

2.50 ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設

2.50.1 基本設計

2.50.1.1 ALPS 処理水希釈放出設備

2.50.1.1.1 設置の目的

福島第一原子力発電所構内のタンク※には、多核種除去設備にて汚染水から放射性核種（トリチウムを除く。）を十分に低い濃度になるまで除去した水（以下「ALPS 処理水等」という。）を貯留している。

本設備は、ALPS 処理水等がトリチウムを除く放射性核種の告示濃度比総和 1 未満を満足している ALPS 処理水であることを確認した上で、海水にて希釈し海洋へ放出することを目的とする。

※：RO 濃縮水貯槽、多核種処理水貯槽、Sr 処理水貯槽

RO 濃縮水貯槽は、当初、逆浸透膜装置の濃縮水を貯留していたが、濃縮水の処理完了後は、ALPS 処理水等を貯留している。Sr 処理水貯槽は、当初、RO 濃縮水処理設備（廃止）の処理水を貯留していたが、処理水の処理完了後は、ALPS 処理水等を貯留している。

2.50.1.1.2 要求される機能

- (1) 海洋への放出量は、発生する汚染水の量（地下水、雨水の流入による増量分）を上回る能力を有すること。
- (2) 希釈放出前の水が ALPS 処理水であることを確認するため、測定・確認用のタンク内およびタンク群の放射性物質濃度の均質化および試料採取ができること。
- (3) ALPS 処理水を海水で希釈し、放水設備へ排水できること。
- (4) 異常が発生した場合、速やかに ALPS 処理水の海洋への放出を停止できる機能を有すること。
- (5) ALPS 処理水を 100 倍以上及び海水希釈後のトリチウム濃度を 1,500Bq/L 未満となるまで希釈する能力を有すること。

2.50.1.1.3 設計方針

(1) 放射性液体廃棄物の処理等

ALPS 処理水希釈放出設備は、主に測定・確認用設備、移送設備、希釈設備により構成する。

測定・確認用設備では、タンク内およびタンク群の放射性物質濃度を均質にした後、試料採取・分析を行い、ALPS 処理水に含まれる、トリチウムを除く放射性核種の告示濃度比総和が 1 未満であること及びトリチウム濃度を確認する。

その後、移送設備により ALPS 処理水を希釈設備まで移送し、海水で希釈した上で、放水設備へ排水する。

a. 海洋放出前のタンク内 ALPS 処理水の放射能濃度の均質化

測定・確認用設備では、代表となる試料が得られるよう、採取する前にタンク群の水を循環ポンプにより循環することでタンク群の放射性物質の濃度をほぼ均質にする。また、各タンクに攪拌機器を設置し、均質化の促進を図る設計とする。

b. ALPS 処理水の海水への混合希釈率の調整及び監視

敷地境界における実効線量を達成できる限り低減するために、ALPS 処理水を海水で希釈した後に放出する水（以下「放出水」という。）中に含まれるトリチウムの濃度が運用の上限値である 1,500Bq/L 未満、海水による希釈倍率が 100 倍以上になるよう、希釈処理が可能な設計とする。なお、ALPS 処理水希釈放出設備における混合希釈状態について、解析コードを用いて評価を行う。

また、放出水中に含まれるトリチウムの濃度が運用の上限値である 1,500Bq/L 未満となるよう、混合希釈率の調整及び監視が実施可能な設計とする。

c. 異常の検出と ALPS 処理水の海洋放出の停止

供用期間中に想定される機器の故障等の異常により、「意図しない形での ALPS 処理水の海洋放出」に至るおそれのある事象（以下「異常事象」という。）等が発生した場合に備え、移送設備には緊急遮断弁を設置し、正常な運転状態を逸脱すると判断される場合においてはインターロックにより閉動作させるとともに、必要に応じて運転員の操作により ALPS 処理水の海洋放出を停止することが可能な設計とする。

d. 放射性物質の漏えい防止及び管理されない放出の防止

ALPS 処理水希釈放出設備は、放射性液体廃棄物として ALPS 処理水を取り扱うことから、その漏えい発生防止・汚染拡大防止等のため、次の各項を考慮した設計とする。ただし、当該設備のうち、放水立坑（上流水槽）については、通常時において放出水のみを取り扱うことから、放水設備以外への著しい流出が発生しないよう水密性を確保した設計とする。

- (a) 漏えいの発生を防止するため、機器等には設置環境や内部流体の性状に応じた適切な材料を使用する。
- (b) 液体状の放射性物質が漏えいした場合は、漏えいの早期検出を可能にするとともに、漏えい液体の除去を容易に行えるようにする。
- (c) 漏えい検知等の警報については、免震重要棟集中監視室に表示し、異常を確実に運転員に伝え適切な措置をとれるようにする。

e. 被ばく低減

ALPS 処理水希釈放出設備は、取り扱う放射性液体廃棄物の性状に応じて、機器等の設計において遮へい機能を考慮した設計とする。

(2) 準拠規格及び基準

ALPS 処理水希釈放出設備を構成する構築物、系統及び機器の設計、材料の選定、製作及び検査については、発電用原子力設備規格 設計・建設規格（JSME）、（公社）土木学会等の技術基準（規準）、日本産業規格（JIS）等を適用することにより信頼性を確保する。

(3) 自然現象に対する設計上の考慮

a. 地震に対する設計上の考慮

ALPS 処理水希釈放出設備を構成する構築物、系統及び機器は、その安全機能の重要度、地震によって機能の喪失を起こした場合の安全上の影響（公衆被ばく影響）や廃炉活動への影響等を考慮した上で、核燃料物質を非密封で扱う燃料加工施設や使用施設等における耐震クラス分類を参考にして耐震設計上の区分を行うとともに、適切と考えられる設計用地震力に耐えられる設計とする。

なお、主要な機器の耐震性を評価するにあたっては、原子力発電所耐震設計技術規程（JEAC4601）等に準拠することを基本とするが、評価手法、評価基準について実態に合わせたものを採用する。

ポリエチレン管、耐圧ホース等は、材料の可撓性により耐震性を確保する。

b. 地震以外に想定される自然現象（津波、豪雨、台風、竜巻等）に対する設計上の考慮
ALPS 処理水希釈放出設備は、地震以外の想定される自然現象（津波、豪雨、台風、竜巻等）によって、施設の安全性が損なわれないよう設計する。

(4) 外部人為事象に対する設計上の考慮

ALPS 処理水希釈放出設備は、想定される外部人為事象によって、施設の安全性を損なうことのない設計とする。また、第三者の不法な接近等に対し、これを防御するため、適切な措置を講じた設計とする。

(5) 火災に対する設計上の考慮

ALPS 処理水希釈放出設備は、火災の発生を防止し、火災の検知及び消火を行い、並びに火災の影響を軽減するための対策を適切に組み合わせることにより、火災により施設の安全性を損なうことのない設計とする。

(6) 環境条件に対する設計上の考慮

ALPS 処理水希釈放出設備の構築物、系統及び機器は、経年事象を含む想定されるすべての環境条件に適合できる設計とする。

(7) 運転操作に対する設計上の考慮

ALPS 処理水希釈放出設備は、運転員による誤操作を防止できる設計とするとともに、異常事象や設備の運転に影響を及ぼしうる自然現象等が発生した状況下においても、運転員がこれらの事象に対処するために必要な設備を容易に操作できる設計とする。

(8) 信頼性に対する設計上の考慮

ALPS 処理水希釈放出設備は、ヒューマンエラーや機器の故障による「意図しない形での ALPS 処理水の海洋放出」が発生しないよう、高い信頼性を確保した設計とする。また、万が一、「意図しない形での ALPS 処理水の海洋放出」が発生したとしても、その量が極めて小さくなる設計とする。

(9) 検査可能性に対する設計上の考慮

ALPS 処理水希釈放出設備を構成する構築物、系統及び機器は、それらの健全性及び能力を確認するために、適切な方法によりその機能を検査できる設計とする。

(10) その他の設計上の考慮

a. 健全性に対する考慮

ALPS 処理水希釈放出設備は、機器の重要度に応じた有効な保全が可能な設計とする。

b. 監視・操作に対する考慮

ALPS 処理水希釈放出設備は、免震重要棟集中監視室の監視・制御装置により、遠隔操作及び運転状況の監視が可能な設計とする。

c. 長期停止に対する考慮

ALPS 処理水希釈放出設備のうち、動的機器及び異常発生時に ALPS 処理水の海洋放出を速やかに停止する機器については、故障により設備が長期停止することがないように 2 系列設置する。また、電源は異なる 2 系統の所内高圧母線から受電可能な設計とする。

2.50.1.1.4 主要な機器

ALPS 処理水希釈放出設備は、測定・確認用設備、移送設備、希釈設備により構成する。

(1) 測定・確認用設備

測定・確認用設備は、ALPS 処理水に含まれる放射性物質濃度の均質化および放出前の試料採取を目的に、測定・確認用タンク、攪拌機器、循環ポンプ、循環配管、受入配管により構成する。

測定・確認用タンクは、現状の汚染水発生量と ALPS 処理水に含まれる放射性物質濃度の測定・評価に要する時間を踏まえ、ALPS 処理水の海洋放出までには、少なくとも約 1 万 m³分の容量が必要であることから、「II 2.5 汚染水処理設備等」の多核種処理水貯槽に示す K4 エリアタンクのうち、10 基をタンク 1 群として 3 群 (30 基) を兼用して、それぞれのタンク群を ALPS 処理水の受入工程、測定・確認工程及び放出工程に振り分けて運用する。

攪拌機器は、測定・確認用タンクに 1 台ずつ設置し、タンク内の攪拌を行う。

循環ポンプは、2 台設置し、タンク 1 群 (10 基) の内部の水の循環攪拌を行う。

なお、循環ポンプ、攪拌機器ともに K4 エリアタンク内の放射性物質濃度の均質化に十分な処理容量を確保する。

(2) 移送設備

移送設備は、測定・確認用設備にて ALPS 処理水であることを確認した水を希釈設備へ移送するため、ALPS 処理水移送ポンプおよび移送配管により構成する。

ALPS 処理水移送ポンプは、運転号機と予備機の 2 台構成とし、ALPS 処理水を希釈設備まで移送する。

また、異常発生時に、速やかに移送停止ができるよう、緊急遮断弁-2 を海水配管ヘッダ手前に、津波対策として緊急遮断弁-1 を防潮堤内にそれぞれ 1 箇所設ける。

(3) 希釈設備

希釈設備は、ALPS 処理水を海水で希釈し、放水立坑（上流水槽）まで移送し、放水設備へ排水することを目的に、海水移送ポンプ、海水配管（海水配管ヘッドを含む）、放水立坑（上流水槽）により構成する。

海水移送ポンプは、5号機の取水路から放水立坑まで海水の移送を行う。

なお、移送設備により移送する ALPS 処理水のトリチウム濃度が 1,500Bq/L 未満となるよう、ALPS 処理水を 100 倍以上に希釈する流量を確保する。

2.50.1.1.5 供用期間中に確認する項目

ALPS 処理水希釈放出設備は、移送設備により ALPS 処理水を希釈設備まで移送し、海水で希釈した上で、放水設備へ排水できること。

また、異常が発生した場合に速やかに ALPS 処理水の海洋放出を停止できること。

2.50.1.2 放水設備

2.50.1.2.1 設置の目的

放水設備は、ALPS 処理水希釈放出設備の排水（海水で希釈して、トリチウムを含む全ての放射性核種の告示濃度比総和が1を下回った水）を、放水立坑（下流水槽）と海面との水頭差により、沿岸から約1km離れた海洋から放出することを目的とする。

2.50.1.2.2 要求される機能

ALPS 処理水希釈放出設備の排水（海水で希釈して、トリチウムを含む全ての放射性核種の告示濃度比総和が1を下回った水）を、沿岸から約1km離れた海洋から放出できること。

2.50.1.2.3 設計方針

「措置を講ずべき事項」に準じて、以下の通り設計を行う。

(1) 準拠規格及び基準

放水設備を構成する各設備の設計、材料の選定、製作について、(公社)土木学会等の技術基準（規準）や日本産業規格（JIS）等の国内外の民間規格を適用することにより信頼性を確保する。

(2) 自然現象に対する設計上の考慮

a. 地震に対する設計上の考慮

放水設備を構成する設備は、ALPS 処理水希釈放出設備の排水（海水で希釈して、トリチウムを含む全ての放射性核種の告示濃度比総和が1を下回った水）を取り扱うことを踏まえ、耐震設計上の区分を行うとともに、適切と考えられる設計用地震力に耐えられる設計とする。

b. 地震以外に想定される自然現象（津波、豪雨、台風、竜巻等）に対する設計上の考慮

放水設備は、地震以外の想定される自然現象（津波、台風）によって施設の安全性が損なわれない設計とする。

(3) 火災に対する設計上の考慮

放水設備は、火災発生を防止するため、実用上可能な限り不燃性又は難燃性材料を使用する。

なお、設備内部に海水が充水されていることから、火災のおそれは非常に低い。

(4) 環境条件に対する設計上の考慮

放水設備を構成する設備は、経年事象を含む想定されるすべての環境条件に適合できる設計とする。

(5) 検査可能性に対する設計上の考慮

放水設備は、要求される機能を確認することができる設計とする。

(6) その他の設計上の考慮

a. 水理設計

放水立坑（下流水槽）内の水を放水立坑（下流水槽）と海面との水頭差により、約 1km 離れた放水口まで移送する設計とする。また、放水立坑（下流水槽）の壁高は、放水設備における水理損失およびサージングによる水位上昇等を考慮した設計とする。

b. 構造

放水設備を岩盤に設置することで、地震の影響を受けにくい構造とする。また、放水トンネルについては、岩盤内部に設置することとし、海底部の掘進における施工時の安全性や供用期間中の耐久性を考慮し、シールド工法を採用する。さらに、放水トンネルを構成する鉄筋コンクリート製の覆工板にシール材を設けることで止水性を確保する。

c. 健全性に対する考慮

長期荷重および短期荷重に対して、許容応力度以内であることを確認し、構造を設定している。また、構造物の浮き上がりが生じないことを確認している。さらに、鉄筋コンクリート製の躯体に生じるひび割れ幅および塩害の照査を実施し、適切な鉄筋かぶりを設定し、供用期間中の耐久性が確保されることを確認している。

また、一般土木構造物と同様に、点検長期計画に基づき維持管理する。

2.50.1.2.4 主要な設備

放水設備は、放水立坑（上流水槽）から放水立坑内の堰を越流し、放水立坑（下流水槽）へ流入した水を、沿岸から約 1km 離れた海洋から放出することを目的に、放水立坑（下流水槽）、放水トンネル、放水口により構成する。

2.50.1.2.5 供用期間中に確認する項目

海水移送ポンプを起動して、放水立坑（下流水槽）と海面との水頭差により、放水トンネル、放水口を通じて海洋へ放出できること。

2.50.2 基本仕様

2.50.2.1 ALPS 処理水希釈放出設備の主要仕様

2.50.2.1.1 測定・確認用設備

(1) 循環ポンプ（完成品）

台 数	2 台
容 量	160m ³ /h（1 台あたり）

(2) 攪拌機器（完成品）

台 数	30 台
-----	------

(3) 測定・確認用タンク※

合計容量（公称）	30,000m ³
基 数	30 基
容量（単基）	1,000m ³ ／基
材 料	SS400
板厚（側板）	15mm

※：「Ⅱ 2.5 汚染水処理設備等」の多核種処理水貯槽のうち、K4 エリアタンクの一部を兼用する。なお、公称容量を運用水位上限とする。

(4) 配管

主要配管仕様 (1 / 3)

名 称	仕 様	
測定・確認用タンク出口から 循環ポンプ入口まで (鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	200A/Sch. 20S SUS316LTP 0.49MPa 40℃
(ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	200A 相当 ポリエチレン 0.49MPa 40℃
(耐圧ホース)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	200A 相当 合成ゴム 0.49MPa 40℃
(伸縮継手)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	200A 相当 合成ゴム 0.49MPa 40℃
循環ポンプ出口から 測定・確認用タンク入口まで (鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	125A/Sch. 20S 150A/Sch. 20S 200A/Sch. 20S SUS316LTP 0.98MPa 40℃
(ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	150A 相当 ポリエチレン 0.98MPa 40℃
(伸縮継手)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	125A 相当 合成ゴム 0.98MPa 40℃

主要配管仕様（2 / 3）

名 称	仕 様	
多核種除去設備出口から 処理済水貯留用タンク・槽類 ^{※1} まで ^{※2} (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 ポリエチレン 0.98MPa 40℃
(鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A/Sch. 20S SUS316LTP 0.98MPa 40℃
(耐圧ホース)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 合成ゴム 0.98MPa 40℃
サンプルタンク出口から 多核種処理水貯槽，RO 濃縮水貯槽または Sr 処理水貯槽まで ^{※2} [増設多核種除去設備] (鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A/Sch. 20S SUS316LTP 0.98MPa 40℃
(ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 ポリエチレン 0.98MPa 40℃
(耐圧ホース)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 合成ゴム 0.98MPa 40℃

※1：多核種処理水貯槽，RO 濃縮水貯槽または Sr 処理水貯槽

※2：測定・確認用タンク（多核種処理水貯槽と兼用）への配管のうち上記仕様の配管は，「Ⅱ 2.16.1 多核種除去設備」，「Ⅱ 2.16.2 増設多核種除去設備」と兼用する。

主要配管仕様（3 / 3）

名 称	仕 様	
サンプルタンク出口から 多核種処理水貯槽，RO 濃縮水貯槽また は Sr 処理水貯槽まで※3 〔高性能多核種除去設備〕 (鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A/Sch. 20S SUS316LTP 0.98MPa 40℃
(ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 ポリエチレン 0.98MPa 40℃
(耐圧ホース)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 合成ゴム 0.98MPa 40℃

※3：測定・確認用タンク（多核種処理水貯槽と兼用）への配管のうち上記仕様の配管は、「II 2.16.3
高性能多核種除去設備」と兼用する。

2.50.2.1.2 移送設備

(1) ALPS 処理水移送ポンプ (完成品)

台 数	2 台 (うち予備 1 台)
容 量	30m ³ /h (1 台あたり)

(2) ALPS 処理水流量計

個 数	4 個 (うち予備 2 個) ※
計測方式	差圧式
計測範囲	0 ~ 40m ³ /h

(3) 放射線モニタ

個 数	2 個 (うち予備 1 個)
種 類	シンチレーション検出器
計測範囲	10 ⁻¹ ~10 ⁵ s ⁻¹

(4) 緊急遮断弁-1 (完成品)

台 数	2 台 (うち予備 1 台)
-----	----------------

(5) 緊急遮断弁-2 (完成品)

台 数	2 台 (うち予備 1 台)
-----	----------------

(6) ALPS 処理水流量調整弁 (完成品)

台 数	2 台 (うち予備 1 台)
-----	----------------

※：差圧伝送器の個数を示す。

(7) 配管

主要配管仕様 (1 / 2)

名 称	仕 様	
測定・確認用タンク間 (鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	200A/Sch. 20S SUS316LTP 0.49MPa 40℃
(ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	200A 相当 ポリエチレン 0.49MPa 40℃
(耐圧ホース)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	200A 相当 合成ゴム 0.49MPa 40℃
測定・確認用タンク出口から ALPS 処理水移送ポンプ入口まで (鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A/Sch. 20S 150A/Sch. 20S SUS316LTP 0.49MPa 40℃
(ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 150A 相当 ポリエチレン 0.49MPa 40℃
(伸縮継手)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 80A 相当 合成ゴム 0.49MPa 40℃

主要配管仕様 (2 / 2)

名 称	仕 様	
ALPS 処理水移送ポンプ出口から 緊急遮断弁-1 まで (鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	40A/Sch. 20S 100A/Sch. 20S 150A/Sch. 20S SUS316LTP 0.98MPa 40℃
(ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 ポリエチレン 0.98MPa 40℃
(伸縮継手)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	40A 相当 合成ゴム 0.98MPa 40℃
緊急遮断弁-1 から 海水配管ヘッダ入口取合まで (鋼管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A/Sch. 20S SUS316LTP 0.60MPa 40℃
(ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 ポリエチレン 0.60MPa 40℃
(伸縮継手)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 合成ゴム 0.60MPa 40℃

2.50.2.1.3 希釈設備

(1) 海水移送ポンプ（完成品）

台 数	3 台（うち予備 1 台）
容 量	7,086m ³ /h（1 台あたり）

(2) 海水流量計

個 数	3 個（うち予備 1 個）
計測方式	差圧式
計測範囲	0 ～ 10,000m ³ /h

(3) 放水立坑（上流水槽）

基 数	1 基
主要寸法	たて 34,500mm × よこ 16,900mm × 高さ 6,000mm（内空）
構 造	鉄筋コンクリート造 （コンクリート：40N/mm ² ，鉄筋：SD345）

(4) 配管

主要配管仕様 (1 / 2)

名 称	仕 様	
海水移送ポンプ出口から 海水配管ヘッド入口取合まで (鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	800A／12.7mm 900A／12.7mm STPY400 0.60MPa 40℃
(鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	900A／13mm SUS329J4L 0.60MPa 40℃
(鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	900A／14mm SUS329J4LTPY 0.60MPa 40℃
(伸縮継手)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	800A 相当 900A 相当 合成ゴム 0.60MPa 40℃
海水配管ヘッド (鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	900A／16mm 1800A／16mm 2200A／16mm SM400B 0.60MPa 40℃
(鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A／Sch. 40 STPG370 0.60MPa 40℃

主要配管仕様（2 / 2）

名 称	仕 様	
海水配管ヘッド出口から 放水立坑（上流水槽）まで （鋼管）	呼び径／厚さ	1800A／16mm
	材質	SM400B
	最高使用圧力	0.60MPa
	最高使用温度	40℃
（伸縮継手）	呼び径	1800A 相当
	材質	合成ゴム
	最高使用圧力	0.60MPa
	最高使用温度	40℃

2.50.2.2 放水設備の主要仕様

(1) 放水立坑（下流水槽）

基 数	1 基
主要寸法	たて 4,600mm × よこ 10,000mm × 高さ 17,200mm（内空）
構 造	鉄筋コンクリート造 （コンクリート：24N/mm ² ，鉄筋：SD345）

(2) 放水トンネル

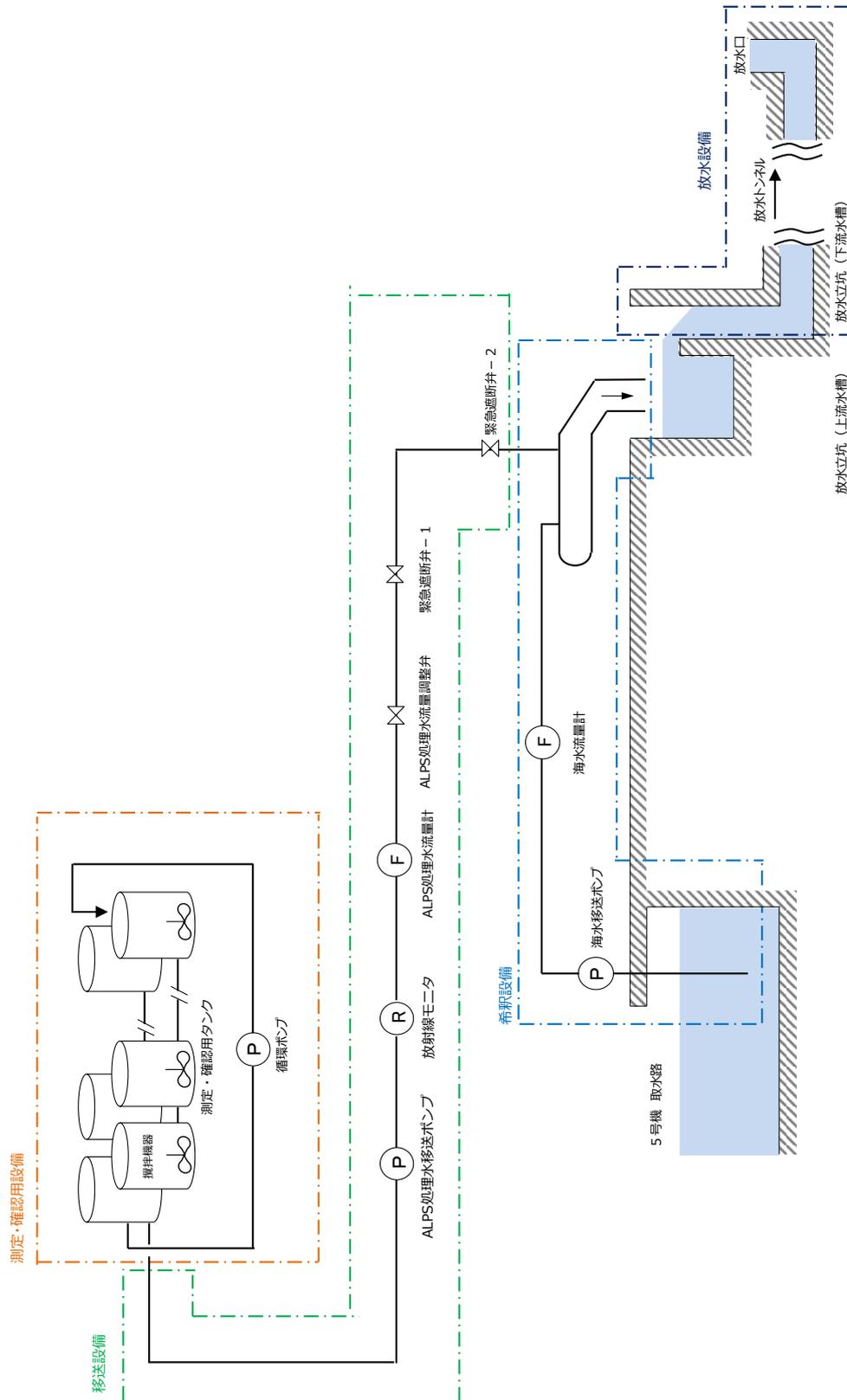
基 数	1 式
主要寸法	延長 1,031m 内径 2,590mm
構 造	鉄筋コンクリート造 （コンクリート：42N/mm ² ，鉄筋：SD345） 鉄鋼コンクリート造 （コンクリート：42N/mm ² ，鉄鋼：SM490A）

(3) 放水口

基 数	1 基
主要寸法	たて 8,000mm × よこ 11,000mm × 高さ 8,300mm（内空）
構 造	鉄筋コンクリート造 （コンクリート：30N/mm ² ，鉄筋：SD345）

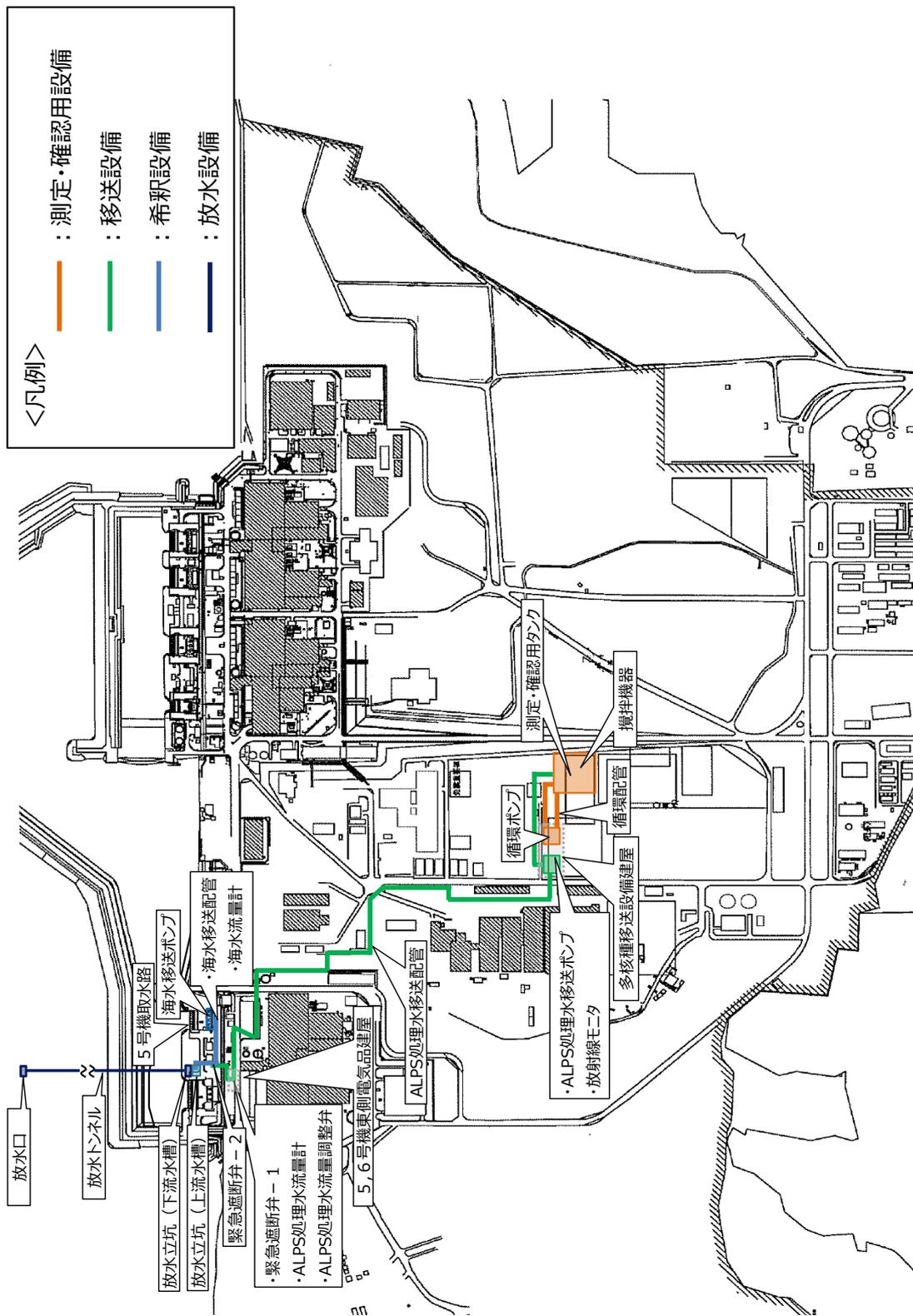
2.50.3 添付資料

- 添付資料－1 : 全体概要図及び系統構成図
- 添付資料－2 : ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設の具体的な安全確保策等
- 添付資料－3 : ALPS 処理水希釈放出設備の構造強度及び耐震性に関する説明書
- 添付資料－4 : ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設に係る確認事項
- 添付資料－5 : 放水立坑（上流水槽）および放水設備の設計に関する説明書
- 添付資料－6 : 工事工程表
- 添付資料－7 : 検査可能性に関する考慮事項



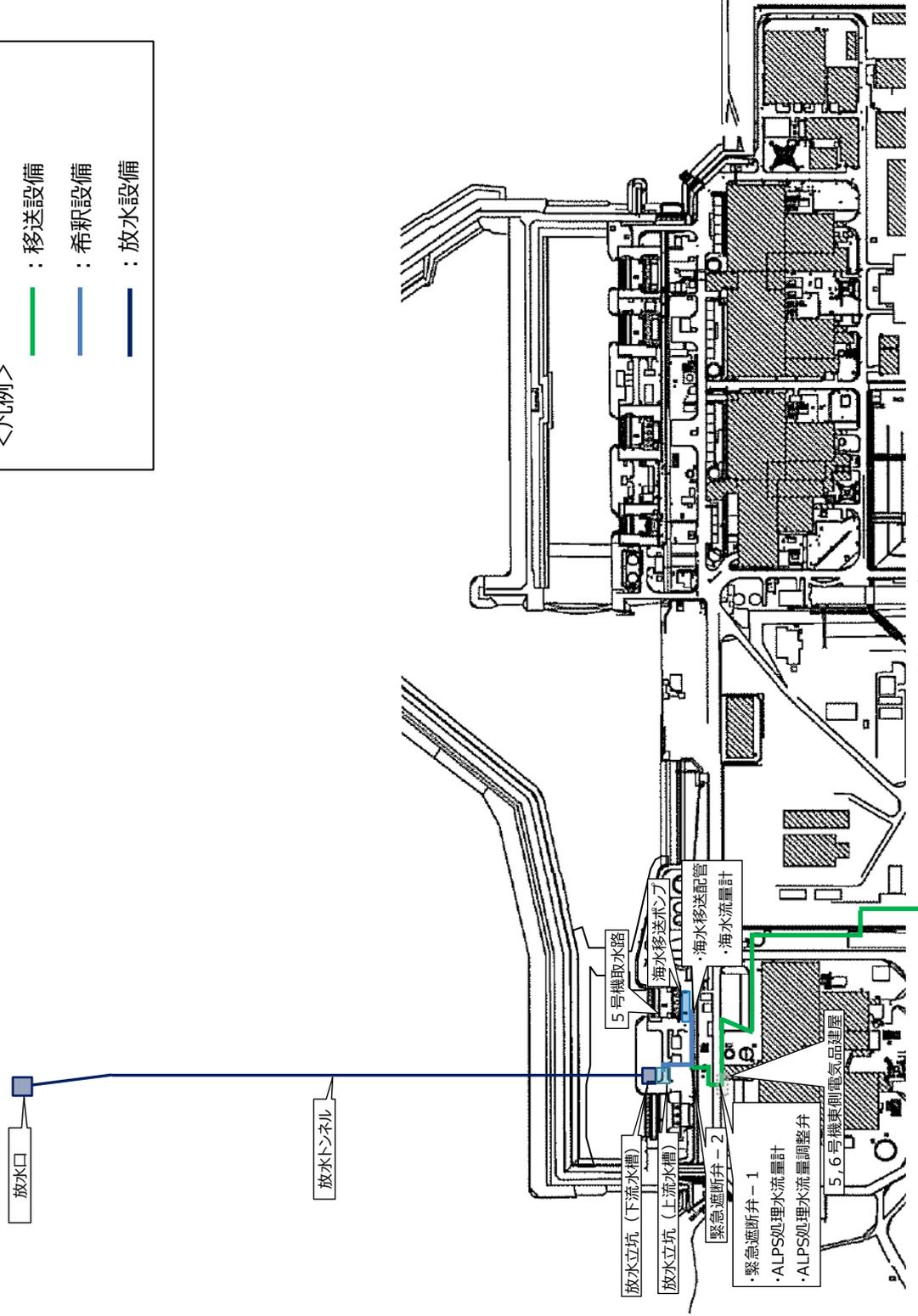
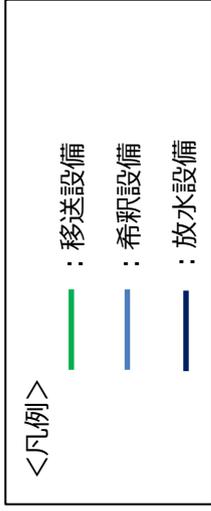
(a) 系統概要

図-1 ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設の全体概要図 (1 / 3)



(b) 配置概要 (全体)

図-1 ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設の全体概要図 (2 / 3)



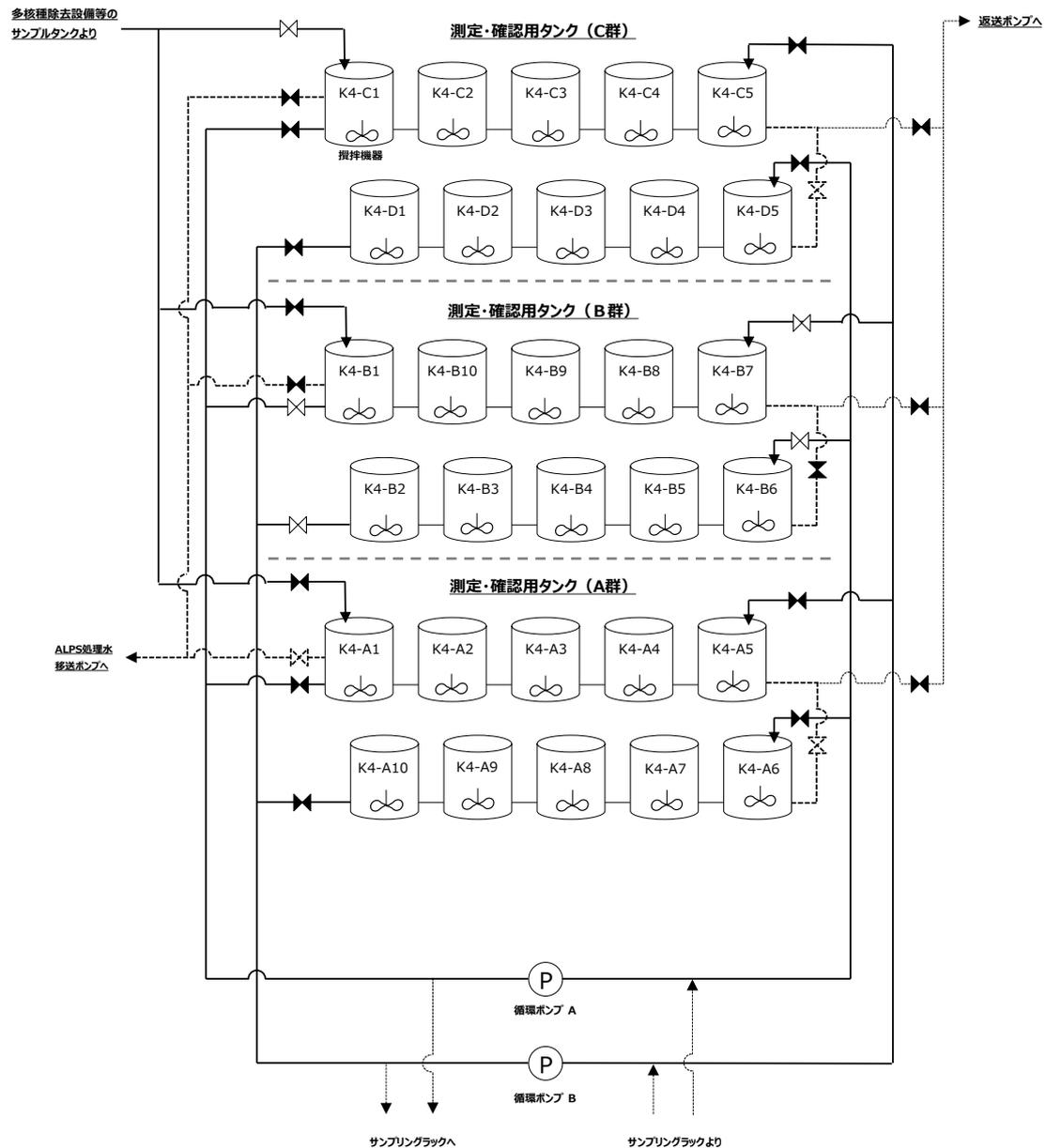
(c) 配置概要 (海側)

図-1 ALPS 処理水希釈放水設備及び関連施設の全体概要図 (3 / 3)

測定・確認用タンクをA群／B群／C群に分け、各群が①受入工程、②測定・確認工程、③放出工程を繰り返す。

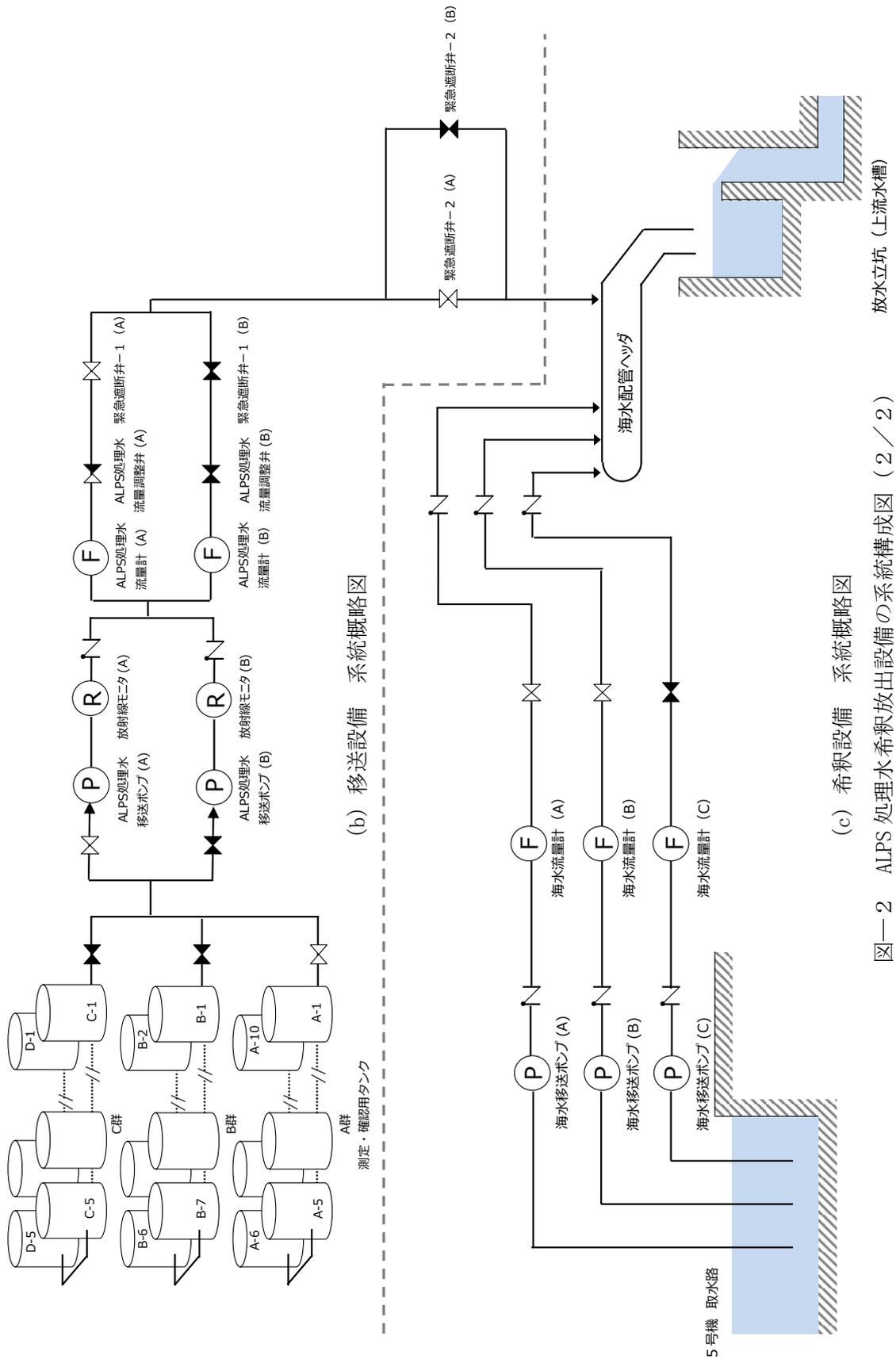
図の状況は、A群（放出工程）、B群（測定・確認工程）、C群（受入工程）を示す。

受入工程、放出工程は、測定・確認用タンク(5基間)の連結弁を開にして受入、移送を行う。

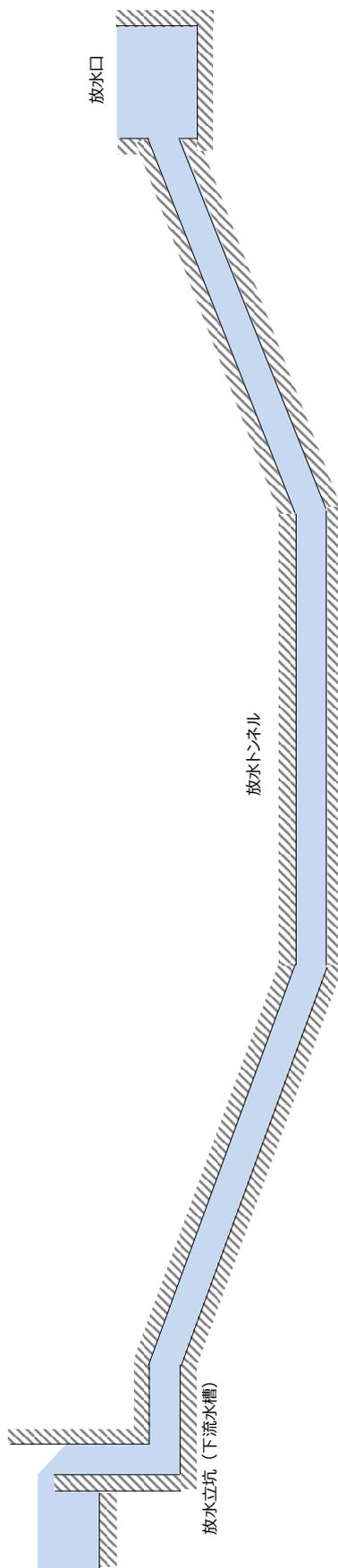


(a) 測定・確認用設備 系統概略図

図一 2 ALPS 処理水希釈放出設備の系統構成図 (1 / 2)



図一2 ALPS 処理水希釈放出設備の系統構成図 (2 / 2)



図—3 放水設備の系統構成図

ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設の具体的な安全確保策等

ALPS 処理水希釈放出設備で扱う液体は ALPS 処理水であるものの、放射性物質を含むことから、同設備については、関連する措置を講ずべき事項等の規制基準を満たすために必要な対策を講じる。特に、測定・確認用設備による放射性物質濃度の均質化、ALPS 処理水の海水による混合希釈、「意図しない形での ALPS 処理水の海洋放出」の防止、漏えい発生防止、漏えい検知・漏えい拡大防止、運転員操作に対する設計上の考慮等について具体的な安全確保策を定め、実施する。

1. 放射性固体廃棄物の処理・保管・管理

ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設の設置に伴い発生する固体廃棄物の取扱いについては、発電所全体の放射性固体廃棄物の処理・保管・管理の対応に従う。（「Ⅱ 1.8 放射性固体廃棄物の処理・保管・管理」参照。）

2. 放射性液体廃棄物の処理・保管・管理

2.1 海洋放出前のタンク内 ALPS 処理水の放射能濃度の均質化

受入工程で、測定・確認用タンクに受け入れた ALPS 処理水に含まれる放射性物質の濃度は、移送元の貯蔵タンクごとにばらつきがあることから、ALPS 処理水の海洋放出前の測定・確認工程においては、当該工程にあるタンク群の 10 基全てのタンクを連結し、循環ポンプ、攪拌機器等により均質化した上で試料採取を行い、当該タンク群内の ALPS 処理水に含まれる放射性物質の濃度を分析・評価する。

また、均質化に要する循環攪拌時間については、第三リン酸ナトリウムを試薬として用いた循環攪拌実証試験により、適切に設定する。

さらに、ALPS 処理水を均質化した後の分析では、トリチウム及びトリチウム以外の放射性核種の分析・評価を行い、同処理水中のトリチウム濃度を確認するとともに、トリチウム以外の放射性核種の告示濃度限度比総和が 1 未満であることを確認した上で、ALPS 処理水の放出可否を判断する。

2.2 ALPS 処理水の海水への混合希釈率の調整及び監視

ALPS 処理水の希釈は、希釈海水が流れる海水配管ヘッダ内に ALPS 処理水を注入することで行う。注入した ALPS 処理水は海水配管内で流下しつつ、周囲の海水と混合して放射性物質濃度を減少させる。

(1) 混合希釈率の調整

敷地境界における実効線量を達成できる限り低減するために、放出水中に含まれるトリチウムの濃度が運用の上限値である 1,500Bq/L 未満、海水による希釈倍率が 100 倍以上となるように以下の希釈処理及び評価を行う。

(2) ALPS 処理水の希釈に必要な海水量

測定・確認工程で測定したトリチウム濃度に応じて、ALPS 処理水移送ポンプ、ALPS 処理水流量調整弁、ALPS 処理水流量計等により、ALPS 処理水の流量を最大 500m³/日の範囲で設定する。

また、放出水中に含まれるトリチウム濃度を運用の上限値である 1,500Bq/L 未満かつ希釈倍率を 100 倍以上とするため、容量 17 万 m³/日の海水移送ポンプを 3 台設置した上で、ALPS 処理水の流量に応じて、海水移送ポンプを常時 2 台以上運転することにより、必要な海水量を確保する。さらに、通常運転時においては、ALPS 処理水流量を 500m³/日と設定し、海水移送ポンプの運転台数を 2 台とする場合が、希釈倍率の観点で最も厳しい運転条件であることから、当該条件下において、放出水中のトリチウム濃度を運用の上限値である 1,500Bq/L 未満とするために、海洋放出する ALPS 処理水のトリチウム濃度の上限値を 100 万 Bq/L にする。

(3) 解析コードによる ALPS 処理水の混合希釈状態の評価

ALPS 処理水については、海水配管ヘッダ及び海水配管で希釈用の海水により混合希釈した後、放出水として海洋へ放出する。

また、海水配管ヘッダ及び海水配管における ALPS 処理水の混合希釈状態を確認するため、解析コードを用いた数値シミュレーションにより、混合希釈効果を評価する。(解析の詳細は別紙-1 参照。)

a. 評価手法

(a) 評価の考え方

海水配管ヘッダ及び海水配管において、ALPS 処理水が十分に混合希釈されることを確認するため、希釈用の海水中に移流・拡散した ALPS 処理水の質量割合の分布を評価する。

(b) 解析コード

混合希釈状態の評価においては、流体挙動についての基本式(質量保存式、運動量保存式、

エネルギー保存式)を解くことにより、3次元空間における流体の運動(流速、圧力)や温度を解析評価することができ、乱流実験等により検証されている STAR-CCM+コードを用いる。

なお、当該解析コードは、流体の流れ(流速、圧力、温度)を3次元の数値流体計算で求める機能に加え、流体の移流・拡散解析機能を有することから、希釈用の海水中に注入される ALPS 処理水が混合・拡散される状況の解析評価が可能である。

(c) 評価条件

通常運転時に想定される運転条件のうち、ALPS 処理水流量を計画最大流量である $500\text{m}^3/\text{日}$ とし、海水流量を最低限の流量である $34\text{万}\text{m}^3/\text{日}$ とする。

ALPS 処理水の海水配管ヘッダ及び海水配管内での拡散については、乱流による拡散を考慮する。また、解析における乱流拡散挙動については、実験的に決定される乱流拡散係数(乱流シュミット数)が支配的であることから、文献調査等により、乱流拡散挙動の影響が小さくなる乱流シュミット数を設定する。

(d) 判断基準

海水配管出口における ALPS 処理水の最大質量割合が 1.0 %以下(希釈倍率が 100 倍以上)となること。

(e) 評価結果

ALPS 処理水の注入位置から海水配管立上り部終端における ALPS 処理水の最大質量割合が 0.28%であり、海水配管内で 100 倍以上の希釈倍率は実現可能であることから、海水配管出口における判断基準を満足する。

一方、海水配管中では単純希釈で想定した希釈倍率の 1/2 程度となる箇所が一部存在することから、当該箇所を含めてトリチウム濃度の運用上限値 $1,500\text{Bq/L}$ 未満を満足させるため、後述する混合希釈率の調整及び監視を実施する。

(4) 混合希釈率の調整及び監視

放出水中に含まれるトリチウムの濃度が運用の上限値である 1,500Bq/L 未満となるよう、以下の方法で混合希釈率の調整及び監視を実施する。

a. 混合希釈率の調整

ALPS 処理水の海水への混合希釈率の調整は、海水移送ポンプを定格運転するため、ALPS 処理水流量を制御する設計とする。

具体的には、放出操作の際に、予め測定・確認した ALPS 処理水のトリチウム濃度を監視・制御装置へ登録し、当該トリチウム濃度と希釈後のトリチウム濃度の運用値を踏まえて、所定の混合希釈率になるよう、ALPS 処理水流量調整弁の開度を自動調整する設計とする。

・ALPS 処理水流量（運用値）算出式

$$\text{ALPS 処理水流量(運用値)} = \frac{\text{海水流量} \times \text{海水希釈後のトリチウム濃度(運用値)}}{\text{ALPS 処理水のトリチウム濃度} - \text{海水希釈後のトリチウム濃度(運用値)}}$$

b. 混合希釈率の監視

海水希釈後のトリチウム濃度は、ALPS 処理水流量と海水流量を監視することで実施する設計とする。

・トリチウム濃度評価式

$$\text{海水希釈後のトリチウム濃度} = \frac{\text{ALPS 処理水トリチウム濃度} \times \text{ALPS 処理水流量}}{\text{ALPS 処理水流量} + \text{海水流量}}$$

なお、海水希釈後のトリチウム濃度が 1,500Bq/L となる条件を、ALPS 処理水流量の上限とし、上限に達した場合には警報を発報させると共に、緊急遮断弁を閉動作させる設計とすることで、トリチウム濃度が 1,500Bq/L を上回った状態での海洋放出を防止する設計とする。

・ALPS 処理水流量（上限値）算出式

$$\text{ALPS 処理水流量(上限値)} = \frac{\text{海水流量} \times \text{海水希釈後のトリチウム濃度(1,500Bq/L)}}{\text{ALPS 処理水のトリチウム濃度} - \text{海水希釈後のトリチウム濃度(1,500Bq/L)}}$$

2.3 異常の検出と ALPS 処理水の海洋放出の停止方法

供用期間中に想定される機器の故障等の異常により、「意図しない形での ALPS 処理水の海洋放出」に至るおそれのある事象等が発生した場合に備え、移送設備には緊急遮断弁を設置し、正常な運転状態を逸脱すると判断される場合においてはインターロックにより閉動作させるとともに、必要に応じて運転員の操作により ALPS 処理水の海洋放出を停止させる。

(1) インターロック

以下の条件に合致する場合、緊急遮断弁を動作させ ALPS 処理水の海洋への放出を停止させる。

- a. ALPS 処理水の放出には、希釈設備の海水流量及び ALPS 処理水の移送流量を定めた上で行うが、定めた海水流量が確保できない場合又は定めた ALPS 処理水移送流量を超えた場合に備え緊急遮断弁閉のインターロックを設ける。
- b. ALPS 処理水移送ラインに設置した放射線モニタ[※]で異常を検出した場合に備え、緊急遮断弁閉のインターロックを設ける。

※：測定・確認用設備において、放射性核種（トリチウムを除く。）の告示濃度比総和 1 未満を確認するものの、万が一に備え移送設備に放射線モニタを設置する。

(2) 運転員の操作による停止

ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設に影響を及ぼしうる自然現象等が発生した場合、海域モニタリングで異常値が検出された場合又はその他当直長が必要と認める場合には ALPS 処理水の海洋放出を手動で停止させる。

(3) 設備構成

緊急遮断弁を確実に動作させるため、ALPS 処理水の移送経路に対し直列に 2 台配置する。直列配置した緊急遮断弁は、故障により設備が長期停止することがないように各々並列配置した予備系を備える。

(4) 配置

緊急遮断弁は上記のインターロックが動作した際に、ALPS 処理水を早期に放出停止できるよう配置する。そのため、直列に 2 台配置した緊急遮断弁のうち下流側の緊急遮断弁-2 は、弁動作時の ALPS 処理水放出量を最小化させるため、海水配管ヘッダ手前に設ける。また、上流側の緊急遮断弁-1 は、津波による設備損傷のおそれを考慮して防潮堤内に設ける。

2.4 放射性物質の漏えい防止及び漏えい拡大防止

(1) 漏えい発生防止

- a. 循環ポンプ及びALPS処理水移送ポンプは、耐腐食性に優れた二相ステンレス鋼等を使用するとともに、軸封部は漏えいの発生し難いメカニカルシール構造とする。
- b. ALPS処理水の移送配管は、耐腐食性を有するポリエチレン管、耐圧ホース、十分な肉厚を有する炭素鋼鋼管またはステンレス鋼鋼管とする。主要配管の炭素鋼材料の内面には、耐腐食性を有する塗装を施す。また、可撓性を要する部分は耐腐食性を有する合成ゴム製伸縮継手とする。
- c. 屋外に敷設される移送配管のうち、ポリエチレン管とポリエチレン管の接合部は漏えい発生の防止のため融着構造とする。

(2) 漏えい検知・漏えい拡大防止

- a. 循環ポンプ、ALPS処理水移送ポンプ及び緊急遮断弁等は、以下の対応を行う。
 - ・漏えいの早期検知及び漏えいの拡大防止として、機器の周囲に堰を設けるとともに、堰内に漏えい検知器を設置する。また、設備運転中は巡視点検により、漏えいの早期検知を図る。
 - ・漏えい検知の警報は、免震重要棟集中監視室に表示し、運転員が流量等の運転監視パラメータの状況を確認し、ポンプ運転・停止等の適切な対応がとれるようにする。
- b. ALPS処理水移送配管等は、以下の対応を行う。
 - ・屋外に敷設される移送配管について、鋼管と鋼管、ポリエチレン管と鋼管との取合い等でフランジ接続となる箇所については、堰を設置し、漏えい拡大防止を図る。
 - ・移送配管は、万が一、漏えいしても排水路を通じて環境に放出することがないように、排水路から可能な限り離隔するとともに、移送配管に使用するポリエチレン管は、管の外側に外装管（接合部は防水カバー）を取り付けることで漏えい拡大を防止する施工を行う。
 - ・設備運転中は巡視点検により、移送配管からの漏えいの早期検知を図る。
 - ・移送配管に設置するベント弁の周辺には、鋼製のカバーを設置し、各フランジ部に漏えい検知器を設置する。漏えい検知の警報は、免震重要棟集中監視室に表示し、運転員により流量等の運転監視パラメータの状況を確認し、ポンプ運転・停止等の適切な対応がとれるようにする。

2.5 被ばく低減

ALPS処理水はトリチウムを除く放射性核種を告示濃度比総和1未満としており、1,000m³/基のタンクに貯蔵しても、これを線源としたタンクエリアの空間線量当量率は最大1μSv/h以下と評価されることから、機器等の設計において遮へい機能を考慮する必要はない。

3. 放射性物質の放出抑制等による敷地周辺の放射線防護等

ALPS 処理水希釈放出設備による放射性液体廃棄物の排水による線量評価については、「Ⅲ 第3編 2.2.3 放射性液体廃棄物等による線量評価」に記載の通り。

4. 作業者の被ばく線量の管理等

ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設に対する作業者の被ばく線量の管理等は、発電所全体の作業者の被ばく線量の管理等に従う。（「Ⅱ 1.12 作業者の被ばく線量の管理等」を参照。）

5. 緊急時対策

ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設に対する緊急時対策は、発電所全体の緊急時対策に従う。（「Ⅱ 1.13 緊急時対策」を参照。）

6. 設計上の考慮

6.1 準拠規格及び基準

ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設を構成する構築物、系統及び機器は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」において、廃棄物処理設備等に相当するものと位置づけられることから、その設計、材料の選定、製作及び検査において、それらが果たすべき安全機能の重要度を考慮して、ALPS 処理水を内包する容器及び鋼管については、発電用原子力設備規格 設計・建設規格（JSME S NC1）のクラス3機器の規定を適用することとし、これら以外の機器等については、必要に応じて日本産業規格（JIS）、（公社）土木学会等の技術基準（規準）等の国内外の民間規格も適用する。また、JSME 規格で規定される材料の日本産業規格（JIS）年度指定は、技術的妥当性の範囲において材料調達性の観点から考慮しない場合もある。

具体的な規格及び基準は以下のとおり。

- ・ JIS G 3454 圧力配管用炭素鋼鋼管
- ・ JIS G 3457 配管用アーク溶接炭素鋼鋼管
- ・ JIS G 3459 配管用ステンレス鋼鋼管
- ・ JIS G 3468 配管用溶接大径ステンレス鋼鋼管
- ・ JWWA K 144 水道配水用ポリエチレン管
- ・ コンクリート標準示方書（設計編；2017年制定）（公社）土木学会
- ・ コンクリート標準示方書（設計編；2012年制定）（公社）土木学会
- ・ コンクリート標準示方書（構造性能照査編；2002年制定）（公社）土木学会
- ・ 道路橋示方書・同解説Ⅰ共通編 平成24年（公社）日本道路協会
- ・ 道路橋示方書・同解説Ⅳ下部構造編 平成24年（公社）日本道路協会
- ・ 道路橋示方書・同解説Ⅴ耐震設計編 平成24年（公社）日本道路協会

- ・共同溝設計指針 1986 年（公社）日本道路協会
- ・水理公式集 2018 年（公社）土木学会
- ・プレキャスト式雨水地下貯留施設技術マニュアル（改訂版；2020 年）（公財）日本下水道新技術機構
- ・エポキシ樹脂塗装鉄筋を用いる鉄筋コンクリートの設計施工指針（改訂版；2013 年）（公社）土木学会
- ・火力・原子力発電所土木構造物の設計（増補改訂版）（一社）電力土木技術協会
- ・トンネル標準示方書〔共通編〕・同解説/〔シールド工法編〕・同解説（2016 年制定）（公社）土木学会
- ・トンネル標準示方書〔開削工法〕・同解説（2016 年制定）（公社）土木学会
- ・港湾の施設の技術上の基準・同解説 2018 年（公社）日本港湾協会
- ・内水圧が作用するトンネル覆工構造設計の手引き（1999 年制定）（財団法人）先端建設技術センター
- ・シールド工事用標準セグメント 土木学会・日本下水道協会共編（2001 年制定）
- ・土木研究所資料 大規模地下構造物の耐震設計法・ガイドライン（案）-平成 4 年 3 月」建設省土木研究所・地震防災部耐震研究所
- ・下水道施設の耐震対策指針と解説-2014 年版（公社）日本下水道協会
- ・下水道施設耐震計算例 処理場・ポンプ場編-2015 年版（公社）日本下水道協会
- ・下水道施設耐震計算例-管路施設編-2015 年版（公社）日本下水道協会
- ・トンネルライブラリー第 23 号 セグメントの設計【改訂版】～許容応力度設計法から限界状態設計法まで～（2010 年制定）（公社）土木学会

6.2 自然現象に対する設計上の考慮

(1) 地震に対する設計上の考慮

ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設の地震に対する設計上の考慮は、「添付資料－3 ALPS 処理水希釈放出設備の構造強度及び耐震性に関する説明書」、「添付資料－5 放水立坑（上流水槽）および放水設備の設計に関する説明書」に記載の通り。

(2) 地震以外に想定される自然現象（津波、豪雨、台風、竜巻等）に対する設計上の考慮

ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設に対する地震以外に想定される自然現象に対する設計上の考慮は以下の通り。

a. 津波

ALPS 処理水希釈放出設備のうち、希釈設備を除く、測定・確認用設備及び移送設備の一部については津波が到達しないと考えられる T.P. 約 33.5m 以上の場所に設置する。

また、津波注意報等が出た際は、津波による設備損傷のおそれを考慮して移送設備、希釈設備を運転員が手動により免震重要棟集中監視室から停止できる設計とする。なお、緊

急遮断弁-1については、津波による影響を緩和する観点から、T.P.約11.5mのエリアに施設する日本海溝津波防潮堤（天端高さT.P.約13.5m）の内側に設置する。

放水設備は、津波に対する浸水は不可避であることから、復旧性に応じて、耐波圧性を有する設計とする。

b. 豪雨

ALPS 処理水希釈放出設備のうち、循環ポンプ、ALPS 処理水移送ポンプ、緊急遮断弁-1、制御盤等の電気品は、豪雨による影響を受けにくい屋内に設置する。

c. 積雪

多核種移送設備建屋及び5,6号機東側電気品建屋は、積雪による設備の損傷を防止するため、建築基準法施行令及び福島県建築基準法施工細則に基づく積雪荷重に対して設計する。

d. 落雷

ALPS 処理水希釈放出設備のうち多核種移送設備建屋及び5,6号機東側電気品建屋に設置する電気設備に対して、避雷針の設置、機器接地等により落雷による損傷を防止する設計とする。

e. 台風（強風、高潮）

ALPS 処理水希釈放出設備のうち、循環ポンプ、ALPS 処理水移送ポンプ、制御盤等の電気品は台風（強風）による設備損傷の可能性が低い多核種移送設備建屋又は5,6号機東側電気品建屋内に設置する。その他、屋外に設置する移送配管等の機械品においては基礎ボルト等により固定することで転倒しない設計とする。

なお、放水立坑（上流水槽）及び放水設備は、台風（高潮）で海面が上昇することによる影響についても考慮した設計とするとともに、高潮警報が発表された場合には、沿岸から1km離れた海洋へ放出ができないおそれがあるため、運転員が手動により免震重要棟集中監視室から海洋放出を停止できる設計とする。

f. 竜巻

ALPS 処理水希釈放出設備は、竜巻注意情報が発表された場合、竜巻による設備損傷のおそれを考慮して、運転員が手動により免震重要棟集中監視室から設備を停止できる設計とする。

g. 凍結

ALPS 処理水希釈放出設備は、水の移送を停止した場合、屋外敷設のポリエチレン管は凍

結による破損が懸念される。そのため、屋外敷設のポリエチレン管に保温材を取り付け、凍結防止を図る。

なお、保温材は高い気密性と断熱性を有する硬質ポリウレタン等を使用し、凍結しない十分な厚さを確保する。

h. 紫外線

ALPS 処理水希釈放出設備のうち屋外敷設箇所のポリエチレン管は、紫外線による劣化を防ぐため、紫外線劣化防止効果のあるカーボンブラックを添加した保温材を取り付ける。もしくは、カーボンブラックを添加していない保温材を使用する場合は、カーボンブラックを添加した被覆材または紫外線による劣化のし難い材料（鋼板等）を取り付ける。

i. 高温

ALPS 処理水希釈放出設備の材質として使用するポリエチレンは、ALPS 処理水の温度がほぼ常温のため、熱による材料の劣化の可能性は十分低い。

j. 生物学的事象

ALPS 処理水希釈放出設備は、海生生物（くらげ等）の襲来等や、建屋貫通孔等からの小動物の侵入が想定されるため、前者は 5, 6 号機取水路開渠の北防波堤や仕切堤等により侵入を防止する設計とし、後者は建屋貫通孔や電路端部等に対してシール材を施工することにより、侵入を防止する設計とすることで対策を行う。

k. その他

ALPS 処理水希釈放出設備は、上記の自然現象の他、火山、森林火災等により設備損傷のおそれがある場合は、運転員が手動により免震重要棟集中監視室から設備を停止できる設計とする。

6.3 外部人為事象に対する設計上の考慮

ALPS 処理水希釈放出設備に対する主な外部人為事象は、発電所全体の外部人為事象に対する設計上の考慮に従う。（「II 1.14 設計上の考慮」参照）。

また、海洋放出の操作については、電気通信回線を介して行うことから、以下の外部人為事象についても設計上考慮する。

(1) 電磁的障害

ALPS 処理水希釈放出設備は、電磁的障害による擾乱に対して、制御盤へ入線する電源受電部へのラインフィルタや絶縁回路の設置、外部からの信号入出力部へのラインフィルタや絶縁回路の設置、通信ラインにおける光ケーブルの適用等により、影響を受けない設計と

する。

(2) 不正アクセス行為（サイバーテロを含む）

不正アクセス行為（サイバーテロを含む）を未然に防止するため、ALPS 処理水希釈放出設備の操作に係る監視・制御装置が、電気通信回線を通じて不正アクセス行為（サイバーテロを含む）を受けないように、外部からの不正アクセスを遮断する設計とする。

6.4 火災に対する設計上の考慮

ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設は、火災の発生を防止し、火災の検知及び消火を行い、並びに火災の影響を軽減するため、以下の対策を講じることにより、施設の安全性を損なうことのない設計とする。なお、放水立坑（上流水槽）及び放水設備は、鉄筋コンクリート造であり、火災のおそれは非常に低い。

- ・火災の発生を防止し、火災の影響を軽減するため、実用上可能な限り不燃性又は難燃性材料を使用する※とともに、設備周辺には可能な限り可燃物を排除し、海洋放出時において常時2系列の動作が必要となる機器については、火災によりその機能が同時に損なわれないよう、可能な限り機器間の離隔距離を確保する。
- ・本設備では巡視点検を実施し火災の早期検知に努めるとともに、屋内に設置する循環ポンプ、ALPS 処理水移送ポンプ及び電気品周辺については火災検知器による、火災の検知が可能な設計とする。また、各設備の近傍に消火器を設置し、初期消火の対応を可能にし、消火活動の円滑化を図る。さらに、多核種移送設備建屋及び5,6号機東側電気品建屋内には避難時における誘導用のために誘導表示を設置する。

※：配管の一部に使用する可燃性材料を不燃性又は難燃性材料で養生することを含む。

6.5 環境条件に対する設計上の考慮

ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設において使用する材料等に対して、環境条件に対する設計上の考慮は以下の通り。

(1) 圧力及び温度

ALPS 処理水希釈放出設備は通常運転時及び異常事象発生時に想定される圧力・温度を踏まえて、適切な最高使用圧力・最高使用温度を有する機器等を選定する。

(2) 腐食に対する考慮

ALPS 処理水希釈放出設備のうち、ALPS 処理水を貯蔵又は通水する機器等については、耐腐食性に優れた二相ステンレス鋼、耐腐食性を有するステンレス鋼、ポリエチレン、合成ゴム、十分な肉厚を有する炭素鋼等を使用する。また、海水を貯蔵又は通水する機器等については、耐腐食性に優れた二相ステンレス鋼、耐腐食性を有する塗装を施した炭素鋼等を使用する。

(3) 放射線

ALPS 処理水希釈放出設備の材質として使用するポリエチレン等については、放射線による材料特性に有意な変化がない期間を評価した上で、当該期間を超えて使用する場合には、あらかじめ交換等を行う。

(4) ひび割れ・塩害

放水立坑（上流水槽）および放水設備は、鉄筋コンクリート製の躯体に生じるひび割れ幅および塩害の照査を実施し、適切な鉄筋かぶりを設定し、供用期間中の耐久性が確保されることを確認している。

6.6 運転員操作に対する設計上の考慮

ALPS 処理水希釈放出設備の運転員操作に対する設計上の考慮は以下の通り。

(1) ALPS 処理水の海洋放出のために必要な情報を集約した監視・操作端末等は、機器の状態表示や操作方法に統一性（色、形状等の視覚的要素での識別）を持たせることで、運転員の誤操作を防止するとともに、容易に操作ができる設計とする。

(2) 誤操作・誤判断を防止するため、放出・移送、工程停止等の重要な操作に関してはダブルアクションを要する設計とする。なお、放出許可に係る操作についてはダブルアクションに加えキースイッチによる操作を要する設計とする。

(3) 測定・確認工程で確認したトリチウムの分析結果を、監視・制御装置に登録する際には、スキャナ等の機械的読み取りを行うことで、人手による計算や転記ミスを防ぐ設計とする。

る。また、監視・制御装置に登録されたトリチウム濃度、稼働中の海水移送ポンプの流量より、海水希釈後のトリチウム濃度が1,500Bq/Lを満足できない場合には、次工程に進めないインターロックを設けることにより、排水濃度1,500Bq/L未満を満足させる設計とする。

(4) ALPS 処理水の受入工程、測定・確認工程及び放出工程においては、3つのタンク群で構成する測定・確認用タンク群のうち、それぞれの工程で適切なタンク群を選択していないと、次工程に進めないインターロックを設けることにより、測定・確認前のALPS 処理水を放出することがない設計とする。

(5) ALPS 処理水希釈放出設備では、通常運転から逸脱するような異常を検知した場合に、海洋放出を停止させる機能を持つ緊急遮断弁を設置するとともに、当該弁を閉とするインターロックを設けることで、運転員が操作することなく、ただちに海洋放出の停止が可能な設計とする。

6.7 信頼性に対する設計上の考慮

ALPS 処理水希釈放出設備の信頼性に対する設計上の考慮は以下の通り。

- ・3つのタンク群で構成する測定・確認用タンクについては、タンク群間の混水を防止するため、タンクのバウンダリとなる弁を直列二重化する。
- ・ALPS 処理水流量計については、ALPS 処理水の海水への混合希釈が設定値内で行われているか否かを確認するため、差圧伝送器、伝送系を二重化する。
- ・緊急遮断弁については、電動駆動の緊急遮断弁-1及び空気作動の緊急遮断弁-2を設置し、遮断機構に対して多重性、駆動源に対して多様性を備えるとともに、外部電源喪失時等においても確実に放出を停止できるようフェイルクローズ設計とする。

6.8 検査可能性に対する設計上の考慮

ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設の検査可能性に対する設計上の考慮は、「添付資料－7 検査可能性に関する考慮事項」に記載の通り。

7. 別紙

別紙－1 : ALPS 処理水の混合希釈倍率に関する説明書

以上

ALPS 処理水の混合希釈倍率に関する説明書

ALPS 処理水の混合希釈については、ALPS 処理水流量が 1 日当たり最大 500m³ であるのに対して、海水により 100 倍以上に希釈を行うが、この混合希釈の挙動について確認した結果について説明する。

1. 解析コードや条件について

混合希釈挙動に関しては、表-1 の解析コード・解析条件により、図-1 に示す解析モデルにて想定される希釈効果について評価した。

表-1 解析コード・解析条件等一覧

条件	内容
1. 解析コード・解析モデル	
(1) 解析コード	STAR-CCM+ (ver. 11)
(2) 基礎式	非圧縮性質量保存式, 運動量保存式 (レイノルズ平均ナビエ・ストークス (RANS) 式)
(3) 乱流モデル	Realizable k-ε モデル
(4) 壁面近傍の扱い	壁関数モデル
(5) 離散化手法	有限体積法
(6) 物質移流・拡散モデル	化学種移流拡散モデル
2. 境界条件	
(1) 希釈海水入口	170,000m ³ /日, 運転中海水配管入口本数: 2 本
(2) ALPS 処理水入口	500m ³ /日
(3) 海水配管出口	圧力境界 (大気圧)
3. 流体物性	
(1) 温度	20℃
(2) 海水	密度: 1025 kg/m ³ , 粘度: 1.080×10 ⁻³ Pa・s
(3) ALPS 処理水 (純水)	密度: 998.2 kg/m ³ , 粘度: 1.002×10 ⁻³ Pa・s

ALPS 処理水の混合希釈解析では乱流モデルの適用が必要であり、数値流体解析 (CFD) で一般的なものとなっているレイノルズ平均ナビエ・ストークス (RANS) 式を基礎式として採用した。

RANS 式における乱流モデルは、CFD 解析で使用実績の多い渦粘性モデルを使用することとし、中でも適用実績が多い $k-\epsilon$ 系の乱流モデルとした。

解析においては、実験的に決定される乱流拡散係数 (乱流シュミット数) に支配される乱流拡散挙動が注入純水濃度に対する影響が大きい。

このため、乱流シュミット数を諸文献^{※1, ※2, ※3} 調査から、乱流拡散が小さくなる (注入純水の局所的な濃度が高くなる) ように、諸文献提示値のうち上限に近い乱流シュミット数を設定し、解析を実施した。

また、ALPS 処理水 (純水)・海水の密度・粘度は以下に基づき設定した。

(密度) : 純水 日本機械学会蒸気表 (1999) CD-ROM 版

海水 海水の状態方程式 UNESCO (1981)

(粘度) : 純水 日本機械学会蒸気表 (1999) CD-ROM 版

海水 中村, 船舶流体力学関係の標準記号および水の密度, 動粘性係数, 造船協会誌 429 号 (昭和 40 年)

※1 : Gualtieri, G., et al., Fluids, 2, 17 (2017)

※2 : Tominaga, Y., et al., Atmospheric Environment, 42, 37 (2007)

※3 : Flesch, T. K., et al., Agricultural and Forest Meteorology, 111 (2002)

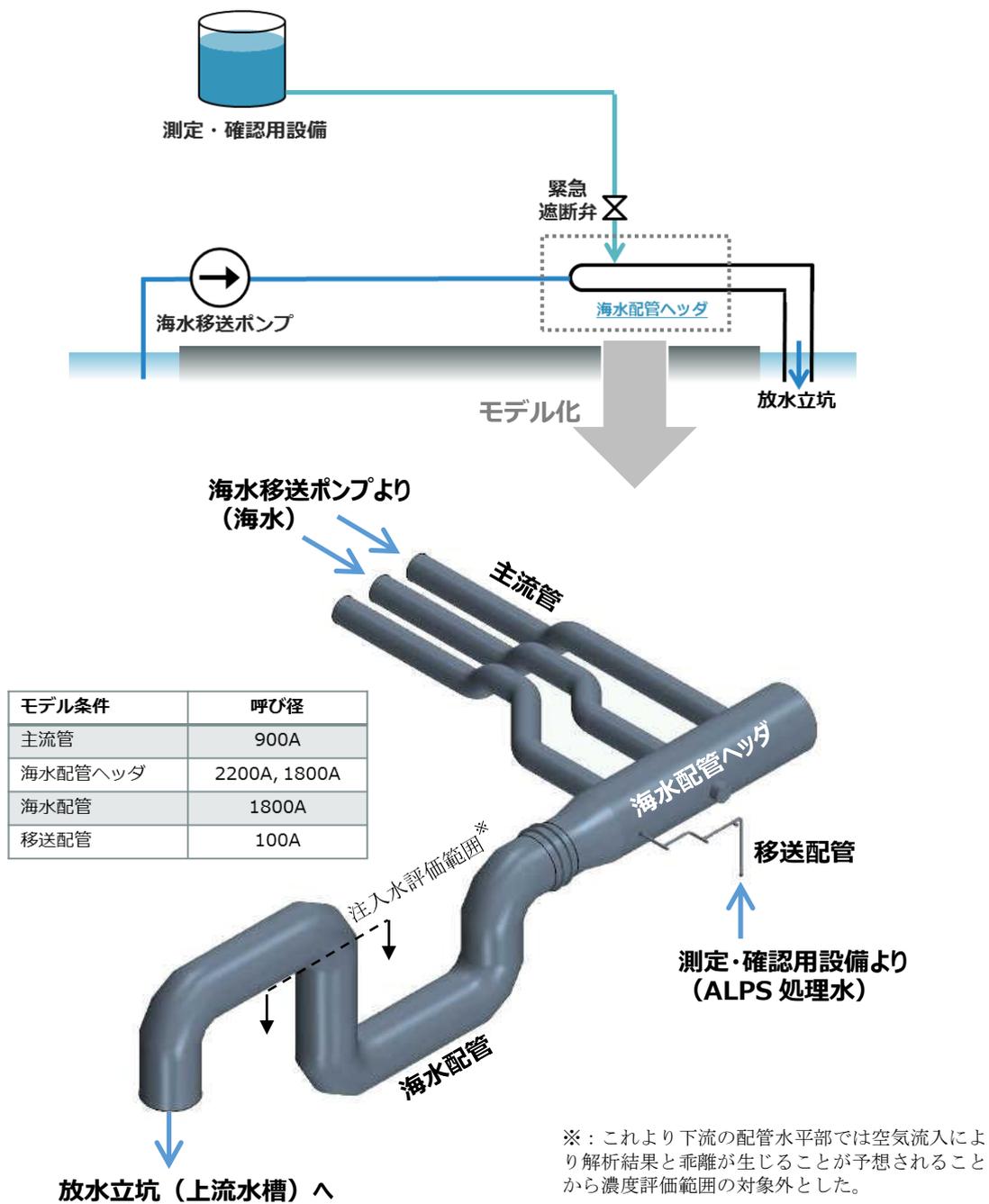


図-1 解析形状モデル (1 / 2)

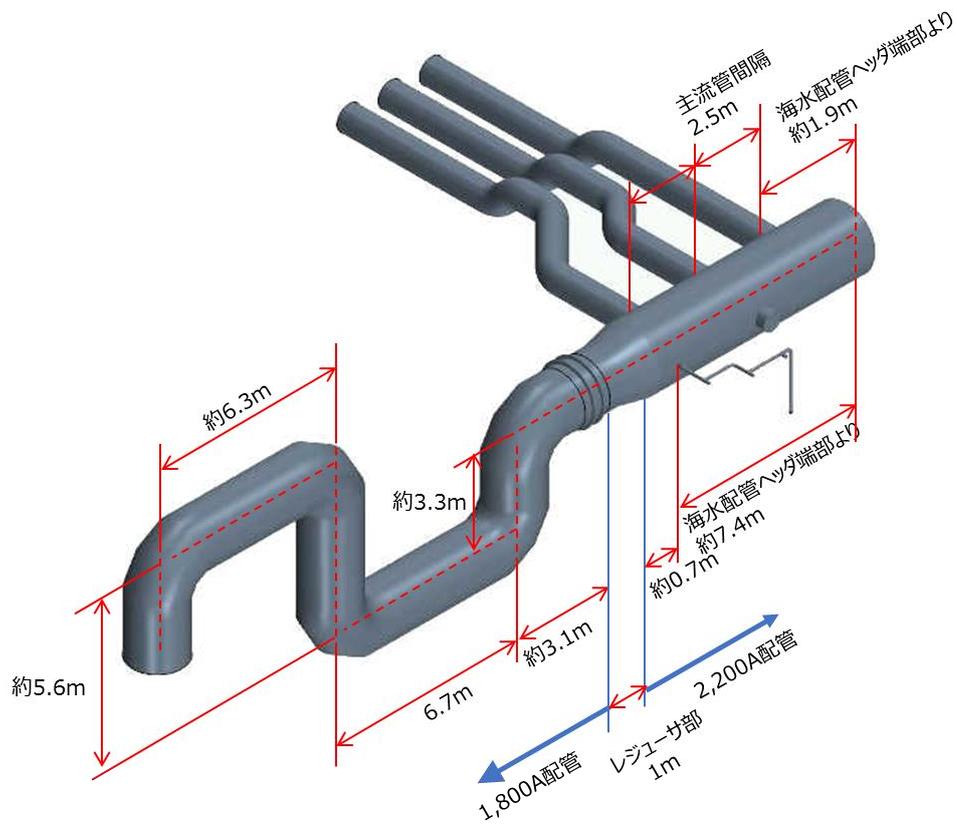


図-1 解析形状モデル (2 / 2)

2. 海水配管内の混合希釈の結果

海水配管内の混合希釈に関する解析結果を図-2～6 および表-2 に示す。

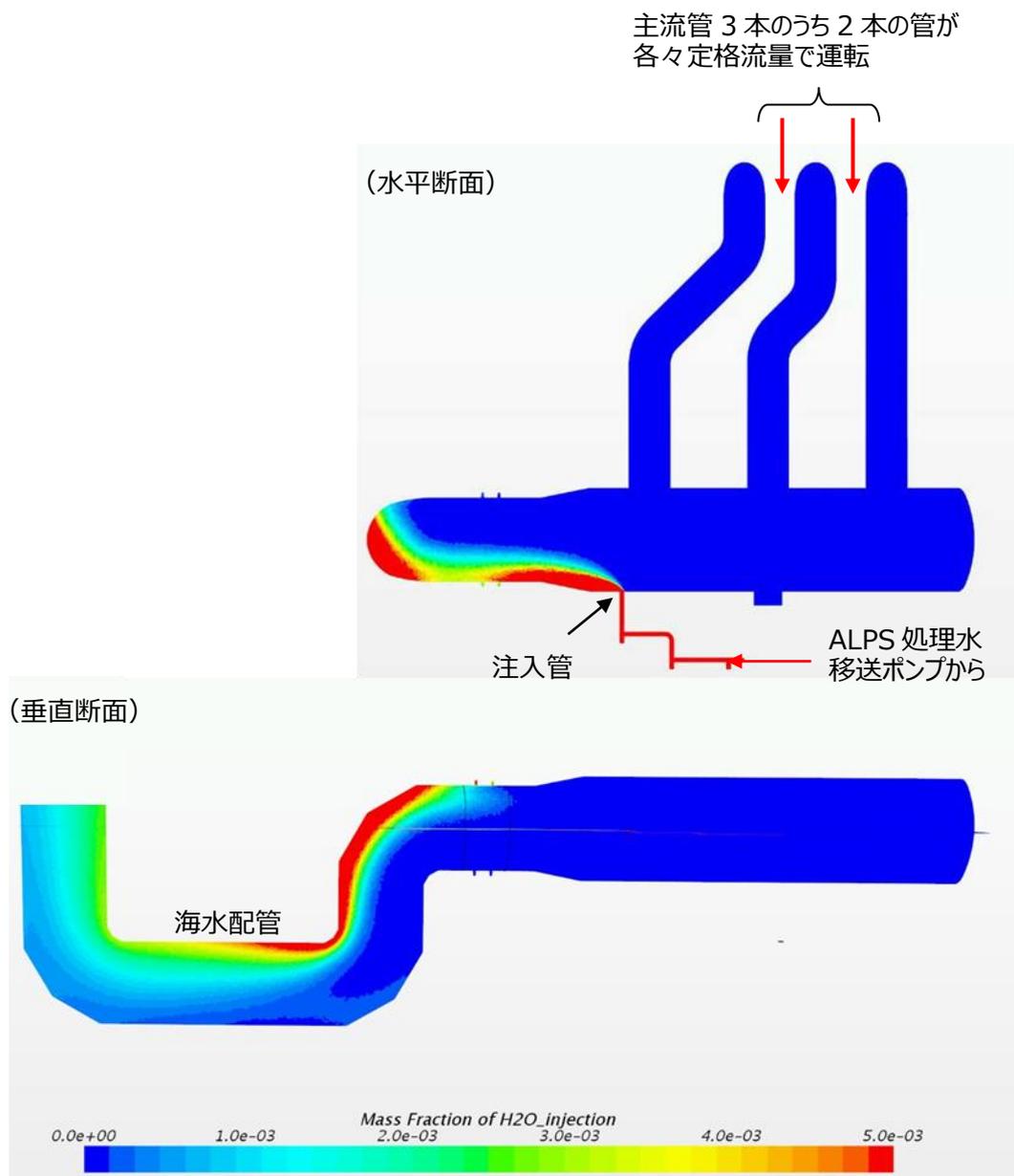


図-2 海水配管内の混合希釈の計算結果

図-2では、ALPS 処理水移送配管から海水配管ヘッドに注入した注入水（ALPS 処理水）が海水配管内で流下しつつ、周辺の海水と混合している様子が確認できた。

解析結果の状況をより詳細に見るために、図-3のように海水配管の横断面方向に評価断面を設定し、各評価断面における注入水（ALPS 処理水）の質量濃度を評価した。（図-4 および図-5 参照）

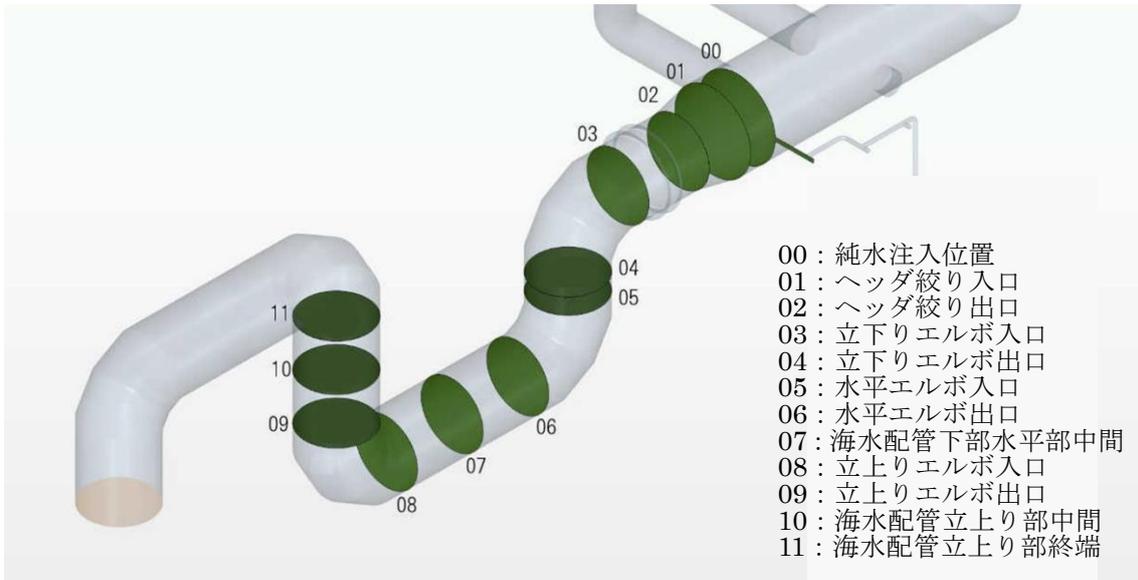


図-3 評価断面の位置および名称

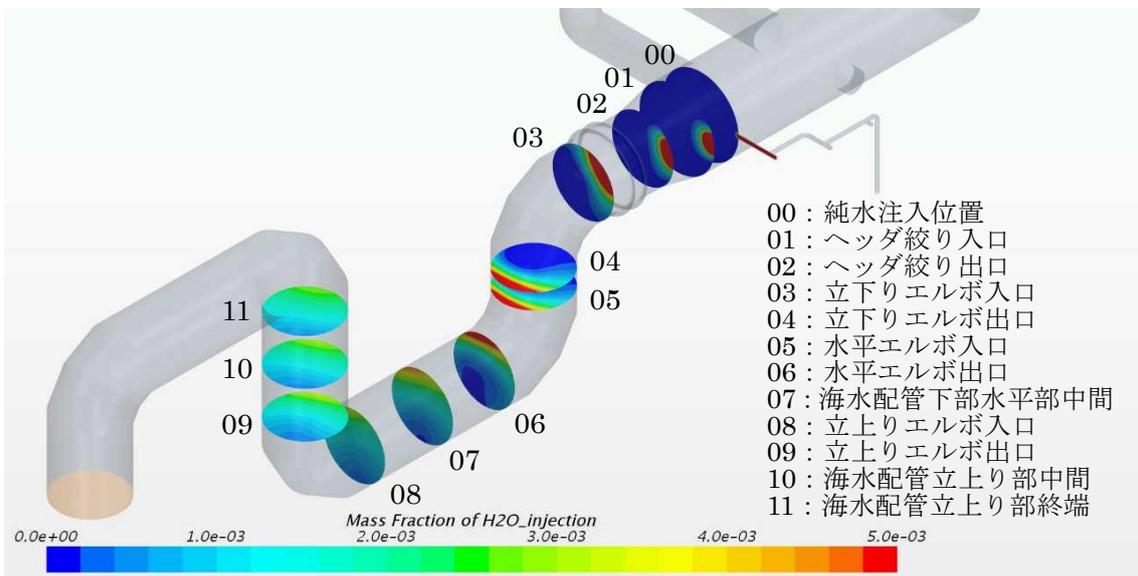
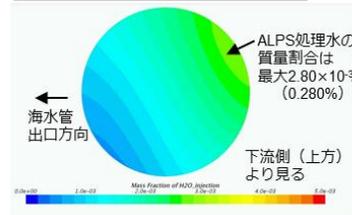
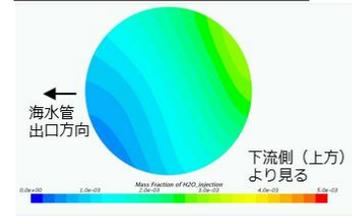


図-4 評価断面の質量分布

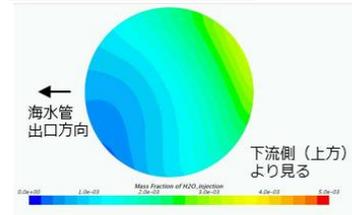
11: 海水配管立上り部終端



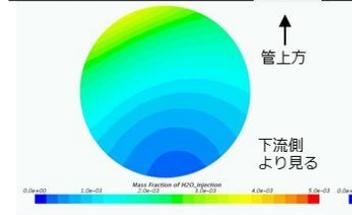
10: 海水配管立上り部中間



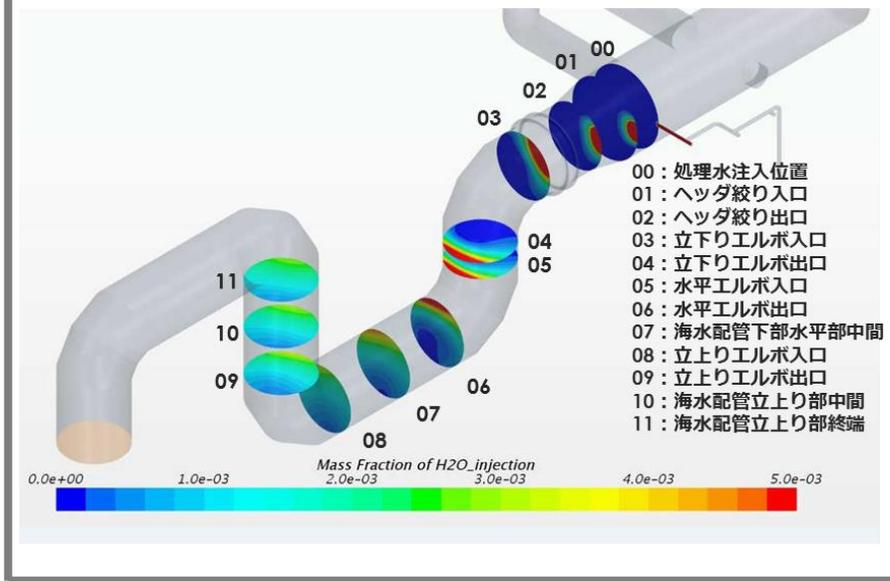
09: 立上りエルボ出口



08: 立上りエルボ入口

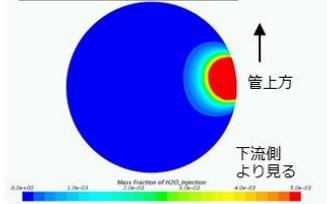


下流

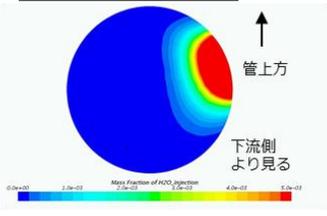


上流

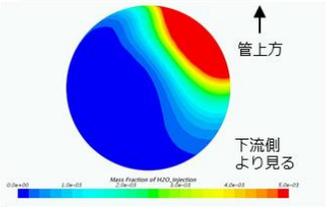
01: ヘッダ絞り入口



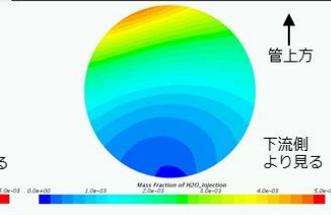
02: ヘッダ絞り出口



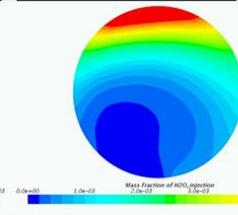
03: 立下りエルボ入口



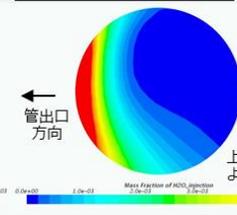
07: 海水配管下部水平部中間



06: 水平エルボ出口



05: 水平エルボ入口



04: 立下りエルボ出口

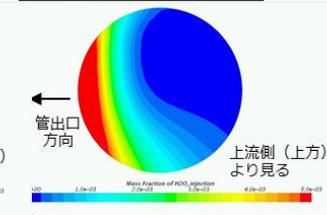


図-5 海水配管での混合希釈の評価結果

図-5の各評価断面における質量濃度の最大値を表-2に、また各値の推移を図-6に示す。

表-2 注入水の断面濃度最大値

名称	断面濃度最大値 (%)
00: 処理水注入位置	100
01: ヘッド絞り入口	14.26
02: ヘッド絞り出口	4.16
03: 立下りエルボ入口	1.79
04: 立下りエルボ出口	0.90
05: 水平エルボ入口	0.84
06: 水平エルボ出口	0.71
07: 海水配管下部水平部中間	0.46
08: 立上りエルボ入口	0.37
09: 立上りエルボ出口	0.33
10: 海水配管立上り部中間	0.30
11: 海水配管立上り部終端	0.28

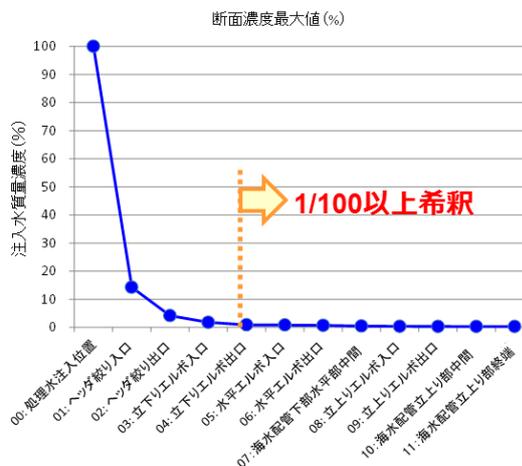


図-6 注入水質量濃度の推移

この結果から、注入水は放水立坑（上流水槽）に向かう海水配管内で最大濃度部において、 $100/0.280 \approx 357$ 倍薄められているという結論を得ると共に、04: 立下りエルボ出口で、本設備で目標としている、100 倍以上の希釈効果が得られることを確認した。

また、評価断面の最も下流 11: 海水管立上り部終端における最大濃度は 0.28% であり、理論平均値 0.14% の 2 倍であることを確認した。

3. まとめ

ALPS 処理水の混合希釈について、CFD 解析を用いて海水配管内におけるその挙動を確認した。結果、ALPS 処理水流量の最大値 $500\text{m}^3/\text{日}$ において、配管終端部の最大濃度部においても平均値の 2 倍程度に留まるものの、海水配管内で 100 倍以上の希釈効果が得られることが分かった。

以上

ALPS 処理水希釈放出設備の構造強度及び耐震性に関する説明書

ALPS 処理水希釈放出設備を構成する設備について、構造強度評価及び耐震性の基本方針に基づき、構造強度及び耐震性の評価を行う。

1. 基本方針

1.1 構造強度評価の基本方針

ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設を構成する構築物、系統及び機器は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」において、廃棄物処理設備等に相当するものと位置づけられることから、その設計、材料の選定、製作及び検査において、それらが果たすべき安全機能の重要度を考慮して、ALPS 処理水を内包する容器及び鋼管については、発電用原子力設備規格 設計・建設規格（JSME S NC1）のクラス 3 機器の規定を適用して評価を行う。なお、海水のみを内包する鋼管についても、クラス 3 機器に準じて評価を行う。

ポリエチレン管は ISO 規格または JWWA 規格に準拠したものを、適用範囲内で使用することで、構造強度を有すると評価する。また、耐圧ホース、伸縮継手については、製造者仕様範囲内の圧力及び温度で使用することで構造強度を有すると評価する。なお、ALPS 処理水希釈放出設備におけるポリエチレン管、耐圧ホース及び伸縮継手の環境条件（最高使用温度・最高使用圧力）は以下のとおりであり、当該条件を満足する管を選定する。

表－ 1 ポリエチレン管、耐圧ホース及び伸縮継手の環境条件

管の種類	使用箇所	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)
ポリエチレン管	受入配管	0.98	40
	循環配管	0.49/0.98	40
	移送配管	0.49/0.60/0.98	40
耐圧ホース	受入配管	0.98	40
	循環配管	0.49	40
	移送配管	0.49	40
伸縮継手	循環配管	0.49/0.98	40
	移送配管	0.49/0.60/0.98	40
	海水配管	0.60	40

1.2 耐震性の基本方針

ALPS 処理水希釈放出設備は、2021 年 9 月 8 日の原子力規制委員会で示された耐震設計の考え方を踏まえ、その安全機能が喪失した場合における公衆への放射線影響を評価した結果、直接線・スカイシャイン線による外部被ばく線量と、漏えいした ALPS 処理水の一部が蒸発して大気中に移行した場合の内部被ばく線量を合わせたとしても、その実効線量は $1\mu\text{Sv}$ 未満と評価されることから、耐震 C クラスと位置付けられる。

ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設は、耐震 C クラスの設備に要求される地震動に対して必要な強度を確保する。耐震性の評価においては、表-2 のとおり、原則、構築物（間接支持構造物含む）は 1.0Ci、機器は 1.2Ci の水平方向設計震度を適用する。また、主要な機器及び鋼管の耐震性を評価するにあたっては、原子力発電所耐震設計技術規程（JEAC4601）等に準拠して構造強度評価を行うことを基本とするが、評価手法、評価基準について実態に合わせたものを採用する。なお、ALPS 処理水希釈放出設備に使用する耐圧ホース、ポリエチレン管等については、材料の可撓性により耐震性を確保する。

表-2 設備重要度による耐震クラス分類

設備	耐震クラス
	C
(1) 測定・確認用設備	測定・確認用タンク 基礎外周堰 ^{※1} 循環ポンプ 主配管 ^{※2}
(2) 移送設備	ALPS 処理水移送ポンプ 主配管 ^{※2}
(3) 希釈設備	海水移送ポンプ 海水配管ヘッド 主配管 ^{※2} 放水立坑（上流水槽） ^{※3}
(4) 放水設備 ^{※3}	放水立坑（下流水槽） 放水トンネル 放水口

※1：B クラスの構築物に要求される水平方向設計震度に対して評価を実施する

※2：鋼管（弁含む）について定ピッチスパン法で評価されるサポート間隔とする

※3：詳細は、添付資料-5 放水立坑（上流水槽）および放水設備の設計に関する説明書を参照

2. 構造強度評価の方法・結果

2.1 主配管（海水配管ヘッダ除く鋼管）

構造評価箇所を図-1～図-5に示す。

記号凡例

PE：ポリエチレン管
ホース

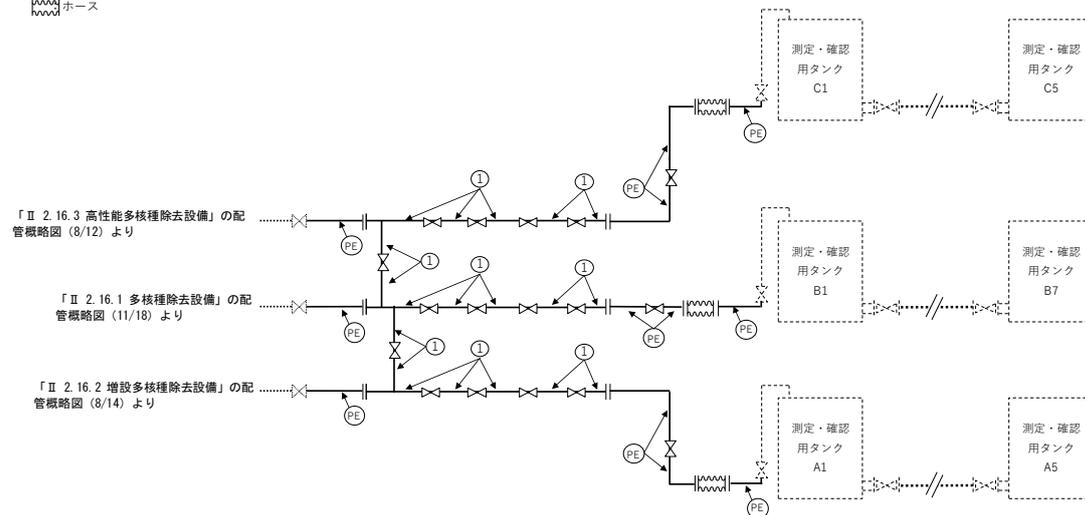


図-1 配管概略図 (1 / 5)

(測定・確認用設備)

記号凡例

- PE : ポリエチレン管
- E : 伸縮継手
- F : 流量計
- 🌀 : ホース

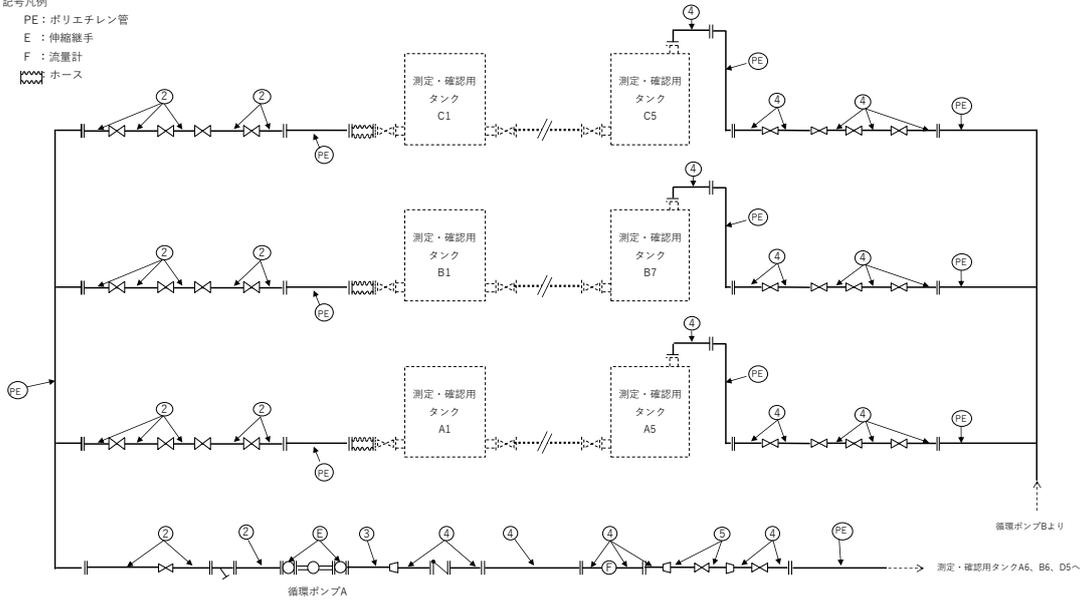


図-2 配管概略図 (2 / 5)
(測定・確認用設備)

記号凡例

- PE : ポリエチレン管
- E : 伸縮継手
- F : 流量計
- 🌀 : ホース

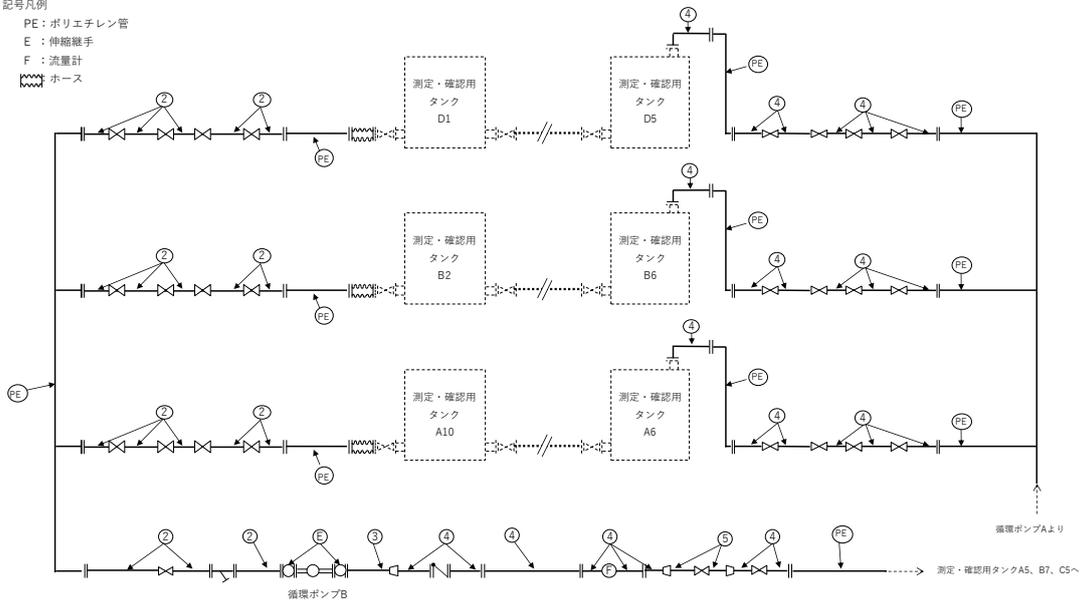


図-3 配管概略図 (3 / 5)
(測定・確認用設備)

記号凡例
 PE : ポリエチレン管
 E : 伸縮継手
 F : 流量計
 R : 放射線モニタ
 : ホース

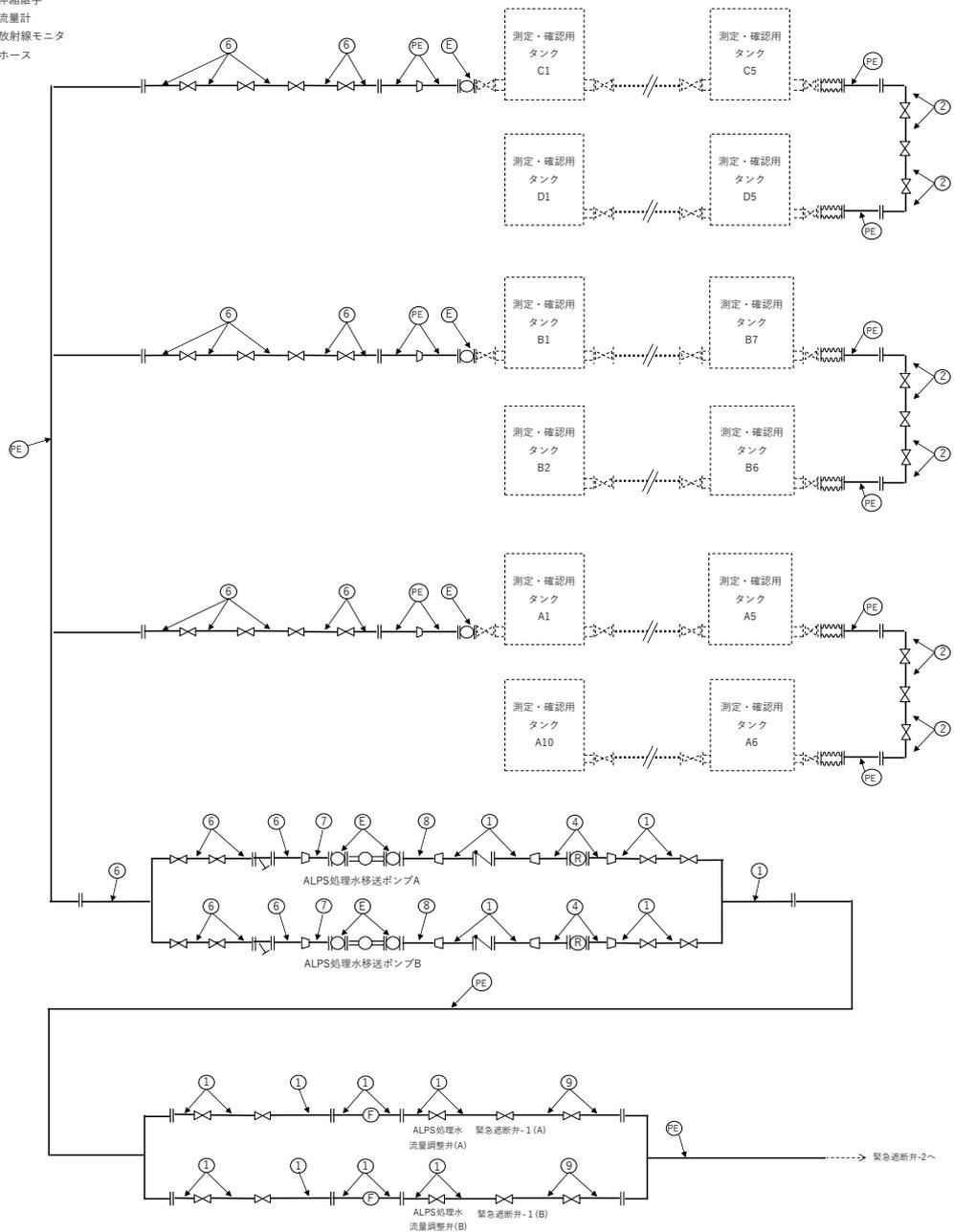
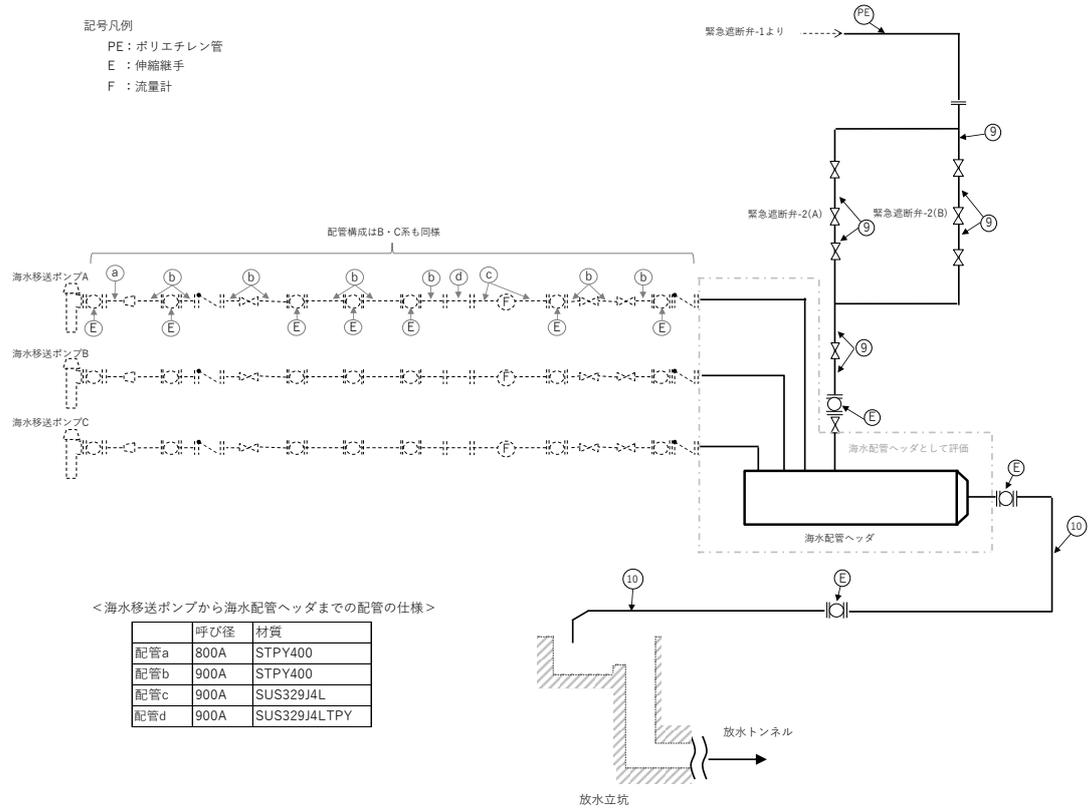


図-4 配管概略図 (4 / 5)
 (移送設備)



図－5 配管概略図（5 / 5）
（移送設備，希積設備）

2.2 評価方法

鋼管の最小厚さが設計・建設規格 PPD-3411 式 (PPD-1.3) または設計・建設規格 PPD-3411 (3) の表 PPD-3411-1 によって求められる必要厚さを満足することを確認する。

管の必要厚さは次に掲げる値のいずれか大きい方の値とする。

a. 内面に圧力を受ける管

$$\text{管の計算上必要な厚さ： } t = \frac{PD_0}{2S\eta + 0.8P}$$

P : 最高使用圧力 (MPa)

D_0 : 管の外径 (mm)

S : 最高使用温度における材料の許容引張応力 (MPa)

η : 長手継手の効率

b. 炭素鋼鋼管の設計・建設規格上必要な最小必要厚さ： t_r

設計・建設規格 PPD-3411 (3) の表 PPD-3411-1 より求めた値

2.3 評価結果

評価結果を表-3に示す。必要厚さを満足しており、十分な構造強度を有していると評価している。

表-3 主配管（海水配管ヘッド除く鋼管）の構造強度評価結果

評価機器	外径 (mm)	材質	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	必要厚さ (mm)	最小厚さ (mm)
配管①	114.3	SUS316LTP	0.98	40	0.48	3.50
配管②	216.3	SUS316LTP	0.49	40	0.46	5.68
配管③	139.8	SUS316LTP	0.98	40	0.59	4.37
配管④	165.2	SUS316LTP	0.98	40	0.69	4.37
配管⑤	216.3	SUS316LTP	0.98	40	0.91	5.68
配管⑥	165.2	SUS316LTP	0.49	40	0.35	4.37
配管⑦	89.1	SUS316LTP	0.49	40	0.19	3.50
配管⑧	48.6	SUS316LTP	0.98	40	0.21	2.50
配管⑨	114.3	SUS316LTP	0.60	40	0.30	3.50
配管⑩	1828.8	SM400B	0.60	40	9.11	14.20

3. 主配管（海水配管ヘッド）

構造強度評価箇所を図-6に示す。

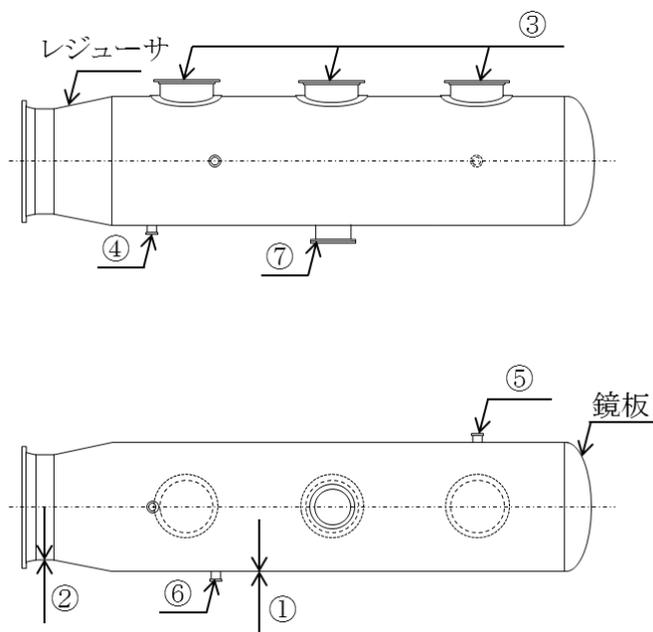


図-6 海水配管ヘッドの構造強度評価箇所

3.1 直管部

3.1.1 構造強度評価方法

鋼管の最小厚さが設計・建設規格 PPD-3411 式(PPD-1.3)または設計・建設規格 PPD-3411(3)の表 PPD-3411-1 によって求められる必要厚さを満足することを確認する。

管の必要厚さは次に掲げる値のいずれか大きい方の値とする。

a. 内面に圧力を受ける管

$$\text{管の計算上必要な厚さ} : t = \frac{PD_0}{2S\eta + 0.8P}$$

P : 最高使用圧力(MPa)

D_0 : 管の外径(mm)

S : 最高使用温度における材料の許容引張応力(MPa)

η : 長手継手の効率

b. 炭素鋼鋼管の設計・建設規格上必要な最小必要厚さ : t_r

設計・建設規格 PPD-3411(3)の表 PPD-3411-1 より求めた値

3.1.2 構造強度評価結果

評価結果を表-4に示す。必要厚さを満足しており、十分な構造強度を有していると評価している。

表-4 海水配管ヘッダの直管部の構造強度評価結果

評価部位	外径(mm)	材質	最高使用圧力(MPa)	最高使用温度(°C)	必要厚さ(mm)	最小厚さ(mm)
①主管	2235.2	SM400B	0.60	40	11.14	14.20
②出口管	1828.8	SM400B	0.60	40	9.11	14.20
③海水ノズル管	914.4	SM400B	0.60	40	4.56	14.20
④ALPS処理水注入管	114.3	STPG370	0.60	40	3.40	5.25
⑤ベント管	114.3	STPG370	0.60	40	3.40	5.25
⑥ドレン管	114.3	STPG370	0.60	40	3.40	5.25
⑦点検用マンホール	609.6	SM400B	0.60	40	3.80	14.20

3.2 レジューサ

3.2.1 構造強度評価方法

レジューサの最小厚さが設計・建設規格 PPD-3415.1 式(PPD-1.8 および PPD-1.9)によって求められる必要厚さを満足することを確認する。

レジューサの必要厚さは次に掲げる値のいずれか大きい方の値とする。

a. 円すいの部分

$$\text{計算上必要な厚さ: } t = \frac{PD_i}{2\cos\theta(S\eta - 0.6P)}$$

P : 最高使用圧力 (MPa)

D_i : 円すいの部分がすその丸みの部分に接続する部分の軸に垂直な断面の内径 (mm)

θ : 円すいの頂角の 2 分の 1 (度)

S : 最高使用温度における材料の許容引張応力 (MPa)

η : 長手継手の効率

b. すその丸みの部分

$$\text{計算上必要な厚さ: } t = \frac{PD_iW}{4\cos\theta(S\eta - 0.1P)}$$

$$\text{ただし, } W = \frac{1}{4} \left(3 + \sqrt{\frac{D_i}{2r\cos\theta}} \right)$$

D_i : 円すいの部分がすその丸みの部分に接続する部分の軸に垂直な断面の内径 (mm)

θ : 円すいの頂角の 2 分の 1 (度)

S : 最高使用温度における材料の許容引張応力 (MPa)

η : 長手継手の効率

r : 円すいのすその丸みの部分の内半径 (mm)

3.2.2 構造強度評価結果

評価結果を表－5に示す。必要厚さを満足しており、十分な構造強度を有していると評価している。

表－5 レジューサの構造強度評価結果

評価 機器	評価 部位	材質	最高使用 圧力(MPa)	最高使用 温度(°C)	必要厚さ (mm)	最小厚さ (mm)
海水配管 ヘッド	レジューサ	SM400B	0.60	40	11.31	14.20

3.3 鏡板

海水配管ヘッドの鏡板の形状は設計・建設規格 PPD-3415.2(1)の条件より、さら形鏡板である。

3.3.1 構造強度評価方法

海水配管ヘッドの鏡板の最小厚さが設計・建設規格 PPD-3415.2式(PPD-1.12)によって求められる必要厚さを満足することを確認する。

鏡板の必要厚さは次に掲げる値とする。

$$\text{計算上必要な厚さ: } t = \frac{PRW}{2S\eta - 0.2P}$$

$$\text{ただし, } W = \frac{1}{4} \left(3 + \sqrt{\frac{R}{r}} \right)$$

P : 最高使用圧力(MPa)

R : 鏡板の中央部の内半径 (mm)

S : 最高使用温度における材料の許容引張応力(MPa)

η : 長手継手の効率

r : さら形鏡板のすみの丸みの内半径 (mm)

3.3.2 構造強度評価結果

評価結果を表－6に示す。必要厚さを満足しており、十分な構造強度を有していると評価している。

表－6 鏡板の構造強度評価結果

評価 機器	評価 部位	材質	最高使用 圧力(MPa)	最高使用 温度(°C)	必要厚さ (mm)	最小厚さ (mm)
海水配管ヘッド	鏡板	SM400B	0.60	40	10.19	13.40

3.4 穴の補強

3.4.1 構造強度評価方法

海水配管ヘッドに設ける穴の補強の要否を設計・建設規格 PPD-3422 により評価し、穴の補強が必要な場合は、設計・建設規格 PPD-3424(1)によって求められる必要面積を満足することを確認する。

海水配管ヘッドに設ける穴は、設計・建設規格 PPD-3422 によって求められるいずれの穴径を超えるため、穴の補強計算を実施する。

- (1) 穴の径が 64mm 以下で、かつ、管の内径の 1/4 以下の穴径
- (2) (1)に掲げるものを除き、穴の径が 200mm 以下で、かつ、図 PPD-3422-1 および図 PPD-3422-2 により求めた d の値以下の穴径

補強が必要となった穴に関して補強に必要な面積に対して、補強に有効な総面積が満足していることを確認する。

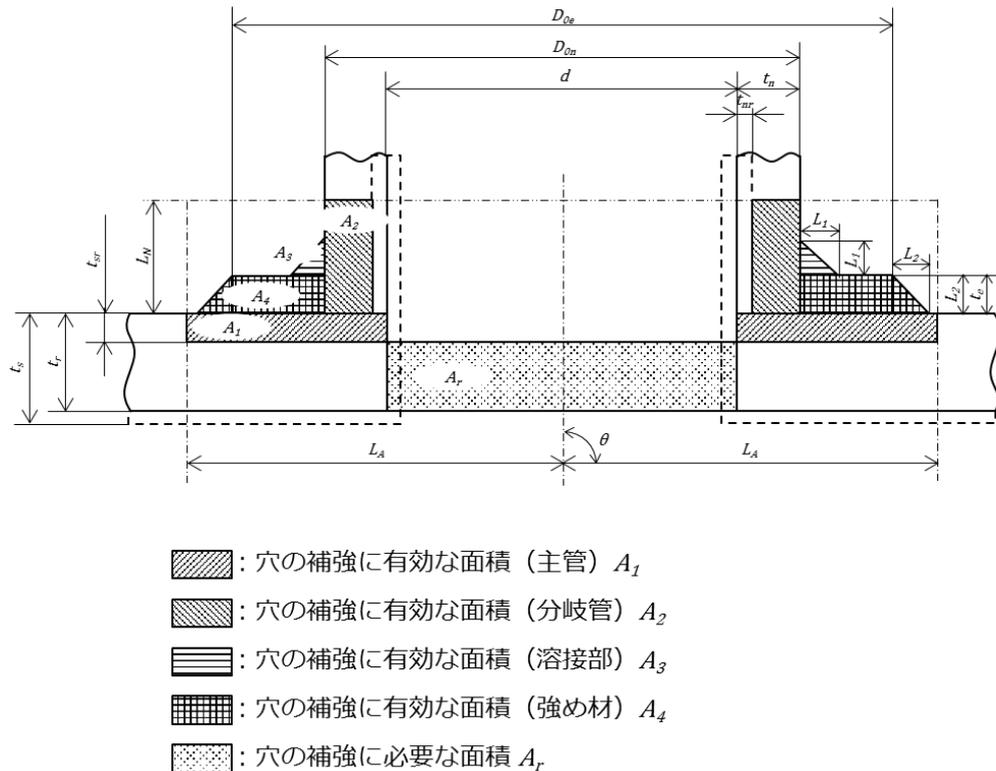


図-7 管台の取り付け形式

穴の補強に必要な面積： $A_r = 1.07 \cdot d \cdot t_{r3} \cdot (2 - \sin\theta)$

d : 穴の径 (mm)

t_{r3} : PPD-3411 の規定により必要とされる厚さ (mm)

θ : 分岐管の中心線と主管の中心線との交角 (度)

穴の補強に有効な総面積： $A_0 = A_1 + A_2 + A_3 + A_4$

穴の補強に有効な主管部の面積： $A_1 = (\eta \cdot t_s - F \cdot t_{sr}) \cdot (2 \cdot L_A - d)$

穴の補強に有効な管台部の面積： $A_2 = 2 \cdot (t_n - t_{nr}) \cdot \operatorname{cosec}\theta \cdot L_N \cdot \frac{S_n}{S_s}$

穴の補強に有効なすみ肉部の面積： $A_3 = (L_1)^2 \cdot \sin\theta \cdot \frac{S_e}{S_s}$

穴の補強に有効な強め材の面積： $A_4 = (D_{0e} - D_{0n} \cdot \operatorname{cosec}\theta) \cdot t_e \cdot \frac{S_e}{S_s} + (L_2)^2 \cdot \frac{S_e}{S_s}$

η : 継手の効率

t_s : 主管の厚さ (mm)

t_{sr} : 主管の計算上必要な厚さ (mm)

t_n : 管台の厚さ (mm)

t_{nr} : 管台の計算上必要な厚さ (mm)

t_e : 強め材の最小厚さ (mm)

L_A : 穴の中心線に平行な直線で区切られる補強に有効な範囲 (mm)

L_N : 主管の面に平行な線に区切られる補強に有効な範囲 (mm)

S_n : 管台の材料の最高使用温度における許容引張応力 (MPa)

S_s : 主管の材料の最高使用温度における許容引張応力 (MPa)

S_e : 強め材の材料の最高使用温度における許容引張応力 (MPa)

L_1 : 管台のすみ肉部の脚長又は管台補強部の短辺長さ (mm)

L_2 : 強め材のすみ肉部の脚長 (mm)

D_{0n} : 管台の外径 (mm)

D_{0e} : 強め材の外径 (mm)

d : 断面に現れる穴の径 (mm)

θ : 分岐管の中心線と主管の中心線との交角 (度)

F : 図 PPD-3424-1 により求めた値

3.4.2 構造強度評価結果

評価結果を表ー7に示す。補強に有効な総面積が必要な面積を満足しており、十分な構造強度を有していると評価している。

表ー7 穴の補強の構造強度評価結果

評価 機器	評価 部位	管台口径	評価部位	Ar (mm ²)	A ₀ (mm ²)
海水配管 ヘッド	③海水ノズル管	900A	管台	6.35×10^3	1.33×10^4
	④ALPS 処理水注入管	100A	管台	7.44×10^2	2.47×10^3
	⑤ベント管	100A	管台	7.44×10^2	2.47×10^3
	⑥ドレン管	100A	管台	7.44×10^2	2.47×10^3
	⑦点検用マンホール	600A	管台	4.17×10^3	8.35×10^3

3.5 強め材の取り付け強さ

3.5.1 構造強度評価方法

設計・建設規格 PPD-3424(8)によって求めた溶接部の負うべき荷重を評価し、溶接部の強度が十分であることを確認する。

$$\text{溶接部の負うべき荷重} : W = d \cdot t_{sr} \cdot S_s - (\eta \cdot t_s - F \cdot t_{sr}) \cdot (2 \cdot L_A - d) \cdot S_s$$

d : 断面に現れる穴の径 (mm)

t_s : 主管の厚さ (mm)

t_{sr} : 主管の計算上必要な厚さ (mm)

S_s : 主管の材料の最高使用温度における許容引張応力 (MPa)

η : 継手の効率

F : 図 PPD-3424-1 により求めた値

L_A : 穴の中心線に平行な直線で区切られる補強に有効な範囲 (mm)

3.5.2 構造強度評価結果

評価結果を表-8に示す。溶接部の負うべき荷重が0以下であることから、溶接部の強度は十分であると評価している。

表-8 強め材の取り付け強さの構造強度評価結果

評価機器	評価部位	管台口径	評価部位	W (N)
海水配管 ヘッダ	③海水ノズル管	900A	管台	-7.26×10^4
	④ALPS 処理水注入管	100A	管台	-8.51×10^3
	⑤ベント管	100A	管台	-8.51×10^3
	⑥ドレン管	100A	管台	-8.51×10^3
	⑦点検用マンホール	600A	管台	-4.76×10^4

4. 耐震クラス分類に関する考え方

ALPS 処理水希釈放出設備は、その安全機能が喪失した場合における公衆への放射線影響を評価した結果、直接線・スカイシャイン線による外部被ばく線量と、漏えいした ALPS 処理水の一部が蒸発して大気中に移行した場合の内部被ばく線量を合わせたとしても、その実効線量は $1\mu\text{Sv}$ 未満であることから、耐震 C クラスと位置付けられる。

4.1 機能喪失による公衆への放射線影響の程度について

ALPS 処理水希釈放出設備の測定・確認用タンクについて、機能喪失による公衆への放射線影響を確認するため、線量評価を実施した。評価条件については、「II 2.5 汚染水処理設備等」添付資料-12 別紙-7 に記載の評価条件に準じ、多核種処理済水の分析結果（平成 25 年 7 月）をタンク内保有水の放射能濃度として設定する*。

※：測定・確認用タンクにトリチウム以外の放射性核種の告示濃度比総和 1 以上の水が混水することを防止するために、以下の設計、運用上の対策を行う。

- ・測定・確認用タンクへの移送に使用する配管は、多核種除去設備等の移送配管であり、配管構成上、Sr 処理水等が混水する可能性はない。
- ・多核種除去設備等の移送配管を使用し、至近に移送を行った G1 エリアタンクの放射能濃度は、トリチウム以外の放射性核種*の告示濃度比総和が 1 未満であることを確認している。
- ・ALPS 処理水希釈放出設備の測定・確認用タンクには、多核種除去設備等のサンプルタンク、または多核種処理水貯槽にてトリチウム以外の放射性核種*の告示濃度比総和が 1 未満であることを確認または評価した水の移送を行う。

※：Cs-134, Cs-137, Sr-90, Co-60, Sb-125, Ru-106, I-129 の 7 核種

4.1.1 漏えい水の直接線・スカイシャイン線による被ばく評価

地震によるタンクの滑動等により連結管等が損傷し、測定・確認用タンクの貯留水全てがタンク外に漏えいしたことを想定する。タンク群と体積・高さが同じとなる 1 つの大型円柱形上で存在し続けると仮定した場合、最寄りの線量評価点 (No. 70) における直接線・スカイシャイン線による被ばく量は $1\mu\text{Sv/y}$ 未満であり、公衆への放射線影響は殆ど無い。

4.1.2 漏えい水の気中移行による被ばく評価

地震によるタンクの滑動等により連結管等が損傷し、測定・確認用タンクの基礎外周堰の貯留可能面積全域に漏えい水が広がり、トリチウムを含む漏えい水から蒸発した水蒸気が拡散したことを想定する。漏えい水の回収に 2 週間を要したと仮定した場合の、最寄り線量評価点 (No. 70) に居住する住民が呼吸により摂取したトリチウムによる内部被ばく量は $1\mu\text{Sv}$ 未満であり、公衆への放射線影響は殆ど無い。

4.2 機動的対応等の影響を緩和する措置について

ALPS 処理水希釈放出設備の測定・確認用タンクは、可撓性のある連結管にてタンク間を連結し、連結弁は基本的に開として運用を行う。地震により ALPS 処理水希釈放出設備から ALPS 処理水が漏えいするおそれがある場合又は漏えいした場合を想定し、漏えいの拡大による敷地外への影響を防止又は緩和するため、以下の対策を講じる。

- ・震度 5 弱以上の地震発生時、免震重要棟集中監視室からの遠隔操作により海洋放出を停止するとともに、測定・確認用設備の出口側電動弁を閉とし、タンク水位による漏えい確認を実施するとともに、屋外の ALPS 処理水移送配管を含む全ての設備の重点パトロールを行い、設備の異常の有無を確認する。
- ・地震により耐震 C クラスのタンク等が損傷し、貯留水が敷地外へ著しく漏えいすることを防止するために基礎外周堰を設置する。当該堰については、B クラスの構築物に要求される水平方向設計震度に対して、必要な強度を確保する。
- ・貯留水が漏えいし、基礎外周堰内に滞った場合には、仮設ポンプ、高圧吸引車等にて漏えい水の回収を行う。回収した漏えい水は、健全なタンク、建屋に排水を行う。
- ・ALPS 処理水の移送配管については、排水路から可能な限り離隔するとともに、移送配管に使用するポリエチレン管は、ポリエチレン管の外側に外装管（接合部は防水カバー）を取り付けることで、漏えい拡大を防止する施工を行う。

以上

ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設に係る確認事項

ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設に係る主要な確認事項を表－ 1 ～ 7 に示す。

表－ 1 確認事項（循環ポンプ，ALPS 処理水移送ポンプ，攪拌機器，海水移送ポンプ）

確認事項	確認項目	確認内容	判定基準
構造強度 ・耐震性	外観確認	各部の外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。
	据付確認	機器の据付状態について確認する。	実施計画のとおり施工・据付けられていること。
	漏えい確認 ^{※1}	運転圧力で耐圧部分からの漏えいの有無を確認する。	耐圧部から著しい漏えいがないこと。

※1：攪拌機器については，測定・確認用タンクの水中に設置されるプロペラ羽の回転機器であり，漏えい確認部位が無いことから対象外とする。

海水移送ポンプについては，現地では実施可能な範囲とし，必要に応じて品質記録を確認する。

表-2-1 確認事項（主配管（鋼管））

確認事項	確認項目	確認内容	判定基準
構造強度 ・耐震性	材料確認	実施計画に記載した主な材料について記録を確認する。	実施計画のとおりであること。
	寸法確認	実施計画に記載した外径、厚さについて記録を確認する。	実施計画のとおりであること。
	外観確認※1	各部の外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。
	据付確認※1	配管の据付状態について確認する。	実施計画のとおり施工・据付けられていること。
	耐圧・漏えい確認※1	最高使用圧力の 1.25 倍で一定時間保持後、同圧力に耐えていること、また、耐圧部からの漏えいがないことを確認する。	最高使用圧力の 1.25 倍に耐え、かつ異常のないこと。また、耐圧部から漏えいがないこと。

※1：現地では実施可能な範囲とし、必要に応じて品質記録を確認する。

表-2-2 確認事項（主配管（ポリエチレン管））

確認事項	確認項目	確認内容	判定基準
構造強度 ・耐震性	材料確認	実施計画に記載した主な材料について記録を確認する。	実施計画のとおりであること。
	寸法確認	実施計画に記載した外径について記録を確認する。	実施計画のとおりであること。
	外観確認※1	各部の外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。
	据付確認※1	配管の据付状態について確認する。	実施計画のとおり施工・据付けられていること。
	耐圧・漏えい確認※1	製品の最高使用圧力以上で一定時間保持後、同圧力に耐えていること、また、耐圧部からの漏えいがないことを確認する。	製品の最高使用圧力に耐え、かつ異常のないこと。また、耐圧部から漏えいがないこと。

※1：現地では実施可能な範囲とし、必要に応じて品質記録を確認する。

表-2-3 確認事項（主配管（耐圧ホース））

確認事項	確認項目	確認内容	判定基準
構造強度 ・耐震性	材料確認	実施計画に記載した主な材料について記録を確認する。	実施計画のとおりであること。
	寸法確認	実施計画に記載した外径について記録を確認する。	実施計画のとおりであること。
	外観確認※1	各部の外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。
	据付確認※1	配管の据付状態について確認する。	実施計画のとおり施工・据付けられていること。
	耐圧・漏えい確認※1	最高使用圧力の 1.25 倍で一定時間保持後、同圧力に耐えていること、耐圧確認終了後、耐圧部分からの漏えいの有無も確認する。	最高使用圧力の 1.25 倍に耐え、かつ異常のないこと。また、耐圧部から漏えいがないこと。

※1：現地では実施可能な範囲とし、必要に応じて品質記録を確認する。

表-2-4 確認事項（主配管（伸縮継手））

確認事項	確認項目	確認内容	判定基準
構造強度 ・耐震性	材料確認	実施計画に記載した主な材料について記録を確認する。	実施計画のとおりであること。
	寸法確認	実施計画に記載した外径について記録を確認する。	実施計画のとおりであること。
	外観確認※1	各部の外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。
	据付確認※1	配管の据付状態について確認する。	実施計画のとおり施工・据付けられていること。
	耐圧・漏えい確認※1	最高使用圧力の 1.25 倍で一定時間保持後、同圧力に耐えていること、また、耐圧部からの漏えいがないことを確認する。	最高使用圧力の 1.25 倍に耐え、かつ異常のないこと。また、耐圧部から漏えいがないこと。

※1：現地では実施可能な範囲とし、必要に応じて品質記録を確認する。

表-3-1 確認事項（漏えい検出装置及び警報装置）

確認事項	確認項目	確認内容	判定基準
構造強度	外観確認	各部の外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。
	据付確認	装置の据付位置，据付状態について確認する。	実施計画のとおり施工・据付けられていること。
機能	漏えい警報確認	漏えいの信号により警報が発生することを確認する。	漏えいの信号により警報が発生すること。

表-3-2 確認事項（ALPS 処理水流量計，海水流量計）

確認事項	確認項目	確認内容	判定基準
構造強度	外観確認	各部の外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。
	据付確認	装置の据付位置，据付状態について確認する。	実施計画のとおり施工・据付けられていること。
性能	性能校正確認	基準入力に対して流量計の指示値が正しいことを確認する。	流量計指示値が許容範囲内であること。

表-3-3 確認事項（放射線モニタ）

確認事項	確認項目	確認内容	判定基準
構造強度	外観確認	各部の外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。
	据付確認	装置の据付位置, 据付状態について確認する。	実施計画のとおり施工・据付けられていること。
機能	警報確認	レベル「高」※1の信号により警報が発生することを確認する。	レベル「高」※1の信号により警報が発生すること。
性能	線源校正確認	標準線源を用いて基準計数率を測定する。	基準計数率に対する測定値が許容範囲内であること。
	校正確認	基準入力に対して放射線モニタの指示値が正しいことを確認する。	放射線モニタ指示値が許容範囲内であること。

※1：放射線モニタにより信号名称は異なる。

表-4-1 確認事項（測定・確認用タンク）※1

確認事項	確認項目	確認内容	判定基準
構造強度・耐震性	材料確認	使用材料を材料証明書により確認する。連結管・連結弁については、納品記録、製品仕様にて確認する。	実施計画に記載の材料が使用されていること。連結管及び連結弁は製品仕様（最高使用圧力）がタンクの水頭圧以上であること。
	寸法確認	主要寸法（板厚，内径，高さ）を確認する。	実施計画の記載とおりのこと。
	外観確認	タンク本体（塗装状態含む），連結管・連結弁の外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。
	据付確認	組立状態及び据付状態を確認する。	組立状態及び据付状態に異常がないこと。
		タンク基礎の不陸について確認する。	異常な不陸がないこと。
	耐圧・漏えい確認	設計・建設規格に基づき耐圧・漏えい試験を行う。	各部からの有意な漏えいおよび水位の低下がないこと。
	地盤支持力確認	支持力試験にてタンク基礎の地盤支持力を確認する。	必要な支持力を有していること。
機能・性能	警報確認	液位「高高」側※2の信号により警報が発生することを確認する。	液位「高高」側※2の信号により警報が発生すること。
	寸法確認※3	基礎外周堰の堰内容量を確認する。	必要容量に相当する堰内容量があること。
	外観確認	基礎外周堰の外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。
	貯留機能	漏えいなく貯留できることを確認する。	タンク及び附属設備（連結管，連結弁，マンホール，ドレン弁）に漏えいがないこと。

※1：「Ⅱ 2.5 汚染水処理設備等」（使用前検査終了済み）と兼用するため，過去の記録を確認する。

※2：タンクにより信号名称は異なる。

※3：「Ⅱ 2.5 添付資料-12 別紙-6 表-2」の設置場所：K4に記載の堰内容量を確認する。

表-4-2 確認事項（測定・確認用タンク入口配管（鋼管））※¹

確認事項	確認項目	確認内容	判定基準
構造強度 ・耐震性	材料確認	実施計画に記載した主な材料について、材料証明書または納品書により確認する。	実施計画の記載とおりであること。
	寸法確認	実施計画に記載した主要寸法について、材料証明書または納品書により確認する。	実施計画の記載とおりであること。
	外観確認	各部の外観について、立会いまたは記録により確認する。	有意な欠陥がないこと。
	据付確認	機器が図面のとおり据付ていることを立会いまたは記録により確認する。	図面のとおり施工・据付ていること。
	耐圧・ 漏えい確認 <small>注1</small>	①最高使用圧力の1.5倍で一定時間保持後、同圧力に耐えていること、また、耐圧部からの漏えいがないことを立会いまたは記録により確認する。	②運転圧力で耐圧部からの漏えいがないことを立会いまたは記録により確認する。 ※ ²
			耐圧部から漏えいがないこと。
機能・性能	通水確認	通水ができることを確認する。	通水ができること。

※¹：「Ⅱ 2.5 汚染水処理設備等」（使用前検査終了済み）と兼用するため、過去の記録を確認する。

※²：運転圧力による耐圧部の漏えい検査が実施できない配管フランジ部については、トルク確認等の代替検査を実施する。

注1：耐圧漏えい確認は、①②のいずれかとする。

表－5 確認事項（放水立坑（上流水槽））

確認事項	確認項目	確認内容	判定基準
構造強度 ・耐震性	材料確認	実施計画に記載した材料について、材料証明書または納品書により確認する。	実施計画のとおりであること。
	寸法確認	実施計画に記載した主要寸法（内空）を確認し、必要容積を確保していることを確認する。	実施計画のとおりであること。
	外観確認※1	外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。
	据付・組立確認	部材が図面のとおり据付・組立られていることを立会いまたは記録により確認する。	図面のとおり据付・組立られていること。
	耐圧確認	水槽内の水位を一定時間保持後、圧力に耐えていること、また、耐圧部からの漏えいがないことを立会いまたは記録により確認する。	水圧に耐え、かつ構造物の変形がないこと。また、耐圧部から漏えいがないこと。

※1：現地では実施可能な範囲とし、必要に応じて品質記録を確認する。

表－6 確認事項（放水立坑（下流水槽）、放水トンネル、放水口）

確認事項	確認項目	確認内容	判定基準
構造強度 ・耐震性	材料確認	実施計画に記載した材料について、材料証明書または納品書により確認する。	実施計画のとおりであること。
	寸法確認	実施計画に記載した部材の寸法および主要寸法（内空）を確認する。	実施計画のとおりであること。
	外観確認※1	外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。
	据付・組立確認※2	部材が図面のとおり据付・組立られていることを立会いまたは記録により確認する。	図面のとおり据付・組立られていること。

※1：現地では実施可能な範囲とし、必要に応じて品質記録を確認する。

また、施工途中に放水トンネル内部に海水を充水することから、現地では実施可能な範囲とする。

※2：放水口は、沿岸から1kmの地点に据え付けられていることを記録（位置情報）により確認する。

表-7-1 確認事項（測定・確認用設備）

確認事項	確認項目	確認内容	判定基準
機能・性能	攪拌運転確認	攪拌機器を起動し、タンク内を攪拌していることを確認する。	攪拌機器運転時にタンク水面に水流が発生していること。 電流値が適正範囲内であること。
機能・性能	通水・流量確認 ^{※1}	循環ポンプを起動し、通水できることを確認する。	ポンプについては、140m ³ /h ^{※2} 以上であること。また、異音、異臭、異常振動等がないこと。 配管については、通水できること。

※1：受入配管は、単品での通水確認、据付前の配管内の異物確認並びに締結部のトルク確認にて異常がないことを確認する。

※2：循環攪拌実証試験の実績より設定。

表-7-2 確認事項（移送設備）

確認事項	確認項目	確認内容	判定基準
機能・性能	緊急遮断確認	入力信号に対して緊急遮断弁が動作することを確認する。	動作信号により、緊急遮断弁が動作すること。
機能・性能	通水・流量確認 ^{※1}	ALPS 処理水移送ポンプを起動し、流量調整弁を動作させ、通水できることを確認する。	設定した流量 ^{※2} で制御出来ていること。 ポンプについては、異音、異臭、異常振動等がないこと。 配管については、通水できること。

※1：ALPS 処理水移送ポンプの運転時に通水が確認できない配管は、単品での通水確認、据付前の配管内の異物確認並びに締結部のトルク確認にて異常がないことを確認する。

※2：ALPS 処理水流量は可変であるため、最大19m³/h以内で設定する。

表-7-3 確認事項（希釈設備，放水設備）

確認事項	確認項目	確認内容	判定基準
機能・性能	通水・流量確認	海水移送ポンプを起動し，通水できることを確認する。	ポンプについては，実施計画に記載した容量以上であること。また，異音，異臭，異常振動等がないこと。 配管，放水立坑（上流水槽），放水設備については，通水できること。

別紙-1 測定・確認用タンクの基本仕様

別紙-2 ALPS 処理水希釈放出設備の漏えい検出装置の設置位置

以上

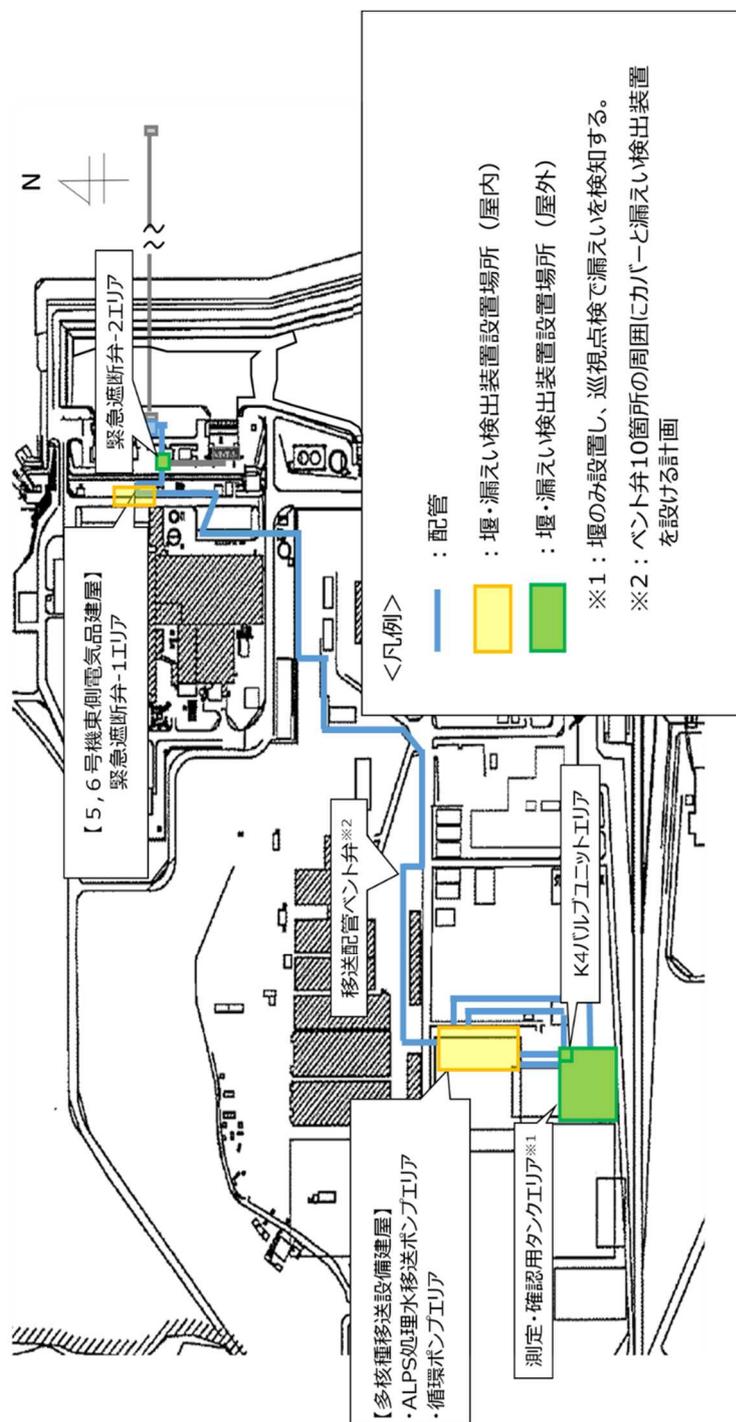
測定・確認用タンクの基本仕様

測定・確認用タンク

タンク容量		m ³	1,000
主要寸法	内 径	mm	10,000
	胴板厚さ	mm	15
	底板厚さ	mm	25
	高 さ	mm	14,565
管台厚さ	100A	mm	8.6
	200A	mm	12.7
	600A	mm	16.0
材料	胴板・底板	—	SS400
	管台	—	STPT410, SS400

	連結管（耐圧ホース（完成品））	連結弁（完成品）
呼 び 径	200A 相当	200A 相当
材 質	EPDM 合成ゴム	FCD450-10
最高使用圧力	1.0MPa	1.0MPa
最高使用温度	50℃	50℃

	入口配管（鋼管）
厚 さ	8.6mm (100A)
材 質	STPT410
最高使用圧力	1.0MPa
最高使用温度	50℃



ALPS 処理水希釈放出設備の漏えい検出装置の設置位置

放水立坑（上流水槽）および放水設備の設計に関する説明書

放水立坑（上流水槽）および放水設備（放水立坑（下流水槽）、放水トンネル、放水口）について、評価を行う。

1. 設計内容

1.1 設計の基本方針

放水立坑（上流水槽）および放水設備は、下記に準拠して評価を行う。

- ・コンクリート標準示方書（設計編；2017年制定）（公社）土木学会
- ・コンクリート標準示方書（設計編；2012年制定）（公社）土木学会
- ・コンクリート標準示方書（構造性能照査編；2002年制定）（公社）土木学会
- ・道路橋示方書・同解説Ⅰ共通編 平成24年（公社）日本道路協会
- ・道路橋示方書・同解説Ⅳ下部構造編 平成24年（公社）日本道路協会
- ・道路橋示方書・同解説Ⅴ耐震設計編 平成24年（公社）日本道路協会
- ・共同溝設計指針 1986年（公社）日本道路協会
- ・水理公式集 2018年（公社）土木学会
- ・プレキャスト式雨水地下貯留施設技術マニュアル（改訂版；2020年）（公財）日本下水道新技術機構
- ・エポキシ樹脂塗装鉄筋を用いる鉄筋コンクリートの設計施工指針（改訂版；2013年）（公社）土木学会
- ・火力・原子力発電所土木構造物の設計（増補改訂版）（一社）電力土木技術協会
- ・トンネル標準示方書〔共通編〕・同解説/〔シールド工法編〕・同解説（2016年制定）（公社）土木学会
- ・トンネル標準示方書〔開削工法〕・同解説（2016年制定）（公社）土木学会
- ・港湾の施設の技術上の基準・同解説 2018年（公社）日本港湾協会
- ・内水圧が作用するトンネル覆工構造設計の手引き（1999年制定）（財団法人）先端建設技術センター
- ・シールド工事用標準セグメント 土木学会・日本下水道協会共編（2001年制定）
- ・土木研究所資料 大規模地下構造物の耐震設計法・ガイドライン（案）-平成4年3月」建設省土木研究所・地震防災部耐震研究所
- ・下水道施設の耐震対策指針と解説-2014年版（公社）日本下水道協会
- ・下水道施設耐震計算例 処理場・ポンプ場編-2015年版（公社）日本下水道協会
- ・下水道施設耐震計算例 管路施設編-2015年版（公社）日本下水道協会

・トンネルライブラリー第 23 号 セグメントの設計【改訂版】～許容応力度設計法から
限界状態設計法まで～（2010 年制定）（公社）土木学会

1.2 耐震性の基本方針

放水設備は、ALPS 処理水希釈放出設備の排水（海水で希釈して、トリチウムを含む全ての放射性核種の告示濃度比総和が 1 を下回った水）を取り扱うことを踏まえ、設備等の機能喪失による公衆への放射線影響の程度により、耐震 C クラスと位置付けられる。そのため、耐震 C クラスの設備に要求される地震力に耐えられる設計とする。

2. 設計の方法

2.1 評価条件

2.1.1 使用材料の許容応力度

放水設備に用いる材料のうち、コンクリートは普通コンクリートとし、設計基準強度は 24N/mm^2 、 30N/mm^2 、 40N/mm^2 、 42N/mm^2 とする。鉄筋はSD345 および鋼はSM490A とする。

各使用材料の許容応力度を表-1～3に示す。

表-1 コンクリートの許容応力度

設計基準強度	長期		短期	
	圧縮 (N/mm^2)	せん断 (N/mm^2)	圧縮 (N/mm^2)	せん断 (N/mm^2)
24	9.0	0.45	13.5	0.675
30	11.0	0.50	16.5	0.750
40	14.0	0.55	21.0	0.825
42	16.0	0.73	24.0	1.095

表-2 鉄筋の許容応力度

使用材料	長期	短期
	圧縮・引張 (N/mm^2)	圧縮・引張 (N/mm^2)
SD345	200	300

表-3 鋼の許容応力度

使用材料	長期	短期
	圧縮・引張 (N/mm^2)	圧縮・引張 (N/mm^2)
SM490A	215	325

2.1.2 土質定数

設計に用いた土質定数を表-4に示す。

表-4 土質定数

層数	土質	単位体積重量 γ (kN/m ²)	粘着力 C (kN/m ²)	内部摩擦角 ϕ (°)	変形係数 E0 (kN/m ²)
1	盛土	18.0	0	30.0	17,700
2	砂岩	18.4	0	38.6	94,400
3	泥岩	17.1	1,500	0	506,000

2.1.3 地下水位

T.P. +2.5m

2.1.4 単位体積重量

設計に用いた材料の単位体積重量を表-4に示す。

表-4 単位体積重量

材料	単位体積重量 (kN/m ³)
鉄筋コンクリート	24.5
鋼	77.0
地盤	表-3 参照

2.1.5 構造物の環境条件

構造物の環境条件は腐食性環境条件とし、ひび割れ幅の限界値は、構造物に応じて $0.035c$ ~ $0.005c$ (mm) で設定する。ただし、 c は純かぶりを示す。

2.1.6 荷重

設計では、長期および短期荷重を考慮する。

躯体に作用する地震力は、原則として震度法により計算する。

$$P=K \cdot W$$

P：地震力

K：設計水平震度

W：躯体重量

2.2 評価方法

表－5の照査を行うことで、供用期間中の健全性が確保されることを確認している。なお、照査項目は、構造物の使用目的に適合するための要求性能を踏まえて設定している。

表－5 放水立坑（上流水槽）および放水設備の照査項目

照査項目		放水立坑 (上流水槽)	放水立坑 (下流水槽)	放水 トンネル (鉄筋コンク リート造)	放水 トンネル (鉄鋼コンク リート造)	放水口	照査内容
長期	構造	○	○	○	○	○	許容応力度 以内である こと
	構造 (波浪)	-	-	○	○	○	許容応力度 以内である こと
	ひび割れ	○	○	○	-	○	ひび割れ幅 が許容ひび 割れ幅以下 であること
	塩害	○	○	○	-	○	鋼材位置の 塩化物イオ ン濃度が鋼 材腐食発生 限界に達し ないこと
	浮上がり	○	○	-	-	○	浮上がりが 生じないこ と
短期		○	○	○	-(※)	○	地震に対し て許容応力 度以内であ ること

(※)放水トンネル（鉄筋コンクリート造）の検討結果より、クリティカルケースが長期荷重を受ける場合であるため、地震に対して許容応力度以内であることの確認は省略。

2.3 評価結果

2.3.1 放水立坑（上流水槽）

放水立坑（上流水槽）の作用応力を許容応力と比較し、作用応力/許容応力の比が最大となる部位の照査結果を表－6に示す。

長期荷重および短期荷重に対して、許容応力度以内であることを確認し、構造を設定している。また、構造物の浮上りが生じないことを確認している。さらに、鉄筋コンクリート製の躯体に生じるひび割れ幅および塩害の照査を実施し、供用期間中の耐久性が確保されることを確認している。

また、一般土木構造物と同様に、点検長期計画に基づき維持管理する。

表－6 放水立坑（上流水槽）の照査結果

検討部位	荷重 ケース	対象材料	応力	作用応力 (N/mm ²)	許容応力 (N/mm ²)	作用応力/ 許容応力
底版	短期	鉄筋	曲げモーメント	108	300	0.36
側壁	短期	鉄筋	曲げモーメント	117	300	0.39
隔壁	短期	鉄筋	曲げモーメント	177	300	0.59
頂版	長期	コンクリート	せん断力	0.14	0.55	0.26

2.3.2 放水立坑（下流水槽）

放水立坑（下流水槽）の作用応力を許容応力と比較し、作用応力/許容応力の比が最大となる部位の照査結果を表－7に示す。

長期荷重および短期荷重に対して、許容応力度以内であることを確認し、構造を設定している。また、構造物の浮上がりが生じないことを確認している。さらに、鉄筋コンクリート製の躯体に生じるひび割れ幅および塩害の照査を実施し、供用期間中の耐久性が確保されることを確認している。

また、一般土木構造物と同様に、点検長期計画に基づき維持管理する。

表－7 放水立坑（下流水槽）の照査結果

検討部位	荷重 ケース	対象材料	応力	作用応力 (N/mm ²)	許容応力 (N/mm ²)	作用応力/ 許容応力
底版	長期	鉄筋	曲げモーメント	98	200	0.49
側壁	長期	鉄筋	曲げモーメント	148	200	0.74

2.3.3 放水トンネル

2.3.3.1 放水トンネル（鉄筋コンクリート造）

放水トンネルの作用応力を許容応力と比較し、作用応力/許容応力の比が最大となる部位の照査結果を表－8に示す。

長期荷重および短期荷重に対して、許容応力度以内であることを確認し、構造を設定している。また、鉄筋コンクリート製の覆工板に生じるひび割れ幅および塩害の照査を実施し、供用期間中の耐久性が確保されることを確認している。

また、一般土木構造物と同様に、点検長期計画に基づき維持管理する。

表－8 放水トンネル（鉄筋コンクリート造）の照査結果

検討部位	荷重 ケース	対象材料	応力	作用応力 (N/mm ²)	許容応力 (N/mm ²)	作用応力/ 許容応力
覆工板 (発進部)	長期	鉄筋	曲げモーメント	78	200	0.39
覆工板 (最深部)	長期	鉄筋	曲げモーメント	91	200	0.46

2.3.3.2 放水トンネル（鉄鋼コンクリート造）

鋼は長期荷重に対し作用応力を許容応力と比較し、作用応力/許容応力の比が最大となる部位の照査結果を表－9に示す。

なお、鉄鋼コンクリート製の覆工板は鋼に防錆塗装を施すため、鋼の腐食代は考慮せず、塩害の照査を省略した。

また、一般土木構造物と同様に、点検長期計画に基づき維持管理する。

表－9 放水トンネル（鉄鋼コンクリート造）の照査結果

検討部位	荷重 ケース	対象材料	応力	作用応力 (N/mm ²)	許容応力 (N/mm ²)	作用応力/ 許容応力
覆工板 (到達部)	長期	鋼	圧縮	92.8	215	0.43

2.3.4 放水口

放水口の作用応力を許容応力と比較し、作用応力/許容応力の比が最大となる部位の照査結果を表-10に示す。

長期荷重および短期荷重に対して、許容応力度以内であることを確認し、構造を設定している。また、構造物の浮上りが生じないことを確認している。さらに、鉄筋コンクリート製の躯体に生じるひび割れ幅および塩害の照査を実施し、供用期間中の耐久性が確保されることを確認している。

また、一般土木構造物と同様に、点検長期計画に基づき維持管理する。

表-10 放水口の照査結果

検討部位	荷重 ケース	対象材料	応力	作用応力 (N/mm ²)	許容応力 (N/mm ²)	作用応力/ 許容応力
底版	長期	コンクリート	せん断力	0.23	0.50	0.46
側壁	長期	コンクリート	せん断力	0.24	0.50	0.48

別紙-1 耐久性照査に関する説明書

別紙-2 浮上り照査に関する説明書

別紙-3 放水立坑（上流水槽）および放水設備（放水立坑（下流水槽）、放水トンネル、放水口）に関する概略図

以上

耐久性照査に関する説明書

放水立坑（上流水槽）および放水設備（放水立坑（下流水槽）、放水トンネル、放水口）について、耐久性照査に関する方法および照査結果を示す。

1. 照査方法

1.1 ひび割れ幅

ひび割れに対する照査は、発生曲げひび割れ幅 w が許容曲げひび割れ幅 w_a 以下であることを確認する。照査式を下記に示す。

$$w / w_a \leq 1.0$$

算定式を以下に示す。

$$w = 1.1k_1k_2k_3 \{4c + 0.7(c_s - \phi)\} \left[\frac{\sigma_{se}}{E_s} \left(\text{または} \frac{\sigma_{pe}}{E_p} \right) + \varepsilon'_{csd} \right]$$

w : 曲げひび割れ幅 (mm)

k_1 : 鉄筋の表面形状がひび割れ幅に及ぼす影響を表す係数 (=1.0)

放水立坑（上流水槽）においては、エポキシ樹脂塗装鉄筋を採用するため 1.1

k_2 : コンクリートの品質がひび割れ幅に及ぼす影響を表す係数

$$k_2 = 15 / (f'c + 20) + 0.7$$

$f'c$: コンクリートの圧縮強度 (N/mm²)

k_3 : 引張鉄筋の段数の影響を表す係数

$$k_3 = 5(n+2) / (7n+8)$$

n : 引張鉄筋の段数

c : かぶり (mm)・・・主鉄筋までのかぶりとする

c_s : 鉄筋の中心間隔 (mm)

ϕ : 引張鉄筋径で、鉄筋の公称径 (mm)

ε'_{csd} : コンクリートの収縮及びクリープ等によるひび割れ幅の増加を考慮するための数値

(鋼材の腐食に対する照査を行う場合、 ε'_{csd} の値は 150×10^{-6} 程度)

σ_{se} : 表面に近い位置にある鉄筋応力度の増加量 (N/mm²)

E_s : 鉄筋のヤング係数 (N/mm²)

1.2 塩害

簡易設計方法により、耐久性の照査を行うこととし、照査の基本的な考え方を以下に示す。

- 与えられた環境条件のもと、塩害の照査を満足するために、かぶりの設計値 C_d と塩化物イオンに対する設計拡散係数 D_d の組合せを適切に設定する。
- 設定した設計拡散係数 D_d 満足させるために、曲げひび割れ幅 w とコンクリートの水セメント比 W/C の組合せを適切に設定する。

なお、準拠基準については、表-1の通りとする。

表-1 設備別準拠基準

設備	準拠基準	備考
放水立坑 (上流水槽)	コンクリート標準示方書（構造性能照査編；2002年制定）	エポキシ樹脂塗装鉄筋を使用するため
放水立坑 (下流水槽)	コンクリート標準示方書（設計編；2017年制定）	
放水トンネル	コンクリート標準示方書（設計編；2017年制定）	
放水口	港湾の施設の技術上の基準・同解説 2018年	

鉄筋位置の塩化物イオン濃度の設計値 C_d を算定し、それが鋼材腐食発生限界濃度 C_{lim} に達していないことを確認する。照査式を下記に示す。

$$\gamma_i \cdot C_d / C_{lim} \leq 1.0$$

γ_i : 構造物係数 (=1.0とする)

C_d : 鉄筋位置における塩化物イオン濃度の設計用値 (kg/m^3)

C_{lim} : 鉄筋腐食発生限界濃度 (kg/m^3)

塩化物イオン濃度 C_d は次式により算定する。

- 放水立坑（上流水槽）

$$C_d = \gamma_{cl} \cdot \left\{ 1 - \operatorname{erf} \left(\frac{0.1}{2\sqrt{t}} \left(\frac{c}{\sqrt{D_d}} + \frac{c_{ep}}{\sqrt{D_{epd}}} \right) \right) \right\}$$

γ_{cl} : C_d のばらつきを考慮した安全係数

D_d : 設計拡散係数

C_{ep} : エポキシ樹脂塗膜厚さの期待値 (mm)

D_{epd} : エポキシ樹脂塗膜内への塩化物イオンの侵入を拡散現象とみなした場合の塩化物イオンに対する見かけの拡散係数の設計用値 ($\text{cm}^2/\text{年}$)。一般に $2.0 \times 10^{-6} \text{cm}^2/\text{年}$ 。

- ・放水立坑（下流水槽），放水トンネル，放水口

$$C_d = \gamma_{cl} \cdot C_0 \cdot \left\{ 1 - \operatorname{erf} \left(\frac{0.1 \cdot C_d}{2 \cdot \sqrt{D_d \cdot t}} \right) \right\} + C_i$$

- γ_{cl} : C_d のばらつきを考慮した安全係数
- C_0 : コンクリート表面における塩化物イオン濃度 (kg/m³)
- D_d : 設計拡散係数

設計拡散係数 D_d は次式で算定する。

- ・放水立坑（上流水槽）

$$D_d = \gamma_c \cdot D_k + \left(\frac{w}{l} \right) \cdot \left(\frac{w}{w_a} \right)^2 \cdot D_0$$

- γ_c : コンクリートの材料係数 (=1.0)
- D_k : コンクリートの塩化物イオンに対する拡散係数特性値 (cm²/年)
- D_0 : コンクリート中の塩化物イオンの移動に及ぼすひび割れの影響を表す係数 (cm²/年) (=200cm²/年)
- w/l : ひび割れ幅とひび割れ間隔の比
- w : ひび割れ幅 (mm)
- w_a : 鋼材の腐食に対するひび割れ幅の限界値 (mm)

- ・放水立坑（下流水槽），放水トンネル，放水口

$$D_d = \gamma_c \cdot D_k + \lambda \cdot \left(\frac{w}{l} \right) \cdot D_0$$

- γ_c : コンクリートの材料係数 (=1.0)
 - D_k : コンクリートの塩化物イオンに対する拡散係数特性値 (cm²/年)
 - D_0 : コンクリート中の塩化物イオンの移動に及ぼすひび割れの影響を表す係数 (cm²/年) (=400cm²/年)
 - w/l : ひび割れ幅とひび割れ間隔の比
 - λ : ひび割れの存在が拡散係数に及ぼすひび割れの影響を表す係数
- かぶりの設計値 c_d は，施工誤差 Δc_e を予め考慮して次式で求める。

$$c_d = c - \Delta c_e$$

- c : 設計図面上のかぶり

コンクリート表面における塩化物イオン濃度 C_0 は、表-2に示す「コンクリート標準示方書」の地域区分と海岸からの距離に基づき設定する。

表-2 コンクリート表面における塩化物イオン濃度 C_0

		飛沫帯	海岸からの距離 (km)				
			汀線付近	0.1	0.25	0.5	1.0
飛来塩分が多い地域	北海道, 東北, 北陸, 沖縄	13.0	9.0	4.5	3.0	2.0	1.5
飛来塩分が少ない地域	関東, 東海, 近畿, 中国, 四国, 九州		4.5	2.5	2.0	1.5	1.0

放水口については、「港湾の施設の技術上の基準・同解説」の下式に基づき設定する。

$$C_0 = -6.0x + 15.1$$

C_0 : 表面塩化物イオン量 (kg/m^3) で $6.0\text{kg}/\text{m}^3$ を下回らないものとする。

x : 海水面 (H. W. L) から部材下面までの距離 (m)

放水口は、水面下に設置することから、 $C_0 = 15.1 \text{ kg}/\text{m}^3$ とする。

鋼材腐食発生限界濃度 C_{lim} は、水セメント比およびセメントの種類に応じて設定する。普通ポルトランドセメントおよび高炉セメント B 種を適用し、 C_{lim} は下式により求める。

・普通ポルトランドセメント

放水立坑 (上流水槽) $C_{lim} = 1.2$

放水立坑 (下流水槽) $C_{lim} = -3.0(W/C) + 3.4$

・高炉セメント B 種 (放水トンネル)

$$C_{lim} = -2.6(W/C) + 3.1$$

放水口は、「港湾の施設の技術上の基準・同解説」に基づき、 $C_{lim} = 2.0\text{kg}/\text{m}^3$ とする。

コンクリートの塩化物イオンに対する拡散係数 D_k は、水セメント比およびセメントの種類に応じて見かけの拡散係数との予測式より求める。普通ポルトランドセメントおよび高炉セメント B 種を適用し、 D_k は下式により求める。

・普通ポルトランドセメント

放水立坑 (上流水槽) $\log_{10} D_k = -3.9(W/C)^2 + 7.2(W/C) - 2.5$

放水立坑 (下流水槽) $\log_{10} D_k = 3.0(W/C) - 1.8$

・高炉セメント B 種

$$\log_{10} D_k = 2.5(W/C) - 1.8$$

耐久性照査に用いる設計条件は表－3の値を用いる。

表－3 耐久性照査に用いる設計条件

		放水立坑 (上流水槽)	放水立坑 (下流水槽)	放水 トンネル	放水口
耐用年数	(年)	30			
セメント種類	-	普通ポルト ランドセメント	普通ポルト ランドセメント	高炉セメン トB種	高炉セメ ントB種
表面 塩化物イオン	C_0 (kg/m ³)	13.0	13.0	9.0	15.1
腐食発生限界 濃度	C_{lim} (kg/m ³)	1.20	1.84	2.19	2.00
拡散係数	D_k (cm ² /年)	0.69	0.58	0.05	0.28
水セメント比	W/C	0.42	0.52	0.35	0.50

2. 照査結果

2.1 ひび割れ幅

2.1.1 放水立坑（上流水槽）

放水立坑（上流水槽）の発生曲げひび割れ幅を許容曲げひび割れ幅と比較し、発生曲げひび割れ幅/許容曲げひび割れ幅の比が最大となる部位の照査結果を表－4に示す。

表－4 放水立坑（上流水槽）の照査結果

検討部位	発生曲げひび割れ幅 (mm)	許容曲げひび割れ幅 (mm)	発生曲げひび割れ幅/ 許容曲げひび割れ幅
底版	0.19	0.27	0.70
側壁	0.20	0.27	0.74
隔壁	0.06	0.27	0.22
頂版	0.04	0.15	0.27

2.1.2 放水立坑（下流水槽）

放水立坑（下流水槽）の発生曲げひび割れ幅を許容曲げひび割れ幅と比較し、発生曲げひび割れ幅/許容曲げひび割れ幅の比が最大となる部位の照査結果を表－5に示す。

表－5 放水立坑（下流水槽）の照査結果

検討部位	発生曲げひび割れ幅 (mm)	許容曲げひび割れ幅 (mm)	発生曲げひび割れ幅/ 許容曲げひび割れ幅
底版	0.34	0.50	0.68
側壁	0.39	0.50	0.78

2.1.3 放水トンネル

放水トンネルの発生曲げひび割れ幅を許容曲げひび割れ幅と比較し、発生曲げひび割れ幅/許容曲げひび割れ幅の比が最大となる部位の照査結果を表－6に示す。

表－6 放水トンネルの照査結果

検討部位	発生曲げひび割れ幅 (mm)	許容曲げひび割れ幅 (mm)	発生曲げひび割れ幅/ 許容曲げひび割れ幅
覆工板 (発進部)	0.14	0.18	0.76
覆工板 (最深部)	0.15	0.18	0.84

2.1.4 放水口

放水口の発生曲げひび割れ幅を許容曲げひび割れ幅と比較し、発生曲げひび割れ幅/許容曲げひび割れ幅の比が最大となる部位の照査結果を表－7に示す。

表－7 放水口の照査結果

検討部位	発生曲げひび割れ幅 (mm)	許容曲げひび割れ幅 (mm)	発生曲げひび割れ幅/ 許容曲げひび割れ幅
底版	0.26	0.40	0.66
側壁	0.30	0.40	0.76

2.2 塩害

2.2.1 放水立坑（上流水槽）

放水立坑（上流水槽）の鉄筋位置における塩化物イオン濃度を鉄筋腐食発生限界濃度と比較し、鉄筋位置における塩化物イオン濃度/鉄筋腐食発生限界濃度の比が最大となる部位の照査結果を表－8に示す。

表－8 放水立坑（上流水槽）の照査結果

検討部位	鉄筋位置における塩化物イオン濃度 (kg/m ³)	鉄筋腐食発生限界濃度 (kg/m ³)	鉄筋位置における塩化物イオン濃度/鉄筋腐食発生限界濃度
底版	0.06	1.20	0.05
側壁	0.06	1.20	0.05
隔壁	0.04	1.20	0.03
頂版	0.16	1.20	0.13

2.2.2 放水立坑（下流水槽）

放水立坑（下流水槽）の鉄筋位置における塩化物イオン濃度を鉄筋腐食発生限界濃度と比較し、鉄筋位置における塩化物イオン濃度/鉄筋腐食発生限界濃度の比が最大となる部位の照査結果を表－9に示す。

表－9 放水立坑（下流水槽）の照査結果

検討部位	鉄筋位置における塩化物イオン濃度 (kg/m ³)	鉄筋腐食発生限界濃度 (kg/m ³)	鉄筋位置における塩化物イオン濃度/鉄筋腐食発生限界濃度
底版	0.94	1.84	0.51
側壁	1.66	1.84	0.90

2.2.3 放水トンネル

検討により求められた放水トンネルにおける塩化物イオン濃度を鉄筋腐食発生限界濃度と比較し、鉄筋位置における塩化物イオン濃度/鉄筋腐食発生限界濃度の比が最大となる部位の照査結果を表-10に示す。

表-10 放水トンネルの照査結果

検討部位	鉄筋位置における塩化物イオン濃度 (kg/m ³)	鉄筋腐食発生限界濃度 (kg/m ³)	鉄筋位置における塩化物イオン濃度/鉄筋腐食発生限界濃度
覆工板 (放水立坑部)	1.81	2.19	0.83
覆工板 (最深部)	2.02	2.19	0.92

2.2.4 放水口

検討により求められた放水口における塩化物イオン濃度を鉄筋腐食発生限界濃度と比較し、鉄筋位置における塩化物イオン濃度/鉄筋腐食発生限界濃度の比が最大となる部位の照査結果を表-11に示す。

表-11 放水口の照査結果

検討部位	鉄筋位置における塩化物イオン濃度 (kg/m ³)	鉄筋腐食発生限界濃度 (kg/m ³)	鉄筋位置における塩化物イオン濃度/鉄筋腐食発生限界濃度
底版	1.93	2.00	0.97
側壁	1.95	2.00	0.98

以上

浮上がり照査に関する説明書

放水立坑（上流水槽）および放水設備（放水立坑（下流水槽）、放水口）について、浮上がり照査に関する方法および照査結果を示す。

1. 照査方法

1.1 算定式

浮上がりの検討について、以下の式にて行う。

$$F_s = W / U$$

$$U = V_w \cdot \gamma_w$$

U : 浮力 (kN)

W : 鉛直荷重 (kN)

V_w : 地下水位以下の容積 (m³)

γ_w : 水(海水) の単位体積重量 (kN/m³)

1.2 検討条件

浮上がりに対する安全率を表－１に示す。

表－１ 浮上がりに対する安全率

水槽内荷重条件 (海水荷重)	供用時
浮上がり安全率	1.20

2. 照査結果

2.1 放水立坑（上流水槽）

放水立坑（上流水槽）の浮上がりの照査結果について、計算値がより厳しい条件での照査結果を表－2に示す。

表－2 放水立坑（上流水槽）の浮上がりに対する照査結果

	常時
計算値	1.48
浮上がり安全率	1.20

2.2 放水立坑（下流水槽）

放水立坑（下流水槽）の浮上がりの照査結果について、計算値がより厳しい条件での照査結果を表－3に示す。

表－3 放水立坑（下流水槽）の浮上がりに対する照査結果

	常時
計算値	1.68
浮上がり安全率	1.20

2.3 放水口

放水口の浮上がりの照査結果について、計算値がより厳しい条件での照査結果を表－4に示す。

表－4 放水口の浮上がりに対する照査結果

	波浪時
計算値	1.99
浮上がり安全率	1.20

以上

放水立坑（上流水槽）および放水設備（放水立坑（下流水槽），放水トンネル，放水口）
に関する概略図

放水立坑（上流水槽）および放水設備（放水立坑（下流水槽），放水トンネル，放水口）
に関する概略図を示す。

1. 放水立坑（上流水槽）

放水立坑（上流水槽）の寸法，据付・組立に関する概略図を図-1～3に示す。

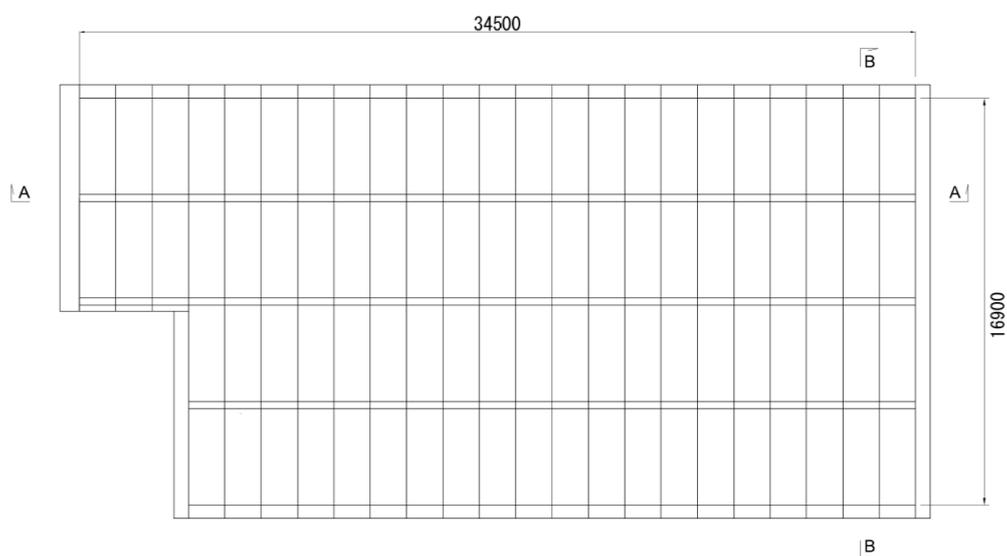


図-1 放水立坑（上流水槽）平面図

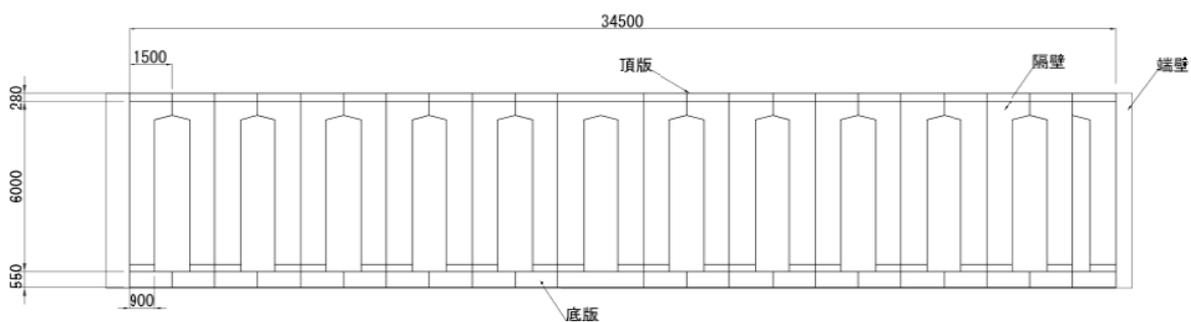
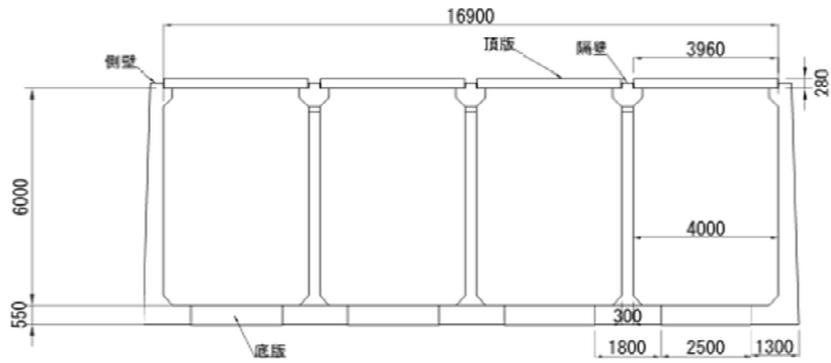


図-2 A-A 断面図

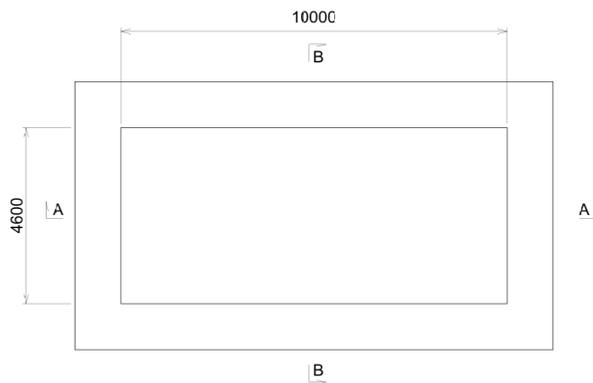


図－3 B-B 断面図

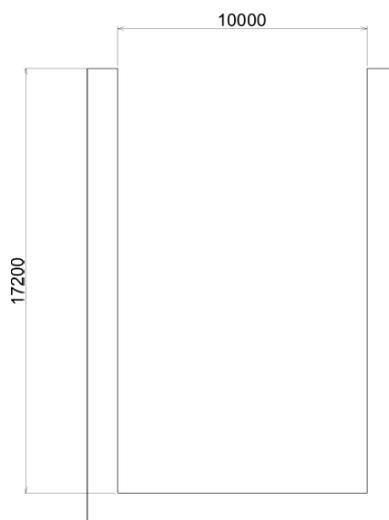
2. 放水設備

2.1 放水立坑（下流水槽）

放水立坑（下流水槽）の寸法に関する概略図を図－4～6に示す。



図－4 放水立坑（下流水槽）平面図



図－5 A-A 断面図

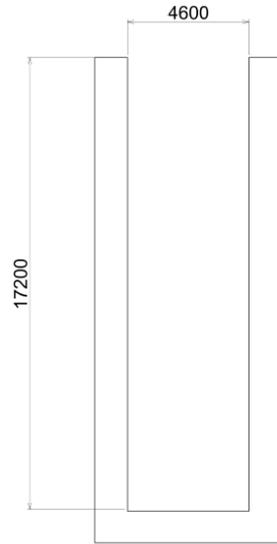


図-6 B-B断面図

2.2 放水トンネル

放水トンネルの寸法，据付・組立に関する概略図を図-7-1～9-2に示す。

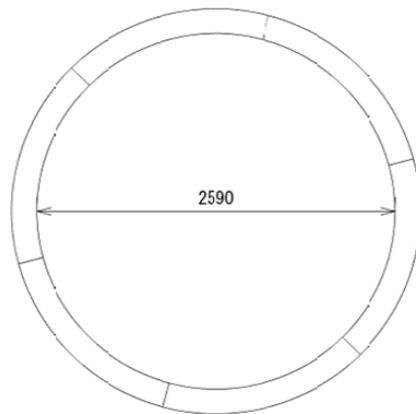


図-7-1 放水トンネル断面図（鉄筋コンクリート造）

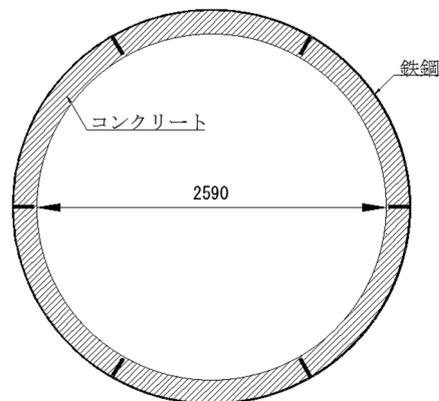


図-7-2 放水トンネル断面図（鉄鋼コンクリート造）

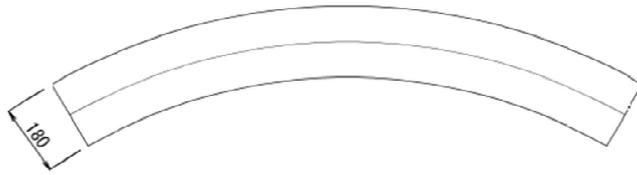


図-8-1 セグメント標準断面図（円周方向）（鉄筋コンクリート造）

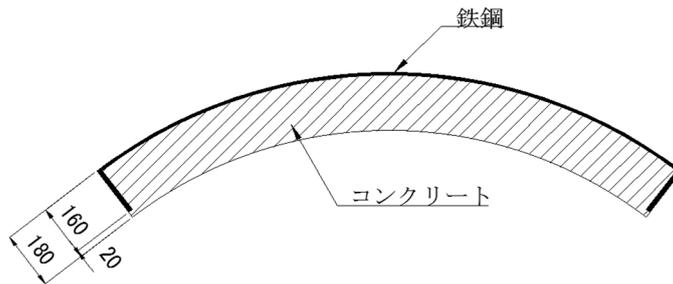


図-8-2 セグメント標準断面図（円周方向）（鉄鋼コンクリート造）

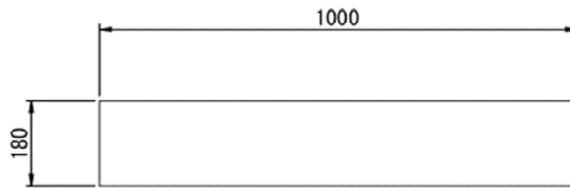
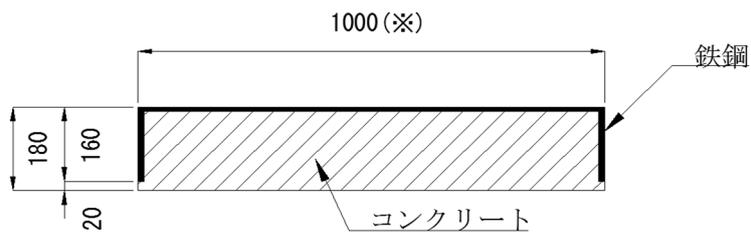


図-9-1 セグメント標準断面図（延長方向）（鉄筋コンクリート造）



(※) 到達部の位置合わせのため、
900, 800, 700, 600を用意

図-9-2 セグメント標準断面図（延長方向）（鉄鋼コンクリート造）

2.3 放水口

放水口の寸法に関する概略図を図-10～12に示す。

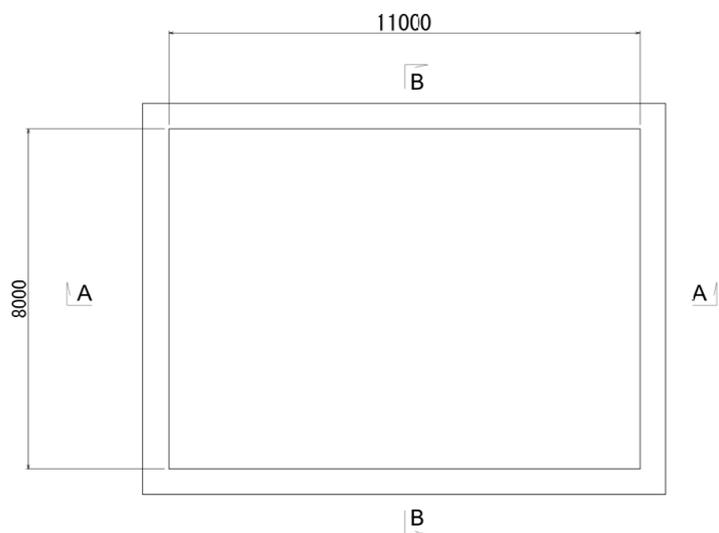


図-10 放水口平面図

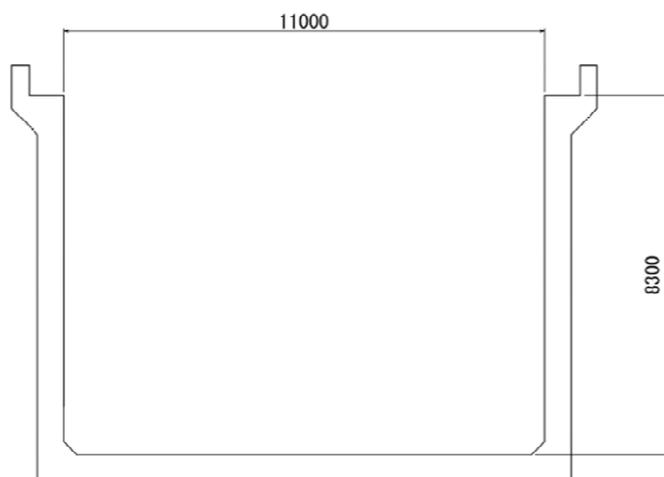


図-11 A-A 断面図

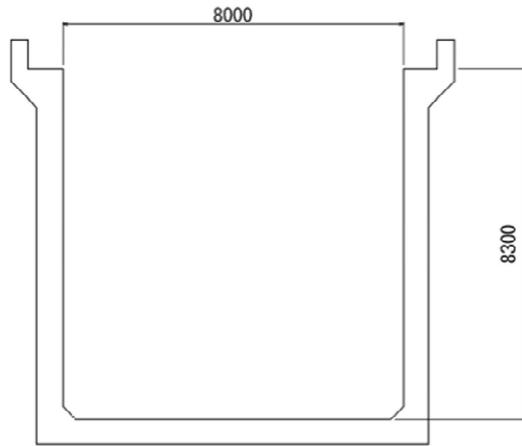


图-12 B-B 断面图

以上

工事工程表

	2022 年												2023 年											
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12
ALPS 処理水 希釈放出設備 及び関連施設 設置																								

※：現在精査中であり、今後変更があり得る。

□：現地据付組立

①：構造，強度又は漏えいに係る試験をすることができる状態になった時

②：設備の組立てが完了した時

③：工事の計画に係る工事が完了した時

以上

検査可能性に関する考慮事項

設備の設置にあたっては、今後の保全を考慮した設計とする。設備保全の管理については、点検長期計画を作成し、点検計画に基づき、点検を実施していく。

今回設置する機器は使用前検査対象に合わせて、代表的な機器の点検に対する考慮は以下の通りとなる。

(1) ALPS 処理水希釈放出設備

a. タンク

- ・外観・内部点検

点検のために、タンクの天板および側面部に点検口を設置しており内部の点検が実施可能な設計とする。

b. 配管

- ・外観・フランジ点検

フランジ（シール）部のガスケット交換等の点検が実施可能な設計とする。

c. 流量計

- ・性能校正確認

基準入力値に対して出力値を確認し、計器誤差を逸脱しないよう校正が実施可能な設計とする。

d. 緊急遮断弁（ロジック回路含む）

- ・緊急遮断確認

入力信号に対して緊急遮断弁の動作信号が作動することの確認が可能な設計とする。

- ・取替・作動点検

弁本体を取替可能な設計とする。

e. 海水配管ヘッダ

- ・点検用のマンホールを設置することで、内部の点検が実施可能な設計とする。

f. ポンプ，弁

- ・外観・分解点検，取替，機能確認

分解点検や，取替が可能な設計とする。

g. 放水立坑（上流水槽）

- ・ 外観・内部点検

放水立坑（上流水槽）に点検口を設置し、内部の点検が実施可能な設計とする。

なお、下記条件に該当する海水移送ポンプ、オリフィス型流量計等の機器について予備品を確保する。

- ・ 日本海溝津波により浸水する配管を除く機器
- ・ 予備系列/予備機を持たない機器のうち、本設備の運転に必須であるもの
- ・ 納期が半年以上かかるもの

(2) 放水設備

a. 放水立坑（下流水槽）、放水トンネル、放水口

- ・ 外観・内部点検

放水立坑（下流水槽）または放水口から内部の点検が実施可能な設計とする。

- ・ 要求機能確認

放水立坑（下流水槽）、放水トンネル、放水口は一体の構造物として海水で充水され、外洋の潮位と連動する構造を採用している。これらを踏まえ、放水立坑（下流水槽）において、有意な水位変動がないことを確認し、要求される機能を満足することを確認できる設計とする。

以上

1.9 ALPS 処理水希釈放出設備の運転管理について

1.9.1 概要

放射性液体廃棄物処理施設で処理した放射性液体廃棄物のうち、トリチウムを除く放射性核種の告示濃度比総和 1 未満を満足した ALPS 処理水を排水する際には、敷地境界における実効線量を達成できる限り低減するために、多量の海水による希釈により、排水中の放射性物質の濃度を低減する。そのため、ALPS 処理水希釈放出設備では次に示す事項を満足させる運転管理を実施する。

- ・ 代表的な試料がサンプリングできるように循環攪拌の運転時間は第三リン酸ナトリウムを試薬として用いた循環攪拌実証試験により、適切に設定する。また、循環攪拌前のタンク内のトリチウム濃度のばらつきを少なくするため、測定・確認用設備に受け入れる ALPS 処理水は、トリチウム濃度が大きく異ならないものを受け入れるよう計画する。
- ・ 海水による ALPS 処理水の希釈倍率が 100 倍以上となるよう、ALPS 処理水流量は測定・確認工程で測定・確認したトリチウム濃度に応じて、ALPS 処理水移送ポンプ、ALPS 処理水流量調整弁、ALPS 処理水流量計等により、ALPS 処理水の流量を最大 500 m³/日（最小流量（年平均）は汚染水発生量以上とする。）の範囲で運転するとともに、海水移送ポンプ（17 万 m³/日/台）は常時 2 台以上運転する。なお、海洋放出初期は、放水立坑（上流水槽）において想定通り希釈できていること及び運用手順を確実に実施できることを検証するため、少量放出を慎重に実施する。
- ・ 放出水中に含まれるトリチウム濃度が 1,500 Bq/L 未満となるまで十分な混合希釈効果を得られるよう、海洋放出する ALPS 処理水のトリチウム濃度の上限を 100 万 Bq/L とした上で、海洋放出の全体工程における不確かさや数値シミュレーションの結果を踏まえ、放出水中のトリチウム濃度（運用値）を設定する。
- ・ 年間のトリチウム放出量が 22 兆 Bq の範囲に収まるよう年度ごとに ALPS 処理水の年間放出計画を定め、当該計画に沿った放出を行う。なお、年間のトリチウム放出計画は、廃炉に向けた全体リスクを考慮して定期的に見直す。

これらの事項を満足させるため、ALPS 処理水希釈放出設備の具体的な運転管理を次の通り実施する。

1.9.2 ALPS 処理水希釈放出設備の運転管理

ALPS 処理水希釈放出設備では、ALPS 処理水の①受入、②測定・確認、③放出の3工程を行う。(図-1 参照)

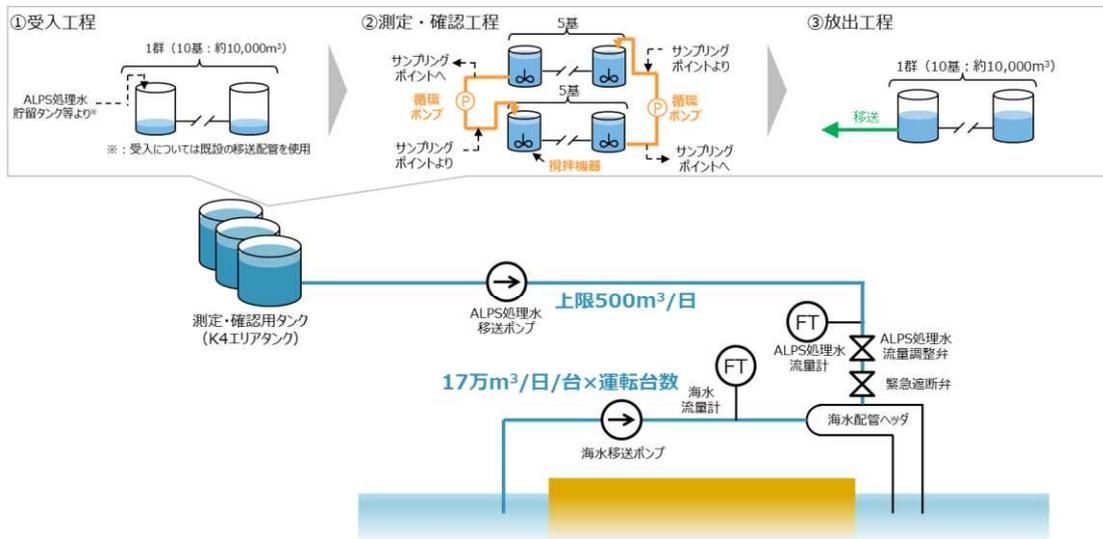


図-1 ALPS 処理水希釈放出設備の工程概要

1.9.2.1 測定・確認用設備の作業工程

①受入、②測定・確認、③放出の工程概要は以下の通り。

① 受入工程

監視・制御装置にて「受入工程」実行操作を行うことで、測定・確認用設備の系統構成を行い、測定・確認用タンクへALPS 処理水を受け入れる。

② 測定・確認工程

監視・制御装置にて「測定・確認工程」実行操作を行うことで、測定・確認用設備の系統構成を行うとともに攪拌機器・循環ポンプを起動し、タンク群の水質均質化を行う。所定の循環攪拌運転時間を経過した後、分析のための採水を行う。

③ 放出工程

監視・制御装置にて海水移送ポンプを起動し、②測定・確認工程で分析したALPS 処理水のトリチウム濃度分析結果を登録した後、「ALPS 処理水移送工程」実行操作を行うことで、移送設備の系統構成を行い、ALPS 処理水の放出を行う。

なお、放出操作はキースイッチとすることで運転員による誤操作を防止する。

1.9.2.2 測定・確認用設備のタンク群運用

測定・確認用設備では、タンク 10 基を 1 群として 3 つのタンク群で運用を行う。3 つのタンク群は、それぞれ①受入、②測定・確認、③放出の 3 工程をローテーションしながら運用する。(図-2 参照)

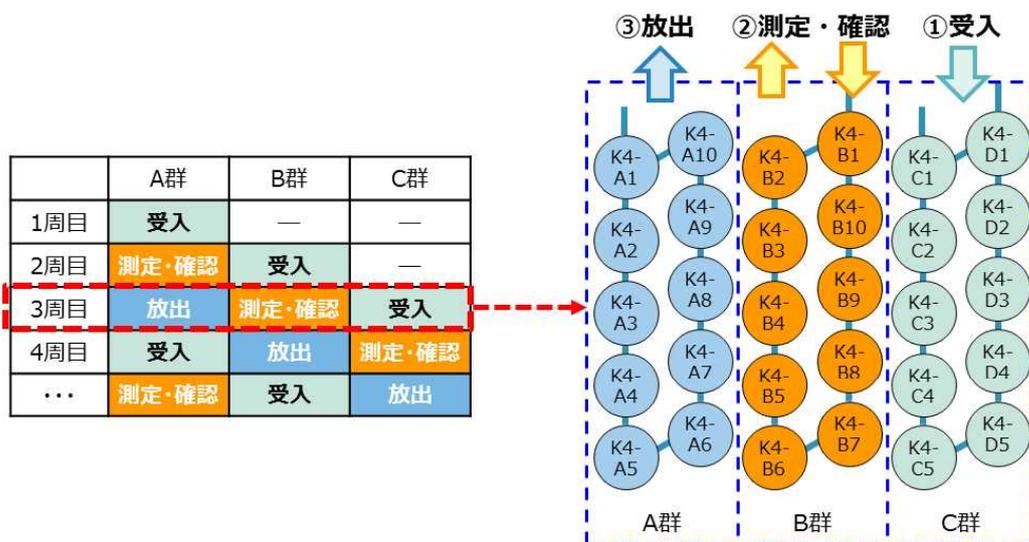


図-2 受入、測定・確認、放出工程ローテーションの例

1.9.2.3 受入，測定・確認，放出工程における基本的な手順

1.9.2.2の①受入，②測定・確認，③放出は，図-3に示す手順にて運転を行う。ある工程を終了して次工程に進む際には，当該工程の作業手順が終わっていることを監視・制御装置にてチェックすることで，次工程に進めないインターロックを組んでいる。

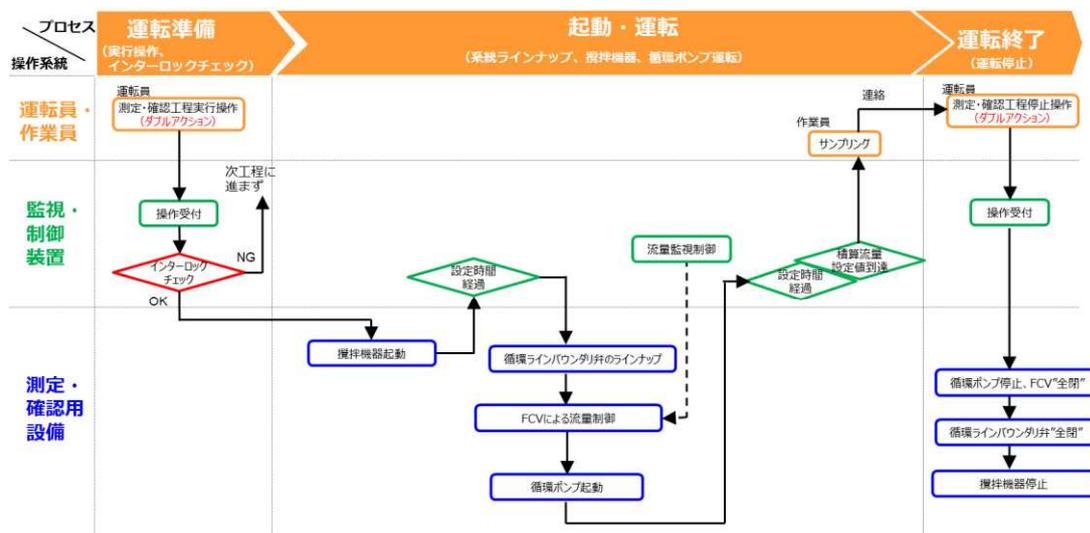


図-3 受入，測定・確認，放出工程の手順

1.9.2.4 測定・確認工程運用手順

測定・確認工程では、監視・制御装置にて対象タンク群を選択し実行操作することで、測定・確認工程フロー（図－4 参照）に従い以降は自動動作する。測定・確認工程における設備の状態は図－5～7の通り。

なお、当該工程では、代表的な試料がサンプリング出来るよう、事前の実証試験の結果を踏まえて、原則、測定・確認用タンクの循環攪拌の運転時間はタンク水量の 2 巡以上確保する。ただし、実運用後にも適宜検証を行い、十分に循環及び攪拌したことが確認できる場合は、この限りでない。



図－4 測定・確認工程フロー

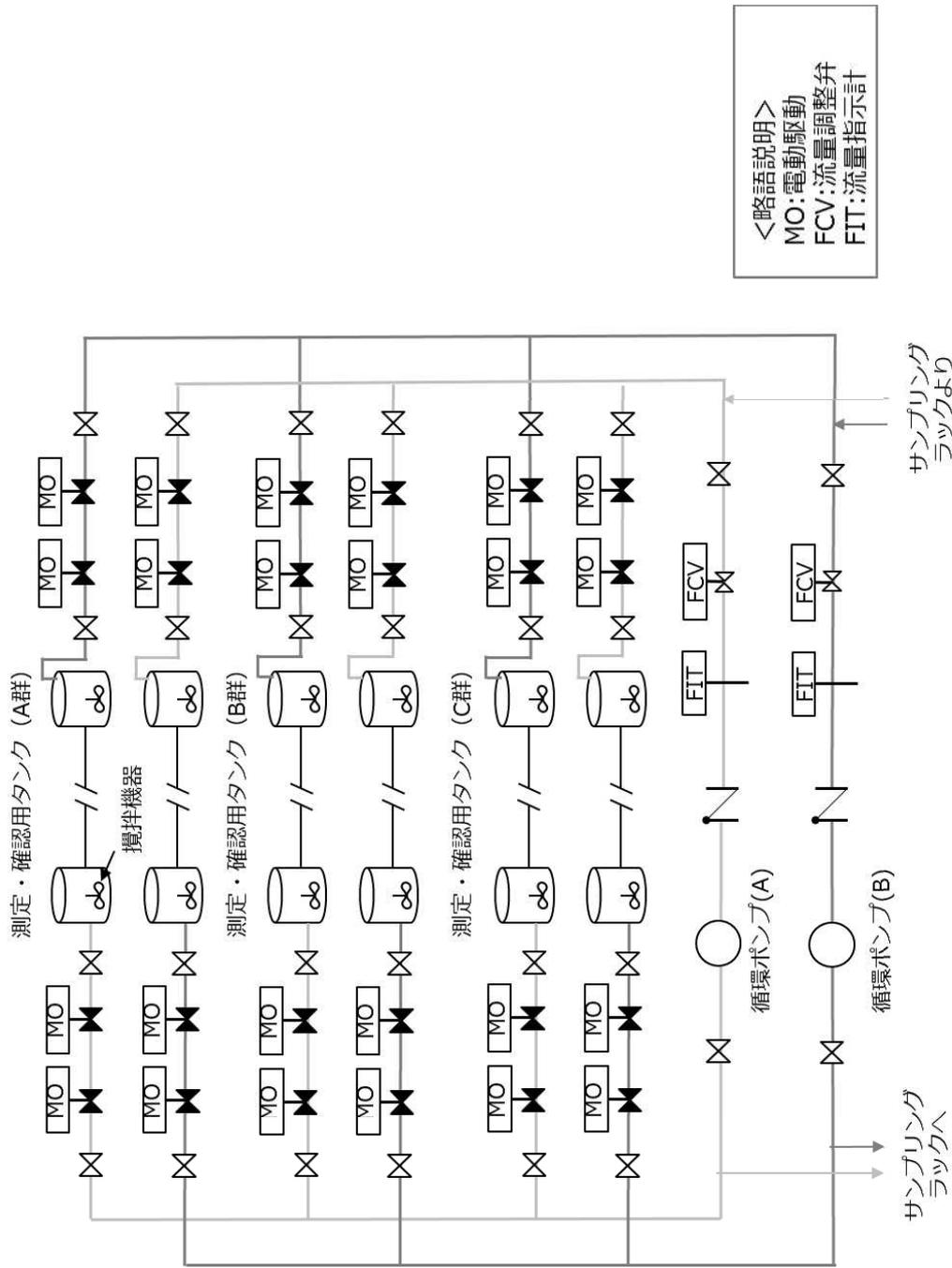


図-5 測定・確認工程の設備状態 (起動操作前)

