

新規制基準を踏まえた 放射性廃棄物処理場の 安全対策について

令和2年12月15日
令和3年2月9日修正

(令和2年度第4回茨城県原子力安全対策委員会からの追加事項)

令和7年10月27日
令和7年12月11日修正

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構
原子力科学研究所

目次

- 放射性廃棄物処理場の概要 2
- 茨城県原子力安全対策委員会(令和2年度第4回)以降の変更点 . . . 9
- 放射性廃棄物処理場における新規制基準の適用の考え方 10
- 安全上重要な施設の有無の整理 12
- 新規制基準を踏まえた主な対応 18
- 原子炉設置変更許可の変更概要 54
- 事故時の対応 63
- 今後のスケジュール 68
- 参考資料

放射性廃棄物処理場の概要

放射性廃棄物処理場は、原科研の原子炉の共通施設としての放射性廃棄物の廃棄施設である。



第1廃棄物処理棟



解体分別保管棟



減容処理棟

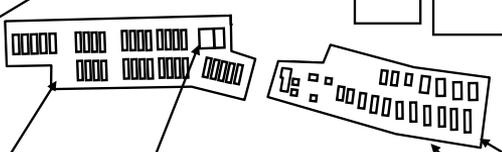


第3廃棄物処理棟

至サイクル
工学研究所



第2廃棄物処理棟



太平洋



保管廃棄施設・L



排水貯留ポンド



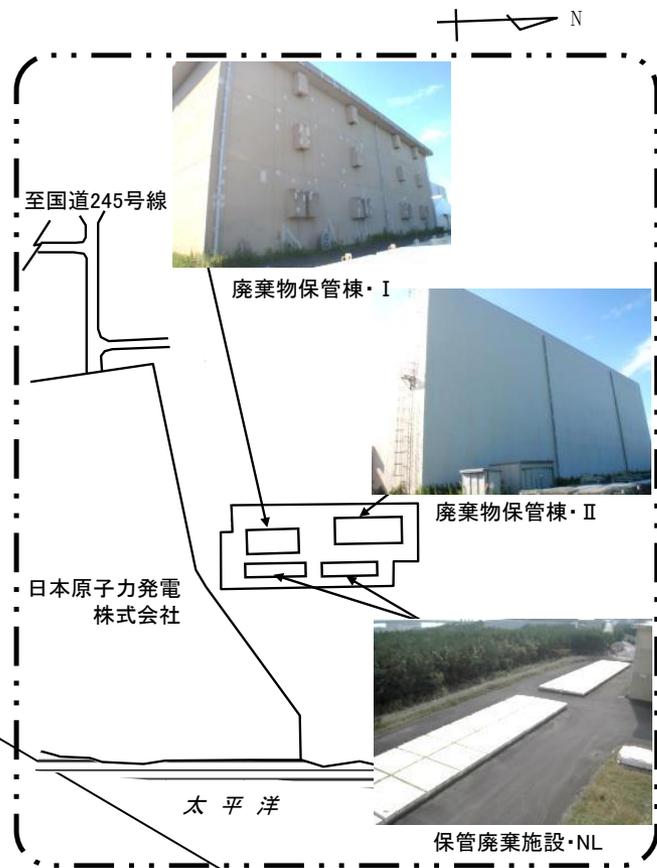
保管廃棄施設・M-2



保管廃棄施設・M-1



固体廃棄物一時保管棟



北地区

・廃液貯槽

建家	設備	設置年度	対象廃棄物(レベル区分)*1	容量
第2廃棄物処理棟	廃液貯槽・Ⅱ-2 (使用停止)	昭和55年度	液体廃棄物(放出前廃液、A、B-1、B-2)	約 10 m ³ /基 × 2基
第3廃棄物処理棟	廃液貯槽・Ⅰ 処理済廃液貯槽	平成 3年度	液体廃棄物(放出前廃液、A、B-1*) 蒸発処理装置・Ⅰで処理した後の処理済廃液等	約 80 m ³ /基 × 3基 約 80 m ³ /基 × 3基
排水貯留ポンド		昭和39年度	液体廃棄物(希釈対象廃液)	約 1,500 m ³ /基 × 1基

・処理施設

建家	設備	設置年度	対象廃棄物(レベル区分)*1	処理能力
第1廃棄物処理棟	焼却処理設備	昭和54年度	固体廃棄物(可燃性)(A-1、A-2)	約 50 kg/h
第2廃棄物処理棟	固体廃棄物処理設備・Ⅱ 蒸発処理装置・Ⅱ (使用停止) アスファルト固化装置 (使用停止)	昭和55年度	固体廃棄物(雑固体)(A-2、B-1、B-2) 液体廃棄物(放出前廃液、A、B-1、B-2) 蒸発処理装置・Ⅱで処理した後の濃縮廃液等	約 0.2 m ³ /日 約 0.7 m ³ /h 約 0.1 m ³ /日
第3廃棄物処理棟	蒸発処理装置・Ⅰ セメント固化装置	平成 3年度	液体廃棄物(放出前廃液、A、B-1*) 蒸発処理装置・Ⅰで処理した後の濃縮廃液等	約 2.5 m ³ /h 約 1.0 m ³ /日
解体分別保管棟	解体室	平成11年度	固体廃棄物(大型)(A-1、A-2)	最大寸法: 約3m × 3m × 7m 最大重量: 約7,000kg
減容処理棟	高圧圧縮装置 金属熔融設備 焼却・熔融設備(焼却炉) " (熔融炉)	平成15年度	固体廃棄物(雑固体)(A-1、A-2) 固体廃棄物(雑固体)(A-1、A-2) 固体廃棄物(可燃性)(A-1、A-2) 固体廃棄物(雑固体)(A-1、A-2)	約 10 m ³ /日 約 4 t/日 約 130 kg/h 約 4 t/日

*1 対象廃棄物のレベル区分

*2 B-1のうち、 $3.7 \times 10^2 \text{ Bq/cm}^3$ 未満

β・γ 固体廃棄物(容器表面の線量当量率)

- A-1: 0.5 mSv/h未満
- A-2: 0.5 mSv/h以上 2.0 mSv/h未満
- B-1: 2.0 mSv/h以上 10 Sv/h未満
- B-2: 10 Sv/h以上 500 Sv/h未満

※ α固体廃棄物については、処理せず直接保管廃棄

β・γ 液体廃棄物

- 放出前廃液 : $3.7 \times 10^{-1} \text{ Bq/cm}^3$ 未満
- A : $3.7 \times 10^{-1} \text{ Bq/cm}^3$ 以上 $3.7 \times 10^1 \text{ Bq/cm}^3$ 未満
- B-1 : $3.7 \times 10^1 \text{ Bq/cm}^3$ 以上 $3.7 \times 10^3 \text{ Bq/cm}^3$ 未満
- B-2 : $3.7 \times 10^3 \text{ Bq/cm}^3$ 以上 $3.7 \times 10^5 \text{ Bq/cm}^3$ 未満

・保管廃棄施設

施設	設置年度	対象廃棄物(レベル区分)*1	保管能力
第1保管廃棄施設			
保管廃棄施設・I			
保管廃棄施設・L	昭和39年度*2	固体廃棄物(A-1)(α :A-1)	約 54,700本*3
保管廃棄施設・II			
保管廃棄施設・M-1	昭和36年度*2	固体廃棄物(A-1、A-2)(α :A-1)	約 3,950本*3
保管廃棄施設・M-2	昭和36年度*2	固体廃棄物(B-1、B-2)(α :B-2)	約 700本*3
特定廃棄物の保管廃棄施設			
インパイルループ用	昭和41年度	照射されたインパイルループ	孔数 約20本(孔)
照射試料用	昭和40年度*2	照射試料等	孔数 約56本(孔)
解体分別保管棟(保管室)	平成11年度	固体廃棄物(A-1、A-2)(α :A-1)	約 22,000本*3
第2保管廃棄施設			
保管廃棄施設・NL	昭和60年度	固体廃棄物(A-1)(α :A-1)	約 17,000本*3
廃棄物保管棟・I	昭和54年度	固体廃棄物(A-1、A-2)(α :A-1)	約 18,000本*3
廃棄物保管棟・II	平成元年度	固体廃棄物(A-1、A-2)(α :A-1)	約 23,000本*3

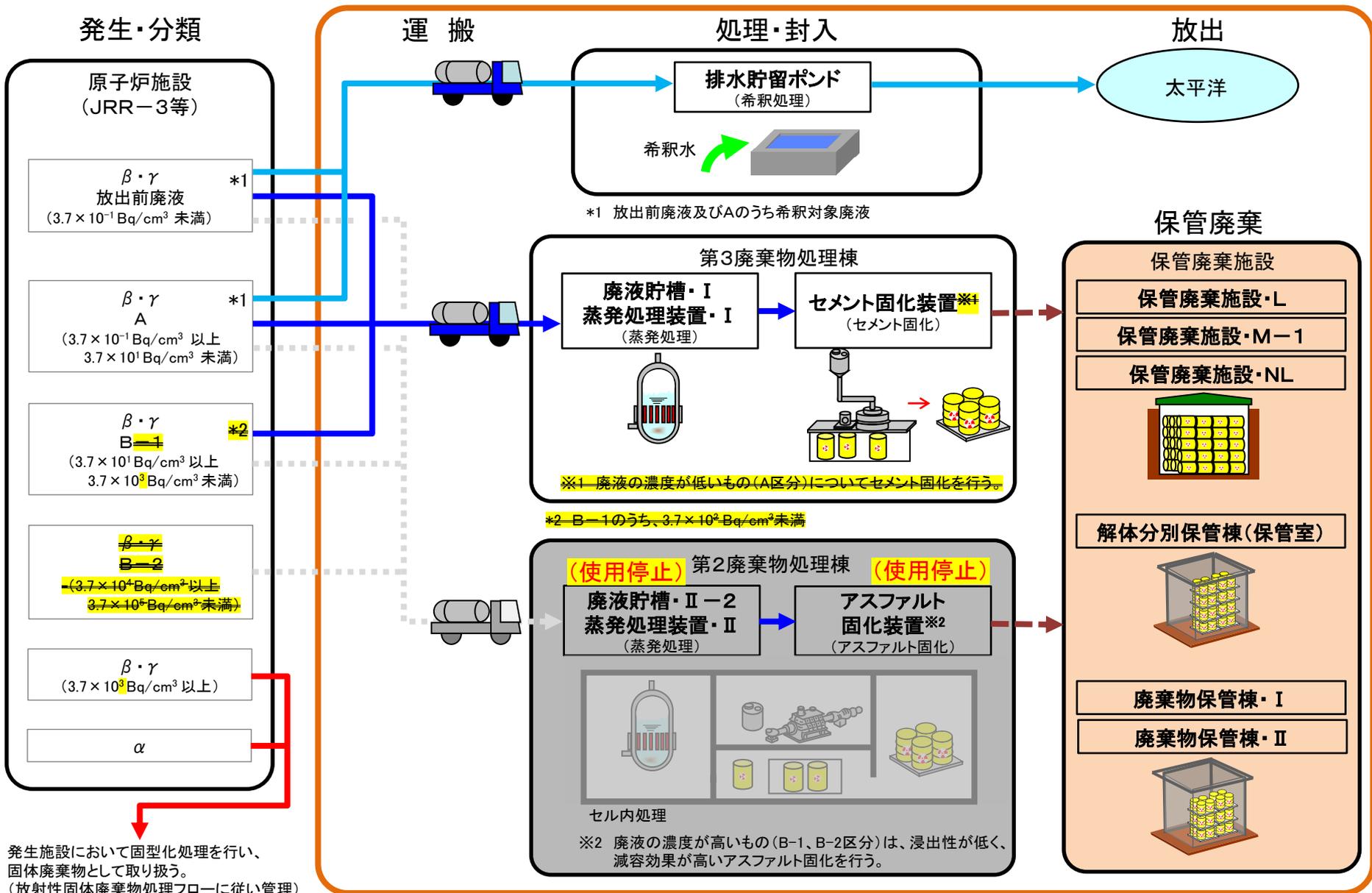
*1 対象廃棄物のレベル区分

*2 放射性廃棄物の発生量の増加に伴いピットを増設

*3 200ℓドラム缶換算

$\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物(容器表面の線量当量率)
 A-1: 0.5 mSv/h未満
 A-2: 0.5 mSv/h以上 2.0 mSv/h未満
 B-1: 2.0 mSv/h以上 10 Sv/h未満
 B-2: 10 Sv/h以上 500 Sv/h未満
 α 固体廃棄物
 A-1: $3.7 \times 10^4 \sim 3.7 \times 10^7 \text{Bq}/20\ell$ 未満
 B-2: $3.7 \times 10^7 \text{Bq}/20\ell$ 以上

放射性廃棄物処理場



発生施設において固化処理を行い、
固体廃棄物として取り扱う。
(放射性固体廃棄物処理フローに従い管理)

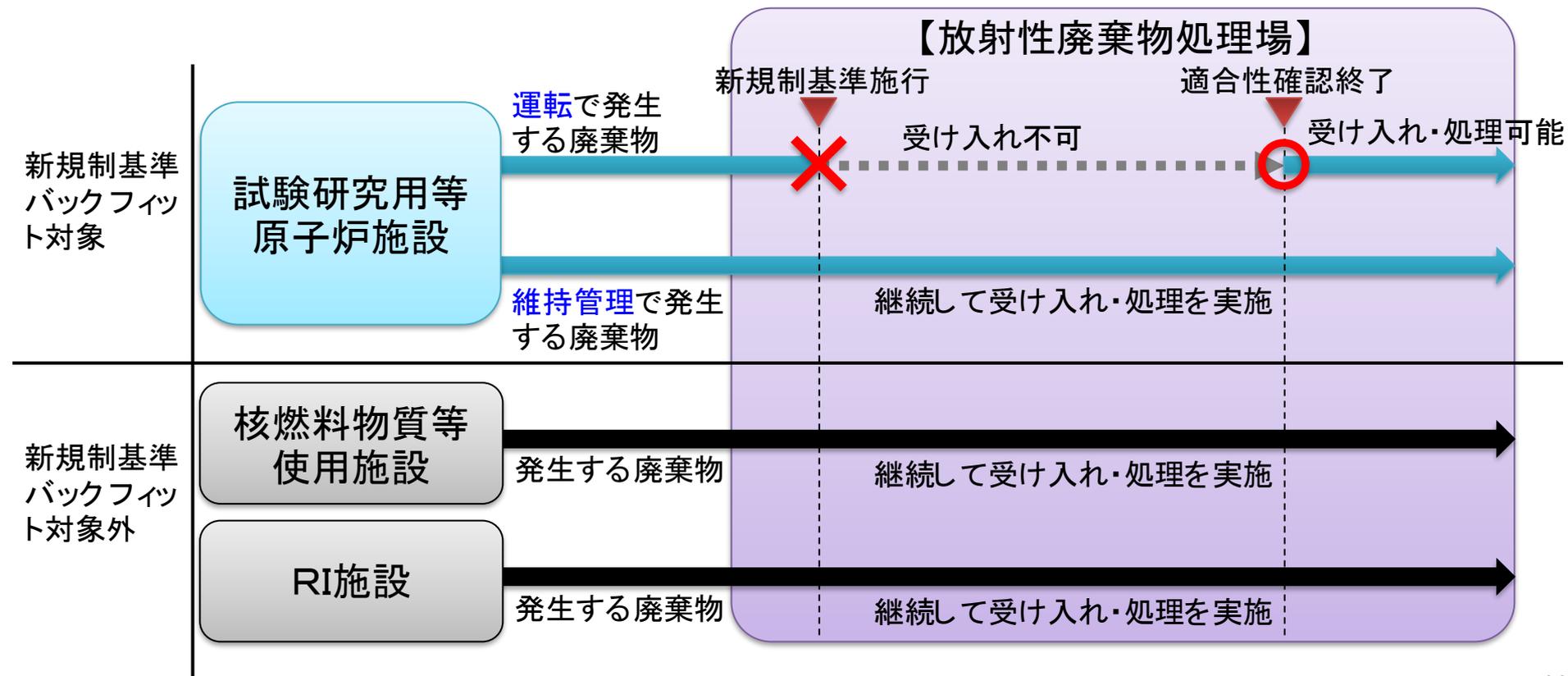
1. 新規制基準対応を踏まえた追加の対応		該当ページ
地震対策	<p>放射線管理施設のと施工アンカー工事(設工認その9)</p> <p>既設設備であったが、施設当時の設工認申請書で耐震性能(Cクラス)が確認できないものについて、耐震クラスを満足するアンカーに交換する工事を実施</p>	P.25
内部火災、内部溢水及び漏えい防止対策	<p>漏えい検知及び内部火災対策に係る工事(設工認その9)</p> <p>設工認その9の審査の過程で追加の対策が必要となったもので、第2廃棄物処理棟に漏水センサ(警報発報含む)を設置する工事及びセル排風機動力ケーブルを更新する工事を実施</p>	P.47、P.49
	<p>漏えい防止対策に係る工事(設工認その9)</p> <p>設工認その9の審査の過程で追加の対策が必要となったもので、第2廃棄物処理棟に設ける堰の嵩上げ工事及び第3廃棄物処理棟に設ける堰の嵩上げ工事、並びに堰の塗装工事を実施</p>	P.50、P.52、P.53
2. 原子炉設置変更許可(令和4年8月29日付け原規規発第2208291号)		該当ページ
<p>アスファルト固化装置等の使用停止</p> <p>原子力科学研究所における液体廃棄物の発生状況から、第3廃棄物処理棟におけるセメント固化処理に集約することで、施設・設備の合理化を図るため使用を停止</p>		P.55、P.58
<p>液体廃棄物のレベル区分の見直し</p> <p>上記の液体廃棄物の処理の合理化に伴い、液体廃棄物のレベル区分の見直しを実施</p>		P.15、P.56、P.26
<p>想定事象(添付書類十)の見直し</p> <p>アスファルト固化装置等の使用停止に伴い、原子炉設置変更許可申請書の添付書類十の事故時評価の見直しを実施</p>		P.57～P.61
3. その他		該当ページ
<p>今後のスケジュールの見直し</p>		P.69

上記、1. に係る対応に伴い、原子炉設置変更許可申請書の設計方針等の記載を変更するものはない。

放射性廃棄物処理場における 新規制基準の適用の考え方

放射性廃棄物処理場においては、平成25年11月6日付で原子力規制庁より示された「核燃料施設等における新規制基準の適用の考え方」に基づき、試験研究用等原子炉施設の**維持管理に不可欠な活動等**として、原子炉施設の維持管理で発生する廃棄物について、新規制基準施行後も継続して受け入れ・処理を実施している。

また、新規制基準バックフィット対象外である核燃料物質等使用施設及びRI施設から発生する廃棄物についても、同様に受け入れ・処理を実施している。



安全上重要な施設の有無の整理

- 原子力施設の特徴、リスクの程度に応じた安全要求を適用する等級別扱い(グレーデッドアプローチ)を踏まえた設計※を実施
- 地震、津波、竜巻及び火山事象(降下火砕物)については、等級別扱い(グレーデッドアプローチ)を踏まえ、敷地及びその周辺における過去の記録を踏まえたハザードに対する防護設計を実施
- その他の外部事象については、実用発電炉に対して想定する荷重と同一の条件に対する設計を実施

等級別扱い (グレーデッドアプローチ)	地震	津波	竜巻	火山事象
5mSvを超える場合 (「安全上重要な施設」が存在) ⇒実用発電炉相当の要求	基準地震動を策定し、耐震Sクラスで設計	基準津波で設計	基準竜巻(F3)に対する防護設計	発電炉等に対して想定する荷重と同一の条件で設計
5mSvを超えない場合 ⇒グレーデッドアプローチを適用 放射性廃棄物 処理場に対する 要求事項	<u>耐震Bクラス又は耐震Cクラス</u> で設計	敷地及びその周辺における過去の記録、現地調査の結果、 <u>行政機関により評価された津波</u> 及び最新の科学的・技術的知見を踏まえた影響が最も大きい津波(= <u>L2津波</u>)で設計	敷地及びその周辺における過去の記録を踏まえた竜巻(= <u>藤田スケールF1、最大風速49m/s</u>)に対する防護設計	敷地及びその周辺における過去の記録を踏まえた荷重(= <u>降下火砕物</u>)により設計

※ 「試験研究用等原子炉施設への新規規制基準の審査を踏まえたグレーデッドアプローチ対応について」(平成28年6月15日原子力規制庁)

地震により発生するおそれがある安全機能の喪失及びそれに続く放射線による公衆への影響を防止する観点から、各施設の安全機能が喪失した場合の影響の相対的な程度に応じて、次のように分類し、それぞれに応じた地震力に十分耐えられるように設計する。

➤ Sクラス:

安全施設のうち、その機能喪失により周辺の公衆に対して過度の放射線被ばくを及ぼす(5mSvを超える)おそれがある設備・機器を有する施設

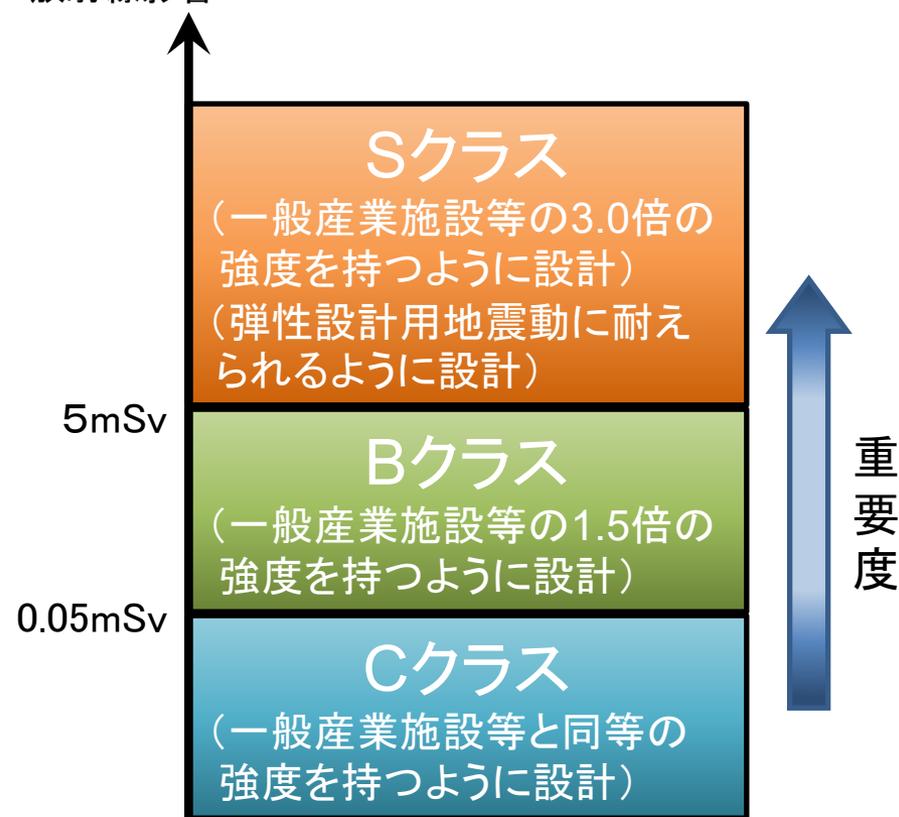
➤ Bクラス:

安全施設のうち、その機能を喪失した場合Sクラス施設に比べて影響が小さい施設

➤ Cクラス:

Sクラス、Bクラス以外であって、一般産業施設又は公共施設と同程度の安全性が要求される施設

機能喪失時の放射線影響



施設	周辺公衆の実効線量 (mSv)	耐震クラス	施設	周辺公衆の実効線量 (mSv)	耐震クラス
第1廃棄物処理棟	3.0×10^{-3}	C	保管廃棄施設・M-1	1.3×10^{-4}	C
第2廃棄物処理棟※1	2.2×10^0	C	保管廃棄施設・M-2※3	5.1×10^{-3}	B
第3廃棄物処理棟	9.2×10^{-3} 1.2×10^{-2}	C	特定廃棄物の保管廃棄施設 (インパイルループ用)	9.5×10^{-2}	B
減容処理棟	5.9×10^{-3}	C	特定廃棄物の保管廃棄施設 (照射試料用)	4.5×10^{-2}	B
解体分別保管棟	7.2×10^{-4}	C	廃棄物保管棟・I	9.4×10^{-3}	C
排水貯留ポンド※2	-	C	廃棄物保管棟・II	1.0×10^{-2}	C
保管廃棄施設・L	3.1×10^{-4}	C	保管廃棄施設・NL	2.2×10^{-4}	C

※1 第2廃棄物処理棟のうち、セルはBクラスに分類する。

※2 貯留時に濃度限度以下となるよう管理しており、閉じ込め機能が喪失したとしても、一般公衆に対する放射線影響は無いため、Cクラスに分類する。

※3 保管廃棄施設・M-2に関しては、周辺公衆の実効線量が0.05mSv(耐震Cクラスの基準)を下回っているものの、比較的レベルの高い放射性固体廃棄物(レベル区分B-1及びB-2)を保管廃棄していることから、Bクラスに分類する。

閉じ込め機能の喪失を想定し、放射性廃棄物処理場全施設を合算しても、周辺公衆に対し放射線被ばくが5mSvを超えることはない。⇒ **耐震Sクラス施設はない。**

- 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、それぞれの安全機能がどのような役割を果たすべきかを総合的に判断するため、その安全機能の重要度に応じて、十分に高い信頼性を確保し、かつ、維持するように設計する。
- 「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する基本的な考え方」を参考に分類を行う。

