



日本原子力学会標準

発電用原子炉施設の廃止措置計画に
おける安全評価基準：20XX

(案)

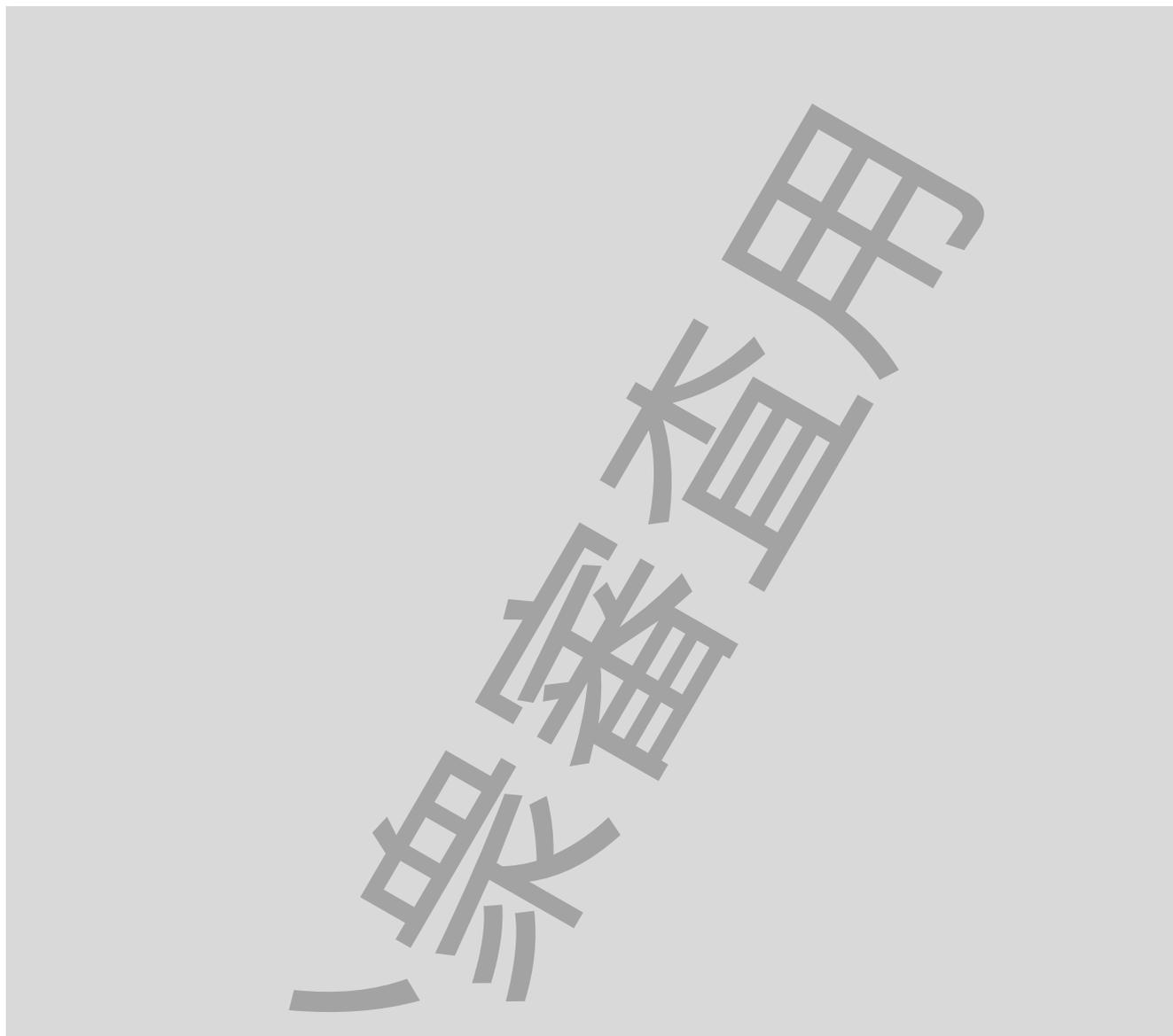
公衆審査用

20XX 年 XX 月

一般社団法人 日本原子力学会

心 眼 保 植 用

まえがき



目 次

ページ

序文	1
1 適用範囲	1
2 引用規格	1
3 用語及び定義	1
4 廃止措置計画における安全評価の基本的考え方	2
4.1 廃止措置計画における安全評価の目的	2
4.2 廃止措置計画にグレーデッドアプローチを適用するための安全評価	2
5 廃止措置計画における安全評価に関する要求事項	2
5.1 平常時の施設周辺の一般公衆の被ばく評価に関する要求事項	2
5.2 事故時の施設周辺の一般公衆の被ばく評価に関する要求事項	3
5.3 放射線業務従事者の被ばく評価に関する要求事項	4
6 廃止措置計画における安全評価の方法	5
6.1 廃止措置計画における安全評価の手順	5
6.2 廃止措置計画における安全評価条件の設定方法	8
6.2.1 安全評価における施設周辺の一般公衆及び放射線業務従事者の被ばく評価モデルの設定	8
6.2.1.1 放射性物質の発生源	8
6.2.1.2 放出経路の設定	8
6.2.1.3 被ばく経路の設定	8
6.2.1.4 被ばく評価モデルの設定	9
6.2.2 廃止措置時の被ばく評価の対象とする放射性核種の選定	9
6.2.3 安全評価パラメータの設定	9
6.2.3.1 線量評価パラメータの設定	9
6.2.3.2 飛散パラメータの設定	10
6.3 平常時被ばく評価の実施方法	10
6.3.1 放射性気体廃棄物の放出による被ばく	11
6.3.2 放射性液体廃棄物の放出による被ばく	11
6.3.3 直接線・スカイシャイン線による被ばく	11
6.4 事故時被ばく評価の実施方法	11
6.4.1 事故の選定方法	12
6.4.2 事故発生時の被ばく	12
6.5 放射線業務従事者の被ばく評価の実施方法	13
附属書 A (参考) グレーデッドアプローチを適用した廃止措置計画における安全評価の考え方の例	14
附属書 B (参考) 平常時における施設周辺の一般公衆の被ばく評価モデル例	25
附属書 C (参考) 事故時における施設周辺の一般公衆の被ばく評価モデル例	42

附属書 D (参考) 廃止措置時の平常時被ばく評価における被ばく経路及び評価対象放射性核種の選定例	47
附属書 E (参考) 廃止措置時の事故時被ばく評価における評価対象放射性核種の選定例	50
附属書 F (参考) 廃止措置時の被ばく評価パラメータ例<線量評価パラメータ>	54
附属書 G (参考) 廃止措置時の被ばく評価パラメータ例<飛散パラメータ>	80
附属書 H (参考) 最大想定事故の選定方法	123
附属書 I (参考) 放射線業務従事者の被ばく線量評価方法	131
附属書 J (参考) グレーデッドアプローチを適用した廃止措置計画における安全評価の事例	133
解説	144
序文	144
1 制定の趣旨	144
1.1 制定の背景	144
1.2 最新知見の確認及び反映	144
2 制定の経緯	145
3 審議中問題となった事項など	145
3.1 専ら廃止措置のために使用する施設又は設備について	145
3.2 安全評価へのグレーデッドアプローチの適用の考え方の例示について	146
3.3 原子力災害対策特別措置法との関係について	147
3.4 グレーデッドアプローチを適用した安全評価におけるリスク情報の活用について	147
3.5 新たなリスクが想定される場合の措置	147
3.6 緊急時対策への助言	147
4 適用範囲について	148
4.1 使用済燃料に関する安全評価について	148
4.2 廃止措置の終了に関する安全評価について	148
5 本体, 附属書の解説	148
5.1 廃止措置計画の記載について	148
5.2 安全評価における判断基準	148
5.3 安全評価における評価地点の設定	150
5.4 廃止措置計画における安全評価の位置付け	150
5.5 廃止措置におけるリスクについて	151
5.6 グレーデッドアプローチについて	151
5.7 安全評価におけるグレーデッドアプローチの適用について	153
5.8 事故シナリオの抽出における複合事象の考慮について	153
5.9 事故時における放射性核種の飛散性について	154
5.10 安全評価における要求事項の記載方針及び引用元について	154
5.11 WS-G-5.2 に基づく安全評価において考慮すべき事項について	154
5.12 基本安全基準及び廃止措置計画策定基準からの要求事項への対応	155
5.13 放射線業務従事者の被ばく評価について	155

日本原子力学会標準

発電用原子炉施設の廃止措置計画に

おける安全評価基準：20XX

Code on Implementation of Safety Assessment for Decommissioning Planning of Commercial Nuclear Power Plants: 20XX

序文

この標準は、廃止措置の対象となる発電用原子炉施設（実用発電用原子炉施設及び研究開発段階にある発電の用に供する原子炉施設）について、廃止措置計画策定時の安全評価の基本的考え方及び技術的要求事項を定めるものである。

1 適用範囲

この標準は、廃止措置の対象となる発電用原子炉施設について、最終廃止措置計画（以下、廃止措置計画という。）策定時の安全評価の基本的考え方及び技術的要求事項を規定する。なお、使用済燃料が使用済燃料貯蔵施設に存在する状況における安全確保に関する事項はこの標準の適用範囲外とする。

2 引用規格

次に掲げる規格及び標準は、この標準に引用されることによって、この標準の規定の一部を構成する。なお、引用規格類とこの標準の記載とに相違がある場合は、この標準の記載を優先する。

- －JIS Z 4001:1999 原子力用語
- －AESJ-SC-XXXX：20XX 原子力施設の廃止措置の基本安全基準
- －AESJ-SC-XXXX：20XX 発電用原子炉施設の廃止措置計画策定基準

3 用語及び定義

この標準で用いる用語の定義は、JIS Z 4001 原子力用語及び AESJ-SC-TR014: 2019 標準委員会 用語辞典:2019[1]による。

3.1 取扱対象物 (Objects to be handled)

廃止措置の作業において取り扱うものを意味し、除染、解体、撤去、処理、移送などの対象となる解体対象物及びこれらの作業において機材などとして使用するものをいう。

4 廃止措置計画における安全評価の基本的考え方

4.1 廃止措置計画における安全評価の目的

廃止措置計画における安全評価の目的は、日本原子力学会標準“**原子力施設の廃止措置の基本安全基準：20XX**” AESJ-SC-XXXX：20XX（以下、基本安全基準という。）及び日本原子力学会標準“**発電用原子炉施設の廃止措置計画策定基準：20XX**” AESJ-SC-XXX：20XX（以下、廃止措置計画策定基準という。）からの要求に基づき、選定された廃止措置の方策及び計画された廃止措置の作業が放射線防護の観点から安全であることを証明することである。そのために次を実施しなければならない。

- －廃止措置の作業を安全に実施できることを確認する。
- －計画された廃止措置の作業が放射線防護の観点で、一般公衆及び放射線業務従事者の被ばくに対して ALARA の精神に則り、**箇条 5** に示す線量目標値（一般公衆 [平常時]）、目安線量（一般公衆 [事故時]）、実効線量限度又は計画線量（放射線業務従事者）を超えることがないことを確認する。
- －施設の維持管理に関し、廃止措置の作業を安全に実施するために必要な設備とその能力及びその維持管理が必要となる期間を明確にする。

4.2 廃止措置計画にグレーデッドアプローチを適用するための安全評価

廃止措置対象施設の特性及び廃止措置の作業に伴う放射線リスクの大きさに応じて効果的な廃止措置の方策、作業の手順、安全対策などを計画するために、放射線影響に関する安全評価を実施しなければならない。そのための手段として、基本安全基準の **5.4** 及び廃止措置計画策定基準の **5.5** に則り、グレーデッドアプローチの考え方[2],[3]を適用し、廃止措置対象施設の状態を考慮し、除染、解体、撤去、処理、移送などの廃止措置の作業を安全に実施するために維持すべき設備とその性能を安全評価によって特定しなければならない。

5 廃止措置計画における安全評価に関する要求事項

5.1 平常時の施設周辺の一般公衆の被ばく評価に関する要求事項

原子炉施設の廃止措置においては、廃止措置の作業に伴って施設外に放出される放射性物質及び施設内の放射性物質から放出される放射線によって施設周辺の一般公衆が受ける被ばく線量が、法令等で定める限度及び目標値を下回る計画であることを放射性廃棄物の発生量を考慮の上で確認しなければならない。評価実施に当たっての具体的な要求事項を項目別に次に示す。

a) 廃止措置に伴う放射性廃棄物の発生量

廃止措置において放射性物質を取り扱う全ての作業を対象として、特性調査によって明確にされた取扱対象物に付着又は内包する放射性物質の種類、量、性状などに基づき、廃止措置の作業に伴って発生する放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の量を評価しなければならない。

また、廃止措置に伴い発生する放射性固体廃棄物については、放射性物質濃度のレベルによる放射性廃棄物の区分として、低レベル放射性廃棄物、放射性物質として扱う必要のないもの（クリアランス物）などに分類し、発生量を評価しなければならない。

b) 平常時における施設周辺の一般公衆の被ばく線量の評価

廃止措置の作業によって発生した放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の発生場所から放出端までの処理／移送経路を把握し、経路上の設備による除去効果などを考慮して環境への放出に伴う施設周辺の一般公衆の被ばく線量を評価しなければならない。また、廃止措置の作業によって発生した放射性固体廃棄物の貯蔵又は保管に伴う直接線及びスカイシャイン線による施設周辺の一般公衆の被ばく線量を評価しなければならない。

平常時における放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の環境への放出に伴う施設周辺の一般公衆の被ばく線量の評価結果を基に、放射性物質の放出に関する監視基準を設定しなければならない。

被ばく線量の評価においては、施設周辺の一般公衆の被ばく線量を合理的に達成できる限り低く保つための放射性物質の放出量低減対策及び施設からの放射線の低減対策を検討し、実施すべき低減対策を特定しなければならない[4]。なお、実施すべき低減対策は、過去に実績があるか又は試験、評価などによって実証された手法を用いることとし、その適否を検討の上で各事案に応じて決定する。

c) 判断基準

廃止措置計画について、施設の解体及び核燃料物質によって汚染されたものの除去などの措置による施設周辺の一般公衆の被ばく線量が、法令に定める周辺監視区域外の年間の線量限度(1mSv)を超えないようにしなければならない。更に、施設周辺の一般公衆の被ばく線量を合理的に達成できる限り低く保つよう努力しなければならない。なお、線量目標値は、発電用原子炉施設に関して、サイト内のほかの施設からの放射性物質の放出と合わせて実効線量で年間50 μ Sv以下とする。また、周辺監視区域境界外における空气中又は水中の放射性物質濃度が、それぞれ法令で定める空气中濃度限度又は水中濃度限度以下となることを確認しなければならない。

施設からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による空気カーマに対する線量目標値は、廃止措置対象施設内の作業に伴う放射線源の状態を考慮して、サイト内のほかの施設からの空気カーマと合わせて年間50 μ Gy以下とする。なお、同一敷地内に中性子を放出する可能性のある施設、例えば、使用済燃料輸送・貯蔵兼用キャスク保管施設がある場合は、当該施設からの中性子線による影響も考慮して、これらを合算して実効線量で年間50 μ Sv以下とする。

5.2 事故時の施設周辺の一般公衆の被ばく評価に関する要求事項

廃止措置の作業において、廃止措置計画における平常時の計画を逸脱する事象が発生した場合に、施設周辺の一般公衆に与える放射線の影響が、審査指針[5],[6]に基づくリスクが小さいとする判断基準を下回るよう計画されていることを確認しなければならない。評価実施に当たっての具体的な要求事項を項目別に次に示す。

a) 想定すべき事故

事故時とは、廃止措置計画で定めた工事又は作業において予定していない事象の発生によって、平常時における所定の安全性が確保できなくなり、環境への放射性物質の放出量の増大及び／又は放射線量の増大が想定される状態をいう。

廃止措置対象施設の特性調査の結果を基に、廃止措置計画策定基準に従って計画された廃止措置の作業において、計画を逸脱する放射性物質又は放射線の施設外への放出が起こり得る事故(以下、廃止措置中に想定される事故という。)を推定し、放射性物質の放出及び放射線の放出に伴う施設周辺の一般公衆が受ける被ばく線量が最大となる事故を想定しなければならない。なお、廃止措置の作業において取り扱う若しくは関与する放射性物質の量が小さく、平常時の線量影響と同程度以下であると判断できる場合には、事故時の被ばく線量評価の対象外とすることができる。

b) 事故時における施設周辺の一般公衆の被ばく線量の評価

廃止措置中に想定される事故に伴う施設周辺の一般公衆の被ばく線量を適切に評価しなければならない。事故時の被ばく線量の評価に当たっては、環境への放射性物質の放出に伴う被ばく線量と施設からの放射線の放出に伴う被ばく線量とを合算しなければならない。

なお、放射性物質の放出に伴う被ばく線量の評価においては、廃止措置中に想定される事故における放射性核種の飛散挙動、環境中における放射性核種の移行挙動及び気象などの環境条件を考慮しなければならない。

被ばく線量を評価した結果、事故時の放射性物質の放出及び放射線の放出による施設周辺の一般公

衆の被ばく線量の合計が **5.2 c)**の判断基準を超える場合には工事計画を見直さなければならない。そのため事故発生防止対策及び事故発生時の影響緩和対策が必要な場合は、その対策を検討し、実施すべき対策を特定しなければならない[4]。なお、実施すべき対策は過去に実績があるか又は試験、評価などによって実証された手法を用いることとし、その適否を検討の上で各事案に応じて決定する。

c) 判断基準

事故時被ばく評価の結果に基づき、廃止措置中に想定される事故においても、施設周辺の一般公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないことを確認する。施設周辺の一般公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないことの判断基準として、発生事故当たり 5mSv を超えなければ“リスクは小さい”とする[5],[6]。

注記 事故時に施設周辺の一般公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えないこととは、実効線量の評価値が発生事故当たり 5mSv を超えず、かつ、5年間の平均の実効線量が 1mSv/y を超えないことである[5],[6]。

5.3 放射線業務従事者の被ばく評価に関する要求事項

廃止措置の作業に伴う放射線業務従事者の被ばくに対する防護措置を検討し、ALARA の精神に則り、合理的に達成し得る限り放射線業務従事者の被ばく線量を低減する計画としなければならない。また、工事の実施段階において放射線業務従事者の放射線管理を行うための基本となる計画線量を設定しなければならない。

a) 放射線業務従事者の被ばくを伴う作業の抽出

廃止措置対象施設の特性調査の結果に基づき、廃止措置の作業に伴って発生し得る次に示す変化によって放射線業務従事者が外部被ばく及び内部被ばくを受けるおそれのある作業を抽出し、工事の手順を明確にしなければならない。

- －放射性物質の閉じ込め状態の変化
- －作業環境空気中への放射性物質の飛散のしやすさの変化
- －放射性廃棄物の貯蔵又は保管量の変化
- －放射性廃棄物の処理に伴う機器・配管類の汚染状態の変化
- －遮蔽性能の変化

b) 総被ばく量の評価

廃止措置計画策定基準に従って策定された廃止措置の工事計画に基づき、放射線業務従事者の被ばくを伴う作業に対して、作業環境の線量率、作業環境空気中の放射性物質濃度、作業員数、作業時間を設定し、放射線業務従事者が受ける総被ばく量を評価しなければならない。

c) 被ばく低減対策の妥当性検討

総被ばく量の評価結果に基づき、廃止措置における作業方法及び被ばく低減対策の妥当性を検討しなければならない。なお、妥当性の判断の目安は次による。

- －個人被ばく量が個人放射線管理の観点から許容できるレベルであること
- －複数の手法を比較し、合理的に達成し得る限り総被ばく量が低減されていること

また、妥当性検討の結果に基づき、実施すべき対策を特定しなければならない[4]。なお、実施すべき対策は過去に実績があるか又は試験、評価などによって実証された手法を用いることとし、その適否を検討の上で各事案に応じて決定する。

更に、妥当性が確認された廃止措置における作業方法及び被ばく低減対策における総被ばく量を基に計画線量の目標値を設定する。

注記 計画線量とは、工事ごと又は全工事における全ての放射線業務従事者の積算の総被ばく線量に

対して目標とする線量をいう。

6 廃止措置計画における安全評価の方法

6.1 廃止措置計画における安全評価の手順

廃止措置計画における安全評価の手順は次による。

a) 工事の手順及び状態の設定

工事が計画どおりに実施された場合の手順を設定する。工事の手順の設定に当たっては、放射性物質の飛散及び放射線の放出に関する廃止措置施設の状態（例えば、経年による建物の損傷、維持管理の状態、安全対策の状態など）を考慮する。

また、廃止措置計画策定基準に基づき策定された工事計画（廃止措置の作業）及び廃止措置対象施設の特性調査の結果を基に、工事ごとに取り扱う解体対象物が保有する放射能インベントリ（残存放射能量）を整理する。また、取り扱う解体対象物が保有する放射性核種の物理的及び化学的特性並びに除染又は解体における飛散挙動の設定を行う。事故時については想定される事故シナリオに基づく飛散挙動の設定を行う。飛散挙動の設定においては、計画している汚染拡大防止対策の効果を考慮する。

b) 平常時被ばく評価の実施

工事の手順に基づき、工事に伴って発生した放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の環境への放出による施設周辺の一般公衆の実効線量の評価を実施し、同一サイト内に放射性物質の環境への放出が想定される施設がある場合は、それらの施設からの影響も合算して線量目標値以下となることを確認する。また、周辺監視区域境界外における空気中又は水中の放射性物質濃度が、それぞれ法令で定める空気中濃度限度又は水中濃度限度以下となることを確認する。更に、廃止措置対象施設内の工事に伴う放射線源の状態を考慮して直接線・スカイシャイン線による線量の評価を実施し、ほかの施設との合算によって、敷地境界外において線量目標値以下となることを確認し、周辺監視区域境界外において法令に定める年間の線量限度以下となることを確認する。また、線量目標値及び線量限度を超過するか又は超過するおそれがある場合は放射性核種の放出及び放射線の放出を低減させるための対策を計画する。

c) 放射線業務従事者の被ばく評価の実施

廃止措置中における放射線業務従事者の総被ばく量の評価を実施する。

d) 工事の手順に対する阻害要因の検討

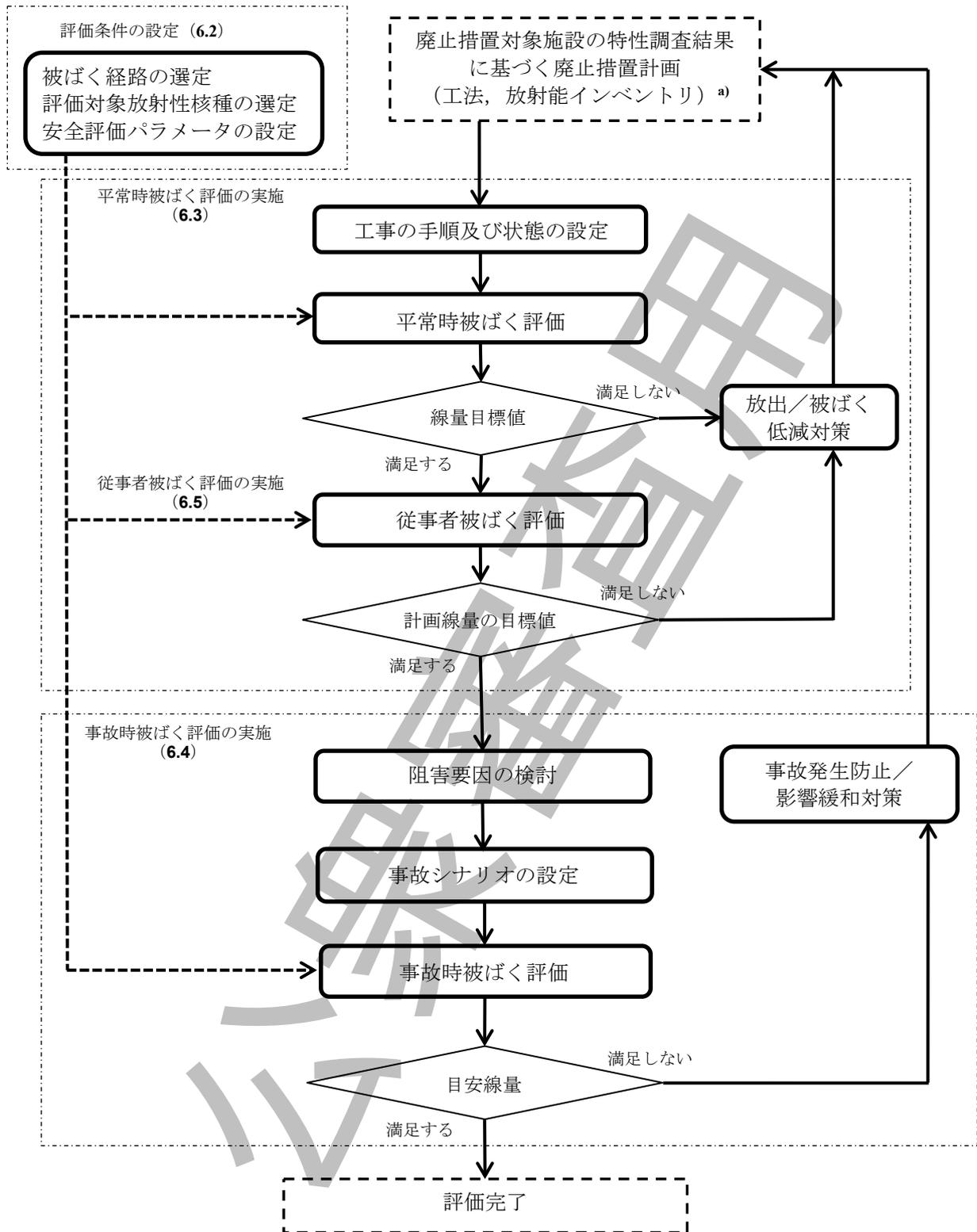
工事の手順に対する阻害要因を抽出する。阻害要因としては廃止措置の作業に関する人的過誤、機器・設備・構造物に関する機能喪失及び外的要因を考慮する。

e) 阻害要因の発生に伴う事故シナリオの設定

工事の手順に対する阻害要因が発生した場合の事故シナリオを検討する。事故シナリオは包括的に起因事象を分類し、分類ごとに施設周辺の一般公衆が受ける被ばく線量が最大となる事故シナリオを選定し、事故時被ばく評価の基本的な条件とする。

f) 事故時被ばく評価の実施

グレーデッドアプローチを適用して起因事象の分類ごとに、影響の大きい事故は個別に飛散パラメータを設定し、影響の小さい事故は複数の事故を包含するように飛散パラメータを設定して代表的な事故シナリオに類型化し、その事故シナリオに対して施設周辺の一般公衆に対する事故時の実効線量の評価を実施し、事故時の目安線量以下となることを確認する。評価の結果、目安線量を超過するか又は超過するおそれがある場合は、事故の種類、着目すべき放射性核種の性状などによるリスクの種類及



注^{a)} 日本原子力学会標準“発電用原子炉施設の廃止措置計画策定基準：20XX” AESJ-SC-A0XX：20XX
及び同 附属書 A に基づき計画する。

注記 図中の () 内番号は細分箇条を示す。

図 1—廃止措置計画における安全評価の実施手順

6.2 廃止措置計画における安全評価条件の設定方法

6.2.1 安全評価における施設周辺の一般公衆及び放射線業務従事者の被ばく評価モデルの設定

廃止措置工事の安全を確認するための施設周辺の一般公衆の被ばく評価では、平常時に関して、計画された廃止措置工事に伴って放出される放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物が年間を通して平均的に環境に放出されることを仮定して年間の実効線量を評価するモデルを選定する。また、廃止措置中に貯蔵又は保管する放射性液体廃棄物及び放射性固体廃棄物からの直接線及びスカイシャイン線による施設周辺の一般公衆の線量を評価するモデルを選定する。

事故時に関して、廃止措置の作業における取扱対象物が保有する放射性物質が平常時の計画を逸脱して放出される事故のうち最も影響が大きくなる事故シナリオを選定して実効線量の評価の条件とする。また、取扱対象物が保有する放射性物質が平常時の計画を逸脱して露出又は遮蔽が欠損する事故のうち最も影響が大きくなる事故シナリオを選定して実効線量の評価の条件とする。

廃止措置工事に従事する放射線業務従事者の実効線量の評価では、廃止措置計画策定基準に従って計画された工事シナリオに応じた評価条件を設定する。

6.2.1.1 放射性物質の発生源

一般公衆及び放射線業務従事者の被ばく評価に関わる放射性物質の発生源は次による。発生源の例は日本原子力学会標準“原子力施設の廃止措置の実施：2014”AESJ-SC-A003:2014に記載されている。

a) 気体廃棄物

廃止措置の各作業における放射性物質を含む粉じん、排気の発生及び処理を考慮する。

b) 液体廃棄物

廃止措置の各作業における放射性物質を含む廃液の発生、貯蔵又は保管、移送及び処理を考慮する。

c) 固体廃棄物

廃止措置対象施設の特性調査によって認識された放射性廃棄物及び廃止措置中に発生する放射性固体廃棄物とその処理、貯蔵又は保管及び移送を考慮する。

6.2.1.2 放出経路の設定

廃止措置計画に基づき工事が正常に行われることを想定した場合の放射性物質の放出経路は、放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物を処理する設備及び作業の計画に基づいて定め、閉じ込め性能及び除染効率を設定する。

廃止措置中に貯蔵又は保管される放射性廃棄物などからの直接線及びスカイシャイン線が施設周辺の一般公衆に影響を与えるか又は影響を与えるおそれがある場合は放射線の放出経路を設定する。

事故時においては、廃止措置中に想定される事故シナリオを踏まえて放射性物質の放出経路及び放射線の放出経路を設定する。

6.2.1.3 被ばく経路の設定

廃止措置計画に基づき工事が正常に行われることを想定した場合の施設周辺の一般公衆の被ばく経路は、廃止措置工事に伴い環境に放出される気体廃棄物及び液体廃棄物中の放射性核種の環境移行における特徴を考慮した被ばく経路を設定する。評価対象とする被ばく経路の設定においては、施設周辺の社会環境調査の結果に基づき一般公衆の実効線量への影響が有意と判断される被ばく経路を選定する。実効線量の評価地点については、施設の周辺監視区域境界以遠又は敷地境界以遠において年間の個人線量が最大となる

地点を設定する。

6.2.1.2 において選定された放射線の放出経路について、施設周辺の一般公衆に影響を与えるか又は影響を与えるおそれのある施設からの直接線及びスカイシャイン線に関する線源の性状及び形状、線源を取り巻く遮蔽設備の材質及び形状、線源から評価点（敷地境界）までの距離などの線量評価条件を保守的に設定する。

事故時においては、廃止措置中に想定される事故によって影響を受ける期間及び立入り制限、農畜産物などの出荷制限などを想定し被ばく経路を設定する。

6.2.1.4 被ばく評価モデルの設定

廃止措置計画に基づき工事が正常に行われることを想定した場合の施設周辺の一般公衆の被ばく評価モデルは、6.2.1.1 における公衆被ばくに寄与する放射性物質の発生源、6.2.1.2 に基づき設定された放出経路及び6.2.1.3 に基づき設定された被ばく経路に基づき、供用中における被ばく評価モデルとの整合性を考慮して、実効線量を算出するための評価モデルを設定する。平常時の環境放出量評価モデル及び被ばく評価モデルの設定例を**附属書 B** に示す。

また、事故時においては、廃止措置中に想定される事故を踏まえた実効線量の評価モデルを設定する。事故時の環境放出モデル及び被ばく評価モデルの設定例を**附属書 C** に示す。

なお、放射線業務従事者の被ばく評価では、過去における類似工事の実績、廃止措置対象施設の特性調査の結果に基づく作業予定場所の実測の線量率などを用いた評価モデルを設定する。また、実測情報が存在しない又は参考とならない場合には、放射線源及び形状を模擬した評価によって線量率情報を補充する。放射線業務従事者の被ばく評価モデルの設定例を**附属書 I** に示す。

6.2.2 廃止措置時の被ばく評価の対象とする放射性核種の選定

施設の供用終了後の放射能の減衰の効果及び放射性物質の性状並びに廃止措置に適用される解体工法を考慮して、施設周辺の一般公衆の実効線量への寄与の大きい放射性核種を評価対象として選定する。評価対象放射性核種を調査した事例として、廃止措置時の平常時の実効線量の評価について**附属書 D** 及び事故時の実効線量の評価について**附属書 E** に示す。

6.2.3 安全評価パラメータの設定

安全評価に使用する被ばく評価パラメータとして、実効線量の評価に必要な放射性核種の崩壊定数、エネルギー、線量換算係数、移行率データ、摂取量データなどの線量評価パラメータと工事に伴う飛散率及び事故時の飛散率に関する飛散パラメータとに分類し、それぞれ次のとおり設定する。被ばく評価パラメータは妥当性及び適用性を検討の上で評価に用いる。

6.2.3.1 線量評価パラメータの設定

施設周辺の一般公衆の実効線量を計算するに当たり、評価式に含まれる種々のパラメータを設定する。これらのうち、移行率データに該当する農畜産物の種類、家畜用飼料の種類、農畜産物及び飼料の栽培／飼育場所、農作物及び飼料の栽培密度、家畜の飼料／水／土摂取量、空気及び農作物中の水素及び炭素の濃度、並びに摂取量データに該当する人による農畜産物摂取量は、施設周辺の社会環境調査の結果を基に設定する。環境への放射性物質の放出量から施設周辺の一般公衆の実効線量を計算するためのパラメータを**附属書 F** に示す。社会環境調査の結果及びその他の関連情報に基づき**附属書 F** に記載のデータが有効であると判断できる場合はこれを適用することができる。

また、気象条件についてはできる限り最新のものを使用することが望ましいが、敷地内の大気拡散現象に有意な影響を与える地形／建物の変化がなく、異常気象年検定などによって有意な気象変動がないと判断される場合には過去の気象データ及び風洞実験結果を用いてもよい。気象条件の解析方法は、原子力安全委員会指針“発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針”[7]（以下、気象指針という。）に適合させる。なお、評価パラメータは、適宜、最新の知見を反映することが望ましい。

6.2.3.2 飛散パラメータの設定

廃止措置対象施設に残存する放射性物質の種類、性状及び工事の方法を考慮して、工事に伴って放射性物質が飛散する割合及び放射性物質が施設から環境に放出される割合を設定する。平常時被ばく評価に必要な工事に伴う放射性物質の飛散率及び事故時被ばく評価に必要な事故時の飛散率の例を**附属書 G**に示す。

6.3 平常時被ばく評価の実施方法

廃止措置中の平常作業時において環境へ放出される放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物による施設周辺の一般公衆の実効線量を評価し、ALARA の精神に則って、実効線量が合理的に達成可能な限り低く保たれることを確認する。

また、廃止措置中に保管する放射性廃棄物などからの直接線及びスカイシャイン線による施設周辺の一般公衆の実効線量を評価し、ALARA の精神に則って、実効線量が合理的に達成可能な限り低く保たれることを確認する。施設周辺の一般公衆の実効線量の評価として実施すべき事項は次による。

- －放射性気体廃棄物の放出による施設周辺の一般公衆の被ばく線量
- －放射性液体廃棄物の放出による施設周辺の一般公衆の被ばく線量
- －施設からの直接線・スカイシャイン線による施設周辺の一般公衆の被ばく線量

平常時の安全評価は、工事計画に沿って工事が進捗した場合の対象施設からの放射性物質の放出及び対象施設内の放射性物質から放出される放射線による施設周辺の一般公衆の実効線量を評価し、余裕をもって法令に定める年間の線量限度(1mSv)を下回るようにするため、年間 50 μ Sv を線量目標値としてこれを満足するように計画する。

廃止措置の作業によって対象施設から放出される放射性物質による施設周辺の一般公衆の実効線量の評価手順は次による。

- a) 工事計画の設定（廃止措置計画策定基準に基づく）
- b) 解体対象物ごとの残存放射エネルギーの設定（廃止措置計画策定基準に基づく）
- c) 計画された工事における放出放射エネルギーの評価
- d) 施設周辺の一般公衆の実効線量の評価
- e) 線量目標値との比較
- f) 工事の放出量低減対策の検討
- g) 放出管理目標値の設定

廃止措置の作業によって対象施設内に存在する放射性物質から放出されるガンマ線による敷地境界外の空気カーマの評価手順は次による。

- a) 工事計画の設定（廃止措置計画策定基準に基づく）
- b) 対象施設ごとの残存放射エネルギーに基づく線源強度の設定
- c) 計画された工事における遮蔽能力の設定

- d) 施設からのガンマ線による敷地境界外（又は周辺監視区域境界外）における空気カーマの評価
- e) 線量目標値との比較
- f) 工事の遮蔽対策強化の検討
- g) 環境の空間線量率監視計画の策定

6.3.1 放射性気体廃棄物の放出による被ばく

廃止措置工事に伴い環境に放出される放射性気体廃棄物による施設周辺の一般公衆の実効線量を評価する。放射性気体廃棄物に関しては、廃止措置の各作業によって発生する放射性粉じん、廃止措置の開始段階において存在する放射性廃棄物を含む放射性廃棄物の処理に伴う排気及び管理区域内空気の換気に伴う排気を考慮する。廃止措置計画において定められる放射性気体廃棄物を処理する設備及び作業の計画に基づき、閉じ込め性能及び除染効率を設定するとともに、放出経路及び放出量の評価モデルを定める。評価対象放射性核種及び被ばく経路に基づき、供用中における実効線量の評価モデルとの整合性を考慮して、実効線量の評価のためのモデルを設定する。放射性気体廃棄物の放出に関して評価対象放射性核種の環境移行における特徴を考慮した被ばく経路及び平常時における施設周辺の一般公衆の実効線量の評価モデルの詳細例を**附属書 B**に示す。

6.3.2 放射性液体廃棄物の放出による被ばく

廃止措置工事に伴い環境に放出される放射性液体廃棄物による施設周辺の一般公衆の実効線量を評価する。放射性液体廃棄物に関しては、除染、切断、洗浄などの廃止措置の各作業によって発生する廃液、廃止措置の開始段階において存在する放射性廃棄物を含む放射性廃棄物の処理に伴う廃液などを考慮する。廃止措置計画において定められる放射性液体廃棄物を処理する設備及び作業の計画に基づき、除染効率を設定するとともに、放出経路及び放出量の評価モデルを定める。放射性液体廃棄物の放出に関して評価対象放射性核種の環境移行における特徴を考慮して、被ばく経路を設定する。放射性液体廃棄物の環境放出量の評価モデル、平常時における施設周辺の一般公衆の実効線量の評価モデル及び実効線量の評価式の詳細例を**附属書 B**に示す。

6.3.3 直接線・スカイシャイン線による被ばく

廃止措置中に貯蔵又は保管する放射性廃棄物などからの放射線による施設周辺の一般公衆の線量を評価する。なお、評価に当たっては、固体廃棄物貯蔵施設などの設計条件及び敷地境界までの距離を考慮して条件を設定し、検証された計算コードを用いて評価する。なお、線源強度が弱く、ほかの被ばく経路からの線量に比べて十分に低いことが明らかな場合には、その旨を明記した上で廃止措置計画書への記載を省略できる。また、既存の貯蔵又は保管施設で許可量以下を保管し、かつ遮蔽能力に有意な変更のないことが明らかな場合には、その旨を明記した上で新たな評価を省略できる。

6.4 事故時被ばく評価の実施方法

安全評価では、放射線による障害の防止上支障がないことを確認するため、廃止措置中に想定される事故時における施設周辺の一般公衆の実効線量を評価し、施設周辺の一般公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えないことを確認する。

事故時の安全評価は、計画に基づく工事が阻害される要因を抽出し、その阻害要因の発生によって事故が進展する場合の事故シナリオを抽出して類型化を行い、類型化された分類ごとに被ばく評価の観点から代表事故を設定し、事故発生時の施設周辺の一般公衆の実効線量の評価を行い、目安線量を下回ることを確認する。目安線量を超過するか又は超過するおそれがある場合は、事故発生防止対策を計画するとともに、事故発生時の放出放射能量を低減させるための対策を検討し、目安線量を下回るように工事計画を見

直す。事故発生時の施設周辺の一般公衆の実効線量が目安線量を十分下回ることをもって工事計画が適切であることを確認する。

廃止措置の作業において平常時の計画を逸脱する事故が発生することを想定した場合の対象施設から放出される放射性物質による施設周辺の一般公衆の実効線量の評価手順は次による。

- a) 工事計画の設定（廃止措置計画策定基準に基づく）
- b) 工事に対する阻害要因の検討
- c) 阻害要因の発生による事故シナリオの設定
- d) 事故シナリオの類型化及び類型化された分類ごとの代表事故の設定
- e) 代表的な事故シナリオに対する施設周辺の一般公衆の実効線量の評価
- f) 目安線量との比較
- g) 事故発生防止又は事故発生時の放出低減対策の検討

事故時の被ばく評価は、6.2.1において選定された被ばく評価モデル及び6.2.2において選定された放射性核種を評価の対象とし、被ばく評価に必要な線量評価パラメータ及び飛散パラメータについては、6.2.3において整理されたパラメータを用いる。

6.4.1 事故の選定方法

廃止措置で実施する工事上の過失（人的過誤）、機器又は装置の故障、地震、火災又はその他の災害による事故の種類、程度、影響などを考慮した上で、起因事象を整理し、最も影響の大きい事故を選定する。具体的な起因事象及び最大想定事故の選定方法を**附属書H**に示す。

6.4.2 事故発生時の被ばく

廃止措置中に発生した事故によって、環境に放出される放射性物質及び放射線による施設周辺の一般公衆の実効線量を評価する。実効線量の評価モデルの例を**附属書C**に示す。

a) 放射性物質の放出量

放射性物質の放出量は、炉型の特質及び施設の状態に応じ、放射性核種ごとの被ばくへの寄与を考慮した上で算出する。

b) 放射線の線源強度

放射性物質の露出などによる放射線の放出を想定して、放射線の線源強度を算出する。

c) 気象条件

気象条件については、できる限り最新のものを使用することが望ましいが、敷地内の大気拡散現象に有意な影響を与える地形／建物の変化がなく、異常気象年検定などによって有意な気象変動がないと判断される場合には過去の気象データ及び風洞実験結果を用いてもよい。気象条件の解析方法は、気象指針[7]に適合させる。

d) 放射性物質の放出に起因する施設周辺の一般公衆の実効線量

評価対象放射性核種の環境中における移行の特徴を考慮した被ばく経路を設定するとともに、適切なパラメータを用いた被ばく評価モデルを設定し、c)の気象条件及びa)の放出量を用いて、放射性物質の放出に起因する敷地境界外の評価地点における実効線量を評価する。

e) 放射線の放出に起因する施設周辺の一般公衆の実効線量

事故時において期待できる放射線遮蔽効果を考慮した上で、b)の放射線の線源強度を用いて、施設からの放射線の放出に起因する敷地境界外の評価地点における実効線量を評価する。

事故時における施設周辺の一般公衆の実効線量の評価モデル及び実効線量の評価式の詳細例を**附属書 C**に示す。

6.5 放射線業務従事者の被ばく評価の実施方法

廃止措置中における放射線業務従事者の総被ばく線量は、個別の工事における想定人工数に作業場所の代表線量率を乗じることによって評価し、その総被ばく線量が合理的に達成可能な限り低くなることを確認する。

注記 放射線業務従事者の総被ばく線量が合理的に達成可能な限り低くなることの確認とは、ALARAの精神に則り、放射線防護の観点から重要度が比較的高くなると推定される放射線業務に対して、できる限り線量影響が小さくなる手法を選定するなどによって、個々の工事の被ばく線量の積み上げである総被ばく線量が低減されていることを確認することである。

放射線業務従事者の被ばく評価の詳細を**附属書 I**に示す。

参考文献

- [1] 標準委員会 技術レポート，“標準委員会 用語辞典:2019”，AESJ-SC-TR014-2019，一般社団法人 日本原子力学会，（2019）
- [2] IAEA Safety Standards, Decommissioning of Facilities, General Safety Requirements Part 6, No. GSR Part 6, IAEA, （2014）
- [3] IAEA-TECDOC-1740, “Use of a Graded Approach in the Application of the Management System Requirements for Facilities and Activities”, IAEA, 2014
- [4] IAEA Safety Standards, Safety Assessment for the Decommissioning of Facilities Using Radioactive Material, Safety Guide, No. WS-G-5.2, IAEA, （2008）
- [5] “発電用原子炉施設及び試験研究用等原子炉施設の廃止措置計画の審査基準の制定について”，平成25年11月27日 原子力規制委員会決定，令和2年12月9日 原子力規制委員会一部改訂
- [6] “水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針”，平成3年7月18日 原子力安全委員会決定，平成13年3月29日 原子力安全委員会一部改訂
- [7] “発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針”，昭和57年1月28日 原子力安全委員会決定，平成元年3月27日一部改訂，平成6年4月21日一部改訂，平成13年3月29日一部改訂

附属書 A (参考) グレーデッドアプローチを適用した廃止措置計画に おける安全評価の考え方の例

序文

この附属書（参考）は、本体に関連する事項を説明するものであり、規定の一部ではない。この附属書では、**箇条 6** に従い、廃止措置計画における安全評価にグレーデッドアプローチを適用する場合の考え方を例示する。なお、この考え方を適用した事例を**附属書 J** に示す。

A.1 背景

廃止措置計画における安全評価へのグレーデッドアプローチの適用については、IAEA の安全要求（**GSR Part 4 [1]**、**GSR Part 6 [2]**）に示されており、グレーデッドアプローチの適用によって、施設及び作業のリスクに見合った方法で安全に対する要求事項を適用することが妥当とされている。また、IAEA はあらゆる局面においてグレーデッドアプローチの適用を提唱しており、その適用先及び適用の概念について **IAEA-TECDOC-1740 [3]** にまとめられている。

廃止措置に移行した発電用原子炉施設は、核燃料が炉心から取り出され、再び炉心に装荷できないように措置されていること、安全貯蔵期間の確保によって放射性核種の減衰が期待できること、工事の進捗に伴い放射性物質が対象施設から撤去されることによって、供用中の原子炉施設に比べて放射線防護の観点からのリスク（以下、放射線リスクという。）が著しく低下する。ただし、放射性物質の撤去に当たっては、除染、切断、搬送などの作業が頻繁に行われるため、一時的に放射線リスクが上昇する期間があり、廃止措置中は段階的に放射線リスクが変化する。そのため、グレーデッドアプローチの考え方を適用して、施設がもつ様々なリスクの大きさに応じた安全確保対策を計画し、リスクの高い所は相応の対策を講じ、リスクの低い所は過度の安全要求を排除して、的確かつ合理的に廃止措置工事を実現することが必要とされている。

A.2 グレーデッドアプローチの安全評価への適用の考え方

a) リスクについて

廃止措置工事におけるリスクは、公衆被ばく、放射線業務従事者被ばく、労働安全の阻害、工事遅延などが想定される。**附属書 A** においては、安全評価のうち公衆被ばく防護に限定してグレーデッドアプローチの考え方の例[4]を示す。

b) 安全評価におけるグレーデッドアプローチ

廃止措置のリスクの大きさの分類について、この附属書では公衆被ばく防護の観点からの重要度を設定する方法を例示する。重要度ランクは解体対象物又は取扱対象物ごとに設定することを基本とし、次に示す設備ごとに設定する方法が例として挙げられる。

- －廃止措置において計画されるそれぞれの工事ごとに設定する
- －系統設備ごとに設定する
- －二次廃棄物の集積ごとに設定する（換気系／排気系フィルタの取扱いなど）

解体対象物のうち、残存放射エネルギーが少なく放射線防護の観点からのリスクが低いものの物量は極め

て多く、これらに対しては重要度ランクを簡易的な方法で判定することが合理的である。また、残存放射エネルギーが比較的多く、放射線防護の観点からのリスクが低い若しくは高いものについては、現実的な条件に基づき被ばく評価を行って重要度ランクを判定することで、過度の安全余裕を排除した適切な安全確保対策を講じることが要求される。そのため、安全評価にグレーデッドアプローチを適用し、廃止措置の作業における取扱対象物がもつ潜在的な公衆被ばく影響の大きさによって重要度ランクを判定する方法として、裕度の異なる次の2段階の評価方法[4]を例示する。

第1段階（概略評価）：想定される全事故を考慮した包括的な条件に基づく残存放射エネルギーと施設周辺の一般公衆の被ばく線量との関係をあらかじめ求めておき、判定基準となる残存放射エネルギーと取扱対象物の残存放射エネルギーとの比較によって重要度ランクを判定する。

第2段階（詳細評価）：対象とする事故の現実的な放出条件に基づき施設周辺の一般公衆の被ばく線量を求め、判定基準となる実効線量との比較によって重要度ランクを判定する。

出典：Elsevier の許諾を得て、**Nuclear Engineering and Design, Vol.379, Article 11212, Seiichi Kudo and Takuma Sugihara, Basic concept of safety evaluation method for decommissioning of nuclear power plants by applying a graded approach (2021) [4] p2 の 2 の Stage1, Stage2 を抜粋して第1段階、第2段階として和訳**

解体対象物のうち、第1段階（概略評価）が適用できる物の物量は極めて多いと推定されることから、個別に公衆被ばく評価を実施するのではなく、解体対象物が持つ残存放射エネルギーによって重要度が判定できるようにすることが合理的である。これに対し、第2段階（詳細評価）を適用する必要がある解体対象物は量的に限定されるものの、事故発生時の公衆被ばく影響が大きくなるおそれがあることから、想定される事故シナリオに合わせて不確実性を考慮した上で、できる限り精度の高い方法で公衆被ばく評価を行って、重要度ランクを判定することが重要である。なお、第1段階（概略評価）の方法を用いて残存放射エネルギーによって重要度ランクを暫定的に判定した結果を**附属書 J**に示す。

c) 重要度区分の設定例

廃止措置の対象となる施設及び作業において起こり得る安全が阻害される事故に対して、公衆被ばくの観点からの影響の大きさを“重要度”として区分する方法が考えられる。

重要度として3つの領域に区分する例[4]を次に示す。

- －公衆被ばく防護の観点から安全確保対策を必須とする領域
- －事業者の自主努力で安全確保対策を実施する領域
- －公衆被ばく防護の観点から安全確保対策を必要としない領域

このうち、事業者の自主努力で安全確保対策を実施する領域については更に2段階に分割し、公衆被ばくの観点からの重要度ランクをA,B,C及びDの4段階に区分した例[4]を**表 A.1**に示し、その判定方法を**図 A.1**及び次に例示する。

例示[4]

- －重要度ランク A は、事故当たりの実効線量が 5mSv を超えることをもって該当とする。実効線量評価は短期被ばく経路（放射性雲による外部被ばく及び吸入摂取による内部被ばく）を対象とする。
- －重要度ランク B は、重要度ランク A に該当しないことを前提として、年間の実効線量が 300 μ Sv/y を超えることをもって該当とする。この場合の実効線量評価は事故当たりの短期被ばく経路（放射性雲による外部被ばく及び吸入摂取による内部被ばく）の評価値に、長期被ばく経路（地表沈着による外部被ばく及び農作物摂取による内部被ばく）による年間の実効線量評価値を加えた値で判定する。なお、地表沈着量の算出においては、沈着後の時間経過による放射性核種の減衰効果を考慮する。
- －重要度ランク C は、短期被ばく経路と長期被ばく経路との合計の年間の実効線量が事故

当たり $10\mu\text{Sv}/\text{y}$ を超え、 $300\mu\text{Sv}/\text{y}$ 以下であることをもって該当とする。
—重要度ランク D は、短期被ばく経路と長期被ばく経路との合計の年間の実効線量が事故当たり $10\mu\text{Sv}/\text{y}$ 以下であることをもって該当とする。

第 1 段階の簡易評価においては、例えば、事故の網羅性を考慮した包括的な飛散率及び屋外放出割合を用いて年間の実効線量が $10\mu\text{Sv}/\text{y}$ に相当する残存放射エネルギーをあらかじめ求めておき、取扱対象物ごとの残存放射エネルギーがこの値以下であることをもって重要度ランク D に該当すると判定することができる。

出典：Elsevier の許諾を得て、**Nuclear Engineering and Design, Vol.379, Article 111212, Seiichi Kudo and Takuma Sugihara, Basic concept of safety evaluation method for decommissioning of nuclear power plants by applying a graded approach (2021) [4] p4-5 の 4.1 を抜粋して和訳し、A.2 c) として再構成**

d) 重要度区分例の設定根拠

A.2 c) において例示した公衆被ばくの観点からの重要度区分の境界となる判定基準の線量について、設定の根拠[4]を次に示す。

- 1) **安全確保対策を必須とする領域** 国内規制[5],[6]では、周辺公衆の実効線量の評価値が発生事故当たり 5mSv を超えなければリスクは小さいとしている。一方で、供用中の原子力施設に対して 5mSv を超えるか又は超えるおそれのある事故に対しては重大事故等対処施設を設置するよう要求していることから、廃止措置においても 5mSv を超えるか又は超えるおそれのある事故に対しては、事故の発生防止対策及び事故発生時の影響緩和対策を要求する必要があると考える。この考え方に基づき、事故当たりで 5mSv を超える領域を“安全確保対策を必須とする領域”とし、重要度ランクを A とする。なお、事故当たり 5mSv を適用するに当たっては、事故の発生頻度を **ICRP pub.103** が勧告しているリスク拘束値 ($1\times 10^{-5}/\text{y}$) [7] に相当する発生頻度以下とする必要がある。その発生頻度はリスク拘束値に該当する線量 (がん死亡リスク係数 $0.05/\text{Sv}$ [8] を用いて換算すると $200\mu\text{Sv}/\text{y}$ になる。) を 5mSv で除した頻度 ($0.04/\text{y}$) となり、参考とすることができる。

また、事故の発生によって周辺公衆に 5mSv を超える影響をもたらす状態となる場合は、防災上の何らかの影響緩和対策が施されると想定されることから、その効果を考慮して、短期被ばく経路 (放射性雲及び吸入摂取) の評価結果に基づき重要度を判定することとする。

注記 英国 SAPs[9] によれば、受忍され得るリスクの上限(BSL)を $1\times 10^{-4}/\text{y}$ としており、公衆に対するがん死亡リスク係数 $0.05/\text{Sv}$ [8] を用いて、このリスクに相当する実効線量を $2\times 10^{-3}\text{Sv}/\text{y}$ [9] [= $(1\times 10^{-4}/\text{y})/(0.05/\text{Sv})$] としている。英国 SAPs[9] によれば $2\text{mSv}/\text{y}$ を超える領域が受忍され得る領域を超える領域となるが、更にこれを下回る $1\text{mSv}/\text{y}$ を BSL としている。一方、国内では設計基準事故時の目安線量を事故当たり 5mSv とし、5年間の平均が年当たり 1mSv を超えないことを条件としており、いずれも $1\text{mSv}/\text{y}$ は基本となっているという点で共通性があると考えられる。

- 2) **事業者の自主努力で安全確保対策を実施する領域** 英国 SAPs[9] における“受忍され得る領域”を参考として“事業者の自主努力で安全上の対策を実施する領域”を設定する。この領域は、1)による“安全確保対策を必須とする領域”の下限 (5mSv) と、“安全確保対策を必要としない領域”の上限の間となる。

ICRP pub.103 [7] では、公衆の潜在被ばくに対するリスク拘束値を $1\times 10^{-5}/\text{y}$ としており、放射線照射による公衆のがん死亡のリスク係数 $0.05/\text{Sv}$ [8] を用いて変換した場合、線量で $200\mu\text{Sv}/\text{y}$ に相当する。リスク拘束値は“防護の最適化の目標”を意味する値であり、事業者の自主努力によってこれを下回るように計画することが望まれる値である。また、**ICRP pub.77** [10] 及び **ICRP pub.81** [11] では、廃棄物処分に伴う公衆被ばくの管理に対する線量拘束値として $300\mu\text{Sv}/\text{y}$ を規定しており、これは $10^{-5}/\text{y}$ のオーダーのリスク拘束値に相当するとしている。これらの値は同等の意味を持

つと考えられる。この附属書では公衆被ばくリスクを実効線量で判断することとしているため、線量で示されている線量拘束値を用い、事業者の自主努力の中でも半強制的に被ばく低減を必要とする領域を設定することとする。

一方、“事業者の自主努力で安全上の対策を実施する領域”の下限值としては、英国 SAPs[9] による“受忍され得るリスクの下限”BSO ($1 \times 10^{-6}/y$) に相当する線量 ($1 \times 10^{-6}/y$ を公衆のがん死亡リスク係数 $0.05/Sv$ [8] で除すことによって $20\mu Sv/y$ が得られる) をベースとし、これに余裕を考慮した $10\mu Sv/y$ を採用することとする。なお、 $10\mu Sv/y$ 以下は IAEA RS-G-1.7 [12] 及び ICRP pub.81 [11] において、規制免除レベルとして示されている。

以上のことから、“事業者の自主努力で安全確保対策を実施する領域”を2つの領域に分割して、($5mSv \sim 300\mu Sv/y$) を重要度ランク B、($300\mu Sv/y \sim 10\mu Sv/y$) を重要度ランク C とする。これによって、強く必要とされる自主努力の領域 (重要度ランク B) と自主努力の領域 (重要度ランク C) に分けて ALARA の精神に則った計画を立案することが望ましい領域とする。

なお、ここで $300\mu Sv/y$ は年間の線量拘束値であるが、これを事故当たりの値とすることは事故の発生頻度を 1 回/y 以下とすることが要求される。これを上回る可能性がある場合には、年間の実効線量が $300\mu Sv/y$ 以下となるように事故当たりの実効線量を制限する必要がある。

また、 $300\mu Sv/y$ は将来世代への影響を及ぼさない値[13] としての指標であり、最適化の目標となる値であることから、事故発生後に特別な防災対策を想定しなくても達成されるべき値とし、短期被ばく経路 (放射性雲及び吸入摂取) に長期被ばく経路 (地表沈着及び農作物摂取) を加算した年間線量で重要度を判定することとする。

