

【原子力科学研究所放射性廃棄物処理場等】

原子炉設置変更許可申請の概要

補足説明資料

1. 第2廃棄物処理棟のアスファルト固化装置等の使用停止
2. 第2廃棄物処理棟において不要となる火災対策
3. 液体廃棄物の発生状況
4. 地震、津波及び竜巻により安全機能を喪失した場合の影響評価の見直し（添付書類八）
5. 蒸発処理装置・I及びセメント固化装置の事故時評価の追加（添付書類十）
6. 試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則との適合性

1. 第2廃棄物処理棟のアスファルト固化装置等の使用停止

1.1 アスファルト固化装置等の停止方法

第2廃棄物処理棟のアスファルト固化装置は、上流側の設備である廃液貯槽・Ⅱ-2で貯留した放射性液体廃棄物を蒸発処理装置・Ⅱで蒸発濃縮処理を実施し、処理後に発生した濃縮廃液をアスファルト固化する装置である。これらの系統及び機器は第2廃棄物処理棟内で完結しており、放射性液体廃棄物は必ず廃液貯槽・Ⅱ-2へ受け入れる。そそのため、廃液貯槽・Ⅱ-2への廃液受け入れ系統を閉止することで蒸発処理装置・Ⅱ及びアスファルト固化装置への放射性液体廃棄物の流入を確実に防止でき、系統内には軽微な汚染のみ残存するのみとなる。また、確実に放射性廃棄物の処理が行えない様に蒸発処理装置・Ⅱの熱源である加熱蒸気及びアスファルト固化装置の熱源であるLPGについては、それぞれ閉止する。併せて、アスファルト固化装置の間接加熱に使用していた熱媒油（鉱油）は、系統内から抜き出し、火災のリスクを可能な限り下げる（閉止箇所等は図1～図3参照）。

各系統の閉止は、タンクローリーステーション（内部に廃液運搬車からの接続口が設置）扉の施錠、弁を開閉するための弁棒（ステム）の施錠や閉止フランジの取り付けにより実施することを予定している（実施イメージは図4.1～図4.3参照）。停止対象の設備への電源は遮断し、廃液の移送等に用いるポンプ等も作動できないように措置する。

1.2 安全機能としての閉じ込め機能の要否

現在、廃液貯槽・Ⅱ-2、蒸発処理装置・Ⅱ及びアスファルト固化装置（以下、アスファルト固化装置等という。）の系統内に放射性廃液（放射性廃液とアスファルトの混錬物であるプロダクトを含む。）はなく、新たに放射性廃液が貯留されることはなく、処理装置の加熱も行わないことから系統内の圧力上昇も生じないため、装置の内部から放射性物質（微量の残存汚染）が系統外に漏洩する可能性は極めて低く、仮に漏洩したとしてもその量は非常に少なく、建家の閉じ込め機能（MS-3）で十分対応可能であり、アスファルト固化装置等に閉じ込め機能は必要ない。

蒸発処理装置・Ⅱの濃縮セル及びアスファルト固化装置の固化セルの閉じ込め機能については、セル内に設置されている装置の系統内には微量の汚染が残存するのみである。また、蒸発処理及びアスファルト固化処理は設備の系統内に閉じ込めた状態で行っていたことから、セルの内部（装置外）に汚染はない。これらのことから放射性物質がセル外に漏洩するリスクは極めて低いため、通常の管理区域としての管理で十分である。また、セル内の放射線の発生源は系統内の汚染のみであり、セル内の線量当量率も $1\mu\text{Sv/h}$ 程度（遮蔽扉内側の位置）と低く今後も上昇することはないため、遮蔽機能も不要である。

1.3 固体廃棄物処理への影響

第2廃棄物処理棟の処理設備の内、今後も継続使用する固体廃棄物処理装置・Ⅱは、放射性固体廃棄物を圧縮・封入処理し、遮蔽容器に入れた後、保管廃棄施設に搬出する設備であり、処理の過程において放射性液体廃棄物を発生させることはなく、廃液貯槽・Ⅱ-2、蒸発処理装置・Ⅱ及びアスファルト固化装置と接続する系統はない。また、固体廃棄物処理設備・Ⅱのセル床排水（発生は極稀であるが、セルの除染作業等で発生する可能性がある。）

は、今後も継続使用する液体廃棄物 B 用排水槽へ集水した後、第 3 廃棄物処理棟の廃液貯槽・I へ移送し、処理を行う（図 3 参照）。このため、廃液貯槽・II-2 等を使用停止しても、固体廃棄物処理への影響はない。

⊗：閉止箇所

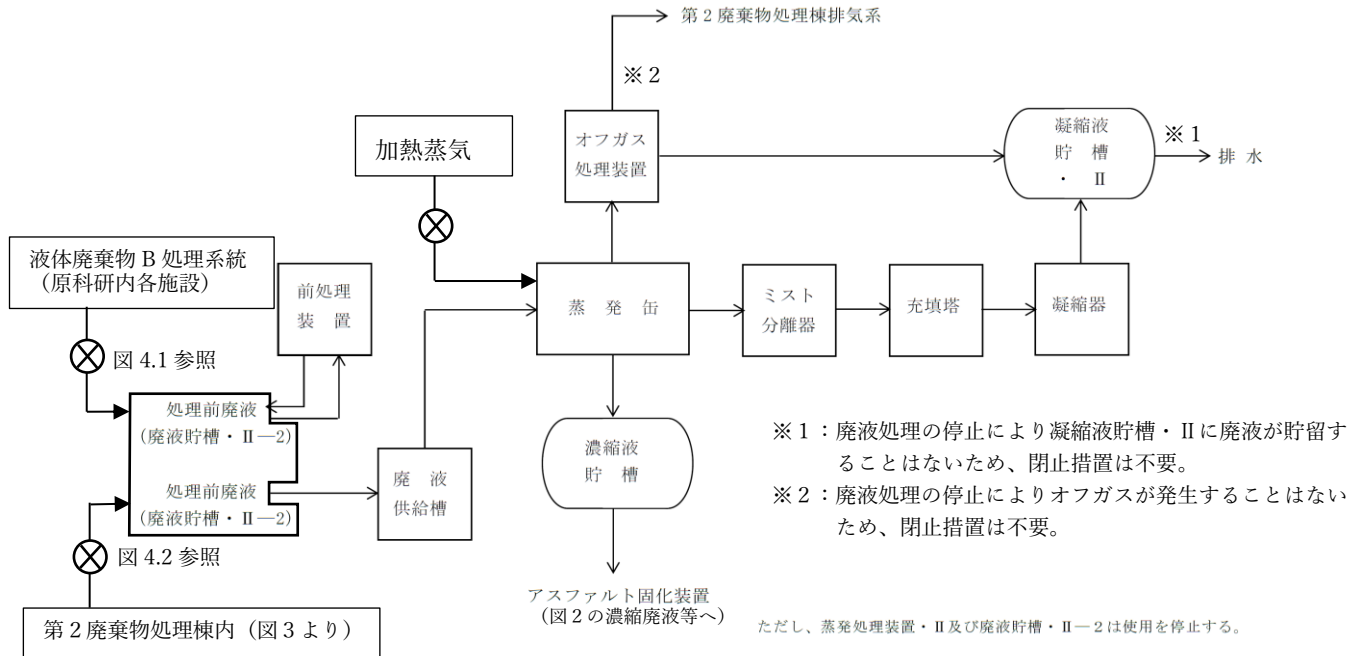


図1 原子炉設置変更許可申請書 第8-2(2)-2図に加筆

⊗：閉止箇所

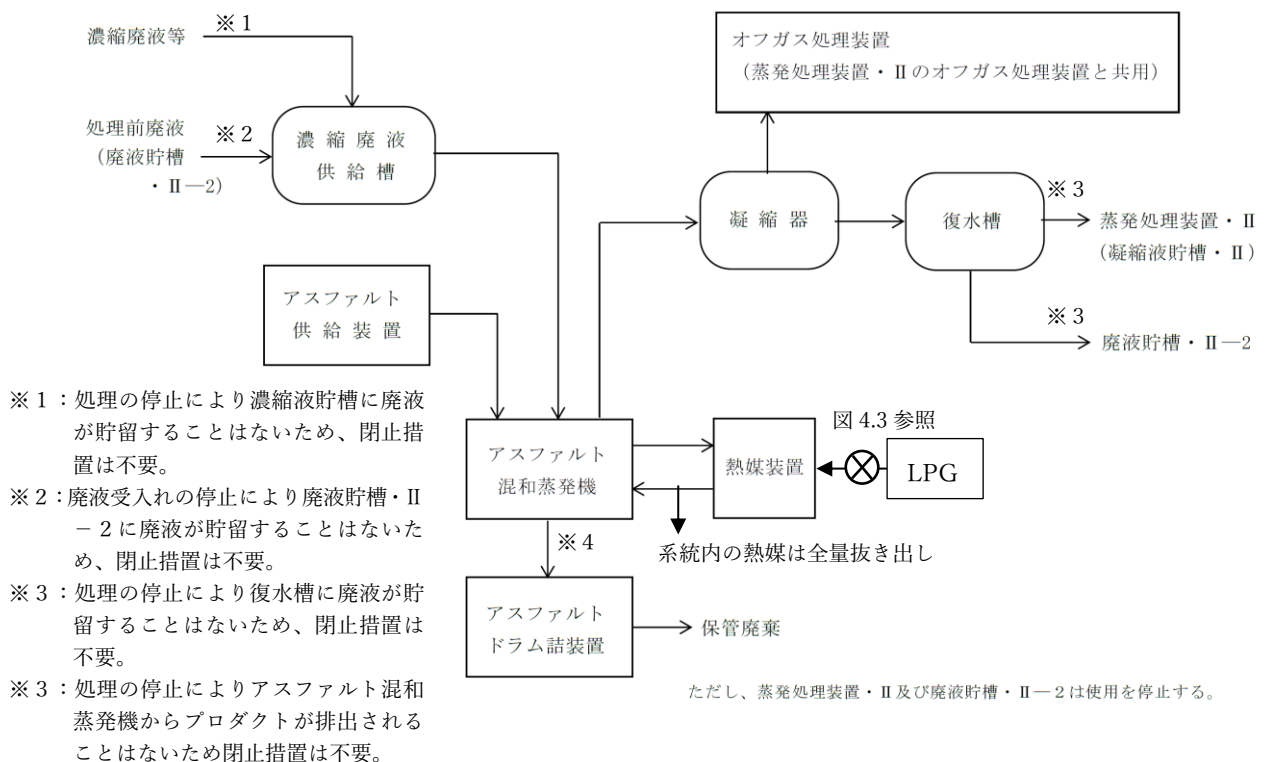


図2 原子炉設置変更許可申請書 第8-2(2)-4図に加筆

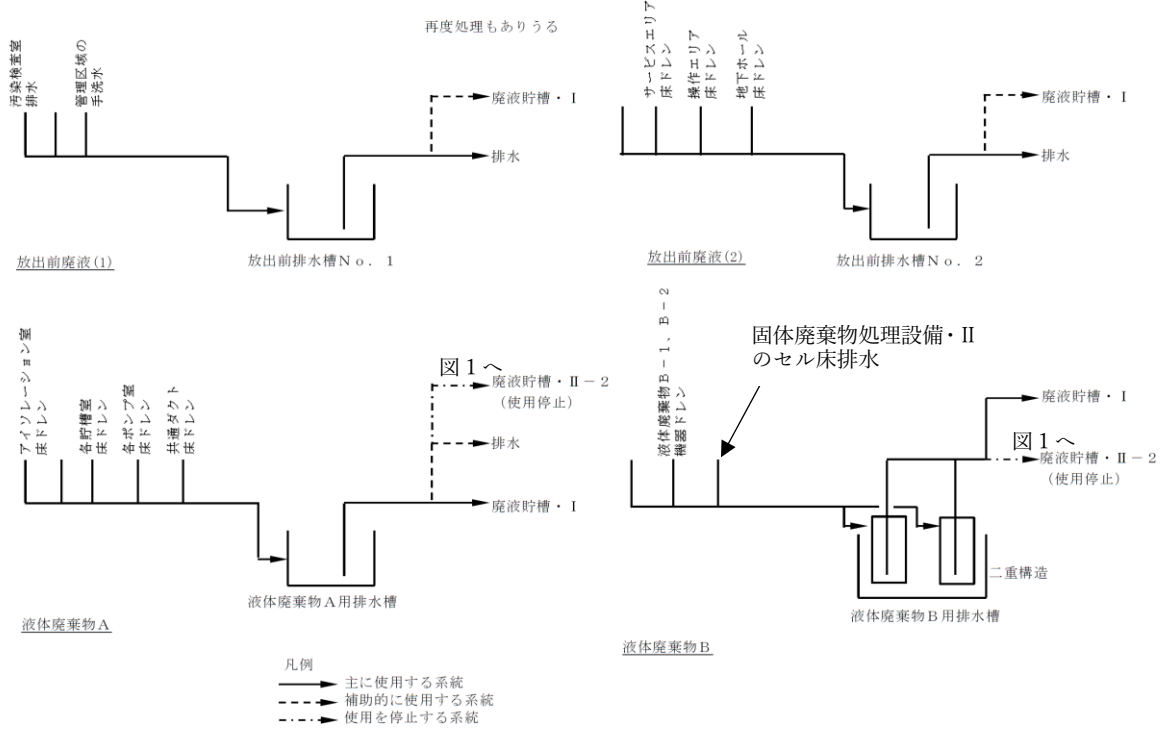


図3 原子炉設置変更許可申請書 第8-2(3)-11図に加筆



図 4.1 タンクローリーステーション施錠イメージ



図 4.2 弁の施錠イメージ



図 4.3 閉止フランジによる閉止イメージ

2. 第2廃棄物処理棟において不要となる火災対策

『原子力科学研究所放射性廃棄物処理場（第2廃棄物処理棟）に係る「試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則（令和2年3月17日号外原子力規制委員会規則第7号）」への適合性確認整理表』において、アスファルト固化装置に対し、技術基準規則21条4号のイ～ハの適合性確認が新たに必要となっていた設備については以下に理由により対策は不要である。

設備名	区分	内容
固化セル火災報知設備	A	アスファルト固化処理の停止により、固化セル内で可燃物（アスファルト、熱媒油）を取り扱うことはなく、装置の電源も遮断していることから火災が発生するおそれがない。
水噴霧消火設備	B	アスファルト固化処理の停止により、固化セル及びドラム詰室内で可燃物（アスファルト、熱媒油）を取り扱うことはなく、装置の電源も遮断していることから火災が発生するおそれがない。
ベローズバルブの材料	B	アスファルト固化処理の停止により、ベローズバルブを含む熱媒系統内に熱媒油（鉱油）が存在せず、火災が発生するおそれがないため、ベローズバルブが不燃性であることの確認は不要である。

区分：A：新設設備で設工認申請を予定していたもの B：既設設備で設工認申請を予定していたもの

3. 液体廃棄物の発生状況

データ整理中

4. 地震、津波及び竜巻により安全機能を喪失した場合の影響評価の見直し（添付書類八）

次ページ以降に示す

**【原子力科学研究所放射性廃棄物処理場等】
原子炉設置変更許可申請の概要
補足説明資料**

**3. 地震、津波及び竜巻により
安全機能を喪失した場合の
影響評価の見直し(添付書類八)**

①地震により安全機能を喪失した場合の影響評価

地震による安全機能喪失時の一般公衆に対する実効線量評価の考え方(1/2)

地震により放射性廃棄物処理場各施設の安全機能が喪失した場合の影響を評価する。放射性廃棄物処理場の各施設には、原子炉の停止機能、冷却機能はないため、この評価に当たっては、閉じ込め機能の喪失を想定する。

- 地震により建家等が損傷し、全ての閉じ込め機能が喪失する。漏えいした放射性物質が空気中に移行し、建家等の外に流出する。
- 各処理設備及び各保管廃棄施設から空気中への放射性物質の移行率については、核種及び性状に応じて考慮する。
- 排気系の排気除塵装置による捕集効率は考慮しない。
- 建家から環境中への放射性物質の放出において、建家による放出低減係数は考慮しない。
- 排気筒による拡散効果は期待せず地上放出とする。
- 地震により施設外に放出する放射性物質による周辺公衆の実効線量として、外部被ばく及び内部被ばくを評価するとともに、施設内の放射性物質による直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の影響を評価する。
- 計算に使用するコードは、使用実績のある最新の計算コード(QAD-CGGP2R及びG33-GP2R)を使用する。
- 放射される放射線について、建家、セルによる遮蔽は考慮しない。

地震による安全機能喪失時の一般公衆に対する実効線量評価の考え方(2/2)

(その他の条件)

- ① 処理設備の評価対象核種及び放射能は、被ばく評価が安全側となるように設定
 - 放出源は、各処理設備の貯蔵能力、処理能力等から貯蔵可能な最大量に設定
 - 放出源の放射能は、許可上の各処理設備における処理可能な最大の容器表面線量当量率、放射性物質の濃度等を基に設定
 - アルファ核種はPu-239で代表(ただし、固体廃棄物処理設備・Ⅱはアルファ核種としてAm-241も考慮)
- ② 保管廃棄施設の評価対象核種及び放射エネルギーは以下のように設定
 - 放出源の核種は、ガンマ線エネルギーの高いCo-60とするか、または保管廃棄する廃棄物の性状に応じ、代表的な核種について適切な比率を考慮して設定する。
 - 建家式保管廃棄施設の放射能は、保管廃棄している保管体のうち、表面の線量当量率が2mSv/h未満の保管体について、累積比率分布が95%となる表面の線量当量率320 μ Sv/hを基に設定
 - 地下ピット式保管廃棄施設の放射能は、許可上の管理基準を基に設定
 - 特定廃棄物の保管廃棄施設には、今後、新たに放射性廃棄物を保管廃棄しないため、特定廃棄物の保管廃棄施設の放射能は、現に保管廃棄している廃棄物の放射能の時間減衰を考慮して設定
- ③ 想定影響の算定に当たっては、応急措置に要する時間を適切に考慮

地震による安全機能喪失時の一般公衆に対する実効線量評価結果(1/9)

施設・設備		放出源	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)		施設全体
				設備毎		
				放射性物質の漏えい	ガンマ線の漏えい	
第1廃棄物処理棟	焼却処理設備	(放射性物質の漏えい) ・焼却処理中の廃棄物(20ℓカートンボックス1個分)から炉内の気相中へ移行した放射性物質 ・5日分の焼却処理(20ℓカートンボックス1,000個分)で発生した焼却灰(炉底及び灰取出し室) ・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) ・応急措置に要する時間:1時間	(放射性物質の漏えい) 焼却処理中に焼却炉、灰取出し室及び排気除塵系の損傷に伴い、焼却処理設備内の放射性物質が室内雰囲気に移行し、建家外に放出される。	2.8×10^{-3}		3.0×10^{-3}
		(ガンマ線の漏えい) ・焼却処理中の廃棄物(20ℓカートンボックス1個分)から炉内の気相中へ移行した放射性物質 ・5日分の焼却処理(20ℓカートンボックス1,000個分)で発生した焼却灰(炉底及び灰取出し室) ・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) ・応急措置に要する時間:1時間	(ガンマ線の漏えい) 焼却処理中に焼却炉、灰取出し室及び排気除塵系の損傷に伴い、焼却処理設備内の放射性物質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。			
	保管廃棄施設	(放射性物質の漏えい) ・保管廃棄している廃棄物(200ℓドラム缶830本) ・応急措置に要する時間:24時間	(放射性物質の漏えい) 保管廃棄施設に保管廃棄している廃棄物容器の損傷に伴い、容器内の放射性物質が室内雰囲気に移行し、建家外に放出される。	2.4×10^{-5}		
		(ガンマ線の漏えい) ・保管廃棄している廃棄物(200ℓドラム缶830本) ・応急措置に要する時間:360時間	(ガンマ線の漏えい) 保管廃棄施設に保管廃棄している廃棄物容器の損傷に伴い、保管廃棄施設に保管廃棄している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。			

地震による安全機能喪失時の一般公衆に対する実効線量評価結果(2/9)

施設・設備		放出源	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)		施設全体			
				設備毎					
				放射性物質の漏えい	ガンマ線の漏えい				
第2廃棄物処理棟	固体廃棄物処理設備・II	(放射性物質の漏えい) ・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個分) ・処理前廃棄物収納セル内に保管中の廃棄物(30ℓ金属容器36個分) ・処理済廃棄物収納セル内に保管中の廃棄物(封入容器40個分(30ℓ金属容器120個相当)) ・応急措置に要する時間:1時間(圧縮処理中の廃棄物からの放出) ・応急措置に要する時間:24時間(廃棄物容器の損傷に伴う放出)	(放射性物質の漏えい) 圧縮処理中に廃棄物処理セルの損傷に伴い、廃棄物処理セル内の放射性物質が室内雰囲気に移行し、建家外に放出される。また、処理前廃棄物収納セル及び処理済廃棄物収納セルに保管中の廃棄物容器の損傷に伴い、容器内の放射性物質が室内雰囲気に移行し、建家外に放出される。	5.1×10^{-2}	/	2.2			
		(ガンマ線の漏えい) ・処理前廃棄物収納セル内の処理前廃棄物の最大保管量(30ℓ金属容器36個分) ・処理済廃棄物収納セル内の処理済廃棄物の最大保管量(封入容器40個分(30ℓ金属容器120個相当)) ・応急措置に要する時間:720時間	(ガンマ線の漏えい) 処理前廃棄物収納セル及び処理済廃棄物収納セルの損傷に伴い、セル内に収納している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。				2.1		
	保管廃棄施設	(放射性物質の漏えい) ・保管廃棄している廃棄物(200ℓドラム缶61本) ・応急措置に要する時間:24時間	(放射性物質の漏えい) 保管廃棄施設に保管廃棄している廃棄物容器の損傷に伴い、容器内の放射性物質が室内雰囲気に移行し、建家外に放出される。				2.9×10^{-4}	/	1.2 × 10 ⁻³
		(ガンマ線の漏えい) ・保管廃棄している廃棄物(200ℓドラム缶61本) ・応急措置に要する時間:360時間	(ガンマ線の漏えい) 第2廃棄物処理棟の建家躯体の損傷に伴い、建家内に保管廃棄している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。				1.2×10^{-3}		

