マネジメントシステムの次の事項が満たされているか否かを明確にするために、保安活動の重要度に応じて、あらかじめ定められた間隔で「原子力品質監査基本マニュアル」に基づき内部監査を実施する。
 - a) 品質マネジメントシステムが、本品質マネジメントシステム計画の要求事項に適合しているか、及び組織が決めた品質マネジメントシステム要求事項に適合しているか。
 - b) 品質マネジメントシステムが実効的に実施され、維持されているか。

- (2) 組織は、監査の対象となる部門、業務、プロセス及び領域の状態及び重要性、並びにこれまでの監査結果を考慮して監査プログラムを策定し、実施するとともに、監査の実効性を維持する。
- (3) 監査の基準、範囲、頻度、方法及び責任を規定する。
- (4) 監査員の選定及び監査の実施においては、監査プロセスの客観性及び公平性を確保する。
- (5) 監査員又は監査に関わる管理者（社長を除く。）は、自らの業務又は自らの管理下にある業務を監査しない。
- (6) 監査の計画及び実施、結果の報告並びに記録の作成及び管理について、責任及び権限並びに要求事項を「原子力品質監査基本マニュアル」に定める。この責任及び権限には、必要に応じて監査員又は監査を実施した部門が社長に直接報告する権限を含める。
- (7) 監査及びその結果の記録を維持する（4.2.4 参照）。
- (8) 監査の対象として選定された領域に責任を有する管理者に監査結果を通知する。
- (9) 監査された領域に責任をもつ管理者は、検出された不適合及びその原因を除去するために遅滞なく、必要な修正及び是正処置すべてがとられることを確実にする。組織は、フォローアップとして、とられた処置の検証及び検証結果を報告させる（8.5.2 参照）。

8.2.3 プロセスの監視及び測定

- (1) 組織は、品質マネジメントシステムのプロセスの監視及び適用可能な場合に行う測定には、「セルフアセスメント実施基本マニュアル（福島第一廃炉推進カンパニー）」に基づき、適切な方法を適用する。

監視及び測定の対象には、業務・特定原子力施設に係る不適合についての弱点のある分野及び強化すべき分野等に関する情報を含める。また、監視及び測定の方法には、次の事項を含める。

 - a) 監視及び測定の実施時期
 - b) 監視及び測定の結果の分析及び評価の方法並びにその時期
- (2) 監視及び測定の実施に際しては、保安活動の重要度に応じて、PI を用いる（4.1 (5) c) 参照）。
- (3) これらの方法は、プロセスが品質マネジメントシステムの計画（5.4.2 (1) 参照）及び業務の計画（7.1 (1) 参照）で定めた結果を得ることができることを実証するものとする。
- (4) 組織は、監視及び測定の結果に基づき、業務の改善のために、必要な措置をとる。
- (5) 計画どおりの結果が達成できない又はできないおそれがある場合には、当該プロセスの問題を特定し、当該問題に対して適切に修正及び是正処置をとる。

8.2.4 機器等の検査等

- (1) 組織は、特定原子力施設の要求事項が満たされていることを検証するために、「検査及び試験基本マニュアル」、「運転管理基本マニュアル」及び「廃止措置基本マニュアル」に基づき、業務の計画（7.1 参照）に従って、適切な段階で自主検査等を実施する。
- (2) 自主検査等の合否判定基準への適合の証拠（必要に応じ、使用した試験体、測定機器等に関する記録を含める。）を維持する（4.2.4 参照）。
- (3) プロセスの次の段階に進むことを承認した人を記録する（4.2.4 参照）。
- (4) 業務の計画（7.1 参照）で決めた自主検査等を支障なく完了するまでは、プロセスの次の段階に進むことの承認をしない。ただし、当該の権限をもつ者が計画に定める手順により承認したときは、この限りではない。
- (5) 保安活動の重要度に応じて、自主検査等の独立性を確保するため、主任技術者等による確認を実施する。

8.3 不適合管理

- (1) 組織は、業務・特定原子力施設に対する要求事項に適合しない状況が放置されることを防ぐために、それらを識別し、管理することを確実にする。
- (2) 不適合の処理に関する管理（不適合に関連する管理者に報告することを含む。）並びにそれに関連する責任及び権限を「不適合管理及び是正処置・未然防止処置基本マニュアル（福島第一廃炉推進カンパニー）」に規定する。
- (3) 該当する場合には、組織は、次の一つ又はそれ以上の方法で、不適合を処理する。
 - a) 検出された不適合を除去するための処置をとる。
 - b) 当該の権限をもつ者が、原子力安全に及ぼす影響を評価した上で、特別採用によって、機器等の使用又は個別業務の実施についての承認を行う。
 - c) 本来の意図された使用又は適用ができないような処置（廃棄を含む。）をとる。
 - d) 外部への引渡し後又は業務の実施後に不適合が検出された場合には、その不適合による影響又は起こり得る影響に対して適切な処置をとる。
- (4) 不適合に修正を施した場合には、要求事項への適合を実証するための検証を行う。
- (5) 不適合の性質の記録、及び不適合に対してとられた特別採用を含む処置の記録を維持する（4.2.4 参照）。
- (6) 組織は、原子炉施設の保安の向上を図る観点から、「トラブル等の報告マニュアル」に定める公開基準に従い、不適合の内容をニューシアへ登録することにより、情報の公開を行う。

8.4 データの分析及び評価

- (1) 組織は、品質マネジメントシステムの適切性及び実効性を実証するため、また、品質マネジメントシステムの実効性の継続的な改善（品質マネジメントシステムの実効性に関するデータ分析の結果、課題や問題が確認されたプロセスを抽出し、当該プロセスの改良、変更等を行い、実効性を改善することを含む。）の必要性を評価するために、「セルフアセスメント実施基本マニュアル（福島第一廃炉推進カンパニー）」に基づき、適切なデータを明確にし、それらのデータを収集し、分析する。この中には、監視及び測定の結果から得られたデータ並びにそれ以外の該当する情報源からのデータを含める。
- (2) データの分析及びこれに基づく評価によって、次の事項に関連する情報を提供する。
 - a) 原子力安全の達成に関する外部の受けとめの傾向及び特徴その他分析により得られる知見（8.2.1 参照）
 - b) 業務・特定原子力施設に対する要求事項への適合性（8.2.3 及び 8.2.4 参照）
 - c) 是正処置を行う端緒となるものを含む、プロセス及び特定原子力施設の特性及び傾向（8.2.3 及び 8.2.4 参照）
 - d) 供給者の能力（7.4 参照）

8.5 改善

8.5.1 継続的改善

組織は、品質方針、品質目標、監査結果、データの分析、是正処置、未然防止処置及びマネジメントレビューを通じて、品質マネジメントシステムの実効性を向上させるために必要な変更を行い、継続的に改善する。

8.5.2 是正処置等

- (1) 組織は、不適合その他の事象の再発防止のため、「不適合管理及び是正処置・未然防止処置基本マニュアル（福島第一廃炉推進カンパニー）」に基づき、速やかに原因を除去する処置をとる。
- (2) 是正処置は、検出された不適合その他の事象の原子力安全に及ぼす影響に応じたものとし、次に定めるところにより速やかに実施する。

- a) 是正処置の必要性を、次に定めるところにより評価する。
 - i. 不適合その他の事象のレビュー及び分析。これには以下の事項を含める。
 - ①情報の収集、整理
 - ②技術的、人的及び組織的側面等の考慮
 - ii. 当該不適合の原因の特定。これには、必要に応じて以下の事項を含める。
 - ①日常業務のマネジメント
 - ②安全文化の弱点のある分野及び強化すべき分野との関係の整理
 - iii. 類似の不適合その他の事象の有無又は当該類似の不適合その他の事象が発生する可能性の明確化。
 - b) 必要な処置を決定し実施する。
 - c) とったすべての是正処置の実効性をレビューする。
 - d) 必要な場合には、計画策定段階で決定した業務・特定原子力施設に係る改善のためにとった措置（5.6.2 m）と同じ。）を変更する。
 - e) 必要な場合には、品質マネジメントシステムを変更する。
 - f) 原子力安全に対する影響が大きい不適合（単独の事象では影響が小さくても、繰り返し同様の事象が発生することにより原子力安全に及ぼす影響が増大するおそれのあるものを含む。）については、根本的な原因の分析に関する事項を「不適合管理及び是正処置・未然防止処置基本マニュアル（福島第一廃炉推進カンパニー）」に規定し、実施する。
 - g) とったすべての処置の結果を記録し、これを維持する（4.2.4 参照）。
- (3) (1)及び(2)に示す事項を「不適合管理及び是正処置・未然防止処置基本マニュアル（福島第一廃炉推進カンパニー）」に規定する。
- (4) 組織は、「不適合管理及び是正処置・未然防止処置基本マニュアル（福島第一廃炉推進カンパニー）」に基づき、複数の不適合その他の事象に係る情報から類似する事象に係る情報を抽出し、その分析を行い、当該類似の事象に共通する原因を明確にした上で、適切な是正処置をとる。

8.5.3 未然防止処置

- (1) 組織は、起こり得る不適合（他の原子炉施設及びその他の施設における不適合その他の事象が、自らの施設で起こる可能性について分析し特定した問題を含む。）が発生することを防止するために、他の原子炉施設及びその他の施設から得られた運転経験等の知見（BWR 事業者協議会で取り扱う技術情報及びニューシア登録情報を含む。）の活用を含め、「不適合管理及び是正処置・未然防止処置基本マニュアル（福島第一廃炉推進カンパニー）」に基づき、適切な未然防止処置を講じる。この活用には、保安活動の実施によって得られた知見（事故調査の結果から得られた知見を含む。）を他の原子炉設置者等と共有することを含む。

- (2) 未然防止処置は、起こり得る不適合の重要性に応じたものとし、次に定めるところにより実施する。
- a) 起こり得る不適合及びその原因を調査する。
 - b) 未然防止処置の必要性を評価する。
 - c) 必要な未然防止処置を決定及び実施する。
 - d) とったすべての未然防止処置の実効性をレビューする。
 - e) とったすべての処置の結果を記録し、これを維持する（4.2.4 参照）。
- (3) (1)及び(2)に示す事項を「不適合管理及び是正処置・未然防止処置基本マニュアル（福島第一廃炉推進カンパニー）」に規定する。

第3章 体制及び評価

第1節 保安管理体制

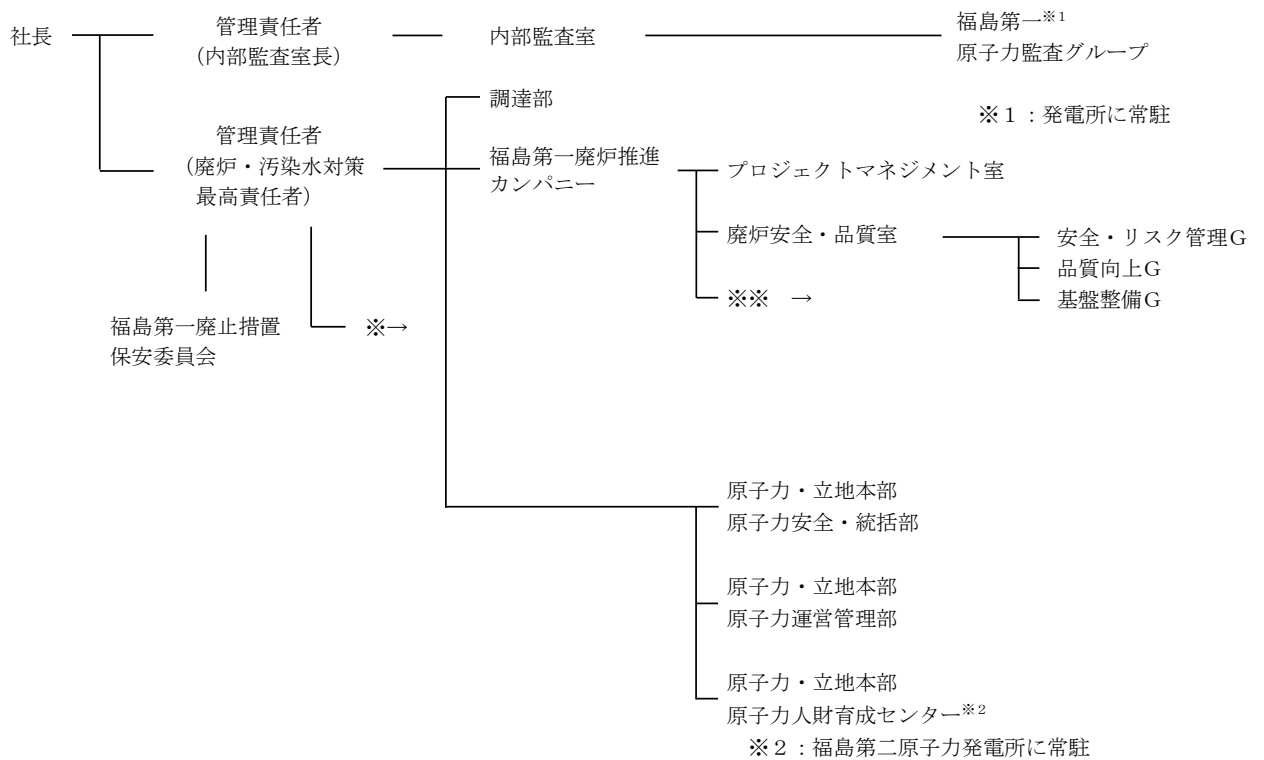
(保安に関する組織)

第4条

発電所の保安に関する組織は、図4のとおりとする。

図4

【本社】



【福島第一原子力発電所】

※ → 原子炉主任技術者※³

※※→ 所 長

原子力発電
保安運営委員会

電気主任技術者※³

業務統括室

セキュリティ管理部

汚染水対策プログラム部

プール燃料取り出しプログラム部

燃料デブリ取り出しプログラム部

廃棄物対策プログラム部

敷地全般管理・対応プログラム部

計画・設計センター

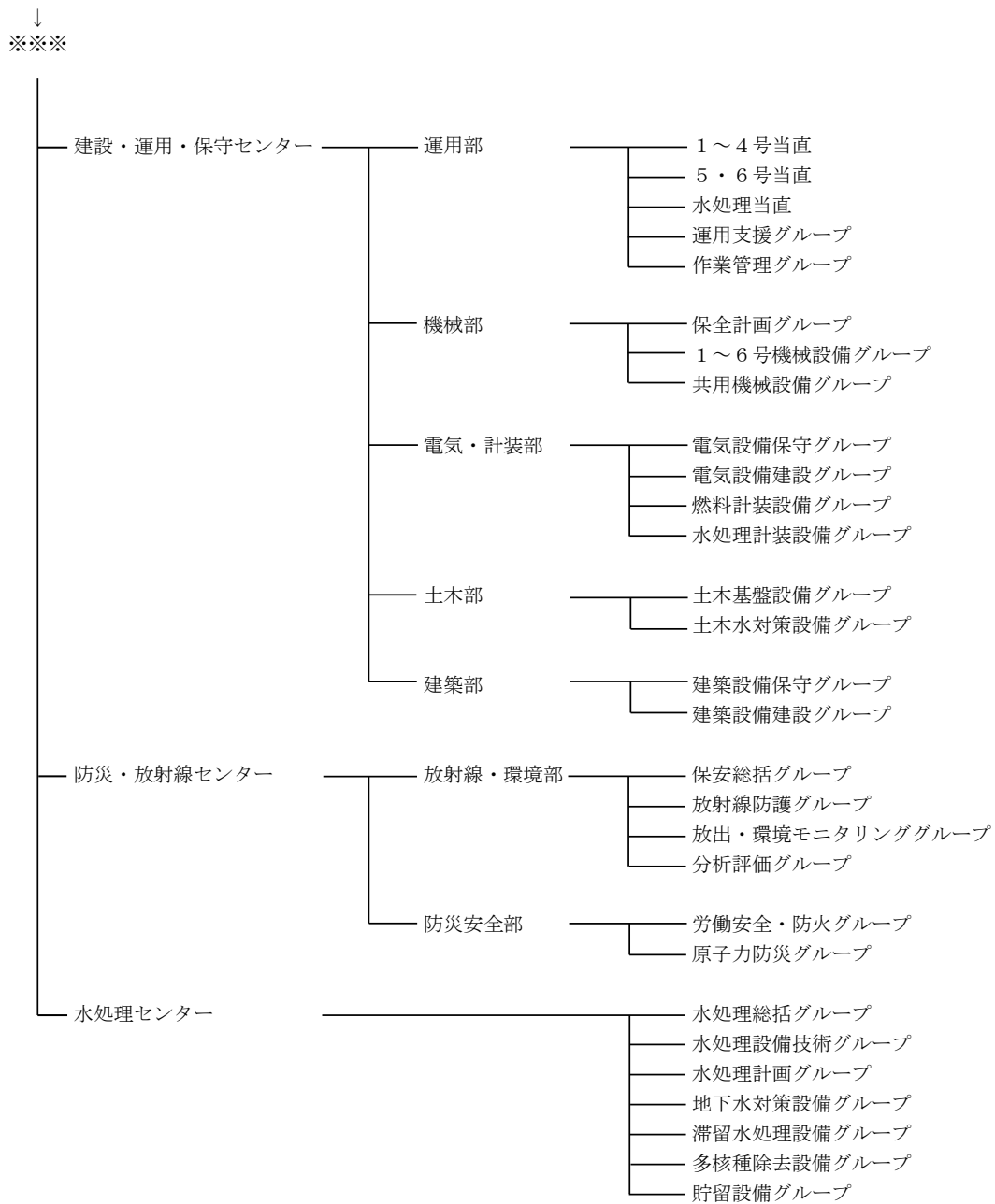
※※※

資材グループ
労務人事グループ

核セキュリティ運営管理グループ
核セキュリティ施設運用グループ
サイバーセキュリティグループ

機械技術グループ
電気技術グループ
配電・電路グループ
計装技術グループ
通信システムグループ
土木基盤技術グループ
土木水対策技術グループ
建築保守技術グループ
建築建設技術グループ

※³：原子炉主任技術者及び電気主任技術者を総称して
「主任技術者」という。



(保安に関する職務)

第5条

保安に関する職務のうち、本社組織の職務は次のとおり。

- (1) 社長は、トップマネジメントとして、管理責任者を指揮し、品質マネジメントシステムの構築、実施、維持、改善に関して、保安活動を統轄するとともに、関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動並びに健全な安全文化を育成及び維持するための活動を統轄する。また、保安に関する組織（原子炉主任技術者を含む。）から適宜報告を求め、「原子力リスク管理基本マニュアル」及び「トラブル等の報告マニュアル」に基づき、原子力安全を最優先し必要な指示を行う。
 - (2) 内部監査室長は、管理責任者として、品質保証活動に関わる監査を統括管理する。また、関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動並びに健全な安全文化を育成及び維持するための活動を統括する（内部監査室に限る。）。
 - (3) 福島第一原子力監査グループは、品質保証活動の監査を行う。
 - (4) 廃炉・汚染水対策最高責任者は、管理責任者として、プロジェクトマネジメント室、廃炉安全・品質室、調達部、原子力安全・統括部、原子力運営管理部、原子力人材育成センターの長及び所長を指導監督し、廃炉・汚染水処理業務を統括する。また、関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動並びに健全な安全文化を育成及び維持するための活動を統括する（内部監査室を除く。）。
 - (5) プロジェクトマネジメント室は、福島第一廃炉推進カンパニーにおける廃炉全体の中長期的な工程、人的資源の計画、実施計画の策定及び管理並びに各プロジェクトの進捗状況の監視・評価及び人的資源の再配分に関する業務を行う。
 - (6) 安全・リスク管理グループは、保安管理及び原子力安全の総括（安全評価、リスク管理を含む。）に関する業務を行う。
 - (7) 品質向上グループは、不適合管理及び改善活動全般（設計・開発の変更管理、調達を含む。）に関する業務を行う。
 - (8) 基盤整備グループは、品質保証体系の総括、品質管理のための基盤の整備及び原子力保安検査に関する業務を行う。
 - (9) 調達部は、調達先の評価・選定に関する業務を行う。
 - (10) 原子力安全・統括部は、福島第一廃炉推進カンパニーにおける安全・品質の管理に関する業務を行う。
 - (11) 原子力運営管理部は、福島第一原子力発電所の運転に関する業務（プロジェクトマネジメント室所管業務を除く。）を行う。
 - (12) 原子力人材育成センターは、保安教育及びその他必要な教育の総括に関する業務を行う。
2. 保安に関する職務のうち、発電所組織の職務は次のとおり。なお、保全のために行う設計、建設・設置及び保守管理については、第68条（施設管理計画）に基づき実施す

る。

- (1) 所長は、廃炉・汚染水対策最高責任者を補佐し、発電所における保安に関する業務を統括し、その際には主任技術者の意見を尊重する。
- (2) 資材グループは、調達に関する業務を行う。
- (3) 労務人事グループは、要員の計画・管理に関する業務を行う。
- (4) 核セキュリティ運営管理グループは、周辺監視区域及び保全区域の境界の管理に関する業務を行う。
- (5) 核セキュリティ施設運用グループは、周辺監視区域及び保全区域の境界の設備の運用に関する業務を行う。
- (6) サイバーセキュリティグループは、サイバーセキュリティの総括に関する業務を行う。
- (7) 汚染水対策プログラム部は、1～4号炉に係る安全確保設備等（「安全確保設備等」の定義は第11条による。）のうち、汚染水処理設備等、滞留水を貯留している建屋、多核種除去設備等、サブドレン他水処理施設及びゼオライト土嚢等処理設備のプロジェクトの計画及び管理に関する業務を行う。
- (8) プール燃料取り出しプログラム部は、1～4号炉に係る安全確保設備等のうち、使用済燃料プール設備及び使用済燃料プールからの燃料取り出し設備、5号炉及び6号炉に係る原子炉施設のうち、5・6号機燃料取扱系及び燃料貯蔵設備、その他安全確保設備等のうち、使用済燃料乾式キャスク仮保管設備並びに使用済燃料共用プール設備のプロジェクトの計画及び管理並びにこれらに係る燃料管理に関する業務を行う。また、1～4号炉に係る安全確保設備等のうち、使用済燃料プール設備（使用済燃料プール）、使用済燃料プールからの燃料取り出し設備、その他安全確保設備等のうち、使用済燃料乾式キャスク仮保管設備の機械設備並びに建築設備の設計、建設・設置及び保守管理に関する業務を行う。
- (9) 燃料デブリ取り出しプログラム部は、1～4号炉に係る安全確保設備等のうち、燃料デブリ取り出しに関する設備、原子炉压力容器・格納容器注水設備、原子炉压力容器・格納容器ほう酸水注入設備、原子炉格納容器内窒素封入設備、原子炉格納容器ガス管理設備及び3号機原子炉格納容器内取水設備に係る設備のプロジェクトの計画及び管理並びにこれらに係る機械設備の設計、建設・設置及び保守管理に関する業務（共用機械設備GMが所管する業務を除く。）を行う。
- (10) 廃棄物対策プログラム部は、その他安全確保設備等のうち、放射性固体廃棄物等の管理施設及び関連施設、放射性物質分析・研究施設第1棟及び第2棟並びに減容処理設備のプロジェクトの計画及び管理に関する業務を行う。また、その他安全確保設備等のうち、放射性固体廃棄物等の管理施設及び関連施設並びに大型廃棄物保管庫における放射性廃棄物の管理に関する業務を行う。
- (11) 敷地全般管理・対応プログラム部は、5号炉及び6号炉に係る原子炉施設、屋外エ

リアのプロジェクトの計画及び管理に関する業務（各プログラム部長が所管する業務を除く。）を行う。

- (12) 機械技術グループは、機械設備の設計に関する業務（機械技術GM以外の各プログラム部長及び各GMが所管する業務を除く。）を行う。
- (13) 電気技術グループは、電気設備の設計に関する業務（配電・電路GMが所管する業務を除く。）を行う。
- (14) 配電・電路グループは、構内配電線設備の設計、建設・設置及び保守管理に関する業務を行う。
- (15) 計装技術グループは、計装設備の設計に関する業務を行う。
- (16) 通信システムグループは、通信設備の設計、建設・設置及び保守管理に関する業務を行う。
- (17) 土木基盤技術グループは、土木設備の設計に関する業務（土木基盤技術GM以外の各プログラム部長及び各GMが所管する業務を除く。）を行う。
- (18) 土木水対策技術グループは、1～4号炉に係る安全確保設備等のうち、汚染水処理設備等、滞留水を貯留する建屋、サブドレン他水処理施設、雨水処理設備等及び原子炉圧力容器・格納容器注水設備（処理水バッファタンク）、その他安全確保設備等のうち、放射性固体廃棄物等の管理施設及び関連施設（サイトバンカ及び廃棄物集中処理建屋）に係る土木設備の設計に関する業務を行う。
- (19) 建築保守技術グループは、既設建築設備に係る設計に関する業務を行う。
- (20) 建築建設技術グループは、新設建築設備に係る設計に関する業務を行う。
- (21) 1～4号当直は、1～4号炉に係る安全確保設備等、その他安全確保設備等のうち、使用済燃料共用プール設備の運転管理に関する業務（1～4号当直長以外の各プログラム部長及び各GMが所管する業務を除く。）を行う。
- (22) 5・6号当直は、5号炉及び6号炉に係る原子炉施設、その他安全確保設備等のうち、放射性固体廃棄物等の管理施設及び関連施設の運転管理に関する業務（5・6号当直長以外の各プログラム部長及び各GMが所管する業務を除く。）を行う。
- (23) 水処理当直は、1～4号炉に係る安全確保設備等のうち、汚染水処理設備等、滞留水を貯留する建屋、多核種除去設備等、サブドレン他水処理施設（地下水ドレン集水設備を除く。）及びALPS処理水希釈放出設備の運転管理（運用支援GM、作業管理GM及び水処理計画GMが所管する業務を除く。）に関する業務を行う。
- (24) 運用支援グループは、1～4号炉に係る安全確保設備等、5号炉及び6号炉に係る原子炉施設、その他安全確保設備等のうち、使用済燃料共用プール設備、放射性固体廃棄物等の管理施設及び関連施設（雑固体廃棄物焼却設備及び増設雑固体廃棄物焼却設備を除く。）の運転管理のうち、マニュアル・手順書及び設備管理に関する業務を行う。また、1～4号炉に係る安全確保設備等のうち、原子炉圧力容器・格納容器注水設備（ろ過水タンク、純水タンク及び原水地下タンク）、その他安全確保設

備等のうち、放射性固体廃棄物等の管理施設及び関連施設（雑固体廃棄物焼却設備及び増設雑固体廃棄物焼却設備）、大型機器除染設備並びに減容処理設備の運用に関する業務を行う。

- (25) 作業管理グループは、1～4号炉に係る安全確保設備等、5号炉及び6号炉に係る原子炉施設、その他安全確保設備等のうち、使用済燃料共用プール設備、放射性固体廃棄物等の管理施設及び関連施設並びに大型機器除染設備の保守作業管理に関する業務を行う。また、運転管理に関する業務の支援（巡視点検、定例試験、各設備の運転操作等）を行う（当直長が所管する業務に限る）。
- (26) 保全計画グループは、保守の総括に関する業務を行う。
- (27) 1～6号機械設備グループは、1～4号炉に係る安全確保設備等、5号炉及び6号炉に係る原子炉施設に係る機械設備の建設・設置及び保守管理、水貯蔵タンク及び使用済燃料プールの水質管理に関する業務（1～6号機械設備GM以外の各プログラム部長及び各GMが所管する業務を除く。）を行う。また、1～4号炉に係る安全確保設備等のうち、原子炉压力容器・格納容器注水設備（消防車）、使用済燃料プール設備（消防車及びコンクリートポンプ車）、5号炉及び6号炉に係る原子炉施設のうち、5・6号炉冷却用並びに使用済燃料プール用消防車の運用及び保守管理に関する業務を行う。
- (28) 共用機械設備グループは、その他安全確保設備等の機械設備の建設・設置及び保守管理に関する業務（共用機械設備GM以外の各プログラム部長及び各GMが所管する業務を除く。）を行う。また、1～4号炉に係る安全確保設備等のうち、原子炉压力容器・格納容器注水設備（ろ過水タンク、純水タンク及び原水地下タンク）に係る機械設備の保守管理に関する業務を行う。
- (29) 電気設備保守グループは、電気設備の保守管理並びに電源車の運用及び保守管理に関する業務（配電・電路GM及び建築設備保守GMが所管する業務を除く。）を行う。
- (30) 電気設備建設グループは、電気設備の建設・設置に関する業務（配電・電路GMが所管する業務を除く。）を行う。
- (31) 燃料計装設備グループは、計装設備の建設・設置及び保守管理に関する業務（燃料計装設備GM以外の各プログラム部長及び各GMが所管する業務を除く。）を行う。
- (32) 水処理計装設備グループは、1～4号炉に係る安全確保設備等のうち、汚染水処理設備等、滞留水を貯留する建屋、多核種除去設備等、サブドレン他水処理施設、油処理装置、3号機原子炉格納容器内取水設備、ALPS処理水希釈放出設備、5号炉及び6号炉に係る原子炉施設のうち、5・6号炉仮設設備（滞留水貯留設備）、その他安全確保設備等のうち、放射性固体廃棄物等の管理施設及び関連施設、放射性物質分析・研究施設第1棟及び第2棟、大型機器除染設備並びに減容処理設備に係る計装設備の建設・設置及び保守管理に関する業務を行う。
- (33) 土木基盤設備グループは、土木設備の建設・設置及び保守管理に関する業務（土木

- 基盤設備GM以外の各プログラム部長及び各GMが所管する業務を除く。)を行う。
- (34) 土木水対策設備グループは、1～4号炉に係る安全確保設備等のうち、汚染水処理設備等（貯留設備を除く。）、滞留水を貯留する建屋及びサブドレン他水処理施設、雨水処理設備等及び原子炉圧力容器・格納容器注水設備（処理水バッファタンク）、その他安全確保設備等のうち、放射性固体廃棄物等の管理施設及び関連施設（サイトバンカ及び廃棄物集中処理建屋）に係る土木設備の建設・設置及び保守管理に関する業務を行う。また、1～4号炉に係る安全確保設備等のうち、汚染水処理設備等（貯留設備）に係る土木設備の建設・設置及びサブドレン他水処理施設（地下水ドレン集水設備）の運転管理に関する業務を行う。
- (35) 建築設備保守グループは、建築設備の保守管理に関する業務（建築設備保守GM以外の各プログラム部長及び各GMが所管する業務を除く。）を行う。また、その他安全確保設備等のうち、大型機器除染設備に係る電気設備の保守管理に関する業務を行う。
- (36) 建築設備建設グループは、建築設備の建設・設置に関する業務（建築設備建設GM以外の各プログラム部長及び各GMが所管する業務を除く。）を行う。
- (37) 保安総括グループは、放射線管理のうち、放射線防護に係る装備品の管理、計測器の管理、放射線防護教育、管理区域入域許可等の管理及び放射線従事者登録に関する業務（保安総括GM以外の各プログラム部長及び各GMが所管する業務を除く。）を行う。
- (38) 放射線防護グループは、放射線管理のうち、出入管理、個人線量管理及び構内施設（免震重要棟など）の放射線測定に関する業務を行う。
- (39) 放出・環境モニタリンググループは、放射線管理のうち、発電所内外の陸域・海域の環境モニタリング、放射性廃棄物管理のうち、液体廃棄物等の排水管理、1～4号炉等からの気体廃棄物の放出測定管理及び5・6号炉からの放射性気体廃棄物の放出管理に関する業務を行う。
- (40) 分析評価グループは、分析施設の運用、放射能・化学分析機器の管理、放射性物質分析・研究施設第1棟及び第2棟の運用並びに保守管理、分析・データ評価に関する業務を行う。
- (41) 労働安全・防火グループは、防災安全の総括並びに初期消火活動のための設備の運用及び体制の整備に関する業務を行う。
- (42) 原子力防災グループは、原子力防災の総括及び緊急時対応の訓練計画・実施に関する業務を行う。
- (43) 水処理総括グループは、1～4号炉の汚染水及び滞留水の移送、処理及び貯留並びに多核種除去設備等により、トリチウム以外の放射性物質を告示濃度限度比総和1未満まで浄化処理した水（以下、ALPS処理水という。）の移送及び放出の総括に関する業務を行う。

- (44) 水処理設備技術グループは、1～4号炉に係る安全確保設備等のうち、汚染水処理設備等及び多核種除去設備等の新設に係る機械設備の設計に関する業務を行う。
- (45) 水処理計画グループは、1～4号炉に係る安全確保設備等の運転管理のうち、汚染水及び滞留水の移送、処理及び貯留並びにA L P S処理水の移送及び放出の運転計画に関する業務を行う。
- (46) 地下水対策設備グループは、1～4号炉に係る安全確保設備等のうち、汚染水処理設備等（滞留水移送装置）、滞留水を貯留する建屋（陸側遮水壁）、サブドレン他水処理施設に係る機械設備の設計、建設・設置及び保守管理並びに油処理装置及びゼオライト土嚢等処理設備に係る機械設備の設計、建設・設置、保守管理及び運転管理に関する業務（運用支援GM、作業管理GM、水処理計画GM及び水処理設備技術GMが所管する業務を除く。）を行う。また、1～4号炉に係る安全確保設備等のうち、ゼオライト土嚢等処理設備に係る計装設備の建設・設置及び保守管理に関する業務を行う。
- (47) 滞留水処理設備グループは、1～4号炉に係る安全確保設備等のうち、汚染水処理設備等に係る機械設備の設計、建設・設置及び保守管理に関する業務（水処理設備技術GM、地下水対策設備GM、多核種除去設備GM及び貯留設備GMが所管する業務を除く。）を行う。
- (48) 多核種除去設備グループは、1～4号炉に係る安全確保設備等のうち、汚染水処理設備等（使用済セシウム吸着塔保管施設）及び多核種除去設備等に係る機械設備の設計、建設・設置及び保守管理に関する業務（水処理設備技術GMが所管する業務を除く。）を行う。
- (49) 貯留設備グループは、1～4号炉に係る安全確保設備等のうち、汚染水処理設備等（貯留設備）に係る土木設備の保守管理、汚染水処理設備等（貯留設備の付帯設備）、雨水処理設備等及びA L P S処理水希釈放出設備に係る機械設備の設計、建設・設置及び保守管理並びに雨水処理設備等に係る計装設備の建設・設置及び保守管理に関する業務（水処理設備技術GMが所管する業務を除く。）を行う。

3. 各職位は次のとおり、当該業務にあたる。

- (1) プロジェクトマネジメント室長及び廃炉安全・品質室長は、廃炉・汚染水対策最高責任者を補佐し、廃炉・汚染水対策最高責任者が各組織を指導監督するための報告及び助言を行うとともに、発電所組織が業務を行うための支援及び助言を行う。また、第4条の定めのとおり、当該室が所管するグループの業務を統括管理する。
- (2) 本社各部長（原子力人材育成センター所長を含む。）は、廃炉・汚染水対策最高責任者を補佐し、第4条の定めのとおり、当該部が所管するグループの業務を統括管理する。
- (3) 業務統括室長は、所長を補佐し、第4条の定めのとおり、所管するグループの業務を統括管理する。

- (4) 各プログラム部長は、所長を補佐し、所管するグループの業務を統括管理する。
- (5) 計画・設計センター所長は、所長を補佐し、第4条の定めのとおり、所管するグループの業務を統括管理する。
- (6) 建設・運用・保守センター所長は、所長を補佐し、第4条の定めのとおり、所管する各部の業務を統括管理する。
- (7) 防災・放射線センター所長は、所長を補佐し、第4条の定めのとおり、所管する各部の業務を統括管理する。
- (8) 水処理センター所長は、所長を補佐し、第4条の定めのとおり、所管するグループの業務を統括管理する。
- (9) 発電所各部長は、第4条の定めのとおり、当該部が所管するグループの業務を統括管理する。
- (10) 本社廃炉安全・品質室各グループマネージャー及び発電所各グループマネージャー（以下「各GM」といい、当直長を含む。）は、グループ員（当直員を含む。）を指示・指導し、所管する業務を遂行するとともに、所管業務に基づき緊急時の措置、保安教育ならびに記録及び報告を行う。
- (11) グループ員（当直員を含む。）は、GMの指示・指導に従い、業務を遂行する。

(福島第一廃止措置保安委員会)

第6条

本社に福島第一廃止措置保安委員会（以下「保安委員会」という。）を設置する。

2. 保安委員会は、原子炉施設の保安に関する次の事項を審議し、確認する。ただし、あらかじめ保安委員会にて定めた事項は、原子力発電保安運営委員会にて審議し、確認する。
 - (1) 実施計画「Ⅱ 特定原子力施設の設計、設備」本文に記載の基本設計の変更
 - (2) 実施計画「Ⅲ 特定原子力施設の保安」の第1編及び第2編の変更
 - (3) 保安教育に関する事項
 - (4) その他保安委員会で定めた審議事項
3. 廃炉・汚染水対策最高責任者を委員長とする。
4. 保安委員会は、委員長、プロジェクトマネジメント室長、廃炉安全・品質室長、原子力安全・統括部長、原子力運営管理部長、原子炉主任技術者に加え、GM以上の職位の者から委員長が指名した者で構成する。
5. 委員長は、保安上重要な審議結果について、定期的に社長に報告する。

(原子力発電保安運営委員会)

第7条

発電所に原子力発電保安運営委員会（以下「運営委員会」という。）を設置する。

2. 運営委員会は、発電所における原子炉施設の保安運営に関する次の事項を審議し、確認する。ただし、あらかじめ運営委員会にて定めた軽微な事項は、審議事項に該当しない。

- (1) 保安管理体制に関する事項
- (2) 運転管理に関する事項
- (3) 燃料管理に関する事項
- (4) 放射性廃棄物管理に関する事項
- (5) 放射線管理に関する事項
- (6) 施設管理に関する事項
- (7) 原子炉施設の改造に関する事項
- (8) 緊急時における運転操作に関する事項

3. 所長を委員長とする。

4. 運営委員会は、委員長、廃炉安全・品質室長、計画・設計センター所長、原子炉主任技術者、電気主任技術者に加え、GM以上の職位の者から委員長が指名した者で構成する。

(原子炉主任技術者の選任)

第8条

廃炉・汚染水対策最高責任者は、原子炉主任技術者及び代行者を、原子炉主任技術者免状を有する者であって、次の業務に通算して3年以上従事した経験を有する者の中から選任する。

- (1) 原子炉施設の施設管理に関する業務
- (2) 原子炉の運転に関する業務
- (3) 原子炉施設の設計に係る安全性の解析及び評価に関する業務
- (4) 原子炉に使用する燃料体の設計又は管理に関する業務

2. 原子炉主任技術者は原子炉毎に選任し、複数の号炉を兼任させることができる。

3. 原子炉主任技術者及び代行者は特別管理職とする。

4. 1号炉から6号炉の原子炉主任技術者のうち少なくとも1名は部長以上に相当する者とし、第9条に定める職務を専任する。

5. 第4項以外の原子炉主任技術者であって、複数の号炉を兼任していない場合には、廃炉安全・品質室又は防災・放射線センターの職務を兼務できる。

6. 第5項の原子炉主任技術者については、自らの担当している号炉について原子炉主任技術者の職務と廃炉安全・品質室又は防災・放射線センターの職務が重複する場合には、原子炉主任技術者としての職務を優先し、廃炉安全・品質室又は防災・放射線センターの職務については、上位職の者が実施する。

7. 原子炉主任技術者が職務を遂行できない場合は、代行者と交代する。ただし、職務を遂行できない期間が長期にわたる場合は、第1項から第5項に基づき、改めて原子炉主任技術者を選任する。

(電気主任技術者の選任)

第8条の2

所長は、電気主任技術者を、第一種電気主任技術者免状又は第二種電気主任技術者免状を有する者の中から選任する。

2. 電気主任技術者は、特別管理職とし、工事、運転、保守等の業務に直接係らない者とする。なお、該当者がいない場合は、これに準じる者とする。
3. 電気主任技術者の代行者は、特別管理職とする。なお、該当者がいない場合は、これに準じる者とする。
4. 電気主任技術者が職務を遂行できない場合は、代行者と交代する。ただし、職務を遂行できない期間が長期にわたる場合は、第1項及び第2項に基づき、改めて電気主任技術者を選任する。

(原子炉主任技術者の職務等)

第9条

原子炉主任技術者は、安全確保設備等の運用に関し保安の監督を誠実にを行うことを任務とし、「原子炉主任技術者職務運用マニュアル」に基づき、次の職務を遂行する。

- (1) 安全確保設備等の運用に関し保安上必要な場合は、運用に従事する者へ指示する。
- (2) 表9-1に定める事項のうち、第79条及び第80条については、廃炉・汚染水対策最高責任者の承認に先立ち確認し、その他の事項については、所長の承認に先立ち確認する。
- (3) 表9-2に定める各職位からの報告内容等を確認する。
- (4) 表9-3に定める記録の内容を確認する。
- (5) 第82条第1項の報告を受けた場合は、自らの責任で確認した正確な情報に基づき、社長に直接報告する。
- (6) 保安の監督状況について、定期的に及び必要に応じて社長に直接報告する。
- (7) 保安委員会及び運営委員会に少なくとも1名が必ず出席する。
- (8) その他、安全確保設備等の運用に関する保安の監督に必要な職務を行う。

2. 安全確保設備等の運用に従事する者は、原子炉主任技術者がその保安のためにする指示に従う。

表9-1

条 文	内 容
第45条（管理対象区域の設定及び解除）	第5項に定める建物等の内部における一時的な管理対象区域の設定及び解除
	第7項に定める管理対象区域の設定及び解除
第46条（管理区域の設定及び解除）	第5項に定める一時的な管理区域の設定及び解除
	第7項に定める管理区域の設定及び解除
第79条（所員への保安教育）	所員への保安教育実施計画
第80条（協力企業従業員への保安教育）	協力企業従業員への保安教育実施計画

表 9－2

条 文	内 容
第 1 6 条（地震・火災等発生時の対応）	地震・火災が発生した場合に講じた措置の結果
第 3 1 条（運転上の制限を満足しない場合）	運転上の制限を満足していないと判断した場合
	運転上の制限を満足していると判断した場合
第 3 2 条（保全作業を実施する場合）	必要な安全措置
	運転上の制限外から復帰していると判断した場合
第 8 2 条（報告）	運転上の制限を満足していないと判断した場合
	気体廃棄物について放出管理の目標値を超えて放出した場合
	外部放射線に係る線量当量率等に異常が認められた場合
	東京電力株式会社福島第一原子力発電所原子炉施設の保安及び特定核燃料物質の防護に関する規則（以下「福島第一炉規則」という。）第 18 条第 2 号から第 7 号, 第 9 号から第 11 号及び第 13 号から第 15 号に定める報告事象が生じた場合

表 9－3

記 録 項 目
1. 運転日誌
2. 燃料管理に係る記録
3. 引継日誌
4. 放射線管理に係る記録
5. 放射性廃棄物管理に係る記録
6. 安全確保設備等の巡視又は点検の結果
7. 保安教育の実施報告書

(電気主任技術者の職務等)

第9条の2

電気主任技術者は、事業用電気工作物（安全確保設備等に限る。）の工事，維持及び運用に関する保安（以下「電気工作物の保安」という。）の監督を誠実に行うことを任務とし，次の職務を遂行する。

- (1) 電気工作物の保安のための諸計画立案にあたっては，必要に応じて電気工作物の工事，維持及び運用に従事する者に対し指示又は指導・助言する。
- (2) 電気工作物の保安上必要な場合には，電気工作物の工事，維持及び運用に従事する者へ指示又は指導・助言する。
- (3) 法令に基づき行われる立入検査に立会う。
- (4) 使用前検査及び施設定期検査には，あらかじめ定めた区分に従って検査への立会い又は検査記録の確認を行う。
- (5) あらかじめ定められた点検すべき記録について，確認を行う。
- (6) 運営委員会に必ず出席する。
- (7) その他，電気工作物の保安の監督に必要な職務を行う。

2. 電気工作物の工事，維持及び運用に従事する者は，電気主任技術者がその保安のためにする指示に従う。

(主任技術者の情報交換)

第9条の3

原子炉主任技術者及び電気主任技術者は、意思疎通を図るため、定期的に及び必要に応じて相互の職務について情報交換する。

第2節 原子炉施設の定期的な評価

第10条

削除

第4章 運転管理

第1節 通則

(構成及び定義)

第11条

第3節(第30条から第33条を除く。)における条文の基本的な構成は次のとおりとする。

- (1) 第1項：運転上の制限
- (2) 第2項：運転上の制限を満足していることを確認するために行う事項
- (3) 第3項：運転上の制限を満足していないと判断した場合※¹に要求される措置

※1：運転上の制限を満足していないと判断した場合とは、次のいずれかをいう。

- (1) 第2項の確認を行ったところ、運転上の制限を満足していないと各GM※²が判断した場合
- (2) 第2項の確認を行うことができなかった場合
- (3) 第2項にかかわらず運転上の制限を満足していないと各GM※²が判断した場合

※2：各GMが不在で運転上の制限を満足していないと判断できない場合は、当直長が運転上の制限を満足していないと判断し、要求される措置を開始させる。

2. 用語の定義は、各条に特に定めがない場合は、次のとおりとする。

安全確保設備等	「東京電力株式会社福島第一原子力発電所に設置される特定原子力施設に対する『措置を講ずべき事項』に基づく『実施計画』の提出について」を受け、本実施計画「Ⅱ. 1 設計、設備について考慮すべき事項」に係る以下の設備等をいう。 (1) 原子炉等の監視 (2) 残留熱の除去 (3) 原子炉格納施設雰囲気等の監視等 (4) 不活性雰囲気等の維持 (5) 燃料取出し及び取り出した燃料の適切な貯蔵・管理 (6) 電源の確保 (7) 電源喪失に対する設計上の考慮 (8) 放射性固体廃棄物の処理・保管・管理 (9) 放射性液体廃棄物の処理・保管・管理 (10) 放射性気体廃棄物の処理・管理 (11) 放射性物質の放出抑制等による敷地周辺の放射線防護等 (12) 作業員の被ばく線量の管理等 (13) 緊急時対策
速やかに	第4章運転管理第3節運転上の制限において「速やかに」とは、可能な限り短時間で実施するものであるが、一義的に時間を決められないものであり、意図的に遅延させることなく行うことを意味する。なお、要求される措置を実施する場合には、上記の主旨を踏まえた上で、組織的に実施する※3準備が整い次第行う活動を意味する。また、複数の「速やかに」実施することが要求される措置に規定されている場合は、いずれか一つの要求される措置を「速やかに」実施し、引き続き遅滞なく、残りの要求される措置を実施する。
直ちに	第4章運転管理第3節運転上の制限において「直ちに」とは、本実施計画「Ⅱ. 2 特定原子力施設の構造及び設備、工事の計画」の「異常時（臨界時）の評価」において想定する事象を引き起こす可能性がないと判断し得る、十分短い時間で実施することを意味する。
当直長	第11条、第12条、第15条、第32条及び第33条における「当直長」とは、1～4号当直及び水処理当直の当直長をいい、第26条、第26条の2、第27条及び第40条の2における「当直長」とは、水処理当直の当直長をいう。また、本編において上記以外の条文における「当直長」とは、1～4号当直の当直長をいう。

排水完了エリアに貯留する残水	本編において「排水完了エリアに貯留する残水」とは、建屋に貯留する滞留水と水位が連動しておらず、滞留水を排水可能限界レベルまで排水したと水処理計画GMが判断※ ⁴ したエリアの滞留水をいう。
床面以下に貯留する残水	本編において「床面以下に貯留する残水」とは、床面を露出させた上で残った滞留水のうち、高線量環境であり、排水可能限界レベルまでの排水が困難なものの、系外漏えいリスクが低いエリアの床面以下にある滞留水をいう。
水位安定エリアに貯留する滞留水	本編において「水位安定エリアに貯留する滞留水」とは、対象とする建屋からの排水によって生じる限定されたエリアにおいて、その水位がその他のエリアにおける建屋に貯留する滞留水と水位が連動しておらず、その水位が安定しており、かつ速やかに排水することが困難であると水処理計画GMが判断※ ⁴ したエリアの滞留水をいう。
建屋に貯留する滞留水	本編において「建屋に貯留する滞留水」とは、1～4号炉タービン建屋、1～4号炉原子炉建屋、1～4号炉廃棄物処理建屋、プロセス主建屋及び雑固体廃棄物減容処理建屋の滞留水をいう。ただし、水位安定エリアに貯留する滞留水、排水完了エリアに貯留する残水及び床面以下に貯留する残水を除く。

※3：関係者への連絡，各運転員への指示，手順の準備・確認等を行うこと。

※4：判断するまでの期間は当該滞留水を建屋に貯留する滞留水と定義し，第26条を適用する。ただし，「床面以下に貯留する残水」または「水位安定エリアに貯留する滞留水」から「排水完了エリアに貯留する残水」へ変更する際，判断するまでの期間は当該滞留水をそれまでの区分で定義し，管理を継続する。
なお，水位の連動は当該滞留水以外の建屋に貯留する滞留水と比較する。

(運転員の確保)

第 1 2 条

運用部長は、安全確保設備等の運用※¹にあたり原子炉施設の運転に必要な知識を有する者を確保する。なお、原子炉施設の運転に必要な知識を有する者とは、原子炉施設の運転に関する実務の研修を受けた者をいう。

2. 各プログラム部長及び各GMは、安全確保設備等の運用にあたり、必要な知識を有する者を確保する。なお、安全確保設備等の運用に必要な知識を有する者とは、各プログラム部長及び各GMが安全確保設備等の運用に関する力量の確認を行った者をいう。
3. 運用部長は、安全確保設備等の運用※¹にあたって前項で定める者の中から、1 班あたり表 1 2 に定める人数の者をそろえ、5 班以上編成した上で2 交替勤務を行わせる。なお、特別な事情がある場合を除き、運転員は連続して 24 時間を超える勤務を行ってはならない。また、表 1 2 に定める人数のうち、それぞれ 1 名は当直長とし、運転管理責任者として原子力規制委員会が定める基準に適合した者の中から選任された者とする。

表 1 2

	1 ～ 4 号当直	水処理当直
1 班あたりの人数	4 名以上	6 名以上

4. 運用部長は、当直長又は当直副長を常時免震重要棟に確保する。

※ 1 : 当直長以外の各プログラム部長及び各GMが運用する業務を除く。なお、当直長は、当直長以外の各プログラム部長及び各GMが業務を行うために連絡する必要があると判断した場合には、当直長以外の各プログラム部長及び各GMに連絡を行う。

(巡視点検)

第 13 条

各プログラム部長及び各GMは、安全確保設備等について、定期的に巡視又は点検を行う。

(マニュアルの作成)

第14条

各プログラム部長及び各GMは、安全確保設備等について、次の各号に掲げる運転管理に関する事項のマニュアルを作成し、制定・改定にあたっては、発電所各部長以上の承認を得る。

- (1) 巡視点検に関する事項
- (2) 異常時の操作に関する事項
- (3) 警報発生時の措置に関する事項
- (4) 各設備の運転操作に関する事項
- (5) 定例試験に関する事項

(引 継)

第15条

当直長は、その業務を次の当直長に引き継ぐにあたり、運転日誌及び引継日誌を引き渡し、運転状況を申し送る。

(地震・火災等発生時の対応)

第16条

各プログラム部長及び各GMは、地震・火災が発生した場合は、次の措置を講じるとともに、その結果を所長及び原子炉主任技術者に報告する。

- (1) 震度5弱以上の地震が観測^{※1}された場合は、地震終了後に安全確保設備等の損傷の有無及び火災発生の有無を確認する。
- (2) 安全確保設備等に火災が発生した場合は、早期消火及び延焼防止に努め、鎮火後安全確保設備等の損傷の有無を確認する。

2. 初期消火活動のための体制の整備として、次の措置を講じる。

- (1) 労働安全・防火GMは、発電所から消防機関へ通報するため、専用回線を使用した通報設備を免震重要棟緊急時対策所及び新事務本館緊急時対策室に設置する^{※2}。
- (2) 労働安全・防火GMは、初期消火活動を行う要員として、10名以上を常駐させるとともに、この要員に対する火災発生時の通報連絡体制を定める。
- (3) 労働安全・防火GMは、初期消火活動を行うため、表16に示す化学消防自動車及び泡消火薬剤を配備する。また、初期消火活動に必要なその他資機材を定め、配備する。
- (4) 各プログラム部長及び各GMは、第13条に定める巡視により、火災発生の有無を確認する。
- (5) 各プログラム部長及び各GMは、震度5弱以上の地震が観測^{※1}された場合は、地震終了後発電所内^{※3}の火災発生の有無を確認するとともに、その結果を所長及び原子炉主任技術者に報告する。
- (6) 労働安全・防火GMは、前各号に定める初期消火活動のための体制について、総合的な訓練及び初期消火活動の結果を1年に1回以上評価するとともに、評価結果に基づき、より適切な体制となるよう必要な見直しを行う。

表16

設備	数量
化学消防自動車 ^{※4}	1台 ^{※5}
泡消火薬剤 (化学消防自動車保有分を含む)	1500リットル以上

3. 各プログラム部長及び各GMは、山火事、台風、津波等の影響により、安全確保設備等に重大な影響を及ぼす可能性があるとは判断した場合は、運用部長に報告する。運用部長は、所長、原子炉主任技術者、各プログラム部長及び各GMに連絡するとともに、必要に応じて設備の健全性を維持するための措置について協議する。

- ※ 1 : 観測された震度は発電所周辺のあらかじめ定めた測候所等の震度をいう。
- ※ 2 : 専用回線，通報設備が点検又は故障により使用不能となった場合を除く。ただし，点検後又は修復後は遅滞なく復旧させる。
- ※ 3 : 重要度分類指針におけるクラス 1， 2， 3 の機能を有する構築物，系統及び機器とする。
- ※ 4 : 4 0 0 リットル毎分の泡放射を同時に 2 口行うことが可能な能力を有すること。
- ※ 5 : 化学消防自動車が，点検又は故障の場合には，※ 4 に示す能力を有する水槽付消防ポンプ自動車等をもって代用することができる。

(異常時のための措置)

第16条の2

原子炉注水設備について異常時の措置の活動を行うための体制の整備として、次の措置を講じる。

- (1) 1～6号機械設備GM及び当直長は、原子炉注水設備について異常時の措置の活動を行うための訓練を、1年に1回以上実施する。
- (2) 1～6号機械設備GMは、表16の2-1に定める異常時の措置の活動を行うために必要な消防車を配備し、1ヶ月に1回点検を行う。
- (3) 1～6号機械設備GMは、異常時の措置の活動に必要な(2)以外のその他資機材を定め、配備する。
- (4) 1～6号機械設備GMは、表16の2-1に示す消防車を操作するために必要な要員を確保する。
- (5) 1～6号機械設備GMは、(1)、(3)及び(4)に定める事項について、当直長は、(1)に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じる。

表16の2-1

設 備	関連条文	台 数
消防車	第18条	3台

2. 使用済燃料プール循環冷却設備について異常時の措置の活動を行うための体制の整備として、次の措置を講じる。

- (1) 1～6号機械設備GMは、使用済燃料プール循環冷却設備について異常時の措置の活動を行うための訓練を、1年に1回以上実施する。
- (2) 1～6号機械設備GMは、表16の2-2又は表16の2-3に定める異常時の措置の活動を行うために必要な消防車及びコンクリートポンプ車又は高所送水車を配備し、1ヶ月に1回点検を行う。
- (3) 1～6号機械設備GMは、異常時の措置の活動に必要な(2)以外のその他資機材を定め、配備する。
- (4) 1～6号機械設備GMは、表16の2-2又は表16の2-3に示す消防車及びコンクリートポンプ車又は高所送水車を操作するために必要な要員を確保する。
- (5) 1～6号機械設備GMは、(1)、(3)及び(4)に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じる。

表 1 6 の 2 - 2

設 備	関連条文	台 数
消防車	第 2 0 条, 第 2 2 条	1 台 ^{※1}
コンクリートポンプ車	第 2 0 条, 第 2 2 条	1 台

表 1 6 の 2 - 3

設 備	関連条文	台 数
消防車	第 2 0 条, 第 2 2 条	2 台 ^{※1}
高所送水車	第 2 0 条, 第 2 2 条	1 台

※ 1 : 使用済燃料共用プール設備と共用

3. 電気設備について異常時の措置の活動を行うための体制の整備として、次の措置を講じる。

- (1) 電気設備保守GMは、電気設備について異常時の措置の活動（電源車の使用）を行うための訓練を、1年に1回以上実施する。
- (2) 電気設備保守GMは、表 1 6 の 2 - 4 に定める異常時の措置の活動を行うために必要な電源車を配備し、1ヶ月に1回点検を行う。
- (3) 当直長は、表 1 6 の 2 - 4 に定める異常時の措置の活動を行うために必要な所内共通ディーゼル発電機^{※2}の動作確認を1ヶ月に1回行う。
- (4) 電気設備保守GMは、異常時の措置の活動に必要な（2）以外のその他資機材を定め、配備する。
- (5) 電気設備保守GMは、表 1 6 の 2 - 4 に示す電源車を操作するために必要な要員を確保する。
- (6) 当直長は、表 1 6 の 2 - 4 に示す所内共通ディーゼル発電機^{※2}を操作するために必要な要員を確保する。
- (7) 電気設備保守GMは、（1）、（4）及び（5）に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じる。

表 1 6 の 2 - 4

設 備	関連条文	台 数
電源車	第 2 8 条	2 台
所内共通 ディーゼル発電機 ^{※2}	第 2 8 条	1 台

※ 2 : 「所内共通ディーゼル発電機」とは、所内共通ディーゼル発電機A系（4号炉B系ディーゼル発電機）又は所内共通ディーゼル発電機B系（2号炉B系ディーゼル発電機）をいう。以下、第 2 8 条において同じ。

4. 使用済燃料共用プール設備について異常時の措置の活動を行うための体制の整備として、次の措置を講じる。

- (1) 共用機械設備GMは、使用済燃料共用プール設備について異常時の措置の活動を行うための訓練を、1年に1回以上実施する。
- (2) 共用機械設備GMは、表16の2-5に定める異常時の措置の活動を行うために必要な消防車を配備し、1ヶ月に1回点検を行う。
- (3) 共用機械設備GMは、異常時の措置の活動に必要な(2)以外のその他資機材を定め、配備する。
- (4) 共用機械設備GMは、表16の2-5に示す消防車を操作するために必要な要員を確保する。
- (5) 共用機械設備GMは、(1)、(3)及び(4)に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じる。

表16の2-5

設 備	関連条文	台 数
消防車	第21条	1台 ^{※3}

※3：使用済燃料プール循環冷却設備と共用

5. 多核種除去設備及び増設多核種除去設備で発生した二次廃棄物^{※4}を収納した高性能容器について異常時の措置の活動を行うための体制の整備として、次の措置を講じる。

- (1) 水処理計画GMは、多核種除去設備及び増設多核種除去設備で発生した二次廃棄物^{※4}を収納した高性能容器について異常時の措置の活動を行うための訓練を、1年に1回以上実施する。
- (2) 水処理計画GMは、表16の2-6に定める異常時の措置の活動を行うために必要な吸引設備を配備し、1ヶ月に1回点検を行う。
- (3) 水処理計画GMは、異常時の措置の活動に必要な(2)以外のその他資機材を定め、配備する。
- (4) 水処理計画GMは、表16の2-6に示す吸引設備を操作するために必要な要員を確保する。
- (5) 水処理計画GMは、(1)、(3)及び(4)に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じる。

※4：「二次廃棄物」とは、沈殿処理生成物及び使用済吸着材をいう。以下、第40条において同じ。

表 16 の 2－6

設 備	関連条文	台 数
吸引設備	第 4 0 条	1 台

第2節 運転上の留意事項

(水質管理)

第17条

分析評価GMは、使用済燃料プール水の導電率（40mS/m を超える場合は塩化物イオン濃度）及びpHを3ヶ月に1回確認し、その結果を1～6号機械設備GMに通知する。

2. 分析評価GMは、処理水バッファタンク水の導電率（40mS/m を超える場合は塩化物イオン濃度）を3ヶ月に1回確認し、その結果を1～6号機械設備GMに通知する。

3. 分析評価GMは、1号炉、2号炉及び3号炉の復水貯蔵タンク水の導電率（40mS/m を超える場合は塩化物イオン濃度）を3ヶ月に1回確認し、その結果を1～6号機械設備GMに通知する。

4. 1～6号機械設備GMは、使用済燃料プール水、処理水バッファタンク水並びに1号炉、2号炉及び3号炉の復水貯蔵タンク水の水質が表17に定める基準値の範囲にない場合は、基準値の範囲内に回復するよう努める。

表17

1. 1号炉、2号炉及び3号炉

項目		基準値
使用済燃料プール水	導電率	40mS/m 以下（25℃において）
	塩化物イオン濃度 （導電率が 40mS/m を 超える場合）	100ppm 以下
	pH	5.6～10.0（25℃において）
処理水バッファタンク水	導電率	40mS/m 以下（25℃において）
	塩化物イオン濃度 （導電率が 40mS/m を 超える場合）	100ppm 以下
復水貯蔵タンク水	導電率	40mS/m 以下（25℃において）
	塩化物イオン濃度 （導電率が 40mS/m を 超える場合）	100ppm 以下

2. 4号炉

項目		基準値
使用済燃料プール 水	導電率	40mS/m 以下（25℃において）
	塩化物イオン濃度 (導電率が 40mS/m を 超える場合)	100ppm 以下
	pH	5.6～11.0（25℃において）

第3節 運転上の制限

(原子炉注水系)

第18条

原子炉の状態を維持するにあたって、原子炉注水系^{*1}は表18-1に定める事項を運転上の制限とする。なお、本条文は1号炉、2号炉及び3号炉のみ適用される。ただし、以下の場合、運転中の原子炉注水系及び任意の24時間当たりの注水量増加幅に対する運転上の制限を満足しないとはみなさない。

- (1) 原子炉注水系の流量調整又は流量変更時において、オーバーシュートにより、一時的に注水量増加幅が $3.0\text{m}^3/\text{h}$ を超えた場合
- (2) ほう酸水の注入に伴い、原子炉注水系を停止する場合
- (3) 運転中の原子炉注水ポンプの停止等、原子炉の冷却に必要な注水量を確保できない場合において、原子炉の冷却に必要な注水量を確保できなくなった時点から24時間以内に原子炉の冷却に必要な注水量を確保した場合。なお、原子炉の冷却に必要な注水量を確保するまでの間においては原子炉圧力容器底部温度及び格納容器内温度を1時間に1回確認する。

2. 原子炉注水系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

- (1) 当直長は、原子炉圧力容器底部温度及び格納容器内温度を毎日1回確認し、その結果を安全・リスク管理GMに通知する。なお、原子炉圧力容器底部温度及び格納容器内温度が確認できない場合には原子炉圧力容器底部温度及び格納容器内温度を評価し、その結果を安全・リスク管理GMに通知する。
- (2) 安全・リスク管理GMは、注水量の変更が必要な場合は、原子炉の状態に応じ、原子炉の冷却に必要な注水量を評価し、当直長に通知する。
- (3) 当直長は、原子炉注水系を運転するとともに、原子炉の冷却に必要な注水量が確保されていることを毎日1回確認し、その結果を安全・リスク管理GMに通知する。
- (4) 当直長は、待機中の原子炉注水系の各設備について、表18-2に定める事項を確認する。

3. 当直長は、原子炉注水系が第1項で定める運転上の制限（原子炉圧力容器底部温度及び格納容器内温度を除く）を満足していないと判断した場合、表18-3の措置を講じる。また、安全・リスク管理GMは、原子炉圧力容器底部温度及び格納容器内温度が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表18-3の措置を講じる。

※１：原子炉注水系は、常用原子炉注水系と非常用原子炉注水系で構成される。常用原子炉注水系とは、常用高台炉注水ポンプ、タービン建屋内炉注水ポンプ及びＣＳＴ炉注水ポンプによる注水系の３系列をいい、非常用原子炉注水系とは、非常用高台炉注水ポンプ及び純水タンク脇炉注水ポンプの２系列をいう。

表 1 8－1

項目	運転上の制限
原子炉圧力容器底部温度	80℃以下※ ²
格納容器内温度	全体的に著しい温度上昇傾向※ ² がないこと
運転中の原子炉注水系	原子炉の冷却に必要な注水量が確保されていること
待機中の原子炉注水系	1 系列が動作可能であること※ ³
任意の 2 4 時間あたりの注水量増加幅	3. 0m ³ /h 以下※ ⁴

※２：原子炉圧力容器底部温度を監視する温度計指示値が上限値を超えた場合又は格納容器内温度を監視する温度指示値に上昇傾向がある場合において、安全・リスク管理 G M が、一時的な計器指示不良等により実事象ではないと判断した場合には運転上の制限を満足していないとはみなさない。

※３：1 系列が動作可能であることとは原子炉の冷却に必要な注水量を確保するために必要となるポンプ台数が動作可能であることをいう。

※４：以下の場合を除く。

- ①注水量の増加後において、操作を伴わずに注水量が変動した場合。
- ②未臨界維持に必要なほう酸水注入後に注水量を増加させた場合。なお、至近のほう酸水注入後に実施した注水量増加を起点として、2 4 時間以内に注水量を増加する場合は、3. 0m³/h 以下であっても、その都度ほう酸水を注入する。

表 1 8－2

項目	頻度
待機中の原子炉注水系 1 系列が動作可能であることを確認する。	1 ヶ月に 1 回

表 18-3

条件	要求される措置※ ⁵	完了時間
A. 原子炉圧力容器底部温度又は格納容器内温度が運転上の制限を満足していないと判断した場合	A 1. 当該温度について運転上の制限を満足させる措置を開始する。	速やかに
B. 運転中の原子炉注水系が運転上の制限を満足しないと判断した場合	B 1. 原子炉への注水手段を確保し、注水する措置を開始する。	速やかに
C. 待機中の原子炉注水系が 1 系列もない場合	C 1. 原子炉注水系 1 系列を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。	速やかに
D. 任意の 24 時間あたりの注水量増加幅が運転上の制限を満足していないと判断した場合	D 1. 任意の 24 時間あたりの注水量増加幅を制限値以内に復旧する措置を開始する。	速やかに

※5：要求される措置として注水量を増加させる場合は、任意の 24 時間あたりの注水量増加幅を制限とせず、注水量を元に戻すことを優先し、注水量の増加後に未臨界であることを確認する。

第 1 9 条
削除

(使用済燃料プールの水位及び水温)

第 20 条

使用済燃料プールの水位及び水温は、表 20-1 で定める事項を運転上の制限とする。
ただし、使用済燃料プールの水温については、3 号炉及び 4 号炉を除く。

2. 使用済燃料プールの水位及び水温が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 当直長は、使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近にあることを毎日 1 回確認する。なお、使用済燃料プール循環冷却系が停止中の場合にはオーバーフロー水位付近にあることを評価する。

(2) 当直長は、使用済燃料プールの水温が 65℃以下（1 号炉は 60℃以下）であることを毎日 1 回確認する。なお、使用済燃料プールの水温が確認できない場合には使用済燃料プールの水温が 65℃以下（1 号炉は 60℃以下）であることを評価する。

3. 当直長は、使用済燃料プールの水位又は水温が第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、1～6 号機械設備 GM に報告し、1～6 号機械設備 GM は表 20-2 の措置を講じる。

表 20-1

項 目	運転上の制限
使用済燃料プールの水位	オーバーフロー水位付近にあること
使用済燃料プールの水温	65℃以下（1 号炉は 60℃以下）

表 20-2

条件	要求される措置	完了時間
A. 使用済燃料プールの水位が運転上の制限を満足しないと判断した場合	A 1. 使用済燃料プールの水位を回復する措置を開始する。	速やかに
	及び A 2. 使用済燃料プール内での照射された燃料に係る作業を中止する。ただし、移動中の燃料は所定の場所に移動する。	速やかに
B. 使用済燃料プールの温度が運転上の制限を満足しないと判断した場合	B 1. 使用済燃料プールの温度を回復する措置を開始する。	速やかに

(使用済燃料共用プールの水位及び水温)

第 2 1 条

使用済燃料共用プールの水位及び水温は、表 2 1 - 1 で定める事項を運転上の制限とする。

2. 使用済燃料共用プールの水位及び水温が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 当直長は、使用済燃料共用プールの水位がオーバーフロー水位付近にあること並びに使用済燃料共用プールの水温が 65℃以下であることを毎日 1 回確認する。

3. 当直長は、使用済燃料共用プールの水位又は水温が第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 2 1 - 2 の措置を講じる。

表 2 1 - 1

項 目	運転上の制限
使用済燃料共用プールの水位	オーバーフロー水位付近にあること
使用済燃料共用プールの水温	65℃以下

表 2 1 - 2

条件	要求される措置	完了時間
A. 使用済燃料共用プールの水位が運転上の制限を満足しないと判断した場合	A 1. 使用済燃料共用プールの水位を回復する措置を開始する。	速やかに
	及び A 2. 使用済燃料共用プール内での照射された燃料に係る作業を中止する。ただし、移動中の燃料は所定の場所に移動する。	速やかに
B. 使用済燃料共用プールの水温が運転上の制限を満足しないと判断した場合	B 1. 使用済燃料共用プールの水温を回復する措置を開始する。	速やかに

(使用済燃料プール一次系系統水の建屋外への漏えい監視)

第 2 2 条

使用済燃料プール一次系系統は、表 2 2 - 1 で定める事項を運転上の制限とする。

2. 使用済燃料プール一次系系統が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 当直長は、使用済燃料プール一次系系統水の建屋外への漏えいがないことを毎日 1 回漏えい警報又はスキマサージタンクの水位低下傾向により確認する。なお、漏えいのおそれがあると判断した場合（漏えい警報及びスキマサージタンクの水位低下傾向により確認が出来ない場合を含む）には、巡視等により建屋外への漏えいがないことを確認する。

3. 当直長は、使用済燃料プール一次系系統が第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、1 ～ 6 号機械設備 GM に報告し、1 ～ 6 号機械設備 GM は表 2 2 - 2 の措置を講じる。

表 2 2 - 1

項 目	運転上の制限
使用済燃料プール 一次系系統	一次系系統水の建屋外への漏えい※1 がないこと

※ 1 : 一次系系統から二次系系統への漏えいが生じた場合において、漏えいが二次系系統内に留まっている場合は、建屋外への漏えいとはみなさない。

表 2 2 - 2

条件	要求される措置	完了時間
A. 使用済燃料プール一次系系統が運転上の制限を満足しないと判断した場合	A 1. 一次系系統水の建屋外への漏えいがない状態に復旧させる措置を開始する。	速やかに

(ほう酸水注入設備)

第 2 3 条

原子炉の状態を維持するにあたって、ほう酸水注入設備は、表 2 3 - 1 で定める事項を運転上の制限とする。ただし、以下の期間は、運転上の制限を満足しないとはみなさない。

(1) ほう酸水の注入準備から、注入後の表 2 3 - 1 で定める範囲内に復旧するまでの期間。なお、注入後は、速やかに表 2 3 - 1 で定める範囲内に復旧する措置を開始すること。

2. ほう酸水注入設備が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。

(1) 分析評価 GM は、ほう酸水濃度を 1 ヶ月に 1 回測定し、その結果を当直長に通知する。

(2) 当直長は、ほう酸水タンクの水位及び温度が図 2 3 - 1, 2 の範囲内にあることを 1 ヶ月に 1 回確認する。

3. 当直長は、ほう酸水注入設備が第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 2 3 - 2 の措置を講じる。

表 2 3 - 1

項 目	運転上の制限
ほう酸水注入設備	ほう酸水タンクの水位及び温度が図 2 3 - 1, 2 の範囲内にあること

表 2 3 - 2

条 件	要求される措置	完了時間
A. ほう酸水タンクの水位及び温度が図 2 3 - 1, 2 の範囲内でない場合	A 1. ほう酸水タンクの水位及び温度を図 2 3 - 1, 2 の範囲内に復旧する。	速やかに現場対応を行う体制を整えた後 8 時間
B. 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. ほう酸水の注入手段を確保する措置を開始する。	速やかに

図 2 3 - 1

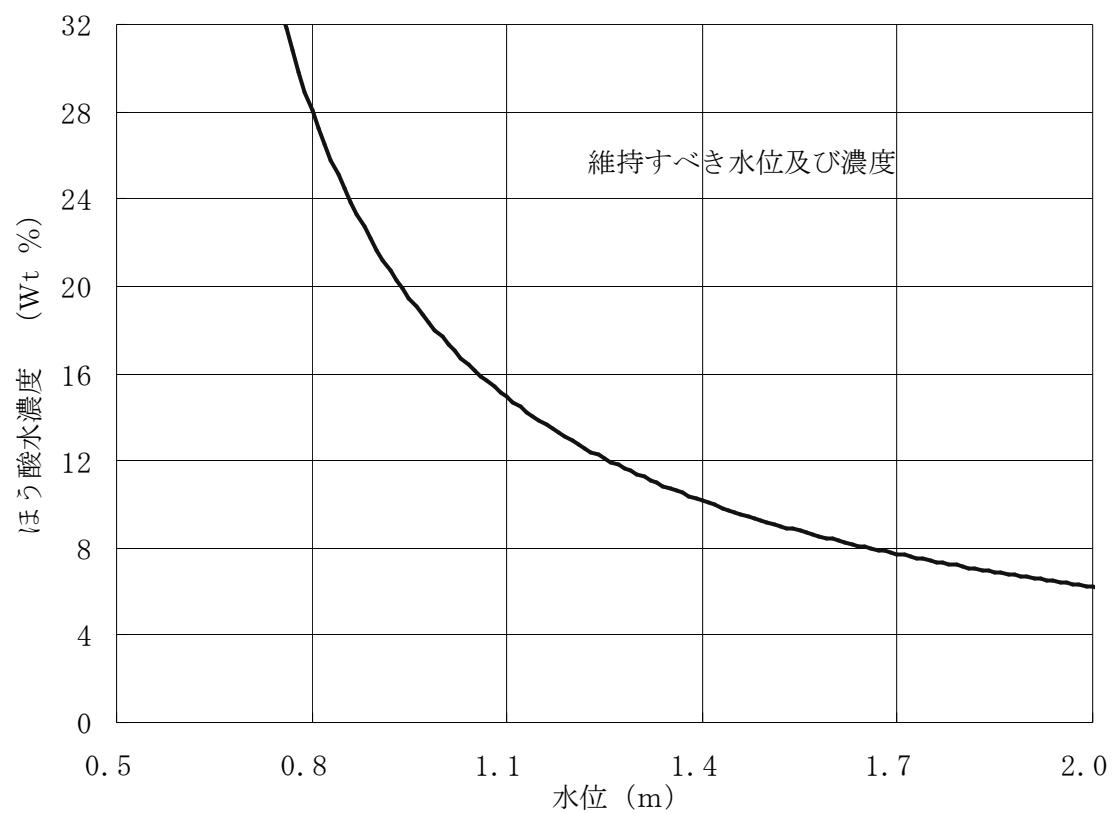
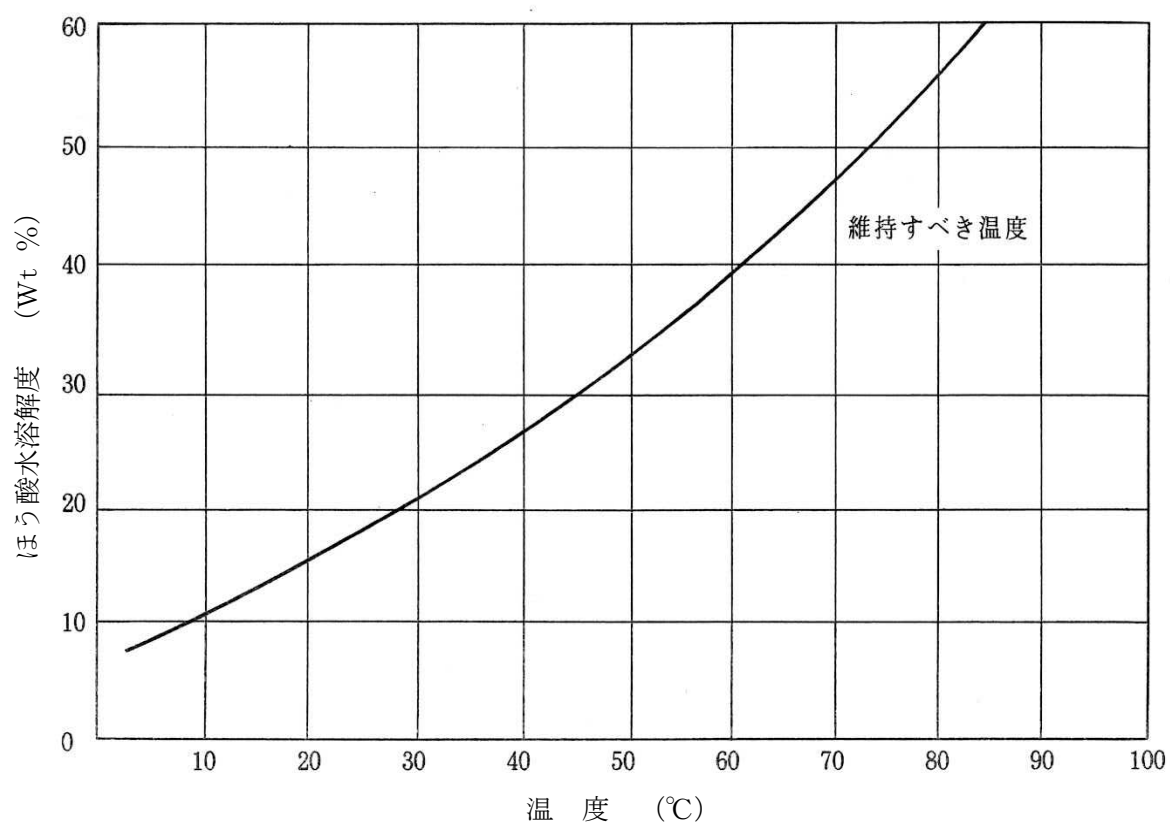