- 3) **公衆被ばくの観点からの安全確保対策を必要としない領域** 英国 SAPs[9] による“受忍され得るリスクの下限”BSO ($1 \times 10^{-6}/y$) を下回る領域は、“広く許容され得るリスク”の領域に該当する。これは安全確保対策を必要としない領域と解釈することができる。A.2 d)2) に記載のとおり BSO に相当する線量を $10\mu Sv/y$ とし、 $10\mu Sv/y$ 以下の領域を重要度ランク D とする。IAEA RS-G-1.7 [12] 及び ICRP pub.81 [11] では、 $10\mu Sv/y$ 以下を規制免除レベルとしており、ICRP pub.46 [14] では規制免除値について $100\mu Sv/y$ に余裕をもって $10\mu Sv/y$ とするとしている。

なお、この免除値は年間の値で定義されていることから、 $10\mu Sv/y$ を採用する場合は、発生頻度を 1 回/y 以下とする必要がある。これを上回る可能性がある場合には、年間の実効線量が $10\mu Sv/y$ 以下となるように事故当たりの実効線量を制限する必要がある。

また、免除レベルの値であることから、事象発生後に特別な防災対策を想定しなくても達成されるべき値であることから、短期被ばく経路 (放射性雲及び吸入摂取) に長期被ばく経路 (地表沈着及び農作物摂取) を加算した年間線量で重要度を判定することとする。

出典: Elsevier の許諾を得て、Nuclear Engineering and Design, Vol.379, Article 111212, Seiichi Kudo and Takuma Sugihara, Basic concept of safety evaluation method for decommissioning of nuclear power plants by applying a graded approach (2021) [4] p3-4 の 3.1~3.3 を抜粋し、A.2 d) 1)~3) として和訳

e) 重要度ランクと安全確保対策との関係の考え方の例

これらの重要度区分に対して、例えば、周辺公衆に関わる潜在被ばく量が法制度上の制限値を超えるような重要度ランクが高い領域 (重要度ランク A に該当) については、法制度上の制限値を下回るように確実な事故発生防止対策及び事故発生時の影響緩和対策が必要となる。そのため、対策設備の機能喪失の可能性を事前に検知できるように対策するとともに、これらの機能が必要な時に確実に稼働するよう多重化などを含む対策の計画を要求することが考えられる。

周辺公衆に関わる潜在被ばく量が法制度上の上限値を超えることはないが、規制免除の判断基準を超えるような中程度の重要度ランクの領域 (重要度ランク B 及び C に該当) については、事業者の自主努力で防護の最適化の判断基準の上限を下回るように対策することを確実にを行い、できる限り規制

免除レベルの判断基準以下となるように努力することが求められる。そのため、自主努力の防護措置として事故発生防止又は事故発生時の影響緩和のための安全確保対策の機能を設けるとともに、異常検知後の早期な対策の計画を要求することが考えられる。

周辺公衆に関わる潜在被ばく量が規制免除の判断基準以下となるような重要度ランクの低い領域（重要度ランク D に該当）については、公衆被ばくの観点からの事故発生防止対策及び事故発生時の影響緩和対策を要求しない。

A.3 グレーデッドアプローチを適用した安全評価の手順例

廃止措置計画段階においては、廃止措置の作業が安全に実施できることを確認する目的で、安全評価を実施することが要求されている。その基本手順は本体の図 1 に示すとおりであるが、グレーデッドアプローチを適用した場合の安全評価の手順例[4] を図 A.2 に示す。各項目の詳細は次による。

a) 廃止措置対象施設の特性調査

廃止措置を行う施設の範囲を特定するとともに、施設の状態を調査し、廃止措置の方法を特定するために必要な情報を整理する。安全評価へのインプットとして重要な項目は次のとおりである。

- －放射性物質の量（残存放射エネルギー）及び所在の明確化
- －放射性物質の飛散性の明確化
- －工事計画のための対象施設の状態把握
- －対象施設を取り巻く外部環境の変化の把握

b) 廃止措置の工事計画

廃止措置対象施設の特性調査の結果を基に廃止措置工事計画を策定する。

c) 廃止措置工事の手順の設定

廃止措置工事計画を基に、廃止措置の期間に行われる全ての工事を対象として、放射性物質の取扱いに着目した工事の手順を策定する。廃止措置の行為によって放射性物質が気体中若しくは液体中に移行する場合の飛散防止又は放出防止措置、放射性物質を含む気体、液体及び固体の処理方法、これらの処理によって二次的に発生する放射性固体廃棄物の処理及び管理方法、放射性物質によって汚染された物質の飛散防止措置及び運搬方法などの手順を工事単位で明確化する。

d) 工事の手順に基づく平常時被ばく評価

施設周辺の一般公衆に関する平常時被ばく評価は、廃止措置工事で使用する設備が正常に作動している状態及び計画された作業が正常に遂行される状態を前提として、ALARA の精神に基づき線量目標値を満足するかを確認するものであり、施設周辺の一般公衆への影響が法令等で定める線量限度及び線量目標値(50 μ Sv/y)[15] を下回ることを確認する。

e) 工事によって放出される放射性物質の放出低減対策の検討

設定された工事の手順に基づく施設周辺の一般公衆に関する平常時被ばく評価の結果が法令等を満足できない場合には、更なる放射性物質の放出防止対策、環境影響緩和対策を講じる必要があり、そのための設備計画を行うか又は工事計画の見直しを行う。なお、設備計画として採用する対策は過去に類似を含む実績があるか、又は新規の場合には稼働条件を適切に設定した試験などによって実証された対策を用いる。

f) 10 μ Sv/y 相当の残存放射エネルギー以下の判定

公衆被ばくの観点からの影響が小さいことを簡易的に判定する方法として、想定される事故を包括する飛散率を用いて評価した 10 μ Sv/y に相当する残存放射エネルギー（スクリーニング基準）と取扱対象物の残存放射エネルギーとを比較する手法が考えられる。この場合、残存放射エネルギーがスクリーニング基準より

も小さい取扱対象物は事故時被ばく評価を実施せずに i)に移行して重要度を最も低いランク D に設定する。

g) 事故シナリオの検討

法令等に定める公衆に対する年間の線量限度及び線量目標値を満足できる廃止措置工事の手順に対して、**図 A.3** に示すように、これらの正常な進行を阻害する要因を抽出し、その阻害要因が進展した場合に想定される事故を抽出し、周辺公衆に対して被ばく影響を及ぼす事故シナリオを策定する。阻害要因の抽出においては内的要因、人的要因及び外的要因を考慮し、想定する事故の網羅性を確保する目的で、放射性物質の取扱いの観点から工事の手順を分割し、それぞれの行為又は機械的／化学的作業に対して、その正常な進行を阻害する要因を抽出する。動的なもの又は流動的なものに関しては HAZOP 法、機器類の操作に関しては FMEA 法などによる阻害要因の抽出が有効である。

また、事故シナリオはグレーデッドアプローチを適用して起因事象の分類ごとに、影響の大きい事故は個別に飛散パラメータを設定し、影響の小さい事故は複数の事故を包含するように飛散パラメータを設定して代表的な事故シナリオへの類型化を行う。

なお、廃止措置中に想定される事故の抽出及び類型化に関して、一旦、類型化を行った後においては、未検討の新たな作業がない限りにおいて、類型化された代表事象を対象に評価を行うことを許容する。また、ほかの施設における廃止措置中に想定される事故の類型化についても、類似性が認められる場合には参考とすることができる。

h) 事故発生時の公衆被ばく評価

事故シナリオをベースに事故発生時の公衆被ばく評価を行う。評価に当たっては、事故の想定に合わせて放射性物質の飛散率又は放射線の放出率を設定する必要がある。基本的には、類型化された事故のうち最も大きな飛散率又は放出率を設定し、かつ、不確実性がある場合にはこれを考慮するのが望ましい。また、付着／沈着などによる放射性物質の放出低減が潜在的に保証できるものに関してはこれを考慮して評価することができる。

i) 事故の重要度の設定

事故発生時の公衆被ばく評価における潜在被ばく量の結果に基づき、公衆被ばくの観点から区分される重要度を設定する。

j) 事故発生防止対策及び影響緩和対策の検討

事故発生時の公衆被ばく評価における潜在被ばく量の結果が事故時の目安線量を超過する場合は、想定される事故の発生防止対策又は事故が発生した場合の影響緩和対策を検討する。なお、採用する対策は過去に類似を含む実績があるか、又は新規の場合には稼働条件を適切に設定した試験などによって実証された対策を用いる。

k) 設備の管理計画

安全確保対策に関する運用管理は、対策を講じる前の潜在被ばく量の結果に基づく重要度に従って行われる必要がある。

出典：Elsevier の許諾を得て、**Nuclear Engineering and Design, Vol.379, Article 111212, Seiichi Kudo and Takuma Sugihara, Basic concept of safety evaluation method for decommissioning of nuclear power plants by applying a graded approach (2021) [4] p6-8 の 5.1～5.9, 5.11～5.12 を抜粋し、A.3 a)～k) として和訳**

表 A.1—公衆被ばくの観点からの重要度分類の区分例 [4]

重要度区分	判定基準 ^{a)} ^{c)}	安全確保対策への要求事項 ^{b)}
対策を要求	ランク A $Ds1 > 5mSv$	<ul style="list-style-type: none"> 事故発生防止対策及び事故発生時の影響緩和対策を要求 (5mSv 以下にすること) 安全確保対策の機能を確実に確保 ^{d)}
事業者の自主努力	ランク B $5mSv \geq Ds1$ 及び $Ds2 > 300\mu Sv/y$	<ul style="list-style-type: none"> 事故発生防止対策及び事故発生時の影響緩和対策を事業者の自主努力で実施 安全確保対策の機能を確保 ^{e)}
	ランク C $5mSv \geq Ds1$ 及び $300\mu Sv/y \geq Ds2 > 10\mu Sv/y$	<ul style="list-style-type: none"> 事故発生防止対策及び事故発生時の影響緩和対策を事業者の自主努力で実施 安全確保対策の機能を確保 ^{e)}
対策不要	ランク D 残存放射エネルギーによる判定： 非飛散性： $1 \times 10^{11} Bq \geq As1$ 飛散性： $1 \times 10^{10} Bq \geq As2$ ($10\mu Sv/y \geq Ds2$ に相当)	<ul style="list-style-type: none"> 事故発生防止対策及び事故発生時の影響緩和対策を要求しない

注 ^{a)} Ds : 廃止措置工事中の事故発生時において想定される潜在被ばく量
(施設周辺的一般公衆の実効線量)

Ds1 (ランク A 下限及びランク B 上限) は、防災対策を想定し、短期被ばく経路による実効線量とする。

Ds2 (ランク B 下限、ランク C 及びランク D) は、長期被ばく経路も考慮し、年間の実効線量とする。

As : 対象設備の残存放射エネルギー

As1=非飛散性 (放射化) 核種の Co-60 等価放射エネルギー

As2=飛散性 (表面汚染) 核種の Co-60 等価放射エネルギー

注 ^{b)} 公衆に対する安全 (放射線防護) の観点で要求される事項

廃止措置の作業に関わるその他の安全 (従事者に対する放射線防護, 労働安全など) への安全対策及び維持管理の方策は別途講じられる。

注 ^{c)} 年間当たりの線量基準は、年間に発生し得る事故の線量の合計が該当の基準線量を超過しないようにする。

注 ^{d)} 安全確保対策の機能が必要な時に確実に稼働するよう、多重化などを含む対策を計画する。

注 ^{e)} 異常検知後に早期に安全確保対策ができるように計画する。

出典 : Elsevier の許諾を得て, **Nuclear Engineering and Design, Vol.379, Article 111212, Seiichi Kudo and Takuma Sugihara, Basic concept of safety evaluation method for decommissioning of nuclear power plants by applying a graded approach (2021) [4] p3** の Table 1 を抜粋して和訳及び一部変更

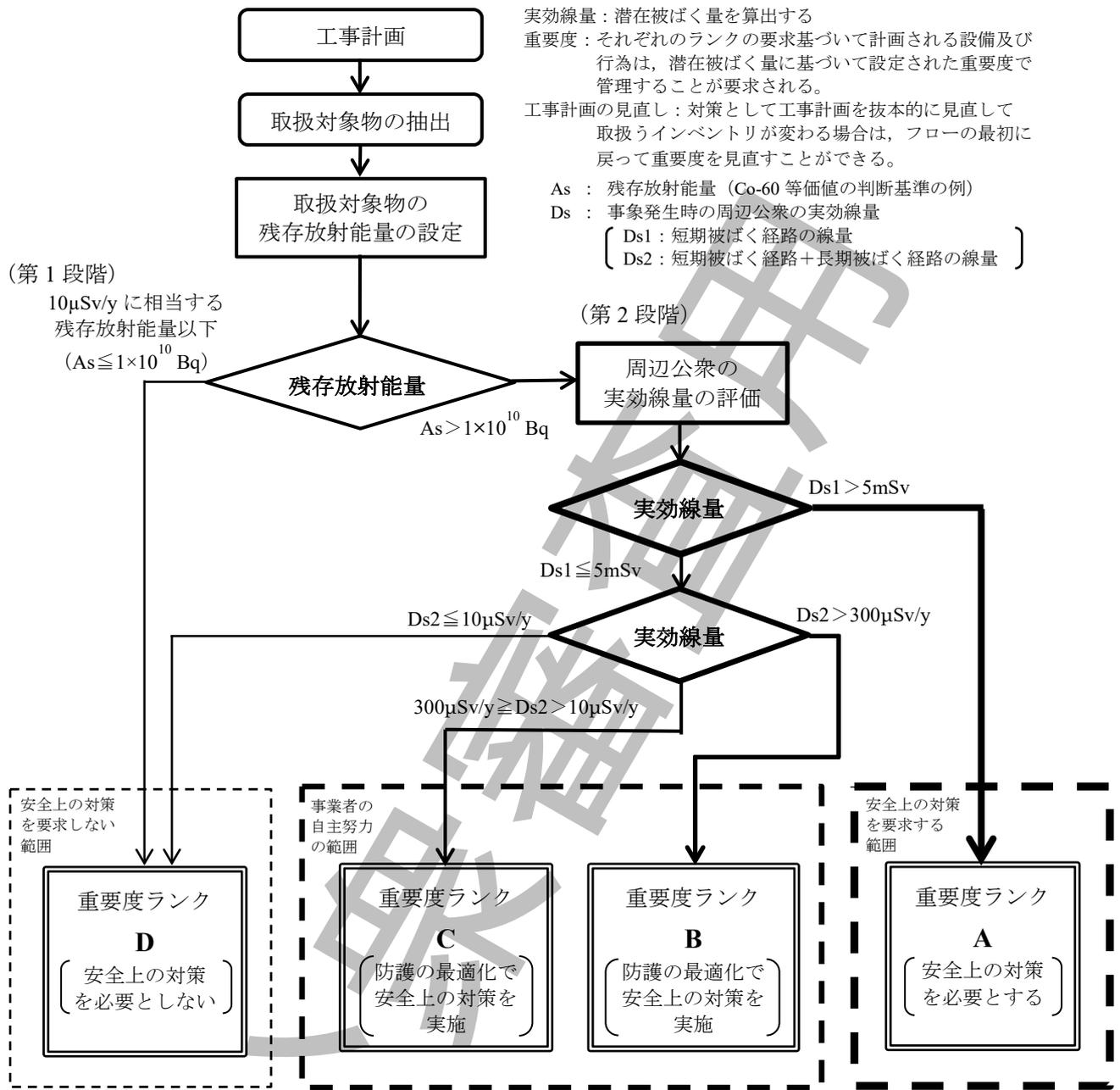
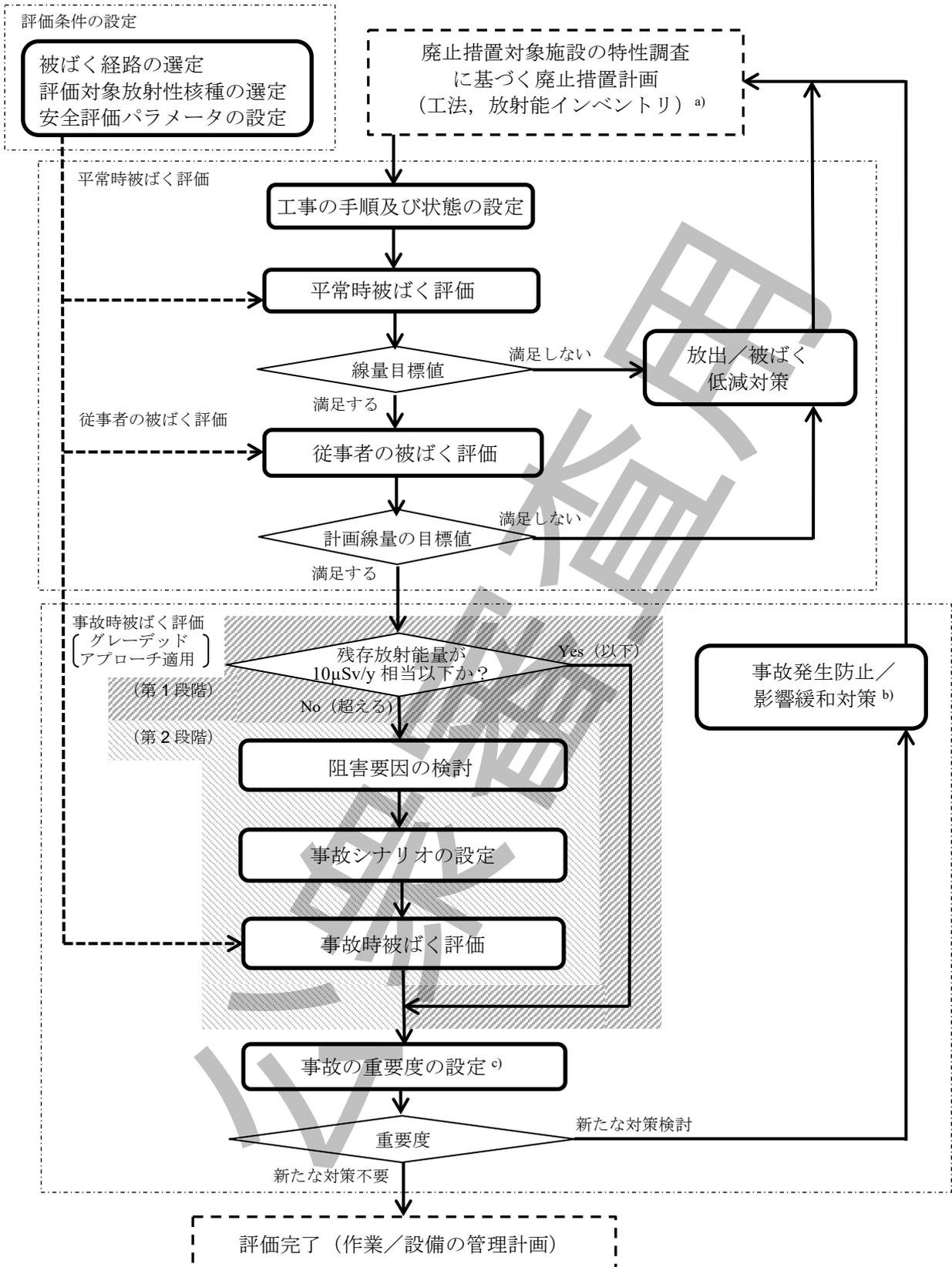


図 A.1—重要度の判定の手順例

出典：Elsevier の許諾を得て、Nuclear Engineering and Design, Vol.379, Article 111212, Seiichi Kudo and Takuma Sugihara, Basic concept of safety evaluation method for decommissioning of nuclear power plants by applying a graded approach (2021)[4]p4 の Fig.1 を抜粋して和訳及び一部変更



注 a) 日本原子力学会標準“発電用原子炉施設の廃止措置計画基準：20XX” AESJ-SC-A0XX：20XX 簡条 5 及び同附属書 A に基づき計画する。

注 b) 対策の重要度は、対策がない若しくは機能しない場合の潜在被ばくの重要度を設定する。

注 c) 初回は潜在被ばくに関する事象の重要度及び対策検討後は対策を考慮した事象の重要度を設定する。

図 A.2—グレーデッドアプローチを適用した廃止措置計画における安全評価の手順例 [4]

出典：Elsevier の許諾を得て，Nuclear Engineering and Design, Vol.379, Article 111212, Seiichi Kudo and Takuma Sugihara, Basic concept of safety evaluation method for decommissioning of nuclear power plants by applying a graded approach (2021)[4]p6 の Fig.2 を引用し，和訳して再構成

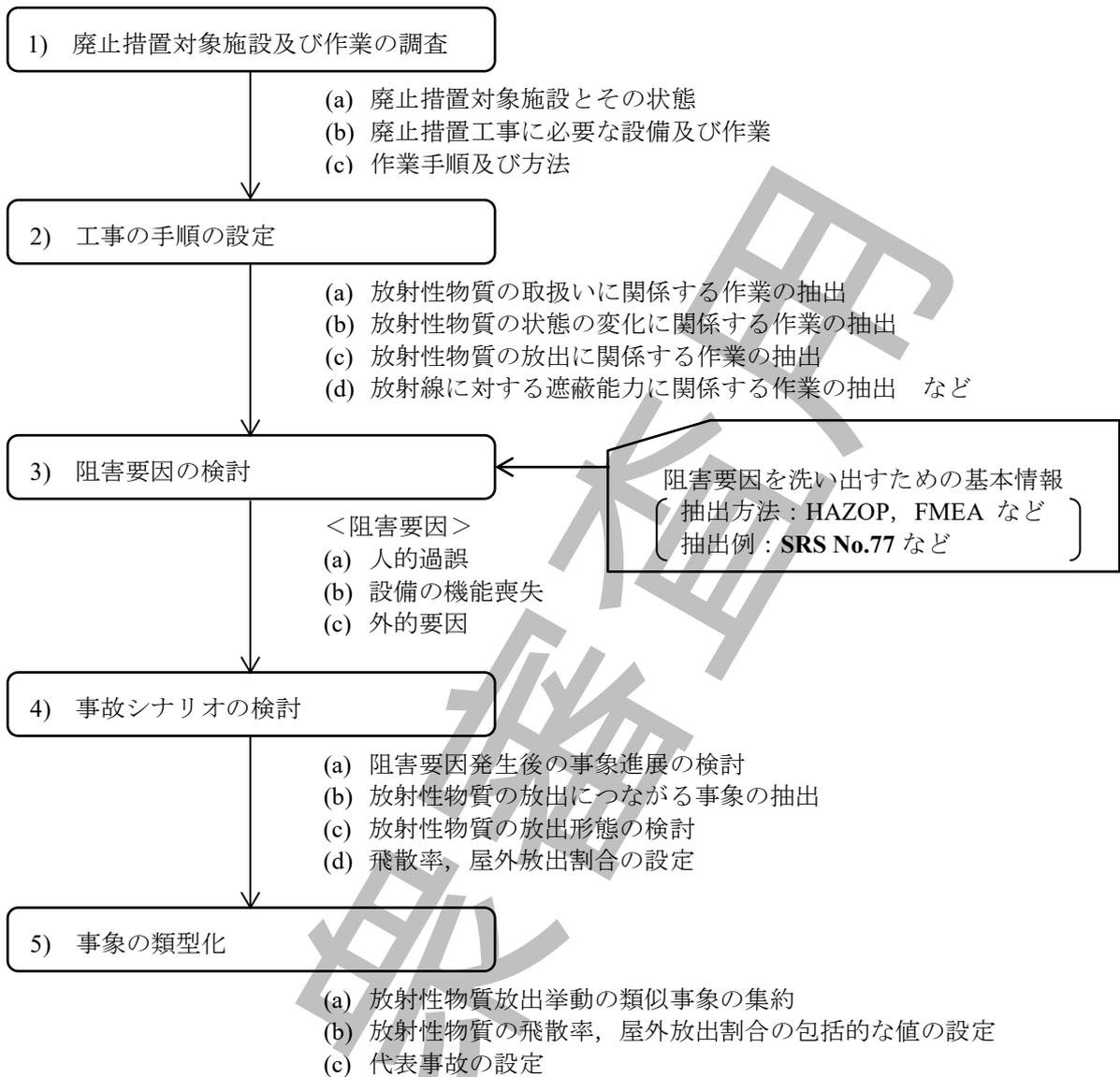


図 A.3—事故シナリオの抽出手順例

参考文献

- [1] IAEA Safety Standards, “Safety Assessment for Facilities and Activities, General Safety Requirements, No. GSR Part 4 (Rev. 1) ”, IAEA, 2016
- [2] IAEA Safety Standards, “Decommissioning of Facilities, General Safety Requirements Part 6” , No. GSR Part 6, IAEA, 2014
- [3] IAEA-TECDOC-1740, “Use of a Graded Approach in the Application of the Management System Requirements for Facilities and Activities” , IAEA, 2014
- [4] Nuclear Engineering and Design 379 (2021) 111212, “Basic Concept of Safety Evaluation Method for Decommissioning of Nuclear Power Plants by Applying a Graded Approach”, Seiichi Kudo, Takuma Sugihara
- [5] “発電用原子炉施設及び試験研究用等原子炉施設の廃止措置計画の審査基準の制定について”, 平成 25 年 11 月 27 日 原子力規制委員会決定, 令和 2 年 12 月 9 日 原子力規制委員会一部改訂
- [6] “水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針”, 平成 3 年 7 月 18 日 原子力安全委員会決定, 平成 13 年 3 月 29 日 原子力安全委員会一部改訂
- [7] ICRP publication 103, “The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection”, Annals of the ICRP Volume 37 Nos.2-4, The International Commission on Radiological Protection, J.Valentin, Elsevier, 2007
- [8] ICRP publication 60, “1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection.”, Annals of the ICRP Volume 21 No.1-3, The International Commission on Radiological Protection, H.Smith, Pergamon Press, 1991
- [9] “Numerical targets and legal limits in Safety Assessment Principles for Nuclear Facilities - an explanatory note”, ONR, December 2006
- [10] ICRP publication 77, “Radiological Protection Policy for the Disposal of Radioactive Waste.”, Annals of the ICRP Volume 27 (S), The International Commission on Radiological Protection, 1997
- [11] ICRP publication 81, “Radiation Protection Recommendations as Applied to the Disposal of Long-lived Solid Radioactive Waste.”, Annals of the ICRP Volume 28 No.4, International Commission on Radiological Protection, J.Valentin, Pergamon, 1998
- [12] IAEA RS-G-1.7, “IAEA SAFETY STANDARDS SERIES, Application of the Concepts of Exclusion, Exemption and Clearance”, IAEA, 2004
- [13] “中深度処分等に係る規制基準等の策定について -ALARA の適用における線量評価の位置付け-”, 原子力規制庁, 平成 30 年 5 月 30 日
- [14] ICRP publication 46, “Radiation Protection Principles for the Disposal of Solid Radioactive Waste”, Annals of the ICRP Volume 15 No.4, The International Commission on Radiological Protection, M.C.Thorne, Pergamon Press, 1985
- [15] “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”, 昭和 51 年 9 月 28 日 原子力委員会決定, 一部改訂 平成 13 年 3 月 29 日 原子力安全委員会

附属書 B (参考)

平常時における施設周辺の一般公衆の被ばく評価モデル例

序文

この附属書（参考）は、本体に関連する事項を説明するものであり、規定の一部ではない。この附属書では、6.2.1.4 に従い平常時における施設周辺の一般公衆の被ばく評価モデルの例について説明する。

B.1 平常時被ばく評価の基本方針

平常時被ばく評価では定常的に放射性物質が環境に放出されることを仮定して、敷地周辺における人体の直接的な被ばく及び食物連鎖を通しての被ばくによる実効線量の評価を行う。比較的半減期の短い希ガス・よう素の定常的な放出に伴う被ばくが主体となる供用中の評価とは異なり、廃止措置中においては、放射性物質の短期的な放出が繰り返される可能性が大きく、放出される放射性物質は半減期の比較的長い放射性核種を含む粒子状の物質が多いと推定され、環境への蓄積性を考慮した被ばく評価が必要になる。

また、平常時被ばく評価は、廃止措置工事で使用する設備が正常に作動している状態及び計画された作業が正常に遂行される状態を前提として、ALARA の精神に基づき線量目標値を満足するかを確認することが目的である。そのため、計画された廃止措置工事において気体状の放射性物質及び液体状の放射性物質の環境への放出が想定される経路を抽出し、工事に伴い発生する気体廃棄物及び液体廃棄物に含まれる放射性物質が工事期間中において定常的に環境に放出されることを仮定して年間の実効線量を評価する。また、廃止措置対象施設内及び敷地内に存在する放射性物質から放出される放射線の環境への到達経路を抽出し、廃止措置中に貯蔵又は保管する放射性液体廃棄物及び放射性固体廃棄物からの直接線及びスカイシャイン線による施設周辺の一般公衆の実効線量を評価する。

B.1.1 放射性物質の放出に関する評価の方針

a) 放出経路

廃止措置計画に基づき工事が正常に行われることを想定した場合の放射性物質の放出経路は、放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物を処理する設備及び作業の計画に基づいて定める。

工事によって放射性物質の放出位置又は放出高さが異なる場合は、それぞれについて年間の放出量を求めて線量評価への入力情報とする。放射性物質の放出期間が異なる場合は、それぞれについて年間平均の放出率を求め、これを合算して線量評価への入力情報とするか、又は放出源ごとに年間平均の放出率を求め、線量評価を行った後に合算するかのいずれかの方法を選択することができる。

1) 放射性気体廃棄物の放出経路 計画された工事に伴う放射性気体廃棄物の放出経路は次を考慮する。

- －貯蔵又は保管される液体又は処理中の液体から気相へ移行する放射性物質
- －除染時に除染液から気相に移行する放射性物質
- －機器、配管、建屋構造物などの切断・解体時に発生する放射性物質を含む粉じん
- －密閉された機器・配管類を開封したときに解放される放射性物質を含む内部気体
- －廃液の濃縮・固化処理に伴い発生する放射性物質を含む排気
- －放射性廃棄物の焼却・圧縮・溶融などの減容処理に伴い発生する放射性物質を含む排気

- －供用中に発生した廃棄物を貯蔵又は保管している場合に、廃棄物から気相に移行し、処理によって解放される放射性物質、及び処理によって廃棄物から気相に移行する放射性物質
- －機器・配管・構造物及び床・壁などの外表面に沈着又は付着している放射性物質の作業時における舞い上がり

2) 放射性液体廃棄物の放出経路 計画された工事に伴う放射性液体廃棄物の放出経路は次を考慮する。

- －供用中に発生した系統水・廃液の処理に伴う放射性物質を含む蒸留水
- －除染廃液の処理に伴う放射性物質を含む蒸留水
- －切断廃液の処理に伴う放射性物質を含む蒸留水
- －切断・解体時に使用した遮蔽水、又は遮蔽水の処理に伴う放射性物質を含む蒸留水
- －洗濯・手洗い排水、又は排水の処理に伴う放射性物質を含む蒸留水

b) 被ばく経路

廃止措置計画に基づき工事が正常に行われることを想定した場合の放射性物質の放出による施設周辺の一般公衆の実効線量の評価においては、施設周辺の社会環境調査の結果に基づき一般公衆の実効線量への影響が有意と判断される被ばく経路を次の項目に留意して選定する。

1) 放射性気体廃棄物の放出に係る被ばく経路 計画された工事に伴う放射性気体廃棄物の放出に係る被ばく経路は次を考慮する。

- －放射性雲からのガンマ線による外部被ばく
- －吸入摂取による内部被ばく
- －地表面沈着放射性物質からのガンマ線による外部被ばく
- －農作物摂取による内部被ばく（評価対象とする農作物の種類は施設周辺の社会環境調査の結果に基づき選定する。）
- －畜産物摂取による内部被ばく（評価対象とする畜産物の種類は施設周辺の社会環境調査の結果に基づき選定する。生産をしても放射性物質を取り込む可能性の低い畜産物は対象外とする。）
- －次の放射性物質移行経路は公衆被ばくへの影響が小さいと考えられるため評価対象外とするが、被ばく影響が懸念される場合には評価対象とする。また、社会環境調査の結果、該当する移行経路がない場合は対象外とする。
 - －飲料水摂取による内部被ばく
 - －河川水に係る被ばく
 - －河川水に放射性物質が移行する可能性がある場合であって、漁業作業が想定される場合
 - －河川敷、水中、水面、漁網及び船体からの外部被ばく
 - －淡水産物摂取による内部被ばく
 - －河川水に放射性物質が移行する可能性がある場合であって、遊泳などが想定される場合
 - －河川敷及び水中からの外部被ばく
 - －河川水に放射性物質が移行する可能性がある場合であって、かんがい（灌漑）用水として使用する場合
 - －農作物及び畜産物の摂取による内部被ばく
 - －湖水に係る被ばく

- －湖水に放射性物質が移行する可能性がある場合であって、漁業作業が想定される場合
 - －湖岸、水中、水面、漁網及び船体からの外部被ばく
 - －淡水産物摂取による内部被ばく
- －湖水に放射性物質が移行する可能性がある場合であって、遊泳などが想定される場合
 - －湖岸及び水中からの外部被ばく
- －湖水に放射性物質が移行する可能性がある場合であって、かんがい（灌漑）用水として使用することが想定される場合
 - －農作物及び畜産物の摂取による内部被ばく

2) 放射性液体廃棄物の放出に係る被ばく経路 計画された工事に伴う放射性液体廃棄物の放出に係る被ばく経路は次を考慮する。

- －海洋水に放射性物質が移行する可能性がある場合であって、漁業作業が想定される場合には、社会環境調査の結果に基づき、海岸砂、海水中、海水面、漁網及び船体からの外部被ばく及び海水産物摂取による内部被ばくを考慮する。ただし、作業又は生産のない経路は対象外とする。
- －海洋水に放射性物質が移行する可能性がある場合であって、遊泳などが想定される場合には、社会環境調査の結果に基づき、海浜砂及び海水中からの外部被ばくを考慮する。作業のない経路は対象外とする。

c) 放射性物質の飛散挙動

平常時被ばく評価では、対象施設の特性調査の結果に基づき、残存放射性物質の化学的性状、気体／液体／固体の状態及び取扱いに伴う放射性物質の次の挙動を考慮して飛散パラメータを設定する。飛散パラメータの設定においては**附属書 G**を参考とすることができる。また、放射性物質の移行挙動などに不確定要因がある場合は、それを包含するよう飛散パラメータに余裕をもたせることが望ましい。

- －人の移動における放射性ダストの舞い上がり（公衆被ばく評価の場合、切断などで発生した粉じんの全量が換気系に移行した場合は評価不要）
- －解体対象物の気中切断時の放射性粉じんの飛散
- －解体対象物の水中切断時の気中への放射性粉じんの移行
- －解体対象物の除染時の除染液からの放射性物質の気中への移行
- －解体対象物の乾式除染時の放射性粉じんの飛散
- －解体対象物の制御爆破時の放射性粉じんの飛散
- －局所排気設備による放射性粉じん／ダストの捕集
- －汚染拡大防止圏いからの放射性粉じん／ダストの漏えい
- －建屋換気／排気設備による放射性粉じん／ダストの捕集
- －建屋内浮遊粉じん／ダストの床／壁への沈着／付着（強制掃気がある場合／ない場合）
- －放射性物質を含む除染液、切断水及び遮蔽水の浄化处理時の気相への放射性物質の移行
- －放射性物質を含む除染液、切断水及び遮蔽水の濃縮蒸留処理時の気相への放射性物質の移行
- －放射性物質を含む除染液、切断水及び遮蔽水の浄化处理時の蒸留水への放射性物質の移行
- －放射性物質を含む除染液、切断水及び遮蔽水の濃縮蒸留処理時の蒸留水への放射性物質の移行
- －濃縮廃液固化処理時の放射性物質の気相への移行
- －放射性廃棄物の焼却による放射性物質の排気への移行

- －放射性廃棄物の圧縮処理による放射性物質の排気への移行
- －放射性廃棄物の溶融処理による放射性物質の排気への移行
- －廃樹脂の溶離処理時の放射性物質の気相への移行

注記 浄化処理とは、フィルタ、樹脂、浸透膜、沈降槽などによって放射性物質を液体から分離する処理をいう。

B.1.2 施設からの直接線・スカイシャイン線に関する評価の方針

a) 放射線遮蔽の計画

廃止措置工事においては、放射性廃棄物及び放射性物質を内包する設備などの保管量及び保管場所が工事の進捗によって変化する可能性がある。また、放射性廃棄物及び放射性物質を内包する設備などの敷地内移送による線源の移動及び移動ルートにおける遮蔽能力の変化の可能性もある。解体工事によって、線源の変化がなくとも遮蔽能力が変化する可能性もある。更に、除染水、切断用水及び遮蔽用水を受け入れる設備、及び処理を行う設備として設計当初とは異なる目的で使用する設備については、受け入れる放射性液体の線源強度が変化する場合が想定される。また、放射性物質の処理、貯蔵又は保管のために設備が新たに設置される場合もある。これらの状況の変化を考慮して、次の項目を検討して、施設周辺の一般公衆への線量影響が生じ得る放射線の放出経路を抽出する。

- －既存の設備を用いて除染工事を行う場合は、使用する設備を取り巻く遮蔽設備の能力が十分であるかを確認する。
- －既存の設備を用いて除染廃液、切断廃液及び遮蔽水の浄化処理、及び濃縮固化処理を行う場合は、使用する設備を取り巻く遮蔽設備の能力が十分であるかを確認する。
- －原子炉キャビティ、使用済燃料ピットなどにおいて水中切断を実施する場合は、水面線量率が所定の線量率以下となるかを確認する。
- －水中切断工事において水中から気相に移行する放射性物質の建屋内滞留によって、管理区域境界の線量率が線量基準値以下となるかを確認する。
- －除染工事、除染廃液処理、切断廃液処理及び遮蔽水処理を仮設備又は専ら廃止措置のために使用する設備を導入して実施する場合は、放射線管理基準^リを設定してこれに基づき必要に応じて適切な遮蔽設備を設ける。
- －既存の建屋内において放射性固体廃棄物の保管場所を新たに設ける場合は、放射線管理基準^リを設定してこれに基づき必要に応じて適切な遮蔽設備を設ける。
- －廃止措置対象施設の敷地内において放射性固体廃棄物の保管場所を新たに設ける場合は、放射線管理基準^リを設定してこれに基づき必要に応じて適切な遮蔽設備を設ける。
- －放射線遮蔽が必要な設備の周辺において、工事に伴って遮蔽欠損が生じる場合には、欠損部を補償する遮蔽が必要であるかを確認する。
- －放射性物質を保有する物質、機器・配管類及び構造物などの施設内の移送において、その移送経路内で一時的な遮蔽対策が必要な箇所がないかを確認する。なお、一時管理区域の設定によって対応できる場合はこの限りではない。

注^リ 放射線管理基準とは、廃止措置工事のために新たに設置する設備に関する放射性物質の取扱量若しくは濃度の限度、又は設備周辺の線量率の限度を定めたものをいう。

b) 放射線の放出経路

廃止措置中に貯蔵又は保管される放射性廃棄物などから放出される直接線及びスカイシャイン線が施設周辺の一般公衆に影響を与える場合は、放射線の放出経路を設定する。取扱対象物の線源強度と現有する遮蔽厚さとの関係から施設周辺の一般公衆の線量影響が十分小さいと判断できる基準を残存

放射エネルギーであらかじめ設定しておけば、直接線及びスカイシャイン線による施設周辺の一般公衆の線量評価を必要とする取扱対象物を簡便に選定できる。また、選定された放射線の放出経路について、線源からの直接線及びスカイシャイン線が施設周辺の一般公衆に影響を与える場合は線源を取り巻く遮蔽設備の設計条件及び敷地境界までの距離を設定する。

B.2 平常時における施設周辺の一般公衆の被ばく評価手法

廃止措置期間中に想定される施設周辺の一般公衆の平常時の実効線量の評価モデルを示す。

廃止措置期間中における環境への粒子状放射性物質の放出に伴う施設周辺の一般公衆の実効線量は、安全確保の基本的考え方に従い、気象指針[1]に示された評価式を用いて、粒子状放射性物質の放出量を算出した上で、実効線量を評価する。評価に当たっては、次を考慮する。

- － “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” [2] (以下、一般公衆線量評価という。)
- － “発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価技術調査－環境影響評価パラメータ調査研究－” (平成18年度経済産業省委託調査, (財)電力中央研究所) の添付 “廃止措置工事環境影響評価ハンドブック (第3次版)” [3] (以下、電中研ハンドブックという。)

B.2.1 環境放出量評価モデル

a) 気体廃棄物

気体廃棄物の発生から環境放出までの典型的な移行経路を考慮し、個々の廃止措置工事における環境放出量は式 (B.1) で評価できる。気体廃棄物の発生から環境放出までの典型的な移行経路を図 B.1 に示す。

$$Q_{Ai} = A_{Ri} \cdot F_{Ai} \cdot \{r_1 \cdot (1 - D_{FG1}) \cdot (1 - D_{FG3}) + (1 - r_1) \cdot r_2 \cdot [(1 - r_3) \cdot (1 - D_{FG2}) \cdot (1 - D_{FG3}) + r_3 \cdot \{(1 - r_4) \cdot (1 - D_{FG3}) + r_4\}]\} \quad \dots \quad (B.1)$$

ここで、

- Q_{Ai} : 廃止措置工事による放射性核種 i の環境放出量 (Bq)
- A_{Ri} : 廃止措置工事の対象設備中の放射性核種 i の放射エネルギー (Bq)
- F_{Ai} : 廃止措置工事における放射性核種 i の気中移行割合 (-)
- D_{FG1} : 局所回収設備フィルタの捕集効率 (-)
- D_{FG2} : 汚染拡大防止囲いフィルタの捕集効率 (-)
- D_{FG3} : 建屋排気フィルタの捕集効率 (-)
- r_1 : 局所回収設備による吸引割合 (-)
- r_2 : 汚染拡大防止囲い内で粉じん・エアロゾルが付着・沈着を逃れる割合 (-)
- r_3 : 汚染拡大防止囲いの漏えい率 (-)
- r_4 : 建屋の漏えい率 (-)

出典：廃止措置工事環境影響評価ハンドブック (第3次版) [3] p3, 一部変更

排気中移行率 (F_{Ai}) は、工事対象設備中の放射性核種の存在形態と適用する工事方法に応じて、適切なパラメータを設定する。例えば、収納容器に応じた切断線長さを考慮し、工法ごとの移行率は、放射化対象物に対しては切断溝体積に対する排気中への移行量として、汚染対象物に対しては切断溝上表面の汚染放射能に対する排気中への移行量として求める。

また、実際の工事に適用される安全防護設備の設計に従って、吸引割合、捕集効率、漏えい率などの個々のパラメータを設定する。

なお、式 (B.1) は気体廃棄物の処理系統構成に応じて適宜変更する必要がある。

放射性核種の年間放出量は式 (B.2) で評価できる。

$$Q_i = \sum Q_{Ai} \quad \dots\dots\dots (B.2)$$

ここで、

Q_i : 気体廃棄物中の放射性核種 i の年間放出量 (Bq/y)

b) 液体廃棄物

液体廃棄物の発生から環境放出までの典型的な移行経路を考慮し、個々の廃止措置工事（切断、除染など）における環境放出量は式 (B.3) で評価できる。液体廃棄物の発生から環境放出までの典型的な移行経路を図 B.2 に示す。

$$Q_{Li} = A_{Ri} \cdot F_{Li} \cdot \{(1 - D_{FL1}) \cdot (1 - D_{FL2})\} \quad \dots\dots\dots (B.3)$$

ここで、

Q_{Li} : 廃止措置工事による放射性核種 i の環境放出量 (Bq/y)

A_{Ri} : 解体対象とする構造物の放射性核種 i の放射エネルギー (Bq)

F_{Li} : 廃止措置工事における放射性核種 i の廃液中移行割合 (-)

D_{FL1} : 仮設の廃液処理設備の除去効率 (-)

D_{FL2} : 本設の液体廃棄物処理設備の除去効率 (-)

出典：廃止措置工事環境影響評価ハンドブック（第3次版）[3] p4, 一部変更

廃液中移行率 (F_{Li}) は、工事対象設備中の放射性核種の存在形態及び適用する工事方法に応じて、適切なパラメータを設定する。また、実際の工事に適用される廃液処理設備の設計に従って、除去効率のパラメータを設定する。

なお、式 (B.3) は最も単純なワンスルー方式の廃液処理系統構成を想定したものであるため、系統構成を見直した場合には、式 (B.3) を適宜変更する必要がある。

排水口における放射性核種の年平均濃度は式 (B.4) で評価できる。

$$Q_i = \sum Q_{Li} / R \quad \dots\dots\dots (B.4)$$

ここで、

Q_i : 液体廃棄物中の放射性核種 i の排水口における濃度 (Bq/m³)

R : 排水口から放出される廃液量 (希釈水を含む) (m³/y)

B.2.2 被ばく評価モデル

a) 被ばく経路

廃止措置期間中に環境に放出された放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物に起因する施設周辺の一般公衆への被ばく経路及び経路ごとの被ばく評価モデル例を示す。

供用中の原子炉施設に対しては、“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” [4] に被ばく経路が示されているが、これは平常運転時に放出される希ガス及びよう素を対象としている。一方、廃止措置中は比較的半減期の長い放射化生成核種などを考慮する必要がある、B.1.1 の b) に示した被ばく経路を考慮する必要がある。これらの被ばく経路のうち農畜産物及び水産物については、実効線量への寄与が比較的大きいと考えられる経路について次を考慮して評価対象とする被ばく経路を図 B.3 に示し、これらの経路に関する実効線量評価モデルをまとめた。

1) 放射性気体廃棄物放出に伴う評価対象被ばく経路

- －放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく
- －放射性雲中の放射性物質の吸入摂取による内部被ばく
- －地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく
- －放射性雲中の放射性物質の浮遊、付着及び降下によって汚染された農作物の摂取による内部被ばく（施設周辺の一般公衆が摂取する農作物の種類は、社会環境調査の結果に基づき設定する必要があるが、ここでは代表的な農作物として葉菜、米及び根菜を対象とする。）
- －放射性雲中の放射性物質の浮遊及び汚染された飼料作物の摂取によって汚染された畜産物の摂取による内部被ばく（施設周辺の一般公衆が摂取する畜産物の種類は、社会環境調査の結果に基づき設定する必要があるが、ここでは代表的な畜産物として牛乳及び牛肉を対象とする。）
- －飲料水摂取、かんがい（灌漑）用水利用に伴う内部被ばくも想定されるが、線量への寄与が小さいと推定されることから、ここでは対象外とする。

2) 放射性液体廃棄物放出に伴う評価対象被ばく経路

- －海水中の放射性物質の浸透に伴う海浜砂からのガンマ線による外部被ばく
- －遊泳又は海中作業に伴う海水中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく
- －海上作業に伴う海水中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく
- －漁網取扱作業に伴う漁網に付着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく
- －乗船中又は船体周辺作業に伴う船体に付着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく
- －海水中の放射性物質によって汚染された海産物の摂取による内部被ばく（施設周辺の一般公衆が摂取する海産物の種類は、社会環境調査の結果に基づき設定する必要があるが、ここでは代表的な海産物として魚類、無脊椎動物及び海藻類を対象とする。）
- －国内の原子力発電施設では廃止措置を含む通常状態において、河川及び地下水への放出はないため、評価対象外とする。

b) 気体廃棄物に関する被ばく評価式

1) 放射性雲からのガンマ線による外部被ばく

$$D_Y = \sum_i D_{Yi} \dots\dots\dots (B.5)$$

$$D_{Yi} = K \cdot (D/Q) \cdot E_i \cdot Q_i \dots\dots\dots (B.6)$$

ここで、

- D_Y : 放射性雲からのガンマ線による実効線量 (Sv/y)
- D_{Yi} : 放射性核種 i に関する放射性雲からのガンマ線による実効線量 (Sv/y)
- K : 空気カーマから実効線量への換算係数 ($K=1\text{Sv/Gy}$)
- D/Q : 放射性雲に関する相対線量 ((Gy/Bq) /MeV)

E_i : 放射性核種 i のガンマ線実効エネルギー (MeV)
 Q_i : 気体廃棄物中の放射性核種 i の年間放出量 (Bq/y)

相対線量 (D/Q) は、当該敷地の気象観測データを用いて気象指針[1] に従って評価する。

2) 地表面沈着放射性物質からのガンマ線による外部被ばく

2.1) 放射性核種の地表面沈着量

$$A_{Gi} = \frac{V_{Gi} \cdot (\chi/Q)_D \cdot Q_i}{\lambda_{Gi}} \cdot \{1 - \exp(-\lambda_{Gi} \cdot t_G)\} \quad \text{..... (B.7)}$$

ここで、

A_{Gi} : 放射性核種 i の地表面沈着量 (Bq/m²)
 V_{Gi} : 放射性核種 i の乾燥沈着速度 (m/y)
 $(\chi/Q)_D$: 地表面沈着に関する相対濃度 (y/m³)
 Q_i : 放射性核種 i の年間平均の放出率 (Bq/y)
 λ_{Gi} : 地表面沈着した放射性核種 i の実効減衰率 (1/y)

$$\lambda_{Gi} = \lambda_i + \lambda_{Si} \quad \text{..... (B.8)}$$

λ_i : 放射性核種 i の崩壊定数 (1/y)
 λ_{Si} : 放射性核種 i の地表面からの除去率 (1/y)
 t_G : 放射性物質の地表面沈着を考慮する期間 (y)

相対濃度 $(\chi/Q)_D$ は、当該敷地の気象観測データを用いて気象指針[1] に従って評価する。

2.2) 地表面沈着放射性物質からのガンマ線による実効線量

$$D_A = \sum_i D_{Ai} \quad \text{..... (B.9)}$$

$$D_{Ai} = K_{Ai} \cdot A_{Gi} \quad \text{..... (B.10)}$$

ここで、

D_A : 地表面沈着放射性物質からのガンマ線による実効線量 (Sv/y)
 D_{Ai} : 地表面沈着放射性核種 i からのガンマ線による実効線量 (Sv/y)
 K_{Ai} : 地表面沈着放射性核種 i に関する実効線量換算係数 ((Sv/y) / (Bq/m²))
 A_{Gi} : 放射性核種 i の地表面沈着放射エネルギー (Bq/m²)

3) 吸入摂取による内部被ばく

$$D_B = \sum_i D_{Bi} \quad \text{..... (B.11)}$$

$$D_{Bi} = B_R \cdot K_{Ri} \cdot (\chi/Q)_B \cdot Q_i \quad \text{..... (B.12)}$$

ここで、

D_B : 吸入摂取による実効線量 (Sv/y)
 D_{Bi} : 放射性核種 i に関する吸入摂取による実効線量 (Sv/y)
 B_R : 成人の呼吸率 (m³/y)
 K_{Ri} : 放射性核種 i の吸入摂取による実効線量換算係数 (Sv/Bq)

$(X/Q)_B$: 吸入摂取に関する相対濃度 (y/m^3)
 Q_i : 放射性核種 i の年間平均の放出率 (Bq/y)

相対濃度 $(X/Q)_B$ は、当該敷地の気象観測データを用いて気象指針[1] に従って評価する。

4) 農作物摂取による内部被ばく

4.1) 放射性核種の地表面沈着量

2)のi)と同じ。

4.2) 農作物中の放射性核種濃度 農作物の炭酸同化作用を考慮し、トリチウム (H-3) 及び炭素-14 (C-14) をほかの放射性核種と区別して評価する。

4.2.1) H-3, C-14 以外の場合

$$C_{vi} = C_{1vi} + C_{2vi} \quad \dots \quad (B.13)$$

$$C_{1vi} = \frac{R_{Lvi} \cdot F_{Evi}}{\lambda_{Evi} \cdot Y_v} \cdot V_{Gi} \cdot (X/Q)_F \cdot Q_i \cdot \{1 - \exp(-\lambda_{Evi} t_v)\} \quad \dots \quad (B.14)$$

$$C_{2vi} = \frac{C_{Fvi}}{S_v} A_{Gi} \quad \dots \quad (B.15)$$

ここで、

- C_{vi} : 農作物 v 中の放射性核種 i の濃度 (Bq/kg)
- C_{1vi} : 葉面沈着による農作物 v 中の放射性核種 i の濃度 (Bq/kg)
- C_{2vi} : 経根吸収による農作物 v 中の放射性核種 i の濃度 (Bq/kg)
- R_{Lvi} : 農作物 v に関する放射性核種 i の葉面付着割合 (乾燥沈着) (-)
- F_{Evi} : 農作物 v に関する放射性核種 i の葉面から可食部への移行割合 (-)
- V_{Gi} : 放射性核種 i の乾燥沈着速度 (m/y)
- $(X/Q)_F$: 農作物摂取に関する相対濃度 (y/m^3)
- Q_i : 放射性核種 i の年間平均の放出率 (Bq/y)
- λ_{Evi} : 農作物 v に関する放射性核種 i の実効減衰率 (1/y)
- $\lambda_{Evi} = \lambda_i + \lambda_{Wvi} \quad \dots \quad (B.16)$
- λ_i : 放射性核種 i の崩壊定数(1/y)
- λ_{Wvi} : 農作物 v に関する放射性核種 i のウェザリング除去率 (1/y)
- Y_v : 農作物 v の栽培密度 (kg/m^2)
- t_v : 放射性物質の農作物 v への沈着を考慮する期間 (y)
- C_{Fvi} : 土壌から農作物 v への放射性核種 i の移行割合 ((Bq/kg) / (Bq/kg))
- S_v : 農作物 v に関する実効地表面密度 (kg/m^2)

相対濃度 $(X/Q)_F$ は、当該敷地の気象観測データを用いて気象指針[1] に従って評価する。

4.2.2) H-3, C-14 の場合

$$C_{Hv} = F_{Hv} \cdot \frac{(X/Q)_F \cdot Q_H}{H_A} \quad \dots \quad (B.17)$$

$$C_{Cv} = F_{Cv} \cdot \frac{(X/Q)_F \cdot Q_C}{C_A} \quad \dots \quad (B.18)$$

ここで、

- C_{Hv} : 農作物 v 中の H-3 濃度 (Bq/kg)
 C_{Cv} : 農作物 v 中の C-14 濃度 (Bq/kg)
 F_{Hv} : 農作物 v 中の水素重量割合 (kg-H/kg)
 F_{Cv} : 農作物 v 中の炭素重量割合 (kg-C/kg)
 $(X/Q)_F$: 農作物摂取に関する相対濃度 (y/m³)
 Q_H : H-3 の年間平均放出率 (Bq/y)
 Q_C : C-14 の年間平均放出率 (Bq/y)
 H_A : 空気 1m³ 中の水素重量 (kg-H/m³)
 C_A : 空気 1m³ 中の炭素重量 (kg-C/m³)

相対濃度 $(X/Q)_F$ は、当該敷地の気象観測データを用いて気象指針[1] に従って評価する。

4.3) 農作物摂取による内部被ばく

$$D_F = \sum_i \sum_v D_{Fvi} \quad \dots\dots\dots (B.19)$$

$$D_{Fvi} = K_{Fi} \cdot H_{vi} \quad \dots\dots\dots (B.20)$$

$$H_{vi} = W_v \cdot C_{vi} \cdot F_{Kv} \quad \dots\dots\dots (B.21)$$

ここで、

- D_F : 農作物摂取による実効線量 (Sv/y)
 D_{Fvi} : 放射性核種 i に関する農作物 v の摂取による実効線量 (Sv/y)
 K_{Fi} : 放射性核種 i の経口摂取による実効線量換算係数 (Sv/Bq)
 H_{vi} : 農作物 v からの放射性核種 i の摂取量 (Bq/y)
 W_v : 人体による農作物 v の摂取量 (kg/y)
 C_{vi} : 農作物 v 中の放射性核種 i の濃度 (Bq/kg)
 F_{Kv} : 農作物 v の市場希釈係数 (-)

5) 畜産物摂取による内部被ばく

5.1) 畜産物中の放射性核種濃度

$$C_{ni} = F_{Lni} \cdot \sum_v (A_{vn} \cdot C_{vi}) \quad \dots\dots\dots (B.22)$$

ここで、

- C_{ni} : 畜産物 n 中の放射性核種 i の濃度 (Bq/kg)
 F_{Lni} : 畜産物 n への放射性核種 i の移行率 ((Bq/kg) / (Bq/y))
 A_{vn} : 家畜 n による飼料作物 v の摂取量 (kg/y)
 C_{vi} : 飼料作物 v 中の放射性核種 i の濃度 (Bq/kg)

5.2) 畜産物中への移行割合 飼料作物の炭酸同化作用を考慮し、トリチウム (H-3) 及び炭素-14 (C-14) に着目する。

$$F_{Ln}^H = F_{Hn} / \left\{ \sum_v (A_{vn} \cdot F_{Hv}) + 0.112 \cdot A_{wn} \right\} \quad \dots\dots\dots (B.23)$$

$$F_{Ln}^C = F_{Cn} / \sum_v (A_{vn} \cdot F_{Cv}) \quad \dots\dots\dots (B.24)$$

ここで、

- F_{Ln}^H : 畜産物 n 中への H-3 の移行率 (y/kg)
- F_{Ln}^C : 畜産物 n 中への C-14 の移行率 (y/kg)
- F_{Hn} : 畜産物 n 中の水素重量割合 (kg-H/kg)
- F_{Cn} : 畜産物 n 中の炭素重量割合 (kg-C/kg)
- F_{Hv} : 飼料作物 v 中の水素重量割合 (kg-H/kg)
- F_{Cv} : 飼料作物 v 中の炭素重量割合 (kg-C/kg)
- 0.112 : 水の水素重量割合 (kg-H/kg)
- A_{Wn} : 家畜 n による水摂取量 (kg/y)