地震による安全機能喪失時の一般公衆に対する実効線量評価結果(3/9)

施設・設備		放出源	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)		施設全体
				設備毎		
				放射性物質の漏えい	ガンマ線の漏えい	
第3廃棄物処理棟	廃液貯槽・I	(放射性物質の漏えい) ・廃液貯槽・Iの処理前廃液(廃液貯槽・Iの最大量240m ³) ・応急措置に要する時間:48時間	(放射性物質の漏えい) 廃液貯槽・Iの損傷に伴い、内蔵する廃液が全量建家内に漏えいし、漏えいした廃液に含まれる放射性物質が室内雰囲気に移行し、建家外に放出される。	1.7 × 10 ⁻³	/	1.2 × 10 ⁻²
	処理済廃液貯槽	(放射性物質の漏えい) ・処理済廃液貯槽の廃液(処理済廃液貯槽の最大量240m ³) ・応急措置に要する時間:48時間	(放射性物質の漏えい) 処理済廃液貯槽の損傷に伴い、内蔵する廃液が全量建家内に漏えいし、漏えいした廃液に含まれる放射性物質が室内雰囲気に移行し、建家外に放出される。	9.1 × 10 ⁻⁶		
	蒸発処理装置・I	(放射性物質の漏えい) ・廃液タンクの処理前廃液(廃液タンクの最大量10m ³) ・廃液供給槽の処理前廃液(廃液供給槽の最大量1.0m ³) ・蒸発処理中の濃縮廃液(通常運転時の最大量4.5m ³) ・濃縮液貯槽の濃縮廃液(濃縮液貯槽の最大量7.0m ³) ・凝縮液貯槽・Iの凝縮液(凝縮液貯槽・Iの最大量25m ³) ・蒸発蒸気(5分間放出が継続するとし、凝縮液約0.2m ³ 相当) ・応急措置に要する時間:6時間	(放射性物質の漏えい) 蒸発処理作業中に蒸発処理装置・Iの塔槽類の損傷に伴い、内蔵する廃液等が漏えいし、漏えいした廃液等に含まれる放射性物質が室内雰囲気に移行し、建家外に放出される。	9.3 × 10 ⁻³		
		(ガンマ線の漏えい) ・廃液タンクの処理前廃液(廃液タンクの最大量10m ³) ・廃液供給槽の処理前廃液(廃液供給槽の最大量1.0m ³) ・蒸発処理中の濃縮廃液(通常運転時の最大量4.5m ³) ・濃縮液貯槽の濃縮廃液(濃縮液貯槽の最大量7.0m ³) ・凝縮液貯槽・Iの凝縮液(凝縮液貯槽・Iの最大量25m ³) ・蒸発蒸気(5分間放出が継続するとし、凝縮液約0.2m ³ 相当) ・応急措置に要する時間:1時間	(ガンマ線の漏えい) 蒸発処理作業中の蒸発処理装置・Iの塔槽類の損傷に伴い、内蔵する廃液等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。	16		

地震による安全機能喪失時の一般公衆に対する実効線量評価結果(4/9)

施設・設備		放出源	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)		施設全体
				設備毎		
				放射性物質の漏えい	ガンマ線の漏えい	
第3廃棄物処理棟 (続き)	セメント固化装置	(放射性物質の漏えい) ・蒸発処理した後の濃縮廃液(計量槽の最大量1.0m ³) ・直接固化処理する処理前廃液(スラッジタンクの最大量15m ³) ・応急措置に要する時間:2時間	(放射性物質の漏えい) セメント固化処理作業中に計量槽及びスラッジタンク等の損傷に伴い、内蔵する廃液等が漏えいし、漏えいした廃液等に含まれる放射性物質が室内雰囲気に移行し、建家外に放出される。	1.2 × 10 ⁻⁵		1.2 × 10 ⁻²
	保管廃棄施設	(放射性物質の漏えい) ・保管廃棄施設に保管廃棄している廃棄物(200ドラム缶63本分) ・応急措置に要する時間:24時間	(放射性物質の漏えい) 保管廃棄施設に保管廃棄している廃棄物容器の損傷に伴い、容器内の放射性物質が室内雰囲気に移行し、建家外に放出される。	7.8 × 10 ⁻⁶		
	保管廃棄施設	(ガンマ線の漏えい) ・保管廃棄施設に保管廃棄している廃棄物(200ドラム缶63本分) ・応急措置に要する時間:360時間	(ガンマ線の漏えい) 保管廃棄施設に保管廃棄している廃棄物容器の損傷に伴い、保管廃棄施設に保管廃棄している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。		5.4 × 10 ⁻⁶	

地震による安全機能喪失時の一般公衆に対する実効線量評価結果(5/9)

施設・設備		放出源	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)		施設全体
				設備毎		
				放射性物質の漏えい	ガンマ線の漏えい	
減容処理棟	高圧圧縮装置	(放射性物質の漏えい) ・圧縮処理中の廃棄物(200ℓドラム缶1本分)から気相中へ移行した放射性物質 ・応急措置に要する時間:1時間	(放射性物質の漏えい) 圧縮処理中に高圧圧縮装置の損傷に伴い、高圧圧縮装置内の放射性物質が室内雰囲気に移行し、建家外に放出される。	5.2×10^{-6}		5.9×10^{-3}
	金属溶融設備	(放射性物質の漏えい) ・溶融処理中の廃棄物(200ℓドラム缶1本分)から炉内の気相中へ移行した放射性物質 ・1日分の溶融処理(200ℓドラム缶20本分)で発生した溶融物 ・1日分の溶融処理(200ℓドラム缶19本分)で発生した飛灰(排気除塵系) ・応急措置に要する時間:3時間	(放射性物質の漏えい) 溶融処理中に溶融炉及び排気除塵系の損傷に伴い、金属溶融設備内の放射性物質が室内雰囲気に移行し、建家外に放出される。	2.1×10^{-3}		
	焼却・溶融設備(焼却炉)	(放射性物質の漏えい) ・焼却処理中の廃棄物(200ℓドラム缶0.5本分)から炉内の気相中へ移行した放射性物質 ・2日分の焼却処理(200ℓドラム缶26本分)で発生した焼却灰(炉底及び灰ホッパ) ・2日分の焼却処理(200ℓドラム缶25.5本分)で発生した飛灰(排気除塵系) ・応急措置に要する時間:1時間	(放射性物質の漏えい) 焼却処理中に焼却炉、ホッパ部及び排気除塵系の損傷に伴い、焼却・溶融設備内の放射性物質が室内雰囲気に移行し、建家外に放出される。	1.7×10^{-3}		
	焼却・溶融設備(溶融炉)	(放射性物質の漏えい) ・溶融処理中の廃棄物(200ℓドラム缶1本分)から炉内の気相中へ移行した放射性物質 ・1日分の溶融処理(200ℓドラム缶13本分)で発生した溶融物 ・1日分の溶融処理(200ℓドラム缶12本分)で発生した飛灰(排気除塵系) ・応急措置に要する時間:3時間	(放射性物質の漏えい) 溶融処理中に溶融炉及び排気除塵系の損傷に伴い、焼却・溶融設備内の放射性物質が室内雰囲気に移行し、建家外に放出される。	2.0×10^{-3}		
	保管廃棄施設	(放射性物質の漏えい) ・保管廃棄施設に保管廃棄している廃棄物(200ℓドラム缶1,500本分) ・応急措置に要する時間:24時間	(放射性物質の漏えい) 保管廃棄施設に保管廃棄している廃棄物容器の損傷に伴い、容器内の放射性物質が室内雰囲気に移行し、建家外に放出される。	2.2×10^{-6}		

地震による安全機能喪失時の一般公衆に対する実効線量評価結果(6/9)

施設・設備	放出源	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)		施設全体
			設備毎		
			放射性物質の漏えい	ガンマ線の漏えい	
固体廃棄物一時保管棟	—	固体廃棄物一時保管棟については、その他の建家式保管廃棄施設(解体分別保管棟、廃棄物保管棟・I及び廃棄物保管棟・II)と比較し、建家内に保管廃棄している廃棄物の総放射能が十分に小さく、放射性廃棄物処理場全体の評価結果への影響は無視できる。	—		—
解体分別保管棟	(放射性物質の漏えい) ・保管廃棄している廃棄物(200ℓドラム缶23,132本分) ・応急措置に要する時間:24時間 (建家内に保管廃棄している廃棄物容器) ・洗浄液集水槽(最大量20m ³)及びサンプピット(最大量20m ³) ・応急措置に要する時間:48時間 (洗浄液集水槽及びサンプピット)	(放射性物質の漏えい) 建家内に保管廃棄している廃棄物容器の損傷に伴い、容器内の放射性物質が室内雰囲気に移行し、建家外に放出される。 また、洗浄液集水槽及びサンプピットの損傷に伴い、内蔵する廃液が全量建家内に漏えいし、漏えいした廃液に含まれる放射性物質が室内雰囲気に移行し、建家外に放出される。	1.1 × 10 ⁻⁴		7.2 × 10 ⁻⁴
	(直接ガンマ線の漏えい) ・保管廃棄している廃棄物(200ℓドラム缶23,132本分) ・応急措置に要する時間:360又は720時間(場所に応じ)	(直接ガンマ線の漏えい) 解体分別保管棟の建家躯体の損傷に伴い、建家内に保管廃棄している廃棄物から直接ガンマ線が建家外に放射される。		4.8 × 10 ⁻⁴	
	(スカイシャインガンマ線の漏えい) ・保管廃棄している廃棄物(200ℓドラム缶23,132本分) ・応急措置に要する時間:360又は720時間(場所に応じ)	(スカイシャインガンマ線の漏えい) 解体分別保管棟の建家躯体の損傷に伴い、建家内に保管廃棄している廃棄物からスカイシャインガンマ線が建家外に放射される。		1.3 × 10 ⁻⁴	
保管廃棄施設・L	(放射性物質の漏えい) ・保管廃棄している廃棄物(200ℓドラム缶54,700本分) ・応急措置に要する時間:24時間	(放射性物質の漏えい) 半地下ピット内に保管廃棄している廃棄物容器の損傷に伴い、容器内の放射性物質が雰囲気に移行し、施設外に放出される。	2.1 × 10 ⁻⁴		3.1 × 10 ⁻⁴
	(スカイシャインガンマ線の漏えい) ・保管能力(200ℓドラム缶54,700本分) ・応急措置に要する時間:720時間	(スカイシャインガンマ線の漏えい) 半地下ピット式の保管廃棄施設・Lの鋼製蓋及び遮蔽蓋の損傷に伴い、ピット内に保管廃棄している廃棄物からスカイシャインガンマ線が施設外に放射される。		9.6 × 10 ⁻⁵	

地震による安全機能喪失時の一般公衆に対する実効線量評価結果(7/9)

施設・設備	放出源	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)		施設全体	
			設備毎			
			放射性物質の漏えい	ガンマ線の漏えい		
保管廃棄施設・M-1	(放射性物質の漏えい) ・保管廃棄している廃棄物(200ℓドラム缶3,950本分) ・応急措置に要する時間:24時間	(放射性物質の漏えい) 半地下ピット内に保管廃棄している廃棄物容器の損傷に伴い、容器内の放射性物質が雰囲気に移行し、施設外に放出される。	8.8×10^{-6}	/	1.3×10^{-4}	
	(スカイシャインガンマ線の漏えい) ・保管能力(200ℓドラム缶3,950本分) ・応急措置に要する時間:720時間	(スカイシャインガンマ線の漏えい) 半地下ピット式の保管廃棄施設・M-1の鋼製蓋及び遮蔽蓋の損傷に伴い、ピット内に保管廃棄している廃棄物からスカイシャインガンマ線が施設外に放射される。				1.2×10^{-4}
保管廃棄施設・M-2	(放射性物質の漏えい) ・保管廃棄している廃棄物(全廃棄孔654孔分) ・応急措置に要する時間:24時間	(放射性物質の漏えい) 半地下ピット内に保管廃棄している廃棄物容器の損傷に伴い、容器内の放射性物質が雰囲気に移行し、施設外に放出される。	6.8×10^{-5}	/	5.1×10^{-3}	
	(スカイシャインガンマ線の漏えい) ・廃棄物(全廃棄孔654孔分) ・応急措置に要する時間:720時間	(スカイシャインガンマ線の漏えい) 半地下ピット式の保管廃棄施設・M-2の遮蔽蓋の損傷に伴い、廃棄孔内に保管廃棄している廃棄物からスカイシャインガンマ線が施設外に放射される。				5.0×10^{-3}
特定廃棄物の保管廃棄施設(インパイルループ用)	(放射性物質の漏えい) ・保管廃棄している廃棄物(現に廃棄物を保管廃棄している廃棄孔13孔) ・応急措置に要する時間:24時間	(放射性物質の漏えい) 特定廃棄物の保管廃棄施設(インパイルループ用)に保管廃棄している廃棄物容器の損傷に伴い、容器内の放射性物質が雰囲気に移行し、施設外に放出される。	2.6×10^{-7}	/	9.5×10^{-2}	
	(直接ガンマ線の漏えい) ・保管廃棄している廃棄物(現に廃棄物を保管廃棄している廃棄孔13孔) ・応急措置に要する時間:720時間	(直接ガンマ線の漏えい) 特定廃棄物の保管廃棄施設(インパイルループ用)の躯体の損傷に伴い、躯体内に保管廃棄している廃棄物から直接ガンマ線が施設外に放射される。				6.4×10^{-2}
	(スカイシャインガンマ線の漏えい) ・保管廃棄している廃棄物(現に廃棄物を保管廃棄している廃棄孔13孔) ・応急措置に要する時間:720時間	(スカイシャインガンマ線の漏えい) 特定廃棄物の保管廃棄施設(インパイルループ用)の躯体の損傷に伴い、躯体内に保管廃棄している廃棄物からスカイシャインガンマ線が施設外に放射される。				3.1×10^{-2}

地震による安全機能喪失時の一般公衆に対する実効線量評価結果(8/9)

施設・設備	放出源	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
			放射性物質の漏えい	ガンマ線の漏えい	
特定廃棄物の保管廃棄施設 (照射試料用)	(スカイシャインガンマ線の漏えい) ・保管廃棄している廃棄物(全廃棄孔56孔分) ・応急措置に要する時間:720時間	(スカイシャインガンマ線の漏えい) 特定廃棄物の保管廃棄施設(照射試料用)の遮蔽蓋の損傷に伴い、廃棄孔内に保管廃棄している廃棄物からスカイシャインガンマ線が施設外に放射される。	/	4.5×10^{-2}	4.5×10^{-2}
廃棄物保管棟・I	(放射性物質の漏えい) ・保管廃棄している廃棄物(200ℓドラム缶18,000本分) ・応急措置に要する時間:24時間	(放射性物質の漏えい) 建家内に保管廃棄している廃棄物容器の損傷に伴い、容器内の放射性物質が室内雰囲気に移行し、建家外に放出される。	9.1×10^{-5}	/	9.4×10^{-3}
	(直接ガンマ線の漏えい) ・1階から3階に保管廃棄している廃棄物(長辺壁側の円柱体積線源15.5個分) ・応急措置に要する時間:720時間	(直接ガンマ線の漏えい) 廃棄物保管棟・Iの建家躯体の損傷に伴い、建家内に保管廃棄している廃棄物から直接ガンマ線が建家外に放射される。	/	7.9×10^{-3}	
	(スカイシャインガンマ線の漏えい) ・最上階に保管廃棄している廃棄物(200ℓドラム缶4,500本分) ・応急措置に要する時間:720時間	(スカイシャインガンマ線の漏えい) 廃棄物保管棟・Iの建家躯体の損傷に伴い、建家内に保管廃棄している廃棄物からスカイシャインガンマ線が建家外に放射される。	/	1.4×10^{-3}	
廃棄物保管棟・II	(放射性物質の漏えい) ・保管廃棄している廃棄物(200ℓドラム缶23,000本分) ・応急措置に要する時間:24時間	(放射性物質の漏えい) 建家内に保管廃棄している廃棄物容器の損傷に伴い、容器内の放射性物質が室内雰囲気に移行し、建家外に放出される。	1.3×10^{-4}	/	1.0×10^{-2}
	(直接ガンマ線の漏えい) ・1階から3階に保管廃棄している廃棄物(長辺壁側の円柱体積線源16個分) ・応急措置に要する時間:720時間	(直接ガンマ線の漏えい) 廃棄物保管棟・IIの建家躯体の損傷に伴い、建家内に保管廃棄している廃棄物から直接ガンマ線が建家外に放射される。	/	8.1×10^{-3}	
	(スカイシャインガンマ線の漏えい) ・最上階に保管廃棄している廃棄物(200ℓドラム缶5,750本分) ・応急措置に要する時間:720時間	(スカイシャインガンマ線の漏えい) 廃棄物保管棟・IIの建家躯体の損傷に伴い、建家内に保管廃棄している廃棄物からスカイシャインガンマ線が建家外に放射される。	/	1.8×10^{-3}	

地震による安全機能喪失時の一般公衆に対する実効線量評価結果(9/9)

施設・設備	放出源	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
			放射性物質の漏えい	ガンマ線の漏えい	
保管廃棄施設・NL	(放射性物質の漏えい) ・保管廃棄中の廃棄物(200ドラム缶17,000本分) ・応急措置に要する時間:24時間	(放射性物質の漏えい) 半地下ピット内に保管廃棄している廃棄物容器の損傷に伴い、容器内の放射性物質が雰囲気に移行し、施設外に放出される。	9.7×10^{-5}	/	2.2×10^{-4}
	(スカイシャインガンマ線の漏えい) ・保管能力(200ドラム缶17,000本分) ・応急措置に要する時間:720時間	(スカイシャインガンマ線の漏えい) 半地下ピット式の保管廃棄施設・NLの鋼製蓋及び遮蔽蓋の損傷に伴い、ピット内に保管廃棄している廃棄物からスカイシャインガンマ線が施設外に放射される。			
		合計	7.2×10^{-2}	2.3	2.4



地震により安全機能が喪失した場合の影響評価結果は、放射性物質の漏えいによる影響評価結果が 7.2×10^{-2} mSv、ガンマ線による影響評価結果が2.3mSvであり、合計で2.4mSvである。これより、周辺公衆に過度の被ばく(5mSv)を及ぼすおそれはない。

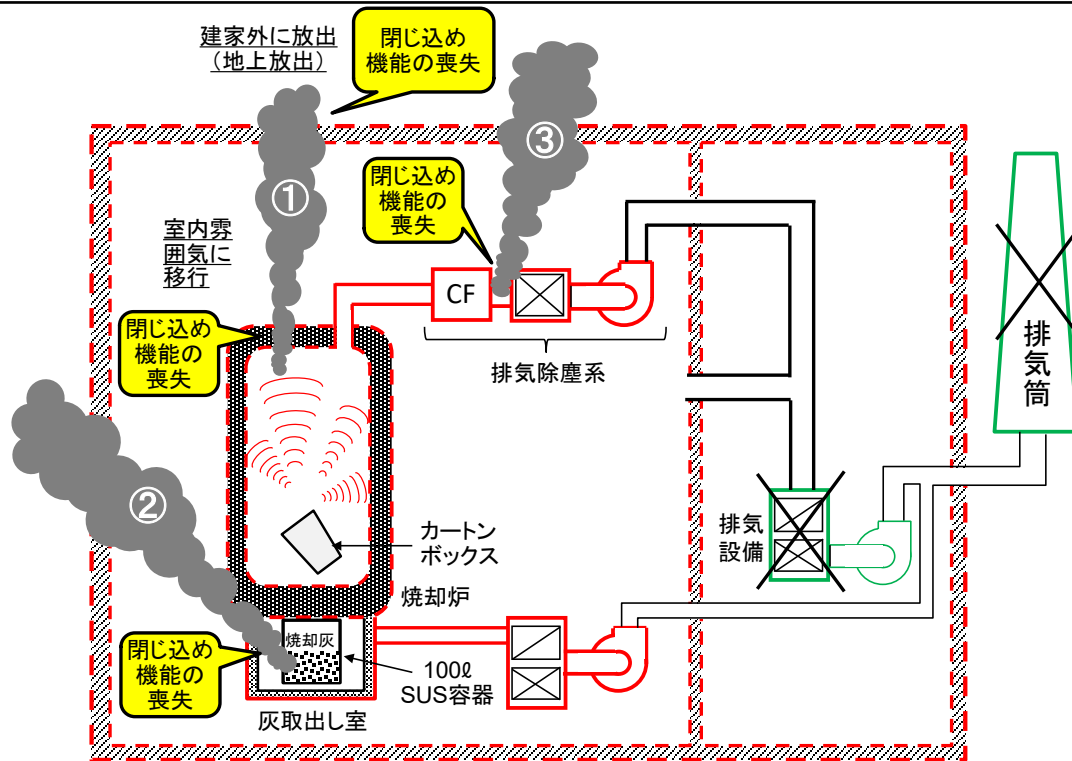
安全機能喪失に係る想定事象と評価条件

焼却処理設備(1/2)