◆ 安全機能の区分

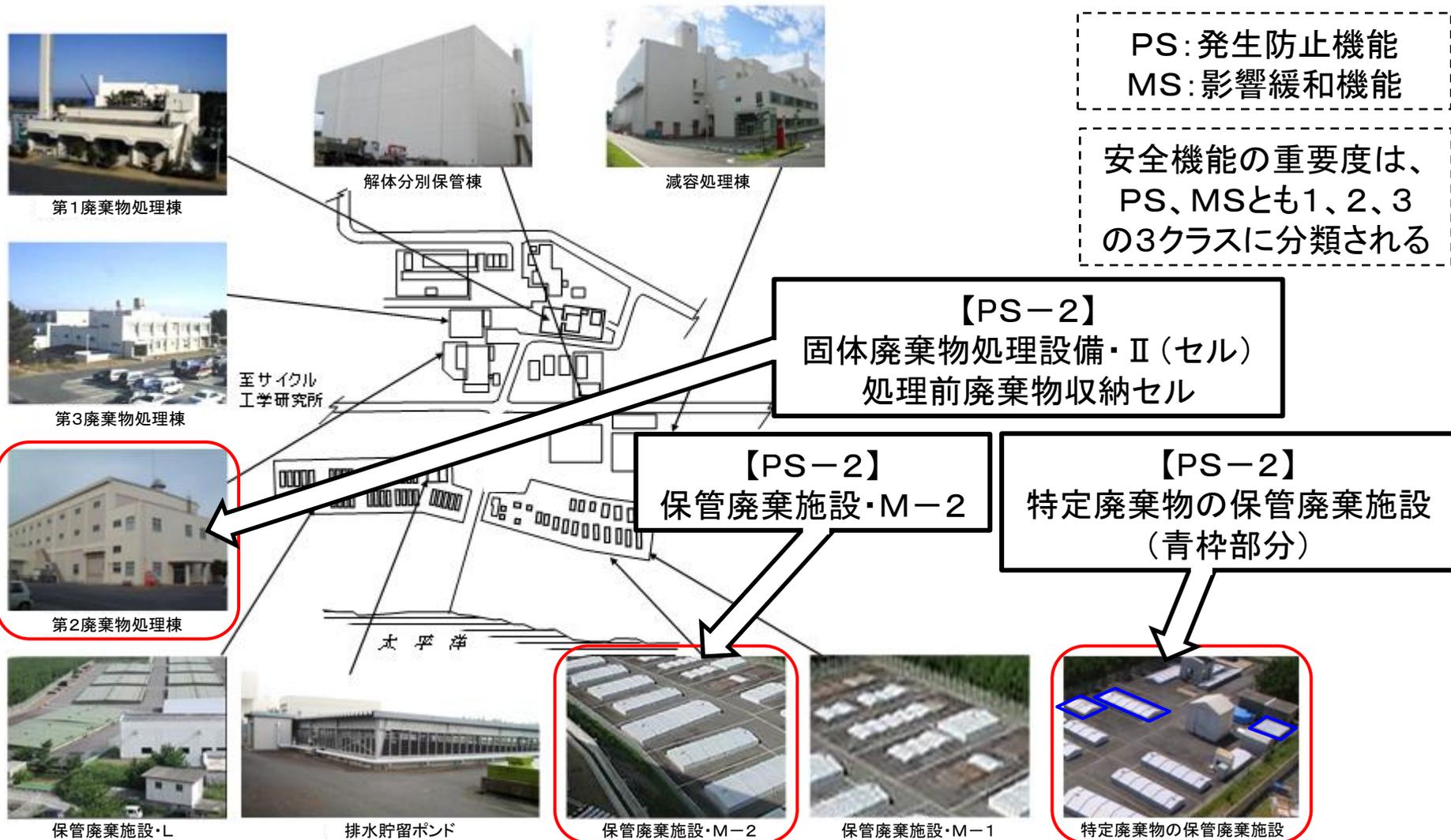
安全機能を有する構築物、系統及び機器を、それが果たす安全機能の性質に応じて2種類に分類

異常発生防止系(PS)	その機能の喪失により、原子炉施設を異常状態に陥れ、もって一般公衆ないし放射線業務従事者に過度の放射線被ばくを及ぼすおそれのあるもの
異常影響緩和系(MS)	原子炉施設の異常状態において、この拡大を防止し、又はこれを速やかに収束せしめ、もって一般公衆ないし放射線業務従事者に及ぼすおそれのある過度の放射線被ばくを防止し、又は緩和する機能を有するもの

◆ 重要度分類の設計上の基本的目標

PS及びMSのそれぞれに属する構築物、系統及び機器を安全機能の重要度に応じて3つのクラスに分類

クラス1	合理的に達成し得る最高度の信頼性を確保し、かつ、維持すること
クラス2	高度の信頼性を確保し、かつ、維持すること
クラス3	一般の産業施設と同等以上の信頼性を確保し、かつ、維持すること



「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する基本的な考え方」を参考に安全機能の重要度分類を実施 (放射性廃棄物処理場にPS-1、MS-1に該当する設備・機器は無い)

※ 放射性廃棄物処理場における安全機能の重要度分類については、参考資料(72頁、73頁)に示す。

新規制基準を踏まえた主な対応

黄色塗りつぶし箇所: 原子炉設置変更許可の後段規制である設計及び工事の計画に係る認可申請において、より安全側となる詳細設計を行い、令和2年度第4回茨城県原子力安全対策委員会以降、新たに追加工事を実施

許可基準規則	従来の方策	新規制基準対応	追加の措置等	詳細
地震対策	設置時(耐震指針策定前)の分類に基づき自主的に分類し設計	<ul style="list-style-type: none"> 規則(解釈)に従った耐震重要度分類を実施 Bクラス及びCクラスの建家について耐震改修促進法、現行の建築基準法及びその関係法令を参照し補強 	<ul style="list-style-type: none"> 建家の耐震改修工事を実施 放射線管理施設のあと施工アンカー工事を実施 	P.23 ~25
津波対策	過去の津波(十勝沖地震の5m)を考慮	県策定L2津波が到達する施設について、施設内への海水流入を防止するための対策を実施	防護壁の設置工事を実施	P.26 ~31
竜巻	追加された要求事項	原子力科学研究所の敷地及びその周辺における過去に発生した竜巻の過去の記録を踏まえた影響が最も大きい竜巻(F1、最大風速49m/s)を考慮しても安全機能を損なわないよう設計	<ul style="list-style-type: none"> 飛散防止対策を実施 竜巻飛来物の飛散防止対策を規定化 	P.32 ~35
火山	追加された要求事項	想定される降下火砕物(火山灰)に対して安全機能を損なわないよう設計	<ul style="list-style-type: none"> 除灰作業に必要な装備を整備 影響が及ぶおそれがある場合は、火山灰除去を規定化 	P.36 ~39
森林火災	追加された要求事項	森林火災の熱影響により安全機能を損なわないよう設計	<ul style="list-style-type: none"> 草木の管理を実施 草木の管理を規定化 	P.40、 41

許可基準規則	従来の方策	新規制基準対応	追加の措置等	詳細
落雷	建築基準法に基づき避雷針を設置	<ul style="list-style-type: none"> ・同左 ・施設の特徴を考慮し落雷により安全機能を損なわないよう設計 	(新規制基準対応ではないが、高経年化対策として工事を実施)	—
生物学的事象	追加された要求事項	換気系への枯葉混入等の影響を考慮しても安全機能を損なわないよう設計	追加工事なし	—
航空機落下	防護設計の要否を判断する基準である 10^{-7} 回/炉・年を超えないことを確認	同左(最新のデータに基づき評価: 8.2×10^{-8} 回/炉・年)	追加工事なし	—
近隣工場等の火災	追加された要求事項	敷地外の近隣工場等(半径10km以内)において火災が発生した場合の熱影響により安全機能を損なわないよう設計	追加工事なし	—
有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害	追加された要求事項	有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害により安全機能を損なわないよう設計	追加工事なし	—

許可基準規則	従来の方策	新規制基準対応	追加の措置等	詳細
不法な侵入防止 ^{注1}	物的障壁を設置	同左	追加工事なし	—
内部火災対策	火災の発生防止、早期感知と消火、影響軽減の3方策を適切に組み合わせ設計	内部火災により安全機能を損なわないよう設計	<ul style="list-style-type: none"> ・消火設備及び火災感知器の新設工事を実施 ・セル排風機動力ケーブルの更新を実施 ・可燃物の持ち込み制限について規定化 	P.42 ~47
内部溢水	追加された要求事項	<ul style="list-style-type: none"> ・内部溢水により安全機能を損なわないよう設計 ・管理区域外に漏えいしないよう設計 	<ul style="list-style-type: none"> ・被水対策工事を実施 ・漏水センサに係る工事を実施 ・漏えい防止対策工事を実施 	P.48 ~50 P.52、 53
誤操作防止	インターロックの設置	同左	追加工事なし	—
安全避難通路	避難用照明、誘導標識、誘導灯などを設置	<ul style="list-style-type: none"> ・同左 ・異常が発生した場合に用いる照明を追加 	<ul style="list-style-type: none"> ・追加工事なし ・事故時対応用の照明を新規に設置 	—
安全施設	従来の特許には安全機能の重要度分類なし	重要度に応じて信頼性を確保するよう設計	追加工事なし	—
安全評価	試験研究炉評価指針等に基づき実施し、要件を満足する設計	同左	追加工事なし	P.57 ~61

注1 内部脅威者対策としては、立入りの制限、監視カメラの設置等の対策が行われている。

許可基準規則	従来の方策	新規制基準対応	追加の措置等	詳細
廃棄施設 (液体廃棄物)	漏えいの発生、早期検出及び拡大を防止する設計	液体廃棄物の漏えいを早期に検出するための機能を強化	<u>中央警備室に警報する設備を設ける工事等を実施</u>	P.51
廃棄施設 (固体廃棄物)	セル、チャンバ等を設け、放射性物質が散逸し難い設計	同左	追加工事なし	—
保管廃棄施設	放射性廃棄物は、容器等に封入するとともに、施設の躯体、遮蔽蓋、鋼製蓋等により、放射性物質が漏えいし難く、かつ汚染が広がらない設計	同左	追加工事なし	—
直接ガンマ線からの防護	敷地境界外において、年間 $50 \mu\text{Gy}$ 以下になるように設計	同左	追加工事なし	—
放射線業務従事者の防護	遮蔽、放射性物質の漏えい防止等、所要の放射線防護上の措置を講じ、合理的に達成できる限り不要な放射線被ばくを防止	同左	追加工事なし	—
通信連絡設備等	施設内、敷地内外に必要な指示又は連絡ができるよう固定電話、構内放送システム等を設置	同左	追加工事なし	—
監視設備	放射線エリアモニタ等によるモニタリングができるとともにサンプリングによる測定ができる設計	同左	追加工事なし	—

◆ 耐震重要度分類の見直し

これまでの耐震重要度分類は、放射性廃棄物処理場各施設設置時の分類(耐震指針策定前)であったため、許可基準規則解釈に基づき、耐震重要度分類の見直しを行った。

◆ 耐震性の評価に基づく耐震改修の要否

耐震クラスに基づき耐震改修の要否を判定するため、耐震改修促進法、現行の建築基準法及び関係法令に基づく耐震評価を行い、放射性廃棄物処理場各施設の耐震改修の要否判定を行った。

耐震改修が 必要 な施設	耐震改修が 不要 な施設
第1廃棄物処理棟(Cクラス)	保管廃棄施設・L
第2廃棄物処理棟(Cクラス(一部Bクラス))※	保管廃棄施設・M-1
第3廃棄物処理棟(Cクラス)	保管廃棄施設・M-2
減容処理棟(Cクラス)	排水貯留ポンド
解体分別保管棟(Cクラス)	特定廃棄物の保管廃棄施設
廃棄物保管棟・II(Cクラス)	廃棄物保管棟・I
	保管廃棄施設・NL
	固体廃棄物一時保管棟

※ 第2廃棄物処理棟は耐震Cクラスであるが内蔵するセルが耐震Bクラスであるため、波及影響が考えられる範囲(鉄骨屋根、セルの支持構造物及びセル周囲上部構造)は耐震Bクラスの改修工事を行う。

◆ 耐震改修工事

耐震改修が必要な施設について、耐震改修促進法、現行の建築基準法及びその関係法令に基づく耐震評価(平成19年度改正の開口部の評価方法の見直し等を反映)を踏まえ、要求する耐震性を満足するため、平成30年度後半より耐震クラスに応じた改修工事を行い、**放射性廃棄物処理場の全ての施設について、改修工事が終了**している。

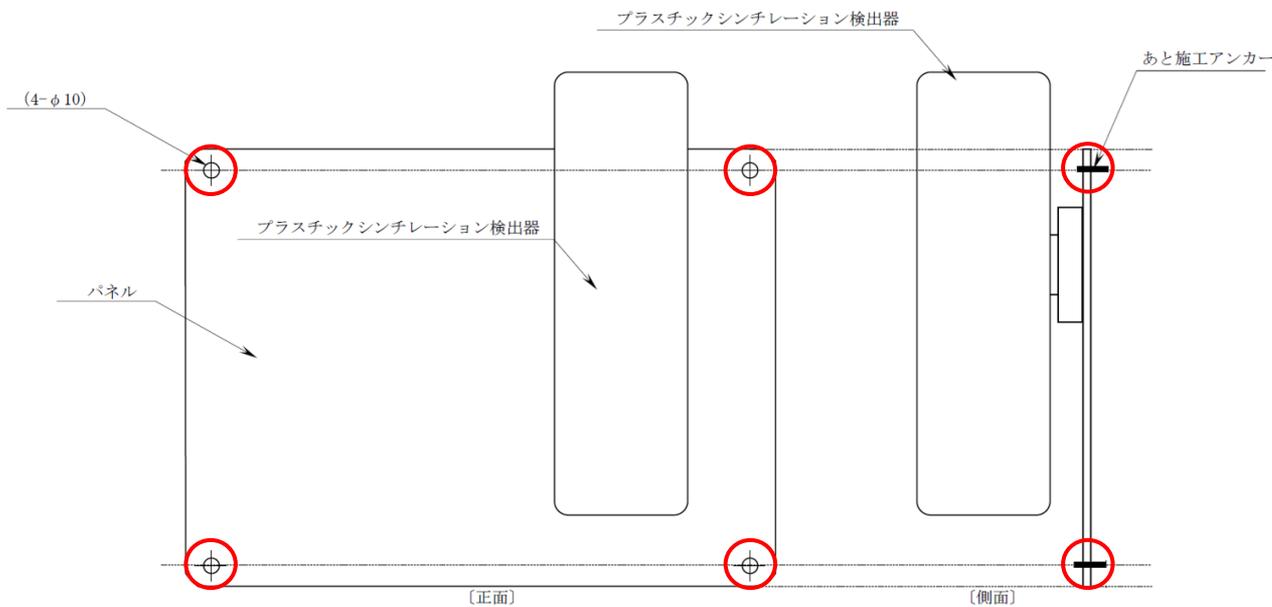
耐震改修の対象となる施設の概要及び主な改修工事内容

施設	耐震クラス	施設概要	主な改修工事内容	進捗
第1廃棄物処理棟	C	焼却処理設備を有し、可燃性固体廃棄物の処理を行う。	開口閉塞、耐震スリット、杭基礎の新設等	令和2年7月終了
第2廃棄物処理棟	C (一部B※)	固体廃棄物処理設備・II、蒸発処理装置・II、アスファルト固化装置、セル等を有し、比較的レベルの高い固体廃棄物及び液体廃棄物の処理を行う。	杭基礎の新設、屋根ブレースの補強及び耐震スリット	令和2年3月終了
第3廃棄物処理棟	C	蒸発処理装置・I、セメント固化装置等を有し、液体廃棄物の処理を行う。	杭基礎の新設、開口閉塞及び耐震スリット	令和4年5月終了
減容処理棟	C	高圧圧縮装置、金属熔融設備、焼却・熔融設備等を有し、固体廃棄物の処理を行う。	柱及び梁の増し打ち	令和4年5月終了
解体分別保管棟	C	保管廃棄施設及び解体室を有し、廃棄物の保管廃棄、大型廃棄物の解体分別処理等を行う。	開口閉塞、柱の増し打ち及び耐震スリット	令和4年5月終了
廃棄物保管棟・II	C	廃棄物の保管廃棄を行う。	壁の増し打ち及び耐震スリット	令和2年3月終了

※ 第2廃棄物処理棟は耐震Cクラスであるが内蔵するセルが耐震Bクラスであるため、波及影響が考えられる範囲(鉄骨屋根、セルの支持構造物及びセル周囲上部構造)は耐震Bクラスの補強を行う。

◆放射線管理施設のあと施工アンカー工事

安全機能の重要度分類クラス3 (MS-3) の安全施設に位置付けている放射線管理施設 (第2廃棄物処理棟のガンマ線エリアモニタ、解体分別保管棟の室内ダストモニタ及び排気ダストモニタ) について、耐震Cクラスの要求を満足 することができるよう、あと施工アンカーを更新 する。



ダストモニタ

解体分別保管棟排気ダストモニタ及び室内ダストモニタ概略図

◆ 安全上重要な施設の評価(津波による安全機能の喪失)

地震及び地震後に襲来した津波により、建家等が損傷することを仮定し、開口部等より建家内及び保管廃棄施設内に海水が流入し、建家外及び保管廃棄施設外に放射性物質が流出したものと評価を実施。

	建家及び建家式保管廃棄施設	半地下ピット式保管廃棄施設	遮蔽体式保管廃棄施設
放射性物質の放出条件	<ul style="list-style-type: none"> 建家に流入した海水に放射性物質が移行し、移行した放射性物質が建家外に流出するものとする。 保管廃棄している廃棄物全てが津波の浸水高さに保管廃棄されているものとする。 金属製の容器等に収納している廃棄物については、漏出率0.1を考慮する。 	<ul style="list-style-type: none"> 金属製の容器等に収納している廃棄物については、漏出率0.1を考慮する。 	<ul style="list-style-type: none"> インパイルループ用については、地震及び地震後に襲来した津波により躯体及び廃棄孔に亀裂が生じ、放射性物質が保管廃棄施設外に流出するものとする。 照射試料用については、構造上、廃棄孔内に海水が流入することはないことから、放射性物質は流出しないものとする。
一般公衆への影響	$7.5 \times 10^{-1} \text{mSv}$ (放射性廃棄物処理場全体) $2.4 \times 10^{-1} \text{mSv}$		

※ 評価に係る考え方及び施設ごとの評価結果については、参考資料(76頁～81頁)に示す。

津波による影響を考慮しても、周辺公衆の放射線被ばくが5mSvを超えることはなく、安全上重要な施設に該当する施設がないことから、設計上考慮すべき津波としては、**行政機関により評価された津波**を考慮し、“茨城沿岸津波対策検討委員会が策定した「茨城沿岸津波浸水想定」で示されている**最大クラスの津波(L2津波※)**”とする。

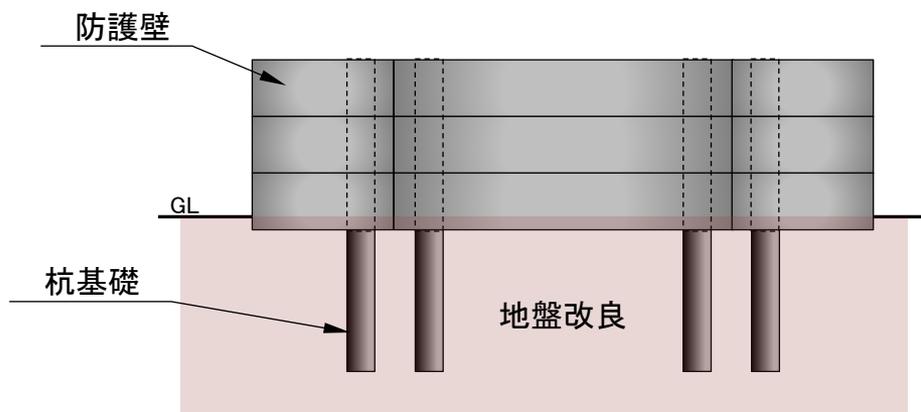
※ L2津波:発生頻度は極めて低いものの、発生すれば甚大な被害をもたらす津波である。なお、本津波は、津波の遡上波の浸水範囲から、施設に影響を及ぼすおそれのある延宝房総沖地震による津波を選定している。

■ 放射性廃棄物処理場における津波防護対策の考え方

行政機関により評価された影響が最も大きい津波(L2津波)の遡上波が到達した場合に、施設内に海水が流入することがないように対策を講ずる。



海水が流入するおそれがある施設について、海水の流入を防止する対策として、防護壁を設置する。(右図は防護壁イメージ)



防護壁(イメージ図)

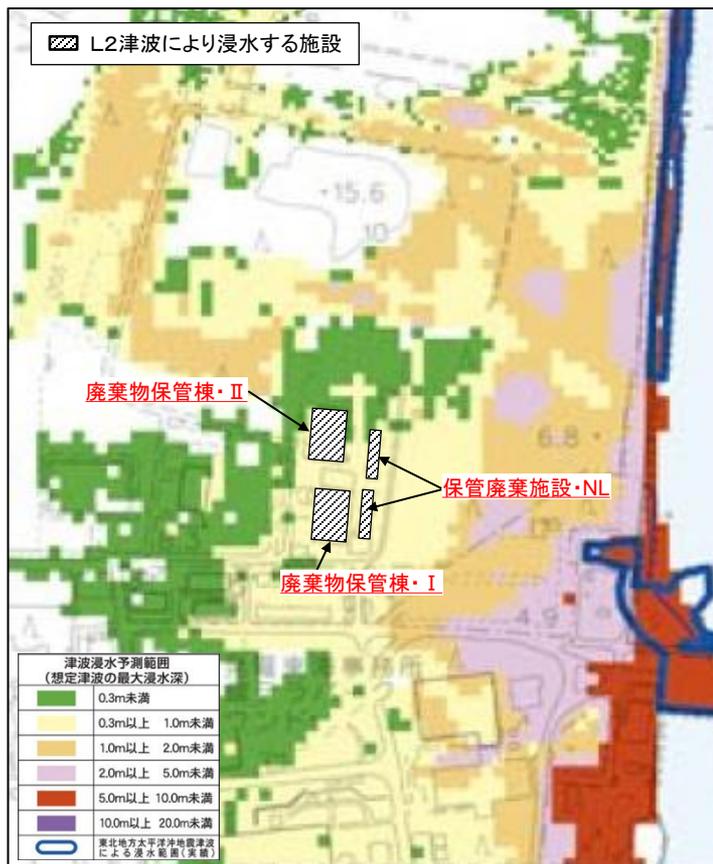
L2津波による浸水範囲と放射性廃棄物処理場施設(処理場地区)の位置関係を以下に示す。このうち、津波防護対策を講じる必要がある施設は、「**L2津波により浸水し、海水が流入するおそれがある施設**」である、保管廃棄施設・M-1、保管廃棄施設・M-2及び特定廃棄物の保管廃棄施設の一部となる。



茨城沿岸津波対策検討委員会検討結果(平成24年8月)を基に作成した東海村津波ハザードマップに放射性廃棄物処理場の施設を追記

浸水区分	施設
L2津波により浸水しない施設	第1廃棄物処理棟
	第2廃棄物処理棟
	第3廃棄物処理棟
	減容処理棟
	解体分別保管棟
	固体廃棄物一時保管棟
	保管廃棄施設・L
	保管廃棄施設・M-1の一部
	保管廃棄施設・M-2の一部
	特定廃棄物の保管廃棄施設(インパイルループ用)
特定廃棄物の保管廃棄施設(照射試料用)の一部	
L2津波により浸水し、海水が流入するおそれがある施設	特定廃棄物の保管廃棄施設(照射試料用)の一部
	保管廃棄施設・M-1の一部
	保管廃棄施設・M-2の一部

L2津波による浸水範囲と放射性廃棄物処理場施設(北地区)の位置関係を以下に示す。北地区については、全て「L2津波により浸水し、海水が流入するおそれがある施設」であることから、対策を講じる必要がある施設は、廃棄物保管棟・I、廃棄物保管棟・II及び保管廃棄施設・NLとなる。



浸水区分	施設
<u>L2津波により浸水し、海水が流入するおそれがある施設</u>	廃棄物保管棟・I
	廃棄物保管棟・II
	保管廃棄施設・NL

最大浸水深は全て0.3m以上、1.0m未満

茨城沿岸津波対策検討委員会検討結果(平成24年8月)を基に作成した東海村津波ハザードマップに放射性廃棄物処理場の施設を追記

これまでに示したL2津波により浸水し、海水が流入するおそれがある施設について、海水の流入を防止する対策として、以下を適切に考慮した**防護壁を設置**する。

◆ 津波荷重

L2津波の波圧、波力及び浮力に対して求められる機能を維持できるよう設計する。

◆ 津波漂流物

漂流物の衝突力に対して求められる機能を維持できるよう設計する。

◆ 津波による洗掘

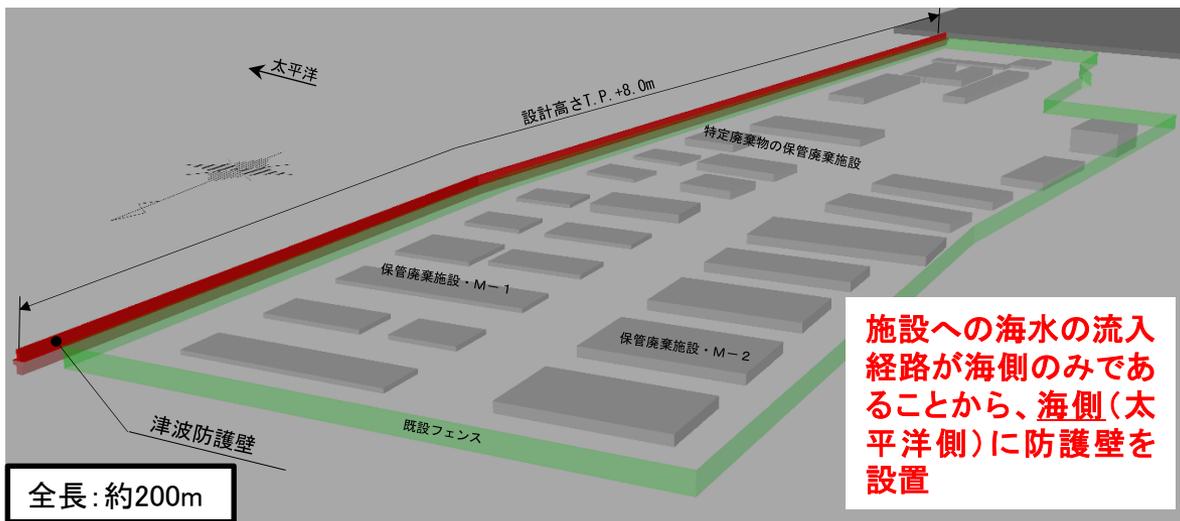
津波による洗掘の影響に対して求められる機能を維持できるよう設計する。

◆ 津波の発生要因となる地震

地震による水平荷重等の影響を受けた状態においても、L2津波に対して求められる機能を維持できるよう設計する。

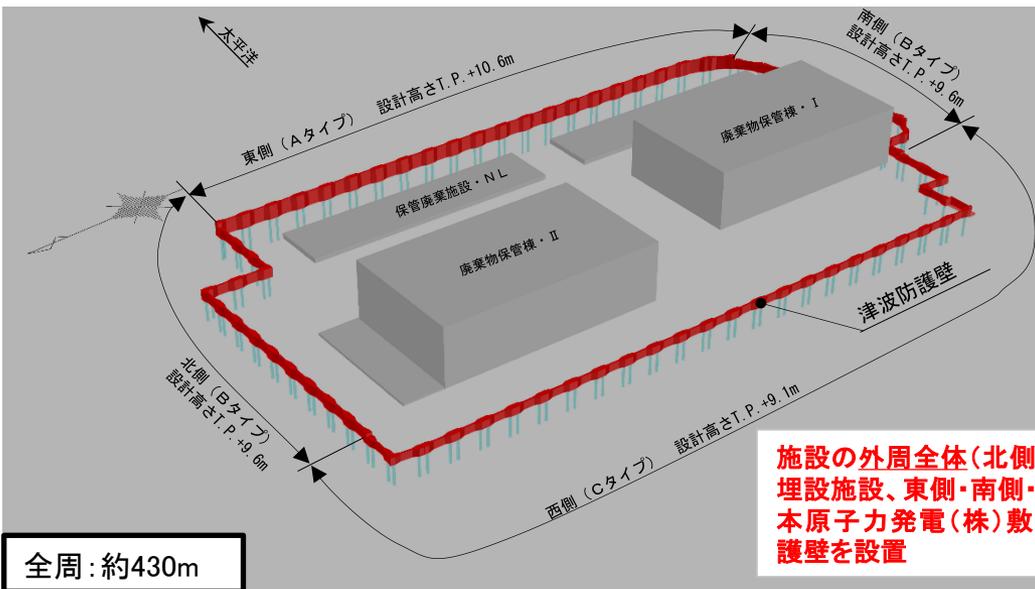
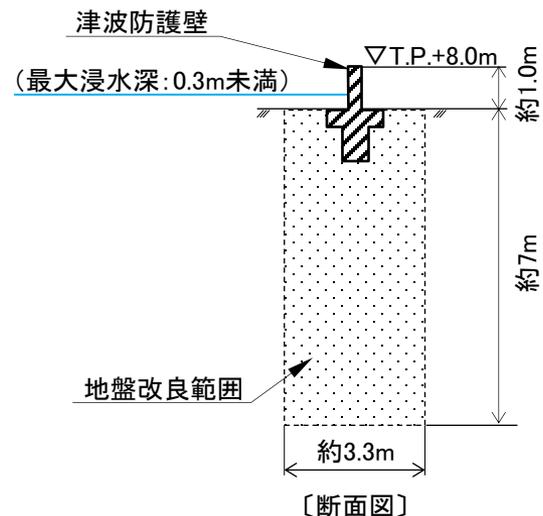
◆ 天端高さ