5.3) 畜産物摂取による内部被ばく

$$D_N = \sum_i \sum_n D_{Nni} \quad \dots \dots \dots (B.25)$$

$$D_{Nni} = K_{Fi} \cdot H_{ni} \quad \dots \dots \dots (B.26)$$

$$H_{ni} = W_{Sn} \cdot C_{ni} \cdot F_{Kn} \quad \dots \dots \dots (B.27)$$

ここで、

- D_N : 畜産物摂取による実効線量 (Sv/y)
- D_{Nni} : 放射性核種 i に関する畜産物 n の摂取による実効線量 (Sv/y)
- K_{Fi} : 経口摂取による放射性核種 i の実効線量換算係数 (Sv/Bq)
- H_{ni} : 畜産物 n からの放射性核種 i の摂取量 (Bq/y)
- W_{Sn} : 人体による畜産物 n の摂取量 (kg/y)
- C_{ni} : 畜産物 n 中の放射性核種 i の放射能濃度 (Bq/kg)
- F_{Kn} : 畜産物 n の市場希釈係数 (-)

c) 液体廃棄物に関する被ばく評価式

1) 海浜砂からのガンマ線による外部被ばく

$$D_1 = \sum_i K_{1i} \cdot S_{1i} \cdot t_1 \quad \dots \dots \dots (B.28)$$

$$S_{1i} = F_{1i} \cdot C_1 \cdot Q_{wi} \quad \dots \dots \dots (B.29)$$

ここで、

- D_1 : 海浜砂からのガンマ線による実効線量 (Sv/y)
- K_{1i} : 放射性核種 i に関する海浜砂からのガンマ線による実効線量換算係数 ((Sv/h) / (Bq/kg))
- S_{1i} : 放射性核種 i に関する海浜砂の汚染密度 (Bq/kg)
- t_1 : 海浜砂からの被ばく時間 (h/y)
- F_{1i} : 海水中から海浜砂への放射性核種 i の移行割合 ((Bq/kg) / (Bq/m³))
- C_1 : 海浜砂からの外部被ばくを考慮する地点の海水希釈係数 (-)
- Q_{wi} : 液体廃棄物中の放射性核種 i の排水口における濃度 (Bq/m³)

2) 海面からのガンマ線による外部被ばく (海上作業中)

$$D_2 = \sum_i K_{2i} \cdot C_2 \cdot Q_{wi} \cdot t_2 \quad \dots \dots \dots (B.30)$$

ここで、

- D_2 : 海水面からのガンマ線による実効線量 (Sv/y)
 K_{2i} : 放射性核種 i に関する海水面からのガンマ線による実効線量換算係数
 ((Sv/h) / (Bq/m³))
 C_2 : 海水面からの外部被ばくを考慮する地点の海水希釈係数 (-)
 Q_{wi} : 液体廃棄物中の放射性核種 i の排水口における濃度 (Bq/m³)
 t_2 : 海上作業時間 (h/y)

3) 海中におけるガンマ線による外部被ばく (遊泳中)

$$D_3 = \sum_i K_{3i} \cdot C_3 \cdot Q_{wi} \cdot t_3 \quad \dots\dots\dots (B.31)$$

ここで,

- D_3 : 海中におけるガンマ線による実効線量 (Sv/y)
 K_{3i} : 放射性核種 i に関する海中におけるガンマ線による実効線量換算係数
 ((Sv/h) / (Bq/m³))
 C_3 : 海中における外部被ばくを考慮する地点の海水希釈係数 (-)
 Q_{wi} : 液体廃棄物中の放射性核種 i の排水口における濃度 (Bq/m³)
 t_3 : 遊泳時間 (h/y)

4) 船体からのガンマ線による外部被ばく

$$D_4 = \sum_i K_{4i} \cdot S_{4i} \cdot t_4 \quad \dots\dots\dots (B.32)$$

$$S_{4i} = F_{4i} \cdot C_4 \cdot Q_{wi} \quad \dots\dots\dots (B.33)$$

ここで,

- D_4 : 船体からのガンマ線による実効線量 (Sv/y)
 K_{4i} : 放射性核種 i に関する船体からのガンマ線による実効線量換算係数
 ((Sv/h) / (Bq/m²))
 S_{4i} : 放射性核種 i に関する船体の汚染密度 (Bq/m²)
 t_4 : 船体に関する被ばく時間 (h/y)
 F_{4i} : 海水中から船体への放射性核種 i の移行割合 ((Bq/m²) / (Bq/m³))
 C_4 : 船体からの外部被ばくを考慮する地点の海水希釈係数 (-)
 Q_{wi} : 液体廃棄物中の放射性核種 i の排水口における濃度 (Bq/m³)

5) 魚網からのガンマ線による外部被ばく

$$D_5 = \sum_i K_{5i} \cdot S_{5i} \cdot t_5 \quad \dots\dots\dots (B.34)$$

$$S_{5i} = F_{5i} \cdot C_5 \cdot Q_{wi} \quad \dots\dots\dots (B.35)$$

ここで,

- D_5 : 魚網からのガンマ線による実効線量 (Sv/y)
 K_{5i} : 放射性核種 i に関する魚網からのガンマ線による実効線量換算係数
 ((Sv/h) / (Bq/kg))
 S_{5i} : 放射性核種 i に関する魚網の汚染密度 (Bq/kg)
 t_5 : 魚網に関する被ばく時間 (h/y)
 F_{5i} : 海水中から魚網への放射性核種 i の移行割合 ((Bq/kg) / (Bq/m³))
 C_5 : 魚網からの外部被ばくを考慮する地点の海水希釈係数 (-)
 Q_{wi} : 液体廃棄物中の放射性核種 i の排水口における濃度 (Bq/m³)

6) 海産物摂取による内部被ばく

$$D_K = \sum_K \sum_i K_{Fi}^{50} \cdot H_{ki} \quad \dots\dots\dots (B.36)$$

$$H_{ki} = C_{Wki} \cdot F_k \cdot W_k \cdot f_{ki} \quad \dots\dots\dots (B.37)$$

$$C_{Wki} = K_{Fki} \cdot C_{6k} \cdot Q_{wi} \quad \dots\dots\dots (B.38)$$

ここで,

- D_K : 海産物摂取による実効線量 (Sv/y)
- K_{Fi}^{50} : 放射性核種 i の経口摂取による実効線量換算係数 (Sv/Bq)
- H_{ki} : 海産物 k による放射性核種 i の摂取率 (Bq/y)
- C_{Wki} : 海産物 k 中の放射性核種 i の濃度 (Bq/kg)
- F_k : 海産物 k の市場希釈係数 (-)
- W_k : 海産物 k の摂取量 (kg/y)
- f_{ki} : 海産物 k の採取から経口摂取までの期間中の放射性核種 i の減衰比 (-)

$$f_{ki} = \frac{3}{12} + \frac{T_{Ri}}{\text{Ln}(2)} \cdot \left\{ 1 - \exp\left(-\frac{\text{Ln}(2)}{T_{Ri}} \cdot \frac{9}{12}\right) \right\} \quad (\text{海藻類の場合}) \quad \dots\dots\dots (B.39)$$

$$f_{ki} = \exp\left(-\frac{\text{Ln}(2)}{T_{Ri}} \cdot t_k\right) \quad (\text{その他の場合}) \quad \dots\dots\dots (B.40)$$

- T_{Ri} : 放射性核種 i の物理的半減期 (y)
- t_k : 海産物 k の採取から経口摂取までの期間 (y)
- K_{Fki} : 海産物 k への放射性核種 i の濃縮係数 ((Bq/kg) / (Bq/m³))
- C_{6k} : 海産物 k を採取する地点の海水希釈係数 (-)
- Q_{wi} : 液体廃棄物中の放射性核種 i の排水口における濃度 (Bq/m³)

式 (B-5) ~ (B-40) の出典 : 廃止措置工事環境影響評価ハンドブック (第3次版) [3] p69~p75, 一部変更

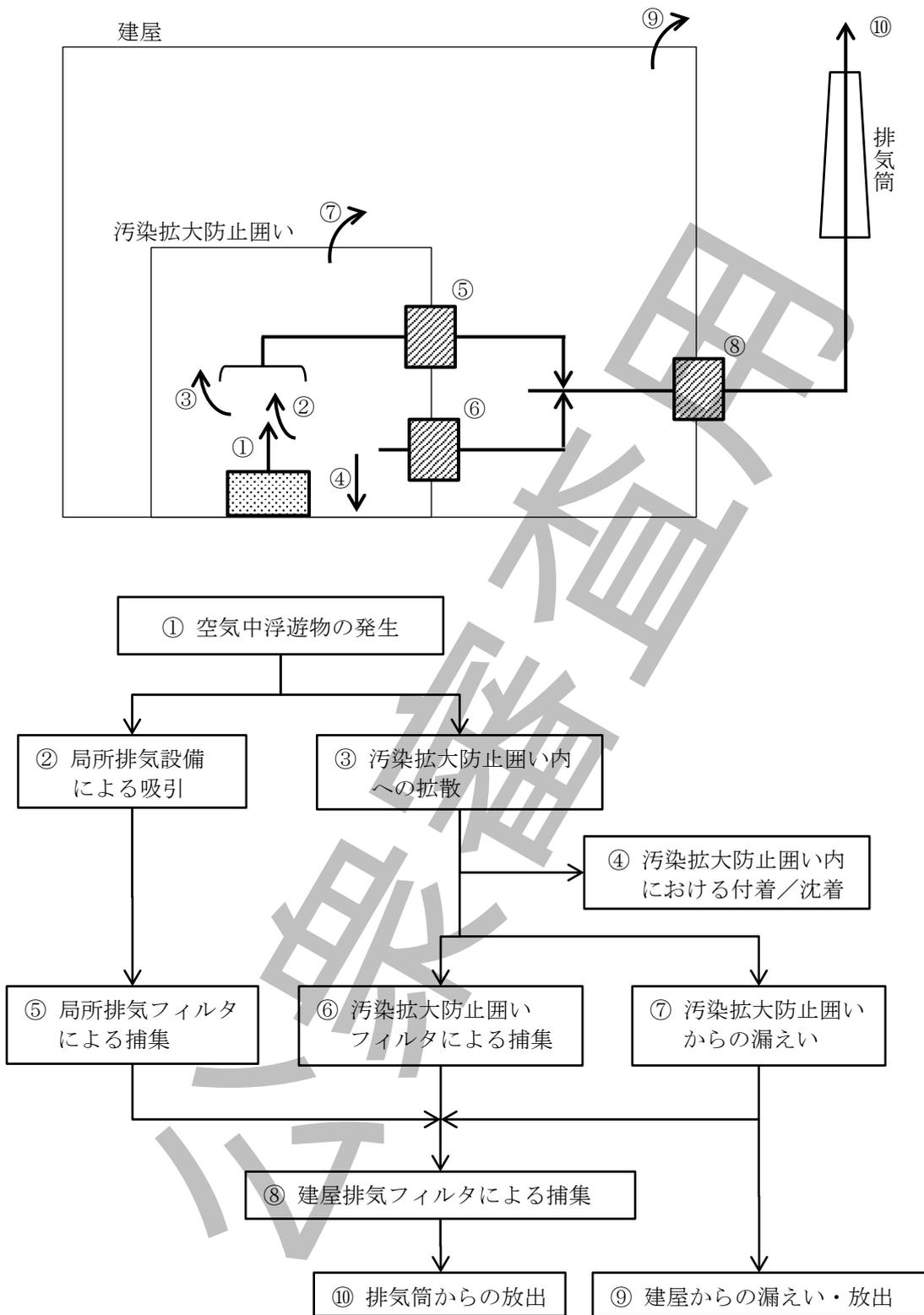


図 B.1—気体廃棄物の発生から環境放出までの典型的な移行経路

出典：廃止措置工事環境影響評価ハンドブック（第3次版）[3] p19，一部変更

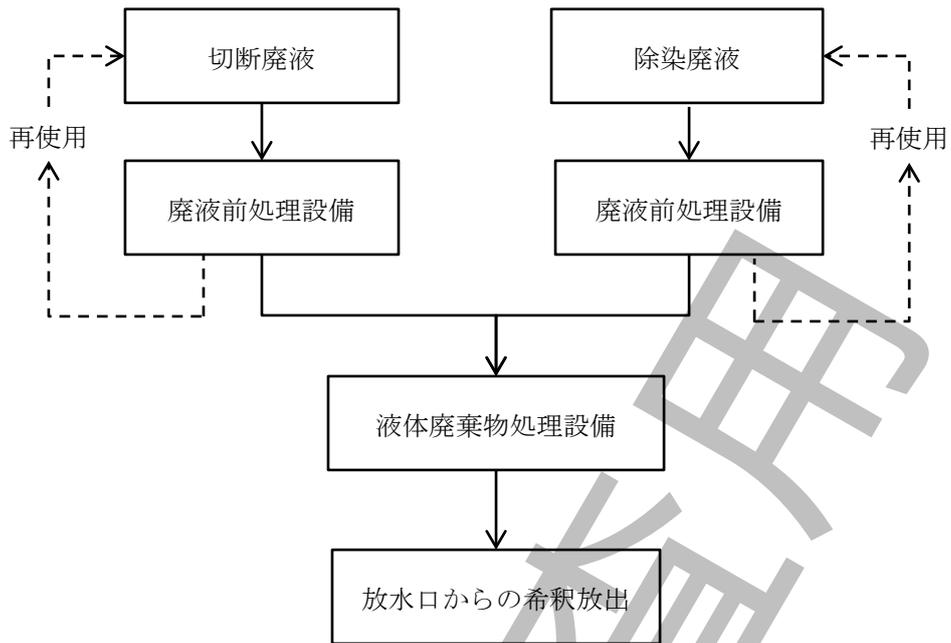
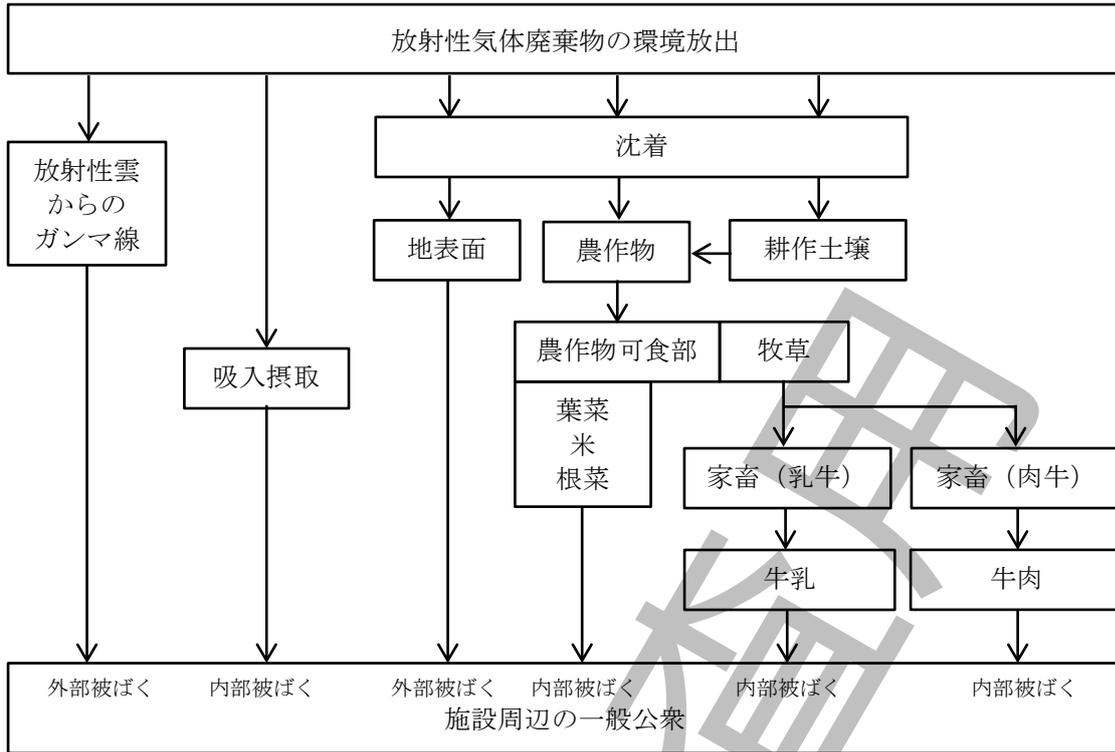
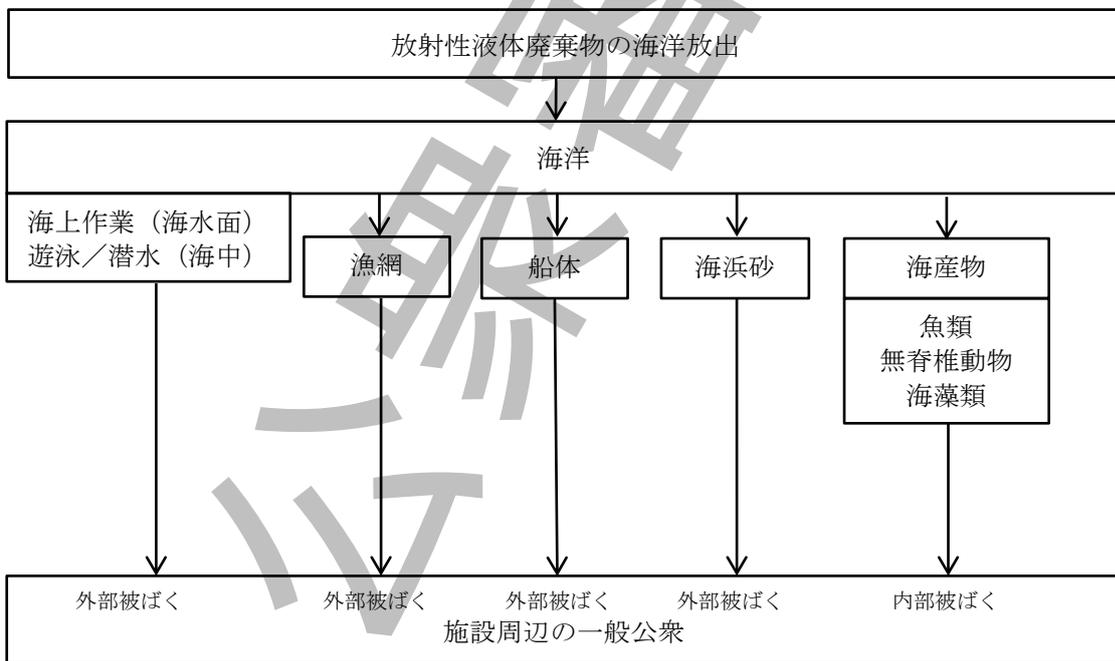


図 B.2—液体廃棄物の発生から環境放出までの典型的な移行経路

出典：廃止措置工事環境影響評価ハンドブック（第3次版）[3] p20, 一部変更



(1) 放射性気体廃棄物の放出に係る被ばく経路



(2) 放射性液体廃棄物の放出に係る被ばく経路

図 B.3－放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物に関する施設周辺の一般公衆への被ばく経路

出典：廃止措置工事環境影響評価ハンドブック（第3次版）[3] p21，一部変更

参考文献

- [1] 原子力安全委員会，“発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針”，平成13年3月29日原子力安全委員会一部改訂
- [2] 原子力安全委員会，“発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について”，平成13年3月29日一部改訂
- [3] “廃止措置工事環境影響評価ハンドブック（第3次版）”，（財）電力中央研究所，平成19年3月，（“平成18年度発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価技術調査（環境影響評価パラメータ調査研究）”添付資料）
- [4] 原子力安全委員会，“発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針”，平成13年3月29日一部改訂

附属書 C (参考)

事故時における施設周辺の一般公衆の被ばく評価モデル例

序文

この附属書（参考）は、本体に関連する事項を説明するものであり、規定の一部ではない。この附属書では、6.2.1.4 に従い事故時における施設周辺の一般公衆の被ばく評価モデルの例について説明する。

C.1 事故時被ばく評価の基本方針

法令等に定める公衆に対する年間の線量限度及び線量目標値を満足できる廃止措置工事の手順に対して、これらの正常な進行を阻害する要因を抽出し、その阻害要因が進展した場合に想定される事故を抽出する。抽出した事故シナリオは進展の類似性、放射性物質の施設外への放出挙動の観点からの類似性などを考慮して類型化を行い、類型化された中で施設周辺の一般公衆の実効線量が最も大きくなる事故シナリオを代表事故として選定して実効線量評価を行う。実効線量評価を行った結果が事故時の目安線量を超えるか又は超えるおそれがある場合には、事故発生防止対策又は事故発生時の影響緩和対策を検討し、目安線量を下回るように対策する。

なお、事故による放射性物質の環境放出に関しては、放射性物質の挙動を考慮して飛散パラメータを設定する。飛散パラメータの設定に当たっては**附属書 G**を参考とすることができる。

C.1.1 放射性物質の放出に関する評価の方針

事故時においては、廃止措置中に想定される事故シナリオを踏まえて放射性物質の放出経路又は放射線の放出経路を設定する。また、事故時においては、廃止措置中に想定される事象を踏まえた実効線量の評価モデルを設定する。

a) 放射性物質の環境への移行挙動

廃止措置時の事故時被ばく評価では、対象施設の特性調査の結果に基づき、残存放射性物質の化学的性状、気体／液体／固体の状態及び事故による放射性物質の環境放出に関して次に示す放射性物質の挙動を考慮して飛散パラメータを設定する。また、想定する事故の規模、放射性物質の環境への移行挙動などに不確定要因がある場合は、それを包含するよう飛散パラメータに余裕を持たせることが望ましい。

- －落下／衝突／転倒時の衝撃による取扱対象物からの放射性物質の気中への移行
- －燃焼／加熱による取扱対象物からの放射性物質の気中への移行
- －爆発／衝撃による取扱対象物からの放射性物質の気中への移行
- －落下／衝突／転倒時の衝撃による周辺の放射性ダストの舞い上がり
- －燃焼／加熱による周辺の放射性ダストの舞い上がり
- －爆発／衝撃による周辺の放射性ダストの舞い上がり
- －酸化などの化学反応／化学変化による取扱対象物からの放射性物質の気中への移行
- －放射性物質を含む液体の漏えい時の放射性物質の気相への移行
- －廃樹脂の気中露出による放射性物質の気中への移行

－廃棄体の密閉欠損時の放射性物質の気中への移行

b) 放出経路

事故時における放射性物質の放出経路の設定では、次を考慮する。

- －放射性物質の放出位置及び放出高さの設定（地上放出又は排気筒放出の設定）
- －放射性物質を含む物質が気中に露出した場合の放射性物質の気中への飛散／移行割合の設定
- －放射性物質を含む物質が振動／衝撃を受けた場合の放射性物質の気中への飛散／移行割合の設定
- －放射性物質を含む物質が燃焼，化学変化を起こした場合，又は加熱された場合の放射性物質の気中への飛散／移行割合の設定
- －設備のケーシング，汚染拡大防止囲い及び局所排気設備，建屋換気空調設備，建屋などによる放出低減効果の有無及びその効率の設定（換気系フィルタによる捕集効果，壁／床への付着／沈着効果，ケーシング内／建屋内での滞留効果などの設定）
- －タンク，配管，換気／排気ダクト，冷却器などの静的機器類の腐食／摩耗による亀裂を含む損壊に伴う放射性気体又は放射性液体の漏えい箇所の設定
- －ポンプ，弁，ファンなどの動的機器の腐食／摩耗などを要因とする不作動に伴う放射性気体又は放射性液体，廃樹脂，放射性粉じんなどの漏えい箇所の設定
- －建造物の経年劣化が安全対策に与える影響として，建屋壁の亀裂／倒壊を想定し，対象施設に存在する浮遊性の高い放射性物質の複合的な飛散条件を設定

c) 被ばく経路

事故時被ばく評価モデルについては、次を考慮する。

- －放射性雲による外部被ばくについては，廃止措置時に想定される事故による放射性物質の放出が瞬時又は短時間であることから 1 時間放出を仮定する。0.5MeV 換算の相対線量 D/Q は事故シナリオによって 1 時間の地上放出又は 1 時間の排気筒放出の最大方位の 97%出現頻度の値を使用する。0.5MeV 換算の 1 時間の放出量に相対線量を乗じて事故期間の積算の実効線量を求める。
- －吸入摂取による内部被ばくについては，廃止措置時に想定される事故による放射性物質の放出が瞬時又は短時間であることから 1 時間放出を仮定する。相対濃度 χ/Q は事故シナリオによって 1 時間の地上放出又は 1 時間の排気筒放出の最大方位の 97%出現頻度の値を使用する。吸入摂取の実効線量換算係数で重み付けした Co-60 等価の 1 時間の放出量に相対濃度，活動時の呼吸率，Co-60 の吸入摂取による実効線量換算係数を乗じて事故期間の積算の実効線量を求める。
- －地表沈着による外部被ばくを評価する場合には，平常時の評価モデルに対して，工事開始から終了までの放出による沈着量を事故期間（1 時間）中の放出による沈着量に読み替え，沈着後の時間経過による減衰効果を考慮して年間の実効線量を求める。

C.1.2 施設からの放射線の放出に関する評価の方針

a) 放射線の放出経路

事故時における放射線の放出経路の設定では、次を考慮する。

- －遮蔽欠損によって遮蔽能力が低下又は喪失した場合
- －線源物質が気中に露出した場合
- －線源物質を遮蔽能力がないか又は不足する設備内に注入又は設置した場合

C.2 事故時における施設周辺の一般公衆の実効線量の評価手法

原子炉施設の廃止措置期間中に想定される過失、機械若しくは装置の故障又は地震、火災その他の災害があった場合に、放射性物質の放出を伴う事故及びその影響を選定し、施設周辺の一般公衆の最大の実効線量を評価する。

廃止措置期間中の事故時における施設周辺の一般公衆の実効線量の評価は、安全確保の基本的考え方に従い、想定する起因事象から想定される事故の代表性、及びそれに伴う放射性物質の放出量を勘案し選定した施設周辺の一般公衆の被ばく影響が最大となると想定される事故について、気象指針[1]に示された評価式を用いて、大気への放出量を算出した上で、実効線量を評価する。評価に当たっては、次を考慮する。

- － “発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針” [2] (以下、安全評価指針という。)
- － 電中研ハンドブック[3]

C.2.1 被ばく評価モデル

a) 事故時の事象選定

事故時の事象選定については、廃止措置で実施する工事上の過失、機械又は装置の故障、地震、火災又はその他の災害による原子炉施設の事故の種類、程度、影響などを考慮した上で最も影響の大きい事故を選定する。事故の選定方法として、“既往の評価結果などを参考とする手法”及び“異常の調査に基づき事象を抽出する手法”が参考となる。

b) 事故時環境放出モデル

事故時においては、放射性核種は周辺の雰囲気中に飛散・漏えいする。多くの場合、空气中浮遊物(粉じん、エアロゾルなど)に同伴するが、建物の内表面に付着・沈着するもの、廃液中に移行するものなどもある。付着・沈着したものが直ちに環境へ出ることはない。また、廃液中に移行したものは廃液処理設備に滞留するので、直ちに環境へ出ることはない。したがって、空气中浮遊物に同伴する放射性核種の環境放出に着目すればよい。

一般的な環境放出モデルは、**附属書 B**に示す平常時の気体廃棄物の場合と同じ評価式で表すことができる。

$$Q_{Ri} = A_{Ri} \cdot F_{Ri} \cdot \left\{ r_1 \cdot (1 - D_{FG1}) \cdot (1 - D_{FG3}) + (1 - r_1) \cdot r_2 \left[(1 - r_3) \cdot (1 - D_{FG2}) \cdot (1 - D_{FG3}) + r_3 \{ (1 - r_4) \cdot (1 - D_{FG3}) + r_4 \} \right] \right\} \dots\dots\dots (C.1)$$

ここで、

- Q_{Ri} : 事故 R による放射性核種 i の環境放出量 (Bq)
- A_{Ri} : 事故 R に関わる設備中の放射性核種 i の放射能量 (Bq)
- F_{Ri} : 事故 R における放射性核種 i の飛散・漏えい割合 (-)
- D_{FG1} : 局所回収設備フィルタの捕集効率 (-)
- D_{FG2} : 汚染拡大防止囲いフィルタの捕集効率 (-)
- D_{FG3} : 建屋排気フィルタの捕集効率 (-)
- r_1 : 局所回収設備による吸引割合 (-)
- r_2 : 汚染拡大防止囲い内で粉じん・エアロゾルが付着・沈着を逃れる割合 (-)
- r_3 : 汚染拡大防止囲いの漏えい割合 (-)
- r_4 : 建屋の漏えい割合 (-)

式 (C.1) によって環境放出量を求める際には、事故時の条件に基づき適切な評価パラメータを用いる。

－事故 R に対して適切な飛散・漏えい率を用いる。

－事故 R における局所回収設備及び汚染拡大防止囲いの閉じ込め健全性を考慮して、漏えい率を設定する。

－事故 R における雰囲気条件（圧力、温度及び湿度）を考慮して、フィルタの捕集効率を設定する。（事故 R によっては、フィルタの破損、捕集効率の低下などがあり得る。）

c) 被ばく評価モデル

1) **被ばく経路** 事故時における施設周辺の一般公衆への被ばくを考える場合、短期間に被ばくする経路及び長期間にわたって被ばくする経路がある。前者には、放射性雲からの外部被ばく及び吸入摂取による内部被ばくがある。後者（地表面沈着物からの外部被ばく及び食物連鎖による内部被ばく）については、付近への立入り制限、土壌表面の除染、農畜産物の出荷制限などを想定できれば限定できる。したがって、事故時の被ばく経路としては、短期間に影響を受け、管理が難しい前者（放射性雲からの外部被ばく及び吸入摂取による内部被ばく）の経路を採用する。

2) **評価対象放射性核種** 事故時における被ばく線量への寄与が大きい放射性核種をあらかじめ評価し、評価対象放射性核種を選定する。評価対象放射性核種を選定例を**附属書 D**に示す。

3) 被ばく評価式

3.1) 放射性雲からの外部被ばく

$$H_Y = \sum_i H_{Yi} \quad \dots\dots\dots (C.2)$$

$$H_{Yi} = K \cdot (D/Q) \cdot E_i \cdot Q_{Ri} \quad \dots\dots\dots (C.3)$$

ここで、

- H_Y : 放射性雲からのガンマ線による実効線量 (Sv)
- H_{Yi} : 放射性核種 i に関する放射性雲からのガンマ線による実効線量 (Sv)
- K : 空気カーマから実効線量への換算係数 ($K=1\text{Sv/Gy}$)
- (D/Q) : 相対線量 (Gy/Bq)
- E_i : 放射性核種 i のガンマ線実効エネルギー (MeV/dis)
- Q_{Ri} : 事故 R による放射性核種 i の環境放出量 (Bq)

3.2) 吸入摂取による内部被ばく 小児に対し、次式で評価する。

$$H_I = \sum_i H_{Ii} \quad \dots\dots\dots (C.4)$$

$$H_{Ii} = B_R \cdot H_B(X/Q) \cdot Q_{Ri} \quad \dots\dots\dots (C.5)$$

ここで、

- H_I : 吸入摂取による実効線量 (Sv)
- H_{Ii} : 放射性核種 i に関する吸入摂取による実効線量 (Sv)
- B_R : 呼吸率 (小児の活動時の呼吸率 $= 8.61 \times 10^{-5} \text{ m}^3/\text{s}$)
- H_B : 放射性核種 i の吸入摂取による小児の実効線量換算係数 (Sv/Bq)
- (X/Q) : 相対濃度 (s/m^3)
- Q_{Ri} : 事故 R による放射性核種 i の環境放出量 (Bq)

式 (C.2) ~ (C.5) の出典：廃止措置工事環境影響評価ハンドブック（第3次版）[3] p10~p11, 一部変更

相対濃度 (χ/Q) 及び相対線量 (D/Q) は、当該敷地での気象観測データを用いて気象指針[1] に従って評価する。

参考文献

- [1] “発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針”，昭和 57 年 1 月 28 日 原子力安全委員会決定，平成元年 3 月 27 日一部改訂，平成 6 年 4 月 21 日一部改訂，平成 13 年 3 月 29 日一部改訂
- [2] “発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する評価指針”，原子力安全委員会，平成 13 年 3 月 29 日一部改訂
- [3] “廃止措置工事環境影響評価ハンドブック（第 3 次版）”，（財）電力中央研究所，平成 19 年 3 月，（“平成 18 年度発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価技術調査（環境影響評価パラメータ調査研究）”添付資料）

附属書 D (参考)

廃止措置時の平常時被ばく評価における 被ばく経路及び評価対象放射性核種の選定例

序文

この附属書（参考）は、本体に関連する事項を説明するものであり、規定の一部ではない。この附属書では、6.2.2 に従い廃止措置時の平常時の実効線量の評価における被ばく経路及び評価対象放射性核種の選定例について説明する。

D.1 廃止措置の平常被ばく評価における放射性核種の特徴

廃止措置の平常時被ばく評価においては、対象施設の特性調査の結果として得られる施設に残存している放射性物質の種類、物理的／化学的性状、除染／切断／廃棄物処理などの取扱いに伴う放射性物質の移行、飛散、除去などの特徴を踏まえて評価対象放射性核種の選定を行う。評価対象放射性核種の選定に当たっては次を考慮する。

a) 放射性崩壊

- －核燃料物質又は核原料物質がある場合には、自発核分裂による短半減期の核分裂生成核種の蓄積による影響の有無を確認する。
- －原子炉の停止から各工事開始までの経過時間を考慮して放射性崩壊による減衰及び崩壊系列核種の生成を考慮する。
- －放射性廃棄物の処分に関する検討及び敷地解放に関する検討では、長期的影響の考慮が必要になるが、これらはそれぞれの規制基準類に従う。

b) 飛散性／浮遊性

- －原子の価数の変化によって飛散性が極端に変わる放射性核種については、飛散性の大きい条件を考慮する（Ru/Rh など）。
- －化学形態によって飛散性が極端に変わる放射性核種については、工事ごとに各化学形態の存在比を考慮してそれぞれの特徴に合わせた飛散条件を設定する（I, Cs, Ag, U, Pu, H, C など）。
- －気体廃棄物及び液体廃棄物からの放射性物質除去／回収処理において、除去効率が低いか又は期待できない放射性核種については、放出割合の大きい条件を採用する（H-3, C-14, S-35, 希ガス, 有機よう素など）。

c) 放射線の種類

- －ガンマ線を放出する核種は外部被ばく（放射性雲及び地表面沈着）への寄与が大きい傾向にある（Co-60, Cs-137/Ba-137, Eu-152, Eu-154, Ru-106/Rh-106 など）。
- －アルファ線又はベータ線を放出する核種は内部被ばく（吸入摂取及び経口摂取）への寄与が大きい傾向にある（H-3, C-14, S-35, Fe-55, Ni-63, Sr-90/Y-90, Tc-99 など）。
- －放射線業務従事者に対しては、線源物質を内包する設備からのガンマ線、作業環境空気の汚染による外部被ばく、吸入被ばく及び線源物質の取扱いにおける外部被ばくが想定される。なお、内部被ばくはアルファ線放出核種、ベータ線放出核種及びガンマ線放出核種からの寄与が想定され、外部被ばく

はガンマ線放出核種及びベータ線放出核種からの寄与が想定される。

d) 放射性物質の形態

- －残存している放射性物質が気体状、液体状又は固体状であるかを対象施設の特性調査で明らかにし、温度及び圧力の状態も考慮した上で、開封、除染、解体、廃棄物処理などの作業を行うことを前提として放射性物質を取扱う工事の手順を設定し、安全評価のインプットとする。
- －除染、切断などの行為による放射性物質の形態の変化を考慮し、変化した状態に対する汚染拡大防止及び飛散防止の措置をあらかじめ講じることを前提に放射性核種の挙動を設定する。これらの措置については廃止措置計画策定基準に従って工事計画がなされたものを安全評価のインプットとする。
- －浸透汚染の状況については対象施設の特性調査でその状況を明らかにし、汚染部分を除去するための工事を廃止措置計画策定基準に従って計画し、それを基に被ばく評価のベースとなる工事の手順を作成する。
- －強い放射線が残存している密閉箇所では、放射線分解などによってガス状物質が蓄積される可能性があり、開放時に汚染拡大しないような事前措置の必要性を検討する。

D.2 平常時の実効線量の評価における被ばく経路及び評価対象放射性核種の選定例

施設周辺の一般公衆に対する平常時の実効線量を評価する上で、寄与が大きい被ばく経路及び放射性核種をあらかじめ把握しておくことは有効である。

具体的な選定方法としては、典型的な原子炉施設に対して被ばく経路ごとの実効線量を試算し、全体への寄与割合が大きい被ばく経路及び放射性核種を抽出し、それらを評価対象の被ばく経路及び評価対象放射性核種とする。

実用発電用原子炉施設（BWR）について、解体対象物ごとに着目して、即時解体、標準解体及び30年後解体の3ケースをサーベイした結果に基づき、全放射性核種による実効線量に対して10%以上の寄与となるものを評価対象放射性核種として選定した結果、及びそのときの支配的な被ばく経路は、次のとおりとなる。これらの詳細については、電中研ハンドブック[1]の付録4-2及び添付1が参考になる。

a) 放射性気体廃棄物による平常時の実効線量の評価の被ばく経路及び評価対象放射性核種

選定された被ばく経路及び放射性核種を表D.1に示す。

表 D.1－放射性気体廃棄物による平常時の実効線量の評価の被ばく経路及び評価対象放射性核種 [1]

解体方法	被ばく経路	廃止措置の作業	評価対象放射性核種
標準解体	地表沈着	炉内構造物の切断	Co-60
		RW/B ^{a)} 汚染機器の切断	Co-60
	米摂取	炉内構造物の切断	C-14
即時解体	地表沈着	炉内構造物の切断	Co-60
		RW/B ^{a)} 汚染機器の切断	Co-60
	米摂取	炉内構造物の切断	C-14
30年後解体	米摂取	炉内構造物の切断	C-14

注a) RW/Bは、廃棄物処理建屋を示すものである。

出典：廃止措置工事環境影響評価ハンドブック（第3次版）[1]p116，一部変更

b) 放射性液体廃棄物による平常時の実効線量の評価の被ばく経路及び評価対象放射性核種

選定された被ばく経路及び評価対象放射性核種を表 D.2 に示す。

表 D.2—放射性液体廃棄物による平常時の実効線量の評価の被ばく経路及び評価対象放射性核種 [1]

解体方法	被ばく経路	廃止措置の作業	評価対象放射性核種
標準解体	海産物摂取	炉内構造物の水中切断	H-3
即時解体	海産物摂取	炉内構造物の水中切断	H-3
30年後解体	海産物摂取	一次系機器の系統除染	Fe-55, Co-60
		炉内構造物の水中切断	H-3

出典：廃止措置工事環境影響評価ハンドブック（第3次版）[1] p116, 一部変更

参考文献

- [1] “廃止措置工事環境影響評価ハンドブック（第3次版）”，（財）電力中央研究所，平成19年3月，
（“平成18年度発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価技術調査（環境影響評価パラメータ調査研究）”添付資料）

附属書 E (参考)

廃止措置時の事故時被ばく評価における評価対象放射性核種の選定例

序文

この附属書（参考）は、本体に関連する事項を説明するものであり、規定の一部ではない。この附属書では、6.2.2 に従い廃止措置時の事故時被ばく評価における放射性核種の選定例について説明する。

E.1 廃止措置の事故時被ばく評価における放射性核種の特徴

廃止措置の事故時被ばく評価においては、対象施設の特性調査の結果として得られる施設に残存している放射性物質の種類、物理的／化学的性状、除染／切断／廃棄物処理／運搬などの取り扱いにおける事故時の放射性物質の移行、飛散、除去などの特徴を踏まえて評価対象放射性核種の選定を行う。評価対象放射性核種の選定に当たっては次を参考とする。

a) 放射性崩壊

- －核燃料物質又は核原料物質がある場合には、自発核分裂によって蓄積した短半減期の核分裂生成核種の飛散による影響の有無を確認する。
- －核燃料物質又は核原料物質があって、事故の発生によって臨界になるおそれがある場合にはそれによる影響の有無を確認する。
- －原子炉の停止から各工事開始までの経過時間を考慮して放射性崩壊による減衰及び崩壊系列核種の生成を考慮する。

b) 飛散性／浮遊性

- －事故時に想定される元素の化学形態及び環境へ移行後の化学形態の変化の可能性を考慮して飛散条件の設定及び線量換算係数の設定を行う。
- －原子の価数の変化によって飛散性が極端に変わる放射性核種については、飛散性の大きい条件を考慮する（Ru/Rh など）。
- －事故後の影響緩和対策として放射性物質除去／回収処理を考慮する場合は、除去性能が低い又は除去が期待できない放射性核種について放出割合の大きい条件を採用する（H-3、C-14、S-35、希ガス、有機よう素など）。

c) 放射線の種類

- －ガンマ線を放出する核種は外部被ばく（放射性雲及び地表面沈着）への寄与が大きい傾向にある（Co-60、Cs-137/Ba-137、Eu-152、Eu-154、Ru-106/Rh-106 など）。
- －アルファ線又はベータ線を放出する核種は内部被ばく（吸入摂取及び経口摂取）への寄与が大きい傾向にある（H-3、C-14、S-35、Fe-55、Ni-63、Sr-90/Y-90、Tc-99 など）。
- －放射線業務従事者に対しては、線源物質を内包する設備からのガンマ線、作業環境空気の汚染による外部被ばく、吸入被ばく及び皮膚被ばく、線源物質の取扱いにおける外部被ばく、内部被ばく及び皮膚被ばくが想定される。なお、内部被ばくはアルファ線放出核種、ベータ線放出核種及びガンマ線放出核種からの寄与が想定され、外部被ばく及び皮膚被ばくはガンマ線放出核種及びベータ線放出核種からの寄与が想定される。

d) 放射性物質の形態

- －事故の発生の原因となる状態又は事故の発生によって、温度、圧力、pHなどの化学的環境などの変化が想定される場合には、その状態を考慮した放射性物質の飛散／放出挙動の条件を設定する。
- －可燃性物質の持ち込み又は放射性物質自体（有機化合物の形成、発火性の化学反応、粉じんの急激な酸化など）が可燃性を帯びる状態を考慮する。
- －化学反応などによって、腐食が加速する状況を考慮する。
- －強い放射線が残存している密閉箇所では、放射線分解などによって水素などの発火性物質の蓄積などの可能性があり、これを考慮する。

E.2 評価対象放射性核種の選定例

事故時には、放射性物質は気中浮遊物として建屋外に放出され、主に吸入摂取による内部被ばくの経路によって施設周辺の一般公衆に被ばく上の影響を与える。事故時に建屋外に放散され得る可能性がある3種類の放射性物質を内包する機器について、即時解体、標準解体及び30年後解体の3ケースについて小児（1歳）を対象に吸入摂取を移行経路とした場合の放射性核種ごとの寄与を評価した結果を表E.1に示す。なお、寄与割合については、放射性物質を内包する機器ごとに規格化して示した。

これらの評価結果から、評価対象として選定された事象で線源となる放射性物質を内包する機器に対して被ばくの寄与が1%以上ある放射性核種をその想定事象における評価対象放射性核種として選定する。評価の結果、BWRの事故時の評価対象放射性核種は表E.2のようになる。これらの詳細については、電中研ハンドブック[1]の付録4-2及び添付1が参考になる。

表 E.1—事故時の放射性核種の寄与割合（BWR）[1]

		放射化金属	汚染金属	放射化 コンクリート
標準 解体	0.1～1	Co-60	Co-60	Fe-55, Co-60
	0.01～0.1	—	Fe-55	Ni-63
	0.001～0.01	Fe-55, Ni-63 C-14	Ni-63	H-3, C-14 Eu-152, Ru-106 Pu-239
	0.0001～0.001	Pu-238, Pu-240 Pu-241, Am-241 Cm-244	Mn-54, Sr-90 Cs-137, Pu-239 Pu-240, Pu-241	Mn-54, Eu-154 Pu-239
即時 解体	0.1～1	Co-60	Co-60	H-3
	0.01～0.1	Fe-55, Ni-63	Fe-55	Co-60, Eu-152
	0.001～0.01	C-14, Co-58	Mn-54, Ni-63 Ce-144	Fe-55, Eu-154
	0.0001～0.001	Mn-54, Pu-238 Am-241, Cm-244	Co-58, Zn-65 Sr-90, Pu-239	Mn-54, Pu-239
30 年後 解体	0.1～1	C-14, Co-60 Ni-63	Co-60, Ni-63	H-3
	0.01～0.1	—	Sr-90, Pu-239	Eu-152
	0.001～0.01	Pu-238, Pu-240 Am-241, Cm-244	Fe-55, Cs-137 Pu-240	Co-60, Eu-154 Pu-239
	0.0001～0.001	H-3, Fe-55 Pu-239, Pu-241 Cm-242	C-14, Ni-59 Nb-94, Ag-108m Pu-238, Pu-241 Am-241	Ni-63

出典：廃止措置工事環境影響評価ハンドブック（第3次版）[1] p158

表 E.2—事故時の実効線量の評価における評価対象放射性核種 [1]

解体方法	放射化金属	汚染金属	放射化 コンクリート
標準解体	Co-60	Fe-55 Co-60	Fe-55 Co-60 Ni-63
即時解体	Fe-55 Co-60 Ni-63	Fe-55 Co-60	H-3 Co-60 Eu-152
30 年後解体	C-14 Co-60 Ni-63	Co-60 Ni-63 Sr-90 Pu-239	H-3 Eu-152

出典：廃止措置工事環境影響評価ハンドブック（第3次版）[1] p118

参考文献

- [1] “廃止措置工事環境影響評価ハンドブック（第3次版）”，（財）電力中央研究所，平成19年3月，（“平成18年度発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価技術調査（環境影響評価パラメータ調査研究）”添付資料）

附属書 F (参考) 廃止措置時の被ばく評価パラメータ例 ＜線量評価パラメータ＞

序文

この附属書（参考）は、本体に関連する事柄を説明するものであり、規定の一部ではない。この附属書では、6.2.3.1 に従い廃止措置時の安全評価に必要な被ばく評価パラメータとして、線量評価パラメータについて説明する。

F.1 廃止措置時の公衆被ばく評価パラメータ

附属書 B 及び附属書 C に示す被ばく評価モデルに基づき施設周辺の一般公衆の実効線量を計算するための評価式に含まれるパラメータを設定する必要があるため、参考となるパラメータを放射性気体廃棄物の放出に関して表 F.1、放射性液体廃棄物の放出に関して表 F.2 にまとめた。なお、この附属書に記載するパラメータの値を評価に使用する際には、適用性及び妥当性を確認しなければならない。また、利用に際しては、次の点に留意する。

- －被ばく経路に関連した社会環境調査の結果に基づく条件（農作物の栽培密度、海洋における作業期間、農作物・畜産物・海産物の摂取量など）については、[再処理申請書] [1] に記載されているデータを引用した。これらの値を使用する場合には対象施設周辺の社会環境調査の結果との比較によって適用性を確認する。
- －放射性核種の物理パラメータ、環境中の移行パラメータについては、[一般公衆の線量評価] [2] のほか、諸外国の文献データを引用した。今後、文献データが改訂された場合及び新知見が得られた場合は、その妥当性及び適用性を確認した上で使用する。
- －保守側な仮定の下に設定したパラメータもあるため、現実的かつ適切なパラメータが利用できる場合は、そちらを用いてもよい。
- －パラメータの単位は附属書 B 及び附属書 C の評価式の単位と異なる場合があるため、適切に単位換算を行う。

注記 線量評価用のパラメータの参考文献は [] で略称を記載。

a) 被ばく評価パラメータ

気体廃棄物放出系及び液体廃棄物放出系に関するパラメータを附属書 G に示す。附属書 B 及び附属書 C は、先行評価の例[3] などに基づき、平常時被ばく評価及び事故時被ばく評価における線量寄与の大きな放射性核種及び被ばく経路の選定例が説明されている。この附属書では、これらの知見に基づく 55 核種について、被ばく評価パラメータをまとめた。なお、55 核種は電中研ハンドブック[3] に基づくものであり、放射能インベントリへの寄与が原子炉停止から 5 年以上 300 年までの期間に注目し、0.1%以上の放射性核種を含むものとされている。

b) 評価パラメータの出典及び根拠

評価パラメータの出典及び設定根拠を次に示す。

- 1) **放射性核種の崩壊定数** 放射性核種の崩壊定数は、[ICRP Pub.107] [4] の半減期を基に 1 年を 365.2422 日[18]として式 (F.1) を用いて換算した。

$$\lambda = \text{Ln}(2) / T_{1/2} \dots\dots\dots (F.1)$$

ここで、

λ : 放射性核種の崩壊定数 (1/s)
 $T_{1/2}$: 放射性核種の半減期 (s)

- 2) **ガンマ線の実効エネルギー** 放射性核種のガンマ線の実効エネルギーは、[ICRP Pub.107] [4] を採用した。放射平衡となる親-娘核種及びその崩壊系列核種の取り扱いは次のとおりとした。
 -親核種に対して娘核種及びその崩壊系列核種の半減期が短く放射平衡に達する場合は、娘核種及びその崩壊系列核種のガンマ線の実効エネルギーに分岐比を乗じて親核種のガンマ線の実効エネルギーに加算する。
 -親核種に対して娘核種及びその崩壊系列核種が放射平衡に達していなくても、親核種に比べて娘核種及びその崩壊系列核種の1年間の積算のガンマ線の放出エネルギーが大きくなる場合は、娘核種及びその崩壊系列核種のガンマ線の実効エネルギーに分岐比を乗じて、親核種の実効エネルギーに加算する。
- 3) **乾燥沈着速度** [線量目標値指針] [5] 及び [一般公衆の線量評価] [2] を参考とした。
- 4) **沈着を考慮する期間** 廃止措置期間は1年を超えると推定されるが、廃止措置工事における放射性物質の放出期間を保守側に1年とし、廃止措置期間中に放出される放射性物質の総量が1年で放出されるものとし、1年を365日とする。環境において蓄積性がある地表沈着などの被ばく経路は、総放出量が同じ場合は、放出期間の長短による影響は小さい。一方、放射性雲からの外部被ばく及び吸入摂取による内部被ばくは環境における蓄積性がないため、工事期間を短くすれば平均放出率が大きくなり、被ばく線量は大きめに評価される。
- 5) **地表面からの除去率** 地表面に沈着した放射性核種の地中浸透などによる除去率は、保守側に無視した。なお、[一般公衆の線量評価] [2] では、フォールアウト調査結果に基づき、残存割合を0.5としている。
- 6) **呼吸率** [線量目標値指針] [5] 及び [安全評価指針] [6] に基づく呼吸率を採用した。
- 7) **農作物に関する放射性核種の葉面付着割合** 米に関するよう素の葉面付着割合は [再処理申請書] [1] の値を採用した。米に関するよう素、H-3、C-14以外の放射性核種、及び、葉菜・根菜・牧草に関するH-3、C-14以外の放射性核種は [R.G.1.109] [7] における粒子状物質の値を採用した。なお、H-3及びC-14については比放射能法で農作物中濃度を計算するため、本パラメータは使用しない。
- 8) **農作物に関する放射性核種の葉面から可食部への移行割合** 葉菜及び牧草については葉面全体が可食部であり、移行割合は1.0とした。米及び根菜に関するよう素の可食部への移行割合は [再処理申請書] [1] の値を採用し、その他の放射性核種は [CEC] [8] の穀類又は根菜の値を採用した。また、[CEC] [8] に記載のない放射性核種については、[CEC] [8] の穀類及び根菜の最大値である0.1を準用した。
- 9) **農作物に関する放射性核種のウェザリング除去率** 国内指針 [線量目標値指針] [5] 及び [一般公衆の線量評価] [2] を参考にウェザリングによる放射性核種の除去率を $5.7 \times 10^{-7}/s$ (実効半減期=14日) とした。
- 10) **農作物の栽培密度** [再処理申請書] [1] の値を採用した。
- 11) **農作物への沈着を考慮する期間** [再処理申請書] [1] に記載の農作物栽培期間を採用した。
- 12) **土壌から農作物への放射性核種の移行割合** 土壌から農作物への放射性核種の移行割合は、次の文献値に優先順位をつけて採用した。
 葉菜については、[再処理申請書] [1] (葉菜), [R.G.1.109] [7] (Veg), [DOE/TIC-11468] [9] (Vegetables,

葉菜については、[再処理申請書] [1] (葉菜), [R.G.1.109] [7] (Veg), [DOE/TIC-11468] [9] (Vegetables,

Fruits, and Grains), [CEC] [8] (Green Vegetables), [BMI] [10] (Pflanze) の順に採用した。Tc-99 は最新知見に基づき [CEC] [8] の値を採用した。

米については、[再処理申請書] [1] (米), [CEC] [8] (Grain), [DOE/TIC-11468] [9] (Vegetables, Fruits, and Grains), [BMI] [10] (Pflanze) の順に採用した。評価上の米摂取量は乾燥重量を使用するものとし、放射性核種の移行割合を湿重量で与えている文献値には、湿重量から乾燥重量への変換係数=1.2 [UCID-17743] [11] を乗じて換算を行った。[CEC] [8] では農作物が具体名で分類されているため、これを優先して採用した。

根菜については、[再処理申請書] [1] (根菜), [CEC] [8] (Root Vegetables), [R.G.1.109] [7] (Veg), [DOE/TIC-11468] [9] (Vegetables, Fruits, and Grains), [BMI] [10] (Pflanze) の順に採用した。[CEC] [8] では農作物が具体名で分類されているため、これを優先した。

牧草については、[再処理申請書] [1] (牧草), [R.G.1.109] [7] (Veg), [DOE/TIC-11468] [9] (Forage and Feed), [CEC] [8] (Pasture), [BMI] [10] (Pflanze) の順に採用した。放牧を考慮し、評価上の牧草摂取量は湿重量で与えるものとし、放射性核種の移行割合を乾燥重量で与えている文献値には、乾燥重量から湿重量への変換係数=0.25 [DOE/TIC-11468] [9] を乗じて換算を行った。

なお、H-3 及び C-14 は比放射能法を用いるため、土壌から農作物への移行割合を使用しない。

- 13) 畜産物への放射性核種の移行割合** 畜産物への放射性核種の移行割合は、次の文献値に優先順位をつけて採用した。また、放射平衡となる親-娘核種は、親核種の移行割合で代表した。

牛乳については、[再処理申請書] [1] (牛乳), [R.G.1.109] [7] (Milk), [DOE/TIC-11468] [9] (milk), [CEC] [8] (milk), [BMI] [10] (Milch) の順に採用した。

牛肉については、[再処理申請書] [1] (牛肉), [R.G.1.109] [7] (Meat), [DOE/TIC-11468] [9] (flesh), [CEC] [8] (muscle), [BMI] [10] (Fleisch) の順に採用した。

- 14) 農畜産物中の水素・炭素重量割合** 農作物及び畜産物中の水素重量割合及び炭素重量割合は、[再処理申請書] [1] の値を採用したが、[再処理申請書] [1] は [UCID-17743] [11] の値 (Cabbage (wet) = 葉菜, Corn (dry) = 米, Irish Potatoes (wet) = 根菜, Hay (wet) = 牧草, Milk (wet) = 牛乳, Beef (wet) = 牛肉) を採用している。

- 15) 空気中の水素・炭素重量** 空気中の水素重量及び炭素重量は、[再処理申請書] [1] の値を採用した。[再処理申請書] [1] は空気中の炭素重量について [DOE/TIC-11468] [9] の値を採用している。

- 16) 農作物に関する実効地表面密度** 農作物に関する実効地表面密度は、[再処理申請書] [1] の値を採用した。

- 17) 家畜の飼料摂取量** 家畜の飼料 (牧草) 摂取量は、[再処理申請書] [1] の値を参考に設定した。

- 18) 家畜の水摂取量** 乳牛及び肉牛の水摂取量は無視した。畜産物中の H-3 濃度を比放射能法で評価する場合、水の摂取を考慮しない方が安全側の評価となる。

- 19) 海産物への放射性核種の濃縮係数** 海産物に関する放射性核種の生物濃縮係数は、次の文献値に優先順位をつけて採用した。

魚類については、[再処理申請書] [1] (魚類), [線量目標値指針] [5] (魚類), [R.G.1.109] [7] (Salt Water Fish), [DOE/TIC-11468] [9] (Fish muscle), [TRS] [12] (Fish, Recommended values) の順に採用した。

無脊椎動物については、[再処理申請書] [1] (貝類, 頭足類, 甲殻類のそれぞれについて, 放射性核種別の最大値), [線量目標値指針] [5] (無脊椎動物), [R.G.1.109] [7] (Salt Water Invertebrate (無脊椎)), [DOE/TIC-11468] [9] (Invertebrates soft parts), [TRS] [12] (Mollusca (軟体) (except cephalopods (頭足)), Recommended values), [SS57] [13] (Marine Molluscs), [CEC] [8] (Marine Molluscs) の順に採用した。

海藻類については、[再処理申請書] [1] (海藻類), [線量目標値指針] [5] (海藻), [DOE/TIC-11468] [9] (Plants), [TRS] [12] (Macro-Algae, Recommended values) の順に採用した。

- 20) **農畜海産物の市場希釈係数** 農作物, 畜産物及び海産物の市場希釈係数は, 安全側に 1.0 とした。
- 21) **農畜海産物の摂取量** 農作物, 畜産物及び海産物の摂取量については, [線量目標値指針] [5] で評価対象としているもの (葉菜, 牛乳, 魚類, 無脊椎動物及び海藻類) はその記載値, それ以外 (米, 根菜及び牛肉) は [再処理申請書] [1] の記載値によった。
- 22) **海水希釈係数** 海洋における希釈効果は無視した。したがって, 海水中の放射性核種濃度は放水口の濃度と同じになる。評価地点における海水希釈係数が利用できる場合はこの限りではない。
また, 潮流速度等の評価パラメータが利用可能である場合には, 海洋における放射性物質の拡散を考慮してもよい。
- 23) **海水からの移行割合** 海水から海浜砂及び漁網への放射性核種の移行割合は, [一般公衆の線量評価] [2] の値を採用した。船体への移行割合は, [再処理申請書] [1] の値を採用した。
- 24) **漁業作業等の被ばく時間** 海浜砂, 海中 (遊泳), 海水面 (海上作業) 及び漁網に関する被ばく時間は, [一般公衆の線量評価] [2] の値を採用した。船体に関する被ばく時間については, 同指針による海水面に関する被ばく時間と同じとした。なお, 被ばく時間が日単位で示されている遊泳, 海上作業及び漁網作業については, 1 日を 24 時間とした。
- 25) **地表沈着放射性核種に関する実効線量換算係数** 遮蔽計算コードを用いて, [一般公衆の線量評価] [2] に記載されている手法に従い, 地表面に沈着した放射性核種の密度当たりの空気カーマを計算し, 空気カーマから実効線量への換算係数 0.8 を乗じて外部被ばくによる実効線量換算係数を作成した。
- 26) **吸入・経口摂取による内部被ばく線量換算係数** 吸入摂取による実効線量換算係数は, [ICRP Pub. 119] [14] の値を採用した。なお, [電中研ハンドブック] [3] では ICRP Pub.72 [15] を採用しているが, ICRP Pub.72 [15] の再編集版として ICRP Pub.119 [14] が発行されており, これを採用した。なお, この標準において評価対象としている 55 核種に関する線量換算係数に変更はない。また, 経口摂取による線量換算係数は更に改訂版として ICRP Pub.123 [16] が発行されており, 乳児 (3 か月) の値が見直されている。この標準において評価対象としている成人及び小児 (1 歳) の値には変更はない。
また, 平常時被ばく評価においては成人 (Adult), 事故時被ばく評価においては小児 (1 歳) の値を用いることとした。
- 27) **漁業作業等に関する実効線量換算係数** 海浜砂, 海水面, 船体及び魚網からのガンマ線による外部被ばくについては, 遮蔽計算コード QAD-CGGP2R を用いて, 放射性核種ごとに単位放射能当たりの空気カーマを計算し, 空気カーマから実効線量への換算係数 0.8 を乗じて実効線量換算係数を作成した。また, 海中 (遊泳中) の外部被ばくについては, サブマージョンモデルに基づき実効線量換算係数を作成した。