想定事象

焼却処理中に焼却炉、灰取出し室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 焼却処理中のカートン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 5日分の焼却処理(カートン1,000個分)で発生した焼却灰(炉底及び灰取出し室)が室内に漏えいし、その灰から室内雰囲気中に放射性物質が移行
 - ③ 5日分の焼却処理(カートン1,000個分)で発生した飛灰(排気除塵系)が室内に漏えいし、その灰から室内雰囲気中に放射性物質が移行
- この際、建家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。



焼却処理設備における想定事象と評価条件のモデル図

安全機能喪失に係る想定事象と評価条件

焼却処理設備(2/2)

放出源	① 焼却処理中のカートン1個分から炉内の気相中へ移行した放射性物質 ② 5日分の焼却処理(カートン1,000個分)で発生した焼却灰(炉底及び灰取出し室) ③ 5日分の焼却処理(カートン1,000個分)で発生した飛灰(排気除塵系)							
評価対象核種 及び各放出源の 放射能	核種	計算方法	カートン1個当たりの放射能		核種	放出源①の放射能 (カートン1個分から気相中 へ移行した放射性物質)	放出源②の放射能 (カートン1,000個分の焼却灰)	放出源③の放射能 (カートン1,000個分の飛灰)
	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、2mSv/hとなる放射能を、QAD-CGGP2Rを用いて計算	Co-60 : 9.0×10^7 Bq Ru-106 : 9.0×10^7 Bq Cs-137 : 9.0×10^7 Bq			カートン1個分 × 移行割合①	カートン1,000個分 × 移行割合②	カートン1,000個分 × 移行割合③
	Sr-90	Cs-137と同じ量	Sr-90 : 9.0×10^7 Bq		H-3	H-3 : 4.0×10^6 Bq	H-3 : 0Bq	H-3 : 4.0×10^9 Bq
	H-3	カートン1個当たりの収納限度	H-3 : 4.0×10^6 Bq		Co-60	Co-60 : 9.0×10^6 Bq	Co-60 : 8.1×10^{10} Bq	Co-60 : 9.0×10^9 Bq
	全アルファ (Pu-239)	上記5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 : 3.6×10^7 Bq		Sr-90	Sr-90 : 9.0×10^6 Bq	Sr-90 : 8.1×10^{10} Bq	Sr-90 : 9.0×10^9 Bq
					Ru-106	Ru-106 : 3.6×10^7 Bq	Ru-106 : 5.4×10^{10} Bq	Ru-106 : 3.6×10^{10} Bq
					Cs-137	Cs-137 : 3.6×10^7 Bq	Cs-137 : 5.4×10^{10} Bq	Cs-137 : 3.6×10^{10} Bq
				全アルファ (Pu-239)	Pu-239 : 3.6×10^4 Bq	Pu-239 : 3.6×10^{10} Bq	Pu-239 : 3.6×10^7 Bq	
焼却処理に伴う 移行割合	① 気相中への移行割合		H-3 : 1.0^{*1}	Co-60,Sr-90 : 0.1^{*1}	Ru-106,Cs-137 : 0.4^{*1}	Pu-239 : $1 \times 10^{-3}^{*2}$		
	② 焼却灰(炉底及び灰取出し室)への移行割合		H-3 : 0	Co-60,Sr-90 : 0.9^{*1}	Ru-106,Cs-137 : 0.6^{*1}	Pu-239 : 1.0^{*2}		
	③ 飛灰(排気除塵系)への移行割合		H-3 : 1.0^{*1}	Co-60,Sr-90 : 0.1^{*1}	Ru-106,Cs-137 : 0.4^{*1}	Pu-239 : $1 \times 10^{-3}^{*2}$		
移行率	① 炉内の気相中の放射性物質から室内雰囲気への移行率		全核種 : 1.0					
	②③ 焼却灰及び飛灰から室内雰囲気への移行率 ^{*3}							
	焼却処理当日分(加熱状態)	H-3 : 4.2×10^{-2} /h	Co-60,Sr-90,Pu-239 : 10^{-4} /h	Ru-106,Cs-137 : 4.2×10^{-3} /h				
	焼却処理後4日分(安定状態)	H-3 : 4.2×10^{-5} /h	Co-60,Sr-90,Pu-239 : 10^{-7} /h	Ru-106,Cs-137 : 4.2×10^{-6} /h				
応急措置に 要する時間	1時間(焼却灰及び飛灰の回収作業)							

*1 加藤清他「放射性固体廃棄物焼却処理設備の排ガス処理系における除染性能」日本原子力学会,vol.30(1988)

*2 O.Cahuzac, et al. ,「Technical contribution to the definition of incinerator and cement plant acceptance criteria for waste to be incinerated in France and Spain」EUR-16198 (1995)

*3 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)

安全機能喪失に係る想定事象と評価条件

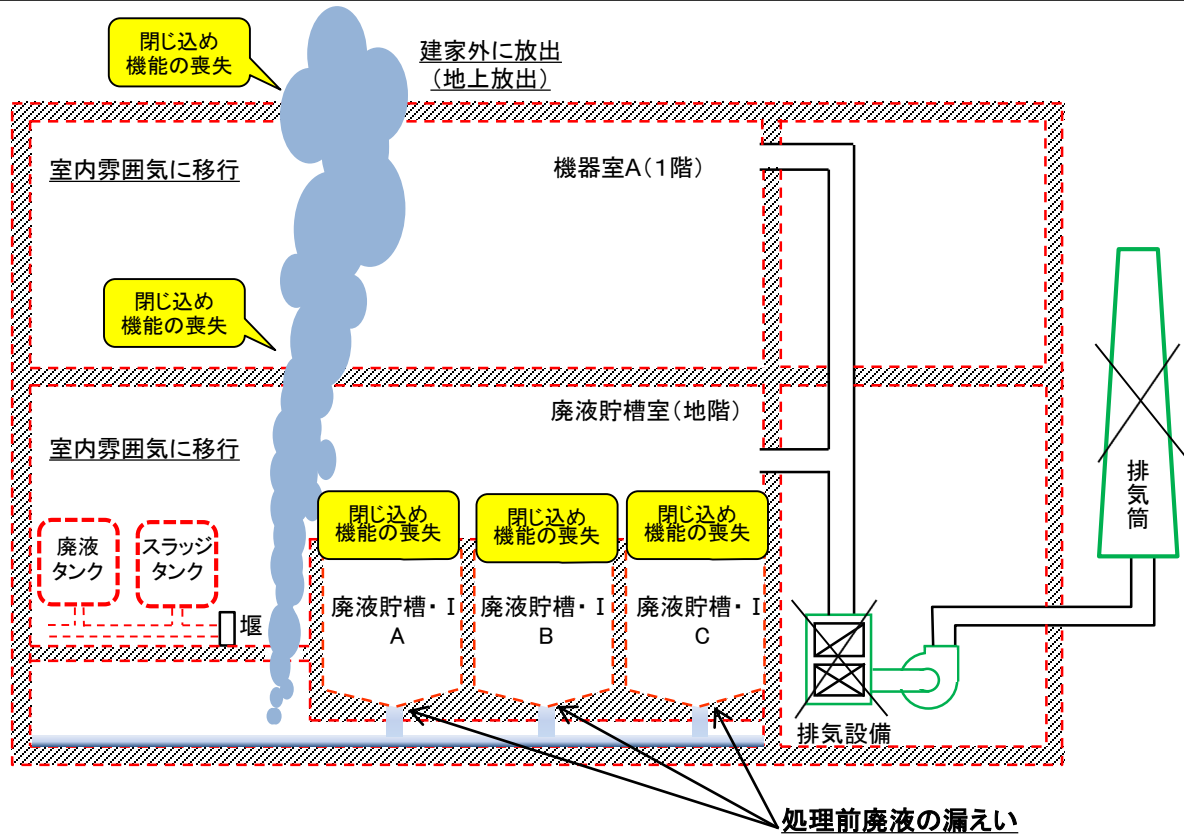
廃液貯槽・I (1/2)

想定事象

廃液貯槽・I が損傷し、内蔵する以下の廃液が漏れいする。

① 廃液貯槽・I の処理前廃液 (廃液貯槽・I の最大量240m³)

漏れいした廃液に含まれる放射性物質が、室内雰囲気に移行し、建家外に放出される。この際、建家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。



廃液貯槽・I における想定事象と評価条件のモデル図

安全機能喪失に係る想定事象と評価条件 廃液貯槽・I (2/2)

放出源	廃液貯槽・I の処理前廃液(廃液貯槽・I の最大量240m ³)			
評価対象核種 及び各放出源の 放射能	核種	計算方法	1m ³ 当たりの放射能	放出源の放射能
	C-14 Co-60 Sr-90 Cs-134 Cs-137 Eu-154	蒸発処理装置・I で処理する廃液中のベータ・ガンマ核種の濃度上限値である3.7×10 ³ 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算出	C-14 : 1.1×10 ⁹ Bq Co-60 : 6.2×10 ⁷ Bq Sr-90 : 1.8×10 ⁸ Bq Cs-134 : 2.4×10 ⁸ Bq Cs-137 : 2.1×10 ⁹ Bq Eu-154 : 3.8×10 ⁷ Bq	処理前廃液240m ³ 分
	H-3	蒸発処理装置・I で処理する廃液中のベータ・ガンマ核種の濃度上限値である3.7×10 ³ Bq/cm ³	H-3 : 3.7×10 ⁹ Bq	H-3 : 8.9×10 ¹¹ Bq C-14 : 2.6×10 ¹¹ Bq Co-60 : 1.5×10 ¹⁰ Bq Sr-90 : 4.2×10 ¹⁰ Bq Cs-134 : 5.7×10 ¹⁰ Bq Cs-137 : 5.1×10 ¹¹ Bq
	全アルファ (Pu-239)	廃液貯槽・I で貯留する廃液中のベータ・ガンマ放射性物質の濃度上限値である3.7×10 ³ Bq/cm ³ の1/10	Pu-239 : 3.7×10 ⁸ Bq	Eu-154 : 9.0×10 ⁹ Bq Pu-239 : 8.9×10 ¹⁰ Bq
移行率 ^{*1}	H-3,C-14 : 4.2×10 ⁻⁵ /h Co-60,Sr-90,Eu-154,Pu-239 : 10 ⁻⁷ /h Cs-134,Cs-137 : 4.2×10 ⁻⁶ /h			
応急措置に 要する時間	48時間(漏えいした廃液の回収作業)			

*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)

安全機能喪失に係る想定事象と評価条件

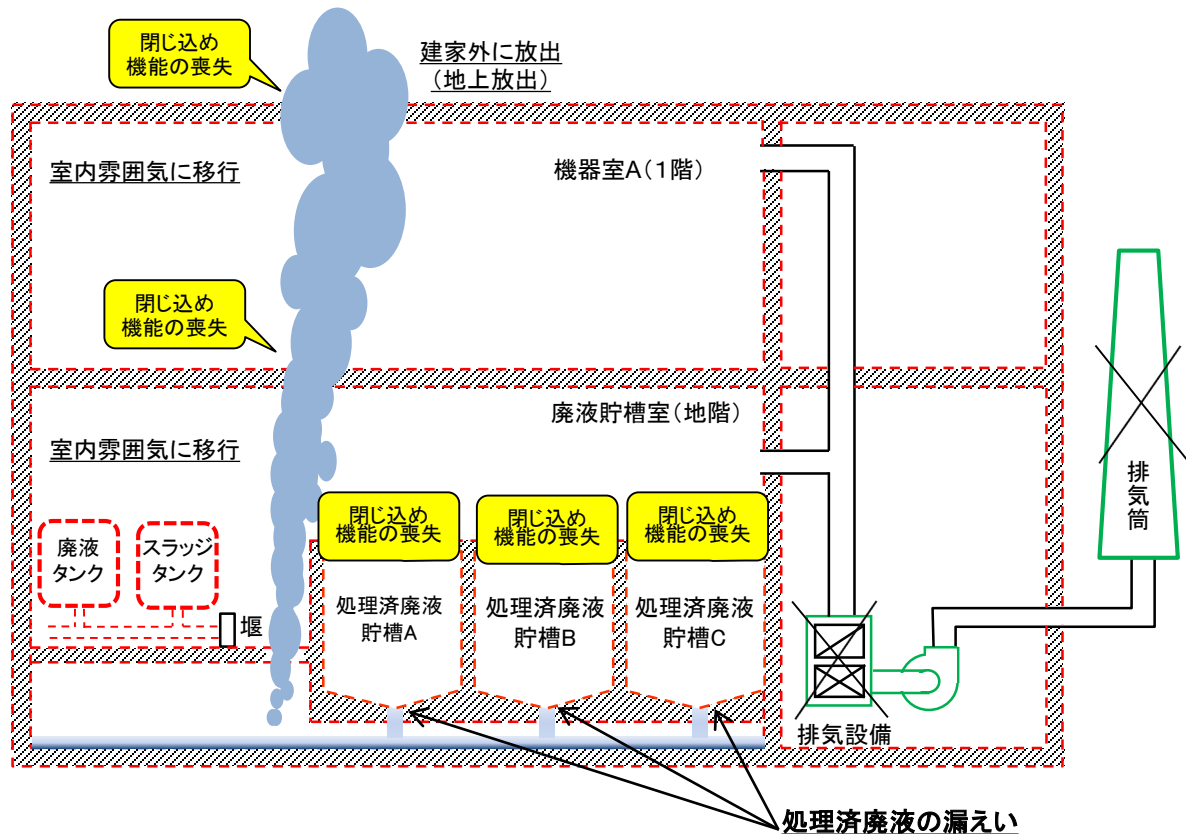
処理済廃液貯槽(1/2)

想定事象

処理済廃液貯槽が損傷し、内蔵する以下の廃液が漏れいする。

① 処理済廃液貯槽の処理済廃液(処理済廃液貯槽の最大量240m³)

漏れいした廃液に含まれる放射性物質が、室内雰囲気に移行し、建家外に放出される。この際、建家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。



処理済廃液貯槽における想定事象と評価条件のモデル図

安全機能喪失に係る想定事象と評価条件 処理済廃液貯槽(2/2)

放出源	処理済廃液貯槽の処理済廃液(処理済廃液貯槽の最大量240m ³)			
評価対象核種 及び各放出源の 放射能	核種	計算方法	1m ³ 当たりの放射能	放出源の放射能
	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廃液中の濃度限度を基に計算(各評価対象核種ごと)	C-14 : 2.0 × 10 ⁶ Bq Co-60 : 2.0 × 10 ⁵ Bq Sr-90 : 3.0 × 10 ⁴ Bq Cs-134 : 6.0 × 10 ⁴ Bq Cs-137 : 9.0 × 10 ⁴ Bq Eu-154 : 4.0 × 10 ⁵ Bq Pu-239 : 4.0 × 10 ³ Bq	処理済廃液240m ³ 分
	H-3		蒸発処理装置・Iで処理する廃液中のベータ・ガンマ核種の濃度上限値である3.7 × 10 ³ Bq/cm ³	H-3 : 3.7 × 10 ⁹ Bq
移行率 *1	H-3,C-14 : 4.2 × 10 ⁻⁵ /h Co-60,Sr-90,Eu-154,Pu-239 : 10 ⁻⁷ /h Cs-134,Cs-137 : 4.2 × 10 ⁻⁶ /h			
応急措置に要する時間	48時間(漏えいした廃液の回収作業)			

*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)

安全機能喪失に係る想定事象と評価条件

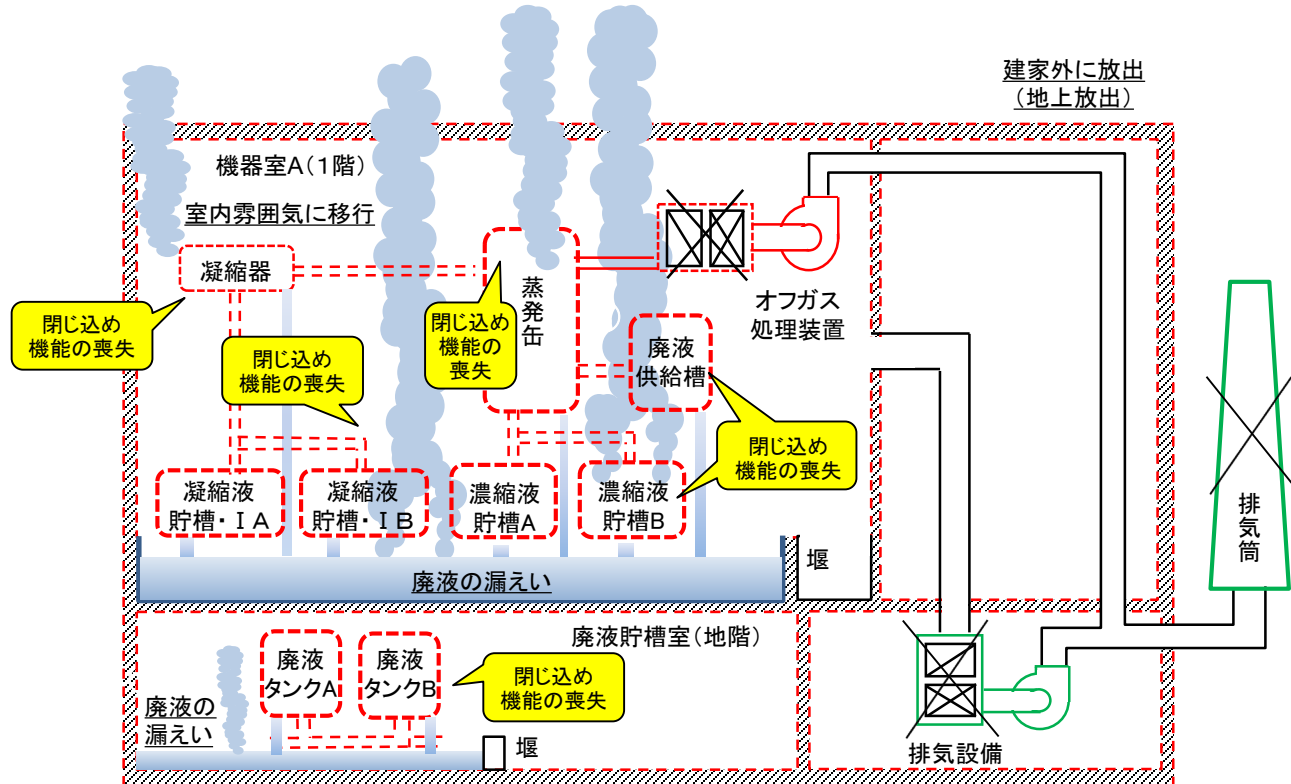
蒸発処理装置・I(1/2)

想定事象

蒸発処理作業中に蒸発処理装置・Iが損傷し、内蔵する以下の廃液が漏えいする。

- ① 廃液タンクの処理前廃液(廃液タンクの最大量10m³)
- ② 廃液供給槽の処理前廃液(廃液供給槽の最大量1.0m³)
- ③ 蒸発缶の濃縮廃液(蒸発缶の最大量4.5m³)
- ④ 蒸発蒸気(5分間放出が継続するとし、凝縮液0.2m³相当)
- ⑤ 濃縮液貯槽の濃縮廃液(濃縮液貯槽の最大量7.0m³)
- ⑥ 凝縮液貯槽・Iの凝縮液(凝縮液貯槽・Iの最大量25m³)

漏えいした廃液に含まれる放射性物質が、室内雰囲気に移行し、建家外に放出される。この際、建家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。



29
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

安全機能喪失に係る想定事象と評価条件

蒸発処理装置・I(2/2)

放出源

- ① 廃液タンクの処理前廃液(廃液タンクの最大量10m³)
- ② 廃液供給槽の処理前廃液(廃液供給槽の最大量1.0m³)
- ③ 蒸発缶の濃縮廃液(蒸発缶の最大量4.5m³)
- ④ 蒸発蒸気(5分間放出が継続するとし、凝縮液0.2m³相当)
- ⑤ 濃縮液貯槽の濃縮廃液(濃縮液貯槽の最大量7.0m³)
- ⑥ 凝縮液貯槽・Iの凝縮液(凝縮液貯槽・Iの最大量25m³)