図 2 3 - 2



(未臨界監視)

第 2 4 条

原子炉の未臨界を維持するにあたって、原子炉格納容器内ガスの短半減期核種の放射能濃度及び原子炉格納容器ガス管理設備の放射線検出器は表 2 4 - 1 で定める事項を運転上の制限とする。なお、本条文は 1 号炉、2 号炉及び 3 号炉のみ適用される。ただし、以下の場合、原子炉格納容器ガス管理設備の放射線検出器に対する運転上の制限を満足しないとはみなさない。

(1) 運転中の原子炉格納容器ガス管理設備の排気ファンが停止した場合において、直ちに当該排気ファン又は他の排気ファンが自動起動したことにより、原子炉格納容器ガス管理設備の放射線検出器が 1 チャンネル動作可能となる場合

2. 原子炉格納容器内ガスの短半減期核種の放射能濃度及び原子炉格納容器ガス管理設備の放射線検出器が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。

(1) 当直長は、原子炉格納容器内ガスの短半減期核種の放射能濃度を、1 時間に 1 回確認する。

(2) 当直長は、原子炉格納容器ガス管理設備の放射線検出器が動作可能であることを 1 時間に 1 回確認する。

3. 当直長は、原子炉格納容器内ガスの短半減期核種の放射能濃度又は原子炉格納容器ガス管理設備の放射線検出器が第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 2 4 - 2 の措置を講じる。

表 2 4 - 1

項 目	運転上の制限
短半減期核種の放射能濃度	キセノン 1 3 5 の放射能濃度が 1Bq/cm ³ 以下であること
原子炉格納容器ガス管理設備の放射線検出器 ^{※1}	1 チャンネルが動作可能であること ^{※2}

※ 1 : 原子炉格納容器ガス管理設備の放射線検出器が第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断し、表 2 4 - 2 B 1 を実施している間は、表 2 4 - 1 「短半減期核種の放射能濃度」に関する運転上の制限を満足していないと判断しなくてもよい。なお、原子炉格納容器ガス管理設備の放射線検出器が第 1 項で定める運転上の制限を満足していると判断した場合は、速やかに第 2 項 (1) の確認を実施する。

※ 2 : 動作可能であることとは、原子炉格納容器内のガスが原子炉格納容器ガス管理設

備内に通気され、短半減期核種の放射能濃度が監視可能であることをいう。

表 2 4 - 2

条 件	要求される措置	完了時間
A. 短半減期核種の放射能濃度が運転上の制限を満足していないと判断した場合	A 1. ほう酸水を注入する措置を開始する。	速やかに
B. 動作可能である原子炉格納容器ガス管理設備の放射線検出器が 1 チャンネルもない場合	B 1. 原子炉圧力容器底部の温度上昇率及びモニタリングポストの空間線量率を記録し、その結果を安全・リスク管理 GM に通知する。	速やかに その後 1 時間に 1 回
	及び B 2. 原子炉格納容器ガス管理設備の放射線検出器を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。	速やかに
C. 条件 B で要求される措置を実施中に、未臨界であることが確認できない場合	C 1. ほう酸水を注入する措置を開始する。	速やかに

(格納容器内水素濃度)

第 2 5 条

格納容器内の不活性雰囲気を維持するにあたって、格納容器内水素濃度は表 2 5 - 1 で定める事項を運転上の制限とする。なお、本条文は 1 号炉、2 号炉及び 3 号炉のみ適用される。

2. 格納容器内水素濃度が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。

- (1) 安全・リスク管理 GM は、原子炉格納容器ガス管理設備の流量が変更された場合、表 2 5 - 1 に定める格納容器内水素濃度を満足するため、原子炉格納容器ガス管理設備内での大気のインリークを考慮した同設備の水素濃度管理値を評価し、当直長に通知する。
- (2) 当直長は、原子炉格納容器ガス管理設備が運転状態にあること及び原子炉格納容器ガス管理設備の水素濃度が水素濃度管理値以下であることを毎日 1 回確認する^{※1}。

※1：原子炉格納容器ガス管理設備が運転状態にない場合又は原子炉格納容器ガス管理設備の水素濃度が確認できない場合には、次の事項を実施する。

- ①当直長は、速やかに必要な窒素封入量が確保されていることを確認する。
- ②当直長は、窒素封入量の減少操作を中止する又は行わない。
- ③安全・リスク管理 GM は、格納容器内水素濃度を評価し、当直長に通知する。
- ④当直長は、格納容器内水素濃度の評価結果が、表 2 5 - 1 の格納容器内水素濃度以下であることを確認する。
- ⑤当直長は、原子炉格納容器ガス管理設備の水素検出器の故障により原子炉格納容器ガス管理設備の水素濃度が確認できない場合、速やかに原子炉格納容器ガス管理設備の水素検出器を復旧する措置を開始する。

3. 当直長は、格納容器内水素濃度が第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 2 5 - 2 の措置を講じる。

表 2 5 - 1

項 目	運転上の制限
格納容器内水素濃度	2. 5 % 以下

表 2 5－2

条件	要求される措置	完了時間
A. 格納容器内水素濃度が運転上の制限を満足していないと判断した場合	A 1. 格納容器内水素濃度を制限値以内に復旧する措置を開始する。	速やかに

(建屋に貯留する滞留水)

第26条

建屋に貯留する滞留水は、表26-1及び表26-2に定める事項を運転上の制限とする。また、建屋近傍のサブドレン水は、表26-3に定める事項を運転上の制限とする。

2. 建屋に貯留する滞留水、建屋近傍のサブドレン水及び建屋で発生する水素を管理するとともに、前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。

- (1) 当直長は、2号炉及び3号炉のタービン建屋、プロセス主建屋並びに雑固体廃棄物減容処理建屋の滞留水の水位^{※1※2}を毎日1回確認する。
- (2) 当直長は、1～4号炉タービン建屋、1～4号炉原子炉建屋及び1～4号炉廃棄物処理建屋の滞留水の水位^{※1※2※3}が建屋近傍のサブドレン水の水位^{※4}より低いことを毎日1回確認する。
- (3) 当直長は、プロセス主建屋及び雑固体廃棄物減容処理建屋の滞留水の水位^{※1※2※3}が建屋近傍のサブドレン水の水位より低いことを1週間に1回確認する。
- (4) 水処理計画GMは、建屋に貯留する滞留水のうち、滞留水移送装置での水位調整が可能なエリアと水位が連動しておらず、かつ水位が安定していることが確認できないエリアに貯留されている滞留水の水位を毎日1回測定し、その結果を当直長に通知する。
- (5) 水処理計画GMは、水位安定エリアに貯留する滞留水と判断した滞留水について、水位安定エリアに貯留する滞留水に該当する旨を当直長に通知する。
- (6) 水処理計画GMは、排水完了エリアに貯留する残水と判断した滞留水について、排水完了エリアに貯留する残水に該当する旨を当直長に通知する。
- (7) 分析評価GMは、1～4号炉タービン建屋、プロセス主建屋及び雑固体廃棄物減容処理建屋近傍のサブドレン水の放射能濃度(セシウム134及びセシウム137)を1週間に1回測定し、その結果を当直長に通知する。

※1：電源停止、機器の不具合等で確認できない場合は、隣接号炉又は移送先の水位計等を確認し水位を評価する。

※2：第2項(4)にて水処理計画GMが測定を実施しているエリアの水位を含む。

※3：塩分濃度による比重を考慮した補正值を用いること。

※4：電源停止、機器の不具合等で確認できない場合は、当該サブドレン近傍のサブドレン水位計等を確認し、水位を評価する。

3. 当直長は、建屋に貯留する滞留水が、第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表26-4の措置を講じる。

表 2 6 - 1

項目	運転上の制限
2 号炉のタービン建屋の滞留水水位	T. P. 2, 064mm 以下
3 号炉のタービン建屋の滞留水水位	T. P. 2, 064mm 以下
プロセス主建屋の滞留水水位	T. P. 4, 238mm 以下
雑固体廃棄物減容処理建屋の滞留水水位	T. P. 2, 754mm 以下

表 2 6 - 2

項目	運転上の制限
1 号炉, 2 号炉, 3 号炉及び 4 号炉タービン建屋の滞留水水位	各建屋近傍のサブドレン水の水位を超えないこと
1 号炉, 2 号炉, 3 号炉及び 4 号炉原子炉建屋の滞留水水位	
1 号炉, 2 号炉, 3 号炉及び 4 号炉廃棄物処理建屋の滞留水水位	
プロセス主建屋の滞留水水位	
雑固体廃棄物減容処理建屋の滞留水水位	

表 2 6 - 3

項目	運転上の制限
1 号炉, 2 号炉, 3 号炉及び 4 号炉タービン建屋近傍のサブドレン水の放射能濃度	放射能濃度が 1.0×10^2 Bq/cm ³ 以下であること
プロセス主建屋近傍のサブドレン水の放射能濃度	
雑固体廃棄物減容処理建屋近傍のサブドレン水の放射能濃度	

表 2 6 - 4

条件	要求される措置	完了時間
A. 2号炉又は3号炉のタービン建屋の滞留水水位が表 2 6 - 1 を満足していない場合	A 1. 当該号炉のタービン建屋の滞留水水位を T. P. 2, 064mm 以下に維持する措置を開始する。	速やかに
B. プロセス主建屋の滞留水水位が表 2 6 - 1 を満足していない場合	B 1. プロセス主建屋の滞留水水位を T. P. 4, 238mm 以下に維持する措置を開始する。	速やかに
C. 雑固体廃棄物減容処理建屋の滞留水水位が表 2 6 - 1 を満足していない場合	C 1. 雑固体廃棄物減容処理建屋の滞留水水位を T. P. 2, 754mm 以下に維持する措置を開始する。	速やかに
D. 各建屋の滞留水水位が表 2 6 - 2 を満足していない場合	D 1. 当該建屋の滞留水水位が建屋近傍のサブドレン水の水位を超えていない状態に復旧する措置を開始する。 及び D 2. 当該建屋近傍のサブドレン水の放射能濃度を測定する。	速やかに 速やかに 以降 3 日に 1 回
E. 各建屋近傍のサブドレン水の放射能濃度が表 2 6 - 3 を満足していない場合	E 1. 当該建屋近傍のサブドレン水の放射能濃度を制限値以内に復旧する措置を開始する。 及び E 2. 当該建屋近傍のサブドレン水の放射能濃度を測定する。	速やかに 速やかに 以降 毎日 1 回

(水位安定エリアに貯留する滞留水)

第26条の2

水位安定エリアに貯留する滞留水は、表26の2-1に定める事項を運転上の制限とする。

2. 水位安定エリアに貯留する滞留水を管理するとともに、前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。

- (1) 水処理計画GMは、水位安定エリアに貯留する滞留水水位の基準値^{*1}を定め、当直長に通知する。
- (2) 水処理計画GMは、水位安定エリアに貯留する滞留水の水位を1ヶ月に1回測定し、その結果を当直長に通知する。
- (3) 当直長は、水位安定エリアに貯留する滞留水の水位^{*2}が基準値^{*1}及び当該建屋近傍サブドレン水の水位をともに超えていないことを1ヶ月に1回確認する。
- (4) 水処理計画GMは、水位安定エリアに貯留する滞留水の水位の安定性を1ヶ月に1回確認するとともに、当該滞留水の水位が安定していることが確認できない場合、当該滞留水について建屋に貯留する滞留水に該当する旨を当直長に通知する。なお、(3)において運転上の制限を満足していないと判断した場合、第3項に定める表26の2-2の要求される措置を講じることを優先する。
- (5) 水処理計画GMは、排水完了エリアに貯留する残水と判断した滞留水について、排水完了エリアに貯留する残水に該当する旨を当直長に通知する。

3. 当直長は、水位安定エリアに貯留する滞留水が、第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表26の2-2の措置を講じる。

表26の2-1

項目	運転上の制限
水位安定エリアに貯留する滞留水水位	水位の基準値 ^{*1} 及び当該建屋近傍のサブドレン水の水位をともに超えないこと

表 2 6 の 2 - 2

条件	要求される措置	完了時間
A. 水位安定エリアに貯留する滞留水水位が運転上の制限を満足していない場合	A 1. 当該滞留水水位が水位の基準値※ ¹ を超えていない状態に復旧する措置を開始する。	速やかに
	及び A 2. 当該建屋近傍のサブドレン水の水位を超えていない状態に復旧する措置を開始する。	速やかに
	及び A 3. 当該建屋近傍のサブドレン水の放射能濃度を測定する。	速やかに 以降 3 日に 1 回

※ 1 : 水位の基準値とは、水位安定エリアに貯留する滞留水と判断した時の滞留水の水位をいう。

※ 2 : 塩分濃度による比重を考慮した補正值を用いること。

(汚染水処理設備)

第 27 条

汚染水処理設備は、表 27-1 に定める事項を運転上の制限とする。ただし、以下の場合は、運転上の制限を満足しないとはみなさない。

- (1) 2 号炉及び 3 号炉のタービン建屋の滞留水水位が T.P. 2,064mm 以下で、動作可能である汚染水処理設備が 1 設備^{※1}もなくなった場合において、1 設備もなくなった時点から 3 日以内に汚染水処理設備 1 設備を復旧させた場合

※1：1 設備とは、次のいずれかをいう。

- ①セシウム吸着装置 2 系列 (Cs/Sr 同時吸着運転) 又は 4 系列 (Cs 吸着運転)
- ②第二セシウム吸着装置 2 系列
- ③第三セシウム吸着装置 1 系列

2. 汚染水処理設備が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。

- (1) 当直長は、汚染水処理設備 1 設備が動作可能^{※2}であることを毎日 1 回確認する。また、2 号炉又は 3 号炉のタービン建屋の滞留水水位が T.P. 2,064mm を超えた場合には、さらに 1 設備が動作可能であることを毎日 1 回確認する。

※2：本条における動作可能であることとは、設備が運転中であるか、若しくは、設備が待機状態であってかつ運転が可能と判断される場合をいう。

3. 当直長は、汚染水処理設備が、第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 27-2 の措置を講じる。

表 27-1

項目	運転上の制限
汚染水処理設備	1 設備が動作可能であること及び 2 号炉又は 3 号炉のタービン建屋の滞留水水位が T.P. 2,064mm を超える場合は、さらに 1 設備が動作可能であること。

表 27-2

条件	要求される措置	完了時間
A. 汚染水処理設備が運転上の制限を満足していない場合	A 1. 運転上の制限を満足させる措置を開始する。	速やかに

(外部電源)

第 28 条

外部電源は，表 28－1 で定める事項を運転上の制限とする。ただし，送電線事故等による瞬停時及び計画的に電源切替等により停止する場合を除く。

2. 外部電源が前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため，次号を実施する。

(1) 当直長は，外部電源の電圧が確立していることを 1 週間に 1 回確認する。

3. 当直長は，外部電源が第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合，表 28－2 の措置を講じる。

表 28－1

項 目	運転上の制限
外部電源	2 系列※ ¹ が動作可能であること

※ 1：外部電源の系列数は，第 29 条で要求される交流高圧電源母線に対して電力供給することができる発電所外からの送電線の回線数の数とする。

表 2 8 - 2

条件	要求される措置	完了時間
A. 動作可能である外部電源が 1 系列のみの場合	A 1. 外部電源を 2 系列動作可能な状態に復旧する措置を開始する。	速やかに
	及び A 2. 非常用ディーゼル発電機※ ² 1 台が動作可能であることを, 当該設備が機能することを示す至近の記録により確認する。	速やかに
	及び A 3. 非常用ディーゼル発電機※ ² からの電源供給のために必要な交流高圧電源母線が受電可能となる措置を開始する。	速やかに
B. 動作可能である外部電源が 1 系列もない場合	B 1. 外部電源を 1 系列動作可能な状態に復旧する措置を開始する。	速やかに
	及び B 2. 1. 非常用ディーゼル発電機※ ² により電力を供給する措置を開始する。	速やかに
	又は B 2. 2. 第 1 8 条で要求される設備に対して電源車により電力を供給する措置を開始する。	速やかに

※ 2 : 本条における「非常用ディーゼル発電機」とは, 所内共通ディーゼル発電機, 5 号炉又は 6 号炉の非常用ディーゼル発電機をいう。

(所内電源系統)

第 29 条

所内電源系統は、表 29-1 で定める事項を運転上の制限とする。ただし、以下の場合
は運転上の制限を満足していないとはみなさない。

- (1) 送電線事故等による瞬停時及び計画的に電源切替等により一時的に停止する場合。
- (2) 第 18 条及び第 27 条で要求される設備においては、各条の第 1 項に定める事項の
実施により運転上の制限を満足している場合及び免震重要棟においては、免震重要
棟ガスタービン発電機自動起動までの一時的な停止の場合。

2. 所内電源系統が前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号
を実施する。

- (1) 当直長は、第 18 条及び第 27 条で要求される設備並びに免震重要棟の維持に必要
な交流高圧電源母線が受電されていることを 1 週間に 1 回確認する。

3. 当直長は、所内電源系統が第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した
場合、表 29-2 の措置を講じる。

表 29-1

項 目	運転上の制限
所内電源系統	第 18 条及び第 27 条で要求される設備並びに免震重要棟 の維持に必要な交流高圧電源母線が受電されていること

表 29-2

条件	要求される措置	完了時間
A. 運転上の制限を満足 していないと判断し た場合	A 1. 要求される所内電源系統を動作可能な状 態に復旧する措置を開始する。	速やかに

(運転上の制限の確認)

第30条

各GMは、運転上の制限を第3節各条の第2項で定める事項^{※1}で確認する。

2. 第3節各条の第2項で定められた頻度及び第3項の要求される措置に定められた当該措置の実施頻度に関して、その確認の間隔は、表30に定める範囲内で延長することができる^{※2}。ただし、確認回数の低減を目的として、恒常的に延長してはならない。なお、定められた頻度以上で実施することを妨げるものではない。
3. 各GMは、第3節各条の第2項で定める事項を行うことができなかった場合、運転上の制限を満足していないと判断するが、この場合は判断した時点から第3節各条の第3項の要求される措置を開始するのではなく、判断した時点から速やかに当該事項を実施し、運転上の制限を満足していることを確認することができる。この結果、運転上の制限を満足していないと判断した場合は、この時点から第3節各条の第3項の要求される措置を開始する。
4. 各GMは、運転上の制限が適用される時点から、第3節各条の第2項で定める頻度（期間）以内に最初の運転上の制限を確認するための事項を実施する。ただし、特別な定めがある場合を除く。
5. 運転上の制限を確認するための事項を実施している期間は、当該運転上の制限を満足していないと判断しなくてもよい。
6. 第3節各条の第2項で定める事項が実施され、かつその結果が運転上の制限を満足していれば、第3節各条の第2項で定める事項が実施されていない期間は、運転上の制限が満足していないと判断しない。ただし、第31条第2項で運転上の制限を満足していないと判断した場合を除く。

※1：第30条から第33条を除く。以下、第31条及び第32条において同じ。

※2：第2節で定められた頻度も適用される。

表 3 0

頻 度		備 考
保安規定で定める頻度	延長できる時間	
1 時間に 1 回	1 5 分	分単位の間隔で確認する。
毎日 1 回		所定の直の時間帯で確認する。
3 日に 1 回	1 日	日単位の間隔で確認する。
1 週間に 1 回	2 日	日単位の間隔で確認する。
1 ヶ月に 1 回	7 日	日単位の間隔で確認する。 なお、1 ヶ月は 3 1 日とする。
3 ヶ月に 1 回	2 3 日	日単位の間隔で確認する。 なお、3 ヶ月は 9 2 日とする。

(運転上の制限を満足しない場合)

第31条

運転上の制限を満足しない場合とは、各GMが第3節で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合をいう。なお、各GMは、この判断を速やかに行う。

2. 各GMは、第3節各条の第2項で定める事項が実施されていない期間においても、運転上の制限に係る事象が発見された場合は、運転上の制限を満足しているかどうかの判断を速やかに行う。
3. 各GMは、運転上の制限を満足していないと判断した場合、当直長及び運用部長に報告し、運用部長は所長及び原子炉主任技術者に報告する。
4. 各GMは、運転上の制限を満足していないと判断した時点（完了時間の起点）から要求される措置を開始する。
5. 各GMは、当該運転上の制限を満足していると判断した場合は、当直長及び運用部長に報告し、運用部長は原子炉主任技術者に報告する。
6. 各GMは、次の各号を適用することができる。
 - (1) 運転上の制限を満足していないと判断している期間中は、要求される措置に定めがある場合を除き、当該条文の第2項で定められた事項を実施しなくてもよい。ただし、当該条文の第2項で定める頻度で実施しなかった事項については、運転上の制限を満足していると判断した後、速やかに実施する。
 - (2) 運転上の制限を満足していると判断した場合は、それ以後要求される措置を実施しなくてもよい。
 - (3) 要求される措置を実施した場合、その内容が第3節各条の第2項で定める事項と同じである場合は、当該事項を実施したとみなすことができる。
 - (4) 当該運転上の制限を満足していると判断するにあたり、その内容が当該条文の第2項で定める事項と同じである場合は、当該事項を実施したとみなすことができる。

(保全作業を実施する場合)

第32条

各プログラム部長及び各GMは、保全作業（試験を含む）を実施するため計画的に運転上の制限外に移行する場合は、あらかじめ必要な安全措置※¹を定め、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。

2. 第1項の実施については、第31条第1項の運転上の制限を満足しない場合とはみなさない。
3. 各プログラム部長及び各GMは、第1項に基づく保全作業を行う場合、関係プログラム部長及び関係GMと協議し実施する。
4. 各プログラム部長及び各GMは、第1項に基づく保全作業を開始する場合、当直長に報告する。第1項の実施にあたっては、運転上の制限外へ移行した時点を保全作業の開始時間の起点とする。
5. 各プログラム部長及び各GMは、第1項を実施する場合、第31条第6項に準拠する。
6. 第1項において、保全作業中に必要な安全措置が満たされなかった場合、各プログラム部長及び各GMは当該運転上の制限を満足していないと判断する。
7. 各プログラム部長及び各GMは、第1項を実施し、当該運転上の制限外から復帰していると判断した場合は、当直長及び運用部長に報告し、運用部長は原子炉主任技術者に報告する。

※1：第3節各条の第2項に基づく事項として同様の措置を実施している場合は、必要な安全措置に代えることができる。

(運転上の制限に関する記録)

第 3 3 条

当直長は、各 GM から運転上の制限を満足していないと判断した連絡を受けた場合又は自ら運転上の制限を満足していないと判断した場合、次の各号を引継日誌に記録する。

- (1) 運転上の制限を満足していないと判断した場合は、当該運転上の制限及び満足していないと判断した時刻
- (2) 要求される措置を実施した場合は、当該措置の実施結果（保全作業を含む）
- (3) 運転上の制限を満足していると判断した場合は、満足していると判断した時刻

2. 当直長は、各プログラム部長及び各 GM から第 3 2 条第 1 項で定める保全作業を実施した連絡を受けた場合又は自ら第 3 2 条第 1 項で定める保全作業を実施した場合、次の各号を引継日誌に記録する。

- (1) 第 3 2 条第 1 項で定める保全作業を実施した場合は、適用除外とした運転上の制限、その時刻及び保全作業の内容
- (2) 安全措置を実施した場合は、当該措置の実施結果
- (3) 運転上の制限外から復帰した場合は、復帰した時刻

第5章 燃料管理

(新燃料の運搬)

第34条

プール燃料取り出しプログラム部長は、3号炉又は4号炉の使用済燃料プールにある新燃料を構内用輸送容器に収納する場合及び構内用輸送容器から取り出す場合には、次の事項を遵守する。

(1) 3号炉の使用済燃料プールにおいては、燃料取扱機を使用し、4号炉の使用済燃料プールにおいては、クレーン又は燃料取扱機を使用すること。

(2) 使用済燃料共用プールにおいては、天井クレーン又は燃料取扱装置を使用すること。

2. プール燃料取り出しプログラム部長は、発電所内において、3号炉又は4号炉の使用済燃料プールにある新燃料を運搬する場合は、次の事項を遵守する。

(1) 車両への積付けは、運搬中に移動、転倒又は転落を防止する措置を講じること。

(2) 法令に定める危険物と混載しないこと。

(3) 新燃料が臨界に達しない措置を講じること。

(4) 法令に適合する容器に封入すること。

(5) 容器及び車両の適当な箇所に法令に定める標識を付けること。

(新燃料の貯蔵)

第 35 条

プール燃料取り出しプログラム部長は、1 号炉、2 号炉、3 号炉、4 号炉又は使用済燃料共用プールに新燃料を貯蔵する場合は、次の事項を遵守する。

- (1) 使用済燃料プール又は使用済燃料共用プールに貯蔵すること。
- (2) 使用済燃料共用プールに貯蔵する場合は、目につきやすい場所に貯蔵上の注意事項を掲示すること。
- (3) 使用済燃料プールにおいては、クレーン又は燃料取扱機を使用し、使用済燃料共用プールにおいては、天井クレーン又は燃料取扱装置を使用すること。
- (4) 使用済燃料共用プールにおいて新燃料が臨界に達しない措置を講じること。

(使用済燃料の貯蔵)

第36条

プール燃料取り出しプログラム部長は、1号炉、2号炉、3号炉又は4号炉の使用済燃料を貯蔵する場合は、次の事項を遵守する。

- (1) 表36に定める貯蔵可能な使用済燃料貯蔵施設の使用済燃料プール、使用済燃料共用プール又は使用済燃料乾式キャスク仮保管設備に貯蔵すること。使用済燃料乾式キャスク仮保管設備に貯蔵する場合には、使用済燃料乾式貯蔵容器又は使用済燃料輸送貯蔵兼用容器に収納されていることを確認すること。
- (2) 3号炉の使用済燃料プールにおいては、燃料取扱機を使用し、4号炉の使用済燃料プールにおいては、クレーン又は燃料取扱機を使用し、使用済燃料共用プールにおいては、天井クレーン又は燃料取扱装置を使用すること。
- (3) 使用済燃料共用プールにおいて燃料が臨界に達しない措置を講じること。
- (4) 使用済燃料乾式キャスク仮保管設備において燃料が臨界に達しない措置が講じられていることを確認すること。

2. プール燃料取り出しプログラム部長は、使用済燃料輸送貯蔵兼用容器に1号炉、2号炉、3号炉又は4号炉の使用済燃料を収納する場合は、次の事項を遵守する。

- (1) 福島第一炉規則第15条第2項第2号に基づき、使用済燃料を選定すること。
- (2) 使用済燃料について、貯蔵の終了まで密封し、健全性を維持するよう容器に封入すること。

3. プール燃料取り出しプログラム部長は、使用済燃料共用プール及び使用済燃料乾式キャスク仮保管設備の目につきやすい場所に貯蔵上の注意事項を掲示すること。

4. 当直長は、使用済燃料乾式キャスク仮保管設備に貯蔵している使用済燃料乾式貯蔵容器並びに使用済燃料輸送貯蔵兼用容器の密封性能及び除熱性能が保持されていることを監視するとともに、その結果、異常が認められた場合にはプール燃料取り出しプログラム部長に連絡し、プール燃料取り出しプログラム部長は必要な措置を講じる。ただし、密封性能及び除熱性能の監視を行うための監視設備が設置されるまでの間は、プール燃料取り出しプログラム部長は密封性能及び除熱性能が保持されていることを確認するとともに、その結果、異常が認められた場合には必要な措置を講じる。

表 3 6

各号炉の使用済燃料	貯蔵可能な使用済燃料貯蔵施設
1 号炉	1 号炉の使用済燃料プール，使用済燃料共用プール※ ¹ 又は使用済燃料乾式キャスク仮保管設備※ ²
2 号炉	2 号炉の使用済燃料プール，使用済燃料共用プール※ ¹ 又は使用済燃料乾式キャスク仮保管設備※ ²
3 号炉	3 号炉の使用済燃料プール，使用済燃料共用プール※ ¹ 又は使用済燃料乾式キャスク仮保管設備※ ²
4 号炉	4 号炉の使用済燃料プール，使用済燃料共用プール※ ¹ 又は使用済燃料乾式キャスク仮保管設備※ ²

※ 1：使用済燃料共用プールには，使用済燃料プールで 1 9 ヶ月以上冷却した燃料を貯蔵する。

※ 2：使用済燃料乾式キャスク仮保管設備に貯蔵する使用済燃料乾式貯蔵容器には，使用済燃料プール又は使用済燃料共用プールで既設については 4 年以上，増設については 1 3 年以上冷却され，かつ運転中のデータ， SHIPPING 検査等により健全であることを確認した使用済燃料（8×8 燃料，新型 8×8 燃料及び新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料）を収納する。ただし，使用済燃料乾式貯蔵容器に収納した燃料を使用済燃料共用プールに貯蔵した燃料と入れ替える場合は，使用済燃料プール又は使用済燃料共用プールで 1 3 年以上冷却された燃料を使用済燃料乾式貯蔵容器に収納する。使用済燃料輸送貯蔵兼用容器には，使用済燃料プール又は使用済燃料共用プールで既設については 1 8 年以上，増設については使用済燃料のタイプに応じて 1 8 年以上，2 2 年以上又は 2 8 年以上冷却され，かつ運転中のデータ， SHIPPING 検査等により健全であることを確認した使用済燃料（新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料，高燃焼度 8×8 燃料及び新型 8×8 燃料）を収納するとともに，使用済燃料のタイプ，燃焼度に応じた配置とする。

(使用済燃料の運搬)

第37条

プール燃料取り出しプログラム部長は、発電所内において、3号炉の使用済燃料プール、4号炉の使用済燃料プール又は使用済燃料共用プールから使用済燃料を運搬する場合は、次の事項を遵守し、使用済燃料プールにおいては、構内用輸送容器に収納し、使用済燃料共用プールにおいては、使用済燃料乾式貯蔵容器又は使用済燃料輸送貯蔵兼用容器に収納する。

- (1) 法令に適合する容器を使用すること。
- (2) 3号炉の使用済燃料プールにおいては、燃料取扱機を使用し、4号炉の使用済燃料プールにおいては、クレーン又は燃料取扱機を使用し、使用済燃料共用プールにおいては、天井クレーン又は燃料取扱装置を使用すること。
- (3) 使用済燃料が臨界に達しない措置を講じること。
- (4) 収納する使用済燃料のタイプ、冷却期間及び配置が、容器の収納条件に適合していること。

2. プール燃料取り出しプログラム部長は、発電所内において、使用済燃料を収納した構内用輸送容器、使用済燃料乾式貯蔵容器又は使用済燃料輸送貯蔵兼用容器を運搬する場合は、次の事項を遵守する。

- (1) 容器の車両への積付けは、運搬中に移動、転倒又は転落を防止する措置を講じること。
- (2) 法令に定める危険物と混載しないこと。
- (3) 運搬経路に標識を設けること等の方法により、関係者以外の者及び他の車両の立入りを制限するとともに、誘導車を配置すること。
- (4) 車両を徐行させること。
- (5) 核燃料物質の取扱いに関し、相当の知識及び経験を有する者を同行させ、保安のために必要な監督を行わせること。
- (6) 容器及び車両の適当な箇所に法令に定める標識を付けること。

3. プール燃料取り出しプログラム部長は、3号炉の使用済燃料プールにおいて構内用輸送容器から使用済燃料を取り出す場合、燃料取扱機を使用し、4号炉の使用済燃料プールにおいて構内用輸送容器から使用済燃料を取り出す場合、クレーン又は燃料取扱機を使用し、使用済燃料共用プールにおいて構内用輸送容器、使用済燃料乾式貯蔵容器又は使用済燃料輸送貯蔵兼用容器から使用済燃料を取り出す場合、天井クレーン又は燃料取扱装置を使用する。

第6章 放射性廃棄物管理

(放射性固体廃棄物の管理)

第38条

各プログラム部長及び各GMは、次に定める放射性固体廃棄物等の種類に応じて、それぞれ定められた処理を施した上で、当該の廃棄施設等に貯蔵^{*1}又は保管する。

- (1) 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、プール燃料取り出しプログラム部長が使用済燃料プールに貯蔵、若しくはチャンネルボックス等については使用済燃料共用プールに貯蔵する。
 - (2) その他の雑固体廃棄物は、各プログラム部長及び各GMがドラム缶等の容器に封入すること等により汚染の広がりを防止する措置を講じ、廃棄物対策プログラム部長が固体廃棄物貯蔵庫（以下「貯蔵庫」という。）に保管する。また、その他の雑固体廃棄物を焼却する場合には、運用支援GMが雑固体廃棄物焼却設備及び増設雑固体廃棄物焼却設備で焼却し、焼却灰をドラム缶等の容器に封入すること等により汚染の広がりを防止する措置を講じた上で、廃棄物対策プログラム部長が貯蔵庫に保管する。
 - (3) 金属及びコンクリート廃棄物は、運用支援GMが減容処理設備で減容し、減容した廃棄物を容器に収納すること等により汚染の広がりを防止する措置を講じた上で、廃棄物対策プログラム部長が貯蔵庫に保管する。
2. 各プログラム部長及び各GMは、放射性固体廃棄物を封入又は固型化したドラム缶等^{*}²の容器には、放射性廃棄物を示す標識を付け、かつ表81-1の放射性固体廃棄物に係る記録と照合できる整理番号をつける。
3. 各プログラム部長及び各GMは、次の事項を確認するとともに、その結果異常が認められた場合には必要な措置を講じる。
- (1) 廃棄物対策プログラム部長は、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、1ヶ月に1回貯蔵庫を巡視するとともに、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。
 - (2) 廃棄物対策プログラム部長は、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。また、プール燃料取り出しプログラム部長は、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について、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とともに、使用済燃料共用プールについては、原子炉内で照射されたチャンネルボックス等の貯蔵状況を確認するために、1ヶ月に1回使用済燃料共用プールを巡視するとともに、3ヶ月に1回貯蔵量を確認する。

- (3) 運用支援GMは、運用補助共用施設の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監視し、3ヶ月に1回貯蔵量を確認する。
4. 廃棄物対策プログラム部長は貯蔵庫及び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。
5. 各プログラム部長及び各GMは、管理対象区域内において放射性固体廃棄物を運搬する場合は、次の事項を遵守する。
- (1) 容器等の車両への積付けは、運搬中に移動、転倒又は転落を防止する措置を講じること。
- (2) 法令に定める危険物と混載しないこと。

※1：貯蔵とは、保管の前段階のもので、廃棄とは異なるものをいう。

※2：ドラム缶等とは、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をいう。

(発電所の敷地内で発生した瓦礫等の管理)

第39条

発電所の敷地内で発生した瓦礫等^{※1}について、廃棄物対策プログラム部長は、固体廃棄物貯蔵庫（以下「貯蔵庫」という。）及び発電所内の一時保管エリア（覆土式一時保管施設^{※2}及び伐採木一時保管槽^{※3}を含む。）について、柵、ロープ等により区画を行い、人がみだりに立ち入りできない措置を講じる。また、遮へいが効果的である場合は遮へいを行う。

2. 各プログラム部長及び各GMは、次に定める瓦礫等の種類に応じて、回収したものを一時保管エリアに運搬する。また、切断等の減容処理や発電所敷地内での再利用をすることができる。なお、運用支援GMが雑固体廃棄物焼却設備及び増設雑固体廃棄物焼却設備で焼却する場合には、第38条に定める措置を講じる。また、運用支援GMが減容処理設備で減容する場合には、減容した瓦礫等を容器に収納すること等により汚染の広がり防止する措置を講じた上で、廃棄物対策プログラム部長が貯蔵庫及び発電所内の一時保管エリアに保管する。

(1) 発電所敷地内で発生した瓦礫類^{※4}は、各プログラム部長及び各GMが、瓦礫類の線量率を測定し、その線量率に応じて、廃棄物対策プログラム部長があらかじめ定めた線量率の目安値に応じて指定した貯蔵庫、覆土式一時保管施設又は発電所内の屋外一時保管エリアに運搬し、遮へいや容器収納、シート養生等の措置を講じる。

(2) 発電所において発生した使用済保護衣等^{※5}は、廃棄物対策プログラム部長が、袋又は容器に収納して発電所内の一時保管エリアに運搬する。なお、廃棄物対策プログラム部長は圧縮等を行うことができる。

(3) 伐採木は、各プログラム部長及び各GMが、発電所内の屋外一時保管エリアに運搬する。配置の際には積載制限、通気性確保、伐採木一時保管槽への収納等の防火対策を講じる。

3. 廃棄物対策プログラム部長は、次の事項を確認するとともに、その結果異常が認められた場合には必要な措置を講じる。

(1) 貯蔵庫及び発電所内の一時保管エリア（覆土式一時保管施設及び伐採木一時保管槽を含む。）における瓦礫類、使用済保護衣等、伐採木の一時保管状況を確認するために、1週間に1回一時保管エリアを巡視するとともに、1ヶ月に1回一時保管量を確認する。

(2) 覆土式一時保管施設において、覆土完了後、槽内の溜まり水の有無を定期的に確認し、溜まり水が確認された場合には回収する。

(3) 伐採木一時保管槽において、定期的に温度監視を実施する。

(4) 貯蔵庫及び発電所内の一時保管エリア（覆土式一時保管施設及び伐採木一時保管槽を含む。）における瓦礫類、使用済保護衣等及び伐採木の一時保管エリアの空間線量率並びに空气中放射性物質濃度を定期的に測定するとともに、線量率測定結果を表示する。

- ※１：瓦礫等とは、瓦礫類、使用済保護衣等及び伐採木等の総称をいう。以下、本条において同じ。
- ※２：覆土式一時保管施設とは、線量低減対策として覆土による遮へい機能を有する一時保管施設をいう。以下、本条において同じ。
- ※３：伐採木一時保管槽とは、防火対策や線量低減対策として覆土をする一時保管槽をいう。以下、本条において同じ。
- ※４：瓦礫類とは、発電所敷地内において、今回の地震、津波又は水素爆発により発生した瓦礫並びに放射性物質によって汚染された資機材等の総称をいい、回収した土壌を含む。以下、本条において同じ。
- ※５：使用済保護衣等とは、使用済保護衣及び使用済保護具をいう。以下、本条において同じ。

(汚染水処理設備等で発生した廃棄物の管理)

第40条

各GMは、表40-1に定める放射性廃棄物の種類に応じて、それぞれ定められた施設に貯蔵する。

2. 各GMは、表40-1に定める貯蔵施設において次の事項を確認するとともに、その結果異常が認められた場合には必要な措置を講じる。

(1) 放射性廃棄物の種類毎の貯蔵状況を1週間に1回確認する。

3. 多核種除去設備GMは、セシウム吸着装置吸着塔、第二セシウム吸着装置吸着塔、第三セシウム吸着装置吸着塔、多核種除去設備処理カラム、高性能多核種除去設備吸着塔、RO濃縮水処理設備吸着塔又はサブドレン他浄化装置吸着塔を大型廃棄物保管庫に貯蔵する際は、吸着塔等の側面の表面線量率を測定する^{※1}。

4. 滞留水処理設備GMは、建屋内RO循環設備のRO膜装置フィルタ類を一時保管エリア^{※2}に貯蔵する際は、保管容器に収納後、保管容器表面の線量率を測定し、その線量率に応じて、廃棄物対策プログラム部長があらかじめ定めた線量率の目安値に応じて指定したエリアに運搬し、遮へいやシート養生等の措置を講じる。

5. 水処理計画GMは、高性能多核種除去設備前処理フィルタ、高性能多核種除去設備検証試験装置前処理フィルタ又はRO濃縮水処理設備前処理フィルタを一時保管エリアに貯蔵する際は、保管容器に収納後、保管容器表面の線量率を測定し、その線量率に応じて、廃棄物対策プログラム部長があらかじめ定めた線量率の目安値に応じて指定したエリアに運搬し、遮へいやシート養生等の措置を講じる。

6. 水処理計画GMは、サブドレン他浄化装置前処理フィルタ並びに地下水ドレン前処理装置の保安フィルタ、RO膜及び樹脂を固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵する際は、保管容器に収納後、保管容器表面の線量率を測定する。

7. 貯留設備GMは、雨水処理設備等で発生する固体廃棄物を固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵する際は、保管容器に収納後、保管容器表面の線量率を測定する。

8. 1～6号機械設備GMは、モバイル式処理装置（塩分除去装置）のRO膜装置フィルタ類又はイオン交換装置樹脂を固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵する際は、保管容器に収納後、保管容器表面の線量率を測定する。

9. 廃棄物対策プログラム部長は、一時保管エリア内の高性能多核種除去設備前処理フィルタ、高性能多核種除去設備検証試験装置前処理フィルタ、RO濃縮水処理設備前処理フィルタ又は建屋内RO循環設備のRO膜装置フィルタ類を貯蔵するエリアについて、柵、ロープ等により区画を行い、人がみだりに立ち入りできない措置を講じる。また、遮へいが効果的である場合は遮へいを行う。

10. 廃棄物対策プログラム部長は、表40-2に定める貯蔵箇所において次の事項を確認するとともに、その結果異常が認められた場合には必要な措置を講じる。

(1) 廃棄物の貯蔵状況を確認するために、1週間に1回貯蔵箇所を巡視するとともに、

1 ヶ月に 1 回貯蔵量を確認する。

(2) 空間線量率並びに空气中放射性物質濃度を定期的に測定するとともに、線量率測定結果を表示する。

1 1. 廃棄物対策プログラム部長は、大型廃棄物保管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。

※ 1 : 第 3 項に示す吸着塔等は表 4 0 - 1 に定める貯蔵施設にも保管できる。

※ 2 : 覆土式一時保管施設、使用済保護衣等あるいは伐採木に係るもの及び発電所外のものを除く。以下、本条において同じ。

表 4 0 - 1

放射性廃棄物の種類	貯蔵施設	所管GM
除染装置の凝集沈殿装置で発生した凝集沈殿物（廃スラッジ）	造粒固化体貯槽 又は 廃スラッジ一時保管施設	滞留水処理設備GM
セシウム吸着装置吸着塔	使用済セシウム吸着塔仮保管施設 又は 使用済セシウム吸着塔一時保管施設	多核種除去設備GM
第二セシウム吸着装置吸着塔		
モバイル式処理装置吸着塔		
放水路浄化装置吸着塔		
モバイル型ストロンチウム除去装置で使用したフィルタ及び吸着塔		
第二モバイル型ストロンチウム除去装置で使用した吸着塔		
第三セシウム吸着装置吸着塔	使用済セシウム吸着塔一時保管施設	
サブドレン他浄化装置吸着塔		
高性能多核種除去設備吸着塔		
高性能多核種除去設備検証試験装置吸着塔		
多核種除去設備で発生した二次廃棄物を収納した高性能容器		
増設多核種除去設備で発生した二次廃棄物を収納した高性能容器		
多核種除去設備処理カラム		
RO濃縮水処理設備吸着塔		
ゼオライト等保管容器		

表 4 0 - 2

廃棄物の種類	貯蔵箇所
高性能多核種除去設備前処理フィルタ	一時保管エリア
高性能多核種除去設備検証試験装置前処理フィルタ	
RO濃縮水処理設備前処理フィルタ	
建屋内RO循環設備のRO膜装置フィルタ類	
サブドレン他浄化装置前処理フィルタ	固体廃棄物貯蔵庫
地下水ドレン前処理装置の保安フィルタ，RO膜及び樹脂	
雨水処理設備等で発生する固体廃棄物	
モバイル式処理装置（塩分除去装置）のRO膜装置フィルタ類及びイオン交換装置樹脂	
セシウム吸着装置吸着塔	大型廃棄物保管庫
第二セシウム吸着装置吸着塔	
第三セシウム吸着装置吸着塔	
多核種除去設備処理カラム	
高性能多核種除去設備吸着塔	
RO濃縮水処理設備吸着塔	
サブドレン他浄化装置吸着塔	

(汚染水処理設備等で発生した水等の管理)

第40条の2

当直長は、表40の2に定める汚染水処理設備等で発生した水等の種類に応じて、それぞれ定められた貯留設備に移送する。

2. 当直長は、表40の2に定める汚染水処理設備等で発生した水等を貯留設備へ移送する場合は、次の事項を実施するとともに、その結果異常が認められた場合には必要な措置を講じる。

(1) あらかじめ定めた移送手順により貯留設備へ移送する。

(2) 水位計により貯留設備の水位を監視する。

3. 当直長は、表40の2に定める貯留設備において次の事項を実施するとともに、その結果異常が認められた場合には必要な措置を講じる。

(1) 毎日1回以上貯留設備を巡視する。

(2) 水位計により貯留設備の水位を監視する。

4. 水処理計画GMは、表40の2に定める貯留設備において次の事項を確認するとともに、その結果異常が認められた場合には必要な措置を講じる。

(1) 貯留する水等の種類毎の貯蔵状況を1週間に1回確認する。

表40の2

汚染水処理設備等で発生した水等の種類	貯留設備
逆浸透膜装置の廃水	RO濃縮水貯槽 又は 濃縮廃液貯槽
蒸発濃縮装置の廃水	濃縮廃液貯槽
逆浸透膜装置及び 蒸発濃縮装置の処理済水	RO処理水貯槽 又は 蒸発濃縮処理水貯槽
多核種除去設備、増設多核種除去設備及び 高性能多核種除去設備の処理済水 (37kBq/cm ³ 未満)	RO濃縮水貯槽 又は ストロンチウム処理水貯槽 又は 多核種処理水貯槽
RO濃縮水処理設備の処理済水 (37kBq/cm ³ 未満)	RO濃縮水貯槽 又は ストロンチウム処理水貯槽

(放射性液体廃棄物等の管理)

第 4 1 条

放射性液体廃棄物等の海洋への排水は、関係省庁の了解なくしては行わないものとする。

2. 分析評価GMは、放射性液体廃棄物等を排水する際は、あらかじめタンク等における放射性物質の濃度を測定し、測定した結果を放出・環境モニタリングGMに通知する。
また、放出・環境モニタリングGMは、濃度が実施計画に定める排水の基準を超えないことを確認する。

(気体廃棄物の管理)

第42条

気体廃棄物の放出管理について、次の事項を実施する。

- (1) 分析評価GMは、表42-1に定める項目について、同表に定める頻度で測定し、その結果を放出・環境モニタリングGMに通知する。
- (2) 放出・環境モニタリングGMは、表42-1の放出箇所から放出された粒子状の放射性物質の敷地境界における空気中の濃度の3ヶ月平均値が、法令に定める周辺監視区域外における空気中の濃度限度を下回ることを確認する。
- (3) 放出・環境モニタリングGMは、表42-1の放出箇所から放出された粒子状の放射性物質の放出量が、放出管理の目標値を下回ることを確認する。
- (4) 当直長は、表42-2の放出箇所から放射性物質を含む空気を放出する場合は、ダスト放射線モニタ及びガス放射線モニタを監視する。
- (5) 分析評価GMは、表42-3に定める項目について、同表に定める頻度で測定し、その結果を放出・環境モニタリングGMに通知する。
- (6) 放出・環境モニタリングGMは、表42-3の放出箇所において、粒子状の放射性物質濃度に有意な上昇傾向が無いことを確認する。

表 4 2 - 1

放出箇所	測定項目	計測器種類	測定頻度
1 号炉原子炉建屋 上部	粒子状物質 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能 測定装置	1 ヶ月に 1 回
1 号大型カバー 換気設備出口	粒子状物質 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能 測定装置	1 ヶ月に 1 回
1 号炉格納容器 ガス管理設備出口	粒子状物質 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能 測定装置	1 ヶ月に 1 回
2 号炉原子炉建屋オペ レーティングフロア及 び燃料取り出し用構台 換気設備出口	粒子状物質 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能 測定装置	1 ヶ月に 1 回
2 号炉格納容器 ガス管理設備出口	粒子状物質 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能 測定装置	1 ヶ月に 1 回
3 号炉原子炉建屋 上部	粒子状物質 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能 測定装置	1 ヶ月に 1 回
3 号炉燃料取出し用 カバー換気設備出口	粒子状物質 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能 測定装置	1 ヶ月に 1 回
3 号炉格納容器 ガス管理設備出口	粒子状物質 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能 測定装置	1 ヶ月に 1 回
4 号炉燃料取出し用 カバー換気設備出口	粒子状物質 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能 測定装置	1 ヶ月に 1 回

表 4 2 - 2

放出箇所	監視項目	計測器種類	監視頻度
1 号炉格納容器 ガス管理設備出口	粒子状物質	ダスト放射線モニタ	常時
	希ガス	ガス放射線モニタ	
1 号大型カバー 換気設備出口	粒子状物質	ダスト放射線モニタ	常時
2 号炉原子炉建屋オ ペレーティングフロ ア及び燃料取り出し 用構台換気設備出口	粒子状物質	ダスト放射線モニタ	常時
2 号炉格納容器 ガス管理設備出口	粒子状物質	ダスト放射線モニタ	常時
	希ガス	ガス放射線モニタ	
3 号炉燃料取出し用 カバー換気設備出口	粒子状物質	ダスト放射線モニタ	常時
3 号炉格納容器 ガス管理設備出口	粒子状物質	ダスト放射線モニタ	常時
	希ガス	ガス放射線モニタ	
4 号炉燃料取出し用 カバー換気設備出口	粒子状物質	ダスト放射線モニタ	常時

表 4 2 - 3

放出箇所	測定項目	計測器種類	測定頻度
建屋内地上部開口部	粒子状物質 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能 測定装置	1 ヶ月に 1 回
造粒固化体貯槽	粒子状物質 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能 測定装置	廃棄物受入時

(放射性気体廃棄物の管理)

第42条の2

分析評価GMは、表42の2-1に定める項目について、同表に定める頻度で測定し、測定した結果を放出・環境モニタリングGMに通知する。また、放出・環境モニタリングGMは、次の事項を管理するとともに、その結果を放出実施GMに通知する。

(1) 排気筒又は排気口からの放射性気体廃棄物の放出による周辺監視区域外の空気中の放射性物質濃度の3ヶ月平均値が、法令に定める周辺監視区域外における空気中の濃度限度を超えないこと。

2. 放出実施GMは、放射性気体廃棄物を放出する場合は、排気筒又は排気口より放出する。また、当直長は排気放射線モニタの指示値を監視する。

3. 表42の2-1に示す排気筒又は排気口を有する施設・設備において、当該排気筒又は排気口以外の場所において換気を行う場合は、次の措置を講じる。ただし、第48条第1項(1)又は第49条第1項(1)に定める区域等における換気は、この限りでない。

(1) 各GMは、フィルタ付局所排風装置等により法令に定める管理区域に係る値を超えないよう拡散防止措置を行う。

(2) 放出・環境モニタリングGMは、表42の2-2に定める項目について、同表に定める頻度で測定し、法令に定める管理区域に係る値を超えていないことを確認する。ただし、換気によって放出される空気中放射性物質の濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれがない場合は、この限りでない。

表 4 2 の 2 - 1

放出箇所	測定項目	計測器種類	測定頻度	放出実施 GM
焼却炉建屋 排気筒	粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出 核種, 全ベータ放射 能)	試料放射能 測定装置	1 週間に 1 回 (建屋換気空調系運 転時)	運用支援 GM
	ストロンチウム 90 濃度	試料放射能 測定装置	3 ヶ月に 1 回 (建屋換気空調系運 転時)	
増設焼却炉 建屋排気筒	粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出 核種, 全ベータ放射 能)	試料放射能 測定装置	1 週間に 1 回 (建屋換気空調系運 転時)	運用支援 GM
	ストロンチウム 90 濃度	試料放射能 測定装置	3 ヶ月に 1 回 (建屋換気空調系運 転時)	
使用済燃料 共用プール 排気口	希ガス濃度	排気放射線 モニタ (シンチレ ーション)	常時 (建屋換気空調系運 転時)	当直長
	よう素 131 濃度 粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出 核種)	試料放射能 測定装置	1 週間に 1 回 (建屋換気空調系運 転時)	
分析・研究施 設第 1 棟排 気口	粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出 核種, 全アルファ放 射能, 全ベータ放射 能)	試料放射能 測定装置	1 週間に 1 回 (建屋換気空調系運 転時)	分析評価 GM
	ストロンチウム 90 濃度	試料放射能 測定装置	3 ヶ月に 1 回 (建屋換気空調系運 転時)	

放出箇所	測定項目	計測器種類	測定頻度	放出実施GM
分析・研究施設第2棟排気口	粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種, 全アルファ放射能, 全ベータ放射能)	試料放射能測定装置	1週間に1回 (建屋換気空調系運転時)	分析評価GM
	ストロンチウム90濃度	試料放射能測定装置	3ヶ月に1回 (建屋換気空調系運転時)	
大型機器除染設備排気口及び汚染拡大防止ハウス排気口	粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種, 全ベータ放射能)	試料放射能測定装置	1週間に1回 (除染設備運転時)	運用支援GM
	ストロンチウム90濃度	試料放射能測定装置	3ヶ月に1回 (除染設備運転時)	
油処理装置排気口	粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種, 全ベータ放射能)	試料放射能測定装置	1週間に1回 (油処理装置運転時)	地下水対策設備GM
	ストロンチウム90濃度	試料放射能測定装置	3ヶ月に1回 (油処理装置運転時)	
大型廃棄物保管庫排気口	粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種, 全ベータ放射能)	試料放射能測定装置	1週間に1回 (建屋換気設備運転時)	廃棄物対策プログラム部長
	ストロンチウム90濃度	試料放射能測定装置	3ヶ月に1回 (建屋換気設備運転時)	
減容処理設備排気口	粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種, 全ベータ放射能)	試料放射能測定装置	1週間に1回 (建屋換気空調系運転時)	運用支援GM
	ストロンチウム90濃度	試料放射能測定装置	3ヶ月に1回 (建屋換気空調系運転時)	

放出箇所	測定項目	計測器種類	測定頻度	放出実施GM
固体廃棄物 貯蔵庫第9 棟排気口	粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出 核種, 全ベータ放射 能)	試料放射能 測定装置	1週間に1回 (建屋換気空調系運 転時)	廃棄物対策 プログラム部長
	ストロンチウム90 濃度	試料放射能 測定装置	3ヶ月に1回 (建屋換気空調系運 転時)	
固体廃棄物 貯蔵庫第1 0棟排気口 (10-A/B, 10-C)	粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出 核種, 全ベータ放射 能)	試料放射能 測定装置	1週間に1回 (建屋換気空調系運 転時)	廃棄物対策 プログラム部長
	ストロンチウム90 濃度	試料放射能 測定装置	3ヶ月に1回 (建屋換気空調系運 転時)	

表42の2-2

	測定項目	計測器種類	測定頻度
排気筒又は 排気口以外 の排気出口	粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出 核種, 全アルファ放 射能, 全ベータ放射 能) ※1	試料放射能 測定装置	作業の都度※2

※1：全アルファ放射能, 全ベータ放射能の測定有無は, 表42の2-1に示す排気筒又は排気口における測定項目に準じる。

※2：作業が1週間を超える場合は1週間に1回測定する。

(放出管理用計測器の管理)

第 4 3 条

各 GM は、表 4 3 に定める放出管理用計測器について、同表に定める数量を確保する。
ただし、故障等により使用不能となった場合は、修理又は代替品を補充する。

表 4 3

分 類	計測器種類	所管 GM	数 量
放射性気体廃棄物 放出管理用計測器	排気放射線モニタ (シンチレーション)	燃料計装設備 GM	1 台
	試料放射能測定装置	分析評価 GM	1 台※ ¹
			2 台

※ 1 : 表 6 1 の試料放射能測定装置と共用

(頻度の定義)

第 4 4 条

本章でいう測定※¹頻度に関する考え方は、表 4 4 のとおりとする。

表 4 4

頻度	考え方
毎日 1 回	午前 0 時を始期とする 1 日の間に 1 回実施
1 週間に 1 回	月曜日を始期とする 1 週間に 1 回実施
1 ヶ月に 1 回	毎月 1 日を始期とする 1 ヶ月間に 1 回実施
3 ヶ月に 1 回	4 月 1 日，7 月 1 日，1 0 月 1 日及び 1 月 1 日を始期とする各 3 ヶ月間に 1 回実施
常時	測定※ ¹ 可能な状態において常に測定※ ¹ することを意味しており，点検時等の測定※ ¹ 不能な期間を除く。

※ 1：監視も含む。

第7章 放射線管理

(管理対象区域の設定及び解除)

第45条

管理対象区域は、添付2に示す区域とする。

2. 放射線防護GMは、管理対象区域を柵等の区画物によって区画する他、標識を設けることによって明らかに他の場所と区別する。ただし、管理対象区域境界と周辺監視区域境界が同一の場合であって、周辺監視区域境界に第57条の措置を講じる場合は、この限りでない。
3. 放射線防護GMは、管理対象区域の解除を行う場合は、法令に定める管理区域に係る値を超えていないことを確認する。
4. 放射線防護GMは、添付2における建物等の内部の管理対象区域境界付近において、表45に示す作業を行う場合で、3ヶ月以内に限り管理対象区域を設定又は解除することができる。設定又は解除にあたって、放射線防護GMは目的、期間及び場所を明らかにするとともに、あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。なお、当該エリアを元に戻す場合についても、放射線防護GMはあらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。
5. 放射線防護GMは、第4項以外で、建物等の内部において一時的に管理対象区域を設定又は解除する場合は、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得て行うことができる。設定又は解除にあたって、放射線防護GMは目的、期間及び場所を明らかにするとともに、あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。なお、当該エリアを元に戻す場合についても、放射線防護GMはあらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認し、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。
6. 放射線防護GMは、第5項にかかわらず、緊急を要する場合は管理対象区域を設定することができる。設定にあたって、放射線防護GMは法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。
7. 放射線防護GMは、第6項における管理対象区域を設定した場合は、設定後において、目的、期間及び場所を明らかにし、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。なお、当該エリアを元に戻す場合についても、あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを放射線防護GMが確認し、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。

表 4 5

タンク点検等
ポンプ点検等
バルブ点検等
配管点検等
ケーブル点検等
空調点検等
計測器類点検等
監視カメラ点検等
扉・シャッター修理他作業
清掃作業
建物補修
搬出入作業
物品の仮置

(管理区域の設定及び解除)

第46条

管理区域は、添付1に示す区域とする。

2. 放射線防護GMは、管理区域を壁、柵等の区画物によって区画する他、標識を設けることによって明らかに他の場所と区別する。ただし、壁、柵等の区画物が損壊により区画ができない場合であって、管理対象区域境界に第45条第2項の措置を講じる場合は、この限りでない。
3. 放射線防護GMは、管理区域の解除を行う場合は、法令に定める管理区域に係る値を超えていないことを確認する。
4. 放射線防護GMは、添付1における管理区域境界付近又は管理区域設定・解除予定エリアにおいて、表46に示す作業を行う場合で、3ヶ月以内に限り管理区域を設定又は解除することができる。設定又は解除にあたって、放射線防護GMは目的、期間及び場所を明らかにするとともに、あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。なお、当該エリアを元に戻す場合についても、放射線防護GMはあらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。
5. 放射線防護GMは、第4項以外で、一時的に管理区域を設定又は解除する場合は、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得て行うことができる。設定又は解除にあたって、放射線防護GMは目的、期間及び場所を明らかにするとともに、あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。なお、当該エリアを元に戻す場合についても、放射線防護GMはあらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認し、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。
6. 放射線防護GMは、第5項にかかわらず、緊急を要する場合は管理区域を設定することができる。設定にあたって、放射線防護GMは法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。
7. 放射線防護GMは、第6項における管理区域を設定した場合は、設定後において、目的、期間及び場所を明らかにし、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。なお、当該エリアを元に戻す場合についても、あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを放射線防護GMが確認し、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。

表 4 6

タンク点検等
ポンプ点検等
バルブ点検等
配管点検等
ケーブル点検等
空調点検等
計測器類点検等
監視カメラ点検等
扉・シャッター修理他作業
清掃作業
建物補修
搬出入作業
物品の仮置

(管理対象区域内における区域区分)

第47条

放射線防護GMは、管理対象区域を管理区域と管理区域を除く区域に区分する。

2. 管理区域と管理区域を除く区域は、添付2に示す区域とする。

3. 放射線防護GMは、一時的に第1項に係る区域区分を変更する場合は、目的、期間及び場所を明らかにする。

(管理対象区域のうち管理区域を除く区域内における区域区分)

第48条

放射線防護GMは、管理区域を除く管理対象区域を次のとおり区分することができる。

- (1) 表面汚染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（以下「汚染のおそれのない管理対象区域」という。）
 - (2) 表面汚染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区域又は超えるおそれのある区域
2. 汚染のおそれのない管理対象区域は、添付2に示す区域とする。
 3. 放射線防護GMは、一時的に第1項に係る区域区分を変更する場合は、目的、期間及び場所を明らかにするとともに、あらかじめ区域区分に係る条件を満足できることを確認する。なお、当該エリアを元の区域区分に戻す場合についても、放射線防護GMはあらかじめ区域区分に係る条件を満足できることを確認する。
 4. 放射線防護GMは、汚染のおそれのない管理対象区域と第1項(2)で定める区域が隣接する場合は、第1項(2)で定める区域への入口付近に注意事項を掲示する。
 5. 放射線防護GMは、汚染のおそれのない管理対象区域で表面汚染密度又は空気中の放射性物質濃度が管理区域に係る値を超える場所を確認した場合は、直ちに当該箇所を区画、第1項(2)に定める区分に変更する等の応急措置を講じるとともに、除染等の措置により管理区域に係る値を超えていないことを確認する。

(管理区域内における区域区分)

第49条

放射線防護GMは、管理区域を次のとおり区分することができる。

- (1) 表面汚染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（以下「汚染のおそれのない管理区域」という。）
 - (2) 表面汚染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区域又は超えるおそれのある区域
2. 汚染のおそれのない管理区域は、添付1に示す区域とする。ただし、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、第48条第1項(1)又は第48条第1項(2)の区域とみなす。
 3. 放射線防護GMは、一時的に第1項に係る区域区分を変更する場合は、目的、期間及び場所を明らかにするとともに、あらかじめ区域区分に係る条件を満足できることを確認する。なお、当該エリアを元の区域区分に戻す場合についても、放射線防護GMはあらかじめ区域区分に係る条件を満足できることを確認する。
 4. 放射線防護GMは、汚染のおそれのない管理区域と第1項(2)で定める区域が隣接する場合は、第1項(2)で定める区域への入口付近に標識を設ける。

(管理対象区域内における特別措置)

第50条

管理対象区域内における特別措置が必要な区域は、次に示す区域とする。

- (1) 放射線レベルが高い場所
- (2) 放射線レベルが確認されていない場所
- (3) 滞留水※¹を貯留する場所

2. 各プログラム部長及び各GMは、第1項に定める各区域について、次の措置を講じる。

- (1) 放射線防護GMは、管理対象区域に立ち入る者が見やすい場所に、第1項(1)及び(2)に示す場所を明確にしたサーベイマップを掲示して周知する他、作業員以外が立ち入る可能性及び措置に伴う被ばくを考慮して必要な場合に限り第1項(1)の場所にロープ等による立入制限の措置を講じる。
- (2) 各プログラム部長及び各GMは、汚染の広がりを防止するため、第1項(3)の区域から退出する場合及び物品等を持ち出す場合は、更衣及び持ち出す物の養生等の措置を講じる。

3. 各プログラム部長及び各GMは、管理対象区域内で作業を行う場合、作業による線量及び作業環境に応じた放射線防護上の措置を立案するとともに、第1項の区域内で作業を行う場合は、放射線防護上の措置について放射線防護GMのレビューを受ける。

※1：本条における「滞留水」とは、水位安定エリアに貯留する滞留水及び建屋に貯留する滞留水をいう。

(管理区域内における特別措置)

第51条

放射線防護GMは、管理区域のうち次の基準を超える場合又は超えるおそれがある場合は、標識を設けて他の場所と区別する他、区画、施錠等の措置を講じる。ただし、放射線等の危険性が低い場合は、この限りでない。

(1) 外部放射線に係る線量当量率が1時間につき1ミリシーベルト

(2) 空気中の放射性物質濃度又は床、壁、その他人の触れるおそれのある物の表面汚染密度が、法令に定める管理区域に係る値の10倍

2. 各プログラム部長及び各GMは、第1項の区域内で作業を行う場合、作業による線量及び作業環境に応じた放射線防護上の措置を立案し、放射線防護GMのレビューを受ける。ただし、巡視・点検その他定型化され、別に所長の承認を得た業務を行うために立入る場合は、この限りでない。

3. 各プログラム部長及び各GMは、汚染の広がりを防止するため、第1項(2)の区域から退出する場合及び物品等を持ち出す場合は、更衣及び持ち出す物の養生等の措置を講じる。

4. 放射線防護GMは、床・壁等の損壊や放射線レベルが高い又は未確認であるため第1項の措置を講じることができない場合、管理区域内における特別措置は第50条に定める管理区域を除く区域における特別措置と同一とする。

(管理対象区域への出入管理)

第 5 2 条

保安総括GMは、管理対象区域へ立ち入る次の者に対して許可を与える。

(1) 放射線業務従事者：業務上管理対象区域に立入る者

(2) 一時立入者：放射線業務従事者以外の者であって、放射線業務従事者の随行により管理対象区域に一時的に立入る者。

2. 放射線防護GMは、第1項にて許可していない者について、管理対象区域に立入らせない措置を講じる。ただし、核セキュリティ運営管理GMが、あらかじめ立入を許可した者のみが乗車する車両に許可を与え、車両が通過する出入管理箇所においては許可を得た車両以外を管理対象区域に立入らせない措置を講じる場合はこの限りでない。

3. 放射線防護GMは、管理対象区域の出入管理箇所において、人の出入り等を監視する。

4. 放射線防護GMは、第3項以外の出入口には、施錠等の人がみだりに立入りできない措置を講じる。ただし、管理対象区域を周辺監視区域と同一とした場合であって、核セキュリティ運営管理GMが周辺監視区域境界に柵を設ける又は標識を掲げる場合は、この限りでない。

5. 放射線防護GMは、管理対象区域から退出する者の身体及び身体に着用している物の表面汚染密度が、法令に定める表面密度限度の10分の1を超えないような措置を講じる。

6. 放射線防護GMは、放射線レベルが高いため第5項の措置を講じることができない場合、管理対象区域から退出する者の身体及び身体に着用している物の表面汚染密度が、スクリーニングレベル※¹を超えないような措置を講じる。

7. 放射線防護GMは、第48条第1項(2)の区域から汚染のおそれのない管理対象区域に移動する者の身体及び身体に着用している物並びに物品等の表面汚染密度が、バックグラウンドを超えないような措置を講じる。

※1：スクリーニングレベルとは、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）をいう。
以下、第62条において同じ。

(管理区域への出入管理)

第 5 3 条

管理区域への出入管理は，第 5 2 条に定める管理対象区域への出入管理と同一とする。

(管理対象区域出入者の遵守事項)

第54条

放射線防護GMは、管理対象区域に出入りする所員に、次の事項を遵守させる措置を講じる。

- (1) 出入管理箇所を経由すること。ただし、放射線防護GMの承認を得て、その指示に従う場合は、この限りでない。
- (2) 管理対象区域に立入る場合は、個人線量計を着用すること。ただし、一時立入者であって保安総括GMの指示に従う場合は、この限りでない。
- (3) 管理対象区域に立入る場合は、所定の保護衣及び保護具を着用すること。ただし、下記のいずれかに該当する場合は、この限りでない。
 - ・汚染のおそれのない管理対象区域に立入る場合
 - ・放射線防護GMの承認を得て、その指示に従う場合
- (4) 第50条第1項(3)に係る区域から退出する場合及び物品等を持ち出す場合は、更衣及び持ち出す物の養生等を行うこと。
- (5) 管理対象区域から退出する場合又は管理対象区域内で汚染のおそれのない管理対象区域に移動する場合は、身体及び身体に着用している物の表面汚染密度を確認すること。ただし、第52条第5項、第52条第6項又は第52条第7項に基づく放射線防護GMの指示に従う場合は、この限りでない。
- (6) 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しないこと。

(管理区域出入者の遵守事項)

第 5 5 条

管理区域出入者の遵守事項は、第 5 4 条に定める管理対象区域出入者の遵守事項と同一とする。

(保全区域)

第 56 条

保全区域は、添付 3 に示す区域とする。

2. 核セキュリティ運営管理 GM は、保全区域を標識等により区別する他、必要に応じて立入制限等の措置を講じる。

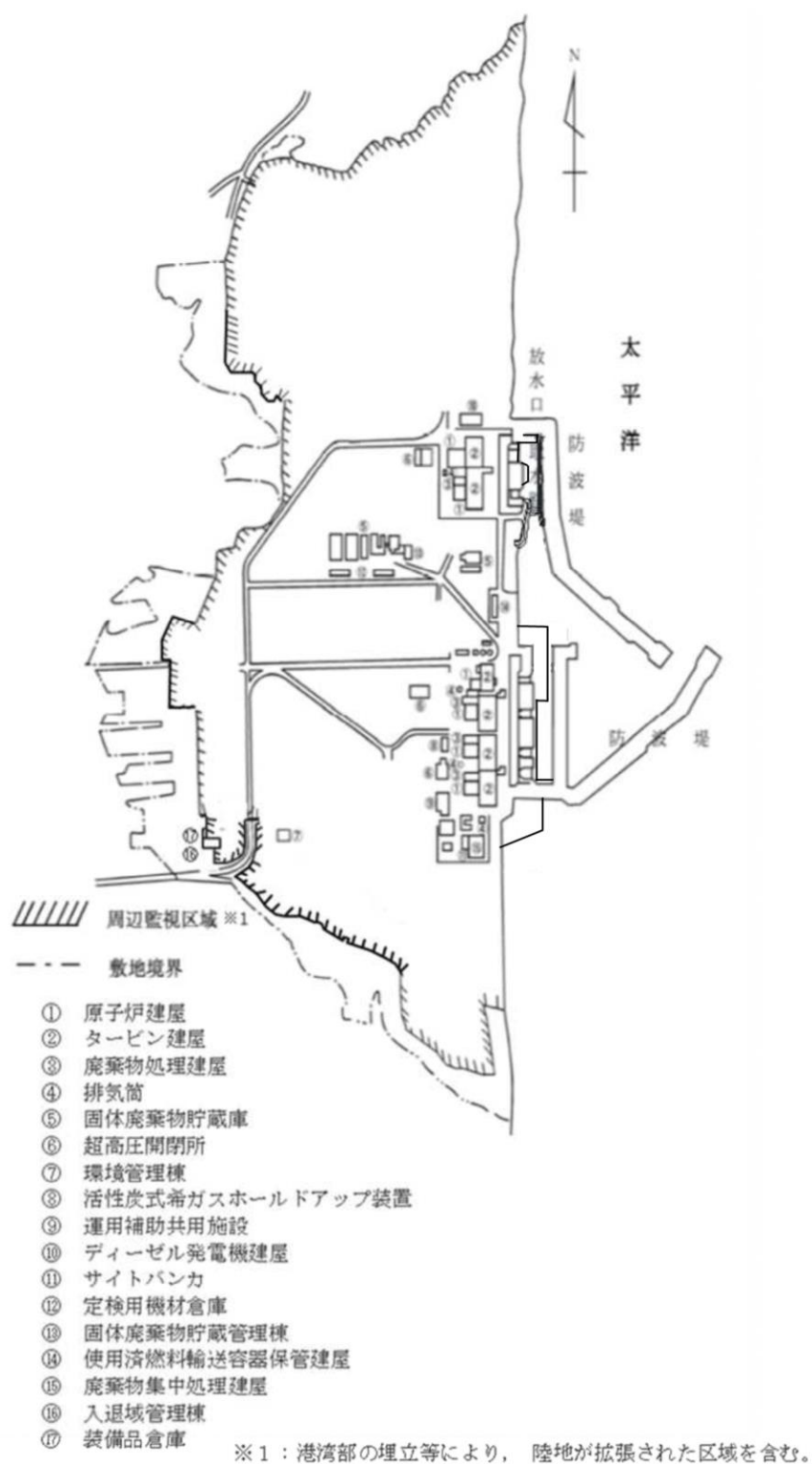
(周辺監視区域)

第 5 7 条

周辺監視区域は、図 5 7 に示す区域とする。

2. 核セキュリティ運営管理GMは、第 1 項の周辺監視区域境界に、柵を設ける又は標識を掲げること等により、業務上立入る者以外の立入りを制限する。ただし、当該区域に立入るおそれのないことが明らかな場合は、この限りでない。

図 5 7



(線量の評価)

第 5 8 条

放射線防護 G M は、所員の放射線業務従事者の実効線量及び等価線量を表 5 8 に定める項目及び頻度に基づき評価し、法令に定める線量限度を超えていないことを確認する。

表 5 8

項 目	頻 度
外部被ばくによる線量	3 ヶ月に 1 回※ ¹
内部被ばくによる線量	3 ヶ月に 1 回※ ¹

※ 1 : 女子 (妊娠不能と診断された者及び妊娠の意思のない旨を書面で申し出た者を除く。) にあつては、1 ヶ月に 1 回とする。

(管理対象区域内の床，壁等の除染)

第 5 9 条

各プログラム部長及び各GMは，管理対象区域内において法令に定める表面密度限度を超えるような予期しない汚染を床，壁等に発生させた場合又は発見した場合であって，この汚染の除去を行う場合は，放射線防護GMに連絡する。

2．第1項の汚染箇所に係る作業の所管プログラム部長及び所管GMは，汚染状況等について放射線防護GMの確認を受けた上で，その協力を得ながら汚染の除去等，放射線防護上の必要な措置を講じる。

3．第2項の所管プログラム部長及び所管GMは，その措置結果について，放射線防護GMの確認を得る。

(外部放射線に係る線量当量率等の測定)

第60条

各プログラム部長及び各GMは、表60-1及び表60-2（第48条第1項（2）の区域内にある汚染のおそれのない管理対象区域内に限る）に定める管理対象区域内における測定項目について、同表に定める頻度で測定する。ただし、人の立ち入れない措置を講じた管理対象区域については、この限りでない。

2. 放出・環境モニタリングGMは、表60-1に定める周辺監視区域境界付近（測定場所は図60に定める。）における測定項目について、同表に定める頻度で測定する。

3. 放射線防護GMは、第1項の測定により、放出・環境モニタリングGMは、第2項の測定により、異常が認められた場合は、直ちにその原因を調査し、必要な措置を講じる。

4. 各プログラム部長及び各GMは、第1項に定める測定結果を放射線防護GMに連絡する。放射線防護GMは、測定結果を記入したサーベイマップを作成する。

表60-1

場 所	測定項目	所管GM	測定頻度
1. 管理対象区域内 (管理区域内を含む) ※1	外部放射線に係る線量当量率	各プログラム部長及び各GM	放射線レベルに応じて
		放射線防護GM※2	毎日運転中に1回
	外部放射線に係る線量当量	放射線防護GM	1週間に1回
	空気中の放射性物質濃度	放射線防護GM	1週間に1回
	表面汚染密度	放射線防護GM	1週間に1回
2. 周辺監視区域境界付近	空気吸収線量	放出・環境モニタリングGM	3ヶ月に1回
	空気吸収線量率※3	放出・環境モニタリングGM	常時
	空気中の粒子状放射性物質濃度	放出・環境モニタリングGM	3ヶ月に1回