3)~27)項の出典: 廃止措置工事環境影響評価ハンドブック (第3次版) [1] p76~p83

表 F.1—気体廃棄物による公衆被ばくのパラメータ (1/2)

パラメータ		単位	データ	出典又は仮定
放射性核種の崩壊定数		—	表 F.3	[ICRP Pub.107] [4]
ガンマ線の実効エネルギー		—	表 F.3	[ICRP Pub.107] [4]
乾燥沈着速度		m/s	0.01	[一般公衆の線量評価] [2] [線量目標値指針] [5]
沈着を考慮する期間	コンクリート	y	1	工事期間を安全側に仮定 (1年を365日とする)
	金属	y	1	
地表からの除去率		—	0.0	除去効果を無視
呼吸率		m ³ /s (m ³ /d)	2.57×10 ⁻⁴ (22.2)	[線量目標値指針] [5] [安全評価指針] [6]
農作物に関する放射性核種の葉面付着割合	葉菜	H-3, C-14	—	米は [再処理申請書] [1] その他は [R.G.1.109] [7]
		その他	—	
	米	H-3, C-14	—	
		よう素	—	
	その他	—	—	
		—	—	
	根菜	H-3, C-14	—	
		その他	—	
牧草	H-3, C-14	—		
	その他	—		
農作物に関する放射性核種の葉面から可食部への移行割合		—	表 F.4	[CEC] [8]
農作物に関する放射性核種のウェザリング除去率		s ⁻¹	5.7×10 ⁻⁷	[一般公衆の線量評価] [2] (14日)
農作物の栽培密度	葉菜	kg/m ²	2.8	[再処理申請書] [1]
	米	kg/m ²	0.37	
	根菜	kg/m ²	2.2	
	牧草	kg/m ²	2.0	
農作物への沈着を考慮する期間	葉菜	day	240	[再処理申請書] [1]
	米	day	210	
	根菜	day	180	
	牧草	day	90	
土壌から農作物への放射性核種の移行割合		—	表 F.5	[再処理申請書] [1] ([R.G.1.109] [7], [DOE/TIC-11468] [9], [CEC] [8], [BMI] [10])
農作物中の水素重量割合	葉菜	kg-H/kg	0.11	[UCID-17743] [11] ([再処理申請書] [1])
	米	kg-H/kg	0.066	
	根菜	kg-H/kg	0.10	
	牧草	kg-H/kg	0.064	
農作物中の炭素重量割合	葉菜	kg-C/kg	0.028	[UCID-17743] [11] ([再処理申請書] [1])
	米	kg-C/kg	0.41	
	根菜	kg-C/kg	0.078	
	牧草	kg-C/kg	0.33	

表 F.1—気体廃棄物による公衆被ばくのパラメータ (2/2)

パラメータ	単位	データ	出典又は仮定
空気中の水素重量割合	kg-H/m ³	9.2×10 ⁻⁴	[再処理申請書] [1]
空気中の炭素重量割合	kg-C/m ³	1.8×10 ⁻⁴	[DOE/TIC-11468] [9] ([再処理申請書] [1])
農作物に関する 実効地表面密度	葉 菜	kg/m ²	190
	米	kg/m ²	150
	根 菜	kg/m ²	280
	牧 草	kg/m ²	140
農作物の市場希釈係数	—	1.0	市場希釈効果を見捨てる
人体による 農作物の摂取量	葉 菜	g/day	100
	米	g/day	320
	根 菜	g/day	200
畜産物への放射性核種の移行割合	—	表 F.6	[再処理申請書] [1], [R.G.1.109] [7], [DOE/TIC-11468] [9], [BMI] [10]
畜産物中の 水素重量割合	牛 乳	kg-H/kg	0.11
	牛 肉	kg-H/kg	0.092
畜産物中の 炭素重量割合	牛 乳	kg-C/kg	0.062
	牛 肉	kg-C/kg	0.23
家畜の飼料 摂取量	乳 牛	kg/day	39
	肉 牛	kg/day	39
家畜の水摂取量	乳 牛	m ³ /day	0.0
	肉 牛	m ³ /day	0.0
人体による 畜産物の摂取量	牛 乳	g/day	200
	牛 肉	g/day	6
畜産物の市場希釈係数	—	1.0	市場希釈効果を見捨てる
地表沈着放射性核種に関する 実効線量換算係数	—	表 F.7.1	遮蔽計算コードを 用いて作成
吸入摂取による 実効線量換算係数	—	表 F.7.2	[ICRP Pub. 119] [14]
経口摂取による 実効線量換算係数	—	表 F.7.3	[ICRP Pub. 119] [14] [ICRP Pub. 123] [16]

出典：廃止措置工事環境影響評価ハンドブック（第3次版）[3] p84～p86，一部変更

表 F.2—液体廃棄物による公衆被ばくのパラメータ

パラメータ		単 位	デ ー タ	出典又は仮定
放射性核種の崩壊定数		—	表 F.3	[ICRP Pub.107] [4]
海水希釈係数		—	1.0	海水希釈効果は無視
海水からの移行割合		—	表 F.8	[一般公衆の線量評価] [2] [再処理申請書] [1]
漁業作業等に関する実効線量 換算係数		—	表 F.9	遮蔽計算コードを用いて作成又は サブマージョンモデルで算出
被ばく時間	海浜砂	h/y	500	[一般公衆の線量評価] [2]
	海水面	h/y	2880	
	海 中	h/y	96	
	船 体	h/y	2880	
	漁 網	h/y	1920	
海産物の市場希釈係数		—	1.0	市場希釈効果は無視
海産物に関する放射性核種の 生物濃縮係数		—	表 F.10	[再処理申請書] [1], [線量目標値指針] [5], [R.G.1.109] [7], [DOE/TIC-11468] [9], [TRS] [12]
人体による 海産物の 摂取量	魚 類	g/day	200	[線量目標値指針] [5]
	無脊椎動物	g/day	20	
	海藻類	g/day	40	
経口摂取による実効線量換算係数		—	表 F.7.3	[ICRP Pub. 119] [14] [ICRP Pub. 123] [16]

出典：廃止措置工事環境影響評価ハンドブック（第3次版）[3] p87，一部変更

表 F.3—放射性核種の崩壊データ (1/2)

No.	核種	崩壊定数 ^{a)} (1/s)	ガンマ線実効エネルギー (MeV/dis)	出典
1	H-3	1.783E-09	0.0	[ICRP Pub.107] [4]
2	Be-10	1.455E-14	0.0	[ICRP Pub.107] [4]
3	C-14	3.854E-12	0.0	[ICRP Pub.107] [4]
4	S-35	9.168E-08	0.0	[ICRP Pub.107] [4]
5	Cl-36	7.297E-14	1.460E-04	[ICRP Pub.107] [4]
6	Ca-41	2.153E-13	5.011E-04	[ICRP Pub.107] [4]
7	Mn-54	2.570E-08	8.360E-01	[ICRP Pub.107] [4]
8	Fe-55	8.025E-09	1.665E-03	[ICRP Pub.107] [4]
9	Fe-59	1.803E-07	1.188E+00	[ICRP Pub.107] [4]
10	Co-58	1.132E-07	9.749E-01	[ICRP Pub.107] [4]
11	Co-60	4.167E-09	2.504E+00	[ICRP Pub.107] [4]
12	Ni-59	2.175E-13	2.366E-03	[ICRP Pub.107] [4]
13	Ni-63	2.194E-10	0.0	[ICRP Pub.107] [4]
14	Zn-65	3.287E-08	5.819E-01	[ICRP Pub.107] [4]
15	Se-79	7.446E-14	0.0	[ICRP Pub.107] [4]
16	Sr-90	7.629E-10	1.232E-06	[ICRP Pub.107] [4]
17	Zr-93	1.436E-14	1.954E-03	[ICRP Pub.107] [4]
18	Nb-94	1.082E-12	1.558E+00	[ICRP Pub.107] [4]
19	Mo-93	5.491E-12	1.247E-02	[ICRP Pub.107] [4]
20	Tc-99	1.041E-13	7.025E-07	[ICRP Pub.107] [4]
21	Ru-106	2.147E-08	2.061E-01	[ICRP Pub.107] [4]
22	Ag-108m	5.255E-11	1.622E+00	[ICRP Pub.107] [4]
23	Cd-113m	1.558E-09	7.293E-05	[ICRP Pub.107] [4]
24	Sn-126	9.550E-14	1.991E+00	[ICRP Pub.107] [4]
25	Sb-125	7.962E-09	4.456E-01	[ICRP Pub.107] [4]
26	Te-125m	1.398E-07	3.598E-02	[ICRP Pub.107] [4]
27	I-129	1.399E-15	2.518E-02	[ICRP Pub.107] [4]
28	Cs-134	1.064E-08	1.555E+00	[ICRP Pub.107] [4]
29	Cs-137	7.281E-10	5.629E-01	[ICRP Pub.107] [4]
30	Ba-133	2.088E-09	4.030E-01	[ICRP Pub.107] [4]
31	La-137	3.661E-13	2.503E-02	[ICRP Pub.107] [4]
32	Ce-144	2.816E-08	4.836E-02	[ICRP Pub.107] [4]
33	Pm-147	8.373E-09	4.390E-06	[ICRP Pub.107] [4]
34	Sm-151	2.441E-10	1.573E-05	[ICRP Pub.107] [4]
35	Eu-152	1.623E-09	1.176E+00	[ICRP Pub.107] [4]
36	Eu-154	2.556E-09	1.249E+00	[ICRP Pub.107] [4]
37	Ho-166m	1.830E-11	1.625E+00	[ICRP Pub.107] [4]
38	Lu-176	5.705E-19	4.799E-01	[ICRP Pub.107] [4]
39	Ir-192m	9.114E-11	8.231E-01	[ICRP Pub.107] [4]
40	Pt-193	4.393E-10	2.580E-03	[ICRP Pub.107] [4]

表 F.3—放射性核種の崩壊データ (2/2)

No.	核種	崩壊定数 ^{a)} (1/s)	ガンマ線実効エネルギー (MeV/dis)	出典
41	U-234	8.947E-14	2.018E-03	[ICRP Pub.107] [4]
42	U-235	3.120E-17	1.937E-01	[ICRP Pub.107] [4]
43	U-236	9.379E-16	1.785E-03	[ICRP Pub.107] [4]
44	U-238	4.916E-18	3.054E-02	[ICRP Pub.107] [4]
45	Np-237	1.024E-14	3.083E-01	[ICRP Pub.107] [4]
46	Pu-238	2.505E-10	2.054E-03	[ICRP Pub.107] [4]
47	Pu-239	9.110E-13	1.078E-03	[ICRP Pub.107] [4]
48	Pu-240	3.346E-12	1.935E-03	[ICRP Pub.107] [4]
49	Pu-241	1.531E-09	2.934E-02	[ICRP Pub.107] [4]
50	Pu-242	5.857E-14	1.655E-03	[ICRP Pub.107] [4]
51	Am-241	5.082E-11	2.933E-02	[ICRP Pub.107] [4]
52	Am-242m	1.558E-10	3.033E-02	[ICRP Pub.107] [4]
53	Am-243	2.980E-12	2.431E-01	[ICRP Pub.107] [4]
54	Cm-242	4.928E-08	1.983E-03	[ICRP Pub.107] [4]
55	Cm-244	1.214E-09	1.699E-03	[ICRP Pub.107] [4]

注a) 崩壊定数は [ICRP Pub.107] [4]の半減期を用いて1年を365.2422日[18]として求めた。

表 F.4－農作物に関する放射性核種の葉面可食部への移行割合 (1/2)

No.	核種	葉菜	米	根菜	牧草
1	H-3	1	0.1	0.1	1
2	Be-10	1	0.1	0.1	1
3	C-14	1	0.1	0.1	1
4	S-35	1	0.1	0.1	1
5	Cl-36	1	0.1	0.1	1
6	Ca-41	1	0.1	0.1	1
7	Mn-54	1	0.1	0.05	1
8	Fe-55	1	0.1	0.05	1
9	Fe-59	1	0.1	0.05	1
10	Co-58	1	0.1	0.05	1
11	Co-60	1	0.1	0.05	1
12	Ni-59	1	0.1	0.1	1
13	Ni-63	1	0.1	0.1	1
14	Zn-65	1	0.1	0.05	1
15	Se-79	1	0.1	0.1	1
16	Sr-90	1	0.1	0.01	1
17	Zr-93	1	0.1	0.01	1
18	Nb-94	1	0.1	0.01	1
19	Mo-93	1	0.1	0.1	1
20	Tc-99	1	0.1	0.1	1
21	Ru-106	1	0.1	0.05	1
22	Ag-108m	1	0.1	0.05	1
23	Cd-113m	1	0.1	0.1	1
24	Sn-126	1	0.1	0.1	1
25	Sb-125	1	0.1	0.05	1
26	Te-125m	1	0.1	0.1	1
27	I-129	1	0.01	0.1	1
28	Cs-134	1	0.1	0.1	1
29	Cs-137	1	0.1	0.1	1
30	Ba-133	1	0.1	0.01	1
31	La-137	1	0.1	0.01	1
32	Ce-144	1	0.1	0.02	1
33	Pm-147	1	0.1	0.02	1
34	Sm-151	1	0.1	0.1	1
35	Eu-152	1	0.1	0.02	1
36	Eu-154	1	0.1	0.02	1
37	Ho-166m	1	0.1	0.1	1
38	Lu-176	1	0.1	0.1	1
39	Ir-192m	1	0.1	0.1	1
40	Pt-193	1	0.1	0.1	1

表 F.4－農作物に関する放射性核種の葉面可食部への移行割合 (2/2)

No.	核種	葉菜	米	根菜	牧草
41	U-234	1	0.1	0.1	1
42	U-235	1	0.1	0.1	1
43	U-236	1	0.1	0.1	1
44	U-238	1	0.1	0.1	1
45	Np-237	1	0.1	0.1	1
46	Pu-238	1	0.1	0.1	1
47	Pu-239	1	0.1	0.1	1
48	Pu-240	1	0.1	0.1	1
49	Pu-241	1	0.1	0.1	1
50	Pu-242	1	0.1	0.1	1
51	Am-241	1	0.1	0.1	1
52	Am-242m	1	0.1	0.1	1
53	Am-243	1	0.1	0.1	1
54	Cm-242	1	0.1	0.1	1
55	Cm-244	1	0.1	0.1	1
出典又は仮定		保守側に全て1	[CEC] [8]	[CEC] [8]	保守側に全て1

出典：廃止措置工事環境影響評価ハンドブック（第3次版）[3] p89, 一部変更

表 F.5—土壌からの農作物への放射性核種の移行割合 ((Bq/kg) / (Bq/kg-soil)) (1/2)

No.	核種	葉菜	出典	米	出典	根菜	出典	牧草	出典
1	H-3	—	—	—	—	—	—	—	—
2	Be-10	4.7E-04	⑤	5.6E-04	④	4.7E-04	④	4.7E-04	⑤
3	C-14	—	—	—	—	—	—	—	—
4	S-35	5.9E-01	③	7.1E-01	④	5.9E-01	④	6.0E-01	③
5	Cl-36	5.0E+00	⑤	6.0E+00	④	5.0E+00	④	5.0E+00	⑤
6	Ca-41	4.0E-02	⑤	4.8E-02	④	4.0E-02	④	4.0E-02	⑤
7	Mn-54	2.9E-02	②	3.6E-02	④	3.0E-02	④	2.9E-02	②
8	Fe-55	6.6E-04	②	4.8E-04	④	3.0E-04	④	6.6E-04	②
9	Fe-59	6.6E-04	②	4.8E-04	④	3.0E-04	④	6.6E-04	②
10	Co-58	9.4E-03	①	1.2E-02	①	2.0E-03	①	9.4E-03	①
11	Co-60	9.4E-03	①	1.2E-02	①	2.0E-03	①	9.4E-03	①
12	Ni-59	1.9E-02	②	2.3E-02	④	1.9E-02	④	1.9E-02	②
13	Ni-63	1.9E-02	②	2.3E-02	④	1.9E-02	④	1.9E-02	②
14	Zn-65	4.0E-01	②	4.8E-01	④	4.0E-01	④	4.0E-01	②
15	Se-79	1.3E+00	⑤	1.6E+00	④	1.3E+00	④	1.3E+00	⑤
16	Sr-90	1.7E-02	①	2.4E-02	①	6.0E-02	①	1.7E-02	①
17	Zr-93	1.7E-04	②	2.4E-04	④	2.0E-04	④	1.7E-04	②
18	Nb-94	9.4E-03	②	1.2E-02	④	1.0E-02	④	9.4E-03	②
19	Mo-93	1.2E-01	②	1.2E-01	④	1.0E-01	④	1.2E-01	②
20	Tc-99	5.0E+01	④	6.0E+01	④	5.0E+01	④	5.0E+01	④
21	Ru-106	5.0E-02	①	7.2E-02	①	1.0E-02	①	5.0E-02	①
22	Ag-108m	1.5E-01	②	2.4E-01	④	2.0E-01	④	1.5E-01	②
23	Cd-113m	3.0E-01	⑤	3.6E-01	④	3.0E-01	④	3.0E-01	⑤
24	Sn-126	2.5E-03	⑤	3.0E-03	④	2.5E-03	④	2.5E-03	⑤
25	Sb-125	1.1E-02	③	1.2E-02	④	1.0E-02	④	1.1E-02	③
26	Te-125m	1.3E+00	②	1.2E+00	④	1.0E+00	④	1.3E+00	②
27	I-129	2.0E-02	①	5.0E-03	①	2.0E-02	①	2.0E-02	①
28	Cs-134	1.0E-02	①	7.2E-03	①	5.0E-03	①	1.0E-02	①
29	Cs-137	1.0E-02	①	7.2E-03	①	5.0E-03	①	1.0E-02	①
30	Ba-133	5.0E-03	②	6.0E-03	④	5.0E-03	④	5.0E-03	②
31	La-137	2.5E-03	②	3.6E-03	④	3.0E-03	④	2.5E-03	②
32	Ce-144	2.5E-03	②	3.6E-03	④	3.0E-03	④	2.5E-03	②
33	Pm-147	2.5E-03	③	3.6E-03	④	3.0E-03	④	3.3E-04	③
34	Sm-151	2.5E-03	③	3.0E-03	④	2.5E-03	④	2.5E-03	③
35	Eu-152	2.5E-03	③	3.6E-03	④	3.0E-03	④	2.5E-03	③
36	Eu-154	2.5E-03	③	3.6E-03	④	3.0E-03	④	2.5E-03	③
37	Ho-166m	2.5E-03	⑤	3.0E-03	④	2.5E-03	④	2.5E-03	⑤
38	Lu-176	2.5E-03	⑤	3.0E-03	④	2.5E-03	④	2.5E-03	⑤
39	Ir-192m	1.3E+01	⑤	1.6E+01	④	1.3E+01	④	1.3E+01	⑤
40	Pt-193	5.0E-01	⑤	6.0E-01	④	5.0E-01	④	5.0E-01	⑤

表 F.5—土壌からの農作物への放射性核種の移行割合 ((Bq/kg) / (Bq/kg-soil)) (2/2)

No.	核種	葉菜	出典	米	出典	根菜	出典	牧草	出典
41	U-234	2.9E-04	③	3.5E-04	④	2.9E-04	④	1.5E-03	③
42	U-235	2.9E-04	③	3.5E-04	④	2.9E-04	④	1.5E-03	③
43	U-236	2.9E-04	③	3.5E-04	④	2.9E-04	④	1.5E-03	③
44	U-238	2.9E-04	③	3.5E-04	④	2.9E-04	④	1.5E-03	③
45	Np-237	2.5E-03	②	1.2E-06	④	1.0E-03	④	2.5E-03	②
46	Pu-238	2.2E-04	①	2.6E-04	①	1.0E-03	①	5.0E-04	①
47	Pu-239	2.2E-04	①	2.6E-04	①	1.0E-03	①	5.0E-04	①
48	Pu-240	2.2E-04	①	2.6E-04	①	1.0E-03	①	5.0E-04	①
49	Pu-241	2.2E-04	①	2.6E-04	①	1.0E-03	①	5.0E-04	①
50	Pu-242	2.2E-04	①	2.6E-04	①	1.0E-03	①	5.0E-04	①
51	Am-241	4.0E-04	③	1.2E-05	④	1.0E-03	④	5.3E-04	③
52	Am-242m	4.0E-04	③	1.2E-05	④	1.0E-03	④	5.3E-04	③
53	Am-243	4.0E-04	③	1.2E-05	④	1.0E-03	④	5.3E-04	③
54	Cm-242	1.7E-03	③	1.2E-05	④	1.0E-03	④	1.2E-04	③
55	Cm-244	1.7E-03	③	1.2E-05	④	1.0E-03	④	1.2E-04	③

注記 1 放射平衡核種の代表値は親核種とした。

注記 2 採用の優先順位は、① [再処理申請書] [1]、② [R.G.1.109] [7]、③ [DOE/TIC-11468] [9]、④ [CEC] [8]、⑤ [BMI] [10] とした。ただし、Tc-99 は最新の知見によって [CEC] [8] の値を採用した。

注記 3 H-3 及び C-14 は比放射能法を用いて濃度を求めるため、採用値欄は—とした。

出典：廃止措置工事環境影響評価ハンドブック（第3次版）[3] p90，一部変更

表 F.6—畜産物への放射性核種の移行割合 (1/2)

No.	核種	牛乳 (d/l)	牛肉 (d/kg)	出典
1	H-3	—	—	—
2	Be-10	1.0E-04	1.0E-03	[BMI] [10]
3	C-14	—	—	—
4	S-35	1.6E-02	1.3E-01	[DOE/TIC-11468] [9]
5	Cl-36	5.0E-02	8.0E-02	[BMI] [10]
6	Ca-41	8.0E-03	4.0E-03	[BMI] [10]
7	Mn-54	2.5E-04	8.0E-04	[R.G.1.109] [7]
8	Fe-55	1.2E-03	4.0E-02	[R.G.1.109] [7]
9	Fe-59	1.2E-03	4.0E-02	[R.G.1.109] [7]
10	Co-58	1.0E-03	1.3E-02	[再処理申請書] [1]
11	Co-60	1.0E-03	1.3E-02	[再処理申請書] [1]
12	Ni-59	6.7E-03	5.3E-02	[R.G.1.109] [7]
13	Ni-63	6.7E-03	5.3E-02	[R.G.1.109] [7]
14	Zn-65	3.9E-02	3.0E-02	[R.G.1.109] [7]
15	Se-79	4.5E-02	1.5E-02	[BMI] [10]
16	Sr-90	8.0E-04	6.0E-04	[再処理申請書] [1]
17	Zr-93	5.0E-06	3.4E-02	[R.G.1.109] [7]
18	Nb-94	2.5E-03	2.8E-01	[R.G.1.109] [7]
19	Mo-93	7.5E-03	8.0E-03	[R.G.1.109] [7]
20	Tc-99	2.5E-02	4.0E-01	[R.G.1.109] [7]
21	Ru-106	1.0E-06	4.0E-01	[再処理申請書] [1]
22	Ag-108m	5.0E-02	1.7E-02	[R.G.1.109] [7]
23	Cd-113m	1.2E-04	5.3E-04	[BMI] [10]
24	Sn-126	2.5E-03	8.0E-02	[BMI] [10]
25	Sb-125	2.0E-05	5.0E-03	[DOE/TIC-11468] [9]
26	Te-125m	1.0E-03	7.7E-02	[R.G.1.109] [7]
27	I-129	6.0E-03	2.9E-03	[再処理申請書] [1]
28	Cs-134	1.2E-02	4.0E-03	[再処理申請書] [1]
29	Cs-137	1.2E-02	4.0E-03	[再処理申請書] [1]
30	Ba-133	4.0E-04	3.2E-03	[R.G.1.109] [7]
31	La-137	5.0E-06	2.0E-04	[R.G.1.109] [7]
32	Ce-144	1.0E-04	1.2E-03	[R.G.1.109] [7]
33	Pm-147	2.0E-05	6.0E-03	[DOE/TIC-11468] [9]
34	Sm-151	2.0E-05	6.3E-03	[DOE/TIC-11468] [9]
35	Eu-152	2.0E-05	6.0E-03	[DOE/TIC-11468] [9]
36	Eu-154	2.0E-05	6.0E-03	[DOE/TIC-11468] [9]
37	Ho-166m	5.0E-06	4.4E-03	[BMI] [10]
38	Lu-176	5.0E-06	4.4E-03	[BMI] [10]
39	Ir-192m	5.0E-03	1.5E-03	[BMI] [10]
40	Pt-193	5.0E-03	4.0E-03	[BMI] [10]

表 F.6—畜産物への放射性核種の移行割合 (2/2)

No.	核種	牛乳 (d/l)	牛肉 (d/kg)	出典
41	U-234	1.2E-04	1.6E-06	[DOE/TIC-11468] [9]
42	U-235	1.2E-04	1.6E-06	[DOE/TIC-11468] [9]
43	U-236	1.2E-04	1.6E-06	[DOE/TIC-11468] [9]
44	U-238	1.2E-04	1.6E-06	[DOE/TIC-11468] [9]
45	Np-237	5.0E-06	2.0E-04	[R.G.1.109] [7]
46	Pu-238	4.5E-08	4.1E-07	[再処理申請書] [1]
47	Pu-239	4.5E-08	4.1E-07	[再処理申請書] [1]
48	Pu-240	4.5E-08	4.1E-07	[再処理申請書] [1]
49	Pu-241	4.5E-08	4.1E-07	[再処理申請書] [1]
50	Pu-242	4.5E-08	4.1E-07	[再処理申請書] [1]
51	Am-241	2.0E-05	1.6E-06	[DOE/TIC-11468] [9]
52	Am-242m	2.0E-05	1.6E-06	[DOE/TIC-11468] [9]
53	Am-243	2.0E-05	1.6E-06	[DOE/TIC-11468] [9]
54	Cm-242	2.0E-05	1.6E-06	[DOE/TIC-11468] [9]
55	Cm-244	2.0E-05	1.6E-06	[DOE/TIC-11468] [9]

出典：廃止措置工事環境影響評価ハンドブック（第3次版）[3] p91，一部変更

表 F.7.1—地表面に沈着した放射性核種に関する実効線量換算係数

核 種		実効線量換算係数 ($\mu\text{Sv/y}$) / (Bq/m^2)	核 種		実効線量換算係数 ($\mu\text{Sv/y}$) / (Bq/m^2)
1	H-3	1.3E-10	29	Cs-137/Ba-137m	5.8E-03
2	Be-10	2.5E-06	30	Ba-133	3.6E-03
3	C-14	9.0E-08	31	La-137	1.1E-04
4	S-35	9.8E-08	32	Ce-144/Pr-144	5.2E-04
5	Cl-36	5.5E-06	33	Pm-147	2.2E-07
6	Ca-41	0.0E+00	34	Sm-151	4.1E-08
7	Mn-54	7.9E-03	35	Eu-152	1.0E-02
8	Fe-55	0.0E+00	36	Eu-154	1.1E-02
9	Fe-59	1.1E-02	37	Ho-166m	1.6E-02
10	Co-58	9.2E-03	38	Lu-176	2.3E-06
11	Co-60	2.2E-02	39	Ir-192m/Ir-192	7.6E-03
12	Ni-59	0.0E+00	40	Pt-193	0.0E+00
13	Ni-63	5.4E-09	41	U-234	1.6E-06
14	Zn-65	5.2E-03	42	U-235/Th-231	1.4E-03
15	Se-79	1.2E-07	43	U-236	1.6E-07
16	Sr-90/Y-90	6.5E-05	44	U-238/Th-234/Pa-234m	2.0E-04
17	Zr-93	6.6E-09	45	Np-237/Pa-233	1.9E-03
18	Nb-94	1.5E-02	46	Pu-238	1.2E-06
19	Mo-93	7.0E-06	47	Pu-239	8.1E-07
20	Tc-99	4.0E-07	48	Pu-240	1.2E-06
21	Ru-106/Rh-106	2.1E-03	49	Pu-241/U-237	1.1E-03
22	Ag-108m	1.6E-02	50	Pu-242	1.5E-06
23	Cd-113m/In-113m	2.4E-06	51	Am-241	1.1E-04
24	Sn-126	3.3E-04	52	Am-242m/Am-242 /Cm-242	1.1E-04
25	Sb-125	4.1E-03	53	Am-243/Np-239	2.2E-03
26	Te-125m	1.6E-04	54	Cm-242	1.2E-06
27	I-129	1.1E-04	55	Cm-244	1.2E-06
28	Cs-134	1.5E-02	—	—	—

注記 1 放射平衡核種は、娘核種も含めた実効線量換算係数を示す。

注記 2 Fe-59 は、[Isot. 8th] [17] のデータでガンマ崩壊を計算した。

出典：廃止措置工事環境影響評価ハンドブック（第3次版）[3] p92，一部変更

表 F.7.2(1)－吸入摂取による実効線量換算係数〔成人〕（単位：μSv/Bq）

核種		換算係数	タイプ	核種		換算係数	タイプ
1	H-3	2.7E-05	水 ^{a)}	29	Cs-137	3.9E-02	S ^{e)}
2	Be-10	3.5E-02	S ^{e)}	30	Ba-133	1.0E-02	S ^{e)}
3	C-14	6.2E-06	CO ₂ ^{b)}	31	La-137	8.7E-03	F ^{e)}
4	S-35	1.9E-03	S ^{d)}	32	Ce-144	5.3E-02	F/S ^{e)}
5	Cl-36	7.3E-03	M ^{e)}	33	Pm-147	5.0E-03	M/S ^{e)}
6	Ca-41	1.8E-04	F/S ^{e)}	34	Sm-151	4.0E-03	M ^{e)}
7	Mn-54	1.5E-03	M ^{e)}	35	Eu-152	4.2E-02	M ^{e)}
8	Fe-55	7.7E-04	F ^{e)}	36	Eu-154	5.3E-02	M ^{e)}
9	Fe-59	4.0E-03	F/S ^{e)}	37	Ho-166m	1.2E-01	M ^{e)}
10	Co-58	2.1E-03	S ^{e)}	38	Lu-176	7.0E-02	M ^{e)}
11	Co-60	3.1E-02	S ^{e)}	39	Ir-192m	3.9E-02	S ^{e)}
12	Ni-59	4.4E-04	S ^{e)}	40	Pt-193	2.1E-05	F ^{e)}
13	Ni-63	1.3E-03	S ^{e)}	41	U-234	9.4E+00	S ^{e)}
14	Zn-65	2.2E-03	F ^{e)}	42	U-235	8.5E+00	S ^{e)}
15	Se-79	6.8E-03	S ^{e)}	43	U-236	8.7E+00	S ^{e)}
16	Sr-90	1.6E-01	S ^{e)}	44	U-238	8.0E+00	S ^{e)}
17	Zr-93	2.5E-02	F/S ^{e)}	45	Np-237	5.0E+01	F ^{e)}
18	Nb-94	4.9E-02	S ^{e)}	46	Pu-238	1.1E+02	F ^{e)}
19	Mo-93	2.3E-03	S ^{e)}	47	Pu-239	1.2E+02	F ^{e)}
20	Tc-99	1.3E-02	S ^{e)}	48	Pu-240	1.2E+02	F ^{e)}
21	Ru-106	6.6E-02	S ^{e)}	49	Pu-241	2.3E+00	F ^{e)}
22	Ag-108m	3.7E-02	S ^{e)}	50	Pu-242	1.1E+02	F ^{e)}
23	Cd-113m	1.1E-01	F ^{e)}	51	Am-241	9.6E+01	F ^{e)}
24	Sn-126	2.8E-02	M ^{e)}	52	Am-242m	9.2E+01	F ^{e)}
25	Sb-125	1.2E-02	S ^{e)}	53	Am-243	9.6E+01	F ^{e)}
26	Te-125m	4.2E-03	S ^{e)}	54	Cm-242	5.9E+00	F/S ^{e)}
27	I-129	9.6E-02	元素状よう素 ^{f)}	55	Cm-244	5.7E+01	F ^{e)}
28	Cs-134	2.0E-02	S ^{e)}	—	—	—	—

注^{a)} エアロゾル，水，有機物，水素ガス及びメタンのうち，吸入摂取の可能性が高い水で代表した。皮膚からの吸収も考慮して，吸入摂取による換算係数の1.5倍を設定した。

注^{b)} CO₂，CO，メタン，有機ガス及び粒子のうち，吸入摂取の可能性が高いCO₂で代表した。

注^{c)} AMAD 1μmの粒子とし，最も厳しい係数となる吸入タイプで代表した。

注^{d)} 粒子，SO₂及びCS₂のうち，最も厳しい粒子で代表した。

注^{e)} 粒子及びRuO₂蒸気のうち，最も厳しい粒子で代表した。

注^{f)} 粒子，元素状よう素及び有機よう素のうち，最も厳しい元素状よう素で代表した。

出典：[ICRP Pub. 119] [14]

出典：廃止措置工事環境影響評価ハンドブック（第3次版）[3] p93，一部変更

表 F.7.2(2)－吸入摂取による実効線量換算係数 [小児] (単位 : $\mu\text{Sv/Bq}$)

核種		換算係数	タイプ	核種		換算係数	タイプ
1	H-3	7.2E-05	水 ^{a)}	29	Cs-137	1.0E-01	S ^{e)}
2	Be-10	9.1E-02	S ^{e)}	30	Ba-133	2.9E-02	S ^{e)}
3	C-14	1.9E-05	CO ₂ ^{b)}	31	La-137	2.3E-02	F ^{e)}
4	S-35	6.0E-03	S ^{d)}	32	Ce-144	2.7E-01	F/S ^{e)}
5	Cl-36	2.6E-02	M ^{e)}	33	Pm-147	1.8E-02	M/S ^{e)}
6	Ca-41	6.0E-04	F/S ^{e)}	34	Sm-151	1.0E-02	M ^{e)}
7	Mn-54	6.2E-03	M ^{e)}	35	Eu-152	1.0E-01	M ^{e)}
8	Fe-55	3.2E-03	F ^{e)}	36	Eu-154	1.5E-01	M ^{e)}
9	Fe-59	1.3E-02	F/S ^{e)}	37	Ho-166m	2.5E-01	M ^{e)}
10	Co-58	7.5E-03	S ^{e)}	38	Lu-176	1.7E-01	M ^{e)}
11	Co-60	8.6E-02	S ^{e)}	39	Ir-192m	9.1E-02	S ^{e)}
12	Ni-59	1.5E-03	S ^{e)}	40	Pt-193	1.6E-04	F ^{e)}
13	Ni-63	4.3E-03	S ^{e)}	41	U-234	2.9E+01	S ^{e)}
14	Zn-65	1.0E-02	F ^{e)}	42	U-235	2.6E+01	S ^{e)}
15	Se-79	2.0E-02	S ^{e)}	43	U-236	2.7E+01	S ^{e)}
16	Sr-90	4.0E-01	S ^{e)}	44	U-238	2.5E+01	S ^{e)}
17	Zr-93	6.4E-03	F/S ^{e)}	45	Np-237	9.3E+01	F ^{e)}
18	Nb-94	1.2E-01	S ^{e)}	46	Pu-238	1.9E+02	F ^{e)}
19	Mo-93	5.8E-03	S ^{e)}	47	Pu-239	2.0E+02	F ^{e)}
20	Tc-99	3.7E-02	S ^{e)}	48	Pu-240	2.0E+02	F ^{e)}
21	Ru-106	2.3E-01	S ^{e)}	49	Pu-241	2.9E+00	F ^{e)}
22	Ag-108m	8.7E-02	S ^{e)}	50	Pu-242	1.9E+02	F ^{e)}
23	Cd-113m	2.7E-01	F ^{e)}	51	Am-241	1.8E+02	F ^{e)}
24	Sn-126	1.0E-01	M ^{e)}	52	Am-242m	1.5E+02	F ^{e)}
25	Sb-125	3.8E-02	S ^{e)}	53	Am-243	1.7E+02	F ^{e)}
26	Te-125m	1.3E-02	S ^{e)}	54	Cm-242	2.1E+01	F/S ^{e)}
27	I-129	2.0E-01	元素状よう素 ^{f)}	55	Cm-244	1.3E+02	F ^{e)}
28	Cs-134	6.3E-02	S ^{e)}	—	—	—	—

注^{a)} エアロゾル, 水, 有機物, 水素ガス及びメタンのうち, 吸入摂取の可能性が高い水で代表した。皮膚からの吸収も考慮して, 吸入摂取による換算係数の 1.5 倍を設定した。

注^{b)} CO₂, CO, メタン, 有機ガス及び粒子のうち, 吸入摂取の可能性が高い CO₂ で代表した。

注^{c)} AMAD 1 μm の粒子とし, 最も厳しい係数となる吸入タイプで代表した。

注^{d)} 粒子, SO₂ 及び CS₂ のうち, 最も厳しい粒子で代表した。

注^{e)} 粒子及び RuO₂ 蒸気のうち, 最も厳しい粒子で代表した。

注^{f)} 粒子, 元素状よう素及び有機よう素のうち, 最も厳しい元素状よう素で代表した。

出典 : [ICRP Pub. 119] [14]

出典 : 廃止措置工事環境影響評価ハンドブック (第 3 次版) [3] p94, 一部変更

表 F.7.3—経口摂取による実効線量換算係数 [成人] (単位: $\mu\text{Sv/Bq}$)

核 種		換算係数	核 種		換算係数
1	H-3 ^{a)}	4.2E-05	29	Cs-137	1.3E-02
2	Be-10	1.1E-03	30	Ba-133	1.5E-03
3	C-14	5.8E-04	31	La-137	8.1E-05
4	S-35 ^{b)}	7.7E-04	32	Ce-144	5.2E-03
5	Cl-36	9.3E-04	33	Pm-147	2.6E-04
6	Ca-41	1.9E-04	34	Sm-151	9.8E-05
7	Mn-54	7.1E-04	35	Eu-152	1.4E-03
8	Fe-55	3.3E-04	36	Eu-154	2.0E-03
9	Fe-59	1.8E-03	37	Ho-166m	2.0E-03
10	Co-58	7.4E-04	38	Lu-176	1.8E-03
11	Co-60	3.4E-03	39	Ir-192m	3.1E-04
12	Ni-59	6.3E-05	40	Pt-193	3.1E-05
13	Ni-63	1.5E-04	41	U-234	4.9E-02
14	Zn-65	3.9E-03	42	U-235	4.7E-02
15	Se-79	2.9E-03	43	U-236	4.7E-02
16	Sr-90	2.8E-02	44	U-238	4.5E-02
17	Zr-93	1.1E-03	45	Np-237	1.1E-01
18	Nb-94	1.7E-03	46	Pu-238	2.3E-01
19	Mo-93	3.1E-03	47	Pu-239	2.5E-01
20	Tc-99	6.4E-04	48	Pu-240	2.5E-01
21	Ru-106	7.0E-03	49	Pu-241	4.8E-03
22	Ag-108m	2.3E-03	50	Pu-242	2.4E-01
23	Cd-113m	2.3E-02	51	Am-241	2.0E-01
24	Sn-126	4.7E-03	52	Am-242m	1.9E-01
25	Sb-125	1.1E-03	53	Am-243	2.0E-01
26	Te-125m	8.7E-04	54	Cm-242	1.2E-02
27	I-129	1.1E-01	55	Cm-244	1.2E-01
28	Cs-134	1.9E-02	—	—	—

注 ^{a)} 水及び有機物のうち、最も厳しい係数となる有機物で代表した。

注 ^{b)} 無機物及び有機物のうち、最も厳しい係数となる有機物で代表した。

出典: [ICRP Pub. 119] [14], [ICRP Pub. 123] [16]

出典: 廃止措置工事環境影響評価ハンドブック (第3次版) [3] p95, 一部変更

表 F.8—海水からの移行割合 (1/2)

No.	核種	海水から海浜砂への移行割合 (m ³ /kg)	海水から船体への移行割合 (m ³ /m ²)	海水から漁網への移行割合 (m ³ /kg)
1	H-3	1.0E-03	0.1	1.0E-03
2	Be-10	1.0	0.1	1.0
3	C-14	1.0	0.1	1.0
4	S-35	1.0	0.1	1.0
5	Cl-36	1.0	0.1	1.0
6	Ca-41	1.0	0.1	1.0
7	Mn-54	1.0	0.1	1.0
8	Fe-55	1.0	0.1	1.0
9	Fe-59	1.0	0.1	1.0
10	Co-58	1.0	0.1	1.0
11	Co-60	1.0	0.1	1.0
12	Ni-59	1.0	0.1	1.0
13	Ni-63	1.0	0.1	1.0
14	Zn-65	1.0	0.1	1.0
15	Se-79	1.0	0.1	1.0
16	Sr-90	1.0E-02	0.1	1.0
17	Zr-93	1.0	0.1	1.0
18	Nb-94	1.0	0.1	1.0
19	Mo-93	1.0	0.1	1.0
20	Tc-99	1.0	0.1	1.0
21	Ru-106	1.0	0.1	1.0
22	Ag-108m	1.0	0.1	1.0
23	Cd-113m	1.0	0.1	1.0
24	Sn-126	1.0	0.1	1.0
25	Sb-125	1.0	0.1	1.0
26	Te-125m	1.0	0.1	1.0
27	I-129	1.0	0.1	1.0
28	Cs-134	1.0E-01	0.1	1.0
29	Cs-137	1.0E-01	0.1	1.0
30	Ba-133	1.0	0.1	1.0
31	La-137	1.0	0.1	1.0
32	Ce-144	1.0	0.1	1.0
33	Pm-147	1.0	0.1	1.0
34	Sm-151	1.0	0.1	1.0
35	Eu-152	1.0	0.1	1.0
36	Eu-154	1.0	0.1	1.0
37	Ho-166m	1.0	0.1	1.0
38	Lu-176	1.0	0.1	1.0
39	Ir-192m	1.0	0.1	1.0
40	Pt-193	1.0	0.1	1.0

表 F.8—海水からの移行割合 (2/2)

No.	核種	海水から海浜砂への移行割合 (m ³ /kg)	海水から船体への移行割合 (m ³ /m ²)	海水から漁網への移行割合 (m ³ /kg)
41	U-234	1.0	0.1	1.0
42	U-235	1.0	0.1	1.0
43	U-236	1.0	0.1	1.0
44	U-238	1.0	0.1	1.0
45	Np-237	1.0	0.1	1.0
46	Pu-238	1.0	0.1	1.0
47	Pu-239	1.0	0.1	1.0
48	Pu-240	1.0	0.1	1.0
49	Pu-241	1.0	0.1	1.0
50	Pu-242	1.0	0.1	1.0
51	Am-241	1.0	0.1	1.0
52	Am-242m	1.0	0.1	1.0
53	Am-243	1.0	0.1	1.0
54	Cm-242	1.0	0.1	1.0
55	Cm-244	1.0	0.1	1.0
出典		[一般公衆の線量評価] [2]	[再処理申請書] [1]	[一般公衆の線量評価] [2]

出典：廃止措置工事環境影響評価ハンドブック（第3次版）[3] p96, 一部変更

表 F.9—漁業作業等に関する実効線量換算係数 (1/2)

No.	核種	海浜砂 (($\mu\text{Sv/h}$) / (Bq/kg))	海水面 (($\mu\text{Sv/h}$) / (Bq/m ³))	海中 (($\mu\text{Sv/h}$) / (Bq/m ³))	船体 (($\mu\text{Sv/h}$) / (Bq/m ²))	漁網 (($\mu\text{Sv/h}$) / (Bq/kg))
1	H-3	4.3E-12	5.4E-15	0.0E+00	1.4E-11	1.9E-13
2	Be-10	4.3E-08	7.8E-11	0.0E+00	7.6E-09	6.1E-09
3	C-14	1.4E-09	3.7E-12	0.0E+00	1.3E-09	1.5E-10
4	S-35	1.5E-09	4.0E-12	0.0E+00	1.3E-09	1.6E-10
5	Cl-36	1.0E-07	1.5E-10	8.3E-11	1.0E-08	1.6E-08
6	Ca-41	0.0E+00	0.0E+00	2.4E-10	0.0E+00	0.0E+00
7	Mn-54	1.6E-04	1.7E-07	4.8E-07	1.4E-06	3.2E-05
8	Fe-55	0.0E+00	0.0E+00	9.7E-10	0.0E+00	0.0E+00
9	Fe-59	1.6E-08	3.2E-11	6.8E-07	4.2E-09	2.2E-09
10	Co-58	1.9E-04	2.0E-07	4.7E-07	1.6E-06	3.7E-05
11	Co-60	4.7E-04	5.0E-07	1.4E-06	3.5E-06	9.9E-05
12	Ni-59	0.0E+00	0.0E+00	1.4E-09	0.0E+00	0.0E+00
13	Ni-63	1.1E-10	2.3E-13	0.0E+00	2.5E-10	7.8E-12
14	Zn-65	1.1E-04	1.2E-07	3.3E-07	1.0E-06	2.3E-05
15	Se-79	1.8E-09	4.8E-12	0.0E+00	1.5E-09	2.0E-10
16	Sr-90	1.2E-06	1.6E-09	7.2E-13	5.8E-08	2.1E-07
17	Zr-93	1.4E-10	2.8E-13	0.0E+00	3.0E-10	9.5E-12
18	Nb-94	3.1E-04	3.1E-07	9.0E-07	2.4E-06	6.1E-05
19	Mo-93	2.3E-07	2.8E-10	6.2E-09	7.4E-07	9.9E-09
20	Tc-99	6.3E-09	1.5E-11	4.0E-13	2.8E-09	7.9E-10
21	Ru-106	4.3E-05	4.5E-08	1.2E-07	4.0E-07	8.2E-06
22	Ag-108m	3.2E-04	3.3E-07	9.3E-07	2.7E-06	6.0E-05
23	Cd-113m	4.1E-08	7.4E-11	4.2E-11	7.2E-09	5.9E-09
24	Sn-126	5.2E-06	1.1E-08	3.2E-08	2.3E-07	7.0E-07
25	Sb-125	8.3E-05	8.7E-08	2.5E-07	8.3E-07	1.5E-05
26	Te-125m	1.9E-06	6.6E-09	2.0E-08	4.4E-07	2.3E-07
27	I-129	1.3E-06	4.6E-09	1.4E-08	3.0E-07	1.6E-07
28	Cs-134	3.1E-04	3.1E-07	9.0E-07	2.4E-06	5.9E-05
29	Cs-137	1.2E-04	1.2E-07	3.4E-07	9.5E-07	2.2E-05
30	Ba-133	7.0E-05	8.1E-08	2.3E-07	7.8E-07	1.2E-05
31	La-137	1.4E-06	5.0E-09	1.4E-08	1.5E-07	1.7E-07
32	Ce-144	1.0E-05	1.3E-08	2.8E-08	1.6E-07	2.0E-06
33	Pm-147	3.5E-09	8.2E-12	2.5E-12	1.9E-09	4.2E-10
34	Sm-151	6.3E-10	1.7E-12	8.3E-12	8.7E-10	5.8E-11
35	Eu-152	2.1E-04	2.3E-07	6.6E-07	1.8E-06	4.3E-05
36	Eu-154	2.3E-04	2.5E-07	6.4E-07	1.8E-06	4.7E-05
37	Ho-166m	3.3E-04	3.5E-07	9.3E-07	2.7E-06	6.4E-05

表 F.9－漁業作業等に関する実効線量換算係数 (2/2)

No.	核種	海浜砂 (($\mu\text{Sv/h}$) / (Bq/kg))	海水面 (($\mu\text{Sv/h}$) / (Bq/m ³))	海中 (($\mu\text{Sv/h}$) / (Bq/m ³))	船体 (($\mu\text{Sv/h}$) / (Bq/m ²))	漁網 (($\mu\text{Sv/h}$) / (Bq/kg))
38	Lu-176	3.9E-08	7.1E-11	2.8E-07	7.0E-09	5.6E-09
39	Ir-192m	1.5E-04	1.6E-07	4.7E-07	1.3E-06	2.7E-05
40	Pt-193	0.0E+00	0.0E+00	1.3E-09	0.0E+00	0.0E+00
41	U-234	4.1E-08	5.9E-11	1.0E-09	9.4E-08	2.9E-09
42	U-235	2.7E-05	3.4E-08	2.7E-07	7.0E-07	4.3E-06
43	U-236	3.0E-09	4.5E-12	9.1E-10	2.9E-11	4.5E-10
44	U-238	3.9E-06	5.2E-09	1.6E-08	2.5E-07	7.1E-07
45	Np-237	3.7E-05	4.4E-08	1.5E-07	1.4E-06	6.2E-06
46	Pu-238	3.6E-08	4.7E-11	1.1E-09	1.1E-07	1.7E-09
47	Pu-239	2.1E-08	2.6E-11	5.2E-10	3.9E-08	1.9E-09
48	Pu-240	3.5E-08	4.6E-11	9.9E-10	1.0E-07	1.8E-09
49	Pu-241	2.0E-05	2.9E-08	8.1E-08	7.7E-07	3.1E-06
50	Pu-242	4.0E-08	5.0E-11	8.3E-10	8.2E-08	4.1E-09
51	Am-241	1.7E-06	4.6E-09	1.9E-08	2.0E-07	2.1E-07
52	Am-242m	2.0E-06	3.1E-09	1.4E-08	8.3E-07	2.7E-07
53	Am-243	3.1E-05	4.4E-08	1.4E-07	1.1E-06	4.8E-06
54	Cm-242	3.7E-08	4.8E-11	1.1E-09	1.1E-07	1.8E-09
55	Cm-244	3.6E-08	4.5E-11	9.0E-10	1.0E-07	2.1E-09
出典		遮蔽計算コード		サブマージョン モデルで算出	遮蔽計算コード	

出典：廃止措置工事環境影響評価ハンドブック（第3次版）[3] p97, 一部変更

表 F.10—海産物への放射性核種の生物濃縮係数 (1/2)

No.	核種	魚類 (m ³ /kg)		無脊椎動物 (m ³ /kg)		海藻類 (m ³ /kg)	
1	H-3	1.0E-03	①	1.0E-03	①	1.0E-03	①
2	Be-10	0.0	—	0.0	—	0.0	—
3	C-14	1.8	③	1.4	③	1.0E+01	④
4	S-35	2.0E-03	⑤	2.0E-03	⑤	4.0E-04	⑤
5	Cl-36	5.0E-05	⑤	5.0E-05	⑤	5.0E-05	⑤
6	Ca-41	2.0E-03	⑤	1.0E-03	⑤	6.0E-03	⑤
7	Mn-54	6.0E-01	②	1.0E+01	②	2.0E+01	②
8	Fe-55	3.0	②	2.0E+01	②	5.0E+01	②
9	Fe-59	3.0	②	2.0E+01	②	5.0E+01	②
10	Co-58	1.0E-01	①	1.0	①	1.0	①
11	Co-60	1.0E-01	①	1.0	①	1.0	①
12	Ni-59	1.0E-01	③	2.5E-01	③	3.0E-01	④
13	Ni-63	1.0E-01	③	2.5E-01	③	3.0E-01	④
14	Zn-65	2.0	③	5.0E+01	③	1.0	④
15	Se-79	6.0	⑤	6.0	⑤	1.0	⑤
16	Sr-90	3.0E-03	①	3.0E-02	①	2.0E-02	①
17	Zr-93	2.0E-01	③	8.0E-02	③	2.0	④
18	Nb-94	3.0E+01	③	1.0E-01	③	1.0	④
19	Mo-93	1.0E-02	③	1.0E-02	③	0.0	④
20	Tc-99	1.0E-02	③	5.0E-02	③	4.0	④
21	Ru-106	5.0E-02	①	3.0E-01	①	2.0	①
22	Ag-108m	3.0	⑤	3.0	⑤	2.0E-01	⑤
23	Cd-113m	1.0	⑤	2.0E+01	⑤	5.0	⑤
24	Sn-126	5.0E+01	⑤	5.0E+01	⑤	2.0E+01	⑤
25	Sb-125	4.0E-02	④	5.0E-03	④	2.0	④
26	Te-125m	1.0E-02	⑤	1.0E-01	⑤	1.0E+01	⑤
27	I-129	3.0E-02	①	6.0E-02	①	2.0	①
28	Cs-134	3.0E-02	①	2.0E-02	①	3.0E-02	①
29	Cs-137	3.0E-02	①	2.0E-02	①	3.0E-02	①
30	Ba-133	1.0E-02	③	1.0E-01	③	5.0E-01	④
31	La-137	2.5E-02	③	1.0	③	5.0	④
32	Ce-144	5.0E-02	①	2.0E-01	①	6.0E-01	①
33	Pm-147	3.0E-02	④	1.0	④	5.0	④
34	Sm-151	5.0E-01	④	5.0	④	3.0	④
35	Eu-152	3.0E-01	①	7.0	①	3.0	①
36	Eu-154	3.0E-01	①	7.0	①	3.0	①
37	Ho-166m	0.0	—	0.0	—	0.0	—
38	Lu-176	0.0	—	0.0	—	0.0	—
39	Ir-192m	2.0E-02	⑤	1.0E-01	⑤	1.0	⑤
40	Pt-193	0.0	—	0.0	—	0.0	—

表 F.10—海産物への放射性核種の生物濃縮係数 (2/2)

No.	核種	魚類 (m ³ /kg)		無脊椎動物 (m ³ /kg)		海藻類 (m ³ /kg)	
41	U-234	3.0E-03	④	1.0E-02	④	7.0E-02	④
42	U-235	3.0E-03	④	1.0E-02	④	7.0E-02	④
43	U-236	3.0E-03	④	1.0E-02	④	7.0E-02	④
44	U-238	3.0E-03	④	1.0E-02	④	7.0E-02	④
45	Np-237	1.0E-02	③	1.0E-02	③	6.0E-03	④
46	Pu-238	1.0E-01	①	4.0E-01	①	3.0	①
47	Pu-239	1.0E-01	①	4.0E-01	①	3.0	①
48	Pu-240	1.0E-01	①	4.0E-01	①	3.0	①
49	Pu-241	1.0E-01	①	4.0E-01	①	3.0	①
50	Pu-242	1.0E-01	①	4.0E-01	①	3.0	①
51	Am-241	5.0E-02	①	1.0	①	8.0	①
52	Am-242m	5.0E-02	①	1.0	①	8.0	①
53	Am-243	5.0E-02	①	1.0	①	8.0	①
54	Cm-242	5.0E-02	①	1.0	①	8.0	①
55	Cm-244	5.0E-02	①	1.0	①	8.0	①

注記 ① [再処理申請書] [1], ② [線量目標値指針] [5], ③ [R.G.1.109] [7],

④ [DOE/TIC-11468] [9], ⑤ [TRS] [12] の順に採用した。

出典：廃止措置工事環境影響評価ハンドブック（第3次版）[3] p98, 一部変更

参考文献

- [1] 六ヶ所事業所再処理施設事業指定申請書, 日本原燃(株)(平成31年3月一部補正)
- [2] “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”, 原子力安全委員会, 平成13年3月29日一部改訂
- [3] “廃止措置工事環境影響評価ハンドブック(第3次版)”, (財)電力中央研究所, 平成19年3月, (“平成18年度発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価技術調査(環境影響評価パラメータ調査研究)”添付資料)
- [4] Nuclear Decay Data for Dosimetric Calculations, ICRP Publication 107, Pergamon Press (2008)
- [5] “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”, 昭和51年9月28日 原子力委員会決定, 一部改訂 平成13年3月29日
- [6] “発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する評価指針”, 原子力安全委員会, 平成13年3月29日一部改訂
- [7] Calculation of Annual Doses to Man from Routine Release of Reactor Effluents for the Purpose of Evaluating Compliance with 10 CFR part 50, Appendix I, Regulatory Guide 1.109, U. S. NRC (1977. 10)
- [8] M. J. Clark et al., Methodology for Evaluating the Radiological Consequences of Radioactive Effluents Released in Normal Operations, Doc No. V/3865/79-EN, FR, Commission of the European Communities (1979. 7)
- [9] Charles W. Miller, Models and Parameters for Environmental Radiological Assessments, DOE/TIC-11468, (1984)
- [10] Allgemeine Berechnungsgrundlage für die Strahlenexposition bei Radioaktiven Ableitungen mit der Abluft oder in Oberflächenwasser (Richtlinie zn 45 StrlSchv), RdSchr. d. BMI V.15.8.79, (1979. 2)
- [11] Yook C. Ng. et al., Methodology for Assessing Dose Commitment to Individuals and to the Population from Ingestion of Terrestrial Foods Contaminated by Emissions from a Nuclear Fuel Reprocessing Plant at the Savannah River Plant, UCID-17743, (1978. 3)
- [12] Sediment Kds and Concentration Factors for Radionuclides in the Marine Environment, Technical Reports Series No.247 (STI/DOC/10/247), IAEA (1985)
- [13] Generic Models and Parameters for Assessing the Environmental Transfer of Radionuclides from Routine Releases, Exposures of Critical Groups, Safety Series No.57, IAEA (1982)
- [14] ICRP Publication 119, “Compendium of Dose Coefficients based on ICRP Publication 60”, Annals of the ICRP Volume 41(Supplement 1), 2012
- [15] Age-dependent Dose to Members of the Public from Intake of Radionuclides : Part 5 Compilation of Ingestion and Inhalation Dose Coefficients, ICRP Publication 72, Pergamon Press (1996)
- [16] ICRP Pub. 123, “Assessment of Radiation Exposure of Astronauts in Space”, Annals of the ICRP Volume 42 No.4, 2013
- [17] Table of Isotopes Eighth Edition Volume I, II, John Willey & Sons, Inc. (1996)
- [18] 机上版 アイソトープ手帳 11 版, 公益社団法人 日本アイソトープ協会, 2009