核種	計算方法	1m ³ 当たりの放射能	放出源①の放射能	放出源②の放射能
C-14 Co-60 Sr-90 Cs-134 Cs-137 Eu-154	蒸発処理装置・Iで処理する廃液中のベータ・ガンマ核種の濃度上限値である3.7×10 ³ 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 ⁹ Bq Co-60 : 6.2×10 ⁷ Bq Sr-90 : 1.8×10 ⁸ Bq Cs-134 : 2.4×10 ⁸ Bq Cs-137 : 2.1×10 ⁹ Bq Eu-154 : 3.8×10 ⁷ Bq	処理前廃液10m ³ 分	処理前廃液1.0m ³ 分
H-3	蒸発処理装置・Iで処理する廃液中のベータ・ガンマ核種の濃度上限値である3.7×10 ³ Bq/cm ³	H-3 : 3.7×10 ⁹ Bq	H-3 : 3.7×10 ¹⁰ Bq C-14 : 1.1×10 ¹⁰ Bq Co-60 : 6.2×10 ⁸ Bq Sr-90 : 1.8×10 ⁹ Bq Cs-134 : 2.4×10 ⁹ Bq Cs-137 : 2.1×10 ¹⁰ Bq Eu-154 : 3.8×10 ⁸ Bq	H-3 : 3.7×10 ⁹ Bq C-14 : 1.1×10 ⁹ Bq Co-60 : 6.2×10 ⁷ Bq Sr-90 : 1.8×10 ⁸ Bq Cs-134 : 2.4×10 ⁸ Bq Cs-137 : 2.1×10 ⁹ Bq Eu-154 : 3.8×10 ⁷ Bq
全アルファ (Pu-239)	廃液貯槽・Iで貯留する廃液中のベータ・ガンマ放射性物質の濃度上限値である3.7×10 ³ Bq/cm ³ の1/10	Pu-239 : 3.7×10 ⁸ Bq	Pu-239 : 3.7×10 ⁹ Bq	Pu-239 : 3.7×10 ⁸ Bq
核種	計算方法	1m ³ 当たりの放射能	放出源③の放射能	放出源⑤の放射能
Co-60 Cs-134 Cs-137 Eu-154	濃縮廃液を用いて作製するセメント固化体(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上限値である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を基に計算	Co-60 : 1.4×10 ⁹ Bq Cs-134 : 5.4×10 ⁹ Bq Cs-137 : 4.8×10 ¹⁰ Bq Eu-154 : 8.3×10 ⁸ Bq	濃縮廃液4.5m ³ 分	濃縮廃液7.0m ³ 分
C-14 Sr-90	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 : 2.4×10 ¹⁰ Bq Sr-90 : 4.0×10 ⁹ Bq	H-3 : 1.7×10 ¹⁰ Bq C-14 : 1.1×10 ¹¹ Bq Co-60 : 6.3×10 ⁹ Bq Sr-90 : 1.8×10 ¹⁰ Bq Cs-134 : 2.4×10 ¹⁰ Bq Cs-137 : 2.1×10 ¹¹ Bq Eu-154 : 3.7×10 ⁹ Bq	H-3 : 2.6×10 ¹⁰ Bq C-14 : 1.7×10 ¹¹ Bq Co-60 : 9.9×10 ⁹ Bq Sr-90 : 2.8×10 ¹⁰ Bq Cs-134 : 3.8×10 ¹⁰ Bq Cs-137 : 3.3×10 ¹¹ Bq Eu-154 : 5.8×10 ⁹ Bq
H-3	蒸発処理装置・Iで処理する廃液中のベータ・ガンマ核種の濃度上限値である3.7×10 ³ Bq/cm ³	H-3 : 3.7×10 ⁹ Bq	Pu-239 : 3.9×10 ¹⁰ Bq	Pu-239 : 6.1×10 ¹⁰ Bq
全アルファ (Pu-239)	上記核種(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 : 8.7×10 ⁹ Bq		
核種	計算方法	1m ³ 当たりの放射能	放出源④の放射能	放出源⑥の放射能
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廃液中の濃度限度を基に計算 (各評価対象核種ごと)	C-14 : 2.0×10 ⁶ Bq Co-60 : 2.0×10 ⁵ Bq Sr-90 : 3.0×10 ⁴ Bq Cs-134 : 6.0×10 ⁴ Bq Cs-137 : 9.0×10 ⁴ Bq Eu-154 : 4.0×10 ⁵ Bq Pu-239 : 4.0×10 ³ Bq	凝縮液0.2m ³ 分	凝縮液25m ³ 分
H-3	蒸発処理装置・Iで処理する廃液中のベータ・ガンマ核種の濃度上限値である3.7×10 ³ Bq/cm ³	H-3 : 3.7×10 ⁹ Bq	H-3 : 7.8×10 ⁸ Bq C-14 : 4.2×10 ⁵ Bq Co-60 : 4.2×10 ⁴ Bq Sr-90 : 6.3×10 ³ Bq Cs-134 : 1.3×10 ⁴ Bq Cs-137 : 1.9×10 ⁴ Bq Eu-154 : 8.4×10 ⁴ Bq	H-3 : 9.3×10 ¹⁰ Bq 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			Pu-239 : 8.4×10 ² Bq	Pu-239 : 1.0×10 ⁵ Bq

移行率 *1

- ①②⑤⑥: H-3, C-14 : 4.2×10⁻⁵ /h Co-60, Sr-90, Eu-154, Pu-239 : 10⁻⁷ /h Cs-134, Cs-137 : 4.2×10⁻⁶ /h
- ③ : H-3, C-14 : 4.2×10⁻³ /h Co-60, Sr-90, Eu-154, Pu-239 : 10⁻⁵ /h Cs-134, Cs-137 : 4.2×10⁻⁴ /h
- ④ : 全核種: 1.0(5分間で全ての蒸発蒸気が室内雰囲気に移行)

応急措置に要する時間

- ①②③⑤⑥: 6時間(漏えいした廃液の回収作業)
- ④ : 5分間(蒸発処理装置が停止してから蒸発蒸気の発生が停止するまでの時間)

30

*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)

安全機能喪失に係る想定事象と評価条件

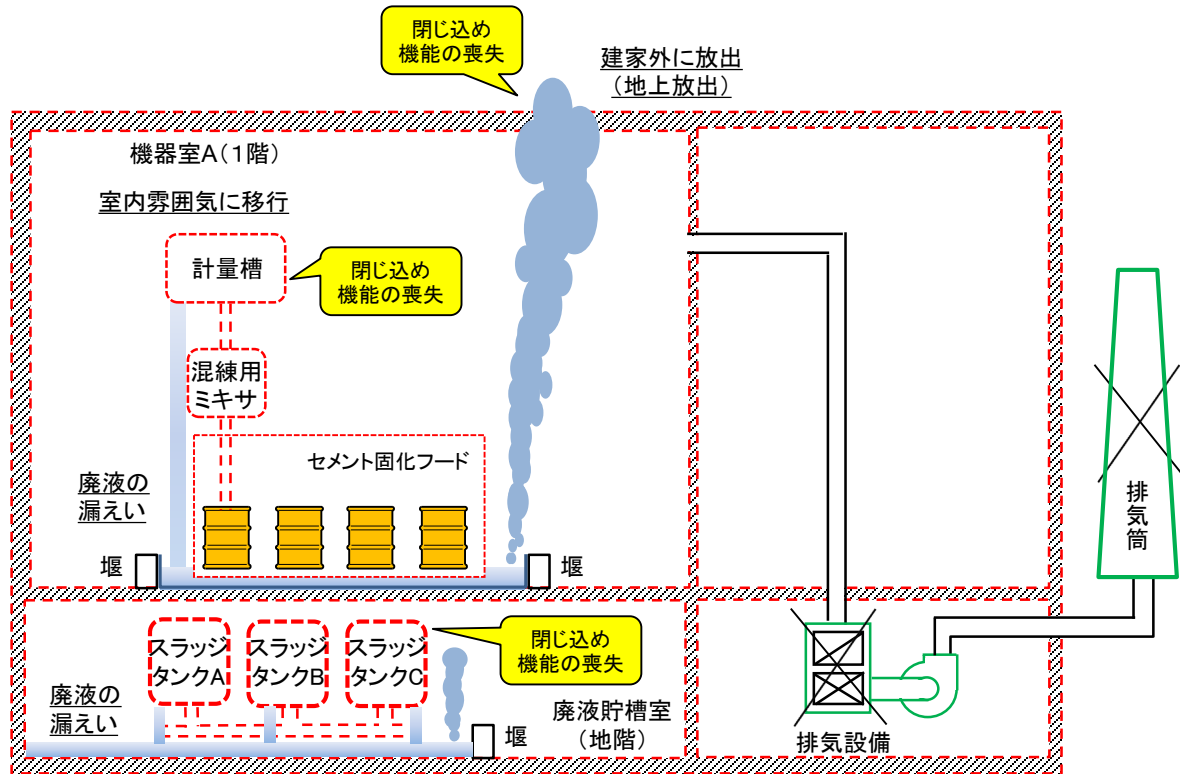
セメント固化装置(1/2)

想定事象

セメント固化処理作業中にセメント固化装置が損傷し、内蔵する以下の廃液が漏れいする。

- ① 計量槽の濃縮廃液(計量槽の最大量1.0m³)
- ② スラッジタンクの処理前廃液(スラッジタンクの最大量15m³)

漏れいした廃液に含まれる放射性物質が、室内雰囲気に移行し、建家外に放出される。この際、建家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。



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

安全機能喪失に係る想定事象と評価条件 セメント固化装置(2/2)

放出源	① 計量槽の濃縮廃液(計量槽の最大量1.0m ³) ② スラッジタンクの処理前廃液(スラッジタンクの最大量15m ³)			
評価対象核種 及び各放出源 の放射能	核種	計算方法	1m ³ 当たりの放射能	放出源①の放射能
	Co-60 Cs-134 Cs-137 Eu-154	濃縮廃液を用いて作製するセメント固化体(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上限値である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を基に計算	Co-60 : 1.4 × 10 ⁹ Bq Cs-134 : 5.4 × 10 ⁹ Bq Cs-137 : 4.8 × 10 ¹⁰ Bq Eu-154 : 8.3 × 10 ⁸ Bq	濃縮廃液1.0m ³ 分 H-3 : 3.7 × 10 ⁹ Bq C-14 : 2.4 × 10 ¹⁰ Bq Co-60 : 1.4 × 10 ⁹ Bq Sr-90 : 4.0 × 10 ⁹ Bq Cs-134 : 5.4 × 10 ⁹ Bq Cs-137 : 4.8 × 10 ¹⁰ Bq Eu-154 : 8.3 × 10 ⁸ Bq Pu-239 : 8.7 × 10 ⁹ Bq
	C-14 Sr-90	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 : 2.4 × 10 ¹⁰ Bq Sr-90 : 4.0 × 10 ⁹ Bq	
	H-3	蒸発処理装置・Iで処理する廃液中のベータ・ガンマ核種の濃度上限値である3.7 × 10 ³ Bq/cm ³	H-3 : 3.7 × 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 : 8.7 × 10 ⁹ Bq	
	核種	計算方法	1m ³ 当たりの放射能	放出源②の放射能
	C-14 Co-60 Sr-90 Cs-134 Cs-137 Eu-154	蒸発処理装置・Iで処理する廃液中のベータ・ガンマ核種の濃度上限値である3.7 × 10 ³ 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 ⁹ Bq Co-60 : 6.2 × 10 ⁷ Bq Sr-90 : 1.8 × 10 ⁸ Bq Cs-134 : 2.4 × 10 ⁸ Bq Cs-137 : 2.1 × 10 ⁹ Bq Eu-154 : 3.8 × 10 ⁷ Bq	処理前廃液15m ³ 分 H-3 : 5.6 × 10 ¹⁰ Bq C-14 : 1.6 × 10 ¹⁰ Bq Co-60 : 9.4 × 10 ⁸ Bq Sr-90 : 2.6 × 10 ⁹ Bq Cs-134 : 3.6 × 10 ⁹ Bq Cs-137 : 3.2 × 10 ¹⁰ Bq Eu-154 : 5.6 × 10 ⁸ Bq Pu-239 : 5.6 × 10 ⁹ Bq
	H-3	蒸発処理装置・Iで処理する廃液中のベータ・ガンマ核種の濃度上限値である3.7 × 10 ³ Bq/cm ³	H-3 : 3.7 × 10 ⁹ Bq	
	全アルファ (Pu-239)	廃液貯槽・Iで貯留する廃液中のベータ・ガンマ放射性物質の濃度上限値である3.7 × 10 ³ Bq/cm ³ の1/10	Pu-239 : 3.7 × 10 ⁸ Bq	
移行率 *1	①②: H-3, C-14 : 4.2 × 10 ⁻⁵ /h Co-60, Sr-90, Eu-154, Pu-239 : 10 ⁻⁷ /h Cs-134, Cs-137 : 4.2 × 10 ⁻⁶ /h			
応急措置に要する時間	①②: 2時間(漏えいした廃液の回収作業)			

*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)

安全機能喪失に係る想定事象と評価条件 固体廃棄物処理設備・II(1/2)

代表例

想定事象

【遮蔽機能喪失】

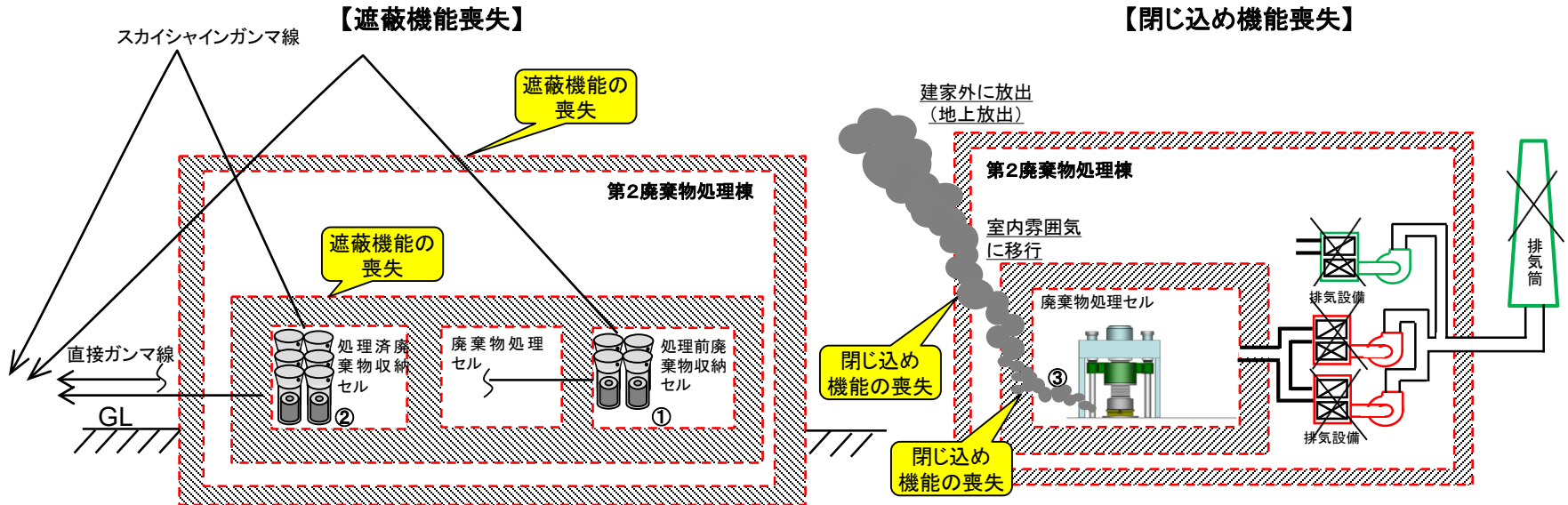
処理前廃棄物収納セル及び処理済廃棄物収納セルが損傷し、セル内に収納されている以下の放射性廃棄物から直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線が建家外に放射される。

- 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

安全機能喪失に係る想定事象と評価条件

固体廃棄物処理設備・II(2/2)

【遮蔽機能喪失】

【閉じ込め機能喪失】

放出源	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 及び各放出源 の放射能	核種	計算方法	放出源①の放射能 (30ℓ 金属容器36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	放出源②の放射能 (30ℓ 金属容器120個)
			Co-60 : 1.9×10^{13} Bq Ru-106 : 1.9×10^{13} Bq Cs-137 : 1.9×10^{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)		

放出源	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 及び各放出源の 放射能	核種	計算方法	放出源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
移行率 *1	Co-60, Sr-90, Ru-106, Cs-137, Pu-239, Am-241 : 10^{-5}		

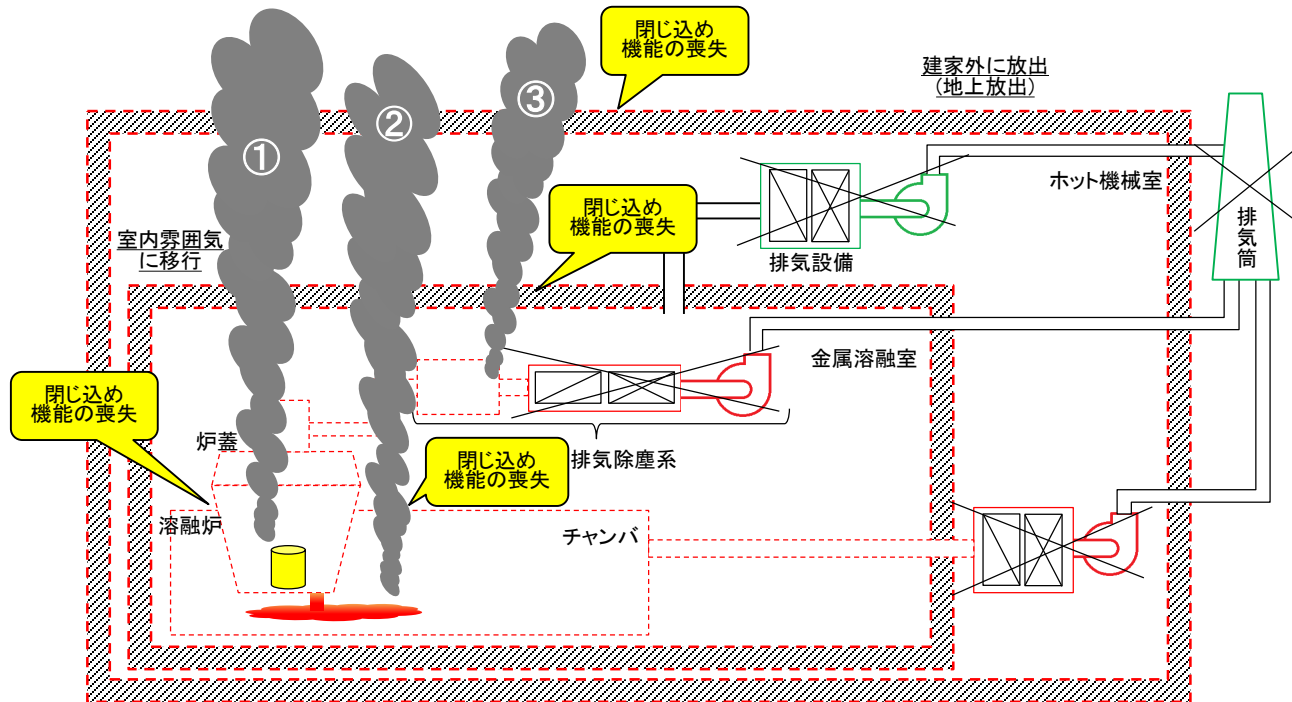
*1 和達嘉樹他「低中レベルプルトニウム汚染固化体廃棄物の圧縮処理法」JAERI-M5274 (1973)

安全機能喪失に係る想定事象と評価条件 金属溶融設備(1/2)

想定事象

溶融処理中に溶融炉及び排気除塵系が損傷し、金属溶融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 溶融処理中のドラム缶1本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日分の溶融処理(ドラム缶20本分)を行った溶融物がチャンバ内に漏えいし、その溶融物から室内雰囲気に放射性物質が移行
 - ③ 1日分の溶融処理(ドラム缶19本分)で発生した飛灰(排気除塵系)が室内に漏えいし、その灰から室内雰囲気に放射性物質が移行
- この際、建家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。



金属溶融設備における想定事象と評価条件のモデル図

安全機能喪失に係る想定事象と評価条件 金属溶融設備(2/2)