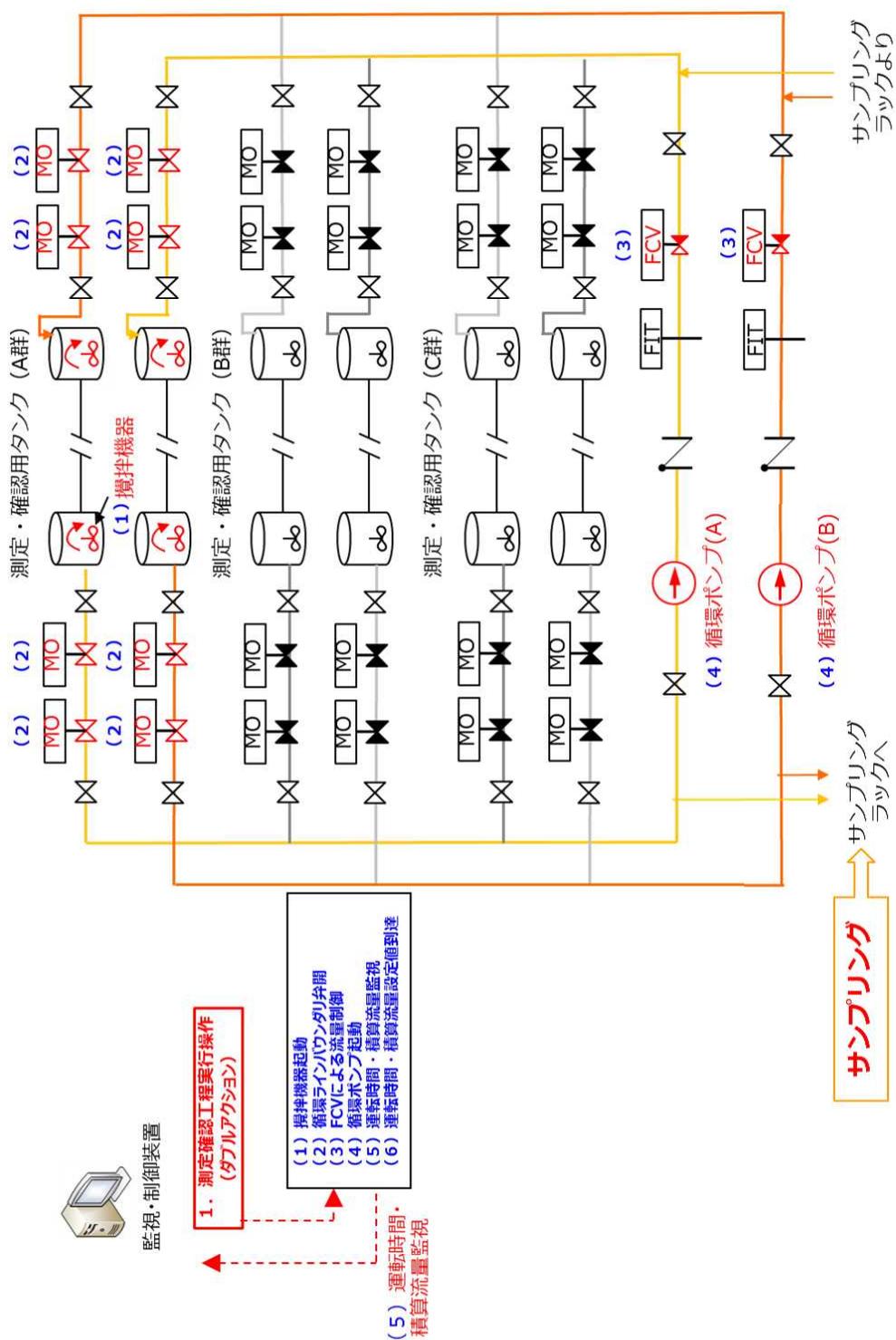
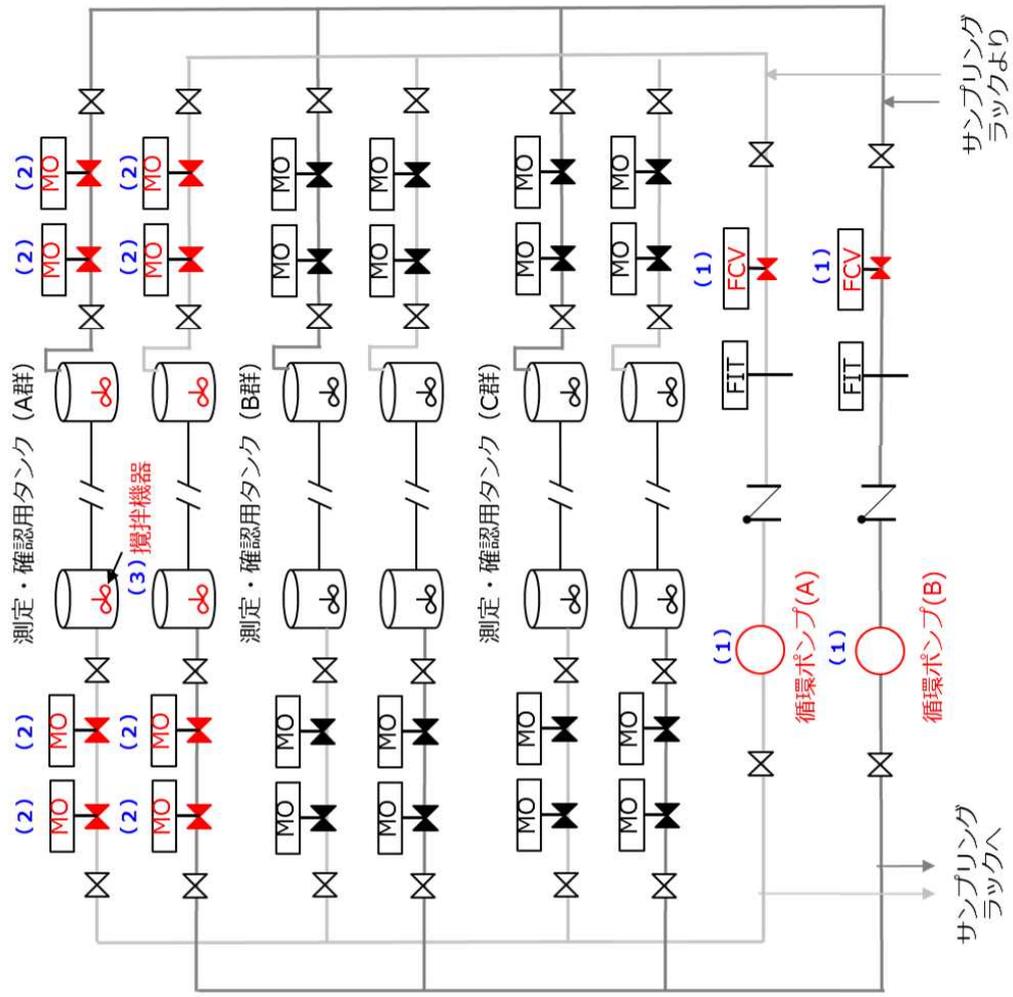


図-6 測定・確認工程の設備状態 (起動～運転)



- 2. 測定・確認工程停止操作**
(ダブリングラック)
- (1) 循環ポンプ停止、FCV閉
(2) 循環ラインワンウェイ弁閉
(3) 攪拌機器停止

図-7 測定・確認工程の設備状態 (運転～停止)

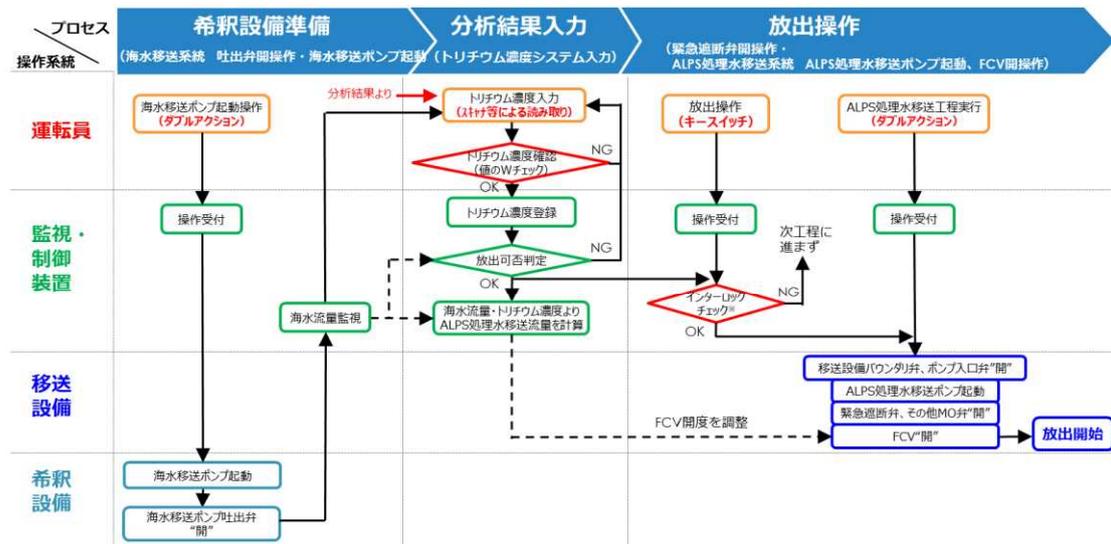
1.9.2.5 放出工程運用手順

放出工程では、ALPS 処理水のトリチウム濃度を監視・制御装置に登録し、放出水に含まれるトリチウム濃度が運用の上限値である 1,500Bq/L 未満になるよう ALPS 処理水移送流量を最大 500m³/日（最小流量（年平均）は汚染水発生量以上とする。）の範囲で設定する。

測定・確認工程の分析において確認したトリチウム濃度は、ヒューマンエラー防止のためスキャナ等により機械的に読み取り、監視・制御装置へ登録する。監視・制御装置は登録したトリチウム濃度と海水流量から ALPS 処理水移送流量を自動計算する。

希釈設備の準備から ALPS 処理水の放出開始までは放出工程フロー（図－8 参照）に従う。

監視・制御装置は、海水希釈量に対し希釈後のトリチウム濃度が運用の上限値を満足できるかの観点で放出可否を判断する。運転員は当該 ALPS 処理水が放出可能であること、放出操作の準備ができたことを監視・制御装置にて確認し、キースイッチにより放出操作を行う。



図－8 放出工程フロー

なお、ALPS 処理水等貯留タンクで貯蔵している ALPS 処理水のトリチウム濃度は、約 15 万～216 万 Bq/L（2021 年 4 月時点）であり、運用の上限値 1,500Bq/L を上回っていることから、海水による希釈が必要となる。

海水での希釈は、海水移送ポンプを一定流量で運転させるため、希釈率の調整について、ALPS 処理水移送ポンプ、ALPS 処理水流量調整弁、ALPS 処理水流量計等を使用して、ALPS 処理水流量を変動させることで実施する。

なお、海水移送ポンプは数値シミュレーションの結果で得られた十分な混合希釈効果を得られるよう、2 台以上の運転を計画する。

海水希釈後のトリチウム濃度は、図-9の通り、測定・確認用設備にて測定・確認したALPS処理水のトリチウム濃度、ALPS処理水流量、海水流量から評価する。他方、実際に運転する際には、図-10の通り、予め海水希釈後のトリチウム濃度（運用値）を定めておき、その評価に合わせて、ALPS処理水流量調整弁の開度調整をすることで、既定の希釈率を実現する。

○トリチウム濃度評価式

$$\text{海水希釈後のトリチウム濃度（評価値）} = \frac{\text{ALPS処理水のトリチウム濃度} \times \text{ALPS処理水流量}}{\text{ALPS処理水流量} + \text{海水流量}}$$

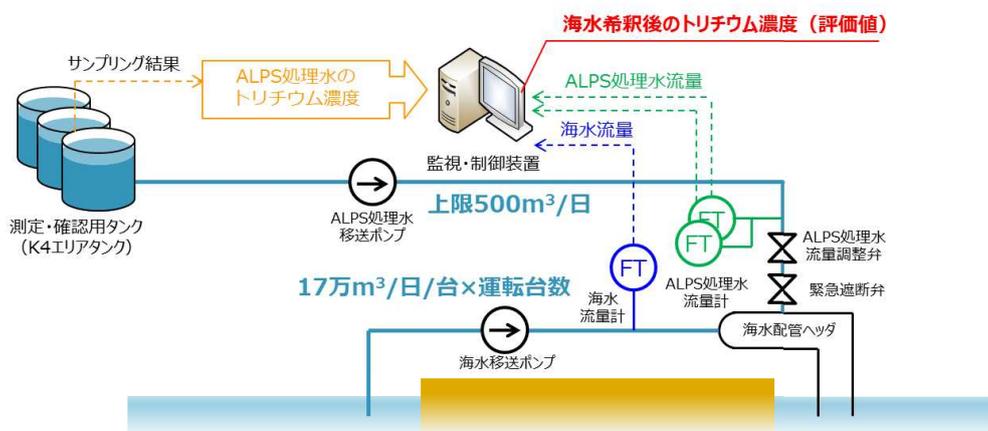


図-9 海水希釈後のトリチウム濃度の評価式

○ALPS処理水流量算出式

$$\text{ALPS処理水流量（運用値）} = \frac{\text{海水流量} \times \text{海水希釈後のトリチウム濃度（運用値）}}{\text{ALPS処理水のトリチウム濃度} - \text{海水希釈後のトリチウム濃度（運用値）}}$$

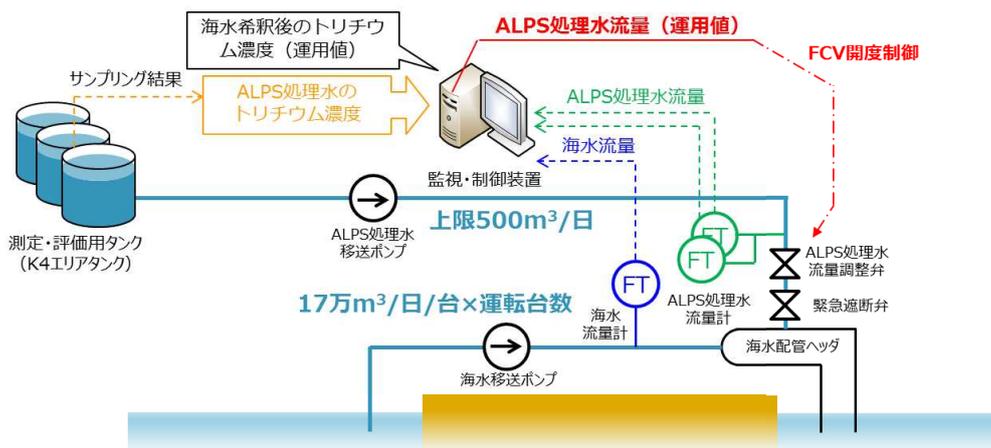
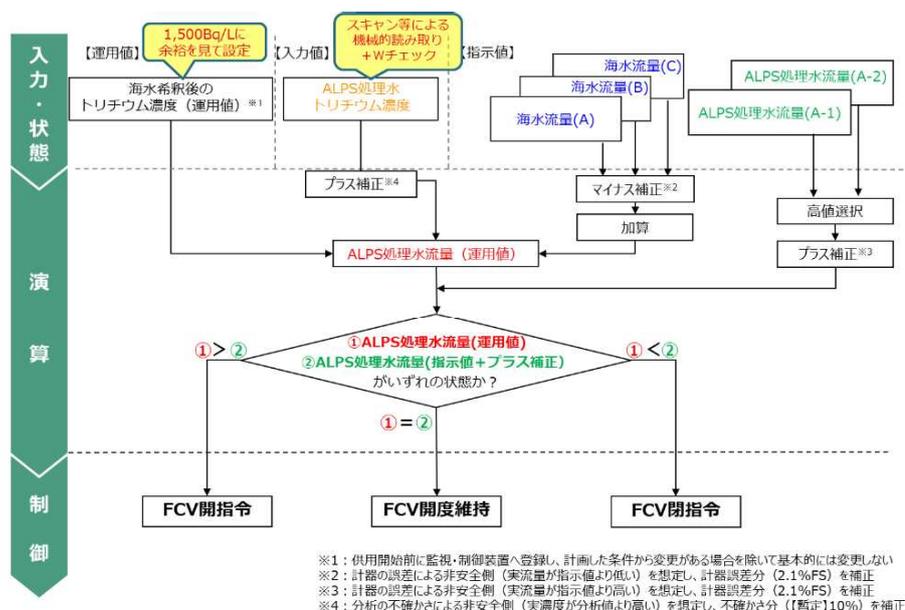
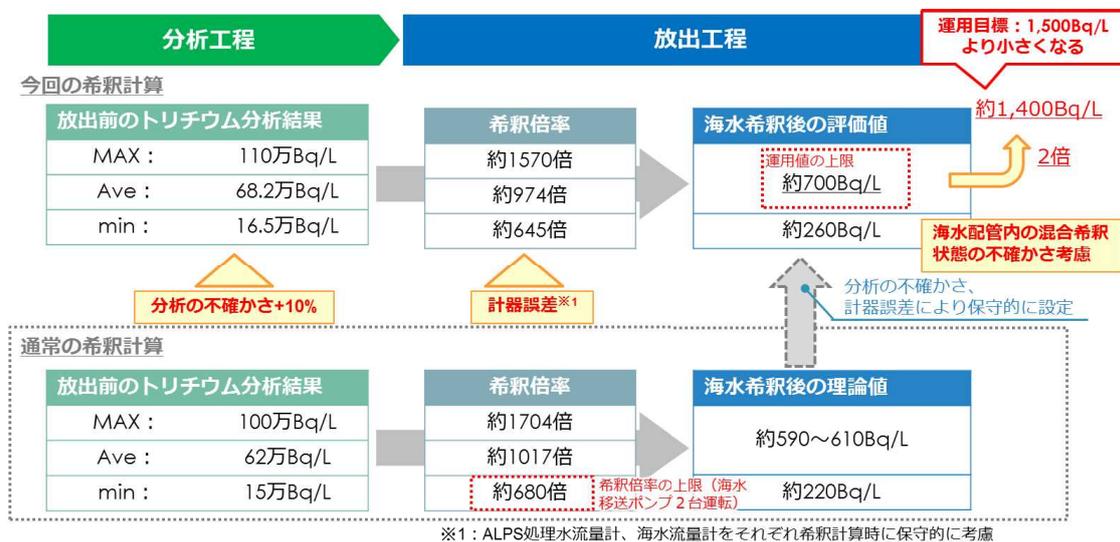


図-10 希釈率（ALPS 処理水流量）の評価式

なお、ALPS 処理水の海洋放出の検討の中で、不確かさやばらつきを確認しており、これらについては、図-11の通り、仮に全ての不確かさやばらつきが、トリチウム濃度が高くなる側に作用した場合でも、放出時のトリチウム濃度が1,500Bq/Lを超えないように、海水希釈後のトリチウム濃度（運用値）を設定する。



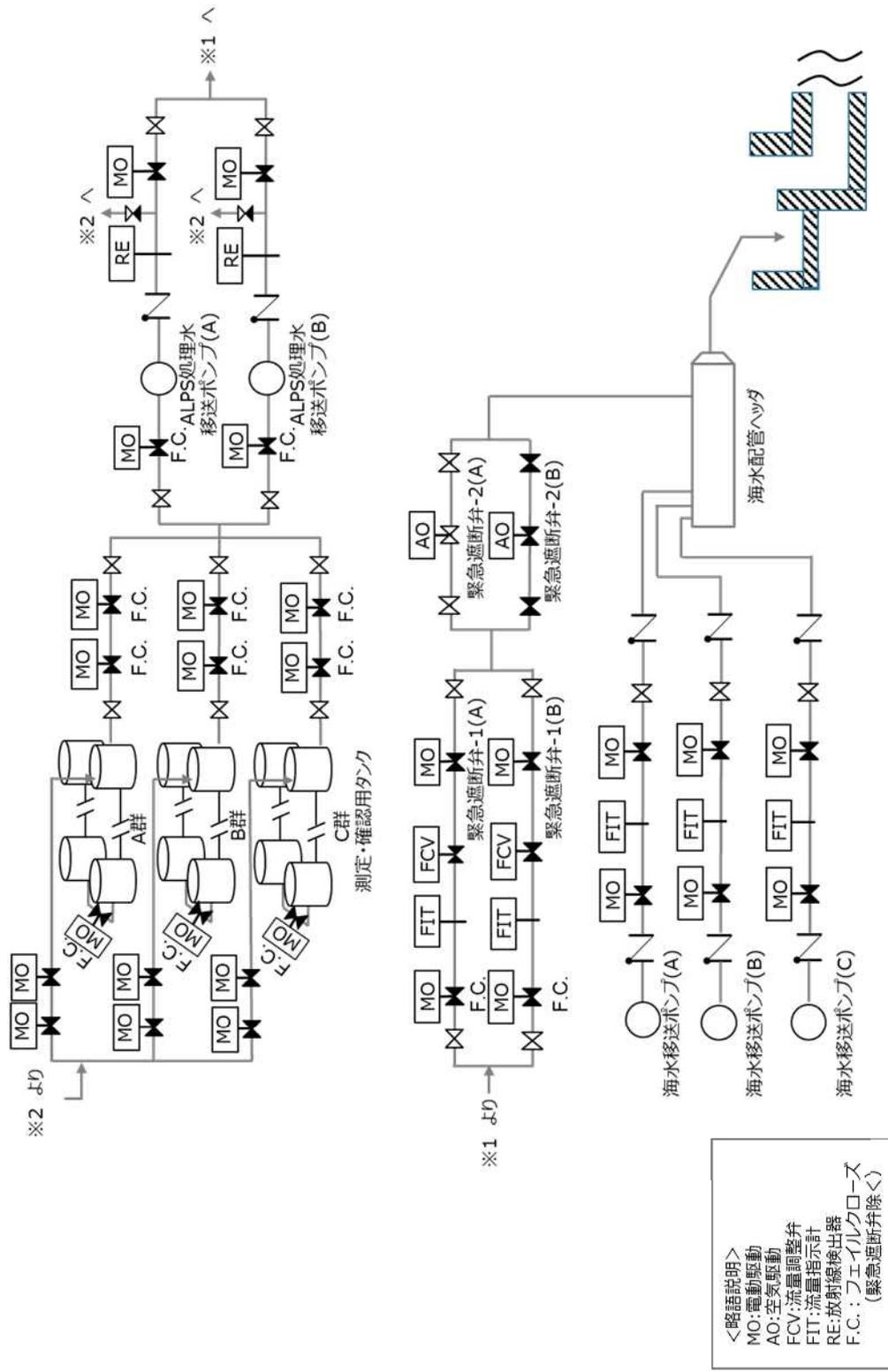
(a) 不確かさやばらつきを考慮したALPS 処理水流量の調整



(b) 不確かさやばらつきを考慮したトリチウム濃度の算出例

図-11 不確かさ・ばらつきを考慮した希釈率の調整

放出工程における設備の状態は図-12～16の通り。



図一 1 2 放出工程の設備状態 (起動操作前)

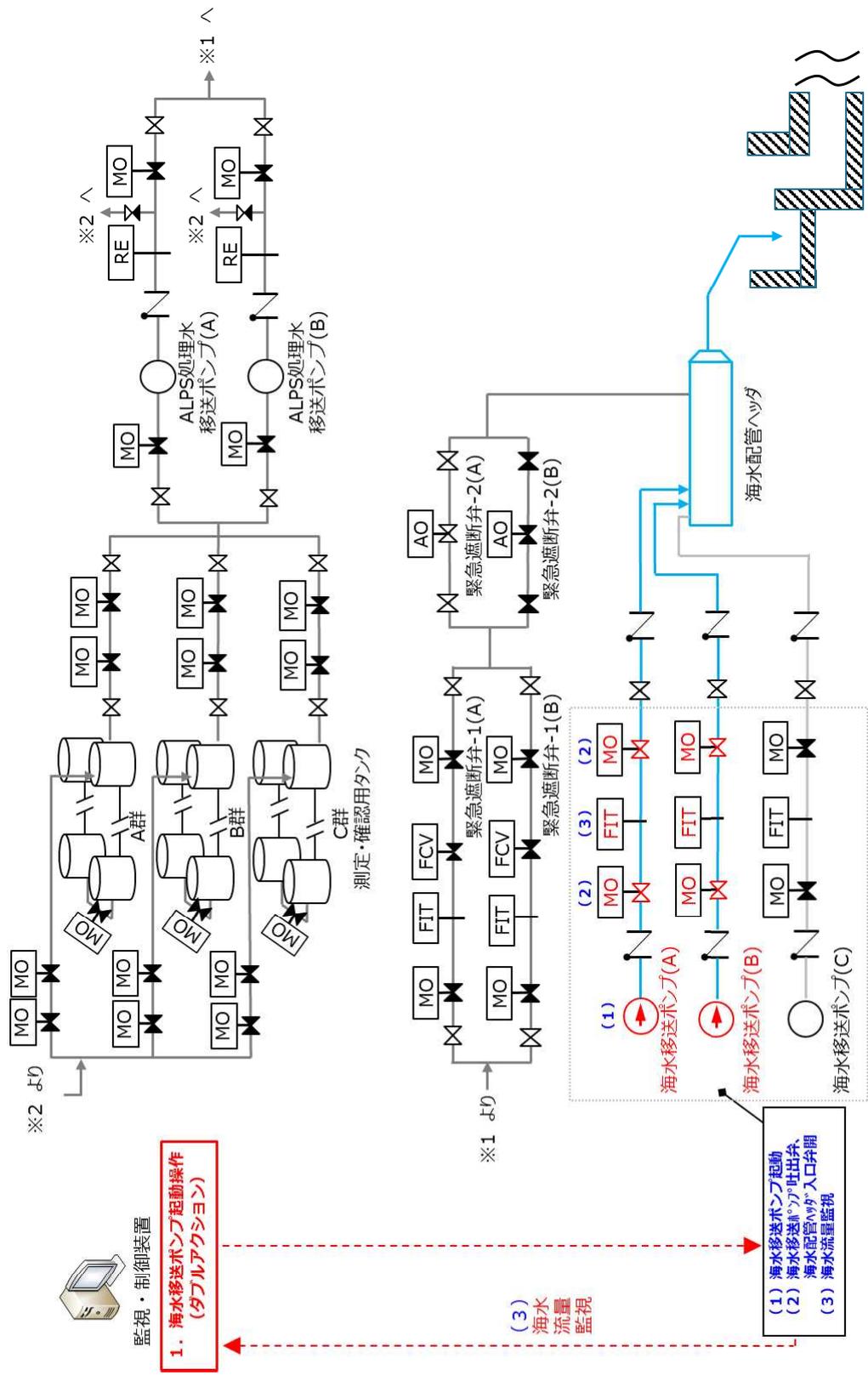


図-1-3 放出工程の設備状態 (希釈設備起動)

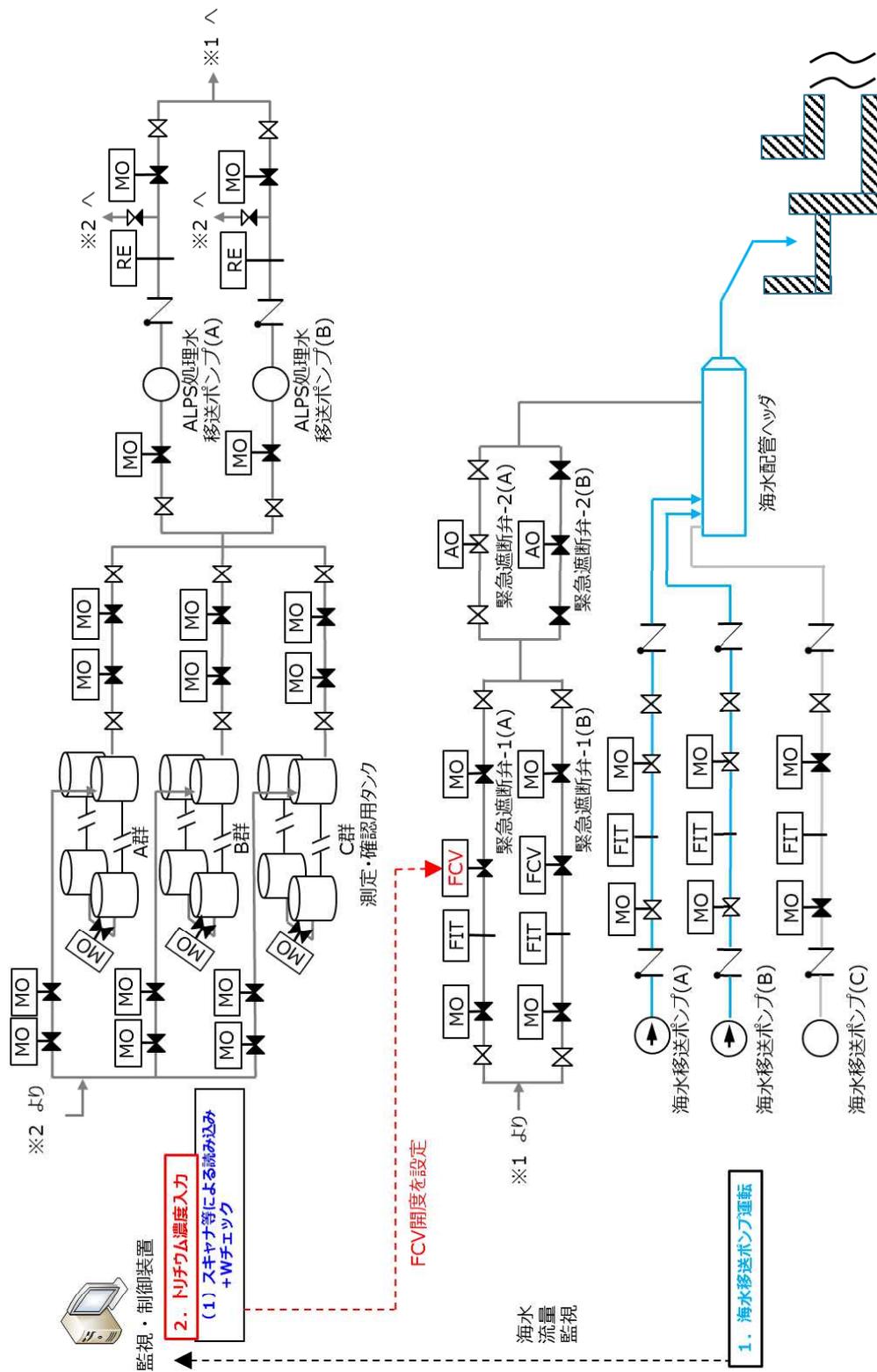


図-14 放出工程の設備状態 (トリウム濃度入力～FCV 開度設定)

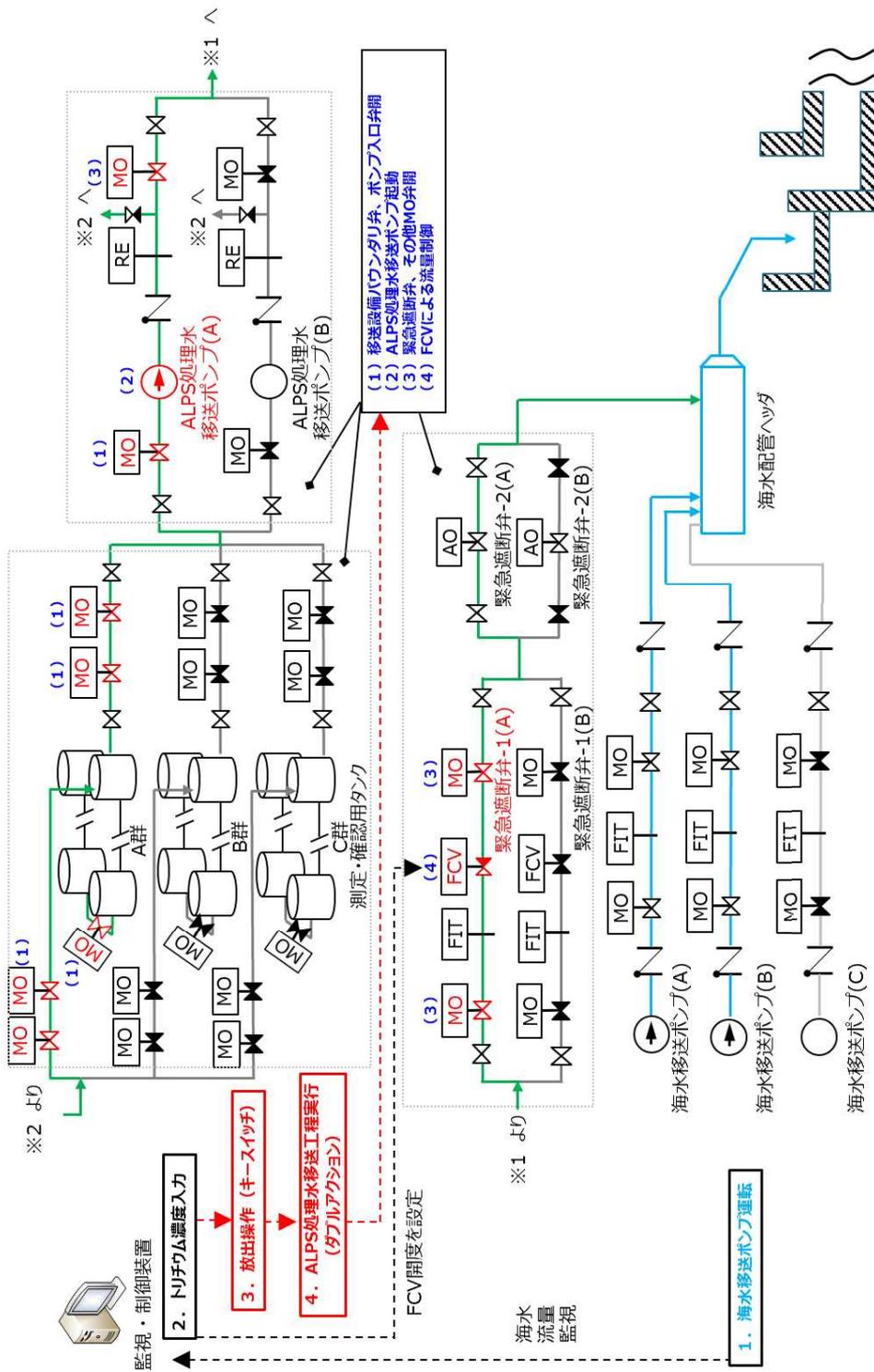


図-15 放出工程の設備状態（放出操作～ALPS 処理水移送開始）

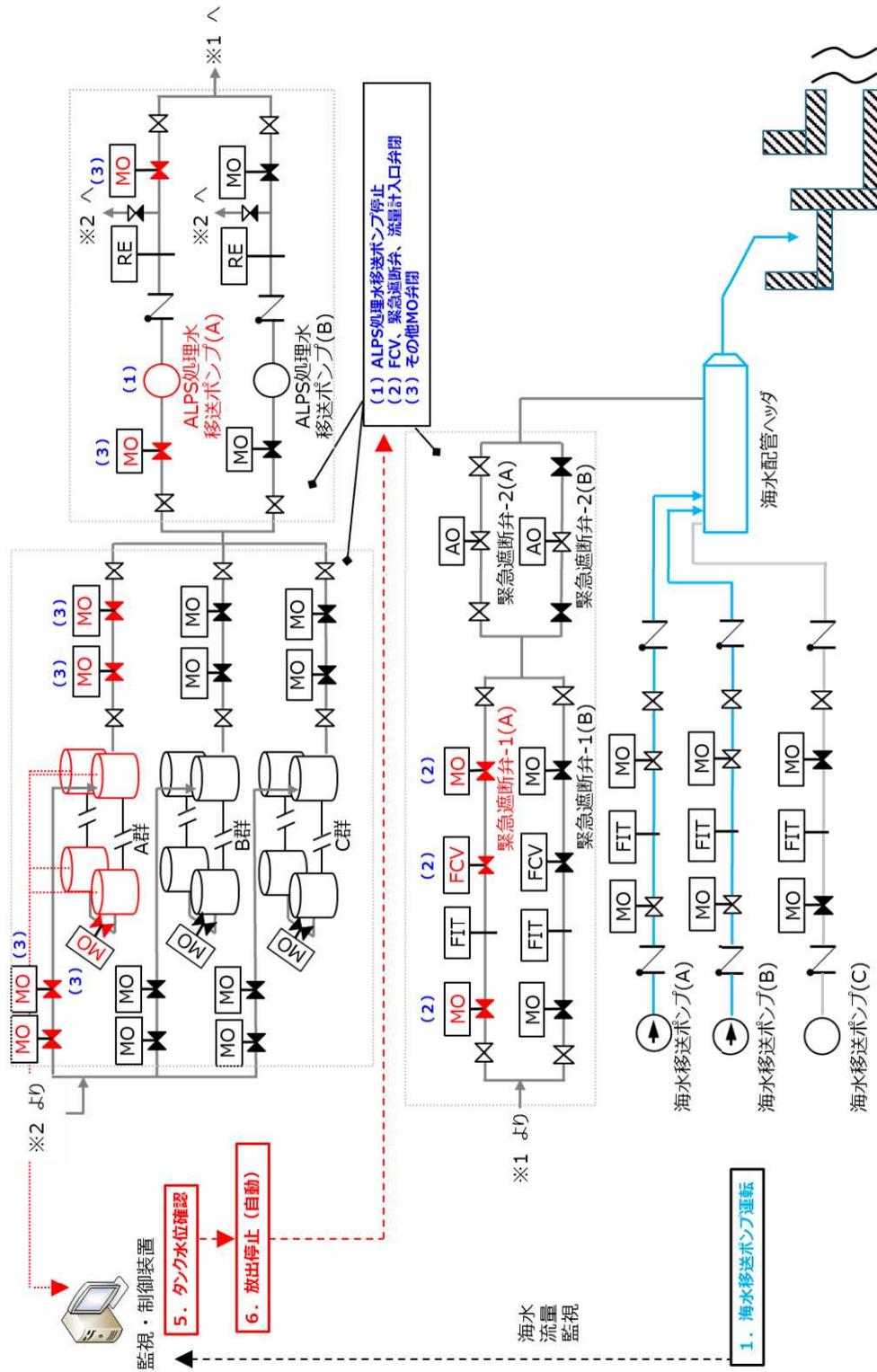


図-1-6 放出工程の設備状態 (放出完了～設備停止)

1.9.3 異常事象発生時等の対応

ALPS 処理水希釈放出設備は通常運転～停止の他、「意図しない形での ALPS 処理水の海洋放出」に至るおそれのある事象等が発生した場合は、緊急遮断弁の自動作動又は運転員の操作により、速やかに ALPS 処理水の海洋放出を停止する。

上記以外にも、「意図しない形での ALPS 処理水の海洋放出」を防止又は直ちに収束させるために必要な設備について、点検等によりその性能の確認ができず、早急な復旧が困難であると判断した場合は、ALPS 処理水の海洋放出を停止する。

なお、海洋放出の停止に係る運転操作は、通常停止と緊急停止の2種類存在するが、図-17の通り、緊急遮断弁の動作順序が異なるだけで、概ね同様の設備に停止・動作指令が入る設計となっている。(緊急停止の設備状態詳細は図-18参照)

通常停止の操作を行う事象は以下を想定している。

- ・ ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設に影響を及ぼしうる自然現象等が発生した場合
- ・ 海域モニタリングで異常値が検出された場合
- ・ その他当直長が必要と認める場合

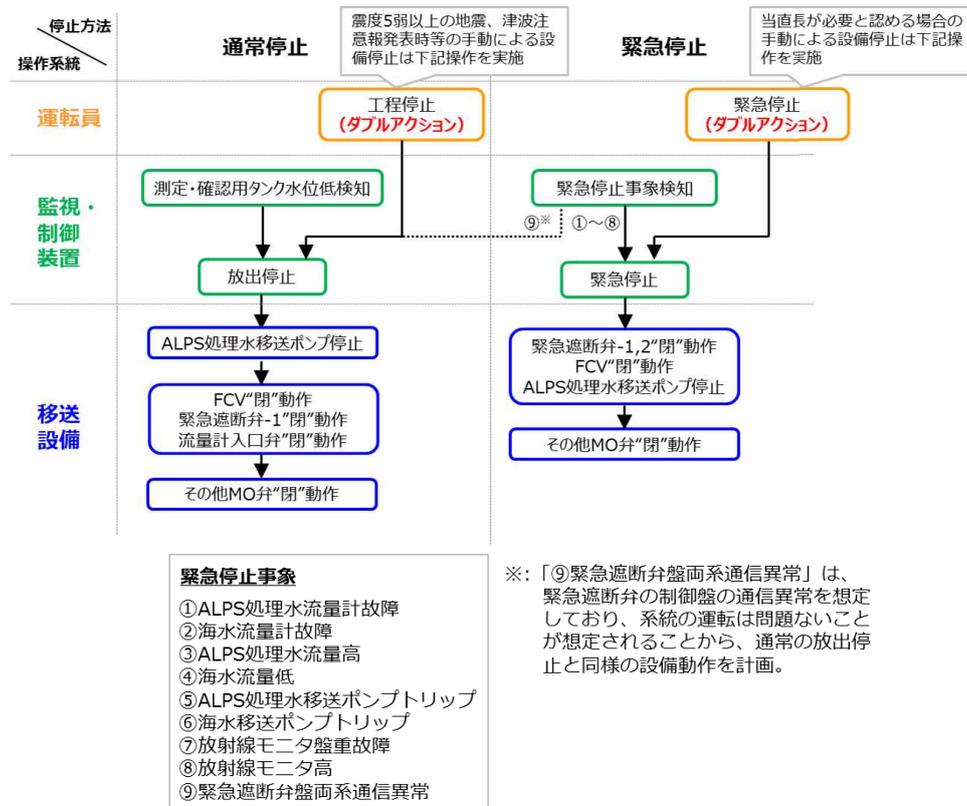


図-17 放出工程時の通常停止及び緊急停止フロー

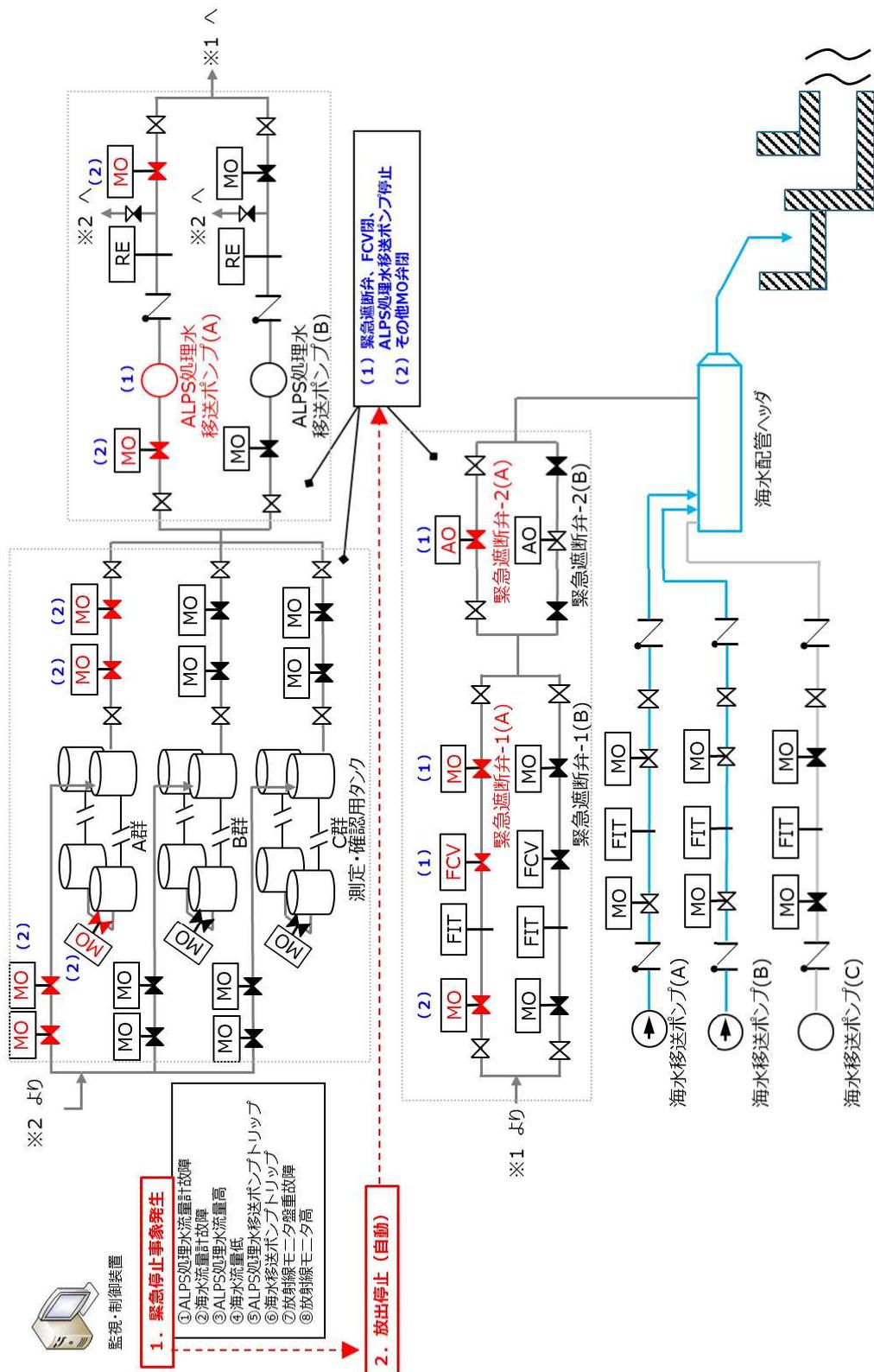


図-18 放出工程の設備状態 (緊急停止)

なお、前述の ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設に影響を及ぼしうる自然現象は表-1 の通りである。

これらの自然現象を検知するため、運転員は地震および津波等の情報をインターネット、中央給電指令所 FAX、商用テレビ等により確認し、ALPS 処理水希釈放出設備の通常停止操作を行うことで、ALPS 処理水の放出を停止させる。

その他の自然現象で、設備の損傷が発生するなど、「意図しない形での ALPS 処理水の海洋放出」に至る可能性が生じた場合等、設備を停止する必要があると当直長が判断した場合は、ALPS 処理水の海洋放出を停止させる。

表-1 海洋放出の停止に至る自然現象

No.	手動停止させる事象	停止理由
1	震度 5 弱以上の地震	地震により設備が機能喪失した場合の影響を最小化するため
2	津波注意報	津波によって 2.5m 盤の設備が損傷するおそれがあるため
3	竜巻注意情報	竜巻によって各設備が損傷するおそれがあるため
4	高潮警報	設計通りに水頭圧による海洋放出ができないおそれがあるため
5	その他	No.1~4 以外に異常の兆候があり、当直長が停止する必要があると認める場合には、海洋放出を停止させる

また、前述の「海域モニタリングでの異常値」とは、迅速に状況を把握するために行う分析の結果から海水中のトリチウム濃度が以下の①又は②に該当する場合を言う。

- ①：放出口付近においては、政府方針で定める放出時のトリチウム濃度の上限値である 1,500Bq/L を、設備や測定の不確かさを考慮しても上回らないように設定された放出時の運用値の上限を超えた場合
- ②：①の範囲の外側においては、分析結果に関して、明らかに異常と判断される値が得られた場合

ここで、①及び②ともに、評価対象とする試料採取地点は、トリチウムの拡散シミュレーション等をもとに定めた総合モニタリング計画の試料採取地点の中から選定することとし、具体的な試料採取地点、異常と判断する設定値、及び一旦海洋放出を停止した後に海洋放出を再開する場合の確認事項等、運用上必要な事項については、別途社内マニュアルで定める。

なお、上記に加えて、総合モニタリング計画に基づくモニタリング全体において通常と異なる状況等が確認・判断された場合には、必要な対応を行う。

1.9.4 年間トリチウム放出量の管理

ALPS 処理水の海洋放出にあたり、トリチウム放出量を年間 22 兆 Bq の範囲内とするため、計画時・運用時における管理方法を次の通りとする。

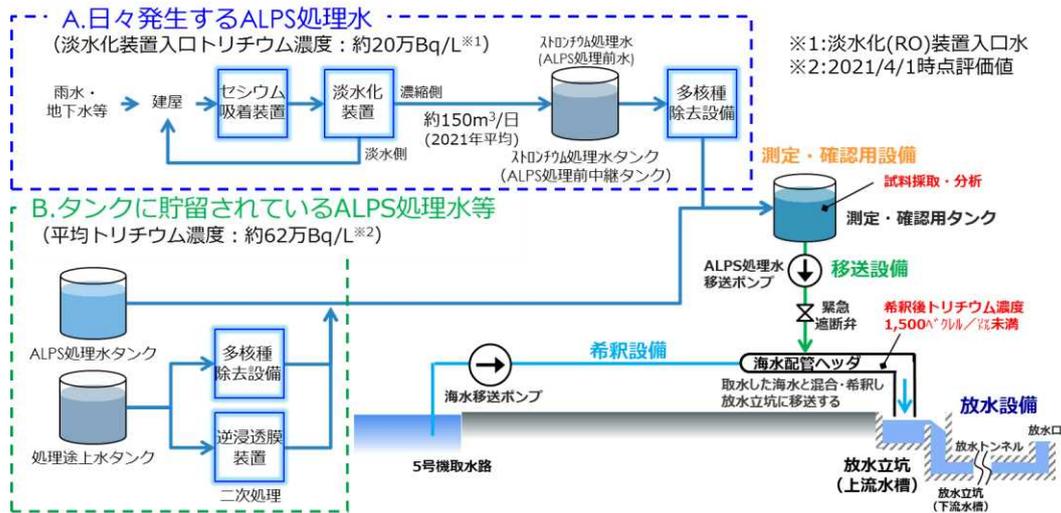
なお、ALPS 処理水の海洋放出は福島第一原子力発電所全体のリスク低減に資する観点から、廃炉に向けた全体リスクを考慮してトリチウムの年間放出量を見直していく。

1.9.4.1 計画時における年間トリチウム放出量の管理

予め毎年度、トリチウム放出総量の年度実績を公表する際に合わせて、汚染水発生量の状況（推移）、淡水化装置（RO）入口トリチウム濃度（推移）や、今後の敷地利用計画（必要な面積、時期）等を精査し、翌年度の放出計画を策定する。計画策定にあたってはトリチウム濃度の低い ALPS 処理水から順次放出することを基本方針とする。なお、ALPS 処理水の希釈に必要な海水量の考え方（「II 2.50 ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設」参照）より、海洋放出する ALPS 処理水のトリチウム濃度の上限は 100 万 Bq/L とする。

放出する ALPS 処理水は「A. 日々発生する ALPS 処理水」と「B. タンクに貯留されている ALPS 処理水等」である。（図－19 参照）

2022 年 3 月末現在、A のトリチウム濃度を下回る B の水量は限られていることから、A の ALPS 処理水の放出を基本としつつ、実施計画Ⅲ（第 1 編第 41 条及び第 2 編第 88 条）に基づくその他の排水による放出量との合計で 22 兆 Bq/年を下回る水準で B の ALPS 処理水を順次放出する。なお、B を放出する際には、循環攪拌前のタンク内のトリチウム濃度のばらつきを少なくするため、トリチウム濃度が大きく異なるタンク群から受け入れるよう計画する。



図－19 放出する ALPS 処理水

放出計画の策定に当たっては、次の計算により年間のトリチウム放出量が実施計画Ⅲ（第1編第41条及び第2編第88条）に基づくその他の排水による放出量との合計で22兆Bqの範囲内となるようにする。なお、タンクに貯留されているALPS処理水等については年間放水量（⑥）及び平均トリチウム濃度（⑦）を求めた上で、⑥、⑦を満足するよう、トリチウム濃度の薄いALPS処理水を優先し、運用を考慮しながら、タンク群の放出順序を立案する。

A. 日々発生するALPS処理水

$$\text{①淡水化 (RO) 装置入口トリチウム濃度} \times \text{②汚染水発生量} = \text{③Aの年間トリチウム放出量}$$

B. タンクに貯留されているALPS処理水等

$$\text{④ALPS処理水の年間トリチウム放出量} - \text{③} = \text{⑤Bの年間トリチウム放出量}$$

⑥Bの年間放水量：「廃炉中長期実行プラン」を踏まえ、タンク解体に着手する必要のある面積から水量を決定

$$\text{⑤} \div \text{⑥} = \text{⑦Bの平均トリチウム濃度}$$

表-2 放出計画策定手順

水の種類	平均トリチウム濃度 【Bq/L】	年間放出量 【m ³ /年】	年間トリチウム放出量 【Bq/年】
A	①淡水化 (RO) 装置 入口トリチウム濃度	②汚染水発生量 ×365[日/年]	③：①×1000[L/m ³] ×②×365[日/年]
B	⑦：⑤÷⑥÷1000[L/m ³]	⑥敷地利用計画より	⑤：④-③
合計	—	—	④：ALPS処理水の 年間トリチウム放出量

1.9.4.2 運用時における年間トリチウム放出量の管理

運用時には、以下に示す対策を講じることで、年間トリチウム放出量が 22 兆 Bq の範囲内となるよう管理する。(図-20 参照)

- ① 放出する ALPS 処理水のトリチウム濃度は、放出の都度、監視・制御装置に登録すると共に、放出時の ALPS 処理水流量を監視・制御装置にて監視し、その積算流量をカウント・記録する。これにより、タンク 1 群を放出した際のトリチウムの放出量を計算する。
- ② 監視・制御装置は、トリチウムの年間放出量上限を設定することが可能であり、①で計算しているトリチウムの放出量の年間積算値が、当該設定値を超える恐れがある場合は、放出操作へ移行できないインターロックを組むことで、年間トリチウム放出量が実施計画Ⅲ(第1編第41条及び第2編第88条)に基づくその他の排水による放出量との合計で 22 兆 Bq の範囲内となる運用を行う。

なお、上記のデータは監視・制御装置で随時確認可能な設計とする。

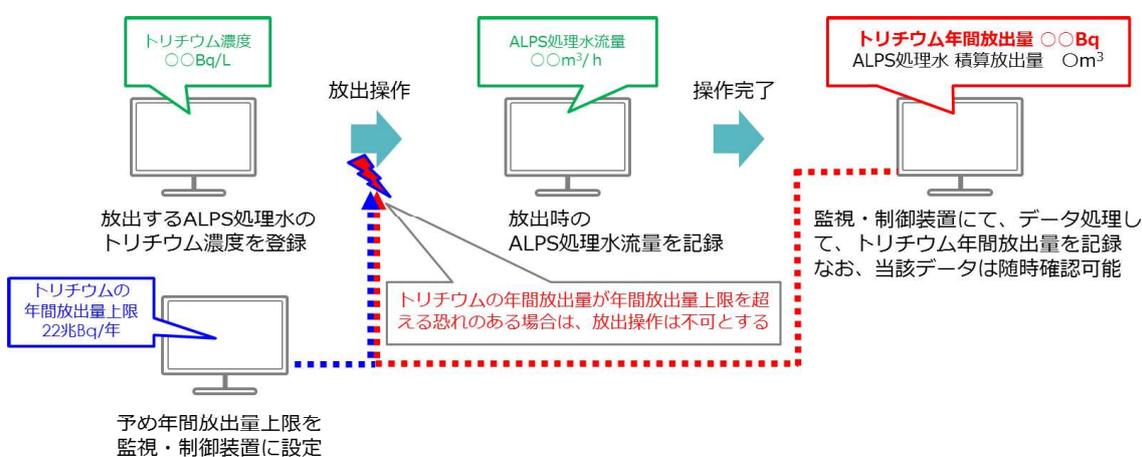


図-20 監視・制御装置における管理方法

1.9.5 ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設の設計及び運用の妥当性

長期間にわたって安定的に ALPS 処理水の海洋放出を行う必要があることから、ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設については、その供用期間中に想定される機器の故障等の異常を考慮した設計及び運用とする。そのため、「意図しない形での ALPS 処理水の海洋放出」に至る事象が発生した場合において、当該事象を直ちに収束させるための対策の妥当性を確認する。

なお、放水立坑（上流水槽）、放水設備は内包水が ALPS 処理水を多量の海水で希釈した水であること、かつ耐震性に優れた構造を確保していること等（「II 2.50 ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設」参照）から、異常事象の抽出の対象外とした。

1.9.5.1 不具合事象の分析

1.9.5.1.1 頂上事象及び異常事象の定義

(1) 頂上事象の定義

ALPS 処理水希釈放出設備における不具合事象の分析にあたって、頂上事象は「意図しない形での ALPS 処理水の海洋放出」と定義する。これは、ALPS 処理水を海洋に放出するに当たって、計画で定めた条件を満たさずに、ALPS 処理水が海洋に放出される事象を想定して定義する。

(2) 異常事象の定義

頂上事象として定義した「意図しない形での ALPS 処理水の海洋放出」について、具体的な内容（異常事象）を定義する。

ここでは、ALPS 処理水を海洋放出するに当たって、計画した条件を表-3の通り整理し、供用期間中に想定される機器の故障等（起因事象）により、これを満たさない放出を異常事象と定義する。（表-4 参照）

表－3 ALPS 処理水を海洋放出する際の計画

No.	計画している内容	備考
1	放出する水 ALPS 処理水	トリチウム以外の放射性物質の告示濃度比総和が 1 未満
2	放出方法 取り除くことの難しいトリチウムの排水濃度は、1,500Bq/L 未満とすること 放出に当たっては、ALPS 処理水を海水で大幅（100 倍以上）に希釈すること	予め確認した ALPS 処理水のトリチウム濃度、海水流量から、ALPS 処理水流量を定める運用 ALPS 処理水の最大流量 500m ³ /日、海水移送ポンプは 1 台あたり 17 万 m ³ /日であり、海水移送ポンプが 1 台でも稼働していれば、340 倍の希釈が可能
3	移送設備で移送し、希釈設備を通じて海洋へ放出	

表－4 異常事象の定義

異常事象
【定義①】 放射性物質を測定・確認不備の状態放出される事象（測定・確認不備）
【定義②】 放出水中のトリチウム濃度が 1,500Bq/L 以上の状態又は海水希釈率が 100 倍未満の状態放出される事象（海水希釈不十分）
【定義③】 系外漏えいにより海水希釈を経ず放出される事象（海水希釈未実施）

1.9.5.1.2 異常事象に繋がる起回事象や原因の抽出

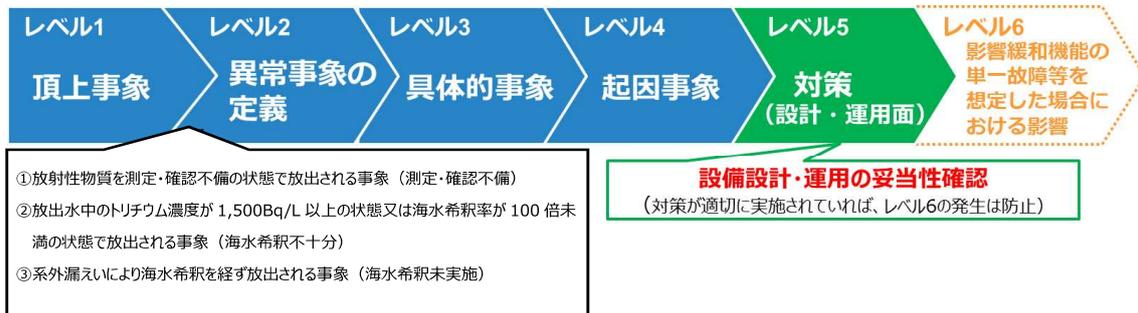
1.9.5.1.1 で定義した異常事象に繋がる起回事象や原因を抽出するに当たって、略式のフォルトツリー解析であるマスターロジックダイアグラム※（以下「MLD」という。）を用いて、分析を実施する。

MLD による分析にあたって、表－5 に示す通り、5 段階に分けて検討を実施し、5 段階での対策（設計・運用面）において対策が適切に実施されていれば、異常事象の発生は防止されると判断する。（検討手順イメージは図－2 1 参照）

※：頂上事象から起回事象を抽出するトップダウン型分析法であり、本手法により、異常事象へと至る起回事象や原因を明らかにすることが可能。

表－5 MLD での各レベルでの検討内容

検討内容	
レベル1	頂上事象である「意図しない形での ALPS 処理水の海洋放出」を配置
レベル2	頂上事象の定義である3つの異常事象を配置（図－2 1 参照）
レベル3	レベル2で定義した異常事象について，異常事象に達しうる具体的事象を，ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設のうち，海水希釈前又は海水希釈中のALPS 処理水を取り扱う ALPS 処理水希釈放出設備を構成する構築物，系統及び機器（電源・計測制御系を含む。）から，設備仕様，配管計装線図，インターロックブロック線図，機器配置図，運用手順を参照しながら，各工程で期待される機能に着目して抽出
レベル4	レベル3に至る，本設備の供用期間中に予想される機器の単一の故障若しくはその誤作動，または運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱を抽出
レベル5	レベル4の起因事象に対して，設備設計・運用の対策の妥当性を確認



図－2 1 MLD による評価方法

1.9.5.1.3 MLD を用いた異常事象の分析結果

MLD を用いた分析結果を表－6 に示す。

分析の結果、異常事象①「放射性物質を測定・確認不備の状態で放出される事象（測定・確認不備）」、異常事象③「系外漏えいにより海水希釈を経ず放出される事象（海水希釈未実施）」は適切な対策（測定・確認工程及び放出工程においてインターロックチェックを設けること、機器からの漏えい等が発生した場合には、巡視点検や漏えい検知器等で漏えい箇所を特定し、その上流にある弁を手動又は自動で閉止できること等）がとられており、発生しない。

他方、異常事象②「放出水中のトリチウム濃度が 1,500Bq/L 以上の状態又は海水希釈率が 100 倍未満の状態で放出される事象（海水希釈不十分）」では以下の事象が抽出されたため、影響評価を実施する。

- ・ 起因事象①「外部電源喪失」
- ・ 起因事象②「2, 3 台運転中の海水移送ポンプトリップ」

表一6 MLD を用いた分析結果 (1/5)

レベル1 頂上 事象	レベル2 異常事象 の定義 (OR 条件)	レベル3 具体的 事象 (OR 条件)	レベル4 起因事象			レベル5 対策 (AND 条件)	レベル6 影響	
			発生 タイミング	異常 カテゴリ	内容			
「意図しない形でALPS処理海水の放出」	①放射性質を測定・確認不備の状態で放出される事象(測定・確認不備)	サンプリング不備	測定・確認工程	人的過誤	採水対象のタンク群選択時、選択誤り (ダブリアクション入力に失敗)	<ul style="list-style-type: none"> ・インターロックチェックを設ける ・採水時、弁の開閉状態を確認 	(防止)	
				設備(静的)	対象タンク群以外のタンク群の水が、採水箇所に入混入する			<ul style="list-style-type: none"> ・タンク出入口弁をそれぞれで二重化 ・採水時、弁の開閉状態を確認 ・循環ライン切替について、適切な時期での時間基準保全を実施
			測定・確認工程	人的過誤	分析に依頼するサンプルを間違える	<ul style="list-style-type: none"> ・作業員と分析員で分析指示書及び試料ボトルの架合せを実施 	(防止)	
				人的過誤	分析の手順を誤る	<ul style="list-style-type: none"> ・社内の分析結果と第三者機関の分析結果の架合せを実施 		(防止)
			測定・確認工程	人的過誤	異なるサンプルの分析結果を、液体廃棄物等の排水管理を所管するGMに通知	<ul style="list-style-type: none"> ・転記なしに基幹システム内でデータを通知 ・分析員等により結果のトレンド等を確認 	(防止)	
				人的過誤	分析結果から異常値を見落とす	<ul style="list-style-type: none"> ・分析員は至近のトレンドから異常値を検出 ・分析・データ評価を所管するGMは、過去の分析結果等から異常値を検出 		(防止)
			測定・確認工程	試料の均質化不足	人的過誤	異なるサンプルの分析結果を、当直長に通知	<ul style="list-style-type: none"> ・転記なしに基幹システム内でデータを通知 ・分析員等により結果のトレンド等を確認 	
					設備(静的)	攪拌機器、循環ポンプ停止(故障)による攪拌、循環不足	<ul style="list-style-type: none"> ・攪拌機器停止により循環運転停止 ・監視・制御装置にて、定期的な運転状態の確認を実施 	(防止)
			放出工程	放出タンク誤り	設備(静的)	循環ポンプ流量低下による循環不足	<ul style="list-style-type: none"> ・循環ポンプ流量低で循環ポンプ停止のインターロックが動作 ・監視・制御装置にて、定期的な流量確認を実施 	
					人的過誤	放出対象のタンク群選択時、選択誤り (ダブリアクション入力に失敗)	<ul style="list-style-type: none"> ・インターロックチェックを設ける ・放出操作前に分析結果と対象タンクを照合 	(防止)

対策→青字：設計面，緑字：運用面

表一6 MLD を用いた分析結果 (2/5)

レベル1 頂上 事象	レベル2 異常事象 の定義 (OR 条件)	レベル3 具体的 事象 (OR 条件)	レベル4 起因事象			レベル5 対策 (AND 条件)	レベル6 影響
			発生 タイミング	異常 カテゴリ	内容		
「意図 しない 形での ALPS 処 理水の 海洋放 出」	②放出水中 のトリチウ ム濃度が 1,500Bq/L 以上の状態 又は海水希 釈率が100 倍未満の状 態で放出さ れる事象 (海水希釈 不十分)	希釈不備	測定 ・確認 工程	人的 過誤	監視・制御装置にトリチウム濃度を登録する際、実際の値より低めの値を誤入力する (⇒FCV の開度が大きくなる) 外部電源喪失	・スキヤナ等により、機械的にトリチウム濃度を監視・制御装置に入力 ・機械的に監視・制御装置に読み込ませた値について、復数人でチェック	(防止)
			放出 工程	設備 (静的)	海水移送ポンプ2,3台 運転中に電源盤 (M/C) 故障	・電源喪失時、緊急遮断弁-1 (MO) は自動閉 ・電源喪失時、緊急遮断弁-2 (AO) は自動閉 ・タンク出入口手動弁の設置により閉可能	
			設備 (静的)	海水移送ポンプ2,3台 運転中に電源盤 (M/C) 故障	・海水移送ポンプ故障時、緊急遮断弁-1 (MO) は自動閉 ・海水移送ポンプ故障時、緊急遮断弁-2 (AO) は自動閉 ・海水流量計にて一定以上流量が低下時、緊急遮断弁-1 (MO) は自動閉 ・海水流量計にて一定以上流量が低下時、緊急遮断弁-2 (AO) は自動閉 ・タンク出入口手動弁により閉可能 ・演算器の二重化	(1)緊急遮断弁の単一故障を仮定した放出	
			設備 (動的)	海水移送ポンプ2, 3台運転中にポンプ故障	(同上)	(1)緊急遮断弁の単一故障を仮定した放出	

対策→青字：設計面、緑字：運用面

表一6 MLD を用いた分析結果 (3/5)

レベル1 頂上 事象	レベル2 異常事象 の定義 (OR 条件)	レベル3 具体的 事象 (OR 条件)	レベル4			レベル5 対策 (AND 条件)	レベル6 影響	
			発生 タイミング	異常 カテゴリ	内容			
「意図 しない 形での ALPS 処 理水の 海洋放 出」	②放出水中 のトリチウ ム濃度が 1,500Bq/L 以上の状態 又は海水希 釈率が 100 倍未満の状 態で放出さ れる事象 (海水希釈 不十分)	希釈不備	放出 工程	設備 (静的)	海水流量計の指示値に 異常が発生するが、 インターロックが 動作しない	<ul style="list-style-type: none"> 海水流量計について、適切な時期での時間基準保全を実施 計器が故障した場合は警報を発生させる 海水移送ポンプ 2 台もしくは 3 台の流量指示値の偏差を監視し、計器誤差を超えるような偏差が確認された場合は警報を発生させる 	(防止)	
				設備 (静的)	ALPS 処理水流量計の指示値 に異常が発生する (FCV の開度が適切ではなく なる) が、インターロックが 動作しない	<ul style="list-style-type: none"> ALPS 処理水流量計について、適切な時期での時間基準保全を実施 ALPS 処理水流量計の二重化 計器が故障した場合は警報を発生させる 設定した希釈倍率に応じた上限流量を設定し、上限流量に達した場合は警報を発生させる 		(防止)
				設備 (静的)	FCV の故障 (弁体の故障などの機械的 故障)	<ul style="list-style-type: none"> ALPS 処理水流量の指示値が、監視・制御装置の計算値に近づかない場合、緊急遮断弁を動作させるインターロックを設置 ALPS 処理水流量計の二重化 緊急遮断弁-1 (M0) の設置により閉可能 緊急遮断弁-2 (A0) の設置により閉可能 タンク出入口手動弁により閉可能 演算器の二重化 		
	設備 (静的)	海水流量計の下流の フランジ部で漏えいが発生	<ul style="list-style-type: none"> 要求機能に対して、十分に余裕を持たせた容量の海水移送ポンプを採用 定期的な監視点検の実施 	(防止)				

対策→青字；設計面，緑字；運用面

表一6 MLD を用いた分析結果 (4/5)

レベル1 頂上 事象	レベル2 異常事象 の定義 (OR 条件)	レベル3 具体的 事象 (OR 条件)	レベル4			レベル5 対策 (AND 条件)	レベル6 影響
			発生 タイミング	異常 カテゴリ	内容		
「意図 しない 形での ALPS 処 理水の 海洋放 出」	③系外漏え いにより海 水希釈を 経ずる事 象(海 水希釈未 実施)	漏えい	常時 (点検 中含 む)	設備 (静的)	【参考】 タンク3群全壊※	<ul style="list-style-type: none"> 表一1で示した自然現象が発生した場合には、 システムを停止 	機能喪失に よる影響 評価を実施 (「II 2.50 ALPS 処理水 希釈放出設 備及び関連 施設」参照)
					【参考】 移送配管破断※		
			常時 (点検 中含 む)	設備 (静的)	循環配管フランジ部からの 漏えい	<ul style="list-style-type: none"> 定期的な巡視点検の実施 PE 管同士の接続は融着構造とする フランジ部のあるタンク周辺に基礎外周堰を 設置 フランジ部のある ALPS 処理水移送ポンプ周辺 に堰、漏えい検知器を設置。 フランジ部のあるベント弁に鋼製のカバーと 漏えい検知器を設置。漏えい検知器は二重化す る。 	(防止)

※：本設備の耐震クラス (Cクラス) を上回る地震等の発生を想定

対策→青字；設計面，緑字；運用面

表一6 MLDを用いた分析結果 (5/5)

レベル1 頂上 事象	レベル2 異常事象 の定義 (OR条件)	レベル3 具体的 事象 (OR条件)	レベル4			レベル5 対策 (AND条件)	レベル6 影響
			発生 タイミング	異常 カテゴリ	内容		
「意図 しない 形での ALPS処 理水の 海洋放 出」	③系外漏え いにより海 水希釈を 経ず放出 される事 象(海 水希釈未 実施)	漏えい	常時 (点 検中 含む)	設備 (静的)	M0遮断弁～A0遮断弁の間で 移送配管フランジ部からの 漏えい	<ul style="list-style-type: none"> 定期的な巡視点検の実施 PE管同士の接続は融着構造とする フランジ部のあるM0弁/A0弁周辺に堰を設置 	(防止)
			常時 (点 検中 含む)	設備 (静的)	A0遮断弁～海水配管ヘッダ の間で移送配管フランジ部 からの漏えい	<ul style="list-style-type: none"> 定期的な巡視点検の実施 PE管同士の接続は融着構造とする フランジ部のあるA0弁周辺に堰を設置 	(防止)
			放出 工程	設備 (静的)	緊急遮断弁-2 (A0弁) に 対して、駆動源 (圧縮空気) の喪失, 誤作動等による受入 れタンク溢水	<ul style="list-style-type: none"> 定期的な巡視点検の実施 A0弁のリミットスイッチにより, 放水先の切 り替えを検知可能 (放出停止インターロック有*) 圧縮空気の圧力計から A0 弁の動作を検知可 能 (放出停止インターロック有*) 受入れタンクに水位計 (電極式) を設置 (検 知のみ) 	(防止)
			放出 工程	設備 (動的)	放出中, 停止側の 緊急遮断弁-2 (A0弁) の 前弁シートパスによる 受入れタンク溢水	<ul style="list-style-type: none"> 定期的な巡視点検の実施 受入れタンクに水位計 (電極式) を設置 (検 知のみ) 受入れタンク周辺に堰を設置 (漏えい検知器 有) 	(防止)

※: 図一17における停止フローと同様のインターロックによる放出停止

対策→青字; 設計面, 緑字; 運用面

1.9.5.2 不具合の発生時の影響評価

1.9.5.1 での MLD の分析により、ALPS 処理水希釈放出設備を構成する機器等の機能喪失状態を踏まえ、異常事象②「放出水中のトリチウム濃度が 1,500Bq/L 以上の状態又は海水希釈率が 100 倍未満の状態」で放出される事象（海水希釈不十分）」として抽出された以下の事象について、影響評価を実施する。

- ・ 起因事象①「外部電源喪失」
- ・ 起因事象②「2,3 台運転中の海水移送ポンプトリップ※」

※：トリップの原因として、電源盤故障およびポンプ故障を抽出

1.9.5.2.1 異常事象における初期条件の設定

抽出された起因事象について、ALPS 処理水の放出量の観点で最も厳しくなる初期条件及び機器の条件を以下の通り設定する。

初期条件

異常事象②「放出水中のトリチウム濃度が 1,500Bq/L 以上の状態又は海水希釈率が 100 倍未満の状態」で放出される事象（海水希釈不十分）」は、ALPS 処理水の海洋放出中に発生することから、通常運転状態を想定する。

機器の条件

通常運転状態であるため、ALPS 処理水の流量は、ALPS 処理水流量調整弁にて 500m³/日に制御する計画である（500m³/日を上回った場合に海洋放出を停止するインターロックも設定）が、ここでは保守的に ALPS 処理水移送ポンプ単体の機器スペックである 720m³/日とする。

海水移送ポンプは 2 台運転（34 万 m³/日）とし、起因事象①、②により海水移送ポンプに供給する動力等が停止しても、慣性力により海水希釈は継続されると想定されるが、保守的にこれを考慮しないこととする。

1.9.5.2.2 異常事象に対処するための設備及びその作動条件

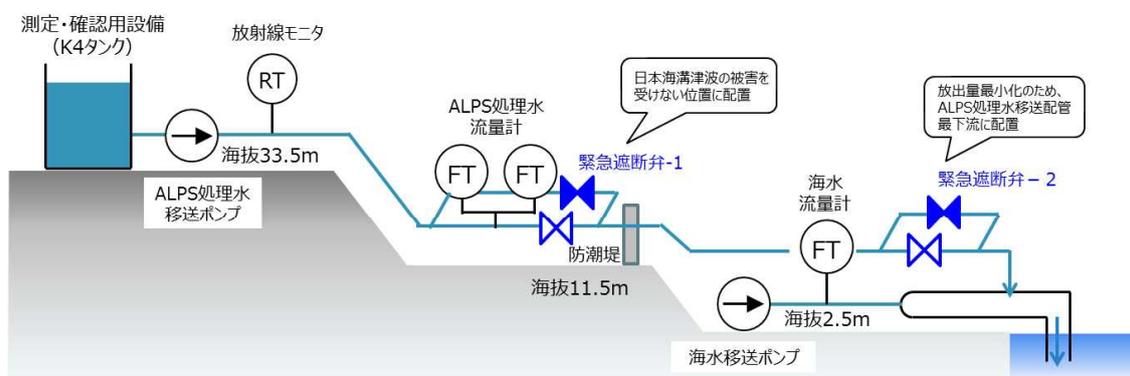
異常事象に対処するために必要な設備は、ALPS 処理水の海洋放出を直ちに停止させる緊急遮断弁及びその作動に必要なロジック回路とする。

また、緊急遮断弁を作動させる信号の応答時間や緊急遮断弁が全閉となる時間は、評価結果が厳しくなるような時間を設定する。

なお、緊急遮断弁の設置位置や作動方法等は、表－7、図－22の通り。

表－7 緊急遮断弁の設計

設計	緊急遮断弁-1	緊急遮断弁-2
設置位置	津波被害の受けない位置	弁作動時の放出量最小化のため、ALPS 処理水移送配管の最下流
作動方式	M0 方式 (開→閉時間：10 秒)	A0 方式 (開→閉時間：2 秒)
設計の考え方	2 系列設置し、不具合・保守時には前後の手動弁で系統切替可能とし、設備稼働率を維持	(同左)



図－22 緊急遮断弁の設置位置のイメージ

1.9.5.2.3 異常事象における単一故障等の仮定

異常事象に対処するために必要な設備については、動的機器に対して、評価の結果が最も厳しくなるような単一故障等を仮定する。静的機器については、異常事象発生後、長時間（24時間以上）使用する場合は、その単一故障等を仮定する。

具体的には 1.9.5.1 の MLD の分析により抽出された、起因事象①「外部電源喪失」と②「2,3台運転中の海水移送ポンプトリップ」のいずれの事象も、緊急遮断弁によって海洋放出を停止することが、「意図しない形での ALPS 処理水の海洋放出」の対策となっている。ALPS 処理水希釈放出設備においては、これらの起因事象が発生した際に、海洋放出を停止する機能を有する緊急遮断弁が、異常事象に対処するために必要な設備となっている。

このことから、緊急遮断弁に対して、評価結果が最も厳しくなるような単一故障等を仮定する。

単一故障等の仮定

弁作動時の放出量最小化のため、ALPS 処理水移送配管の最下流に設置かつ A0 方式で開→閉時間が 2 秒と最短である緊急遮断弁-2 の単一故障を想定する。

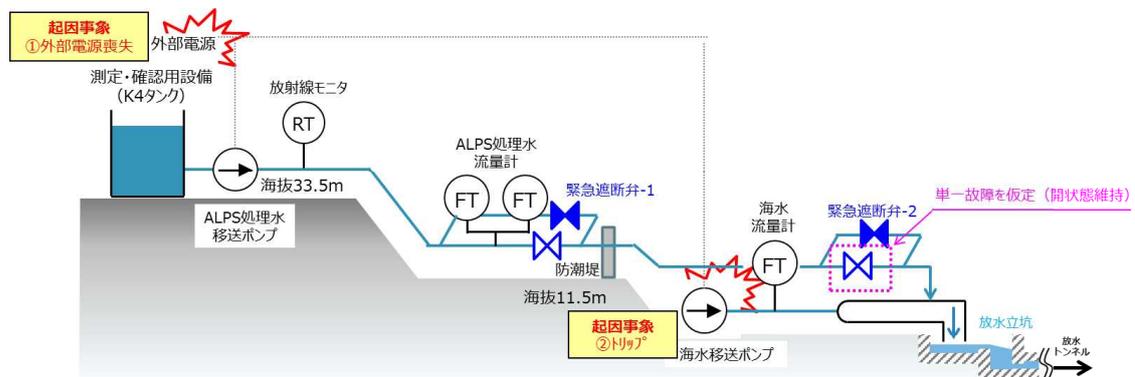


図-23 異常事象発生時の設備の状態と単一故障等のイメージ

1.9.5.2.4 異常事象発生時の評価

ここでは、1.9.5.2.1～1.9.5.2.3 で設定した条件を基に、ALPS 処理水の放出量进行评估する。

(1) 起回事象①「外部電源喪失」による ALPS 処理水の放出量評価

ALPS 処理水の海洋放出中に、送電システムの故障等により「外部電源喪失」が発生した場合、海水移送ポンプと ALPS 処理水移送ポンプがそれぞれ停止するものの、ALPS 処理水の放出については、タンクの水頭圧、高低差等により移送が継続され、希釈不足で ALPS 処理水が海洋に放出される事象を想定する。

なお、本事象が発生した場合には、緊急遮断弁へ供給する電源も喪失するため、当該弁の持つフェイルクローズの機能により、緊急遮断弁-1 が全閉となることで、外部電源が喪失してから少なくとも 10 秒後には海洋放出が停止される。

評価結果

緊急遮断弁-1～海水配管ヘッダ間（約 130m）の内包水（約 1.02m^3 ）と、緊急遮断弁-1 が閉動作するまでの 10 秒間に、保守的に ALPS 処理水移送ポンプの慣性力により移送が継続されることを想定した場合の ALPS 処理水の量（約 0.08m^3 ）を加えた、約 1.1m^3 の ALPS 処理水が希釈不足で放出される。（図-24 参照）

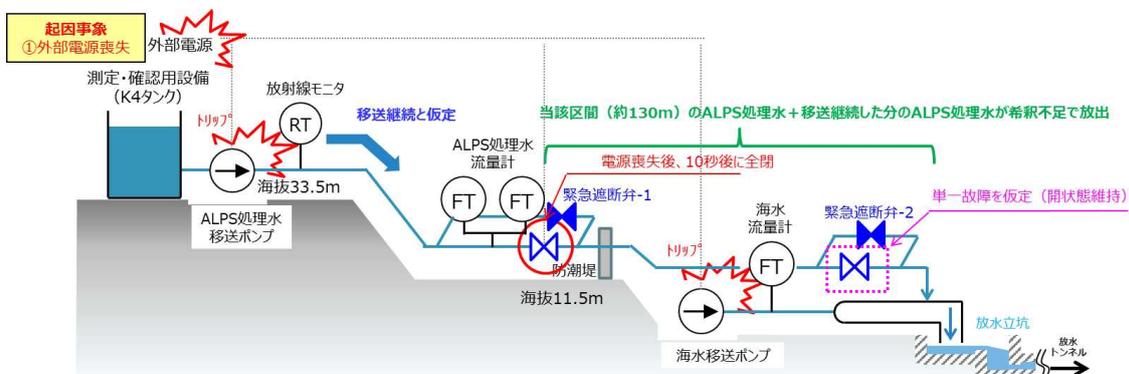


図-24 起回事象①「外部電源喪失」時の異常事象のイメージ

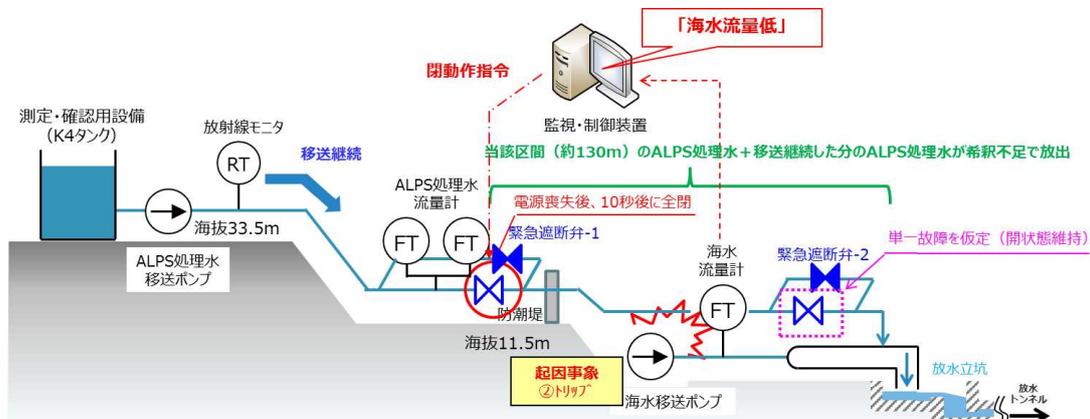
(2) 起回事象②「2, 3 台運転中の海水移送ポンプトリップ」による ALPS 処理水の放出量評価

ALPS 処理水の海洋放出中に、「2, 3 台運転中の海水移送ポンプトリップ」が発生することにより、ALPS 処理水を希釈するための海水流量が減少する事象を想定する。

本事象は「海水流量低」もしくは、「海水移送ポンプトリップ」の信号により、緊急遮断弁が動作する条件となっている。ただし、海水移送ポンプトリップは電源盤のリレーで動作するため時定数がないものの、海水流量低の場合は流量計測に時定数（4 秒）があることから、当該時間を含めると「海水流量低」の方が保守的となる。そのため、海水移送ポンプもしくは電源盤の故障によりポンプトリップが発生してから、海水流量計が流量を計測し、監視・制御装置に伝送し、監視・制御装置から緊急遮断弁への動作指令が出るまでの時間を包括する 5 秒とし、弁の全閉時間の 10 秒間を合わせて、少なくとも 15 秒後には海洋放出が停止される。

評価結果

緊急遮断弁-1～海水配管ヘッダ間（約 130m）の内包水（約 1.02m³）と、緊急遮断弁-1 が閉動作するまでの 15 秒後に、ALPS 処理水移送ポンプから移送される ALPS 処理水の量（約 0.12m³）を加えた、約 1.2m³ の ALPS 処理水が希釈不足で放出される。（図－25 参照）



図－25 起回事象②「2, 3 台運転中の海水移送ポンプトリップ」時の異常事象のイメージ

1.9.5.3 まとめ

今回抽出した異常事象については、その発生から少なくとも 15 秒後には、緊急遮断弁-1 により収束される。また、今回評価した放出量（最大約 1.2m³）は、現在計画している ALPS 処理水放出量（最大 500m³/日）と比較すると十分少ない量であることから、ALPS 処理水希釈放出設備の設計・運用は妥当である。

以上

2 放射性廃棄物等の管理に関する補足説明

2.1 放射性廃棄物等の管理

2.1.1 放射性固体廃棄物等の管理

2.1.1.1 概要

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

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

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

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

*1：1～6号機、廃棄物集中処理建屋の使用済樹脂（ビーズ状の樹脂）

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

2.1.1.2 基本方針

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

また、これまでの発生実績や今後の作業工程から発生量を想定し、適切に保管エリアを確保し管理していくとともに、持込抑制等の発生量低減、放射性固体廃棄物等の再利用・リサイクル、減容や保管効率の向上のための具体的な方策等を検討していく。

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

以後の恒久的な貯蔵設備での保管計画については、必要な保管容量を確保するような貯蔵設備の増設や減容設備等の設置計画を具体化するとともに、個々の設備の仕様が明確になった段階で実施計画に反映していくこととする。

2.1.1.3 対象となる放射性固体廃棄物等と管理方法

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

(1) 区分

a. 放射性固体廃棄物

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

b. 事故後に発生した瓦礫等

瓦礫類、伐採木、使用済保護衣等

(2) 運用

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

- ・濃縮廃液（セメント固化体、造粒固化体（ペレット固化体）、その他雑固体廃棄物
固体廃棄物貯蔵庫（容器収納、大型廃棄物への開口部閉止措置）
 - ・原子炉内で照射された使用済制御棒、チャンネルボックス等、使用済樹脂、フィルタスラッジ、濃縮廃液（造粒固化体（ペレット））
サイトバンカ、使用済燃料プール、使用済燃料共用プール、使用済樹脂貯蔵タンク等
 - ・瓦礫類
固体廃棄物貯蔵庫（容器収納、大型瓦礫類への飛散抑制措置）、覆土式一時保管施設（容器未収納）、屋外集積（容器収納、シート等養生、養生なし）
 - ・伐採木
屋外集積（養生なし）、伐採木一時保管槽（容器未収納）
 - ・使用済保護衣等
固体廃棄物貯蔵庫（容器収納、袋詰め）、屋外集積（容器収納、袋詰め）
- 上記の放射性固体廃棄物等について、以下の管理を実施する。

a. 放射性固体廃棄物

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

i. 処理・保管

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

ii. 管理

(i) 巡視, 保管量確認

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

(ii) 管理上の注意事項の掲示

固体廃棄物貯蔵庫の目につきやすい場所に管理上の注意事項を掲示する。

iii. 貯蔵能力

固体廃棄物貯蔵庫(第1棟~第9棟)は, 200ℓドラム缶約394,500本相当を貯蔵保管する能力を有し, 2022年3月現在の保管量は固体廃棄物貯蔵庫で約188,600本相当である。

固体廃棄物貯蔵庫の一部を瓦礫類の一時保管エリアに使用することにより, 放射性固体廃棄物の貯蔵能力はドラム缶約318,500本相当となるが, 想定保管量は2025年3月においてドラム缶約267,100本相当と見込んでおり, 放射性固体廃棄物の保管に支障はないものとする。

(b) 原子炉内で照射された使用済制御棒, チャンネルボックス等

i. 貯蔵保管

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

ii. 管理

(i) 巡視, 貯蔵保管量確認

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

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

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

(ii) 管理上の注意事項の掲示

サイトバンカの目につきやすい場所に管理上の注意事項を掲示する。

iii. 貯蔵能力

サイトバンカは, 原子炉内で照射された使用済制御棒, チャンネルボックス等を約4,300m³保管する能力を有し, 2022年3月現在の保管量は, 制御棒約61m³, チャンネルボックス等約265m³, その他約193m³である。

(c)使用済樹脂，フィルタスラッジ，濃縮廃液（造粒固化体（ペレット））

i. 処理・貯蔵保管

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

また，濃縮廃液（造粒固化体（ペレット））は，造粒固化体貯槽に保管する。

ii. 管理

(i) 巡視，貯蔵保管量確認

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

貯蔵量については，事故前の貯蔵量の推定値にて確認する。

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

なお，6号機原子炉建屋付属棟の地下設置分については，滞留水により没水しているため監視はできないことから，貯蔵設備に対する滞留水の影響について確認しており

(Ⅱ.2.33 添付資料－3参照)，貯蔵量については，事故前の貯蔵量の推定値にて確認する。

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

b. 事故後に発生した瓦礫等

(a) 瓦礫類

i. 処理・一時保管

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

たは再利用する。

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

発電所敷地内で発生する瓦礫類の処理フローを図2. 1. 1-3に示す。

ii. 飛散抑制対策

表面線量率が目安値を超える瓦礫類については、飛散抑制対策を実施する。

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

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

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

iii. 管理

(i) 区画

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

(ii) 線量率測定

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

(iii) 空気中放射性物質濃度測定

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

(iv) 遮蔽

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

(v) 巡視、保管量確認

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

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

(vi) 覆土式一時保管施設における確認

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

覆土式一時保管施設における測定ポイント、測定結果表示箇所予定位置図を図2.

1. 1-4に示す。

(vii) 高線量の瓦礫類の一時保管における措置

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

iv. 貯蔵能力

2022年3月現在の瓦礫類の一時保管エリアの保管容量は、約 369,900m³ であり、保管量は、約 321,900m³ である。また、2025年3月においては、保管容量約 598,000m³ に対して、想定保管量は、約 483,600m³ と見込んでおり、2025年3月までの保管容量は総量として確保されるものとする。

(b) 伐採木

i. 処理・一時保管

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

なお、伐採木一時保管槽においては、覆土をすることにより線量低減を図る。

ii. 防火対策

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

(i) 枝葉根

枝葉根については、微生物による発酵と酸化反応による発熱が考えられることから、屋外集積を行う枝葉根は、温度上昇を抑えるため積載高さを5m未満とし、通気性を確

保するとともに、定期的な温度監視を行い、必要に応じて水の散布や通気性を良くするために積載した枝葉根の切り崩しを行う。

伐採木一時保管槽に収納する減容された枝葉根は、温度上昇を抑えるため収納高さを約3mとするとともに、覆土・遮水シートを敷設することで酸素の供給を抑制し、保管槽へのガスの滞留を防ぐためにガス抜き管を設置する。また、定期的な温度監視を行い、温度上昇が見受けられた場合はガス抜き管より窒素を注入し、温度低下を図るとともに、窒素による窒息効果により自然発火のリスクを抑える。

(ii) 幹根

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

iii. 飛散抑制対策

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

iv. 管理

(i) 区画

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

(ii) 線量率測定

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

(iii) 空気中放射性物質濃度測定

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

(iv) 遮蔽

作業員への被ばくや敷地境界線量に影響がある場合は遮蔽を行う。

(v) 巡視、保管量確認

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

表面線量率一覧表を表2. 1. 1-1-2に示す。

なお、伐採木一時保管槽は、定期的に温度監視を実施し、火災のおそれのある場合には冷却等の措置を実施する。また、外観確認により遮水シート等に異常がないことを定期的に確認する。地震や大雨等に起因し、施設の保管状態に異常が認められた場合には、損傷の程度に応じて、施設の修復や伐採木の移動、取り出しを行う。

v. 貯蔵能力

2022年3月現在の枝葉根の一時保管エリアの保管容量は、約47,600m³であり、保管量は、約38,200m³である。また、2025年3月においては、保管容量約47,600m³に対して、想定保管量は、約42,500m³と見込んでおり、2025年3月までの保管容量は確保されるものとする。

また、2022年3月現在の幹根の一時保管エリアの保管容量は、約128,000m³であり、保管量は、約101,600m³である。また、2025年3月においては、保管容量約128,000m³に対して、想定保管量は、約0m³と見込んでおり、2025年3月までの保管容量は確保されるものとする。

(c) 使用済保護衣等

i. 処理・一時保管

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

ii. 管理

(i) 区画

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

(ii) 線量率測定

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

(iii) 空气中放射性物質濃度測定

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

(iv) 遮蔽

作業員への被ばくや敷地境界線量に影響がある場合は遮蔽を行う。

(v) 巡視、保管量確認

一時保管エリアにおける使用済保護衣等の一時保管状況を確認するために、定期的に一時保管エリアを巡視するとともに、一時保管エリアへの保管物の出入りに応じて定期的に保管量を確認する。また、使用済保護衣等の保管量集計においては、一時保管エリアの余裕がどれくらいあるかを把握するため、エリア占有率を定期的に確認する。一時保管エリアの保管容量、受入目安表面線量率一覧表を表 2.1.1-1-3 に示す。

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

iii. 貯蔵能力

2022年3月現在の使用済保護衣等の一時保管エリアの保管容量は、約 58,700m³であり、保管量は、約 29,000m³である。また、2025年3月においては、保管容量約 25,300m³に対して、想定保管量は、約 0m³と見込んでおり、2025年3月までの保管容量は確保されるものとする。

2.1.1.4 敷地境界線量低減対策

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

瓦礫類、伐採木において考えられる対策を以下に記載する。

a. 覆土式一時保管施設の設置、同施設への瓦礫類の移動

線量率の高い瓦礫類については、遮蔽機能のある覆土式一時保管施設に保管する。

b. 敷地境界から離れた場所への瓦礫類の移動

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

c. 伐採木への覆土

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

d. 一時保管エリアの仮遮蔽

一時保管エリアに保管中の瓦礫類に土嚢等により仮遮蔽を実施する。

e. 線量評価の見直し

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

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

エリア名称	保管物	保管容量(約 m ³)	受入目安表面線量率 (mSv/h)
固体廃棄物貯蔵庫 (第1棟)	瓦礫類	600	0.1
固体廃棄物貯蔵庫 (第2棟)	瓦礫類	3,200	5
固体廃棄物貯蔵庫 (第3棟～第8棟)	瓦礫類	15,000	>30
固体廃棄物貯蔵庫第9棟 地下2階	瓦礫類	15,300	>30
固体廃棄物貯蔵庫第9棟 地下1階	瓦礫類	15,300	30
固体廃棄物貯蔵庫第9棟 地上1階	瓦礫類	15,300	1
固体廃棄物貯蔵庫第10棟 10-A	瓦礫類	34,000	※1(ケース1)1 (ケース2)0.02
固体廃棄物貯蔵庫第10棟 10-B	瓦礫類	34,000	※1(ケース1)1 (ケース2)0.02
固体廃棄物貯蔵庫第10棟 10-C	瓦礫類	78,000	0.02
一時保管エリアA1	瓦礫類	4,300	0.01
一時保管エリアA2	瓦礫類	9,500	0.005
一時保管エリアB	瓦礫類	5,300	0.01
一時保管エリアC	瓦礫類	67,000	0.01(31,000m ³ 分) 0.025(35,000m ³ 分) 0.1(1,000m ³ 分)
一時保管エリアD	瓦礫類	2,700	0.02
一時保管エリアE1	瓦礫類	16,000	1
一時保管エリアE2	瓦礫類	1,200	2
一時保管エリアF1	瓦礫類	650	0.1
一時保管エリアF2	瓦礫類	6,400	0.1
一時保管エリアJ	瓦礫類	6,300	0.005
一時保管エリアL	瓦礫類	16,000	30
一時保管エリアN	瓦礫類	9,700	0.1
一時保管エリアO	瓦礫類	44,100	0.01(23,600m ³ 分) 0.1(20,500m ³ 分)
一時保管エリアP1	瓦礫類	62,700	0.1
一時保管エリアP2	瓦礫類	6,700	1
一時保管エリアU	瓦礫類	750	0.015(310m ³ 分) 0.020(110m ³ 分) 0.028(330m ³ 分)
一時保管エリアV	瓦礫類	6,000	0.1
一時保管エリアW	瓦礫類	11,600	1
一時保管エリアX	瓦礫類	7,900	1

※1: ケース1 瓦礫類の屋外保管の早期リスク低減のため,
今後増設する固体廃棄物貯蔵庫へ移送するまでの期間
ケース2 今後増設する固体廃棄物貯蔵庫へ移送完了後

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

エリア名称	保管物	保管容量(約 m ³)	受入目安表面線量率 (mSv/h)
一時保管エリアAA ^{※1}	瓦礫類	58,000	0.001
一時保管エリアBB	瓦礫類	44,790	0.01
一時保管エリアCC	瓦礫類	18,840	0.1
一時保管エリアDD1	瓦礫類	4,050	0.005
一時保管エリアDD2	瓦礫類	6,750	0.005
一時保管エリアEE1	瓦礫類	8,550	バックグラウンド線量率 と同等以下
一時保管エリアEE2	瓦礫類	6,300	0.005
一時保管エリアd	瓦礫類	1,890	0.1
一時保管エリアe	瓦礫類	6,660	0.1
一時保管エリアk ^{※1}	瓦礫類	9,450	0.01
一時保管エリアl ^{※1}	瓦礫類	7,200	0.005
一時保管エリアm	瓦礫類	4,380	1
一時保管エリアn	瓦礫類	8,720	1

※1：主に瓦礫類を保管するものの，使用済保護衣等の保管も行う。

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

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

表 2. 1. 1-1-3 一時保管エリアの保管容量, 受入目安表面線量率一覧表
【使用済保護衣等】

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

※1：主に瓦礫類を保管するものの、使用済保護衣等の保管も行う。



図2. 1. 1-1 一時保管エリア配置図

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

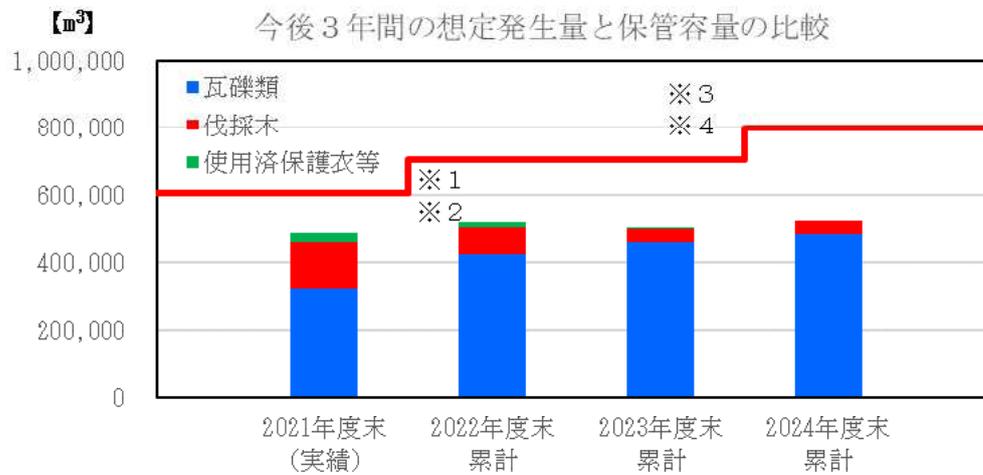


図2. 1. 1-2-1 瓦礫等の想定保管量

※1：瓦礫類一時保管エリアBB，CC，DD1，DD2，EE1，EE2，k，lの運用を開始することによる増加

※2：瓦礫類一時保管エリアAA，d，m，nの保管容量を増加させた運用を開始することによる増加

※3：瓦礫類一時保管エリアA2に保管を開始することによる増加

※4：固体廃棄物貯蔵庫第10-A棟，固体廃棄物貯蔵庫第10-B棟，固体廃棄物貯蔵庫第10-C棟の運用を開始することによる増加

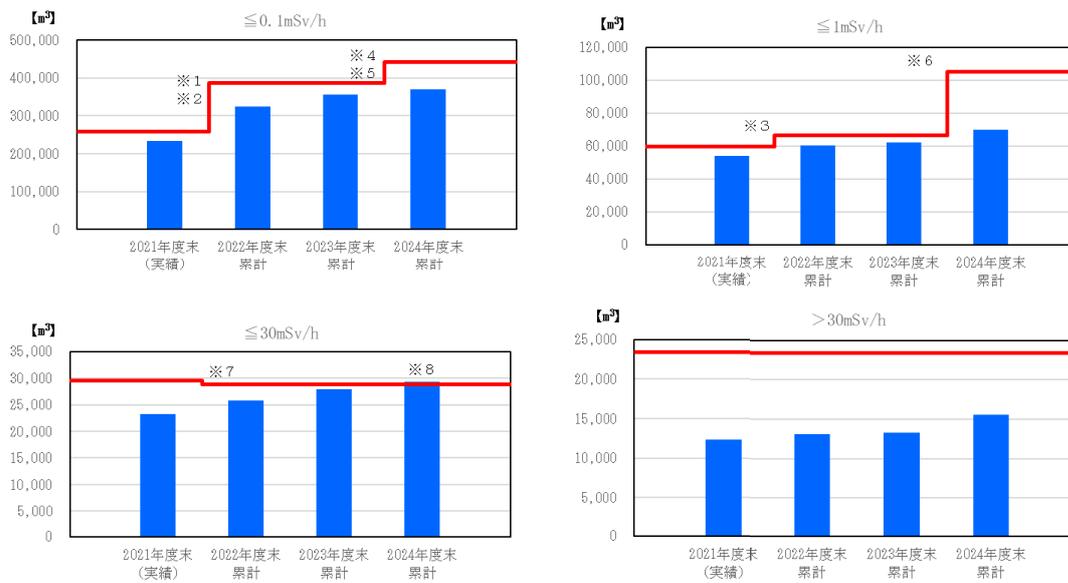


図2. 1. 1-2-2 瓦礫類の線量区分毎の想定保管量と保管容量の比較

※1：瓦礫類一時保管エリアBB，CC，DD1，DD2，EE1，EE2，k，lの運用を開始することによる増加

※2：瓦礫類一時保管エリアAA，dの保管容量を増加させた運用を開始することによる増加。瓦礫類一時保管エリアF1の受入目安表面線量率変更に伴う増加

※3：瓦礫類一時保管エリアm，nの保管容量を増加させた運用を開始することによる増加

※4：瓦礫類一時保管エリアA2に保管を開始することによる増加

※5：固体廃棄物貯蔵庫第10-C棟の運用を開始することによる増加

※6：固体廃棄物貯蔵庫第10-A棟，固体廃棄物貯蔵庫第10-B棟の運用を開始することによる増加

※7：瓦礫類一時保管エリアF1の受入目安表面線量率変更に伴う減少

※8：超過分は上位の線量区分へ移動させることで，保管容量の超過を回避

※：固体廃棄物貯蔵庫第9棟の保管容量は容器収納での保管を前提に，8,400m³/階で想定

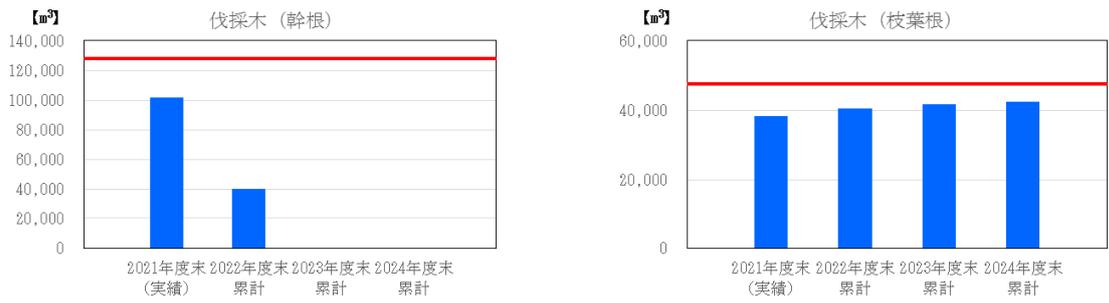


図 2. 1. 1-2-3 伐採木の想定保管量と保管容量の比較

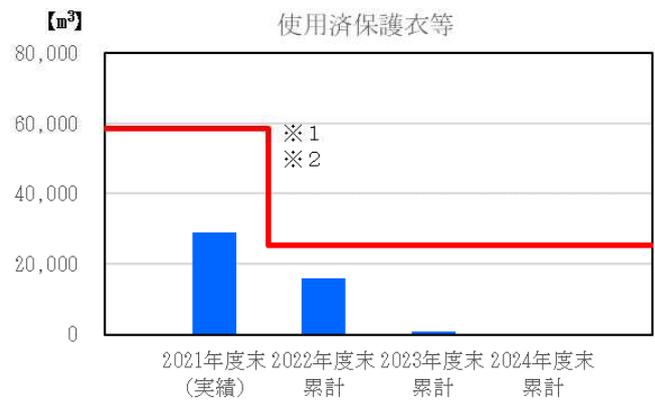


図 2. 1. 1-2-4 使用済保護衣等の想定保管量と保管容量の比較

※1：一時保管エリア AA, k, l は、瓦礫類と使用済保護衣等を保管するが、主に瓦礫類の保管をすることから、その保管容量は除外

※2：一時保管エリア c, g の解除及び一時保管エリア i の一部を瓦礫類一時保管エリア AAへ変更することによる減少

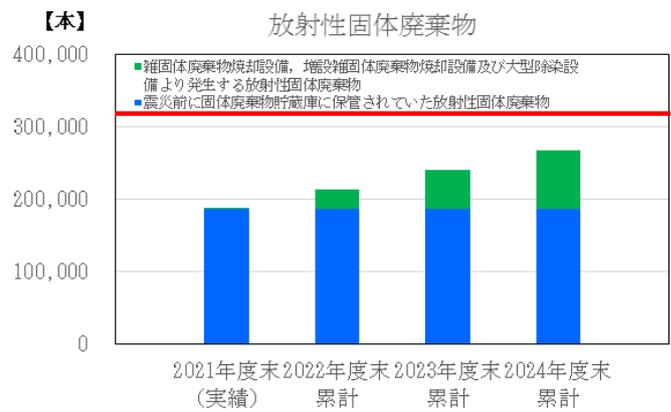


図 2. 1. 1-2-5 放射性固体廃棄物の想定発生量と保管容量の比較

※: 固体廃棄物貯蔵庫第9棟の保管容量は金属容器での収納を前提に、200ℓドラム缶 65,800 本相当/階で想定

表 2. 1. 1-2-1 想定保管量^{※1}の内訳（瓦礫等）

単位：m³

	瓦礫類	伐採木		使用済保護衣等	合計 ^{※2}
		幹根	枝葉根		
2021 年度末(実績)	321,900	101,600	38,200	29,000	490,700
2022 年度末累計	424,200	40,600	40,500	16,000	521,200
2023 年度末累計	459,200	0	41,600	800	501,600
2024 年度末累計	483,600	0	42,500	0	526,100

表 2. 1. 1-2-2 保管容量の内訳（瓦礫等）

単位：m³

	瓦礫類	伐採木		使用済保護衣等	合計 ^{※2}
		幹根	枝葉根		
2021 年度末(実績)	369,900	128,000	47,600	58,700	604,200
2022 年度末累計	504,900	128,000	47,600	25,300	705,800
2023 年度末累計	504,900	128,000	47,600	25,300	705,800
2024 年度末累計	598,000	128,000	47,600	25,300	798,900

表 2. 1. 1-2-3 想定保管量^{※1}の内訳（瓦礫類線量区分）

単位：m³

線量区分	≤0.1mSv/h	≤1mSv/h	≤30mSv/h	>30mSv/h	合計 ^{※2}
2021 年度末(実績)	232,500	53,800	23,300	12,400	321,900
2022 年度末累計	325,000	60,200	25,800	13,100	424,200
2023 年度末累計	355,600	62,300	28,000	13,300	459,200
2024 年度末累計	368,700	70,100	29,300	15,500	483,600

表 2. 1. 1-2-4 保管容量の内訳（瓦礫類線量区分）

単位：m³

線量区分	≤0.1mSv/h	≤1mSv/h	≤30mSv/h	>30mSv/h	合計 ^{※2}
2021 年度末(実績)	257,400	59,700	29,500	23,400	369,900
2022 年度末累計	386,300	66,400	28,800	23,400	504,900
2023 年度末累計	386,300	66,400	28,800	23,400	504,900
2024 年度末累計	440,900	104,900	28,800	23,400	598,000

表 2. 1. 1-2-5 想定保管量^{※1}及び保管容量の内訳（放射性固体廃棄物）

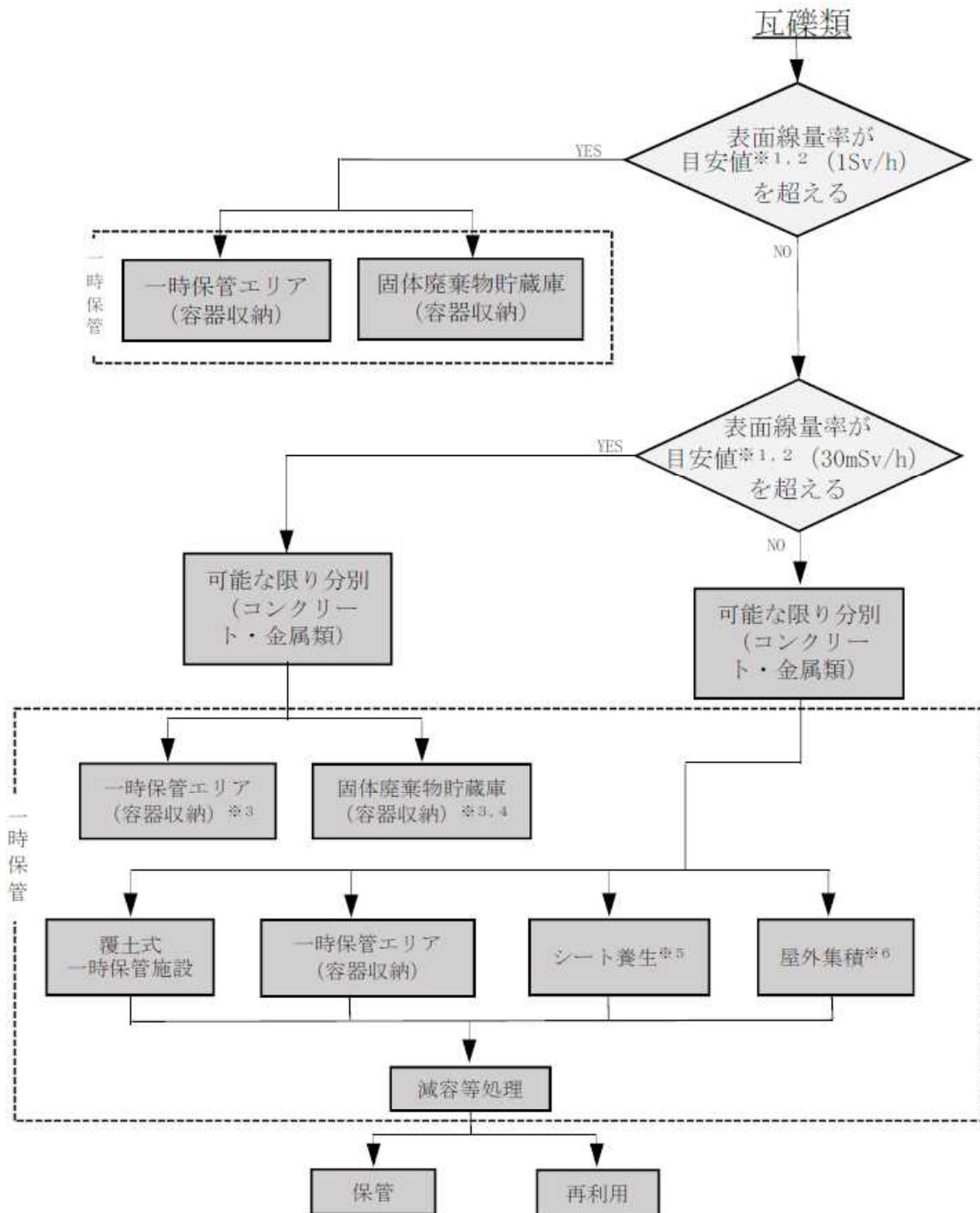
単位：本

	想定保管量			保管容量 ^{※3} (固体廃棄物貯蔵庫第1棟～第9棟)
	震災前に固体廃棄物貯蔵庫に保管されていた放射性固体廃棄物	雑固体廃棄物焼却設備、増設雑固体廃棄物焼却設備及び大型除染設備より発生する放射性固体廃棄物	合計 ^{※3}	
2021 年度末(実績)	185,800	2,700	188,600	318,500
2022 年度末累計	185,800	27,600	213,400	318,500
2023 年度末累計	185,800	54,700	240,500	318,500
2024 年度末累計	185,800	81,300	267,100	318,500

※1：想定保管量は、至近の工事計画及び中長期ロードマップ等から工事を想定して算出している。

※2：端数処理で100m³未満を四捨五入しているため、合計値が合わないことがある。

※3：端数処理で100本未満を四捨五入しているため、合計値が合わないことがある。



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

図2. 1. 1-3 発電所敷地内で発生する瓦礫類の処理フロー

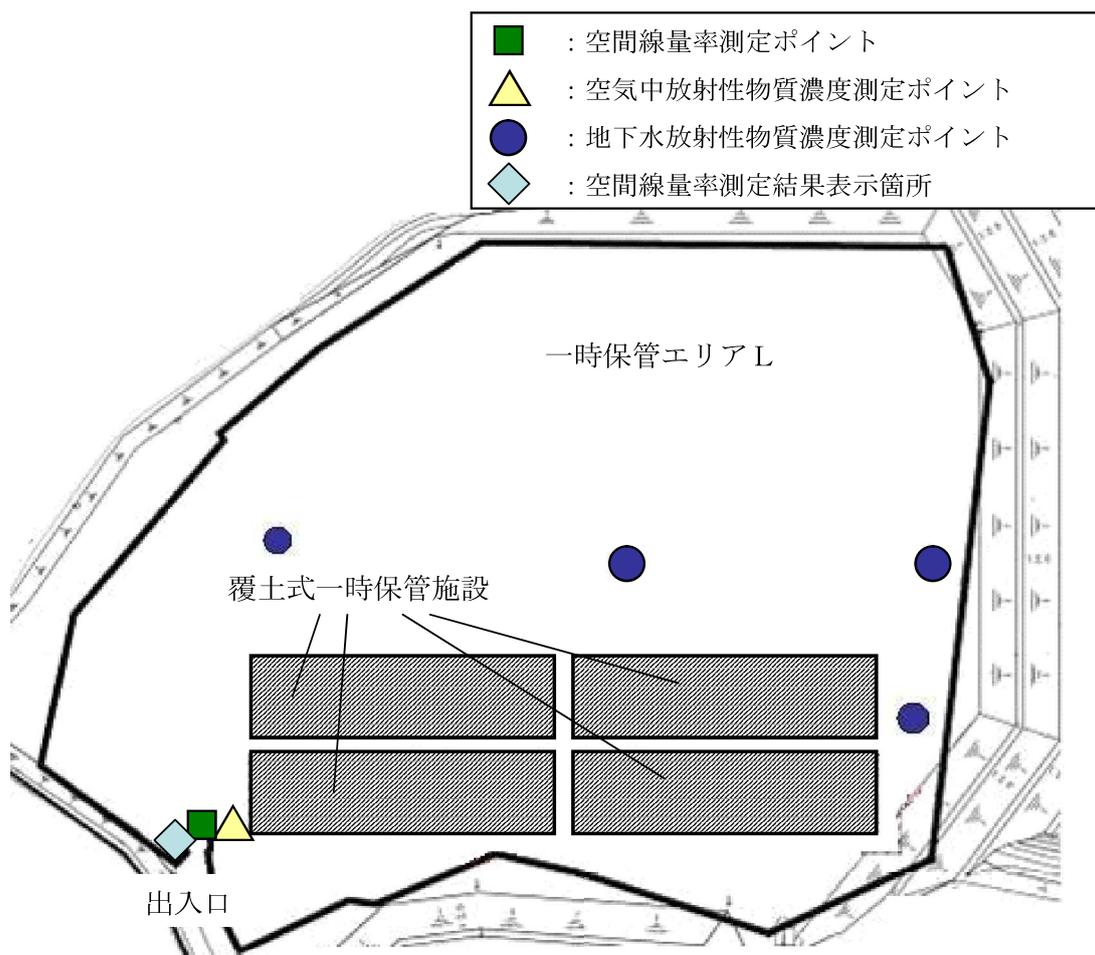


図2. 1. 1-4 覆土式一時保管施設における測定ポイント，測定結果表示箇所予定位置図

2.1.2 放射性液体廃棄物等の管理

2.1.2.1 概要

(1) 放射性液体廃棄物（事故発災前に稼働していた系統の液体）

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

(2) 放射性液体廃棄物等（事故発災後に発生した液体）

事故発災後に発生した放射性液体廃棄物等は、以下のものがある。

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

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

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

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

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

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

地下水バイパスの実施に伴い汲み上げた地下水は、管理して排水する。

汚染水タンクエリアの堰内に貯まった雨水は、管理して排水、若しくは構内散水する。なお、堰内雨水が散水の基準を超えた場合は雨水処理設備により浄化処理を行う。

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

2.1.2.2 基本方針

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

詳細は「2.1.2.3 (5)排水管理の方法」に定める。

2.1.2.3 対象となる放射性液体廃棄物等と管理方法

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

(1) 発生源

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

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

(2) 浄化処理

① 多核種除去設備による浄化処理

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

② 1～4号機の浄化処理

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

③ 5・6号機の浄化処理

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

④ サブドレン水及び地下水ドレン水の浄化処理

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

⑤ 堰内雨水の浄化処理

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

(3) 貯蔵管理

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

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

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

高レベル滞留水は処理装置（セシウム吸着装置、第二セシウム吸着装置、第三セシウム吸着装置、除染装置）、淡水化装置（逆浸透膜装置、蒸発濃縮装置）により処理され、水処理により発生する処理済水は中低濃度タンク（サプレッション・プール水サージタンク、廃液RO供給タンク、RO後濃縮塩水受タンク、濃縮廃液貯槽、RO及び蒸発濃縮装置後

淡水受タンク) に貯蔵管理する。

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

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

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

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

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

(4) 再利用

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

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

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

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

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

② 浄化ユニットにより浄化処理した水

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

堰内雨水について、当面、排水方法が確定するまでは、排水時と同様の確認を行い、処理水を構内散水する。

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

※：Sr-90 について

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

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

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

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

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

なお、排水前の分析においても同様とする。

(5) 排水管理の方法

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

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

- ・ 特定の核種の分析に係る国際標準化機構（ISO）等の認証を取得している委託先から分析員を調達するとともに、教育訓練により分析員やその分析を監理する者の

力量管理を実施する。

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

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

事故発災した1～4号機建屋及び5・6号機建屋近傍から地下水を汲み上げているサブドレン他浄化設備の処理済水については、念のため定期的な分析で水質の著しい変動がないこと、及び3ヶ月の告示濃度限度比の和がサブドレン他浄化設備の処理済水の排水に係る線量評価（詳細は、「Ⅲ.2.2.3 放射性液体廃棄物等による線量評価」を参照）以下となることなどを確認する。（添付資料－1，添付資料－2）

① 排水前の分析

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

なお、海洋への放出は、関係省庁の了解なくしては行わないものとする。

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

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

地下水バイパス水は、Cs-134が1Bq/L未満、Cs-137が1Bq/L未満、Sr-90が5Bq/L未満、トリチウムが1,500Bq/L未満であることを測定により確認する。

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

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

② 定期的な分析

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

a. 1ヶ月毎の分析

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

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

b. 四半期毎の分析

主要核種及びその他37核種(計41核種※)の告示濃度限度比の和が、サブドレン他浄化設備の処理済水の排水に係る線量評価(詳細は、「Ⅲ.2.2.3 放射性液体廃棄物等による線量評価」を参照)を超えていないことを確認する。これを超えた場合は、排水を停止し、原因調査及び対策を行った上で排水を再開する。

※41核種:以下の方法により41核種を選定した。

- ・排水中の放射性物質の起源を安全側に建屋滞留水と仮定し、ORIGEN コードにより原子

炉停止 30 日後に燃料中に存在すると評価した核分裂生成物の中から、希ガス、不溶性物質、及び原子炉停止後 3 年経過時点の放射性物質濃度が告示濃度限度比 0.01 以下の核種を除外し、また事故発生前の原子炉水中に存在した放射性腐食生成物について、その放射性物質濃度（最大値）を事故後 3 年減衰させた場合の告示濃度限度比が 0.01 以下の核種を除外し、48 核種を選定した。（添付資料－ 3）

- ・更に、その 48 核種のうち原子炉停止後 5 年経過時点の放射性物質濃度が告示濃度限度比 0.01 以下となる核種、及び Cs-137 の同位体、娘核種であり、Cs-137 との存在比率から、Cs-137 の濃度が排水時の運用目標である 1Bq/L であった場合においても、告示濃度限度比の和に有意な影響を与えない核種を除外したもので、以下の核種をいう。

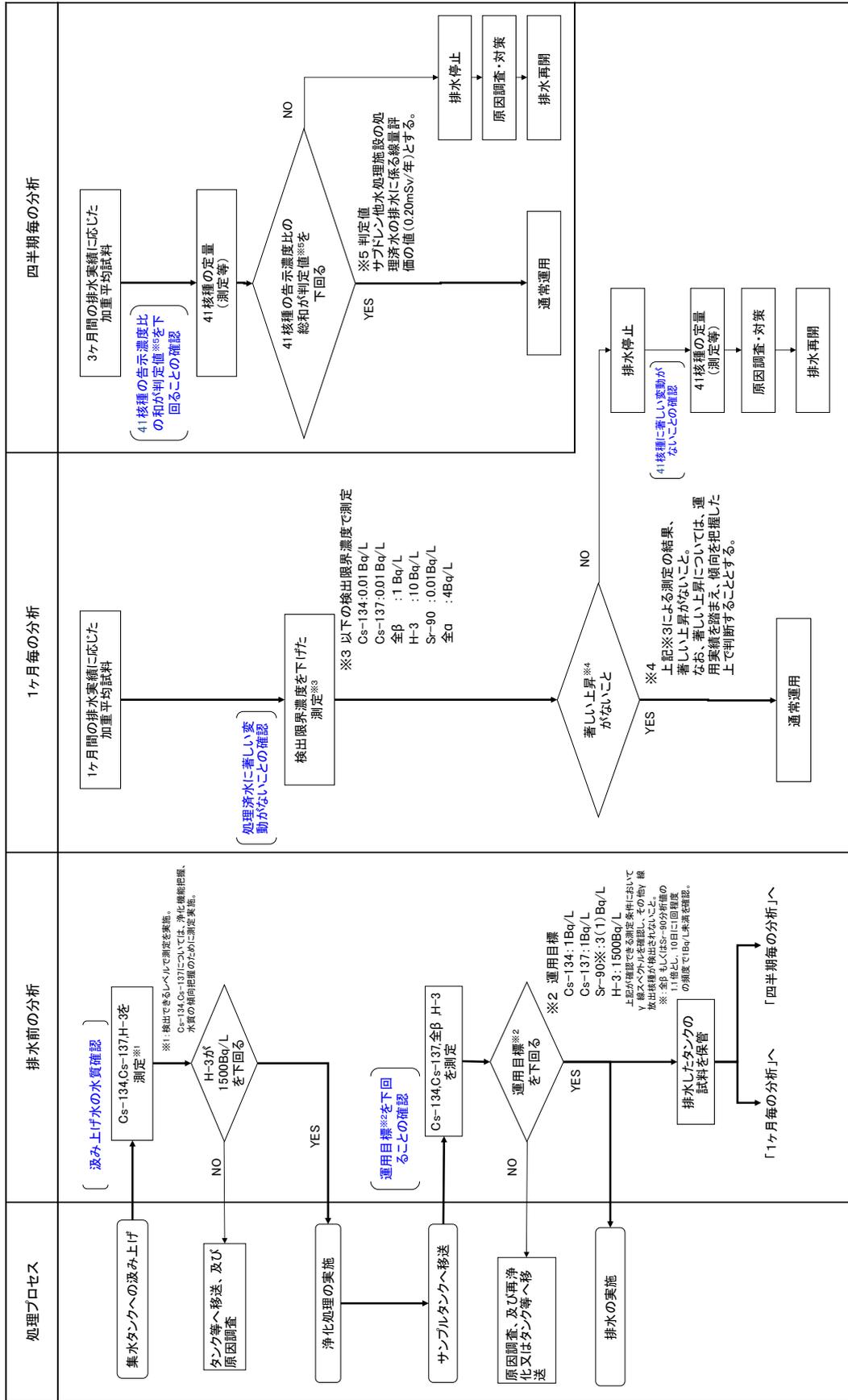
（添付資料－ 4）

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

2.1.2.4 添付資料

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

サブドレン他水処理施設の排水管理に関する運用について



サブドレン他水処理施設の排水に係る評価対象核種について

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

1. サブドレン他浄化設備の水質について

(1) 処理前の水質

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

(2) 処理後の水質

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

2. 排水に係る評価対象核種

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

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

(1) 1~4号機

表1 主要核種の告示濃度限度比の割合(処理前水)

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

未満：検出限界以下の核種は、検出限界濃度を用いて告示濃度限度比を算出

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

表2 その他44核種の告示濃度限度比(処理済水)

		サブドレン、地下水ドレンの汲み上げ水	
		処理対象の全てのピット	10ピット(参考)
		告示濃度限度比	告示濃度限度比
主要核種		0.011未満	0.011
44核種	検出等	0.0020 (5核種)	0.0021 (7核種)
	未検出	0.0022未満 (39核種)	0.0018未満 (37核種)
	小計	0.0041未満	0.0039未満
告示濃度限度比の総和		0.015未満	0.015未満

未満：検出限界以下の核種は、検出限界濃度を用いて告示濃度限度比を算出

表3 浄化対象に追加するピットの告示濃度限度比

No.	告示濃度限度比								合計
	主要核種				小計	44核種		小計	
	Cs-134	Cs-137	Sr-90	H-3		検出等	未検出		
30	1.0	4.8	0.04	0.005	5.9	0.005 (3核種)	0.19未満 (41核種)	0.20未満	6.1未満
37	0.01	0.05	0.0002未満	0.0003	0.06未満	0.001未満 (2核種)	0.08未満 (42核種)	0.09未満	0.15未満
49	0.006	0.06	0.0011未満	0.0014	0.07未満	0.024未満 (4核種)	0.09未満 (40核種)	0.11未満	0.18未満
57	0.17	0.79	0.003	0.0007	0.96	0.001未満 (3核種)	0.12未満 (41核種)	0.12未満	1.1未満

未満：検出限界以下の核種は，検出限界濃度を用いて告示濃度限度比を算出

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

(2) 5・6号機

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

表4 浄化対象に追加する5・6号機サブドレンピットの告示濃度限度比

告示濃度限度比									合計
主要核種				小計	44核種		小計		
Cs-134	Cs-137	Sr-90	H-3		検出等	未検出			
0.001未満	0.0048	0.00097未満	0.000065	0.0068未満	0.00000054 (2核種)	0.16未満 (42核種)	0.16未満	0.17未満	

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

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

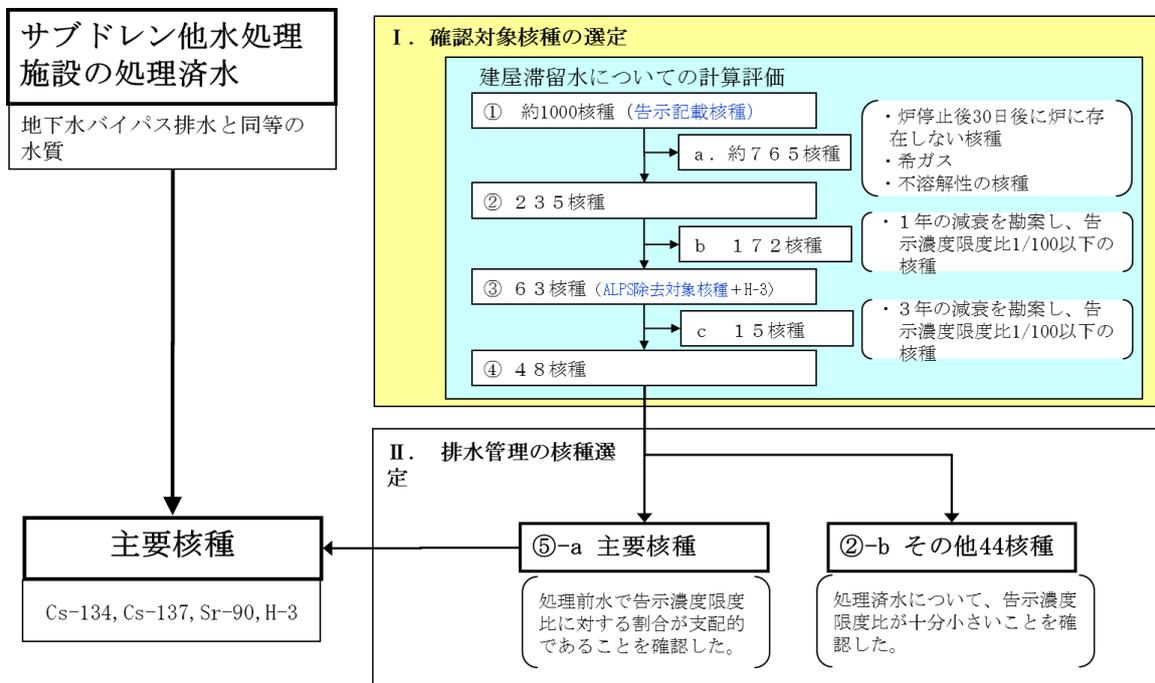
1. 確認対象核種の選定

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

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

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

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



黄色枠：本資料の説明範囲

図1 確認対象核種の選定方法について

表1 確認対象核種 (48 核種)

単位：Bq/L

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

告示濃度限度：「東京電力株式会社福島第一原子力発電所原子炉施設の保安及び特定核燃料物質の防護に関して必要な事項を定める告示」に定められた周辺監視区域外の水中の濃度限度（単位は、Bq/L に換算した）

2. 確認対象核種の抽出時に除外された核種の線量寄与について

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

(1) 除外方法

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

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

(2) 線量寄与の確認結果

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

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

建屋滞留水についての評価

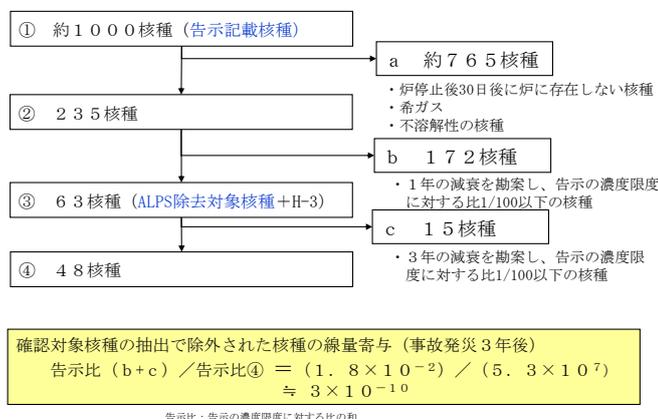


図 2 確認対象核種の抽出の方法と除外された核種の線量寄与

表2 サブドレン，地下水ドレン，建屋滞留水の水質

単位：Bq/L

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

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

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

3. 参考

●建屋滞留水の除去対象 62 核種から除外された核種

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

表 3 建屋滞留水の除去対象 62 核種から除外された核種

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

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

1. 確認対象核種の再選定

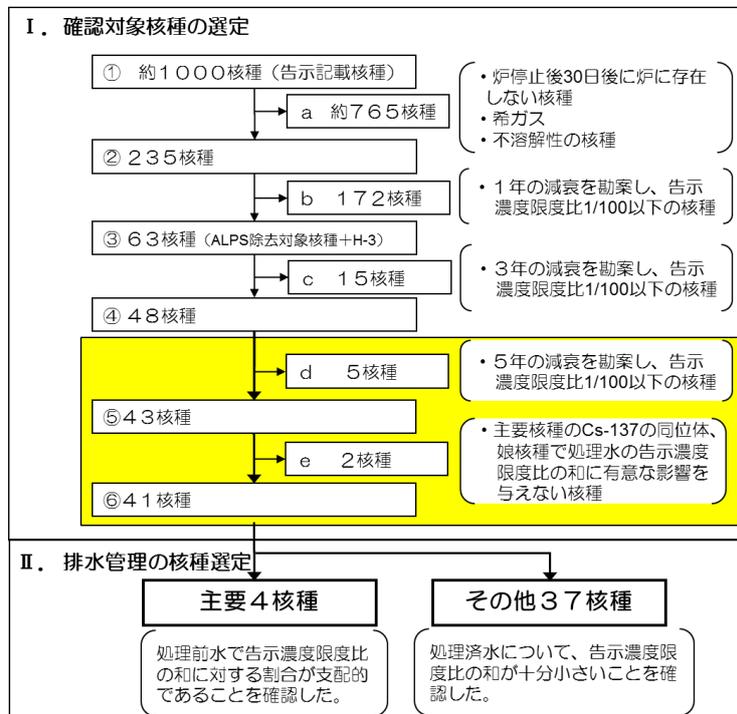
排水管理の評価対象核種を選定するに際して、主要核種以外の核種で線量評価に影響を与える核種は十分小さいものと考えているが、念のために、主要核種以外の核種の寄与を分析により確認することとした。

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

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

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

この41核種を確認対象核種（表1）とした。



黄色枠 ■ : 本資料の説明範囲

図1 確認対象核種の選定方法について

表1 確認対象核種 (41 核種)

単位：Bq/L

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

告示濃度限度：「東京電力株式会社福島第一原子力発電所原子炉施設の保安及び特定核燃料物質の防護に関して必要な事項を定める告示」に定められた周辺監視区域外の水中の濃度限度（単位は、Bq/L に換算した）

2. 新たに除外された核種の線量寄与について

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

(1) 除外方法

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

(図1 d)

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

(2) 線量寄与

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

3. 参考

今回新たに除外された7核種は、表2の通りである。

表2 新たに除外された核種

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

ALPS 処理水海洋放出時の測定・評価対象核種の選定について

1. 概要

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

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

2. 測定・評価対象核種の選定方針

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

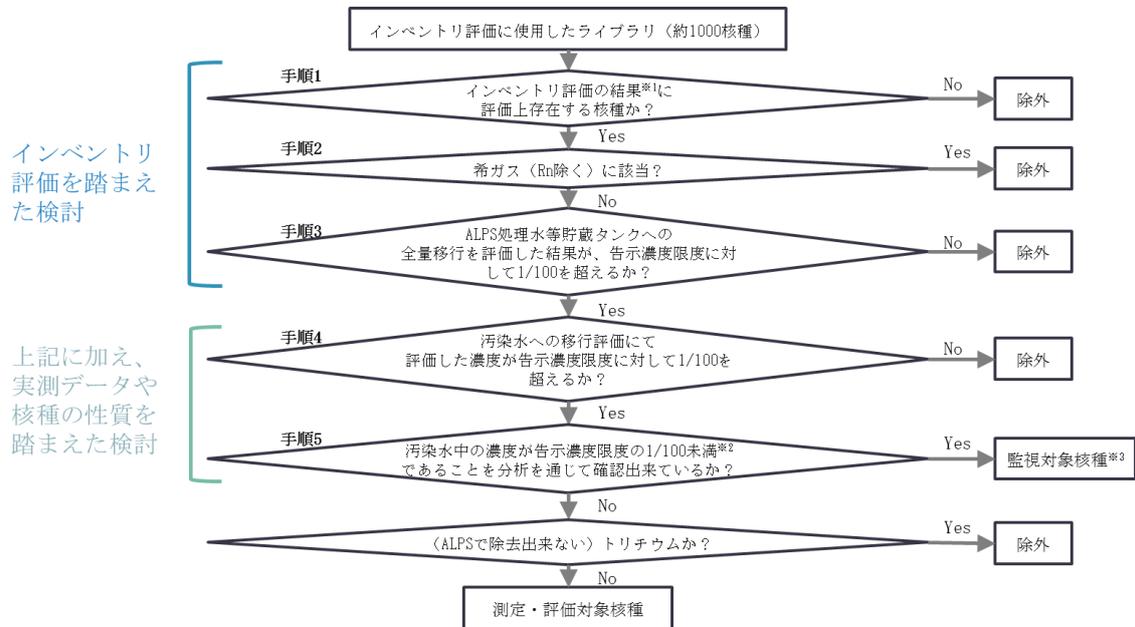
核種分析
廃止措置や埋設施設に関する研究において評価対象としている核種が、汚染水でも有意に存在するか否か、実際に分析して確認する。また、過去の核種分析結果についても確認する。
インベントリ評価
ALPS 除去対象核種検討時と同様に核分裂生成物のインベントリ評価を実施すると共に、廃止措置や埋設施設に関する研究を参考に、原子炉圧力容器内の構造物等の放射化により生成するインベントリ量を評価する。なお、評価にあたっては、震災後から経過する期間を適切に設定したうえで、減衰によるインベントリ量の減少を考慮する。 上記評価結果から、水への移行しやすさ等を考慮したうえで、汚染水中に有意に含まれる可能性のある核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

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

3. ALPS 処理水海洋放出時の測定・評価対象核種の選定

3.1 ALPS 処理水海洋放出時の測定・評価対象核種の選定の考え方

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



※1：インベントリ評価の減衰期間は、選定結果を使用する時期に応じて適切に設定（初回は2023年（事故後12年）に設定）

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

※3：汚染水中に有意に存在しないか継続して確認する核種

図－1 ALPS 処理水海洋放出時の測定・評価対象核種選定フロー

3.2 放出基準の確認

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

3.3 測定・評価対象核種の定期的な確認

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

3.3.1 放出の都度の確認

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

3.3.2 汚染水中のトレンド確認

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

3.3.3 調査分析

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

2.1.3 放射性気体廃棄物等の管理

2.1.3.1 概要

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

2.1.3.2 基本方針

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

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

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

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

2.1.3.3 対象となる放射性廃棄物と管理方法

各建屋から発生する気体状（粒子状、ガス状）の放射性物質を対象とする。

(1) 発生源

a. 1～3号機原子炉建屋格納容器

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

b. 1～4号機原子炉建屋

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

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

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

2号機については、使用済燃料プールからの燃料取り出しのため、燃料取り出し用構台を設置し、燃料取り出し時に原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台内を換気しフィルタにより放射性物質の放出低減を図る。

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

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

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

c. 1～4号機タービン建屋

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

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

d. 1～4号機廃棄物処理建屋

タービン建屋と同様に、建屋地下部の滞留水の水位低下により、壁面、機器に付

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

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

e. 集中廃棄物処理施設

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

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

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

f. 5, 6号機各建屋

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

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

g. 使用済燃料共用プール

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

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

h. 廃スラッジ一時保管施設

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

i. 焼却炉建屋

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

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

j. 固体廃棄物貯蔵庫

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

k. 瓦礫等の一時保管エリア

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

l. 使用済セシウム吸着塔一時保管施設

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

m. 貯留設備（タンク類、地下貯水槽）

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

n. 多核種除去設備等

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

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

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

o. 大型機器除染設備

大型機器除染設備からの排気は、フィルタを通し放射性物質を除去した後に、排

気口から放出する。

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

p. 油処理装置

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

q. 大型廃棄物保管庫

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

r. 減容処理設備

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

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

(2) 放出管理の方法

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

①1～3号機原子炉建屋格納容器

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

②1～4号機原子炉建屋

1号機については、原子炉建屋上部の空気中の放射性物質を監視するとともに、定期的及び必要の都度ダストサンプラで採取し、放射性物質濃度を測定する。また、大型カバー設置後においては、大型カバー換気設備出口においてダスト放射線モニタにより連続監視する。2号機については、原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備出口においてダスト放射線モニタにより連続監視する。3号機については、原子炉建屋上部で空気中の放射性物質を定期的及び必要の都度ダストサンプラで採取し、放射性物質濃度を測定する。使用済燃料プールから燃料取り出し時の放射性物質の飛散抑制を目的とした燃料取り出し用カバーが設置されており、換気設備出口においてダスト放射線モニタにより連続監視する。また、4号機については、使用済燃料プールから燃料取り出し時の放射性物質の飛散抑制を目的とした燃料取り出し用カ

バーが設置されており、換気設備出口においてダスト放射線モニタにより連続監視する。

③1～4号機タービン建屋

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

④1～4号機廃棄物処理建屋

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

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

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

また、建屋内に設置されている汚染水処理設備、貯留設備の内、除染装置（セシウム凝集・沈殿）、造粒固化体貯槽（廃スラッジ貯蔵）については、内部のガスをフィルタで放射性物質を除去して排気しており、除染装置運転時や廃棄物受け入れ時等において、排気中の放射性物質濃度を必要により測定する。

⑥5, 6号機各建屋

主排気筒において、放射性物質濃度をガス放射線モニタにより監視する。

⑦使用済燃料共用プール

建屋内の排気設備にて、放射性物質濃度を排気放射線モニタにより監視する。

⑧廃スラッジ一時保管施設

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

⑨焼却炉建屋

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

⑩固体廃棄物貯蔵庫

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

⑪瓦礫等の一時保管エリア

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

⑫使用済セシウム吸着塔一時保管施設

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

⑬貯留設備（タンク類、地下貯水槽）

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

⑭多核種除去設備等

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

⑮大型機器除染設備

大型機器除染設備排気口及び汚染拡大防止ハウス排気口において、空気中の放射性物質を定期的（除染設備運転時）及び必要の都度ダストサンプラで採取し、放射性物質濃度（主要ガンマ線放出核種、全ベータ放射能、ストロンチウム90濃度）を測定する。

なお、除染対象物のアルファ核種による汚染は極めて低いと評価しているが、念のために全アルファ放射能の放射性物質濃度も1ヶ月に1回測定する。

⑯油処理装置

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

⑰大型廃棄物保管庫

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

⑱減容処理設備

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

(3) 推定放出量

1～4号機原子炉建屋（原子炉格納容器を含む）以外からの追加的放出は、極めて少ないと考えられるため、1～4号機原子炉建屋上部におけるサンプリング結果から検出されているCs-134及びCs-137を評価対象とし、建屋開口部等における放射性物質濃度及び空気流量等の測定結果から、現在の1～4号機原子炉建屋からの放出量を評価した。推定放出量（平成26年2月時点）は、表2. 1. 3-1に示す通りである。

なお、これまでの放出量の推移を図2. 1. 3-1に示す。

表2. 1. 3-1 気体廃棄物の推定放出量

	Cs-134 (Bq/sec)	Cs-137 (Bq/sec)
1号機 原子炉建屋	4.7×10^2	4.7×10^2
2号機 原子炉建屋	9.4×10^1	9.4×10^1
3号機 原子炉建屋	7.1×10^2	7.1×10^2
4号機 原子炉建屋	1.2×10^2	1.2×10^2

(注) 平成26年2月時点の評価値

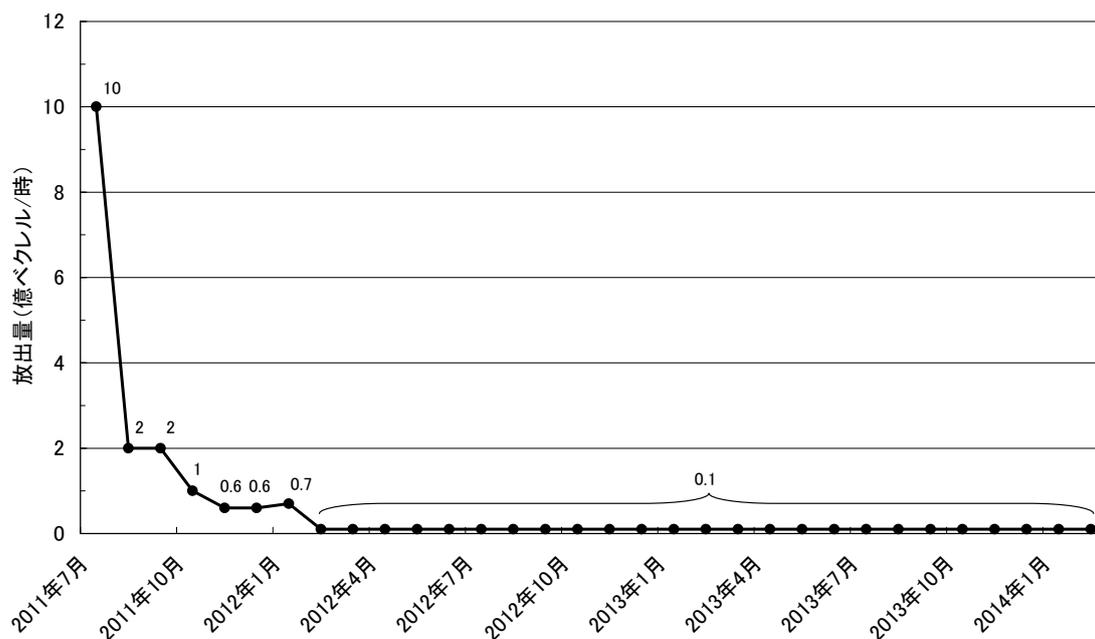


図2. 1. 3-1 1～3号機原子炉建屋からの一時間当たりの放出量推移

2.2 線量評価

敷地周辺における線量評価は、プラントの安定性を確認するひとつの指標として、放射性物質の放出抑制に係る処理設備設計の妥当性の確認の観点から放射性物質の放出に起因する実効線量の評価を、施設配置及び遮蔽設計の妥当性の確認の観点から施設からの放射線に起因する実効線量の評価を行う。

2.2.1 大気中に拡散する放射性物質に起因する実効線量

2.2.1.1 評価の基本的な考え方

大気中に拡散する放射性物質に起因する実効線量の評価については、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」（以下、「気象指針」という）、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」（以下、「評価指針」という）及び「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について」（以下、「一般公衆の線量評価」という）を準用する。

外部被ばく及び吸入摂取による実効線量の評価は、原子炉施設周辺でそれぞれ最大の被ばくを与える地点に居住する人を対象とし、外部被ばくについては放射性雲からの γ 線による実効線量と地表に沈着した放射性物質からの γ 線による実効線量を考慮する。

食物摂取による実効線量については、現実に存在する被ばく経路について、食生活の様態等が標準的である人を対象として行うため、敷地周辺で農業・畜産が行われていない現状では有意な被ばく経路は存在しない。ただし、今後敷地周辺において農業・畜産が再開されることを見越し、被ばく評価全体において食物摂取による被ばくが占める程度を把握するため、参考として、葉菜及び牛乳摂取による実効線量を評価する。

2.2.1.2 計算のための前提条件

(1) 気象条件

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

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

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

(2) 放出源と有効高さ

放出源は各建屋からの排気であるが、「2.1.3 放射性気体廃棄物等の管理」で述べたとおり、1～4号機の原子炉建屋（原子炉格納容器を含む）以外からの放出は無視しうするため、放出位置は1～4号機の原子炉建屋とする。

有効高さについて、現在の推定放出位置は原子炉建屋オペレーティングフロア付近であるが、保守的に地上放散とする。

地上放散の保守性については、以下のとおりである。

「気象指針」において、位置 (x, y, z) における放射性物質濃度 $\chi(x, y, z)$ を求める基本拡散式を(2-2-1)式に示す。

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

…………… (2-2-1) 式

ここで、

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

Q : 放出率 (Bq/s)

U : 放出源高さを代表する風速 (m/s)

λ : 物理的崩壊定数 (1/s)

H : 放出源の有効高さ (m)

σ_y : 濃度分布の y 方向の拡がりのパラメータ (m)

σ_z : 濃度分布の z 方向の拡がりのパラメータ (m)

このとき、有効高さと同じ高度 ($z=H$) の軸上で放射性物質濃度が最も濃くなる。被ばく評価地点は地上 ($z=0$) であるため、地上放散が最も厳しい評価を与えることになる。

(3) 放出を考慮する核種

放射性物質の放出量は、原子炉建屋上部におけるサンプリング結果から想定しており、現時点では実際に検出されているCs-134及びCs-137を評価対象とする。

Cs-134及びCs-137以外の核種には、検出限界未満であることが確認されている核種だけではなく、測定自体ができていないものもあるが、評価結果に大きな影響は与えないものと考えている。これら評価対象としなかった核種の影響度合いについては、「2.2.1.8 Cs以外の核種の影響について」で詳しく述べる。

(4) 線量及び濃度計算地点

線量の計算は、図2.2.1-1に示すとおり、1, 2号機共用排気筒を中心として16方位に分割した陸側9方位の敷地境界外について行う。ただし、これらの地点より大きな線量を受ける恐れのある地点が別に陸側にある場合は、その地点も考慮する。

1, 2号機共用排気筒から各評価点までの距離は、表2.2.1-3に示す。

2.2.1.3 単位放出率あたりの年間平均濃度の計算

計算は連続放出とし、放出位置毎に行う。単位放出率あたりの地上における放射性物質濃度は、放射性物質の減衰を無視すると (2-2-2) 式となる。

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

計算地点における年間平均相対濃度 $\bar{\chi}$ は、隣接方位からの寄与も考慮して以下のように計算する。

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

ここで、

j : 大気安定度 (A~F)

L : 計算地点を含む方位

計算結果を表 2. 2. 1-4 に示す。これに「2.1.3 放射性気体廃棄物等の管理」表 2. 1. 3-1 に示した推定放出量を乗じた結果を表 2. 2. 1-5 に示す。1~4 号機合計の濃度が最大となるのは、1, 2 号機共用排気筒の南方位約 1,340m の敷地境界で、それぞれ約 $1.5 \times 10^{-9} \text{Bq/cm}^3$ である。

2.2.1.4 単位放出量あたりの実効線量の計算

建屋から放出された放射性雲による計算地点における空気カーマ率は、(2-2-4) 式により計算する。

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

ここで、

D : 計算地点 $(x, y, 0)$ における空気カーマ率 ($\mu \text{Gy/h}$)

K_1 : 空気カーマ率への換算係数 $\left(\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \mu \text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{h}} \right)$

E : γ 線の実効エネルギー (MeV/dis)

μ_{en} : 空気に対する γ 線の線エネルギー吸収係数 (m^{-1})

μ : 空気に対する γ 線の線減衰係数 (m^{-1})

r : 放射性雲中の点 (x', y', z') から計算地点 $(x, y, 0)$ までの距離 (m)

$B(\mu r)$: 空気に対する γ 線の再生係数で、次式から求める。

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

ただし、 μ_{en} 、 μ 、 α 、 β 、 γ については、0.5MeV の γ 線に対する値を用い、以下のとおりとする。

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

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

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

計算地点における単位放出量当たりの年間の実効線量は、計算地点を含む方位及びその隣接方位に向かう放射性雲の γ 線からの空気カーマを合計して、次の (2-2-5) 式により計算する。

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

ここで、

H_γ : 計算地点における実効線量 (μ Sv/年)

K_2 : 空気カーマから実効線量への換算係数 (μ Sv/ μ Gy)

f_h : 家屋の遮蔽係数

f_o : 居住係数

$\bar{D}_L, \bar{D}_{L-1}, \bar{D}_{L+1}$: 計算地点を含む方位 (L) 及びその隣接方位に向かう放射性雲による年間平均の γ 線による空気カーマ (μ Gy/年)。これらは、(2-2-4) 式から得られる空気カーマ率 D を放出モード、大気安定度別風向分布及び風速分布を考慮して年間について積算して求める。

計算結果を表 2. 2. 1-6 及び表 2. 2. 1-7 に示す。

2.2.1.5 年間実効線量の計算

(1) 放射性雲からの γ 線に起因する実効線量

放射性雲からの γ 線に起因する実効線量は、「2.1.3 放射性気体廃棄物等の管理」表 2. 1. 3-1 の推定放出量に「2.2.1.4 単位放出量あたりの実効線量の計算」で求めた単位放出量あたりの実効線量を乗じ求める。計算結果を表 2. 2. 1-8 及び表 2. 2. 1-9 に示す。

計算の結果、放射性雲からの γ 線に起因する実効線量は南方向沿岸部で最大となり、年間約 2.0×10^{-6} mSv である。

(2) 地面に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する実効線量

a. 計算の方法

評価は「一般公衆の線量評価」に基づき、以下の式で求める。

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

ただし、

H_A : 年間実効線量 (mSv/年)

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

(0.8 (mSv/mGy) は、空気カーマから実効線量への換算係数。)

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

$r_1, r_2, r, \rho, \theta, z$: 図 2. 2. 1-2 に示す
 r : 土壌中の任意点 (ρ, θ, z) から被ばく点までの距離 (cm)
 $r^2 = (h-z)^2 + \rho^2 = (r_1+r_2)^2$
 $f(z)$: 放射性物質の土壌中鉛直分布
 h : 被ばく点地上高 (100cm)

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

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

となる。

b. 空気及び土壌のビルドアップ係数 (B)

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

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

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

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

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

ここで,

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

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

c. 放射性物質の土壌中鉛直分布 ($C = C_0 f(z)$) について

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

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

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

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

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

ここで、

C_0 : 地表面付近の放射性物質濃度 (Bq/cm³)

C_d : 無降水期間における地表面付近の濃度 (Bq/cm³)

C_r : 降水期間における地表面付近の濃度 (Bq/cm³)

(a) 無降水期間における沈着量

無降水期間中は乾性沈着のみとなるため、(2-2-10) 式～ (2-2-12) 式で表せる。

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

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

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

ただし、

\bar{x}_i : 地上における年間平均濃度 (Bq/cm³)

V_g : 沈着速度 (cm/s)

λ_r : 物理的崩壊定数 (1/s)

T_0 : 放射性物質の放出期間

f_1 : 沈着した放射性物質のうち残存する割合 (—)

S_d : 放射性物質の地表濃度 (Bq/cm²)

K_r : 降水期間割合 (—)

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

(b) 降水期間における沈着量

降水期間中は、乾性沈着及び湿性沈着が重なるため、(2-2-13) 式～ (2-2-15) 式で表せる。

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

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

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

ただし、

\bar{x}_i : 地上における年間平均濃度 (Bq/cm³)

V_g : 沈着速度 (cm/s)

Λ : 降水による洗浄係数 (1/s) で、以下の式により求める。

$$\Lambda = 1.2 \times 10^{-4} \cdot I^{0.5}$$

ここで、降水強度 I (mm/h) は、気象データより、2.16mm/h とする。

L : 空气中放射性物質濃度の鉛直方向積分値で、

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

とし、風向別大気安定度別出現回数で平均化する。

λ_r : 物理的崩壊定数 (1/s)

T_0 : 放射性物質の放出期間

f_{lr} : 沈着した放射性物質のうち残存する割合 (—)

降水時は地表面に全て残存すると仮定し、1.0 とする。

S_r : 放射性物質の地表濃度 (Bq/cm²)

K_r : 降水期間割合 (—)

(c) 計算結果

\bar{x}_i は「2.2.1.3 単位放出率あたりの年間平均濃度の計算」で求めた最大濃度の約 1.5×10^{-9} Bq/cm³ を用いる。計算の結果、地表に沈着した放射性物質からの γ 線による実効線量は、Cs-134 及び Cs-137 の合計で年間約 3.0×10^{-2} mSv である。

(3) 吸入摂取による実効線量

吸入摂取による実効線量は、「評価指針」に基づき、次の計算式を用いる。

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

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

ここで、

H_I : 吸入摂取による年間の実効線量 (μ Sv/年)

365 : 年間日数への換算係数 (d/年)

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

A_{ri} : 核種 i の吸入による摂取率 (Bq/d)

M_a : 呼吸率 (cm³/d)

\bar{x}_i : 核種 i の年平均地上空气中濃度 (Bq/cm³)

\bar{x}_i は「2.2.1.3 単位放出率あたりの年間平均濃度の計算」で求めた最大濃度の約 $1.5 \times 10^{-9} \text{Bq/cm}^3$ を用いる。その他に評価に必要なパラメータは、表 2. 2. 1 - 1 0 及び表 2. 2. 1 - 1 1 に示す。計算の結果、吸入摂取による実効線量は、Cs-134 及び Cs-137 の合計で年間約 $1.9 \times 10^{-4} \text{mSv}$ である。

なお、吸入摂取の被ばく経路には地表に沈着した放射性物質の再浮遊に起因するものも存在するが、「一般公衆の線量評価」の再浮遊係数 (10^{-8}cm^{-1}) を用いると再浮遊濃度は約 $6.0 \sim 7.0 \times 10^{-10} \text{Bq/cm}^3$ 程度であり、被ばく評価全体への寄与は小さい。

2.2.1.6 5号機及び6号機の寄与

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

これによると、希ガスの γ 線による実効線量は1、2号機共用排気筒の北方位で最大となり、年間約 $4.4 \times 10^{-3} \text{mSv}$ 、放射性ヨウ素に起因する実効線量は1、2号機共用排気筒の北西方位で最大となり、年間約 $1.7 \times 10^{-4} \text{mSv}$ である。

2.2.1.7 計算結果

大気中に拡散する放射性物質に起因する実効線量は、最大で年間約 $3.0 \times 10^{-2} \text{mSv}$ である。

2.2.1.8 Cs以外の核種の影響について

(1) γ 線放出核種

γ 線を放出する核種のうち、粒子状の放射性物質はダストサンプリングにより定期的に測定しており、Cs以外の核種は測定限界未満となっていることから、現在の状態が維持されれば敷地周辺への影響はCsに比べて軽微である。

一方、希ガスのようなガス状の放射性物質については、これまでの評価から、大気中に拡散する放射性物質に起因する実効線量は、地表に沈着した放射性物質からの γ 線の外部被ばくが支配的であり、沈着しないガス状の放射性物質の寄与は小さいと考えられる。

(2) β 線及び α 線放出核種

β 線及び α 線の放出核種で、 γ 線を放出しない又は微弱でゲルマニウム半導体検出器による核種分析ができない核種は、現時点で直接分析ができていない。これらの核種

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

Cs との比較可能な測定データとして表 2. 2. 1-14 にグラウンド約西南西における土壌分析結果を示す。表 2. 2. 1-14 では、 β 線を放出する主要な核種である Sr と、 α 線を放出する主要な核種である Pu が分析されており、その量は Cs に比べ、Sr で 1/1,000 程度、Pu で 1/1,000,000 程度である。この分析結果から、線質による違いを無視しうるほどに放出量は小さく、Cs-134 及び Cs-137 に比べ、線量への寄与は小さいと考えられる。

2.2.1.9 食物摂取による実効線量の計算

2.2.1.9.1 葉菜摂取による実効線量

葉菜摂取による実効線量は、評価対象核種が Cs-134 及び Cs-137 の長寿命核種であることから、沈着分からの間接移行経路を考慮した「一般公衆の線量評価」に基づき、次の計算式を用いる。

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

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

ここで、

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

評価に必要なパラメータは、表 2. 2. 1-11 ~ 表 2. 2. 1-13 に示す。

\bar{x}_i は「2.2.1.3 単位放出率あたりの年間平均濃度の計算」で求めた最大濃度の約 $1.5 \times 10^{-9} Bq/cm^3$ を用いて計算した結果、葉菜摂取による実効線量は最大で年間約 $6.1 \times 10^{-3} mSv$ である。

2.2.1.9.2 牛乳摂取による実効線量

牛乳摂取による実効線量は、評価対象核種が Cs-134 及び Cs-137 の長寿命核種であることから、沈着分からの間接移行経路を考慮した「一般公衆の線量評価」に基づき、次の計算式を用いる。

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

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

ここで、

H_M : 牛乳摂取による年間の実効線量 (μ Sv/年)

A_{Mi} : 核種 i の牛乳による摂取率 (Bq/d)

V_{gM} : 牧草への沈着速度 (cm/s)

λ_{eff} : 核種 i の牧草上実効減衰定数 (1/s)

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

λ_{ri} : 核種 i の物理的崩壊定数 (1/s)

λ_w : ウェザリング効果による減少係数 (1/s)

ρ_M : 牧草の栽培密度 (g/cm^2)

t_{1M} : 牧草の栽培期間 (s)

V'_{gM} : 牧草を含む土壌への核種の沈着速度 (cm/s)

P_v : 経口移行に寄与する土壌の有効密度 (g/cm^2)

B_{vi} : 土壌 1g 中に含まれる核種 i が牧草に移行する割合

t_0 : 核種の蓄積期間 (s)

f_i : 放牧期間年間比

Q_f : 乳牛の牧草摂取量 (g/d)

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

M_M : 牛乳摂取量 (cm^3/d)

評価に必要なパラメータは、表 2. 2. 1-11 ~ 表 2. 2. 1-13 に示す。

\bar{x}_i は「2.2.1.3 単位放出率あたりの年間平均濃度の計算」で求めた最大濃度の約 $1.5 \times 10^{-9} \text{Bq}/\text{cm}^3$ を用いて計算した結果、牛乳摂取による実効線量は最大で年間約 $9.9 \times 10^{-3} \text{mSv}$ である。

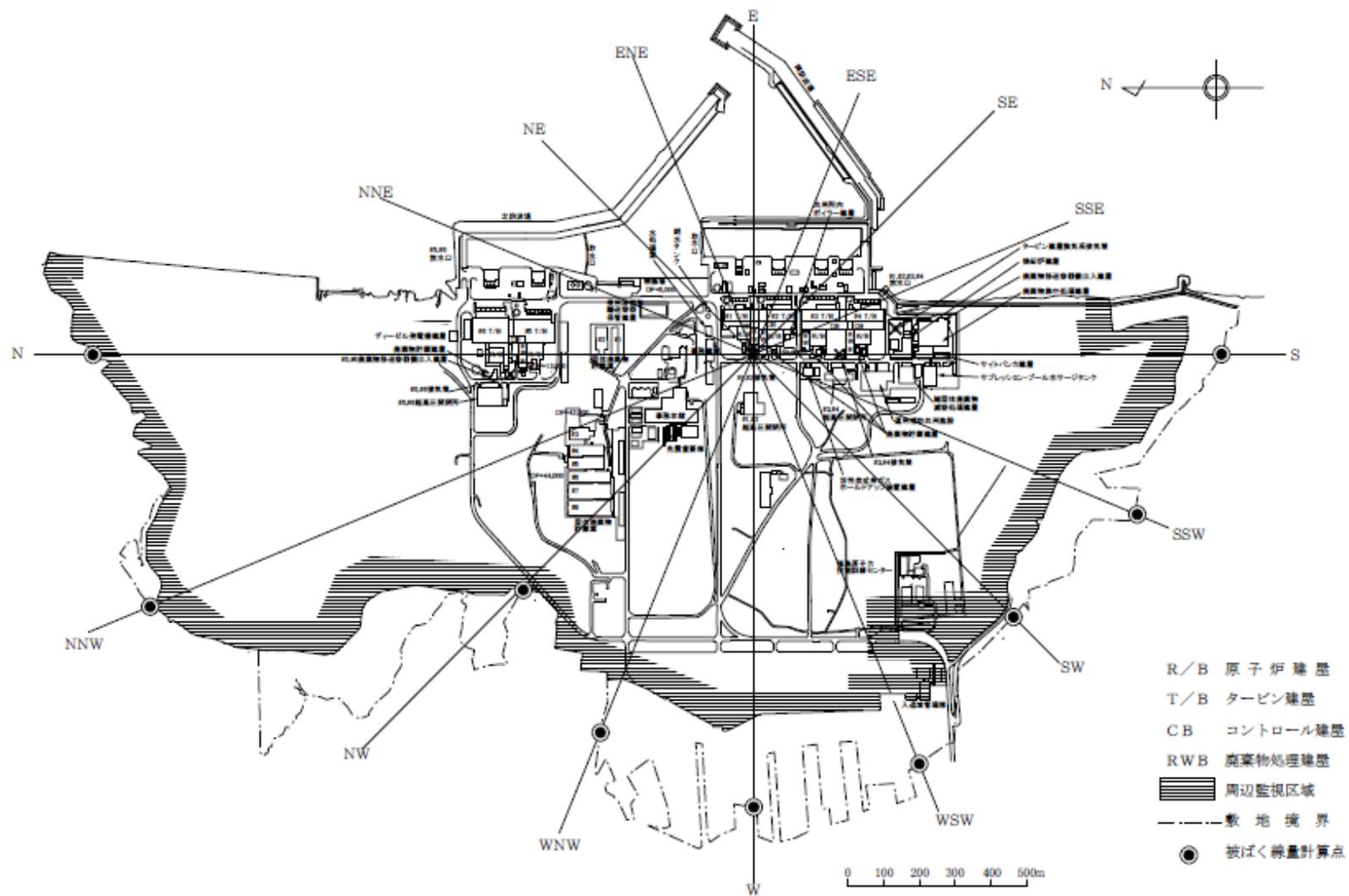


図2. 2. 1-1 被ばく線量計算地点 (敷地境界)

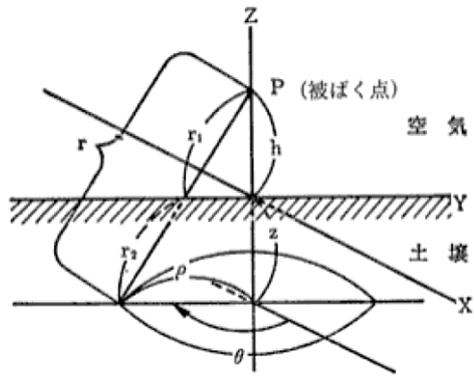


図 2. 2. 1-2 沈着評価モデル

表 2. 2. 1-1 風向分布に対する棄却検定表

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

表 2. 2. 1 - 2 風速分布に対する棄却検定表

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

表 2. 2. 1-3 1, 2号機共用排気筒から敷地境界までの距離

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

表2. 2. 1-4 単位放出率あたりの年間平均濃度 ((Bq/cm³)/(Bq/s))

放出位置 評価位置	1号原子炉建屋	2号原子炉建屋	3号原子炉建屋	4号原子炉建屋
S	約 8.6×10 ⁻¹³	約 9.6×10 ⁻¹³	約 1.1×10 ⁻¹²	約 1.4×10 ⁻¹²
SSW	約 7.6×10 ⁻¹³	約 8.8×10 ⁻¹³	約 1.1×10 ⁻¹²	約 6.1×10 ⁻¹³
SW	約 3.7×10 ⁻¹³	約 4.1×10 ⁻¹³	約 4.8×10 ⁻¹³	約 7.9×10 ⁻¹³
WSW	約 3.7×10 ⁻¹³	約 4.0×10 ⁻¹³	約 4.2×10 ⁻¹³	約 3.6×10 ⁻¹³
W	約 3.1×10 ⁻¹³	約 3.2×10 ⁻¹³	約 3.1×10 ⁻¹³	約 3.2×10 ⁻¹³
WNW	約 3.9×10 ⁻¹³	約 3.8×10 ⁻¹³	約 3.5×10 ⁻¹³	約 3.3×10 ⁻¹³
NW	約 6.3×10 ⁻¹³	約 5.7×10 ⁻¹³	約 4.8×10 ⁻¹³	約 4.1×10 ⁻¹³
NNW	約 5.5×10 ⁻¹³	約 5.1×10 ⁻¹³	約 4.6×10 ⁻¹³	約 4.2×10 ⁻¹³
N	約 8.1×10 ⁻¹³	約 7.5×10 ⁻¹³	約 6.8×10 ⁻¹³	約 6.2×10 ⁻¹³
S 方向沿岸部	約 8.0×10 ⁻¹³	約 8.9×10 ⁻¹³	約 1.1×10 ⁻¹²	約 1.3×10 ⁻¹²

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

放出位置 評価位置	1号 原子炉建屋	2号 原子炉建屋	3号 原子炉建屋	4号 原子炉建屋	合計
S	約 4.0×10 ⁻¹⁰	約 9.1×10 ⁻¹¹	約 8.1×10 ⁻¹⁰	約 1.7×10 ⁻¹⁰	約 1.5×10 ⁻⁹
SSW	約 3.6×10 ⁻¹⁰	約 8.2×10 ⁻¹¹	約 7.5×10 ⁻¹⁰	約 7.2×10 ⁻¹¹	約 1.3×10 ⁻⁹
SW	約 1.7×10 ⁻¹⁰	約 3.9×10 ⁻¹¹	約 3.4×10 ⁻¹⁰	約 9.3×10 ⁻¹¹	約 6.4×10 ⁻¹⁰
WSW	約 1.8×10 ⁻¹⁰	約 3.7×10 ⁻¹¹	約 2.9×10 ⁻¹⁰	約 4.2×10 ⁻¹¹	約 5.5×10 ⁻¹⁰
W	約 1.5×10 ⁻¹⁰	約 3.0×10 ⁻¹¹	約 2.2×10 ⁻¹⁰	約 3.8×10 ⁻¹¹	約 4.3×10 ⁻¹⁰
WNW	約 1.9×10 ⁻¹⁰	約 3.6×10 ⁻¹¹	約 2.5×10 ⁻¹⁰	約 3.9×10 ⁻¹¹	約 5.1×10 ⁻¹⁰
NW	約 2.9×10 ⁻¹⁰	約 5.3×10 ⁻¹¹	約 3.4×10 ⁻¹⁰	約 4.8×10 ⁻¹¹	約 7.4×10 ⁻¹⁰
NNW	約 2.6×10 ⁻¹⁰	約 4.8×10 ⁻¹¹	約 3.3×10 ⁻¹⁰	約 5.0×10 ⁻¹¹	約 6.9×10 ⁻¹⁰
N	約 3.8×10 ⁻¹⁰	約 7.1×10 ⁻¹¹	約 4.8×10 ⁻¹⁰	約 7.3×10 ⁻¹¹	約 1.0×10 ⁻⁹
S 方向沿岸部	約 3.8×10 ⁻¹⁰	約 8.4×10 ⁻¹¹	約 7.5×10 ⁻¹⁰	約 1.5×10 ⁻¹⁰	約 1.4×10 ⁻⁹

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

放出位置 評価位置	1号原子炉建屋	2号原子炉建屋	3号原子炉建屋	4号原子炉建屋
S	約 7.7×10^{-7}	約 8.5×10^{-7}	約 9.8×10^{-7}	約 1.2×10^{-6}
SSW	約 7.0×10^{-7}	約 7.6×10^{-7}	約 8.3×10^{-7}	約 9.0×10^{-7}
SW	約 4.5×10^{-7}	約 5.2×10^{-7}	約 6.1×10^{-7}	約 7.2×10^{-7}
WSW	約 4.0×10^{-7}	約 4.2×10^{-7}	約 4.3×10^{-7}	約 4.3×10^{-7}
W	約 3.7×10^{-7}	約 3.7×10^{-7}	約 3.6×10^{-7}	約 3.4×10^{-7}
WNW	約 3.9×10^{-7}	約 3.9×10^{-7}	約 3.8×10^{-7}	約 3.7×10^{-7}
NW	約 6.9×10^{-7}	約 6.7×10^{-7}	約 7.2×10^{-7}	約 7.4×10^{-7}
NNW	約 5.9×10^{-7}	約 5.8×10^{-7}	約 5.5×10^{-7}	約 5.1×10^{-7}
N	約 7.8×10^{-7}	約 7.4×10^{-7}	約 6.8×10^{-7}	約 6.3×10^{-7}
S方向沿岸部	約 8.5×10^{-7}	約 9.6×10^{-7}	約 1.1×10^{-6}	約 1.3×10^{-6}

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

放出位置 評価位置	1号原子炉建屋	2号原子炉建屋	3号原子炉建屋	4号原子炉建屋
S	約 3.0×10^{-7}	約 3.3×10^{-7}	約 3.8×10^{-7}	約 4.4×10^{-7}
SSW	約 2.7×10^{-7}	約 2.9×10^{-7}	約 3.2×10^{-7}	約 3.4×10^{-7}
SW	約 1.7×10^{-7}	約 2.0×10^{-7}	約 2.3×10^{-7}	約 2.7×10^{-7}
WSW	約 1.6×10^{-7}	約 1.6×10^{-7}	約 1.6×10^{-7}	約 1.7×10^{-7}
W	約 1.4×10^{-7}	約 1.4×10^{-7}	約 1.4×10^{-7}	約 1.3×10^{-7}
WNW	約 1.5×10^{-7}	約 1.5×10^{-7}	約 1.5×10^{-7}	約 1.4×10^{-7}
NW	約 2.6×10^{-7}	約 2.6×10^{-7}	約 2.8×10^{-7}	約 2.8×10^{-7}
NNW	約 2.3×10^{-7}	約 2.2×10^{-7}	約 2.1×10^{-7}	約 2.0×10^{-7}
N	約 3.0×10^{-7}	約 2.8×10^{-7}	約 2.6×10^{-7}	約 2.4×10^{-7}
S方向沿岸部	約 3.3×10^{-7}	約 3.7×10^{-7}	約 4.3×10^{-7}	約 5.0×10^{-7}

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

放出位置 評価位置	1号 原子炉建屋	2号 原子炉建屋	3号 原子炉建屋	4号 原子炉建屋	合計
S	約 3.6×10^{-4}	約 8.0×10^{-5}	約 6.9×10^{-4}	約 1.4×10^{-4}	約 1.3×10^{-3}
SSW	約 3.3×10^{-4}	約 7.1×10^{-5}	約 5.8×10^{-4}	約 1.1×10^{-4}	約 1.1×10^{-3}
SW	約 2.1×10^{-4}	約 4.9×10^{-5}	約 4.3×10^{-4}	約 8.4×10^{-5}	約 7.8×10^{-4}
WSW	約 1.9×10^{-4}	約 3.9×10^{-5}	約 3.0×10^{-4}	約 5.1×10^{-5}	約 5.8×10^{-4}
W	約 1.7×10^{-4}	約 3.5×10^{-5}	約 2.5×10^{-4}	約 4.0×10^{-5}	約 5.0×10^{-4}
WNW	約 1.9×10^{-4}	約 3.6×10^{-5}	約 2.7×10^{-4}	約 4.4×10^{-4}	約 5.3×10^{-4}
NW	約 3.2×10^{-4}	約 6.4×10^{-5}	約 5.1×10^{-4}	約 8.7×10^{-5}	約 9.8×10^{-4}
NNW	約 2.8×10^{-4}	約 5.4×10^{-5}	約 3.9×10^{-4}	約 6.0×10^{-5}	約 7.8×10^{-4}
N	約 3.7×10^{-4}	約 7.0×10^{-5}	約 4.8×10^{-4}	約 7.4×10^{-5}	約 1.0×10^{-3}
S 方向沿岸部	約 4.0×10^{-4}	約 9.0×10^{-5}	約 7.8×10^{-4}	約 1.5×10^{-4}	約 1.4×10^{-3}

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

放出位置 評価位置	1号 原子炉建屋	2号 原子炉建屋	3号 原子炉建屋	4号 原子炉建屋	合計
S	約 1.4×10^{-4}	約 3.1×10^{-5}	約 2.7×10^{-4}	約 5.2×10^{-5}	約 4.9×10^{-4}
SSW	約 1.3×10^{-4}	約 2.7×10^{-5}	約 2.2×10^{-4}	約 4.1×10^{-5}	約 4.2×10^{-4}
SW	約 8.2×10^{-5}	約 1.9×10^{-5}	約 1.7×10^{-4}	約 3.2×10^{-5}	約 3.0×10^{-4}
WSW	約 7.3×10^{-5}	約 1.5×10^{-5}	約 1.2×10^{-4}	約 2.0×10^{-5}	約 2.2×10^{-4}
W	約 6.7×10^{-5}	約 1.3×10^{-5}	約 9.7×10^{-5}	約 1.5×10^{-5}	約 1.9×10^{-4}
WNW	約 7.1×10^{-5}	約 1.4×10^{-5}	約 1.0×10^{-4}	約 1.7×10^{-5}	約 2.1×10^{-4}
NW	約 1.2×10^{-4}	約 2.4×10^{-5}	約 2.0×10^{-4}	約 3.4×10^{-5}	約 3.8×10^{-4}
NNW	約 1.1×10^{-4}	約 2.1×10^{-5}	約 1.5×10^{-4}	約 2.3×10^{-5}	約 3.0×10^{-4}
N	約 1.4×10^{-4}	約 2.7×10^{-5}	約 1.9×10^{-4}	約 2.8×10^{-5}	約 3.8×10^{-4}
S 方向沿岸部	約 1.5×10^{-4}	約 3.5×10^{-5}	約 3.0×10^{-4}	約 5.9×10^{-5}	約 5.5×10^{-4}

表 2. 2. 1-10 吸入摂取の評価パラメータ^[1]

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

表 2. 2. 1-11 実効線量換算係数^[2]

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

表 2. 2. 1-12 葉菜及び牛乳摂取の評価パラメータ

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

表 2. 2. 1-13 葉菜及び牛乳摂取の評価パラメータ^[4]

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

(出典)

- [1] 発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針 平成 13 年 3 月 29 日, 原子力安全委員会一部改訂
- [2] 東京電力株式会社福島第一原子力発電所原子炉施設の保安及び特定核燃料物質の防護に関して必要な事項を定める告示 (平成 25 年 4 月 12 日原子力規制委員会告示第三号)
- [3] 発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について 平成 13 年 3 月 29 日, 原子力安全委員会一部改訂
- [4] U.S.NRC :Calculation of Annual Doses to Man from Routine Releases of Reactor Effluents for the Purpose of Evaluating Compliance with 10 CFR Part 50, Appendix I, Regulatory Guide 1.109, Revision 1, 1977

表 2. 2. 1-14 土壌分析結果

	土壌 (Bq/kg) (グラウンド約西南西 500m)	分析日
Cs-134	4.1×10^5	2011 年 11 月 7 日
Cs-137	4.7×10^5	2011 年 11 月 7 日
Sr-89	1.8×10^2	2011 年 10 月 10 日
Sr-90	2.5×10^2	2011 年 10 月 10 日
Pu-238	2.6×10^{-1}	2011 年 10 月 31 日
Pu-239	1.1×10^{-1}	2011 年 10 月 31 日
Pu-240	1.1×10^{-1}	2011 年 10 月 31 日

2.2.2 敷地内各施設からの直接線ならびにスカイシャイン線による実効線量

2.2.2.1 線量の評価方法

(1) 線量評価点

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

(2) 評価に使用するコード

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

(3) 線源及び遮蔽

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

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

2.2.2.2 各施設における線量評価

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

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

貯留設備（タンク類）は、設置エリア毎に線源を設定する。全てのタンク類について、タンクの形状をモデル化する。濃縮廃液貯槽（D エリア）、濃縮水タンクの放射能濃度は、水分析結果を基に線源条件を設定する。濃縮廃液貯槽（H2 エリア）の内包物は貯槽下部にスラリー状の炭酸塩が沈殿していることから、貯槽下部、貯槽上部の放射能濃度をそれぞれ濃縮廃液貯槽①、濃縮廃液貯槽②とし水分析結果を基に線源条件を設定する。R0 濃縮水貯槽のうち R0 濃縮水貯槽 15（H8 エリア）、17 の一部（G3 西エリアの D）、18（J1 エリア）、

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

(1) 使用済セシウム吸着塔一時保管施設

a. 第一施設

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

i. セシウム吸着装置吸着塔

放射能強度：添付資料-1表1及び図1参照

遮 蔽：吸着塔側面：鉄 177.8mm

吸着塔一次蓋：鉄 222.5mm

吸着塔二次蓋：鉄 127mm

コンクリート製ボックスカルバート：203mm（蓋厚さ403mm），
密度 $2.30\text{g}/\text{cm}^3$

追加コンクリート遮蔽版（施設西端，厚さ200mm，密度 $2.30\text{g}/\text{cm}^3$ ）

評価地点までの距離：約1590m

線源の標高：T.P.約33m

ii. 第二セシウム吸着装置吸着塔

放射能強度：添付資料-1表3及び図1参照

遮 蔽：吸着塔側面：鉄 35mm，鉛 190.5mm

吸着塔上面：鉄 35mm，鉛 250.8mm

評価地点までの距離：約1590m

線源の標高：T.P.約33m

評価結果：約 $0.0001\text{mSv}/\text{年}$ 未満 ※影響が小さいため線量評価上無視する

b. 第二施設

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

c. 第三施設

容 量：高性能容器 (HIC) : 3,648 体
放射能強度：表 2. 2. 2-1 参照
遮 蔽：コンクリート製ボックスカルバート：150mm (通路側 400mm) ,
密度 2.30g/cm³
蓋：重コンクリート 400mm, 密度 3.20g/cm³
評価地点までの距離：約 1570m
線 源 の 標 高：T.P. 約 35m
評 価 結 果：約 0.0001mSv/年未満 ※影響が小さいため線量評価上無視す
：
る

d. 第四施設

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

i. セシウム吸着装置吸着塔

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

評価地点までの距離 約 610m

線 源 の 標 高：T.P. 約 35m

ii. 第二セシウム吸着装置吸着塔

放射能強度：添付資料-1 表 3 及び図 2 参照

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

評価地点までの距離：約 610m

線 源 の 標 高：T.P. 約 35m

評 価 結 果：約 4.01×10^{-2} mSv/年

表 2. 2. 2-1 評価対象核種及び放射能濃度 (1/2)

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

表 2. 2. 2-1 評価対象核種及び放射能濃度 (2/2)

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

(2) 大型廃棄物保管庫

容 量：第二セシウム吸着装置吸着塔：540 体
遮 蔽：天井及び壁：コンクリート 厚さ 約 200mm, 密度 約 2.1g/cm³

i. 第二セシウム吸着装置吸着塔

放 射 能 強 度：添付資料-1 表 3 及び図 3 参照
遮 蔽：吸着塔側面：鉄 35mm, 鉛 190.5mm
吸着塔上面：鉄 35mm, 鉛 250.8mm

評価地点までの距離：約 480m

線 源 の 標 高：T.P. 約 26m

評 価 結 果：約 1.51×10^{-2} mSv/年

(3) 廃スラッジ一時保管施設

合 計 容 量：約 630m³
放 射 能 濃 度：約 1.0×10^7 Bq/cm³
遮 蔽：炭素鋼 25mm, コンクリート 1,000mm (密度 2.1g/cm³)
(貯蔵建屋外壁で 1mSv/時)

評価地点までの距離：約 1480m

線 源 の 標 高：T.P. 約 33m

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

(4) 廃止 (高濃度滞留水受タンク)

(5) 濃縮廃液貯槽, 濃縮水タンク

a. 濃縮廃液貯槽 (H2 エリア)

合 計 容 量：約 300m³
放 射 能 濃 度：表 2. 2. 2-2 参照
遮 蔽：SS400 (9mm)
コンクリート 150mm (密度 2.1g/cm³)

評価点までの距離：約 910m

線 源 の 標 高：T.P. 約 36m

評 価 結 果：約 6.26×10^{-4} mSv/年

b. 濃縮廃液貯槽 (D エリア)

容 量：約 10,000m³
放 射 能 濃 度：表 2. 2. 2-2 参照

遮 蔽：側面：SS400（12mm）
上面：SS400（9mm）

評価点までの距離：約830m

線源の標高：T.P.約33m

評価結果：約 1.45×10^{-3} mSv/年

c. 濃縮水タンク

合計容量：約150m³

放射能濃度：表2. 2. 2-2参照

遮 蔽：側面：SS400（12mm）
上面：SS400（9mm）

評価点までの距離：約1210m

線源の標高：T.P.約33m

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

(6) RO濃縮水貯槽

a. 廃止（RO濃縮水貯槽1（H1エリア））

b. 廃止（RO濃縮水貯槽2（H1東エリア））

c. 廃止（RO濃縮水貯槽3（H2エリア））

d. 廃止（RO濃縮水貯槽4（H4エリア））

e. 廃止（RO濃縮水貯槽5（H4東エリア））

f. 廃止（RO濃縮水貯槽6（H5エリア））

g. 廃止（RO濃縮水貯槽7（H6エリア））

h. 廃止（RO濃縮水貯槽8（H4北エリア））

i. 廃止（RO濃縮水貯槽9（H5北エリア））

j. 廃止（RO濃縮水貯槽10（H6北エリア））

k. 廃止 (RO 濃縮水貯槽 11 (H3 エリア))

l. 廃止 (RO 濃縮水貯槽 12 (E エリア))

m. 廃止 (RO 濃縮水貯槽 13 (C エリア))

n. 廃止 (RO 濃縮水貯槽 14 (G6 エリア))

o. RO 濃縮水貯槽 15 (H8 エリア)

容 量 : 約 17,000m³

放 射 能 濃 度 : 表 2. 2. 2 - 2 参 照

遮 蔽 : 側面 : SS400 (12mm)

上面 : SS400 (6mm)

評 価 点 ま だ の 距 離 : 約 940m

線 源 の 標 高 : T.P. 約 33m

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

p. 廃止 (RO 濃縮水貯槽 16 (G4 南エリア))

q. RO 濃縮水貯槽 17 (G3 エリア)

容 量 : D : 約 7,500m³, E, F, G : 約 34,000m³, H : 約 6,600m³

放 射 能 濃 度 : 表 2. 2. 2 - 2 参 照

遮 蔽 : 側面 : SS400 (12mm)

上面 : SS400 (6mm)

評 価 点 ま だ の 距 離 : 約 1630m, 約 1720m

線 源 の 標 高 : T.P. 約 33m

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

r. RO 濃縮水貯槽 18 (J1 エリア)

容 量 : A : 約 8,500m³, B : 約 8,500m³, C, N ; 約 13,000m³, G : 約 9,600m³

放 射 能 濃 度 : 表 2. 2. 2 - 2 参 照

遮 蔽 : 側面 : SS400 (12mm)

上面 : SS400 (6mm)

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

s. RO濃縮水貯槽20 (Dエリア)

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

(7) サプレッションプール水サージタンク

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

(8) RO処理水一時貯槽

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

(9) RO処理水貯槽

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

(10) 受タンク等

合計容 量：約1,300m³
放射能濃度：表2. 2. 2-2参照
遮 蔽：側面：SS400 (12mmまたは6mm)
上面：SS400 (9mmまたは4.5mm)

評価点までの距離：約1260m, 約1220m

線源の標高：T.P.約33m

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

(11) ろ過水タンク

容 量：約240m³

放射能濃度：表2. 2. 2-2参照

遮 蔽：側面：SM400C(18mm), SS400 (12mm, 10mm, 8mm)
上面：SS400 (4.5mm)

評価点までの距離：約220m

線源の標高：T.P.約39m

評価結果：約 2.50×10^{-2} mSv/年

(12) Sr 処理水貯槽

a. Sr 処理水貯槽 (K2 エリア)

容 量：約28,000m³

放射能濃度：表2. 2. 2-2参照

遮 蔽：側面：SS400 (15mm)
上面：SS400 (9mm)

評価点までの距離：約380m

線源の標高：T.P.約34m

評価結果：約 6.91×10^{-4} mSv/年

b. Sr 処理水貯槽 (K1 南エリア)

容 量：約11,000m³

放射能濃度：表2. 2. 2-2参照

遮 蔽：側面：SM400C (12mm)
上面：SM400C (12mm)

評価点までの距離：約430m

線源の標高：T.P.約34m

評価結果：約 1.24×10^{-4} mSv/年

(13) ブルータンクエリア A1

エ リ ア 面 積：約490m²

積 上 げ 高 さ：約6.3m

表 面 線 量 率：約0.017mSv/時 (実測値)

放射能濃度比：表2. 2. 2-2の核種比率

評価点までの距離：約690m

線源の標高：T.P.約34m

線源形状：四角柱

評価結果：約 3.64×10^{-4} mSv/年

(14) ブルータンクエリアA2

エリア面積：約490m²

積上げ高さ：約6.3m

表面線量率：約0.002mSv/時（実測値）

放射能濃度比：表2. 2. 2-2の核種比率

評価点までの距離：約670m

線源の標高：T.P.約34m

線源形状：四角柱

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

(15) ブルータンクエリアB

エリア面積：約5,700m²

積上げ高さ：約6.3m

表面線量率：約0.050mSv/時

放射能濃度比：表2. 2. 2-2の核種比率

評価点までの距離：約990m

線源の標高：T.P.約34m

線源形状：四角柱

評価結果：約 4.85×10^{-4} mSv/年

(16) ブルータンクエリアC1

エリア面積：約310m²

積上げ高さ：約5.9m

表面線量率：約1.000mSv/時

放射能濃度比：表2. 2. 2-2「濃縮廃液貯槽②(H2エリア)」の核種比率

評価点までの距離：約1060m

線源の標高：T.P.約34m

線源形状：四角柱

評価結果：約 4.08×10^{-4} mSv/年

(17) ブルータンクエリア C2

エ リ ア 面 積 : 約 280m²

積 上 げ 高 さ : 約 5.9m

表 面 線 量 率 : 約 0.050mSv/時 (実測値)

放 射 能 濃 度 比 : 表 2. 2. 2 - 2 「濃縮廃液貯槽②(H2 エリア)」の核種比率

評 価 点 までの 距 離 : 約 1060m

線 源 の 標 高 : T.P. 約 34m

線 源 形 状 : 四角柱

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

(18) ブルータンクエリア C3

エ リ ア 面 積 : 約 2,000m²

積 上 げ 高 さ : 約 5.9m

表 面 線 量 率 : 約 0.015mSv/時 (実測値)

放 射 能 濃 度 比 : 表 2. 2. 2 - 2 「濃縮廃液貯槽②(H2 エリア)」の核種比率

評 価 点 までの 距 離 : 約 1060m

線 源 の 標 高 : T.P. 約 34m

線 源 形 状 : 四角柱

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

(19) ブルータンクエリア C4

エ リ ア 面 積 : 約 270m²

積 上 げ 高 さ : 約 6.3m

表 面 線 量 率 : 約 0.050mSv/時

放 射 能 濃 度 比 : 表 2. 2. 2 - 2 の核種比率

評 価 点 までの 距 離 : 約 1070m

線 源 の 標 高 : T.P. 約 34m

線 源 形 状 : 四角柱

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

(20) 濃縮水受タンク, 濃縮水処理水タンク仮置き場所

エ リ ア 面 積 : 約 1,100m²

容 量：約 0.2m³
積 上 げ 高 さ：約 4.7m
遮 蔽：側面：炭素鋼 (12mm)
 上面：炭素鋼 (9mm)
放 射 能 濃 度：表 2. 2. 2-2 表
評 価 点 ま だ の 距 離：約 1560m
線 源 の 標 高：T.P. 約 34m
線 源 形 状：四角柱
評 価 結 果：約 0.0001mSv/年未満 ※影響が小さいため線量評価上無視
 する

(21) 増設 RO 濃縮水受タンク

合 計 容 量：約 30m³
放 射 能 濃 度：表 2. 2. 2-2 参照
遮 蔽：側面：SUS316L (9mm)
 上面：SUS316L (6mm)
評 価 点 ま だ の 距 離：約 1090m
線 源 の 標 高：T.P. 約 35m
評 価 結 果：約 0.0001mSv/年未満 ※影響が小さいため線量評価上無視
 する

表 2. 2. 2-2 評価対象核種及び放射能濃度

	放射能濃度 (Bq/cm ³)						
	Cs-134	Cs-137 (Ba-137m)	Co-60	Mn-54	Sb-125 (Te-125m)	Ru-106 (Rh-106)	Sr-90 (Y-90)
(a)濃縮廃液貯槽							
濃縮廃液貯槽① (H2 エリア, タンク A, B)	8. 8E+02	1. 2E+03	1. 5E+03	7. 8E+02	2. 1E+03	5. 1E+03	1. 1E+07
濃縮廃液貯槽① (H2 エリア, タンク C)	9. 2E+02	7. 2E+02	4. 7E+03	4. 7E+02	4. 7E+03	1. 4E+04	2. 6E+07
濃縮廃液貯槽② (H2 エリア) 濃縮廃液貯槽 (D エリア) 濃縮水タンク	3. 0E+01	3. 7E+01	1. 7E+01	7. 9E+01	4. 5E+02	7. 4E+00	2. 8E+05
(b)RO 濃縮水貯槽							
RO 濃縮水貯槽 15	1. 3E-01	5. 7E-01	2. 7E-01	3. 6E-02	6. 4E+00	2. 9E-01	2. 2E+02
RO 濃縮水貯槽 17	D	1. 0E-02	7. 2E-03	2. 0E-02	6. 9E-03	2. 4E-02	1. 5E+00
	E, F, G	6. 9E-01	3. 1E+00	2. 4E-01	1. 7E-02	3. 0E+00	2. 9E-01
	H	7. 1E-01	3. 2E+00	2. 2E-01	1. 6E-02	3. 1E+00	2. 9E-01
RO 濃縮水貯槽 18	A	1. 1E-02	9. 9E-03	5. 6E-02	7. 5E-03	2. 3E-02	1. 4E+01
	B	5. 0E-01	2. 2E+00	1. 8E-01	1. 6E-02	7. 1E-01	6. 2E+02
	C, N	2. 3E-01	1. 1E+00	3. 2E-02	1. 3E-02	4. 4E-01	1. 3E+02
	G	8. 8E-03	5. 7E-03	8. 4E-03	5. 3E-03	1. 8E-02	3. 4E-02
RO 濃縮水貯槽 20	B, C, D, E	1. 5E+00	3. 0E+00	8. 8E-01	1. 1E+00	7. 4E+00	2. 6E-01
(c)サブプレッションプール水サージタンク							
サブプレッションプール水サージタンク	2. 1E+00	2. 3E+00	4. 9E+00	7. 8E-01	1. 8E+01	8. 0E+00	4. 4E+04
(d)受タンク等							
廃液 RO 供給タンク	2. 1E+00	2. 3E+00	4. 9E+00	7. 8E-01	1. 8E+01	8. 0E+00	4. 4E+04
RO 濃縮水受タンク	2. 0E+00	4. 4E+00	5. 8E-01	9. 9E-01	3. 5E+01	8. 8E+00	7. 4E+04
(e)ろ過水タンク							
ろ過水タンク	2. 3E+00	4. 3E+00	4. 0E-01	6. 3E-01	3. 4E+01	1. 2E+01	4. 7E+04
(f)Sr 処理水貯槽							
Sr 処理水貯槽 (K2 エリア)	5. 8E-02	2. 7E-02	5. 0E-02	1. 6E-02	5. 5E+00	2. 6E-01	6. 9E+01
Sr 処理水貯槽 (K1 南エリア)	6. 4E-02	2. 6E-02	9. 6E-02	1. 6E-02	6. 6E+00	3. 1E-01	1. 7E+01
(g)濃縮水受タンク、濃縮処理水タンク仮置き場所							
濃縮水受タンク	1. 1E+01	1. 2E+01	7. 1E+00	5. 7E+00	6. 9E+01	4. 4E+01	1. 2E+05
(h)ブルータンクエリア							
ブルータンクエリア A1, A2, B, C4	5. 9E+01	9. 9E+01	2. 3E+01	4. 5E+01	1. 2E+02	9. 1E+01	2. 1E+05
(i)増設 RO 濃縮水受タンク							
増設 RO 濃縮水受タンク	2. 0E+00	4. 4E+00	5. 8E-01	9. 9E-01	3. 5E+01	8. 8E+00	7. 4E+04

2.2.2.2.2 瓦礫類一時保管エリア

瓦礫類の線量評価は、次に示す条件で MCNP コードにより評価する。

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

瓦礫類一時保管エリアについては、今後搬入が予想される瓦礫類の量と表面線量率を設定し、一時保管エリア全体に体積線源で存在するものとして評価する。核種は Cs-134 及び Cs-137 とする。なお、一時保管エリアUについては保管する各機器の形状、保管状態を考慮した体積線源として各々評価する。また、機器本体の放射化の可能性が否定出来ないことから、核種は Co-60 とする。

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

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

(1)一時保管エリアA1

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

(2)一時保管エリアA2

貯 蔵 容 量 : 約 12,000m³
エ リ ア 面 積 : 約 2,500m²
積 上 げ 高 さ : 約 5m
表 面 線 量 率 : 0.005mSv/時 (未保管)
遮 蔽 : コンクリート壁:高さ 約 3m, 厚さ 約 120mm, 密度 約 2.1g/cm³
評 価 点 までの 距 離 : 約 1,010m
線 源 の 標 高 : T.P. 約 47m
線 源 形 状 : 円柱

かさ密度：鉄 0.3g/cm³
評価結果：約 0.0001mSv/年未満 ※影響が小さいため線量評価上無視する

(3) 一時保管エリア B

① エリア 1

貯蔵容量：約 3,200m³
エリア面積：約 600m²
積上げ高さ：約 5m
表面線量率：0.01mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約 960m
線源の標高：T.P. 約 47m
線源形状：円柱
かさ密度：鉄 0.3g/cm³
評価結果：約 0.0001mSv/年未満 ※影響が小さいため線量評価上無視する

② エリア 2

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

(4) 一時保管エリア C

貯蔵容量：約 67,000m³
エリア面積：約 13,400m²
積上げ高さ：約 5m
表面線量率：約 0.01mSv/時（保管済約 31,000m³）、0.1 mSv/時（未保管約 1,000m³）、0.025mSv/時（未保管約 35,000m³）
評価点までの距離：約 890m
線源の標高：T.P. 約 32m

線源形状：円柱
かさ密度：鉄 0.3g/cm^3
評価結果：約 $1.41 \times 10^{-3}\text{mSv/年}$

(5)一時保管エリアD

貯蔵容量：約 $2,700\text{m}^3$
エリア面積：約 $1,000\text{m}^2$
積上げ高さ：約 4.5m
表面線量率：約 0.02mSv/時 （保管済）
評価点までの距離：約 780m
線源の標高：T.P.約 34m
線源形状：円柱
かさ密度：鉄 0.3g/cm^3
評価結果：約 $1.02 \times 10^{-4}\text{mSv/年}$

(6)一時保管エリアE 1

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

(7)一時保管エリアE 2

貯蔵容量：約 $1,200\text{m}^3$
エリア面積：約 500m^2
積上げ高さ：約 4.5m
表面線量率： 2mSv/時 （未保管）
評価点までの距離：約 730m
線源の標高：T.P.約 11m
線源形状：円柱
かさ密度：鉄 0.3g/cm^3

評 価 結 果 : 約 1.13×10^{-2} mSv/年

(8)一時保管エリアF 1

貯 蔵 容 量 : 約 650m³
エ リ ア 面 積 : 約 220m²
積 上 げ 高 さ : 約 5m
表 面 線 量 率 : 約 0.1mSv/時 (未保管)
評 価 点 ま だ の 距 離 : 約 620m
線 源 の 標 高 : T.P. 約 26m
線 源 形 状 : 円柱
か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm³
評 価 結 果 : 約 1.32×10^{-3} mSv/年

(9)一時保管エリアF 2

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

(10)一時保管エリアJ

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

(11)一時保管エリアL

覆土式一時保管施設 1 槽毎に評価した。

貯 蔵 容 量 : 約 4,000m³×4

貯 蔵 面 積 : 約 1,400m²×4

積 上 げ 高 さ : 約 5m

表 面 線 量 率 : 1 槽目 0.005mSv/時 (保管済) , 2 槽目 0.005mSv/時 (保管済) ,
3 槽目 30mSv/時 (未保管) , 4 槽目 30mSv/時 (未保管)

遮 蔽 : 覆土 : 厚さ 1m, 密度 1.2g/cm³

評 価 点 までの 距 離 : 1 槽目約 1,070m, 2 槽目約 1,150m, 3 槽目約 1,090m, 4 槽目
約 1,170m

線 源 の 標 高 : T.P. 約 35m

線 源 形 状 : 直方体

か さ 密 度 : 鉄 0.5g/cm³

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

(12)一時保管エリアN

貯 蔵 容 量 : 約 9,700m³

エ リ ア 面 積 : 約 2,000m²

積 上 げ 高 さ : 約 5m

表 面 線 量 率 : 0.1mSv/時 (未保管)

評 価 点 までの 距 離 : 約 1,160m

線 源 の 標 高 : T.P. 約 33m

線 源 形 状 : 円柱

か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm³

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

(13)一時保管エリアO

①エリア1

貯 蔵 容 量 : 約 23,600m³

エ リ ア 面 積 : 約 5,500m²

積 上 げ 高 さ : 約 5m

表 面 線 量 率 : 0.01mSv/時 (保管済)

評 価 点 までの 距 離 : 約 810m

線 源 の 標 高 : T.P. 約 23m

線源形状：円柱
かさ密度：鉄0.3g/cm³
評価結果：約2.22×10⁻⁴mSv/年

②エリア2

貯蔵容量：約14,600m³
エリア面積：約3,400m²
積上げ高さ：約5m
表面線量率：0.1mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約800m
線源の標高：T.P.約28m
線源形状：円柱
かさ密度：鉄0.3g/cm³
評価結果：約1.45×10⁻³mSv/年

③エリア3

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

④エリア4

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

(14)一時保管エリアP 1

①エリア1

貯 蔵 容 量 : 約 47,300m³
エ リ ア 面 積 : 約 5,850m²
積 上 げ 高 さ : 約 10.4m
表 面 線 量 率 : 0.1mSv/時 (未保管)
評 価 点 ま だ の 距 離 : 約 850m
線 源 の 標 高 : T.P. 約 26m
線 源 形 状 : 円柱
か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm³
評 価 結 果 : 約 1.81×10⁻³mSv/年

②エリア2

貯 蔵 容 量 : 約 15,400m³
エ リ ア 面 積 : 約 4,840m²
積 上 げ 高 さ : 約 5m
表 面 線 量 率 : 0.1mSv/時 (未保管)
評 価 点 ま だ の 距 離 : 約 930m
線 源 の 標 高 : T.P. 約 26m
線 源 形 状 : 円柱
か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm³
評 価 結 果 : 約 4.61×10⁻⁴mSv/年

(15)一時保管エリアP 2

貯 蔵 容 量 : 約 6,700m³
エ リ ア 面 積 : 約 2,000m²
積 上 げ 高 さ : 約 4.5m
表 面 線 量 率 : 1mSv/時 (未保管)
評 価 点 ま だ の 距 離 : 約 890m
線 源 の 標 高 : T.P. 約 26m
線 源 形 状 : 円柱
か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm³
評 価 結 果 : 約 3.49×10⁻³mSv/年

(16)一時保管エリアU

貯 蔵 容 量 : 約 750m³
エ リ ア 面 積 : 約 450m²
積 上 げ 高 さ : 約 4.3m
表 面 線 量 率 : 0.015 mSv/時 (未保管約 310m³) , 0.020 mSv/時 (未保管約 110m³) , 0.028 mSv/時 (未保管約 330m³)
評 価 点 までの 距 離 : 約 660m
線 源 の 標 高 : T.P. 約 35m
線 源 形 状 : 円柱
か さ 密 度 : 鉄 7.86g/cm³ または コンクリート 2.15g/cm³
評 価 結 果 : 約 4.76×10⁻⁴mSv/年

(17)一時保管エリアV

貯 蔵 容 量 : 約 6,000m³
エ リ ア 面 積 : 約 1,200m²
積 上 げ 高 さ : 約 5m
表 面 線 量 率 : 0.1mSv/時 (未保管)
評 価 点 までの 距 離 : 約 930m
線 源 の 標 高 : T.P. 約 23m
線 源 形 状 : 円柱
か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm³
評 価 結 果 : 約 1.76×10⁻⁴mSv/年

(18)一時保管エリアW

貯 蔵 容 量 : 約 11,600m³
エ リ ア 面 積 : 約 5,100m²
積 上 げ 高 さ : 約 4.5m
表 面 線 量 率 : 1mSv/時 (未保管)
評 価 点 までの 距 離 : 約 730m
線 源 の 標 高 : T.P. 約 33m
線 源 形 状 : 円柱
か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm³
評 価 結 果 : 約 3.86×10⁻²mSv/年

(19)一時保管エリアX

貯 蔵 容 量 : 約 7,900m³

エ リ ア 面 積 : 約 2,700m²
積 上 げ 高 さ : 約 4.5m
表 面 線 量 率 : 1mSv/時 (未保管)
評 価 点 ま だ の 距 離 : 約 800m
線 源 の 標 高 : T.P. 約 33m
線 源 形 状 : 円柱
か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm³
評 価 結 果 : 約 1.03×10⁻²mSv/年

(20) 一時保管エリアAA

① エリア1

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

※主に瓦礫類を保管するものの、使用済保護衣等の保管も行う。

② エリア2

貯 蔵 容 量 : 約 34,200m³
エ リ ア 面 積 : 約 6,900m²
積 上 げ 高 さ : 約 7.8m
表 面 線 量 率 : 0.001mSv/時 (未保管)
評 価 点 ま だ の 距 離 : 約 1,130m
線 源 の 標 高 : T.P. 約 35m
線 源 形 状 : 円柱
か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm³
評 価 結 果 : 約 0.0001mSv/年未満 ※影響が小さいため線量評価上無視
する

※主に瓦礫類を保管するものの、使用済保護衣等の保管も行う。

(21)一時保管エリアBB

①エリア1

貯 蔵 容 量 : 約 28,550m³
エ リ ア 面 積 : 約 10,380m²
積 上 げ 高 さ : 約 4.5m
表 面 線 量 率 : 0.01mSv/時 (未保管)
評 価 点 ま だ の 距 離 : 約 720m
線 源 の 標 高 : T.P. 約 52m
線 源 形 状 : 円柱
か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm³
評 価 結 果 : 約 7.04×10⁻⁴mSv/年

②エリア2

貯 蔵 容 量 : 約 16,240m³
エ リ ア 面 積 : 約 5,940m²
積 上 げ 高 さ : 約 4.5m
表 面 線 量 率 : 0.01mSv/時 (未保管)
評 価 点 ま だ の 距 離 : 約 620m
線 源 の 標 高 : T.P. 約 52m
線 源 形 状 : 円柱
か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm³
評 価 結 果 : 約 1.24×10⁻³mSv/年

(22)一時保管エリアCC

①エリア1

貯 蔵 容 量 : 約 11,670m³
エ リ ア 面 積 : 約 3,060m²
積 上 げ 高 さ : 約 4.5m
表 面 線 量 率 : 0.1mSv/時 (未保管)
評 価 点 ま だ の 距 離 : 約 660m
線 源 の 標 高 : T.P. 約 26m
線 源 形 状 : 円柱
か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm³
評 価 結 果 : 約 7.80×10⁻³mSv/年

②エリア2

貯 蔵 容 量 : 約 7,170m³

エ リ ア 面 積 : 約 2,620m²
積 上 げ 高 さ : 約 4.5m
表 面 線 量 率 : 0.1mSv/時 (未保管)
評 価 点 ま だ の 距 離 : 約 600m
線 源 の 標 高 : T.P. 約 26m
線 源 形 状 : 円柱
か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm³
評 価 結 果 : 約 7.80×10⁻³mSv/年

(23)一時保管エリアDD1

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

(24)一時保管エリアDD2

貯 蔵 容 量 : 約 6,750m³
エ リ ア 面 積 : 約 2,320m²
積 上 げ 高 さ : 約 4.5m
表 面 線 量 率 : 0.005mSv/時 (未保管)
評 価 点 ま だ の 距 離 : 約 810m
線 源 の 標 高 : T.P. 約 37m
線 源 形 状 : 円柱
か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm³
評 価 結 果 : 約 0.0001mSv/年未満 ※影響が小さいため線量評価上無視
する

(25)一時保管エリアEE1

表面線量率がバックグラウンド線量率と同等以下の瓦礫類を一時保管するため、評価対象外とする。

(26)一時保管エリアE E 2

貯 蔵 容 量 : 約 6,300m³

エ リ ア 面 積 : 約 2,130m²

積 上 げ 高 さ : 約 4.5m

表 面 線 量 率 : 0.005mSv/時 (未保管)

評 価 点 までの 距 離 : 約 980m

線 源 の 標 高 : T.P. 約 38m

線 源 形 状 : 円柱

か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm³

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

(27)一時保管エリア d

貯 蔵 容 量 : 約 1,890m³

エ リ ア 面 積 : 約 630m²

積 上 げ 高 さ : 約 4.5m

表 面 線 量 率 : 0.1mSv/時 (未保管)

評 価 点 までの 距 離 : 約 370m

線 源 の 標 高 : T.P. 約 44m

線 源 形 状 : 円柱

か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm³

評 価 結 果 : 約 3.67×10^{-2} mSv/年

(28)一時保管エリア e

貯 蔵 容 量 : 約 6,660m³

エ リ ア 面 積 : 約 1,480m²

積 上 げ 高 さ : 約 4.5m

表 面 線 量 率 : 0.1mSv/時 (未保管)

評 価 点 までの 距 離 : 約 490m

線 源 の 標 高 : T.P. 約 43m

線 源 形 状 : 円柱

か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm³

評 価 結 果 : 約 1.99×10^{-2} mSv/年

(29)一時保管エリア k

貯 蔵 容 量 : 約 9,450m³

エ リ ア 面 積 : 約 3,260m²
積 上 げ 高 さ : 約 4.5m
表 面 線 量 率 : 0.01mSv/時 (未保管)
評 価 点 ま だ の 距 離 : 約 370m
線 源 の 標 高 : T.P. 約 19m
線 源 形 状 : 円柱
か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm³
評 価 結 果 : 約 2.42×10⁻²mSv/年

※主に瓦礫類を保管するものの、使用済保護衣等の保管も行う。

(30)一時保管エリア 1

貯 蔵 容 量 : 約 7,200m³
エ リ ア 面 積 : 約 2,540m²
積 上 げ 高 さ : 約 4.5m
表 面 線 量 率 : 0.005mSv/時 (未保管)
評 価 点 ま だ の 距 離 : 約 400m
線 源 の 標 高 : T.P. 約 20m
線 源 形 状 : 円柱
か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm³
評 価 結 果 : 約 5.83×10⁻³mSv/年

※主に瓦礫類を保管するものの、使用済保護衣等の保管も行う。

(31)一時保管エリア m

貯 蔵 容 量 : 約 4,380m³
エ リ ア 面 積 : 約 1,770m²
積 上 げ 高 さ : 約 4.5m
表 面 線 量 率 : 1mSv/時 (未保管)
評 価 点 ま だ の 距 離 : 約 760m
線 源 の 標 高 : T.P. 約 34m
線 源 形 状 : 円柱
か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm³
評 価 結 果 : 約 1.00×10⁻²mSv/年

(32)一時保管エリア n

貯 蔵 容 量 : 約 8,720m³
エ リ ア 面 積 : 約 3,890m²
積 上 げ 高 さ : 約 4.5m

表面線量率：1mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約760m
線源の標高：T.P.約33m
線源形状：円柱
かさ密度：鉄0.3g/cm³
評価結果：約 2.01×10^{-2} mSv/年