附属書 G (参考) 廃止措置時の被ばく評価パラメータ例 ＜飛散パラメータ＞

序文

この附属書（参考）は、本体に関連する事柄を説明するものであり、規定の一部ではない。この附属書では、6.2.3.2 に従い廃止措置時の安全評価に必要な被ばく評価パラメータとして、平常時及び事故時における飛散パラメータについて説明する。

G.1 飛散パラメータ

廃止措置時の平常時被ばく評価においては、環境に放出される気体廃棄物及び液体廃棄物による被ばく評価を行う。廃止措置工事に伴い、解体対象物などから放射性物質の一部が気相に移行する可能性のある工法を採用する場合は、飛散率、機器などの回収効率及びフィルタ DFなどを考慮した被ばく評価を行う。また、解体対象物に含まれる放射性物質の一部が液相に移行する可能性のある工法の場合は、除染係数、水中移行割合及び除去効率などを考慮した被ばく評価を行う。また、廃止措置中の事故時被ばく評価では、廃止措置中に起こり得る事象における飛散率などを考慮した被ばく評価を行う。これらのパラメータは放射性物質源の物性、放出原因、放出箇所の雰囲気などによって、大きく影響を受けるパラメータである。

平常時及び事故時における飛散パラメータの例を次に示す。

a) 平常時の飛散パラメータ

廃止措置の工事で想定される解体対象は金属構造物及びコンクリート構造物に分類され、それぞれ電中研ハンドブック[1]において具体的な工法が検討されている。

各工法の飛散率及び水中移行割合に関連する工事工法を整理し、各工法の飛散率及び水中移行割合の有無を電中研ハンドブック[1]の情報に基づき整理したものを表 G.1 に示す。また、各工法の飛散率及び水中移行割合の値又は計算手法について整理したものを表 G.2 に示す。

工事方法に対する廃液化学性状及び廃液処理方法を整理したものを表 G.3 に示す。また、各廃液処理時の除去効率について整理したものを表 G.4 に示す。

ここで、表 G.2 から表 G.4 までの表中の分類番号は、電中研ハンドブック[1]の“付録 4-1 廃棄物発生／移行に関する評価モデル及びパラメータについて”に示される分類番号に対応するものである。

工事実施時の各対策などの種類に対する回収効率、除去効率及び拡散防止効果を整理したものを表 G.5 に示す。

注記 表 G.2 及び表 G.5 に掲載している参考文献のうち、(財)原子力発電技術機構及び(独)原子力安全基盤機構については、昭和 51 年 3 月に原子力発電技術機構 (NUPEC) [当初「原子力工学試験センター」で発足、後に改名]、平成 15 年 10 月 1 日に行政改革で原子力安全基盤機構 (JNES) に引き継がれ、平成 26 年 3 月に原子力規制委員会に統合されている。

b) 事故時の飛散パラメータ

廃止措置中に起こり得る想定事象及びその飛散率は電中研ハンドブック[1]において検討されている。電中研ハンドブック[1]に基づく各想定事象における飛散率（設定値）を整理したものを表 G.6 に示す。

表 G.1—工事工法に対する飛散率及び水中移行割合の整理（平常時）（1/3）

大分類	工法の分類		工事工法	飛散率	水中移行割合	参照表番号	
金属 (気中切断)	熱的切断	熱的切断	プラズマ切断	○	—	表 G.2(1)	
			アークソー切断	○	—	表 G.2(1)	
			アークガウジング	○	—	表 G.2(1)	
			ガス切断	○	—	表 G.2(2)	
			レーザー切断	○	—	表 G.2(3)	
			パウダーガス切断	○	—	表 G.2(4)	
	機械的切断	ソー切断	バンドソー切断	○	—	表 G.2(5)	
			レシプロソー切断	○	—	表 G.2(5)	
			ワイヤソー切断	○	—	表 G.2(5)	
			チップソー切断	○	—	表 G.2(5)	
		といし切断	押し切り切断	といしカッター切断	○	—	表 G.2(5)
				ロールカッター切断	○	—	表 G.2(6)
				せん断切断	○	—	表 G.2(6)
				シャー切断	○	—	表 G.2(6)
	汚染金属切断 (ガス炉 表面汚染)	熱的切断	プラズマ切断	○	—	表 G.2(7)	
			ガス切断	○	—	表 G.2(7)	
		といし切断	チップソー切断	○	—	表 G.2(7)	
			といしカッター切断	○	—	表 G.2(7)	
	汚染金属切断 (軽水炉 表面汚染)	熱的切断	プラズマ切断	○	—	表 G.2(8)	
			ガス切断	○	—	表 G.2(8)	
			レーザー切断	○	—	表 G.2(8)	
		機械的切断	バンドソー切断	○	—	表 G.2(8)	
			チップソー切断	○	—	表 G.2(8)	
			といしカッター切断	○	—	表 G.2(8)	
	機械除染	ブラスト 除染	ジルコニアビーズ	○	—	表 G.2(9)	
			ドライアイス	○	—	表 G.2(9)	
			アルミナビーズ	○	—	表 G.2(9)	
			スチールグリッド	○	—	表 G.2(9)	

表 G.1ー工事工法に対する飛散率及び水中移行割合の整理（平常時） (2/3)

大分類	工法の分類		工事工法	飛散率	水中移行割合	参照表番号
金属 (水中切断)	熱的切断	熱的切断	プラズマ切断	○	○	表 G.2(10)
			ガス切断	○	○	表 G.2(10)
			レーザー切断	○	○	表 G.2(10)
			アークガウジング +ガス切断	○	○	表 G.2(10)
			アークソー切断	○	○	表 G.2(10)
		熱的切断 (C-14)	プラズマ切断	○	○	表 G.2(11)
			ガス切断	○	○	表 G.2(11)
			レーザー切断	○	○	表 G.2(11)
	機械的切断	ソー切断	バンドソー切断	○	○	表 G.2(12)
			レシプロソー切断	○	○	表 G.2(12)
			ワイヤソー切断	○	○	表 G.2(12)
			チップソー切断	○	○	表 G.2(12)
		といし切断	といしカッター切断	○	○	表 G.2(12)
		押し切り 切断	ロールカッター切断	○	○	表 G.2(12)
			せん断切断	○	○	表 G.2(12)
			シャーパー切断	○	○	表 G.2(12)
			ニブラー切断	○	○	表 G.2(12)
		水ジェット	アブレッシブウォーター ジェット切断	○	○	表 G.2(12)
		コンクリート (放射化又は 浸透汚染)	機械的切断	切断	湿式ワイヤソー切断	○
湿式ディスクカッター切 断	○				○	表 G.2(13)
(アブレッシブ) ウォー タージェット切断	○				○	表 G.2(14)
穿孔	コアボーリング法		○	—	表 G.2(15)	
	レグドリル法		○	—	表 G.2(15)	
	ダイヤモンドドリル法		○	—	表 G.2(15)	
	ドリルアンドスポーラ法		○	—	表 G.2(15)	

表 G.1ー工事工法に対する飛散率及び水中移行割合の整理（平常時）（3/3）

大分類	工法の分類		工事工法	飛散率	水中移行割合	参照表番号	
コンクリート (放射化又は浸透汚染) (続き)	破碎	機械的破碎	ビッグハンマー法	○	—	表 G.2(16)	
			ジャイアント ブレイカー法	○	—	表 G.2(16)	
			スチールボール法	○	—	表 G.2(16)	
			圧砕機法	○	—	表 G.2(16)	
		静的破碎	ジャッキ法	○	—	表 G.2(17)	
			ロックジャッキ法	○	—	表 G.2(17)	
			静的破碎法	○	—	表 G.2(17)	
			ガス破碎法	○	—	表 G.2(17)	
		熱的破碎	電流通電加熱法	○	—	表 G.2(17)	
			電磁誘導加熱法	○	—	表 G.2(17)	
			誘電体損失法	○	—	表 G.2(17)	
		爆破	削孔	制御爆破法 (削孔, 爆破, 二次破碎)	○	—	表 G.2(18)
		はつり	機械的 はつり	プレーナ法	○	—	表 G.2(19)
	コンクリートカンナ法			○	—	表 G.2(19)	
	グラインダ法			○	—	表 G.2(19)	
	ショットブラスト法			○	—	表 G.2(19)	
	サンドブラスト法			○	—	表 G.2(19)	
	ドライアイス ブラスト法			○	—	表 G.2(19)	
	スキヤブラ法			○	—	表 G.2(19)	
	スケーラ法			○	—	表 G.2(19)	
	ハンマドリル法			○	—	表 G.2(19)	
	スパイクハンマ法			○	—	表 G.2(19)	
	ハンドブレイカ法			○	—	表 G.2(19)	
	チップングハンマ法			○	—	表 G.2(19)	
	熱的 はつり			マイクロ波照射法	○	—	表 G.2(20)
			バーナ加熱法	○	—	表 G.2(20)	
		プラズマ加熱法	○	—	表 G.2(20)		
レーザー除染法		○	—	表 G.2(20)			

出典：廃止措置工事環境影響評価ハンドブック（第3次版）[1]，一部変更

表 G.2—各解体作業の飛散率及び水中移行割合 (1) (1/2)

分類番号	1-1-A (1/2)																		
解体対象	放射化 金属 (ステンレス鋼及び炭素鋼)																		
エアロゾルの形態	粒子状																		
工事工法	気中プラズマ切断																		
飛散率	記載概要を参照																		
水中移行率	該当なし																		
記載概要	<p>平成 12 年度に実施した気中熱的切断パラメータ試験[2], 平成 13 年度に実施した気中熱的切断評価モデル構築試験[3], 平成 17 年度に実施した気中熱的切断確認試験[7] 及び平成 18 年度に実施した水中熱的切断パラメータ試験[8] におけるステンレス鋼及び炭素鋼の気中プラズマ切断時の粉じん飛散率のデータに基づき, 気中プラズマ切断に対する環境影響評価に用いる評価パラメータを設定する。</p> <p>○使用方法 気中移行割合 (-) = 飛散率 (-) × 欠損容積 (cm³) ÷ 対象物容積 (cm³)</p> <p>・欠損容積 欠損容積 (cm³) = 切断長さ (cm) × カーフ幅 (cm) × 肉厚 (cm) ここで, カーフ幅は次の式を用いて求める[8]。</p> <p>1) 電流ベース飛散率パラメータで整理した場合 適用可能なカーフ幅パラメータ範囲: 62~6000 (A・s/cm) $K = \delta \cdot P_k^\epsilon$ ここで, <table border="1"> <thead> <tr> <th>フィッティングパラメータ</th> <th>SUS</th> <th>炭素鋼</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>δ</td> <td>0.066</td> <td>0.046</td> </tr> <tr> <td>ϵ</td> <td>0.35</td> <td>0.41</td> </tr> </tbody> </table> <p>K: カーフ幅 (cm) P_k: カーフ幅パラメータ (電流依存) (A・s/cm) $P_k = \frac{\text{電流値 (A)}}{\text{切断速度 (cm/s)}}$</p> <p>2) 出力ベース飛散率パラメータで整理した場合 適用可能なカーフ幅パラメータ範囲: 9.3~1100 (kW・s/cm) $K = \delta \cdot P_k'^\epsilon$ ここで, <table border="1"> <thead> <tr> <th>フィッティングパラメータ</th> <th>SUS</th> <th>炭素鋼</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>δ</td> <td>0.15</td> <td>0.12</td> </tr> <tr> <td>ϵ</td> <td>0.32</td> <td>0.38</td> </tr> </tbody> </table> <p>K: カーフ幅 (cm) P_k': カーフ幅パラメータ (出力依存) (kW・s/cm) $P_k' = \frac{\text{出力 (kW)}}{\text{切断速度 (cm/s)}}$</p> </p></p>	フィッティングパラメータ	SUS	炭素鋼	δ	0.066	0.046	ϵ	0.35	0.41	フィッティングパラメータ	SUS	炭素鋼	δ	0.15	0.12	ϵ	0.32	0.38
フィッティングパラメータ	SUS	炭素鋼																	
δ	0.066	0.046																	
ϵ	0.35	0.41																	
フィッティングパラメータ	SUS	炭素鋼																	
δ	0.15	0.12																	
ϵ	0.32	0.38																	

表 G.2—各解体作業の飛散率及び水中移行割合 (1) (2/2)

分類番号	1-1-A (2/2)																																																
記載概要	<p>・飛散率 飛散率は次の式を用いて求める[8]。</p> <p>1) 電流ベース飛散率パラメータで整理した場合 適用可能な飛散率パラメータ範囲：21～2500 (A/cm³)</p> $A = \frac{\alpha \cdot e^{\frac{P}{\beta}}}{\left(\frac{P}{e^{\beta}} + \gamma\right)}$ <p>ここで、</p> <table border="1" data-bbox="427 636 1401 853"> <thead> <tr> <th rowspan="2">フィッティング パラメータ</th> <th>SUS</th> <th>SUS</th> <th>炭素鋼</th> <th>炭素鋼</th> </tr> <tr> <th>Ar+H₂ 切断</th> <th>Ar+N₂ 切断 及び Air 切断</th> <th>Ar+H₂ 切断</th> <th>Ar+N₂ 切断 及び Air 切断</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>α</td> <td>5</td> <td>11</td> <td>0.6</td> <td>7.5</td> </tr> <tr> <td>β</td> <td>140</td> <td>170</td> <td>160</td> <td>260</td> </tr> <tr> <td>γ</td> <td>45</td> <td>35</td> <td>4</td> <td>7</td> </tr> </tbody> </table> <p>A：飛散率 (%) P：飛散率パラメータ (電流依存) (A/cm³) 電流値 (A)</p> $P = \frac{\text{電流値 (A)}}{\text{板厚 (cm)} \cdot \text{カーフ幅}^2 \text{ (cm}^2\text{)}}$ <p>2) 出力ベース飛散率パラメータで整理した場合 適用可能な飛散率パラメータ範囲：3.5～390 (kW/cm³)</p> $A = \frac{\alpha \cdot e^{\frac{P'}{\beta}}}{\left(\frac{P'}{e^{\beta}} + \gamma\right)}$ <p>ここで、</p> <table border="1" data-bbox="427 1238 1401 1456"> <thead> <tr> <th rowspan="2">フィッティング パラメータ</th> <th>SUS</th> <th>SUS</th> <th>炭素鋼</th> <th>炭素鋼</th> </tr> <tr> <th>Ar+H₂ 切断</th> <th>Ar+N₂ 切断 及び Air 切断</th> <th>Ar+H₂ 切断</th> <th>Ar+N₂ 切断 及び Air 切断</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>α</td> <td>5</td> <td>11</td> <td>0.6</td> <td>7.5</td> </tr> <tr> <td>β</td> <td>13</td> <td>18</td> <td>19</td> <td>41</td> </tr> <tr> <td>γ</td> <td>52</td> <td>35</td> <td>4</td> <td>7</td> </tr> </tbody> </table> <p>A：飛散率 (%) P'：飛散率パラメータ (出力依存) (kW/cm³) 出力 (kW)</p> $P' = \frac{\text{出力 (kW)}}{\text{板厚 (cm)} \cdot \text{カーフ幅}^2 \text{ (cm}^2\text{)}}$	フィッティング パラメータ	SUS	SUS	炭素鋼	炭素鋼	Ar+H ₂ 切断	Ar+N ₂ 切断 及び Air 切断	Ar+H ₂ 切断	Ar+N ₂ 切断 及び Air 切断	α	5	11	0.6	7.5	β	140	170	160	260	γ	45	35	4	7	フィッティング パラメータ	SUS	SUS	炭素鋼	炭素鋼	Ar+H ₂ 切断	Ar+N ₂ 切断 及び Air 切断	Ar+H ₂ 切断	Ar+N ₂ 切断 及び Air 切断	α	5	11	0.6	7.5	β	13	18	19	41	γ	52	35	4	7
フィッティング パラメータ	SUS		SUS	炭素鋼	炭素鋼																																												
	Ar+H ₂ 切断	Ar+N ₂ 切断 及び Air 切断	Ar+H ₂ 切断	Ar+N ₂ 切断 及び Air 切断																																													
α	5	11	0.6	7.5																																													
β	140	170	160	260																																													
γ	45	35	4	7																																													
フィッティング パラメータ	SUS	SUS	炭素鋼	炭素鋼																																													
	Ar+H ₂ 切断	Ar+N ₂ 切断 及び Air 切断	Ar+H ₂ 切断	Ar+N ₂ 切断 及び Air 切断																																													
α	5	11	0.6	7.5																																													
β	13	18	19	41																																													
γ	52	35	4	7																																													
適用に当たっての制限条項等, 特記事項	<p>適応範囲：放射化した金属に限る 切断材料：ステンレス鋼, 炭素鋼 切断工法：アークソー切断, アーク+ガスガウジングでの SUS 切断部分も含む</p>																																																
関連文献	<p>[2] (財) 電力中央研究所, 平成 12 年度実用発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価技術調査 (環境影響評価パラメータの調査研究) 報告書 (平成 13 年 3 月) [3] (財) 電力中央研究所, 平成 13 年度発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価技術調査 (環境影響評価パラメータの調査研究) 報告書 (平成 14 年 3 月) [7] (財) 電力中央研究所, 平成 17 年度発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価技術調査 (環境影響評価パラメータ調査研究) 報告書 (平成 18 年 3 月) [8] (財) 電力中央研究所, 平成 18 年度発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価技術調査 (環境影響評価パラメータ調査研究) 報告書 (平成 19 年 3 月) p.157～163 ほか</p>																																																

出典：廃止措置工事環境影響評価ハンドブック (第 3 次版) [1], 様式変更

表 G.2—各解体作業の飛散率及び水中移行割合 (2) (1/2)

分類番号	1-1-B (1/2)
解体対象	放射化 金属 (炭素鋼)
エアロゾルの形態	粒子状
工事工法	気中ガス切断
飛散率	記載概要を参照
水中移行率	該当なし
記載概要	<p>平成 12 年度に実施した気中熱的切断パラメータ試験[2], 平成 14, 15 年度に (財) 原子力発電技術機構及び (独) 原子力安全基盤機構にて実施した金属切断試験[13],[14] における炭素鋼製模擬構造物の気中ガス切断時の粉じん飛散率のデータに基づき, 気中ガス切断に対する環境影響評価に用いる評価パラメータを設定する[8]。</p> <p>○使用方法 気中移行割合 (-) = 飛散率 (-) × 欠損容積 (cm³) ÷ 対象物容積 (cm³)</p> <p>・欠損容積 欠損容積 (cm³) = 切断長さ (cm) × カーフ幅 (cm) × 肉厚 (cm) ここで, カーフ幅に関して次の式を用いて求める[8]。 $K = 0.0054 \cdot P_k + 0.236$ K : カーフ幅 (cm) P_k : カーフ幅パラメータ (出力依存) (kW・s/cm) $P_k = \frac{\text{出力 (kW)}}{\text{切断速度 (cm/s)}}$</p> <p>・飛散率 飛散率は次の式を用いて求める[8]。 $A = 0.063 \cdot P_0^{0.6}$ A : 飛散率 (%) P₀ : 飛散率パラメータ (出力依存) (kW/cm³) $P_0 = \frac{\text{出力 (kW)}}{\text{板厚 (cm) \cdot カーフ幅 (cm)}^2}$</p> <p>出力 (kW) = $\frac{H \cdot F}{(22.4 \cdot 273 / (273 + T))}$</p> <p>H : プロパン燃焼熱 (2220 kJ/mol) F : プロパンガス流量 (l/s)</p>

表 G.2—各解体作業の飛散率及び水中移行割合 (2) (2/2)

分類番号	1-1-B (2/2)
適用に当たっての制限条項等，特記事項	<p>適用範囲：放射化した金属に限る 切断材料：炭素鋼 切断工法：ガス切断（アーク+ガスガウジング切断の炭素鋼切断部分も含む） 飛散率パラメータ範囲：7.7～260 (kW/cm³) カーブ幅パラメータ範囲：7.1～32 (kW・s/cm)</p>
関連文献	<p>[2] (財) 電力中央研究所，平成 12 年度 実用発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価技術調査（環境影響評価パラメータの調査研究）報告書（平成 13 年 3 月） [13] (財) 原子力発電技術機構，平成 14 年度 発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価技術調査（環境影響評価試験）に関する報告書（2003 年 3 月） [14] 独立行政法人 原子力安全基盤機構，平成 15 年度 発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価技術調査（環境影響評価試験）に関する報告書（2004 年 7 月） [8] (財) 電力中央研究所，平成 18 年度 発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価技術調査（環境影響評価パラメータ調査研究）報告書（平成 19 年 3 月） p.124 ほか</p>

出典：廃止措置工事環境影響評価ハンドブック（第3次版）[1]，様式変更

表 G.2—各解体作業の飛散率及び水中移行割合 (3)

分類番号	1-1-C
解体対象	放射化 金属 (ステンレス鋼及び炭素鋼)
エアロゾルの形態	粒子状
工事工法	気中レーザー切断
飛散率	記載概要を参照
水中移行率	該当なし
記載概要	<p>平成 15 年度に (財) 原子力発電技術機構及び (独) 原子力安全基盤機構にて実施した金属切断試験[14],[15] における炭素鋼製模擬構造物の気中レーザー切断 (YAG レーザー) 時の粉じん飛散率のデータに基づき, 気中レーザー切断に対する環境影響評価に用いる評価パラメータを設定する[8]。</p> <p>○使用方法 気中移行割合 (-) = 飛散率 (-) × 欠損容積 (cm³) ÷ 対象物容積 (cm³)</p> <p>・欠損容積 欠損容積 (cm³) = 切断長さ (cm) × カーフ幅 (cm) × 肉厚 (cm) ここで, カーフ幅に関して次の式を用いて求める[8]。 カーフ幅 SUS : K = 0.3 (板厚 < 20cm) 炭素鋼 : K = 0.0045 · P_k + 0.607 ここで, K : カーフ幅 (cm) P_k : カーフ幅パラメータ (電流依存) (A · s/cm) $P_k = \frac{\text{電流値 (A)}}{\text{切断速度 (cm/s)}}$</p> <p>・飛散率 飛散率は次の式を用いて求める[8]。 飛散率 SUS : A = 13 炭素鋼 : A = 0.43 · P₀^{0.32} ここで, A : 飛散率 (%) P₀ : 飛散率パラメータ (出力依存) (kW/cm³) $P_0 = \frac{\text{出力 (kW)}}{\text{板厚 (cm) · カーフ幅}^2 \text{ (cm}^2\text{)}}$</p>
適用に当たっての制限条項等, 特記事項	<p>適用範囲 : 放射化した金属に限る 切断材料 : ステンレス鋼及び炭素鋼 切断工法 : レーザー切断 飛散率パラメータ範囲 : SUS : 12~200 (kW/cm³) 炭素鋼 : 0.34~29 (kW/cm³) カーフ幅パラメータ範囲 : SUS : 3.3~640 (kW · s/cm) 炭素鋼 : 7.6~92 (kW · s/cm)</p>
関連文献	<p>[14] (財) 原子力発電技術機構, 平成 15 年度 発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価技術調査 (環境影響評価試験) に関する報告書 (2003 年 9 月) [15] 独立行政法人 原子力安全基盤機構, 平成 15 年度 発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価技術調査 (環境影響評価試験) に関する報告書 (2004 年 7 月) [8] (財) 電力中央研究所, 平成 18 年度 発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価技術調査 (環境影響評価パラメータ調査研究) 報告書 (平成 19 年 3 月) p.124 ほか</p>

出典 : 廃止措置工事環境影響評価ハンドブック (第 3 次版) [1], 様式変更

表 G.2—各解体作業の飛散率及び水中移行割合（4）

分類番号	1-1-D						
解体対象	放射化 金属（炭素鋼）						
エアロゾルの形態	粒子状						
工事工法	気中パウダーガス切断						
飛散率	飛散率 1.25（%）						
水中移行率	該当なし						
記載概要	<p>平成 9 年度に（財）原子力発電技術機構にて実施した鋼材切断時二次生成物性状調査[9]における複合構造材の気中パウダーガス切断時の粉じん飛散率のデータを参考として、気中パウダーガス切断に対する環境影響評価に用いる評価パラメータを設定する。</p> <p>○使用方法 $\text{気中移行割合（-）} = \text{飛散率 1.25（\%）} \times \text{欠損容積（m}^3\text{）} \div \text{対象物容積（m}^3\text{）}$</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <tr> <td>切断装置</td> <td>パウダーガス切断</td> </tr> <tr> <td>切断長さ×厚さ当たり飛散量</td> <td>1mg/mm²</td> </tr> <tr> <td>（飛散率）</td> <td>（1.25%）</td> </tr> </table> <p>・飛散率 飛散率は、ガスの種類及び切断方向にかかわらず 1.25（%）である。</p>	切断装置	パウダーガス切断	切断長さ×厚さ当たり飛散量	1mg/mm ²	（飛散率）	（1.25%）
切断装置	パウダーガス切断						
切断長さ×厚さ当たり飛散量	1mg/mm ²						
（飛散率）	（1.25%）						
適用に当たっての制限条項等，特記事項	<p>適応範囲：放射化した金属に限る 切断素材：炭素鋼（保温材との複合構造の一括切断を含む） 切断工法：パウダーガス切断 切断対象物：GCR 原子炉周り構造物</p>						
関連文献	<p>[9]（財）原子力発電技術機構，平成 9 年度 軽水炉等改良技術確証試験 実用発電用原子炉廃炉設備確証試験廃止措置技術調査に関する調査報告書（1998 年 3 月）p.414, 415</p>						

出典：廃止措置工事環境影響評価ハンドブック（第 3 次版）[1]，様式変更

表 G.2—各解体作業の飛散率及び水中移行割合 (5)

分類番号	1-2-A										
解体対象	放射化 金属 (ステンレス鋼及び炭素鋼)										
エアロゾルの形態	粒子状										
工事工法	気中機械的切断										
飛散率	バンドソー	飛散率	0.02 (%)								
	チップソー	飛散率	0.02 (%)								
	といしカッター	飛散率	2.5 (%)								
水中移行率	該当なし										
記載概要	<p>平成 13 年度に実施した気中機械的切断試験[3] におけるステンレス鋼及び炭素鋼の気中バンドソー切断、チップソー切断及びといしカッター切断時の粉じん飛散率のデータに基づき、気中機械的切断による放射化金属切断に対する環境影響評価に用いる評価パラメータを設定する。</p> <p>○使用方法 $\text{気中移行割合 (-)} = \text{飛散率 (-)} \times \text{欠損容積 (cm}^3\text{)} \div \text{対象物容積 (cm}^3\text{)}$</p> <p>・欠損容積 $\text{欠損容積 (cm}^3\text{)} = \text{切断長さ (cm)} \times \text{カーフ幅 (cm)} \times \text{肉厚 (cm)}$ ここで、カーフ幅に関して(財)原子力発電技術機構の資料に次のデータ[11] があり、参考として示す。 チップソー切断：0.215 (cm) といし切断：0.275～0.285 (cm)</p> <p>・飛散率 飛散率は、切断装置ごとに設定されている</p> <p>切断材料、進行速度(押し付け圧力)、回転速度(摺動速度)にかかわらない。</p> <table border="1" data-bbox="497 1406 1362 1503"> <thead> <tr> <th>切断装置</th> <th>バンドソー¹⁾</th> <th>チップソー</th> <th>といしカッター</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>飛散率</td> <td>0.02 (%)</td> <td>0.02 (%)</td> <td>2.5 (%)</td> </tr> </tbody> </table> <p>1)：レスプロソー、ワイヤソーを含む。</p>			切断装置	バンドソー ¹⁾	チップソー	といしカッター	飛散率	0.02 (%)	0.02 (%)	2.5 (%)
切断装置	バンドソー ¹⁾	チップソー	といしカッター								
飛散率	0.02 (%)	0.02 (%)	2.5 (%)								
適用に当たっての制限条項等、特記事項	<p>適応範囲：放射化した金属に限る 切断材料：ステンレス鋼及び炭素鋼 切断工法：バンドソー切断 (レスプロソー切断、ワイヤソー切断)、チップソー切断及びといしカッター切断</p>										
関連文献	<p>[3] (財) 電力中央研究所, 平成 13 年度 発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価技術調査 (環境影響評価パラメータの調査研究) 報告書 (平成 14 年 3 月) p.289 ほか [11] (財) 原子力発電技術機構, 平成 11 年度 軽水炉等改良技術確証試験 実用発電用原子炉廃炉設備確証試験に関する調査報告書 (2000 年 3 月) p.498</p>										

表 G.2—各解体作業の飛散率及び水中移行割合 (6)

分類番号	1-2-B				
解体対象	放射化 金属 (ステンレス鋼, 炭素鋼)				
エアロゾルの形態	粒子状				
工事工法	気中押し切り切断				
飛散率	飛散率 0.02 (%)				
水中移行率	該当なし				
記載概要	<p>現状, 金属の気中押し切り切断時のエアロゾル飛散に関する有効な試験データはない。切断の原理によって静的な切断であり, ソー切断等より飛散率が小さいと推定されるため, ここでは保守的にバンドソー及びチップソー切断[3] と同じ飛散率を設定する。</p> <p>○使用方法 $\text{気中移行割合 (-)} = \text{飛散率 (-)} \times \text{欠損容積 (cm}^3\text{)} \div \text{対象物容積 (cm}^3\text{)}$</p> <ul style="list-style-type: none"> 欠損容積 $\text{欠損容積 (cm}^3\text{)} = \text{切断長さ (cm)} \times \text{カーフ幅 (cm)} \times \text{肉厚 (cm)}$ 機械的切断と違い, 明確なカーフ幅がないためカーフ幅の設定が必要である。 飛散率 飛散率は切断素材及び進行速度 (押し付け圧力) にかかわらず次の値である。 <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <tr> <td>切断装置</td> <td>押し切り切断</td> </tr> <tr> <td>飛散率</td> <td>0.02 (%)</td> </tr> </table>	切断装置	押し切り切断	飛散率	0.02 (%)
切断装置	押し切り切断				
飛散率	0.02 (%)				
適用に当たっての制限条項等, 特記事項	<p>適応範囲: 放射化した金属に限る 切断素材: ステンレス鋼及び炭素鋼 切断工法: ロールカッター切断, せん断切断, シャー切断及びニブラー切断</p>				
関連文献	<p>[3] (財) 電力中央研究所, 平成 13 年度 発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価技術調査 (環境影響評価パラメータの調査研究) 報告書 (平成 14 年 3 月)</p>				

表 G.2—各解体作業の飛散率及び水中移行割合（7）

分類番号	1-3										
解体対象	表面汚染 金属（炭素鋼）										
エアロゾルの形態	粒子状										
工事工法	気中熱的／機械的切断										
飛散率	<table border="0"> <tr> <td>プラズマ切断</td> <td>飛散率 220 (%)</td> </tr> <tr> <td>ガス切断</td> <td>飛散率 520 (%)</td> </tr> <tr> <td>チップソー切断</td> <td>飛散率 130 (%)</td> </tr> <tr> <td>といしカッター切断</td> <td>飛散率 330 (%)</td> </tr> </table>	プラズマ切断	飛散率 220 (%)	ガス切断	飛散率 520 (%)	チップソー切断	飛散率 130 (%)	といしカッター切断	飛散率 330 (%)		
プラズマ切断	飛散率 220 (%)										
ガス切断	飛散率 520 (%)										
チップソー切断	飛散率 130 (%)										
といしカッター切断	飛散率 330 (%)										
水中移行率	該当なし										
記載概要	<p>平成 10, 11 年度に（財）原子力発電技術機構で実施した汚染金属切断試験[10],[11] における東海発電所実機 SRU 材のプラズマ切断、ガス切断、チップソー切断及びといしカッター切断のデータに基づき、気中熱的切断及び気中機械的切断による汚染金属（ガス炉の緩く付着した表面汚染）切断に対する環境影響評価に用いる評価パラメータを設定する。</p> <p>○使用方法 $\text{気中移行割合 (-)} = \text{飛散率 (-)} \times \text{欠損面積 (cm}^2\text{)} \div \text{対象物面積 (cm}^2\text{)}$</p> <p>・欠損面積 $\text{欠損面積 (cm}^2\text{)} = \text{切断長さ (cm)} \times \text{カーフ幅 (cm)}$ ここで、カーフ幅に関して（財）原子力発電技術機構の資料に次のデータ[11] があり、参考として示す。 チップソー切断：0.215 (cm) といし切断：0.275～0.285 (cm) ガス切断（プロパン/酸素）：0.132～0.25 (cm) プラズマ切断（空気）：0.1～0.123 (cm)</p> <p>・飛散率 飛散率は切断工法ごとに設定されている。</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th>切断工法</th> <th>放射性物質の飛散率¹⁾</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>プラズマ切断</td> <td>220 (%)</td> </tr> <tr> <td>ガス切断</td> <td>520 (%)</td> </tr> <tr> <td>チップソー切断</td> <td>130 (%)</td> </tr> <tr> <td>といしカッター切断</td> <td>330 (%)</td> </tr> </tbody> </table> <p>1)：切断欠損部汚染放射性物質質量に対して</p>	切断工法	放射性物質の飛散率 ¹⁾	プラズマ切断	220 (%)	ガス切断	520 (%)	チップソー切断	130 (%)	といしカッター切断	330 (%)
切断工法	放射性物質の飛散率 ¹⁾										
プラズマ切断	220 (%)										
ガス切断	520 (%)										
チップソー切断	130 (%)										
といしカッター切断	330 (%)										
適用に当たっての制限条項等、特記事項	<p>適応範囲：表面汚染している金属に限る 材料：炭素鋼 切断工法：プラズマ切断、ガス切断、チップソー切断及びといしカッター切断 対象設備：GCR の一次系配管機器</p>										
関連文献	<p>[10]（財）原子力発電技術機構、平成 10 年度 軽水炉等改良技術確証試験 実用発電用原子炉廃炉設備確証試験廃止措置技術調査に関する調査報告書（1999 年 3 月） [11]（財）原子力発電技術機構、平成 11 年度 軽水炉等改良技術確証試験 実用発電用原子炉廃炉設備確証試験に関する調査報告書（2000 年 3 月）p.497, 498</p>										

表 G.2—各解体作業の飛散率及び水中移行割合 (8)

分類番号	1-4						
解体対象	表面汚染 金属 (SUS 及び炭素鋼)						
エアロゾルの形態	粒子状						
工事工法	気中熱的／機械的切断						
飛散率	熱的切断 飛散率 70 (%) 機械的切断 飛散率 30 (%)						
水中移行率	該当なし						
記載概要	<p>平成 17 年度にベルギーBR3 炉で実施した汚染金属の気中切断試験[7] における汚染金属 (汚染ホイール及び汚染パイプ材) のプラズマ切断及びバンドソー切断のデータに基づき、気中熱的切断及び気中機械的切断による汚染金属 (軽水炉の表面汚染) 切断に対する環境影響評価に用いる評価パラメータを設定する。</p> <p>○使用方法 $\text{気中移行割合 (-)} = \text{飛散率 (-)} \times \text{欠損面積 (cm}^2\text{)} \div \text{対象物面積 (cm}^2\text{)}$</p> <p>・欠損面積 $\text{欠損面積 (cm}^2\text{)} = \text{切断長さ (cm)} \times \text{カーフ幅 (cm)}$ ここで、カーフ幅に関して (財) 原子力発電技術機構の資料に次のデータ[11] があり、参考として示す。 チップソー切断：0.215 (cm) といし切断：0.275～0.285 (cm) ガス切断 (プロパン/酸素)：0.132～0.25 (cm) プラズマ切断 (空気)：0.1～0.123 (cm)</p> <p>・飛散率 飛散率は切断工法ごとに設定されている。</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th>切断工法</th> <th>放射性物質の飛散率¹⁾</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>熱的切断</td> <td>70 (%)</td> </tr> <tr> <td>機械的切断</td> <td>30 (%)</td> </tr> </tbody> </table> <p>1)：切断欠損部汚染放射性物質質量に対して</p>	切断工法	放射性物質の飛散率 ¹⁾	熱的切断	70 (%)	機械的切断	30 (%)
切断工法	放射性物質の飛散率 ¹⁾						
熱的切断	70 (%)						
機械的切断	30 (%)						
適用に当たっての制限条項等、特記事項	<p>適応範囲：表面汚染した金属に限る 材料：表面汚染金属 (SUS, 炭素鋼等) 切断工法：熱的切断 (プラズマ切断, レーザー切断及びガス切断等) 機械的切断 (バンドソー切断, チップソー切断及びといしカッター切断等)</p>						
関連文献	<p>[7] (財) 電力中央研究所, 平成 17 年度 発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価技術調査 (環境影響評価パラメータ調査研究) 報告書 (平成 18 年 3 月) p.36 ほか [11] (財) 原子力発電技術機構, 平成 11 年度 軽水炉等改良技術確証試験 実用発電用原子炉廃炉設備確証試験に関する調査報告書 (2000 年 3 月) p.497, 498</p>						

表 G.2—各解体作業の飛散率及び水中移行割合 (9)

分類番号	1-5				
解体対象	表面汚染 金属				
エアロゾルの形態	粒子状				
工事工法	気中ブラスト除染				
飛散率	飛散率 100 (%)				
水中移行率	該当なし				
記載概要	<p>現状、汚染金属の気中ブラスト除染時のエアロゾル飛散に関する有効な試験データはない。除染の原理によって、除染された放射性物質の大部分が粉じんとなることが予想されるため、保守的に次の飛散率を設定する。</p> <p>○使用方法 気中移行割合 (-) = 飛散率 (-) (除染面積 = 欠損面積 となる)</p> <p>・飛散率 飛散率は除染素材、ブラスト材料[8] にかかわらず次のとおりとなる。</p> <table border="1" data-bbox="497 1162 1174 1272"> <tr> <td>除染方法</td> <td>ブラスト除染</td> </tr> <tr> <td>放射性物質の飛散率</td> <td>100 (%) ¹⁾</td> </tr> </table> <p>1) : 汚染金属表面放射性物質質量に対して</p>	除染方法	ブラスト除染	放射性物質の飛散率	100 (%) ¹⁾
除染方法	ブラスト除染				
放射性物質の飛散率	100 (%) ¹⁾				
適用に当たっての制限条項等, 特記事項	<p>適用範囲：表面汚染した金属に限る 材料：表面汚染金属（詳細記載無し） 除染工法：ジルコニアビーズ ドライアイス アルミナビーズ スチールグリッド その他</p>				
関連文献	[8] (財) 電力中央研究所, 平成 18 年度 発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価技術調査 (環境影響評価パラメータ調査研究) 報告書 (平成 19 年 3 月) p.37				

表 G.2—各解体作業の飛散率及び水中移行割合 (10) (1/3)

分類番号	2-1-A (1/3)																		
解体対象	放射化 金属 (ステンレス鋼, 炭素鋼など)																		
エアロゾルの形態	粒子状																		
工事工法	水中熱的切断																		
飛散率	記載概要を参照																		
水中移行率	SUS 水中移行率 0.35 (%) 炭素鋼 水中移行率 0.15 (%)																		
記載概要	<p>平成 17, 18 年度に実施した水中熱的切断パラメータ試験[7],[8] における水中プラズマ切断のデータに基づき, 水中熱的切断による放射化金属切断に対する環境影響評価に用いる評価パラメータを設定する。</p> <p>○使用方法 気中移行割合 (-) = 飛散率 (-) × 欠損容積 (cm³) ÷ 対象物容積 (cm³) 水中移行割合 (-) = 水中移行率 (-) × 欠損容積 (cm³) ÷ 対象物容積 (cm³)</p> <p>(1) 水中プラズマ切断 ・欠損容積 欠損容積 (cm³) = 切断長さ (cm) × カーフ幅 (cm) × 肉厚 (cm) ここで, カーフ幅に関して次の式を用いて求める[8]。</p> <p>a. 電流ベース飛散率パラメータで整理した場合 適用可能なカーフ幅パラメータ範囲: 380~6000 (A・s/cm) (SUS, 炭素鋼) $K = \delta \cdot P_k^\epsilon$ ここで,</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>フィッティングパラメータ</th> <th>SUS</th> <th>炭素鋼</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>δ</td> <td>0.109</td> <td>0.157</td> </tr> <tr> <td>ϵ</td> <td>0.28</td> <td>0.23</td> </tr> </tbody> </table> <p>K: カーフ幅 (cm) P_k: カーフ幅パラメータ (電流依存) (A・s/cm) $P_k = \frac{\text{電流値 (A)}}{\text{切断速度 (cm/s)}}$ <p>b. 出力ベース飛散率パラメータで整理した場合 適用可能なカーフ幅パラメータ範囲: 46~720 (kW・s/cm) (SUS, 炭素鋼) $K = \delta \cdot P_k'^\epsilon$ ここで,</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>フィッティングパラメータ</th> <th>SUS</th> <th>炭素鋼</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>δ</td> <td>0.2</td> <td>0.26</td> </tr> <tr> <td>ϵ</td> <td>0.28</td> <td>0.23</td> </tr> </tbody> </table> <p>K: カーフ幅 (cm) P'_k: カーフ幅パラメータ (出力依存) (kW・s/cm) $P_k' = \frac{\text{出力 (kW)}}{\text{切断速度 (cm/s)}}$ </p></p>	フィッティングパラメータ	SUS	炭素鋼	δ	0.109	0.157	ϵ	0.28	0.23	フィッティングパラメータ	SUS	炭素鋼	δ	0.2	0.26	ϵ	0.28	0.23
フィッティングパラメータ	SUS	炭素鋼																	
δ	0.109	0.157																	
ϵ	0.28	0.23																	
フィッティングパラメータ	SUS	炭素鋼																	
δ	0.2	0.26																	
ϵ	0.28	0.23																	

表 G.2—各解体作業の飛散率及び水中移行割合 (10) (2/3)

分類番号	2-1-A (2/3)																														
記載概要	<p>・飛散率 飛散率は次の式を用いて求める[8]。</p> <p>a. 電流ベース飛散率パラメータで整理した場合 適用可能な飛散率パラメータ範囲：66～1900 (A/cm³) (SUS, 炭素鋼)</p> $A = \frac{\alpha \cdot e^{\frac{P}{\beta}}}{\left(\frac{P}{\beta} + \gamma\right)} \cdot e^{-0.43 \cdot (D-1)}$ <p>ここで、</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>フィッティングパラメータ</th> <th>SUS</th> <th>炭素鋼</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>α</td> <td>0.025</td> <td>0.0075</td> </tr> <tr> <td>β</td> <td>400</td> <td>300</td> </tr> <tr> <td>γ</td> <td>2.5</td> <td>0.5</td> </tr> </tbody> </table> <p>A：飛散率 (%) P：飛散率パラメータ (電流依存) (A/cm³)</p> $P = \frac{\text{電流値 (A)}}{\text{板厚 (cm)} \cdot \text{カーフ幅}^2 \text{ (cm}^2\text{)}}$ <p>D：水深 (m)</p> <p>b. 出力ベース飛散率パラメータで整理した場合 適用可能な飛散率パラメータ範囲：11～190 (kW/cm³) (SUS, 炭素鋼)</p> $A = \frac{\alpha \cdot e^{\frac{P'}{\beta}}}{\left(\frac{P'}{\beta} + \gamma\right)} \cdot e^{-0.43 \cdot (D-1)}$ <p>ここで、</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>フィッティングパラメータ</th> <th>SUS</th> <th>炭素鋼</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>α</td> <td>0.025</td> <td>0.008</td> </tr> <tr> <td>β</td> <td>45</td> <td>12</td> </tr> <tr> <td>γ</td> <td>2.5</td> <td>2</td> </tr> </tbody> </table> <p>A：飛散率 (%) P'：飛散率パラメータ (出力依存) (kW/cm³)</p> $P' = \frac{\text{出力 (kW)}}{\text{板厚 (cm)} \cdot \text{カーフ幅}^2 \text{ (cm}^2\text{)}}$ <p>D：水深 (m)</p> <p>・水中移行率 次の値とする[7]。</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>切断対象物</th> <th>水中移行率</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>SUS</td> <td>0.35 (%)</td> </tr> <tr> <td>炭素鋼</td> <td>0.15 (%)</td> </tr> </tbody> </table>	フィッティングパラメータ	SUS	炭素鋼	α	0.025	0.0075	β	400	300	γ	2.5	0.5	フィッティングパラメータ	SUS	炭素鋼	α	0.025	0.008	β	45	12	γ	2.5	2	切断対象物	水中移行率	SUS	0.35 (%)	炭素鋼	0.15 (%)
フィッティングパラメータ	SUS	炭素鋼																													
α	0.025	0.0075																													
β	400	300																													
γ	2.5	0.5																													
フィッティングパラメータ	SUS	炭素鋼																													
α	0.025	0.008																													
β	45	12																													
γ	2.5	2																													
切断対象物	水中移行率																														
SUS	0.35 (%)																														
炭素鋼	0.15 (%)																														

表 G.2—各解体作業の飛散率及び水中移行割合 (10) (3/3)

分類番号	2-1-A (3/3)
記載概要	<p>(2) その他の水中切断</p> <ul style="list-style-type: none"> ・カーフ幅 カーフ幅は気中切断時と同じとする。 ・飛散率 気中切断時の飛散率を次の除去効率で除した値を飛散率とする。 $DF = 12.3 \cdot e^{0.43D}$ DF：水による除去効率 (-) D：水深 (m) ・水中移行率 プラズマ切断時の水中移行率と同じとする。
適用に当たっての制限 条項等，特記事項	<p>適用範囲：放射化した金属に限る 材料：ステンレス鋼，炭素鋼など 切断工法：プラズマ切断，レーザー切断，ガス切断，アークガウジング+ガス切断及びアークソー切断) 適用水深：1 (m) 以上</p>
関連文献	<p>[7] (財) 電力中央研究所，平成 17 年度 発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価技術調査（環境影響評価パラメータ調査研究）報告書（平成 18 年 3 月）p111 ほか [8] (財) 電力中央研究所，平成 18 年度 発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価技術調査（環境影響評価パラメータ調査研究）報告書（平成 19 年 3 月）p.87～90 ほか</p>

表 G.2—各解体作業の飛散率及び水中移行割合 (11) (1/2)

分類番号	2-1-B (1/2)																		
解体対象	放射化 金属 (ステンレス鋼, 炭素鋼など) (対象放射性核種: C-14)																		
エアロゾルの形態	粒子状																		
工事工法	水中熱的切断																		
飛散率	SUS 飛散率 2 (%) 炭素鋼 飛散率 10 (%)																		
水中移行割合	記載概要を参照																		
記載概要	<p>平成 16 年度に実施した廃液処理設備試験[6] 及び平成 17 年度に実施した水中熱的切断パラメータ試験[7] における炭素ガス気相移行率及び水中炭酸イオン濃度のデータに基づき、水中熱的切断時の気相への C-14 の飛散率及び水中移行率に対する環境影響評価に用いる評価パラメータを設定する。</p> <p>○使用方法 気中移行割合 (-) = 飛散率 (-) × 欠損容積 (cm³) ÷ 対象物容積 (cm³) 水中移行割合 (-) = 水中移行率 (-) × 欠損容積 (cm³) ÷ 対象物容積 (cm³)</p> <p>・欠損容積 欠損容積 (cm³) = 切断長さ (cm) × カーブ幅 (cm) × 肉厚 (cm) ここで、カーブ幅に関して次の式を用いて求める。</p> <p>a. 電流ベース飛散率パラメータで整理した場合 適用可能なカーブ幅パラメータ範囲: 380~6000 (A・s/cm) (SUS, 炭素鋼) $K = \delta \cdot P_k^\epsilon$ ここで、</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>フィッティングパラメータ</th> <th>SUS</th> <th>炭素鋼</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>δ</td> <td>0.109</td> <td>0.157</td> </tr> <tr> <td>ϵ</td> <td>0.28</td> <td>0.23</td> </tr> </tbody> </table> <p>K: カーブ幅 (cm) P_k: カーブ幅パラメータ (電流依存) (A・s/cm) $P_k = \frac{\text{電流値 (A)}}{\text{切断速度 (cm/s)}}$</p> <p>b. 出力ベース飛散率パラメータで整理した場合 適用可能なカーブ幅パラメータ範囲: 46~720 (kW・s/cm) (SUS, 炭素鋼) $K = \delta \cdot P_k'^\epsilon$ ここで、</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>フィッティングパラメータ</th> <th>SUS</th> <th>炭素鋼</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>δ</td> <td>0.2</td> <td>0.26</td> </tr> <tr> <td>ϵ</td> <td>0.28</td> <td>0.23</td> </tr> </tbody> </table> <p>K: カーブ幅 (cm) P_k': カーブ幅パラメータ (出力依存) (kW・s/cm) $P_k' = \frac{\text{出力 (kW)}}{\text{切断速度 (cm/s)}}$</p>	フィッティングパラメータ	SUS	炭素鋼	δ	0.109	0.157	ϵ	0.28	0.23	フィッティングパラメータ	SUS	炭素鋼	δ	0.2	0.26	ϵ	0.28	0.23
フィッティングパラメータ	SUS	炭素鋼																	
δ	0.109	0.157																	
ϵ	0.28	0.23																	
フィッティングパラメータ	SUS	炭素鋼																	
δ	0.2	0.26																	
ϵ	0.28	0.23																	

表 G.2—各解体作業の飛散率及び水中移行割合 (11) (2/2)

分類番号	2-1-B (2/2)														
解体対象	放射化 金属 (ステンレス鋼, 炭素鋼など) (対象放射性核種 : C-14)														
エアロゾルの形態	粒子状														
工事工法	水中熱的切断														
飛散率	SUS 飛散率 2 (%) 炭素鋼 飛散率 10 (%)														
水中移行率	記載概要を参照														
記載概要	<p>・飛散率及び水中移行率 飛散率及び水中移行率は切断対象ごとに設定されている。</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>切断対象物</th> <th>飛散率</th> <th>水中移行率 (水中浮遊物)</th> <th>水中移行率 (イオン)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>SUS</td> <td>2 (%)</td> <td>0.35 (%)</td> <td>0.1 (%)</td> </tr> <tr> <td>炭素鋼</td> <td>10 (%)</td> <td>0.15 (%)</td> <td>0.2 (%)</td> </tr> </tbody> </table>			切断対象物	飛散率	水中移行率 (水中浮遊物)	水中移行率 (イオン)	SUS	2 (%)	0.35 (%)	0.1 (%)	炭素鋼	10 (%)	0.15 (%)	0.2 (%)
切断対象物	飛散率	水中移行率 (水中浮遊物)	水中移行率 (イオン)												
SUS	2 (%)	0.35 (%)	0.1 (%)												
炭素鋼	10 (%)	0.15 (%)	0.2 (%)												
適用に当たっての制限 条項等, 特記事項	<p>適応範囲 : 水中切断の C-14 に限る 切断工法 : プラズマ切断, ガス切断, レーザー切断など 対象放射性核種 : C-14</p>														
関連文献	<p>[6] (財) 電力中央研究所, 平成 16 年度 発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価技術調査 (環境影響評価パラメータ調査研究) 報告書 (平成 17 年 3 月) [7] (財) 電力中央研究所, 平成 17 年度 発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価技術調査 (環境影響評価パラメータ調査研究) 報告書 (平成 18 年 3 月)</p>														

出典 : 廃止措置工事環境影響評価ハンドブック (第 3 次版) [1], 様式変更

表 G.2ー各解体作業の飛散率及び水中移行割合 (12)

分類番号	2-2										
解体対象	放射化 金属 (ステンレス鋼及び炭素鋼)										
エアロゾルの形態	粒子状										
工事工法	水中機械的切断										
飛散率	<ul style="list-style-type: none"> 水中ソー切断 飛散率 2E-05 (%) 水中アブレッシブウォータージェット切断 飛散率 2E-05 (%) 										
水中移行率	<ul style="list-style-type: none"> 水中ソー切断 水中移行率 0.5 (%) 水中アブレッシブウォータージェット切断 水中移行率 3 (%) 										
記載概要	<p>平成 15 年度に実施した水中機械的切断試験[5] におけるチップソー切断及びアブレッシブウォータージェット切断のデータに基づき、水中機械的切断による放射化金属切断に対する環境影響評価に用いる評価パラメータを設定する。</p> <p>○使用方法 $\text{空中移行割合 (-)} = \text{飛散率 (-)} \times \text{欠損容積 (cm}^3\text{)} \div \text{対象物容積 (cm}^3\text{)}$ $\text{水中移行割合 (-)} = \text{水中移行率 (-)} \times \text{欠損容積 (cm}^3\text{)} \div \text{対象物容積 (cm}^3\text{)}$</p> <ul style="list-style-type: none"> 欠損容積 $\text{欠損容積 (cm}^3\text{)} = \text{切断長さ (cm)} \times \text{カーフ幅 (cm)} \times \text{肉厚 (cm)}$ ここで、カーフ幅に関して電中研の資料に次のデータ[5] があり、参考として示す。 チップソー切断：SUS304 約 2 (mm), 炭素鋼 2.6 (mm) 水中アブレッシブウォータージェット切断：0.9 (mm) 飛散率及び水中移行率 飛散率及び水中移行率は水深にかかわらず次のように設定されている。 <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th>対象切断工法</th> <th>飛散率</th> <th>水中移行率</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>水中ソー切断¹⁾</td> <td>2E-05 (%)</td> <td>0.5 (%)</td> </tr> <tr> <td>水中アブレッシブウォータージェット切断</td> <td>2E-05 (%)</td> <td>3 (%)</td> </tr> </tbody> </table> <p>1)：バンドソー切断，レスプロソー切断，ワイヤソー切断，チップソー切断及び押し切り切断を含む。</p>		対象切断工法	飛散率	水中移行率	水中ソー切断 ¹⁾	2E-05 (%)	0.5 (%)	水中アブレッシブウォータージェット切断	2E-05 (%)	3 (%)
対象切断工法	飛散率	水中移行率									
水中ソー切断 ¹⁾	2E-05 (%)	0.5 (%)									
水中アブレッシブウォータージェット切断	2E-05 (%)	3 (%)									
適用に当たっての制限条項等，特記事項	<p>適応範囲：放射化した金属に限る 材料：ステンレス鋼及び炭素鋼 切断工法：水中ソー切断 (バンドソー切断，レスプロソー切断，ワイヤソー切断，チップソー切断，といしカッター切断及びアブレッシブウォータージェット切断) 水中押し切り切断 (ロールカッター切断，せん断切断，シャー切断及びニブラー切断)</p>										
関連文献	<p>[5] (財) 電力中央研究所，平成 15 年度 発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価技術調査 (環境影響評価パラメータ調査研究) 報告書 (平成 16 年 3 月) p.241,111,162 ほか</p>										

表 G.2—各解体作業の飛散率及び水中移行割合（13）

分類番号	3-1																				
解体対象	放射化又は浸透汚染されたコンクリート材																				
エアロゾルの形態	粒子状/気体																				
工事工法	ワイヤソー切断及びディスクカッター切断																				
飛散率	H-3 飛散率 6.87 (%) C-14 飛散率 0.1 (%) 粒子状 飛散率 0.1 (%)																				
水中移行率	H-3 水中移行率 96 (%) C-14 水中移行率 100.7 (%) 粒子状 水中移行率 100 (%)																				
記載概要	<p>平成9年度に（財）原子力発電技術機構にて実施したコンクリート切断時二次生成物性状調査[9]にて実施した放射化コンクリートのワイヤソー切断の粉じん飛散率及び回収水への移行量のデータに基づき、放射化又は浸透汚染コンクリートのワイヤソー切断及びディスクカッター切断に対する環境影響評価に用いる評価パラメータを設定する。</p> <p>○使用方法 $\text{気中移行割合 (-)} = \text{飛散率 (-)} \times \text{欠損容積 (cm}^3\text{)} \div \text{対象物容積 (cm}^3\text{)}$ $\text{水中移行割合 (-)} = \text{水中移行率 (-)} \times \text{欠損容積 (cm}^3\text{)} \div \text{対象物容積 (cm}^3\text{)}$</p> <p>・欠損容積 $\text{欠損容積 (cm}^3\text{)} = \text{切断長さ (cm)} \times \text{カーフ幅 (cm)} \times \text{肉厚 (cm)}$ ここで、カーフ幅に関して（財）原子力発電技術機構の資料に次のデータ[9]があり、参考として示す。 コンクリートのワイヤソー切断：12（mm）</p> <p>・飛散率 飛散率は核種で設定され、次の表の粉じん + 気体である。 （例えば、H-3 0.07（粉じん）+ 6.8（気体）= 6.87（飛散率）） （単位：%）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>核種の性状</th> <th>H-3</th> <th>C-14</th> <th>粒子状核種</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>粉じん</td> <td>0.07</td> <td>0.1</td> <td>0.1</td> </tr> <tr> <td>気体</td> <td>6.8</td> <td>0</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>水中固形分</td> <td>82</td> <td>100</td> <td>100</td> </tr> <tr> <td>水中溶解分</td> <td>14</td> <td>0.7</td> <td>0</td> </tr> </tbody> </table> <p>注）各移行率を保守的に設定しているため、合計は100（%）以上となっている。</p>	核種の性状	H-3	C-14	粒子状核種	粉じん	0.07	0.1	0.1	気体	6.8	0	0	水中固形分	82	100	100	水中溶解分	14	0.7	0
核種の性状	H-3	C-14	粒子状核種																		
粉じん	0.07	0.1	0.1																		
気体	6.8	0	0																		
水中固形分	82	100	100																		
水中溶解分	14	0.7	0																		
適用に当たっての制限条項等、特記事項	適用範囲：放射化又は浸透汚染したコンクリート材に限る 材料：コンクリート材 切断工法：湿式ワイヤソー切断及び湿式ディスクカッター切断																				
関連文献	[9]（財）原子力発電技術機構，平成9年度 軽水炉等改良技術確認試験 実用発電用原子炉廃炉設備確認試験廃止措置技術調査に関する調査報告書（1998年3月）p.448，p.475																				