放出源	① 溶融処理中のドラム缶1本分から気相中へ移行した放射性物質 ② 1日分の溶融処理(ドラム缶20本分)で発生した溶融物 ③ 1日分の溶融処理(ドラム缶19本分)で発生した飛灰(排気除塵系)						
評価対象核種 及び各放出源の 放射能	核種	計算方法	ドラム缶1本当たりの 放射能	核種	放出源①の放射能 (ドラム缶1本分から気相中 へ移行した放射性物質)	放出源②の放射能 (ドラム缶20本分の溶融物)	放出源③の放射能 (ドラム缶19本分の飛灰)
	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、2mSv/hとなる放射能をQAD-CGGP2Rを用いて計算	Co-60 : 8.0×10^8 Bq Ru-106 : 8.0×10^8 Bq Cs-137 : 8.0×10^8 Bq		ドラム缶1本分 × 移行割合①	ドラム缶20本分 × 移行割合②	ドラム缶19本分 × 移行割合③
	Sr-90	Cs-137と同じ量	Sr-90 : 8.0×10^8 Bq	H-3	H-3 : 1.0×10^7 Bq	H-3 : 0Bq	H-3 : 1.9×10^8 Bq
	H-3	ドラム缶1本当たりの収納限度	H-3 : 1.0×10^7 Bq	Co-60	Co-60 : 1.6×10^7 Bq	Co-60 : 1.6×10^{10} Bq	Co-60 : 3.0×10^8 Bq
	全アルファ (Pu-239)	上記5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 : 3.2×10^8 Bq	Sr-90	Sr-90 : 1.6×10^7 Bq	Sr-90 : 1.6×10^{10} Bq	Sr-90 : 3.0×10^8 Bq
				Ru-106	Ru-106 : 4.8×10^8 Bq	Ru-106 : 6.4×10^9 Bq	Ru-106 : 9.1×10^8 Bq
				Cs-137	Cs-137 : 4.8×10^8 Bq	Cs-137 : 6.4×10^9 Bq	Cs-137 : 9.1×10^8 Bq
			全アルファ (Pu-239)	Pu-239 : 3.2×10^8 Bq	Pu-239 : 6.4×10^9 Bq	Pu-239 : 6.1×10^8 Bq	
溶融処理に伴う 移行割合	① 気相中への移行割合	H-3 : 1.0^{*1}	Co-60, Sr-90 : 0.02^{*1}	Ru-106, Cs-137 : 0.6^{*1}	Pu-239 : $1 \times 10^{-3}^{*2}$		
	② 溶融物への移行割合	H-3 : 0	Co-60, Sr-90 : 0.98^{*1}	Ru-106, Cs-137 : 0.4^{*1}	Pu-239 : 1.0		
	③ 飛灰(排気除塵系)への移行割合	H-3 : 1.0^{*1}	Co-60, Sr-90 : 0.02^{*1}	Ru-106, Cs-137 : 0.6^{*1}	Pu-239 : $1 \times 10^{-3}^{*2}$		
移行率	① 炉内の気相中の放射性物質から室内雰囲気への移行率	全核種 : 1.0					
	② 溶融物から室内雰囲気への移行率 ^{*3}	H-3 : 4.2×10^{-3} /h	Co-60, Sr-90, Pu-239 : 10^{-5} /h	Ru-106, Cs-137 : 4.2×10^{-4} /h			
	③ 飛灰から室内雰囲気への移行率 ^{*3}	H-3 : 4.2×10^{-5} /h	Co-60, Sr-90, Pu-239 : 10^{-7} /h	Ru-106, Cs-137 : 4.2×10^{-6} /h			(安定状態)
応急措置に 要する時間	3時間(飛灰の回収作業及び汚染拡大防止措置)						

*1 天川正士他「プラズマ加熱を用いた低レベル放射性雑固体廃棄物の一括溶融処理技術」電力中央研究所報告(1998)

*2 O.Cahuzac, et al. ,「Technical contribution to the definition of incinerator and cement plant acceptance criteria for waste to be incinerated in France and Spain」EUR-16198 (1995)

*3 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)

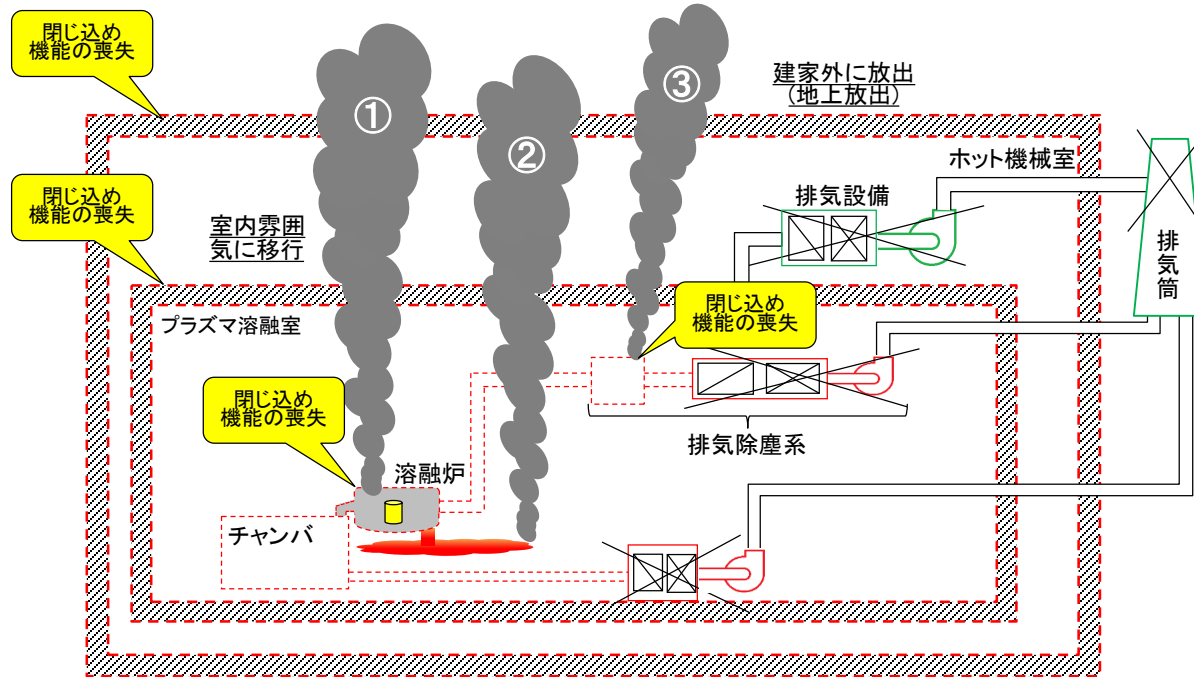
安全機能喪失に係る想定事象と評価条件

焼却・溶融設備(溶融炉) (1 / 2)

想定事象

溶融処理中に溶融炉及び排気除塵系が損傷し、それぞれの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 溶融処理中のドラム缶1本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日分の溶融処理(ドラム缶13本分)を行った溶融物が室内に漏えいし、その溶融物から室内雰囲気に放射性物質が移行
 - ③ 1日分の溶融処理(ドラム缶12本分)で発生した飛灰(排気除塵系)が室内に漏えいし、その灰から室内雰囲気に放射性物質が移行
- この際、建家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。



焼却・溶融設備(溶融炉)における想定事象と評価条件のモデル図

安全機能喪失に係る想定事象と評価条件

焼却・溶融設備(溶融炉) (2 / 2)

放出源	① 溶融処理中のドラム缶1本分から気相中へ移行した放射性物質 ② 1日分の溶融処理(ドラム缶13本分)で発生した溶融物 ③ 1日分の溶融処理(ドラム缶12本分)で発生した飛灰(排気除塵系)						
評価対象核種 及び各放出源の 放射能	核種	計算方法	ドラム缶1本当たりの 放射能	核種	放出源①の放射能 (ドラム缶1本分から気相中 へ移行した放射性物質)	放出源②の放射能 (ドラム缶13本分の溶融物)	放出源③の放射能 (ドラム缶12本分の飛灰)
	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、2mSv/hとなる放射能を、QAD-CGGP2Rを用いて計算	Co-60 : 8.0×10^8 Bq Ru-106 : 8.0×10^8 Bq Cs-137 : 8.0×10^8 Bq	放出源①の放射能 (ドラム缶1本分 × 移行割合①)	放出源②の放射能 (ドラム缶13本分 × 移行割合②)	放出源③の放射能 (ドラム缶12本分 × 移行割合③)	
	Sr-90	Cs-137と同じ量	Sr-90 : 8.0×10^8 Bq	H-3 Co-60 Sr-90	H-3 : 1.0×10^7 Bq Co-60 : 1.6×10^7 Bq Sr-90 : 1.6×10^7 Bq	H-3 : 0Bq Co-60 : 1.0×10^{10} Bq Sr-90 : 1.0×10^{10} Bq	H-3 : 1.2×10^8 Bq Co-60 : 1.9×10^8 Bq Sr-90 : 1.9×10^8 Bq
	H-3	ドラム缶1本当たりの収納限度	H-3 : 1.0×10^7 Bq	Ru-106 Cs-137	Ru-106 : 4.8×10^8 Bq Cs-137 : 4.8×10^8 Bq	Ru-106 : 4.2×10^9 Bq Cs-137 : 4.2×10^9 Bq	Ru-106 : 5.8×10^9 Bq Cs-137 : 5.8×10^9 Bq
	全アルファ (Pu-239)	上記5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 : 3.2×10^8 Bq	全アルファ (Pu-239)	Pu-239 : 3.2×10^5 Bq	Pu-239 : 4.2×10^9 Bq	Pu-239 : 3.9×10^6 Bq
	溶融処理に伴う 移行割合	① 気相中への移行割合 : H-3 : 1.0 *1 Co-60, Sr-90 : 0.02 *1 Ru-106, Cs-137 : 0.6 *1 Pu-239 : 1×10^{-3} *2 ② 溶融物への移行割合 : H-3 : 0 Co-60, Sr-90 : 0.98 *1 Ru-106, Cs-137 : 0.4 *1 Pu-239 : 1.0 ③ 飛灰(排気除塵系)への移行割合 : H-3 : 1.0 *1 Co-60, Sr-90 : 0.02 *1 Ru-106, Cs-137 : 0.6 *1 Pu-239 : 1×10^{-3} *2					
移行率	① 炉内の気相中の放射性物質から室内雰囲気への移行率 : 全核種 1.0 ② 溶融物から室内雰囲気への移行率 *3 : H-3 : 4.2×10^{-3} /h Co-60, Sr-90, Pu-239 : 10^{-5} /h Ru-106, Cs-137 : 4.2×10^{-4} /h ③ 飛灰から室内雰囲気への移行率 *3 : H-3 : 4.2×10^{-5} /h Co-60, Sr-90, Pu-239 : 10^{-7} /h Ru-106, Cs-137 : 4.2×10^{-6} /h (安定状態)						
応急措置に 要する時間	3時間(飛灰の回収作業及び汚染拡大防止措置)						

*1 天川正士他、「プラズマ加熱を用いた低レベル放射性雑固体廃棄物の一括溶融処理技術 電力中央研究所報告」(1998)

*2 O.Cahuzac, et al. ,「Technical contribution to the definition of incinerator and cement plant acceptance criteria for waste to be incinerated in France and Spain」EUR-16198 (1995)

*3 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)

安全機能喪失に係る想定事象と評価条件 建家式の保管廃棄施設(建家からの直接ガンマ線の漏えい)

想定事象

建家式の保管廃棄施設(廃棄物保管棟・Ⅰ、廃棄物保管棟・Ⅱ、解体分別保管棟)の建家躯体が損傷し、建家内に収納されている廃棄物から直接ガンマ線が建家外に放射される。

放出源

・廃棄物保管棟・Ⅰの1階から3階の廃棄物(長辺壁側の円柱体積線源15.5個分)
 ・廃棄物保管棟・Ⅱの1階から3階の廃棄物(長辺壁側の円柱体積線源16個分)
 ・解体分別保管棟の1階から2階の廃棄物(長辺壁側の円柱体積線源18個分)
 地階部の保管体からの直接ガンマ線は土壌の遮蔽効果を見込めるため、また、地上階の3列目以降のパレットの保管体からの直接ガンマ線は前方の保管体により遮蔽されるため、評価対象としない。

核種

計算方法

Co-60

保管廃棄している保管体のうち、表面の線量当量率が2mSv/h未満の保管体について、累積比率分布が95%となる表面の線量当量率320 μ Sv/h(平均は57 μ Sv/h)に対する線源強度をQAD-CGGP2Rを用いて算出する。(200 ℓ ドラム缶1本当たり 9.7×10^7 Bq)

放出源の放射能(円柱体積線源1個当たりの放射能)

廃棄物保管棟・Ⅰ

廃棄物保管棟・Ⅱ

解体分別保管棟

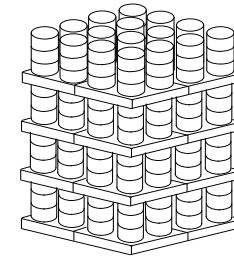
4.7 $\times 10^9$ Bq
 (2パレット \times 2パレット \times 3段積み(200 ℓ ドラム缶48本分)、線源形状(ϕ 232cm \times H258cm))

4.7 $\times 10^9$ Bq
 (2パレット \times 2パレット \times 3段積み(200 ℓ ドラム缶48本分)、線源形状(ϕ 232cm \times H258cm))

6.2 $\times 10^9$ Bq
 (2パレット \times 2パレット \times 4段積み(200 ℓ ドラム缶64本分)、線源形状(ϕ 232cm \times H344cm))

応急措置に要する時間

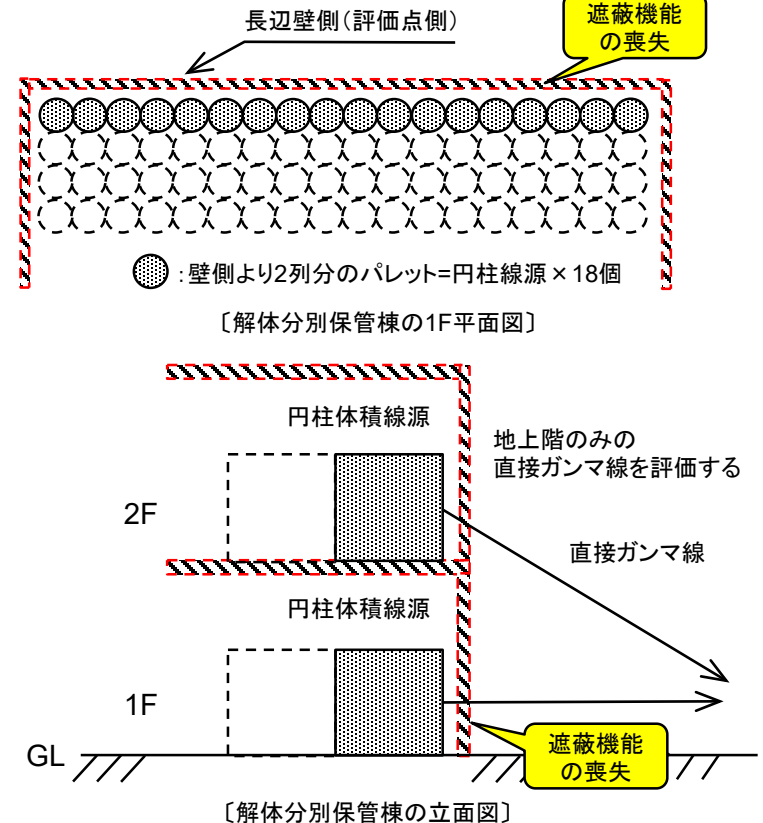
720時間(コンクリート遮蔽体等の設置)



2パレット \times 2パレット \times 4段積み
 (200 ℓ ドラム缶64本分)
 [解体分別保管棟の例]



ϕ 232cm \times H344cm



建家式の保管廃棄施設における想定事象のモデル図

安全機能喪失に係る想定事象と評価条件

建家式の保管廃棄施設(建家からのスカイシャインガンマ線の漏えい)

想定事象

建家式の保管廃棄施設(廃棄物保管棟・I、廃棄物保管棟・II、解体分別保管棟)の建家躯体が損傷し、建家内に収納されている廃棄物からスカイシャインガンマ線が建家外に放射される。

放出源

- ・廃棄物保管棟・Iの廃棄物(最上階のドラム缶4,500本分)
 - ・廃棄物保管棟・IIの廃棄物(最上階のドラム缶5,750本分)
 - ・解体分別保管棟の廃棄物(最上階のドラム缶8,000本分)
- 最上階以外の廃棄物からのスカイシャインガンマ線は、最上階の廃棄物による遮蔽効果を見込めるため、評価対象としない。

評価対象核種及び放射能

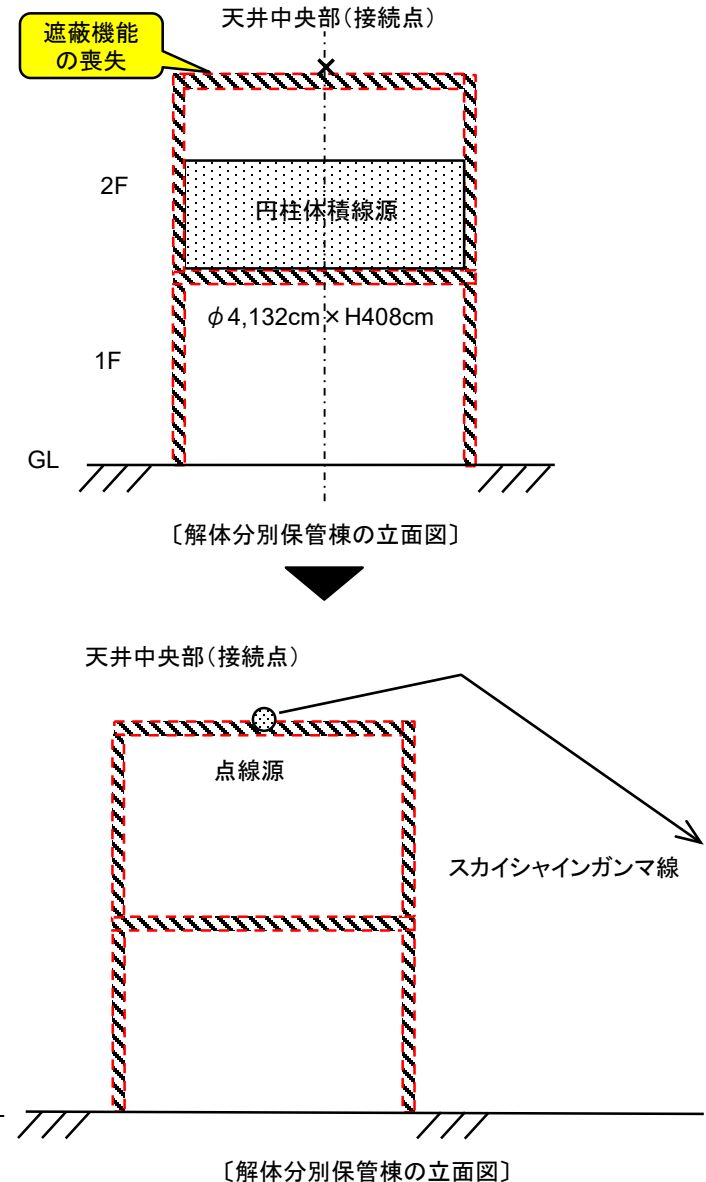
核種	計算方法
Co-60	保管廃棄している保管体のうち、表面の線量当量率が 2mSv/h 未満の保管体について、累積比率分布が95%となる表面の線量当量率 $320\mu\text{Sv/h}$ (平均は $57\mu\text{Sv/h}$)に対する線源強度をQAD-CGGP2Rを用いて算出する。 (200ℓドラム缶1本当たり $9.7 \times 10^7\text{Bq}$)

放出源の放射能(最上階の廃棄物の放射能)

廃棄物保管棟・I	廃棄物保管棟・II	解体分別保管棟
$4.4 \times 10^{11}\text{Bq}$ (200ℓドラム缶4,500本分) 線源形状 $\phi 3,630\text{cm} \times \text{H}306\text{cm}$	$5.6 \times 10^{11}\text{Bq}$ (200ℓドラム缶5,750本分) 線源形状 $\phi 3,630\text{cm} \times \text{H}306\text{cm}$	$7.8 \times 10^{11}\text{Bq}$ (200ℓドラム缶8,000本分) 線源形状 $\phi 4,132\text{cm} \times \text{H}408\text{cm}$

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)

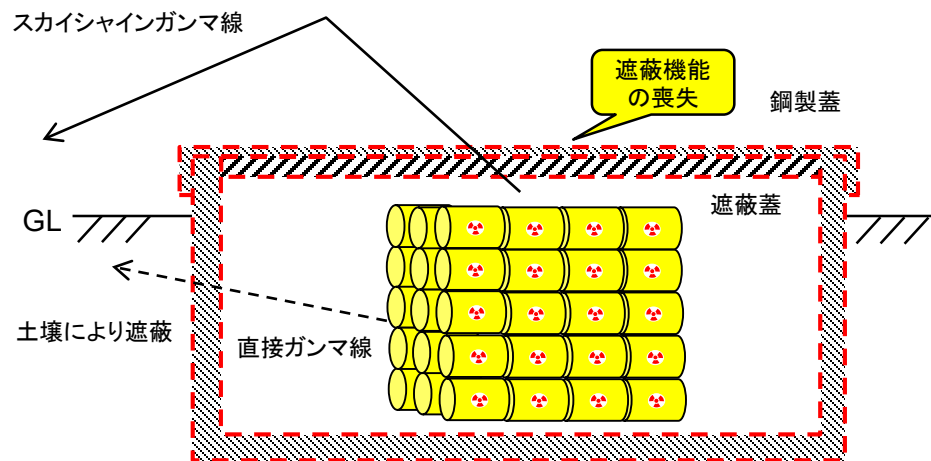


建家式の保管廃棄施設における想定事象のモデル図

安全機能喪失に係る想定事象と評価条件

半地下ピット式の保管廃棄施設(保管廃棄施設・L、M-1、NL) (遮蔽蓋からの放射線の漏えい)