2.2.2.2.3 伐採木一時保管エリア

伐採木の線量評価は、次に示す条件でMCNPコードにより評価する。

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

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

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

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

(1)一時保管エリアG

①エリア1

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

②エリア2

貯蔵容量：約8,900m³
貯蔵面積：約3,000m²
積上げ高さ：約3m

表面線量率：0.055mSv/時（保管済 約3,000m³）、0.15mSv/時（未保管 約5,900m³）

遮蔽：覆土：厚さ0.7m、密度1.2g/cm³

評価点までの距離：約1,270m

線源の標高：T.P.約30m

線源形状：円柱

かさ密度：木0.1g/cm³

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

③エリア3

貯蔵容量：約16,600m³

貯蔵面積：約5,500m²

積上げ高さ：約3m

表面線量率：0.15mSv/時（未保管）

遮蔽：覆土：厚さ0.7m、密度1.2g/cm³

評価点までの距離：約1,310m

線源の標高：T.P.約30m

線源形状：円柱

かさ密度：木0.1g/cm³

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

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

(2)一時保管エリアH

表面線量率がバックグラウンド線量率と同等以下の伐採木（幹根）を一時保管するため、評価対象外とする。

(3)一時保管エリアM

表面線量率がバックグラウンド線量率と同等以下の伐採木（幹根）を一時保管するため、評価対象外とする。

(4)一時保管エリアT

貯蔵容量：約11,900m³

貯蔵面積：約4,000m²

積上げ高さ：約3m

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

(5) 一時保管エリアV

貯蔵容量：約6,000m³
貯蔵面積：約1,200m²
積上げ高さ：約5m
表面線量率：0.3mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約910m
線源の標高：T.P.約23m
線源形状：円柱
かさ密度：木0.05g/cm³
評価結果：約7.58×10⁻⁴mSv/年
なお、当該エリアには表面線量率がバックグラウンド線量率と同等以下の伐採木（幹根）も一時保管する。

2.2.2.2.4 使用済燃料乾式キャスク仮保管設備

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

貯蔵容量：65基(乾式貯蔵キャスク20基及び輸送貯蔵兼用キャスク45基)
エリア面積：約80m×約96m
遮蔽：コンクリートモジュール 200mm(密度2.15g/cm³)
評価点までの距離：約350m

評価結果の種類：MCNPコードによる評価結果

線源の標高：T.P.約38m

評価結果：約 5.54×10^{-2} mSv/年

2.2.2.2.5 固体廃棄物貯蔵庫

固体廃棄物貯蔵庫の線量評価は、次に示す条件でMCNPコードにより評価する。

固体廃棄物貯蔵庫については、放射性固体廃棄物や一部を活用して瓦礫類、使用済保護衣等を保管、または一時保管するため、実測した線量率に今後の活用も考慮した表面線量率を設定し、核種をCo-60として評価するものとする。

固体廃棄物貯蔵庫（第6棟～第8棟）地下には、放射性固体廃棄物や事故後に発生した瓦礫類を保管するが、遮蔽効果が高いことから地下保管分については、設置時の工事計画認可申請書と同様に評価対象外とする。

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

(1) 固体廃棄物貯蔵庫（第1棟）

貯蔵容量：約3,600m³

エリア面積：約1,100m²

積上げ高さ：約3.2m

表面線量率：約0.1mSv/時

遮蔽：天井及び壁：鉄板厚さ 約0.5mm

評価地点までの距離：約750m

線源の標高：T.P.約33m

線源形状：直方体

かさ密度：コンクリート 2.0g/cm³

評価結果：約 1.32×10^{-3} mSv/年

(2) 固体廃棄物貯蔵庫（第2棟）

貯蔵容量：約6,700m³

エリア面積：約2,100m²

積上げ高さ：約3.2m

表面線量率：約5mSv/時

遮蔽：天井及び壁：コンクリート 厚さ 約180mm, 密度 約2.2g/cm³

評価地点までの距離：約740m

線源の標高：T.P.約33m

線源形状：直方体

かさ密度：コンクリート 2.0g/cm³
評価結果：約 7.72×10⁻³mSv/年

(3) 固体廃棄物貯蔵庫（第3棟）

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

(4) 固体廃棄物貯蔵庫（第4棟）

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

(5) 固体廃棄物貯蔵庫（第5棟）

貯蔵容量：約 2,500m³
エリア面積：約 800m²
積上げ高さ：約 3.2m
表面線量率：約 0.5mSv/時
遮蔽：天井及び壁：コンクリート 厚さ 約 500mm, 密度 約 2.2g/cm³
評価地点までの距離：約 400m
線源の標高：T.P. 約 42m

線源形状：直方体
かさ密度：コンクリート 2.0g/cm³
評価結果：約 2.31×10⁻⁴mSv/年

(6) 固体廃棄物貯蔵庫（第6棟）

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

※地下に瓦礫類を一時保管することを考慮している。

(7) 固体廃棄物貯蔵庫（第7棟）

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

※地下に瓦礫類を一時保管することを考慮している。

(8) 固体廃棄物貯蔵庫（第8棟）

貯蔵容量：約 17,200m³（1階部分）
エリア面積：約 5,400m²
積上げ高さ：約 3.2m
表面線量率：約 0.5mSv/時
遮蔽：天井及び壁：コンクリート 厚さ 約 600mm, 密度 約 2.2g/cm³

評価地点までの距離 : 約 280m

線源の標高 : T.P. 約 42m

線源形状 : 直方体

かさ密度 : コンクリート $2.0\text{g}/\text{cm}^3$

評価結果 : 約 $1.46 \times 10^{-3}\text{mSv}/\text{年}$

※地下に瓦礫類を一時保管することを考慮している。

(9) 固体廃棄物貯蔵庫 (第9棟)

貯蔵容量 : 地下2階部分 約 $15,300\text{m}^3$

地下1階部分 約 $15,300\text{m}^3$

地上1階部分 約 $15,300\text{m}^3$

地上2階部分 約 $15,300\text{m}^3$

エリア面積 : 約 $4,800\text{m}^2$

積上げ高さ : 約 3.3m

表面線量率 : 地下2階部分 約 $10\text{Sv}/\text{時}$

地下1階部分 約 $30\text{mSv}/\text{時}$

地上1階部分 約 $1\text{mSv}/\text{時}$

地上2階部分 約 $0.05\text{mSv}/\text{時}$

遮蔽 : 天井及び壁 : コンクリート 厚さ 約 200mm~約 650mm,
密度 約 $2.1\text{g}/\text{cm}^3$

評価地点までの距離 : 約 240m

線源の標高 : T.P. 約 42m

線源形状 : 直方体

かさ密度 : 鉄 $0.3\text{g}/\text{cm}^3$

評価結果 : 約 $1.75 \times 10^{-2}\text{mSv}/\text{年}$

(10) 固体廃棄物貯蔵庫 (第10棟)

固体廃棄物貯蔵庫 (第10棟) は、 $1\text{mSv}/\text{時}$ までの瓦礫類を保管する場合のケース1と、 $0.02\text{mSv}/\text{時}$ の瓦礫類を保管する場合のケース2により運用し、敷地境界における線量評価はケース1にて実施する。なお、 $1\text{mSv}/\text{時}$ までの瓦礫類を全て移送し、ケース2により運用開始した際は、敷地境界における線量評価をケース2にて実施する。

(ケース1)

貯蔵容量 : 10-A部分 約 $34,000\text{m}^3$

10-B部分 約 $34,000\text{m}^3$

10-C部分 約 $78,000\text{m}^3$

エリア面積 : 約 $11,200\text{m}^2$

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

(ケース 2)

貯蔵容量 : 10-A 部分 約 34,000m³
10-B 部分 約 34,000m³
10-C 部分 約 78,000m³
エリア面積 : 約 11,200m²
積上げ高さ : 約 13.1m
表面線量率 : 10-A 部分 約 0.01mSv/時, 約 0.02mSv/時
10-B 部分 約 0.01mSv/時, 約 0.02mSv/時
10-C 部分 約 0.01mSv/時, 約 0.02mSv/時
遮蔽 : 遮蔽壁, 遮蔽蓋 : コンクリート 厚さ 遮蔽壁約 300mm, 遮蔽蓋約 500mm
密度 約 2.15g/cm³
評価地点までの距離 : 約 410m
線源の標高 : T.P. 約 33m
線源形状 : 直方体
かさ密度 : 鉄 0.8g/cm³
土 1.7g/cm³
評価結果 : 約 2.72×10⁻³mSv/年

2.2.2.2.6 廃止（ドラム缶等仮設保管設備）

2.2.2.2.7 多核種除去設備

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

放射能強度：表2.2.2-3，表2.2.2-4参照

遮蔽：
鉄（HIC用遮蔽材） 112mm
：
鉄（循環タンク用遮蔽材） 100mm
：
鉄（吸着塔用遮蔽材） 50mm
：
鉛（クロスフローフィルタ他用遮蔽材） 8mm, 4mm
：
鉛（循環弁スキッド, クロスフローフィルタスキッド） 18mm,
：
9mm

評価地点までの距離：約420m

線源の標高：T.P.約36m

評価結果：約 8.77×10^{-2} mSv/年

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

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

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

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

表 2. 2. 2-4 評価対象核種及び放射能濃度（吸着材）（1/2）

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

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

表 2. 2. 2-4 評価対象核種及び放射能濃度（吸着材）（2/2）

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

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

2.2.2.2.8 雑固体廃棄物焼却設備

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

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

焼却炉建屋

容 量：雑固体廃棄物：約 2,170m³
 焼却灰：約 85m³

線 源 強 度：表 2. 2. 2-5 参照

遮 蔽：コンクリート（密度 2.15g/cm³）300mm～700mm
 重量コンクリート（密度 3.715 g/cm³）：50mm

評価地点までの距離：約 620m

線 源 の 標 高：T.P.約 22m

線 源 形 状：直方体

か さ 密 度：雑固体廃棄物：0.134g/cm³
 焼却灰：0.5g/cm³

評 価 結 果：約 2.65×10⁻⁴mSv/年

表 2. 2. 2-5 評価対象核種及び放射能濃度

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

2.2.2.2.9 増設多核種除去設備

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

放射能強度	：表2.2.2-6-1及び表2.2.2-6-2参照
遮蔽	：鉄（共沈タンク・供給タンクスキッド） 40～80mm
	：鉄（クロスフローフィルタスキッド） 20～60mm
	：鉄（スラリー移送配管） 28mm
	：鉄（吸着塔） 30～80mm
	：鉄（高性能容器（HIC）） 120mm
	：鉄（反応／凝集槽，沈殿槽） 20～40mm
	：コンクリート（高性能容器（HIC））

評価地点までの距離：約460m

線源の標高：T.P.約37m

評価結果：約 2.58×10^{-2} mSv/年

表 2. 2. 2-6-1 評価対象核種及び放射能濃度 (1/2)

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

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

表 2. 2. 2-6-1 評価対象核種及び放射能濃度 (2/2)

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

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

表 2. 2. 2-6-2 評価対象核種及び放射能濃度 (1 / 3)

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

表 2. 2. 2-6-2 評価対象核種及び放射能濃度 (2 / 3)

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

表 2. 2. 2-6-2 評価対象核種及び放射能濃度 (3 / 3)

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

2.2.2.2.10 高性能多核種除去設備

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

放射能強度：表2.2.2-7，表2.2.2-8参照

遮 蔽：鉛（前処理フィルタ）50mm

：鉛（多核種吸着塔）145mm

評価地点までの距離：約410m

線 源 の 標 高：T.P.約37m

評 価 結 果：約 3.60×10^{-3} mSv/年

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

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

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

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

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

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

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

No.	核種	多核種吸着塔							
		4~5 塔目					6~8 塔目	9~10 塔目	11~13 塔目
		1 層目	2 層目	3 層目	4 層目	5 層目			
32	Ba-140	0.00E+00					0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
33	Ce-141	0.00E+00					0.00E+00	1.12E+05	0.00E+00
34	Ce-144	0.00E+00					0.00E+00	5.13E+05	0.00E+00
35	Pr-144	0.00E+00					0.00E+00	5.13E+05	0.00E+00
36	Pr-144m	0.00E+00					0.00E+00	5.13E+05	0.00E+00
37	Pm-146	0.00E+00					0.00E+00	5.45E+04	0.00E+00
38	Pm-147	0.00E+00					0.00E+00	8.65E+05	0.00E+00
39	Pm-148	0.00E+00					0.00E+00	7.05E+04	0.00E+00
40	Pm-148m	0.00E+00					0.00E+00	3.01E+04	0.00E+00
41	Sm-151	0.00E+00					0.00E+00	4.16E+03	0.00E+00
42	Eu-152	0.00E+00					0.00E+00	2.11E+05	0.00E+00
43	Eu-154	0.00E+00					0.00E+00	5.45E+04	0.00E+00
44	Eu-155	0.00E+00					0.00E+00	2.82E+05	0.00E+00
45	Gd-153	0.00E+00					0.00E+00	2.63E+05	0.00E+00
46	Tb-160	0.00E+00					0.00E+00	7.37E+04	0.00E+00
47	Pu-238	0.00E+00					0.00E+00	5.77E+01	0.00E+00
48	Pu-239	0.00E+00					0.00E+00	5.77E+01	0.00E+00
49	Pu-240	0.00E+00					0.00E+00	5.77E+01	0.00E+00
50	Pu-241	0.00E+00					0.00E+00	2.53E+03	0.00E+00
51	Am-241	0.00E+00					0.00E+00	5.77E+01	0.00E+00
52	Am-242m	0.00E+00					0.00E+00	3.52E+00	0.00E+00
53	Am-243	0.00E+00					0.00E+00	5.77E+01	0.00E+00
54	Cm-242	0.00E+00					0.00E+00	5.77E+01	0.00E+00
55	Cm-243	0.00E+00					0.00E+00	5.77E+01	0.00E+00
56	Cm-244	0.00E+00					0.00E+00	5.77E+01	0.00E+00
57	Mn-54	0.00E+00					0.00E+00	2.53E+04	0.00E+00
58	Fe-59	0.00E+00					0.00E+00	3.52E+04	0.00E+00
59	Co-58	0.00E+00					0.00E+00	2.63E+04	0.00E+00
60	Co-60	0.00E+00					0.00E+00	2.11E+04	0.00E+00
61	Ni-63	0.00E+00					0.00E+00	3.20E+05	0.00E+00
62	Zn-65	0.00E+00					0.00E+00	4.81E+04	0.00E+00

2.2.2.2.11 廃止 (RO 濃縮水処理設備)

2.2.2.2.12 サブドレン他浄化設備

サブドレン他浄化設備については、各機器に表 2. 2. 2-9 に示す核種、放射能濃度が内包しているとし、制動エックス線を考慮したガンマ線線源強度を核種生成減衰計算コード ORIGEN により求め、3次元モンテカルロ計算コード MCNP により敷地境界における実効線量を評価した (線量評価条件については添付資料-6 参照)。

放射能強度：表 2. 2. 2-9 参照

遮 蔽：鉄 6.35mm 及び鉛 50mm (前処理フィルタ 1, 2)
 : 鉄 6.35mm 及び鉛 40mm (前処理フィルタ 3)
 : 鉄 25.4mm (吸着塔 1~5)

評価地点までの距離：約 330m

線源の標高：T.P. 約 39m

評価結果：約 8.53×10^{-3} mSv/年

表 2. 2. 2-9 評価対象核種及び放射能濃度

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

2.2.2.2.13 放射性物質分析・研究施設第1棟

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

放射能強度： 1.1×10^8 Bq (固体廃棄物払出準備室)
 3.7×10^7 Bq (液体廃棄物一時貯留室)
 2.2×10^8 Bq (ライブラリ保管室)
 5.3×10^{11} Bq (鉄セル室)
 9.3×10^5 Bq (グローブボックス室)
 1.3×10^6 Bq (フード室)
 1.7×10^9 Bq (パネルハウス室)
 1.8×10^{10} Bq (小型受入物待機室)
 3.7×10^5 Bq (測定室)

遮 蔽：建屋天井及び壁 コンクリート 厚さ 約 250mm～約 700mm,
密度 約 2.1g/cm^3
ライブラリ保管室の線源の遮蔽 鉄 厚さ 約 150mm,
密度 約 7.8g/cm^3
鉄セル 鉄 厚さ 約 300mm, 密度 約 7.8g/cm^3
パネルハウス室の待機中の線源の遮蔽 鉄 厚さ 約 100mm, 密度 約 7.8g/cm^3
小型受入物待機室 鉄 厚さ 約 150mm, 密度 約 7.8g/cm^3

評価点までの距離：約 540m

線源の標高：T.P. 約 40m

線源の形状：直方体, 円柱, 点

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

2.2.2.2.14 大型機器除染設備

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

遮蔽は、除染廃棄物保管エリアの壁による遮蔽を考慮する。

容 量：約 3m³
 放 射 能 強 度：表 2. 2. 2-10 参照
 遮 蔽：鉄（密度 7.8g/cm³）10mm～30mm
 評価地点までの距離：約 700m
 線 源 の 標 高：T.P. 約 34m
 線 源 形 状：円柱
 か さ 密 度：2.31g/cm³
 評 価 結 果：約 6.19×10⁻⁴mSv/年

表 2. 2. 2-10 評価対象核種及び放射能濃度

ケース①主要な汚染が R0 濃縮水の場合

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

ケース②主要な汚染が Co の場合

核種	放射能濃度 (Bq/kg)
Co-60	7.5E+06

ケース③主要な汚染が Cs の場合

核種	放射能濃度 (Bq/kg)
Cs-137	1.1E+08

2.2.2.2.15 増設雑固体廃棄物焼却設備

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

遮蔽は、焼却炉建屋の建屋壁、天井のコンクリート厚さを考慮する。

容 量：雑固体廃棄物：約 1050m³
 焼却灰：約 200m³
 放射能強度：表 2. 2. 2-11 参照
 遮 蔽：コンクリート（密度 2.15g/cm³）200mm～650mm
 評価地点までの距離：約 500m
 線 源 の 標 高：T.P. 約 32m
 線 源 形 状：直方体
 か さ 密 度：雑固体廃棄物：0.3g/cm³
 焼却灰：0.5g/cm³
 評 価 結 果：約 0.0001mSv/年未満 ※影響が小さいため線量評価上無視する

表 2. 2. 2-11 評価対象核種及び放射能濃度

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

2.2.2.2.16 浄化ユニット

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

放射能強度：表2.2.2-12参照

遮蔽：鉄8mm

評価地点までの距離：約750m

線源の標高：T.P.約27m

評価結果：約 1.47×10^{-4} mSv/年

表2.2.2-12 評価対象核種及び放射能濃度

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

2.2.2.2.17 貯留タンク、中間タンク

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

a. 貯留タンク (H I J タンク群)

放射能濃度：表2.2.2-13参照

遮蔽：鉄9mm

評価点までの距離：約780m

線源の標高：T.P.約27m

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

b. 貯留タンク (Kタンク群)

放射能濃度：表2. 2. 2-13参照

遮蔽：鉄12mm

評価点までの距離：約810m

線源の標高：T.P.約27m

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

c. 中間タンク (Nタンク群)

放射能濃度：表2. 2. 2-13参照

遮蔽：鉄12mm

評価点までの距離：約760m

線源の標高：T.P.約27m

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

表2. 2. 2-13 評価対象核種及び放射能濃度

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

2.2.2.2.18 油処理装置

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

容 量：原水：約12m³
 処理水：約4m³
 放射能強度：表2.2.2-14参照
 遮蔽：側面：SUS304（9mm, 6mm, 4mm）
 上面：SUS316（4mm）, SUS304（6mmまたは4mm）
 評価地点までの距離：約1330m
 線源の標高：T.P.約9m
 評価結果：約0.0001mSv/年未満
 ※影響が小さいため線量評価上無視する

表2.2.2-14 評価対象核種及び放射能濃度

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

2.2.2.2.19 減容処理設備

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

容 量：金属廃棄物 約214m³
 コンクリート廃棄物 約46m³
 放射能強度：表2.2.2-15参照
 遮蔽：コンクリート（密度2.15g/cm³）200mm～500mm
 鉄（密度7.8g/cm³）3.2mm, 50mm
 評価地点までの距離：約350m
 線源の標高：T.P.約33m
 線源形状：直方体, 円柱

かさ密度：金属廃棄物 0.4g/cm³ (減容処理前)
 0.8g/cm³ (減容処理後)
 コンクリート廃棄物 0.6g/cm³ (減容処理前)
 1.2g/cm³ (減容処理後)

評価結果：約 2.64×10⁻³mSv/年

表 2. 2. 2-15 評価対象核種及び放射能濃度

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

2.2.2.3 敷地境界における線量評価結果

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



図2. 2. 2-1 直接線ならびにスカイライン線の線量評価地点

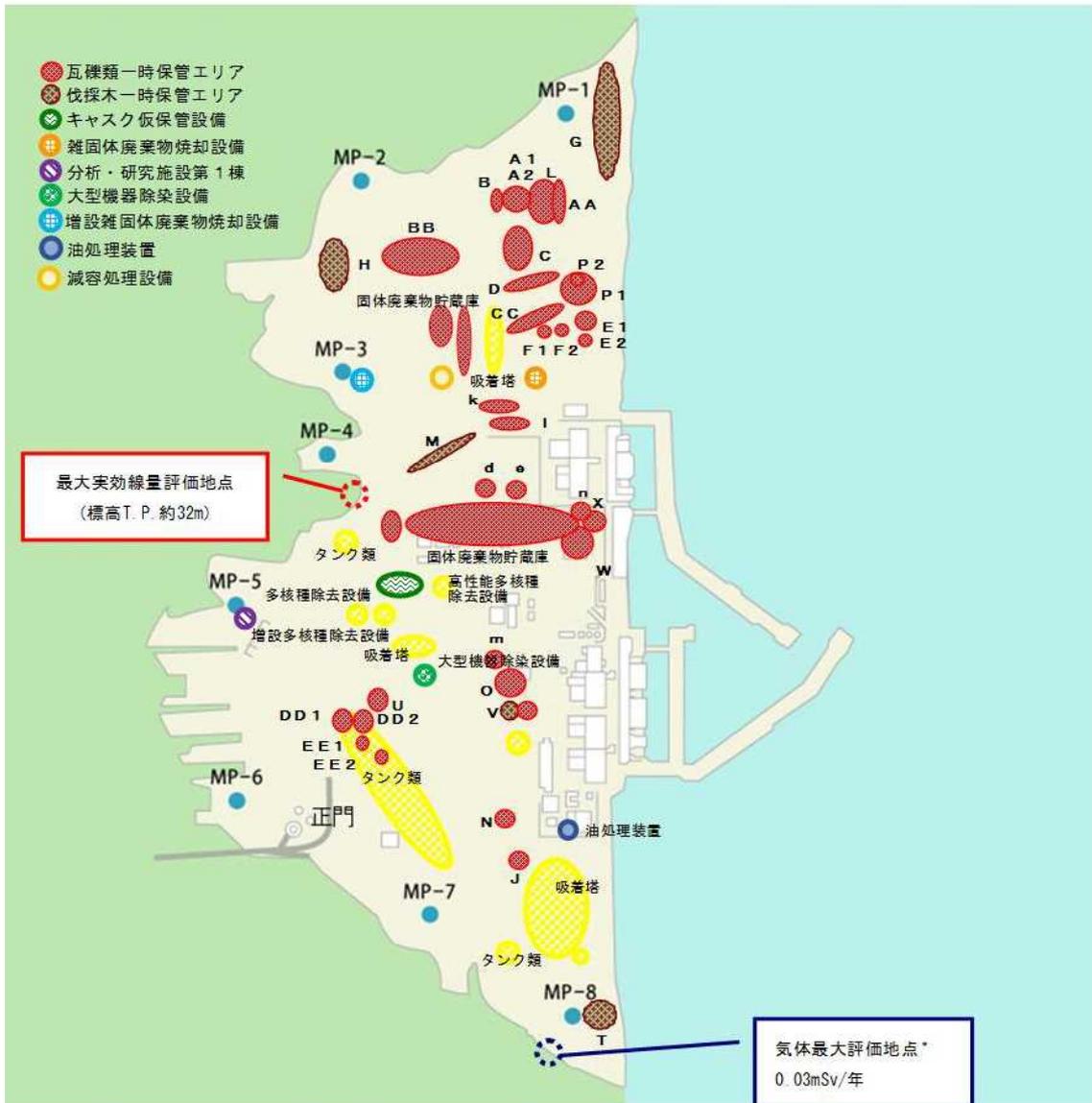


図2. 2. 2-2 敷地境界線上の最大実効線量評価地点

* : 1~4号機原子炉建屋(原子炉格納容器を含む)以外からの追加的放出は極めて少ないと考えられるため、1~4号機原子炉建屋からの放出量により評価

2.2.2.4 添付資料

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

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

1. 保管上の制限内容

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

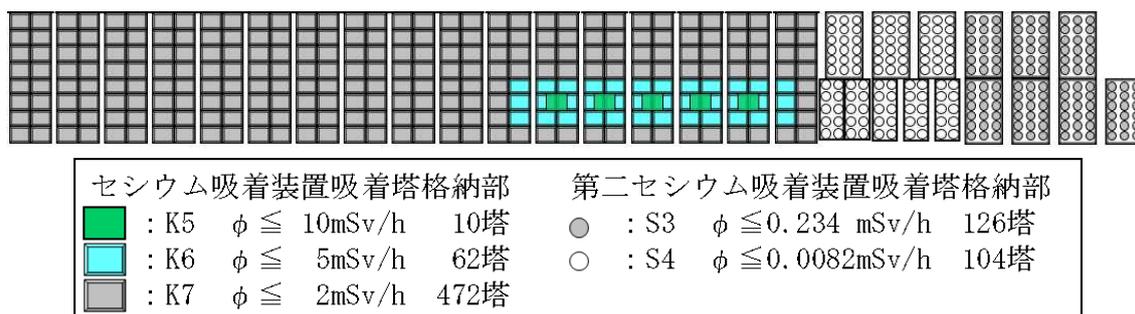
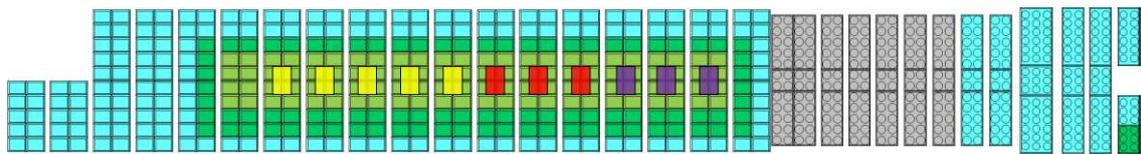
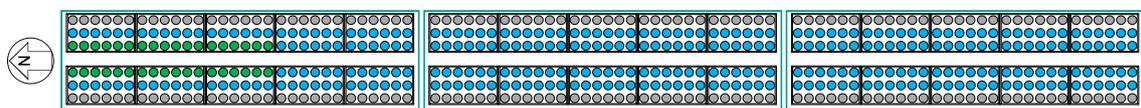


図 1 第一施設の吸着塔格納配置計画 (ϕ : 吸着塔側面線量率)



セシウム吸着装置吸着塔格納部			第二セシウム吸着装置吸着塔格納部		
■ : K1	$\phi \leq 250 \text{mSv/h}$	12塔	● : S1	$\phi \leq 1.2 \text{ mSv/h}$	6塔
■ : K2	$\phi \leq 100 \text{mSv/h}$	12塔	● : S2	$\phi \leq 0.7 \text{ mSv/h}$	171塔
■ : K3	$\phi \leq 40 \text{mSv/h}$	20塔	● : S3	$\phi \leq 0.234 \text{mSv/h}$	168塔
■ : K4	$\phi \leq 16 \text{mSv/h}$	148塔			
■ : K5	$\phi \leq 10 \text{mSv/h}$	172塔			
■ : K6	$\phi \leq 5 \text{mSv/h}$	316塔			

図2 第四施設の吸着塔格納配置計画 (ϕ : 吸着塔側面線量率)



第二セシウム吸着装置吸着塔格納部		
● : S1	$\phi \leq 1.2 \text{ mSv/h}$	36塔
● : S2	$\phi \leq 0.7 \text{ mSv/h}$	324塔
● : S3	$\phi \leq 0.234 \text{mSv/h}$	180塔

図3 大型廃棄物保管庫の吸着塔格納配置モデル (ϕ : 吸着塔側面線量率)

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

2. 吸着塔の側面線量率の実態を反映した線源条件の設定

2.1 セシウム吸着装置吸着塔の線源設定

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

表1 セシウム吸着装置吸着塔の線量評価用線源条件

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

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

表2 セシウム吸着装置吸着塔の線量別保管状況と保管容量確保状況

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

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

：線量未測定の本を含まず。 *：第一・第四施設の合計。

2.2 第二セシウム吸着装置吸着塔の線源設定

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

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

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

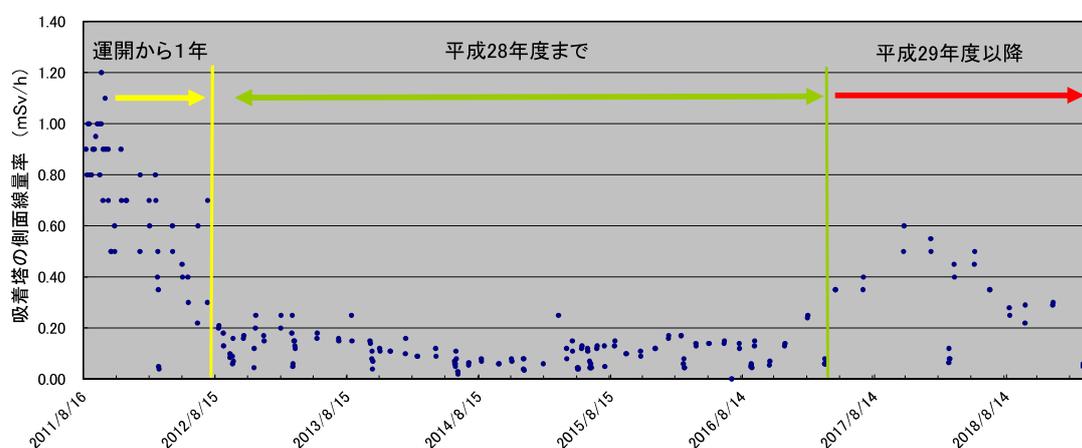


図4 一時保管施設に保管した第二セシウム吸着装置吸着塔の発生時期と側面線量率分布

表3 第二セシウム吸着装置吸着塔の線量評価用線源条件

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

表 4 第二セシウム吸着装置吸着塔の線量別保管状況と保管容量確保状況

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

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

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

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

3. 被ばく軽減上の配慮

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

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

初期のセシウム吸着装置使用済吸着塔の線源設定について

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

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

表1 セシウム吸着装置吸着塔の線源条件

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

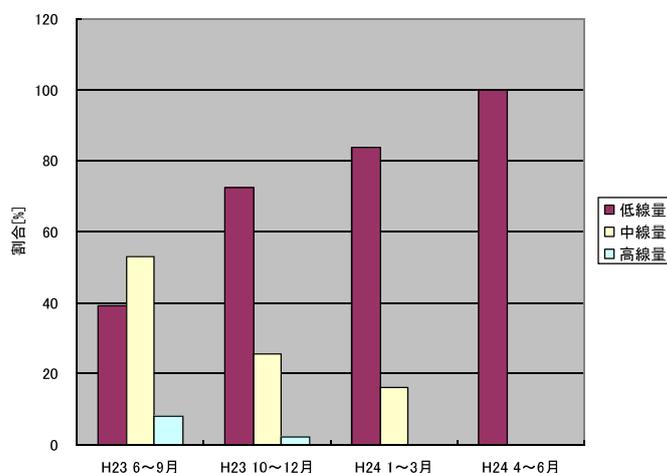


図1 使用済セシウム吸着装置吸着塔の発生時期による割合の変化

瓦礫類および伐採木一時保管エリアにおける敷地境界線量評価について

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

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

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

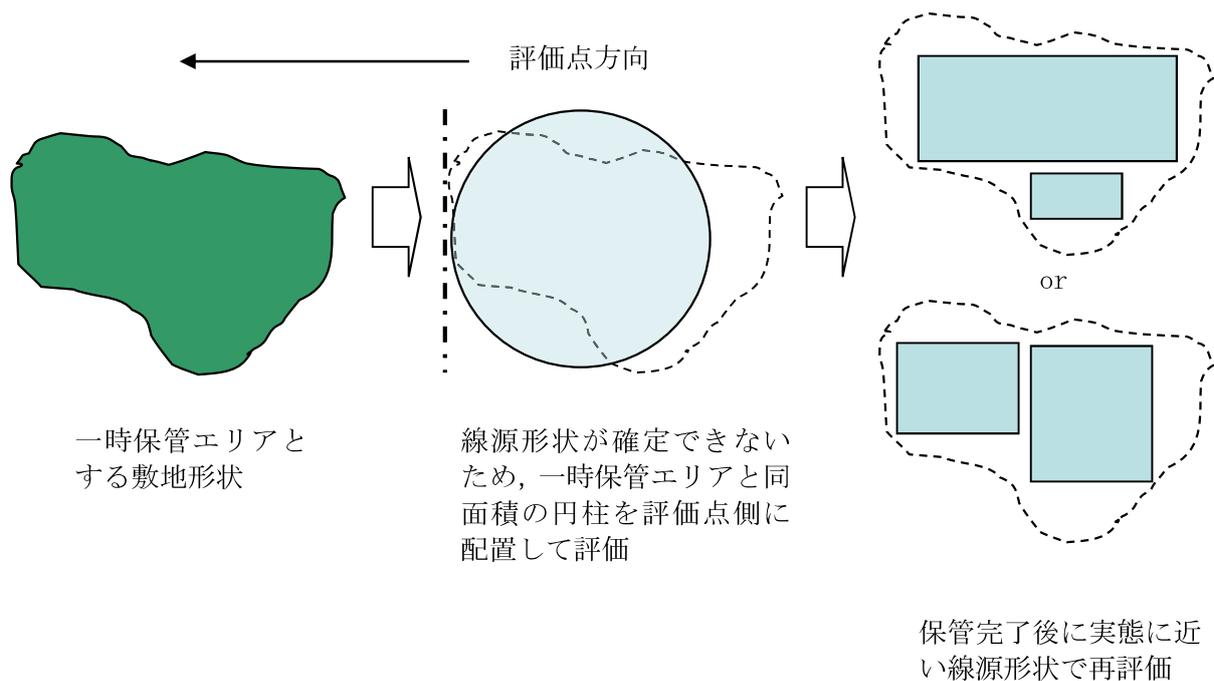


図1 線量評価イメージ

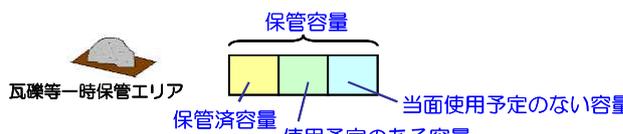
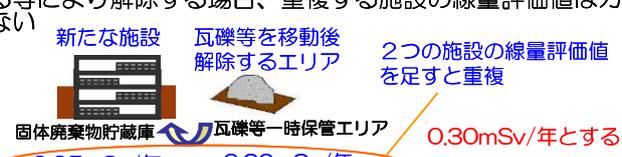
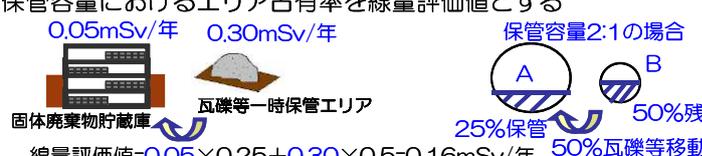
表1 詳細評価実施エリア

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

実態に近づける線量評価方法について

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

以下に、具体的な線量評価方法を示す。

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

一時保管エリアLについては、方法 1 を適用して敷地境界の線量評価を行った。

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

敷地境界における直接線・スカイシャイン線の評価結果

敷地境界 評価地点	評価地点 の標高 「m」	敷地内各施設からの 直接線・スカイシャイン線 「mSv/年」	敷地境界 評価地点	評価地点 の標高 「m」	敷地内各施設からの 直接線・スカイシャイン線 「mSv/年」
No.1	T.P.約4	0.06	No.51	T.P.約32	0.02
No.2	T.P.約18	0.11	No.52	T.P.約39	0.03
No.3	T.P.約18	0.10	No.53	T.P.約39	0.16
No.4	T.P.約19	0.18	No.54	T.P.約39	0.17
No.5	T.P.約16	0.29	No.55	T.P.約39	0.04
No.6	T.P.約16	0.29	No.56	T.P.約33	0.01
No.7	T.P.約21	0.53	No.57	T.P.約39	0.02
No.8	T.P.約16	0.31	No.58	T.P.約39	0.04
No.9	T.P.約14	0.17	No.59	T.P.約39	0.09
No.10	T.P.約15	0.09	No.60	T.P.約41	0.05
No.11	T.P.約17	0.18	No.61	T.P.約42	0.02
No.12	T.P.約17	0.14	No.62	T.P.約38	0.02
No.13	T.P.約16	0.14	No.63	T.P.約44	0.04
No.14	T.P.約18	0.15	No.64	T.P.約44	0.07
No.15	T.P.約21	0.13	No.65	T.P.約41	0.14
No.16	T.P.約26	0.12	No.66	T.P.約40	0.53
No.17	T.P.約34	0.16	No.67	T.P.約39	0.30
No.18	T.P.約37	0.10	No.68	T.P.約37	0.42
No.19	T.P.約33	0.04	No.69	T.P.約36	0.26
No.20	T.P.約37	0.04	No.70	T.P.約35	0.55
No.21	T.P.約38	0.03	No.71	T.P.約32	0.55
No.22	T.P.約34	0.02	No.72	T.P.約29	0.48
No.23	T.P.約35	0.02	No.73	T.P.約29	0.23
No.24	T.P.約38	0.03	No.74	T.P.約35	0.10
No.25	T.P.約39	0.03	No.75	T.P.約31	0.08
No.26	T.P.約32	0.02	No.76	T.P.約31	0.12
No.27	T.P.約31	0.02	No.77	T.P.約15	0.39
No.28	T.P.約39	0.04	No.78	T.P.約19	0.46
No.29	T.P.約39	0.12	No.79	T.P.約19	0.28
No.30	T.P.約39	0.13	No.80	T.P.約19	0.11
No.31	T.P.約39	0.04	No.81	T.P.約35	0.23
No.32	T.P.約31	0.02	No.82	T.P.約38	0.34
No.33	T.P.約33	0.01	No.83	T.P.約40	0.21
No.34	T.P.約38	0.02	No.84	T.P.約41	0.10
No.35	T.P.約38	0.02	No.85	T.P.約37	0.05
No.36	T.P.約39	0.06	No.86	T.P.約33	0.06
No.37	T.P.約39	0.14	No.87	T.P.約26	0.08
No.38	T.P.約39	0.13	No.88	T.P.約22	0.16
No.39	T.P.約39	0.04	No.89	T.P.約20	0.34
No.40	T.P.約32	0.01	No.90	T.P.約20	0.47
No.41	T.P.約31	0.01	No.91	T.P.約20	0.31
No.42	T.P.約39	0.04	No.92	T.P.約21	0.47
No.43	T.P.約39	0.12	No.93	T.P.約20	0.49
No.44	T.P.約39	0.11	No.94	T.P.約28	0.37
No.45	T.P.約39	0.04	No.95	T.P.約21	0.25
No.46	T.P.約30	0.02	No.96	T.P.約19	0.14
No.47	T.P.約32	0.01	No.97	T.P.約15	0.06
No.48	T.P.約39	0.03	No.98	T.P.約23	0.08
No.49	T.P.約39	0.03	No.99	T.P.約25	0.03
No.50	T.P.約35	0.02	No.100	T.P.約-1	0.02

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

1. 多核種除去設備の線量評価条件について

1.1 評価対象設備・機器

多核種除去設備の評価対象設備・機器を表１に示す。

表１ 評価対象設備・機器（多核種除去設備）

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

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

1.2 放射能条件の設定

多核種除去設備の放射能条件は以下の事項を考慮して設定する。

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

2. 増設多核種除去設備の線量評価条件

2.1 評価対象設備・機器

増設多核種除去設備の評価対象設備・機器を表 2 に示す。

表 2 評価対象設備・機器（増設多核種除去設備）

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

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

2.2 放射能条件の設定

増設多核種除去設備の放射能条件は以下の事項を考慮して設定する。

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

3. 高性能多核種除去設備の線量評価条件

3.1 評価対象設備・機器

高性能多核種除去設備の評価対象設備・機器を表 3 に示す。

表 3 評価対象設備・機器（高性能多核種除去設備）

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

3.2 放射能条件の設定

高性能多核種除去設備の放射能条件は以下の事項を考慮して設定する。

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

以上

サブドレン他浄化設備の線量評価条件について

1. サブドレン他浄化設備の線量評価条件

1.1 評価対象設備・機器

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

表1 評価対象設備・機器（サブドレン他浄化設備）

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

1.2 放射能条件の設定

サブドレン他浄化設備の放射能条件は以下の事項を考慮して設定する。

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

以上

2.2.3 放射性液体廃棄物等による線量評価

2.2.3.1 線量評価の方法

(1) 評価対象核種

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

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

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

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

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

(2) 線量評価の方法

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

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

2.2.3.2 各系統における線量評価

(1) 評価対象の系統

以下の系統について線量評価を行う。

○排水する系統

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

○散水する系統

- ・堰内雨水
- ・5・6号機滞留水の処理済水

(2) 排水による線量評価

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

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

運用目標

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

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

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

運用目標

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

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

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

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

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

従って、放射性液体廃棄物等による実効線量は、上記のうち最大となる 0.22mSv／年とする。

(3) 散水による線量評価

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

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

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

2.2.3.3 添付資料

添付資料－1 堰内雨水の構内散水における被ばく評価

添付資料－2 5・6号機滞留水処理済水の構内散水における被ばく評価

堰内雨水の構内散水における被ばく評価

堰内雨水を構内に散水した場合の被ばく評価を行った。

1. 実際の処理水（浄化試験結果）を散水した場合の評価

(1) 処理水の水質について

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

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

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

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

(2) 被ばく評価について

<計算条件>

- ・散水量：1年間継続して240,000kg/日を散水したと仮定
- ・放射能濃度：Cs-134・・・ND (<0.58Bq/L), Cs-137・・・ND (<0.72Bq/L), H-3・・・110Bq/L, Sr-90・・・ND (<5Bq/L)
- ・放射性物質は地表5cmに留まると仮定（ただし、H-3は、地表に留まることは無いと考えられるため、1日の散水量等より実効線量を算出する）
- ・散水エリア中心に点線源があると考え、実効線量率定数を用いて距離減衰を加味して評価
作業員への実効線量：散水エリア中心から端までの最短距離・・・6m
敷地境界における実効線量：散水エリア端から敷地境界までの最短距離・・・50m
- ・作業員の滞在時間は、年間2000時間と仮定

<評価結果>

a. 作業員への実効線量

① 地面に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する実効線量

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

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

E_{gw} : 地面に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する実効線量 (mSv/年)

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

Cs-134...0.211, Cs-137...0.0779

B_i : 放射エネルギー (Bq)

B_i = 散水する放射能濃度 (Bq/L) × 散水量 (kg)

T : 1 年間における作業時間 (h/y) 2000

m : 点線源からの距離 (m)

上記による計算の結果、地面に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する実効線量は年間約 2.4×10^{-3} mSv である。

② H-3 を吸入摂取した場合の実効線量

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

E_{bw} : H-3 を吸入摂取した場合の実効線量 (mSv/年)

C : 水蒸気中の H-3 濃度 (Bq/L)

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

飽和水蒸気量 : 17.2 (20°C の場合)

M_a : 呼吸率 (L/年) 注2 成人で 8.1×10^6

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

T : 1 年間における作業時間 (h/y) 2000

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

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

b. 敷地境界における一般公衆への実効線量

① 地面に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する実効線量

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

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

E_{gw} : 地面に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する実効線量 (mSv/年)

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

Cs-134・・・0.211, Cs-137・・・0.0799

B_i : 放射エネルギー (Bq)

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

T : 1年間の時間数 (h/y) 8760

m : 点線源からの距離 (m)

上記による計算の結果、地面に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する実効線量は年間約 1.5×10^{-4} mSv である。

② H-3 を吸入摂取した場合の実効線量

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

E_{bw} : H-3 を吸入摂取した場合の実効線量 (mSv/年)

C : 水蒸気中の H-3 濃度 (Bq/L)

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

飽和水蒸気量 : 17.2 (20°C の場合)

M_a : 呼吸率 (L/年) 注2 成人で 8.1×10^6

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

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

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

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

2. 運用範囲において理論上とりうる放射能濃度を仮定した場合の被ばく評価

放射能濃度以外の計算条件及び評価に関わる数式等は、1. と同様である。

<計算条件>

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

において、理論上、評価結果の最も厳しくなる放射能濃度を仮定する。

① 地面に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する実効線量

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

② H-3 を吸入摂取した場合の実効線量

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

<評価結果>

a. 作業員への実効線量

① 地面に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する実効線量

1. (2)と同様に計算した結果、地面に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する実効線量は年間約 3.1×10^{-2} mSvである。

② H-3 を吸入摂取した場合の実効線量

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

作業員への実効線量は、放射能濃度に応じて求められる地表に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する実効線量とH-3を吸入摂取した場合の実効線量の和となる。運用範囲内においてとりうる放射能濃度の組合せのうち、実効線量の和が最大となる放射能濃度は①の条件となる。以上より、作業員への実効線量は年間約 3.1×10^{-2} mSvである。

b. 敷地境界における一般公衆への実効線量

① 地面に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する実効線量

1. (2)と同様に計算した結果、地面に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する実効線量は年間約 2.0×10^{-3} mSvである。

② H-3 を吸入摂取した場合の実効線量

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

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

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

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

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

「出典」

注1) アイソトープ手帳 11版

注2) 発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針

注3) 核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示 別表第1

以上

５・６号機滞留水処理済水の構内散水における被ばく評価

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

１．実際の処理水（浄化試験結果）を散水した場合の評価

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

(１) 処理水の水質について

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

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

$$\text{※ } \frac{\text{Cs-134濃度}[\text{Bq/L}]}{60[\text{Bq/L}]} + \frac{\text{Cs-137濃度}[\text{Bq/L}]}{90[\text{Bq/L}]} + \frac{\text{Sr-90濃度}^{\text{注}}[\text{Bq/L}]}{30[\text{Bq/L}]} + \frac{\text{H-3濃度}[\text{Bq/L}]}{6000[\text{Bq/L}]}$$

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

(２) 被ばく評価について

<計算条件>

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

<評価結果>

a. 作業員への実効線量

① 地面に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する実効線量

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

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

E_{gw} : 地面に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する実効線量 (mSv/年)

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

Cs-134...5.4E-6, Cs-137...2.1E-6

B_i : 1 m² 当たりの放射能濃度 (Bq/m²)

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

T : 1 年間における作業時間 (h/y) 2000

上記による計算の結果、地面に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する実効線量は年間約 1.1×10^{-3} mSv である。

② H-3 を吸入摂取した場合の実効線量

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

E_{bw} : H-3 を吸入摂取した場合の実効線量 (mSv/年)

C : 水蒸気中の H-3 濃度 (Bq/L)

C = H-3 の放射能濃度 (Bq/L) × 飽和水蒸気量 (g/m³)

飽和水蒸気量 : 17.2 (20°C の場合)

M_a : 呼吸率 (L/年) 注2 成人で 8.1×10^6

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

T : 1 年間における作業時間 (h/y) 2000

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

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

b. 敷地境界における一般公衆への実効線量

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

① 地面に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する実効線量

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

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

E_{gw} : 地面に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する実効線量 (mSv/年)

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

Cs-134・・・5.4E-6, Cs-137・・・2.1E-6

B_i : 1 m² 当たりの放射エネルギー (Bq/m²)

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

上記による計算の結果、地面に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する実効線量は年間約 4.9×10^{-3} mSv である。

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

② H-3 を吸入摂取した場合の実効線量

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

E_{bw} : H-3 を吸入摂取した場合の実効線量 (mSv/年)

C : 水蒸気中の H-3 濃度 (Bq/L)

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

飽和水蒸気量 : 17.2 (20°C の場合)

M_a : 呼吸率 (L/年) 注2 成人で 8.1×10^6

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

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

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

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

1. 2 浄化ユニットにて処理した水

(1) 処理水の水質について

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

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

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

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

(2) 被ばく評価について

<計算条件>

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

<評価結果>

a. 作業員への実効線量

① 地面に沈着した放射性物質からのγ線に起因する実効線量

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

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

E_{gw} ：地面に沈着した放射性物質からのγ線に起因する実効線量（mSv/年）

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

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

B_i ：1 m²当たりの放射エネルギー（Bq/m²）

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

T ：1年間における作業時間（h/y）2000

上記による計算の結果、地面に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する実効線量は年間約 2.9×10^{-6} mSvである。

② H-3 を吸入摂取した場合の実効線量

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

E_{bw} : H-3 を吸入摂取した場合の実効線量 (mSv/年)

C : 水蒸気中の H-3 濃度 (Bq/L)

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

飽和水蒸気量 : 17.2 (20°Cの場合)

M_a : 呼吸率 (L/年) 注² 成人で 8.1×10^6

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

T : 1 年間における作業時間 (h/y) 2000

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

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

b. 敷地境界における一般公衆への実効線量

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

① 地面に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する実効線量

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

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

E_{gw} : 地面に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する実効線量 (mSv/年)

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

C_s -134 \cdots 5.4E-6, C_s -137 \cdots 2.1E-6, C_o -60 \cdots 8.3E-6

B_i : 1 m² 当たりの放射エネルギー (Bq/m²)

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

上記による計算の結果、地面に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する実効線量は年間約 1.3×10^{-5} mSv である。

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

② H-3 を吸入摂取した場合の実効線量

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

E_{bw} : H-3 を吸入摂取した場合の実効線量 (mSv/年)

C : 水蒸気中の H-3 濃度 (Bq/L)

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

飽和水蒸気量 : 17.2 (20°C の場合)

M_a : 呼吸率 (L/年) 注2 成人で 8.1×10^6

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

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

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

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

2. 運用範囲において理論上とりうる放射能濃度を仮定した場合の被ばく評価

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

放射能濃度以外の計算条件及び評価に関わる数式等は、1. と同様である。

<計算条件>

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

① 地面に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する実効線量

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

② H-3 を吸入摂取した場合の実効線量

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

<評価結果>

a. 作業員への実効線量

① 地面に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する実効線量

1. 1. (2) と同様に計算した結果、地面に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する実効線量は年間約 9.6×10^{-3} mSv である。

② H-3 を吸入摂取した場合の実効線量

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

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

b. 敷地境界における一般公衆への実効線量

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

① 地面に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する実効線量

1. 1. (2) と同様に計算した結果、地面に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する実効線量は年間約 4.2×10^{-2} mSv である。

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

② H-3 を吸入摂取した場合の実効線量

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

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

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

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

2. 2 浄化ユニットにて処理した水

放射能濃度以外の計算条件及び評価に関わる数式等は、1. と同様である。

<計算条件>

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

① 地面に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する実効線量

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

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

Cs-134 $\cdot\cdot\cdot$ 0Bq/L, Cs-137 $\cdot\cdot\cdot$ 0Bq/L, Co-60 $\cdot\cdot\cdot$ 1Bq/L^{*} H-3 $\cdot\cdot\cdot$ 12600Bq/L,
Sr-90 $\cdot\cdot\cdot$ 0Bq/L

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

<評価結果>

a. 作業員への実効線量

① 地面に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する実効線量

1. 2. (2) と同様に計算した結果、地面に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する実効線量は年間約 1.0×10^{-2} mSv である。

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

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

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

b. 敷地境界における一般公衆への実効線量

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

① 地面に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する実効線量

1. 2. (2) と同様に計算した結果、地面に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する実効線量は年間約 4.6×10^{-2} mSv である。

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

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

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

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

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

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

2. 3 5・6号機滞留水処理済水の構内散水における敷地境界の実効線量

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

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

「出典」

- 注1) IAEA-TECDOC-1162 Generic Procedures for Assessment and Response during Radiological Emergency
- 注2) 発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針
- 注3) 東京電力株式会社福島第一原子力原子炉施設の保安及び特定核燃料物質の防護に関して必要な事項を定める告示(平成二十五年四月十二日原子力規制委員会告示第三号)

以上

2.2.4 線量評価のまとめ

現状の設備の運用により、気体廃棄物放出分で約 0.03mSv/年、敷地内各施設からの直接線及びスカイシャイン線の線量分で約 0.55mSv/年、放射性液体廃棄物等の排水分で約 0.22mSv/年、構内散水した堰内雨水の処理済水の H-3 を吸入摂取した場合の敷地境界の実効線量は約 3.3×10^{-2} mSv/年、構内散水した 5・6号機滞留水の処理済水の地表に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する実効線量は約 4.6×10^{-2} mSv/年となり合計約 0.88mSv/年となる^{注)}。

注) 四捨五入した数値を記載しているため、合算値が合計と合わない場合がある。

2.2.5 事故当初に放出された放射性物質の影響について

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

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

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

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

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

参考資料

「東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所における多核種除去設備等処理水の処分に関する基本方針」を踏まえた対応について

令和3年（2021年）4月13日に開催された「廃炉・汚染水・処理水対策関係閣僚等会議（第5回）」において、「東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所における多核種除去設備等処理水の処分に関する基本方針」（以下「政府方針」という。）が決定された。

同年4月16日、「多核種除去設備等処理水の処分に関する政府の基本方針を踏まえた当社の対応について」において、政府方針を踏まえた対応を行うこととしており、特に以下の事項については、ALPS 処理水の海洋放出の方法、必要な設備の設計及び運用並びに海洋放出による放射線影響に関連する項目であることから、実施計画の一部又は参考として明示する。

- ① 政府方針が公表されてから約2年後の2023年の春頃を目途にALPS 処理水の海洋放出ができるよう必要な手続き、設備構築等を進めていく。
- ② 海洋放出に先立ち、放射性物質の分析に専門性を有する第三者の関与を得つつ、ALPS 処理水のトリチウム濃度を確認するとともに、トリチウム以外の放射性物質が安全に関する規制基準を確実に下回るまで浄化されていることについて確認し、これを公表する。
- ③ 海水で希釈された放出水のトリチウム濃度を1,500Bq/L未満とする。この水準を実現するため、ALPS 処理水を海水で大幅（100倍以上）に希釈する。
- ④ トリチウム放出量を年間22兆Bqの範囲内とする。
- ⑤ 海洋放出開始の際には、海域モニタリングにて周辺環境に与える影響等を確認しつつ、少量での放出から開始する。万が一、ALPS 処理水希釈放出設備が設計通りの海洋放出が出来なくなった場合や、同モニタリングの中で異常値が検出された場合には、確実にALPS 処理水の海洋放出を停止する運用とする。
- ⑥ ALPS 処理水の海洋放出を行った場合の人および環境への放射線の影響について、安全性を評価する

上記⑥の人および環境への放射線の影響について、2023年2月時点における建設段階の評価結果を添付する。

添付資料－1 政府方針を踏まえた対応について

添付資料－2 ALPS 処理水の海洋放出に係る放射線環境影響評価報告書
（建設段階・改訂版）

政府方針を踏まえた対応について

政府方針を踏まえた対応のうち、ALPS 処理水の海洋放出の方法、必要な設備の設計及び運用並びに海洋放出による放射線影響に関連する 6 つの項目について、次頁よりそれぞれの対応内容について説明する。

政府の基本方針

3. ALPS 処理水の海洋放出の具体的な方法

(1) 基本的な方針

⑤東京電力には、今後、2年程度後に ALPS 処理水の海洋放出を開始することを目途に、具体的な放出設備の設置等の準備を進めることを求める。

○政府方針を踏まえた対応

政府方針が公表されてから約2年後の2023年の春頃を目途に ALPS 処理水の海洋放出が開始できるよう、機器の構造、強度又は漏えいに係る試験、設備全体としての機能・性能を確認する試験を含めて、必要な手続き、設備構築等を進めていく。

(「Ⅱ 2.50 ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設」参照)

3. ALPS 処理水の海洋放出の具体的な方法

(2) 風評影響を最大限抑制するための放出方法

①ALPS 処理水の海洋放出については、同処理水を大幅に希釈した上で実施することとする。海洋放出に先立ち、放射性物質の分析に専門性を有する第三者の関与を得つつ、ALPS 処理水のトリチウム濃度を確認するとともに、トリチウム以外の放射性物質が安全に関する規制基準を確実に下回るまで浄化されていることについて確認し、これを公表する。

○政府方針を踏まえた対応

ALPS 処理水の海洋放出前には、同処理水のトリチウム濃度を確認するとともに、そのトリチウム以外の放射性物質の告示濃度比総和が 1 未満となるまで浄化処理されていることを確認するため、当社の分析施設にて分析を行う他、放射性物質の分析に専門性を有する第三者分析機関での分析を実施し、分析結果を比較することで、トリチウム以外の放射性物質が安全に関する規制基準を確実に下回るまで浄化されていることについて確認する。これらの結果については、ALPS 処理水の放出の都度、公表を行う。

(「Ⅲ 第 3 編 2.1 放射性廃棄物等の管理に関する補足説明」及び別紙－ 1 参照)

3. ALPS 処理水の海洋放出の具体的な方法

(2) 風評影響を最大限抑制するための放出方法

- ②取り除くことの難しいトリチウムの濃度は、規制基準を厳格に遵守するだけでなく、消費者等の懸念を少しでも払拭するよう、現在実施している福島第一原発のサブドレン等の排水濃度の運用目標（1,500 ベクレル/リットル未満）と同じ水準とする。
- ③この水準を実現するためには、ALPS 処理水を海水で大幅（100 倍以上）に希釈する必要がある。なお、この希釈に伴い、トリチウム以外の放射性物質についても、同様に大幅に希釈されることとなる。

○政府方針を踏まえた対応

ALPS 処理水の流量を最大 500 m³/日の範囲で設定する一方、海水希釈に関しては、容量 17 万 m³/日の海水移送ポンプを 3 台設置した上で、海水移送ポンプを常時 2 台以上運転することにより、必要な海水量を確保することで、ALPS 処理水を希釈した後の海水中に含まれるトリチウム濃度をサブドレン等の排水濃度の運用目標である 1,500 Bq/L 未満を実現する。（「Ⅲ 第 3 編 1.9 ALPS 処理水希釈放出設備の運転管理について」参照）

3. ALPS 処理水の海洋放出の具体的な方法

(2) 風評影響を最大限抑制するための放出方法

④また、放出するトリチウムの年間の総量は、事故前の福島第一原発の放出管理値（年間 22 兆ベクレル）を下回る水準になるよう放出を実施し、定期的に見直すこととする。なお、この量は、国内外の他の原子力発電所から放出されている量の実績値の幅の範囲内である。

○政府方針を踏まえた対応

ALPS 処理水の海洋放出に際し、トリチウムの放出量は、当面、事故前の福島第一原子力発電所の放出管理値である年間 22 兆 Bq を上限とし、これを下回る水準とする。

なお、トリチウムの年間放出量は、汚染水発生量及び淡水化装置入口トリチウム濃度の推移、並びに廃炉の進捗に影響を与える敷地利用の計画に応じて、毎年度見直す。

年間放出量の管理については、年度の初めに当該年度の放出計画を策定し、実際の ALPS 処理水の海洋放出の運用においては、当該計画に沿って実施する。加えて、監視・制御装置でのインターロックを設けることで年間放出量が 22 兆 Bq を上回らないように設備面においても管理を行う。

なお、放出計画策定の前提となる汚染水発生量及び淡水化装置入口トリチウム濃度が当該年度中に大きく変化した場合には、年間放出量 22 兆 Bq の範囲内で柔軟に対応する。

（「Ⅲ 第 3 編 1.9 ALPS 処理水希釈放出設備の運転管理について」参照）

3. ALPS 処理水の海洋放出の具体的な方法

(2) 風評影響を最大限抑制するための放出方法

⑥海洋放出の実施に当たっては、周辺環境に与える影響等を確認しつつ、慎重に少量での放出から開始することとする。また、万が一、故障や停電などにより希釈設備等が機能不全に陥った場合や、モニタリングにより、異常値が検出された場合には、安全に放出できる状況を確認できるまでの間、確実に放出を停止することとする。

○政府方針を踏まえた対応

海洋放出開始の際には、海域モニタリングにて周辺環境に与える影響等を確認しつつ、少量での放出から開始する。万が一、ALPS 処理水希釈放出設備の故障や停電等により、設計通りの海洋放出が出来なくなった場合や、同モニタリングの中で異常値が検出された場合には、安全に放出できる状況を確認できるまでの間、確実に ALPS 処理水の海洋放出を停止する運用とする。（「Ⅲ 第 3 編 1.9 ALPS 処理水希釈放出設備の運転管理について」及び別紙－ 2， 3 参照）

3. ALPS 処理水の海洋放出の具体的な方法

(2) 風評影響を最大限抑制するための放出方法

⑦国内外において海洋放出に伴う環境への影響を懸念する声があることを踏まえ、政府及び東京電力は、海洋放出が環境に与える影響について、これまで多様な角度からの検討を実施してきた。実際の海洋放出に際しては、ICRP の勧告に沿って定められている我が国の規制基準を厳格に遵守する。さらに、関連する国際法や国際慣行を踏まえ、海洋環境に及ぼす潜在的な影響についても評価するための措置を採るとともに、放出後も継続的に前述のモニタリングを実施し、環境中の状況を把握するための措置を講じることとする。こうした環境への影響に関する情報については、随時公表し、高い透明性を確保することにより、国民・国際社会の理解醸成に努める。

○政府方針を踏まえた対応

ALPS 処理水の海洋放出については、ICRP の勧告に沿って定められている規制基準を遵守すると共に、海洋環境に及ぼす影響について放射線影響評価を行い、関連する IAEA 安全基準文書等に適合しているか、IAEA の専門家等のレビューを受ける。加えて、放出後も海域モニタリングを継続し、環境中の状況の把握を行う。(添付資料-2 参照)

ALPS 処理水の海洋放出に関する環境への影響に関する情報については、国内外に向けて正確かつ迅速にお知らせすること等を通じて、国内外への理解醸成に努める。

ALPS 処理水の海洋放出前の分析に関する補足説明

ALPS 処理水のトリチウム濃度を確認するとともに、トリチウム以外の放射性物質の告示濃度比総和が精度を含めて客観的に 1 未満となるまで浄化处理されていることを確認するため、ALPS 処理水の分析にあたっては当社とともに第三者分析機関において分析する。

1. 運用方法

当社の測定が前処理方法から分析結果の取得まで、意図する分析が確実に実施され、得られた分析値が適当であることを示す手段として、第三者分析機関との分析結果の比較を実施する。

比較は、分析精度を含めて行い、定常的な乖離が見られる場合には要因を究明し、必要に応じて分析環境または設備などの改善を図る。

2. 第三者分析機関の選定の考え方

第三者分析機関は、ALPS 処理水と同等の性質の液体に対して、特性、性質等を決められた方法に基づき分析結果を得るための能力を有していることの基準になる ISO/IEC-17025 等の放射性核種の分析に係る認証を取得しており、当社と利害関係を有さない国内企業から選定する。

以上

海洋放出初期の少量での放出の補足説明

ALPS 処理水の海洋放出にあたって、測定・確認用設備において測定・確認済みの ALPS 処理水（約 1 万 m³/タンク群）ごとに、希釈放出することになっている。このとき、政府方針を踏まえて、通常放出に先立つ初期段階では「慎重に少量での放出」から開始することとしており、必要な検証目的に応じて、次の 2 段階で実施する。

第 1 段階：「トリチウム濃度の直接確認」という。

ALPS 処理水希釈放出設備により、想定通り希釈できていることを確認することを目的に、放水立坑（上流水槽）を使用し、極少量の ALPS 処理水を希釈後、トリチウム濃度を直接確認し海洋放出する。

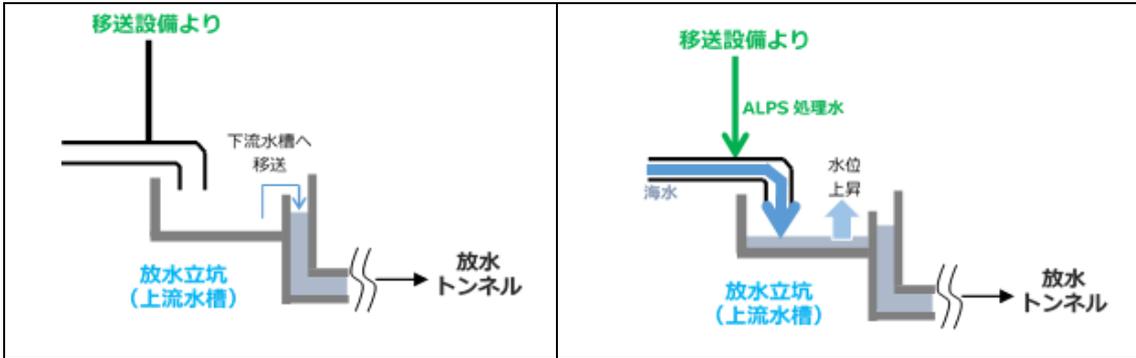
第 2 段階：「設備健全性及び運用手順等の確認放出」という。

第 1 段階に続き、ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設の運用手順を確実に実施できることを確認すること、及び海洋放出により海水中のトリチウム濃度に想定以上の変化がないことを確認することを目的に、測定・確認用設備に貯留している、第 1 段階放出後の残り（約 1 万 m³）の ALPS 処理水を所定の計画に基づく方法で海洋放出する。

1. 運用方法

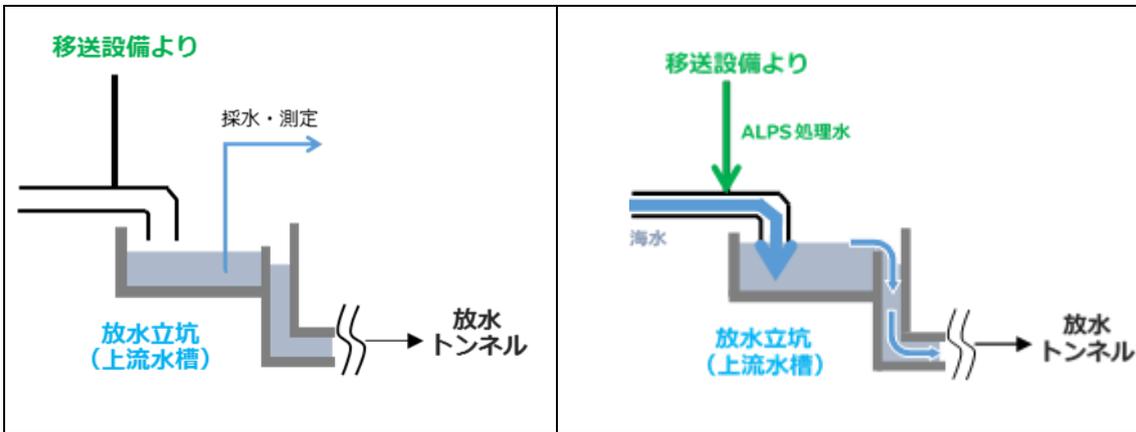
放水立坑（上流水槽）約 2,000m³ を空にした後、海水移送ポンプ 1 台を運転し、極少量（20m³ 以下）の ALPS 処理水を流入させる。

その後、放水立坑（上流水槽）から採水しトリチウム濃度を測定する。ALPS 処理水移送量と希釈海水量から求めた計算上のトリチウム濃度とこれを比較し、同程度であること及び 1,500Bq/L 未満であることを確認する。引き続き、第 2 段階として連続で海洋放出する。



①一旦、放水立坑（上流水槽）内を空にする。

②移送設備で移送し、ALPS 処理水を希釈設備で希釈した水を放水立坑（上流水槽）に貯留する。



③放水立坑（上流水槽）が満水になる前にポンプを停止し、放水立坑（上流水槽）内の水を採水・測定する。

④トリチウム濃度を確認し、計算上のトリチウム濃度と実際の濃度が同程度であることを、及び 1,500Bq/L を下回っていることを確認する。

⑤引き続き第 2 段階に移行し、海水ポンプ 2 台以上を起動し海水流量が安定した後に、ALPS 処理水移送ポンプを起動し連続での海洋放出を行う。なお、第 1 段階で放水立坑（上流水槽）に貯留されていた水は、第 2 段階における海水ポンプ 2 台以上の起動により、放水設備に排水されることとなる。

図-1 少量での放出の運用イメージ

以上

設備異常や海域モニタリングで異常値を確認した際の対応の補足説明

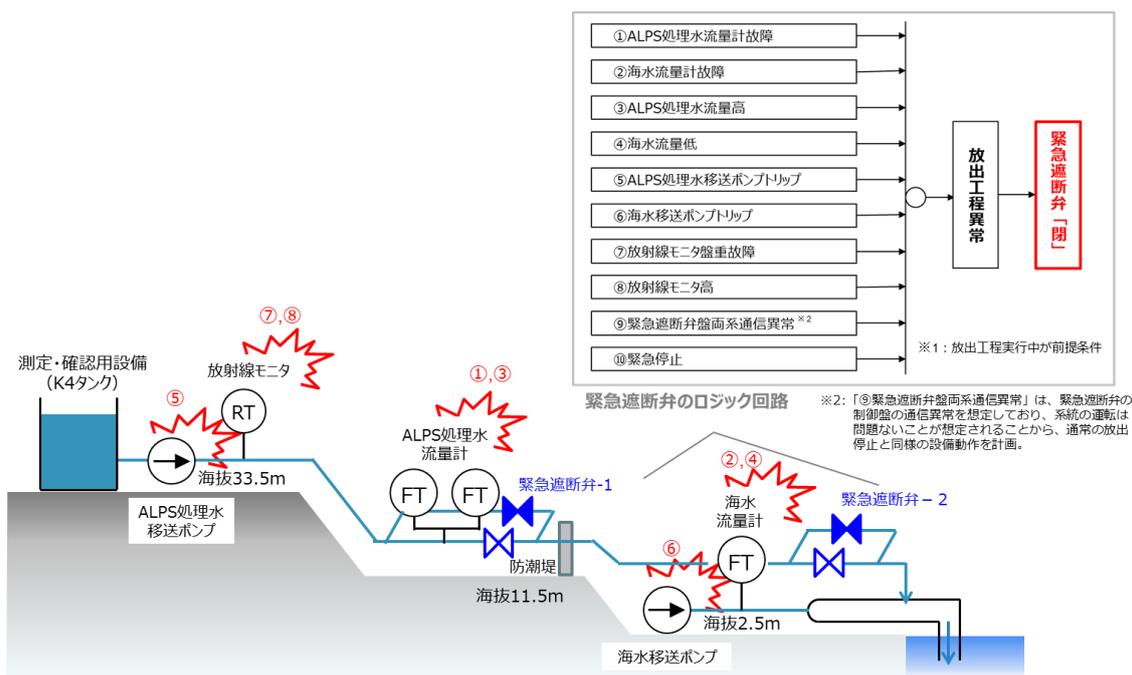
1. 設備異常による海洋放出の停止

設備異常が確認された場合は、以下の通り海洋放出を停止する運用とする。

1.1 設備異常による海洋放出停止

ALPS 処理水希釈放出設備には、通常運転から逸脱するような異常を検知した場合、人の手を介すことなく“閉”とすることで、ALPS 処理水の海洋放出を停止させる機能を持つ、緊急遮断弁を設置する。

なお、緊急遮断弁を”閉”とする、通常運転から逸脱する事象は9種類を考慮しており、それに加えて、監視・制御装置にて手動で緊急停止が可能な設計としている（表－1 参照）。



図－2 緊急遮断弁のロジック回路

表-1 緊急遮断弁の動作信号詳細

要素	信号	目的
ALPS 処理水流量計故障	移送ライン(A) (B) 流量計 オーバースケール	計器故障による流量監視不可のため
	移送ライン(A) (B) 流量計 ダウンスケール	計器故障, ケーブル断線による流量監視不可のため
海水流量計故障	海水移送ポンプ(A) (B) (C) 流量計オーバースケール	計器故障による流量監視不可のため
	海水移送ポンプ(A) (B) (C) 流量計ダウンスケール	計器故障, ケーブル断線による流量監視不可のため
ALPS 処理水流量高	移送ライン(A) (B) 流量信号	移送ライン流量上昇による希釈後トリチウム濃度 1,500Bq/L 未満を保つため
海水流量低	海水移送ポンプ(A) (B) (C) 流量信号	希釈用の海水供給量不足による希釈後トリチウム濃度上昇を防ぐため 海水移送システムで異常が考えられるため
ALPS 処理水移送ポンプトリップ	遮断器トリップ信号	移送工程で異常が考えられるため
海水移送ポンプトリップ	M/C トリップ信号	希釈用の海水供給停止による希釈後トリチウム濃度上昇を防ぐため 海水移送システムで異常が考えられるため
放射線モニタ盤重故障	放射線モニタ(A) (B) 下限	放射線モニタによる監視不能のため
	放射線モニタ(A) (B) 遮断器トリップ	
放射線モニタ高	放射線モニタ(A) (B) 高	放射線モニタによる異常検知のため
緊急遮断弁盤両系通信異常	両系通信異常信号	緊急遮断弁盤の通信が両系異常になると, 異常信号が受信できなくなり, 緊急遮断弁が自動閉できなくなるため
緊急停止	緊急停止信号	運転員による異常発見時に速やかに停止させるため

2. 海域モニタリングによる海洋放出停止

海域モニタリング結果を踏まえて、以下の通り評価を実施していく。

2.1 海域モニタリングにおける異常に関する考え方

海域モニタリングにおける異常値とは、迅速に状況を把握するために行う分析の結果から海水中のトリチウム濃度が以下の①又は②に該当する場合を言う。

- ①：放出口付近においては、政府方針で定める放出時のトリチウム濃度の上限値である1,500Bq/Lを、設備や測定の不確かさを考慮しても上回らないように設定された放出時の運用値の上限を超えた場合
- ②：①の範囲の外側においては、分析結果に関して、明らかに異常と判断される値が得られた場合

2.2 運用方法

上記①及び②の評価対象とする試料採取地点は、トリチウムの拡散シミュレーション等をもとに定めた総合モニタリング計画の試料採取地点の中から選定することとし、具体的な試料採取地点、異常と判断する設定値、及び一旦海洋放出を停止した後に海洋放出を再開する場合の確認事項等、運用上必要な事項については、別途社内マニュアルで定める。

なお、上記に加えて、総合モニタリング計画に基づくモニタリング全体において通常と異なる状況等が確認・判断された場合には、必要な対応を行う。

以上

多核種除去設備等処理水（ALPS 処理水）の海洋放出に係る
放射線環境影響評価報告書
（建設段階・改訂版）

2023 年 2 月

東京電力ホールディングス株式会社

(このページは意図的に白紙としています)

エグゼクティブサマリー

本報告書は、国際原子力機関（International Atomic Energy Agency、以下、「IAEA」）や国際放射線防護委員会（International Commission on Radiological Protection、以下、「ICRP」）等、国際的に認知された機関が定めた基準やガイドラインにしたがって、多核種除去設備（Advanced Liquid Processing System、以下、「ALPS」）によって浄化処理された水（以下、「ALPS 処理水」）の福島第一原子力発電所からの海洋放出により生じる人および環境に対する放射線の影響評価を実施し、評価結果をとりまとめたものです。

本報告書では、まず、2011年の東北地方太平洋沖地震に伴う福島第一原子力発電所の事故により、汚染水がどのように発生し、管理、処理、そして貯蔵されてきたのか、また公衆や環境の安全を確保するためにどのような取り組みが継続されているのかに関して説明いたします。（1章）

次に、2013年に汚染水の貯蔵に伴うリスク問題が顕在化してから6年以上もの長い間、専門家の中でALPS処理水の取扱いについて複数の案が検討されてきた経緯（2章）について記載しています。本報告書では引き続いて、ALPSによる処理、ALPS処理水の希釈、管理されモニタリングされたALPS処理水の放出に向け示された国の基本方針を踏まえた本放射線環境影響評価の目的（3章）および評価の考え方（4章）の議論に進みます。5章では、ALPS処理水等の水質や特性、計画されている放出方法および放出設備の概要を説明いたします。

続く6章および7章では、人および海生動植物への放射線環境影響評価に関して説明いたします。各章では、放射線環境影響評価の国際的な標準に沿ったソースターム、海水中の拡散・移行のモデリング、被ばく経路、代表的個人・標準動植物の設定に関する考え方が詳述されています。海洋拡散シミュレーションの結果では、放出されたALPS処理水が海流等によって速やかに移流、拡散するため、放射性物質の濃度がバックグラウンド・レベルを超えるのは、福島第一原子力発電所の周辺海域の数km程度の範囲にとどまることを示しています（詳細は評価の概要および本文6-1-3.(1)「拡散シミュレーション結果」項を参照）。

社内外の専門家による上記の合理的かつ保守的な想定に基づき得られた放射線環境影響に関する評価結果からは、①ALPS処理水が福島第一原子力発電所の沖合約1kmの海底から放出された場合に、放出点近傍の最も影響を受けると想定される人が受ける放射線による影響は、国際的なガイドラインに沿って定められている我が国の安全基準と比

べて、特に被ばくレベルはおよそ 50 万分の 1～3 万分の 1 程度と十分に小さいこと、また、②福島第一原子力発電所周辺 10km×10km の海域に生息する動植物に与える被ばくレベルも、ICRP が提唱する、その被ばく範囲を超えると当該動植物種に何らかの影響が生じることが懸念されるとされるレベル（誘導考慮参考レベル）下限値のおよそ 3,000 万分の 1～100 万分の 1 程度にとどまること、さらに、③放出点から離れた地域に及ぼす影響（トランスバウンダリー・インパクト）は検知できないほど小さい、という評価が得られました。これは、ALPS による高度な水処理と廃炉に必要な期間を有効に使う放出計画によって、人および海生動植物に与える影響を抑制し、国際的なガイドラインに沿って定められている我が国の安全基準内に十分収まることを示しています。

8 章では、上記評価を行うにあたって不確かさに関する考察に関して説明いたします。不確かさを考慮しても、評価の保守性が損なわれないことを示しています。

9 章では、ALPS 処理水の海洋放出に伴い実施するモニタリングの計画に関して説明いたします。これには、測定点、測定対象、頻度の増加など 2011 年の震災以降継続実施されている総合モニタリング計画の強化・拡充が含まれ、7 章までに実施した放射線環境影響評価の結果を踏まえて適切なものとなっています。

本報告書の作成にあたり、当社は、社外より人の放射線防護、環境防護、海洋拡散計算の 3 分野について、本評価のレビューのために国内研究機関や大学等から専門家を招聘して検討し、コメントを得ています。

2021 年 11 月、当社は設計段階における放射線環境影響評価報告書（本報告書の旧版にあたり、ALPS 処理水の海洋への希釈放出に関する計画の設計段階で入手可能な情報を元に行われた評価が含まれる）を公表しました。2022 年 4 月には、当社における検討の進捗や意見募集により寄せられた意見、IAEA タスクフォースによるレビュー、原子力規制委員会との議論等を踏まえて評価を一部見直し、改訂しました。これら議論や建設段階への進捗に照らし、当社はソースタームを改訂した放射線環境影響評価を 2022 年 11 月に公表しました。その後実施された、IAEA タスクフォースによる 2 回目のレビュー、原子力規制委員会との再度の議論等を踏まえて評価を一部見直し、今回改訂するものです。

なお、当社は、ALPS 処理水を放出する前に、希釈前の ALPS 処理水に含まれる放射性物質を分析し、その結果を公表いたします。また、海洋放出開始当初は海洋放出前に混合・希釈の状況を直接確認し、その結果も速やかに公表いたします。さらに、海洋放出

の実施に当たっては、周辺環境に与える影響等を監視しつつ、慎重に少量での放出から開始する計画であり、万が一、故障や停電などにより希釈設備等が機能不全に陥った場合や、放出開始後の強化されたモニタリングにより、異常値がみられた場合には、安全に放出できる状況が確立されたと確認できるまでの間、放出を停止することとし、人および海生動植物の安全確保に最善の努力を尽くします。

放出を開始した後であっても、当社は、今後も、運用に関する検討の進捗、各方面からの意見、第三者評価によるクロスチェックなどを通じて得られる知見を反映し、評価をさらに見直し、必要に応じてこの報告書を改訂するとともに、さらに必要な場合には放出計画等に反映していく予定です。

目 次

エグゼクティブサマリー.....	ES-i
評価の概要.....	概要-i
1. 背景.....	1
2. ALPS 処理水の取扱いの検討	4
3. 評価実施の目的.....	7
4. 評価の考え方	8
(1) 線量拘束値.....	8
(2) トリチウムについて	9
(3) トリチウム以外の核種の移行、蓄積の評価について	10
(4) 炭素 14 (C-14) について.....	15
(5) ヨウ素 129 (I-129) について	15
5. ALPS 処理水等の水質と放出方法	16
5-1. ALPS 処理水等の水質について.....	16
5-2. 放出方法	19
5-3. 放出設備	22
5-3-1. 放出設備の概要	22
5-3-2. 測定・確認用設備	24
5-3-3. 移送設備.....	25
5-3-4. 希釈設備.....	26
5-3-5. 放水設備（関連施設）	27
6. 人（公衆）の防護に関する評価	31
6-1. 通常時の被ばく評価	31
6-1-1. 評価手順.....	31
6-1-2. 評価方法.....	32
(1) ソースターム（核種ごとの年間放出量）	32
(2) 放出後の拡散、移行のモデリング.....	39
(3) 被ばく経路の設定	43
a. 外部被ばく	45
b. 内部被ばく	50
(4) 被ばく評価の対象となる代表的個人の設定	62

(5) 線量評価の方法.....	66
6-1-3. 評価結果.....	67
(1) 拡散シミュレーション結果	67
(2) 評価に使用する核種ごとの海水中濃度	78
(3) 被ばく評価結果.....	82
(4) 線量拘束値を踏まえた各核種の年間放出量上限と最適化	84
6-2. 潜在被ばくの評価.....	86
6-2-1. 評価方法.....	86
(1) 潜在被ばくシナリオの特定と選択.....	86
(2) ソースターム（核種ごとの日放出量）	88
(3) 拡散、移行のモデリング、被ばく経路	95
(4) 代表的個人の設定	98
(5) 線量評価の方法.....	98
6-2-2. 評価結果.....	100
(1) 評価に使用する海水中濃度	100
(2) 被ばく評価結果.....	105
7. 環境防護に関する評価.....	107
7-1. 評価の考え方.....	107
7-1-1. 評価手順.....	107
7-2. 評価方法	108
7-2-1. ソースターム.....	108
7-2-2. 放出後の拡散、移行のモデリング	108
(1) 移行モデルの選定	108
(2) 海域における移流、拡散の評価.....	108
7-2-3. 被ばく経路の設定	108
7-2-4. 標準動物、標準植物（評価対象となる生物）の選定	111
7-2-5. 線量評価.....	111
7-3. 評価結果	117
7-3-1. 評価に使用する海水中濃度.....	117
7-3-2. 被ばく評価結果	121
8. 評価に係る不確かさに関する考察.....	122
8-1. ソースタームの選択に含まれる不確かさ	122

8-1-1. 核種組成の不確かさ（認識的不確かさ）	122
8-1-2. 分析の不確かさ（偶然的不確かさ）	123
8-1-3. ソースタームの不確かさのまとめ	123
8-2. 環境中での拡散、移行のモデリングに含まれる不確かさ	128
8-2-1. 気象、海象等の不確かさ（偶然的不確かさ）	128
8-2-2. シミュレーションモデル自体の不確かさ（認識的不確かさ）	128
8-2-3. 移行経路の選定における不確かさ（認識的不確かさ）	128
8-2-4. 海産物の濃縮係数、海底土の分配係数における不確かさ（認識的不確かさ）	129
8-2-5. トリチウムの環境中での移行における不確かさ（認識的不確かさ）	129
8-3. 被ばく経路の設定における不確かさ	130
8-3-1. 被ばく経路の選定における不確かさ（認識的不確かさ）	130
8-4. 代表的個人の選定における不確かさ	130
8-4-1. 代表的個人の実際の生活における不確かさ（偶然的不確かさ）	130
8-4-2. 代表的個人の選定における不確かさ（認識的不確かさ）	130
8-4-3. 評価対象とする海域の範囲による不確かさ（認識的不確かさ）	131
8-5. 不確かさに関するまとめ	132
9. ALPS 処理水の海洋放出に伴い実施されるモニタリング	134
9-1. 福島第一原子力発電所における分析能力	134
9-1-1. 設備面における分析能力	134
9-1-2. 力量面での分析能力	136
9-1-3. 当社による管理および監督	139
9-2. 福島第一原子力発電所の敷地内のモニタリング	141
9-2-1. ソースモニタリング	142
9-2-2. 放水立坑（上流水槽）でのモニタリング	148
9-2-3. 海水配管内でのモニタリング	149
9-3. 敷地外のモニタリング	152
9-3-1. 東京電力による福島第一原子力発電所港湾外周辺の海域モニタリング	153
9-3-2. 国および福島県によるモニタリング	161
(1) 従前の国および福島県が実施している海域モニタリング	161
a. 海水	161
b. 海底土	162
c. 海洋生物	162

(2) 国が ALPS 処理水の海洋放出を受けて強化・拡充する海域モニタリング	162
a. 海水	162
b. 水生生物	164
(3) 福島県が ALPS 処理水の海洋放出を受けて強化・拡充する海水モニタリング.....	166
(4) 国が実施する海域モニタリングに係る IAEA との協力、IAEA 海洋モニタリング ..	168
9-4. 異常時の措置.....	169
9-5. モニタリングに関するまとめ.....	170
10. まとめ	171
参照文献.....	172
用語集	175
作成メンバー（2023年2月8日現在）	177

添付資料

添付 I	ALPS 処理水海洋放出時の測定・評価対象核種選定の考え方
添付 II	ALPS 処理水等の水質について
添付 III	トリチウムの被ばく評価における有機結合型トリチウムの影響について
添付 IV	ALPS 処理水の放出に係る期間に関する考察
添付 V	希釈水の取放水による外部影響について
添付 VI	評価対象以外の移行経路、被ばく経路について
添付 VII	拡散シミュレーションの妥当性について
添付 VIII	放水位置による拡散範囲の違いについて
添付 IX	実測値によるソースタームにおける不検出核種の寄与について
添付 X	被ばく評価結果の核種ごとの内訳
添付 XI	外部被ばく線量換算係数の保守性について
添付 XII	被ばく評価に使用する海水濃度の評価範囲による影響について
添付 XIII	ALPS 処理水の分析における不確かさの適用について

参考資料

参考 A 福島第一原子力発電所の敷地境界線量評価と日本国内法における告示濃度限度について

参考 B ALPS 処理水に関する各処分方法の検討経緯

参考 C 旧運用管理値の設定と仮想した ALPS 処理水による被ばく評価について

参考 D ALPS 処理水放出に係る放射線以外も含む環境影響の評価結果について

参考 E 国内外の利害関係者との協議の状況

参考 F ALPS 除去対象核種選定の考え方

参考 G 線量拘束値を踏まえた各核種の年間放出量上限および最適化評価結果

評価の概要

本報告書に記載される放射線環境影響評価の基礎として、当社は希釈された ALPS 処理水の計画的な海洋放出によって推定被ばく線量評価と影響に関し、2つのカテゴリーの線量評価を実施した。一つ目の線量評価では、被ばくと人間の健康と安全に対して評価を行った。この評価（潜在被ばく¹を除く）においては、IAEA 安全基準文書 GSG-9 “Regulatory Control of Radioactive Discharges to the Environment” [1]（以下、「GSG-9」）および IAEA 安全基準文書 GSG-10 “Prospective Radiological Environmental Impact Assessment for Facilities and Activities” [2]（以下、「GSG-10」）に示される評価の具体的な手順にしたがい、計画し実施した。GSG-9 では潜在被ばく評価に関して要求していないが、当社は GSG-10 のガイドラインに従い、潜在被ばくに関する評価も行った。二つ目の線量評価では環境、すなわち動植物への影響について、GSG-10 に従い評価を実施した。これらの評価の結果、ALPS による高度な水処理と、数十年に及ぶ廃炉にかかる期間を有効に活用した放出計画により、ALPS 処理水の海洋放出が人、海生動植物に与える影響を抑制し、国際的なガイドラインに沿って定められている我が国の安全基準内に十分収まることが示された。

本報告書のとりまとめにあたっては、社内より放射線環境影響評価について知見を有する職員を選定・配置するとともに、人の放射線防護、環境防護、海洋拡散計算の3分野について、社外より専門家をメンバーとして招聘し、意見を聴取した。

なお、本報告書においては、国が実施した ALPS 処理水の取扱いに関する検討や今後のモニタリングの強化・拡充についても考慮している。

放射性核種と拡散の評価

当社は、ALPS 処理水の放出後における環境中での拡散パターンや被ばく経路について複数の評価を行ってきた。当初の設計段階の評価においては、震災後の 2011 年 12 月の時点で建屋滞留水から除去すべき核種として選定された ALPS 除去対象 62 核種に炭素 14 (C-14) とトリチウム (H-3) を加えた、64 核種という広範なソースタームを選定した。な

¹ 潜在被ばく：確実に起こるとは予想されないが、予想される運転上の出来事、あるいは、線源の事故または機器の故障や操作ミスを含めた確率的な性質の事象または事象シーケンスによる、将来を見越して考慮した被ばく。

お、福島第一原子力発電所内で汲み上げられた建屋滞留水は、ALPS等の水処理設備により処理した後、構内に建設されたタンク内に保管されているが、含まれる核種の組成は、処理前の建屋滞留水中の核種組成および濃度、水処理設備で用いられる吸着材の寿命等により、貯留される各タンク群²あるいはタンクごとに異なったものとなっていることから、評価に使用するALPS処理水の核種組成は、実際にALPS除去対象核種である62核種およびトリチウム、C-14の測定・評価が完了した3つのタンク群の核種組成としていた。

建設段階においては、これまでの原子力規制委員会およびIAEAタスクフォースからの指摘を踏まえ、ALPS処理水に必ずしも含まれるものではないが、建屋滞留水やストロンチウム処理水等（ALPS処理前の水）において有意に存在している、あるいは存在する可能性がある核種が、海洋放出を行うALPS処理水において放出基準を満足していることを念のために確認するため、選定されたトリチウムを含む30核種という、より現実的かつ絞り込まれたソースタームを選定し、評価した（詳細は6-1-2(1)参照）。なお、当社は、ALPS処理水の海洋放出に先立ち、試料を採取し、トリチウム以外の29核種を測定することにより、それらが確実に規制基準を下回るまで除去されているかを確認するとともに、従来のALPS除去対象核種も自主的に測定する（建屋滞留水中の放射性物質量を推定し、30核種（トリチウムを含む）をALPS処理水の海洋放出前に測定・評価すべき核種として選定する手順の背景にある妥当性については、添付I「ALPS処理水海洋放出時の測定・評価対象核種選定の考え方」参照）。

なお、国際的に認知されたICRPが定めたガイドライン [3]に基づく日本の規制基準に照らせば、放出端、つまり大量の海水での希釈後に、規制基準である告示濃度限度³に対する濃度の比の総和（以下、「告示濃度比総和⁴」）を1未満とすることが規定されているが、当社はトリチウム以外の核種については、ALPSを含む水処理設備により適切に処理し、希釈前に告示濃度比総和1未満とすることによって、環境に放出される放射性物質量を極力低減することとしている。すなわち、セシウム137 (Cs-137)、ヨウ素129 (I-129)といった

² 連結して使用している複数のタンクのグループ。1つのタンク群には、通常8～10基程度のタンクが連結される。

³ 告示濃度限度とは、「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」に放射性核種ごとに定められた、放射性廃棄物を環境中へ放出する際の基準。告示濃度限度に等しい水を生涯（成人では70年間）毎日2Lずつ飲み続けた場合、平均被ばく線量が1mSv/年となるように定められている。

⁴ 複数の放射性物質を含む場合に、それぞれの核種の濃度の核種ごとに定められた法令上の濃度限度である告示濃度限度に対する比の総和。複数の放射性物質を含む場合には、法令上それぞれの核種ごとに定められた告示濃度限度に対する濃度の比の総和が1未満となる必要がある。

放射性核種を個別に評価した場合に規制基準を下回っていることを確認するだけでなく、それらすべての複数の放射性核種の影響が重なり合った総合的な影響を考慮した場合であっても、決して規制基準を超えないように管理する。

また、トリチウムは、水素の同位体であり、ほとんどが通常の水分子 (H_2O) を構成する2つの水素原子のうちの一つがトリチウムと置き換わったもの（化学式ではHTO）として存在している。ALPS等による浄化処理後も、タンクに貯蔵されている水のトリチウム濃度は、規制基準値（告示濃度限度）である60,000ベクレル⁵ (Bq) /Lを超えており、除去も非常に困難な核種であることから、その規制基準を満足するまで希釈する。国は、規制基準を厳格に遵守して公衆を保護するだけでなく、消費者等の懸念を少しでも払拭し、風評影響を最大限抑制するため、放出地点でのALPS処理水の濃度が告示濃度限度と比較して十分低い1,500Bq/L⁶を下回ることを当社に求めている。当社は「多核種除去設備等処理水の処分に関する政府の基本方針を踏まえた当社の対応について」（以下、「基本方針を踏まえた当社の対応」）において、放出水のトリチウム濃度を1,500Bq/L未満として、かつ、年間放出量の上限值を22兆Bq⁷ ($2.2E+13$ ⁸ Bq) とした。当社は、放出水のトリチウム濃度を1,500Bq/L未満にするため、放出前に海水で少なくとも100倍以上（これまでに測定したタンクに貯留中の水の最大トリチウム濃度約216万Bq/Lを考慮すれば、最高で1,400倍以上）希釈する。

ALPS処理水に含まれるトリチウム以外の核種の濃度は、希釈前であってもすでに規制基準以下の濃度であるが、海水希釈により、さらに濃度が低くなる。そのため、海水希釈後の放出水のトリチウム以外の核種による告示濃度比総和は0.01未満となり、放射線による影響はさらに低減することとなる（以上、5-2.）。

放出水が海域に放出された際の拡散計算は、福島第一原子力発電所事故後の海水中セシウム濃度の再現計算により再現性が確認されたモデル [4]を元に、発電所近傍海域を高解像度化したモデルにより評価した（以上、6-1-2.(2)）。評価にあたっては、放出されるトリチウムの単位時間当たりの放射エネルギーのみ（流量や濃度は考慮しない）を使用して拡散計算を

⁵ 放射エネルギーを示す単位。1ベクレルとは、ある量の放射性核種の原子核が、1秒間に放射性壊変によって1個の原子核が別の核種に変化する場合のその量をいう。

⁶ すでに排水の実績のある地下水バイパスおよびサブドレンの排水濃度の運用目標値と同じ値とした。この値は、「実施計画Ⅲ3.2.1放射性廃棄物等の管理」に記載し、原子力規制委員会により認可されている。

なお、このトリチウム濃度1,500Bq/Lは、告示濃度限度60,000Bq/Lの40分の1、WHO飲料水水質ガイドラインで設定されたレベルである10,000Bq/Lの約7分の1である。

⁷ 事故前の福島第一原子力発電所の放出管理値。

⁸ $E+〇〇$ は10の〇〇乗の意。 $2.2E+13$ は、 2.2×10^{13} を示す。

行っている。したがって、この保守性の高い評価上は、被ばくを低減する効果がある希釈の効果は考慮されていない。

なお、本評価においては、海水中の放射性物質の濃度については、放射性物質が海底土などに吸着することによる溶存濃度の低下を考慮しない一方、魚介類や海底土中の放射性物質濃度については、吸着等により海水中濃度と平衡状態（それ以上吸着等が起こらない状態）になっていると仮定し、また、食物連鎖の影響も含めた濃縮係数、濃度比を用いて評価している。現実には、海水と魚介類や海底土中の放射性物質が平衡状態となるには長期間を要するが、上記のような保守的な仮定をおくことにより、本モデルは、放出を長期間継続しても、これ以上、人体および魚介類への被ばくが増えることがないという状態を評価している。したがって、本評価は、ALPS 処理水を 1 年間放出した場合の影響を評価したものであるが、長期間にわたる放出による環境中での放射性物質の蓄積をも考慮したものと言える（以上、4.(3)）。

人の被ばく経路

被ばく経路の設定では、大きく外部被ばくと内部被ばくに分けた。外部被ばくでは、先行事例など⁹を基に、①海水面からの外部被ばく、②船体からの外部被ばく、③遊泳等における水中での外部被ばく、④海浜砂からの外部被ばく、⑤漁網からの外部被ばくの、5 つの経路を想定して評価した。内部被ばくでは、⑥海水の飲水による内部被ばく、⑦海水の水しぶきの吸入による内部被ばく、⑧海産物摂取による内部被ばくの 3 つの経路を想定して評価した（以上、6-1-2.(3)）。

人の被ばく経路の設定は、放出点の近傍のもっとも影響を受けやすい場合を仮想して、代表的個人が設定されている。一部の被ばく経路に対する代表的個人に関する生活習慣および特性は、一部の生活習慣データ分布からもっとも高い群（例えば 95 パーセンタイル値）などを使用すべきとされるが、福島第一原子力発電所周辺の現時点の状況に鑑み、それに代わるものとして既往の「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」 [5]にしたがい、漁業に年間 120 日（2,880 時間）従事し、そのうち 80 日（1,920 時間）は漁網の近くで作業を行い、海岸に年間 500 時間滞在し、96 時間遊泳を行う者として設定した。その上で、海産物摂取量は「令和元年国民健康・栄養調査報告」 [6]より引用した摂取量データから、①海産物を平均的に摂取する個人と、②海産物を多く摂取

⁹ 廃止措置工事環境影響評価ハンドブックなど。詳細は 6 章参照。

する個人の2ケース（乳児、幼児はそれぞれ成人の1/5、1/2）についてそれぞれ評価を行った（以上、6-1-2.(4)）。

計算の結果を、一般公衆の線量限度¹⁰1mSv/年、および線量拘束値¹¹に相当するものとして原子力規制委員会が定めた0.05mSv/年と比較した結果、外部と内部を合わせた被ばくの合計値は、すべてのケースで一般公衆の線量限度および線量拘束値をいずれも下回った¹²。なお、線量限度1mSv/年は、国際的に認められた公衆被ばくの基準である（以上、6-1-3.）。

また、併せて実施したIAEAの安全基準¹³に基づく潜在被ばく評価では、①配管から漏えいするケースとして、海洋に近い場所で配管破断が発生し、満水の測定・確認用設備のタンク1群約10,000m³のALPS処理水全量が希釈されないまま、北防波堤付近から海洋に20日間かけて流出し続ける場合と、②さらに厳しくタンクから同時に大量漏えいするケースとして、巨大地震等で測定・確認用タンク3群すべてが同時に破損し、一日で3万m³のALPS処理水が海洋に流出する事象を想定した評価を試みた。この場合の移行経路および被ばく経路は、北防波堤付近とした流出場所を除き通常時の被ばくと同様とし、被ばく時間は配管からの漏えいでは保守的に約1か月（27日間）、巨大地震のケースでは約1週間（8日間）と設定した。その結果、そのような場合であっても、潜在被ばくの実効線量は、IAEAの安全基準¹³に示されている事故時評価の基準と比較し非常に小さい値となった（以上、6-2.）。

海生動植物への影響

環境防護に関する評価として、IAEAの安全基準¹³の附属書Iに示される手順にしたがい、ALPS処理水放出設備の通常運転時における動植物の防護のための評価も行った。評価に使用するALPS処理水の核種組成としては、人の被ばく評価と同様に実測値による3ケー

¹⁰ 線量限度：計画被ばく状況における個人への実効線量または等価線量であり、超えてはならない値（GSR Part 3）。

¹¹ 線量拘束値：個人線量の予測的および線源関連の値であり、線源についての防護と安全の最適化のためのパラメータとして計画被ばく状況において使用され、また最適化における選択肢の範囲を定める境界として役立つ。公衆被ばくに関して、管理下にあるすべての線源の計画的な取り扱いからの線量を考慮して、政府または規制機関によって制定または承認される線源関連の値である（GSR Part 3）。

¹² 線量限度は、規制の対象となる関連のすべての行為による個人の被ばく線量の合計についての限度であるのに対し、線量拘束値は、ある計画された行為に関係する特定の線源により与えられる線量の制限値に用いられる。

¹³ GSG-10

スとした。評価対象となる動植物としては、ICRP がガイドラインで提示している標準動物および標準植物¹⁴から、周辺海域に生息する動植物を踏まえて、標準扁平魚（ヒラメ・カレイ類）、標準カニ（ヒラツメガニ・ガザミ）、標準褐藻（ホンダワラ類・アラメ）を選定した。線量評価は、ICRP が示した手法により行い、標準動植物の生息環境における線量率を誘導考慮参考レベル（DCRL）¹⁵と比較した。その結果、標準動植物の生息環境における線量率は、いずれも誘導考慮参考レベルの下限値を大きく下回った（以上、7章）。

なお、念のため、ALPS 処理水に含まれる放射性物質以外の環境への影響についても評価した結果、海洋環境の重大な汚染または重大かつ有害な変化をもたらすものはなかった（参考 D「ALPS 処理水放出に係る放射線以外も含む環境影響の評価結果について」）。

新たな情報やモニタリングの結果を踏まえた変更

本報告書の評価は、2021 年 11 月に海洋放出に係る計画の設計段階にある時点で入手可能な情報を基に実施した。その後、意見募集により寄せられた意見、原子力規制委員会からの指摘、IAEA によるレビューの結果等を踏まえて 2022 年 4 月に評価を見直し、報告書を改訂した。2022 年 11 月には、さらにその後開始された建設工事の進捗、以前の IAEA の専門家によるレビュー、原子力規制委員会との議論なども踏まえ、ALPS 処理水海洋放出時の測定・評価対象核種を選定し、ソースタームを見直し、建設段階の評価として、線量評価を見直した。今回は、その後実施された、IAEA タスクフォースによる 2 回目のレビュー、原子力規制委員会との再度の議論等を踏まえて評価を一部見直したものである。

また、当社は、ALPS 処理水を放出する前に、希釈前の ALPS 処理水に含まれる放射性核種を分析し、結果を公表する。また、海洋放出開始当初、海洋放出前に混合・希釈の状況を直接確認し、その結果も速やかに公表する。さらに、海洋放出の実施に当たっては、周辺環境に与える影響等を監視しつつ、慎重に少量での放出から開始する計画である。万が一、故障や停電などにより希釈設備等が機能不全に陥った場合や、放出開始後の強化されたモニタリングにより異常値が検出された場合には、安全に放出できる状況が確立されたと確認できるまでの間、放出を停止することとし、人および海生動植物の安全確保に最善の努力を尽くす。

¹⁴ 標準動物、植物：環境からの放射線被ばくを、線量と影響に関連付けるために想定する、特定タイプの動植物。

¹⁵ 誘導考慮参考レベル(DCRL, Derived Consideration Reference Level)：ICRP が提唱する生物種ごとに定められた 1 桁の幅を持った線量率の範囲。これを超える場合には影響を考慮する必要がある線量率レベル。

本報告書の結論としては、国際的に認知されている文書にしたがって評価した結果、計画している福島第一原子力発電所からの ALPS 処理水の放出による放射性物質による被ばくは、線量限度、線量拘束値や誘導考慮参考レベルの範囲に対して十分小さいということである。

なお、放出を開始した後であっても、当社は、今後も、運用に関する検討の進捗、各方面からの意見、第三者評価によるクロスチェックなどを通じて得られる知見を反映し、評価をさらに見直し、必要に応じてこの報告書を改訂するとともに、さらに必要な場合には放出計画等に反映していく予定である。

1. 背景

2011年に発生した東北地方太平洋沖地震において、未曾有の事故を経験した福島第一原子力発電所では、損傷した原子炉および原子燃料を冷却するため、事故以来、炉内への冷却水の注入を継続している。注入された水は、事故時に過熱損傷し、熔融するに至った燃料が周囲の構造物を巻き込みながら固化したと考えられる、いわゆる燃料デブリに触れた後、事故によって損傷した原子炉圧力容器および原子炉格納容器を通過し、最終的に建屋滞留水（以下、「滞留水」）として原子炉建屋最下階に滞留する。この滞留水には、事故時の炉心損傷により破損した燃料や炉心周辺にあった構造物、あるいは原子炉冷却材である水由来の多量の放射性物質が含まれることが、これまでの調査からわかっている。放射性物質の環境への拡散防止の観点からは、この滞留水の建屋外への漏えいを防止することが特に求められる。

一方、建屋地下階には、事故の直接の原因となった津波由来の海水が建屋内に浸入したため、これが滞留した他、事故時に1号機、3号機および4号機で発生した原子炉建屋の水素爆発で飛散したガレキにより損傷した建屋天井から雨水が浸入し続けている。さらに、上述の滞留水の漏えい防止のため、建屋周囲の地下水位を滞留水水位よりわずかに高くし、少量の建屋内への地下水流入を許している。これらすべての水が、先述の冷却水と混じり合うことによって、新たな汚染水となっていると考えられる。

当社は、重層的な対策¹⁶により、現在では汚染水が建屋外に漏えいしないよう管理するだけでなく、その発生量自体を、日量約540m³（2014年5月実績）から約130m³（2021年実績）まで低減し、さらに今後の発生量を2025年には同100m³以下に抑制することを目標としている。このように今後発生する汚染水についても、今まで同様処理をし、適切に放出する必要がある。

¹⁶ 重層的な対策の例：

- a 汚染水発生量を抑制するため、事故により損傷した原子燃料の冷却に用いられる冷却水には、汲み上げられた汚染水をセシウム吸着装置により浄化し、その後逆浸透膜装置により淡水化した水を再利用している。
- b 加えて、建屋内に流入する地下水の量を抑制している。具体的には、高台および建屋近傍から地下水を汲み上げるとともに、建屋周辺に陸側遮水壁（凍土壁）を設置すること等により、建屋近傍の地下水位を低い状態で管理している。
- c 建屋内で発生した汚染水の系外への漏えいを防止するため、建屋内の汚染水の水位を常に建屋外の地下水位より若干低めになるように、建屋内汚染水を汲み上げて管理している。
- d 汲み上げられた汚染水は、汚染拡大防止および線量低減のため、セシウム吸着装置やALPS等により構成される水処理設備により処理した後、高台に設置されたタンク内に貯留している。

汚染水は、セシウム吸着装置¹⁷と、62 核種を除去可能な ALPS によって浄化処理され、敷地内のタンクに貯蔵される。ALPS 処理によりトリチウム以外の 29 核種の告示濃度比総和（参考 A「福島第一原子力発電所の敷地境界線量評価と日本国内法における告示濃度限度について」参照）は 1 未満となる（トリチウム以外の核種の告示濃度比総和が 1 未満となった水を「ALPS 処理水」と呼ぶ。なお、ALPS により一度処理を行ったものの告示濃度比総和が 1 未満となっていないものを「処理途上水」と呼び、「ALPS 処理水」と「処理途上水」をまとめて「ALPS 処理水等」と呼ぶ。）。2022 年 12 月時点で、ストロンチウム処理水（ALPS 処理前水）¹⁸と ALPS 処理水等を貯蔵するタンクは 1,066 基あり、容量約 137 万 m³ に対し、保管量は約 132 万 m³ となっている。汚染水発生抑制対策の効果や今後の汚染水発生量の予測について慎重に見極めていく必要はあるものの、2023 年夏以降には計画した容量に達する見込みである。

国が 2019 年 12 月の廃炉・汚染水対策関係閣僚等会議（現「廃炉・汚染水・処理水対策関係閣僚等会議」）で改訂した「東京電力ホールディングス（株）福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」 [7]に示したとおり、福島第一原子力発電所における廃炉作業は、すでに事故により顕在化した放射性物質によるリスクから、人と環境を守るための継続的なリスク低減活動である。今後、数十年に及ぶ福島第一原子力発電所の廃炉に向けた長期の工程の中には、燃料デブリの取り出しや、使用済燃料の一時保管場所の確保といった、より大きな放射線リスクを抱える諸課題への対応が必要であり、これらの諸課題に的確に対応していくため、中長期的観点から総合的なリスクを着実に低減させることが不可欠である。

中長期的観点から総合的なリスクを低減させる必要があることは汚染水問題の取扱いにおいても同様であり、これまでもいわゆる重層的な対策により多量の放射性物質を含む汚染水発生量を抑制し、ALPS を含む水処理設備により汚染水に含まれる放射性物質を除去することで、敷地境界における廃炉作業に伴う追加的な被ばく線量を、ICRP が 1990 年発行の Publication60 にて勧告している一般公衆に対する線量限度である 1mSv/年未満にまで低減する等リスクを着実に低減してきた。今後、数十年に及ぶ廃炉作業を安全かつ着実に進めていくためには、ALPS 処理水等を長期的に保管し続けることは現実的ではなく（詳細については、参考 B「ALPS 処理水に関する各処分方法の検討経緯」参照）、ALPS を含む水処理設備を用いて放射性物質を可能な限り取り除いた上で、人や海生動植物に実質的な影響を

¹⁷ セシウムやストロンチウムを吸着させて汚染水を浄化する装置。

¹⁸ 汚染水から、セシウムとストロンチウムの大半を取り除いた ALPS 処理前の水。

与えないような安全な方法で処分を実施し、今後行われる使用済み燃料の乾式キャスクによる仮保管設備での保管などを適切に行うことにより、引き続き発電所全体でのリスクを着実に低減させていく必要がある。

2. ALPS 処理水の取扱いの検討

詳細は参考 B「ALPS 処理水に関する各処分方法の検討経緯」に記載のとおりであるが、これまで、汚染水や ALPS 処理水等の処分方法については、国の廃炉・汚染水・処理水対策関係閣僚等会議を筆頭に、複数年に亘り、国や IAEA、地方行政、住民や専門家とともに検討してきた。国は、2013 年に汚染水処理対策委員会の下に、原子力、環境科学、放射線医学、放射線生物学、水産化学などの分野の専門家 9 名の委員に加え、原子力規制庁および関係省庁が参加するトリチウム水タスクフォースを設置し、トリチウムに関する科学的知見の整理や先行事例を踏まえ提起された 5 つの処分方法案（地層注入・海洋放出・水蒸気放出・水素放出・地下埋設）、その他¹⁹についての技術的な検討を実施した [8]。さらに 2016 年からは、原子力、地盤工学、社会学、環境科学、農業、放射線生物学、放射線科学、水産化学などの分野の専門家 13 名に加え、関係省庁が参加する、多核種除去設備等処理水の取扱いに関する小委員会を設置し、トリチウム水タスクフォースの成果を踏まえつつ、風評被害など社会的な観点等も含めた総合的な検討を行ってきた [9]。国の多核種除去設備等処理水の取扱いに関する小委員会は、2020 年 2 月に報告書を取りまとめ、5 つの処分方法案について、モニタリングの実現可能性をも含む多角的な検討を行った上で、地層注入・水素放出・地下埋設については、規制的、技術的、時間的な観点から現実的な選択肢としては課題が多く、海洋放出および水蒸気放出が現実的な選択肢であること、水蒸気放出と海洋放出では、海洋放出の方が、放出処分量との関係でも実績があり、放出設備の取扱いの容易さ、モニタリングのあり方を含めて、確実に実施できるとの結論を示した。また、同委員会は、タンクによる長期保管についてタンク増設の余地が限定されていることや、長期保管に伴う老朽化や災害等による漏えいのリスクの高まりも指摘し、ALPS 処理水の海洋放出による処分が妥当であると評価している。

また、国は 2013 年から 2021 年にかけて、5 回に亘り IAEA の廃炉レビューミッションを受け入れ、その見解を検討に反映してきた。IAEA の廃炉レビューミッションは、ALPS 処理水の処分計画の重要性を指摘してきた。IAEA は、2015 年の報告書において、タンクによる保管は一時的な措置に過ぎないと評価した上で、より持続可能な解決が必要であると

¹⁹ タンク保管の継続についての議論を含む。

指摘した²⁰。その後、2019年の報告書においては、更なる必要な処理を実施した上で、ALPS処理水が速やかに処分されなければならないとの見解を示した²¹。

また、IAEAは、上記多核種除去設備等処理水の取扱いに関する小委員会の報告書の技術的側面について、2020年の東京電力福島第一原子力発電所の廃炉に向けた取組に関するフォローアップレビュー報告書において、「十分に包括的な分析と健全な科学的・技術的根拠に基づいている」との評価を示している²²。

さらに、国は、多核種除去設備等処理水の取扱いに関する小委員会において報告書がとりまとめられた後、多核種除去設備等処理水の取扱いに係る関係者の御意見を伺う場を開催するとともに、書面を含め、広く意見を募集した。その結果、提出された意見の中には、ALPS処理水の海洋放出が周辺環境に与える影響などに対する懸念も示された。

国は、これらの検討や意見を踏まえて、ALPS処理水の取扱いに関して、「東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所における多核種除去設備等処理水の処分に関する基本方針」（2021年4月13日、廃炉・汚染水・処理水対策関係閣僚等会議、以下、「基本方針」）[10]にて、安全性を確保した上で海洋放出するとの基本的方針を示した。

当社は、この国の方針を踏まえ、同年4月16日に、「基本方針を踏まえた当社の対応」[11]を公表し、以下の考え方を示した。

- ALPS処理水の海洋放出にあたっては、法令に基づく規制基準等の遵守はもとより、関連する国際法や国際慣行に基づくとともに、更なる取り組みにより放出する水が安全な水であることを確実にして、公衆や周辺環境、農林水産品の安全を確保する。
 - 公衆や周辺環境の安全を確保するため、放出水中のトリチウムおよびトリチウム以外の放射性物質の濃度は、国際標準（IAEA安全基準文書やICRP勧告等）に沿った国の規制基準や各種法令等を確実に遵守する。
 - 基本方針や国際的に認知された安全基準等で示された条件のもとで放出を行った場合の人および環境への放射線の影響について、原子力規制委員会による必要な認可

²⁰ Mission Report, IAEA International Peer Review Mission on Mid-And-Long-Term Roadmap Towards the Decommissioning of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Units 1-4, issued 13 May, 2015, p. 13, <https://www.iaea.org/sites/default/files/missionreport130515.pdf>

²¹ Mission Report, IAEA International Peer Review Mission on Mid-And-Long-Term Roadmap Towards the Decommissioning of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Units 1-4, issued 31 January, 2019, p. 8, <https://www.iaea.org/sites/default/files/19/01/missionreport-310119.pdf>

²² Review Report IAEA Follow-up Review of Progress Made on Management of ALPS Treated Water and the Report of the Subcommittee on Handling of ALPS treated water at TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Station, issued 2 April, 2020, p. 6, <https://www.meti.go.jp/press/2020/04/20200402002/20200402002-2.pdf>

手続き開始までに、安全性を評価する。その結果を公表し、IAEA タスクフォース等のレビューを受ける（2021年11月に本報告書の初版を公表した。今回の改訂も含めその結果を公表し、放出開始後も引き続き IAEA の専門家等のレビューを受ける）。

3. 評価実施の目的

本放射線環境影響評価の目的を以下のとおりとする。

目的 1：当社が ALPS 処理水の処分を行った場合の放射線による人および環境への影響について、国際的に認知された手法（IAEA 安全基準文書、ICRP 勧告）に照らした評価を行う。

目的 2：評価を行った結果を、国内外に向けて発信し、各方面からの意見を踏まえ、必要に応じ見直し等を行うことにより、処分に係るリスクを最適化する方法を検討する。

4. 評価の考え方

本報告書は、GSG-9 に示されている計画的な放出による代表的個人への線量評価を行うものとして作成しているが、具体的な評価方法は、GSG-10 に従って実施し、GSG-9 では求められていない潜在被ばくの評価や、環境防護に関する評価についても実施した。

以下に、評価における仮定や評価手法の考え方を示す。

(1) 線量拘束値

我が国の原子力規制体系には、厳密には線量拘束値²³は設定されておらず、代わりに通常運転時の発電用軽水型原子炉には周辺監視区域外の一般公衆の線量目標値として 0.05mSv/年が設定されている。

このような中、2022 年 2 月 16 日、原子力規制委員会より、放射線影響評価の確認における考え方と評価の目安として、「代表的個人について、評価結果が地域や生活環境等による人の年間被ばく量の変動範囲に比べ十分に小さいものであること、すなわち 50 μ Sv/年を下回ることを確認する。50 μ Sv/年は、通常運転時の発電用軽水型原子炉に適用される線量目標値であり、IAEA 安全基準における線量拘束値に相当する。」との見解が示された [12]。この原子力規制委員会の見解にしたがい、当社は線量目標値 50 μ Sv/年 = 0.05mSv/年が IAEA 安全基準における線量拘束値 (GSG-9 Fig.3) に対応するものとして取り扱う。

ただし、実際に海洋放出される ALPS 処理水に含まれるトリチウムの年間総量は、廃炉全体のリスク最適化の観点、ALPS 処理水の陸上保管中に期待される放射性物質の自然減衰の効果と長期保管中における漏えいリスクや職業被ばく、廃炉完了までに ALPS 処理水の処分も完了していること、ならびに利害関係者の懸念を少しでも払拭するなどの諸要因を勘案した最適化の観点から、日本政府の基本方針において、事故前の福島第一原子力発電所の放出管理値 22 兆 Bq/年 (2.2E+13Bq/年) を下回る水準とすべく、本報告書による評価等に先立ち定められた。当社も、かかる経緯を受け、上記「基本方針を踏まえた当社の対応」(2021 年 4 月) に示すとおり、本報告書の評価条件としてトリチウムの年間放出量を 22 兆 Bq/年 (2.2E+13Bq/年) と設定し、その上で放射線環境影響の評価を行うものである。

²³ 脚注 12 参照。

線量拘束値と、トリチウムの年間放出量 22 兆 Bq/年 (2.2E+13Bq/年) との関係については 6-1-3.において考察を、また線量拘束値に対する防護と安全の最適化についてはその結果を参考 G に示した。

(2) トリチウムについて

トリチウム水 (HTO) は、環境中で動植物等により一部が有機結合型トリチウム (OBT: Organically Bound Tritium) に変換される。

トリチウムを口から摂取した場合の成人の実効線量係数は、下記のとおりである [13]。

トリチウム水	1.8E-11 Sv/Bq
OBT	4.2E-11 Sv/Bq

トリチウム水の実効線量係数は、人がトリチウムを体内に摂取した後に、一部が体内で OBT に変換されることも考慮したものである。添付 II 「ALPS 処理水等の水質について」 II-6. 「放射性物質以外の水質」表 II-9-1、表 II-9-2 に記載のとおり、放出する ALPS 処理水には有機物はほとんど含まれておらず、放出時点ではほぼ全量がトリチウム水と考えられることから、直接海水を飲む場合や海水のしぶきを吸入するような場合は、トリチウム水の実効線量係数により評価する。

一方、人と同様、動植物においてもトリチウム水を体内に取り込んだ際に、その一部が OBT に変換される。海産物などを通じて、直接 OBT で摂取する場合は、OBT の実効線量係数が適用されるため、海産物摂取については、摂取するトリチウムの 10% を OBT として実効線量係数を補正して使用する。具体的には、海産物摂取の被ばく評価に、トリチウムの補正した実効線量係数として成人 : 2.0E-11Sv/Bq、幼児 : 3.5E-11Sv/Bq、乳児 : 7.0E-11Sv/Bq を使用した。その結果、6-1-3(3)に記載するとおり、いずれの場合も代表的個人に関する線量限度および線量拘束値に相当する原子力発電所の線量目標値と比較しても、十分小さい値であった。これらの線量評価は、非常に保守的な仮定に基づく結果である。

なお、これまで当社が福島第一原子力発電所の近傍で実施した魚のモニタリングにおいては OBT は検出されておらず、周辺の海水中トリチウム濃度に対してトリチウムが濃

縮されるような事象は確認されていない。また、世界的にもトリチウム水が OBT の生物濃縮を引き起こす証拠は見つかっていないとする見方が一般的である [14]²⁴。

ただし、OBT の環境中での移行については不確かさもあることから、8.「評価に係る不確かさに関する考察」にて OBT 割合の不確かさによる影響について考察するとともに、添付 III「トリチウムの被ばく評価における有機結合型トリチウムの影響について」にまとめた。

(3) トリチウム以外の核種の移行、蓄積の評価について

本報告書では、トリチウム以外の核種についても、海水に溶存した状態で移流、拡散するものとして評価を行った。トリチウムの場合とは異なり、放出される核種の一部は、放射性物質の化学形態等に応じて海水中の浮遊粒子や海底土、船体、海浜砂、漁網への吸着、または海洋生物への移行・濃縮が生じることから、環境における動態はトリチウムと必ずしも一致しないことが想定される。この傾向は、特に海底土等への分配係数や生物の濃縮係数が高い元素ほど、海水から土壌や生物への移行が顕著であることから、海水側の濃度低下、土壌や生物側の濃度上昇が顕著になる可能性がある。

しかし、放出する ALPS 処理水は、凝集沈殿や吸着、フィルターろ過等により浄化した不純物がほとんど含まれない水であり、浮遊粒子に吸着したとしても沈殿物が大量に発生することは考えられないこと、海底土等に直接接触れる海水は海底付近のごく一部であることなどから、そもそも海底土に吸着する放射性物質の量は、放出される放射性物質の量全体と比較すれば非常に小さいものである。そのため、モデル単純化の観点から拡散において海底土等への吸着による海水濃度低下を考慮しないこととする一方、現実には長期間かけて進む海底土等への吸着や生物への濃縮については、海水濃度と平衡状態となるまで吸着が進んだ状態と仮定し、いずれも保守的に設定することにより、このような環境中の動態の差を考慮しなくてもよいように配慮している。

²⁴ 例えば、フランスの放射線防護・原子力安全研究所が 2012 年に発行した「トリチウムと環境 (Tritium and the environment) [14]によれば、" To date, no phenomenon of tritium bioaccumulation has been observed in marine organisms on the French Channel coast. This observation leads to the conclusion that discharge from nuclear industry, led by the spent fuel processing plant in La Hague, are overwhelmingly in the form of HTO." (これまでのところ、ドーバー海峡沿岸でトリチウムの生物濃縮現象が海洋生物で観測されたとする現象はない。このような観測は、ラ・アーグの使用済燃料処理工場をはじめとする原子力施設からの放出が圧倒的に HTO (トリチウム水) の形態で行われているとの結論に結びつく。) とされている。

図 4-1 に、海水における放射性物質の蓄積についてまとめた。ALPS 処理水中に含まれる放射性物質は、海洋に放出後、潮流等によって移流、拡散して拡がっていく。その際、実際の海水中では放射性物質の一部は海水中の浮遊粒子や海底土に吸着されるため、移流、拡散に加えて浮遊粒子や海底土等への吸着によっても海水中の放射性物質濃度は低下する。一方で、浮遊粒子や海底土に付着した放射性物質は海底土に蓄積していくため、海底土の放射性物質濃度は上昇していく。海水から浮遊粒子や海底土への付着は、分配係数という係数により付着のし易さが決まっており、海水中の放射性物質濃度が一定の場合、最初は吸着により海底土の濃度が上昇していくが、長期間蓄積による濃度上昇が継続するとやがて海水と海底土の間で平衡状態（吸着と離脱がバランスした状態）に達して、それ以上吸着が進まない状態となる。このように、放出開始直後は、浮遊粒子や海底土への吸着による海水中放射性物質濃度（溶存態濃度）の低下が大きく、海底土への蓄積が進むにつれて海底土への吸着が減り、海水中放射性物質濃度（溶存態濃度）の低下は小さくなっていく。

実際には、平衡状態に達する時期は、放出量と放射性物質の種類によって変わってくるが、本報告書におけるモデルでは放出直後から平衡状態に到達したものとして評価を行っている。すなわち、浮遊粒子や海底土への吸着による海水中放射性物質濃度（溶存態濃度）の低下を考慮しないことにより、海産物の濃度を長期間の放出継続後の海水中放射性物質濃度から評価し、同時に海底土からの外部被ばくも長期間の蓄積後の放射性物質濃度から評価している。

また、測定・評価対象核種のうち一部の核種では、放射性壊変後に別の放射性核種（以下、子孫核種）に変わるものがあるが、子孫核種の半減期が元の核種（以下、親核種）の半減期に比べて短い Sr-90/Y-90 等については子孫核種が蓄積することは無い。一方、子孫核種が親核種より長半減期の核種は、子孫核種が蓄積することも考えられるが、 α 核種については、これまでのタンク群における全 α 測定結果がすべて不検出であることに加えて、保守的に複数の α 核種が全 α 測定結果の濃度（検出下限値）で含まれているものとして評価を行っている。なお、Pu-241 については、全 α 測定結果を基にした濃度評価から、子孫核種である Am-241 よりも高い濃度で含まれるものとしていることから、長期的には Am-241 の濃度が現状の濃度の 2 倍近くまで蓄積する可能性が考えられるが、Am-241 による被ばくは、測定・評価対象核種全体からの被ばくのごく一部であり、Am-241 の蓄積が被ばく評価結果に与える影響は小さいものと考えられる。

また、海洋における移流、拡散については、7 年分のシミュレーション計算を行い、年ごとの変動が小さいことを確認している。

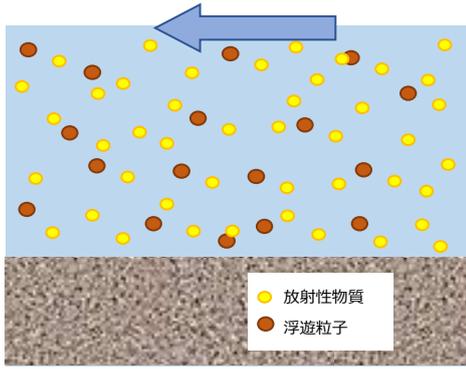
このように、本評価は、簡潔に要約すると、以下の通りである。

- ・海水に関する移行経路では、実際の環境中で起こる海底土や生物への移行に関わらず、海水中の濃度は堆積物への移行によって低下せず、放出期間中この海水中濃度を維持すると仮定している。
- ・堆積物に関する移行経路では、実際は何年も平衡状態が生じないにもかかわらず、1年目から海水と堆積物との間が平衡状態となると仮定している。

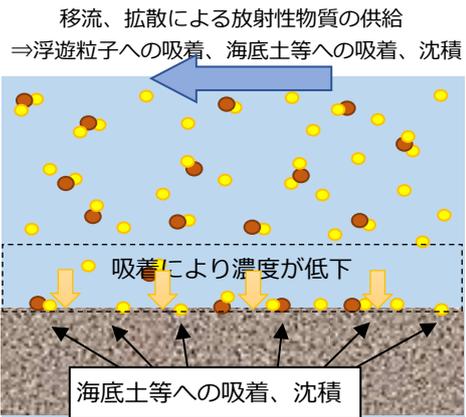
これが放出期間中一貫して継続すると仮定して、放出期間中に発生する最も高い被ばく線量を計算したもので、長期間にわたる放出により、環境中で別項に示した C-14 および I-129 を含む放射性物質が蓄積しきった数十後を想定した状態での評価となっていることから、ピーク値がこれ以上高くなることはないと考えられる。図 4-2 に、IAEA が第 1 回レビューミッション報告書 [15]にて示した、環境中の放射性物質の蓄積の積み重ねにより想定される将来の被ばく（線量預託）のイメージと本報告書の被ばく評価のイメージを示した。

以上の通り、本報告書の評価は、通常では放出開始数年経過しなければ到達することがない海中における海底土等への蓄積が分配係数に応じて瞬時に平衡状態になるものとしているため、使用されたモデルは放出された放射性物質の移流・拡散については十分に保守的であり、ソースタームの見直しによっても放射性物質の移流、拡散の考え方を変更する必要も生じない。

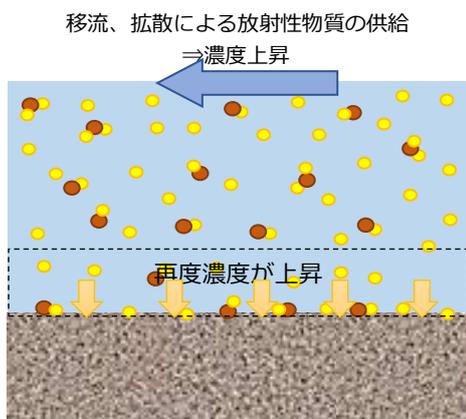
実現象における海底土等への蓄積プロセス



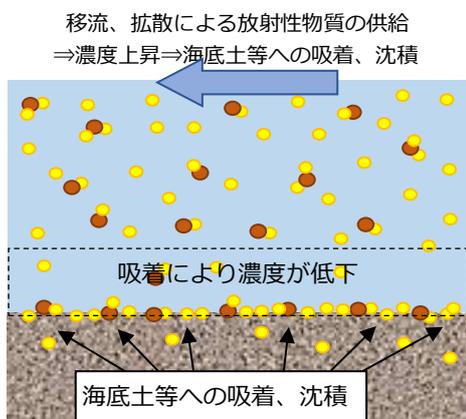
海洋放出が始まると、放出口から放出された放射性物質が海水中で潮流等によって移流、拡散することで、放射性物質が供給され、海水中の濃度が上昇する。



供給された放射性物質のうち一部が海底土や浮遊粒子等に吸着される。その結果、海水中の放射性物質濃度が低下するとともに、海底土および浮遊粒子等の放射性物質濃度が上昇し、核種ごとの分配係数に応じた平衡状態に達する。



そこに、さらに放射性物質が放出され、海水中の放射性物質濃度が上昇する。



再び、海底土および浮遊粒子等の近傍で放射性物質の一部が吸着され、海水側の濃度が低下、海底土および浮遊粒子の濃度が上昇し、平衡に達する。これを長期的に繰り返すことで、海底土や浮遊粒子等の放射性物質濃度が上昇し、やがて海水中の放射性物質濃度と平衡状態となる。

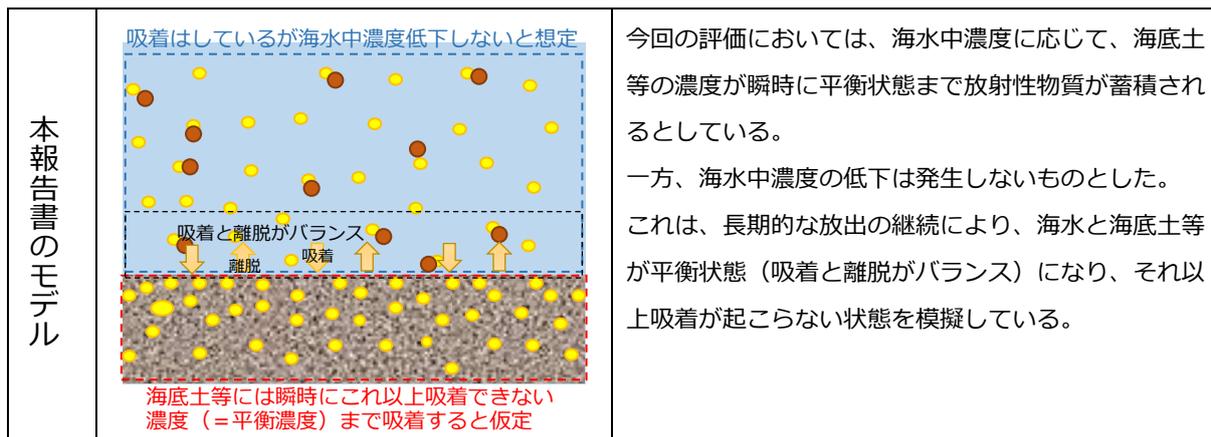


図 4-1 実際の海底土等への蓄積プロセスと本報告書でのモデル（イメージ図）

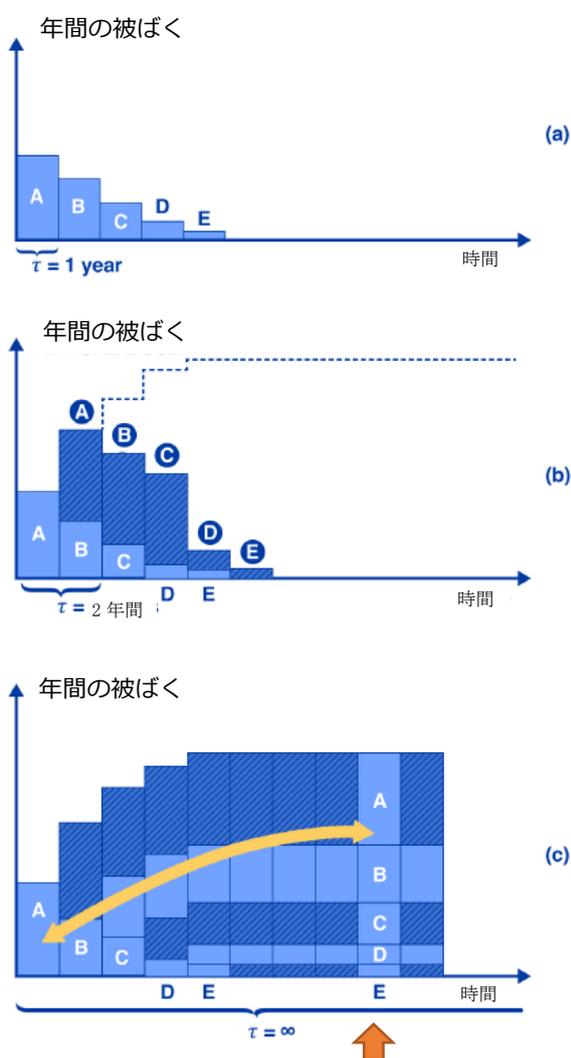


図 4-2 環境における放射性物質の蓄積と積み重ねにより約束される被ばく（線量預託）のイメージ [15]と本報告書における被ばく評価のイメージ

(4) 炭素 14 (C-14) について

C-14 は、半減期が約 5700 年と長く、放出後は安定炭素とともに大気圏、陸上生物圏、水圏、岩石圏など地球規模の炭素循環に分配される。原子放射線の影響に関する国連科学委員会の電離放射線の発生源と影響に関する 2008 年報告書（以下、UNSCEAR2008 報告書） [16]附属書 B 表 4 によれば、C-14 は宇宙線により大気中で年間 $1.4E+15Bq$ ($1.4PBq$) 生成されているとされている。

また、原子放射線の影響に関する国連科学委員会の電離放射線の発生源と影響に関する 2016 年報告書（以下、UNSCEAR2016 報告書） [17]附属書 B 表 13 および欧州委員会放射性物質放出データベース [18]によれば、再処理工場からは、気体および液体の形状でそれぞれ毎年 $1E+12Bq$ を超える量が放出されている。ALPS 処理水の放出においては、年間の C-14 の放出量は $1E+10Bq$ に満たない程度と、これらの生成、放出と比べてわずかであり、地球規模の影響は無視できる程度と考えられることから、代表的個人の評価のみ実施した。

(5) ヨウ素 129 (I-129) について

I-129 は、半減期が 1600 万年と非常に長いため、海洋に放出された場合でも長い時間をかけて地球環境中に広く分布する可能性がある。ただし、海水中には大量の安定ヨウ素が含まれており、I-129 は安定ヨウ素による同位体希釈を受けつつ移行していく。

UNSCEAR2016 報告書附属書 B 表 13 および欧州委員会放射性物質放出データベースによれば、I-129 は、再処理工場から液体として毎年 $1E+12Bq$ を超える量が放出されている。ALPS 処理水の放出においては、年間の I-129 の放出量は $1E+08Bq$ 前後であり、地球規模の影響は無視できる程度と考えられることから、代表的個人の評価のみ実施した。

5. ALPS 処理水等の水質と放出方法

5-1. ALPS 処理水等の水質について

2022 年 12 月現在タンクに保管されている約 132 万 m³ の ALPS 処理水等（ストロンチウム処理水を除く）は、汚染水に含まれる放射性核種のうち、トリチウムと C-14 を除く 62 核種を除去できるよう設計された ALPS によって浄化処理を行った水である。海洋放出期間中に新たに発生する汚染水についても、これまでと同様に ALPS 等により適切な処理を行い、海洋放出を行う必要がある。ALPS による除去対象 62 核種選定の考え方を参考 F 「ALPS 除去対象核種選定の考え方」に示し、汚染水から放射性物質を除去する仕組みを添付 II 「ALPS 処理水等の水質について」に示した。

ALPS は、トリチウムと C-14 以外の 62 種類の放射性物質を告示濃度比総和 1 未満まで浄化する能力を有しているが、処理を開始した当初の性能向上前の処理や、敷地境界における追加の被ばく線量を下げるとともに処理量を優先したこと等により、ALPS 処理水等の約 7 割（2022 年 9 月 30 日までに満水となったタンク群の内訳に基づく）は、トリチウム以外の放射性物質が環境中へ放出する際の基準（告示濃度比総和 1 未満）を超えて含まれている、いわゆる「処理途上水」である。こうした十分に処理されていない処理途上水については、処分前にトリチウム以外の放射性物質が告示濃度比総和 1 未満になるまで確実に浄化処理（二次処理）を行い、ALPS 処理水とした上で処分を行う。トリチウム、C-14 および ALPS による除去対象 62 核種の告示濃度限度を表 5-1-1 に示す。

ALPS による二次処理については、2020 年 9 月より 2 つのタンク群合計 2,000m³ を対象に、二次処理性能確認試験を実施し、それぞれのタンク群においてトリチウムを除く核種の告示濃度比総和が 1 未満に低減できることを確認した [19]。二次処理性能確認試験の結果を含め、ALPS 処理水等の水質については、添付 II 「ALPS 処理水等の水質について」に示した。設計段階の評価では、ALPS 除去対象 62 核種にトリチウムおよび C-14 を加えた 64 核種を線量評価対象核種として評価を行った。

一方、ALPS 除去対象核種の 62 核種の選定にあたっては、震災 1 年後のインベントリデータを使用していることから、現在では十分に減衰して存在量が十分に小さくなっている核種の存在も考えられる。

以上の状況を踏まえて、ALPS 処理水を海洋放出するに当たり、改めて徹底的に検証した上で測定核種の選定を行い、新たに測定・評価対象核種を 29 核種とした（表 5-1-2）。本報告書では、これにトリチウムを加えた 30 核種を線量評価対象核種として評価を行う。

表 5-1-1 ALPS 除去対象 62 核種とトリチウム、C-14 の告示濃度限度

	対象核種 (物理学的半減期)	告示濃度限度 (Bq/L)		対象核種 (物理学的半減期)	告示濃度限度 (Bq/L)
1	H-3 (約 12 年)	6.0E+04	33	Te-129m (約 34 日)	3.0E+02
2	C-14 (約 5700 年)	2.0E+03	34	I-129 (約 1600 万年)	9.0E+00
3	Mn-54 (約 310 日)	1.0E+03	35	Cs-134 (約 2.1 年)	6.0E+01
4	Fe-59 (約 44 日)	4.0E+02	36	Cs-135 (約 230 万年)	6.0E+02
5	Co-58 (約 71 日)	1.0E+03	37	Cs-136 (約 13 日)	3.0E+02
6	Co-60 (約 5.3 年)	2.0E+02	38	Cs-137 (約 30 年)	9.0E+01
7	Ni-63 (約 100 年)	6.0E+03	39	Ba-137m (約 2.6 分)	8.0E+05
8	Zn-65 (約 240 日)	2.0E+02	40	Ba-140 (約 13 日)	3.0E+02
9	Rb-86 (約 19 日)	3.0E+02	41	Ce-141 (約 33 日)	1.0E+03
10	Sr-89 (約 51 日)	3.0E+02	42	Ce-144 (約 280 日)	2.0E+02
11	Sr-90 (約 29 年)	3.0E+01	43	Pr-144 (約 17 分)	2.0E+04
12	Y-90 (約 64 時間)	3.0E+02	44	Pr-144m (約 7.2 分)	4.0E+04
13	Y-91 (約 59 日)	3.0E+02	45	Pm-146 (約 5.5 年)	9.0E+02
14	Nb-95 (約 35 日)	1.0E+03	46	Pm-147 (約 2.6 年)	3.0E+03
15	Tc-99 (約 21 万年)	1.0E+03	47	Pm-148 (約 5.4 日)	3.0E+02
16	Ru-103 (約 39 日)	1.0E+03	48	Pm-148m (約 41 日)	5.0E+02
17	Ru-106 (約 370 日)	1.0E+02	49	Sm-151 (約 90 年)	8.0E+03
18	Rh-103m (約 56 分)	2.0E+05	50	Eu-152 (約 14 年)	6.0E+02
19	Rh-106 (約 30 秒)	3.0E+05	51	Eu-154 (約 8.6 年)	4.0E+02
20	Ag-110m (約 250 日)	3.0E+02	52	Eu-155 (約 4.8 年)	3.0E+03
21	Cd-113m (約 14 年)	4.0E+01	53	Gd-153 (約 240 日)	3.0E+03
22	Cd-115m (約 45 日)	3.0E+02	54	Tb-160 (約 72 日)	5.0E+02
23	Sn-119m (約 290 日)	2.0E+03	55	Pu-238 (約 88 年)	4.0E+00
24	Sn-123 (約 130 日)	4.0E+02	56	Pu-239 (約 24000 年)	4.0E+00
25	Sn-126 (約 23 万年)	2.0E+02	57	Pu-240 (約 6600 年)	4.0E+00
26	Sb-124 (約 60 日)	3.0E+02	58	Pu-241 (約 14 年)	2.0E+02
27	Sb-125 (約 2.8 年)	8.0E+02	59	Am-241 (約 430 年)	5.0E+00
28	Te-123m (約 120 日)	6.0E+02	60	Am-242m (約 140 年)	5.0E+00
29	Te-125m (約 57 日)	9.0E+02	61	Am-243 (約 7400 年)	5.0E+00
30	Te-127 (約 9.4 時間)	5.0E+03	62	Cm-242 (約 160 日)	6.0E+01
31	Te-127m (約 110 日)	3.0E+02	63	Cm-243 (約 29 年)	6.0E+00
32	Te-129 (約 70 分)	1.0E+04	64	Cm-244 (約 18 年)	7.0E+00

※半減期は、ICRP Publication 107 “Nuclear Decay Data for Dosimetric Calculations” [20]を参考に有効数字 2 桁で記載

表 5-1-2 ALPS 処理水海洋放出時の測定・評価対象核種およびトリチウム

	対象核種 (物理学的半減期)	告示濃度限度 (Bq/L)
1	H-3 (約 12 年)	6.0E+04
2	C-14 (約 5700 年)	2.0E+03
3	Mn-54 (約 310 日)	1.0E+03
4	Fe-55 (約 2.7 年)	2.0E+03
5	Co-60 (約 5.3 年)	2.0E+02
6	Ni-63 (約 100 年)	6.0E+03
7	Se-79 (約 30 万年)	2.0E+02
8	Sr-90 (約 29 年)	3.0E+01
9	Y-90 (約 64 時間)	3.0E+02
10	Tc-99 (約 21 万年)	1.0E+03
11	Ru-106 (約 370 日)	1.0E+02
12	Sb-125 (約 2.8 年)	8.0E+02
13	Te-125m (約 57 日)	9.0E+02
14	I-129 (約 1600 万年)	9.0E+00
15	Cs-134 (約 2.1 年)	6.0E+01
16	Cs-137 (約 30 年)	9.0E+01
17	Ce-144 (約 280 日)	2.0E+02
18	Pm-147 (約 2.6 年)	3.0E+03
19	Sm-151 (約 90 年)	8.0E+03
20	Eu-154 (約 8.6 年)	4.0E+02
21	Eu-155 (約 4.8)	3.0E+03
22	U-234 (約 25 万年)	2.0E+01
23	U-238 (約 45 億年)	2.0E+01
24	Np-237(約 210 万年)	9.0E+00
25	Pu-238 (約 88 年)	4.0E+00
26	Pu-239 (約 24000 年)	4.0E+00
27	Pu-240 (約 6600 年)	4.0E+00
28	Pu-241 (約 14 年)	2.0E+02
29	Am-241 (約 430 年)	5.0E+00
30	Cm-244 (約 18 年)	7.0E+00

※半減期は、ICRP Publication 107 “Nuclear Decay Data for Dosimetric Calculations” [20]を参考に有効数字 2 桁で記載

5-2. 放出方法

海洋への放出方法については、「基本方針を踏まえた当社の対応」以降、次のとおり方針を示した。

- 海洋放出に必要な設備の設計および運用については、法令を遵守し、原子力規制委員会による必要な認可を受ける。
- 処理途上水は、希釈前の濃度で安全に関する規制基準値を確実に下回る（トリチウム以外の核種の告示濃度比総和が1未満になる）まで何回でも二次処理を実施することにより、環境中に放出するトリチウムを除く放射性物質の量を可能な限り低減する。当社は、この希釈前の時点でトリチウムを除く放射性物質の告示濃度比総和が1未満でない処理途上水の放出は行わない。
- 希釈放出前に、ALPS 処理水中の放射性物質濃度（測定・評価対象核種 29 核種およびトリチウム）の濃度を測定・評価し、測定・評価した結果を毎回公開するとともに、第三者による測定・評価や公開等も実施、その結果も公開する。また、ALPS 除去対象核種（62 核種）のうち、測定・評価対象核種に含まれない核種についても同様に測定し、公開する。
- その後、放出直後（敷地境界）における環境への影響軽減のために設けられている国の安全規制の基準（告示濃度限度）を満足させるため、また、消費者等の懸念を少しでも払拭し、風評影響を最大限抑制するため、取り除くことの難しいトリチウムについては、大量の海水で（放出される処理水中のトリチウム濃度に応じて決定、概ね 100 倍～1,400 倍以上）希釈してから放出する。これによりトリチウム以外の放射性物質の告示濃度比総和は 0.01 未満となる。併せて、実際の運用については、放出する ALPS 処理水のトリチウム濃度を、最大 100 万 Bq/L に制限することにより、海水移送ポンプ 2 台運転でも 1,500Bq/L に希釈可能とする。
- 放出水のトリチウム濃度は、国の安全規制の基準（告示濃度限度）60,000Bq/L および世界保健機関（WHO）飲料水水質ガイドラインである 10,000Bq/L を十分下回るものとし、現在実施している地下水バイパスやサブドレン等の排水濃度の運用目標と同様に 1,500Bq/L 未満とする。
- 海洋放出にあたっては、少量から慎重に開始することとし、設備の健全性や ALPS 処理水の移送手順、放射性物質の濃度の測定プロセス、放出水のトリチウムの希釈評価および海洋への拡散状況等を検証する。
- 万一、故障や停電等により移送設備や希釈設備が計画している機能を発揮できない場合は、直ちに放出を停止する。また、海域モニタリングで異常値が検出された場合には、

いったん放出を停止するとともに、その状況を調査する。放出を再開する際には、安全に放出できることを確認した上で実施する。

- ALPS で除去できないトリチウムの年間放出量は、当面、事故前の福島第一原子力発電所の放出管理値である年間 22 兆 Bq (2.2E+13Bq) を上限とし、これを下回る水準とする。さらに、できるだけトリチウム濃度の低いものから優先して放出し、濃度の高いものは半減期にしたがって自然減衰するのを待つことで放出量を抑制するとともに、廃炉に必要な施設のための敷地確保の両立を図っていく。仮に 2023 年度から放出開始し 2051 年度に完了するとした場合の ALPS 処理水の放出に係るシミュレーション結果を、添付 IV 「ALPS 処理水の放出に係る期間に関する考察」に示した。

「基本方針を踏まえた当社の対応」等でこれまでに示した具体的な実施事項は表 5-2-1 のとおり。

表 5-2-1 具体的な実施事項

<p>処理途上水の二次処理</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・処理途上水については、ALPS 等により二次処理を実施し、放出されるトリチウム以外の放射性物質が安全に関する規制基準値を確実に下回る（トリチウム以外の告示濃度比総和が 1 未満になっている）ことを確認し、放出される放射性物質の量を可能な限り低減する。
<p>ALPS 処理水の分析</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・希釈前の ALPS 処理水中の測定・評価対象核種 29 核種およびトリチウム、それに含まれない ALPS 除去対象核種の濃度の測定・評価結果については、希釈放出前に毎回公開するとともに、第三者による測定・評価や公開等も実施する。
<p>希釈・放出 (緊急時の措置含む)</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・除去が困難なトリチウムは、濃度が告示濃度限度を十分下回るよう、十分な量の海水を用いて希釈（100 倍以上）して放出する。これに伴い、放出水のトリチウム以外の 29 核種による告示濃度比総和は、0.01 未満となる。 <ul style="list-style-type: none"> －トリチウム濃度は、地下水バイパスおよびサブドレン等の排水濃度の運用目標（1,500Bq/L 未満）と同じとする。 ・トリチウムの年間放出量は、当面、事故前の福島第一原子力発電所の放出管理値である年間 22 兆 Bq（$2.2E+13$Bq）を上限とし、これを下回る水準とする。 なお、トリチウムの年間放出量は、廃炉の進捗等に応じて適宜見直す。 ・故障や停電等により移送設備や希釈設備が計画する機能を発揮できない場合は、直ちに放出を停止する。 ・海域モニタリングで異常値が検出された場合には、いったん放出を停止するとともに、その状況を調査する。放出を再開する際には、安全に放出できることを確認したうえで実施する。
<p>海域モニタリング</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・放出開始予定の約 1 年前から強化した計画にしたがい海域モニタリングを開始する。 ・海水および魚類・海藻類のモニタリングを強化する。 <ul style="list-style-type: none"> －これまでの Cs-137 を中心としたものに加え、トリチウムも重点的に測定・評価する。 －測定試料は引き続き海水が中心であるが、加えて魚類、海藻類の採取数を増加させる。 ・放出時の放射能測定結果は随時公開する。 <ul style="list-style-type: none"> －第三者による分析や公開等について検討する。

5-3. 放出設備

「基本方針を踏まえた当社の対応」では、海洋放出設備の概念図（図 5-3-1）を示しているが、その後の設計詳細化以降、IAEA レビューおよび原子力規制委員会審査会合を通じて設計を確定したことにより、以下に示すその後の海洋放出設備の検討状況を反映し、評価を行った。なお、設備容量等の最適化については、参考 G「線量拘束値を踏まえた各核種の年間放出量上限および最適化評価結果」にまとめた。

放出設備の詳細については、「福島第一原子力発電所 特定原子力施設に係る実施計画変更認可申請書」 [21]を参照のこと。

5-3-1. 放出設備の概要

海洋放出設備は、主に、希釈前の ALPS 処理水の放射性物質濃度を確認する「測定・確認用設備」、希釈用の海水を汲み上げ放出する海水移送ポンプおよび海水配管ヘッダを含む海水移送配管、放水立坑（上流水槽）から構成される「希釈設備」、ALPS 処理水を測定・確認用設備から海水配管まで移送する処理水移送ポンプおよび処理水移送配管、弁類により構成される「移送設備」、ならびに放水立坑（下流水槽）、放水トンネルおよび放水口より構成される「放水設備（関連施設）」からなる。

ALPS で放射性物質を十分低い濃度になるまで除去した水が、いわゆる「ALPS 処理水」（トリチウム以外の核種の告示濃度比総和が 1 未満であることが確認された水）であることを確認し、100 倍以上の大量の海水で希釈した後、海洋に放出する。

放出しようとする水をいったん測定・確認用設備に受け入れ、循環・攪拌して放射性物質濃度を均質化した後、試料採取・分析を行い、ALPS 処理水であることを確認する。その確認ができたものは、移送設備で希釈設備に移送し、希釈設備により 5 号機取水路より海水移送ポンプで取水した大量の海水と混合し、トリチウム濃度を 1,500Bq/L 未満に希釈した上で、放水設備に排水する。

それぞれの設備についての詳細は、次項以降に示す。図 5-3-1 に海洋放出設備の概念図を、図 5-3-2 に海洋放出設備および関連設備の全体像を示す。

[海洋放出設備の概念図]

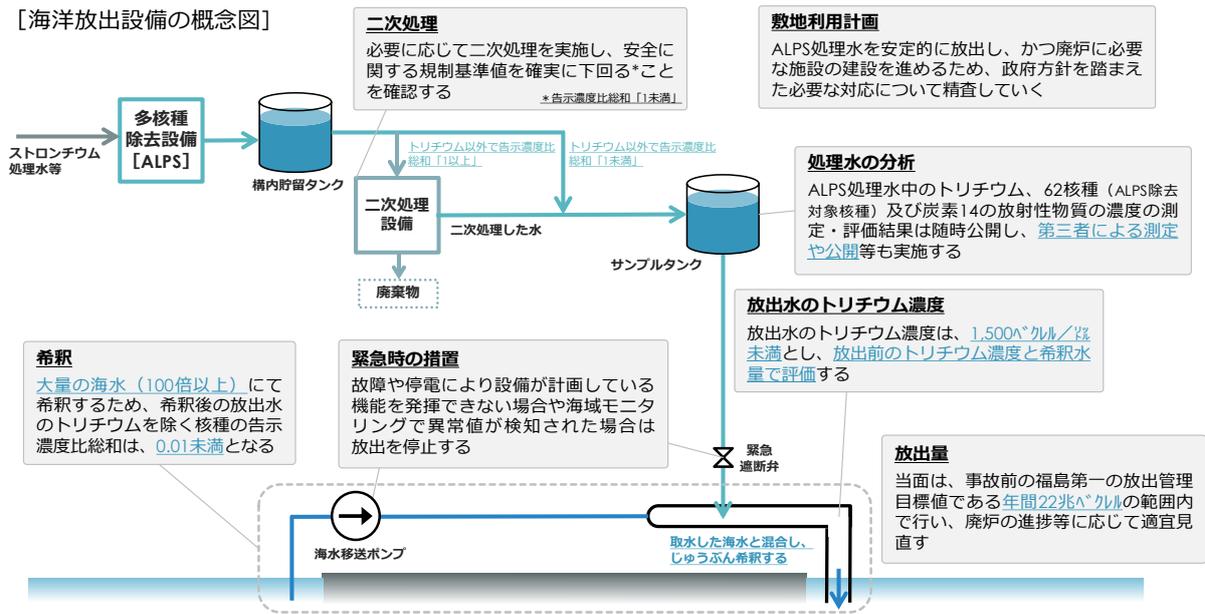


図 5-3-1 海洋放出設備の概念図

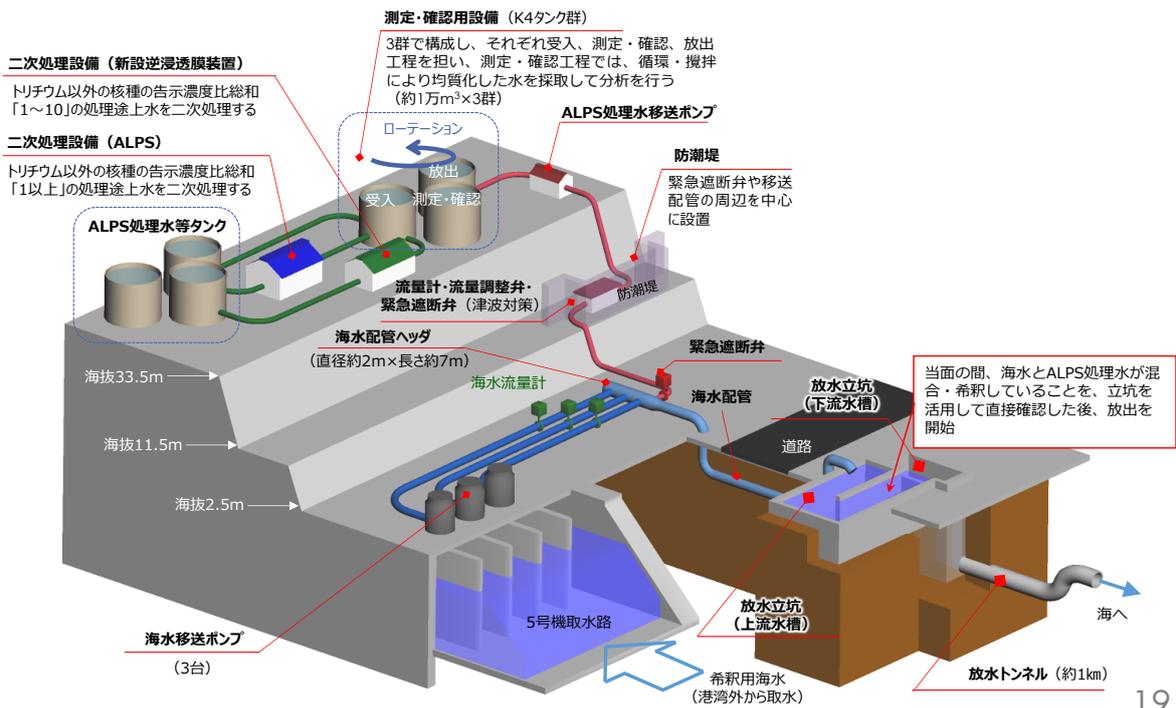


図 5-3-2 海洋放出設備および関連施設の全体像

5-3-2. 測定・確認用設備

測定・確認用設備は、ALPS 近傍の海拔 33.5m の敷地中央に設置された K4 タンクエリアに設置された 1 基あたり 1,000m³ の容量を持つ 35 基のタンクのうち、30 基を転用して使用する。タンク 10 基・公称容量約 1 万 m³ 分を 1 群として構成し、各タンク内に攪拌装置 1 台ずつで合計 30 台、ならびに 1 基あたり 160m³/h の容量を持つ循環ポンプ 2 台を含む循環装置を設け、原則、これらの運転時間を測定・確認用タンク水量が 2 巡するのに要する時間以上確保する（実運用開始後にも適宜検証を行い、十分に循環・攪拌したことが確認できる場合には、この限りではない）ことにより、均質化した水を採取して分析できるものとする。同時に受入、測定・確認、放出の 3 用途が必要なため、タンク群は 3 群設けローテーションしながら運用する。

図 5-3-3 に測定・確認用設備の概要図を示す。同図には、測定・確認用設備における大まかな運用も併せて示している。

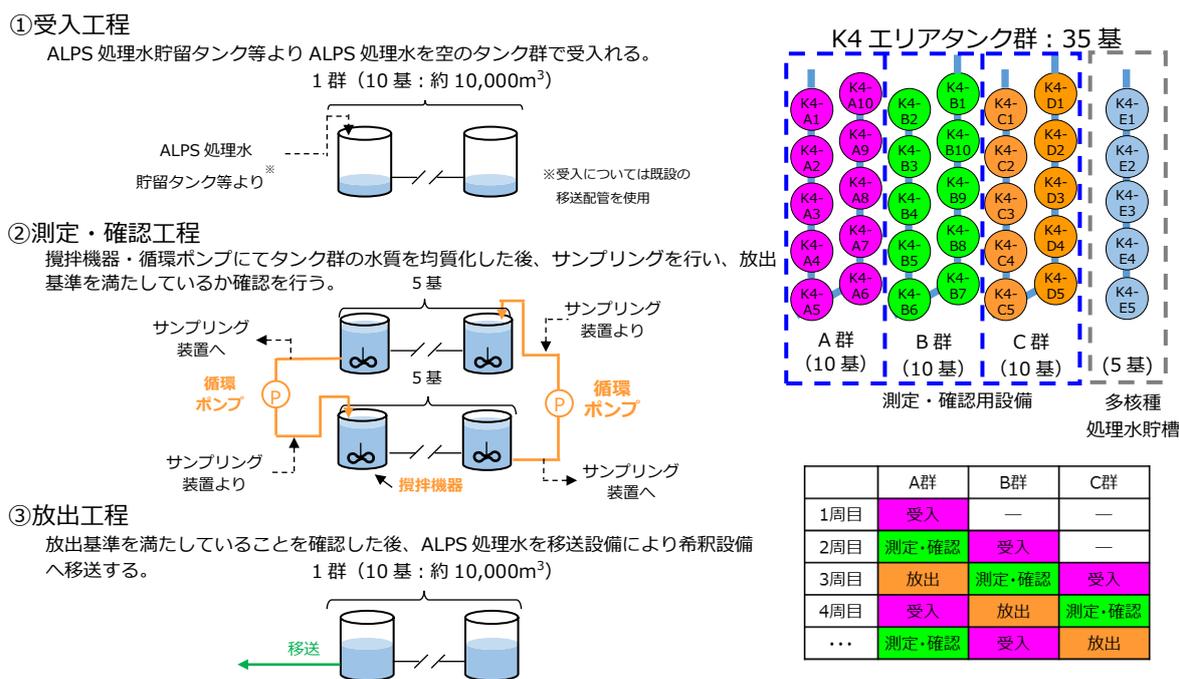


図 5-3-3 測定・確認用設備概要図

放出工程では、ALPS 処理水のトリチウム濃度を監視・制御装置に登録し、放出水に含まれるトリチウム濃度が運用の上限値である 1,500Bq/L 未満になるよう、ALPS 処理水移送流量を最大 500m³/日（最小流量（年平均）は汚染水発生量以上）の範囲で設定する。

測定・確認工程の分析において確認したトリチウム濃度は、ヒューマンエラー防止のためスキャナ等により機械的に読み取り、監視・制御装置へ登録する。監視・制御装置は、登録したトリチウム濃度と海水流量から、ALPS 処理水移送流量を自動計算する。

5-3-3. 移送設備

移送設備は、ALPS 処理水移送ポンプおよび移送配管等により構成される。

移送設備のうち、ALPS 処理水移送ポンプは、1 台あたり 30m³/h の移送能力を持ち、運転機と予備機の 2 台構成で、下流側に設置された ALPS 処理水流量調整弁および ALPS 処理水流量計等により流量を最大 500m³/日の範囲で運用を行う。このポンプは、海拔 33.5m の測定・確認用設備のタンクから希釈設備まで ALPS 処理水の移送を行うため、測定・確認用設備近傍の多核種移送設備建屋内に設置する。同建屋内には、浄化が不十分な水が放出されることがないように、ガンマ線を検出して緊急隔離を行う目的で、放射線検出器（シンチレーション検出器）を設ける。

移送設備のうち移送配管は、海拔 33.5m の測定・確認用設備から海拔 2.5m の海水配管までを繋ぐように設置する。異常発生時に ALPS 処理水の移送を速やかに停止できるよう、移送配管には緊急遮断弁を 2 箇所設ける。1 箇所は異常発生時の ALPS 処理水の放出量を最少化するよう海水配管注入部手前に、もう 1 箇所は想定される日本海溝津波などによる水没等により前者の緊急遮断弁が機能しない場合に備え、海拔 11.5m に新設予定の防潮堤内側に設置する ALPS 電気品室内に設ける。同室内には、海水配管ヘッドに移送される ALPS 処理水の流量を計測するための流量計、ならびに最大 500m³/日の範囲および規定された流量に調整するための流量調整弁が併設される。

移送設備の概要図を図 5-3-4 に示す。

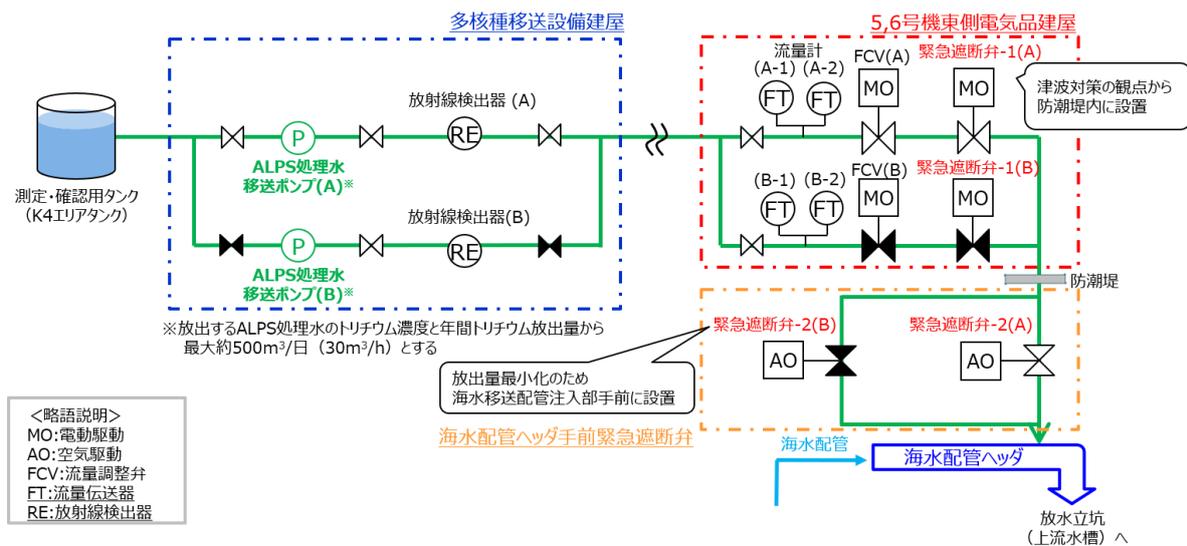


図 5-3-4 移送設備概要図

5-3-4. 希釈設備

希釈設備は、ALPS 処理水を海水で希釈し、放水立坑（上流水槽）まで移送し、放水設備（関連施設）へ排水することを目的に、海水移送ポンプ、海水配管（ヘッド含む）、放水立坑（上流水槽）により構成される。希釈は、ALPS 処理水を海水配管ヘッド内に注入し混合することで行う。

希釈設備は、5, 6 号機海側の海拔 2.5m の地点に設置する。大量の海水による希釈（100 倍以上）により、トリチウム濃度を 1,500Bq/L 未満とすることを確実にするため、海水移送配管には流量計を設ける。海水移送ポンプは、既存の 5 号機循環水ポンプ用の取水路を転用して設置するとともに、保守性を考慮し、3 台設置（うち 1 台予備）とする。海水による十分な希釈が出来るよう、海水移送ポンプの能力は流量測定可能な最大流量のポンプ（1 台あたり 7,086m³/h）とし、流量調整は行わない。図 5-3-5 に希釈設備の概要図を示す。

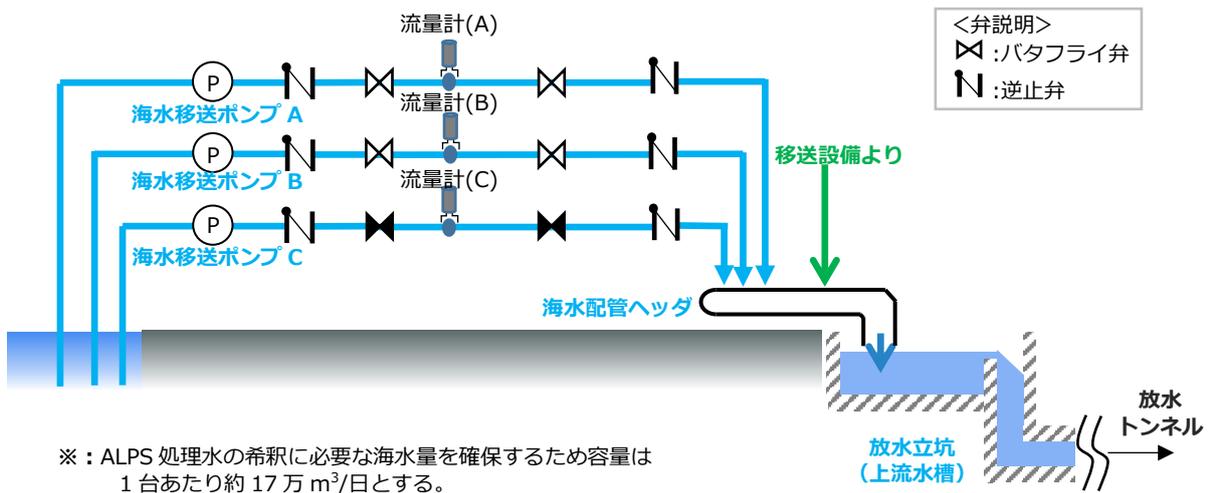


図 5-3-5 希釈設備概要図

上述のとおり、希釈は、ALPS 処理水を海水配管ヘッド内に注入し混合することで行うため、ALPS 処理水の海水配管内における混合挙動を解析により求め、想定される希釈効果についても評価を行い、注入水の海水配管出口濃度評価断面における最大質量濃度は 0.28% と評価され、約 357 倍希釈されるという結論を得ている。

5-3-5. 放水設備（関連施設）

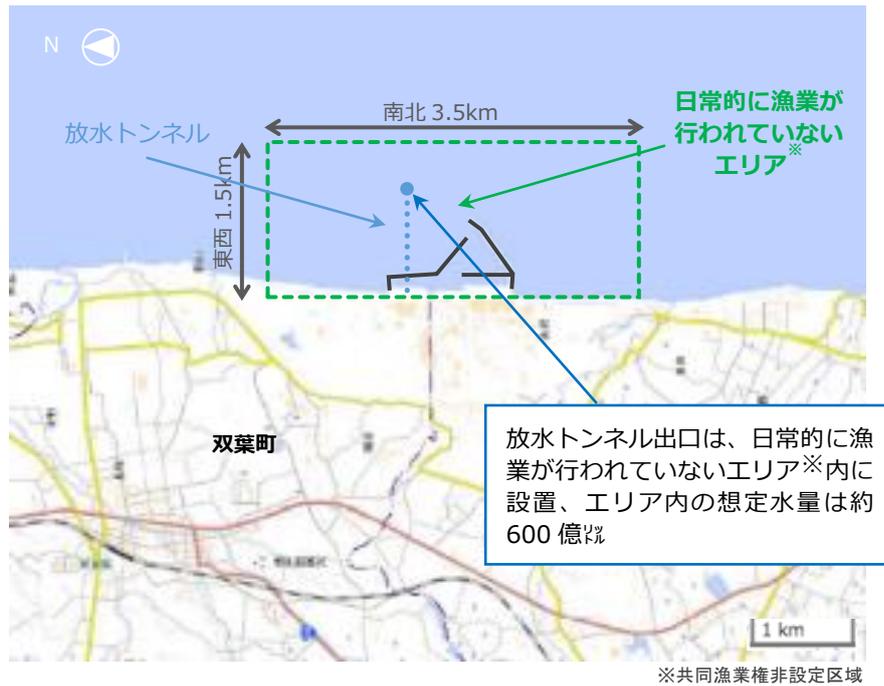
今回の ALPS 処理水の海洋放出では、設計過程の最適化の結果として、大量の海水と希釈・混合した水の排出は、北防波堤北側の沿岸に設置されている既存の放水口からではなく、発電所の沖合約 1km の海底に設置した放水口から行う（図 5-3-6～5-3-7 参照）。

放水設備は、放水立坑（下流水槽）、放水トンネルおよび放水口より構成され、放水立坑内の隔壁（上流水槽と下流水槽を分け隔てる堰）を越流した水を、放水立坑（下流水槽）と海面との水頭差により、約 1km 離れた放水口まで放水トンネル内を移送する設計とする。放水トンネルは、岩盤内を通過させることで、漏えいリスクが小さく、かつ耐震性に優れたものとする。

この案は、既存の放水口を使う案と比較し、以下のようなメリットがある。

- 既存の取放水設備をそのまま利用する港湾内取水・港湾外放水と比較すると、湾外と比較しやや放射性物質濃度が高い湾内の水が湾外に放出されることがない。港湾外から取水するため、5号機取水口南側で港湾内と仕切堤により隔離し、港湾北防波堤の透過防止工を一部撤去する。港湾内の放射性物質濃度の影響に関する考察を、添付 V「希釈水の取放水による外部影響について」にまとめた。被ばく評価の結果、港湾内取水・港湾外取水いずれの評価結果も、線量限度や線量目標値と比べてわずかであったが、港湾外から取水する方が外部への影響が小さくなることがわかっている。
- 放出水が沖合にて拡散するため、海水が再循環しにくい（希釈用海水として再取水されにくい）。
- 放水口の位置を、日常的に漁業が行われていない「共同漁業権非設定区域」内にすることにより、漁業への影響の低減に配慮している。
- 地質調査の結果、安定した岩盤が海底に露出しており、工事を安全かつ着実に行うことが可能である（図 5-3-8 参照）。

放水トンネル上流側の放水立坑（上流水槽・下流水槽）の構造概要を図 5-3-9 に、放水トンネル出口にあたる放水口のイメージ図を図 5-3-10 に、放水口の断面図を図 5-3-11 に示す。



出典：地理院地図（電子国土 Web）をもとに東京電力ホールディングス株式会社にて作成

<https://maps.gsi.go.jp/#13/37.422730/141.044970/&base=std&ls=std&disp=1&vs=c1j0h0k0l0u0t0z0r0s0m0f1>

図 5-3-6 放水位置図

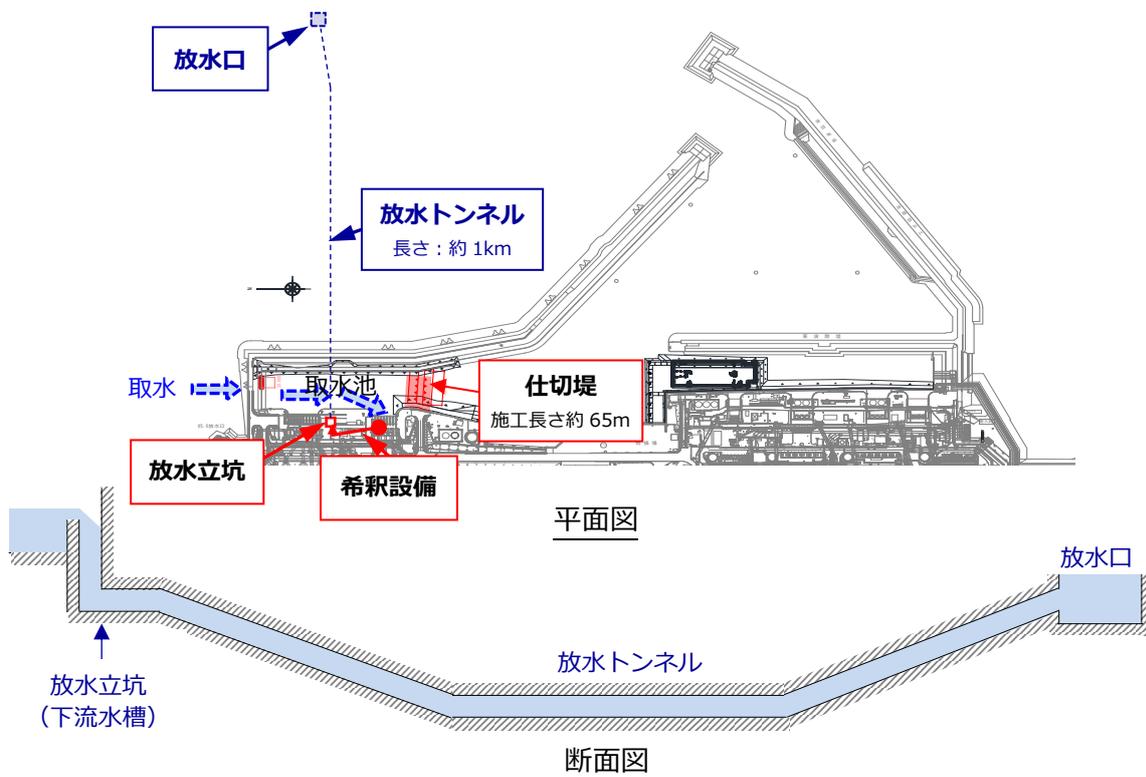


図 5-3-7 取放水設備の全体図

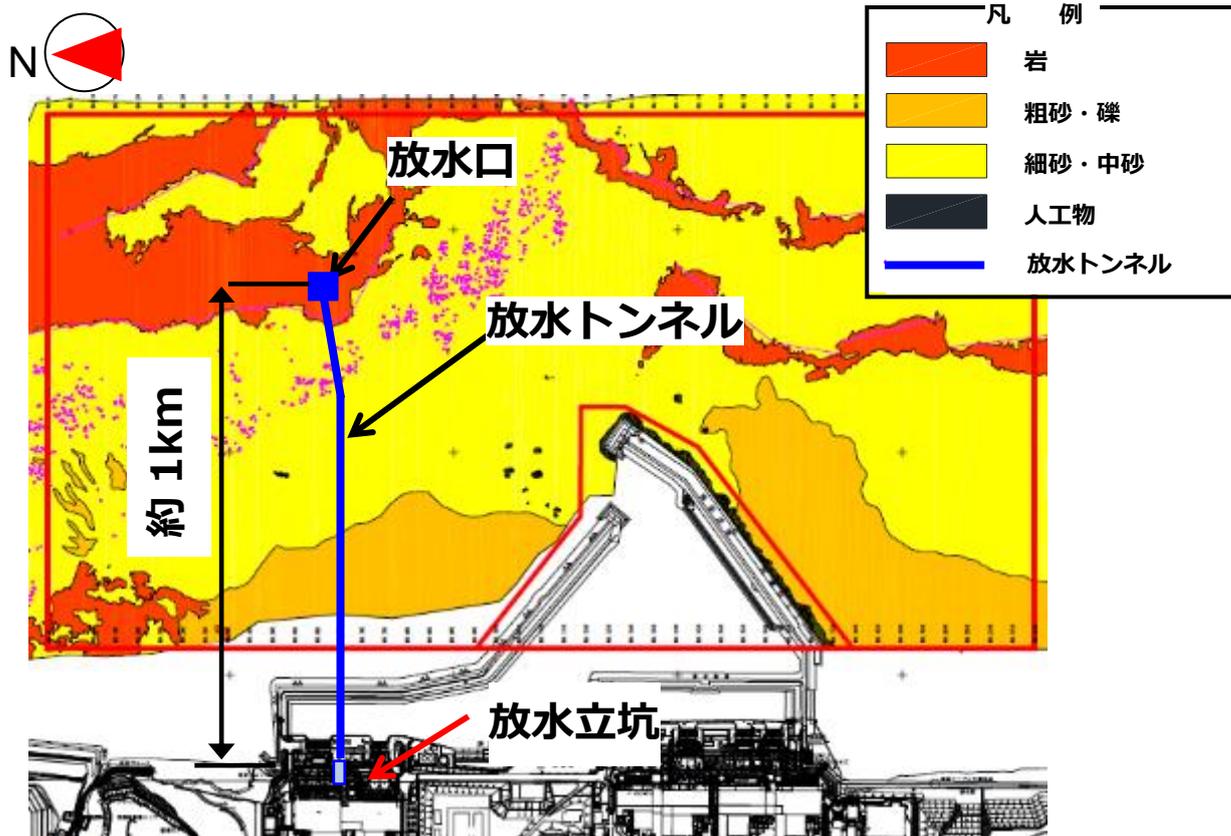


図 5-3-8 想定地質平面図

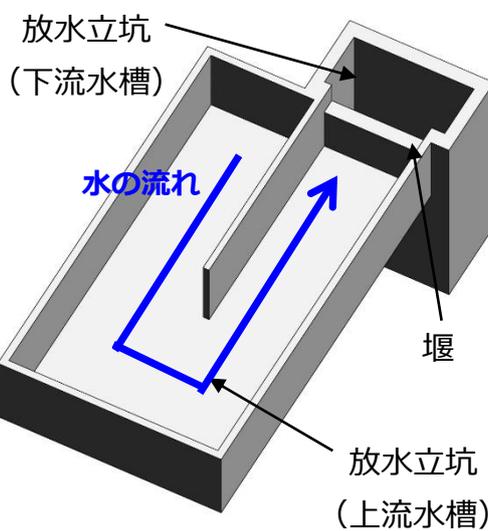


図 5-3-9 放水立坑（上流水槽・下流水槽）構造概要図

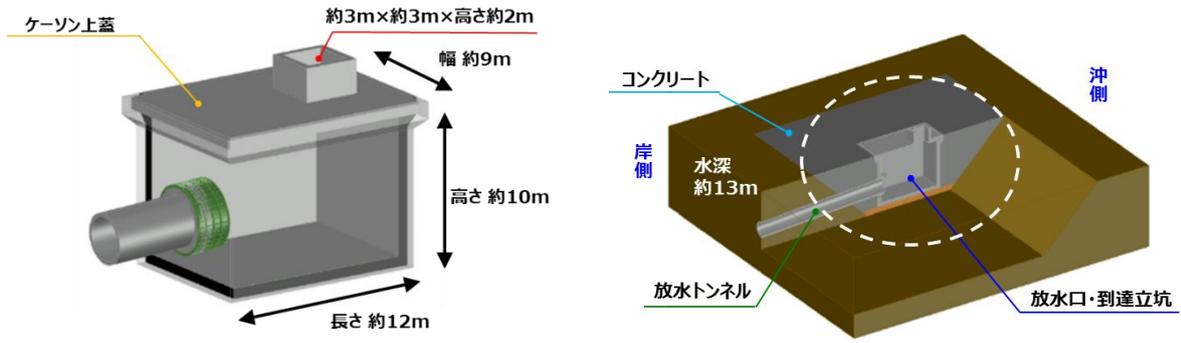


図 5-3-10 放水口イメージ図

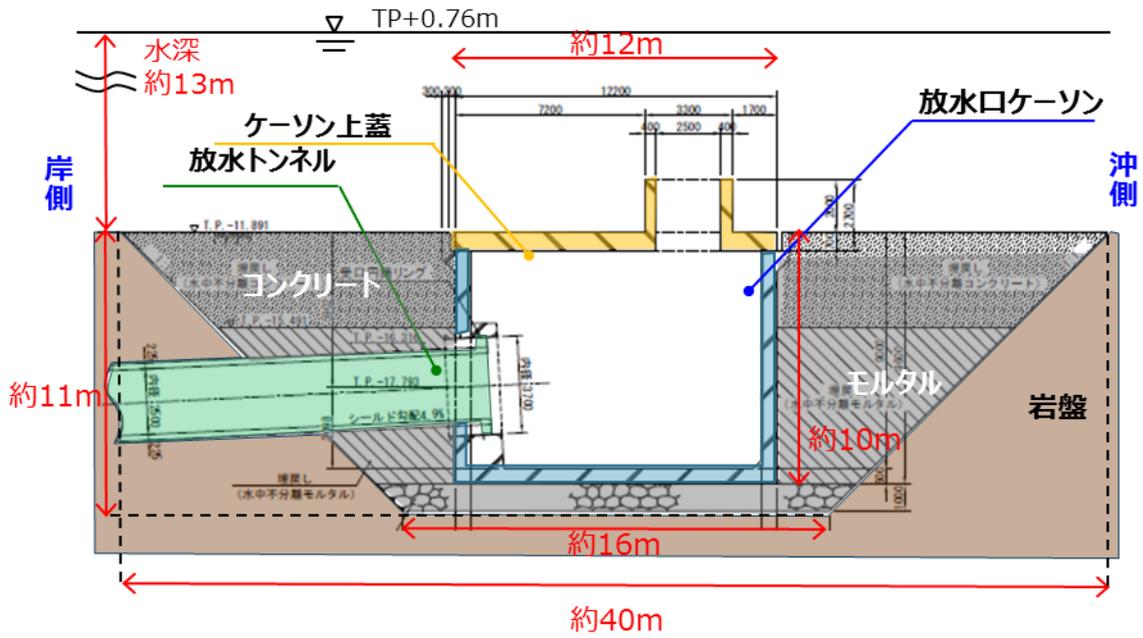


図 5-3-11 放水口断面図

6. 人（公衆）の防護に関する評価

6-1. 通常時の被ばく評価

6-1-1. 評価手順

現時点の検討状況に基づき、人の放射線防護の観点からリスクを確認するため、代表的個人への線量評価を行う。評価の具体的な手順は、GSG-10 に示されている、図 6-1-1 の手順にしたがって行う。

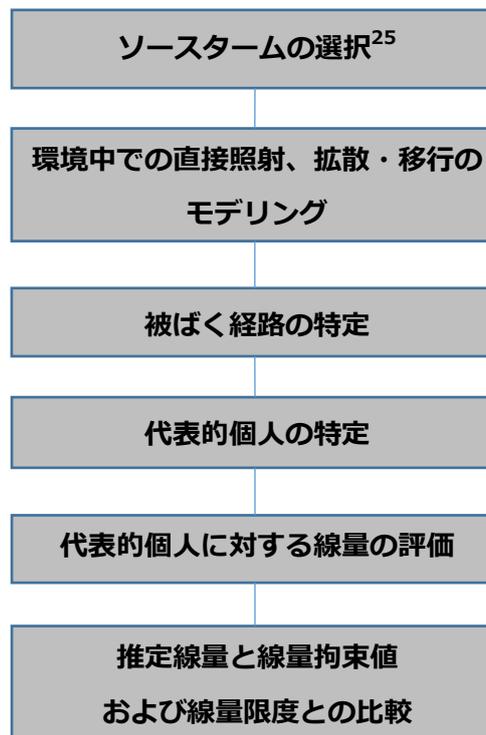


図 6-1-1 被ばく評価の手順（GSG-10 より作成）

²⁵ 本評価において、ソースタームとは、ある期間（例えば 1 年間）に海洋に放出される ALPS 処理水に含まれる核種ごとの放出量（総量）を意味する。

6-1-2. 評価方法

(1) ソースターム（核種ごとの年間放出量）

5-1 で示したとおり、ALPS 処理水の海洋放出に係る放射線環境影響評価の対象核種は、これまで ALPS の除去対象核種である 62 核種に、トリチウム、C-14 を加えた 64 核種としてきたが、原子力規制委員会および IAEA の指摘を受けて、今般、あらためて測定・評価対象核種の選定を行い、29 核種を選定した（表 5-1-2）ことから、これにトリチウムを加えた 30 核種を線量評価対象核種として本放射線環境影響評価を行う。

このうち、トリチウムについては「基本方針を踏まえた当社の対応」において、年間放出量の上限を当面事故前の福島第一原子力発電所の放出管理値である 22 兆 Bq ($2.2E+13Bq$) としている。

トリチウム以外の 29 核種の放出量は、ALPS 処理水の核種組成（核種ごとの濃度）と年間排水量の積によって算出する。ALPS 処理水の核種組成はタンク群ごとに異なるが、これまで線量評価対象核種としてきた 64 核種すべての分析結果がそろっている K4、J1-C、J1-G の 3 つのタンク群の核種組成を、引き続き使って設定することとした。なお、新たに測定・評価対象核種として選定した Se-79 および Fe-55 については、今回核種選定にあたり追加で実施した測定では不検出であったが、現時点で 3 つのタンク群ごとの 64 核種の分析対象としていなかったため、Se-79 については ALPS 出口の濃度（検出下限値）を 3 つのタンク群全てに共通で用いて、Fe-55 については K4 タンク群では当該タンク群での濃度（検出下限値）、J1-C、J1-G タンク群では ALPS 出口の濃度（検出下限値）を共通で用いるとともに、 α 核種である U-234、U-238、Np-237 については、これまで同様全 α の分析結果から設定した。

さらに、測定・評価対象核種の選定に事故後 12 年となる 2023 年 3 月時点のインベントリを用いていることを踏まえ、2023 年 3 月時点の濃度となるよう半減期補正を行った。

- i. K4 タンク群（トリチウム以外の 29 核種の告示濃度比総和 0.26）
- ii. J1-C タンク群（トリチウム以外の 29 核種の告示濃度比総和 0.21）
- iii. J1-G タンク群（トリチウム以外の 29 核種の告示濃度比総和 0.10）

K4 タンク群は、添付 II「ALPS 処理水等の水質について」II-7.「処理途上水の発生理由」の b.2016 年度に記載のとおり、ALPS の性能を活かして一回の処理で告示濃度比総和を 1 未満とするように処理した水である。

一方、J1-C タンク群および J1-G タンク群は、ALPS の稼働率を上げて運転していた時期に処理された水であり、最初の ALPS による処理では告示濃度比総和が 1 を下回らなかった処理途上水として貯留されていた水であったが、ALPS の二次処理性能を確認するために比較的濃度の高い群（J1-C タンク群、二次処理前告示濃度比総和約 2,400）と低い群（J1-G タンク群、二次処理前告示濃度比総和約 390）として選択され、それぞれ二次処理が行われ、いずれも二次処理後には告示濃度比総和が 1 を大きく下回った。

これら 3 つのタンク群の主要 7 核種²⁶および Tc-99 の濃度について、現在貯留しているタンク群の分析結果からトリチウム以外の告示濃度比総和が 1 未満と推定できるタンク群の測定結果と比較を行い、図 6-1-2 にまとめた。I-129 は、3 つのタンク群、その他のタンク群ともばらつきがあるものの、その他の核種については概ね他のタンク群の分析結果の中でも中心的な濃度であった。なお、3 つのタンク群で Cs-134 の結果が低いのは、3 つのタンク群の分析の検出下限値が 0.1Bq/L を下回るのに対し、他のタンク群の多くは検出下限値が 0.1～0.2Bq/L であったためであり、短半減期の Cs-134 では大部分が不検出であることに変わりはない。

また、ALPS の除去対象ではないトリチウム、C-14 については、すべてのタンク群の測定結果との比較を行い、図 6-1-3 にまとめた。C-14 も、他のタンク群の分析結果の中で中心的な濃度であった。

以上の比較から、3 つのタンク群の核種組成は、ALPS 処理水の濃度組成としては代表的なものと考えられる。これらのソースタームは不確かさを含んでいるが、その不確かさについては 8 章にて記述する。

なお、ALPS の除去対象 62 核種については、1～3 号機の原子炉内に保有していた燃料由来の核分裂生成物と運転時の原子炉保有水等に含まれていた腐食生成物から 62 核種を選定していたが、その後 ALPS 処理水における主要 7 核種の放射能濃度分析値の和と全ベータ測定値にかい離が確認され、調査の結果、かい離の原因を Tc-99 と C-14 と特定し、C-14 を ALPS 処理水の測定対象に追加した経緯がある。

²⁶ 設備入口・出口にて ALPS 除去対象のうち処理の過程で有意に検出される 7 核種（Cs-134、Cs-137、Co-60、Sb-125、Ru-106、Sr-90、I-129）。

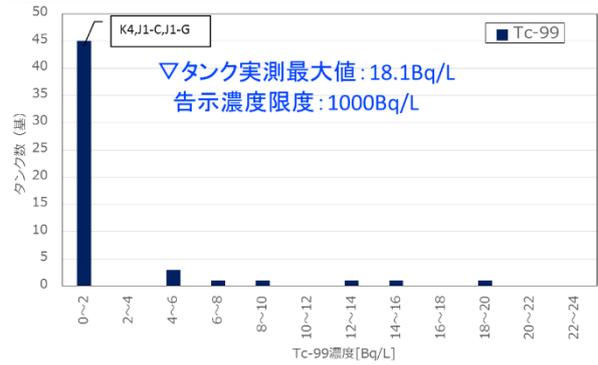
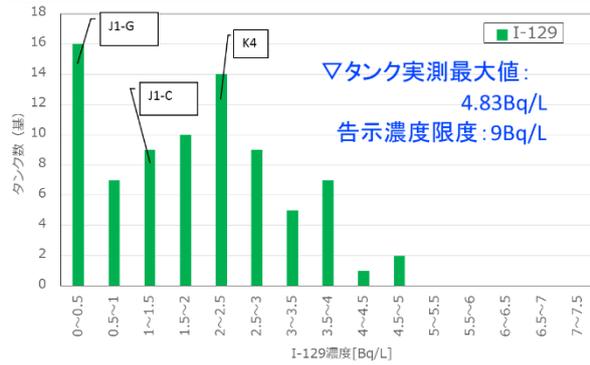
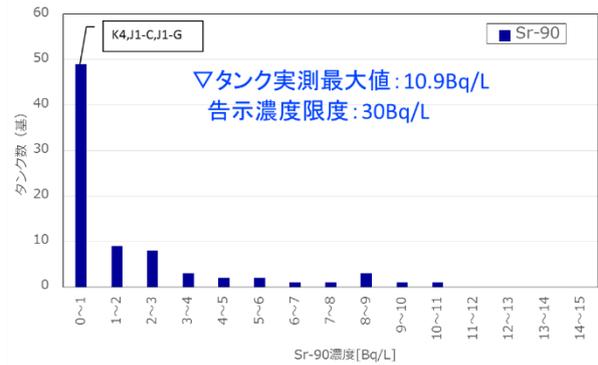
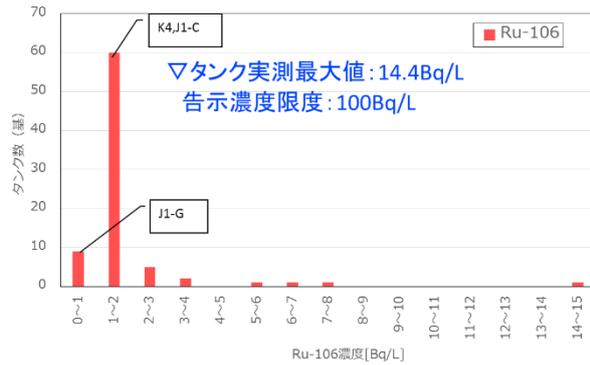
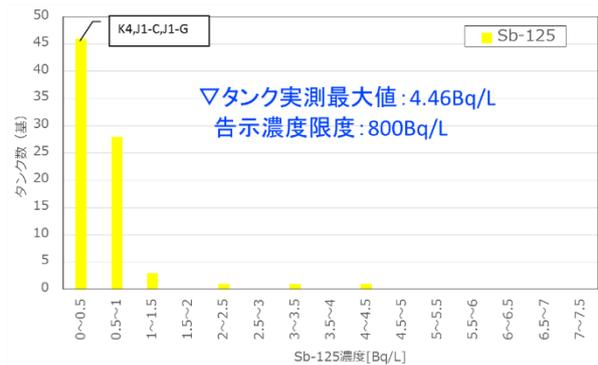
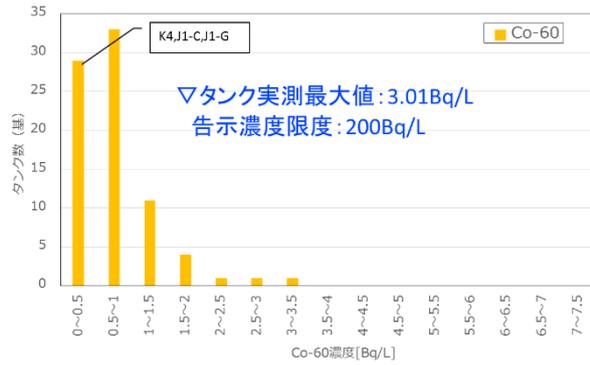
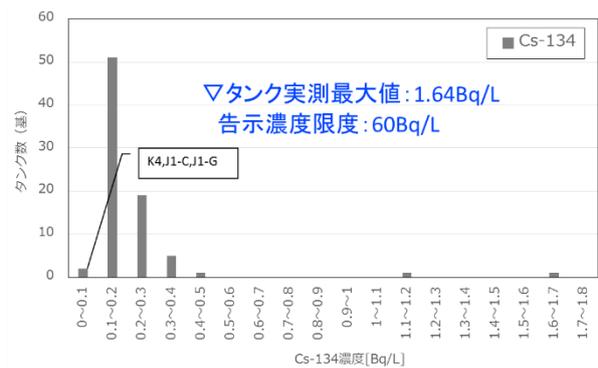
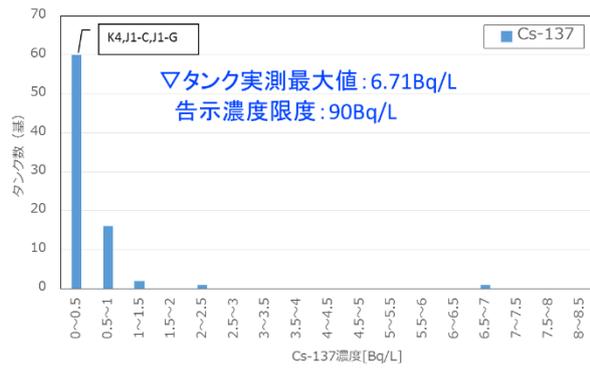


図 6-1-2 ALPS 処理水の分析結果における主要 7 核種および Tc-99 の濃度分布 (2021 年 3 月末現在) と 3 タンク群の比較

※主要 7 核種告示濃度比総和 0.59 未満 (添付 II 参照) の分析結果(80 基分)をプロット (二次処理試験水は除く)

※縦軸はタンクの数を示す

※不検出の場合には検出下限値を使用して作成したため、一部の実測最大値は検出下限値である

※本図は測定時点の濃度でとりまとめたものであり、半減期補正はしていない

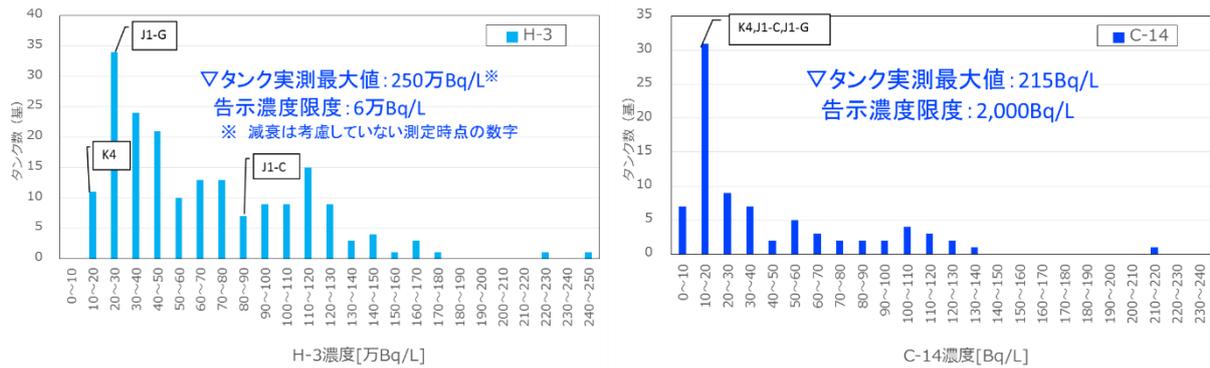


図 6-1-3 ALPS 処理水等の分析結果におけるトリチウム、C-14 の濃度分布（2021 年 3 月末現在）と 3 タンク群の比較

※タンク群の分析結果(トリチウムは 189 基分、C-14 は 81 基分)をプロット（二次処理試験水は除く）
 ※縦軸はタンクの数を示す（不検出の場合には検出下限値で計数）
 ※本図は測定時点の濃度でとりまとめたものであり、半減期補正はしていない

一方、保管されている ALPS 処理水等のトリチウム濃度には、図 6-1-3 のとおり幅があるため、想定される処理水の年間排水量は、放出する ALPS 処理水中に含まれるトリチウムの濃度によって変化する。年間排水量は、トリチウム濃度と逆比例の関係であり、トリチウム以外の 29 核種の年間放出量は、トリチウム濃度が低い方が増加する。すなわち、下式に示す関係がある。

$$S_i = V \times C_i = \frac{S_{H-3}}{C_{H-3}} \times C_i$$

ここで、

- S_i : 1 年間に放出される核種 i の放射エネルギー (Bq)
- V : 1 年間に放出される ALPS 処理水の排水量 (L)
- C_i : 放出される ALPS 処理水中に含まれる核種 i の濃度 (Bq/L)
- S_{H-3} : 1 年間に放出されるトリチウムの放射エネルギー (=22 兆 Bq (2.2E+13Bq))
- C_{H-3} : 放出される ALPS 処理水中に含まれるトリチウム濃度 (Bq/L)

このうち C_i および C_{H-3} の数値は、本評価においては各タンク群の核種組成の定義によって与えられていることから、各核種の年間放出量は、それぞれの核種組成のトリチウム濃度により一意に決まることがわかる。

各タンク群の分析結果を用いたソースタームを、以下の手順で設定する。実際の放出では、タンク群ごとにソースタームが変化するが、本評価ではモデルの単純化のため、年間を通じて一定で変化しないと仮定した。

なお、これらの設定による核種ごと濃度、年間排水量、年間放出量を表 6-1-1～6-1-3 に示す。

- ① トリチウムの年間放出量は、上限である 22 兆 Bq ($2.2E+13$ Bq) とする。
- ② ①とトリチウム濃度から、年間排水量を求める。
- ③ 29 核種の濃度と②で求めた年間排水量の積により、核種ごとの年間放出量を求める。検出下限値未満の核種の中には、実際には存在していないものもあると考えられるが、保守的に検出下限値で存在するものとして評価する。

実際に ALPS 処理水を放出する際には、5-2.で示したとおり、トリチウム濃度が地下水バイパスおよびサブドレンの運用目標値である 1,500Bq/L を下回るよう、海水により 100 倍以上希釈してから海洋に放出することから、放出水のトリチウム以外の核種による告示濃度比総和は、0.01 未満になる。

表 6-1-1 実測値 (K4 タンク群) の核種組成によるソースターム (年間放出量)

対象核種	核種濃度 (Bq/L)	年間排水量 (L)	年間放出量 (Bq)	備考
H-3	1.4E+05	1.6E+08	2.2E+13	・トリチウムの年間放出量は、年間放出量の上限値とした ・放出する際には、トリチウム濃度が 1,500Bq/L 未満となるよう、海水により 100 倍以上に希釈してから放出する
C-14	1.5E+01		2.4E+09	
Mn-54	8.5E-05		1.3E+04	
Fe-55	2.1E+00		3.3E+08	
Co-60	2.2E-01		3.5E+07	
Ni-63	2.1E+00		3.3E+08	
Se-79	1.5E+00		2.4E+08	
Sr-90	1.9E-01		3.0E+07	
Y-90	1.9E-01		3.0E+07	
Tc-99	7.0E-01		1.1E+08	
Ru-106	4.2E-02		6.6E+06	
Sb-125	8.6E-02		1.4E+07	
Te-125m	8.6E-02		1.4E+07	
I-129	2.1E+00		3.3E+08	
Cs-134	7.4E-03		1.2E+06	

対象核種	核種濃度 (Bq/L)	年間排水量 (L)	年間放出量 (Bq)	備考
Cs-137	3.7E-01		5.8E+07	
Ce-144	5.3E-04		8.3E+04	
Pm-147	4.5E-02		7.1E+06	
Sm-151	8.6E-04		1.4E+05	
Eu-154	7.8E-03		1.2E+06	
Eu-155	1.5E-02		2.4E+06	
U-234	6.3E-04		9.9E+04	
U-238	6.3E-04		9.9E+04	
Np-237	6.3E-04		9.9E+04	
Pu-238	6.0E-04		9.4E+04	
Pu-239	6.3E-04		9.9E+04	
Pu-240	6.3E-04		9.9E+04	
Pu-241	2.2E-02		3.5E+06	
Am-241	6.2E-04		9.7E+04	
Cm-244	5.1E-04		8.0E+04	

表 6-1-2 実測値 (J1-C タンク群) の核種組成によるソースターム (年間放出量)

対象核種	核種濃度 (Bq/L)	年間排水量 (L)	年間放出量 (Bq)	備考
H-3	7.2E+05	3.1E+07	2.2E+13	<ul style="list-style-type: none"> ・トリチウムの年間放出量は、年間放出量の上限值とした ・放出する際には、トリチウム濃度が 1,500Bq/L 未満となるよう、海水により 100 倍以上に希釈してから放出する
C-14	1.8E+01		5.5E+08	
Mn-54	5.3E-03		1.6E+05	
Fe-55	2.4E+00		7.3E+07	
Co-60	2.4E-01		7.3E+06	
Ni-63	8.3E+00		2.5E+08	
Se-79	1.5E+00		4.6E+07	
Sr-90	3.4E-02		1.0E+06	
Y-90	3.4E-02		1.0E+06	
Tc-99	1.2E+00		3.7E+07	
Ru-106	2.7E-01		8.3E+06	
Sb-125	1.2E-01		3.7E+06	
Te-125m	1.2E-01		3.7E+06	
I-129	1.2E+00		3.7E+07	
Cs-134	3.3E-02		1.0E+06	
Cs-137	1.7E-01		5.2E+06	
Ce-144	6.4E-02		2.0E+06	

対象核種	核種濃度 (Bq/L)	年間排水量 (L)	年間放出量 (Bq)	備考
Pm-147	4.2E-01		1.3E+07	
Sm-151	1.1E-02		3.4E+05	
Eu-154	9.4E-02		2.9E+06	
Eu-155	2.4E-01		7.3E+06	
U-234	3.2E-02		9.8E+05	
U-238	3.2E-02		9.8E+05	
Np-237	3.2E-02		9.8E+05	
Pu-238	3.2E-02		9.8E+05	
Pu-239	3.2E-02		9.8E+05	
Pu-240	3.2E-02		9.8E+05	
Pu-241	1.1E+00		3.4E+07	
Am-241	3.2E-02		9.8E+05	
Cm-244	3.0E-02		9.2E+05	

表 6-1-3 実測値 (J1-G タンク群) の核種組成によるソースターム (年間放出量)

対象核種	核種濃度 (Bq/L)	年間排水量 (L)	年間放出量 (Bq)	備考
H-3	2.4E+05	9.2E+07	2.2E+13	<ul style="list-style-type: none"> ・トリチウムの年間放出量は、年間放出量の上限值とした ・放出する際には、トリチウム濃度が 1,500Bq/L 未満となるよう、海水により 100 倍以上に希釈してから放出する
C-14	1.6E+01		1.5E+09	
Mn-54	5.4E-03		5.0E+05	
Fe-55	2.4E+00		2.2E+08	
Co-60	1.7E-01		1.6E+07	
Ni-63	8.7E+00		8.0E+08	
Se-79	1.5E+00		1.4E+08	
Sr-90	3.0E-02		2.8E+06	
Y-90	3.0E-02		2.8E+06	
Tc-99	1.3E+00		1.2E+08	
Ru-106	9.4E-02		8.6E+06	
Sb-125	7.5E-02		6.9E+06	
Te-125m	7.5E-02		6.9E+06	
I-129	3.3E-01		3.0E+07	
Cs-134	3.0E-02		2.8E+06	
Cs-137	3.1E-01		2.8E+07	
Ce-144	6.5E-02		6.0E+06	
Pm-147	3.8E-01		3.5E+07	
Sm-151	9.8E-03		9.0E+05	
Eu-154	8.4E-02	7.7E+06		

対象核種	核種濃度 (Bq/L)	年間排水量 (L)	年間放出量 (Bq)	備考
Eu-155	1.2E-01		1.1E+07	
U-234	2.8E-02		2.6E+06	
U-238	2.8E-02		2.6E+06	
Np-237	2.8E-02		2.6E+06	
Pu-238	2.7E-02		2.5E+06	
Pu-239	2.8E-02		2.6E+06	
Pu-240	2.8E-02		2.6E+06	
Pu-241	8.9E-01		8.2E+07	
Am-241	2.8E-02		2.6E+06	
Cm-244	2.6E-02		2.4E+06	

(2) 放出後の拡散、移行のモデリング

①移行モデルの選定

海洋に放出された放射性物質の移行モデルとしては、GSG-10 や国内の事例等を参考に以下を選定した。選定の経緯等は、添付 VI「評価対象以外の移行経路、被ばく経路について」に記述した。

i. 海流等による移流、拡散

海洋放出することから、海洋での移流、拡散を選定した。

ii. 海流等による移流、拡散→船体への付着

海洋において、漁業等で船舶が航行することから、船体への付着を選定した。

iii. 海流等による移流、拡散→海底堆積物、海浜の砂への付着

海洋に放出後、海流等により放射性物質が移流、拡散し、海底堆積物や海浜の砂等へ移行すると考えられることから選定した。

iv. 海流等による移流、拡散→漁網への付着

海洋に放出後、海流等により放射性物質が移流、拡散し、周辺で使用される漁網への付着が考えられることから、漁網への移行を選定した。

v. 海流等による移流、拡散→水しぶきによる大気への再浮遊

海洋に放出後、海流等により放射性物質が移流、拡散し、海浜では波等による水しぶきが上がることから選定した。

vi. 海流等による移流、拡散→魚介類等海洋生物による取り込み、濃縮

海洋に放出後、海流等により放射性物質が移流、拡散し、魚介類に移行、濃縮されることから選定した。

②海域における移流、拡散の評価

海域における放射性物質の拡散計算には、領域海洋モデル「ROMS:Regional Ocean Modeling System」を一般財団法人電力中央研究所にて福島沖に適用したモデルを使用する。本モデルは、福島第一原子力発電所事故によって海洋に漏えいしたセシウムの拡散について、過去の実気象、海象のデータにより海水中セシウム濃度の再現計算を実施し、実測データとの比較によって再現性が高いことを確認した(Tsumune et al., 2020) [4]モデルであり、2020年3月24日公表の「多核種除去設備等処理水の取扱いに関する小委員会報告書を受けた当社の検討素案について」[22]でも使用している。このモデルを元に、放出地点および発電所港湾設備をより正確に設定するために、発電所近傍海域を高解像度化したモデルにより濃度を計算した。高解像度化によって、福島第一原子力発電所事故によって漏えいした海水中セシウム濃度の再現性が向上することを確認している。拡散シミュレーションの妥当性については、添付VII「拡散シミュレーションの妥当性について」にて考察を行った。

本報告書では、トリチウムを年間を通じて均等に22兆Bq ($2.2E+13Bq$) 放出した場合の海水中濃度を本モデルにより計算し、その他の核種はトリチウムとの年間放出量の比例計算で海水中濃度を求めた。

なお、本モデルでは、放出点を含むメッシュに放出率に相当するトリチウムを付加し、それがメッシュ内に瞬時に一様に広がることとなる。また、モデルの特性上、ALPS処理水の海水希釈や、放水流速による混合希釈の促進効果も考慮していないことから、放水口付近では実際の放出における濃度分布と異なる可能性もあるが、放水口から離れた場所での拡散は、大きな違いは生じないものと考えられる。

この点は、添付VIII「放水位置による拡散範囲の違いについて」に示した放水位置の違いによる拡散シミュレーション結果の比較からも確認できる。5, 6号機放水口から表層放水した場合の10km×10kmの年間平均濃度は、沖合1km海底から放水した場合と2割程度の違いに過ぎない。