表 G.2—各解体作業の飛散率及び水中移行割合（14）

分類番号	3-2																				
解体対象	放射化又は浸透汚染されたコンクリート材																				
エアロゾルの形態	粒子状/気体																				
工事工法	ワイヤソー切断																				
飛散率	H-3 飛散率 6.87 (%) C-14 飛散率 0.1 (%) 粒子状 飛散率 0.1 (%)																				
水中移行率	H-3 水中移行率 96 (%) C-14 水中移行率 100.7 (%) 粒子状 水中移行率 100 (%)																				
記載概要	<p>現状、コンクリートのウォータージェット切断及びウォータージェットはつり時のエアロゾル飛散に関する有効な試験データはない。 高圧の水ジェットによってコンクリートを切断又は剥離するものであり、大量に水を使った湿式工法である。 参考情報として、湿式ワイヤソー切断の飛散率[8]を示す。</p> <p>○使用方法 $\text{気中移行割合 (-)} = \text{飛散率 (-)} \times \text{欠損容積 (cm}^3\text{)} \div \text{対象物容積 (cm}^3\text{)}$ $\text{水中移行割合 (-)} = \text{水中移行率 (-)} \times \text{欠損容積 (cm}^3\text{)} \div \text{対象物容積 (cm}^3\text{)}$</p> <p>・欠損容積 $\text{欠損容積 (cm}^3\text{)} = \text{切断長さ (cm)} \times \text{カーフ幅 (cm)} \times \text{肉厚 (cm)}$</p> <p>・飛散率 飛散率は核種で設定され、次の表の 粉じん + 気体 である。 (例えば、H-3 0.07 (粉じん) + 6.8 (気体) = 6.87 (飛散率))</p> <p style="text-align: right;">(単位：%)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse; text-align: center;"> <thead> <tr> <th>核種の性状</th> <th>H-3</th> <th>C-14</th> <th>粒子状核種</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>粉じん</td> <td>0.07</td> <td>0.1</td> <td>0.1</td> </tr> <tr> <td>気体</td> <td>6.8</td> <td>0</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>水中固形分</td> <td>82</td> <td>100</td> <td>100</td> </tr> <tr> <td>水中溶解分</td> <td>14</td> <td>0.7</td> <td>0</td> </tr> </tbody> </table> <p>注) 各移行率を保守的に設定しているため、合計は 100 (%) 以上となっている。</p>	核種の性状	H-3	C-14	粒子状核種	粉じん	0.07	0.1	0.1	気体	6.8	0	0	水中固形分	82	100	100	水中溶解分	14	0.7	0
核種の性状	H-3	C-14	粒子状核種																		
粉じん	0.07	0.1	0.1																		
気体	6.8	0	0																		
水中固形分	82	100	100																		
水中溶解分	14	0.7	0																		
適用に当たっての制限条項等、特記事項	<p>適用範囲：放射化又は浸透汚染したコンクリート材に限る 材料：コンクリート材 切断方式：(アブレッシブ) ウォータージェット切断及びウォータージェットはつり</p>																				
関連文献	[8] (財) 電力中央研究所, 平成 18 年度 発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価技術調査 (環境影響評価パラメータ調査研究) 報告書 (平成 19 年 3 月) p.44 ほか																				

表 G.2—各解体作業の飛散率及び水中移行割合（15）

分類番号	3-3																									
解体対象	放射化又は浸透汚染されたコンクリート材																									
エアロゾルの形態	粒子状																									
工事工法	穿孔																									
飛散率	全粉じん（乾式） 飛散率 2E-03 (-)（湿式低減効果：1/2） 1.1（μm）以下（乾式） 飛散率 3E-05 (-)（湿式低減効果：1）																									
水中移行率	該当なし																									
記載概要	<p>平成 13～14 年度に（財）原子力発電技術機構にて実施したコンクリート制御爆破試験 [12],[13] におけるコンクリートの穿孔時の粉じん飛散率のデータに基づき、放射化又は浸透汚染コンクリート穿孔に対する環境影響評価に用いる評価パラメータを設定する。</p> <p>○使用方法 気中移行割合 (-) = 飛散率（解体対象容積 = 欠損容積となる）</p> <p>・飛散率 飛散率は、炉型、粒径ごとで設定されている。</p> <table border="1" data-bbox="470 1086 1401 1339"> <thead> <tr> <th colspan="2" rowspan="2">工法</th> <th colspan="2">ガス炉</th> <th colspan="2">軽水炉</th> </tr> <tr> <th>基本</th> <th>湿式</th> <th>基本</th> <th>湿式</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">設定値</td> <td>全粉じん</td> <td>1E-03 (g/g)</td> <td>低減効果：1/2</td> <td>2E-03 (g/g)</td> <td>低減効果：1/2</td> </tr> <tr> <td>1.1（μm）以下</td> <td>3E-05 (g/g)</td> <td>低減効果：1</td> <td>3E-05 (g/g)</td> <td>低減効果：1</td> </tr> </tbody> </table> <p>注）局所排気に HEPA フィルタを設置する場合の飛散率としては 1.1（μm）以下の粉じんの発生量を適用する。</p>					工法		ガス炉		軽水炉		基本	湿式	基本	湿式	設定値	全粉じん	1E-03 (g/g)	低減効果：1/2	2E-03 (g/g)	低減効果：1/2	1.1（μm）以下	3E-05 (g/g)	低減効果：1	3E-05 (g/g)	低減効果：1
工法		ガス炉		軽水炉																						
		基本	湿式	基本	湿式																					
設定値	全粉じん	1E-03 (g/g)	低減効果：1/2	2E-03 (g/g)	低減効果：1/2																					
	1.1（μm）以下	3E-05 (g/g)	低減効果：1	3E-05 (g/g)	低減効果：1																					
適用に当たっての制限条項等、特記事項	<p>適応範囲：放射化又は浸透汚染したコンクリート材に限る</p> <p>材料：コンクリート材</p> <p>工法：コアボーリング法、レッジドリル法、ダイヤモンドドリル法及びドリルアンドスポーラ法</p>																									
関連文献	<p>[12]（財）原子力発電技術機構 平成 13 年度 発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価技術調査（環境影響評価試験）に関する報告書（2002 年 3 月）</p> <p>[13]（財）原子力発電技術機構 平成 14 年度発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価技術調査（環境影響評価試験）に関する報告書（2003 年 3 月）</p>																									

出典：廃止措置工事環境影響評価ハンドブック（第 3 次版）[1]，様式変更

表 G.2—各解体作業の飛散率及び水中移行割合（16）

分類番号	3-4															
解体対象	放射化又は浸透汚染されたコンクリート材															
エアロゾルの形態	粒子状															
工事工法	機械的破砕															
飛散率	全粉じん 飛散率 9E-04 (-) 1.1 (μm) 以下 飛散率 1E-04 (-)															
水中移行率	該当なし															
記載概要	<p>平成 13, 14 年度に（財）原子力発電技術機構にて実施したコンクリート制御爆破試験 [12],[13] におけるコンクリートの二次破砕時の粉じん飛散率のデータに基づき、放射化又は浸透汚染コンクリートの破砕に対する環境影響評価に用いる評価パラメータを設定する。</p> <p>○使用方法 気中移行割合 (-) = 飛散率 (-) (解体対象容積 = 欠損容積となる)</p> <p>・飛散率 飛散率は、炉型、粒径ごとで設定されている。</p> <table border="1" style="width: 100%; text-align: center;"> <thead> <tr> <th colspan="2" rowspan="2">工法</th> <th>ガス炉</th> <th>軽水炉</th> </tr> <tr> <th>基本 (自走式ブレーカ)</th> <th>基本 (自走式ブレーカ)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <th rowspan="2">設定値</th> <th>全粉じん</th> <td>5E-05 (g/g)</td> <td>9E-04 (g/g)</td> </tr> <tr> <th>1.1 (μm) 以下</th> <td>4E-06 (g/g)</td> <td>1E-04 (g/g)</td> </tr> </tbody> </table> <p>注) 局所排気に HEPA フィルタを設置する場合の飛散率としては 1.1 (μm) 以下の粉じんの発生量を適用する。</p>			工法		ガス炉	軽水炉	基本 (自走式ブレーカ)	基本 (自走式ブレーカ)	設定値	全粉じん	5E-05 (g/g)	9E-04 (g/g)	1.1 (μm) 以下	4E-06 (g/g)	1E-04 (g/g)
工法		ガス炉	軽水炉													
		基本 (自走式ブレーカ)	基本 (自走式ブレーカ)													
設定値	全粉じん	5E-05 (g/g)	9E-04 (g/g)													
	1.1 (μm) 以下	4E-06 (g/g)	1E-04 (g/g)													
適用に当たっての制限 条項等, 特記事項	<p>適応範囲：放射化又は浸透汚染したコンクリート材に限る 材料：コンクリート材 工法：ビッグハンマー法, ジャイアントブレーカー法, スチールボール法及び圧砕機法 (小型ハンドブレーカ等に対しては, 分類 3-7 “コンクリートの機械的はつり時の飛散率” のハンドブレーカを参照)</p>															
関連文献	<p>[12] (財) 原子力発電技術機構 平成 13 年度 発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価 技術調査 (環境影響評価試験) に関する報告書 (2002 年 3 月) [13] (財) 原子力発電技術機構 平成 14 年度 発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価 技術調査 (環境影響評価試験) に関する報告書 (2003 年 3 月)</p>															

表 G.2—各解体作業の飛散率及び水中移行割合 (17)

分類番号	3-5						
解体対象	放射化又は浸透汚染されたコンクリート材						
エアロゾルの形態	粒子状						
工事工法	静的破碎及び熱的破碎						
飛散率	全粉じん 飛散率 9E-04 (-) 1.1 (μm) 以下 飛散率 1E-04 (-)						
水中移行率	該当なし						
記載概要	<p>現状、コンクリートの静的破碎時及び熱的破碎時のエアロゾル飛散に関する有効な試験データはない。破碎の原理に基づけば、静的破碎時及び熱的破碎時のエアロゾルの飛散率は機械的破碎[8]と比較して大幅に低いと推定されるが、ここでは保守的に機械的破碎時と同じ飛散率を設定する。</p> <p>○使用方法 気中移行割合 (-) = 飛散率 (-) (解体対象容積 = 欠損容積となる)</p> <p>・飛散率</p> <table border="1" data-bbox="528 1196 1174 1361"> <thead> <tr> <th>飛散物</th> <th>設定値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>全粉じん</td> <td>9E-04 (g/g)</td> </tr> <tr> <td>1.1 (μm) 以下</td> <td>1E-04 (g/g)</td> </tr> </tbody> </table> <p>注) 局所排気に HEPA フィルタを設置する場合の飛散率としては 1.1 (μm) 以下の粉じんの発生量を適用する。</p>	飛散物	設定値	全粉じん	9E-04 (g/g)	1.1 (μm) 以下	1E-04 (g/g)
飛散物	設定値						
全粉じん	9E-04 (g/g)						
1.1 (μm) 以下	1E-04 (g/g)						
適用に当たっての制限条項等、特記事項	<p>適応範囲：放射化又は浸透汚染したコンクリート材に限る</p> <p>材料：コンクリート材</p> <p>工法：ジャッキ法、ロックジャッキ法、静的破碎法、ガス破碎法、電流通電加熱法、電磁誘導加熱法及び誘導体損失法</p>						
関連文献	[8] (財) 電力中央研究所, 平成 18 年度 発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価技術調査 (環境影響評価パラメータ調査研究) 報告書 (平成 19 年 3 月) p.47 ほか						

表 G.2—各解体作業の飛散率及び水中移行割合 (18) (1/3)

分類番号	3-6 (1/3)																			
解体対象	放射化又は浸透汚染されたコンクリート材																			
エアロゾルの形態	粒子状																			
工事工法	制御爆破 (削孔)																			
飛散率	全粉じん (基本) 飛散率 2E-03 (湿式低減効果: 1/2) 1.1 (μm) 以下 (基本) 飛散率 3E-05 (湿式低減効果: 1)																			
水中移行率	該当なし																			
記載概要	<p>平成 13～14 年度に (財) 原子力発電技術機構にて実施したコンクリート制御爆破試験 [12],[13] におけるコンクリートの穿孔時、爆破及び二次破碎の粉じん飛散率のデータに基づき、放射化又は浸透汚染コンクリートの制御爆破の事前作業である穿孔に対する環境影響評価に用いる評価パラメータを設定する。</p> <p>○使用方法 気中移行割合 (-) = 飛散率 (解体対象容積 = 欠損容積となる)</p> <p>・飛散率 飛散率は炉型別、粒径別、核種湿式の有無別で設定されている。</p> <p>(1) 削孔</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">飛散物</th> <th colspan="2">ガス炉</th> <th colspan="2">軽水炉</th> </tr> <tr> <th>基本</th> <th>湿式</th> <th>基本</th> <th>湿式</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>全粉じん</td> <td>1E-03 (g/g)</td> <td>低減効果: 1/2</td> <td>2E-03 (g/g)</td> <td>低減効果: 1/2</td> </tr> <tr> <td>1.1 (μm) 以下</td> <td>3E-05 (g/g)</td> <td>低減効果: 1</td> <td>3E-05 (g/g)</td> <td>低減効果: 1</td> </tr> </tbody> </table>	飛散物	ガス炉		軽水炉		基本	湿式	基本	湿式	全粉じん	1E-03 (g/g)	低減効果: 1/2	2E-03 (g/g)	低減効果: 1/2	1.1 (μm) 以下	3E-05 (g/g)	低減効果: 1	3E-05 (g/g)	低減効果: 1
飛散物	ガス炉		軽水炉																	
	基本	湿式	基本	湿式																
全粉じん	1E-03 (g/g)	低減効果: 1/2	2E-03 (g/g)	低減効果: 1/2																
1.1 (μm) 以下	3E-05 (g/g)	低減効果: 1	3E-05 (g/g)	低減効果: 1																
適用に当たっての制限条項等、特記事項	<p>適応範囲: 放射化又は浸透汚染したコンクリート材に限る 対象: GCR/軽水炉の生体遮蔽壁 工法: 削孔</p>																			
関連文献	<p>[12] (財) 原子力発電技術機構 平成 13 年度 発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価技術調査 (環境影響評価試験) に関する報告書 2002 年 3 月 [13] (財) 原子力発電技術機構 平成 14 年度 発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価技術調査 (環境影響評価試験) に関する報告書 2003 年 3 月</p>																			

表 G.2—各解体作業の飛散率及び水中移行割合 (18) (2/3)

分類番号	3-6 (2/3)																																	
解体対象	放射化又は浸透汚染されたコンクリート材																																	
エアロゾルの形態	粒子状																																	
工事工法	制御爆破 (爆破)																																	
飛散率	<p>基本 全粉じん (基本) 飛散率 2E-04 (削孔間隔大: 1/3) 1.1 (μm) 以下 (基本) 飛散率 3E-06 (削孔間隔大: 1/2) 無筋部 全粉じん (基本) 飛散率 3E-04 (削孔間隔大: 1/3) 1.1 (μm) 以下 (基本) 飛散率 3E-06 (削孔間隔大: 1/2)</p>																																	
水中移行率	該当なし																																	
記載概要	<p>平成 13～14 年度に (財) 原子力発電技術機構にて実施したコンクリート制御爆破試験 [12],[13] におけるコンクリートの穿孔時, 爆破及び二次破碎の粉じん飛散率のデータに基づき, 放射化又は浸透汚染コンクリートの制御爆破に対する環境影響評価に用いる評価パラメータを設定する。</p> <p>○使用方法 空中移行割合 (-) = 飛散率 (解体対象容積 = 欠損容積となる)</p> <p>・飛散率 飛散率は炉型別, 粒径別, 基本/無筋部の別及び基本/削孔間隔大の別ごとに設定されている。</p> <p>(2) 爆破</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="3">飛散物</th> <th colspan="2">ガス炉</th> <th colspan="4">軽水炉</th> </tr> <tr> <th colspan="2"></th> <th colspan="2">基本</th> <th colspan="2">無筋部</th> </tr> <tr> <th>基本</th> <th>削孔間隔大</th> <th>基本</th> <th>削孔間隔大</th> <th>基本</th> <th>削孔間隔大</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>全粉じん</td> <td>2E-04 (g/g)</td> <td>基本の 1/3</td> <td>2E-04 (g/g)</td> <td>基本の 1/3</td> <td>3E-04 (g/g)</td> <td>基本の 1/3</td> </tr> <tr> <td>1.1 (μm) 以下</td> <td>5E-06 (g/g)</td> <td>基本の 1/2</td> <td>3E-06 (g/g)</td> <td>基本の 1/2</td> <td>3E-06 (g/g)</td> <td>基本の 1/2</td> </tr> </tbody> </table>	飛散物	ガス炉		軽水炉						基本		無筋部		基本	削孔間隔大	基本	削孔間隔大	基本	削孔間隔大	全粉じん	2E-04 (g/g)	基本の 1/3	2E-04 (g/g)	基本の 1/3	3E-04 (g/g)	基本の 1/3	1.1 (μm) 以下	5E-06 (g/g)	基本の 1/2	3E-06 (g/g)	基本の 1/2	3E-06 (g/g)	基本の 1/2
飛散物	ガス炉		軽水炉																															
			基本		無筋部																													
	基本	削孔間隔大	基本	削孔間隔大	基本	削孔間隔大																												
全粉じん	2E-04 (g/g)	基本の 1/3	2E-04 (g/g)	基本の 1/3	3E-04 (g/g)	基本の 1/3																												
1.1 (μm) 以下	5E-06 (g/g)	基本の 1/2	3E-06 (g/g)	基本の 1/2	3E-06 (g/g)	基本の 1/2																												
適用に当たっての制限条項等, 特記事項	<p>適応範囲: 放射化又は浸透汚染したコンクリート材に限る 対象: GCR/軽水炉の生体遮蔽壁 工法: 制御爆破</p>																																	
関連文献	<p>[12] (財) 原子力発電技術機構 平成 13 年度 発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価技術調査 (環境影響評価試験) に関する報告書 2002 年 3 月 [13] (財) 原子力発電技術機構 平成 14 年度 発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価技術調査 (環境影響評価試験) に関する報告書 2003 年 3 月</p>																																	

表 G.2—各解体作業の飛散率及び水中移行割合 (18) (3/3)

分類番号	3-6 (3/3)																																						
解体対象	放射化又は浸透汚染されたコンクリート材																																						
エアロゾルの形態	粒子状																																						
工事工法	制御爆破 (二次破砕)																																						
飛散率	全粉じん (自走式ブレーカ) 飛散率 9E-04 (ハンドブレーカ : 3 倍) 1.1 (µm) 以下 (自走式ブレーカ) 飛散率 1E-04 (ハンドブレーカ : 1/5 倍)																																						
水中移行率	該当なし																																						
記載概要	<p>平成 13~14 年度に (財) 原子力発電技術機構にて実施したコンクリート制御爆破試験 [12],[13] におけるコンクリートの穿孔時, 爆破及び二次破砕の粉じん飛散率のデータに基づき, 放射化又は浸透汚染コンクリートの制御爆破の事後作業である二次破砕に対する環境影響評価に用いる評価パラメータを設定する。</p> <p>○使用方法 空中移行割合 (-) = 飛散率 (解体対象容積 = 欠損容積となる)</p> <p>・飛散率 飛散率は, 炉型別, 粒径別, 垂直削孔/水平削孔の別及び基本 (自走式ブレーカ) / ハンドブレーカの別ごとに設定されている。</p> <p>(3) 二次破砕</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="3">飛散物</th> <th colspan="4">ガス炉</th> <th colspan="2">軽水炉</th> </tr> <tr> <th colspan="2">垂直削孔</th> <th colspan="2">基本 (水平削孔)</th> <th colspan="2">基本</th> </tr> <tr> <th>基本 (自走式ブレーカ)</th> <th>ハンドブレーカ</th> <th>基本 (自走式ブレーカ)</th> <th>ハンドブレーカ</th> <th>基本 (自走式ブレーカ)</th> <th>ハンドブレーカ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>全粉じん</td> <td>5E-05 (g/g)</td> <td>自走式ブレーカの 3 倍</td> <td>2E-04 (g/g)</td> <td>自走式ブレーカの 3 倍</td> <td>9E-04 (g/g)</td> <td>自走式ブレーカの 3 倍</td> </tr> <tr> <td>1.1 (µm) 以下</td> <td>4E-06 (g/g)</td> <td>自走式ブレーカの 1/5</td> <td>3E-05 (g/g)</td> <td>自走式ブレーカの 1/5</td> <td>1E-04 (g/g)</td> <td>自走式ブレーカの 1/5</td> </tr> </tbody> </table>						飛散物	ガス炉				軽水炉		垂直削孔		基本 (水平削孔)		基本		基本 (自走式ブレーカ)	ハンドブレーカ	基本 (自走式ブレーカ)	ハンドブレーカ	基本 (自走式ブレーカ)	ハンドブレーカ	全粉じん	5E-05 (g/g)	自走式ブレーカの 3 倍	2E-04 (g/g)	自走式ブレーカの 3 倍	9E-04 (g/g)	自走式ブレーカの 3 倍	1.1 (µm) 以下	4E-06 (g/g)	自走式ブレーカの 1/5	3E-05 (g/g)	自走式ブレーカの 1/5	1E-04 (g/g)	自走式ブレーカの 1/5
飛散物	ガス炉				軽水炉																																		
	垂直削孔		基本 (水平削孔)		基本																																		
	基本 (自走式ブレーカ)	ハンドブレーカ	基本 (自走式ブレーカ)	ハンドブレーカ	基本 (自走式ブレーカ)	ハンドブレーカ																																	
全粉じん	5E-05 (g/g)	自走式ブレーカの 3 倍	2E-04 (g/g)	自走式ブレーカの 3 倍	9E-04 (g/g)	自走式ブレーカの 3 倍																																	
1.1 (µm) 以下	4E-06 (g/g)	自走式ブレーカの 1/5	3E-05 (g/g)	自走式ブレーカの 1/5	1E-04 (g/g)	自走式ブレーカの 1/5																																	
適用に当たっての制限条項等, 特記事項	<p>適応範囲: 放射化又は浸透汚染したコンクリート材に限る 対象: GCR/軽水炉の生体遮蔽壁 工法: 二次破砕</p>																																						
関連文献	<p>[12] (財) 原子力発電技術機構 平成 13 年度 発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価技術調査 (環境影響評価試験) に関する報告書 2002 年 3 月 [13] (財) 原子力発電技術機構 平成 14 年度 発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価技術調査 (環境影響評価試験) に関する報告書 2003 年 3 月</p>																																						

出典: 廃止措置工事環境影響評価ハンドブック (第 3 次版) [1], 様式変更

表 G.2-各解体作業の飛散率及び水中移行割合 (19)

分類番号	3-7																				
解体対象	放射化又は汚染されたコンクリート材																				
エアロゾルの形態	粒子状																				
工事工法	機械的はつり																				
飛散率	<p>工程が未決定 : 全粉じん 飛散率 0.8 (-) (散水時低減効果 1/2)</p> <p>10 (μm) 以下 飛散率 0.2 (-) (散水時低減効果 1/2)</p> <p>プレーナ : 全粉じん 飛散率 0.8 (-) (散水時低減効果 1/2)</p> <p>10 (μm) 以下 飛散率 0.2 (-) (散水時低減効果 1/2)</p> <p>スキャブラ : 全粉じん 飛散率 0.1 (-) (散水時低減効果 1/5)</p> <p>10 (μm) 以下 飛散率 0.05 (-) (散水時低減効果 1/5)</p> <p>ハンドブレーカ : 全粉じん 飛散率 0.03 (-) (散水時低減効果 1/10)</p> <p>10 (μm) 以下 飛散率 0.01 (-) (散水時低減効果 1/10)</p>																				
水中移行率	該当なし																				
記載概要	<p>平成 10, 11 年度に (財) 原子力発電技術機構にて実施したコンクリートはつり試験 [10],[11] におけるプレーナ, スキャブラ及びハンドブレーカによるコンクリートはつりの粉じん飛散率のデータに基づき, 放射化又は汚染コンクリートのはつりに対する環境影響評価に用いる評価パラメータを設定する。</p> <p>○使用方法 空中移行割合 (-) = 飛散率 (はつり, 除染対象面積 = 欠損面積となる)</p> <p>・飛散率 飛散率は次のように分類されている。</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">工法</th> <th colspan="2">飛散率</th> <th rowspan="2">散水時の 効果係数</th> </tr> <tr> <th>全粉じん粒子</th> <th>10 (μm) 以下 の粒子</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>工法が決定していない場合</td> <td>80 (%)</td> <td>20 (%)</td> <td>0.5</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">工法が決定している場合</td> <td>プレーナ¹⁾</td> <td>80 (%)</td> <td>20 (%)</td> </tr> <tr> <td>スキャブラ²⁾</td> <td>10 (%)</td> <td>5 (%)</td> </tr> <tr> <td>ハンドブレーカ³⁾</td> <td>3 (%)</td> <td>1 (%)</td> </tr> </tbody> </table> <p>1) プレーナ: コンクリートカンナ, グラインダ, ショットブラスト, サンドブラスト及びアイスブラストを含む。</p> <p>2) スキャブラ: スケーラ, ハンマドリル及びスパイクハンマを含む。</p> <p>3) ハンドブレーカ: チッピングハンマを含む。(ドリルアンドスポーラ法については, 穿孔時の飛散率を考慮し, 分類番号 3-3 とする)</p> <p>注) 局所排気に HEPA フィルタを設置する場合の飛散率としては 10μm 以下の粉じんの発生量を適用する。</p>	工法	飛散率		散水時の 効果係数	全粉じん粒子	10 (μm) 以下 の粒子	工法が決定していない場合	80 (%)	20 (%)	0.5	工法が決定している場合	プレーナ ¹⁾	80 (%)	20 (%)	スキャブラ ²⁾	10 (%)	5 (%)	ハンドブレーカ ³⁾	3 (%)	1 (%)
工法	飛散率		散水時の 効果係数																		
	全粉じん粒子	10 (μm) 以下 の粒子																			
工法が決定していない場合	80 (%)	20 (%)	0.5																		
工法が決定している場合	プレーナ ¹⁾	80 (%)	20 (%)																		
	スキャブラ ²⁾	10 (%)	5 (%)																		
	ハンドブレーカ ³⁾	3 (%)	1 (%)																		
適用に当たっての制限条項等, 特記事項	<p>適応範囲: 放射化又は汚染したコンクリート材に限る</p> <p>材料: コンクリート材</p> <p>工法: プレーナ (コンクリートカンナ, グラインダ, ショットブラスト, サンドブラスト及びドライアイスブラスト)</p> <p>スキャブラ (スケーラ, ハンマドリル及びスパイクハンマ)</p> <p>ハンドブレーカ (チッピングハンマ)</p>																				
関連文献	<p>[10] (財) 原子力発電技術機構, 平成 10 年度 軽水炉等改良技術確証試験 実用発電用原子炉廃炉設備確証試験廃措置技術調査に関する調査報告書 (1999 年 3 月)</p> <p>[11] (財) 原子力発電技術機構, 平成 11 年度 軽水炉等改良技術確証試験 実用発電用原子炉廃炉設備確証試験に関する調査報告書 (2000 年 3 月)</p>																				

出典: 廃止措置工事環境影響評価ハンドブック (第 3 次版) [1], 様式変更

表 G.2—各解体作業の飛散率及び水中移行割合 (20)

分類番号	3-8						
解体対象	放射化又は汚染されたコンクリート材						
エアロゾルの形態	粒子状						
工事工法	熱的はつり						
飛散率	全粉じん 飛散率 3 (%) 10 (μm) 以下 飛散率 1 (%)						
水中移行率	該当なし						
記載概要	<p>現状、コンクリートの熱的はつり時のエアロゾル飛散に関する有効な試験データはない。破碎の原理によって、熱的はつりは熱的な衝撃、熱応力などによってコンクリート表面をはがすものであり、機械的はつりと比較してエアロゾルの飛散率は低いと推定されるが、ここでは保守的に比較的大きな破砕片が発生する機械的はつりであるハンドブレイカはつり[8]と同じ飛散率を設定する。</p> <p>○使用方法 気中移行割合 (-) = 飛散率 (はつり: 除染対象面積 = 欠損面積となる)</p> <p>・飛散率 飛散率は次のように分類されている。</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th>飛散物</th> <th>飛散率</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>全粉じん</td> <td>3 (%)</td> </tr> <tr> <td>10 (μm) 以下</td> <td>1 (%)</td> </tr> </tbody> </table> <p>注) 局所排気に HEPA フィルタを設置する場合の飛散率としては 10 (μm) 以下の粉じんの発生量を適用する。</p>	飛散物	飛散率	全粉じん	3 (%)	10 (μm) 以下	1 (%)
飛散物	飛散率						
全粉じん	3 (%)						
10 (μm) 以下	1 (%)						
適用に当たっての制限条項等, 特記事項	<p>適応範囲: 放射化又は汚染したコンクリート材に限る 材料: コンクリート材 工法: レーザー除染法, マイクロ波照射法, バーナ加熱法及びプラズマ加熱法</p>						
関連文献	[8] (財) 電力中央研究所, 平成 18 年度 発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価技術調査 (環境影響評価パラメータ調査研究) 報告書 (平成 19 年 3 月) p.51						

表 G.3—工事方法に対する廃液化学性状及び廃液処理方法の整理 (1/2)

分類	工法 (名称)	廃液の化学性状	廃液処理方法	参照 表番号
金属切断	水中金属切断 (熱的/機械的)	中性	ろ過, イオン交換	表 G.4(1)
コンクリート 切断	コンクリート湿式切断	中性～アルカリ性	ろ過, イオン交換	
解体前 系統除染	NP/塩酸還元剤系希薄液 法	NP : KMnO ₄ 硝酸 塩酸還元剤系希薄 ; 塩酸 塩化バナジウム インヒビタ	イオン交換	
	NP/シュウ酸還元剤系希 薄液法	NP : KMnO ₄ 硝酸 シュウ酸還元剤系希薄 ; シュウ酸 シュウ酸バナジウム	イオン交換	
	HP/シュウ酸系希薄液法	HP : HMnO ₄ (COOH) ₂	イオン交換	
	HP/シュウ酸塩系希薄液 法	HP : HMnO ₄ (COOK) ₂	イオン交換	
	HP/シュウ酸/シュウ酸 塩系希薄液法	HP : HMnO ₄ (COOH) ₂ +(COOK) ₂	イオン交換	
	ギ酸法	HCOOH	UV 分解	
	硝酸系希薄液法 (改良希薄法)	硝酸 硝酸セリウム オゾン	還元 (Cr ⁶⁺ , Ce ⁴⁺) 中和 遠心分離	
	硝酸系希薄液法 (標準法)	硝酸 硝酸セリウム オゾン	中和処理, 濃縮	
塩酸還元剤系濃厚液法 (フィルアンドドレイン 法, スプレイ法)	塩酸 塩化バナジウム L-アスコルビン酸	電解再生 中和処理, 濃縮		
有機酸系濃厚液法 (スプレイ法)	シュウ酸+クエン酸	(中和処理, 蒸発固化)		

表 G.3ー工事方法に対する廃液化学性状及び廃液処理方法の整理 (2/2)

大分類	工法 (名称)	廃液の化学性状	廃液処理方法	参照 表番号
解体後除染 (本除染)	電解除染	硫酸 硫酸ナトリウム リン酸	(中和処理, 蒸発固化)	表 G.4(2)
	化学除染	硝酸 硝酸セリウム	(中和処理, 蒸発固化)	
		硝酸 硝酸セリウム	(中和処理, 蒸発固化)	
		4 フッ化ホウ酸	(中和処理, 蒸発固化)	
		塩酸	中和処理, 蒸発固化	
	SC 法	硝酸 硝酸セリウム	電気透析, イオン交換	
	EPRIDFD 法	HBF ₄ KMnO ₄	中和 イオン交換	
(除染後処理)	超音波洗浄	(純水)	ろ過, イオン交換	表 G.4(3)

出典：廃止措置工事環境影響評価ハンドブック（第3次版）[1], 様式変更

表 G.4—廃液処理時の除去効率 (1) (1/3)

分類番号	A-1 (1/3)						
適用廃液	系統除染廃液						
対象	粒子及びカチオン						
廃液の処理	イオン交換 (+中和+UV) + 濃縮						
総合 DF	BWR, GCR (本設備の濃縮装置 1 段) 1E+05 PWR (本設備の濃縮装置 2 段) 1E+06						
記載概要	<p>平成 14 年度に実施した廃液処理設備基礎試験[4] のデータに基づき、解体前系統除染廃液の粒子及びカチオンを対象にしたワンスルー (イオン交換 (+中和+UV) +濃縮) の廃液処理フローの除去効率について、環境影響評価に用いる評価パラメータを設定する。</p> <p>○使用方法 DF = 入口放射エネルギー (Bq) ÷ 出口放射エネルギー (Bq)</p> <p>・除去係数 除去係数はプラント別に設定されている。</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th>対象プラント</th> <th>総合 DF (仮設+本設)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>BWR, GCR (本設備の濃縮装置 1 段)</td> <td>1E+05</td> </tr> <tr> <td>PWR (本設備の濃縮装置 2 段)</td> <td>1E+06</td> </tr> </tbody> </table>	対象プラント	総合 DF (仮設+本設)	BWR, GCR (本設備の濃縮装置 1 段)	1E+05	PWR (本設備の濃縮装置 2 段)	1E+06
対象プラント	総合 DF (仮設+本設)						
BWR, GCR (本設備の濃縮装置 1 段)	1E+05						
PWR (本設備の濃縮装置 2 段)	1E+06						
適用に当たっての制限条項等, 特記事項	<p>適応廃液: 系統除染廃液 (NP/塩酸還元剤系希薄液法, NP/シュウ酸還元剤系希薄液法, HP/シュウ酸系希薄液法, HP/シュウ酸塩系希薄液法, HP/シュウ酸/シュウ酸塩系希薄液法, ギ酸法, 硝酸系希薄液法 (改良希薄法/標準法, 塩酸還元剤系濃厚液法及び有機酸系濃厚液法)</p> <p>対象核種: 粒子, カチオン</p> <p>対象処理フロー: イオン交換 (+中和+UV) +濃縮</p>						
関連文献	[4] (財) 電力中央研究所, 平成 14 年度 発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価技術調査 (環境影響評価パラメータ調査研究) 報告書 (平成 15 年 3 月)						

表 G.4—廃液処理時の除去効率 (1) (2/3)

分類番号	A-1 (2/3)						
適用廃液	金属の水中切断廃液						
対象	粒子及びイオン						
廃液の処理	フィルタ+イオン交換+濃縮						
総合 DF	<p>BWR, GCR (本設設備の濃縮装置 1 段) 1E+05 PWR (本設設備の濃縮装置 2 段) 1E+06</p>						
記載概要	<p>平成 14 年度に実施した廃液処理設備基礎試験[4] 及び平成 15 年に実施した水中フィルタ除去性能試験[5] のデータに基づき、水中切断廃液（水中熱的切断及び水中機械的切断）に対する仮設+本設廃液処理設備の除去効率について環境影響評価に用いる評価パラメータを設定する。</p> <p>○使用方法 DF = 入口放射エネルギー (Bq) ÷ 出口放射エネルギー (Bq)</p> <p>・ 除去係数 除去係数はプラント別に設定されている。</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th>対象プラント</th> <th>総合 DF (仮設+本設)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>BWR, GCR (本設設備の濃縮装置 1 段)</td> <td>1E+05</td> </tr> <tr> <td>PWR (本設設備の濃縮装置 2 段)</td> <td>1E+06</td> </tr> </tbody> </table>	対象プラント	総合 DF (仮設+本設)	BWR, GCR (本設設備の濃縮装置 1 段)	1E+05	PWR (本設設備の濃縮装置 2 段)	1E+06
対象プラント	総合 DF (仮設+本設)						
BWR, GCR (本設設備の濃縮装置 1 段)	1E+05						
PWR (本設設備の濃縮装置 2 段)	1E+06						
適用に当たっての制限条項等, 特記事項	<p>適応廃液：水中切断廃液（水中熱的切断及び水中機械的切断） 対象核種：粒子及びイオン 対象処理フロー：フィルタ+イオン交換+濃縮</p>						
関連文献	<p>[4] (財) 電力中央研究所, 平成 14 年度 発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価技術調査 (環境影響評価パラメータ調査研究) 報告書 (平成 15 年 3 月) [5] (財) 電力中央研究所, 平成 15 年度 発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価技術調査 (環境影響評価パラメータ調査研究) 報告書 (平成 16 年 3 月)</p>						

表 G.4—廃液処理時の除去効率 (1) (3/3)

分類番号	A-1 (3/3)						
適用廃液	コンクリート湿式切断廃液						
対象	粒子及びイオン						
廃液の処理	フィルタ+イオン交換+濃縮						
総合 DF	<table border="0"> <tr> <td>BWR, GCR (本設設備の濃縮装置 1 段)</td> <td>1E+05</td> </tr> <tr> <td>PWR (本設設備の濃縮装置 2 段)</td> <td>1E+06</td> </tr> </table>	BWR, GCR (本設設備の濃縮装置 1 段)	1E+05	PWR (本設設備の濃縮装置 2 段)	1E+06		
BWR, GCR (本設設備の濃縮装置 1 段)	1E+05						
PWR (本設設備の濃縮装置 2 段)	1E+06						
記載概要	<p>コンクリートの湿式切断廃液はコンクリート粉じん成分が多量にスラッジ状となるため、目詰まり防止、廃棄物量削減のためにろ過/沈殿等に関する開発がされているが、大部分の固形分を除去した後の廃液に対してイオン交換、濃縮を行う場合には、総合 DF としては解体前系統除染廃液と同等の DF を確保できると推定される[8]。</p> <p>○使用方法 $DF = \text{入口放射エネルギー (Bq)} \div \text{出口放射エネルギー (Bq)}$</p> <p>・ 除去係数 除去係数はプラント別に設定されている。</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th>対象プラント</th> <th>総合 DF (仮設+本設)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>BWR, GCR (本設設備の濃縮装置 1 段)</td> <td>1E+05</td> </tr> <tr> <td>PWR (本設設備の濃縮装置 2 段)</td> <td>1E+06</td> </tr> </tbody> </table>	対象プラント	総合 DF (仮設+本設)	BWR, GCR (本設設備の濃縮装置 1 段)	1E+05	PWR (本設設備の濃縮装置 2 段)	1E+06
対象プラント	総合 DF (仮設+本設)						
BWR, GCR (本設設備の濃縮装置 1 段)	1E+05						
PWR (本設設備の濃縮装置 2 段)	1E+06						
適用に当たっての制限条項等, 特記事項	<p>適応廃液：コンクリート湿式切断廃液 対象核種：粒子及びイオン 対象処理フロー：フィルタ+イオン交換+濃縮</p>						
関連文献	<p>[8] (財) 電力中央研究所, 平成 18 年度 発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価技術調査 (環境影響評価パラメータ調査研究) 報告書 (平成 19 年 3 月) p.53</p>						

出典：廃止措置工事環境影響評価ハンドブック (第 3 次版) [1], 様式変更

表 G.4－廃液処理時の除去効率（2）

分類番号	A-2				
適用廃液	解体後除染廃液（解体後除染廃液）				
対象	粒子及びカチオン				
廃液の処理	イオン交換（+中和+UV）+濃縮				
総合 DF	BWR, GCR, PWR 1E+03				
記載概要	<p>平成 14 年度に実施した廃液処理設備基礎試験[4] のデータに基づき、系統除染廃液の粒子及びカチオンを対象にしたワンスルー（イオン交換（+中和+UV）+濃縮）の廃液処理フローの除去効率について、環境影響評価に用いる評価パラメータを設定する。なお、解体後除染で発生する濃厚廃液は処理して液体廃棄物として取り扱う場合に比べて、そのままコンクリート固化などによって固形化し、固体廃棄物とする場合の方が多い。よって被ばく評価の際には、解体後除染廃液の取扱い計画に基づき評価を行う必要がある。</p> <p>○使用方法 DF = 入口放射エネルギー (Bq) ÷ 出口放射エネルギー (Bq)</p> <p>・除去係数 除去係数はプラント別に設定されている。</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th>対象プラント</th> <th>総合 DF（仮設+本設）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>BWR, GCR, PWR</td> <td>1E+03</td> </tr> </tbody> </table>	対象プラント	総合 DF（仮設+本設）	BWR, GCR, PWR	1E+03
対象プラント	総合 DF（仮設+本設）				
BWR, GCR, PWR	1E+03				
適用に当たっての制限条項等、特記事項	<p>適応廃液：解体後除染廃液（電解除染，化学除染，SC 法及び EPRI DFD 法） 対象核種：粒子及びカチオン 対象処理フロー：イオン交換（+中和+UV）+濃縮</p>				
関連文献	<p>[4]（財）電力中央研究所，平成 14 年度 発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価技術調査（環境影響評価パラメータ調査研究）報告書（平成 15 年 3 月）</p>				

表 G.4－廃液処理時の除去効率 (3)

分類番号	A-3						
適用廃液	廃液処理系の除去効率 (超音波洗浄廃液)						
対象	粒子及びイオン						
廃液の処理	フィルタ+イオン交換+濃縮						
総合 DF	<table border="0"> <tr> <td>BWR, GCR (本設設備の濃縮装置 1 段)</td> <td>1E+05</td> </tr> <tr> <td>PWR (本設設備の濃縮装置 2 段)</td> <td>1E+06</td> </tr> </table>	BWR, GCR (本設設備の濃縮装置 1 段)	1E+05	PWR (本設設備の濃縮装置 2 段)	1E+06		
BWR, GCR (本設設備の濃縮装置 1 段)	1E+05						
PWR (本設設備の濃縮装置 2 段)	1E+06						
記載概要	<p>超音波洗浄廃液について、特に実験的にデータを採取はしていない。しかし、超音波洗浄廃液は純水中に剥離固形物が浮遊しているものであるため、ここでは、金属切断廃液[8] と同等の除去効率とみなして、仮設+本設廃液処理設備の除去効率について環境影響評価に用いる評価パラメータを設定する。</p> <p>○使用方法 $DF = \text{入口放射エネルギー (Bq)} \div \text{出口放射エネルギー (Bq)}$</p> <p>・ 除去係数 除去係数はプラント別に設定されている。</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th>対象プラント</th> <th>総合 DF (仮設+本設)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>BWR, GCR (本設設備の濃縮装置 1 段)</td> <td>1E+05</td> </tr> <tr> <td>PWR (本設設備の濃縮装置 2 段)</td> <td>1E+06</td> </tr> </tbody> </table>	対象プラント	総合 DF (仮設+本設)	BWR, GCR (本設設備の濃縮装置 1 段)	1E+05	PWR (本設設備の濃縮装置 2 段)	1E+06
対象プラント	総合 DF (仮設+本設)						
BWR, GCR (本設設備の濃縮装置 1 段)	1E+05						
PWR (本設設備の濃縮装置 2 段)	1E+06						
適用に当たっての制限条項等, 特記事項	<p>適応廃液：超音波洗浄廃液 対象核種：粒子及びイオン 対象処理フロー：フィルタ+イオン交換+濃縮</p>						
関連文献	<p>[8] (財) 電力中央研究所, 平成 18 年度 発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価技術調査 (環境影響評価パラメータ調査研究) 報告書 (平成 19 年 3 月) p.55</p>						

表 G.5—各対策などの種類に対する回収効率，除去効率及び拡散防止効果 (1/3)

回収/除去方法，拡散防止対策などの種類	回収効率，除去効率及び拡散防止効果						
<p>気中局所回収装置による粉じんの回収</p>	<p>・回収効率 (財) 原子力発電技術機構にて実施した軽水炉等改良技術確証試験 実用発電用原子炉廃炉設備確証試験廃止措置技術調査[11] において得られたコンクリート解体試験（はつり）におけるハンドブレイカ作業に対する気中局所回収装置の粉じん回収効率のデータを用いて，電中研にて次のようにフードまでの距離ごとに設定している。</p> <table border="1" data-bbox="472 589 1305 696"> <thead> <tr> <th>フードまでの距離</th> <th>0.2m</th> <th>1m</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>回収効率 (DF)</td> <td>90 (%) (10)</td> <td>40 (%) (1.7)</td> </tr> </tbody> </table> <p>関連文献： [11] (財) 原子力発電技術機構，平成 11 年度 軽水炉等改良技術確証試験 実用発電用原子炉廃炉設備確証試験廃止措置技術調査報告書（2000 年 3 月） p.544</p>	フードまでの距離	0.2m	1m	回収効率 (DF)	90 (%) (10)	40 (%) (1.7)
フードまでの距離	0.2m	1m					
回収効率 (DF)	90 (%) (10)	40 (%) (1.7)					
<p>水中バブル捕集装置による粉じんの回収</p>	<p>・回収効率 電中研の実用発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価技術調査（環境影響評価パラメータの調査研究）[7] において得られた水中熱的切断におけるバブル捕集装置の粉じん及び気体の回収効率に関する試験データを用いて，電中研にて，次のように数値を設定している。</p> <table border="1" data-bbox="472 1059 1305 1167"> <thead> <tr> <th>フードまでの距離</th> <th>1m</th> <th>3m</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>回収効率 (DF)</td> <td>99 (%) (100)</td> <td>96 (%) (25)</td> </tr> </tbody> </table> <p>関連文献： [7] (財) 電力中央研究所，平成 17 年度 発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価技術調査（環境影響評価パラメータ調査研究）報告書（平成 18 年 3 月） p.286 ほか</p>	フードまでの距離	1m	3m	回収効率 (DF)	99 (%) (100)	96 (%) (25)
フードまでの距離	1m	3m					
回収効率 (DF)	99 (%) (100)	96 (%) (25)					
<p>HEPA フィルタによる粉じんの除去</p>	<p>・除去効率 電中研の実用発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価技術調査（環境影響評価パラメータの調査研究）[2] において得られた HEPA フィルタの粉じん除去効率に関する試験データを用いて，電中研にて次のように数値を設定している。</p> <table border="1" data-bbox="472 1514 1155 1675"> <thead> <tr> <th>設備</th> <th>DF</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>HEPA フィルタ (1 段)</td> <td>1E+04</td> </tr> <tr> <td>HEPA フィルタ (2 段)</td> <td>1E+07</td> </tr> </tbody> </table> <p>関連文献： [2] (財) 電力中央研究所，平成 12 年度 実用発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価技術調査（環境影響評価パラメータの調査研究）報告書（平成 13 年 3 月） p.164, p.167 ほか</p>	設備	DF	HEPA フィルタ (1 段)	1E+04	HEPA フィルタ (2 段)	1E+07
設備	DF						
HEPA フィルタ (1 段)	1E+04						
HEPA フィルタ (2 段)	1E+07						

表 G.5—各対策などの種類に対する回収効率，除去効率及び拡散防止効果 (2/3)

回収/除去方法，拡散防止対策などの種類	回収効率，除去効率及び拡散防止効果						
<p>エアカーテンによる粉じんの回収</p>	<p>・回収効率 電中研の発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価技術調査（環境影響評価パラメータ調査研究）[8]において得られたエアカーテンの回収効率に関する試験データを用いて，電中研にて次のような数値を設定している。</p> <table border="1" data-bbox="472 555 1046 663"> <thead> <tr> <th>パラメータ</th> <th>データ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>回収効率 (DF)</td> <td>90 (%) (10)</td> </tr> </tbody> </table> <p>関連文献： [8]（財）電力中央研究所，平成 18 年度 発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価技術調査（環境影響評価パラメータ調査研究）報告書（平成 19 年 3 月）p.178 ほか</p>	パラメータ	データ	回収効率 (DF)	90 (%) (10)		
パラメータ	データ						
回収効率 (DF)	90 (%) (10)						
<p>ハウス内での粉じんの自然沈着</p>	<p>・粉じんの自然沈着効果 電中研[8]における文献調査の結果に基づき，粒径が1 (μm) 以下の粉じんについて，1 (回/h) 以上の換気率で換気しているエリアについては，粉じんの自然沈着を期待しないこととする。 関連文献： [8]（財）電力中央研究所，平成 18 年度 発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価技術調査（環境影響評価パラメータ調査研究）報告書（平成 19 年 3 月）p.60</p>						
<p>中性能フィルタによる粉じんの除去</p>	<p>・除去効率 電中研の発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価技術調査（環境影響評価パラメータ調査研究）[4]において得られた中性能フィルタの粉じん除去効率に関する試験データを用いて，電中研にて次のようにフィルタ別に設定している。</p> <table border="1" data-bbox="472 1402 1193 1653"> <thead> <tr> <th>設備</th> <th>除去効率</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>換気空調系排気フィルタ (中性能フィルタ) (DF)</td> <td>50 (%) (2)</td> </tr> <tr> <td>前置フィルタ</td> <td>— (考慮せず)</td> </tr> </tbody> </table> <p>（系統設計上の自由度をもたせるため，環境影響評価パラメータとしては，試験データに対し余裕をとった値とする） 関連文献： [4]（財）電力中央研究所，平成 14 年度 発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価技術調査（環境影響評価パラメータ調査研究）報告書（平成 15 年 3 月）p.184</p>	設備	除去効率	換気空調系排気フィルタ (中性能フィルタ) (DF)	50 (%) (2)	前置フィルタ	— (考慮せず)
設備	除去効率						
換気空調系排気フィルタ (中性能フィルタ) (DF)	50 (%) (2)						
前置フィルタ	— (考慮せず)						

表 G.5—各対策などの種類に対する回収効率，除去効率及び拡散防止効果 (3/3)

回収/除去方法， 拡散防止対策 などの種類	回収効率，除去効率及び拡散防止効果					
汚染拡大防止 囲いによる 粉じん拡散 防止効果	<p>・漏えい率</p> <p>電中研の発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価技術調査（環境影響評価パラメータの調査研究）[3]において得られた汚染防止囲いの漏えい率に関する試験データを用いて，電中研にて，次のようにハウスの規模，負圧条件ごとに数値，若しくは評価式及び係数を設定している。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 小規模なハウス 漏えい率：0.5（%） 2. 大規模なハウス <ol style="list-style-type: none"> a) ハウスの平均負圧度を 100（Pa）以上で維持する場合には，圧力分布による正圧部は生じないとみなし，保守的に漏えい率は0.5（%）とする。 b) 汎用流体力学計算プログラムによる圧力分布を評価し，圧力分布内に正圧が生じない場合には，保守的に漏えい率は0.5（%）とする。 c) 汎用流体力学計算プログラムによる圧力分布を評価し，圧力分布内に正圧が生じる場合，正圧部に存在する開口部に対して次のモデルを用いて評価する。 					
	漏えい箇所	モデル式 [Q: 流量(m ³ /s)] [ΔP: 差圧(Pa)]	定数		入力パラメータ	適用範囲
	ファスナー 縫合	Q = AΔP ^B × L	A	B	L:ファスナー 長さ(m)	・ ΔP ≤ 100Pa
	ファスナー 高周波接合		6.93E-05	6.75E-01		
	マジック テープ		7.20E-05	6.50E-01		
	鉛網	Q = AΔP ^B × S / ρ	1.02E-01	9.81E-01	S:断面積(m ²) ρ:単位断面積 当り充填質量 (kg/m ³)	
	ロック ウール		1.43E-04	7.74E-01		
	ドア底面	Q = AΔP ^B × L ただし， A = A ₁ × u + A ₂ B = B ₁ × u + B ₂	A ₁ :8.57E-04 A ₂ :9.13E-06	B ₁ :-4.43E-2 B ₂ : 6.54E-1	u: ドア 隙間 間 隔 (mm) L: ドア 長 さ (m)	・ ドア底面： ΔP ≤ 40Pa ・ ドア上面/側面： ΔP ≤ 20Pa
	ドア上面/ 側面		A ₁ :1.15E-03 A ₂ :-3.40E-04	B ₁ :-4.56E-2 B ₂ : 7.05E-1		
	円筒型 スリット	<p>Q = v × S ただし，v(管内平均流速(m/s)) は以下のΔP・v の関係から算 出する</p> <p>(a)管の場合(層流) ΔP = $\left[\frac{64vL}{vd^2} + 1.5 \right] \frac{v^2\rho}{2}$</p> <p>(b)L=2mm オリフィス ΔP = $\left[\frac{110vL}{vd^2} + 1.3 \left[\frac{L}{d} \right]^{-0.25} \right] \frac{v^2\rho}{2}$</p>	-		<p>d:配管直径(m) S:配管断面積 (m²) (S = $\frac{\pi d^2}{4}$) L:管長さ(m) v:動粘度(m²/s) ρ:流体密度 (kg/m³)</p>	<p>・ 管の場合： 配管内層流 ・ L=2mm オリフィ スの場合 ΔP ≤ 100Pa (d ≤ φ 10 mm) ΔP ≤ 20Pa (φ 10 mm < d ≤ φ 30 mm)</p>
<p>関連文献；</p> <p>[3] (財) 電力中央研究所，平成 13 年度 発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価技術調査 (環境影響評価パラメータの調査研究) 報告書 (平成 14 年 3 月) p.142, p.411</p>						

表 G.6—電中研ハンドブック[1]に基づく各想定事象における飛散率（設定値）

事象	項目	インベントリの説明	飛散率 (-) (漏えい割合 (-))
火災時の飛散率	フィルタ, 雑固体, 可燃性物質	移動性インベントリ	1
	不燃性物質	移動性インベントリ	0.001
	バウンダリ	浮遊インベントリ	1
爆発時の飛散率	フィルタ, 雑固体, 可燃性物質	移動性インベントリ	1
	不燃性物質	移動性インベントリ	0.001
	バウンダリ	浮遊インベントリ	1
落下時の飛散率	金属構造物	移送している物質の 移動性インベントリ	0.1
	コンクリート構造物	移送しているコンクリート	0.01
	フィルタ	移送しているフィルタ蓄積物	1
	雑固体	移送しているフィルタ蓄積物	1
	移送容器からの漏えい割合	発生した粉じん	0.01
衝突時の飛散率	金属構造物	被衝突した物質の 移動性インベントリ	0.1
	コンクリート構造物	被衝突したコンクリート	0.01
	フィルタ	被衝突したフィルタ蓄積物	1
	雑固体	被衝突した物質の全量	1
	バウンダリ	浮遊インベントリの全量	1
	容器からの漏えい割合	発生した粉じん	0.01
動的機器の 機能停止	バウンダリからの漏えい割合	浮遊インベントリ	1
弁の誤開, 誤閉	バウンダリからの漏えい割合	浮遊インベントリ	1
異常切断時 の飛散率	バウンダリの切断	浮遊インベントリ	1
外電喪失	バウンダリからの漏えい割合	浮遊インベントリ	1

出典：廃止措置工事環境影響評価ハンドブック（第3次版）[1]，様式変更

参考文献

- [1] “廃止措置工事環境影響評価ハンドブック（第3次版）”，（財）電力中央研究所，平成19年3月，（“平成18年度発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価技術調査（環境影響評価パラメータ調査研究）”添付資料）
- [2] （財）電力中央研究所，平成12年度 実用発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価技術調査（環境影響評価パラメータの調査研究）報告書（平成13年3月）
- [3] （財）電力中央研究所，平成13年度 発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価技術調査（環境影響評価パラメータの調査研究）報告書（平成14年3月）
- [4] （財）電力中央研究所，平成14年度 発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価技術調査（環境影響評価パラメータ調査研究）報告書（平成15年3月）
- [5] （財）電力中央研究所，平成15年度 発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価技術調査（環境影響評価パラメータ調査研究）報告書（平成16年3月）
- [6] （財）電力中央研究所，平成16年度 発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価技術調査（環境影響評価パラメータ調査研究）報告書（平成17年3月）
- [7] （財）電力中央研究所，平成17年度 発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価技術調査（環境影響評価パラメータ調査研究）報告書（平成18年3月）
- [8] （財）電力中央研究所，平成18年度 発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価技術調査（環境影響評価パラメータ調査研究）報告書（平成19年3月）
- [9] （財）原子力発電技術機構，平成9年度 軽水炉等改良技術確証試験 実用発電用原子炉廃炉設備確証試験廃止措置技術調査に関する調査報告書（1998年3月）
- [10] （財）原子力発電技術機構，平成10年度 軽水炉等改良技術確証試験 実用発電用原子炉廃炉設備確証試験廃止措置技術調査に関する調査報告書（1999年3月）
- [11] （財）原子力発電技術機構，平成11年度 軽水炉等改良技術確証試験 実用発電用原子炉廃炉設備確証試験に関する調査報告書（2000年3月）
- [12] （財）原子力発電技術機構，平成13年度 発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価技術調査（環境影響評価試験）に関する報告書（2002年3月）
- [13] （財）原子力発電技術機構，平成14年度 発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価技術調査（環境影響評価試験）に関する報告書（2003年3月）
- [14] （財）原子力発電技術機構，平成15年度 発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価技術調査（環境影響評価試験）に関する報告書（2004年9月）
- [15] 独立行政法人 原子力安全基盤機構，平成15年度発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価技術調査（環境影響評価試験）に関する報告書（2004年7月）