天端高さは、L2津波の浸水深に加え、津波のせき上げ高さや地盤沈降等を考慮し、適切な高さを設定する。



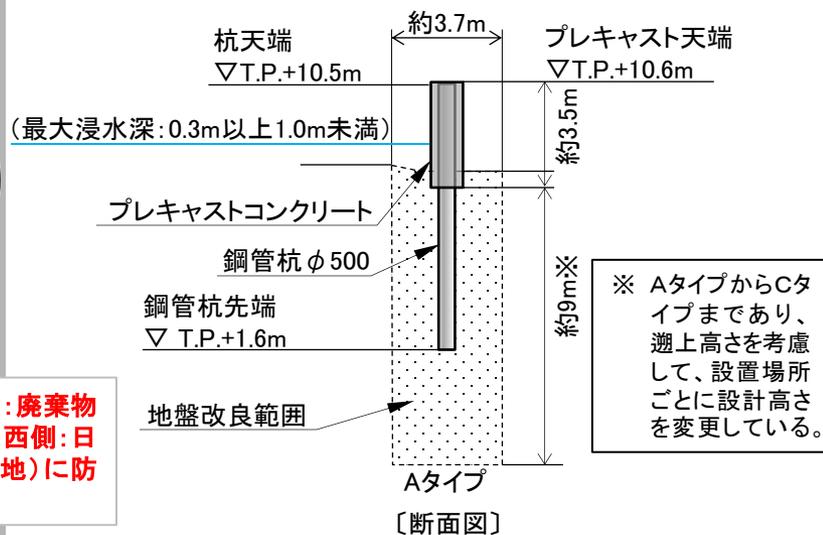
津波防護壁概要図

(保管廃棄施設・M-1、保管廃棄施設・M-2及び特定廃棄物の保管廃棄施設(照射試料用))



津波防護壁概要図

(廃棄物保管棟・I、廃棄物保管棟・II及び保管廃棄施設・NL)



◆ 安全上重要な施設の評価(竜巻による安全機能の喪失)

竜巻(藤田スケールF3、最大風速:92m/s(評価においては保守的に100m/sで実施)による飛来物により、放射性廃棄物処理場各施設の壁面等に貫通及び裏面剥離の発生が想定されることから、貫通及び裏面剥離により閉じ込め機能が喪失したものと評価を実施。

	建家及び建家式保管廃棄施設	半地下ピット式保管廃棄施設	遮蔽体式保管廃棄施設
放射性物質の放出条件	<ul style="list-style-type: none"> 地上階の建家側面及び屋上階に面して設置している設備・機器及び放射性廃棄物を収納した容器が、評価用飛来物又は裏面剥離によるコンクリート片により損傷し、放射性物質の一部が、室内雰囲気に移行するものとする。 室内雰囲気に移行した放射性物質は、建家の排気系を介さずに建家等を経由し、竜巻通過後に環境に放出されるものとする。 	<ul style="list-style-type: none"> ピット内又は廃棄孔内に保管している放射性廃棄物を収納した容器が、評価用飛来物又は裏面剥離によるコンクリート片により損傷し、放射性物質の一部が、ピット内雰囲気又は孔内雰囲気に移行するものとする。 ピット内雰囲気又は孔内雰囲気に移行した放射性物質は、竜巻通過後に環境に放出されるものとする。 	<ul style="list-style-type: none"> 施設に貫通及び裏面剥離が発生しないため、放射性物質は、環境に放出されない。
一般公衆への影響	2.7×10^{-2} mSv(放射性廃棄物処理場全体)		

※ 評価に係る考え方及び施設ごとの評価結果については、参考資料(82頁～87頁)に示す。

竜巻による影響を考慮しても、周辺公衆の放射線被ばくが5mSvを超えることはなく、安全上重要な施設に該当する施設がないことから、設計上考慮すべき竜巻としては、**過去の記録を踏まえた影響が最も大きい竜巻(藤田スケールF1、最大風速49m/s)**を想定する。

放射性廃棄物処理場各施設周辺(敷地から半径20kmの範囲)で過去に発生した最大の竜巻(F1スケール竜巻、最大風速49m/s)及びその随件事象(電源喪失)の発生を考慮しても、機能喪失しないよう飛来物の**飛散防止対策**を行う。

想定飛来物(チェッカープレート等)に対する各建家の構造健全性評価結果(1/2)

施設		コンクリート厚さ※1 (mm)	貫通厚さ (mm)	裏面剥離厚さ(mm)	評価結果		
					貫通	裏面剥離	損傷の程度
第1廃棄物処理棟	側面	200	270	478	有	有	貫通
	上面	150	191	365	有	有	
第2廃棄物処理棟	側面	150	270	478	有	有	貫通
	上面	※2			有	有	
第2廃棄物処理棟 (廃棄物保管室)	側面	300	270	478	無	有	裏面剥離
	上面	220	191	365	無	有	
第2廃棄物処理棟 (セル)	側面	900	270	478	無	無	無
	上面	750	191	365	無	無	
第3廃棄物処理棟	側面	150	270	478	有	有	貫通
	上面	150	191	365	有	有	
減容処理棟	側面	400	261	454	無	有	裏面剥離
	上面	200	185	346	無	有	
固体廃棄物一時保管棟	側面	210	270	478	有	有	貫通
	上面	170	191	365	有	有	
解体分別保管棟	側面	200	261	454	有	有	貫通
	上面	150	185	346	有	有	
解体分別保管棟 (保管室)	側面	300	261	454	無	有	裏面剥離
	上面	500	185	346	無	無	無

※1 コンクリート厚さ:評価対象とする構築物の側面及び上面について、それぞれコンクリート厚さが最も薄くなる位置の厚さ

※2 第2廃棄物処理棟の上面は、軽量コンクリート構造のため、貫通が生じるものとし、評価上考慮せず

想定飛来物(チェッカープレート等)に対する各建家の構造健全性評価結果(2/2)

施設		コンクリート厚さ※1 (mm)	貫通厚さ (mm)	裏面剥離厚さ(mm)	評価結果		
					貫通	裏面剥離	損傷の程度
保管廃棄施設・M-2※2	上面	300	191	365	無	有	裏面剥離
特定廃棄物の保管廃棄施設 (照射試料用)※2	上面	1,200	191	365	無	無	無
特定廃棄物の保管廃棄施設 (インパイルループ用)	側面	1,285	270	478	無	無	無
	上面	900	191	365	無	無	
廃棄物保管棟・I	側面	300	270	478	無	有	裏面剥離
	上面	300	191	365	無	有	
廃棄物保管棟・II	側面	300	270	478	無	有	裏面剥離
	上面	300	191	365	無	有	
施設		鋼板厚さ※3 (mm)	貫通厚さ (mm)	裏面剥離厚さ(mm)	評価結果		
					貫通	裏面剥離	損傷の程度
保管廃棄施設・L	上面	4.5	5.2	—	有	—	貫通
保管廃棄施設・M-1	上面	6	5.2	—	無	—	無
保管廃棄施設・NL	上面	4.5	5.2	—	有	—	貫通

※1 コンクリート厚さ:評価対象とする構築物の側面及び上面について、それぞれコンクリート厚さが最も薄くなる位置の厚さ

※2 保管廃棄施設・M-2及び特定廃棄物の保管廃棄施設(照射試料用)については、鋼製蓋に貫通が生じるものとし、遮蔽蓋について評価を実施

※3 鋼板厚さ:評価対象とする構築物の上面について、それぞれ鋼板厚さが最も薄くなる位置の厚さ

施設周辺の調査により確認された飛来物となり得る物について、寸法、重量、形状等による分類を行い、飛来防止対策の可否、運動エネルギー等を考慮し代表となる飛来物を選定した。そのなかで、衝突時に施設に影響を及ぼすチェッカープレート(重量:140kg、寸法:(長さ)1.9m×(幅)1.9m×(厚み)0.005m)及び物置(重量:164kg、寸法:(高さ)2.1m×(幅)2.2m×(奥行)0.9m)の結果を示す。

台風の風圧力による評価は建築基準法に基づき実施しており、原子力科学研究所では、風速30m/sを考慮している。本評価は、竜巻(最大風速49m/s)の評価結果に包絡される。

【飛来物(代表例)】



物置床に鋼板を敷設し、重量化※

物置
(重量化)



材質、厚さ等を変更し、重量化※

チェッカープレート
(重量化)

※ 飛来防止対策として、固縛措置については、アンカー等を施工するための強度評価が必要となること、飛来物を設置している環境(固縛措置が困難)等を考慮し、重量化することとしている。なお、重量化対策については、評価を行い、飛来しない重量を算出する。

以下を保安規定に規定化

(飛来物の管理)

- 竜巻(藤田スケールF1、最大風速49m/s)による飛来によって影響を及ぼすおそれがある物体に対し、飛来防止対策として浮上しない重量にするための措置を講じる。
- 飛来防止対策の実施状況について、年1回以上巡視する。

保安規定の記載に加え、以下を下部規定に規定化

(飛来物の管理)

- 今後、施設の構造健全性に影響を及ぼすおそれがあるものを施設周辺に設置する場合には、浮上の有無、施設への影響を評価し、影響を及ぼすおそれがあるものについては、飛来防止対策を講じる。

◆ 安全上重要な施設の評価(火山事象による安全機能の喪失)

火山の影響(降下火砕物)により、建家等が損傷し、全ての閉じ込め機能が喪失することを想定する。この想定は、地震により安全機能を喪失した場合の影響と同じ想定であり、影響評価結果も同様である。



火山による影響を考慮しても、周辺公衆の放射線被ばくが5mSvを超えることはなく、安全上重要な施設に該当する施設がないことから、グレーデッドアプローチを適用し、設計上考慮すべき火山事象としては、極微量の降下火砕物(完新世の火山活動に関する記録による降灰量)を想定する。

◆施設に影響を及ぼし得る火山の抽出

- 敷地を中心とする半径160kmの範囲には32の第四紀(約258万年前迄)火山が位置する。
- 完新世(約1万年前迄)の活動の有無、将来の活動可能性の検討を行い、施設に影響を及ぼし得る火山として、13火山を抽出した。(火山の分布は、参考資料88頁参照)

◆抽出された火山の火山活動に関する個別評価

- 抽出された火山の敷地からの離隔、並びに敷地周辺における第四紀の火山活動の特徴等の検討結果等から、設計対応不可能な火山事象(火砕物密度流、溶岩流、岩屑なだれ他、新しい火口の開口及び地殻変動)が施設に影響を及ぼす可能性は十分に小さい。

◆施設に影響を及ぼし得る火山事象の抽出

- 火山性土石流、火山から発生する飛来物(噴石)、火山ガス及びその他の火山事象のうち、施設への影響を評価すべき事象はない。
- 考慮すべき火山事象は、降下火砕物(火山灰)のみである。グレーデッドアプローチ適用の考え方にに基づき、完新世の火山活動に関する記録によると、敷地及びその周辺の降下火砕物の層厚は極微量であることから、火山による被害を受けるおそれはない。(参考資料89、90頁参照)

施設に影響を及ぼし得る火山の抽出結果

No.	第四紀火山	敷地からの距離(km)
1	たかはらやま 高原山	88
2	なすだけ 那須岳	93
3	なんたい・によほう 男体・女峰火山群	105
4	にっこうしらねやま 日光白根山	116
5	あかぎやま 赤城山	127
6	ひうちがたけ 燧ヶ岳	130
7	あだたらやま 安達太良山	133
8	ささもりやま 笹森山	134
9	ぼんだいさん 磐梯山	135
10	ぬまさわ 沼沢	143
11	こもちやま 子持山	144
12	あづまやま 吾妻山	148
13	はるなさん 榛名山	157

(完新世の火山活動に関する記録)

- 1707富士山宝永噴火報告書(平成18年3月 中央防災会議 災害教訓の継承に関する専門調査会)
- 堆積物と古記録からみた浅間火山1783年のプリニー式噴火(安井真也・小屋口剛博,1998)
- 1914桜島噴火報告書(平成23年3月 中央防災会議 災害教訓の継承に関する専門調査会)
- 新編火山灰アトラスー日本列島とその周辺, 東京大学出版

放射性廃棄物処理場の各施設において考慮すべき火山事象は、降下火砕物(火山灰)である。完新世の火山活動に関する記録によると、敷地及びその周辺の降下火砕物の層厚は極微量であることから、火山による被害を受けるおそれはない。

以下を保安規定に規定化

(除灰作業)

- 降下火砕物の荷重により、施設に損傷を及ぼすおそれがある場合、降下火砕物の除去を行わなければならない。

施設の許容堆積荷重の算出

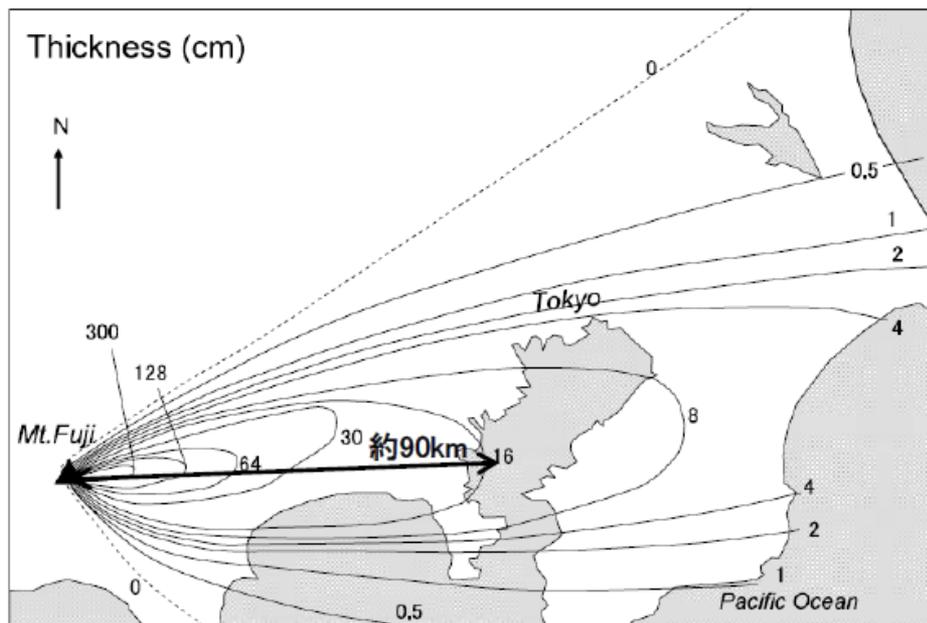
評価対象	許容堆積荷重
第1廃棄物処理棟 (屋根 (面積約650m ²))	370(kg/m ²) (降下火砕物 約30cm相当)
第2廃棄物処理棟 (屋根 (面積約1150m ²))	138(kg/m ²) (降下火砕物 約11cm相当)※
第3廃棄物処理棟 (屋根 (面積約1100m ²))	410(kg/m ²) (降下火砕物 約34cm相当)
減容処理棟 (屋根 (面積約2740m ²))	461(kg/m ²) (降下火砕物 約38cm相当)
解体分別保管棟 (屋根 (面積約2100m ²))	380(kg/m ²) (降下火砕物 約31cm相当)
固体廃棄物一時保管棟 (屋根 (面積約200m ²))	302(kg/m ²) (降下火砕物 約25cm相当)
廃棄物保管棟・I (屋根 (面積約1370m ²))	525(kg/m ²) (降下火砕物 約43cm相当)
廃棄物保管棟・II (屋根 (面積約1190m ²))	560(kg/m ²) (降下火砕物 約46cm相当)
保管廃棄施設・L (鋼製蓋) 保管廃棄施設・NL (鋼製蓋)	鋼製蓋の内部は、鋼材で補強されており、建家屋根と比較して十分な強度を有している。
保管廃棄施設・M-1 (遮蔽蓋) 保管廃棄施設・M-2 (遮蔽蓋) 特定廃棄物の保管廃棄施設(インパイルループ用) (コンクリート製躯体) 特定廃棄物の保管廃棄施設(照射試料用) (コンクリートプラグ)	遮蔽蓋、コンクリート製躯体、コンクリートプラグは堅牢であり、建家屋根と比較して十分な強度を有している。



除灰作業員の装備
(ヘルメット、ゴーグル、マスク等)

※ 第2廃棄物処理棟は、屋根の耐震補強工事を実施しており、現在は、より安全側の裕度を有している。

万一の降灰に備えて、火山灰除去対応については、富士山宝永噴火(1707年)の降灰量(火山からの距離は、敷地から最寄り的高原山(約90km)を想定)を参考とし、降灰量の総量を16cm、そのうち初日の降灰量を8cmと想定する。



宝永噴火のテフラ分布* (一部加筆)

富士山の宝永噴火から評価された火口より直線距離約90kmの地域に16日間(宝永噴火の継続日数)で8~16cmの火山灰が確認されている。

⇒降灰量の総量を16cm、そのうち初日の降灰量を8cmと想定

* 富士火山(2007)荒牧重雄他編集、山梨県環境科学研究所

森林火災による放射性廃棄物処理場各施設の建家等の表面温度が、**許容温度(コンクリート:200℃、鋼材:350℃)以下**、若しくは**内部火災に至らない**ため、施設の安全性に影響のないことを確認。

熱影響評価対象施設	評価対象	外壁面温度	内壁面温度※	離隔距離
第1廃棄物処理棟	コンクリート壁	124℃	—	27m
第2廃棄物処理棟	コンクリート壁	139℃	—	26m
第3廃棄物処理棟	コンクリート壁	71℃	—	81m
減容処理棟	コンクリート壁	103℃	—	29m
解体分別保管棟	コンクリート壁	69℃	—	70m
固体廃棄物一時保管棟	コンクリート壁	71℃	—	80m
保管廃棄施設・L	コンクリート壁	338℃	87℃	7m
	鋼製蓋	96℃	—	
保管廃棄施設・M-1	コンクリート躯体	304℃	83℃	8m
	鋼製蓋	91℃	—	
保管廃棄施設・M-2	コンクリート躯体	304℃	83℃	8m
特定廃棄物の保管廃棄施設(インパイルループ用)	コンクリート躯体	83℃	—	47m
特定廃棄物の保管廃棄施設(照射試料用)	コンクリート躯体	340℃	88℃	7m
廃棄物保管棟・I	コンクリート壁	109℃	—	31m
廃棄物保管棟・II	コンクリート壁	170℃	—	15m
廃棄物保管棟・NL	コンクリート躯体	184℃	—	15m
	鋼製蓋	72℃	—	

※ 内壁面温度は、コンクリート外壁表面から5mm内側の温度

(第2廃棄物処理棟代表例)



出典: 国土地理院・地理院地図

ケース①: 人為的行為及び卓越風向を考慮し設定
 ケース②: 可能性は低いものの、森林の概況から別の延焼ルートの起点となりうる国道245号線沿いに設定

以下を保安規定に規定化

(樹木の管理)

- 今後、森林が隣接している施設については、評価で用いた離隔距離を考慮した範囲を定め、**樹木の管理**を実施。

(自衛消防隊による対応)

- 原科研には、24時間体制の自衛消防隊が組織されており、常時対応が可能。
- 火災を覚知した場合、自衛消防隊が化学消防車で出動し、消火活動を開始することが可能。

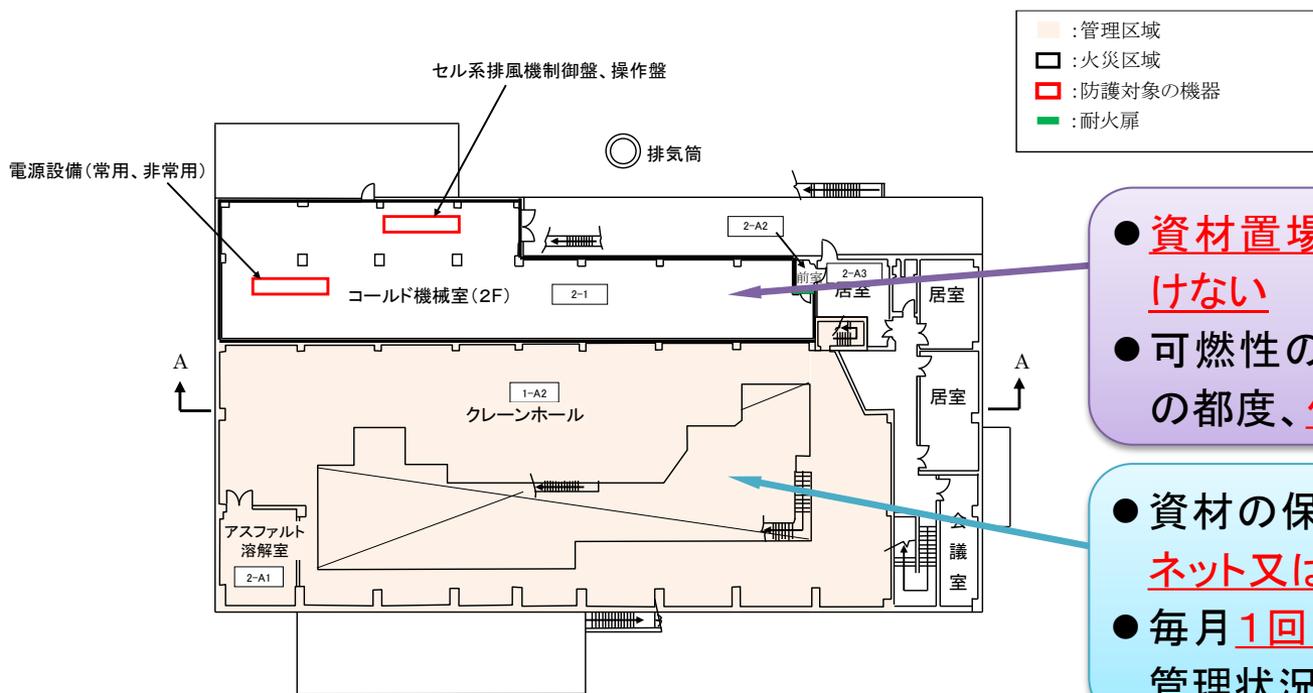
化学消防車



◆火災区域の設定

防護対象の機器を火災から防護するため及び放射性廃棄物を火災から防護するため、以下の考えのもとに火災区域を設定

- ① 防護対象の機器を設置している部屋を含み、耐火壁（一部、採光用の網入りガラス窓を含む）及び耐火扉で囲われている区域
- ② 放射性廃棄物を保管廃棄する処理前廃棄物保管場所、発生廃棄物保管場所及び保管廃棄施設は、放射性廃棄物を保管廃棄している場所（ピット、躯体又は部屋及び隣接する機械室）



- 資材置場は火災区域の設定場所に設けない
- 可燃性の資材(ウエス、塗料等)は、その都度、作業に必要な量を持ち込み

- 資材の保管にあたっては、金属製キャビネット又は金属製容器に収納
- 毎月1回以上の巡視により、資材置場の管理状況を確認

第2廃棄物処理棟における防護対象の機器の配置と火災区域(例)

火災区域内に持ち込む必要のある可燃性の資材に係る火災発生防止対策を実施。

- 資材置場は火災区域の設定場所に設けない
- 施設の保守・点検や補修工事等で一時的に火災区域内に資材置場を設ける場合は、以下を確認
 - － 熱を扱う処理装置や電気盤から距離を確保
 - － 消火栓の操作に影響がないこと
 - － 避難通路の確保
- 施設の保守・点検や補修工事等が終了したときは、資材置場を解除、資材の撤去を確認
- 可燃性の資材(ウエス、塗料等)は、その都度、作業に必要な量を持ち込み

なお、火災区域以外の管理区域内には資材置場を設けており、以下の火災発生防止対策を実施。

- 資材置場は以下を考慮して設定
 - － 熱を扱う処理装置や電気盤から距離を確保
 - － 消火栓の操作に影響がないこと
 - － 避難通路の確保
- 資材の保管にあたって、潤滑油や塗料等は、すべて金属製キャビネット又は金属製容器に収納
その他の可燃性の資材は、金属製キャビネット又は金属製容器に収納
- 保管する資材の名称と数量を明確にしたリストを作成し、各資材置場に表示
- 毎月1回以上の巡視点検により、資材置場の管理状況(資材の種類、数量等)を確認
- 資材置場の周辺で火気作業(溶接、溶断等)を行う場合には、近傍に消火器を配置

処理前廃棄物保管場所、発生廃棄物保管場所及び保管廃棄施設における火災発生防止対策を以下に示す。

● 保管廃棄施設の材料

- 処理前廃棄物保管場所及び発生廃棄物保管場所は、**鋼材を使用した箱型保管庫**、又は**床、壁及び天井が鉄筋コンクリート造の部屋**
- 保管廃棄施設は、**鉄筋コンクリート、鋼材等の不燃性材料を使用**

● 放射性廃棄物の管理

- 保管廃棄する放射性廃棄物は、**金属製容器(200ℓドラム缶、角型鋼製容器等)又はコンクリート容器に封入**
- 施設の廃止措置等に伴い発生する容器に収納することが困難な大型廃棄物等を保管廃棄施設に保管廃棄する場合には、火災の発生源となるもの(電気機器、可燃性のガス・油を用いる機器)を設けていない地下ピット式の保管廃棄施設に保管廃棄
- 保管廃棄する放射性廃棄物は、**消防法に定める危険物、発火性のもの、ガス又は熱を発生するものを除去**。計器類、モーター、ポンプ等**内包物に水、油、グリズを含むものは、これらの液抜きや拭き取りをした後に金属製容器に収納**

● 保管廃棄施設内における作業の管理

- 保管廃棄施設内では、**火気の使用を禁止**
- 業務上やむを得ない理由により火気を使用する場合、以下の措置を講ずる
 - 作業場所の周囲には、可燃物、有機溶剤等の引火性物質を置かない。
 - 作業対象物に保温材等の可燃物が取り付けられている場合は、作業箇所より1m以上取り外し、スパッタシートや濡れウエス等で十分に養生
 - 床、壁、機器等の養生は十分な大きさのスパッタシート(あるいは同等以上の耐熱性をもつもの)を使用し、特に耐熱性を必要とする場合には、二重にするか水分を含ませる。
 - 消火器を近傍に置いて作業を実施