※1：人の立入頻度等を考慮して、被ばく管理上重要な項目について測定

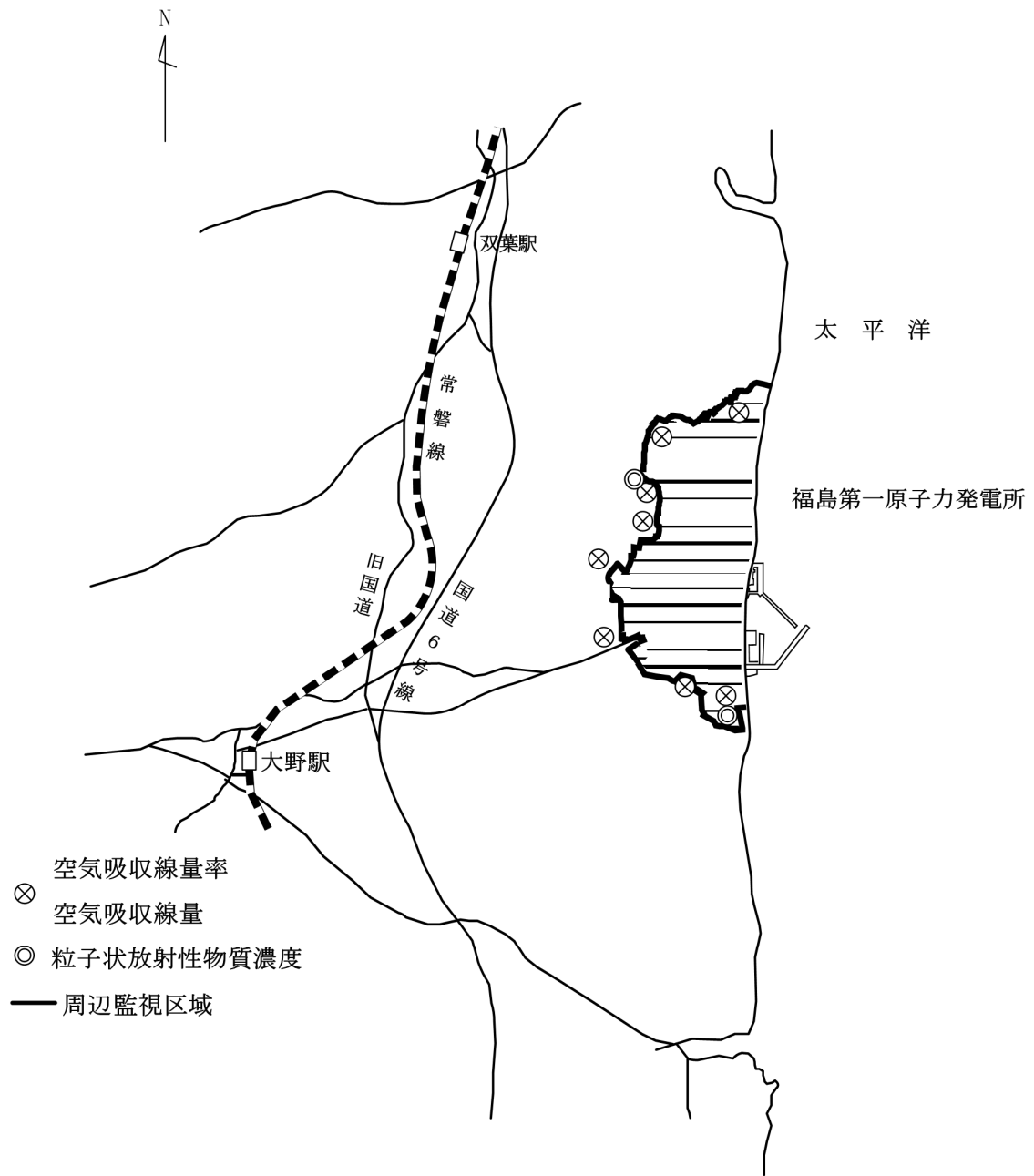
※2：使用済燃料共用プールのエリアモニタ、使用済燃料乾式キャスク仮保管設備のエリアモニタ、1号炉原子炉建屋5階のエリアモニタ、2号炉燃料取り出し用構台のエリアモニタ、3号炉原子炉建屋5階のエリアモニタ及び4号炉原子炉建屋5階のエリアモニタにおいて測定する項目

※3：モニタリングポストにおいて測定する項目

表 6 0 - 2

場 所	測定項目	所管GM	測定頻度
汚染のおそれのない管理対象区域内	表面汚染密度	放射線防護GM	毎日 1 回 (汚染のおそれのない管理対象区域が設定されている期間)
	空気中の放射性物質濃度		

図 6 0



(放射線計測器類の管理)

第 6 1 条

各 GM は、表 6 1 に定める放射線計測器類について、同表に定める数量を確保する。
ただし、故障等により使用不能となった場合は、修理又は代替品を補充する。

表 6 1

分 類	計測器種類	所管 GM	数量※ 1
1. 被ばく管理 用計測器	ホールボディカウンタ	保安総括 GM	1 台
2. 放射線管理 用計測器	線量当量率測定用サー ベイメータ	保安総括 GM	7 台
	汚染密度測定用サーベ イメータ	保安総括 GM	7 台
	退出モニタ	保安総括 GM	2 台
	試料放射能測定装置	分析評価 GM	1 台※ 2
	集積線量計	保安総括 GM	1 式
3. 放射線監視 用計測器	モニタリングポスト	保安総括 GM	8 台
	エリアモニタ	燃料計装設備 GM	7 台※ 3
		燃料計装設備 GM	1 6 台※ 4
4. 環境放射能 用計測器	試料放射能測定装置※ 5	分析評価 GM	1 台※ 2
	積算線量計測定装置	保安総括 GM	1 台

※ 1 : 5 号炉及び 6 号炉の放射線計測器類と共用で確保する数量 (エリアモニタを除く。)

※ 2 : 表 4 3 の試料放射能測定装置と共用

※ 3 : 使用済燃料共用プールにおけるエリアモニタの合計の台数 (エリアモニタが復旧し
ていない場合には、未復旧のエリアモニタを除いた台数とする。)

※ 4 : 使用済燃料乾式キャスク仮保管設備におけるエリアモニタ, 1 号炉原子炉建屋 5 階
におけるエリアモニタ, 2 号炉燃料取り出し用構台におけるエリアモニタ, 3 号炉
原子炉建屋 5 階におけるエリアモニタ及び 4 号炉原子炉建屋 5 階におけるエリアモ
ニタの台数

※ 5 : 福島第二原子力発電所と共用

(管理対象区域外等へ持ち出そうとする物品の測定)

第62条

放射線防護GMは、各プログラム部長及び各GMが管理対象区域から搬出する物品の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを確認する。

2. 放射線防護GMは、放射線レベルが高いため第1項の確認ができない場合、各プログラム部長及び各GMが管理対象区域から搬出する物品の表面汚染密度が、スクリーニングレベルを超えていないことを確認する。
3. 放射線防護GMは、各プログラム部長及び各GMが管理対象区域内で汚染のおそれのない管理対象区域に移動する物品の表面汚染密度がバックグラウンドを超えていないことを確認する。
4. 放射線防護GMは、各プログラム部長及び各GMが管理対象区域内で汚染のおそれのない管理対象区域に核燃料物質によって汚染された物（新燃料，使用済燃料及び固体廃棄物を除く。）を移動する場合は、容器等の表面汚染密度がバックグラウンドを超えていないことを確認する。

(管理区域外等へ持ち出そうとする物品の測定)

第 6 3 条

管理区域外等へ持ち出そうとする物品の測定は、第 6 2 条に定める管理対象区域外等へ持ち出そうとする物品の測定と同一とする。

(発電所外への運搬)

第 6 4 条

各プログラム部長及び各 GM は、核燃料物質によって汚染された物（新燃料，使用済燃料及び固体廃棄物を除く。）を発電所外に運搬する場合は，所長の承認を得る。

(管理対象区域内における協力企業の放射線防護)

第 6 5 条

保安総括GMは、管理対象区域内で作業を行う協力企業に対して、以下に示す放射線防護上の必要な事項を定め、所長の承認を得る。

(1) 管理対象区域出入者の遵守事項

- イ. 出入方法に関すること。
- ロ. 個人線量計の着用に関すること。
- ハ. 保護衣の着用に関すること。
- ニ. 汚染拡大防止措置に関すること。
- ホ. 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の禁止に関すること。

(2) 線量評価の項目及び頻度に関すること。

(3) 床、壁等の汚染発見時の措置に関すること。

2. 各プログラム部長及び各GMは、管理対象区域内で作業を行う協力企業に対して、第1項に定めた必要事項を遵守させる措置を講じる。

(管理区域内における協力企業の放射線防護)

第 6 6 条

管理区域内における協力企業の放射線防護は、第 6 5 条に定める管理対象区域内における協力企業の放射線防護と同一とする。

(頻度の定義)

第67条

本章でいう測定※¹頻度に関する考え方は、表67のとおりとする。

表67

頻度	考え方
毎日運転中に 1回	午前0時を始期とする1日の間に1回実施し、連続して実施(測定等)している場合も含む。
1週間に1回	月曜日を始期とする1週間に1回実施
1ヶ月に1回	毎月1日を始期とする1ヶ月間に1回実施
3ヶ月に1回	4月1日、7月1日、10月1日及び1月1日を始期とする各3ヶ月間に1回実施
常時	測定※ ¹ 可能な状態において常に測定※ ¹ することを意味しており、点検時等の測定※ ¹ 不能な期間を除く。
放射線レベル に応じて	作業場所に応じて下記の測定頻度とする。ただし、測定の結果により作業開始又は作業継続ができないと判断する場合には測定を中断してもよい。 (1) 既知の測定データから放射線レベルが低いと判断できない場所 作業予定エリアに入域できるか判断するために、作業開始前に測定を1回実施する。作業中は線量変動の可能性を考慮し、必要に応じて測定を実施する。 (2) 既知の測定データから放射線レベルが低いと判断できる場所 作業中の線量変動の可能性を考慮し、必要に応じて測定を実施する。

※1：監視も含む。

第 8 章 施設管理

(施設管理計画)

第 6 8 条

施設管理を実施するにあたり，以下の施設管理計画を定める。

【施設管理計画】

1. 用語の定義

保全：設備の運転に関わる機能を確認，維持又は向上させる活動。実施計画に定める施設の安全確保を前提に，設備の重要さ度合いに応じて，効率性，経済性を考慮しながら行われるもので，設計，点検，巡視，工事を含む。

工事：補修，取替え及び改造の総称であり，建設を含む。

工事管理：保全のうち，設計を除く点検，巡視，工事等のための作業の管理

2. 施設管理の実施方針及び施設管理目標

(1) 社長は，特定原子力施設の安全確保を最優先として，施設管理の継続的な改善を図るため，施設管理の現状等を踏まえ，施設管理の実施方針を定める。また，12. の施設管理の有効性評価の結果，及び施設管理を行う観点から特別な状態（7.3 参照）を踏まえ施設管理の実施方針の見直しを行う。

(2) 組織は，施設管理の実施方針に基づき，施設管理の改善を図るための施設管理目標を設定する。また，12. の施設管理の有効性評価の結果，及び施設管理を行う観点から特別な状態（7.3 参照）を踏まえ施設管理目標の見直しを行う。

3. 保全プログラムの策定

組織は，2. の施設管理目標を達成するため 4. より 11. からなる保全プログラムを策定する。また，12. の施設管理の有効性評価の結果，及び施設管理を行う観点から特別な状態（7.3 参照）を踏まえ保全プログラムの見直しを行う。

4. 保全対象範囲の策定

組織は，特定原子力施設の中から，各号炉毎に保全を行うべき対象範囲として次の各項の設備を選定する。

(1) 実施計画に定める機能を有する設備

(2) その他自ら定める設備

5. 施設管理の重要度の設定

組織は、4. の保全対象範囲について系統毎の範囲と機能を明確にした上で、構築物、系統及び機器の施設管理の重要度として点検に用いる重要度（以下「保全重要度」という。）と設計及び工事に用いる重要度を設定する。

- (1) 系統の保全重要度は、実施計画記載施設の安全性を確保するため重要度分類指針の重要度を参考に設定する。
- (2) 機器の保全重要度は、当該機器が属する系統の保全重要度と整合するよう設定する。
なお、この際、機器が故障した場合の系統機能への影響を考慮することができる。
- (3) 構築物の保全重要度は、(1)又は(2)に基づき設定する。
- (4) 設計及び工事に用いる重要度は、実施計画に定める施設の安全性を確保するため、重要度分類指針の重要度等を参考に組み合わせて設定する。

6. 保全活動管理指標の設定、監視計画の策定及び監視

- (1) 組織は、保全の有効性を監視、評価するために 5. の施設管理の重要度を踏まえ、施設管理目標の中で系統レベルの保全活動管理指標を設定する。
- (2) 組織は、指標の監視計画を踏まえ、保全活動管理指標の目標値を設定する。また、11. の保全の有効性評価の結果を踏まえ保全活動管理指標の目標値の見直しを行う。
- (3) 組織は、系統の供用開始までに、保全活動管理指標の監視項目、監視方法及び算出周期を具体的に定めた監視計画を策定する。なお、監視計画には、計画の始期及び期間に関することを含める。
- (4) 組織は、監視計画に従い保全活動管理指標に関する情報の採取及び監視を実施し、その結果を記録する。

7. 保全計画の策定

- (1) 組織は、4. の保全対象範囲に対し、以下の保全計画を策定する。なお、保全計画には、計画の始期及び期間に関することを含める。
 - a) 点検計画（7.1 参照）
 - b) 設計及び工事の計画（7.2 参照）
 - c) 特別な保全計画（7.3 参照）
- (2) 組織は、保全計画の策定にあたって、5. の施設管理の重要度を勘案し、また、11. の保全の有効性評価の結果を踏まえ保全計画の見直しを行う。
- (3) 組織は、保全の実施段階において実施計画に定める設備に影響を及ぼす可能性のある行為を把握し、保全計画を策定する。

7.1 点検計画の策定

- (1) 組織は、点検を実施する場合は、あらかじめ保全方式を選定し、点検の方法並びにそれらの実施頻度及び実施時期を定めた点検計画を策定する。
- (2) 組織は、構築物、系統及び機器の適切な単位ごとに、予防保全を基本として、以下に示す保全方式から適切な方式を選定する。
 - a) 予防保全
 - i. 時間基準保全
 - ii. 状態基準保全
 - b) 事後保全
- (3) 組織は、選定した保全方式による点検を実施する時期までに、点検の具体的方法、採取するデータ項目、管理基準、実施頻度及び実施時期等の必要な事項を定める。

7.2 設計及び工事の計画の策定

- (1) 組織は、設計及び工事を実施する場合は、あらかじめその方法及び実施時期を定めた計画を策定する。また、実施計画に定める設備の工事を実施する場合は、その計画段階において法令に基づく必要な手続き※¹の可否について確認を行い、法令に基づく必要な手続きの可否及びその内容を記録する。

※1：法令に基づく必要な手続きとは、原子炉等規制法第64条の3（実施計画）第1項、第2項及び第7項に係る手続きをいう。
- (2) 組織は、設計にあたっては、第3条7.3（設計・開発）に基づき実施する。
- (3) 組織は、工事を実施する構築物、系統及び機器が、所定の機能を発揮しうる状態にあることを検査及び試験により確認・評価する時期までに、検査及び試験の具体的方法等を定める。詳細は、第3条8.2.4（機器等の検査等）に基づき計画する。

7.3 特別な保全計画の策定

- (1) 組織は、施設管理を行う観点から特別な状態にある場合においては、実施計画に定める設備の状態に応じて、特別な措置を講ずる。

8. 保全の実施

- (1) 組織は、7. で定めた保全計画にしたがって保全を実施する。
- (2) 組織は、保全の実施にあたって、以下の必要なプロセスを実施する。
 - a) 工事計画
 - b) 設計管理
 - c) 調達管理
 - d) 工事管理

- (3) 組織は、実施計画に定める設備の状況を日常的に確認し、偶発故障等の発生も念頭に、設備等が正常な状態から外れ、又は外れる兆候が認められる場合に、適切に正常な状態に回復させることができるよう、7.1（点検計画の策定）及び第13条による巡視点検を定期的に行う。
- (4) 組織は、保全の結果について記録する。

9. 保全の結果の確認・評価

- (1) 組織は、あらかじめ定めた方法で、保全の実施段階で採取した構築物、系統及び機器の保全の結果から所定の機能を発揮しうる状態にあることを、所定の時期^{※2}までに確認・評価し、記録する。
- (2) 組織は、実施計画に定める設備の使用を開始するために、所定の機能を発揮しうる状態にあることを検証するため、第3条8.2.4（機器等の検査等）に基づく検査・試験を実施する。
- (3) 組織は、最終的な機能確認では十分な確認・評価ができない場合には、定めたプロセスに基づき、保全が実施されていることを、所定の時期^{※2}までに確認・評価し、記録する。

※2：所定の時期とは、所定の機能が要求される時又はあらかじめ計画された保全の完了時をいう。

10. 不適合管理、是正処置及び未然防止処置

- (1) 組織は、施設管理の対象となる施設及びプロセスを監視し、以下のa)及びb)の状態に至らないよう通常と異なる状態を監視・検知し、必要な是正処置を講じるとともに、以下のa)及びb)に至った場合には、不適合管理を行った上で是正処置を講じる。
 - a) 保全を実施した構築物、系統及び機器が所定の機能を発揮しうることを確認・評価できない場合
 - b) 最終的な機能確認では十分な確認・評価ができない場合にあって、定めたプロセスに基づき、保全が実施されていることが確認・評価できない場合
- (2) 組織は、他の原子炉施設の運転経験等の知見を基に、自らの組織で起こり得る問題の影響に照らし、適切な未然防止処置を講じる。
- (3) 組織は、(1)及び(2)の活動を第3条に基づき実施する。

11. 保全の有効性評価

組織は、保全活動から得られた情報等から、保全の有効性を評価し、保全が有効に機能していることを確認するとともに、継続的な改善につなげる。

- (1) 組織は、あらかじめ定めた時期及び内容に基づき、保全の有効性を評価する。
- (2) 組織は、保全の有効性評価の結果を踏まえ、構築物、系統及び機器の保全方式を変更する場合には、7.1に基づき保全方式を選定する。また、構築物、系統及び機器の点検間隔を変更する場合には、保全重要度を踏まえた上で、以下の評価方法を活用して評価する。
 - a) 点検及び取替結果の評価
 - b) 劣化トレンドによる評価
 - c) 類似機器等のベンチマークによる評価
 - d) 研究成果等による評価
- (3) 組織は、保全の有効性評価の結果とその根拠及び必要となる改善内容について記録する。

12. 施設管理の有効性評価

- (1) 組織は、11.の保全の有効性評価の結果及び2.の施設管理目標の達成度から、定期的に施設管理の有効性を評価し、施設管理が有効に機能していることを確認するとともに、継続的な改善につなげる。
- (2) 組織は、施設管理の有効性評価の結果とその根拠及び改善内容について記録する。

13. 情報共有

組織は、保全を行った事業者から得られた保安の向上に資するために必要な技術情報を、BWR事業者協議会を通じて他の原子炉設置者と共有する。

第9章 緊急時の措置

(原子力防災組織)

第69条

原子力防災GMは、緊急事態が発生した場合に、原子力災害対策活動を行えるよう、原子力防災組織を定めるにあたり、所長の承認を得る。

2. 緊急時対策本部の本部長は、所長とする。ただし、原子力防災GMは、所長が不在の場合に備えて代行者を定めるにあたり、所長の承認を得る。
3. 原子力災害対策特別措置法に基づく措置が必要な場合は、本規定にかかわらず当該措置を優先する。(以下、本章において同じ。)

(原子力防災組織の要員)

第 7 0 条

原子力防災GMは、原子力防災組織の要員を定めるにあたり、所長の承認を得る。

(緊急作業従事者の選定)

第70条の2

原子力防災GMは、次の全ての要件に該当する所員及び協力企業従業員等の放射線業務従事者（女子については、妊娠不能と診断された者及び妊娠の意思のない旨を書面で申し出た者に限る。）から、緊急作業^{※1}に従事させるための要員（以下「緊急作業従事者」という。）を選定し、所長の承認を得る。

- (1) 表70の2の緊急作業についての教育を受けた上で、緊急作業に従事する意思がある旨を、社長に書面で申し出た者
- (2) 表70の2の緊急作業についての訓練を受けた者
- (3) 実効線量について250ミリシーベルトを線量限度とする緊急作業に従事する要員にあつては、原子力災害対策特別措置法第8条第3項に規定する原子力防災要員、同法第9条第1項に規定する原子力防災管理者又は同法同条第3項に規定する副原子力防災管理者であること。

表70の2

分 類	項 目	時 間
教育	緊急作業の方法に関する知識（放射線測定の方法，身体等の汚染の状態の検査，保護具の性能及び使用方法等）	3時間以上
	緊急作業で使用する施設及び設備の構造及び取扱いの方法に関する知識	2時間以上
	電離放射線の生体に与える影響，健康管理の方法及び被ばく線量の管理の方法に関する知識	1時間以上
	関係法令	0.5時間以上
訓練	緊急作業の方法	3時間以上
	緊急作業で使用する施設及び設備の取扱い ^{※2}	3時間以上

※1：緊急作業とは、法令に定める緊急時の線量限度が必要となる作業をいう。

※2：兼用できる訓練

- ・第16条第2項，第16条の2，第73条に示す訓練のうち，緊急作業で使用する施設及び設備の取扱いに関する訓練

(原子力防災資機材等)

第 7 1 条

各プログラム部長及び各GMは、原子力防災組織の活動に必要な放射線障害防護用器具、非常用通信機器等を定めるにあたり、所長の承認を得る。

2. 安全・リスク管理GMは、緊急時における運転操作に関するマニュアルを作成し、制定及び改定にあたっては、第 7 条第 2 項に基づき運営委員会の確認を得る。

(通報経路)

第 7 2 条

原子力防災GMは、緊急事態が発生した場合の社内及び国，県，町等の社外関係機関との通報経路を定めるにあたり，所長の承認を得る。

(緊急時演習)

第 7 3 条

原子力防災GMは、原子力防災組織の要員に対して緊急事態に対処するための総合的な訓練を毎年度 1 回以上実施し、所長に報告する。

(通報)

第 7 4 条

当直長等は、原子炉施設に異常が発生し、その状況が緊急事態である場合は、第 7 2 条に定める通報経路にしたがって、所長に通報する。

2. 所長は、緊急事態の発生について通報を受け、又は自ら発見した場合は、第 7 2 条に定める通報経路にしたがって、社内及び社外関係機関に通報する。

(緊急時態勢の発令)

第 7 5 条

所長は、緊急事態が発生した場合は、緊急時態勢を発令して、原子力防災組織の要員を召集し、発電所に緊急時対策本部を設置する。

(応急措置)

第 7 6 条

本部長は、原子力防災組織を統括し、緊急事態において次の応急措置を実施する。

- (1) 警備及び避難誘導
- (2) 放射能影響範囲の推定
- (3) 医療活動
- (4) 消火活動
- (5) 汚染拡大の防止
- (6) 線量評価
- (7) 応急復旧
- (8) 原子力災害の発生又は拡大の防止を図るための措置

(緊急時における活動)

第 7 7 条

原子力緊急事態宣言発令後，本部長は，第 7 6 条で定める応急措置を継続実施する。

(緊急作業従事者の線量管理等)

第 77 条の 2

本部長は、緊急作業従事者が緊急作業期間中に受ける線量を可能な限り低減するため、次の事項を実施する。

- (1) 緊急作業従事者が緊急作業に従事する期間中の実効線量及び等価線量を表 77 の 2 に定める項目及び頻度に基づき評価するとともに、法令に定める線量限度を超えないように被ばく線量の管理を実施する。
- (2) 原子炉施設の状況及び作業内容を考慮し、放射線防護マスクの着用等の放射線防護措置を講じる。

2. 本部長は、緊急作業従事者に対し、緊急作業期間中及び緊急作業に係る業務から離れる際、医師による健康診断を実施する。

表 77 の 2

項 目	頻 度
外部被ばくによる線量	1 ヶ月※ ¹ に 1 回
内部被ばくによる線量	1 ヶ月※ ¹ に 1 回

※ 1 : 毎月 1 日を始期とする。

(緊急時態勢の解除)

第 7 8 条

本部長は、事象が収束し、緊急時態勢を継続する必要がなくなった場合は、関係機関と協議した上で、緊急時態勢を解除し、その旨を社内及び社外関係機関に連絡する。

第10章 保安教育

(所員への保安教育)

第79条

安全確保設備等の運用を行う所員への保安教育を実施するにあたり、具体的な保安教育の内容及びその見直し頻度を「保安教育マニュアル（福島第一廃炉推進カンパニー）」に定め、これに基づき次の各号を実施する。

- (1) 原子力人財育成センター所長は、毎年度、安全確保設備等の運用を行う所員への保安教育実施計画を「保安教育マニュアル（福島第一廃炉推進カンパニー）」で定める実施方針に基づいて作成し、原子炉主任技術者及び所長の確認を得て廃炉・汚染水対策最高責任者の承認を得る。
- (2) 原子力人財育成センター所長は、(1)の保安教育実施計画の策定にあたり、保安委員会の確認を得る。
- (3) 各プログラム部長及び各GMは、(1)の保安教育実施計画に基づき、保安教育を実施する。原子力人財育成センター所長は、年度毎に所員の保安教育実施結果を所長及び廃炉・汚染水対策最高責任者へ報告する。

ただし、各プログラム部長及び各GMが、別途定められた基準に従い、各項目の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認めた者については、該当する教育について省略することができる。
- (4) 原子力人財育成センター所長は、具体的な保安教育の内容について、定められた頻度に基づき見直しを行う。

(協力企業従業員への保安教育)

第80条

各プログラム部長及び各GMは、安全確保設備等に関する作業を協力企業が行う場合、当該協力企業従業員の発電所入所時に安全上必要な教育が「保安教育マニュアル（福島第一廃炉推進カンパニー）」で定める実施方針に基づいて実施されていることを確認する。なお、教育の実施状況を確認するため教育現場に適宜立ち会う。

ただし、各プログラム部長及び各GMが、別途定められた基準に従い、各項目の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認めた者については、該当する教育について省略することができる。

2. 各プログラム部長及び各GMは、安全確保設備等に関する作業のうち管理対象区域内における業務を協力企業が行う場合、当該協力企業従業員に対し、安全上必要な教育が「保安教育マニュアル（福島第一廃炉推進カンパニー）」で定める実施方針に基づいて実施されていることを確認する。なお、各プログラム部長及び各GMは、教育の実施状況を確認するため、教育現場に適宜立ち会う。

ただし、各プログラム部長及び各GMが、別途定められた基準に従い、各項目の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認めた者については、該当する教育について省略することができる。

3. 運用支援GM及び地下水対策設備GMは、放射性廃棄物管理に関する設備の運転操作を協力企業が行う場合、毎年度、当該業務に従事する従業員に対し、「保安教育マニュアル（福島第一廃炉推進カンパニー）」で定める実施方針のうち、「放射性廃棄物処理設備の業務に関わる者」の中から運転操作を行う対象設備に応じて選定した項目に準じる保安教育実施計画を定めていることを確認し、その内容を原子炉主任技術者及び所長の確認を得て廃炉・汚染水対策最高責任者の承認を得る。

4. 運用支援GM及び地下水対策設備GMは、第3項の保安教育実施計画に基づき保安教育が実施されていることを確認し、その実施結果を年度毎に所長及び廃炉・汚染水対策最高責任者に報告する。なお、教育の実施状況を確認するため教育現場に適宜立ち会う。

ただし、運用支援GM及び地下水対策設備GMが、別途定められた基準に従い、各項目の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認めた者については、該当する教育について省略することができる。

5. プール燃料取り出しプログラム部長は、燃料取扱いに関する業務の補助を協力企業が行う場合、毎年度、当該業務に従事する従業員に対し、「保安教育マニュアル（福島第一廃炉推進カンパニー）」で定める実施方針のうち、「燃料取扱いの業務に関わる者」に準じる保安教育実施計画を定めていることを確認し、その内容を原子炉主任技術者及び所長の確認を得て廃炉・汚染水対策最高責任者の承認を得る。
6. プール燃料取り出しプログラム部長は、第5項の保安教育実施計画に基づき保安教育が実施されていることを確認し、その実施結果を年度毎に所長及び廃炉・汚染水対策最

高責任者に報告する。なお、教育の実施状況を確認するため教育現場に適宜立ち会う。

ただし、プール燃料取り出しプログラム部長が、別途定められた基準に従い、各項目の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認めた者については、該当する教育について省略することができる。

第 1 1 章 記録及び報告

(記録)

第 8 1 条

組織は、表 8 1 - 1 に定める保安に関する記録を適正に作成し、保存する。ただし、汚染等により、適正に保存することができない場合を除く。

2. 組織は、表 8 1 - 2 に定める保安に関する記録を適正に作成し、保存する。

表 8 1 - 1

記録	記録すべき場合※ ¹	保存期間
1. 原子炉注水流量※ ²	連続して※ ³	1 0 年間
	毎日 1 回	1 0 年間
2. 原子炉圧力容器底部温度※ ²	連続して※ ³	1 0 年間
	毎日 1 回	1 0 年間
3. 格納容器内温度※ ²	連続して※ ³	1 0 年間
	毎日 1 回	1 0 年間
4. 使用済燃料プール水温※ ⁴	毎日 1 回	1 0 年間
5. 使用済燃料共用プール水温	毎日 1 回	1 0 年間
6. 短半減期核種の放射能濃度※ ²	1 時間ごと	1 0 年間
7. 窒素封入量※ ²	毎日 1 回	1 0 年間
8. 格納容器水素濃度※ ²	毎日 1 回	1 0 年間
9. 滞留水水位※ ⁴	毎日 1 回	1 0 年間
1 0. サブドレン水の水位及び放射能濃度※ ⁴	測定の都度	1 0 年間
1 1. 安全確保設備等の巡視又は点検の状況並びにその担当者の氏名	巡視又は点検の都度	巡視又は点検を実施した施設又は設備を廃棄した後 5 年が経過するまでの期間
1 2. 安全確保設備等の点検・補修等の結果及びその担当者の氏名	実施の都度	点検・補修等を実施した施設又は設備を廃棄した後 5 年が経過するまでの期間
1 3. 運転管理責任者の氏名及び運転員の氏名並びに、これらの者の交代の日時及び交代時の引継事項※ ⁴	交代の都度	1 年間
1 4. 原子炉に使用している処理水の純度※ ²	測定の都度	1 年間
1 5. 本編で定める運転上の制限に関する警報装置から発せられた警報の内容	その都度	1 年間
1 6. 運転上の制限に関する点検結果及び運転上の制限からの逸脱があった場合に講じた措置	その都度	1 年間 (ただし、運転上の制限からの逸脱があった場合については 5 年間)
1 7. 安全確保設備等の事故発生及び復旧の日時	その都度	※ 5

記録	記録すべき場合※ ¹	保存期間
18. 安全確保設備等の事故の状況及び事故に際して採った処置	同上	※5
19. 安全確保設備等の事故の原因	同上	※5
20. 安全確保設備等の事故後の処置	同上	※5
21. 使用済燃料乾式キャスク仮保管設備に貯蔵している使用済燃料乾式貯蔵容器、使用済燃料輸送貯蔵兼用容器の蓋間圧力及び表面温度	1ヶ月に1回	10年間
22. 使用済燃料の貯蔵施設内における燃料体の配置	配置又配置替えの都度	5年間
23. 発電所の外において貯蔵しようとする使用済燃料の記録 (1) 外観 (2) 燃焼度 (3) 取出しから容器への封入までの期間 (4) 使用済燃料を封入した容器内における当該使用済燃料の配置	払出しの都度	使用済燃料の貯蔵を委託する相手方に記録を引き渡すまでの期間
24. 発電所の外において貯蔵しようとする使用済燃料を封入した容器の記録 (1) 外観 (2) 漏えい率 (3) 真空乾燥した後の真空度又は不活性ガスを充填した後の湿度並びに充填した不活性ガスの成分、量及び圧力 (4) 容器内において使用済燃料の位置を固定するための装置の外観 (5) 重量	払出しの都度	使用済燃料の貯蔵を委託する相手方に記録を引き渡すまでの期間
25. 原子炉本体、使用済燃料の貯蔵施設※ ⁶ 、放射性廃棄物の廃棄施設等の放射線しゃへい物の側壁における線量当量率	毎日運転中1回	10年間
26. 気体廃棄物の放出箇所※ ⁷ における放射性物質の濃度及び3月間についての平均濃度	放射性物質の濃度にあつては測定のと度、3月間の平均濃度にあつては3月ごとに1回	10年間
27. 放射性廃棄物の排気口又は排気監視設備における放射性物質の1日間及び3月間についての平均濃度	1日間の平均濃度にあつては毎日1回、3月間の平均濃度にあつては3月ごとに1回	10年間

記録	記録すべき場合※ ¹	保存期間
28. 放射線業務従事者の4月1日を始期とする1年間の線量, 女子※ ⁸ の放射線業務従事者の4月1日, 7月1日, 10月1日及び1月1日を始期とする各3月間の線量並びに本人の申出等により妊娠の事実を知ることとなった女子の放射線業務従事者にあつては出産までの間毎月1日を始期とする1月間の線量	1年間の線量にあつては毎年度1回, 3月間の線量にあつては3月ごとに1回, 1月間の線量にあつては1月ごとに1回	※9
29. 4月1日を始期とする1年間の線量が20ミリシーベルトを超えた放射線業務従事者の当該1年間を含む原子力規制委員会が定める5年間の線量	原子力規制委員会が定める5年間において毎年度1回	※9
30. 放射線業務従事者が緊急作業に従事した期間の始期及び終期並びに放射線業務従事者の当該期間の線量	その都度	※9
31. 放射線業務従事者が当該業務に就く日の属する年度における当該日以前の放射線被ばくの経歴及び原子力規制委員会が定める5年間における当該年度の前年度までの放射線被ばくの経歴	その者が当該業務に就く時	※9
32. 発電所の外において運搬した核燃料物質等の種類別の数量, その運搬に使用した容器の種類並びにその運搬の日時及び経路	運搬の都度	1年間
33. 廃棄施設に廃棄した放射性廃棄物の種類, 当該放射性廃棄物に含まれる放射性物質の数量, 当該放射性廃棄物を容器に封入し, 又は容器と一体的に固型化した場合には当該容器の数量及び比重並びにその廃棄の日, 場所及び方法	廃棄の都度	※10
34. 放射性廃棄物を容器に封入し, 又は容器に固型化した場合には, その方法	封入又は固型化の都度	※10
35. 放射性物質による汚染の広がり の防止及び除去を行った場合には, その状況及び担当者の氏名	広がり の防止及び 除去の都度	1年間
36. 風向及び風速	連続して※ ³	10年間
37. 降雨量	同上	10年間
38. 大気温度	同上	10年間
39. 保安教育の実施計画	策定の都度	3年間

記録	記録すべき場合※ ¹	保存期間
4 0．保安教育の実施日時，項目及び受けた者の氏名	実施の都度	3 年間
4 1．使用前検査（社内）の結果	検査の都度	検査を実施した発電用原子炉施設の存続する期間
4 2．溶接検査（社内）の結果	検査の都度	検査を実施した発電用原子炉施設の存続する期間
4 3．施設定期検査（社内）の結果	検査の都度	検査を実施した発電用原子炉施設の存続する期間

※ 1：記録可能な状態において常に記録することを意味しており，点検，故障又は消耗品の取替により記録不能な期間を除く。

※ 2：1 号炉，2 号炉及び 3 号炉のみ。

※ 3：デジタルデータにより保存することができる。

※ 4：1 号炉，2 号炉，3 号炉及び 4 号炉のみ。

※ 5：廃止措置が終了し，その結果が原子力規制委員会規則で定める基準に適合していることについて，原子力規制委員会の確認を受けるまでの期間。

※ 6：使用済燃料乾式キャスク仮保管設備については，使用済燃料乾式キャスク仮保管設備内における線量当量率

※ 7：表 4 2－1 に示す放出箇所

※ 8：妊娠不能と診断された者及び妊娠の意思のない旨を書面で申し出た者を除く。

※ 9：その記録に係る者が放射線業務従事者でなくなった場合又はその記録を保存している期間が 5 年を超えた場合において，その記録を原子力規制委員会の指定する機関に引き渡すまでの期間。

※ 10：廃止措置が終了し，その結果が原子力規制委員会規則で定める基準に適合していることについて，原子力規制委員会の確認を受けるまでの期間

表 8 1 - 2 ※ 1 1

記録	記録すべき場合	保存期間
1. 品質マネジメントシステム計画に関する以下の文書		
第 3 条品質マネジメントシステム計画の「4.2.1a) ～d)」に定める文書	変更の都度	変更後 5 年が経過するまでの期間
2. 品質管理基準規則の要求事項等に基づき作成する以下の記録		
(1) 重要なリスクの報告の記録, 及び必要な措置があればその結果の記録	作成の都度	※ 5
(2) マネジメントレビューの結果の記録	作成の都度	5 年
(3) 力量, 教育・訓練及び他の措置について該当する記録	作成の都度	5 年
(4) 業務・特定原子力施設のプロセス及びその結果が, 要求事項を満たしていることを実証するために必要な記録	作成の都度	5 年
(5) 業務・特定原子力施設に対する要求事項のレビューの結果の記録, 及びそのレビューを受けてとられた処置の記録	作成の都度	5 年
(6) 業務・特定原子力施設の要求事項に関連する設計・開発へのインプットの記録	作成の都度	5 年
(7) 設計・開発のレビューの結果の記録, 及び必要な処置があればその記録	作成の都度	5 年
(8) 設計・開発の検証の結果の記録, 及び必要な処置があればその記録	作成の都度	5 年
(9) 設計・開発の妥当性確認の結果の記録, 及び必要な処置があればその記録	作成の都度	5 年
(10) 設計・開発の変更の記録	作成の都度	5 年

記録	記録すべき場合	保存期間
(11) 設計・開発の変更のレビュー，検証及び妥当性確認の結果の記録，及び必要な処置があればその記録	作成の都度	5 年
(12) 供給者の評価の結果の記録，及び評価によって必要とされた処置があればその記録	作成の都度	5 年
(13) プロセスの妥当性確認の結果の記録	作成の都度	5 年
(14) 業務・特定原子力施設に関するトレーサビリティの記録	作成の都度	5 年
(15) 組織の外部の者の所有物に関して，組織が必要と判断した場合の記録	作成の都度	5 年
(16) 校正又は検証に用いた基準の記録	作成の都度	5 年
(17) 測定機器が要求事項に適合していないと判明した場合の，従前の測定結果の妥当性評価の記録	作成の都度	5 年
(18) 校正及び検証の結果の記録	作成の都度	5 年
(19) 内部監査の結果の記録	作成の都度	5 年
(20) 自主検査等の合否判定基準への適合の記録	作成の都度	5 年
(21) プロセスの次の段階に進むことを承認した人の記録	作成の都度	5 年
(22) 不適合の性質及び不適合に対してとられた特別採用を含む処置の記録	作成の都度	5 年
(23) 是正処置の結果の記録	作成の都度	5 年
(24) 未然防止処置の結果の記録	作成の都度	5 年

※ 1 1 : 表 8 1 - 1 を適用する場合は，本表を適用しない。

(報告)

第82条

各プログラム部長，運用部長又は各GMは，次のいずれかに該当する場合又は該当するおそれがあると判断した場合は，直ちに所長及び原子炉主任技術者に報告する。

- (1) 運転上の制限を満足していないと判断した場合（第31条）
- (2) 気体廃棄物について放出管理の目標値を超えて放出した場合（第42条）
- (3) 外部放射線に係る線量当量率等に異常が認められた場合（第60条）
- (4) 福島第一炉規則第18条第2号から第7号，第9号から第11号及び第13号から第15号に定める報告事象が生じた場合

2. 所長は，前項に基づく報告を受けた場合，社長に報告する。

3. 第1項又は第2項に基づく報告が，不在で遂行できない場合及び夜間休祭日の報告方法は，「トラブル等の報告マニュアル」による。

4. 第1項(1)に該当する場合は，「トラブル等の報告マニュアル」に基づき，直ちに原子力規制委員会に報告する。

附 則

附則（令和 7 年 1 2 月 8 日 原規規発第 2512082 号）

（施行期日）

第 1 条

この規定は、令和 7 年 1 2 月 1 8 日から施行する。

2. 添付 2（管理対象区域図）の全体図における瓦礫類一時保管エリアの変更は、それぞれの区域の変更をもって適用することとし、それまでの間は従前の例による。

附則（令和 7 年 1 1 月 1 8 日 原規規発第 2511183 号）

（施行期日）

第 1 条

2. 第 5 条及び第 4 0 条のうち、ゼオライト土嚢等処理設備については、ゼオライト土嚢等処理設備の運用を開始した時点から適用することとし、それまでの間は従前の例による。

附則（令和 7 年 9 月 8 日 原規規発第 2509082 号）

（施行期日）

第 1 条

2. 第 6 0 条及び第 6 1 条については、1 号炉原子炉建屋 5 階のエリアモニタ設備の運用を開始した時点から適用することとし、それまでの間は従前の例による。

附則（令和 7 年 8 月 2 0 日 原規規発第 2508201 号）

（施行期日）

第 1 条

2. 第 6 1 条については、使用済燃料乾式キャスク仮保管設備における新設エリアモニタの運用を開始した時点から適用することとし、それまでの間は従前の例による。

附則（令和 7 年 3 月 2 8 日 原規規発第 2503282 号）

（施行期日）

第 1 条

2. 添付 1（管理区域図）の全体図及び添付 2（管理対象区域図）の全体図については、それぞれの区域の変更をもって適用することとし、それまでの間は従前の例による。

附則（令和 6 年 1 2 月 1 8 日 原規規発第 24121811 号）

(施行期日)

第1条

2. 第5条及び第42条の2については、放射性物質分析・研究施設第2棟の運用を開始した時点から適用することとし、それまでの間は従前の例による。

附則（令和6年4月22日 原規規発第2404223号）

(施行期日)

第1条

2. 添付1（管理区域図）の全体図及び添付2（管理対象区域図）の全体図の変更は、化学分析棟の増床部の運用開始をもって適用することとし、それまでの間は従前の例による。

附則（令和5年2月21日 原規規発第2302212号）

(施行期日)

第1条

2. 第42条の2の表42の2-1における固体廃棄物貯蔵庫第10棟排気口から放出される放射性気体廃棄物の管理については、固体廃棄物貯蔵庫第10棟の運用を開始した時点から適用することとし、それまでの間は従前の例による。
3. 添付1（管理区域図）の全体図及び固体廃棄物貯蔵庫第10棟の管理区域図面並びに添付2（管理対象区域図）の全体図及び固体廃棄物貯蔵庫第10棟の管理対象区域図面の変更は、それぞれの区域の区域区分の変更をもって適用することとし、それまでの間は従前の例による。

附則（令和4年10月27日 原規規発第2210277号）

(施行期日)

第1条

2. 第42条については、1号大型カバー換気設備の運用を開始した時点から適用することとし、それまでの間は従前の例による。

附則（令和4年4月22日 原規規発第2204221号）

(施行期日)

第1条

3. 第60条及び第61条については、2号炉燃料取り出し用構台におけるエリアモニタの運用を開始した時点から適用することとし、それまでの間は従前の例による。

附則（令和3年4月6日 原規規発第2104063号）

(施行期日)

第1条

2. 第5条, 第38条, 第39条及び第42条の2については, 減容処理設備の運用を開始した時点から適用することとし, それまでの間は従前の例による。

附則 (令和2年8月3日 原規規発第2008037号)

(施行期日)

第1条

2. 添付1 (管理区域図) の全体図における免震重要棟及び入退域管理棟, 添付2 (管理対象区域図) の全体図における免震重要棟及び入退域管理棟並びに免震重要棟及び入退域管理棟の管理対象区域図面の変更は, それぞれの区域の区域区分の変更をもって適用することとし, それまでの間は従前の例による。

附則 (令和2年5月27日 原規規発第2005271号)

(施行期日)

第1条

2. 第5条, 第40条及び第42条の2については, 大型廃棄物保管庫の運用を開始した時点から適用することとし, それまでの間は従前の例による。
3. 添付1 (管理区域図) の全体図及び大型廃棄物保管庫の管理区域図面並びに添付2 (管理対象区域図) の全体図及び大型廃棄物保管庫の管理対象区域図面の変更は, それぞれの区域の区域区分の変更をもって適用することとし, それまでの間は従前の例による。

附則 (平成28年12月27日 原規規発第1612276号)

(施行期日)

第1条

2. 第40条の2における水位の監視については, 水位計の設置が完了した貯留設備から順次適用する。

附則 (平成25年8月14日 原規福発第1308142号)

(施行期日)

第1条

2. 第17条第3項及び第4項の1号炉復水貯蔵タンク水については, 運用開始時点から適用する。

別添1 2017年8月25日 原子力規制委員会提出文書
(第2条関連)

『福島第一原子力発電所の基本姿勢』作成の元となった2017年8月25日 原子力規制委員会に提出した原文

2017年8月25日

原子力規制委員会 殿

東京電力ホールディングス株式会社
代表執行役社長 小早川 智明

本年7月10日の原子力規制委員会との意見交換に関する回答

1. はじめに

当社が起こした福島原子力事故により、私たちは、支えて下さった地元の皆さまに塗炭の苦しみを与えました。事故を起こした当事者の代表として、私は、このような事故を二度と起こさないと固く誓い、福島復興、福島第一原子力発電所の廃炉、賠償をやり遂げるため、自ら判断し、実行し、説明する責任を果たしてまいります。

福島の方からは、当社が福島第一原子力発電所の廃炉を安全にやり遂げることにについて、強いご要請を頂いています。廃炉の過程には、処理水をどう取り扱うのか、放射性廃棄物をどう処分するのか、などの課題があると認識しています。

新潟の方からは、福島原子力事故の教訓を安全対策等に結びつけるための徹底的な検証を行うことについて、強いご要請を頂いています。

こうした地元のご要請に真摯に向き合い、決して独りよがりにはならず、私をはじめ経営層が地元へ足を運び、対話を重ね、地元の思いに配慮しつつ責任を果たすことが、私たちの主体性と考えています。

なお、福島第二原子力発電所や柏崎刈羽原子力発電所の今後についても、同様に経営としてしっかり検討・判断してまいります。

これまで、当社は、社外に向かって当社の考えをお伝えし、行動を起こしていく姿勢に欠けていたものと自覚しています。同様に、社内においても、こうした姿勢の欠如に起因する部門間のコミュニケーションの悪さが、組織の一体感のなさや対外情報発信の至らなさを招いたものと反省しています。このため、私は、組織の縦割りや閉鎖性を打破することにより、社内外に開かれた組織をつくってまいります。

また、福島復興、福島第一原子力発電所の廃炉、賠償をやり遂げることと、終わりのなき原子力の安全性向上に取り組むことは、当社自身の責任であると改めて自覚します。トップである私が先頭に立ち、現地現物主義で自らの頭と手を使い、主体性を持って様々な課題をやり遂げる企業文化を根付かせてまいります。

原子力の安全に対しては、社長の私が責任者です。私はこの責任に決して尻込みしません。この責任を果たすにあたり、協力企業を含め、私とともに安全を担う現場からの声を、トップである私がしっかり受け止め、原子力安全の向上のための改革を進めます。同時に、こうした取組の中で、私の責任で現場のモチベーションを高めていくことも実施してまいります。

会長以下の取締役会は、原子力安全監視室、原子力改革監視委員会をはじめとする、原子力の専門家からの指導、助言も踏まえ、私が先頭に立って進める執行の取組を監督する役割を果たしてまいります。

こうした決意の下、7月10日の貴委員会における各論点に関して、以下の通りお答えします。

2. 各論点に対するご回答

①福島第一原子力発電所の廃炉を主体的に取り組み、やりきる覚悟と実績を示すことができない事業者に、柏崎刈羽原子力発電所を運転する資格は無い

福島第一原子力発電所の廃炉は、国内外の叡智や、地元をはじめ多くの関係者のご協力を得つつ、当社が主体となり進めます。貴委員会の「福島第一原子力発電所の中期的リスクの低減目標マップ」で示されたリスクの低減はもとより、福島第一原子力発電所の廃炉を着実に進めます。

福島第一原子力発電所の廃炉を進めるにあたっては、進捗に応じて、地元の方々の思いや安心、復興のステップに配慮しつつ、当社は、主体的に関係者にしっかりと向き合い、課題への対応をご説明し、やり遂げる覚悟です。

これまでの地元の方との対話から、私が感じているのは、風評被害の払しょくに向けた当社の取組は不十分であり、これまで以上に努力して取り組む必要があるということです。当社は、風評被害の対策について、誠意と決意を持って取り組んでまいります。

今後、当社は、風評被害に対する行動計画を作成し、「多核種除去設備等処理水の取扱いに関する小委員会」の場をはじめ、あらゆる機会を捉え、ご説明してまいります。行動計画の作成にあたっては、これまで取り組んできた以下の項目に留まらず、地元の方々のご

意見を伺い、幅広く検討してまいります。

- 。 福島第一廃炉・汚染水対策に関する国内外への情報提供
- 。 福島県産品の購入等に関する取組

②福島第一原子力発電所の廃炉に多額を要する中で、柏崎刈羽原子力発電所に対する事業者責任を全うできる見込みが無いと、柏崎刈羽原子力発電所の運転を再開することはできない

当社は、福島第一原子力発電所の廃炉をやり遂げることと、柏崎刈羽原子力発電所の終わりのなき安全性向上を、両立してまいります。

現在審査頂いている柏崎刈羽6/7号機の安全対策については、一定の進捗をみていますが、今後要する資金の手当てについては、当社において策定し、主務大臣の認定を受けた新々総合特別事業計画でお示しした計画に基づき、着実に実行してまいります。

また、今後、追加で安全対策が必要となる場合は、社長である私の責任で資金を確保いたします。

③原子力事業については、経済性よりも安全性追求を優先しなくてはならない

当社は、二度と福島第一原子力発電所のような事故を起こさないとの決意の下、原子力事業は安全性確保を大前提とすることを誓います。

私は、安全性をおろそかにして、経済性を優先する考えは微塵もありませんし、決していたしません。

④不確実・未確定な段階でも、リスクに対する取り組みを実施しなければならない

福島原子力事故を経験した当社の反省の一つは、知見が十分でない津波に対し、想定を上回る津波が発生する可能性は低いと判断し、津波・浸水対策の強化といったリスク低減の努力を怠ったことです。

この反省を踏まえ、当社は、⑤で述べるように世界中の運転経験や技術の進歩に目を開き、謙虚に学んで、リスクを低減する努力を日々継続してまいります。

社長である私は、「安全はこれで十分ということを絶対に思ってはいけない」という最大の教訓を、繰り返し全社員に強く語りかけてまいります。

⑤規制基準の遵守は最低限の要求でしか無く、事業者自らが原子力施設のさらなる安全性向上に取り組まなくてはならない

当社は、福島原子力事故に対する深い反省から、原子力の安全性向上について、規制に留まらず、さらなる高みを目指すため、WANO、INPO、JANSIをはじめ各国の団体・企業からの学びを大切にし、ベンチマーク等を行い、不断の改善を行ってまいります。

日常の運転・保守の改善や、発電所の脆弱性抽出とその対策実施に対して、PRA（確率論的リスク評価）の活用をはじめ、リスクに向き合い安全性を継続的に向上させるための取組を行ってまいります。

現場では、過酷事故時に対応するためにハード・ソフトの対策を整備し、これをより実効的なものとするため、訓練を繰り返し実施してまいります。

私は、何よりも、発電所のことをよく知る現場からの提案やリスクへの気づきをこれまで以上に大切にし、原子力・立地本部長の下で、現場からの改善提案を積極的に受け入れる「安全向上提案力強化コンペ」などの取組を強化してまいります。

今後も、優れた改善提案には、優先的にリソースを配分し、さらなる改善を実現してまいります。

⑥原子力事業に関する責任の所在の変更を意味する体制変更を予定しているのであれば、変更後の体制のもとで柏崎刈羽原子力発電所について再申請すべき

当社は、福島第一原子力発電所の廃炉をやり遂げることと、柏崎刈羽原子力発電所の終わりなき安全性向上を、両立してまいります。

私が社長就任時に表明した原子力事業の組織の在り方は、法人格が変わる分社化ではなく、社内カンパニー化であり、私が原子力安全の責任者であることは変わりません。

トップである私の目指す社内カンパニー化は、これまでのような情報共有ミスを防ぐなど、縦割りや閉鎖性を打破し、組織を開くという社内のガバナンス強化が目的であり、炉規制法に基づく審査要件に影響するような責任の所在変更は行いません。

⑦社内の関係部門の異なる意見や知見が、一元的に把握され、原子力施設の安全性向上に的確に反映されなければならない

当社は、福島原子力事故時の炉心溶融の判定基準の有無に関して誤った説明をしていた

問題や、柏崎刈羽 6/7 号機の安全審査対応における問題などの反省から、経営層を含め、各層が日々迅速に情報を共有するとともに、組織横断的な課題などの情報を一元的に共有するための対策を実施してまいります。

また、発電所と本社経営層の距離をなくすためのコミュニケーションの場を増やし、現場と経営トップが同じ情報を基に、安全を議論できるようにしてまいります。例えば、本社の会議の運営を効率化する等により、私をはじめ経営層が現場に足を運び、直接現場を見て、現場の話を聞く機会を増やしてまいります。

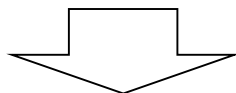
以上

別添2 重要なリスク情報への対応

重要なリスク情報への対応

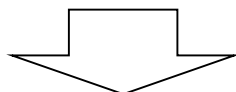
①リスク情報収集

- ・組織は保安活動の実施によって得られたリスク情報を収集



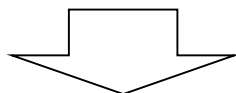
②リスク情報を速やかに報告

- ・組織は原子炉施設の設計・開発の想定を超えるおそれがあるリスク情報を社長へ速やかに報告
- ・社長はリスク緩和措置の検討、情報の追加収集を指示



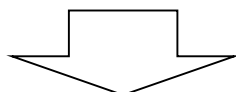
③リスク緩和措置の実施

- ・社長は原子力の安全がそれ以外の事由により損なわれることがないよう、安全を最優先して緩和措置を決定
- ・組織はリスク緩和措置を実施



④追加措置の実施

- ・組織はリスク情報を追加収集
- ・社長は原子力の安全がそれ以外の事由により損なわれることがないよう、安全を最優先して追加措置を決定
- ・組織は追加措置を実施



⑤措置の完了確認

- ・社長はリスク緩和措置、追加措置の完了を確認

添付 1 については核物質防護上の理由から
公開しないこととしております。

添付 1 管 理 区 域 図

(第 4 6 条及び第 4 9 条関連)

添付 2 については核物質防護上の理由から
公開しないこととしております。

添付 2 管 理 対 象 区 域 図

(第 4 5 条, 第 4 7 条及び第 4 8 条関連)

添付 3 については核物質防護上の理由から
公開しないこととしております。

添付 3 保 全 区 域 図

(第 5 6 条関連)

第2編

(5号炉及び6号炉に係る保安措置)

第1章 総 則

(目的)

第1条

この規定第2編は、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。）第64条の3第1項の規定に基づき、福島第一原子力発電所5号炉及び6号炉に係る発電用原子炉施設（本編において、以下「原子炉施設」という。）の保安のために必要な措置（以下「保安活動」という。）を定め、核燃料物質若しくは核燃料物質によって汚染された物（以下「核燃料物質等」という。）又は発電用原子炉（以下「原子炉」という。）による災害の防止を図ることを目的とする。

(基本方針)

第2条

当社は、7項目の回答等[※]で約束した内容を遵守する。遵守にあたっては、「福島第一原子力発電所の基本姿勢」（以下「基本姿勢」という。）を定める。

福島第一原子力発電所における保安活動は、基本姿勢に則り、放射線及び放射性物質の放出による従業員及び公衆の被ばくを、定められた限度以下であってかつ合理的に達成可能な限りの低い水準に保つとともに、災害の防止のために、健全な安全文化を育成し、及び維持する取り組みを含めた、適切な品質保証活動に基づき実施する。

保安活動における基本姿勢は、以下のとおり。

【福島第一原子力発電所の基本姿勢】

社長は、福島第一原子力発電所事故を起こした当事者のトップとして、福島第一原子力発電所が既に放射線による被ばくや放射性物質の拡散が発生し得る環境であることを踏まえ、これらの防止に先手を打っていくためにリーダーシップを発揮し、福島第一原子力発電所の廃炉を安全最優先で、かつ着実にやり遂げる。

その実現にあたっては、当社は地元の要請に真摯に向き合い、決して独りよがりにはならず、地元の方々の安心につながるよう対話を重ね、主体性を持って福島第一原子力発電所の廃炉を進めていく。

1. 社長は、福島第一原子力発電所事故を起こした当事者の責任を果たすために、福島第一原子力発電所の廃炉を主体的、計画的かつ着実に進めていく。
 - ・当社は、福島第一原子力発電所の廃炉に必要なエンジニアリングを主体的に実施できるように、社内外の支援を得ながら、人材の確保・育成及び組織・体制の整備並びにプロジェクトマネジメントやリスク管理の仕組みの構築等を継続的に進化させ、エンジニアリング能力を向上させていく。
 - ・当社は、廃炉全体の主要な作業プロセスを示した「廃炉中長期実行プラン」を主体的に定め、これを着実に実行する。
 - ・当社は、福島復興のために、「復興と廃炉の両立に向けた福島の皆さまへのお約束」に従い、地元での廃炉関連産業の活性化、雇用や技術の創出及び人材輩出に積極的に取り組む。
2. 当社は、福島第一原子力発電所の廃炉に必要な資金について、「廃炉等積立金制度」に基づく「廃炉等積立金の取戻しに関する計画」を、主務大臣に承認を受け、確実に確保する。

3. 当社は、いかなる経済的要因があっても廃炉に必要な資金を確保し、安全を最優先した上で、廃炉作業の進捗に応じ、全体最適の観点から優先順位付けを行い、福島第一原子力発電所の廃炉を進める。

4. 社長は、不確実・未確定な段階でも、重大なリスクを確実にかつ速やかに把握し、安全を最優先した経営上の判断を行い、当社はその内容を社会に速やかに発信する。

また、社長主導のもと、福島第一原子力発電所の事故の原因究明、事故の進展解明につながるような調査や現場保存に取り組み、他の原子力施設の安全性の向上に貢献する。

5. 当社は、原子力災害対策特別措置法に基づく原子力緊急事態が未だ福島第一原子力発電所で継続していることを踏まえ、原子力安全・作業安全・設備安全等の観点から、放射線による被ばくや放射性物質の拡散を防止しつつ、廃炉を計画的に進めるために、以下の取り組みを主体的かつ継続的に実施する。

- ・放射線管理を確実に実施し、廃炉作業に従事する従業員や作業員の被ばくを合理的に可能な限り低減する。
- ・現場の作業環境に配慮した放射性物質の拡散や飛散防止策を講じるとともに、放射線量や放射能濃度のモニタリング及び分析を継続的かつ確実に実施する。
- ・現場からの提案、リスク情報の活用、世界中の原子力施設の廃止措置や運転経験の収集、技術開発動向の注視、国内外の団体・企業からの学びを活用する。
- ・新たな事故の発生に備えた訓練を継続的に実施する。

6. 社長は、福島第一原子力発電所事故を起こした当事者のトップとして福島第一原子力発電所の廃炉に対し、全社をあげて取り組む責任を担う。

特に、長期にわたる廃炉を支える人材については、社内外から必要な人材を確保するとともに、その育成に努める。

7. 当社は、福島第一原子力発電所の廃炉の現場は常に変化していることから、現場の状況及び想定し得るリスクも日々変化していくことを認識し、最新の現場環境を把握し、常にリスクの抽出に取り組む。

また、福島第一原子力発電所内外の関係部門からの意見や知見、情報等を一元的に把握・共有し改善しながら、福島第一原子力発電所の安全と品質を高めていく。

※：7項目の回答等とは、原子力規制委員会が示した7つの基本的な考え方、それに対し当社が2017年8月25日原子力規制委員会に提出した回答文書（別添1）及び同年8月30日第33回原子力規制委員会での議論をいう。

(関係法令及び保安規定の遵守)

第2条の2

社長は、第2条に係る保安活動を実施するにあたり、関係法令及び保安規定の遵守が確実に行われるよう、基本方針を定めるとともに、必要に応じて基本方針の見直しを行う。

2. 廃炉・汚染水対策最高責任者及び内部監査室長は、関係法令及び保安規定の遵守が確実に行われるようにするため、「法令等の遵守に係る活動基本マニュアル」を定め、これに基づき次の事項を実施する。

(1) 第1項の基本方針に基づき、関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動計画を年度毎に策定する。

(2) 第3項の関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動状況进行评估し、その結果を社長に報告し、必要に応じて指示を受ける。

(3) (2)の活動状況の評価結果及び指示を、関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動計画に反映する。

3. 第4条の組織は、第2項(1)の活動計画に基づき、関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動を実施する。

第2条の3

削除

第2章 品質保証

(品質マネジメントシステム計画)

第3条

第2条に係る保安活動のための品質保証活動を実施するにあたり、以下のとおり品質マネジメントシステム計画を定める。

【品質マネジメントシステム計画】

1. 目的

本品質マネジメントシステム計画は、福島第一原子力発電所（以下「発電所」という。）の安全を達成・維持・向上させるため、「原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則及び同規則の解釈」（以下「品質管理基準規則」という。）に従って、発電所における保安活動に係る品質マネジメントシステム（以下「品質マネジメントシステム」という。）を確立し、実施し、評価確認し、継続的に改善するとともに、安全文化及び安全のためのリーダーシップによって原子力の安全を確保することを目的とする。

2. 適用範囲

本品質マネジメントシステム計画は、発電所の保安活動に適用する。

3. 用語の定義

以下を除き品質管理基準規則の定義に従う。

- (1) 特定原子力施設：福島第一原子力発電所を構成する構築物、系統及び機器等の総称
- (2) ニューシア：原子力施設の事故又は故障等の情報並びに信頼性に関する情報を共有し活用することにより、事故及び故障等の未然防止を図ることを目的として、一般社団法人 原子力安全推進協会が運営するデータベース（原子力施設情報公開ライブラリー）のことをいう。
- (3) BWR 事業者協議会：国内 BWR プラントの安全性及び信頼性を向上させるために、電力会社とプラントメーカーとの間で情報を共有し、必要な技術的検討を行う協議会のことをいう。（以下、本条及び第107条において同じ。）

4. 品質マネジメントシステム

4.1 一般要求事項

- (1) 第4条（保安に関する組織）に定める組織（以下「組織」という。）は、本品質マネジメントシステム計画に従って、品質マネジメントシステムを確立し、文書化し、実施し、かつ、維持する。また、その品質マネジメントシステムの実効性を維持するため、継続的に改善する。
- (2) 組織は、保安活動の重要度に応じて、品質マネジメントシステムを確立し、運用する。
この場合、以下の事項を適切に考慮し、発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針（以下「重要度分類指針」という。）を参考として、品質マネジメントシステム要求事項の適用の程度についてグレード分けを行う。
 - a) 業務・特定原子力施設又は組織の重要度及びこれらの複雑さの程度
 - b) 特定原子力施設の品質又は業務に関連する原子力安全に影響を及ぼすおそれのあるもの及びこれらに関連する潜在的影響の大きさ
 - c) 機器等の故障若しくは通常想定されない事象の発生又は業務が不適切に計画され、若しくは実行されたことにより起こり得る影響
- (3) 組織は、保安活動の重要度に応じて、資源の適切な配分を行う。
- (4) 組織は、特定原子力施設に適用される法令・規制要求事項を明確に認識し、「文書及び記録管理基本マニュアル（福島第一廃炉推進カンパニー）」に基づき各基本マニュアル等に明記する（7.2.1 参照）。
- (5) 組織は、品質マネジメントシステムに必要なプロセスを明確にするとともに、そのプロセスを組織に適用することを「原子力品質保証規程」に定め、次の事項を実施する。
 - a) プロセスの運用に必要な情報及び当該プロセスの運用により達成される結果を明確にする。
 - b) これらのプロセスの順序及び相互関係（組織内のプロセス間の相互関係を含む。）を図1のとおりとする。
 - c) これらのプロセスの運用及び管理のいずれもの実効性の確保に必要なパフォーマンスを示す指標（Performance Indicator）（以下「PI」という。）、並びに判断基準及び方法を明確にする。
 - d) これらのプロセスの運用並びに監視及び測定に必要な資源及び情報を利用できる体制を確保する。これには、責任及び権限の明確化を含める。
 - e) これらのプロセスの運用状況を監視し、適用可能な場合には測定し、分析する。
 - f) これらのプロセスについて、計画の目的を達成するため、かつ、実効性を維持するために必要な処置（プロセスの変更を含む。）をとる。
 - g) これらのプロセス及び組織を品質マネジメントシステムとの整合がとれたものにする。

- h) 原子力安全とそれ以外の事項において意思決定の際に対立が生じた場合には、原子力安全が確保されるようにする。これには、セキュリティ対策が原子力安全に与える潜在的な影響と、原子力安全に係る対策がセキュリティに与える潜在的な影響を特定し、解決することを含む。
- (6) 組織は、安全文化として目指している状態を含め「健全な安全文化の育成及び維持に係る基本マニュアル（福島第一廃炉推進カンパニー）」を定めるとともに、技術的、人的及び組織的な要因の相互作用を適切に考慮して、効果的な取り組みを通じて、健全な安全文化を育成し、及び維持する。
- (7) 組織は、業務・特定原子力施設に係る要求事項（法令・規制要求事項を含む。）への適合に影響を及ぼすプロセスを外部委託することを決めた場合には、当該プロセスの管理を確実にする。

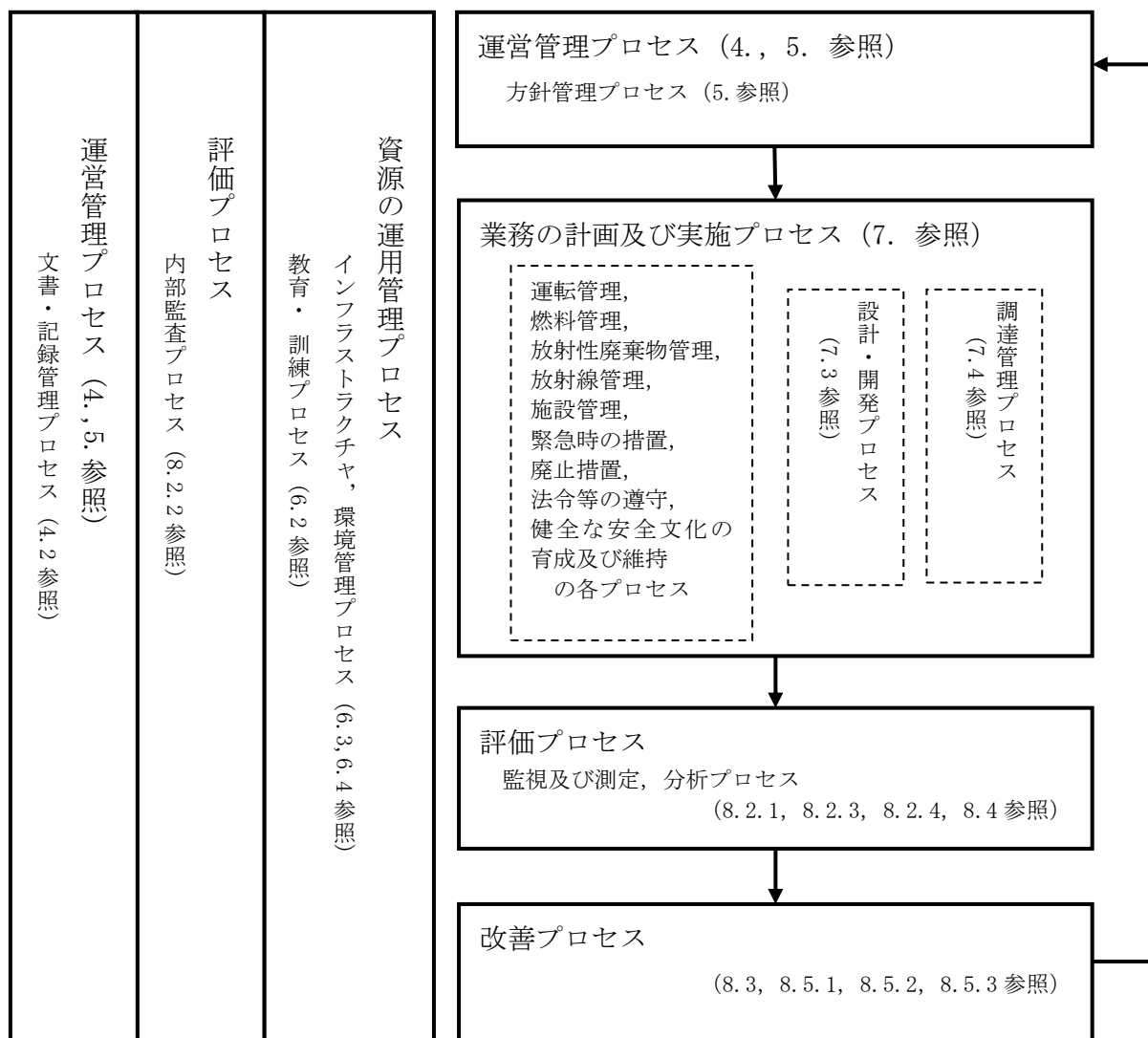


図1. 品質マネジメントシステムにおけるプロセス間の相互関係

4.2 文書化に関する要求事項

4.2.1 一般

品質マネジメントシステムの文書として以下の事項を含める。これらの文書は、保安活動の重要度に応じて作成し、当該文書に規定する事項を実施する。また、これらの文書体系を図2に、各マニュアルと各条文の関連を c) 及び d) の表に示す。なお、記録は適正に作成する。

- a) 品質方針及び品質目標
- b) 原子力品質保証規程

c) 品質管理基準規則が要求する“手順書等” である以下の文書及び記録

第3条の 関連条項	原子力品質 保証規程の 関連条項	名 称	管理箇所
4. 2, 7. 2. 2	4. 2, 7. 2. 2	文書及び記録管理基本マニュアル(福島第一廃炉推進カンパニー)	原子力安全・統括部
8. 2. 2, 8. 5. 1	8. 2. 2, 8. 5. 1	原子力品質監査基本マニュアル	内部監査室
8. 3, 8. 5. 1, 8. 5. 2, 8. 5. 3	8. 3, 8. 5. 1, 8. 5. 2, 8. 5. 3	不適合管理及び是正処置・未然防止処置基本マニュアル(福島第一廃炉推進カンパニー)	原子力安全・統括部

d) 組織内のプロセスの実効的な計画，運用及び管理を確実に実施するために，必要と決定した文書及び記録

①以下の文書

第3条の 関連条項	原子力品質 保証規程の 関連条項	名 称	管理箇所	第3条以外の 関連条文
5. 4. 1, 8. 2. 1, 8. 2. 3, 8. 4, 8. 5. 1	5. 4. 1, 8. 2. 1, 8. 2. 3, 8. 4, 8. 5. 1	セルフアセスメント実施基本マニュアル(福島第一廃炉推進カンパニー)	原子力安全・統括部	—
5. 4. 2	5. 4. 2	原子力リスク管理基本マニュアル	プロジェクトマネジメント室	—
5. 4. 2, 7. 1	5. 4. 2, 7. 1	変更管理基本マニュアル	業務統括室	—
5. 5. 4	5. 5. 4	保安全管理基本マニュアル	廃炉安全・品質室	第6条～第9条の3
5. 6, 8. 5. 1	5. 6, 8. 5. 1	マネジメントレビュー実施基本マニュアル	業務統括室	—
6. 2	6. 2	教育及び訓練基本マニュアル(福島第一廃炉推進カンパニー)	原子力人財育成センター	第118条～第120条
6. 3, 6. 4, 7. 1, 7. 2. 1, 7. 5, 7. 6	6. 3, 6. 4, 7. 1, 7. 2. 1, 7. 5, 7. 6	燃料管理基本マニュアル	プール燃料取り出しプログラム部	第55条, 第72条, 第79条, 第80条, 第85条, 第86条, 第103条, 第104条, 第120条
		放射性廃棄物管理基本マニュアル	防災・放射線センター	第87条～第90条, 第120条
		施設管理基本マニュアル	建設・運用・保守センター	第90条, 第102条, 第107条, 第120条
		放射線管理基本マニュアル	防災・放射線センター	第92条～第99条, 第100条～第106条, 第120条
		原子力災害対策基本マニュアル(福島第一廃炉推進カンパニー)	原子力運営管理部	第108条～第117条
6. 3, 6. 4, 7. 1, 7. 2. 1, 7. 5, 7. 6, 8. 2. 4	6. 3, 6. 4, 7. 1, 7. 2. 1, 7. 5, 7. 6, 8. 2. 4	運転管理基本マニュアル	建設・運用・保守センター	第7条, 第11条の3, 第12条～第15条, 第17条, 第17条の2, 第55条, 第72条～第77条, 第87条, 第94条, 第95条, 第120条, 第121条

第3条の 関連条項	原子力品質 保証規程の 関連条項	名 称	管理箇所	第3条以外の 関連条文
7. 1, 7. 2. 1, 7. 5	7. 1, 7. 2. 1, 7. 5	法令等の遵守に係る活動基本マ ニュアル	業務統括室	第2条の2
		健全な安全文化の育成及び維持に 係る基本マニュアル（福島第一廃炉 推進カンパニー）	原子力安全・統括部 推進カンパニー	—
7. 2. 3, 8. 2. 1	7. 2. 3, 8. 2. 1	外部コミュニケーション基本マニ ュアル	プロジェクトマネジ メント室	—
7. 3	7. 3	設計管理基本マニュアル	計画・設計センター	—
7. 4	7. 4	調達管理基本マニュアル	計画・設計センター	—
		原子燃料調達基本マニュアル	プール燃料取り出し プログラム部	—
8. 2. 4	8. 2. 4	検査及び試験基本マニュアル	廃炉安全・品質室	第 107 条, 第 120 条

②発電所品質保証計画書

③要領，要項，手引等の手順書

④部門作成文書

⑤外部文書

⑥上記①②③④⑤で規定する記録

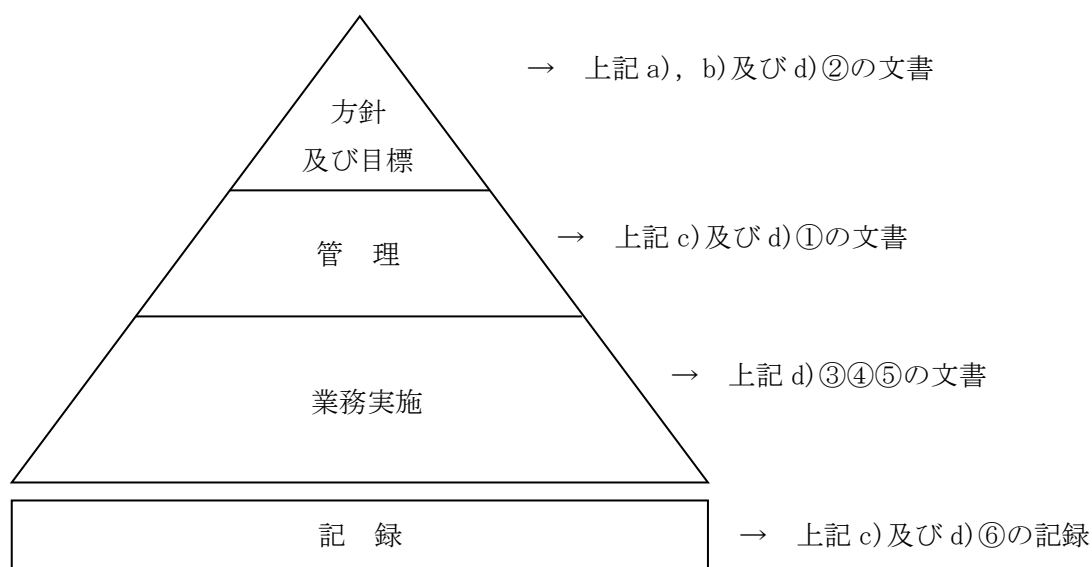


図 2. 品質マネジメントシステム文書体系図

4.2.2 品質マニュアル

- (1) 組織は、品質マニュアルとして本品質マネジメントシステム計画に定める要求事項を含む「原子力品質保証規程」を作成し、維持する。制定・改訂権限者は社長とする。
- (2) 「原子力品質保証規程」には、次の事項を含める。
 - a) 品質マネジメントシステムの運用に係る組織に関する事項
 - b) 保安活動の計画、実施、評価及び改善に関する事項
 - c) 品質マネジメントシステムの適用範囲
 - d) 品質マネジメントシステムについて確立された“手順書等”又はそれらを参照できる情報
 - e) 品質マネジメントシステムのプロセス間の相互関係

4.2.3 文書管理

- (1) 組織は、品質マネジメントシステムに必要な文書を、「文書及び記録管理基本マニュアル（福島第一廃炉推進カンパニー）」に基づき、保安規定上の位置付けを明確にするとともに、保安活動の重要度に応じて管理する。これには次の事項を含める。
 - a) 組織として承認されていない文書の使用又は適切でない変更の防止
 - b) 文書の組織外への流出等の防止
 - c) 4.2.1 c) 及び d) ①の文書の制定及び改訂に係るレビューの結果、当該レビューの結果に基づき講じた処置並びに当該制定及び改訂を承認した者に関する情報の維持
また、記録は、4.2.4 に規定する要求事項に従って管理する。
- (2) 組織の要員が判断及び決定に当たり適切な文書を利用できるよう、次の活動に必要な管理を「文書及び記録管理基本マニュアル（福島第一廃炉推進カンパニー）」に規定する。これには、文書改訂時等の必要な時に当該文書作成時に使用した根拠等の情報が確認できることを含める。
 - a) 発行前に、文書の妥当性をレビューし、承認する。
 - b) 文書の改訂の必要性についてレビューする。また、改訂に当たっては、a) と同様にその妥当性をレビューし、承認する。
 - c) a) 及び b) のレビューを行う際には、その対象となる文書に定められた活動を実施する部門の要員を参画させる。
 - d) 文書の変更の識別及び最新の改訂状況の識別を確実にする。
 - e) 該当する文書の適切な版が、必要なときに、必要なところで使用しやすい状態にあることを確実にする。
 - f) 文書は、読みやすくかつ容易に内容を把握することができるようにする。
 - g) 品質マネジメントシステムの計画及び運用のために組織が必要と決定した外部からの文書を明確にし、その配付が管理されていることを確実にする。

- h) 廃止文書が誤って使用されないようにする。また、これらを保持する場合には、その目的にかかわらず、これを識別し管理する。

4.2.4 記録の管理

- (1) 組織は、要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの実効性を実証する記録を明確にし、保安活動の重要度に応じて管理する。
- (2) 記録は、読みやすく、容易に内容を把握することができるとともに、識別可能かつ検索可能なように作成する。
- (3) 記録の識別、保管、保護、検索、保管期間及び廃棄に関して必要な管理を「文書及び記録管理基本マニュアル（福島第一廃炉推進カンパニー）」に規定する。