主な計算条件は次のとおり。

海域の流動データ

- ROMS の設定として流動・トレーサの移流項（流速によって移動を表す項）にはそれぞれ 3 次の風上差分、MPDATA を、調和型の粘性・拡散項には 4 次の中央差分を用いた。また水平粘性・拡散係数は $5.0 \text{ m}^2/\text{s}$ とした。鉛直粘性・拡散は、K-profile parameterization mixing (KPP) モデル (Large et al., 1994) を用い、鉛直粘性・拡散係数の下限値はそれぞれ $10^{-5} \text{ m}^2/\text{s}$ 、 $10^{-6} \text{ m}^2/\text{s}$ とした。
- 海表面の駆動力には、気象庁短期気象予測データ (JMA-GSM) をメソスケール気象モデル (Weather Research and Forecasting model(WRF), Skamarock, et al, 2008 [23]) を用いて内挿する短期気象予測システム (Numerical Weather Forecasting and Analysis System (NuWFAS),橋本ら、2010) [24] による再解析結果 (風速・短波・長波・気圧・気温・湿度・降水量) を使用した。NuWFAS のアウトプットの時間解像度が 1 時間ごとであり、水平解像度が 5 km であるため、シミュレーションでは時間方向、水平方向に内挿した結果を与えた。
- 外洋の境界条件およびデータ同化 (ナッジング) ²⁷ の元データとして、リアルタイムに更新されている海洋海流の再解析データ (Japan Coastal Ocean Prediction Experiment 2 (JCOPE2, Miyazawa et al., 2009)²⁸ [25] の結果 (水温、塩分、海面高度) を使用した。
- 北方からの寒流である親潮、南方からの暖流である黒潮との混合域である福島沖は、中規模渦の影響も受けることから、外洋における中規模渦などの複雑な挙動を再現する目的で、シミュレーション結果を JCOPE2 による水温および塩分の再解析結果に緩和させるデータ同化 (ナッジング) を適用した (緩和係数は 1 日の逆数) 。
- 潮汐による駆動力は、開境界付近に潮位、潮汐楕円およびそれらの位相として、全球潮汐モデル (TPXO; Egbert and Erofeeva, 2002) の結果 (8 分潮: M2, S2, N2, K2, K1, O1, P1, Q1) を内挿して設定した。TPXO の結果は

²⁷ データ同化：数値シミュレーションに実測データを取り入れる手法。

²⁸ JCOPE2：北西太平洋の黒潮・黒潮続流、親潮、中規模渦などの変動を見るために JAMSTEC が開発した海流予測モデル。

0.25°×0.25°の解像度であるため、境界付近では岸近くの反射波の合成に伴う潮位振幅・位相が正しく設定出来ない可能性が高い。境界の潮汐成分を補正するため、気象庁の潮汐観測所地点（大船渡、鮎川、小名浜、銚子漁港）におけるシミュレーション結果についてそれぞれの潮汐成分を分解する調和解析を行い、潮位観測データと比較して、境界条件の潮位の大きさ・位相および潮流の大きさ・位相の調整を実施した。実際には、シミュレーション結果と観測結果の差をそれぞれの地点で平均し、その平均した差により調整した。

モデルの範囲（図 6-1-4 参照）

解像度（全体）：南北約 925m x 東西約 735m（約 1km）、鉛直方向 30 層

解像度（近傍）：南北約 185m x 東西約 147m（約 200m）、鉛直方向 30 層

モデル範囲：北緯 35.30～39.71 度、東経 140.30～143.50 度

（490km×270km）、発電所周辺南北約 22.5km×東西約 8.4km の赤と青のハッチが交錯した海域が 200m メッシュになるよう、青線と赤線に挟まれた海域を段階的に約 1km メッシュから高解像度化

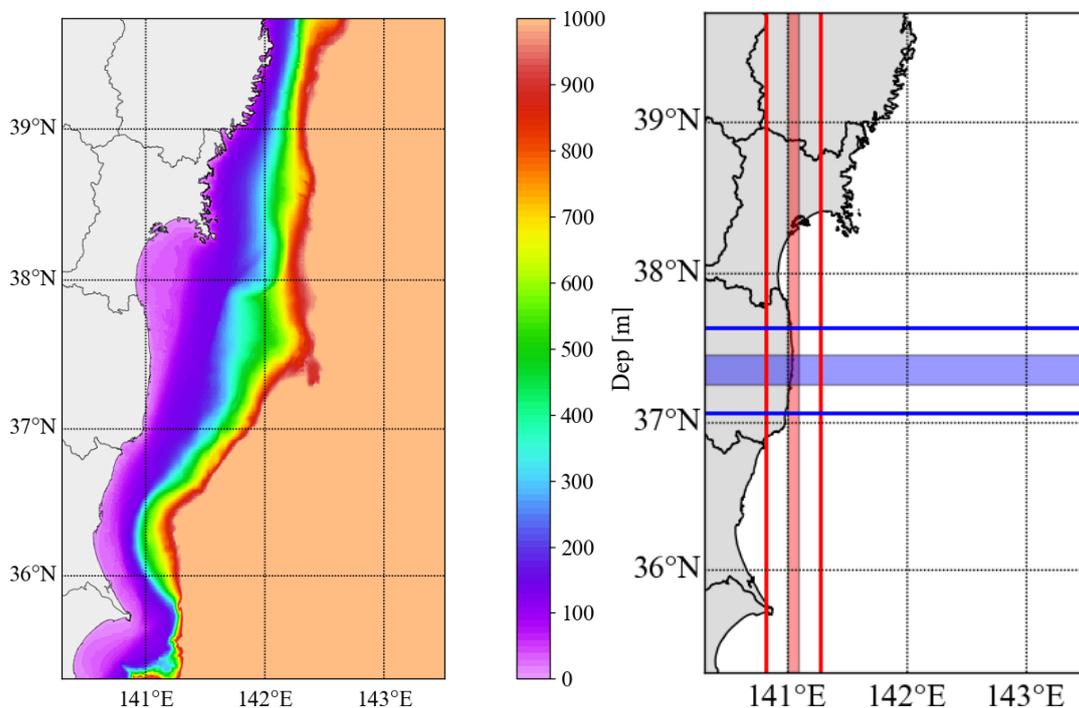


図 6-1-4 モデルの範囲と水深分布

（右図において、赤と青のハッチが交錯した海域を 200m メッシュに高解像度化）

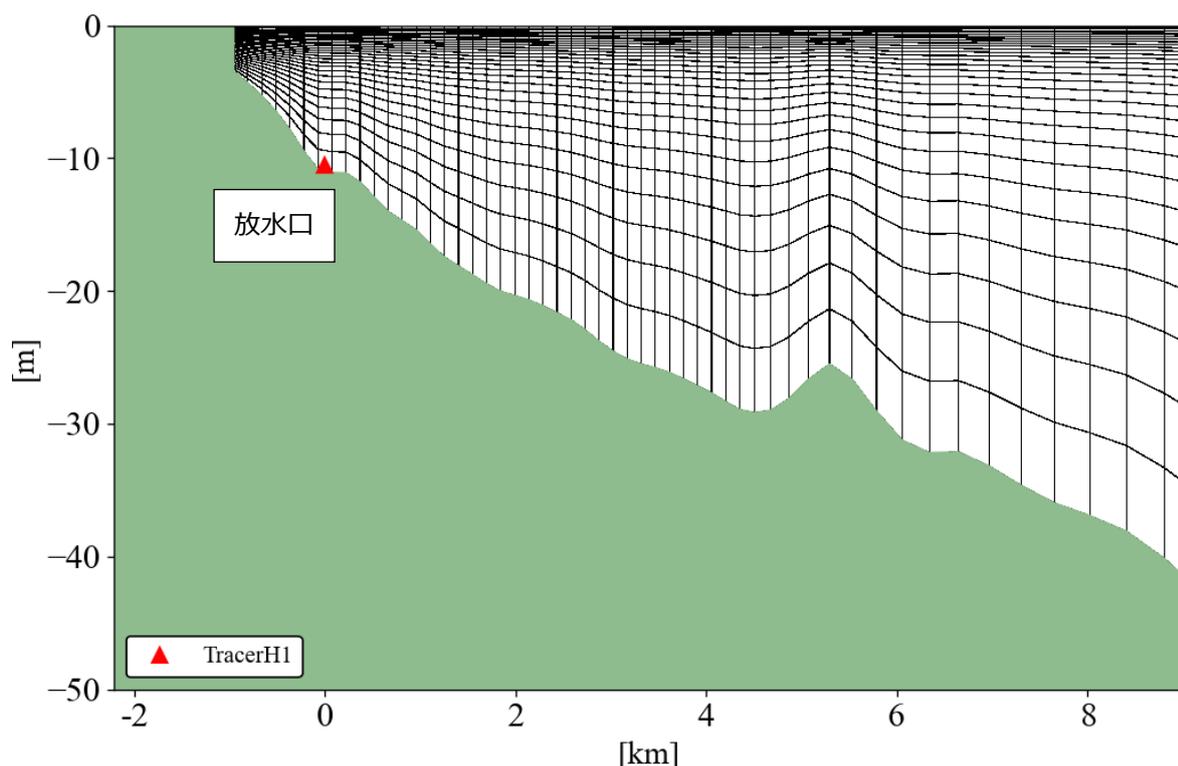


図 6-1-5 沖合 10km までの海底断面図とモデル上の鉛直分割

(3) 被ばく経路の設定

被ばく経路は、既往の評価および GSG-10 など²⁹を基に、外部被ばくとして 5 経路、内部被ばくとして 3 経路の合計 8 経路を選定した。選定の考え方は次のとおり。報告書改訂にあたって、後述する砂浜評価地点の明確化に伴い、砂浜に関連する経路として、海水の飲水としぶきの吸入を被ばく経路として追加した。

①海水面からの外部被ばく

船舶により海上を航行、あるいは海上にて作業を行う場合に、海水中の放射性物質からの放射線による外部被ばくを受けると考えられることから、被ばく経路として選定した。

②船体からの外部被ばく

²⁹ IAEA-TECDOC-1759, "Determining the Suitability of Materials for Disposal at Sea under the London Convention 1972 and London Protocol 1996: A Radiological Assessment Procedure" (2015)

船舶により海上を航行、あるいは海上にて作業を行う場合に、海水から船体（甲板）に移行した放射性物質からの放射線による外部被ばくを受けることが考えられるため、被ばく経路として選定した。

③遊泳等における水中での外部被ばく

遊泳等により、周囲の海水中の放射性物質からの放射線による外部被ばくを受けることが考えられるため、被ばく経路として選定した。

④海浜砂からの外部被ばく

砂浜では、海水から砂に移行した放射性物質からの放射線による外部被ばくを受けることが考えられるため、被ばく経路として選定した。

⑤漁網からの外部被ばく

漁業のため、海水中で漁網を使用することから、海水から漁網に放射性物質が移行し、それらの放射性物質からの放射線による外部被ばくを受けることが考えられるため、被ばく経路として選定した。

⑥海水の飲水による内部被ばく

遊泳等により、海水を誤飲することで、海水中の放射性物質を摂取して内部被ばくを受けることが考えられるため、被ばく経路として選定した。

⑦海水の水しぶきの吸入による内部被ばく

砂浜では、波により海水が水しぶきとなって再浮遊し、呼吸により吸入することで海水中の放射性物質を摂取して内部被ばくを受けることが考えられるため、被ばく経路として選定した。

⑧海産物の摂取による内部被ばく

海水から海生動植物に放射性物質が移行、濃縮し、漁獲された海産物を摂取することで内部被ばくを受けることが考えられるため、被ばく経路として選定した。

以下に被ばく経路ごとの評価モデルおよびパラメータを示す。

a. 外部被ばく

外部被ばくの評価は、廃止措置工事環境影響評価ハンドブック [26]（以下、「廃止措置ハンドブック」）の被ばく評価モデルおよび実効線量換算係数を使用した。外部被ばくについては、ICRP Publication 101a “Assessing Dose of the Representative Person for the Purpose of the Radiation Protection of the Public” [27]にて、「環境における外部被ばくに関しては、年齢による単位被ばく当たりの線量にはほとんど変動性がないことが一般に認められている。」とあることから、年齢別グループを設定しない。

①海水面からの外部被ばく

海上作業時に、海水中の放射性物質から受ける外部被ばくについて、図 6-1-6 に示すモデルによる評価を行う。

海水面からの放射線による実効線量 D_1 (mSv/年)の計算式を式(6-1-1)に示す。

$$D_1 = \sum_i (K_1)_i \cdot (x_1)_i \cdot t_1 \quad (6-1-1)$$

ここで、

$(K_1)_i$ は核種 i の海水面からの γ 線による実効線量換算係数((mSv/h)/(Bq/L))

$(x_1)_i$ は核種 i の海水中濃度(Bq/L)

t_1 は年間の被ばく時間(h/年)

である。

海水面からの γ 線による実効線量換算係数³⁰は、廃止措置ハンドブックの値を使用した。実効線量換算係数の算出は、点減衰核積分法を用いた簡易遮へい計算コード QAD-CGGP2 が使用されている。廃止措置ハンドブックに示されていない核種は、 $\beta \cdot \gamma$ 核種については Co-60、 α 核種については Am-243 とそれぞれ保守的に最も大きい値を用いた（表 6-1-5）。

評価に使用する海水中濃度、年間の被ばく時間は、代表的個人の特性にて設定する。

³⁰ ある放射性物質が 1Bq/L の濃度で海水に含まれる時、その海面上で作業する人がその海水中に含まれる放射性物質からの放射線による 1 時間あたり放射線量 (mSv/h) を図 6-1-6 のモデルで示したものを。

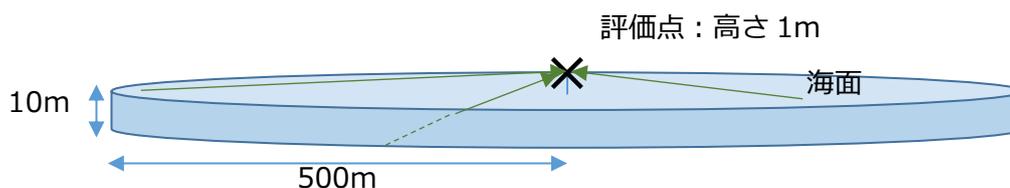


図 6-1-6 廃止措置ハンドブックにおける海面からの被ばく評価モデル

②船体からの外部被ばく

船による移動など海上作業時に、海水から船体に移行した放射性物質から受ける外部被ばくについて、図 6-1-7 に示すモデルによる評価を行う。

船体からの実効線量 D_2 (mSv/年)の計算式を式(6-1-2)、(6-1-3)に示す。

$$D_2 = \sum_i (K_2)_i \cdot (S_2)_i \cdot t_2 \quad (6-1-2)$$

$$(S_2)_i = (F_2)_i \cdot (x_2)_i \quad (6-1-3)$$

ここで、

$(K_2)_i$ は核種 i の船体からの γ 線による実効線量換算係数((mSv/h)/(Bq/m²))

$(S_2)_i$ は核種 i の船体における汚染密度(Bq/m²)

t_2 は年間の被ばく時間(h/年)

$(F_2)_i$ は核種 i の海水中から船体の移行係数((Bq/m²)/(Bq/L))

$(x_2)_i$ は核種 i の海水中濃度(Bq/L)

である。

船体に付着した放射性物質からの γ 線による実効線量換算係数³¹は、廃止措置ハンドブックの値を使用した。実効線量換算係数の算出は、点減衰核積分法を用いた簡易遮へい計算コード QAD-CGGP2 が使用されている。廃止措置ハンドブックに示されていない核種は、 $\beta \cdot \gamma$ 核種については Co-60、 α 核種については Am-243 とそれぞれ保守的に最も大きい値を用いた(表 6-1-6)。船体への移行係数³²は、「六ヶ所事業所再処理事業指

³¹ 海水中から船体に移行した放射性物質が放出する放射線により、その船上で作業する人が受ける放射線量を、図 6-1-7 のモデルで評価し、船体に付着した放射性物質の付着密度に対する係数として示したものの。

³² 海水中に含まれる放射性物質の濃度が 1 Bq/L であった場合に、その海水に接するものにどの程度の放射性物質が付着するのかを単位面積当たりの放射能で示したものの。

定申請書」(日本原燃サービス、1989) [28]より $100((\text{Bq}/\text{m}^2)/(\text{Bq}/\text{L}))$ で海水中濃度と常に平衡状態であると仮定した。

評価に使用する海水中濃度、年間の被ばく時間は、代表的個人の特性にて設定する。

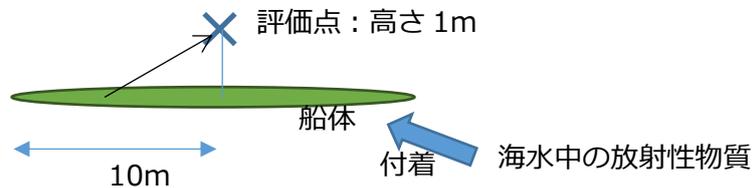


図 6-1-7 廃止措置ハンドブックにおける船体からの被ばく評価モデル

③遊泳等における水中での外部被ばく

遊泳、海中作業時に、周囲の海水中の放射性物質から受ける γ 線による外部被ばくについて、サブマージョンモデル³³による評価を行う。

遊泳、海中作業時の海水からの放射線による実効線量 D_3 (mSv/年)の計算式を式(6-1-4)に示す。

$$D_3 = \sum_i (K_3)_i \cdot (x_3)_i \cdot t_3 \quad (6-1-4)$$

ここで、

$(K_3)_i$ は核種 i の海水からの γ 線による実効線量換算係数((mSv/h)/(Bq/L))

$(x_3)_i$ は核種 i の海水中濃度(Bq/L)

t_3 は年間の遊泳時間(h/年)

海水中からの γ 線による実効線量換算係数は、廃止措置ハンドブックの値を使用した。廃止措置ハンドブックに示されていない核種は、 $\beta \cdot \gamma$ 核種については Co-60、 α 核種については Am-243 とそれぞれ保守的に最も大きい値を用いた(表 6-1-7)。

評価に使用する海水中濃度、年間の被ばく時間は、代表的個人の特性にて設定する。

④海浜砂からの外部被ばく

砂浜滞在時に、海水から海浜の砂に移行した放射性物質から受ける外部被ばくについて、図 6-1-8 に示すモデルによる評価を行う。

³³ 周囲を放射性物質に囲まれた状態で周囲の放射性物質からの放射線による被ばくを計算するモデル。

海浜砂からのγ線による実効線量 D_4 (mSv/年)の計算式を式(6-1-5)に示す。

$$D_4 = \sum_i (K_4)_i \cdot (x_4)_i \cdot (F_4)_i \cdot t_4 \quad (6-1-5)$$

ここで、

$(K_4)_i$ は核種 i の海浜砂からのγ線による実効線量換算係数((mSv/h)/(Bq/kg))

$(x_4)_i$ は核種 i の海水中濃度(Bq/L)

$(F_4)_i$ は核種 i の海水から砂浜への移行係数((Bq/kg)/(Bq/L))

t_4 は年間の被ばく時間(h/年)

海浜砂からのγ線による実効線量換算係数は、廃止措置ハンドブックの値を使用した。実効線量換算係数の算出は、点減衰核積分法を用いた簡易遮へい計算コード QAD-CGGP2 が使用されている。廃止措置ハンドブックに示されていない核種は、 $\beta \cdot \gamma$ 核種については Co-60、 α 核種については Am-243 とそれぞれ保守的に最も大きい値を用いた(表 6-1-8)。砂浜への核種の移行係数は、「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」より、すべての核種について 1,000((Bq/kg)/(Bq/L))で海水中濃度と常に平衡状態にあるとした。

評価に使用する海水中濃度、年間の被ばく時間は、代表的個人の実績に設定する。

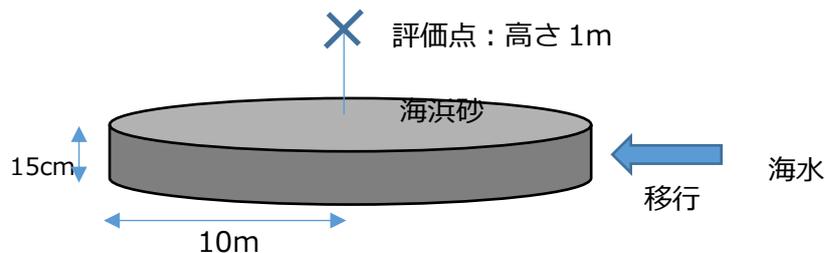


図 6-1-8 廃止措置ハンドブックにおける海浜砂からの被ばく評価モデル

⑤ 漁網からの外部被ばく

漁業に従事する際に、海水から放射性物質が漁網に移行し、その漁網を船上、あるいは陸上に置いた際に漁網に付着した放射性物質から受ける外部被ばくについて、図 6-1-9 に示すモデルにより評価を行う。

漁網に付着した放射性物質からの実効線量 D_5 (mSv/年)の計算式を式(6-1-6)、(6-1-7)に示す。

$$D_5 = \sum_i (K_5)_i \cdot (S_5)_i \cdot t_5 \quad (6-1-6)$$

$$(S_5)_i = (F_5)_i \cdot (x_5)_i \quad (6-1-7)$$

ここで、

$(K_5)_i$ は核種 i の漁網からの γ 線による実効線量換算係数((mSv/h)/(Bq/kg))

$(S_5)_i$ は漁網中の核種 i の濃度(Bq/kg)

t_5 は年間の被ばく時間(h/年)

$(F_5)_i$ は核種 i の海水から漁網への移行係数((Bq/kg)/(Bq/L))

$(x_5)_i$ は核種 i の海水中濃度(Bq/L)

実効線量換算係数は、廃止措置ハンドブックの値を使用した。実効線量換算係数の算出は、点減衰核積分法を用いた簡易遮へい計算コード QAD-CGGP2 が使用されている。廃止措置ハンドブックに示されていない核種は、 $\beta \cdot \gamma$ 核種については Co-60、 α 核種については Am-243 とそれぞれ保守的に最も大きい値を用いた(表 6-1-9)。漁網への移行係数は、「六ヶ所事業所再処理事業指定申請書」よりトリチウム以外のすべての核種について 4,000((Bq/kg)/(Bq/L))で海水中濃度と常に平衡状態にあると仮定した。

評価に使用する海水中濃度、年間の被ばく時間は、代表的個人の特性にて設定する。

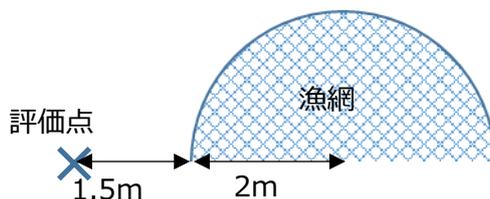


図 6-1-9 廃止措置ハンドブックにおける漁網からの被ばく評価モデル

b. 内部被ばく

内部被ばくについては、飲食等により摂取する放射性物質の量に、預託実効線量係数から評価する。内部被ばくについては、3つの年齢別グループ（成人、幼児、乳児）毎に評価を行う。

⑥海水の飲水による内部被ばく

遊泳中は、誤って海水を飲んでしまうことが考えられることから、遊泳中の飲水による内部被ばくを評価する。

飲水により摂取した放射性物質からの預託実効線量 D_6 (mSv/年)の計算式を式(6-1-8)に示す。

$$D_6 = \sum_i t_6 \cdot Hs \cdot (x_6)_i \cdot (K_F^{50})_i \quad (6-1-8)$$

ここで、

t_6 は年間の遊泳時間(h/年)

Hs は遊泳中の海水摂取率であり、成人、幼児で 0.2L/h と保守的に設定

$(x_6)_i$ は核種 i の海水中濃度(Bq/L)

$(K_F^{50})_i$ は核種 i の経口摂取による預託実効線量係数(mSv/Bq)

経口摂取による預託実効線量係数は、IAEA No. GSR Part 3 “Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards”（以下、「GSR Part 3」） [13]の Table III.2D. “Members of the Public: Committed Effective Dose per Unit Intake e(g) via ingestion (Sv/Bq)”に定める係数を使用した（表 6-1-10）。

乳児は、遊泳を行うことはほとんどないことから、評価の対象外とした。

評価に使用する海水中濃度、年間の被ばく時間は、代表的個人の特性にて設定する。

⑦海水の水しぶきの吸入による内部被ばく

海浜においては、波による海水の水しぶきを吸入することが考えられることから、水しぶきの吸入による内部被ばくを評価する。評価にあたっては、水しぶきの空気中濃度として、IAEA-TECDOC-1759 “Determining the Suitability of Materials for Disposal at Sea under the London Convention 1972 and London Protocol 1996: A Radiological Assessment Procedure” [29]（以下、「TECDOC-1759」）に示されている水しぶきの空気中濃度の推奨値を使用した。

水しぶきの吸入により摂取した放射性物質からの預託実効線量 D_7 (mSv/年)の計算式を式(6-1-9)に示す。

$$D_7 = 10^3 \cdot \sum_i t_7 \cdot R_S \cdot \frac{C_S}{\rho_w} (x_7)_i \cdot (K_h^{50})_i \quad (6-1-9)$$

ここで、

- t_7 は年間の海浜滞在時間(h/年)
- R_S は呼吸率であり、「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」 [30]より、成人 0.925m³/h、幼児 0.363m³/h、乳児 0.119m³/hを使用
- C_S は水しぶきの空气中濃度(kg/m³)であり、TECDOC-1759の推奨値 1.0E-02kg/m³を使用
- ρ_w は海水の密度であり、1.0E+03kg/m³を使用。
- $(x_7)_i$ は核種 i の海水中濃度(Bq/L)
- $(K_h^{50})_i$ は核種 i の吸入摂取による預託実効線量係数(mSv/Bq)
- 10^3 は単位の換算 (10³L/m³) による係数

吸入摂取による預託実効線量係数は、GSR Part 3のTable III.2E. “Members of the Public: Committed Effective Dose per Unit Intake e(g) via inhalation (Sv/Bq)”に定める係数を使用した。トリチウムのみTable III.2G. “Inhalation: Committed Effective Dose per Unit Intake e(g) (Sv/Bq) for soluble or reactive gases and vapours”に定める係数を使用した(表6-1-11)。

評価に使用する海水中濃度、年間の被ばく時間は、代表的個人の特性にて設定する。

⑧海産物の摂取による内部被ばく

海水から海洋生物に移行した放射性物質を、海産物摂取に伴い体内に取り込むことによる内部被ばくについて評価を行う。

海産物摂取による預託実効線量 D_8 (mSv/年)の計算式を式(6-1-10)、(6-1-11)に示す。

$$D_8 = \sum_k \sum_i (K_F^{50})_i \cdot H_{ki} \quad (6-1-10)$$

$$H_{ki} = 365 \cdot 10^{-3} \cdot (x_g)_i \cdot (CF)_{ki} \cdot F_k \cdot W_k \cdot f_{ki} \quad (6-1-11)$$

ここで、

$(K_F^{50})_i$ は核種 i の経口摂取による預託実効線量係数(mSv/Bq)

H_{ki} は海産物 k の摂取を通じた核種 i の摂取率(Bq/年)

$(x_g)_i$ 核種 i の海水中濃度(Bq/L)

$(CF)_{ki}$ は核種 i の海産物 k に対する濃縮係数((Bq/kg)/(Bq/L))³⁴

F_k は市場希釈係数³⁵

W_k は海産物 k の摂取量(g/日)

f_{ki} は海産物 k の採取から摂取までの核種 i の減衰比

$365 \cdot 10^{-3}$ は単位の換算 (365 日/年、 10^{-3} kg/g) による係数

経口摂取による預託実効線量係数は、遊泳中の飲水と同じ (表 6-1-10) である。

海産物の濃縮係数³⁶は、IAEA Technical Reports Series No.422 "Sediment Distribution Coefficients and Concentration Factors for Biota in the Marine Environment" [31] (以下、「TRS-422」) に定める係数を使用した (表 6-1-12)。

実際には他産地からの海産物の市場流通により発生するはずの市場希釈、海産物の採取から摂取までの核種の減衰は、保守性確保の観点から考慮しないこととした。

評価に使用する海水中濃度、年間の被ばく時間は、代表的個人の特性にて設定する。

³⁴ 海洋生物 (原則可食部) 中放射性核種濃度 (湿重量当たり) の、生息している環境海水中放射性核種濃度に対する関係を示す便宜的な係数で、生物への移行評価モデルで用いられる (IAEA, 2004)。

³⁵ 一般的に、食料がすべて地場産品であることは非常にまれであり、考慮している放射性物質の放出の影響の及ばない他所で漁獲・収穫されたものが併せて流通する。実施しようとしている放射性物質の環境放出の影響は、これによって軽減されることになるため、どの程度の割合 (市場希釈係数) で摂取されるのかを食品別に設定して評価を行うこととされているが、本評価では保守的に市場希釈は考慮せず、すべて当該海域で漁獲されたものとして評価している。

³⁶ 放射性物質を含む海水中に長期間生息する生物の体内には、元素の種類に応じて放射性物質が取り込まれ、ある濃度で平衡に達する。この時の周辺環境の海水中放射性物質濃度と体内におけるある放射性物質の平衡濃度との比をいう。

表 6-1-5 海水面からの放射線による実効線量換算係数
(廃止措置ハンドブック [26]、それ以外は備考に付記)

核種	実効線量換算係数 ((mSv/h)/(Bq/L))	備考
H-3	0.0E+00	純β核種であるため0とした
C-14	0.0E+00	純β核種であるため0とした
Mn-54	1.7E-07	
Fe-55	0.0E+00	
Co-60	5.0E-07	
Ni-63	0.0E+00	純β核種であるため0とした
Se-79	4.8E-12	
Sr-90	1.6E-09	
Y-90	-	親核種 Sr-90 に含まれる
Tc-99	1.5E-11	
Ru-106	4.5E-08	
Sb-125	8.7E-08	
Te-125m	6.6E-09	
I-129	4.6E-09	
Cs-134	3.1E-07	
Cs-137	1.2E-07	
Ce-144	1.3E-08	
Pm-147	8.2E-12	
Sm-151	1.7E-12	
Eu-154	2.5E-07	
Eu-155	5.0E-07	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
U-234	5.9E-11	
U-238	5.2E-09	
Np-237	4.4E-08	
Pu-238	4.7E-11	
Pu-239	2.6E-11	
Pu-240	4.6E-11	
Pu-241	2.9E-08	
Am-241	4.6E-09	
Cm-244	4.5E-11	

表 6-1-6 船体からの放射線による実効線量換算係数
(廃止措置ハンドブック [26]、それ以外は備考に付記)

核種	実効線量換算係数 ((mSv/h)/(Bq/m ²))	備考
H-3	0.0E+00	純β核種であるため0とした
C-14	0.0E+00	純β核種であるため0とした
Mn-54	1.4E-09	
Fe-55	0.0E+00	
Co-60	3.5E-09	
Ni-63	0.0E+00	純β核種であるため0とした
Se-79	1.5E-12	
Sr-90	5.8E-11	
Y-90	—	親核種 Sr-90 に含まれる
Tc-99	2.8E-12	
Ru-106	4.0E-10	
Sb-125	8.3E-10	
Te-125m	4.4E-10	
I-129	3.0E-10	
Cs-134	2.4E-09	
Cs-137	9.5E-10	
Ce-144	1.6E-10	
Pm-147	1.9E-12	
Sm-151	8.7E-13	
Eu-154	1.8E-09	
Eu-155	3.5E-09	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
U-234	9.4E-11	
U-238	2.5E-10	
Np-237	1.4E-09	
Pu-238	1.1E-10	
Pu-239	3.9E-11	
Pu-240	1.0E-10	
Pu-241	7.7E-10	
Am-241	2.0E-10	
Cm-244	1.0E-10	

表 6-1-7 遊泳、海中作業における海水からの放射線による実効線量換算係数
(廃止措置ハンドブック [26]、それ以外は備考に付記)

核種	実効線量換算係数 ((mSv/h)/(Bq/L))	備考
H-3	0.0E+00	
C-14	0.0E+00	
Mn-54	4.8E-07	
Fe-55	9.7E-10	
Co-60	1.4E-06	
Ni-63	0.0E+00	
Se-79	0.0E+00	
Sr-90	7.2E-13	
Y-90	-	親核種 Sr-90 に含まれる
Tc-99	4.0E-13	
Ru-106	1.2E-07	
Sb-125	2.5E-07	
Te-125m	2.0E-08	
I-129	1.4E-08	
Cs-134	9.0E-07	
Cs-137	3.4E-07	
Ce-144	2.8E-08	
Pm-147	2.5E-12	
Sm-151	8.3E-12	
Eu-154	6.4E-07	
Eu-155	1.4E-06	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
U-234	1.0E-09	
U-238	1.6E-08	
Np-237	1.5E-07	
Pu-238	1.1E-09	
Pu-239	5.2E-10	
Pu-240	9.9E-10	
Pu-241	8.1E-08	
Am-241	1.9E-08	
Cm-244	9.0E-10	

表 6-1-8 海浜砂からの放射線による実効線量換算係数
 (「廃止措置工事環境影響ハンドブック」 [26]、それ以外は備考に付記)

核種	実効線量換算係数 ((mSv/h)/(Bq/kg))	備考
H-3	0.0E+00	純β核種であるため0とした
C-14	0.0E+00	純β核種であるため0とした
Mn-54	1.6E-07	
Fe-55	0.0E+00	
Co-60	4.7E-07	
Ni-63	0.0E+00	純β核種であるため0とした
Se-79	1.8E-12	
Sr-90	1.2E-09	
Y-90	—	親核種 Sr90 に含める
Tc-99	6.3E-12	
Ru-106	4.3E-08	
Sb-125	8.3E-08	
Te-125m	1.9E-09	
I-129	1.3E-09	
Cs-134	3.1E-07	
Cs-137	1.2E-07	
Ce-144	1.0E-08	
Pm-147	3.5E-12	
Sm-151	6.3E-13	
Eu-154	2.3E-07	
Eu-155	4.7E-07	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
U-234	4.1E-11	
U-238	3.9E-09	
Np-237	3.7E-08	
Pu-238	3.6E-11	
Pu-239	2.1E-11	
Pu-240	3.5E-11	
Pu-241	2.0E-08	
Am-241	1.7E-09	
Cm-244	3.6E-11	

表 6-1-9 漁網からの放射線による実効線量換算係数

(「廃止措置工事環境影響ハンドブック」 [26]、その他は備考に付記)

核種	実効線量換算係数 ((mSv/h)/(Bq/kg))	備考
H-3	0.0E+00	純β核種であるため0とした
C-14	0.0E+00	純β核種であるため0とした
Mn-54	3.2E-08	
Fe-55	0.0E+00	
Co-60	9.9E-08	
Ni-63	0.0E+00	純β核種であるため0とした
Se-79	2.0E-13	
Sr-90	2.1E-10	
Y-90	-	親核種 Sr-90 に含まれる
Tc-99	7.9E-13	
Ru-106	8.2E-09	
Sb-125	1.5E-08	
Te-125m	2.3E-10	
I-129	1.6E-10	
Cs-134	5.9E-08	
Cs-137	2.2E-08	
Ce-144	2.0E-09	
Pm-147	4.2E-13	
Sm-151	5.8E-14	
Eu-154	4.7E-08	
Eu-155	9.9E-08	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
U-234	2.9E-12	
U-238	7.1E-10	
Np-237	6.2E-09	
Pu-238	1.7E-12	
Pu-239	1.9E-12	
Pu-240	1.8E-12	
Pu-241	3.1E-09	
Am-241	2.1E-10	
Cm-244	2.1E-12	

表 6-1-10 経口摂取による実効線量係数 (GSR Part 3 [13])

対象核種	実効線量係数 (mSv/Bq)			備考
	成人	幼児	乳児	
H-3 (THO)	1.8E-08	3.1E-08	6.4E-08	飲水の評価に使用
H-3 (OBT 考慮)	2.0E-08	3.5E-08	7.0E-08	摂取するトリチウムの 10% が OBT と仮定、海産物摂取の評価に使用
C-14	5.8E-07	9.9E-07	1.4E-06	
Mn-54	7.1E-07	1.9E-06	5.4E-06	
Fe-55	3.3E-07	1.7E-06	7.6E-06	
Co-60	3.4E-06	1.7E-05	5.4E-05	
Ni-63	1.5E-07	4.6E-07	1.6E-06	
Se-79	2.9E-06	1.9E-05	4.1E-05	
Sr-90	2.8E-05	4.7E-05	2.3E-04	
Y-90	2.7E-06	1.0E-05	3.1E-05	
Tc-99	6.4E-07	2.3E-06	1.0E-05	
Ru-106	7.0E-06	2.5E-05	8.4E-05	
Sb-125	1.1E-06	3.4E-06	1.1E-05	
Te-125m	8.7E-07	3.3E-06	1.3E-05	
I-129	1.1E-04	1.7E-04	1.8E-04	
Cs-134	1.9E-05	1.3E-05	2.6E-05	
Cs-137	1.3E-05	9.6E-06	2.1E-05	
Ce-144	5.2E-06	1.9E-05	6.6E-05	
Pm-147	2.6E-07	9.6E-07	3.6E-06	
Sm-151	9.8E-08	3.3E-07	1.5E-06	
Eu-154	2.0E-06	6.5E-06	2.5E-05	
Eu-155	3.2E-07	1.1E-06	4.3E-06	
U-234	4.9E-05	8.8E-05	3.7E-04	
U-238	4.5E-05	8.0E-05	3.4E-04	
Np-237	1.1E-04	1.4E-04	2.0E-03	
Pu-238	2.3E-04	3.1E-04	4.0E-03	
Pu-239	2.5E-04	3.3E-04	4.2E-03	
Pu-240	2.5E-04	3.3E-04	4.2E-03	
Pu-241	4.8E-06	5.5E-06	5.6E-05	
Am-241	2.0E-04	2.7E-04	3.7E-03	

対象核種	実効線量係数 (mSv/Bq)			備考
	成人	幼児	乳児	
Cm-244	1.2E-04	1.9E-04	2.9E-03	

表 6-1-11 吸入摂取による実効線量係数 (GSR Part 3 [13])

対象核種	実効線量係数 (mSv/Bq)			備考
	成人	幼児	乳児	
H-3	1.8E-08	3.1E-08	6.4E-08	トリチウム蒸気の換算係数を使用
C-14	5.8E-06	1.1E-05	1.9E-05	
Mn-54	1.5E-06	3.8E-06	7.5E-06	
Fe-55	7.7E-07	2.2E-06	4.2E-06	
Co-60	3.1E-05	5.9E-05	9.2E-05	
Ni-63	1.3E-06	2.7E-06	4.8E-06	
Se-79	6.8E-06	1.3E-05	2.3E-05	
Sr-90	1.6E-04	2.7E-04	4.2E-04	
Y-90	1.5E-06	4.2E-06	1.3E-05	
Tc-99	1.3E-05	2.4E-05	4.1E-05	
Ru-106	6.6E-05	1.4E-04	2.6E-04	
Sb-125	1.2E-05	2.4E-05	4.2E-05	
Te-125m	4.2E-06	7.8E-06	1.7E-05	
I-129	3.6E-05	6.1E-05	7.2E-05	
Cs-134	2.0E-05	4.1E-05	7.0E-05	
Cs-137	3.9E-05	7.0E-05	1.1E-04	
Ce-144	5.3E-05	1.4E-04	3.6E-04	
Pm-147	5.0E-06	1.1E-05	2.1E-05	
Sm-151	4.0E-06	6.7E-06	1.1E-05	
Eu-154	5.3E-05	9.7E-05	1.6E-04	
Eu-155	6.9E-06	1.4E-05	2.6E-05	
U-234	9.4E-03	1.9E-02	3.3E-02	
U-238	8.0E-03	1.6E-02	2.9E-02	
Np-237	5.0E-02	6.0E-02	9.8E-02	
Pu-238	1.1E-01	1.4E-01	2.0E-01	

対象核種	実効線量係数 (mSv/Bq)			備考
	成人	幼児	乳児	
Pu-239	1.2E-01	1.5E-01	2.1E-01	
Pu-240	1.2E-01	1.5E-01	2.1E-01	
Pu-241	2.3E-03	2.6E-03	2.8E-03	
Am-241	9.6E-02	1.2E-01	1.8E-01	
Cm-244	5.7E-02	8.3E-02	1.5E-01	

表 6-1-12 海産物に対する濃縮係数 (TRS-422 [31])

対象核種	濃縮係数 ((Bq/kg) / (Bq/L))			備考
	魚類	無脊椎動物	海藻	
H-3	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	
C-14	2.0E+04	2.0E+04	1.0E+04	
Mn-54	1.0E+03	5.0E+04	6.0E+03	
Fe-55	3.0E+04	5.0E+05	2.0E+04	
Co-60	7.0E+02	2.0E+04	6.0E+03	
Ni-63	1.0E+03	2.0E+03	2.0E+03	
Se-79	1.0E+04	1.0E+04	1.0E+03	
Sr-90	3.0E+00	1.0E+01	1.0E+01	
Y-90				親核種 Sr-90 と平衡状態とする
Tc-99	8.0E+01	1.0E+03	3.0E+04	
Ru-106	2.0E+00	5.0E+02	2.0E+03	
Sb-125	6.0E+02	3.0E+02	2.0E+01	
Te-125m	1.0E+03	1.0E+03	1.0E+04	親核種 Sb-125 と平衡状態とする
I-129	9.0E+00	1.0E+01	1.0E+04	
Cs-134	1.0E+02	6.0E+01	5.0E+01	
Cs-137	1.0E+02	6.0E+01	5.0E+01	
Ce-144	5.0E+01	2.0E+03	5.0E+03	
Pm-147	3.0E+02	7.0E+03	3.0E+03	
Sm-151	3.0E+02	7.0E+03	3.0E+03	
Eu-154	3.0E+02	7.0E+03	3.0E+03	
Eu-155	3.0E+02	7.0E+03	3.0E+03	
U-234	1.0E+00	3.0E+01	1.0E+02	
U-238	1.0E+00	3.0E+01	1.0E+02	
Np-237	1.0E+00	4.0E+02	5.0E+01	
Pu-238	1.0E+02	3.0E+03	4.0E+03	
Pu-239	1.0E+02	3.0E+03	4.0E+03	

対象核種	濃縮係数 ((Bq/kg) / (Bq/L))			備考
	魚類	無脊椎動物	海藻	
Pu-240	1.0E+02	3.0E+03	4.0E+03	
Pu-241	1.0E+02	3.0E+03	4.0E+03	
Am-241	1.0E+02	1.0E+03	8.0E+03	
Cm-244	1.0E+02	1.0E+03	5.0E+03	

※無脊椎動物としては、軟体動物（頭足類を除く）の値を使用した。

(4) 被ばく評価の対象となる代表的個人の設定

① 発電所周辺の状況

GSG-9によれば、一部の被ばく経路に対する代表的個人に関する生活習慣および特性は、生活習慣データ分布からもっとも高い群（例えば95パーセンタイル値）などを使用すべきとの記述が見られる。

しかし、福島第一原子力発電所周辺の地域では、図6-1-10に示すとおり、事故により設定された帰還困難区域、さらには発電所の陸側を取り囲むように設置される中間貯蔵施設などによって、これら区域内には一般の人が居住できないよう措置が取られている。加えて、福島県下で行われる漁業は、いまだ復興の途上にある。

このような状況は、今後帰還困難区域解除およびそれに伴う居住制限の緩和等によって徐々に改善されていくと考えられ、現時点でのデータに基づいて判断を行うことは将来予測としては好ましくないことから、現時点の状況下における実データに基づく評価は行わないこととし、それらに代わるものとして、既往の原子炉施設の安全審査等に用いられたものを用いて評価を行うこととした。

なお、今後この地域の復興が進み、代表的個人に関する生活習慣および特性に関する現実のデータが積みあがっていく中で、その採否について検討を行う。



出典：経済産業省原子力被災者支援
（避難指示関係）帰還困難区域周辺地図
（R2.12.10～）をもとに東京電力ホールディングス株式会社に作成
<https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/kinkyu.html>

図6-1-10 福島第一原子力発電所周辺の帰還困難区域等の状況

② 代表的個人の特性

被ばく評価の対象となる代表的個人の特性は、海洋放出の影響評価であることから周辺海域で広く行われている漁業に従事する個人の特性とし、「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」等より以下のとおり設定した。

- ・漁業に年間 120 日（2,880 時間）従事し、そのうち 80 日（1,920 時間）は漁網の近くで作業を行う。
- ・海岸に年間 500 時間滞在し、96 時間遊泳を行う。

6-1-2.(3)a.外部被ばくにて示したとおり、外部被ばくについては年齢別グループを設定しないが、内部被ばくの評価は、3つの年齢別グループ（成人、幼児、乳児）を考慮して評価を行うこととした。

飲水や吸入摂取による内部被ばくの評価に使用する、海岸への滞在時間および遊泳時間は、成人と同じとした。

海産物の摂取量は、最新の日本国民全体の食品摂取に関する大規模調査結果である、厚生労働省の「令和元年（2019年）国民健康・栄養調査報告」³⁷の食品群別摂取量データから、魚介類と魚介加工品および藻類の摂取量を抽出し、魚類（魚介類（貝類、いか、たこ類、えび・かに類を除く）と魚介加工品の合計）、無脊椎動物（貝類、いか、たこ類、えび、かに類の合計）、海藻類（藻類）に分類して設定した。評価にあたっては、以下の通り海産物を平均的に摂取する場合と多く摂取する場合の2通りの評価を行った。

i. 海産物を平均的に摂取する個人

20歳以上の平均摂取量を成人の値とし、幼児（5歳を想定）、乳児（1歳を想定）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」[30]より成人のそれぞれ1/2、1/5の摂取量とした。

ii. 海産物を多く摂取する個人

20歳以上の平均摂取量に標準偏差の2倍を加えた値を成人の値とし、幼児、乳児は成人の1/2、1/5とした。

設定した海産物の摂取量を表 6-1-13 および 6-1-14 に示す。

³⁷ 令和2年（2020年）および同3年（2021年）は、新型コロナウイルス感染症の影響で調査自体が中止されている。

被ばくに係わる評価地点および評価に使用する海水濃度は、以下のとおりとした。

i. 海水面からの外部被ばく、および船体からの外部被ばく

発電所周辺の最寄りの漁港は、南北ともに発電所から 5km 以上離れた場所にある。漁業は、漁港から船舶により出港し、漁港を中心に発電所周辺を含めた海域で広く行われる。従って、海水面からの外部被ばく、船体へ付着した放射性物質からの外部被ばくを評価するには、漁港を中心とした海域全体で評価することが適当と考えるが、本評価においては、保守的に発電所南北それぞれ 5km、沖合 10km（発電所周辺 10km×10km の範囲（図 6-1-11））を評価地点とした。また、評価に使用する海水濃度は、日常的に漁業が行われていないエリア内も含めた発電所周辺 10km×10km 圏内の海表面（最上層）の年間平均濃度とした。

ii. 遊泳等における海水からの外部被ばく、海浜砂からの外部被ばく、海水の飲水による内部被ばく、および海水の水しぶきの吸入による内部被ばく

発電所周辺の海岸は、帰還困難区域となっており、中間貯蔵施設も設置されているが、北側の居住可能なエリアには、砂浜が広がっている。拡散評価の結果では、当該の砂浜付近の海水中放射性物質の年間平均濃度が高くなっていることから、これらの経路の被ばく評価地点を発電所北側の最寄りの砂浜とし、評価に使用する海水濃度は、砂浜前の海水（全層）の年間平均濃度とした。なお、海岸付近は水深が 5m に満たないため上下層の混合が顕著であることから、表層濃度と全層濃度の違いがほとんどない。

iii. 漁網からの外部被ばく、および海産物摂取による内部被ばく

海水から漁網へは、漁業を行う際に放射性物質が移行することが考えられる。また、魚は漁業によって捕獲され、海産物として食卓に届けられる。そのため、評価点の考え方は i. と同じく、保守的に発電所周辺 10km×10km の範囲内のみとし、評価に使用する海水濃度は、魚は表層から底層まで分布すること、漁網は捕獲対象とする魚に合わせた深さで使用することから、評価に使用する海水濃度は、10km×10km 圏内の海水（全層）の年間平均濃度とした。

なお、発電所北側の最寄りの砂浜評価地点において、釣り等により捕獲した魚介類を摂取する可能性も考えられるが、釣り等により捕獲した魚介類摂取は年間に摂取する魚介類のごく一部であること、本地点も海産物摂取による被ばく評価の対象

とした 10km×10km 圏内の一部であること、および摂取する海産物を 10km×10km 圏内の漁獲物のみと保守的に設定していることから、別途評価する必要は無い。

具体的な海水中濃度の計算方法は、6-1-3.(1)～(3)に示す。

表 6-1-13 海産物を平均的に摂取する個人の摂取量 (g/日)

(厚労省・令和元年国民健康・栄養調査 [6]を基に設定)

	魚類	無脊椎動物	海藻類
成人	58	10	11
幼児	29	5.1	5.3
乳児	12	2.0	2.1

表 6-1-14 海産物を多く摂取する個人の摂取量 (g/日)

(厚労省・令和元年国民健康・栄養調査 [6]を基に設定)

	魚類	無脊椎動物	海藻類
成人	190	62	52
幼児	97	31	26
乳児	39	12	10



図 6-1-11 通常時の被ばく評価に使用する海水濃度の評価地点

出典：地理院地図（電子国土 Web）および経済産業省原子力被災者支援
（避難指示関係）帰還困難区域周辺地図（R2.12.10～）をもとに東京電力ホールディングス株式会社にて作成
<https://maps.gsi.go.jp/#13/37.422730/141.044970/&base=std&ls=std&disp=1&vs=c1j0h0k0l0u0t0z0r0s0m0f1>

(5) 線量評価の方法

6-1-2.(3)で設定した評価方法により被ばく計算を行う。

計算結果については、一般公衆の線量限度 1mSv/年と、4.(1)に示したとおり、線量拘束値に相当するものと原子力規制委員会が認めたものとして、国内の原子力発電所に対する線量目標値 0.05mSv/年との比較を行う。

6-1-3. 評価結果

(1) 拡散シミュレーション結果

6-1-2.(2)に示したモデルを用いて、発電所沖合約 1km の海底から、年間 22 兆 Bq ($2.2E+13$ Bq) のトリチウムを、年間を通じて均等に放出し続ける条件で、移流、拡散による海水中トリチウム濃度の計算を実施した。気象、海象条件は、2014 年および 2019 年の 2 年分実施した。2 年間の結果に大きな違いはないが、発電所周辺の平均濃度が相対的に高い 2019 年の気象、海象条件による計算結果を評価に使用することとした。計算結果を図 6-1-12～6-1-18 に示す。図 6-1-12 は広域の海表面の年間平均濃度、図 6-1-13 は発電所周辺の海表面の年間平均濃度を図示したものである。海表面で 1 Bq/L を超える濃度範囲は、発電所周辺の 3km 範囲程度となっている。

図 6-1-14、図 6-1-15 は、海中の年間平均濃度を東西方向、南北方向の断面で図示したものであり、海底の放水地点付近では評価セルの保有水量が大きいことから 30Bq/L 程度と評価され、周辺では速やかに濃度が低下している。

図 6-1-16 は、四季ごとの海表面の平均濃度分布を示したものである。海表面で 1 Bq/L を超える濃度範囲は、図 6-1-12 に比べて季節によるばらつきが見られるものの、発電所周辺に留まっている。

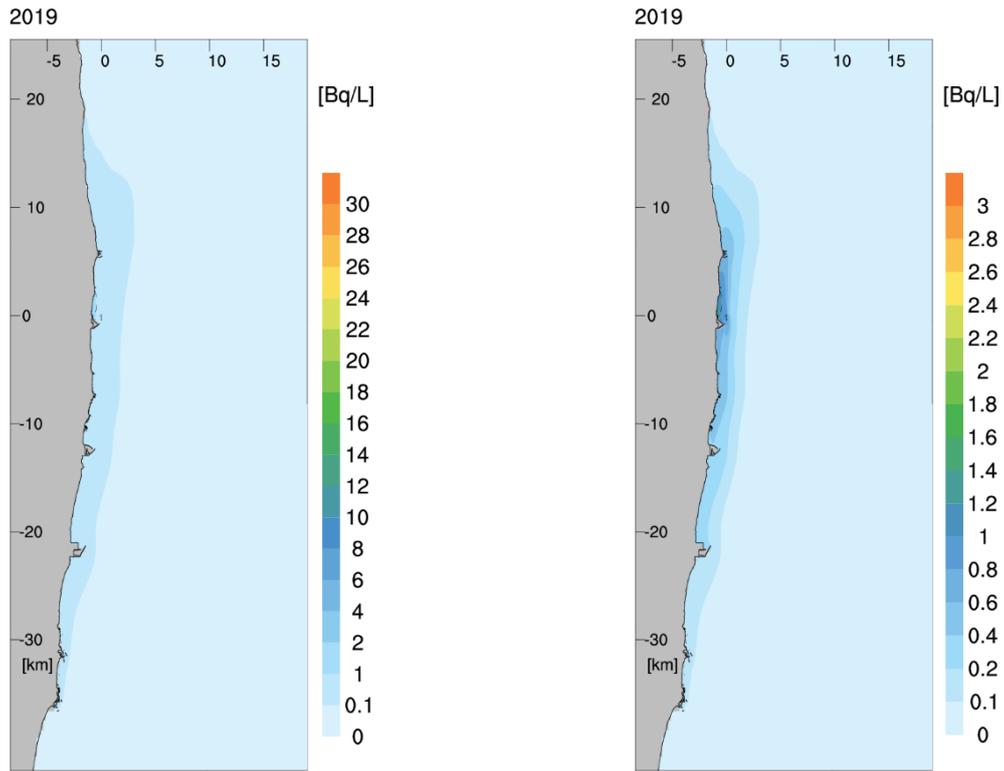
図 6-1-17、図 6-1-18 は、年間を通じた海表面の日平均濃度分布のうち、それぞれ最も北に拡がる場合、南に拡がる場合、東に拡がる場合を図示したものである。

放出方法の検討において比較検討していた沿岸からの放出との計算結果の比較を添付 VIII 「放水位置における拡散範囲の違いについて」に示した。

なお、年ごとの気象、海象データのばらつきによる影響を確認するため、2015 年～2018 年および 2020 年の気象、海象データを使用してシミュレーション計算を実施した。2014 年～2020 年までの 7 年間の計算結果を、表 6-1-15 および図 6-1-19 に示す。7 年間の計算は 1 年ごとに計算したものであり、7 年間連続で計算したものではないが、海域の流れは日々変化し、各年の計算において蓄積するような傾向は見られない。一方で、発電所周辺 10km×10km の範囲の平均濃度や拡散範囲の年変動は小さく、2019 年の計算結果を長期的な評価に使用することに問題はないものとする。

また、上記 7 年間の計算結果から、計算領域境界部の濃度について確認したところ、計算領域の境界における日平均濃度の最大値は $1.4E-02$ Bq/L であった。また、計算領域境界部の年間平均濃度の最大値は、領域の東側境界部で最大で $2.6E-04$ Bq/L (2015 年、最上層) であった。この濃度は、日本周辺海域における海水中トリチウム濃度 (0.1～1Bq/L 程度)

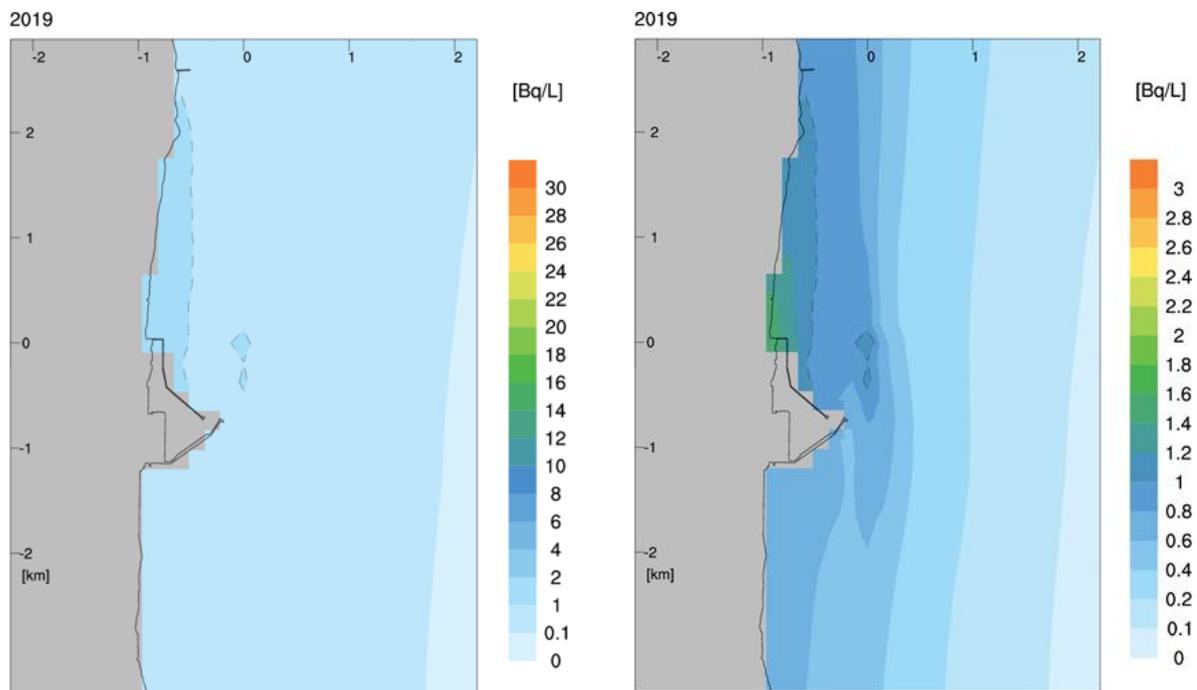
と比較して3～4桁小さいこと、発電所周辺10km×10kmの評価結果と比較しても2～3桁小さく、また年ごとの濃度の大きなばらつきも見られないことから、計算領域の大きさは十分であり、本評価の計算領域の外側における放射線環境影響は十分小さい。表6-1-16に評価年ごとの計算領域境界部における年間平均濃度の最大値を示す。



左図の濃度区分を詳細にしたもの

図 6-1-12 海表面の年間平均濃度分布図

(トリチウム $2.2E+13Bq$ を年間を通じて均等に放出)



左図の濃度区分を詳細にしたもの

図 6-1-13 海表面の年間平均濃度分布図 (近傍拡大図)

(トリチウム $2.2E+13Bq$ を年間を通じて均等に放出)

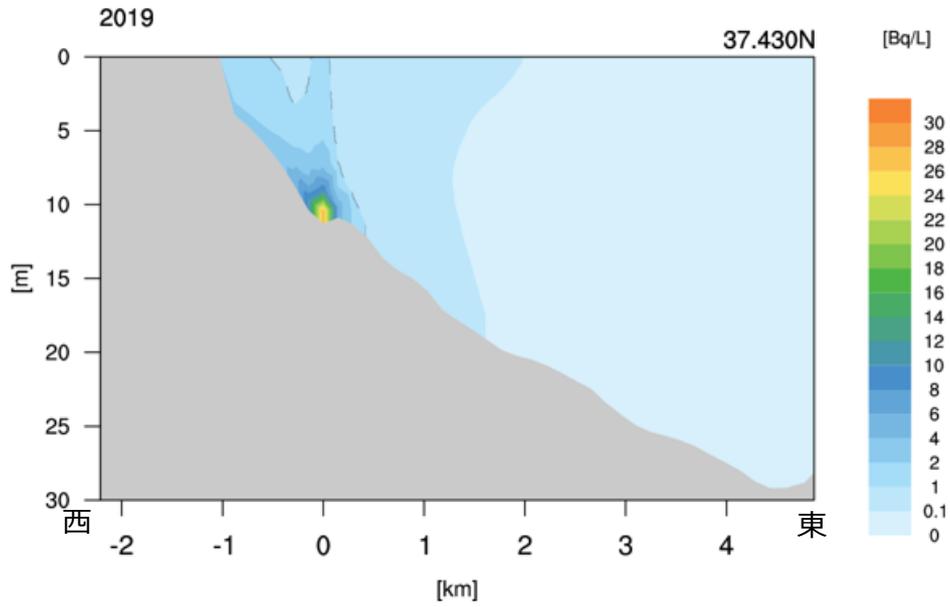


図 6-1-14 海中の年間平均濃度分布図（放水位置東西断面）
 （トリチウム $2.2E+13Bq$ を年間を通じて均等に放出）

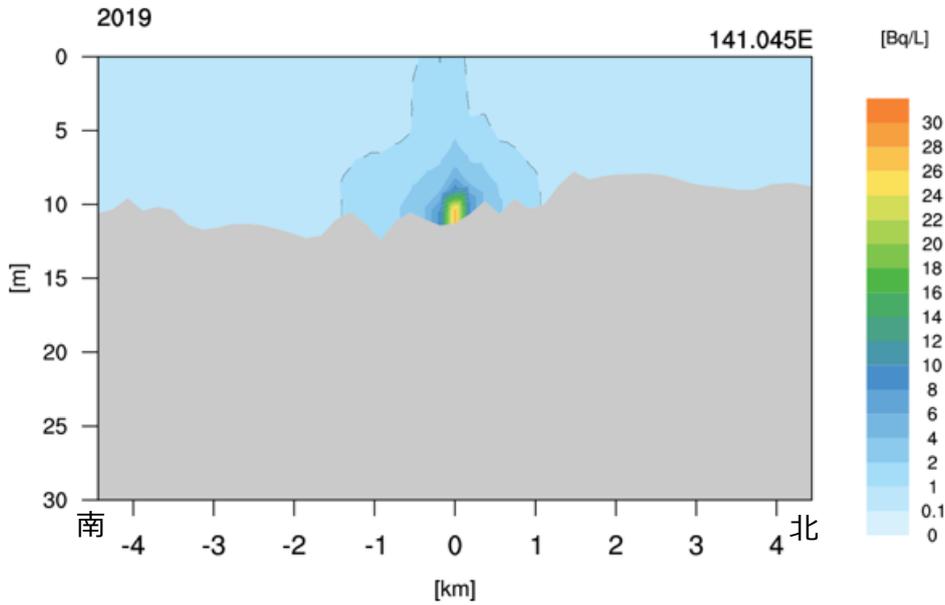
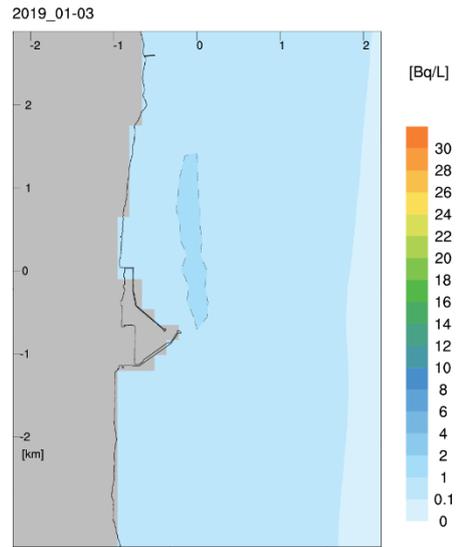
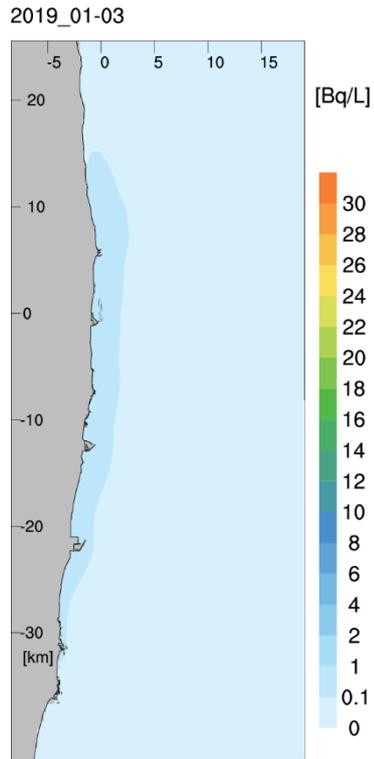
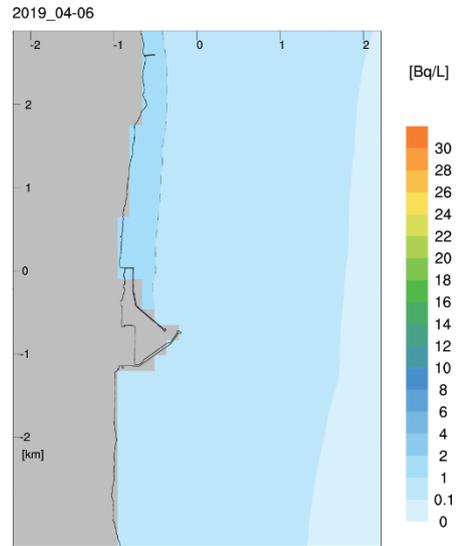
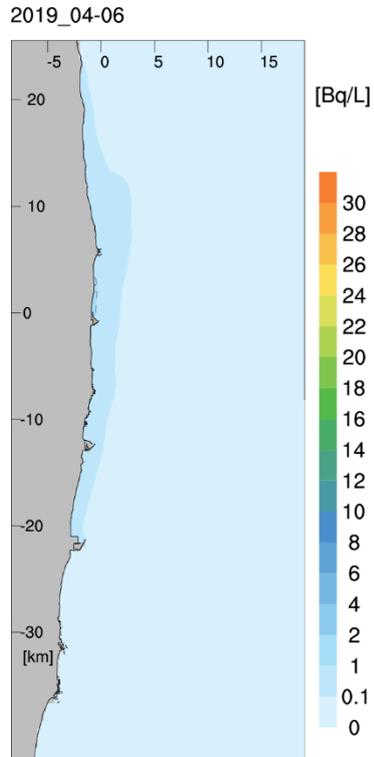


図 6-1-15 海中の年間平均濃度分布図（放水位置南北断面）
 （トリチウム $2.2E+13Bq$ を年間を通じて均等に放出）



左図の発電所周辺を拡大したもの

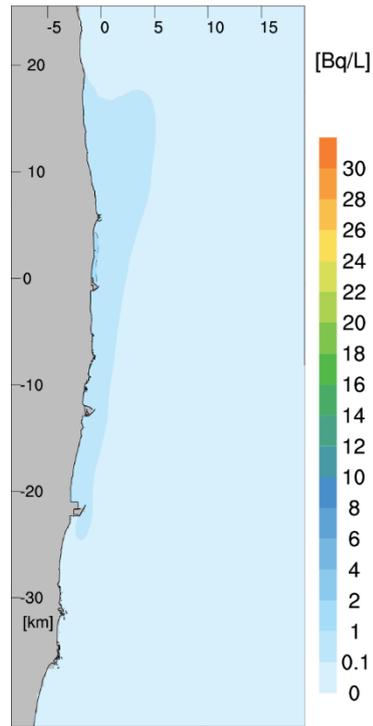
図 6-1-16(1) 季節ごとの海表面の平均濃度分布図
(1-3月平均)



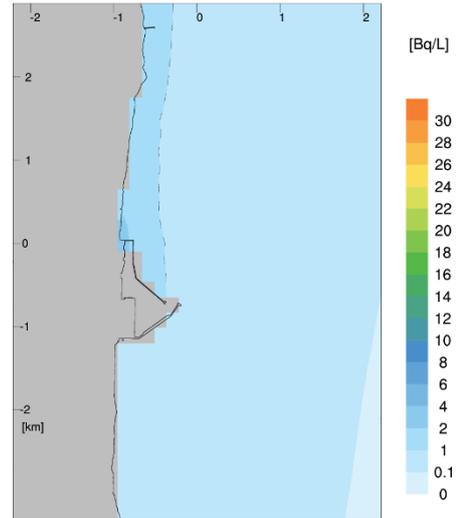
左図の発電所周辺を拡大したもの

図 6-1-16(2) 季節ごとの海表面の平均濃度分布図
(4-6月平均)

2019_07-09



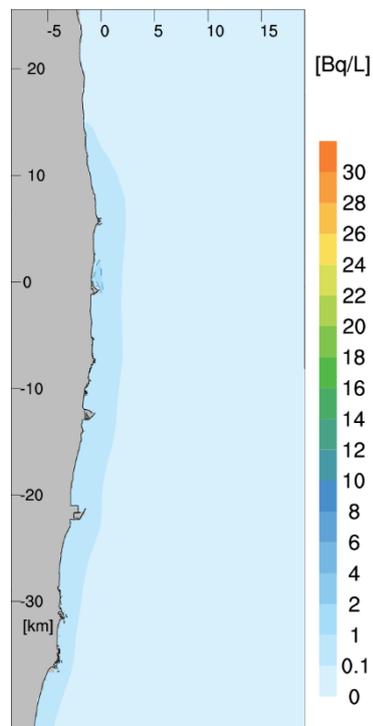
2019_07-09



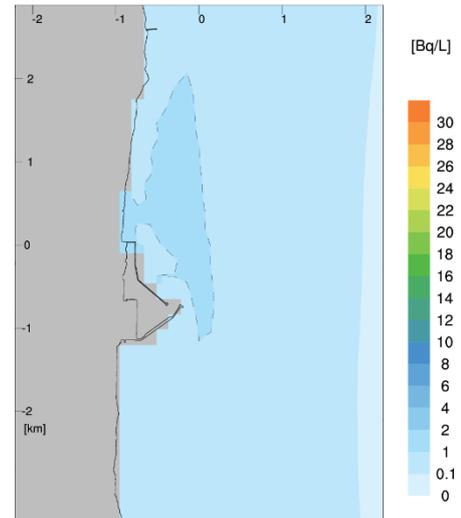
左図の発電所周辺を拡大したもの

図 6-1-16(3) 季節ごとの海表面の平均濃度分布図
(7-9月平均)

2019_10-12



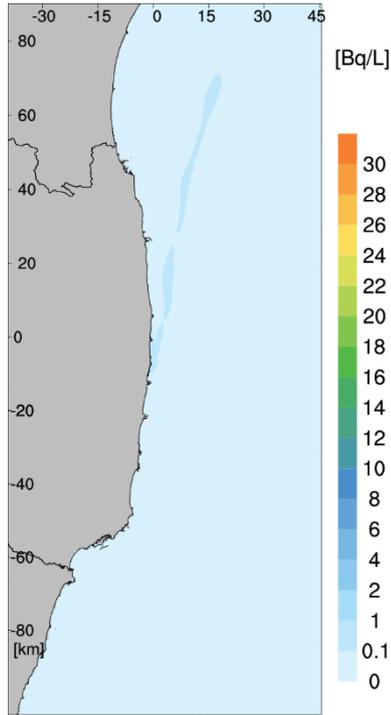
2019_10-12



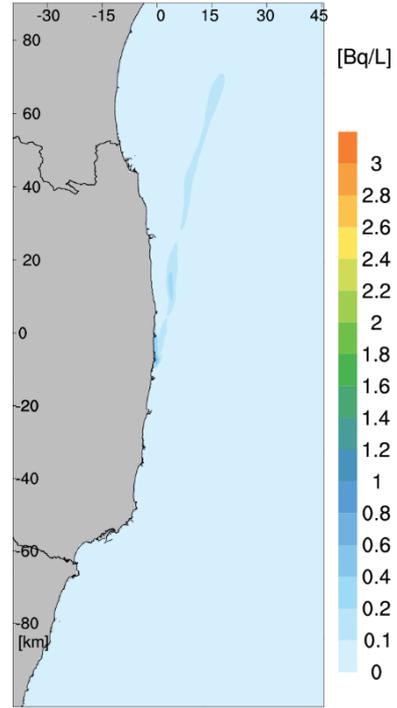
左図の発電所周辺を拡大したもの

図 6-1-16(4) 季節ごとの海表面の平均濃度分布図
(10-12月平均)

20190827



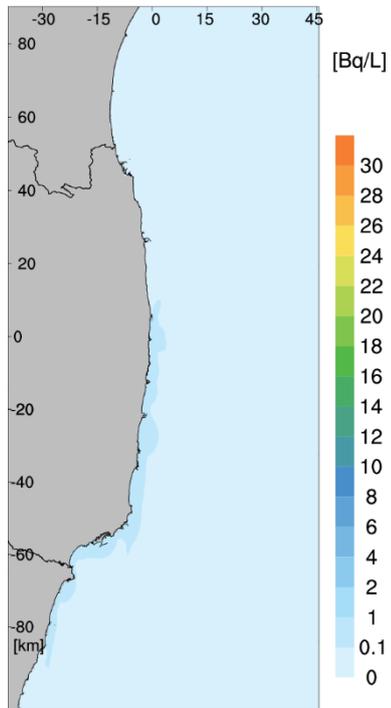
20190827



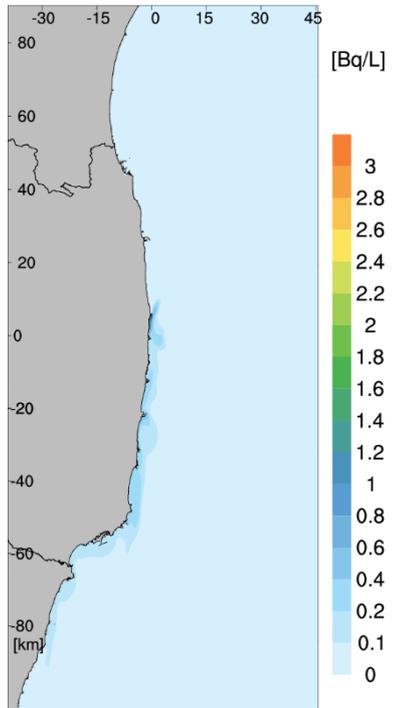
左図の濃度区分を詳細にしたもの

図 6-1-17(1) 海表面の日平均濃度分布図
(0.1Bq/L の範囲が最も北に広がる場合)

20191027



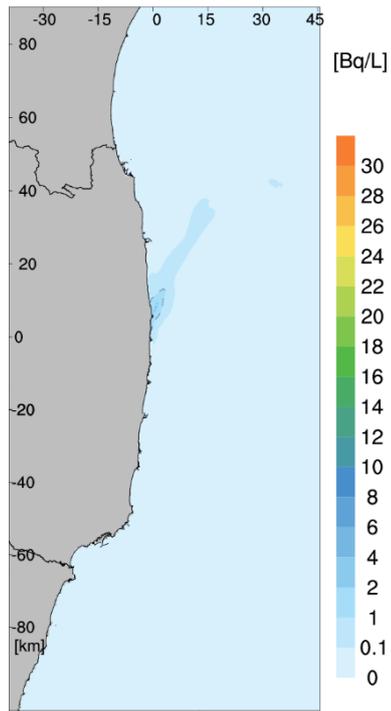
20191027



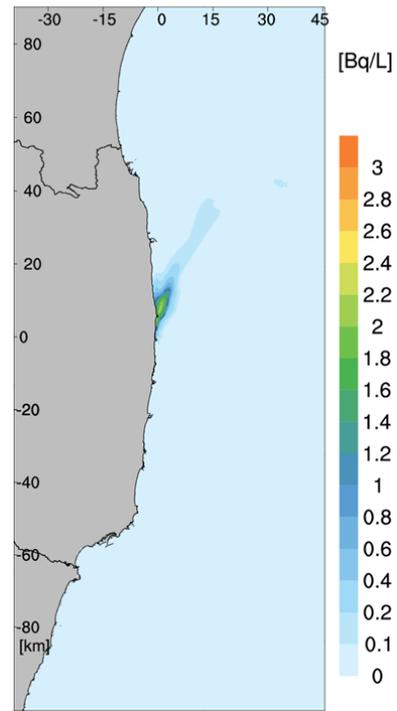
左図の濃度区分を詳細にしたもの

図 6-1-17(2) 海表面の日平均濃度分布図
(0.1Bq/L の範囲が最も南に広がる場合)

20190806



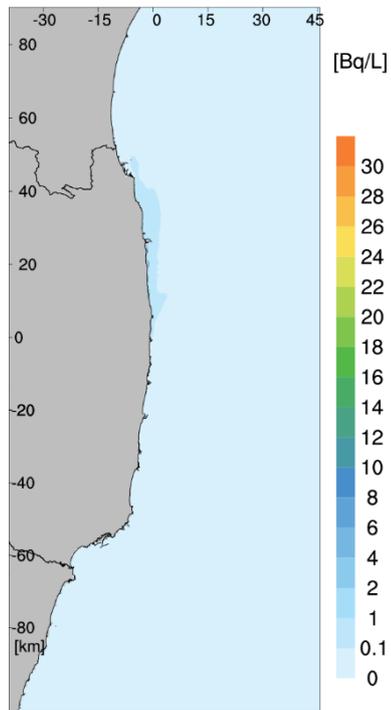
20190806



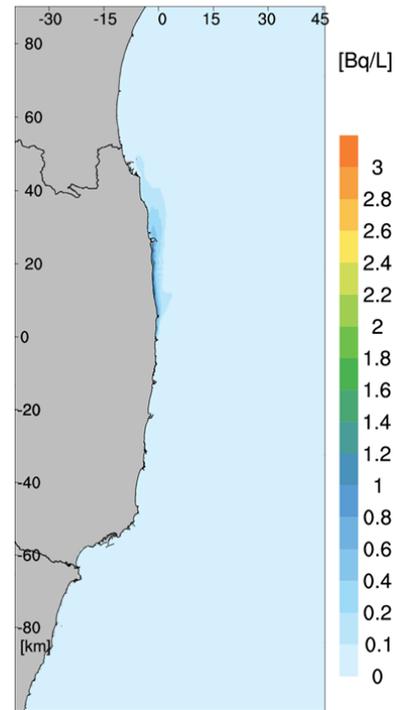
左図の濃度区分を詳細にしたもの

図 6-1-17(3) 海表面の日平均濃度分布図
(0.1Bq/L の範囲が最も東に広がる場合)

20190521



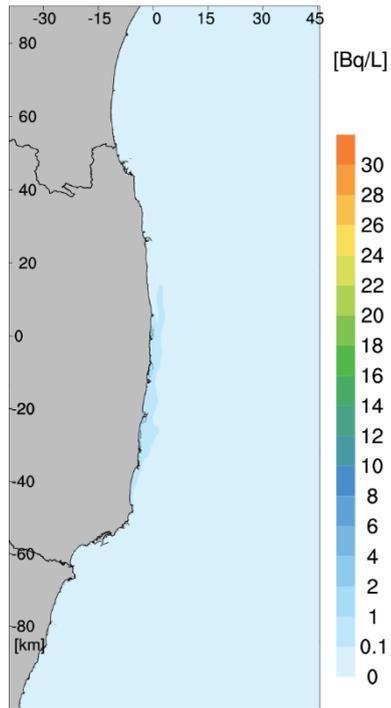
20190521



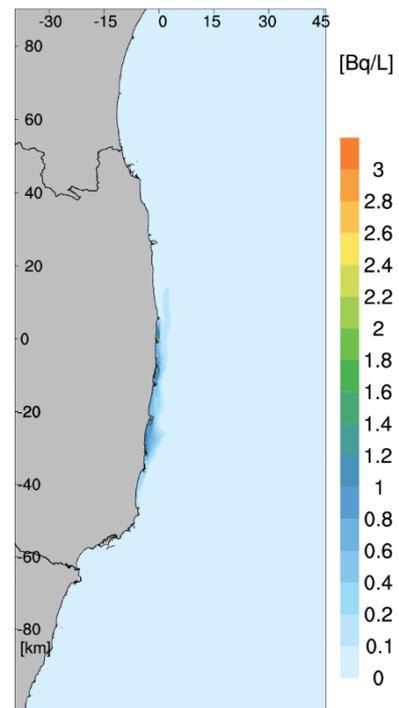
左図の濃度区分を詳細にしたもの

図 6-1-18(1) 海表面の日平均濃度分布図
(1Bq/L の範囲が最も北に広がる場合)

20190211



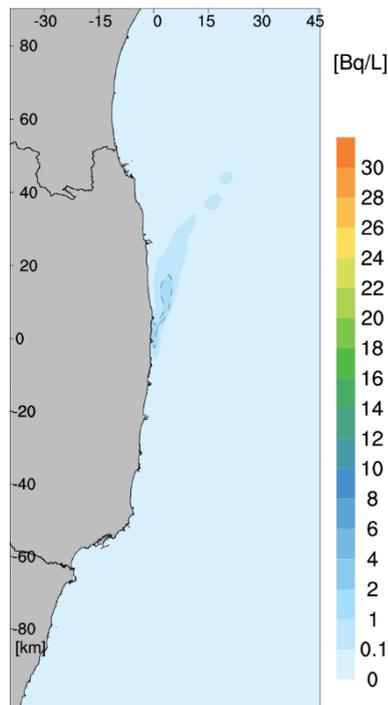
20190211



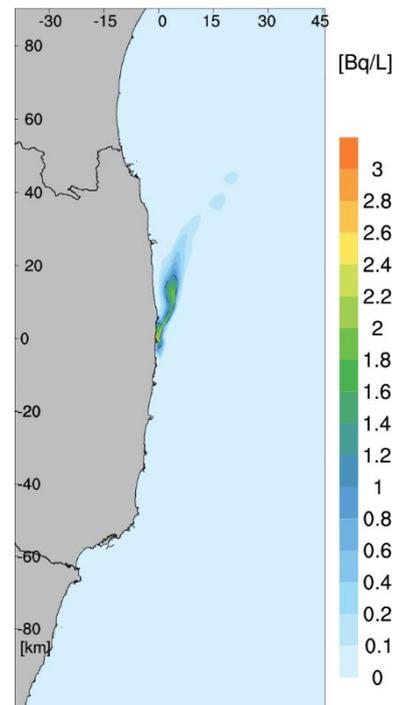
左図の濃度区分を詳細にしたもの

図 6-1-18(2) 海表面の日平均濃度分布図
(1Bq/L の範囲が最も南に広がる場合)

20190829



20190829



左図の濃度区分を詳細にしたもの

図 6-1-18(3) 海表面の日平均濃度分布図
(1Bq/L の範囲が最も東に広がる場合)

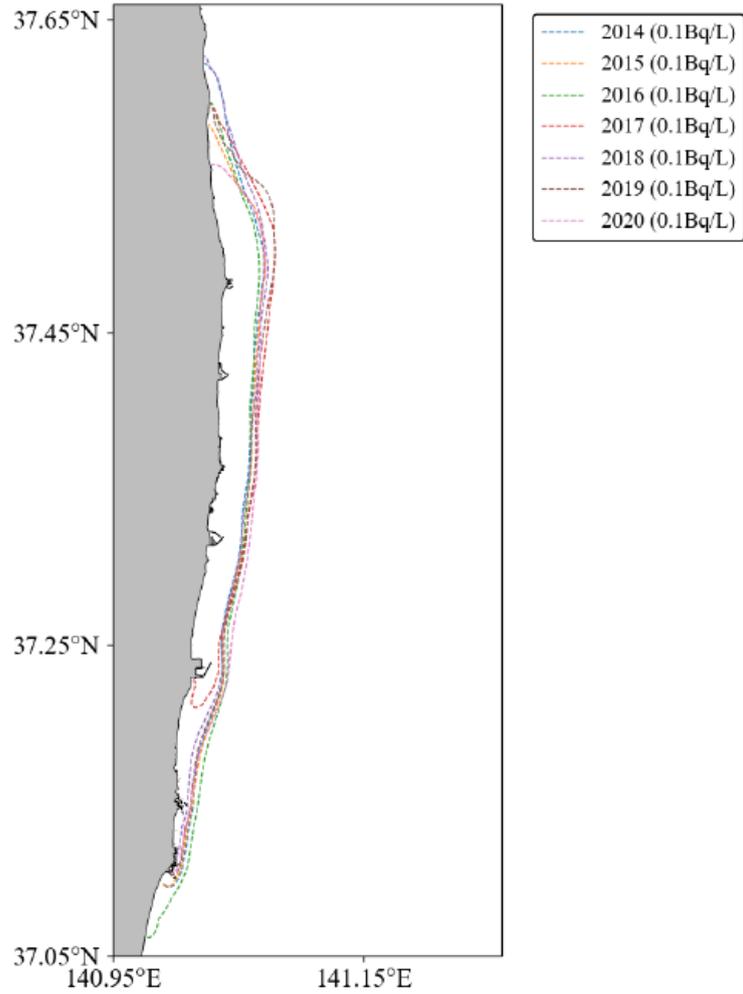


図 6-1-19 2014 年～2020 年の年間平均濃度 0.1Bq/L の範囲

表 6-1-15 2014 年～2020 年の 10km×10km の年間平均濃度の計算結果

年	発電所周辺 10km×10km の年間平均濃度 (Bq/L)		
	全層	最上層	最下層
2014	4.8E-02	1.0E-01	5.0E-02
2015	4.9E-02	9.6E-02	5.3E-02
2016	4.9E-02	9.6E-02	5.3E-02
2017	5.8E-02	1.2E-01	6.3E-02
2018	5.0E-02	1.1E-01	5.4E-02
2019	5.6E-02	1.2E-01	6.0E-02
2020	5.4E-02	1.1E-01	6.0E-02
平均	5.2E-02	1.1E-01	5.6E-02
標準偏差	3.8E-03	9.3E-03	4.4E-03

表 6-1-16 計算領域の境界（北側、東側、南側すべて）における最大濃度

年	濃度 (Bq/L)	座標		
		東西 (0: 西境界, 460: 東境界)	南北 (0: 南境界, 658: 北境界)	深さ (0: 最下層, 29: 最上層)
2014	1.1E-04	460 (東境界)	80	23
2015	2.6E-04	460 (東境界)	145	29
2016	1.4E-04	460 (東境界)	318	25
2017	2.4E-04	460 (東境界)	224	23
2018	1.9E-04	460 (東境界)	150	29
2019	1.6E-04	460 (東境界)	181	28
2020	1.9E-04	460 (東境界)	232	28

(2) 評価に使用する核種ごとの海水中濃度

トリチウムに対する移流・拡散の評価結果を基に、ソースタームにおけるトリチウムと他の核種の年間放出量の比によって、他の核種の濃度を求めた。

表 6-1-17 に、トリチウムを年間 22 兆 Bq (2.2E+13Bq) 放出した場合の、発電所周辺 10km×10km 圏内および発電所北側の砂浜評価地点の海水中トリチウム濃度 (年間平均濃度) を示す。2014 年の濃度に対する 2019 年の濃度の変化率は 20%前後であった。年変動の影響は小さいが、ここではより大きな 2019 年の濃度を被ばく評価に用いることとした。

本結果と、表 6-1-1~6-1-3 に示した核種ごとの年間放出量から求めた、評価用の海水中放射性物質濃度を表 6-1-18~20 に示す。

表 6-1-17 トリチウムを年間 2.2E+13Bq 放出した場合の海水中トリチウム濃度

	深さ	計算結果 (Bq/L)			評価用濃度 (Bq/L)
		2014 年 気象海象	2019 年 気象海象	差異 (%)	
発電所周辺 10km×10km 圏内 の年間平均濃度	全層	4.8E-02	5.6E-02	17	5.6E-02
	最上層	1.0E-01	1.2E-01	20	1.2E-01
砂浜評価地点の 年間平均濃度	全層	7.2E-01	8.8E-01	22	8.8E-01

表 6-1-18 評価に使用する海水濃度 (K4 タンク群の核種組成によるソースターム)

対象核種	年間放出量 (Bq)	評価に使用する海水濃度 (Bq/L)		
		10km×10km 圏内 全層平均	10km×10km 圏内 最上層平均	砂浜評価地点 全層平均
H-3	2.2E+13	5.6E-02	1.2E-01	8.8E-01
C-14	2.4E+09	6.0E-06	1.3E-05	9.4E-05
Mn-54	1.3E+04	3.4E-11	7.3E-11	5.3E-10
Fe-55	3.3E+08	8.4E-07	1.8E-06	1.3E-05
Co-60	3.5E+07	8.8E-08	1.9E-07	1.4E-06
Ni-63	3.3E+08	8.4E-07	1.8E-06	1.3E-05
Se-79	2.4E+08	6.0E-07	1.3E-06	9.4E-06
Sr-90	3.0E+07	7.6E-08	1.6E-07	1.2E-06
Y-90	3.0E+07	7.6E-08	1.6E-07	1.2E-06
Tc-99	1.1E+08	2.8E-07	6.0E-07	4.4E-06
Ru-106	6.6E+06	1.7E-08	3.6E-08	2.6E-07
Sb-125	1.4E+07	3.4E-08	7.4E-08	5.4E-07
Te-125m	1.4E+07	3.4E-08	7.4E-08	5.4E-07
I-129	3.3E+08	8.4E-07	1.8E-06	1.3E-05
Cs-134	1.2E+06	3.0E-09	6.3E-09	4.7E-08
Cs-137	5.8E+07	1.5E-07	3.2E-07	2.3E-06
Ce-144	8.3E+04	2.1E-10	4.5E-10	3.3E-09
Pm-147	7.1E+06	1.8E-08	3.9E-08	2.8E-07
Sm-151	1.4E+05	3.4E-10	7.4E-10	5.4E-09
Eu-154	1.2E+06	3.1E-09	6.7E-09	4.9E-08
Eu-155	2.4E+06	6.0E-09	1.3E-08	9.4E-08
U-234	9.9E+04	2.5E-10	5.4E-10	4.0E-09
U-238	9.9E+04	2.5E-10	5.4E-10	4.0E-09
Np-237	9.9E+04	2.5E-10	5.4E-10	4.0E-09
Pu-238	9.4E+04	2.4E-10	5.1E-10	3.8E-09
Pu-239	9.9E+04	2.5E-10	5.4E-10	4.0E-09
Pu-240	9.9E+04	2.5E-10	5.4E-10	4.0E-09
Pu-241	3.5E+06	8.8E-09	1.9E-08	1.4E-07
Am-241	9.7E+04	2.5E-10	5.3E-10	3.9E-09
Cm-244	8.0E+04	2.0E-10	4.4E-10	3.2E-09
対象とする 被ばく評価		漁網から 海産物摂取	海水面から 船体から	遊泳中 海浜砂から 飲水 しぶき吸入

表 6-1-19 評価に使用する海水濃度 (J1-C タンク群の核種組成によるソースターム)

対象核種	年間放出量 (Bq)	評価に使用する海水濃度 (Bq/L)		
		10km×10km 圏内 全層平均	10km×10km 圏内 最上層平均	砂浜評価地点 全層平均
H-3	2.2E+13	5.6E-02	1.2E-01	8.8E-01
C-14	5.5E+08	1.4E-06	3.0E-06	2.2E-05
Mn-54	1.6E+05	4.1E-10	8.8E-10	6.5E-09
Fe-55	7.3E+07	1.9E-07	4.0E-07	2.9E-06
Co-60	7.3E+06	1.9E-08	4.0E-08	2.9E-07
Ni-63	2.5E+08	6.5E-07	1.4E-06	1.0E-05
Se-79	4.6E+07	1.2E-07	2.5E-07	1.8E-06
Sr-90	1.0E+06	2.6E-09	5.7E-09	4.2E-08
Y-90	1.0E+06	2.6E-09	5.7E-09	4.2E-08
Tc-99	3.7E+07	9.3E-08	2.0E-07	1.5E-06
Ru-106	8.3E+06	2.1E-08	4.5E-08	3.3E-07
Sb-125	3.7E+06	9.3E-09	2.0E-08	1.5E-07
Te-125m	3.7E+06	9.3E-09	2.0E-08	1.5E-07
I-129	3.7E+07	9.3E-08	2.0E-07	1.5E-06
Cs-134	1.0E+06	2.6E-09	5.5E-09	4.0E-08
Cs-137	5.2E+06	1.3E-08	2.8E-08	2.1E-07
Ce-144	2.0E+06	5.0E-09	1.1E-08	7.8E-08
Pm-147	1.3E+07	3.3E-08	7.0E-08	5.1E-07
Sm-151	3.4E+05	8.6E-10	1.8E-09	1.3E-08
Eu-154	2.9E+06	7.3E-09	1.6E-08	1.1E-07
Eu-155	7.3E+06	1.9E-08	4.0E-08	2.9E-07
U-234	9.8E+05	2.5E-09	5.3E-09	3.9E-08
U-238	9.8E+05	2.5E-09	5.3E-09	3.9E-08
Np-237	9.8E+05	2.5E-09	5.3E-09	3.9E-08
Pu-238	9.8E+05	2.5E-09	5.3E-09	3.9E-08
Pu-239	9.8E+05	2.5E-09	5.3E-09	3.9E-08
Pu-240	9.8E+05	2.5E-09	5.3E-09	3.9E-08
Pu-241	3.4E+07	8.6E-08	1.8E-07	1.3E-06
Am-241	9.8E+05	2.5E-09	5.3E-09	3.9E-08
Cm-244	9.2E+05	2.3E-09	5.0E-09	3.7E-08
対象とする 被ばく評価		漁網から 海産物摂取	海水面から 船体から	遊泳中 海浜砂から 飲水 しぶき吸入

表 6-1-20 評価に使用する海水濃度 (J1-G タンク群の核種組成によるソースターム)

対象核種	年間放出量 (Bq)	評価に使用する海水濃度 (Bq/L)		
		10km×10km 圏内 全層平均	10km×10km 圏内 最上層平均	砂浜評価地点 全層平均
H-3	2.2E+13	5.6E-02	1.2E-01	8.8E-01
C-14	1.5E+09	3.7E-06	8.0E-06	5.9E-05
Mn-54	5.0E+05	1.3E-09	2.7E-09	2.0E-08
Fe-55	2.2E+08	5.6E-07	1.2E-06	8.8E-06
Co-60	1.6E+07	4.0E-08	8.5E-08	6.2E-07
Ni-63	8.0E+08	2.0E-06	4.4E-06	3.2E-05
Se-79	1.4E+08	3.5E-07	7.5E-07	5.5E-06
Sr-90	2.8E+06	7.0E-09	1.5E-08	1.1E-07
Y-90	2.8E+06	7.0E-09	1.5E-08	1.1E-07
Tc-99	1.2E+08	3.0E-07	6.5E-07	4.8E-06
Ru-106	8.6E+06	2.2E-08	4.7E-08	3.4E-07
Sb-125	6.9E+06	1.8E-08	3.8E-08	2.8E-07
Te-125m	6.9E+06	1.8E-08	3.8E-08	2.8E-07
I-129	3.0E+07	7.7E-08	1.7E-07	1.2E-06
Cs-134	2.8E+06	7.0E-09	1.5E-08	1.1E-07
Cs-137	2.8E+07	7.2E-08	1.6E-07	1.1E-06
Ce-144	6.0E+06	1.5E-08	3.3E-08	2.4E-07
Pm-147	3.5E+07	8.9E-08	1.9E-07	1.4E-06
Sm-151	9.0E+05	2.3E-09	4.9E-09	3.6E-08
Eu-154	7.7E+06	2.0E-08	4.2E-08	3.1E-07
Eu-155	1.1E+07	2.8E-08	6.0E-08	4.4E-07
U-234	2.6E+06	6.5E-09	1.4E-08	1.0E-07
U-238	2.6E+06	6.5E-09	1.4E-08	1.0E-07
Np-237	2.6E+06	6.5E-09	1.4E-08	1.0E-07
Pu-238	2.5E+06	6.3E-09	1.4E-08	9.9E-08
Pu-239	2.6E+06	6.5E-09	1.4E-08	1.0E-07
Pu-240	2.6E+06	6.5E-09	1.4E-08	1.0E-07
Pu-241	8.2E+07	2.1E-07	4.5E-07	3.3E-06
Am-241	2.6E+06	6.5E-09	1.4E-08	1.0E-07
Cm-244	2.4E+06	6.1E-09	1.3E-08	9.5E-08
対象とする 被ばく評価		漁網から 海産物摂取	海水面から 船体から	遊泳中 海浜砂から 飲水 しぶき吸入

(3) 被ばく評価結果

表 6-1-18～6-1-20 の海水濃度を使用し、以下の 3 ケースの被ばく評価を行った結果を表 6-1-21～22 に示す。

実測値の核種組成によるソースターム

- i. K4 タンク群（トリチウム以外の 29 核種の告示濃度比総和 0.26）
- ii. J1-C タンク群（トリチウム以外の 29 核種の告示濃度比総和 0.21）
- iii. J1-G タンク群（トリチウム以外の 29 核種の告示濃度比総和 0.10）

人に関する被ばく評価結果は、 0.000002 ($2E-06$) ～ 0.00003 ($3E-05$) mSv/年であった。

いずれの場合も一般公衆の線量限度 1mSv/年はもとより、線量拘束値に相当する国内の原子力発電所に対する線量目標値 0.05mSv/年も大きく下回った。

実測値によるソースタームでの評価は、検出下限値未満の核種（不検出核種）についても検出下限値で含まれるものとして評価したことから、評価結果は保守的なものと考えられる。評価結果のうち、不検出核種の寄与について、添付 IX「実測値によるソースタームにおける不検出核種の寄与について」に示した。

また、実効線量係数が大きく、内部被ばくの評価値が高くなる乳児においても、内部被ばくの評価結果は 0.0000017 ($1.7E-06$) mSv/年～ 0.000032 ($3.2E-05$) mSv/年の範囲に収まっており、線量限度 1 mSv/年はもとより、線量拘束値に相当する線量目標値 0.05mSv/年も大きく下回る結果であった。

これらの評価結果の、核種ごとの内訳を添付 X「被ばく評価結果の核種ごとの内訳」に示す。また、添付 XI「外部被ばく線量換算係数の保守性について」において、米国環境保護庁が発行した FGR15 の線量換算係数による試算を実施して、廃止措置ハンドブックの線量換算係数の保守性を確認しているが、その際参考として砂浜地点における幼児、乳児の外部被ばくについても試算を行った。

表 6-1-21 人に関する被ばく評価結果

評価 ケース	ソース ターム	実測値によるソースターム					
		i. K4 タンク群		ii. J1-C タンク群		iii. J1-G タンク群	
	海産物 摂取量	平均的	多い	平均的	多い	平均的	多い
外部 被ばく (mSv/ 年)	海水面	4.6E-10		1.7E-10		3.7E-10	
	船体	4.9E-10		1.8E-10		3.7E-10	
	遊泳中	3.2E-10		1.2E-10		2.5E-10	
	海浜砂	5.4E-07		2.0E-07		4.3E-07	
	漁網	1.1E-07		3.9E-08		8.3E-08	
内部 被ばく (mSv/ 年)	飲水	3.4E-07		3.1E-07		3.1E-07	
	しぶき 吸入	9.2E-08		1.9E-07		3.8E-07	
	海産物 摂取	6.9E-06	3.1E-05	1.2E-06	5.5E-06	2.6E-06	1.1E-05
合計 (mSv/年)		8E-06	3E-05	2E-06	6E-06	4E-06	1E-05

表 6-1-22 年齢別の内部被ばく評価結果

評価 ケース	ソース ターム	実測値によるソースターム					
		i. K4 タンク群		ii. J1-C タンク群		iii. J1-G タンク群	
	海産物 摂取量	平均的	多い	平均的	多い	平均的	多い
飲水による 内部被ばく (mSv/年)	成人	3.4E-07		3.1E-07		3.1E-07	
	幼児	5.8E-07		5.3E-07		5.4E-07	
	乳児	-		-		-	
水しぶきの 吸入による 内部被ばく (mSv/年)	成人	9.2E-08		1.9E-07		3.8E-07	
	幼児	6.0E-08		1.1E-07		2.0E-07	
	乳児	3.9E-08		6.2E-08		1.1E-07	
海産物摂取 による 内部被ばく (mSv/年)	成人	6.9E-06	3.1E-05	1.2E-06	5.5E-06	2.6E-06	1.1E-05
	幼児	7.8E-06	3.6E-05	1.5E-06	6.8E-06	3.6E-06	1.6E-05
	乳児	6.9E-06	3.2E-05	1.7E-06	8.1E-06	4.6E-06	2.2E-05

(4) 線量拘束値を踏まえた各核種の年間放出量上限と最適化

社会・経済的なバランスも考慮しつつ、できるだけ被ばくを少なくするよう努力するという、放射線防護の基本的な考え方³⁸から言えば、防護の最適化は、必ずしも被ばくの最小化を意味することとはならず、線量拘束値を超えない範囲であれば、放射線防護の最適化が行われていると解される。

トリチウムについては、実測値によるソースタームのうち最も被ばく評価結果の数値が大きいK4 タンク群の評価結果を用いてトリチウムの年間放出量を計算した場合、線量拘束値が0.05mSv/年であり、K4 タンク群のソースタームに基づいた被ばく評価結果（海産物摂

³⁸ 放射線を伴う行為のメリットが放射線のリスクを上回る場合は、合理的に達成可能な限り被ばく量を減らして、放射線を利用するという ALARA (as low as reasonably achievable) の原則

取量が多い場合) が $3E-05\text{mSv/年}$ であることから、

$$2.2E+13(\text{Bq/年}) \times 0.05 (\text{mSv/年}) \div 0.00003(\text{mSv/年}) = 3.7E+16(\text{Bq/年}) = \underline{3.7 \text{ 京 Bq/年}} \\ (\underline{37,000 \text{ 兆 Bq/年}})$$

という結果となる。

同様の計算により、最も被ばく評価結果の数値が小さい J1-C タンク群の評価結果を用いる場合には、

$$2.2E+13(\text{Bq/年}) \times 0.05 (\text{mSv/年}) \div 0.000002(\text{mSv/年}) = 5.5E+17(\text{Bq/年}) = \underline{55 \text{ 京 Bq/年}} \\ (\underline{550,000 \text{ 兆 Bq/年}})$$

となり、ソースタームおよび海産物摂取量に応じて最小となった 3.7 京 Bq/年 (K4 タンク群のソースタームで海産物摂取量が多い場合) を放出量の上限として、放射線防護の最適化により実際の放出量を決定することとなる。他の核種も含めた「処理水の年間放出量」、「線量拘束値」、および「ソースタームの被ばく評価結果」を用いた、許容される放出上限の試算および最適化の実施結果については、参考 G「線量拘束値を踏まえた各核種の年間放出量上限および最適化評価結果」にまとめた。

一方、実際に海洋放出される ALPS 処理水に含まれるトリチウムの年間放出量は、2021 年 4 月の国の基本方針により、「放出するトリチウムの年間の放出量は、事故前の福島第一原発の放出管理値 (年間 22 兆ベクレル) を下回る水準になるよう放出を実施し、定期的に見直すこととする。」とされている。これは、ALPS 処理水のみならず廃炉全体のリスク最適化の観点、ALPS 処理水の陸上保管中に期待される放射性物質の自然減衰の効果と長期保管中における漏えいリスクや職業被ばく、廃炉完了までに ALPS 処理水の処分も完了していること、ならびにステークホルダーの理解などの社会的受容性も考慮した公共政策上の選択である。このような経緯を踏まえ、当社では、上記「基本方針を踏まえた当社の対応」

(2021 年 4 月) に示すとおり、本報告書の評価条件としてトリチウムの年間放出量を 22 兆 Bq/年 ($2.2E+13\text{Bq/年}$) と設定し、放射線環境影響評価を行った。

なお、年間のトリチウム放出量については、国の基本方針を踏まえ、汚染水の発生状況や新たに生じる ALPS 処理水のトリチウム濃度などを精査し、利害関係者を含めた最適化の観点等に十分留意しつつ、線量拘束値を満たす範囲で、定期的に見直すこととしている。

6-2. 潜在被ばくの評価

GSG-10 に示されている潜在被ばくに関する評価の手順（図 6-2-1）にしたがって、潜在被ばくの評価を実施した。

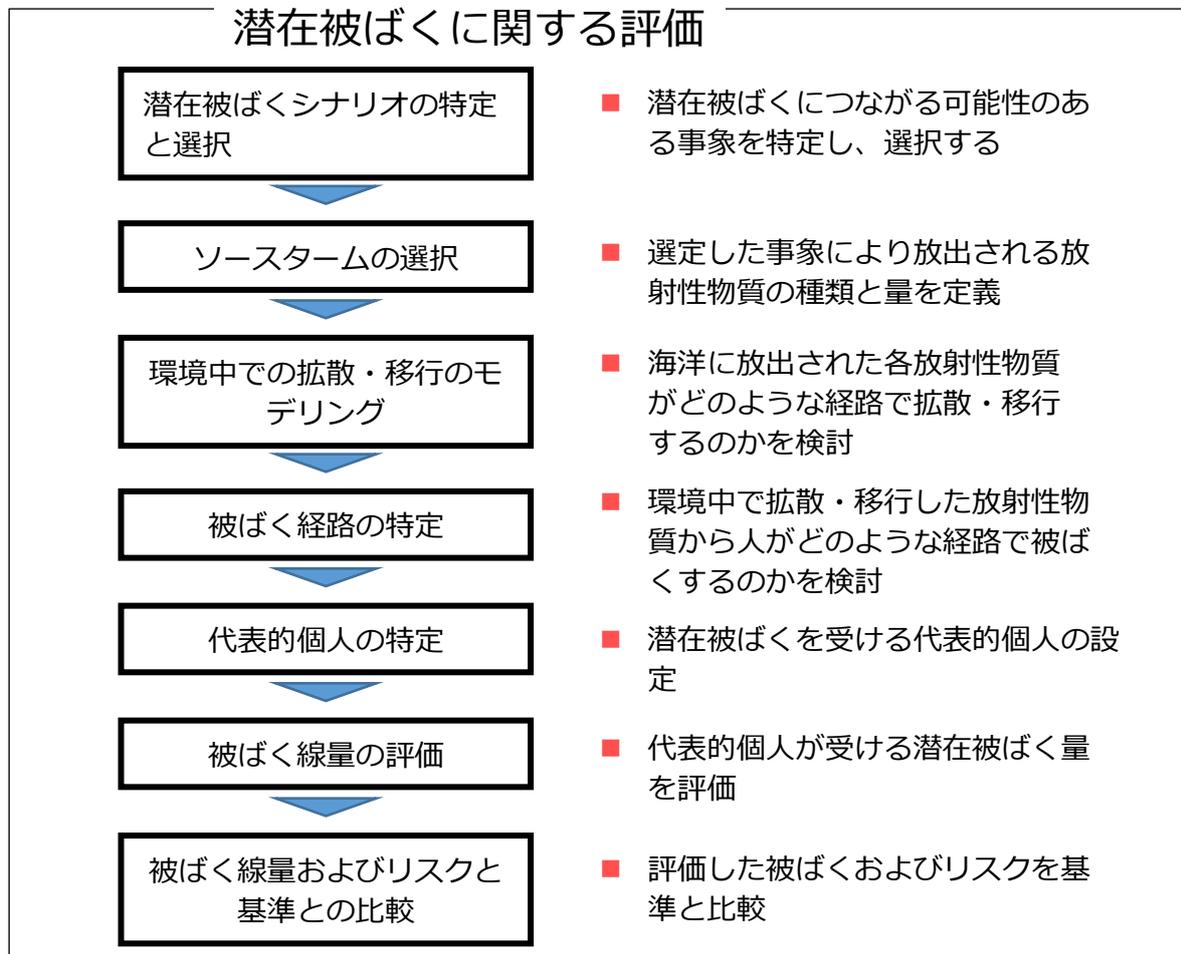


図 6-2-1. 潜在被ばくに関する評価の手順

6-2-1. 評価方法

(1) 潜在被ばくシナリオの特定と選択

ALPS 処理水の海洋放出設備は、測定・確認用設備、移送設備、希釈設備、放水設備から成る。これらの設備が内包する放射性物質を含む水は、希釈前の ALPS 処理水と希釈後の ALPS 処理水の 2 種類である。したがって、意図しない形での ALPS 処理水の海洋放出を頂上事象とし定義し、具体的な異常事象を、

- ①放射性物質を測定・確認不備の状態での放出
- ②海水希釈不十分での放出
- ③設備からの漏えい

の3種類と定義した。

設計においては、これらを防止するため

①に対しては、

- ・排水のためのインターロックを設ける
- ・タンクの弁の二重化
- ・第三者機関による分析との比較
- ・攪拌、循環機器により試料の均質化

②に対しては、

- ・流量による希釈率の監視
- ・海水流量異常時に放出を停止するためのインターロックを設ける
- ・二重の緊急遮断弁の設置

③に対しては、

- ・地震発生時の停止
- ・定期的な巡視点検の実施
- ・PE管の接続は融着構造とする
- ・フランジ部への漏えい検知機、堰の設置
- ・受入タンクへの水位計の設置

などの対策により、単一故障時の意図しない形でのALPS処理水の放出量は、最大でも1.2m³程度に抑えられている。

①、②は設計および運用により放出は防止・緩和されるが、③設備からの漏えい事象については設計上の想定を超える外部事象などによる発生を否定できないことから、シナリオ選定を行った。

ALPS処理水の海洋放出に係わる設備は、最初に述べたとおり、測定・確認用設備、移送設備、希釈設備、放水設備から成る。これらの設備の内、希釈設備、放水設備は希釈後のALPS処理水を内包する設備であり、漏えいした場合であっても被ばくリスクは無視できる程度である。

一方、測定・確認用設備は、主に測定・確認用タンク、ポンプ、配管、および弁、移送設備は、主にポンプ、配管、および弁から構成される。これらの設備からの漏えいシナリオとして、以下のとおりケース1：配管からの漏えいと最も厳しい事象としてケース2：タンクからの漏えいを選定した。

・ケース1 配管からの漏えい

配管からの漏えいを考えた場合、ALPS 処理水の流量は通常時と変わらないと考えられるが、希釈されること無く海洋に流出することとなる。最も厳しい配管からの漏えいシナリオとして、海洋に近い場所で配管破断が発生し、通常運転時の最大流量（500m³/日）が全量北防波堤付近から流出する事象を選定した。また、現実には流量の常時監視や、毎日巡視点検を行うことから、翌日には流出は止まると考えられるが、ここでは、流出に気付くことができずに測定・確認用タンク1系列1万m³が空になるまで20日間漏えいが継続することとした。

ALPS 処理水の移送配管が破断した場合、破断の場所によって5,6号機取水口付近、又は5,6号機放水口付近に流出する可能性があるが、ALPS 処理水の希釈用海水取水のため、5,6号機取水口と5,6号機放水口付近はつながっており、保守的に全量が5,6号機放水口付近に直接流出するものとした。

・ケース2 タンクからの漏えい

最も厳しいシナリオとして、巨大地震等で測定・確認用タンク3群すべてが破損し、1日で3万m³のALPS 処理水が海洋に流出する事象を選定した。現実には、ALPS 処理水の一部がタンクや堰内に留まったり、敷地内で地中に浸透することが考えられるが、ここでは全量がそのまま海洋に流出することとした。

海洋流出の位置は、ケース1と同様5,6号機放水口付近に直接全量が流出するものとした。

(2) ソースターム（核種ごとの日放出量）

ケース1（配管破断）

流出するALPS 処理水は、通常時に希釈して放出するALPS 処理水であり、ソースタームは実測値に基づく核種組成と日最大排水量（500m³/日）の積で求めた。評価に使用したソースタームを表6-2-1～6-2-3に示す。

表 6-2-1 実測値 (K4 タンク群) の核種組成によるソースターム (ケース 1)

対象核種	核種濃度 (Bq/L)	日排水量 (L/日)	日放出量 (Bq/日)	備考
H-3	1.4E+05	5.0E+05	7.0E+10	・日放出量は、通常運転時の日排水量の最大値 500m ³ と核種ごとの濃度の積により求めた
C-14	1.5E+01		7.5E+06	
Mn-54	8.5E-05		4.3E+01	
Fe-55	2.1E+00		1.1E+06	
Co-60	2.2E-01		1.1E+05	
Ni-63	2.1E+00		1.1E+06	
Se-79	1.5E+00		7.5E+05	
Sr-90	1.9E-01		9.5E+04	
Y-90	1.9E-01		9.5E+04	
Tc-99	7.0E-01		3.5E+05	
Ru-106	4.2E-02		2.1E+04	
Sb-125	8.6E-02		4.3E+04	
Te-125m	8.6E-02		4.3E+04	
I-129	2.1E+00		1.1E+06	
Cs-134	7.4E-03		3.7E+03	
Cs-137	3.7E-01		1.9E+05	
Ce-144	5.3E-04		2.7E+02	
Pm-147	4.5E-02		2.3E+04	
Sm-151	8.6E-04		4.3E+02	
Eu-154	7.8E-03		3.9E+03	
Eu-155	1.5E-02		7.5E+03	
U-234	6.3E-04		3.2E+02	
U-238	6.3E-04		3.2E+02	
Np-237	6.3E-04		3.2E+02	
Pu-238	6.0E-04		3.0E+02	
Pu-239	6.3E-04		3.2E+02	
Pu-240	6.3E-04	3.2E+02		
Pu-241	2.2E-02	1.1E+04		
Am-241	6.2E-04	3.1E+02		
Cm-244	5.1E-04	2.6E+02		

表 6-2-2 実測値 (J1-C タンク群) の核種組成によるソースターム (ケース 1)

対象核種	核種濃度 (Bq/L)	日排水量 (L/日)	日放出量 (Bq/日)	備考
H-3	7.2E+05	5.0E+05	3.6E+11	・日放出量は、通常運転時の日排水量の最大値 500m ³ と核種ごとの濃度の積により求めた
C-14	1.8E+01		9.0E+06	
Mn-54	5.3E-03		2.7E+03	
Fe-55	2.4E+00		1.2E+06	
Co-60	2.4E-01		1.2E+05	
Ni-63	8.3E+00		4.2E+06	
Se-79	1.5E+00		7.5E+05	
Sr-90	3.4E-02		1.7E+04	
Y-90	3.4E-02		1.7E+04	
Tc-99	1.2E+00		6.0E+05	
Ru-106	2.7E-01		1.4E+05	
Sb-125	1.2E-01		6.0E+04	
Te-125m	1.2E-01		6.0E+04	
I-129	1.2E+00		6.0E+05	
Cs-134	3.3E-02		1.7E+04	
Cs-137	1.7E-01		8.5E+04	
Ce-144	6.4E-02		3.2E+04	
Pm-147	4.2E-01		2.1E+05	
Sm-151	1.1E-02		5.5E+03	
Eu-154	9.4E-02		4.7E+04	
Eu-155	2.4E-01		1.2E+05	
U-234	3.2E-02		1.6E+04	
U-238	3.2E-02		1.6E+04	
Np-237	3.2E-02		1.6E+04	
Pu-238	3.2E-02		1.6E+04	
Pu-239	3.2E-02		1.6E+04	
Pu-240	3.2E-02		1.6E+04	
Pu-241	1.1E+00		5.5E+05	
Am-241	3.2E-02	1.6E+04		
Cm-244	3.0E-02	1.5E+04		

表 6-2-3 実測値 (J1-G タンク群) の核種組成によるソースターム (ケース 1)

対象核種	核種濃度 (Bq/L)	日排水量 (L/日)	日放出量 (Bq/日)	備考
H-3	2.4E+05	5.0E+05	1.2E+11	・日放出量は、通常運転時の日排水量の最大値 500m ³ と核種ごとの濃度の積により求めた
C-14	1.6E+01		8.0E+06	
Mn-54	5.4E-03		2.7E+03	
Fe-55	2.4E+00		1.2E+06	
Co-60	1.7E-01		8.5E+04	
Ni-63	8.7E+00		4.4E+06	
Se-79	1.5E+00		7.5E+05	
Sr-90	3.0E-02		1.5E+04	
Y-90	3.0E-02		1.5E+04	
Tc-99	1.3E+00		6.5E+05	
Ru-106	9.4E-02		4.7E+04	
Sb-125	7.5E-02		3.8E+04	
Te-125m	7.5E-02		3.8E+04	
I-129	3.3E-01		1.7E+05	
Cs-134	3.0E-02		1.5E+04	
Cs-137	3.1E-01		1.6E+05	
Ce-144	6.5E-02		3.3E+04	
Pm-147	3.8E-01		1.9E+05	
Sm-151	9.8E-03		4.9E+03	
Eu-154	8.4E-02		4.2E+04	
Eu-155	1.2E-01		6.0E+04	
U-234	2.8E-02		1.4E+04	
U-238	2.8E-02		1.4E+04	
Np-237	2.8E-02		1.4E+04	
Pu-238	2.7E-02		1.4E+04	
Pu-239	2.8E-02		1.4E+04	
Pu-240	2.8E-02	1.4E+04		
Pu-241	8.9E-01	4.5E+05		
Am-241	2.8E-02	1.4E+04		
Cm-244	2.6E-02	1.3E+04		

ケース2（タンク破損）

流出する ALPS 処理水は、通常時に希釈して放出する ALPS 処理水であり、ソースタームは実測値に基づく核種組成と日排水量（30,000m³/日）の積で求めた。評価に使用したソースタームを表 6-2-4～6-2-6 に示す。

表 6-2-4 実測値（K4 タンク群）の核種組成によるソースターム（ケース2）

対象核種	核種濃度 (Bq/L)	日排水量 (L/日)	日放出量 (Bq/日)	備考
H-3	1.4E+05	3.0E+07	4.2E+12	・測定・確認用タンク3群がすべて破損し、全容量（3万 m ³ ）が1日で流出すると仮定した ・日放出量は、日排水量 3 万 m ³ と、核種濃度の積により求めた
C-14	1.5E+01		4.5E+08	
Mn-54	8.5E-05		2.6E+03	
Fe-55	2.1E+00		6.3E+07	
Co-60	2.2E-01		6.6E+06	
Ni-63	2.1E+00		6.3E+07	
Se-79	1.5E+00		4.5E+07	
Sr-90	1.9E-01		5.7E+06	
Y-90	1.9E-01		5.7E+06	
Tc-99	7.0E-01		2.1E+07	
Ru-106	4.2E-02		1.3E+06	
Sb-125	8.6E-02		2.6E+06	
Te-125m	8.6E-02		2.6E+06	
I-129	2.1E+00		6.3E+07	
Cs-134	7.4E-03		2.2E+05	
Cs-137	3.7E-01		1.1E+07	
Ce-144	5.3E-04		1.6E+04	
Pm-147	4.5E-02		1.4E+06	
Sm-151	8.6E-04		2.6E+04	
Eu-154	7.8E-03		2.3E+05	
Eu-155	1.5E-02		4.5E+05	
U-234	6.3E-04		1.9E+04	
U-238	6.3E-04		1.9E+04	
Np-237	6.3E-04		1.9E+04	
Pu-238	6.0E-04		1.8E+04	
Pu-239	6.3E-04		1.9E+04	
Pu-240	6.3E-04		1.9E+04	
Pu-241	2.2E-02		6.6E+05	
Am-241	6.2E-04	1.9E+04		
Cm-244	5.1E-04	1.5E+04		

表 6-2-5 実測値 (J1-C タンク群) の核種組成によるソースターム (ケース2)

対象核種	核種濃度 (Bq/L)	日排水量 (L/日)	日放出量 (Bq/日)	備考
H-3	7.2E+05	3.0E+07	2.2E+13	・測定・確認用タンク3群がすべて破損し、全容量 (3万 m ³) が1日で流出すると仮定した ・日放出量は、日排水量 3万 m ³ と、核種濃度の積により求めた
C-14	1.8E+01		5.4E+08	
Mn-54	5.3E-03		1.6E+05	
Fe-55	2.4E+00		7.2E+07	
Co-60	2.4E-01		7.2E+06	
Ni-63	8.3E+00		2.5E+08	
Se-79	1.5E+00		4.5E+07	
Sr-90	3.4E-02		1.0E+06	
Y-90	3.4E-02		1.0E+06	
Tc-99	1.2E+00		3.6E+07	
Ru-106	2.7E-01		8.1E+06	
Sb-125	1.2E-01		3.6E+06	
Te-125m	1.2E-01		3.6E+06	
I-129	1.2E+00		3.6E+07	
Cs-134	3.3E-02		9.9E+05	
Cs-137	1.7E-01		5.1E+06	
Ce-144	6.4E-02		1.9E+06	
Pm-147	4.2E-01		1.3E+07	
Sm-151	1.1E-02		3.3E+05	
Eu-154	9.4E-02		2.8E+06	
Eu-155	2.4E-01		7.2E+06	
U-234	3.2E-02		9.6E+05	
U-238	3.2E-02		9.6E+05	
Np-237	3.2E-02		9.6E+05	
Pu-238	3.2E-02		9.6E+05	
Pu-239	3.2E-02		9.6E+05	
Pu-240	3.2E-02		9.6E+05	
Pu-241	1.1E+00		3.3E+07	
Am-241	3.2E-02	9.6E+05		
Cm-244	3.0E-02	9.0E+05		

表 6-2-6 実測値 (J1-G タンク群) の核種組成によるソースターム (ケース 2)

対象核種	核種濃度 (Bq/L)	日排水量 (L/日)	日放出量 (Bq/日)	備考
H-3	2.4E+05	3.0E+07	7.2E+12	・測定・確認用タンク 3 群がすべて破損し、全容量 (3 万 m ³) が 1 日で流出すると仮定した ・日放出量は、日排水量 3 万 m ³ と、核種濃度の積により求めた
C-14	1.6E+01		4.8E+08	
Mn-54	5.4E-03		1.6E+05	
Fe-55	2.4E+00		7.2E+07	
Co-60	1.7E-01		5.1E+06	
Ni-63	8.7E+00		2.6E+08	
Se-79	1.5E+00		4.5E+07	
Sr-90	3.0E-02		9.0E+05	
Y-90	3.0E-02		9.0E+05	
Tc-99	1.3E+00		3.9E+07	
Ru-106	9.4E-02		2.8E+06	
Sb-125	7.5E-02		2.3E+06	
Te-125m	7.5E-02		2.3E+06	
I-129	3.3E-01		9.9E+06	
Cs-134	3.0E-02		9.0E+05	
Cs-137	3.1E-01		9.3E+06	
Ce-144	6.5E-02		2.0E+06	
Pm-147	3.8E-01		1.1E+07	
Sm-151	9.8E-03		2.9E+05	
Eu-154	8.4E-02		2.5E+06	
Eu-155	1.2E-01		3.6E+06	
U-234	2.8E-02		8.4E+05	
U-238	2.8E-02		8.4E+05	
Np-237	2.8E-02		8.4E+05	
Pu-238	2.7E-02		8.1E+05	
Pu-239	2.8E-02		8.4E+05	
Pu-240	2.8E-02	8.4E+05		
Pu-241	8.9E-01	2.7E+07		
Am-241	2.8E-02	8.4E+05		
Cm-244	2.6E-02	7.8E+05		

(3) 拡散、移行のモデリング、被ばく経路

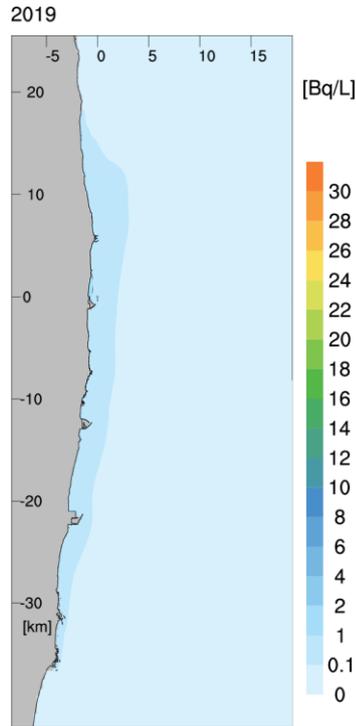
潜在被ばくの評価においては、沖合 1km から沿岸へ海洋への放出場所が変わるが、放出先は同じ海域であり、そこでの拡散、移行についても通常時の被ばくと同様と想定されることから、移行経路は、6-1-2.(2)で設定した通常時の被ばくと同じとする。また、シミュレーションも同じモデルを使用するが、沿岸からの流出であることから、5, 6号機放水口付近からの放出による計算結果を使用した。5, 6号機放水口の位置を図 6-2-1 に示す。

対象となる地域、海域が同じであり、移行経路も同じであることから、被ばく経路も通常時の被ばくと同じとした。

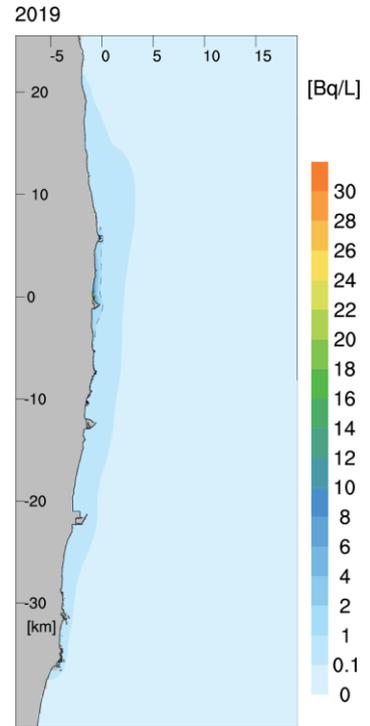
放水位置の違いによる拡散シミュレーションの結果（年間平均濃度）の比較を図 6-2-2～4 に示す。広域の拡散に大きな違いはみられないが、発電所近傍の沿岸では 5, 6号機放水口からの放出の方が高い濃度となっている。



図 6-2-1 現在の計画における放水位置と 5, 6号機放水口の位置

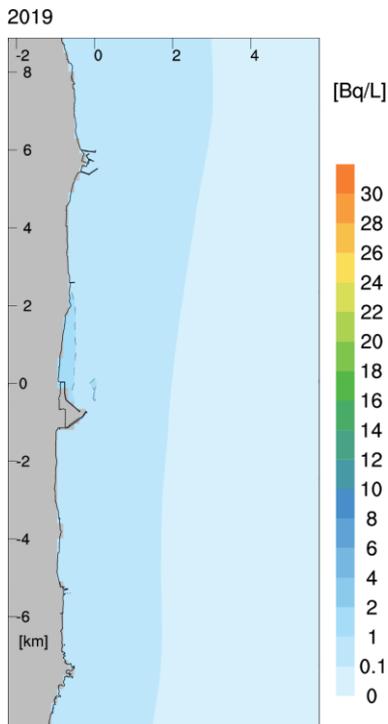


(沖合 1km からの放水)

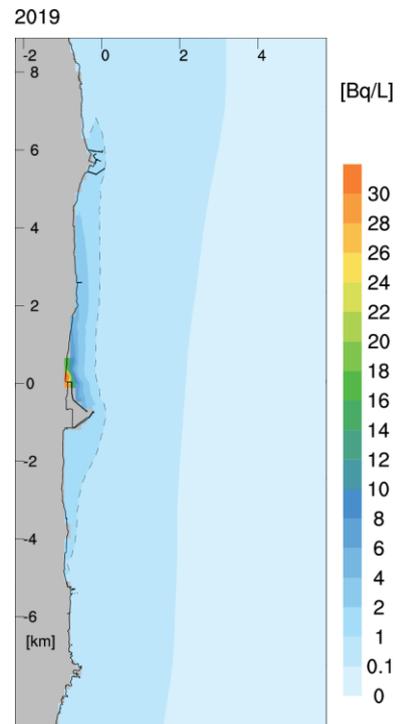


(5, 6号機放水口からの放水)

図 6-2-2 放水位置の違いによる海表面の年間平均濃度分布図の比較 (広域)



(沖合 1km からの放水)



(5, 6号機放水口からの放水)

図 6-2-3 放水位置の違いによる海表面の年間平均濃度分布図の比較 (拡大図)

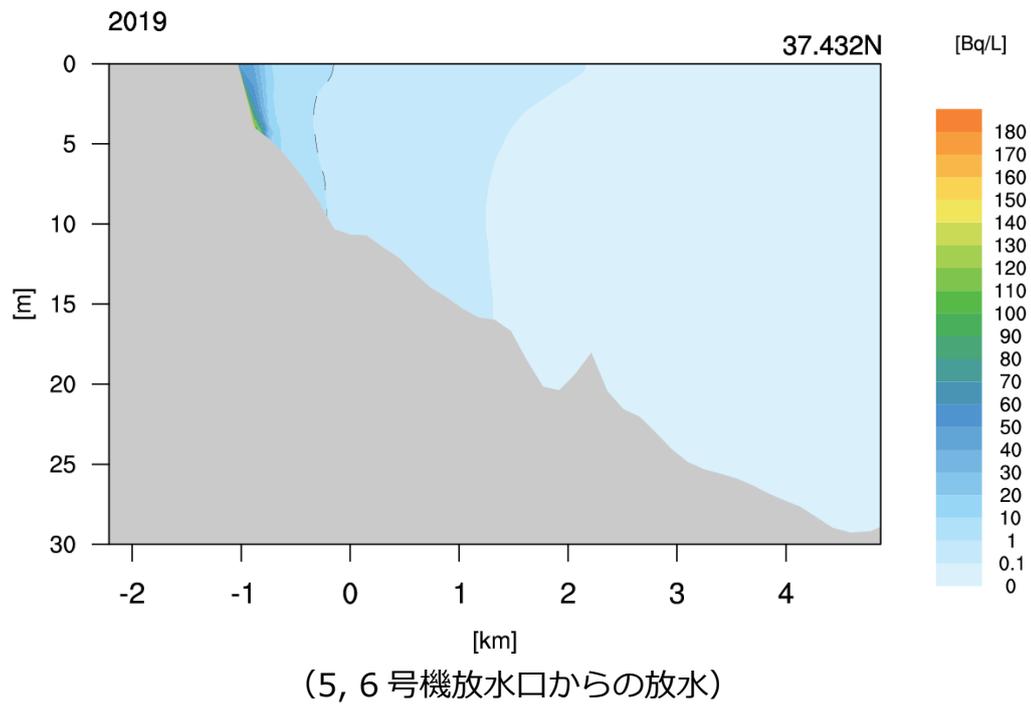
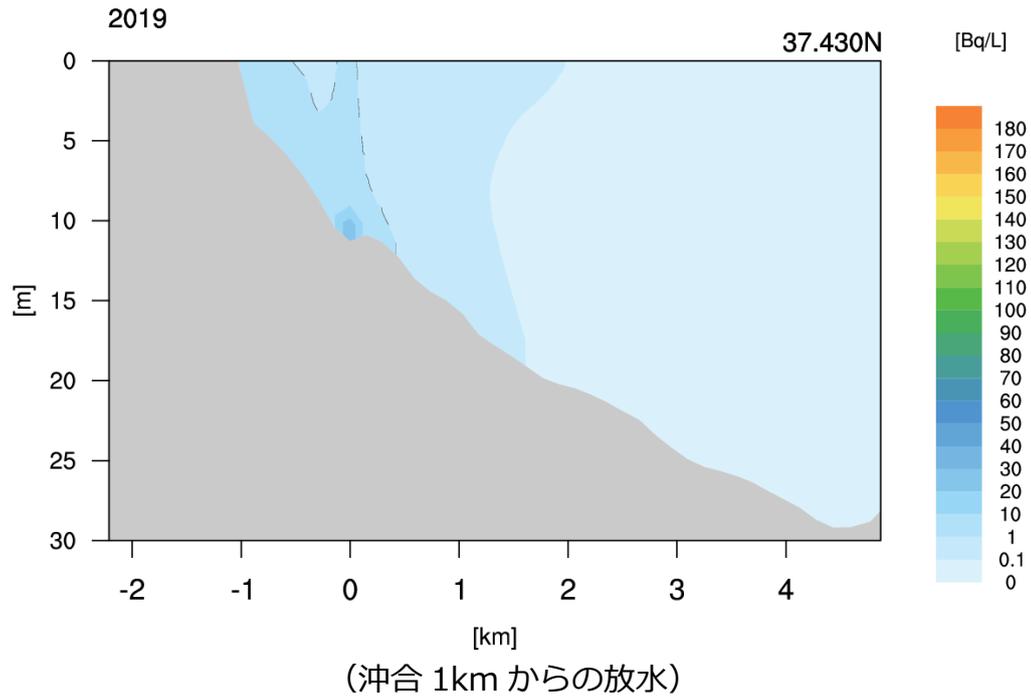


図 6-2-4 放水位置の違いによる年間平均濃度分布図の比較 (断面図)

(4) 代表的個人の設定

潜在被ばく評価の対象となる代表的個人も、地域、海域や移行経路、被ばく経路が同じであり、6-1-2.(4)と同じとし、潜在被ばくを受ける際も同じ生活習慣が維持されるものとした。ALPS 処理水の流出後は、海流により拡散が進み、速やかに濃度は低下するが、本評価においては、流速が小さい期間が 3~4 日継続する場合を考慮し、流出終了後も 1 週間、保守的に同じ海水濃度が続き、被ばくが継続するものとした。それぞれのケースについて、年間の作業時間等から被ばく継続期間の時間比例計算で被ばく時間等を設定した。設定した被ばく時間等は表 6-2-7 のとおり。

表 6-2-7 潜在被ばくの評価に用いる代表的個人の被ばく時間等

項目	ケース 1 (27 日間)	ケース 2 (8 日間)
船舶での作業時間	210 時間	63 時間
遊泳時間	7.1 時間	2.1 時間
海岸滞在時間	37 時間	11 時間
漁網の近くの作業時間	140 時間	42 時間
海産物摂取量	海産物を多く摂取する個人の 摂取量 27 日分	海産物を多く摂取する個人の 摂取量 8 日分

被ばく評価地点は、5, 6 号機放水口から最も近い居住可能区域であり、通常時被ばくで使用した発電所北側の砂浜評価地点付近とした。年間を通じた評価を行う通常時被ばくでは、漁業は広範囲で行われることから、漁業に係わる被ばく経路（海水面、船体、漁網、海産物摂取）は発電所周辺 10km×10km の範囲全体を評価対象エリアとしたが、潜在被ばくについては被ばく期間が短く、漁業も海水濃度が高いエリア中心に行われる可能性があることから、評価に使用する海水中放射性物質濃度は、全ての経路で砂浜評価地点の海水中濃度を使用した。

(5) 線量評価の方法

代表的個人の被ばく量を、GSG-10 の 5.69 に記載されている、保守的な潜在被ばくシナリオに基づく簡易な評価を行うことが必要な施設または活動に対する代表的な基準である 5 mSv と比較する。

なお、ALPS 処理水の放出では、万一の事故でも、放出されるのは ALPS 処理水であり、希釈されないことを除けば通常の放出と大きな違いは無く、放出される核種や移行経路および被ばく経路も通常の放出と変わることは無い。

さらに、ALPS 処理水は、トリチウム以外の放射性物質を法令の基準値を下回るよう浄化した水であり、測定・確認用設備の容量約 3 万 m³ が希釈されない状態で放出されても、被ばくが確定的影響の範囲に入ることは考えられないことから、個別の臓器が高線量を受ける恐れは無く、預託実効線量による評価のみを行う。

6-2-2. 評価結果

(1) 評価に使用する海水中濃度

評価に使用する海水中濃度は、発電所北側の砂浜評価地点付近の濃度とし、5, 6号機放水口からトリチウムを年間を通じて均等に年間 22 兆 Bq (2.2E+13Bq) 放出する場合 (6.0E+10Bq/日に相当) のシミュレーションの結果を基に、下記の通り求めた。

・ケース 1 (配管破断)

2014 年と 2019 年のトリチウムのシミュレーション結果から、評価地点の日平均トリチウム濃度の 20 日間移動平均濃度を各 1 年分計算し、各年の最大値を求めた。結果を表 6-2-8 に示す。2 年間の結果のうち、濃度の高い 2014 年の 5.6Bq/L を評価に使用した。

さらに、この濃度はトリチウムの日放出量 6.0E+10Bq/日に対する濃度であることから、表 6-2-1~3 の核種ごとの日放出量との比例計算により、核種ごとの濃度を求めた。評価に使用した核種ごとの濃度を表 6-2-9~6-2-11 に示した。

・ケース 2 (タンク破損)

2014 年と 2019 年のトリチウムのシミュレーション結果から、評価地点の日平均トリチウム濃度の各年の最大値を求めた。結果を表 6-2-8 に示す。2 年間の結果のうち、濃度の高い 2014 年の 15Bq/L を評価に使用した。

さらに、この濃度はトリチウムの日放出量 6.0E+10Bq/日に対する濃度であることから、表 6-2-4~6 の核種ごとの日放出量との比例計算により、核種ごとの濃度を求めた。評価に使用した核種ごとの濃度を表 6-2-9~6-2-11 に示した。

表 6-2-8 潜在被ばくの評価の基となる砂浜評価地点付近の海水中トリチウム濃度 (5, 6 号機放水口から年間を通じて均等に 22 兆 Bq (2.2E+13Bq/年) 放出するシミュレーションの日平均濃度から算出)

評価年	ケース 1 (配管破断)	ケース 2 (タンク破損)
	20 日間移動平均濃度の最大値 (Bq/L)	日平均濃度の最大値 (Bq/L)
2014 年	5.6	15
2019 年	5.5	12

表 6-2-9 評価に使用する海水濃度 (K4 タンク群の核種組成によるソースターム)

対象 核種	ケース 1 (配管破断)		ケース 2 (タンク破損)	
	日放出量 (Bq/日)	砂浜評価地点付近 の海水中濃度 (Bq/L)	日放出量 (Bq/日)	砂浜評価地点付近 の海水中濃度 (Bq/L)
H-3	7.0E+10	6.5E+00	4.2E+12	1.0E+03
C-14	7.5E+06	7.0E-04	4.5E+08	1.1E-01
Mn-54	4.3E+01	3.9E-09	2.6E+03	6.3E-07
Fe-55	1.1E+06	9.8E-05	6.3E+07	1.6E-02
Co-60	1.1E+05	1.0E-05	6.6E+06	1.6E-03
Ni-63	1.1E+06	9.8E-05	6.3E+07	1.6E-02
Se-79	7.5E+05	7.0E-05	4.5E+07	1.1E-02
Sr-90	9.5E+04	8.8E-06	5.7E+06	1.4E-03
Y-90	9.5E+04	8.8E-06	5.7E+06	1.4E-03
Tc-99	3.5E+05	3.3E-05	2.1E+07	5.2E-03
Ru-106	2.1E+04	2.0E-06	1.3E+06	3.1E-04
Sb-125	4.3E+04	4.0E-06	2.6E+06	6.4E-04
Te-125m	4.3E+04	4.0E-06	2.6E+06	6.4E-04
I-129	1.1E+06	9.8E-05	6.3E+07	1.6E-02
Cs-134	3.7E+03	3.4E-07	2.2E+05	5.5E-05
Cs-137	1.9E+05	1.7E-05	1.1E+07	2.8E-03
Ce-144	2.7E+02	2.5E-08	1.6E+04	4.0E-06
Pm-147	2.3E+04	2.1E-06	1.4E+06	3.4E-04
Sm-151	4.3E+02	4.0E-08	2.6E+04	6.4E-06
Eu-154	3.9E+03	3.6E-07	2.3E+05	5.8E-05
Eu-155	7.5E+03	7.0E-07	4.5E+05	1.1E-04
U-234	3.2E+02	2.9E-08	1.9E+04	4.7E-06
U-238	3.2E+02	2.9E-08	1.9E+04	4.7E-06
Np-237	3.2E+02	2.9E-08	1.9E+04	4.7E-06
Pu-238	3.0E+02	2.8E-08	1.8E+04	4.5E-06
Pu-239	3.2E+02	2.9E-08	1.9E+04	4.7E-06
Pu-240	3.2E+02	2.9E-08	1.9E+04	4.7E-06
Pu-241	1.1E+04	1.0E-06	6.6E+05	1.6E-04
Am-241	3.1E+02	2.9E-08	1.9E+04	4.6E-06

対象 核種	ケース 1 (配管破断)		ケース 2 (タンク破損)	
	日放出量 (Bq/日)	砂浜評価地点付近 の海水中濃度 (Bq/L)	日放出量 (Bq/日)	砂浜評価地点付近 の海水中濃度 (Bq/L)
Cm-244	2.6E+02	2.4E-08	1.5E+04	3.8E-06

表 6-2-10 評価に使用する海水濃度 (J1-C タンク群の核種組成によるソースターム)

対象 核種	ケース 1 (配管破断)		ケース 2 (タンク破損)	
	日放出量 (Bq/日)	砂浜評価地点付近 の海水中濃度 (Bq/L)	日放出量 (Bq/日)	砂浜評価地点付近 の海水中濃度 (Bq/L)
H-3	3.6E+11	3.3E+01	2.2E+13	5.4E+03
C-14	9.0E+06	8.4E-04	5.4E+08	1.3E-01
Mn-54	2.7E+03	2.5E-07	1.6E+05	4.0E-05
Fe-55	1.2E+06	1.1E-04	7.2E+07	1.8E-02
Co-60	1.2E+05	1.1E-05	7.2E+06	1.8E-03
Ni-63	4.2E+06	3.9E-04	2.5E+08	6.2E-02
Se-79	7.5E+05	7.0E-05	4.5E+07	1.1E-02
Sr-90	1.7E+04	1.6E-06	1.0E+06	2.5E-04
Y-90	1.7E+04	1.6E-06	1.0E+06	2.5E-04
Tc-99	6.0E+05	5.6E-05	3.6E+07	9.0E-03
Ru-106	1.4E+05	1.3E-05	8.1E+06	2.0E-03
Sb-125	6.0E+04	5.6E-06	3.6E+06	9.0E-04
Te-125m	6.0E+04	5.6E-06	3.6E+06	9.0E-04
I-129	6.0E+05	5.6E-05	3.6E+07	9.0E-03
Cs-134	1.7E+04	1.5E-06	9.9E+05	2.5E-04
Cs-137	8.5E+04	7.9E-06	5.1E+06	1.3E-03
Ce-144	3.2E+04	3.0E-06	1.9E+06	4.8E-04
Pm-147	2.1E+05	2.0E-05	1.3E+07	3.1E-03
Sm-151	5.5E+03	5.1E-07	3.3E+05	8.2E-05
Eu-154	4.7E+04	4.4E-06	2.8E+06	7.0E-04
Eu-155	1.2E+05	1.1E-05	7.2E+06	1.8E-03
U-234	1.6E+04	1.5E-06	9.6E+05	2.4E-04
U-238	1.6E+04	1.5E-06	9.6E+05	2.4E-04

対象 核種	ケース 1 (配管破断)		ケース 2 (タンク破損)	
	日放出量 (Bq/日)	砂浜評価地点付近 の海水中濃度 (Bq/L)	日放出量 (Bq/日)	砂浜評価地点付近 の海水中濃度 (Bq/L)
Np-237	1.6E+04	1.5E-06	9.6E+05	2.4E-04
Pu-238	1.6E+04	1.5E-06	9.6E+05	2.4E-04
Pu-239	1.6E+04	1.5E-06	9.6E+05	2.4E-04
Pu-240	1.6E+04	1.5E-06	9.6E+05	2.4E-04
Pu-241	5.5E+05	5.1E-05	3.3E+07	8.2E-03
Am-241	1.6E+04	1.5E-06	9.6E+05	2.4E-04
Cm-244	1.5E+04	1.4E-06	9.0E+05	2.2E-04

表 6-2-11 評価に使用する海水濃度 (J1-G タンク群の核種組成によるソースターム)

対象 核種	ケース 1 (配管破断)		ケース 2 (タンク破損)	
	日放出量 (Bq/日)	砂浜評価地点付近 の海水中濃度 (Bq/L)	日放出量 (Bq/日)	砂浜評価地点付近 の海水中濃度 (Bq/L)
H-3	1.2E+11	1.1E+01	7.2E+12	1.8E+03
C-14	8.0E+06	7.4E-04	4.8E+08	1.2E-01
Mn-54	2.7E+03	2.5E-07	1.6E+05	4.0E-05
Fe-55	1.2E+06	1.1E-04	7.2E+07	1.8E-02
Co-60	8.5E+04	7.9E-06	5.1E+06	1.3E-03
Ni-63	4.4E+06	4.0E-04	2.6E+08	6.5E-02
Se-79	7.5E+05	7.0E-05	4.5E+07	1.1E-02
Sr-90	1.5E+04	1.4E-06	9.0E+05	2.2E-04
Y-90	1.5E+04	1.4E-06	9.0E+05	2.2E-04
Tc-99	6.5E+05	6.0E-05	3.9E+07	9.7E-03
Ru-106	4.7E+04	4.4E-06	2.8E+06	7.0E-04
Sb-125	3.8E+04	3.5E-06	2.3E+06	5.6E-04
Te-125m	3.8E+04	3.5E-06	2.3E+06	5.6E-04
I-129	1.7E+05	1.5E-05	9.9E+06	2.5E-03
Cs-134	1.5E+04	1.4E-06	9.0E+05	2.2E-04
Cs-137	1.6E+05	1.4E-05	9.3E+06	2.3E-03
Ce-144	3.3E+04	3.0E-06	2.0E+06	4.9E-04

対象 核種	ケース 1 (配管破断)		ケース 2 (タンク破損)	
	日放出量 (Bq/日)	砂浜評価地点付近 の海水中濃度 (Bq/L)	日放出量 (Bq/日)	砂浜評価地点付近 の海水中濃度 (Bq/L)
Pm-147	1.9E+05	1.8E-05	1.1E+07	2.8E-03
Sm-151	4.9E+03	4.6E-07	2.9E+05	7.3E-05
Eu-154	4.2E+04	3.9E-06	2.5E+06	6.3E-04
Eu-155	6.0E+04	5.6E-06	3.6E+06	9.0E-04
U-234	1.4E+04	1.3E-06	8.4E+05	2.1E-04
U-238	1.4E+04	1.3E-06	8.4E+05	2.1E-04
Np-237	1.4E+04	1.3E-06	8.4E+05	2.1E-04
Pu-238	1.4E+04	1.3E-06	8.1E+05	2.0E-04
Pu-239	1.4E+04	1.3E-06	8.4E+05	2.1E-04
Pu-240	1.4E+04	1.3E-06	8.4E+05	2.1E-04
Pu-241	4.5E+05	4.1E-05	2.7E+07	6.6E-03
Am-241	1.4E+04	1.3E-06	8.4E+05	2.1E-04
Cm-244	1.3E+04	1.2E-06	7.8E+05	1.9E-04

(2) 被ばく評価結果

(1) で求めた海水中濃度を用いて計算した、潜在被ばくの評価結果を表 6-2-12～13 に示す。結果は、0.0002 (2E-04) mSv～0.01 (1E-02) mSv と、事故時の基準 5mSv を下回っている。

表 6-2-12 潜在被ばくの評価結果

評価 ケース	ソース ターム	ケース 1 (配管破断)			ケース 2 (タンク破損)		
		K4 タンク群	J1-C タンク群	J1-G タンク群	K4 タンク群	J1-C タンク群	J1-G タンク群
	海産物 摂取量	多い	多い	多い	多い	多い	多い
外部 被ばく (mSv)	海水面	1.8E-09	3.5E-09	2.5E-09	8.8E-08	1.7E-07	1.2E-07
	船体	1.9E-09	3.6E-09	2.5E-09	9.4E-08	1.7E-07	1.2E-07
	遊泳中	1.7E-10	3.3E-10	2.3E-10	8.3E-09	1.6E-08	1.1E-08
	海浜砂	2.9E-07	5.6E-07	4.0E-07	1.4E-05	2.7E-05	1.9E-05
	漁網	8.9E-07	1.7E-06	1.2E-06	4.3E-05	8.3E-05	5.8E-05
内部 被ばく (mSv)	飲水	1.8E-07	8.7E-07	2.9E-07	8.7E-06	4.1E-05	1.4E-05
	しぶき 吸入	5.0E-08	5.4E-07	3.5E-07	2.4E-06	2.6E-05	1.7E-05
	海産物 摂取	2.6E-04	2.4E-04	1.6E-04	1.3E-02	1.2E-02	7.8E-03
合計 (mSv)		3E-04	2E-04	2E-04	1E-02	1E-02	8E-03

表 6-2-13 年齢別の内部被ばく評価結果

評価 ケース	ソース ターム	ケース 1 (配管破断)			ケース 2 (タンク破損)		
		K4 タンク群	J1-C タンク群	J1-G タンク群	K4 タンク群	J1-C タンク群	J1-G タンク群
	海産物 摂取量	多い	多い	多い	多い	多い	多い
飲水に よる 内部 被ばく (mSv)	成人	1.8E-07	8.7E-07	2.9E-07	8.7E-06	4.1E-05	1.4E-05
	幼児	3.1E-07	1.5E-06	5.0E-07	1.5E-05	7.1E-05	2.4E-05
	乳児	-	-	-	-	-	-
水しぶ きの 吸入に よる 内部 被ばく (mSv)	成人	5.0E-08	5.4E-07	3.5E-07	2.4E-06	2.6E-05	1.7E-05
	幼児	3.3E-08	3.1E-07	1.9E-07	1.6E-06	1.5E-05	9.1E-06
	乳児	2.1E-08	1.7E-07	1.0E-07	1.0E-06	8.3E-06	4.8E-06
海産物 摂取に よる 内部 被ばく (mSv)	成人	2.6E-04	2.4E-04	1.6E-04	1.3E-02	1.2E-02	7.8E-03
	幼児	3.1E-04	3.0E-04	2.4E-04	1.5E-02	1.4E-02	1.1E-02
	乳児	2.8E-04	3.6E-04	3.2E-04	1.3E-02	1.7E-02	1.5E-02

7. 環境防護に関する評価

環境防護に関する評価の方法は、GSG-10 附属書 I とされている。本報告書においては、GSG-10 附属書 I の手順にしたがって環境防護に関する評価を試みた。

7-1. 評価の考え方

GSG-10 附属書 I に示されている、通常運転時における動植物の防護のための評価を行う。

7-1-1. 評価手順

図 7-1 の手順にて評価を行う。

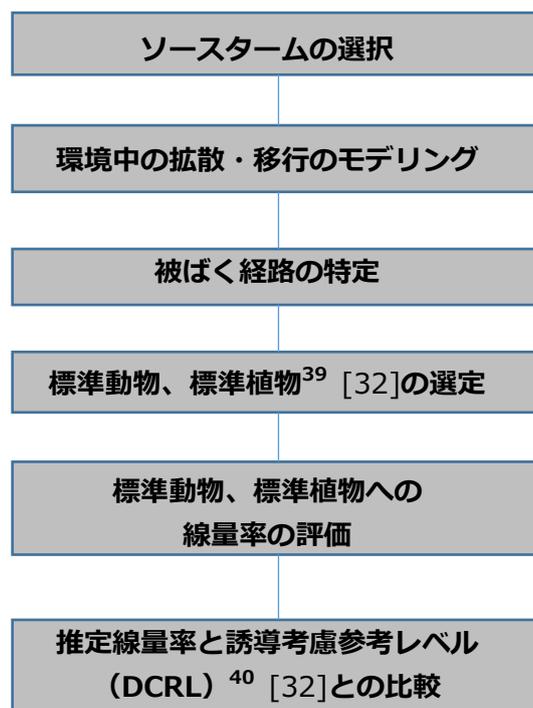


図 7-1 環境防護に関する評価の手順（GSG-10 より作成）

³⁹ 標準動物、標準植物：環境からの放射線被ばくを、線量と影響に関連付けるために想定する、特定タイプの動植物。

⁴⁰ 誘導考慮参考レベル(DCRL, Derived consideration reference level)：ICRP が提唱する生物種ごとに定められた 1 桁の幅を持った線量率の範囲。これを超える場合には影響を考慮する必要がある線量率レベル。

7-2. 評価方法

7-2-1. ソースターム

6-1-2.(1) ソースタームと同じソースタームを使用する。

7-2-2. 放出後の拡散、移行のモデリング

(1) 移行モデルの選定

海洋に放出された放射性物質の移行モデルとしては、GSG-10 の記載の通り、人の被ばく評価と同じ経路の中から、海生動植物の生息環境を考慮して以下を選定した。

i. 海流等による移流、拡散

海洋に放出後、海洋で移流、拡散すると考えられることから選定した。

ii. 海流等による移流、拡散→海底の堆積物への移行

海洋に放出後、海流等による移流、拡散で、ALPS 処理水が海底堆積物等へ移行すると考えられることから選定した。

iii. 海流等による移流、拡散→魚介類等海生動植物による取り込み、濃縮

海洋に放出後、魚介類に移行、濃縮されると考えられることから選定した。

(2) 海域における移流、拡散の評価

人の防護に関する評価と同じモデルを使用する。

7-2-3. 被ばく経路の設定

GSG-10 附属書 I -21 より、以下の経路を選定した。

i. 動植物が摂取または吸入した放射性物質による内部被ばく

ii. 周囲の海水からの外部被ばく

iii. 周囲の海底堆積物からの外部被ばく

具体的な評価手法を以下に示す。

①動植物が摂取または吸入した放射性物質による内部被ばく

標準動物、標準植物が受ける、海水から体内に取り込んだ放射性物質からの放射線による吸収線量率 D_{int} (mGy/日) の計算式を式(7-1)に示す。

$$D_{int} = \sum_i (DCF_{int})_{ki} \cdot (x_9)_i \cdot (CR)_{ki} \quad (7-1)$$

ここで、

$(DCF_{int})_{ki}$ は核種 i の海生動植物 k に対する内部被ばく線量換算係数
 ((mGy/日)/(Bq/kg))

$(x_9)_i$ は核種 i の海水中濃度(Bq/L)

$(CR)_{ki}$ は核種 i における海生動植物 k と海水の濃度比((Bq/kg)/(Bq/L))

②海水、海底堆積物からの外部被ばく

周囲を海水に囲まれた動植物の吸収線量率 $D_{ext,sw}$ (mGy/日) は、(7-2) 式より計算する。

$$D_{ext,sw} = \sum_i (DCF_{ext})_{ki} \cdot \frac{(x_9)_i}{\rho_w} \quad (7-2)$$

ここで、

$(DCF_{ext})_{ki}$ は核種 i の海生動植物 k に対する外部被ばく線量換算係数
 ((mGy/日)/(Bq/kg))

$(x_9)_i$ は核種 i の海水中濃度(Bq/L)

ρ_w は海水の密度(kg/L)

である。

同様に、周囲を海底堆積物に囲まれた動植物の吸収線量率 $D_{ext,sed}$ (mGy/日) は、(7-3) 式より計算する。

$$D_{ext,sed} = \sum_i (DCF_{ext})_{ki} \cdot (x_9)_i \cdot (K_d)_i \quad (7-3)$$

ここで、

$(DCF_{ext})_{ki}$ は核種 i の海生動植物 k に対する外部被ばく線量換算係数
 ((mGy/日)/(Bq/kg))

$(x_9)_i$ は核種 i の海水中濃度(Bq/L)

$(K_d)_i$ は核種 i の海水から堆積物への濃度分配係数((Bq/kg)/(Bq/L))

である。

海水と海底堆積物両方から被ばくを受ける場合の外部被ばく D_{ext} は、両方の被ばくの合計であるが、海底面に生息する動植物は、上半分の海水と下半分の海底堆積物両方から半分ずつ被ばくすることから、(7-4)式により計算する。

$$D_{ext}=0.5 \cdot D_{ext,sw} + 0.5 \cdot D_{ext,sed} \quad (7-4)$$

動植物に対する内部被ばく線量換算係数および外部被ばく線量換算係数⁴¹は、ICRP Publication 136 "Dose Coefficients for Non-human Biota Environmentally Exposed to Radiation"(ICRP,2017) [33] (以下、「ICRP Pub.136」) および ICRP の BiotaDC プログラム [34]より引用した(表 7-2-1、7-2-2 に示す)。

動植物と海水の濃度比⁴²は、ICRP Publication 114 "Environmental Protection : Transfer Parameters for Reference Animals and Plants"(ICRP,2009) [35] (以下、「ICRP Pub.114」) および IAEA Technical report series No.479 "Handbook of Parameter Values for the Prediction of Radionuclide Transfer to Wildlife" (以下、「TRS-479」) より引用した(表 7-2-3 に示す)。海水と海底の堆積物の濃度分配係数は、TRS-422 [31]の 2.3.OCEAN MARGIN Kds に定める係数を使用した(表 7-2-4 に示す)。

⁴¹ 動植物への線量換算係数：環境の放射性核種による生物への内部被ばくと外部被ばく線量を簡略化して計算するために定められた値。

⁴² 濃度比 (CR, Concentration ratio)：動植物に対する環境からの放射線被ばく評価への利用を目的として、水圏に生息する水棲生物中放射性核種濃度の、環境水中濃度に対する比率を、経験的に求めた移行係数である (ICRP, 2009)。濃縮係数のように可食部には限らない。

7-2-4. 標準動物、標準植物（評価対象となる生物）の選定

発電所のある福島県沿岸には、多年生海藻のアラメを主体とした小規模な藻場が広く分布している [36]。発電所周辺に、天然記念物に指定された海生動植物の生息地のような特別な海域は見られない [37]ことから、ICRP Pub.136 に示されている標準動物、標準植物として以下を選定した。

- ・標準扁平魚（発電所周辺海域には、ヒラメ、カレイ類が広く生息）
- ・標準カニ（発電所周辺海域には、ヒラツメガニ、ガザミが広く生息）
- ・標準褐藻（発電所周辺海域には、ホンダワラ類、アラメが広く分布）

これらの動植物は、発電所周辺海域に広く分布することから、評価に使用する海水の放射性物質濃度は、GSG-10 附属書 I の I-23.で推奨している 100-400km²とも合致する、発電所周辺 10km×10km の年間平均濃度とした。また、動植物の評価においては、海底堆積物に移行した放射性物質からの外部被ばくの影響が海水よりも大きいこと、および選定した標準扁平魚は海底に生息することから、海底付近（最下層）の濃度を使用する。

7-2-5. 線量評価

線量評価は、標準動植物の種類ごとに、ICRP Publication 124 “Protection of the Environment under Different Exposure Situations”にて示されている誘導考慮参考レベル（DCRL）との比較により行う。

表 7-2-1 海生動植物に対する内部被ばく線量換算係数 (ICRP Pub.136、それ以外は備考に付記)

	対象核種	内部被ばく線量換算係数 ((mGy/日)/(Bq/kg))			備考
		扁平魚	カニ	褐藻	
1	H-3	7.9E-08	7.9E-08	7.9E-08	
2	C-14	7.0E-07	7.0E-07	7.0E-07	
3	Mn-54	1.1E-06	1.4E-06	9.4E-07	
4	Fe-55	8.0E-08	8.0E-08	8.0E-08	BiotaDC にて算出した
5	Co-60	3.8E-06	5.0E-06	3.6E-06	
6	Ni-63	2.4E-07	2.4E-07	2.4E-07	
7	Se-79	7.2E-07	7.2E-07	7.2E-07	
8	Sr-90	1.4E-05	1.5E-05	1.4E-05	
9	Y-90	—	—	—	親核種 Sr-90 に含まれる
10	Tc-99	1.4E-06	1.4E-06	1.4E-06	
11	Ru-106	1.7E-05	1.9E-05	1.7E-05	
12	Sb-125	2.0E-06	2.2E-06	1.9E-06	
13	Te-125m	1.7E-06	1.8E-06	1.6E-06	BiotaDC にて算出した
14	I-129	1.0E-06	1.1E-06	1.0E-06	
15	Cs-134	4.1E-06	4.8E-06	3.8E-06	
16	Cs-137	4.1E-06	4.3E-06	4.1E-06	
17	Ce-144	1.6E-05	1.7E-05	1.6E-05	
18	Pm-147	8.6E-07	8.6E-07	8.5E-07	BiotaDC にて算出した
19	Sm-151	2.8E-07	2.8E-07	2.8E-07	BiotaDC にて算出した
20	Eu-154	5.0E-06	5.8E-06	5.0E-06	
21	Eu-155	1.0E-06	1.0E-06	9.8E-07	
22	U-234	6.7E-05	6.7E-05	6.7E-05	
23	U-238	6.0E-05	6.0E-05	6.0E-05	
24	Np-237	6.7E-05	6.7E-05	6.7E-05	
25	Pu-238	7.7E-05	7.7E-05	7.7E-05	
26	Pu-239	7.2E-05	7.2E-05	7.2E-05	
27	Pu-240	7.2E-05	7.2E-05	7.2E-05	
28	Pu-241	7.4E-08	7.4E-08	7.4E-08	
29	Am-241	7.7E-05	7.7E-05	7.7E-05	
30	Cm-244	8.2E-05	8.2E-05	8.2E-05	

表 7-2-2 海生動植物に対する外部被ばく線量換算係数 (ICRP Pub.136、それ以外は備考に付記)

	対象核種	外部被ばく線量換算係数 ((mGy/日) / (Bq/kg))			備考
		扁平魚	カニ	褐藻	
1	H-3	1.9E-14	2.4E-16	2.4E-16	
2	C-14	4.3E-10	5.3E-10	5.3E-10	
3	Mn-54	1.1E-05	1.0E-05	1.1E-05	
4	Fe-55	3.3E-10	3.9E-10	1.0E-09	BiotaDC にて算出した
5	Co-60	3.1E-05	3.1E-05	3.4E-05	
6	Ni-63	2.6E-11	4.1E-11	4.1E-11	
7	Se-79	4.8E-10	5.8E-10	6.2E-10	
8	Sr-90	1.2E-06	5.5E-07	1.2E-06	
9	Y-90	—	—	—	親核種 Sr-90 に含まれる
10	Tc-99	3.1E-09	3.4E-09	3.6E-09	
11	Ru-106	5.3E-06	3.8E-06	5.3E-06	
12	Sb-125	5.5E-06	5.3E-06	5.5E-06	
13	Te-125m	2.9E-07	2.4E-07	4.3E-07	BiotaDC にて算出した
14	I-129	2.2E-07	1.9E-07	2.4E-07	
15	Cs-134	2.0E-05	1.9E-05	2.0E-05	
16	Cs-137	7.2E-06	7.0E-06	7.2E-06	
17	Ce-144	2.6E-06	1.5E-06	2.6E-06	
18	Pm-147	9.9E-10	1.1E-09	1.0E-08	BiotaDC にて算出した
19	Sm-151	7.7E-11	8.4E-11	7.6E-10	BiotaDC にて算出した
20	Eu-154	1.6E-05	1.5E-05	1.6E-05	
21	Eu-155	7.4E-07	7.0E-07	7.4E-07	
22	U-234	4.8E-09	4.1E-09	5.5E-09	
23	U-238	3.1E-09	2.6E-09	3.6E-09	
24	Np-237	3.1E-07	2.9E-07	3.1E-07	
25	Pu-238	4.6E-09	3.8E-09	5.5E-09	
26	Pu-239	2.6E-09	2.3E-09	3.1E-09	
27	Pu-240	4.3E-09	3.6E-09	5.3E-09	
28	Pu-241	1.9E-11	1.9E-11	2.0E-11	
29	Am-241	2.9E-07	2.6E-07	2.9E-07	
30	Cm-244	4.8E-09	3.8E-09	5.5E-09	

表 7-2-3 海生動植物に対する濃度比 (ICRP Pub.114 他、備考に付記)

	対象核種	濃度比 ((Bq/kg-f.w) / (Bq/L))			備考
		扁平魚	カニ	褐藻	
1	H-3	1.0E+00	1.0E+00	3.7E-01	ICRP Pub.114 より引用
2	C-14	1.2E+04	1.0E+04	8.0E+03	ICRP Pub.114 より引用
3	Mn-54	2.6E+03	4.5E+04	1.1E+04	TRS-479 (魚、カニ) より引用 ICRP Pub.114 (褐藻) より引用
4	Fe-55	3.0E+04	5.0E+05	2.0E+04	ICRP Pub.114、TRS-479 に示されていないため TRS-422 の濃縮係数を引用
5	Co-60	1.1E+04	5.5E+03	1.7E+03	TRS-479 より引用
6	Ni-63	2.7E+02	6.4E+03	2.0E+03	TRS-479 (カニ) より引用 ICRP Pub.114 (魚、褐藻) より引用
7	Se-79	1.0E+04	1.0E+04	4.3E+02	TRS-479 (褐藻) より引用 ICRP Pub.114 (魚、カニ) より引用
8	Sr-90	4.4E+01	2.3E+02	4.3E+01	TRS-479 (魚、カニ) より引用 ICRP Pub.114 (褐藻) より引用
9	Y-90	—	—	—	親核種 Sr-90 にて評価する
10	Tc-99	8.0E+01	1.8E+04	5.3E+04	ICRP Pub.114 (魚) より引用 TRS-479 (カニ、褐藻) より引用
11	Ru-106	2.9E+01	1.6E+03	1.2E+03	TRS-479 より引用
12	Sb-125	6.0E+02	4.7E+02	1.5E+03	TRS-479 (カニ) より引用 ICRP Pub.114 (魚、褐藻) より引用
13	Te-125m	1.0E+03	1.0E+03	1.0E+04	ICRP Pub.114 より引用
14	I-129	9.0E+00	8.8E+03	4.2E+03	ICRP Pub.114 (魚) より引用 TRS-479 (カニ、褐藻) より引用
15	Cs-134	1.2E+02	6.3E+01	9.6E+01	TRS-479 より引用
16	Cs-137	1.2E+02	6.3E+01	9.6E+01	TRS-479 より引用
17	Ce-144	3.9E+02	2.2E+03	2.1E+03	TRS-479 より引用
18	Pm-147	7.3E+02	2.4E+04	5.9E+03	同族の Eu の値を引用 (魚、カニ) TRS-479 の La の値を引用 (褐藻)
19	Sm-151	7.3E+02	2.4E+04	5.9E+03	同族の Eu の値を引用 (魚、カニ) TRS-479 の La の値を引用 (褐藻)
20	Eu-154	7.3E+02	2.4E+04	1.4E+03	TRS-479 (褐藻) より引用 ICRP Pub.114 (魚、カニ) より引用
21	Eu-155	7.3E+02	2.4E+04	1.4E+03	TRS-479 (褐藻) より引用 ICRP Pub.114 (魚、カニ) より引用
22	U-234	8.8E+00	3.5E+01	8.3E+01	TRS-479 より引用
23	U-238	8.8E+00	3.5E+01	8.3E+01	TRS-479 より引用
24	Np-237	2.1E+01	4.3E+02	5.4E+01	TRS-479 (カニ) より引用 ICRP Pub.114 (魚、褐藻) より引用
25	Pu-238	2.5E+03	1.7E+03	4.1E+03	TRS-479 より引用

	対象核種	濃度比 ((Bq/kg-f.w) / (Bq/L))			備考
		扁平魚	カニ	褐藻	
26	Pu-239	2.5E+03	1.7E+03	4.1E+03	TRS-479 より引用
27	Pu-240	2.5E+03	1.7E+03	4.1E+03	TRS-479 より引用
28	Pu-241	2.5E+03	1.7E+03	4.1E+03	TRS-479 より引用
29	Am-241	3.2E+02	9.9E+03	4.3E+02	TRS-479 より引用
30	Cm-244	1.9E+02	3.2E+04	1.2E+04	TRS-479 (カニ、褐藻) より引用 ICRP Pub.114 (魚) より引用

表 7-2-4 海水と海底の堆積物の濃度分配係数 (TRS-422 より引用)

	対象核種	濃度分配係数 ((Bq/kg) / (Bq/L))	備考
1	H-3	1.00E+00	
2	C-14	1.00E+03	
3	Mn-54	2.00E+06	
4	Fe-55	3.00E+08	
5	Co-60	3.00E+05	
6	Ni-63	2.00E+04	
7	Se-79	3.00E+03	
8	Sr-90	8.00E+00	
9	Y-90	—	親核種 Sr-90 にて評価する
10	Tc-99	1.00E+02	
11	Ru-106	4.00E+04	
12	Sb-125	2.00E+03	
13	Te-125m	—	親核種 Sb-125 にて評価する。
14	I-129	7.00E+01	
15	Cs-134	4.00E+03	
16	Cs-137	4.00E+03	
17	Ce-144	3.00E+06	
18	Pm-147	2.00E+06	
19	Sm-151	3.00E+06	
20	Eu-154	2.00E+06	
21	Eu-155	2.00E+06	
22	U-234	1.00E+03	
23	U-238	1.00E+03	
24	Np-237	1.00E+03	
25	Pu-238	1.00E+05	
26	Pu-239	1.00E+05	
27	Pu-240	1.00E+05	
28	Pu-241	1.00E+05	
29	Am-241	2.00E+06	
30	Cm-244	2.00E+06	

7-3. 評価結果

7-3-1. 評価に使用する海水中濃度

人の防護に関する評価と同様、トリチウムの移流・拡散の計算結果および各核種の年間放出量との比例計算により、核種ごとの被ばく評価に使用する海水濃度を算出した。被ばく評価で海底堆積物の影響を考慮することから、ここでは最下層の濃度を使用する。

表 7-3-1 に、トリチウムを年間 22 兆 Bq (2.2E+13Bq) 放出した場合の、発電所周辺 10km×10km 圏内の最下層における海水中トリチウム濃度 (年間平均濃度) を示す。評価用濃度は、人の被ばく評価と同じく 2019 年の気象、海象による濃度とした。

本結果と、表 6-1-1~3 のソースタームから求めた核種ごとの被ばく評価に使用する海水中濃度を表 7-3-2~4 に示す。

表 7-3-1 トリチウムを年間 2.2E+13Bq 放出した場合の海水中トリチウム濃度

評価地点	深さ	計算結果 (Bq/L)			評価用濃度 (Bq/L)
		2014 年 気象海象	2019 年 気象海象	差異 (%)	
発電所周辺 10km×10km 圏内 の平均濃度	最下層	5.0E-02	6.0E-02	19	6.0E-02

表 7-3-2 評価に使用する海水中濃度 (K4 タンク群の核種組成によるソースターム)

対象 核種	年間放出量 (Bq)	評価に使用する海水中濃度 (10km×10km 圏内)
		最下層平均濃度 (Bq/L)
H-3	2.2E+13	6.0E-02
C-14	2.4E+09	6.4E-06
Mn-54	1.3E+04	3.6E-11
Fe-55	3.3E+08	9.0E-07
Co-60	3.5E+07	9.4E-08
Ni-63	3.3E+08	9.0E-07
Se-79	2.4E+08	6.4E-07
Sr-90	3.0E+07	8.1E-08
Y-90	3.0E+07	8.1E-08

対象核種	年間放出量 (Bq)	評価に使用する海水中濃度 (10km×10km 圏内)
		最下層平均濃度 (Bq/L)
Tc-99	1.1E+08	3.0E-07
Ru-106	6.6E+06	1.8E-08
Sb-125	1.4E+07	3.7E-08
Te-125m	1.4E+07	3.7E-08
I-129	3.3E+08	9.0E-07
Cs-134	1.2E+06	3.2E-09
Cs-137	5.8E+07	1.6E-07
Ce-144	8.3E+04	2.3E-10
Pm-147	7.1E+06	1.9E-08
Sm-151	1.4E+05	3.7E-10
Eu-154	1.2E+06	3.3E-09
Eu-155	2.4E+06	6.4E-09
U-234	9.9E+04	2.7E-10
U-238	9.9E+04	2.7E-10
Np-237	9.9E+04	2.7E-10
Pu-238	9.4E+04	2.6E-10
Pu-239	9.9E+04	2.7E-10
Pu-240	9.9E+04	2.7E-10
Pu-241	3.5E+06	9.4E-09
Am-241	9.7E+04	2.7E-10
Cm-244	8.0E+04	2.2E-10
対象とする被ばく評価		環境防護

表 7-3-3 評価に使用する海水中濃度 (J1-C タンク群の核種組成によるソースターム)

対象核種	年間放出量 (Bq)	評価に使用する海水中濃度 (10km×10km 圏内)
		最下層平均濃度 (Bq/L)
H-3	2.2E+13	6.0E-02
C-14	5.5E+08	1.5E-06
Mn-54	1.6E+05	4.4E-10
Fe-55	7.3E+07	2.0E-07
Co-60	7.3E+06	2.0E-08
Ni-63	2.5E+08	6.9E-07
Se-79	4.6E+07	1.3E-07
Sr-90	1.0E+06	2.8E-09
Y-90	1.0E+06	2.8E-09
Tc-99	3.7E+07	1.0E-07
Ru-106	8.3E+06	2.3E-08
Sb-125	3.7E+06	1.0E-08
Te-125m	3.7E+06	1.0E-08
I-129	3.7E+07	1.0E-07
Cs-134	1.0E+06	2.8E-09
Cs-137	5.2E+06	1.4E-08
Ce-144	2.0E+06	5.3E-09
Pm-147	1.3E+07	3.5E-08
Sm-151	3.4E+05	9.2E-10
Eu-154	2.9E+06	7.8E-09
Eu-155	7.3E+06	2.0E-08
U-234	9.8E+05	2.7E-09
U-238	9.8E+05	2.7E-09
Np-237	9.8E+05	2.7E-09
Pu-238	9.8E+05	2.7E-09
Pu-239	9.8E+05	2.7E-09
Pu-240	9.8E+05	2.7E-09
Pu-241	3.4E+07	9.2E-08
Am-241	9.8E+05	2.7E-09
Cm-244	9.2E+05	2.5E-09
対象とする被ばく評価		環境防護

表 7-3-4 評価に使用する海水中濃度 (J1-G タンク群の核種組成によるソースターム)

対象核種	年間放出量 (Bq)	評価に使用する海水中濃度 (10km×10km 圏内)
		最下層平均濃度 (Bq/L)
H-3	2.2E+13	6.0E-02
C-14	1.5E+09	4.0E-06
Mn-54	5.0E+05	1.4E-09
Fe-55	2.2E+08	6.0E-07
Co-60	1.6E+07	4.3E-08
Ni-63	8.0E+08	2.2E-06
Se-79	1.4E+08	3.8E-07
Sr-90	2.8E+06	7.5E-09
Y-90	2.8E+06	7.5E-09
Tc-99	1.2E+08	3.3E-07
Ru-106	8.6E+06	2.4E-08
Sb-125	6.9E+06	1.9E-08
Te-125m	6.9E+06	1.9E-08
I-129	3.0E+07	8.3E-08
Cs-134	2.8E+06	7.5E-09
Cs-137	2.8E+07	7.8E-08
Ce-144	6.0E+06	1.6E-08
Pm-147	3.5E+07	9.5E-08
Sm-151	9.0E+05	2.5E-09
Eu-154	7.7E+06	2.1E-08
Eu-155	1.1E+07	3.0E-08
U-234	2.6E+06	7.0E-09
U-238	2.6E+06	7.0E-09
Np-237	2.6E+06	7.0E-09
Pu-238	2.5E+06	6.8E-09
Pu-239	2.6E+06	7.0E-09
Pu-240	2.6E+06	7.0E-09
Pu-241	8.2E+07	2.2E-07
Am-241	2.6E+06	7.0E-09
Cm-244	2.4E+06	6.5E-09
対象とする被ばく評価		環境防護

7-3-2. 被ばく評価結果

標準動植物に対する被ばく評価の結果は表 7-3-5 のとおり。いずれの結果も、誘導考慮参考レベルの下限値と比べて 100 万分の 1 以下の低い線量率であった。

表 7-3-5 環境防護に関する評価結果

評価 ケース		実測値によるソースターム		
		i. K4 タンク群	ii. J1-C タンク群	iii. J1-G タンク群
被ばく (mGy/日)	扁平魚	6E-07	3E-07	7E-07
	カニ	7E-07	3E-07	7E-07
	褐藻	7E-07	3E-07	8E-07
誘導考慮参考レベル(DCRL) [33] 扁平魚 : 1-10 mGy/日 カニ : 10-100mGy/日 褐藻 : 1-10mGy/日				

8. 評価に係る不確かさに関する考察

本評価は、これまでに得られた知見により作成されたパラメータなどを含む評価モデルに、ALPS 処理水の処分計画に係るさまざまなデータや、被ばく評価を行う際の仮定などを加えて行っている。これらのパラメータを含めた評価モデル、データ、設定した仮定などは不確かさを含んでおり、評価結果にも不確かさが含まれている。

一般的に、不確かさには大きく、①偶然的不確かさ (Aleatory Uncertainty、または可変性 : Variability) と、②認識的不確かさ (Epistemic Uncertainty) 、の二つに大別される。「偶然的不確かさ (可変性)」とは、もともとデータに存在するバラつきなど統計的に分布をもつものによる不確かさであり、今後得られるデータや知識を考慮しても低減することができない。「認識的不確かさ」とは、もともとは唯一無二の状態が存在していると考えられるものの、知識不足から生じる不確かさである。

以下では、それぞれについて各評価プロセスで実施した試算結果等を参考に、不確かさの大きさに関する検討を行った結果を示す。

8-1. ソースタームの選択に含まれる不確かさ

ソースタームの不確かさとして、以下の項目が挙げられる。

8-1-1. 核種組成の不確かさ (認識的不確かさ)

貯留されている処理途上水は、今後 ALPS 等による二次処理を行う予定であり、二次処理終了後に測定を行うまでどのような核種組成になるのかは不明である。告示濃度比総和 1 未満を保証するものの、どのような核種組成になるのかは、処理時点での ALPS 入口での放射性物質の組成・濃度や、ALPS 吸着塔内の吸着材がその処理時点で性能寿命期間中のどの段階にあるのか等、さまざまな要因に依存する。これは、今後発生する汚染水についても同様である。

一方で、今回対象核種の見直しを行った結果、不検出核種による被ばく評価値への影響は小さくなった。3つのソースタームによる被ばく評価値のうち、K4 タンク群によるソースタームと J1-C タンク群によるソースタームの間には、5 倍程度の差がみられているが、これはトリチウム濃度の差により ALPS 処理水の放水量が K4 タンク群の方が約 5 倍多いことが理由として考えられる。一方、トリチウム濃度の差が小さい K4 タンク群によるソースタームと J1-G タンク群のソースタームの間では、被ばく評価値の差は 3 倍程度と小さ

い。トリチウム濃度の差は 1.7 倍程度であることから、核種組成の違いによる差も 1.7 倍程度あるが、核種組成の違いによる差は小さくなっている。

3つのタンクの核種組成は、告示濃度比総和が 0.1~0.3 程度であり、最も被ばく評価値が大きい K4 タンク群の核種組成の告示濃度比総和は 0.26 である。放出管理上の制限値が告示濃度比総和 1 未満であるので、告示濃度比総和が 1 に近い ALPS 処理水を放出する場合、被ばくは 3~4 倍程度となる可能性がある。

また、ALPS 処理水のトリチウム濃度が低い場合、逆に排水量は増えるためトリチウム以外の核種の放出量が増えて被ばくが増える、といったトリチウム濃度による不確かさがあるが、排水量にも最大で 500m³/日という設備上の制約があり、トリチウム濃度が低い場合でも年間排水量は最大 1.5E+08L（設備利用率 80%）と、K4 タンク群（年間排水量 1.6E+08L）と同程度、J1-G タンク群（年間排水量 9.2E+07L）の 2 倍程度に過ぎない。

8-1-2. 分析の不確かさ（偶然的な不確かさ）

ソースタームの設定に使用した 3つのタンク群の核種組成は、分析の不確かさを含んでいる。分析の不確かさによる被ばく評価値への影響を確認するため、J1-C タンク群の分析結果で求めた拡張不確かさを、被ばく評価値の大きな K4 タンク群の測定結果に適用し、通常時の被ばく評価を行った。K4 タンク群の核種組成に拡張不確かさを考慮した核種組成を表 8-1、設定したソースタームおよび評価に使用した海水濃度を表 8-2、被ばく評価結果を表 8-3 に示す。

分析の不確かさを考慮したソースタームは、考慮しないソースタームにくらべて 1.5 倍程度の被ばく評価結果となっていることから、分析の不確かさによる被ばく評価の不確かさは 2 倍に満たない程度と考えられる。

8-1-3. ソースタームの不確かさのまとめ

ソースタームの不確かさについて、タンク群の核種組成による差が J1-G タンク群によるソースタームを中心として±2~3 倍程度、トリチウム濃度による不確かさが 2 倍程度あり、さらに分析の不確かさが±1.5 倍程度はあると考えられる。

表 8-1 K4 タンク群の核種組成に分析の不確かさを考慮した核種組成

対象核種	告示濃度限度 (Bq/L)	K4 タンク群の核種組成 (Bq/L)	拡張不確かさを考慮した K4 タンク群の核種組成 (Bq/L)	告示濃度比
H-3	6.0E+04	1.4E+05	1.4E+05	—
C-14	2.0E+03	1.5E+01	1.9E+01	9.4E-03
Mn-54	1.0E+03	8.5E-05	1.4E-04	1.4E-07
Fe-55	2.0E+03	2.1E+00	3.6E+00	1.8E-03
Co-60	2.0E+02	2.2E-01	2.6E-01	1.3E-03
Ni-63	6.0E+03	2.1E+00	2.2E+00	3.7E-04
Se-79	2.0E+02	1.5E+00	2.5E+00	1.2E-02
Sr-90	3.0E+01	1.9E-01	2.5E-01	8.3E-03
Y-90	3.0E+02	1.9E-01	2.5E-01	8.3E-04
Tc-99	1.0E+03	7.0E-01	7.1E-01	7.1E-04
Ru-106	1.0E+02	4.2E-02	5.3E-02	5.3E-04
Sb-125	8.0E+02	8.6E-02	1.2E-01	1.5E-04
Te-125m	9.0E+02	8.6E-02	1.2E-01	1.4E-04
I-129	9.0E+00	2.1E+00	2.4E+00	2.7E-01
Cs-134	6.0E+01	7.4E-03	1.2E-02	2.1E-04
Cs-137	9.0E+01	3.7E-01	4.5E-01	5.0E-03
Ce-144	2.0E+02	5.3E-04	9.0E-04	4.5E-06
Pm-147	3.0E+03	4.5E-02	7.7E-02	2.6E-05
Sm-151	8.0E+03	8.6E-04	1.5E-03	1.8E-07
Eu-154	4.0E+02	7.8E-03	1.3E-02	3.3E-05
Eu-155	3.0E+03	1.5E-02	2.5E-02	8.4E-06
U-234	2.0E+01	6.3E-04	7.5E-04	3.8E-05
U-238	2.0E+01	6.3E-04	7.5E-04	3.8E-05
Np-237	9.0E+00	6.3E-04	7.5E-04	8.4E-05
Pu-238	4.0E+00	6.0E-04	7.2E-04	1.8E-04
Pu-239	4.0E+00	6.3E-04	7.5E-04	1.9E-04
Pu-240	4.0E+00	6.3E-04	7.5E-04	1.9E-04
Pu-241	2.0E+02	2.2E-02	2.6E-02	1.3E-04
Am-241	5.0E+00	6.2E-04	7.4E-04	1.5E-04
Cm-244	7.0E+00	5.1E-04	6.1E-04	8.7E-05
告示濃度比総和				3.1E-01

表 8-2 評価に使用する海水濃度 (K4 タンク群の核種組成に分析の不確かさを考慮した
核種組成によるソースターム)

対象 核種	ソースターム (年 間放出量) (Bq)	評価に使用する海水濃度 (Bq/L)		
		10km×10km 圏内 全層平均	10km×10km 圏内 最上層平均	砂浜評価地点 全層平均
H-3	2.2E+13	5.6E-02	1.2E-01	8.8E-01
C-14	3.0E+09	7.5E-06	1.6E-05	1.2E-04
Mn-54	2.2E+04	5.7E-11	1.2E-10	9.0E-10
Fe-55	5.6E+08	1.4E-06	3.1E-06	2.2E-05
Co-60	4.1E+07	1.0E-07	2.2E-07	1.6E-06
Ni-63	3.4E+08	8.8E-07	1.9E-06	1.4E-05
Se-79	3.9E+08	1.0E-06	2.1E-06	1.6E-05
Sr-90	3.9E+07	9.9E-08	2.1E-07	1.6E-06
Y-90	3.9E+07	9.9E-08	2.1E-07	1.6E-06
Tc-99	1.1E+08	2.8E-07	6.1E-07	4.5E-06
Ru-106	8.3E+06	2.1E-08	4.6E-08	3.3E-07
Sb-125	1.9E+07	4.9E-08	1.1E-07	7.8E-07
Te-125m	1.9E+07	4.9E-08	1.1E-07	7.8E-07
I-129	3.8E+08	9.7E-07	2.1E-06	1.5E-05
Cs-134	2.0E+06	5.0E-09	1.1E-08	7.8E-08
Cs-137	7.1E+07	1.8E-07	3.9E-07	2.8E-06
Ce-144	1.4E+05	3.6E-10	7.7E-10	5.7E-09
Pm-147	1.2E+07	3.1E-08	6.6E-08	4.8E-07
Sm-151	2.3E+05	5.8E-10	1.3E-09	9.2E-09
Eu-154	2.1E+06	5.3E-09	1.1E-08	8.3E-08
Eu-155	4.0E+06	1.0E-08	2.2E-08	1.6E-07
U-234	1.2E+05	3.0E-10	6.4E-10	4.7E-09
U-238	1.2E+05	3.0E-10	6.4E-10	4.7E-09
Np-237	1.2E+05	3.0E-10	6.4E-10	4.7E-09
Pu-238	1.1E+05	2.9E-10	6.1E-10	4.5E-09
Pu-239	1.2E+05	3.0E-10	6.4E-10	4.7E-09
Pu-240	1.2E+05	3.0E-10	6.4E-10	4.7E-09
Pu-241	4.1E+06	1.1E-08	2.3E-08	1.7E-07
Am-241	1.2E+05	3.0E-10	6.3E-10	4.7E-09
Cm-244	9.6E+04	2.4E-10	5.2E-10	3.8E-09
対象とする 被ばく評価		漁網から 海産物摂取	海水面から 船体から	遊泳中 海浜砂から 飲水 しぶき吸入

表 8-3 K4 タンク群の核種組成に分析の不確かさを考慮した核種組成による
被ばく評価結果（評価エリア 10km×10km）

評価 ケース	ソース ターム	(1)実測値によるソースターム						(2)分析の不確かさを考慮したソースターム (K4)	
		i. K4 タンク群		ii. J1-C タンク群		iii. J1-G タンク群			
	海産物 摂取量	平均的	多い	平均的	多い	平均的	多い	平均的	多い
外部 被ばく (mSv/ 年)	海水面	4.6E-10		1.7E-10		3.7E-10		5.7E-10	
	船体	4.9E-10		1.8E-10		3.7E-10		6.0E-10	
	遊泳中	3.2E-10		1.2E-10		2.5E-10		3.9E-10	
	海浜砂	5.4E-07		2.0E-07		4.3E-07		6.7E-07	
	漁網	1.1E-07		3.9E-08		8.3E-08		1.3E-07	
内部 被ばく (mSv/ 年)	飲水	3.4E-07		3.1E-07		3.1E-07		3.4E-07	
	しぶき 吸入	9.2E-08		1.9E-07		3.8E-07		9.6E-08	
	海産物 摂取	6.9E-06	3.1E-05	1.2E-06	5.5E-06	2.6E-06	1.1E-05	8.7E-06	3.9E-05
合計 (mSv/年)		8E-06	3E-05	2E-06	6E-06	4E-06	1E-05	1E-05	4E-05

表 8-4 K4 タンク群の核種組成に分析の不確かさを考慮した核種組成による
年齢別の内部被ばく評価結果（評価エリア 10km×10km）

評価 ケース	ソース ターム	(1) 実測値によるソースターム						(2)分析の不確かさを考慮したソースターム (K4)	
		i. K4 タンク群		ii. J1-C タンク群		iii. J1-G タンク群			
	海産物 摂取量	平均的	多い	平均的	多い	平均的	多い	平均的	多い
飲水による 内部被ばく (mSv/ 年)	成人	3.4E-07		3.1E-07		3.1E-07		3.4E-07	
	幼児	5.8E-07		5.3E-07		5.4E-07		5.9E-07	
	乳児	-		-		-		-	
水しぶきの吸 入による 内部被ばく (mSv/ 年)	成人	9.2E-08		1.9E-07		3.8E-07		9.6E-08	
	幼児	6.0E-08		1.1E-07		2.0E-07		6.3E-08	
	乳児	3.9E-08		6.2E-08		1.1E-07		4.0E-08	
海産物 摂取による 内部被ばく (mSv/ 年)	成人	6.9E-06	3.1E-05	1.2E-06	5.5E-06	2.6E-06	1.1E-05	8.7E-06	3.9E-05
	幼児	7.8E-06	3.6E-05	1.5E-06	6.8E-06	3.6E-06	1.6E-05	1.1E-05	5.0E-05
	乳児	6.9E-06	3.2E-05	1.7E-06	8.1E-06	4.6E-06	2.2E-05	1.0E-05	4.9E-05

8-2. 環境中での拡散、移行のモデリングに含まれる不確かさ

8-2-1. 気象、海象等の不確かさ（偶然的な不確かさ）

拡散シミュレーションにおいては、使用する気象、海象データの年変動など、ばらつきによる不確かさが含まれるものと考えられる。

今回の評価では、2014～2020年の気象、海象データを用いて評価を行っているが、評価に用いた10km×10kmの年間平均濃度では、最大で20%程度の差が見られた。同じモデルで、セシウムのモニタリング結果を再現した文献では、年ごとの拡散の形状に大きな差は見られておらず、不確かさの大きさは2倍に満たない程度と推定する。

8-2-2. シミュレーションモデル自体の不確かさ（認識的な不確かさ）

拡散シミュレーションモデルは、自然現象のすべてを再現するものではなく、またモデルの構築のベースとなった科学的な知見も完全なものではない。ただし、今回使用したモデルは、同じ海域でセシウム濃度の再現計算により検証されたモデルであり、シミュレーションの結果と実測値は良く一致している。不確かさの大きさをより正確に確認するためには異なるモデルによる検証等の課題もあるが、モデル自体の不確かさはそれほど大きくはないものと推定する。

8-2-3. 移行経路の選定における不確かさ（認識的な不確かさ）

外部被ばく評価においては、移行経路として船体への移行、砂浜の砂への移行、漁網への移行を考慮し、これらに移行した放射性物質からの外部被ばくを評価している。船体、砂浜、漁網への移行係数は、過去の指針など国内事例から引用したものであるが、今回必要な核種に関するデータがすべて得られたわけではなく、限られた核種についてのデータに基づき評価を行っている。

これらの移行係数については知見が少ないが、砂浜への移行について、TECDOC-1759の手法（米国環境保護庁発行のFGR15の外部被ばく線量換算係数を使用）により評価が可能であったことから、砂浜からの被ばくの計算を行ったところ、本報告書の結果が上回っており、その差は2倍程度であった。ただし、被ばく全体への寄与として、外部被ばくの寄与は内部被ばくと比較して小さく、被ばくの合計値はほとんど変わらない。米国環境保護庁発行のFGR15の外部被ばく線量換算係数を用いた評価結果の詳細は、添付XI「外部被ばく線量換算係数の保守性について」に示した。

8-2-4. 海産物の濃縮係数、海底土の分配係数における不確かさ（認識的不確かさ）

TRS-422 に示されている海産物摂取による内部被ばくに使用している魚介類の濃縮係数は、海水の濃度と魚介類の濃度の調査結果から、海水中濃度と海洋生物の濃度は平衡状態にあると仮定して求められている。

ただし、生物や海底土への移行プロセスは時間がかかるのに対して、海水の移動は早く、調査時点で平衡状態となっていたかは定かではない。また、魚介類の種類や海底土の土質、調査場所などによるばらつきも大きく、TRS-422 では、一般にほとんどの生物と元素の組み合わせについて、推奨値付近のばらつきの範囲を正確に評価するには信頼できるデータベースが不足しているとしている。一方で、信頼できるデータベースが存在する場合は、ほとんどすべてのケースで、最小と最大の CF の範囲は推奨値から一桁（またはそれ以下）であるとしており、このような事情を踏まえ、TRS-422 では、濃縮係数の最大値と最小値の範囲を上下一桁とすることができるとしている。これは、海底土の分配係数でも同様であり、値の範囲が必要な場合は最大値と最小値に推奨値の上下 10 倍の範囲を仮定できるとしている。

8-2-5. トリチウムの環境中での移行における不確かさ（認識的不確かさ）

4.(2) で記載したとおり、トリチウム水（HTO）は、環境中で動植物等により一部が有機結合型トリチウム（OBT）に変換される。本報告書では、HTO 摂取における人の体内における動態モデルを参考に、摂取する海産物中のトリチウムのうち、10%が OBT と仮定して被ばく評価を行っているが、環境中でのトリチウムの移行には不確かさが考えられる。

ただし、トリチウムによる被ばくが、被ばく評価値全体に占める割合は小さい。また HTO に比した OBT の経口摂取による内部被ばくの実効線量係数の大きさは 3 倍程度に過ぎないことから、トリチウムの移行における不確かさは被ばく評価結果に影響を及ぼさない。トリチウムの環境中での移行における不確かさが被ばく評価に及ぼす影響については、添付 III 「トリチウムの被ばく評価における有機結合型トリチウムの影響について」にまとめた。なお、上記は現状の年間 22 兆 Bq 未満という放出レベルでの話であり、将来の最適化の一環として大幅にトリチウム放出量が増えるなどする場合には、さらに詳細な評価が必要となる。

8-3. 被ばく経路の設定における不確かさ

8-3-1. 被ばく経路の選定における不確かさ（認識的不確かさ）

被ばく経路の設定においては、経路の選定が不十分な可能性がある。TECDOC-1759には、海水面からの被ばく、船体からの被ばくなど、外部被ばくとして本評価で設定している経路のほとんどが評価対象外となっている一方、海岸堆積物の摂取、海水の飲水、海水しぶき吸入など、本報告書では設定していなかった経路が取り上げられている。TECDOC-1759の手法により選定していない経路について確認計算を行ったところ、海水の飲水、海水しぶき吸入など、被ばく評価結果が報告書で選定した経路を上回るような経路があったことから、経路として追加した。ただし、被ばく評価は海産物摂取による内部被ばくの影響が大きいため、合計値はほとんど変わらなかった。確認計算の結果は、添付 VI「評価対象以外の移行経路、被ばく経路について」にまとめた。ただし、TECDOC-1759との差異は、拡散、移行のモデリングを含めての差異である点には注意すべきである。

8-4. 代表的個人の選定における不確かさ

8-4-1. 代表的個人の実際の生活における不確かさ（偶然的不確かさ）

本評価では、国内の原子力発電所からの被ばくを試算した事例で使用した決定グループの生活習慣データを使用し、海産物の摂取量は国民健康・栄養調査の最新データを使用している。国民健康・栄養調査のデータには若干の年変動がある。ただし、これらの変動の幅は10～20%程度の違いであり、このような不確かさを考慮し、報告書では摂食する魚介類は、市場希釈や捕獲後の放射性核種の減衰等を考慮せず、すべて発電所周辺で漁獲されたものをただちに消費するとして評価していることから、過小評価となるような不確かさはないものと考えられる。

8-4-2. 代表的個人の選定における不確かさ（認識的不確かさ）

福島第一原子力発電所周辺は、現在においても帰還困難区域が設定されているなど、復興の途上にある。帰還困難区域での居住は禁止されており、それ以外の区域でも住民の帰還は非常に限定的である。このような状況下では、将来の状況の予測も含め、代表的個人の設定に利用可能な詳細な生活習慣の把握は非常に困難である。

そのため、本評価では、国内の原子力発電所からの被ばくを試算した事例で使用した決定グループの生活習慣データを使用したが、復興を果たした後の周辺住民の実際の生活習慣との違いによる不確かさを含んでいる。

これに対して、本評価では同じ東北地方である青森県に立地する再処理施設では、社会環境調査に基づいた設定をしており、本評価と比較し、漁網からの被ばく時間は多くなっているが、その差は2倍に満たない。さらに、外部被ばくによる影響は海産物摂取による内部被ばくと比較して小さく、被ばく評価には影響を与えない。

また、内部被ばく結果に影響する海産物摂取量は、年齢別に集計された全国の統計データを使用しており、東北地区のデータとは10%程度違いが見られる。また、再処理施設と比べた場合、魚類と無脊椎動物（再処理施設では貝類、頭足類、甲殻類の合計）は再処理施設が20~30%多く、海藻類は本報告書が30%多くなっているが、食品摂取量の不確かさが2倍になることは考えにくく、報告書では摂食する魚介類は、市場希釈や捕獲後の放射性核種の減衰等を考慮せずすべて発電所周辺で漁獲されたものをただちに消費するとして評価していることから、過小評価となるような不確かさはないものと考えられる。

8-4-3. 評価対象とする海域の範囲による不確かさ（認識的不確かさ）

ALPS 処理水を放出した場合の海水中濃度は、放水口から遠ざかるほど低い濃度となることから、評価対象とする範囲の大きさによって評価に使用する海水中濃度が変わる不確かさが含まれている。

評価対象範囲の大きさによる影響を確認するため、10km×10km の範囲に加えて、5km×5km の範囲および20km×10km の範囲で年間平均濃度を算出し、通常時の人への被ばく評価を行った。20km×10km の被ばく評価結果は、10km×10km と違いは小さかった。5km×5km は、10km×10km の3倍程度高かった。実際に発電所周辺5km×5km でのみ漁業を行うことは考えられないこと、および本報告書では評価海域で漁獲された海産物のみを摂取するとして被ばくを評価しているが、実際に発電所周辺で漁獲された魚介類のみを摂食することは考えられないことから、海域の範囲について不確かさを考慮する必要はないものと考えられる。仮に、摂取する海産物のうち10%が5km×5km 内で漁獲されたものであると仮定し評価したとしても、食物摂取による内部被ばく増加は約20%程度であり、大きくない。5km×5km の範囲および20km×10km の範囲の被ばく評価の結果については、添付XII「被ばく評価に使用する海水濃度の評価範囲による影響について」にまとめた。

8-5. 不確かさに関するまとめ

以上をまとめると、表 8-5 のとおりとなる。

不確かさとして大きいのは、ソースタームにおける核種組成と、魚介類の濃縮係数などの移行係数であると思われるが、被ばく評価結果は線量拘束値に比べて十分小さく、評価の保守性が損なわれることはないと考えられる。

表 8-5 本評価における不確かさのまとめ

項目	不確かさの内容	不確かさの評価
ソースタームの選択	ALPS 処理水の核種組成は、二次処理を行い、測定を行うまで不明であり、認識的不確かさがある。	実測値によるソースタームのうち告示濃度比総和の大きい K4 タンク群は、最も小さい J1-G タンク群の 3 倍程度の被ばく評価結果となっている。一方、K4 タンク群は、告示濃度比総和 0.26 であり、同じ核種比率のまま告示濃度比総和が 1 となれば、3~4 倍程度の被ばくとなる。
	実測値は、分析の不確かさによる偶然的な不確かさを含む。	分析の不確かさによる影響は、2 倍に満たない程度と考えられる。
環境中での拡散、移行のモデリング	気象、海象データには年変動があり、偶然的な不確かさを含む。	10km×10km の平均濃度を 7 年分計算したところ、2 割前後の差が見られた。
	拡散シミュレーションモデルは、モデル自体に認識的不確かさがある。	実測値との比較では、濃度の高い部分は良く一致しており、10km×10km の平均濃度を計算する上では、不確かさは 2 倍に満たない程度と推定。
移行経路	外部被ばくの移行係数は、元素の違いを考慮しておらず、外部被ばくの線量換算係数は、すべての核種を網羅していないことによる認識的不確かさがある。	FGR15 の外部被ばく線量換算係数により、砂浜からの被ばくの計算を行ったところ、放射線環境影響評価報告書の結果が上回っており、その差は 2 倍程度であった。 ただし、外部被ばくは、内部被ばくと比べて被ばくへの影響は小さく、被ばくの合計値はほとんど変わらない。
	海産物摂取による内部被ばく評価に使用している魚介類の濃縮係数は、データが十分ではなく認識的不確かさを含んでいる。	濃縮係数について、TRS-422 では、生物と元素の組み合わせに対して信頼できるデータベースが存在する場合はほとんどすべてで最大値と最小値の範囲は推奨値から一桁以内であり、濃縮係数の最大値と最小値の範囲は、推奨値から上下一桁とすることができるとしている。
被ばく経路	選定した移行経路、被ばく経路が、すべての経路を網羅していないことによる認識的不確かさがある。	TECDOC-1759 の手法により、選定しなかった被ばく経路の計算を行い、当初選定した経路よりも被ばく評価値が大きかった経路を追加した。ただし、海産物摂取による内部被ばくの影響が大きいため合計値はほとんど変わらない。
代表的個人の選定	現在、発電所周辺地域は復興途上であり、国内の先行事例から生活習慣データを使用したため、実際の生活習慣との違いによる認識的不確かさを含んでいる。 また、食品摂取量は全国のデータから設定しており、同様に認識的不確かさを含んでいる。	外部被ばくによる影響は、六ヶ所再処理施設の被ばく時間と比較して短めであるが、海産物摂取による内部被ばくに比べて小さく、被ばく評価結果には影響しない。 内部被ばく結果に影響する海産物摂取量は、年齢別に集計された全国の統計データを使用しており、東北地区のデータとは 10% 程度違いが見られるが、報告書では摂取する魚介類はすべて発電所周辺で漁獲されたものとして評価していることから、過小評価となるような不確かさはないものとする。
	評価対象海域として適切なエリアがどの範囲か、認識的不確かさを含んでいる。	10km×10km よりも狭い 5km×5km、広い 20km×10km の範囲で評価をしたところ、5km×5km の範囲では 3 倍程度の被ばくとなり、20km×10km の範囲では大きな違いは無かった。実際に 5km×5km の範囲内だけで漁業を行うことは考えられないこと、および報告書では摂取する魚介類はすべて発電所周辺で漁獲されたものとして評価していることから、評価対象海域の設定による不確かさを考慮する必要はないものとする。

9. ALPS 処理水の海洋放出に伴い実施されるモニタリング

本項では、当社の福島第一原子力発電所における分析能力を説明した上で、福島第一原子力発電所の ALPS 処理水の処分に関係して敷地内外で行われるモニタリング計画（本報告書の発行時点におけるもの。随時見直し予定）を記述する。

これらは、いずれも福島第一原子力発電所事故後より継続的に実施されているモニタリングプログラムを強化・拡充するものである。

敷地内でのモニタリング活動を通じ、これから環境に放出される ALPS 処理水が安全であることを確実にし、また敷地外でのモニタリング活動を通じ、ALPS 処理水の海洋放出が環境に与える影響を正確に把握するものである。

9-1. 福島第一原子力発電所における分析能力

福島第一原子力発電所構内には、震災以前より運用されている環境試料分析を対象とした環境管理棟、高放射能濃度試料を分析する 5・6 号分析室（ホットラボ）が現在でも運用されており、これに加えて 2013 年には構内の汚染持ち込みの防止、および環境線量の影響排除の措置を講じた低放射能濃度試料用の化学分析棟の運用を開始している。なお、環境管理棟は施設の汚染状況、設備老朽化に伴い分析・測定機能は廃止し、前処理機能のみになっている。

震災後、当初は汚染水の問題に対応するため、特に高放射能濃度試料に対応することに傾注してきたが、2013 年 7 月に化学分析棟が竣工し、これにより環境試料の分析を行う環境が整ったことから、海水等あらかじめ低放射能濃度であることが明確な試料の分析のための要員育成を開始した。その後、汚染水発生量低減策として、地下水バイパス水（以下、「地下水バイパス」）、サブドレン他浄化設備の処理済水（以下、「サブドレン」）の排水が開始されていくにつれて、5・6 号分析室の分析員育成と並行して化学分析棟の分析員の育成も拡充してきた。ALPS 処理水の海洋放出に向けては、さらに設備面と力量面からの分析体制の強化・拡充を進めることとしている。

9-1-1. 設備面における分析能力

今般の ALPS 処理水の海洋放出に係る分析は、いずれも低放射能濃度試料の分析に分類されるため、化学分析棟の設備を使用して分析評価を行う予定としている。化学分析棟のレイアウト整備や分析装置の追加等は、必要に応じて柔軟に実施する。福島第一原子力発電所構

内の分析施設の概要と機能を表 9-1 に、そのうち化学分析棟に設置される分析装置の概要を表 9-2 に示す。

表 9-1 分析施設の概要と機能

施設名	機能	設備の概要	備考
環境管理棟	前処理操作（魚の前処理）	分析室+計測室：480m ² 実験台：4	<ul style="list-style-type: none"> ● 震災前には環境試料の分析を実施していたが、震災を受けて化学分析棟と5・6号分析室へ機能移転 ● 機能を前処理に限定し運用
5・6号分析室	高放射能濃度試料の分析	分析室+計測室：850m ² 実験台：23 ドラフト：26	<ul style="list-style-type: none"> ● 2016年に震災前より運用していた施設を拡張
化学分析棟	低放射能濃度試料の分析	分析室+計測室：1,000m ² 実験台：15 ドラフト：35	<ul style="list-style-type: none"> ● 2013年から運用開始 ● ALPS処理水の分析はこちらで実施予定
化学分析棟（拡張分、計画）	前処理操作および低放射能濃度試料の分析	分析室+計測室：600m ² 程度 【設備案】 実験台：8 ドラフト：21 ロータリーエバポレータ：5 電解濃縮装置：10 凍結乾燥器：6 H-3→He変換装置：2	<ul style="list-style-type: none"> ● 2023年度内の竣工目標 ● 分析装置等の台数は今後増減の可能性あり

表 9-2 化学分析棟における分析装置（将来追設予定分を含む）

取扱試料	分析装置	測定対象核種	配備数
モニタリング試料：海水等 排水試料：地下水バイパス、サブドレン ALPS 出口水：最終段 等	Ge 半導体検出装置	γ線放出核種 (Cs-134、137 など)	12
	α自動測定装置	全α	2
	低バックガスフロー計数装置	全β、Sr-90	5
	β核種分析装置	Sr-90	2
	低バック液体シンチレーション計数装置	トリチウム、C-14、Ni-63	9 (さらに3台追設予定)
	誘導結合プラズマ質量分析装置 (ICP-MS)	I-129、Tc-99	2
	希ガス質量分析装置 (He-MS)	トリチウム	2 (追設予定)
	低エネルギー光子用高純度 Ge 半導体検出器 (LEPS)	低エネルギーγ線放出核種 (Fe-55 含む)	2 (追設予定)

また、測定に使用する計測器は、日常点検として標準線源や標準液による検出効率の確認を作業着手時に行い、装置性能の維持を確認した上で試料の測定を行っている。表 9-3 に福島第一原子力発電所に設置されている計測器の日常点検（検出効率の確認）の概要を示す。

表 9-3 計測器の日常点検における検出効率の確認

計測器	標準線源	確認方法
Ge 半導体検出器	Co-57, Ba-133, Cs-137, Mn-54, Co-60	頻度：日々の作業開始時 方法：標準線源のエネルギーごとに検出効率を求め、判定値以内（±10%）を確認 逸脱時の措置：前回の判定値以降の計測試料に対し再評価を行い、必要に応じて逸脱期間の試料を対象に再計測を実施
α自動測定装置	Am-241	
β核種分析装置	Sr-90 Cs-137	
低バック液体シンチレーション計数装置	トリチウム	頻度：使用の都度 方法：元素ごとに強度を測定し、判定値以上を確認後、測定前に検量線を作成 標準液の強度：Li: >1000 Co, Y: >200 Tl: >800
誘導結合プラズマ質量分析装置（ICP-MS）	Li, Co, Y, Tl	

9-1-2. 力量面での分析能力

当社が主体となって行う分析作業は東京パワーテクノロジー株式会社⁴³（以下、「TPT」）に委託する。当社は分析に係る計画を策定、計画に見合うリソースを準備し、TPT が行う作業を監理するとともに、分析結果に基づき放出可否判断や分析データの管理・公表などを行う。

分析作業を監理する当社社員は、社内現業技術・技能認定制度により、技術・技能水準を有することが認定された者がその任に当たることとし、力量評価およびその有効性評価を定期的に実施することにより、力量の確保を計画的に実施している。

一方、分析作業の委託先である TPT では、C-14 のような測定に高い技能を求められる核種（以下、「難測定核種」）を確実に分析する能力を維持できるよう、技能の高い分析員を増員・確保し、力量の維持を図っている。さらに、所内分析室間の分析技能試験をはじめ、

⁴³ 東京電力ホールディングス株式会社の 100%子会社であり、当社など電力関連設備の設計・建設・運転・保守のほか、環境調査測定およびその評価ならびに各種物質等の調査・分析および測定や、放射性物質および放射線の管理、除染全般ならびに放射性廃棄物の加工処理・処分等にも強みがある。

IAEA Proficiency Test Exercise⁴⁴への参加、国内分析機関とのクロスチェック等を継続的に行い、第三者の視点で客観的に技能確認ができるようにしている。

化学分析棟では、Cs-134、Cs-137 およびトリチウムにかかる ISO/IEC 17025 認証⁴⁵を取得・維持しており、今後 Sr-90 分析についても認証取得を計画している。また、放出判断に用いるデータについては、当社が指定し委託している第三者機関の分析値と比較して妥当性を確認している。表 9-4 に当社（TPT）および社外委託分析機関ごとの認証機関による認証取得状況を示す。

表 9-4 当社（TPT）および社外委託分析機関の認証取得状況

機関	認証	取得状況（17025）
TPT（福島第一）	ISO/IEC 17025 ISO 9001	（化学分析棟）Cs-134, Cs-137, トリチウム
（株）化研	ISO/IEC 17025	Cs-134, Cs-137 I-131 Sr-90 トリチウム
（公財）日本分析センター	ISO/IEC 17025 ISO 9001	ガンマ線放出核種 トリチウム 放射性ストロンチウム プルトニウム 等
東北緑化環境保全（株）	ISO/IEC 17025 ISO 9001	Cs-134, Cs-137 I-131 トリチウム

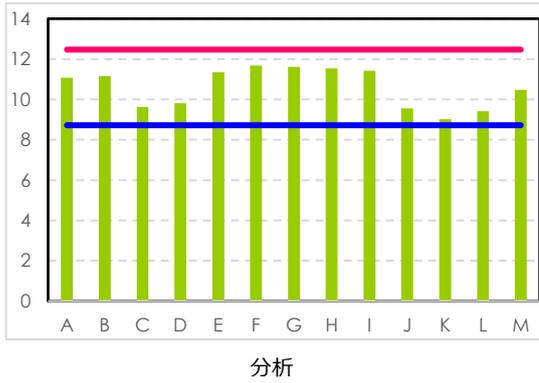
分析員個人の力量把握については、OJT により難測定核種の分析対応可能者を増員させるとともに、トリチウム、ならびにセシウムの分析担当者全員を対象に、ISO/IEC 17025 認証⁴⁶対象核種に対して年 1 回、既知濃度試料を用いた測定による力量確認を ISO 審査手法である Z スコア（検定濃度±標準偏差の 2 倍の範囲内にあること）で確認している（図 9-1 参照）。