附属書 H (参考) 最大想定事故の選定方法

序文

この附属書（参考）は、本体に関連する事柄を説明するものであり、規定の一部ではない。

H.1 最大想定事故の選定方法

廃止措置中の事故における施設周辺の一般公衆の実効線量の評価は、最大想定事故について実施する。最大想定事故は、**図 H.1** の手順[1] に従って選定する。その手順を次に示す。

a) 想定する起回事象

放射性核種の飛散・漏えいにつながる事故の起回事象として、次を想定する。

- －火災
- －爆発
- －落下
- －衝突
- －動的機器の機能停止
- －弁の誤開閉
- －異常切断
- －外部電源の喪失
- －地震
- －津波・洪水

b) 放射性核種を保有する設備及び放射性核種の形態の整理

廃止措置対象施設の特性調査結果に基づき、廃止措置工事の対象物のうち、放射性核種が存在する設備をリストアップする。また、二次汚染によるものもリストアップする。

原子炉施設の例としては、次のものが考えられる。

- －一次汚染によるもの
 - －放射化したもの（炉内構造物，原子炉（圧力）容器，格納容器，遮蔽壁など）
 - －汚染したもの（機器，配管，床・壁など）
- －二次汚染によるもの
 - －除染廃液に触れたもの（除染機器，配管など）
 - －切断時の排気に触れたもの（切断機，排気設備の機器・ダクトなど）
 - －水中切断廃液又は湿式切断廃液に触れたもの（切断機，機器，配管など）
 - －放射性物質除去装置（排気フィルタ，廃液フィルタ，イオン交換樹脂など）
 - －廃棄物を移送，貯蔵又は保管するもの（移送容器，保管容器，大型搬出物など）
 - －汚染した仮設物（足場など）

次に、事故時における放射性核種の空気中への飛散・漏えいとの関連付けを容易にするため、放射性核種の存在形態を次の2つに分類する。

－非飛散性核種

母材の内部に存在し、物理的衝撃、加熱、乾燥などに対しても容易に飛散しない放射性核種

－母材中の放射化生成物 など

－飛散性核種

物質の表面に付着又は沈着している放射性核種で物理的衝撃、加熱、乾燥などによって飛散する可能性のある放射性核種

－表面付着物

－粉体

－空気中の浮遊物（粉じん及びエアロゾル）など

c) 起回事象の検討

H.1 b) でリストアップした放射性核種を保有又は取り扱う設備のそれぞれについて、**H.1 a)** の起回事象を当てはめ、廃止措置工事の環境条件、工法などを勘案して、当該事象が発生する可能性を検討する。検討のための判断フロー[1] を図 H.2～図 H.10 に示す。

d) 放射性核種の放射エネルギーの整理

H.1 b) でリストアップした設備のそれぞれについて、放射性核種の存在形態ごとの放射エネルギーを定量的に整理する。これは、想定事故に対するソースタームとなるので、非飛散性核種については平均濃度に加えて最大濃度も考慮する。また、飛散性核種については汚染密度も考慮する。

e) 事故ごとの放射性核種の移行経路の設定

H.1 c) で検討した設備別の起回事象について、放射性核種の飛散・漏えい源から環境放出に至るまでの移行経路と期待できる放出量低減効果を設定する。

f) 事故の影響範囲、共通原因事象の検討

H.1 c) で検討した設備別の起回事象について、設備に影響を及ぼす範囲を検討する。また、地震、外部電源の喪失などの共通原因によって同時に複数の設備に影響を及ぼす事象について検討する。

g) 環境放出量の検討

各起回事象について、**H.1 d)** で検討した放射性核種の存在形態ごとの放射エネルギーと **H.1 c)** 及び **H.1 f)** とを組合せ、環境放出量を検討する。

h) 事故の類型化

起回事象が違っていたり、設備が異なったりしても、飛散・漏えいから環境への放出に至るまでの放射性核種の移行挙動が類似する場合には、それらの事故を類型化する。

i) 最大想定事故の設定

H.1 g) 及び **H.1 h)** を総合し、放射性核種ごとの施設周辺の一般公衆の実効線量への寄与を考慮した上で実効線量が最大となる想定事故を設定する。1 つに絞きれないときは、最大想定事故の候補としての代表事故を抽出する。

なお、複合的に発生する事故に関しては、想定される事象の範囲内で最も保守側となる飛散率及び屋外放出割合、影響を受けると考えられる範囲に存在する残存放射エネルギーの総量を対象として事故を設定する。

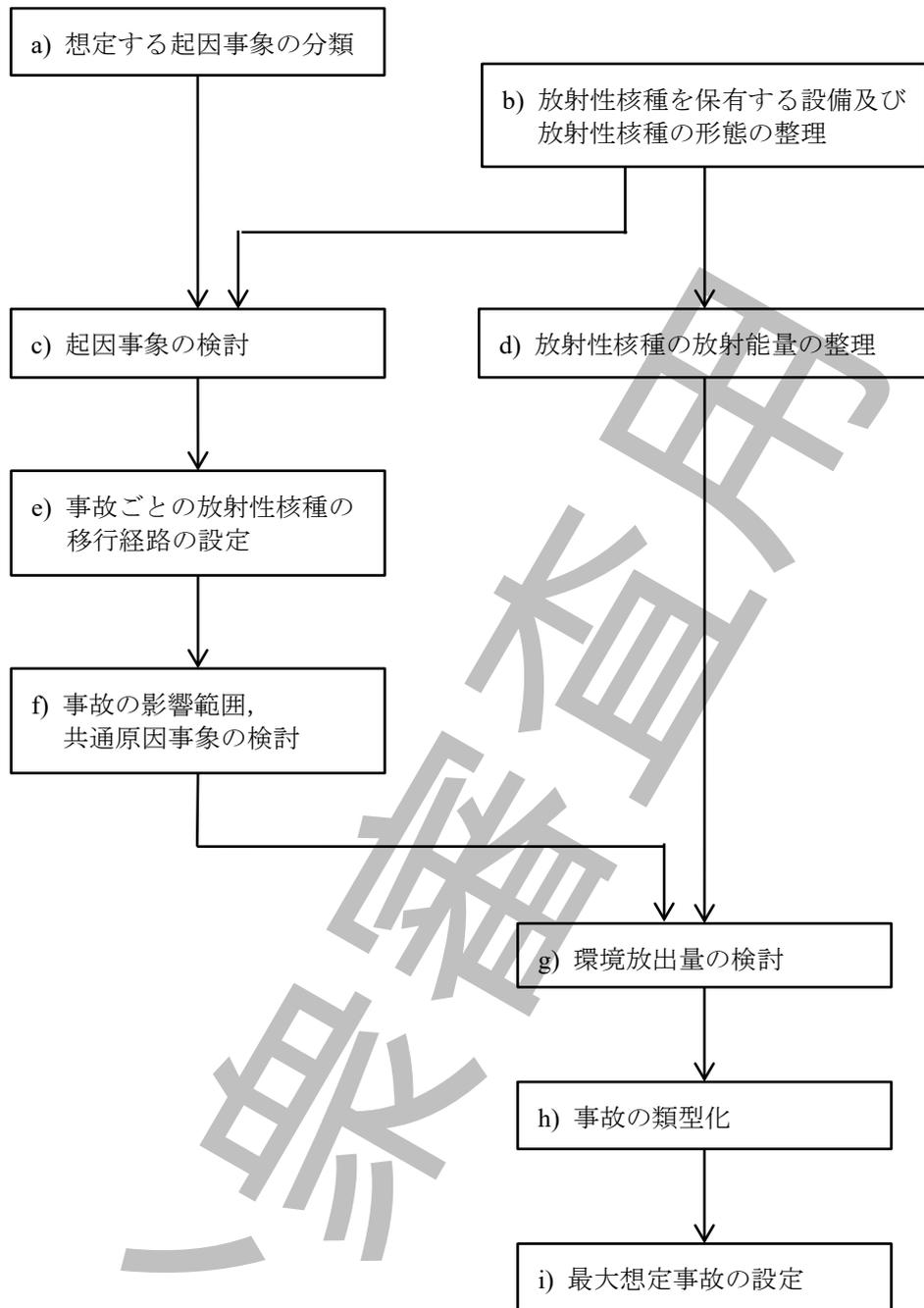


図 H.1—最大想定事故の選定手順

出典：廃止措置工事環境影響評価ハンドブック（第3次版）[1] p104, 一部変更

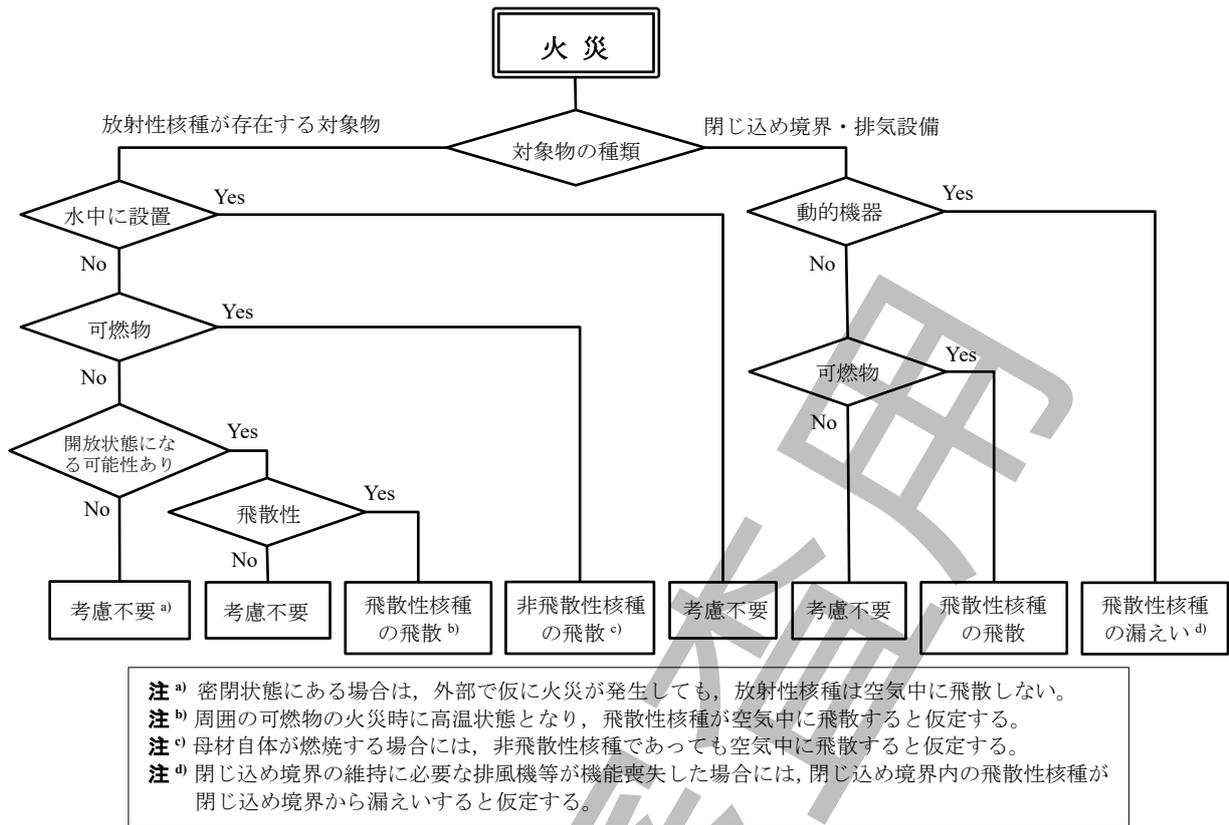


図 H.2—火災に関する評価事象検討ツリー

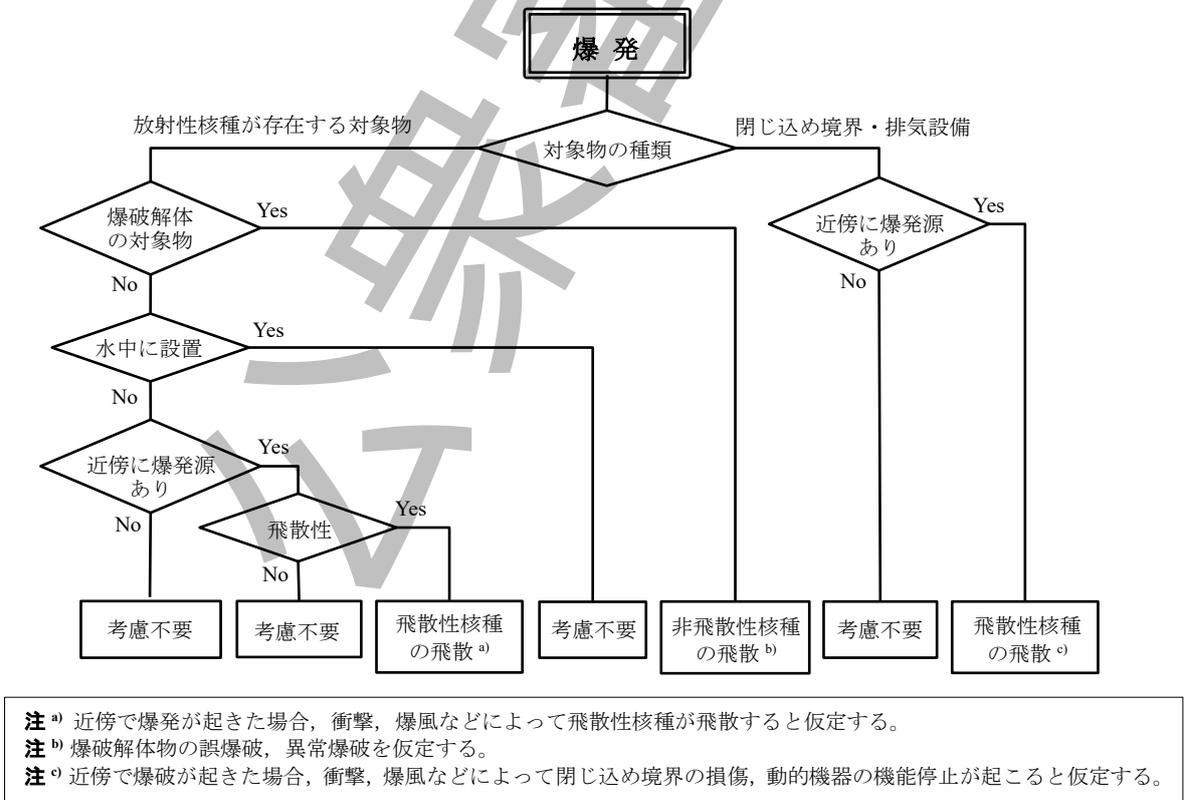


図 H.3—爆発に関する評価事象検討ツリー

出典：廃止措置工事環境影響評価ハンドブック（第3次版）[1] p105～p106，一部変更

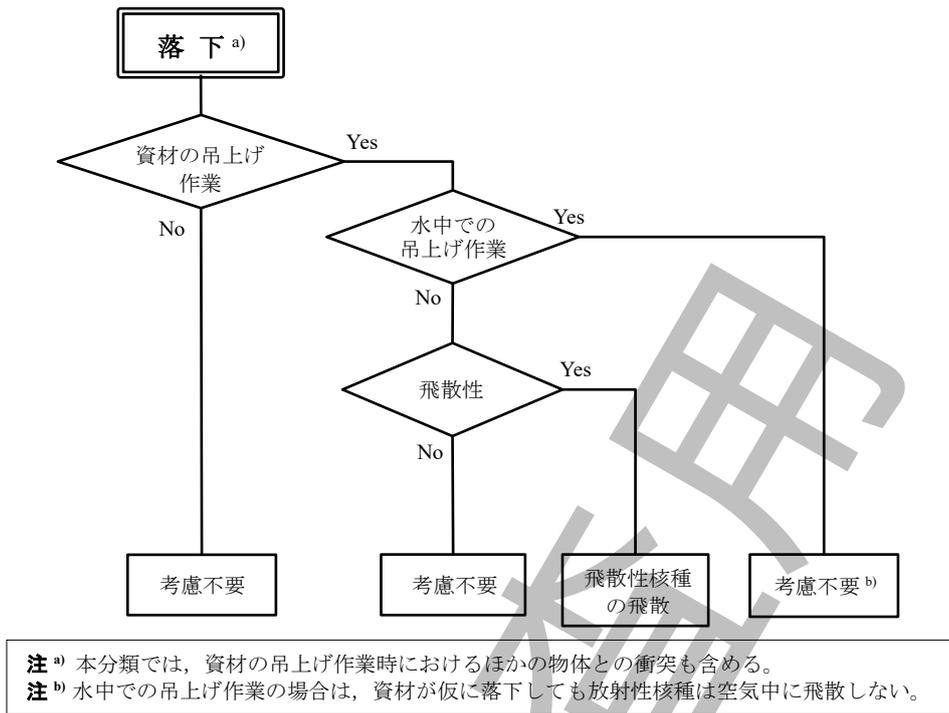


図 H.4—落下に関する評価事象検討ツリー

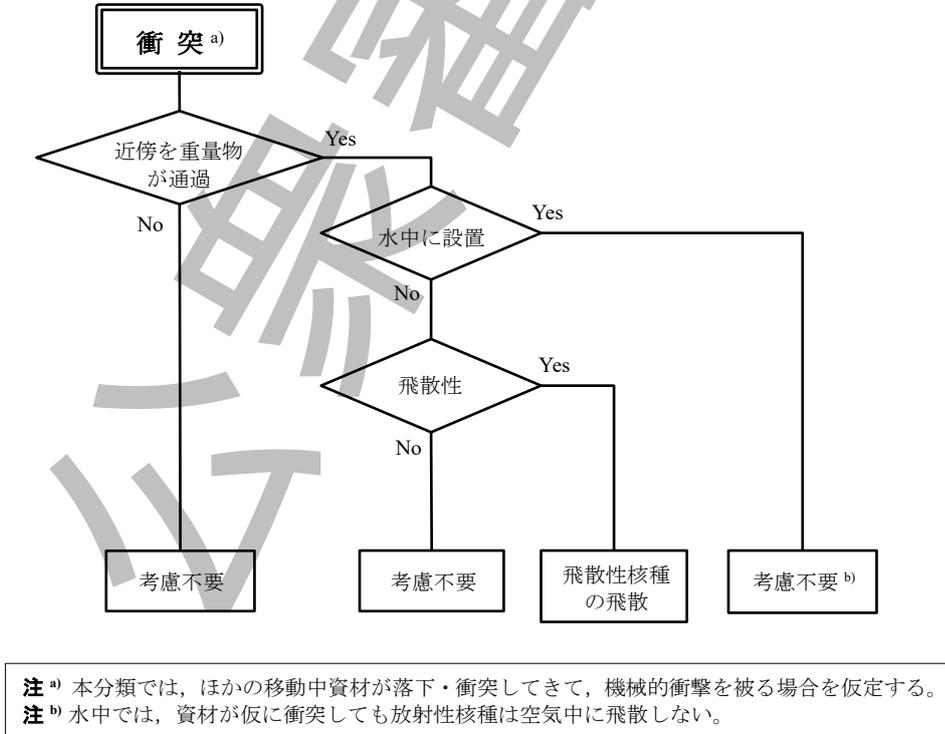


図 H.5—衝突に関する評価事象検討ツリー

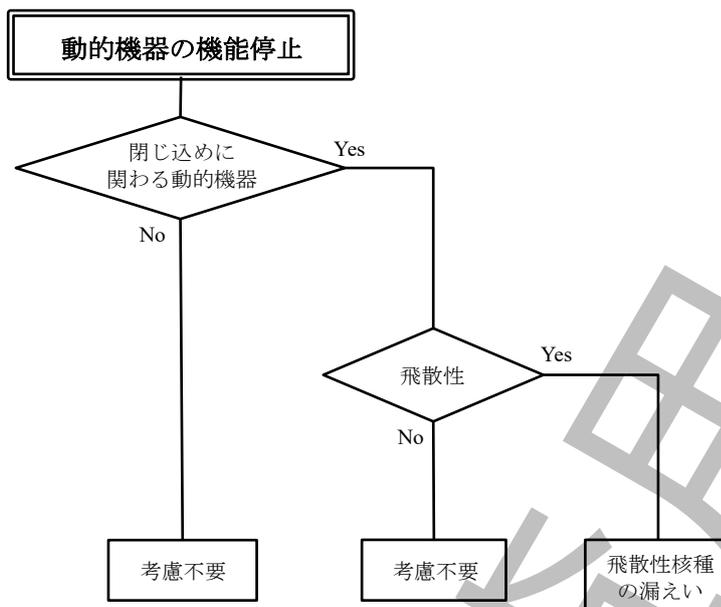
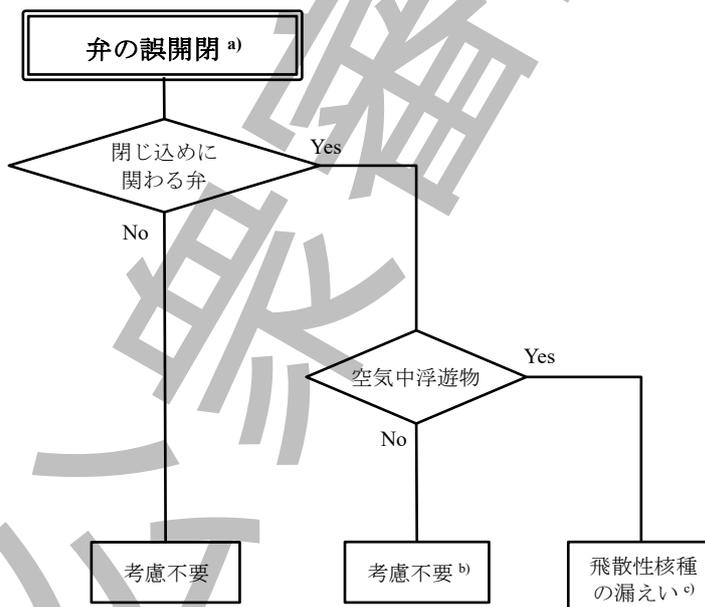


図 H.6—動的機器の機能停止に関する評価事象検討ツリー



注^{a)} 閉止すべき弁の誤開放，開放すべき弁の誤閉止がある。
 注^{b)} 内包物が固体・液体の場合には，仮に弁を誤開放しても放射性核種は空气中に移行しない。
 注^{c)} 弁の誤開放による空气中浮遊物の漏えい，弁の誤閉止による排気機能喪失に伴う閉じ込め境界からの空气中浮遊物の漏えいを仮定する。

図 H.7—弁の誤開閉に関する評価事象検討ツリー

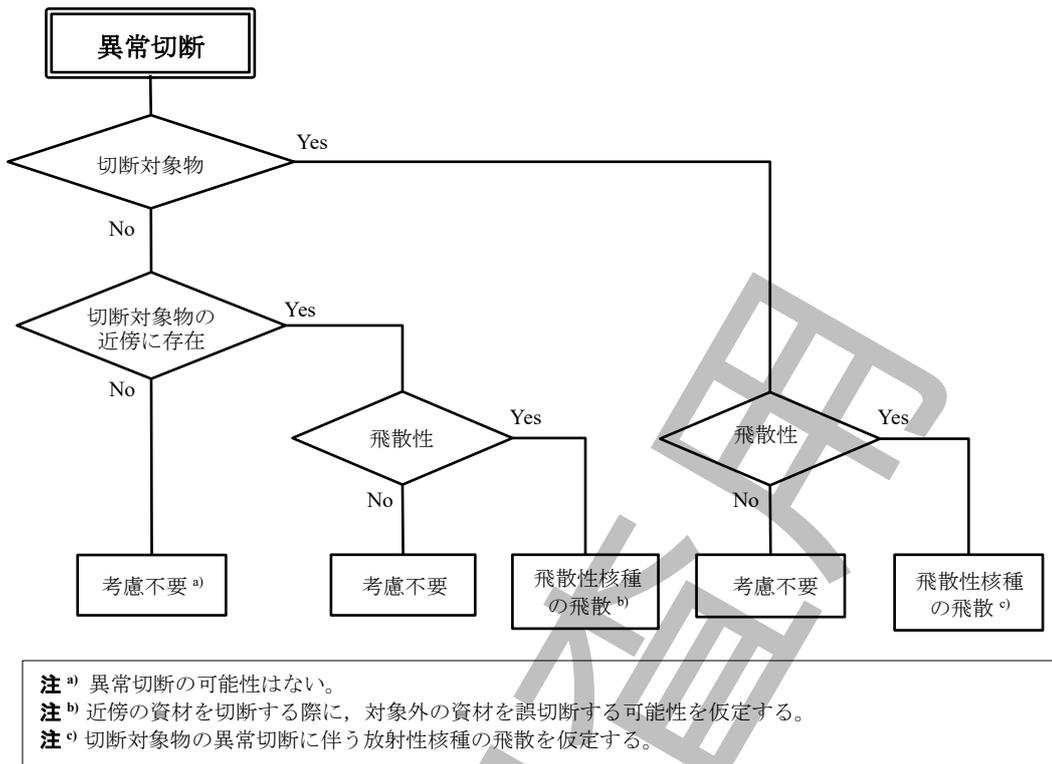


図 H.8—異常切断に関する評価事象検討ツリー

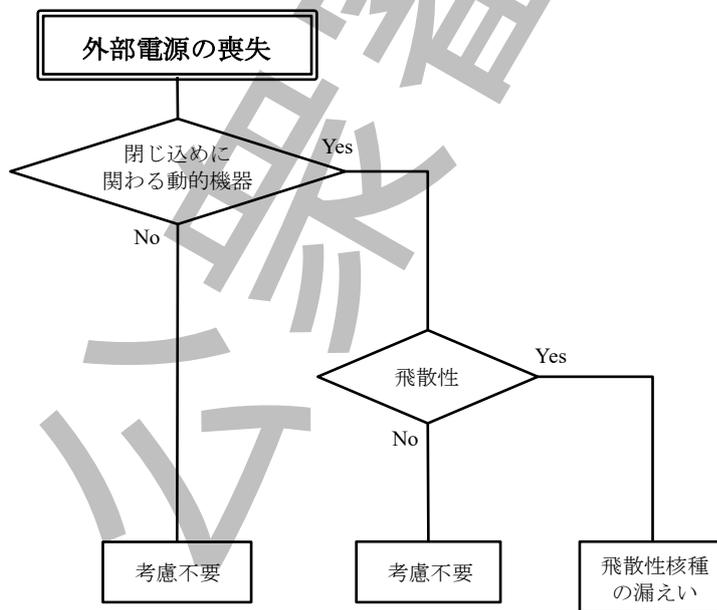
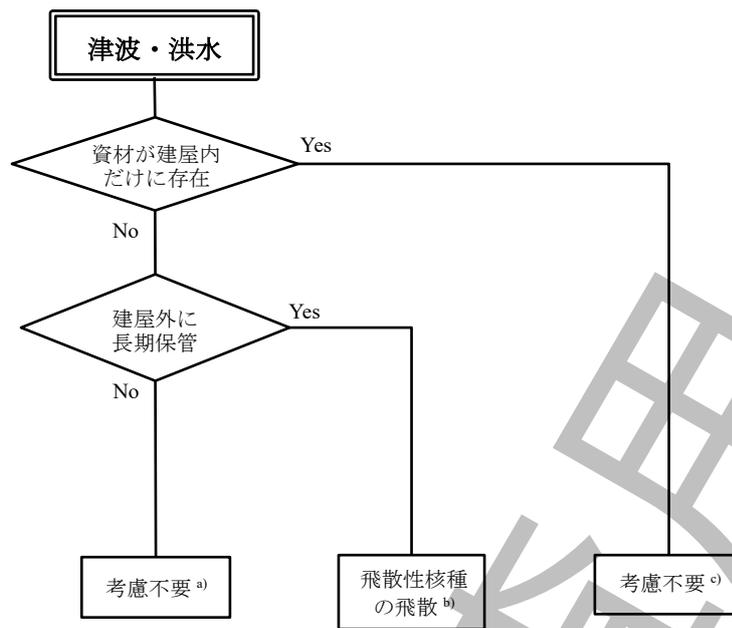


図 H.9—外部電源の喪失に関する評価事象検討ツリー



注^{a)} 保管物の建屋外での移送中に、津波・洪水が同時に生じる確率は極めて小さいと仮定する。
注^{b)} 津波・洪水の被害を受ける可能性ある地点に長期保管する場合には、飛散性核種の漏えいを仮定する。
注^{c)} 原子力施設は、津波・洪水の被害を受けない地点に設置するため、建屋内に存在する資材はその影響を受けない。

図 H.10—津波・洪水に関する評価事象検討ツリー

出典：廃止措置工事環境影響評価ハンドブック（第3次版）[1] p113，一部変更

参考文献

- [1] “廃止措置工事環境影響評価ハンドブック（第3次版）”，（財）電力中央研究所，平成19年3月，（“平成18年度発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価技術調査（環境影響評価パラメータ調査研究）”添付資料）

附属書 I (参考) 放射線業務従事者の被ばく線量評価方法

序文

この附属書（参考）は、本体に関連する事柄を説明するものであり、規定の一部ではない。

I.1 放射線業務従事者の被ばく線量評価方法

廃止措置の計画段階においては、放射線業務従事者の被ばく低減の観点から廃止措置工事の妥当性を確認することが重要である。したがって、総被ばく線量への寄与が大きい解体撤去作業に着目する。

放射性物質による汚染密度、放射能濃度又は放射化の程度が極めて高く、大掛かりな被ばく低減措置を講じる必要のある機器及び構造物の解体撤去作業を対象に、工事の方法・工程、被ばく低減の方法及び汚染拡大防止の方法を具体化し、この工事計画における放射線業務従事者の被ばく線量を評価する。この評価結果を基に廃止措置全体の総被ばく線量を算出する。

なお、廃止措置の計画段階においては、作業場所の空間線量率及び作業工数を正確に設定できない場合も考えられるため、算出した総被ばく線量は、工事段階における放射線管理のための計画線量とは区別する必要がある。

廃止措置工事における放射線業務従事者の被ばく線量は、次の項目に従い評価する。

- －工事項目の分類
- －所要人工数の設定
- －作業場所の空間線量率の設定
- －被ばく線量の算出

a) 工事項目の分類

廃止措置計画に基づく工事計画に従って、工事項目を準備作業、本作業、片付け作業などに分類する。工事対象設備又は区域における作業場所の空間線量率、空气中濃度を考慮した分類とする。

b) 所要人工数の設定

過去の工事経験及び類似施設の解体経験を参考に、工事項目ごとに放射線作業の所要人工数を設定する。

c) 作業場所の空間線量率の設定

評価に用いる空間線量率は、作業場所の実測値を基本とするが、放射性機器・構造物の撤去によって空間線量率が低下することを考慮してもよい。測定が困難な区域及び機器撤去後の値については、次を参考に設定する。

- －同種又は類似の工事での実績値を必要に応じて補正したもの
- －実績値又は実測値がない場合は評価値

d) 被ばく線量の算出

- 1) **外部被ばく線量** 外部被ばく線量は、各作業項目における作業場所の空間線量率及び所要人工数から式 (I.1) を用いて求める。

$$D_y = \sum_i (R_i \cdot T_i \cdot H_i) \dots\dots\dots (I.1)$$

ここで,

- D_y : 放射線業務従事者の総外部被ばく線量 (人・Sv)
- R_i : 区域 i における作業場所の空間線量率 (Sv/h)
- T_i : 1日当たりの作業時間 (h/日)
- H_i : 区域 i における所要人工数 (人・日)

2) **内部被ばく線量** 内部被ばく線量は、各作業項目における作業場所の空气中濃度及び所要人工数から式 (I.2) を用いて求める。

$$D_{in} = \sum_i (E_{in} \cdot T_i \cdot H_i) \dots\dots\dots (I.2)$$

ここで,

- D_{in} : 放射線業務従事者の総内部被ばく線量 (人・Sv)
- E_{in} : 区域 i における単位時間当たりの実効線量 (Sv/h)
- $E_{in} = I_{in} \cdot \varphi_{em} \dots\dots\dots (I.3)$

I_{in} : 単位時間当たりの放射性物質の吸入摂取量 (Bq/h)

$$I_{in} = C_i \cdot B / P_n \dots\dots\dots (I.4)$$

- φ_{em} : 吸入摂取当たりの実効線量換算係数 (Sv/Bq)
- C_i : 区域 i における作業場所の空气中濃度 (Bq/cm³)
- B : 放射線業務従事者の単位時間当たりの呼吸量 (cm³/h)
(=1.2×10⁶ cm³/h)
- P_n : 放射線業務従事者が着用する呼吸保護具 n の防護係数 (-)
- T_i : 1日当たりの作業時間 (h/日)
- H_i : 区域 i における所要人工数 (人・日)

附属書 J (参考)

グレーデッドアプローチを適用した廃止措置計画における安全評価の事例

序文

この附属書（参考）は、本体に関連する事項を説明するものであり、規定の一部ではない。この附属書では、**附属書 A** に従いグレーデッドアプローチを適用した廃止措置計画の安全評価として、解体対象物に対して残存放射エネルギーによって公衆被ばく防護の観点からの重要度を設定した事例[1] について説明する。

J.1 放射性物質の放出量と施設周辺の一般公衆の実効線量との関係 [1]

廃止措置時の主要な放射性核種である Co-60 を対象として、日本国内の軽水炉サイトの大気拡散に係る典型的な条件を用いて **表 J.1** に示す単位放出量当たりの施設周辺の一般公衆の実効線量を短期被ばく経路及び短期被ばく経路と長期被ばく経路との合計に関して求め、**附属書 A** の **表 A.1** に示す重要度区分の境界の線量に相当する放出放射エネルギーを算定した。放出放射エネルギーの算定に当たっては、包括的な飛散率として飛散性核種（表面汚染）について 10%、非飛散性核種（放射化）について 1%、屋外放出割合を 10% と仮定した。

注記 飛散性核種とは、化学的に揮発性であるか又は粉じんとなって飛散し易くなった放射性核種をいう。**附属書 J** においては Co-60 を対象として試算した例を記載しているが、Co-60 以外の放射性核種も含めて Co-60 等価の放射エネルギーを加算して評価する場合は、放射性核種によって相違する線量評価パラメータのほかに、飛散率、屋外放出割合などの相違を考慮した等価値を用いて評価する。

その結果、短期被ばく経路の実効線量が事故当たり 5mSv となる Co-60 の放出量は約 2×10^{12} Bq となった。また、短期被ばく経路と長期被ばく経路との合計の実効線量が事故当たり 300 μ Sv/y になる Co-60 の放出量は約 5×10^9 Bq、10 μ Sv/y になる Co-60 の放出量は約 1×10^8 Bq となった。

この Co-60 放出量を飛散率（飛散性核種：10%、非飛散性核種：1%）と屋外放出割合 1% との積で除して得られる残存放射エネルギーは **表 J.2** に示すとおりとなった。

このうち、10 μ Sv/y 以下となる残存放射エネルギーは飛散性核種に対して 1×10^{10} Bq 以下、非飛散性核種に対して 1×10^{11} Bq 以下であり、これを重要度ランク D の判定基準とした。また、重要度ランク A,B 及び C に対する残存放射エネルギーは包括的な飛散率及び屋外放出割合を用いた暫定的なスクリーニング基準である。

J.2 グレーデッドアプローチを適用した公衆被ばくの観点からの重要度分類の事例 [1]

国内 PWR の大規模プラントを対象として、**附属書 A** の **図 A.1** に示すグレーデッドアプローチを適用した安全評価の第 1 段階として、管理区域内に存在する 850 程度に分類された機器・配管類及びコンクリート構造物を対象に冷却 6 年の安全貯蔵後の残存放射エネルギーを用いて、解体対象物の残存放射エネルギーによる重要度の分類を試算的に実施し安全確保対策を要求しない重要度ランク D に該当する解体対象物の選定を行った。また、重要度ランク D を超える解体対象物に関しては、包括的な飛散率及び屋外放出割合を用いて求めた **表 J.2** の暫定的な判定基準を用いて重要度ランク A,B 及び C を仮設定した。なお、冷却 6 年は廃止

措置の標準的な工程として安全貯蔵準備期間 1 年，安全貯蔵期間 5 年の合計として設定したものである。

その分類の結果を原子炉格納容器 (CV)，原子炉建屋 (RB) 及び原子炉補助建屋 (AB) に分類し，30 程度の施設にまとめ，各施設の中で最も高いランクを代表値として表 J.3 にまとめた。

これによれば，重要度ランク A に該当するものは炉内構造物であり，全重量の 0.03% 程度の物量に相当する。重要度ランク B に該当するものは原子炉容器，炉内計装設備，格納容器内構造物，1 次冷却材ポンプ，蒸気発生器などであり，重量比で約 16% の物量に相当する。重要度ランク C に該当するものは 1 次冷却材管，加圧器などであり，重量比で 1% 未満の物量に相当する。また，重要度ランク D に該当するものは，換気空調設備，格納容器，RB/AB 建屋などであり，重量比で 80% 以上を占める結果となった。これらのうちの多くは，放射性廃棄物でない廃棄物 (NR) 又はクリアランスレベル (CL) に相当するものである。

なお，重要度ランク A,B 及び C に分類されたものは，附属書 A の図 A.1 の第 2 段階に移行して詳細な実効線量評価を行い，改めて重要度ランクを決定することが考えられる。

J.3 重要度分類ごとの事故発生防止対策及び影響緩和対策の検討事例 [1]

公衆被ばくの観点からの重要度ランクごとに対象となる取扱対象物と想定される事故，当該事故発生防止対策及び事故発生時の影響緩和対策の検討事例を表 J.4 に示す。

表 J.1—公衆被ばくの観点からの重要度分類の区分 (Co-60) の例示 [1]

放出量 (Bq)			施設の残存放射能量 (Bq)					
5mSv に到達する量	300 μ Sv/y に到達する量	10 μ Sv/y に到達する量	飛散性核種 (表面汚染)			非飛散性核種 (放射化)		
			5mSv に到達する量	300 μ Sv/y に到達する量	10 μ Sv/y に到達する量	5mSv に到達する量	300 μ Sv/y に到達する量	10 μ Sv/y に到達する量
2×10^{12}	5×10^9	1×10^8	2×10^{14}	5×10^{11}	1×10^{10}	2×10^{15}	5×10^{12}	1×10^{11}
放出量算定式			放出量 = 0.01 × 残存放射能量 飛散率 = 10% 屋外放出割合 = 10%			放出量 = 0.001 × 残存放射能量 飛散率 = 1% 屋外放出割合 = 10%		

注) 制限値は有効数字 1 桁に切り捨てる

出典：Elsevier の許諾を得て，Nuclear Engineering and Design, Vol.379, Article 111212, Seiichi Kudo and Takuma Sugihara, Basic concept of safety evaluation method for decommissioning of nuclear power plants by applying a graded approach (2021) [1] の p5 の Table 2 を抜粋して和訳及び再構成

表 J.2—公衆被ばくの観点からの重要度区分例と放射量との関係 [1]

重要度区分	実効線量の範囲	Co-60 放出量 (Bq)	Co-60 残存放射量 (Bq)	
			飛散性核種 (表面汚染)	非飛散性核種 (放射化)
ランク A	$Ds1 > 5mSv$	$R > 2 \times 10^{12}$	$(As1 > 2 \times 10^{14})$	$(As2 > 2 \times 10^{15})$
ランク B	$5mSv \geq Ds1$ and $Ds2 > 300\mu Sv/y$	$2 \times 10^{12} \geq R > 5 \times 10^9$	$(2 \times 10^{14} \geq As1 > 5 \times 10^{11})$	$(2 \times 10^{15} \geq As2 > 5 \times 10^{12})$
ランク C	$5mSv \geq Ds1$ and $300\mu Sv/y \geq Ds2 > 10\mu Sv/y$	$5 \times 10^9 \geq R > 1 \times 10^8$	$(5 \times 10^{11} \geq As1 > 1 \times 10^{10})$	$(5 \times 10^{12} \geq As2 > 1 \times 10^{11})$
ランク D	$5mSv \geq Ds1$ and $10\mu Sv/y \geq Ds2$	$1 \times 10^8 \geq R$	$1 \times 10^{10} \geq As1$	$1 \times 10^{11} \geq As2$

注記 1 Ds1 : 短期被ばく経路に関する施設周辺の一般公衆の実効線量

Ds2 : 短期被ばく経路+長期被ばく経路に関する施設周辺の一般公衆の年間の実効線量

R : 事故発生時の放出量 (Bq)

As1 : 飛散性核種 (表面汚染) の残存放射量 (Bq)

As2 : 非飛散性核種 (放射化) の残存放射量 (Bq)

注記 2 残存放射量 R と残存放射量 As1,As2 との関係は, 次の飛散率及び屋外放出割合を仮定した。

飛散率 : 飛散性核種 (表面汚染) = 10%, 非飛散性核種 (放射化) = 1%,

屋外放出割合 : 10%

注記 3 () : 第 1 段階で暫定的に重要度を設定し, 第 2 段階で最終的な重要度を決定する。

出典 : Elsevier の許諾を得て, **Nuclear Engineering and Design, Vol.379, Article 111212, Seiichi Kudo and Takuma Sugihara, Basic concept of safety evaluation method for decommissioning of nuclear power plants by applying a graded approach (2021) [1]** の p5 の Table 2 を抜粋して和訳

表 J.3—PWR の廃止措置における公衆被ばくの観点からの解体対象物の重要度の分類例 [1]

重要度ランク	非飛散性核種（放射化）＋飛散性核種（表面汚染）		
	原子炉格納容器（CV）内	原子炉建屋（RB）内	原子炉補助建屋（AB）内
ランク A	炉内構造物 0.03%	—	—
ランク B	原子炉容器 炉内計装設備 格納容器内構造物 1次冷却材ポンプ 蒸気発生器 機器類 14%	機器類 燃料取扱設備 0.8%	機器類 0.9%
ランク C	1次冷却材管 加圧器 燃料取扱設備 0.2%	建屋構造物 0.1%	WDC 機器類 0.1%
ランク D	換気空調設備 ケーブル類 格納容器 1.5%	WDS 機器類 換気空調設備 ケーブル類 建屋 42%	換気空調設備 建屋構造物 ケーブル類 電源設備 建屋 40%

注記 ランク A : $Ds1 > 5\text{mSv}$
 ランク B : $Ds1 \leq 5\text{mSv}$ and $Ds2 > 300\mu\text{Sv/y}$
 ランク C : $Ds1 \leq 5\text{mSv}$ and $10\mu\text{Sv/y} < Ds2 \leq 300\mu\text{Sv/y}$
 ランク D : $Ds1 \leq 5\text{mSv}$ and $Ds2 \leq 10\mu\text{Sv/y}$
 右下の値：管理区域内物量に対する重量割合（%）

出典：Elsevier の許諾を得て，**Nuclear Engineering and Design, Vol.379, Article 111212, Seiichi Kudo and Takuma Sugihara, Basic concept of safety evaluation method for decommissioning of nuclear power plants by applying a graded approach (2021) [1]** の p8 の Table 3 を抜粋して和訳

表 J.4-1 概略評価に基づく公衆被ばくの観点からの廃止措置工事のリスク及び安全確保対策の検討例 (1/6)

重要度 ランク	取扱対象物	事故の種類		事故の概要	事故発生防止対策／影響緩和対策
		事象			
ランクA	炉内構造物	誤切断		<ul style="list-style-type: none"> 水中切断を予定していた対象物を誤って気中で切断 	<ul style="list-style-type: none"> 工事計画書との照合による切断箇所の事前確認 切断時の排ガス濃度又は線量測定による検知 切断工事の停止 建屋排気の停止、空気循環浄化
				<ul style="list-style-type: none"> 水深が不足した状態での炉内構造物の水中切断 	<ul style="list-style-type: none"> 工事計画書との照合による遮蔽水位の事前確認 切断時の排ガス濃度又は線量測定による検知 切断工事の停止 建屋排気の停止、空気循環浄化
		誤切断		<ul style="list-style-type: none"> 遮蔽水供給ラインの誤切断による炉内構造物水中切断中の遮蔽水の喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 工事計画書との照合による切断箇所の事前確認 切断場所の線量率測定による検知 弁による漏洩箇所との隔離 遮蔽水の補充
				<ul style="list-style-type: none"> 水中切断時の切断機出力設定を誤り、カーフ幅が大きくなって放射線粉じんが大量発生 	<ul style="list-style-type: none"> 工事計画書による切断機設定条件の再確認 切断速度の異常の検知、切断状況の目視確認 切断工事の中止 仮設の循環型局所換気設備による空気の浄化
		落下／衝突		<ul style="list-style-type: none"> 重量物の落下／衝突による遮蔽水供給ラインの損傷に伴う炉内構造物水中切断中の遮蔽水の喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 重量物搬送時期の変更、搬送ルートの変更 切断場所の線量率測定による検知 弁による漏洩箇所との隔離 遮蔽水の補充
				<ul style="list-style-type: none"> 重量物の落下による水中切断プール床の損傷又は衝突によるプール壁の損傷に伴う炉内構造物水中切断中の遮蔽水の喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 仮設の設置 損傷部の応急措置 遮蔽水の補充 切断場所の線量率測定による確認
		落下／衝突		<ul style="list-style-type: none"> 炉内構造物切断時の粉じんを捕集した排気／換気フィルタの落下／衝突による放射線粉じんの飛散 	<ul style="list-style-type: none"> 工事計画書によるフィルタエレメント取替、搬送手順の再確認 搬送ルートにおける障害物の事前撤去 建屋排気／換気設備の一時的な停止 仮設の循環型局所換気設備による空気の浄化
				<ul style="list-style-type: none"> 炉内構造物切断片を収納した廃棄物容器の火災 	<ul style="list-style-type: none"> 廃棄物容器周辺の発火源及び可燃物の排除 換気による可燃性ガスの排気 廃棄物容器内の可燃物の混入防止、可燃性ガスの除去

表 J.4-1 概略評価に基づく公衆被ばくの観点からの廃止措置工事のリスク及び安全確保対策の検討例 (2/6)

重要度 ランク	取扱対象物	事故の種類		事故発生防止対策／影響緩和対策
		事象	事故の概要	
ランクA	炉内構造物	換気設備の機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> 建屋排気設備の不良による未浄化空気の排気 (建屋排気ファン正常, 建屋排気フィルタ不良) 	<ul style="list-style-type: none"> 排気ラインの圧損の確認 排気筒モニタによる検知 モニタリングステーション／ポストの線量率の監視 切断工事の中止
		換気設備の機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> 局所排気設備の不良による空気浄化能力低下 (局所排気ファン正常, 局所排気フィルタ不良) (局所排気ファン不良) 	<ul style="list-style-type: none"> 排気ラインの圧損の確認 排気筒モニタによる検知 建屋排気フィルタ周辺線量率の監視 切断工事の中止
		電源喪失	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失による局所排気設備, 建屋排気設備の停止に伴う放射能汚染の建屋外漏洩 	<ul style="list-style-type: none"> 目視による検知 建屋内雰囲気線量率の確認 局所排気設備の汚染拡大防止囲いの密閉 仮設の循環型局所換気設備による空気の浄化
		廃液処理量の誤認	<ul style="list-style-type: none"> 切断廃液 (遮蔽水) の濃縮処理又は浄化処理における過剰量のバッチ処理による遮蔽能力の不足 	<ul style="list-style-type: none"> 工事計画書との照合によるバッチ当たりの処理量の事前確認 廃液処理エリアの空間線量率の監視 反遮蔽の設置, 容器の追加遮蔽対策 廃棄物容器表面の線量率測定 廃液処理機器・配管の表面線量率測定
		誤処理	<ul style="list-style-type: none"> 除染液濃度の設定ミスによる対象物の過剰溶解 (放射化核種の除染液への移行) 過剰溶解による開口部の形成及び除染廃液の漏洩 (放射化核種の漏洩液から気相への移行) 	<ul style="list-style-type: none"> 工事計画書との照合による除染液濃度の設定値の事前確認 中和剤の投入 漏洩液の回収 仮設の循環型局所換気設備による空気の浄化
		誤処理 (火災)	<ul style="list-style-type: none"> 計画外の液体の投入による除染液の過剰反応及び発火 	<ul style="list-style-type: none"> 工事計画書との照合による投入薬剤の事前確認 消火剤の投入 建屋排気／換気設備の停止 仮設の循環型局所換気設備による空気の浄化
		地震	<ul style="list-style-type: none"> 水中切断中の汚染拡大防止囲いの破損 局所排気設備の破損 局所排気フィルタの破損 	<ul style="list-style-type: none"> 水中切断工事の中止 建屋排気設備の停止 仮設の循環型局所換気設備による空気の浄化
		地震	<ul style="list-style-type: none"> 炉内構造物切断粉じんを収納した廃棄容器の破損 炉内構造物切断粉じんを収納した廃棄容器の破損 炉内構造物切断水 (遮蔽水) を濃縮／浄化処理した固化体／フィルタを収納した廃棄容器の破損 	<ul style="list-style-type: none"> 建屋排気設備の停止 仮設の循環型局所換気設備による空気の浄化
		津波	<ul style="list-style-type: none"> 炉内構造物切断片／粉じん／ドロス／固化物を収納した廃棄容器の散逸 	<ul style="list-style-type: none"> 建屋内に保管 津波の届かない高所に保管 廃棄物容器の回収

表 J.4-1 概略評価に基づく公衆被ばくリスクからの観点からの廃止措置工事のリスク及び安全確保対策の検討例 (3/6)

重要度 ランク	取扱対象物	事故の種類		事故発生防止対策／影響緩和対策
		事象	事故の概要	
ランク B	原子炉容器 蒸気発生器 1次冷却材ポンプ 燃料取扱設備(RB内) 機器類(CV/RB/AB内)	過剰切断	・ 気中切断時の切断機出力設定を誤り、カーブ幅が大きくなって放射能粉じんが大量発生	<ul style="list-style-type: none"> ・ 工事計画書による切断機設定条件の再確認 ・ 切断速度の異常の検知、切断状況の目視確認 ・ 切断工事の中止 ・ 仮設の循環型局所換気設備による空気の浄化
		落下／衝突	・ 対象物切断時の粉じんを捕集した排気／換気フィルタの落下／衝突による放射能粉じんの飛散	<ul style="list-style-type: none"> ・ 工事計画書によるフィルタエレメント取替、搬送手順の再確認 ・ 搬送ルートにおける障害物の事前撤去 ・ 建屋排気／換気設備の一時的な停止 ・ 仮設の循環型局所換気設備による空気の浄化
		火災	・ 対象物切断片を収納した廃棄物容器の火災	<ul style="list-style-type: none"> ・ 廃棄物容器周辺の発火源及び可燃物の排除 ・ 換気による可燃性ガスの排気 ・ 廃棄物容器内の可燃物の混入防止、可燃性ガスの除去
		換気設備の機能喪失	・ 建屋排気設備の不良による未浄化空気の排気 (建屋排気ファン正常、建屋排気フィルタ不良)	<ul style="list-style-type: none"> ・ 排気ラインの圧損の確認 ・ 排気筒モニタによる検知 ・ モニタリングステーション／ポストの線量率の監視 ・ 切断工事の中止
		換気設備の機能喪失	・ 局所排気設備の不良による空気の浄化能力低下 (局所排気ファン正常、局所排気フィルタ不良) (局所排気ファン不良)	<ul style="list-style-type: none"> ・ 排気ラインの圧損の確認 ・ 排気筒モニタによる検知 ・ 建屋排気フィルタ周辺線量率の監視 ・ 切断工事の中止
		電源喪失	・ 外部電源喪失による局所排気設備、建屋排気設備の停止に伴う放射能粉じんの建屋外漏洩	<ul style="list-style-type: none"> ・ 目視による検知 ・ 建屋内雰囲気線量率の確認 ・ 局所排気設備の汚染拡大防止囲いの密閉 ・ 仮設の循環型局所換気設備による空気の浄化
		誤処理	・ 除染液濃度の設定ミスによる対象物の過剰溶解 (放射化核種の除染液への移行)	<ul style="list-style-type: none"> ・ 工事計画書との照合による除染液濃度の設定値の事前確認 ・ 中和剤の投入
		誤処理	・ 過剰溶解による開口部の形成及び除染液の漏洩 (放射化核種の漏洩液から気相への移行)	<ul style="list-style-type: none"> ・ 漏洩液の回収 ・ 仮設の循環型局所換気設備による空気の浄化
		誤処理 (火災)	・ 計画外の液体の投入による除染液の過剰反応及び発火	<ul style="list-style-type: none"> ・ 工事計画書との照合による投入薬剤の事前確認 ・ 消火剤の投入 ・ 建屋排気／換気設備の停止 ・ 仮設の循環型局所換気設備による空気の浄化

表 J.4-1 概略評価に基づく公衆被ばくの観点からの廃止措置工事のリスク及び安全確保対策の検討例 (4/6)

重要度 ランク	取扱対象物	事故の種類		事故発生防止対策／影響緩和対策
		事象	事故の概要	
ランクB	炉内計装設備	誤切断	<ul style="list-style-type: none"> 炉内計装設備の検出器部分の切断による燃料物質の漏えい 	<ul style="list-style-type: none"> 工事計画書による炉内計装設備の解体手順の再確認 仮設の循環型局所換気設備による空気の浄化
		火災	<ul style="list-style-type: none"> 炉内計装設備の検出部を収納した廃棄容器の火災による燃料物質の飛散 	<ul style="list-style-type: none"> 廃棄物容器周辺の発火源及び可燃物の排除 換気による可燃性ガスの排気 廃棄物容器内の可燃物の混入防止、可燃性ガスの除去
		誤処理	<ul style="list-style-type: none"> 炉内計装設備の検出部を含む固体廃棄物の圧縮による燃料物質の漏洩 	<ul style="list-style-type: none"> 工事計画書による炉内計装設備の解体手順の再確認 建屋排気設備の停止（循環捕集処理に切り替え）
		誤切断	<ul style="list-style-type: none"> 建屋構造物の誤切断による建屋の倒壊 	<ul style="list-style-type: none"> 工事計画書による切断箇所、切断工法の再確認 仮囲いの設置 仮設の循環型局所換気設備による空気の浄化
		誤切断	<ul style="list-style-type: none"> ボアリング、ワイヤーソー切断時の切断冷却水の枯渇による粉じん発生量の増加 	<ul style="list-style-type: none"> 工事計画書による切断条件の再確認 目視による切断異常の検出 切断工事の中止 仮設の循環型局所換気設備による空気の浄化
格納容器内構造物	火災	<ul style="list-style-type: none"> 対象物切断片を収納した廃棄物容器の火災 	<ul style="list-style-type: none"> 廃棄物容器周辺の発火源及び可燃物の排除 換気による可燃性ガスの排気 廃棄物容器内の可燃物の混入防止、可燃性ガスの除去 	
		<ul style="list-style-type: none"> 放射性ドロスを含む切断廃液の濃縮処理又は浄化处理における過剰量のバッチ処理による遮蔽能力の不足 	<ul style="list-style-type: none"> 工事計画書との照合によるバッチ当たりの処理量の事前確認 廃液処理エリアの空間線量率の監視 仮遮蔽の設置、容器の追加遮蔽対策 廃棄物容器表面の線量率測定 廃液処理機器・配管の表面線量率測定 	

表 J.4-1 概略評価に基づく公衆被ばくの観点からの廃止措置工事のリスク及び安全確保対策の検討例 (5/6)

重要度 ランク	取扱対象物	事故の種類		事故発生防止対策／影響緩和対策
		事象	事故の概要	
ランクC	1次冷却材管 加圧器 燃料取扱設備(CV内) WDS機器類(AB内)	過剰切断	・ 気中切断時の切断機出力設定を誤り、カーフ幅が大きくなって放射能粉じんが大量発生	<ul style="list-style-type: none"> ・ 工事計画書による切断機設定条件の再確認 ・ 切断速度の異常の検知、切断状況の目視確認 ・ 切断工事の中止 ・ 仮設の循環型局所換気設備による空気の浄化
		落下／衝突	・ 対象物切断時の粉じんを捕集した排気／換気フィルタの落下／衝突による放射能粉じんの飛散	<ul style="list-style-type: none"> ・ 工事計画書によるフィルタエレメント取替、搬送手順の再確認 ・ 搬送ルートにおける障害物の事前撤去 ・ 建屋排気／換気設備の一時的な停止 ・ 仮設の循環型局所換気設備による空気の浄化
		火災	・ 対象物切断片を収納した廃棄物容器の火災	<ul style="list-style-type: none"> ・ 廃棄物容器周辺の発火源及び可燃物の排除 ・ 換気による可燃性ガスの排気 ・ 廃棄物容器内の可燃物の混入防止、可燃性ガスの除去
		換気設備の機能喪失	・ 建屋排気設備の不良による未浄化空気の排気 (建屋排気ファン正常、建屋排気フィルタ不良)	<ul style="list-style-type: none"> ・ 排気ラインの圧損の確認 ・ 排気筒モニタによる検知 ・ モニタリングステーション／ポストの線量率の監視 ・ 切断工事の中止
		換気設備の機能喪失	・ 局所排気設備の不良による空気浄化能力低下 (局所排気ファン正常、局所排気フィルタ不良) (局所排気ファン不良)	<ul style="list-style-type: none"> ・ 排気ラインの圧損の確認 ・ 排気筒モニタによる検知 ・ 建屋排気フィルタ周辺線量率の監視 ・ 切断工事の中止
		電源喪失	・ 外部電源喪失による局所排気設備、建屋排気設備の停止に伴う放射能粉じんの建屋外漏洩	<ul style="list-style-type: none"> ・ 目視による検知 ・ 建屋内雰囲気線量率の確認 ・ 局所排気設備の汚染拡大防止囲いの密閉 ・ 仮設の循環型局所換気設備による空気の浄化
		誤処理	・ 除染液濃度の設定ミスによる対象物の過剰溶解 (放射化核種の除染液への移行)	<ul style="list-style-type: none"> ・ 工事計画書との照合による除染液濃度の設定値の事前確認 ・ 中和剤の投入
		誤処理	・ 過剰溶解による開口部の形成及び除染廃液の漏洩 (放射化核種の漏洩液から気相への移行)	<ul style="list-style-type: none"> ・ 漏洩液の回収 ・ 仮設の循環型局所換気設備による空気の浄化

表 J.4-1 概略評価に基づく公衆被ばくの観点からの廃止措置工事のリスク及び安全確保対策の検討例 (6/6)