5. 経営責任者等の責任

5.1 経営責任者の原子力安全のためのリーダーシップ

社長は、原子力安全のためのリーダーシップを発揮し、責任を持って品質マネジメントシステムを確立及び実施させるとともに、その実効性の維持及び継続的な改善を、次の業務を行うことによって実証する。

- a) 基本姿勢を設定し、品質保証活動に展開することを確実にする。
- b) 品質方針を設定する。
- c) 品質目標が設定されることを確実にする。
- d) 要員が、健全な安全文化を育成し、及び維持することに貢献できるようにすることを確実にする。
- e) マネジメントレビューを実施する。
- f) 資源が使用できることを確実にする。
- g) 法令・規制要求事項を満たすことは当然のこととして、原子力安全を確保することの重要性を組織内に周知する。
- h) 担当する業務について理解し、遂行する責任を有することを要員に認識させる。
- i) すべての階層で行われる決定が、原子力安全の確保について、その優先順位及び説明する責任を考慮して確実に行われるようにする。

5.2 原子力安全の確保の重視

社長は、組織の意思決定の際には、業務・特定原子力施設に対する要求事項に適合し（7.2.1 及び 8.2.1 参照）、かつ、原子力安全がそれ以外の事由により損なわれないようにする。

5.3 品質方針

社長は、品質方針（健全な安全文化の育成及び維持に関するものを含む。）について、次の事項を確実にする。

なお、健全な安全文化の育成及び維持に関するものは、技術的、人的及び組織的な要因並びにそれらの相互作用が原子力安全に対して影響を及ぼすことを考慮し、組織全体の安全文化のあるべき姿を目指して設定する。

- a) 組織の目的及び状況に対して適切である。
- b) 要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの実効性の維持及び継続的な改善に対するコミットメントを含む。
- c) 品質目標の設定及びレビューのための枠組みを与える。
- d) 組織全体に伝達され、理解される。
- e) 適切性の持続のためにレビューされる。
- f) 基本姿勢を含む組織運営に関する方針と整合がとれている。

5.4 計画

5.4.1 品質目標

(1) 社長は、「セルフアセスメント実施基本マニュアル（福島第一廃炉推進カンパニー）」に基づき、組織内のしかるべき部門及び階層で、業務・特定原子力施設に対する要求事項を満たすために必要なものを含む品質目標（7.1（3）b）参照）が設定されることを確実にする。また、品質目標には、達成するための計画として次の事項を含める。

- a) 実施事項
- b) 必要な資源
- c) 責任者
- d) 実施事項の完了時期
- e) 結果の評価方法

(2) 品質目標は、その達成度が判定可能で、品質方針との整合がとれていること。

5.4.2 品質マネジメントシステムの計画

(1) 社長は、品質マネジメントシステムの実施に当たっての計画が、4.1に規定する要求事項を満たすように策定されていることを確実にする。

(2) 社長は、品質マネジメントシステムの変更が計画され、実施される場合には、その変更が品質マネジメントシステムの全体の体系に対して矛盾なく、整合が取れているようにするために、「変更管理基本マニュアル」に基づき管理することを確実にする。この変更には、プロセス及び組織の変更（累積的な影響が生じうる軽微な変更を含む。）を含める。

品質マネジメントシステムの変更の計画，実施に当たっては，保安活動の重要度に応じて，次の事項を適切に考慮する。

- a) 品質マネジメントシステムの変更の目的及び当該変更により起こり得る結果（組織の活動として実施する，当該変更による原子力安全への影響の程度の分析及び評価，当該分析及び評価の結果に基づき講じた措置を含む。）
- b) 品質マネジメントシステムの実効性の維持
- c) 資源の利用可能性
- d) 責任及び権限の割り当て

(3) 社長は，「原子力リスク管理基本マニュアル」に基づき，原子力安全に係る情報が活用され，品質マネジメントシステムの実効性が継続的に改善されていることを次の事項により確実にする。

- a) 外部及び内部の課題並びに原子力安全に関する要求事項を考慮した，原子力安全に影響を及ぼすおそれのある事項の抽出（事故調査の結果から得られた知見を含む。）
- b) 原子力安全に対する影響を防止又は低減する取り組みの計画・実施

別添2に基づき，社長が把握した重要なリスク情報（不確実・未確定な段階を含む。）に対して必要な措置を実施し，その記録を維持する（4.2.4 参照）。

5.5 責任，権限及びコミュニケーション

5.5.1 責任及び権限

社長は，全社規程である「職制および職務権限規程」を踏まえ，責任（担当業務に応じた組織の内外に対し業務の内容について説明する責任を含む。）及び権限が第5条（保安に関する職務），第9条（原子炉主任技術者の職務等）及び第9条の2（電気主任技術者の職務等）に定められ，また，部門相互間の業務の手順が文書化され，組織全体に周知されるとともに，関係する要員が責任を持って業務を遂行できることを確実にする。また，社長は第4条（保安に関する組織）に定める組織以外の全社組織による，「職制および職務権限規程」に基づく保安活動への支援を確実にする。

5.5.2 管理責任者

- (1) 社長は，内部監査室長及び廃炉・汚染水対策最高責任者を管理責任者に任命し，与えられている他の責任とかかわりなく，次に示す責任及び権限を与える。
- (2) 内部監査室長の管理責任者としての責任及び権限
 - a) 内部監査プロセスを通じて，品質マネジメントシステムに必要なプロセスの確立，実施及びその実効性を維持することを確実にする。

- b) 内部監査プロセスを通じて、品質マネジメントシステムの運用状況及び改善の必要性の有無について、社長に報告する。
 - c) 内部監査プロセスを通じて、健全な安全文化を育成し、及び維持することにより、組織全体にわたって、原子力安全の確保についての認識を高めることを確実にする。
 - d) 内部監査プロセスを通じて、組織全体にわたって、法令・規制要求事項を遵守することを確実にする。
- (3) 廃炉・汚染水対策最高責任者の管理責任者としての責任及び権限
- a) 品質マネジメントシステムに必要なプロセス（内部監査プロセスを除く。）の確立、実施及びその実効性を維持することを確実にする。
 - b) 品質マネジメントシステム（内部監査プロセスを除く。）の運用状況及び改善の必要性の有無について、社長に報告する。
 - c) 健全な安全文化を育成し、及び維持することにより、組織全体（内部監査室を除く。）にわたって、原子力安全の確保についての認識を高めることを確実にする。
 - d) 組織全体（内部監査室を除く。）にわたって、法令・規制要求事項を遵守することを確実にする。

5.5.3 管理者

- (1) 社長は、第5条に示す管理者（社長及び管理責任者を除く。）に対し、所掌する業務に関して、次に示す責任及び権限を与えることを確実にする。
- a) プロセスが確立され、実施されるとともに、実効性を維持する。
 - b) 業務に従事する要員の、業務・特定原子力施設に対する要求事項についての認識を高める。
 - c) 業務の実施状況について評価する（5.4.1 及び 8.2.3 参照）。
 - d) 健全な安全文化を育成し、及び維持する。
 - e) 法令・規制要求事項を遵守することを確実にする。
- (2) 管理者は、与えられた責任及び権限の範囲において、原子力安全のためのリーダーシップを発揮し、以下の事項を確実に実施する。
- a) 品質目標を設定し、その目標の達成状況を確認するため、業務の実施状況を監視及び測定する。
 - b) 要員が原子力安全に対する意識を向上し、かつ、原子力安全への取り組みを積極的に行えるようにする。
 - c) 原子力安全に係る意思決定の理由及びその内容を、関係する要員に確実に伝達する。
 - d) 常に問いかける姿勢及び学習する姿勢を要員に定着させるとともに、積極的に特定原子力施設の保安に関する問題の報告を行えるようにする。
 - e) 要員が、積極的に業務の改善に対して貢献できるようにする。

- (3) 管理者は、所掌する業務に関する自己評価をあらかじめ定められた間隔で実施する。
この自己評価には、安全文化についての弱点のある分野及び強化すべき分野に係るものを含める。

5.5.4 内部コミュニケーション

社長は、組織内にコミュニケーションのための適切なプロセスが確立されることを確実にする。また、品質マネジメントシステムの実効性に関しての情報交換が行われることを確実にする。

5.6 マネジメントレビュー

5.6.1 一般

- (1) 社長は、組織の品質マネジメントシステムが、引き続き、適切かつ妥当であること及び実効性が維持されていることを評価するために、「マネジメントレビュー実施基本マニュアル」に基づき、年1回以上品質マネジメントシステムをレビューする。なお、必要に応じて随時実施する。
- (2) このレビューでは、品質マネジメントシステムの改善の機会の評価、並びに基本姿勢、品質方針及び品質目標を含む品質マネジメントシステムの変更の必要性の評価も行う。
- (3) マネジメントレビューの結果の記録を維持する（4.2.4 参照）。

5.6.2 マネジメントレビューへのインプット

マネジメントレビューへのインプットには、次の情報を含める。

- a) 内部監査の結果
- b) 原子力安全の達成に関する外部の者の意見（外部監査（安全文化の外部評価を含む。）を受けた場合の結果、地域住民の意見、原子力規制委員会の意見等を含む。）
- c) プロセスの運用状況
- d) 自主検査等の結果
- e) 品質目標の達成状況
- f) 健全な安全文化の育成及び維持の状況（内部監査による安全文化の育成及び維持の取り組みの状況に係る評価の結果並びに管理者による安全文化についての弱点のある分野及び強化すべき分野に係る自己評価の結果を含む。）
- g) 法令・規制要求事項の遵守状況
- h) 不適合並びに是正処置及び未然防止処置の状況（組織の内外で得られた知見（技術的な進歩により得られたものを含む。）並びに不適合その他の事象から得られた教訓を含む。）
- i) 前回までのマネジメントレビューの結果に対するフォローアップ
- j) 品質マネジメントシステムに影響を及ぼす可能性のある変更

- k) 改善のための提案
- l) 資源の妥当性
- m) 保安活動の改善のためにとった措置（品質方針に影響を与えるおそれのある組織の内部及び外部の課題を明確にし、当該課題に取り組むことを含む。）の実効性

5.6.3 マネジメントレビューからのアウトプット

- (1) マネジメントレビューからのアウトプットには、次の事項に関する決定及び処置すべてを含める。
 - a) 品質マネジメントシステム及びそのプロセスの実効性の維持に必要な改善
 - b) 業務の計画及び実施に係る改善
 - c) 品質マネジメントシステムの実効性の維持及び継続的な改善のための資源の必要性
 - d) 健全な安全文化の育成及び維持に関する改善（安全文化についての弱点のある分野及び強化すべき分野が確認された場合における改善策の検討を含む。）
 - e) 法令・規制要求事項の遵守に関する改善

6. 資源の運用管理

6.1 資源の提供

組織は、原子力安全を確実なものにするために必要な人的資源、インフラストラクチャ、作業環境及びその他必要な資源を明確にし、確保し、提供する。

6.2 人的資源

6.2.1 一般

組織は、業務の実施に必要な技能及び経験を有し、力量のある者を要員に充てる。この力量には、組織が必要とする技術的、人的及び組織的側面に関する知識を含める。

6.2.2 力量、教育・訓練及び認識

組織は、要員の力量を確保するために、保安活動の重要度に応じて、次の事項を「教育及び訓練基本マニュアル（福島第一廃炉推進カンパニー）」に従って実施する。

- a) 要員に必要な力量を明確にする。
- b) 要員の力量を確保するために、教育・訓練を行うか、又は他の処置（必要な力量を有する要員を新たに配属又は採用することを含む。）をとる。
- c) 教育・訓練又は他の処置の実効性を評価する。
- d) 要員が、原子力安全に対する自らの活動のもつ意味及び重要性を認識し、品質目標の達成及び品質マネジメントシステムの実効性の維持に向けて自らがどのように貢献できるかを認識することを確実にする。
- e) 力量、教育・訓練及び他の措置について該当する記録を維持する（4.2.4 参照）。

6.3 インフラストラクチャ

組織は、原子力安全の達成のために必要なインフラストラクチャを関連するマニュアル等にて明確にし、提供し、維持する。

6.4 作業環境

組織は、原子力安全の達成のために必要な作業環境を関連するマニュアル等にて明確にし、運営管理する。この作業環境は、作業場所の放射線量を基本とし、異物管理や火気管理等の作業安全に関する事項及び温度、照度、狭小の程度等の作業に影響を及ぼす可能性のある事項を含める。

7. 業務に関する計画の策定及び業務の実施

7.1 業務の計画

- (1) 組織は、保安活動に必要な業務のプロセスの計画を策定し、運転管理、燃料管理、放射性廃棄物管理、放射線管理、施設管理、緊急時の措置、法令等の遵守、健全な安全文化の育成及び維持の各基本マニュアル（これらには廃止措置のプロセスを含む。）に定める。また、各基本マニュアルに基づき、業務に必要なプロセスを計画し、構築する。この計画の策定においては、機器等の故障若しくは通常想定されない事象の発生又は業務が不適切に計画され、若しくは実行されたことにより起こり得る影響（4.1 (2) c) 参照）を考慮する。
- (2) 業務の計画（計画を変更する場合を含む。）は、品質マネジメントシステムのその他のプロセスの要求事項と整合をとる（4.1 (5) g) 参照）。
- (3) 組織は、プロセス及び組織の変更（累積的な影響が生じうるプロセス及び組織の軽微な変更を含む。）を含む業務の計画の策定及び変更に当たって、次の各事項について適切に明確化する。
 - a) 業務の計画の策定又は変更の目的及び当該計画の策定又は変更により起こり得る結果（5.4.2 (2) a) と同じ。）
 - b) 業務・特定原子力施設に対する品質目標及び要求事項
 - c) 業務・特定原子力施設に特有な、プロセス及び文書の確立の必要性、並びに資源の提供の必要性
 - d) その業務・特定原子力施設のための検証、妥当性確認、監視、測定、自主検査等、並びにこれらの合否判定基準
 - e) 業務・特定原子力施設のプロセス及びその結果が、要求事項を満たしていることを実証するために必要な記録（4.2.4参照）
- (4) この業務の計画のアウトプットは、組織の運営方法に適したものとする。

7.2 業務・特定原子力施設に対する要求事項に関するプロセス

7.2.1 業務・特定原子力施設に対する要求事項の明確化

組織は、次の事項を「業務の計画」（7.1参照）において明確にする。

- a) 明示されていないが、業務・特定原子力施設に不可欠な要求事項
- b) 業務・特定原子力施設に適用される法令・規制要求事項
- c) 組織が必要と判断する追加要求事項すべて

7.2.2 業務・特定原子力施設に対する要求事項のレビュー

- (1) 組織は、「文書及び記録管理基本マニュアル（福島第一廃炉推進カンパニー）」に基づき、業務・特定原子力施設に対する要求事項をレビューする。このレビューは、その要求事項を適用する前に実施する。
- (2) レビューでは、次の事項を確実にする。
 - a) 業務・特定原子力施設に対する要求事項が定められている。
 - b) 業務・特定原子力施設に対する要求事項が以前に提示されたものと異なる場合には、それについて解決されている。
 - c) 組織が、定められた要求事項を満たす能力をもっている。
- (3) このレビューの結果の記録、及びそのレビューを受けてとられた処置の記録を維持する（4.2.4参照）。
- (4) 業務・特定原子力施設に対する要求事項が書面で示されない場合には、組織はその要求事項を適用する前に確認する。
- (5) 業務・特定原子力施設に対する要求事項が変更された場合には、組織は、関連する文書を改訂する。また、変更後の要求事項が、関連する要員に理解されていることを確実にする。

7.2.3 外部とのコミュニケーション

組織は、原子力安全に関して組織の外部の者とのコミュニケーションを図るため、以下の事項を含む実効性のある方法を「外部コミュニケーション基本マニュアル」にて明確にし、実施する。

- a) 組織の外部の者と効果的に連絡をとり、適切に情報を通知する方法
- b) 予期せぬ事態において組織の外部の者との時宜を得た効果的な連絡方法
- c) 重要なリスク情報への対応（意思決定プロセスを含む。）を組織の外部の者へ速やかかつ確実に提供する方法
- d) 原子力安全に関連する必要な情報（c）を除く。）を組織の外部の者へ確実に提供する方法
- e) 原子力安全に関連する組織の外部の者の懸念や期待を把握し、意思決定において適切に考慮する方法

7.3 設計・開発

組織は、特定原子力施設を対象として、「設計管理基本マニュアル」に基づき設計・開発の管理を実施する。

7.3.1 設計・開発の計画

- (1) 組織は、特定原子力施設の設計・開発の計画を策定し、管理する。この設計・開発は、設備、施設、ソフトウェアの設計・開発並びに原子力安全のために重要な手順書等の新規制定及び重要な変更を対象とする。また、計画には、不適合及び予期せぬ事象の発生を未然に防止するための活動（4.1（2）c）の事項を考慮して行うものを含む。）を含める。
- (2) 設計・開発の計画において、組織は次の事項を明確にする。
 - a) 設計・開発の性質、期間及び複雑さの程度
 - b) 設計・開発の段階
 - c) 設計・開発の各段階に適したレビュー、検証及び妥当性確認並びに管理体制
 - d) 設計・開発に関する責任（説明責任を含む。）及び権限
 - e) 設計・開発に必要な組織の内部及び外部の資源
- (3) 組織は、実効的なコミュニケーション並びに責任及び権限の明確な割当てを確実にするために、設計・開発に関与するグループ間のインタフェースを運営管理する。
- (4) 設計・開発の進行に応じて、策定した計画を適切に変更する。

7.3.2 設計・開発へのインプット

- (1) 業務・特定原子力施設の要求事項に関連するインプットを明確にし、記録を維持する（4.2.4参照）。インプットには次の事項を含める。
 - a) 機能及び性能に関する要求事項
 - b) 適用可能な場合には、以前の類似した設計から得られた情報
 - c) 適用される法令・規制要求事項
 - d) 設計・開発に不可欠なその他の要求事項
- (2) 業務・特定原子力施設の要求事項に関連するインプットについては、その適切性をレビューし、承認する。要求事項は、漏れがなく、あいまい（曖昧）でなく、相反することがないようにする。

7.3.3 設計・開発からのアウトプット

- (1) 設計・開発からのアウトプットは、設計・開発へのインプットと対比した検証を行うのに適した形式とする。また、次の段階のプロセスに進むにあたり、あらかじめ、承認する。

(2) 設計・開発からのアウトプットは次の状態とする。

- a) 設計・開発へのインプットで与えられた要求事項を満たす。
- b) 調達、業務の実施及び特定原子力施設の使用に対して適切な情報を提供する。
- c) 関係する自主検査等の合否判定基準を含むか、又はそれを参照している。
- d) 安全な使用及び適正な使用に不可欠な特定原子力施設の特性を明確にする。

7.3.4 設計・開発のレビュー

(1) 設計・開発の適切な段階において、次の事項を目的として、計画されたとおりに（7.3.1 参照）体系的なレビューを行う。

- a) 設計・開発の結果が、要求事項を満たせるかどうかを評価する。
- b) 問題を明確にし、必要な処置を提案する。

(2) レビューへの参加者には、レビューの対象となっている設計・開発段階に関連する部門を代表する者及び当該設計・開発に係る専門家を含める。このレビューの結果の記録、及び必要な処置があればその記録を維持する（4.2.4 参照）。

7.3.5 設計・開発の検証

(1) 設計・開発からのアウトプットが、設計・開発へのインプットで与えられている要求事項を満たしていることを確実にするために、計画されたとおりに（7.3.1参照）、プロセスの次の段階に移行する前に検証を実施する。この検証の結果の記録、及び必要な処置があればその記録を維持する（4.2.4参照）。

(2) 設計・開発の検証は、原設計者以外の者又はグループが実施する。

7.3.6 設計・開発の妥当性確認

(1) 結果として得られる業務・特定原子力施設が、指定された用途又は意図された用途に応じた要求事項を満たし得ることを確実にするために、計画した方法（7.3.1参照）に従って、設計・開発の妥当性確認を実施する。この妥当性確認は、特定原子力施設の設置後でなければ実施することができない場合は、当該特定原子力施設の使用を開始する前に実施する。

(2) 実行可能な場合にはいつでも、業務の実施及び特定原子力施設の使用の前に、妥当性確認を完了する。

(3) 妥当性確認の結果の記録、及び必要な処置があればその記録を維持する（4.2.4 参照）。

7.3.7 設計・開発の変更管理

(1) 設計・開発の変更を明確にし、記録を維持する（4.2.4参照）。

(2) 変更に対して、レビュー、検証及び妥当性確認を適切に行い、その変更を実施する前に承認する。

- (3) 設計・開発の変更のレビューには、その変更が、当該の特定原子力施設を構成する要素（材料又は部品）及び関連する特定原子力施設に及ぼす影響の評価を含める。
- (4) 変更のレビュー、検証及び妥当性確認の結果の記録、及び必要な処置があればその記録を維持する（4.2.4 参照）。

7.4 調達

組織は、「調達管理基本マニュアル」及び「原子燃料調達基本マニュアル」に基づき調達を実施する。

7.4.1 調達プロセス

- (1) 組織は、規定された調達要求事項に、調達製品が適合することを確実にする。
- (2) 保安活動の重要度に応じて、供給者及び調達製品に対する管理の方法及び程度（力量を有する者を組織の外部から確保する際に、業務委託の範囲を明確に定めることを含む。）を定める。この場合、一般産業用工業品については、評価に必要な情報を供給者等から入手し、当該一般産業用工業品が特定原子力施設として使用できることを確認できるように、管理の方法及び程度を定める。
- (3) 組織は、供給者が組織の要求事項に従って調達製品を供給する能力を判断の根拠として、供給者を評価し、選定する。選定、評価及び再評価の基準を定める。
- (4) 評価の結果の記録、及び評価によって必要とされた処置があればその記録を維持する（4.2.4 参照）。
- (5) 組織は、適切な調達の実施に必要な事項（調達製品の調達後における、維持又は運用に必要な保安に係る技術情報を取得するための方法及びそれらを他の原子炉設置者等と共有する場合に必要な措置に関する方法を含む。）を定める。

7.4.2 調達要求事項

- (1) 組織は、調達製品に関する要求事項を明確にし、次の事項のうち該当する事項を含める。
 - a) 製品、業務の手順及びプロセス並びに設備の承認に関する要求事項
 - b) 要員の力量に関する要求事項
 - c) 品質マネジメントシステムに関する要求事項
 - d) 不適合の報告（偽造品、不正品等の報告を含む。）及び処理に関する要求事項
 - e) 健全な安全文化を育成し、及び維持するために必要な要求事項
 - f) 一般産業用工業品を特定原子力施設に使用するに当たっての評価に必要な要求事項
 - g) その他調達製品に必要な要求事項
- (2) 組織は、供給者の工場等で自主検査等又はその他の業務を行う際の原子力規制委員会の職員による当該工場等への立ち入りに関することを調達要求事項に含める。

(3) 組織は、供給者に伝達する前に、規定した調達要求事項が妥当であることを確実にする。

(4) 組織は、調達製品を受領する場合には、調達製品の供給者に対し、調達要求事項への適合状況を記録した文書を提出させる。

7.4.3 調達製品の検証

(1) 組織は、調達製品が、規定した調達要求事項を満たしていることを確実にするために、必要な検証方法を定めて、実施する。

(2) 組織は、供給者先で検証を実施することにした場合には、その検証の要領及び調達製品の供給者からの出荷の可否の決定の方法を調達要求事項の中で明確にする。

7.5 業務の実施

7.5.1 業務の管理

組織は、「業務の計画」（7.1参照）に基づき、管理された状態で業務を実施する。管理された状態には、次の事項のうち該当するものを含める。

a) 以下の事項を含む特定原子力施設の保安のために必要な情報が利用できる。

i. 保安のために使用する機器等又は実施する業務の特性

ii. 当該機器等の使用又は業務の実施により達成すべき結果

b) 必要に応じて、作業手順が利用できる。

c) 適切な設備を使用している。

d) 監視機器及び測定機器が利用でき、使用している。

e) 監視及び測定が実施されている。

f) プロセスの次の段階に進むことの承認が実施されている。

7.5.2 業務の実施に関するプロセスの妥当性確認

(1) 業務の実施の過程で結果として生じるアウトプットが、それ以降の監視又は測定で検証することが不可能で、その結果、業務が実施された後でしか不適合その他の事象が顕在化しない場合には、組織は、その業務の該当するプロセスの妥当性確認を行う。

(2) 妥当性確認によって、これらのプロセスが計画どおりの結果を出せることを実証する。

(3) 妥当性確認の結果の記録を維持する（4.2.4 参照）。

(4) 組織は、これらのプロセスについて、次の事項のうち該当するものを含んだ手続きを確立する。

a) プロセスのレビュー及び承認のための明確な基準

b) 設備の承認及び要員の力量の確認

c) 所定の方法及び手順の適用

- d) 妥当性の再確認（対象となるプロセスを変更した場合の再確認及び一定時間経過した後に行う定期的な再確認を含む。）

7.5.3 識別及びトレーサビリティ

- (1) 組織は、業務の計画及び実施の全過程において適切な手段で業務・特定原子力施設を識別し管理する。
- (2) 組織は、業務の計画及び実施の全過程において、監視及び測定の要求事項に関連して、業務・特定原子力施設の状態を識別し管理する。
- (3) トレーサビリティが要求事項となっている場合には、組織は、業務・特定原子力施設について一意の識別を管理し、記録を維持する（4.2.4 参照）。

7.5.4 組織の外部の者の所有物

組織は、組織の外部の者の所有物について、それが組織の管理下にある間、注意を払い、必要に応じて記録を維持する（4.2.4 参照）。

7.5.5 調達製品の管理

組織は、関連するマニュアル等に基づき、調達製品の検証後、受入から据付（使用）までの間、要求事項への適合を維持するように調達製品を管理する。この管理には、識別、取扱い、包装、保管及び保護を含める。また、取替品、予備品にも適用する。

7.6 監視機器及び測定機器の管理

- (1) 業務・特定原子力施設に対する要求事項への適合性を実証するために、組織は、実施すべき監視及び測定並びに、そのために必要な監視機器及び測定機器を関連するマニュアル等に定める。
- (2) 組織は、監視及び測定の要求事項との整合性を確保できる方法で監視及び測定が実施できることを確実にするプロセスを確立し、関連するマニュアル等に定める。
- (3) 測定値の正当性が保証されなければならない場合には、測定機器に関し、「施設管理基本マニュアル」に基づき、次の事項を満たす。
 - a) 定められた間隔又は使用前に、国際又は国家計量標準にトレーサブルな計量標準に照らして校正若しくは検証、又はその両方を行う。そのような標準が存在しない場合には、校正又は検証に用いた基準を記録する（4.2.4 参照）。
 - b) 校正の状態を明確にするために識別を行う。
 - c) 機器の調整をする、又は必要に応じて再調整する。
 - d) 測定した結果が無効になるような操作ができないようにする。
 - e) 取扱い、保守及び保管において、損傷及び劣化しないように保護する。

- (4) 測定機器が要求事項に適合していないことが判明した場合には、組織は、その測定機器でそれまでに測定した結果の妥当性を評価し、記録する（4.2.4 参照）。組織は、その機器、及び影響を受けた業務・特定原子力施設すべてに対して、適切な処置をとる。校正及び検証の結果の記録を維持する（4.2.4 参照）。
- (5) 規定要求事項にかかわる監視及び測定にソフトウェアを使う場合には、そのソフトウェアによって意図した監視及び測定ができることを確認する。この確認は、最初に使用するのに先立って実施する。また、必要に応じて再確認する。

8. 評価及び改善

8.1 監視及び測定、分析、評価及び改善

- (1) 組織は、次の事項のために必要となる監視、測定、分析、評価及び改善のプロセスを計画し、実施する。
 - a) 業務・特定原子力施設に対する要求事項への適合を実証する。
 - b) 品質マネジメントシステムの適合性を確実にする。
 - c) 品質マネジメントシステムのパフォーマンス及び実効性を継続的に改善する。このプロセスには、取り組むべき改善に関係する部門の管理者等の要員を含め、組織が当該改善の必要性、方針、方法等について検討するプロセスを含める。
- (2) これには、統計的手法を含め、適用可能な方法、及びその使用の程度を決定することを含める。
- (3) 監視及び測定の結果は、要員が容易に取得し、利用できるようにする。

8.2 監視及び測定

8.2.1 組織の外部の者の意見

組織は、品質マネジメントシステムの監視及び測定の一環として、原子力安全を達成しているかどうかに関して外部がどのように受けとめているかについての情報を把握する。この情報の入手及び使用の方法を「外部コミュニケーション基本マニュアル」及び「セルフアセスメント実施基本マニュアル（福島第一廃炉推進カンパニー）」に定める。

8.2.2 内部監査

- (1) 組織のうち客観的な評価を行う部門は、品質マネジメントシステムの次の事項が満たされているか否かを明確にするために、保安活動の重要度に応じて、あらかじめ定められた間隔で「原子力品質監査基本マニュアル」に基づき内部監査を実施する。
 - a) 品質マネジメントシステムが、本品質マネジメントシステム計画の要求事項に適合しているか、及び組織が決めた品質マネジメントシステム要求事項に適合しているか。
 - b) 品質マネジメントシステムが実効的に実施され、維持されているか。

- (2) 組織は、監査の対象となる部門、業務、プロセス及び領域の状態及び重要性、並びにこれまでの監査結果を考慮して監査プログラムを策定し、実施するとともに、監査の実効性を維持する。
- (3) 監査の基準、範囲、頻度、方法及び責任を規定する。
- (4) 監査員の選定及び監査の実施においては、監査プロセスの客観性及び公平性を確保する。
- (5) 監査員又は監査に関わる管理者（社長を除く。）は、自らの業務又は自らの管理下にある業務を監査しない。
- (6) 監査の計画及び実施、結果の報告並びに記録の作成及び管理について、責任及び権限並びに要求事項を「原子力品質監査基本マニュアル」に定める。この責任及び権限には、必要に応じて監査員又は監査を実施した部門が社長に直接報告する権限を含める。
- (7) 監査及びその結果の記録を維持する（4.2.4 参照）。
- (8) 監査の対象として選定された領域に責任を有する管理者に監査結果を通知する。
- (9) 監査された領域に責任をもつ管理者は、検出された不適合及びその原因を除去するために遅滞なく、必要な修正及び是正処置すべてがとられることを確実にする。組織は、フォローアップとして、とられた処置の検証及び検証結果を報告させる（8.5.2 参照）。

8.2.3 プロセスの監視及び測定

- (1) 組織は、品質マネジメントシステムのプロセスの監視及び適用可能な場合に行う測定には、「セルフアセスメント実施基本マニュアル（福島第一廃炉推進カンパニー）」に基づき、適切な方法を適用する。

監視及び測定の対象には、業務・特定原子力施設に係る不適合についての弱点のある分野及び強化すべき分野等に関する情報を含める。また、監視及び測定の方法には、次の事項を含める。

 - a) 監視及び測定の実施時期
 - b) 監視及び測定の結果の分析及び評価の方法並びにその時期
- (2) 監視及び測定の実施に際しては、保安活動の重要度に応じて、PI を用いる（4.1 (5) c) 参照）。
- (3) これらの方法は、プロセスが品質マネジメントシステムの計画（5.4.2 (1) 参照）及び業務の計画（7.1 (1) 参照）で定めた結果を得ることができることを実証するものとする。
- (4) 組織は、監視及び測定の結果に基づき、業務の改善のために、必要な措置をとる。
- (5) 計画どおりの結果が達成できない又はできないおそれがある場合には、当該プロセスの問題を特定し、当該問題に対して適切に修正及び是正処置をとる。

8.2.4 機器等の検査等

- (1) 組織は、特定原子力施設の要求事項が満たされていることを検証するために、「検査及び試験基本マニュアル」及び「運転管理基本マニュアル」に基づき、業務の計画（7.1 参照）に従って、適切な段階で自主検査等を実施する。
- (2) 自主検査等の合否判定基準への適合の証拠（必要に応じ、使用した試験体、測定機器等に関する記録を含める。）を維持する（4.2.4 参照）。
- (3) プロセスの次の段階に進むことを承認した人を記録する（4.2.4 参照）。
- (4) 業務の計画（7.1 参照）で決めた自主検査等を支障なく完了するまでは、プロセスの次の段階に進むことの承認をしない。ただし、当該の権限をもつ者が計画に定める手順により承認したときは、この限りではない。
- (5) 保安活動の重要度に応じて、自主検査等の独立性を確保するため、主任技術者等による確認を実施する。

8.3 不適合管理

- (1) 組織は、業務・特定原子力施設に対する要求事項に適合しない状況が放置されることを防ぐために、それらを識別し、管理することを確実にする。
- (2) 不適合の処理に関する管理（不適合に関連する管理者に報告することを含む。）並びにそれに関連する責任及び権限を「不適合管理及び是正処置・未然防止処置基本マニュアル（福島第一廃炉推進カンパニー）」に規定する。
- (3) 該当する場合には、組織は、次の一つ又はそれ以上の方法で、不適合を処理する。
 - a) 検出された不適合を除去するための処置をとる。
 - b) 当該の権限をもつ者が、原子力安全に及ぼす影響を評価した上で、特別採用によって、機器等の使用又は個別業務の実施についての承認を行う。
 - c) 本来の意図された使用又は適用ができないような処置（廃棄を含む。）をとる。
 - d) 外部への引渡し後又は業務の実施後に不適合が検出された場合には、その不適合による影響又は起こり得る影響に対して適切な処置をとる。
- (4) 不適合に修正を施した場合には、要求事項への適合を実証するための検証を行う。
- (5) 不適合の性質の記録、及び不適合に対してとられた特別採用を含む処置の記録を維持する（4.2.4 参照）。
- (6) 組織は、原子炉施設の保安の向上を図る観点から、「トラブル等の報告マニュアル」に定める公開基準に従い、不適合の内容をニューシアへ登録することにより、情報の公開を行う。

8.4 データの分析及び評価

- (1) 組織は、品質マネジメントシステムの適切性及び実効性を実証するため、また、品質マネジメントシステムの実効性の継続的な改善（品質マネジメントシステムの実効性に関するデータ分析の結果、課題や問題が確認されたプロセスを抽出し、当該プロセスの改良、変更等を行い、実効性を改善することを含む。）の必要性を評価するために、「セルフアセスメント実施基本マニュアル（福島第一廃炉推進カンパニー）」に基づき、適切なデータを明確にし、それらのデータを収集し、分析する。この中には、監視及び測定の結果から得られたデータ並びにそれ以外の該当する情報源からのデータを含める。
- (2) データの分析及びこれに基づく評価によって、次の事項に関連する情報を提供する。
 - a) 原子力安全の達成に関する外部の受けとめの傾向及び特徴その他分析により得られる知見（8.2.1 参照）
 - b) 業務・特定原子力施設に対する要求事項への適合性（8.2.3 及び 8.2.4 参照）
 - c) 是正処置を行う端緒となるものを含む、プロセス及び特定原子力施設の特性及び傾向（8.2.3 及び 8.2.4 参照）
 - d) 供給者の能力（7.4 参照）

8.5 改善

8.5.1 継続的改善

組織は、品質方針、品質目標、監査結果、データの分析、是正処置、未然防止処置及びマネジメントレビューを通じて、品質マネジメントシステムの実効性を向上させるために必要な変更を行い、継続的に改善する。

8.5.2 是正処置等

- (1) 組織は、不適合その他の事象の再発防止のため、「不適合管理及び是正処置・未然防止処置基本マニュアル（福島第一廃炉推進カンパニー）」に基づき、速やかに原因を除去する処置をとる。
- (2) 是正処置は、検出された不適合その他の事象の原子力安全に及ぼす影響に応じたものとし、次に定めるところにより速やかに実施する。

- a) 是正処置の必要性を、次に定めるところにより評価する。
 - i. 不適合その他の事象のレビュー及び分析。これには以下の事項を含める。
 - ①情報の収集、整理
 - ②技術的、人的及び組織的側面等の考慮
 - ii. 当該不適合の原因の特定。これには、必要に応じて以下の事項を含める。
 - ①日常業務のマネジメント
 - ②安全文化の弱点のある分野及び強化すべき分野との関係の整理
 - iii. 類似の不適合その他の事象の有無又は当該類似の不適合その他の事象が発生する可能性の明確化。
 - b) 必要な処置を決定し実施する。
 - c) とったすべての是正処置の実効性をレビューする。
 - d) 必要な場合には、計画策定段階で決定した業務・特定原子力施設に係る改善のためにとった措置（5.6.2 m）と同じ。）を変更する。
 - e) 必要な場合には、品質マネジメントシステムを変更する。
 - f) 原子力安全に対する影響が大きい不適合（単独の事象では影響が小さくても、繰り返し同様の事象が発生することにより原子力安全に及ぼす影響が増大するおそれのあるものを含む。）については、根本的な原因の分析に関する事項を「不適合管理及び是正処置・未然防止処置基本マニュアル（福島第一廃炉推進カンパニー）」に規定し、実施する。
 - g) とったすべての処置の結果を記録し、これを維持する（4.2.4 参照）。
- (3) (1)及び(2)に示す事項を「不適合管理及び是正処置・未然防止処置基本マニュアル（福島第一廃炉推進カンパニー）」に規定する。
- (4) 組織は、「不適合管理及び是正処置・未然防止処置基本マニュアル（福島第一廃炉推進カンパニー）」に基づき、複数の不適合その他の事象に係る情報から類似する事象に係る情報を抽出し、その分析を行い、当該類似の事象に共通する原因を明確にした上で、適切な是正処置をとる。

8.5.3 未然防止処置

- (1) 組織は、起こり得る不適合（他の原子炉施設及びその他の施設における不適合その他の事象が、自らの施設で起こる可能性について分析し特定した問題を含む。）が発生することを防止するために、他の原子炉施設及びその他の施設から得られた運転経験等の知見（BWR 事業者協議会で取り扱う技術情報及びニューシア登録情報を含む。）の活用を含め、「不適合管理及び是正処置・未然防止処置基本マニュアル（福島第一廃炉推進カンパニー）」に基づき、適切な未然防止処置を講じる。この活用には、保安活動の実施によって得られた知見（事故調査の結果から得られた知見を含む。）を他の原子炉設置者等と共有することを含む。

(2) 未然防止処置は、起こり得る不適合の重要性に応じたものとし、次に定めるところにより実施する。

- a) 起こり得る不適合及びその原因を調査する。
- b) 未然防止処置の必要性を評価する。
- c) 必要な未然防止処置を決定及び実施する。
- d) とったすべての未然防止処置の実効性をレビューする。
- e) とったすべての処置の結果を記録し、これを維持する（4.2.4 参照）。

(3) (1)及び(2)に示す事項を「不適合管理及び是正処置・未然防止処置基本マニュアル（福島第一廃炉推進カンパニー）」に規定する。

第3章 体制及び評価

第1節 保安管理体制

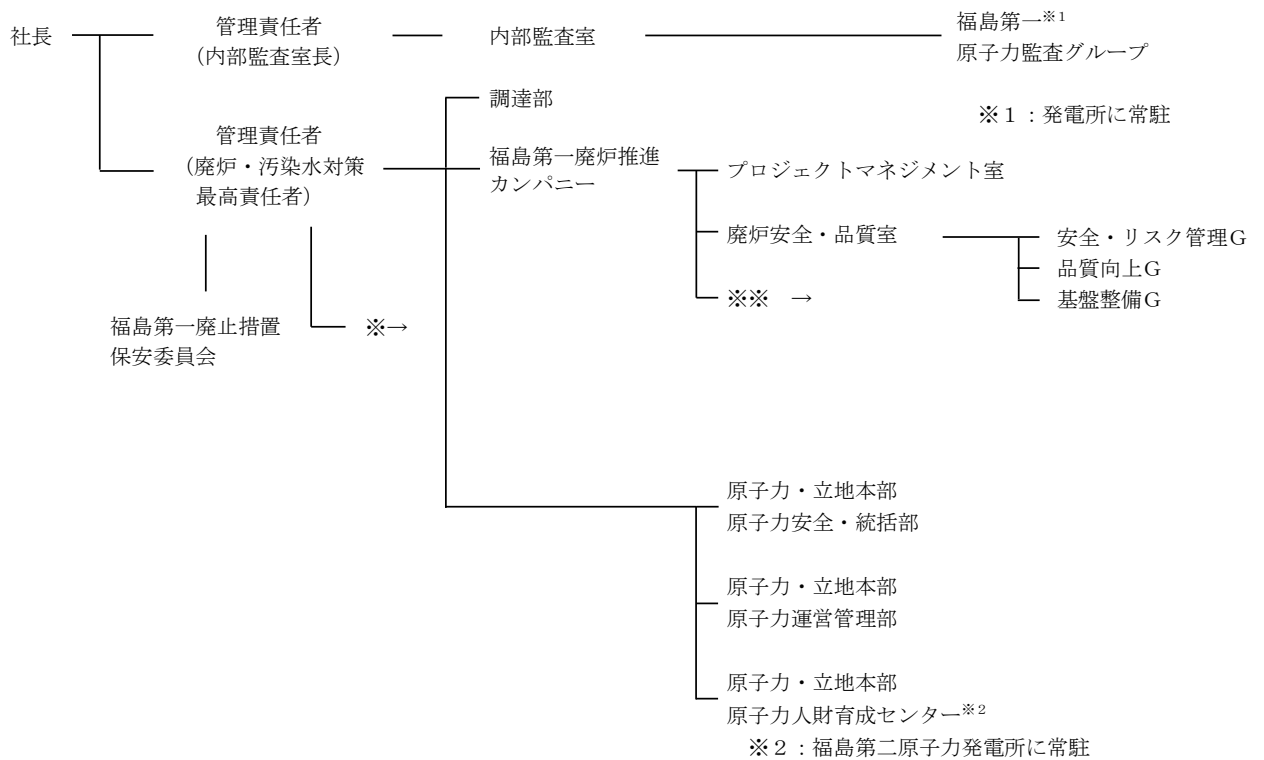
(保安に関する組織)

第4条

発電所の保安に関する組織は、図4のとおりとする。

図4

【本社】



【福島第一原子力発電所】

※ → 原子炉主任技術者※³

※※→ 所 長

原子力発電
保安運営委員会

電気主任技術者※³

業務統括室

セキュリティ管理部

汚染水対策プログラム部

プール燃料取り出しプログラム部

燃料デブリ取り出しプログラム部

廃棄物対策プログラム部

敷地全般管理・対応プログラム部

計画・設計センター

※※※

資材グループ

労務人事グループ

核セキュリティ運営管理グループ

核セキュリティ施設運用グループ

サイバーセキュリティグループ

機械技術グループ

電気技術グループ

配電・電路グループ

計装技術グループ

通信システムグループ

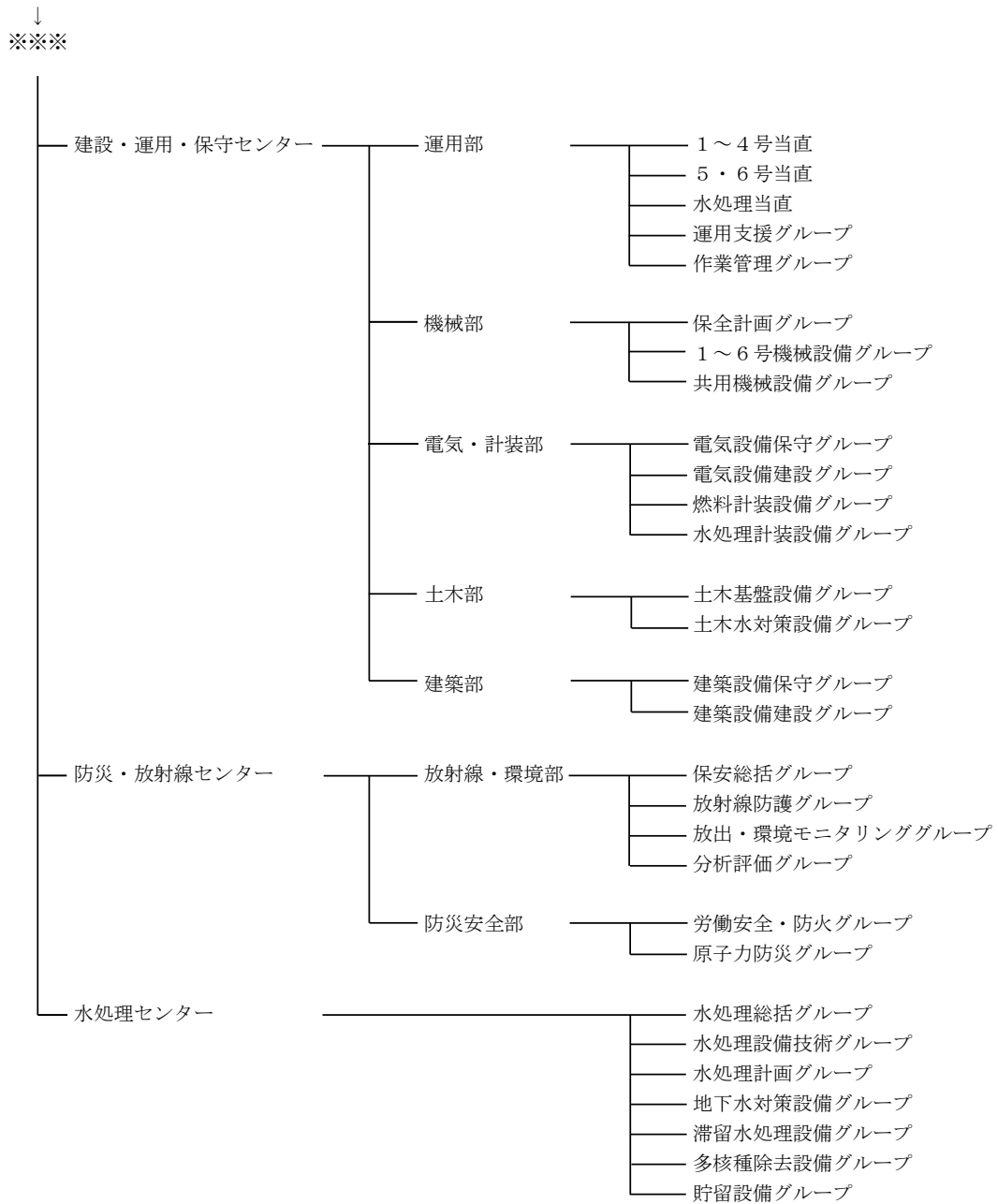
土木基盤技術グループ

土木水対策技術グループ

建築保守技術グループ

建築建設技術グループ

※3：原子炉主任技術者及び電気主任技術者を総称して
「主任技術者」という。



(保安に関する職務)

第5条

保安に関する職務のうち、本社組織の職務は次のとおり。

- (1) 社長は、トップマネジメントとして、管理責任者を指揮し、品質マネジメントシステムの構築、実施、維持、改善に関して、保安活動を統轄するとともに、関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動並びに健全な安全文化を育成及び維持するための活動を統轄する。また、保安に関する組織（原子炉主任技術者を含む。）から適宜報告を求め、「原子力リスク管理基本マニュアル」及び「トラブル等の報告マニュアル」に基づき、原子力安全を最優先し必要な指示を行う。
 - (2) 内部監査室長は、管理責任者として、品質保証活動に関わる監査を統括管理する。また、関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動並びに健全な安全文化を育成及び維持するための活動を統括する（内部監査室に限る。）。
 - (3) 福島第一原子力監査グループは、品質保証活動の監査を行う。
 - (4) 廃炉・汚染水対策最高責任者は、管理責任者として、プロジェクトマネジメント室、廃炉安全・品質室、調達部、原子力安全・統括部、原子力運営管理部、原子力人材育成センターの長及び所長を指導監督し、廃炉・汚染水処理業務を統括する。また、関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動並びに健全な安全文化を育成及び維持するための活動を統括する（内部監査室を除く。）。
 - (5) プロジェクトマネジメント室は、福島第一廃炉推進カンパニーにおける廃炉全体の中長期的な工程、人的資源の計画、実施計画の策定及び管理並びに各プロジェクトの進捗状況の監視・評価及び人的資源の再配分に関する業務を行う。
 - (6) 安全・リスク管理グループは、保安管理及び原子力安全の総括（安全評価、リスク管理を含む。）に関する業務を行う。
 - (7) 品質向上グループは、不適合管理及び改善活動全般（設計・開発の変更管理、調達を含む。）に関する業務を行う。
 - (8) 基盤整備グループは、品質保証体系の総括、品質管理のための基盤の整備及び原子力保安検査に関する業務を行う。
 - (9) 調達部は、調達先の評価・選定に関する業務を行う。
 - (10) 原子力安全・統括部は、福島第一廃炉推進カンパニーにおける安全・品質の管理に関する業務を行う。
 - (11) 原子力運営管理部は、福島第一原子力発電所の運転に関する業務（プロジェクトマネジメント室所管業務を除く。）を行う。
 - (12) 原子力人材育成センターは、保安教育及びその他必要な教育の総括に関する業務を行う。
2. 保安に関する職務のうち、発電所組織の職務は次のとおり。なお、保全のために行う設計、建設・設置及び保守管理については、第107条（施設管理計画）に基づき実施

する。

- (1) 所長は、廃炉・汚染水対策最高責任者を補佐し、発電所における保安に関する業務を統括し、その際には主任技術者の意見を尊重する。
- (2) 資材グループは、調達に関する業務を行う。
- (3) 労務人事グループは、要員の計画・管理に関する業務を行う。
- (4) 核セキュリティ運営管理グループは、周辺監視区域及び保全区域の境界の管理に関する業務を行う。
- (5) 核セキュリティ施設運用グループは、周辺監視区域及び保全区域の境界の設備の運用に関する業務を行う。
- (6) サイバーセキュリティグループは、サイバーセキュリティの総括に関する業務を行う。
- (7) 汚染水対策プログラム部は、1～4号炉に係る安全確保設備等（「安全確保設備等」の定義は第11条による。）のうち、汚染水処理設備等、滞留水を貯留している建屋、多核種除去設備等、サブドレン他水処理施設及びゼオライト土嚢等処理設備のプロジェクトの計画及び管理に関する業務を行う。
- (8) プール燃料取り出しプログラム部は、1～4号炉に係る安全確保設備等のうち、使用済燃料プール設備及び使用済燃料プールからの燃料取り出し設備、5号炉及び6号炉に係る原子炉施設のうち、5・6号機燃料取扱系及び燃料貯蔵設備、その他安全確保設備等のうち、使用済燃料乾式キャスク仮保管設備並びに使用済燃料共用プール設備のプロジェクトの計画及び管理並びにこれらに係る燃料管理に関する業務を行う。また、1～4号炉に係る安全確保設備等のうち、使用済燃料プール設備（使用済燃料プール）、使用済燃料プールからの燃料取り出し設備、その他安全確保設備等のうち、使用済燃料乾式キャスク仮保管設備の機械設備並びに建築設備の設計、建設・設置及び保守管理に関する業務を行う。
- (9) 燃料デブリ取り出しプログラム部は、1～4号炉に係る安全確保設備等のうち、燃料デブリ取り出しに関する設備、原子炉压力容器・格納容器注水設備、原子炉压力容器・格納容器ほう酸水注入設備、原子炉格納容器内窒素封入設備、原子炉格納容器ガス管理設備及び3号機原子炉格納容器内取水設備に係る設備のプロジェクトの計画及び管理並びにこれらに係る機械設備の設計、建設・設置及び保守管理に関する業務（共用機械設備GMが所管する業務を除く。）を行う。
- (10) 廃棄物対策プログラム部は、その他安全確保設備等のうち、放射性固体廃棄物等の管理施設及び関連施設、放射性物質分析・研究施設第1棟及び第2棟並びに減容処理設備のプロジェクトの計画及び管理に関する業務を行う。また、その他安全確保設備等のうち、放射性固体廃棄物等の管理施設及び関連施設並びに大型廃棄物保管庫における放射性廃棄物の管理に関する業務を行う。
- (11) 敷地全般管理・対応プログラム部は、5号炉及び6号炉に係る原子炉施設、屋外エ

リアのプロジェクトの計画及び管理に関する業務（各プログラム部長が所管する業務を除く。）を行う。

- (12) 機械技術グループは、機械設備の設計に関する業務（機械技術GM以外の各プログラム部長及び各GMが所管する業務を除く。）を行う。
- (13) 電気技術グループは、電気設備の設計に関する業務（配電・電路GMが所管する業務を除く。）を行う。
- (14) 配電・電路グループは、構内配電線設備の設計、建設・設置及び保守管理に関する業務を行う。
- (15) 計装技術グループは、計装設備の設計に関する業務を行う。
- (16) 通信システムグループは、通信設備の設計、建設・設置及び保守管理に関する業務を行う。
- (17) 土木基盤技術グループは、土木設備の設計に関する業務（土木基盤技術GM以外の各プログラム部長及び各GMが所管する業務を除く。）を行う。
- (18) 土木水対策技術グループは、1～4号炉に係る安全確保設備等のうち、汚染水処理設備等、滞留水を貯留する建屋、サブドレン他水処理施設、雨水処理設備等及び原子炉圧力容器・格納容器注水設備（処理水バッファタンク）、その他安全確保設備等のうち、放射性固体廃棄物等の管理施設及び関連施設（サイトバンカ及び廃棄物集中処理建屋）に係る土木設備の設計に関する業務を行う。
- (19) 建築保守技術グループは、既設建築設備に係る設計に関する業務を行う。
- (20) 建築建設技術グループは、新設建築設備に係る設計に関する業務を行う。
- (21) 1～4号当直は、1～4号炉に係る安全確保設備等、その他安全確保設備等のうち、使用済燃料共用プール設備の運転管理に関する業務（1～4号当直長以外の各プログラム部長及び各GMが所管する業務を除く。）を行う。
- (22) 5・6号当直は、5号炉及び6号炉に係る原子炉施設、その他安全確保設備等のうち、放射性固体廃棄物等の管理施設及び関連施設の運転管理に関する業務（5・6号当直長以外の各プログラム部長及び各GMが所管する業務を除く。）を行う。
- (23) 水処理当直は、1～4号炉に係る安全確保設備等のうち、汚染水処理設備等、滞留水を貯留する建屋、多核種除去設備等、サブドレン他水処理施設（地下水ドレン集水設備を除く。）及びALPS処理水希釈放出設備の運転管理（運用支援GM、作業管理GM及び水処理計画GMが所管する業務を除く。）に関する業務を行う。
- (24) 運用支援グループは、1～4号炉に係る安全確保設備等、5号炉及び6号炉に係る原子炉施設、その他安全確保設備等のうち、使用済燃料共用プール設備、放射性固体廃棄物等の管理施設及び関連施設（雑固体廃棄物焼却設備及び増設雑固体廃棄物焼却設備を除く。）の運転管理のうち、マニュアル・手順書及び設備管理に関する業務を行う。また、1～4号炉に係る安全確保設備等のうち、原子炉圧力容器・格納容器注水設備（ろ過水タンク、純水タンク及び原水地下タンク）、その他安全確保設

備等のうち、放射性固体廃棄物等の管理施設及び関連施設（雑固体廃棄物焼却設備及び増設雑固体廃棄物焼却設備）、大型機器除染設備並びに減容処理設備の運用に関する業務を行う。

- (25) 作業管理グループは、1～4号炉に係る安全確保設備等、5号炉及び6号炉に係る原子炉施設、その他安全確保設備等のうち、使用済燃料共用プール設備、放射性固体廃棄物等の管理施設及び関連施設並びに大型機器除染設備の保守作業管理に関する業務を行う。また、運転管理に関する業務の支援（巡視点検、定例試験、各設備の運転操作等）を行う（当直長が所管する業務に限る）。
- (26) 保全計画グループは、保守の総括に関する業務を行う。
- (27) 1～6号機械設備グループは、1～4号炉に係る安全確保設備等、5号炉及び6号炉に係る原子炉施設に係る機械設備の建設・設置及び保守管理、水貯蔵タンク及び使用済燃料プールの水質管理に関する業務（1～6号機械設備GM以外の各プログラム部長及び各GMが所管する業務を除く。）を行う。また、1～4号炉に係る安全確保設備等のうち、原子炉圧力容器・格納容器注水設備（消防車）、使用済燃料プール設備（消防車及びコンクリートポンプ車）、5号炉及び6号炉に係る原子炉施設のうち、5・6号炉冷却用並びに使用済燃料プール用消防車の運用及び保守管理に関する業務を行う。
- (28) 共用機械設備グループは、その他安全確保設備等の機械設備の建設・設置及び保守管理に関する業務（共用機械設備GM以外の各プログラム部長及び各GMが所管する業務を除く。）を行う。また、1～4号炉に係る安全確保設備等のうち、原子炉圧力容器・格納容器注水設備（ろ過水タンク、純水タンク及び原水地下タンク）に係る機械設備の保守管理に関する業務を行う。
- (29) 電気設備保守グループは、電気設備の保守管理並びに電源車の運用及び保守管理に関する業務（配電・電路GM及び建築設備保守GMが所管する業務を除く。）を行う。
- (30) 電気設備建設グループは、電気設備の建設・設置に関する業務（配電・電路GMが所管する業務を除く。）を行う。
- (31) 燃料計装設備グループは、計装設備の建設・設置及び保守管理に関する業務（燃料計装設備GM以外の各プログラム部長及び各GMが所管する業務を除く。）を行う。
- (32) 水処理計装設備グループは、1～4号炉に係る安全確保設備等のうち、汚染水処理設備等、滞留水を貯留する建屋、多核種除去設備等、サブドレン他水処理施設、油処理装置、3号機原子炉格納容器内取水設備、ALPS処理水希釈放出設備、5号炉及び6号炉に係る原子炉施設のうち、5・6号炉仮設設備（滞留水貯留設備）、その他安全確保設備等のうち、放射性固体廃棄物等の管理施設及び関連施設、放射性物質分析・研究施設第1棟及び第2棟、大型機器除染設備並びに減容処理設備に係る計装設備の建設・設置及び保守管理に関する業務を行う。
- (33) 土木基盤設備グループは、土木設備の建設・設置及び保守管理に関する業務（土木

- 基盤設備GM以外の各プログラム部長及び各GMが所管する業務を除く。)を行う。
- (34) 土木水対策設備グループは、1～4号炉に係る安全確保設備等のうち、汚染水処理設備等（貯留設備を除く。）、滞留水を貯留する建屋及びサブドレン他水処理施設、雨水処理設備等及び原子炉圧力容器・格納容器注水設備（処理水バッファタンク）、その他安全確保設備等のうち、放射性固体廃棄物等の管理施設及び関連施設（サイトバンカ及び廃棄物集中処理建屋）に係る土木設備の建設・設置及び保守管理に関する業務を行う。また、1～4号炉に係る安全確保設備等のうち、汚染水処理設備等（貯留設備）に係る土木設備の建設・設置及びサブドレン他水処理施設（地下水ドレン集水設備）の運転管理に関する業務を行う。
- (35) 建築設備保守グループは、建築設備の保守管理に関する業務（建築設備保守GM以外の各プログラム部長及び各GMが所管する業務を除く。）を行う。また、その他安全確保設備等のうち、大型機器除染設備に係る電気設備の保守管理に関する業務を行う。
- (36) 建築設備建設グループは、建築設備の建設・設置に関する業務（建築設備建設GM以外の各プログラム部長及び各GMが所管する業務を除く。）を行う。
- (37) 保安総括グループは、放射線管理のうち、放射線防護に係る装備品の管理、計測器の管理、放射線防護教育、管理区域入域許可等の管理及び放射線従事者登録に関する業務（保安総括GM以外の各プログラム部長及び各GMが所管する業務を除く。）を行う。
- (38) 放射線防護グループは、放射線管理のうち、出入管理、個人線量管理及び構内施設（免震重要棟など）の放射線測定に関する業務を行う。
- (39) 放出・環境モニタリンググループは、放射線管理のうち、発電所内外の陸域・海域の環境モニタリング、放射性廃棄物管理のうち、液体廃棄物等の排水管理、1～4号炉等からの気体廃棄物の放出測定管理及び5・6号炉からの放射性気体廃棄物の放出管理に関する業務を行う。
- (40) 分析評価グループは、分析施設の運用、放射能・化学分析機器の管理、放射性物質分析・研究施設第1棟及び第2棟の運用並びに保守管理、分析・データ評価に関する業務を行う。
- (41) 労働安全・防火グループは、防災安全の総括並びに初期消火活動のための設備の運用及び体制の整備に関する業務を行う。
- (42) 原子力防災グループは、原子力防災の総括及び緊急時対応の訓練計画・実施に関する業務を行う。
- (43) 水処理総括グループは、1～4号炉の汚染水及び滞留水の移送、処理及び貯留並びに多核種除去設備等により、トリチウム以外の放射性物質を告示濃度限度比総和1未満まで浄化処理した水（以下、ALPS処理水という。）の移送及び放出の総括に関する業務を行う。

- (44) 水処理設備技術グループは、1～4号炉に係る安全確保設備等のうち、汚染水処理設備等及び多核種除去設備等の新設に係る機械設備の設計に関する業務を行う。
- (45) 水処理計画グループは、1～4号炉に係る安全確保設備等の運転管理のうち、汚染水及び滞留水の移送、処理及び貯留並びにA L P S処理水の移送及び放出の運転計画に関する業務を行う。
- (46) 地下水対策設備グループは、1～4号炉に係る安全確保設備等のうち、汚染水処理設備等（滞留水移送装置）、滞留水を貯留する建屋（陸側遮水壁）、サブドレン他水処理施設に係る機械設備の設計、建設・設置及び保守管理並びに油処理装置及びゼオライト土嚢等処理設備に係る機械設備の設計、建設・設置、保守管理及び運転管理に関する業務（運用支援GM、作業管理GM、水処理計画GM及び水処理設備技術GMが所管する業務を除く。）を行う。また、1～4号炉に係る安全確保設備等のうち、ゼオライト土嚢等処理設備に係る計装設備の建設・設置及び保守管理に関する業務を行う。
- (47) 滞留水処理設備グループは、1～4号炉に係る安全確保設備等のうち、汚染水処理設備等に係る機械設備の設計、建設・設置及び保守管理に関する業務（水処理設備技術GM、地下水対策設備GM、多核種除去設備GM及び貯留設備GMが所管する業務を除く。）を行う。
- (48) 多核種除去設備グループは、1～4号炉に係る安全確保設備等のうち、汚染水処理設備等（使用済セシウム吸着塔保管施設）及び多核種除去設備等に係る機械設備の設計、建設・設置及び保守管理に関する業務（水処理設備技術GMが所管する業務を除く。）を行う。
- (49) 貯留設備グループは、1～4号炉に係る安全確保設備等のうち、汚染水処理設備等（貯留設備）に係る土木設備の保守管理、汚染水処理設備等（貯留設備の付帯設備）、雨水処理設備等及びA L P S処理水希釈放出設備に係る機械設備の設計、建設・設置及び保守管理並びに雨水処理設備等に係る計装設備の建設・設置及び保守管理に関する業務（水処理設備技術GMが所管する業務を除く。）を行う。

3. 各職位は次のとおり、当該業務にあたる。

- (1) プロジェクトマネジメント室長及び廃炉安全・品質室長は、廃炉・汚染水対策最高責任者を補佐し、廃炉・汚染水対策最高責任者が各組織を指導監督するための報告及び助言を行うとともに、発電所組織が業務を行うための支援及び助言を行う。また、第4条の定めのとおり、当該室が所管するグループの業務を統括管理する。
- (2) 本社各部長（原子力人材育成センター所長を含む。）は、廃炉・汚染水対策最高責任者を補佐し、第4条の定めのとおり、当該部が所管するグループの業務を統括管理する。
- (3) 業務統括室長は、所長を補佐し、第4条の定めのとおり、所管するグループの業務を統括管理する。

- (4) 各プログラム部長は、所長を補佐し、所管するグループの業務を統括管理する。
- (5) 計画・設計センター所長は、所長を補佐し、第4条の定めのとおり、所管するグループの業務を統括管理する。
- (6) 建設・運用・保守センター所長は、所長を補佐し、第4条の定めのとおり、所管する各部の業務を統括管理する。
- (7) 防災・放射線センター所長は、所長を補佐し、第4条の定めのとおり、所管する各部の業務を統括管理する。
- (8) 水処理センター所長は、所長を補佐し、第4条の定めのとおり、所管するグループの業務を統括管理する。
- (9) 発電所各部長は、第4条の定めのとおり、当該部が所管するグループの業務を統括管理する。
- (10) 本社廃炉安全・品質室各グループマネージャー及び発電所各グループマネージャー（以下「各GM」といい、当直長を含む。）は、グループ員（当直員を含む。）を指示・指導し、所管する業務を遂行するとともに、所管業務に基づき緊急時の措置、保安教育ならびに記録及び報告を行う。
- (11) グループ員（当直員を含む。）は、GMの指示・指導に従い、業務を遂行する。

(福島第一廃止措置保安委員会)

第6条

本社に福島第一廃止措置保安委員会（以下「保安委員会」という。）を設置する。

2. 保安委員会は、原子炉施設の保安に関する次の事項を審議し、確認する。ただし、あらかじめ保安委員会にて定めた事項は、原子力発電保安運営委員会にて審議し、確認する。

(1) 実施計画「Ⅱ 特定原子力施設の設計、設備」本文に記載の基本設計の変更

(2) 実施計画「Ⅲ 特定原子力施設の保安」の第1編及び第2編の変更

(3) 保安教育に関する事項

(4) その他保安委員会で定めた審議事項

3. 廃炉・汚染水対策最高責任者を委員長とする。

4. 保安委員会は、委員長、プロジェクトマネジメント室長、廃炉安全・品質室長、原子力安全・統括部長、原子力運営管理部長、原子炉主任技術者に加え、GM以上の職位の者から委員長が指名した者で構成する。

5. 委員長は、保安上重要な審議結果について、定期的に社長に報告する。

(原子力発電保安運営委員会)

第7条

発電所に原子力発電保安運営委員会（以下「運営委員会」という。）を設置する。

2. 運営委員会は、発電所における原子炉施設の保安運営に関する次の事項を審議し、確認する。ただし、あらかじめ運営委員会にて定めた軽微な事項は、審議事項に該当しない。

- (1) 保安管理体制に関する事項
- (2) 運転管理に関する事項
- (3) 燃料管理に関する事項
- (4) 放射性廃棄物管理に関する事項
- (5) 放射線管理に関する事項
- (6) 施設管理に関する事項
- (7) 原子炉施設の改造に関する事項
- (8) 緊急時における運転操作に関する事項

3. 所長を委員長とする。

4. 運営委員会は、委員長、廃炉安全・品質室長、計画・設計センター所長、原子炉主任技術者、電気主任技術者に加え、GM以上の職位の者から委員長が指名した者で構成する。

(原子炉主任技術者の選任)

第8条

廃炉・汚染水対策最高責任者は、原子炉主任技術者及び代行者を、原子炉主任技術者免状を有する者であって、次の業務に通算して3年以上従事した経験を有する者の中から選任する。

- (1) 原子炉施設の施設管理に関する業務
- (2) 原子炉の運転に関する業務
- (3) 原子炉施設の設計に係る安全性の解析及び評価に関する業務
- (4) 原子炉に使用する燃料体の設計又は管理に関する業務

- 2. 原子炉主任技術者は原子炉毎に選任し、複数の号炉を兼任させることができる。
- 3. 原子炉主任技術者及び代行者は特別管理職とする。
- 4. 1号炉から6号炉の原子炉主任技術者のうち少なくとも1名は部長以上に相当する者とし、第9条に定める職務を専任する。
- 5. 第4項以外の原子炉主任技術者であって、複数の号炉を兼任していない場合には、廃炉安全・品質室又は防災・放射線センターの職務を兼務できる。
- 6. 第5項の原子炉主任技術者については、自らの担当している号炉について原子炉主任技術者の職務と廃炉安全・品質室又は防災・放射線センターの職務が重複する場合には、原子炉主任技術者としての職務を優先し、廃炉安全・品質室又は防災・放射線センターの職務については、上位職の者が実施する。
- 7. 原子炉主任技術者が職務を遂行できない場合は、代行者と交代する。ただし、職務を遂行できない期間が長期にわたる場合は、第1項から第5項に基づき、改めて原子炉主任技術者を選任する。

(電気主任技術者の選任)

第8条の2

所長は、電気主任技術者を、第一種電気主任技術者免状又は第二種電気主任技術者免状を有する者の中から選任する。

2. 電気主任技術者は、特別管理職とし、工事、運転、保守等の業務に直接係らない者とする。なお、該当者がいない場合は、これに準じる者とする。
3. 電気主任技術者の代行者は、特別管理職とする。なお、該当者がいない場合は、これに準じる者とする。
4. 電気主任技術者が職務を遂行できない場合は、代行者と交代する。ただし、職務を遂行できない期間が長期にわたる場合は、第1項及び第2項に基づき、改めて電気主任技術者を選任する。

(原子炉主任技術者の職務等)

第9条

原子炉主任技術者は、原子炉施設の運転に関し保安の監督を誠実に行うことを任務とし、「原子炉主任技術者職務運用マニュアル」に基づき、次の職務を遂行する。

- (1) 原子炉施設の運転に関し保安上必要な場合は、運転に従事する者へ指示する。
- (2) 表9-1に定める事項のうち、第118条及び第119条については、廃炉・汚染水対策最高責任者の承認に先立ち確認し、その他の事項については、所長の承認に先立ち確認する。
- (3) 表9-2に定める各職位からの報告内容等を確認する。
- (4) 表9-3に定める記録の内容を確認する。
- (5) 第121条第1項の報告を受けた場合は、自らの責任で確認した正確な情報に基づき、社長に直接報告する。
- (6) 保安の監督状況について、定期的に及び必要に応じて社長に直接報告する。
- (7) 保安委員会及び運営委員会に少なくとも1名が必ず出席する。
- (8) その他、原子炉施設の運転に関する保安の監督に必要な職務を行う。

2. 原子炉施設の運転に従事する者は、原子炉主任技術者がその保安のためにする指示に従う。

表9-1

条 文	内 容
第92条（管理対象区域の設定及び解除）	第5項に定める建物等の内部における一時的な管理対象区域の設定及び解除
	第7項に定める管理対象区域の設定及び解除
第92条の2（管理区域の設定及び解除）	第5項に定める一時的な管理区域の設定及び解除
	第7項に定める管理区域の設定及び解除
第118条（所員への保安教育）	所員の保安教育実施計画
第119条（協力企業従業員への保安教育）	協力企業従業員の保安教育実施計画

表 9－2

条 文	内 容
第 1 7 条（地震・火災等発生時の対応）	地震・火災が発生した場合に講じた措置の結果
第 7 3 条（運転上の制限を満足しない場合）	運転上の制限を満足していないと判断した場合
	運転上の制限を満足していると判断した場合
第 7 4 条（保全作業を実施する場合）	必要な安全措置
	運転上の制限外から復帰していると判断した場合
第 7 6 条（異常発生時の基本的な対応）	異常が発生した場合の原因調査及び対応措置
第 1 2 1 条（報告）	運転上の制限を満足していないと判断した場合
	放射性液体廃棄物又は放射性気体廃棄物について放出管理目標値を超えて放出した場合
	外部放射線に係る線量当量率等に異常が認められた場合
	東京電力株式会社福島第一原子力発電所原子炉施設の保安及び特定核燃料物質の防護に関する規則（以下「福島第一炉規則」という。）第 18 条第 3 号から第 6 号及び第 8 号から第 15 号に定める報告事象が生じた場合

表 9－3

記 録 項 目	
1. 運転日誌	・原子炉に使用している冷却材及び減速材の毎日の補給量
2. 燃料に係る記録	・使用済燃料の貯蔵施設内における燃料体の配置 ・使用済燃料の払出し時における放射能の量 ・燃料体の形状又は性状に関する検査の結果
3. 引継日誌	
4. 放射線管理に係る記録	・使用済燃料の貯蔵施設、放射性廃棄物の廃棄施設等の放射線しゃへい物の側壁における線量当量率 ・管理区域における外部放射線に係る 1 週間の線量当量，空気中の放射性物質の 1 週間についての平均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の密度 ・放射性物質による汚染の広がり防止及び除去を行った場合には，その状況
5. 放射性廃棄物管理に係る記録	・放射性廃棄物の排気口又は排気監視設備及び排水口又は排水監視設備における放射性物質の 1 日間及び 3 月間についての平均濃度 ・廃棄施設に廃棄した放射性廃棄物の種類，当該放射性廃棄物に含まれる放射性物質の数量，当該放射性廃棄物を容器に封入し，又は容器と一体的に固型化した場合には当該容器の数量及び比重並びにその廃棄の場所及び方法 ・放射性廃棄物を容器に封入し，又は容器に固型化した場合には，その方法 ・発電所の外において運搬した核燃料物質等の種類別の数量，その運搬に使用した容器の種類並びにその運搬の経路
6. 原子炉施設の巡視又は点検の結果	
7. 保安教育の実施報告書	

(電気主任技術者の職務等)

第9条の2

電気主任技術者は、事業用電気工作物（原子炉施設に限る。）の工事，維持及び運用に関する保安（以下「電気工作物の保安」という。）の監督を誠実にを行うことを任務とし，次の職務を遂行する。

- (1) 電気工作物の保安のための諸計画立案にあたっては，必要に応じて電気工作物の工事，維持及び運用に従事する者に対し指示又は指導・助言する。
- (2) 電気工作物の保安上必要な場合には，電気工作物の工事，維持及び運用に従事する者へ指示又は指導・助言する。
- (3) 法令に基づき行われる立入検査に立会う。
- (4) 使用前検査及び施設定期検査には，あらかじめ定めた区分に従って検査への立会い又は検査記録の確認を行う。
- (5) あらかじめ定められた点検すべき記録について，確認を行う。
- (6) 運営委員会に必ず出席する。
- (7) その他，電気工作物の保安の監督に必要な職務を行う。

2. 電気工作物の工事，維持及び運用に従事する者は，電気主任技術者がその保安のためにする指示に従う。

(主任技術者の情報交換)

第9条の3

原子炉主任技術者及び電気主任技術者は、意思疎通を図るため、定期的に及び必要に応じて相互の職務について情報交換する。

第2節 原子炉施設の定期的な評価

第10条

削除

第4章 運転管理

第1節 通則

(構成及び定義)

第11条

本章における原子炉の状態は、原子炉に燃料が装荷されていない状態とする。

2. 第3節(第72条～第75条を除く。)における条文の基本的な構成は次のとおりとする。

- (1) 第1項：運転上の制限
- (2) 第2項：運転上の制限を満足していることを確認するために行う事項
- (3) 第3項：運転上の制限を満足していないと判断した場合※¹に要求される措置

※1：運転上の制限を満足していないと判断した場合とは、次のいずれかをいう。

- (1) 第2項の確認を行ったところ、運転上の制限を満足していないと各GM※²が判断した場合
- (2) 第2項の確認を行うことができなかった場合
- (3) 第2項にかかわらず運転上の制限を満足していないと各GM※²が判断した場合

※2：各GMが不在で運転上の制限を満足していないと判断できない場合は、当直長が運転上の制限を満足していないと判断し、要求される措置を開始させる。

3. 用語の定義は、各条に特に定めがない場合は、次のとおりとする。

原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業	原子炉建屋内で照射された燃料の移動作業及び新燃料又は制御棒の移動の際に照射された燃料上を通過する作業をいう。なお、照射された燃料に係る作業の中止の措置が要求された場合であって、進行中の作業を安全な状態で終了させる場合を除く。
速やかに	第3節運転管理において「速やかに」とは、可能な限り短時間で実施するものであるが、一義的に時間を決められないものであり、意図的に遅延させることなく行うことを意味する。なお、要求される措置を実施する場合には、上記の主旨を踏まえた上で、組織的に実施する※ ³ 準備が整い次第行う活動を意味する。また、複数の「速やかに」実施することが要求される措置に規定されている場合は、いずれか一つの要求される措置を「速やかに」実施し、引き続き遅滞なく、残りの要求される措置を実施する。
安全確保設備等	「東京電力株式会社福島第一原子力発電所に設置される特定原子力施設に対する『措置を講ずべき事項』に基づく『実施計画』の提出について」において提出した実施計画に係る以下の設備等をいう。 (1) 原子炉等の監視 (2) 残留熱の除去 (3) 原子炉格納施設雰囲気の監視等 (4) 燃料取出し及び取り出した燃料の適切な貯蔵・管理 (5) 電源の確保 (6) 電源喪失に対する設計上の考慮 (7) 放射性固体廃棄物の処理・保管・管理 (8) 放射性液体廃棄物の処理・保管・管理 (9) 放射性気体廃棄物の処理・管理 (10) 放射性物質の放出抑制等による敷地周辺の放射線防護等 (11) 作業員の被ばく線量の管理等 (12) 緊急時対策

※3：関係者への連絡、各運転員への指示、手順の準備・確認等を行うこと。

4. 本編における「当直長」とは、5／6号炉の当直長をいう。

第 1 1 条の 2

削除

(原子炉の運転停止に関する恒久的な措置)

第 11 条の 3

当直長は、次の事項を遵守する。

- (1) 原子炉内に燃料を装荷しないこと。
- (2) 原子炉モードスイッチを「停止」位置から他の位置に切り替えないこと。

(原子炉施設の運転員の確保)