⁴⁴ IAEA が、テスト用の結果既知の試料を用意し、各参加分析機関に提供、それを各機関が分析し、結果を IAEA がテスト用試料の成分と比較することで、各機関の分析の正確性を評価するもの。

⁴⁵ 認証の対象となる試験所・校正機関が正確な測定・校正結果を生み出す能力があるのか審査機関が審査し、そのような能力を持つことを証明すること。

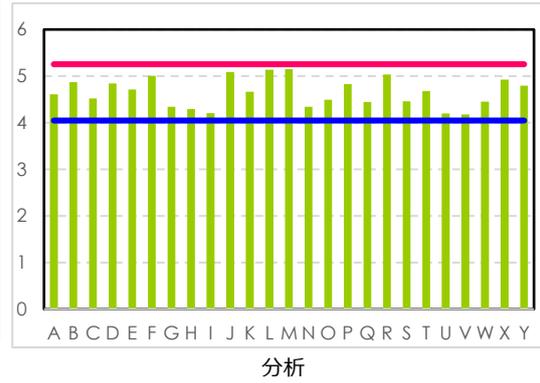
⁴⁶ 「公共水域水、排水、土壌、灰及び汚泥の放射性核種（Cs134/Cs137 及び H-3 を含む）分析試験」（認証機関：Perry Johnson Accreditation Inc., 認定証番号：L22-389）

(Bq/L)



H-3 技能試験対象者：分析員 13 名 (A~M)
 検体濃度：10.2Bq/L
 試料作成者による 3 試料 10 回繰返測定値の
 中間値
 実施期間：2020/10/9~29
 実施場所：化学分析棟
 判定方法：Z スコア (ISO 審査手法)

(Bq/L)



Cs-137 技能試験対象者：分析員 25 名 (A~Y)
 検体濃度：4.5Bq/L
 試料作成者による 10 回繰返測定値の中
 間値
 実施期間：2020/7/29~8/6
 実施場所：化学分析棟

図 9-1 分析員の力量確認の例 (2020 年度実施結果)

9-1-3. 当社による管理および監督

当社は、委託先に対して定められた分析手順の遵守や分析員の力量確保を契約により要求し、分析手順書や力量管理記録の提出を受けて内容を確認している。

また、図 9-2 に分析の流れと品質を維持するシステムの概要を示すとおり、分析プロセスを一定品質に保ち、データの異常を検知する仕組みを構築している。

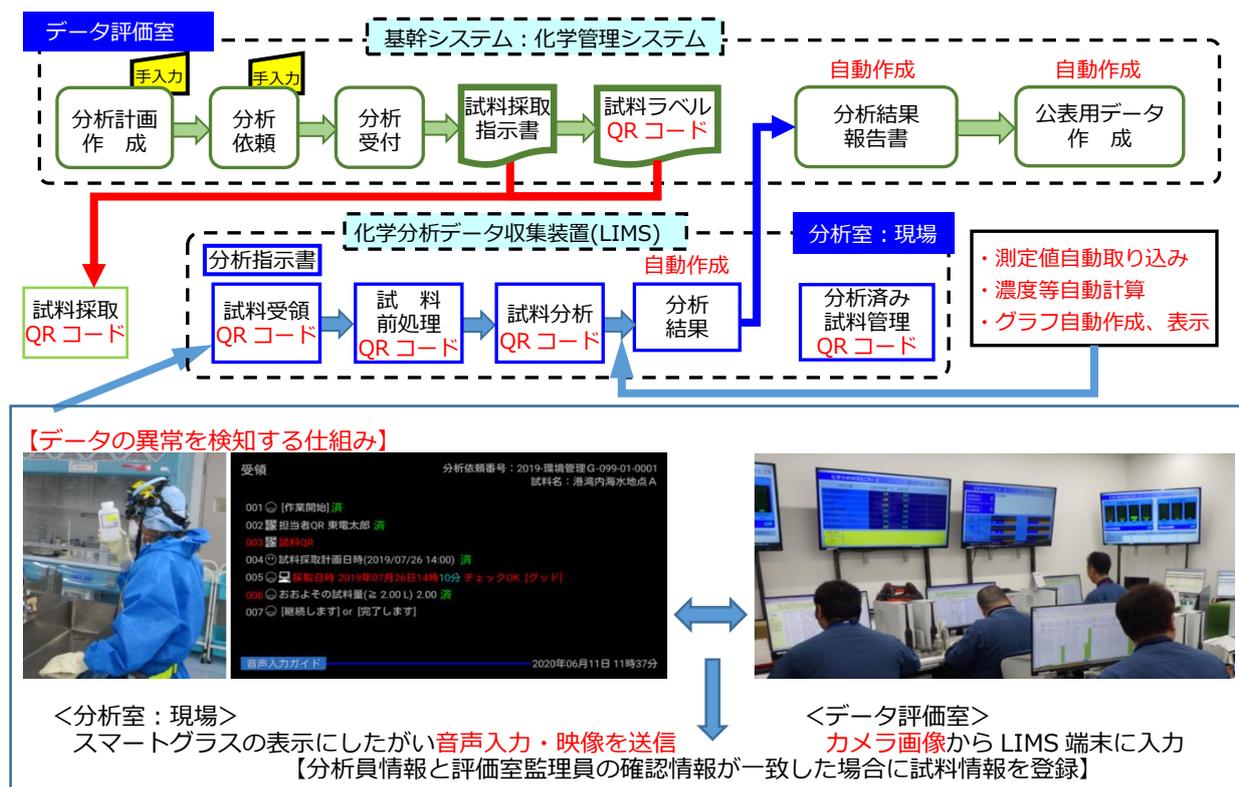


図 9-2 分析の流れと品質を維持するシステムの概要

この他、以下のような取り組みを行っている。

- 手順書の使用状況や仕様書の履行状況の確認をすべての分析室で定期的実施（福島第一原子力発電所構内で実施する分析作業すべてを対象に実施）
- 業務品質および作業安全を確保するため、分析員が交代しても同じ手順で作業ができることを要求
- 手順書の確認方法を標準化
- 第三者機関に対しても作業手順書の提出を仕様書で要求し、作業プロセスの品質管理に対する当社の関与を強化
- 業務着手前に委託先に対して、安全事前評価によるリスク抽出を指導し、特に当社より過去の不適合事例を説明し、ルール遵守の徹底を意識付け

- 毎月、委託先に対し、分析業務における課題や過去の不適合の再発防止対策の実施状況について協議し、パフォーマンスを維持・向上
- 毎月、委託先とともに、分析作業の現場観察による不安全状態の抽出を行い、現場の安全確保・作業品質を維持
- 委託先が制定した分析手順書の履行状況を確認し、作業上の改善点の抽出・是正を指導

9-2. 福島第一原子力発電所の敷地内のモニタリング

敷地内で行われるものは、①放出可否判断や希釈倍率決定に結果を使用する、測定・確認用設備での 30 核種およびそれに含まれない ALPS 除去対象 39 核種の測定・評価（ソースモニタリング）、②放出開始直後の放出判断に使用する、海水による処理水の希釈・混合状態の確認のための放水立坑（上流水槽）で採取する試料によるモニタリング、③連続放出中に毎日一回希釈状態を確認するために実施する海水配管から採取する試料によるモニタリング、の 3 種類があり、そのすべてを当社が主体的に行う。本項では、モニタリングを正確なものに維持するために用いられる手順等についても含め説明する。

福島第一原子力発電所構内で行われるモニタリングについて、図 9-3 に示す。

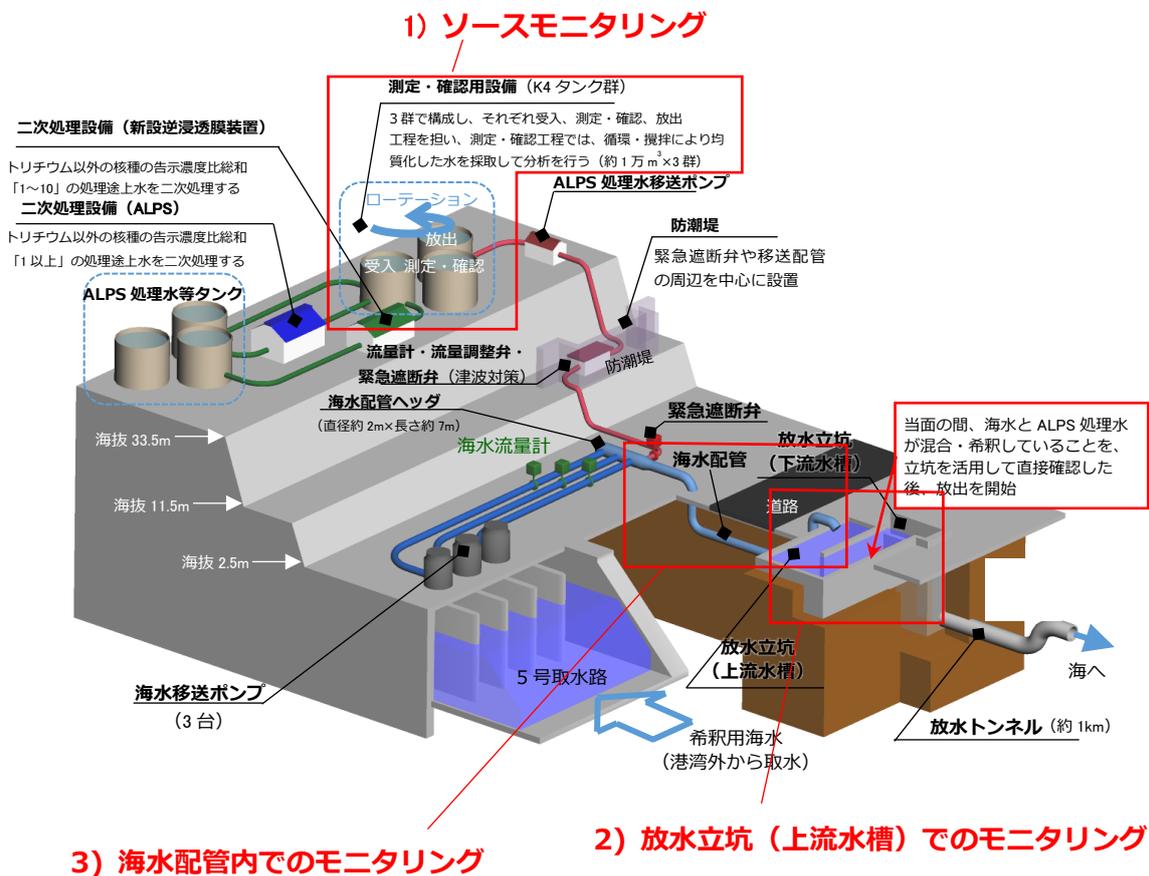


図 9-3 福島第一原子力発電所敷地内で行われるモニタリング

9-2-1. ソースモニタリング

ソースモニタリングとは、ソースターム（1年間に海洋に放出されるALPS処理水に含まれる核種ごとの年間放出量（総量））についてのモニタリングである。この分析は、測定・確認用設備がALPS処理水で満水となる都度、ALPS処理水を均質化した後に試料を採取し、ALPS処理水に含まれるすべての測定対象核種（ALPS処理水海洋放出時の測定・評価対象29核種およびトリチウム、それに含まれないALPSの除去対象核種）の分析・評価⁴⁷を行うものである。当社は、その分析結果をもって、

- トリチウムを除くALPS処理水海洋放出時の測定・評価対象29核種の濃度の告示濃度比総和⁴⁸が規制基準である1を下回っていることの確認
- 測定したトリチウム濃度から、希釈後の濃度が確実に国の基本方針で定められた濃度である1,500Bq/L未滿となるように、希釈放出されるALPS処理水の流量を決定すること

の根拠とする。

したがって、採取する試料の代表性を確保するため、測定・確認用設備に貯留されるALPS処理水の均質性が極めて重要である。試料が採取される測定・確認用設備は、約1,000m³の容量を持つタンク10基を連結配管により連結し、一体的に運用できるようにしたタンク群を1群として、このタンク群3群より構成される。各タンク群には、貯留されるALPS処理水を均質化するため、タンク内を攪拌し、タンク間を循環させる循環・攪拌設備を設け、これを適切に運転することによって、試料の代表性を確保する。

試料の分析は、福島第一原子力発電所構内に設置され、今後拡張される予定（表9-2参照）の化学分析棟にてTPT分析員が行う。これに加えて、当社が第三者として指定する分析機関、国が第三者として指定する分析機関の他、ALPS処理水の処分に関するレビューの一環としてIAEA研究機関およびIAEAが指定する加盟国の分析機関が関与することで、多重的に分析結果が検証される仕組みとなっている。その結果についても公表される予定である。

⁴⁷ 測定対象核種の中には測定・評価に時間を要する核種があり、二次処理性能確認試験では測定・評価に2ヶ月程度を要した（短縮方法を検討中）。そのため、当社は、測定・確認用設備の容量として、約10,000m³（2ヶ月分の発生量（150m³/日））の保管容量を確保する予定。

⁴⁸ 参考A「福島第一原子力発電所の敷地境界線量評価と日本国内法における告示濃度限度について」参照

測定・確認用設備における各核種の測定・評価方法を表 9-5 に、核種ごとの目標検出下限値および準拠手法を表 9-6 に示す。

表 9-5 各核種の測定および評価方法

No.	核種	計測対象	測定または評価方法	
—	トリチウム (FWT)	β^-	蒸留により単離、シンチレータを混合し、低バック液体シンチレーション計数装置にて計数	
ALPS 処理水海洋放出時の測定・評価対象核種	1	C-14	β^-	CO ₂ にして吸収剤に捕集して単離、シンチレータと混合し、低バック液体シンチレーション計数装置にて計数
	2	Mn-54	γ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
	3	Fe-55	X	レジンにより単離し、低エネルギー γ 線・X 線用 Ge 半導体検出装置にて計数
	4	Co-60	γ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
	5	Ni-63	β^-	レジンにより単離、シンチレータを混合し、低バック液体シンチレーション計数装置にて計数
	6	Se-79	β^-	レジンにより単離、シンチレータを混合し、低バック液体シンチレーション計数装置にて計数
	7	Sr-90	β^-	レジンにより単離、沈殿回収したものをマウントし、ステンレス皿にて β 核種分析装置により計数
	8	Y-90	—	【評価値】 Sr-90 と放射平衡として濃度評価
	9	Tc-99	質量	試料を希硝酸で希釈し、誘導結合プラズマ質量分析装置 (ICP-MS) により計数
	10	Ru-106	γ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
	11	Sb-125	γ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
	12	Te-125m	—	【評価値】 Sb-125 と放射平衡として濃度評価
	13	I-129	質量	試料に試薬添加によりヨウ素酸イオンに調整後、誘導結合プラズマ質量分析装置 (ICP-MS) により計数
	14	Cs-134	γ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
	15	Cs-137	γ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
	16	Ce-144	γ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
	17	Pm-147	—	【評価値】 同族の Eu-154 の放射能濃度測定値および計算による核種存在比から評価
	18	Sm-151	—	【評価値】 同族の Eu-154 の放射能濃度測定値および計算による核種存在比から評価
	19	Eu-154	γ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
	20	Eu-155	γ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数

No.	核種	計測対象	測定または評価方法
21	U-234	α	試料を鉄共沈させ除鉄した後、ステンレス皿に蒸発乾固し、ZnSa 自動測定装置で計数した全 α 測定値を他核種と案分せずそのまま使用
22	U-238	α	試料を鉄共沈させ除鉄した後、ステンレス皿に蒸発乾固し、ZnSa 自動測定装置で計数した全 α 測定値を他核種と案分せずそのまま使用
23	Np-237	α	試料を鉄共沈させ除鉄した後、ステンレス皿に蒸発乾固し、ZnSa 自動測定装置で計数した全 α 測定値を他核種と案分せずそのまま使用
24	Pu-238	α	試料を鉄共沈させ除鉄した後、ステンレス皿に蒸発乾固し、ZnSa 自動測定装置で計数した全 α 測定値を他核種と案分せずそのまま使用
25	Pu-239	α	試料を鉄共沈させ除鉄した後、ステンレス皿に蒸発乾固し、ZnSa 自動測定装置で計数した全 α 測定値を他核種と案分せずそのまま使用
26	Pu-240	α	試料を鉄共沈させ除鉄した後、ステンレス皿に蒸発乾固し、ZnSa 自動測定装置で計数した全 α 測定値を他核種と案分せずそのまま使用
27	Pu-241	—	【評価値】全 α 計数値と Pu-238 の同位体存在比から評価
28	Am-241	α	試料を鉄共沈させ除鉄した後、ステンレス皿に蒸発乾固し、ZnSa 自動測定装置で計数した全 α 測定値を他核種と案分せずそのまま使用
29	Cm-244	α	試料を鉄共沈させ除鉄した後、ステンレス皿に蒸発乾固し、ZnSa 自動測定装置で計数した全 α 測定値を他核種と案分せずそのまま使用
その他ALPS除去対象核種	Fe-59	γ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
	Co-58	γ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
	Zn-65	γ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
	Rb-86	γ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
	Sr-89	β^-	レジンにより単離、沈殿回収したものをマウントし、ステンレス皿にて β 核種分析装置により計数
	Y-91	γ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
	Nb-95	γ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
	Ru-103	γ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
	Rh-103m	—	【評価値】Ru-103 と放射平衡として濃度評価
	Rh-106	—	【評価値】Ru-106 と放射平衡として濃度評価
	Ag-110m	γ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
	Cd-113m	β^-	レジンにより単離、シンチレータと混合し、低バック液体シンチレーション計数装置により計数

No.	核種	計測対象	測定または評価方法
	Cd-115m	γ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
	Sn-119m	—	【評価値】 Sn-123 の放射能濃度測定値および計算による核種存在比から評価
	Sn-123	γ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
	Sn-126	γ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
	Sb-124	γ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
	Te-123m	γ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
	Te-127	γ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数、親核種(Te-127m)の半減期を使用して評価
	Te-127m	—	【評価値】 Te-127 の放射能濃度測定値および計算による核種存在比から評価
	Te-129	γ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数、親核種(Te-129m)の半減期を使用して評価
	Te-129m	γ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
	Cs-135	—	【評価値】 Cs-137 の放射能濃度測定値および計算による核種存在比から評価
	Cs-136	γ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
	Ba-137m	γ	【評価値】 Cs-137 と放射平衡として濃度評価
	Ba-140	γ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
	Ce-141	γ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
	Pr-144	—	【評価値】 Ce-144 と放射平衡として濃度評価、親核種 (Pr-144m) の半減期を使用して評価
	Pr-144m	—	【評価値】 Ce-144 と放射平衡として濃度評価
	Pm-146	γ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
	Pm-148	γ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
	Pm-148m	γ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
	Eu-152	γ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
	Gd-153	γ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
	Tb-160	γ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
	Am-242m	—	【評価値】 Am-241 の同位体存在比から評価

No.	核種	計測対象	測定または評価方法
	Am-243	α	試料を鉄共沈させ除鉄した後、ステンレス皿に蒸発乾固し、ZnSa 自動測定装置で計数した全 α 測定値を他核種と案分せずそのまま使用
	Cm-242	α	試料を鉄共沈させ除鉄した後、ステンレス皿に蒸発乾固し、ZnSa 自動測定装置で計数した全 α 測定値を他核種と案分せずそのまま使用
	Cm-243	α	試料を鉄共沈させ除鉄した後、ステンレス皿に蒸発乾固し、ZnSa 自動測定装置で計数した全 α 測定値を他核種と案分せずそのまま使用
監視対象核種 (参考) ※	Cl-36	β^-	塩化銀により沈殿分離、シンチレータと混合し、低バック液体シンチレーション計数装置により計数、または β 核種分析装置により計数
	Nb-93m	γ	レジンにより単離し、低エネルギー γ 線・X 線用 Ge 半導体検出装置にて計数
	Nb-94	γ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
	Mo-93	γ	レジンにより単離、低エネルギー γ 線・X 線用 Ge 半導体検出装置にて計数
	Cd-113m	β^-	レジンにより単離、シンチレータと混合し、低バック液体シンチレーション計数装置により計数
	Ba-133	γ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数

※監視対象核種は、ソースモニタリングには含まない。

表 9-6 分析核種ごとの目標検出下限値および準拠方法

核種	分析方法	目標検出下限値 ⁴⁹	準拠手法
γ線放出核種	マリネリ容器に試料を分取し、Ge 半導体検出器にて測定	0.07Bq/L Cs-137 にて設定 ⁵⁰	放射能測定法シリーズ No.7 (ゲルマニウム半導体検出器による γ線スペクトロメトリー)
Sr-89/90	Sr レジンにより Sr を精製した 後、炭酸塩として沈殿・回収した ものを β 核種分析装置にて測定	0.04Bq/L Sr-90 にて設定 ⁵¹	JAEA-Technology2009-051 (研究施設等廃棄物に含まれる放射 性核種の簡易・迅速分析法(分析指 針))
I-129	試料に次亜塩素酸を添加してヨウ 素酸イオンに調整した後、誘導結 合プラズマ質量分析装置にて測定	0.2Bq/L	放射能測定法シリーズ No.32 (環境試料中ヨウ素 129 迅速分析 法)
トリチウム	蒸留によって不純物を取り除いた 試料とシンチレータを混合した 後、低バック液体シンチレーショ ン計数装置にて測定	30Bq/L	放射能測定法シリーズ No.9 (トリチウム分析法)
C-14	試料に濃硝酸、過硫酸カリウムを 添加して加熱し、発生した CO ₂ を 吸収剤に捕集してシンチレータと 混合した後、低バック液体シンチ レーション計数装置にて測定	10Bq/L	放射能測定法シリーズ No.25 (放射性炭素分析法) 日揮：放射性廃棄物の放射化学分析 方法について
Tc-99	試料を硝酸で希釈し、誘導結合プ ラズマ質量分析装置にて測定	2Bq/L	原子力環境整備センター：放射化学 分析手法の高度化・合理化研究
全α放射能	α核種を水酸化鉄に共沈させ、抽 出操作により除鉄した後ステンレ ス皿に蒸発乾固後焼き付けしたも のをα自動測定装置にて測定	0.04Bq/L	動力炉・核燃料開発事業団東海事業 所：標準分析作業法
Cd-113m	イオン交換により Cd を精製・回 収し、シンチレータと混合した 後、低バック液体シンチレーショ ン計数装置にて測定	0.2Bq/L	分析化学, vol.63, No.4 (低バック液体シンチレーション計 数装置を用いるβ線計測法による福 島第一原子力発電所の滞留水中の ^{113m} Cd 分析法の検討)
Ni-63	Ni レジンにより Ni を精製・回収 し、シンチレータと混合した後、 低バック液体シンチレーション計 数装置にて測定	20Bq/L	JAEA-Technology2009-051 (研究施設等廃棄物に含まれる放射 性核種の簡易・迅速分析法(分析指 針))

⁴⁹ 告示濃度比総和 1 未満を満足していることを確認するために設定した核種ごとの値

⁵⁰ 他の核種はベースライン、妨害核種、バックグラウンドおよびγ線放出率によって変動

⁵¹ Sr-89 は Sr-90 濃度によって変動

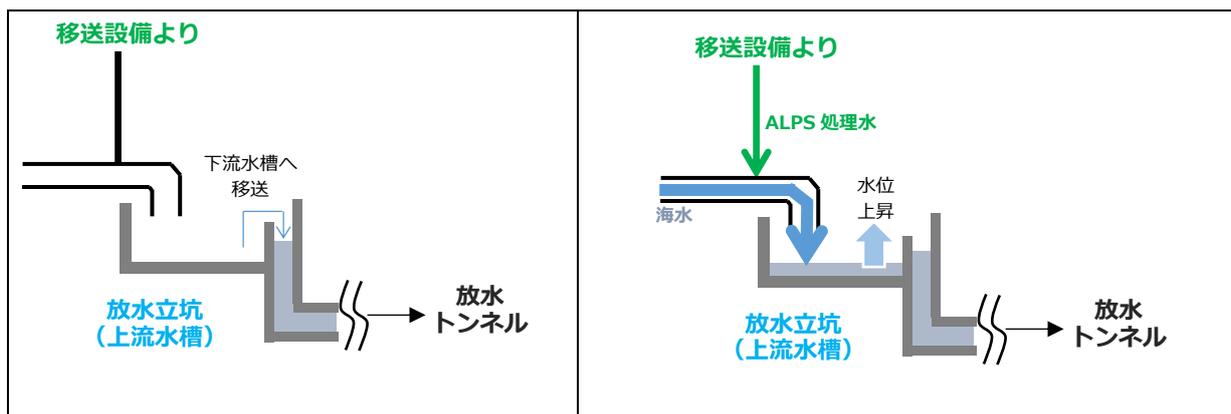
9-2-2. 放水立坑（上流水槽）でのモニタリング

海洋に放出する ALPS 処理水は、ALPS 等によってトリチウムを除く核種の告示濃度比総和が 1 を下回るまで処理を行うことにより、環境中に放出される水の安全性を確保する。

一方、ALPS 処理水等には、これまでに分かっている範囲で最高 216 万 Bq/L、最低でも約 15 万 Bq/L のトリチウムが含まれていることから、法律で定める環境への放出に関する上限である告示濃度限度（6 万 Bq/L）を超えている。加えて、2021 年 4 月の国の基本方針において、放出時のトリチウム濃度を地下水バイパスおよびサブドレンと同様、1,500Bq/L 未満とすることが謳われている。当社は、これを踏まえて、告示濃度限度を満足させるため、また、消費者等の懸念を少しでも払拭し、風評影響を最大限抑制するため、大量の海水で希釈してから放出を行う。

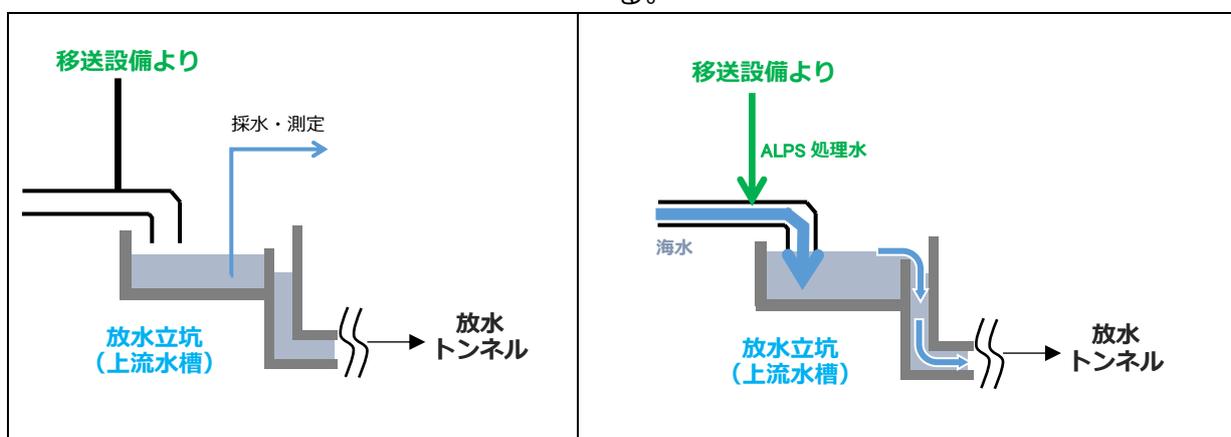
トリチウムは、弱いベータ線を放出する核種であり、弱いベータ線は Cs-137 のガンマ線とは違って連続モニタリングを行うようなことができない。そのため、適切に希釈されているかどうかの確認は、試料を採取し、液体シンチレーション計数装置での測定により行う。

海洋放出の開始にあたっては、測定・確認用設備における分析・評価（上記 9-2-1.参照）の結果、トリチウム以外の 29 核種の告示濃度比総和が 1 を下回っていることが確認された ALPS 処理水（約 1 万 m³/タンク群）ごとに、以下の図 9-4 に示す手順により、希釈設備により適切な希釈が行われ、環境に放出する直前の放水立坑（上流水槽）においてトリチウム濃度が 1,500Bq/L 未満となっていることを、当面の間、確認する。



①いったん、放水立坑（上流水槽）内を空にする。

②移送設備で移送し ALPS 処理水を希釈設備で希釈した水を放水立坑（上流水槽）に貯留する。



③放水立坑（上流水槽）が満水になる前にポンプを停止し、放水立坑（上流水槽）内の水を採水・測定する。

④トリチウム濃度を確認し、計算上のトリチウム濃度と実際の濃度が同程度であることを、および 1,500Bq/L を下回っていることを確認する。

⑤引き続き第 2 段階に移行し、海水ポンプ 2 台以上を起動し海水流量が安定した後に、ALPS 処理水移送ポンプを起動し連続での海洋放出を行う。なお、第 1 段階で放水立坑（上流水槽）に貯留されていた水は、第 2 段階における海水ポンプ 2 台以上の起動により、放水設備に排水されることとなる。

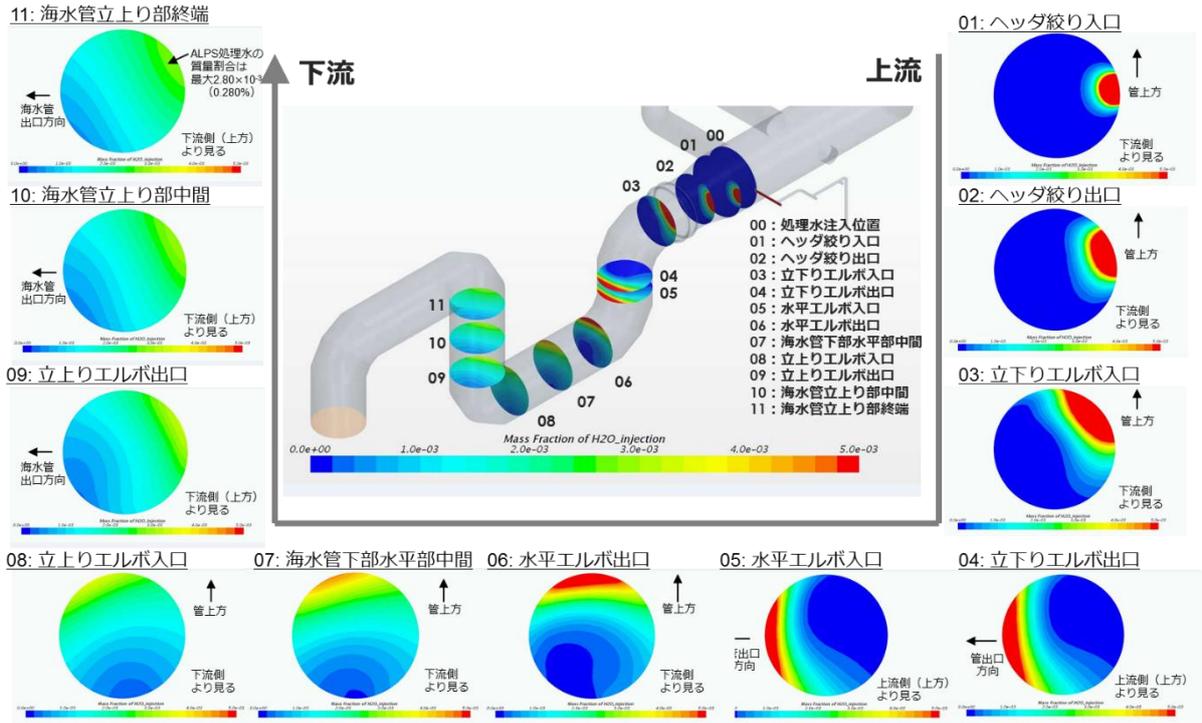
図 9-4 放水立坑（上流水槽）における分析および放出手順

9-2-3. 海水配管内でのモニタリング

上記 9-2-2.の結果、適切な希釈が行われることが確認された後、残りの ALPS 処理水（約 1 万 m³/タンク群）を希釈して放水立坑（上流水槽）に送り込み、連続または間欠で放出することとしている。ALPS 処理水移送ポンプの容量は 500m³/日であり、測定・確認用設備のタンク群 1 群の容量（約 1 万 m³/タンク群）を考慮すれば、連続的に放出したとしても、残りの測定済みの ALPS 処理水すべてを放出するのに約 20 日かかる。

この放出期間中も適切にトリチウムの希釈が行われていることを確認する目的で、海水配管に設置されたサンプリング設備により一日に一回試料採取を行い、トリチウム濃度を分析し、原則として翌日公表する運用とする。

なお、海水配管で適切な希釈混合が行われるかについては、流体解析により配管内の各断面における注入した ALPS 処理水の質量濃度を計算することにより、確認した（海水流量 34 万 m³/日、ALPS 処理水流量 500m³/日、理論質量濃度：0.14%）。その評価の結果、ALPS 処理水注入位置から下流側の図 9-5 の 04：立下りエルボ出口で、本設備で目標としている 100 倍以上の希釈効果が得られることが確認された。



名称	断面濃度最大値 (%)
00: 処理水注入位置	100
01: ヘッダ絞り入口	14.26
02: ヘッダ絞り出口	4.16
03: 立下りエルボ入口	1.79
04: 立下りエルボ出口	0.90
05: 水平エルボ入口	0.84
06: 水平エルボ出口	0.71
07: 海水管下部水平部中間	0.46
08: 立上りエルボ入口	0.37
09: 立上りエルボ出口	0.33
10: 海水管立上り部中間	0.30
11: 海水管立上り部終端	0.28

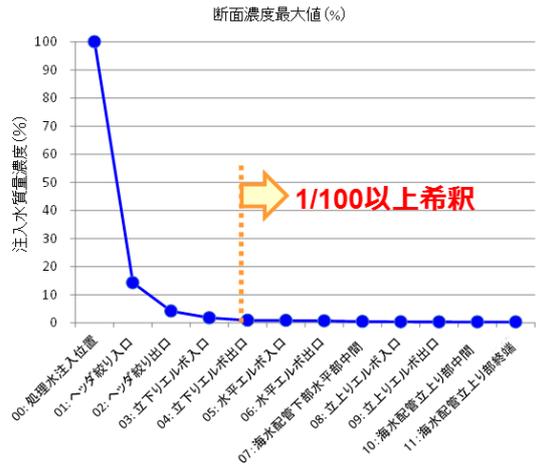


図 9-5 海水配管内における希釈混合に関する流体解析結果

9-3. 敷地外のモニタリング

福島第一原子力発電所事故以降、環境に関するきめ細かなモニタリングを確実かつ計画的に実施するため、政府の原子力災害対策本部の下に「モニタリング調整会議」が設置され、「総合モニタリング計画」が2011年8月に策定された⁵²。この計画に基づき、関係省庁、地方自治体、当社などの各モニタリング実施主体（以下、「実施機関」）が連携して、環境中に放出された放射性物質の拡散、移行等の状況の把握を目的に、海域についてはCs-134、Cs-137、Sr-90を中心にモニタリングを行ってきた。総合モニタリング計画では、各実施機関の役割分担が定義されており、その定義にしたがい各実施機関が役割を果たしてきた。

2021年4月のALPS処理水の処分に関する国の基本方針公表後、各実施機関において、海域モニタリングの強化・拡充について検討を行った（9-3-1.、9-3-2.参照）。当社はALPS処理水の海洋放出にあたり、法令に基づく規制基準等を遵守し、国際法や国際慣行を踏まえた措置をとるという観点に加え、風評影響の抑制という観点、国内外の方々の懸念払拭ならびに理解醸成の観点から、海域モニタリングの強化・拡充が重要であると認識している。当社による検討結果は、2022年3月30日に開催されたモニタリング調整会議にて、総合モニタリング計画に反映された。

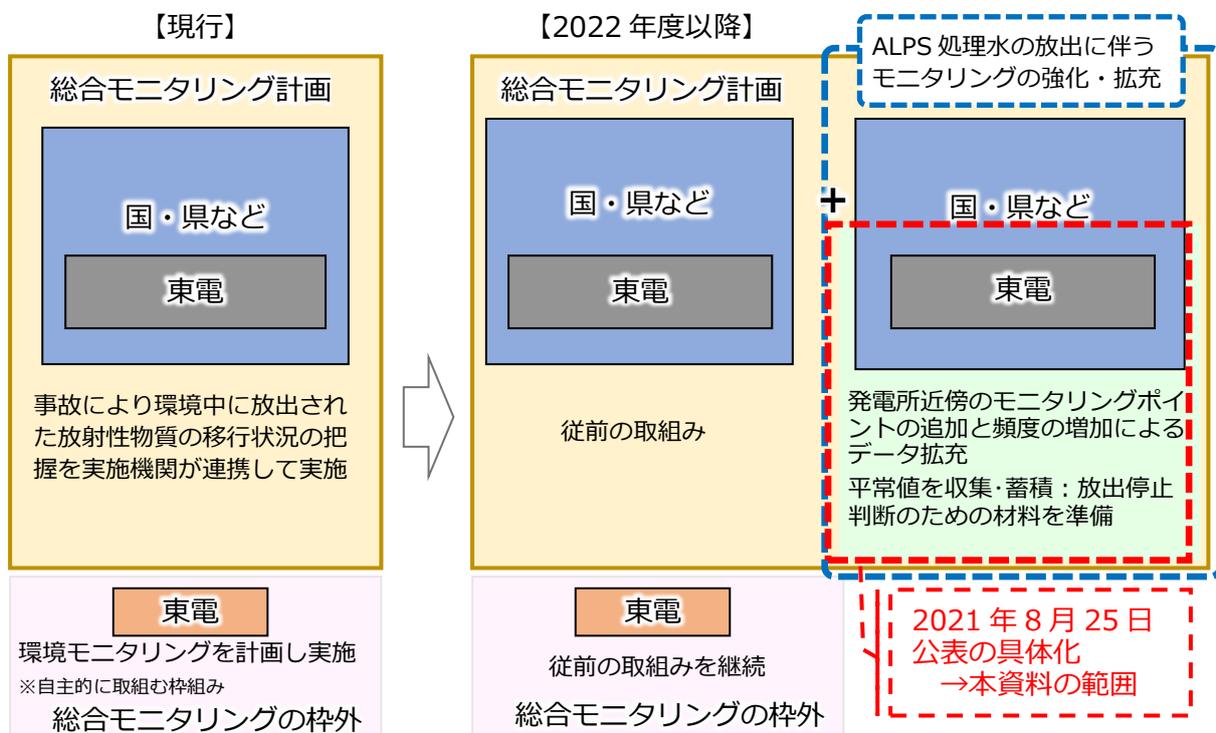


図 9-6 各実施機関によるモニタリングの位置づけ

⁵² 原子力災害対策本部モニタリング調整会議「総合モニタリング計画」（2022年3月30日改定）

<https://radioactivity.nsr.go.jp/ja/list/511/list-1.html>

図 9-6 に各実施機関によるモニタリングの位置付けを示す。当社が発電所港湾外で実施する海域でのモニタリングは、いずれも、国の総合モニタリング計画に位置付けられている。一方、発電所港湾内および発電所敷地内で行われるモニタリングは国の総合モニタリング計画には位置付けられておらず、当社独自のモニタリングである。当社は、ALPS 処理水の海洋放出による環境への影響を確認する目的で、発電所港湾内および発電所敷地内におけるモニタリングも実施していく。

以下では、2022 年 3 月末時点で、福島第一の港湾外で実施機関ごとに従前実施してきたモニタリングおよび今後実施が予定されている各モニタリング計画を示す。

9-3-1. 東京電力による福島第一原子力発電所港湾外周辺の海域モニタリング

従前、総合モニタリング計画の一環として、当社は以下のモニタリングを実施してきた。

表 9-7 従前の総合モニタリング計画に基づく当社海域モニタリングの概要

対象	対象核種	実施頻度 (地点・核種によって異なる)
海水	Cs-134,137、ストロンチウム、トリチウム、プルトニウム	毎日～半年に 1 回
海底土	Cs-134,137、ストロンチウム、プルトニウム	月に 1 回～半年に 1 回
魚介類	Cs-134,137	月 1 回

当社は、2021 年 4 月の国の基本方針を踏まえ、ALPS 処理水の海洋放出に伴う風評影響を最大限抑制するため、同月、これまで以上に海域モニタリングを強化・拡充することを含む、「基本方針を踏まえた当社の対応」を公表した⁵³。

その後、当社は、ALPS 処理水の海洋放出の実施主体として、2021 年 8 月に海域モニタリング（計画）を示した⁵⁴後、同年 11 月には本放射線影響評価において、ALPS 処理水の拡散の状況をシミュレーションにより評価した。その結果、現状からトリチウム濃度が変化

⁵³ 福島第一原子力発電所における多核種除去設備等処理水の処分に関する政府の基本方針を踏まえた当社の対応について
https://www.tepco.co.jp/press/release/2021/1596975_8711.html

⁵⁴ 多核種除去設備等処理水の取扱いに関する検討状況【概要】
<https://www.tepco.co.jp/press/release/2021/pdf3/210825j0101.pdf>

する⁵⁵と評価された発電所近傍を中心に、福島県沖の海域について、拡散状況や魚類・海藻類への放射性物質の移行状況を確認するための海域モニタリングを再度検討した⁵⁶。

当社は、放出後の拡散状況や移行状況と比較するデータを継続的に取得するため、2021年8月に公表した検討結果に加えて検出下限値を設定した海域モニタリング計画を策定した。実際の放出を開始する前の環境の状態を把握することは、放出開始後の環境への放出の影響を評価するために非常に重要であることから、放出開始前の2022年4月から、ベースラインモニタリングとして変動範囲を把握する目的で、計画の運用を開始した。このモニタリングの実施（試料採取、放射能測定等）にあたっては、農林水産業者や地元自治体関係者等の参加や視察をお願いするとともに、モニタリング結果の客観性、信頼性を担保するため、ソースモニタリングと同様、当社の指定する第三者機関による分析の他、IAEAによる関与も得る予定である。

当社は、海水だけでなく、放出による海生動植物への放射性物質の移行状況を確認するため、魚類と海藻類のモニタリングも行っている。

当社は、本放射線環境影響評価結果に基づき考察した結果、

- 拡散シミュレーション結果から、放出予定地点からの放出後、環境中で速やかに拡散が行われ、本報告書にて評価に用いた点（発電所から北に3kmほどの砂浜など）において、周辺より有意に濃度が高くなるエリアはなかったこと
- 処理水中の各核種濃度は、主要7核種およびトリチウム、C-14を除きいずれも検出限界未満であり、これが海洋放出前に100倍以上に希釈されてから放出口から放出され、さらに環境中で拡散されることから、環境中での分配あるいは濃縮を考慮しても、環境サンプル中に含まれるこれら検出限界値未満の核種の濃度は非常に低く、仮に実現可能な範囲で検出限界を下げたととしても、検出が困難であると考えられること
- したがって、モニタリング対象核種は上記検出されている核種のうち、特に観測しやすいもの（H-3およびCs-137に加え、海藻類について蓄積しやすいI-129）を中心に広範囲にスクリーニングし、異常値が見られた場合には、詳細な分析を行うことが適当であること

⁵⁵ ただし、変化する濃度は1~2Bq/Lとの評価であり、WHO飲料水水質ガイドラインの10,000Bq/Lの1万分の1から5千分の1程度。

⁵⁶ 2020年3月の拡散シミュレーション結果から採取点を追加、その後、本評価により変更の必要がないことを確認。平常値の把握のため頻度を増加するとともに、海洋生物への移行状況の確認を強化。

を踏まえ、モニタリング対象地点と核種の選定を行った。

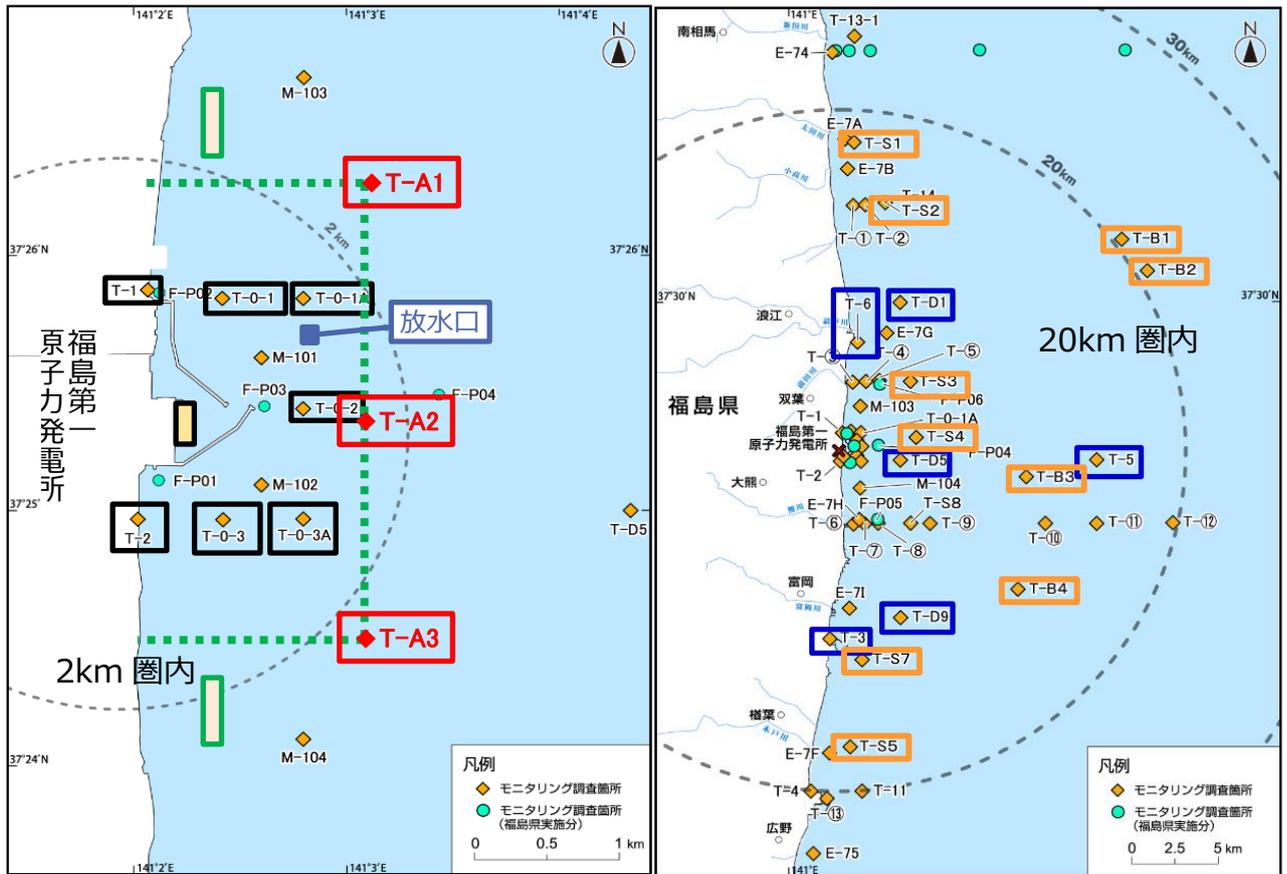
以下のとおり海域モニタリングを強化・拡充することとした。当社の海域モニタリング強化・拡充の具体的内容を図 9-7 に示す。なお、ここに示すものは、いずれの測定についても、国の総合モニタリング計画に位置付けて行う。

- 測定点・測定対象の増加
 - 当社は ALPS 処理水の海洋放出を行う実施主体であることに鑑み、特に放水口周辺を中心に重点的にモニタリングを実施することとし、発電所近傍、福島県沿岸において、海水および海洋生物（魚類）のトリチウム測定点を計 13 点増加する（図 9-7 の赤枠およびオレンジ枠参照）。
 - 海水モニタリングについては、当社は、今回の人および環境への放射線環境影響評価で考慮した「日常的に漁業が行われていないエリア」の境界線上の 3 点を新たにモニタリング地点として追加し、海水をモニタリングする（図 9-7 赤字参照）。
 - 魚類については、現在、福島県沖 20km 圏内の 11 ヶ所（うち 1 ヶ所は現在もトリチウム分析を実施している）で採取したサンプルに基づき、放射線環境影響を測る上で代表的⁵⁷なセシウムの分析を行っているが、トリチウムの濃縮の影響を確認するために現在トリチウムの分析を行っていない 10 ヶ所を加えた全 11 ヶ所で採取した魚へのトリチウム分析を行う（図 9-7 右図のオレンジ色枠参照）。なお、同地点での海水もトリチウム分析を行う。
 - 海藻類については、現在ガンマ核種を分析している港湾内 1 ヶ所に加えて、新たに港湾外の 2 カ所で採取し、分析を行う（図 9-7 の緑枠参照）。トリチウムを測定核種へ追加してその濃縮の有無等を確認するとともに、海藻類で濃縮しやすいヨウ素についても測定核種に追加する。
 - なお、強化・拡充するトリチウム、I-129 以外の核種（Cs-134、Cs-137、ストロンチウム 90 (Sr-90)、プルトニウム 238 (Pu-238)、プルトニウム 239+240 (Pu-239+240)）については、従前からの測定を継続する⁵⁸。
- 頻度の増加
 - 測定点の増加とともに、これまででも海水のトリチウム測定を行っていた地点では、その頻度を増加させる（図 9-7 の青枠参照、頻度については表 9-9 参照）。
- 検出下限値を国の目標値と整合するよう設定

⁵⁷ 強いガンマ線を放出する核種であるため。

⁵⁸ 環境中での移行・拡散プロセスを考慮してトリチウムを中心としたモニタリングを行うが、強化したモニタリングにて異常が確認された場合、これら核種および C-14 の追加的モニタリングの必要性について検討を行う。

- 海水中での放射性物質の拡散状況や海洋生物の状況を確認するため、トリチウムおよび I-129 の検出下限値を、国の検出下限目標値と整合する程度まで引き下げるよう設定する（図 9-7 の黒枠参照、検出下限値については表 9-9 参照）。
- 発電所北側の最寄りの砂浜における被ばく評価の対応
 - 発電所北側では、従前より 5, 6 号機放水口北側（T-1）において海水、海底土のモニタリングを実施している。発電所北側の最寄りの砂浜における被ばく評価地点でのモニタリングは計画していないが、砂浜周辺にトリチウムが滞留するような特別な地形は無く、シミュレーションの結果からも砂浜付近で濃度が高い傾向はみられていないことから、ALPS 処理水放出による影響がより大きいと考えられる 5, 6 号機放水口北側において実施しているモニタリングを継続する。



<凡例>

【現行の総合モニタリング計画】

- 原子力規制委員会 M-○
- 環境省 E-○
- 水産庁(水産物)
- 福島県 F-○
- 東京電力 T-○

【東京電力の強化計画】

- 黒枠：検出下限値を見直す点(海水)
- 赤枠：新たに採取する点(海水)
- 青枠：頻度を増加する点(海水)
- オレンジ枠：セシウムにトリチウムを追加する点(海水, 魚類)
- 黄枠：従来と同じ点(海藻類)
- 緑枠：新たに採取する点(海藻類)

- 緑点線：日常的に漁業が行われていないエリア
東西 1.5km 南北 3.5km
※：共同漁業権非設定区域

図 9-7 当社が強化・拡充する海域モニタリングの試料採取点
(発電所近傍・沿岸 20km 圏内)

さらに、これまではトリチウム分析を行っておらず、当社の海洋拡散シミュレーションでも海水のバックグラウンドを超える濃度にはならないと試算される「福島第一原子力発電所沖 20km 圏外」においても、今回新たに9点においてモニタリングを行うこととした。

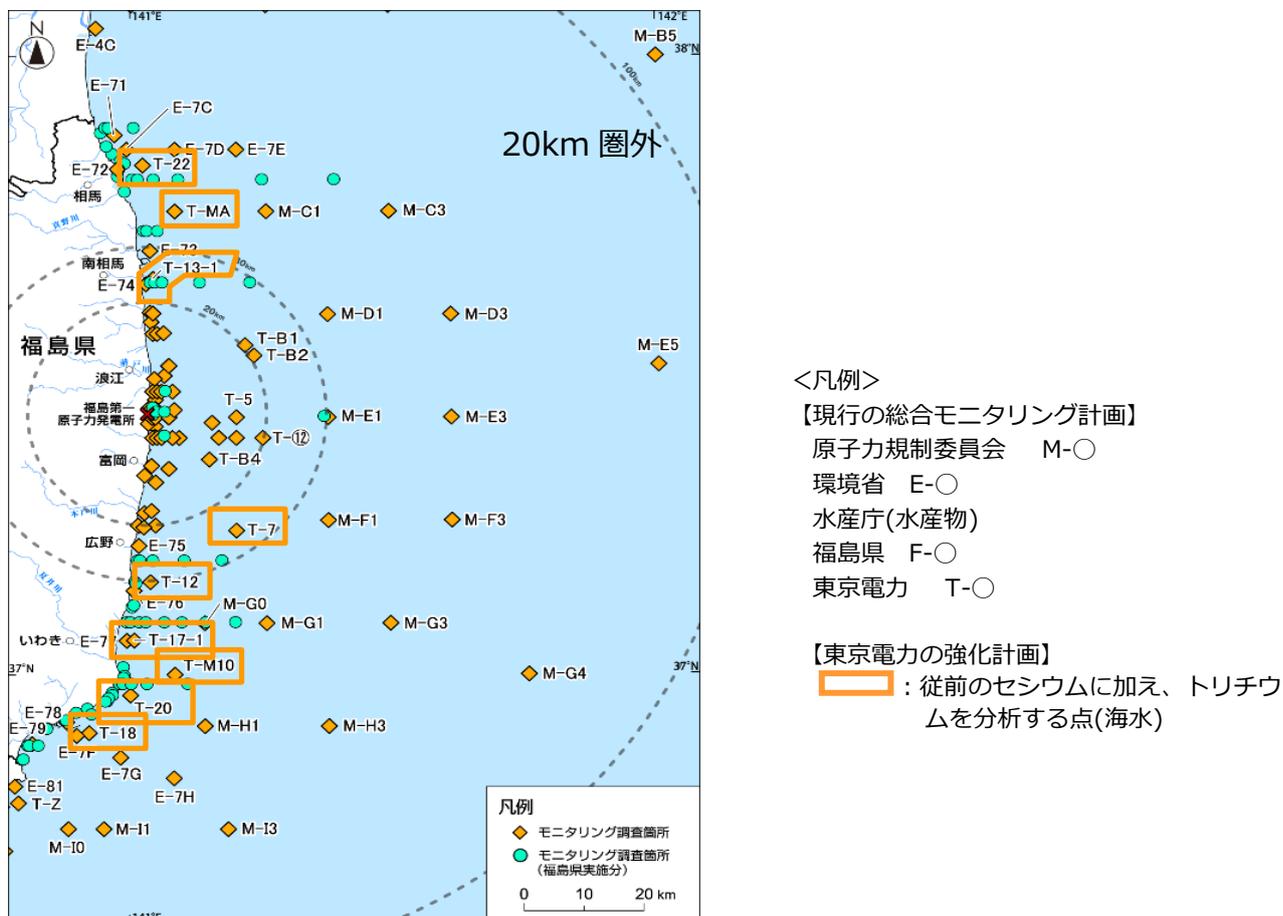


図 9-8 当社が強化・拡充する海域モニタリングの試料採取点（沿岸 20km 圏外）

以上から、当社が実施する海域モニタリングにおけるトリチウム分析の頻度、試料採取点数は、従前と比較し以下の表 9-8 のように増加する。

表 9-8 当社が実施する福島第一原子力発電所近傍および沿岸海域における海域モニタリングに係るトリチウム分析の頻度および試料採取点数

実施機関	トリチウム分析			
	頻度	試料採取点数		
		海水	魚類	海藻類
東京電力ホールディングス	1 回/週	17 → 20	－	－
	2 回/月→1 回/週	6	－	－
	1 回/月	1 → 20	1 → 11	－
	3 回/年	－	－	0 → 2

また、今回の海域モニタリング強化・拡充に伴い、従前の分析対象も含め、下表のように検出下限値を設定する。

表 9-9 測定対象試料と核種、検出下限値（太枠部は現行より強化・拡充する点）

対象	採取場所	採取点数	測定対象核種	頻度	目標検出下限値
海水 (表層)	港湾内	10	Cs-134/137	毎日	0.4 Bq/L
			トリチウム	1回/週	3 Bq/L
	港湾外 2km 圏内	2 5 → 8 7 → 10	Cs-134/137	1回/週	0.001 Bq/L
			Cs-134/137	毎日	1 → 0.4 Bq/L
			トリチウム	1回/週	1 → 0.4 Bq/L
	沿岸 20km 圏内	6	Cs-134/137	1回/週	0.001 Bq/L
			トリチウム	2回/月 → 1回/週 ^{*2}	0.4 → 0.1 Bq/L ^{*3}
	沿岸 20km 圏内 (魚採取箇所)	1	トリチウム	1回/月	0.1 Bq/L
			0 → 10	トリチウム	なし → 1回/月
	沿岸 20km 圏外	9 0 → 9	Cs-134/137	1回/月	0.001 Bq/L
0 → 9			トリチウム	なし → 1回/月	0.1 Bq/L
魚類	沿岸 20km 圏内	11	Cs-134/137	1回/月	10 Bq/kg (生)
			Sr-90 (Cs濃度上位5検体のみ)	四半期ごと	0.02 Bq/kg (生)
		1	トリチウム (FWT)	1回/月	0.1 Bq/L
			トリチウム (OBT)		0.5 Bq/L
		0 → 10	トリチウム (FWT) ^{*4}	なし → 1回/月	0.1 Bq/L ^{*6}
トリチウム (OBT) ^{*5}	0.5 Bq/L				
海藻類	港湾内	1	Cs-134/137	1回/年 → 3回/年	0.2 Bq/kg (生)
	港湾外 2km 圏内	0 → 2	Cs-134/137	なし → 3回/年	0.2 Bq/kg (生)
			I-129		0.1 Bq/kg (生)
			トリチウム (FWT)		0.1 Bq/L
		トリチウム (OBT)	0.5 Bq/L		

*1：必要に応じて電解濃縮法（トリチウムが電気分解されにくい性質を利用した濃縮法）により検出値を得る。

*2：検出下限値を 0.1Bq/L とした測定は、1 回/月

*3：電解濃縮装置の設置状況により、当面は 0.4Bq/L にて実施する。

*4：生体の組織中に水として存在しているトリチウム。体内に長く留まることはない。

*5：生体の組織に結合しているトリチウム。組織自由水型に比べ体内に長く留まる。

*6：電解濃縮装置の設置状況により、当面は 0.4Bq/L にて測定を実施する。

これらすべての測定については、当社だけでなく、当社が指定する第三者機関による分析を当社と同様に行い、客観性・透明性を確保する。

測定データの公表については、国内外のさらなる理解醸成に向け、以下に取り組む。

- 測定・評価の結果がまとめ次第、正確かつタイムリーに当社ウェブサイトにて公表する。
- データの公表にあたっては、地元や国内の消費者の皆さまにもわかりやすい形で公表する。さらに、公表する測定値に対して安全かについても併記・説明する。
- 四半期ごとにモニタリング結果に評価を加えて報告書形式にまとめ、当社ウェブサイト等での公表を計画する。
- 評価では、海洋拡散シミュレーション結果の範囲に収まっているか、放射線環境影響評価に用いた濃度と同等であるかなどについても確認し、わかりやすく表現する。
- 自治体関係者等および学識経験者の方々に確認・評価いただく場にて報告することも計画する。

9-3-2. 国および福島県によるモニタリング

(1) 従前の国および福島県が実施している海域モニタリング

本項では、総合モニタリング計画における当社以外の実施機関、すなわち国（主に環境省、原子力規制委員会、水産庁）や福島県等が実施する海域モニタリングに関して公開情報を基にまとめたものを記載する。関係省庁は、福島県、研究機関、漁業協同組合等と連携して、事故直後からモニタリングを開始しその結果を公表⁵⁹してきており、モニタリングの内容、測定箇所等を、適時見直し、結果を公表してきている⁶⁰。表 9-10 に当社以外の実施機関による海域モニタリングの内容を示す⁶¹。従前は、海水、海底土および海洋生物を対象に、

- ① 福島第一原子力発電所の近傍海域（2号機排気筒と3号機排気筒の中間地点から概ね3km以内）
- ② 沿岸海域（青森県（一部）、岩手県から宮城県、福島県、茨城県の海岸線から概ね30km以内（河口域を含み、近傍海域を除く））
- ③ 沖合海域（海岸線から概ね30～90kmの海域）
- ④ 外洋海域（海岸線から概ね90km以遠（最大300km程度）の海域）
- ⑤ 東京湾（福島第一原子力発電所から200km程度離れた湾）

において、海域モニタリングを実施している。

表 9-10 当社以外の実施機関による従前の海域モニタリング

a. 海水

実施機関	測定地点	測定核種	測定頻度（地点・核種によって異なる）
国（主に原子力規制委員会および環境省）	近傍海域、沿岸海域、沖合海域、外洋海域、東京湾	Cs-134/137、Sr-90、トリチウム	月に1回～年に1回
福島県	近傍海域、沿岸海域	Cs-134/137、Sr-90、トリチウム、Pu-238/239+240	月に1回

⁵⁹ 放射線モニタリング情報

<https://radioactivity.nsr.go.jp/ja/>

⁶⁰ 総合モニタリング計画

<https://radioactivity.nsr.go.jp/ja/list/511/list-1.html>

⁶¹ 環境大臣が議長を務めるモニタリング調整会議にて策定される総合モニタリング計画の別紙資料

https://radioactivity.nsr.go.jp/ja/contents/16000/15812/24/204_01_20210401r.pdf

(参考) 東京電力 HD	近傍海域、沿岸海域	Cs-134/137、Sr-90、トリチウム、Pu-238/239+240	毎日～半年に1回
--------------	-----------	---------------------------------------	----------

b. 海底土

実施機関	測定地点	測定核種	測定頻度（地点・核種によって異なる）
国（主に原子力規制委員会および環境省）	沿岸海域、沖合海域、東京湾	Cs-134/137	月に1回～年に1回
福島県	近傍海域、沿岸海域	Cs-134/137、Sr-90、Pu-238/239+240	月に1回～半年に1回
(参考) 東京電力 HD	近傍海域、沿岸海域	Cs-134/137、Sr-90、Pu-238/239+240	月に1回～半年に1回

c. 海洋生物

実施機関	測定地点	測定核種	測定頻度（地点・核種によって異なる）
国（水産庁および環境省）	沿岸海域、沖合海域、外洋海域	Cs-134/137	週に1回～3、4か月に1回
(参考) 東京電力 HD	沿岸海域	Cs-134/137	月に1回

(2) 国が ALPS 処理水の海洋放出を受けて強化・拡充する海域モニタリング

2021年4月に公表された国の基本方針を受けて、今後の海域モニタリングについては、原子力規制庁、環境省などの関係省庁が参加するモニタリング調整会議の下に設置された海域環境の監視測定タスクフォースおよび環境省に設置された ALPS 処理水に係る海域モニタリング専門家会議において議論がなされ、2022年3月に開催されたモニタリング調整会議において、総合モニタリング計画が改定された。当社の放出計画や、本報告書の内容を踏まえて、放出口から10km以内の範囲は多めに測点を設定するなど、ALPS 処理水の放出前後において以下のような海域モニタリングの強化・拡充を行う方向で検討がなされた⁶²。その計画を以下に示す。

a. 海水

- ① 放出の前後の海域のトリチウム濃度の変動を把握するためのモニタリングを実施。
 - ・放出口から10km程度離れると、放出前との区別がほとんどつかなくなると考えられる（東京電力が行った拡散シミュレーションでは、日により30km程度離れた地点でも微小な変動の可能性もあることも参考）。

⁶² 国による海域モニタリングの強化・拡充に関しては、モニタリング調整会議（2022年3月30日）資料1 <http://www.env.go.jp/water/shorisui/monitoring/014/mat01.pdf>

- ・ 放出口から 10km 以内の範囲は多めに測点を設定。
 - ・ 念のため、30km、50km 程度離れた測点、宮城県沖南部、茨城県沖北部でも実施。
 - ・ 近傍の海水浴場でも実施。
- ② 新たな追加点の測定頻度は、年 4 回（季節的な変化を考慮）を基本とする。放出直後は、検出下限値を上げた速報値を含め測定の頻度を高くする。
- ③ 主要 7 核種（Cs-134、Cs-137、Co-60、Ru-106、Sb-125、Sr-90、I-129）についても念のため一部の測点で年 4 回測定を実施。加えて、さらに幅広い関連核種⁶³について年 1 回実施。

表 9-11 に、2022 年度の海水に関するモニタリング計画を示す。

表 9-11 強化・拡充された海水に関する国の海域モニタリング計画

対象核種	採取ポイント	採取深度*1	分析頻度	検出下限目標値	分析方法
トリチウム	放出口近傍（放出口から 300m 程度）	表層・底層	年 4 回	0.1Bq/L ^{*3}	電解濃縮法
	放出口から 1km～10km	表層・底層	年 4 回	0.1Bq/L ^{*3}	電解濃縮法
	放出口から 30km～50km 程度、宮城県沖南部、茨城県沖北部	表層・底層 ^{*2}	年 4 回	0.1Bq/L ^{*3}	電解濃縮法
	海水浴場（南北 2 箇所ずつ、開設状況を踏まえて選定）	表層	年 2 回（シーズン前、シーズン中）	0.1Bq/L ^{*3}	電解濃縮法
主要 7 核種	漁業権設定区域との境界（北側、南側、東側）3 地点	表層・底層	年 4 回	基本的に放射能測定法シリーズに準じる（Cs-134、Cs-137 および Sr-90 の検出下限値は 0.001Bq/L とする）	
その他関連核種（ALPS 除去対象 62 核種および C-14 を基本とする）	漁業権設定区域との境界（北側、南側、東側）3 地点	表層・底層	年 1 回	基本的に放射能測定法シリーズに準じる（Cs-134、Cs-137 および Sr-90 の検出下限値は 0.001Bq/L とする）	

*1：表層：海面～2m 程度、底層：水深に応じて海底から 2m～5m 又は 10m～40m 程度

*2：別図青星および緑丸で表した測点のうち 50km 以遠のものにおいては表層のみ

*3：この検出下限目標値を基に、原子力規制委員会がこれまで業務委託して海水を測定した実績では、概ね 0.05Bq/L 程度（具体的には 0.02-0.07Bq/L）の検出下限値が得られている。

⁶³ C-14 および ALPS による除去対象 62 核種を基本とする。

b. 水生生物

- ① 漁業権設定区域との境界付近で水生生物中のトリチウム（組織自由水型、有機結合型）のモニタリングを実施。
- ② その他、魚類の C-14、海藻類の I-129 についても、①と同じポイントでモニタリングを実施。

表 9-12、図 9-9 および図 9-10 に、2022 年度の水生生物に関する海域モニタリング計画を示す。

表 9-12 強化・拡充された水生生物に関する国の海域モニタリング計画

対象核種	採取ポイント	対象生物	分析頻度	検出下限 目標値	分析方法
トリチウム ^{*1}	漁業権設定区域との境界 (北側、南側、東側) 3 地点	魚類 (底生魚)	年 4 回	FWT: 0.1Bq/L ^{*2} OBT: 0.5Bq/L	FWT: 電解濃縮法 OBT: 蒸留法
I-129	漁業権設定区域との境界 (北側、南側、東側) 3 地点	海藻類	年 4 回	0.1Bq/kg (生)	ICP-MS
C-14	漁業権設定区域との境界 (北側、南側、東側) 3 地点	魚類 (底生魚)	年 4 回	2Bq/kg (生)	放射能測定法シリーズに準じる (β線分析)

*1 : 水生生物試料を凍結乾燥又は燃焼し回収される水に含まれるトリチウム濃度を測定

*2 : 可能な限り 0.05Bq/L まで計測することを目指す

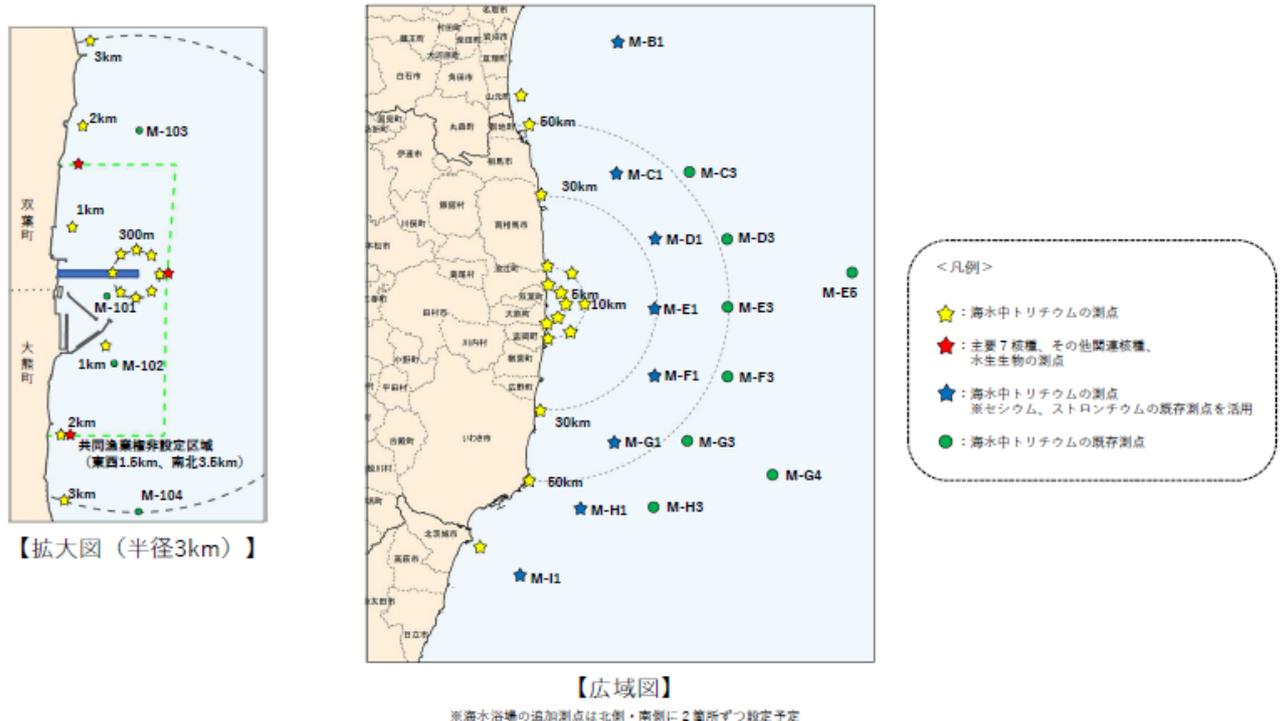


図 9-9 強化・拡充された国の海域モニタリング測点図

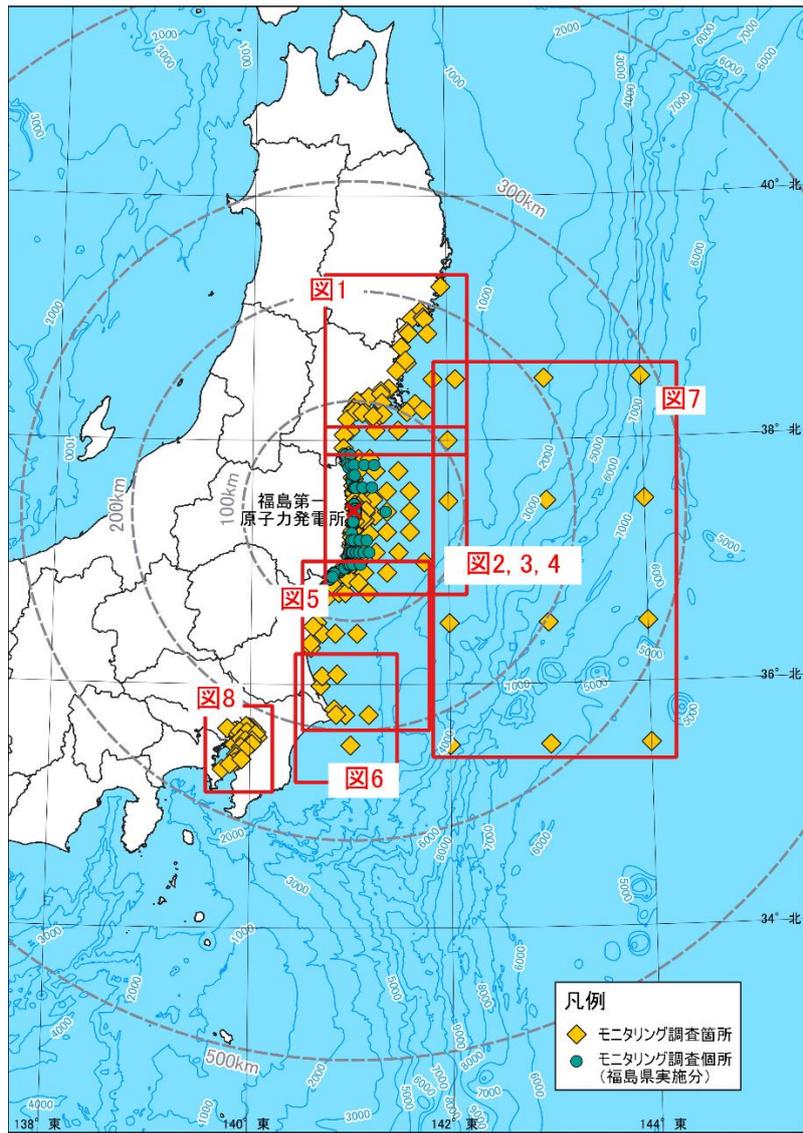


図 9-10 強化・拡充された海域モニタリング測点図 (広域)

(3) 福島県が ALPS 処理水の海洋放出を受けて強化・拡充する海水モニタリング

福島県は、ALPS 処理水の海洋放出を受けて、当社報告書の移流・拡散シミュレーションの評価を踏まえ、現状の周辺海域の海水に含まれるトリチウム濃度（0.1～1 Bq/L）よりも濃度が高くなると評価された範囲において、表 9-13 のとおり、北、東、南方向に各 1 地点追加し、福島第一原子力発電所周辺の既存 6 地点を合わせた計 9 地点で面的に海水に関するモニタリングを実施することとしている。その測定地点を図 9-11 に示す⁶⁴。

表 9-13 福島県による ALPS 処理水に係る海水モニタリング（2022 年度）

採取ポイント	採取深度	分析頻度	測定項目	検出下限 目標値	分析方法
福島第一原子力発電所近傍既存地点（6 地点）	表層	年 12 回	γ核種 トリチウム 全β Sr-90	約 0.001～0.002Bq/L (Cs-134/137) 約 0.3～0.5Bq/L 約 0.01Bq/L 約 0.0005Bq/L	放射能測定法 シリーズに基づく
追加地点（3 地点）		年 4 回 (放出前) 年 12 回 (放出後)	Pu- 238/239+240	約 0.000003～ 0.00001Bq/L	

なお、ALPS 処理水の海洋放出にかかわらない、その他海水モニタリングとして、福島県が実施する予定のモニタリングは表 9-14 のとおりである。

表 9-14 その他海水モニタリング（2022 年度）

調査の種類	場所	地点数	核種、頻度					
			γ線放出核種	トリチウム	全β放射能	Sr-90	Pu-238	Pu-239+240
原子力発電所 周辺監視調査	福島第一 近傍	9 地点	既存地点 年 12 回 追加地点 放出前 年 4 回 放出後 年 12 回					
	福島第二 近傍	2 地点	年 4 回			年 1 回		
	比較地点	1 地点	年 1 回					
港湾・海面漁 場調査	重要港湾	3 地点	年 12 回 (Cs-134, Cs-137)	-	-	-	-	-
	漁港	13 地点		-	-	-	-	-
	浅海漁場	7 地点		年 12 回 (6 地点)		-	-	-
水浴場調査	海水浴場	13 地点	年 2 回 (Cs-134, Cs-137)	年 2 回 (7 地点)		-	-	-

⁶⁴ 福島県原子力発電所の廃炉に関する安全監視協議会 第 35 回環境モニタリング評価部会 資料 3-1（審議後修正）

<http://www.pref.fukushima.lg.jp/uploaded/attachment/507135.pdf>

調査の種類	場所	地点数	核種、頻度					
			γ線放出核種	トリチウム	全β放射能	Sr-90	Pu-238	Pu-239+240
公共用水域調査	海域	15 地点 (表層、下層)	-	年 2 回	-	-	-	-
地下水パイプス水放出に伴う海水モニタリング	福島第一南放水口付近	1 地点	年 4 回 (Cs-134, Cs-137)	年 4 回	-	-	-	-
サブドレン・地下水ドレン処理済み水放出に伴う海水モニタリング	福島第一北放水口付近	1 地点	年 4 回 (Cs-134, Cs-137)	年 4 回	-	-	-	-

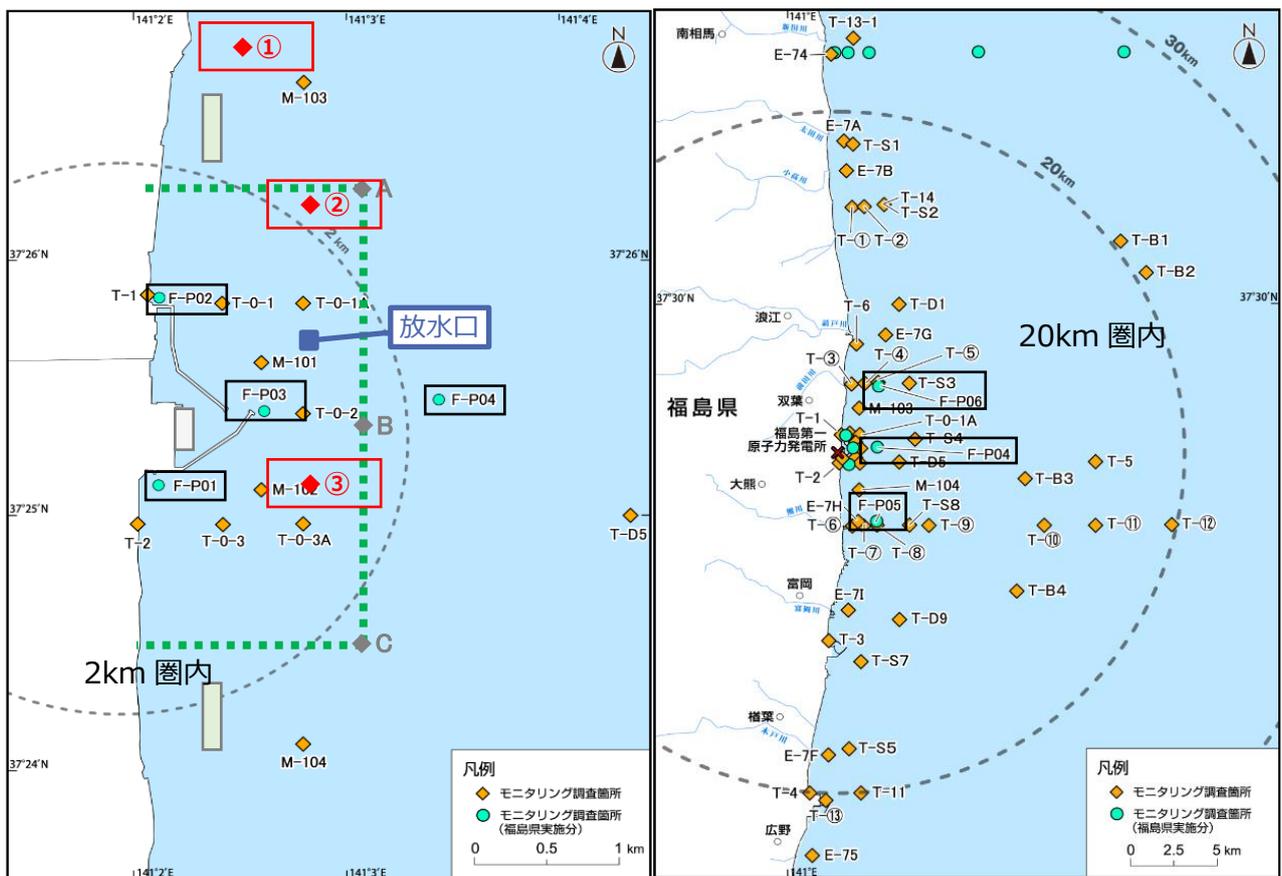


図 9-11 福島県が実施する ALPS 処理水に係る海水モニタリングの調査地点

(4) 国が実施する海域モニタリングに係る IAEA との協力、IAEA 海洋モニタリング

国は、国が実施する海域モニタリングに参加する日本の分析機関のモニタリング実施手法の適切性および分析能力について、IAEA から客観的な評価を得る目的で、IAEA 海洋モニタリングを 2014 年から実施している。

IAEA 海洋モニタリングでは、IAEA および場合によっては第三国の分析機関の立ち会いのもと、福島第一原子力発電所沖で海水、海底土、福島県内で水揚げされた水産物の試料を採取し、それぞれの分析機関に分割送付され、個別に分析を行い、結果を比較する分析機関間比較（Interlaboratory Comparison : ILC）を実施している。なお、2021 年 8 月に公表された 2017 年から 2020 年の ILC に関する報告書⁶⁵では、「日本の試料採取手順が、代表的な試料を採取するために必要な、適切で標準的な採取手法に従っている」、また、「海域モニタリング計画の一環で海洋試料中の放射性核種の分析に参加する日本の分析機関が、引き続き高い正確性と能力を有することを示している。」と評価されている。IAEA 海洋モニタリングは、今後も引き続き実施される予定である。

⁶⁵ IAEA 海洋モニタリング分析機関間比較（ILC）2017-2020 総括報告書
<https://www.iaea.org/sites/default/files/21/07/preliminary-report-2021-interlaboratory-comparison-2017-2020-determination-of-radionuclides-in-seawater-sediment-and-fish.pdf>

9-4. 異常時の措置

9-3.に記載する海域モニタリングにより異常値が検出された場合には、一旦海洋放出を停止し、他のモニタリング実施機関の結果も確認して、原因について調査を行う。

また、前述の「海域モニタリングでの異常値」とは、迅速に状況を把握するために行う分析の結果から海水中のトリチウム濃度が以下の①または②に該当する場合を言う。

- ①：放出口付近においては、政府方針で定める放出時のトリチウム濃度の上限値である1,500Bq/Lを、設備や測定の不確かさを考慮しても上回らないように設定された放出時の運用値の上限を超えた場合
- ②：①の範囲の外側においては、分析結果に関して、明らかに異常と判断される値が得られた場合

ここで、①および②ともに、評価対象とする試料採取地点は、トリチウムの拡散シミュレーション等をもとに定めた総合モニタリング計画の試料採取地点の中から選定することとし、具体的な試料採取地点、異常と判断する設定値、および一旦海洋放出を停止した後に海洋放出を再開する場合の確認事項等、運用上必要な事項については、別途社内マニュアルで定める。

なお、上記に加えて、総合モニタリング計画に基づくモニタリング全体において通常と異なる状況等が確認・判断された場合には、必要な対応を行う。

このため、2022年4月から海域モニタリングの分析結果を蓄積し、海洋への放出前の平常値として把握していく。

9-5. モニタリングに関するまとめ

上記のとおり、当社、国、福島県において、海域モニタリングの取り組みが進められている中、ALPS 処理水の放出前後で、海域モニタリングが強化・拡充された。万が一、今後、強化・拡充された海域モニタリングにおいて、異常値が検出された場合には、当社は安全に放出できる状況を確認できるまでの間、確実に放出を停止することとする。

10. まとめ

福島第一原子力発電所において計画中の ALPS 処理水の海洋放出について、現時点（建設段階・改訂版）の情報を基に、人および環境に対する被ばく評価を行った。

0.05mSv/年を線量拘束値に相当するものとし、複数のソースタームと複数の食品摂取量を設定して計算を行った結果、2021年4月の国の基本方針に基づく最適化によって、設定した代表的個人に対しては年間の被ばく量は $2\text{E}-06\sim 3\text{E}-05$ mSv/年と、ICRP 勧告に示されている一般公衆の線量限度 1mSv/年はもとより、原子力規制委員会に線量拘束値に相当するとされた 0.05mSv/年も大きく下回った。

また、環境に対する影響でも、人に対する評価と同様の複数のソースタームを設定して計算を行った結果、ICRP 勧告に基づき設定した標準動植物に対しては $3\text{E}-07\sim 8\text{E}-07$ mGy/日と、標準動植物の種類ごとに ICRP 勧告に示されている誘導考慮参考レベル（DCRL）である扁平魚と褐藻の $1\sim 10\text{mGy/日}$ およびカニに対する $10\sim 100\text{mGy/日}$ を大きく下回った。

本評価結果の不確かさについては、8章に示した。

今後、放出を開始した後であっても、運用に関する検討の進捗、各方面からいただいた意見、第三者によるクロスチェックなどを通じて得られる知見を適宜適切に反映するとともに、必要な場合には評価を見直し、本報告書を改訂するとともに、さらに必要に応じて放出計画等に反映していく。

参考文献

- [1] International Atomic Energy Agency, IAEA Safety Standards Series No.GSG-9 "Regulatory Control of Radioactive Discharges to the Environment", 2018.
- [2] International Atomic Energy Agency, IAEA Safety Standards Series No.GSG-10 "Prospective Radiological Environmental Impact Assessment for Facilities and Activities", IAEA, 2018.
- [3] International Commission on Radiological Protection, 1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, ICRP Publication 60, 1990.
- [4] D.Tsumune, T.Tsubono, K.Misumi, Y.Tateda, Y.Toyoda, Y.Onda, and M.Aoyama, "Impacts of direct release and river discharge on oceanic ¹³⁷Cs derived from the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant accident", 2020.
- [5] 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, 1989.
- [6] 厚生労働省, 令和元年国民健康・栄養調査報告, 2020.
- [7] 廃炉・汚染水対策関係閣僚等会議, 東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ, 2019.
- [8] トリチウム水タスクフォース, トリチウム水タスクフォース報告書, 2016.
- [9] 多核種除去設備等処理水の取扱いに関する小委員会, 多核種除去設備等処理水の取扱いに関する小委員会報告書, 2020.
- [10] 廃炉・汚染水・処理水対策関係閣僚等会議, 東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所における多核種除去設備等処理水の処分に関する基本方針, 2021.
- [11] 東京電力ホールディングス株式会社, 多核種除去設備等処理水の処分に関する政府の基本方針を踏まえた当社の対応について, 2021.
- [12] 原子力規制庁, 放射線影響評価の確認における考え方及び評価の目安, 2022.
- [13] International Atomic Energy Agency, General Safety Requirements Part 3, No. GSR Part 3, "Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards", International Atomic Energy Agency, 2014.
- [14] L'Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire, Tritium and the environment, 2012.
- [15] IAEA, IAEA Review of Safety Related Aspects of Handling ALPS-Treated Water at TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Report 1: Review Mission to TEPCO and METI (February 2022), 2022.
- [16] United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation, SOURCES, EFFECTS AND RISKS OF IONIZING RADIATION, UNITED NATIONS, 2000.
- [17] United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation, "SOURCES, EFFECTS AND RISKS OF IONIZING RADIATION," UNITED NATIONS, 2016.

- [18] European Commission, "European Commission Radioactive Discharges Database (RADD)," [オンライン]. Available: <https://europa.eu/radd/>.
- [19] 東京電力ホールディングス株式会社, 福島第一原子力発電所多核種除去設備等処理水の二次処理性能確認試験結果(終報), 2020.
- [20] International Commission on Radiological Protection, ICRP Publication 107, "Nuclear Decay Data for Dosimetric Calculations", 2008.
- [21] 東京電力ホールディングス株式会社, "福島第一原子力発電所 特定原子力施設に係る実施計画 変更認可申請書," 15 7 2022. [オンライン]. Available: <https://www.tepco.co.jp/press/release/2022/pdf3/220715j0101.pdf>.
- [22] 東京電力ホールディングス株式会社, 多核種除去設備等処理水の取扱いに関する小委員会報告書を受けた当社の検討素案について, 2020.
- [23] W. C. Skamarock, J. B. Klemp, J. Dudhia, D. O. Gill, D. M. Barker, M. Duda, H. Huang, W. Wang, J. G. Powers, A description of the advanced research WRF version 3, NCAR Tech. Note NCAR/TN-475+STR, 113pp, 2008.
- [24] 橋本 篤, 平口 博丸, 豊田 康嗣, 中屋 耕, 温暖化に伴う日本の気候変化予測(その1) -気象予測・解析システム NuWFAS の長期気候予測への適用-, 電力中央研究所報告, 2010.
- [25] Y.Miyazawa, R.Zhang, X.Guo, H.Tamura, D.Ambe, J.-S.Lee, A.Okuno, H.Yoshinari, T.Setou, and K.Komatsu, Water mass variability in the western North Pacific detected in a 15-year eddy resolving ocean reanalysis, 2009.
- [26] 財団法人 電力中央研究所, 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) 添付資料 廃止措置工事環境影響評価ハンドブック(第3次版), 2007.
- [27] International Commission on Radiological Protection, ICRP Publication 101a, "Assessing Dose of the Representative Person for the Purpose of the Radiation Protection of the Public", 2006.
- [28] 日本原燃サービス株式会社, 六力所事業所再処理事業指定申請書, 1989.
- [29] International Atomic Energy Agency, Determining the Suitability of Materials for Disposal at Sea under the London Convention 1972 and London Protocol 1996: A Radiological Assessment Procedure, 2015.
- [30] 原子力委員会決定, 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, 1976.
- [31] International Atomic Energy Agency, Technical Reports Series No.422 "Sediment Distribution Coefficients and Concentration Factors for Biota in the Marine Environment", 2004.
- [32] International Commission on Radiological Protection, ICRP Publication 124, "Protection of the Environment under Different Exposure Situations", 2013.
- [33] International Commission on Radiological Protection, ICRP Publication 136, "Dose Coefficients for Non-human Biota Environmentally Exposed to Radiation, 2017.

- [34] International Commission on Radiological Protection, "BiotaDC v.1.5.1," 2017. [オンライン].
Available: <http://biotadc.icrp.org/>.
- [35] International Commission on Radiological Protection, ICRP Publication 114, "Environmental Protection: Transfer Parameters for Reference Animals and Plants", 2019.
- [36] 環境庁, 第4回自然環境保全基礎調査 海域生物環境調査報告書(干潟、藻場、サンゴ礁調査), 1994.
- [37] 文化庁, 天然記念物緊急調査、植生図・主要動植物地図、福島県, 1971.

用語集

用語	説明
多核種除去設備 (ALPS)	汚染水に含まれるトリチウム以外の 62 種類の放射性物質を、法令に定められた基準を満たすレベルまで浄化できる水処理設備 (Advanced Liquid Processing System)。
ALPS 処理水	トリチウム以外の放射性物質が、安全に関する規制基準値を確実に下回るまで、多核種除去設備等で浄化処理した水 (トリチウムを除く告示濃度比総和 1 未満)。
処理途上水	多核種除去設備等で浄化処理した水のうち、安全に関する規制基準値 (トリチウムを除く告示濃度比総和 1 未満) を満たしていない水。
ALPS 処理水等	ALPS 処理水と処理途上水の総称。
ストロンチウム処理水 (ALPS 処理前水)	汚染水から、セシウムとストロンチウムの大半を取り除いた ALPS 処理前の水。
二次処理	トリチウム以外の放射性物質が、告示濃度比総和 1 未満まで浄化されていない処理途上水を、再度多核種除去設備等で浄化処理を行うこと。
地下水バイパス	山側から海側に流れている地下水を、原子炉建屋等から離れた場所にある井戸から汲み上げ、排水基準を満たしていることを確認後に、海洋へ排水することで、原子炉建屋等に近づく地下水の量を減少させる施策。
サブドレン	地下水が原子炉建屋等に流れ込むことで増加する汚染水の量を減らすため、サブドレン (建屋近傍の井戸) で汲み上げて浄化処理を行い、排水基準を満たしていることを確認後に海洋に排水する施策。
告示濃度限度	「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」に定められた、放射性廃棄物を環境中へ放出する際の基準。当該放射性廃棄物が複数の放射性物質を含む場合は、告示濃度比総和が 1 未満となる必要がある。
放出管理値	原子力発電所が年間に放出する放射性物質の量を管理するために、放出する核種ごとに設ける管理目標値。福島第一では、事故前のトリチウムの放出管理値として 22 兆 Bq (2.2E+13Bq) を定めていた。
運用管理値	ALPS 処理水を処分する際に、被ばくへの影響が相対的に大きいと考えられる核種について、当社が独自に定める放出限度値。これを超える放出量が見込まれた場合は、当該核種に関する放出放射能量の低減を検討する。
世界保健機関 (WHO) 飲料水水質ガイドライン	飲料水の安全性確保のため、世界保健機関が定めた飲料水の水質に関するガイドライン。放射性物質の他、微生物、化学物質等の観点から、飲み続けても問題のない水質が示されている。放射性物質濃度としては、Cs-137 で 10Bq/L、トリチウムで 10,000Bq/L といった値が示されている。
国際放射線防護委員会 (ICRP) 勧告	ICRP が勧告する放射線防護の基本的な考え方 (概念) と基本となる数値的基準を示した文書。
国際原子力機関 (IAEA) 安全基準文書	IAEA が、原子力安全確保に係る活動として、放射線や放射性物質の利用に際して、人の健康や生命、財産等の安全を守るための基準を示した文書。安全原則、安全要件、安全指針等からなり、守るべき考え方や基準等が示されている。IAEA 安全基準文書は、全 IAEA 加盟国のコメントを踏まえて作成されている。

用語	説明
代表的個人	放射線防護の検討のために行う一般公衆の被ばく評価において、被ばくを受ける対象者として設定する仮想の個人。被ばく量が多くなるような環境、生活習慣等を考慮する。
潜在被ばく	確実に起こるとは予想されないが、予想される運転上の出来事、あるいは、線源の事故または機器の故障や操作ミスを含めた確率的な性質の事象または事象シーケンスによる、将来を見越して考慮した被ばく。放射線防護の検討に用いる。
日常的に漁業が行われていないエリア	漁業協同組合の組合員が一定の水域を共同を利用して漁業を営む権利（共同漁業権）が設定されていない区域。共同漁業権非設定区域。
領域海洋モデル	米国ラトガース大学で開発された海流の数値解析モデル。
サブマージョンモデル	人が周囲を放射性物質に囲まれた状態（サブマージョン）を仮定した外部被ばく線量計算モデル。
濃縮係数	海洋生物（原則可食部）中の放射性核種濃度（湿重量あたり）を、生息している環境海水中放射性核種濃度に対する関係を示す便宜的な係数で、生物への移行評価モデルで用いられる。
実効線量換算係数	放射性物質からの放射線により、人が受ける被ばく量を評価するための換算係数。
実効線量係数	放射性核種の吸入量や摂取量から、人が受ける内部被ばく線量を評価するための換算係数。
環境防護	人以外の生物を電離放射線による有害な影響から守ること。
標準動植物	環境からの放射線被ばくを、線量と影響に関連づけるために想定する、特定タイプの動植物。
動植物に関する線量換算係数	環境の放射性核種による、生物の内部被ばく線量と外部被ばく線量を簡略化して計算するための換算係数。
誘導考慮参考レベル（DCRL）	ICRP が提唱する生物種ごとに定められた 1 桁の幅を持った線量率の範囲。これを超える場合には影響を考慮する必要がある線量率レベル（Derived consideration reference level）。
濃度比	動植物に対する環境からの放射線被ばくへの利用を目的に、水棲生物中放射性核種濃度（全体）の、環境水中濃度に対する比率を、経験的に求めた移行係数。
分配係数	放射性物質について、海水中の濃度（Bq/L）と、海底の堆積物中の濃度（Bq/kg）が平衡状態にある時の比率。海水から海底の堆積物への、放射性物質の移行評価に使用する。

作成メンバー（2023年2月8日現在）

本報告書のとりまとめにあたっては、社内より放射線環境影響評価について知見を有する職員を選定・配置するとともに、放射線環境影響評価を行う上で特に重要な分野である、人の放射線防護、環境防護、海洋拡散計算の3分野について、社外より専門家をメンバーとして招聘した。

・スポンサー

松本 純一（東京電力ホールディングス株式会社）

・評価メンバー

チームリーダー：岡村 知巳（東京電力ホールディングス株式会社）

チームメンバー：一場 雄太（東京電力ホールディングス株式会社）

占部 逸正（福山大学名誉教授，環境影響評価）

清岡 英男（東京電力ホールディングス株式会社）

佐々木道也（電力中央研究所サステナブルシステム研究本部上席研究員，
人の被ばく評価）

立田 稔（電力中央研究所サステナブルシステム研究本部客員研究員，
海生動植物被ばく評価）

津旨 大輔（電力中央研究所サステナブルシステム研究本部副研究参事，
拡散計算）

服部 隆利（原子力損害賠償・廃炉等支援機構廃炉支援部門技術グループ
執行役員，人の被ばく評価）

升本 順夫（国立大学法人東京大学教授，拡散計算）

三角 和弘（電力中央研究所サステナブルシステム研究本部上席研究員，
拡散計算）

・オブザーバー

小山 正史（電力中央研究所首席研究員）

・事務局

佐藤 学（東京電力ホールディングス株式会社）

松崎 勝久（東京電力ホールディングス株式会社）

以上

添付 I ALPS 処理水海洋放出時の測定・評価対象核種選定の考え方

I-1. 概要

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

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

検討の進め方は、下記フロー（図 I-1 参照）のとおり、核種分析およびインベントリ評価にて行う計画としており、本資料では核種分析について説明を行う。

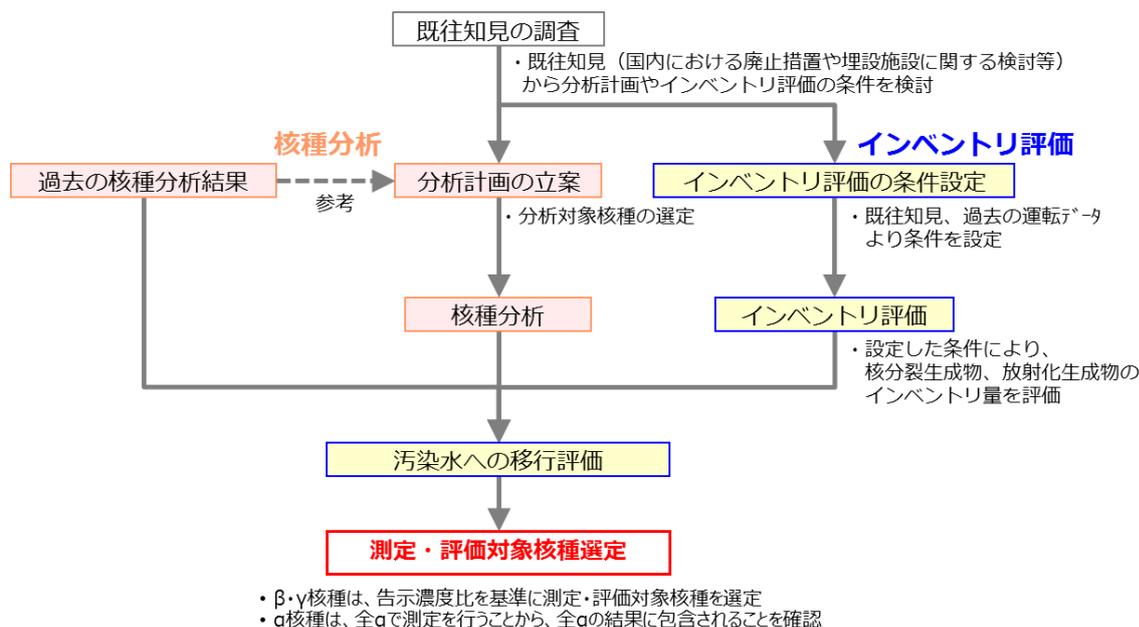


図 I-1 測定・評価対象核種選定の検討の全体の進め方

I-2. ALPS 処理水海洋放出時の測定・評価対象核種の選定

I-2-1. 測定・評価対象核種の選定方針

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

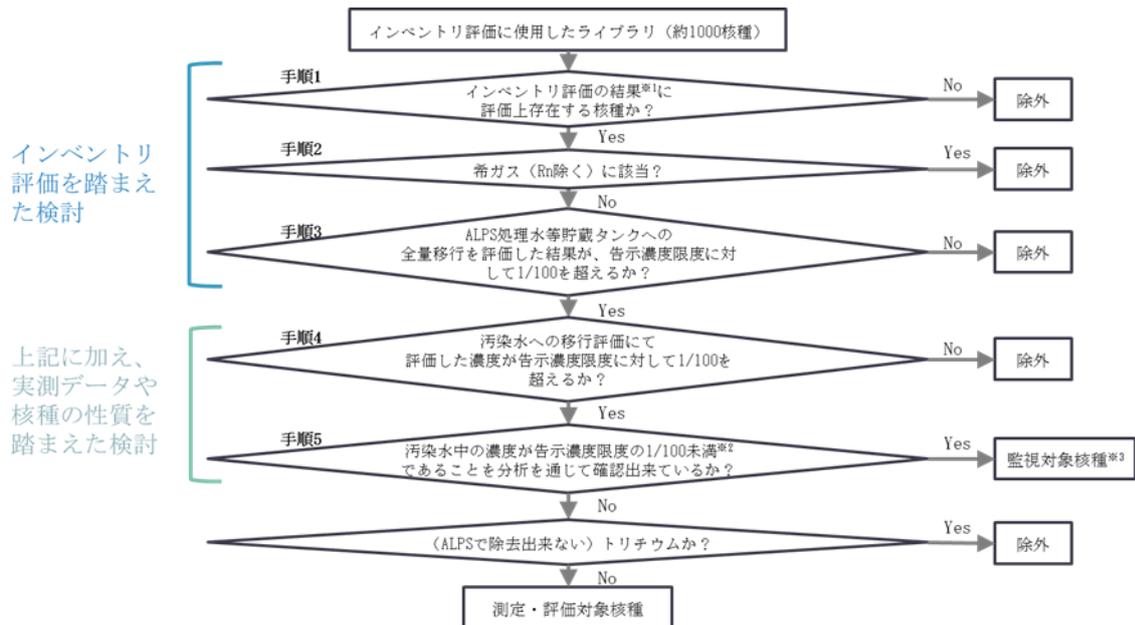
表 I-1 測定・評価対象核種の選定において考慮した検討要素

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

I-2-2. ALPS 処理水の測定・評価対象核種の選定

(1) ALPS 処理水の測定・評価対象核種の選定の考え方

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



※1：インベントリ評価の減衰期間は、選定結果を使用する時期に応じて適切に設定（初回は2023年（事故後12年）に設定）

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

※3：汚染水中に有意に存在しないか継続して確認する核種

図 I-2 ALPS 処理水の海洋放出時の測定・評価対象核種選定フロー

I-3. 核種分析

I-3-1. 過去の分析実績の調査

これまでに国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（以下、「JAEA」という。）および当社で、表 I-2 に示すとおり、ALPS 除去対象核種（62 核種）、トリチウム、C-14 以外に 20 核種を分析している。

測定・評価対象核種選定の検討に当たり、核種分析計画を策定しているが、当該計画策定に当たっては、過去の分析結果を考慮するとともに、既往知見を参考に、核種分析を実施する核種（以下「分析対象核種」という。）を選定した。

表 I-2 過去に分析実績がある核種一覧

核分裂生成物（56 核種）						
Rb-86	Sr-89	Sr-90	Y-90	Y-91	Nb-95	Tc-99
Ru-103	Ru-106	Rh-103m	Rh-106	Ag-110m	Cd-113m	Cd-115m
Sn-119m	Sn-123	Sn-126	Sb-124	Sb-125	Te-123m	Te-125m
Te-127	Te-127m	Te-129	Te-129m	I-129	Cs-134	Cs-135
Cs-136	Cs-137	Ba-137m	Ba-140	Ce-141	Ce-144	Pr-144
Pr-144m	Pm-146	Pm-147	Pm-148	Pm-148m	Sm-151	Eu-152
Eu-154	Eu-155	Gd-153	Tb-160	Pu-238	Pu-239	Pu-240
Pu-241	Am-241	Am-242m	Am-243	Cm-242	Cm-243	Cm-244
腐食生成物（6 核種）						
Mn-54	Fe-59	Co-58	Co-60	Ni-63	Zn-65	
上記以外の核種（2 核種）						
H-3	C-14					
64 核種以外の核種（20 核種）						
Cl-36	Ca-41	Ni-59	Se-79	Nb-94	Mo-99	Tc-99m
Te-132	I-131	I-132	La-140	U-233	U-234	U-235
U-236	U-238	Np-237	Pu-242	Cm-245	Cm-246	

I-3-2. 分析計画策定において参考にした既往知見

核種分析の計画を策定するため、下記の既往知見において着目している核種より、以下基準により分析対象核種を抽出した。

- 過去に分析が未実施な核種もしくは、分析実績が十分でない核種
- ALPS 除去対象核種選定時に検討されていない核種
- β ・ γ 核種等は、既往知見における放射化生成物の炉水の濃度中に、滞留水に含まれる Co-60 の濃度と比較して、1/100 以上存在する核種
- α 核種は、崩壊系列で濃度が評価できる核種を除いた核種

なお、上記条件が当てはまっても、半減期が 1 年未満で、放出までの 12 年で減衰により約 1/1,000 以下に減衰する核種は除外している他、逆に上記条件に当てはまらなくても、社外分析機関で分析可能な場合は計画に含めている場合がある。

【既往知見】

- ① 電力共同研究『BWR 型原子炉の廃止措置に関する研究（その 2）』（平成 8 年度）
- ② 東海低レベル放射性廃棄物埋設事業所 第二種廃棄物埋設事業許可申請『主要な放射性核種の選定について』（平成 30 年 2 月 日本原子力発電株式会社）
- ③ JAEA が 1F 放射性廃棄物性状把握のため、分析対象核種を検討した際の研究資料
 - 『低レベル放射性廃棄物の埋設処分に係る放射能濃度上限値について』においてトレンチ処分、ピット処分、余裕深度処分を対象に原子炉廃棄物とサイクル廃棄物のいずれかに含まれる核種のうち相対重要度 D/C が最大となる核種に対して上位 3 桁までの核種
 - 『TRU 廃棄物処分技術検討書－第 2 次 TRU 廃棄物処分研究開発取りまとめ』において重要核種に選定されているもの
 - 『わが国における高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性－地層処分研究開発第 2 次取りまとめ－総論レポート』において重要核種に選定されているもの
 - 『日本原燃六ヶ所低レベル放射性廃棄物貯蔵センター（浅地中ピット処分） および JPDR（浅地中トレンチ処分）の埋設事業許可申請書』

I-3-3. 既往知見から抽出した分析対象核種（β・γ核種等）

I-3-2 項の既往知見より、β・γ核種等の分析対象核種を表 I-3 のとおり抽出した。

なお、ここで抽出された核種は、現時点で当社での測定が困難な核種であるため、外部機関を利用した測定を計画した。

また、表 I-3 に抽出した核種については、福島第一原子力発電所において代表的な核種である Cs-137 (Ba-137m) : 0.662MeV (γ線)、Sr-90 (Y-90) : 2.28MeV (β線) と比べると、主にエネルギーが小さい核種が抽出されていることがわかる。

表 I-3 既往知見から抽出した分析対象核種（β・γ核種等）

候補核種	既往知見 ¹	壊変形式	エネルギー [MeV]	告示濃度限度 [Bq/cm ³]	測定方法	備考
Cl-36	①②③	β-	0.709550	9.0E-01	前処理（分離、沈殿）後、低バックグラウンドβ線スペクトロメータ	外部機関にて分析実績有
Se-79	①③	β-	0.150630	2.0E-01	前処理（分離、沈殿、再溶解）後、液体シンチレーションカウンタ	外部機関にて分析実績有
Zr-93	①②③	β-	0.090800	1.0E+00	前処理（分離）後、誘導結合プラズマ質量分析装置（ICP-MS）	—
Pd-107	③	β-	0.034000	2.0E+01		—
Ca-41	①②③	EC	0.003310	4.0E+00	前処理（分離、沈殿、再溶解）後、Si (Li) 検出器	外部機関にて分析実績有
Fe-55	①②	EC	0.005900	2.0E+00	前処理（分離）後、低エネルギー光子測定装置（LEPS）	—
Ni-59	①②③	EC	0.006930	1.0E+01		—
Nb-93m	②	IT	0.016615	7.0E+00		—
Mo-93	①②③	EC	0.016615	3.0E-01		—
Sn-121m	③ ²	β- IT	0.359800 0.026359	2.0E+00		—
Ba-133	①②	EC	0.356013	5.0E-01	ゲルマニウム半導体検出器 (Ge)	—

¹ I-3-2 項「既往知見」の番号参照

² 研究資料より、被覆管等のジルカロイから Sn の同位体の中で最も生成されるため抽出

I-3-4. 既往知見から抽出した分析対象核種 (α核種)

I-3-2 項の既往知見より、α核種の分析対象核種を表 I-4 のとおり抽出した。

なお、ここで抽出された核種は、現時点で当社での測定が困難な核種であるため、外部機関を利用した測定を計画した。

下記核種を分析することで、建屋滞留水中に有意に含まれる可能性のあるα核種を確認した。

表 I-4 既往知見から抽出した分析対象核種 (α核種)

候補核種	既往知見 ²	壊変形式	エネルギー [MeV]	告示濃度限度 [Bq/cm ³]	半減期 [y]	測定方法	備考
U-233	③	α	4.824200	2.0E-02	1.6E+05	前処理 (分離) 後、誘導結合プラズマ質量分析装置 (ICP-MS)	外部機関にて分析実績有
U-234	①③	α	4.774600	2.0E-02	2.5E+05		外部機関にて分析実績有
U-235	①③	α	4.395400	2.0E-02	7.0E+08		外部機関にて分析実績有
U-236	①③	α	4.494000	2.0E-02	2.3E+07		外部機関にて分析実績有
U-238	①③	α	4.198000	2.0E-02	4.5E+09		外部機関にて分析実績有
Np-237	①③	α	4.788000	9.0E-03	2.1E+06		外部機関にて分析実績有
Pu-238	①②③	α	5.499030	4.0E-03	8.8E+01	前処理 (分離) 後、αスペクトロメータ	Pu-238~Pu-241 は ALPS 除去対象核種。Pu-241 は同位体により濃度を推定。
Pu-239	①②③	α	5.156590	4.0E-03	2.4E+04		
Pu-240	①②③	α	5.168170	4.0E-03	6.6E+03		
Pu-241	①②③	β-	0.020780	2.0E-01	1.4E+01	—	
Pu-242	①③	α	4.902300	4.0E-03	3.7E+05	前処理 (分離) 後、αスペクトロメータ	外部機関にて分析実績有
Am-241	①②③	α	5.485560	5.0E-03	4.3E+02		Am-241~Am-243 は ALPS 除去対象核種。Am-242m は同位体により濃度を推定。
Am-242m	①③	IT	0.018856	5.0E-03	1.4E+02	—	
Am-243	①③	α	5.275300	5.0E-03	7.4E+03	前処理 (分離) 後、αスペクトロメータ	Cm-242~Cm-234 は ALPS 除去対象核種。Cm-243 と Cm-244、Cm-245 と Cm-246 はエネルギーが近いため合算値で測定。Cm-245、Cm-246 は外部機関にて分析実績有。
Cm-242	③	α	6.112720	6.0E-02	4.5E-01		
Cm-243	③	α	5.785200	6.0E-03	2.9E+01		
Cm-244	①③	α	5.804770	7.0E-03	1.8E+01		
Cm-245	③	α	5.361100	5.0E-03	8.4E+03		
Cm-246	③	α	5.386500	5.0E-03	4.7E+03		

I-3-5. 分析対象核種の分析結果

I-3-3～I-3-4 項で抽出した分析対象核種について、建屋滞留水、ストロンチウム処理水および ALPS 処理水に有意に存在するか確認を行った。

その結果、一部の核種は建屋滞留水や ALPS 処理前で検出されたものの、ALPS 処理水については、既往知見で着目されている核種（α核種を含む）が告示濃度限度の 1/100 以下で検出下限値未満である³ことを確認した。

(1) ALPS 処理水等の分析結果（β・γ核種等）

ALPS 処理水等のβ・γ核種等に関する分析結果は表 I-5 のとおり。

建屋滞留水と ALPS 処理前のストロンチウム処理水では、目視により懸濁物、浮遊物の存在が確認されたため、0.45μm のフィルタでろ過を実施した後、ろ液および残渣（沈殿している可能性が高い元素について実施）を分けて分析を実施した。そのため、一部の分析結果は、ろ液と残渣の分析結果を分けて報告する。この場合の試料全体の分析結果の考え方として、保守性を考慮し、両者で検出もしくは、どちらか片方で検出された場合は、ろ液と残渣の結果の合計値を試料全体の分析値とし、いずれも不検出の場合は検出下限値のうち高い値を試料全体の分析値とする。なお、一部の ALPS 処理水においても、ろ過を実施しているものの、ろ過後のフィルタのγ線を測定した結果、ALPS 処理前までのフィルタで検出されていた Cs-134、Cs-137、Co-60 が検出されていないことから、ALPS 処理の過程で不溶解性の放射性核種のほとんどが除去されており、ろ過による影響がないことを確認している。

各試料中のβ・γ核種等を分析した結果、ほとんどの核種で検出限界値未満であることを確認したものの、建屋滞留水では Fe-55、Ni-59、Se-79、Pd-107 について、それぞれ告示濃度限度の約 1/100、1/1000、1/20、1/80000 で検出されており、ALPS 処理前では Ni-59、Se-79、Pd-107 について、それぞれ告示濃度限度の約 1/5000、1/20、1/80000 で検出されているが、ALPS 処理後においては、いずれの分析結果も告示濃度限度の 1/100 以下で検出限界値未満であった。

³ ウランは環境中に含まれる天然ウランを検出

表 I-5 分析対象核種の核種分析結果 (β・γ核種等) (1/3)

核種	告示濃度限度[Bq/L]	試料の種類	採取箇所	採取日	採取方法 ⁴	基準日	分析値[Bq/L]	社外分析機	測定機器		
Fe-55	2.00E+03	—	K4-A10 タンク	2021/11/1	(1)	2022/3/7	< 2.7E+00	NFD ⁵	低エネルギー 光子測定装置		
		—	H4-B7 タンク	2021/11/1		2022/4/14	< 2.3E+00				
		—	増設 ALPS 処理後	2021/10/28		2022/5/17	< 3.0E+00				
		ろ液	増設 ALPS 処理前	2021/10/28		2022/6/23	< 1.5E+01				
		残渣				2022/9/15	< 4.5E+00				
		ろ液	プロセス主建屋	2021/11/2	(2)-a	2022/7/22	< 4.1E+00				
		残渣			2022/9/5	1.7E+01 ±					
Ni-59	1.00E+04	—	K4-A10 タンク	2021/11/1	(1)	2022/3/9	< 2.3E+00			NFD ⁵	低エネルギー 光子測定装置
		—	H4-B7 タンク	2021/11/1		2022/4/19	< 6.6E+00				
		—	増設 ALPS 処理後	2021/10/28		2022/5/23	< 2.3E+00				
		ろ液	増設 ALPS 処理前	2021/10/28		2022/6/27	2.2E+00 ±				
		残渣				2022/9/26	< 1.0E+00				
		ろ液	プロセス主建屋	2021/11/2	(2)-a	2022/7/26	9.4E+00 ±				
		残渣			2022/9/8	3.5E+00 ±					
Nb-93m	7.00E+03	—	K4-A10 タンク	2021/11/1	(1)	2022/3/8	< 8.6E+00	NFD ⁵	低エネルギー 光子測定装置		
		—	H4-B7 タンク	2021/11/1		2022/5/10	< 1.5E+01				
		—	増設 ALPS 処理後	2021/10/28		2022/5/18	< 7.8E+00				
		ろ液	増設 ALPS 処理前	2021/10/28		2022/6/13	< 5.6E+01				
		残渣				2022/9/20	< 5.0E+00				
		ろ液	プロセス主建屋	2021/11/2	(2)-a	2022/7/21	< 5.2E+01				
		残渣			2022/9/6	< 4.5E+00					

⁴ 図 I-3 にて詳細を示す

⁵ 日本核燃料開発株式会社

表 I-5 分析対象核種の核種分析結果 (β・γ核種等) (2/3)

核種	告示濃度限度[Bq/L]	試料の種類	採取箇所	採取日	採取方法 ⁵	基準日	分析値[Bq/L]	社外分析機関	測定機器
Mo-93	3.00E+02	-	K4-A10 タンク	2021/11/1	(1)	2022/3/10	< 1.1E+00	NFD ⁶	低エネルギー 光子測定装置
		-	H4-B7 タンク	2021/11/1		2022/4/18	< 2.0E+00		
		-	増設 ALPS 処理後	2021/10/28		2022/5/19	< 1.0E+00		
		ろ液	増設 ALPS 処理前	2021/10/28		2022/6/14	< 1.7E+00		
		残渣			2022/9/21	< 5.0E-01			
		ろ液	プロセス主建屋	2021/11/2	(2)-a	2022/7/25	< 1.2E+00		
		残渣				2022/9/7	< 1.4E+00		
Sn-121m	2.00E+03	-	K4-A10 タンク	2021/11/1	(1)	2022/3/22	< 1.7E+00	NFD ⁶	低エネルギー 光子測定装置
		-	H4-B7 タンク	2021/11/1		2022/4/8	< 5.3E+00		
		-	増設 ALPS 処理後	2021/10/28		2022/5/20	< 2.0E+00		
		ろ液	増設 ALPS 処理前	2021/10/28		2022/6/16	< 1.2E+01		
		残渣			2022/9/22	< 3.0E+00			
		ろ液	プロセス主建屋	2021/11/2	(2)-a	2022/7/28	< 9.2E+00		
		残渣				2022/9/2	< 1.0E+00		
Cl-36	9.00E+02	ろ液	K4-A10 タンク	2022/1/26	(1)	2022/5/13	< 4.2E+00	NDC ⁶	低バックグラウンド β線スペクトロメータ
		ろ液	H4-B7 タンク	2022/1/26		2022/5/30	< 5.5E+00		
		ろ液	増設 ALPS 処理後	2022/2/10		2022/5/13	< 3.9E+00		
		ろ液	増設 ALPS 処理前	2022/2/10		2022/5/17	< 3.7E+00		
		ろ液	プロセス主建屋	2022/2/4	(2)-a	2022/5/23	< 4.3E+00		

添付I-10
参-添2-205

⁶ MHI 原子力研究開発株式会社

表 I-5 分析対象核種の核種分析結果 (β・γ核種等) (3/3)

核種	告示濃度限度[Bq/L]	試料の種類	採取箇所	採取日	採取方法 ⁵	基準日	分析値[Bq/L]	社外分析機関	測定機器	
Ca-41	4.00E+03	ろ液	K4-A10 タンク	2022/1/26	(1)	2022/6/3	< 7.9E+00	NDC ⁷	Si(Li)半導体 検出器	
		ろ液	H4-B7 タンク	2022/1/26		2022/6/6	< 7.9E+00			
		ろ液	増設 ALPS 処理後	2022/2/10		2022/6/1	< 7.4E+00			
		ろ液	増設 ALPS 処理前	2022/2/10		2022/6/14	< 1.9E+01			
		ろ液	プロセス主建屋	2022/2/4	(2)-a	2022/6/13	< 1.4E+01			
Zr-93	1.00E+03	ろ液	K4-A10 タンク	2022/1/26	(1)	2022/5/24	< 8.4E-01		NDC ⁷	誘導結合プラズマ 質量分析装置
		ろ液	H4-B7 タンク	2022/1/26		2022/5/24	< 8.4E-01			
		ろ液	増設 ALPS 処理後	2022/2/10		2022/5/24	< 8.4E-01			
		ろ液	増設 ALPS 処理前	2022/2/10		2022/5/24	< 8.4E-01			
		残渣			2022/6/7	< 1.3E+00				
		ろ液	プロセス主建屋	2022/2/4	(2)-a	2022/5/24	< 8.4E-01			
Ba-133	5.00E+02	ろ液	K4-A10 タンク	2022/1/26	(1)	2022/4/23	< 7.3E-01	NDC ⁷	Ge 半導体検出器	
		ろ液	H4-B7 タンク	2022/1/26		2022/4/22	< 7.0E-01			
		ろ液	増設 ALPS 処理後	2022/2/10		2022/4/24	< 7.0E-01			
		ろ液	増設 ALPS 処理前	2022/2/10		2022/4/21	< 4.3E+00			
		ろ液	プロセス主建屋	2022/2/4	(2)-a	2022/6/2	< 2.6E+00			
Se-79	2.00E+02	ろ液	増設 ALPS 処理後	2022/4/22	(1)	※2	< 1.5E+00	JAEA	液体シンチレーション カウンタ	
		ろ液	増設 ALPS 処理前	2022/4/22		※3	9.0E+00 ⁷			
		ろ液	プロセス主建屋	2022/4/21	(2)-b	※4	9.7E+00 ^{8,9}			
Pd-107	2.00E+04	ろ液	増設 ALPS 処理後	2022/4/22	(1)	2022/10/6	< 7.1E-02		JAEA	誘導結合プラズマ 質量分析装置
		ろ液	増設 ALPS 処理前	2022/4/22		2022/10/6	2.4E-01 ⁸			
		ろ液	プロセス主建屋	2022/4/21	(2)-b	2022/10/6	7.8E-02 ^{8,9}			

※2 : 2022/9/27、 2022/9/27、 2022/10/14 ※3 : 2022/10/2、 2022/10/2、 2022/10/14 ※4 : 2022/9/21、 2022/10/8、 2022/10/8

⁷ 測定不確かさ評価は未実施

⁸ 同一試料で3度分析して、検出された1回の値の記載(ALPS 処理前、ALPS 処理後においては、3回とも検出/検出下限値未満であり、平均値を記載)

(2) ALPS 処理水等の分析結果 (α 核種)

ALPS 処理水等の α 核種に関する分析結果は表 I-6 のとおり。

建屋滞留水等に有意に含まれる α 核種を確認するため、告示濃度限度の 1/100 以下まで測定を試み、ALPS 処理水ではほとんどの核種が告示濃度比の 1/100 以下で検出下限値未満であったが、U-235 と U-238 については極微量に検出されている。ただ、これは処理の過程で質量比⁹が 1.8% (使用済み燃料相当の比率) → 1.2% → 0.7% (天然組成比) と変化していること等¹⁰から、ALPS 処理水に含まれる天然ウランと判断している。

なお、本分析においても、建屋滞留水と ALPS 処理前のストロンチウム処理水では、目視により懸濁物、浮遊物の存在が確認されたため、0.45μm のフィルタでろ過を実施した後、ろ液および残渣 (沈殿している可能性が高い元素について実施) を分けて分析を実施している。そのため、一部の分析結果は、ろ液と残渣の分析結果を分けて報告する。この場合の試料全体の分析結果の考え方として、保守性を考慮し、両方で検出もしくは、どちらか片方で検出された場合は、ろ液と残渣の結果の合計値を試料全体の分析値とし、いずれも不検出の場合は検出下限値のうち高い値を試料全体の分析値とする。また、β・γ核種等と同様に、一部の ALPS 処理水においてもろ過を実施しているものの、ろ過後のフィルタのγ線を測定した結果、ALPS 処理前までのフィルタでは検出されていた Cs-134、Cs-137、Co-60 が検出されていないことから、ALPS 処理の過程で不溶解性の放射性核種のほとんどが除去されており、ろ過による影響がないことを確認している。

⁹ $X = \lambda w / A \times NA$ より算出 (X:放射エネルギー、λ:崩壊定数、w:質量、A:原子数、NA:アボガドロ定数)

¹⁰ 日本(沖縄除く)の河川の U 濃度 0.47~488ng/L[本邦河川水中の自然レベルウラン濃度(望月ら)](約 6E-06~6E-03Bq/L: U-238 換算) の範囲内であることや、燃料由来の U-236 が検出されていないこと

表 I-6 分析対象核種の核種分析結果 (α 核種) (1/5)

核種	告示濃度限度	試料の種類	採取箇所	採取日	採取方法 ⁵	基準日	分析値[Bq/L]	社外分析機関	測定機器
U-233	2.00E+01	—	K4-A10 タンク	2021/11/1	(1)	2022/7/14	< 1.4E-02	NFD ⁶	誘導結合プラズマ 質量分析装置
		—	H4-B7 タンク	2021/11/1		2022/7/14	< 1.3E-02		
		—	増設 ALPS 処理後	2021/10/28		2022/7/14	< 1.3E-02		
		ろ液	増設 ALPS 処理前	2021/10/28		2022/7/14	< 1.3E-02		
		残渣				2022/9/27	< 2.4E-03		
		ろ液	プロセス主建屋	2021/11/2	(2)-a	2022/7/14	< 1.3E-02		
		残渣				2022/9/27	< 1.4E-03		
U-234	2.00E+01	—	K4-A10 タンク	2021/11/1	(1)	2022/7/14	< 8.7E-03	NFD ⁶	誘導結合プラズマ 質量分析装置
		—	H4-B7 タンク	2021/11/1		2022/7/14	< 8.7E-03		
		—	増設 ALPS 処理後	2021/10/28		2022/7/14	< 8.7E-03		
		ろ液	増設 ALPS 処理前	2021/10/28		2022/7/14	< 8.7E-03		
		残渣				2022/9/27	< 1.6E-03		
		ろ液	プロセス主建屋	2021/11/2	(2)-a	2022/7/14	1.3E-01 ±1.7E-02		
		残渣				2022/9/26	2.8E-02 ±4.3E-03		
U-235	2.00E+01	—	K4-A10 タンク	2021/11/1	(1)	2022/7/14	5.0E-05 ±6.0E-06	NFD ⁶	誘導結合プラズマ 質量分析装置
		—	H4-B7 タンク	2021/11/1		2022/7/14	9.9E-06 ±8.0E-07		
		—	増設 ALPS 処理後	2021/10/28		2022/7/14	8.8E-06 ±7.8E-07		
		ろ液	増設 ALPS 処理前	2021/10/28		2022/7/14	2.0E-05 ±6.0E-06		
		残渣				2022/9/27	3.9E-06 ±3.3E-07		
		ろ液	プロセス主建屋	2021/11/2	(2)-a	2022/7/14	3.7E-03 ±9.0E-05		
		残渣				2022/9/26	6.0E-04 ±7.0E-06		

表 I-6 分析対象核種の核種分析結果 (α 核種) (2/5)

核種	告示濃度限度	試料の種類	採取箇所	採取日	採取方法 ⁵	基準日	分析値[Bq/L]	社外分析機関	測定機器
U-236	2.00E+01	—	K4-A10 タンク	2021/11/1	(1)	2022/7/14	< 9.1E-05	NFD ⁶	誘導結合プラズマ 質量分析装置
		—	H4-B7 タンク	2021/11/1		2022/7/14	< 9.1E-05		
		—	増設 ALPS 処理後	2021/10/28		2022/7/14	< 9.0E-05		
		ろ液	増設 ALPS 処理前	2021/10/28		2022/7/14	1.2E-04 ±2.4E-05		
		残渣				2022/9/27	< 1.6E-05		
		ろ液	プロセス主建屋	2021/11/2	(2)-a	2022/7/14	2.2E-02 ±3.8E-04		
		残渣			2022/9/26	3.8E-03 ±1.3E-04			
U-238	2.00E+01	—	K4-A10 タンク	2021/11/1	(1)	2022/7/14	1.2E-03 ±2.0E-05	NFD ⁶	誘導結合プラズマ 質量分析装置
		—	H4-B7 タンク	2021/11/1		2022/7/14	2.3E-04 ±1.8E-05		
		—	増設 ALPS 処理後	2021/10/28		2022/7/14	2.1E-04 ±1.8E-05		
		ろ液	増設 ALPS 処理前	2021/10/28		2022/7/14	2.3E-04 ±1.8E-05		
		残渣				2022/9/26	7.5E-05 ±2.7E-06		
		ろ液	プロセス主建屋	2021/11/2	(2)-a	2022/7/14	3.1E-02 ±2.3E-04		
		残渣			2022/9/26	5.5E-03 ±6.5E-05			
Np-237	9.00E+00	—	K4-A10 タンク	2021/11/1	(1)	2022/7/15	< 1.5E-03	NFD ⁶	誘導結合プラズマ 質量分析装置
		—	H4-B7 タンク	2021/11/1		2022/7/15	< 1.5E-03		
		—	増設 ALPS 処理後	2021/10/28		2022/7/15	< 1.5E-03		
		ろ液	増設 ALPS 処理前	2021/10/28		2022/7/15	1.2E-02 ±4.3E-04		
		残渣				2022/9/26	8.0E-04 ±1.6E-04		
		ろ液	プロセス主建屋	2021/11/2	(2)-a	2022/7/15	2.1E-01 ±2.2E-03		
		残渣			2022/9/27	8.5E-03 ±2.0E-04			

表 I-6 分析対象核種の核種分析結果 (α 核種) (3/5)

核種	告示濃度限度	試料の種類	採取箇所	採取日	採取方法 ⁵	基準日	分析値[Bq/L]	社外分析機関	測定機器		
Pu-238	4.00E+00	ろ液	K4-A10 タンク	2021/11/1	(1)	2022/5/27	< 1.9E-03	NDC ⁶	表面障壁型 Si 半導体検出器		
		ろ液	H4-B7 タンク	2021/11/1		2022/5/30	< 1.9E-03				
		ろ液	増設 ALPS 処理後	2021/10/28		2022/5/27	< 2.5E-03				
		ろ液	増設 ALPS 処理前	2021/10/28		2022/5/31	2.8E-01 ±8.7E-03				
		残渣		2022/6/30	4.1E-01 ±1.2E-02						
		ろ液	プロセス主建屋	2021/11/2	(2)-a	2022/6/13	1.2E+00 ±2.4E-02				
		残渣		2022/7/4		2.8E+00 ±4.9E-02					
Pu-239+ Pu240	8.00E+00	ろ液	K4-A10 タンク	2021/11/1	(1)	2022/5/27	< 1.9E-03			NDC ⁶	表面障壁型 Si 半導体検出器
		ろ液	H4-B7 タンク	2021/11/1		2022/5/30	< 1.9E-03				
		ろ液	増設 ALPS 処理後	2021/10/28		2022/5/27	< 1.9E-03				
		ろ液	増設 ALPS 処理前	2021/10/28		2022/5/31	9.1E-02 ±4.6E-03				
		残渣		2022/6/30	1.4E-01 ±6.0E-03						
		ろ液	プロセス主建屋	2021/11/2	(2)-a	2022/6/13	3.9E-01 ±1.1E-02				
		残渣		2022/7/4		9.2E-01 ±2.0E-02					
Pu-242	4.00E+00	ろ液	K4-A10 タンク	2021/11/1	(1)	2022/5/27	< 1.9E-03	NDC ⁶	表面障壁型 Si 半導体検出器		
		ろ液	H4-B7 タンク	2021/11/1		2022/5/30	< 2.2E-03				
		ろ液	増設 ALPS 処理後	2021/10/28		2022/5/27	< 1.9E-03				
		ろ液	増設 ALPS 処理前	2021/10/28		2022/5/31	< 4.4E-03				
		残渣		2022/6/30	< 6.1E-03						
		ろ液	プロセス主建屋	2021/11/2	(2)-a	2022/6/13	< 7.9E-03				
		残渣		2022/7/4		< 1.3E-02					

表 I-6 分析対象核種の核種分析結果 (α 核種) (4/5)

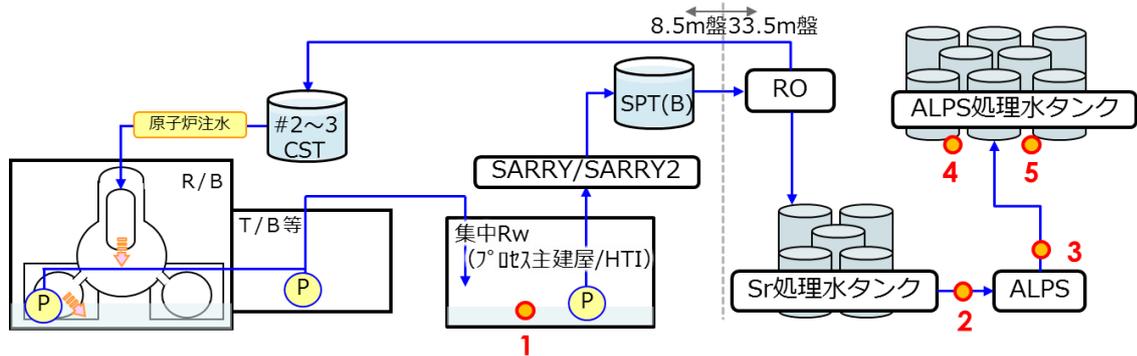
核種	告示濃度限度	試料の種類	採取箇所	採取日	採取方法 ⁵	基準日	分析値[Bq/L]	社外分析機関	測定機器		
Am-241	5.00E+00	ろ液	K4-A10 タンク	2021/11/1	(1)	2022/5/2	< 1.8E-03	NDC ⁶	表面障壁型 Si 半導体検出器		
		ろ液	H4-B7 タンク	2021/11/1		2022/5/3	< 1.8E-03				
		ろ液	増設 ALPS 処理後	2021/10/28		2022/5/2	< 1.8E-03				
		ろ液	増設 ALPS 処理前	2021/10/28		2022/6/2	6.8E-02 ±3.6E-03				
		残渣		2021/10/28		2022/6/3	1.2E-01 ±5.2E-03				
		ろ液	プロセス主建屋	2021/11/2	(2)-a	2022/6/2	4.0E-02 ±2.8E-03				
		残渣		2021/11/2		2022/7/4	5.7E-01 ±1.4E-02				
Am-243	5.00E+00	ろ液	K4-A10 タンク	2021/11/1	(1)	2022/5/2	< 1.5E-03			NDC ⁶	表面障壁型 Si 半導体検出器
		ろ液	H4-B7 タンク	2021/11/1		2022/5/3	< 1.5E-03				
		ろ液	増設 ALPS 処理後	2021/10/28		2022/5/2	< 1.5E-03				
		ろ液	増設 ALPS 処理前	2021/10/28		2022/6/2	< 7.7E-03				
		残渣		2021/10/28		2022/6/3	< 5.5E-03				
		ろ液	プロセス主建屋	2021/11/2	(2)-a	2022/6/2	< 5.1E-03				
		残渣		2021/11/2		2022/7/4	< 1.7E-02				
Cm-242	6.00E+01	ろ液	K4-A10 タンク	2021/11/1	(1)	2022/5/2	< 1.5E-03	NDC ⁶	表面障壁型 Si 半導体検出器		
		ろ液	H4-B7 タンク	2021/11/1		2022/5/3	< 1.5E-03				
		ろ液	増設 ALPS 処理後	2021/10/28		2022/5/2	< 1.6E-03				
		ろ液	増設 ALPS 処理前	2021/10/28		2022/6/2	< 1.6E-03				
		残渣		2021/10/28		2022/6/3	5.5E-03 ±1.0E-03				
		ろ液	プロセス主建屋	2021/11/2	(2)-a	2022/6/2	< 1.5E-03				
		残渣		2021/11/2		2022/7/4	9.9E-03 ±1.4E-03				

表 I-6 分析対象核種の核種分析結果 (α 核種) (5/5)

核種	告示濃度限度	試料の種類	採取箇所	採取日	採取方法 ⁵	基準日	分析値[Bq/L]	社外分析機	測定機器
Cm-243 +Cm-244	1.30E+01	ろ液	K4-A10 タンク	2021/11/1	(1)	2022/5/27	< 1.5E-03	NDC ⁶	表面障壁型 Si 半導体検出器
		ろ液	H4-B7 タンク	2021/11/1		2022/5/30	< 1.5E-03		
		ろ液	増設 ALPS 処理後	2021/10/28		2022/5/27	< 1.8E-03		
		ろ液	増設 ALPS 処理前	2021/10/28		2022/6/22	6.4E-02 ±3.4E-03		
		残渣		2021/10/28		2022/6/30	9.1E-02 ±4.4E-03		
		ろ液	プロセス主建屋	2021/11/2	(2)-a	2022/6/28	2.7E-02 ±2.3E-03		
		残渣		2021/11/2		2022/7/4	4.4E-01 ±1.1E-02		
Cm-245 +Cm-246	1.00E+01	ろ液	K4-A10 タンク	2021/11/1	(1)	2022/5/27	< 1.5E-03	NDC ⁶	表面障壁型 Si 半導体検出器
		ろ液	H4-B7 タンク	2021/11/1		2022/5/30	< 4.7E-03		
		ろ液	増設 ALPS 処理後	2021/10/28		2022/5/27	< 1.5E-03		
		ろ液	増設 ALPS 処理前	2021/10/28		2022/6/22	< 2.1E-02		
		残渣		2021/10/28		2022/6/30	< 2.6E-02		
		ろ液	プロセス主建屋	2021/11/2	(2)-a	2022/6/28	< 1.4E-02		
		残渣		2021/11/2		2022/7/4	< 6.0E-02		

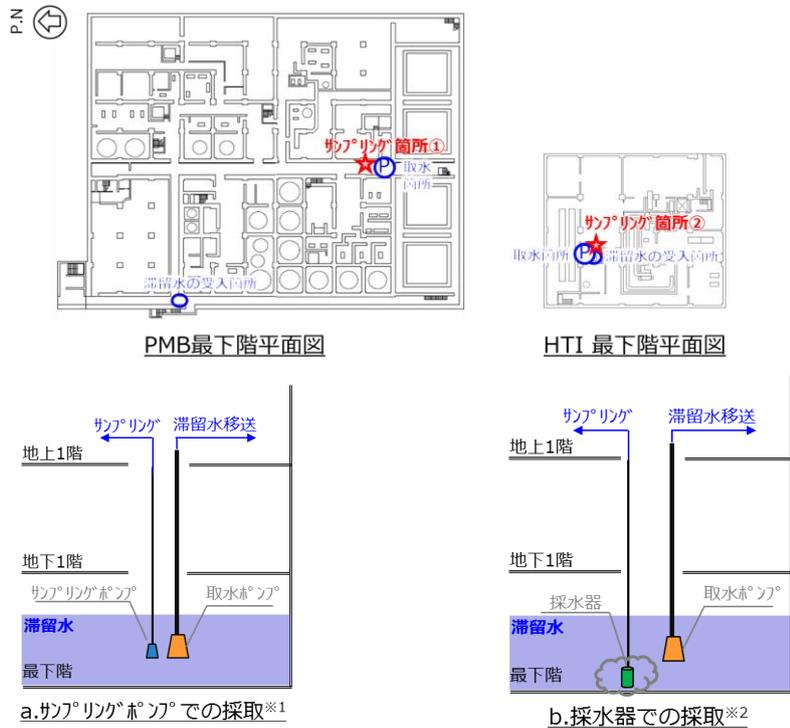
添付 I-17

参-添2-212



No.	採取箇所	採取方法
1	プロセス主建屋	(2)にて示す。
2	ALPS処理前	ALPS入口に設置されたサンプリングラックから採取。
3	ALPS処理後	ALPS出口に設置されたサンプリングラックから採取。
4	H4-B7タンク	タンク上部から採水器にて採取。
5	K4-A10タンク	

(1) 今回核種分析した試料の採取箇所とその方法



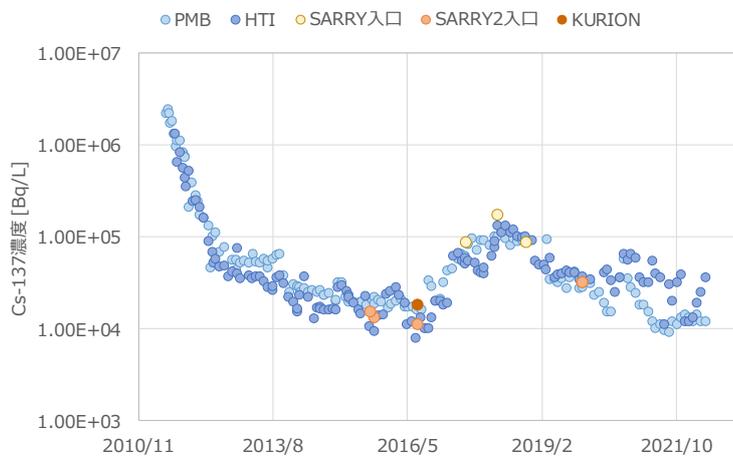
※1：取水ポンプの吸い込み高さに合わせて設置されたサンプリングポンプにより試料を採取

※2：採水時に建屋底部に沈んでいるスラッジを巻き上げて、通常より多くのスラッジを含む試料を採取。

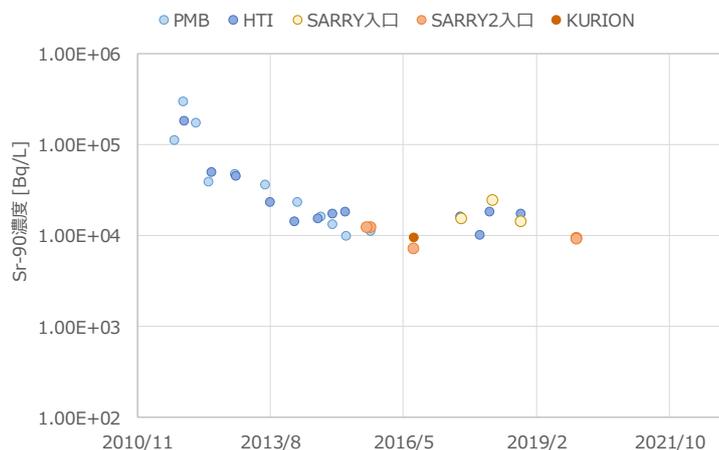
(2) プロセス主建屋/高温焼却炉建屋からの採取方法

図 I-3 分析対象核種の核種分析における試料採取箇所と方法

今回、追加分析を行った試料については、概ね通常の建屋滞留水や水処理設備の性能確認のための定例サンプリング箇所と同じ箇所から試料を採取しているものの、プロセス主建屋については、図 I-3 (2) に記載のとおり、2 種類のサンプリングを実施している。通常の運転において、定例的に実施しているサンプリングは、a で実施したサンプリングポンプによる採水であり、この結果は図 I-4 のとおり、Cs-137 や Sr-90 の分析結果が、取水ポンプ後のセシウム吸着装置の入口の水と同じ濃度を示すことを確認している。一方、b で実施したサンプリングでは、建屋底部に沈んでいるスラッジを含んだ建屋滞留水を採水しているが、クロスフローフィルタで 20nm まで除去可能な ALPS の性能を考慮し、0.45 μ m のフィルタで除去し、水に溶解していて ALPS 等での処理が必要な核種を分析する計画とした。



a. Cs-137 の分析結果



b. Sr-90 の分析結果

図 I-4 プロセス主建屋とセシウム吸着装置入口の分析結果の比較

I-4. インベントリ評価

インベントリ評価では、これまで原子力発電所の安全評価の中で核燃料物質から生成される核分裂生成物やアクチノイド等の放射性物質（以下、「核分裂生成物」という。）を評価している（ALPS 除去対象核種検討にも使用。）他、廃止措置や埋設施設に関する研究では、原子力発電所内の機器の放射化計算が実施されている。本検討では前述の評価を参考に核分裂生成物評価、放射化生成物評価を実施する。

なお、いずれの評価も震災後から放出までに 12 年経過したことを踏まえた、減衰によるインベントリ量の減少についても評価する。

評価に使用するコードは、これまでの安全評価や、既往知見や過去の評価と同様に ORIGEN（ORNL Isotope Generation and Depletion Code：放射性物質の生成、壊変、減損について計算を行うためのコードシステム）とする。

ORIGEN の評価結果から、水への移行のしやすさ等を考慮した上で、建屋滞留水中に有意に含まれる可能性のある核種の存在を確認する。

I-4-1. 核分裂生成物評価

核分裂生成物評価では、ALPS 除去対象核種検討時と同様に、通常の原子炉発電所の安全評価を参考に、福島第一原子力発電所 1～3 号機の原子炉圧力容器内に装荷されていた燃料の条件及び、各燃料の装荷期間から想定される燃焼度等の条件から、2011 年 3 月時点のインベントリ量を評価する。2011 年 3 月以降は、減衰による 12 年間のインベントリ量の減少を計算する。

なお、ORIGEN では、核燃料より生成、壊変、減損されるインベントリ量を評価可能である。核分裂については、ウラン 235 が核分裂する際、主に質量数 95 と質量数 140 付近をピークに 2 つの核種に分裂することを評価する他、ウラン 238 が中性子を吸収して生成するプルトニウムなどの核種や、核分裂生成物が中性子を吸収して生成するセシウム 134 のような核種も発生も評価可能となっている。

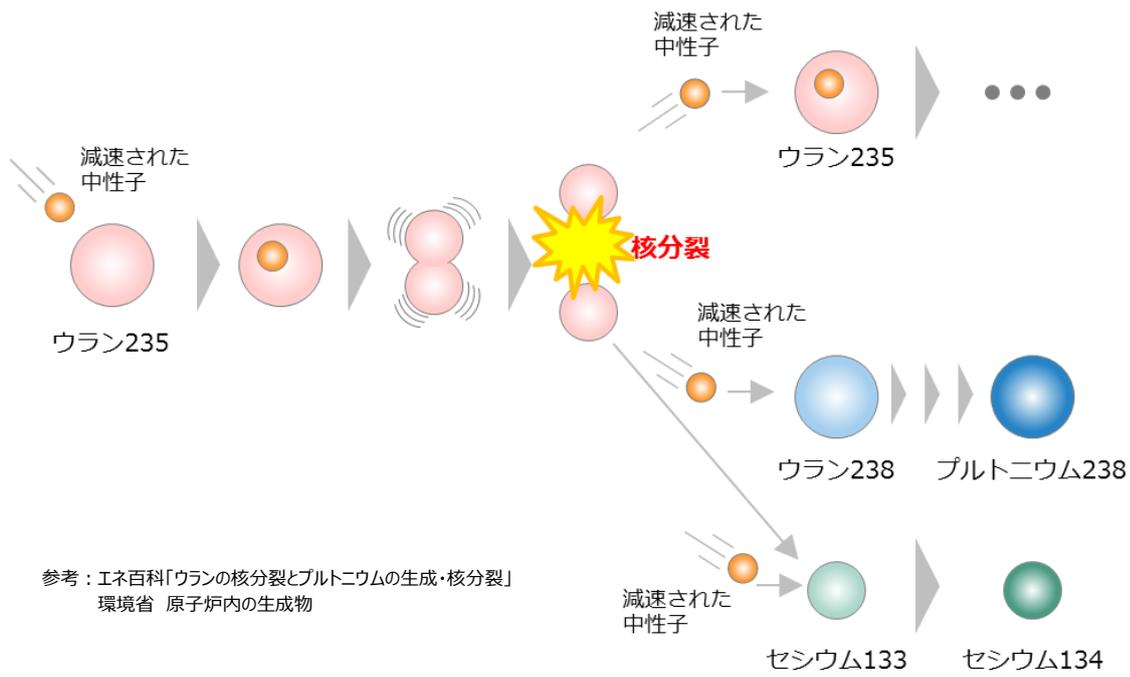
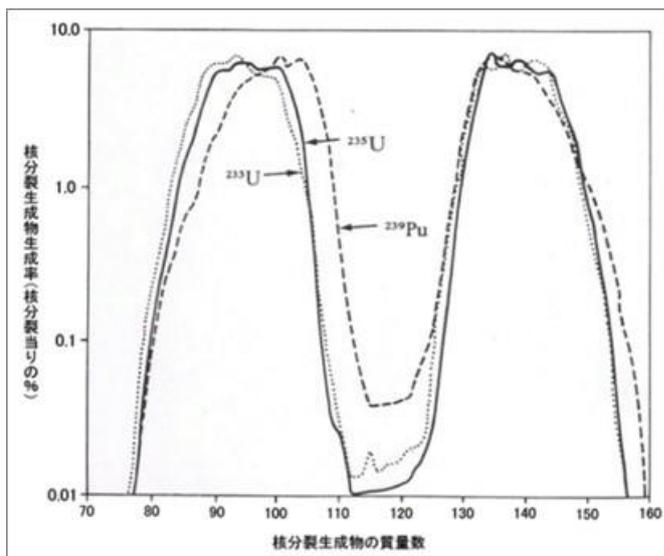


図 I-5 ウラン 235 によって生成する核分裂生成物とアクチノイド



ATOMICA「核分裂生成物の質量数分布」より
出典：W.マーシャル編：原子炉技術の発展（上），
裳華房，P72

図 I-6 核分裂生成物の質量分布

I-4-2. 放射化生成物評価

放射化生成物評価では、廃止措置や埋設施設に関する研究を参考に、原子炉压力容器内及びその下部に存在する、炉内構造物、燃料体（核燃料物質除く）、压力容器、ペDESTALの4種類の機器・構造物について、炉心からの照射期間を踏まえた2011年3月時点のインベントリ量を評価する。他に、原子炉冷却システムを構成している機器等の構成材料の腐食、放射化により生成される腐食生成物についても、運転時の給水金属データ等を使用して、2011年3月時点のインベントリ量を評価する。いずれの評価においても、2011年3月以降は、減衰による12年間のインベントリ量の減少を計算する。

なお、炉内構造物や燃料体においては、全ての機器を評価するのではなく、材料が重複する場合は、保守的に炉心に近い（放射化量が多い。）ものを選定して評価を行う。

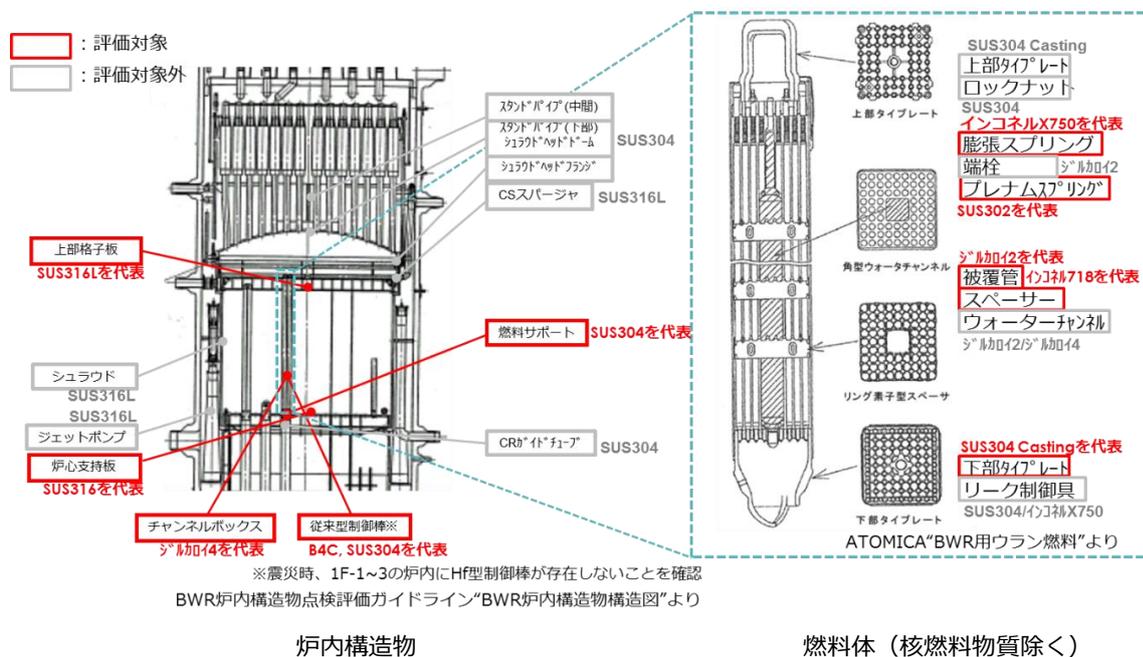


図 I-7 炉内構造物等のインベントリ評価の対象

I-4-3. インベントリ評価結果

I-4-1、I-4-2 項の条件を基に、インベントリ評価を実施した結果は表 I-7～9 の通り。

核分裂生成物評価では燃料から生成されたインベントリ量を 100%考慮する。なお、核分裂生成物のインベントリ評価では通常の原子力発電所の安全評価、ALPS 除去対象核種検討時と同様に燃料から生成されるインベントリ量のみを考慮し、可燃性毒物の存在は考慮していない。

また、放射化生成物評価では、原子炉運転時に炉心に存在し、これまでの調査や事故解析等で溶融していることが想定される、上部格子板、チャンネルボックス、燃料体（全ての部材）、従来型制御棒、燃料サポート、炉心支持板の他、原子炉圧力容器、ペDESTALから、インベントリ量を算出している。各機器の放射化については、電力共同研究において検討してきた、余裕深度対象（L1）廃棄物や高レベル放射性廃棄物（ガラス固化体）およびハル等廃棄物¹¹の条件（元素濃度条件、中性子束）及び、運転実績等から評価を行っている。

ORIGEN でインベントリを評価するに当たっては、過去の安全評価や廃止措置の研究と同様に、炉内中性子束の 1 点近似で評価可能な燃料やチャンネルボックス、燃料体、従来型制御棒等については ORIGEN2 により評価し、燃料とは中性子スペクトルが異なる上部格子板、炉心支持板、燃料サポート、原子炉圧力容器やペDESTALについては、SCALE5.1/ORIGEN-S にて評価する。また、それぞれ使用している核データライブラリは、それぞれ JENDL4.0、SCALE5.1 の内蔵データとした。

¹¹ 使用済核燃料をピューレックス法により再処理する際、核燃料をチョッピングにより細断片とするが、その核燃料の被覆廃材のことをハル（hull）という（ATOMICA より）。

表 I-7 インベントリ評価結果：1号機 (1/2)

核種	放射能量 [Bq]	核種	放射能量 [Bq]	核種	放射能量 [Bq]
H-3	4.8E+14	Nb-94	1.9E+11	Te-123m	1.5E+04
Be-10	8.4E+08	Mo-93	2.4E+11	Te-125m	2.9E+14
C-14	5.4E+12	Tc-97	2.9E+06	Te-127	7.8E+03
Na-22	3.6E+07	Tc-98	9.6E+06	Te-127m	8.0E+03
Si-32	7.1E+05	Tc-99	2.7E+13	I-129	4.9E+10
P-32	7.1E+05	Ru-106	2.1E+14	Cs-134	6.9E+15
Cl-36	5.1E+09	Rh-101	1.1E+05	Cs-135	1.1E+12
Ar-39	1.7E+11	Rh-102	7.1E+06	Cs-137	1.5E+17
Ar-42	4.9E+03	Rh-102m	1.6E+07	Ba-133	5.0E+10
K-40	1.6E+08	Rh-106	2.1E+14	Ba-137m	1.5E+17
K-42	4.9E+03	Pd-107	1.9E+11	La-137	1.4E+07
Ca-41	3.5E+09	Ag-108	3.3E+09	La-138	3.1E+04
Ca-45	4.8E+06	Ag-108m	3.8E+10	Ce-139	5.4E+03
Sc-46	3.7E+01	Ag-109m	8.8E+09	Ce-142	5.3E+07
V-49	2.3E+04	Ag-110	3.5E+08	Ce-144	4.1E+13
Mn-54	4.1E+11	Ag-110m	2.6E+10	Pr-144	4.1E+13
Fe-55	2.6E+15	Cd-109	8.8E+09	Pr-144m	6.2E+11
Co-60	8.1E+15	Cd-113m	2.5E+13	Nd-144	3.3E+03
Ni-59	1.4E+13	In-113m	1.7E+04	Pm-144	2.8E+01
Ni-63	1.6E+15	In-115	4.5E+03	Pm-145	1.8E+10
Zn-65	9.9E+08	Sn-113	1.7E+04	Pm-146	1.0E+12
Se-75	1.0E+03	Sn-119m	1.6E+10	Pm-147	1.5E+16
Se-79	1.1E+11	Sn-121	2.1E+13	Sm-145	3.1E+07
Kr-81	1.1E+10	Sn-121m	2.7E+13	Sm-146	2.3E+05
Kr-85	9.2E+15	Sn-123	1.1E+05	Sm-147	1.3E+07
Rb-87	9.4E+07	Sn-126	4.8E+11	Sm-148	8.2E+01
Sr-90	1.1E+17	Sb-125	7.9E+14	Sm-149	1.5E+00
Y-90	1.1E+17	Sb-126	6.8E+10	Sm-151	5.7E+14
Zr-93	3.9E+12	Sb-126m	4.8E+11	Eu-150	3.9E+07
Nb-91	1.0E+05	Te-121	6.1E+02	Eu-152	2.8E+12
Nb-92	1.7E+06	Te-121m	6.1E+02	Eu-154	3.8E+15
Nb-93m	1.8E+12	Te-123	1.3E+04	Eu-155	1.1E+15
Gd-152	4.3E+00	Pb-212	3.8E+10	Th-228	3.8E+10
Gd-153	3.2E+08	Pb-214	5.2E+06	Th-229	4.6E+05
Tb-157	6.8E+08	Bi-208	6.5E+05	Th-230	6.8E+08

添付 I-24

表 I-7 インベントリ評価結果：1号機(2/2)

核種	放射能量 [Bq]	核種	放射能量 [Bq]	核種	放射能量 [Bq]
Tb-158	6.9E+08	Bi-210	1.8E+06	Th-231	8.4E+10
Dy-159	1.9E+01	Bi-210m	1.7E+05	Th-232	6.3E+06
Ho-163	1.5E+07	Bi-211	2.2E+07	Th-234	8.0E+11
Ho-166m	6.9E+09	Bi-212	3.8E+10	Pa-231	7.6E+07
Tm-170	5.0E+05	Bi-213	4.6E+05	Pa-233	5.0E+11
Tm-171	1.4E+12	Bi-214	5.2E+06	Pa-234	1.0E+09
Lu-176	5.1E+05	Po-210	1.8E+06	Pa-234m	8.0E+11
Lu-177	4.7E+05	Po-211	6.2E+04	U-232	3.9E+10
Lu-177m	2.0E+06	Po-212	2.4E+10	U-233	1.1E+08
Hf-182	2.1E+06	Po-213	4.6E+05	U-234	3.4E+12
Ta-182	2.2E+06	Po-214	5.2E+06	U-235	8.4E+10
W-181	8.3E+02	Po-215	2.2E+07	U-236	5.6E+11
Re-187	1.4E+06	Po-216	3.8E+10	U-237	3.0E+12
Os-194	1.4E+08	Po-218	5.2E+06	U-238	8.0E+11
Ir-192	5.7E+06	At-217	4.6E+05	U-240	5.7E+05
Ir-192m	5.7E+06	Rn-219	2.2E+07	Np-235	2.2E+06
Ir-194	1.4E+08	Rn-220	3.8E+10	Np-236	7.6E+06
Ir-194m	3.6E+03	Rn-222	5.2E+06	Np-237	5.0E+11
Pt-190	2.2E+03	Fr-221	4.6E+05	Np-238	7.9E+10
Pt-193	2.5E+12	Fr-223	3.1E+05	Np-239	2.7E+13
Tl-204	3.6E+12	Ra-223	2.2E+07	Np-240m	5.7E+05
Tl-206	1.7E+05	Ra-224	3.8E+10	Pu-236	3.3E+10
Tl-207	2.2E+07	Ra-225	4.6E+05	Pu-238	4.4E+15
Tl-208	1.4E+10	Ra-226	5.2E+06	Pu-239	6.7E+14
Tl-209	1.0E+04	Ra-228	6.2E+06	Pu-240	8.7E+14
Pb-205	5.1E+05	Ac-225	4.6E+05	Pu-241	1.2E+17
Pb-209	4.6E+05	Ac-227	2.2E+07	Pu-242	3.2E+12
Pb-210	1.8E+06	Ac-228	6.2E+06	Pu-243	2.2E+05
Pb-211	2.2E+07	Th-227	2.2E+07	Pu-244	5.7E+05
Am-241	3.5E+15	Cm-243	2.3E+13	Bk-249	1.8E+05
Am-242	1.6E+13	Cm-244	2.3E+15	Cf-249	5.4E+06
Am-242m	1.6E+13	Cm-245	4.0E+11	Cf-250	3.0E+07
Am-243	2.7E+13	Cm-246	6.9E+10	Cf-251	3.1E+05
Am-245	2.6E+00	Cm-247	2.2E+05	Cf-252	4.3E+06
Cm-242	1.3E+13	Cm-248	5.9E+05		

添付 I-25

表 I-8 インベントリ評価結果：2号機(1/2)

核種	放射能量 [Bq]	核種	放射能量 [Bq]	核種	放射能量 [Bq]
H-3	6.1E+14	Nb-93m	2.3E+12	Te-123	1.2E+04
Be-10	1.1E+09	Nb-94	3.6E+11	Te-123m	2.0E+04
C-14	9.8E+12	Mo-93	6.0E+11	Te-125m	3.9E+14
Na-22	5.0E+07	Tc-97	4.1E+06	Te-127	1.2E+04
Si-32	1.5E+06	Tc-98	1.1E+07	Te-127m	1.2E+04
P-32	1.5E+06	Tc-99	3.4E+13	I-129	5.9E+10
Cl-36	1.3E+10	Ru-106	2.8E+14	Cs-134	9.1E+15
Ar-39	2.4E+11	Rh-101	1.5E+05	Cs-135	1.2E+12
Ar-42	1.3E+04	Rh-102	9.7E+06	Cs-137	1.9E+17
K-40	1.5E+08	Rh-102m	2.1E+07	Ba-133	6.0E+10
K-42	1.3E+04	Rh-106	2.8E+14	Ba-137m	1.8E+17
Ca-41	6.8E+09	Pd-107	2.2E+11	La-137	1.7E+07
Ca-45	6.8E+06	Ag-108	5.8E+09	La-138	4.1E+04
Sc-46	5.2E+01	Ag-108m	6.7E+10	Ce-139	7.5E+03
V-49	3.8E+04	Ag-109m	1.3E+10	Ce-142	6.7E+07
Mn-54	5.8E+11	Ag-110	4.5E+08	Ce-144	6.4E+13
Fe-55	4.2E+15	Ag-110m	3.3E+10	Pr-144	6.4E+13
Co-60	1.4E+16	Cd-109	1.3E+10	Pr-144m	9.7E+11
Ni-59	2.9E+13	Cd-113m	2.9E+13	Nd-144	4.1E+03
Ni-63	3.4E+15	In-113m	2.4E+04	Pm-144	3.8E+01
Zn-65	1.5E+09	In-115	4.9E+03	Pm-145	3.0E+10
Se-75	1.5E+03	Sn-113	2.4E+04	Pm-146	1.3E+12
Se-79	1.3E+11	Sn-119m	2.2E+10	Pm-147	2.1E+16
Kr-81	1.7E+10	Sn-121	2.6E+13	Sm-145	4.4E+07
Kr-85	1.2E+16	Sn-121m	3.3E+13	Sm-146	2.5E+05
Rb-87	1.1E+08	Sn-123	1.6E+05	Sm-147	1.7E+07
Sr-90	1.5E+17	Sn-126	5.8E+11	Sm-148	9.4E+01
Y-88	1.1E+00	Sb-125	1.1E+15	Sm-149	2.3E+00
Y-90	1.5E+17	Sb-126	8.1E+10	Sm-151	7.8E+14
Zr-93	4.9E+12	Sb-126m	5.8E+11	Eu-150	4.1E+07
Nb-91	4.1E+05	Te-121	9.3E+02	Eu-152	3.1E+12
Nb-92	3.8E+06	Te-121m	9.3E+02	Eu-154	4.6E+15
Eu-155	1.4E+15	Pb-211	2.5E+07	Th-227	2.5E+07
Gd-152	4.7E+00	Pb-212	4.2E+10	Th-228	4.2E+10
Gd-153	3.8E+08	Pb-214	5.5E+06	Th-229	4.4E+05

添付 I-26

表 I-8 インベントリ評価結果：2号機(2/2)

核種	放射能量 [Bq]	核種	放射能量 [Bq]	核種	放射能量 [Bq]
Tb-157	9.5E+08	Bi-208	9.1E+05	Th-230	8.7E+08
Tb-158	7.6E+08	Bi-210	1.7E+06	Th-231	1.4E+11
Dy-159	2.5E+01	Bi-210m	2.4E+05	Th-232	5.9E+06
Ho-163	2.2E+07	Bi-211	2.5E+07	Th-234	1.1E+12
Ho-166m	9.5E+09	Bi-212	4.2E+10	Pa-231	9.4E+07
Tm-170	7.0E+05	Bi-213	4.4E+05	Pa-233	6.2E+11
Tm-171	1.9E+12	Bi-214	5.5E+06	Pa-234	1.5E+09
Lu-176	7.2E+05	Po-210	1.7E+06	Pa-234m	1.1E+12
Lu-177	6.5E+05	Po-211	7.1E+04	U-232	4.4E+10
Lu-177m	2.8E+06	Po-212	2.7E+10	U-233	1.5E+08
Hf-182	2.9E+06	Po-213	4.3E+05	U-234	5.1E+12
Ta-182	3.0E+06	Po-214	5.5E+06	U-235	1.4E+11
W-181	1.2E+03	Po-215	2.5E+07	U-236	7.3E+11
Re-187	2.2E+06	Po-216	4.2E+10	U-237	3.6E+12
Os-194	2.0E+08	Po-218	5.5E+06	U-238	1.1E+12
Ir-192	6.9E+06	At-217	4.4E+05	U-240	6.1E+05
Ir-192m	6.9E+06	Rn-219	2.5E+07	Np-235	2.8E+06
Ir-194	2.0E+08	Rn-220	4.2E+10	Np-236	9.4E+06
Ir-194m	4.4E+03	Rn-222	5.5E+06	Np-237	6.2E+11
Pt-190	2.1E+03	Fr-221	4.4E+05	Np-238	7.7E+10
Pt-193	3.6E+12	Fr-223	3.5E+05	Np-239	2.8E+13
Tl-204	5.4E+12	Ra-223	2.5E+07	Np-240m	6.1E+05
Tl-206	2.4E+05	Ra-224	4.2E+10	Pu-236	4.0E+10
Tl-207	2.5E+07	Ra-225	4.4E+05	Pu-238	4.8E+15
Tl-208	1.5E+10	Ra-226	5.5E+06	Pu-239	8.7E+14
Tl-209	9.5E+03	Ra-228	5.8E+06	Pu-240	1.1E+15
Pb-205	1.2E+06	Ac-225	4.4E+05	Pu-241	1.5E+17
Pb-209	4.4E+05	Ac-227	2.5E+07	Pu-242	3.4E+12
Pb-210	1.7E+06	Ac-228	5.8E+06	Pu-243	1.9E+05
Pu-244	6.1E+05	Cm-242	1.3E+13	Cm-248	4.8E+05
Am-241	4.1E+15	Cm-243	2.3E+13	Bk-249	1.5E+05
Am-242	1.5E+13	Cm-244	2.2E+15	Cf-249	4.5E+06
Am-242m	1.5E+13	Cm-245	3.9E+11	Cf-250	2.5E+07
Am-243	2.8E+13	Cm-246	6.1E+10	Cf-251	2.5E+05
Am-245	2.2E+00	Cm-247	1.9E+05	Cf-252	3.3E+06

添付 I-27

表 I-9 インベントリ評価結果：3号機(1/2)

核種	放射能量 [Bq]	核種	放射能量 [Bq]	核種	放射能量 [Bq]
H-3	5.7E+14	Nb-93m	2.2E+12	Te-123	1.2E+04
Be-10	1.1E+09	Nb-94	3.6E+11	Te-123m	2.0E+04
C-14	9.8E+12	Mo-93	6.1E+11	Te-125m	3.8E+14
Na-22	5.0E+07	Tc-97	4.1E+06	Te-127	1.2E+04
Si-32	1.5E+06	Tc-98	1.0E+07	Te-127m	1.2E+04
P-32	1.5E+06	Tc-99	3.2E+13	I-129	5.6E+10
Cl-36	1.3E+10	Ru-106	2.7E+14	Cs-134	8.6E+15
Ar-39	2.4E+11	Rh-101	1.5E+05	Cs-135	1.2E+12
Ar-42	1.3E+04	Rh-102	9.4E+06	Cs-137	1.8E+17
K-40	1.5E+08	Rh-102m	2.0E+07	Ba-133	5.6E+10
K-42	1.3E+04	Rh-106	2.7E+14	Ba-137m	1.7E+17
Ca-41	6.8E+09	Pd-107	2.0E+11	La-137	1.6E+07
Ca-45	6.8E+06	Ag-108	5.8E+09	La-138	4.1E+04
Sc-46	5.2E+01	Ag-108m	6.7E+10	Ce-139	6.9E+03
V-49	3.8E+04	Ag-109m	1.3E+10	Ce-142	6.3E+07
Mn-54	6.1E+11	Ag-110	4.1E+08	Ce-144	6.2E+13
Fe-55	4.4E+15	Ag-110m	3.0E+10	Pr-144	6.2E+13
Co-60	1.4E+16	Cd-109	1.3E+10	Pr-144m	9.4E+11
Ni-59	3.0E+13	Cd-113m	2.8E+13	Nd-144	3.9E+03
Ni-63	3.4E+15	In-113m	2.4E+04	Pm-144	3.7E+01
Zn-65	1.5E+09	In-115	4.9E+03	Pm-145	3.0E+10
Se-75	1.5E+03	Sn-113	2.4E+04	Pm-146	1.2E+12
Se-79	1.3E+11	Sn-119m	2.2E+10	Pm-147	2.0E+16
Kr-81	1.7E+10	Sn-121	2.4E+13	Sm-145	4.4E+07
Kr-85	1.1E+16	Sn-121m	3.1E+13	Sm-146	2.3E+05
Rb-87	1.1E+08	Sn-123	1.7E+05	Sm-147	1.6E+07
Sr-90	1.4E+17	Sn-126	5.5E+11	Sm-148	8.6E+01
Y-88	1.0E+00	Sb-125	1.0E+15	Sm-149	2.3E+00
Y-90	1.4E+17	Sb-126	7.7E+10	Sm-151	8.0E+14
Zr-93	4.7E+12	Sb-126m	5.5E+11	Eu-150	3.8E+07
Nb-91	4.1E+05	Te-121	9.3E+02	Eu-152	3.1E+12
Nb-92	3.9E+06	Te-121m	9.3E+02	Eu-154	4.2E+15
Eu-155	1.3E+15	Pb-211	2.4E+07	Th-227	2.4E+07
Gd-152	4.6E+00	Pb-212	3.8E+10	Th-228	3.8E+10
Gd-153	3.6E+08	Pb-214	5.5E+06	Th-229	4.0E+05

添付 I-28

表 I-9 インベントリ評価結果：3号機(2/2)

核種	放射能量 [Bq]	核種	放射能量 [Bq]	核種	放射能量 [Bq]
Tb-157	9.5E+08	Bi-208	9.1E+05	Th-230	8.6E+08
Tb-158	6.8E+08	Bi-210	1.8E+06	Th-231	1.4E+11
Dy-159	2.5E+01	Bi-210m	2.4E+05	Th-232	5.9E+06
Ho-163	2.2E+07	Bi-211	2.4E+07	Th-234	1.1E+12
Ho-166m	9.2E+09	Bi-212	3.8E+10	Pa-231	9.0E+07
Tm-170	7.0E+05	Bi-213	4.0E+05	Pa-233	5.8E+11
Tm-171	1.9E+12	Bi-214	5.5E+06	Pa-234	1.4E+09
Lu-176	7.2E+05	Po-210	1.8E+06	Pa-234m	1.1E+12
Lu-177	6.5E+05	Po-211	6.8E+04	U-232	3.9E+10
Lu-177m	2.8E+06	Po-212	2.4E+10	U-233	1.4E+08
Hf-182	2.9E+06	Po-213	3.9E+05	U-234	5.1E+12
Ta-182	3.0E+06	Po-214	5.5E+06	U-235	1.4E+11
W-181	1.2E+03	Po-215	2.4E+07	U-236	7.0E+11
Re-187	2.2E+06	Po-216	3.8E+10	U-237	4.0E+12
Os-194	2.0E+08	Po-218	5.5E+06	U-238	1.1E+12
Ir-192	6.9E+06	At-217	4.0E+05	U-240	5.5E+05
Ir-192m	6.9E+06	Rn-219	2.4E+07	Np-235	2.5E+06
Ir-194	2.0E+08	Rn-220	3.8E+10	Np-236	8.6E+06
Ir-194m	4.4E+03	Rn-222	5.5E+06	Np-237	5.8E+11
Pt-190	2.1E+03	Fr-221	4.0E+05	Np-238	3.0E+11
Pt-193	3.6E+12	Fr-223	3.4E+05	Np-239	2.9E+13
Tl-204	5.4E+12	Ra-223	2.4E+07	Np-240m	5.5E+05
Tl-206	2.4E+05	Ra-224	3.8E+10	Pu-236	3.6E+10
Tl-207	2.4E+07	Ra-225	4.0E+05	Pu-238	6.7E+15
Tl-208	1.4E+10	Ra-226	5.5E+06	Pu-239	1.1E+15
Tl-209	8.6E+03	Ra-228	5.9E+06	Pu-240	1.4E+15
Pb-205	1.2E+06	Ac-225	4.0E+05	Pu-241	1.6E+17
Pb-209	4.0E+05	Ac-227	2.4E+07	Pu-242	4.6E+12
Pb-210	1.8E+06	Ac-228	5.9E+06	Pu-243	1.3E+05
Pu-244	5.5E+05	Cm-242	4.9E+13	Cm-248	3.3E+05
Am-241	5.6E+15	Cm-243	2.9E+13	Bk-249	1.0E+05
Am-242	5.9E+13	Cm-244	1.9E+15	Cf-249	3.0E+06
Am-242m	5.9E+13	Cm-245	3.1E+11	Cf-250	1.6E+07
Am-243	2.9E+13	Cm-246	4.6E+10	Cf-251	1.6E+05
Am-245	1.5E+00	Cm-247	1.3E+05	Cf-252	2.0E+06

添付 I-29

I-4-4. インベントリ評価における不確かさ

本評価では、通常の原子力発電所の安全評価や ALPS 除去対象核種での検討、電力共同研究において検討してきた余裕深度対象（L1）廃棄物や高レベル放射性廃棄物（ガラス固化体）およびハル等廃棄物の条件を基に検討しているが、入力条件の中には不確かさを含む条件があることから、評価結果にも不確かさが含まれている。

入力条件と不確かさの詳細は表 I-10 に示す通り、核分裂生成物では入力条件による不確かさはほとんど存在せず、現実的な評価を行うことが出来ていると考えられるが、放射化生成物では元素濃度条件等に保守側の不確かさが存在している。

表 I-10 インベントリ評価における不確かさ

条件	入力状況	不確かさ	
核分裂生成物評価	燃料型式	2011年3月11日に福島第一原子力発電所の1～3号機の炉心に装荷していた燃料データ	小
	ウラン重量		
	濃縮度		
	燃料組成	U-234 : U-235 の濃縮度×0.008 (天然組成比) U-235 : 燃料データの濃縮度より U-238 : U-234、U-235 の重量%からの差分	小
	燃焼度	燃料体毎の 2011 年 3 月 11 日時点の燃焼度	小
	照射条件	定期検査を考慮せず、100%熱出力で連続運転	小 ^{12※1}
	冷却期間	12 年間 (～2023 年 3 月 11 日)	小
放射化生成物評価	評価対象機器と機器重量	燃料体 : 全重量 燃料体ボックス (CB) : 各機器全重量 制御棒 (CR) その他構造材 RPV : 全重量×25% ペDESTAL : IRID の補助事業「事故進展解析及び実機データ等による炉内状況把握の高度化」より設定 (約 160ton/号機) 腐食生成物 : 過去 4 サイクルの、給水からの持ち込み金属の実績 (原子炉冷却材浄化系による除去未考慮)	小～大 ¹³
	元素濃度条件	各機器は、過去の電力共同研究から、材料規格などで規定される主成分と不純物成分の他、これらで管理されない微量成分を考慮 この考え方より、元素周期表の原子番号 1～103 から Bi、Th、U 以外の放射元素 (20 元素) を除く 83 元素を設定対象としており、本評価では希ガスを除いた元素濃度条件を設定	大 ¹⁴
	照射量/中性子束・照射期間	燃料体・CB : 燃料の平均燃焼度と同等として設定 CR : 1F-1～3 の CR の照射量 (全体平均) の実績に余裕を見て設定 その他構造材 : 機器の中央部における中性子束と炉内の存在した期間から算出 RPV・ペDESTAL : 各機器・構造物の中央部における中性子束と供用期間から算出 腐食生成物 : 被覆管に付着した際の中性子束と付着を想定する被覆管の炉内への装荷期間 (4 サイクル) で算出	小～中
	照射条件	定期検査を考慮せず、100%熱出力で連続運転	小 ¹³
	冷却期間	12 年間 (～2023 年 3 月 11 日)	小

¹² 短半減期の核種で保守的となるが、冷却期間 12 年後ではほとんど影響しない

¹³ 実際に寄与している重量は不明だが、図面等から上表の重量で設定している。

¹⁴ 規格に記載された元素濃度は最大値で設定し、規格で管理されない微量成分についても過去の調査から保守的に設定、もしくは未調査の微量成分については保守的な初期条件を設定している

I-5. 核種選定

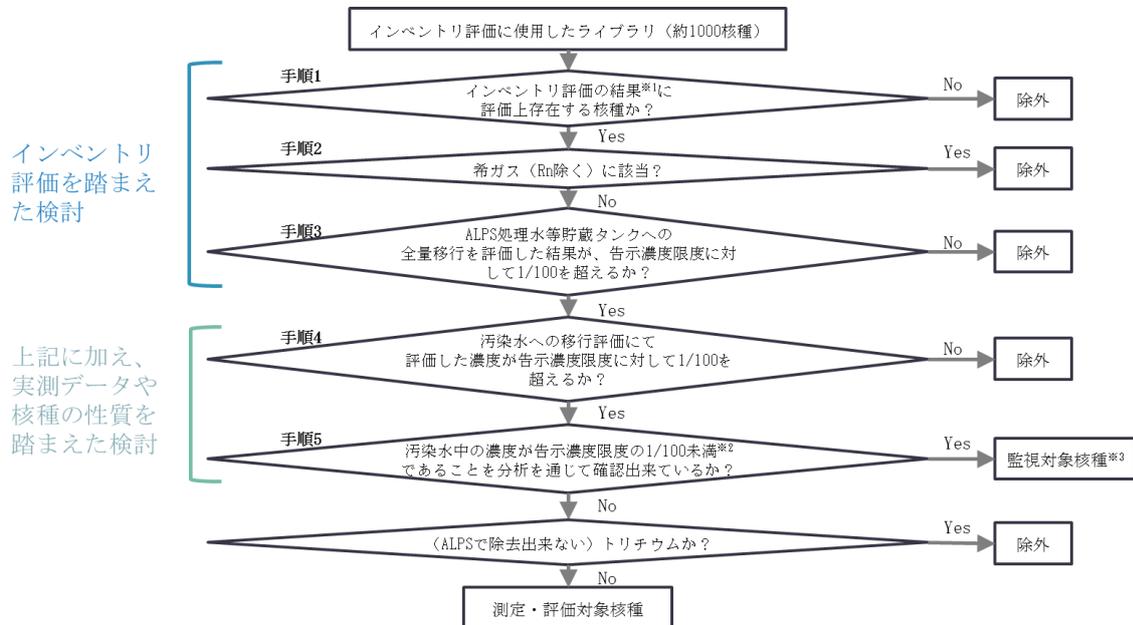
I-5-1. 概要

ALPS 処理水中のトリチウム以外の放射性核種の告示濃度限度比総和 1 未満を満足することを確実なものとするため、国内における廃止措置や埋設施設に関する知見を踏まえた核種分析及びインベントリ評価の内容について、I-3、I-4 で説明した。

本資料では、核種分析及びインベントリ評価の結果を用いて、ALPS 処理水海洋放出時の測定・評価対象核種を選定するための考え方について補足説明する。

I-5-2. 測定・評価対象核種の選定方法

ALPS 処理水の海洋放出時に確認する測定・評価対象核種は図 I-8 に示すフローにより、選定する。本項ではそれぞれの手順について補足説明する。



※1：インベントリ評価の減衰期間は、選定結果を使用する時期に応じて適切に設定 (初回は2023年 (事故後12年) に設定)

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

※3：汚染水中に有意に存在しないか継続して確認する核種

図 I-8 ALPS 処理水海洋放出時の測定・評価対象核種選定フロー

I-5-2.1 手順 1 について

手順 1 の「インベントリ評価の結果に評価上存在する核種か？」という項目では、インベントリ評価の結果、評価上存在するか（1～3号機のそれぞれの炉心に 1Bq 以上存在するか）という基準により、評価上存在しない核種は当該手順で除外する。

なお、選定フローでは、インベントリ評価の減衰期間は適切に設定することとしており、今回の評価では、ALPS 処理水海洋放出を開始する、震災後 12 年（2023 年 3 月）を減衰期間として設定した。

この結果、表 I-11 に示す 210 核種が存在することを確認した（インベントリ評価詳細は I-4 項参照）。

表 I-11 手順 1 の結果で評価上存在する核種 (1/2)

No.	核種	No.	核種	No.	核種	No.	核種	No.	核種
1	H-3	21	Zn-65	41	Rh-102	61	Sb-126	81	Pr-144
2	Be-10	22	Se-75	42	Rh-102m	62	Sb-126m	82	Pr-144m
3	C-14	23	Se-79	43	Rh-106	63	Te-121	83	Nd-144
4	Na-22	24	Kr-81	44	Pd-107	64	Te-121m	84	Pm-144
5	Si-32	25	Kr-85	45	Ag-108	65	Te-123	85	Pm-145
6	P-32	26	Rb-87	46	Ag-108m	66	Te-123m	86	Pm-146
7	Cl-36	27	Sr-90	47	Ag-109m	67	Te-125m	87	Pm-147
8	Ar-39	28	Y-88	48	Ag-110	68	Te-127	88	Sm-145
9	Ar-42	29	Y-90	49	Ag-110m	69	Te-127m	89	Sm-146
10	K-40	30	Zr-93	50	Cd-109	70	I-129	90	Sm-147
11	K-42	31	Nb-91	51	Cd-113m	71	Cs-134	91	Sm-148
12	Ca-41	32	Nb-92	52	In-113m	72	Cs-135	92	Sm-149
13	Ca-45	33	Nb-93m	53	In-115	73	Cs-137	93	Sm-151
14	Sc-46	34	Nb-94	54	Sn-113	74	Ba-133	94	Eu-150
15	V-49	35	Mo-93	55	Sn-119m	75	Ba-137m	95	Eu-152
16	Mn-54	36	Tc-97	56	Sn-121	76	La-137	96	Eu-154
17	Fe-55	37	Tc-98	57	Sn-121m	77	La-138	97	Eu-155
18	Co-60	38	Tc-99	58	Sn-123	78	Ce-139	98	Gd-152
19	Ni-59	39	Ru-106	59	Sn-126	79	Ce-142	99	Gd-153
20	Ni-63	40	Rh-101	60	Sb-125	80	Ce-144	100	Tb-157

表 I-11 手順 1 の結果で評価上存在する核種 (2/2)

No.	核種	No.	核種	No.	核種	No.	核種	No.	核種
101	Tb-158	123	Tl-207	145	Po-216	167	Th-234	189	Pu-240
102	Dy-159	124	Tl-208	146	Po-218	168	Pa-231	190	Pu-241
103	Ho-163	125	Tl-209	147	At-217	169	Pa-233	191	Pu-242
104	Ho-166m	126	Pb-205	148	Rn-219	170	Pa-234	192	Pu-243
105	Tm-170	127	Pb-209	149	Rn-220	171	Pa-234m	193	Pu-244
106	Tm-171	128	Pb-210	150	Rn-222	172	U-232	194	Am-241
107	Lu-176	129	Pb-211	151	Fr-221	173	U-233	195	Am-242
108	Lu-177	130	Pb-212	152	Fr-223	174	U-234	196	Am-242m
109	Lu-177m	131	Pb-214	153	Ra-223	175	U-235	197	Am-243
110	Hf-182	132	Bi-208	154	Ra-224	176	U-236	198	Am-245
111	Ta-182	133	Bi-210	155	Ra-225	177	U-237	199	Cm-242
112	W-181	134	Bi-210m	156	Ra-226	178	U-238	200	Cm-243
113	Re-187	135	Bi-211	157	Ra-228	179	U-240	201	Cm-244
114	Os-194	136	Bi-212	158	Ac-225	180	Np-235	202	Cm-245
115	Ir-192	137	Bi-213	159	Ac-227	181	Np-236	203	Cm-246
116	Ir-192m	138	Bi-214	160	Ac-228	182	Np-237	204	Cm-247
117	Ir-194	139	Po-210	161	Th-227	183	Np-238	205	Cm-248
118	Ir-194m	140	Po-211	162	Th-228	184	Np-239	206	Bk-249
119	Pt-190	141	Po-212	163	Th-229	185	Np-240m	207	Cf-249
120	Pt-193	142	Po-213	164	Th-230	186	Pu-236	208	Cf-250
121	Tl-204	143	Po-214	165	Th-231	187	Pu-238	209	Cf-251
122	Tl-206	144	Po-215	166	Th-232	188	Pu-239	210	Cf-252

I-5-2.2 手順 2 について

手順 2 の「希ガス (Rn 除く) に該当？」という項目では、主に原子炉運転中に生成し、希ガスとなっている核種は、運転時や震災時に放出して炉心には存在していないと考えられる他、仮に残存していたとしても、希ガスは安定元素のため、汚染水に溶けないことから、ALPS 処理水海洋放出時の測定・評価対象核種には該当しないと考え、これらの核種を除外する。なお、ラドン (Rn) については、ウランやネプツニウム等の崩壊系列により、現在でも炉心に存在することが考えられるため、希ガスに該当するものの、当該手順では除外しない。

今回の評価において、Rn を除く希ガスは以下 4 核種であり、半減期や生成経路も併せて確認した結果は表 I-12 の通り。

表 I-12 手順 2 で除外される核種とその生成経路

核種 (希ガス)	半減期 [y]	主な生成経路
Ar-39	2.7E+02	構造材に含まれる微量成分 (K) の放射化により生成
Ar-42	3.3E+01	構造材に含まれる微量成分 (K、Ca 等) の放射化により生成
Kr-81	2.3E+05	燃料の核分裂により生成 構造材に含まれる微量成分 (Br) の放射化により生成
Kr-85	1.1E+02	燃料の核分裂により生成

I-5-2.3 手順 3 について

手順 3 の「ALPS 処理水等貯留タンクへの全量移行を評価した結果が、告示濃度限度に対して 1/100 を超えるか？」という項目では、線量評価に与える影響が十分小さいか (告示濃度限度比の 1/100 以下) を確認したうえで、線量評価に与える影響が十分小さい核種について、当該基準で除外する。なお、PCV 内に存在するインベントリが全量、2023 年 3 月時点の ALPS 処理水等貯留タンクの貯蔵量 (予測) ※に溶けたと想定するため、PCV 内部調査で確認された現実の状況を踏まえると十分に保守性を持った条件と考えている。

※：インベントリ評価の条件と合わせた時期とする

核種 i の濃度 = 核種 i のインベントリ量 (Bq) ÷ ALPS 処理水等の貯蔵量 (m³) < 核種 i の告示濃度限度 × 0.01 (Bq/cm³)
133万m³ (予測値) @2023年3月時点

また、手順 4 に進む核種の告示濃度限度比総和 (評価値) 2.4E+07 と比較して、手順 3 で除外される核種の告示濃度限度比総和 (評価値) は 6.7E-02 と十分小さいことを確認している。

この結果、手順 4 に進む核種は 93 核種、除外される核種は 113 核種となる。

表 I-13 手順 4 に進む核種 (93 核種)

No.	核種	No.	核種	No.	核種	No.	核種	No.	核種
1	H-3	46	Ag-108m	81	Pr-144	159	Ac-227	189	Pu-240
3	C-14	49	Ag-110m	82	Pr-144m	162	Th-228	190	Pu-241
7	Cl-36	50	Cd-109	86	Pm-146	164	Th-230	191	Pu-242
16	Mn-54	51	Cd-113m	87	Pm-147	165	Th-231	194	Am-241
17	Fe-55	55	Sn-119m	93	Sm-151	167	Th-234	195	Am-242
18	Co-60	56	Sn-121	95	Eu-152	168	Pa-231	196	Am-242m
19	Ni-59	57	Sn-121m	96	Eu-154	169	Pa-233	197	Am-243
20	Ni-63	59	Sn-126	97	Eu-155	172	U-232	199	Cm-242
21	Zn-65	60	Sb-125	104	Ho-166m	173	U-233	200	Cm-243
23	Se-79	61	Sb-126	106	Tm-171	174	U-234	201	Cm-244
27	Sr-90	62	Sb-126m	120	Pt-193	175	U-235	202	Cm-245
29	Y-90	67	Te-125m	121	Tl-204	176	U-236	203	Cm-246
30	Zr-93	70	I-129	130	Pb-212	177	U-237	208	Cf-250
33	Nb-93m	71	Cs-134	136	Bi-212	178	U-238		
34	Nb-94	72	Cs-135	141	Po-212	182	Np-237		
35	Mo-93	73	Cs-137	145	Po-216	183	Np-238		
38	Tc-99	74	Ba-133	149	Rn-220	184	Np-239		
39	Ru-106	75	Ba-137m	153	Ra-223	186	Pu-236		
43	Rh-106	79	Ce-142	154	Ra-224	187	Pu-238		
44	Pd-107	80	Ce-144	157	Ra-228	188	Pu-239		

I-5-2.4 手順4について

I-5-2.4.1 汚染水への移行評価の概要

手順4の「汚染水への移行評価にて評価した濃度が告示濃度限度に対して1/100を超えるか？」という項目では、手順4まで進んだ核種を可能な範囲でグループ化した後、実際の分析結果を使用して「汚染水への移行評価」を行い、線量評価に与える影響が十分小さいか（告示濃度限度の1/100以下）を確認したうえで、線量評価に与える影響が十分小さい核種について、当該手順で除外する。

具体的には、手順4までに進んだ核種について、放射平衡や同位体、核種の性質の類似性等からグルーピングを行い、グループ内で線量影響（インベントリ量/告示濃度限度）の相対的な関係を確認し、代表核種に対して十分に線量影響（相対比1/100以下）の小さい核種を除外している。その後、グループもしくはグルーピング出来なかった個別核種毎に実際の分析結果から放射性核種毎の水への移行のしやすさ（以下「移行係数」という。）を算出したうえで、同係数を使用して、放射性核種毎の汚染水中の濃度を評価する。具体的には下記式にて評価を実施する。

$$\text{汚染水中の放射性核種の評価濃度 (Bq/L)} = \text{インベントリ量}^{\ast 1} \text{ (Bq)} \times \text{移行係数}^{\ast 2} \text{ (1/L)}$$

※1：ALPS処理水の海洋放出時期を踏まえ、震災後12年の評価結果を使用

※2：汚染水の分析結果 (Bq/L) ÷ インベントリ量 (Bq) にて算出。

検出値の場合はそれぞれの日付を2011年3月11日に、検出下限値の場合はそれぞれの日付を分析の基準日に統一して評価

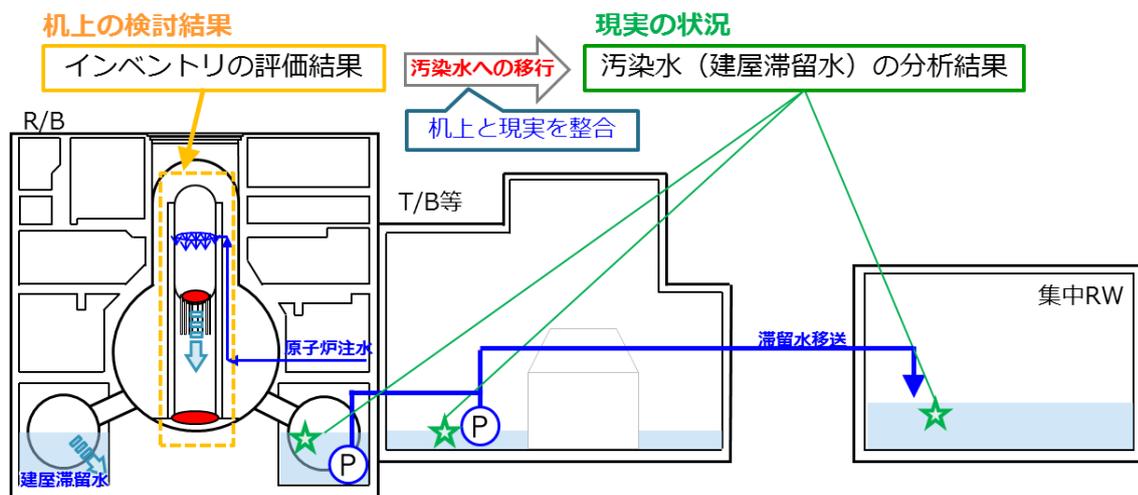


図 I-9 汚染水への移行評価のイメージ

ここで、グループ内の代表核種に対する線量影響の相対比を 1/100 以下、汚染水への移行評価で告示濃度限度の 1/100 以下に設定した理由は、線量影響が十分小さいことが理由であるが、それぞれの影響について、相対比の場合は除外される核種の線量影響が全体の 0.09%であること、汚染水への移行評価では手順 5 に進む核種の告示濃度限度比総和（評価） $7.7E+07$ と比較して、除外される核種の告示濃度限度比総和（評価）が $3.6E-02$ と十分小さいことを確認している。

また、本評価での評価対象箇所は ALPS 処理前の建屋滞留水やストロチウム処理水であるため、当該手順で除外される核種の線量影響の合計（評価値）が 1/100 を超えていたとしても、その後の ALPS 処理を踏まえると線量影響は無視できるほど小さいと考えている。

I-5-2.4.2 汚染水への移行評価に使用する分析結果

移行係数の算出に当たって使用する分析結果は、表 I-14、図 I-10 に示す通り、4 種類に分けてデータを集約した。

なお、汚染水は全て集中 Rw（プロセス主建屋（PMB）、高温焼却炉建屋（HTI））に集水した後、セシウム吸着装置（SARRY/SARRY2）にて処理を行い、この水が最終的に ALPS 処理水となることから、集中 Rw の分析結果を使用することを基本とする。ただし、集中 Rw の分析結果だけでは全ての放射性核種のデータが揃わないことに加えて、建屋滞留水は Cs の濃度が高い影響から検出下限値が高い等の理由により、分析データ数が少ない核種があることから、それらの核種については、1～4号機建屋滞留水等と ALPS 処理前の分析データで補完することで対応する。

表 I-14 分析結果の分類

No.	分析の分類	詳細
①	建屋滞留水等@ 1～4号機	1～4号機の PCV 内や建屋滞留水の分析結果
②	建屋滞留水@集中 Rw	集中 Rw（PMB/HTI）、SARRY 等の入口の分析結果
③	セシウム吸着装置～ALPS 入口	セシウム吸着装置出口～ALPS 入口の分析結果
④	ALPS 出口	ALPS 処理後の分析結果

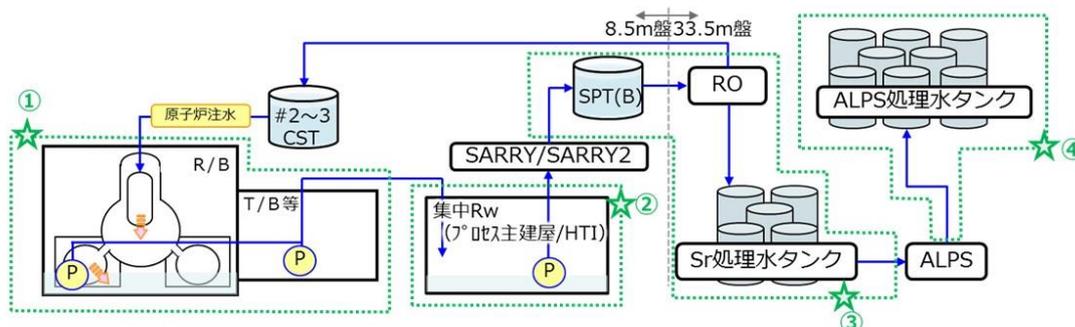
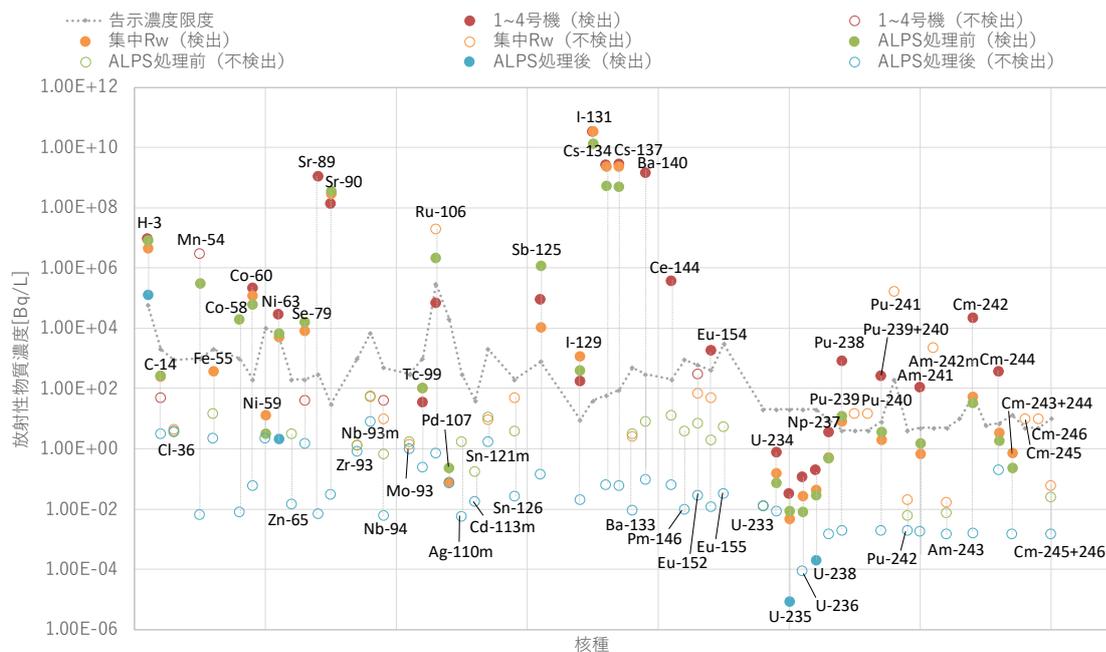


図 I-10 移行評価で使用する分析結果の分類

表 I-14 で示した試料の採取箇所毎に分類し、手順 4 まで進んだ放射性核種（短半減期の同位体の検出値含む）の分析結果を図 I-11 の通り整理した。図 I-11 では、表 I-14 における No.①～③は検出値について 2011 年 3 月 11 日まで減衰補正した最大値を、不検出値について分析データの最小値を記載しており、No.④はこれまでの分析結果の最小値を記載している。なお、過去に一度も検出されたことのない核種について分析データの最小値を用いているのは、検出下限値はその値より低い濃度で存在する可能性があることを示すものの、その濃度より高いことが無いことを保証していることから、過去に一度も検出されたことが無い場合は、分析結果の中で最小の検出下限値で評価しても十分に保守的と考えているためである。

本図では、建屋滞留水から ALPS 処理水になるまでに処理される過程の、各放射性核種の濃度の範囲が把握出来ると共に、各核種の告示濃度限度も記載することで、分析結果と告示濃度限度との比較ができる表記とした。なお、今回の汚染水への移行評価で使用したデータは参考資料-1 に記載している。



- ※1：2013～2014年に既設ALPS入口でSr-89、2014年の高性能ALPS入口でPm-146が検出されたことになっているが、疑似検出であるため評価の対象外
- ※2：Pu-238、Am-241、Cm-242について、FRAnDLiのデータは分析値から2011/3/11の基準日へ単純な減衰補正をしているものの、これら核種は親核種からも生成されることから、親核種からの生成を考慮した減衰補正を実施。

図 I-11 分析結果まとめ

図 I-11 を作成に当たって、2022 年 9 月までに JAEA が公開している FRAnDLi のデータ（東電公表分含む）の他、ALPS の性能確認時等の 62 核種分析（2013～2021 年度）、処理水ポータルで公開している ALPS 処理前後のデータ及び、ALPS 処理水等貯留タンクのデータ等を使用している。なお、検出下限値のデータを使用するに当たっては、検出下限値の数値が記載されているデータのみを集計の対象としており、“N.D.”のみが記載されているデータは集計の対象外とした。各放射性核種の分析データ数は表 I-15 の通り。

表 I-15 分析データ数 (1/2)

核種	① 1～4号機	② 集中Rw	③ ALPS処理前	④ ALPS処理後
	データ数 (うち検出数)	データ数 (うち検出数)	データ数 (うち検出数)	データ数 (うち検出数)
H-3	22 (22)	28 (28)	312 (312)	483 (483)
C-14	5 (0)	15 (1)	27 (15)	339 (338)
Cl-36	0 (0)	10 (0)	12 (0)	3 (0)
Mn-54	2 (0)	0 (0)	1195 (290)	1893 (14)
Fe-55	0 (0)	1 (1)	1 (0)	3 (0)
Co-58	0 (0)	0 (0)	27 (5)	42 (0)
Co-60	40 (20)	37 (25)	1569 (1405)	2321 (2177)
Ni-59	0 (0)	3 (1)	12 (1)	3 (0)
Ni-63	13 (10)	17 (15)	93 (49)	55 (1)
Zn-65	0 (0)	0 (0)	22 (0)	42 (0)
Se-79	10 (0)	15 (9)	47 (12)	5 (0)
Sr-89	4 (3)	0 (0)	66 (17 ¹⁵)	128 (0)
Sr-90	41 (40)	36 (36)	845 (834)	1773 (768)
Zr-93	0 (0)	1 (0)	1 (0)	3 (0)
Nb-93m	0 (0)	1 (0)	1 (0)	3 (0)
Nb-94	36 (0)	33 (0)	68 (0)	5 (0)
Mo-93	0 (0)	1 (0)	1 (0)	3 (0)
Tc-99	5 (2)	17 (7)	247 (222)	896 (105)
Ru-106	6 (1)	2 (0)	1256 (974)	2369 (1425)
Pd-107	0 (0)	1 (1)	1 (1)	1 (0)
Ag-110m	0 (0)	0 (0)	22 (0)	42 (0)
Cd-113m	0 (0)	0 (0)	22 (0)	42 (0)
Sn-121m	0 (0)	1 (0)	1 (0)	3 (0)
Sn-126	0 (0)	2 (0)	34 (0)	44 (0)
Sb-125	27 (9)	10 (9)	1619 (1606)	2369 (1583)
I-129	22 (4)	30 (10)	450 (381)	1833 (1558)
I-131	4 (0)	16 (2)	43 (22)	0 (0)

¹⁵ 2013~2014年に既設ALPS入口にSr-89が検出されたことになっているが、疑似検出であるため評価の対象外

表 I-15 分析データ数 (2/2)

核種	① 1～4号機	② 集中Rw	③ ALPS処理前	④ ALPS処理後
	データ数 (うち検出数)	データ数 (うち検出数)	データ数 (うち検出数)	データ数 (うち検出数)
Cs-134	190 (190)	260 (260)	1503 (1262)	2377 (360)
Cs-137	224 (224)	296 (296)	1746 (1700)	2382 (1505)
Ba-133	0 (0)	1 (0)	2 (0)	6 (0)
Ba-140	4 (2)	0 (0)	22 (0)	42 (0)
Ce-144	3 (3)	0 (0)	22 (0)	42 (0)
Pm-146	0 (0)	0 (0)	22 (1 ¹⁶)	42 (0)
Eu-152	36 (0)	36 (0)	93 (0)	44 (0)
Eu-154	38 (2)	36 (0)	114 (0)	47 (0)
Eu-155	0 (0)	0 (0)	22 (0)	42 (0)
U-233	0 (0)	3 (0)	8 (0)	3 (0)
U-234	25 (7)	19 (11)	22 (7)	3 (0)
U-235	26 (19)	19 (14)	44 (14)	6 (3 ¹⁷)
U-236	20 (7)	19 (12)	22 (8)	3 (0)
U-238	31 (26)	19 (17)	44 (20)	6 (3 ¹⁸)
Np-237	9 (9)	13 (9)	16 (7)	3 (0)
Pu-238	38 (17)	37 (22)	73 (16)	8 (0)
Pu-239	0 (0)	1 (0)	0 (0)	0 (0)
Pu-240	0 (0)	1 (0)	0 (0)	0 (0)
Pu-239+240	38 (12)	36 (12)	73 (10)	8 (0)
Pu-241	0 (0)	1 (0)	0 (0)	0 (0)
Pu-242	0 (0)	4 (0)	8 (0)	3 (0)
Am-241	37 (11)	37 (6)	62 (3)	7 (0)
Am-242m	0 (0)	1 (0)	0 (0)	0 (0)
Am-243	0 (0)	3 (0)	8 (0)	3 (0)
Cm-242	7 (2)	1 (1)	2 (1)	3 (0)
Cm-244	37 (7)	36 (2)	61 (6)	4 (0)
Cm-243+244	0 (0)	1 (1)	1 (1)	3 (0)
Cm-245	0 (0)	1 (0)	0 (0)	0 (0)
Cm-246	0 (0)	1 (0)	0 (0)	0 (0)
Cm-245+246	0 (0)	1 (0)	1 (0)	3 (0)

¹⁶ 2014年の高性能ALPS入口でPm-146が検出されたことになっているが、疑似検出であるため評価の対象外

¹⁷ ALPS処理水に含まれる天然ウランを検出 (I-3項参照)

I-5-2.4.3 核種のグルーピング

I-5-2.4.3.1 核種のグルーピングの考え方

(1) 放射平衡の子孫核種

手順 4 まで進んだ核種のうち、放射平衡で存在する核種を表 I-16、表 I-17 に示す。表 I-16 に示す子孫核種は半減期が短く、ALPS 処理水を海洋放出する震災 12 年後には、基本的に親核種の崩壊によってのみ存在する核種となることから、汚染水への移行評価では親核種と一緒に挙動しているとみなす。一方、表 I-17 に示す子孫核種は半減期が長く、親核種と子孫核種が放射平衡になる、子孫核種の半減期の約 7~10 倍の期間までに処理水の放出を完了させる計画であることから、本評価では親核種と子孫核種を別々に評価する。

表 I-16 放射平衡により親核種と一緒に挙動していると評価する子孫核種

No.	親核種		子孫核種	
	核種	半減期	核種	半減期
1	Sr-90	2.9E+01 [y]	Y-90	2.67 [d]
2	Ru-106	1.0E+00 [y]	Rh-106	30.07 [s]
3	Sn-121m	4.4E+01 [y]	Sn-121	1.13 [d]
4	Sn-126	2.3E+05 [y]	Sb-126 Sb-126m	12.35 [d] 19.15 [m]
5	Sb-125	2.8E+00 [y]	Te-125m	57.40 [d]
6	Cs-137	3.0E+01 [y]	Ba-137m	2.552 [m]
7	Ce-144	7.8E-01 [y]	Pr-144 Pr-144m	17.28 [m] 7.2 [m]
8	Pu-241	1.4E+01 [y]	U-237	6.752 [d]
9	Am-242m	1.4E+02 [y]	Np-238	2.117 [d]
10	Am-242m	1.4E+02 [y]	Am-242 Cm-242	16.02 [h] 162.9 [d]
11	Am-243	7.4E+03 [y]	Np-239	2.356 [d]

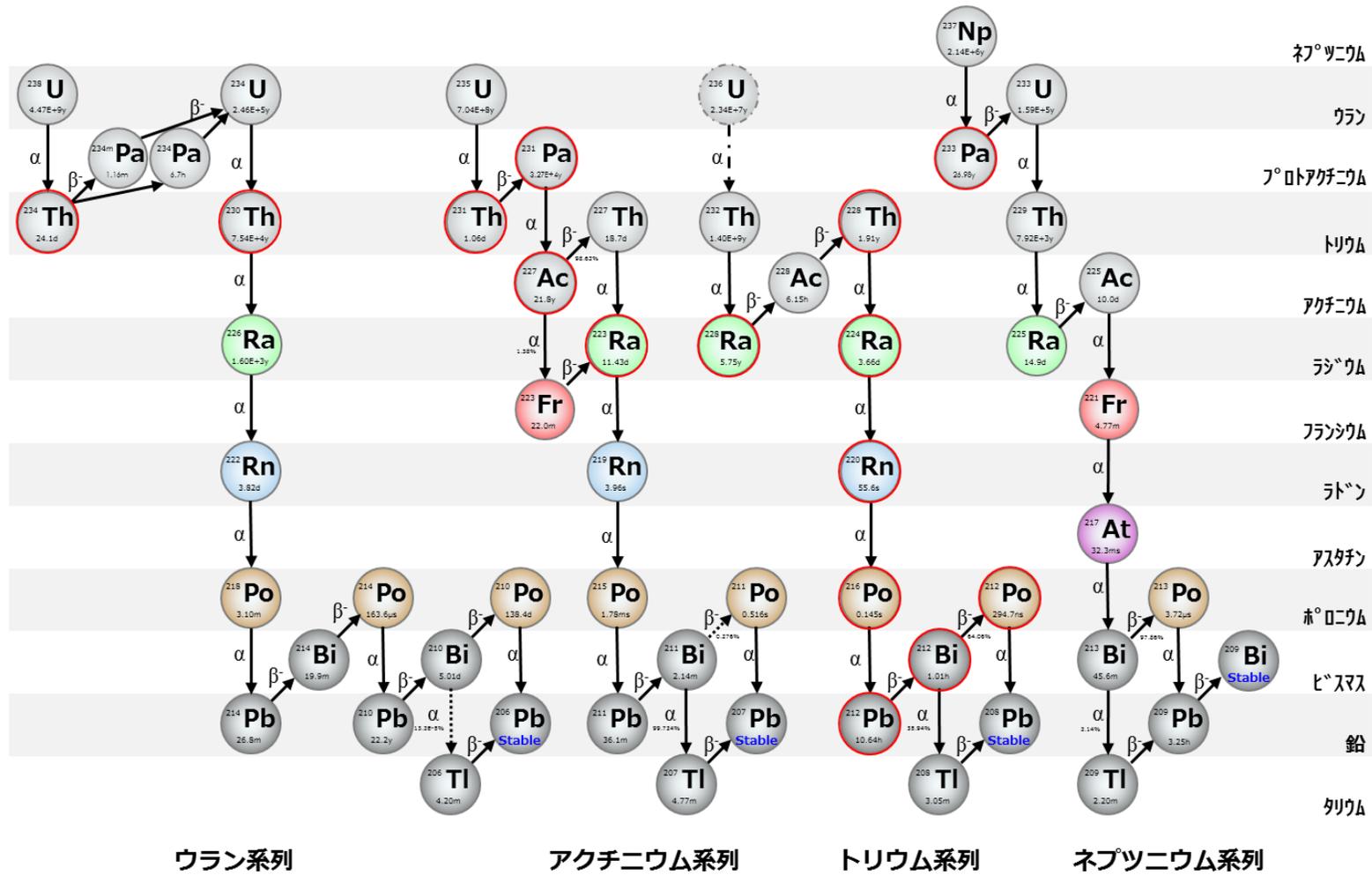
表 I-17 放射平衡でも親核種と別に挙動していると評価する子孫核種

No.	親核種		子孫核種	
	核種	半減期	核種	半減期
1	Zr-93 Mo-93	1.6E+06 [y] 4.0E+03 [y]	Nb-93m	1.6E+01 [y]