処理前廃棄物保管場所
(例)第1廃棄物処理棟
廃棄物一時置場



発生廃棄物保管場所
(例)第3廃棄物処理棟
保管庫



200ℓドラム缶
(例)解体分別保管棟



コンクリートブロック
(例)解体分別保管棟



大型の放射性廃棄物
(例)保管廃棄施設・M-1

保管廃棄施設における放射性廃棄物の保管状況

減容処理棟の焼却炉等に使用する燃料ガス(LPG)に係る安全対策

燃料ガス(LPG)の供給源は屋外に設けており、燃料(LPG)は、タンクローリーで輸送し、バルク容器に充填する。タンクローリーについては、高圧ガスの貯蔵所及び製造施設に求められている保安距離(約11.4m)は適用されないが、運搬中に一時的に減容処理棟建家からの離隔距離が約8mとなる区間を走行することとなる。

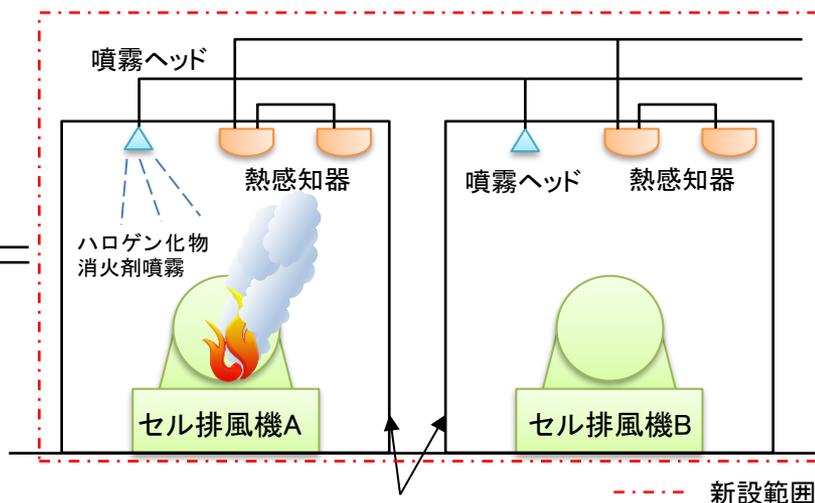
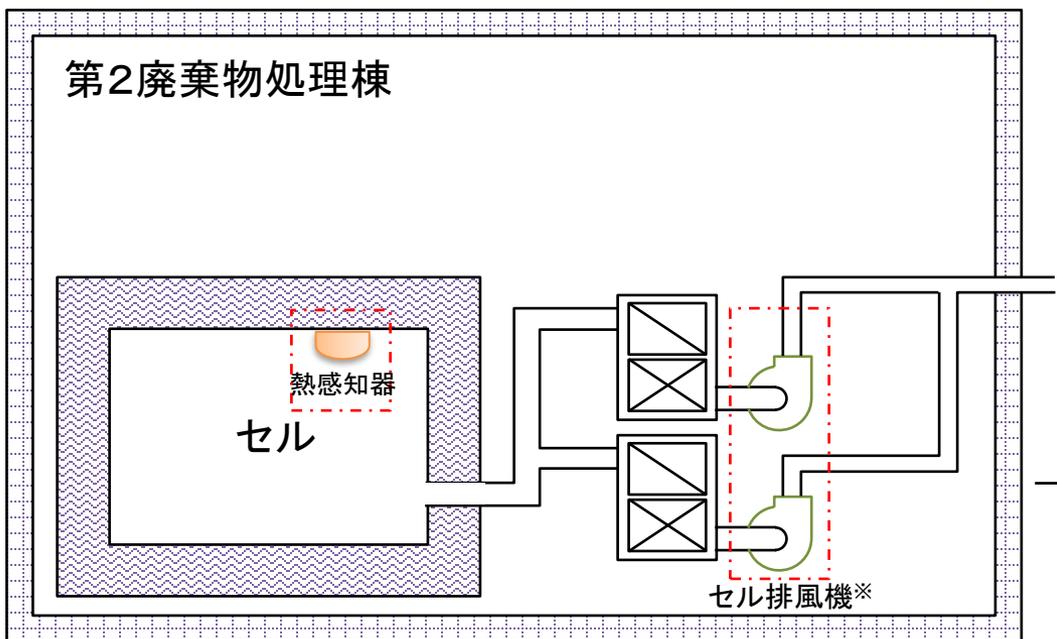
このため、タンクローリーによる燃料ガス運搬中の火災又は爆発事故の発生は考えにくいですが、下記に示す安全管理について、保安規定の下部規定である廃棄物処理場施設運転手引又は施設防護活動手引に定め、適切に運用することとしている。

- タンクローリーの運搬量を1回あたり2トンに制限
- タンクローリーの入構に関する情報の共有
- タンクローリーの誘導員を配置
- タンクローリーの徐行
- 通行車両(対向車)の制限
- 建家周辺にタンクローリーの長時間停車を禁止
- タンクローリーに異常が発生した場合は、速やかに関係各所に連絡するとともに可能な限りタンクローリーを建家から離れた場所へ移動
- LPGタンク周辺に消火設備を配備し、火災が発生した場合には、誘導員、運転手等により速やかに消火活動を実施
- 関係者による定期的な訓練の実施

◆セル排風機自動消火設備

第2廃棄物処理棟のセルの内部を常時負圧に維持するための排風機は、系統ごとに隣接して2台(1台は予備機)設けているが、火災によって相互に影響しないよう、早期に自動で消火するための**自動消火設備**を設ける。

また、セル内での火災に対して、早期に感知するため、新たに**火災感知器**を設ける。



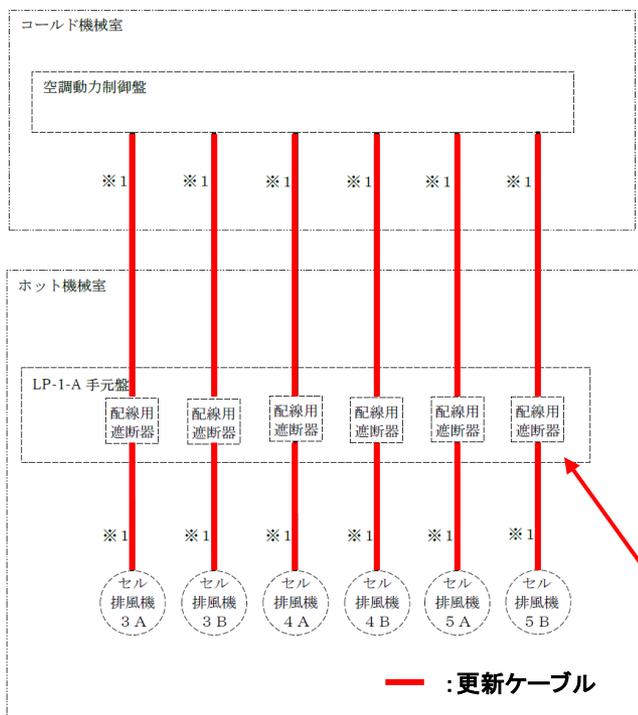
相互に影響しないよう「ボックス」でセル排風機を覆う

セル排風機自動消火設備イメージ図

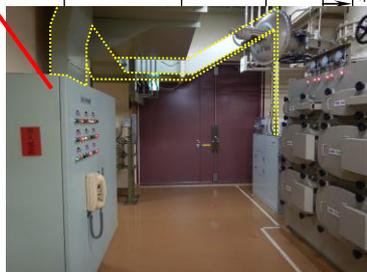
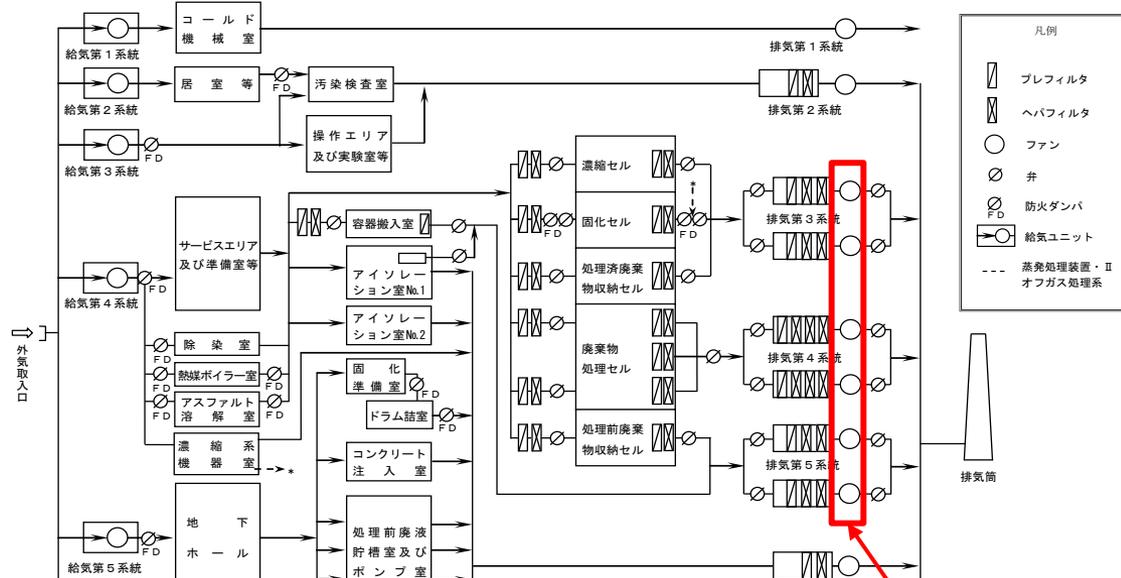
※ 万一セル内で火災が発生した場合、発煙等によるフィルタの目詰まりや雰囲気温度を考慮し、必要に応じて排風機を停止するなど、状況に応じて運用する。

◆セル排風機動力ケーブルの更新

セル排風機は、第2廃棄物処理棟のセルの内部を負圧に維持するための排風機であるため、火災の発生を防止する観点から、**動力に係るケーブルを難燃性ケーブル(架橋ポリエチレン絶縁ビニルシースケーブル)に更新する。**



セル排風機動力ケーブル主要系統図



ケーブル敷設



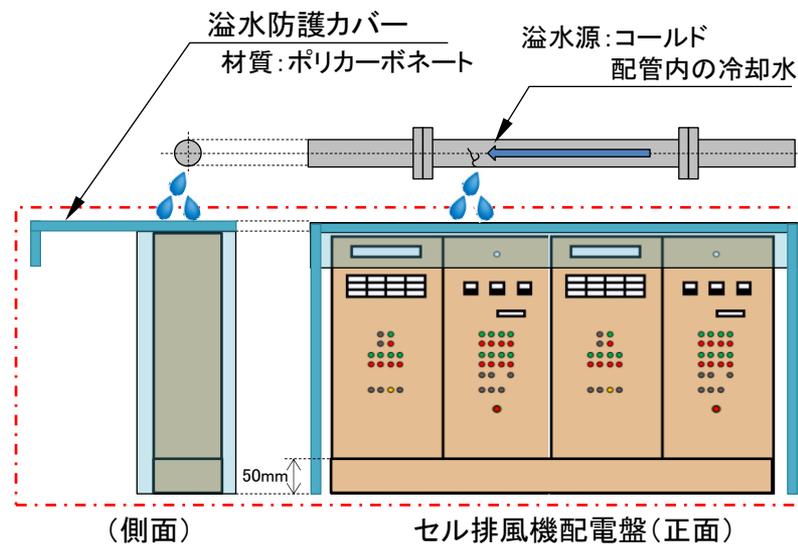
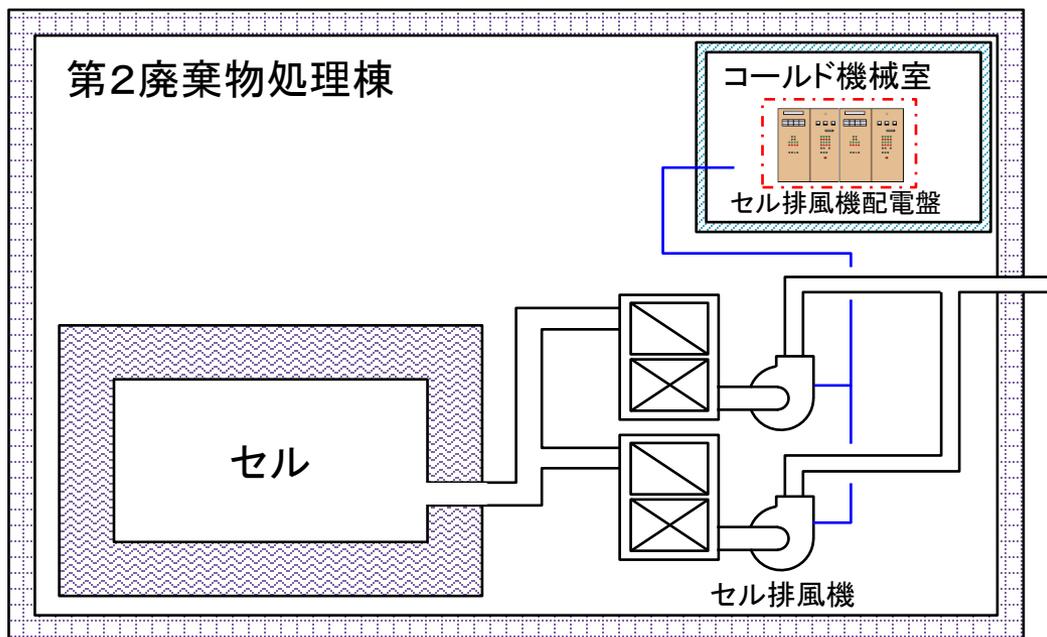
ケーブル更新



セル排風機

◆ 溢水防護カバーの設置

第2廃棄物処理棟のセルの内部を常時負圧に維持するための排風機の配電盤は、非管理区域のコールド機械室に設置しているが、配電盤周辺のコールド配管等からの漏水による被水を防護するための**溢水防護カバー**を設ける。

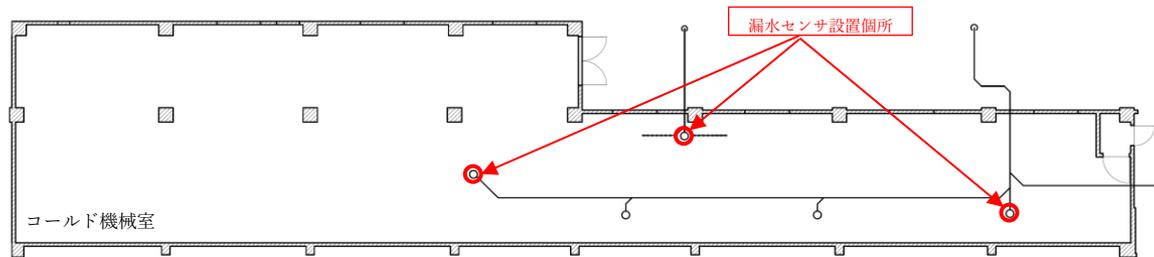
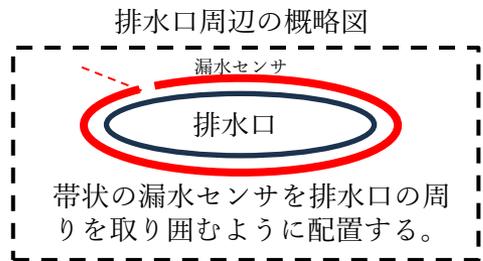
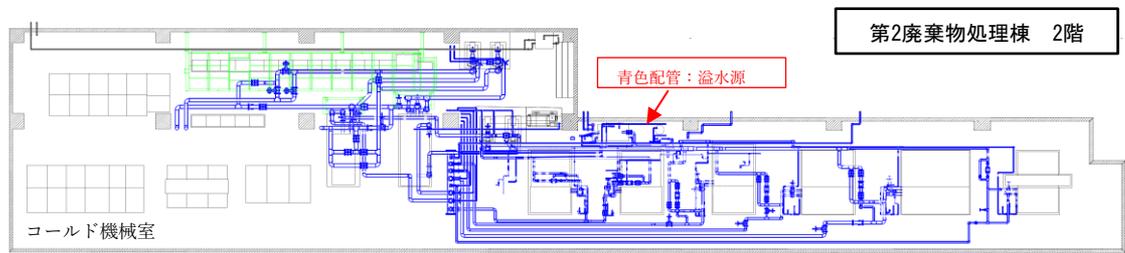


セル排風機配電盤溢水防護カバーイメージ図
(溢水源は一例)

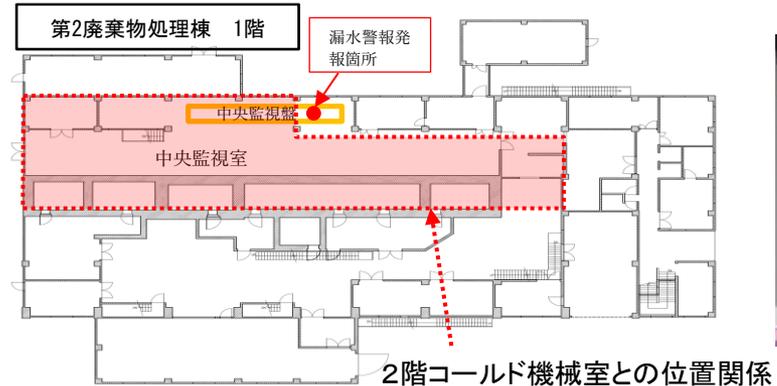
※ 配電盤には床からの立ち上がり部が約50mmあり、溢水源となる冷却水等により配電盤が没水することはない、排風機の機能は維持される。

◆漏水センサの設置

第2廃棄物処理棟の2階コールド機械室(溢水防護区画PA-2F-1)で発生した溢水を速やかに覚知するため、室内の床排水口周辺に漏水センサを設け、溢水を検知した場合に、中央監視室の中央監視盤に漏水警報を発報する。



漏水センサ



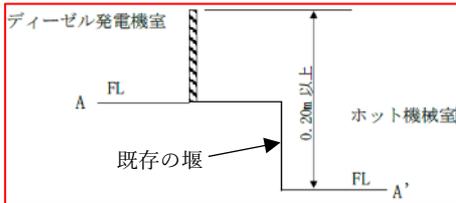
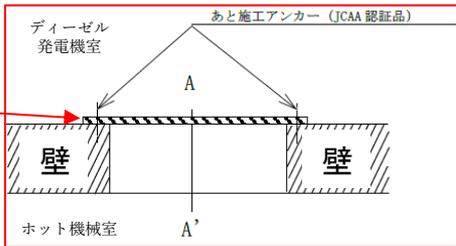
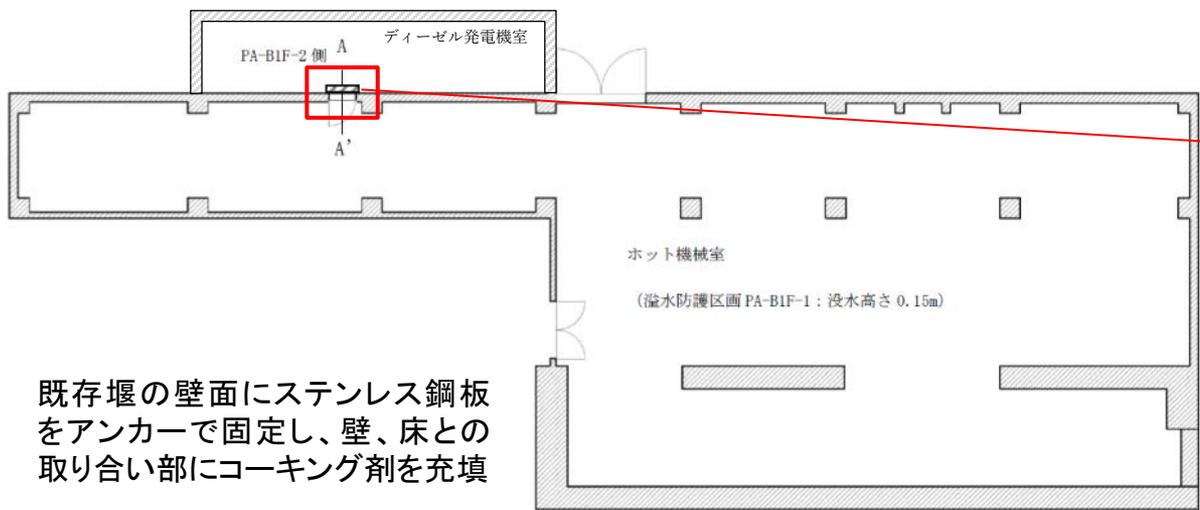
漏水警報



センサのカバー

◆ 堰の嵩上げ

第2廃棄物処理棟の溢水防護区画であるホット機械室(PA-B1F-1)とディーゼル発電機室(PA-B1F-2)の間の扉に設置されている既存の堰について、ホット機械室で発生した溢水がディーゼル発電機室に流入しないよう、**既存の堰の高さを嵩上げ**する。



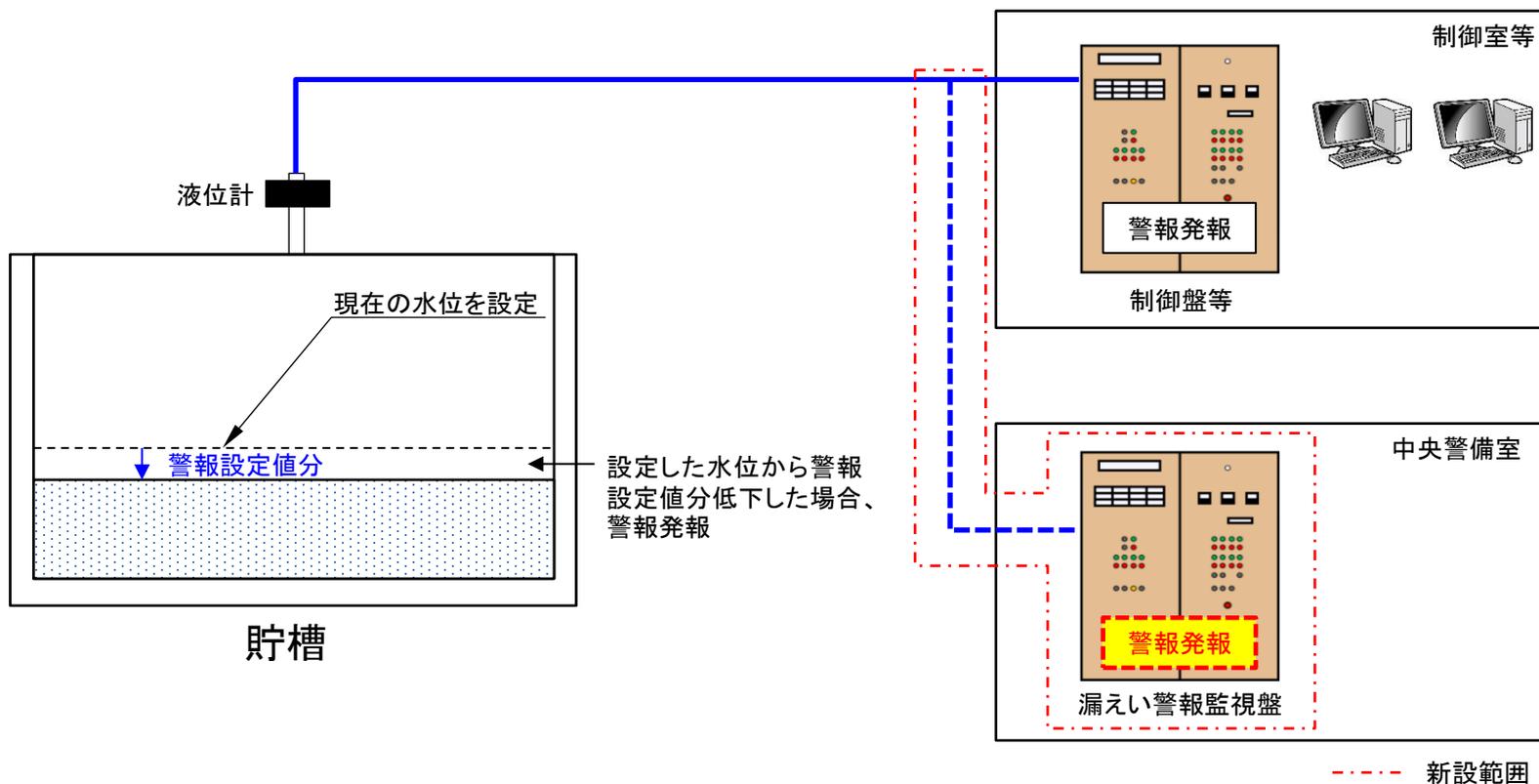
▨ : 嵩上げ(ステンレス鋼板)

第2廃棄物処理棟 堰の嵩上げに係る概要図



◆ 液位監視及び中央警備室への警報発報

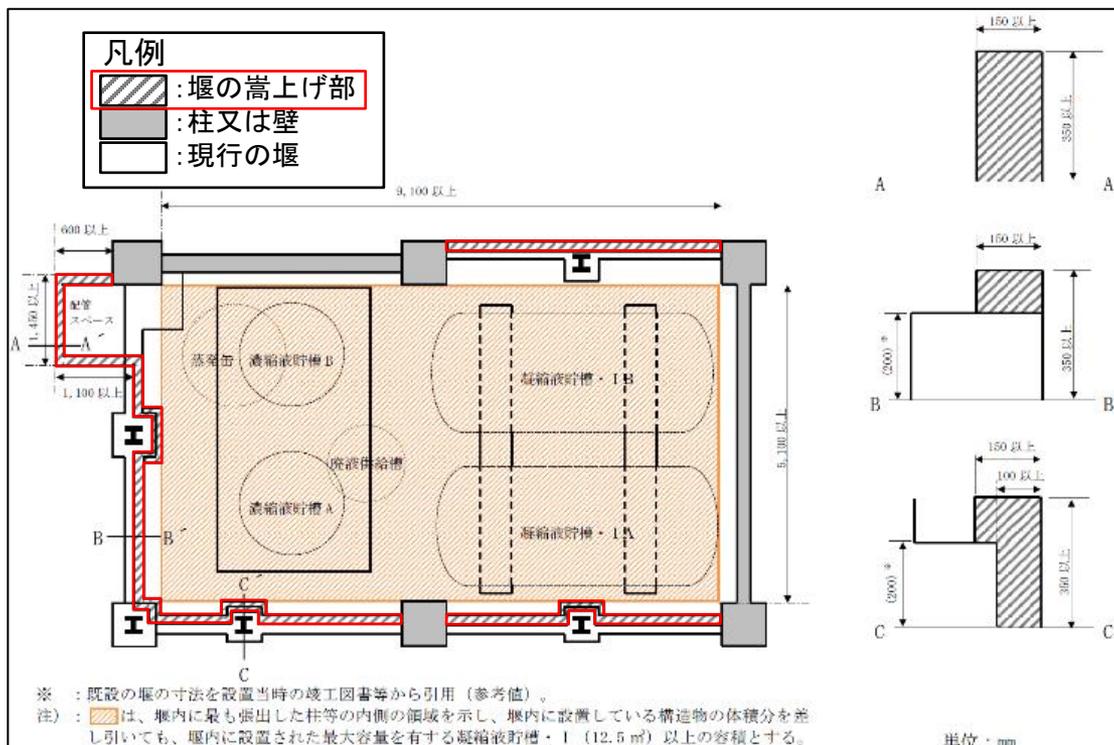
液体廃棄物の廃棄施設に漏えいが生じた場合、制御室等及び中央警備室に警報する設備を設ける。