第 12 条

運用部長は、原子炉施設の運転に必要な知識を有する者を確保する。なお、原子炉施設の運転に必要な知識を有する者とは、原子炉施設の運転に関する実務の研修を受けた者をいう。

2. 運用部長は、原子炉施設の運転にあたって前項で定める者の中から、1 班あたり表 12 に定める人数の者をそろえ、5 班以上編成した上で 2 交替勤務を行わせる。なお、特別な事情がある場合を除き、運転員は連続して 24 時間を超える勤務を行ってはならない。また、表 12 に定める人数のうち、1 名は当直長とし、運転管理責任者として原子力規制委員会が定める基準に適合した者の中から選任された者とする。

3. 運用部長は、表 12 に定める人数のうち、2 名以上を主機操作員以上の職位にある運転員の中から常時中央制御室に確保する。

表 12

	当直
1 班あたりの人数	3 名以上

(巡視点検)

第 13 条

当直長は、毎日 1 回以上、原子炉施設（第 9 4 条の 2 第 1 項で定める区域を除く）を巡視し、次の施設のうち、復旧が終了したものについて点検を行う。ただし、水没箇所等の巡視困難な箇所を除く。

（1）原子炉冷却系統施設

（2）電源、給排水及び排気施設

2. 当直長は、「状態管理マニュアル」に基づき、第 9 4 条の 2 第 1 項で定める区域の巡視を行う。

(マニュアルの作成)

第 14 条

運用支援GMは、次の各号に掲げる当直長又は運用支援GMが実施する原子炉施設の運転管理に関する事項のマニュアルを作成し、制定・改定にあたっては、第7条第2項に基づき運営委員会の確認を得る。

- (1) 巡視点検に関する事項
- (2) 異常時の操作に関する事項
- (3) 警報発生時の措置に関する事項
- (4) 原子炉施設の各設備の運転操作に関する事項
- (5) 定例試験に関する事項

(引 継)

第 15 条

当直長は、その業務を次の当直長に引き継ぐにあたり、運転日誌及び引継日誌を引き渡し、運転状況を申し送る。

第 16 条
削除

(地震・火災等発生時の対応)

第 17 条

各プログラム部長及び各GMは、地震・火災が発生した場合は次の措置を講じるとともに、その結果を所長及び原子炉主任技術者に報告する。

(1) 震度 5 弱以上の地震が観測^{※1}された場合は、地震終了後原子炉施設の損傷の有無を確認する。

(2) 原子炉施設に火災が発生した場合は、早期消火及び延焼の防止に努め、鎮火後原子炉施設の損傷の有無を確認する。

2. 初期消火活動のための体制の整備として、次の措置を講じる。

(1) 労働安全・防火GMは、発電所から消防機関へ通報するため、専用回線を使用した通報設備を免震重要棟緊急時対策所及び新事務本館緊急時対策室に設置する^{※2}。

(2) 労働安全・防火GMは、初期消火活動を行う要員として、10名以上を常駐させるとともに、この要員に対する火災発生時の通報連絡体制を定める。

(3) 労働安全・防火GMは、初期消火活動を行うため、表 1 7 に示す化学消防自動車及び泡消火薬剤を配備する。また、初期消火活動に必要なその他資機材を定め、配備する。

(4) 当直長は、第 1 3 条に定める巡視により、火災発生の有無を確認する。

(5) 各プログラム部長及び各GMは、震度 5 弱以上の地震が観測^{※1}された場合は、地震終了後発電所内^{※3}の火災発生の有無を確認するとともに、その結果を所長及び原子炉主任技術者に報告する。

(6) 労働安全・防火GMは、前各号に定める初期消火活動のための体制について、総合的な訓練及び初期消火活動の結果を 1 年に 1 回以上評価するとともに、評価結果に基づき、より適切な体制となるよう必要な見直しを行う。

表 1 7

設備	数量
化学消防自動車 ^{※4}	1 台 ^{※5}
泡消火薬剤 (化学消防自動車保有分を含む)	1 5 0 0 リットル以上

3. 各プログラム部長及び各GMは、山火事、台風、津波等の影響により、原子炉施設に重大な影響を及ぼす可能性があると判断した場合は、運用部長に報告する。運用部長は、所長、原子炉主任技術者及び各プログラム部長及び各GMに連絡するとともに、必要に応じて原子炉施設の健全性を維持するための措置について協議する。

- ※１：観測された震度は発電所周辺のあらかじめ定めた測候所等の震度をいう。
- ※２：専用回線，通報設備が点検又は故障により使用不能となった場合を除く。ただし，点検後又は修復後は遅滞なく復旧させる。
- ※３：重要度分類指針におけるクラス１，２，３の機能を有する構築物，系統及び機器とする。
- ※４：４００リットル毎分の泡放射を同時に２口行うことが可能な能力を有すること。
- ※５：化学消防自動車が，点検又は故障の場合には，※４に示す能力を有する水槽付消防ポンプ自動車等をもって代用することができる。

(電源機能等喪失時の体制の整備)

第 17 条の 2

組織は、津波によって交流電源を供給する全ての設備、海水を使用して原子炉施設を冷却する全ての設備及び使用済燃料プールを冷却する全ての設備の機能が喪失した場合（以下「電源機能等喪失時」という。）における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、次の各号に係る計画を策定する。

- (1) 電源機能等喪失時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な要員の配置
- (2) 電源機能等喪失時における原子炉施設の保全のための活動を行う要員に対する訓練
- (3) 電源機能等喪失時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な可搬式発電機、可搬式動力ポンプ、ホース及びその他資機材の配備

2. 組織は、前項の計画に基づき、電源機能等喪失時における原子炉施設の保全のための活動を実施する。

3. 組織は、第 1 項及び第 2 項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じる。

第2節 運転上の留意事項

第18条

削除

第3節 運転上の制限

第19条

削除

第 20 条
削除

第 21 条
削除

第 22 条
削除

第 23 条
削除

第 24 条
削除

第 25 条
削除

第 26 条
削除

第 27 条

削除

第 28 条
削除

第 29 条
削除

第 30 条

削除

第 31 条
削除

第 32 条
削除

第 33 条
削除

第 34 条
削除

第 35 条
削除

第 36 条
削除

第 37 条
削除

第 38 条
削除

第 39 条
削除

第 40 条
削除

第 41 条
削除

第 42 条
削除

第 43 条
削除

第 44 条
削除

第 45 条
削除

第 46 条
削除

第 47 条
削除

第 48 条
削除

第 49 条
削除

第 50 条

削除

第 51 条
削除

第 52 条
削除

第 53 条
削除

第 54 条
削除

(使用済燃料プールの水位及び水温)

第 55 条

使用済燃料プールの水位及び水温は、表 55－ 1 で定める事項を運転上の制限とする。

2. 使用済燃料プールの水位及び水温が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 当直長は、使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近にあること並びに使用済燃料プールの水温が 65℃以下であることを毎日 1 回確認する。

3. 当直長は、使用済燃料プールの水位又は水温が第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 55－ 2 の措置を講じる。

表 55－ 1

項 目	運転上の制限
使用済燃料プールの水位	オーバーフロー水位付近にあること
使用済燃料プールの水温	65℃以下

表 55－ 2

条 件	要求される措置	完了時間
A. 使用済燃料プールが運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 使用済燃料プールの水位を維持するための注水手段が確保されていることを確認する。	速やかに その後 毎日 1 回
	及び A2. 使用済燃料プール内での照射された燃料に係る作業を中止する。ただし、移動中の燃料は所定の場所に移動する。	速やかに

第 56 条
削除

第 57 条
削除

第 58 条
削除

第 59 条

削除

第 60 条
削除

第 61 条
削除

第 62 条

削除

第 63 条
削除

第 64 条
削除

第 65 条
削除

第 66 条

削除

第 67 条
削除

第 68 条
削除

第 69 条
削除

第 70 条

削除

第 71 条
削除

(運転上の制限の確認)

第 72 条

各GMは、運転上の制限を第3節各条の第2項で定める事項※¹で確認する。

2. 各GMは、第3節各条の第2項で定める事項を行うことができなかった場合、運転上の制限を満足していないと判断するが、この場合は判断した時点から第3節各条の第3項の要求される措置を開始するのではなく、判断した時点から速やかに当該事項を実施し、運転上の制限を満足していることを確認することができる。この結果、運転上の制限を満足していないと判断した場合は、この時点から第3節各条の第3項の要求される措置を開始する。
3. 各GMは、運転上の制限が適用される時点から、第3節各条の第2項で定める頻度（期間）以内に最初の運転上の制限を確認するための事項を実施する。ただし、特別な定めがある場合を除く。
4. 運転上の制限を確認するための事項を実施している期間は、当該運転上の制限を満足していないと判断しなくてもよい。
5. 第3節各条の第2項で定める事項が実施され、かつその結果が運転上の制限を満足していれば、第3節各条の第2項で定める事項が実施されていない期間は、運転上の制限が満足していないと判断しない。ただし、第73条第2項で運転上の制限を満足していないと判断した場合を除く。

※1：第72条から第75条を除く。以下、第73条及び第74条において同じ。

(運転上の制限を満足しない場合)

第 73 条

運転上の制限を満足しない場合とは、各GMが第3節で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合をいう。なお、各GMは、この判断を速やかに行う。

2. 各GMは、第3節各条の第2項で定める事項が実施されていない期間においても、運転上の制限に関係する事象が発見された場合は、運転上の制限を満足しているかどうかの判断を速やかに行う。
3. 各GMは、運転上の制限を満足していないと判断した場合、運用部長に報告し、運用部長は所長及び原子炉主任技術者に報告する。
4. 各GMは、運転上の制限を満足していないと判断した時点（完了時間の起点）から要求される措置を開始する。
5. 各GMは、当該運転上の制限を満足していると判断した場合は、運用部長に報告し、運用部長は原子炉主任技術者に報告する。
6. 各GMは、次の各号を適用することができる。
 - (1) 運転上の制限を満足していないと判断している期間中は、当該条文の第2項で定められた事項を実施しなくてもよい。ただし、当該条文の第2項で定める頻度で実施しなかった事項については、運転上の制限を満足していると判断した後、速やかに実施する。
 - (2) 運転上の制限を満足していると判断した場合は、それ以後要求される措置を実施しなくてもよい。
 - (3) 当該運転上の制限を満足していると判断するにあたり、その内容が当該条文の第2項で定める事項と同じである場合は、当該事項を実施したとみなすことができる。

(保全作業を実施する場合)

第 74 条

各プログラム部長及び各GMは、保全作業（試験を含む）を実施するため計画的に運転上の制限外に移行する場合は、あらかじめ必要な安全措置※¹を定め、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。

2. 第 1 項の実施については、第 73 条第 1 項の運転上の制限を満足しない場合とはみなさない。
3. 各プログラム部長及び各GMは、第 1 項に基づく保全作業を行う場合、関係プログラム部長及び関係GMと協議し実施する。
4. 各プログラム部長及び各GMは、第 1 項に基づく保全作業を開始する場合は、当直長に報告する。第 1 項の実施にあたっては、運転上の制限外へ移行した時点を保全作業に対する完了時間の起点とする。
5. 各プログラム部長及び各GMは、第 1 項を実施する場合、第 73 条第 6 項に準拠する。
6. 第 1 項において、保全作業中に必要な安全措置を実施できなかった場合、各プログラム部長及び各GMは当該運転上の制限を満足していないと判断する。
7. 各プログラム部長及び各GMは、第 1 項を実施し、当該運転上の制限外から復帰していると判断した場合は、運用部長に報告し、運用部長は原子炉主任技術者に報告する。

※ 1：第 3 節各条の第 2 項に基づく事項として同様の措置を実施している場合は、必要な安全措置に代えることができる。

(運転上の制限に関する記録)

第 75 条

当直長は、自ら運転上の制限を満足していないと判断した場合、次の各号を引継日誌に記録する。

- (1) 運転上の制限を満足していないと判断した場合は、当該運転上の制限及び満足していないと判断した時刻
- (2) 要求される措置を実施した場合は、当該措置の実施結果（保全作業を含む）
- (3) 運転上の制限を満足していると判断した場合は、満足していると判断した時刻

2. 当直長は、自ら第 74 条第 1 項で定める保全作業を実施した場合又は各プログラム部長及び各 GM から第 74 条第 1 項で定める保全作業を実施した連絡を受けた場合、次の各号を引継日誌に記録する。

- (1) 第 74 条第 1 項で定める保全作業を実施した場合は、適用除外とした運転上の制限、その時刻及び保全作業の内容
- (2) 必要な安全措置を実施した場合は、当該措置の実施結果
- (3) 運転上の制限外から復帰した場合は、復帰した時刻

(異常発生時の基本的な対応)

第 76 条

当直長は、放射性物質の原子炉施設外への漏えいがある場合又はそのおそれがあると判断した場合には、運用部長に報告するとともに、それを抑制するために必要な措置を講じる。

2. 各プログラム部長、運用部長及び各GMは、第 1 項について次に示す必要な措置を講じる。

- (1) 運用部長は、各プログラム部長及び各GMに異常の原因調査及び対応措置を指示するとともに、異常が発生したことを所長及び原子炉主任技術者に報告する。
- (2) 各プログラム部長及び各GMは、異常の原因調査及び対応措置を実施するとともに、異常の原因及び対応措置について運用部長に報告する。
- (3) 運用部長は、異常の原因及び対応措置を所長及び原子炉主任技術者に報告するとともに、当直長に連絡する。

(異常時の措置)

第 77 条

当直長は、第 76 条第 1 項の異常が発生した場合は、異常の状況、機器の動作状況等を確認するとともに、原因の除去、拡大防止のために必要な措置を講じる。

(異常収束後の措置)

第 78 条

当直長は、第 76 条第 1 項の異常収束後、その原因に対する対策が講じられていることを確認する。

第5章 燃料管理

(新燃料の運搬)

第79条

プール燃料取り出しプログラム部長は、5号炉又は6号炉の新燃料を新燃料輸送容器から取り出す場合及び新燃料輸送容器に収納する場合は、原子炉建屋クレーンを使用する。

2. プール燃料取り出しプログラム部長は、管理対象区域内において、5号炉又は6号炉の新燃料を運搬する場合は、次の事項を遵守する。

(1) 車両への積付けは、運搬中に移動、転倒又は転落を防止する措置を講じること。

(2) 法令に定める危険物と混載しないこと。

(3) 新燃料が臨界に達しない措置を講じること。※¹

(4) 法令に適合する容器に封入すること。※¹

(5) 容器及び車両の適当な箇所に法令に定める標識を付けること。

3. プール燃料取り出しプログラム部長は、6号炉において、4号炉の新燃料を構内用輸送容器から取り出す場合及び構内用輸送容器に収納する場合は、燃料取替機を使用する。

4. プール燃料取り出しプログラム部長は、5号炉又は6号炉の新燃料を発電所外に運搬する場合は、所長の承認を得る。

5. 福島第一炉規則第14条の2第4項を適用している間は、本条は適用とならない。

※¹：発電所構外より発電所構内に搬入される場合は、発送前確認をもって代えることができる。

(新燃料の貯蔵)

第 80 条

プール燃料取り出しプログラム部長は、5 号炉又は 6 号炉に新燃料を貯蔵する場合は、次の事項を遵守する。ただし、次項の 4 号炉の新燃料を貯蔵する場合を除く。

- (1) 新燃料貯蔵庫又は使用済燃料プール（以下「貯蔵施設」という。）に貯蔵すること。
- (2) 貯蔵施設の目につきやすい場所に貯蔵上の注意事項を掲示すること。
- (3) 原子炉建屋クレーン又は燃料取替機を使用すること。
- (4) 貯蔵施設において新燃料が臨界に達しない措置を講じること。

2. プール燃料取り出しプログラム部長は、6 号炉に 4 号炉の新燃料を貯蔵する場合は、次の事項を遵守する。

- (1) 使用済燃料プールに貯蔵すること。
- (2) 使用済燃料プールの目につきやすい場所に貯蔵上の注意事項を掲示すること。
- (3) 燃料取替機を使用すること。
- (4) 使用済燃料プールにおいて新燃料が臨界に達しない措置を講じること。

第 8 1 条

削除

第 8 2 条
削除

第 8 3 条

削除

第 8 4 条
削除

(使用済燃料の貯蔵)

第 8 5 条

プール燃料取り出しプログラム部長は、5号炉又は6号炉の使用済燃料を貯蔵する場合は、次の事項を遵守する。

- (1) 表 8 5 に定める貯蔵可能な使用済燃料貯蔵施設の使用済燃料プール、使用済燃料共用プール又は使用済燃料乾式キャスク仮保管設備に貯蔵すること。使用済燃料乾式キャスク仮保管設備に貯蔵する場合には、使用済燃料乾式貯蔵容器又は使用済燃料輸送貯蔵兼用容器に収納されていることを確認すること。
- (2) 使用済燃料プールにおいては燃料取替機を使用し、使用済燃料共用プールにおいては燃料取扱装置を使用すること。
- (3) 使用済燃料プール及び使用済燃料共用プールにおいて燃料が臨界に達しない措置を講じること。
- (4) 使用済燃料乾式キャスク仮保管設備において燃料が臨界に達しない措置が講じられていることを確認すること。

2. プール燃料取り出しプログラム部長は、使用済燃料輸送貯蔵兼用容器に5号炉又は6号炉の使用済燃料を収納する場合は、次の事項を遵守する。

- (1) 福島第一炉規則第 15 条第 2 項第 2 号に基づき、使用済燃料を選定すること。
- (2) 使用済燃料について、貯蔵の終了まで密封し、健全性を維持するよう容器に封入すること。

3. プール燃料取り出しプログラム部長は、5号炉及び6号炉の使用済燃料プール、使用済燃料共用プール並びに使用済燃料乾式キャスク仮保管設備の目につきやすい場所に貯蔵上の注意事項を掲示すること。

4. 1 / 2 / 3 / 4 号炉の当直長は、使用済燃料乾式キャスク仮保管設備に貯蔵している使用済燃料乾式貯蔵容器並びに使用済燃料輸送貯蔵兼用容器の密封性能及び除熱性能が保持されていることを監視するとともに、その結果、異常が認められた場合にはプール燃料取り出しプログラム部長に連絡し、プール燃料取り出しプログラム部長は必要な措置を講じる。ただし、密封性能及び除熱性能の監視を行うための監視設備が設置されるまでの間は、プール燃料取り出しプログラム部長は密封性能及び除熱性能が保持されていることを確認するとともに、その結果、異常が認められた場合には必要な措置を講じる。

表 8 5

各号炉の使用済燃料	貯蔵可能な使用済燃料貯蔵施設
5 号炉	5 号炉の使用済燃料プール，使用済燃料共用プール ^{※1} 又は使用済燃料乾式キャスク仮保管設備 ^{※2}
6 号炉	6 号炉の使用済燃料プール，使用済燃料共用プール ^{※1} 又は使用済燃料乾式キャスク仮保管設備 ^{※2}

※1：使用済燃料共用プールには，使用済燃料プール又は炉内で19ヶ月以上冷却した燃料を貯蔵する。

※2：使用済燃料乾式キャスク仮保管設備に貯蔵する使用済燃料乾式貯蔵容器には，使用済燃料プール又は使用済燃料共用プールで既設については4年以上，増設については13年以上冷却され，かつ運転中のデータ， SHIPPING 検査等により健全であることを確認した使用済燃料（8×8燃料，新型8×8燃料及び新型8×8ジルコニウムライナ燃料）を収納する。ただし，使用済燃料乾式貯蔵容器に収納した燃料を使用済燃料共用プールに貯蔵した燃料と入れ替える場合は，使用済燃料プール又は使用済燃料共用プールで13年以上冷却された燃料を使用済燃料乾式貯蔵容器に収納する。使用済燃料輸送貯蔵兼用容器には，使用済燃料プール又は使用済燃料共用プールで既設については18年以上，増設については使用済燃料のタイプに応じて18年以上，22年以上又は28年以上冷却され，かつ運転中のデータ， SHIPPING 検査等により健全であることを確認した使用済燃料（新型8×8ジルコニウムライナ燃料，高燃焼度8×8燃料及び新型8×8燃料）を収納するとともに，使用済燃料のタイプ，燃焼度に応じた配置とする。

(使用済燃料の運搬)

第 8 6 条

プール燃料取り出しプログラム部長は、発電所内において、5号炉又は6号炉から使用済燃料を運搬する場合は、次の事項を遵守し、使用済燃料プールにおいて構内用輸送容器に収納する。

- (1) 法令に適合する容器を使用すること。
- (2) 燃料取替機を使用すること。
- (3) 使用済燃料が臨界に達しない措置を講じること。
- (4) 収納する使用済燃料のタイプ及び冷却期間が、容器の収納条件に適合していること。

2. プール燃料取り出しプログラム部長は、発電所内において、5号炉又は6号炉から使用済燃料を収納した構内用輸送容器を運搬する場合は、次の事項を遵守する。

- (1) 容器の車両への積付けは、運搬中に移動、転倒又は転落を防止する措置を講じること。
- (2) 法令に定める危険物と混載しないこと。
- (3) 運搬経路に標識を設けること等の方法により、関係者以外の者及び他の車両の立入りを制限するとともに、誘導車を配置すること。
- (4) 車両を徐行させること。
- (5) 核燃料物質の取扱いに関し、相当の知識及び経験を有する者を同行させ、保安のために必要な監督を行わせること。
- (6) 容器及び車両の適当な箇所に法令に定める標識を付けること。

3. プール燃料取り出しプログラム部長は、使用済燃料共用プールにおいて、5号炉又は6号炉の使用済燃料を収納した構内用輸送容器から使用済燃料を取り出す場合及び構内用輸送容器へ使用済燃料を収納する場合、燃料取扱装置を使用する。

4. プール燃料取り出しプログラム部長は、5号炉又は6号炉において、構内用輸送容器から使用済燃料を取り出す場合、使用済燃料プールにおいては燃料取替機を使用する。

5. プール燃料取り出しプログラム部長は、発電所内において、使用済燃料共用プールから使用済燃料を運搬する場合は、次の事項を遵守し、使用済燃料共用プールにおいて使用済燃料乾式貯蔵容器又は使用済燃料輸送貯蔵兼用容器に収納する。

- (1) 法令に適合する容器を使用すること。
- (2) 燃料取扱装置を使用すること。
- (3) 使用済燃料が臨界に達しない措置を講じること。
- (4) 収納する使用済燃料のタイプ、冷却期間及び配置が、容器の収納条件に適合していること。

6. プール燃料取り出しプログラム部長は、発電所内において、使用済燃料を収納した使用済燃料乾式貯蔵容器又は使用済燃料輸送貯蔵兼用容器を運搬する場合は、次の事項を遵守する。
- (1) 容器の車両への積付けは、運搬中に移動、転倒又は転落を防止する措置を講じること。
 - (2) 法令に定める危険物と混載しないこと。
 - (3) 運搬経路に標識を設けること等の方法により、関係者以外の者及び他の車両の立入りを制限するとともに、誘導車を配置すること。
 - (4) 車両を徐行させること。
 - (5) 核燃料物質の取扱いに関し、相当の知識及び経験を有する者を同行させ、保安のために必要な監督を行わせること。
 - (6) 容器及び車両の適当な箇所に法令に定める標識を付けること。
7. プール燃料取り出しプログラム部長は、使用済燃料共用プールにおいて、使用済燃料乾式貯蔵容器又は使用済燃料輸送貯蔵兼用容器から使用済燃料を取り出す場合、燃料取扱装置を使用する。

第6章 放射性廃棄物管理

(放射性固体廃棄物の管理)

第87条

各プログラム部長及び各GMは、次に定める放射性固体廃棄物等の種類に応じて、それぞれ定められた処理を施した上で、当該の廃棄施設等に貯蔵^{*1}又は保管する。

- (1) 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、プール燃料取り出しプログラム部長が使用済燃料プールに貯蔵、若しくはチャンネルボックス等については使用済燃料共用プールに貯蔵する。
 - (2) 5号炉及び6号炉で発生した使用済樹脂及びフィルタスラッジは、当直長が使用済樹脂貯蔵タンク等に貯蔵する。また、5号炉及び6号炉で発生した使用済樹脂を焼却する場合には、運用支援GMが雑固体廃棄物焼却設備及び増設雑固体廃棄物焼却設備で焼却し、焼却灰をドラム缶等の容器に封入すること等により汚染の広がりを防止する措置を講じた上で、廃棄物対策プログラム部長が固体廃棄物貯蔵庫（以下「貯蔵庫」という。）に保管する。
 - (3) その他の雑固体廃棄物は、各プログラム部長及び各GMがドラム缶等の容器に封入すること等により汚染の広がりを防止する措置を講じ、廃棄物対策プログラム部長が貯蔵庫に保管する。また、その他の雑固体廃棄物を焼却する場合には、運用支援GMが雑固体廃棄物焼却設備及び増設雑固体廃棄物焼却設備で焼却し、焼却灰をドラム缶等の容器に封入すること等により汚染の広がりを防止する措置を講じた上で、廃棄物対策プログラム部長が貯蔵庫に保管する。
 - (4) 金属及びコンクリート廃棄物は、運用支援GMが減容処理設備で減容し、減容した廃棄物を容器に収納すること等により汚染の広がりを防止する措置を講じた上で、廃棄物対策プログラム部長が貯蔵庫に保管する。
2. 各プログラム部長及び各GMは、放射性固体廃棄物を封入又は固型化したドラム缶等^{**2}の容器には、放射性廃棄物を示す標識を付け、かつ表120-1の放射性固体廃棄物に係る記録と照合できる整理番号をつける。
3. 各プログラム部長及び各GMは、次の事項を確認するとともに、その結果異常が認められた場合には必要な措置を講じる。
- (1) 廃棄物対策プログラム部長は、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、1ヶ月に1回貯蔵庫を巡視するとともに、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。
 - (2) 当直長は、使用済樹脂貯蔵タンク等における5号炉及び6号炉で発生した使用済樹脂及びフィルタスラッジの貯蔵状況を監視し、3ヶ月に1回貯蔵量を確認する。

- (3) 廃棄物対策プログラム部長は、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。また、プール燃料取り出しプログラム部長は、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について、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とともに、使用済燃料共用プールについては、原子炉内で照射されたチャンネルボックス等の貯蔵状況を確認するために、1ヶ月に1回使用済燃料共用プールを巡視するとともに、3ヶ月に1回貯蔵量を確認する。
4. 廃棄物対策プログラム部長は貯蔵庫及び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。
5. 各プログラム部長及び各GMは管理対象区域内において放射性固体廃棄物を運搬する場合は、次の事項を遵守する。
- (1) 容器等の車両への積付けは、運搬中に移動、転倒又は転落を防止する措置を講じること。
- (2) 法令に定める危険物と混載しないこと。

※1：貯蔵とは、保管の前段階のもので、廃棄とは異なるものをいう。

※2：ドラム缶等とは、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をいう。

(発電所の敷地内で発生した瓦礫等の管理)

第87条の2

発電所の敷地内で発生した瓦礫等^{※1}について、廃棄物対策プログラム部長は、固体廃棄物貯蔵庫（以下「貯蔵庫」という。）及び発電所内の一時保管エリア（覆土式一時保管施設^{※2}及び伐採木一時保管槽^{※3}を含む。）について、柵、ロープ等により区画を行い、人がみだりに立ち入りできない措置を講じる。また、遮へいが効果的である場合は遮へいを行う。

2. 各プログラム部長及び各GMは、次に定める瓦礫等の種類に応じて、回収したものを一時保管エリアに運搬する。また、切断等の減容処理や発電所敷地内での再利用をすることができる。なお、運用支援GMが雑固体廃棄物焼却設備及び増設雑固体廃棄物焼却設備で焼却する場合には、第87条に定める措置を講じる。また、運用支援GMが減容処理設備で減容する場合には、減容した瓦礫等を容器に収納すること等により汚染の広がりを防止する措置を講じた上で、廃棄物対策プログラム部長が貯蔵庫及び発電所内の一時保管エリアに保管する。

(1) 発電所敷地内で発生した瓦礫類^{※4}は、各プログラム部長及び各GMが、瓦礫類の線量率を測定し、その線量率に応じて、廃棄物対策プログラム部長があらかじめ定めた線量率の目安値に応じて指定した貯蔵庫、覆土式一時保管施設又は発電所内の屋外一時保管エリアに運搬し、遮へいや容器収納、シート養生等の措置を講じる。

(2) 発電所において発生した使用済保護衣等^{※5}は、廃棄物対策プログラム部長が、袋又は容器に収納して発電所内の一時保管エリアに運搬する。なお、廃棄物対策プログラム部長は圧縮等を行うことができる。

(3) 伐採木は、各プログラム部長及び各GMが、発電所内の屋外一時保管エリアに運搬する。配置の際には積載制限、通気性確保、伐採木一時保管槽への収納等の防火対策を講じる。

3. 廃棄物対策プログラム部長は、次の事項を確認するとともに、その結果異常が認められた場合には必要な措置を講じる。

(1) 貯蔵庫及び発電所内の一時保管エリア（覆土式一時保管施設及び伐採木一時保管槽を含む。）における瓦礫類、使用済保護衣等、伐採木の一時保管状況を確認するために、1週間に1回一時保管エリアを巡視するとともに、1ヶ月に1回一時保管量を確認する。

(2) 覆土式一時保管施設において、覆土完了後、槽内の溜まり水の有無を定期的に確認し、溜まり水が確認された場合には回収する。

(3) 伐採木一時保管槽において、定期的に温度監視を実施する。

(4) 貯蔵庫及び発電所内の一時保管エリア（覆土式一時保管施設及び伐採木一時保管槽を含む。）における瓦礫類、使用済保護衣等及び伐採木の一時保管エリアの空間線量率並びに空气中放射性物質濃度を定期的に測定するとともに、線量率測定結果を表示する。

- ※ 1 : 瓦礫等とは、瓦礫類、使用済保護衣等及び伐採木等の総称をいう。以下、本条において同じ。
- ※ 2 : 覆土式一時保管施設とは、線量低減対策として覆土による遮へい機能を有する一時保管施設をいう。以下、本条において同じ。
- ※ 3 : 伐採木一時保管槽とは、防火対策や線量低減対策として覆土をする一時保管槽をいう。以下、本条において同じ。
- ※ 4 : 瓦礫類とは、発電所敷地内において、今回の地震、津波又は水素爆発により発生した瓦礫並びに放射性物質によって汚染された資機材等の総称をいい、回収した土壌を含む。以下、本条において同じ。
- ※ 5 : 使用済保護衣等とは、使用済保護衣及び使用済保護具をいう。以下、本条において同じ。

(5・6号炉仮設設備(滞留水貯留設備)で発生した廃棄物の管理)

第87条の3

多核種除去設備GMは、表87の3-1に定める放射性廃棄物を定められた貯蔵施設に貯蔵する。

2. 多核種除去設備GMは、表87の3-1に定める貯蔵施設において次の事項を確認するとともに、その結果異常が認められた場合には必要な措置を講じる。

(1) 放射性廃棄物の貯蔵状況を1週間に1回確認する。

3. 1～6号機械設備GMは、5・6号炉仮設設備(滞留水貯留設備)浄化装置で使
したキレート樹脂及びゼオライト並びに淡水化装置で使
した逆浸透膜及びフィルタ類を
固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵する際は、保管容器に収納後、保管容器表面の線量率を測定する。

4. 廃棄物対策プログラム部長は、表87の3-2に定める貯蔵箇所において次の事項を確認するとともに、その結果異常が認められた場合には必要な措置を講じる。

(1) 廃棄物の貯蔵状況を確認するために、1週間に1回貯蔵箇所を巡視するとともに、1ヶ月に1回貯蔵量を確認する。

(2) 空間線量率及び空气中放射性物質濃度を定期的に測定するとともに、線量率測定結果を表示する。

表87の3-1

放射性廃棄物の種類	貯蔵施設
5・6号炉仮設設備(滞留水貯留設備)浄化ユニットで使 用したセシウム／スト ロニウム同時吸着材吸着塔	使用済セシウム吸着塔一時保管施設

表87の3-2

廃棄物の種類	貯蔵箇所
5・6号炉仮設設備(滞留水貯留設備)浄化装置で使 用したキレート樹脂及びゼオ ライト	固体廃棄物貯蔵庫
5・6号炉仮設設備(滞留水貯留設備)淡水化装置で使 用した逆浸透膜及びフィルタ 類	

(放射性液体廃棄物の管理)

第 88 条

放射性液体廃棄物の海洋への放出は、関係省庁の了解なくしては行わないものとする。

2. 分析評価 GM は、表 88-1 に定める項目について、同表に定める頻度で測定し、測定した結果を放出・環境モニタリング GM に通知する。また、放出・環境モニタリング GM は、次の事項を管理するとともに、その結果を当直長に通知する。

(1) 放射性液体廃棄物の放出による復水器冷却水放水口排水中の放射性物質濃度の 3 ヶ月平均値が、法令に定める周辺監視区域外における水中の濃度限度を超えないこと。

(2) 5 号炉及び 6 号炉で発生した放射性液体廃棄物について、復水器冷却水放水口排水中の放射性物質（トリチウムを除く。）の放出量が、表 88-2 に定める放出管理目標値を超えないように努めること。

(3) 5 号炉及び 6 号炉で発生した放射性液体廃棄物について、復水器冷却水放水口排水中のトリチウムの放出量が、表 88-3 に定める放出管理の基準値を超えないように努めること。

3. 当直長は、放射性液体廃棄物を放出する場合は、排水モニタを監視し、復水器冷却水放水口より放出する。

表 88-1

分 類	測定項目	計測器種類	測定頻度	試料採取箇所
放射性液体 廃棄物	放射性物質の濃度 (主要ガンマ線 放出核種)	試料放射能 測定装置	放出の都度	・収集タンク ・サンプルタンク
	トリチウム濃度	試料放射能 測定装置	1 ヶ月に 1 回	

表 88-2

項 目	放出管理目標値
放射性液体廃棄物 (トリチウムを除く。)	7.4×10^{10} Bq/年

表 88-3

項 目	放出管理の基準値
トリチウム	7.4×10^{12} Bq/年 ^{※1}

※1：第 1 編第 41 条に基づく排水による放出量との合計で 2.2×10^{13} Bq/年を超えないこと

(放射性気体廃棄物の管理)

第 8 9 条

分析評価GMは、表 8 9 - 1 に定める項目について、同表に定める頻度で測定し、測定した結果を放出・環境モニタリングGMに通知する。また、放出・環境モニタリングGMは、次の事項を管理するとともに、その結果を放出実施GMに通知する。

(1) 排気筒等からの放射性気体廃棄物の放出による周辺監視区域外の空気中の放射性物質濃度の 3 ヶ月平均値が、法令に定める周辺監視区域外における空気中の濃度限度を超えないこと。

(2) 排気筒等からの放射性物質（希ガス、よう素 1 3 1）の放出量が、表 8 9 - 2 に定める放出管理目標値を超えないように努めること。

2. 放出実施GMは、放射性気体廃棄物を放出する場合は、排気筒等より放出し、排気筒モニタを監視する。

3. 表 8 9 - 1 に示す排気筒等を有する施設・設備において、当該排気筒等以外の場所において換気を行う場合は、次の措置を講じる。ただし、第 9 3 条の 2 第 1 項（1）又は第 9 3 条の 3 第 1 項（1）に定める区域等における換気は、この限りでない。

(1) 各GMは、フィルタ付局所排風装置等により法令に定める管理区域に係る値を超えないよう拡散防止措置を行う。

(2) 放出・環境モニタリングGMは、表 8 9 - 3 に定める項目について、同表に定める頻度で測定し、法令に定める管理区域に係る値を超えていないことを確認する。ただし、換気によって放出される空気中放射性物質の濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれがない場合は、この限りでない。

表 8 9 - 1

分 類	排気筒等	測定項目	計測器種類	測定頻度	放出実施 GM
放射性 気体廃棄物	・ 5, 6 号炉 共用排気筒	希ガス濃度	排気筒モニタ	常時 (建屋換気空調系 運転時)	当直長
		よう素 131 濃度 粒子状物質濃度 (主要ガンマ線 放出核種)	試料放射能 測定装置	1 週間に 1 回 (建屋換気空調系 運転時)	
	・ 焼却炉建屋 排気筒 ・ 増設焼却炉 建屋排気筒	粒子状物質濃度 (主要ガンマ線 放出核種, 全ベ ータ放射能)	試料放射能 測定装置	1 週間に 1 回 (建屋換気空調系 運転時)	運用支援 GM
		ストロンチウム 90 濃度	試料放射能 測定装置	3 ヶ月に 1 回 (建屋換気空調系 運転時)	
	・ 減容処理設 備排気口	粒子状物質濃度 (主要ガンマ線 放出核種, 全ベ ータ放射能)	試料放射能 測定装置	1 週間に 1 回 (建屋換気空調系 運転時)	運用支援 GM
		ストロンチウム 90 濃度	試料放射能 測定装置	3 ヶ月に 1 回 (建屋換気空調系 運転時)	
	・ 固体廃棄物 貯蔵庫第 9 棟 排気口 ・ 固体廃棄物 貯蔵庫第 10 棟 排 気 口 (10-A/B , 10-C)	粒子状物質濃度 (主要ガンマ線 放出核種, 全ベ ータ放射能)	試料放射能 測定装置	1 週間に 1 回 (建屋換気空調系 運転時)	廃棄物対策 プログラム 部長
		ストロンチウム 90 濃度	試料放射能 測定装置	3 ヶ月に 1 回 (建屋換気空調系 運転時)	

表 8 9 - 2

項 目	放出管理目標値
放射性気体廃棄物	
希ガス	2.4×10^{14} Bq/年
よう素 131	8.4×10^7 Bq/年

表 8 9 - 3

	測定項目	計測器種類	測定頻度
排気筒等 以外の排気 出口	粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出 核種, 全アルファ放 射能, 全ベータ放射 能) ※1	試料放射能 測定装置	作業の都度※2

※1：全アルファ放射能，全ベータ放射能の測定有無は，表 8 9 - 1 に示す排気筒等における測定項目に準じる。

※2：作業が 1 週間を超える場合は 1 週間に 1 回測定する。

(放出管理用計測器の管理)

第 90 条

各 GM は、表 90 に定める放出管理用計測器について、同表に定める数量を確保する。ただし、故障等により使用不能となった場合は、修理又は代替品を補充する。

表 90

分 類	計測器種類	所管 GM	数 量
1. a. 放射性液体廃棄物 放出監視用計測器	排水モニタ	燃料計装設備 GM	2 台※ ¹
b. 放射性液体廃棄物 放出管理用計測器	試料放射能測定装置	分析評価 GM	2 台
2. 放射性気体廃棄物 放出管理用計測器	排気筒モニタ	燃料計装設備 GM	1 台
	試料放射能測定装置	分析評価 GM	1 台※ ²

※ 1 : 5 号炉及び 6 号炉の排水モニタの合計の台数（排水モニタが復旧していない場合には、未復旧の排水モニタを除いた台数とする。）

※ 2 : 放射性液体廃棄物放出管理用計測器と共用

(頻度の定義)

第 9 1 条

本章でいう測定頻度に関する考え方は，表 9 1 のとおりとする。

表 9 1

頻度	考え方
1 週間に 1 回	月曜日を始期とする 1 週間に 1 回実施
1 ヶ月に 1 回	毎月 1 日を始期とする 1 ヶ月間に 1 回実施
3 ヶ月に 1 回	4 月 1 日， 7 月 1 日， 1 0 月 1 日及び 1 月 1 日を始期とする各 3 ヶ月間に 1 回実施
常時	測定可能な状態において常に測定することを意味しており，点検時等の測定不能な期間を除く。

第7章 放射線管理

(管理対象区域の設定及び解除)

第92条

管理対象区域は、添付2に示す区域とする。

2. 放射線防護GMは、管理対象区域を柵等の区画物によって区画する他、標識を設けることによって明らかに他の場所と区別する。ただし、管理対象区域境界と周辺監視区域境界が同一の場合であって、周辺監視区域境界に第98条の措置を講じる場合は、この限りでない。
3. 放射線防護GMは、管理対象区域の解除を行う場合は、法令に定める管理区域に係る値を超えていないことを確認する。
4. 放射線防護GMは、添付2における建物等の内部の管理対象区域境界付近において、表92に示す作業を行う場合で、3ヶ月以内に限り管理対象区域を設定又は解除することができる。設定又は解除にあたって、放射線防護GMは目的、期間及び場所を明らかにするとともに、あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。なお、当該エリアを元に戻す場合についても、放射線防護GMはあらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。
5. 放射線防護GMは、第4項以外で、建物等の内部において一時的に管理対象区域を設定又は解除する場合は、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得て行うことができる。設定又は解除にあたって、放射線防護GMは目的、期間及び場所を明らかにするとともに、あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。なお、当該エリアを元に戻す場合についても、放射線防護GMはあらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認し、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。
6. 放射線防護GMは、第5項にかかわらず、緊急を要する場合は管理対象区域を設定することができる。設定にあたって、放射線防護GMは法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。
7. 放射線防護GMは、第6項における管理対象区域を設定した場合は、設定後において、目的、期間及び場所を明らかにし、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。なお、当該エリアを元に戻す場合についても、あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを放射線防護GMが確認し、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。

表 9 2

タンク点検等
ポンプ点検等
バルブ点検等
配管点検等
ケーブル点検等
空調点検等
計測器類点検等
監視カメラ点検等
扉・シャッター修理他作業
清掃作業
建物補修
搬出入作業
物品の仮置

(管理区域の設定及び解除)

第92条の2

管理区域は、添付1に示す区域とする。

2. 放射線防護GMは、管理区域を壁、柵等の区画物によって区画する他、標識を設けることによって明らかに他の場所と区別する。ただし、壁、柵等の区画物が損壊により区画ができない場合であって、管理対象区域境界に第92条第2項の措置を講じる場合は、この限りでない。
3. 放射線防護GMは、管理区域の解除を行う場合は、法令に定める管理区域に係る値を超えていないことを確認する。
4. 放射線防護GMは、添付1における管理区域境界付近又は管理区域設定・解除予定エリアにおいて、表92の2に示す作業を行う場合で、3ヶ月以内に限り管理区域を設定又は解除することができる。設定又は解除にあたって、放射線防護GMは目的、期間及び場所を明らかにするとともに、あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。なお、当該エリアを元に戻す場合についても、放射線防護GMはあらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。
5. 放射線防護GMは、第4項以外で、一時的に管理区域を設定又は解除する場合は、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得て行うことができる。設定又は解除にあたって、放射線防護GMは目的、期間及び場所を明らかにするとともに、あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。なお、当該エリアを元に戻す場合についても、放射線防護GMはあらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認し、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。
6. 放射線防護GMは、第5項にかかわらず、緊急を要する場合は管理区域を設定することができる。設定にあたって、放射線防護GMは法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。
7. 放射線防護GMは、第6項における管理区域を設定した場合は、設定後において、目的、期間及び場所を明らかにし、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。なお、当該エリアを元に戻す場合についても、あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを放射線防護GMが確認し、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。

表 9 2 の 2

タンク点検等
ポンプ点検等
バルブ点検等
配管点検等
ケーブル点検等
空調点検等
計測器類点検等
監視カメラ点検等
扉・シャッター修理他作業
清掃作業
建物補修
搬出入作業
物品の仮置

(管理対象区域内における区域区分)

第 9 3 条

放射線防護 GM は、管理対象区域を管理区域と管理区域を除く区域に区分する。

2. 管理区域と管理区域を除く区域は、添付 2 に示す区域とする。

3. 放射線防護 GM は、一時的に第 1 項に係る区域区分を変更する場合は、目的、期間及び場所を明らかにする。

(管理対象区域のうち管理区域を除く区域内における区域区分)

第93条の2

放射線防護GMは、管理区域を除く管理対象区域を次のとおり区分することができる。

- (1) 表面汚染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（以下「汚染のおそれのない管理対象区域」という。）
 - (2) 表面汚染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区域又は超えるおそれのある区域
2. 汚染のおそれのない管理対象区域は、添付2に示す区域とする。
 3. 放射線防護GMは、一時的に第1項に係る区域区分を変更する場合は、目的、期間及び場所を明らかにするとともに、あらかじめ区域区分に係る条件を満足できることを確認する。なお、当該エリアを元の区域区分に戻す場合についても、放射線防護GMはあらかじめ区域区分に係る条件を満足できることを確認する。
 4. 放射線防護GMは、汚染のおそれのない管理対象区域と第1項(2)で定める区域が隣接する場合は、第1項(2)で定める区域への入口付近に注意事項を掲示する。
 5. 放射線防護GMは、汚染のおそれのない管理対象区域で表面汚染密度又は空気中の放射性物質濃度が管理区域に係る値を超える場所を確認した場合は、直ちに当該箇所を区画、第1項(2)に定める区分に変更する等の応急措置を講じるとともに、除染等の措置により管理区域に係る値を超えていないことを確認する。

(管理区域内における区域区分)

第93条の3

放射線防護GMは、管理区域を次のとおり区分することができる。

- (1) 表面汚染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（以下「汚染のおそれのない管理区域」という。）
 - (2) 表面汚染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区域又は超えるおそれのある区域
2. 汚染のおそれのない管理区域は、添付1に示す区域とする。ただし、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、第93条の2第1項(1)又は第93条の2第1項(2)の区域とみなす。
 3. 放射線防護GMは、一時的に第1項に係る区域区分を変更する場合は、目的、期間及び場所を明らかにするとともに、あらかじめ区域区分に係る条件を満足できることを確認する。なお、当該エリアを元の区域区分に戻す場合についても、放射線防護GMはあらかじめ区域区分に係る条件を満足できることを確認する。
 4. 放射線防護GMは、汚染のおそれのない管理区域と第1項(2)で定める区域が隣接する場合は、第1項(2)で定める区域への入口付近に標識を設ける。

(管理対象区域内における特別措置)

第94条

管理対象区域内における特別措置が必要な区域は、次に示す区域とする。

- (1) 放射線レベルが高い場所
- (2) 放射線レベルが確認されていない場所
- (3) 滞留水を貯留する場所

2. 各プログラム部長及び各GMは、第1項に定める各区域について、次の措置を講じる。

- (1) 放射線防護GMは、管理対象区域に立ち入る者が見やすい場所に、第1項(1)及び(2)に示す場所を明確にしたサーベイマップを掲示して周知する他、作業員以外が立ち入る可能性及び措置に伴う被ばくを考慮して必要な場合に限り第1項(1)の場所にロープ等による立入制限の措置を講じる。
- (2) 各プログラム部長及び各GMは、汚染の広がりを防止するため、第1項(3)の区域から退出する場合及び物品等を持ち出す場合は、更衣及び持ち出す物の養生等の措置を講じる。

3. 各プログラム部長及び各GMは、管理対象区域内で作業を行う場合、作業による線量及び作業環境に応じた放射線防護上の措置を立案するとともに、第1項の区域内で作業を行う場合は、放射線防護上の措置について放射線防護GMのレビューを受ける。

(管理区域内における特別措置)

第94条の2

放射線防護GMは、管理区域のうち次の基準を超える場合又は超えるおそれがある場合は、標識を設けて他の場所と区別する他、区画、施錠等の措置を講じる。ただし、放射線等の危険性が低い場合は、この限りでない。

(1) 外部放射線に係る線量当量率が1時間につき1ミリシーベルト

(2) 空気中の放射性物質濃度又は床、壁、その他人の触れるおそれのある物の表面汚染密度が、法令に定める管理区域に係る値の10倍

2. 各プログラム部長及び各GMは、第1項の区域内で作業を行う場合、作業による線量及び作業環境に応じた放射線防護上の措置を立案し、放射線防護GMのレビューを受ける。ただし、巡視・点検その他定型化され、別に所長の承認を得た業務を行うために立入る場合は、この限りでない。

3. 各プログラム部長及び各GMは、汚染の広がりを防止するため、第1項(2)の区域から退出する場合及び物品等を持ち出す場合は、更衣及び持ち出す物の養生等の措置を講じる。

4. 放射線防護GMは、床・壁等の損壊や放射線レベルが高い又は未確認であるため第1項の措置を講じることができない場合、管理区域内における特別措置は第94条に定める管理区域を除く区域における特別措置と同一とする。

(管理対象区域への出入管理)

第 9 5 条

保安総括GMは、管理対象区域へ立ち入る次の者に対して許可を与える。

- (1) 放射線業務従事者：業務上管理対象区域に立入る者
 - (2) 一時立入者：放射線業務従事者以外の者であって、放射線業務従事者の随行により管理対象区域に一時的に立入る者。
2. 放射線防護GMは、第1項にて許可していない者について、管理対象区域に立入らせない措置を講じる。ただし、核セキュリティ運営管理GMが、あらかじめ立入を許可した者のみが乗車する車両に許可を与え、車両が通過する出入管理箇所においては許可を得た車両以外を管理対象区域に立入らせない措置を講じる場合はこの限りでない。
3. 放射線防護GMは、管理対象区域の出入管理箇所において、人の出入り等を監視する。
4. 放射線防護GMは、第3項以外の出入口には、施錠等の人がみだりに立入りできない措置を講じる。ただし、管理対象区域を周辺監視区域と同一とした場合であって、核セキュリティ運営管理GMが周辺監視区域境界に柵を設ける又は標識を掲げる場合は、この限りでない。
5. 放射線防護GMは、管理対象区域から退出する者の身体及び身体に着用している物の表面汚染密度が、法令に定める表面密度限度の10分の1を超えないような措置を講じる。
6. 放射線防護GMは、放射線レベルが高いため第5項の措置を講じることができない場合、管理対象区域から退出する者の身体及び身体に着用している物の表面汚染密度が、スクリーニングレベル※¹を超えないような措置を講じる。
7. 放射線防護GMは、第93条の2第1項(2)の区域から汚染のおそれのない管理対象区域に移動する者の身体及び身体に着用している物並びに物品等の表面汚染密度が、バックグラウンドを超えないような措置を講じる。

※1：スクリーニングレベルとは、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）をいう。
以下、第103条において同じ。

(管理区域への出入管理)

第 9 5 条の 2

管理区域への出入管理は，第 9 5 条に定める管理対象区域への出入管理と同一とする。

(管理対象区域出入者の遵守事項)

第96条

放射線防護GMは、管理対象区域に出入りする所員に、次の事項を遵守させる措置を講じる。

- (1) 出入管理箇所を経由すること。ただし、放射線防護GMの承認を得て、その指示に従う場合は、この限りでない。
- (2) 管理対象区域に立入る場合は、個人線量計を着用すること。ただし、一時立入者であって保安総括GMの指示に従う場合は、この限りでない。
- (3) 管理対象区域に立入る場合は、所定の保護衣及び保護具を着用すること。ただし、下記のいずれかに該当する場合は、この限りではない。
 - ・ 汚染のおそれのない管理対象区域に立入る場合
 - ・ 放射線防護GMの承認を得て、その指示に従う場合
- (4) 第94条第1項(3)に係る区域から退出する場合及び物品等を持ち出す場合は、更衣及び持ち出す物の養生等を行うこと。
- (5) 管理対象区域から退出する場合又は管理対象区域内で汚染のおそれのない管理対象区域に移動する場合は、身体及び身体に着用している物の表面汚染密度を確認すること。ただし、第95条第5項、第95条第6項又は第95条第7項に基づく放射線防護GMの指示に従う場合は、この限りでない。
- (6) 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しないこと。

(管理区域出入者の遵守事項)

第 9 6 条の 2

管理区域出入者の遵守事項は、第 9 6 条に定める管理対象区域出入者の遵守事項と同一とする。

(保全区域)

第97条

保全区域は、添付3に示す区域とする。

2. 核セキュリティ運営管理GMは、保全区域を標識等により区別する他、必要に応じて立入制限等の措置を講じる。

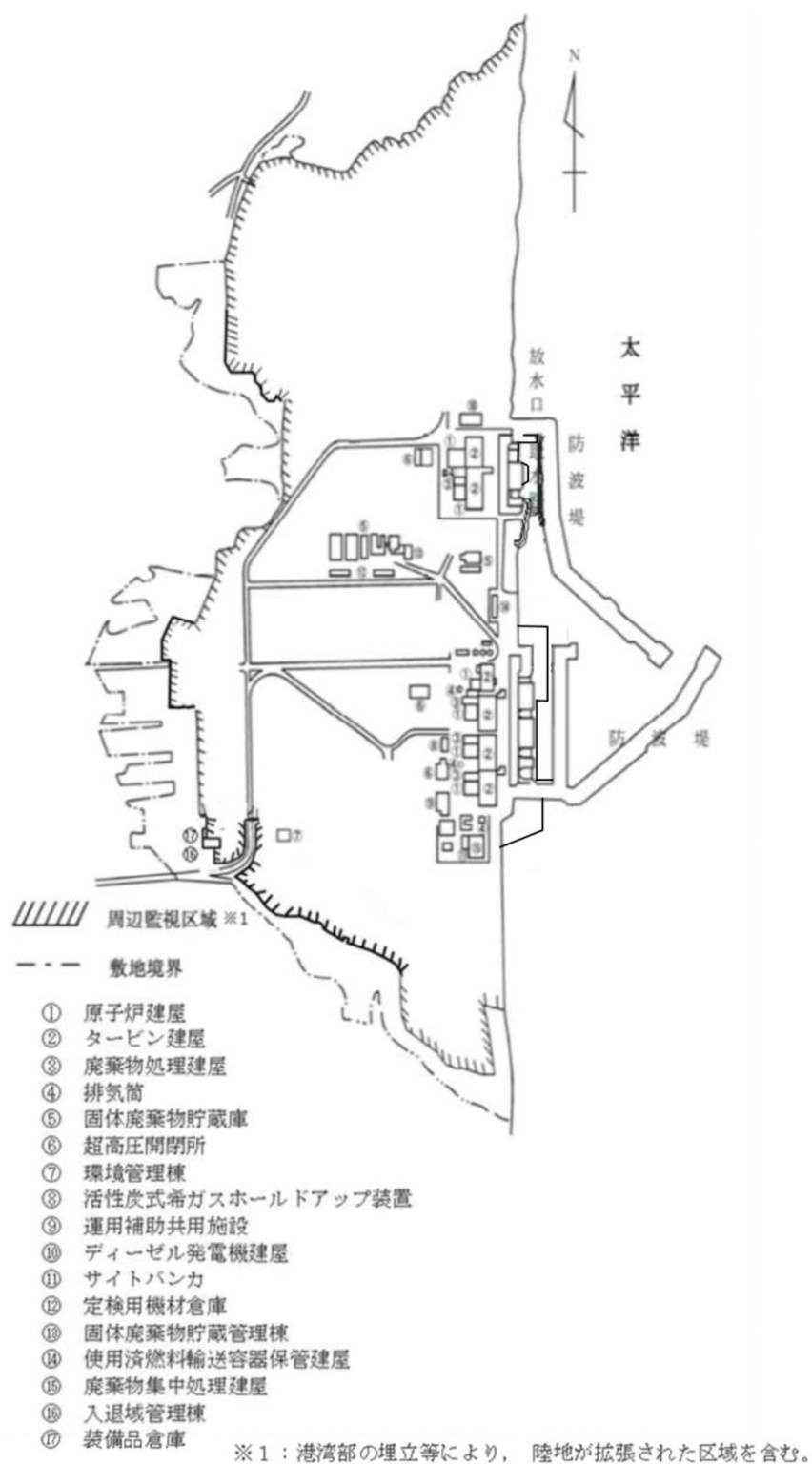
(周辺監視区域)

第98条

周辺監視区域は、図98に示す区域とする。

2. 核セキュリティ運営管理GMは、第1項の周辺監視区域境界に、柵を設ける又は標識を掲げること等により、業務上立入る者以外の立入りを制限する。ただし、当該区域に立入るおそれのないことが明らかな場合は、この限りでない。

図 9 8



(線量の評価)

第 9 9 条

放射線防護 GM は、所員の放射線業務従事者の実効線量及び等価線量を表 9 9 に定める項目及び頻度に基づき評価し、法令に定める線量限度を超えていないことを確認する。

表 9 9

項 目	頻 度
外部被ばくによる線量	3 ヶ月に 1 回※ ¹
内部被ばくによる線量	3 ヶ月に 1 回※ ¹

※ 1 : 女子 (妊娠不能と診断された者及び妊娠の意思のない旨を書面で申し出た者を除く。) にあつては、1 ヶ月に 1 回とする。

(管理対象区域内の床，壁等の除染)

第100条

各プログラム部長及び各GMは，管理対象区域内において法令に定める表面密度限度を超えるような予期しない汚染を床，壁等に発生させた場合又は発見した場合であつて，この汚染の除去を行う場合は，放射線防護GMに連絡する。

2. 第1項の汚染箇所に係る作業の所管プログラム部長及び所管GMは，汚染状況等について放射線防護GMの確認を受けた上で，その協力を得ながら汚染の除去等，放射線防護上の必要な措置を講じる。

3. 第2項の所管プログラム部長及び所管GMは，その措置結果について，放射線防護GMの確認を得る。

(外部放射線に係る線量当量率等の測定)

第101条

各プログラム部長及び各GMは、表101-1及び表101-2（第93条の2第1項（2）の区域内にある汚染のおそれのない管理対象区域内に限る）に定める管理対象区域内における測定項目について、同表に定める頻度で測定する。ただし、人の立ち入れない措置を講じた管理対象区域については、この限りでない。

2. 放出・環境モニタリングGMは、表101-1に定める周辺監視区域境界付近（測定場所は図101に定める。）における測定項目について、同表に定める頻度で測定する。
3. 放射線防護GMは、第1項の測定により、放出・環境モニタリングGMは、第2項の測定により、異常が認められた場合は、直ちにその原因を調査し、必要な措置を講じる。
4. 各プログラム部長及び各GMは、第1項に定める測定結果を放射線防護GMに連絡する。放射線防護GMは、測定結果を記入したサーベイマップを作成する。

表101-1

場 所	測定項目	所管 GM	測定頻度
1. 管理対象区域内(管理区域内を含む) ※1	外部放射線に係る線量当量率	各プログラム部長及び各GM	放射線レベルに応じて
		放射線防護GM※2	毎日運転中に1回※3
	外部放射線に係る線量当量	放射線防護GM	1週間に1回
	空気中の放射性物質濃度	放射線防護GM	1週間に1回
	表面汚染密度	放射線防護GM	1週間に1回
2. 周辺監視区域境界付近	空気吸収線量	放出・環境モニタリングGM	3ヶ月に1回
	空気吸収線量率※4	放出・環境モニタリングGM	常時
	空気中の粒子状放射性物質濃度	放出・環境モニタリングGM	3ヶ月に1回

※1：人の立入頻度等を考慮して、被ばく管理上重要な項目について測定

※2：5号炉及び6号炉のエリアモニタにおいて測定する項目

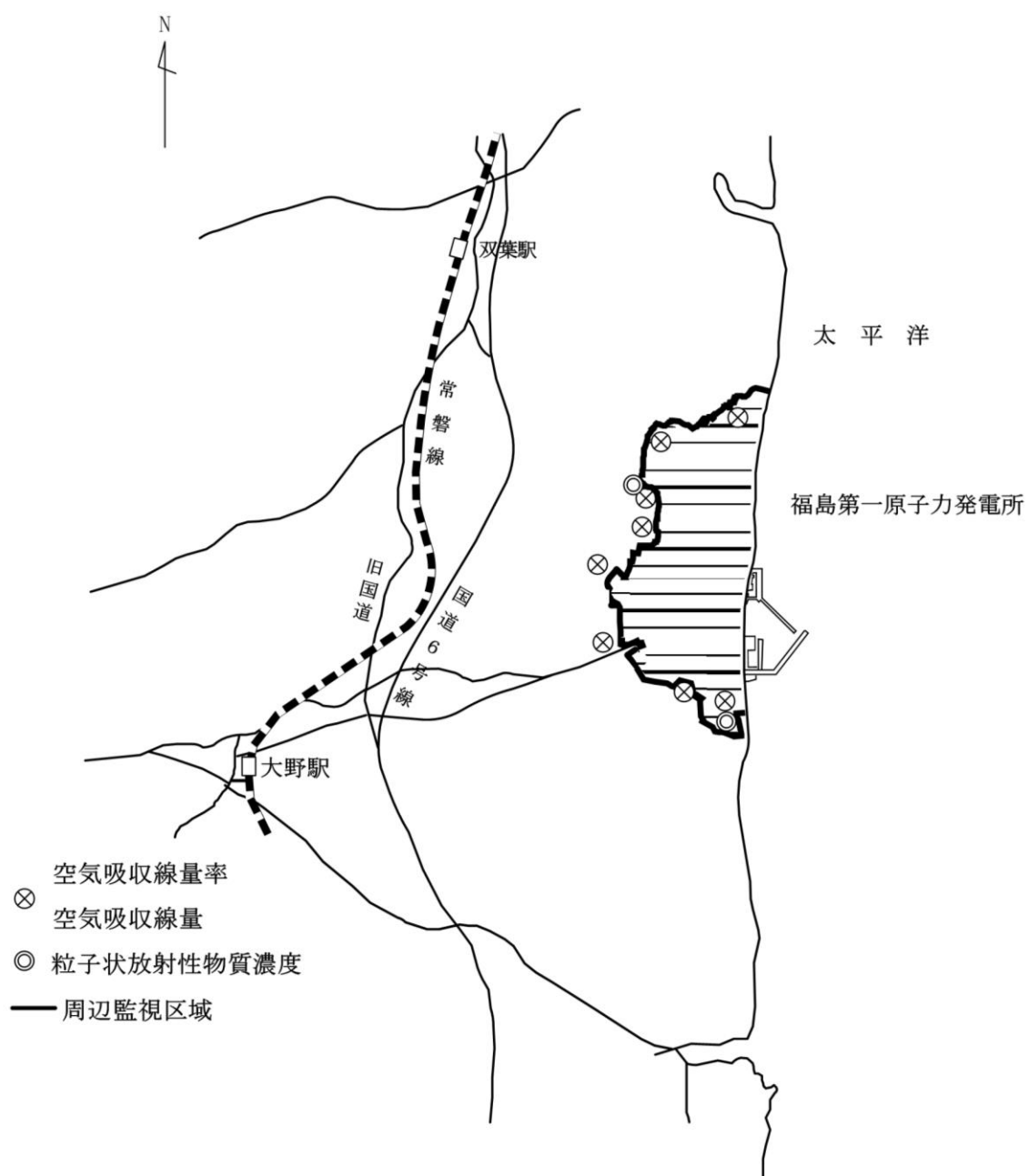
※3：当該エリアが滞留水により人の立ち入れない状況にあり、修理又は代替品の補充が速やかに実施できず、当該エリアの外部放射線に係る線量当量率が定められた頻度で測定できない場合は、他のエリアモニタの計測値で代替する。

※4：モニタリングポストにおいて測定する項目

表 1 0 1 - 2

場 所	測定項目	所管 GM	測定頻度
汚染のおそれ のない管理対 象区域内	表面汚染密度	放射線防護 GM	毎日 1 回 (汚染のおそれのない管理 対象区域が設定されている 期間)
	空気中の放射 性物質濃度		

図 1 0 1



(放射線計測器類の管理)

第102条

各GMは、表102に定める放射線計測器類について、同表に定める数量を確保する。
ただし、故障等により使用不能となった場合は、修理又は代替品を補充する。

表102

分 類	計測器種類	所管GM	数量※1
1. 被ばく管理用計測器	ホールボディカウンタ	保安総括GM	1台
2. 放射線管理用計測器	線量当量率測定用サーベイメータ	保安総括GM	7台
	汚染密度測定用サーベイメータ	保安総括GM	7台
	退出モニタ	保安総括GM	2台
	試料放射能測定装置	分析評価GM	1台※2
	集積線量計	保安総括GM	1式
3. 放射線監視用計測器	モニタリングポスト	保安総括GM	8台
	エリアモニタ	燃料計装設備GM	82台※3 ※4
4. 環境放射能用計測器	試料放射能測定装置※5	分析評価GM	1台※2
	積算線量計測定装置	保安総括GM	1台

※1：1号炉，2号炉，3号炉及び4号炉の放射線計測器類と共用で確保する数量（エリアモニタを除く）

※2：表90の試料放射能測定装置と共用

※3：5号炉及び6号炉におけるエリアモニタの合計の台数。なお，管理区域外測定用の2台を含む。

※4：当該エリアが滞留水により人の立ち入れない状況にあり，修理又は代替品の補充が速やかに実施できない場合には，当該エリアの立入りが可能となった後，速やかに修理又は代替品を補充する。

※5：福島第二原子力発電所と共用

(管理対象区域外等へ持ち出そうとする物品の測定)

第103条

放射線防護GMは、各プログラム部長及び各GMが管理対象区域から搬出する物品の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを確認する。

2. 放射線防護GMは、放射線レベルが高いため第1項の確認ができない場合、各プログラム部長及び各GMが管理対象区域から搬出する物品の表面汚染密度が、スクリーニングレベルを超えていないことを確認する。
3. 放射線防護GMは、各プログラム部長及び各GMが管理対象区域内で汚染のおそれのない管理対象区域に移動する物品の表面汚染密度がバックグラウンドを超えていないことを確認する。
4. 放射線防護GMは、各プログラム部長及び各GMが管理対象区域内で汚染のおそれのない管理対象区域に核燃料物質によって汚染された物（新燃料，使用済燃料及び固体廃棄物を除く。）を移動する場合は、容器等の表面汚染密度がバックグラウンドを超えていないことを確認する。

(管理区域外等へ持ち出そうとする物品の測定)

第 1 0 3 条の 2

管理区域外等へ持ち出そうとする物品の測定は、第 1 0 3 条に定める管理対象区域外等へ持ち出そうとする物品の測定と同一とする。

(発電所外への運搬)

第 1 0 4 条

各プログラム部長及び各GMは、核燃料物質によって汚染された物（新燃料，使用済燃料及び固体廃棄物を除く。）を発電所外に運搬する場合は，所長の承認を得る。

(管理対象区域内における協力企業の放射線防護)

第105条

保安総括GMは、管理対象区域内で作業を行う協力企業に対して、以下に示す放射線防護上の必要な事項を定め、所長の承認を得る。

(1) 管理対象区域出入者の遵守事項

- イ. 出入方法に関する事。
- ロ. 個人線量計の着用に関する事。
- ハ. 保護衣の着用に関する事。
- ニ. 汚染拡大防止措置に関する事。
- ホ. 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の禁止に関する事。

(2) 線量評価の項目及び頻度に関する事。

(3) 床、壁等の汚染発見時の措置に関する事。

2. 各プログラム部長及び各GMは、管理対象区域内で作業を行う協力企業に対して、第1項に定めた必要事項を遵守させる措置を講じる。

(管理区域内における協力企業の放射線防護)

第 1 0 5 条の 2

管理区域内における協力企業の放射線防護は，第 1 0 5 条に定める管理対象区域内における協力企業の放射線防護と同一とする。

(頻度の定義)

第106条

本章でいう測定※¹頻度に関する考え方は、表106のとおりとする。

表106

頻度	考え方
毎日運転中に1回	午前0時を始期とする1日の間に1回実施し、連続して実施(測定等)している場合も含む。
1週間に1回	月曜日を始期とする1週間に1回実施
1ヶ月に1回	毎月1日を始期とする1ヶ月間に1回実施
3ヶ月に1回	4月1日、7月1日、10月1日及び1月1日を始期とする各3ヶ月間に1回実施
常時	測定※ ¹ 可能な状態において常に測定※ ¹ することを意味しており、点検時等の測定※ ¹ 不能な期間を除く。
放射線レベルに応じて	作業場所に応じて下記の測定頻度とする。ただし、測定の結果により作業開始又は作業継続ができないと判断する場合には測定を中断してもよい。 (1) 既知の測定データから放射線レベルが低いと判断できない場所 作業予定エリアに入域できるか判断するために、作業開始前に測定を1回実施する。作業中は線量変動の可能性を考慮し、必要に応じて測定を実施する。 (2) 既知の測定データから放射線レベルが低いと判断できる場所 作業中の線量変動の可能性を考慮し、必要に応じて測定を実施する。

※1：監視も含む。

第8章 施設管理

(施設管理計画)

第107条

施設管理を実施するにあたり、以下の施設管理計画を定める。

【施設管理計画】

1. 用語の定義

保全：設備の運転に関わる機能を確認，維持又は向上させる活動。実施計画に定める施設の安全確保を前提に，設備の重要さ度合いに応じて，効率性，経済性を考慮しながら行われるもので，設計，点検，巡視，工事を含む。

工事：補修，取替え及び改造の総称であり，建設を含む。

工事管理：保全のうち，設計を除く点検，巡視，工事等のための作業の管理

2. 施設管理の実施方針及び施設管理目標

(1) 社長は，特定原子力施設の安全確保を最優先として，施設管理の継続的な改善を図るため，施設管理の現状等を踏まえ，施設管理の実施方針を定める。また，12.の施設管理の有効性評価の結果，及び施設管理を行う観点から特別な状態（7.3 参照）を踏まえ施設管理の実施方針の見直しを行う。

(2) 組織は，施設管理の実施方針に基づき，施設管理の改善を図るための施設管理目標を設定する。また，12.の施設管理の有効性評価の結果，及び施設管理を行う観点から特別な状態（7.3 参照）を踏まえ施設管理目標の見直しを行う。

3. 保全プログラムの策定

組織は，2.の施設管理目標を達成するため4.より11.からなる保全プログラムを策定する。また，12.の施設管理の有効性評価の結果，及び施設管理を行う観点から特別な状態（7.3 参照）を踏まえ保全プログラムの見直しを行う。

4. 保全対象範囲の策定

組織は，特定原子力施設の中から，各号炉毎に保全を行うべき対象範囲として次の各項の設備を選定する。

(1) 実施計画に定める機能を有する設備

(2) その他自ら定める設備

5. 施設管理の重要度の設定

組織は、4. の保全対象範囲について系統毎の範囲と機能を明確にした上で、構築物、系統及び機器の施設管理の重要度として点検に用いる重要度（以下「保全重要度」という。）と設計及び工事に用いる重要度を設定する。

- (1) 系統の保全重要度は、実施計画記載施設の安全性を確保するため重要度分類指針の重要度を参考に設定する。
- (2) 機器の保全重要度は、当該機器が属する系統の保全重要度と整合するよう設定する。
なお、この際、機器が故障した場合の系統機能への影響を考慮することができる。
- (3) 構築物の保全重要度は、(1)又は(2)に基づき設定する。
- (4) 設計及び工事に用いる重要度は、実施計画に定める施設の安全性を確保するため、重要度分類指針の重要度等を参考に組み合わせて設定する。

6. 保全活動管理指標の設定、監視計画の策定及び監視

- (1) 組織は、保全の有効性を監視、評価するために 5. の施設管理の重要度を踏まえ、施設管理目標の中で系統レベルの保全活動管理指標を設定する。
- (2) 組織は、指標の監視計画を踏まえ、保全活動管理指標の目標値を設定する。また、11. の保全の有効性評価の結果を踏まえ保全活動管理指標の目標値の見直しを行う。
- (3) 組織は、系統の供用開始までに、保全活動管理指標の監視項目、監視方法及び算出周期を具体的に定めた監視計画を策定する。なお、監視計画には、計画の始期及び期間に関することを含める。
- (4) 組織は、監視計画に従い保全活動管理指標に関する情報の採取及び監視を実施し、その結果を記録する。

7. 保全計画の策定

- (1) 組織は、4. の保全対象範囲に対し、以下の保全計画を策定する。なお、保全計画には、計画の始期及び期間に関することを含める。
 - a) 点検計画（7.1 参照）
 - b) 設計及び工事の計画（7.2 参照）
 - c) 特別な保全計画（7.3 参照）
- (2) 組織は、保全計画の策定にあたって、5. の施設管理の重要度を勘案し、また、11. の保全の有効性評価の結果を踏まえ保全計画の見直しを行う。
- (3) 組織は、保全の実施段階において実施計画に定める設備に影響を及ぼす可能性のある行為を把握し、保全計画を策定する。

7.1 点検計画の策定

- (1) 組織は、点検を実施する場合は、あらかじめ保全方式を選定し、点検の方法並びにそれらの実施頻度及び実施時期を定めた点検計画を策定する。
- (2) 組織は、構築物、系統及び機器の適切な単位ごとに、予防保全を基本として、以下に示す保全方式から適切な方式を選定する。
 - a) 予防保全
 - i. 時間基準保全
 - ii. 状態基準保全
 - b) 事後保全
- (3) 組織は、選定した保全方式による点検を実施する時期までに、点検の具体的方法、採取するデータ項目、管理基準、実施頻度及び実施時期等の必要な事項を定める。

7.2 設計及び工事の計画の策定

- (1) 組織は、設計及び工事を実施する場合は、あらかじめその方法及び実施時期を定めた計画を策定する。また、実施計画に定める設備の工事を実施する場合は、その計画段階において法令に基づく必要な手続き※¹の要否について確認を行い、法令に基づく必要な手続きの要否及びその内容を記録する。

※1：法令に基づく必要な手続きとは、原子炉等規制法第64条の3（実施計画）第1項、第2項及び第7項に係る手続きをいう。

- (2) 組織は、設計にあたっては、第3条7.3（設計・開発）に基づき実施する。
- (3) 組織は、工事を実施する構築物、系統及び機器が、所定の機能を発揮しうる状態にあることを検査及び試験により確認・評価する時期までに、検査及び試験の具体的方法等を定める。詳細は、第3条8.2.4（機器等の検査等）に基づき計画する。

7.3 特別な保全計画の策定

- (1) 組織は、施設管理を行う観点から特別な状態にある場合においては、実施計画に定める設備の状態に応じて、特別な措置を講ずる。

8. 保全の実施

- (1) 組織は、7.で定めた保全計画にしたがって保全を実施する。
- (2) 組織は、保全の実施にあたって、以下の必要なプロセスを実施する。
 - a) 工事計画
 - b) 設計管理
 - c) 調達管理
 - d) 工事管理

- (3) 組織は、実施計画に定める設備の状況を日常的に確認し、偶発故障等の発生も念頭に、設備等が正常な状態から外れ、又は外れる兆候が認められる場合に、適切に正常な状態に回復させることができるよう、7.1（点検計画の策定）及び第13条による巡視点検を定期的に行う。
- (4) 組織は、保全の結果について記録する。

9. 保全の結果の確認・評価

- (1) 組織は、あらかじめ定めた方法で、保全の実施段階で採取した構築物、系統及び機器の保全の結果から所定の機能を発揮しうる状態にあることを、所定の時期^{※2}までに確認・評価し、記録する。
- (2) 組織は、実施計画に定める設備の使用を開始するために、所定の機能を発揮しうる状態にあることを検証するため、第3条8.2.4（機器等の検査等）に基づく検査・試験を実施する。
- (3) 組織は、最終的な機能確認では十分な確認・評価ができない場合には、定めたプロセスに基づき、保全が実施されていることを、所定の時期^{※2}までに確認・評価し、記録する。

※2：所定の時期とは、所定の機能が要求される時又はあらかじめ計画された保全の完了時をいう。

10. 不適合管理、是正処置及び未然防止処置

- (1) 組織は、施設管理の対象となる施設及びプロセスを監視し、以下のa)及びb)の状態に至らないよう通常と異なる状態を監視・検知し、必要な是正処置を講じるとともに、以下のa)及びb)に至った場合には、不適合管理を行った上で是正処置を講じる。
 - a) 保全を実施した構築物、系統及び機器が所定の機能を発揮しうることを確認・評価できない場合
 - b) 最終的な機能確認では十分な確認・評価ができない場合にあつて、定めたプロセスに基づき、保全が実施されていることが確認・評価できない場合
- (2) 組織は、他の原子炉施設の運転経験等の知見を基に、自らの組織で起こり得る問題の影響に照らし、適切な未然防止処置を講じる。
- (3) 組織は、(1)及び(2)の活動を第3条に基づき実施する。

11. 保全の有効性評価

組織は、保全活動から得られた情報等から、保全の有効性を評価し、保全が有効に機能していることを確認するとともに、継続的な改善につなげる。

- (1) 組織は、あらかじめ定めた時期及び内容に基づき、保全の有効性を評価する。
- (2) 組織は、保全の有効性評価の結果を踏まえ、構築物、系統及び機器の保全方式を変更する場合には、7.1に基づき保全方式を選定する。また、構築物、系統及び機器の点検間隔を変更する場合には、保全重要度を踏まえた上で、以下の評価方法を活用して評価する。
 - a) 点検及び取替結果の評価
 - b) 劣化トレンドによる評価
 - c) 類似機器等のベンチマークによる評価
 - d) 研究成果等による評価
- (3) 組織は、保全の有効性評価の結果とその根拠及び必要となる改善内容について記録する。

12. 施設管理の有効性評価

- (1) 組織は、11.の保全の有効性評価の結果及び2.の施設管理目標の達成度から、定期的に施設管理の有効性を評価し、施設管理が有効に機能していることを確認するとともに、継続的な改善につなげる。
- (2) 組織は、施設管理の有効性評価の結果とその根拠及び改善内容について記録する。

13. 情報共有

組織は、保全を行った事業者から得られた保安の向上に資するために必要な技術情報を、BWR事業者協議会を通じて他の原子炉設置者と共有する。

第 1 0 7 条の 2

削除

第 1 0 7 条の 3

削除

第9章 緊急時の措置

(原子力防災組織)

第108条

原子力防災GMは、緊急事態が発生した場合に、原子力災害対策活動を行えるよう、原子力防災組織を定めるにあたり、所長の承認を得る。

2. 緊急時対策本部の本部長は、所長とする。ただし、原子力防災GMは、所長が不在の場合に備えて代行者を定めるにあたり、所長の承認を得る。
3. 原子力災害対策特別措置法に基づく措置が必要な場合は、本規定にかかわらず当該措置を優先する。(以下、本章において同じ。)