添付 I-44

(2) ウラン、ネプツニウム等の崩壊系列から生成される核種

手順 4 まで進んだ核種のうち、ウラン、ネプツニウム等の崩壊系列により存在している核種は図 I-12 の赤枠の通り。これらの核種について、汚染水への移行評価では、大元の親核種（ネプツニウムやウラン）と一緒に挙動しているとみなして評価を行う。



※：核データライブラリ（JENDL4.0）より作成

図 I-12 ウラン、ネプツニウム等の崩壊系列での生成核種

(3) 同位体

手順 4 まで進んだ核種のうち、(1)、(2)とは関係なく、同位体で存在する核種を表 I-18 に示す。

同位体とは、同じ陽子数を持ち、異なる中性子数を持つ核種のことを指す。なお、物質の化学的性質は最外周の電子で決まることから、同じ電子数を持つ同位体の化学的性質はほとんど同じとなるため、汚染水への移行評価では各同位体は一緒に挙動をするとして評価する。

図 I-18 同位体のため一緒に挙動していると評価する核種

No.	元素	核種
1	Ni 同位体	Ni-59、Ni-63
2	Nb 同位体	Nb-93m、Nb-94
3	Ag 同位体	Ag-108m、Ag-110m
4	Cd 同位体	Cd-109、Cd-113m
5	Sn 同位体	Sn-119m、Sn-121m、Sn-126
6	Cs 同位体	Cs-134、Cs-135、Cs-137
7	Ce 同位体	Ce-142、Ce-144
8	Pm 同位体	Pm-146、Pm-147
9	Eu 同位体	Eu-152、Eu-154、Eu-155
10	U 同位体	U-232、U-233、U-234、U-235、U-236、U-238
11	Pu 同位体	Pu-236、Pu-238、Pu-239、Pu-240、Pu-241、Pu-242
12	Am 同位体	Am-241、Am-242m、Am-243
13	Cm 同位体	Cm-243、Cm-244、Cm-245、Cm-246

(4) 水中における性質に類似性がある核種

(1)、(2)、(3)以外に、2022年時点で分析技術が確立しておらず、個別分析が困難等の理由により、分析結果がない核種が存在する。これらの核種については、核種の水中における化学形態（Eh-pH 図¹⁸等を使用）やイオン半径、水処理における吸着特性等の類似性を確認の上、類似性が確認された核種と同様の性質を持つとして評価する。

¹⁸ Eh-pH 図とは、Eh、pH をそれぞれ縦軸、横軸にとり、化学組成を与えた水溶液の溶存卓越化学種と固相種の変化を、Eh 及び pH の関数として図示したものである。なお、今回は核種の水中での化学的挙動の類似性の確認に使用したものであり、実際の ALPS 処理水中の溶存形態を本図で示すものではない。

①ランタノイド元素 (Pm、 Sm、 Ho、 Tm)

ランタノイド元素については、ALPS 除去対象核種として、Ce-141、 Ce-144、 Pm-146、 Pm-148、 Pm-148m、 Eu-152、 Eu-154、 Eu-155、 Gd-153、 Tb-160 を分析評価しているが、ALPS 処理前後の分析において、これまで検出された実績はない。また、建屋滞留水においても Eu-152、 Eu-154 を各々、約 80 回程度分析して検出された実績はないものの、過去の 2、3 号機の PCV 内部調査にて、採水した PCV 内滞留水を分析した結果、Ce-144 と Eu-154 が検出されている。

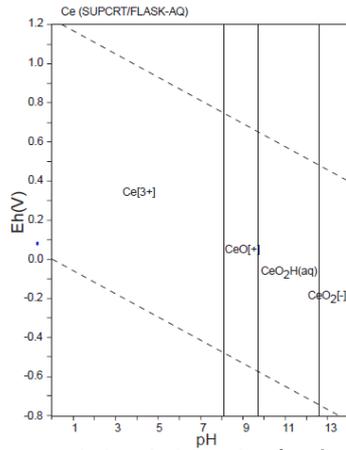
今回、この PCV 内で検出された Ce-144 と Eu-154 の結果に基づき、他のランタノイド元素についても汚染水の移行評価を行うことから、Eh-pH 図を用いてその妥当性について確認を行った。

確認した結果、ランタノイド元素は原子炉注水や建屋滞留水における水素イオン指数 (pH) 6～8 において、主に 3 価の陽イオンで安定するという、類似性があることを確認した (図 I-13 参照)。

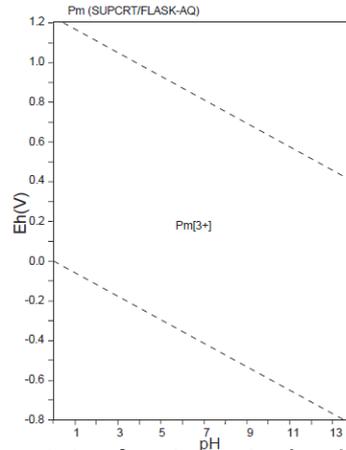
また、ランタノイドを含む希土類イオンについては、一般的に各々の化学的性質や挙動がよく似ており、鉱物中に共存して産出されること、精錬過程で相互分離が困難なこと等の特性があることから¹⁹、ランタノイド元素は全て同じグループとして評価することは妥当であると考えられる。

なお、本グループに属する核種で、分析結果のある Ce-144 と Eu-154 について、後述する I-5-2.4.4 項で移行係数を評価したところ、ほとんど同等の値であり、1F の現場においても、実際に類似した挙動をとることが確認されている。

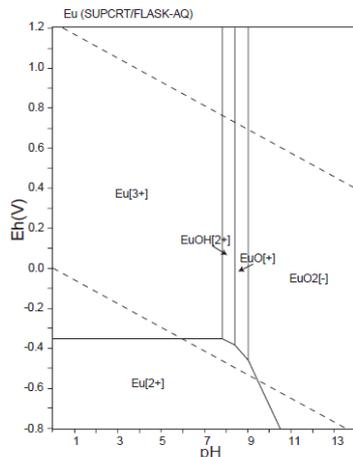
¹⁹ 塩川 二郎、“希土類元素の特性とその応用”より



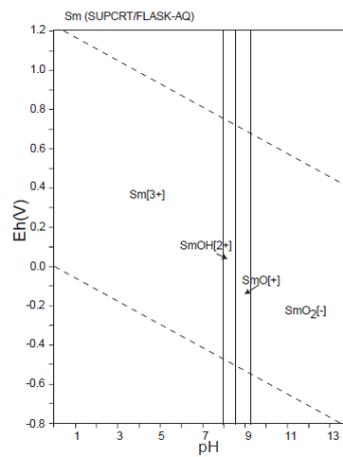
(1) セリウム (Ce)



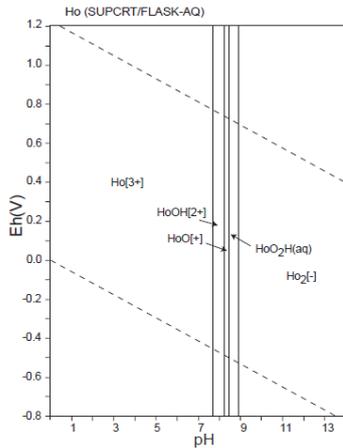
(2) プロメチウム (Pm)



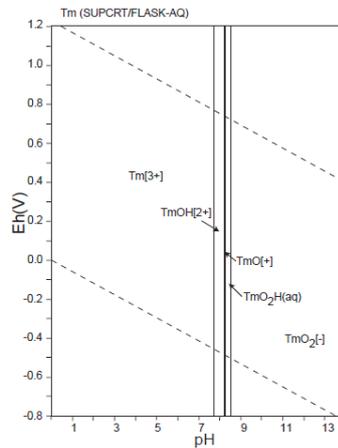
(3) ユロピウム (Eu)



(4) サマリウム (Sm)



(5) ホルミウム (Ho)



(6) ツリウム (Tm)

引用図：竹野直人, Eh-pH アトラス～熱力学データベースの相互比較, 地質調査総合センター研究資料集 No. 419, 産業技術総合研究所地質調査総合センター(2005)

引用した熱力学データベース：

・Johnson, J.W., Oelkers, E.H. and Helgeson, H.C., SUPCRT92 - A software package for calculating the standard molal thermodynamic properties of minerals, gases, aqueous species, and reactions from 1-bar to 5000-bar and 0°C to 1000°C. Computer and Geosciences 18, 899-947(1992)

図 I-13 ランタノイド元素の比較

②白金族 (Ru、 Pd、 Pt)

白金族については、ALPS 除去対象核種として、Ru-103 (Rh-103m) Ru-106 (Rh-106) を分析評価しており、これまでに Ru-106 (Rh-106) が検出されている (Rh は両者とも Ru からの崩壊で生成)。なお、Ru-106 は ALPS の性能確認等を実施するための代表核種である、主要 7 核種にも選定されている。また、I-3 項で示した追加分析により、Pd-107 を分析しており、建屋滞留水やストロンチウム処理水において、非常に低濃度で検出されている。他に、Pt-193 が手順 4 まで進んでいるものの、当該核種については個別に測定するための手法が確立されておらず、分析実績がない。

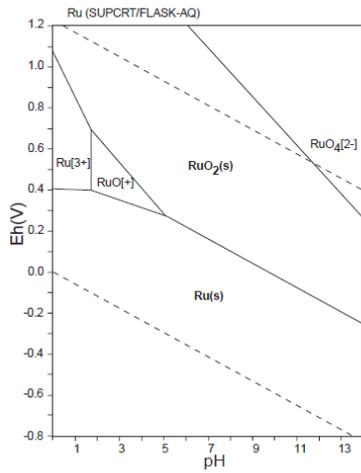
このため、Ru-106 や Pd-107 の分析結果に基づき、Pt の汚染水への移行評価をするに当たって、Eh-pH 図や溶解度を確認してその妥当性の確認を行った。

確認した結果、白金族は原子炉注水や建屋滞留水における水素イオン指数 (pH) 6~8 において、主に固体で存在することを確認 (図 I-14 参照)。なお、固体の存在形態としては、Ru は金属単体もしくは酸化物の固体、Pd、Pt は金属単体での固体として存在しており、水への溶解度がそれぞれ Ru (単体) : $2.0E-10 \text{ mol/L}^{20}$ 、Ru (酸化物) : $6.0E-10 \text{ mol/L}^{21}$ 、Pd : $1.0E-09 \text{ mol/L}^{21}$ 、Pt : $4.1E-10 \text{ mol/L}^{21}$ と非常に低いことを確認 (Ru (酸化物) の溶解度は、文献に記載の値をもとに、最も保守的な溶解度である無水化合物の溶解度より算出した)。また、白金族については、一般的に物理的性質や化学的性質が互いによく似ており、水とは反応せず酸や塩基に侵されにくい性質を持つとされることから、今回 Pt-193 は、Ru-106 や Pd-107 と同じグループとして汚染水への移行評価することは妥当であると考えられる。

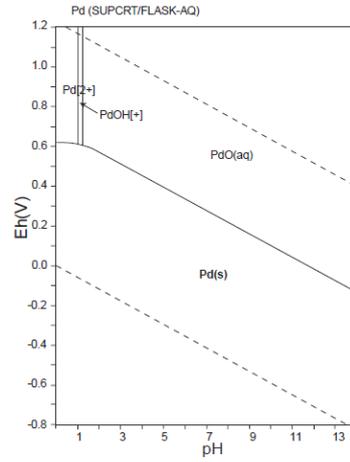
なお、本グループに属する核種で、分析結果のある Ru-106 と Pd-107 について、後述する I-5-2.4.4 項で移行係数を評価したところ、ほとんど同等の値であり、1F の現場においても、実際に類似した挙動をとることが確認されている。

²⁰ “The International Platinum Group Metals Association, “Safe Use of Platinum Group Metals in the Workplace”, Chapter 2 PHYSICAL AND CHEMICAL PROPERTIES OF PLATINUM GROUP METALS (2017)”より

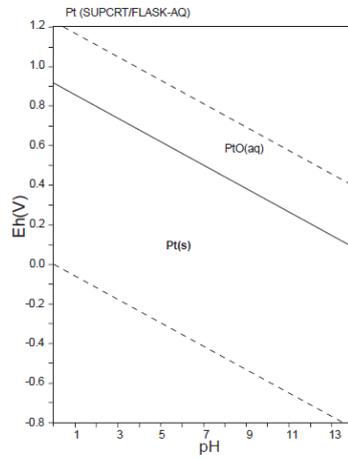
²¹ “わが国における高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性—地層処分研究開発第 2 次取りまとめ—” (2000 年レポート) より



(1) ルテニウム (Ru)



(2) パラジウム (Pd)



(3) 白金 (Pt)

引用図：竹野直人, Eh-pH アトラス～熱力学データベースの相互比較, 地質調査総合センター研究資料集 No. 419, 産業技術総合研究所地質調査総合センター(2005)

引用した熱力学データベース：

- Johnson, J.W., Oelkers, E.H. and Helgeson, H.C., SUPCRT92 - A software package for calculating the standard molal thermodynamic properties of minerals, gases, aqueous species, and reactions from 1-bar to 5000-bar and 0°C to 1000°C. Computer and Geosciences 18, 899-947(1992)

図 I-14 白金族の比較

③タリウム (Tl)

タリウムについて、Tl-204 が手順 4 まで進んでいるものの、当該核種については個別に測定するための分析手法が確立されておらず、分析実績がない。ただし、当該核種は主にβ崩壊し、そのエネルギーは約 760keV と高く、ALPS 処理水における全β分析の結果と、主要 7 核種に Tc-99 と C-14 を足した結果に乖離がないため、ALPS 処理水には有意な濃度で存在していないと考えられる。

一方、今回汚染水への移行評価に当たって調査した結果、タリウムはアルカリ金属 (Cs) と類似の性質を持つことを確認したことから、Eh-pH 図、イオン半径や水処理における吸着特性にて、その妥当性について説明する。

Eh-pH 図を確認した結果、Tl は第 13 元素ではあるが、原子炉注水や建屋滞留水における水素イオン指数 (pH) 6~8 において、1 価の陽イオンで安定であることを確認 (図 I-15 参照)。また、Tl イオンについては、その半径が 1.64 Å (6 配位)、1.73 Å (8 配位) であり、アルカリ金属である Cs イオンの半径 1.81 Å (6 配位)、1.81 Å (8 配位)、K イオンの半径 1.51 Å (4 配位)、1.52 Å (6 配位)、1.65 Å (8 配位) の中間であり、ゼオライトによる陽イオンの選択性は、アルカリ金属である K イオンと同等と評価されている²²。また、鉱山等で発生する廃液中の Tl イオンは、Cs イオンと同様にフェロシアン化合物、活性炭、チタン酸、粘土鉱物に吸着することが知られている²³他、土壌に対しても Cs と同等の吸着特性を持つ報告もある²⁴。

このことから、タリウムはアルカリ金属と同じグループとして、汚染水への移行から水処理まで同様に挙動するとして評価することは妥当であると考えられる。

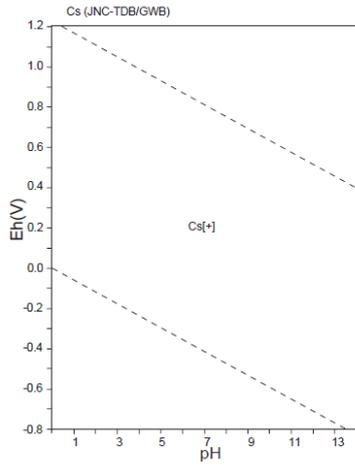
²² 新田、青村、“合成 A 型ゼオライトによる交換カチオンの差異と選択性に関する研究”より

²³ Hariyin Xu, Yuanling Luo, et al. “Removal of thallium in water-wastewater”, 2019-Water Research
Juan Liu, Xuwen Luo, et al. “Thallium pollution in China and removal technologies for waters”, 2019-Environment International

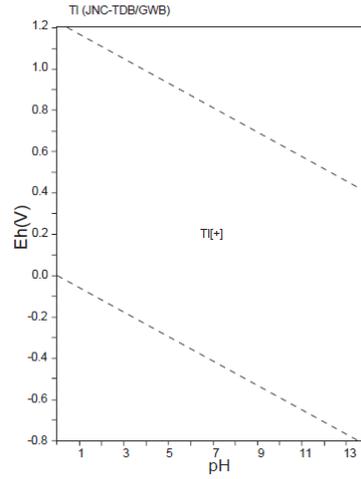
L.G.Twidwell, C. Williams-Beam, “Potential Technologies for Removing Thallium from Mine and Process Wastewater”, Twidwell2002

小林、山元、明石、“放射線事故時におけるセシウム除去としてのプルシアンブルー”より

²⁴ John E.Till, Helen A.Grogan, “Radiobiological Risk Assessment and Environmental Analysis”, Oxford University Press (2008). より



(1) セシウム (Cs)



(2) タリウム (Tl)

引用図:竹野直人, Eh-pH アトラス~熱力学データベースの相互比較, 地質調査総合センター研究資料集 No. 419, 産業技術総合研究所地質調査総合センター(2005)

引用した熱力学データベース: ・吉田泰, 油井三和, 地球化学計算コードで利用可能な JNC 熱力学データベース, JNC TN8400 2003-005, 核燃料サイクル開発機構(2003)

・吉田泰, 柴田雅博, OECD/NEA で整備された熱力学データベース利用環境の整備その 2, JNC TN8400 2004-025, 核燃料サイクル開発機構(2005)

図 I-15 タリウムとセシウムの比較

④カリホルニウム (Cf)

カリホルニウムについて、Cf-250 が手順 4 まで進んでいるものの、分析実績がない。ただし、当該核種は主に α 崩壊し、ALPS 処理水における全 α 分析は不検出であることから、ALPS 処理水に有意な濃度で存在しないと考えられる。

一方、Am、Cm の分析結果に基づき、Cf の汚染水への移行評価をするに当たって、水への溶解形態やイオン半径等を確認してその妥当性の確認を行った。

カリホルニウムについては、Eh-pH 図が確認できなかったものの、水溶液中は 3 価の陽イオンが安定とされている他、3 価の超プルトニウム元素 (Am, Cm) に非常に似通った化学挙動であることを確認²⁵。また、Am、Cm、Cf の 3 価の陽イオンの半径はそれぞれ、1.12 Å (6 配位)、1.11 Å (6 配位)、1.09 Å (6 配位)²⁶と、ほぼ同等のイオン半径であることを確認した。

このことから、Cf は Am や Cm と同じグループとして汚染水への移行評価することは妥当であると考えられる。

なお、本グループに属する核種で、分析結果のある Am-241 と Cm-242、Cm-244 について、後述する I-5-2.4.4 項で移行係数を評価したところ、ほとんど同等の値であり、このグループは 1F の現場においても、実際に類似した挙動をとることが確認されている。

²⁵ Laster R.Morss, Norman M.Edelstein, Jean Fuger, "The Chemistry of The Actinide And Transactinide Elements_4thEd"

²⁶ R.D.Shannon, "Revised Effective Ionic Radii and Systematic Studies of Interatomic Distances in Halides and Chalcogenides"

I-5-2.4.3.2 核種のグルーピング結果

I-5-2.4.3.1 項で示した核種のグルーピングの考え方に基づいて、手順4で残っている核種をグルーピングした結果は、表I-19～表I-35の通り。これらの核種については、ALPS処理までの過程で同様に挙動するとみなして評価する。なお、(2)項で説明した通り、ウラン、アクチニウム、トリウム系列で生成される核種は、大元のウランと一緒に挙動しているとみなして評価することから、ウラン同位体のサブグループとして評価する。また、ここに示した核種以外はグルーピング出来ないことから、個別に汚染水への移行評価を行う。

グルーピングした核種は、グループの中の最も線量影響の大きい代表核種と比較した上で、代表核種との相対比（インベントリ量/告示濃度限度の比）が1/100以下の場合に除外を行う。

また、I-4項にて説明した通り、放射化生成物（AP）のインベントリ評価には保守側の不確かさがあるため、グループ内に核分裂生成物（FP）とAPが混在する場合は、本評価における代表核種は現実的な評価を行っているFPを選定する。これにより、評価の不確かさによって、相対比の評価が非保守的とならないようにする。

表 I-19 グループ 1 (Ni 同位体)

核種	種別	半減期	インベントリ量 (12年後) [Bq]	告示濃度限度 [Bq/L]	代表核種との 相対比	評価結果
Ni-59	AP	7.6E+04 [y]	7.3E+13	1.0E+04	0.0052	除外
Ni-63	AP	1.0E+02 [y]	8.5E+15	6.0E+03	1	代表核種

表 I-20 グループ 2 (Sr-90 放射平衡)

核種	種別	半減期	インベントリ量 (12年後) [Bq]	告示濃度限度 [Bq/L]	代表核種との 相対比	評価結果
Sr-90	FP	2.9E+01 [y]	3.9E+17	3.0E+01	1	代表核種
Y-90	FP	2.67 [d]	3.9E+17	3.0E+02	0.10	

表 I-21 グループ 3 (Nb 同位体)

核種	種別	半減期	インベントリ量 (12年後) [Bq]	告示濃度限度 [Bq/L]	代表核種との 相対比	評価結果
Nb-93m	FP	1.6E+01 [y]	6.3E+12	7.0E+03	1	代表核種
Nb-94	AP	2.0E+04 [y]	9.0E+11	5.0E+02	2	

表 I-22 グループ 4 (白金族、Ru-106 放射平衡)

核種	種別	半減期	インベントリ量 (12 年後) [Bq]	告示濃度限度 [Bq/L]	代表核種との 相対比	評価結果
Ru-106	FP	1.0E+00 [y]	7.5E+14	1.0E+02	1	代表核種
Rh-106	FP	30.07 [s]	7.6E+14	3.0E+05	0.00033	除外
Pd-107	FP	6.5E+06 [y]	6.1E+11	2.0E+04	0.0000041	除外
Pt-193	AP	5.0E+01 [y]	9.7E+12	3.0E+04	0.000043	除外

表 I-23 グループ 5 (Ag 同位体)

核種	種別	半減期	インベントリ量 (12 年後) [Bq]	告示濃度限度 [Bq/L]	代表核種との 相対比	評価結果
Ag-108m	AP	4.4E+02 [y]	1.7E+11	4.0E+02	1.5	
Ag-110m	FP	249.8 [d]	8.8E+10	3.0E+02	1	代表核種

表 I-24 グループ 6 (Cd 同位体)

核種	種別	半減期	インベントリ量 (12 年後) [Bq]	告示濃度限度 [Bq/L]	代表核種との 相対比	評価結果
Cd-109	AP	1.3E+00 [y]	3.6E+10	4.0E+02	0.000044	除外
Cd-113m	FP	1.4E+01 [y]	8.2E+13	4.0E+01	1	代表核種

表 I-25 グループ 7 (Sn 同位体、Sn-126 放射平衡)

核種	種別	半減期	インベントリ量 (12 年後) [Bq]	告示濃度限度 [Bq/L]	代表核種との 相対比	評価結果
Sn-119m	AP	293.1 [d]	5.9E+10	2.0E+03	0.00065	除外
Sn-121	FP	1.13 [d]	7.1E+13	4.0E+03	0.39	
Sn-121m	FP	4.4E+01 [y]	9.1E+13	2.0E+03	1	代表核種
Sn-126	FP	2.3E+05 [y]	1.6E+12	2.0E+02	0.18	
Sb-126	FP	12.35 [d]	2.3E+11	4.0E+02	0.012	
Sb-126m	FP	19.15 [m]	1.6E+12	2.0E+04	0.0018	除外

表 I-26 グループ 8 (Sb-125 放射平衡)

核種	種別	半減期	インベントリ量 (12 年後) [Bq]	告示濃度限度 [Bq/L]	代表核種との 相対比	評価結果
Sb-125	FP	2.8E+00 [y]	2.9E+15	8.0E+02	1	代表核種
Te-125m	FP	57.40 [d]	1.1E+15	9.0E+02	0.33	

表 I-27 グループ 9 (Cs 同位体、Cs-137 放射平衡、Tl-204)

核種	種別	半減期	インベントリ量 (12 年後) [Bq]	告示濃度限度 [Bq/L]	代表核種との 相対比	評価結果
Cs-134	FP+AP	2.1E+00 [y]	2.5E+16	6.0E+01	0.070	
Cs-135	FP	2.3E+06 [y]	3.5E+12	6.0E+02	0.00000099	除外
Cs-137	FP	3.0E+01 [y]	5.3E+17	9.0E+01	1	代表核種
Ba-137m	FP	2.552 [m]	5.0E+17	8.0E+05	0.00011	除外
Tl-204	AP	3.8E+00 [y]	1.4E+13	7.0E+02	0.0000035	除外

表 I-28 グループ 10 (ランタノイド)

核種	種別	半減期	インベントリ量 (12 年後) [Bq]	告示濃度限度 [Bq/L]	代表核種との 相対比	評価結果
Ce-142	FP	5.0E+16 [y]	1.8E+08	7.0E-01	0.0000083	除外
Ce-144	FP	284.91 [d]	1.7E+14	2.0E+02	0.027	
Pr-144	FP	17.28 [m]	1.7E+14	2.0E+04	0.00027	除外
Pr-144m	FP	7.2 [m]	2.5E+12	4.0E+04	0.000002	除外
Pm-146	FP	5.5E+00 [y]	3.6E+12	9.0E+02	0.00013	除外
Pm-147	FP	2.6E+00 [y]	5.6E+16	3.0E+03	0.59	
Sm-151	FP	9.0E+01 [y]	2.2E+15	8.0E+03	0.0085	※
Eu-152	FP	1.4E+01 [y]	9.0E+12	6.0E+02	0.00048	除外
Eu-154	FP	8.6E+00 [y]	1.3E+16	4.0E+02	1	代表核種
Eu-155	FP	4.8E+00 [y]	3.8E+15	3.0E+03	0.04	
Ho-166m	AP	1.2E+03 [y]	2.6E+10	4.0E+02	0.000002	除外
Tm-171	AP	1.9E+00 [y]	5.3E+12	7.0E+03	0.000024	除外

※：代表核種 Eu-154 より半減期が長く、放出期間中に相対比が 0.01 を上回ることから除外しない

表 I-29 グループ 11 (U 同位体)

核種	種別	半減期	インベントリ量 (12 年後) [Bq]	告示濃度限度 [Bq/L]	代表核種との 相対比	評価結果
U-232	FP	6.9E+02 [y]	1.2E+11	3.0E+00	0.06	
U-233	FP	1.6E+05 [y]	4.0E+08	2.0E+01	0.00003	除外
U-234	FP	2.5E+05 [y]	1.4E+13	2.0E+01	1	代表核種
U-235	FP	7.0E+08 [y]	3.7E+11	2.0E+01	0.027	
U-236	FP	2.3E+07 [y]	2.0E+12	2.0E+01	0.15	
U-238	FP	4.5E+09 [y]	3.0E+12	2.0E+01	0.22	

表 I-30 グループ 11-1 (ウランの崩壊系列)

核種	種別	半減期	インベントリ量 (12 年後) [Bq]	告示濃度限度 [Bq/L]	代表核種との 相対比	評価結果
U-238	FP	4.5E+09 [y]	3.0E+12	2.0E+01	0.22	
Th-234	FP	24.1 [d]	3.0E+12	2.0E+02	0.022	
U-234	FP	2.5E+05 [y]	1.4E+13	2.0E+01	1	
Th-230	FP+AP	7.5E+04 [y]	2.4E+09	4.0E+00	0.00089	除外

表 I-31 グループ 11-2 (アクチニウムの崩壊系列)

核種	種別	半減期	インベントリ量 (12 年後) [Bq]	告示濃度限度 [Bq/L]	代表核種との 相対比	評価結果
U-235	FP	7.0E+08 [y]	3.7E+11	2.0E+01	0.027	
Th-231	FP	1.063 [d]	3.7E+11	2.0E+03	0.00027	除外
Pa-231	FP	3.3E+04 [y]	2.6E+08	1.0E+00	0.00038	除外
Ac-227	FP	2.2E+01 [y]	7.2E+07	8.0E-01	0.00013	除外
Ra-223	FP	11.43 [d]	7.2E+07	5.0E+00	0.000021	除外

表 I-32 グループ 11-3 (トリウムの崩壊系列)

核種	種別	半減期	インベントリ量 (12年後) [Bq]	告示濃度限度 [Bq/L]	代表核種との 相対比	評価結果
U-236	FP	2.3E+07 [y]	2.0E+12	2.0E+01	0.15	
Ra-228	AP	5.8E+00 [y]	1.8E+07	7.0E-01	0.000038	除外
Th-228	FP	1.9E+00 [y]	1.2E+11	9.0E+00	0.019	
Ra-224	FP	3.66 [d]	1.2E+11	9.0E+00	0.019	
Rn-220	FP	55.6 [s]	1.2E+11	4.0E+03	0.000044	除外
Po-216	FP	0.145 [s]	1.2E+11	4.0E+03	0.000044	除外
Pb-212	FP	10.64 [h]	1.2E+11	1.0E+02	0.0017	除外
Bi-212	FP	1.01 [h]	1.2E+11	3.0E+03	0.000058	除外
Po-212	FP	294.7 [ns]	7.6E+10	4.0E+03	0.000028	除外

表 I-33 グループ 12 (ネプツニウムの崩壊系列)

核種	種別	半減期	インベントリ量 (12年後) [Bq]	告示濃度限度 [Bq/L]	代表核種との 相対比	評価結果
Np-237	FP	2.1E+06 [y]	1.7E+12	9.0E+00	1	
Pa-233	FP	26.98 [d]	1.7E+12	9.0E+02	0.01	

表 I-34 グループ 13 (Pu 同位体、Pu-241 放射平衡)

核種	種別	半減期	インベントリ量 (12年後) [Bq]	告示濃度限度 [Bq/L]	代表核種との 相対比	評価結果
Pu-236	FP	2.9E+00 [y]	1.1E+11	1.0E+01	0.0000027	除外
Pu-238	FP	8.8E+01 [y]	1.6E+16	4.0E+00	1	代表核種
Pu-239	FP	2.4E+04 [y]	2.6E+15	4.0E+00	0.17	
Pu-240	FP	6.6E+03 [y]	3.3E+15	4.0E+00	0.21	
Pu-241	FP	1.4E+01 [y]	4.3E+17	2.0E+02	0.55	
Pu-242	FP	3.7E+05 [y]	1.1E+13	4.0E+00	0.00071	除外
U-237	FP	6.752 [d]	1.1E+13	1.0E+03	0.0000027	除外

表 I-35 グループ 14 (Am 同位体、Cm 同位体、Am242m/Am-243 放射平衡、Cf-250)

核種	種別	半減期	インベントリ量 (12 年後) [Bq]	告示濃度 限度 [Bq/L]	代表核種との 相対比	評価結果
Am-241	FP	4.3E+02 [y]	1.3E+16	5.0E+00	1	代表核種
Am-242	FP	16.02 [h]	9.0E+13	3.0E+03	0.000011	除外
Am-242m	FP	1.4E+02 [y]	9.0E+13	5.0E+00	0.0069	除外
Am-243	FP	7.4E+03 [y]	8.5E+13	5.0E+00	0.0065	除外
Np-238	FP	2.117 [d]	4.5E+11	9.0E+02	0.00000019	除外
Np-239	FP	2.356 [d]	8.5E+13	1.0E+03	0.000032	除外
Cm-242	FP	162.9 [d]	7.4E+13	6.0E+01	0.00047	除外
Cm-243	FP	2.9E+01 [y]	7.5E+13	6.0E+00	0.0048	除外
Cm-244	FP	1.8E+01 [y]	6.5E+15	7.0E+00	0.35	
Cm-245	FP	8.4E+03 [y]	1.1E+12	5.0E+00	0.000083	除外
Cm-246	FP	4.8E+03 [y]	1.8E+12	5.0E+00	0.000013	除外
Cf-250	FP	1.3E+01[y]	7.1E+07	5.0E+00	0.0000000054	除外

I-5-2.4.4 移行係数の評価

I-5-2.4.3 項で設定したグループ及び、グルーピング出来なかった個別核種について、図 I-11 に示した分析結果（同位体の検出値含む）から、2011年3月11日のインベントリ評価の結果を使用して移行係数を算出する。なお、前述の通り、移行係数の評価には基本的に集中Rwの結果の最大値を使用することに加え、分析値のバラつきを考慮して、移行係数は桁上がりで評価する。移行係数を評価した結果を、図 I-16 に示す。

また、I-4 項にて補足説明した通り、AP のインベントリ評価には保守側の不確かさがあるため、グループ内に FP と AP が混在する場合で AP の移行係数が低い場合は、本評価における代表核種は現実的な評価を行っている FP を選定する。これにより、評価の不確かさによって、移行係数の評価が非保守的とならないようにする。

最初にグループ 1～4 の結果を示すが、これらは各々のグループで概ね似た傾向となっていることを確認。また、グループ 2 (Sr) の隣には、同じアルカリ土類金属であるバリウムの結果を載せているが、FP 核種の Ba-140 は同じ FP 核種の Sr-89 や Sr-90 と同等の移行係数を示すことを確認した。

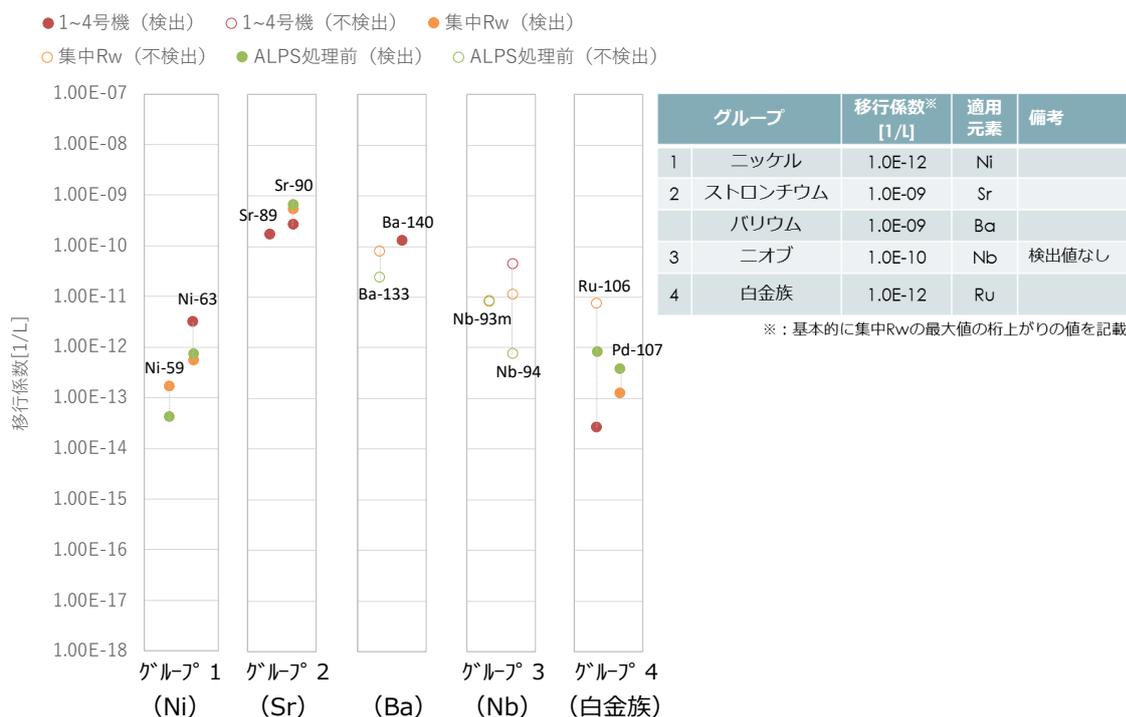


図 I-16 移行係数 (1/4)

次にグループ 5~9 の結果を示す。

銀、カドミウム、スズについてはこれまでに検出された実績がないことから、検出下限値より移行係数を算出している。アンチモンについては、集中 Rw の検出データ数が 9 個に対して、ALPS 処理前では 1606 個あること、ALPS 処理前の放射能濃度の方が高いことから、同数値を使用して移行係数を算出している。セシウムについては同位体である Cs-134、Cs-137 で概ね同じ挙動を示すことを確認した。

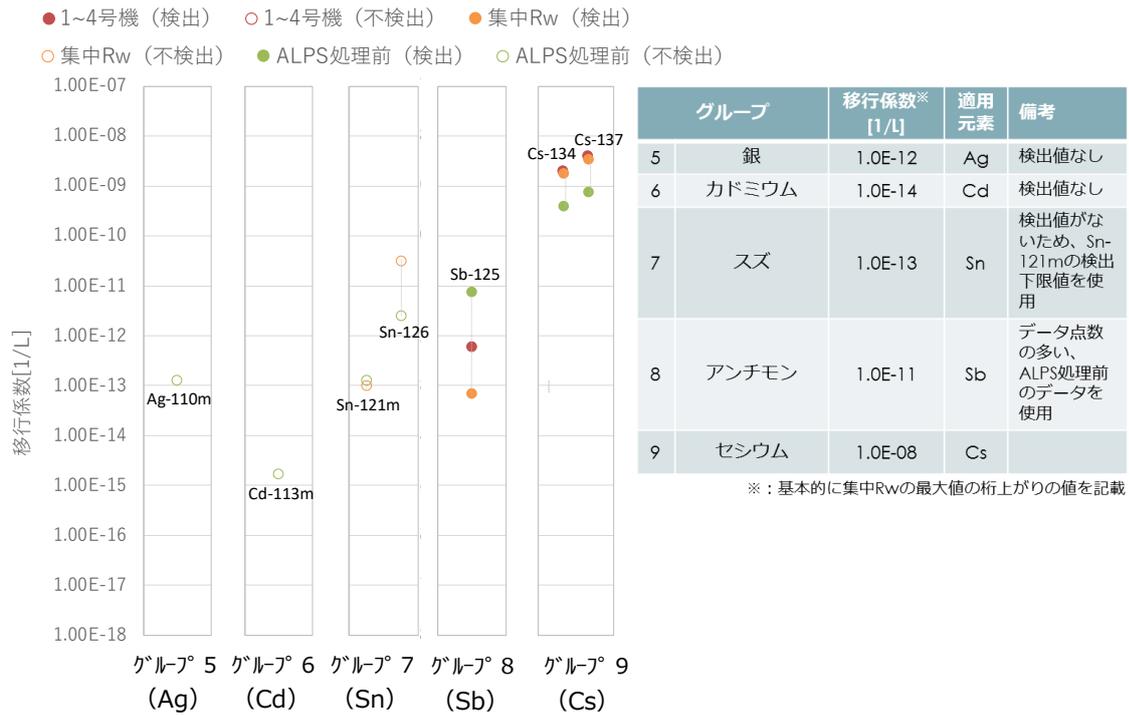
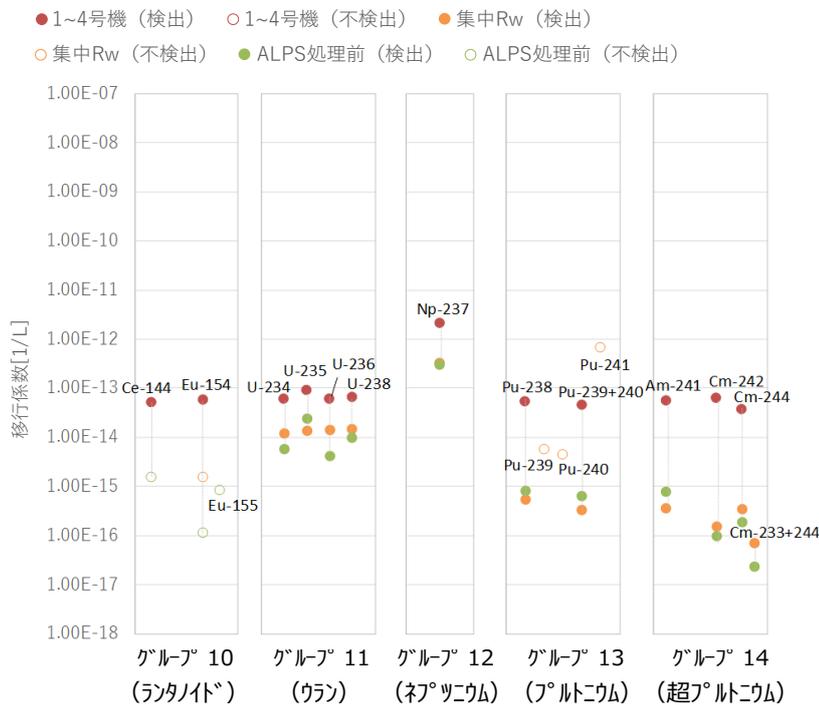


図 I-16 移行係数 (2/4)

次にグループ 10~13 の結果を示す。

ランタノイドについては文献通り, Ce と Eu で概ね同じ移行挙動をしていることを確認した。また、ウラン、プルトニウム、アメリシウム、キュリウムについても同位体や、グループ内でほとんど同じ挙動をすることを確認した他、ネプツニウムの結果についても載せているが、ネプツニウムは他のアクチノイドに比べて水へ移行しやすいことを確認した。

また、ランタノイドとアクチノイドは1~4号機の建屋滞留水等では、ネプツニウムを除いて、ほとんど同じような移行挙動をしているものの、集中 Rw 以降は各々のグループで若干異なる挙動をしている。これらの傾向を踏まえて、移行係数を算出している。



グループ	移行係数※ [1/L]	適用 元素	備考
10 ランタノイド	1.0E-13	Ce, Pm, Sm, Eu	集中Rw以降には検出値がないため、過去に検出された(2,3号機PCV内)のCe-144, Eu-154の検出値を使用
11 ウラン	1.0E-13	U	
12 ネプツニウム	1.0E-12	Np	
13 プルトニウム	1.0E-15	Pu	
14 超プルトニウム 元素	1.0E-15	Am, Cm	

※：基本的に集中Rwの最大値の桁上りの値を記載

図 I-16 移行係数 (3/4)

最後に、グループ핑出来ずに個別に評価した核種について示す。

非金属であるトリチウムやセレン、炭素、ハロゲンのヨウ素については比較的高い移行係数を示すことを確認した。塩素については過去に検出値がないことから、検出下限値より移行係数を算出している。また、遷移金属については、マンガンについて検出値のある ALPS 処理前のデータを使用した他、鉄は今回の追加分析で検出された結果を反映している。コバルトは同位体で概ね同じ挙動をしていることを確認した他、亜鉛、ジルコニウム、モリブデンについては、検出値が無いため、検出下限値より移行係数を算出しており、テクネチウムは集中 Rw の検出値を用いて移行係数を算出した。

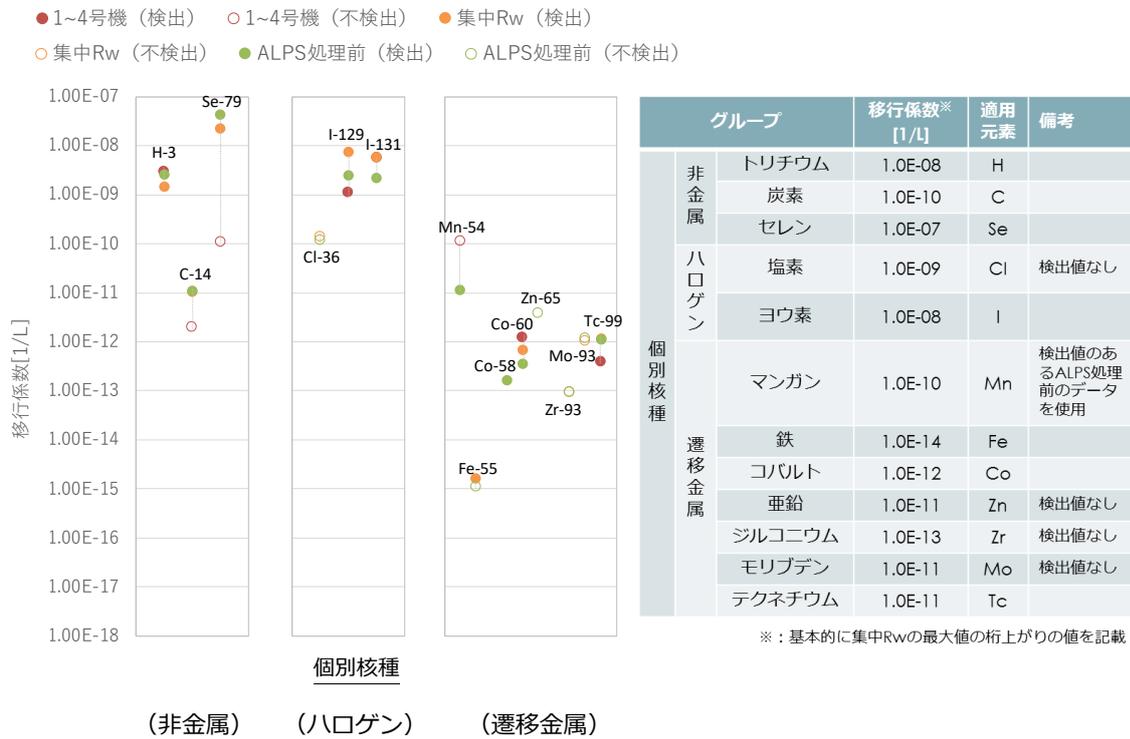


図 I-16 移行係数 (4/4)

I-5-2.4.5 汚染水への移行評価の結果

I-5-2.4.4 項で評価した移行係数を用いて、汚染水への移行評価を行った結果、手順 5 に進む核種は 36 核種、除外される核種は 57 核種となる。

表 I-36 手順 5 に進む核種 (36 核種)

No.	核種	No.	核種	No.	核種	No.	核種	No.	核種
1	H-3	27	Sr-90	60	Sb-125	93	Sm-151	189	Pu-240
3	C-14	29	Y-90	67	Te-125m	96	Eu-154	190	Pu-241
7	Cl-36	33	Nb-93m	70	I-129	97	Eu-155	194	Am-241
16	Mn-54	34	Nb-94	71	Cs-134	174	U-234	201	Cm-244
17	Fe-55	35	Mo-93	73	Cs-137	178	U-238		
18	Co-60	38	Tc-99	74	Ba-133	182	Np-237		
20	Ni-63	39	Ru-106	80	Ce-144	187	Pu-238		
23	Se-79	51	Cd-113m	87	Pm-147	188	Pu-239		

I-5-2.5 手順 5 について

手順 5 の「汚染水中の濃度が告示濃度限度の 1/100 未満であることを分析を通じて確認出来ているか？」という項目では、当該手順まで進んだ核種のうち、過去に告示濃度限度の 1/100 を目指して分析を行い、その結果、告示濃度限度の 1/100 未満であることを確認出来た核種を監視対象核種とし、それ以外の核種は、ALPS で除去出来ないトリチウムを除いて測定・評価対象核種としている。

当該手順の考え方として、手順 4 までの評価は保守性を持っており、本手順まで進んだ核種でも、過去の汚染水の分析で告示濃度限度の 1/100 未満であることを確認出来ている核種は、ALPS 処理水に含まれる可能性は極めて低いと考えられることから、これを放出の都度確認する測定・評価対象核種に選定するのは、非常に保守的と考えていることに因る。一方、これらの核種は手順 5 まで進んできている（インベントリ量が比較的多い）ことに加えて、半減期も長い核種であることから、現時点では有意な濃度で確認されていないものの、今後の廃炉の進捗によって、この状況が変化する可能性がある。そのため、これらの核種は海洋放出の都度測定しないが、汚染水中に有意に存在しないか継続して確認する監視対象核種として設定する。なお、当該核種は、後述する測定・評価対象核種の定期的な確認の中で分析実績を重ね、その結果を踏まえて、選定フローに基づき、適宜見直しを行う。

監視対象核種について分析実績を重ねていくが、その結果を踏まえて、選定フローに基づき、再評価を行う。

今回選定した監視対象核種 6 核種は表 I-37 の通り。

表 I-37 監視対象核種

核種	分析数（括弧内は検出数）			分析値 [Bq/L]	告示濃度限度 [Bq/L]
	① 1~4 号機	② 集中 Rw	③ ALPS 処理前		
Cl-36	0 (0)	10 (0)	12 (0)	< 4.3E+00	9.0E+02
Nb-93m	0 (0)	1 (0)	1 (0)	< 5.2E+01	7.0E+03
Nb-94	36 (0)	33 (0)	68 (0)	< 6.8E-01	5.0E+02
Mo-93	0 (0)	1 (0)	1 (0)	< 1.4E+00	3.0E+02
Cd-113m	0 (0)	0 (0)	22 (0)	< 1.7E-01	4.0E+01
Ba-133	0 (0)	1 (0)	2 (0)	< 2.6E+00	5.0E+02

なお、6 核種中 3 核種は、分析数が少ないものの、原子炉注水に使用している水は主に RO 淡水であり、注水に使用する水質を実施計画Ⅲ第 1 編で「導電率：40mS/m 以下@25℃（導電率が 40mS/m を超える場合は、塩化物イオン濃度 100ppm 以下を確認）」として、これを満足し

た注水を継続していることから、炉内環境に変化はなく、放射性核種の汚染水への移行状況に大きな変化が生じる状況ではないことから、今回の選定に問題はないと考えている。

また、他に分析数の少ない核種として、Ni-59、Sn-121m、Zr-93、Nb-93mがあるが、Ni-59とSn-121mには、ALPS除去対象となっている同位体（Ni-63、Sn-126）が存在するため、それらの測定実績や、2.4.3.2項に示す相対比（インベントリ量/告示濃度限度の比）も踏まえて測定要否を判断している。また、Zr-93は、測定方法（ICP-MS）と半減期（ $1.6E+06$ 年）が長いことから、建屋滞留水とSr処理水の2試料、ALPS処理水の3試料で、告示濃度限度の約1/1000まで測定を行うことが出来、その結果、不検出であったことから、ほとんど汚染水へ移行していないと考え、更なる測定は不要と判断した。

なお、Eu-155は告示濃度限度の1/100以上で検出された実績がないものの、監視対象核種とせずに測定・評価対象核種としているが、その考え方は下表の通り。

表 I-38 自身の分析では告示濃度限度の1/100未満であることを確認出来ているものの、監視対象としなかった核種

核種	手順4			告示濃度 [Bq/L]	選定理由
	採取場所	採取日	実測値 [Bq/L]		
Eu-155	ALPS 入口	2019/8/2	<5.3E+00	3.0E+0 3	Eu-155はALPS入口のみの測定で、当該箇所では検出されていないものの、同位体であるEu-154が3号機のPCV内で確認されており、その濃度が $1.9E+03$ Bq/Lであった。その際、Eu-155は未測定であったが、Eu-154の結果から $5.7E+02$ Bq/L（Eu-154の0.3倍 [※] ）と評価され、告示濃度限度の1/100を上回るため選定した。

※：震災後12年後のインベントリ比より算出

一方、手順 5 は、手順 4 とは異なり、実際の状態の確認であることから、将来の下流側への移行も想定して、保守的に 1～4 号機の建屋滞留水までを確認対象とした。このため、手順 4 で汚染水への移行評価に使用した集中 Rw より下流では告示濃度限度の 1/100 以上で検出されていないものの、測定・評価対象核種とした核種があるが、それぞれの条件は表 I-39 の通り。

表 I-39 集中 Rw より下流では告示濃度限度の 1/100 以上で検出されなかったものの測定・評価対象核種とした核種

核種	手順 4			手順 5			告示濃度 [Bq/L]	備考
	採取場所	採取日	実測値 [Bq/L]	採取場所	採取日	実測値 [Bq/L]		
U-234	PMB	2021/11/2	1.6E-01	1~4号機	2015/10/22	7.7E-01	2.0E+01	手順 5 の採取箇所は 3 号機 PCV 内
U-238	PMB	2018/12/21	4.5E-02	1~4号機	2021/7/8	2.0E-01	2.0E+01	手順 5 の採取箇所は 3 号機 MSIV 室

I-5-2.6 選定結果

図 I-8 に示したフローに基づき、測定・評価対象核種の選定した核種は表 I-40 の通り 29 核種となる。これら核種について、現在計画している定量方法についても併せて示す。なお、測定・確認用設備において放出基準（トリチウムを除く放射性核種の告示濃度限度比の和が 1 未満）を確認する際、 α 核種の告示濃度限度比は、選定された α 核種のうち最も低い告示濃度限度（4 Bq/L）で全 α 値を除することで算出する。

また、海洋放出前には下表の 29 核種と合わせて、希釈倍率を設定するために H-3 濃度を測定する計画である。

表 I-40 測定・評価対象核種とその定量方法

No.	核種	定量方法	No.	核種	定量方法
1	C-14	化学分離後、 β 線測定	16	Ce-144	γ 線核種分析
2	Mn-54	γ 線核種分析	17	Pm-147	代表核種（Eu-154）の 放射能濃度より評価
3	Fe-55	化学分離後、X線測定	18	Sm-151	
4	Co-60	γ 線核種分析	19	Eu-154	γ 線核種分析
5	Ni-63	化学分離後、 β 線測定	20	Eu-155	γ 線核種分析
6	Se-79	化学分離後、 β 線測定	21	U-234	全 α 放射能に包含され るものとして評価
7	Sr-90	化学分離後、 β 線測定	22	U-238	
8	Y-90	Sr-90 と放射平衡	23	Np-237	
9	Tc-99	ICP-MS 測定	24	Pu-238	
10	Ru-106	γ 線核種分析	25	Pu-239	
11	Sb-125	γ 線核種分析	26	Pu-240	
12	Te-125m	Sb-125 と放射平衡	27	Pu-241	代表核種（Pu-238）の 放射能濃度より評価
13	I-129	ICP-MS 測定			
14	Cs-134	γ 線核種分析	28	Am-241	全 α 放射能に包含され るものとして評価
15	Cs-137	γ 線核種分析	29	Cm-244	

(参考) 追加分析における分析手法の補足

今回の分析でプロセス主建屋の建屋滞留水と ALPS 処理前のストロンチウム処理水は、目視で懸濁物、浮遊物が確認されたため、0.45 μ m のフィルタでろ過した上で分析を実施している（図 I-17 参照）。

当該分析方法は、軽水炉では溶解性/不溶解性を分別する手法として従前より実施されている手法であり、今回は本手法を採用することで、容易に除去可能な不溶解性の核種と、水に溶解して ALPS 等での処理が必要な核種を分別して確認することが出来た。



ろ液試料
(プロセス主建屋の建屋滞留水)



残渣試料
(プロセス主建屋の建屋滞留水)



ろ液試料
(ALPS処理前のストロンチウム処理水)



残渣試料
(ALPS処理前のストロンチウム処理水)

図 I-17 分析試料（プロセス主建屋水と ALPS 処理前のストロンチウム処理水）のろ液試料と残渣試料

I-5-3. 核種分析のまとめ

今回、ALPS 処理水海洋放出時の測定・評価対象核種を検討するにあたり、廃止措置や埋施設等で着目されている核種のうち、短半減期の核種を除いて、過去に分析が未実施の核種もしくは分析実績が十分でない核種等について分析した結果、ALPS 処理水では告示濃度限度 1/100 以下で不検出であることを確認した。

この結果から、ALPS 処理水中に有意に存在する可能性がある核種は、主要 7 核種、炭素 14 およびテクネチウム 99 であることを再確認した。

なお、ALPS 処理水海洋放出時の測定・評価対象核種については、上述の 9 核種の他に、建屋滞留水や ALPS 処理前のストロンチウム処理水等において、有意に存在している/存在する可能性がある核種が、海洋放出を行う ALPS 処理水では放出基準を満足するまで除去されていることを確認するという考え方で選定する。

以上

添付 I-71

ALPS 入口/出口における告示濃度限度比総和の比較

1. はじめに

核種分析の中で、ALPS 処理水中に有意に存在する可能性がある核種は、主要 7 核種、炭素 14 およびテクネチウム 99 であることを再確認したが、実際の分析評価結果による告示濃度限度比総和においても、同様の傾向であることを確認する。

2. 告示濃度限度比総和を算出するデータとその方法

告示濃度限度比総和を算出には、2021 年度の増設 ALPS 入口、K-4 タンク、J1-C タンク、J1-G タンクの 4 つの試料の分析評価結果を用いる。なお、分析評価結果は、I-4 項にて選定した測定・評価対象核種と監視対象核種に選定された 35 核種から、表 I-41 に示す①～⑥の分類によって、それぞれの核種を区分する。また、 α 核種の告示濃度限度比の算出は、選定された α 核種のうち最も告示濃度限度の低い 4Bq/L で全 α 値を除することで算出する。

表 I-41 告示濃度限度比算出する際の核種の分類

No.	分類		具体的核種				
①	ALPS 処理水中で主に検出される核種		主要 7 核種 (放射平衡 Y-90、Te-125m 含む)、C-14、Tc-99				
②	ALPS 処理水中にはほとんど検出されない核種	α 核種		U-234、U-238、Np-237、Pu-238、Pu-239、Pu-240、Am-241、Cm-244			
③		核種以外	ALPS 除去対象 (①、②以外)		Mn-54、Ni-63、Cd-113m、Ce-144、Pm-147、Sm-151、Eu-154、Eu-155、Pu-241		
④			除去対象以外	測定数多		Cl-36、Se-79、Nb-94	
⑤				測定数少	(1)全 β 、Ge で計数不可		Ba-133
⑥					(2)全 β 、Ge で計数不可		Fe-55、Nb-93m、Mo-93

3. 評価結果

3.1 告示濃度限度比総和の比較

2項の内容で告示濃度限度比総和の比較を行った結果は、表 I-42、図 I-18 のとおり。この結果より、核種分析と同様に、実際の ALPS 入口/出口の分析評価結果においても、告示濃度限度比総和の大部分が主要7核種、炭素 14 およびテクネチウム 99 であることを確認した。

表 I-42 ALPS 入口/出口の各分類の告示濃度比の比較

No.	分類		ALPS 入口	ALPS 出口			
				K-4	J1-C	J1-G	
①	ALPS 処理水中で主に検出される核種		1.7E+03	2.7E-01	1.6E-01	5.8E-02	
②	ALPS 処理水中にはほとんど検出されない核種	α核種	1.0E+00	1.6E-04	8.1E-03	7.0E-03	
③		ALPS 除去対象 (①、②以外)	2.2E+00	1.4E-03	1.3E-02	1.2E-02	
④		除去対象以外	測定数多	5.0E-02	1.2E-02	1.2E-02	1.2E-02
⑤			(1)全β、Ge で計数不可	8.8E-03	1.8E-05	1.4E-04	1.3E-04
⑥			(2)全β、Ge で計数不可	2.2E-02	9.2E-03	6.8E-03	6.8E-03

※ : J1-C、J1-G では、Cl-36、Se-79、Fe-55、Nb-93m、Mo-93 の分析評価結果がないため、増設 ALPS 出口の結果を使用

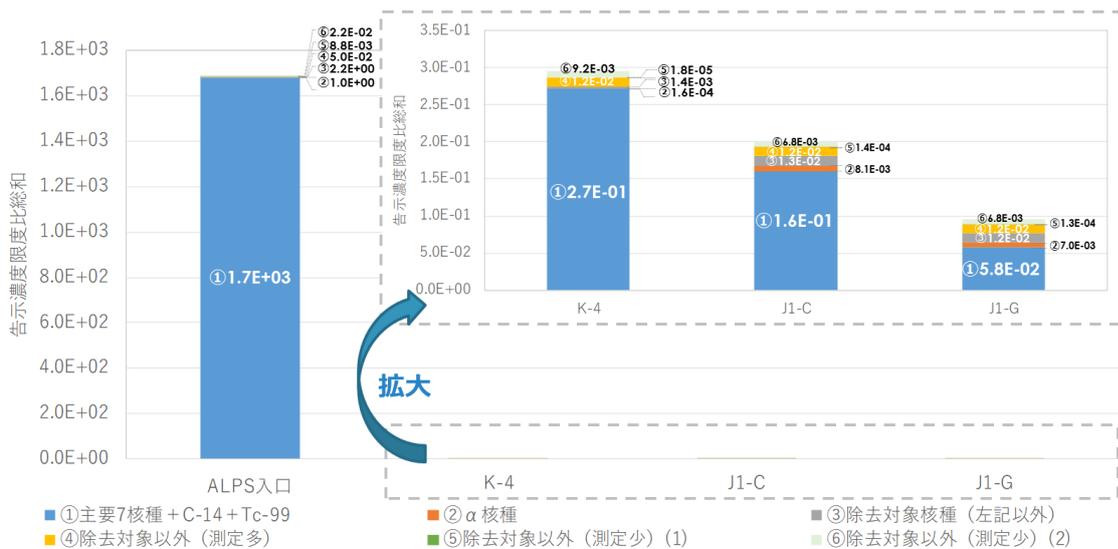


図 I-18 ALPS 入口/出口の告示濃度限度比総和の比較

3.2 ALPS 処理水の放出基準に対する割合

表 I-42 で算出した ALPS 出口の各分類の告示濃度比を基に、測定・評価対象核種と監視対象核種の 35 核種が放出基準に対する割合を図示した結果は、図 I-19 のとおり。今回の評価に使用した、K-4 タンク、J1-C タンク、J1-G タンクは放出基準に対して、 $7.0E-01$ ～ $9.0E-01$ 程度の余裕がある。

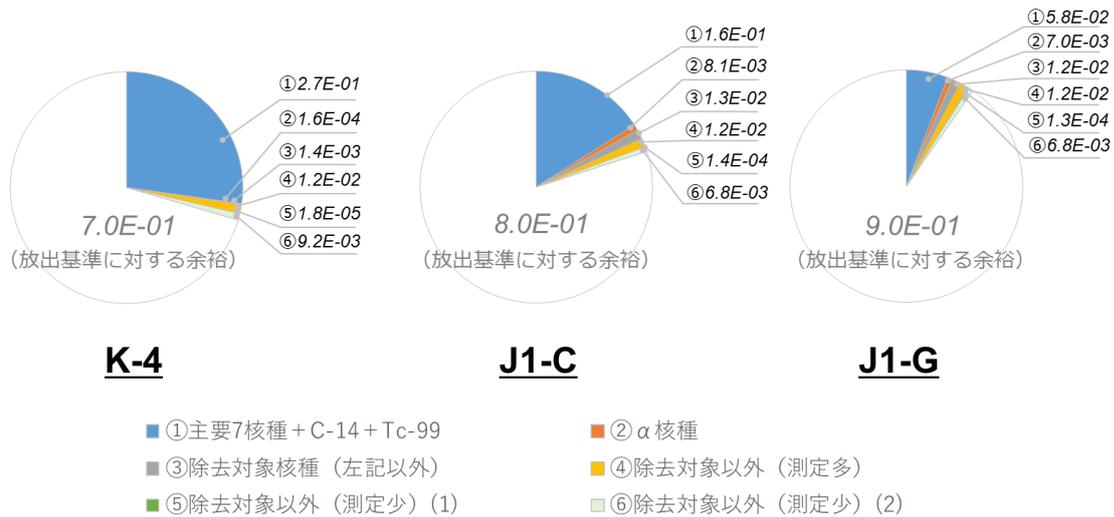


図 I-19 ALPS 処理水の放出基準に対する割合

添付 II ALPS 処理水等の水質について

福島第一原子力発電所では、事故以降に同所がたどった経緯により、さまざまな分析が行われている。これは汚染水処理についても同様であり、非常に複雑なものとなっている。

本項では、汚染水処理の概要、および ALPS 処理水の水質に関する分析結果を解説する。

II-1. 汚染水（建屋滞留水）の発生と汚染水処理設備の系統概要

福島第一原子力発電所では、建屋に残る燃料デブリに水をかけて冷却しているが、こうした冷却水に、建屋内に浸入する地下水や雨水が混ざることによって汚染水が発生している。

なお、汚染水の発生量は、陸側遮水壁（凍土壁）やサブドレンなどの対策により、原子炉建屋内に浸入する水を減らしており、2021 年度実績では日量平均約 130m³ にまで減少してきている。

汚染水に含まれる放射性物質によるリスクを低減させるため、まず、キュリオン、サリー、およびサリー 2 といったセシウム吸着装置を用いて、汚染水に含まれる放射性物質の大部分を占めるセシウムとストロンチウムを重点的に取り除いている。その後、淡水化装置により淡水化した水を炉内の破損燃料冷却のために再循環するとともに、濃縮された残りの水については「ストロンチウム処理水（ALPS 処理前水）」として、多核種除去設備（以下、「ALPS」）による処理を行い、トリチウム以外の大部分を占める除去対象核種 62 核種¹を除去した後、高台に設置されたタンクにて貯留している。

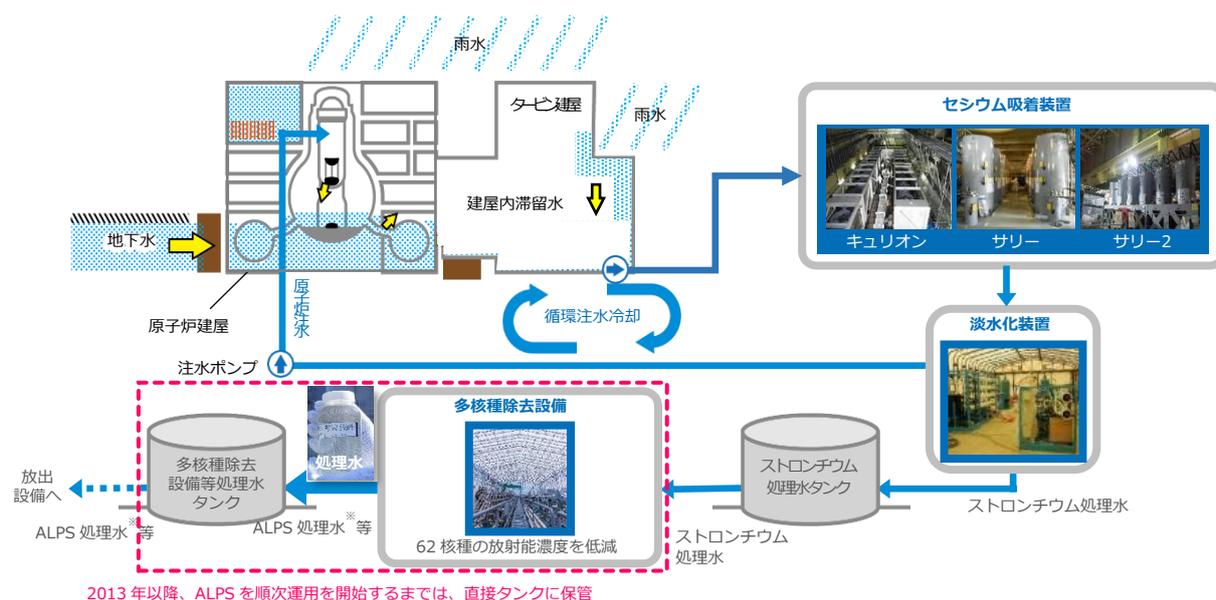


図 II-1 汚染水処理の全体概要図

¹ 選定プロセスおよび選定された核種の詳細については、参考 F「ALPS 除去対象核種選定の考え方」参照。

II-2. ALPS の系統概要

ALPS は、上述のストロンチウム処理水に含まれると想定される核種のうち、ALPS によって除去することができないトリチウムを除き、除去すべき濃度で含まれると推定される 62 核種を、薬液による共沈、活性炭や機能性材料による吸着、物理的なフィルターによるろ過など、物理的・化学的性質を利用した処理により、希釈することなく告示濃度限度未満まで除去できる能力を有するよう設計されており、その能力は実際の運用を通じてすでに実証されている（性能の詳細については II-3. 「ALPS の性能」 参照）。

福島第一原子力発電所には、既設 ALPS、増設 ALPS および高性能 ALPS の 3 種類の ALPS が設置されている。いずれも除去性能（DF：除染係数）は同程度であることから、現在は、処理量の調整のしやすさ等を考慮し、主として既設および増設 ALPS にて処理が行われている。ALPS の概要を表 II-1 に示す。

表 II-1 ALPS の設備概要

名称	供用開始	容量	特徴
既設 ALPS	2013.3	250m ³ /日/系列×3 系列 (合計 750m ³ /日)	供用開始以降、性能向上のため、吸着塔の増設および吸着材の変更を実施
増設 ALPS	2014.9	250m ³ /日/系列×3 系列 (合計 750m ³ /日)	既設 ALPS より前処理における鉄共沈を削除し、吸着塔の増塔および吸着材の変更等を実施
高性能 ALPS	2014.10	500m ³ /日/系列×1 系列 (合計 500m ³ /日)	既設・増設と異なり、共沈プロセスを持たない

ALPS の核種除去システムの概要を表 II-2 に示す。

表 II-2 ALPS による核種除去システムの概要

除去システム	主な除去対象核種	役割
前処理設備	鉄共沈処理 (既設 ALPS のみ)	α核種、Co-60、Mn-54 吸着阻害要因となる錯体の分解、鉄共沈によるα核種、重金属等の除去
	炭酸塩共沈処理 (高性能 ALPS を除く)	吸着阻害イオン (Mg、Ca 等) Sr-89/90 Sr 吸着の阻害イオンを除去し、吸着における Sr 除去性能を向上
多核種除去装置 (吸着塔)	活性炭	コロイド状の核種 (I-129、Co-60 等) 複数種類の吸着材によりイオン状およびコロイド状の多様な形態をとる核種を除去
	Sr 吸着材	Sr-89/90
	Cs 吸着材	Cs-134/137
	I,Sb 吸着材	I-129 (IO ³⁻)、Sb-125
	I 吸着材	I-129 (I)
	Ru 吸着材	Ru-106

添付 II-2

ALPS では、一部の吸着塔をメリーゴーラウンド運用することにより、先頭の吸着塔の破過時にも後段の吸着塔がバックアップするとともに、吸着塔の並びを変更することで、効率的な運用を行っている。図 II-2 に、吸着塔構成の例²を、図 II-3 に吸着塔のメリーゴーラウンド運用の詳細について示す。



図 II-2 吸着塔構成の例（2018年9月時点での例）

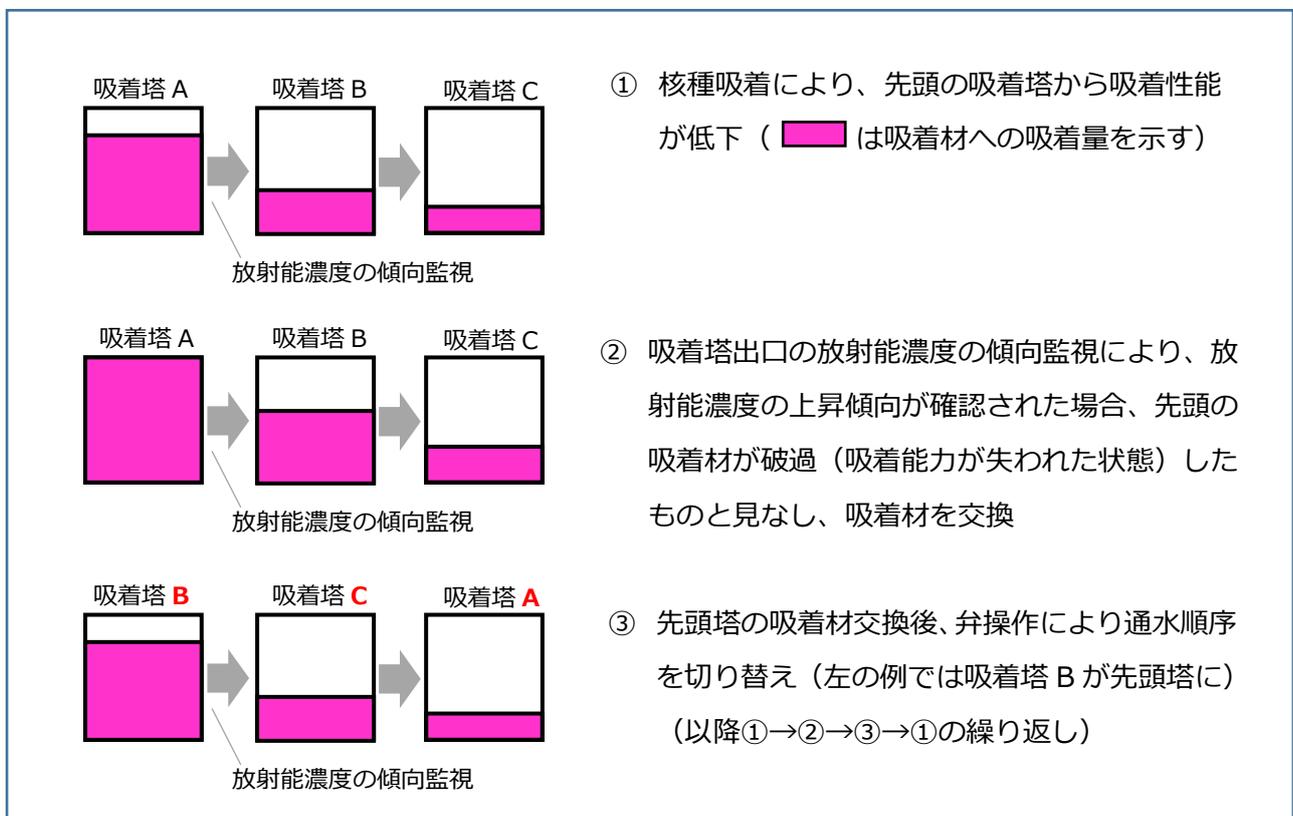


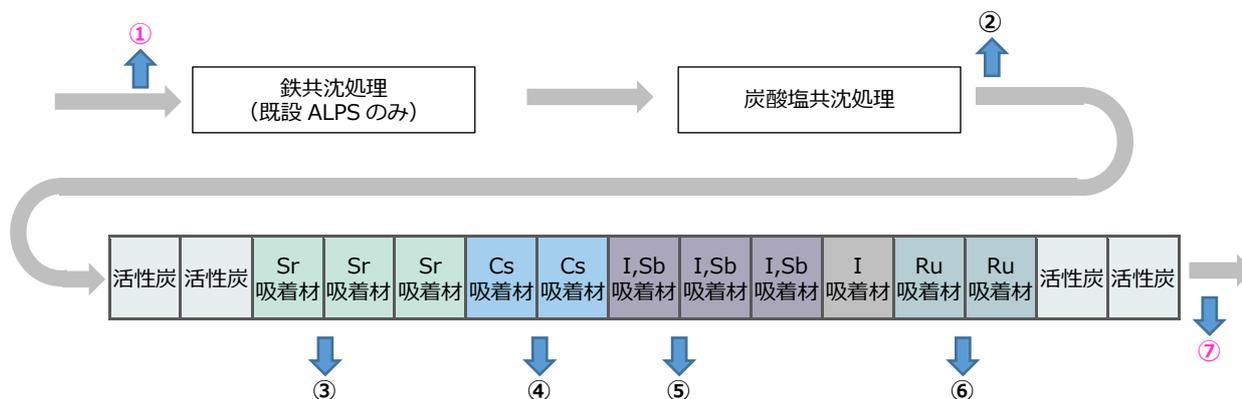
図 II-3 吸着材の交換・運用（メリーゴーラウンド運用）のイメージ（吸着塔 3 塔構成の場合）

II-3. ALPS の性能

ALPS では、放射性物質の除去性能を確認するため、設備入口・出口にて ALPS 除去対象のうち処理の過程で有意に検出される核種である 7 核種（Cs-134、Cs-137、Co-60、Sb-125、Ru-106、Sr-90、I-129 の 7 核種）を中心に放射能濃度の測定（図中①、⑦）を行っている他、吸着

² 吸着塔の構成は、処理対象となる水の性状等に応じて適宜見直している。

塔の破過傾向を確認するため、処理プロセスの途中においても測定を実施している（図中②～⑥）³。これら測定の詳細について、図 II-4 に示す。



測定箇所① ：設備入口（処理対象水） 測定核種：Cs-134/137, Co-60, Mn-54, Sb-125, Ru-106, Sr-90, Tc-99, I-129, 全β, 全α 測定頻度：1回/週程度 測定目的：処理前の性状の確認	測定箇所④ ：Cs 吸着塔先頭塔出口 測定核種：Cs-134/137 測定頻度：1回/週程度 測定目的：Cs に対する吸着塔の破過傾向の確認
測定箇所② ：炭酸塩共沈処理出口 測定核種：Cs-134/137, Co-60, Mn-54, Sb-125, 全β 測定頻度：1回/週程度 測定目的：処理前の性状の確認	測定箇所⑤ ：I,Sb 吸着塔先頭塔出口 測定核種：I-129, Sb-125 測定頻度：1回/週程度 測定目的：I-129, Sb-125 に対する吸着塔の破過傾向の確認
測定箇所③ ：Sr 吸着塔先頭塔出口 測定核種：Sr-90 測定頻度：1回/程度 測定目的：Sr に対する吸着塔の破過傾向の確認	測定箇所⑥ ：Ru 吸着塔先頭塔出口 測定核種：Ru-106 測定頻度：1回/週程度 測定目的：Ru に対する吸着塔の破過傾向の確認
	測定箇所⑦ ：設備出口（処理済水） 測定核種：Cs-134/137, Co-60, Mn-54, Sb-125, Ru-106, Sr-90, Tc-99, I-129, 全β, 全α 測定頻度：1回/週程度 測定目的：処理済水の性状の確認

図 II-4 ALPS にて行われる測定

ALPS の運用開始以降、さまざまな経緯（詳細は II-7.「処理途上水の発生理由」参照）により、処理された水の約 7 割程度には告示濃度比総和 1 以上の放射性物質が含まれているが、上述の特殊な状況であった時期以外では、ALPS は性能を発揮している。

図 II-5-1～13 に、主要 7 核種等に関する ALPS 出入口での測定結果に関するトレンドを示す。特に、2019 年以降上述の特殊な状況が解消され、ALPS が安定的に運用されており、各核種が安定的かつ適切に除去されていることがわかる。

³ 測定項目および測定頻度は、処理対象水の性状等に応じて適宜見直している。

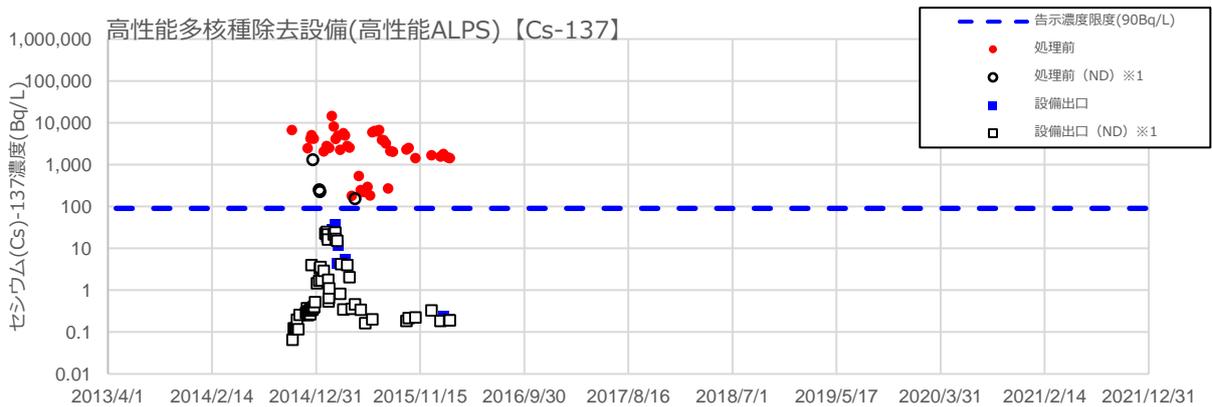
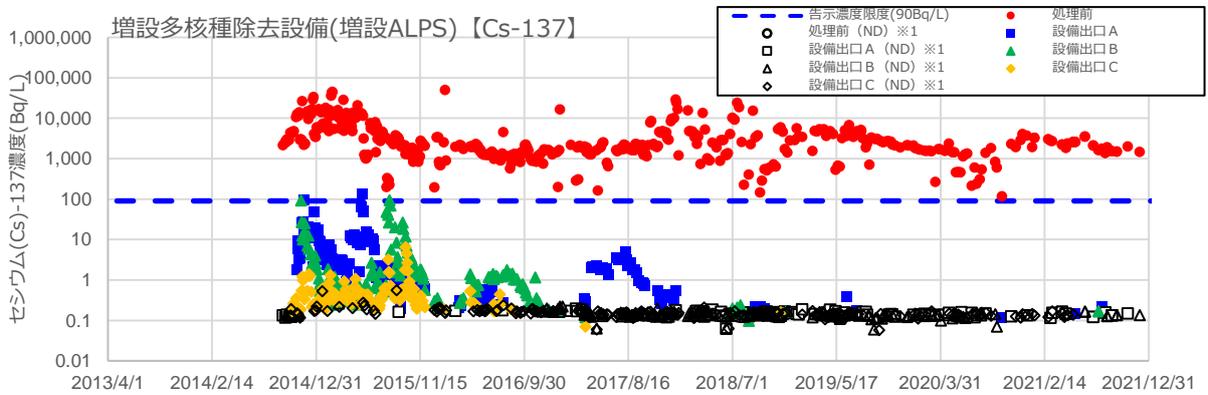
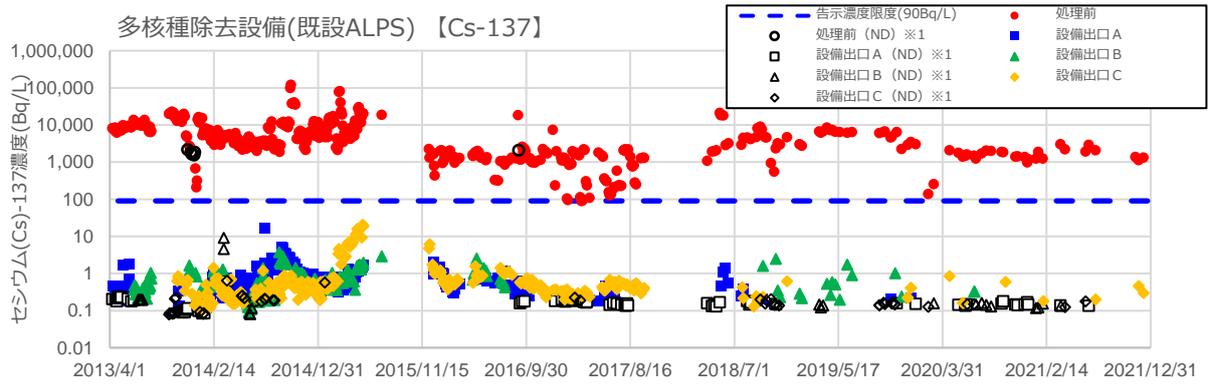


図 II-5-1 各多核種除去設備出入口における放射能濃度 (Cs-137)

(※1 ND は検出限界値未満を示す)

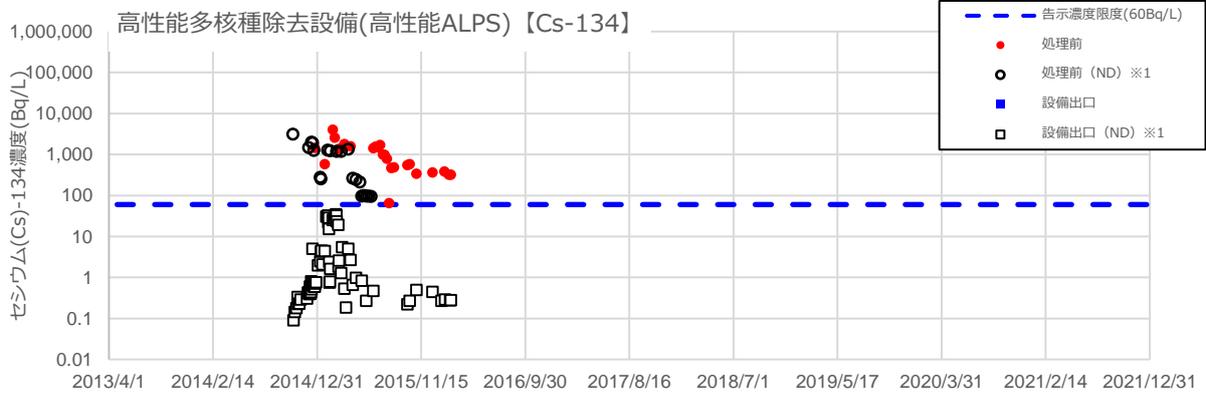
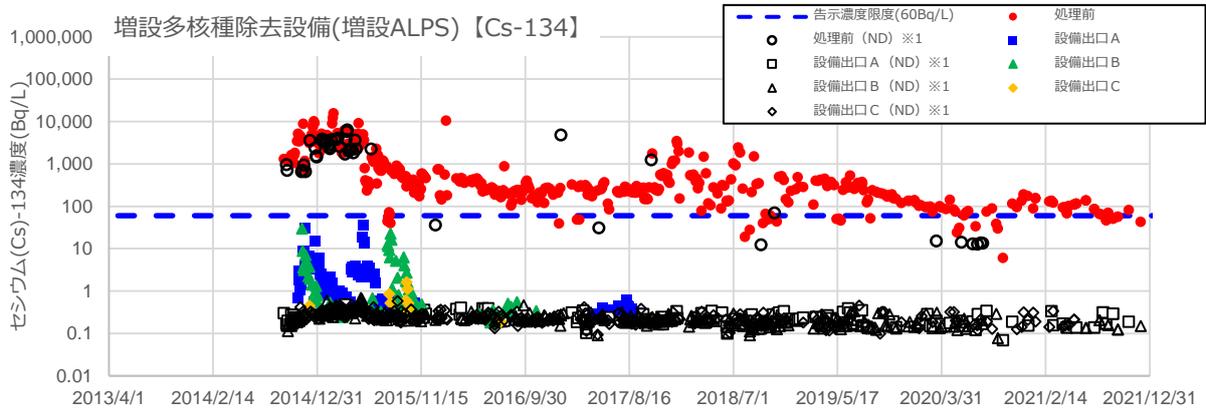
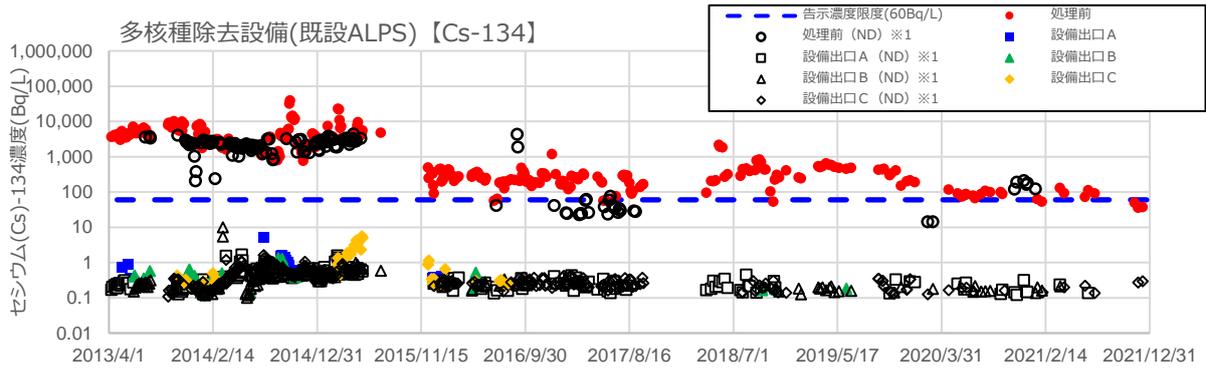


図 II-5-2 各多核種除去設備出入口における放射能濃度 (Cs-134)

(※1 ND は検出限界値未満を示す)

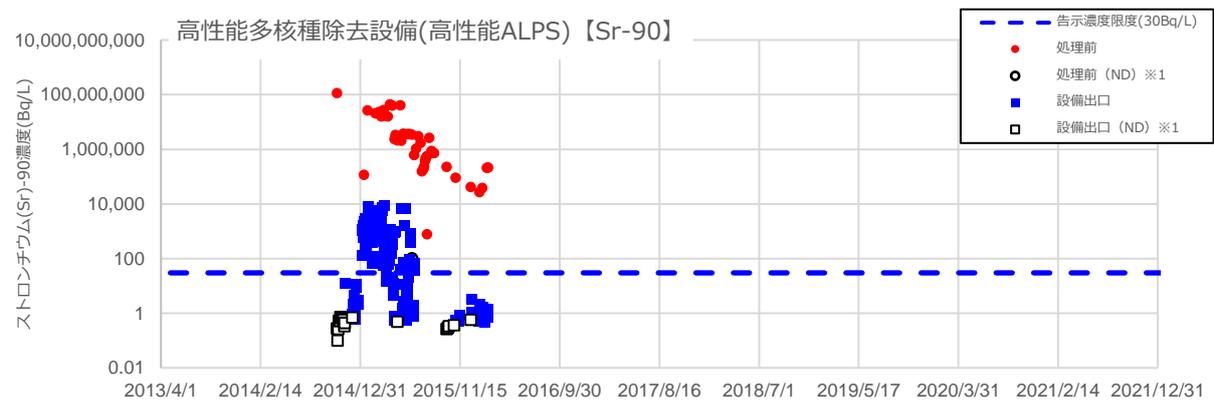
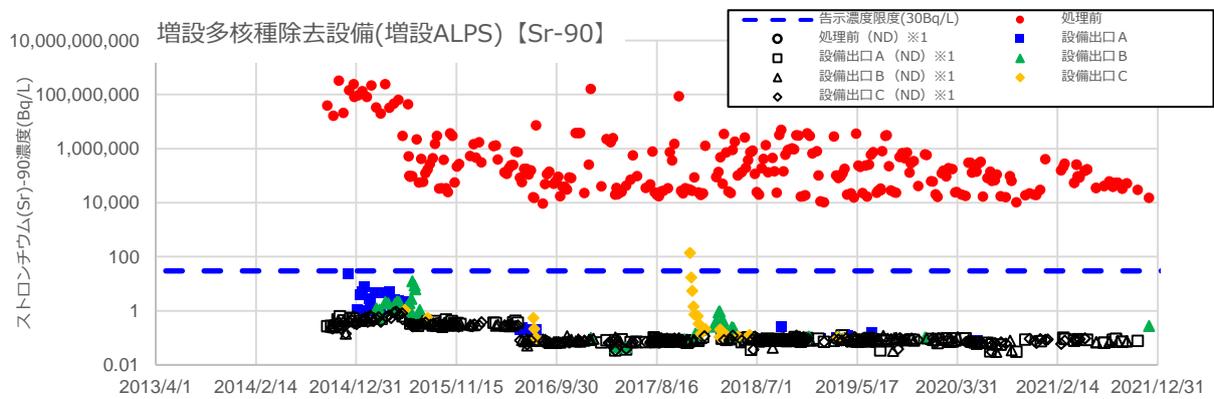
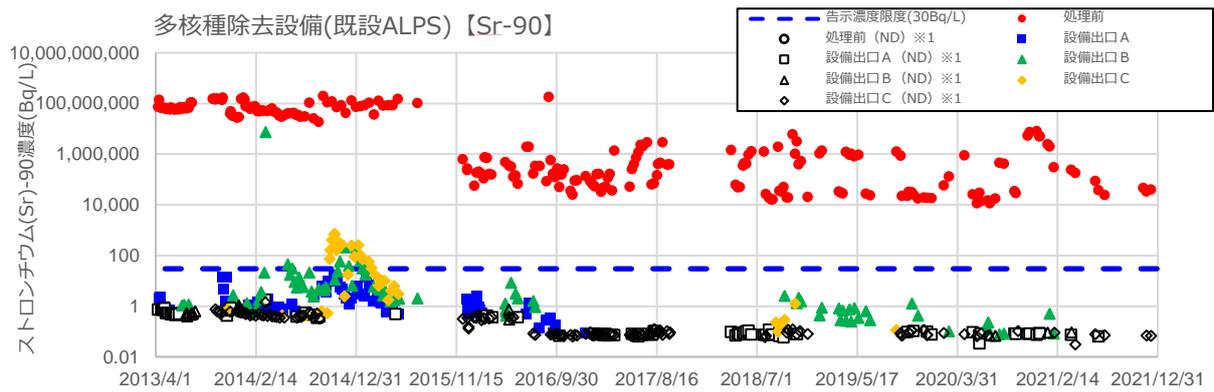


図 II-5-3 各多核種除去設備出入口における放射能濃度 (Sr-90)

(※1 ND は検出限界値未満を示す)

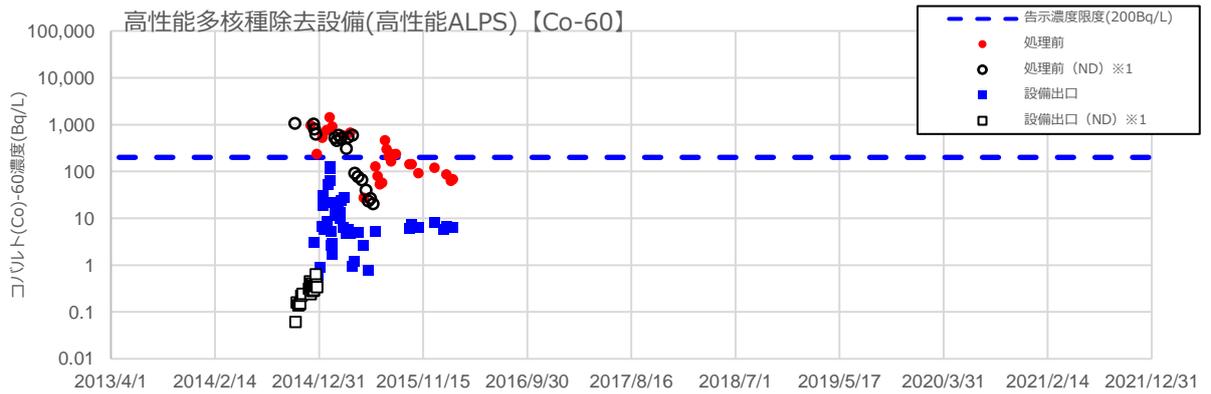
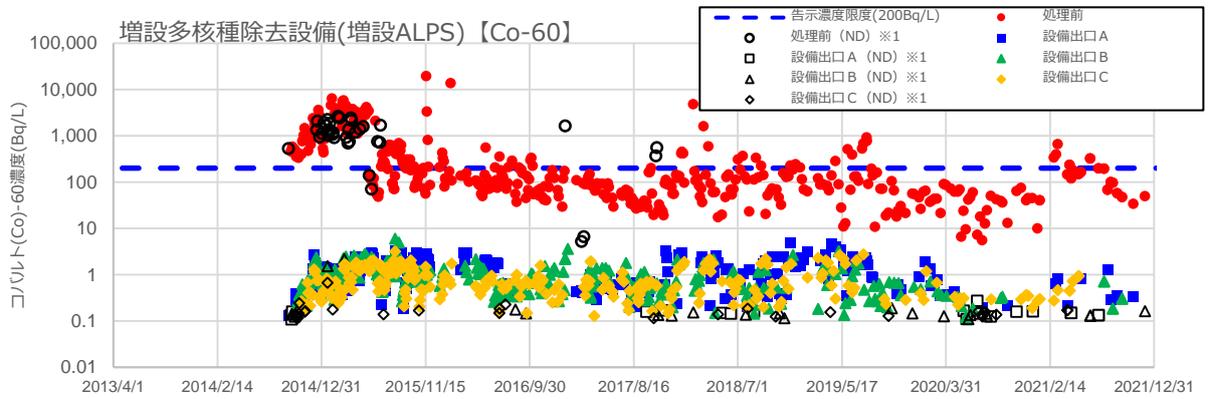
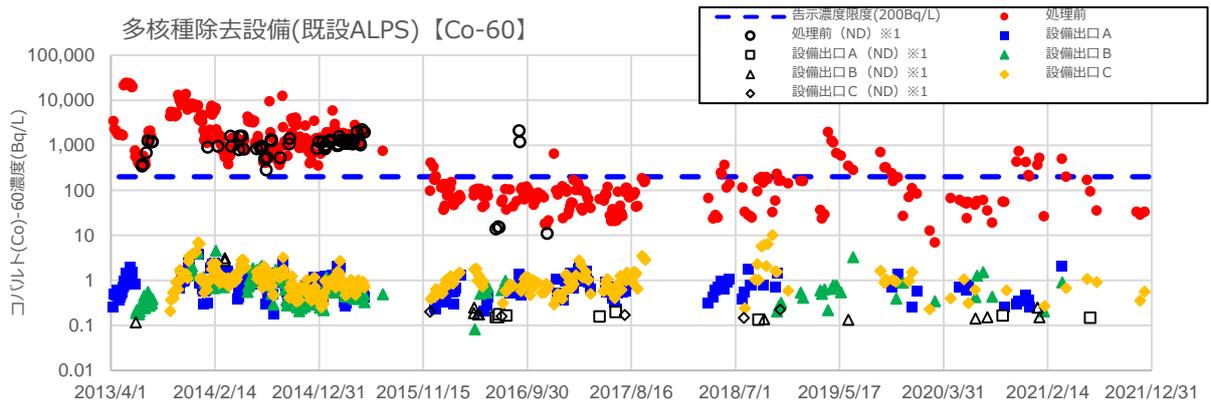


図 II-5-4 各多核種除去設備出入口における放射能濃度 (Co-60)

(※1 ND は検出限界値未満を示す)

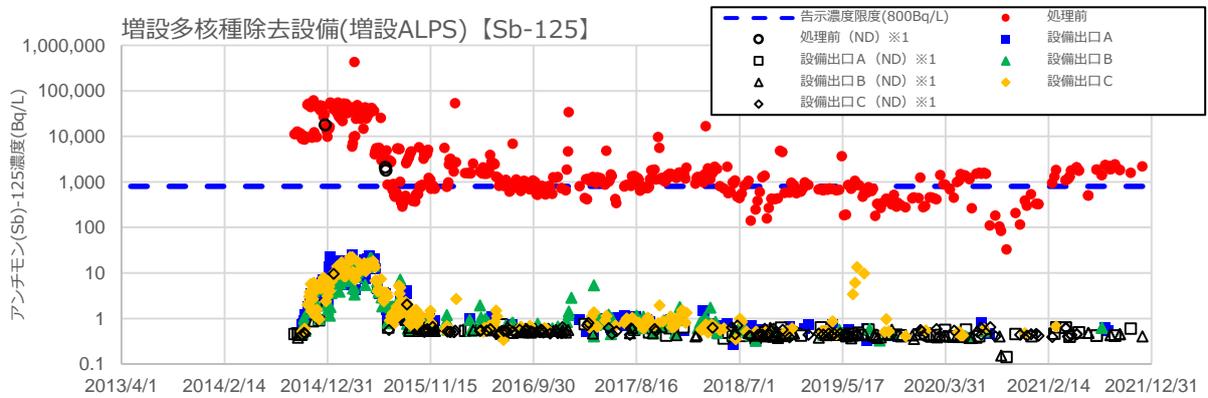
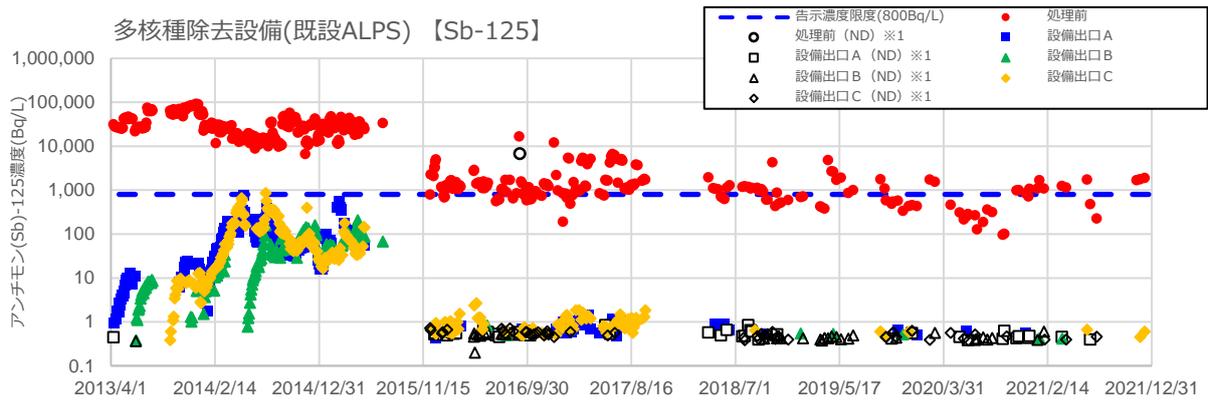


図 II-5-5 各多核種除去設備出入口における放射能濃度 (Sb-125)

(※1 ND は検出限界値未満を示す)

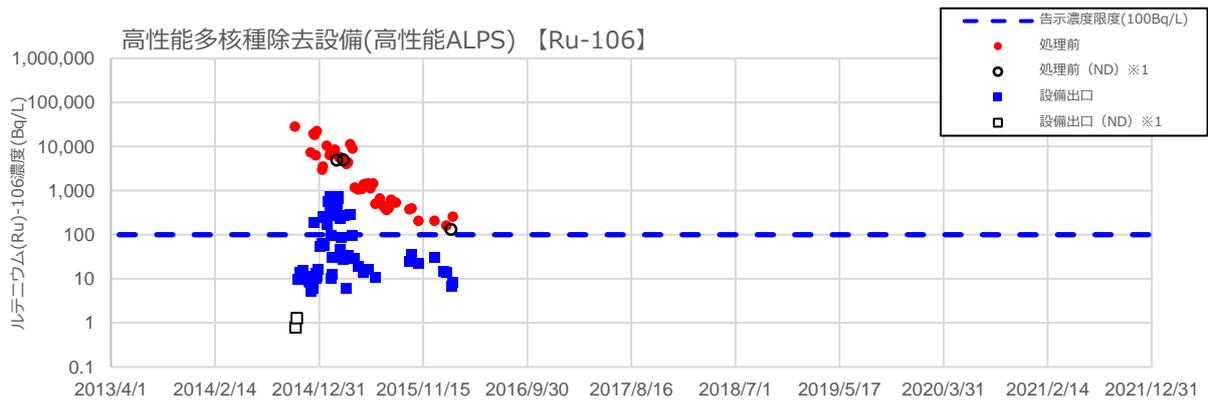
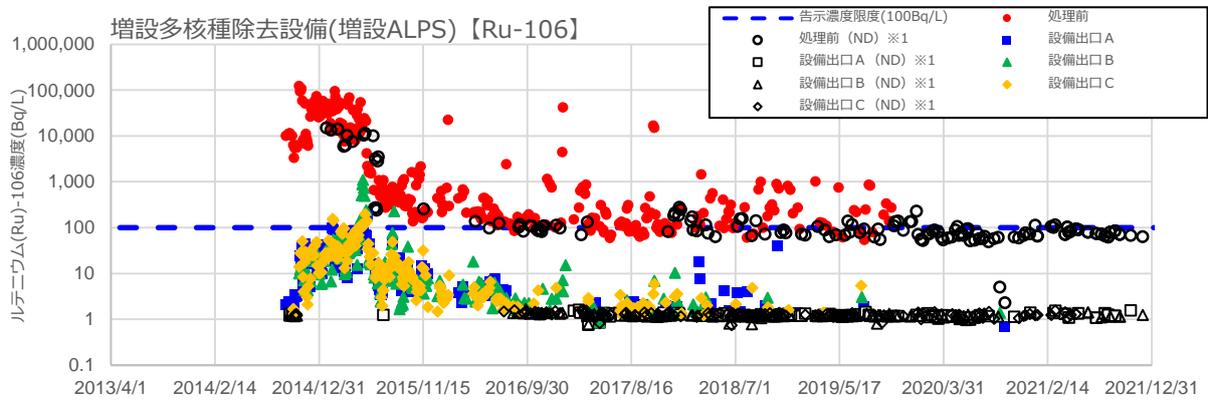
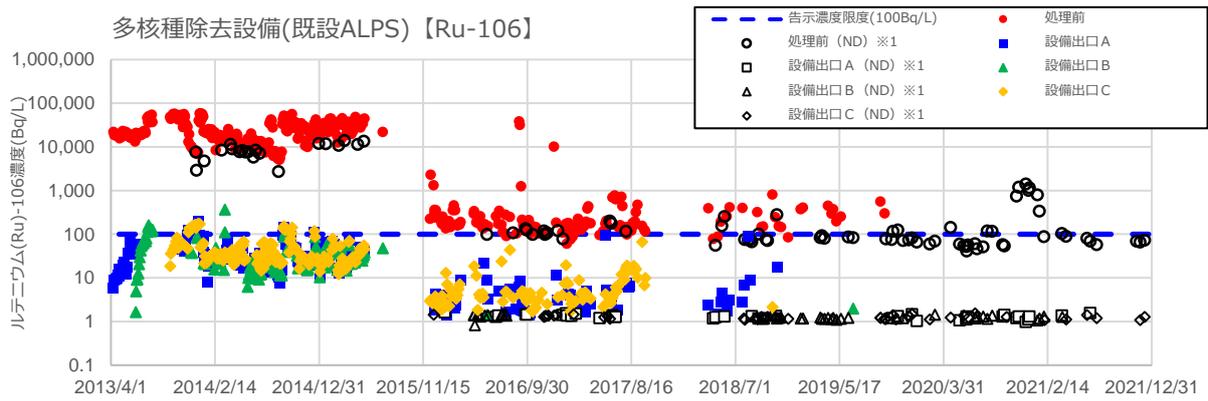


図 II-5-6 各多核種除去設備出入口における放射能濃度 (Ru-106)

(※1 ND は検出限界値未満を示す)

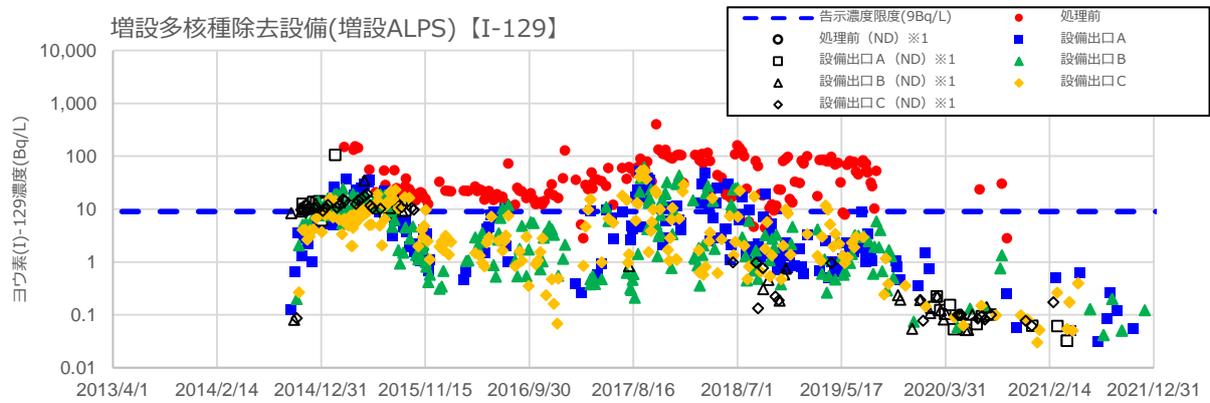
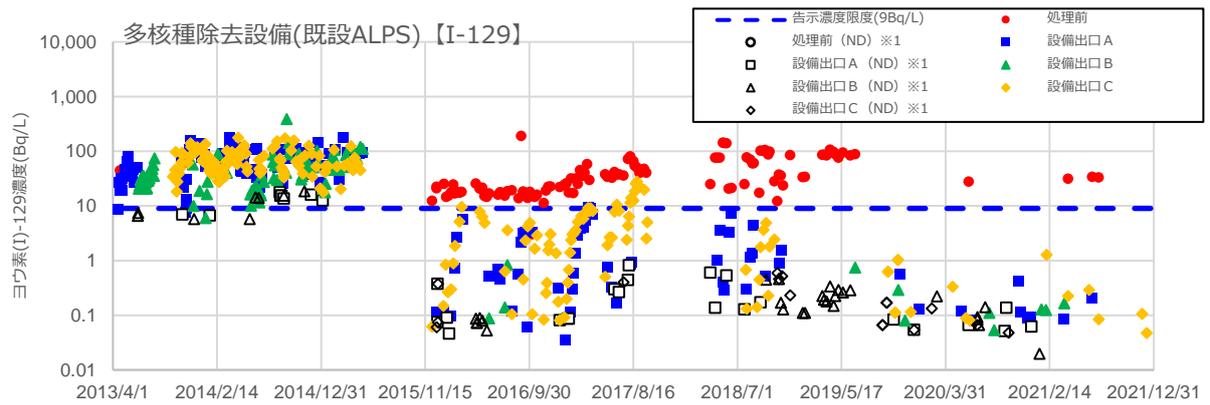


図 II-5-7 各多核種除去設備出入口における放射能濃度 (I-129)

(※1 ND は検出限界値未満を示す)

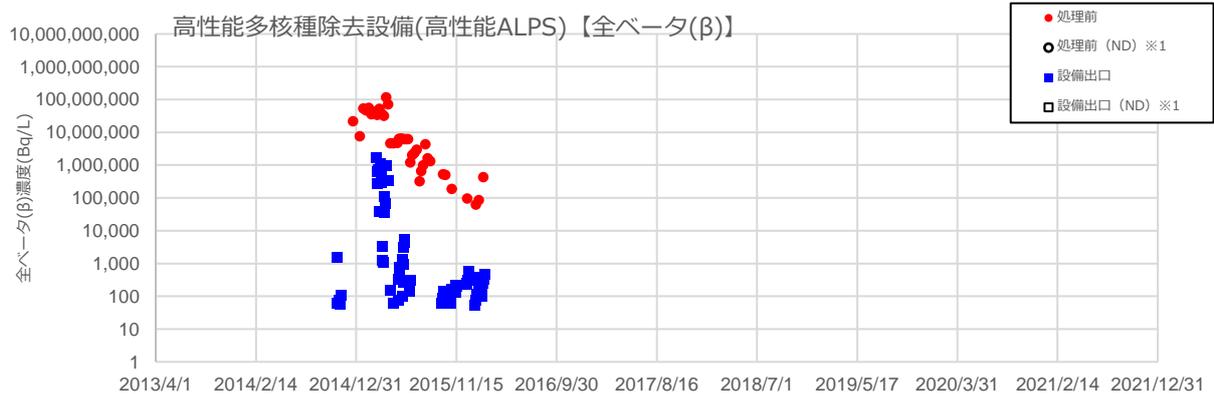
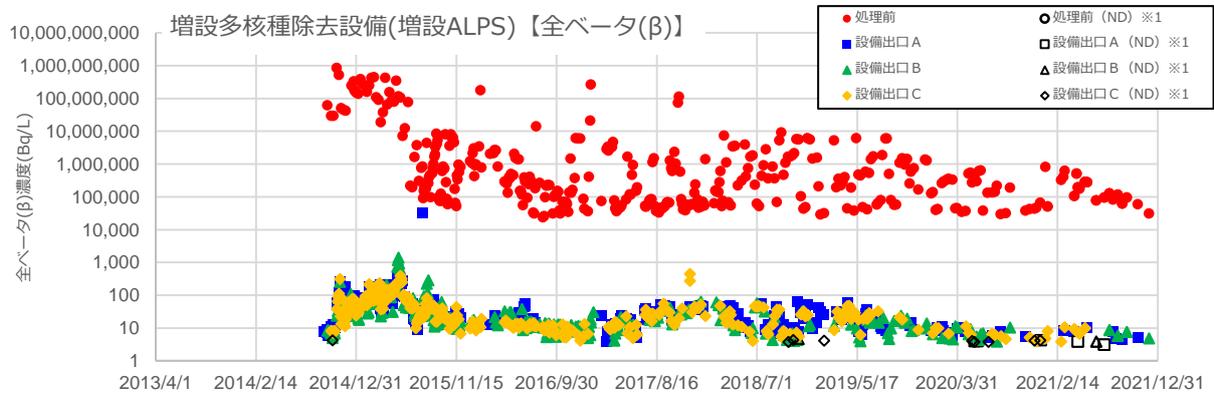
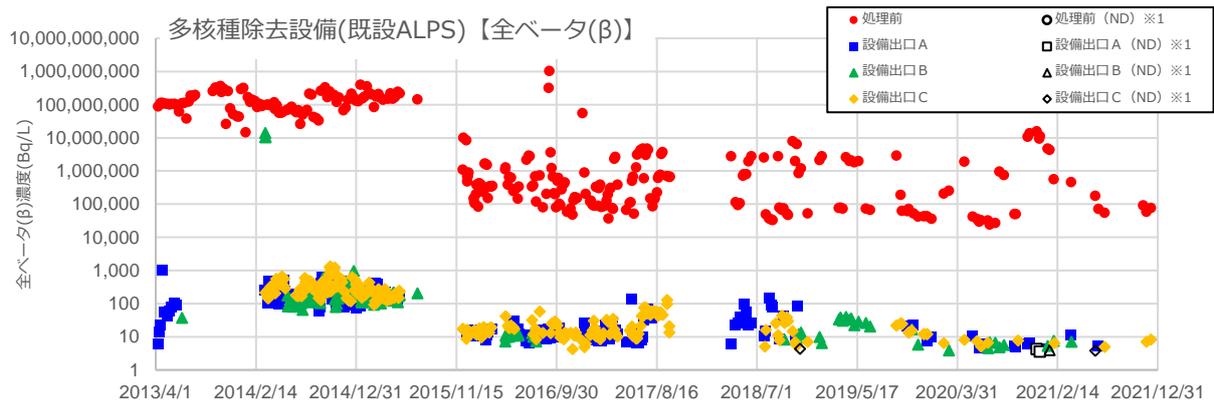


図 II-5-8 各多核種除去設備出入口における放射能濃度 (全ベータ核種)

(※1 ND は検出限界値未満を示す)

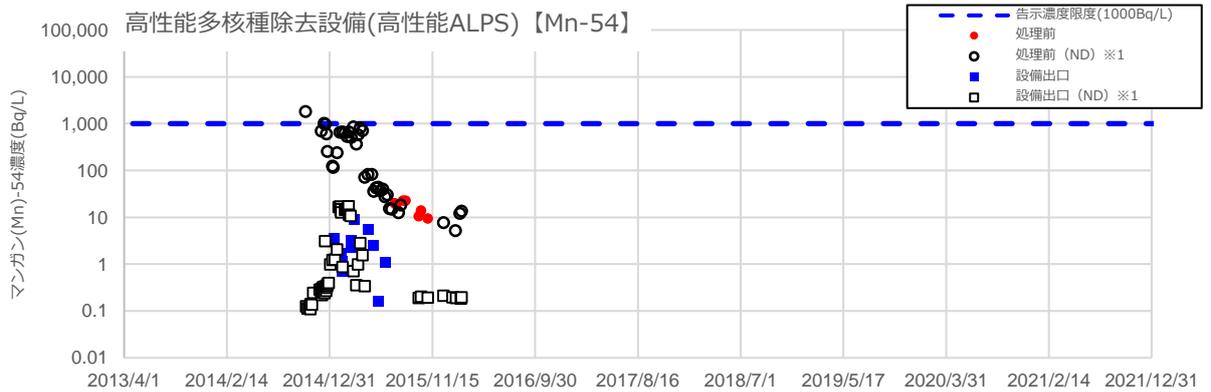
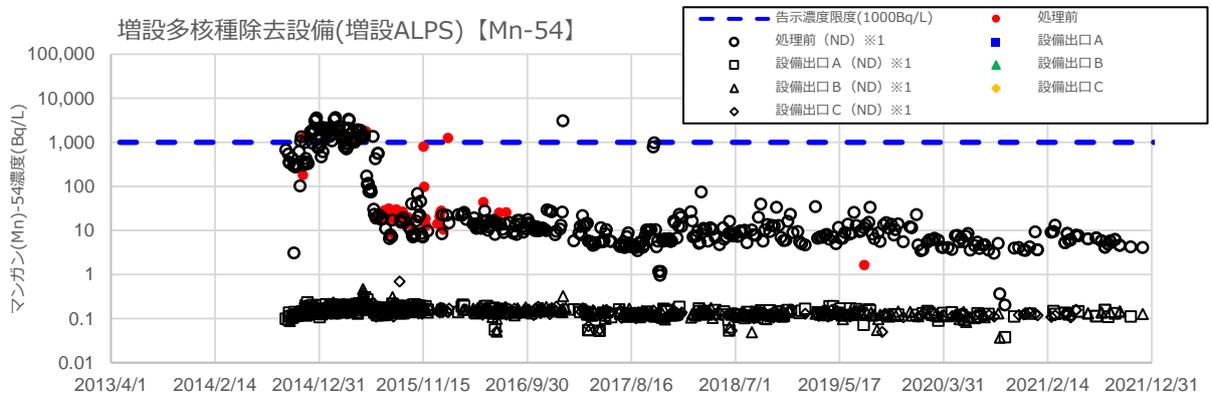
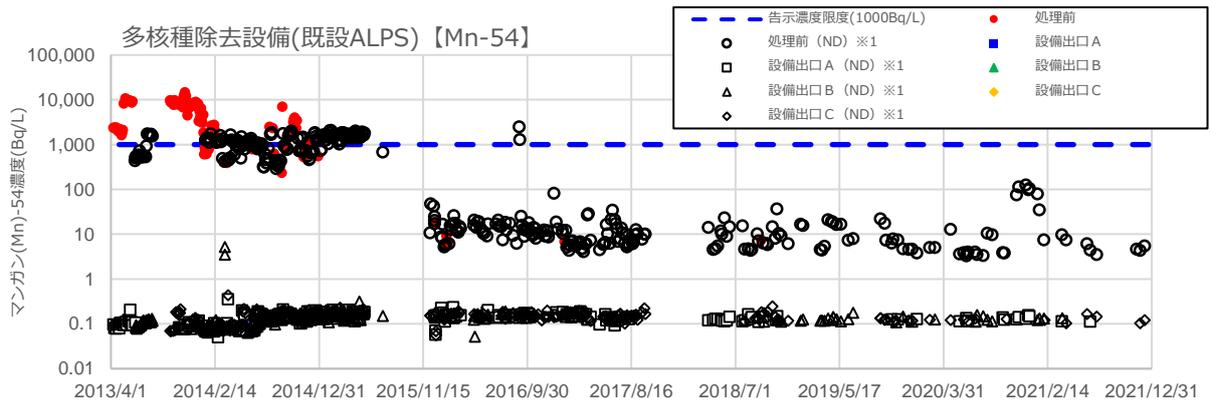


図 II-5-9 各多核種除去設備出入口における放射能濃度 (Mn-54)

(※1 ND は検出限界値未満を示す)

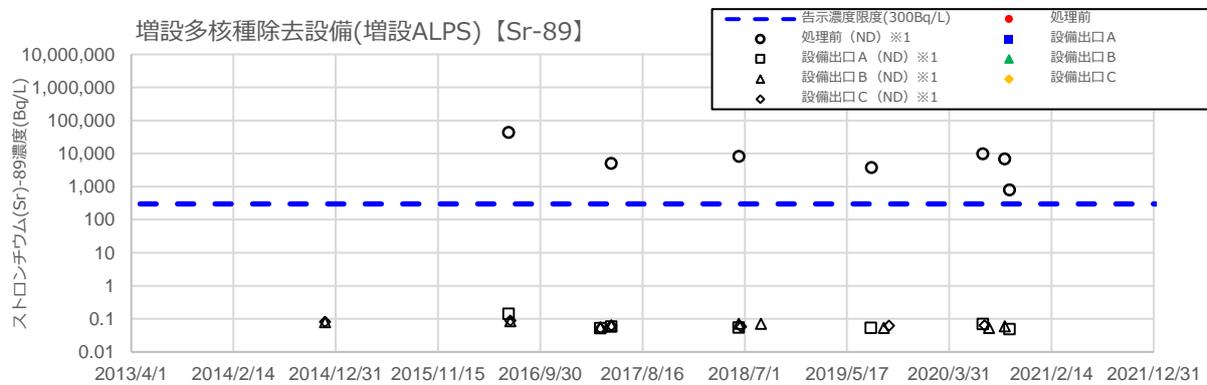
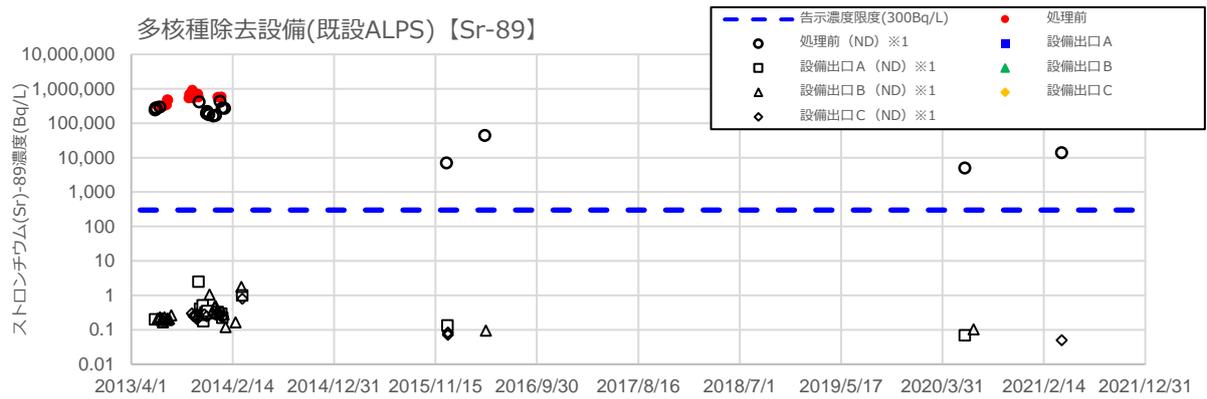


図 II-5-10 各多核種除去設備出入口における放射能濃度 (Sr-89)

(※1 ND は検出限界値未満を示す)

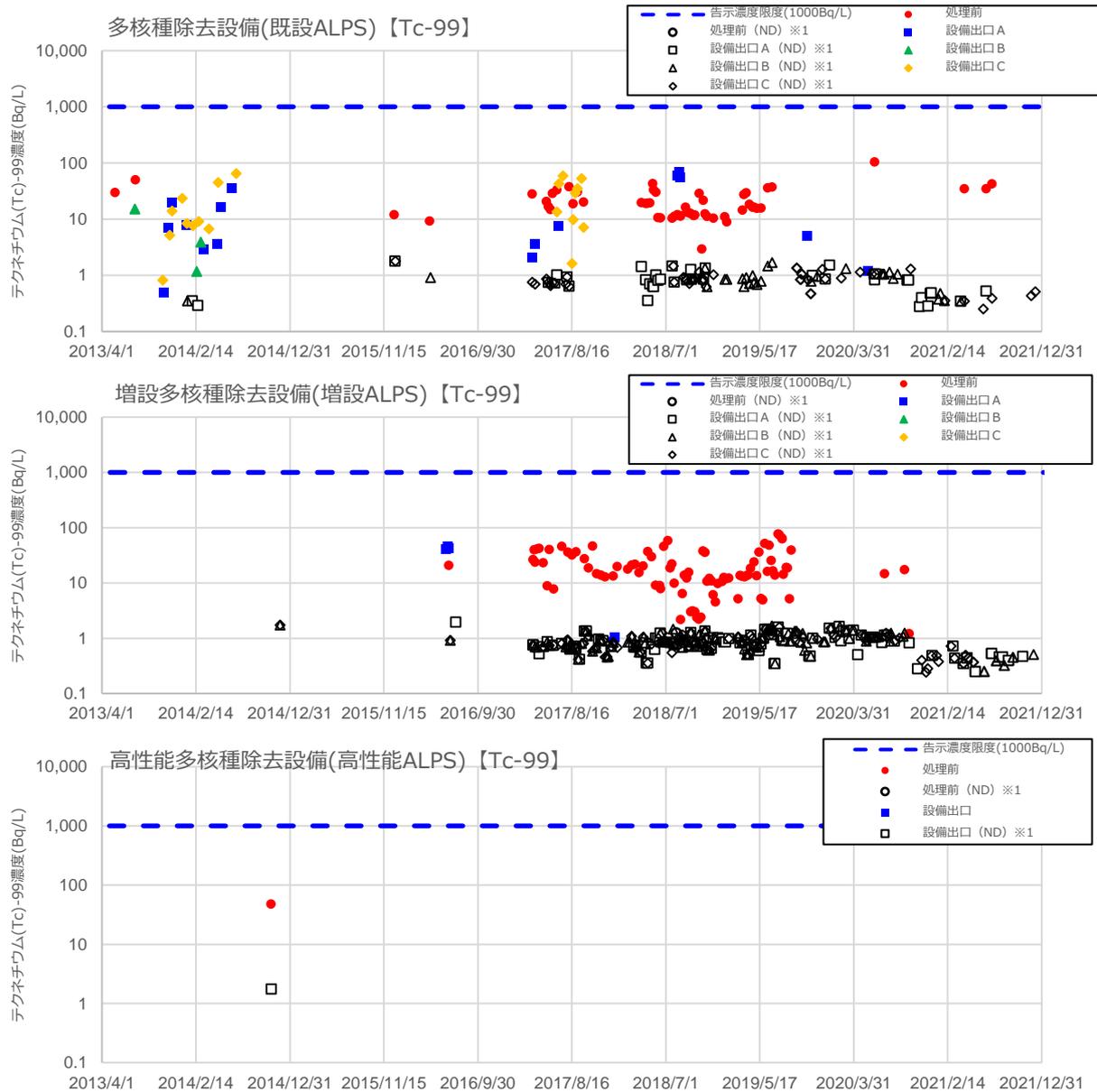


図 II-5-11 各多核種除去設備出入口における放射能濃度 (Tc-99)

(※1 ND は検出限界値未満を示す)

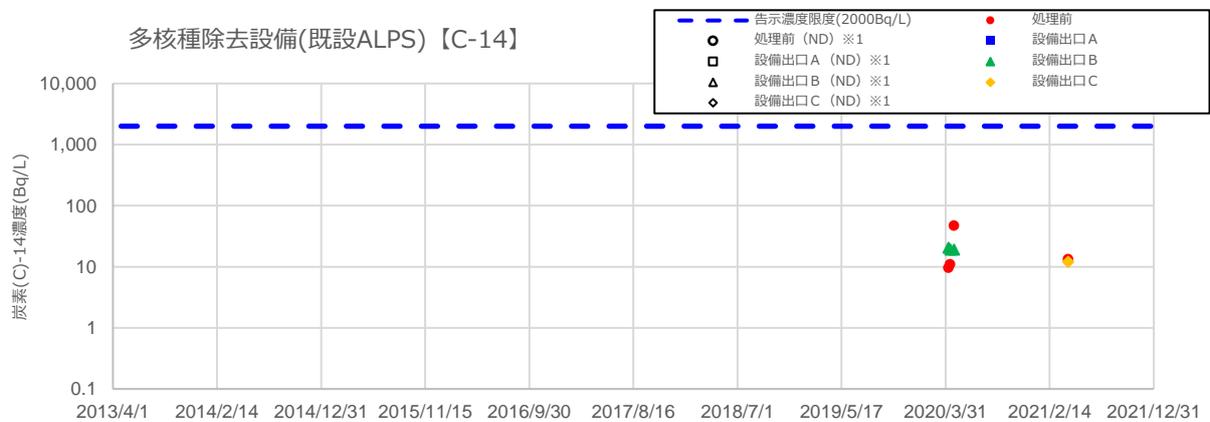


図 II-5-12 多核種除去設備出入口における放射能濃度 (C-14)

(※1 ND は検出限界値未満を示す)

添付 II-15

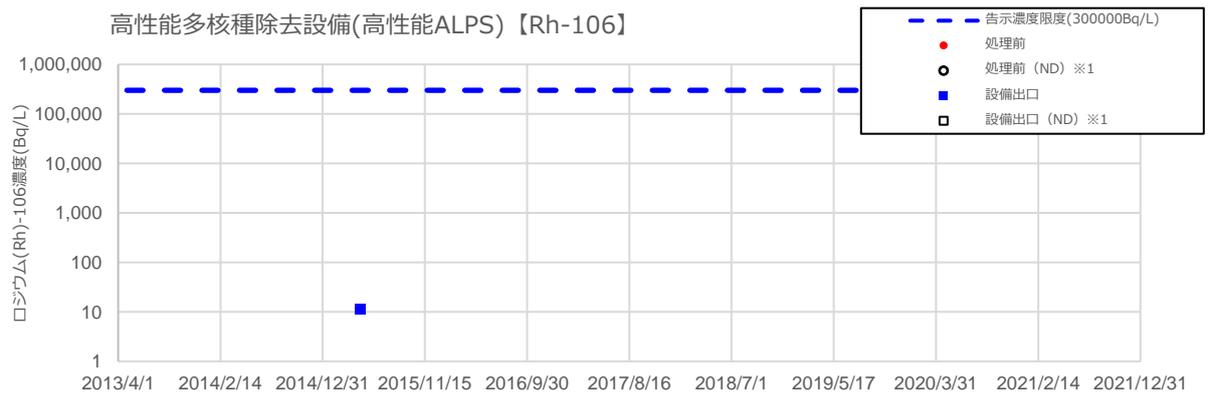
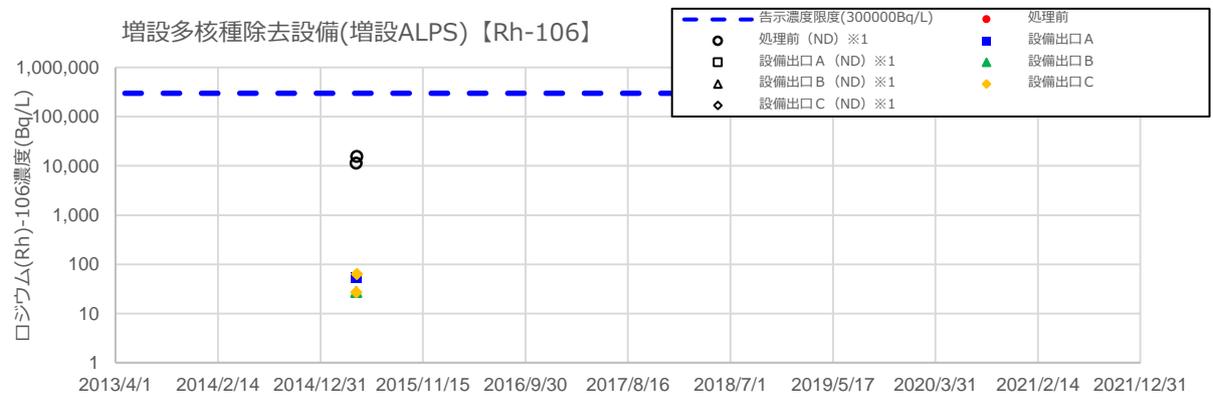
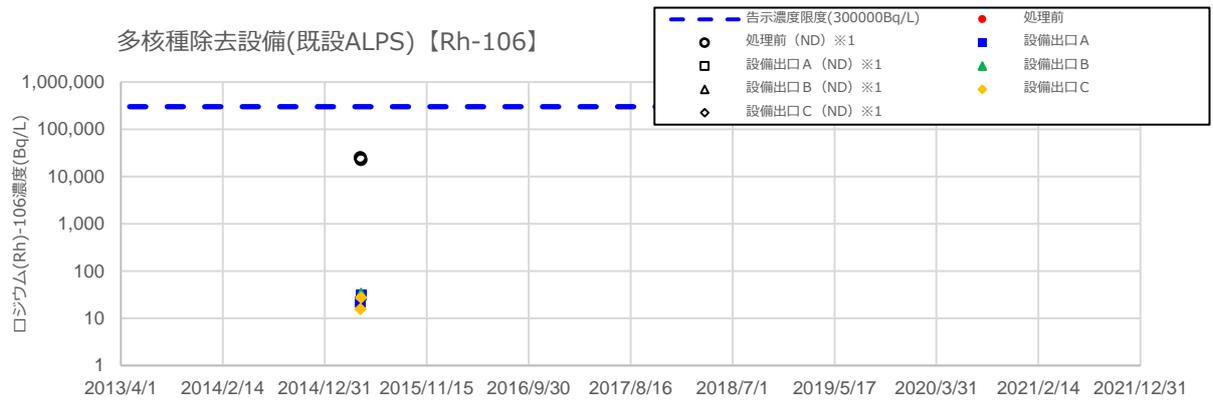


図 II-5-13 各多核種除去設備出入口における放射能濃度 (Rh-106)

(※1 ND は検出限界値未満を示す)

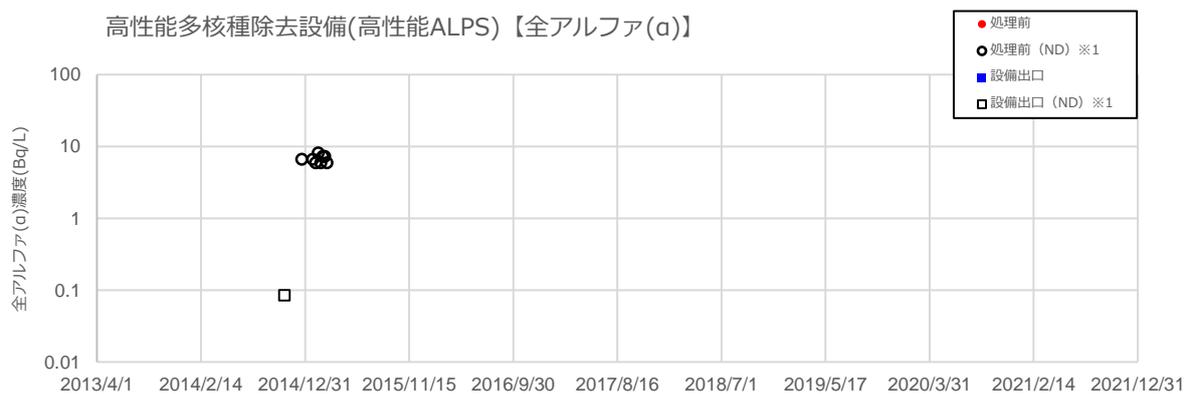
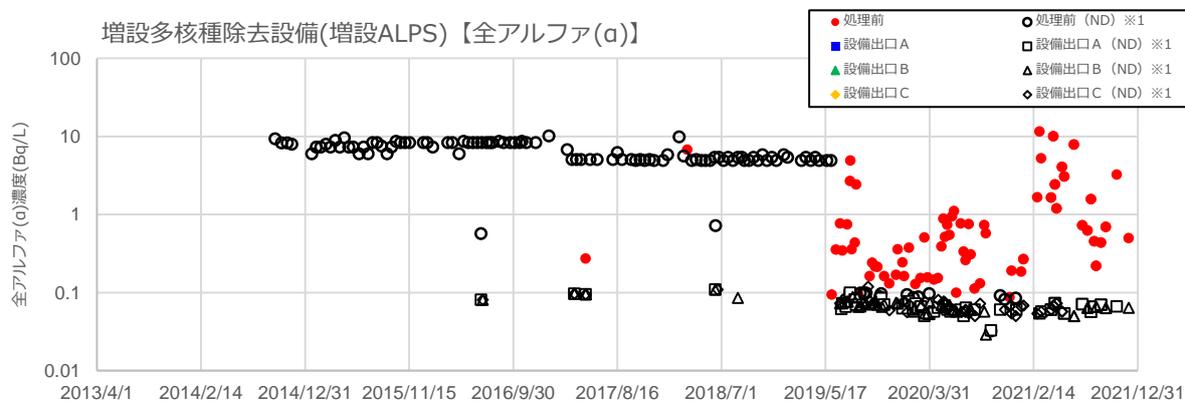
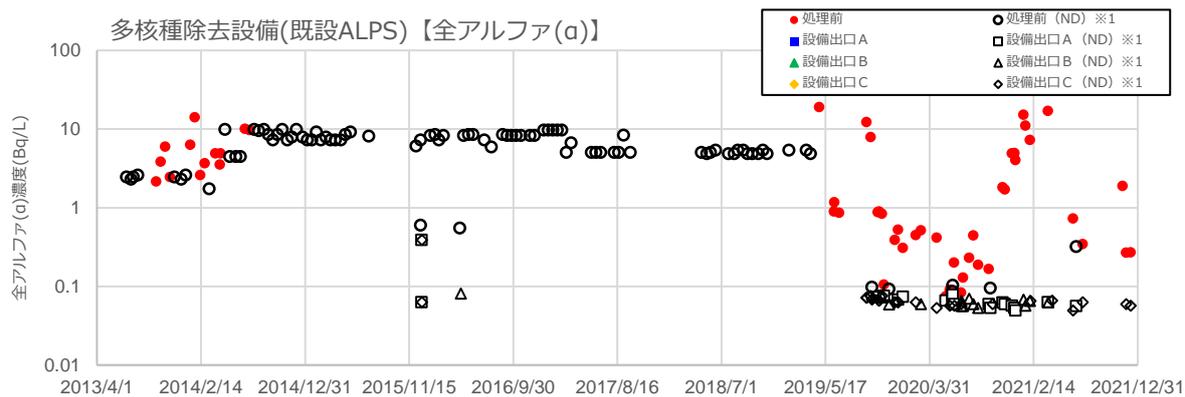


図 II-5-14 各多核種除去設備出入口における放射能濃度 (全アルファ核種)

(※1 ND は検出限界値未満を示す)

II-4. ALPS による処理途上水の二次処理性能

II-4-1 二次処理性能試験実施の背景

2023 年 1 月現在、福島第一原子力発電所に貯蔵される水の約 7 割は、II-7.に示すさまざまな理由により、告示濃度比総和が 1 以上と評価される水（いわゆる「処理途上水」）である。この処理途上水は、放出前までに確実に二次処理を行い、希釈前にトリチウムを除く放射性物質の濃度が告示比総和 1 未満であることを確認することについては、本文の放出方法の項にも記載したとおりである。

ALPS は、放射性物質濃度の高いストロンチウム処理水等を処理できるよう設計され、その放射性物質の除去能力は実際の運用で証明されてきているが、ALPS の二次処理は非常に重要であり、二次処理によってトリチウム以外の放射性物質を告示濃度比総和 1 未満まで除去できるということを早く実測値で示すべき、との意見があった⁴。

このような意見を受け、当社は ALPS にて高濃度（告示濃度比総和 100 以上）の処理途上水の二次処理試験を行うこととし、2020 年 9 月より増設 ALPS を用いた二次処理性能試験を開始、同年 12 月までに完了した。

II-4-2 二次処理性能試験の概要

本二次処理性能試験では、告示濃度比総和 100 以上のタンク群から 2 群（高濃度側として J1-C タンク群（告示濃度比総和：約 2,400）および低濃度側として J1-G タンク群（告示濃度比総和：約 390））を選定し、それぞれのタンク群から 1,000m³ ずつ処理を行った。なお、移送に用いる配管は、すでに系統に内包されていた水の置き換え運転を試験に先立って実施した。

その後、処理した水を採取し、ALPS の除去対象核種である 62 核種および C-14、トリチウムの濃度を測定し、二次処理によってトリチウムを除く 63 核種の告示濃度比総和が 1 未満になることを確認するとともに、核種分析の手順およびプロセスの確認を実施した。

II-4-3 二次処理性能試験の結果

結果を表 II-3 および 4 に示す。いずれの処理途上水も、二次処理によって告示濃度比総和 1 未満となることを確認した。

⁴ 多核種除去設備等処理水の取扱いに関する小委員会（第 17 回）議事録 p.11

表 II-3 ALPS による二次処理性能確認試験結果 (J1-C タンク群)

核種 (半減期)	告示濃度 限度 [Bq/L]	二次処理前 ⁵		二次処理後 ⁶		備考
		分析結果 ⁷ [Bq/L]	告示 濃度比 ⁸	分析結果 ⁷ [Bq/L]	告示 濃度比 ⁸	
H-3 (約 12 年)	6.0E+04	8.51E+05	1.4E+01	8.22E+05	1.4E+01	1,500Bq/L 未満まで希釈してから放出する
C-14 (約 5700 年)	2.0E+03	1.53E+01	7.6E-03	1.76E+01	8.8E-03	
Mn-54 (約 310 日)	1.0E+03	< 3.62E-01	3.6E-04	< 3.83E-02	3.8E-05	
Fe-59 (約 44 日)	4.0E+02	< 6.41E-01	1.6E-03	< 8.66E-02	2.2E-04	
Co-58 (約 71 日)	1.0E+03	< 3.44E-01	3.4E-04	< 4.11E-02	4.1E-05	
Co-60 (約 5.3 年)	2.0E+02	3.63E+01	1.8E-01	3.33E-01	1.7E-03	
Ni-63 (約 100 日)	6.0E+03	5.19E+01	8.6E-03	< 8.45E+00	1.4E-03	
Zn-65 (約 240 日)	2.0E+02	< 7.19E-01	3.6E-03	< 9.41E-02	4.7E-04	
Rb-86 (約 19 日)	3.0E+02	< 4.11E+00	1.4E-02	< 4.97E-01	1.7E-03	
Sr-89 (約 51 日)	3.0E+02	< 6.72E+03	2.2E+01	< 5.37E-02	1.8E-04	
Sr-90 (約 29 年)	3.0E+01	6.46E+04	2.2E+03	3.57E-02	1.2E-03	
Y-90 (約 64 時間)	3.0E+02	6.46E+04	2.2E+02	3.57E-02	1.2E-04	Sr-90 と放射平衡
Y-91 (約 59 日)	3.0E+02	< 8.45E+01	2.8E-01	< 1.65E+01	5.5E-02	
Nb-95 (約 35 日)	1.0E+03	< 3.50E-01	3.5E-04	< 4.96E-02	5.0E-05	
Tc-99 (約 21 万年)	1.0E+03	1.74E+01	1.7E-02	< 1.23E+00	1.2E-03	
Ru-103 (約 39 日)	1.0E+03	< 7.21E-01	7.2E-04	< 5.27E-02	5.3E-05	

⁵ 2020 年 9 月 19 日～21 日に採取した試料についてコンポジット (混合・攪拌) を行い、分析を実施。

⁶ 2020 年 9 月 27 日に増設 ALPS 出口後段に設置されたサンプルタンクの中層から試料採取し、分析を実施。

⁷ 検出限界値を下回った場合には、検出限界値を記載し、その前に「<」を示す。

⁸ 分析結果が検出限界値未満である場合には、検出限界値を用いて算出。

核種 (半減期)	告示濃度 限度 [Bq/L]	二次処理前 ⁵		二次処理後 ⁶		備考
		分析結果 ⁷ [Bq/L]	告示 濃度比 ⁸	分析結果 ⁷ [Bq/L]	告示 濃度比 ⁸	
Ru-106 (約 370 日)	1.0E+02	< 5.00E+00	5.0E-02	1.43E+00	1.4E-02	
Rh-103m (約 56 分)	2.0E+05	< 7.21E-01	3.6E-06	< 5.27E-02	2.6E-07	Ru-103 と放射平衡
Rh-106 (約 30 秒)	3.0E+05	< 5.00E+00	1.7E-05	1.43E+00	4.8E-06	Ru-106 と放射平衡
Ag-110m (約 250 日)	3.0E+02	< 5.41E-01	1.8E-03	< 4.26E-02	1.4E-04	
Cd-113m (約 14 年)	4.0E+01	< 2.05E+01	5.1E-01	< 8.52E-02	2.1E-03	
Cd-115m (45 日)	3.0E+02	< 2.26E+01	7.5E-02	< 2.70E+00	9.0E-03	
Sn-119m (約 290 日)	2.0E+03	< 3.90E+02	1.9E-01	< 4.24E+01	2.1E-02	Sn-123 の放射能濃度より評価
Sn-123 (約 130 日)	4.0E+02	< 6.06E+01	1.5E-01	< 6.59E+00	1.6E-02	
Sn-126 (約 23 万年)	2.0E+02	< 2.88E+00	1.4E-02	< 2.92E-01	1.5E-03	
Sb-124 (約 60 日)	3.0E+02	< 2.79E-01	9.3E-04	< 9.67E-02	3.2E-04	
Sb-125 (約 2.8 年)	8.0E+02	8.30E+01	1.0E-01	2.26E-01	2.8E-04	
Te-123m (約 120 日)	6.0E+02	< 8.32E-01	1.4E-03	< 9.19E-02	1.5E-04	
Te-125m (約 57 日)	9.0E+02	8.30E+01	9.2E-02	2.26E-01	2.5E-04	Sb-125 と放射平衡
Te-127 (約 9.4 時間)	5.0E+03	< 7.25E+01	1.5E-02	< 4.69E+00	9.4E-04	
Te-127m (約 110 日)	3.0E+02	< 7.53E+01	2.5E-01	< 4.87E+00	1.6E-02	Te-127 の放射能濃度より評価
Te-129 (約 70 分)	1.0E+04	< 1.27E+01	1.3E-03	< 6.15E-01	6.1E-05	
Te-129m (約 34 日)	3.0E+02	< 1.31E+01	4.4E-02	< 1.37E+00	4.6E-03	
I-129 (約 1600 万年)	9.0E+00	2.99E+01	3.3E+00	1.16E+00	1.3E-01	
Cs-134 (約 2.1 年)	6.0E+01	2.93E+01	4.9E-01	< 7.60E-02	1.3E-03	

添付 II-20

核種 (半減期)	告示濃度 限度 [Bq/L]	二次処理前 ⁵		二次処理後 ⁶		備考
		分析結果 ⁷ [Bq/L]	告示 濃度比 ⁸	分析結果 ⁷ [Bq/L]	告示 濃度比 ⁸	
Cs-135 (約 230 万年)	6.0E+02	3.81E-03	6.4E-06	1.18E-06	2.0E-09	Cs-137 の放射能濃度より評価
Cs-136 (約 13 日)	3.0E+02	< 3.77E-01	1.3E-03	< 4.68E-02	1.6E-04	
Cs-137 (約 30 年)	9.0E+01	5.99E+02	6.7E+00	1.85E-01	2.1E-03	
Ba-137m (約 2.6 分)	8.0E+05	5.99E+02	7.5E-04	1.85E-01	2.3E-07	Cs-137 と放射平衡
Ba-140 (約 13 日)	3.0E+02	< 2.40E+00	8.0E-03	< 2.02E-01	6.7E-04	
Ce-141 (約 33 日)	1.0E+03	< 1.51E+00	1.5E-03	< 2.62E-01	2.6E-04	
Ce-144 (約 280 日)	2.0E+02	< 6.84E+00	3.4E-02	< 5.69E-01	2.8E-03	
Pr-144 (約 17 分)	2.0E+04	< 6.84E+00	3.4E-04	< 5.69E-01	2.8E-05	Ce-144 と放射平衡
Pr-144m (約 7.2 分)	4.0E+04	< 6.84E+00	1.7E-04	< 5.69E-01	1.4E-05	Ce-144 と放射平衡
Pm-146 (約 5.5 年)	9.0E+02	< 1.23E+00	1.4E-03	< 6.66E-02	7.4E-05	
Pm-147 (約 2.6 年)	3.0E+03	< 4.08E+00	1.4E-03	< 8.04E-01	2.7E-04	Eu-154 の放射能濃度より評価
Pm-148 (約 5.4 日)	3.0E+02	< 6.49E-01	2.2E-03	< 2.33E-01	7.8E-04	
Pm-148m (約 41 日)	5.0E+02	< 6.34E-01	1.3E-03	< 4.84E-02	9.7E-05	
Sm-151 (約 90 年)	8.0E+03	< 5.77E-02	7.2E-06	< 1.14E-02	1.4E-06	Eu-154 の放射能濃度より評価
Eu-152 (約 14 年)	6.0E+02	< 2.70E+00	4.5E-03	< 2.84E-01	4.7E-04	
Eu-154 (約 8.6 年)	4.0E+02	< 5.77E-01	1.4E-03	< 1.14E-01	2.8E-04	
Eu-155 (約 4.8 年)	3.0E+03	< 3.43E+00	1.1E-03	< 3.36E-01	1.1E-04	
Gd-153 (約 240 日)	3.0E+03	< 3.17E+00	1.1E-03	< 2.64E-01	8.8E-05	
Tb-160 (約 72 日)	5.0E+02	< 1.66E+00	3.3E-03	< 1.43E-01	2.9E-04	

添付 II-21

核種 (半減期)	告示濃度 限度 [Bq/L]	二次処理前 ⁵		二次処理後 ⁶		備考
		分析結果 ⁷ [Bq/L]	告示 濃度比 ⁸	分析結果 ⁷ [Bq/L]	告示 濃度比 ⁸	
Pu-238 (約 88 年)	4.0E+00	5.70E-01	1.4E-01	< 3.25E-02	8.1E-03	全α放射能の測定値に包 絡されるものとし評価
Pu-239 (約 24000 年)	4.0E+00	5.70E-01	1.4E-01	< 3.25E-02	8.1E-03	全α放射能の測定値に包 絡されるものとし評価
Pu-240 (約 6600 年)	4.0E+00	5.70E-01	1.4E-01	< 3.25E-02	8.1E-03	全α放射能の測定値に包 絡されるものとし評価
Pu-241 (約 14 年)	2.0E+02	2.07E+01	1.0E-01	< 1.18E+00	5.9E-03	Pu-238 の放射能濃度か ら評価
Am-241 (約 430 年)	5.0E+00	5.70E-01	1.1E-01	< 3.25E-02	6.5E-03	全α放射能の測定値に包 絡されるものとし評価
Am-242m (約 140 年)	5.0E+00	1.03E-02	2.1E-03	< 5.87E-04	1.2E-04	Am-241 の放射能濃度 より評価
Am-243 (約 7400 年)	5.0E+00	5.70E-01	1.1E-01	< 3.25E-02	6.5E-03	全α放射能の測定値に包 絡されるものとし評価
Cm-242 (約 160 日)	6.0E+01	5.70E-01	9.5E-03	< 3.25E-02	5.4E-04	全α放射能の測定値に包 絡されるものとし評価
Cm-243 (約 29 年)	6.0E+00	5.70E-01	9.5E-02	< 3.25E-02	5.4E-03	全α放射能の測定値に包 絡されるものとし評価
Cm-244 (約 18 年)	7.0E+00	5.70E-01	8.1E-02	< 3.25E-02	4.6E-03	全α放射能の測定値に包 絡されるものとし評価
トリチウム以外の 告示濃度比総和		-	2.4E+03	-	3.5E-01	

表 II-4 ALPS による二次処理性能確認試験結果 (J1-G タンク群)

核種 (半減期)	告示濃度 限度 [Bq/L]	二次処理前 ⁹		二次処理後 ¹⁰		備考
		分析結果 ⁷ [Bq/L]	告示 濃度比 ⁸	分析結果 ⁷ [Bq/L]	告示 濃度比 ⁸	
H-3 (約 12 年)	6.0E+04	2.73E+05	4.6E+00	2.72E+05	4.5E+00	1,500Bq/L 未満まで希釈 してから放出する
C-14 (約 5700 年)	2.0E+03	1.26E+01	6.3E-03	1.56E+01	7.8E-03	
Mn-54 (約 310 日)	1.0E+03	< 2.02E-01	2.0E-04	< 3.79E-02	3.8E-05	
Fe-59 (約 44 日)	4.0E+02	< 3.51E-01	8.8E-04	< 7.17E-02	1.8E-04	
Co-58 (約 71 日)	1.0E+03	< 2.11E-01	2.1E-04	< 3.74E-02	3.7E-05	
Co-60 (約 5.3 年)	2.0E+02	1.31E+01	6.5E-02	2.33E-01	1.2E-03	
Ni-63 (約 100 日)	6.0E+03	< 1.84E+01	3.1E-03	< 8.84E+00	1.5E-03	
Zn-65 (約 240 日)	2.0E+02	< 4.35E-01	2.2E-03	< 7.97E-02	4.0E-04	
Rb-86 (約 19 日)	3.0E+02	< 2.56E+00	8.5E-03	< 4.67E-01	1.6E-03	
Sr-89 (約 51 日)	3.0E+02	< 7.87E+02	2.6E+00	< 4.52E-02	1.5E-04	
Sr-90 (約 29 年)	3.0E+01	1.04E+04	3.5E+02	< 3.18E-02	1.1E-03	
Y-90 (約 64 時間)	3.0E+02	1.04E+04	3.5E+01	< 3.18E-02	1.1E-04	Sr-90 と放射平衡
Y-91 (約 59 日)	3.0E+02	< 4.82E+01	1.6E-01	< 1.18E+01	3.9E-02	
Nb-95 (約 35 日)	1.0E+03	< 2.56E-01	2.6E-04	< 4.70E-02	4.7E-05	
Tc-99 (約 21 万年)	1.0E+03	1.20E+00	1.2E-03	< 1.29E+00	1.3E-03	
Ru-103 (約 39 日)	1.0E+03	< 3.39E-01	3.4E-04	< 5.06E-02	5.1E-05	
Ru-106 (約 370 日)	1.0E+02	< 2.27E+00	2.3E-02	4.83E-01	4.8E-03	

⁹ 2020 年 10 月 5~7 日に採取した試料についてコンポジット (混合・攪拌) を行い、分析を実施。

¹⁰ 2020 年 10 月 13 日に増設 ALPS 出口後段に設置されたサンプルタンクの中層から試料を採取し、分析を実施。

核種 (半減期)	告示濃度 限度 [Bq/L]	二次処理前 ⁹		二次処理後 ¹⁰		備考
		分析結果 ⁷ [Bq/L]	告示 濃度比 ⁸	分析結果 ⁷ [Bq/L]	告示 濃度比 ⁸	
Rh-103m (約 56 分)	2.0E+05	< 3.39E-01	1.7E-06	< 5.06E-02	2.5E-07	Ru-103 と放射平衡
Rh-106 (約 30 秒)	3.0E+05	< 2.27E+00	7.6E-06	4.83E-01	1.6E-06	Ru-106 と放射平衡
Ag-110m (約 250 日)	3.0E+02	< 2.92E-01	9.7E-04	< 4.00E-02	1.3E-04	
Cd-113m (約 14 年)	4.0E+01	< 2.04E+01	5.1E-01	< 8.55E-02	2.1E-03	
Cd-115m (45 日)	3.0E+02	< 1.16E+01	3.9E-02	< 2.29E+00	7.6E-03	
Sn-119m (約 290 日)	2.0E+03	< 2.13E+02	1.1E-01	< 4.03E+01	2.0E-02	Sn-123 の放射能濃度より 評価
Sn-123 (約 130 日)	4.0E+02	< 3.31E+01	8.3E-02	< 6.26E+00	1.6E-02	
Sn-126 (約 23 万年)	2.0E+02	< 1.16E+00	5.8E-03	< 1.47E-01	7.3E-04	
Sb-124 (約 60 日)	3.0E+02	< 2.20E-01	7.3E-04	< 8.42E-02	2.8E-04	
Sb-125 (約 2.8 年)	8.0E+02	3.23E+01	4.0E-02	1.37E-01	1.7E-04	
Te-123m (約 120 日)	6.0E+02	< 3.83E-01	6.4E-04	< 6.67E-02	1.1E-04	
Te-125m (約 57 日)	9.0E+02	3.23E+01	3.6E-02	1.37E-01	1.5E-04	Sb-125 と放射平衡
Te-127 (約 9.4 時間)	5.0E+03	< 3.53E+01	7.1E-03	< 4.33E+00	8.7E-04	
Te-127m (約 110 日)	3.0E+02	< 3.67E+01	1.2E-01	< 4.50E+00	1.5E-02	Te-127 の放射能濃度より 評価
Te-129 (約 70 分)	1.0E+04	< 4.71E+00	4.7E-04	< 5.94E-01	5.9E-05	
Te-129m (約 34 日)	3.0E+02	< 6.61E+00	2.2E-02	< 1.21E+00	4.0E-03	
I-129 (約 1600 万年)	9.0E+00	2.79E+00	3.1E-01	3.28E-01	3.6E-02	
Cs-134 (約 2.1 年)	6.0E+01	5.94E+00	9.9E-02	< 6.65E-02	1.1E-03	
Cs-135 (約 230 万年)	6.0E+02	7.51E-04	1.3E-06	2.10E-06	3.5E-09	Cs-137 の放射能濃度より 評価
Cs-136 (約 13 日)	3.0E+02	< 1.96E-01	6.5E-04	< 3.63E-02	1.2E-04	

添付 II-24

核種 (半減期)	告示濃度 限度 [Bq/L]	二次処理前 ⁹		二次処理後 ¹⁰		備考
		分析結果 ⁷ [Bq/L]	告示 濃度比 ⁸	分析結果 ⁷ [Bq/L]	告示 濃度比 ⁸	
Cs-137 (約 30 年)	9.0E+01	1.18E+02	1.3E+00	3.29E-01	3.7E-03	
Ba-137m (約 2.6 分)	8.0E+05	1.18E+02	1.5E-04	3.29E-01	4.1E-07	Cs-137 と放射平衡
Ba-140 (約 13 日)	3.0E+02	< 1.22E+00	4.1E-03	< 1.73E-01	5.8E-04	
Ce-141 (約 33 日)	1.0E+03	< 9.39E-01	9.4E-04	< 1.19E-01	1.2E-04	
Ce-144 (約 280 日)	2.0E+02	< 3.02E+00	1.5E-02	< 5.53E-01	2.8E-03	
Pr-144 (約 17 分)	2.0E+04	< 3.02E+00	1.5E-04	< 5.53E-01	2.8E-05	Ce-144 と放射平衡
Pr-144m (約 7.2 分)	4.0E+04	< 3.02E+00	7.6E-05	< 5.53E-01	1.4E-05	Ce-144 と放射平衡
Pm-146 (約 5.5 年)	9.0E+02	< 5.26E-01	5.8E-04	< 6.30E-02	7.0E-05	
Pm-147 (約 2.6 年)	3.0E+03	< 2.53E+00	8.4E-04	< 7.20E-01	2.4E-04	Eu-154 の放射能濃度より 評価
Pm-148 (約 5.4 日)	3.0E+02	< 5.19E-01	1.7E-03	< 4.52E-01	1.5E-03	
Pm-148m (約 41 日)	5.0E+02	< 2.76E-01	5.5E-04	< 4.09E-02	8.2E-05	
Sm-151 (約 90 年)	8.0E+03	< 3.57E-02	4.5E-06	< 1.02E-02	1.3E-06	Eu-154 の放射能濃度より 評価
Eu-152 (約 14 年)	6.0E+02	< 1.21E+00	2.0E-03	< 1.90E-01	3.2E-04	
Eu-154 (約 8.6 年)	4.0E+02	< 3.57E-01	8.9E-04	< 1.02E-01	2.5E-04	
Eu-155 (約 4.8 年)	3.0E+03	< 1.38E+00	4.6E-04	< 1.75E-01	5.8E-05	
Gd-153 (約 240 日)	3.0E+03	< 1.21E+00	4.0E-04	< 1.85E-01	6.2E-05	
Tb-160 (約 72 日)	5.0E+02	< 6.88E-01	1.4E-03	< 1.35E-01	2.7E-04	
Pu-238 (約 88 年)	4.0E+00	< 3.19E-02	8.0E-03	< 2.80E-02	7.0E-03	全α放射能の測定値に包絡 されるものとし評価
Pu-239 (約 24000 年)	4.0E+00	< 3.19E-02	8.0E-03	< 2.80E-02	7.0E-03	全α放射能の測定値に包絡 されるものとし評価
Pu-240 (約 6600 年)	4.0E+00	< 3.19E-02	8.0E-03	< 2.80E-02	7.0E-03	全α放射能の測定値に包絡 されるものとし評価

添付 II-25

核種 (半減期)	告示濃度 限度 [Bq/L]	二次処理前 ⁹		二次処理後 ¹⁰		備考
		分析結果 ⁷ [Bq/L]	告示 濃度比 ⁸	分析結果 ⁷ [Bq/L]	告示 濃度比 ⁸	
Pu-241 (約 14 年)	2.0E+02	< 1.16E+00	5.8E-03	< 1.02E+00	5.1E-03	Pu-238 の放射能濃度から 評価
Am-241 (約 430 年)	5.0E+00	< 3.19E-02	6.4E-03	< 2.80E-02	5.6E-03	全α放射能の測定値に包絡 されるものとし評価
Am-242m (約 140 年)	5.0E+00	< 5.77E-04	1.2E-04	< 5.05E-04	1.0E-04	Am-241 の放射能濃度より 評価
Am-243 (約 7400 年)	5.0E+00	< 3.19E-02	6.4E-03	< 2.80E-02	5.6E-03	全α放射能の測定値に包絡 されるものとし評価
Cm-242 (約 160 日)	6.0E+01	< 3.19E-02	5.3E-04	< 2.80E-02	4.7E-04	全α放射能の測定値に包絡 されるものとし評価
Cm-243 (約 29 年)	6.0E+00	< 3.19E-02	5.3E-03	< 2.80E-02	4.7E-03	全α放射能の測定値に包絡 されるものとし評価
Cm-244 (約 18 年)	7.0E+00	< 3.19E-02	4.6E-03	< 2.80E-02	4.0E-03	全α放射能の測定値に包絡 されるものとし評価
トリチウム以外の 告示濃度比総和		-	3.9E+02	-	2.2E-01	

II-5. 貯蔵されている ALPS 処理水等の放射性物質に関する分析

II-3. 「ALPS の性能」に示したとおり、ALPS 出口の測定箇所⑦において、ALPS 除去対象のうち処理の過程で有意に検出される核種である 7 核種 (Cs-134、Cs-137、Co-60、Sb-125、Ru-106、Sr-90、I-129 の 7 核種) を中心に測定を行っている。その結果は、当社ウェブサイトの結果が公表されている。

当社ウェブサイト：

<https://www.tepco.co.jp/decommission/progress/watertreatment/images/exit.pdf> (ja)

https://www.tepco.co.jp/en/decommission/progress/watertreatment/images/exit_en.pdf (en)

貯蔵された水を、「ALPS 処理水」と「処理途上水」のどちらと見做すかの判定は、この測定結果を踏まえ、以下の手順に従い行うこととしている。

すなわち、移送先のタンク群 (水の受け入れ時に 8~10 基タンクを連結したもの) が満水になった時に、当該タンク群での ALPS からの水受け入れ中に ALPS 出口 (測定箇所⑦) で採取した試料 (水) の測定結果から、下記の式を用いてトリチウムを除く核種の告示濃度比が 1 未満と推

定できるものを ALPS 処理水と、それ以外のものを処理途上水と判定している。

$$C_{All} = C_{M7} + C_{C-14} + C_0 < 1$$

ここで、

C_{All} : トリチウムを除く核種の告示濃度比総和

C_{M7} : 主要 7 核種の測定結果から求められる告示濃度比総和

C_{C-14} : C-14 の告示濃度比 (保守的にこれまでに測定された最大濃度 (215Bq/L) から求められる告示濃度比 0.11 に設定)

C_0 : トリチウムを除く核種のうち主要 7 核種に含まれない核種に関する告示濃度比総和の推定値 (これまでの測定実績に基づく推定値、0.3 と設定)

なお、測定の結果、検出限界未満 (ND) とされた核種については、検出限界値の濃度で含まれているものと仮定し、上式の評価には検出限界値を濃度として用いている。下表に、測定結果と告示濃度比総和計算時の値の例を示す。

表 II-5 主要 7 核種の分析結果と主要 7 核種の告示濃度比総和との関係

核種	Cs-137	Cs-134	Co-60	Sb-125	Ru-106	Sr-90	I-129
測定濃度	ND ($<1.26E-01$)	ND ($<1.66E-01$)	$2.35E-01$	ND ($<4.57E-01$)	ND ($<1.15E+00$)	ND ($<3.90E-01$)	$2.02E-01$
計算濃度	$1.26E-01$	$1.66E-01$	$2.35E-01$	$4.57E-01$	$1.15E+00$	$3.90E-01$	$2.02E-01$
告示濃度	$9.00E+01$	$6.00E+01$	$2.00E+02$	$8.00E+02$	$1.00E+02$	$3.00E+01$	$9.00E+00$
告示比	$1.40E-03$	$2.76E-03$	$1.18E-03$	$5.71E-04$	$1.15E-02$	$1.30E-02$	$2.24E-02$
7 核種の告示比総和 (C_{M7})	0.05 ($5.28E-02$)						
63 核種の告示比総和 (C_{All})	0.05 ($=C_{M7}$)+0.11($=C_{C-14}$)+0.3($=C_{S5}$)=0.46						

トリチウム以外の告示濃度比総和が 1 未満と推定できるタンク群の分析結果から、主要 7 核種の濃度分布を整理すると、図 II-5 のとおりである。

- タンク群毎の放射能濃度実測値 (再利用タンクを除く) (2021 年 3 月 31 日現在)
- 二次処理試験水

https://www.tepco.co.jp/decommission/information/newsrelease/reference/pdf/2020/2h/rf_20201224_1.pdf

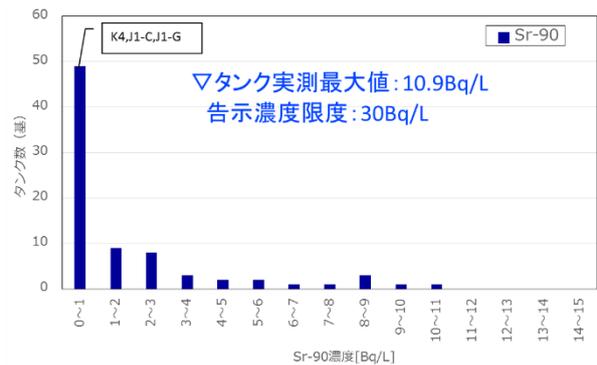
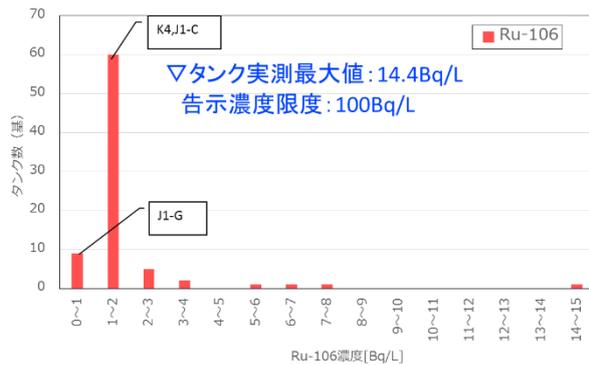
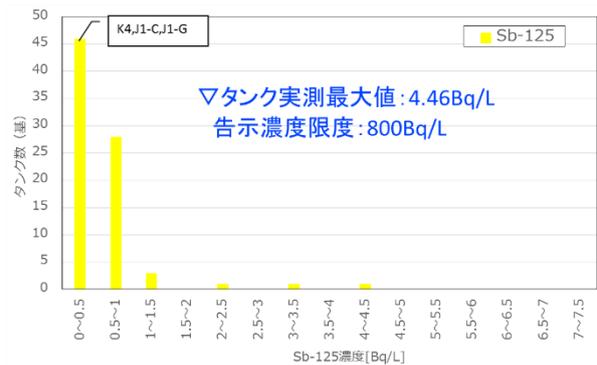
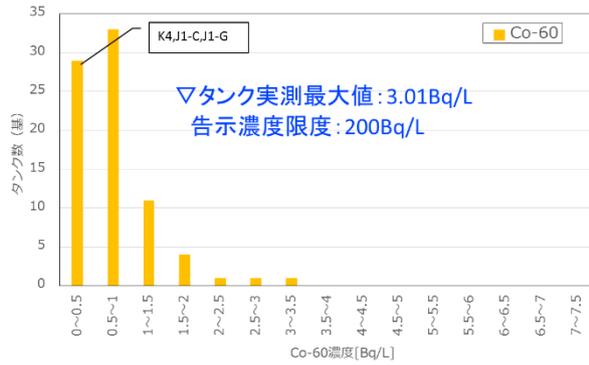
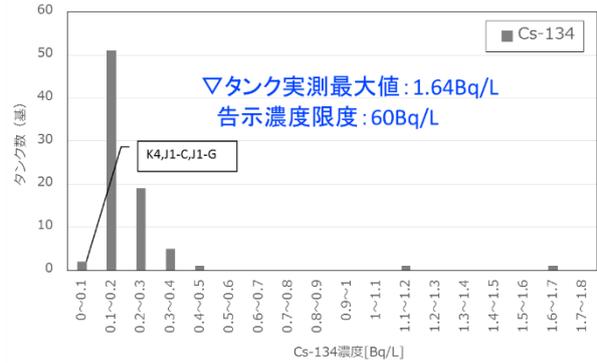
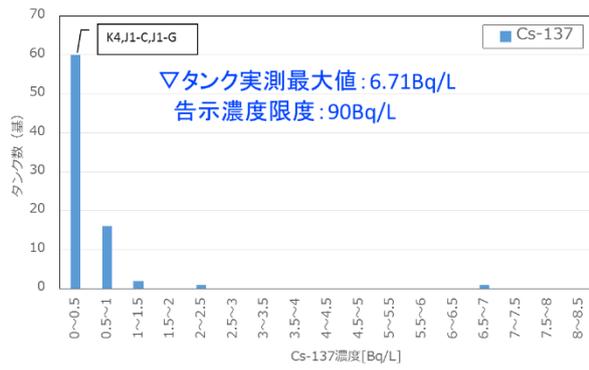


図 II-5 ALPS 処理水の分析結果における主要 7 核種の濃度分布 (2021 年 3 月末現在)

- ※主要 7 核種告示濃度比総和 0.59 未満の分析結果(80 基分)をプロット (二次処理試験水は除く)
- ※縦軸はタンクの数を示す (不検出の場合には検出下限値で計数)
- ※不検出の場合には検出下限値を使用して作成したため、一部の实測最大値は検出下限値である
- ※本図は測定時点の濃度でとりまとめたものであり、半減期補正はしていない

また、ALPS の除去対象ではないトリチウムと C-14 について、これまでに分析を実施したタンクの分析結果を抽出し、作成した分析結果濃度分布を図 II-6 に示す。

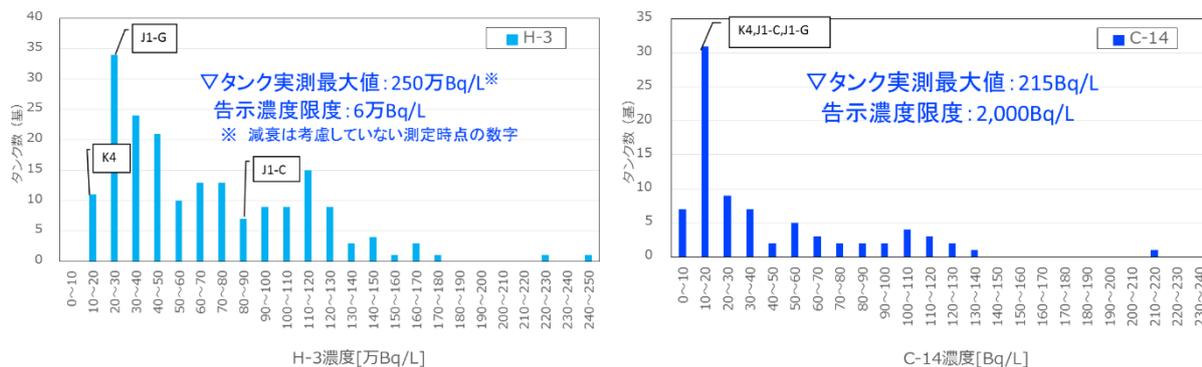


図 II-6 ALPS 処理水等の分析結果におけるトリチウム、C-14 の濃度分布 (2021 年 3 月末現在)

※タンク群の分析結果(トリチウムは 189 基分、C-14 は 81 基分)をプロット (二次処理試験水は除く)
 ※縦軸はタンクの数を示す (不検出の場合には検出下限値で計数)
 ※本図は測定時点の濃度でとりまとめたものであり、半減期補正はしていない

なお、上記推定の結果、2023 年 1 月現在タンク内に貯留されている水の約 7 割が上式を満足していない「処理途上水」、すなわちトリチウム以外の核種の告示濃度比総和 C_{All} が 1 以上のものと判断している。「処理途上水」は、今後海洋放出の直前に二次処理を行い、測定・確認用設備で告示濃度比総和が 1 を下回っていることを確認した後にのみ、放出される。

また、各タンク群は均質性を保証するために必要な攪拌装置を持たないことから、厳密にはこのサンプルに代表性はない。したがって、実際の放出可否判断に当たっては、測定・確認用設備における測定・評価の結果から得られる正確な告示濃度比総和を用いる。

上述の方法によるこれまでの測定・推定結果は、当社ウェブサイトにて全データを公開している他、当社処理水ポータルではタンク群ごとに測定結果をまとめて公表している。最新のデータは、下記から閲覧可能である。

当社ウェブサイト (日本語のみ) :

https://www.tepco.co.jp/decommission/data/daily_analysis/tank/index-j.html

処理水ポータル :

<https://www.tepco.co.jp/decommission/progress/watertreatment/> (ja)

https://www.tepco.co.jp/en/decommission/progress/watertreatment/images/tankarea_en.pdf (en)

ALPSによる1回の処理で告示濃度比総和が1を下回っているK4タンク群については、採取したサンプルに含まれる64核種すべてについて表II-6の測定・評価方法にしたがい測定・評価を行っている（ただし、サンプルの代表性は担保されていない）。K4タンク群は、2016年度にALPSで告示濃度比総和1未満を意識して運転した際の受入タンク群である。分析は、35基のタンクの内8基のタンクの上層・中層・下層の計24箇所からサンプリングを行い、各サンプリング水を混合し（コンポジット試料）、62核種の分析を行った。C-14については、存在が確認された後、5基で中層から採取された試料の分析を行った結果の平均値である。結果について、表II-7に示す。

表 II-6 各核種の測定および評価方法

No.	核種	線種	測定または評価方法
1	Mn-54	γ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
2	Fe-59	γ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
3	Co-58	γ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
4	Co-60	$\beta\gamma$	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
5	Ni-63	β	レジンにより単離、シンチレータを混合し、低バック液体シンチレーション計数装置にて計数
6	Zn-65	$\beta\gamma$	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
7	Rb-86	$\beta\gamma$	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
8	Sr-89	β	レジンにより単離、沈殿回収したものをマウントし、ステンレス皿にて β 核種分析装置により計数
9	Sr-90	β	レジンにより単離、沈殿回収したものをマウントし、ステンレス皿にて β 核種分析装置により計数
10	Y-90	β	Sr-90 と放射平衡として濃度評価
11	Y-91	$\beta\gamma$	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
12	Nb-95	$\beta\gamma$	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
13	Tc-99	β	試料を希硝酸で希釈し、誘導結合プラズマ質量分析装置（ICP-MS）により計数
14	Ru-103	$\beta\gamma$	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
15	Ru-106	β	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
16	Rh-103m	$\beta\gamma$	Ru-103 と放射平衡として濃度評価
17	Rh-106	γ	Ru-106 と放射平衡として濃度評価
18	Ag-110m	$\beta\gamma$	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
19	Cd-113m	γ	イオン交換により単離、シンチレータと混合し、低バック液体シンチレーション計数装置により計数

No.	核種	線種	測定または評価方法
20	Cd-115m	$\beta\gamma$	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
21	Sn-119m	γ	Sn-123 の放射能濃度測定値および計算による核種存在比から評価
22	Sn-123	$\beta\gamma$	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
23	Sn-126	$\beta\gamma$	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
24	Sb-124	$\beta\gamma$	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
25	Sb-125	$\beta\gamma$	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
26	Te-123m	γ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
27	Te-125m	γ	Sb-125 と放射平衡として濃度評価
28	Te-127	$\beta\gamma$	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数、親核種(Te-127m)の半減期を使用して評価
29	Te-127m	$\beta\gamma$	Te-127 の放射能濃度測定値および計算による核種存在比から評価
30	Te-129	$\beta\gamma$	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数、親核種(Te-129m)の半減期を使用して評価
31	Te-129m	$\beta\gamma$	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
32	I-129	$\beta\gamma$	試料に試薬添加によりヨウ素酸イオンに調整後、誘導結合プラズマ質量分析装置 (ICP-MS) により計数
33	Cs-134	$\beta\gamma$	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
34	Cs-135	β	Cs-137 の放射能濃度測定値および計算による核種存在比から評価
35	Cs-136	$\beta\gamma$	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
36	Cs-137	$\beta\gamma$	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
37	Ba-137m	γ	Cs-137 と放射平衡として濃度評価
38	Ba-140	$\beta\gamma$	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
39	Ce-141	$\beta\gamma$	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
40	Ce-144	$\beta\gamma$	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
41	Pr-144	$\beta\gamma$	Ce-144 と放射平衡として濃度評価、親核種 (Pr-144m) の半減期を使用して評価
42	Pr-144m	γ	Ce-144 と放射平衡として濃度評価
43	Pm-146	$\beta\gamma$	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
44	Pm-147	$\beta\gamma$	Eu-154 の放射能濃度測定値および計算による核種存在比から評価
45	Pm-148	$\beta\gamma$	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
46	Pm-148m	γ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数

No.	核種	線種	測定または評価方法
47	Sm-151	$\beta\gamma$	Eu-154の放射能濃度測定値および計算による核種存在比から評価
48	Eu-152	$\beta\gamma$	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
49	Eu-154	$\beta\gamma$	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
50	Eu-155	$\beta\gamma$	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
51	Gd-153	γ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
52	Tb-160	$\beta\gamma$	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
53	Pu-238	α	試料を鉄共沈させ除鉄した後、ステンレス皿に蒸発乾固し、ZnS α 自動測定装置で計数した全 α 測定値を他核種と案分せずそのまま使用
54	Pu-239	α	試料を鉄共沈させ除鉄した後、ステンレス皿に蒸発乾固し、ZnS α 自動測定装置で計数した全 α 測定値を他核種と案分せずそのまま使用
55	Pu-240	α	試料を鉄共沈させ除鉄した後、ステンレス皿に蒸発乾固し、ZnS α 自動測定装置で計数した全 α 測定値を他核種と案分せずそのまま使用
56	Pu-241	β	全 α 計数値と Pu-238 の同位体存在比から評価
57	Am-241	α	試料を鉄共沈させ除鉄した後、ステンレス皿に蒸発乾固し、ZnS α 自動測定装置で計数した全 α 測定値を他核種と案分せずそのまま使用
58	Am-242m	α	Am-241 の同位体存在比から評価
59	Am-243	α	試料を鉄共沈させ除鉄した後、ステンレス皿に蒸発乾固し、ZnS α 自動測定装置で計数した全 α 測定値を他核種と案分せずそのまま使用
60	Cm-242	α	試料を鉄共沈させ除鉄した後、ステンレス皿に蒸発乾固し、ZnS α 自動測定装置で計数した全 α 測定値を他核種と案分せずそのまま使用
61	Cm-243	α	試料を鉄共沈させ除鉄した後、ステンレス皿に蒸発乾固し、ZnS α 自動測定装置で計数した全 α 測定値を他核種と案分せずそのまま使用
62	Cm-244	α	試料を鉄共沈させ除鉄した後、ステンレス皿に蒸発乾固し、ZnS α 自動測定装置で計数した全 α 測定値を他核種と案分せずそのまま使用
-	H-3 (FWT)	β	蒸留により単離、シンチレータを混合し、低バック液体シンチレーション計数装置にて計数
-	C-14	β	CO ₂ にして吸収剤に捕集して単離、シンチレータと混合し、低バック液体シンチレーション計数装置にて計数

表 II-7 K4タンク群における分析結果

核種 (半減期)	告示濃度限度 [Bq/L]	分析結果 [Bq/L]	告示 濃度比	備考
H-3 (約 12 年)	6.0E+04	1.9E+05	3.2E+00	1,500Bq/L 未満まで希釈してから放出する
C-14 (約 5700 年)	2.0E+03	1.5E+01	7.5E-03	
Mn-54 (約 310 日)	1.0E+03	< 6.7E-03	6.7E-06	
Fe-59 (約 44 日)	4.0E+02	< 1.7E-02	4.3E-05	
Co-58 (約 71 日)	1.0E+03	< 8.0E-03	8.0E-06	
Co-60 (約 5.3 年)	2.0E+02	4.4E-01	2.2E-03	
Ni-63 (約 100 日)	6.0E+03	2.2E+00	3.7E-04	
Zn-65 (約 240 日)	2.0E+02	< 1.5E-02	7.5E-05	
Rb-86 (約 19 日)	3.0E+02	< 1.9E-01	6.3E-04	
Sr-89 (約 51 日)	3.0E+02	< 1.0E-01	3.3E-04	
Sr-90 (約 29 年)	3.0E+01	2.2E-01	7.3E-03	
Y-90 (約 64 時間)	3.0E+02	2.2E-01	7.3E-04	Sr-90 と放射平衡
Y-91 (約 59 日)	3.0E+02	< 2.2E+00	7.3E-03	
Nb-95 (約 35 日)	1.0E+03	< 1.0E-02	1.0E-05	
Tc-99 (約 21 万年)	1.0E+03	7.0E-01	7.0E-04	
Ru-103 (約 39 日)	1.0E+03	< 1.0E-02	1.0E-05	
Ru-106 (約 370 日)	1.0E+02	1.6E+00	1.6E-02	
Rh-103m (約 56 分)	2.0E+05	< 1.0E-02	5.0E-08	Ru-103 と放射平衡
Rh-106 (約 30 秒)	3.0E+05	1.6E+00	5.3E-06	Ru-106 と放射平衡
Ag-110m (約 250 日)	3.0E+02	< 5.6E-03	1.9E-05	

核種 (半減期)	告示濃度限度 [Bq/L]	分析結果 [Bq/L]	告示 濃度比	備考
Cd-113m (約 14 年)	4.0E+01	< 1.8E-02	4.5E-04	
Cd-115m (45 日)	3.0E+02	< 6.4E-01	2.1E-03	
Sn-119m (約 290 日)	2.0E+03	< 1.7E-01	8.5E-05	Sn-123 の放射能濃度より評価
Sn-123 (約 130 日)	4.0E+02	< 1.2E+00	3.0E-03	
Sn-126 (約 23 万年)	2.0E+02	< 2.7E-02	1.4E-04	
Sb-124 (約 60 日)	3.0E+02	< 9.5E-03	3.2E-05	
Sb-125 (約 2.8 年)	8.0E+02	3.3E-01	4.1E-04	
Te-123m (約 120 日)	6.0E+02	< 9.2E-03	1.5E-05	
Te-125m (約 57 日)	9.0E+02	3.3E-01	3.7E-04	Sb-125 と放射平衡
Te-127 (約 9.4 時間)	5.0E+03	< 3.2E-01	6.4E-05	
Te-127m (約 110 日)	3.0E+02	< 3.2E-01	1.1E-03	Te-127 の放射能濃度より評価
Te-129 (約 70 分)	1.0E+04	< 8.1E-02	8.1E-06	
Te-129m (約 34 日)	3.0E+02	< 3.2E-01	1.1E-03	
I-129 (約 1600 万年)	9.0E+00	2.1E+00	2.3E-01	
Cs-134 (約 2.1 年)	6.0E+01	4.5E-02	7.5E-04	
Cs-135 (約 230 万年)	6.0E+02	2.5E-06	4.2E-09	Cs-137 の放射能濃度より評価
Cs-136 (約 13 日)	3.0E+02	< 3.0E-02	1.0E-04	
Cs-137 (約 30 年)	9.0E+01	4.2E-01	4.7E-03	
Ba-137m (約 2.6 分)	8.0E+05	4.2E-01	5.3E-07	Cs-137 と放射平衡
Ba-140 (約 13 日)	3.0E+02	< 9.5E-02	3.2E-04	
Ce-141 (約 33 日)	1.0E+03	< 2.5E-02	2.5E-05	

添付 II-34

参-添2-303

核種 (半減期)	告示濃度限度 [Bq/L]	分析結果 [Bq/L]	告示 濃度比	備考
Ce-144 (約 280 日)	2.0E+02	< 6.3E-02	3.2E-04	
Pr-144 (約 17 分)	2.0E+04	< 6.3E-02	3.2E-06	Ce-144 と放射平衡
Pr-144m (約 7.2 分)	4.0E+04	< 6.3E-02	1.6E-06	Ce-144 と放射平衡
Pm-146 (約 5.5 年)	9.0E+02	< 9.8E-02	1.1E-04	
Pm-147 (約 2.6 年)	3.0E+03	< 1.9E-01	6.3E-05	Eu-154 の放射能濃度より評価
Pm-148 (約 5.4 日)	3.0E+02	< 5.0E-01	1.7E-03	
Pm-148m (約 41 日)	5.0E+02	< 8.4E-03	1.7E-05	
Sm-151 (約 90 年)	8.0E+03	< 9.0E-04	1.1E-07	Eu-154 の放射能濃度より評価
Eu-152 (約 14 年)	6.0E+02	< 2.8E-02	4.7E-05	
Eu-154 (約 8.6 年)	4.0E+02	< 1.2E-02	3.0E-05	
Eu-155 (約 4.8 年)	3.0E+03	< 3.3E-02	1.1E-05	
Gd-153 (約 240 日)	3.0E+03	< 3.2E-02	1.1E-05	
Tb-160 (約 72 日)	5.0E+02	< 2.8E-02	5.6E-05	
Pu-238 (約 88 年)	4.0E+00	< 6.3E-04	1.6E-04	全α放射能の測定値に 包絡されるものとし評価
Pu-239 (約 24000 年)	4.0E+00	< 6.3E-04	1.6E-04	全α放射能の測定値に 包絡されるものとし評価
Pu-240 (約 6600 年)	4.0E+00	< 6.3E-04	1.6E-04	全α放射能の測定値に 包絡されるものとし評価
Pu-241 (約 14 年)	2.0E+02	< 2.8E-02	1.4E-04	Pu-238 の放射能濃度から評価
Am-241 (約 430 年)	5.0E+00	< 6.3E-04	1.3E-04	全α放射能の測定値に 包絡されるものとし評価
Am-242m (約 140 年)	5.0E+00	< 3.9E-05	7.8E-06	Am-241 の放射能濃度より評価
Am-243 (約 7400 年)	5.0E+00	< 6.3E-04	1.3E-04	全α放射能の測定値に 包絡されるものとし評価
Cm-242 (約 160 日)	6.0E+01	< 6.3E-04	1.1E-05	全α放射能の測定値に 包絡されるものとし評価

核種 (半減期)	告示濃度限度 [Bq/L]	分析結果 [Bq/L]	告示 濃度比	備考
Cm-243 (約 29 年)	6.0E+00	< 6.3E-04	1.1E-04	全α放射能の測定値に 包絡されるものとし評価
Cm-244 (約 18 年)	7.0E+00	< 6.3E-04	9.0E-05	全α放射能の測定値に 包絡されるものとし評価
トリチウム以外の 63 核種の 告示濃度比総和			2.9E-01	

※C-14 は 2020 年 5 月 21 日～6 月 2 日にタンク 5 基 (K4-A1, B1, C5, D1, E1) の中層から採水した測定結果の平均値、H-3 は 2017 年 10 月 26～31 日に採水したタンク 3 基 (K4- A6, B6, E5 ; 上層・中層・下層から採取し測定した結果をタンクごとに平均して算出した値)、および 2020 年 5 月 21 日～6 月 2 日に採水したタンク 5 基 (K4- A1, B1, C5, D1, E1 ; 中層から採取) の測定結果の平均値、その他の核種は 2017 年 10 月 26～31 日に 8 基のタンク (K4-A1, A6, B1, B6, C5, D1, E1, E5) の上層・中層・下層の計 24 箇所から採水しコンポジットした試料の分析結果

II-6. 放射性物質以外の水質

すでに上に述べたように、ALPS には共沈、吸着、物理フィルターなどが設けられており、それらすべてを使用して除去対象である 62 核種をその化学形態に依らず除去している。これまでの分析結果からは、それらを通過する際に、放射性物質以外の水質に影響を与えるような物質についても併せて除去されていると考えられる。

表 II-8 には、サンプル採取を行ったタンク群とそれに貯蔵された水の受け入れ時期を、表 II-9-1～2 には当社「一般排水処理管理要領」に基づく測定対象 46 項目に関する結果を示す¹¹。いずれも、日本国内の法律および福島県条例に基づく基準を満足するものであることが確認できている。

なお、タンク群には試料の代表性を確保するための設備が設置されていないことから、本分析に際しては、タンク群より 1 つタンクを無作為に選定し、攪拌・循環させることなくタンク中層から採取した試料を分析しており、代表性が必ずしも担保されていないことに留意すべきである。

表 II-8 一般排水基準に基づく化学物質の分析を実施したタンク群と水受け入れ時期

エリア	グループ (群)	ALPS 処理水等受入れ時期
G3	A	2013 年度
J4	B	2014 年度
H1	E	2015 年度
K3	A	2016 年度
K4	A	2016 年度
H2	C	2017 年度
G1S	A	2018 年度

¹¹ 2018 年 12 月 28 日「ALPS 処理水タンクにおける化学物質の分析について」

https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/osensuitaisaku/committee/takakusyu/pdf/012_04_01.pdf

表 II-9-1 ALPS 処理水等タンクにおける化学物質等分析結果（その 1）

項目	基準または 許容限度	単位	エリアおよびタンク群			
			G3	J4	H1	K3
			A	B	E	A
水素イオン	5.0< /<9.0	pH	8.8	8.3	7.8	8.3
浮遊物質(SS)	許容限度 200 (日間平均 150)	mg/L	<1	<1	<1	<1
化学的酸素要求量 (COD)	許容限度 160 (日間平均 120)	mg/L	2.4	2.8	3.9	3.9
ホウ素 (mg/L)	許容限度 230 (海域)	mg/L	3.5	4.4	2.3	0.9
溶解性鉄	許容限度 10	mg/L	<1	<1	<1	<1
銅	許容限度 3	mg/L	<0.1	<0.1	<0.1	<0.1
ニッケル	許容限度 2	mg/L	<0.1	<0.1	<0.1	<0.1
クロム	許容限度 2	mg/L	<0.1	<0.1	<0.1	<0.1
亜鉛	許容限度 2	mg/L	<0.1	<0.1	<0.1	<0.1
生物化学的酸素要求量 (BOD)	許容限度 160 (日間平均 120)	mg/L	<1	<1	<1	<1
大腸菌群数	許容限度 日間平均 3000	個/cm ³	0	0	0	0
カドミウム	許容限度 0.03	mg/L	<0.01	<0.01	<0.01	<0.01
シアン	許容限度 1	mg/L	<0.05	<0.05	<0.05	<0.05
有機リン	許容限度 1	mg/L	<0.1	<0.1	<0.1	<0.1
鉛	許容限度 0.1	mg/L	<0.01	<0.01	<0.01	<0.01
六価クロム	許容限度 0.5	mg/L	<0.05	<0.05	<0.05	<0.05
ヒ素	許容限度 0.1	mg/L	<0.01	<0.01	<0.01	<0.01
水銀	許容限度 0.005	mg/L	<0.0005	<0.0005	<0.0005	<0.0005
アルキル水銀	検出されないこと	mg/L	<0.0005	<0.0005	<0.0005	<0.0005
ポリ塩化ビフェニル	許容限度 0.003	mg/L	<0.0005	<0.0005	<0.0005	<0.0005
トリクロロエチレン	許容限度 0.1	mg/L	<0.03	<0.03	<0.03	<0.03
テトラクロロエチレン	許容限度 0.1	mg/L	<0.01	<0.01	<0.01	<0.01
ジクロロメタン	許容限度 0.2	mg/L	<0.02	<0.02	<0.02	<0.02
四塩化炭素	許容限度 0.02	mg/L	<0.002	<0.002	<0.002	<0.002
1,2-ジクロロエタン	許容限度 0.04	mg/L	<0.004	<0.004	<0.004	<0.004
1,1-ジクロロエチレン	許容限度 1	mg/L	<0.1	<0.1	<0.1	<0.1
シス-1,2-ジクロロエチレン	許容限度 0.4	mg/L	<0.04	<0.04	<0.04	<0.04
1,1,1-トリクロロエタン	許容限度 3	mg/L	<0.3	<0.3	<0.3	<0.3

項目	基準または 許容限度	単位	エリアおよびタンク群			
			G3	J4	H1	K3
			A	B	E	A
1,1,2-トリクロロエタン	許容限度 0.06	mg/L	<0.006	<0.006	<0.006	<0.006
1,3-ジクロロプロペン	許容限度 0.02	mg/L	<0.002	<0.002	<0.002	<0.002
チウラム	許容限度 0.06	mg/L	<0.006	<0.006	<0.006	<0.006
シマジン	許容限度 0.03	mg/L	<0.003	<0.003	<0.003	<0.003
チオベンカルブ	許容限度 0.2	mg/L	<0.02	<0.02	<0.02	<0.02
ベンゼン	許容限度 0.1	mg/L	<0.01	<0.01	<0.01	<0.01
セレン	許容限度 0.1	mg/L	<0.01	<0.01	<0.01	<0.01
フェニトロチオン	許容限度 0.03	mg/L	<0.003	<0.003	<0.003	<0.003
フェノール類	許容限度 5	mg/L	<0.1	<0.1	<0.1	<0.1
フッ素	許容限度 15 (海 域)	mg/L	<0.5	<0.5	<0.5	<0.5
溶解性マンガン	許容限度 10	mg/L	<1	<1	<1	<1
アンモニア, アンモニウ ム化合物	許容限度 100	mg/L	<1	<1	<1	<1
亜硝酸化合物および亜硝 酸化合物		mg/L	2	2	<1	11
1,4-ジオキサン	許容限度 0.5	mg/L	<0.05	<0.05	<0.05	<0.05
n-ヘキサン抽出物質 (鉱 物油)	許容限度 5	mg/L	<0.5	<0.5	<0.5	<0.5
n-ヘキサン抽出物質 (動 植物油脂類)	許容限度 30	mg/L	<1	<1	<1	<1
窒素	許容限度 120 (日間平均 60)	mg/L	2	2.3	0.7	11.1
リン	許容限度 16 (日間平均 8)	mg/L	<0.05	<0.05	<0.05	<0.05

表 II-9-2 ALPS 処理水等タンクにおける化学物質等分析結果（その 2）

項目	基準または 許容限度	単位	エリアおよびタンク群		
			K4	H2	G1S
			A	C	A
水素イオン	5.0< /<9.0	pH	8.3	8.5	8.3
浮遊物質(SS)	許容限度 200 (日間平均 150)	mg/L	<1	<1	<1
化学的酸素要求量 (COD)	許容限度 160 (日間平均 120)	mg/L	0.9	1.8	1.5
ホウ素 (mg/L)	許容限度 230 (海域)	mg/L	0.4	1.1	1.1
溶解性鉄	許容限度 10	mg/L	<1	<1	<1
銅	許容限度 3	mg/L	<0.1	<0.1	<0.1
ニッケル	許容限度 2	mg/L	<0.1	<0.1	<0.1
クロム	許容限度 2	mg/L	<0.1	<0.1	<0.1
亜鉛	許容限度 2	mg/L	<0.1	<0.1	<0.1
生物化学的酸素要求量 (BOD)	許容限度 160 (日間平均 120)	mg/L	2	<1	<1
大腸菌群数	許容限度 日間平均 3000	個/cm ³	0	0	0
カドミウム	許容限度 0.03	mg/L	<0.01	<0.01	<0.01
シアン	許容限度 1	mg/L	<0.05	<0.05	<0.05
有機リン	許容限度 1	mg/L	<0.1	<0.1	<0.1
鉛	許容限度 0.1	mg/L	<0.01	<0.01	<0.01
六価クロム	許容限度 0.5	mg/L	<0.05	<0.05	<0.05
ヒ素	許容限度 0.1	mg/L	<0.01	<0.01	<0.01
水銀	許容限度 0.005	mg/L	<0.0005	<0.0005	<0.0005
アルキル水銀	検出されないこと	mg/L	<0.0005	<0.0005	<0.0005
ポリ塩化ビフェニル	許容限度 0.003	mg/L	<0.0005	<0.0005	<0.0005
トリクロロエチレン	許容限度 0.1	mg/L	<0.03	<0.03	<0.03
テトラクロロエチレン	許容限度 0.1	mg/L	<0.01	<0.01	<0.01
ジクロロメタン	許容限度 0.2	mg/L	<0.02	<0.02	<0.02
四塩化炭素	許容限度 0.02	mg/L	<0.002	<0.002	<0.002
1,2-ジクロロエタン	許容限度 0.04	mg/L	<0.004	<0.004	<0.004
1,1-ジクロロエチレン	許容限度 1	mg/L	<0.1	<0.1	<0.1
シス-1,2-ジクロロエチレン	許容限度 0.4	mg/L	<0.04	<0.04	<0.04
1,1,1-トリクロロエタ	許容限度 3	mg/L	<0.3	<0.3	<0.3

添付 II-40

項目	基準または 許容限度	単位	エリアおよびタンク群		
			K4	H2	G1S
			A	C	A
ン					
1,1,2-トリクロロエタン	許容限度 0.06	mg/L	<0.006	<0.006	<0.006
1,3-ジクロロプロペン	許容限度 0.02	mg/L	<0.002	<0.002	<0.002
チウラム	許容限度 0.06	mg/L	<0.006	<0.006	<0.006
シマジン	許容限度 0.03	mg/L	<0.003	<0.003	<0.003
チオベンカルブ	許容限度 0.2	mg/L	<0.02	<0.02	<0.02
ベンゼン	許容限度 0.1	mg/L	<0.01	<0.01	<0.01
セレン	許容限度 0.1	mg/L	<0.01	<0.01	<0.01
フェニトロチオン	許容限度 0.03	mg/L	<0.003	<0.003	<0.003
フェノール類	許容限度 5	mg/L	<0.1	<0.1	<0.1
フッ素	許容限度 15 (海域)	mg/L	<0.5	<0.5	<0.5
溶解性マンガン	許容限度 10	mg/L	<1	<1	<1
アンモニア, アンモニウム化合物	許容限度 100	mg/L	<1	<1	<1
亜硝酸化合物および亜硝酸化合物		mg/L	25	7	10
1,4-ジオキサン	許容限度 0.5	mg/L	<0.05	<0.05	<0.05
n-ヘキサン抽出物質(鉱物油)	許容限度 5	mg/L	<0.5	<0.5	<0.5
n-ヘキサン抽出物質(動植物油脂類)	許容限度 30	mg/L	<1	<1	<1
窒素	許容限度 120 (日間平均 60)	mg/L	24.6	7.5	10
リン	許容限度 16 (日間平均 8)	mg/L	<0.05	<0.05	<0.05

II-7. 処理途上水の発生理由

ALPS は、汚染水から除去対象 62 核種を除去し、一度の処理でトリチウム以外の核種の告示濃度比総和 1 未満にする能力を持っているが、II-5.に記載の方法により推定した結果、タンクに貯蔵される水のうち、含まれる放射性物質濃度が告示濃度比総和 1 以上となり、今後二次処理が行われる「処理途上水」が、全体の 7 割（2022 年 9 月現在約 66%）を占めている。この理由を処理の時期ごとに以下に示す。

a. 2013～2015 年度

ALPS が運転開始するまでの間、セシウムのみを除去した状態の高濃度汚染水を敷地内のタンクに貯蔵していた。その高濃度汚染水からの直接線およびスカイシャイン線により、敷地境界線量が非常に大きく、敷地境界で 9.76mSv/年と評価され、国の定める基準である「敷地境界における実効線量 1mSv/年未満」を大幅に超過するような状況であった。

これに対し、まず敷地境界における実効線量 1mSv/年を早期に達成することを目指して、ALPS の、各吸着塔出口濃度で多少の交換基準超過を許容しつつ運用を継続し、稼働率を上げて高濃度汚染水の処理を行った。

その結果、2015 年度末には敷地境界における実効線量 1mSv/年を達成することができたが、放射性物質濃度が告示濃度比総和 1 以上の処理途上水がタンクに貯留されることとなった。

なお、この時期は ALPS 運用開始間もない時期でもあり、設備トラブルによる濃度超過事例も発生した。告示濃度比総和が 1 万を超える処理途上水は、この設備トラブルによるものであるが、現在では設備トラブルの原因が除去されており、事象の再発も見られない。

b. 2016 年度

この時期は、前年度までに高濃度汚染水の処理が進んだことにより、処理容量がタンク建設のスピードを上回ったため、ALPS 処理水を貯蔵するタンクが不足した時期であったが、ALPS 処理水を貯蔵するタンクの建設を急ぐとともに、ALPS の性能を活かし、告示濃度比総和が 1 未満となるよう、処理を実施した。

このようにして、ALPS 本来の性能が前年度までよりも適切に発揮されることとなり、結果として告示濃度比総和 1 以上の処理途上水の発生頻度が下がることとなった。

c. 2017～2018 年度

事故直後には、急ぎタンクを日本中からかき集め、汚染水などの貯蔵に利用していたが、このうちボルト締めフランジ型タンクは、この時期から漏えい事象が相次ぎ発生したことから、フランジ型タンクでのストロンチウム処理水（ALPS による処理を行う前の、セシウムやストロンチウムの大半を除去した水）の貯蔵解消が課題となった。

そのため、2018 年度末を目標に、フランジ型タンクでの貯蔵解消を目指し、貯蔵されているストロンチウム処理水（ALPS 処理前水）の ALPS による早期処理を行うこととし、再び各吸着塔出口で多少の濃度超過を許容しつつ稼働率を向上させた運転を行った。

その結果、2018 年 11 月に、フランジ型タンク内のストロンチウム処理水の全量処理が完了したが、2016 年度と比較すると、告示濃度比総和 1 以上の処理途上水の発生頻度が高まった。

なお、フランジ型タンクに貯蔵される ALPS 処理水等については、2019 年 3 月までにすべて溶接型タンクへの移送が完了している。

添付 III トリチウムの被ばく評価における有機結合型トリチウムの影響について

ALPS 処理水には、大量のトリチウム水 (HTO) が含まれる。トリチウム水は、人を含む動植物の体内に取り込まれると、トリチウム水のまま通常の水 (H₂O) と同様にふるまう自由水型トリチウム (FWT : Free Water Tritium) から、一部が組織に取り込まれた有機結合型トリチウム (OBT : Organically bound tritium) に変換される。OBT は、HTO に比べて体内に長く留まることから被ばく影響も大きく、ICRP では OBT を摂取した場合の実効線量係数をトリチウム水と別に定めている。FWT は、体内でのふるまいを表現した呼称であるが、トリチウム水と同じものであるため、本報告書では HTO として記述する。

III-1. トリチウムの体内動態について

ICRP Publication 56[III-1]のモデルによれば、体内に取り込まれたトリチウム水 (HTO)の約 3%が OBT に変化し、HTO よりも長く体内に留まるとしている。体内における半減期は、HTO で約 10 日、OBT では約 40 日としている。(図 III-1)

一方、OBT として体内に取り込まれたトリチウムは、血液中で 50%が直ちに HTO に変換されるとしている。OBT と HTO それぞれ上記の半減期で、最終的には血液から HTO として体外に排出される。(図 III-2)

これらの体内における動態モデルを踏まえ、ICRP Publication 72 [III-2]におけるトリチウムの実効線量係数は、それぞれ以下の通りとされている。

- ・トリチウム水 (HTO) 1.8E-11 Sv/Bq
- ・有機結合型トリチウム (OBT) 4.2E-11 Sv/Bq

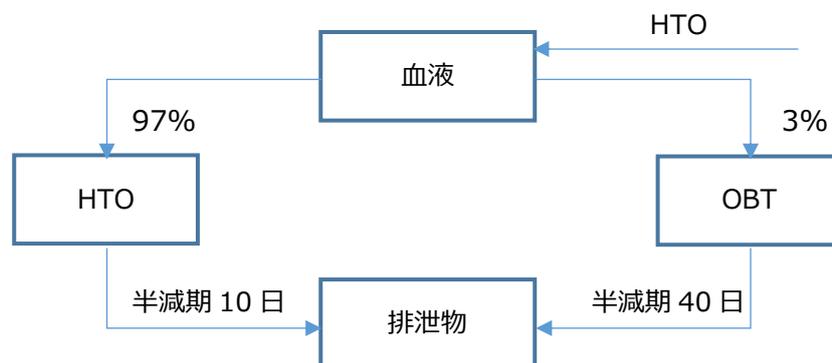


図 III-1 トリチウム水 (HTO) 摂取の ICRP モデル

(UNSCEAR2016 附属書 C [III-3]より引用)

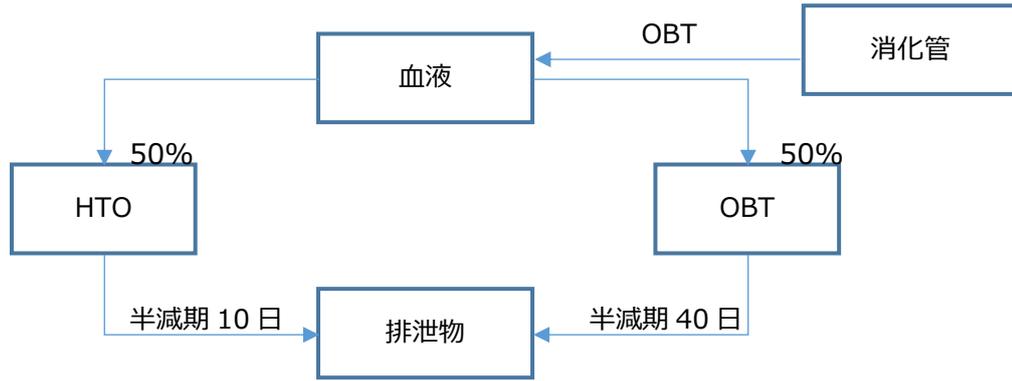


図 III-2 OBT 摂取の ICRP モデル
(UNSCEAR2016 附属書 C より引用)

なお、ICRP Publication 134 [III-4]では新しい体内動態モデルが示されており、体内半減期約 40 日の OBT に加え、体内半減期約 1 年と更に長期間体内に留まる OBT をモデルに組み込んでいる。(図 III-3、III-4)

このモデルによる実効線量係数は以下の通り ICRP Publication 72 よりも高くなっているが、こちらで計算した場合も被ばく評価結果への影響が大きく変わるものではない。

- ・トリチウム水 (HTO) 1.9E-11 Sv/Bq
- ・有機結合型トリチウム (OBT) 5.1E-11 Sv/Bq

本モデルでは、HTO を継続して摂取した場合、全身のトリチウムのうち約 6%が OBT と予測されるとしている。

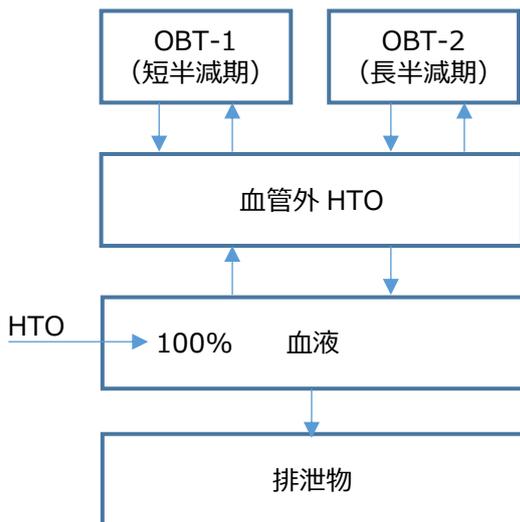


図 III-3 HTO 摂取の ICRP 新モデル
(UNSCEAR2016 附属書 C より引用)

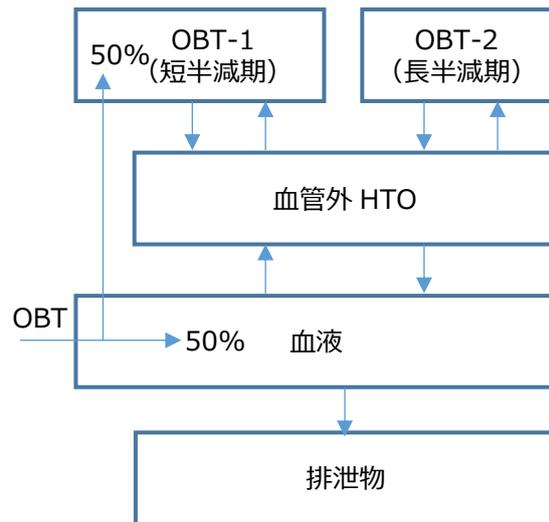


図 III-4 OBT 摂取の ICRP 新モデル
(UNSCEAR2016 附属書 C より引用)