重要度 ランク	取扱対象物	事故の種類		事故発生防止対策 / 影響緩和対策
		事象	事故の概要	
ランクC	1次冷却材管 加圧器 燃料取扱設備(CV内) WDS機器類(AB内)	誤処理 (火災)	・ 計画外の液体の投入による除染液の過剰反応及び発火	<ul style="list-style-type: none"> ・ 工事計画書との照合による投入薬剤の事前確認 ・ 消火剤の投入 ・ 建屋排気 / 換気設備の停止 ・ 仮設の循環型局所換気設備による空気の浄化
		誤切断	・ 建屋構造物の誤切断による建屋の倒壊	<ul style="list-style-type: none"> ・ 工事計画書による切断箇所、切断工法の再確認 ・ 仮囲いの設置 ・ 仮設の循環型局所換気設備による空気の浄化
		誤切断	・ ボーリング、ワイヤソー切断時の切断冷却水の枯渇による粉じん発生量の増加	<ul style="list-style-type: none"> ・ 工事計画書による切断条件の再確認 ・ 目視による切断異常の検出 ・ 切断工事の中止
	火災	・ 対象物切断片を取納した廃棄物容器の火災	<ul style="list-style-type: none"> ・ 仮設の循環型局所換気設備による空気の浄化 ・ 廃棄物容器周辺の発火源及び可燃物の排除 ・ 換気による可燃性ガスの排気 ・ 廃棄物容器内の可燃物の混入防止、可燃性ガスの除去 	
	廃液処理量の 誤認	・ 放射性ドロロスを含む切断廃液の濃縮処理又は浄化処理における過剰量のバッチ処理による遮蔽能力の不足	<ul style="list-style-type: none"> ・ 工事計画書との照合によるバッチ当たりの処理量の事前確認 ・ 廃液処理エリアの空間線量率の監視 ・ 仮遮蔽の設置、容器の追加遮蔽対策 ・ 廃棄物容器表面の線量率測定 ・ 廃液処理機器・配管の表面線量率測定 	

AESJ-SC-A0XX : 20XX

発電用原子炉施設の廃止措置計画における安全評価基準 解説

序文

この解説は、この標準の本体及び附属書に記載されている事柄並びにこれらに関連した事柄を説明するものであり、規定の一部ではない。

この解説は、本文に記載した規定内容を更に説明するものである。この解説に記載する説明は、規定文書の背景、解釈、例示、参考事例及び／又は参考文献のような補足の解説を行うものである。この解説は、附属書（参考）とともに、この標準の読者が規定の意図する内容を的確に理解し、適用又は応用していくために活用されるものである。

1 制定の趣旨

1.1 制定の背景

廃止措置計画の策定においては、廃止措置工事が安全に実施できることを実証することが要求されている。廃止措置工場の安全を阻害するリスクとしては、公衆被ばくリスク、放射線業務従事者の被ばくリスク、労働安全の阻害リスクなどが考えられ、このうち、公衆被ばくリスク及び放射線業務従事者の被ばくリスクを対象として、法規制を遵守して安全を確保した工事計画となっていることを実証する方法を廃止措置計画策定基準から分離して基準として制定することが標準委員会において了承された。廃止措置の公衆被ばく評価については電中研ハンドブック[1]において評価手法が詳細に示されているため、これを引用して最新知見を反映して整備を行うこととした。

電中研ハンドブック[1]は、財団法人 電力中央研究所が平成9年度～平成19年度に経済産業省 原子力安全・保安院 放射性廃棄物規制課の委託を受けて実施した“**発電用原子炉廃止措置工事環境影響技術調査（環境影響評価パラメータ調査研究）**”の成果を統合して、“**廃止措置工事環境影響評価ハンドブック**”として取りまとめられたものである。廃止措置工場の各工程において発生する可能性のある放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の放出による施設周辺の一般公衆への線量影響及び放射性物質が建屋外に放出される想定事象における施設周辺の一般公衆への線量影響を評価するための手法及びパラメータをまとめたものであり、発電用原子炉施設の廃止措置計画申請の評価において広く使用実績がある。

また、IAEA において廃止措置のあらゆる局面においてグレーデッドアプローチを適用してリスクの重要度に応じた安全確保対策を講じることが要求されているが、安全評価へのグレーデッドアプローチの適用に関しては初回の制定では参考扱いとし、この標準の改定に併せてグレーデッドアプローチを適用した安全評価の実績の蓄積に伴って順次規定化を行っていくこととした。

1.2 最新知見の確認及び反映

この標準の制定に当たって確認及び反映した最新知見は、次のとおりである。

- a) 国際的な規格及び基準に準拠することとしている。具体的には、IAEA が定める安全標準[2] に準拠する。
- b) 廃止措置計画における安全評価への要求事項は、2013年に廃止措置のための安全評価に関する文書と

して発行された **WS-G-5.2** [3] を参照する。

- c) IAEA が **GSR Part 6** [2] で提唱しているグレーデッドアプローチの考え方を参照し、廃止措置計画における安全評価へのグレーデッドアプローチ適用の考え方の例を**附属書 A (参考)**に、その実施例を**附属書 J (参考)**に示す。
- d) 安全評価の評価パラメータである実効エネルギー及び崩壊定数は **ICRP Publication 107** [4] を参照し、**附属書 F (参考)** で例示する。
- e) 吸入摂取及び経口摂取の実効線量換算係数は **ICRP Publication 119** [5] を参照し、**附属書 F (参考)** で例示する。なお、経口摂取による実効線量換算係数は **ICRP Publication 123** [6] において、一部改訂された値が示されているが、この標準で例示している数値の変更はない。

2 制定の経緯

廃止措置計画における安全評価の手法については、独立した標準として整備すべきとの意見が出されており、日本原子力学会標準“**実用発電用原子炉施設等の廃止措置の計画：2011**” (AESJ-SC-A002:2011) の改定を機に、“**発電用原子炉施設の廃止措置計画における安全評価基準**”を新規に制定することとした。

安全評価の要求事項は、“**発電用原子炉施設及び試験研究用等原子炉施設の廃止措置計画の審査基準の制定について**” (以下、審査基準という。) [7] 及び **WS-G-5.2** [3] に基づき策定を行った。廃止措置計画における安全評価の手法は、電中研ハンドブック[1] にまとめられており、評価モデル、評価パラメータ及び試算例が示されている。安全評価基準の制定に当たって、電中研ハンドブック[1]を引用するものとして策定を行った。ただし、電中研ハンドブック[1]は発行されてから12年を経過しており、また、IAEAは安全評価においてグレーデッドアプローチを適用することを推奨している。そこで、IAEAが**GSR Part 6** [2] で提唱しているグレーデッドアプローチの考え方を適用した安全評価手法の基本方針及びその適用事例を例示することとした。本手法は、決定論的な手法を主体として公衆被ばくの観点からの重要度区分を設定し、その区分に応じた安全対策、工事における作業及び使用する設備の維持管理を講じることを目的としており、効果的かつ合理的な廃止措置計画の立案に資するものである。

3 審議中問題となった事項など

3.1 専ら廃止措置のために使用する施設又は設備について

工事計画認可申請すべき工事及び申請書への記載事項が“**実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則**” [8] の別表第一及び別表第二に示されているが、廃止措置プラントに導入する“専ら廃止措置のために使用する施設又は設備”の廃止措置計画認可申請書への記載に関する取り扱いが明確にされていないという問題がある。

廃止措置計画認可申請書に記載する“専ら廃止措置のために使用する施設又は設備”の判断方法について次のとおり分科会で議論があった。

- －廃止措置のために使用する設備は、仮設設備と申請対象設備に分けられる。
- －仮設設備は、安全確保の観点で申請においてその機能を期待しなくてもよいものと位置付け、廃止措置計画認可申請書に記載する必要のないものとする。
- －申請対象設備は、本来、設置許可及び工事認可の2つの審査を受けて設置するが、廃止措置では、廃止措置計画認可申請書に記載して申請を行うものである。

- －よって、廃止措置計画認可申請書に記載する必要のないもので新たに導入する設備は仮設備として扱い、申請対象として新たに導入する設備を“専ら廃止措置のために使用する施設又は設備”とする。
- －仮設備とするか又は“専ら廃止措置のために使用する施設又は設備”とするかの判断基準の策定が今後の課題である。

現時点においては仮設備とするか又は“専ら廃止措置のために使用する施設又は設備”とするかの判断基準は明確にされていないが、グレーデッドアプローチを適用した判断の方法を構築することが必要である。

3.2 安全評価へのグレーデッドアプローチの適用の考え方の例示について

附属書 A において安全評価へのグレーデッドアプローチの適用の考え方の例を示しているが、公衆被ばくの観点からの重要度区分の判定基準の値を具体的に記載しており、例示とはいえ判定方法及び具体的な数値を示すことに関して懸念される意見が出されており、第 63 回 廃止措置分科会において議論を行った。課題事項とともに議論の内容を次に示した。

a) 安全評価へのグレーデッドアプローチ適用に関する課題

- －重要度区分を次の 3 つの領域に分割することの是非
 - 1) 公衆被ばく防護の観点から安全確保対策を必須とする領域
 - 2) 事業者の自主努力で安全確保対策を実施する領域
 - 3) 公衆被ばく防護の観点から安全確保対策を必要としない領域
- －公衆被ばくの観点からの重要度区分の判定基準値を (5mSv, 300 μ Sv/y, 10 μ Sv/y) とすることの是非
- －判定基準との比較に用いる被ばく評価手法の適切性の確認
- －重要度区分ごとの設備維持管理への要求事項の明確化
- －判定基準に事故の発生頻度情報を導入することの要否

b) 議論の内容

- －重要度区分の判定基準に関して不確かさをどのように取り扱うかが明確にされていないとの指摘があった。判定基準自体は不確かさに左右される性質のものではないため、具体的な判定基準の数値をもって考え方を発信していくこととする。
- －重要度の判定基準を定量的に示すと、その値が独り歩きする懸念があり、意図しない使い方をされないように対策が必要であるとの意見が出された。実工事の作業計画に即して重要度ランクの判定ができるよう更に具体的な方法を検討していく必要がある。
- －廃棄物処分の関連で示されている線量の基準 (300 μ Sv/y 及び 10 μ Sv/y) を事故時に適用することには違和感があるとの指摘があった。複数回の事故が想定される場合にはそれらを合算して年間の線量で判断すること、及び地表面沈着などに伴って長期的影響が想定される場合は事故後の年間の線量で判断することが考えられるため、適用できるとの見解である。
- －重要度区分ごとの設備維持管理へ要求する信頼度については、現時点で具体的な関係を示すに至っていないが、工事計画の具体化に合わせて今後も検討を継続していく。
- －事故の発生頻度情報の導入に関して、建設業界においても人災に至らない事象に関しては統計的情報などの蓄積がないため、廃止措置に関して放射線防護に活用できる情報を収集することは難しい状況にある。

3.3 原子力災害対策特別措置法との関係について

廃止措置中のプラントは、運転中のプラントとリスクの種類と大きさが全く異なる。特に、使用済燃料プール内に使用済燃料が存在していない場合には、考慮すべき放射性物質は、原子炉周りの放射化した機器・配管・構造物、汚染された類機・配管類、制御棒及びフィルタを含む放射性固体廃棄物、除染・解体に伴う放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物などに限定される。また、考慮すべき放射性物質の崩壊熱は極めて小さく、更に短半減期核種は十分に減衰しており、長半減期核種が主体である。グレーデッドアプローチに従い、これらに関するリスクの種類と大きさに応じた適切な対策が必要となる。

原災法では、 $5\mu\text{Sv/h}$ を超える線量率が 10 分以上継続することを目安として放射性物質放出のリスクを捉えている。これに該当する事象は、廃止措置中においては想定しにくい。敢えて検討すると、想定を大幅に超える放射性物質の漏えいなど、閉じ込め性能の低下又は劣化に起因する事象であり、この標準で想定している公衆被ばく防護の観点からの重要度ランクの設定において、比較的高いランクに分類される。

これらのことから、原災法において対策が必要な事象は、この標準においても安全上重要な事象に分類され、適切な対策がなされることとなる。

なお、放射性物質の崩壊熱が極めて小さいため、事故発生時に放射性物質の放出が長期に継続されるエネルギー源がほとんどないことから、想定される事故の多くが短期的であると考えられる。このため、この標準では、事故に伴って放出される放射性物質の全量が事故後 1 時間で放出されると仮定し、短期被ばく経路では放出時間内の被ばく線量、長期被ばく経路では放出後 1 年間の被ばく線量を算定することとしている。また、半減期の長い核種の寄与がほとんどであり、短期被ばく経路に比べて長期被ばく経路の影響が大きく、事故発生後 1 時間の被ばく量が年間の被ばく量と同程度になる可能性は低いと考えられる。

3.4 グレーデッドアプローチを適用した安全評価におけるリスク情報の活用について

グレーデッドアプローチを適用した廃止措置計画における安全評価では、リスク情報（発生頻度評価などによって得られる廃止措置の作業のリスクの程度についての定量的又は定性的な情報）を活用し、重要度を設定することが考えられる。しかしながら、現時点では廃止措置の作業におけるリスク情報の知見が不十分であり、リスク情報を活用した安全評価の方針を示すには時期尚早として、附属書（参考）への記載を見送ることとした。

3.5 新たなリスクが想定される場合の措置

計画段階で想定されていない新たなリスクの発生が想定された場合は、その時点で起因事象の分析を行い、事象の進展の可能性を検討し、安全評価を行って影響の大きさを把握し、その大きさに応じて必要な対策を講じなければならない。なお、安全評価は見直された廃止措置計画に対して本体の **図 1** 又は附属書の **図 A.3** の手順を繰り返す。

3.6 緊急時対策への助言

廃止措置工事中に想定される事故に対して、廃止措置計画策定基準に基づき、必要に応じて緊急時対策が設定されるが、安全評価において想定される事故シナリオ及び施設周辺の一般公衆又は放射線業務従事者を含む作業員への影響の大きさ及び被ばくの形態を参考として対策の策定に助言することができる。

4 適用範囲について

4.1 使用済燃料に関する安全評価について

発電用原子炉施設については、“特定研究開発段階発電用原子炉”に指定されているもんじゅを除き、廃止措置に移行する段階において、炉心に核燃料物質が存在せず、また、炉心に核燃料物質が装荷できない状態となっていることが条件となるが、廃止措置対象施設内の燃料取扱施設には核燃料物質が保管されている状況があり得る。審査基準[7]の“III.2.(1) 解体対象となる施設及びその解体の方法”においては、“発電用原子炉施設において、使用済燃料貯蔵施設に使用済燃料が存在する間は、使用済燃料貯蔵施設から冷却水が大量に漏れいする事象などを考慮し、使用済燃料の著しい損傷の進行を緩和するための設備及び臨界を防止するための設備などの重大事故等対処設備の解体について、その機能を維持管理すべき期間が適切に評価されていること、又は、その設備が不要であることが適切に評価されていること”を要求されている。

使用済燃料貯蔵施設に存在する使用済燃料に関する安全確保は、使用済燃料の健全性の確保、未臨界性の維持及び施設周辺の一般公衆への被ばくの影響防止を意味するが、廃止措置の初期段階では、運転中の原子炉施設の延長線上にあると考えられることから、運転中と同様の安全評価を実施して安全確保に努めることとし、この標準の適用範囲外とする。また、海外では廃止措置中の使用済燃料に関する確率論的リスク評価の事例が存在するが、国内の安全評価においては停止時安全評価で検討がなされており、それと同等であることから、廃止措置計画においては適用範囲外とする。なお、海外での廃止措置に関する確率論的リスク評価の内容を解説の6.2に記載する。

4.2 廃止措置の終了に関する安全評価について

この標準は、廃止措置計画申請の範囲を対象とするため、廃止措置の終了に関する安全評価は適用範囲外とする。廃止措置の終了の確認は、廃止措置計画とは別に申請することが要求されていることから、この標準の対象範囲を“最終廃止措置計画の策定時の安全評価”とした。

5 本体、附属書の解説

5.1 廃止措置計画の記載について

法律では原子炉施設の設置申請の段階から廃止措置を計画することが要求されており、設置申請の段階における初期廃止措置計画、廃止措置実施の直前までに策定する最終廃止措置計画、廃止措置の進捗に応じて見直される廃止措置の計画を総称して廃止措置計画と記載する。この標準は最終廃止措置計画における安全評価を対象として規定するものであるが、その他の段階における廃止措置計画において安全評価を実施する場合にも参考とすることができる。

5.2 安全評価における判断基準

平常時被ばく評価及び事故時被ばく評価において、参照する判断基準を示す。

a) 平常時被ばく評価の判断基準

- 1) **線量目標値** 廃止措置計画について、施設の解体及び核燃料物質による汚染の除去などの措置が、法令に定める周辺監視区域外の線量限度を超えないようにする。評価の方法としては、“**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**” [9]、“**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**” [10]、及び“**原子力発電所敷地内での輸送・貯蔵兼用乾式キ**

「**ヤスクによる使用済燃料の貯蔵に関する審査ガイド**」 [11] を参照する。

平常時における施設周辺の一般公衆の被ばく線量については、法令において線量限度が実効線量で年間 1mSv 以下とすることが定められている。また、余裕をもってこれを下回ることを目的として、施設から放出される放射性物質に伴う被ばくに対してサイト当たりで年間 $50\mu\text{Sv/y}$ を線量目標値として設定し、これを超えないよう努力することことが要求されている[9]。更に、施設から放出される放射線による空気カーマについてサイト当たりで年間 $50\mu\text{Gy/y}$ を線量目標値として設定し、これを超えなければ設置許可申請書に評価値を記載しなくてもよい[10] とされており、使用済燃料輸送・貯蔵兼用キャスク保管施設からの中性子線の影響が考えられる場合は、ガンマ線による線量との合算で $50\mu\text{Sv/y}$ を線量目標値とすることが審査ガイド[11] によって示されている。

発電用原子炉施設の廃止措置の対象となる施設においても、同一敷地内に供用期間中の原子炉施設、放射性廃棄物処理施設、放射性廃棄物保管施設、使用済燃料輸送・貯蔵兼用キャスク保管施設などが存在する可能性があり、通常運転中におけるこれらの施設からの放射線の放出による被ばく線量を廃止措置の対象とする施設からの放射線の放出による被ばく線量と合算して、中性子線による影響がない場合には $50\mu\text{Gy/y}$ 、中性子線による影響がある場合は $50\mu\text{Sv/y}$ を超えないことを確認する必要がある。

なお、核燃料物質等の著しい破損を過去に経験していない発電用原子炉施設の廃止措置においては、中性子を発生する物質又は設備の撤去があったとしても、施設周辺の一般公衆に影響を与えるような状況は考えにくいことから、本体の 5.1.c) においては、同一敷地内に使用済燃料輸送・貯蔵兼用キャスク保管施設などの中性子を放出する可能性のある施設がない場合には、空気カーマによる線量目標値との比較を主とした記載とすることとした。

平常時における施設周辺の一般公衆の線量評価の結果は、廃止措置の工事の段階における放出管理目標値の設定に関する基本情報を提供する。ガンマ線を放出しない難測定放射性核種などについてはこれを直接的に測定することが難しいため、施設内での移行挙動が類似する測定可能な放射性核種によって推定するか又はサンプリングによって確認する方法などが考えられる。

- 2) **周辺監視区域境界外の濃度限度** 発電用原子炉施設の設置及び変更における工事計画認可申請では、施設からの放射性物質の放出に対して、周辺監視区域境界外における空気中又は水中の放射性核種の濃度が法令で定める濃度限度以下となることを確認することが要求されている。

周辺監視区域境界外の濃度限度は、放射性核種を含む空気の吸入又は水の摂取によって受ける線量が年間 1mSv となる濃度として設定されており、複数の放射性核種の放出が考えられる場合は、それらの放射性核種の摂取による合計が 1mSv/y 以下となることを確認するものである。

また、供用期間中の施設に関しては、環境試料サンプリングを行って測定によって濃度限度以下であることの確認も実施している。廃止措置においても、計画の段階では評価によって濃度限度以下となることを確認し、工事の段階では環境試料サンプリングの測定によって濃度限度以下であることを確認する必要があるとの考えから、本体の 5.1 において周辺監視区域境界外の濃度が法令で定める濃度限度以下であることを確認することを要求事項として記載することとした。

なお、施設周辺の一般公衆の平常時被ばく評価では、一般公衆の実効線量が**解説 5.2 a)1)**における線量目標値 ($50\mu\text{Sv/y}$) 以下となることを確認する。これに基づき設定する放出管理目標値によって放出管理を行うことで周辺監視区域境界外の排気/排水の濃度限度以下とすることができる。

b) **事故時被ばく評価の判断基準**

「**水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針**」 [12] の解説において示されている施設周辺の一般公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないことの判断基準として、発生事故当たり 5mSv を超えなければリスクは小さいとする考え方を参考とする。当該指針の解説では、「著

しい放射線被ばくリスク」を、事故による線量と事故の発生頻度との兼ね合いを考慮して判断するものである。”とし、“ICRPの1990年勧告によれば、公衆の被ばくに対する年実効線量限度として、1mSvを勧告しているが、特殊な状況においては、5年間にわたる平均が年当たり1mSvを超えなければ、単一年にこれよりも高い実効線量が許されることもありうるとなっている。これは平常時の放射線被ばくについての考え方であるが、これを発生頻度が小さい「事故」の場合にも適用することとし、周辺公衆の実効線量の評価が発生事故当たり5mSvを超えなければ「リスク」が小さいと判断する。”としている。

したがって、事故当たり5mSvが適用できるのは発生頻度が小さい事故であり、廃止措置中に想定される事故についても発生頻度が小さいことを確認するか、又は施設が保有する総残存放射線量を用いた評価を行ってリスクが小さいことを確認する必要がある。よって、本体の5.2 c)において“発生事故当たり5mSvを超えず、かつ、5年間の平均の実効線量が1mSv/yを超えないこと”を注記として記載した。

なお、廃止措置対象施設が保有する総残存放射線量に対して被ばく評価を行って、判断基準以下となることが確認できれば、発生頻度の評価を不要とすることができる。また、工事時期の調整、工事の分割などによって取り扱う放射線量を制限することで、公衆被ばく防護の観点からの重要度のランクを下げる方法なども考えられる。

5.3 安全評価における評価地点の設定

本体の6.2.1.3において記載している施設周辺の一般公衆の被ばく評価に関する評価地点について、その設定方法の例を次に示す。

a) 施設周辺の一般公衆に関する平常時被ばく評価

施設周辺の一般公衆に関する平常時被ばく評価における評価地点について、施設の周辺監視区域境界以遠又は敷地境界以遠において年間の個人線量が最大となる地点を設定する。例えば、放射性気体廃棄物の放出に関する線量の評価地点は、放射性物質の放出地点から放射状に方位を16分割し、方位ごとに敷地境界以遠で人が居住する区域又は農畜産物の生産などの土地利用状況を勘案して線量が最大となる地点とする。放射性液体廃棄物の放出に関する海中放射性物質濃度の評価地点は、放水口地点とするか又は海洋作業地点、海産物の生産地点などとし、後者については放水口から海洋作業地点又は海産物の生産地点などまでの海洋における希釈効果を考慮する。

また、施設からの放射線の放出による線量の評価地点は、放射線源位置から周辺監視区域境界以遠又は敷地境界以遠の評価対象領域までの直線距離が短いほど、スカイシャイン線量については標高が高いほど線量寄与が大きくなることを考慮して、個人線量が最も大きくなる地点を設定する。

なお、実効線量が最大となる評価地点について、各評価地点でそれぞれの被ばく経路の線量を評価して合算し最大値を求める方法、被ばく経路ごとに最大地点の線量を評価して合算する方法などが考えられる。

b) 施設周辺の一般公衆に関する事故時被ばく評価

施設周辺の一般公衆に関する事故時被ばく評価における評価地点について、評価対象とする被ばく経路及び気象条件が異なるものの、最大地点の設定の基本的考え方は解説5.3 a)と同じである。

5.4 廃止措置計画における安全評価の位置付け

この標準の本体の4.1で述べた基本安全基準及び廃止措置計画策定基準における安全評価の位置付けは、廃止措置の作業が安全に実施できることを実証するため、廃止措置計画策定において、基本安全基準の本体の箇条4及び本体の箇条5のうち5.1から5.8までを踏まえ、本体の5.8及び5.9並びに廃止措置計画策

定基準の本体の 5.5 に従って安全評価を実施することである。

5.5 廃止措置におけるリスクについて

廃止措置におけるリスクとしては、施設周辺の一般公衆の被ばくリスク、放射線業務従事者の被ばくリスク、労働安全の阻害リスク、工事遅延のリスクなどが考えられるが、このうち、労働安全の確保については日本原子力学会標準“**原子力施設の廃止措置の実施：2014**” AESJ-SC-A003:2014 に遵守すべき法令、規格基準類及び要件が記載されており参考となる。また、施設周辺の一般公衆の被ばくリスクについては、**附属書 A** においてグレーデッドアプローチを適用した重要度を分類する方法及び重要度に応じた事故時被ばく評価の方法を例示している。

廃止措置の作業のそれぞれについて、公衆被ばくリスクによる要求よりもその他のリスクによる要求の方が厳しくなる場合には厳しい方を優先して対策する。

5.6 グレーデッドアプローチについて

IAEA 基本安全原則 (IAEA SF-1) [13] では、IAEA の安全基準及び安全関連プログラムのための基礎を提供する基本安全の目的、安全原則及び概念が定められている。その下に安全要件 (GSR) が示され、それらの要件に適合するための手続きが安全指針として提供されている。また、これらに共通した用語の定義が **IAEA Safety Glossary** [14] に示され、グレーデッドアプローチについては“規制体系あるいは安全系のような管理または制御するシステムに対し、適用される管理または制御上の手段や条件の厳格さが、管理または制御の喪失の起こりやすさと起こりうる影響、及び管理または制御の喪失にかかるリスクのレベルと、実行可能な範囲で釣り合っていること”、更に“行為あるいは線源の特性、及び被ばくの大きさや起こりやすさに見合った安全要件を適用すること” [15],[16] としている。

出典：グレーデッドアプローチの定義については、“IAEA Safety Glossary: 2018 Edition, IAEA 2019”[14] の p104 からの抜粋を翻訳したものであり、(旧) 独立行政法人 原子力安全基盤機構[16] によって作成され、文献[15]において引用されたものである。グレーデッドアプローチの定義に関するこの文書の正規版は IAEA により、又は IAEA に代わって正当に権限を与えられた者により配布された英語版である。IAEA はこの翻訳及びその出版物の正確性、品質、真正性又はでき映えについていかなる保証もせず、いかなる責任も負わず、また、この翻訳の使用から直接的又は間接的に生じたいかなる損失又は損害についても、いかなる責任も負わない。

注) IAEA Safety Glossary [14]は、改訂版として **IAEA Nuclear Safety and Security Glossary 2022 (Interim) Edition** が発行されているが、転載箇所については変更がないことを確認している。

“**Safety Assessment for Facilities and Activities**” (IAEA GSR Part 4) [17] では、施設及び活動に対する安全評価において満たされるべき全般的に適用可能な要件が定められており、グレーデッドアプローチの適用が要求されている。

“**Decommissioning of Facilities**” (IAEA GSR Part 6) [18] では、廃止措置の計画立案期間、活動の実施期間、認可終了期間において満たされるべき一般安全要件が規定されている。

“**Safety Assessment for the Decommissioning of Facilities Using Radioactive Material**” (IAEA Safety Guide No.WS-G-5.2) [3] では、**解説図 1** に示すように安全評価に関する **IAEA GSR Part 4** [17] からの要求及び廃止措置に関する **IAEA GSR Part 6** [18] からの要求に基づき、廃止措置の活動のための安全評価に関する推奨事項が示されている。

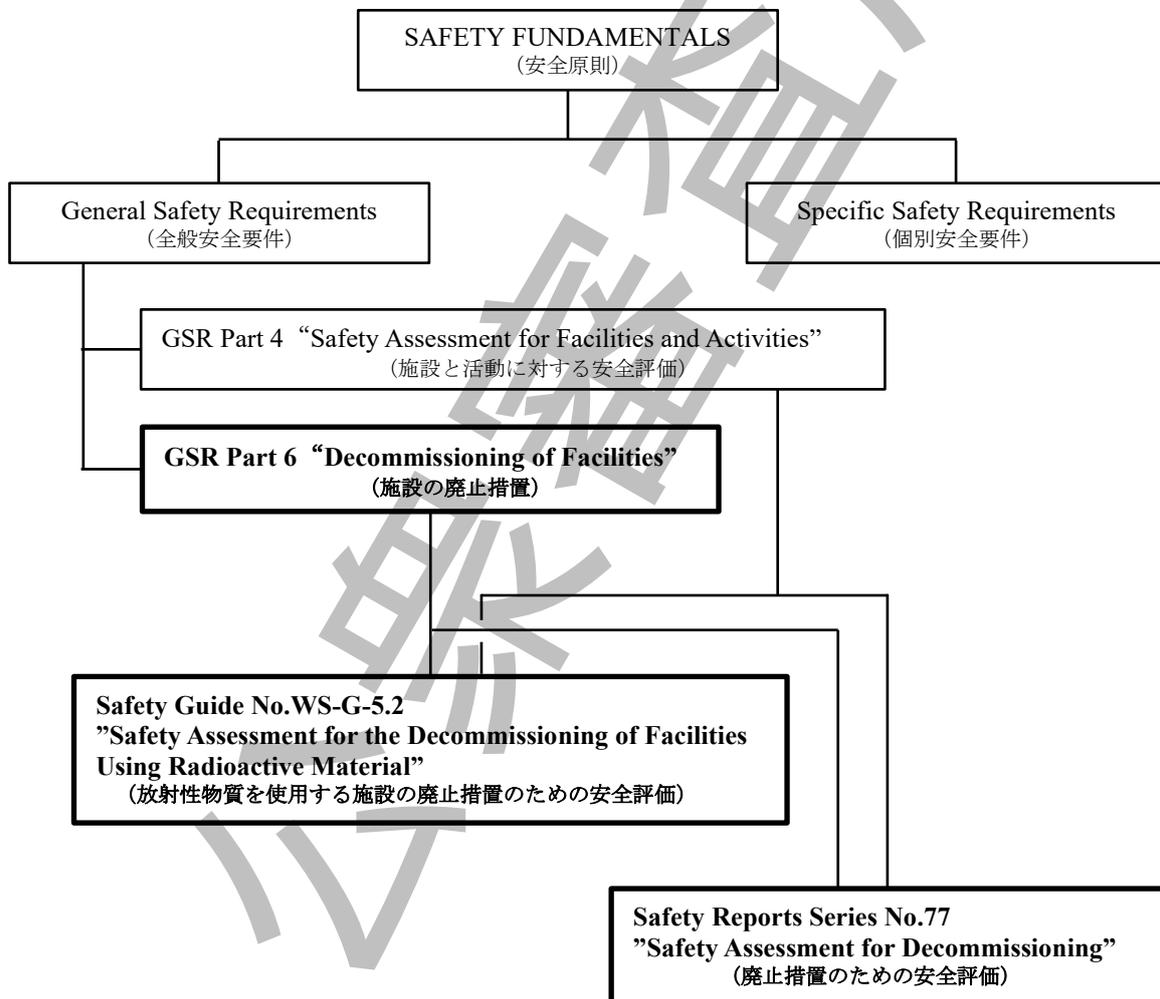
“**Safety Assessment for Decommissioning**” (IAEA Safety Reports Series No.77) [19] では、**解説図1** に示すように安全評価に関する **IAEA GSR Part 4** [17] からの要求及び廃止措置に関する **IAEA GSR Part 6** [18]

からの要求に基づき、安全評価に対する調和されたアプローチを開発するとともに、グレーデッドアプローチの適用を含めた廃止措置中における安全性の評価と実証のための体系的な方法論が提示されている。

IAEA 基準類の要件に基づく廃止措置におけるグレーデッドアプローチ適用の考え方は、基本安全基準 (AESJ-SC-XXXX : 20XX) の本体 5.4 及び**附属書 B (規定)** に規定され、適用時の留意点及び補足説明が**附属書 C (参考)** 及び**解説 5.6** に示されており、この標準ではこれらに従う。

なお、廃止措置のようなリスクの少ない施設のグレーデッドアプローチは、“最も危ないもの（最もリスクの高いもの）をベース（基準）にして、リスクの少ないものを考えるのではなく、リスクの少ないものをしっかりと管理したのちに、最も危ないもの（最もリスクの高いものに対して講ずる安全確保のための対策）を考えることが必要” [15] であるとの強い指摘がある。

注) カッコ内はこの標準における補足説明



解説図 1—廃止措置に関する IAEA 基準類の構成

5.7 安全評価におけるグレーデッドアプローチの適用について

安全評価へのグレーデッドアプローチの適用については、**附属書 A**において公衆被ばくのリスクを対象とした重要度区分の設定例及び重要度を判定する手順の例を示し、**附属書 J**では**附属書 A**の手順に基づき、残存放射エネルギーによって系統設備ごとの重要度を判定した事例を示した。

この他、安全評価へのグレーデッドアプローチの適用が考えられる項目の例として次がある。

a) 平常時及び事故時被ばく評価における影響が大きな被ばく経路の選定

社会環境調査の結果、廃止措置対象となる設備の残存放射エネルギー、廃止措置の作業における放射性核種の飛散挙動、放射性核種の環境中の移行挙動、食物連鎖などの情報を基に施設周辺の一般公衆の被ばく線量に関するケーススタディを行って、公衆被ばくの観点からの重要度ランクの判定において評価対象とすべき被ばく経路を選定する。

b) 想定される事故の網羅性を考慮した事故時被ばく評価条件の設定

公衆被ばくの観点からの重要度が高くなると想定される事故については、当該事故に伴う放射性物質の飛散挙動をできる限り現実的に設定して適正な重要度ランクを判定することが望ましい。これに対して重要度の低い事故に関しては、類似する多くの事象を1つにまとめ、放射性物質の飛散挙動を保守側に設定して評価することによって重要度ランクを判定することによって、安全評価を合理的に実施することができる。これは、事故シナリオの類型化及び分類においてグレーデッドアプローチを適用した例の1つと考えることができる。

その最も簡便な方法として、残存放射エネルギーが比較的少ない廃止措置対象の設備の取り扱いにおいて想定される事故に関しては、想定し得る全ての事故に関する放射性核種の飛散挙動を包含する保守的な飛散率を設定して施設周辺の一般公衆の被ばく線量評価を実施し、公衆被ばくの観点からの重要度ランクを判定する。**(附属書 A に具体的な方法を記載している。)**

c) 対象施設からの直接線及びスカイシャイン線による線量評価の要否判定

施設からの放射線による周辺監視区域境界外の空気カーマが $50\mu\text{Gy/y}$ 以下となるよう遮蔽設計を施してある場合は、空気カーマの評価値を設置許可申請書に記載しなくてもよいとされている。これもグレーデッドアプローチ適用の1つと考えることができる。また、残存放射エネルギーと施設からの放射線による線量との関係をあらかじめ求めておき、線量評価を免除できる残存放射エネルギーを設定して重要度ランクを判定する手法を導入することも考えられる。**(施設からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による線量の評価に附属書 A の方法を応用した手法)**

d) 放射線リスクの大きさに応じた被ばく線量評価手法の詳細度の設定

施設周辺の一般公衆の被ばく線量が規制免除のレベルを下回ると想定される事故に関しては、**解説 5.5 c)**に記載の方法で公衆被ばくの観点からの重要度ランクを判定するが、これを超える可能性のある事故に関しては、個別の事故シナリオの条件を考慮した被ばく評価を実施する。**(附属書 A の図 A.2 参照)**

e) 放射線リスクの大きさに応じた設備の維持管理計画の設定

廃止措置の作業において機能を期待する施設又は設備は、公衆被ばくの観点からの重要度ランクを設定し、設定されたランクに応じた信頼度をもって維持管理を行うよう計画する。これによって、廃止措置の作業に関する安全評価の信頼度が確保される。

5.8 事故シナリオの抽出における複合事象の考慮について

廃止措置中に想定される事故の選定方法については、本体の **6.4.1**において、廃止措置で実施する工事上の過失（人的過誤）、機器又は装置の故障、地震、火災又はその他の災害による事故の種類、程度、

影響などを考慮した上で、起因事象を整理し、最も影響の大きい事故を選定するとしており、**附属書 H** に最大想定事故の選定方法を記載している。また、**附属書 A** の図 A.3 に事故シナリオの抽出手順を示している。

廃止措置中に想定される事故のうち、複合事象についてはその定義が明確化されていないため整理が必要な事項である。概念的には複合要因として外部事象、外部電源喪失などの共通原因故障、影響が拡大する事象などが考えられる。これらに関して、影響を受けると考えられる設備が保有する放射能インベントリを合算して安全評価を行うことで、線量及び重要度を把握することができる。また、火災時の周辺の可燃物への延焼についても同様の対応で考慮できる。

水中切断時の遮蔽水喪失などは発生頻度を踏まえて想定の要否を検討する必要があると考えられ、**附属書 H** の事象選定フロー図については、電中研ハンドブック[1] のままとしており、施設ごとに検討が必要な事項である。

5.9 事故時における放射性核種の飛散性について

廃止措置中に想定される事故時の放射性核種の飛散性については、**附属書 H** の H.1 b) において、飛散性核種を“物質の表面に付着又は沈着している放射性核種で物理的衝撃、加熱、乾燥などによって飛散する可能性のある放射性核種”、非飛散性核種を“母材の内部に存在し、物理的衝撃、加熱、乾燥などに対しても容易に飛散しない放射性核種”と定義した。また、**附属書 D** の D.1 b) においては飛散性が高くなる可能性のある放射性核種を例示した。**附属書 G** においては廃止措置工事で適用される可能性のある工法に関する粉じん発生割合などの飛散データを電中研ハンドブック[1] に基づき整理した。

想定する事故の状態によって、放射性核種の飛散特性が大きく変化する可能性があり、文献調査に加えて必要に応じて実験によるデータ収集が望まれる。例えば、H-3、C-14 [20] などは高温状態において飛散性が高くなることが報告されている。使用済樹脂については、通常状態では非飛散性であっても、状態の変化（例えば、乾燥状態への変化）によっては飛散性として考慮することが必要になる場合があり、対象物の状態を考慮して事故時の飛散性、非飛散性の判断をすることが必要である。また、燃料サイクル施設に基づく情報ではあるが、DOE ハンドブック[21] においては想定される状態ごとの燃料物質及びその他の物質に関する飛散率の試験データが報告されており参考にすることができる。

5.10 安全評価における要求事項の記載方針及び引用元について

安全評価における要求事項は本体の**箇条 5** に述べている。“5. 廃止措置計画における安全評価に関する要求事項”は、審査基準[7]の“3. 申請書に添付する書類の記載事項に対する審査基準”において述べられている安全評価に関連する内容を記載している。なお、審査基準では、事故時の被ばく評価において“事故発生防止対策及び影響緩和対策の特定”については言及していないが、IAEA WS-G-5.2 “Safety Assessment for the Decommissioning of Facilities Using Radioactive Material” [3] では、安全評価のプロセスとして、対策の特定 “Evaluation of results and identification of safety measures(4.43-4.47)” を挙げており、計画段階においても必須の要求事項と考えられるため、本体の**箇条 5** に追加した。

5.11 WS-G-5.2 に基づく安全評価において考慮すべき事項について

IAEA が定める安全指針 (Safety Guides) の IAEA WS-G-5.2 “Safety Assessment for the Decommissioning of Facilities Using Radioactive Material” [3] において、安全評価を実施するに当たって考慮すべき事項が記載されている。なお、WS-G-5.2 [3] では、廃止措置計画の立案段階で定めるべき事項を含めた一連の実施事項が安全評価の要件として示されている。それらの事項について、この標準及び廃止措置計画策定基準では、各々で実施すべき要求事項を明確化し行うこととしている。したがって、WS-G-5.2 [3] で示された

要求事項は、この標準又は基本安全基準、廃止措置計画策定基準にて取り込みの上、策定を行っており、その関係を**解説表 1**に示すこととした。

なお、安全評価を実施するに当たり考慮すべき事項として、**WS-G-5.2 [3]** の“グレーデッドアプローチを適用するに当たっての考慮事項 (3.3)”を引用しているが、IAEAの規定する廃止措置の安全評価ではグレーデッドアプローチを適用することが安全評価を実施する上での前提とされているため、前述の“グレーデッドアプローチを適用するに当たっての考慮事項”を“安全評価を実施するに当たって考慮すべき事項”と読み替えて、ここでは記載している。

5.12 基本安全基準及び廃止措置計画策定基準からの要求事項への対応

廃止措置に関する基本的な要求事項を規定した標準として基本安全基準がある。また、廃止措置の工事計画を策定するための標準として計画策定基準があり、この標準は安全評価手法を詳細に規定化することを目的として計画策定基準から分割されたものである。これらの標準が安全評価の実施に関して要求する事項をこの標準で受ける必要があり、これらからの要求事項を抽出し、それらへの対応を盛り込んでこの標準の整備を行った。

なお、基本安全基準は“**Decommissioning of Facilities, General Safety Requirements Part 6**” IAEA No. GSR Part 6 [2] 及び“**Decommissioning of Nuclear Power Plants, Research Reactors and Other Nuclear Fuel Cycle Facilities**” IAEA Safety Standards No.SSG-47 [22] を参考として整備されている。これらの中で示される用語“complexity (複雑さ)”は“施設の複雑さ”、“構造上の複雑さ”、“作業の複雑さ”として表現されている。この“複雑さ”は“仕組みの複雑さ”及び“構造設計としての複雑さ”というよりはむしろ“安全確保上の重要度”を示していると考えられることから、この標準では“複雑さ”を“公衆被ばくの観点からの重要度”として解釈し、基本安全基準及び廃止措置計画策定基準からの要求事項に対応することとした。

5.13 放射線業務従事者の被ばく評価について

廃止措置計画における放射線業務従事者の被ばく量の評価は、計画段階で示されている工事の個別の廃止措置作業における総被ばく量の評価するものであり、事故時の放射線業務従事者の被ばくは、廃止措置の実施段階で発生する事故の事象を終息させるための計画被ばくに相当する。事故の事象を終息させるためのプロセスは、廃止措置の実施段階における要員の確保、運用管理などの決定に伴い、放射線業務従事者の許容される被ばく量の上限值を下回る範囲で計画されるため、廃止措置の計画段階においては対象外とするものである。

解説表 1—この標準（安全評価基準）と WS-G-5.2 [3]との関連（1/3）

WS-G-5.2 [3] 3.3 項の記載事項	安全評価基準との紐付け
<p>a) 安全評価の目的 安全評価を実施する目的が廃止措置のどの段階（例えば、廃止措置計画を立案している段階、最終廃止措置計画など）に対するものか明確にする。</p>	<p>本体の箇条 1において、安全評価は最終廃止措置計画の策定時を対象とすることを規定している。 また、解説の5.1では、設置許可申請の段階における初期廃止措置計画及び廃止措置の進捗に応じて見直される廃止措置計画における安全評価に対しても参考とすることができることを述べている。</p>
<p>b) 安全評価の対象範囲 安全評価を実施する対象範囲（例えば、施設の一部、敷地全体など）を明確にする。</p>	<p>本体の箇条 1において、安全評価は最終廃止措置計画の策定時を対象とすることを規定している。 なお、最終廃止措置計画の策定時は、“基本安全基準”及び“廃止措置計画策定基準”において、廃止措置対象施設を特定することが規定されており、その対象範囲は明確化されている。</p>
<p>c) 廃止措置施設の規模と種類 廃止措置施設の特徴（規模及び種類）と複雑さを考慮する。</p>	<p>本体の6.1において、工事及び事故事象のシナリオを定めることを規定している。ここでのシナリオの設定は、廃止措置対象施設の特徴及び複雑さ、すなわち、放射性物質の飛散及び放射線の放出に関する施設の特性を考慮することを述べている。</p>
<p>d) 廃止措置施設の状態 廃止措置の活動を開始する時点の施設の物理的な状態及び放射能インベントリ の特性上の状態（例えば、通常運転後の停止、事故後の停止、長期のメンテナンス不良が継続した状態などの施設の状態に関する不確実性）を考慮する。 特に経年による建物の損傷及び工学的安全対策の状態を考慮する。</p>	<p>本体の6.1において、放射能インベントリ、工事及び事故事象のシナリオを定めることを規定している。 放射能インベントリに関しては、廃止措置の工事計画に基づき、廃止措置の作業で取り扱う対象物が保有する残存放射エネルギーを設定することを述べており、本体の図 1にて計画策定基準からのインプットとして与えられることを示している。 また、シナリオの設定に関しては、施設の特性（例えば、経年による建物の損傷及び工学的安全対策の状態）を考慮することを述べている。</p>
<p>e) 廃止措置の活動 廃止措置で実施する活動の複雑さを考慮する。</p>	<p>本体の6.1において、廃止措置の工事計画に基づき工事の手順を策定し、除染・解体に伴う飛散挙動の設定を行うことを規定している。なお、本体の図 1にて、工事計画は“計画策定基準”からのインプットとして与えられることを示している。</p>
<p>f) 不確かさ 廃止措置対象施設に対する特性評価の品質、安全評価の入力データとして用いられる設計図面とその改訂履歴などに関連した安全評価で用いられる参照情報（安全評価を裏付けるものとして参照される情報）の信頼性と適用性を明確にする。</p>	<p>本体の6.2.3において、評価に使用するパラメータは妥当性及び適用性を検討の上、採用することを規定している。 なお、附属書 F及び附属書 Gにおいて、パラメータの参考例を示しており、当該附属書においても妥当性及び適用性を検討の上、採用することを述べている。</p>

解説表 1—この標準（安全評価基準）と WS-G-5.2 [3]との関連（2/3）

WS-G-5.2 [3] 3.3 項の記載事項	安全評価基準との紐付け
<p>g) 放射線源 施設の放射能インベントリ（表面汚染，バルク汚染），線源の特性（短半減期又は長半減期の核種の存在，α核種の存在），放射性物質の化学的及び物理的状態（例えば，固体状，液体状又は気体状の物質，密封線源，熱の発生を伴う材料，可燃性材料等）を適切に考慮した線源を設定する。</p>	<p>本体の 6.1 において，放射能インベントリを定めることを規定している。放射能インベントリに関しては，廃止措置計画策定基準の本体の 5.3 において調査された施設の状況及び放射能インベントリを設定することを述べている。 また，安全評価では，本体の 6.2.1.1 において，気体廃棄物，液体廃棄物，固体廃棄物といった放射性物質の化学的及び物理的状態を考慮すること，本体の 6.2.2 において，実効線量への寄与が大きい評価対象放射性核種^{a)}を選定とすることを規定している。</p>
<p>h) 事象シナリオ サイトの特性（例えば，地震，洪水，隣接施設からの影響など）及び起因事象（人的過誤，火災，洪水，落下，建物又は構造物の倒壊又は破損など）を考慮した事象シナリオの設定を行う。</p>	<p>本体の 6.1 において，事象シナリオを定めることを規定している。 なお，具体的な事象シナリオの選定方法の例を附属書 Hに示している。</p>
<p>i) 安全対策の特徴及び信頼性 安全対策を明確化し，信頼性を確保する。</p>	<p>本体の箇条 5にて安全対策（放出量低減対策，事象発生防止対策，影響緩和対策及び被ばく低減対策）を特定することを規定している。 また，附属書 Aにおいて，安全対策の特徴及びその信頼性の要求に関する事例を示している。</p>
<p>j) 安全要求と判断基準 安全評価の結果に対する判断基準と安全要求を明確化する。</p>	<p>本体の箇条 5にて安全性を判断する基準を明確化することを規定している。また，本体の 6.3 及び本体の 6.4 にて，具体的な判断基準を規定している。 また，附属書 A 及び附属書 Jにおいて，安全対策を要求する基準，事業者自主努力の範囲とする基準，対策を必要としない判断を行う基準及びそれぞれの安全要求の考え方を示している。</p>
<p>k) 廃止措置終了の状態 対象施設の廃止措置の終了の状態（例えば，廃止措置が終了した原子力施設の土壌を含む敷地及び残存する建屋等を自由に利用できる状態，又は限定的に利用できる状態）を明確にする。</p>	<p>本体の箇条 1において安全評価は最終廃止措置計画の策定時を対象とすることを規定している。 なお，最終廃止措置計画の策定時は，廃止措置計画策定基準において，廃止措置の終了状態を設定することが規定されており，その対象範囲は明確化されている。</p>
<p>l) 安全評価の適用性 安全評価の対象となる廃止措置施設及び廃止措置活動に対して，安全評価手法の適用性を確認する。</p>	<p>安全評価の具体的手法は，本体の 6.2，本体の 6.3 及び本体の 6.4 において規定している。ここでは，工事の手順及び事故シナリオを踏まえ，適切な被ばく経路（評価モデル），評価対象放射性核種及び安全評価パラメータを設定することとしており，この標準において評価手法の適用性を確認することを規定している。</p>

注^{a)} 短半減期核種，長半減期核種， α 核種などの線源の特性を考慮する前提としている。

解説表 1—この標準（安全評価基準）と WS-G-5.2 [3]との関連（3/3）

WS-G-5.2 [3] 3.3 項の記載事項	安全評価基準との紐付け
m) 近隣施設への悪影響 施設内又は近隣の施設において、安全上重要である装置の稼働中の運用に悪影響を及ぼす可能性がある場合には、その内容と影響範囲を明確化する。	廃止措置計画策定基準の本体の 5.1 にて、廃止措置対象施設と同一事業所内の供用中の発電用原子炉施設がある場合は、これらの供用中の施設の運用に支障のないように計画しなければならないと規定されており、これに従うものとし、安全評価基準では言及しない。

出典：解説表 1 の“WS-G-5.2 [3] 3.3 項の記載事項”欄の a)～m)は、“IAEA Safety Standards, Safety Assessment for the Decommissioning of Facilities Using Radioactive Material”, Safety Guide, No. WS-G-5.2, IAEA (2008) [3]の p6-7 の 3.3 a)～m) を抜粋して翻訳したものである。この翻訳は日本原子力学会によって作成したものであり、この資料の正規版は IAEA により、又は IAEA に代わって正当に権限を与えられた者により配布された英語版である。IAEA はこの翻訳及びその出版物の正確性、品質、真正性又はでき映えについていかなる保証もせず、いかなる責任も負わず、また、この翻訳の使用から直接的又は間接的に生じたいかなる損失又は損害についても、いかなる責任も負わない。

6 その他の事項

安全評価に関連する技術事項として参考となる情報を記載する。

6.1 工事の手順の策定

廃止措置計画の審査基準[7]に基づく工事計画の策定における要求事項は次による。工事の手順の策定の基本条件となる。

- 廃止措置対象施設の範囲を特定するとともに、廃止措置対象施設のうち解体の対象となる施設が示されること
- 原子炉の運転を恒久的に停止した後、原子炉の炉心から燃料が取り出されていること（原子炉の炉心から使用済燃料が取り出されていることが認可の基準となっている）
- 廃止措置の段階及びその段階ごとに講じる措置を示すこと
- 廃止措置の各工事の着手要件及び完了要件が適切に設定されていること
- 施設内に残存する放射性物質の種類、数量及び分布及び放射性廃棄物の発生量を事前に評価すること
- 解体撤去作業前の除染実施の検討、放射性機器などの解体撤去時期の検討、工法の選定など、解体撤去の手順及び工法の選定を行うこと
- 工事の進捗に応じた保安のための原子炉施設の維持管理及び放射性廃棄物の処理を実施すること
- 廃止措置の行為は一般的に次による。
 - 原子炉の機能停止
 - 燃料体などの撤去及び搬出
 - 系統の隔離及び施設の密閉
 - 原子炉施設内の残存放射能の時間的減衰
 - 施設の解体撤去
- 原子炉の機能停止から燃料体搬出までの段階の行為は次による。
 - 炉心から全ての燃料体が搬出されること
 - 炉心への燃料体の再装荷を不可とするような措置を講じること
 - 燃料体は核燃料物質貯蔵設備に保管され、同設備の解体開始前に原子炉施設外へ搬出されること
 - 原子炉格納施設、換気設備、廃棄設備などの閉じ込め機能が確保され、当該機能の確保に関連する放射線管理設備、電源設備などの機能が確保されること
- 燃料体搬出後から解体撤去までの段階の行為は次による。
 - 原子炉格納施設、換気設備、廃棄設備などの閉じ込め機能が確保され、当該機能の確保に関連する放射線管理設備、電源設備などの機能が確保されること
- 解体撤去の段階の行為は次による。
 - 核燃料物質による汚染の適切な除去、核燃料物質によって汚染された物の適切な廃棄などが行われること
- 使用済燃料貯蔵施設に使用済燃料が存在する間は、使用済燃料貯蔵施設から冷却水が大量に漏え

いする事象などを考慮し、使用済燃料の著しい損傷の進行を緩和し及び臨界を防止するために必要な設備の維持管理期間を適切に計画すること、又はその設備が不要であることが適切に評価されていること

- －原子炉施設の廃止措置中に発生する放射性気体廃棄物は、原子炉の運転中における取扱いと同様に措置されること
- －原子炉施設の廃止措置中に発生する放射性液体廃棄物は、原子炉の運転中における取扱いと同様に措置されること
- －原子炉施設の廃止措置に伴い発生する放射性固体廃棄物は、放射性物質による汚染の程度によって区分されること
- －原子炉施設の廃止措置に伴い発生する放射性固体廃棄物は、その発生から処理、保管などの各段階の取扱いにおいて、飛散、汚染の拡大及び放射線による被ばくを適切に防止できるように措置された設備などが用いられること
- －原子炉施設の廃止措置に伴い発生する放射性固体廃棄物は、それらを適切に廃棄するまでの間の保管容量が確保されること

出典：“発電用原子炉施設及び試験研究用等原子炉施設の廃止措置計画の審査基準の制定について”，平成 25 年 11 月 27 日 原子力規制委員会決定[7] の関連箇所を抜粋

6.2 廃止措置段階の確率論的リスク評価

廃止措置段階の確率論的リスク評価 (PRA) に関する海外の研究[23] として、沸騰水型原子炉 Mark I 型を対象に統合的なレベル 1, 2PRA 評価を行う手法を述べた事例[23] がある。本研究における廃止措置 PRA は、原子炉停止以降に原子炉から使用済燃料貯蔵施設 (SFP) に燃料を取り出すまでの期間において、停止後の原子炉及び SFP におけるシビアアクシデントの発生頻度及びソースタームを評価するものである。廃止措置レベル 1PRA は、原子炉圧力容器 (RPV)、SFP 又はその両方における燃料損傷頻度(FDF)をプラント損傷状態 (PDS) ごとに推定する。廃止措置レベル 2PRA は、RPV 及び SFP における大規模放出頻度 (LRF)、早期大規模放出頻度 (LERF) 及びそれらのソースターム情報を PDS ごとに提供する。ここでの手法は米国及びヨーロッパの BWR に適用されている。

参考文献

- [1] “廃止措置工事環境影響評価ハンドブック (第 3 次版)”，(財) 電力中央研究所，平成 19 年 3 月，(“平成 18 年度発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価技術調査 (環境影響評価パラメータ調査研究)” 添付資料)
- [2] “Decommissioning of Facilities, General Safety Requirements Part 6” IAEA No. GSR_Part 6
- [3] “IAEA Safety Standards, Safety Assessment for the Decommissioning of Facilities Using Radioactive Material”, Safety Guide, No. WS-G-5.2, IAEA, (2008)
- [4] Nuclear Decay Data for Dosimetric Calculations, ICRP Publication 107, Pergamon Press (2008)
- [5] ICRP Publication 119, ”Compendium of Dose Coefficients based on ICRP Publication 60”, Annals of the ICRP Volume 41(Supplement 1), 2012
- [6] ICRP Pub. 123, “Assessment of Radiation Exposure of Astronauts in Space”, Annals of the ICRP Volume 42 No.4, 2013
- [7] “発電用原子炉施設及び試験研究用等原子炉施設の廃止措置計画の審査基準の制定について”，平成 25 年 11 月 27 日 原子力規制委員会決定，令和 2 年 12 月 9 日 原子力規制委員会一部改訂

- [8] “実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則” の別表第一及び別表第二
- [9] “発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する評価指針”，昭和 51 年 9 月 28 日 原子力委員会決定，一部改訂 平成 13 年 3 月 29 日 原子力安全委員会
- [10] “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”（旧原子炉安全基準専門部会，平成元年 3 月 27 日 原子力安全委員会了承，平成 13 年 3 月 29 日 原子力安全委員会 一部改訂）
- [11] “原子力発電所敷地内での輸送・貯蔵兼用乾式キャスクによる使用済燃料の貯蔵に関する審査ガイド”(平成 31 年 3 月 13 日 原子力規制委員会決定，原規技発第 1903131 号)
- [12] “水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針”，平成 3 年 7 月 18 日 原子力安全委員会決定，平成 13 年 3 月 29 日 原子力安全委員会一部改訂
- [13] IAEA Safety Fundamentals No.SF-1, “Fundamental Safety Principles”, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, VIENNA, 2006
- [14] IAEA Safety Glossary, “Terminology Used in Nuclear Safety and Radiation Protection 2018 Edition”, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, VIENNA, 2019
- [15] エネルギーレビュー vol.468・1月号, “グレーデッドアプローチとは”, 岡本孝司, 2019年12月20日発行
- [16] IAEA 安全基準 No.SF-1 “基本安全原則” 日本語翻訳版, 独立行政法人 原子力安全基盤機構, 2008年12月
- [17] IAEA Safety Standards for protecting people and the environment, “Safety Assessment for Facilities and Activities”, General Safety Requirements No. GSR Part 4 (Rev. 1), INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, VIENNA, 2016
- [18] IAEA 安全基準 No.GSR Part 6, “施設の廃止措置 Decommissioning of Facilities”, 日本語翻訳版, 原子力規制庁, 2021年5月
- [19] IAEA SRS-77, Safety Reports Series No. 77, “Safety Assessment for Decommissioning”, International atomic energy agency, Vienna, 2013
- [20] 北村高一, 林宏一 他, 日本原子力学会 2007 年秋の大会, J9, “コンクリート中炭素-14 の除去技術の開発”, 国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構
- [21] DOE-HDBK-3010-94, “DOE Handbook, Airborne Release Fractions/Rates and Respirable Fractions for Nonreactor Nuclear Facilities Volume 1 - Analysis of Experimental Data”, U.S.Department of Energy, Washington, D.C. 20585, 1994
- [22] “Decommissioning of Nuclear Power Plants, Research Reactors and Other Nuclear Fuel Cycle Facilities”, IAEA Safety Standards No.SSG-47
- [23] Davide Mercurio, Vincent M. Andersen, Kenneth C. Wagner, “Integrated Level 1 - Level 2 decommissioning probabilistic risk assessment for boiling water reactors”, Nuclear Engineering and Technology, 50, 627-638, 2018