貯槽(警報発報イメージ図)

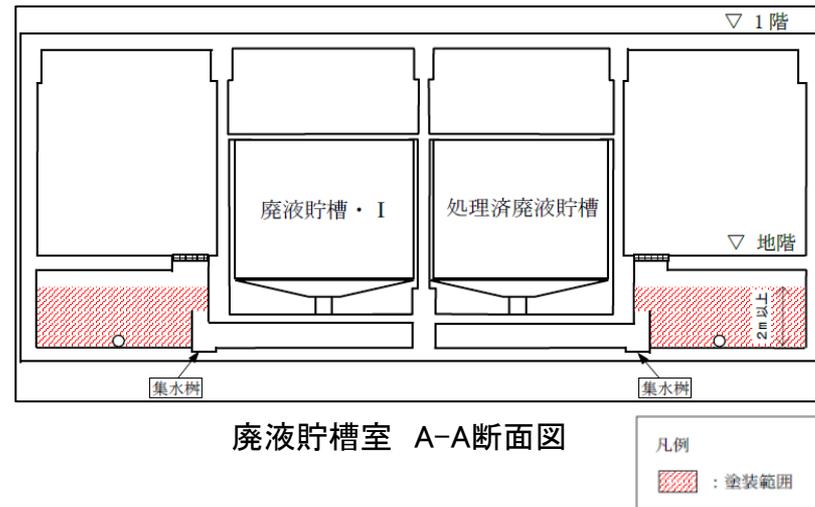
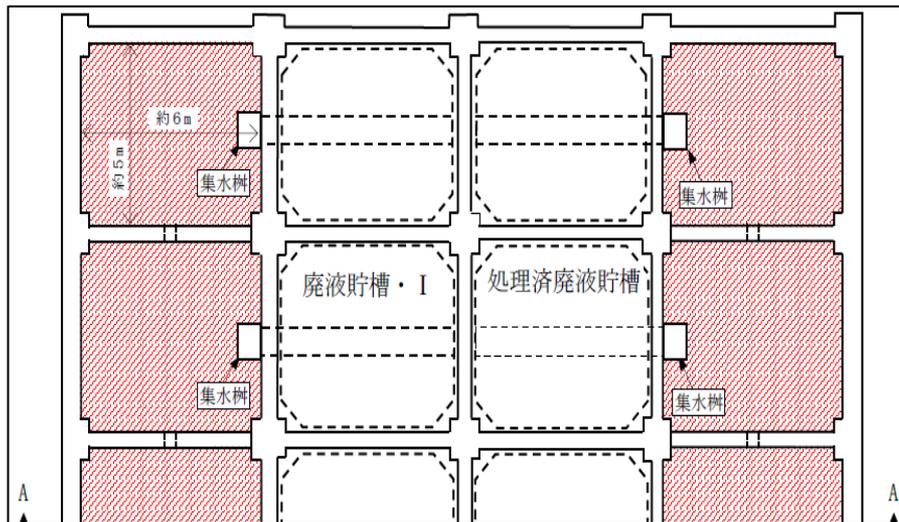
◆ 堰の嵩上げ

第3廃棄物処理棟の蒸発処理装置・Iの周辺部に設けている既存の堰について、**堰内に設置している貯槽のうち、最大容量の凝縮液貯槽・I（1基）で漏えいが発生した場合に、全量を堰内に閉じ込めるため、既存の堰の高さを嵩上げする。**



◆ 堰の塗装

第3廃棄物処理棟の廃液貯槽・I 及び処理済廃液貯槽の周辺部に設けている既存の堰の床面及び壁面について、漏えいし難い設計とするため、**樹脂塗料により新たに塗装**を施す。



原子炉設置変更許可の変更概要

◆第2廃棄物処理棟

原子力科学研究所内で発生する比較的レベルの高い液体廃棄物の処理

- ・アスファルト固化装置
- ・廃液貯槽・Ⅱ-2
- ・蒸発処理装置・Ⅱ

集約

◆第3廃棄物処理棟

過去10年の液体廃棄物の発生状況から、第3廃棄物処理棟に処理を集約し、施設・設備を合理化

- ・セメント固化装置
- ・廃液貯槽・Ⅰ
- ・蒸発処理装置・Ⅰ

使用停止

原子炉設置変更許可申請書

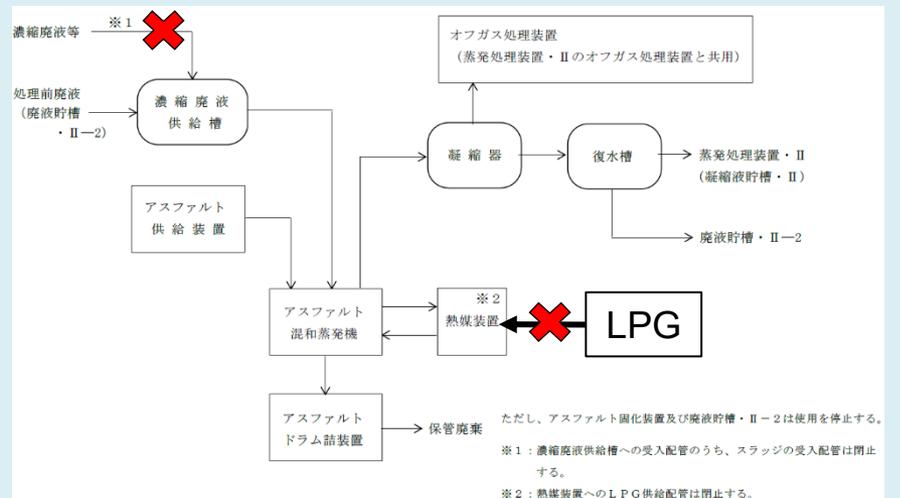
[本文及び添付書類八]

b 廃液処理装置

(b)蒸発処理装置・Ⅱ及び(c)固化装置**⑥**アスファルト固化装置の記載において、「**本装置については、使用を停止する。**」旨を記載。

[添付書類八]

また、添付書類八において、第3廃棄物処理棟に処理を集約することによる試験炉設置許可基準規則への適合のための設計方針について、**従来の設計方針から変更する必要がない**旨の説明を追記。



原子炉設置変更許可申請書 流路線図

※装置停止に伴い、**廃液の受入ライン、LPG供給ラインの配管を閉止**する。

◆見直し前

β・γ 液体廃棄物

放出前廃液 : 3.7×10^{-1} Bq/cm³未満

A : 3.7×10^{-1} Bq/cm³以上 3.7×10^1 Bq/cm³未満

B-1 : 3.7×10^1 Bq/cm³以上 3.7×10^4 Bq/cm³未満

B-2 : 3.7×10^4 Bq/cm³以上 3.7×10^5 Bq/cm³未満

(3.7×10^5 Bq/cm³以上の液体廃棄物は発生施設において固形化処理を行い、固体廃棄物として取り扱う。)

(トリチウムのみを含むものについては、放出前廃液は 3.7×10^3 Bq/cm³未満、Aは 3.7×10^3 Bq/cm³以上、 3.7×10^5 Bq/cm³未満)

見直し

◆見直し後

β・γ 液体廃棄物

放出前廃液 : 3.7×10^{-1} Bq/cm³未満

A : 3.7×10^{-1} Bq/cm³以上 3.7×10^1 Bq/cm³未満

B : 3.7×10^1 Bq/cm³以上 3.7×10^3 Bq/cm³未満

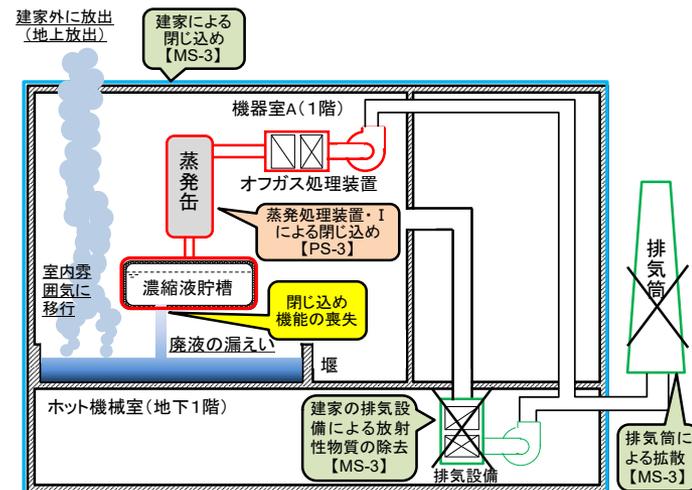
(3.7×10^3 Bq/cm³以上の液体廃棄物は発生施設において固形化処理を行い、固体廃棄物として取り扱う。)

(トリチウムのみを含むものについては、放出前廃液は 3.7×10^3 Bq/cm³未満、Aは 3.7×10^3 Bq/cm³以上、 3.7×10^5 Bq/cm³未満)(変更なし)

- これまでの原子力科学研究所における液体廃棄物の発生量及び放射能濃度から、レベル区分変更後も放射性廃棄物処理場において十分に処理可能
- 今後についても現時点で発生量の増加の予定はなく、従来どおりの発生量が見込まれることから、処理後のセメント固化体の発生量も保管廃棄施設の保管能力に影響を与えるものではない
- 液体廃棄物の区分を超え、発生施設(核燃料物質使用施設等)において固形化処理を行う液体廃棄物については、直近10年間の発生量はわずかであり、これらについても保管廃棄施設の保管能力に影響を与えるものではない

〔想定事象事象(添付書類十)の見直し〕

- 現行許可においては、処理の内容が同等の設備に対して、より大きな影響を与えるものを代表として選定
- 液体廃棄物の廃棄設備の代表として選定していた第2廃棄物処理棟のアスファルト固化装置及び蒸発処理装置・Ⅱの**使用停止に伴い**、第3廃棄物処理棟のセメント固化装置及び蒸発処理装置・Ⅰに**代表を変更**
- セメント固化装置及び蒸発処理装置・Ⅰの**評価方法**(核種、移行率、インベントリ設定の考え方)**に変更はなく、受け入れる液体廃棄物のレベル区分の変更**($3.7 \times 10^2 \text{Bq/cm}^3 \Rightarrow 3.7 \times 10^3 \text{Bq/cm}^3$)に伴う、評価の見直しを実施
- 液体廃棄物の処理を第3廃棄物処理棟に集約することにより、蒸発処理装置・Ⅰ及びセメント固化装置の事故時における被ばく線量は若干増加するが、蒸発処理装置・Ⅱ及びアスファルト固化装置を使用停止としたことから、**液体廃棄物に起因する事故等の敷地境界外の一般公衆の被ばく線量の合計値は減少**
- 処理設備の運転中に機器の故障等が発生し、放射性物質又は放射線が漏えいした場合に、敷地境界外の一般公衆に著しい放射線被ばく(5mSv超)がないことを確認



例)蒸発処理装置・Ⅰにおける想定事象と評価条件のモデル図

【評価結果】

設備		処理内容	敷地境界外の一般公衆の被ばく線量[mSv]			
			見直し前	代表	見直し後※	代表
液体廃棄物の 廃棄設備	蒸発処理装置・Ⅱ	蒸発	8.4×10^{-4}	●	(削除)	
	蒸発処理装置・Ⅰ		1.3×10^{-4}		1.4×10^{-4}	●
	アスファルト固化装置	固化	3.2×10^{-2}	●	(削除)	
	セメント固化装置		3.7×10^{-7}		3.9×10^{-7}	●
合計			3.3×10^{-2}		1.4×10^{-4}	

※:評価の詳細については、P.60、P.61参照。

放射性廃棄物処理場施設における想定事故の事象選定(当初許可)

処理代表	想定される事象	状態	公衆への被ばく線量
圧縮	第2廃棄物処理棟の固体廃棄物処理設備・IIの排風機故障	<ul style="list-style-type: none"> 固体廃棄物の圧縮処理中にセル系排風機が故障等により停止し、放射性物質がセル内の雰囲気に移行する。 セル内の負圧低下によりセル外に漏えい後、排気系の排気除塵装置を介さずに地上放出するものとする。 	$4.8 \times 10^{-3} \text{mSv}$ (最大事象)
	第2廃棄物処理棟の固体廃棄物処理設備・IIの遮蔽扉故障	<ul style="list-style-type: none"> 処理済廃棄物収納セルの遮蔽扉が故障及び作業員の誤操作により開放し、処理済廃棄物から放射線が漏えいする。 建家の遮蔽効果は考慮しないものとする。 	$3.0 \times 10^{-3} \text{mSv}$
蒸発	第2廃棄物処理棟の蒸発処理装置・IIにおける濃縮廃液漏えい	<ul style="list-style-type: none"> 蒸発処理装置・IIにおいて濃縮廃液が全量セル内に漏えいし、濃縮廃液中の放射性物質がセル内の雰囲気に移行する。 セル内に移行した放射性物質が、排気系の排気除塵装置を介さずに地上放出するものとする。 	$8.4 \times 10^{-4} \text{mSv}$ (使用停止により削除)
固化	第2廃棄物処理棟のアスファルト固化装置における混練物からの火災	<ul style="list-style-type: none"> ドラム缶に排出したアスファルト混練物から火災が発生し、放射性物質が室内の雰囲気に移行する。 室内に移行した放射性物質が、排気系の排気除塵装置を介さずに地上放出するものとする。 	$3.2 \times 10^{-2} \text{mSv}$ (使用停止により削除)
加熱	減容処理棟の金属溶融設備の溶融炉内における異常な圧力上昇により、炉蓋が著しい破損	<ul style="list-style-type: none"> 溶融処理中に、大量の液体を含んだ廃棄物が投入され、炉内で異常な圧力上昇が発生し、炉蓋が破損する。 放射性物質を含む排ガスが、排気系の排気除塵装置を介さずに地上放出するものとする。 	$3.5 \times 10^{-3} \text{mSv}$

アスファルト固化装置等の使用停止に伴う代表想定事故の変更(変更許可)

処理代表	想定される事象	状態	公衆への被ばく線量
蒸発	第3廃棄物処理棟の蒸発処理装置・Iにおける濃縮廃液漏えい	<ul style="list-style-type: none"> 蒸発処理装置・Iにおいて濃縮廃液が全量堰内に漏えいし、濃縮廃液中の放射性物質が室内の雰囲気に移行する。 室内に移行した放射性物質が、排気系の排気除塵装置を介さずに地上放出するものとする。 	$1.4 \times 10^{-4} \text{mSv}$
固化	第3廃棄物処理棟のセメント固化装置における濃縮廃液漏えい	<ul style="list-style-type: none"> セメント固化装置の計量槽が腐食し、濃縮廃液が全量堰内に漏えいし、濃縮廃液中の放射性物質が室内の雰囲気に移行する。 室内に移行した放射性物質が、排気系の排気除塵装置を介さずに地上放出するものとする。 	$3.9 \times 10^{-7} \text{mSv}$

第2廃棄物処理棟の固体廃棄物処理設備・IIの排風機故障

放出源	固体廃棄物処理設備・IIのセル内で圧縮処理中の廃棄物(300金属容器1個)		
評価対象核種及び放射能	核種	計算方法	放出源の放射能(300金属容器1個)
	Co-60 Ru-106 Cs-137	3核種の存在比が同じであるとし、容器表面における線量当量率が処理可能な最大値である10Sv/hとなる放射能を、QAD-CGGP2Rを用いて計算	Co-60 : 5.2×10^{11} Bq Ru-106 : 5.2×10^{11} Bq Cs-137 : 5.2×10^{11} Bq
	Sr-90	Sr-90を収納した容器当たりの含有量の上限値(370GBq/容器)	Sr-90 : 3.7×10^{11} Bq
	Pu-239	Pu-239を収納した容器当たりの含有量の上限値(1g/容器)	Pu-239 : 2.3×10^9 Bq
	Am-241	核分裂性物質を収納した容器当たりの含有量の上限値(15g/容器)より、上記のPu-239の1gを引いた14g	Am-241 : 1.8×10^{12} Bq

建家による閉じ込め【MS-3】

建家外へ放出(地上放出)

第2廃棄物処理棟

セルによる閉じ込め【PS-2】

閉じ込め機能の喪失

建家の排気設備による放射性物質の除去【MS-3】

排気筒

排気筒による拡散【MS-3】

セル内雰囲気へ移行

セルの排気設備

セルの排気設備によりセル内を負圧に維持【PS-3】

固体廃棄物処理設備・IIにおける想定事象と評価条件のモデル図

空気中への移行割合*1	Co-60, Sr-90, Ru-106, Cs-137, Pu-239, Am-241 : 10^{-5}
建家による低減効果等	建家の排気設備による放射性物質の捕集効率及び排気筒による拡散は考慮しない(地上放出) Co-60, Sr-90, Ru-106, Cs-137, Pu-239及びAm-241については、建家による放出低減係数として0.1を考慮 *2

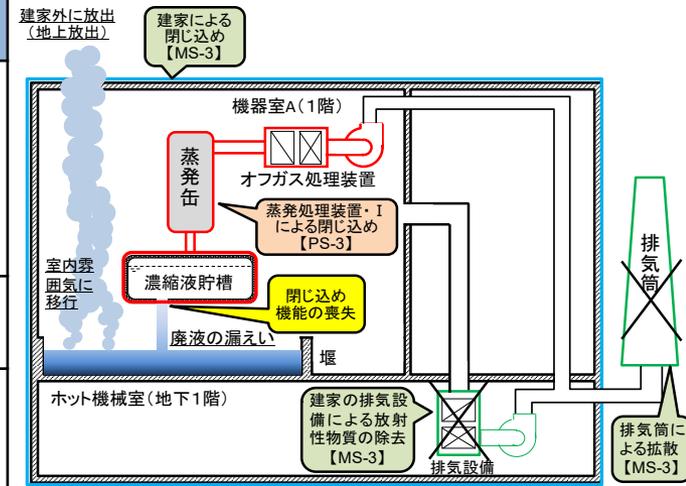
*1 和達嘉樹他「低レベルプルトニウム汚染固化体廃棄物の圧縮処理法」JAERI-M5274(1973)

*2 E. M. Flew et al「Assessment of the Potential Release of Radioactivity from Installations at AERE, Harwell. Implications for Emergency Planning.」Handling of Radiation Accidents (1969)

被ばく線量評価	実効線量	公衆の被ばく線量(合計)
放射性物質からの外部被ばくの実効線量	4.4×10^{-9} mSv	4.8×10^{-3} mSv
吸入摂取による内部被ばくの実効線量	4.8×10^{-3} mSv	

第3廃棄物処理棟の蒸発処理装置・Iにおける濃縮廃液漏えい

放出源	蒸発処理装置・Iの濃縮液貯槽内の濃縮廃液(濃縮液貯槽の最大量3.5m ³)			
評価対象核種及び放射能	核種	計算方法	放出源の放射能 (200ℓドラム缶1本中の濃縮廃液120ℓ)	放出源の放射能 (濃縮廃液3.5m ³)
	Co-60 Cs-134 Cs-137 Eu-154	セメント固化体(200ℓドラム缶1本当たりの濃縮廃液量:120ℓ)の表面線量当量率が2mSv/hとなる放射能を、QAD-CGGP2Rを用いて計算。存在比は過去5年間(平成18年度~平成22年度)の濃縮廃液の測定結果の実績	Co-60 :1.7×10 ⁹ Bq Cs-134 :6.5×10 ⁹ Bq Cs-137 :5.7×10 ⁹ Bq Eu-154 :1.0×10 ⁹ Bq	Co-60 :4.9×10 ⁹ Bq Cs-134 :1.9×10 ¹⁰ Bq Cs-137 :1.7×10 ¹¹ Bq Eu-154 :3.0×10 ⁹ Bq
	H-3	処理対象廃液中のH-3の濃度上限値(3.7×10 ⁵ Bq/cm ³)	H-3 :4.4×10 ⁹ Bq	H-3 :1.3×10 ¹⁰ Bq
	C-14 Sr-90	上記のCs-137の量に、Cs-137に対するC-14及びSr-90の過去5年間の濃縮廃液の測定結果から求めた存在比を乗じて算出	C-14 :2.9×10 ⁹ Bq Sr-90 :4.8×10 ⁹ Bq	C-14 :8.4×10 ¹⁰ Bq Sr-90 :1.4×10 ¹⁰ Bq
	全アルファ (Pu-239)	上記7核種(ベータ線・ガンマ線を放出する放射性物質)の合計量の1/10	Pu-239 :1.0×10 ⁹ Bq	Pu-239 :3.1×10 ¹⁰ Bq
空気中への移行割合*1	H-3,C-14 :4.2×10 ⁻³ Co-60,Sr-90, Eu-154, Pu-239 :1.0×10 ⁻⁵ Cs-134,Cs-137 :4.2×10 ⁻⁴			
建家による低減効果等	建家の排気設備による放射性物質の捕集効率及び排気筒による拡散は考慮しない(地上放出) Co-60,Sr-90, Eu-154, Cs-134, Cs-137及びPu-239については、建家による放出低減係数として0.1を考慮 *2			



蒸発処理装置・Iにおける想定事象と評価条件のモデル図

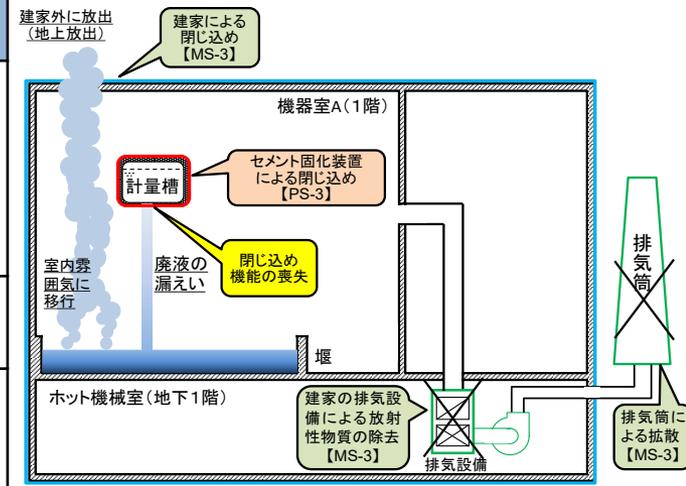
*1 高田茂他「放射性物質の種々の取扱条件での飛散率の概算法」Radioisotopes, 32,260-269(1983)

*2 E. M. Flew et al 「Assessment of the Potential Release of Radioactivity from Installations at AERE, Harwell. Implications for Emergency Planning.」Handling of Radiation Accidents (1969)

被ばく線量評価	実効線量	公衆の被ばく線量(合計)
放射性物質からの外部被ばくの実効線量	1.6×10 ⁻⁸ mSv	1.4×10 ⁻⁴ mSv
吸入摂取による内部被ばくの実効線量	1.4×10 ⁻⁴ mSv	

第3廃棄物処理棟のセメント固化装置における濃縮廃液漏えい

放出源	セメント固化装置の計量槽内の濃縮廃液(計量槽の最大量1.0m ³)			
評価対象核種及び放射能	核種	計算方法	放出源の放射能 (200ℓドラム缶1本中の濃縮廃液120ℓ)	放出源の放射能 (濃縮廃液3.5m ³)
	Co-60 Cs-134 Cs-137 Eu-154	セメント固化体(200ℓドラム缶1本当たりの濃縮廃液量:120ℓ)の表面線量当量率が2mSv/hとなる放射能を、QAD-CGGP2Rを用いて計算。存在比は過去5年間(平成18年度~平成22年度)の濃縮廃液の測定結果の実績	Co-60 :1.7×10 ⁹ Bq Cs-134 :6.5×10 ⁹ Bq Cs-137 :5.7×10 ⁹ Bq Eu-154 :1.0×10 ⁹ Bq	Co-60 :1.4×10 ⁹ Bq Cs-134 :5.4×10 ⁹ Bq Cs-137 :4.8×10 ¹⁰ Bq Eu-154 :8.5×10 ⁸ Bq
	H-3	処理対象廃液中のH-3の濃度上限値(3.7×10 ⁵ Bq/cm ³)	H-3 :4.4×10 ⁹ Bq	H-3 :3.7×10 ⁹ Bq
	C-14 Sr-90	上記のCs-137の量に、Cs-137に対するC-14及びSr-90の過去5年間の濃縮廃液の測定結果から求めた存在比を乗じて算出	C-14 :2.9×10 ⁹ Bq Sr-90 :4.8×10 ⁹ Bq	C-14 :2.4×10 ¹⁰ Bq Sr-90 :4.0×10 ⁹ Bq
	全アルファ (Pu-239)	上記7核種(ベータ線・ガンマ線を放出する放射性物質)の合計量の1/10	Pu-239 :1.0×10 ⁹ Bq	Pu-239 :8.7×10 ⁹ Bq



セメント固化装置における想定事象と評価条件のモデル図

空気中への移行割合*1	H-3,C-14 :4.2×10 ⁻⁵ Co-60,Sr-90,Eu-154,Pu-239 :1.0×10 ⁻⁷ Cs-134,Cs-137 :4.2×10 ⁻⁶		
建家による低減効果等	建家の排気設備による放射性物質の捕集効率及び排気筒による拡散は考慮しない(地上放出) Co-60,Sr-90,Cs-134,Cs-137,Eu-154及びPu-239については、建家による放出低減係数として0.1を考慮 *2		

*1 高田茂他「放射性物質の種々の取扱条件での飛散率の概算法」Radioisotopes, 32,260-269(1983)

*2 E. M. Flew et al 「Assessment of the Potential Release of Radioactivity from Installations at AERE, Harwell. Implications for Emergency Planning.」Handling of Radiation Accidents (1969)

被ばく線量評価	実効線量	公衆の被ばく線量(合計)
放射性物質からの外部被ばくの実効線量	4.3×10 ⁻¹¹ mSv	3.9×10 ⁻⁷ mSv
吸入摂取による内部被ばくの実効線量	3.9×10 ⁻⁷ mSv	

●安全避難通路、避難用照明、誘導標識及び誘導灯の設置

原子炉施設の建家内に避難通路及び避難口を設ける。避難通路等には非常用照明(以下保安灯)並びに誘導標識及び誘導灯を設ける。保安灯及び誘導灯は、通常の照明用電源喪失時には内蔵した電池又は蓄電池から給電する。

放射性廃棄物処理場の各施設には、以下に示すとおり安全避難通路等を設けている。

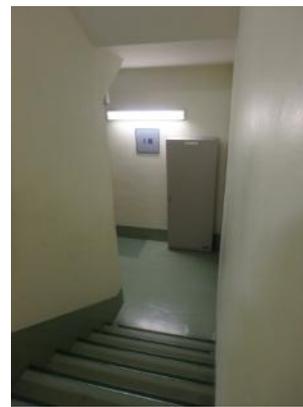
- 避難通路及び避難口を示す誘導標識は、消防法に従い、避難の方向及び避難口である旨を明示した緑色の誘導標識とし、目につきやすい箇所に設け、容易に識別できるようにしている。
- 避難通路及び避難口の誘導灯は、消防法に従い、避難の方向及び避難口である旨を明示した緑色の灯火とし、容易に識別できるようにするとともに、蓄電池を内蔵し、照明用の電源が喪失した場合においても機能を損なわないようにしている。
- 管理区域の出入口、制御室等には、異常が発生した場合に使用する懐中電灯、ヘッドライト、投光器(発電機を含む)等を配備している。