(原子力防災組織の要員)

第 1 0 9 条

原子力防災GMは、原子力防災組織の要員を定めるにあたり、所長の承認を得る。

(緊急作業従事者の選定)

第109条の2

原子力防災GMは、次の全ての要件に該当する所員及び協力企業従業員等の放射線業務従事者（女子については、妊娠不能と診断された者及び妊娠の意思のない旨を書面で申し出た者に限る。）から、緊急作業※¹に従事させるための要員（以下「緊急作業従事者」という。）を選定し、所長の承認を得る。

- (1) 表109の2の緊急作業についての教育を受けた上で、緊急作業に従事する意思がある旨を、社長に書面で申し出た者
- (2) 表109の2の緊急作業についての訓練を受けた者
- (3) 実効線量について250ミリシーベルトを線量限度とする緊急作業に従事する要員にあつては、原子力災害対策特別措置法第8条第3項に規定する原子力防災要員、同法第9条第1項に規定する原子力防災管理者又は同法同条第3項に規定する副原子力防災管理者であること。

表109の2

分 類	項 目	時 間
教育	緊急作業の方法に関する知識（放射線測定の方法，身体等の汚染の状態の検査，保護具の性能及び使用方法等）	3時間以上
	緊急作業で使用する施設及び設備の構造及び取扱いの方法に関する知識	2時間以上
	電離放射線の生体に与える影響，健康管理の方法及び被ばく線量の管理の方法に関する知識	1時間以上
	関係法令	0.5時間以上
訓練	緊急作業の方法	3時間以上
	緊急作業で使用する施設及び設備の取扱い※ ²	3時間以上

※1：緊急作業とは、法令に定める緊急時の線量限度が必要となる作業をいう。

※2：兼用できる訓練

- ・第17条第2項、第17条の2 第1項、第112条、第118条のうち、緊急作業で使用する施設及び設備の取扱いに関する訓練

(原子力防災資機材等)

第 1 1 0 条

各プログラム部長及び各GMは、原子力防災組織の活動に必要な放射線障害防護用器具、非常用通信機器等を定めるにあたり、所長の承認を得る。

2. 安全・リスク管理GM及び運用支援GMは、緊急時における運転操作に関するマニュアルを作成し、制定及び改定にあたっては、第7条第2項に基づき運営委員会の確認を得る。

(通報経路)

第 1 1 1 条

原子力防災GMは、緊急事態が発生した場合の社内及び国，県，町等の社外関係機関との通報経路を定めるにあたり，所長の承認を得る。

(緊急時演習)

第 1 1 2 条

原子力防災GMは、原子力防災組織の要員に対して緊急事態に対処するための総合的な訓練を毎年度 1 回以上実施し、所長に報告する。

(通報)

第 1 1 3 条

当直長等は、原子炉施設に異常が発生し、その状況が緊急事態である場合は、第 1 1 1 条に定める通報経路にしたがって、所長に通報する。

2. 所長は、緊急事態の発生について通報を受け、又は自ら発見した場合は、第 1 1 1 条に定める通報経路にしたがって、社内及び社外関係機関に通報する。

(緊急時態勢の発令)

第 1 1 4 条

所長は、緊急事態が発生した場合は、緊急時態勢を発令して、原子力防災組織の要員を召集し、発電所に緊急時対策本部を設置する。

(応急措置)

第 1 1 5 条

本部長は、原子力防災組織を統括し、緊急事態において次の応急措置を実施する。

- (1) 警備及び避難誘導
- (2) 放射能影響範囲の推定
- (3) 医療活動
- (4) 消火活動
- (5) 汚染拡大の防止
- (6) 線量評価
- (7) 応急復旧
- (8) 原子力災害の発生又は拡大の防止を図るための措置

(緊急時における活動)

第 1 1 6 条

原子力緊急事態宣言発令後，本部長は，第 1 1 5 条で定める応急措置を継続実施する。

(緊急作業従事者の線量管理等)

第 116 条の 2

本部長は、緊急作業従事者が緊急作業期間中に受ける線量を可能な限り低減するため、次の事項を実施する。

- (1) 緊急作業従事者が緊急作業に従事する期間中の実効線量及び等価線量を表 116 の 2 に定める項目及び頻度に基づき評価するとともに、法令に定める線量限度を超えないように被ばく線量の管理を実施する。
- (2) 原子炉施設の状況及び作業内容を考慮し、放射線防護マスクの着用等の放射線防護措置を講じる。

2. 本部長は、緊急作業従事者に対し、緊急作業期間中及び緊急作業に係る業務から離れる際、医師による健康診断を実施する。

表 116 の 2

項 目	頻 度
外部被ばくによる線量	1 ヶ月※ ¹ に 1 回
内部被ばくによる線量	1 ヶ月※ ¹ に 1 回

※ 1 : 毎月 1 日を始期とする。

(緊急時態勢の解除)

第 1 1 7 条

本部長は、事象が収束し、緊急時態勢を継続する必要がなくなった場合は、関係機関と協議した上で、緊急時態勢を解除し、その旨を社内及び社外関係機関に連絡する。

第 10 章 保安教育

(所員への保安教育)

第 118 条

原子炉施設の運転及び管理を行う所員への保安教育を実施するにあたり、具体的な保安教育の内容及びその見直し頻度を「保安教育マニュアル（福島第一廃炉推進カンパニー）」に定め、これに基づき次の各号を実施する。

- (1) 原子力人財育成センター所長は、毎年度、原子炉施設の運転及び管理を行う所員への保安教育実施計画を表 118-1, 2, 3 の実施方針に基づいて作成し、原子炉主任技術者及び所長の確認を得て廃炉・汚染水対策最高責任者の承認を得る。
- (2) 原子力人財育成センター所長は、(1) の保安教育実施計画の策定にあたり、第 6 条第 2 項に基づき保安委員会の確認を得る。
- (3) 各プログラム部長及び各 GM は、(1) の保安教育実施計画に基づき、保安教育を実施する。原子力人財育成センター所長は、年度毎に実施結果を所長及び廃炉・汚染水対策最高責任者へ報告する。

ただし、各プログラム部長及び各 GM が、別途定められた基準に従い、各項目の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認めた者については、該当する教育について省略することができる。

- (4) 原子力人財育成センター所長は、具体的な保安教育の内容について、定められた頻度に基づき見直しを行う。

所員への保安教育実施方針(総括表)

大分類	中分類	小分類 (項目)	内 容	実施時期	保安教育の内容						
					対象者及び教育時間※2						
入所時に実施する教育※1	関係法令及び保安規定の遵守に関すること	原子炉等規制法	原子炉等規制法に關連する法令の概要、並びに関係法令及び保安規定の遵守に関すること	入所時・新規配属時	当直長 当直副長	当直主任 当直副主任 主機操作員	補機操作員	放射線廃棄物 処理設備の 業務に關わる者	燃料取扱いの 業務に關わる者	運転員以外の 技術系所員	事務系所員
					③ (1.0時間以上) ④ (0.5時間以上) ⑤ (0.5時間以上) ⑥ (0.5時間以上)	③ (1.0時間以上) ④ (0.5時間以上) ⑤ (0.5時間以上) ⑥ (0.5時間以上)	③ (1.0時間以上) ④ (0.5時間以上) ⑤ (0.5時間以上) ⑥ (0.5時間以上)	③ (1.0時間以上) ④ (0.5時間以上) ⑤ (0.5時間以上) ⑥ (0.5時間以上)	③ (1.0時間以上) ④ (0.5時間以上) ⑤ (0.5時間以上) ⑥ (0.5時間以上)	③ (1.0時間以上) ④ (0.5時間以上) ⑤ (0.5時間以上) ⑥ (0.5時間以上)	③ (1.0時間以上) ④ (0.5時間以上) ⑤ (0.5時間以上) ⑥ (0.5時間以上)
放射線業務従事者教育※1	設備概要、主要系統の機能に関すること	非常の場合に備すべき処置に関すること	原子炉のしくみ	入所時・新規配属時	③ (1.0時間以上) ④ (0.5時間以上) ⑤ (0.5時間以上) ⑥ (0.5時間以上)	③ (1.0時間以上) ④ (0.5時間以上) ⑤ (0.5時間以上) ⑥ (0.5時間以上)	③ (1.0時間以上) ④ (0.5時間以上) ⑤ (0.5時間以上) ⑥ (0.5時間以上)	③ (1.0時間以上) ④ (0.5時間以上) ⑤ (0.5時間以上) ⑥ (0.5時間以上)	③ (1.0時間以上) ④ (0.5時間以上) ⑤ (0.5時間以上) ⑥ (0.5時間以上)	③ (1.0時間以上) ④ (0.5時間以上) ⑤ (0.5時間以上) ⑥ (0.5時間以上)	③ (1.0時間以上) ④ (0.5時間以上) ⑤ (0.5時間以上) ⑥ (0.5時間以上)
			原子炉容器等と主要機器の構造に関すること								
			原子炉冷却系統等主要系統の機能・性能に関すること								
			非常の場合に備すべき処置に関すること								
放射線業務従事者教育※1	関係法令及び保安規定の遵守に関すること	原子炉施設の構造、性能に関すること	法令、労働安全衛生規則及び電離放射線障害防止規則の関係条項	管理区域内において核燃料物質、使用済燃料またはこれらによって汚染された物の取り扱い業務に就かせる時	③ (1.0時間以上) ④ (0.5時間以上) ⑤ (0.5時間以上) ⑥ (0.5時間以上)	③ (1.0時間以上) ④ (0.5時間以上) ⑤ (0.5時間以上) ⑥ (0.5時間以上)	③ (1.0時間以上) ④ (0.5時間以上) ⑤ (0.5時間以上) ⑥ (0.5時間以上)	③ (1.0時間以上) ④ (0.5時間以上) ⑤ (0.5時間以上) ⑥ (0.5時間以上)	③ (1.0時間以上) ④ (0.5時間以上) ⑤ (0.5時間以上) ⑥ (0.5時間以上)	③ (1.0時間以上) ④ (0.5時間以上) ⑤ (0.5時間以上) ⑥ (0.5時間以上)	③ (1.0時間以上) ④ (0.5時間以上) ⑤ (0.5時間以上) ⑥ (0.5時間以上)
			原子炉施設に関すること								
			放射線管理に関すること								
			核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の取り扱いに関すること								
放射線業務従事者教育※1	非常の場合に備すべき処置に関すること	原子炉施設保安規定の遵守に関すること	異常な事象が発生した場合における緊急の措置の方法・順序	1回/10年毎以上	③ (1.0時間以上) ④ (0.5時間以上) ⑤ (0.5時間以上) ⑥ (0.5時間以上)	③ (1.0時間以上) ④ (0.5時間以上) ⑤ (0.5時間以上) ⑥ (0.5時間以上)	③ (1.0時間以上) ④ (0.5時間以上) ⑤ (0.5時間以上) ⑥ (0.5時間以上)	③ (1.0時間以上) ④ (0.5時間以上) ⑤ (0.5時間以上) ⑥ (0.5時間以上)	③ (1.0時間以上) ④ (0.5時間以上) ⑤ (0.5時間以上) ⑥ (0.5時間以上)	③ (1.0時間以上) ④ (0.5時間以上) ⑤ (0.5時間以上) ⑥ (0.5時間以上)	③ (1.0時間以上) ④ (0.5時間以上) ⑤ (0.5時間以上) ⑥ (0.5時間以上)
			保安規定(総則、品質保証、体制及び評価、民衆啓発、記録及び報告)の概要、並びに関係法令及び保安規定の遵守に関すること								
			運転上の制限に関すること								
			運転上の措置に関すること								
放射線業務従事者教育※1	原子炉施設の運転に関すること	運転管理	定例試験運転に関すること	1回/10年毎以上	③ (1.0時間以上) ④ (0.5時間以上) ⑤ (0.5時間以上) ⑥ (0.5時間以上)	③ (1.0時間以上) ④ (0.5時間以上) ⑤ (0.5時間以上) ⑥ (0.5時間以上)	③ (1.0時間以上) ④ (0.5時間以上) ⑤ (0.5時間以上) ⑥ (0.5時間以上)	③ (1.0時間以上) ④ (0.5時間以上) ⑤ (0.5時間以上) ⑥ (0.5時間以上)	③ (1.0時間以上) ④ (0.5時間以上) ⑤ (0.5時間以上) ⑥ (0.5時間以上)	③ (1.0時間以上) ④ (0.5時間以上) ⑤ (0.5時間以上) ⑥ (0.5時間以上)	③ (1.0時間以上) ④ (0.5時間以上) ⑤ (0.5時間以上) ⑥ (0.5時間以上)
			異常時対応(中央機作室内対応)								
			異常時対応(指揮・執務判断)								
			シミュレータ訓練Ⅰ(直上連携訓練)								
放射線業務従事者教育※1	放射線管理に関すること	施設管理	シミュレータ訓練Ⅱ(異常時・警報発生時対応操作)	1回/10年毎以上	③ (1.0時間以上) ④ (0.5時間以上) ⑤ (0.5時間以上) ⑥ (0.5時間以上)	③ (1.0時間以上) ④ (0.5時間以上) ⑤ (0.5時間以上) ⑥ (0.5時間以上)	③ (1.0時間以上) ④ (0.5時間以上) ⑤ (0.5時間以上) ⑥ (0.5時間以上)	③ (1.0時間以上) ④ (0.5時間以上) ⑤ (0.5時間以上) ⑥ (0.5時間以上)	③ (1.0時間以上) ④ (0.5時間以上) ⑤ (0.5時間以上) ⑥ (0.5時間以上)	③ (1.0時間以上) ④ (0.5時間以上) ⑤ (0.5時間以上) ⑥ (0.5時間以上)	③ (1.0時間以上) ④ (0.5時間以上) ⑤ (0.5時間以上) ⑥ (0.5時間以上)
			シミュレータ訓練Ⅲ(異常時・警報発生時の判断・指揮命令)								
			施設管理計画に関すること								
			放射線測定器の取扱い								
放射線業務従事者教育※1	放射線管理に関すること	放射線管理	管理区域への出入り管理等、区域管理に関すること	1回/10年毎以上	③ (1.0時間以上) ④ (0.5時間以上) ⑤ (0.5時間以上) ⑥ (0.5時間以上)	③ (1.0時間以上) ④ (0.5時間以上) ⑤ (0.5時間以上) ⑥ (0.5時間以上)	③ (1.0時間以上) ④ (0.5時間以上) ⑤ (0.5時間以上) ⑥ (0.5時間以上)	③ (1.0時間以上) ④ (0.5時間以上) ⑤ (0.5時間以上) ⑥ (0.5時間以上)	③ (1.0時間以上) ④ (0.5時間以上) ⑤ (0.5時間以上) ⑥ (0.5時間以上)	③ (1.0時間以上) ④ (0.5時間以上) ⑤ (0.5時間以上) ⑥ (0.5時間以上)	③ (1.0時間以上) ④ (0.5時間以上) ⑤ (0.5時間以上) ⑥ (0.5時間以上)
			質量管理、被ばく管理に関すること								
			外部放射線に係る質量管理の適正に関すること								
			管理区域外への移動等物品移動の管理に関すること								
放射線業務従事者教育※1	放射線管理に関すること	放射線管理	協力企業等の放射線防護に関すること	1回/10年毎以上	③ (1.0時間以上) ④ (0.5時間以上) ⑤ (0.5時間以上) ⑥ (0.5時間以上)	③ (1.0時間以上) ④ (0.5時間以上) ⑤ (0.5時間以上) ⑥ (0.5時間以上)	③ (1.0時間以上) ④ (0.5時間以上) ⑤ (0.5時間以上) ⑥ (0.5時間以上)	③ (1.0時間以上) ④ (0.5時間以上) ⑤ (0.5時間以上) ⑥ (0.5時間以上)	③ (1.0時間以上) ④ (0.5時間以上) ⑤ (0.5時間以上) ⑥ (0.5時間以上)	③ (1.0時間以上) ④ (0.5時間以上) ⑤ (0.5時間以上) ⑥ (0.5時間以上)	③ (1.0時間以上) ④ (0.5時間以上) ⑤ (0.5時間以上) ⑥ (0.5時間以上)
			放射線管理に関すること								
			放射線管理に関すること								
			放射線管理に関すること								
放射線業務従事者教育※1	放射線管理に関すること	放射線管理	放射線管理に関すること	1回/10年毎以上	③ (1.0時間以上) ④ (0.5時間以上) ⑤ (0.5時間以上) ⑥ (0.5時間以上)	③ (1.0時間以上) ④ (0.5時間以上) ⑤ (0.5時間以上) ⑥ (0.5時間以上)	③ (1.0時間以上) ④ (0.5時間以上) ⑤ (0.5時間以上) ⑥ (0.5時間以上)	③ (1.0時間以上) ④ (0.5時間以上) ⑤ (0.5時間以上) ⑥ (0.5時間以上)	③ (1.0時間以上) ④ (0.5時間以上) ⑤ (0.5時間以上) ⑥ (0.5時間以上)	③ (1.0時間以上) ④ (0.5時間以上) ⑤ (0.5時間以上) ⑥ (0.5時間以上)	③ (1.0時間以上) ④ (0.5時間以上) ⑤ (0.5時間以上) ⑥ (0.5時間以上)
			放射線管理に関すること								
			放射線管理に関すること								
			放射線管理に関すること								

※1:各プログラム習得及び各GCMが、別途定められた基準に依り、各科目の全習又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認められた者については、該当する教育については省略することができる。

※2:各対象者に要請されている教育項目は、対象者となった時点から課せられる。

※3:運転員には作業管理グループ員を含む。

※4:アラウンドバックネット対応については、原子力防災組織における教育受講対象者の要員を対象とする。

() : 合計の教育時間

表118-2

所員への保安教育実施方針(放射線業務従事者教育)

総括表中分類との対応	内 容	対象者及び教育時間※2						電離線の分類
		運転員※3					事務系所員	
		当直長 当直副長	当直主任 当直機操作員	機械操作員	放射性廃棄物 処理設備の 業務に関わる者	燃料取扱いの 業務に関わる者		
		⑤ (0.5時間以上)	⑤ (0.5時間以上)	⑤ (0.5時間以上)	⑤ (0.5時間以上)	⑤ (0.5時間以上)	○ (0.5時間以上)	放射性物質若しくは使用済燃料又はこれらによって汚染された物に関する知識
	①管理区域に関すること							
	②放射性物質若しくは使用済燃料又はこれらによって汚染された物の種類、貯蔵及び廃棄の作業の方法及び順序							
	③放射性物質又は使用済燃料によって汚染された設備の保守及び点検の方法及び順序	⑤ (1.5時間以上)	⑤ (1.5時間以上)	⑤ (1.5時間以上)	⑤ (1.5時間以上)	⑤ (1.5時間以上)	○ (1.5時間以上)	原子炉施設における作業の方法に関する知識
	④外部放射線による線量当量率及び空気中の放射性物質の濃度の監視の方法							
	⑤天井、床、壁、設備等の表面の汚染の状態の確認及び汚染の除去の方法							
	⑥異常な事態が発生した場合における応急の措置の方法	⑤ (1.5時間以上)	⑤ (1.5時間以上)	⑤ (1.5時間以上)	⑤ (1.5時間以上)	⑤ (1.5時間以上)	○ (1.5時間以上)	原子炉施設に係る設備の構造及び点検の方法に関する知識
	⑦運搬放射線の種類及び性質	⑤ (0.5時間以上)	⑤ (0.5時間以上)	⑤ (0.5時間以上)	⑤ (0.5時間以上)	⑤ (0.5時間以上)	○ (0.5時間以上)	運搬放射線の生体を与える影響
	⑧運搬放射線が生体の細胞、組織、器官及び全身に与える影響	⑤ (0.5時間以上)	⑤ (0.5時間以上)	⑤ (0.5時間以上)	⑤ (0.5時間以上)	⑤ (0.5時間以上)	○ (0.5時間以上)	運搬放射線の生体を与える影響
	⑨法令、労働安全衛生規則及び電離放射線障害防止規則中の関係事項	⑤ (1.0時間以上)	⑤ (1.0時間以上)	⑤ (1.0時間以上)	⑤ (1.0時間以上)	⑤ (1.0時間以上)	○ (1.0時間以上)	関係法令
	⑩管理区域への立入り及び退去の手順							
	⑪放射性物質若しくは使用済燃料又はこれらによって汚染された物の種類、貯蔵及び廃棄の作業							
	⑫放射性物質又は使用済燃料によって汚染された設備の保守及び点検の作業	⑤ (2.0時間以上)	⑤ (2.0時間以上)	⑤ (2.0時間以上)	⑤ (2.0時間以上)	⑤ (2.0時間以上)	○ (2.0時間以上)	原子炉施設における作業の方法及び原子炉施設に係る設備の取扱い
	⑬外部放射線による線量当量率及び空気中の放射性物質の濃度の監視							
	⑭天井、床、壁、設備等の表面の汚染の状態の確認及び汚染の除去							
	⑮原子炉、放射性廃棄物の廃棄設備及びその他の設備の取扱							
	⑯異常な事態が発生した場合における応急の措置							
※1:各プログラム部長及び各GMが、別途定められた基準に従い、各項目の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認められた者については、該当する教育について省略することができる。 ※2:各対象者に要求されている教育項目は、対象者となった時点から課せられる。 ※3:運転員には作業管理グループ員を含む。								
⑯:全員が教育の対象 ⑰:全員が関連する者が教育の対象 ():合計の教育時間								

表118-3

所員への保安教育実施方針(運転員)

保安教育の内容			内 容	対象者※1 運転員※2					実施時期及び教育時間
中分類	小分類 (項目)	細目		当直長 当直副長	当直主任 当直機長	補機操作員	放射性廃棄物 処分設備の 業務に携わる者	燃料取扱いの 業務に携わる者	
関係法令及び保安 規定の遵守に関する こと	原子力施設保安規定 こと	保安規定(総則、品質保証、体制及び評価、保安教育、記 録及び報告に関する規則)の概要、並びに関係法令及び保 安規定の遵守に関する事項	保安規定(総則、品質保証、体制及び評価、保安教育、記 録及び報告に関する規則)の概要、並びに関係法令及び保 安規定の遵守に関する事項	◎	◎	◎	◎	◎	<当直長、当直副長、当直主任、当直副主任、 主機操作員、補機操作員> 3年間で30時間以上※3 ※4(上記※4と同枠内)
			保安規定(総則、品質保証、体制及び評価、保安教育、記 録及び報告に関する規則)の概要、並びに関係法令及び保 安規定の遵守に関する事項	◎	◎	◎	◎	◎	<当直長、当直副長、当直主任、当直副主任、 主機操作員、補機操作員> 3年間で30時間以上※3 ※4(上記※4と同枠内)
			保安規定(総則、品質保証、体制及び評価、保安教育、記 録及び報告に関する規則)の概要、並びに関係法令及び保 安規定の遵守に関する事項	◎	◎	◎	◎	◎	<当直長、当直副長、当直主任、当直副主任、 主機操作員、補機操作員> 3年間で30時間以上※3 ※4(上記※4と同枠内)
			保安規定(総則、品質保証、体制及び評価、保安教育、記 録及び報告に関する規則)の概要、並びに関係法令及び保 安規定の遵守に関する事項	◎	◎	◎	◎	◎	<当直長、当直副長、当直主任、当直副主任、 主機操作員、補機操作員> 3年間で30時間以上※3 ※4(上記※4と同枠内)
			保安規定(総則、品質保証、体制及び評価、保安教育、記 録及び報告に関する規則)の概要、並びに関係法令及び保 安規定の遵守に関する事項	◎	◎	◎	◎	◎	<当直長、当直副長、当直主任、当直副主任、 主機操作員、補機操作員> 3年間で30時間以上※3 ※4(上記※4と同枠内)
			保安規定(総則、品質保証、体制及び評価、保安教育、記 録及び報告に関する規則)の概要、並びに関係法令及び保 安規定の遵守に関する事項	◎	◎	◎	◎	◎	<当直長、当直副長、当直主任、当直副主任、 主機操作員、補機操作員> 3年間で30時間以上※3 ※4(上記※4と同枠内)
			保安規定(総則、品質保証、体制及び評価、保安教育、記 録及び報告に関する規則)の概要、並びに関係法令及び保 安規定の遵守に関する事項	◎	◎	◎	◎	◎	<当直長、当直副長、当直主任、当直副主任、 主機操作員、補機操作員> 3年間で30時間以上※3 ※4(上記※4と同枠内)
			保安規定(総則、品質保証、体制及び評価、保安教育、記 録及び報告に関する規則)の概要、並びに関係法令及び保 安規定の遵守に関する事項	◎	◎	◎	◎	◎	<当直長、当直副長、当直主任、当直副主任、 主機操作員、補機操作員> 3年間で30時間以上※3 ※4(上記※4と同枠内)
			保安規定(総則、品質保証、体制及び評価、保安教育、記 録及び報告に関する規則)の概要、並びに関係法令及び保 安規定の遵守に関する事項	◎	◎	◎	◎	◎	<当直長、当直副長、当直主任、当直副主任、 主機操作員、補機操作員> 3年間で30時間以上※3 ※4(上記※4と同枠内)
			保安規定(総則、品質保証、体制及び評価、保安教育、記 録及び報告に関する規則)の概要、並びに関係法令及び保 安規定の遵守に関する事項	◎	◎	◎	◎	◎	<当直長、当直副長、当直主任、当直副主任、 主機操作員、補機操作員> 3年間で30時間以上※3 ※4(上記※4と同枠内)
放射性廃棄物及び核 燃料物質によつて汚 染された物の取扱い に関すること	放射性廃棄物管理 こと	放射性廃棄物管理 こと	放射性廃棄物管理 こと	◎	◎	◎	◎	◎	<放射性廃棄物管理 業務に携わる者> 3年間で24時間以上※3 ※4(上記※4と同枠内)
			放射性廃棄物管理 こと	◎	◎	◎	◎	◎	<放射性廃棄物管理 業務に携わる者> 3年間で24時間以上※3 ※4(上記※4と同枠内)
			放射性廃棄物管理 こと	◎	◎	◎	◎	◎	<放射性廃棄物管理 業務に携わる者> 3年間で24時間以上※3 ※4(上記※4と同枠内)
			放射性廃棄物管理 こと	◎	◎	◎	◎	◎	<放射性廃棄物管理 業務に携わる者> 3年間で24時間以上※3 ※4(上記※4と同枠内)
			放射性廃棄物管理 こと	◎	◎	◎	◎	◎	<放射性廃棄物管理 業務に携わる者> 3年間で24時間以上※3 ※4(上記※4と同枠内)
			放射性廃棄物管理 こと	◎	◎	◎	◎	◎	<放射性廃棄物管理 業務に携わる者> 3年間で24時間以上※3 ※4(上記※4と同枠内)
			放射性廃棄物管理 こと	◎	◎	◎	◎	◎	<放射性廃棄物管理 業務に携わる者> 3年間で24時間以上※3 ※4(上記※4と同枠内)
			放射性廃棄物管理 こと	◎	◎	◎	◎	◎	<放射性廃棄物管理 業務に携わる者> 3年間で24時間以上※3 ※4(上記※4と同枠内)
			放射性廃棄物管理 こと	◎	◎	◎	◎	◎	<放射性廃棄物管理 業務に携わる者> 3年間で24時間以上※3 ※4(上記※4と同枠内)
			放射性廃棄物管理 こと	◎	◎	◎	◎	◎	<放射性廃棄物管理 業務に携わる者> 3年間で24時間以上※3 ※4(上記※4と同枠内)
燃料の取扱い に関すること	燃料の取扱い に関すること	燃料の取扱い に関すること	燃料の取扱い に関すること	◎	◎	◎	◎	◎	<燃料の取扱い 業務に携わる者> 3年間で24時間以上※3 ※4(上記※4と同枠内)
			燃料の取扱い に関すること	◎	◎	◎	◎	◎	<燃料の取扱い 業務に携わる者> 3年間で24時間以上※3 ※4(上記※4と同枠内)
			燃料の取扱い に関すること	◎	◎	◎	◎	◎	<燃料の取扱い 業務に携わる者> 3年間で24時間以上※3 ※4(上記※4と同枠内)
			燃料の取扱い に関すること	◎	◎	◎	◎	◎	<燃料の取扱い 業務に携わる者> 3年間で24時間以上※3 ※4(上記※4と同枠内)
			燃料の取扱い に関すること	◎	◎	◎	◎	◎	<燃料の取扱い 業務に携わる者> 3年間で24時間以上※3 ※4(上記※4と同枠内)
			燃料の取扱い に関すること	◎	◎	◎	◎	◎	<燃料の取扱い 業務に携わる者> 3年間で24時間以上※3 ※4(上記※4と同枠内)
			燃料の取扱い に関すること	◎	◎	◎	◎	◎	<燃料の取扱い 業務に携わる者> 3年間で24時間以上※3 ※4(上記※4と同枠内)
			燃料の取扱い に関すること	◎	◎	◎	◎	◎	<燃料の取扱い 業務に携わる者> 3年間で24時間以上※3 ※4(上記※4と同枠内)
			燃料の取扱い に関すること	◎	◎	◎	◎	◎	<燃料の取扱い 業務に携わる者> 3年間で24時間以上※3 ※4(上記※4と同枠内)
			燃料の取扱い に関すること	◎	◎	◎	◎	◎	<燃料の取扱い 業務に携わる者> 3年間で24時間以上※3 ※4(上記※4と同枠内)

◎:全員が教育の対象(関連する業務内容に応じて教育内容に濃淡はあり)

×:教育の対象外

※1:各対象者に要求されている教育項目は、対象者となった時点から課せられる。

※2:運転員には作業管理グループ員を含む。

※3:記載するにあたっての考えは、以下のとおり。

・本教育は、同一細目であっても対象者の職能に応じて理解の範囲、深さに差がある。(ある教育で、複数の細目をカバーする場合もある)

・この0年間で00時間以上とは、運転員が行う一連の教育の時間であり、上表はこの教育時間の中に含まれている。

・(上表の表の細目の時間を累積した時間ではない)

・各細目の内容が密接に関わっていることから細目毎の時間の区別は行わない。

(協力企業従業員への保安教育)

第119条

各プログラム部長及び各GMは、原子炉施設に関する作業を協力企業が行う場合、当該協力企業従業員の発電所入所時に安全上必要な教育が表119の実施方針に基づいて実施されていることを確認する。なお、各プログラム部長及び各GMは、教育の実施状況を確認するため、教育現場に適宜立ち会う。

ただし、各プログラム部長及び各GMが、別途定められた基準に従い、各項目の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認めた者については、該当する教育について省略することができる。

2. 各プログラム部長及び各GMは、原子炉施設に関する作業のうち管理区域内における業務を協力企業が行う場合、当該協力企業従業員に対し、安全上必要な教育が表119の実施方針に基づいて実施されていることを確認する。なお、各プログラム部長及び各GMは、教育の実施状況を確認するため、教育現場に適宜立ち会う。

ただし、各プログラム部長及び各GMが、別途定められた基準に従い、各項目の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認めた者については、該当する教育について省略することができる。

3. 運用支援GMは、放射性廃棄物管理に関する設備の運転操作を協力企業が行う場合、毎年度、当該業務に従事する従業員に対し、表118-1, 2, 3の実施方針のうち、「放射性廃棄物処理設備の業務に関わる者」の中から運転操作を行う対象設備に応じて選定した項目に準じる保安教育実施計画を定めていることを確認し、その内容を原子炉主任技術者及び所長の確認を得て廃炉・汚染水対策最高責任者の承認を得る。

4. 運用支援GMは、第3項の保安教育実施計画に基づき保安教育が実施されていることを確認し、その実施結果を年度毎に所長及び廃炉・汚染水対策最高責任者に報告する。なお、教育の実施状況を確認するため教育現場に適宜立ち会う。

ただし、運用支援GMが、別途定められた基準に従い、各項目の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認めた者については、該当する教育について省略することができる。

5. 運用支援GM又はプール燃料取り出しプログラム部長は、燃料取扱に関する業務の補助を協力企業が行う場合、毎年度、当該業務に従事する従業員に対し、表118-1, 2, 3の実施方針のうち、「燃料取扱の業務に関わる者」に準じる保安教育実施計画を定めていることを確認し、その内容を原子炉主任技術者及び所長の確認を得て廃炉・汚染水対策最高責任者の承認を得る。

6. 運用支援GM又はプール燃料取り出しプログラム部長は、第5項の保安教育実施計画に基づき保安教育が実施されていることを確認し、その実施結果を年度毎に所長及び廃炉・汚染水対策最高責任者に報告する。なお、教育の実施状況を確認するため教育現場に適宜立ち会う。

ただし、運用支援GM又はプール燃料取り出しプログラム部長が、別途定められた基準に従い、各項目の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認めた者については、該当する教育について省略することができる。

表119

保安教育実施方針(協力企業)

(1) 発電所入所時に必要な教育

保安教育の内容			対象者※2	
大分類	中分類	小分類 (項目)	内容	実施時期
入所時に実施する教育※1	原子炉施設の構造・性能に関すること	非常の場合に備えるべき処置の構築	作業上の留意事項	③
			非常の場合に備えるべき処置の構築	③
		関係法令及び保安規定の遵守に関すること	関係法令及び保安規定の遵守に関すること	③
			関係法令及び保安規定の遵守に関すること	③

(2) 放射線業務従事者に対する教育

保安教育の内容			対象者及び教育時間※2		組織別分類
総括・中分類との対応	内 容	実施時期	放射線業務従事者	放射線業務従事者以外	
放射線物質及び放射性物質によって汚染された物の取扱いに関すること ※1	①放射性物質又は使用済燃料の種別及び性状 ②放射性物質又は使用済燃料によって汚染された物の種類及び性状 ③管理区域に関すること	実施時期	⑤ (0.5時間以上)	×	放射性物質若しくは使用済燃料又はこれらによって汚染された物に関する知識
放射線管理に関すること ※1	①管理区域に関すること				
放射性物質及び放射性物質によって汚染された物の取扱いに関すること ※1	①放射性物質又は使用済燃料の種別及び性状 ②放射性物質又は使用済燃料によって汚染された物の種類及び性状 ③管理区域に関すること		⑤ (1.5時間以上)	×	原子炉施設における作業の方法に関する知識
放射線管理に関すること ※1	①放射性物質又は使用済燃料の種別及び性状 ②放射性物質又は使用済燃料によって汚染された物の種類及び性状 ③管理区域に関すること				
放射線管理に関すること ※1	①放射性物質又は使用済燃料の種別及び性状 ②放射性物質又は使用済燃料によって汚染された物の種類及び性状 ③管理区域に関すること				
非常の場合に備えるべき処置に関すること ※1	①放射性物質又は使用済燃料の種別及び性状 ②放射性物質又は使用済燃料によって汚染された物の種類及び性状 ③管理区域に関すること		⑤ (1.5時間以上)	×	原子炉施設に係る設備の構造及び取扱いの方法に関する知識
原子炉施設の構造、作動に関すること ※1	①放射性物質又は使用済燃料の種別及び性状 ②放射性物質又は使用済燃料によって汚染された物の種類及び性状 ③管理区域に関すること		⑤ (0.5時間以上)	×	放射性物質の性状に与える影響
放射線管理に関すること ※1	①放射性物質又は使用済燃料の種別及び性状 ②放射性物質又は使用済燃料によって汚染された物の種類及び性状 ③管理区域に関すること		⑤ (1.0時間以上)	×	関係法令
関係法令及び保安規定の遵守に関すること ※1	①放射性物質又は使用済燃料の種別及び性状 ②放射性物質又は使用済燃料によって汚染された物の種類及び性状 ③管理区域に関すること		⑤ (2.0時間以上)	×	原子炉施設における作業の方法及び関係設備の取扱い
非常の場合に備えるべき処置に関すること ※1	①放射性物質又は使用済燃料の種別及び性状 ②放射性物質又は使用済燃料によって汚染された物の種類及び性状 ③管理区域に関すること		⑤ (2.0時間以上)	×	原子炉施設における作業の方法及び関係設備の取扱い

※1:各プログラムの実施及び各プログラムの進捗状況は、各項目の会報又は一部について1分間知識及び技能を有しているものに認められる者については、減らす教育について省略することができる。

※2:⑤は教育の対象
③:⑤は教育の対象
×:⑤は教育の対象
():合計の教育時間

第 1 1 章 記録及び報告

(記録)

第 1 2 0 条

組織は、表 1 2 0 - 1 に定める保安に関する記録を適正に作成し、保存する。なお、記録の作成にあたっては、法令に定める記録に関する事項を遵守する。ただし、汚染等により、適正に保存することができない場合を除く。

2. 組織は、表 1 2 0 - 2 に定める保安に関する記録を適正に作成し、保存する。なお、記録の作成にあたっては、法令に定める記録に関する事項を遵守する。

表 1 2 0 - 1

記録	記録すべき場合※ ¹	保存期間
1. 原子炉施設の巡視又は点検の状況並びにその担当者の氏名	毎日 1 回	巡視又は点検を実施した施設又は設備を廃棄した後 5 年が経過するまでの期間
2. 保全活動管理指標の監視結果及びその担当者の氏名	実施の都度	監視を実施した原子炉施設を解体又は廃棄した後 5 年が経過するまでの期間
3. 点検・補修等の結果及びその担当者の氏名	実施の都度	点検・補修等を実施した原子炉施設を解体又は廃棄した後 5 年が経過するまでの期間
4. 点検・補修等の結果の確認・評価及びその担当者の氏名	実施の都度	確認・評価を実施した原子炉施設を解体又は廃棄した後 5 年が経過するまでの期間
5. 点検・補修等の不適合管理、是正処置、未然防止処置及びその担当者の氏名	実施の都度	不適合管理、是正処置及び未然防止処置を実施した原子炉施設を解体又は廃棄した後 5 年が経過するまでの期間
6. 保全の有効性評価、施設管理の有効性評価及びその担当者の氏名	評価の都度	評価を実施した原子炉施設の施設管理に関する方針、施設管理の目標又は施設管理実施計画の改定までの期間
7. 警報装置から発せられた警報の内容※ ²	その都度	1 年間
8. 運転管理責任者の氏名及び運転員の氏名並びに、これらの者の交代の日時及び交代時の引継事項	交代の都度	1 年間

記録	記録すべき場合※1	保存期間
9. 運転上の制限に関する点検結果及び運転上の制限からの逸脱があった場合に講じた措置	その都度	1年間（ただし、運転上の制限からの逸脱があった場合については5年間）
10. 使用済燃料乾式キャスク仮保管設備に貯蔵している使用済燃料乾式貯蔵容器、使用済燃料輸送貯蔵兼用容器の蓋間圧力及び表面温度	1ヶ月に1回	10年間
11. 使用済燃料の貯蔵施設内における燃料体の配置	配置又は配置替えの都度	5年間
12. 燃料体の形状又は性状に関する検査の結果	挿入前及び取出後	取出後10年間
13. 発電所の外において貯蔵しようとする使用済燃料の記録 (1) 外観 (2) 燃焼度 (3) 取出しから容器への封入までの期間 (4) 使用済燃料を封入した容器内における当該使用済燃料の配置	払出しの都度	使用済燃料の貯蔵を委託する相手方に記録を引き渡すまでの期間
14. 発電所の外において貯蔵しようとする使用済燃料を封入した容器の記録 (1) 外観 (2) 漏えい率 (3) 真空乾燥した後の真空度又は不活性ガスを充填した後の湿度並びに充填した不活性ガスの成分、量及び圧力 (4) 容器内において使用済燃料の位置を固定するための装置の外観 (5) 重量	払出しの都度	使用済燃料の貯蔵を委託する相手方に記録を引き渡すまでの期間
15. 使用済燃料の貯蔵施設、放射性廃棄物の廃棄施設等の放射線しゃへい物の側壁における線量当量率	毎日運転中1回	10年間
16. 放射性廃棄物の排気口又は排気監視設備及び排水口又は排水監視設備における放射性物質の1日間及び3月間についての平均濃度	1日間の平均濃度にあつては毎日1回、3月間の平均濃度にあつては3月ごとに1回	10年間
17. 管理区域における外部放射線に係る1週間の線量当量、空気中の放射性物質の1週間についての平均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の密度	毎週1回	10年間

記録	記録すべき場合※ ¹	保存期間
18. 放射線業務従事者の4月1日を始期とする1年間の線量, 女子※ ³ の放射線業務従事者の4月1日, 7月1日, 10月1日及び1月1日を始期とする各3月間の線量並びに本人の申出等により妊娠の事実を知ることとなった女子の放射線業務従事者にあつては出産までの間毎月1日を始期とする1月間の線量	1年間の線量にあつては毎年度1回, 3月間の線量にあつては3月ごとに1回, 1月間の線量にあつては1月ごとに1回	※4
19. 4月1日を始期とする1年間の線量が20ミリシーベルトを超えた放射線業務従事者の当該1年間を含む原子力規制委員会が定める5年間の線量	原子力規制委員会が定める5年間において毎年度1回	※4
20. 放射線業務従事者が緊急作業に従事した期間の始期及び終期並びに放射線業務従事者の当該期間の線量	その都度	※4
21. 放射線業務従事者が当該業務に就く日の属する年度における当該日以前の放射線被ばくの経歴及び原子力規制委員会が定める5年間における当該年度の前年度までの放射線被ばくの経歴	その者が当該業務に就く時	※4
22. 発電所の外において運搬した核燃料物質等の種類別の数量, その運搬に使用した容器の種類並びにその運搬の日時及び経路	運搬の都度	1年間
23. 廃棄施設に廃棄した放射性廃棄物の種類, 当該放射性廃棄物に含まれる放射性物質の数量, 当該放射性廃棄物を容器に封入し, 又は容器と一体的に固型化した場合には当該容器の数量及び比重並びにその廃棄の日, 場所及び方法	廃棄の都度	※5
24. 放射性廃棄物を容器に封入し, 又は容器に固型化した場合には, その方法	封入又は固型化の都度	※5
25. 放射性物質による汚染の広がり の防止及び除去を行った場合には, その状況及び担当者の氏名	広がりの防止及び除去の都度	1年間

記録	記録すべき場合※ ¹	保存期間
26. 事故発生及び復旧の日時	その都度	※5
27. 事故の状況及び事故に際して採った処置	同上	※5
28. 事故の原因	同上	※5
29. 事故後の処置	同上	※5
30. 風向及び風速	連続して※ ⁶	10年間
31. 降雨量	同上	10年間
32. 大気温度	同上	10年間
33. 保安教育の実施計画	策定の都度	3年間
34. 保安教育の実施日時、項目及び受けた者の氏名	実施の都度	3年間
35. 原子炉施設における保安活動の実施の状況の評価	評価の都度	※5
36. 原子炉施設に対して実施した保安活動への最新の技術的知見の反映状況の評価	評価の都度	※5
37. 使用前検査（社内）の結果	検査の都度	検査を実施した発電用原子炉施設の存続する期間
38. 溶接検査（社内）の結果	検査の都度	検査を実施した発電用原子炉施設の存続する期間
39. 施設定期検査（社内）の結果	検査の都度	検査を実施した発電用原子炉施設の存続する期間

※1：記録可能な状態において常に記録することを意味しており、点検、故障又は消耗品の取替により記録不能な期間を除く。

※2：「警報装置から発せられた警報」とは、技術基準規則第47条第1項及び第2項に規定する範囲の警報をいう。

※3：妊娠不能と診断された者及び妊娠の意思のない旨を書面で申し出た者を除く。

※4：その記録に係る者が放射線業務従事者でなくなった場合又はその記録を保存している期間が5年を超えた場合において、その記録を原子力規制委員会の指定する機関に引き渡すまでの期間

※5：廃止措置が終了し、その結果が原子力規制委員会規則で定める基準に適合していることについて、原子力規制委員会の確認を受けるまでの期間

※6：デジタルデータにより保存することができる。

表 1 2 0 - 2 ※⁷

記録	記録すべき場合	保存期間
1. 品質マネジメントシステム計画に関する以下の文書		
第3条品質マネジメントシステム計画の「4.2.1a) ～d)」に定める文書	変更の都度	変更後5年が経過するまでの期間
2. 品質管理基準規則の要求事項等に基づき作成する以下の記録		
(1) 重要なリスクの報告の記録, 及び必要な措置があればその結果の記録	作成の都度	※5
(2) マネジメントレビューの結果の記録	作成の都度	5年
(3) 力量, 教育・訓練及び他の措置について該当する記録	作成の都度	5年
(4) 業務・特定原子力施設のプロセス及びその結果が, 要求事項を満たしていることを実証するために必要な記録	作成の都度	5年
(5) 業務・特定原子力施設に対する要求事項のレビューの結果の記録, 及びそのレビューを受けてとられた処置の記録	作成の都度	5年
(6) 業務・特定原子力施設の要求事項に関連する設計・開発へのインプットの記録	作成の都度	5年
(7) 設計・開発のレビューの結果の記録, 及び必要な処置があればその記録	作成の都度	5年
(8) 設計・開発の検証の結果の記録, 及び必要な処置があればその記録	作成の都度	5年
(9) 設計・開発の妥当性確認の結果の記録, 及び必要な処置があればその記録	作成の都度	5年
(10) 設計・開発の変更の記録	作成の都度	5年

記録	記録すべき場合	保存期間
(11) 設計・開発の変更のレビュー，検証及び妥当性確認の結果の記録，及び必要な処置があればその記録	作成の都度	5 年
(12) 供給者の評価の結果の記録，及び評価によって必要とされた処置があればその記録	作成の都度	5 年
(13) プロセスの妥当性確認の結果の記録	作成の都度	5 年
(14) 業務・特定原子力施設に関するトレーサビリティの記録	作成の都度	5 年
(15) 組織の外部の者の所有物に関して，組織が必要と判断した場合の記録	作成の都度	5 年
(16) 校正又は検証に用いた基準の記録	作成の都度	5 年
(17) 測定機器が要求事項に適合していないと判明した場合の，従前の測定結果の妥当性評価の記録	作成の都度	5 年
(18) 校正及び検証の結果の記録	作成の都度	5 年
(19) 内部監査の結果の記録	作成の都度	5 年
(20) 自主検査等の合否判定基準への適合の記録	作成の都度	5 年
(21) プロセスの次の段階に進むことを承認した人の記録	作成の都度	5 年
(22) 不適合の性質及び不適合に対してとられた特別採用を含む処置の記録	作成の都度	5 年
(23) 是正処置の結果の記録	作成の都度	5 年
(24) 未然防止処置の結果の記録	作成の都度	5 年

※ 7：表 1 2 0－1 を適用する場合は，本表を適用しない。

(報告)

第 1 2 1 条

各プログラム部長，運用部長又は各GMは，次のいずれかに該当する場合又は該当するおそれがあると判断した場合について直ちに所長及び原子炉主任技術者に報告する。

- (1) 運転上の制限を満足していないと判断した場合 (第73条)
- (2) 放射性液体廃棄物又は放射性気体廃棄物について放出管理目標値を超えて放出した場合 (第88条, 第89条)
- (3) 外部放射線に係る線量当量率等に異常が認められた場合 (第101条)
- (4) 福島第一炉規則第18条第3号から第6号及び第8号から第15号に定める報告事象が生じた場合
- (5) 第 7 6 条第 1 項に定める異常が発生した場合

2. 所長は，前項に基づく報告を受けた場合，社長に報告する。

3. 第 1 項又は第 2 項に基づく報告が，不在で遂行できない場合及び夜間休祭日の報告方法は，「トラブル等の報告マニュアル」による。

4. 第 1 項 (1) に該当する場合は，「トラブル等の報告マニュアル」に基づき，直ちに原子力規制委員会に報告する。

附 則

附則（令和 7 年 1 2 月 8 日 原規規発第 2512082 号）

（施行期日）

第 1 条

この規定は、令和 7 年 1 2 月 1 8 日から施行する。

2. 添付 2（管理対象区域図）の全体図における瓦礫類一時保管エリアの変更は、それぞれの区域の変更をもって適用することとし、それまでの間は従前の例による。

附則（令和 7 年 1 1 月 1 8 日 原規規発第 2511183 号）

（施行期日）

第 1 条

2. 第 5 条のうち、ゼオライト土嚢等処理設備については、ゼオライト土嚢等処理設備の運用を開始した時点から適用することとし、それまでの間は従前の例による。

附則（令和 7 年 3 月 2 8 日 原規規発第 2503282 号）

（施行期日）

第 1 条

2. 添付 1（管理区域図）の全体図及び添付 2（管理対象区域図）の全体図については、それぞれの区域の変更をもって適用することとし、それまでの間は従前の例による。

附則（令和 6 年 1 2 月 1 8 日 原規規発第 24121811 号）

（施行期日）

第 1 条

2. 第 5 条については、放射性物質分析・研究施設第 2 棟の運用を開始した時点から適用することとし、それまでの間は従前の例による。

附則（令和 6 年 4 月 2 2 日 原規規発第 2404223 号）

（施行期日）

第 1 条

2. 添付 1（管理区域図）の全体図及び添付 2（管理対象区域図）の全体図の変更は、化学分析棟の増床部の運用開始をもって適用することとし、それまでの間は従前の例による。

附則（令和 5 年 2 月 2 1 日 原規規発第 2302212 号）

(施行期日)

第1条

2. 第89条の表89-1における固体廃棄物貯蔵庫第10棟排気口から放出される放射性気体廃棄物の管理については、固体廃棄物貯蔵庫第10棟の運用を開始した時点から適用することとし、それまでの間は従前の例による。
3. 添付1（管理区域図）の全体図及び固体廃棄物貯蔵庫第10棟の管理区域図面並びに添付2（管理対象区域図）の全体図及び固体廃棄物貯蔵庫第10棟の管理対象区域図面の変更は、それぞれの区域の区域区分の変更をもって適用することとし、それまでの間は従前の例による。

附則（令和3年4月6日 原規規発第2104063号）

(施行期日)

第1条

2. 第5条、第87条、第87条の2及び第89条については、減容処理設備の運用を開始した時点から適用することとし、それまでの間は従前の例による。

附則（令和2年8月3日 原規規発第2008037号）

(施行期日)

第1条

2. 添付1（管理区域図）の全体図における免震重要棟及び入退域管理棟、添付2（管理対象区域図）の全体図における免震重要棟及び入退域管理棟並びに免震重要棟及び入退域管理棟の管理対象区域図面の変更は、それぞれの区域の区域区分の変更をもって適用することとし、それまでの間は従前の例による。

附則（令和2年5月27日 原規規発第2005271号）

(施行期日)

第1条

2. 第5条については、大型廃棄物保管庫の運用を開始した時点から適用することとし、それまでの間は従前の例による。
3. 添付1（管理区域図）の全体図及び大型廃棄物保管庫の管理区域図面並びに添付2（管理対象区域図）の全体図及び大型廃棄物保管庫の管理対象区域図面の変更は、それぞれの区域の区域区分の変更をもって適用することとし、それまでの間は従前の例による。

別添1 2017年8月25日 原子力規制委員会提出文書
(第2条関連)

『福島第一原子力発電所の基本姿勢』作成の元となった2017年8月25日 原子力規制委員会に提出した原文

2017年8月25日

原子力規制委員会 殿

東京電力ホールディングス株式会社
代表執行役社長 小早川 智明

本年7月10日の原子力規制委員会との意見交換に関する回答

1. はじめに

当社が起こした福島原子力事故により、私たちは、支えて下さった地元の皆さまに塗炭の苦しみを与えました。事故を起こした当事者の代表として、私は、このような事故を二度と起こさないと固く誓い、福島復興、福島第一原子力発電所の廃炉、賠償をやり遂げるため、自ら判断し、実行し、説明する責任を果たしてまいります。

福島の方からは、当社が福島第一原子力発電所の廃炉を安全にやり遂げることにについて、強いご要請を頂いています。廃炉の過程には、処理水をどう取り扱うのか、放射性廃棄物をどう処分するのか、などの課題があると認識しています。

新潟の方からは、福島原子力事故の教訓を安全対策等に結びつけるための徹底的な検証を行うことについて、強いご要請を頂いています。

こうした地元のご要請に真摯に向き合い、決して独りよがりにはならず、私をはじめ経営層が地元へ足を運び、対話を重ね、地元の思いに配慮しつつ責任を果たすことが、私たちの主体性と考えています。

なお、福島第二原子力発電所や柏崎刈羽原子力発電所の今後についても、同様に経営としてしっかり検討・判断してまいります。

これまで、当社は、社外に向かって当社の考えをお伝えし、行動を起こしていく姿勢に欠けていたものと自覚しています。同様に、社内においても、こうした姿勢の欠如に起因する部門間のコミュニケーションの悪さが、組織の一体感のなさや対外情報発信の至らなさを招いたものと反省しています。このため、私は、組織の縦割りや閉鎖性を打破することにより、社内外に開かれた組織をつくってまいります。

また、福島復興、福島第一原子力発電所の廃炉、賠償をやり遂げることと、終わりのなき原子力の安全性向上に取り組むことは、当社自身の責任であると改めて自覚します。トップである私が先頭に立ち、現地現物主義で自らの頭と手を使い、主体性を持って様々な課題をやり遂げる企業文化を根付かせてまいります。

原子力の安全に対しては、社長の私が責任者です。私はこの責任に決して尻込みしません。この責任を果たすにあたり、協力企業を含め、私とともに安全を担う現場からの声を、トップである私がしっかり受け止め、原子力安全の向上のための改革を進めます。同時に、こうした取組の中で、私の責任で現場のモチベーションを高めていくことも実施してまいります。

会長以下の取締役会は、原子力安全監視室、原子力改革監視委員会をはじめとする、原子力の専門家からの指導、助言も踏まえ、私が先頭に立って進める執行の取組を監督する役割を果たしてまいります。

こうした決意の下、7月10日の貴委員会における各論点に関して、以下の通りお答えします。

2. 各論点に対するご回答

①福島第一原子力発電所の廃炉を主体的に取り組み、やりきる覚悟と実績を示すことができない事業者に、柏崎刈羽原子力発電所を運転する資格は無い

福島第一原子力発電所の廃炉は、国内外の叡智や、地元をはじめ多くの関係者のご協力を得つつ、当社が主体となり進めます。貴委員会の「福島第一原子力発電所の中期的リスクの低減目標マップ」で示されたリスクの低減はもとより、福島第一原子力発電所の廃炉を着実に進めます。

福島第一原子力発電所の廃炉を進めるにあたっては、進捗に応じて、地元の方々の思いや安心、復興のステップに配慮しつつ、当社は、主体的に関係者にしっかりと向き合い、課題への対応をご説明し、やり遂げる覚悟です。

これまでの地元の方との対話から、私が感じているのは、風評被害の払しょくに向けた当社の取組は不十分であり、これまで以上に努力して取り組む必要があるということです。当社は、風評被害の対策について、誠意と決意を持って取り組んでまいります。

今後、当社は、風評被害に対する行動計画を作成し、「多核種除去設備等処理水の取扱いに関する小委員会」の場をはじめ、あらゆる機会を捉え、ご説明してまいります。行動計画の作成にあたっては、これまで取り組んできた以下の項目に留まらず、地元の方々のご

意見を伺い、幅広く検討してまいります。

- 。 福島第一廃炉・汚染水対策に関する国内外への情報提供
- 。 福島県産品の購入等に関する取組

②福島第一原子力発電所の廃炉に多額を要する中で、柏崎刈羽原子力発電所に対する事業者責任を全うできる見込みが無いと、柏崎刈羽原子力発電所の運転を再開することはできない

当社は、福島第一原子力発電所の廃炉をやり遂げることと、柏崎刈羽原子力発電所の終わりのなき安全性向上を、両立してまいります。

現在審査頂いている柏崎刈羽6/7号機の安全対策については、一定の進捗をみていますが、今後要する資金の手当てについては、当社において策定し、主務大臣の認定を受けた新々総合特別事業計画でお示しした計画に基づき、着実に実行してまいります。

また、今後、追加で安全対策が必要となる場合は、社長である私の責任で資金を確保いたします。

③原子力事業については、経済性よりも安全性追求を優先しなくてはならない

当社は、二度と福島第一原子力発電所のような事故を起こさないとの決意の下、原子力事業は安全性確保を大前提とすることを誓います。

私は、安全性をおろそかにして、経済性を優先する考えは微塵ありませんし、決していたしません。

④不確実・未確定な段階でも、リスクに対する取り組みを実施しなければならない

福島原子力事故を経験した当社の反省の一つは、知見が十分でない津波に対し、想定を上回る津波が発生する可能性は低いと判断し、津波・浸水対策の強化といったリスク低減の努力を怠ったことです。

この反省を踏まえ、当社は、⑤で述べるように世界中の運転経験や技術の進歩に目を開き、謙虚に学んで、リスクを低減する努力を日々継続してまいります。

社長である私は、「安全はこれで十分ということを絶対に思っていない」という最大の教訓を、繰り返し全社員に強く語りかけてまいります。

⑤規制基準の遵守は最低限の要求でしか無く、事業者自らが原子力施設のさらなる安全性向上に取り組まなくてはならない

当社は、福島原子力事故に対する深い反省から、原子力の安全性向上について、規制に留まらず、さらなる高みを目指すため、WANO、INPO、JANSIをはじめ各国の団体・企業からの学びを大切にし、ベンチマーク等を行い、不断の改善を行ってまいります。

日常の運転・保守の改善や、発電所の脆弱性抽出とその対策実施に対して、PRA（確率論的リスク評価）の活用をはじめ、リスクに向き合い安全性を継続的に向上させるための取組を行ってまいります。

現場では、過酷事故時に対応するためにハード・ソフトの対策を整備し、これをより実効的なものとするため、訓練を繰り返し実施してまいります。

私は、何よりも、発電所のことをよく知る現場からの提案やリスクへの気づきをこれまで以上に大切にし、原子力・立地本部長の下で、現場からの改善提案を積極的に受け入れる「安全向上提案力強化コンペ」などの取組を強化してまいります。

今後も、優れた改善提案には、優先的にリソースを配分し、さらなる改善を実現してまいります。

⑥原子力事業に関する責任の所在の変更を意味する体制変更を予定しているのであれば、変更後の体制のもとで柏崎刈羽原子力発電所について再申請すべき

当社は、福島第一原子力発電所の廃炉をやり遂げることと、柏崎刈羽原子力発電所の終わりなき安全性向上を、両立してまいります。

私が社長就任時に表明した原子力事業の組織の在り方は、法人格が変わる分社化ではなく、社内カンパニー化であり、私が原子力安全の責任者であることは変わりません。

トップである私の目指す社内カンパニー化は、これまでのような情報共有ミスを防ぐなど、縦割りや閉鎖性を打破し、組織を開くという社内のガバナンス強化が目的であり、炉規制法に基づく審査要件に影響するような責任の所在変更は行いません。

⑦社内の関係部門の異なる意見や知見が、一元的に把握され、原子力施設の安全性向上に的確に反映されなければならない

当社は、福島原子力事故時の炉心溶融の判定基準の有無に関して誤った説明をしていた

問題や、柏崎刈羽 6/7 号機の安全審査対応における問題などの反省から、経営層を含め、各層が日々迅速に情報を共有するとともに、組織横断的な課題などの情報を一元的に共有するための対策を実施してまいります。

また、発電所と本社経営層の距離をなくすためのコミュニケーションの場を増やし、現場と経営トップが同じ情報を基に、安全を議論できるようにしてまいります。例えば、本社の会議の運営を効率化する等により、私をはじめ経営層が現場に足を運び、直接現場を見て、現場の話を聞く機会を増やしてまいります。

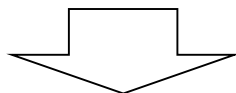
以上

別添2 重要なリスク情報への対応

重要なリスク情報への対応

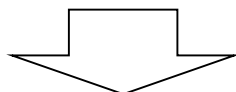
①リスク情報収集

- ・組織は保安活動の実施によって得られたリスク情報を収集



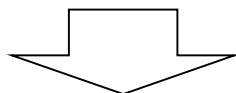
②リスク情報を速やかに報告

- ・組織は原子炉施設の設計・開発の想定を超えるおそれがあるリスク情報を社長へ速やかに報告
- ・社長はリスク緩和措置の検討、情報の追加収集を指示



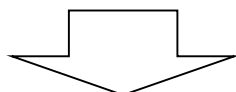
③リスク緩和措置の実施

- ・社長は原子力の安全がそれ以外の事由により損なわれることがないよう、安全を最優先して緩和措置を決定
- ・組織はリスク緩和措置を実施



④追加措置の実施

- ・組織はリスク情報を追加収集
- ・社長は原子力の安全がそれ以外の事由により損なわれることがないよう、安全を最優先して追加措置を決定
- ・組織は追加措置を実施



⑤措置の完了確認

- ・社長はリスク緩和措置、追加措置の完了を確認

添付 1 については核物質防護上の理由から
公開しないこととしております。

添付 1 管 理 区 域 図

(第 9 2 条の 2 及び第 9 3 条の 3 関連)

添付 2 については核物質防護上の理由から
公開しないこととしております。

添付 2 管 理 対 象 区 域 図

(第 9 2 条, 第 9 3 条及び第 9 3 条の 2 関連)

添付 3 については核物質防護上の理由から
公開しないこととしております。

添付 3 保 全 区 域 図

(第 9 7 条関連)

2 放射性廃棄物等の管理に関する補足説明

2.1 放射性廃棄物等の管理

2.1.1 放射性固体廃棄物等の管理

2.1.1.1 概要

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

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

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

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

＊１：１～６号機、廃棄物集中処理建屋の使用済樹脂（ビーズ状の樹脂）

＊２：１号機原子炉冷却材浄化系フィルター、１～６号機及び使用済燃料共用プールの原子炉冷却材浄化系ろ過脱塩器、使用済燃料プール浄化系ろ過脱塩器、機器ドレンフィルター、床ドレンフィルターより廃棄された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、持込抑制や再使用、再利用によりその発生量を可能な限り低減するとともに、発生した放射性固体廃棄物等については、必要に応じて減容等を行い、その性状により保管形態を分類して、作業員及び公衆の被ばくを達成できる限り低減できるようにし、放射性固体廃棄物等が管理施設外へ漏えいすることのないよう貯蔵、保管、または一時保管する。

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

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

2.1.1.3 対象となる放射性固体廃棄物等と管理方法

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

(1) 区分

a. 放射性固体廃棄物

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

b. 事故後に発生した瓦礫等

瓦礫類、伐採木、使用済保護衣等

(2) 運用

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

- ・濃縮廃液（セメント固化体、造粒固化体（ペレット固化体））、その他雑固体廃棄物
固体廃棄物貯蔵庫（容器収納、大型廃棄物への開口部閉止措置）
 - ・原子炉内で照射された使用済制御棒、チャンネルボックス等、使用済樹脂、フィルタスラッジ、濃縮廃液（造粒固化体（ペレット））
サイトバンカ、使用済燃料プール、使用済燃料共用プール、使用済樹脂貯蔵タンク等
 - ・瓦礫類
固体廃棄物貯蔵庫（容器収納、大型瓦礫類への飛散抑制措置）、覆土式一時保管施設（容器未収納）、屋外集積（容器収納、シート等養生、養生なし）
 - ・伐採木
屋外集積（養生なし）、伐採木一時保管槽（容器未収納）
 - ・使用済保護衣等
固体廃棄物貯蔵庫（容器収納、袋詰め）、屋外集積（容器収納、袋詰め）
- 上記の放射性固体廃棄物等について、以下の管理を実施する。

a. 放射性固体廃棄物

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

i. 処理・保管

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

ii. 管理

(i) 巡視, 保管量確認

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

(ii) 管理上の注意事項の掲示

固体廃棄物貯蔵庫の目につきやすい場所に管理上の注意事項を掲示する。

iii. 貯蔵能力

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

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

(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。

iii. 貯蔵能力

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

(c)使用済樹脂、フィルタスラッジ、濃縮廃液（造粒固化体（ペレット））

i. 処理・貯蔵保管

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

また、濃縮廃液（造粒固化体（ペレット））は、造粒固化体貯槽に保管する。

ii. 管理

(i) 巡視、貯蔵保管量確認

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

貯蔵量については、事故前の貯蔵量の推定値にて確認する。

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

なお、6号機原子炉建屋付属棟の地下設置分については、滞留水により没水しているため監視はできないことから、貯蔵設備に対する滞留水の影響について確認しており（Ⅱ.2.33 添付資料－3参照）、貯蔵量については、事故前の貯蔵量の推定値にて確認する。

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

b. 事故後に発生した瓦礫等

(a) 瓦礫類

i. 処理・一時保管

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

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

発電所敷地内で発生する瓦礫類の処理フローを図2. 1. 1-3に示す。

ii. 飛散抑制対策

表面線量率が目安値を超える瓦礫類については、飛散抑制対策を実施する。

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

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

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

iii. 管理

(i) 区画

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

(ii) 線量率測定

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

(iii) 空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. 1-1-1に示す。

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

度に応じて、施設の修復や瓦礫類の移動、取り出しを行う。

(vi) 覆土式一時保管施設における確認

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

覆土式一時保管施設における測定ポイント、測定結果表示箇所予定位置図を図 2. 1. 1 - 4 に示す。

(vii) 高線量の瓦礫類の一時保管における措置

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

iv. 貯蔵能力

瓦礫類を一時保管するために必要な瓦礫類の一時保管エリアとして、約 614,540m³ の保管容量を確保している。

(b) 伐採木

i. 処理・一時保管

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

なお、伐採木一時保管槽においては、覆土をすることにより線量低減を図る。

ii. 防火対策

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

(i) 枝葉根

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

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

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

(ii) 幹根

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

iii. 飛散抑制対策

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

iv. 管理

(i) 区画

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

(ii) 線量率測定

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

(iii) 空気中放射性物質濃度測定

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

(iv) 遮蔽

作業員への被ばくや敷地境界線量に影響がある場合は遮蔽を行う。

(v) 巡視、保管量確認

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

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

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

v. 貯蔵能力

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

(c) 使用済保護衣等

i. 処理・一時保管

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

ii. 管理

(i) 区画

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

(ii) 線量率測定

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

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

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

iii. 貯蔵能力

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

2.1.1.4 敷地境界線量低減対策

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

瓦礫類、伐採木において考えられる対策を以下に記載する。

a. 覆土式一時保管施設の設置、同施設への瓦礫類の移動

線量率の高い瓦礫類については、遮蔽機能のある覆土式一時保管施設に保管する。

b. 敷地境界から離れた場所への瓦礫類の移動

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

c. 伐採木への覆土

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

d. 一時保管エリアの仮遮蔽

一時保管エリアに保管中の瓦礫類に土嚢等により仮遮蔽を実施する。

e. 線量評価の見直し

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

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

【瓦礫類】(1/2)

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

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

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

エリア名称	保管物	保管容量(約 m³)	受入目安表面線量率 (mSv/h)
一時保管エリアＡＡ※１	瓦礫類	58,000	0.001
一時保管エリアＢＢ	瓦礫類	44,790	0.01
一時保管エリアＣＣ	瓦礫類	18,840	0.1
一時保管エリアＤＤ	瓦礫類	10,800	0.005
一時保管エリアＦＦ１	瓦礫類	12,380	0.001
一時保管エリアＦＦ２	瓦礫類	13,110	0.001
一時保管エリアｄ	瓦礫類	1,890	0.1
一時保管エリアｅ	瓦礫類	6,660	0.1
一時保管エリアｋ※１	瓦礫類	9,450	0.01
一時保管エリアｌ※１	瓦礫類	7,200	0.005
一時保管エリアｍ	瓦礫類	4,380	1

※１：主に瓦礫類を保管するものの、使用済保護衣等の保管も行う。

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

エリア名称	保管物	保管容量(約 m³)	受入目安表面線量率 (mSv/h)
一時保管エリアＧ	伐採木（枝葉根）	29,700	0.079(4,200m³分) 0.055(3,000m³分) 0.15(5,900m³分) 0.15(16,600m³分)
	伐採木（幹根）※１	40,000	バックグラウンド線量率 と同等以下
一時保管エリアＨ	伐採木（幹根）※１	43,000	バックグラウンド線量率 と同等以下
一時保管エリアＭ	伐採木（幹根）※１	45,000	バックグラウンド線量率 と同等以下
一時保管エリアＴ	伐採木（枝葉根）	11,900	0.3
一時保管エリアＶ	伐採木（枝葉根・幹根）	6,000	0.3

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

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

【使用済保護衣等】

エリア名称	保管物	保管容量(約 m³)	受入目安表面線量率 (mSv/h)
一時保管エリア a	使用済保護衣等	4,400	バックグラウンド線量率 と同等以下
一時保管エリア b	使用済保護衣等	4,600	バックグラウンド線量率 と同等以下
一時保管エリア f	使用済保護衣等	2,200	バックグラウンド線量率 と同等以下
一時保管エリア i	使用済保護衣等	7,700	バックグラウンド線量率 と同等以下
一時保管エリア j	使用済保護衣等	1,600	バックグラウンド線量率 と同等以下
一時保管エリア k※ ¹	使用済保護衣等	5,100	バックグラウンド線量率 と同等以下
一時保管エリア l※ ¹	使用済保護衣等	6,700	バックグラウンド線量率 と同等以下
一時保管エリア o	使用済保護衣等	4,800	バックグラウンド線量率 と同等以下
一時保管エリア G※ ²	使用済保護衣等	40,000	バックグラウンド線量率 と同等以下
一時保管エリア H※ ²	使用済保護衣等	43,000	バックグラウンド線量率 と同等以下
一時保管エリア M※ ²	使用済保護衣等	45,000	バックグラウンド線量率 と同等以下
一時保管エリア AA※ ¹	使用済保護衣等	14,400	バックグラウンド線量率 と同等以下

※¹：主に瓦礫類を保管するものの，使用済保護衣等の保管も行う。

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

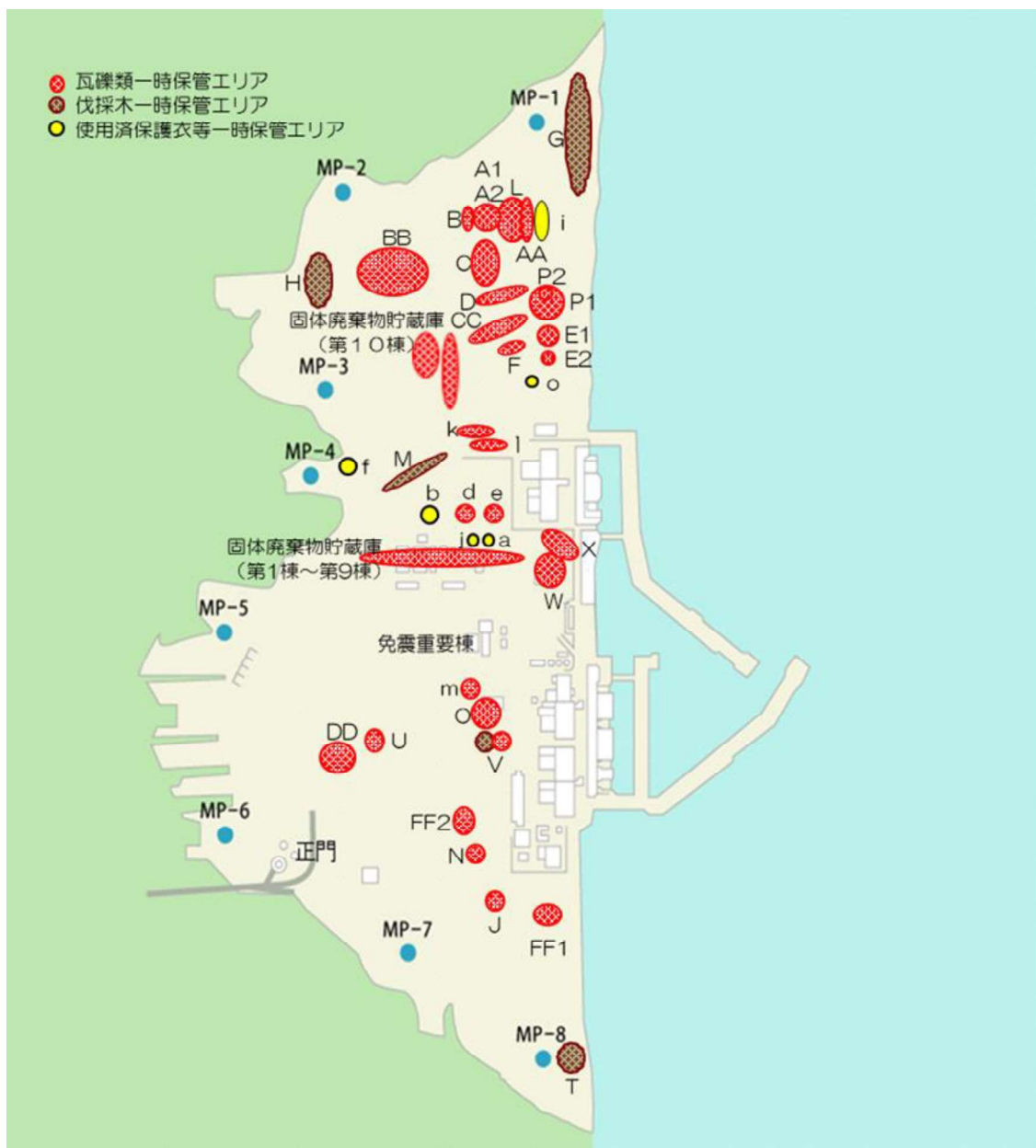
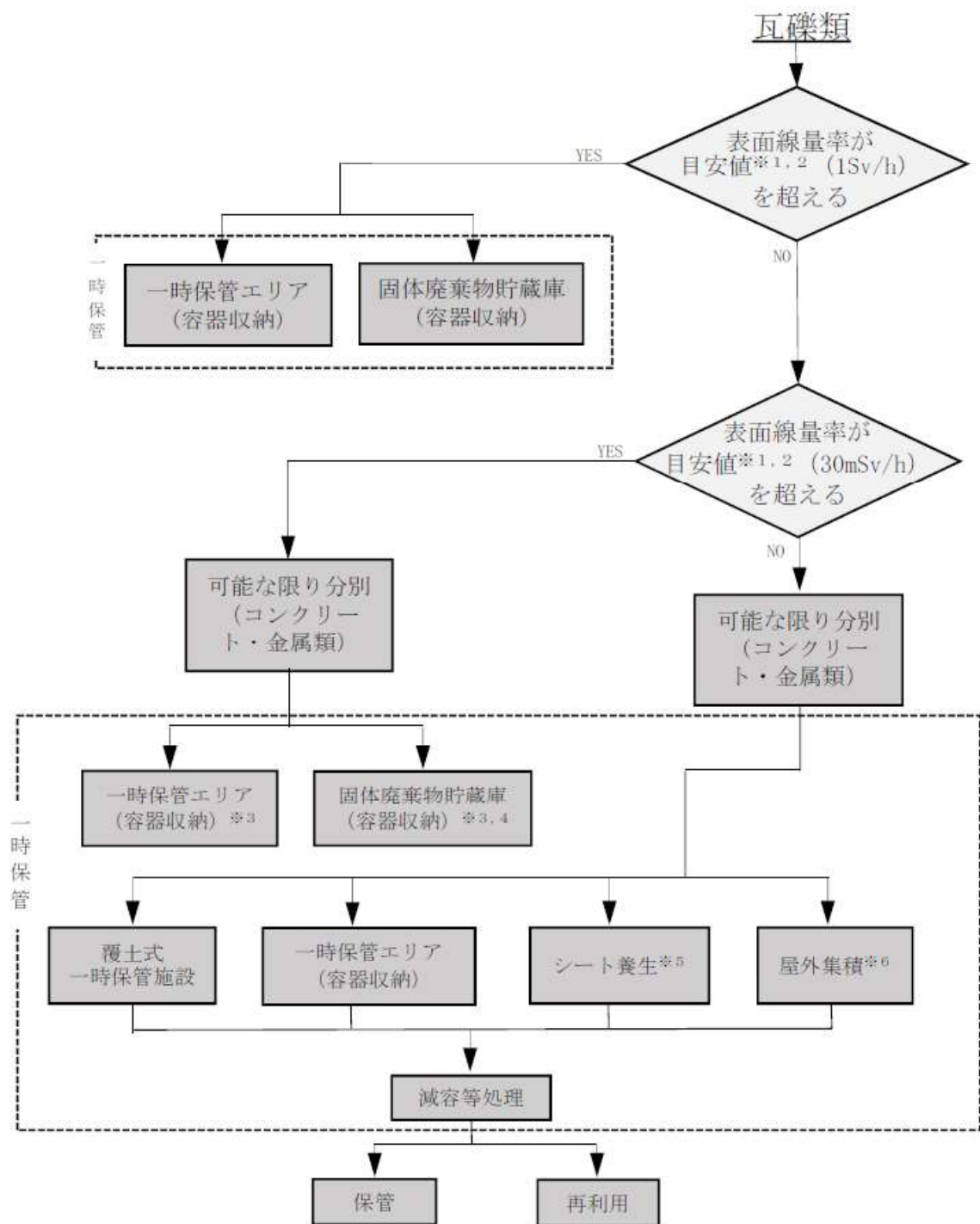