III-2. OBT 摂取による被ばく評価への影響について

ALPS には、共沈、吸着、物理フィルターなどが設けられており、除去対象の 62 核種をその化学形態に依らず除去している。これまでの分析結果からは、有機物が多く含まれているような状況は見られていない（添付 II 「ALPS 処理水等の水質について」参照）。従って、ALPS 処理水に含まれるトリチウムは、全量 HTO とし、飲水や海水のしぶきの吸入による内部被ばくの評価においては、OBT は考慮せず全量 HTO として評価を行った。

一方、環境中の動植物においては、HTO の一部が OBT に変換されることから、海産物として摂取するトリチウムの一部は OBT であることが考えられる。環境中でトリチウムと水素の同位体比率が変わるような濃縮は見られないこと、および海産物の重量の 7 割～9 割程度が水であることから、海産物中のトリチウムの OBT の比率が大きく上昇することは無いと考えられるが、環境中でのトリチウムの移行には不確かさがあることから、OBT の比率が被ばく評価に及ぼす影響について検討を行った。

HTO 摂取の実効線量係数を DC_{FWT} 、OBT 摂取の実効線量係数を DC_{OBT} 、摂取するトリチウムの内 OBT の比率を $X\%$ とした場合、実効線量係数 $DC_{補正}$ は、次式で表せる。

$$DC_{補正} = (1-X/100) \cdot DC_{FWT} + X/100 \cdot DC_{OBT} \quad (III-1)$$

式 (III-1) により補正した実効線量係数を表 III-1 に示す。

表 III-1 海産物から摂取するトリチウムのうち OBT の割合により補正した実効線量係数

海産物中のトリチウムにおける OBT の割合 (%)	実効線量係数 (mSv/Bq)			備考
	成人	幼児	乳児	
0	1.8E-08	3.1E-08	6.4E-08	
10	2.0E-08	3.5E-08	7.0E-08	評価に使用
20	2.3E-08	3.9E-08	7.5E-08	
100	4.2E-08	7.3E-08	1.2E-07	

OBT の割合を 100% とした場合でも、トリチウムによる内部被ばくの評価値に及ぼす影響はすべて HTO の場合の 3 倍程度に留まる。

さらに代表的個人の被ばく評価値に及ぼす影響について検討を行った。

評価条件

通常時の被ばく評価

(実測値 (K4 タンク群) によるソースターム、海産物を多く摂取する場合)

評価結果

表 III-2 に示すとおり、OBT 割合を 100%とした場合、全量 HTO の場合に比べてトリチウムによる被ばくが 3 倍程度に増加するが、30 核種による合計の被ばく評価値には影響は無かった。

表 III-2 海産物摂取による内部被ばく評価結果
(実測値 (K4 タンク群) によるソースターム、多く摂取)

海産物中のトリチウムにおける OBT の割合 (%)	被ばく評価結果 (mSv/年)			備考
	() 内はトリチウムによる被ばく			
	成人	幼児	乳児	
0	3.1E-05 (1.1E-07)	3.6E-05 (9.8E-08)	3.2E-05 (8.0E-08)	
10	3.1E-05 (1.2E-07)	3.6E-05 (1.1E-07)	3.2E-05 (8.7E-08)	評価に使用
20	3.1E-05 (1.4E-07)	3.6E-05 (1.2E-07)	3.2E-05 (9.4E-08)	
100	3.1E-05 (2.6E-07)	3.6E-05 (2.3E-07)	3.2E-05 (1.5E-07)	

本報告書では、前述の ICRP Publication 134 に示された人の体内動態モデルにおける OBT 割合 6%を参考に、環境中における不確かさを踏まえて、摂取する海産物における OBT の割合を 10%として計算を行ったが、OBT 割合による被ばく評価結果への影響はほとんど無い。

III-3. 海生動植物のOBTについて

環境中における、HTO と OBT の濃度比については、フランスのラ・アーグ再処理施設周辺で行われたモニタリングの結果（図 III-5）が示されている[III-5]。海藻から魚類までの種においても濃度比は同じであり、濃縮するような傾向は見られていない。

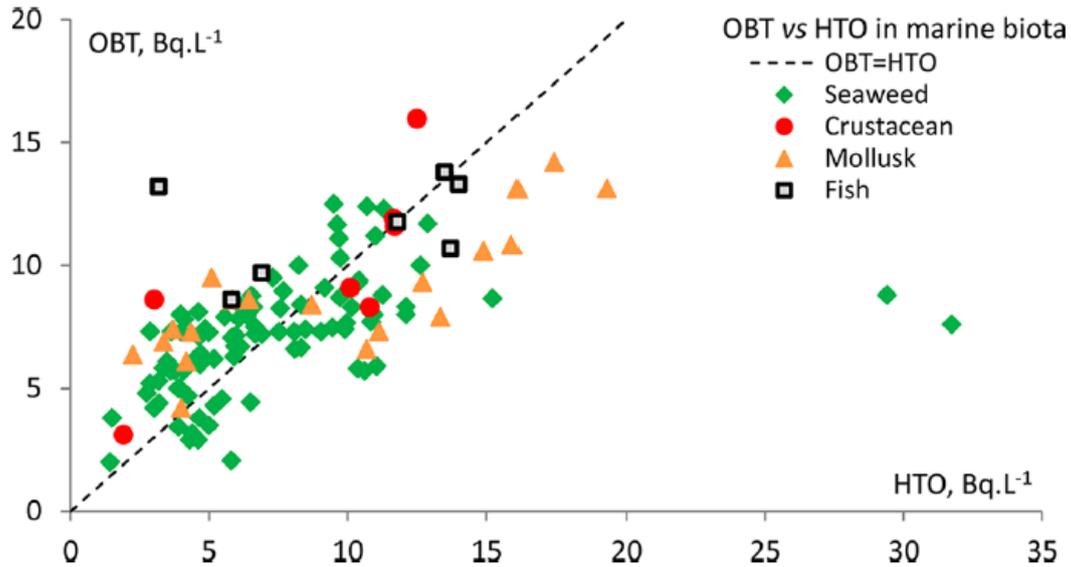


図 III-5 ラ・アーグ再処理施設周辺海域で行われた海生動植物中の OBT と HTO 濃度の調査結果

また、当社が福島第一原子力発電所周辺で 2014 年以降実施してきた魚のモニタリングにおいても、これまでに測定した 83 試料で OBT が検出されたことは無い。

参照文献

- [III-1] ICRP Publication 56 "Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides – Part 1",1989
- [III-2] ICRP Publication 72 " Age-dependent Doses to the Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part 5 Compilation of Ingestion and Inhalation Coefficients",1995
- [III-3] UNSCEAR 2016 Report "SOURCES, EFFECTS AND RISKS OF IONIZING RADIATION ANNEX C BIOLOGICAL EFFECTS OF SELECTED INTERNAL EMITTERS - TRITIUM",2017
- [III-4] ICRP Publication 134 "Occupational Intakes of Radionuclides: Part 2",2016
- [III-5] Bruno Fiévet, Julien Pommier, Claire Voiseux, Pascal Bailly du Bois, Philippe Laguionie, Catherine Cossonnet, and Luc Solier "Transfer of Tritium Released into the Marine Environment by French Nuclear Facilities Bordering the English Channel",2013

添付 IV ALPS 処理水の放出に係る期間に関する考察

福島第一原子力発電所では、ALPS 処理水希釈放出設備および関連施設を設置し、タンクに貯留された ALPS 処理水を放出することにより、「東京電力ホールディングス（株）福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」や「東京電力福島第一原子力発電所 中期的リスクの低減目標マップ」に沿った廃炉作業に必要な敷地を確保する計画である。

本項では、ALPS 処理水を計画的に放出しタンク容量を減らしていくことで、廃炉作業に必要な敷地を確保できることを、ALPS 処理水放出シミュレーションを用いてお示しする。

IV-1. ALPS 処理水放出シミュレーションの前提条件

ALPS 処理水放出シミュレーションの前提条件として、シミュレーション期間、希釈放出設備の仕様、放出する ALPS 処理水に関する条件について以下の通り定める。

シミュレーション期間として、2021 年度¹からの 1 年単位でのシミュレーションとし、2023 年度より放出を開始し、2051 年度²に放出完了する前提とする。

希釈放出設備の仕様として、ALPS 処理水の流量は最大 500m³/日、年間稼働率は 8 割（放出日数 292 日）を前提とする。海水流量は、海水ポンプの稼働台数が 1～3 台として、17 万～51 万 m³/日とする。

放出する ALPS 処理水に関する条件として、年間トリチウム放出量は 22 兆 Bq を上限とするとともに、ALPS 処理水の海洋放出は廃炉作業に必要な敷地の確保が目的であることから、各年度におけるタンク容量を制約条件とする。また、トリチウムは半減期約 12 年の放射性物質であることから、1 年間に約 5.5%減少する前提とする。なお、放出開始当初は少量から放出する計画であることから、2023 年度の年間トリチウム放出量は 2024 年度の半分と設定する。

加えて、今後放出する ALPS 処理水には、「日々発生する ALPS 処理水」と「タンクに貯留されている ALPS 処理水等」がある。これらの水の放出順序として、「タンクに貯留されている ALPS 処理水等」のうち測定・確認用設備として使用する K4 タンク約 3 万 m³を放出した

¹ 日本国内における 1 事業年度は 4 月 1 日に開始し翌年 3 月 31 日に終了する。

² 中長期ロードマップにおいては、放射性物質の放出が管理され放射線量が大幅に抑えられている状況を達成した 2011 年 12 月から 30～40 年後の廃止措置終了が目標として定められている。

後、「日々発生する ALPS 処理水」および「タンクに貯留されている ALPS 処理水等」のトリチウム濃度の薄い順に放出する前提とする。なお、「日々発生する ALPS 処理水」は、建屋内トリチウム総量が 0 となるまで、発生する限り放出を継続する。この際、「日々発生する ALPS 処理水」の 1 日当たりの発生量については、2025 年以降に 100m³/日となるよう、段階的に汚染水発生量が毎年 10m³/日ずつ減少することを前提とする。

表 IV-1 ALPS 処理水放出シミュレーションの前提条件

年間トリチウム放出量 (22 兆 Bq/年未満)	敷地利用計画に影響を与えない範囲で海洋放出完了が 2051 年度となる放出総量を設定
シミュレーション 評価開始日	2021 年 4 月 1 日 (1 年単位でのシミュレーション)
放出開始日	2023 年 4 月 1 日
ALPS 処理水流量	最大 500m ³ /日
希釈用海水流量	17 万 m ³ /日 (海水ポンプ 1 台) ~51 万 m ³ /日 (海水ポンプ 3 台)
ALPS 処理水 放出順序	測定・確認用設備として使用する K4 タンク約 3 万 m ³ をトリチウム濃度の薄い順に放出 その後、その他のタンク・新規発生 ALPS 処理水もトリチウム濃度の薄い順に放出
トリチウム減衰	半減期約 12 年として考慮 (1 年間で約 5.5%減少)、新規発生分も減衰考慮
ALPS 処理水発生量	2025 年度以降に 100m ³ /日となるよう、段階的に汚染水発生量が毎年 10m ³ /日ずつ減少することを仮定
放出日数	292 日 (稼働率 8 割)

なお、「日々発生する ALPS 処理水」については、今後発生するものであり不確実性が高いことから、トリチウム総量が最も多いケースと、トリチウム総量が最も少ないケースの 2 ケースで評価を行った。トリチウム総量が最も多いケースでは、新規発生トリチウム濃度として 2021 年 1 月から 6 月のうちの最大値 44.8 万 Bq/L を、建屋内トリチウム総量は事故時点でのトリチウム総量 3400 兆 Bq が建屋又はタンクに全量残存していると仮定し約 1150 兆 Bq を前提とする。トリチウム総量が最も少ないケースでは、新規発生トリチウム濃度として 2021 年 1 月から 6 月のうちの最小値 21.5 万 Bq/L を、建屋内トリチウム総量は建屋内滞留水貯水量および濃度より推計した約 81 兆 Bq を前提とする。

添付 IV-2

表 IV-2 ALPS 処理水放出シミュレーションの評価ケース

ケース	トリチウム総量が最も多いケース	トリチウム総量が最も少ないケース
新規発生 トリチウム濃度	44.8 万 Bq/L (2021/1/5、2021 年最大)	21.5 万 Bq/L (2021/6/1、2021 年最小)
建屋内トリチウム総量 (2021/4/1 時点)	約 1150 兆 Bq (事故時 3400 兆 Bq が建屋・タタに全量残存)	約 81 兆 Bq (建屋内滞留水貯水量および濃度より推計)

これらの前提条件のもと、毎年度の年間トリチウム放出量の最小値、ALPS 処理水等貯水量、ALPS 処理水平均流量および海水希釈前後のトリチウム平均濃度を評価した。

IV-2. ALPS 処理水放出シミュレーション結果

それぞれのケースについて、敷地利用計画に影響を与えないよう年間のトリチウム放出総量を変化させ、海洋放出完了がちょうど 2051 年度となる放出総量を評価した結果、トリチウム総量が最も多いケースの年間トリチウム放出量の最大は 22 兆 Bq、トリチウム総量が最も少ないケースの年間トリチウム放出量の最小は年間最大 16 兆 Bq となり、いずれのケースにおいても、年間 22 兆 Bq の範囲内で 2051 年度までに放出完了することを確認した。

各年度の年間トリチウム放出量は、トリチウム総量が最も多いケースでは、2023 年度は 11 兆 Bq/年、2024～2029 年度は 22 兆 Bq/年、2030～2032 年度は 18 兆 Bq/年、2033 年度以降は 16 兆 Bq/年となった。一方、トリチウム総量が最も少ないケースでは、2023 年度は 8 兆 Bq/年、2024～2028 年度は 16 兆 Bq/年、2029 年度以降は 11 兆 Bq/年となった。

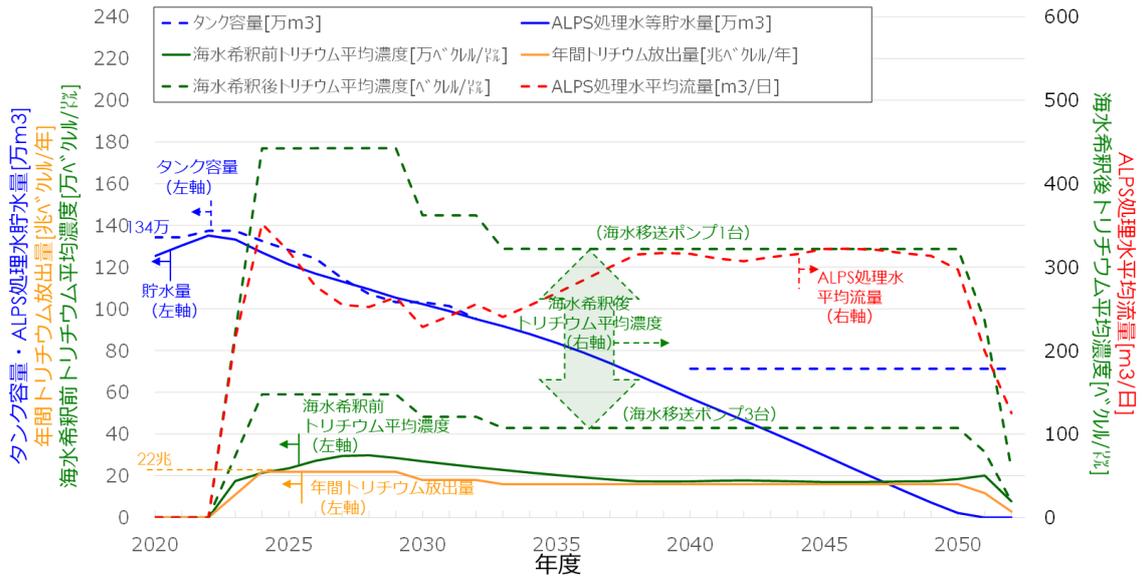


図 IV-1 トリチウム総量が最も多いケース

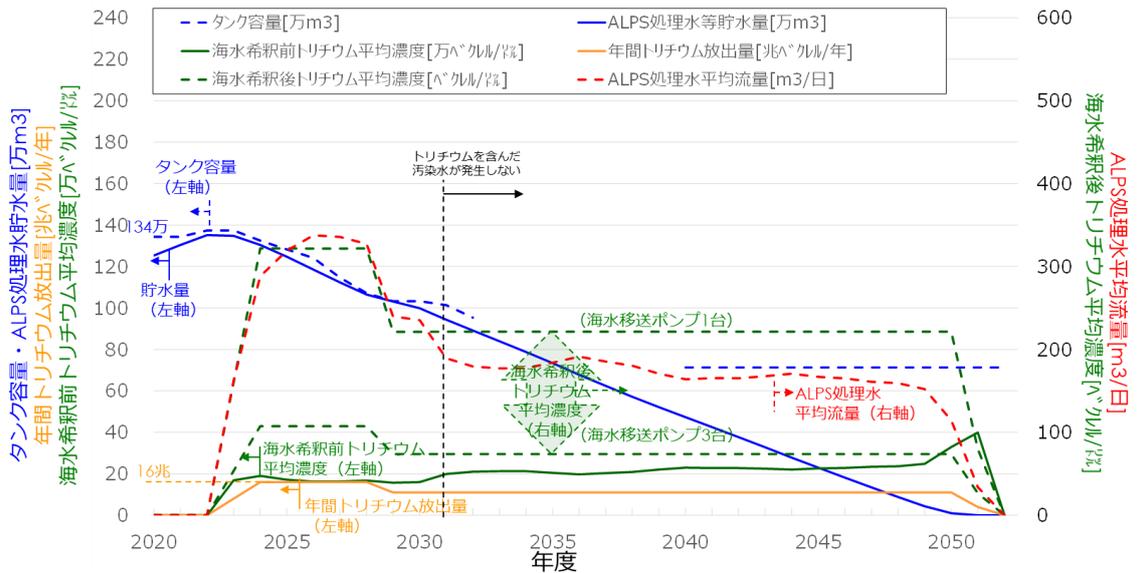


図 IV-2 トリチウム総量が最も少ないケース

添付 IV-4

添付V 希釈水の取放水による外部影響について

ALPS 処理水の放出にあたっては、取り除くことが困難なトリチウムの濃度を、法令に定める濃度を大幅に下回る 1,500Bq/L 未満となるまで、海水により 100 倍以上に希釈して放出する。ALPS 処理水の希釈用海水は、5 号機取水口から取水する計画であるが、港湾内の海水濃度は周辺海域の海水よりも若干高い放射性物質濃度となっていることや、港湾内の海底土等の影響を考慮し、5, 6 号機放水口北側から海水を引き込む計画である。

V-1. 港湾の海水濃度の状況

港湾の Cs-137 濃度の現状は図 V-1 の通り。1~4 号機取水口付近の濃度が高く、港湾口や 5,6 号機側に向けて 1~4 号機取水口付近から遠ざかると濃度が低下している。

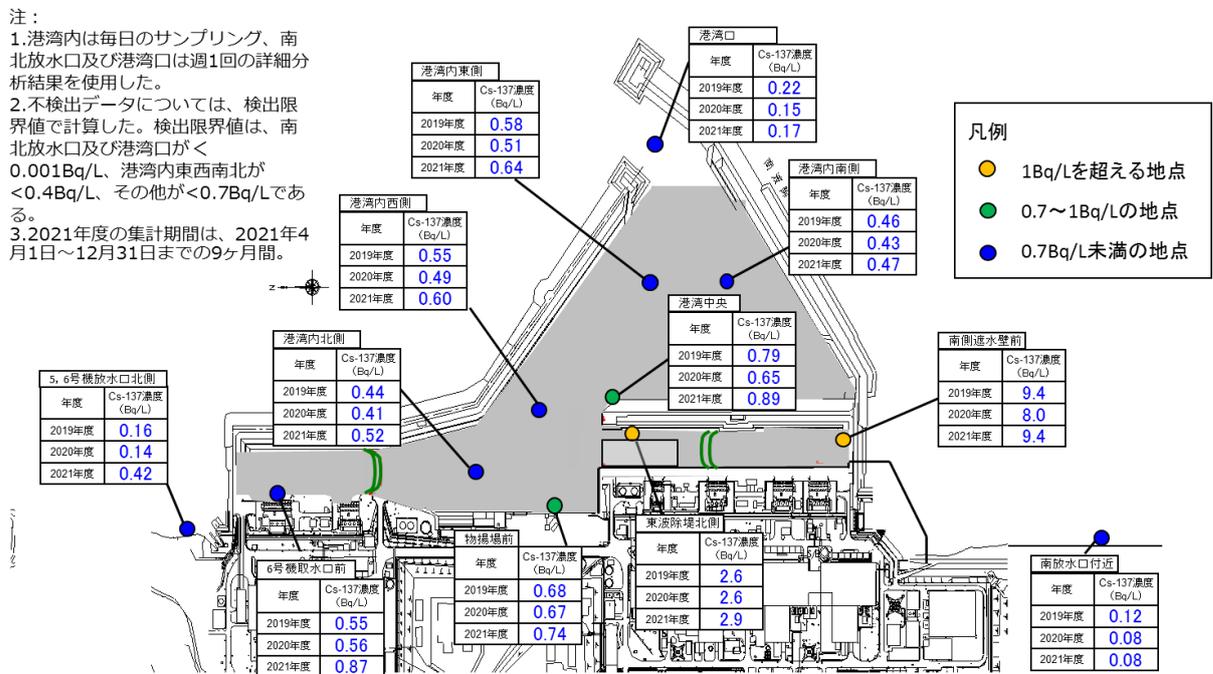


図 V-1 港湾の Cs-137 濃度の状況

V-2. 希釈用海水の取放水に伴い想定される外部への影響とその対策について

V-1. で示したとおり、港湾内の海水中放射性物質濃度は、1~4 号機取水口付近が高い傾向がある。希釈用の海水は、5 号機取水口付近から取水する計画であり、1~4 号機取水路開渠側から 5, 6 号機側へ濃度の高い海水を引き込む可能性が考えられる。

対策として、取水設備設置にあたっては、5, 6 号機取水路開渠を仕切堤（捨石傾斜堤+シート）にて、1~4 号機側からの海水の流入を抑止し、代わりに北防波堤透過防止工の一部を改造し、港湾外から希釈用の海水を取水する設計とする（図 V-2）。

この結果、5, 6号機取水路開渠の海水中放射性物質濃度は低下し、5, 6号機取水路開渠への拡散が抑制される物揚場付近の濃度がわずかに上昇する可能性があるものの、希釈用海水の取放水に伴う外部への影響を抑制できるものとする。

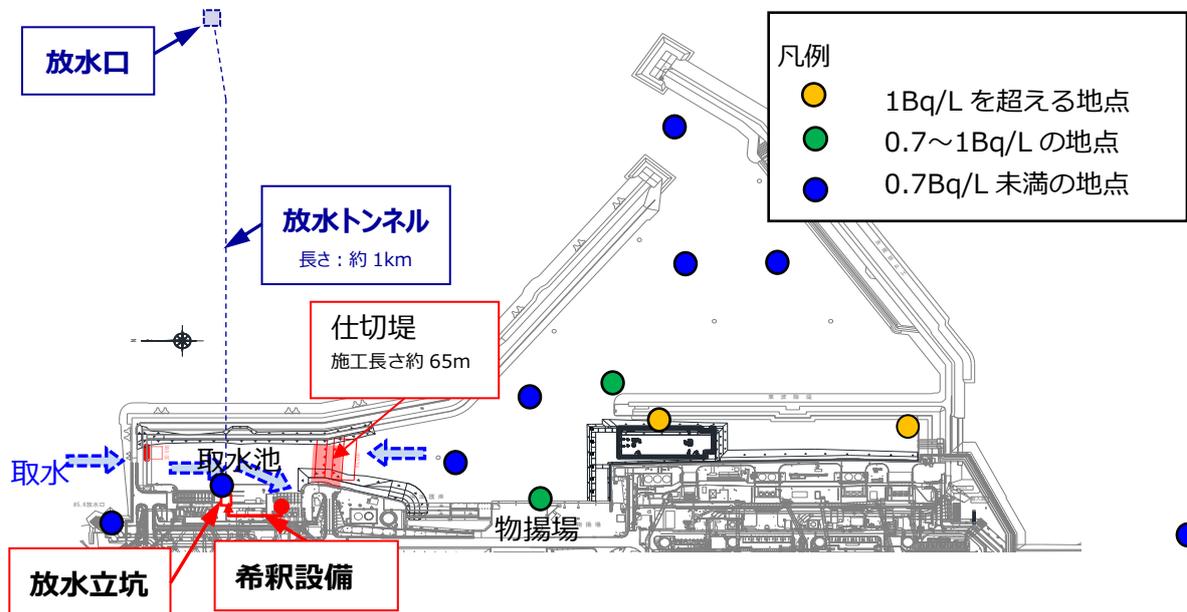


図 V-2 取放水計画と港湾の Cs-137 濃度の状況

V-3. 希釈用海水の取放水による外部影響の評価

対策の効果を確認するため、港湾内（1～4号機側）から取水する場合と港湾外（5, 6号機放水口北側）から取水する場合の外部影響について比較評価を行った。

評価は、ALPS 処理水の放出における人への被ばく評価において、希釈用海水によって港湾外に移動する放射性物質の移動量をソースタームに付加する形で行った。

(1) ソースタームに付加する放射性物質移動量の設定

比較評価に使用する希釈用海水の濃度としては、港湾外取水が 5, 6号機放水口北側、港湾内取水が港湾内北側のモニタリング結果（2019 年度から約 3 年間）から設定した（図 V-3）。

対象核種は、港湾の海水中に存在が確認されており、モニタリングの対象としている Cs-137、Sr-90、トリチウム（Cs-137、Sr-90 は、それぞれ子孫核種 Ba-137 と Y-90 が平衡状態で同じ濃度で含まれると仮定）とした。

なお、港湾内外で検出下限値が異なる（港湾内の方が高い）ため、港湾内北側の Cs-137、トリチウムは過大評価となっている可能性があるものの、5, 6号機放水口北側の方が低濃度であることは明らかである。

注：

1. Cs-137 濃度は、5,6 号機放水口北側が週 1 回の詳細分析、港湾内北側は毎日の分析結果を使用。
2. Sr-90 濃度は、5,6 号機放水口北側が月 1 回、港湾内北側は週 1 回の分析結果を使用。
3. H-3 濃度は、いずれも週 1 回の分析結果を使用。
4. 2021 年度の集計期間は、2021 年 4 月 1 日～12 月 31 日までの 9 ヶ月間。

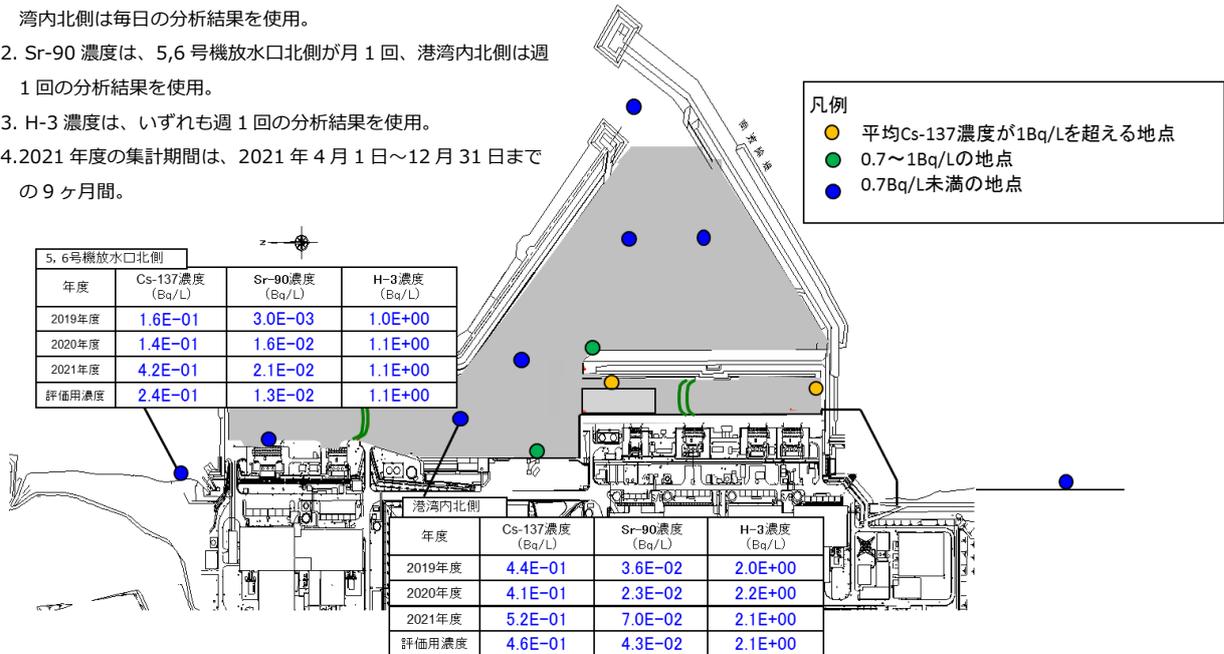


図 V-3 比較評価に使用する希釈用海水の放射性物質濃度

希釈用海水（希釈用海水ポンプ 3 台運転の場合）の中に含まれ、港湾外に移動する放射性物質の核種 i の移動量 M(i)は、上記で設定した希釈水の海水濃度 C_D(i)より、以下の式により求めた。

$$M(i)[\text{Bq}/\text{年}] = C_D(i)[\text{Bq}/\text{L}] \times 51 \text{ 万}[\text{m}^3/\text{日}] \times 1000[\text{L}/\text{m}^3] \times 365[\text{日}/\text{年}] \times 0.8(\text{稼働率})$$

評価用のソースタームとしては、放射線影響評価に用いた「K4 タンク群の実測値」および「J1-G タンク群の実測値」の 2 種類を用いた。追加した放射能移動量は表 V- 1 の通り。

表 V-1 希釈用海水による核種ごとの年間放射能移動量

核種	港湾外取水 (5, 6号機放水口北側)		港湾内取水 (港湾内北側)	
	評価用濃度 (Bq/L)	移動量 (Bq/年)	評価用濃度 (Bq/L)	移動量 (Bq/年)
Cs-137	2.4E-01	3.6E+10	4.6E-01	6.9E+10
Sr-90	1.3E-02	1.9E+09	4.3E-02	6.4E+09
H-3	1.1E+00	1.6E+11	2.1E+00	3.1E+11

(2) 評価結果

被ばく評価の結果は表 V-2、V-3 の通り。港湾外から取水する方が外部への影響は小さい。

ただし、いずれの評価結果も線量限度 1mSv/年はもとより、線量拘束値に相当する国内の原子力発電所に対する線量目標値 0.05mSv/年と比べてわずかであり、仮に希釈水として港湾内の海水を取水した場合でも被ばくへの影響は小さい。

表 V-2 代表的個人（海産物を多く摂取する場合）の被ばく評価結果の比較

評価ケース		K4 タンク群の実測値によるソースターム			J1-G タンク群の実測値によるソースターム			備考
		通常時の被ばく評価	港湾外取水 (5, 6号機放水口北側)	港湾内取水 (港湾内北側)	通常時の被ばく評価	港湾外取水 (5, 6号機放水口北側)	港湾内取水 (港湾内北側)	
外部被ばく (mSv/年)	海水面から	4.6E-10	6.7E-08	1.3E-07	3.7E-10	6.7E-08	1.3E-07	
	船体から	4.9E-10	5.4E-08	1.0E-07	3.7E-10	5.3E-08	1.0E-07	
	遊泳中	3.2E-10	4.7E-08	8.8E-08	2.5E-10	4.7E-08	8.8E-08	
	海浜砂	5.4E-07	8.6E-05	1.6E-04	4.3E-07	8.6E-05	1.6E-04	
	漁網	1.1E-07	1.5E-05	2.9E-05	8.3E-08	1.5E-05	2.9E-05	
内部被ばく (mSv/年)	飲水	3.4E-07	7.3E-07	1.2E-06	3.1E-07	7.1E-07	1.1E-06	成人の値
	しぶき吸入	9.2E-08	4.1E-07	7.7E-07	3.8E-07	6.9E-07	1.0E-06	
	海産物摂取	3.1E-05	4.1E-05	5.1E-05	1.1E-05	2.2E-05	3.2E-05	
合計		3E-05	1E-04	2E-04	1E-05	1E-04	2E-04	

表 V-3 年齢別の内部被ばく評価結果（海産物を多く摂取する場合）

評価ケース		K4 タンク群の実測値によるソースターム			J1-G タンク群の実測値によるソースターム			備考
		通常時の被ばく評価	港湾外取水 (5, 6号機放水口北側)	港湾内北側取水	通常時の被ばく評価	港湾外取水 (5, 6号機放水口北側)	港湾内北側取水	
飲水による内部被ばく (mSv/年)	成人	3.4E-07	7.3E-07	1.2E-06	3.1E-07	7.1E-07	1.1E-06	
	幼児	5.8E-07	9.2E-07	1.3E-06	5.4E-07	8.8E-07	1.3E-06	
	乳児	-	-	-	-	-	-	
水しぶきの吸入による内部被ばく (mSv/年)	成人	9.2E-08	4.1E-07	7.7E-07	3.8E-07	6.9E-07	1.0E-06	
	幼児	6.0E-08	2.8E-07	5.3E-07	2.0E-07	4.2E-07	6.7E-07	
	乳児	3.9E-08	1.5E-07	2.8E-07	1.1E-07	2.2E-07	3.5E-07	
海産物摂取による内部被ばく (mSv/年)	成人	3.1E-05	4.1E-05	5.1E-05	1.1E-05	2.2E-05	3.2E-05	
	幼児	3.6E-05	4.0E-05	4.3E-05	1.6E-05	2.0E-05	2.4E-05	
	乳児	3.2E-05	3.5E-05	3.9E-05	2.2E-05	2.5E-05	2.9E-05	

添付 VI 評価対象以外の移行経路、被ばく経路について

本書では、まず VI-1 において、多核種除去設備等処理水（ALPS 処理水）の海洋放出に係る放射線影響評価報告書における、設計段階の当初から建設段階に至るまでの移行経路および被ばく経路の選定の経緯について説明する。以下に述べるとおり、当社は IAEA GSG-10 にしたがいつつ、国内の指針および既往の評価、IAEA TECDOC-1759 も参照し、被ばく経路の選定を行ったが、IAEA TECDOC-1759 についてはあくまで被ばく経路の選定にあたり参照したものであり、同書に示す方法を使用して本文の被ばく評価を実施したのではない。

また、VI-2 において記載した IAEA TECDOC-1759 の手法による試算も、本文の被ばく評価結果との比較のための参考として行ったものであり、本文の被ばく評価に同書の評価手法を使用したものではない。

VI-1. 移行経路および被ばく経路の選定

多核種除去設備等処理水（ALPS 処理水）の海洋放出に係る放射線影響評価報告書（設計段階）（2021 年 11 月、以下、報告書（設計段階・当初版））は、IAEA GSG-10 を参考にしつつ、国内の安全指針を策定してきた旧原子力安全委員会が了承した「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について」（以下、「軽水炉の線量評価について」）、および先行事例である六ヶ所再処理施設の事業指定申請書（以下、「六ヶ所申請書」）を参照して被ばく経路を選定した。「軽水炉の線量評価について」では、発電用原子炉施設の安全審査で行う一般公衆に対する線量評価の基本的考え方の検討として、重要と思われる被ばく経路についてのケーススタディを行っており、液体廃棄物中の放射性物質による線量評価として、以下の経路について試算を行っている。

- (1) 海上作業における外部被ばく
- (2) 遊泳における外部被ばく
- (3) 海浜作業における外部被ばく
- (4) 漁網操作における外部被ばく
- (5) 海産物摂取による内部被ばく

なお、試算した結果として液体廃棄物による被ばくについては海産物の摂取による内部被ばくが最も重要な被ばく形態としている。

一方、六ヶ所申請書では、以下の被ばく経路について評価を行い、審査を受けている。

- (1) 海水面からの外部被ばく

- (2) 船体からの外部被ばく
- (3) 海中作業での外部被ばく
- (4) 漁網からの外部被ばく
- (5) 海産物摂取による内部被ばく

近傍に砂浜が無い場合、海浜作業における外部被ばくは選定されていない。報告書（設計段階・当初版）では、まずこれらを踏まえて移行、被ばく経路の選定を行った。

一方、IAEA GSG-10 では、移行経路、被ばく経路について考慮すべき経路が網羅的に示されている。多核種除去設備等処理水（ALPS 処理水）の海洋放出に係る放射線影響評価報告書（設計段階・改訂版）（2022年4月、以下、報告書（設計段階・改訂版））の作成に当たって、これらの移行経路、被ばく経路について、あらためて経路の網羅性の観点から検討を行うこととし、被ばく線量の試算を行った上で、被ばくの大きさと網羅性の観点から経路の追加について検討を行った。

検討にあたっては、IAEA TECDOC-1759 [VI-1]（海洋投棄する物質の適合性を判断するための放射線影響評価手順）に示された移行経路および被ばく経路について、同書の評価手法による試算を行って、報告書（設計段階・当初版）の被ばく評価結果との比較検討を行い、その結果報告書（設計段階・改訂版）作成にあたって、遊泳時の飲水及び海岸での水しぶきの吸入による被ばく経路を追加した。

VI-2. TECDOC-1759 の手法による試算

本文の評価との比較のため、参考に、TECDOC-1759 の手法による試算を行った。

今回の改訂版報告書（建設段階）では、ALPS 処理水の測定・評価対象核種の選定が行われ、評価の対象核種を見直したことから、新たなソースタームを用いて本文の評価結果と TECDOC-1759 の手法による試算値の比較も改訂した。

なお、検討で使用した TECDOC-1759 の評価手法では、放出された放射性物質が海水中の浮遊粒子や海底土に吸着して溶存態濃度が低下する影響などを考慮しているが、上記報告書（設計段階・改訂版）への追加にあたっては、報告書（設計段階・当初版）と同じく、浮遊粒子や海底土への吸着による濃度低下を考慮しない保守的な手法にて評価を行った。

VI-2-1. ソースターム

被ばく評価手法や経路によって、被ばく影響の大きな核種が異なることから、ソースタームは、30 核種すべてが含まれた実測値によるソースターム（表 6-1-1～3）を用いた。

VI-2-2. 環境中での拡散、移行のモデリング

移行経路は、IAEA が GSG-10 で示した経路を踏まえて、以下の通り選定した。

(1) 直接放射線

ALPS 処理水の処分で取り扱う放射性物質は、ALPS 処理水または希釈した ALPS 処理水のみである。ALPS 処理水は、あらかじめトリチウム以外の放射性物質が告示濃度比総和 1 未満となるまで浄化した水であり、ALPS 処理水および施設からの直接放射線による被ばくの影響はほとんど無いと考え、報告書（設計段階・当初版）では、移行経路として選定しなかった。

本試算でも対象としない。

(2) 大気中での拡散、大気から地表への沈着と再浮遊

ALPS 処理水は、液体として海水により希釈して海洋放出すること、および大気中への移行の前に海洋で希釈されることから、大気中に拡散した放射性物質による被ばくの影響はほとんど無いと考え、報告書（設計段階・当初版）では移行経路として選定しなかった。

本試算でも対象としない。

(3) 海水中での移流、拡散

ALPS 処理水は、液体として海洋放出することから、報告書（設計段階・当初版）では海水中での移流、拡散を選定した。

本試算でも対象とした。

(4) 海水から船体への移行

海水中で拡散した放射性物質は、周辺海域で継続して操業する船舶の船体へ移行することが考えられることから、報告書（設計段階・当初版）では移行経路として選定した。

TECDOC-1759 では経路、計算手法が例示されていないため、本試算では対象としない。

(5) 海水から海岸堆積物への移行

海水中で移流、拡散した放射性物質は、海岸堆積物へ移行することが考えられることから、報告書（設計段階・当初版）では移行経路として選定した。

TECDOC-1759でも経路、計算手法が例示されていることから、本試算でも対象とした。

(6) 海水から浮遊粒子及び海底堆積物への移行

海水中で移流、拡散した放射性物質は、一部が浮遊粒子および海底堆積物に吸着され、移行することにより海水中濃度は低下する。一方で、海底堆積物には放射性物質が蓄積し、長期的には海水中濃度と海底堆積物の濃度は平衡に達する。報告書（設計段階・当初版）では、保守的に移流、拡散時に海底堆積物等への放射性物質の吸着による濃度低下は考慮せず、海生動植物の被ばく評価時に、海底堆積物との間で分配係数で平衡状態になっているものとして考慮した。

TECDOC-1759では、放出された放射性物質が海水から浮遊粒子、海底堆積物に移行し、海水中の溶存態濃度が低下するモデルによる計算手法が例示されていることから、本試算でも対象とした。

(7) 海水から漁網への移行

海水中で移流、拡散した放射性物質は、海水中で使用される漁網へ移行することが考えられる。国内の先行事例においても評価されていることから、報告書（設計段階・当初版）では選定した。

TECDOC-1759では経路、計算手法が例示されていないため、本試算では対象としない。

(8) 海水から大気への移行

ALPS処理水は、液体として海水により希釈して海洋放出すること、および大気中への移行の前に海洋で希釈されることから、海水から大気中に拡散した放射性物質による被ばくの影響はほとんど無いと考え、報告書（設計段階・当初版）では移行経路として選定しなかった。

TECDOC-1759では、海水から水しぶきとして移行する経路、計算手法が例示されており、本試算では対象とした。

本検討の結果、報告書（設計段階・改訂版）において移行・被ばく経路として追加した。

(9) 海岸堆積物から大気への移行

海岸堆積物が大気に移行する量はわずかであり、海岸に滞在する時間も短いことから、被ばくによる影響はほとんど無いと考え、報告書（設計段階・当初版）では移行経路として選定しなかった。

TECDOC-1759 では経路、計算手法が例示されており、本試算では対象とした。

本検討の結果、報告書（設計段階・改訂版）において移行・被ばく経路として追加した。

(10) 海水から海産物への移行

海水から海産物への移行（濃縮）は、広く知られており、軽水炉をはじめ、国内の先行事例においても評価されていることから、報告書（設計段階・当初版）より選定した。

TECDOC-1759 でも経路、計算手法が例示されており、本試算でも対象とした。

拡散シミュレーションは、報告書（設計段階・当初版）と同じ計算結果を使用するが、放射線環境影響評価報告書では浮遊粒子や海底土への吸着を考慮せず核種ごとの海水中濃度を求めるのに対し、TECDOC-1759 の手法による試算では、計算領域内に放出された核種の年間放出量と計算領域を通過する海水の量から求めた核種 j の平衡濃度 $C_{\text{BOX}}(j)$ から、浮遊粒子濃度、海底堆積物への移行を考慮して溶存濃度 $C_{\text{DW}}(j)$ を次式により求める。

$$C_{\text{DW}}(j) = \frac{C_{\text{BOX}}(j)}{1 + K_d(j) \left(S + \frac{L_B \rho_B}{D} \right)} \quad (\text{VI-1})$$

ここで、

- $K_d(j)$ は核種 j の底質分配係数 (m^3/kg)
 - S は浮遊物質濃度 (kg/m^3) であり、 $3\text{E-}03\text{kg}/\text{m}^3$ を使用
 - L_B は堆積物境界層の厚さ (m) であり、 $1\text{E-}02\text{m}$ を使用
 - ρ_B は堆積物境界層の密度 (kg/m^3) であり、 $1500\text{kg}/\text{m}^3$ を使用
 - D はモデルの水深 (m) であり、放水口位置の水深 12m を使用
- 浮遊粒子の質量密度 $C_p(j)$ (Bq/kg) は、次式で求めた。

$$C_P(j) = K_d(j) C_{DW}(j) \quad (\text{VI-2})$$

溶存態と浮遊粒子を合わせた海水中の濃度 $C_w(j)$ は、次式で求めた。

$$C_w(j) = (1 + K_d(j)S) C_{DW}(j) \quad (\text{VI-3})$$

VI-2-3. 試算の対象とした被ばく経路

本試算では、TECDOC-1759 に示された経路、計算手法から、以下の被ばく経路を対象とした。

- ・ 海浜砂からの外部被ばく
- ・ 海岸堆積物の不注意な摂取による内部被ばく
- ・ 海水の誤飲による内部被ばく
- ・ 飛散した海岸堆積物の吸入による内部被ばく
- ・ 海水の水しぶきの吸入による内部被ばく
- ・ 海産物摂取による内部被ばく
- ・ 皮膚の汚染による被ばく

計算方法は以下の通り。

(1) 海浜砂からの外部被ばく

本試算では、砂浜に移行した核種からの外部被ばく $E_{\text{ext,shore,public}}$ (Sv) は、次式により計算する。

$$E_{\text{ext,shore,public}} = t_{\text{public}} \sum_j C_S(j) DC_{\text{gr}}(j) \quad (\text{VI-4})$$

$$C_S(j) = \frac{C_P(j) \rho_s d_s}{10} \quad (\text{VI-5})$$

ここで

t_{public} は海岸の滞在時間(h)

$DC_{\text{gr}}(j)$ は放射性核種 j の地上汚染に対する線量換算係数((Sv/h)/(Bq/m²))であり、米国環境保護庁が作成した、最新の FGR15[VI-2]の地表面汚染による線量換算係数を使用 (表 VI-1 参照)

$C_s(j)$ は海岸堆積物中の放射性核種 j の表面汚染密度(Bq/m^2)

ρ_s は海岸堆積物の密度(kg/m^3)であり、 $1.5E+03kg/m^3$ を使用

d_s は海岸堆積物の有効厚さ(m)であり、 $0.1m$ を使用

浮遊粒子中における核種 j の放射性物質濃度 $C_p(j)$ (Bq/kg -乾燥重量)は、式(VI-2)より求める。

(2) 海岸堆積物の不注意な摂取による内部被ばく

本試算では、海岸堆積物の不注意な摂取による内部被ばく $E_{ing,shore,public}(Sv)$ は、次式により計算する。

$$E_{ing,shore,public} = t_{public} H_{shore} \sum_j \frac{C_s(j)}{\rho_s L_B} DC_{ing}(j) \quad (VI-6)$$

ここで、

t_{public} は海岸の滞在時間(h)

H_{shore} は海岸堆積物の 1 時間当たりの摂取量(kg/h)であり、TECDOC-1759 の推奨値 $5.0E-06kg/h$ を使用

$C_s(j)$ は海岸堆積物中の放射性核種 j の表面汚染密度(Bq/m^2)

ρ_s は海岸堆積物の密度(kg/m^3)であり、 $1.5E+03kg/m^3$ を使用

L_B は海岸堆積物の有効厚さ(m)であり、 $0.1m$ を使用

$DC_{ing}(j)$ は放射性核種 j の経口摂取による単位取込量当たりの預託実効線量 (Sv/Bq)[VI-3] (表 VI-2 参照)

(3) 海水の飲水による内部被ばく

本試算では、海岸で遊泳中に誤って海水を飲んでしまう場合の内部被ばく $E_{drink,public}(Sv)$ は、次式により計算する。

$$E_{drink,public} = t_{public} H_{swim} \sum_j C_w(j) DC_{ing}(j) \quad (VI-7)$$

ここで、

t_{public} は遊泳時間(h)

H_{swim} は遊泳中の海水摂取率(L/h)であり、保守的に $0.2L/h$ と設定

$C_w(j)$ は式(VI-3)で求めた核種 j の海水中濃度(Bq/m^3)

$DC_{inh}(j)$ は放射性核種 j の経口摂取による単位取込量当たりの預託実効線量
(Sv/Bq)[VI-3] (表 VI-2 参照)

(4) 飛散した海岸堆積物の吸入による内部被ばく

本試算では、海岸で滞在中に、飛散した海岸堆積物を吸入する場合の内部被ばく
 $E_{inh,shore,public}(Sv)$ は、次式により計算する。

$$E_{inh,shore,public} = t_{public} R_{inh,public} DL_{shore} \sum_j C_p(j) DC_{inh}(j) \quad (VI-8)$$

ここで、

t_{public} は海岸滞在時間(h)

$R_{inh,public}$ は一般人の吸入速度(m^3/h)であり、TECDOC-1759の推奨値(成人
 $0.92m^3/h$)を使用

DL_{shore} は海岸堆積物の粉塵負荷係数(kg/m^3)であり、TECDOC-1759の推奨値
 $2.5E-09kg/m^3$ を使用

$DC_{inh}(j)$ は放射性核種 j の吸入による単位取込量当たりの預託実効線量(Sv/Bq)
(表 VI-3 参照)

堆積物中の放射性核種濃度 $C_p(j)(Bq/kg)$ は、式(VI-2)から求められる。

(5) 海水の水しぶきの吸入による内部被ばく

本試算では、海岸で滞在中に、波等による水しぶきを吸入する場合の内部被ばく
 $E_{inh,spray,public}(Sv)$ は、次式により計算する。

$$E_{inh,spray,public} = t_{public} \cdot R_{inh,public} \frac{C_{spray}}{\rho_w} \sum_j C_w(j) DC_{inh}(j) \quad (VI-9)$$

ここで、

t_{public} は海岸滞在時間(h)

$R_{inh,public}$ は一般人の吸入速度(m^3/h)であり、TECDOC-1759の推奨値(成人
 $0.92m^3/h$)を使用

C_{spray} は空気中の海水しぶきの濃度(kg/m^3)であり、TECDOC-1759の推奨値
 $1.0E-02kg/m^3$ を使用

ρ_w は海水の密度(kg/m³)であり、1E+03kg/m³を使用
 $C_w(j)$ は海水中の放射性核種 j の濃度(Bq/m³)
 $DC_{inh}(j)$ は放射性核種 j の吸入による単位取込量当たりの預託実効線量(Sv/Bq)
 (表 VI-3 参照)

(6) 海産物摂取による内部被ばく

本試算では、海産物を摂取する場合の内部被ばく $E_{ing,food,public}$ (Sv)は、次式により計算する。

$$E_{ing,food,public} = \sum_k H_B(k) \sum_j C_{EB}(j,k) DC_{ing}(j) \quad (VI-10)$$

ここで、

$H_B(k)$ は魚介類 k の年間摂取量(kg)
 $DC_{ing}(j)$ は放射性核種 j の経口摂取による単位取込量当たりの預託実効線量
 (Sv/Bq) (表 VI-2 参照)
 $C_{EB}(j,k)$ は魚介類 k の可食部における核種 j の濃度であり、次式で求める。

$$C_{EB}(j,k) = CF(j,k) C_{Dw}(j) \cdot 1E-03 \quad (VI-11)$$

ここで、

$CF(j,k)$ は魚介類 k の核種 j に対する濃縮係数((Bq/kg)/(Bq/L))
 $C_{Dw}(j)$ は海水中の放射性核種 j の溶存濃度(Bq/m³)であり、式(VI-1)で求める。
 1E-03 は単位の変換(m³ /L)

(7) 海底堆積物が皮膚に付着した場合の皮膚の被ばく

皮膚の被ばくについては、TECDOC-1759 に評価手法が示されていないことから、IAEA SRS44[VI-4]に示されている皮膚等価線量換算係数を用いて、漁網操作時に、漁網とともに引き上げられた海底堆積物が皮膚に付着した場合を想定し、皮膚の実効線量 E_{skin} (Sv)は、次式により計算する。

$$E_{skin} = 0.01 t_{public} \sum_j S_d DC_{skin}(j) / 8760 \quad (VI-12)$$

ここで、

0.01 は皮膚の組織荷重係数

t_{public} は被ばくの継続時間(h)

$DC_{\text{skin}}(j)$ は IAEA SRS44[VI-4]に示されている皮膚等価線量換算係数（ベータおよびガンマ放出核種）((Sv/年)/(Bq/cm²))（表 VI -4 参照）

8760 は単位の変換（h/年）

S_d は表面汚染密度(Bq/cm²)であり、次式から求めた。

$$S_d = K_d(j)C_{\text{DW}}(j)\rho d \quad (\text{VI-13})$$

ここで

$K_d(j)$ は核種 j の海水と海底堆積物の分配係数((Bq/kg)/(Bq/L))

$C_{\text{DW}}(j)$ は核種 j の海水中の濃度(Bq/L)

ρ は海底堆積物の密度(kg/cm³)であり、1.5E-03kg/cm³を使用

d は皮膚に付いた海底堆積物の厚さ(cm)であり、0.01cm を使用

VI-2-4. 被ばく評価の対象となる代表的個人の設定

被ばく評価の対象となる代表的個人の特性は、6-1-2.(4)「被ばく評価の対象となる代表的個人の設定」と同じとした。

- ・ 漁業に年間 120 日（2,880 時間）従事し、そのうち 80 日（1,920 時間）は漁網の近くで作業を行う。
- ・ 海岸に年間 500 時間滞在し、96 時間遊泳を行う。
- ・ 海産物の摂取量は、海産物を多く摂取する個人の摂取量を使用する。（表 VI -5）

表 VI-1 海浜砂からの放射線による実効線量換算係数（米国 EPA FGR15 より引用）

核種	実効線量換算係数 ((Sv/s)/(Bq/m ²))	備考
H-3	6.7E-22	
C-14	6.1E-19	
Mn-54	5.3E-16	
Fe-55	9.0E-26	
Co-60	1.5E-15	
Ni-63	8.0E-20	
Se-79	6.8E-19	
Sr-90	6.5E-18	
Y-90	1.5E-16	
Tc-99	2.0E-18	
Ru-106	3.4E-16	
Sb-125	2.7E-16	
Te-125m	4.1E-18	
I-129	4.4E-18	
Cs-134	1.0E-15	
Cs-137	4.0E-16	
Ce-144	2.2E-16	
Pm-147	9.4E-19	
Sm-151	1.1E-19	
Eu-154	7.9E-16	
Eu-155	3.1E-17	
U-234	6.4E-20	
U-238	1.4E-16	
Np-237	1.4E-16	
Pu-238	2.1E-20	
Pu-239	4.2E-20	
Pu-240	2.2E-20	
Pu-241	1.7E-21	
Am-241	9.9E-18	
Cm-244	3.1E-20	

表 VI-2 経口摂取による単位取込量当たりの預託実効線量
(IAEA GSR-Part3 より引用)

対象核種	実効線量係数 (Sv/Bq)			備考
	成人	幼児	乳児	
H-3 (THO)	1.8E-11	3.1E-11	6.4E-11	飲水の評価に使用
H-3 (OBT 考慮)	2.0E-11	3.5E-11	7.0E-11	摂取するトリチウムの10%がOBTと仮定、海産物摂取の評価に使用
C-14	5.8E-10	9.9E-10	1.4E-09	
Mn-54	7.1E-10	1.9E-09	5.4E-09	
Fe-55	3.3E-10	1.7E-09	7.6E-09	
Co-60	3.4E-09	1.7E-08	5.4E-08	
Ni-63	1.5E-10	4.6E-10	1.6E-09	
Se-79	2.9E-09	1.9E-08	4.1E-08	
Sr-90	2.8E-08	4.7E-08	2.3E-07	
Y-90	2.7E-09	1.0E-08	3.1E-08	
Tc-99	6.4E-10	2.3E-09	1.0E-08	
Ru-106	7.0E-09	2.5E-08	8.4E-08	
Sb-125	1.1E-09	3.4E-09	1.1E-08	
Te-125m	8.7E-10	3.3E-09	1.3E-08	
I-129	1.1E-07	1.7E-07	1.8E-07	
Cs-134	1.9E-08	1.3E-08	2.6E-08	
Cs-137	1.3E-08	9.6E-09	2.1E-08	
Ce-144	5.2E-09	1.9E-08	6.6E-08	
Pm-147	2.6E-10	9.6E-10	3.6E-09	
Sm-151	9.8E-11	3.3E-10	1.5E-09	
Eu-154	2.0E-09	6.5E-09	2.5E-08	
Eu-155	3.2E-10	1.1E-09	4.3E-09	
U-234	4.9E-08	8.8E-08	3.7E-07	
U-238	4.5E-08	8.0E-08	3.4E-07	
Np-237	1.1E-07	1.4E-07	2.0E-06	
Pu-238	2.3E-07	3.1E-07	4.0E-06	
Pu-239	2.5E-07	3.3E-07	4.2E-06	
Pu-240	2.5E-07	3.3E-07	4.2E-06	
Pu-241	4.8E-09	5.5E-09	5.6E-08	
Am-241	2.0E-07	2.7E-07	3.7E-06	
Cm-244	1.2E-07	1.9E-07	2.9E-06	

表 VI-3 吸入による単位取込量当たりの預託実効線量 (IAEA GSR-Part3 より引用)

対象核種	実効線量係数 (Sv/Bq)			備考
	成人	幼児	乳児	
H-3	1.8E-11	3.1E-11	6.4E-11	トリチウム蒸気の換算係数を使用
C-14	5.8E-09	1.1E-08	1.9E-08	
Mn-54	1.5E-09	3.8E-09	7.5E-09	
Fe-55	7.7E-10	2.2E-09	4.2E-09	
Co-60	3.1E-08	5.9E-08	9.2E-08	
Ni-63	1.3E-09	2.7E-09	4.8E-09	
Se-79	6.8E-09	1.3E-08	2.3E-08	
Sr-90	1.6E-07	2.7E-07	4.2E-07	
Y-90	1.5E-09	4.2E-09	1.3E-08	
Tc-99	1.3E-08	2.4E-08	4.1E-08	
Ru-106	6.6E-08	1.4E-07	2.6E-07	
Sb-125	1.2E-08	2.4E-08	4.2E-08	
Te-125m	4.2E-09	7.8E-09	1.7E-08	
I-129	3.6E-08	6.1E-08	7.2E-08	
Cs-134	2.0E-08	4.1E-08	7.0E-08	
Cs-137	3.9E-08	7.0E-08	1.1E-07	
Ce-144	5.3E-08	1.4E-07	3.6E-07	
Pm-147	5.0E-09	1.1E-08	2.1E-08	
Sm-151	4.0E-09	6.7E-09	1.1E-08	
Eu-154	5.3E-08	9.7E-08	1.6E-07	
Eu-155	6.9E-09	1.4E-08	2.6E-08	
U-234	9.4E-06	1.9E-05	3.3E-05	
U-238	8.0E-06	1.6E-05	2.9E-05	
Np-237	5.0E-05	6.0E-05	9.8E-05	
Pu-238	1.1E-04	1.4E-04	2.0E-04	
Pu-239	1.2E-04	1.5E-04	2.1E-04	
Pu-240	1.2E-04	1.5E-04	2.1E-04	
Pu-241	2.3E-06	2.6E-06	2.8E-06	
Am-241	9.6E-05	1.2E-04	1.8E-04	
Cm-244	5.7E-05	8.3E-05	1.5E-04	

表 VI-4 皮膚等価線量換算係数 (β及びγ放出核種)

核種	皮膚等価線量 換算係数 ((Sv/年)/(Bq/cm ²))	備考
H-3	0.0E+00	
C-14	7.9E-03	
Mn-54	5.3E-04	
Fe-55	1.4E-04	
Co-60	1.7E-02	
Ni-63	1.6E-04	
Se-79	1.0E-02	
Sr-90	4.5E-02	
Y-90	2.4E-02	
Tc-99	1.4E-02	
Ru-106	2.5E-02	
Sb-125	1.8E-02	
Te-125m	2.6E-02	
I-129	5.8E-03	
Cs-134	1.7E-02	
Cs-137	2.2E-02	
Ce-144	3.9E-02	
Pm-147	1.1E-02	
Sm-151	2.5E-04	
Eu-154	3.1E-02	
Eu-155	7.6E-03	
U-234	3.7E-02	
U-238	3.7E-02	
Np-237	3.1E-02	
Pu-238	9.5E-04	
Pu-239	1.3E-05	
Pu-240	9.1E-07	
Pu-241	1.4E-08	
Am-241	6.3E-04	
Cm-244	1.9E-05	

表 VI-5 海産物を多く摂取する個人の摂取量 (g/日)

	魚類	無脊椎動物	海藻類
成人	190	62	52
幼児	97	31	26
乳児	39	12	10

VI-3. 試算結果

以下の3ケースのソースタームについて、TECDOC-1759の評価手法を用いた試算を行って、報告書本文の結果と比較を行った。

- i. K4 タンク群（トリチウム以外の 29 核種の告示濃度比総和 0.26）
- ii. J1-C タンク群（トリチウム以外の 29 核種の告示濃度比総和 0.21）
- iii. J1-G タンク群（トリチウム以外の 29 核種の告示濃度比総和 0.10）

比較の結果を、表 VI-6（1）～（3）に示す。

ソースタームに係わらず、いずれの評価結果においても、外部被ばくでは報告書本文における海浜砂からの被ばく、内部被ばくでは海産物摂取を超えるものは無かった。

表 VI-6 (1) K4 タンク群のソースタームによる評価結果の比較

評価ケース		報告書本文	TECDOC-1759	備考
外部被ばく (mSv/年)	海水面からの被ばく	4.6E-10	評価対象外	
	船体からの被ばく	4.9E-10	評価対象外	
	遊泳中における被ばく	3.2E-10	評価対象外	
	海浜砂からの被ばく	5.4E-07	1.1E-07	報告書本文の評価では、保守的な外部被ばく線量換算係数を用いているため保守的な評価となっていると考えている
	漁網からの被ばく	1.1E-07	評価対象外	
内部被ばく (mSv/年) (成人)	海岸堆積物摂取	評価対象外	5.6E-10	
	海水の飲水	3.4E-07	3.3E-07	希釈前の ALPS 処理水で告示濃度限度を超えているトリチウムは、海洋放出した後も他の核種と比べて濃度が高いため、誤飲した場合はトリチウムによる被ばくがほとんどであり結果は変わらない
	海岸堆積物飛散吸入	評価対象外	4.3E-12	
	海水しぶき吸入	9.2E-08	7.9E-08	
	海産物摂取	3.1E-05	2.2E-05	報告書本文の評価では、浮遊粒子や海底土への付着を考慮せず、保守的な海水濃度を用いて海産物の濃度を評価しているため保守的な評価となっていると考えている
皮膚の被ばく (mSv/年)	海底堆積物が皮膚に付いた場合	評価対象外	1.2E-10	
合計 (mSv/年)		3E-05	2E-05	

表 VI-6 (2) J1-C タンク群のソースタームによる評価結果の比較

評価ケース		報告書本文	TECDOC-1759	備考
外部被ばく (mSv/年)	海水面からの被ばく	1.7E-10	評価対象外	
	船体からの被ばく	1.8E-10	評価対象外	
	遊泳中における被ばく	1.2E-10	評価対象外	
	海浜砂からの被ばく	2.0E-07	2.9E-08	報告書本文の評価では、保守的な外部被ばく線量換算係数を用いているため保守的な評価となっていると考えている
	漁網からの被ばく	3.9E-08	評価対象外	
内部被ばく (mSv/年) (成人)	海岸堆積物摂取	評価対象外	2.9E-10	
	海水の飲水	3.1E-07	3.1E-07	希釈前の ALPS 処理水で告示濃度限度を超えているトリチウムは、海洋放出した後も他の核種と比べて濃度が高いため、誤飲した場合はトリチウムによる被ばくがほとんどであり結果は変わらない
	海岸堆積物飛散吸入	評価対象外	3.6E-11	
	海水しぶき吸入	1.9E-07	8.2E-08	
	海産物摂取	5.5E-06	3.1E-06	報告書本文の評価では、浮遊粒子や海底土への付着を考慮せず、保守的な海水濃度を用いて海産物の濃度を評価しているため保守的な評価となっていると考えている
皮膚の被ばく (mSv/年)	海底堆積物が皮膚に付いた場合	評価対象外	3.3E-10	
合計 (mSv/年)		6E-06	3E-06	

表 VI-6 (3) J1-G タンク群のソースタームによる評価結果の比較

評価ケース		報告書本文	TECDOC-1759	備考
外部被ばく (mSv/年)	海水面からの被ばく	3.7E-10	評価対象外	
	船体からの被ばく	3.7E-10	評価対象外	
	遊泳中における被ばく	2.5E-10	評価対象外	
	海浜砂からの被ばく	4.3E-07	6.8E-08	報告書本文の評価では、保守的な外部被ばく線量換算係数を用いているため保守的な評価となっていると考えている
	漁網からの被ばく	8.3E-08	評価対象外	
内部被ばく (mSv/年) (成人)	海岸堆積物摂取	評価対象外	6.7E-10	
	海水の飲水	3.1E-07	3.1E-07	希釈前の ALPS 処理水で告示濃度限度を超えているトリチウムは、海洋放出した後も他の核種と比べて濃度が高いため、誤飲した場合はトリチウムによる被ばくがほとんどであり結果は変わらない
	海岸堆積物飛散吸入	評価対象外	9.3E-11	
	海水しぶき吸入	3.8E-07	9.6E-08	
	海産物摂取	1.1E-05	4.6E-06	報告書本文の評価では、浮遊粒子や海底土への付着を考慮せず、保守的な海水濃度を用いて海産物の濃度を評価しているため保守的な評価となっていると考えている
皮膚の被ばく (mSv/年)	海底堆積物が皮膚に付いた場合	評価対象外	9.6E-10	
合計 (mSv/年)		1E-05	5E-06	

参照文献

- [VI-1] IAEA,TECDOC-1759“ Determining the Suitability of Materials for Disposal at Sea under the London Convention 1972 and London Protocol 1996: A Radiological Assessment Procedure”,2015
- [VI-2] EPA,FEDERAL GUIDANCE REPORT NO.15 “EXTERNAL EXPOSURE TO RADIONUCLIDES IN AIR,WATER AND SOIL”,2019
- [VI-3] IAEA, General Safety Requirements Part 3“ Radiation Protection and Safety of Radiation Sources:International Basic Safety Standards”,2014
- [VI-4] IAEA, Safety Report Series No. 44“ Derivation of Activity Concentration Values for Exclusion, Exemption and Clearance”,2005

添付 VII 拡散シミュレーションの妥当性について

6-1-2.(2)「放出後の拡散、移行のモデリング」において、トリチウムの移流、拡散の計算に使用したシミュレーションモデルは、福島第一原子力発電所事故によって海域に漏えいたセシウムの拡散の再現計算に使用したモデルである。

ここでは、様々な観点から拡散シミュレーションの妥当性について記述する。

また、計算領域の境界における放射性物質濃度の計算結果を示し、計算領域の妥当性についても記述する。

VII-1. 流速の再現性について

6-1-2.(2)「放出後の拡散、移行のモデリング」に記載したとおり、本シミュレーションは、気象、海象の実データを使用し、福島第一原子力発電所から流出したセシウムの再現計算を行い、実際の海域モニタリングデータとの比較によって再現性を確認している。

図 VII-1 は、2014 年 10 月 8 日から 12 月 10 日までと 2015 年 4 月 22 日から 6 月 25 日まで、福島第一原子力発電所の南約 5km、沖合約 2.8km の地点（37°22.6'N, 141°3.7'E）で、超音波ドップラー流向流速計（ADCP ; 600 kHz, RDI）により測定した流速と、シミュレーションで再現計算した流速の南北成分の比較である[VII-1]。河川流量の考慮有無に係わらず、シミュレーションと実測値は良く一致している。

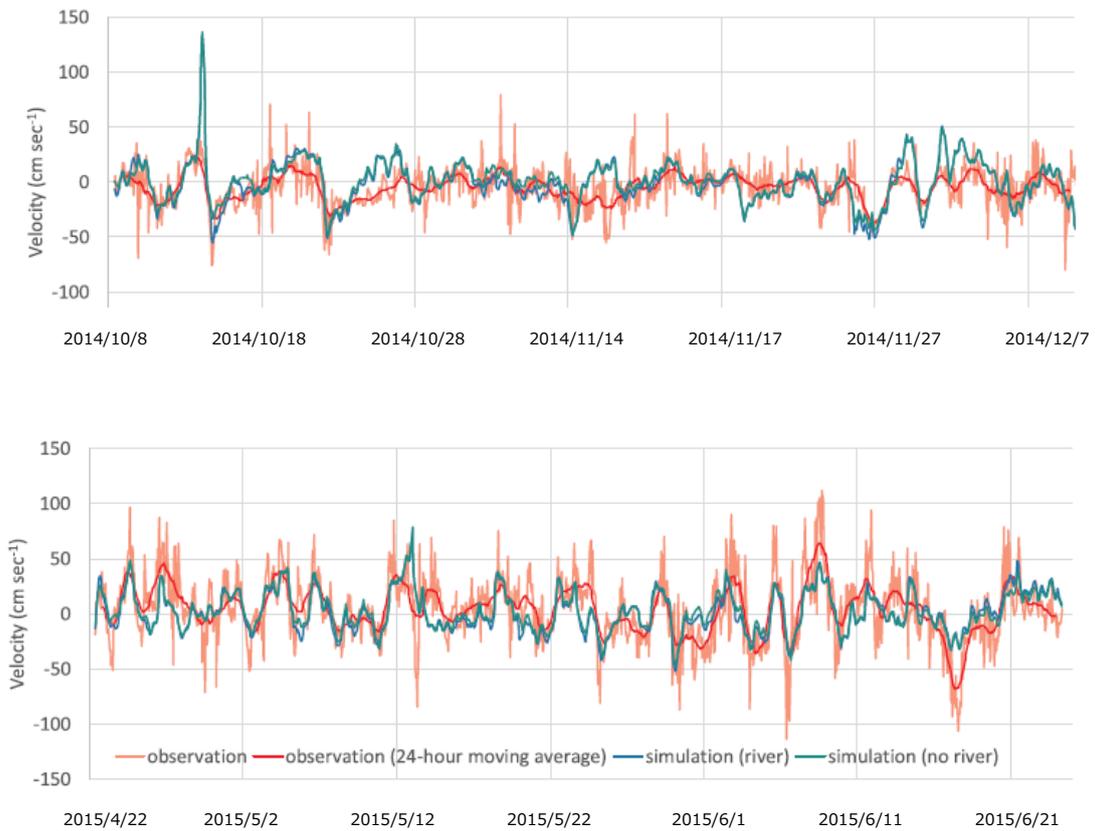


図 VII-1 福島第一原子力発電所付近で測定した流速とシミュレーションによる再現計算の比較

2013年から2016年まで、東京電力が実施した福島県沿岸の海水モニタリングで得られた表層海水のCs-137濃度[VII-2]の年間平均値と、シミュレーションにより再現計算を行った表層の年間平均濃度分布とを比較した結果を図VII-2に示した。○がモニタリング地点、色が実測したCs-137濃度であり、コンター図はシミュレーションの計算結果である。また、同様に原子力規制庁による沖合海域の海水モニタリングで得られた表層海水のCs-137濃度[VII-2]の年間平均値との比較を図VII-3に示した。発電所周辺沿岸部の濃度の高い状況や、全体的な濃度の傾向がよく再現されている。

さらに、これらのデータを散布図にまとめたものを図VII-4に示した。濃度の高い右上の領域（青い破線）では、実測値とシミュレーションの濃度が概ね一致している。

一方、概ね 10Bq/m^3 (0.01Bq/L)より濃度が低い左下の領域（赤い破線）では、実測値がシミュレーションの濃度よりも高い傾向となっている。本文献では、濃度の低い領域で実測値の方が高い濃度となっているのは、河川からのセシウムの供給や北太平洋の海流によるセシウムの再循環による流入など、シミュレーションに反映しきれていないソースの存在が原因として考えられるとしており、ALPS処理水放出による影響を評価するために実施した本評価におけるシミュレーション結果の再現性について問題となるものではない。

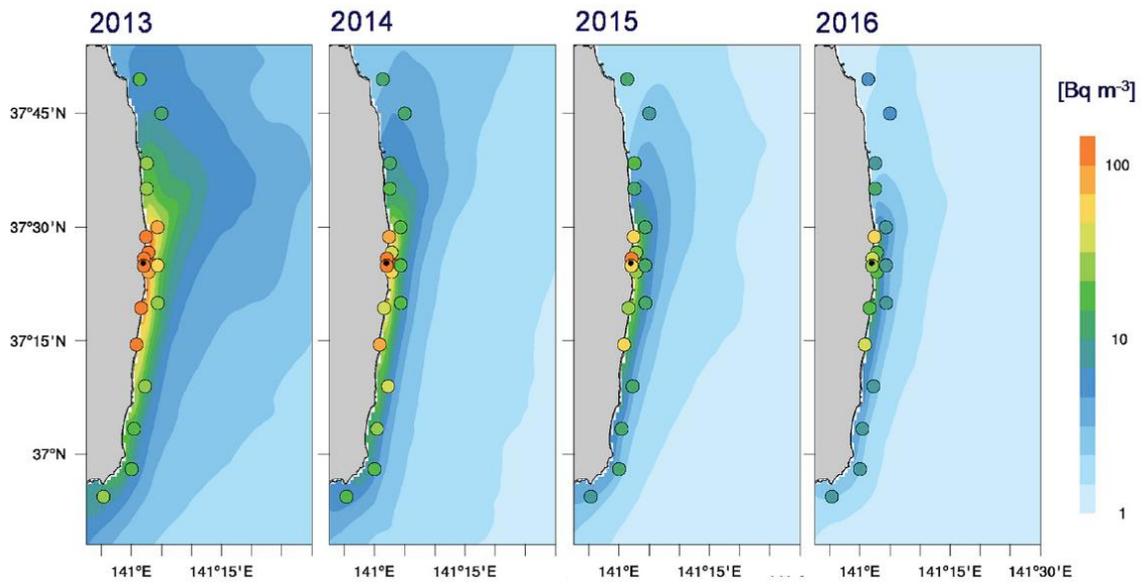


図 VII-2 福島第一原子力発電所周辺海域の沿岸における
Cs-137 濃度の実測値とシミュレーションの比較

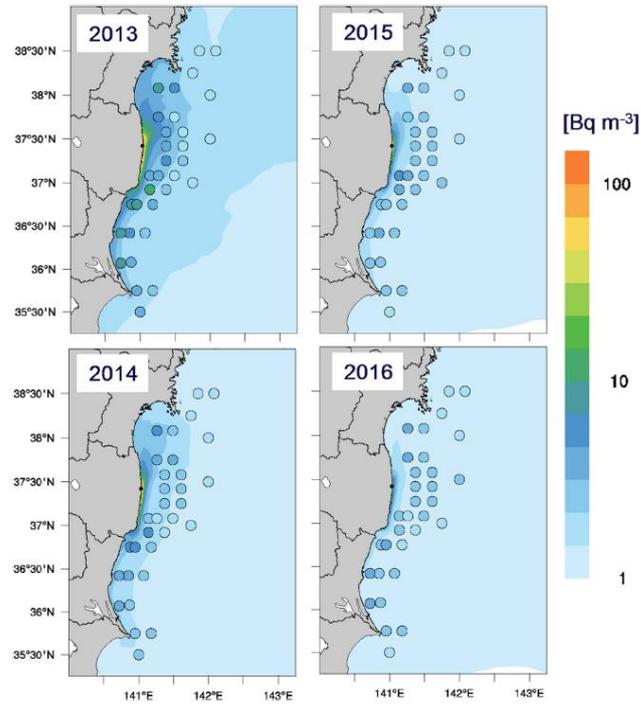


図 VII-3 福島第一原子力発電所周辺海域の沖合海域における Cs-137 濃度の実測値とシミュレーションの比較

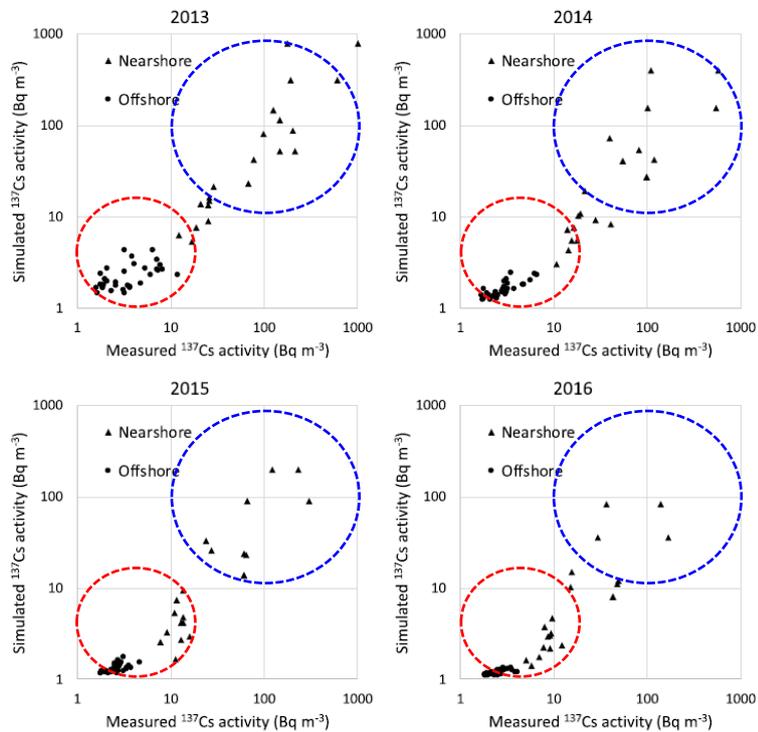


図 VII-4 福島第一原子力発電所周辺海域における Cs-137 濃度の実測値とシミュレーションの比較（青が主に沿岸、赤が主に沖合）

VII-3. 放水口周辺の濃度分布について

6-1-2.(2)「放出後の拡散、移行のモデリング」で使用したトリチウムのシミュレーションモデルは、広域における移流、拡散の状況を再現するモデルであり、放水口付近の物理的な流れは再現していない。そのため、上方に向けて放水するにもかかわらず、放水口に近い海底付近の濃度が周囲よりも高く、放水口直上の濃度はあまり上昇しない、という結果となっている。

一方、実際の放出の際には、上昇する際に周囲の海水を巻き込みながら、さらに混合希釈が進むものと考えられる。また、放出される ALPS 処理水はあらかじめ海水で 100 倍以上に希釈されることから塩分や比重は周囲の海水と変わらず、放水口付近の濃度分布に若干の違いはあっても、放水口から離れた場所での拡散は、シミュレーションの結果と大きな違いは生じないものと考えられる。

添付 VIII「放水位置による拡散範囲の違いについて」では、沖合 1km から放水する場合と 5, 6 号機放水口から放水する場合のトリチウムの拡散シミュレーション結果の比較を示している。

図 VII-5、VII-6 に示すとおり、放水口周辺の濃度分布が異なっても、周辺海域での拡散に大きな違いは見られない。

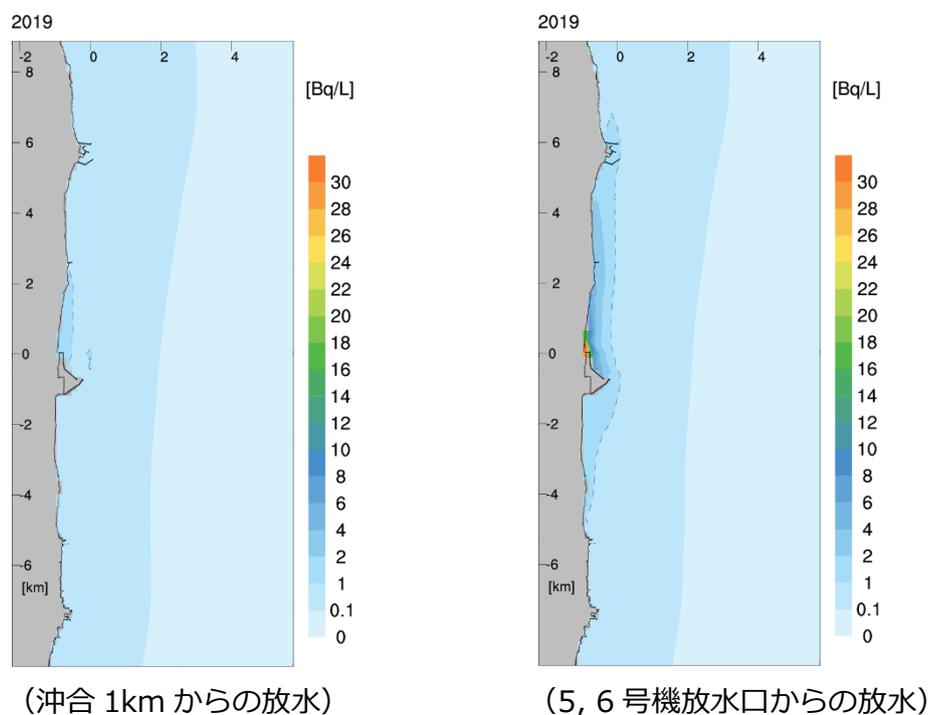


図 VII-5 放水位置の違いによる海水のトリチウム年間平均濃度分布図の比較（海表面）

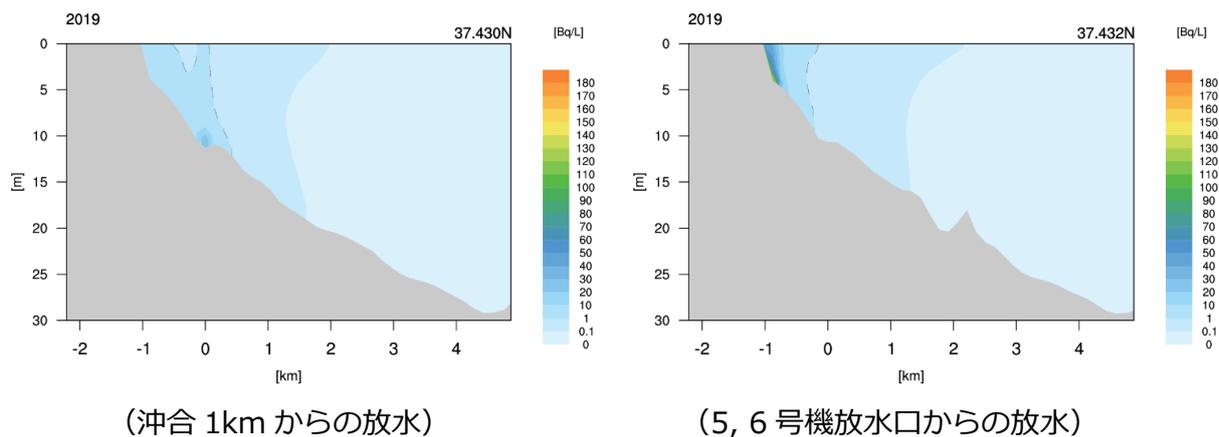


図 VII-6 放水位置の違いによる海水のトリチウム年間平均濃度分布図の比較（断面図）

また、上方への流れを考慮しない条件でも、シミュレーションによる計算結果から算出した 10km×10km の平均濃度が、放水口付近と逆に上層が高い濃度となっているのは、図 VII-7～10 に示すとおり、周辺海域が沖合に向かって緩やかに深くなっており、沖合海底では表層と比べて濃度低下が著しいためである。

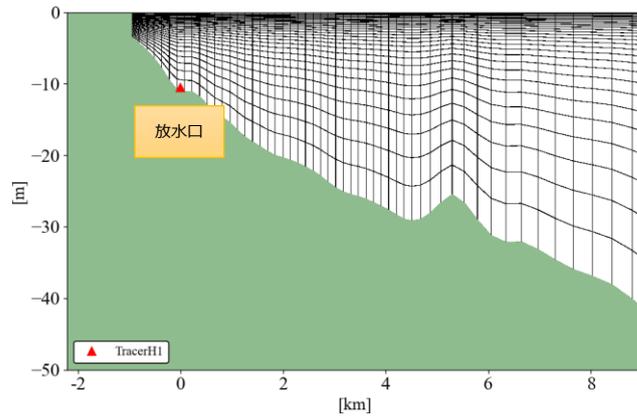


図 VII-7 沖合 10km 付近までの海底断面図

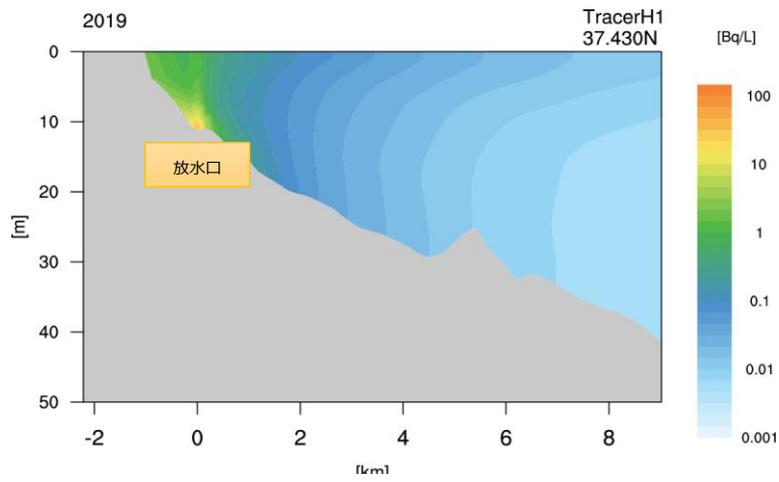


図 VII-8 沖合 10km 付近までのトリチウム年間平均濃度分布断面図

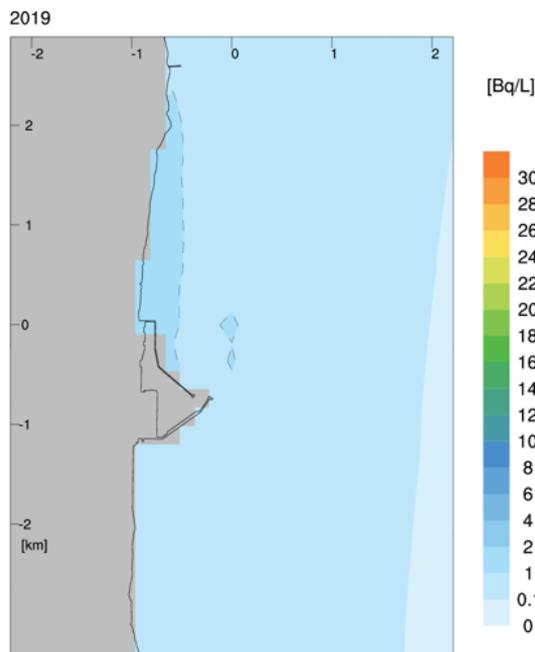


図 VII-9 沖合 3km 付近までの
海表面のトリチウム年間平均濃度分布図

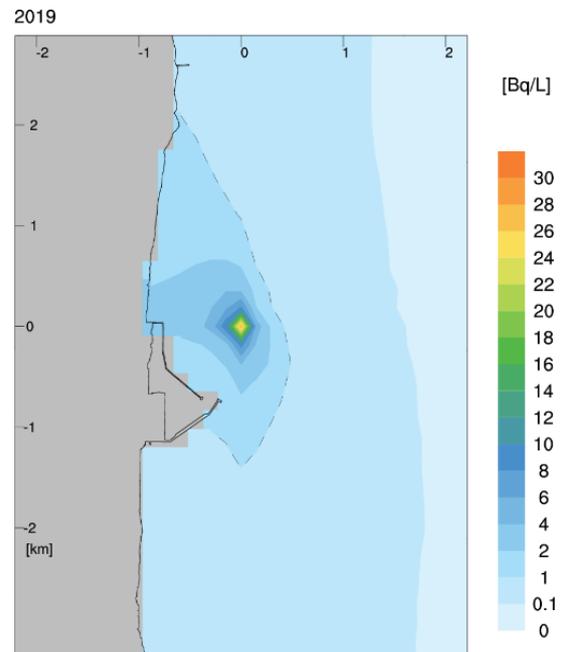


図 VII-10 沖合 3km 付近までの
海底のトリチウム年間平均濃度分布図

VII-4. 計算期間について

6-1-3 に示したとおり、年ごとの気象、海象データのばらつきによる変動を確認するため、7年間のシミュレーション計算を実施した結果、10km×10km 範囲の全層の年間平均濃度のばらつきは小さかった。同じ計算における日平均濃度の変化を図 VII-11 に示す。濃度の変化は激しく、各計算期間（1年）の中で蓄積傾向は見られていない。したがって、各年ごとに実施した結果と、複数年を連続して計算した結果に大きな差異が発生することは考えられず、1年間の計算結果によって長期間の放出期間にわたる影響を評価することに問題はないと考え、各年ごとの計算結果を用いることとした。

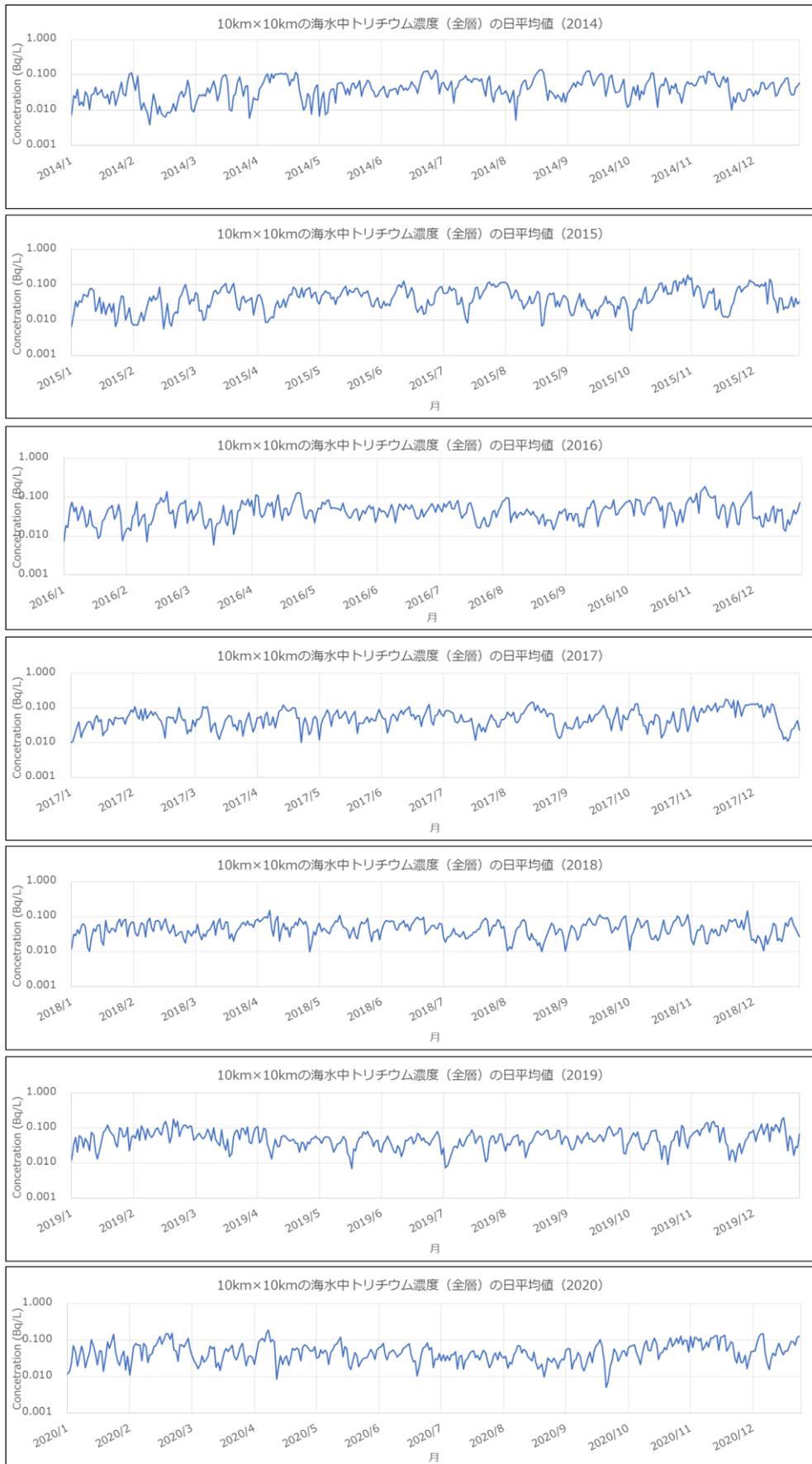


図 VII-11 各年の 10km×10km 範囲の日平均濃度の計算結果

VII-5. 計算領域の妥当性について

報告書に使用したシミュレーションの計算領域は、南北約 490km、東西約 270km である。2014 年から 2020 年の気象海象データで計算したトリチウムの年間平均濃度から、領域境界部の最大値及び位置について、表 VII-1 に示した。また、同じく日平均濃度から、領域境界部の年ごとの最大値及び位置、発生日について、表 VII-2 に示した。領域全体のトリチウム濃度の年間平均濃度分布図（下限を 1E-05Bq/L まで図示した結果）を図 VII-12 に示す。

計算範囲の境界における年間平均濃度の最大値は 1.1E-04～2.6E-04Bq/L、日平均濃度の最大値は 5.3E-03～1.4E-02Bq/L であり、全て東側であったが、日本周辺海域における海水中トリチウム濃度（約 1.0E-1Bq/L）[VII-3]と比較して十分低い。

さらに、被ばく評価値への寄与が大きい C-14, I-129 について、3 つのソースタームのうち年間放出量が最も多い K4 タンク群のソースタームで放出した場合の、計算領域境界部における最大濃度を求めた結果を表 VII-3, 4 に示す。なお、表 VII-3,4 は、2014 年から 2020 年の気象・海象データを基に評価した結果を示したものであるが、1 年間の計算結果によって長期にわたる放出期間中の影響を評価することに問題がないことは、上記 VII-4. に示したとおりである。

C-14 は、本文 4.(4)に記載したとおり、宇宙線により常に生成されており、生成された C-14 は主に二酸化炭素として大気圏で安定炭素（C-12,C-13）により希釈される。二酸化炭素は、海表面で常に海水中に溶解していることから、海表面付近の C-14 濃度は、海表面における海水中の全炭素濃度と全炭素に占める C-14 の放射能（比放射能）から計算することができる。原子放射線の影響に関する国連科学委員会の電離放射線の発生源と影響に関する 2008 年報告書[VII-4]によれば、全炭素に対する C-14 の比放射能は約 230Bq/kg とされていることから、海表面付近の全炭素濃度を 2000µg/kg、海水の比重を 1kg/L とすれば、海表面の海水中 C-14 濃度は、

$$2000 [\mu\text{g}/\text{kg}] \times 1\text{E}-09 [\text{kg}/\mu\text{g}] \times 230 [\text{Bq}/\text{kg}] \times 1 [\text{kg}/\text{L}] = 4.6\text{E}-04\text{Bq}/\text{L}$$

となり、シミュレーションの計算領域境界における年平均濃度の計算結果はこれよりもはるかに低い濃度であることから、ALPS 処理水の放出による影響は無視できる。

また、日本周辺海域の原子力施設の無い海域における I-129 濃度は、14～29nBq/L（1.4E-08～2.9E-08Bq/L）[VII-3]であり、シミュレーションの計算領域境界における年平均濃度の最大値はこれよりも低い濃度となっている。

以上のとおり、計算領域境界におけるトリチウム、C-14、I-129の年平均濃度は、海域のバックグラウンドのレベルと比較して低く、計算領域から外側においてはさらに低い濃度となることが明らかであることから、さらに外側の領域を含む拡散シミュレーションを実施する必要は無いものとする。

表 VII-1 各年のモデル境界（南北、東）におけるトリチウムの年間平均濃度の最大値と位置

年	濃度 (Bq/L)	座標		
		東西 (0: 西境界, 460: 東境界)	南北 (0: 南境界, 658: 北境界)	深さ (0: 最下層, 29: 最上層)
2014	1.1E-04	460 (東境界)	80	23
2015	2.6E-04	460 (東境界)	145	29
2016	1.4E-04	460 (東境界)	318	25
2017	2.4E-04	460 (東境界)	224	23
2018	1.9E-04	460 (東境界)	150	29
2019	1.6E-04	460 (東境界)	181	28
2020	1.9E-04	460 (東境界)	232	28

表 VII-2 各年のモデル境界（南北、東）におけるトリチウムの日平均濃度の最大値と位置、発生日

発生日	濃度 (Bq/L)	座標		
		東西 (0: 西境界, 460: 東境界)	南北 (0: 南境界, 658: 北境界)	深さ (0: 最下層, 29: 最上層)
2014/9/21	6.7E-03	460 (東境界)	198	19
2015/8/2	7.2E-03	460 (東境界)	158	25
2016/8/6	1.4E-02	460 (東境界)	341	28
2017/7/28	6.5E-03	460 (東境界)	252	29
2018/8/15	5.3E-03	460 (東境界)	215	21
2019/8/1	1.0E-02	460 (東境界)	177	27
2020/5/30	1.1E-02	460 (東境界)	234	28

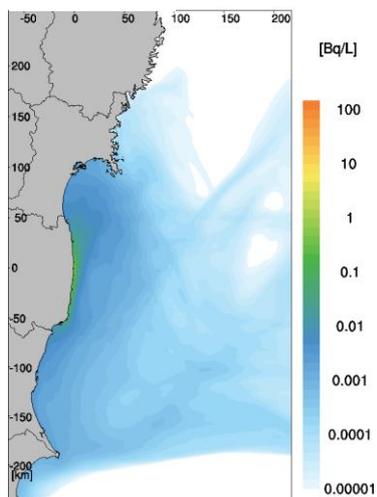
表 VII-3 各年のモデル境界（南北、東）における H-3, C-14 と I-129 の年平均濃度

年	トリチウム濃度 (Bq/L)	C-14 濃度 (Bq/L)	I-129 濃度 (Bq/L)	備考
2014	1.1E-04	8.5E-09	1.2E-09	座標は表 VII-1 を参照
2015	2.6E-04	2.0E-08	2.8E-09	
2016	1.4E-04	1.1E-08	1.5E-09	
2017	2.4E-04	1.9E-08	2.6E-09	
2018	1.9E-04	1.5E-08	2.1E-09	
2019	1.6E-04	1.2E-08	1.7E-09	
2020	1.9E-04	1.5E-08	2.1E-09	

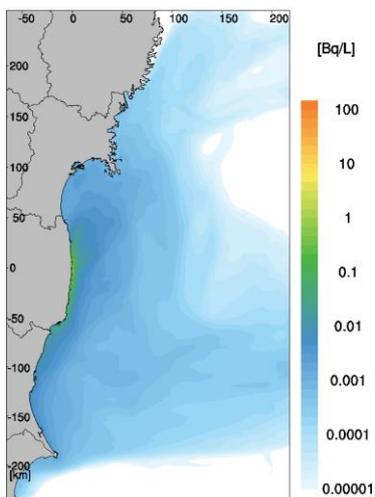
**表 VII-4 各年のモデル境界（南北、東）における H-3, C-14 と I-129 の
日平均濃度の最大値**

発生日	トリチウム濃度 (Bq/L)	C-14 濃度 (Bq/L)	I-129 濃度 (Bq/L)	備考
2014/9/21	6.7E-03	5.2E-07	7.3E-08	座標は表 VII-2 を参照
2015/8/2	7.2E-03	5.6E-07	7.9E-08	
2016/8/6	1.4E-02	1.1E-06	1.5E-07	
2017/7/28	6.5E-03	5.0E-07	7.1E-08	
2018/8/15	5.3E-03	4.1E-07	5.8E-08	
2019/8/1	1.0E-02	7.7E-07	1.1E-07	
2020/5/30	1.1E-02	8.5E-07	1.2E-07	

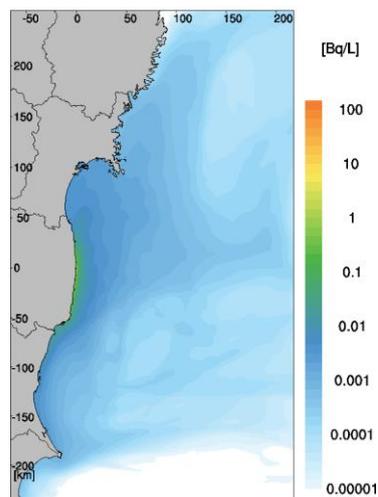
2014年



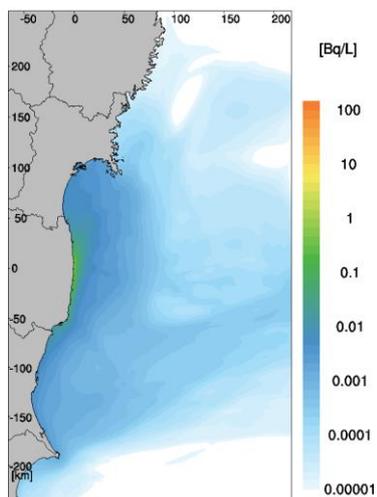
2015年



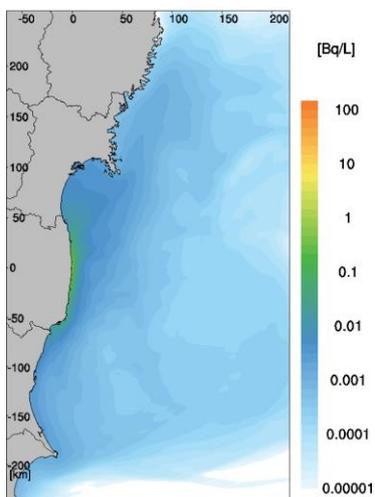
2016年



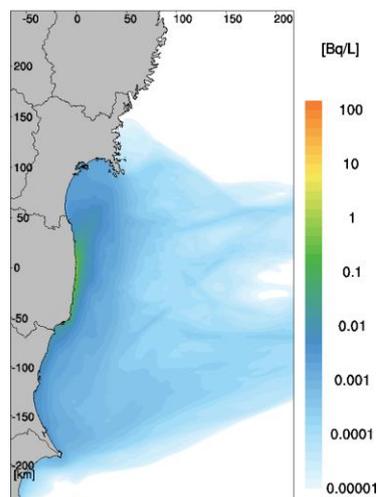
2017年



2018年



2019年



2020年

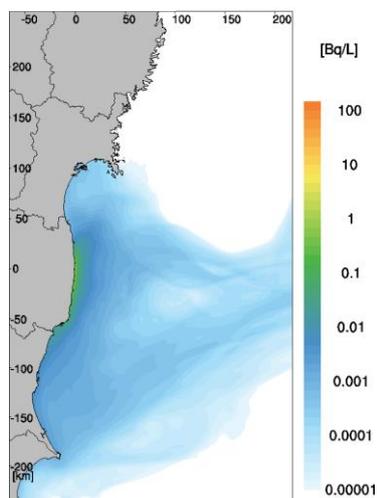


図 VII-12 トリチウム濃度の年間平均濃度分布図（下限を 1E-05Bq/L まで図示した結果）

添付 VII-13

参-添2-360

参照文献

- [VII-1] D.Tsumune, T.Tsubono, K.Misumi, Y.Tateda, Y.Toyoda, Y.Onda, and M.Aoyama, "Impacts of direct release and river discharge on oceanic ^{137}Cs derived from the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant accident", 2020
- [VII-2] <https://radioactivity.nsr.go.jp/ja/list/428/list-1.html>
- [VII-3] 公益財団法人海洋生物環境研究所「令和3年度原子力施設等防災対策等委託費（海洋環境における放射能調査及び総合評価）事業調査報告書」,2022
- [VII-4] 原子放射線の影響に関する国連科学委員会, 「電離放射線の発生源と影響に関する2008年報告書」,2010

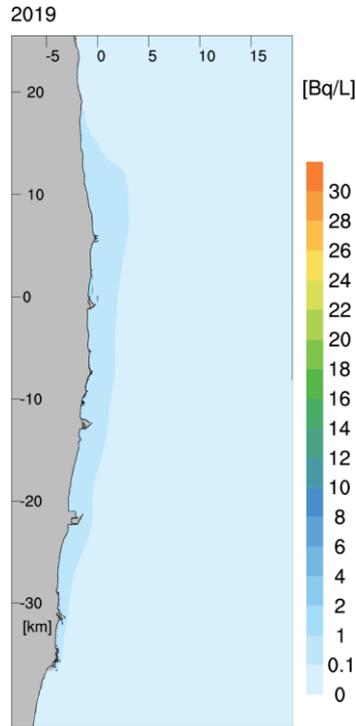
添付 VIII 放水位置による拡散範囲の違いについて

ALPS 処理水の放出方法の検討にあたり、当初は 5, 6 号機が通常運転していた時と同様に、5, 6 号機放水口から放水する案を検討していた。本計画で検討中の放水位置と、5, 6 号機放水口の位置を図 VIII-1 に示す。

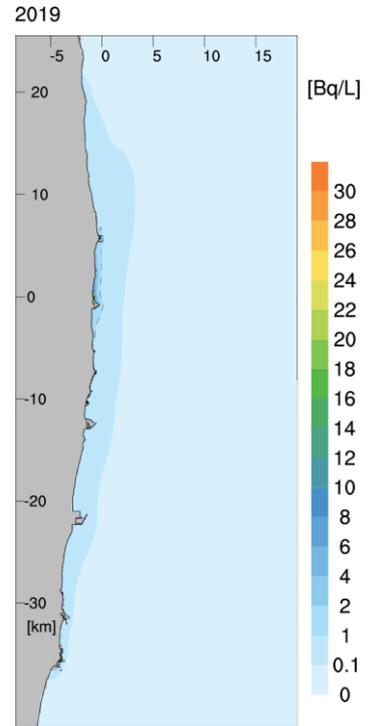
放水位置の違いによる拡散シミュレーション結果の比較を図 VIII-2～4 に示す。0.1Bq/L の濃度範囲については大きな違いはみられないが、発電所周辺の濃度は沖合 1km からの放水の方が低くなっている。



図 VIII-1 現在の計画における放水位置と 5, 6 号機放水口の位置

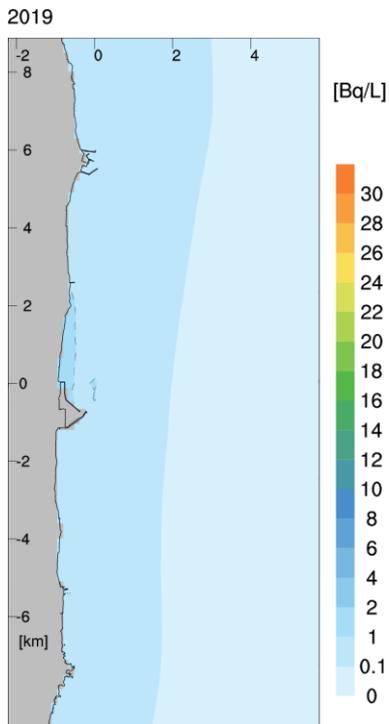


(沖合 1km からの放水)

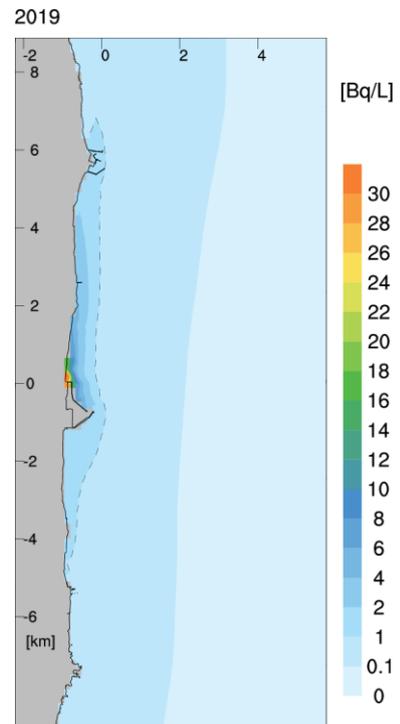


(5, 6号機放水口からの放水)

図 VIII-2 放水位置の違いによる海表面の年間平均濃度分布図の比較 (広域)



(沖合 1km からの放水)



(5, 6号機放水口からの放水)

図 VIII-3 放水位置の違いによる海表面の年間平均濃度分布図の比較 (拡大図)

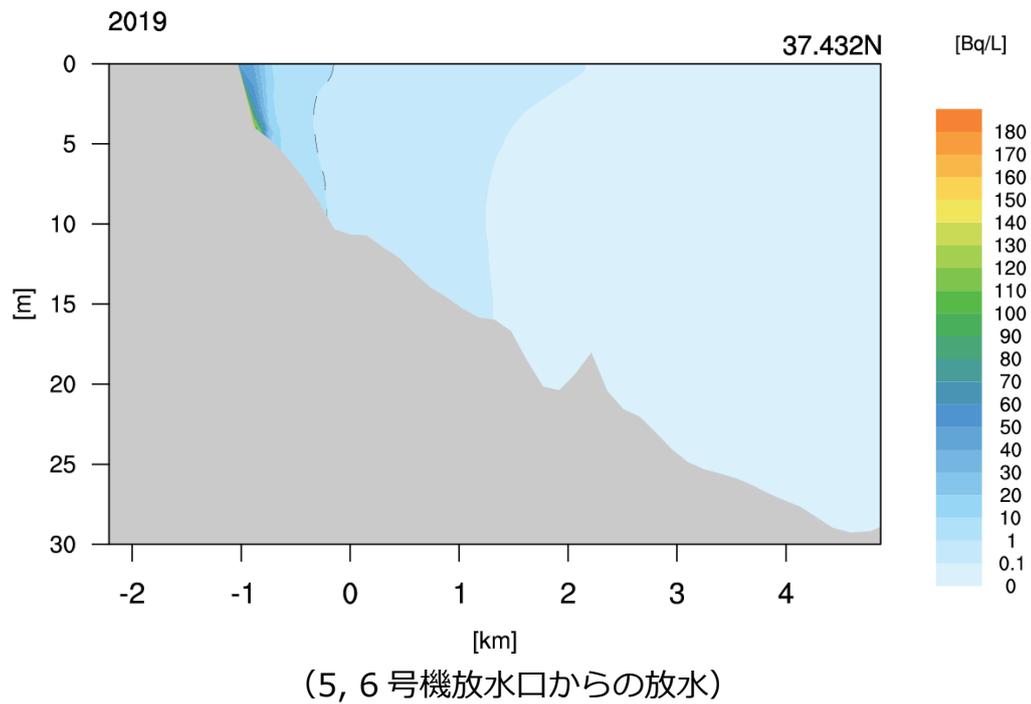
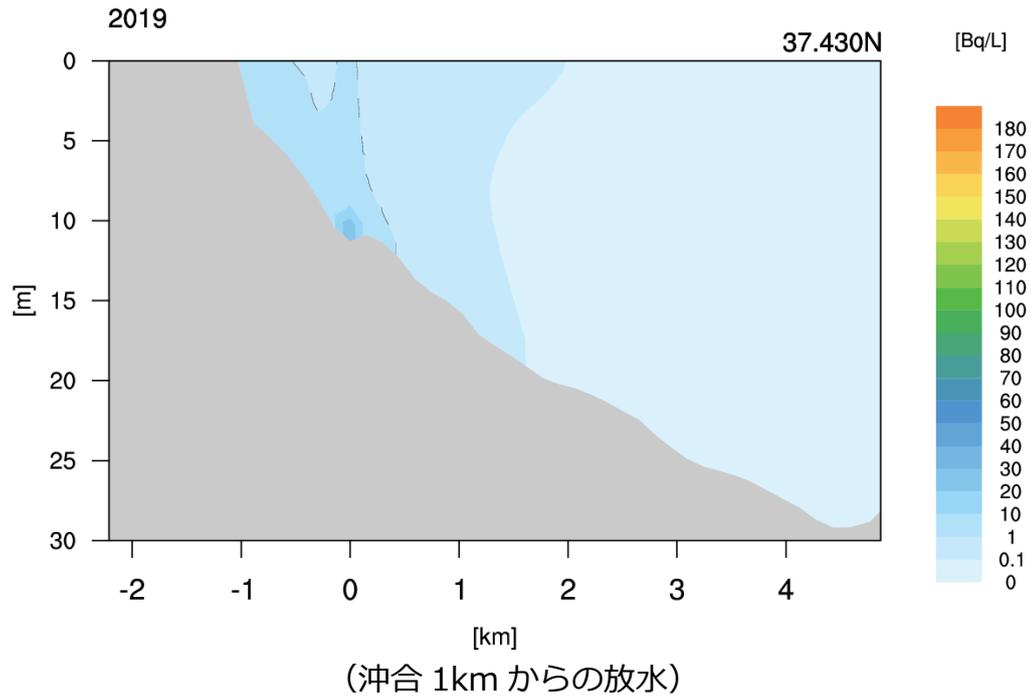


図 VIII-4 放水位置の違いによる年間平均濃度分布図の比較 (断面図)

添付 IX 実測値によるソースタームにおける不検出核種の寄与について

本評価の対象とした 30 核種には、これまでの ALPS 処理水等の分析評価において一度も検出されたことのない不検出核種が多く含まれている。6-1-2.(1)「ソースターム（核種ごとの年間放出量）」に示したとおり、実測値によるソースタームにおいては、検出下限未満の核種についても、保守的に検出下限値で含まれているものとして年間放出量を設定しているが、一度も検出されたことのない核種については、半減期等も考慮すれば実際は検出下限値よりもずっと低い濃度であるものも多いと推定される。

ここでは、被ばく評価の結果における不検出核種の寄与を確認するため、核種ごとの被ばく評価結果を検出核種と不検出核種に分けて集計を行った。

結果を表 IX-1～4 に示す。

いずれのケースにおいても、測定・評価対象核種選定前は不検出核種による寄与が大きかったが、測定・評価対象核種選定に伴い、不検出核種の寄与が減少している。

表 IX-1(1) 検出核種と不検出核種の寄与（人の被ばく 64 核種）

評価 ケース	ソース ターム	実測値によるソースターム					
		i. K4 タンク群		ii. J1-C タンク群		iii. J1-G タンク群	
	海産物 摂取量	平均的	多い	平均的	多い	平均的	多い
被ばく* (mSv/年)	検出核種	5.7E-06	2.0E-05	1.4E-06	4.0E-06	2.1E-06	6.4E-06
	不検出核種	1.9E-05	5.1E-05	5.2E-05	1.3E-04	1.5E-04	3.6E-04
	合計	2.5E-05	7.1E-05	5.4E-05	1.3E-04	1.5E-04	3.7E-04
合計に占める 不検出核種の割合		77%	71%	97%	97%	99%	98%

* 被ばくは外部被ばくと内部被ばくの合計

表 IX-1(2) 検出核種と不検出核種の寄与（人の被ばく 30 核種）

評価 ケース	ソース ターム	実測値によるソースターム					
		i. K4 タンク群		ii. J1-C タンク群		iii. J1-G タンク群	
	海産物 摂取量	平均的	多い	平均的	多い	平均的	多い
被ばく* (mSv/年)	検出核種	6.7E-06	2.6E-05	1.4E-06	4.3E-06	2.2E-06	6.9E-06
	不検出核種	1.2E-06	5.5E-06	5.9E-07	1.9E-06	1.5E-06	5.4E-06
	合計	7.9E-06	3.2E-05	2.0E-06	6.2E-06	3.8E-06	1.2E-05
合計に占める 不検出核種の割合		15%	17%	30%	31%	41%	44%

* 被ばくは外部被ばくと内部被ばくの合計

表 IX-2(1) 検出核種と不検出核種の寄与（環境防護、K4 タンク群 64 核種）

評価ケース		K4 タンク群		
		扁平魚	カニ	褐藻
被ばく (mGy/日)	検出核種	7.5E-07	7.6E-07	8.3E-07
	不検出核種	1.7E-05	1.7E-05	1.8E-05
	合計	1.7E-05	1.7E-05	1.9E-05
合計に占める 不検出核種の割合		96%	96%	96%

表 IX-2(2) 検出核種と不検出核種の寄与（環境防護、K4 タンク群 30 核種）

評価ケース		K4 タンク群		
		扁平魚	カニ	褐藻
被ばく (mGy/日)	検出核種	5.1E-07	5.1E-07	5.5E-07
	不検出核種	1.1E-07	1.5E-07	2.0E-07
	合計	6.2E-07	6.6E-07	7.5E-07
合計に占める 不検出核種の割合		18%	23%	26%

表 IX-3(1) 検出核種と不検出核種の寄与（環境防護、J1-C タンク群 64 核種）

評価ケース		J1-C タンク群		
		扁平魚	カニ	褐藻
被ばく (mGy/日)	検出核種	1.4E-07	1.4E-07	1.5E-07
	不検出核種	2.2E-05	2.2E-05	2.3E-05
	合計	2.2E-05	2.2E-05	2.3E-05
合計に占める 不検出核種の割合		99%	99%	99%

表 IX-3(2) 検出核種と不検出核種の寄与（環境防護、J1-C タンク群 30 核種）

評価ケース		J1-C タンク群		
		扁平魚	カニ	褐藻
被ばく (mGy/日)	検出核種	1.1E-07	1.1E-07	1.2E-07
	不検出核種	1.8E-07	1.9E-07	2.1E-07
	合計	2.9E-07	3.0E-07	3.3E-07
合計に占める 不検出核種の割合		61%	62%	64%

表 IX-4(1) 検出核種と不検出核種の寄与（環境防護、J1-G タンク群 64 核種）

評価ケース		J1-G タンク群		
		扁平魚	カニ	褐藻
被ばく (mGy/日)	検出核種	2.9E-07	2.8E-07	3.0E-07
	不検出核種	5.6E-05	5.5E-05	5.8E-05
	合計	5.6E-05	5.5E-05	5.9E-05
合計に占める 不検出核種の割合		99%	99%	99%

表 IX-4(2) 検出核種と不検出核種の寄与（環境防護、J1-G タンク群 30 核種）

評価ケース		J1-G タンク群		
		扁平魚	カニ	褐藻
被ばく (mGy/日)	検出核種	2.4E-07	2.4E-07	2.5E-07
	不検出核種	4.8E-07	4.9E-07	5.7E-07
	合計	7.2E-07	7.3E-07	8.2E-07
合計に占める 不検出核種の割合		66%	68%	70%

添付 X 被ばく評価結果の核種ごとの内訳

X-1. 人の内部被ばく評価

6-1. 「通常時の被ばく評価」に示した以下の被ばく評価について、内部被ばくの核種別の評価結果を表 X-1-1~4, X-2-1~4, X-3-1~4 に示す。

本文 4.(3)に記載したとおり、本評価における Am-241 による被ばくについては、Pu-241 の壊変による蓄積の影響により、最大 2 倍程度まで被ばくが増える可能性があるが、被ばく評価に影響の大きい海産物摂取による内部被ばくにおいて、Am-241 による影響は被ばく全体の 1/40 以下であり、被ばく評価結果が一般公衆の線量限度 1mSv/年や線量拘束値に相当する 0.05mSv/年と比べてわずかであることも考慮すれば、Am-241 の蓄積による影響はわずかである。

30 核種の実測値によるソースターム

- i. K4 タンク群（トリチウム以外の 29 核種の告示濃度比総和 0.26）
- ii. J1-C タンク群（トリチウム以外の 29 核種の告示濃度比総和 0.21）
- iii. J1-G タンク群（トリチウム以外の 29 核種の告示濃度比総和 0.10）

**表 X-1-1 海水の飲水による内部被ばく評価結果
(実測値 (K4 タンク群) によるソースターム)**

核種	被ばく評価結果 (mSv/年)			備考
	成人	幼児	乳児	
H-3	3.0E-07	5.2E-07	対象外	
I-129	2.8E-08	4.3E-08	対象外	
C-14	1.0E-09	1.8E-09	対象外	
Sr-90	6.4E-10	1.1E-09	対象外	
Cs-137	5.8E-10	4.3E-10	対象外	
Se-79	5.2E-10	3.4E-09	対象外	
Co-60	9.0E-11	4.5E-10	対象外	
Fe-55	8.4E-11	4.3E-10	対象外	
Y-90	6.2E-11	2.3E-10	対象外	
Tc-99	5.4E-11	1.9E-10	対象外	
Ni-63	3.8E-11	1.2E-10	対象外	
Ru-106	3.5E-11	1.3E-10	対象外	
Pu-239	1.9E-11	2.5E-11	対象外	
Pu-240	1.9E-11	2.5E-11	対象外	
Cs-134	1.7E-11	1.2E-11	対象外	
Pu-238	1.7E-11	2.2E-11	対象外	
Am-241	1.5E-11	2.0E-11	対象外	
Pu-241	1.3E-11	1.5E-11	対象外	
Sb-125	1.1E-11	3.5E-11	対象外	
Te-125m	9.0E-12	3.4E-11	対象外	
Np-237	8.4E-12	1.1E-11	対象外	
Cm-244	7.4E-12	1.2E-11	対象外	
U-234	3.7E-12	6.7E-12	対象外	
U-238	3.4E-12	6.1E-12	対象外	
Eu-154	1.9E-12	6.1E-12	対象外	
Pm-147	1.4E-12	5.2E-12	対象外	
Eu-155	5.8E-13	2.0E-12	対象外	
Ce-144	3.3E-13	1.2E-12	対象外	
Sm-151	1.0E-14	3.4E-14	対象外	
Mn-54	7.3E-15	1.9E-14	対象外	
合計	3.4E-07	5.8E-07	対象外	

添付 X-2

**表 X-1-2 海水しぶきの吸入による内部被ばく評価結果
(実測値 (K4 タンク群) によるソースターム)**

核種	被ばく評価結果 (mSv/年)			備考
	成人	幼児	乳児	
H-3	7.3E-08	5.0E-08	3.4E-08	
C-14	2.5E-09	1.9E-09	1.1E-09	
I-129	2.2E-09	1.5E-09	5.7E-10	
Pu-239	2.2E-09	1.1E-09	4.9E-10	
Pu-240	2.2E-09	1.1E-09	4.9E-10	
Pu-238	1.9E-09	9.6E-10	4.5E-10	
Am-241	1.7E-09	8.5E-10	4.2E-10	
Pu-241	1.5E-09	6.5E-10	2.3E-10	
Np-237	9.2E-10	4.3E-10	2.3E-10	
Sr-90	8.8E-10	5.9E-10	3.0E-10	
Cm-244	8.5E-10	4.8E-10	2.9E-10	
Cs-137	4.2E-10	3.0E-10	1.5E-10	
Se-79	3.0E-10	2.2E-10	1.3E-10	
Tc-99	2.6E-10	1.9E-10	1.1E-10	
Co-60	2.0E-10	1.5E-10	7.6E-11	
U-234	1.7E-10	1.4E-10	7.8E-11	
U-238	1.5E-10	1.1E-10	6.8E-11	
Ru-106	8.1E-11	6.7E-11	4.1E-11	
Ni-63	7.9E-11	6.5E-11	3.8E-11	
Fe-55	4.7E-11	5.3E-11	3.3E-11	
Sb-125	3.0E-11	2.4E-11	1.4E-11	
Eu-154	1.2E-11	8.6E-12	4.7E-12	
Te-125m	1.1E-11	7.7E-12	5.5E-12	
Y-90	8.3E-12	9.1E-12	9.2E-12	
Pm-147	6.5E-12	5.6E-12	3.5E-12	
Cs-134	4.3E-12	3.5E-12	1.9E-12	
Eu-155	3.0E-12	2.4E-12	1.5E-12	
Ce-144	8.2E-13	8.5E-13	7.1E-13	
Sm-151	1.0E-13	6.6E-14	3.5E-14	
Mn-54	3.7E-15	3.7E-15	2.4E-15	
合計	9.2E-08	6.0E-08	3.9E-08	

添付 X-3

**表 X-1-3 海産物摂取による内部被ばく評価結果
(実測値 (K4 タンク群) によるソースターム、平均的に摂取)**

核種	被ばく評価結果 (mSv/年)			備考
	成人	幼児	乳児	
I-129	3.7E-06	2.8E-06	1.2E-06	
C-14	1.9E-06	1.6E-06	9.2E-07	
Fe-55	7.0E-07	1.8E-06	3.3E-06	
Se-79	4.4E-07	1.4E-06	1.3E-06	
Co-60	3.3E-08	8.4E-08	1.1E-07	
H-3	3.2E-08	2.8E-08	2.3E-08	
Tc-99	2.3E-08	3.9E-08	6.7E-08	
Cs-137	4.9E-09	1.8E-09	1.6E-09	
Ni-63	4.6E-09	7.0E-09	9.9E-09	
Am-241	1.9E-09	1.2E-09	6.7E-09	
Pu-239	1.8E-09	1.2E-09	6.0E-09	
Pu-240	1.8E-09	1.2E-09	6.0E-09	
Pu-238	1.6E-09	1.1E-09	5.5E-09	
Pu-241	1.2E-09	7.0E-10	2.8E-09	
Ru-106	1.2E-09	2.0E-09	2.7E-09	
Cm-244	6.3E-10	4.9E-10	3.0E-09	
Sb-125	5.3E-10	8.1E-10	1.1E-09	
Te-125m	4.2E-10	7.9E-10	1.3E-09	
Sr-90	3.0E-10	2.5E-10	4.9E-10	
Eu-154	2.7E-10	4.5E-10	6.8E-10	
Pm-147	2.1E-10	3.8E-10	5.7E-10	
Cs-134	1.4E-10	4.9E-11	4.0E-11	
Eu-155	8.4E-11	1.5E-10	2.3E-10	
Np-237	4.7E-11	3.0E-11	1.7E-10	
Ce-144	3.1E-11	5.6E-11	7.7E-11	
Y-90	2.9E-11	5.3E-11	6.6E-11	
U-234	6.6E-12	5.8E-12	9.6E-12	
U-238	6.0E-12	5.2E-12	8.8E-12	
Mn-54	5.5E-12	7.4E-12	8.3E-12	
Sm-151	1.5E-12	2.5E-12	4.5E-12	
合計	6.9E-06	7.8E-06	6.9E-06	

添付 X-4

**表 X-1-4 海産物摂取による内部被ばく評価結果
(実測値 (K4 タンク群) によるソースターム、多く摂取)**

核種	被ばく評価結果 (mSv/年)			備考
	成人	幼児	乳児	
I-129	1.8E-05	1.4E-05	5.5E-06	
C-14	7.1E-06	6.1E-06	3.4E-06	
Fe-55	3.8E-06	9.9E-06	1.7E-05	
Se-79	1.6E-06	5.4E-06	4.7E-06	
Co-60	1.8E-07	4.6E-07	5.7E-07	
H-3	1.2E-07	1.1E-07	8.7E-08	
Tc-99	1.1E-07	1.9E-07	3.2E-07	
Ni-63	1.9E-08	3.0E-08	4.1E-08	
Cs-137	1.8E-08	6.7E-09	5.8E-09	
Pu-239	9.5E-09	6.3E-09	3.1E-08	
Pu-240	9.5E-09	6.3E-09	3.1E-08	
Am-241	9.0E-09	6.1E-09	3.2E-08	
Pu-238	8.3E-09	5.6E-09	2.8E-08	
Pu-241	6.4E-09	3.7E-09	1.4E-08	
Ru-106	5.8E-09	1.0E-08	1.3E-08	
Cm-244	3.0E-09	2.4E-09	1.4E-08	
Sb-125	1.8E-09	2.9E-09	3.8E-09	
Eu-154	1.5E-09	2.4E-09	3.6E-09	
Te-125m	1.5E-09	2.8E-09	4.4E-09	
Sr-90	1.3E-09	1.1E-09	2.2E-09	
Pm-147	1.1E-09	2.0E-09	3.0E-09	
Cs-134	5.2E-10	1.8E-10	1.4E-10	
Eu-155	4.5E-10	7.8E-10	1.2E-09	
Np-237	2.8E-10	1.8E-10	9.8E-10	
Ce-144	1.6E-10	2.9E-10	3.9E-10	
Y-90	1.3E-10	2.4E-10	2.9E-10	
U-234	3.3E-11	2.9E-11	4.8E-11	
Mn-54	3.2E-11	4.3E-11	4.7E-11	
U-238	3.0E-11	2.7E-11	4.4E-11	
Sm-151	8.0E-12	1.3E-11	2.4E-11	
合計	3.1E-05	3.6E-05	3.2E-05	

添付 X-5

表 X-2-1 海水の飲水による内部被ばく評価結果
(実測値 (J1-C タンク群) によるソースターム)

核種	被ばく評価結果 (mSv/年)			備考
	成人	幼児	乳児	
H-3	3.0E-07	5.2E-07	対象外	
I-129	3.1E-09	4.8E-09	対象外	
C-14	2.4E-10	4.2E-10	対象外	
Pu-239	1.9E-10	2.5E-10	対象外	
Pu-240	1.9E-10	2.5E-10	対象外	
Pu-238	1.7E-10	2.3E-10	対象外	
Am-241	1.5E-10	2.0E-10	対象外	
Pu-241	1.2E-10	1.4E-10	対象外	
Se-79	1.0E-10	6.7E-10	対象外	
Cm-244	8.4E-11	1.3E-10	対象外	
Np-237	8.3E-11	1.1E-10	対象外	
Cs-137	5.2E-11	3.8E-11	対象外	
Ru-106	4.4E-11	1.6E-10	対象外	
U-234	3.7E-11	6.6E-11	対象外	
U-238	3.4E-11	6.0E-11	対象外	
Ni-63	2.9E-11	9.0E-11	対象外	
Sr-90	2.2E-11	3.7E-11	対象外	
Co-60	1.9E-11	9.6E-11	対象外	
Fe-55	1.9E-11	9.6E-11	対象外	
Tc-99	1.8E-11	6.5E-11	対象外	
Cs-134	1.5E-11	1.0E-11	対象外	
Ce-144	7.8E-12	2.9E-11	対象外	
Eu-154	4.4E-12	1.4E-11	対象外	
Sb-125	3.1E-12	9.6E-12	対象外	
Pm-147	2.6E-12	9.5E-12	対象外	
Te-125m	2.4E-12	9.3E-12	対象外	
Y-90	2.2E-12	8.0E-12	対象外	
Eu-155	1.8E-12	6.2E-12	対象外	
Mn-54	8.8E-14	2.4E-13	対象外	
Sm-151	2.5E-14	8.5E-14	対象外	
合計	3.1E-07	5.3E-07	対象外	

表 X-2-2 海水しぶきの吸入による内部被ばく評価結果
(実測値 (J1-C タンク群) によるソースターム)

核種	被ばく評価結果 (mSv/年)			備考
	成人	幼児	乳児	
H-3	7.3E-08	5.0E-08	3.4E-08	
Pu-239	2.2E-08	1.1E-08	4.9E-09	
Pu-240	2.2E-08	1.1E-08	4.9E-09	
Pu-238	2.0E-08	9.9E-09	4.7E-09	
Am-241	1.7E-08	8.5E-09	4.2E-09	
Pu-241	1.4E-08	6.3E-09	2.2E-09	
Cm-244	9.7E-09	5.5E-09	3.3E-09	
Np-237	9.0E-09	4.3E-09	2.3E-09	
U-234	1.7E-09	1.3E-09	7.7E-10	
U-238	1.4E-09	1.1E-09	6.7E-10	
C-14	5.9E-10	4.4E-10	2.5E-10	
I-129	2.4E-10	1.6E-10	6.3E-11	
Ru-106	1.0E-10	8.4E-11	5.1E-11	
Tc-99	8.8E-11	6.4E-11	3.6E-11	
Ni-63	6.1E-11	5.0E-11	2.9E-11	
Se-79	5.8E-11	4.3E-11	2.5E-11	
Co-60	4.2E-11	3.1E-11	1.6E-11	
Cs-137	3.7E-11	2.6E-11	1.4E-11	
Sr-90	3.1E-11	2.0E-11	1.0E-11	
Eu-154	2.8E-11	2.0E-11	1.1E-11	
Ce-144	1.9E-11	2.0E-11	1.7E-11	
Pm-147	1.2E-11	1.0E-11	6.4E-12	
Fe-55	1.0E-11	1.2E-11	7.3E-12	
Eu-155	9.4E-12	7.5E-12	4.5E-12	
Sb-125	8.1E-12	6.4E-12	3.7E-12	
Cs-134	3.7E-12	3.0E-12	1.7E-12	
Te-125m	2.8E-12	2.1E-12	1.5E-12	
Y-90	2.9E-13	3.2E-13	3.2E-13	
Sm-151	2.5E-13	1.6E-13	8.8E-14	
Mn-54	4.5E-14	4.5E-14	2.9E-14	
合計	1.9E-07	1.1E-07	6.2E-08	

添付 X-7

表 X-2-3 海産物摂取による内部被ばく評価結果
(実測値 (J1-C タンク群) によるソースターム、平均的に摂取)

核種	被ばく評価結果 (mSv/年)			備考
	成人	幼児	乳児	
C-14	4.4E-07	3.7E-07	2.2E-07	
I-129	4.1E-07	3.1E-07	1.3E-07	
Fe-55	1.6E-07	4.1E-07	7.3E-07	
Se-79	8.5E-08	2.8E-07	2.5E-07	
H-3	3.2E-08	2.8E-08	2.3E-08	
Am-241	1.9E-08	1.2E-08	6.7E-08	
Pu-239	1.8E-08	1.2E-08	6.0E-08	
Pu-240	1.8E-08	1.2E-08	6.0E-08	
Pu-238	1.7E-08	1.1E-08	5.7E-08	
Pu-241	1.2E-08	6.8E-09	2.7E-08	
Tc-99	7.5E-09	1.3E-08	2.2E-08	
Cm-244	7.2E-09	5.6E-09	3.4E-08	
Co-60	7.1E-09	1.8E-08	2.2E-08	
Ni-63	3.5E-09	5.4E-09	7.6E-09	
Ru-106	1.5E-09	2.5E-09	3.4E-09	
Ce-144	7.4E-10	1.3E-09	1.8E-09	
Eu-154	6.4E-10	1.0E-09	1.6E-09	
Np-237	4.6E-10	3.0E-10	1.7E-09	
Cs-137	4.4E-10	1.6E-10	1.4E-10	
Pm-147	3.7E-10	6.9E-10	1.0E-09	
Eu-155	2.6E-10	4.5E-10	7.0E-10	
Sb-125	1.4E-10	2.2E-10	2.9E-10	
Cs-134	1.2E-10	4.2E-11	3.5E-11	
Te-125m	1.1E-10	2.1E-10	3.5E-10	
Mn-54	6.7E-11	9.0E-11	1.0E-10	
U-234	6.5E-11	5.7E-11	9.5E-11	
U-238	6.0E-11	5.2E-11	8.7E-11	
Sr-90	1.0E-11	8.7E-12	1.7E-11	
Sm-151	3.7E-12	6.2E-12	1.1E-11	
Y-90	1.0E-12	1.8E-12	2.3E-12	
合計	1.2E-06	1.5E-06	1.7E-06	

**表 X-2-4 海産物摂取による内部被ばく評価結果
(実測値 (J1-C タンク群) によるソースターム、多く摂取)**

核種	被ばく評価結果 (mSv/年)			備考
	成人	幼児	乳児	
I-129	2.0E-06	1.5E-06	6.2E-07	
C-14	1.6E-06	1.4E-06	8.0E-07	
Fe-55	8.5E-07	2.2E-06	3.8E-06	
Se-79	3.2E-07	1.1E-06	9.1E-07	
H-3	1.2E-07	1.1E-07	8.7E-08	
Pu-239	9.4E-08	6.2E-08	3.0E-07	
Pu-240	9.4E-08	6.2E-08	3.0E-07	
Am-241	9.0E-08	6.1E-08	3.2E-07	
Pu-238	8.6E-08	5.8E-08	2.9E-07	
Pu-241	6.2E-08	3.6E-08	1.4E-07	
Co-60	3.9E-08	9.8E-08	1.2E-07	
Tc-99	3.6E-08	6.4E-08	1.1E-07	
Cm-244	3.5E-08	2.8E-08	1.6E-07	
Ni-63	1.5E-08	2.3E-08	3.1E-08	
Ru-106	7.3E-09	1.3E-08	1.7E-08	
Ce-144	3.7E-09	6.8E-09	9.1E-09	
Eu-154	3.5E-09	5.6E-09	8.4E-09	
Np-237	2.8E-09	1.8E-09	9.7E-09	
Pm-147	2.0E-09	3.7E-09	5.4E-09	
Cs-137	1.6E-09	6.0E-10	5.2E-10	
Eu-155	1.4E-09	2.4E-09	3.7E-09	
Sb-125	5.0E-10	7.9E-10	1.0E-09	
Cs-134	4.5E-10	1.6E-10	1.2E-10	
Te-125m	4.0E-10	7.6E-10	1.2E-09	
Mn-54	3.8E-10	5.2E-10	5.7E-10	
U-234	3.2E-10	2.9E-10	4.7E-10	
U-238	3.0E-10	2.6E-10	4.3E-10	
Sr-90	4.6E-11	3.9E-11	7.5E-11	
Sm-151	2.0E-11	3.3E-11	5.9E-11	
Y-90	4.5E-12	8.3E-12	1.0E-11	
合計	5.5E-06	6.8E-06	8.1E-06	

表 X-3-1 海水の飲水による内部被ばく評価結果
(実測値 (J1-G タンク群) によるソースターム)

核種	被ばく評価結果 (mSv/年)			備考
	成人	幼児	乳児	
H-3	3.0E-07	5.2E-07	対象外	
I-129	2.6E-09	3.9E-09	対象外	
C-14	6.5E-10	1.1E-09	対象外	
Pu-239	4.9E-10	6.5E-10	対象外	
Pu-240	4.9E-10	6.5E-10	対象外	
Pu-238	4.4E-10	5.9E-10	対象外	
Am-241	3.9E-10	5.3E-10	対象外	
Se-79	3.1E-10	2.0E-09	対象外	
Pu-241	3.0E-10	3.4E-10	対象外	
Cs-137	2.8E-10	2.1E-10	対象外	
Cm-244	2.2E-10	3.5E-10	対象外	
Np-237	2.2E-10	2.8E-10	対象外	
U-234	9.7E-11	1.7E-10	対象外	
Ni-63	9.2E-11	2.8E-10	対象外	
U-238	8.9E-11	1.6E-10	対象外	
Sr-90	5.9E-11	9.9E-11	対象外	
Tc-99	5.9E-11	2.1E-10	対象外	
Fe-55	5.6E-11	2.9E-10	対象外	
Ru-106	4.6E-11	1.7E-10	対象外	
Co-60	4.1E-11	2.0E-10	対象外	
Cs-134	4.0E-11	2.7E-11	対象外	
Ce-144	2.4E-11	8.7E-11	対象外	
Eu-154	1.2E-11	3.8E-11	対象外	
Pm-147	7.0E-12	2.6E-11	対象外	
Sb-125	5.8E-12	1.8E-11	対象外	
Y-90	5.7E-12	2.1E-11	対象外	
Te-125m	4.6E-12	1.7E-11	対象外	
Eu-155	2.7E-12	9.3E-12	対象外	
Mn-54	2.7E-13	7.2E-13	対象外	
Sm-151	6.8E-14	2.3E-13	対象外	
合計	3.1E-07	5.4E-07	対象外	

表 X-3-2 海水しぶきの吸入による内部被ばく評価結果
(実測値 (J1-G タンク群) によるソースターム)

核種	被ばく評価結果 (mSv/年)			備考
	成人	幼児	乳児	
H-3	7.3E-08	5.0E-08	3.4E-08	
Pu-239	5.7E-08	2.8E-08	1.3E-08	
Pu-240	5.7E-08	2.8E-08	1.3E-08	
Pu-238	5.0E-08	2.5E-08	1.2E-08	
Am-241	4.6E-08	2.2E-08	1.1E-08	
Pu-241	3.5E-08	1.5E-08	5.4E-09	
Cm-244	2.5E-08	1.4E-08	8.5E-09	
Np-237	2.4E-08	1.1E-08	6.0E-09	
U-234	4.5E-09	3.5E-09	2.0E-09	
U-238	3.8E-09	3.0E-09	1.8E-09	
C-14	1.6E-09	1.2E-09	6.6E-10	
Tc-99	2.9E-10	2.1E-10	1.2E-10	
Cs-137	2.1E-10	1.4E-10	7.4E-11	
I-129	2.0E-10	1.3E-10	5.2E-11	
Ni-63	1.9E-10	1.6E-10	9.1E-11	
Se-79	1.7E-10	1.3E-10	7.5E-11	
Ru-106	1.1E-10	8.8E-11	5.3E-11	
Co-60	8.9E-11	6.7E-11	3.4E-11	
Sr-90	8.1E-11	5.4E-11	2.7E-11	
Eu-154	7.5E-11	5.4E-11	2.9E-11	
Ce-144	5.8E-11	6.1E-11	5.1E-11	
Pm-147	3.2E-11	2.8E-11	1.7E-11	
Fe-55	3.1E-11	3.5E-11	2.2E-11	
Sb-125	1.5E-11	1.2E-11	6.9E-12	
Eu-155	1.4E-11	1.1E-11	6.8E-12	
Cs-134	1.0E-11	8.2E-12	4.6E-12	
Te-125m	5.3E-12	3.9E-12	2.8E-12	
Y-90	7.6E-13	8.4E-13	8.5E-13	
Sm-151	6.6E-13	4.4E-13	2.4E-13	
Mn-54	1.4E-13	1.4E-13	8.8E-14	
合計	3.8E-07	2.0E-07	1.1E-07	

添付 X-11

表 X-3-3 海産物摂取による内部被ばく評価結果

(実測値 (J1-G タンク群) によるソースターム、平均的に摂取)

核種	被ばく評価結果 (mSv/年)			備考
	成人	幼児	乳児	
C-14	1.2E-06	9.9E-07	5.7E-07	
Fe-55	4.7E-07	1.2E-06	2.2E-06	
I-129	3.4E-07	2.5E-07	1.1E-07	
Se-79	2.6E-07	8.4E-07	7.4E-07	
Am-241	5.0E-08	3.2E-08	1.8E-07	
Pu-239	4.8E-08	3.1E-08	1.6E-07	
Pu-240	4.8E-08	3.1E-08	1.6E-07	
Pu-238	4.2E-08	2.8E-08	1.4E-07	
H-3	3.2E-08	2.8E-08	2.3E-08	
Pu-241	2.9E-08	1.6E-08	6.6E-08	
Tc-99	2.4E-08	4.2E-08	7.3E-08	
Cm-244	1.9E-08	1.5E-08	8.8E-08	
Co-60	1.5E-08	3.8E-08	4.8E-08	
Ni-63	1.1E-08	1.7E-08	2.4E-08	
Cs-137	2.4E-09	8.8E-10	7.9E-10	
Ce-144	2.2E-09	4.0E-09	5.5E-09	
Eu-154	1.7E-09	2.8E-09	4.3E-09	
Ru-106	1.5E-09	2.6E-09	3.5E-09	
Np-237	1.2E-09	7.8E-10	4.4E-09	
Pm-147	1.0E-09	1.9E-09	2.8E-09	
Eu-155	3.9E-10	6.8E-10	1.1E-09	
Cs-134	3.4E-10	1.2E-10	9.5E-11	
Sb-125	2.7E-10	4.1E-10	5.5E-10	
Te-125m	2.1E-10	4.0E-10	6.5E-10	
Mn-54	2.0E-10	2.8E-10	3.1E-10	
U-234	1.7E-10	1.5E-10	2.5E-10	
U-238	1.6E-10	1.4E-10	2.3E-10	
Sr-90	2.7E-11	2.3E-11	4.5E-11	
Sm-151	9.8E-12	1.7E-11	3.0E-11	
Y-90	2.6E-12	4.9E-12	6.1E-12	
合計	2.6E-06	3.6E-06	4.6E-06	

添付 X-12

**表 X-3-4 海産物摂取による内部被ばく評価結果
(実測値 (J1-G タンク群) によるソースターム、多く摂取)**

核種	被ばく評価結果 (mSv/年)			備考
	成人	幼児	乳児	
C-14	4.4E-06	3.8E-06	2.1E-06	
Fe-55	2.5E-06	6.6E-06	1.1E-05	
I-129	1.6E-06	1.2E-06	5.1E-07	
Se-79	9.5E-07	3.2E-06	2.7E-06	
Pu-239	2.5E-07	1.6E-07	8.0E-07	
Pu-240	2.5E-07	1.6E-07	8.0E-07	
Am-241	2.4E-07	1.6E-07	8.5E-07	
Pu-238	2.2E-07	1.5E-07	7.3E-07	
Pu-241	1.5E-07	8.6E-08	3.4E-07	
H-3	1.2E-07	1.1E-07	8.7E-08	
Tc-99	1.2E-07	2.1E-07	3.5E-07	
Cm-244	9.1E-08	7.2E-08	4.2E-07	
Co-60	8.3E-08	2.1E-07	2.6E-07	
Ni-63	4.6E-08	7.2E-08	9.8E-08	
Ce-144	1.1E-08	2.1E-08	2.8E-08	
Eu-154	9.3E-09	1.5E-08	2.2E-08	
Cs-137	8.7E-09	3.3E-09	2.8E-09	
Ru-106	7.6E-09	1.4E-08	1.8E-08	
Np-237	7.2E-09	4.6E-09	2.5E-08	
Pm-147	5.4E-09	1.0E-08	1.5E-08	
Eu-155	2.1E-09	3.6E-09	5.5E-09	
Cs-134	1.2E-09	4.3E-10	3.4E-10	
Mn-54	1.2E-09	1.6E-09	1.7E-09	
Sb-125	9.4E-10	1.5E-09	1.9E-09	
U-234	8.5E-10	7.6E-10	1.2E-09	
U-238	7.8E-10	6.9E-10	1.1E-09	
Te-125m	7.4E-10	1.4E-09	2.3E-09	
Sr-90	1.2E-10	1.0E-10	2.0E-10	
Sm-151	5.3E-11	8.9E-11	1.6E-10	
Y-90	1.2E-11	2.2E-11	2.7E-11	
合計	1.1E-05	1.6E-05	2.2E-05	

X-2. 環境防護に関する評価結果

7. 「環境防護に関する評価」に示した以下の被ばく評価について、核種別の評価結果を表 X-4～6 に示す。

本文 4.(3)に記載したとおり、本評価における Am-241 による被ばくについては、Pu-241 の壊変による蓄積の影響により、最大 2 倍程度まで被ばくが増える可能性があるが、Am-241 による影響は被ばく全体の 1/100 以下であり、被ばく評価結果が誘導考慮参考レベルの下限値と比べてわずかであることも考慮すれば、Am-241 の蓄積による影響はわずかである。

30 核種の実測値によるソースターム

- i. K4 タンク群（トリチウム以外の 29 核種の告示濃度比総和 0.26）
- ii. J1-C タンク群（トリチウム以外の 29 核種の告示濃度比総和 0.21）
- iii. J1-G タンク群（トリチウム以外の 29 核種の告示濃度比総和 0.10）

表 X-4 環境防護の評価結果（実測値（K4 タンク群）によるソースターム）

核種	被ばく評価結果 (mGy/日)			備考
	扁平魚	カニ	褐藻	
Co-60	4.4E-07	4.4E-07	4.8E-07	
C-14	5.4E-08	4.5E-08	3.6E-08	
Eu-154	5.3E-08	5.1E-08	5.4E-08	
Fe-55	4.7E-08	8.9E-08	1.4E-07	
Eu-155	4.8E-09	4.7E-09	4.8E-09	
H-3	4.7E-09	4.7E-09	1.8E-09	
Se-79	4.6E-09	4.6E-09	2.0E-10	
Cs-137	2.4E-09	2.3E-09	2.3E-09	
Ru-106	1.9E-09	1.9E-09	2.3E-09	
Ce-144	8.9E-10	5.2E-10	8.9E-10	
Mn-54	4.0E-10	3.7E-10	4.0E-10	
Sb-125	2.5E-10	2.3E-10	3.1E-10	
Cs-134	1.3E-10	1.2E-10	1.3E-10	
Am-241	8.4E-11	2.7E-10	8.6E-11	
Te-125m	6.8E-11	7.1E-11	6.0E-10	
Ni-63	5.9E-11	1.4E-09	4.3E-10	
Sr-90	5.1E-11	2.8E-10	4.9E-11	
Pu-238	5.0E-11	3.4E-11	8.1E-11	
Pu-240	4.9E-11	3.3E-11	8.0E-11	
Pu-239	4.9E-11	3.3E-11	8.0E-11	
Tc-99	3.4E-11	7.6E-09	2.2E-08	
Pm-147	3.1E-11	4.2E-10	2.9E-10	
I-129	1.5E-11	8.7E-09	3.8E-09	
Cm-244	4.5E-12	5.7E-10	2.2E-10	
Pu-241	1.8E-12	1.2E-12	2.9E-12	
Np-237	4.2E-13	7.8E-12	1.0E-12	
U-234	1.6E-13	6.3E-13	1.5E-12	
U-238	1.4E-13	5.7E-13	1.3E-12	
Sm-151	1.2E-13	2.5E-12	1.0E-12	
Y-90	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	親核種 Sr-90 にて評価
合計	6.2E-07	6.6E-07	7.5E-07	

添付 X-15

表 X-5 環境防護の評価結果（実測値（J1-C タンク群）によるソースターム）

核種	被ばく評価結果 (mGy/日)			備考
	扁平魚	カニ	褐藻	
Eu-154	1.3E-07	1.2E-07	1.3E-07	
Co-60	9.4E-08	9.4E-08	1.0E-07	
Ce-144	2.1E-08	1.2E-08	2.1E-08	
Eu-155	1.5E-08	1.4E-08	1.5E-08	
C-14	1.3E-08	1.1E-08	8.4E-09	
Fe-55	1.0E-08	2.0E-08	3.0E-08	
Mn-54	4.9E-09	4.4E-09	4.9E-09	
H-3	4.7E-09	4.7E-09	1.8E-09	
Ru-106	2.4E-09	2.4E-09	2.8E-09	
Se-79	9.0E-10	9.0E-10	3.9E-11	
Am-241	8.4E-10	2.7E-09	8.6E-10	
Pu-238	5.1E-10	3.5E-10	8.4E-10	
Pu-240	4.8E-10	3.3E-10	7.9E-10	
Pu-239	4.8E-10	3.3E-10	7.9E-10	
Cs-137	2.1E-10	2.0E-10	2.1E-10	
Cs-134	1.1E-10	1.1E-10	1.1E-10	
Sb-125	6.7E-11	6.3E-11	8.4E-11	
Pm-147	5.7E-11	7.6E-10	5.3E-10	
Cm-244	5.1E-11	6.6E-09	2.5E-09	
Ni-63	4.5E-11	1.1E-09	3.3E-10	
Te-125m	1.8E-11	1.9E-11	1.6E-10	
Pu-241	1.7E-11	1.2E-11	2.8E-11	
Tc-99	1.1E-11	2.5E-09	7.4E-09	
Np-237	4.2E-12	7.7E-11	1.0E-11	
Sr-90	1.8E-12	9.8E-12	1.7E-12	
I-129	1.7E-12	9.7E-10	4.2E-10	
U-234	1.6E-12	6.3E-12	1.5E-11	
U-238	1.4E-12	5.6E-12	1.3E-11	
Sm-151	2.9E-13	6.3E-12	2.6E-12	
Y-90	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	親核種 Sr-90 にて評価
合計	2.9E-07	3.0E-07	3.3E-07	

添付 X-16

表 X-6 環境防護の評価結果（実測値（J1-G タンク群）によるソースターム）

核種	被ばく評価結果（mGy/日）			備考
	扁平魚	カニ	褐藻	
Eu-154	3.4E-07	3.2E-07	3.4E-07	
Co-60	2.0E-07	2.0E-07	2.2E-07	
Ce-144	6.3E-08	3.7E-08	6.4E-08	
C-14	3.4E-08	2.8E-08	2.2E-08	
Fe-55	3.1E-08	5.9E-08	9.1E-08	
Eu-155	2.2E-08	2.2E-08	2.2E-08	
Mn-54	1.5E-08	1.4E-08	1.5E-08	
H-3	4.7E-09	4.7E-09	1.8E-09	
Se-79	2.7E-09	2.7E-09	1.2E-10	
Ru-106	2.5E-09	2.5E-09	3.0E-09	
Am-241	2.2E-09	7.2E-09	2.3E-09	
Pu-238	1.3E-09	8.8E-10	2.1E-09	
Pu-240	1.3E-09	8.6E-10	2.1E-09	
Pu-239	1.3E-09	8.6E-10	2.1E-09	
Cs-137	1.2E-09	1.1E-09	1.1E-09	
Cs-134	3.0E-10	2.9E-10	3.0E-10	
Pm-147	1.5E-10	2.1E-09	1.4E-09	
Ni-63	1.4E-10	3.3E-09	1.0E-09	
Cm-244	1.3E-10	1.7E-08	6.4E-09	
Sb-125	1.3E-10	1.2E-10	1.6E-10	
Pu-241	4.1E-11	2.8E-11	6.8E-11	
Tc-99	3.6E-11	8.2E-09	2.4E-08	
Te-125m	3.5E-11	3.6E-11	3.0E-10	
Np-237	1.1E-11	2.0E-10	2.6E-11	
Sr-90	4.7E-12	2.6E-11	4.6E-12	
U-234	4.1E-12	1.6E-11	3.9E-11	
U-238	3.7E-12	1.5E-11	3.5E-11	
I-129	1.4E-12	8.0E-10	3.5E-10	
Sm-151	7.8E-13	1.7E-11	6.8E-12	
Y-90	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	親核種 Sr-90 にて評価
合計	7.2E-07	7.3E-07	8.2E-07	

添付 X-17

添付 XI 外部被ばく線量換算係数の保守性について

外部被ばくの線量評価に使用した線量換算係数は、廃止措置工事環境影響評価ハンドブック（以下、廃止措置ハンドブック）より引用したものであるが、 γ 線のみを対象としていることや、評価対象核種のうち一部の換算係数が用意されていないことなどの欠点もある。用意されていない換算係数には、 $\beta\gamma$ 核種には Co-60、 α 核種には Am-241 とそれぞれ最も保守的な換算係数を引用することで保守性を確保しているが、確認のため、海外で作成された外部被ばくの線量換算係数を用いて比較を行った。

比較の対象としては、米国の環境保護庁（U.S. Environmental Protection Agency）が、米国民の放射線防護のために提供している Federal Guidance Report No.15, “External Exposure to Radionuclides in Air, Water and Soil”（Environmental Protection Agency, 2019 以下、「FGR15」）[XI-1]を使用した。FGR15には、地表面、土壌、大気、水中の放射性物質から人が受ける外部被ばくを計算するための線量換算係数が示されており、対象核種には ALPS 処理水の測定・評価対象核種が全て含まれていることから、FGR15 の線量換算係数を使用した評価を試みた。

XI-1. 評価方法

6-1. 「通常時の被ばく評価」にて評価した被ばく評価方法と同じとし、線量換算係数のみを入れ替えるものとする。ただし、漁網に付着した放射性物質からの外部被ばくについては、FGR15 に適当な線量換算係数が無いため比較対象外とした。以下に被ばく経路ごとの FGR15 の評価モデルおよび使用したパラメータを示す。

(1) 海水面からの外部被ばく

海水からの放射線による実効線量換算係数は、FGR15 の Table 4-7. Reference person effective dose rate coefficients for water immersion. に示されている水中への浸漬における外部線量換算係数に、上方に線源（海水）が無い事を考慮した低減係数 0.5 を掛け合わせた（表 XI-1）。図 XI-1 に評価モデルのイメージ図を示す。船体による遮へいは安全側に無視した。

海水面からの放射線による実効線量 D_1 (mSv/年)の計算式を式(XI-1)に示す。

$$D_1 = 1000 \cdot 1000 \cdot 3600 \cdot \sum_i (K_1)_i \cdot (x_1)_i \cdot t_1 \quad (\text{XI-1})$$

ここで、

$(K_1)_i$ は水中への浸漬における核種 i からの放射線による実効線量換算係数
((Sv/s)/(Bq/m³))

$(x_1)_i$ は核種 i の海水中濃度(Bq/L)

t_1 は年間の被ばく時間(h/年)

1000 は実効線量の単位変換 (Sv からmSv) の係数

1000 は海水中濃度の単位変換 (Bq/L から Bq/m³) の係数

3600 は年間の被ばく時間の単位変換 (h/年から s/年) の係数

である。

評価地点、評価に使用する海水中放射性物質濃度は、6-1.「通常時の被ばく評価」同様、周辺 10km×10km 圏内の海表面（最上層）の年間平均濃度とした。

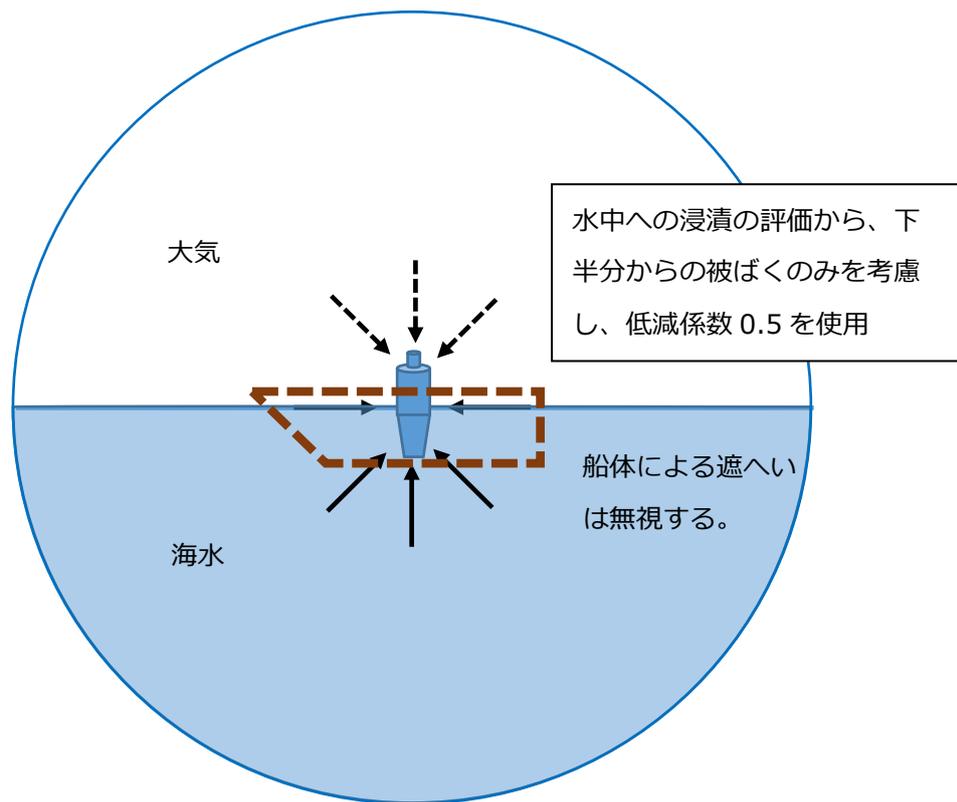


図 XI-1 海上作業における海水中の放射性物質からの被ばく評価モデルの概念図

(2)船体からの外部被ばく

海上作業時に、海水から船体に移行した放射性物質から受ける外部放射線被ばくについて評価を行う。海水から船体に移行した放射性物質からの放射線による実効線量換算係数は、FGR15のTable 4-1. Reference person effective dose rate coefficients for ground surface. に示されている地表面からの外部線量換算係数を使用した。(表 XI-2)。図 XI-2 に評価モデルのイメージ図を示す。

船体に付着した放射性物質による実効線量 D_2 (mSv/年)の計算式を式(XI-2)、(XI-3)に示す。

$$D_2 = 1000 \cdot 3600 \cdot \sum_i (K_2)_i \cdot (S_2)_i \cdot t_2 \quad (\text{XI-2})$$

$$(S_2)_i = (F_2)_i \cdot (x_2)_i \quad (\text{XI-3})$$

ここで、

$(K_2)_i$ は核種 i の船体からの放射線による実効線量換算係数((Sv/s)/(Bq/m²))

$(S_2)_i$ は核種 i の船体における汚染密度(Bq/m²)

t_2 は年間の被ばく時間(h/年)

$(F_2)_i$ は核種 i の海水から船体への移行係数((Bq/m²)/(Bq/L))

$(x_2)_i$ は核種 i の評価地点での海水中濃度(Bq/L)

1000 は実効線量の単位変換 (Sv からmSv) の係数

3600 は年間の被ばく時間の単位変換 (h/年から s/年) の係数

である。

船体への移行係数は、6-1.「通常時の被ばく評価」同様、「六ヶ所事業所再処理事業指定申請書」より $100((\text{Bq}/\text{m}^2)/(\text{Bq}/\text{L}))$ とした。

評価地点、評価に使用する海水中放射性物質濃度は、6-1.「通常時の被ばく評価」同様、周辺 10km×10km 圏内の海表面(最上層)の年間平均濃度とした。

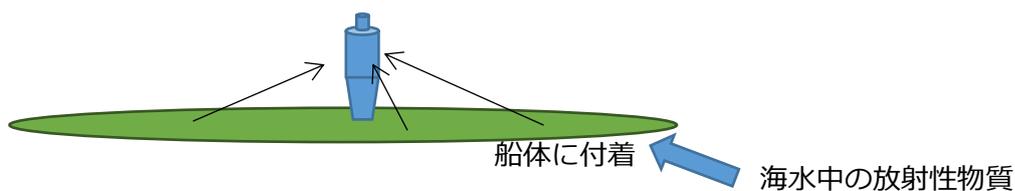


図 XI-2 海上作業における船体に付着した放射性物質からの被ばく評価モデルの概念図

添付 XI-3

(3) 遊泳等における水中での外部被ばく

遊泳、海中作業時に、周囲の海水中の放射性物質から受ける放射線による外部被ばくについて評価を行う。海水中の放射性物質からの放射線による実効線量換算係数は、FGR15 の Table 4-7. Reference person effective dose rate coefficients for water immersion. に示されている水中への浸漬における外部線量換算係数を使用した（表 XI-3）。図 XI-3 に評価モデルのイメージ図を示す。

遊泳、海中作業時の海水からの放射線による実効線量 D_3 (mSv/年)の計算式を式(XI-4)に示す。

$$D_3 = 1000 \cdot 1000 \cdot 3600 \cdot \sum_i (K_3)_i \cdot (x_3)_i \cdot t_3 \quad (\text{XI-4})$$

ここで、

$(K_3)_i$ は核種 i の海水からの放射線による実効線量換算係数((Sv/s)/(Bq/m³))

$(x_3)_i$ は核種 i の海水中濃度(Bq/L)

t_3 は年間の被ばく時間(h/年)

1000 は実効線量の単位変換 (Sv からmSv) の係数

1000 は海水中濃度の単位変換 (Bq/L から Bq/m³) の係数

3600 は年間の被ばく時間の単位変換 (h/年から s/年) の係数

である。

評価地点、評価に使用する海水中放射性物質濃度の考え方は、6-1.「通常時の被ばく評価」同様、発電所北側の避難指示が解除された砂浜付近の海水の平均濃度を使用する。

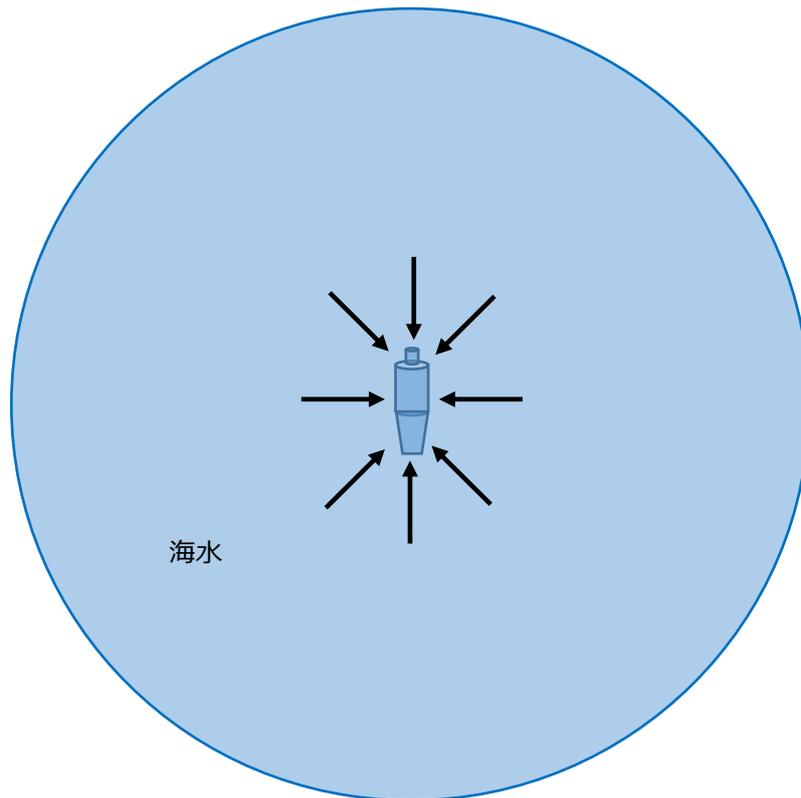


図 XI-3 海水中の放射性物質からの被ばく評価モデルの概念図

(4) 海浜砂からの外部被ばく

砂浜滞在時に、海水から海浜の砂に移行した放射性物質から受ける外部被ばくについて評価を行う。砂浜の放射性物質からの放射線による実効線量換算係数は、FGR15 の Table 4-5. Reference person effective dose rate coefficients for soil to infinite depth. に示されている土壌中の放射性物質からの被ばくに関する外部線量換算係数を使用した (表 XI-4) 。図 XI-4 に評価モデルのイメージ図を示す。

海浜砂からのγ線による実効線量 D_4 (mSv/年)の計算式を式(XI-5)に示す。

$$D_4 = 1000 \cdot 1600 \cdot 3600 \cdot \sum_i (K_4)_i \cdot (x_4)_i \cdot (F_4)_i \cdot t_4 \quad (\text{XI-5})$$

ここで、

$(K_4)_i$ は核種 i の海浜砂からの放射線による実効線量換算係数
 ((Sv/s)/(Bq/m³))

添付 XI-5

$(x_4)_i$ は核種 i の海水中濃度(Bq/L)

$(F_4)_i$ は核種 i の海水から砂浜への移行係数((Bq/kg)/(Bq/L))

t_4 は年間の被ばく時間(h/年)

1000 は実効線量の単位変換 (Sv からmSv) の係数

1600 は土壌の放射性物質濃度の単位変換 (Bq/kg から Bq/m³) の係数

3600 は年間の被ばく時間の単位変換 (h/年から s/年) の係数

である。

砂浜への核種の移行係数は、6-1.「通常時の被ばく評価」同様、「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」より、すべての核種について 1,000((Bq/kg)/(Bq/L))とした。

評価地点、評価に使用する海水中放射性物質濃度の考え方は、本文同様、発電所北側の避難指示が解除された砂浜付近の海水の平均濃度を使用する。

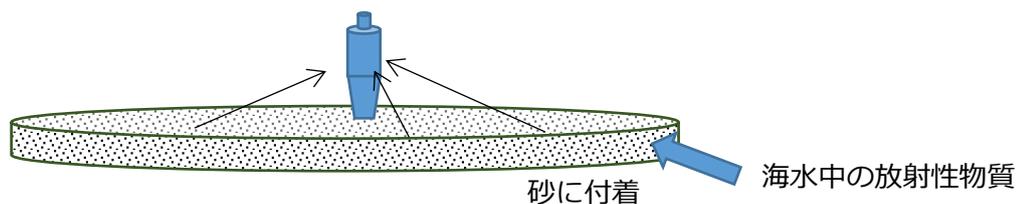


図 XI-4 海浜砂に付着した放射性物質からの被ばく評価モデルの概念図

XI-2. 被ばく評価の対象となる代表的個人の設定

被ばく評価の対象となる代表的個人の特性は、6-2-5.と同じ以下とした。

- ・ 漁業に年間 120 日 (2,880 時間) 従事し、そのうち 80 日 (1,920 時間) は漁網の近くで作業を行う。
- ・ 海岸に年間 500 時間滞在し、96 時間遊泳を行う。

表 XI-1 FGR15 を用いた海水面からの放射線による実効線量換算係数

核種	実効線量換算係数 ((Sv/s)/(Bq/m ³))	備考
H-3	3.1E-27	
C-14	1.4E-21	
Mn-54	4.0E-17	
Fe-55	6.2E-27	
Co-60	1.3E-16	
Ni-63	3.9E-24	
Se-79	1.7E-21	
Sr-90	5.4E-20	
Y-90	4.7E-19	
Tc-99	1.5E-20	
Ru-106	1.0E-17	子孫核種 Rh-106 を考慮
Sb-125	1.9E-17	
Te-125m	3.0E-19	
I-129	2.6E-19	
Cs-134	7.3E-17	
Cs-137	2.8E-17	子孫核種 Ba-137 を考慮
Ce-144	3.1E-18	子孫核種 Pr-144,Pr-144m を考慮
Pm-147	4.7E-21	
Sm-151	3.1E-23	
Eu-154	6.1E-17	
Eu-155	2.0E-18	
U-234	5.8E-21	
U-238	1.5E-18	子孫核種 Th-234、Pa-234m を考慮
Np-237	9.7E-18	子孫核種 Pa-233 を考慮
Pu-238	3.3E-21	
Pu-239	3.6E-21	
Pu-240	3.2E-21	
Pu-241	5.7E-23	
Am-241	6.0E-19	
Cm-244	3.9E-21	

添付 XI-7

表 XI-2 FGR15 を用いた船体からの放射線による実効線量換算係数

核種	実効線量換算係数 ((Sv/s)/(Bq/m ²))	備考
H-3	6.7E-22	
C-14	6.1E-19	
Mn-54	5.3E-16	
Fe-55	9.0E-26	
Co-60	1.5E-15	
Ni-63	8.0E-20	
Se-79	6.8E-19	
Sr-90	6.5E-18	
Y-90	1.5E-16	
Tc-99	2.0E-18	
Ru-106	3.4E-16	子孫核種 Rh-106 を考慮
Sb-125	2.7E-16	
Te-125m	4.1E-18	
I-129	4.4E-18	
Cs-134	1.0E-15	
Cs-137	4.0E-16	子孫核種 Ba-137 を考慮
Ce-144	2.2E-16	子孫核種 Pr-144,Pr-144m を考慮
Pm-147	9.4E-19	
Sm-151	1.1E-19	
Eu-154	7.9E-16	
Eu-155	3.1E-17	
U-234	6.4E-20	
U-238	1.4E-16	子孫核種 Th-234、Pa-234m を考慮
Np-237	1.4E-16	子孫核種 Pa-233 を考慮
Pu-238	2.1E-20	
Pu-239	4.2E-20	
Pu-240	2.2E-20	
Pu-241	1.7E-21	
Am-241	9.9E-18	
Cm-244	3.1E-20	

添付 XI-8

**表 XI-3 FGR15 を用いた遊泳、海中作業における海水からの
放射線による実効線量換算係数**

核種	実効線量換算係数 ((Sv/s)/(Bq/m ³))	備考
H-3	6.2E-27	
C-14	2.8E-21	
Mn-54	8.0E-17	
Fe-55	1.2E-26	
Co-60	2.5E-16	
Ni-63	7.8E-24	
Se-79	3.3E-21	
Sr-90	1.1E-19	
Y-90	9.5E-19	
Tc-99	3.1E-20	
Ru-106	2.1E-17	子孫核種 Rh-106 を考慮
Sb-125	3.8E-17	
Te-125m	6.0E-19	
I-129	5.1E-19	
Cs-134	1.5E-16	
Cs-137	5.6E-17	子孫核種 Ba-137 を考慮
Ce-144	6.1E-18	子孫核種 Pr-144,Pr-144m を考慮
Pm-147	9.4E-21	
Sm-151	6.1E-23	
Eu-154	1.2E-16	
Eu-155	3.9E-18	
U-234	1.2E-20	
U-238	2.9E-18	子孫核種 Th-234、Pa-234m を考慮
Np-237	1.9E-17	子孫核種 Pa-233 を考慮
Pu-238	6.6E-21	
Pu-239	7.3E-21	
Pu-240	6.5E-21	
Pu-241	1.1E-22	
Am-241	1.2E-18	
Cm-244	7.9E-21	

添付 XI-9

表 XI-4 FGR15 を用いた海浜砂からの放射線による実効線量換算係数

核種	実効線量換算係数 ((Sv/s)/(Bq/m ³))	備考
H-3	3.4E-23	
C-14	3.1E-20	
Mn-54	2.6E-17	
Fe-55	3.4E-27	
Co-60	8.3E-17	
Ni-63	4.1E-21	
Se-79	3.5E-20	
Sr-90	2.6E-19	
Y-90	2.3E-18	
Tc-99	1.0E-19	
Ru-106	1.0E-17	子孫核種 Rh-106 を考慮
Sb-125	1.2E-17	
Te-125m	5.1E-20	
I-129	7.9E-20	
Cs-134	4.8E-17	
Cs-137	1.8E-17	子孫核種 Ba-137 を考慮
Ce-144	4.7E-18	子孫核種 Pr-144,Pr-144m を考慮
Pm-147	4.8E-20	
Sm-151	5.5E-21	
Eu-154	3.9E-17	
Eu-155	9.5E-19	
U-234	1.9E-21	
U-238	2.6E-18	子孫核種 Th-234、Pa-234m を考慮
Np-237	5.8E-18	子孫核種 Pa-233 を考慮
Pu-238	5.3E-22	
Pu-239	1.5E-21	
Pu-240	5.5E-22	
Pu-241	7.5E-23	
Am-241	2.2E-19	
Cm-244	1.0E-21	

添付 XI-10

XI-3. 被ばく評価結果

以下の3ケースの外部被ばく線量評価結果について、表 6-1-22 の評価結果と比較したものを表 XI-6 に示す。

実測値の核種組成によるソースターム

- i. K4 タンク群（トリチウム以外の 29 核種の告示濃度比総和 0.26）
- ii. J1-C タンク群（トリチウム以外の 29 核種の告示濃度比総和 0.21）
- iii. J1-G タンク群（トリチウム以外の 29 核種の告示濃度比総和 0.10）

全体として、廃止措置ハンドブックの換算係数による評価と FGR15 の換算係数を用いた評価は同程度の結果となった。測定・評価対象核種選定により、廃止措置ハンドブックに換算係数が示されていない核種が減ったことで、Co-60 など保守的な換算係数の使用が減ったためと考えられる。

表 XI-6 FGR15 の線量換算係数を使用した外部被ばく線量評価結果との比較

ソースターム	実測値によるソースターム					
	i. K4 タンク群		ii. J1-C タンク群		iii. J1-G タンク群	
線量換算係数	廃止措置ハンドブック	FGR15	廃止措置ハンドブック	FGR15	廃止措置ハンドブック	FGR15
海水面	4.6E-10	3.7E-10	1.7E-10	8.6E-11	3.7E-10	2.1E-10
船体	4.9E-10	6.1E-10	1.8E-10	2.1E-10	3.7E-10	3.9E-10
遊泳中	3.2E-10	1.8E-10	1.2E-10	4.2E-11	2.5E-10	1.0E-10
海浜砂	5.4E-07	3.2E-07	2.0E-07	7.5E-08	4.3E-07	1.8E-07

XI-4. 年齢による外部被ばく評価結果の違いについて

本文にて外部被ばくの評価に使用した廃止措置ハンドブックの線量換算係数は、年齢別の係数が用意されていないが、FGR15には年齢別の係数が用意されている。6-1-3.に示した通常時の被ばく評価結果から、年齢による差異により被ばく評価結果が線量限度 1 mSv/年や線量拘束値に相当する 0.05mSv/年を超える事は考えられないが、砂浜には、幼児、乳児も大人と同程度滞在する可能性があることから、砂浜地点における外部被ばくについて試算を行った。評価手法は、XI-1 に示すとおりとし、生活習慣については、大人と同じく砂浜地点に年間 500 時間滞在し、幼児は 96 時間遊泳を行うこととした。使用した年齢別の線量換算係数を表 XI-7, 8 に示す。

計算結果は、表 XI-9 に示すとおり、幼児、乳児は成人の 1.5 倍程度の被ばくとなったが、仮にこれを考慮し、幼児、乳児の外部被ばくを成人の 1.5 倍として被ばく評価をしたとしても、外部被ばくの合計値は E-07 オーダーであることおよび内部被ばくに対して 1~3 桁小さい（本文表 6-1-21 参照）ことから、評価結果が線量限度 1mSv/年および線量拘束値 0.05mSv/年を十分下回るという結論に影響を及ぼすことはない。

表 XI-7 FGR15 を用いた遊泳、海中作業における海水からの放射線による年齢別実効線量換算係数

核種	実効線量換算係数 ((Sv/s)/(Bq/m ³))			備考
	成人	幼児	乳児	
H-3	4.6E-26	2.4E-26	6.2E-27	
C-14	3.2E-21	2.9E-21	2.8E-21	
Mn-54	1.1E-16	9.3E-17	8.0E-17	
Fe-55	2.0E-26	1.5E-26	1.2E-26	
Co-60	3.4E-16	2.9E-16	2.5E-16	
Ni-63	2.6E-23	1.4E-23	7.8E-24	
Se-79	3.7E-21	3.4E-21	3.3E-21	
Sr-90	1.2E-19	1.1E-19	1.1E-19	
Y-90	1.1E-18	1.0E-18	9.5E-19	
Tc-99	3.3E-20	3.2E-20	3.1E-20	
Ru-106	2.8E-17	2.4E-17	2.1E-17	子孫核種 Rh-106 を考慮
Sb-125	5.4E-17	4.5E-17	3.8E-17	

添付 XI-12

核種	実効線量換算係数 ((Sv/s)/(Bq/m ³))			備考
	成人	幼児	乳児	
Te-125m	1.6E-18	8.9E-19	6.0E-19	
I-129	1.3E-18	7.6E-19	5.1E-19	
Cs-134	2.0E-16	1.7E-16	1.5E-16	
Cs-137	7.6E-17	6.5E-17	5.6E-17	子孫核種 Ba-137 を考慮
Ce-144	8.7E-18	7.1E-18	6.1E-18	子孫核種 Pr-144,Pr-144m を考慮
Pm-147	1.0E-20	9.7E-21	9.4E-21	
Sm-151	2.1E-22	1.1E-22	6.1E-23	
Eu-154	1.6E-16	1.4E-16	1.2E-16	
Eu-155	6.9E-18	4.6E-18	3.9E-18	
U-234	3.3E-20	2.0E-20	1.2E-20	
U-238	4.1E-18	3.3E-18	2.9E-18	子孫核種 Th-234、Pa-234m を考慮
Np-237	3.0E-17	2.3E-17	1.9E-17	子孫核種 Pa-233 を考慮
Pu-238	2.6E-20	1.4E-20	6.6E-21	
Pu-239	1.8E-20	1.1E-20	7.3E-21	
Pu-240	2.5E-20	1.4E-20	6.5E-21	
Pu-241	1.9E-22	1.3E-22	1.1E-22	
Am-241	2.4E-18	1.5E-18	1.2E-18	
Cm-244	2.6E-20	1.5E-20	7.9E-21	

表 XI-8 FGR15 を用いた海浜砂からの放射線による年齢別実効線量換算係数

核種	実効線量換算係数 ((Sv/s)/(Bq/m ³))			備考
	成人	幼児	乳児	
H-3	3.4E-23	4.0E-23	4.6E-23	
C-14	3.1E-20	3.6E-20	4.2E-20	
Mn-54	2.6E-17	3.0E-17	3.5E-17	
Fe-55	3.4E-27	4.0E-27	4.7E-27	
Co-60	8.3E-17	9.5E-17	1.1E-16	

添付 XI-13

核種	実効線量換算係数 ((Sv/s)/(Bq/m ³))			備考
	成人	幼児	乳児	
Ni-63	4.1E-21	4.8E-21	5.5E-21	
Se-79	3.5E-20	4.1E-20	4.7E-20	
Sr-90	2.6E-19	3.1E-19	3.5E-19	
Y-90	2.3E-18	2.6E-18	3.0E-18	
Tc-99	1.0E-19	1.2E-19	1.4E-19	
Ru-106	1.0E-17	1.2E-17	1.4E-17	子孫核種 Rh-106 を考慮
Sb-125	1.2E-17	1.4E-17	1.7E-17	
Te-125m	5.1E-20	7.9E-20	1.4E-19	
I-129	7.9E-20	1.1E-19	1.7E-19	
Cs-134	4.8E-17	5.5E-17	6.4E-17	
Cs-137	1.8E-17	2.1E-17	2.5E-17	子孫核種 Ba-137 を考慮
Ce-144	4.7E-18	5.4E-18	6.2E-18	子孫核種 Pr-144,Pr-144m を考慮
Pm-147	4.8E-20	5.6E-20	6.4E-20	
Sm-151	5.5E-21	6.4E-21	7.4E-21	
Eu-154	3.9E-17	4.6E-17	5.3E-17	
Eu-155	9.5E-19	1.2E-18	1.4E-18	
U-234	1.9E-21	2.6E-21	3.5E-21	
U-238	2.6E-18	2.9E-18	3.4E-18	子孫核種 Th-234、Pa-234m を考慮
Np-237	5.8E-18	6.9E-18	8.1E-18	子孫核種 Pa-233 を考慮
Pu-238	5.3E-22	9.7E-22	1.6E-21	
Pu-239	1.5E-21	1.9E-21	2.4E-21	
Pu-240	5.5E-22	9.7E-22	1.6E-21	
Pu-241	7.5E-23	8.8E-23	1.0E-22	
Am-241	2.2E-19	2.9E-19	3.7E-19	
Cm-244	1.0E-21	1.5E-21	2.2E-21	

添付 XI-14

表 XI-9 FGR15 の線量換算係数を使用した年齢別の砂浜地点における外部被ばく

評価 ケース	ソース ターム	実測値によるソースターム		
		i. K4 タンク群	ii. J1-C タンク群	iii. J1-G タンク群
遊泳における 外部被ばく (mSv/年)	成人	1.8E-10	4.2E-11	1.0E-10
	幼児	2.1E-10	4.8E-11	1.2E-10
	乳児	—	—	—
海浜砂からの 外部被ばく (mSv/年)	成人	3.2E-07	7.5E-08	1.8E-07
	幼児	3.7E-07	8.7E-08	2.1E-07
	乳児	4.3E-07	1.0E-07	2.5E-07

添付 XI-15

参照文献

[XI-1] EPA, FEDERAL GUIDANCE REPORT NO.15 "EXTERNAL EXPOSURE TO
RADIONUCLIDES IN AIR, WATER AND SOIL", 2019

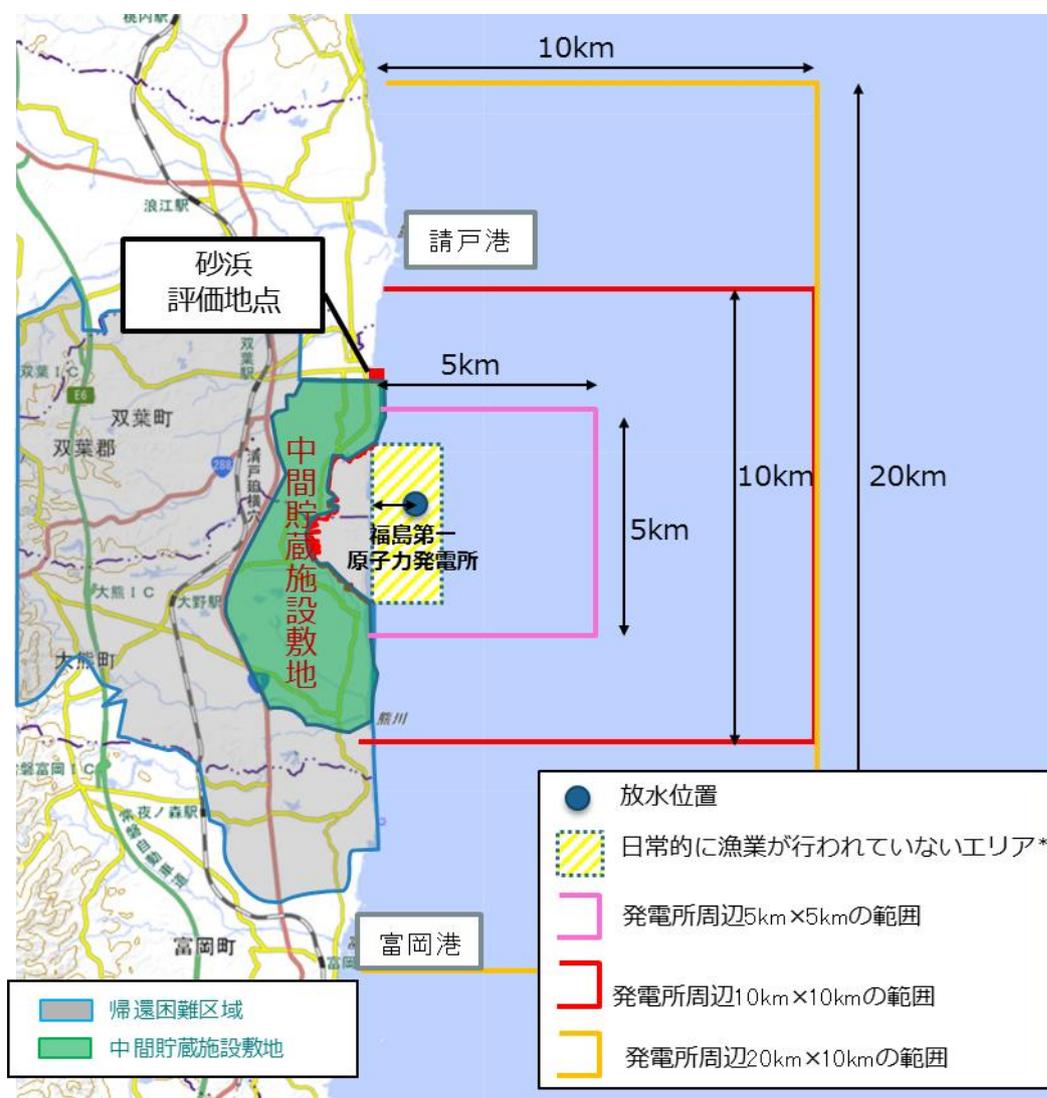
添付 XI-16

参-添2-401

添付 XII 被ばく評価に使用する海水濃度の評価範囲による影響について

被ばく評価に使用する海水中の各核種濃度は、6-1-2.(4)「被ばく評価の対象となる代表的個人の設定」においては代表的個人の特性として漁業を想定したため、最寄りの漁港までの距離（約 6km）を踏まえて発電所周辺 10km×10km の範囲の平均濃度を使用しているが、実際の代表的個人の行動には不確かさがあることから、評価対象範囲を 5km×5km、南北 20km×東西 10km と変化させ、被ばく計算を実施した。

対象とした海域の範囲は、図 XII-1 に示すとおり発電所周辺 5km×5km 圏内および発電所周辺 20km×10km 圏内とした。



* 共同漁業権非設定区域

図 XII-1 被ばく評価に使用する海水濃度の範囲による影響を確認するための評価範囲

XII-1 評価方法

6-1. 「通常時の被ばく評価」と同じ評価を実施し、評価に使用する海水濃度のみ、トリチウムの平均濃度を計算する範囲を変えて行った。

表 XII-1 に、トリチウムを年間 22 兆 Bq (2.2E+13Bq) 放出した場合の、発電所周辺 5km×5km 圏内および発電所周辺 20km×10km 圏内の年間平均濃度を示す。2014 年と 2019 年の濃度を比較し、ここではより大きな 2019 年の濃度を被ばく評価に用いることとした。

本結果と、表 6-1-1～6-1-3 に示した核種ごとの年間放出量から求めた、評価用の海水中放射性物質濃度を表 XII-2～4 に、各ソースタームにおける評価に使用する海水濃度を示す。砂浜評価点については変わらないため、遊泳、飲水、海水しぶき吸入、海浜砂からの被ばく評価に使用する海水濃度は、評価対象範囲にかかわらず同じとした。

表 XII-1 トリチウムを年間 2.2E+13Bq 放出した場合の海水中トリチウム濃度

	深さ	計算結果 (Bq/L)			評価用濃度 (Bq/L)
		2014 年 気象海象	2019 年 気象海象	差異 (%)	
発電所周辺 5km×5km 圏内 の年間平均濃度	全層	1.5E-01	1.7E-01	13	1.7E-01
	最上層	2.1E-01	2.4E-01	14	2.4E-01
発電所周辺 20km×10km 圏内 の年間平均濃度	全層	4.1E-02	4.8E-02	17	4.8E-02
	最上層	8.8E-02	1.1E-01	25	1.1E-01

**表 XII-2 評価に使用する海水濃度
(実測値 (K4 タンク群) の核種組成によるソースターム)**

対象核種	年間放出量 (Bq)	評価に使用する海水濃度 (Bq/L)			
		5km×5km 圏内全層平均	5km×5km 圏内最上層平均	20km×10km 圏内全層平均	20km×10km 圏内最上層平均
H-3	2.2E+13	1.7E-01	2.4E-01	4.8E-02	1.1E-01
C-14	2.4E+09	1.8E-05	2.6E-05	5.1E-06	1.2E-05
Mn-54	1.3E+04	1.0E-10	1.5E-10	2.9E-11	6.7E-11
Fe-55	3.3E+08	2.6E-06	3.6E-06	7.2E-07	1.7E-06
Co-60	3.5E+07	2.7E-07	3.8E-07	7.5E-08	1.7E-07
Ni-63	3.3E+08	2.6E-06	3.6E-06	7.2E-07	1.7E-06
Se-79	2.4E+08	1.8E-06	2.6E-06	5.1E-07	1.2E-06
Sr-90	3.0E+07	2.3E-07	3.3E-07	6.5E-08	1.5E-07
Y-90	3.0E+07	2.3E-07	3.3E-07	6.5E-08	1.5E-07
Tc-99	1.1E+08	8.5E-07	1.2E-06	2.4E-07	5.5E-07
Ru-106	6.6E+06	5.1E-08	7.2E-08	1.4E-08	3.3E-08
Sb-125	1.4E+07	1.0E-07	1.5E-07	2.9E-08	6.8E-08
Te-125m	1.4E+07	1.0E-07	1.5E-07	2.9E-08	6.8E-08
I-129	3.3E+08	2.6E-06	3.6E-06	7.2E-07	1.7E-06
Cs-134	1.2E+06	9.0E-09	1.3E-08	2.5E-09	5.8E-09
Cs-137	5.8E+07	4.5E-07	6.3E-07	1.3E-07	2.9E-07
Ce-144	8.3E+04	6.4E-10	9.1E-10	1.8E-10	4.2E-10
Pm-147	7.1E+06	5.5E-08	7.7E-08	1.5E-08	3.5E-08
Sm-151	1.4E+05	1.0E-09	1.5E-09	2.9E-10	6.8E-10
Eu-154	1.2E+06	9.5E-09	1.3E-08	2.7E-09	6.1E-09
Eu-155	2.4E+06	1.8E-08	2.6E-08	5.1E-09	1.2E-08
U-234	9.9E+04	7.7E-10	1.1E-09	2.2E-10	5.0E-10
U-238	9.9E+04	7.7E-10	1.1E-09	2.2E-10	5.0E-10
Np-237	9.9E+04	7.7E-10	1.1E-09	2.2E-10	5.0E-10
Pu-238	9.4E+04	7.3E-10	1.0E-09	2.1E-10	4.7E-10
Pu-239	9.9E+04	7.7E-10	1.1E-09	2.2E-10	5.0E-10
Pu-240	9.9E+04	7.7E-10	1.1E-09	2.2E-10	5.0E-10
Pu-241	3.5E+06	2.7E-08	3.8E-08	7.5E-09	1.7E-08
Am-241	9.7E+04	7.5E-10	1.1E-09	2.1E-10	4.9E-10
Cm-244	8.0E+04	6.2E-10	8.7E-10	1.7E-10	4.0E-10
対象とする 被ばく評価		漁網から 海産物摂取	海水面から 船体から	漁網から 海産物摂取	海水面から 船体から

表 XII-3 評価に使用する海水濃度

(実測値 (J1-C タンク群) の核種組成によるソースターム)

対象核種	年間放出量 (Bq)	評価に使用する海水濃度 (Bq/L)			
		5km×5km 圏内全層平均	5km×5km 圏内最上層平均	20km×10km 圏内全層平均	20km×10km 圏内最上層平均
H-3	2.2E+13	1.7E-01	2.4E-01	4.8E-02	1.1E-01
C-14	5.5E+08	4.3E-06	6.0E-06	1.2E-06	2.8E-06
Mn-54	1.6E+05	1.3E-09	1.8E-09	3.5E-10	8.1E-10
Fe-55	7.3E+07	5.7E-07	8.0E-07	1.6E-07	3.7E-07
Co-60	7.3E+06	5.7E-08	8.0E-08	1.6E-08	3.7E-08
Ni-63	2.5E+08	2.0E-06	2.8E-06	5.5E-07	1.3E-06
Se-79	4.6E+07	3.5E-07	5.0E-07	1.0E-07	2.3E-07
Sr-90	1.0E+06	8.0E-09	1.1E-08	2.3E-09	5.2E-09
Y-90	1.0E+06	8.0E-09	1.1E-08	2.3E-09	5.2E-09
Tc-99	3.7E+07	2.8E-07	4.0E-07	8.0E-08	1.8E-07
Ru-106	8.3E+06	6.4E-08	9.0E-08	1.8E-08	4.1E-08
Sb-125	3.7E+06	2.8E-08	4.0E-08	8.0E-09	1.8E-08
Te-125m	3.7E+06	2.8E-08	4.0E-08	8.0E-09	1.8E-08
I-129	3.7E+07	2.8E-07	4.0E-07	8.0E-08	1.8E-07
Cs-134	1.0E+06	7.8E-09	1.1E-08	2.2E-09	5.0E-09
Cs-137	5.2E+06	4.0E-08	5.7E-08	1.1E-08	2.6E-08
Ce-144	2.0E+06	1.5E-08	2.1E-08	4.3E-09	9.8E-09
Pm-147	1.3E+07	9.9E-08	1.4E-07	2.8E-08	6.4E-08
Sm-151	3.4E+05	2.6E-09	3.7E-09	7.3E-10	1.7E-09
Eu-154	2.9E+06	2.2E-08	3.1E-08	6.3E-09	1.4E-08
Eu-155	7.3E+06	5.7E-08	8.0E-08	1.6E-08	3.7E-08
U-234	9.8E+05	7.6E-09	1.1E-08	2.1E-09	4.9E-09
U-238	9.8E+05	7.6E-09	1.1E-08	2.1E-09	4.9E-09
Np-237	9.8E+05	7.6E-09	1.1E-08	2.1E-09	4.9E-09
Pu-238	9.8E+05	7.6E-09	1.1E-08	2.1E-09	4.9E-09
Pu-239	9.8E+05	7.6E-09	1.1E-08	2.1E-09	4.9E-09
Pu-240	9.8E+05	7.6E-09	1.1E-08	2.1E-09	4.9E-09
Pu-241	3.4E+07	2.6E-07	3.7E-07	7.3E-08	1.7E-07
Am-241	9.8E+05	7.6E-09	1.1E-08	2.1E-09	4.9E-09
Cm-244	9.2E+05	7.1E-09	1.0E-08	2.0E-09	4.6E-09
対象とする被ばく評価		漁網から海産物摂取	海水面から船体から	漁網から海産物摂取	海水面から船体から

表 XII-4 評価に使用する海水濃度

(実測値 (J1-G タンク群) の核種組成によるソースターム)

対象核種	年間放出量 (Bq)	評価に使用する海水濃度 (Bq/L)			
		5km×5km 圏内全層平均	5km×5km 圏内最上層平均	20km×10km 圏内全層平均	20km×10km 圏内最上層平均
H-3	2.2E+13	1.7E-01	2.4E-01	4.8E-02	1.1E-01
C-14	1.5E+09	1.1E-05	1.6E-05	3.2E-06	7.3E-06
Mn-54	5.0E+05	3.8E-09	5.4E-09	1.1E-09	2.5E-09
Fe-55	2.2E+08	1.7E-06	2.4E-06	4.8E-07	1.1E-06
Co-60	1.6E+07	1.2E-07	1.7E-07	3.4E-08	7.8E-08
Ni-63	8.0E+08	6.2E-06	8.7E-06	1.7E-06	4.0E-06
Se-79	1.4E+08	1.1E-06	1.5E-06	3.0E-07	6.9E-07
Sr-90	2.8E+06	2.1E-08	3.0E-08	6.0E-09	1.4E-08
Y-90	2.8E+06	2.1E-08	3.0E-08	6.0E-09	1.4E-08
Tc-99	1.2E+08	9.2E-07	1.3E-06	2.6E-07	6.0E-07
Ru-106	8.6E+06	6.7E-08	9.4E-08	1.9E-08	4.3E-08
Sb-125	6.9E+06	5.3E-08	7.5E-08	1.5E-08	3.4E-08
Te-125m	6.9E+06	5.3E-08	7.5E-08	1.5E-08	3.4E-08
I-129	3.0E+07	2.3E-07	3.3E-07	6.6E-08	1.5E-07
Cs-134	2.8E+06	2.1E-08	3.0E-08	6.0E-09	1.4E-08
Cs-137	2.8E+07	2.2E-07	3.1E-07	6.2E-08	1.4E-07
Ce-144	6.0E+06	4.6E-08	6.5E-08	1.3E-08	3.0E-08
Pm-147	3.5E+07	2.7E-07	3.8E-07	7.6E-08	1.7E-07
Sm-151	9.0E+05	6.9E-09	9.8E-09	2.0E-09	4.5E-09
Eu-154	7.7E+06	6.0E-08	8.4E-08	1.7E-08	3.9E-08
Eu-155	1.1E+07	8.5E-08	1.2E-07	2.4E-08	5.5E-08
U-234	2.6E+06	2.0E-08	2.8E-08	5.6E-09	1.3E-08
U-238	2.6E+06	2.0E-08	2.8E-08	5.6E-09	1.3E-08
Np-237	2.6E+06	2.0E-08	2.8E-08	5.6E-09	1.3E-08
Pu-238	2.5E+06	1.9E-08	2.7E-08	5.4E-09	1.2E-08
Pu-239	2.6E+06	2.0E-08	2.8E-08	5.6E-09	1.3E-08
Pu-240	2.6E+06	2.0E-08	2.8E-08	5.6E-09	1.3E-08
Pu-241	8.2E+07	6.3E-07	8.9E-07	1.8E-07	4.1E-07
Am-241	2.6E+06	2.0E-08	2.8E-08	5.6E-09	1.3E-08
Cm-244	2.4E+06	1.8E-08	2.6E-08	5.2E-09	1.2E-08
対象とする被ばく評価		漁網から海産物摂取	海水面から船体から	漁網から海産物摂取	海水面から船体から

XII-2 評価結果

評価結果を表 XII-5～10 に示す。評価対象範囲を 10km×10km とした場合の評価結果 0.000002 (2E-06) ～0.00003 (3E-05) mSv/年に対し、5km×5km とした場合、0.000005 (5E-06) ～0.00009 (9E-05) mSv/年と、約 3 倍の値となった。

さらに、評価対象範囲を 20km×10km とした場合、0.000002 (2E-06) ～0.00003 (3E-05) mSv/年と、10km×10km の場合とほとんど変わらなかった。

いずれの場合も一般公衆の線量限度 1mSv/年はもとより、線量拘束値に相当する国内の原子力発電所に対する線量目標値 0.05mSv/年も大きく下回る結果は変わらなかった。

また、実効線量係数が大きく、内部被ばくの評価値が高くなる傾向のある乳児においても、海産物摂取による内部被ばくの評価結果は成人の値を超えることは無く、評価対象範囲を 10km×10km とした場合の 0.0000017 (1.7E-06) ～0.000032 (3.2E-05) mSv/年に対し、5km×5km とした場合、0.0000052 (5.2E-06) ～0.000097 (9.7E-05) mSv/年と、約 3 倍の値となった。

さらに、評価対象範囲を 20km×10km とした場合は、0.0000015 (1.5E-06) ～0.000027 (2.7E-05) mSv/年と、10km×10km の場合に比べて低下した。

表 XII-5 人に関する被ばく評価結果（実測値（K4 タンク群）によるソースターム）

評価 ケース	濃度の評価 範囲	10km×10km		5km×5km		20km×10km	
	海産物 摂取量	平均的	多い	平均的	多い	平均的	多い
外部 被ばく (mSv/ 年)	海水面	4.6E-10		9.2E-10		4.2E-10	
	船体	4.9E-10		9.9E-10		4.5E-10	
	遊泳中	3.2E-10		3.2E-10		3.2E-10	
	海浜砂	5.4E-07		5.4E-07		5.4E-07	
	漁網	1.1E-07		3.2E-07		9.0E-08	
内部 被ばく (mSv/年)	飲水	3.4E-07		3.4E-07		3.4E-07	
	しぶき 吸入	9.2E-10		9.2E-08		9.2E-08	
	海産物 摂取	6.9E-06	3.1E-05	2.1E-05	9.3E-05	5.9E-06	2.6E-05
合計 (mSv/年)		8E-06	3E-05	2E-05	9E-05	7E-06	3E-05

表 XII-6 人に関する被ばく評価結果（実測値（J1-C タンク群）によるソースターム）

評価 ケース	濃度の評価 範囲	10km×10km		5km×5km		20km×10km	
	海産物 摂取量	平均的	多い	平均的	多い	平均的	多い
外部 被ばく (mSv/年)	海水面	1.7E-10		3.4E-10		1.6E-10	
	船体	1.8E-10		3.5E-10		1.6E-10	
	遊泳中	1.2E-10		1.2E-10		1.2E-10	
	海浜砂	2.0E-07		2.0E-07		2.0E-07	
	漁網	3.9E-08		1.2E-07		3.4E-08	
内部 被ばく (mSv/年)	飲水	3.1E-07		3.1E-07		3.1E-07	
	しぶき 吸入	1.9E-07		1.9E-07		1.9E-07	
	海産物 摂取	1.2E-06	5.5E-06	3.8E-06	1.7E-05	1.1E-06	4.7E-06
合計 (mSv/年)		2E-06	6E-06	5E-06	2E-05	2E-06	5E-06

表 XII-7 人に関する被ばく評価結果（実測値（J1-G タンク群）によるソースターム）

評価 ケース	濃度の評価 範囲	10km×10km		5km×5km		20km×10km	
	海産物 摂取量	平均的	多い	平均的	多い	平均的	多い
外部 被ばく (mSv/年)	海水面	3.7E-10		7.3E-10		3.4E-10	
	船体	3.7E-10		7.3E-10		3.4E-10	
	遊泳中	2.5E-10		2.5E-10		2.5E-10	
	海浜砂	4.3E-07		4.3E-07		4.3E-07	
	漁網	8.3E-08		2.5E-07		7.1E-08	
内部 被ばく (mSv/年)	飲水	3.1E-07		3.1E-07		3.1E-07	
	しぶき 吸入	3.8E-07		3.8E-07		3.8E-07	
	海産物 摂取	2.6E-06	1.1E-05	7.8E-06	3.4E-05	2.2E-06	9.5E-06
合計 (mSv/年)		4E-06	1E-05	9E-06	4E-05	3E-06	1E-05

表 XII-8 年齢別の内部被ばく評価結果（実測値（K4 タンク群）によるソースターム）

評価 ケース	濃度の評価 範囲	10km×10km		5km×5km		20km×10km	
	海産物 摂取量	平均的	多い	平均的	多い	平均的	多い
飲水による 内部被ばく (mSv/年)	成人	3.4E-07		3.4E-07		3.4E-07	
	幼児	5.8E-07		5.8E-07		5.8E-07	
	乳児	-		-		-	
水しぶきの 吸入による 内部被ばく (mSv/年)	成人	9.2E-08		9.2E-08		9.2E-08	
	幼児	6.0E-08		6.0E-08		6.0E-08	
	乳児	3.9E-08		3.9E-08		3.9E-08	
海産物摂取に よる 内部被ばく (mSv/年)	成人	6.9E-06	3.1E-05	2.1E-05	9.3E-05	5.9E-06	2.6E-05
	幼児	7.8E-06	3.6E-05	2.4E-05	1.1E-04	6.7E-06	3.1E-05
	乳児	6.9E-06	3.2E-05	2.1E-05	9.7E-05	5.9E-06	2.7E-05

表 XII-9 年齢別の内部被ばく評価結果（実測値（J1-Cタンク群）によるソースターム）

評価 ケース	濃度の評価 範囲	10km×10km		5km×5km		20km×10km	
	海産物 摂取量	平均的	多い	平均的	多い	平均的	多い
飲水による 内部被ばく (mSv/年)	成人	3.1E-07		3.1E-07		3.1E-07	
	幼児	5.3E-07		5.3E-07		5.3E-07	
	乳児	-		-		-	
水しぶきの 吸入による 内部被ばく (mSv/年)	成人	1.9E-07		1.9E-07		1.9E-07	
	幼児	1.1E-07		1.1E-07		1.1E-07	
	乳児	6.2E-08		6.2E-08		6.2E-08	
海産物摂取に よる 内部被ばく (mSv/年)	成人	1.2E-06	5.5E-06	3.8E-06	1.7E-05	1.1E-06	4.7E-06
	幼児	1.5E-06	6.8E-06	4.6E-06	2.1E-05	1.3E-06	5.9E-06
	乳児	1.7E-06	8.1E-06	5.2E-06	2.4E-05	1.5E-06	6.9E-06

表 XII-10 年齢別の内部被ばく評価結果（実測値（J1-G タンク群）によるソースターム）

評価 ケース	濃度の評価 範囲	10km×10km		5km×5km		20km×10km	
	海産物 摂取量	平均的	多い	平均的	多い	平均的	多い
飲水による 内部被ばく (mSv/年)	成人	3.1E-07		3.1E-07		3.1E-07	
	幼児	5.4E-07		5.4E-07		5.4E-07	
	乳児	-		-		-	
水しぶきの 吸入による 内部被ばく (mSv/年)	成人	3.8E-07		3.8E-07		3.8E-07	
	幼児	2.0E-07		2.0E-07		2.0E-07	
	乳児	1.1E-07		1.1E-07		1.1E-07	
海産物摂取に よる 内部被ばく (mSv/年)	成人	2.6E-06	1.1E-05	7.8E-06	3.4E-05	2.2E-06	9.5E-06
	幼児	3.6E-06	1.6E-05	1.1E-05	4.9E-05	3.1E-06	1.4E-05
	乳児	4.6E-06	2.2E-05	1.4E-05	6.6E-05	3.9E-06	1.9E-05

添付 XIII ALPS 処理水の分析における不確かさの適用について

ALPS 処理水の分析には、従来から広く当社発電所において使用されているガンマ線放出核種等に対する分析手法と、震災後に導入された、燃料デブリとの接触による冷却水中の注目核種の変化に着目し、発電所廃棄物や研究施設廃棄物の放射能濃度確認分析として JAEA が開発してきた実績のある分析手法がある。特に、震災後の変更された、あるいは新たに採用された手法では、意図した分析が行われていることや得られた分析値が適当であることを確認する必要がある。

ALPS 処理水の分析値は、処理水排水の運転管理、環境への影響度合いを測る情報となるため、その分析値が持つバラつき度合いを把握した上で管理・評価することが必要である。このバラつきの度合いは、試料分取量、分析器具・機器の校正や使用環境、前処理など、分析プロセスの個々の特徴を把握・評価し、エラーバーなどに数値化した「拡張不確かさ」を用いて、分析手法が持つ不確かさの評価を行うとともに、当社が依頼する第三者における分析結果との突合せ方法まで検討を行った。

XIII-1 拡張不確かさの評価方法

拡張不確かさの評価は、以下の手順 [1]による。

ステップ 1：測定モデルの作成

測定量である放射能濃度とそれが依存する入力量（測定器における計数、試料量、補正計数など）の関係を明示する。

ステップ 2：不確かさ要因の抽出

測定手順を明確化し、考えられる不確かさの潜在的要因を要因図、要因まとめ表といったものにリスト化する。

ステップ 3：不確かさ成分の定量

確認された潜在的要因に付随する不確かさの成分の大きさをバジェットシートを用いて推定する。

ステップ 4：合成標準不確かさの計算

各潜在的要因における不確かさの寄与の大きさを標準偏差で表し、一般的なルールに従い合成標準不確かさを算出する。

ステップ 5：拡張不確かさの算出

合成標準不確かさに包含計数 k を乗ずることで拡張不確かさを求め、測定結果に併記する。

XIII-1-1 ステップ 1:測定モデルの作成

このステップでは、測定量である放射能濃度と、それが依存する測定器における計数、測定した試料量、各核種の半減期補正係数などの入力量の関係を明示する。

例えば、Ge 半導体検出装置によるガンマ線放出核種測定の場合、放射能濃度は以下の入力量の関数で表される。

$$C_{\gamma} = f(x_1, x_2 \dots) = f(X, Y, Z, E, V) = \frac{X \times Z}{\left(\frac{E}{100}\right) \times \left(\frac{Y}{100}\right) \times V}$$

ここで、

$f(x_1, x_2 \dots)$ ：放射能濃度を導出する関数

X, Y, Z, E, V ：放射能濃度を求めるために必要な入力量

であり、かつ、

C_{γ} ：ガンマ線放出核種放射能濃度 (Bq/L)

E ：当該エネルギーガンマ線のピーク効率 (%)

X ：当該ピーク試料正味計数率 (cps)

Y ：当該核種における当該ピークエネルギーガンマ線放出率 (%)

Z ：半減期補正係数 (-)

V ：試料分取量 (L)

である。

XIII-1-2 ステップ 2:不確かさ要因の抽出

このステップでは、各測定方法の測定手順を明確化し、考えられる不確かさの要因を要因図とまとめ表に取りまとめる。

要因図については、放射能測定法シリーズ7（ガンマ核種）の不確かさ評価を参考に抽出を行った。以下に Ge 半導体検出装置によるガンマ線放出核種測定の場合の例を示す。