想定事象
半地下ピット式の保管廃棄施設(保管廃棄施設・L、保管廃棄施設・M-1、保管廃棄施設・NL)の鋼製蓋及び遮蔽蓋が損傷し、ピット内に収納されている廃棄物からスカイシャインガンマ線が施設外に放射される。なお、土壌の遮蔽効果を見込めるため、直線ガンマ線は評価対象としない。



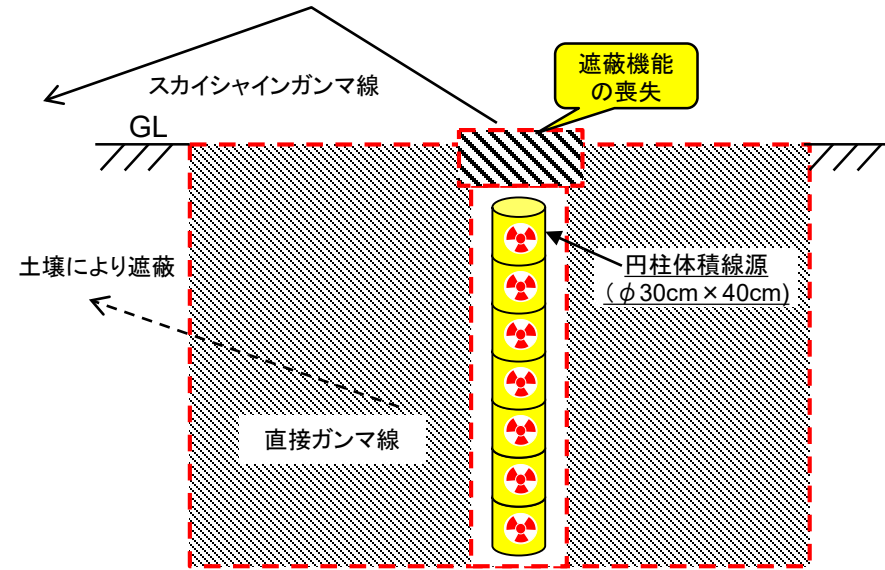
半地下ピット式の保管廃棄施設における想定事象と評価条件のモデル図

放出源	<ul style="list-style-type: none"> 保管廃棄施設・Lの廃棄物(保管能力のドラム缶54,700本) 保管廃棄施設・M-1の廃棄物(保管能力のドラム缶3,950本) 保管廃棄施設・NLの廃棄物(保管能力のドラム缶17,000本) 				
評価対象核種及び放射能	核種	計算方法	放出源の総放射能		
			保管廃棄施設・L	保管廃棄施設・M-1	保管廃棄施設・NL
	Co-60	ブロック毎に施設表面の実効面積(次ページ参照)と等しい面積を持つ円板状線源を仮定し、円板状線源の表面から1m離れた所の線量当量率が、許可上の管理基準である $5\mu\text{Sv/h}$ 又は $50\mu\text{Sv/h}$ となる線源強度をQAD-CGGP2Rを用いて算出する。 ・保管廃棄施設・L及び保管廃棄施設・NL: $5\mu\text{Sv/h}$ ・保管廃棄施設・M-1: $50\mu\text{Sv/h}$	$3.9 \times 10^9\text{Bq}$ 53ピット(8ブロック) ドラム缶54,700本	$9.5 \times 10^9\text{Bq}$ 39ピット(16ブロック) ドラム缶3,950本	$1.2 \times 10^9\text{Bq}$ 20ピット(2ブロック) ドラム缶17,000本
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)		41		

安全機能喪失に係る想定事象と評価条件

半地下ピット式の保管廃棄施設(保管廃棄施設・M-2) (遮蔽蓋からの放射線の漏えい)

想定事象
半地下ピット式の保管廃棄施設(保管廃棄施設・M-2)の遮蔽蓋が損傷し、廃棄孔内に収納されている廃棄物からスカイシャインガンマ線が施設外に放射される。なお、土壌の遮蔽効果を見込めるため、直線ガンマ線は評価対象としない。



保管廃棄施設・M-2における想定事象と評価条件のモデル図

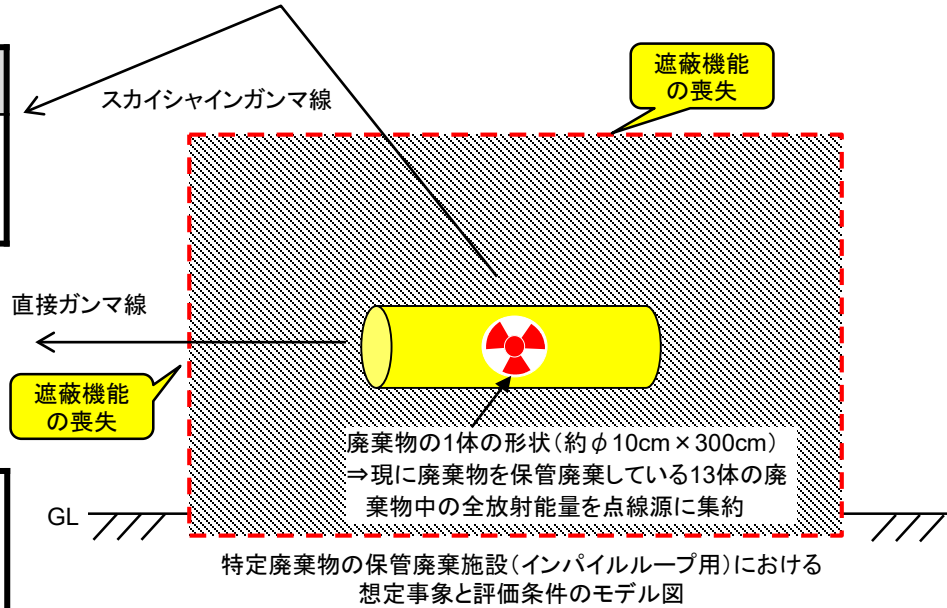
放出源	保管廃棄施設・M-2の廃棄物 (全廃棄孔654孔)		
評価対象核種 及び放射能	核種	計算方法	放出源の放射能(廃棄孔1孔当たりの段数毎の放射能)
	Co-60	設置変更許可申請書において、廃棄孔1孔に保管廃棄する放射性廃棄物は、保管段数毎に、容器表面の線量当量率を制限することとし、その具体的な線量当量率を右記のとおり管理することから、その線量当量率に対する線源強度をQAD-CGGP2Rを用いて算出する。 この結果を基に廃棄孔1孔当たりの評価点におけるスカイシャインガンマ線による線量当量率をG33-GP2Rを用いて算出する。 さらにその結果を全廃棄孔数(654孔)である654倍することにより施設全体によるスカイシャインガンマ線を計算する。	① 7.3×10^9 Bq(0.1Sv/h)[最上段] ② 7.3×10^{10} Bq(1Sv/h) ③ 7.3×10^{11} Bq(10Sv/h) ④ 7.3×10^{11} Bq(10Sv/h) ⑤ 7.3×10^{12} Bq(100Sv/h) ⑥ 3.7×10^{13} Bq(500Sv/h) ⑦ 3.7×10^{13} Bq(500Sv/h)[最下段] ()内は保管段数毎に保管廃棄する放射性廃棄物の容器表面の線量当量率を示す(運転手引に定める予定)。
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)		

安全機能喪失に係る想定事象と評価条件

特定廃棄物の保管廃棄施設(インパイルループ用)(躯体からの放射線の漏えい)

想定事象

特定廃棄物の保管廃棄施設(インパイルループ用)の躯体が損傷し、躯体内に収納されている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施設外に放射される。



放出源

特定廃棄物の保管廃棄施設(インパイルループ用)の廃棄物
(現に廃棄物を保管廃棄している廃棄孔13孔)

評価対象核種及び放射能	核種	計算方法	放出源の放射能 (廃棄孔13孔分の放射能)
	Co-60	現に廃棄物を保管廃棄している廃棄孔13孔の廃棄物中の放射能を集約した。総放射能は、保管廃棄時の各核種の内、ガンマ線を放出する核種(Mn-54, Fe-55, Co-60)の放射能を核種毎に平成27年3月31日時点の値に減衰補正し合計した値を全てCo-60の放射能であるとした。これを点線源とし、評価点における直接ガンマ線による線量当量率はQAD-CGGP2Rにより、スカイシャインガンマ線による線量当量率はG33-GP2Rにより算出する。	$3.0 \times 10^{12} \text{Bq}$

応急措置に要する時間

720時間(遮蔽体の設置)

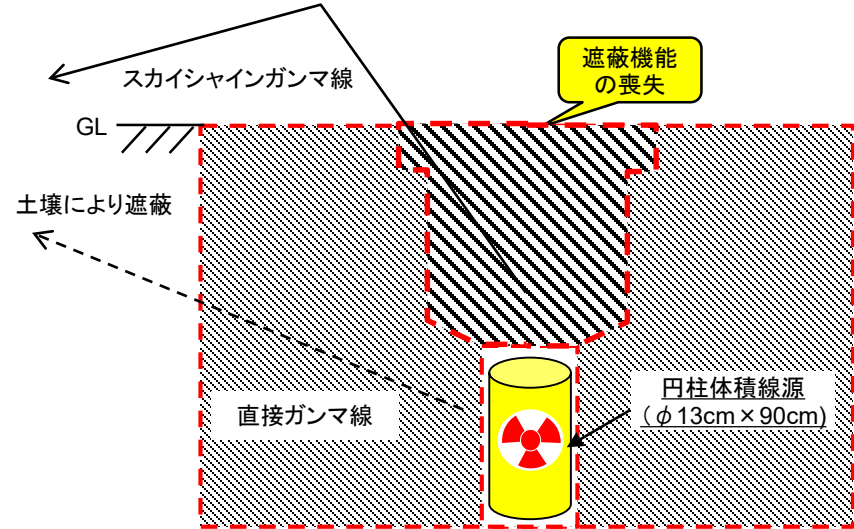
- 準備 : 遮蔽体の準備(フレキシブルコンテナに砂を充填)
ラフタークレーンを用いて遮蔽を施す作業場所の確保(直接ガンマ線の遮蔽のための遮蔽体の設置)
作業員の放射線防護のための補充遮蔽体をラフタークレーン等に設置
- 本作業 : 廃棄物周囲及び上部への遮蔽体の設置

安全機能喪失に係る想定事象と評価条件

特定廃棄物の保管廃棄施設(照射試料用)(遮蔽蓋からの放射線の漏えい)

想定事象

特定廃棄物の保管廃棄施設(照射試料用)の遮蔽蓋が損傷し、廃棄孔内に収納されている廃棄物からスカイシャインガンマ線が施設外に放射される。なお、土壌の遮蔽効果を見込めるため、直線ガンマ線は評価対象としない。



特定廃棄物の保管廃棄施設(照射試料用)における
想定事象と評価条件のモデル図

放出源	特定廃棄物の保管廃棄施設(照射試料用)の廃棄物 (全廃棄孔56孔)		
評価対象核種 及び放射能	核種	計算方法	放出源の放射能 (廃棄孔1孔当たりの放射能)
	Co-60	廃棄孔1孔当たりの放射能は、全ての廃棄孔について、保管廃棄している廃棄物の内、最も放射エネルギーの多い廃棄物が保管廃棄されているとし、その放射能は、保管廃棄時の各核種 (Co-60, Sr-90, Cs-137, Am-241等) の放射能を核種毎に平成27年3月31日時点の値に減衰補正し合計した値を全てCo-60の放射能であるとした。 この結果を基に廃棄孔1孔当たりの評価点におけるスカイシャインガンマ線による線量当量率をG33-GP2Rを用いて算出する。 さらにその結果を全廃棄孔数(56孔)である56倍することにより施設全体によるスカイシャインガンマ線を計算する。	$4.1 \times 10^{13} \text{Bq}$
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)		

②津波により安全機能を喪失した場合の影響評価

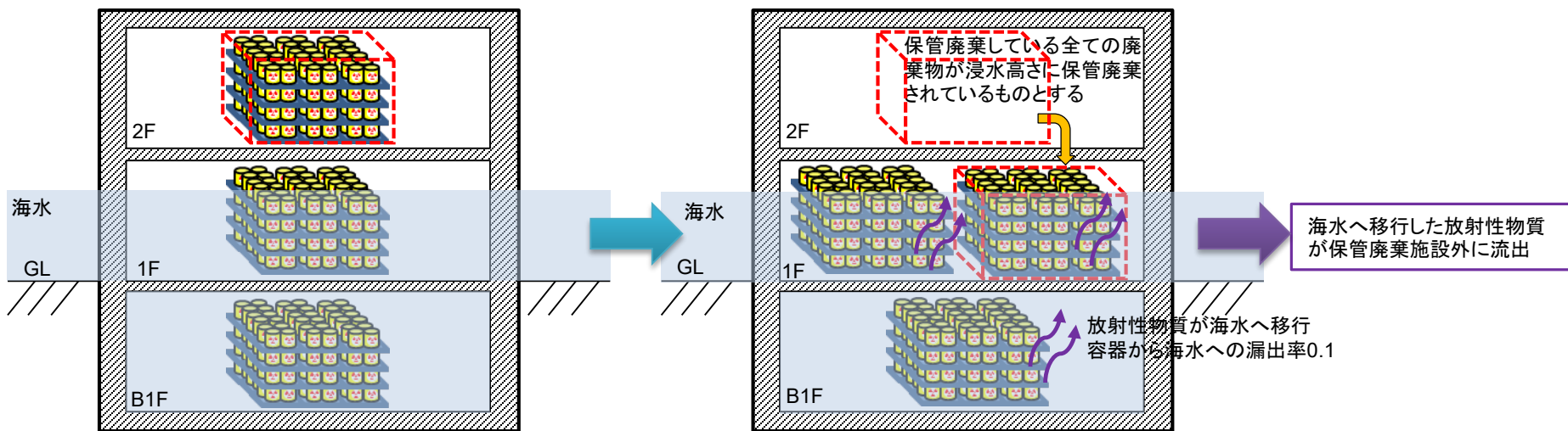
津波による安全機能喪失時の一般公衆に対する実効線量評価の考え方

地震に伴って発生するおそれのある津波により放射性廃棄物処理場各施設の安全機能が喪失した場合の影響を評価する。放射性廃棄物処理場の各施設には、原子炉の停止機能、冷却機能はないため、閉じ込め機能の喪失を想定する。評価としては、放射性物質の漏えい及びガンマ線の漏えいについて実施する。

- 地震に伴って発生するおそれのある津波により建家等が損傷し、閉じ込め機能が喪失する。地震で漏えいした放射性物質と施設に流入してきた海水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施設外に流出するものとする。
- 流出した放射性物質による周辺公衆への影響については、以下の2つのケースについて評価を行うとともに、施設内の放射性物質による直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の影響を評価する。ただし、ガンマ線の影響評価については、地震による影響評価と同一とする。
 - 1) 地上流出：全量が津波の遡上範囲に均一に拡散するものとし、地表面に沈着した放射性物質からの外部被ばく及び再浮遊した放射性物質の吸入摂取による内部被ばくを評価
 - 2) 海洋流出：全量が海洋に流出した場合の経口摂取による内部被ばくを評価
- 計算に使用するコードは、使用実績のある最新の計算コード(QAD-CGGP2R)を使用する。
- 海洋流出時の放射性物質の拡散範囲は、半径10kmの半円とし、深さは各施設の浸水高さに平常運転時の評価で用いている鉛直混合層2mを加えた範囲とする。

津波による安全機能喪失時の一般公衆に対する実効線量評価条件(1/3)

- 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。

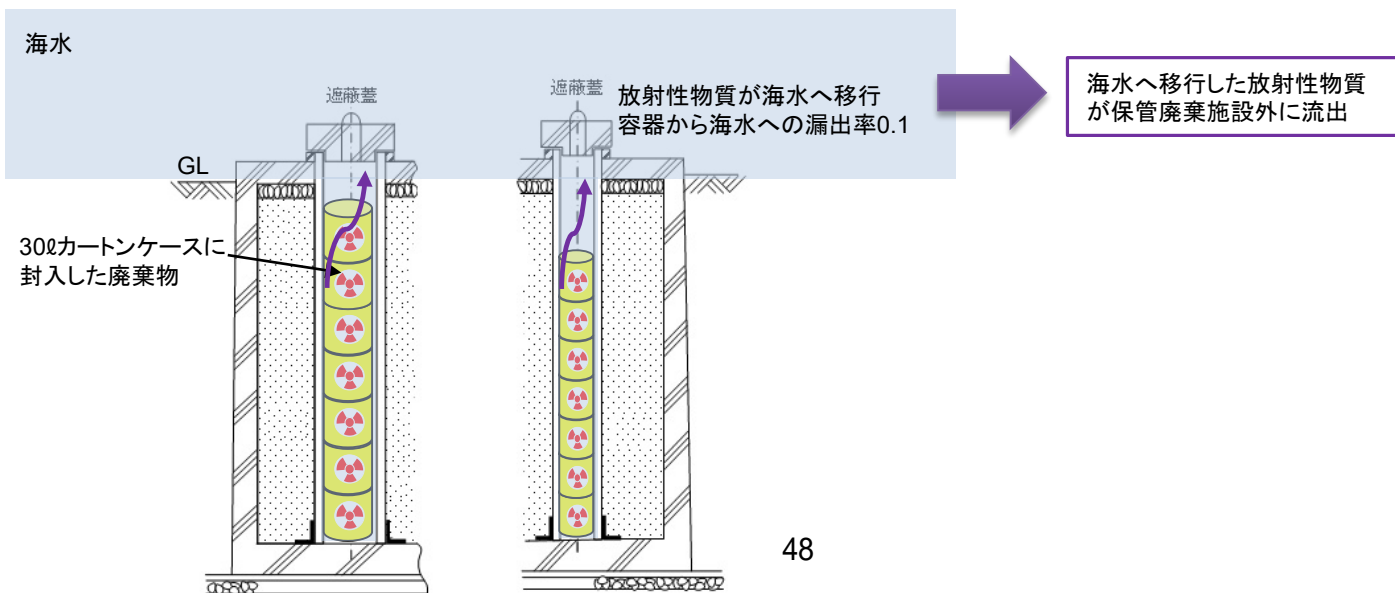
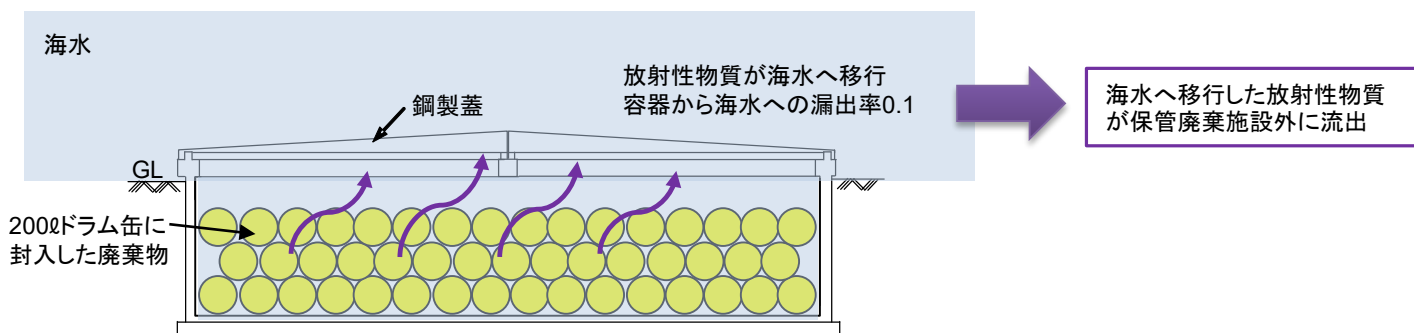


※漏出率については、平成19年7月に発生した新潟県中越沖地震の影響により、柏崎刈羽原子力発電所において、転倒した保管体のうち、蓋が外れた保管体の割合を参考に安全側に設定した。

津波による安全機能喪失時の一般公衆に対する実効線量評価条件(2/3)

● 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。

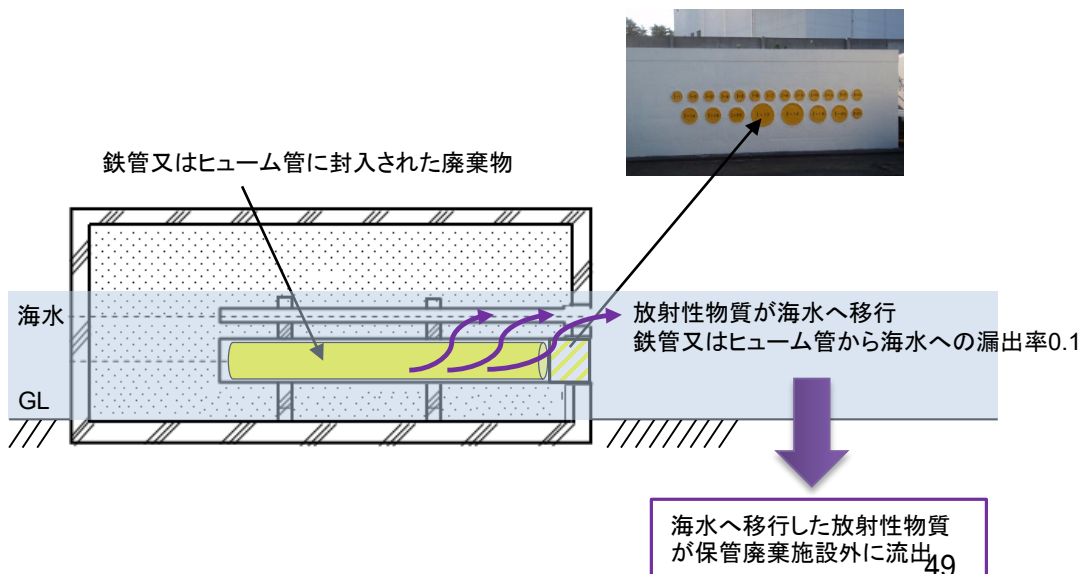


津波による安全機能喪失時の一般公衆に対する実効線量評価条件(3/3)