誘導灯(避難口)



誘導灯(避難の方向)



避難用の照明



異常時に使用する照明

事故時の対応

災害、事故等が発生した場合の対策を迅速かつ的確に対処できるよう、様々な訓練を繰り返し実施。

◆ 免震構造の緊急時対策所を整備

- ・階上に保安管理部、放射線管理部を配置

◆ 事故時に向けた訓練(継続的に実施)

- 緊急時活動レベル(EAL)の設定(原子力災害指針等の改正を受けて新たに設定)
 - ・所内外通信連絡機能の喪失(一部喪失も含む)
 - ・防護措置の準備が必要な事象
- 事故時の体制
 - ・現場対応、放射線管理対応、連絡記録対応等に役割を分担
- 事故を想定した教育訓練【非常事態総合訓練※】
 - ・複数施設(NSRRと燃料試験施設)での同時発災を想定(令和元年12月)
 - ・減容処理棟焼却・溶融設備での火災を想定(令和2年7月)

◆ その他の訓練

以下の教育訓練により事故時対応の確認を行っている。

- ・通報訓練:勤務時間外の連絡体制、人員確保を確認
- ・消火訓練:消火栓、消火器の使用方法を確認
- ・緊急作業訓練:緊急作業(100mSv超)を想定した事故時対応
- ・グリーンハウス設置訓練:内部被ばくを想定した事故時対応

※ 原子力科学研究所では、単独施設での想定に加え、複数施設での同時発災を想定した場合でも対応可能な体制を整備し、非常事態を想定した訓練を実施している。



緊急時対策所



非常事態総合訓練



消火訓練

原子力科学研究所

放射性廃棄物処理場

事故現場

①

ページング設備、携帯電話、
長距離用トランシーバー、固定電話

事故現場指揮所

②

固定電話、FAX、テレビ会議
システム、Eメール

安全管理棟*

現地対策本部

③

原子力科学研究所全域

緊急時構内放送システム 放送用スピーカー
構内一般放送用スピーカー

④

異常時通報連絡先機関等

関係官庁

自治体(茨城県、東海村、隣接市町村、オフサイトセンター)

その他関係箇所

衛星携帯電話、加入電話、無線
連絡設備

① 施設内の通信連絡

事故等が発生した場合に、施設内の全ての人々に対して、指示できる多様性をもった通信連絡設備

② 施設間の通信連絡

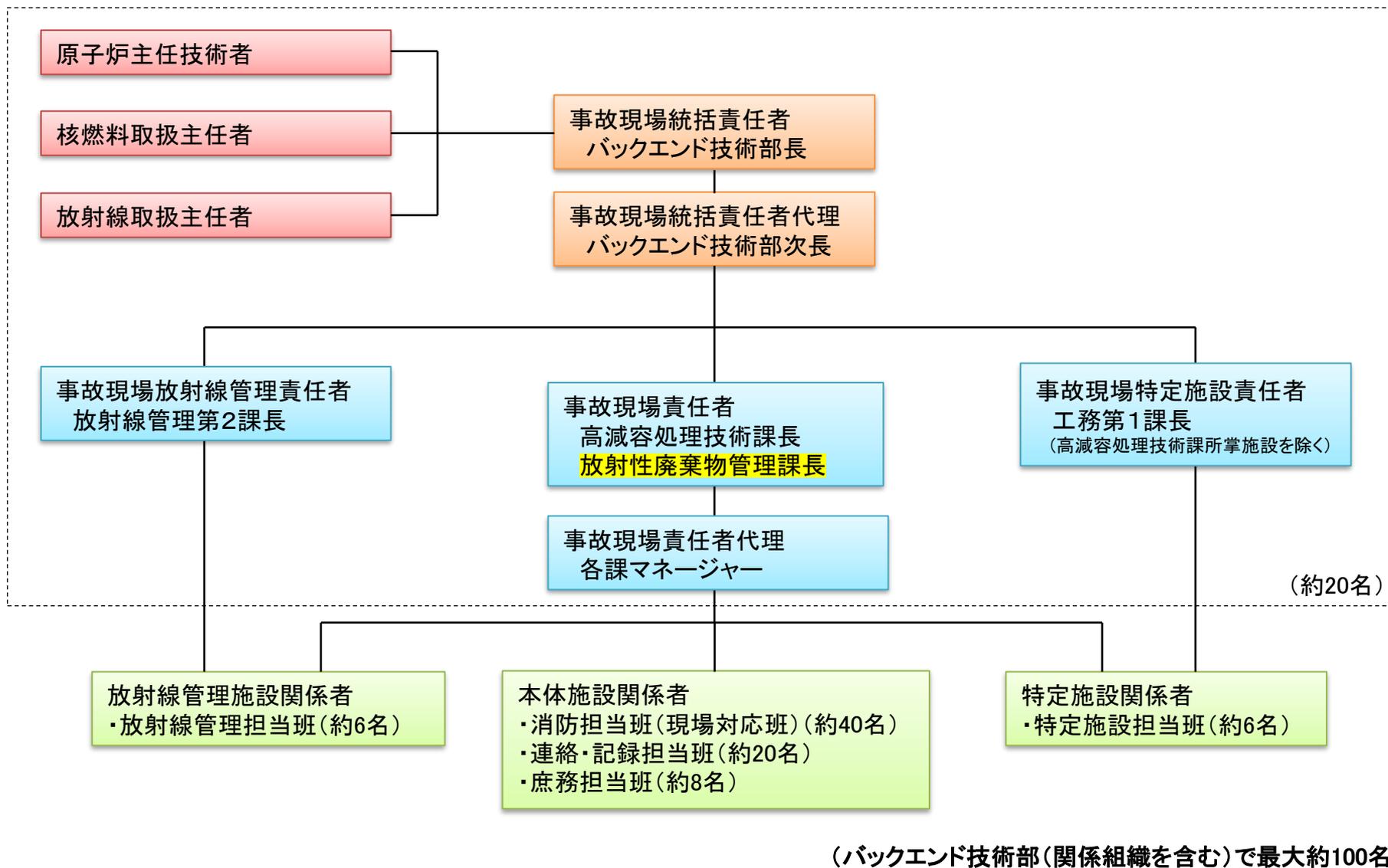
事故現場指揮所から現地対策本部との通信連絡設備は、多様性を備え、相互に連絡が取れる設計

③ 敷地内の通信連絡

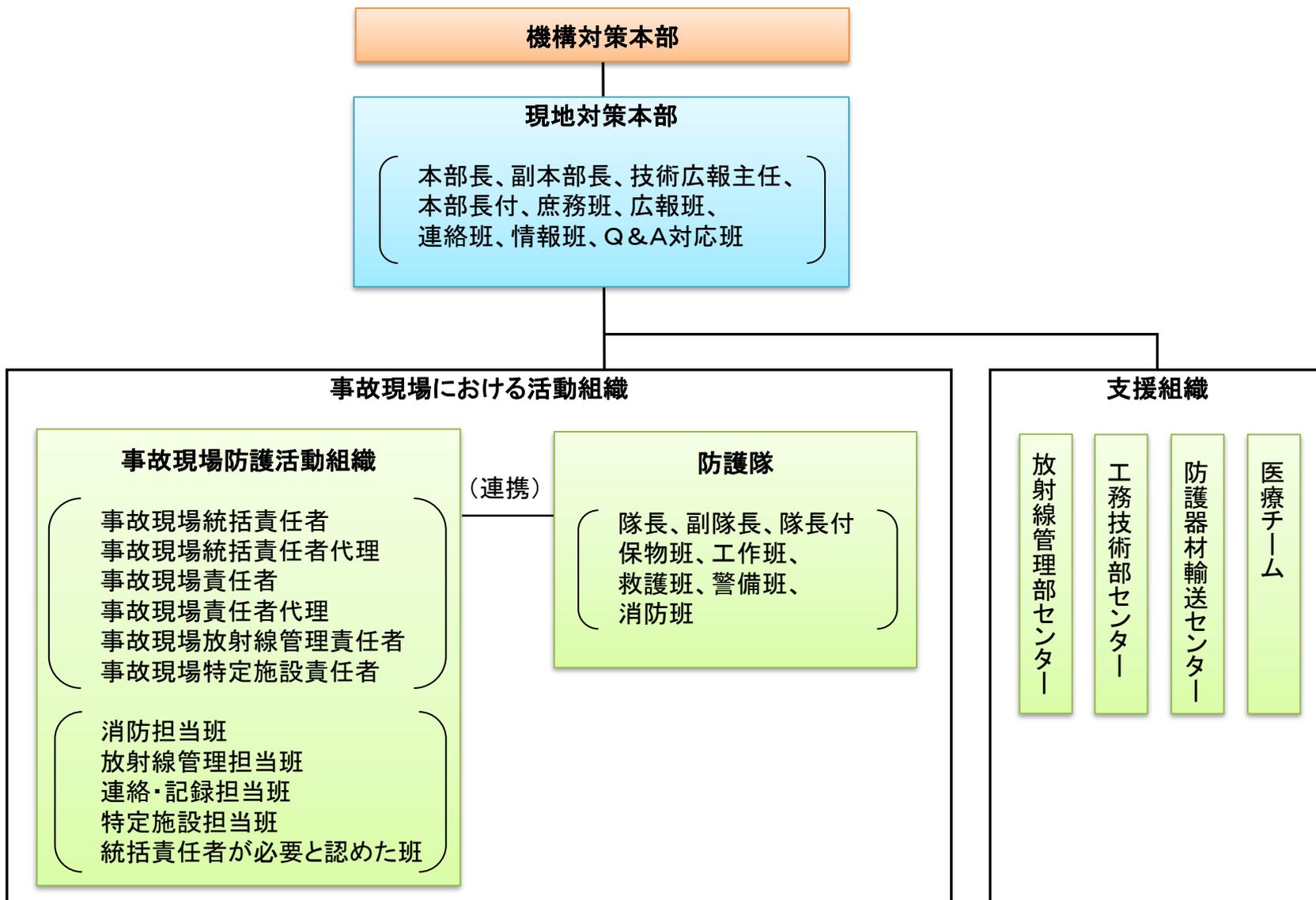
設計基準事故等が発生した場合に、敷地内の全ての人々に対して、事象発生時の連絡や避難指示等を行うための通信連絡設備を設ける

④ 敷地外の通信連絡

現地対策本部から関係官庁等へ連絡を行うための通信連絡設備は、専用であって多様性を確保した設計



放射性廃棄物処理場事故現場指揮所の組織図



原子力科学研究所現地対策本部の組織図

今後のスケジュール

年度		2018	2019	2020	2021	2022	2023	2024	2025	2026
		H30	R01	R02	R03	R04	R05	R06	R07	R08
基本設計	原子炉設置変更許可	安全審査 ▼許可(10/17)				申請(6/13)▲	安全審査 ▼許可(8/29) アスファルト固化装置等使用停止*1			
	一部使用承認に係る工事*2			設工認 ▼認可(10/26) 工事・使用前事業者検査	その3(保管廃棄施設・L及び排水貯留ポンド)					
詳細設計・工事	漏えい、火災及び溢水対策工事等		その4(自動消火設備)	設工認 ▼認可(11/25) 工事・使用前事業者検査						
			その6(溢水防護カバー、漏えい検知器)	設工認 ▼認可(9/1) 工事・使用前事業者検査						
			その9(堰の嵩上げ、漏水センサ、放射線管理施設のあと施工アンカー等)		設工認 ▼認可(12/5) 工事・使用前事業者検査					
	建家耐震改修工事	設工認 ▼認可(4/8) 工事・使用前検査	その2(第1廃棄物処理棟及び第2廃棄物処理棟)							
	設工認 ▼認可(4/25) 工事・使用前検査	その5(廃棄物保管棟・II)								
		設工認 ▼認可(3/5) 工事・使用前事業者検査	その8(第3廃棄物処理棟、減容処理棟及び解体分別保管棟)							
		設工認 ▼認可(1/25) 工事・使用前事業者検査	その7(保管廃棄施設の津波防護壁)							
保安規定変更										安全審査
定期事業者検査										定事検 適合性確認終了▲

*1 アスファルト固化装置等の配管等閉止措置に係る工事を行い、令和6年3月に使用前確認が完了した。保安規定変更認可申請について令和7年1月27日に認可を取得し、令和7年4月1日より施行した。
 *2 保管廃棄施設・L(固体廃棄物の保管廃棄)及び排水貯留ポンド(液体廃棄物の希釈処理)については、令和3年2月に適合性確認が終了し、令和2年4月1日に施行された「試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則」において定められた一部使用承認を適用する。これにより、JRR-3、NSRR及びSTACYの運転廃棄物の受け入れ、処理・保管廃棄を再開する。

参考資料

- ▶ 第2廃棄物処理棟における屋根支柱や保管体の荷崩れ等が発生したが、これらに対する復旧作業を行うとともに、目視検査や機能検査等により健全であることを確認した。なお、国も施設定期検査で対象となる設備を除いて、全て保安検査官が確認している。また、施設定期検査で対象となる設備については、施設定期検査の中で健全性が確認されている。

	復旧前	復旧後
<p>第2廃棄物処理棟 屋根支柱被災</p> <p>⇒補強により復旧</p>		
<p>保管体荷崩れ</p> <p>⇒復旧</p>		

重要度クラス	定義	安全機能	構築物、系統及び機器
PS-1	その損傷又は故障により発生する事象によって燃料の多量の破損を引き起こすおそれがあり、敷地外への著しい放射性物質の放出のおそれのある構築物、系統及び機器	—	該当なし
PS-2	その損傷又は故障により発生する事象によって、燃料の多量の破損を直ちに引き起こすおそれはないが、敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれのある構築物、系統及び機器	放射性物質の貯蔵 (閉じ込め、遮蔽)	固体廃棄物処理施設 ・固体廃棄物処理設備・II(セル) 保管廃棄施設 ・保管廃棄施設・M-2 ・特定廃棄物の保管廃棄施設 ・処理前廃棄物収納セル
PS-3	異常状態の起因事象となる物であって、PS-1、PS-2以外の構築物、系統及び機器	放射性物質の貯蔵 (閉じ込め、遮蔽)	廃液貯槽※ ・廃液貯槽・I ・廃液貯槽・II-2 ・処理済廃液貯槽 ・排水貯留ポンド ・各建家に設ける廃液貯槽 液体廃棄物処理施設※ ・蒸発処理装置・I ・蒸発処理装置・II ・セメント固化装置 ・アスファルト固化装置 固体廃棄物処理施設※ ・焼却処理設備 ・固体廃棄物処理設備・II(セルを除く。) ・解体室 ・高圧圧縮装置 ・金属熔融設備 ・焼却・熔融設備 保管廃棄施設 ・保管廃棄施設・L ・保管廃棄施設・M-1 ・保管廃棄施設・NL ・廃棄物保管棟・I ・廃棄物保管棟・II ・解体分別保管棟 ・処理前廃棄物保管場所(処理前廃棄物収納セルを除く。) ・発生廃棄物保管場所
	原子炉冷却材中放射性物質濃度を通常運転に支障のない程度に低く抑える構築物、系統及び機器	—	該当なし

重要度クラス	定義	安全機能	構築物、系統及び機器
MS-1	異常状態発生時に、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器	—	該当なし
	安全上必須なその他の構築物、系統及び機器	—	該当なし
MS-2	PS-2の構築物、系統及び機器の損傷又は故障が及ぼす敷地周辺公衆への放射線の影響を十分小さくするようにする構築物、系統及び機器	—	該当なし
		—	該当なし
		—	該当なし
MS-3	運転時の異常な過渡変化があってもMS-1、MS-2とあいまって、事象を緩和する構築物、系統及び機器	放射性物質の閉じ込め、遮蔽及び放出低減	<ul style="list-style-type: none"> ・圧力逃し機構 (焼却処理設備、金属溶融設備、焼却・溶融設備) ・液体廃棄物の漏えい拡大防止に係る堰、排水溝等 ・建家 ・排気設備(焼却炉・溶融炉内、セル内及びフード等の内部を負圧に維持するための排気設備(PS-3)を除く。) ・排気筒
	異常状態への対応上必要な構築物、系統及び機器	事故時のプラント状態の把握、緊急時対策上重要なもの	<ul style="list-style-type: none"> ・放射線管理施設 ・通信連絡設備 ・消火系 ・避難通路 ・非常用照明

※ 各設備に設けている「放射性物質の貯蔵(閉じ込め)」に係るフード及びチャンバ(減容処理棟の前処理設備のチャンバを含む。以下「フード等」という。)、焼却炉・溶融炉内、セル内及びフード等の内部を負圧に維持するための排気設備(第2廃棄物処理棟のセルを負圧に維持するための排風機に商用電源が喪失した場合に給電するディーゼル発電機を含む。)、運転状態(液位、温度、圧力)の監視機器、異常時(負圧低下、異常温度上昇等)に処理を停止するインターロックを含む。

地震により各施設において全ての安全機能が喪失した場合の影響を評価し、その結果に基づきSクラスの有無を確認する。ここでは、代表例として、固体廃棄物処理設備・IIにおける想定事象のモデル図を示す。

想定事象(第2廃棄物処理棟(例))

【遮蔽機能喪失】

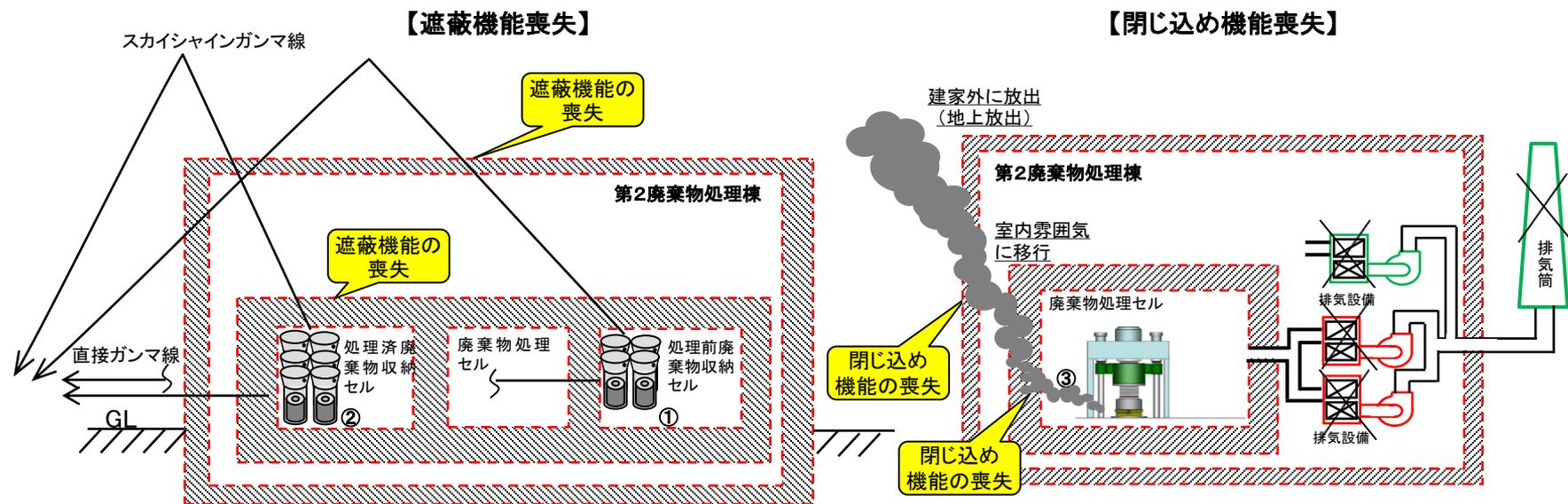
処理前廃棄物収納セル及び処理済廃棄物収納セルが損傷し、セル内に収納されている以下の放射性廃棄物から直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線が建家外に放射される。

- ① 処理前廃棄物収納セル内の処理前廃棄物(最大保管量:30ℓ 金属容器36個)
- ② 処理済廃棄物収納セル内の処理済廃棄物(最大保管量:封入容器40個(30ℓ 金属容器120個相当))

【閉じ込め機能喪失】

圧縮処理作業中に廃棄物処理セルが損傷し、圧縮中の廃棄物③に含まれる放射性物質が、室内雰囲気気に移行し、建家外に放出される。この際、建家、セル及び建家の排気系は損傷しており、排気系を介さずに地上放出するものとし、これらによる放出低減は見込まない。

- ③ 固体廃棄物処理設備・IIの廃棄物処理セル内で圧縮処理中の廃棄物(30ℓ 金属容器1個)



固体廃棄物処理設備・IIにおける想定事象と評価条件のモデル図

※ 詳細な評価条件を次頁に示す。

【遮蔽機能喪失】

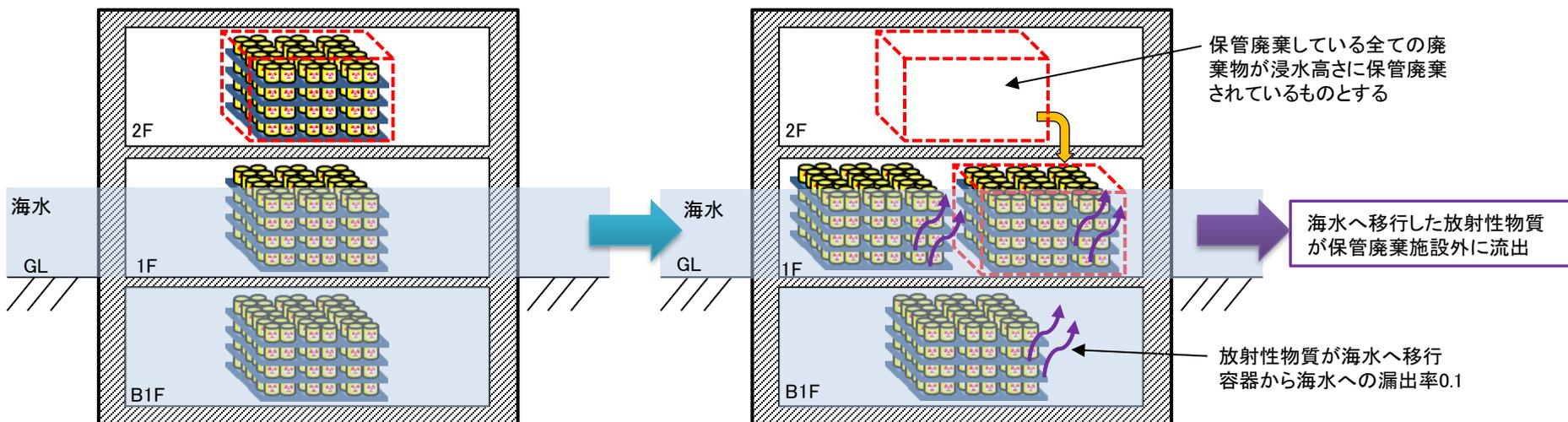
【閉じ込め機能喪失】

放射源	① 処理前廃棄物収納セル内の処理前廃棄物 (最大保管量:30ℓ 金属容器36個) ② 処理済廃棄物収納セル内の処理済廃棄物 (最大保管量:封入容器40個(30ℓ 金属容器120個相当))			
評価対象核種 及び各放射源の 放射能	核種	計算方法	放射源①の放射能 (30ℓ 金属容器36個)	放射源②の放射能 (30ℓ 金属容器120個)
	Co-60 Ru-106 Cs-137	3核種の存在比が同じであるとし、容器表面における線量当量率が処理可能な最大値である10Sv/hとなる放射能を、QAD-CGGP2Rを用いて計算	Co-60 : 1.9×10^{13} Bq Ru-106 : 1.9×10^{13} Bq Cs-137 : 1.9×10^{13} Bq	Co-60 : 6.2×10^{13} Bq Ru-106 : 6.2×10^{13} Bq Cs-137 : 6.2×10^{13} Bq
応急措置に 要する時間	720時間(コンクリート遮蔽体等の設置)			

放射源	③ 固体廃棄物処理設備・Ⅱの廃棄物処理セル内で圧縮処理中の廃棄物(30ℓ金属容器1個)		
評価対象核種 及び各放射源の 放射能	核種	計算方法	放射源③の放射能 (30ℓ金属容器1個)
	Co-60 Ru-106 Cs-137	3核種の存在比が同じであるとし、容器表面における線量当量率が処理可能な最大値である10Sv/hとなる放射能を、QAD-CGGP2Rを用いて計算	Co-60 : 5.2×10^{11} Bq Ru-106 : 5.2×10^{11} Bq Cs-137 : 5.2×10^{11} Bq
	Sr-90	Sr-90を収納した容器当たりの含有量の上限值(370GBq/容器)	Sr-90 : 3.7×10^{11} Bq
	Pu-239	Pu-239を収納した容器当たりの含有量の上限值(1g/容器)	Pu-239 : 2.3×10^9 Bq
	Am-241	核分裂性物質を収納した容器当たりの含有量の上限值(15g/容器)より、上記のPu-239の1gを引いた14g	Am-241 : 1.8×10^{12} Bq
移行率 *1	Co-60, Sr-90, Ru-106, Cs-137, Pu-239, Am-241 : 10^{-5}		

*1 和達嘉樹他「低中レベルプルトニウム汚染固化体廃棄物の圧縮処理法」JAERI-M5274 (1973)