図2. 1. 1-1 一時保管エリア配置図

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

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



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

図2. 1. 1-2 発電所敷地内で発生する瓦礫類の処理フロー

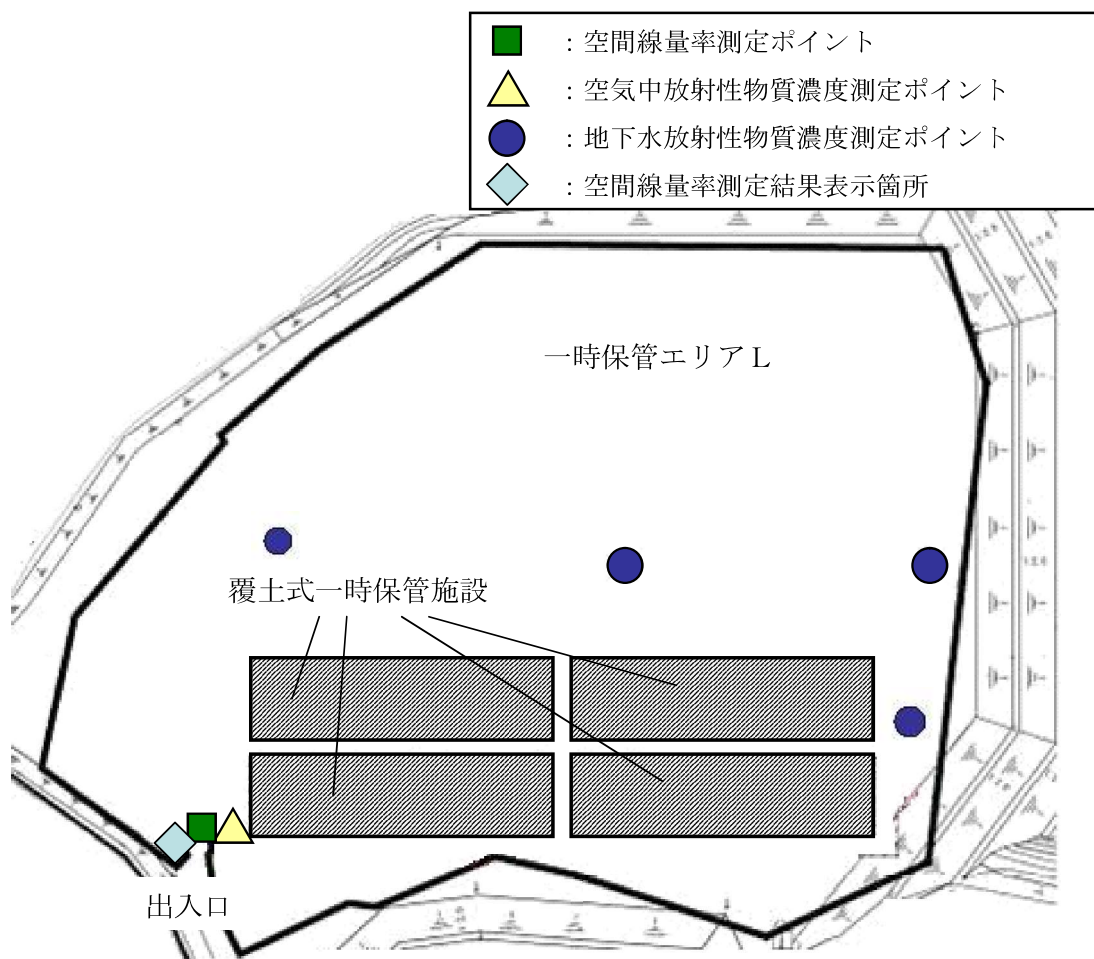


図2. 1. 1-3 覆土式一時保管施設における測定ポイント，測定結果表示箇所予定位置図

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（事故発災前に稼働していた系統の液体）

事故発災前に稼働していた系統の放射性液体廃棄物は、機器ドレン廃液、床ドレン廃液、化学廃液及び洗濯廃液がある。これら廃液の処理設備は、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) 放射性液体廃棄物等（事故発災後に発生した液体）

事故発災後に発生した放射性液体廃棄物等は、以下のものがある。

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

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

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

5・6号機のタービン建屋等に流入した海水・地下水及び、放射性物質濃度が散水の基準を超える堰内雨水は、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、次のいずれかの方法により浄化処理を行い、構内散水に使用している。

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

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

地下水バイパスの実施に伴い汲み上げた地下水は、管理して排水する。

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

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

2.1.2.2 基本方針

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

詳細は「2.1.2.3 (5)排水管理の方法」に定める。

2.1.2.3 対象となる放射性液体廃棄物等と管理方法

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

(1) 発生源

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

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

(2) 浄化処理

① 多核種除去設備による浄化処理

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

② 1～4号機の浄化処理

滞留水を漏えいさせないように、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を環境中へ移行しにくい性状にさせるため、放射性物質を吸着・固定化又は凝集する。

③ 5・6号機の浄化処理

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

④ サブドレン水及び地下水ドレン水の浄化処理

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

⑤ 堰内雨水の浄化処理

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

(3) 貯蔵管理

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

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

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

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

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・地下水等は，滞留水として，貯留設備（タンク）へ移送して貯留し，その一部は，浄化装置及び淡水化装置により浄化処理を行っている。各タンクは巡視点検により漏えいがないことを定期的に確認する。

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

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

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

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

（4）再利用

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

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

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

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

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

② 浄化ユニットにより浄化処理した水

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

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

理水を構内散水する。

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

※：Sr-90 について

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

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

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

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

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

なお、排水前の分析においても同様とする。

(5) 排水管理の方法

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

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

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

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

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

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

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

① 排水前の分析

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

なお、海洋への放出は、関係省庁の了解なくしては行わないものとする。

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

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

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

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

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

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

② 定期的な分析

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

a. 1 ヶ月毎の分析

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

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

b. 四半期毎の分析

主要核種及びその他 37 核種（計 41 核種※）の告示濃度限度比の和が，サブドレン他浄化設備の処理済水の排水に係る線量評価（詳細は，「Ⅲ.2.2.3 放射性液体廃棄物等による線量評価」を参照）を超えていないことを確認する。これを超えた場合は，排水を停止し，原因調査及び対策を行った上で排水を再開する。

※41 核種：以下の方法により 41 核種を選定した。

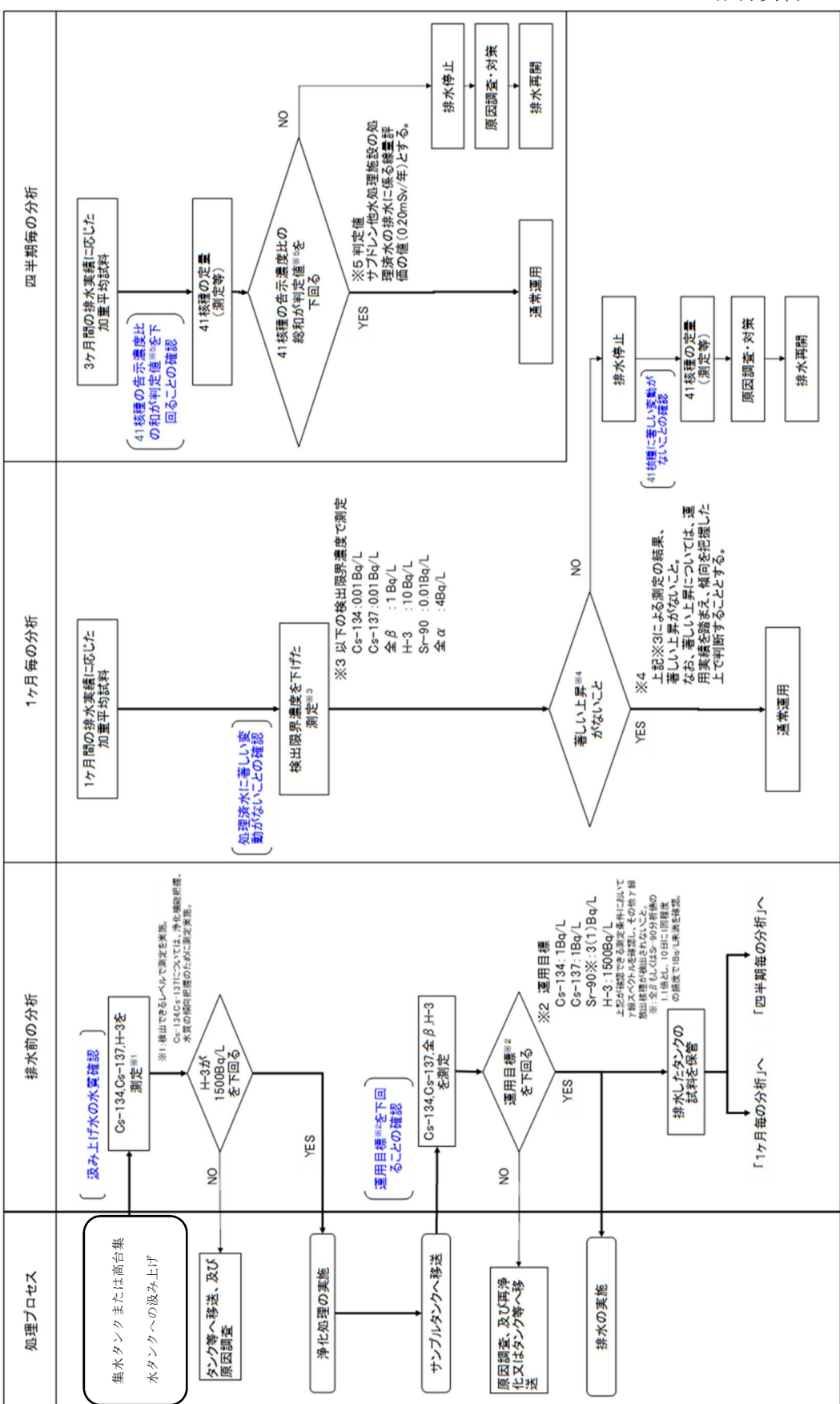
- ・排水中の放射性物質の起源を安全側に建屋滞留水と仮定し、ORIGEN コードにより原子炉停止 30 日後に燃料中に存在すると評価した核分裂生成物の中から、希ガス、不溶性物質、及び原子炉停止後 3 年経過時点の放射性物質濃度が告示濃度限度比 0.01 以下の核種を除外し、また事故発生前の原子炉水中に存在した放射性腐食生成物について、その放射性物質濃度（最大値）を事故後 3 年減衰させた場合の告示濃度限度比が 0.01 以下の核種を除外し、48 核種を選定した。（添付資料－3）
- ・更に、その 48 核種のうち原子炉停止後 5 年経過時点の放射性物質濃度が告示濃度限度比 0.01 以下となる核種、及び Cs-137 の同位体、娘核種であり、Cs-137 との存在比率から、Cs-137 の濃度が排水時の運用目標である 1Bq/L であった場合においても、告示濃度限度比の和に有意な影響を与えない核種を除外したもので、以下の核種をいう。（添付資料－4）

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

2.1.2.4 添付資料

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

サブドレン他水処理施設の排水管理に関する運用について



サブドレン他水処理施設の排水に係る評価対象核種について

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

1. サブドレン他浄化設備の水質について

（1）処理前の水質

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

（2）処理後の水質

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

2. 排水に係る評価対象核種

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

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

(1) 1～4 号機

表 1 主要核種の告示濃度限度比の割合（処理前水）

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

未満：検出限界以下の核種は、検出限界濃度を用いて告示濃度限度比を算出

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

表 2 その他 44 核種の告示濃度限度比（処理済水）

		サブドレン、地下水ドレンの汲み上げ水	
		処理対象の全てのピット	10ピット（参考）
		告示濃度限度比	告示濃度限度比
主要核種		0.011未満	0.011
44核種	検出等	0.0020 (5核種)	0.0021 (7核種)
	未検出	0.0022未満 (39核種)	0.0018未満 (37核種)
	小計	0.0041未満	0.0039未満
告示濃度限度比の総和		0.015未満	0.015未満

未満：検出限界以下の核種は、検出限界濃度を用いて告示濃度限度比を算出

表 3 浄化対象に追加するピットの告示濃度限度比

No.	告示濃度限度比								合計
	主要核種				小計	44核種		小計	
	Cs-134	Cs-137	Sr-90	H-3		検出等	未検出		
30	1.0	4.8	0.04	0.005	5.8	0.005 (3核種)	0.19未満 (41核種)	0.20未満	6.1未満
37	0.01	0.05	0.0002未満	0.0003	0.06未満	0.001未満 (2核種)	0.08未満 (42核種)	0.09未満	0.15未満
49	0.006	0.06	0.0011未満	0.0014	0.07未満	0.024未満 (4核種)	0.09未満 (40核種)	0.11未満	0.18未満
57	0.17	0.79	0.003	0.0007	0.96	0.001未満 (3核種)	0.12未満 (41核種)	0.12未満	1.1未満

未満：検出限界以下の核種は、検出限界濃度を用いて告示濃度限度比を算出

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

（2）5・6 号機

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

表 4 浄化対象に追加する 5・6 号機サブドレンピットの告示濃度限度比

告示濃度限度比								合計
主要核種				小計	44核種		小計	
Cs-134	Cs-137	Sr-90	H-3		検出等	未検出		
0.001未満	0.0048	0.00097未満	0.000065	0.0068未満	0.00000054 (2核種)	0.16未満 (42核種)	0.16未満	0.17未満

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

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

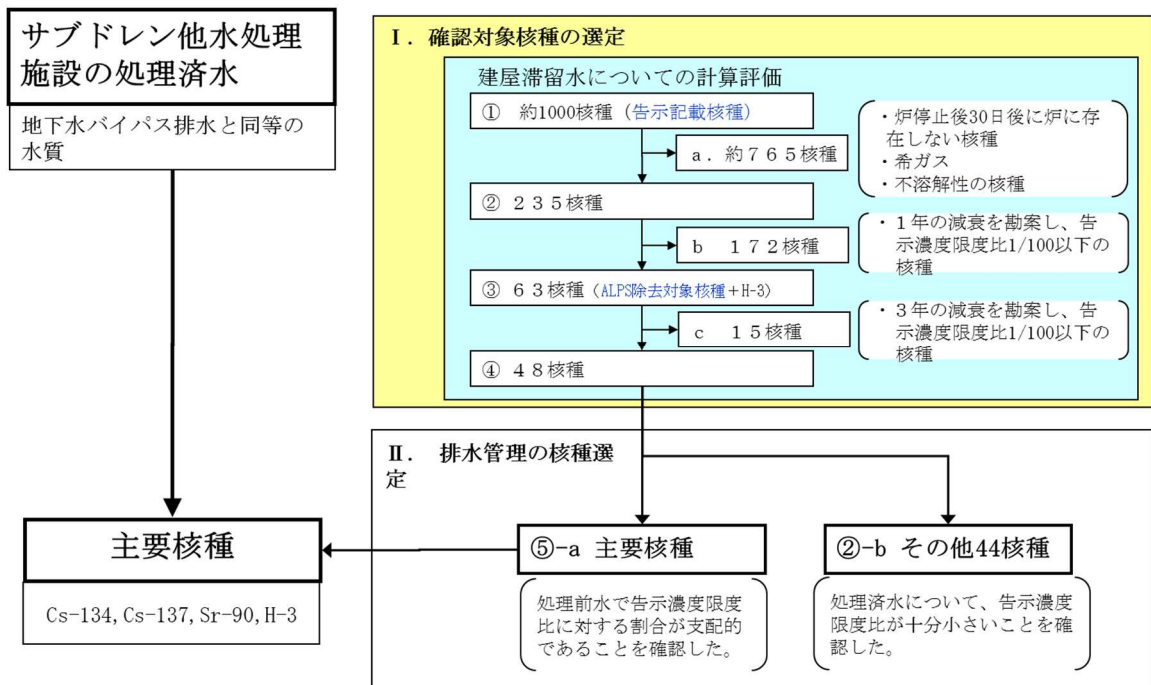
1. 確認対象核種の選定

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

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

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

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



黄色枠■：本資料の説明範囲

図 1 確認対象核種の選定方法について

表 1 確認対象核種 (48 核種)

単位 : Bq/L

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

告示濃度限度 : 「東京電力株式会社福島第一原子力発電所原子炉施設の保安及び特定核燃料物質の防護に関して必要な事項を定める告示」に定められた周辺監視区域外の水中の濃度限度 (単位は, Bq/L に換算した)

2. 確認対象核種の抽出時に除外された核種の線量寄与について

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

(1) 除外方法

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

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

(2) 線量寄与の確認結果

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

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

建屋滞留水についての評価

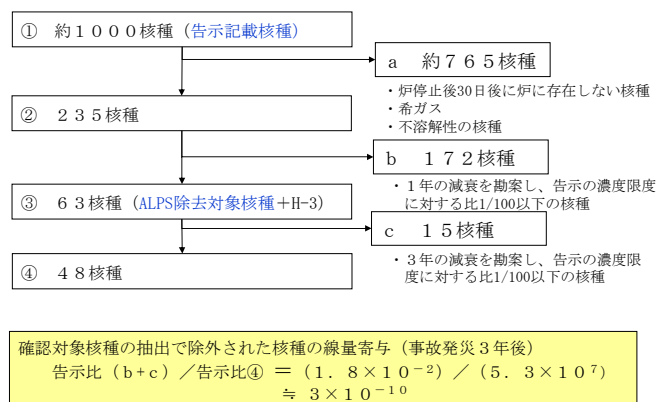


図 2 確認対象核種の抽出の方法と除外された核種の線量寄与

表2 サブドレン，地下水ドレン，建屋滞留水の水質

単位：Bq/L

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

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

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

3. 参考

●建屋滞留水の除去対象 62 核種から除外された核種

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

表 3 建屋滞留水の除去対象 62 核種から除外された核種

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

確認対象核種の再選定について

(事故発災から5年経過後の減衰等を考慮した見直し)

1. 確認対象核種の再選定

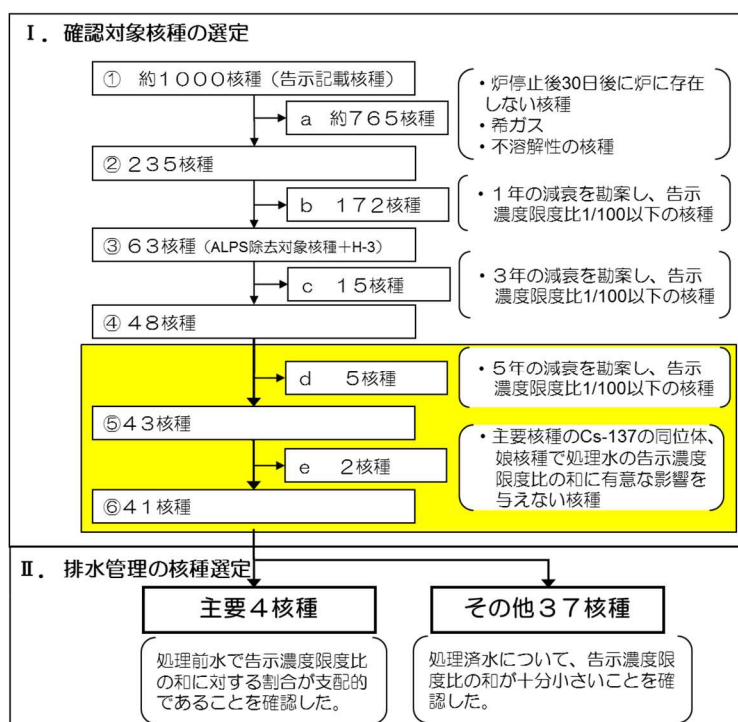
排水管理の評価対象核種を選定するに際して、主要核種以外の核種で線量評価に影響を与える核種は十分小さいものと考えているが、念のために、主要核種以外の核種の寄与を分析により確認することとした。

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

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

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

この41核種を確認対象核種（表1）とした。



黄色枠  : 本資料の説明範囲

図 1 確認対象核種の選定方法について

表 1 確認対象核種 (41 核種)

単位 : Bq/L

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

告示濃度限度 : 「東京電力株式会社福島第一原子力発電所原子炉施設の保安及び特定核燃料物質の防護に関して必要な事項を定める告示」に定められた周辺監視区域外の水中の濃度限度 (単位は, Bq/L に換算した)

2. 新たに除外された核種の線量寄与について

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

(1) 除外方法

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

(図1 d)

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

(2) 線量寄与

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

3. 参考

今回新たに除外された7核種は、表 2 の通りである。

表 2 新たに除外された核種

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

ALPS 処理水海洋放出時の測定・評価対象核種の選定について

1. 概要

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

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

2. 測定・評価対象核種の選定方針

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

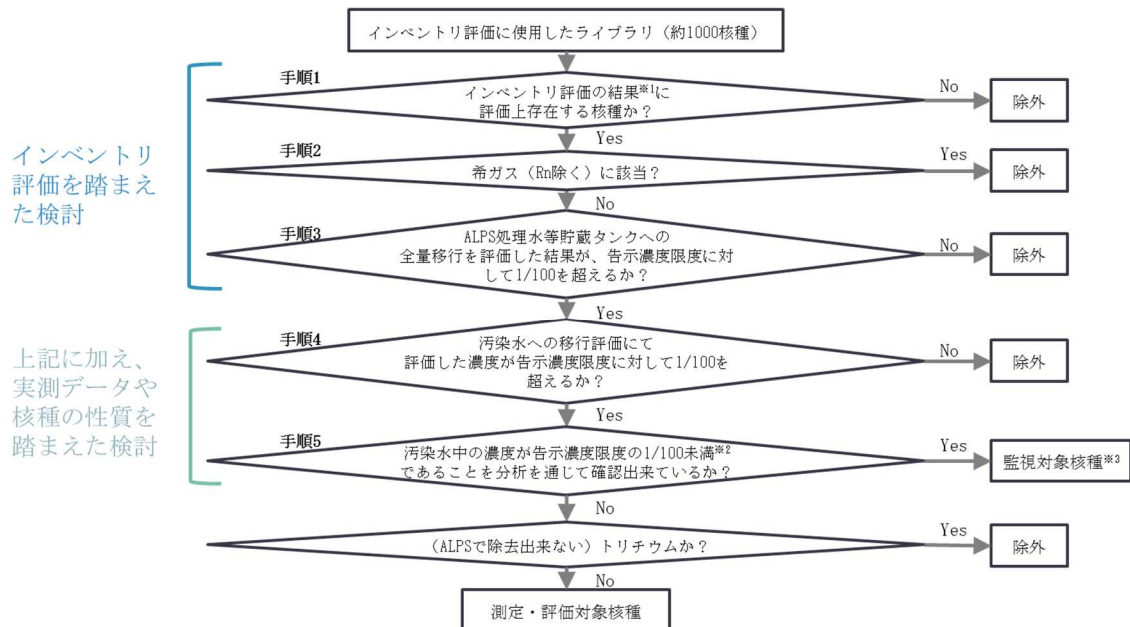
核種分析
廃止措置や埋設施設に関する研究において評価対象としている核種が、汚染水でも有意に存在するか否か、実際に分析して確認する。また、過去の核種分析結果についても確認する。
インベントリ評価
ALPS 除去対象核種検討時と同様に核分裂生成物のインベントリ評価を実施すると共に、廃止措置や埋設施設に関する研究を参考に、原子炉压力容器内の構造物等の放射化により生成するインベントリ量を評価する。なお、評価にあたっては、震災後から経過する期間を適切に設定したうえで、減衰によるインベントリ量の減少を考慮する。 上記評価結果から、水への移行しやすさ等を考慮したうえで、汚染水中に有意に含まれる可能性のある核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

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

3. ALPS 処理水海洋放出時の測定・評価対象核種の選定

3.1 ALPS 処理水海洋放出時の測定・評価対象核種の選定の考え方

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



※1：インベントリ評価の減衰期間は、選定結果を使用する時期に応じて適切に設定（初回は2023年（事故後12年）に設定）

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

※3：汚染水中に有意に存在しないか継続して確認する核種

図－1 ALPS 処理水海洋放出時の測定・評価対象核種選定フロー

3.2 放出基準の確認

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

3.3 測定・評価対象核種の定期的な確認

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

3.3.1 放出の都度の確認

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

3.3.2 汚染水中のトレンド確認

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

3.3.3 調査分析

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

2.1.3 放射性気体廃棄物等の管理

2.1.3.1 概要

1～4号機については事故の影響により排気筒の監視装置は使用不能である。5, 6号機では主排気筒放射線モニタにおいて放出を監視している。主な放出源と考えられる1～4号機原子炉建屋の上部において空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。1～3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的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、オペレーティングフロア上ガレキ撤去時、使用済燃料プール内ガレキ撤去時及び燃料取り出し作業時における建屋等に付着した放射性物質の舞い上がりによる大気放出を抑制するため燃料取り出し用カバーを設置し、ガレキ撤去作業時及び燃料取り出し作業時にカバー内を換気しフィルタにより放射性物質の放出低減を図る。

2 号機については、使用済燃料プールからの燃料取り出しのため、燃料取り出し用構台を設置し、燃料取り出し時に原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台内を換気しフィルタにより放射性物質の放出低減を図る。

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

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

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

c. 1～4 号機タービン建屋

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

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

d. 1～4 号機廃棄物処理建屋

タービン建屋と同様に、建屋地下部の滞留水の水位低下により、壁面、機器に付

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

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

e. 集中廃棄物処理施設

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

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

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

f. 5, 6 号機各建屋

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

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

g. 使用済燃料共用プール

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

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

h. 廃スラッジ一時保管施設

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

i. 焼却炉建屋

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

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

j. 固体廃棄物貯蔵庫

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

k. 瓦礫等の一時保管エリア

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

l. 使用済セシウム吸着塔一時保管施設

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

m. 貯留設備（タンク類、地下貯水槽）

貯留設備（タンク類、地下貯水槽）は、汚染水受入れ後は満水保管するため、水位変動が少ないこと、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. 多核種除去設備等

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

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

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

o. 大型機器除染設備

大型機器除染設備からの排気は、フィルタを通し放射性物質を除去した後に、排

気口から放出する。

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

p. 油処理装置

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

q. 大型廃棄物保管庫

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

r. 減容処理設備

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

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

s. 放射性物質分析・研究施設第2棟

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

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

(2) 放出管理の方法

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

a. 1～3号機原子炉建屋格納容器

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

b. 1～4号機原子炉建屋

1号機については、原子炉建屋上部の空気中の放射性物質を監視するとともに、定期的及び必要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。また、大型カバー設置後においては、大型カバー換気設備出口においてダスト放射線モニ

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

c. 1～4号機タービン建屋

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

d. 1～4号機廃棄物処理建屋

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

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

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

f. 5, 6号機各建屋

主排気筒において、放射性物質濃度をガス放射線モニタにより監視する。

g. 使用済燃料共用プール

建屋内の排気設備にて、放射性物質濃度を排気放射線モニタにより監視する。

h. 廃スラッジ一時保管施設

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

i. 焼却炉建屋

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

j. 固体廃棄物貯蔵庫

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

k. 瓦礫等の一時保管エリア

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

l. 使用済セシウム吸着塔一時保管施設

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

m. 貯留設備（タンク類，地下貯水槽）

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

n. 多核種除去設備等

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

o. 大型機器除染設備

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

p. 油処理装置

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

q. 大型廃棄物保管庫

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

r. 減容処理設備

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

s. 放射性物質分析・研究施設第2棟

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

(3) 推定放出量

1～4号機原子炉建屋（原子炉格納容器を含む）以外からの追加的放出は、極めて少ないと考えられるため、1～4号機原子炉建屋上部におけるサンプリング結果から検出されているCs-134及びCs-137を評価対象とし、建屋開口部等における放射性物質濃度及び空気流量等の測定結果並びに停止後の経過年数を考慮して評価した1～4号機原子炉建屋からの推定放出量を表2. 1. 3-1に示す。

なお、これまでの放出量の推移を図2. 1. 3-1に示す。

表2. 1. 3-1 1～4号機の気体廃棄物の推定放出量

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

(注) Cs-137は2014年2月時点の評価値と同じとした。

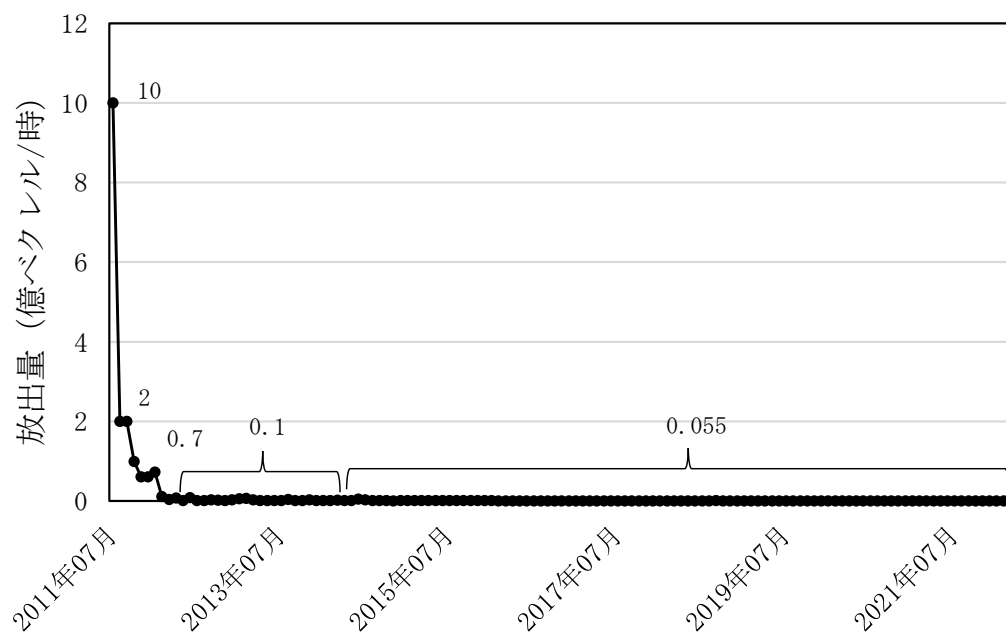


図2. 1. 3-1 1～4号機原子炉建屋からの一時間当たりの放出量推移

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

5,6号機各建屋では1～4号機で採取された試料の分析等が実施されていることから、1～4号機と同様にCs-134及びCs-137を評価対象とし、5,6号機共用排気筒の排気風量、検出限界値及び停止後の経過年数を考慮して評価した推定放出量を表2. 1. 3-2に示す。なお、停止後5,6号機共用排気筒の粒子状物質のサンプリング結果は、図2. 1. 3-2に示すとおり、検出下限値未満で推移している。

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

※：「発電用軽水型原子炉施設における放出放射性物質の測定に関する指針」（平成13年3月29日原子力安全委員会）

表2. 1. 3-2 5,6号機の気体廃棄物の推定放出量*

	Cs-134 (Bq/sec)	Cs-137 (Bq/sec)
5,6号機共用排気筒	1.5×10^0	1.5×10^1

※：推定放出量＝推定放出濃度×排気筒風量

推定放出濃度は、測定指針に記載された粒子状物質の測定下限濃度（ 4×10^{-9} Bq/cm³）に安全係数（10）を乗じCs-137濃度とした。Cs-134濃度は、事故後の減衰を考慮してCs-137濃度の1/10を設定した。排気筒風量は、定格風量（安全側に事故前の約 3.8×10^8 cm³/s）を設定した。

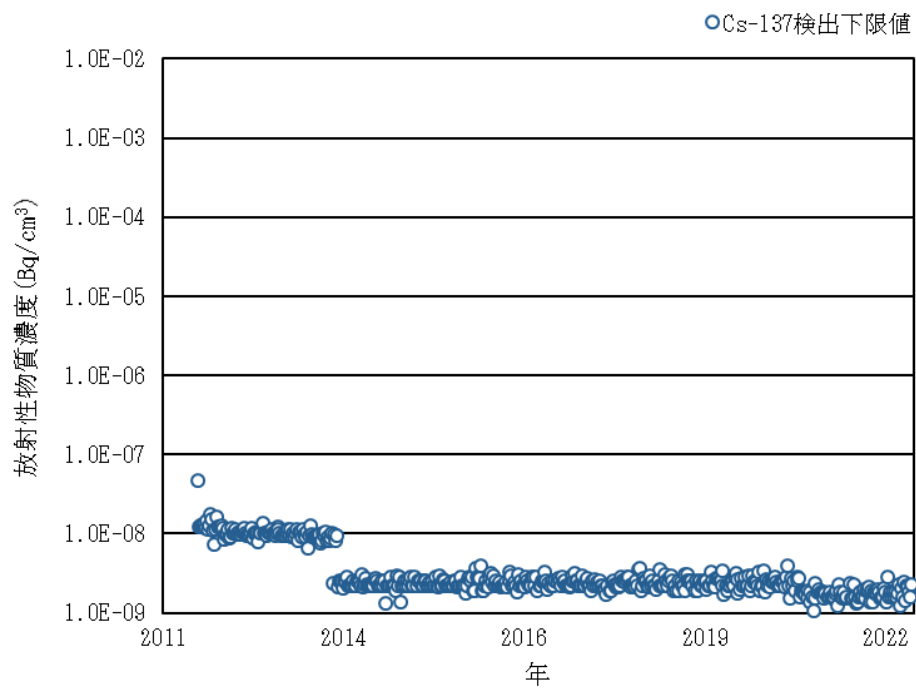


図 2. 1. 3 - 2 5, 6 号機共用排気筒からの粒子状物質放出濃度推移

2.2 線量評価

敷地周辺における線量評価は、プラントの安定性を確認するひとつの指標として、放射性物質の放出抑制に係る処理設備設計の妥当性の確認の観点から放射性物質の放出に起因する実効線量の評価を、施設配置及び遮蔽設計の妥当性の確認の観点から施設からの放射線に起因する実効線量の評価を行う。

2.2.1 大気中に拡散する放射性物質に起因する実効線量

2.2.1.1 評価の基本的な考え方

大気中に拡散する放射性物質に起因する実効線量の評価については、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」（以下、「気象指針」という）、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」（以下、「評価指針」という）及び「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について」（以下、「一般公衆の線量評価」という）を準用する。

外部被ばく及び吸入摂取による実効線量の評価は、原子炉施設周辺でそれぞれ最大の被ばくを与える地点に居住する人を対象とし、外部被ばくについては放射性雲からの γ 線による実効線量と地表に沈着した放射性物質からの γ 線による実効線量を考慮する。

食物摂取による実効線量については、現実に存在する被ばく経路について、食生活の様態等が標準的である人を対象として行うため、敷地周辺で農業・畜産業が行われていない現状では有意な被ばく経路は存在しない。ただし、今後敷地周辺において農業・畜産業が再開されることを見越し、被ばく評価全体において食物摂取による被ばくが占める程度を把握するため、参考として、葉菜及び牛乳摂取による実効線量を評価する。

2.2.1.2 計算のための前提条件

(1) 気象条件の代表性の検討

敷地において観測した2020年4月から2021年3月までの1年間の気象資料により線量評価を行うに当たり、観測を行った1年間の気象状態が、長期間の気象状態と比較して特に異常でないかどうかの検討を行った。

風向出現頻度及び風速出現頻度について、敷地内の標高46m(地上高10m)における10年間(欠測率の高い2010年4月～2011年3月の1年間を除く2009年4月～2020年3月)の資料により検定を行った。検定法は、不良標本の棄却検定に関するF分布検定の手順に従った。

その結果は、表2.2.1-1及び表2.2.1-2に示すとおりであり、有意水準5%で棄却されたものは27項目中1項目であった。

これは線量評価に使用した観測期間の気象状態が長期間の気象状態と比較して特に異常でないことを示しており、この期間の気象資料を用いて大気拡散の解析を行うことは

妥当であることを示している。

(2) 大気拡散の解析に使用する気象条件

敷地周辺に及ぼす影響を評価するに当っては、敷地内における 2020 年 4 月から 2021 年 3 月までの 1 年間の風向、風速及び大気安定度の観測資料から以下のパラメータを求め、これを用いる。

なお、風向、風速については、敷地内の地上付近の風を代表する標高 46m(地上高 10m) 及び排気筒高さ付近の風を代表する標高 131m(地上高 95m)の風向、風速とする。

a. 風向別大気安定度別風速逆数の総和及び平均

風向別大気安定度別風速逆数の総和及び平均は、(2-2-1) 式、(2-2-2) 式によりそれぞれ計算する。

$$S_{d,s} = \sum_{i=1}^N \frac{d,s \delta_i}{U_i} \dots\dots\dots (2-2-1) \text{ 式}$$

$$\bar{S}_{d,s} = \frac{1}{N_{d,s}} S_{d,s} \dots\dots\dots (2-2-2) \text{ 式}$$

ここで、

$S_{d,s}$: 風向別大気安定度別風速逆数の総和(s/m)

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

N : 実観測回数(回)

U_i : 時刻 i における風速(m/s)

$d,s \delta_i$: 時刻 i において風向 d, 大気安定度 s の場合 $d,s \delta_i = 1$
 その他の場合 $d,s \delta_i = 0$

$N_{d,s}$: 風向 d, 大気安定度 s の総出現回数(回)

b. 風向出現頻度

風向出現頻度は、(2-2-3) 式、(2-2-4) 式によりそれぞれ計算する。

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

$$f_{dr} = f_d + f_{d'} + f_{d''} \dots\dots\dots (2-2-4) \text{ 式}$$

ここで、

f_d : 風向 d の出現頻度(%)

N : 実観測回数(回)

$d \delta_i$: 時刻 i において風向 d の場合 $d \delta_i = 1$
 その他の場合 $d \delta_i = 0$

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

f_{dT} : 風向 d , d' , d'' の出現頻度の和 (%)

静穏時については、風速は 0.5m/s とし、風向別大気安定度別出現回数は、静穏時の大気安定度別出現回数を風速 0.5～2.0m/s の風向出現頻度に応じて比例配分して求める。

また、欠測については、欠測を除いた期間について得られた統計が、欠測期間についても成り立つものとする。

以上の計算から求めた風向別大気安定度別風速逆数の総和を表 2. 2. 1-3 及び表 2. 2. 1-6 に、風向別大気安定度別風速逆数の平均及び風向別風速逆数の平均を表 2. 2. 1-4 及び表 2. 2. 1-7 に、風向出現頻度及び風速 0.5～2.0m/s の風向出現頻度を表 2. 2. 1-5 及び表 2. 2. 1-8 に示す。

(3) 放出源と有効高さ

放出源は各建屋からの排気であるが、「2.1.3 放射性気体廃棄物等の管理」で述べたとおり、1～4 号機の原子炉建屋（原子炉格納容器を含む）以外からの放出は無視しうるため、放出位置は 1～4 号機の原子炉建屋とする。

有効高さについて、現在の推定放出位置は原子炉建屋オペレーティングフロア付近であるが、保守的に地上放散とする。

地上放散の保守性については、以下のとおりである。

「気象指針」において、位置 (x, y, z) における放射性物質濃度 $\chi(x, y, z)$ を求める基本拡散式を (2-2-5) 式に示す。

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

..... (2-2-5) 式

ここで、

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

放出源直下の地表を原点に、風下方向を x 軸、その直角方向を y 軸、鉛直方向を z 軸とする

Q : 放出率 (Bq/s)

U : 放出源高さを代表する風速 (m/s)

λ : 物理的崩壊定数 (1/s)

H : 放出源の有効高さ (m)

σ_y : 濃度分布の y 方向の拡がりのパラメータ (m)

σ_z : 濃度分布の z 方向の拡がりのパラメータ (m)

このとき、有効高さと同じ高度 ($z=H$) の軸上で放射性物質濃度が最も濃くなる。被ばく評価地点は地上 ($z=0$) であるため、地上放散が最も厳しい評価を与えることにな

る。

(4) 放出を考慮する核種

放射性物質の放出量は、原子炉建屋上部におけるサンプリング結果から想定しており、現時点では実際に検出されている Cs-134 及び Cs-137 を評価対象とする。

Cs-134 及び Cs-137 以外の核種には、検出限界未満であることが確認されている核種だけではなく、測定自体ができていないものもあるが、評価結果に大きな影響は与えないものと考えている。これら評価対象としなかった核種の影響度合いについては、「2.2.1.8 Cs 以外の核種の影響について」で詳しく述べる。

(5) 線量及び濃度計算地点

線量の計算は、図 2. 2. 1-1 に示すとおり、1, 2 号機共用排気筒を中心として 16 方位に分割した陸側 9 方位の敷地境界外について行う。ただし、これらの地点より大きな線量を受ける恐れのある地点が別に陸側にある場合は、その地点も考慮する。

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

2.2.1.3 単位放出率あたりの年間平均濃度の計算

計算は連続放出とし、放出位置毎に行う。単位放出率あたりの地上における放射性物質濃度は、放射性物質の減衰を無視すると (2-2-6) 式となる。

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

計算地点における年間平均相対濃度 $\bar{\chi}$ は、隣接方位からの寄与も考慮して以下のように計算する。

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

ここで、

j : 大気安定度 (A~F)

L : 計算地点を含む方位

計算結果を表 2. 2. 1-10 に示す。これに「2.1.3 放射性気体廃棄物等の管理」表 2. 1. 3-1 に示した推定放出量に乗じた結果を表 2. 2. 1-11 及び表 2. 2. 1-12 に示す。1~4 号機合計の濃度が最大となるのは、1, 2 号機共用排気筒の南方位約 1,340 m の敷地境界で、Cs-134 が約 $5.0 \times 10^{-10} \text{Bq/cm}^3$ 、Cs-137 が約 $5.0 \times 10^{-9} \text{Bq/cm}^3$ である。

2.2.1.4 単位放出率あたりの実効線量の計算

建屋から放出された放射性雲による計算地点における空気カーマ率は、(2-2-8) 式により計算する。

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

ここで,

D : 計算地点 $(x, y, 0)$ における空気カーマ率 ($\mu \text{ Gy/h}$)

K_1 : 空気カーマ率への換算係数 $\left(\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \mu \text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{h}} \right)$

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 (2-2-9) 式により計算する。

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

ここで,

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

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

f_h : 家屋の遮蔽係数

f_o : 居住係数

$\bar{D}_L, \bar{D}_{L-1}, \bar{D}_{L+1}$: 計算地点を含む方位 (L) 及びその隣接方位に向かう放射性雲による年間平均の γ 線による空気カーマ ($\mu \text{ Gy/年}$)。これらは、(2-2-8) 式から得られる空気カーマ率 D を放出モード、大気安定度別風向分布及び風速分布を考慮して年間について積算して求める。

計算結果を表 2. 2. 1-13 及び表 2. 2. 1-14 に示す。

2.2.1.5 年間実効線量の計算

(1) 放射性雲からの γ 線に起因する実効線量

放射性雲からの γ 線に起因する実効線量は、「2.1.3 放射性気体廃棄物等の管理」表 2. 1. 3-1 の推定放出量に「2.2.1.4 単位放出率あたりの実効線量の計算」で求めた単位放出率あたりの実効線量を乗じ求める。計算結果を表 2. 2. 1-15 及び表 2. 2. 1-16 に示す。

計算の結果、放射性雲からの γ 線に起因する実効線量は南方向沿岸部で最大となり、年間約 2.0×10^{-6} mSv である。

(2) 地面に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する実効線量

a. 計算の方法

(a) 実効線量

地面に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する実効線量は、(2-2-10) 式で求める。

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

ただし、

H_A : 年間実効線量 (mSv/年)

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

S_d : 無降水期間における放射性物質の地表濃度 (Bq/cm²)

S_r : 降水期間における放射性物質の地表濃度 (Bq/cm²)

8760 : 年間時間数への換算係数 (h/年)

外部被ばく実効線量換算係数は、表 2. 2. 1-17 に示すとおりである。

(b) 地表沈着量

無降水期間中及び降水期間中の地表面への放射性物質の沈着量は、下記のとおり求める。

i. 無降水期間における沈着量

無降水期間中は乾性沈着のみとなるため、(2-2-11) 式で表せる。

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

ただし、

$\bar{x}_i$: 地上における年間平均濃度 (Bq/cm³)

V_g : 沈着速度 (cm/s)

λ_r : 物理的崩壊定数 (1/s)

- T_0 : 放射性物質の放出期間 (s)
 f_i : 沈着した放射性物質のうち残存する割合 (－)
 K_r : 降水期間割合 (－)

ここで、 V_g は 0.3cm/s, T_0 は 1 年, f_i はフォールアウトの調査結果より平均値の 0.5, K_r は気象データより 0.071 とした。なお, 降水期間割合 (K_r) を 0 とすれば, 「一般公衆の線量評価」と同じ評価式となる。

ii. 降水期間における沈着量

降水期間中は, 乾性沈着及び湿性沈着が重なるため, (2-2-12) 式で表せる。

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

ただし,

- $\bar{\chi}_i$: 地上における年間平均濃度 (Bq/cm³)
 V_g : 沈着速度 (cm/s)
 Λ : 降水による洗浄係数 (1/s) で, 以下の式により求める。
 $\Lambda = 1.2 \times 10^{-4} \cdot I^{0.5}$
 ここで, 降水強度 I (mm/h) は, 気象データより, 2.18mm/h とする。
 Q : 放射性物質の放出率 (Bq/s)
 x : 放出点から計算地点までの距離 (cm)
 $\frac{1}{U_s}$: 大気安定度別の風速逆数の総和 (s/cm)
 N_t : 1 年間の総観測回数 (8760)
 λ_r : 物理的崩壊定数 (1/s)
 T_0 : 放射性物質の放出期間 (s)
 f_{1r} : 沈着した放射性物質のうち残存する割合 (－)
 降水時は地表面に全て残存すると仮定し, 1.0 とする。
 K_r : 降水期間割合 (－)

b. 計算結果

$\bar{\chi}_i$ は「2.2.1.3 単位放出率あたりの年間平均濃度の計算」で求めた最大濃度の Cs-134 約 5.0×10^{-10} Bq/cm³, Cs-137 約 5.0×10^{-9} Bq/cm³ を用いる。計算の結果, 地表に沈着した放射性物質からの γ 線による実効線量は, Cs-134 及び Cs-137 の合計で年間約 7.2×10^{-3} mSv である。

(3) 吸入摂取による実効線量

吸入摂取による実効線量は、「評価指針」に基づき、次の計算式を用いる。

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

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

ここで、

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

365 : 年間日数への換算係数 (d/年)

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

A_i : 核種 i の吸入による摂取率 (Bq/d)

M_a : 呼吸率 (cm^3/d)

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

$\bar{x}_i$ は「2.2.1.3 単位放出率あたりの年間平均濃度の計算」で求めた最大濃度の Cs-134 約 $5.0 \times 10^{-10} \text{Bq}/\text{cm}^3$, Cs-137 約 $5.0 \times 10^{-9} \text{Bq}/\text{cm}^3$ を用いる。その他に評価に必要なパラメータは、表 2. 2. 1 - 18 及び表 2. 2. 1 - 19 に示す。計算の結果、吸入摂取による実効線量は、Cs-134 及び Cs-137 の合計で年間約 $1.7 \times 10^{-3} \text{mSv}$ である。

なお、吸入摂取の被ばく経路には地表に沈着した放射性物質の再浮遊に起因するものも存在するが、「一般公衆の線量評価」の再浮遊係数 (10^{-8}cm^{-1}) を用いると再浮遊濃度は Cs-134 が約 $2.7 \times 10^{-11} \text{Bq}/\text{cm}^3$, Cs-137 が約 $3.2 \times 10^{-10} \text{Bq}/\text{cm}^3$ 程度であり、被ばく評価全体への寄与は小さい。

2.2.1.6 5号機及び6号機の寄与

(1) 大気拡散の解析に使用する気象条件

2.2.1.2(2) と同じ。

(2) 放出源と有効高さ

放出源は各建屋からの排気であり、放出位置は 5, 6 号機共用排気筒とする。廃炉作業の進捗に伴い敷地内の施設等の設置状況が変わりうることを考慮し、実効線量の計算に用いる放出源の有効高さは、最も厳しい評価を与える 0m とする。

(3) 放出を考慮する核種

5 号機及び 6 号機は 2014 年 1 月 31 日に廃止後、1~4 号機の廃炉関連作業エリアに供されており、Cs-134 及び Cs-137 を評価対象とする。

(4) 線量及び濃度計算地点

2.2.1.2(5) と同じ。

(5) 年間実効線量の計算

「2.1.3 放射性気体廃棄物等の管理」表 2. 1. 3 - 2 に示した推定放出量並びに

2.2.1.3～2.2.1.5に記載した実効線量等の計算方法を用いる。

(6) 計算結果

放射性雲からの γ 線による実効線量, 地表に沈着した放射性物質による実効線量及び吸入摂取による実効線量は, 1, 2 号機共用排気筒の北方位で最大となり, それぞれ年間約 1.1×10^{-8} mSv, 年間約 4.2×10^{-5} mSv, 年間約 9.8×10^{-6} mSv である。

上記の線量評価に用いた推定放出量は「発電用軽水型原子炉施設における放出放射性物質の測定に関する指針」(平成 13 年 3 月 29 日原子力安全委員会)に記載された粒子状物質の測定下限濃度 (4×10^{-9} Bq/cm³) に安全係数 (10) を乗じ Cs-137 濃度としているが, 実際の放出実績は検出下限値以下であり, 5 号機及び 6 号機からの追加的放出による敷地境界線量への寄与は極めて小さいと評価している。

2.2.1.7 計算結果

大気中に拡散する放射性物質に起因する実効線量は, 最大で年間約 8.8×10^{-3} mSv である。

2.2.1.8 Cs 以外の核種の影響について

(1) γ 線放出核種

γ 線を放出する核種のうち, 粒子状の放射性物質はダストサンプリングにより定期的に測定しており, Cs 以外の核種は測定限界未満となっていることから, 現在の状態が維持されれば敷地周辺への影響は Cs に比べて軽微である。

一方, 希ガスのようなガス状の放射性物質については, これまでの評価から, 大気中に拡散する放射性物質に起因する実効線量は, 地表に沈着した放射性物質からの γ 線の外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 2.2.1-22 にグラウンド約西南西における土壌分析結果を示す。表 2.2.1-22 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。

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

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

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_{effi} : 核種 i の葉菜上実効崩壊定数 (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 : 葉菜の栽培密度 (g/cm²)
- 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 : 経根移行に寄与する土壌の有効密度 (g/cm²)
- B_{vi} : 土壌 1g 中に含まれる核種 i が葉菜に移行する割合 (—)
- t_0 : 核種の蓄積期間 (s)
- f_t : 葉菜の栽培期間年間比 (—)
- f_d : 調理前洗浄による核種の残留比 (—)
- M_v : 葉菜摂取量 (g/d)

評価に必要なパラメータは，表 2. 2. 1-19～表 2. 2. 1-21 に示す。

$\bar{x}_i$ は「2.2.1.3 単位放出率あたりの年間平均濃度の計算」で求めた最大濃度の Cs-134 約 5.0×10^{-10} Bq/cm³，Cs-137 約 5.0×10^{-9} Bq/cm³ を用いて計算した結果，葉菜摂取による実効線量は最大で年間約 9.8×10^{-3} mSv である。

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。

$$H_M = 365 \cdot \sum_i K_{\pi} \cdot A_{Mi} \quad \dots\dots\dots (2-2.1-17) \text{ 式}$$

$$A_{Mi} = \bar{x}_i \cdot \left\{ \frac{V_{gM} \cdot (1 - e^{-\lambda_{effi} \cdot t_{1M}})}{\lambda_{effi} \cdot \rho_M} + \frac{V'_{gM} \cdot B_{vi} (1 - e^{-\lambda_{ri} t_0})}{\lambda_{ri} \cdot P_v} \right\} \cdot f_t \cdot Q_f \cdot F_{Mi} \cdot M_M \quad \dots\dots\dots (2-2.1-18) \text{ 式}$$

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 : 経根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_t : 放牧期間年間比 (—)
- Q_f : 乳牛の牧草摂取量 (g/d)
- F_{Mi} : 乳牛が摂取した核種 i が牛乳に移行する割合 ($(Bq/cm^3)/(Bq/d)$)
- 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. 1-19～表 2. 2. 1-21 に示す。

$\bar{x}_i$ は「2.2.1.3 単位放出率あたりの年間平均濃度の計算」で求めた最大濃度の Cs-134 約 $5.0 \times 10^{-10} Bq/cm^3$ 、Cs-137 約 $5.0 \times 10^{-9} Bq/cm^3$ を用いて計算した結果、牛乳摂取による実効線量は最大で年間約 $1.6 \times 10^{-2} mSv$ である。

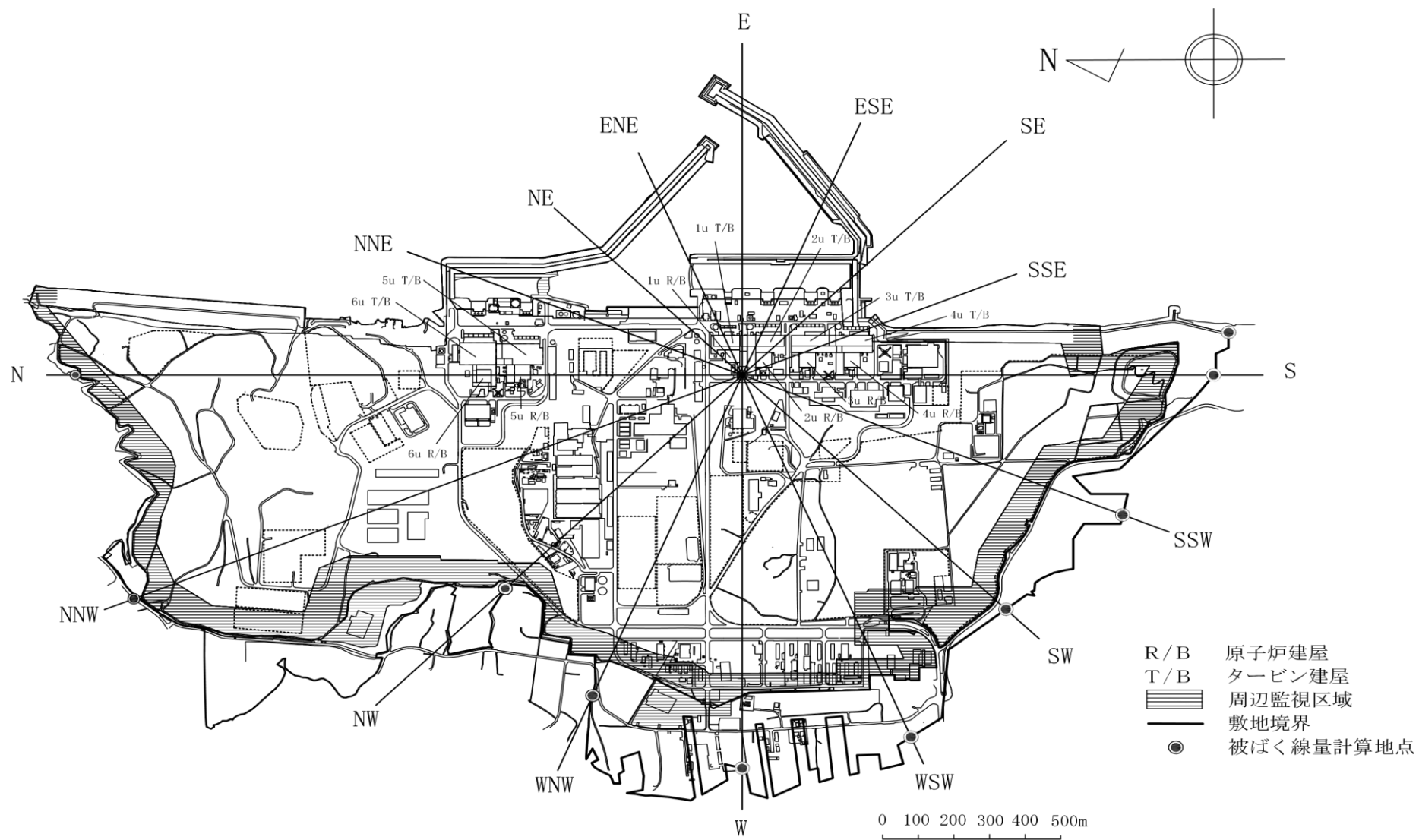


図 2. 2. 1-1 被ばく線量計算地点 (敷地境界)

表 2. 2. 1 - 1 風向分布に対する棄却検定表

標高 46m(地上高 10m)
(%)

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

注) 2010 年度は震災により 3 月の欠測率が 30%を超えるため除外

表 2. 2. 1 - 2 風速分布に対する棄却検定表

標高 46m(地上高 10m)

(%)

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

注) 2010 年度は震災により 3 月の欠測率が 30%を超えるため除外

表 2. 2. 1-3 風向別大気安定度別風速逆数の総和

標高 46m(地上高 10m)

(s / m)

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

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

標高 46m(地上高 10m)

(s / m)

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

表 2. 2. 1 - 5 風向出現頻度及び風速 0.5~2.0m/s 風向出現頻度

標高 46m(地上高 10m)

(%)

風向	風向出現頻度	風速 0.5~2.0m/s 風向出現頻度
N	8.5	7.9
NNE	4.5	4.0
NE	3.3	3.1
ENE	3.6	3.8
E	2.1	2.3
ESE	3.0	3.5
SE	3.7	3.9
SSE	3.8	2.2
S	4.8	3.8
SSW	5.2	5.0
SW	4.3	4.5
WSW	4.6	4.5
W	10.5	10.6
WNW	14.5	15.9
NW	10.2	11.2
NNW	13.4	13.7

表 2. 2. 1 - 6 風向別大気安定度別風速逆数の総和

標高 131m(地上高 95m)

(s / m)

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

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

標高 131m(地上高 95m)

(s / m)

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

表 2. 2. 1 - 8 風向出現頻度及び風速 0.5~2.0m/s 風向出現頻度

標高 131m(地上高 95m)

(%)

風向	風向出現頻度	風速 0.5~2.0m/s 風向出現頻度
N	7.9	6.9
NNE	6.2	5.6
NE	4.3	5.3
ENE	3.7	5.4
E	3.2	4.9
ESE	3.1	4.4
SE	4.1	5.4
SSE	6.3	6.1
S	9.8	7.2
SSW	6.0	6.0
SW	5.1	6.7
WSW	4.6	5.7
W	5.8	5.6
WNW	7.2	7.1
NW	10.0	7.8
NNW	12.6	10.0

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

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

表 2. 2. 1 - 1 0 単位放出率あたりの年間平均濃度 ((Bq/cm³)/(Bq/s))

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

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

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

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

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

表 2. 2. 1-13 Cs-134 の単位放出率あたりの実効線量 ((μ Sv/年)/(Bq/s))

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

表 2. 2. 1-14 Cs-137 の単位放出率あたりの実効線量 ((μ Sv/年)/(Bq/s))

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

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

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

表 2. 2. 1-16 Cs-137 の放射性雲からの γ 線に起因する実効線量 ($\mu\text{Sv/年}$)

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

表 2. 2. 1-17 外部被ばく実効線量換算係数^[1]

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

表 2. 2. 1-18 吸入摂取の評価パラメータ^[2]

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

表 2. 2. 1-19 実効線量係数^[3]

元素	吸入摂取 (K _{Ii}) (μ Sv/Bq)	経口摂取 (K _{Ti}) (μ Sv/Bq)
Cs-134	2.0×10^{-2}	1.9×10^{-2}
Cs-137	3.9×10^{-2}	1.3×10^{-2}

表 2. 2. 1-20 葉菜及び牛乳摂取の評価パラメータ

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

表 2. 2. 1-21 葉菜及び牛乳摂取の評価パラメータ^[5]

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

(出典)

- [1] IAEA-TECDOC-1162:Generic procedures for assessment and response during a radiological emergency, 2000
- [2] 発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針 平成 13 年 3 月 29 日, 原子力安全委員会一部改訂

- [3] ICRP Publication 72:Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides;Part 5 Complitation of Ingestion and Inhalation Dose Coefficients, 1996
- [4] 発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について 平成 13 年 3 月 29 日, 原子力安全委員会一部改訂
- [5] U.S.NRC :Calculation of Annual Doses to Man from Routine Releases of Reactor Effluents for the Purpose of Evaluating Compliance with 10 CFR Part 50, Appendix I, Regulatory Guide 1.109, Revision 1, 1977

表 2. 2. 1 - 2 2 土壌分析結果

	土壌 (Bq/kg) (グラウンド約西南西 500m)	分析日
Cs-134	4.1×10^5	2011 年 11 月 7 日
Cs-137	4.7×10^5	2011 年 11 月 7 日
Sr-89	1.8×10^2	2011 年 10 月 10 日
Sr-90	2.5×10^2	2011 年 10 月 10 日
Pu-238	2.6×10^{-1}	2011 年 10 月 31 日
Pu-239	1.1×10^{-1}	2011 年 10 月 31 日
Pu-240	1.1×10^{-1}	2011 年 10 月 31 日

2.2.2 敷地内各施設からの直接線ならびにスカイシャイン線による実効線量

2.2.2.1 線量の評価方法

(1) 線量評価点

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

(2) 評価に使用するコード

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

(3) 線源及び遮蔽

線源は各施設が内包する放射性物質質量に容器厚さ、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使用済セシウム吸着塔保管施設、廃スラッジ貯蔵施設、貯留設備（タンク類）、固体廃棄物貯蔵庫、使用済燃料乾式キャスク仮保管設備及び瓦礫類、伐採木の一時保管エリア等とし、現に設置あるいは現時点で設置予定があるものとする。

2.2.2.2 各施設における線量評価

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

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

貯留設備（タンク類）は、設置エリア毎に線源を設定する。全てのタンク類について、タンクの形状をモデル化する。濃縮廃液貯槽（D エリア）、濃縮水タンクの放射能濃度は、水分析結果を基に線源条件を設定する。濃縮廃液貯槽（H2 エリア）の内包物は貯槽下部にスラリー状の炭酸塩が沈殿していることから、貯槽下部、貯槽上部の放射能濃度をそれぞれ濃縮廃液貯槽①、濃縮廃液貯槽②とし水分析結果を基に線源条件を設定する。R0 濃縮水貯槽のうち R0 濃縮水貯槽 15（H8 エリア）、17 の一部（G3 西エリアの D）、18（J1 エリア）、

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

(1) 使用済セシウム吸着塔一時保管施設

a. 第一施設

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

i. セシウム吸着装置吸着塔

放 射 能 強 度：添付資料－1 表 1 及び図 1 参照

遮 蔽：吸着塔側面：鉄 177.8mm
吸着塔一次蓋：鉄 222.5mm
吸着塔二次蓋：鉄 127mm
コンクリート製ボックスカルバート：203mm (蓋厚さ 403mm)，
密度 $2.30\text{g}/\text{cm}^3$
追加コンクリート遮蔽版 (施設西端，厚さ 200mm，密度 $2.30\text{g}/\text{cm}^3$)

評価地点までの距離：約 1590m

線 源 の 標 高：T.P. 約 33m

ii. 第二セシウム吸着装置吸着塔

放 射 能 強 度：添付資料－1 表 3 及び図 1 参照

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

評価地点までの距離：約 1590m

線 源 の 標 高：T.P. 約 33m

評 価 結 果：約 $0.0001\text{mSv}/\text{年}$ 未満 ※影響が小さいため線量評価上無視する

b. 第二施設

容 量：高性能容器（HIC）：736 体

放 射 能 強 度：表 2. 2. 2－1 参照

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

評価地点までの距離：約 1580m

線 源 の 標 高：T.P. 約 33m

評 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

c. 第三施設

容 量：高性能容器（HIC）：4,608 体

放 射 能 強 度：表 2. 2. 2－1 参照

遮 蔽：コンクリート製ボックスカルバート：150mm（通路側 400mm），
密度 2.30g/cm³

蓋：重コンクリート 400mm，密度 3.20g/cm³

評価地点までの距離：約 1570m

線 源 の 標 高：T.P. 約 35m

評 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

d. 第四施設

容 量：セシウム吸着装置吸着塔：680 体

第二セシウム吸着装置吸着塔：345 体

i. セシウム吸着装置吸着塔

放 射 能 強 度：添付資料－1 表 1 及び図 2 参照

遮 蔽：吸着塔側面：鉄 177.8mm（K1～K3：85.7mm）

吸着塔一次蓋：鉄 222.5mm（K1～K3：174.5mm）

吸着塔二次蓋：鉄 127mm（K1～K3：55mm）

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

評価地点までの距離：約 610m

線 源 の 標 高：T.P. 約 35m

ii. 第二セシウム吸着装置吸着塔

放 射 能 強 度：添付資料－1 表 3 及び図 2 参照

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

評価地点までの距離：約 610m

線 源 の 標 高：T.P. 約 35m

評 価 結 果：約 4.01×10^{-2} mSv/年

表 2. 2. 2-1 評価対象核種及び放射能濃度 (1/2)

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

表 2. 2. 2-1 評価対象核種及び放射能濃度 (2/2)

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

(2) 大型廃棄物保管庫

容 量：第二セシウム吸着装置吸着塔：540 体※
遮 蔽：天井及び壁：コンクリート 厚さ 約 200mm, 密度 約 2.1g/cm³

i. 第二セシウム吸着装置吸着塔

放 射 能 強 度：添付資料－1 表 3 及び図 3 参照
遮 蔽：吸着塔側面：鉄 35mm, 鉛 190.5mm
吸着塔上面：鉄 35mm, 鉛 250.8mm

評価地点までの距離：約 480m

線 源 の 標 高：T.P. 約 26m

評 価 結 果：約 1.51×10^{-2} mSv/年

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

(3) 廃スラッジ一時保管施設

合 計 容 量：約 630m³
放 射 能 濃 度：約 1.0×10^7 Bq/cm³
遮 蔽：炭素鋼 25mm, コンクリート 1,000mm (密度 2.1g/cm³)
(貯蔵建屋外壁で 1mSv/時)

評価地点までの距離：約 1480m

線 源 の 標 高：T.P. 約 33m

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

(4) 廃止（高濃度滞留水受タンク）

(5) 濃縮廃液貯槽，濃縮水タンク

a. 濃縮廃液貯槽（H2 エリア）

合 計 容 量：約 300m³
放 射 能 濃 度：表 2. 2. 2－2 参照
遮 蔽：SS400 (9mm)
コンクリート 150mm(密度 2.1g/cm³)

評価点までの距離：約 910m

線 源 の 標 高：T.P. 約 36m

評 価 結 果：約 6.26×10^{-4} mSv/年

b. 濃縮廃液貯槽（D エリア）

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

c. 濃縮水タンク

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

(6) RO 濃縮水貯槽

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

j. 廃止 (RO 濃縮水貯槽 10 (H6 北エリア))

k. 廃止 (RO 濃縮水貯槽 11 (H3 エリア))

l. 廃止 (RO 濃縮水貯槽 12 (E エリア))

m. 廃止 (RO 濃縮水貯槽 13 (C エリア))

n. 廃止 (RO 濃縮水貯槽 14 (G6 エリア))

o. RO 濃縮水貯槽 15 (H8 エリア)

容 量 : 約 17,000m³

放 射 能 濃 度 : 表 2. 2. 2 - 2 参照

遮 蔽 : 側面 : SS400 (12mm)

上面 : SS400 (6mm)

評 価 点 ま で の 距 離 : 約 940m

線 源 の 標 高 : T.P. 約 33m

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

p. 廃止 (RO 濃縮水貯槽 16 (G4 南エリア))

q. RO 濃縮水貯槽 17 (G3 エリア)

容 量 : D : 約 7,500m³, E, F, G : 約 34,000m³, H : 約 6,600m³

放 射 能 濃 度 : 表 2. 2. 2 - 2 参照

遮 蔽 : 側面 : SS400 (12mm)

上面 : SS400 (6mm)

評 価 点 ま で の 距 離 : 約 1630m, 約 1720m

線 源 の 標 高 : T.P. 約 33m

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

r. RO 濃縮水貯槽 18 (J1 エリア)

容 量 : A : 約 8,500m³, B : 約 8,500m³, C, N : 約 13,000m³, G : 約 9,600m³

放 射 能 濃 度 : 表 2. 2. 2 - 2 参照

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

s. RO濃縮水貯槽 20（Dエリア）

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

(7) サプレッションプール水サージタンク

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

(8) RO処理水一時貯槽

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

(9) RO処理水貯槽

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

(10) 受タンク等

合 計 容 量：約1,300m³
放射能濃度：表2. 2. 2－2参照

遮 蔽：側面：SS400（12mm または 6mm）
上面：SS400（9mm または 4.5mm）
評価点までの距離：約 1260m，約 1220m
線 源 の 標 高：T.P. 約 33m
評 価 結 果：約 0.0001mSv/年未満 ※影響が小さいため線量評価上無視する

(11) ろ過水タンク

容 量：約 240m³
放 射 能 濃 度：表 2. 2. 2－2 参照
遮 蔽：側面：SM400C(18mm)，SS400（12mm，10mm，8mm）
上面：SS400（4.5mm）
評価点までの距離：約 220m
線 源 の 標 高：T.P. 約 39m
評 価 結 果：約 2.50×10^{-2} mSv/年

(12) Sr 処理水貯槽

a. Sr 処理水貯槽（K2 エリア）

容 量：約 28,000m³
放 射 能 濃 度：表 2. 2. 2－2 参照
遮 蔽：側面：SS400（15mm）
上面：SS400（9mm）
評価点までの距離：約 380m
線 源 の 標 高：T.P. 約 34m
評 価 結 果：約 6.91×10^{-4} mSv/年

b. Sr 処理水貯槽（K1 南エリア）

容 量：約 11,000m³
放 射 能 濃 度：表 2. 2. 2－2 参照
遮 蔽：側面：SM400C（12mm）
上面：SM400C（12mm）
評価点までの距離：約 430m
線 源 の 標 高：T.P. 約 34m
評 価 結 果：約 1.24×10^{-4} mSv/年

(13) 濃縮水受タンク，濃縮水処理水タンク仮置き場所

エ リ ア 面 積：約 $1,100\text{m}^2$

容 量：約 0.2m^3

積 上 げ 高 さ：約 4.7m

遮 蔽：側面：炭素鋼（ 12mm ）

上面：炭素鋼（ 9mm ）

放 射 能 濃 度：表 2. 2. 2－2 表

評価点までの距離：約 1560m

線 源 の 標 高：T.P. 約 34m

線 源 形 状：四角柱

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

(14) 増設 R0 濃縮水受タンク

合 計 容 量：約 30m^3

放 射 能 濃 度：表 2. 2. 2－2 参照

遮 蔽：側面：SUS316L（ 9mm ）

上面：SUS316L（ 6mm ）

評価点までの距離：約 1090m

線 源 の 標 高：T.P. 約 35m

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

表 2. 2. 2-2 評価対象核種及び放射能濃度

		放射能濃度 (Bq／cm ³)						
		Cs-134	Cs-137 (Ba-137m)	Co-60	Mn-54	Sb-125 (Te-125m)	Ru-106 (Rh-106)	Sr-90 (Y-90)
(a)濃縮廃液貯槽								
濃縮廃液貯槽① (H2 エリア, タンク A, B)		8. 8E+02	1. 2E+03	1. 5E+03	7. 8E+02	2. 1E+03	5. 1E+03	1. 1E+07
濃縮廃液貯槽① (H2 エリア, タンク C)		9. 2E+02	7. 2E+02	4. 7E+03	4. 7E+02	4. 7E+03	1. 4E+04	2. 6E+07
濃縮廃液貯槽② (H2 エリア) 濃縮廃液貯槽 (D エリア) 濃縮水タンク		3. 0E+01	3. 7E+01	1. 7E+01	7. 9E+01	4. 5E+02	7. 4E+00	2. 8E+05
(b)RO 濃縮水貯槽								
RO 濃縮水貯槽 15		1. 3E-01	5. 7E-01	2. 7E-01	3. 6E-02	6. 4E+00	2. 9E-01	2. 2E+02
RO 濃縮水貯槽 17	D	1. 0E-02	7. 2E-03	2. 0E-02	6. 9E-03	2. 4E-02	2. 8E-02	1. 5E+00
	E, F, G	6. 9E-01	3. 1E+00	2. 4E-01	1. 7E-02	3. 0E+00	2. 9E-01	1. 0E+02
	H	7. 1E-01	3. 2E+00	2. 2E-01	1. 6E-02	3. 1E+00	2. 9E-01	1. 0E+02
RO 濃縮水貯槽 18	A	1. 1E-02	9. 9E-03	5. 6E-02	7. 5E-03	2. 3E-02	3. 4E-02	1. 4E+01
	B	5. 0E-01	2. 2E+00	1. 8E-01	1. 6E-02	7. 1E-01	3. 1E-01	6. 2E+02
	C, N	2. 3E-01	1. 1E+00	3. 2E-02	1. 3E-02	4. 4E-01	1. 5E-01	1. 3E+02
	G	8. 8E-03	5. 7E-03	8. 4E-03	5. 3E-03	1. 8E-02	3. 4E-02	1. 2E+00
RO 濃縮水貯槽 20	B, C, D, E	1. 5E+00	3. 0E+00	8. 8E-01	1. 1E+00	7. 4E+00	2. 6E-01	1. 6E+04
(c)サ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		2. 1E+00	2. 3E+00	4. 9E+00	7. 8E-01	1. 8E+01	8. 0E+00	4. 4E+04
(d)受タンク等								
廃液 RO 供給タンク		2. 1E+00	2. 3E+00	4. 9E+00	7. 8E-01	1. 8E+01	8. 0E+00	4. 4E+04
RO 濃縮水受タンク		2. 0E+00	4. 4E+00	5. 8E-01	9. 9E-01	3. 5E+01	8. 8E+00	7. 4E+04
(e)ろ過水タンク								
ろ過水タンク		2. 3E+00	4. 3E+00	4. 0E-01	6. 3E-01	3. 4E+01	1. 2E+01	4. 7E+04
(f)Sr 処理水貯槽								
Sr 処理水貯槽 (K2 エリア)		5. 8E-02	2. 7E-02	5. 0E-02	1. 6E-02	5. 5E+00	2. 6E-01	6. 9E+01
Sr 処理水貯槽 (K1 南エリア)		6. 4E-02	2. 6E-02	9. 6E-02	1. 6E-02	6. 6E+00	3. 1E-01	1. 7E+01
(g)濃縮水受タンク、濃縮処理水タンク仮置き場所								
濃縮水受タンク		1. 1E+01	1. 2E+01	7. 1E+00	5. 7E+00	6. 9E+01	4. 4E+01	1. 2E+05
(h)増設 RO 濃縮水受タンク								
増設 RO 濃縮水受タンク		2. 0E+00	4. 4E+00	5. 8E-01	9. 9E-01	3. 5E+01	8. 8E+00	7. 4E+04

2. 2. 2. 2. 2 瓦礫類一時保管エリア

瓦礫類の線量評価は、次に示す条件で MCNP コードにより評価する。

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

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

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

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

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

(1)一時保管エリアA 1

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

(2)一時保管エリアA 2

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

(3)一時保管エリアB

①エリア1

貯 蔵 容 量 : 約 3,200m³

エ リ ア 面 積 : 約 600m^2
積 上 げ 高 さ : 約 5m
表 面 線 量 率 : 0.01mSv/時 (未保管)
評 価 点 までの 距 離 : 約 960m
線 源 の 標 高 : T.P. 約 47m
線 源 形 状 : 円柱
か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm^3
評 価 結 果 : 約 0.0001mSv/年 未満 ※影響が小さいため線量評価上無視する

②エリア2

貯 蔵 容 量 : 約 $2,100\text{m}^3$
エ リ ア 面 積 : 約 400m^2
積 上 げ 高 さ : 約 5m
表 面 線 量 率 : 0.01mSv/時 (未保管)
評 価 点 までの 距 離 : 約 910m
線 源 の 標 高 : T.P. 約 47m
線 源 形 状 : 円柱
か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm^3
評 価 結 果 : 約 0.0001mSv/年 未満 ※影響が小さいため線量評価上無視する

(4) 一時保管エリアC

貯 蔵 容 量 : 約 $67,000\text{m}^3$
エ リ ア 面 積 : 約 $13,400\text{m}^2$
積 上 げ 高 さ : 約 5m
表 面 線 量 率 : 約 0.01mSv/時 (保管済約 $31,000\text{m}^3$) , 0.1 mSv/時 (未保管約 $1,000\text{m}^3$) , 0.025mSv/時 (未保管約 $35,000\text{m}^3$)
評 価 点 までの 距 離 : 約 890m
線 源 の 標 高 : T.P. 約 32m
線 源 形 状 : 円柱
か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm^3
評 価 結 果 : 約 $1.41 \times 10^{-3}\text{mSv/年}$

(5) 一時保管エリアD

貯 蔵 容 量 : 約 $2,700\text{m}^3$
エ リ ア 面 積 : 約 $1,000\text{m}^2$

積 上 げ 高 さ：約 4.5m
表 面 線 量 率：約 0.02mSv/時（保管済）
評 価 点 までの 距 離：約 780m
線 源 の 標 高：T.P. 約 34m
線 源 形 状：円柱
か さ 密 度：鉄 0.3g/cm³
評 価 結 果：約 1.02×10^{-4} mSv/年

(6)一時保管エリア E 1

貯 蔵 容 量：約 16,000m³
エ リ ア 面 積：約 3,500m²
積 上 げ 高 さ：約 4.5m
表 面 線 量 率：約 0.11mSv/時（保管済約 3,200m³），1mSv/時（未保管約 12,800m³）
評 価 点 までの 距 離：約 760m
線 源 の 標 高：T.P. 約 26m
線 源 形 状：円柱
か さ 密 度：鉄 0.3g/cm³
評 価 結 果：約 3.03×10^{-2} mSv/年

(7)一時保管エリア E 2

貯 蔵 容 量：約 1,200m³
エ リ ア 面 積：約 500m²
積 上 げ 高 さ：約 4.5m
表 面 線 量 率：2mSv/時（未保管）
評 価 点 までの 距 離：約 730m
線 源 の 標 高：T.P. 約 11m
線 源 形 状：円柱
か さ 密 度：鉄 0.3g/cm³
評 価 結 果：約 1.13×10^{-2} mSv/年