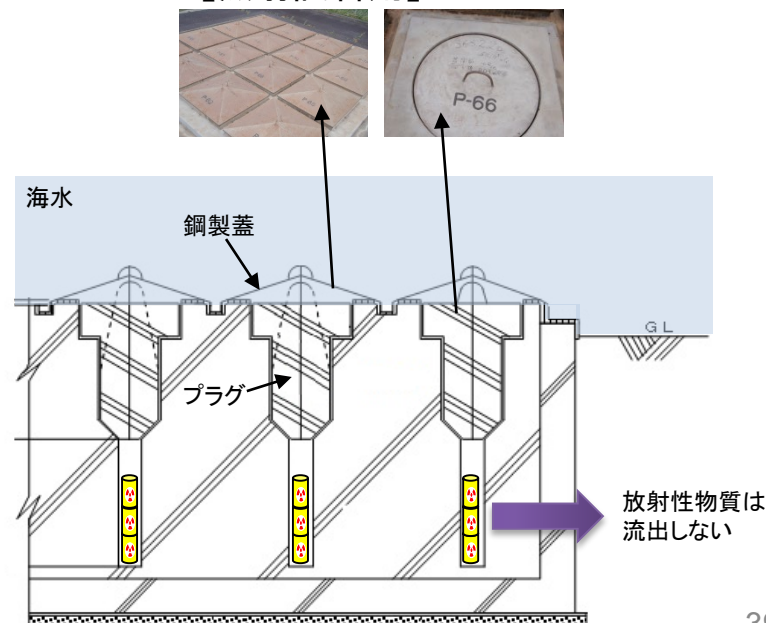
● 特定廃棄物の保管廃棄施設

- 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】



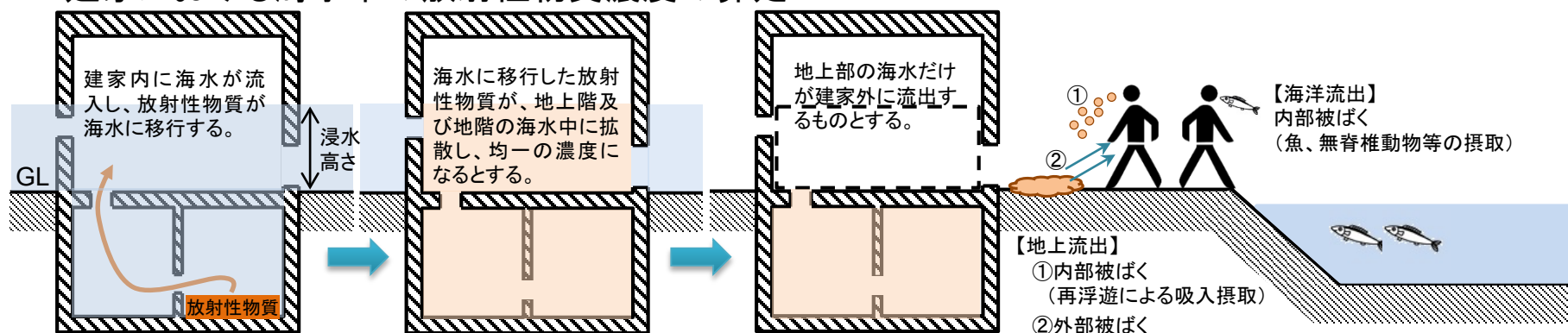
【照射試料用】



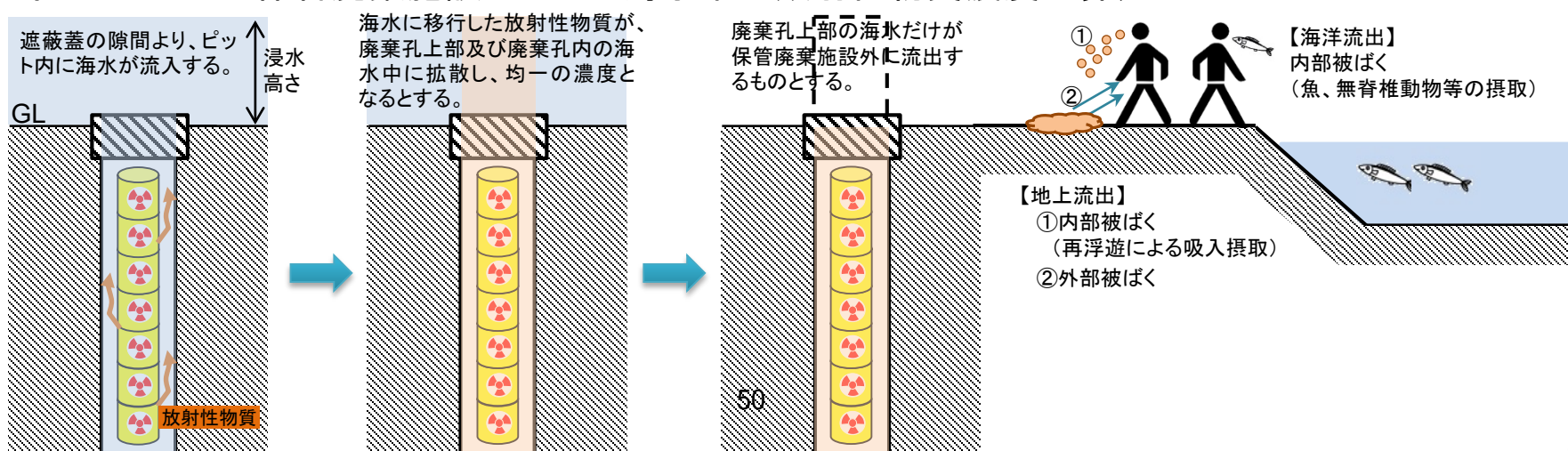
海水中の放射性物質濃度の算定の考え方

- 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



津波による安全機能喪失時の一般公衆に対する実効線量評価結果(1/3)

施設・設備		放出源	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	5日分の焼却処理(20ℓカートンボックス1,000個分)で発生した焼却灰及び飛灰	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}
	保管廃棄施設	保管廃棄している廃棄物(200ドラム缶830本)		2.5×10^{-4}	3.4×10^{-5}		
第2廃棄物処理棟	固体廃棄物処理設備・Ⅱ	<ul style="list-style-type: none"> ・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) ・処理前廃棄物収納セルに保管中の廃棄物(30ℓ金属容器36個分) ・処理済廃棄物収納セルに保管中の廃棄物(封入容器40個分(30ℓ金属容器120個相当)) 		5.5×10^{-2}	1.9×10^{-3}	7.4×10^{-2}	3.8×10^{-3}
	保管廃棄施設	保管廃棄している廃棄物(200ドラム缶61本)		3.9×10^{-3}	4.7×10^{-5}		
	建家に設ける廃液貯槽	液体廃棄物B用排水槽の機器ドレン水等(液体廃棄物B用排水槽の最大量10m ³)		1.5×10^{-2}	1.8×10^{-3}		
第3廃棄物処理棟	廃液貯槽・Ⅰ	廃液貯槽・Ⅰの処理前廃液(廃液貯槽・Ⅰの最大量240m ³)		4.0×10^{-2}	4.9×10^{-3}	9.4×10^{-2}	1.2×10^{-2}
	処理済廃液貯槽	処理済廃液貯槽内の凝縮液(処理済廃液貯槽の最大量240m ³)		1.7×10^{-5}	7.4×10^{-7}		
	蒸発処理装置・Ⅰ	<ul style="list-style-type: none"> ・廃液タンク内の処理前廃液(廃液タンクの最大量10m³) ・廃液供給槽内の処理前廃液(廃液供給槽の最大量1.0m³) ・蒸発缶内の濃縮廃液(蒸発缶の最大量4.5m³) ・濃縮液貯槽内の濃縮廃液(濃縮廃液貯槽の最大量7.0m³) ・凝縮液貯槽・Ⅰの凝縮液(凝縮液貯槽・Ⅰの最大量25m³) 		4.7×10^{-2}	5.7×10^{-3}		
	セメント固化装置	<ul style="list-style-type: none"> ・計量槽内の濃縮廃液(計量槽の最大量1.0m³) ・スラッジタンク内の処理前廃液(スラッジタンクの最大量15m³) 		6.4×10^{-3}	7.8×10^{-4}		
	保管廃棄施設	保管廃棄している廃棄物(200ドラム缶63本)		4.3×10^{-6}	4.7×10^{-7}		

津波による安全機能喪失時の一般公衆に対する実効線量評価結果(2/3)

施設・設備		放出源	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
減容処理棟	高圧圧縮装置	圧縮処理中の廃棄物(200ℓドラム缶1本)	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}
	金属溶融設備	1日の溶融処理(200ℓドラム缶20本分)で発生した溶融物及び飛灰		5.8×10^{-4}	1.3×10^{-5}		
	焼却・溶融設備(焼却炉)	2日の焼却処理(200ℓドラム缶26本分)で発生した焼却灰及び飛灰		3.0×10^{-3}	2.7×10^{-4}		
	焼却・溶融設備(溶融炉)	1日の溶融処理(200ℓドラム缶13本分)で発生した溶融物及び飛灰		3.8×10^{-4}	8.3×10^{-6}		
	保管廃棄施設	保管廃棄している廃棄物(200ℓドラム缶1,500本)		2.6×10^{-4}	1.3×10^{-5}		
固体廃棄物一時保管棟		保管廃棄している廃棄物(20ℓカートンボックス8,000個)		2.6×10^{-4}	3.4×10^{-5}	2.6×10^{-4}	3.4×10^{-5}
解体分別保管棟		保管廃棄している廃棄物(200ℓドラム缶23,132本)		5.4×10^{-4}	5.6×10^{-5}	5.4×10^{-4}	5.6×10^{-5}
保管廃棄施設・L		保管廃棄している廃棄物(200ℓドラム缶54,700本分)		1.4×10^{-3}	1.7×10^{-4}	1.4×10^{-3}	1.7×10^{-4}
保管廃棄施設・M-1		保管廃棄している廃棄物(200ℓドラム缶3,950本分)		9.8×10^{-5}	1.6×10^{-5}	9.8×10^{-5}	1.6×10^{-5}
保管廃棄施設・M-2		保管廃棄している廃棄物(1孔当たり30ℓカートンケース7個分)		4.1×10^{-2}	6.7×10^{-3}	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)		保管廃棄している廃棄物(現に廃棄物を保管廃棄している廃棄孔13孔分)	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。	1.9×10^{-4}	1.1×10^{-4}	1.9×10^{-4}	1.1×10^{-4}

津波による安全機能喪失時の一般公衆に対する実効線量評価結果(3/3)

施設・設備	放出源	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
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放出されない。	—	—	—	—
廃棄物保管棟・I	保管廃棄している廃棄物(200ドラム缶18,000本分)	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}	3.7×10^{-4}	5.5×10^{-5}
廃棄物保管棟・II	保管廃棄している廃棄物(200ドラム缶23,000本分)		4.2×10^{-4}	6.2×10^{-5}	4.2×10^{-4}	6.2×10^{-5}
保管廃棄施設・NL	保管廃棄している廃棄物(200ドラム缶17,000本分)		3.7×10^{-4}	5.4×10^{-5}	3.7×10^{-4}	5.4×10^{-5}
			合計		2.4×10^{-1}	2.8×10^{-2}



津波による閉じ込め機能喪失時の一般公衆に対する実効線量は、放射性廃棄物処理場全体として、地上流出のケースについて、放射性物質の漏えいによる影響評価結果が 2.8×10^{-2} mSv、ガンマ線による影響評価結果が2.3mSvであり、合計で2.4mSvとなる。また、海洋流出のケースについて、放射性物質の漏えいによる影響評価結果が 2.4×10^{-1} mSv、ガンマ線による影響評価結果が2.3mSvであり、合計で2.6mSvとなる。また、地震と津波の重畳を考慮した場合の影響評価結果は、影響の大きい海洋流出の場合において2.7mSvとなる。これらの結果、周辺公衆に過度の被ばく(5mSv)を及ぼすおそれはない。

津波による安全機能喪失時の想定影響評価

第1廃棄物処理棟(焼却処理設備)

放出源	① 5日分の焼却処理(20ℓカートンボックス1,000個分)で発生した焼却灰 ② 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				
評価対象核種 及び各放出源 の放射能	核種	計算方法	カートン1個当たりの放射能	放出源①の放射能	放出源②の放射能
	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、2mSv/hとなる放射能を、QAD-CGGP2Rを用いて計算	Co-60 : 9.0×10^7 Bq Ru-106 : 9.0×10^7 Bq Cs-137 : 9.0×10^7 Bq	カートン1,000個分 × 移行割合①	カートン1,000個分 × 移行割合②
	Sr-90	Cs-137と同じ量	Sr-90 : 9.0×10^7 Bq	H-3 : 0Bq	H-3 : 4.0×10^9 Bq
	H-3	カートン1個当たりの収納限度	H-3 : 4.0×10^9 Bq	Co-60 : 8.1×10^{10} Bq	Co-60 : 9.0×10^9 Bq
	全アルファ (Pu-239)	上記5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 : 3.6×10^7 Bq	Sr-90 : 8.1×10^{10} Bq	Sr-90 : 9.0×10^9 Bq
				Ru-106 : 5.4×10^{10} Bq	Ru-106 : 3.6×10^{10} Bq
				Cs-137 : 5.4×10^{10} Bq	Cs-137 : 3.6×10^{10} Bq
			Pu-239 : 3.6×10^{10} Bq	Pu-239 : 3.6×10^7 Bq	
処理に伴う放射性物質の移行割合	① 焼却灰への移行割合	H-3:0	Co-60,Sr-90:0.9 ^{*1}	Ru-106,Cs-137:0.6 ^{*1}	Pu-239:1.0 ^{*2}
	② 飛灰への移行割合	H-3:1.0	Co-60,Sr-90:0.1 ^{*1}	Ru-106,Cs-137:0.4 ^{*1}	Pu-239: 1×10^{-3} ^{*2}
海水への移行率	焼却灰及び飛灰から海水への移行率		全核種:1.0		

*1 加藤清他、「放射性固体廃棄物焼却処理設備の排ガス処理系における除染性能」日本原子力学会vol.30(1988)

*2 O.Cahuzac, et al. ,”Technical contribution to the definition of incinerator and cement plant acceptance criteria for waste to be incinerated in France and Spain” ,EUR-16198 (1995)

津波による安全機能喪失時の想定影響評価

第1 廃棄物処理棟(廃棄物一時置場)

放出源	廃棄物一時置場内に保管している放射性廃棄物(20ℓカートンボックス8,000個)			
評価対象核種 及び各放出源 の放射能	核種	計算方法	カートン1個当たりの放射能	放出源の放射能
	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、2mSv/hとなる放射能を、QAD-CGGP2Rを用いて計算	Co-60 : 9.0×10^7 Bq Ru-106 : 9.0×10^7 Bq Cs-137 : 9.0×10^7 Bq	カートン8,000個分
	Sr-90	Cs-137と同じ量	Sr-90 : 9.0×10^7 Bq	H-3 : 3.2×10^{10} Bq Co-60 : 7.2×10^{11} Bq Sr-90 : 7.2×10^{11} Bq
	H-3	カートン1個当たりの収納限度	H-3 : 4.0×10^6 Bq	Ru-106 : 7.2×10^{11} Bq Cs-137 : 7.2×10^{11} Bq
	全アルファ (Pu-239)	上記5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 : 3.6×10^7 Bq	Pu-239 : 2.9×10^{11} Bq
	海水への 移行率等	放射性廃棄物から海水への移行率 金属製容器から海水への漏出率	H-3:1.0 全核種:0.1	Co-60,Sr-90,Ru-106: 3.0×10^{-2} *1 Cs-137: 1.0×10^{-2} *1 Pu-239: 3.0×10^{-4} *1

*1 IAEA-TECDOC-401, Exemption of radiation sources and practices from regulatory control interim report (1987)

津波による安全機能喪失時の想定影響評価

第3廃棄物処理棟(廃液貯槽・I)

放出源	① 廃液貯槽・I の処理前廃液(廃液貯槽・I の最大量240m ³)		
評価対象核種 及び各放出源 の放射能	核種	計算方法	1m ³ 当たりの放射能
	C-14 Co-60 Sr-90 Cs-134 Cs-137 Eu-154	蒸発処理装置・I で処理する廃液中のベータ・ガンマ核種の濃度上限値である3.7×10 ³ 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算出	C-14 : 1.1×10 ⁹ Bq Co-60 : 6.2×10 ⁷ Bq Sr-90 : 1.8×10 ⁸ Bq Cs-134 : 2.4×10 ⁸ Bq Cs-137 : 2.1×10 ⁹ Bq Eu-154 : 3.8×10 ⁷ Bq
	H-3	蒸発処理装置・I で処理する廃液中のベータ・ガンマ核種の濃度上限値である3.7×10 ³ Bq/cm ³	H-3 : 3.7×10 ⁹ Bq
	全アルファ (Pu-239)	廃液貯槽・I で貯留する廃液中のベータ・ガンマ放射性物質の濃度上限値である3.7×10 ³ Bq/cm ³ の1/10	Pu-239 : 3.7×10 ⁸ Bq
			放出源①の放射能 処理前廃液240m ³ 分 H-3 : 8.9×10 ¹¹ Bq C-14 : 2.6×10 ¹¹ Bq Co-60 : 1.5×10 ¹⁰ Bq Sr-90 : 4.2×10 ¹⁰ Bq Cs-134 : 5.7×10 ¹⁰ Bq Cs-137 : 5.1×10 ¹¹ Bq Eu-154 : 9.0×10 ⁹ Bq Pu-239 : 8.9×10 ¹⁰ Bq
海水への 移行率	処理前廃液から海水への移行率		全核種:1.0

津波による安全機能喪失時の想定影響評価

第3廃棄物処理棟(処理済廃液貯槽)

放出源	処理済廃液貯槽の処理済廃液(処理済廃液貯槽の最大量240m ³)																															
評価対象核種 及び各放出源 の放射能	<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 10%;">核種</th> <th style="width: 30%;">計算方法</th> <th style="width: 20%;">1m³当たりの放射能</th> <th style="width: 40%;">放出源の放射能</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>C-14</td> <td rowspan="7" style="text-align: center;">線量告示に定める一般排水可能な廃液中の濃度限度を基に計算(各評価対象核種ごと)</td> <td>C-14 : 2.0 × 10⁶Bq</td> <td rowspan="2" style="text-align: center;">処理済廃液240m³分</td> </tr> <tr> <td>Co-60</td> <td>Co-60 : 2.0 × 10⁵Bq</td> </tr> <tr> <td>Sr-90</td> <td>Sr-90 : 3.0 × 10⁴Bq</td> <td>H-3 : 8.9 × 10¹¹Bq</td> </tr> <tr> <td>Cs-134</td> <td>Cs-134 : 6.0 × 10⁴Bq</td> <td>C-14 : 4.8 × 10⁶Bq</td> </tr> <tr> <td>Cs-137</td> <td>Cs-137 : 9.0 × 10⁴Bq</td> <td>Co-60 : 4.8 × 10⁷Bq</td> </tr> <tr> <td>Eu-154</td> <td>Eu-154 : 4.0 × 10⁵Bq</td> <td>Sr-90 : 7.2 × 10⁶Bq</td> </tr> <tr> <td>Pu-239</td> <td>Pu-239 : 4.0 × 10³Bq</td> <td>Cs-134 : 1.4 × 10⁷Bq</td> </tr> <tr> <td>H-3</td> <td>蒸発処理装置・Iで処理する廃液中のベータ・ガンマ核種の濃度上限値である3.7 × 10³Bq/cm³</td> <td>H-3 : 3.7 × 10⁹Bq</td> <td>Cs-137 : 2.2 × 10⁷Bq Eu-154 : 9.6 × 10⁷Bq Pu-239 : 9.6 × 10⁵Bq</td> </tr> </tbody> </table>			核種	計算方法	1m ³ 当たりの放射能	放出源の放射能	C-14	線量告示に定める一般排水可能な廃液中の濃度限度を基に計算(各評価対象核種ごと)	C-14 : 2.0 × 10 ⁶ Bq	処理済廃液240m ³ 分	Co-60	Co-60 : 2.0 × 10 ⁵ Bq	Sr-90	Sr-90 : 3.0 × 10 ⁴ Bq	H-3 : 8.9 × 10 ¹¹ Bq	Cs-134	Cs-134 : 6.0 × 10 ⁴ Bq	C-14 : 4.8 × 10 ⁶ Bq	Cs-137	Cs-137 : 9.0 × 10 ⁴ Bq	Co-60 : 4.8 × 10 ⁷ Bq	Eu-154	Eu-154 : 4.0 × 10 ⁵ Bq	Sr-90 : 7.2 × 10 ⁶ Bq	Pu-239	Pu-239 : 4.0 × 10 ³ Bq	Cs-134 : 1.4 × 10 ⁷ Bq	H-3	蒸発処理装置・Iで処理する廃液中のベータ・ガンマ核種の濃度上限値である3.7 × 10 ³ Bq/cm ³	H-3 : 3.7 × 10 ⁹ Bq	Cs-137 : 2.2 × 10 ⁷ Bq Eu-154 : 9.6 × 10 ⁷ Bq Pu-239 : 9.6 × 10 ⁵ Bq
核種	計算方法	1m ³ 当たりの放射能	放出源の放射能																													
C-14	線量告示に定める一般排水可能な廃液中の濃度限度を基に計算(各評価対象核種ごと)	C-14 : 2.0 × 10 ⁶ Bq	処理済廃液240m ³ 分																													
Co-60		Co-60 : 2.0 × 10 ⁵ Bq																														
Sr-90		Sr-90 : 3.0 × 10 ⁴ Bq	H-3 : 8.9 × 10 ¹¹ Bq																													
Cs-134		Cs-134 : 6.0 × 10 ⁴ Bq	C-14 : 4.8 × 10 ⁶ Bq																													
Cs-137		Cs-137 : 9.0 × 10 ⁴ Bq	Co-60 : 4.8 × 10 ⁷ Bq																													
Eu-154		Eu-154 : 4.0 × 10 ⁵ Bq	Sr-90 : 7.2 × 10 ⁶ Bq																													
Pu-239		Pu-239 : 4.0 × 10 ³ Bq	Cs-134 : 1.4 × 10 ⁷ Bq																													
H-3	蒸発処理装置・Iで処理する廃液中のベータ・ガンマ核種の濃度上限値である3.7 × 10 ³ Bq/cm ³	H-3 : 3.7 × 10 ⁹ Bq	Cs-137 : 2.2 × 10 ⁷ Bq Eu-154 : 9.6 × 10 ⁷ Bq Pu-239 : 9.6 × 10 ⁵ Bq																													
海水への 移行率	処理済廃液から海水への移行率	全核種:1.0																														