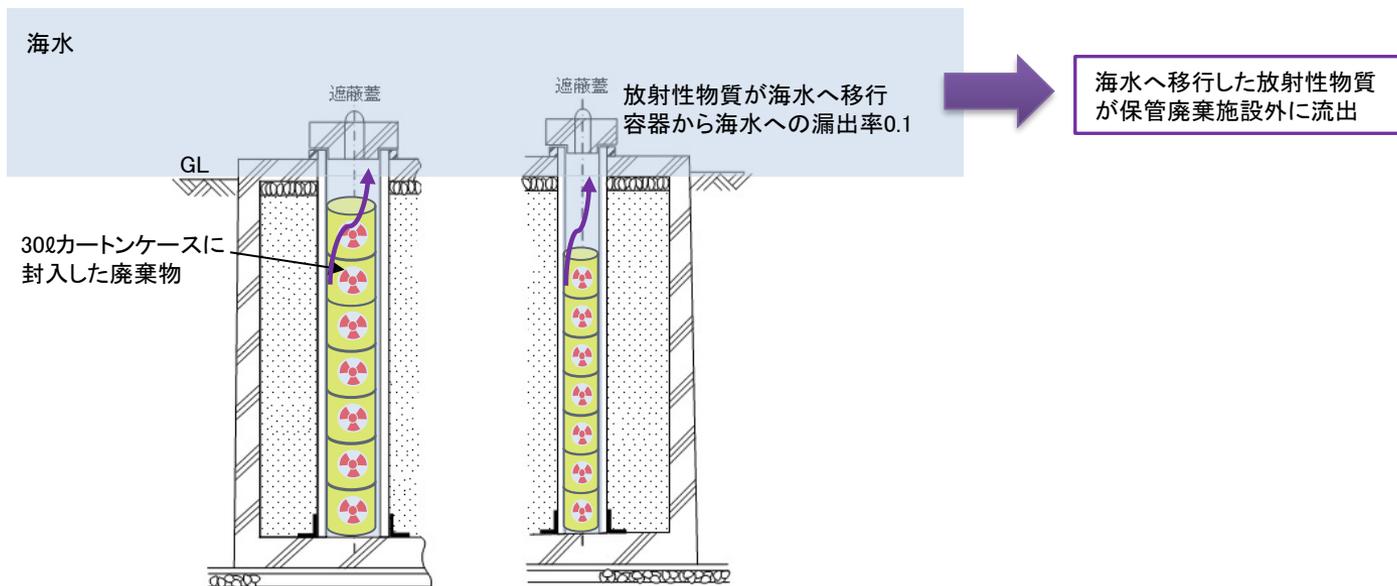
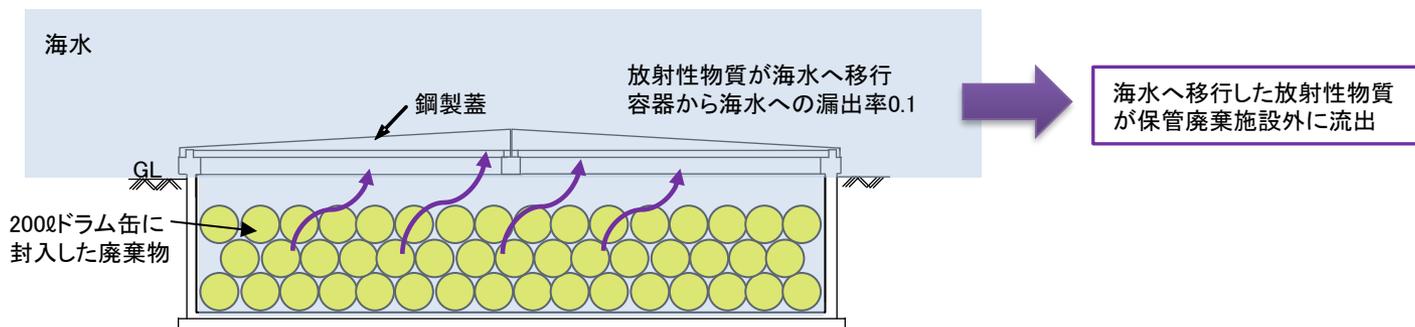
- 地震及び地震後に襲来した津波により、建家等が損傷することを仮定し、開口部等より建家内及び保管廃棄施設内に海水が流入するものとする。
- 処理施設
 - 建家に流入してきた海水と地震により損傷した設備・機器から漏えいした液体廃棄物又は散逸した固体廃棄物が接触することにより、海水へ放射性物質が移行し、移行した放射性物質が建家外に流出するものとする。
- 建家式保管廃棄施設等
 - 地上部に保管廃棄している廃棄物全てが浸水高さに保管廃棄されているものとする。
 - 金属製の容器及びコンクリート製の容器に収納している廃棄物については、容器から海水への漏出率0.1※を考慮するものとし、流入してきた海水と廃棄物が接触することにより、海水へ放射性物質が移行し、移行した放射性物質が保管廃棄施設外に流出するものとする。



※ 漏出率については、平成19年7月に発生した新潟県中越沖地震の影響により、柏崎刈羽原子力発電所において、転倒した保管体のうち、蓋が外れた保管体の割合を参考に安全側に設定した。

● 半地下ピット式の保管廃棄施設

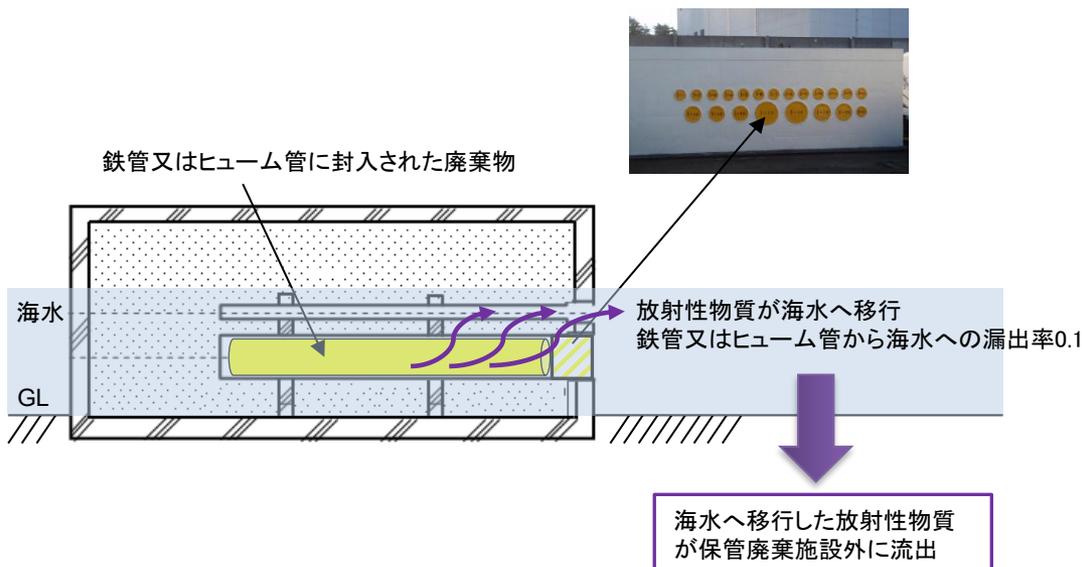
- 金属製の容器に収納している廃棄物については、容器から海水への漏出率0.1を考慮するものとし、流入してきた海水と廃棄物が接触することにより、海水へ放射性物質が移行し、移行した放射性物質が保管廃棄施設外に流出するものとする。



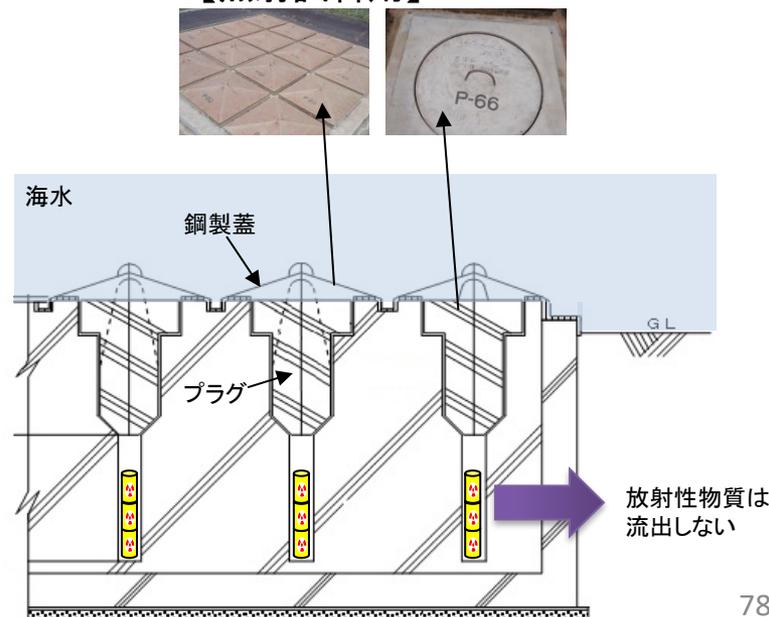
● 特定廃棄物の保管廃棄施設

- インパイルループ用については、地震及び地震後に襲来した津波の影響により躯体及び廃棄孔に亀裂が生じた結果、廃棄孔内に海水が流入し、海水と廃棄物が接触することにより、海水へ放射性物質が移行し、移行した放射性物質が保管廃棄施設外に流出するものとする。なお、廃棄物はプラグにより封をした鉄管又はヒューム管に封入されていることから、鉄管又はヒューム管から海水への漏出率0.1を考慮するものとする。
- 照射試料用については、構造上、廃棄孔内に海水が流入することはないことから、放射性物質は流出しないものとする。

【インパイルループ用】

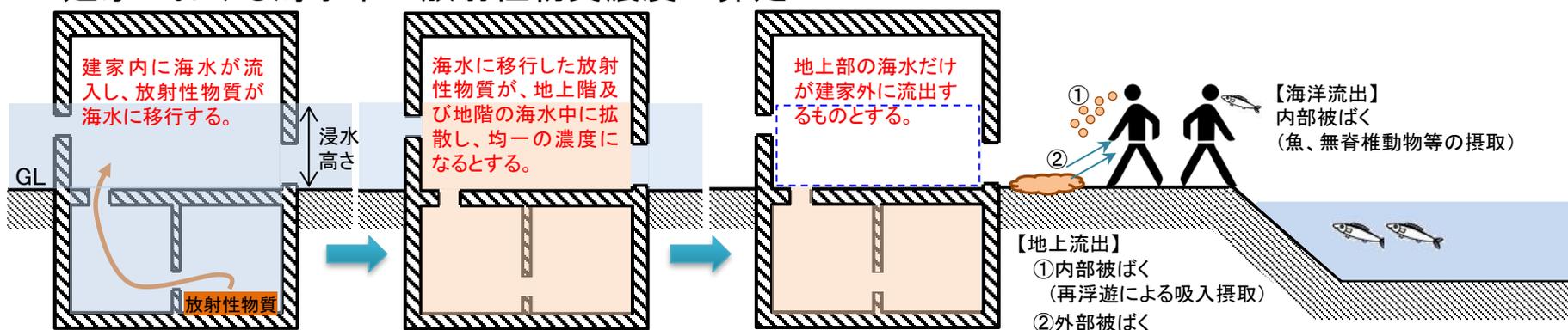


【照射試料用】

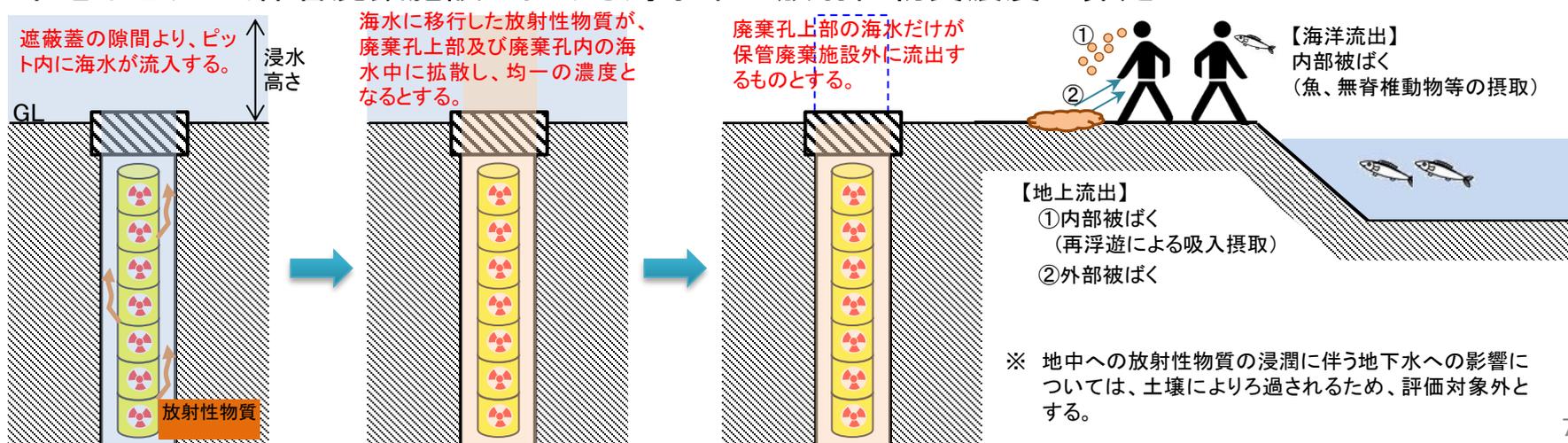


- 評価において、施設外に流出する放射性物質は、各施設において海水に移行した放射性物質のうち、参考資料に示す地上部の体積比率分とする。
- 建家外及び保管廃棄施設外に流出した放射性物質は、下図に示すとおり、海洋へ流出又は遡上範囲の地表面に沈着するものとする。

➤ 建家における海水中の放射性物質濃度の算定



➤ 半地下ピット式保管廃棄施設における海水中の放射性物質濃度の算定



施設・設備		閉じ込め機能喪失に係る想定事象	機能喪失時の想定影響の算定結果(mSv)			
			設備毎		施設全体	
			海洋流出	地上流出	海洋流出	地上流出
第1廃棄物処理棟	焼却処理設備	津波により施設内に海水が流入し、放射性物質が施設外に流出する。流出した放射性物質は、海洋に流出、または、遡上範囲の地表面へ流出して沈着する。	2.0×10^{-2}	4.5×10^{-3}	2.1×10^{-2}	4.6×10^{-3}
	廃棄物一時置場		2.5×10^{-4}	3.4×10^{-5}		
第2廃棄物処理棟	廃液貯槽・II-2	(使用停止) 津波により施設内に海水が流入し、放射性物質が施設外に流出する。流出した放射性物質は、海洋に流出、または、遡上範囲の地表面へ流出して沈着する。	2.9×10^{-4}	3.6×10^{-2}	6.1×10^{-4} 5.9×10^{-2}	7.0×10^{-2} 1.9×10^{-3}
	蒸発処理装置・II		2.1×10^{-4}	2.6×10^{-2}		
	アスファルト固化装置		4.7×10^{-2}	5.8×10^{-3}		
	固体廃棄物処理設備・II		5.5×10^{-2}	1.9×10^{-3}		
	廃棄物保管室		3.9×10^{-3}	4.7×10^{-5}		
第3廃棄物処理棟	廃液貯槽・I	津波により施設内に海水が流入し、放射性物質が施設外に流出する。流出した放射性物質は、海洋に流出、または、遡上範囲の地表面へ流出して沈着する。	4.1×10^{-3} 4.0×10^{-2}	4.9×10^{-4} 4.9×10^{-3}	5.3×10^{-2} 9.4×10^{-2}	6.3×10^{-3} 1.2×10^{-2}
	処理済廃液貯槽		1.6×10^{-5} 1.7×10^{-5}	7.1×10^{-7} 7.4×10^{-7}		
	蒸発処理装置・I		4.4×10^{-2} 4.7×10^{-2}	5.3×10^{-3} 5.7×10^{-3}		
	セメント固化装置		4.1×10^{-3} 6.4×10^{-3}	4.9×10^{-4} 7.8×10^{-4}		
	保管庫		4.3×10^{-6} 4.3×10^{-6}	4.5×10^{-7} 4.7×10^{-7}		
減容処理棟	高圧圧縮装置	津波により施設内に海水が流入し、放射性物質が施設外に流出する。流出した放射性物質は、海洋に流出、または、遡上範囲の地表面へ流出して沈着する。	1.8×10^{-6}	8.9×10^{-8}	4.3×10^{-3}	3.1×10^{-4}
	金属熔融設備		5.8×10^{-4}	1.3×10^{-5}		
	焼却・熔融設備(焼却炉)		3.0×10^{-3}	2.7×10^{-4}		
	焼却・熔融設備(熔融炉)		3.8×10^{-4}	8.3×10^{-6}		
	一時保管設備		2.6×10^{-4}	1.3×10^{-5}		

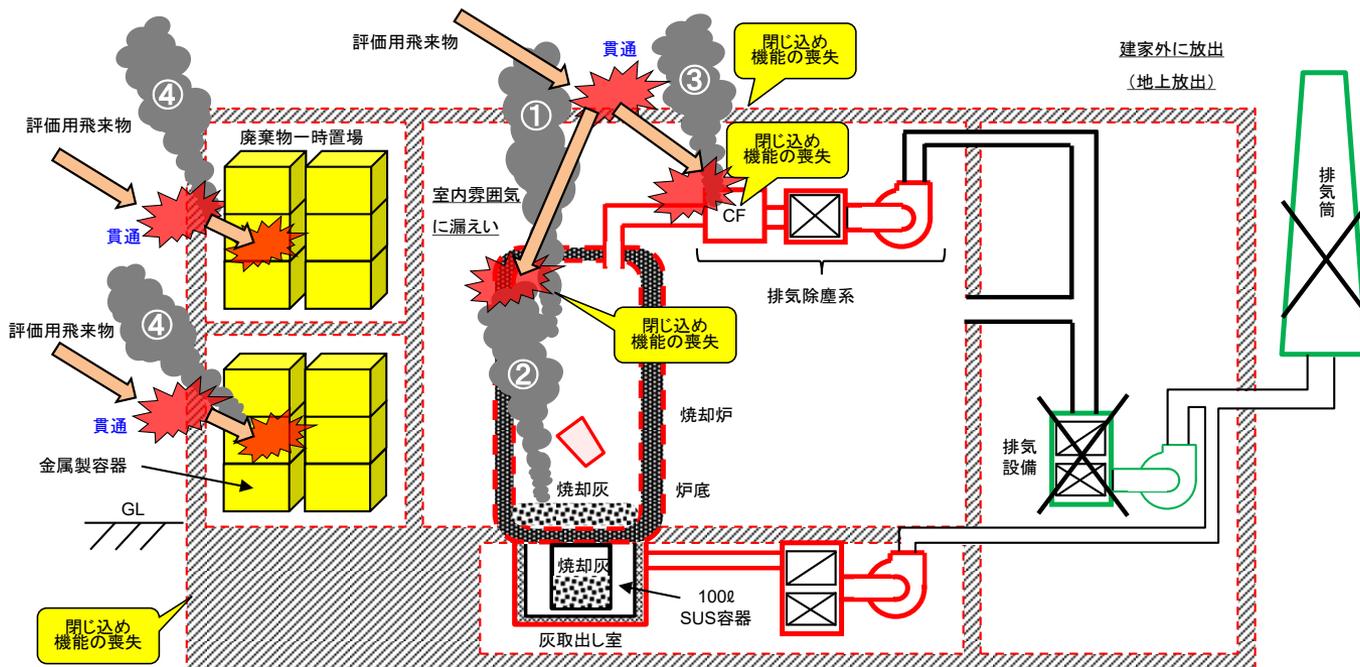
施設・設備	閉じ込め機能喪失に係る想定事象	機能喪失時の想定影響の算定結果(mSv)	
		海洋流出	地上流出
固体廃棄物一時保管棟	津波により施設内に海水が流入し、放射性物質が施設外に流出する。流出した放射性物質は、海洋に流出、または、遡上範囲の地表面へ流出して沈着する。	2.6×10^{-4}	3.4×10^{-5}
解体分別保管棟		5.4×10^{-4}	5.6×10^{-5}
保管廃棄施設・L		1.4×10^{-3}	1.7×10^{-4}
保管廃棄施設・M-1		9.8×10^{-5}	1.6×10^{-5}
保管廃棄施設・M-2	津波により廃棄孔内に海水が流入し、放射性物質が施設外に流出する。流出した放射性物質は、海洋に流出、または、遡上範囲の地表面へ流出して沈着する。	4.1×10^{-2}	6.7×10^{-3}
特定廃棄物の保管廃棄施設(インパイルループ用)		1.9×10^{-4}	1.1×10^{-4}
特定廃棄物の保管廃棄施設(照射試料用)	津波により廃棄孔内に海水が流入することはないため、放射性物質は環境に流出しない。	—	—
廃棄物保管棟・I	津波により施設内に海水が流入し、放射性物質が施設外に流出する。流出した放射性物質は、海洋に流出、または、遡上範囲の地表面へ流出して沈着する。	3.7×10^{-4}	5.5×10^{-5}
廃棄物保管棟・II		4.2×10^{-4}	6.2×10^{-5}
保管廃棄施設・NL		3.7×10^{-4}	5.4×10^{-5}

評価用竜巻については、日本で過去に発生した最大竜巻であるF3スケール(藤田スケール)の最大風速92m/sを保守的に100m/sとして設定する。

想定事象(第1廃棄物処理棟(例))

焼却処理中に焼却炉及び排気除塵系が損傷し、焼却処理設備内の放射性物質が以下のとおり漏えいし、建家外に放出される。

- ① 焼却処理中の20ℓカートンボックス1個分から気相中へ移行した放射性物質が炉内から室内雰囲気に移行
- ② 1日分の焼却処理(20ℓカートンボックス200個分)で発生した焼却灰(炉底)が室内雰囲気に漏えいし、その灰から室内雰囲気に放射性物質が移行
- ③ 5日分の焼却処理(20ℓカートンボックス1,000個分)で発生した飛灰(排気除塵系)が室内雰囲気に漏えいし、その灰から室内雰囲気に放射性物質が移行
廃棄物一時置場に保管中の金属製容器が損傷し、20ℓカートンボックス内の放射性物質が以下のとおり、建家外に放出される。
- ④ 廃棄物一時置場に保管中の廃棄物(20ℓカートンボックス5,400個分)が室内雰囲気に漏えいし、その廃棄物から室内雰囲気に放射性物質が移行。この際、建家の排気系は損傷していないが、排気系を介さずに地上放出するものとし、これによる放出低減は見込まない。



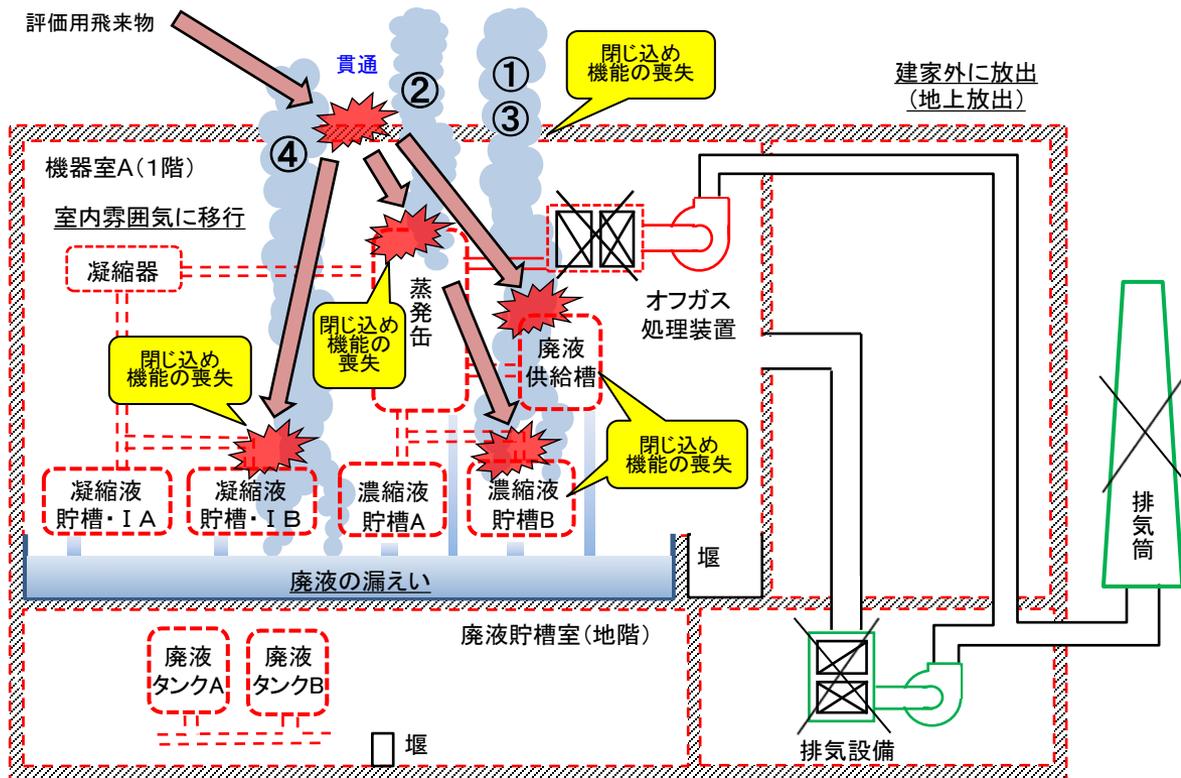
焼却処理設備及び廃棄物一時置場における想定事象と評価条件のモデル図

想定事象(第3廃棄物処理棟(例))

蒸発処理中に廃液を内包する塔槽類が損傷し、貯留していた廃液が全量建家内に漏えいし、廃液に含まれる放射性物質が以下のとおり漏えいし、建家外に放出される。

- ① 廃液供給槽(約1m³):蒸発処理装置・Iで蒸発処理する前の廃液
- ② 蒸発缶(約4.5m³):蒸発処理装置・Iで蒸発処理した後の濃縮廃液
- ③ 濃縮液貯槽(約7m³):蒸発処理装置・Iで蒸発処理した後の濃縮廃液
- ④ 凝縮液貯槽・I(約25m³):蒸発処理装置・Iで蒸発処理した後の凝縮液

この際、建家の排気系は損傷していないが、排気系を介さずに地上放出するものとし、これによる放出低減は見込まない。



蒸発処理装置・Iにおける想定事象と評価条件のモデル図

放出源

- ① 廃液供給槽から処理前廃液が全量建家内に漏えい(廃液供給槽約1m³)
- ② 蒸発処理中の蒸発缶から濃縮廃液が全量建家内に漏えい(蒸発缶約4.5m³)
- ③ 濃縮液貯槽から濃縮廃液が全量建家内に漏えい(濃縮液貯槽約7m³)
- ④ 凝縮液貯槽・I から凝縮液が全量建家内に漏えい(凝縮液貯槽・I 約25m³)

評価対象核種
及び各放出源の
放射能

核種	計算方法	放出源①の放射能 (処理前廃液1m ³)	核種	計算方法	放出源②の放射能 (濃縮廃液4.5m ³)	放出源③の放射能 (濃縮廃液7m ³)
C-14 Co-60 Sr-90 Cs-134 Cs-137 Eu-154	処理対象廃液中のベータ・ガンマ放射性物質の濃度上限値である3.7×10 ² Bq/cm ³ 及び過去5年間(平成18年度～平成22年度)の濃縮廃液の測定結果から求めた存在比を基に放射能を計算	C-14 : 1.1×10 ⁸ Bq Co-60 : 6.2×10 ⁶ Bq Sr-90 : 1.8×10 ⁷ Bq Cs-134 : 2.4×10 ⁷ Bq Cs-137 : 2.1×10 ⁸ Bq Eu-154 : 3.8×10 ⁶ Bq	Co-60 Cs-134 Cs-137 Eu-154	セメント固化体(200ℓドラム缶1本当たりの濃縮廃液量:120ℓ)の表面線量当量率が2mSv/hとなる放射能を、QAD-CG2P2Rを用いて計算。存在比は過去5年間(平成18年度～平成22年度)の濃縮廃液の測定結果の実績	Co-60 : 6.3×10 ⁹ Bq Cs-134 : 2.4×10 ¹⁰ Bq Cs-137 : 2.1×10 ¹¹ Bq Eu-154 : 3.7×10 ⁹ Bq	Co-60 : 9.9×10 ⁹ Bq Cs-134 : 3.8×10 ¹⁰ Bq Cs-137 : 3.3×10 ¹¹ Bq Eu-154 : 5.8×10 ⁹ Bq
H-3	処理対象廃液中のベータ・ガンマ放射性物質の濃度上限値である3.7×10 ² Bq/cm ³	H-3 : 3.7×10 ⁸ Bq	C-14 Sr-90	上記のCs-137の量にCs-137に対するC-14及びSr-90の過去5年間(平成18年度～平成22年度)の濃縮廃液の測定結果から求めた存在比を乗じて算出	C-14 : 1.1×10 ¹¹ Bq Sr-90 : 1.8×10 ¹⁰ Bq	C-14 : 1.7×10 ¹¹ Bq Sr-90 : 2.8×10 ¹⁰ Bq
全アルファ (Pu-239)	処理対象廃液中のベータ・ガンマ放射性物質の濃度上限値3.7×10 ² Bq/cm ³ の1/10である3.7×10 ¹ Bq/cm ³	Pu-239 : 3.7×10 ⁷ Bq	H-3	処理対象廃液中のベータ・ガンマ放射性物質の濃度上限値である3.7×10 ² Bq/cm ³	H-3 : 1.7×10 ⁹ Bq	H-3 : 2.6×10 ⁹ Bq
全アルファ (Pu-239)			全アルファ (Pu-239)	H-3を除く上記6核種(ベータ線・ガンマ線を放出する放射性物質)の合計量の1/10	Pu-239 : 3.7×10 ¹⁰ Bq	Pu-239 : 5.9×10 ¹⁰ Bq