(8)一時保管エリア F

①エリア 1

貯 蔵 容 量：約 650m³
エ リ ア 面 積：約 220m²
積 上 げ 高 さ：約 5m

表面線量率：約 0.1mSv/時（未保管）

評価点までの距離：約 620m

線源の標高：T.P. 約 26m

線源形状：円柱

かさ密度：鉄 0.3g/cm³

評価結果：約 1.32×10^{-3} mSv/年

②エリア 2

貯蔵容量：約 6,400m³

エリア面積：約 1,500m²

積上げ高さ：約 5m

表面線量率：0.1mSv/時（未保管）

評価点までの距離：約 660m

線源の標高：T.P. 約 26m

線源形状：円柱

かさ密度：鉄 0.3g/cm³

評価結果：約 3.65×10^{-3} mSv/年

(9) 一時保管エリア J

貯蔵容量：約 6,300m³

エリア面積：約 1,600m²

積上げ高さ：約 5m

表面線量率：0.005mSv/時（未保管）

評価点までの距離：約 1,390m

線源の標高：T.P. 約 34m

線源形状：円柱

かさ密度：鉄 0.3g/cm³

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

(10) 一時保管エリア L

覆土式一時保管施設 1 槽毎に評価した。

貯蔵容量：約 4,000m³ × 4

貯蔵面積：約 1,400m² × 4

積上げ高さ：約 5m

表面線量率：1 槽目 0.005mSv/時（保管済），2 槽目 0.005mSv/時（保管済），

3 槽目 30mSv/時（未保管），4 槽目 30mSv/時（未保管）

遮 蔽：覆土：厚さ 1m，密度 1.2g/cm³

評価点までの距離：1 槽目約 1,070m，2 槽目約 1,150m，3 槽目約 1,090m，4 槽目
約 1,170m

線 源 の 標 高：T.P. 約 35m

線 源 形 状：直方体

か さ 密 度：鉄 0.5g/cm³

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

(11) 一時保管エリア N

貯 蔵 容 量：約 9,700m³

エ リ ア 面 積：約 2,000m²

積 上 げ 高 さ：約 5m

表 面 線 量 率：0.1mSv/時（未保管）

評価点までの距離：約 1,160m

線 源 の 標 高：T.P. 約 33m

線 源 形 状：円柱

か さ 密 度：鉄 0.3g/cm³

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

(12) 一時保管エリア O

① エリア 1

貯 蔵 容 量：約 23,600m³

エ リ ア 面 積：約 5,500m²

積 上 げ 高 さ：約 5m

表 面 線 量 率：0.01mSv/時（保管済）

評価点までの距離：約 810m

線 源 の 標 高：T.P. 約 23m

線 源 形 状：円柱

か さ 密 度：鉄 0.3g/cm³

評 価 結 果：約 2.22×10^{-4} mSv/年

② エリア 2

貯 蔵 容 量：約 14,600m³

エ リ ア 面 積 : 約 3,400m²
積 上 げ 高 さ : 約 5m
表 面 線 量 率 : 0.1mSv/時 (未保管)
評 価 点 までの 距 離 : 約 800m
線 源 の 標 高 : T.P. 約 28m
線 源 形 状 : 円柱
か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm³
評 価 結 果 : 約 1.45×10^{-3} mSv/年

③エリア 3

貯 蔵 容 量 : 約 1,800m³
エ リ ア 面 積 : 約 2,100m²
積 上 げ 高 さ : 約 1m
表 面 線 量 率 : 0.1mSv/時 (未保管)
評 価 点 までの 距 離 : 約 820m
線 源 の 標 高 : T.P. 約 28m
線 源 形 状 : 円柱
か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm³
評 価 結 果 : 約 7.05×10^{-4} mSv/年

④エリア 4

貯 蔵 容 量 : 約 4,100m³
エ リ ア 面 積 : 約 960m²
積 上 げ 高 さ : 約 5m
表 面 線 量 率 : 0.1mSv/時 (未保管)
評 価 点 までの 距 離 : 約 870m
線 源 の 標 高 : T.P. 約 28m
線 源 形 状 : 円柱
か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm³
評 価 結 果 : 約 3.15×10^{-4} mSv/年

(13)一時保管エリア P 1

①エリア 1

貯 蔵 容 量 : 約 47,300m³
エ リ ア 面 積 : 約 5,850m²
積 上 げ 高 さ : 約 10.4m

表面線量率：0.1mSv/時（未保管）

評価点までの距離：約850m

線源の標高：T.P.約26m

線源形状：円柱

かさ密度：鉄0.3g/cm³

評価結果：約 1.81×10^{-3} mSv/年

②エリア2

貯蔵容量：約15,400m³

エリア面積：約4,840m²

積上げ高さ：約5m

表面線量率：0.1mSv/時（未保管）

評価点までの距離：約930m

線源の標高：T.P.約26m

線源形状：円柱

かさ密度：鉄0.3g/cm³

評価結果：約 4.61×10^{-4} mSv/年

(14)一時保管エリアP2

貯蔵容量：約6,700m³

エリア面積：約2,000m²

積上げ高さ：約4.5m

表面線量率：1mSv/時（未保管）

評価点までの距離：約890m

線源の標高：T.P.約26m

線源形状：円柱

かさ密度：鉄0.3g/cm³

評価結果：約 3.49×10^{-3} mSv/年

(15)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）

評価点までの距離：約 660m

線源の標高：T.P. 約 35m

線源形状：円柱

かさ密度：鉄 7.86g/cm³ またはコンクリート 2.15g/cm³

評価結果：約 4.76×10^{-4} mSv/年

(16) 一時保管エリアV

貯蔵容量：約 6,000m³

エリア面積：約 1,200m²

積上げ高さ：約 5m

表面線量率：0.1mSv/時（未保管）

評価点までの距離：約 930m

線源の標高：T.P. 約 23m

線源形状：円柱

かさ密度：鉄 0.3g/cm³

評価結果：約 1.76×10^{-4} mSv/年

(17) 一時保管エリアW

貯蔵容量：約 11,600m³

エリア面積：約 5,100m²

積上げ高さ：約 4.5m

表面線量率：1mSv/時（未保管）

評価点までの距離：約 730m

線源の標高：T.P. 約 33m

線源形状：円柱

かさ密度：鉄 0.3g/cm³

評価結果：約 3.86×10^{-2} mSv/年

(18) 一時保管エリアX

① エリア 1

貯蔵容量：約 7,900m³

エリア面積：約 2,700m²

積上げ高さ：約 4.5m

表面線量率：1mSv/時（未保管）

評価点までの距離：約 800m

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

②エリア 2

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

(19)一時保管エリア AA

①エリア 1

貯 蔵 容 量 : 約 36,400m³
エ リ ア 面 積 : 約 3,500m²
積 上 げ 高 さ : 約 10.4m
表 面 線 量 率 : 0.001mSv/時 (未保管)
評 価 点 までの 距 離 : 約 1,080m
線 源 の 標 高 : T.P. 約 35m
線 源 形 状 : 円柱
か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm³
評 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

※主に瓦礫類を保管するものの、使用済保護衣等の保管も行う。

②エリア 2

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

線 源 の 標 高 : T.P. 約 35m

線 源 形 状 : 円柱

か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm³

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

※主に瓦礫類を保管するものの、使用済保護衣等の保管も行う。

(20)一時保管エリアB B

①エリア1

貯 蔵 容 量 : 約 28,550m³

エ リ ア 面 積 : 約 10,380m²

積 上 げ 高 さ : 約 4.5m

表 面 線 量 率 : 0.01mSv/時 (未保管)

評 価 点 までの 距離 : 約 720m

線 源 の 標 高 : T.P. 約 52m

線 源 形 状 : 円柱

か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm³

評 価 結 果 : 約 7.04×10^{-4} mSv/年

②エリア2

貯 蔵 容 量 : 約 16,240m³

エ リ ア 面 積 : 約 5,940m²

積 上 げ 高 さ : 約 4.5m

表 面 線 量 率 : 0.01mSv/時 (未保管)

評 価 点 までの 距離 : 約 620m

線 源 の 標 高 : T.P. 約 52m

線 源 形 状 : 円柱

か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm³

評 価 結 果 : 約 1.24×10^{-3} mSv/年

(21)一時保管エリアC C

①エリア1

貯 蔵 容 量 : 約 11,670m³

エ リ ア 面 積 : 約 3,060m²

積 上 げ 高 さ : 約 4.5m

表 面 線 量 率 : 0.1mSv/時 (未保管)

評 価 点 までの 距離 : 約 660m

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

②エリア2

貯 蔵 容 量 : 約 7,170m³
エ リ ア 面 積 : 約 2,620m²
積 上 げ 高 さ : 約 4.5m
表 面 線 量 率 : 0.1mSv/時 (未保管)
評 価 点 までの 距 離 : 約 600m
線 源 の 標 高 : T.P. 約 26m
線 源 形 状 : 円柱
か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm³
評 価 結 果 : 約 7.80×10⁻³mSv/年

(22)一時保管エリアDD

①エリア1

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

②エリア2

貯 蔵 容 量 : 約 6,750m³
エ リ ア 面 積 : 約 2,320m²
積 上 げ 高 さ : 約 4.5m
表 面 線 量 率 : 0.005mSv/時 (未保管)
評 価 点 までの 距 離 : 約 810m
線 源 の 標 高 : T.P. 約 37m

線 源 形 状 : 円柱
か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm³
評 価 結 果 : 約 0.0001mSv/年未満 ※影響が小さいため線量評価上無視
する

(23)一時保管エリア F F 1

貯 蔵 容 量 : 約 12,380m³
エ リ ア 面 積 : 約 2,260m²
積 上 げ 高 さ : 約 7.8m
表 面 線 量 率 : 約 0.001mSv/時 (未保管)
評 価 点 までの 距離 : 約 1,560m
線 源 の 標 高 : T.P. 約 34.3m
線 源 形 状 : 円柱
か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm³
評 価 結 果 : 約 0.0001mSv/年未満 ※影響が小さいため線量評価上無視
する

(24)一時保管エリア F F 2

貯 蔵 容 量 : 約 13,110m³
エ リ ア 面 積 : 約 2,260m²
積 上 げ 高 さ : 約 7.8m
表 面 線 量 率 : 約 0.001mSv/時 (未保管)
評 価 点 までの 距離 : 約 1,070m
線 源 の 標 高 : T.P. 約 32.7m
線 源 形 状 : 円柱
か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm³
評 価 結 果 : 約 0.0001mSv/年未満 ※影響が小さいため線量評価上無視
する

(25)一時保管エリア d

貯 蔵 容 量 : 約 1,890m³
エ リ ア 面 積 : 約 630m²
積 上 げ 高 さ : 約 4.5m
表 面 線 量 率 : 0.1mSv/時 (未保管)
評 価 点 までの 距離 : 約 370m
線 源 の 標 高 : T.P. 約 44m
線 源 形 状 : 円柱

か さ 密 度 : 鉄 $0.3\text{g}/\text{cm}^3$
評 価 結 果 : 約 $3.67 \times 10^{-2}\text{mSv}/\text{年}$

(26)一時保管エリア e

貯 蔵 容 量 : 約 $6,660\text{m}^3$
エ リ ア 面 積 : 約 $1,480\text{m}^2$
積 上 げ 高 さ : 約 4.5m
表 面 線 量 率 : $0.1\text{mSv}/\text{時}$ (未保管)
評 価 点 までの 距 離 : 約 490m
線 源 の 標 高 : T.P. 約 43m
線 源 形 状 : 円柱
か さ 密 度 : 鉄 $0.3\text{g}/\text{cm}^3$
評 価 結 果 : 約 $1.99 \times 10^{-2}\text{mSv}/\text{年}$

(27)一時保管エリア k

貯 蔵 容 量 : 約 $9,450\text{m}^3$
エ リ ア 面 積 : 約 $3,260\text{m}^2$
積 上 げ 高 さ : 約 4.5m
表 面 線 量 率 : $0.01\text{mSv}/\text{時}$ (未保管)
評 価 点 までの 距 離 : 約 370m
線 源 の 標 高 : T.P. 約 19m
線 源 形 状 : 円柱
か さ 密 度 : 鉄 $0.3\text{g}/\text{cm}^3$
評 価 結 果 : 約 $2.42 \times 10^{-2}\text{mSv}/\text{年}$

※主に瓦礫類を保管するものの、使用済保護衣等の保管も行う。

(28)一時保管エリア l

貯 蔵 容 量 : 約 $7,200\text{m}^3$
エ リ ア 面 積 : 約 $2,540\text{m}^2$
積 上 げ 高 さ : 約 4.5m
表 面 線 量 率 : $0.005\text{mSv}/\text{時}$ (未保管)
評 価 点 までの 距 離 : 約 400m
線 源 の 標 高 : T.P. 約 20m
線 源 形 状 : 円柱
か さ 密 度 : 鉄 $0.3\text{g}/\text{cm}^3$
評 価 結 果 : 約 $5.83 \times 10^{-3}\text{mSv}/\text{年}$

※主に瓦礫類を保管するものの、使用済保護衣等の保管も行う。

(29)一時保管エリアm

貯 蔵 容 量 : 約 4,380m³
エ リ ア 面 積 : 約 1,770m²
積 上 げ 高 さ : 約 4.5m
表 面 線 量 率 : 1mSv/時 (未保管)
評 価 点 までの 距 離 : 約 760m
線 源 の 標 高 : T.P. 約 34m
線 源 形 状 : 円柱
か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm³
評 価 結 果 : 約 1.00×10^{-2} mSv/年

2.2.2.2.3 伐採木一時保管エリア

伐採木の線量評価は、次に示す条件で MCNP コードにより評価する。

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

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

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

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

(1)一時保管エリアG

①エリア1

貯 蔵 容 量 : 約 4,200m³
貯 蔵 面 積 : 約 1,400m²
積 上 げ 高 さ : 約 3m
表 面 線 量 率 : 0.079mSv/時 (保管済)
遮 蔽 : 覆土 : 厚さ 0.7m, 密度 1.2g/cm³
評 価 点 までの 距 離 : 約 1,360m
線 源 の 標 高 : T.P. 約 30m
線 源 形 状 : 円柱
か さ 密 度 : 木 0.1g/cm³
評 価 結 果 : 約 0.0001mSv/年未満 ※影響が小さいため線量評価上無視する

②エリア2

貯 蔵 容 量：約 8,900m³

貯 蔵 面 積：約 3,000m²

積 上 げ 高 さ：約 3m

表 面 線 量 率：0.055mSv/時（保管済 約 3,000m³），0.15mSv/時（未保管 約 5,900m³）

遮 蔽：覆土：厚さ 0.7m，密度 1.2g/cm³

評価点までの距離：約 1,270m

線 源 の 標 高：T.P. 約 30m

線 源 形 状：円柱

か さ 密 度：木 0.1g/cm³

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

③エリア3

貯 蔵 容 量：約 16,600m³

貯 蔵 面 積：約 5,500m²

積 上 げ 高 さ：約 3m

表 面 線 量 率：0.15mSv/時（未保管）

遮 蔽：覆土：厚さ 0.7m，密度 1.2g/cm³

評価点までの距離：約 1,310m

線 源 の 標 高：T.P. 約 30m

線 源 形 状：円柱

か さ 密 度：木 0.1g/cm³

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

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

(2)一時保管エリアH

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

(3)一時保管エリアM

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

外とする。

(4)一時保管エリアT

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

(5)一時保管エリアV

貯蔵容量：約 6,000m³
貯蔵面積：約 1,200m²
積上げ高さ：約 5m
表面線量率：0.3mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約 910m
線源の標高：T.P.約 23m
線源形状：円柱
かさ密度：木 0.05g/cm³
評価結果：約 7.58×10^{-4} mSv/年
なお、当該エリアには表面線量率がバックグラウンド線量率と同等以下の伐採木（幹根）も一時保管する。

2.2.2.2.4 使用済燃料乾式キャスク仮保管設備

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

貯 蔵 容 量：95 基(乾式貯蔵キャスク 20 基及び輸送貯蔵兼用キャスク 75 基)

エ リ ア 面 積：約 80m×約 121m

遮 蔽：コンクリートモジュール 200mm(密度 2.15g/cm³)

評価点までの距離：約 350m

評価結果の種類：MCNP コードによる評価結果

線 源 の 標 高：T.P. 約 38m

評 価 結 果：約 5.69×10^{-2} mSv/年

2.2.2.2.5 固体廃棄物貯蔵庫

固体廃棄物貯蔵庫の線量評価は、次に示す条件で MCNP コードにより評価する。

固体廃棄物貯蔵庫については、放射性固体廃棄物や一部を活用して瓦礫類、使用済保護衣等を保管、または一時保管するため、実測した線量率に今後の活用も考慮した表面線量率を設定し、核種を Co-60 として評価するものとする。

固体廃棄物貯蔵庫（第 6 棟～第 8 棟）地下には、放射性固体廃棄物や事故後に発生した瓦礫類を保管するが、遮蔽効果が高いことから地下保管分については、設置時の工事計画認可申請書と同様に評価対象外とする。

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

(1) 固体廃棄物貯蔵庫（第 1 棟）

貯 蔵 容 量：約 3,600m³

エ リ ア 面 積：約 1,100m²

積 上 げ 高 さ：約 3.2m

表 面 線 量 率：約 0.1mSv/時

遮 蔽：天井及び壁：鉄板厚さ 約 0.5mm

評価地点までの距離：約 750m

線 源 の 標 高：T.P. 約 33m

線 源 形 状：直方体

か さ 密 度：コンクリート 2.0g/cm³

評 価 結 果：約 1.32×10^{-3} mSv/年

(2) 固体廃棄物貯蔵庫（第 2 棟）

貯 蔵 容 量：約 6,700m³

エ リ ア 面 積：約 2,100m²

積 上 げ 高 さ : 約 3.2m
表 面 線 量 率 : 約 5mSv/時
遮 蔽 : 天井及び壁 : コンクリート 厚さ 約 180mm, 密度 約 2.2g/cm³
評価地点までの距離 : 約 740m
線 源 の 標 高 : T.P. 約 33m
線 源 形 状 : 直方体
か さ 密 度 : コンクリート 2.0g/cm³
評 価 結 果 : 約 7.72×10^{-3} mSv/年

(3) 固体廃棄物貯蔵庫 (第3棟)

貯 蔵 容 量 : 約 7,400m³
エ リ ア 面 積 : 約 2,300m²
積 上 げ 高 さ : 約 3.2m
表 面 線 量 率 : 約 0.1mSv/時
遮 蔽 : 天井及び壁 : コンクリート 厚さ 約 180mm, 密度 約 2.2g/cm³
評価地点までの距離 : 約 470m
線 源 の 標 高 : T.P. 約 42m
線 源 形 状 : 直方体
か さ 密 度 : コンクリート 2.0g/cm³
評 価 結 果 : 約 3.50×10^{-3} mSv/年

(4) 固体廃棄物貯蔵庫 (第4棟)

貯 蔵 容 量 : 約 7,400m³
エ リ ア 面 積 : 約 2,300m²
積 上 げ 高 さ : 約 3.2m
表 面 線 量 率 : 約 0.5mSv/時
遮 蔽 : 天井及び壁 : コンクリート 厚さ 約 700mm, 密度 約 2.2g/cm³
評価地点までの距離 : 約 420m
線 源 の 標 高 : T.P. 約 42m
線 源 形 状 : 直方体
か さ 密 度 : コンクリート 2.0g/cm³
評 価 結 果 : 約 0.0001mSv/年未満 ※影響が小さいため線量評価上無視する

(5) 固体廃棄物貯蔵庫 (第5棟)

貯 蔵 容 量 : 約 2,500m³

エ リ ア 面 積 : 約 800m^2
積 上 げ 高 さ : 約 3.2m
表 面 線 量 率 : 約 0.5mSv/時
遮 蔽 : 天井及び壁 : コンクリート 厚さ 約 500mm , 密度 約 2.2g/cm^3
評価地点までの距離 : 約 400m
線 源 の 標 高 : T.P. 約 42m
線 源 形 状 : 直方体
か さ 密 度 : コンクリート 2.0g/cm^3
評 価 結 果 : 約 $2.31 \times 10^{-4}\text{mSv/年}$

(6) 固体廃棄物貯蔵庫 (第6棟)

貯 蔵 容 量 : 約 $12,200\text{m}^3$ (1階部分)
エ リ ア 面 積 : 約 $3,800\text{m}^2$
積 上 げ 高 さ : 約 3.2m
表 面 線 量 率 : 約 0.5mSv/時
遮 蔽 : 天井及び壁 : コンクリート 厚さ 約 500mm , 密度 約 2.2g/cm^3
評価地点までの距離 : 約 360m
線 源 の 標 高 : T.P. 約 42m
線 源 形 状 : 直方体
か さ 密 度 : コンクリート 2.0g/cm^3
評 価 結 果 : 約 $1.68 \times 10^{-3}\text{mSv/年}$

※地下に瓦礫類を一時保管することを考慮している。

(7) 固体廃棄物貯蔵庫 (第7棟)

貯 蔵 容 量 : 約 $17,200\text{m}^3$ (1階部分)
エ リ ア 面 積 : 約 $5,400\text{m}^2$
積 上 げ 高 さ : 約 3.2m
表 面 線 量 率 : 約 0.5mSv/時
遮 蔽 : 天井及び壁 : コンクリート 厚さ 約 500mm , 密度 約 2.2g/cm^3
評価地点までの距離 : 約 320m
線 源 の 標 高 : T.P. 約 42m
線 源 形 状 : 直方体
か さ 密 度 : コンクリート 2.0g/cm^3
評 価 結 果 : 約 $3.15 \times 10^{-3}\text{mSv/年}$

※地下に瓦礫類を一時保管することを考慮している。

(8) 固体廃棄物貯蔵庫（第 8 棟）

貯 蔵 容 量：約 17,200m³（1 階部分）
エ リ ア 面 積：約 5,400m²
積 上 げ 高 さ：約 3.2m
表 面 線 量 率：約 0.5mSv/時
遮 蔽：天井及び壁：コンクリート 厚さ 約 600mm, 密度 約 2.2g/cm³
評価地点までの距離：約 280m
線 源 の 標 高：T.P. 約 42m
線 源 形 状：直方体
か さ 密 度：コンクリート 2.0g/cm³
評 価 結 果：約 1.46×10⁻³mSv/年

※地下に瓦礫類を一時保管することを考慮している。

(9) 固体廃棄物貯蔵庫（第 9 棟）

貯 蔵 容 量：地下 2 階部分 約 15,300m³
地下 1 階部分 約 15,300m³
地上 1 階部分 約 15,300m³
地上 2 階部分 約 15,300m³
エ リ ア 面 積：約 4,800m²
積 上 げ 高 さ：約 3.3m
表 面 線 量 率：地下 2 階部分 約 10Sv/時
地下 1 階部分 約 30mSv/時
地上 1 階部分 約 1mSv/時
地上 2 階部分 約 0.05mSv/時
遮 蔽：天井及び壁：コンクリート 厚さ 約 200mm～約 650mm,
密度 約 2.1g/cm³
評価地点までの距離：約 240m
線 源 の 標 高：T.P. 約 42m
線 源 形 状：直方体
か さ 密 度：鉄 0.3g/cm³
評 価 結 果：約 1.75×10⁻²mSv/年

(10) 固体廃棄物貯蔵庫（第 10 棟）

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

運用開始した際は、敷地境界における線量評価をケース2にて実施する。

(ケース1)

貯 蔵 容 量 : 10-A 部分 約 34,000m³
10-B 部分 約 34,000m³
10-C 部分 約 78,000m³
エ リ ア 面 積 : 約 11,200m²
積 上 げ 高 さ : 約 13.1m
表 面 線 量 率 : 10-A 部分 約 0.01mSv/時, 約 0.1mSv/時, 約 1mSv/時
10-B 部分 約 0.01mSv/時, 約 0.1mSv/時, 約 1mSv/時
10-C 部分 約 0.01mSv/時, 約 0.02mSv/時
遮 蔽 : 遮蔽壁, 遮蔽蓋 : コンクリート 厚さ 遮蔽壁約 300mm, 遮蔽蓋約 500mm
密度 約 2.15g/cm³
評価地点までの距離 : 約 410m
線 源 の 標 高 : T.P. 約 33m
線 源 形 状 : 直方体
か さ 密 度 : 鉄 0.8g/cm³
土 1.7g/cm³
評 価 結 果 : 約 4.19×10⁻³mSv/年

(ケース2)

貯 蔵 容 量 : 10-A 部分 約 34,000m³
10-B 部分 約 34,000m³
10-C 部分 約 78,000m³
エ リ ア 面 積 : 約 11,200m²
積 上 げ 高 さ : 約 13.1m
表 面 線 量 率 : 10-A 部分 約 0.01mSv/時, 約 0.02mSv/時
10-B 部分 約 0.01mSv/時, 約 0.02mSv/時
10-C 部分 約 0.01mSv/時, 約 0.02mSv/時
遮 蔽 : 遮蔽壁, 遮蔽蓋 : コンクリート 厚さ 遮蔽壁約 300mm, 遮蔽蓋約 500mm
密度 約 2.15g/cm³
評価地点までの距離 : 約 410m
線 源 の 標 高 : T.P. 約 33m
線 源 形 状 : 直方体
か さ 密 度 : 鉄 0.8g/cm³

± 1.7g/cm³

評価結果：約 2.72×10^{-3} mSv/年

2.2.2.2.6 廃止（ドラム缶等仮設保管設備）

2.2.2.2.7 多核種除去設備

多核種除去設備については、各機器に表 2. 2. 2-3 及び表 2. 2. 2-4 に示す核種、放射能濃度が内包しているとし、制動エックス線を考慮したガンマ線線源強度を核種生成減衰計算コード ORIGEN-S により求め、3 次元モンテカルロ計算コード MCNP により敷地境界における実効線量を評価した。

放射能強度：表 2. 2. 2-3，表 2. 2. 2-4 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

評価地点までの距離：約 420m

線源の標高：T.P. 約 36m

評価結果：約 8.77×10^{-2} mSv/年

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

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

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

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

表 2. 2. 2-4 評価対象核種及び放射能濃度（吸着材）（1/2）

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

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

表 2. 2. 2 - 4 評価対象核種及び放射能濃度（吸着材）（2/2）

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

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

2.2.2.2.8 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 2,170m ³ 焼却灰：約 85m ³
線源強度	度：表 2. 2. 2－5 参照
遮蔽	蔽：コンクリート（密度 2.15g/cm ³ ）300mm～700mm 重量コンクリート（密度 3.715 g/cm ³ ）：50mm
評価地点までの距離	：約 620m
線源の標高	：T.P. 約 22m
線源形状	：直方体
かさ密度	度：雑固体廃棄物：0.134g/cm ³ 焼却灰：0.5g/cm ³
評価結果	：約 2.65×10 ⁻⁴ mSv/年

表 2. 2. 2－5 評価対象核種及び放射能濃度

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

2.2.2.2.9 増設多核種除去設備

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

放射能強度：表 2. 2. 2-6-1 及び表 2. 2. 2-6-2 参照

遮	蔽：鉄（共沈タンク・供給タンクスキッド）	40～80mm
	：鉄（クロスフローフィルタスキッド）	20～60mm
	：鉄（スラリー移送配管）	28mm
	：鉄（吸着塔）	30～80mm
	：鉄（高性能容器（HIC））	120mm
	：鉄（反応／凝集槽，沈殿槽）	20～40mm
	：コンクリート（高性能容器（HIC））	

評価地点までの距離：約 460m

線源の標高：T.P. 約 37m

評価結果：約 2.58×10^{-2} mSv/年

表 2. 2. 2-6-1 評価対象核種及び放射能濃度 (1/2)

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

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

表 2. 2. 2-6-1 評価対象核種及び放射能濃度 (2/2)

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

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

表 2. 2. 2-6-2 評価対象核種及び放射能濃度 (1 / 3)

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

表 2. 2. 2-6-2 評価対象核種及び放射能濃度 (2 / 3)

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

表 2. 2. 2-6-2 評価対象核種及び放射能濃度 (3 / 3)

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

2.2.2.2.10 高性能多核種除去設備

高性能多核種除去設備については、各機器に表 2. 2. 2-7 及び表 2. 2. 2-8 に示す核種、放射能濃度が内包しているとし、制動エックス線を考慮したガンマ線線源強度を核種生成減衰計算コード ORIGEN により求め、3 次元モンテカルロ計算コード MCNP により敷地境界における実効線量を評価した。

放 射 能 強 度：表 2. 2. 2-7, 表 2. 2. 2-8 参照

遮 蔽：鉛（前処理フィルタ）50mm

：鉛（多核種吸着塔）145mm

評価地点までの距離：約 410m

線 源 の 標 高：T.P. 約 37m

評 価 結 果：約 3.60×10^{-3} mSv/年

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

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

表 2. 2. 2-7 評価対象核種及び放射能濃度

(前処理フィルタ・多核種吸着塔 1～3 塔目) (2/2)

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

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

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

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

No.	核種	多核種吸着塔								
		4～5 塔目					6～8 塔目	9～10 塔目	11～13 塔目	
		1 層目	2 層目	3 層目	4 層目	5 層目				
32	Ba-140	0.00E+00					0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	
33	Ce-141	0.00E+00					0.00E+00	1.12E+05	0.00E+00	
34	Ce-144	0.00E+00					0.00E+00	5.13E+05	0.00E+00	
35	Pr-144	0.00E+00					0.00E+00	5.13E+05	0.00E+00	
36	Pr-144m	0.00E+00					0.00E+00	5.13E+05	0.00E+00	
37	Pm-146	0.00E+00					0.00E+00	5.45E+04	0.00E+00	
38	Pm-147	0.00E+00					0.00E+00	8.65E+05	0.00E+00	
39	Pm-148	0.00E+00					0.00E+00	7.05E+04	0.00E+00	
40	Pm-148m	0.00E+00					0.00E+00	3.01E+04	0.00E+00	
41	Sm-151	0.00E+00					0.00E+00	4.16E+03	0.00E+00	
42	Eu-152	0.00E+00					0.00E+00	2.11E+05	0.00E+00	
43	Eu-154	0.00E+00					0.00E+00	5.45E+04	0.00E+00	
44	Eu-155	0.00E+00					0.00E+00	2.82E+05	0.00E+00	
45	Gd-153	0.00E+00					0.00E+00	2.63E+05	0.00E+00	
46	Tb-160	0.00E+00					0.00E+00	7.37E+04	0.00E+00	
47	Pu-238	0.00E+00					0.00E+00	5.77E+01	0.00E+00	
48	Pu-239	0.00E+00					0.00E+00	5.77E+01	0.00E+00	
49	Pu-240	0.00E+00					0.00E+00	5.77E+01	0.00E+00	
50	Pu-241	0.00E+00					0.00E+00	2.53E+03	0.00E+00	
51	Am-241	0.00E+00					0.00E+00	5.77E+01	0.00E+00	
52	Am-242m	0.00E+00					0.00E+00	3.52E+00	0.00E+00	
53	Am-243	0.00E+00					0.00E+00	5.77E+01	0.00E+00	
54	Cm-242	0.00E+00					0.00E+00	5.77E+01	0.00E+00	
55	Cm-243	0.00E+00					0.00E+00	5.77E+01	0.00E+00	
56	Cm-244	0.00E+00					0.00E+00	5.77E+01	0.00E+00	
57	Mn-54	0.00E+00					0.00E+00	2.53E+04	0.00E+00	
58	Fe-59	0.00E+00					0.00E+00	3.52E+04	0.00E+00	
59	Co-58	0.00E+00					0.00E+00	2.63E+04	0.00E+00	
60	Co-60	0.00E+00					0.00E+00	2.11E+04	0.00E+00	
61	Ni-63	0.00E+00					0.00E+00	3.20E+05	0.00E+00	
62	Zn-65	0.00E+00					0.00E+00	4.81E+04	0.00E+00	

2.2.2.2.11 廃止（RO 濃縮水処理設備）

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

サブドレン他浄化設備については，各機器に表 2. 2. 2－9（1）に示す核種，放射能濃度が内包しているとし，制動エックス線を考慮したガンマ線線源強度を核種生成減衰計算コード ORIGEN により求め，3 次元モンテカルロ計算コード MCNP により敷地境界における実効線量を評価した（線量評価条件については添付資料－6 参照）。

放射能強度：表 2. 2. 2－9（1）参照

遮 蔽：鉄 6.35mm 及び鉛 50mm（前処理フィルタ 1, 2）

：鉄 6.35mm 及び鉛 40mm（前処理フィルタ 3）

：鉄 25.4mm（吸着塔 1～5）

評価地点までの距離：約 330m

線源の標高：T.P. 約 39m

評価結果：約 8.53×10^{-3} mSv/年

表 2. 2. 2－9（1） 評価対象核種及び放射能濃度

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

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

a. 高台集水タンク

合 計 容 量：約 13,560m³

放 射 能 濃 度：表 2. 2. 2-9 (2) 参照

遮 蔽：側面：SM400A (12mm)

上面：SS400 (6mm)

評 価 点 ま で の 距 離：約 230m

線 源 の 標 高：T.P. 約 40m

評 価 結 果：約 5.65E-04mSv/年

表 2. 2. 2-9 (2) 評価対象核種及び放射能濃度

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

2.2.2.2.13 放射性物質分析・研究施設第1棟

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

放射能強度： 1.1×10^8 Bq（固体廃棄物払出準備室）
 3.7×10^7 Bq（液体廃棄物一時貯留室）
 2.2×10^8 Bq（ライブラリ保管室）
 5.3×10^{11} Bq（鉄セル室）
 9.3×10^5 Bq（グローブボックス室）
 1.3×10^6 Bq（フード室）
 1.7×10^9 Bq（パネルハウス室）
 1.8×10^{10} Bq（小型受入物待機室）
 3.7×10^5 Bq（測定室）

遮 蔽：建屋天井及び壁 コンクリート 厚さ 約 250mm～約 700mm,
密度 約 2.1 g/cm^3
ライブラリ保管室の線源の遮蔽 鉄 厚さ 約 150mm,
密度 約 7.8 g/cm^3
鉄セル 鉄 厚さ 約 300mm, 密度 約 7.8 g/cm^3
パネルハウス室の待機中の線源の遮蔽 鉄 厚さ 約 100mm, 密度 約 7.8 g/cm^3
小型受入物待機室 鉄 厚さ 約 150mm, 密度 約 7.8 g/cm^3

評価点までの距離：約 540m

線 源 の 標 高：T.P. 約 40m

線 源 の 形 状：直方体, 円柱, 点

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

2.2.2.2.14 大型機器除染設備

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

遮蔽は、除染廃棄物保管エリアの壁による遮蔽を考慮する。

容 量：約 3m³
 放 射 能 強 度：表 2. 2. 2－10 参照
 遮 蔽：鉄（密度 7.8g/cm³）10mm～30mm
 評価地点までの距離：約 700m
 線 源 の 標 高：T.P. 約 34m
 線 源 形 状：円柱
 か さ 密 度：2.31g/cm³
 評 価 結 果：約 6.19×10⁻⁴mSv/年

表 2. 2. 2－10 評価対象核種及び放射能濃度

ケース①主要な汚染が R0 濃縮水の場合

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

ケース②主要な汚染が Co の場合

核種	放射能濃度 (Bq/kg)
Co-60	7.5E+06

ケース③主要な汚染が Cs の場合

核種	放射能濃度 (Bq/kg)
Cs-137	1.1E+08

2.2.2.2.15 増設雑固体廃棄物焼却設備

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

遮蔽は、焼却炉建屋の建屋壁、天井のコンクリート厚さを考慮する。

容 量：雑固体廃棄物：約 1050m³

焼却灰：約 200m³

放 射 能 強 度：表 2. 2. 2-11 参照

遮 蔽：コンクリート（密度 2.15g/cm³）200mm～650mm

評価地点までの距離：約 500m

線 源 の 標 高：T.P. 約 32m

線 源 形 状：直方体

か さ 密 度：雑固体廃棄物：0.3g/cm³

焼却灰：0.5g/cm³

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

表 2. 2. 2-11 評価対象核種及び放射能濃度

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

2.2.2.2.16 浄化ユニット

浄化ユニットについては、各機器に表 2. 2. 2-12 に示す核種、放射能濃度が内包しているとし、制動エックス線を考慮したガンマ線線源強度を核種生成減衰計算コード ORIGEN により求め、3 次元モンテカルロ計算コード MCNP により敷地境界における実効線量を評価した。

放 射 能 強 度：表 2. 2. 2-12 参照

遮 蔽：鉄 8mm

評価地点までの距離：約 750m

線 源 の 標 高：T.P. 約 27m

評 価 結 果：約 1.47×10^{-4} mSv/年

表 2. 2. 2-12 評価対象核種及び放射能濃度

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

2.2.2.2.17 貯留タンク、中間タンク

貯留タンク、中間タンクについては、各タンク群に表 2. 2. 2-13 に示す核種、放射能濃度が内包しているとし、制動エックス線を考慮したガンマ線線源強度を核種生成減衰計算コード ORIGEN により求め、3 次元モンテカルロ計算コード MCNP により敷地境界における実効線量を評価した。

a. 貯留タンク (H I J タンク群)

放 射 能 濃 度：表 2. 2. 2-13 参照

遮 蔽：鉄 9mm

評価点までの距離：約 780m

線 源 の 標 高：T.P. 約 27m

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

b. 貯留タンク（Kタンク群）

放射能濃度：表2. 2. 2-13参照

遮蔽：鉄12mm

評価点までの距離：約810m

線源の標高：T.P.約27m

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

c. 中間タンク（Nタンク群）

放射能濃度：表2. 2. 2-13参照

遮蔽：鉄12mm

評価点までの距離：約760m

線源の標高：T.P.約27m

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

表2. 2. 2-13 評価対象核種及び放射能濃度

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

2.2.2.2.18 油処理装置

油処理装置については、各機器に表 2. 2. 2-14 に示す核種、放射能濃度が内包しているとし、制動エックス線を考慮したガンマ線線源強度を核種生成減衰計算コード ORIGEN により求め、3 次元モンテカルロ計算コード MCNP により敷地境界における実効線量を評価した。

容	量：	原水：約 12m ³ 処理水：約 4m ³
放 射 能 強 度	：	表 2. 2. 2-14 参照
遮 蔽	：	側面：SUS304 (9mm, 6mm, 4mm) 上面：SUS316 (4mm) , SUS304 (6mm または 4mm)
評価地点までの距離	：	約 1330m
線 源 の 標 高	：	T.P. 約 9m
評 価 結 果	：	約 0.0001mSv/年未満 ※影響が小さいため線量評価上無視する

表 2. 2. 2-14 評価対象核種及び放射能濃度

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

2.2.2.2.19 減容処理設備

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

容	量：	金属廃棄物 約 214m ³ コンクリート廃棄物 約 46m ³
放 射 能 強 度	：	表 2. 2. 2-15 参照
遮 蔽	：	コンクリート (密度 2.15g/cm ³) 200mm～500mm 鉄 (密度 7.8g/cm ³) 3.2mm, 50mm
評価地点までの距離	：	約 350m
線 源 の 標 高	：	T.P. 約 33m
線 源 形 状	：	直方体, 円柱

かさ密度：金属廃棄物 0.4g/cm³（減容処理前）
0.8g/cm³（減容処理後）
コンクリート廃棄物 0.6g/cm³（減容処理前）
1.2g/cm³（減容処理後）
評価結果：約 2.64×10⁻³mSv/年

表 2. 2. 2-15 評価対象核種及び放射能濃度

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

2.2.2.2.20 放射性物質分析・研究施設第2棟

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

放射能強度：表 2. 2. 2-16 参照
遮蔽：建屋天井及び壁 コンクリート 厚さ XXXXXXXXXX,
密度 約 2.1g/cm³
鉄セル 鉄 厚さ 約 160mm～約 300mm, 密度 約 7.8g/cm³

評価地点までの距離：約 440m
線源の標高：T.P. 約 40m
線源形状：直方体, 円柱, 点
評価結果：約 1.28×10⁻⁴mSv/年

表 2. 2. 2 - 1 6 評価対象核種及び放射能濃度

取扱設備		コンクリート セル	試料ピット	鉄セル	分析室及び $\alpha \cdot \gamma$ 測定室	固体廃棄物 払出準備室	液体廃棄物 一時貯留室
放射能強度 [Bq]	Cs-137 (Ba-137m)	5. 2E+13	1. 4E+15	1. 0E+11	1. 0E+7	1. 0E+10	1. 1E+8
	Pu-241	2. 7E+13	7. 3E+14	5. 4E+10	5. 4E+6	5. 4E+9	5. 6E+7
	Sr-90 (Y-90)	2. 5E+13	6. 7E+14	5. 0E+10	5. 0E+6	5. 0E+9	5. 1E+7
	Cm-244	5. 4E+12	1. 5E+14	1. 1E+10	1. 1E+6	1. 1E+9	1. 1E+7
	Pu-238	1. 5E+12	4. 1E+13	3. 0E+9	3. 0E+5	3. 0E+8	3. 1E+6
	Cs-134	1. 4E+12	3. 9E+13	2. 9E+9	2. 9E+5	2. 9E+8	3. 0E+6
	Pm-147	1. 2E+12	3. 2E+13	2. 3E+9	2. 3E+5	2. 3E+8	2. 4E+6
	Eu-154	9. 2E+11	2. 5E+13	1. 8E+9	1. 8E+5	1. 8E+8	1. 9E+6
	Am-241	7. 6E+11	2. 0E+13	1. 5E+9	1. 5E+5	1. 5E+8	1. 6E+6
	Eu-155	2. 7E+11	7. 2E+12	5. 3E+8	5. 3E+4	5. 3E+7	5. 5E+5
	Sb-125 (Te-125m)	1. 8E+11	4. 9E+12	3. 6E+8	3. 6E+4	3. 6E+7	3. 7E+5
	Pu-240	1. 2E+11	3. 2E+12	2. 4E+8	2. 4E+4	2. 4E+7	2. 4E+5
	Ru-106 (Rh-106)	1. 1E+11	2. 9E+12	2. 1E+8	2. 1E+4	2. 1E+7	2. 2E+5
	H-3	1. 0E+11	2. 8E+12	2. 1E+8	2. 1E+4	2. 1E+7	2. 1E+5
	Pu-239	7. 7E+10	2. 1E+12	1. 5E+8	1. 5E+4	1. 5E+7	1. 6E+5
	Sm-151	7. 6E+10	2. 1E+12	1. 5E+8	1. 5E+4	1. 5E+7	1. 6E+5
	合計	1. 2E+14	3. 1E+15	2. 3E+11	2. 3E+7	2. 3E+10	2. 4E+8

2. 2. 2. 2. 21 滞留水一時貯留設備

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

放射能濃度 : Cs-134 : 6. 6E+06 Bq/L
Cs-137 : 1. 3E+08 Bq/L
Sr-90 : 3. 0E+07 Bq/L

評価地点までの距離 : 約 1350m

線源の標高 : T. P. 約 24m

評価結果 : 0. 0001mSv/年未満

※影響が小さいため線量評価上無視する

2.2.2.2.22 プロセス主建屋・高温焼却炉建屋滞留水移送装置

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

放射能濃度：Cs-134：6.6E+06 Bq/L
Cs-137：1.3E+08 Bq/L
Sr-90：3.0E+07 Bq/L

評価地点までの距離：約1300m

線源の標高：T.P.約9m

評価結果：0.0001mSv/年未満

※影響が小さいため線量評価上無視する

2.2.2.3 敷地境界における線量評価結果

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

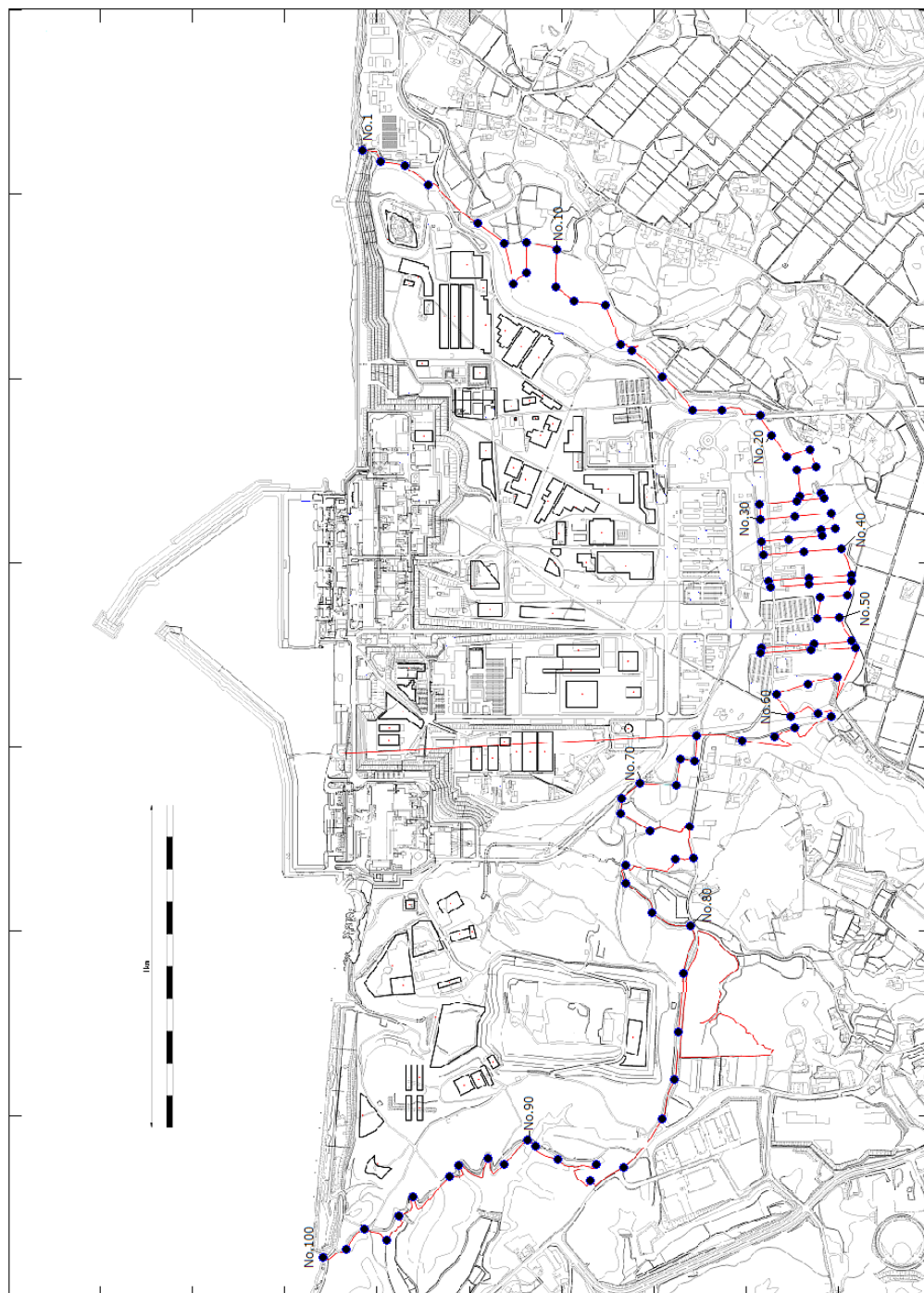


図 2. 2. 2-1 直接線ならびにスカイライン線の線量評価地点

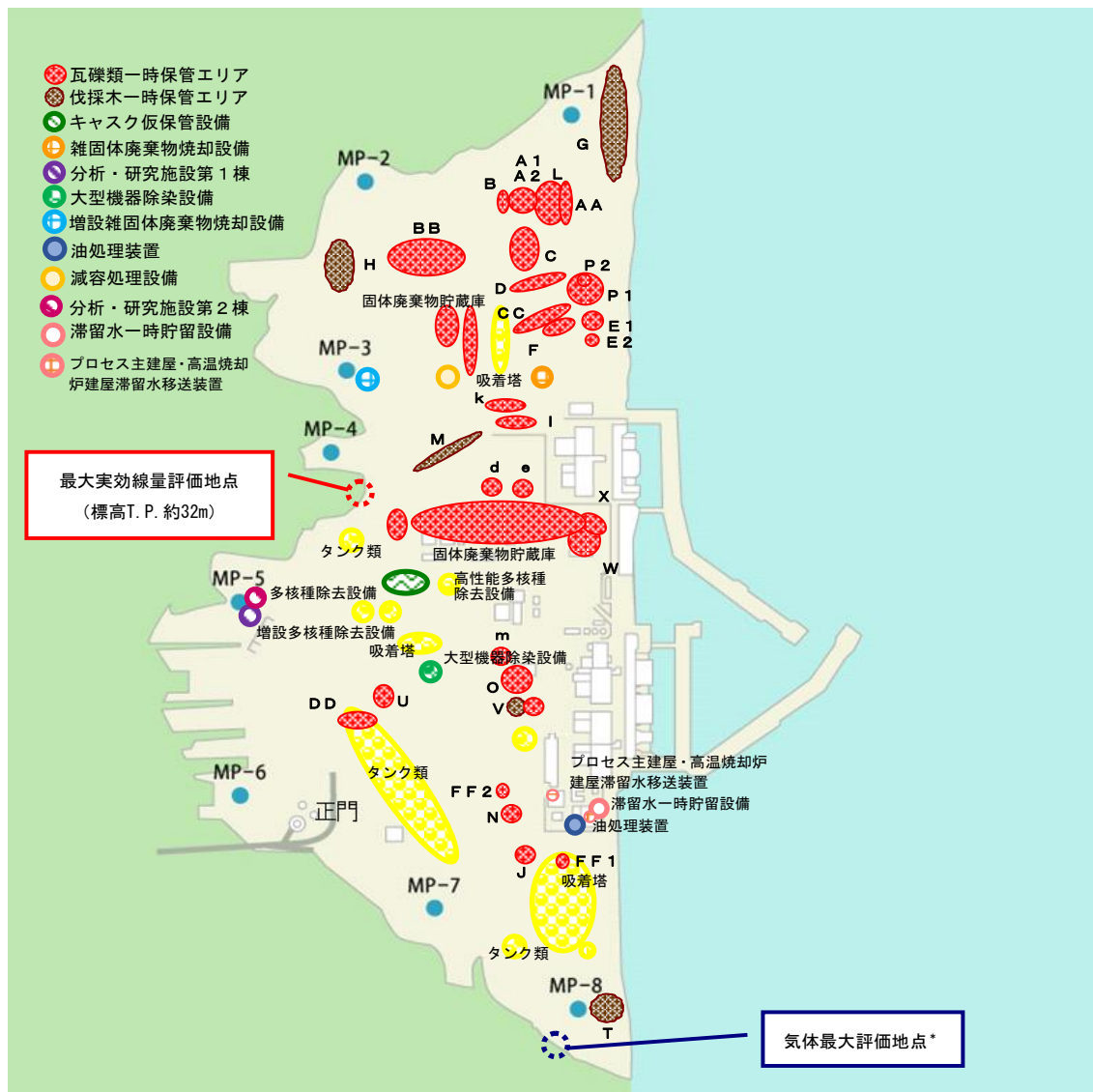


図2. 2. 2-2 敷地境界線上の最大実効線量評価地点

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

2.2.2.4 添付資料

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

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

1. 保管上の制限内容

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

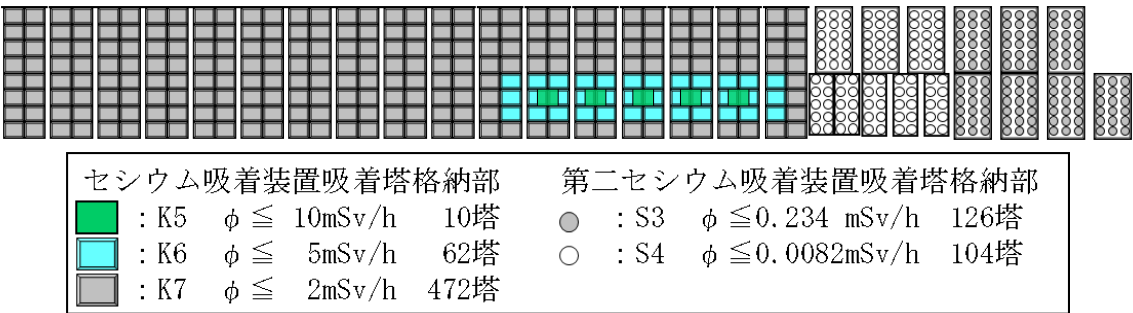


図1 第一施設の吸着塔格納配置計画（ ϕ ：吸着塔側面線量率）

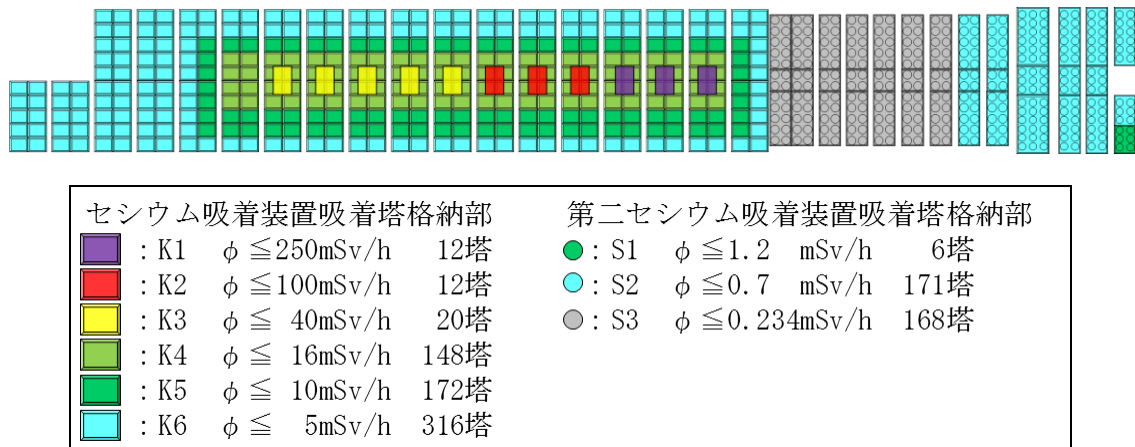


図2 第四施設の吸着塔格納配置計画（ ϕ ：吸着塔側面線量率）

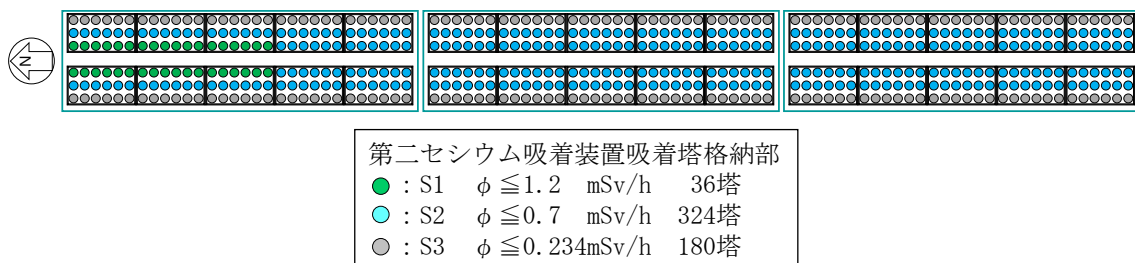


図3 大型廃棄物保管庫の吸着塔格納配置モデル（ ϕ ：吸着塔側面線量率）

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

2. 吸着塔の側面線量率の実態を反映した線源条件の設定

2.1 セシウム吸着装置吸着塔の線源設定

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

表1 セシウム吸着装置吸着塔の線量評価用線源条件

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

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

表2 セシウム吸着装置吸着塔の線量別保管状況と保管容量確保状況

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

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

：線量未測定の本を含まず。 *：第一・第四施設の合計。

2.2 第二セシウム吸着装置吸着塔の線源設定

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

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

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

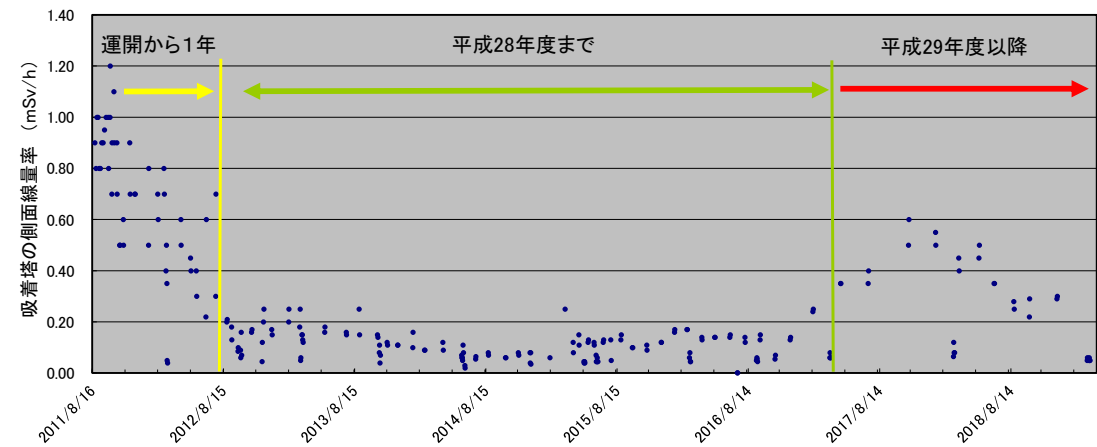


図4 一時保管施設に保管した第二セシウム吸着装置吸着塔の発生時期と側面線量率分布

表3 第二セシウム吸着装置吸着塔の線量評価用線源条件

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

表 4 第二セシウム吸着装置吸着塔の線量別保管状況と保管容量確保状況

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

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

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

※※※※：高性能多核種除去設備及び R0 濃縮水処理設備の吸着塔 95 本の側面線量率はいずれも 0.0082mSv/時未満である。

3. 被ばく軽減上の配慮

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

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

初期のセシウム吸着装置使用済吸着塔の線源設定について

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

平成 23 年 6 月からの 3 か月ごとの期間に発生した使用済吸着塔の低、中、高線量吸着塔の割合を図 1 に示す。運転開始初期には中・高線量吸着塔の割合が高かったが、滞留水中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。

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

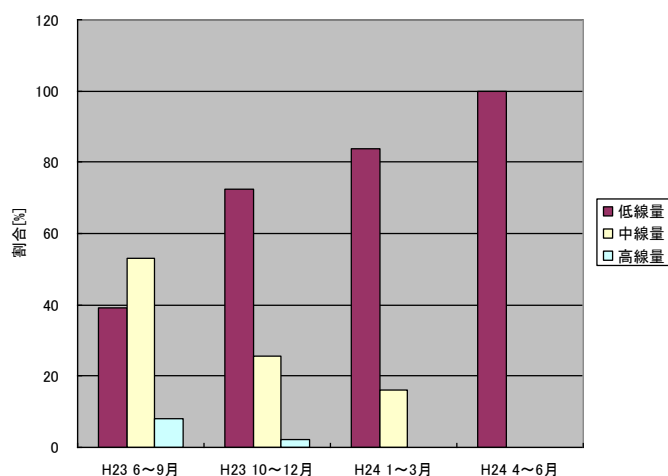


図 1 使用済セシウム吸着装置吸着塔の発生時期による割合の変化

瓦礫類および伐採木一時保管エリアにおける敷地境界線量評価について

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

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

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

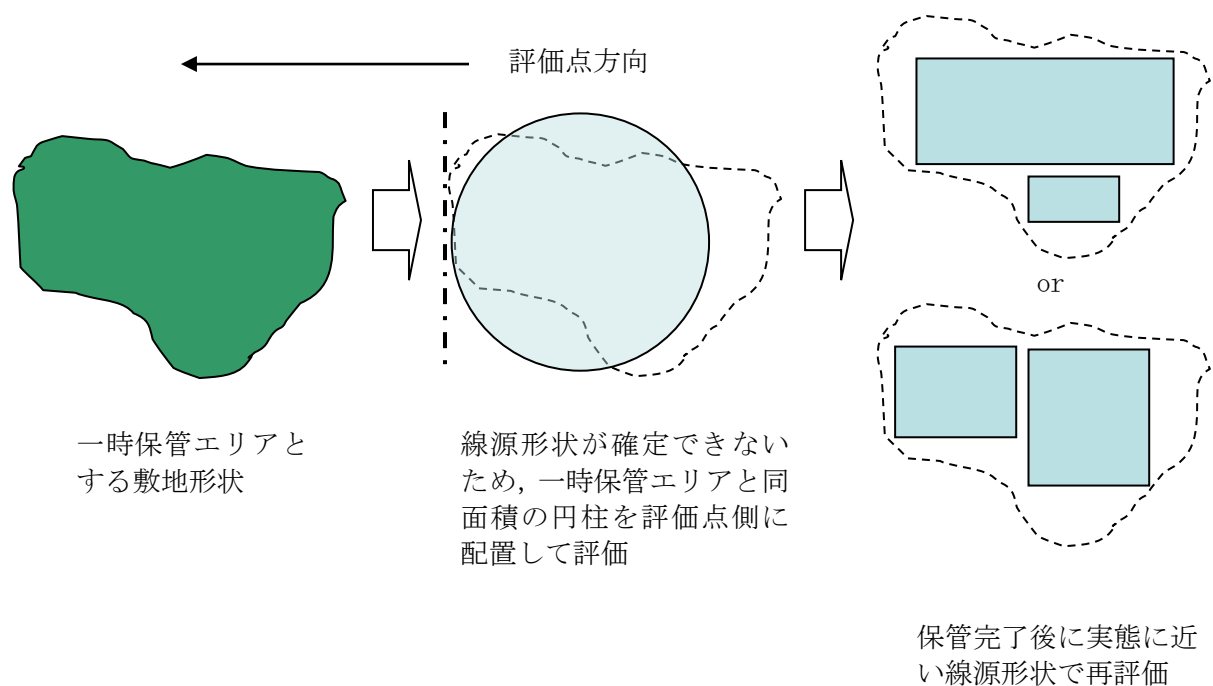


図1 線量評価イメージ

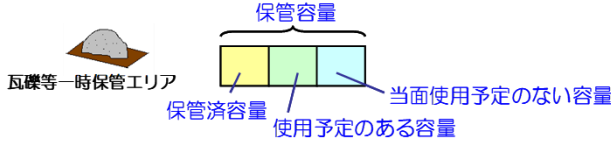
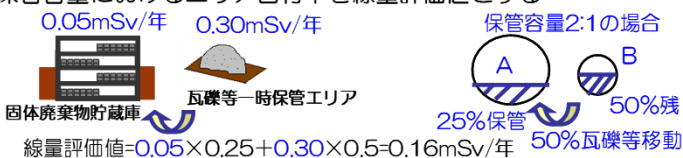
表 1 詳細評価実施エリア

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

実態に近づける線量評価方法について

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

以下に、具体的な線量評価方法を示す。

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

一時保管エリアLについては、方法1を適用して敷地境界の線量評価を行った。

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

敷地境界における直接線・スカイシャイン線の評価結果

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

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

1. 多核種除去設備の線量評価条件について

1.1 評価対象設備・機器

多核種除去設備の評価対象設備・機器を表 1 に示す。

表 1 評価対象設備・機器（多核種除去設備）

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

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

1.2 放射能条件の設定

多核種除去設備の放射能条件は以下の事項を考慮して設定する。

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

2. 増設多核種除去設備の線量評価条件

2.1 評価対象設備・機器

増設多核種除去設備の評価対象設備・機器を表 2 に示す。

表 2 評価対象設備・機器（増設多核種除去設備）

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

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

2.2 放射能条件の設定

増設多核種除去設備の放射能条件は以下の事項を考慮して設定する。

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

3. 高性能多核種除去設備の線量評価条件

3.1 評価対象設備・機器

高性能多核種除去設備の評価対象設備・機器を表 3 に示す。

表 3 評価対象設備・機器（高性能多核種除去設備）

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

3.2 放射能条件の設定

高性能多核種除去設備の放射能条件は以下の事項を考慮して設定する。

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

以上

サブドレン他浄化設備の線量評価条件について

1. サブドレン他浄化設備の線量評価条件

1.1 評価対象設備・機器

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

表 1 評価対象設備・機器（サブドレン他浄化設備）

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

1.2 放射能条件の設定

サブドレン他浄化設備の放射能条件は以下の事項を考慮して設定する。

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

以上

2.2.3 放射性液体廃棄物等による線量評価

2.2.3.1 線量評価の方法

(1) 評価対象核種

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

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

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

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

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

(2) 線量評価の方法

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

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

2.2.3.2 各系統における線量評価

(1) 評価対象の系統

以下の系統について線量評価を行う。

○排水する系統

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

○散水する系統

- ・堰内雨水
- ・5・6号機滞留水の処理済水

(2) 排水による線量評価

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

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

運用目標

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

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

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

運用目標

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

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

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

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

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

従って、放射性液体廃棄物等による実効線量は、上記のうち最大となる 0.22mSv／年とする。

(3) 散水による線量評価

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

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

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

2.2.3.3 添付資料

添付資料－1 堰内雨水の構内散水における被ばく評価

添付資料－2 5・6号機滞留水処理済水の構内散水における被ばく評価

堰内雨水の構内散水における被ばく評価

堰内雨水を構内に散水した場合の被ばく評価を行った。

1. 実際の処理水（浄化試験結果）を散水した場合の評価

(1) 処理水の水質について

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

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

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

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

(2) 被ばく評価について

<計算条件>

- ・散水量：1年間継続して240,000kg/日を散水したと仮定
 - ・放射能濃度：Cs-134・・・ND (<0.58Bq/L), Cs-137・・・ND (<0.72Bq/L), H-3・・・110Bq/L, Sr-90・・・ND (<5Bq/L)
 - ・放射性物質は地表5cmに留まると仮定（ただし、H-3は、地表に留まることは無いと考えられるため、1日の散水量等より実効線量を算出する）
 - ・散水エリア中心に点線源があると考え、実効線量率定数を用いて距離減衰を加味して評価
- 作業員への実効線量：散水エリア中心から端までの最短距離・・・6m
- 敷地境界における実効線量：散水エリア端から敷地境界までの最短距離・・・50m
- ・作業員の滞在時間は、年間2000時間と仮定

<評価結果>

a. 作業員への実効線量

① 地面に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する実効線量

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

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

E_{gw} : 地面に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する実効線量 (mSv/年)

A_i : 実効線量率定数 $\left(\frac{\mu\text{Sv/h}}{\text{MBq/m}^2} \right)$ 注1
Cs-134・・・0.211, Cs-137・・・0.0779

B_i : 放射エネルギー (Bq)

B_i = 散水する放射能濃度 (Bq/L) × 散水量 (kg)

T : 1 年間における作業時間 (h/y) 2000

m : 点線源からの距離 (m)

上記による計算の結果、地面に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する実効線量は年間約 2.4×10^{-3} mSv である。

② H-3 を吸入摂取した場合の実効線量

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

E_{bw} : H-3 を吸入摂取した場合の実効線量 (mSv/年)

C : 水蒸気中の H-3 濃度 (Bq/L)

C = H-3 の放射能濃度 (Bq/L) × 飽和水蒸気量 (g/m³)

飽和水蒸気量 : 17.2 (20℃の場合)

M_a : 呼吸率 (L/年) 注2 成人で 8.1×10^6

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

T : 1 年間における作業時間 (h/y) 2000

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

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

b. 敷地境界における一般公衆への実効線量

① 地面に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する実効線量

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

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

E_{gw} : 地面に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する実効線量 (mSv/年)

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

Cs-134・・・0.211, Cs-137・・・0.0799

B_i : 放射エネルギー (Bq)

B_i = 散水する放射能濃度 (Bq/L) × 散水量 (kg)

T : 1 年間の時間数 (h/y) 8760

m : 点線源からの距離 (m)

上記による計算の結果、地面に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する実効線量は年間約 1.5×10^{-4} mSv である。

② H-3 を吸入摂取した場合の実効線量

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

E_{bw} : H-3 を吸入摂取した場合の実効線量 (mSv/年)

C : 水蒸気中の H-3 濃度 (Bq/L)

C = H-3 の放射能濃度 (Bq/L) × 飽和水蒸気量 (g/m³)

飽和水蒸気量 : 17.2 (20℃の場合)

M_a : 呼吸率 (L/年) 注2 成人で 8.1×10^6

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

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

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

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

2. 運用範囲において理論上とりうる放射能濃度を仮定した場合の被ばく評価

放射能濃度以外の計算条件及び評価に関わる数式等は、1. と同様である。

<計算条件>

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

において、理論上、評価結果の最も厳しくなる放射能濃度を仮定する。

① 地面に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する実効線量

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

② H-3 を吸入摂取した場合の実効線量

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

<評価結果>

a. 作業員への実効線量

① 地面に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する実効線量

1. (2)と同様に計算した結果、地面に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する実効線量は年間約 3.1×10^{-2} mSv である。

② H-3 を吸入摂取した場合の実効線量

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

作業員への実効線量は、放射能濃度に応じて求められる地表に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する実効線量と H-3 を吸入摂取した場合の実効線量の和となる。運用範囲内においてとりうる放射能濃度の組合せのうち、実効線量の和が最大となる放射能濃度は①の条件となる。以上より、作業員への実効線量は年間約 3.1×10^{-2} mSv である。

b. 敷地境界における一般公衆への実効線量

① 地面に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する実効線量

1. (2)と同様に計算した結果、地面に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する実効線量は年間約 2.0×10^{-3} mSv である。

② H-3 を吸入摂取した場合の実効線量

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

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

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

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

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

「出典」

注 1) アイソトープ手帳 11 版

注 2) 発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針

注 3) 核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示 別表第 1

以 上

５・６号機滞留水処理済水の構内散水における被ばく評価

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

１．実際の処理水（浄化試験結果）を散水した場合の評価

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

（１）処理水の水質について

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

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

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

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

（２）被ばく評価について

<計算条件>

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

<評価結果>

a. 作業員への実効線量

① 地面に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する実効線量

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

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

E_{gw} : 地面に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する実効線量 (mSv/年)

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

Cs-134...5.4E-6, Cs-137...2.1E-6

B_i : 1 m² 当たりの放射能 (Bq/m²)

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

T : 1 年間における作業時間 (h/y) 2000

上記による計算の結果, 地面に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する実効線量は年間約 1.1×10^{-3} mSv である。

② H-3 を吸入摂取した場合の実効線量

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

E_{bw} : H-3 を吸入摂取した場合の実効線量 (mSv/年)

C : 水蒸気中の H-3 濃度 (Bq/L)

C = H-3 の放射能濃度 (Bq/L) × 飽和水蒸気量 (g/m³)

飽和水蒸気量: 17.2 (20℃の場合)

M_a : 呼吸率 (L/年) 注2 成人で 8.1×10^6

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

T : 1 年間における作業時間 (h/y) 2000

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

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

b. 敷地境界における一般公衆への実効線量

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

① 地面に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する実効線量

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

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

E_{gw} : 地面に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する実効線量 (mSv/年)

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

Cs-134・・・5.4E-6, Cs-137・・・2.1E-6

B_i : 1 m² 当たりの放射エネルギー (Bq/m²)

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

上記による計算の結果、地面に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する実効線量は年間約 4.9×10^{-3} mSv である。

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

② H-3 を吸入摂取した場合の実効線量

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

E_{bw} : H-3 を吸入摂取した場合の実効線量 (mSv/年)

C : 水蒸気中の H-3 濃度 (Bq/L)

C = H-3 の放射能濃度 (Bq/L) × 飽和水蒸気量 (g/m³)

飽和水蒸気量 : 17.2 (20℃の場合)

M_a : 呼吸率 (L/年) 注2 成人で 8.1×10^6

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

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

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

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

1. 2 浄化ユニットにて処理した水

(1) 処理水の水質について

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

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

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

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

(2) 被ばく評価について

<計算条件>

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

<評価結果>

a. 作業員への実効線量

① 地面に沈着した放射性物質からのγ線に起因する実効線量

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

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

E_{gw} ：地面に沈着した放射性物質からのγ線に起因する実効線量（mSv/年）

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

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

B_i ：1 m²当たりの放射能量（Bq/m²）

B_i ＝散水する放射能濃度（Bq/L）×散水量（kg）÷散水面積（m²）

T ：1年間における作業時間（h/y）2000

上記による計算の結果, 地面に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する実効線量は年間約 2.9×10^{-6} mSv である。

② H-3 を吸入摂取した場合の実効線量

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

E_{bw} : H-3 を吸入摂取した場合の実効線量 (mSv/年)

C : 水蒸気中の H-3 濃度 (Bq/L)

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

飽和水蒸気量: 17.2 (20℃の場合)

M_a : 呼吸率 (L/年) 注2 成人で 8.1×10^6

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

T : 1 年間における作業時間 (h/y) 2000

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

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

b. 敷地境界における一般公衆への実効線量

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

① 地面に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する実効線量

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

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

E_{gw} : 地面に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する実効線量 (mSv/年)

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

C_s -134...5.4E-6, C_s -137...2.1E-6, C_o -60...8.3E-6

B_i : 1 m² 当たりの放射エネルギー (Bq/m²)

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

上記による計算の結果, 地面に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する実効線量は年間約 1.3×10^{-5} mSv である。

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

② H-3 を吸入摂取した場合の実効線量

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

E_{bw} : H-3 を吸入摂取した場合の実効線量 (mSv/年)

C : 水蒸気中の H-3 濃度 (Bq/L)

C = H-3 の放射能濃度 (Bq/L) × 飽和水蒸気量 (g/m³)

飽和水蒸気量 : 17.2 (20℃の場合)

M_a : 呼吸率 (L/年) 注2 成人で 8.1×10^6

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

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

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

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

2. 運用範囲において理論上とりうる放射能濃度を仮定した場合の被ばく評価

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

放射能濃度以外の計算条件及び評価に関わる数式等は、1. と同様である。

<計算条件>

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

① 地面に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する実効線量

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

② H-3 を吸入摂取した場合の実効線量

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

<評価結果>

a. 作業員への実効線量

① 地面に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する実効線量

1. 1. (2) と同様に計算した結果、地面に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する実効線量は年間約 9.6×10^{-3} mSv である。

② H-3 を吸入摂取した場合の実効線量

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

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

b. 敷地境界における一般公衆への実効線量

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

① 地面に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する実効線量

1. 1. (2) と同様に計算した結果、地面に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する実効線量は年間約 $4.2 \times 10^{-2} \text{mSv}$ である。

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

② H-3 を吸入摂取した場合の実効線量

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

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

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

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

2. 2 浄化ユニットにて処理した水

放射能濃度以外の計算条件及び評価に関わる数式等は、1. と同様である。

<計算条件>

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

① 地面に沈着した放射性物質からのγ線に起因する実効線量

Cs-134・・・7.6Bq/L, Cs-137・・・7.6Bq/L, Co-60・・・1Bq/L※ H-3・・・0Bq/L, Sr-90・・・0Bq/L

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

Cs-134・・・0Bq/L, Cs-137・・・0Bq/L, Co-60・・・1Bq/L※ H-3・・・12600Bq/L,
Sr-90・・・0Bq/L

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

<評価結果>

a. 作業員への実効線量

① 地面に沈着した放射性物質からのγ線に起因する実効線量

1. 2. (2) と同様に計算した結果、地面に沈着した放射性物質からのγ線に起因する実効線量は年間約 1.0×10^{-2} mSv である。

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

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

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

b. 敷地境界における一般公衆への実効線量

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

① 地面に沈着した放射性物質からのγ線に起因する実効線量

1. 2. (2) と同様に計算した結果、地面に沈着した放射性物質からのγ線に起因する実効線量は年間約 4.6×10^{-2} mSv である。

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

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

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

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

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

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

2. 3 5・6号機滞留水処理済水の構内散水における敷地境界の実効線量

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

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

「出典」

- 注 1) IAEA-TECDOC-1162 Generic Procedures for Assessment and Response during Radiological Emergency
- 注 2) 発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針
- 注 3) 東京電力株式会社福島第一原子力原子炉施設の保安及び特定核燃料物質の防護
に関して必要な事項を定める告示(平成二十五年四月十二日原子力規制委員会告示第三号)

以 上

2.2.4 線量評価のまとめ

現状の設備の運用により、気体廃棄物放出分で約 $8.8 \times 10^{-3} \text{mSv/年}$ 、敷地内各施設からの直接線及びスカイシャイン線の線量分で約 0.55mSv/年 、放射性液体廃棄物等の排水分で約 0.22mSv/年 、構内散水した堰内雨水の処理済水の H-3 を吸入摂取した場合の敷地境界の実効線量は約 $3.3 \times 10^{-2} \text{mSv/年}$ 、構内散水した 5・6 号機滞留水の処理済水の地表に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する実効線量は約 $4.6 \times 10^{-2} \text{mSv/年}$ となり合計約 0.86mSv/年 となる^{注)}。

注) 四捨五入した数値を記載しているため、合算値が合計と合わない場合がある。

2.2.5 事故当初に放出された放射性物質の影響について

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

最も低い敷地北側の MP-1 においても年間約 26mSv であり、これは 2.2.4 までに評価した追加的な放射性物質の放出に起因する実効線量及び各施設からの直接並びに散乱放射線による実効線量を大きく上回っている。また、空気中の放射性物質濃度も、追加放出分の評価値が約 1.5×10^{-9} Bq/cm³ に対し、西門におけるダストサンプリング結果が 10^{-7} Bq/cm³ と 2 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. 5－1 モニタリングポストの指示値及び
遮へい壁外側の空間線量率と年間換算値

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