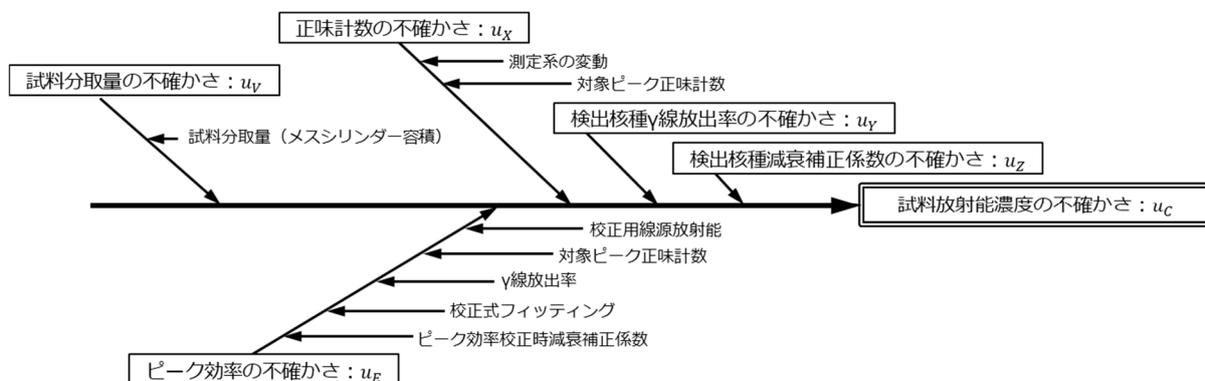


図 XIII-1 Ge 半導体検出装置によるガンマ線放出核種測定の不確かさ要因図

表 XIII-1 Ge 半導体検出装置によるガンマ線放出核種測定の不確かさ要因まとめ表

主要因	記号	要因の内訳
試料分取量	u_V	試料分取量（メスシリンダー容積）
ピーク効率	u_E	校正使用線源放射能、校正線源ピーク正味計数、校正線源ピークガンマ線放出率 校正式フィッティング、ピーク効率校正時減衰補正係数
正味計数	u_X	測定系の変動、対象ピーク正味計数
ガンマ線放出率	u_Y	検出核種ガンマ線放出率
減衰補正係数	u_Z	半減期

XIII-1-3 ステップ 3:不確かさ成分の定量

ステップ 2 にて抽出された不確かさ要因を、下記のタイプ A またはタイプ B のいずれかにより定量的に評価を行い、各要因に対する標準不確かさを求める。

タイプ A：繰り返し測定により実際にデータを取得し、そのバラつきから標準偏差を定量する方法

タイプ B：文献、製造元規格値、校正証明書など、入手できる情報を元に標準偏差を定量する方法

例えば、試料分取量の標準不確かさ u_V について、繰り返し測定によるタイプ A と製造元規格値によるタイプ B の二つの評価手法により試料分取量の標準不確かさを下記のように算出した。

表 XIII-2 試料分取量の標準不確かさの定量

主要因	不確かさ要因	不確かさ略号	タイプ	不確かさ評価方法
試料分取量 不確かさ		u_V	-	$u_V = \sqrt{u_{V1}^2 + u_{V2}^2}$
	測定試料分取量 (メスシリンダー) 計測値	u_{V1}	B	製造元規格値から算出
		u_{V2}	A	繰り返し測定の標準偏差

XIII-1-4 ステップ 4: 合成標準不確かさの計算

上記ステップ 3 までの作業で得られた標準不確かさを、不確かさの伝搬則により合成し、測定結果の標準不確かさを算出する。

不確かさの伝搬則は、下式により与えられる。

$$u_C = \sqrt{\sum_{i=1}^n \left\{ \frac{\partial f}{\partial x_i} u(x_i) \right\}^2}$$

ここで、

u_C : 放射能濃度の合成標準不確かさ

$u(x_i)$: 入力量 x_1, x_2, \dots, x_n の標準不確かさ

である。

Ge 半導体検出装置によるガンマ線放出核種測定を例に、ステップ 3 までに得られた標準不確かさを、上記不確かさの伝搬則により合成すると、以下のとおりとなる。

$$u_V = \sqrt{\left(\frac{\partial f}{\partial V} u_V \right)^2 + \left(\frac{\partial f}{\partial E} u_E \right)^2 + \left(\frac{\partial f}{\partial X} u_X \right)^2 + \left(\frac{\partial f}{\partial Y} u_Y \right)^2 + \left(\frac{\partial f}{\partial Z} u_Z \right)^2}$$

ここで、

u_V : ガンマ線放出核種の放射能濃度の合成標準不確かさ

である。

XIII-1-5 ステップ 5 : 拡張不確かさの算出

このステップでは、ステップ 4 で得られた合成標準不確かさに、信頼の水準を反映する係数である包含係数「 k 」を乗じることにより拡張不確かさを求め、測定結果に併記する。

包含係数には、信頼水準に特に要求がない場合には標準的に $k=2$ が使用される（特別な要求がある場合には適切な包含係数を用いる）。

なお、管理されている測定の測定結果のばらつきは、ほとんどの場合正規分布に従うと考えられ [2]、その場合には $k=2$ とすれば信頼の水準の確率が約 95%（すなわち 95%信頼区間）となる。つまり、その測定方法による測定結果を C とし、拡張不確かさ $U_C = 2u_C$ が得られた場合、測定結果は潜在的に約 95%の確率で区間 $[C - U_C, C + U_C]$ にばらつきを持つことを意味している。

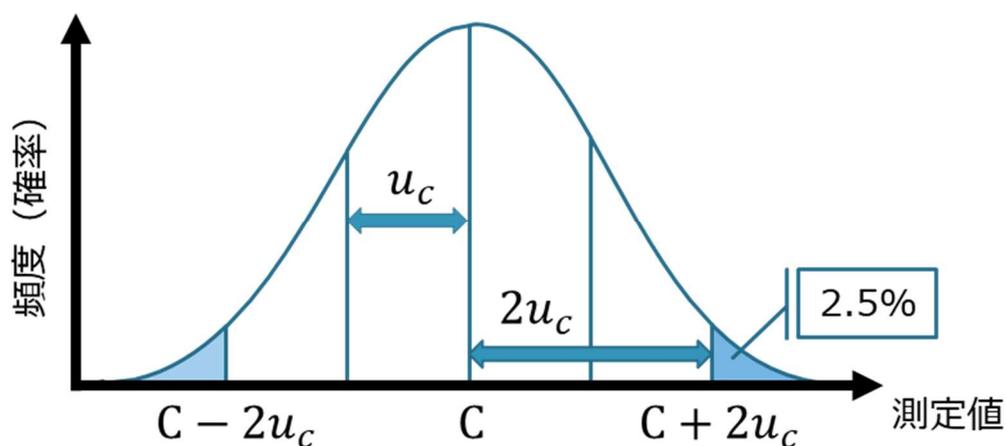


図 XIII-2 測定値と拡張不確かさとの関係

XIII-2 拡張不確かさ要因の評価結果

本章では、ALPS 処理水の分析に対して抽出した不確かさ要因に対する評価結果を示す。Ge 半導体検出装置、液体シンチレーション計数装置、アルファ線自動測定装置などの放射能測定による不確かさは、放射能測定法シリーズ 7（ガンマ核種）の不確かさ評価を参考に実施した。一方、I-129、Tc-99 といった ICP-MS による測定の不確かさの評価は、ICP-MS 検量線を用いた一般金属分析の不確かさ評価を参考に実施した。

また、不検出核種の不確かさ評価については、検出下限値より小さい範囲（0～検出下限値）に測定または評価値があると推定されることから、放出管理が保守的に実施できるよう、検出下限値近傍に測定値があるものとした。

すでに、Ge 半導体検出装置によるガンマ線放出核種測定の不確かさ要因は、図 XIII-1 および表 XIII-1 にて示した。以下では、それ以外の方法の不確かさ要因について示す。

XIII-2-1 液体シンチレーション計数装置（LSC）によるトリチウム放射能濃度測定の不確かさ

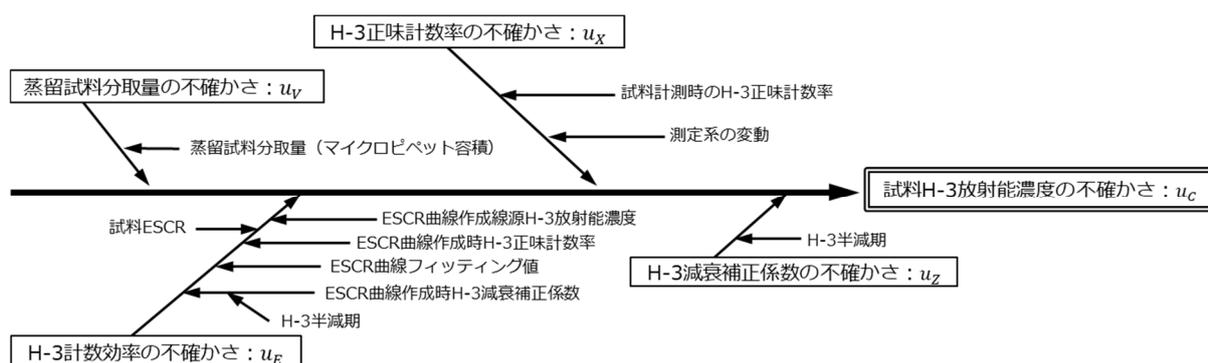


図 XIII-3 LSC によるトリチウム放射能濃度測定の不確かさ要因

表 XIII-3 LSC によるトリチウム放射能濃度測定の不確かさ要因まとめ表

主要因	記号	要因の内訳
蒸留試料分取量	u_v	蒸留試料分取量（マイクロピペット容積）
H-3 計数効率	u_E	（ESCR 曲線作成時）H-3 放射能濃度、H-3 正味計数、曲線フィッティング値 H-3 減衰補正
H-3 正味計数率	u_x	測定系の変動、H-3 正味計数
H-3 減衰補正係数	u_z	半減期

XIII-2-2 液体シンチレーション計数装置 (LSC) による炭素 14 放射能濃度測定の不確かさ

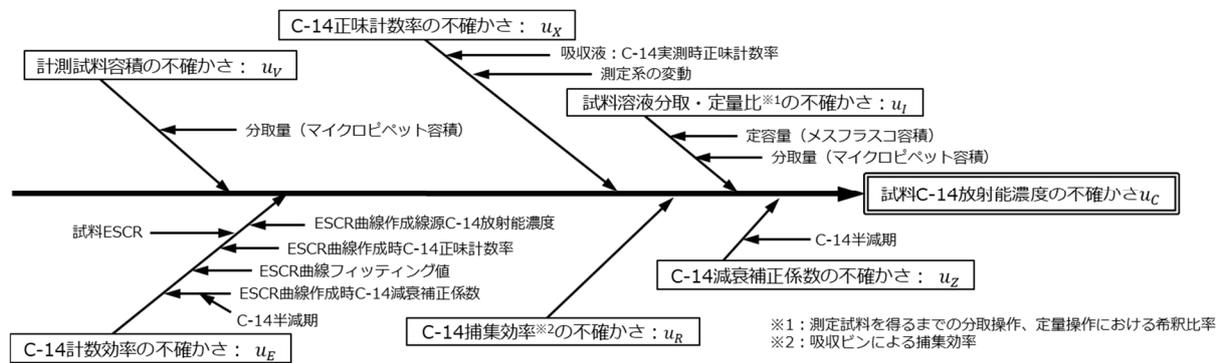


図 XIII-4 LSC による C-14 放射能濃度測定の不確かさ要因

表 XIII-4 LSC による C-14 放射能濃度測定の不確かさ要因まとめ表

主要因	記号	要因の内訳
計測試料容積	u_V	分取量 (マイクロピペット容積)
C-14 計数効率	u_E	(ESCR 曲線作成時) C-14 放射能濃度、C-14 正味計数、曲線フィッティング値、C-14 減衰補正
C-14 正味計数率	u_X	測定系の変動、C-14 正味計数
C-14 捕集効率	u_R	C-14 正味計数率 (捕集瓶 1、捕集瓶 2)
試料溶液分取・定量比	u_I	分取量 (マイクロピペット容積)、定容量 (メスフラスコ容積)
C-14 減衰補正係数	u_Z	半減期

XIII-2-3 液体シンチレーション計数装置 (LSC) によるニッケル 63 放射能濃度測定の不確かさ

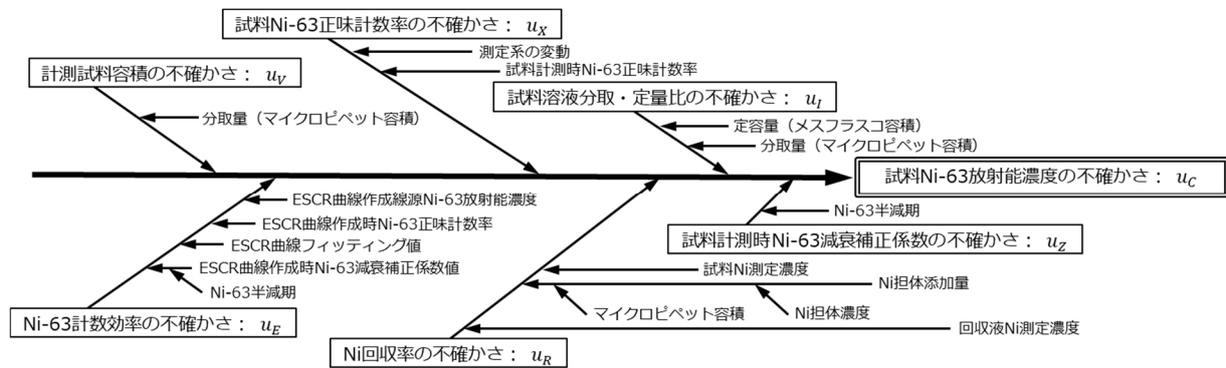


図 XIII-5 LSC による Ni-63 放射能濃度測定の不確かさ要因

表 XIII-5 LSC による Ni-63 放射能濃度測定の不確かさ要因まとめ表

主要因	記号	要因の内訳
計測試料容積	u_v	分取量 (マイクロピペット容積)
Ni-63 計数効率	u_E	(ESCR 曲線作成時) Ni-63 放射能濃度、Ni-63 正味計数 曲線フィッティング値、Ni-63 減衰補正
Ni-63 正味計数率	u_X	測定系の変動、Ni-63 正味計数
Ni 回収率	u_R	回収液 Ni 濃度、Ni 担体添加量、試料 Ni 濃度
試料溶液分取・定量比	u_I	分取量 (マイクロピペット容積)、定容量 (メスフラスコ容積)
Ni-63 減衰補正係数	u_Z	半減期

XIII-2-4 液体シンチレーション計数装置 (LSC) によるカドミウム 113m 放射能濃度測定の不確かさ

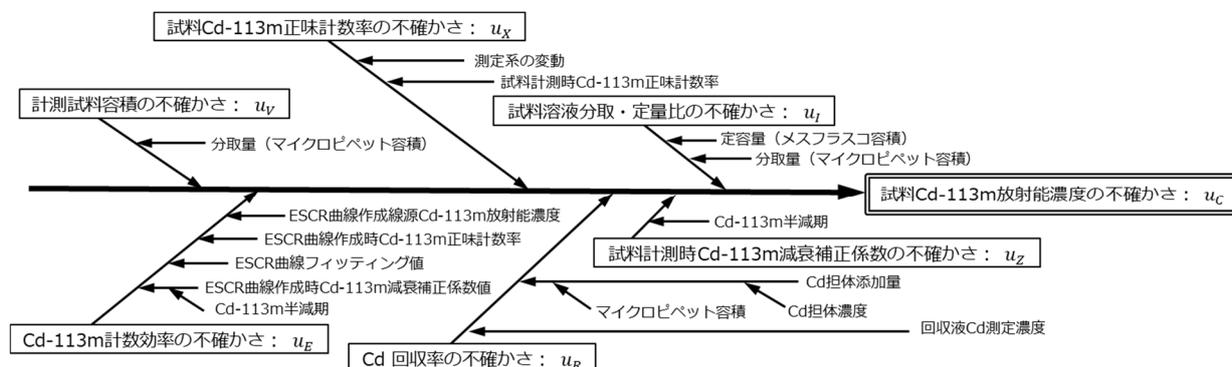


図 XIII-6 LSC による Cd-113m 放射能濃度測定の不確かさ要因

表 XIII-6 LSC による Cd-113m 放射能濃度測定の不確かさ要因まとめ表

主要因	記号	要因の内訳
計測試料容積	u_V	分取量 (マイクロピペット容積)
Cd-113m 計数効率	u_E	(ESCR 曲線作成時) C-14 放射能濃度、C-14 正味計数、曲線フィッティング値、C-14 減衰補正 (Cd-113m 校正線源の代替推定)
Cd-113m 正味計数率	u_X	測定系の変動、Cd-113m 正味計数
Cd 回収率	u_R	回収液 Cd 濃度、Cd 担体添加量
試料溶液分取・定量比	u_I	分取量 (マイクロピペット容積)、定容量 (メスフラスコ容積)
Cd-113m 減衰補正係数	u_Z	半減期

XIII-2-5 ICP-MS によるヨウ素 129 放射能濃度測定の不確かさ

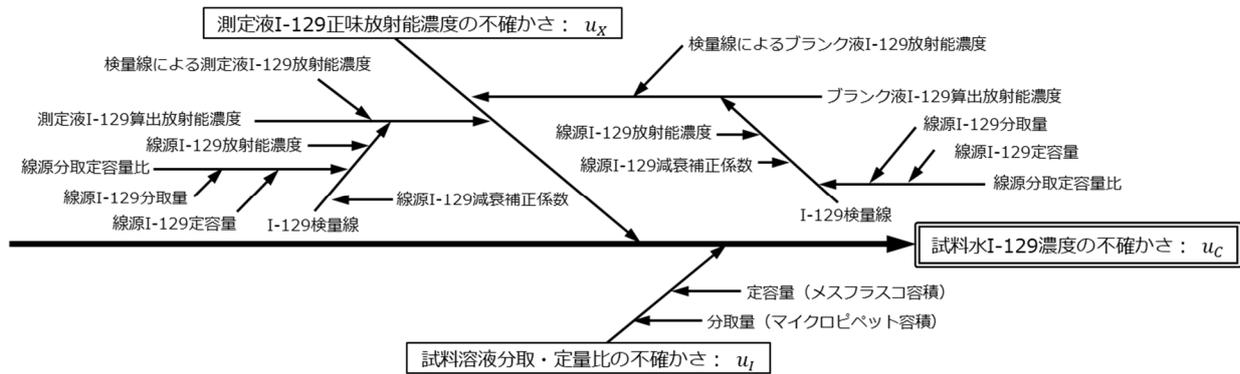


図 XIII-6 ICP-MS による I-129 放射能濃度測定の不確かさ要因

表 XIII-6 ICP-MS による I-129 放射能濃度測定の不確かさ要因まとめ表

主要因	記号	要因の内訳
測定液 T-129 正味放射能濃度	u_x	ブランク液 I-129 算出放射能濃度、測定液 I-129 算出放射能濃度
試料溶液分取・定量比	u_f	分取量 (マイクロピペット容積)、定容量 (メスフラスコ容積)

XIII-2-6 ICP-MS によるテクネチウム 99 放射能濃度測定の不確かさ

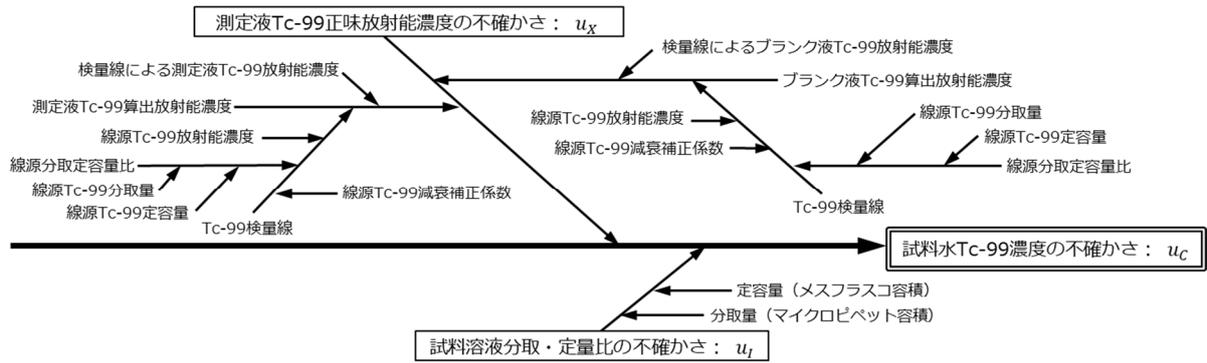


図 XIII-7 ICP-MS による Tc-99 放射能濃度測定の不確かさ要因

表 XIII-7 ICP-MS による Tc-99 放射能濃度測定の不確かさ要因まとめ表

主要因	記号	要因の内訳
測定液 Tc-99 正味放射能濃度	u_x	ブランク液 Tc-99 算出放射能濃度、測定液 Tc-99 算出放射能濃度
試料溶液分取・定量比	u_l	分取量 (マイクロピペット容積)、定容量 (メスフラスコ容積)

XIII-2-7 ベータ核種分析装置によるストロンチウム 89 および 90 放射能濃度測定の不確かさ

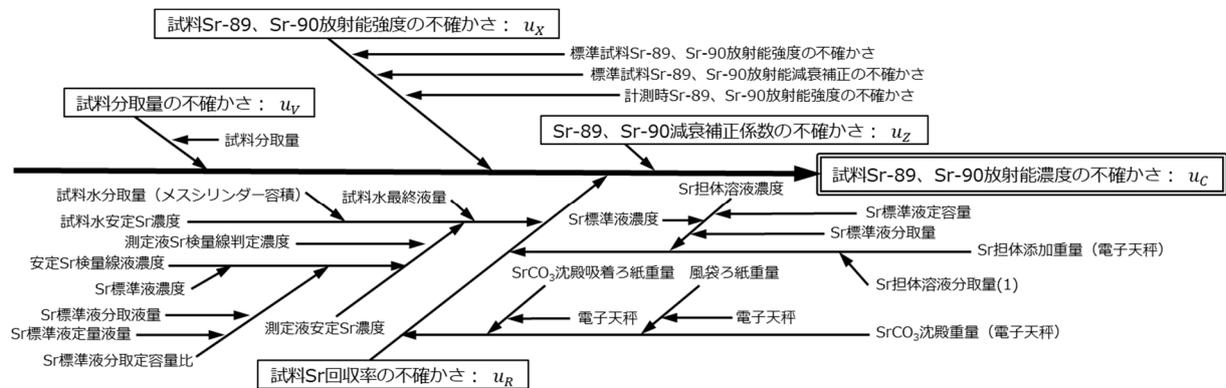


図 XIII-8 ベータ核種分析装置による Sr-89/90 放射能濃度測定の不確かさ要因

表 XIII-8 ベータ核種分析装置による Sr-89/90 放射能濃度測定の不確かさ要因まとめ表

主要因	記号	要因の内訳
試料分取量	u_V	試料分取量 (メスシリンダー容積)
試料 Sr-89、 Sr-90 放射能強度	u_X	標準試料 Sr-89、Sr-90 放射能強度、標準試料 Sr-89、Sr-90 放射能減衰補正、計測時 Sr-89、Sr-90 放射能強度
試料 Sr 回収率	u_R	SrCO ₃ 沈殿重量、試料水安定 Sr 濃度、Sr 担体添加量
Sr-89、 Sr-90 減衰補正係数	u_Z	半減期

XIII-2-8 アルファ自動測定装置によるアルファ線放出核種放射能濃度測定の不確かさ

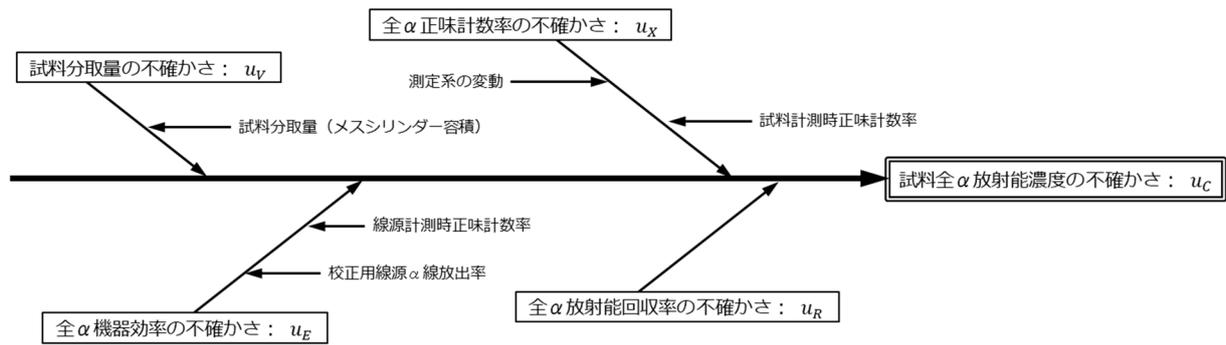


図 XIII-9 アルファ自動測定装置によるアルファ線放出核種放射能濃度測定の不確かさ要因

表 XIII-9 アルファ自動測定装置によるアルファ線放出核種放射能濃度測定の不確かさ要因まとめ表

主要因	記号	要因の内訳
試料分取量	u_V	試料分取量 (メスシリンダー容積)
全 α 機器効率	u_E	線源計測時正味計数率、校正用線源 α 線放出率
全 α 正味計数	u_X	測定系の変動、試料計測時正味計数率
全 α 放射能回収率	u_R	—

XIII-3 拡張不確かさの評価結果

本章では、J1-C タンク群の放射能濃度測定を元に算出した拡張不確かさの例を、測定方法ごとに示す。いずれの場合も包含係数 $k=2$ としている。

表 XIII-10 Ge 半導体検出装置によるガンマ線放出核種放射能濃度測定の不確かさの例

核種	測定結果 C (J1-C タンク群)	拡張不確かさ u_c	核種	測定結果 C (J1-C タンク群)	拡張不確かさ u_c
	単位 : Bq/L	単位 : Bq/L		単位 : Bq/L	単位 : Bq/L
Ru-106	1.43E+00	3.7E-01	Ce-144	< 5.69E-01	4.0E-01
Cd-115m	< 2.70E+00	2.6E+00	Eu-154	< 1.14E-01	7.7E-02
Sb-125	2.26E-01	1.0E-01	Eu-155	< 3.36E-01	2.3E-01
Cs-134	< 7.60E-02	5.2E-02	Mn-54	< 3.83E-02	2.6E-02
Cs-137	1.85E-01	4.1E-02	Co-60	3.33E-01	6.1E-02

表 XIII-11 LSC による放射能濃度測定の不確かさの例

核種	測定結果 C (J1-C タンク群)	拡張不確かさ u_c	核種	測定結果 C (J1-C タンク群)	拡張不確かさ u_c
	単位 : Bq/L	単位 : Bq/L		単位 : Bq/L	単位 : Bq/L
H-3	8.22E+05	4.8E+04	Ni-63	< 8.45E+00	3.7E-01
C-14	1.76E+01	4.6E+00	Cd-113m	< 8.52E-02	3.8E-03

表 XIII-12 ICP-MS による放射能濃度測定の不確かさの例

核種	測定結果 C (J1-C タンク群)	拡張不確かさ u_c	核種	測定結果 C (J1-C タンク群)	拡張不確かさ u_c
	単位 : Bq/L	単位 : Bq/L		単位 : Bq/L	単位 : Bq/L
I-129	1.16E+00	1.8E-01	Tc-99	< 1.23E+00	1.6E-02

表 XIII-13 ベータ核種分析装置による放射能濃度測定の不確かさの例

核種	測定結果 C (J1-C タンク群)	拡張不確かさ u_c	核種	測定結果 C (J1-C タンク群)	拡張不確かさ u_c
	単位 : Bq/L	単位 : Bq/L		単位 : Bq/L	単位 : Bq/L
Sr-89	< 5.36E-02	9.7E-03	Sr-90	3.57E-02	1.1E-02

表 XIII-14 アルファ自動測定装置による放射能濃度測定の不確かさの例

核種	測定結果 C (J1-C タンク群)	拡張不確かさ u_C
	単位 : Bq/L	単位 : Bq/L
全 α 放射能	< 3.25E-02	6.4E-03

XIII-4 当社分析結果と当社の指名する第三者が分析した結果との比較方法

放射能濃度測定は、測定対象となる放射性物質の崩壊（壊変とも呼ばれる）が確率事象であること、分析手順や使用資機材が異なることなどから、同じ試料を測定したとしても、必ずしも同一の放射能濃度が得られるわけではない。

これら測定系が異なる複数の測定結果を比較し、分析結果の妥当性を評価するため、この拡張不確かさをを用いる。

これを図に表したものが、下記図 XIII-10 である。オレンジ色の当社分析結果と水色の第三者分析結果自体は(a)と(b)の両ケースでまったく同一であるが、拡張不確かさを示すエラーバーの長さが異なる。

(a)のケースのように、包含係数 $k=2$ にて各分析機関での分析結果ごとに拡張不確かさを評価し、これを分析結果から加除することによって得られる信頼区間（通常エラーバーにて示される）内に、比較対象となる機関ごとにお互いに重複する区間がある場合には、同一の結果が得られていると評価する。

一方、同じ計測値が得られている場合でも、(b)のケースのようにエラーバーが重なっていない場合には、この二つの評価結果は一致していないとして取り扱う。

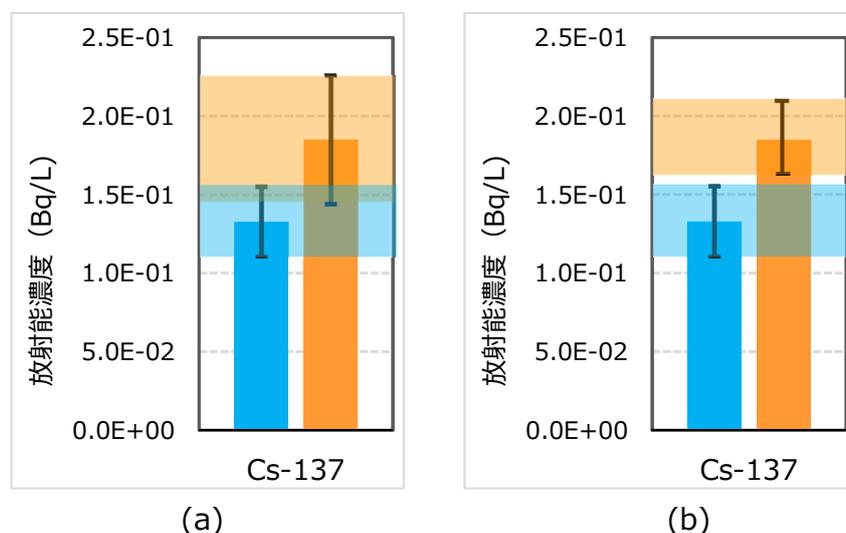


図 XIII-10 当社分析結果と第三者分析結果との比較

参考 A 福島第一原子力発電所の敷地境界線量評価と日本国内法における 告示濃度限度について

特定原子力施設である福島第一原子力発電所では、大気、海等の環境中へ放出される放射性物質の適切な抑制対策を実施し、敷地周辺の線量を達成できる限り低減すること、特に施設内に保管されている発災以降発生した瓦礫や汚染水等による敷地境界における実効線量（施設全体からの放射性物質の追加的放出を含む実効線量の評価値）を 1mSv/年未満とすることが求められている。

併せて、放射性物質を含む液体廃棄物を廃棄する場合、排水施設において、ろ過、蒸発、イオン交換樹脂法等による吸着、放射能の時間による減衰、多量の水による希釈等の方法によって、排水中の放射性物質の濃度をできるだけ低下させること、同時に排水口または排水監視設備において排水中の放射性物質の濃度が原子力規制委員会の定める濃度限度を超えないようにすることが求められる。

この原子力規制委員会の定める濃度限度とは、「東京電力株式会社福島第一原子力発電所原子炉施設の保安及び特定核燃料物質の防護に関して必要な事項を定める告示」により、含まれる放射性物質の種類が明らかで、かつ、一種類である場合には、「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」別表第一の放射性物質の濃度に応じて定められた濃度とされる。この濃度を「告示濃度限度」と呼ぶ。

この濃度は、その水を成人が毎日 2L ずつ 70 年間飲み続けた場合の内部被ばくによる線量が平均で 1mSv/年となるよう定められている。つまり、排水口での水を毎日飲み続けたとしても、70 年平均で 1mSv/年を超えないように法令で定めている。

例えば、トリチウムに対しては $60\text{Bq}/\text{cm}^3$ ($60,000\text{Bq}/\text{L}$)、Cs-137 に対しては $0.09\text{Bq}/\text{cm}^3$ ($90\text{Bq}/\text{L}$) とされている。つまり、トリチウムだけが $60,000\text{Bq}/\text{L}$ で含まれる水、あるいは Cs-137 だけが $90\text{Bq}/\text{L}$ 含まれる水を毎日 2L ずつ 70 年間飲み続けると、その人の被ばく量が 70 年間平均で 1mSv/年となる。

一方、2 種類以上の放射性物質が含まれる液体廃棄物を廃棄する場合、それぞれの核種で告示濃度限度まで含んだ水（すなわち、例えばトリチウムが $60,000\text{Bq}/\text{L}$ および Cs-137 が $90\text{Bq}/\text{L}$ の濃度でそれぞれ含まれている水）としてしまうと、その水を毎日 2L ずつ 70 年間飲み続けると、それぞれの核種からの被ばくが 70 年平均で 1mSv/年、合計で 2mSv/年となり、1mSv/年を超えてしまう。したがって、1mSv/年を超えないようにするため、各核種の濃度の告示濃度限度に対する比率を和して 1 を超過しないよう、告示により定められている。すなわち、下式の R_n が 1 を超過しないように定められている。

$$R_n = \sum_{i=1}^n \frac{C_{i,measured}}{C_{i,limit}}$$

ここで、

R_n 告示濃度比総和(無次元)

$C_{i,measured}$ 放出しようとする液体廃棄物中の核種 i の濃度(Bq/cm³)

$C_{i,limit}$ 核種 i の告示濃度限度(Bq/cm³)

n 放出しようとする液体廃棄物中に含まれる核種の種類の数

今般当社が計画している ALPS 処理水の海洋放出では、

- ① 海水による希釈前に、測定・確認用設備で、トリチウムを除く核種の濃度について、告示濃度比総和が 1 を下回っていること
- ② 海水による希釈後に、放水立坑において、トリチウムを含む核種の濃度について、告示濃度比総和が 1 を下回っていること

の 2 つを確認することとしている。なお、②においては、トリチウム濃度が 1,500Bq/L を下回るよう、100 倍以上の海水により希釈することとしている。仮に 100 倍希釈でトリチウム濃度を 1,500Bq/L まで希釈できたと仮定すると、希釈前のトリチウム以外の告示濃度比総和を 1 未満とするよう①で管理し、かつトリチウムの濃度は 1,500Bq/L であることから、放水立坑における放射性物質の告示濃度比総和は、最大で

$$\begin{aligned} & \left(\text{トリチウム以外の核種の告示濃度比総和} \right) + \left(\text{トリチウムの告示濃度比} \right) \\ &= \frac{R_{\text{①}}}{100} + \frac{1,500}{60,000} = \frac{1}{100} + \frac{1}{40} = 0.035 \end{aligned}$$

となる。

冒頭述べた敷地境界における線量の評価のうち、液体廃棄物の排水による寄与分の評価も、この考えにしたがい算出されている。告示濃度比総和がちょうど 1 である場合に、敷地境界（排水口）における被ばく線量が 1mSv/年であると評価されることから、この評価方法による今般の ALPS 処理水の海洋放出による被ばくは、0.035mSv/年未満と評価される。

参考 B ALPS 処理水に関する各処分方法の検討経緯

B1. 検討の経緯

2013 年 12 月 10 日、汚染水処理対策委員会¹において、東京電力福島第一原子力発電所（以下、「福島第一」）における多核種除去設備（以下、「ALPS」）等で処理した水（以下、「ALPS 処理水」）の貯蔵に伴うリスクが明確化され、2013 年 12 月 4 日には、国際原子力機関（以下、「IAEA」）調査団から、ALPS 処理水の取扱いについて「あらゆる選択肢を検討すべき」との助言があった。

このため、国は、ALPS 処理水の長期的取扱いを決定するための基礎資料として、中立的な立場から、あらゆる選択肢を抽出するとともに、それらの選択肢それぞれについて、技術的な評価を行うことを目的として（関係者間の意見調整や選択肢の一本化を行うものではない）、汚染水処理対策委員会の下にトリチウム水タスクフォース（以下、「本タスクフォース」）を設置して 2 年 5 ヶ月にわたって技術的な検討を進めた。

その後、さらに、国は、本タスクフォース報告書で取りまとめた知見を踏まえつつ、国際的なベストプラクティス、人の健康や環境への悪影響が最も少ない選択肢、風評被害など社会的な観点、技術的な実現可能性も含めて、専門的見地から総合的な検討を行うことを目的として、汚染水処理対策委員会の下に多核種除去設備等処理水の取扱いに関する小委員会（以下、「本小委員会」）を設置し、さらに 3 年 2 ヶ月の間、総合的な検討を行った。

(1) 本タスクフォースの検討概要

本タスクフォースは、原子力、環境科学、放射線医学、放射線生物学、水産化学などの分野の専門家 9 名の委員に加え、原子力規制庁および関係省庁が参加し、2013 年 12 月 25 日から 2016 年 5 月 27 日まで、合計 15 回にわたり開催された。その中で、トリチウムについて、その物性、大気・地中・海洋環境中の動態、および環境や人体への影響（放射線量、生物濃縮の有無、生体内での半減期など）に関する基礎的な知見などを

¹ 廃炉・汚染水・処理水対策関係閣僚等会議の下に設置されている委員会である。この委員会は、福島第一の汚染水処理対策を総点検し、トリチウム処理対策を含め、問題を根本的に解決する方策や、汚染水の漏えい事故への対処を検討するために設置された。

整理するとともに^{2 3 4}、諸外国の事例等を踏まえ、5 つの方法（地層注入・海洋放出・水蒸気放出・水素放出・地下埋設）と希釈または同位体分離といった前処理の有無とを組み合わせた 11 の選択肢について、横並び比較のための統一の取扱条件に基づき評価ケースを設定し、技術的な評価を行った。

技術的な評価に当たっては、基本要件（成立するか否かの判断材料となる項目）として、技術的成立性および規制成立性を設定した。選択する上での制約となりうる条件として、処分に必要な期間、処分に必要なコスト、規模（処分に必要な面積）、二次廃棄物発生の有無・種類と量、処分を行うことによる過度な作業員被ばくの発生、付帯条件（その他制約となりうる条件）が評価項目として設定された。

（2）本小委員会の検討概要

本小委員会は、原子力、地盤工学、社会学、環境科学、農業、放射線生物学、放射線科学、水産化学などの分野の専門家 13 名に加え、関係省庁が参加し、2016 年 11 月 11 日から 2020 年 1 月 31 日まで、合計 17 回にわたり開催された。その中で、トリチウム

² トリチウムの環境動態については、大気中に放出されたトリチウムは、大気中での乱流拡散、地表への乾性または湿性沈着、地中での移流や拡散、地表からの蒸発等の挙動を示すこと、放出時の気象条件で拡散状況は大きく異なるため、単純な評価は困難であること、海洋中に放出されたトリチウムは、放出方法や放出位置にもよるが、放出地点から離れるに従い濃度は低減することなどが報告された（本タスクフォース第 4 回における永井晴康氏説明要旨、議事録 1～9 頁）。

³ トリチウムの環境影響については、有機物中のトリチウムには、自由水中トリチウム（以下、「FWT」）と有機結合型トリチウム（以下、「OBT」）があり、OBT は生体に吸収されやすく生物学的半減期が長いこと、水圏環境においては、生物中 FWT 濃度と水中トリチウム濃度は速やかに平衡し（ほぼ等しくなり）、特定の生物への生体濃縮は確認されておらず、トリチウムの濃縮係数（水中濃度に対する生物中濃度の比率）は 1 以下とされていること、海洋生物に対する線量評価は、「標準生物」（例えば、ヒラメ、カニといった形が違う海洋生物）を対象に行われており、一般的には、換算係数を用いて、放射性物質濃度（Bq/kg-生）から計算されること、相当に高濃度のトリチウムが水圏環境に存在し続けられない限りは、水棲生物への有意な影響は考えられないことなどが説明された（本タスクフォース第 3 回における柿内秀樹委員説明要旨、議事録 2～10 頁、同第 3 回における森田貴己委員説明要旨、議事録 14～18 頁）。

⁴ トリチウムの人体影響については、トリチウムが人体に与える影響は、食品中の放射性物質の基準として設定されている放射性セシウムより極めて小さく、約 1,000 分の 1 となること、トリチウムは低エネルギーβ線の放射性核種であるため外部被ばくはほとんどなく、体内摂取による内部被ばくが考慮されること、トリチウムは生体内では FWT と OBT の二つの形態で存在しており、ICRP（国際放射線防護委員会）によると、生体内での半減期は FWT で 10 日程度、OBT で 40 日間程度とされていることなどが説明された（本タスクフォース第 3 回における柿内秀樹委員説明要旨、議事録 2～10 頁、同第 3 回における立崎英夫委員説明要旨、議事録 21～25 頁、同第 3 回における田内広委員説明要旨、議事録 26～33 頁）。

参考 B-2

による生物影響について更に議論を深めるとともに^{5 6}、ALPS 処理水の 5 つの処分方法について、処分した場合の社会的影響、環境への影響も踏まえた処分方法の技術的観点、処分方法のメリット・デメリットに加え、タンク保管容量の拡大、タンク保管の継続の可能性など、総合的な検討を行った。

本タスクフォースの議事は公開で行われており、事前に申請し登録を受けた者は、オブザーバーとしてその場で議事を聞くことができた。各回の議論の内容や資料もすべて経産省のウェブサイトで公開されている⁷。本タスクフォースおよび本小委員会による具体的な検討内容は以下のとおりである。

⁵ トリチウムは、弱いベータ線だけを出し、影響が出る被ばく形態は内部被ばくであり、特徴として生体内での濃縮はほとんどされないと言われていることと、水の仲間であるため、体内に入った場合には新陳代謝により約 10 日間で排出されることなどが説明された（本小委員会第 2 回における山西委員発言要旨、議事録 34 頁）。

⁶ トリチウムを含む水分子は、通常の水分子と同じ性質を持つため、トリチウムが特定の生物や臓器に濃縮されることはないことが説明された（本小委員会第 11 回における田内委員説明要旨、議事録 19～24, 32 頁）。これらに関連した議論は次のとおり。

- ① 「例えばイギリスのセラフィールド湾のデータで、ある時点ではかったときに、海水中の濃度よりも魚の中の有機結合型トリチウムの濃度のほうが高いというのがあります。ただ、それは、実はそれ以前に非常に濃いトリチウム水が海洋に放出されているんですね。それが取り込まれたときの OBT が、当然、水より半減期が長いので残っているんです。そのデータは、年を追っていきますと、海水中の濃度がほとんど検出されない状況下では、どんどん有機結合型も減っていくということですので、これは決して生物濃縮とは申し上げるべきものではないということです。生物濃縮というのは環境中の物質が、生体にどんどん蓄積して濃くなるということですから、トリチウムでそういうことは起こらないということで、ご理解いただければと思います」（同第 11 回における田内委員発言、議事録 32 頁）。
- ② 「今までにトリチウムが濃縮されるという例はあるものなんですか、自然界に」との質問に対し（同第 11 回高倉委員の発言、議事録 32 頁）、「私を知る限りございません。もしそれがあれば、タンクの中のトリチウム水は生物で濃縮して除けるということにもなるかと思いますが、そういうことはございません」との回答がなされた（同第 11 回における田内委員発言、議事録 32～33 頁）。
- ③ 「私も知る限り、いわゆる室内実験で微生物をトリチウム水の中で培養して、水から生物への濃縮が観測された例は私の知る限りありません。あと生物に含まれるトリチウム濃度が環境中で見かけ上、高く見えることがあるというのは、田内委員がお話しされたとおりであり、やはりそのバックグラウンドとしてその背景、その有機物が過去に工場から事後的に排出された影響が観測されて見かけ上高く見るとか、魚ですと回遊しますので、トリチウム濃度が低いところに育ったものが濃度の高いところに行くと逆の現象が観察されますし、高いところで育ったものが低いところに行くと見かけ上濃縮したように見えるという事象が観測されているというのが、今のところの実情です」（同第 11 回における柿内委員発言、議事録 33～34 頁）。

⁷ https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/osensuitaisaku/archive/task_force3.html

https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/osensuitaisaku/archive/task_force4.html

https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/osensuitaisaku.html#osensuitaisaku_mt

参考 B-3

B2. 各処分方法に関する議論および比較検討結果

(1) 本タスクフォース

本タスクフォースは、後述する B2. (2) イ、(3) および (4) において議論の詳細を脚注に引用しているとおり、各処分方法についての技術的観点、環境への影響、モニタリングの困難さ、用地確保の問題、先行事例との比較、タンク保管容量の拡大、タンク保管継続による問題等について議論、検討を行った上で、各評価ケースにおいて、基本要件（技術的成立性・規制成立性）に加え、制約となり得る条件（期間・コスト・規模・二次廃棄物・作業被ばく等）を評価項目として設定して評価し（表 B-1 参照）、2016 年 6 月 3 日、今後の検討の基礎資料となるよう報告書（「トリチウム水タスクフォース報告書」⁸）を取りまとめた。

なお、同報告書上、風評に大きな影響を与えうることから、今後の検討にあたっては、成立性、経済性、期間などの技術的な観点に加えて、風評被害などの社会的な観点等も含めて、総合的に検討を進めていただきたいと付言されている。

表 B-1 制約となり得る条件

処分方法	地層注入	海洋放出	水蒸気放出	水素放出	地下埋設
期間 ⁹	104+20n ヶ月 912 ヶ月(監視) (n=調査箇所数)	91 ヶ月	120 ヶ月	106 ヶ月	98 ヶ月 912 ヶ月 (監視)
コスト ¹⁰	180+6.5n 億円 +監視	34 億円	349 億円	1,000 億円	2,431 億円

⁸ 経済産業省ウェブサイトにて閲覧可能。

https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/osensuitaisaku/committee/tritium_tusk/pdf/160603_01.pdf

⁹ プラントを建設する局面と処理をする局面とを見ていこうということになっているかと思うが、手法によっては、そのプラントをつくる前に技術開発、リードタイムを少しとらないといけなようなものもあると思う（本タスクフォース第 12 回における山本徳洋委員発言要旨、議事録 19 頁）。

¹⁰ 本タスクフォースでの関連する議論は次のとおり。

- ① フランスにおけるトリチウムの処理方法について、現実的に、許される範囲のコストで解決するような技術は存在していないことがわかった。場合によってはそういう技術はあるかもしれないが、物すごくコストが高くなる。なので導入不可能であるという結論となった（本タスクフォース第 7 回におけるジャンーリュック・ラショーム氏発言要旨、議事録 15 頁）。
- ② フランスでは分離ではなく、トリチウムを直接河川あるいは海洋に放出する方法を選んだが、それはコストとかメリット等を考えてのことであった（同第 7 回におけるジャンーリュック・ラショーム氏発言要旨、議事録 21 頁）。

処分方法	地層注入	海洋放出	水蒸気放出	水素放出	地下埋設
	(n=調査箇所数)				
規模	380 m ³	400 m ³	2000 m ³	2,000 m ³	285,000 m ³
二次廃棄物	特になし	特になし	処理水の成分によっては、焼却灰が発生する可能性あり	二次廃棄物として残渣が発生する可能性あり	特になし
作業員被ばく ¹¹	特段の留意事項なし	特段の留意事項なし	排気筒高さを十分にとるため、特段の留意事項はない	排気筒高さを十分にとるため、特段の留意事項はない	埋設時にカバー等の設置による作業員の被ばく抑制が必要
その他	適切な土地が見つからない場合、調査期間・費用が増加	取水ピットと放流口の間を岸壁等で間仕切る場合には費用が増加 ¹²	降水条件によっては放出の停止の可能性があり、多少期間が伸びる可能性あり ¹³	降水条件によっては放出の停止の可能性があり、多少期間が伸びる可能性あり ¹⁴	多くのコンクリート、ベントナイトが必要残土が発生する ¹⁵

(2) 本小委員会

本小委員会は、本タスクフォースの結果を踏まえて検討し、2020年2月10日に、報告書（「多核種除去設備等処理水の取扱いに関する小委員会報告書」¹⁶）をとりまとめた。主な検討内容は以下のとおりである。

¹¹ 「私としては、作業員被ばくというのは結構重要な項目かと思しますので考慮に入れたほうがいいかなということ、作業員被ばくは投入する人数をどんどん交代していけば法令は満たしてしまいますけれども、そこは現実的な線に抑えていただきたいということが一つあります」（本タスクフォース第13回における立崎英夫委員発言、議事録14頁）。

¹² 「海洋放出で、…放出しといてまた取水を取り込んでしまえば何やっているかわからないということで、幾つか岸壁等で仕切る方法とかということが書かれているんですが、これは後ろのコストをしたときの付帯条件として記載する必要はないのかということですね」（本タスクフォース第14回における森田貴己委員発言、議事録13頁）。

¹³ 「水蒸気放出するとか水素放出するといったときに、すごい雪の中でもやるのかとか、雨がものすごい降っているけれども、それが可能なかどうかとか。そうすると、年間稼働実績というか、稼働実数は変わって」くる（本タスクフォース第13回における森田貴己委員発言、議事録13頁）。

¹⁴ 同上

¹⁵ 「地下埋設の残土の問題が、地下水より上に置いたときはほとんど発生してこないんじゃないかということがあって、この地下水位より上に建設するか下に建設するかでかなり話が違ってくるんじゃないかと思っています」（本タスクフォース第13回における森田貴己委員発言、議事録13頁）。

¹⁶ 経済産業省ウェブサイトにて閲覧可能。

https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/osensuitaisaku/committee/takakusyu/pdf/018_00_01.pdf

ア 各処分の社会的影響

社会的な影響については、主に生活・経済（風評被害）への影響が想定されているが、総合的にその大小を比較することは難しいとされた上で¹⁷、海洋放出・水蒸気放出のいずれの処分方法を選択したとしても、それぞれの処分方法の特性を踏まえ、処分した後生じる風評被害への備えを講じる必要があると結論づけられた。

イ 環境や社会への影響も踏まえた各処分の技術的観点

本小委員会は、本タスクフォースにおいて提示された 5 つの処分方法（地層注入・水素放出・地下埋設・水蒸気放出・海洋放出）についての技術的観点からの検討結果を基に、タンク保管の継続も含め（B2.（4）参照）、環境への影響を考慮した現実的に取り得る選択肢を検討した。その結果、地層注入は、用地確保の課題に加え、地層注入後のトリチウム水の挙動と影響のモニタリング手法も未確立であること^{18 19}、水

¹⁷ 「社会的影響の優劣が、今まで議論してきた中で、どちらが社会的影響が大きい小さいということは必ずしも明確ではないと思っております」（本小委員会第 16 回における山本徳洋委員発言、議事録 25 頁）。

¹⁸ 地層注入に関し、適切な地層の知見がなく、モニタリング等が困難である（本小委員会第 14 回における当社発言要旨、議事録 37 頁）。

¹⁹ 本小委員会に先行して議論していた、本タスクフォースでの関連する議論は次のとおり。

- ① 地層注入をサイト以外のところでやるとすれば、何千台というトラック分の水を県の道路を歩いていくことになるが、もしその 1 台でも事故になれば、プロセス全体が止まってしまうと思うため、リスクが高いのではないかと思う（本タスクフォース第 6 回におけるチャック・ネギン氏発言要旨、議事録 36 頁）。
- ② フランスの規制では、放射性物質の地層処分は禁止されている（同第 7 回におけるジャンーリュック・ラショーム氏発言要旨、議事録 5 頁）。
- ③ 基準がないものは、当然、成立するまでには距離がかなりあり、希釈後海洋放出と希釈後水蒸気放出以外のものについては、具体的なところを見ない限り、なかなか評価は難しい（同第 8 回における規制当局（金城慎司室長）発言要旨、議事録 35 頁）。
- ④ フランスの話がある中で、地下に入れるという選択肢をどう説明するかということは非常に大きなことだと思う。地下に入れた実験があるわけではないので、とても評価できないと思う（同第 8 回における田内広委員発言要旨、議事録 40 頁）。
- ⑤ 現在の法体系では、流体の埋設廃棄というのは想定されていないと思うので、そこをクリアするというのはかなり低いハードルではないという気がする（同第 9 回における立崎英夫委員発言要旨、議事録 27 頁）。
- ⑥ IAEA の国際的なガイドラインの要求や ICRP を見ても、トリチウム水を直接注入するような形態は国際的に認められていない（同第 12 回における規制当局（金城慎司室長）発言要旨、議事録 11 頁）。
- ⑦ 特に地層注入のあたりを見ると先行事例がないので規制は存在しないということになっているが、規制基準がないから存在しないのでこれは実現性がないというのはもったいないので、そういう考慮もぜひお願いしたいと思う（同第 13 回における高坂専門官オブザーバー発言要旨、議事録 17 頁）。

素放出は、更なる技術開発が必要なほか、水素爆発の可能性が残ること²⁰、地下埋設は、固化による発熱を原因とするトリチウムの水蒸気放出の危険性があるほか、新た

⑧ 例えば地中埋設といっても、今、低レベルのものでも放射性廃棄物の処分場が非常に問題になっている。トリチウム水の貯蔵の場所を決めるとなると、立候補するところはないのではないかと考える。そうすると、建設するまでのタイムスパンが膨大になる（同第 14 回における高倉吉久委員発言要旨、議事録 16 頁）。

²⁰ 本タスクフォースでの関連する議論は次のとおり。

- ① 水素蒸留を使えば、分離係数としては大きいので、装置は小さくても高い分離効率を得られ、それが長所になるが、短所としては、液体水素温度、約 20 ケルビンという非常に低温をつくり出さなければいけないため、そのための附帯設備が必要となってコストが高くなることと、冷媒がなくなると水素が気化して高圧になることや水素ガスを大量に使うので、水素ガスの防爆の問題などの安全対策を考えなければいけないところが短所になる（本タスクフォース第 2 回における山西敏彦委員説明要旨、議事録 11 頁）。
- ② 電気分解の方法は、エネルギー消費が非常に大きくなるため、電気分解そのものの単独で分離技術に使おうという利用は、現在ほとんどない（同第 2 回における山西敏彦委員説明要旨、議事録 13 頁）。
- ③ 低濃度だが、非常に大量の処理が要求されているところが、これまでの研究開発とか実際動いているプラントとは大きく違う。福島での水処理は、これまでのプラントとはかなりかけ離れたところであって、実績がない（同第 2 回における山西敏彦委員説明要旨、議事録 16 頁）。
- ④ 現状動いているプラントと比べると、3 桁程度の処理量がある。通常、スケールアップという場合は、工学的に言えば 1 桁程度を見通すというのが通常であるところ、3 桁をそのまま適用するというのは普通はやらない。今の技術が適用できるかどうかは難しい問題である（同第 2 回における山西敏彦委員説明要旨、議事録 17 頁）。

参考 B-7

な法整備も必要であることに加え、用地確保が課題となるとされた^{21 22 23}。また、本小委員会では、地層注入・水素放出・地下埋設については、環境への影響を評価する現実的なモデルが存在しないが、水蒸気放出・海洋放出については、原子放射線の影響に関する国連科学委員会（United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation, UNSCEAR）が公表している放射性核種が環境に放出された際の一般公衆の被ばく影響の評価モデルを用いて環境中への影響が評価されており、いずれも日本における自然界からの被ばく量の年間 2.1mSv より十分に低い（水蒸気放出と海洋放出を比較すると、海洋放出による環境中への影響は水蒸気放出より半分以下になる）とされている²⁴。

²¹ 本タスクフォースでの関連する議論は次のとおり。

- ① 現在、日本で液体のものを注入処分することは全く想定していない。全て固体にした形で処分することを前提としている。規則でもそういう形になっている（本タスクフォース第 4 回における坂本義昭説明者説明要旨、議事録 22 頁）。
- ② 安全評価では、基本的にはコンクリートで固めるということで、コンクリートの劣化をどの程度想定するかということに依存してくるが、その上で、どの程度流出するかという評価を行う形になる（同第 4 回における坂本義昭説明者説明要旨、議事録 24 頁）。
- ③ 「80 万立米ということに対しまして、大体少なくとも 30 万平米ぐらいの土地は最低でも必要かなということで、かなりの大変な状況になる」（同第 10 回における坂本義昭説明者説明、議事録 7 頁）。
- ④ トリチウムの場合、単に水の流動だけではなくて、拡散で出てくるという効果もある（同第 10 回における坂本義昭説明者説明要旨、議事録 12 頁）。
- ⑤ 放射性廃棄物の処理処分については、基本的には廃棄体にしっかりと入れて処分をするというのが今の基本的なフィロソフィーになっている。トリチウム水をセメント固化することは、ある意味で結構飛んでいる感じがする（同第 10 回における規制当局（金城慎司室長）発言要旨、議事録 14 頁）。
- ⑥ 「コンクリート埋設を前提に置いていると思いますけれども、あれはあくまで解体で出てきた固体廃棄物を前提にしたものであって、これはちゃんと法令等に明記されています。液体もやっていいなんていうことは一切ありません。」（同第 13 回における規制当局（金城慎司室長）発言、議事録 19 頁）。
- ⑦ 例えば地中埋設といっても、今、低レベルのものでも放射性廃棄物の処分場が非常に問題になっている。トリチウム水の貯蔵の場所を決めるとなると、立候補するところはないのでないかと考える。そうすると、建設するまでのタイムスパンが膨大になる（同第 14 回における高倉吉久委員発言要旨、議事録 16 頁）。

²² 地下埋設について、処分実績がないことに加え、固化に伴い体積が 3 倍から 6 倍に増加するため貯蔵継続よりも敷地が必要となること、固化に伴い発熱が生じ、その際に水分の蒸発が伴うとの報告がある。この報告に対し、委員から意見は出なかった（本小委員会第 14 回における当社報告要旨、議事録 22 頁）。

²³ 水素放出も水蒸気放出と変わらない、地下埋設してもトリチウムが当該場所から移動するためモニタリングが困難である（本小委員会第 16 回における山西敏彦委員発言要旨、議事録 31 頁）。

²⁴ 本小委員会第 15 回における事務局説明、議事録 13～16 頁。タンクに貯蔵されている ALPS 処理水すべてを 1 年間で処理した場合であっても、環境中への影響は、海洋放出が年間約 0.052 μ Sv～0.62 μ Sv、大気放出が年間約 1.3 μ Sv とされている。これらに関連した議論は次のとおり。

- ① タンクに保管されている総量である 860 兆ベクレルが毎年放出され、これが 100 年間継続する、という過大な試算であっても、自然放射線からの被ばくよりは桁違いに影響は少ないという理解をすればいいのかとの質問に対し（本小

参考 B-8

そのため、こうした課題をクリアするために必要な期間を見通すことは難しく、時間的な制約も考慮する必要があることから、地層注入・水素放出・地下埋設については、規制的、技術的、時間的な観点から現実的な選択肢としては課題が多く、技術的には、実績のある水蒸気放出および海洋放出²⁵が現実的な選択肢とされた^{26 27}。

(3) 水蒸気放出および海洋放出のメリットおよびデメリット

本小委員会は、現実的な選択肢である水蒸気放出と海洋放出についてもメリット、デメリットの比較検討を行った。

その結果、水蒸気放出は、1979年のアメリカのスリーマイル島の事故炉での前例のほか、通常炉でも換気を行う際に放出を行っているという実例があるものの、スリーマイル島の前例での排水の量はALPS処理水よりはるかに少ないこと、液体放射性廃棄物の処分を目的とし、液体の状態から気体の状態に蒸発させ、水蒸気放出を行った例は国

委員会第15回における崎田委員発言要旨、議事録19頁)、そのとおりであるとの回答があった(本小委員会第15回における事務局回答要旨、議事録19頁)。

- ② トリチウムを大量に放出するカナダの重水減速炉でも、トリチウムの濃度影響は約5キロ離れるとバックグラウンドに近い水準にまで落ちるため、UNSCEARに基づく試算結果は、施設から5キロ近辺に居住する住民への影響という意味では妥当であるとの発言があった(本小委員会第15回における柿内委員発言要旨、議事録19～20頁)。

²⁵ トリチウムは、原子力発電所を運転することに伴い、国内外の原子力発電所等でも発生していること、国内外の原子力発電所等で発生したトリチウムの一部は各国の規制に従って海洋、河川、湖沼、大気に放出されていることが説明された(本小委員会第8回における事務局説明要旨、議事録4頁)。

²⁶ 5つの処分方法の中で、前例がある海洋放出と水蒸気放出をきちんと信頼感をもって取り組んでいくのが重要である(本小委員会第16回における崎田裕子委員発言要旨、議事録28頁)。

²⁷ 5つの処分方法の中で、技術的に実現可能なものは海洋放出と水蒸気放出しかない(本小委員会第16回における山西敏彦委員発言要旨、議事録31頁)。

内にはないとされた²⁸ ²⁹。加えて、水蒸気放出後に地表へ沈着し大気への蒸散が起こるため事前予測が難しいだけでなく、気象条件によって生じるモニタリング結果のばらつきが海洋放出と比べると大きいというデメリットがあるとされた³⁰ ³¹。さらには社会的

²⁸ 本タスクフォースでの関連する議論は次のとおり。

- ① TMI（注：スリーマイル島）で扱う水の量が今の福島と全然違うので、当然そこは技術的な議論も違ったものになると思う。汚染水の量としては1万トンぐらい、エバポレートした量は8,400トンぐらいというふうに聞いている。ですから当然、提供する技術とか評価も違ってくると思うが、そういうTMIであっても10年以上かけて実現している（本タスクフォース第1回における規制当局（金城慎司室長）発言要旨、議事録28頁）。
- ② 低濃度だが、非常に大量の処理が要求されているところが、これまでの研究開発とか実際に動いているプラントとは大きく違う。福島での水処理は、これまでのプラントとはかなりかけ離れたところにあって、実績がない（同第2回における山西敏彦委員説明要旨、議事録16頁）。
- ③ スリーマイルと福島を比較した場合、規模が全然違う。スリーマイルの場合は1基だけで結構落ち着いたが、福島の場合は今でも落ち着いていない（同第6回における高倉吉久委員発言要旨、議事録18頁）。
- ④ 大きな違いがこの2つの事故の間にあることは理解している。そして、日本での課題のほうはずっとTMIよりも大きいということは理解している。我々は、原則的に蓄積するという問題はなかった。ですから、待つという覚悟が許された。しかし、福島の場合には、非常に重要なのは、できるだけ早く解決することだと思う（同第6回におけるチャック・ネギン氏発言要旨、議事録18頁）。
- ⑤ TMIと似ているところ、それから異なるところをある程度理解しながら議論を進めていく必要があろうかと思うが、トリチウム濃度については非常によく似ているということだが、量については、福島のほうは相当多いということを一頭に入れておく必要がある。TMIの場合は、実際には沿岸から160km離れていることを考えると、これを日本に当てはめると、ほぼ内陸立地の原子炉ぐらいに恐らくは相当するため、地理的な環境も相当違うなというふうな印象を持った（同第6回における山本徳洋委員発言要旨、議事録21頁）。
- ⑥ フランスでは、トリチウムは、大気中に放出されるよりも液体の放出の方がかなり多くなっている。その理由は、トリチウムは液体でリリースされるより気体のほうが人体に対するインパクトが大きいからである（本タスクフォース第7回におけるジャン-リュック・ラショーム氏説明要旨、議事録7頁）。
- ⑦ スリーマイルの場合は、量的に非常に限られた量であってできたが、今回の場合は全然違うので、これは参考にならないと思う（同第13回における高倉吉久委員発言要旨、議事録11頁）。

²⁹ 期間と費用からすれば海洋放出の方が容易である、事故実績であるスリーマイルにおいて水蒸気放出が実施されたのは海に隣接していないからである（本小委員会第14回における山本一良委員長発言要旨、議事録39頁）。

³⁰ 水蒸気放出について、ALPSの水の蒸発による廃棄物、特に塩の発生と拡散予測が困難なためにモニタリングに課題があるとの報告がある。この報告に対し、委員から意見は出なかった（本小委員会第14回における当社報告要旨、議事録22頁）。

³¹ 本タスクフォースでの関連する議論は次のとおり。

- ① 大気拡散状況について、トリチウムは特に再飛散する速度が速い。大部分のものは短時間のうちにまた蒸発して、大気に戻っていくというところが、ほかの放射性物質と大きく異なる点である（タスクフォース第4回における永井晴康氏説明要旨、議事録2頁）。
- ② 放出時の気象条件で拡散状況は大きく異なる。一日の間でも大きく変わる。気象条件は時々刻々と変わっていくので、それによって全く常に同じような状況ということはあり得ない状況であるので、そのときの状況によって評価する必要があるという点が大気拡散現象で難しい点である（同第4回における永井晴康氏説明要旨、議事録2～3頁）。
- ③ 海洋拡散による濃度の低減について評価したが、これは典型的な太平洋側の沿岸からの放出を仮定して、移流拡散によってどの程度希釈するかという観点で評価したもののだが、放出位置の格子、2km格子の濃度が約10km下流では1桁、

な観点では、海洋放出より幅広い産業が影響を受けることが想定され、福島県および周辺地域全体の産業に風評への影響が生じうるとされた。

他方、海洋放出は、国内外の原子力施設において日常的に行われているなど多数の実例があり、国内の原子力発電所から1サイト当たり、約316億～83兆Bq/年（事故前3年平均の実績）が希釈され海洋等へ放出されており、処分量との関係でも、実績のある範囲内での対応が可能であるとされた。また、放出設備の構成が、水蒸気放出に比べると簡易であり、実施者である当社が、放出システムの設計やその取扱いについて知見を有していることから、設備の建設、運用面において、水蒸気放出に比べて、より確実に処分を行うことが可能であるとされた。さらに、海洋放出では、放出後の拡散について、水蒸気放出における降雨や風向の影響に比べ、海流は変動が比較的少なく、希釈拡散の状況を予測しやすく、モニタリングによる監視体制構築の検討が比較的容易であるとされた^{32 33 34}。

なお、社会的な観点では、海洋放出により福島県及び周辺海域の水産業や観光業に風評への影響が生じうること、特に、福島県の試験操業の漁獲量は震災及び福島第一事故の前と比較して2割にも回復していない状況であり、こうしたことを踏まえた対策の検討が必要であるとされている³⁵。

（4）タンク保管容量の拡大、タンク保管の継続の検討

本小委員会は、ALPS 処理水を処分せず、タンク保管容量を拡大させ、タンク保管を継続するという方策についても、以下のとおり、検討を行った³⁶。

50 km下流では2桁、100 km下流では3桁程度で低下していく。これは、大気とは異なり、海流は比較的変動は少なく、一般的にこういった状況になるということで、予測的にも比較的やりやすいというふうになっている（同第4回における永井晴康氏説明要旨、議事録8頁）。

³² 脚注31③参照。

³³ 海洋放出については技術的に特に困難な課題はないとの当社からの説明に対し、特に意見は出されなかった（本小委員会第14回における当社報告要旨、議事録21頁）。

³⁴ 海洋放出を実施する場合には、プールを新設し、また、新しいタンク等で放出前には濃度を均一にして再チェックする方法があり、これらは技術的に困難ではない（本小委員会第16回における高倉吉久委員発言要旨、議事録37頁）

³⁵ 社会的影響について、海洋放出については県外まで広く影響を与えるものの陸域の影響は限定され、直接影響を与える対象としては水産業、海水浴等の観光業の一部に限られるのに対し、水蒸気放出については県外まで広く影響を与え、直接影響を与える対象としては生產品すべてに対して影響を与えるのではないかとの説明がなされ、異論は出なかった（本小委員会第12回における事務局説明要旨、議事録13～14頁）。

³⁶ 本タスクフォースでも関連する議論が次のとおり行われている。

① 「貯蔵にしても、今言ったような突発的に漏れる可能性がある」、「タンク貯蔵にしても、ただためておけばいいのか。恐

ア タンク保管容量の拡大

本小委員会では、大容量の地上タンクでの保管や、地中タンク、洋上タンクでの保管について検討を行った。その結果、大容量の地上タンクおよび地中タンクは、現在設置している標準タンクと比較しても保管容量が大きく増えないにもかかわらず、万が一、破損した場合の漏えい量が膨大になる等の課題があるとされた。そして、洋上タンクは、石油備蓄基地で採用されている大きさでは、福島第一港湾内の水深が浅いため設置が困難であるだけでなく、希釈前の水の漏えい時には、漏えい水の回収が困難となるという課題がある。これらのことから、上記の大型タンク等の福島第一への設置を行うメリットはないとされた³⁷。

また、敷地外へ搬出の上で保管することも検討されたが、希釈前の水の移送が漏えいや事故につながらないように、法令に準拠した移送設備（例えば、配管で移送する場合

らくその期間、何らかのタンクのメンテナンスが必要だと思いますし、タンクの寿命によってはそのタンクからタンクへ移すとか、そういう作業が必要になると、そこでの事故、これは作業員の方への被曝等も含めた事故のリスクというのも考えておかなければいけないだろう」（本タスクフォース第 1 回における立崎英夫委員発言、議事録 18～19 頁）。

- ② 大量のトリチウム水を持っておくことがリスクゼロということにならないと思う。貯蔵し続けるということにも恐らくリスクはあるはずである（同第 1 回における山本徳洋委員発言要旨、議事録 22 頁）。
- ③ 今、現実には、現場では 2 日に 1 つずつ、1,000 トンのタンクを作っている状況にあるが、漏えいや人為的ミスがむしろ不安である。トリチウムの取扱いについては、かなりスムーズにやっていかないと、タンクだらけになって、管理等が非常に難しくなるという心配が生じると思う。30 年も 40 年も待っているとタンクを置くところもなくなる（同第 4 回における高倉吉久委員発言要旨、議事録 28～29 頁）。
- ④ 貯蔵は、将来、貯蔵場所を移すなどの可能性がある点は考慮する必要があり、これが半減期を待つことになった場合、例えば 3 半減期待つと随分長い時間なので現実的ではない。また、貯蔵しているときの予期せぬ事故、例えば水のまま貯蔵しておけば、それが放出してしまうリスク、これは何らかの形で押さえておかななくてははいけない（同第 4 回における立崎英夫委員発言要旨、議事録 32～33 頁）。
- ⑤ 「むしろタンクの中の水を敷地内にいっぱいにして、当然タンクの建設作業とかでいろいろと事故も起こりますし、一方でタンクが破損したときに大量漏えいといったリスクもあります。そういった意味ではむしろ我々としては敷地内にため続けることのほうがリスクが高いと考えております」（同第 13 回における規制当局（金城慎司室長）発言、議事録 22 頁）。
- ⑥ 「今は例えば、比較的汚染水が発生するのに近いエリアでタンクの置けるゾーンには、もうほとんどタンクをつくり尽くしたという状況になっていて、これから先、もしつくとすると、長い距離、移送の配管をセットしてそういうところへ送るということになりまして、こういう長距離の移送をしますと、そういったところも当然漏えい、その他のリスクが出てくるということで、現状のエリアの中で何とかタンクを新しい容量の大きいものに入れかえるなどして、容量を稼いでいくとしても、残りの余裕というのは、今のエリアで考えると余りもうないという状況ではございます」（同第 14 回における当社発言、議事録 18 頁）。

³⁷ 貯蔵を継続する場合に想定される、大容量タンクでの保存、地下での大容量タンクでの保存、および洋上タンクでの保存の各方法のメリット・デメリットが説明されている（本小委員会第 13 回における当社説明要旨、議事録 34～35 頁）。

には当該配管を囲む核物質防護施設（フェンス等）が必要となるなど大量のALPS処理水を移送する手段の検討・準備に相当な時間を要するだけでなく、移送ルートとなる自治体の理解を得る必要がある。加えて、放射性物質を扱うことになるため、放射性廃棄物保管施設として許可が必要となる等、相応の設備や多岐にわたる事前調整、認可手続きが必要であり、相当な時間を要するとされた³⁸。

イ タンク保管の継続

本小委員会では、タンク保管の貯蔵継続の検討も行ったが、貯蔵継続を行ったとしても、ALPS 処理水は残り続けるため、地震による破断リスクなど、貯蔵した後の取扱い等が課題として挙げられた³⁹ ⁴⁰。大原則として、福島復興と廃炉を両輪として進めていくことが重要であり、福島第一の廃止措置を完遂させるまでに、ALPS 処理水についても、廃炉作業の一環として処分を終えることが必要であることから、たとえ貯蔵を継続したとしても、廃止措置終了までの期間内において、いずれ処理する必要があるとされた⁴¹。

加えて、タンク保管を継続するための放射性廃棄物の敷地外への移動や敷地拡大は、保管施設を建設する地元自治体等の理解や放射性廃棄物保管施設としての認可取得が必要であり、実施までに相当な調整と時間を要するといった状況に鑑みて、本小委員会は、タンク保管の継続については、設置効率を高めてきた標準タンクを用いて、敷地の中で行っていくほかなく、現行計画以上のタンク増設の余地は限定的であるとされた。

なお、本小委員会は、今後、廃炉作業を進めていくためには、使用済燃料や燃料デブリの一時保管施設、その他、さまざまな試料の分析用施設や燃料デブリ取り出し資機材保管施設、燃料デブリ取り出しモックアップ施設、燃料デブリ取り出し訓練施設、廃棄

³⁸ 敷地外に保管する場合には、希釈しないまま移送する際に、移送ルートの自治体の同意が必要であることは当然として、法令に準拠した移送設備等が必要となることが説明され、特段意見が出されなかった（本小委員会第 13 回における当社説明要旨、議事録 35 頁）。

³⁹ タンクでの保存を継続した場合には地震によるタンクの破断リスクがある（本小委員会第 13 回における柿内秀樹委員指摘要旨、議事録 25 頁）。

⁴⁰ 貯蔵継続を選択したとしても、いずれ残ったトリチウムの処理が必要となる（本小委員会第 13 回における柿内秀樹委員発言要旨、議事録 25 頁）。

⁴¹ 貯蔵継続し続ける限り廃止措置が終了しないのかとの質問に対し、事務局からそのとおりである旨の説明がなされた（本小委員会第 14 回における森田貴己委員発言要旨、当社発言要旨、議事録 24～25 頁）。

物リサイクル施設等といった様々な廃炉事業に必要と考えられる施設を建設するための場所も確保する必要があると指摘した⁴²。

B3. IAEA の評価

国において検討が進められている中、IAEA は、4 回のピア・レビュー・ミッション全てにおいて、ALPS 処理水の処分方法を考慮しており、2019 年 1 月 31 日に公表した第 4 回ミッションの報告書においても、福島第一のサイト内タンクに蓄積し続けている ALPS 処理水の処分について喫緊に決定すべきであることを日本政府に推奨している^{43 44}。

そして、上記の国の ALPS 処理水の処分方法の検討結果について、IAEA は、第 4 回ミッションのフォローアップとして行ったレビューにおいて、2020 年 4 月 2 日に報告書を公表し、以下のとおり、肯定的な評価を示している。

「技術的側面に関して、IAEA 調査団は、小委員会による提言は十分に包括的な分析と健全な科学的・技術的根拠に基づいていると考える。IAEA 調査団は、廃止措置作業の終了時まで ALPS 処理水の処分を完了するという目標は、現在の国際的な良好事例に沿うものとする。IAEA 調査団は、5 つの当初の方法から選択された 2 つの方法（管理された水蒸気放出と管理された海洋放出。後者は、世界中の原子力発電所や核燃料サイクル施設で日常的に実施されている）が技術的に実施可能であり、時間軸の目標を達成できると考える。

2022 年夏頃に ALPS 処理水量の計画タンク容量の約 137 万 m³に達すると予測されており⁴⁵、日本政府が検討する処分方法の実施には、希釈前に ALPS 処理水が放出にかかる規制基準を満足するための更なる処理と、放出前に保管された水の管理が必要となることを考慮にいれて、日本政府は、処分方針に関する決定を全てのステークホルダーの関与を得

⁴² 廃炉作業を進めるにあたってはエリアを確保しておかないと妨げになる（本小委員会第 13 回における山本徳洋委員発言要旨、議事録 26 頁）。

⁴³ IAEA “Review Report IAEA Follow-up Review of Progress Made on Management of ALPS Treated Water and the Report of the Subcommittee on Handling of ALPS Treated water at TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Station” 8 ページ等。

⁴⁴ 日本政府が処理水の取扱いに係る基本方針を決定した後に取りまとめられた第 5 回目のレビューミッション報告書においても、IAEA は、“The decision on ALPS treated water disposition path was an important advisory point of previous reviews, and it will facilitate the implementation of the whole decommissioning plan.”（Acknowledgement 2）と、本方針の決定が廃炉全体の実施を促進することを改めて強調している。

⁴⁵ このタンク満水時期の見込みは 2020 年時点でのものであり、諸条件により変動しうる。

ながら喫緊になされる必要がある。」^{46 47}

B4. まとめ

以上のとおり、本タスクフォースと本小委員会は、福島第一の廃炉を進める上で課題となっていた、ALPS 処理水の処分について、6 年以上もの長期に亘り、詳細な議論を行い、5 つの処分方法（地層注入・水素放出・地下埋設・水蒸気放出・海洋放出）とタンク保管の継続についての技術的観点からの検討を行った。本小委員会は、その検討結果を基に、現実的に取り得る選択肢として、実例のある水蒸気放出または海洋放出が選択肢になるとの結論を示した上で、水蒸気放出と海洋放出の両者を比較し、海洋放出の方が、放出処分量との関係でも実績があり、放出設備の取扱いの容易さ、モニタリングのあり方を含めて、確実に実施できるとの見解を示した。

また、本小委員会は、福島第一の廃炉を進めるにあたっては、ALPS 処理水の処分が必要であり、また、現行計画以上のタンク増設の余地は限定的であり、将来廃炉作業のために必要となる用地を確保する必要性が高いことに加え、タンクによる貯蔵継続はタンクが破断して ALPS 処理水が漏出する危険性もあること等のリスク要因を考慮しつつ、タンクによる貯蔵継続には否定的な考えを示している。

このように本小委員会は、これらのタンクによる貯蔵継続のデメリットと、規制基準を順守して放出する限り安全性に問題がない、という放出のメリットを前提に、ALPS 処理水を処分することが妥当であると評価したものである。

以上の国の検討結果については、IAEA からも肯定的な評価が示されている。

⁴⁶ IAEA “Review Report IAEA Follow-up Review of Progress Made on Management of ALPS Treated Water and the Report of the Subcommittee on Handling of ALPS treated water at TEPCO’s Fukushima Daiichi Nuclear Power Station” 6 ページ。

⁴⁷ 日本政府の基本方針決定時にも、IAEA グロッシェ事務局長から同種のステートメントが発出されている。“... Controlled water discharges into the sea are routinely used by operating nuclear power plants in the world and in the region under specific regulatory authorisations based on safety and environmental impact assessments.” IAEA ウェブサイト, 2021 年 4 月 13 日。

<https://www.iaea.org/newscenter/pressreleases/iaea-ready-to-support-japan-on-fukushima-water-disposal-director-general-grossi-says>

参考 C 旧運用管理値の設定と仮想した ALPS 処理水による被ばく評価について

ALPS 処理水の海洋放出では、トリチウム以外の核種について告示濃度比総和 1 未満であることを確認し、放出の際にはトリチウム濃度が告示濃度限度を大きく下回るよう海水により 100 倍以上に希釈することから、十分な安全性は担保されるが、環境中での移行は核種によって異なるため、同じ告示濃度比でも被ばくへの影響は核種によって異なる。設計段階の評価では、このようなソースタームの不確かさを制限し、外部環境への影響のさらなる低減を図るため、被ばく上重要な 8 核種について個別の運用管理を行うことを提案した。

一方、今般の建設段階での評価においては、新たに 30 核種にてソースタームを定義しなおしたことにより、半減期が短いことなどの理由から 8 核種のうち 7 核種が測定・評価対象核種に選定されなかったことを受け、ここで設定した運用管理は行わないこととするが、この参考 C では設計段階において設定した運用管理対象核種（以下「旧運用管理対象核種」という）選定および運用管理値（以下「旧運用管理値」という）の検討経緯を記録しておく。

旧運用管理値の設定は、以下の手順で行った。

1. 被ばく上重要な核種の選定
2. 選定した核種の旧運用管理値の設定

設定した旧運用管理値を上回る濃度が検出された場合には、放出を行わず、二次処理に回すこととした。ただし、これら 8 核種については、今後行われる放出前の測定対象核種見直し時に、その見直し結果と併せて必要に応じて見直すものとした。

C1. 旧運用管理対象核種の選定

告示濃度限度は、液体に含まれる放射性物質を毎日継続して経口摂取した場合に、年間の被ばくが 1 mSv を超えないよう設定されている。従って、核種が異なっても告示濃度比が同じであれば、直接経口摂取する場合の年間の被ばくは同程度であり、複数核種が含まれる場合でも告示濃度比総和が 1 未満であれば年間の被ばくが 1mSv を超えることはない。

一方、環境中では、生物への移行等、元素によってふるまいが異なるため、同じ告示濃度比で放出した場合も被ばくに対する影響は核種によって異なる。

そのため、同じ告示濃度比で放出した場合の核種ごとの被ばく影響を確認するため、すべての核種について、現実にはあり得ないが当該核種のみが告示濃度限度で含まれた（告示濃度比総和が1）ALPS 処理水を1年間放出した場合の被ばく評価を行い、被ばく評価上重要な核種を選定した。

a. ソースターム

以下の条件により、核種ごとのソースターム（年間放出量）を表 C-1 のとおり設定した。

- ・ALPS 処理水の年間排水量を多く見積もり、排水量に比例して放出されるトリチウム以外の核種の年間放出量を多く見積もるため、評価に使用するALPS 処理水のトリチウム濃度を、これまでに確認されたトリチウムの最低濃度（約15万 Bq/L）を下回る10万 Bq/L と低く設定した。
- ・核種ごとに告示濃度限度と年間排水量の積により年間放出量を設定した。

b. 被ばく評価に使用する核種ごとの海水濃度

被ばく評価に使用する核種ごとの海水中濃度は、表 6-1-17 の海水中トリチウム濃度（全層）の10km×10km 圏内の年間平均濃度を基に、トリチウムと各核種の年間放出量の比により求めた。評価に使用した核種ごとの海水中濃度を表 C-2 に示す。

c. 評価の対象

評価の対象としたのは、外部被ばくの影響の大きい海浜砂からの被ばくと海産物摂取による内部被ばく、および環境防護のための被ばくとした。

被ばくの評価方法は6-1-2.「評価方法」と同じとし、被ばく評価対象となる個人は、海産物を多量に摂取する個人とした。

d. 被ばく評価結果と旧運用管理対象核種を選定

核種ごとに告示濃度限度で排水した場合の成人に対する内部被ばくの評価結果を、値の大きい順に並べ替えたものを表 C-3 に示す。告示濃度限度で排水した場合の被ばく量が、0.001mSv/年を超える8核種を、被ばく評価への影響の大きい核種として、旧運用管理対象核種として選定した。

なお、海浜砂からの外部被ばくについても、告示濃度限度で排水した場合の被ばく量が0.001mSv/年を超える核種があるが、表 C-4 に示すとおり、これらの核種はすべて Co-60

の線量換算係数を使用した核種であり、各核種が放出する光子のエネルギーや放出率を考慮すれば実際の外部被ばくへの影響は Co-60 に比べてわずかであり、旧運用管理の対象とする必要はないものと判断した。

e. 環境防護に関する確認

ここまでの検討は、人に対する被ばく影響に着目して行ったが、環境防護の観点から旧運用管理の対象とすべき核種の確認を行った。

具体的には、a. のソースタームを用いて、7-2.「評価方法」に示した評価方法により海生動植物に対する核種ごとの被ばく影響を評価した。評価結果を、値の大きい順に並べ替えたものを表 C-5 に示す。

最も被ばく影響の大きい核種は、Fe-59 であるが、誘導考慮参考レベル (DCRL) の下限値よりも低い結果となっている。Fe-59 が、人の被ばく低減の観点から旧運用管理の対象となっていること、その他の核種は、Fe-59 に比べて評価値が 1 桁以上小さいことから、環境防護の観点から旧運用管理の対象として追加すべき核種はないものと判断した。

表 C-1 トリチウム以外の 63 核種の影響を確認するためのソースターム（年間放出量）

対象核種	核種濃度 (Bq/L)	年間排水量 (L)	年間放出量 (Bq)	備考
H-3	1.0E+05	2.2E+08	2.2E+13	・トリチウムの年間放出量は、上限値とした ・トリチウムの濃度は、年間排水量を多めに設定するため、貯蔵中の ALPS 処理水等の濃度より低く設定した ・本ソースタームは、核種ごとの被ばく影響を確認するため、当該核種のみが告示濃度限度で含まれた（告示濃度比総和が 1）ALPS 処理水を放出した場合の評価用のソースタームであり、実際にこのような水質の水が放出されることはない
C-14	2.0E+03	2.2E+08	4.4E+11	
Mn-54	1.0E+03	2.2E+08	2.2E+11	
Fe-59	4.0E+02	2.2E+08	8.8E+10	
Co-58	1.0E+03	2.2E+08	2.2E+11	
Co-60	2.0E+02	2.2E+08	4.4E+10	
Ni-63	6.0E+03	2.2E+08	1.3E+12	
Zn-65	2.0E+02	2.2E+08	4.4E+10	
Rb-86	3.0E+02	2.2E+08	6.6E+10	
Sr-89	3.0E+02	2.2E+08	6.6E+10	
Sr-90	3.0E+01	2.2E+08	6.6E+09	
Y-90	3.0E+02	2.2E+08	6.6E+10	
Y-91	3.0E+02	2.2E+08	6.6E+10	
Nb-95	1.0E+03	2.2E+08	2.2E+11	
Tc-99	1.0E+03	2.2E+08	2.2E+11	
Ru-103	1.0E+03	2.2E+08	2.2E+11	
Ru-106	1.0E+02	2.2E+08	2.2E+10	
Rh-103m	2.0E+05	2.2E+08	4.4E+13	
Rh-106	3.0E+05	2.2E+08	6.6E+13	
Ag-110m	3.0E+02	2.2E+08	6.6E+10	
Cd-113m	4.0E+01	2.2E+08	8.8E+09	
Cd-115m	3.0E+02	2.2E+08	6.6E+10	
Sn-119m	2.0E+03	2.2E+08	4.4E+11	
Sn-123	4.0E+02	2.2E+08	8.8E+10	
Sn-126	2.0E+02	2.2E+08	4.4E+10	
Sb-124	3.0E+02	2.2E+08	6.6E+10	
Sb-125	8.0E+02	2.2E+08	1.8E+11	
Te-123m	6.0E+02	2.2E+08	1.3E+11	
Te-125m	9.0E+02	2.2E+08	2.0E+11	
Te-127	5.0E+03	2.2E+08	1.1E+12	
Te-127m	3.0E+02	2.2E+08	6.6E+10	
Te-129	1.0E+04	2.2E+08	2.2E+12	
Te-129m	3.0E+02	2.2E+08	6.6E+10	
I-129	9.0E+00	2.2E+08	2.0E+09	

対象核種	核種濃度 (Bq/L)	年間排水量 (L)	年間放出量 (Bq)	備考
Cs-134	6.0E+01	2.2E+08	1.3E+10	
Cs-135	6.0E+02	2.2E+08	1.3E+11	
Cs-136	3.0E+02	2.2E+08	6.6E+10	
Cs-137	9.0E+01	2.2E+08	2.0E+10	
Ba-137m	8.0E+05	2.2E+08	1.8E+14	
Ba-140	3.0E+02	2.2E+08	6.6E+10	
Ce-141	1.0E+03	2.2E+08	2.2E+11	
Ce-144	2.0E+02	2.2E+08	4.4E+10	
Pr-144	2.0E+04	2.2E+08	4.4E+12	
Pr-144m	4.0E+04	2.2E+08	8.8E+12	
Pm-146	9.0E+02	2.2E+08	2.0E+11	
Pm-147	3.0E+03	2.2E+08	6.6E+11	
Pm-148	3.0E+02	2.2E+08	6.6E+10	
Pm-148m	5.0E+02	2.2E+08	1.1E+11	
Sm-151	8.0E+03	2.2E+08	1.8E+12	
Eu-152	6.0E+02	2.2E+08	1.3E+11	
Eu-154	4.0E+02	2.2E+08	8.8E+10	
Eu-155	3.0E+03	2.2E+08	6.6E+11	
Gd-153	3.0E+03	2.2E+08	6.6E+11	
Tb-160	5.0E+02	2.2E+08	1.1E+11	
Pu-238	4.0E+00	2.2E+08	8.8E+08	
Pu-239	4.0E+00	2.2E+08	8.8E+08	
Pu-240	4.0E+00	2.2E+08	8.8E+08	
Pu-241	2.0E+02	2.2E+08	4.4E+10	
Am-241	5.0E+00	2.2E+08	1.1E+09	
Am-242m	5.0E+00	2.2E+08	1.1E+09	
Am-243	5.0E+00	2.2E+08	1.1E+09	
Cm-242	6.0E+01	2.2E+08	1.3E+10	
Cm-243	6.0E+00	2.2E+08	1.3E+09	
Cm-244	7.0E+00	2.2E+08	1.5E+09	

表 C-2 評価に使用する海水中濃度

対象 核種	年間放出量 (Bq)	評価に使用する海水濃度 (10km×10km 圏内)	評価に使用する海水濃度 (砂浜評価地点)
		全層平均濃度 (Bq/L)	全層平均濃度 (Bq/L)
H-3	2.2E+13	5.6E-02	8.8E-01
C-14	4.4E+11	1.1E-03	1.8E-02
Mn-54	2.2E+11	5.6E-04	8.8E-03
Fe-59	8.8E+10	2.2E-04	3.5E-03
Co-58	2.2E+11	5.6E-04	8.8E-03
Co-60	4.4E+10	1.1E-04	1.8E-03
Ni-63	1.3E+12	3.4E-03	5.3E-02
Zn-65	4.4E+10	1.1E-04	1.8E-03
Rb-86	6.6E+10	1.7E-04	2.6E-03
Sr-89	6.6E+10	1.7E-04	2.6E-03
Sr-90	6.6E+09	1.7E-05	2.6E-04
Y-90	6.6E+10	1.7E-04	2.6E-04
Y-91	6.6E+10	1.7E-04	2.6E-03
Nb-95	2.2E+11	5.6E-04	8.8E-03
Tc-99	2.2E+11	5.6E-04	8.8E-03
Ru-103	2.2E+11	5.6E-04	8.8E-03
Ru-106	2.2E+10	5.6E-05	8.8E-04
Rh-103m	4.4E+13	1.1E-01	8.8E-03
Rh-106	6.6E+13	1.7E-01	8.8E-04
Ag-110m	6.6E+10	1.7E-04	2.6E-03
Cd-113m	8.8E+09	2.2E-05	3.5E-04
Cd-115m	6.6E+10	1.7E-04	2.6E-03
Sn-119m	4.4E+11	1.1E-03	1.8E-02
Sn-123	8.8E+10	2.2E-04	3.5E-03
Sn-126	4.4E+10	1.1E-04	1.8E-03
Sb-124	6.6E+10	1.7E-04	2.6E-03
Sb-125	1.8E+11	4.5E-04	7.0E-03
Te-123m	1.3E+11	3.4E-04	5.3E-03
Te-125m	2.0E+11	5.0E-04	7.9E-03
Te-127	1.1E+12	2.8E-03	4.4E-02
Te-127m	6.6E+10	1.7E-04	2.6E-03
Te-129	2.2E+12	5.6E-03	2.6E-03
Te-129m	6.6E+10	1.7E-04	2.6E-03

参考 C-6

対象核種	年間放出量 (Bq)	評価に使用する海水濃度 (10km×10km 圏内)	評価に使用する海水濃度 (砂浜評価地点)
		全層平均濃度 (Bq/L)	全層平均濃度 (Bq/L)
I-129	2.0E+09	5.0E-06	7.9E-05
Cs-134	1.3E+10	3.4E-05	5.3E-04
Cs-135	1.3E+11	3.4E-04	5.3E-03
Cs-136	6.6E+10	1.7E-04	2.6E-03
Cs-137	2.0E+10	5.0E-05	7.9E-04
Ba-137m	1.8E+14	4.5E-01	7.9E-04
Ba-140	6.6E+10	1.7E-04	2.6E-03
Ce-141	2.2E+11	5.6E-04	8.8E-03
Ce-144	4.4E+10	1.1E-04	1.8E-03
Pr-144	4.4E+12	1.1E-02	1.8E-03
Pr-144m	8.8E+12	2.2E-02	1.8E-03
Pm-146	2.0E+11	5.0E-04	7.9E-03
Pm-147	6.6E+11	1.7E-03	2.6E-02
Pm-148	6.6E+10	1.7E-04	2.6E-03
Pm-148m	1.1E+11	2.8E-04	4.4E-03
Sm-151	1.8E+12	4.5E-03	7.0E-02
Eu-152	1.3E+11	3.4E-04	5.3E-03
Eu-154	8.8E+10	2.2E-04	3.5E-03
Eu-155	6.6E+11	1.7E-03	2.6E-02
Gd-153	6.6E+11	1.7E-03	2.6E-02
Tb-160	1.1E+11	2.8E-04	4.4E-03
Pu-238	8.8E+08	2.2E-06	3.5E-05
Pu-239	8.8E+08	2.2E-06	3.5E-05
Pu-240	8.8E+08	2.2E-06	3.5E-05
Pu-241	4.4E+10	1.1E-04	1.8E-03
Am-241	1.1E+09	2.8E-06	4.4E-05
Am-242m	1.1E+09	2.8E-06	4.4E-05
Am-243	1.1E+09	2.8E-06	4.4E-05
Cm-242	1.3E+10	3.4E-05	5.3E-04
Cm-243	1.3E+09	3.4E-06	5.3E-05
Cm-244	1.5E+09	3.9E-06	6.2E-05
対象とする被ばく経路		海産物摂取	海浜砂から

参考 C-7

参-添2-453

表 C-3 核種ごとに告示濃度限度で放出した場合の海産物摂取による内部被ばく評価結果
(成人) (0.001mSv/年を超える 8 核種を旧運用管理対象として選定)

No.	対象核種	告示濃度限度 (Bq/L)	海産物摂取による内部被ばく線量 (mSv/年)	備考
1	Sn-126	6.0E+04	2.6E-02	旧運用管理対象
2	Sn-123	2.0E+03	2.3E-02	旧運用管理対象
3	Sn-119m	1.0E+03	1.9E-02	旧運用管理対象
4	Fe-59	4.0E+02	5.6E-03	旧運用管理対象
5	Cd-115m	1.0E+03	1.4E-03	旧運用管理対象
6	C-14	2.0E+02	1.3E-03	旧運用管理対象
7	Cd-113m	6.0E+03	1.3E-03	旧運用管理対象
8	Ag-110m	2.0E+02	1.0E-03	旧運用管理対象
9	Zn-65	3.0E+02	8.4E-04	
10	Mn-54	3.0E+02	5.2E-04	
11	Co-58	3.0E+01	2.5E-04	
12	Co-60	3.0E+02	2.3E-04	
13	Tc-99	3.0E+02	2.1E-04	
14	Te-129m	1.0E+03	1.4E-04	
15	Te-127	1.0E+03	1.3E-04	
16	Te-123m	1.0E+03	1.3E-04	
17	Eu-155	1.0E+02	1.3E-04	
18	Te-125m	2.0E+05	1.2E-04	
19	Pm-148m	3.0E+05	1.1E-04	
20	Eu-152	3.0E+02	1.1E-04	
21	Te-127m	4.0E+01	1.1E-04	
22	Gd-153	3.0E+02	1.1E-04	
23	Pm-146	2.0E+03	1.1E-04	
24	Pm-148	4.0E+02	1.1E-04	
25	Eu-154	2.0E+02	1.1E-04	
26	I-129	3.0E+02	1.1E-04	
27	Sm-151	8.0E+02	1.0E-04	
28	Pm-147	6.0E+02	1.0E-04	
29	Am-241	9.0E+02	1.0E-04	
30	Am-243	5.0E+03	1.0E-04	
31	Am-242m	3.0E+02	9.7E-05	
32	Pu-239	1.0E+04	8.4E-05	
33	Pu-240	3.0E+02	8.4E-05	

参考 C-8

No.	対象核種	告示濃度限度 (Bq/L)	海産物摂取による内部被ばく線量 (mSv/年)	備考
34	Ce-144	9.0E+00	8.4E-05	
35	Pu-241	6.0E+01	8.1E-05	
36	Pu-238	6.0E+02	7.8E-05	
37	Ni-63	3.0E+02	7.7E-05	
38	Cm-243	9.0E+01	6.3E-05	
39	Cm-244	8.0E+05	5.9E-05	
40	Ce-141	3.0E+02	5.7E-05	
41	Cm-242	1.0E+03	5.0E-05	
42	Tb-160	2.0E+02	4.9E-05	
43	Nb-95	2.0E+04	2.7E-05	
44	Sb-125	4.0E+04	2.4E-05	
45	Sb-124	9.0E+02	2.0E-05	
46	Ru-103	3.0E+03	2.0E-05	
47	Ru-106	3.0E+02	1.9E-05	
48	Y-91	5.0E+02	1.7E-05	
49	Cs-135	8.0E+03	6.2E-06	
50	Cs-137	6.0E+02	6.1E-06	
51	Cs-134	4.0E+02	5.9E-06	
52	Cs-136	3.0E+03	4.7E-06	
53	Te-129	3.0E+03	3.0E-06	
54	Y-90	5.0E+02	2.0E-06	
55	Ba-140	4.0E+00	9.8E-07	
56	Pr-144	4.0E+00	6.7E-07	
57	Rb-86	4.0E+00	6.3E-07	
58	Sr-90	2.0E+02	2.9E-07	
59	Sr-89	5.0E+00	2.7E-07	
60	Rh-103m	5.0E+00	1.8E-07	
61	H-3	5.0E+00	1.3E-07	
62	Rh-106	6.0E+01	0.0E+00	親核種にて評価
63	Ba-137m	6.0E+00	0.0E+00	親核種にて評価
64	Pr-144m	7.0E+00	0.0E+00	親核種にて評価

表 C-4 核種ごとに告示濃度限度で放出した場合の海浜砂からの外部被ばく評価結果

	核種	告示濃度限度 (Bq/L)	海浜砂からの被ばく (mSv/年)	備考
1	Te-127	5.0E+03	1.0E-02	線量換算係数に Co-60 の値を参照
2	Eu-155	3.0E+03	6.2E-03	線量換算係数に Co-60 の値を参照
3	Gd-153	3.0E+03	6.2E-03	線量換算係数に Co-60 の値を参照
4	Sn-119m	2.0E+03	4.1E-03	線量換算係数に Co-60 の値を参照
5	Nb-95	1.0E+03	2.1E-03	線量換算係数に Co-60 の値を参照
6	Ru-103	1.0E+03	2.1E-03	線量換算係数に Co-60 の値を参照
7	Ce-141	1.0E+03	2.1E-03	線量換算係数に Co-60 の値を参照
8	Pm-146	9.0E+02	1.9E-03	線量換算係数に Co-60 の値を参照
9	Te-123m	6.0E+02	1.2E-03	線量換算係数に Co-60 の値を参照
10	Cs-135	6.0E+02	1.2E-03	線量換算係数に Co-60 の値を参照
11	Pm-148m	5.0E+02	1.0E-03	線量換算係数に Co-60 の値を参照
12	Tb-160	5.0E+02	1.0E-03	線量換算係数に Co-60 の値を参照
13	Co-58	1.0E+03	8.4E-04	線量換算係数に Co-60 の値を参照
14	Sn-123	4.0E+02	8.3E-04	
15	Mn-54	1.0E+03	7.0E-04	
16	Rb-86	3.0E+02	6.2E-04	線量換算係数に Co-60 の値を参照
17	Sr-89	3.0E+02	6.2E-04	線量換算係数に Co-60 の値を参照
18	Y-91	3.0E+02	6.2E-04	線量換算係数に Co-60 の値を参照
19	Ag-110m	3.0E+02	6.2E-04	線量換算係数に Co-60 の値を参照
20	Cd-115m	3.0E+02	6.2E-04	線量換算係数に Co-60 の値を参照
21	Sb-124	3.0E+02	6.2E-04	線量換算係数に Co-60 の値を参照
22	Te-127m	3.0E+02	6.2E-04	線量換算係数に Co-60 の値を参照
23	Te-129m	3.0E+02	6.2E-04	線量換算係数に Co-60 の値を参照
24	Cs-136	3.0E+02	6.2E-04	線量換算係数に Co-60 の値を参照
25	Ba-140	3.0E+02	6.2E-04	線量換算係数に Co-60 の値を参照
26	Pm-148	3.0E+02	6.2E-04	線量換算係数に Co-60 の値を参照
27	Eu-152	6.0E+02	5.5E-04	
28	Co-60	2.0E+02	4.1E-04	
29	Eu-154	4.0E+02	4.0E-04	
30	Sb-125	8.0E+02	2.9E-04	
31	Zn-65	2.0E+02	9.7E-05	
32	Cs-134	6.0E+01	8.2E-05	
33	Cs-137	9.0E+01	4.8E-05	
34	Ru-106	1.0E+02	1.9E-05	
35	Pu-241	2.0E+02	1.8E-05	

	核種	告示濃度限度 (Bq/L)	海浜砂からの被ばく (mSv/年)	備考
36	Ce-144	2.0E+02	8.8E-06	
37	Te-125m	9.0E+02	7.5E-06	
38	Sn-126	2.0E+02	4.6E-06	
39	Cm-243	6.0E+00	8.2E-07	線量換算係数に Am-243 の値を参照
40	Am-243	5.0E+00	6.8E-07	
41	Sr-90	3.0E+01	1.6E-07	
42	I-129	9.0E+00	5.1E-08	
43	Pm-147	3.0E+03	4.6E-08	
44	Am-242m	5.0E+00	4.4E-08	
45	Am-241	5.0E+00	3.7E-08	
46	Fe-59	4.0E+02	2.8E-08	
47	Tc-99	1.0E+03	2.8E-08	
48	Sm-151	8.0E+03	2.2E-08	
49	Cm-242	6.0E+01	9.8E-09	
50	Cd-113m	4.0E+01	7.2E-09	
51	Cm-244	7.0E+00	1.1E-09	
52	Pu-238	4.0E+00	6.3E-10	
53	Pu-240	4.0E+00	6.2E-10	
54	Pu-239	4.0E+00	3.7E-10	
55	H-3	6.0E+04	0.0E+00	
56	C-14	2.0E+03	0.0E+00	
57	Ni-63	6.0E+03	0.0E+00	
58	Y-90	3.0E+02	0.0E+00	親核種にて評価
59	Rh-103m	2.0E+05	0.0E+00	親核種にて評価
60	Rh-106	3.0E+05	0.0E+00	親核種にて評価
61	Te-129	1.0E+04	0.0E+00	親核種にて評価
62	Ba-137m	8.0E+05	0.0E+00	親核種にて評価
63	Pr-144	2.0E+04	0.0E+00	親核種にて評価
64	Pr-144m	4.0E+04	0.0E+00	親核種にて評価

※ハッチングは旧運用管理の対象核種

表 C-5 核種ごとに告示濃度限度で放出した場合の環境防護に関する評価結果

	核種	告示濃度限度 (Bq/L)	被ばく評価結果 (mGy/日)			備考
			扁平魚	カニ	褐藻	
1	Fe-59	4.0E+02	5.4E-01	5.4E-01	5.8E-01	
2	Sn-126	2.0E+02	9.7E-03	9.3E-03	9.0E-03	
3	Pm-148m	5.0E+02	7.5E-03	7.2E-03	8.1E-03	
4	Mn-54	1.0E+03	6.6E-03	6.0E-03	6.6E-03	
5	Eu-152	6.0E+02	5.4E-03	5.1E-03	5.4E-03	
6	Pm-146	9.0E+02	5.1E-03	4.9E-03	5.4E-03	
7	Tb-160	5.0E+02	4.2E-03	4.2E-03	4.5E-03	
8	Eu-154	4.0E+02	3.8E-03	3.6E-03	3.8E-03	
9	Nb-95	1.0E+03	2.3E-03	2.3E-03	2.4E-03	
10	Gd-153	3.0E+03	2.2E-03	2.0E-03	2.5E-03	
11	Pm-148	3.0E+02	1.5E-03	1.4E-03	2.0E-03	
12	Eu-155	3.0E+03	1.3E-03	1.3E-03	1.3E-03	
13	Co-58	1.0E+03	1.1E-03	1.1E-03	1.1E-03	
14	Sn-123	4.0E+02	1.0E-03	9.7E-04	1.0E-03	
15	Sn-119m	2.0E+03	9.6E-04	9.1E-04	6.7E-04	
16	Ce-141	1.0E+03	8.6E-04	8.2E-04	8.9E-04	
17	Co-60	2.0E+02	5.6E-04	5.6E-04	6.1E-04	
18	Ce-144	2.0E+02	4.7E-04	2.7E-04	4.7E-04	
19	Ru-103	1.0E+03	7.4E-05	7.4E-05	7.6E-05	
20	Cd-115m	3.0E+02	4.4E-05	1.9E-04	8.3E-06	
21	Ag-110m	3.0E+02	4.1E-05	2.3E-04	3.5E-05	
22	Y-91	3.0E+02	3.6E-05	2.2E-05	1.6E-04	
23	Zn-65	2.0E+02	3.3E-05	6.6E-05	3.2E-05	
24	C-14	2.0E+03	1.0E-05	8.4E-06	6.7E-06	
25	Cs-136	3.0E+02	9.5E-06	9.4E-06	9.4E-06	
26	Te-127	5.0E+03	9.4E-06	9.4E-06	8.7E-05	
27	Am-243	5.0E+00	8.8E-06	1.1E-05	9.7E-06	
28	Ru-106	1.0E+02	6.4E-06	6.4E-06	7.6E-06	
29	Cm-243	6.0E+00	5.8E-06	1.5E-05	9.4E-06	
30	Ba-140	3.0E+02	5.6E-06	7.7E-06	1.0E-05	
31	Sb-124	3.0E+02	5.1E-06	4.8E-06	6.1E-06	
32	Sb-125	8.0E+02	3.2E-06	3.0E-06	4.0E-06	
33	Pm-147	3.0E+03	2.9E-06	3.9E-05	2.7E-05	
34	Cd-113m	4.0E+01	1.7E-06	7.8E-06	1.4E-07	
35	Te-129m	3.0E+02	1.6E-06	1.6E-06	1.5E-05	

	核種	告示濃度限度 (Bq/L)	被ばく評価結果 (mGy/日)			備考
			扁平魚	カニ	褐藻	
36	Sm-151	8.0E+03	1.5E-06	3.3E-05	1.3E-05	
37	Cs-134	6.0E+01	1.5E-06	1.4E-06	1.5E-06	
38	Te-125m	9.0E+02	1.0E-06	1.0E-06	8.8E-06	
39	Am-241	5.0E+00	9.4E-07	3.1E-06	9.7E-07	
40	Te-123m	6.0E+02	9.0E-07	9.2E-07	5.4E-06	
41	Cs-137	9.0E+01	8.0E-07	7.7E-07	8.0E-07	
42	Rb-86	6.0E+01	7.8E-07	9.9E-05	3.7E-05	
43	Cm-242	3.0E+02	7.7E-07	7.7E-07	7.2E-06	
44	Te-127m	5.0E+00	7.2E-07	8.0E-07	1.3E-06	
45	Am-242m	3.0E+02	6.7E-07	5.3E-07	1.3E-06	
46	Pu-238	4.0E+00	4.6E-07	3.1E-07	7.6E-07	
47	Pu-240	4.0E+00	4.3E-07	2.9E-07	7.1E-07	
48	Pu-239	4.0E+00	4.3E-07	2.9E-07	7.1E-07	
49	Ni-63	6.0E+03	2.3E-07	5.5E-06	1.7E-06	
50	Cm-244	7.0E+00	8.6E-08	1.1E-05	4.2E-06	
51	Tc-99	1.0E+03	6.7E-08	1.5E-05	4.5E-05	
52	Sr-89	3.0E+02	6.1E-08	2.1E-07	6.0E-08	
53	Cs-135	6.0E+02	5.3E-08	2.9E-08	4.3E-08	
54	Pu-241	2.0E+02	2.2E-08	1.5E-08	3.7E-08	
55	Sr-90	3.0E+01	1.1E-08	4.1E-08	1.1E-08	
56	H-3	6.0E+04	4.7E-09	4.7E-09	1.8E-09	
57	I-129	9.0E+00	9.1E-11	5.2E-08	2.3E-08	
58	Y-90	3.0E+02	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	親核種にて評価
59	Rh-103m	2.0E+05	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	親核種にて評価
60	Rh-106	3.0E+05	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	親核種にて評価
61	Te-129	1.0E+04	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	親核種にて評価
62	Ba-137m	8.0E+05	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	親核種にて評価
63	Pr-144	2.0E+04	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	親核種にて評価
64	Pr-144m	4.0E+04	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	親核種にて評価

※ハッチングは旧運用管理の対象核種

C2. 旧運用管理値の設定

これまでに分析したタンクおよび ALPS 出口水の分析結果において、旧運用管理対象核種のうち、C-14 を除く 7 核種は不検出であった。不検出の核種については、二次処理性能確認試験における検出下限値（2 タンク群の結果の数字が大きいもの）に、誤差を考慮して 20% を上乗せした濃度を切り上げて旧運用管理値とし、検出されている C-14 については、最大値の 2 倍の濃度を切り上げて旧運用管理値として設定した。

旧運用管理値の設定フローを図 C-1、設定した旧運用管理値を表 C-6 に示す。

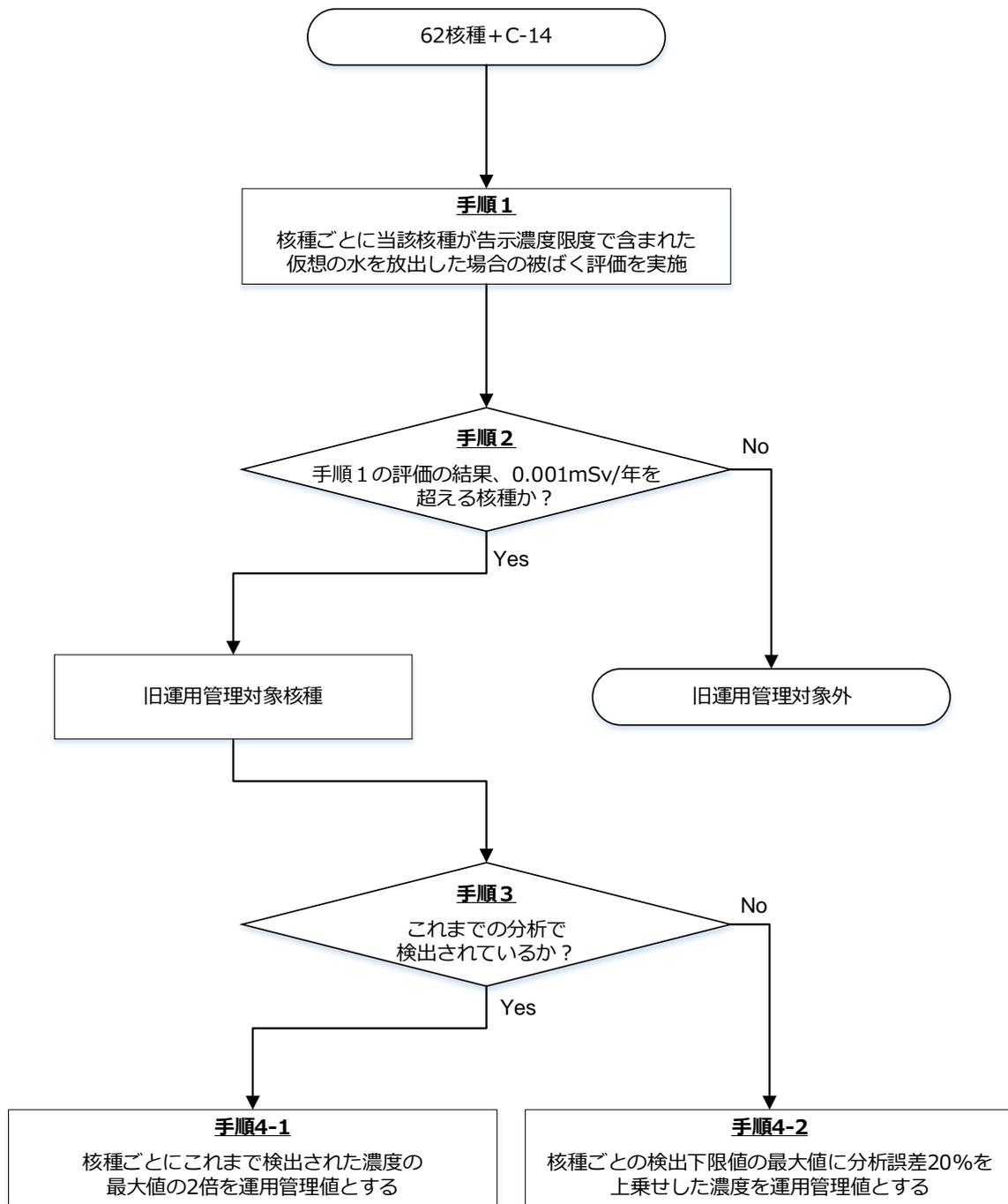


図 C-1 旧運用管理値設定の流れ

表 C-6 設定した旧運用管理値

不 検 出 核 種	核種	告示濃度限度 (Bq/L)	検出下限値 (Bq/L)	検出下限値×1.2 (Bq/L)	旧運用管理値 (Bq/L)	告示濃度比
	Fe-59	4.0E+02	8.66E-02	1.04E-01	2E-01	5.0E-04
	Ag-110m	3.0E+02	4.26E-02	5.11E-02	6E-02	2.0E-04
	Cd-113m	4.0E+01	8.55E-02	1.03E-01	2E-01	5.0E-03
	Cd-115m	3.0E+02	2.70E+00	3.24E+00	4E+00	1.3E-02
	Sn-119m	2.0E+03	4.24E+01	5.09E+01	6E+01	3.0E-02
	Sn-123	4.0E+02	6.59E+00	7.91E+00	8E+00	2.0E-02
	Sn-126	2.0E+02	2.92E-01	3.50E-01	4E-01	2.0E-03
検 出 核 種	核種	告示濃度限度 (Bq/L)	検出最大値 (Bq/L)	検出最大値×2 (Bq/L)	旧運用管理値 (Bq/L)	告示濃度比
	C-14	2.0E+03	2.15E+02	4.30E+02	5E+02	2.5E-01
告示濃度比合計						3.2E-01

C3. 仮想した ALPS 処理水による人に対する被ばく評価

C2.で設定した旧運用管理値により、ソースタームの不確かさによるリスクが低減されていることを確認するため、非常に保守的な評価として、実際にそのような ALPS 処理水が存在するわけではないが、旧運用管理対象核種などの被ばくの影響が相対的に大きい核種だけが含まれると仮想した ALPS 処理水が継続して放出される場合の被ばく評価を行った。

a. ソースタームの設定

以下の手順により、核種ごとのソースターム（年間放出量）を表 C-7 のとおり設定した。

- ・トリチウムの年間放出量は、上限である 22 兆 Bq ($2.2E+13$ Bq) とする。
- ・評価に使用する ALPS 処理水のトリチウム濃度を、これまでに確認されたトリチウムの最低濃度（約 15 万 Bq/L）を下回る 10 万 Bq/L と低く設定することで、ALPS 処理水の年間排水量を 2.2 億 L ($2.2E+08$ L) と多く見積もり、トリチウム以外の核種の年間放出量を多く見積もった。
- ・トリチウム以外の 63 核種のうち、被ばくへの影響が相対的に大きい旧運用管理対象 8 核種の濃度は、上限値である旧運用管理値とする。8 核種の告示濃度比総和は 0.32 である。
- ・その他の 55 核種については、旧運用管理対象 8 核種の次に被ばくへの影響が相対的に大きい Zn-65 を代表核種として評価することとし、Zn-65 の濃度を告示濃度比 0.68 に相当する 140Bq/L とする。これにより、トリチウム以外の 63 核種の告示濃度比総和は放出管理上の上限値である 1 となる。
- ・旧運用管理対象 8 核種および Zn-65 の濃度に年間排水量 2.2 億 L を乗じて 9 核種の年間放出量を設定する。

b. 被ばく評価に使用する核種ごとの海水濃度

被ばく評価に使用する核種ごとの海水中濃度は、表 6-1-17 の海水中トリチウム濃度（全層）のうち 10km×10km 圏内の年間平均濃度および砂浜評価地点の年間平均濃度を基に、ソースタームにおけるトリチウムと他の核種の年間放出量の比により他の核種の濃度を求めた。評価に使用した核種ごとの海水中濃度を表 C-8 に示す。

c. 被ばく評価の方法

移行経路、被ばく経路、被ばく評価方法、代表的個人の設定は、6-1.「通常時の被ばく評価」と同じとした。

d. 被ばく評価結果

被ばくへの影響が相対的に大きい核種だけが含まれる仮想した ALPS 処理水によるソースタームを用いた被ばく評価の結果を表 C-9 に示す。放出管理上最も保守的と考えられるソースタームを用いた場合も、一般公衆の線量限度 1 mSv/年はもとより、線量拘束値に相当する線量目標値 0.05mSv/年も大きく下回る結果であった。

表 C-7 仮想した ALPS 処理水によるソースターム（年間放出量）

対象核種	核種濃度 (Bq/L)	年間排水量 (L)	年間放出量 (Bq)	備考
H-3	1.0E+05	2.2E+08	2.2E+13	・トリチウムの年間放出量は、上限値とした ・なお、実際に放出する際には、トリチウム濃度が 1,500Bq/L 未満となるよう、海水により 100 倍以上に希釈してから放出することから、放出水のトリチウム以外の 63 核種の告示濃度比総和は 0.01 未満となる
C-14	5.0E+02		1.1E+11	
Fe-59	2.0E-01		4.4E+07	
Zn-65	1.4E+02		3.1E+10	
Ag-110m	6.0E-02		1.3E+07	
Cd-113m	2.0E-01		4.4E+07	
Cd-115m	4.0E+00		8.8E+08	
Sn-119m	6.0E+01		1.3E+10	
Sn-123	8.0E+00		1.8E+09	
Sn-126	4.0E-01		8.8E+07	

表 C-8 評価に使用する海水濃度（仮想した ALPS 処理水によるソースターム）

対象核種	年間放出量 (Bq)	評価に使用する海水濃度 (Bq/L)		
		10km×10km 圏内 全層平均	10km×10km 圏内 最上層平均	砂浜評価地点 全層平均
H-3	2.2E+13	5.6E-02	1.2E-01	8.8E-01
C-14	1.3E+09	2.8E-04	6.0E-04	4.4E-03
Fe-59	5.9E+06	1.1E-07	2.4E-07	1.8E-06
Zn-65	6.5E+06	7.8E-05	1.7E-04	1.2E-03
Ag-110m	3.3E+06	3.4E-08	7.2E-08	5.3E-07
Cd-113m	7.0E+06	1.1E-07	2.4E-07	1.8E-06
Cd-115m	1.9E+08	2.2E-06	4.8E-06	3.5E-05
Sn-119m	3.3E+09	3.4E-05	7.2E-05	5.3E-04
Sn-123	5.1E+08	4.5E-06	9.6E-06	7.0E-05
Sn-126	1.2E+07	2.2E-07	4.8E-07	3.5E-06
対象とする被ばく評価		漁網から海産物摂取	海水面から船体から	遊泳中 海浜砂から 飲水 海水しぶき吸入

表 C-9 人に関する被ばく評価結果（評価エリア 10km×10km）

評価 ケース	ソース ターム	仮想した ALPS 処理水による ソースターム	
	海産物 摂取量	平均的	多い
外部 被ばく (mSv/年)	海水面	1.8E-07	
	船体	1.4E-07	
	遊泳中	1.2E-07	
	海浜砂	2.2E-04	
	漁網	4.5E-05	
内部 被ばく (mSv/年)	飲水	4.6E-07	
	しぶき 吸入	2.1E-07	
	海産物 摂取	4.8E-04	2.0E-03
合計 (mSv/年)		7E-04	2E-03

表 C-10 年齢別の海産物摂取による内部被ばく評価結果 (10km×10km)

評価 ケース	ソース ターム	仮想した ALPS 処理水による ソースターム	
	海産物 摂取量	平均的	多い
海水の飲水 による 内部被ばく (mSv/年)	成人	4.6E-07	
	幼児	8.7E-07	
	乳児	-	
海水の水しぶきの 吸入による 内部被ばく (mSv/年)	成人	2.1E-07	
	幼児	1.6E-07	
	乳児	1.0E-07	
海産物摂取 による 内部被ばく (mSv/年)	成人	4.8E-04	2.0E-03
	幼児	7.5E-04	3.1E-03
	乳児	9.4E-04	3.9E-03

C4. 仮想した ALPS 処理水による環境防護に関する評価

人に対する被ばく評価と同様、仮想した ALPS 処理水が継続して放出される場合の動植物に対する被ばく評価を行った。

a. ソースタームの設定

C3. a. ソースタームの設定と同様に、以下の手順により、核種ごとのソースターム（年間放出量）を表 C-11 のとおり設定した。

- ・トリチウムの年間放出量は、上限である 22 兆 Bq ($2.2E+13$ Bq) とする。
- ・評価に使用する ALPS 処理水のトリチウム濃度を、これまでに確認されたトリチウムの最低濃度（約 15 万 Bq/L）を下回る 10 万 Bq/L と低く設定することで、ALPS 処理水の年間排水量を 2.2 億 L ($2.2E+08$ L) と多く見積もる。これにより、トリチウム以外の核種の年間放出量を多く見積もることとなる。
- ・トリチウム以外の 63 核種のうち、被ばくへの影響が相対的に大きい旧運用管理対象 2 核種の濃度は、上限値である旧運用管理値とする。2 核種（Fe-59 および Sn-126）の告示濃度比総和は 0.0025 ($2.5E-03$) である。
- ・その他の 61 核種については、旧運用管理対象 2 核種の次に被ばくへの影響が相対的に大きい Pm-148m を代表核種として評価することとし、Pm-148m の濃度を告示濃度比 0.9975 ($9.975E-01$) に相当する 499Bq/L とする。これにより、トリチウム以外の 63 核種の告示濃度比総和は放出管理上の上限値である 1 となる。
- ・旧運用管理対象 2 核種および Pm-148m の濃度に年間排水量 2.2 億 L を乗じて 3 核種の年間放出量を設定する。

b. 被ばく評価に使用する核種毎の海水濃度

被ばく評価に使用する核種ごとの海水中濃度は、表 7-3-1 の海水中トリチウム濃度（最下層）を基に、ソースタームにおけるトリチウムと他の核種の年間排出量の比により他の核種の濃度を求めた。評価に使用した核種ごとの海水中濃度を表 C-12 に示す。

c. 被ばく評価の方法

移行経路、被ばく経路、被ばく評価方法、代表的個人の設定は、7.「環境防護に関する評価」と同じとした。

d. 被ばく評価結果

被ばくへの影響が相対的に大きい核種だけが含まれる仮想した ALPS 処理水によるソースタームを用いた標準動植物に対する被ばく評価の結果を表 C-13 に示す。放出管理上最も保守的と考えられるソースタームを用いた場合も、誘導考慮参考レベル（DCRL）の下限値を大きく下回る低い線量率であった。

表 C-11 仮想した ALPS 処理水によるソースターム（年間放出量）

対象核種	核種濃度 (Bq/L)	年間排水量 (L)	年間放出量 (Bq)	備考
H-3	1.0E+05	2.2E+08	2.2E+13	・トリチウムの年間放出量は、上限値とした。 ・なお、実際に放出する際には、トリチウム濃度が 1,500Bq/L 未満となるよう、海水により 100 倍以上に希釈してから放出することから、放出水のトリチウム以外の 63 核種の告示濃度比総和は 0.01 未満となる。
Fe-59	2.0E-01		4.4E+07	
Sn-126	4.0E-01		8.8E+07	
Pm-148m	5.0E+02		1.1E+11	

表 C-12 評価に使用する海水濃度（仮想した ALPS 処理水によるソースターム）

対象核種	年間放出量 (Bq)	評価に使用する海水濃度 (Bq/L)
		10km×10km 圏内 最下層平均
H-3	2.2E+13	5.6E-02
Fe-59	4.4E+07	1.2E-07
Sn-126	8.8E+07	2.4E-07
Pm-148m	1.1E+11	3.0E-04
対象とする被ばく評価		環境防護

表 C-13 環境防護に関する評価結果

評価 ケース		仮想した ALPS 処理水による ソースターム
被ばく (mGy/日)	扁平魚	7.8E-03
	カニ	7.5E-03
	褐藻	8.4E-03
誘導考慮参考レベル(DCRL) 扁平魚 : 1-10 mGy/日 カニ : 10-100mGy/日 褐藻 : 1-10mGy/日		

参考 D ALPS 処理水放出に係る放射線以外も含む環境影響の評価結果について

当社は、これまでに ALPS 処理水の海洋放出に関わる放射線以外の環境影響に関する評価を実施している。本書では参考として、ALPS 処理水の海洋放出に関連する設備の存在および稼働やその工事に関する放射線以外の要素が、「海洋環境に甚大な汚染をもたらし、または重大かつ有害な変化をもたらす恐れがあるか」に関する、当社での検討結果を示す。結論として、当社はいずれの要素についても、その恐れはないと評価した。

まず、当社では、貯蔵されている ALPS 処理水に含まれる放射性物質以外の水質汚濁防止法および関連する福島県条例に指定される測定項目についての分析を行った。分析結果については、添付 II「ALPS 処理水等の水質について」に記載したが、測定対象項目についてはいずれも基準値を下回っており、これらの水を海洋放出した場合にも、これらの水に含まれる放射性物質以外のものにより、海洋環境に重大または有害な変化をもたらすことはないことを確認している。

さらに、当社は ALPS 処理水の海洋放出あるいはその方法によって、放射線以外の環境影響を与える可能性があるのかについても評価を行った。評価対象となった系統とその概要を表 D-1 に、その評価の結果の概要を表 D-2 に示す。影響を及ぼす恐れのあるものとして、

- a. ALPS 処理水の海洋放出に関連する施設（測定・確認、移送、希釈、放出の各プロセスに関わる施設）の存在あるいはその稼働（中欄）
- b. それら設備の設置の工事または作業の実施（右欄）

の 2 つを考慮した。

これらの影響要因が、大気質、水質、地質、地形、土壌、エコシステムなどさまざまな環境の構成要素に対して、それぞれ与える可能性のある影響について評価した。また、すでに環境中に存在する放射性物質の影響についても評価に取り入れた。その結果、これら環境の構成要素へ予想される影響はないか、あるいは十分小さく無視できる程度と評価した。

本報告書で扱う放射線影響評価において想定している ALPS 処理水の海洋放出と同じ条件、内容での放出による影響、および関連する設備の工事に伴う影響を対象としている。

表 D-1 ALPS 処理水の海洋放出に関する設備

設備の区分	設備	仕様
測定・確認用設備	測定・確認用タンク	現在 K 4 エリアに設置されている 35 基（約 3.4 万 m ³ ）のうち、30 基を測定・確認用設備に転用
	循環ポンプ	160m ³ /h/台×2 台
	攪拌機器	タンク 1 基につき 1 台、計 30 台
	配管・弁等	連結管（耐圧ホース呼び径 200A 相当または鋼管 100A） タンク群間の混水防止のため、バウンダリとなる弁は直列二重化
移送設備	ALPS 処理水移送ポンプ	30m ³ /h/台×2 台（予備 1 台）
	緊急遮断弁	動作原理および設置場所の異なる 2 つの弁を直列設置し多重化・多様化
	流量計	
	その他弁・配管等	
希釈設備	取水路	5 号機設備を転用
	海水移送ポンプ	7,086m ³ /h×3 台
	流量計	
	海水配管ヘッダ	呼び径 2200A, 1800A
	放水立坑（上流水槽）	鉄筋コンクリート製 1 槽、たて約 37m×よこ約 18m×深さ約 7m、容量約 2,000m ³
	その他弁・配管等	
関連施設	放水立坑（下流水槽）	鉄筋コンクリート製 1 槽、たて約 7m×よこ約 12m×高さ約 18m、容量約 800 m ³
	放水トンネル	シールドトンネル、内径約 3m、全長約 1km
	放水口	放水口ケーソン：W 約 9m×D 約 12m×H 約 10m（放水口：3m 四方、高さ 2m） 周囲上底約 40m×約 40m、下底約 16m×約 16m、深さ約 11m を水中不分離コンクリート等で埋め戻し

参考 D-2

これらの設備の配置、設置工事、運用については、環境への影響を可能な限り低減することを確保するために、以下のような配慮をしている。

- ALPS 処理水の海洋放出に関わる設備として、測定・確認用設備は、既設の K4 エリアタンク群（約 34,000m³）全 35 基のうちの 30 基を転用（残り 5 基は引き続き ALPS 処理水貯槽として利用）することにより、新たな地形改変が行われないよう配慮している。
- 新設する希釈設備は、発電所構内の既存の開発エリアに設置することとし、放水立抗およびトンネル出口を除き新たな地形改変は行われない。
- 取水路は、既設の 5 号機取水路を転用することにより新たな地形改変を回避する。
- 放水は岩盤をくり抜くことで海底面などの地形に影響を与えない海底トンネル方式により施設が存在・稼働、工事の実施による影響を最小化するよう、環境に最大限配慮した設計としている。

以上の設計上の配慮を講じた計画に基づき、放射線以外の環境影響評価の項目について検討した詳細は、表 D-2 のとおりである。いずれも、環境への影響は想定されないと判定した。

表 D-2 ALPS 処理水に含まれる放射性核種による放射線以外の環境影響評価の項目の当社の検討結果について¹

影響要因 環境要素	施設が存在・施設の稼働	工事の実施
	ALPS 処理水の海洋放出に関わる設備の存在 ・同設備を使用した ALPS 処理水の放出	ALPS 処理水の海洋放出に関わる設備の工事
大気環境 (大気質、騒音/振動)	<p>ポンプまたは弁等動的機器を駆動する動力は電動式または空気圧駆動方式を採用することとし、大気汚染物質を排出する設備は設置しない。</p> <p>また、ALPS 処理水の放出のために通常稼働する海水希釈ポンプ 3 台および ALPS 処理水移送ポンプ 1 台の合計流量（最大日量約 51 万 m³）は、一般の原子力発電所の循環水ポンプ通常運転時（事故前の福島第一原子力発電所を例にすると、最小の 1 号機で約 9 倍の日量約 425 万 m³）に比べても小さい。</p> <p>発電所周辺は発電所の陸側を完全に取り囲むように中間貯蔵施設として利用されており、その外側の帰還困難区域とも最も近い場所でも福島第一原子力発電所敷地境界からは少なくとも 1km、工事が行われると想定する場所（5 号機海側エリア）からは 2km 程度離れて</p>	<p>工事に使用する船舶は、浚渫船 1 隻、起重機船 2 隻、コンクリートプラント船 1 隻（同時稼働しない）、重機は最大 20 台/日程度、シールドマシン（直径約 3m）1 台、資材輸送最大 30 台/日程度である。</p> <p>取放水設備の設置以外は敷地外での工事はなく、取放水設備の設置工事も大部分は海底トンネルの工事である。工事は、発電所構内および日常的に漁業が行われていないエリア内に限られること、また、発電所周囲は工事場所からおよそ 2km の範囲はすべて中間貯蔵施設となっており、工事の実施による騒音、振動等が及ぶおそれがある範囲に生活環境への影響を評価すべき対象は存在しない。</p>

¹ 「環境影響評価技術ガイド」（平成 27 年 3 月）P6 の表 1.1 に基づき作成。

影響要因	施設の存在・施設の稼働	工事の実施
環境要素	ALPS 処理水の海洋放出に関わる設備の存在 ・同設備を使用した ALPS 処理水の放出	ALPS 処理水の海洋放出に 関わる設備の工事
	おり、騒音、振動等が及ぶおそれがある範囲 に生活環境への影響を評価すべき対象は存在 しない。	
水環境 (水質・水温・ 流速) ※放射性 物質以外	<p>ALPS 処理水は、凝集沈殿や吸着材、フィル ターなどにより汚染水中に含まれる放射性物 質を除去したものであり、その除去過程で重 金属、不溶性浮遊物、有機物等がともに除 去され、COD の増加等を招く汚濁負荷を増 加させる処理は行わない。</p> <p>なお、ALPS 処理水の水質が排水基準を十分 満足していることは、過去の測定²において 確認済みである。しかも、実際の ALPS 処理 水の排出に当たっては、排出対象となる水を 分析し、排水基準を満足していることを確認 することとしている。</p> <p>また、取放水する海水は、ALPS 処理水の希 釈に使用するだけであり加熱等を行わないこ と、および陸上に保管されている ALPS 処理 水は気温による水温変化が考えられるが、海 水温とは平衡状態にはなく、海水により 100 倍以上に希釈して放出されるため、排水と海 水温の温度差はほとんどない。</p> <p>放出口からの放出流速は、最大流量である海 水希釈ポンプ 3 台運転時で約 1m/s 程度 の低速で水深約 12m の海底から真上に放出 する構造としており、流速の変化は放出口の ごく近傍に限られる。</p>	<p>取水設備の工事は港湾内であること、及び放 水設備の大部分は海底トンネルとしてシール ド工法により施工すること、トンネル出口に は岩礁域を選定することから、工事の実施に よる水の濁りの発生は限定的であると判断さ れ、評価すべき対象はない。</p>
その他の環境 (地形・地質、 地盤、土壌)	<p>放出口からの放出流速は、最大流量である海 水希釈ポンプ 3 台運転時で約 1m/s 程度の低 速であり、海底から真上に放出する構造とし、 かつ海底高さからの飛び出しは約 3m 四方高 さ約 2m に限定するとともに、放出口の周囲 約 40m 四方 (約 1,600m²) はコンクリート にて埋め戻すことから、流速の変化は放出口 のごく近傍に限られ、かつ洗掘などが生じる おそれもない。</p> <p>また、地盤沈下の原因となる地下水のくみ上 げは行わず、土壌汚染の原因となる物質は使 用する予定はない。</p>	<p>既設設備の流転用や岩盤内を掘進するため地 形改変が少ないシールド工法による海底トン ネル設置等による新たな地形改変の回避によ り、地形改変は放出立坑 (上流水槽約 670 m³、下流水槽約 80 m³、合計約 750 m³) およ び海底トンネル出口 (約 1,600m²) のごく 小さなエリアに限定される。</p>

² 2018 年 12 月 28 日「ALPS 処理水タンクにおける化学物質の分析について」

https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/osensuitaisaku/committee/takakusyu/pdf/012_04_01.pdf

影響要因	施設の存在・施設の稼働	工事の実施
環境要素	ALPS 処理水の海洋放出に関わる設備の存在 ・同設備を使用した ALPS 処理水の放出	ALPS 処理水の海洋放出に 関わる設備の工事
動物・植物・生態系	設備の大部分は発電所敷地内のすでに敷地造成が行われた場所に設置すること、放出設備は海底トンネルでありその出口付近の約 40m×約 40m (約 1,600m ²) の必要最小限の面積である。 また、ALPS 処理水の放出にあたっては、近接した海域の海水により 100 倍以上に希釈すること、および放水の流速は約 1m/s の低流速であることから、海流等へ与える影響も小さく施設の供用による生物への影響はほとんど無いものと考えられる。	既設設備の流転用やシールド工法による海底トンネル設置等による新たな地形改変は回避される。工事を行う海域に重要な種や生息地等は確認されていない。
人と自然の豊かなふれあい（景観等）	既設設備の流転用を行うことや新規設置する施設の規模は小さく、評価すべき項目がない。	設置する施設の規模が小さいことから、資材運搬等の車両の通行量は最大でも 20 台/日程度と想定され、限定的である。
環境への負荷（廃棄物、温室効果ガスの排出等）	ALPS 処理水の海洋放出に伴い、新たに発生する廃棄物はない。 また、ALPS 処理水の海洋放出設備に用いられるポンプまたは弁等動的機器を駆動する動力には、電動式または空気圧駆動方式を採用することとし、化石燃料の燃焼等で発生するものを含む温室効果ガスを排出しない。 したがって、評価すべき項目がない。	海底トンネルの掘削等に伴い、建設残土が発生するが（約 4 万 m ³ ）、発生量は少なく、発電所構内の既存の土捨て場にて処分し、外部に搬出ししない。 したがって、評価すべき項目がない。
すでに環境中に存在する放射性物質	計画中の放水口は、港湾外の岩礁を選んで設置すること、周囲は 40m 四方をコンクリート等で埋め戻すこと、および放水の流速は毎秒 1 m 前後の低流速で上方に放出することから、処理水放出により海底土を巻き上げたり、放射性物質が拡散したりすることはない。なお、ALPS 処理水の希釈用海水は、港湾内の海水濃度は周辺海域の海水よりも若干高い放射性物質濃度となっていることや、港湾内の海底土等の巻き上げの可能性等を考慮し、5/6 号機取水路開渠を仕切堤（捨石傾斜堤+シート）にて、1-4 号機側の港湾から締め切り、港湾外（5,6 号機放水口北側）から海水を引き込む計画である。 この港湾外の海水を取水する場合に、取水海水に存在する放射性物質の影響を考慮した場合の被ばく評価は、添付 V「希釈水の取放	港湾内における工事により、港湾内の堆砂の巻き上げを抑制するため、工用汚濁防止フェンスの設置、通常よりも施工速度を落とし慎重に施工するなどの対策により、放射性物質の拡散等の影響はほとんどないと考えられる。 このことは、至近 3 年間に、港湾内で実施した類似の工事（バックホウまたは作業船を使用して捨て石等の材料を海中投入）においても、工事期間中海水中放射性物質濃度が有意に変動していない ³ ことは確認している。実際にも、港湾内の海水中放射性物質濃度は、比較的濃度の高い 1~4 号機取水路開渠内（2021 年時点で Cs-137 が 1E+00Bq/L オーダー、Sr-90 が 1E+00Bq/L オーダー、ト

³ 第 9 回 ALPS 処理水の処分に係る実施計画に関する審査会合 資料 1-1、p.39-40

https://www.tepco.co.jp/decommission/information/committee/examination/pdf/2022/220215_01-j.pdf

影響要因	施設が存在・施設の稼働	工事の実施
環境要素	ALPS 処理水の海洋放出に関わる設備の存在 ・同設備を使用した ALPS 処理水の放出	ALPS 処理水の海洋放出に 関わる設備の工事
	水による外部影響について」に示すとおり、 9.6E-05mSv/年であり、0.05mSv/年を大 幅に下回る。	リチウムが 10E+2Bq/L オーダー) ⁴ であ り、国内の規制基準を下回っている。 また、港湾外のトンネル出口工事につい ては、工事エリアに岩礁域を選定すること、掘 削エリアは約 40m×40m と小さいこと、お よび周辺海域の調査結果から海底土に含ま れる放射性物質は低濃度 ⁵ であることおよび工 事期間中に海水の濁りに有意な変動が見ら れた場合には一時的に工事を中断するなどの措 置をとることから、海底土の巻き上がり等の 影響はほとんどないものと考えられることか ら、工事による放射性物質の拡散等の影響は ほとんど無いと評価した。

⁴ 第 35 回（令和 3 年度第 4 回）福島県原子力発電所の廃炉に関する安全監視協議会環境モニタリング評価部会 資料 2-1
「福島第一港湾内・周辺海域の海水モニタリング状況」、p.1

<https://www.pref.fukushima.lg.jp/uploaded/attachment/495913.pdf>

⁵ 原子力規制庁「福島近傍・沿岸の海底土の放射性物質濃度の推移」

https://radioactivity.nsr.go.jp/ja/contents/9000/8142/24/engan_soil.pdf

参考 E 国内外の利害関係者との協議の状況

多核種除去設備等処理水の処分にに関する政府の基本方針は、「国民・国際社会の理解醸成に向けた取組に万全を期す」こととしており、当社は、国とともに、主体的・積極的に、リスク・コミュニケーションに取り組んでいる。

E1. 基本方針の着実な実行に向けた取組

2021年4月16日、国は、「ALPS 処理水の処分にに関する基本方針の着実な実行に向けた関係閣僚等会議」を立ち上げ、基本方針に定める対策について、政府一丸となってスピード感を持って着実に実行していくとともに、影響を懸念する方々や利害関係者の方々の声をしっかりと受け止め、その懸念を払拭するべく必要な追加対策を機動的に講じていくこととした。

具体的には、福島・宮城・茨城など各地で同会議のワーキンググループを開催し、自治体、農林漁業者、商工・観光事業者等との意見交換を重ね、「東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所における ALPS 処理水の処分に伴う当面の対策（第 2 回 ALPS 処理水の処分にに関する基本方針の着実な実行に向けた関係閣僚等会議決定 2021 年 8 月）」¹、および「ALPS 処理水の処分にに関する基本方針の着実な実行に向けた行動計画（第 3 回 ALPS 処理水の処分にに関する基本方針の着実な実行に向けた関係閣僚等会議決定 2021 年 12 月）」²をとりまとめた。

上記の行動計画においては、人および環境への放射線影響評価ならびに海洋拡散シミュレーションの結果については、今後 1 年間の取組みとして、分かりやすい資料を作成し、説明・周知していくこと、IAEA によるレビューや原子力規制委員会による確認、一般公衆からの意見も踏まえ修正・補強することとし、中長期的に、最新の状況・放出実績等のデータを元にした検証を重ね、影響が生じていないこと等を確認していく、と位置付けられている。

¹ 内閣官房ホームページ（2021 年 8 月 24 日）「ALPS 処理水の処分にに関する基本方針の着実な実行に向けた関係閣僚等会議（第 2 回）配付資料一覧」資料 3

https://www.kantei.go.jp/jp/singi/hairo_osensui/alps_shorisui/dai2/index.html

² 内閣官房ホームページ（2021 年 12 月 28 日）「ALPS 処理水の処分にに関する基本方針の着実な実行に向けた関係閣僚等会議（第 3 回）配付資料一覧」資料 1

https://www.kantei.go.jp/jp/singi/hairo_osensui/alps_shorisui/dai3/index.html

E2. 放射線環境影響評価報告書に関する意見募集への対応

2021年11月17日の本報告書の公表後、報告書のさらなる充実を目的に当社が1か月にわたり日本語に加え英語でも実施した意見募集においては、国内外より400件を超える意見が寄せられた。当社は、この意見募集を通じて寄せられた意見も踏まえ、2022年4月の報告書の改訂を行った³。意見募集結果も踏まえた反映事項の例を表E-1に示す。

表 E-1：放射線環境影響評価報告書への意見募集の結果も踏まえた反映事項の例

反映内容の具体例	
評価の追加・見直し	<ul style="list-style-type: none">■ 被ばく経路の追加（遊泳中の飲水および海の水しぶきの吸入）■ 潜在被ばく評価方法の見直し■ 有機結合型トリチウムの影響の考慮■ すでに環境に放出された放射性物質による影響■ モデル境界での具体的濃度によるモデル外での影響の考察■ 評価に用いる海水濃度に関するケーススタディ
記載の充実化	<ul style="list-style-type: none">■ 処分方法選定に経緯に関する章および参考の追加■ 環境中での核種の蓄積に関する記載の追加■ シミュレーションで使用したモデルおよび評価条件の追記■ 報告書公表以降の検討および原子力規制庁による審査の進捗の反映■ これまでに公表した文書記載の情報の転記（放出期間の考察など）■ 放射線以外の環境影響に関する評価結果
記載の適正化	<ul style="list-style-type: none">■ わかりにくい表現の見直し■ 英訳版の翻訳品質の改善■ 誤記の修正

また、当社は、各種の場で、放射線影響評価の内容を説明している。一例であるが、2021年12月6日および2022年1月19日に、福島県原子力発電所の廃炉に関する安全監視協議会の環境モニタリング評価部会の場において、放射線影響評価の内容を説明したほか、国とともに、漁業、水産加工・流通業、農業、商工・観光業、自治体や市民団体等に対して約3,000回個別に説明も行った（2021年度実績）。

E3. 国際社会への情報発信・協議

（1）IAEA との協力

³ 意見募集で寄せられた主な意見とその対応については、本報告書改訂版と同時に公表される当社回答を参照。

基本方針の公表翌日、梶山経済産業大臣（当時。以下、同じ）は、IAEA のラファエル・マリアーノ・グロッシー事務局長とテレビ会議を行った。梶山大臣が、科学的な知見を基に、ALPS処理水の安全性に関するIAEAの評価について国内外への発信をお願いするとともに、①レビューミッションの派遣、②環境モニタリングの支援、③国際社会に対する透明性の確保、についての協力を要請したところ、グロッシー事務局長は、基本方針の公表を歓迎するとともに、梶山大臣より要請のあった協力について積極的にお受けしたい、IAEA は日本と協働し、透明性高く処分の前・処分中・処分後の各段階において協力をしていく旨を述べた⁴。さらにグロッシー事務局長は、基本方針を受けてIAEAが公表したステートメントにおいて、「大量の水を扱うために日本が選択した方法は、ユニークであり、複雑でもあるが、技術的に実現可能であり、また国際慣行にも沿っている。」「原子力安全は国の責務。日本政府には、この水の課題について決定を行う責務がある。日本がすべての関係者と、オープンで透明性ある形で情報交換をするであろうと信頼している。」「我々の協力は－日本や海外において－、水の処分が環境や人体健康に悪影響を及ぼさないという信頼の構築を助けることになるであろう。」と述べている⁵。

国およびIAEAのリーダー間におけるやりとりを踏まえ、両者は協力の準備を加速し、2021年7月、ALPS処理水の協力枠組みに関する付託事項（TOR）が署名された。これにより、人および環境への放射線影響評価を含め、ALPS処理水の取扱いに係る安全性等について、IAEAによる、IAEA安全基準に基づく確認（レビュー）が行われることとなった⁶。

TORに基づき、2022年2月14日から18日にかけて、ALPS処理水の安全性に関するレビューが行われ、IAEA職員及び国際専門家が福島第一原子力発電所を訪問し、経済産業省及び当社との会合を行った他、レビューの対象となるALPS、希釈放出前に処理水に含まれる放射性物質の濃度を確認する測定・確認用タンクへ転用される予定のK4タンク群、処理水の希釈用設備や放出設備の設置が検討されている港湾部などの現地確認も行った⁷。

⁴ 経済産業省ホームページ（2021年4月14日）「梶山大臣とグロッシーIAEA事務局長がTV会談を行いました」

<https://www.meti.go.jp/press/2021/04/20210414004/20210414004.html>

⁵ IAEAホームページ（2021年4月13日）“IAEA Ready to Support Japan on Fukushima Water Disposal, Director General Grossi Says”

<https://www.iaea.org/newscenter/pressreleases/iaea-ready-to-support-japan-on-fukushima-water-disposal-director-general-grossi-says>

⁶ 本報告書は、上記TORに基づき、ALPS処理水の安全性に関するレビューの一貫として、IAEAのレビューを受けている。

⁷ 経済産業省ホームページ（2022年2月18日）「IAEAによる東京電力福島第一原子力発電所のALPS処理水の安全性に関するレビューが行われました。」

<https://www.meti.go.jp/press/2021/02/20220218005/20220218005.html>

IAEA との協議の内容は、本報告書の見直しにも反映した。主な反映箇所の例を表 E-2 に示す。

表 E-2 IAEA レビュー結果を踏まえた報告書反映箇所の主な例

No.	IAEA コメント	当社の対応	反映箇所
1	事故後 12 年が経過していることを考慮し、十分に保守的であっても現実的なソースタームとすべきである。	今後、評価対象核種について、追加すべき核種が無いかを含めて精査することとしており、必要に応じて、本評価を見直す予定であることを記載。	本文 6-1-2(1)ソースターム
2	放出する ALPS 処理水に有機結合型トリチウム（OBT：Organically Bound Tritium）がほとんど含まれていないとしても、評価の妥当性を検証するため、OBT を考慮して被ばく評価を行い、モニタリングプログラムに含めるべきである。	海産物摂取に伴い摂取するトリチウムの 10% を OBT として保守的に仮定し評価。 また、魚介類の OBT 測定を含めたモニタリング計画を報告書に記載。	本文 4.(2)トリチウム 本文 9-3-1.東京電力による福島第一原子力発電所周辺の海域モニタリング 添付 III トリチウムの被ばく評価における有機結合型トリチウムの影響について
3	評価対象の海域を発電所周辺 10 km×10 kmとした根拠を文書化するべきである。	漁業に関する評価対象の海域は、発電所から最寄りの漁港までの距離が 5km 以上離れていること、漁業は、漁港から出港して漁港を中心に操業することから、保守的に発電所南北 5km、沖合 10km（発電所周辺 10km×10km）の範囲で行われるものと記載。 また、評価対象海域の違いによる被ばく評価への影響について、「評価対象とする海域の範囲による不確かさ（認識的不確かさ）」として検討を実施。	本文 6-1-2(4)②代表的個人 の特性 本文 8-4-3. 評価対象とする海域の範囲による不確かさ（認識的不確かさ） 添付 XII 被ばく評価に使用する海水濃度の評価範囲による影響について

No.	IAEA コメント	当社の対応	反映箇所
4	代表的個人の生活習慣の設定や被ばくを受ける場所の設定は、将来も踏まえて検討すべきである。	被ばく評価の対象となる代表的個人の設定に、「発電所周辺の状況」として、「福島第一原子力発電所周辺の地域では、帰還困難区域、発電所の陸側を取り囲む中間貯蔵施設などにより、一般の人が居住できない措置が取られているため、既往の原子力施設の安全審査等に用いられている値で評価した」ことを記載。 一方、砂浜滞在による被ばく（遊泳、砂浜滞在による外部被ばく、飲水、しぶき吸入による内部被ばく）の評価地点として、将来海水浴等に利用される可能性を考慮し、敷地北側の最寄りの居住可能エリアの海岸を設定。	本文 6-1-2(4)①発電所周辺の状況、および②代表的個人の特性
5	想定される被ばく経路については、たとえ、寄与が小さいとしても考慮していることを示すべきである。	寄与が小さいと考えていた経路についても被ばく評価を行い、比較的被ばく影響の大きかった「遊泳等による海水の飲水」、「海水の水しぶきの吸入」について、評価結果に追加。	本文 6-1-2(3)被ばく経路の設定 添付 VI 評価対象以外の移行経路、被ばく経路について
6	潜在被ばくのシナリオは、外部事象による管理されない放出を考慮すること。また、評価には全ての被ばく経路を含めるとともに、ソースタームはすべての放射性核種を考慮するべきである。	旧評価では、外部被ばくに限定し、被ばくの大きい核種のみが大量に含まれる現実にはあり得ない保守的なソースタームにより評価を行ったが、外部事象（地震）を考慮したシナリオを選定し、実測値によるソースタームを使用して通常時と同じ被ばく経路すべてについて評価。	本文 6-2 潜在被ばくの評価
7	トリチウムやその他の核種が、海中において、セシウムと同じ挙動をすることの根拠を示すべきである。	根拠について明確に記載。	本文 4(3)トリチウム以外の核種の移行、蓄積の評価について
8	放出期間が30年程度継続することを鑑み、放射性物質の環境中の蓄積を考慮し、被ばくが最大となるように評価するべきである。	拡散において、海底土等への吸着による海水濃度低下を考慮しないこととする一方、海底土への吸着や生物への濃縮については、平衡状態となっているものとしていずれも保守的に設定することにより評価したことを記載。	本文 4(3)トリチウム以外の核種の移行、蓄積の評価について

参考 E-5

No.	IAEA コメント	当社の対応	反映箇所
9	国際社会の関心に応えるため、近隣諸国に与える影響を評価するべきである。	拡散シミュレーションの計算領域（南北約 490 km、東西約 270 km）の境界部において、2014 年～2020 年の気象海象データを用いて計算した年間平均濃度の最大値は 0.00026Bq/L、日平均の最大値は 0.014Bq/L となり、日本周辺海域における海水中トリチウム濃度（約 0.1Bq/L）と比較して十分低い評価結果となることを報告書に記載。	本文 6-1-3(1)拡散シミュレーション結果 添付 VII 拡散シミュレーションの妥当性について
10	不確かさの考察では、感度解析（パラメータの変更による影響整理など）をするとよい。	不確かさを「偶然的な不確かさ」と「認知的不確かさ」に大別し、可能なものは感度解析を行い、この 2 種類の不確かさの面から考察を記載。	本文 8.評価に係る不確かさに関する考察
11	トリチウムの放出上限が適切であることを示すため、および、必要に応じてその他核種の放出上限を確認するため、放射線影響評価報告書へのインプットとして、線量拘束値を用いるべきである。	2022 年 2 月 16 日原子力規制委員会 は、放射線影響評価の確認における考え方と評価の目安として、「代表的個人について、評価結果が地域や生活環境等による人の年間被ばく量の変動範囲に比べ十分小さいものであること、すなわち 50 μ Sv/年を下回ることを確認する。50 μ Sv/年は、通常運転時の発電用軽水型原子炉に適用される線量目標値であり、IAEA 安全基準における線量拘束値に相当する。」との見解を示したことも踏まえ、年間 50 μ Sv = 年間 0.05mSv を線量拘束値として扱うことで評価。	本文 4(1)線量拘束値 本文 6-1-2(5)線量評価の方法 本文 6-1-3(3)被ばく評価結果

(2) 外交団向けブリーフィング、二国間の意見交換

当社は、国内に対する説明を行うだけでなく、政府関係者の同席のもと、本報告書初版公表翌日の 2021 年 11 月 18 日に開催された在京外交団等向けテレビ会議説明会及び、2021 年 12 月 3 日に同じく開催された韓国政府向けテレビ会議説明会に出席し、報告書の内容に関する丁寧な説明を行った。その他、政府関係者と共に、関心を有する国・地域に対しても、個別の説明を実施している。

これらの説明会では、当社から、人および環境への放射線の影響について、国際的に認知された手法に従って評価した結果、一般公衆の線量限度等を大幅に下回ることが示された

参考 E-6

旨の説明を行い、環境及び人の健康と安全への影響を最大限考慮し、国際基準及び国際慣行に則った措置をとる旨の説明を行った。また、質疑応答に際して各国政府から寄せられた質問に丁寧に回答した。

日本政府は、外国政府に対して、在京の外交団に対する説明に加えて、日本の在外公館を通じ相手国政府に対する説明も行っており、照会に応じ、当社より技術的な内容を含め、必要な情報を提供している。

以上の取組を通じ、当社および日本政府は国内だけでなく、国際社会においても双方向のコミュニケーションに努めてきており、本報告書の改訂にあたっては、これらのコミュニケーションの中でいただいた意見を考慮して改訂を行っている。

参考 F ALPS 除去対象核種選定の考え方

F1. 除去対象核種の選定

多核種除去設備の処理対象水（淡水、RO 濃縮塩水および処理装置出口水）は、1～3号機原子炉内の燃料に由来する放射性物質（以下、「FP 核種」）およびプラント運転時の保有水に含まれていた腐食生成物に由来する放射性物質（以下、「CP 核種」）を含んでいると想定される。多核種除去設備の設計として、処理対象水が万一環境へ漏えいした場合の周辺公衆への放射線被ばくのリスクを低減するため、処理対象水に含まれる FP 核種および CP 核種のうち、多核種除去設備で除去すべき高い濃度で存在する核種を推定することが必要となる。

よって、処理対象水に含まれる放射性物質の濃度を推定するにあたり、FP 核種については、炉心インベントリの評価結果から有意な濃度で存在すると想定される核種を選定し、そのうち、2011年3月に放射性物質の測定を実施している核種については、測定結果から滞留水中の濃度を推定し、測定していない核種については、炉心インベントリの評価結果から滞留水に含まれる濃度を推定した。

また、CP 核種については、プラント運転時の原子炉保有水に含まれていた核種が滞留水に移行していること、また、高温焼却炉建屋に滞留水を移送した際に、濃縮廃液タンクの保有水に含まれていた核種が混入したことが考えられることから、プラント運転時の原子炉及び濃縮廃液タンクの保有水に対する CP 核種の測定結果を用いて、滞留水に含まれる濃度を推定した。

FP 核種、CP 核種共に多核種除去設備の稼働時期が原子炉停止より1年後（365日後）以降となると想定されたことから、半減期を考慮し原子炉停止365日後の滞留水中濃度を減衰補正により推定した。減衰補正により得られた原子炉停止365日後の推定濃度が告示濃度限度に対し、 $1/100$ を超える核種を滞留水中に有意な濃度で存在するものとして多核種除去設備の除去対象核種として選定した。なお、 $1/100$ 以下となることから除外した核種の推定濃度と告示濃度限度との比の総和は、最大で0.05程度であることから、除外した核種の濃度は十分低いものとする。

F2. 除去対象核種の選定方法および選定結果

(1) FP 核種からの除去対象核種の選定方法および選定結果

FP 核種からの除去対象核種の選定は、図 F-1 のフローに従い実施した。その結果、56 核種を除去対象核種として選定した。

(2) CP 核種からの除去対象核種の選定方法および選定結果

CP 核種からの除去対象核種の選定は、図 F-2 のフローに従い実施した。その結果、6 核種を除去対象核種として選定した。

(3) 除去対象核種選定結果のまとめ

FP 核種から選定した 56 核種に、CP 核種から選定した 6 核種を加えた計 62 核種を除去対象核種として選定した（表 F-1 参照）。

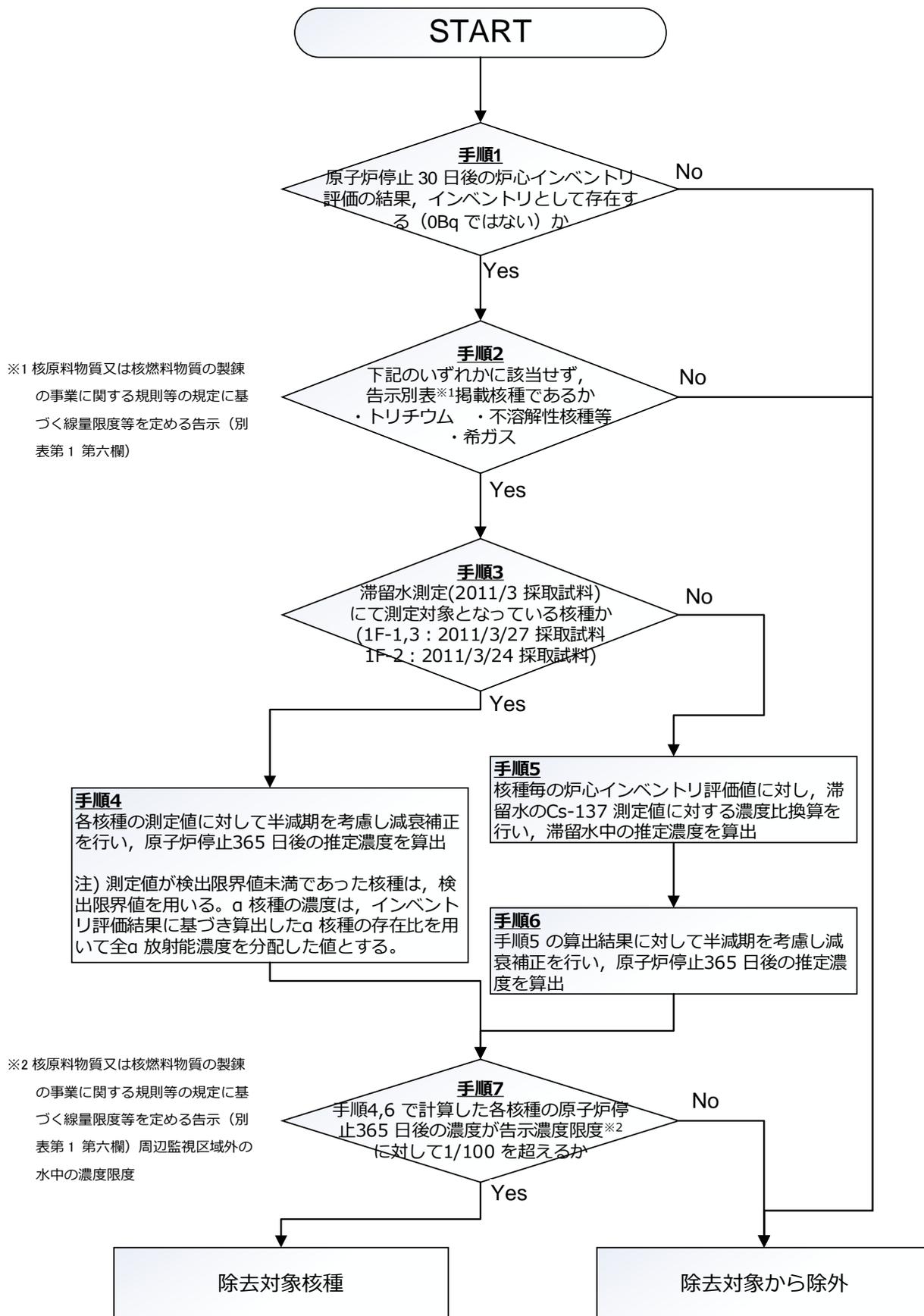


図 F-1 : FP 核種における除去対象核種選定フロー

参考 F-3

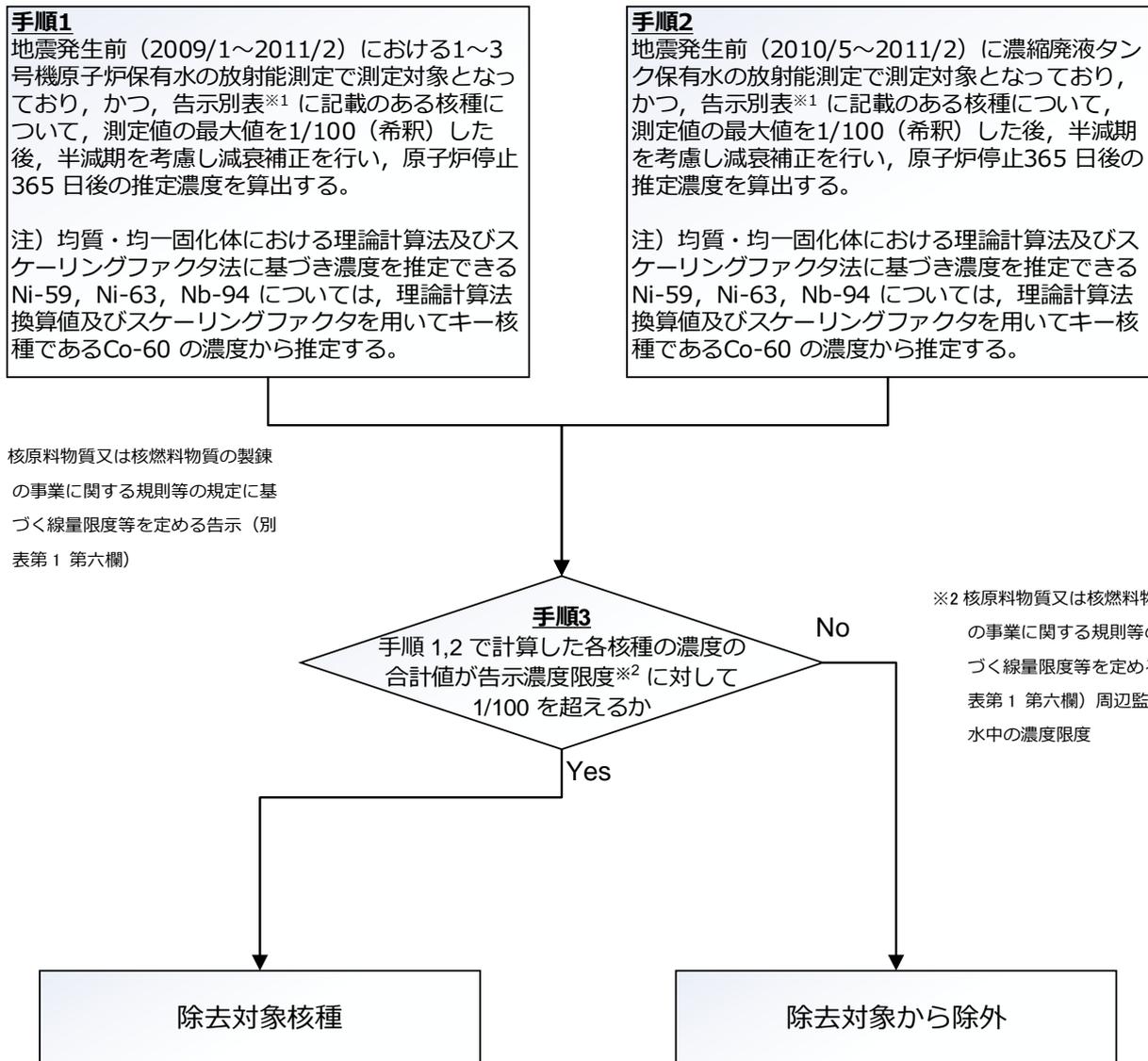


図 F-2 CP 核種における除去対象核種選定フロー

表 F-1 除去対象核種一覧

No.	核種	物理半減期	線種	No	核種	物理半減期	線種
1	Mn-54	310d	γ	32	I-129	1.6E+07y	βγ
2	Fe-59	44 d	γ	33	Cs-134	2.1y	βγ
3	Co-58	71d	γ	34	Cs-135	2.3E+06y	β
4	Co-60	5.3y	βγ	35	Cs-136	13d	βγ
5	Ni-63	100y	β	36	Cs-137	30y	βγ
6	Zn-65	240d	βγ	37	Ba-137m	2.6m	γ
7	Rb-86	19d	βγ	38	Ba-140	13d	βγ
8	Sr-89	51d	β	39	Ce-141	33d	βγ
9	Sr-90	29y	β	40	Ce-144	280d	βγ
10	Y-90	64h	β	41	Pr-144	17m	βγ
11	Y-91	59d	βγ	42	Pr-144m	7.2m	γ
12	Nb-95	35d	βγ	43	Pm-146	5.5y	βγ
13	Tc-99	2.1E+05y	β	44	Pm-147	2.6y	βγ
14	Ru-103	39d	βγ	45	Pm-148	5.4d	βγ
15	Ru-106	370d	β	46	Pm-148m	41d	γ
16	Rh-103m	56m	βγ	47	Sm-151	90y	βγ
17	Rh-106	30s	γ	48	Eu-152	14y	βγ
18	Ag-110m	250d	βγ	49	Eu-154	8.6y	βγ
19	Cd-113m	14 y	γ	50	Eu-155	4.8y	βγ
20	Cd-115m	45d	βγ	51	Gd-153	240d	γ
21	Sn-119m	290d	γ	52	Tb-160	72d	βγ
22	Sn-123	130d	βγ	53	Pu-238	88y	α
23	Sn-126	2.3E+05y	βγ	54	Pu-239	2.4E+04y	α
24	Sb-124	60d	βγ	55	Pu-240	6.6E+03y	α
25	Sb-125	2.8y	βγ	56	Pu-241	14y	β
26	Te-123m	120d	γ	57	Am-241	430y	α
27	Te-125m	57d	γ	58	Am-242m	140y	α
28	Te-127	9.4h	βγ	59	Am-243	7.4E+03y	α
29	Te-127m	110d	βγ	60	Cm-242	160d	α
30	Te-129	70m	βγ	61	Cm-243	29y	α
31	Te-129m	34d	βγ	62	Cm-244	18y	α

参考 F-5

参考 G 線量拘束値を踏まえた各核種の年間放出量上限および最適化評価結果

IAEA GSR Part3 および GSG-9 によれば、放出の認可の必要性が生じた場合、以下のようステップにしたがって進めるべきであるとしている（IAEA GSG-9 パラグラフ 5.13 参照）。

- ① 検討対象となる施設あるいは活動に対する適切な線量拘束値を規制当局が設定
- ② 代表的個人の被ばく評価を十分に行うため、申請者が放出方法や主たる被ばく経路を明示
- ③ 放出による被ばくを合理的に達成できる限り低く維持するための手立てへの考慮し、かつすべての適切な要素を考慮に入れた結果として、一般公衆の防護および安全の最適化のために用いた手段を申請者が提示
- ④ 代表的個人の被ばく評価を申請者が実施
- ⑤ 申請者が評価結果を規制当局に提出し、規制当局が申請者が用いたモデルや前提が適切であることを評価し、線量評価値と線量限度および線量拘束値と比較し、かつ線量評価値が一般公衆の最適化された防護を提供するという必要性にかなったものであるかどうかを評価

上記各ステップを図に表したものが図 G-1 である。

線量拘束値は、管理下の各線源別に設定され、それらは防護と安全の最適化の目的のために選択肢の幅を定める境界条件として与えられる（IAEA GSR Part3 パラグラフ 1.22）。したがって、ALPS 処理水の海洋放出における防護と安全の最適化は、この線量拘束値の範囲、すなわち代表的個人がその線量拘束値とされた線量を受ける場合の放射性物質の放出量を上限として行う。

今般の ALPS 処理水の海洋放出においては、放出方法の検討など一部は国が基本方針を取りまとめるまでのプロセスの一部として行われたものもあるが、当社における設計活動でも基本的に上記プロセスに沿った最適化検討を行ってきており、その結果を本参考 G にまとめることとした。

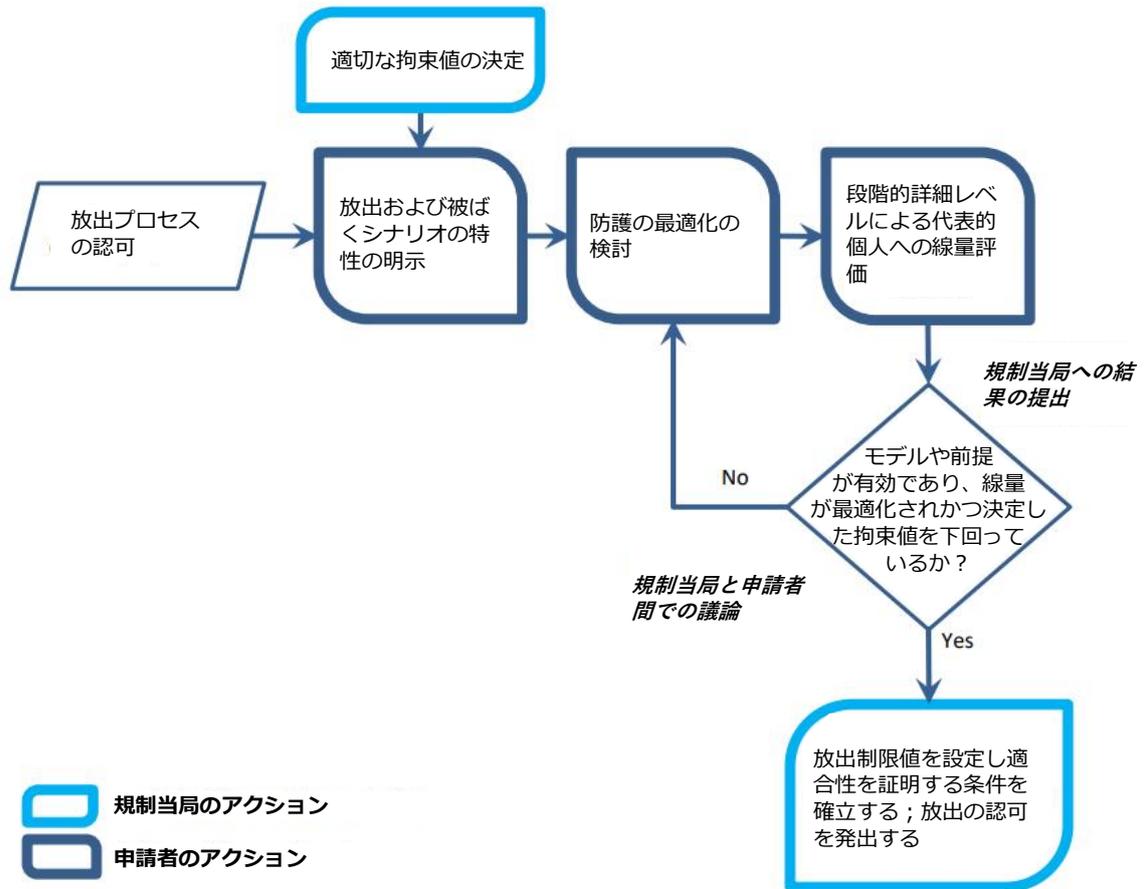


図 G-1 IAEA GSG-9 による放出制限値の設定ステップ (IAEA GSG-9 FIG.3)

G1. 福島第一原子力発電所の廃炉作業と放射線防護の最適化について

福島第一原子力発電所における廃炉作業は、過酷事故によってすでに発現してしまった放射性物質によるハザードを取り除く作業であり、これは着実に進めていく必要がある。ALPS 処理水の処分についても、同様に廃炉全体の進捗に影響を及ぼすことがないよう、着実に進めていく必要がある。

一方で、個別の廃炉作業においては、過度の放射線リスクを防止しつつ、放射線リスクの低減と放射線以外のリスクのバランスに配慮したいいわゆる放射線防護の最適化を図りながら進めていく必要がある。ALPS 処理水の処分においては、参考 B に詳細をまとめたとおり、処分方法の検討段階から国がトリチウム水タスクフォース、多核種除去設備等処理水の取扱いに関する小委員会を設置し、技術的な面だけでなく、環境への影響、社会的な影響も踏まえた最適化の検討が行われており、検討結果を踏まえて 2021 年 4 月に国の基本方針¹（以下、「基本方針」）が示されている。当社は、この国の基本方針に基づき、更なる最適化を図ってきた。

なお、2022 年 2 月 16 日に原子力規制委員会によって、放射線環境影響評価の確認における考え方と評価の目安として、「代表的個人について、評価結果が地域や生活環境等による人の年間被ばく量の変動範囲に比べ十分に小さいものであること、すなわち 50 μ Sv/年を下回ることを確認する。50 μ Sv/年は、通常運転時の発電用軽水型原子炉に適用される線量目標値であり、IAEA 安全基準における線量拘束値に相当する。」との見解が示されたことから、放射線防護の最適化の検討は 50 μ Sv/年(0.05mSv/年)を下回る範囲で行った。

一方、IAEA GSG-9 パラグラフ 5.32 には、「一般公衆への予測線量が年間 10 μ Sv の桁あるいはそれより小さい場合には、一般的にさらなる線量低減に向けた努力は最適化の要求を遂行することにはつながらないという原則に基づき、通常は最適化のプロセスを求めるべきではない。」との記載が見られるため、さらなる最適化の要否判断基準として、この規定を用いた。

¹ 東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所における多核種除去設備等処理水の処分に関する基本方針

G2. 各核種の線量拘束値に対する年間放出量上限の評価

上述のとおり、原子力規制委員会は年間 0.05mSv を IAEA 安全基準における線量拘束値に相当するものとした。線量拘束値は、複数の線源からの被ばくを受ける個人が一般公衆の線量限度 1mSv/年を超えないように被ばくの原因となる線源ごとに設定する被ばくの上限值であり、最適化のスタート地点に相当する (IAEA GSG-9 パラグラフ 5.15)。IAEA 安全基準では、線量拘束値は、管理下の各線源別に設定され、それらは防護と安全の最適化の目的のために選択肢の幅を定める境界条件として与えられ (IAEA GSR Part3 パラグラフ 1.22)、線量拘束値を上限として、被ばくの低減と、時間や費用、社会的な影響など、様々な要因のバランスを取りながら放射線防護の最適化を図ることを求めている (IAEA GSG-9 パラグラフ 5.26~31)。したがって、ALPS 処理水の海洋放出における防護と安全の最適化は、この線量拘束値の範囲、すなわち代表的個人がその線量拘束値とされた線量を受ける場合の放射性物質の放出量を上限として行う。最適化のプロセスのスタートとして、代表的個人が線量拘束値に相当する 0.05mSv/年を受ける場合の年間放出放射エネルギーを以下の式により評価する。

$$A_{DC,S,N} = \frac{D_C \times A_{E,S,N}}{D_{E,S}} \quad (G-1)$$

ここで、

$A_{DC,S,N}$: 代表的個人がソースターム S と同様の核種比率のソースタームの放出により線量拘束値に相当する線量 (=0.05mSv/年) を被ばくする際の核種 N の年間放出放射エネルギー (Bq/年)

D_C : 線量拘束値 (=0.05mSv/年)

$A_{E,S,N}$: ソースターム S の放出により環境中に放出される核種 N の年間放出放射エネルギー (Bq/年)

$D_{E,S}$: 代表的個人がソースターム S の放出により受けると評価された線量 (mSv/年)²

これについて、各ソースタームに含まれる核種別に評価した結果を表 G-1-1~G-1-3 に示す。

² 表 6-1-21 に示す、人に関する被ばく評価結果の海産物摂取が多い場合の合計値を使用する。

表 G-1-1 核種毎の年間放出量の上限値 (K4 タンク群の核種組成によるソースターム)

対象核種	核種濃度 (Bq/L)	評価上の年間放出量 $A_{E,S,N}$ (Bq)	線量拘束値に相当する年間放出量 $A_{DC,S,N}$ (Bq)
H-3	1.4E+05	2.2E+13	3.7E+16
C-14	1.5E+01	2.4E+09	3.9E+12
Mn-54	8.5E-05	1.3E+04	2.2E+07
Fe-55	2.1E+00	3.3E+08	5.5E+11
Co-60	2.2E-01	3.5E+07	5.8E+10
Ni-63	2.1E+00	3.3E+08	5.5E+11
Se-79	1.5E+00	2.4E+08	3.9E+11
Sr-90	1.9E-01	3.0E+07	5.0E+10
Y-90	1.9E-01	3.0E+07	5.0E+10
Tc-99	7.0E-01	1.1E+08	1.8E+11
Ru-106	4.2E-02	6.6E+06	1.1E+10
Sb-125	8.6E-02	1.4E+07	2.3E+10
Te-125m	8.6E-02	1.4E+07	2.3E+10
I-129	2.1E+00	3.3E+08	5.5E+11
Cs-134	7.4E-03	1.2E+06	1.9E+09
Cs-137	3.7E-01	5.8E+07	9.7E+10
Ce-144	5.3E-04	8.3E+04	1.4E+08
Pm-147	4.5E-02	7.1E+06	1.2E+10
Sm-151	8.6E-04	1.4E+05	2.3E+08
Eu-154	7.8E-03	1.2E+06	2.0E+09
Eu-155	1.5E-02	2.4E+06	3.9E+09
U-234	6.3E-04	9.9E+04	1.7E+08
U-238	6.3E-04	9.9E+04	1.7E+08
Np-237	6.3E-04	9.9E+04	1.7E+08
Pu-238	6.3E-04	9.9E+04	1.6E+08
Pu-239	6.3E-04	9.9E+04	1.7E+08
Pu-240	6.3E-04	9.9E+04	1.7E+08
Pu-241	2.2E-02	3.5E+06	5.8E+09
Am-241	6.2E-04	9.7E+04	1.6E+08
Cm-244	5.1E-04	8.0E+04	1.3E+08
放出量の算出方法		トリチウムが 22 兆 Bq に達するまで K4 タンク水を放出した場合	被ばく評価値が線量拘束値に達するまで K4 タンク水を放出した場合

参考 G-5

表 G-1-2 核種毎の年間放出量の上限值 (J1-C タンク群の核種組成によるソースターム)

対象核種	核種濃度 (Bq/L)	評価上の年間放出量 $A_{E,S,N}$ (Bq)	線量拘束値に相当する年間放出量 $A_{DC,S,N}$ (Bq)
H-3	7.2E+05	2.2E+13	1.8E+17
C-14	1.8E+01	5.5E+08	4.6E+12
Mn-54	5.3E-03	1.6E+05	1.3E+09
Fe-55	2.4E+00	7.3E+07	6.1E+11
Co-60	2.4E-01	7.3E+06	6.1E+10
Ni-63	8.3E+00	2.5E+08	2.1E+12
Se-79	1.5E+00	4.6E+07	3.8E+11
Sr-90	3.4E-02	1.0E+06	8.7E+09
Y-90	3.4E-02	1.0E+06	8.7E+09
Tc-99	1.2E+00	3.7E+07	3.1E+11
Ru-106	2.7E-01	8.3E+06	6.9E+10
Sb-125	1.2E-01	3.7E+06	3.1E+10
Te-125m	1.2E-01	3.7E+06	3.1E+10
I-129	1.2E+00	3.7E+07	3.1E+11
Cs-134	3.3E-02	1.0E+06	8.4E+09
Cs-137	1.7E-01	5.2E+06	4.3E+10
Ce-144	6.4E-02	2.0E+06	1.6E+10
Pm-147	4.2E-01	1.3E+07	1.1E+11
Sm-151	1.1E-02	3.4E+05	2.8E+09
Eu-154	9.4E-02	2.9E+06	2.4E+10
Eu-155	2.4E-01	7.3E+06	6.1E+10
U-234	3.2E-02	9.8E+05	8.1E+09
U-238	3.2E-02	9.8E+05	8.1E+09
Np-237	3.2E-02	9.8E+05	8.1E+09
Pu-238	3.2E-02	9.8E+05	8.1E+09
Pu-239	3.2E-02	9.8E+05	8.1E+09
Pu-240	3.2E-02	9.8E+05	8.1E+09
Pu-241	1.1E+00	3.4E+07	2.8E+11
Am-241	3.2E-02	9.8E+05	8.1E+09
Cm-244	3.0E-02	9.2E+05	7.6E+09
放出量の算出方法		トリチウムが 22 兆 Bq に達するまで J1-C タンク水を放出した場合	被ばく評価値が線量拘束値に達するまで J1-C タンク水を放出した場合

参考 G-6

表 G-1-3 核種毎の年間放出量の上限値 (J1-G タンク群の核種組成によるソースターム)

対象核種	核種濃度 (Bq/L)	評価上の年間放出量 $A_{E,S,N}$ (Bq)	線量拘束値に相当する年間放出量 $A_{DC,S,N}$ (Bq)
H-3	2.4E+05	2.2E+13	1.1E+17
C-14	1.6E+01	1.5E+09	7.3E+12
Mn-54	5.4E-03	5.0E+05	2.5E+09
Fe-55	2.4E+00	2.2E+08	1.1E+12
Co-60	1.7E-01	1.6E+07	7.8E+10
Ni-63	8.7E+00	8.0E+08	4.0E+12
Se-79	1.5E+00	1.4E+08	6.9E+11
Sr-90	3.0E-02	2.8E+06	1.4E+10
Y-90	3.0E-02	2.8E+06	1.4E+10
Tc-99	1.3E+00	1.2E+08	6.0E+11
Ru-106	9.4E-02	8.6E+06	4.3E+10
Sb-125	7.5E-02	6.9E+06	3.4E+10
Te-125m	7.5E-02	6.9E+06	3.4E+10
I-129	3.3E-01	3.0E+07	1.5E+11
Cs-134	3.0E-02	2.8E+06	1.4E+10
Cs-137	3.1E-01	2.8E+07	1.4E+11
Ce-144	6.5E-02	6.0E+06	3.0E+10
Pm-147	3.8E-01	3.5E+07	1.7E+11
Sm-151	9.8E-03	9.0E+05	4.5E+09
Eu-154	8.4E-02	7.7E+06	3.9E+10
Eu-155	1.2E-01	1.1E+07	5.5E+10
U-234	2.8E-02	2.6E+06	1.3E+10
U-238	2.8E-02	2.6E+06	1.3E+10
Np-237	2.8E-02	2.6E+06	1.3E+10
Pu-238	2.7E-02	2.5E+06	1.2E+10
Pu-239	2.8E-02	2.6E+06	1.3E+10
Pu-240	2.8E-02	2.6E+06	1.3E+10
Pu-241	8.9E-01	8.2E+07	4.1E+11
Am-241	2.8E-02	2.6E+06	1.3E+10
Cm-244	2.6E-02	2.4E+06	1.2E+10
放出量の算出方法		トリチウムが 22 兆 Bq に達するまで J1-G タンク水を放出した場合	被ばく評価値が線量拘束値に達するまで J1-G タンク水を放出した場合

参考 G-7

G3. 国の基本方針に基づく放出量の上限值

ALPS 処理水の海洋放出については、国の基本方針において、処分方法にかかる国の方針として以下の点などを当社に求めることが示されている。

- 処分方法として、規制基準を厳格に遵守することを前提に、福島第一原子力発電所からの海洋放出を選択する。
- トリチウム以外の放射性物質が安全に関する規制基準を確実に下回る³まで浄化されていることを確認し、これを公表する。
- 取り除くことの難しいトリチウムの濃度は、規制基準を厳格に順守するだけでなく、消費者等の懸念を少しでも払しょくするよう、現在実施している福島第一原発のサブドレン等の排水濃度の運用目標（1,500 ベクレル/リットル未満）と同じ水準とする。
- 放出するトリチウムの年間の総量は、事故前の福島第一の放出管理値（年間 22 兆ベクレル）を下回る水準になるよう放出を実施し、定期的に見直すこととする。

上記については、国が ALPS 処理水の海洋放出を行う際の条件としたものであり、当社は、以下の最適化の検討においても、上記の方針を前提に最適化を行うこととした。

なお、上記のとおり国の基本方針において、放出するトリチウムの年間の総量は定期的に見直すこととされているが、IAEA GSR Part3 パラグラフ 1.22 に「線量拘束値は、管理下の各線源別に設定され、それらは防護と安全の最適化の目的のために選択肢の幅を定める境界条件として与えられる。」とあるように、線量拘束値を与える放射性物質放出量 $A_{DC,S,N}$ を上限として検討されなければならない。

³ トリチウム以外の放射性物質については、原子炉等規制法に基づく告示に定められた、液体状の放射性廃棄物のみを安全に環境中へ放出する際の基準を、希釈前に下回ることとしている。

G4. 最適化に向けた選択肢

国の基本方針に基づき、当社は最適化に向けた選択肢として以下を検討した。

G4-1. 放水口位置

選択肢として、現存する施設（5・6号機放水口）を使用する案と、沖合に新たに放水口を設置する案を検討した。現存する5・6号機放水口の利用は、工事による環境影響や期間などの面で利点があるが、沖合に新たに放水口を設置する案は、放出後の放射性物質の拡散に有利である。沖合の放水口位置の選定にあたっては、設備の設置に適した安定した岩盤が海底面に露出している場所であることとともに、漁業への影響にも配慮して、共同漁業権非設定区域内であることを考慮した。

G4-2. ALPS 処理水放出流量

ALPS 処理水放出流量は、海域の放射性物質濃度に直接影響し、代表的個人の被ばくに影響する。そのため、放射線防護上はなるべく少ない方が良いが、廃炉を進めるためにはなるべく多く放出して敷地の確保やタンク貯蔵のリスクを低減する必要がある。

汚染水は現在でも日量 130m³ ほど発生しており、発電所内に貯留される ALPS 処理水を減少させるためには、これを上回る流量を確保すると同時に、廃炉完了までに ALPS 処理水の海洋放出が完了するよう、放出速度を決定する必要がある。

G4-3. 海水による希釈設備容量

国の基本方針において、放出時点での濃度を 1,500Bq/L 未満とすることが謳われているが、海水流量を増加させることにより、これをさらに低い濃度で放出することも可能である。特に、マクロ的に見れば放出される放射エネルギーが同じであれば希釈倍率を変化させても意味はないと考えられるが、放水口周辺の海流等による拡散希釈が十分に行われていない領域での濃度を低く抑えることにより、放水口周辺での影響の低減や、風評の抑制効果が期待できる。

G4-4. ALPS 処理水中に含まれるトリチウム濃度に基づく放出順

同じ年間 22 兆 Bq を放出する場合であっても、トリチウム濃度が低い方が ALPS 処理水の放出量が多くなることは、すでに本文 6-1-2.(1)にて述べた。他の評価因子からの視点も含め、トリチウム濃度がどのような影響を与えるのかの考察を行う。

G5. 最適化

上記 G4.にて検討した各選択肢について、以下の視点から評価を行う。

- 一般公衆（代表的個人）や環境に対する被ばく
- 一般公衆や環境に対する被ばく以外の健康影響のリスク
- 福島第一で働く者に対する被ばく（職業被ばく）
- 福島第一の廃炉に対する影響
- 環境に対する放射線以外の影響
 - 大気環境（大気質、騒音／振動）
 - 水環境（水質・水温・流速、放射性物質以外）
 - その他の環境（地形、地質、地盤、土壌）
 - 動物・植物・生態系
 - 人と自然の豊かなふれあい（景観等）
 - 環境への負荷（廃棄物、温室効果ガスの排出等）
- エネルギー消費
- すでに環境中にある放射性物質の影響
- 社会的関心

G5-1. 放水口位置

放水口位置に関する最適化検討結果を表 G-2 に示す。

追加的な工事を必要としないという点から、5・6号機放水口案が有利な面もあるが、これらは1km沖合案で設置する施設の規模を適切に設定することで克服が可能なものばかりであることや、公衆被ばく、すでに環境にある放射性物質による影響および社会的関心という側面から有利であることから、1km沖合での放出案を採用することとした。

表 G-2 放水口位置に関する最適化検討結果

評価の視点		5・6号機放水口案	1km 沖合案
公衆および環境の被ばく (トリチウム濃度のシミュレーション結果により検討)		(-) 数値としては十分小さいが沖合放出と比較し放水口近傍の沿岸部で海水中放射性物質濃度が高くなり、当該エリアでの被ばくが大きくなる。	(+) 広域の拡散に大きな違いはないが、拡散という観点からはやや有利といえる。
職業被ばく		(±) 2 案間に明確な差異は見受けられない。	(±) 同左
廃炉への影響		(±) 新たに設置する施設が少ないことから、速やかに放出を開始できるが、これだけで特段廃炉が進展するわけではない。	(-) 掘削土の土捨て場が構内に必要。 (-) 施設の規模が大きければ工程が長くなりタンク追設要となることで廃炉工程に与える影響も考えられる。
環境への放射線以外の影響 (参考 D 参照)	大気環境 (大気質、騒音/振動)	(±) 特に影響なし。	(±) 特に影響なし。
	水環境 (水質・水温・流速、放射性物質以外)	(±) 特に影響なし。	(±) 特に影響なし。
	その他の環境 (地形、地質、地盤、土壌)	(±) 特に影響なし。	(±) 新たな地形改変を伴うが、ごく限定的。
	動物・植物・生態系	(±) 特に影響なし。	(±) 特に影響なし。
エネルギー消費		(±) 特に影響なし。	(-) 施設の建設のためにエネルギーの投入が必要であるが、施設の運転には不要。
すでに環境中にある放射性物質の影響 (添付 V 参照)		(-) 影響は十分小さいことが確認されているが、港湾内部の放射性物質濃度が若干高い海水を引き込み、港湾外に排出することで、一般公衆や環境への影響は相対的に大きくなる。	(±) 放水口が沖合のため、港湾外北側の清浄な海水を引き込んで港湾外へ排出するため、影響はない。
社会的関心		(-) これまでの放水口位置であり、流量も従前運転していた循環水ポンプの 1/10 程度ではあるが、放出が目視で確認できるため、風評に影響を与えるおそれがある。	(±) 放出地点を水上から直接目視で確認できないことから、注目を浴びにくい。
総合評価		(--)	(-)

G5-2. ALPS 処理水放出流量

ALPS 処理水放出流量に関する最適化検討結果を表 G-3 に示す。

検討結果から、廃炉作業への影響を最小化するため、ALPS 処理水流量はできるだけ高い流量で行うことが好ましいことが示されたが、同時に風評影響が懸念されることから、このバランスを考慮する必要がある。

すでに敷地内に貯留される ALPS 処理水等は約 130 万 m³ を超えているため、2023 年春に放出を開始したとしても、2051 年までに放出を完了するためには、単純計算で少なくとも毎日 123m³ ずつ放出する必要がある。さらに、設備のメンテナンス期間等を考慮し、設備利用率を 8 割として計算すれば、日量約 154m³ となる。これに汚染水新規発生量を和すると、ALPS 処理水放出流量として少なくとも日量 300m³ ほどは必要であることとなる。

一方、廃炉を進めるためには、放出量を多くとり、タンク解体を速やかに進める方が良いが、国の基本方針により、トリチウムの放出について、放出総量が年間 22 兆 Bq までの範囲で行うこととされている。ALPS 処理水の年間放出量は本文 6-1-2.(1)に示す式により、放出する水に含まれるトリチウム濃度に反比例するため、年間 22 兆 Bq を放出とした場合、現時点で貯留している ALPS 処理水で最もトリチウム濃度が低いタンク群の濃度（約 15 万 Bq/L）で放出する場合が最大流量となり、その量はおおよそ日量 500m³ となる（ $2.2E+13\text{Bq/年} \div (365 \text{日/年} \times 0.8) \div 15 \text{万 Bq/L} \div 1000\text{L/m}^3 = 500\text{m}^3/\text{日}$ ）。将来的に、減衰によりトリチウムの濃度が低下すればさらに流量を増やすことも可能となるが、当面の放出においては、これ以上の流量が必要となる局面は想定しにくいことから、放出設備の設計最大流量は必要最低限である 500m³ とした。

被ばく評価に使用した 3 つのソースタームにおける年間排水量を日流量に換算すると、最も多い K4 タンク群のソースタームで約 410m³、被ばく評価の結果は 2E-05mSv/年（= 0.02μSv/年）であり、さらなる最適化の要否判断基準 10μSv/年を大きく下回る。

なお、廃炉を着実に進めるためには、燃料デブリや使用済燃料、放射性廃棄物のリスク低減のための施設の建設が必要であり、また燃料デブリや使用済燃料等の高線量物を保管する場所は、敷地周辺の一般の方の被ばくを抑える観点から、敷地境界から出来るだけ離れた場所に設置する方針である。また、原則としてトリチウム濃度の薄いものから順に放出する予定である。これらの点を踏まえて、毎年度末に翌年度の放出計画を最新の情報を元に策定し、その計画に沿って放出を行うことで、最適な放出を行えるように配慮することとする。

表 G-3 ALPS 処理水の放出流量に関する最適化検討結果

評価の視点		流量が低い	流量が高い
公衆および環境の被ばく		(±) 放出インベントリが小さくなることから被ばく量が小さくなるが、いずれにしても影響は極めて小さい。	(-) 影響は極めて小さいが、放出インベントリが大きくなることから被ばく量は相対的に大きくなる。 (+) 敷地運用に余裕ができることから、今後建設される施設も被ばく管理上最適な場所に施設可能となる。
職業被ばく		(-) 線量率は十分低いが、発電所内の特に二次処理が必要な ALPS 処理水等を貯留するタンクからの直接線およびスカイシャイン線による被ばくが長期化する。 (±) 放出完了までの期間が延びることから、設備の点検の回数増加が予想されるが、設備が設置されるのは低線量区域であり、影響は小さい。	(+) 発電所構内の線源の一つである ALPS 処理水等タンクが速やかに減少する。 (+) 敷地運用に余裕ができることから、今後建設される施設も被ばく管理上最適な場所に施設可能となる。
廃炉への影響		(---) 放出流量が低すぎると今後設置が必要な施設の必要な時期までの設置が困難となり、よりリスクの高い放射性物質の管理につながる廃炉の進捗に深刻な影響を与える。	(++) 敷地運用に余裕ができれば、今後設置される施設の目的に沿った最適な場所への設置も容易となり、効率的に廃炉を進めることが可能となる。
環境への放射線以外の影響 (参考 D 参照)	大気環境 (大気質、騒音/振動)	(±) 設置する動的設備が十分小さければ、発生する騒音や振動も十分小さく、特に影響しない。	(-) 設置する動的設備が大きくなれば、発生する騒音や振動も大きくなる。
	水環境 (水質・水温・流速、放射性物質以外)	(±) 特に影響なし。	(±) 特に影響なし。
	その他の環境 (地形、地質、地盤、土壌)	(±) 設備が小さいため、地形の改変を最小限にとどめることができる。	(-) 流量が高くなれば設備が大きくなり、その設置に必要な地形の改変等の規模が大きくなる。
	動物・植物・生態系	(±) 特に影響なし。	(±) 特に影響なし。
エネルギー消費		(-) 新たな施設を設置するためおよびその運転を行うためのエネルギー投入が必要。	(-) 設置する施設が大きくなれば、設置に必要なエネルギーは大きくなる一方、運転期間が短くなることから、運転を行うためのエネルギー投入には大きな差はない。
すでに環境中にある放射性物質の影響 (添付 V 参照)		(±) 特に影響なし。	(±) 特に影響なし。
社会的関心		(-) タンクがいつまでも発電所内に残り続けることにより、復興が停滞しているとの印象を与える可能性がある。	(--) 一度に多量の ALPS 処理水を放出することにより、漁業などの産業に風評影響を与える可能性がある。
総合評価		(--)	(+)

なお、トリチウム以外の放射性物質については、原子炉等規制法に基づく液体状の放射性廃棄物を放出する際の基準を希釈前に下回る、つまり ALPS 処理水中の放射性核種濃度が希釈前にトリチウムを除く核種の告示濃度比総和が 1 を超える場合には放出しないこととしているため、放出時の濃度が核種ごとに定められた告示濃度限度を超えることはない。したがって、告示濃度で ALPS 処理水海洋放出設備のうち ALPS 処理水移送ポンプの最大容量 (= 500m³/日) で 365 日放出が継続された場合の放出放射エネルギーを下式により求める。

$$A_{CL,N} = CL_N \times V_E \quad (G-2)$$

ここで、

- $A_{CL,N}$: ALPS 処理水の最大年間放出量と告示濃度限度の積により算出した核種 N の年間放出放射エネルギーの最大値 (Bq/年)
- CL_N : 核種 N の告示濃度限度 (Bq/L)
- V_E : ALPS 処理水移送ポンプの容量に基づく最大年間放出量 (1.8E+08 L/年、
= 500 m³/日 × 365 日/年 × 1000 L/m³)

核種ごとの年間放出放射エネルギー上限評価結果として、および線量拘束値に相当する年間放出量上限 $A_{DC,S,N}$ と告示濃度での年間放出量上限 $A_{CL,N}$ のとの比較で、より小さい数値が実際の年間放出量の上限となることから、これら数値を比較して最も小さいものを核種 N の年間放出放射エネルギー上限 $A_{Limit,N}$ として表 G-4 に示した。

すなわち、

$$A_{Limit,N} = \min(A_{DC,K4,N}, A_{DC,J1-C,N}, A_{DC,J1-G,N}, A_{CL,N}) \quad (G-3)$$

表 G-4 核種ごとの年間放出放射エネルギー上限 (単位: Bq/年)

核種	線量拘束値に基づく年間放出放射エネルギー $A_{DC,S,N}$			告示濃度限度による上限値 $A_{CL,N}$	年間放出放射エネルギー上限 $A_{Limit,N}$
	K4 $A_{DC,K4,N}$	J1-C $A_{DC,J1-C,N}$	J1-G $A_{DC,J1-G,N}$		
H-3	3.7E+16	1.8E+17	1.1E+17	-	2.2E+13
C-14	3.9E+12	4.6E+12	7.3E+12	3.7E+11	3.7E+11
Mn-54	2.2E+07	1.3E+09	2.5E+09	1.8E+11	2.2E+07
Fe-55	5.5E+11	6.1E+11	1.1E+12	3.7E+11	3.7E+11
Co-60	5.8E+10	6.1E+10	7.8E+10	3.7E+10	3.7E+10
Ni-63	5.5E+11	2.1E+12	4.0E+12	1.1E+12	1.1E+11
Se-79	3.9E+11	3.8E+11	6.9E+11	3.7E+10	3.7E+10
Sr-90	5.0E+10	8.7E+09	1.4E+10	5.5E+09	5.5E+09
Y-90	5.0E+10	8.7E+09	1.4E+10	5.5E+10	8.7E+09
Tc-99	1.8E+11	3.1E+11	6.0E+11	1.8E+11	1.8E+11
Ru-106	1.1E+10	6.9E+10	4.3E+10	1.8E+10	1.1E+10
Sb-125	2.3E+10	3.1E+10	3.4E+10	1.5E+11	2.3E+10
Te-125m	2.3E+10	3.1E+10	3.4E+10	1.6E+11	2.3E+10
I-129	5.5E+11	3.1E+11	1.5E+11	1.6E+09	1.6E+09
Cs-134	1.9E+09	8.4E+09	1.4E+10	1.1E+10	1.1E+10
Cs-137	9.7E+10	4.3E+10	1.4E+11	1.6E+10	1.6E+10
Ce-144	1.4E+08	1.6E+10	3.0E+10	3.7E+10	1.4E+08
Pm-147	1.2E+10	1.1E+11	1.7E+11	5.5E+11	1.2E+10
Sm-151	2.3E+08	2.8E+09	4.5E+09	1.5E+12	2.3E+08
Eu-154	2.0E+09	2.4E+10	3.9E+10	7.3E+10	2.0E+09
Eu-155	3.9E+09	6.1E+10	5.5E+10	5.5E+11	3.9E+09
U-234	1.7E+08	8.1E+09	1.3E+10	3.7E+09	1.7E+08
U-238	1.7E+08	8.1E+09	1.3E+10	3.7E+09	1.7E+08
Np-237	1.7E+08	8.1E+09	1.3E+10	1.6E+09	1.7E+08
Pu-238	1.6E+08	8.1E+09	1.2E+10	7.3E+08	1.7E+08
Pu-239	1.7E+08	8.1E+09	1.3E+10	7.3E+08	1.7E+08
Pu-240	1.7E+08	8.1E+09	1.3E+10	7.3E+08	1.7E+08
Pu-241	5.8E+09	2.8E+11	4.1E+11	3.7E+10	5.8E+09
Am-241	1.6E+08	8.1E+09	1.3E+10	9.1E+08	1.6E+08
Cm-244	1.3E+08	7.6E+09	1.2E+10	1.3E+09	1.3E+08

G5-3. 海水による希釈設備容量

海水による希釈設備の容量に関する最適化検討結果を表 G-5 に示す。

希釈される ALPS 処理水側の流量は、G5-2 の議論により最大 500m³/日としたが、国の基本方針では希釈後の濃度は 1,500Bq/L 未満であることのみを記載しており、希釈設備に関する記載はない。したがって、ALPS 処理水側が最大流量の場合での希釈設備容量の最適化を本項にて実施した。

検討の結果から、全体としての評価は、主として廃炉への影響や環境影響の観点から希釈設備容量は小さい方が好ましいが、個別には風評の抑制など社会的な影響面では希釈設備容量が大きい方が良くとされた。設計活動における評価では、リスクケースとしてこれまでに確認されている最もトリチウム濃度の高い ALPS 処理水を、毎日の汚染水発生量相当分放出せざるを得ない場合に必要な海水流量に安全率 1.5 を加味した約 33 万 m³/日を海水流量とする⁴と同時に、放出される ALPS 処理水中のトリチウム濃度を 100 万 Bq/L を上限とすることで、流量計の誤差や海水配管内の混合希釈状態の不確かさを考慮しても、希釈後の濃度が 1,500Bq/L を超えないことを確認している⁵。したがって、希釈用の海水ポンプとして上記必要な流量を 2 台のポンプで賄える 17 万 m³/日のポンプを 3 台設置することとした。これにより、ポンプ 1 台を予備としても、希釈倍率は約 680 倍以上（ポンプ 2 台運転）となり、比較的トリチウム濃度の高い ALPS 処理水を最大流量である 500m³/日で運転した場合にも 1,500Bq/L 未満での放出が可能となる。一方、社会的な影響面でより希釈倍率を高くとらなければならない場合等には、ポンプの運転台数を 3 台とすることにより、放出する濃度を低くすることも可能である。

⁴ 第 5 回 ALPS 処理水の処分に係る実施計画に関する審査会合 資料 1 pp.6~8

⁵ 第 13 回 ALPS 処理水の処分に係る実施計画に関する審査会合 資料 1-1 pp.31~33

表 G-5 海水による希釈設備容量に関する最適化検討結果

評価の視点		希釈設備容量が小さい	希釈設備容量が高い
公衆および環境の被ばく		(±) 単位時間に放出されるインベントリ量が同じであれば、放水口のごく近傍を除き被ばく評価は同じとなるため、希釈設備容量は被ばく評価には影響しない。	(±) 同左
職業被ばく		(±) 放出時の濃度は 1,500Bq/L 未満と十分に低く、職業被ばくは問題とならない。	(±) 同左
廃炉への影響		(-) 容量が小さすぎる場合、トリチウム濃度が高い ALPS 処理水を放出する際に、放出量に制約が発生し、放出に時間がかかることで廃炉工程へ影響を与える可能性があり、必要な容量を確保する必要がある。	(-) あまり大きい容量のポンプを設置すると、機材の納期および設置工期が延び、廃炉工程へ影響を与える可能性があり、最適なポンプを選定する必要がある。 (-) 放水用の海底トンネルの直径が大きくなると、工期が延びるとともに大規模な地形改変に伴う建設残土が大量に発生することにより、新たな土捨て場が必要になるなど、構内敷地をさらに圧迫する可能性がある。
環境への放射線以外の影響 (参考 D 参照)	大気環境 (大気質、騒音/振動)	(±) 設置する動的設備が十分小さければ、発生する騒音や振動も十分小さく、特に影響しない。	(-) 設置する動的設備が大きくなれば、発生する騒音や振動も大きくなる。
	水環境 (水質・水温・流速、放射性物質以外)	(±) 放水口での流速を十分低速に抑えることができる。	(-) 海底トンネルの直径や放水口の大きさを変えない場合、一般に流量が高くなれば放水口での流速も高くなり、上方流の場合には噴流による周辺を航行する船舶に影響を与え、水平流の場合には海底の浸食などが問題となるおそれがある。
	その他の環境 (地形、地質、地盤、土壌)	(±) 設備が小さいため、設置に伴う地形の改変を最小限にとどめることができる。	(-) 流量が高くなれば設備が大きくなり、その設置に伴う地形の改変等の規模が大きくなる。
	動物・植物・生態系	(±) 設備が小さいため、設置やその運転に伴う動植物や生態系への影響を最小限にとどめることができる。	(-) 流量が高くなれば設備が大きくなり、設置や運転に伴う動植物や生態系への影響が大きくなる。
エネルギー消費		(-) 施設の設置やその運転に伴うエネルギー投入が必要。	(--) 設置する施設の規模が大きくなれば、設置やその運転に伴うエネルギー消費も大きくなる。
すでに環境中にある放射性物質の影響 (添付 V 参照)		(±) 特に影響しない。	(±) 特に影響しない。
社会的関心		(--) 放水口付近での濃度が相対的に高くなるため、風評に影響を与えるおそれがある。	(±) 大量の海水で十分に希釈することにより、風評影響はある程度抑制できると見込まれる。
総合評価		(-)	(--)

G5-4. ALPS 処理水中のトリチウム濃度に基づく放出順

放出する ALPS 処理水中のトリチウム濃度に関する最適化検討結果を表 G-6 に示す。

ALPS 処理水等には、低いもので約 10 万 Bq/L、高いもので 200 万 Bq/L を超える濃度のトリチウムが含まれているものがあり、濃度は一定しない。一方、年間の放出量を 22 兆 Bq で一定とした場合、濃度が低い方がより多くの ALPS 処理水を放出できるため、廃炉作業における敷地確保の観点からは有利である一方、放出水量が多いことに伴いトリチウム以外の核種の放出インベントリが増えてしまう傾向があるが、本評価でソースタームに用いた K4 タンク群がこれまでに測定された最低のトリチウム濃度であったことから、放出インベントリは今回評価の値が上限値であるとみなせる。

下記検討の結果から、低濃度のものを優先して放出していくこととする。

表 G-6 放出する ALPS 処理水中のトリチウム濃度に基づく放出順に関する最適化検討結果

評価の視点		低濃度を優先	高濃度を優先
公衆および環境の被ばく		(-) 放出する ALPS 処理水中のトリチウム濃度が低い場合、年間 22 兆 Bq 放出する際には、トリチウム以外の核種の放出量が相対的に大きくなるが、最も低濃度の K4 タンク群の評価結果でも極めて影響が軽微であることに変わりはない。	(±) 相対的にトリチウム以外の核種の放出インベントリが小さくなるが、極めて影響が小さいという結論に変わりはない。
職業被ばく		(±) ALPS 処理水等中のトリチウム濃度とその他核種の濃度は連関しないことがわかっており、特に影響しない。	(±) 同左
廃炉への影響		(++) トリチウム濃度比で 10 倍程度の差があることから、相対的に多くの ALPS 処理水を放出することが可能であり、速やかに廃炉に必要な敷地確保が可能となる。	(+) 放出によって空きタンクは出てくるが、放出量が限定的となるため、敷地確保も大きくは進捗しない。
環境への放射線以外の影響 (参考 D 参照)	大気環境 (大気質、騒音/振動)	(±) 特に影響しない。	(±) 特に影響しない。
	水環境 (水質・水温・流速、放射性物質以外)	(±) 特に影響しない。	(±) 特に影響しない。
	その他の環境 (地形、地質、地盤、土壌)	(±) 特に影響しない。	(±) 特に影響しない。
	動物・植物・生態系	(±) 特に影響しない。	(±) 特に影響しない。
エネルギー消費		(±) 特に影響しない。	(±) 特に影響しない。
すでに環境中にある放射性物質の影響 (添付 V 参照)		(±) 特に影響しない。	(±) 特に影響しない。
社会的関心		(-) 放出する ALPS 処理水中のトリチウム濃度が低い方が、社会的なインパクトは小さくなり、風評対策上有利。	(---) 濃度が高いとインパクト大。
総合評価		(-)	(---)

G5-5. 最適化結果

上述のとおり検討を行った設計を元に、代表的個人に対する被ばく線量を評価した結果、 $10\mu\text{Sv}$ を十分に下回る線量となった（本文表 6-1-21 参照）ことから、適切な最適化がなされているものと判断するが、今後の状況の変化等、必要な場合には引き続き最適化を検討する。