核種	計算方法	放出源④の放射能 (凝縮液25m ³)
C-14 Co-60 Sr-90 Cs-134 Cs-137 Eu-154 Pu-239	線量告示に定める一般排水可能な排水中の濃度限度を基に計算 C-14 : 2.0×10 ⁹ Bq/cm ³ Co-60 : 2.0×10 ⁻¹ Bq/cm ³ Sr-90 : 3.0×10 ⁻² Bq/cm ³ Cs-134 : 6.0×10 ⁻² Bq/cm ³ Cs-137 : 9.0×10 ⁻² Bq/cm ³ Eu-154 : 4.0×10 ⁻¹ Bq/cm ³ Pu-239 : 4.0×10 ⁻³ Bq/cm ³	C-14 : 5.0×10 ⁷ Bq Co-60 : 5.0×10 ⁶ Bq Sr-90 : 7.5×10 ⁵ Bq Cs-134 : 1.5×10 ⁶ Bq Cs-137 : 2.3×10 ⁶ Bq Eu-154 : 1.0×10 ⁷ Bq Pu-239 : 1.0×10 ⁵ Bq
H-3	処理対象廃液中のベータ・ガンマ放射性物質の濃度上限値である3.7×10 ² Bq/cm ³	H-3 : 9.3×10 ⁹ Bq

移行率*1

- ①③④ 廃液から室内雰囲気への移行率 H-3,C-14: 4.2×10⁻⁵ /h Co-60,Sr-90,Eu-154,Pu-239: 1.0×10⁻⁷ /h Cs-134,Cs-137 : 4.2×10⁻⁶ /h
- ② 廃液から室内雰囲気への移行率 H-3,C-14: 4.2×10⁻³ /h Co-60,Sr-90,Eu-154,Pu-239: 1.0×10⁻⁵ /h Cs-134,Cs-137 : 4.2×10⁻⁴ /h

建家による
放出低減等

建家の排気系による放射性物質の捕集効率及び排気筒による拡散は考慮しない(地上放出)
評価用飛来物により、建家に貫通が生じるため、建家による放出低減を考慮する(Df=10)*2

*1 高田茂他、「放射性物質の種々の取扱条件での飛散率の概算法」Radioisotopes,32,260-269(1983)

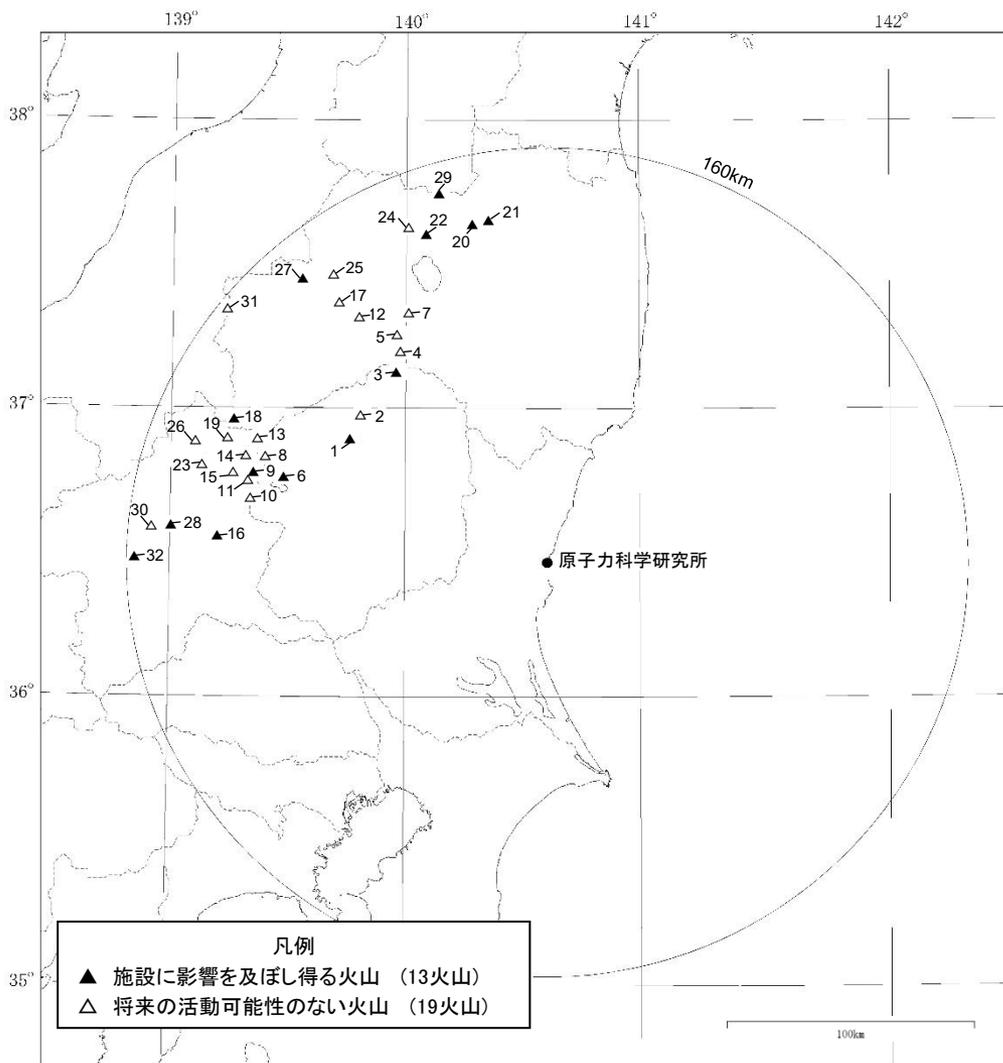
*2 E. M. Flew et al 「Assessment of the Potential Release of Radioactivity from Installations at AERE, Harwell. Implications for Emergency Planning.」Handling of Radiation Accidents (1969)

施設及び地上階に設置している設備		閉じ込め機能喪失に係る想定事象	機能喪失時の想定影響の算定結果(mSv)	
			設備毎	施設全体
第1廃棄物処理棟	焼却処理設備	建家側面及び上面に貫通が発生する。 焼却処理設備の地上部及び廃棄物一時置場の20ℓカートンボックスが損傷し、放射性物質が室内雰囲気に移行する。室内雰囲気に移行した放射性物質は、竜巻通過後に建家からDF=10で環境に放出される。	2.8×10^{-4}	2.8×10^{-4}
	廃棄物一時置場		6.5×10^{-8}	
第2廃棄物処理棟	廃棄物保管室	建家側面及び上面に貫通が発生する。 廃棄物保管室の側面及び上面に裏面剥離が発生する。廃棄物保管室の200ℓドラム缶等の容器の一部が損傷し、放射性物質が室内雰囲気に移行する。室内雰囲気に移行した放射性物質は、竜巻通過後に廃棄物保管室からDF=10で環境に放出される。セルの側面及び上面には貫通及び裏面剥離が発生しない。ただし、竜巻による停電で排気系が停止し、固体廃棄物処理設備・IIの廃棄物処理セルから放射性物質がセル内雰囲気に移行し、セルからDF=100、建家からDF=10で環境に放出される。	1.2×10^{-3}	1.3×10^{-3}
	固体廃棄物処理設備・II		4.8×10^{-5}	
第3廃棄物処理棟	蒸発処理装置・I	建家側面及び上面に貫通が発生する。 蒸発処理装置・I及びセメント固化装置の地上部が損傷し、放射性物質が室内雰囲気に移行する。室内雰囲気に移行した放射性物質は、竜巻通過後に建家からDF=10で環境に放出される。	1.6×10^{-4} 1.9×10^{-4}	3.4×10^{-4} 3.8×10^{-4}
	セメント固化装置		3.2×10^{-7} 3.5×10^{-7}	
	廃液貯槽・I		1.7×10^{-4} 1.8×10^{-4}	
	保管庫		5.4×10^{-6} 5.4×10^{-6}	
減容処理棟	金属溶融設備	建家側面及び上面に裏面剥離が発生する。 金属溶融設備及び焼却・溶融設備(焼却炉)の地上部、並びに一時保管設備の地上部の200ℓドラム缶等の容器の一部が損傷し、放射性物質が室内雰囲気に移行する。室内雰囲気に移行した放射性物質は、竜巻通過後に建家からDF=10で環境に放出される。	1.9×10^{-4}	2.8×10^{-4}
	焼却・溶融設備(焼却炉)		9.1×10^{-5}	
	一時保管設備		8.9×10^{-9}	
固体廃棄物一時保管棟		建家側面及び上面に貫通が発生する。 20ℓカートンボックスが損傷し、放射性物質が室内雰囲気に移行する。室内雰囲気に移行した放射性物質は、竜巻通過後に建家からDF=10で環境に放出される。	4.3×10^{-8}	4.3×10^{-8}

施設及び地上階に設置している設備	閉じ込め機能喪失に係る想定事象	機能喪失時の想定影響の算定結果(mSv)	
		設備毎	施設全体
解体分別保管棟	建家側面及び上面に貫通が発生する。 保管室の上面には、貫通及び裏面剥離が発生しないが、側面に裏面剥離が発生する。保管室の200ℓドラム缶等の容器の一部が損傷し、放射性物質が室内雰囲気に移行する。室内雰囲気に移行した放射性物質は、竜巻通過後に保管室からDF=10で環境に放出される。	6.5×10^{-9}	6.5×10^{-9}
保管廃棄施設・L	鋼製蓋に貫通が発生する。 200ℓドラム缶等の容器の一部が損傷し、放射性物質がピット内雰囲気に移行する。ピット内雰囲気に移行した放射性物質は、竜巻通過後にピットからDF=10で環境に放出される。	1.6×10^{-8}	1.6×10^{-8}
保管廃棄施設・M-1	鋼製蓋に貫通及び裏面剥離が発生しないため、放射性物質は、環境に放出されない。	—	—
保管廃棄施設・M-2	遮蔽蓋に裏面剥離が発生する。 廃棄孔内の30ℓカートンケースの一部が損傷し、放射性物質が孔内雰囲気に移行する。孔内雰囲気に移行した放射性物質は、竜巻通過後に廃棄孔からDF=10で環境に放出される。	4.5×10^{-8}	4.5×10^{-8}
特定廃棄物の保管廃棄施設(照射試料用)	遮蔽蓋に貫通及び裏面剥離が発生しないため、放射性物質は、環境に放出されない。	—	—
特定廃棄物の保管廃棄施設(インパイルループ用)	躯体に貫通及び裏面剥離が発生しないため、放射性物質は、環境に放出されない。	—	—
廃棄物保管棟・I	建家側面及び上面に裏面剥離が発生する。 200ℓドラム缶等の容器の一部が損傷し、放射性物質が室内雰囲気に移行する。室内雰囲気に移行した放射性物質は、竜巻通過後に建家からDF=10で環境に放出される。	4.4×10^{-8}	4.4×10^{-8}
廃棄物保管棟・II	建家側面及び上面に裏面剥離が発生する。 200ℓドラム缶等の容器の一部が損傷し、放射性物質が室内雰囲気に移行する。室内雰囲気に移行した放射性物質は、竜巻通過後に建家からDF=10で環境に放出される。	5.3×10^{-8}	5.3×10^{-8}
保管廃棄施設・NL	鋼製蓋に貫通が発生する。 200ℓドラム缶等の容器の一部が損傷し、放射性物質がピット内雰囲気に移行する。ピット内雰囲気に移行した放射性物質は、竜巻通過後にピットからDF=10で環境に放出される。	2.1×10^{-8}	2.1×10^{-8}

施設に影響を及ぼし得る火山として抽出された13火山の分布は以下の図に示すとおり。

- 完新世に活動を行った火山: 11火山 → 高原山, 那須岳, 男体・女峰火山群, 日光白根山, 赤城山, 燧ヶ岳, 安達太良山, 磐梯山, 沼沢, 吾妻山, 榛名山
- 将来の活動可能性が否定できない火山: 2火山 → 笹森山, 子持山



No.	第四紀火山	敷地からの距離(km)	No.	第四紀火山	敷地からの距離(km)
1	たかはらやま 高原山	88	17	はかせやま 博士山	127
2	しおばら 塩原カルデラ	90	18	ひうちがたけ 燧ヶ岳	130
3	なすだけ 那須岳	93	19	あやめがたいら アヤメ平	131
4	とうのへつり 塔のへつりカルデラ群	99	20	あだたらやま 安達太良山	133
5	ふたまたやま 二岐山	104	21	さきもりやま 笹森山	134
6	なんたいいよばう 男体・女峰火山群	105	22	ばんだいさん 磐梯山	135
7	あいつぬのひきやま 会津布引山	109	23	じょうしゅうたかやま 上州武尊山	137
8	ねなくやま 根名草山	116	24	ねこまがたけ 猫魔ヶ岳	137
9	にっこうしらねさん 日光白根山	116	25	すなごほら 砂子原カルデラ	137
10	すかいさん 皇海山	116	26	ならまた 奈良俣カルデラ	142
11	すずがたけ 錫ヶ岳	117	27	ぬまざわ 沼沢	143
12	ひわた 榎田カルデラ	118	28	こもやま 子持山	144
13	きぬぬま 鬼怒沼	120	29	あづまやま 吾妻山	148
14	しろうたけ 四郎岳	122	30	おのこやま 小野子山	150
15	ぬまのかみやま 沼上山	124	31	あさくだけ 浅草岳	156
16	あかぎさん 赤城山	127	32	はるさん 榛名山	157

「**原子力発電所**の火山影響評価ガイド」に基づき、降下火砕物に係る過去の記録及び地質調査等を実施

＜調査方法＞

- ・文献調査
- ・地形、地質調査



4.5万年前の赤城鹿沼テフラ(Ag-KP)
その層厚は10~40cm (次頁参照)

層厚40cmを想定し、安全機能の喪失を仮定した場合でも、周辺公衆に対する影響が**5mSvと比べて十分に低い**ことを確認

グレーデッドアプローチの適用*

- ✓ **核燃料施設等(試験研究炉を含む)の竜巻・外部火災ガイドの考え方に基づき「敷地及びその周辺における過去の記録(有史以降)」を勘案し、降下火砕物を想定(地質調査等は不要)**

※:「耐震クラスを有する試験研究炉に係る火山及び竜巻に対する重要度に応じた性能要求の考え方について」(平成29年7月12日原子力規制庁)

【有史以降の敷地及びその周辺における過去の記録(降下火砕物)】

- ・有史以降:**確認されなかったか、若しくは確認された降灰量は極微量*1**

*1: 気象庁火山噴火予知連絡会(1983)、内閣府中央防災会議(2006,2011)、安井・小屋口(1998)

＜参考として、完新世(約1万年前)まで遡っても、降灰量は極微量*2であることを確認＞

*2:「新編火山灰アトラス」(町田・新井(2011))

【降下火砕物に対する除灰対応】

万一、降下火砕物の荷重により施設に損傷を及ぼすおそれがある場合、38頁に示すとおり、降下火砕物の除去を行う。

項目	設計方針
放射性廃物の廃棄施設	<ul style="list-style-type: none"> ● 周辺監視区域の外の空気中の放射性物質の濃度が線量告示に規定する濃度限度以下となるような能力を有することはもとより、周辺公衆の被ばく線量を合理的に達成できる限り低くするように設計し、管理する。 ● 周辺監視区域の境界における水中の放射性物質の濃度が線量告示に規定する濃度限度以下となるような能力を有することはもとより、周辺公衆の被ばく線量を合理的に達成できる限り低くするように設計し、管理する。 ● 固体廃棄物の廃棄施設は、廃棄物の圧縮、焼却等の処理過程において放射性物質が散逸し難い設計とする。
保管廃棄施設	<ul style="list-style-type: none"> ● 放射性廃棄物が漏えいし難く、かつ汚染が広がらない設計とする。
監視設備	<ul style="list-style-type: none"> ● 必要に応じ排気ダストモニタを設け、排気中の放射性物質の濃度を連続的に測定・監視する。 ● 放射性物質の濃度及び放射線量を測定・監視するとともに、管理上必要な情報を放射線モニタ監視盤が設置されている制御室等に表示する。
運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時の拡大防止	<ul style="list-style-type: none"> ● 「水冷却型試験用原子炉施設の安全評価に関する審査指針」及び「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」等に基づき実施し、要件を満足する設計とする。
溢水による損傷の防止	<ul style="list-style-type: none"> ● 放射性廃棄物の廃棄施設は、施設内で溢水が発生した場合においても、放射性物質の閉じ込め機能を維持することができるようにする。
通信連絡設備	<ul style="list-style-type: none"> ● 異常が発生した場合において必要な指示ができるように、電話、放送設備、ページング設備等を設ける。 ● 施設内の事故現場指揮所と原子力科学研究所内の現地対策本部との間で相互に連絡ができるよう、多様性を確保した通信連絡設備を設ける。
安全避難通路	<ul style="list-style-type: none"> ● 容易に識別できる避難通路及び避難口を設ける。 ● 照明用の電源が喪失した場合においても機能を損なわない避難用の照明及び異常が発生した場合に用いる照明を設ける。

項目	設計方針
誤操作の防止	<ul style="list-style-type: none"> ● 放射性廃棄物の廃棄施設は、誤操作を防止するために、操作器具、計器及び警報装置には名称等を表示する。また、操作器具、弁等は、操作性に留意した設計とする。 ● 安全施設は、有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件を想定しても、運転員が容易に運転できるように設計する。 ● 発生頻度は低いですが、発生した場合には多量の放射性物質の放出につながるおそれのある事故の発生後、運転員の操作を期待しなくても必要な安全機能が確保できる設計とする。
工場等周辺における直接ガンマ線からの防護	<ul style="list-style-type: none"> ● 原科研内の他の原子炉施設からの線量も含め、人の居住の可能性のある敷地境界外において、空気カーマが年間$50 \mu \text{Gy}$以下になるように設計する。
放射線からの放射線業務従事者の防護	<ul style="list-style-type: none"> ● 放射線業務従事者が業務に従事する場所における放射線量を低減できるようにするとともに、事故時において迅速な対応をするために必要な操作ができるように設計する。 ● 管理区域における人員及び物品の出入管理のため、管理区域の出入口に汚染検査室を設け、洗淨設備及び更衣設備、汚染の検査のための放射線測定器及び汚染の除去に必要な器材を備える。 ● 放射線管理に必要な各種サーベイメータ、空間線量率を測定・監視するガンマ線エリアモニタ及び空气中の放射性物質の濃度を測定・監視する室内ダストモニタのうち必要なものを備える。 ● 放射線管理上必要な情報は、制御室等に表示する。

◆ 安全文化の醸成及び維持に係る活動

- 安全を最優先とする意識を育成し、維持するため、以下の活動方針を踏まえ、毎年度、安全文化の醸成等に係る活動計画を策定している。
- 本活動の評価(毎年度1回以上)、マネジメントレビュー(品質マネジメントシステムの有効性及び活動方針の見直しの必要性について理事長が行う評価)の結果に基づく改善指示を受け、活動計画を継続的に改善している。

令和2年度の活動方針(原子力安全に係る品質方針)

- (1) 安全確保を最優先とする。
- (2) 法令及びルール(自ら決めたことや社会との約束)を守る。
- (3) 情報共有及び相互理解に、不断に取り組む。
- (4) 保安業務(運転管理、施設管理等)の品質目標とその活動を定期的にレビューし、継続的な改善を徹底する。

◆ 内部及び外部の機関による監査等

- 原子力規制庁による原子力規制検査や茨城県による立入調査により、保安活動の実施状況等について検査を受けている。
- 品質保証活動として実施している原子力安全監査(内部監査)を実施している。

◆ 安全管理の徹底(過去の事故・トラブルへの対応)

- 核燃料サイクル工学研究所再処理施設ガラス固化技術開発施設(TVF)において発生した物品盗難事案を踏まえた再発防止対策及び原子力機構における過去の事故・トラブルに共通する根本的な要因を踏まえた改善について、令和2年7月14日に「安全管理の徹底について(最終報告)」を茨城県に提出しました。
- 繰り返し事故・トラブルを発生させないために13項目の再発防止対策を引き続き着実に実施することで、安全意識の向上及び基本動作の徹底を浸透させ不安全行為の撲滅を目指していきます。

【13項目の再発防止対策】

- ①品質保証活動の見直し改善、拠点の自律性の強化
- ②現場密着型の作業監視・評価の実施
- ③保安教育・訓練に関する仕組みの改善
- ④安全・核セキュリティー統括部と各拠点保安管理部門の連携したマネジメントの強化
- ⑤安全に係る専門分野の人材活用と補強
- ⑥CAP活動の導入と推進
- ⑦作業責任者制度の導入と推進
- ⑧安全主任者制度の導入と推進
- ⑨請負作業に関する契約の見直しと必要な資源の確保
- ⑩請負企業に対する品質保証活動の強化
- ⑪請負企業との協働による安全活動の実施
- ⑫小集団活動「元気向上プロジェクト」の推進
- ⑬無駄な作業の排除や、業務のスリム化の推進

保管余裕量

令和2年9月30日現在

単位：(本／200Lドラム缶相当)

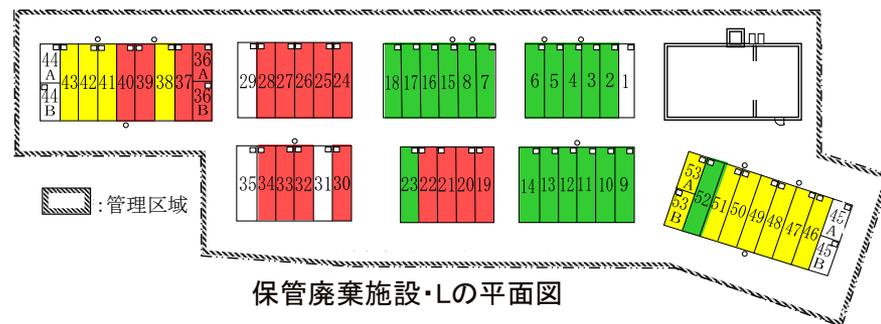
保管廃棄施設名称	保管能力	保管本数	保管余裕量	
保管廃棄施設・L	54,700	49,667	5,033	5,692
保管廃棄施設・M-1	3,950	3,445	505	
保管廃棄施設・M-2	700	611	89	
解体分別保管棟	22,000	21,935	65	3,034
廃棄物保管棟・I	18,000	17,764	236	
廃棄物保管棟・II	23,000	22,999	1	
保管廃棄施設・NL	17,000	14,203	2,797	
合計	139,350	130,624	8,726	

- 保管廃棄施設・Lには、長期に亘ってドラム缶を保管しており、保安規定等に基づく点検で安全に管理を実施
- 今後、さらに安全管理を徹底するため、ピットからドラム缶を取出して外観確認を行い、錆びの状況に応じて、ドラム缶の補修、角型容器への詰替えを行うことで、ドラム缶の健全性を維持する計画
- ドラム缶内に湿潤な状態の廃棄物を含む可能性や保管期間を考慮し、健全性確認の優先度を区分。優先度区分A及びBの全28ピット(約36,000本)を対象に、2019年度から2023年度までの5年間で健全性確認を完遂させる計画

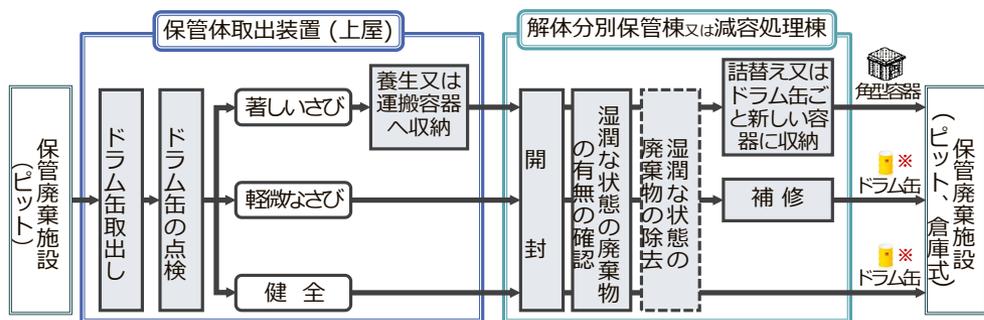
【優先度区分】

区分	保管しているドラム缶の状況	ピット数
A	湿潤な状態の廃棄物を含む可能性のあるドラム缶*を保管しているピット(健全性確認も未実施)	17 (約20,000本)
B	湿潤な状態の廃棄物を含む可能性はないが、これまで健全性確認を実施していないピット	11 (約16,000本)
C	過去(1987年度～1991年度)に健全性確認を実施し、オーバーパックしたドラム缶を保管しているピット	19 (約10,000本)

* 放射線安全取扱手引を改正し、含水布紙等の廃棄物について脱水するよう規定する前に保管廃棄したもの(手引改正:1978.3.31)



【優先度区分Aのピットの健全性確認の流れ】



※ドラム缶は倉庫式のみ

【健全性確認のスケジュール】

項目	年度	2019(実績)	2020(実績)	2021	2022	2023
健全性確認	優先度区分A 17ピット	(年間3ピット)	(年間3ピット)	(年間3ピット)	(年間4ピット)	(年間4ピット)
	試運用	L-22 済(937本) L-21 済(931本) L-19 済(888本)	L-20 済(923本) L-34 (1,688本) L-33 (835本)	L-32 (896本) L-30 (808本) L-28 (875本)	L-27 (849本) L-26 (908本) L-25 (904本) L-24 (904本)	L-40 (4,092本) L-39 (1,135本) L-37 (1,130本) L-36 (774本)
	優先度区分B 11ピット	(年間2ピット)	(年間2ピット)	(年間2ピット)	(年間2ピット)	(年間3ピット)
	試運用	L-38 済(1,130本) L-43 済(1,110本)	L-46 済(1,114本) L-51 (1,006本)	L-47 (4,114本) L-42 (891本)	L-41 (1,130本) L-50 (3,740本)	L-48 (1,134本) L-49 (285本) L-53 (88本)
	※○本は容器の個数					