津波による安全機能喪失時の想定影響評価

第3廃棄物処理棟(蒸発処理装置・I)

放出源	① 廃液タンクの処理前廃液(廃液タンクの最大量10m ³) ② 廃液供給槽の処理前廃液(廃液供給槽の最大量1.0m ³) ③ 蒸発缶の濃縮廃液(蒸発缶の最大量4.5m ³) ④ 濃縮液貯槽の濃縮廃液(濃縮液貯槽の最大量7.0m ³) ⑤ 凝縮液貯槽・Iの凝縮液(凝縮液貯槽・Iの最大量25m ³)				
評価対象核種 及び各放出源 の放射能	核種	計算方法	1m ³ 当たりの放射能	放出源①の放射能	放出源②の放射能
	C-14 Co-60 Sr-90 Cs-134 Cs-137 Eu-154	蒸発処理装置・Iで処理する廃液中のベータ・ガンマ核種の濃度上限値である3.7×10 ³ 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 ⁹ Bq Co-60 : 6.2×10 ⁷ Bq Sr-90 : 1.8×10 ⁸ Bq Cs-134 : 2.4×10 ⁸ Bq Cs-137 : 2.1×10 ⁹ Bq Eu-154 : 3.8×10 ⁷ Bq	処理前廃液10m ³ 分	処理前廃液1.0m ³ 分
	H-3	蒸発処理装置・Iで処理する廃液中のベータ・ガンマ核種の濃度上限値である3.7×10 ³ Bq/cm ³	H-3 : 3.7×10 ⁹ Bq	H-3 : 3.7×10 ¹⁰ Bq C-14 : 1.1×10 ¹⁰ Bq Co-60 : 6.2×10 ⁸ Bq Sr-90 : 1.8×10 ⁹ Bq Cs-134 : 2.4×10 ⁹ Bq Cs-137 : 2.1×10 ¹⁰ Bq Eu-154 : 3.8×10 ⁸ Bq Pu-239 : 3.7×10 ⁸ Bq	H-3 : 3.7×10 ⁹ Bq C-14 : 1.1×10 ⁹ Bq Co-60 : 6.2×10 ⁷ Bq Sr-90 : 1.8×10 ⁸ Bq Cs-134 : 2.4×10 ⁸ Bq Cs-137 : 2.1×10 ⁹ Bq Eu-154 : 3.8×10 ⁷ Bq Pu-239 : 3.7×10 ⁸ Bq
	全アルファ (Pu-239)	廃液貯槽・Iで貯留する廃液中のベータ・ガンマ放射性物質の濃度上限値である3.7×10 ³ Bq/cm ³ の1/10	Pu-239 : 3.7×10 ⁸ Bq		
	核種	計算方法	1m ³ 当たりの放射能		放出源③の放射能
	Co-60 Cs-134 Cs-137 Eu-154	濃縮廃液を用いて作製するセメント固化体(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上限値である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を基に計算	Co-60 : 1.4×10 ⁹ Bq Cs-134 : 5.4×10 ⁹ Bq Cs-137 : 4.8×10 ¹⁰ Bq Eu-154 : 8.3×10 ⁸ Bq	濃縮廃液4.5m ³ 分	濃縮廃液7.0m ³ 分
	C-14 Sr-90	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 : 2.4×10 ¹⁰ Bq Sr-90 : 4.0×10 ⁹ Bq	H-3 : 1.7×10 ¹⁰ Bq C-14 : 1.1×10 ¹¹ Bq Co-60 : 6.3×10 ⁹ Bq Sr-90 : 1.8×10 ¹⁰ Bq Cs-134 : 2.4×10 ¹⁰ Bq Cs-137 : 2.1×10 ¹¹ Bq Eu-154 : 3.7×10 ⁹ Bq Pu-239 : 3.9×10 ¹⁰ Bq	H-3 : 2.6×10 ¹⁰ Bq C-14 : 1.7×10 ¹¹ Bq Co-60 : 9.9×10 ⁹ Bq Sr-90 : 2.8×10 ¹⁰ Bq Cs-134 : 3.8×10 ¹⁰ Bq Cs-137 : 3.3×10 ¹¹ Bq Eu-154 : 5.8×10 ⁹ Bq Pu-239 : 6.1×10 ¹⁰ Bq
H-3	蒸発処理装置・Iで処理する廃液中のベータ・ガンマ核種の濃度上限値である3.7×10 ³ Bq/cm ³	H-3 : 3.7×10 ⁹ Bq			
全アルファ (Pu-239)	上記核種(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 : 8.7×10 ⁹ Bq			
核種	計算方法	1m ³ 当たりの放射能	放出源⑤の放射能		
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廃液中の濃度限度を基に計算 (各評価対象核種ごと)	C-14 : 2.0×10 ⁹ Bq Co-60 : 2.0×10 ⁵ Bq Sr-90 : 3.0×10 ⁴ Bq Cs-134 : 6.0×10 ⁴ Bq Cs-137 : 9.0×10 ⁴ Bq Eu-154 : 4.0×10 ⁵ Bq Pu-239 : 4.0×10 ³ Bq	凝縮液25m ³ 分 H-3 : 9.3×10 ¹⁰ Bq 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	蒸発処理装置・Iで処理する廃液中のベータ・ガンマ核種の濃度上限値である3.7×10 ³ Bq/cm ³	H-3 : 3.7×10 ⁹ Bq			

津波による安全機能喪失時の想定影響評価

第3廃棄物処理棟(セメント固化装置)

放出源	① 計量槽の濃縮廃液(計量槽の最大量1.0m ³) ② スラッジタンクの処理前廃液(スラッジタンクの最大量15m ³)			
評価対象核種 及び各放出源 の放射能	核種	計算方法	1m ³ 当たりの放射能	放出源①の放射能
	Co-60 Cs-134 Cs-137 Eu-154	濃縮廃液を用いて作製するセメント固化体(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上限値である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を基に計算	Co-60 :1.4×10 ⁹ Bq Cs-134 :5.4×10 ⁹ Bq Cs-137 :4.8×10 ¹⁰ Bq Eu-154 :8.3×10 ⁸ Bq	濃縮廃液1.0m ³ 分
	C-14 Sr-90	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 :2.4×10 ¹⁰ Bq Sr-90 :4.0×10 ⁹ Bq	H-3 :3.7×10 ⁹ Bq C-14 :2.4×10 ¹⁰ Bq Co-60 :1.4×10 ⁹ Bq Sr-90 :4.0×10 ⁹ Bq Cs-134 :5.4×10 ⁹ Bq Cs-137 :4.8×10 ¹⁰ Bq Eu-154 :8.3×10 ⁸ Bq Pu-239 :8.7×10 ⁹ Bq
	H-3	蒸発処理装置・Iで処理する廃液中のベータ・ガンマ核種の濃度上限値である3.7×10 ³ Bq/cm ³	H-3 :3.7×10 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 :8.7×10 ⁹ Bq	
	核種	計算方法	1m ³ 当たりの放射能	放出源②の放射能
	C-14 Co-60 Sr-90 Cs-134 Cs-137 Eu-154	蒸発処理装置・Iで処理する廃液中のベータ・ガンマ核種の濃度上限値である3.7×10 ³ 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 ⁹ Bq Co-60 :6.2×10 ⁷ Bq Sr-90 :1.8×10 ⁹ Bq Cs-134 :2.4×10 ⁸ Bq Cs-137 :2.1×10 ⁹ Bq Eu-154 :3.8×10 ⁷ Bq	処理前廃液15m ³ 分
	H-3	蒸発処理装置・Iで処理する廃液中のベータ・ガンマ核種の濃度上限値である3.7×10 ³ Bq/cm ³	H-3 :3.7×10 ⁹ Bq	H-3 :5.6×10 ¹⁰ Bq C-14 :1.6×10 ¹⁰ Bq Co-60 :9.4×10 ⁸ Bq Sr-90 :2.6×10 ⁹ Bq Cs-134 :3.6×10 ⁹ Bq Cs-137 :3.2×10 ¹⁰ Bq Eu-154 :5.6×10 ⁸ Bq Pu-239 :5.6×10 ⁹ Bq
全アルファ (Pu-239)	廃液貯槽・Iで貯留する廃液中のベータ・ガンマ放射性物質の濃度上限値である3.7×10 ³ Bq/cm ³ の1/10	Pu-239 :3.7×10 ⁹ Bq		
海水への 移行率	濃縮廃液及び処理前廃液から海水への移行率		全核種:1.0	

津波による安全機能喪失時の想定影響評価 建家式の保管廃棄施設(廃棄物保管棟・I)

放出源	廃棄物保管棟・Iの廃棄物(200ℓドラム缶18,000本分)					
評価対象核種 及び各放出源 の放射能	核種	計算方法	200ℓドラム缶 1本当たりの放射能	放出源の放射能		
	Co-60 Ru-106 Cs-137	3核種の存在比が同じであるとし、保管廃棄している保管体 のうち、表面の線量当量率が2mSv/h未満の保管体につい て、累積比率分布が95%となる表面の線量当量率 320 μ Sv/h (平均は57 μ Sv/h) に対する線源強度をQAD- CGGP2Rを用いて算出する。	Co-60 : 1.3×10^8 Bq Ru-106 : 1.3×10^8 Bq Cs-137 : 1.3×10^8 Bq	200ℓドラム缶18,000本分 H-3 : 1.8×10^{11} Bq Co-60 : 2.3×10^{12} Bq Sr-90 : 2.3×10^{12} Bq Ru-106 : 2.3×10^{12} Bq Cs-137 : 2.3×10^{12} Bq Pu-239 : 9.5×10^{11} Bq		
	Sr-90	Cs-137と同じ量	Sr-90 : 1.3×10^8 Bq			
	H-3	200ℓドラム缶1本当たりの収納限度	H-3 : 1.0×10^7 Bq			
	全アルファ (Pu-239)	上記5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 : 5.3×10^7 Bq			
	海水への 移行率等	放射性廃棄物から海水への移行率 H-3:1.0 Co-60,Sr-90,Ru-106: 3.0×10^{-2} *1 Cs-137: 1.0×10^{-2} *1 Pu-239: 3.0×10^{-4} *1 金属製容器等から海水への漏出率 全核種:0.1				

*1 IAEA-TECDOC-401, Exemption of radiation sources and practices from regulatory control interim report (1987)

津波による安全機能喪失時の想定影響評価 半地下ピット式の保管廃棄施設(保管廃棄施設・M-2)

放出源	保管廃棄施設・M-2の廃棄物(全廃棄孔654孔)			
評価対象核種 及び各放出源 の放射能	核種	計算方法	30Lカートンケース 1個当たりの放射能	放出源の放射能
	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現に保管廃棄している平均的な1Sv/hとなる放射能を、QAD-CGGP2Rを用いて計算	Co-60 : 5.0×10^{10} Bq Ru-106 : 5.0×10^{10} Bq Cs-137 : 5.0×10^{10} Bq	30Lカートンケース4,578個分 Co-60 : 2.3×10^{14} Bq Sr-90 : 2.3×10^{14} Bq
	Sr-90	Cs-137と同じ量	Sr-90 : 5.0×10^{10} Bq	Ru-106 : 2.3×10^{14} Bq Cs-137 : 2.3×10^{14} Bq
	全アルファ (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	Pu-239 : 1.1×10^{13} Bq
	海水への 移行率等	放射性廃棄物から海水への移行率 ^{*1} 30Lカートンケースから海水への漏出率	Co-60, Sr-90, Ru-106: 3.0×10^{-2} 全核種: 0.1	Cs-137: 1.0×10^{-2} Pu-239: 3.0×10^{-4}

*1 IAEA-TECDOC-401, Exemption of radiation sources and practices from regulatory control interim report (1987)

津波による安全機能喪失時の想定影響評価

■ 海水中における放射性物質の濃度¹⁾²⁾

施設から津波の引き波により流出した放射性物質の海水中における濃度は、次式により求める。

$$C_W(r) = 75 \cdot Q / (z \cdot r) \dots\dots\dots(1)$$

$C_W(r)$	排水口から距離rにおける年間平均濃度(Bq/m ³)
Q	年間平均放出率(Bq/s)
z	鉛直混合層の厚さ(2m) ²⁾
r	流入点から平均流に沿った流下距離(1×10 ³ m) ²⁾

海藻類に対しては、(1)式で計算した濃度を用い、魚類及び無脊椎動物に対しては流入点を中心とした半径rの半円内について $C_W(r)$ を平均化して得られる濃度 $\bar{C}_W(r)$ を用いる。 $\bar{C}_W(r)$ は次式により求める。

$$\bar{C}_W(r) = 2 \cdot C_W(r) \dots\dots\dots(2)$$

■ 海産物摂取による一般公衆の被ばく線量²⁾

海産物摂取による内部被ばくに係る実効線量は、次式により求める。

$$H_W = 365 \cdot \sum_i (K_{Wi} \cdot A_{Wi}) \dots\dots\dots(3)$$

H_W	海産物を摂取した場合の年間実効線量(Sv)
365	海産物の摂取期間(d)
K_{Wi}	核種iの実効線量係数(Sv/Bq) 核種別の実効線量係数を表1に示す。
A_{Wi}	核種iの摂取率(Bq/d) $A_{Wi} = C_{Wi} \cdot \sum_k (CF)_{ik} \cdot W_k$
C_{Wi}	海水中の核種iの濃度(Bq/m ³)
$(CF)_{ik}$	核種iの海産物kに対する濃縮係数((Bq/g)/(Bq/m ³)) 核種及び海産物別に対する濃縮係数を表1に示す。
W_k	海産物kの摂取量(g/d) 魚類 : 35.5(g/d) 無脊椎動物 : 12.2(g/d) 海藻類 : 10.7(g/d) 平成25年国民健康・栄養調査報告 ³⁾ の20歳以上の平均値。 ただし、魚類及び無脊椎動物は、生魚介類の値。

1) 原子力安全研究協会:海洋放出調査特別委員会試算分科会:試算分科会報告書(1967)

2) 福田 雅明:沿岸海域の海洋拡散の研究, JAERI-M8730(1980)

3) 平成25年国民健康・栄養調査報告:厚生労働省(平成27年3月)

津波による安全機能喪失時の想定影響評価

【地上流出による被ばく線量の評価】

■ 地表面における放射性物質の濃度		
施設から津波により流出した放射性物質の地表面中における濃度は、津波の遡上範囲に均一に分布するとして次式により求める。 $C_i = Q_i / S \dots\dots\dots(4)$	C_i	核種iの放射能濃度 (Bq/m ²)
	Q_i	核種iの流出放射能 (Bq)
	S	津波の遡上面積 (660,000m ²)
■ 外部被ばくに係る実効線量		
外部被ばくに係る実効線量は次式により求める。 $E_{ext} = \sum_i(C_i \cdot CF_{3i} \cdot t) \dots\dots\dots(5)$	E_{ext}	外部被ばくに係る実効線量 (mSv)
	C_i	核種iの放射能濃度 (Bq/m ²)
	CF_{3i}	核種iの沈着からの周辺線量率 ((mSv/h)/(kBq/m ²)) 核種別の沈着からの周辺線量率を表2に示す。
	t	被ばく時間 1時間
■ 内部被ばくに係る実効線量		
内部被ばくに係る実効線量は次式により求める。 $H = \sum A_i \cdot K_{ji} \dots\dots\dots(6)$	H	吸入摂取による成人の実効線量 (Sv)
	A_i	核種iの摂取量 (Bq) $A_i = M_a \cdot C_i \cdot f \cdot t$
	K_{ji}	核種iの吸入摂取による成人の実効線量係数 (Sv/Bq) 核種別の吸入摂取による成人の実効線量係数を表3に示す。
	M_a	呼吸率 1.2(m ³ /h)
	C_i	核種iの放射能濃度 (Bq/m ²)
	f	再浮遊係数 ($1 \times 10^{-8} \text{cm}^{-1}$) ⁴⁾
	t	被ばく時間 1時間

4) 発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量当量評価について(一部改訂 平成13年3月29日 原子力安全委員会了承)

津波による安全機能喪失時の想定影響評価

表1 海洋に流出した放射性物質の経口摂取による実効線量の計算に使用するパラメータ及びその数値

核種	実効線量係数 ¹⁾ K_{wi} (Sv/Bq)	濃縮係数 ²⁾ $(CF)_{ik}$ ((Bq/g)/(Bq/m ³))		
		魚類	無脊椎動物	海藻類
³ H	4.2×10^{-11}	9.26×10^{-7}	9.26×10^{-7}	9.26×10^{-7}
¹⁴ C	5.8×10^{-10}	1.79×10^{-3}	1.43×10^{-3}	1.79×10^{-3}
⁵⁴ Mn	7.1×10^{-10}	6.00×10^{-4}	1.00×10^{-2}	2.00×10^{-2}
⁵⁵ Fe	3.3×10^{-10}	3.00×10^{-3}	2.00×10^{-2}	5.00×10^{-2}
⁶⁰ Co	3.4×10^{-9}	1.00×10^{-4}	1.00×10^{-3}	1.00×10^{-3}
⁹⁰ Sr	2.8×10^{-8}	5.00×10^{-7}	6.25×10^{-6}	1.25×10^{-5}
¹⁰⁶ Ru	7.0×10^{-9}	1.00×10^{-5}	2.00×10^{-3}	2.00×10^{-3}
¹²⁵ Sb	1.1×10^{-9}	4.00×10^{-5}	5.00×10^{-6}	1.45×10^{-3}
¹³⁴ Cs	1.9×10^{-8}	3.00×10^{-5}	2.00×10^{-5}	2.00×10^{-5}
¹³⁷ Cs	1.3×10^{-8}	3.00×10^{-5}	2.00×10^{-5}	2.00×10^{-5}
¹⁵⁴ Eu	2.0×10^{-9}	2.50×10^{-5}	1.00×10^{-3}	5.00×10^{-3}
²³⁹ Pu	2.5×10^{-7}	3.50×10^{-6}	1.00×10^{-4}	3.50×10^{-4}
²⁴¹ Am	2.0×10^{-7}	2.50×10^{-5}	1.00×10^{-3}	5.00×10^{-3}

1) ICRP から出版されているCD-ROM (The ICRP Database of Dose Coefficients : Workers and Members of the Public (Version One, 1999))

2) Stanley E.Thompson, et al. : Concentration Factors of Chemical Elements in Edible Aquatic Organisms, USAEC Report UCRL-50564, Rev.1(1972)

津波による安全機能喪失時の想定影響評価

表2 土壌に沈着した放射性物質による換算係数

核種	沈着からの周辺線量率 ((mSv/h)/(kBq/m ²)) ¹⁾
³ H	0
¹⁴ C	5.70×10^{-11}
⁵⁴ Mn	2.90×10^{-6}
⁵⁵ Fe	0
⁶⁰ Co	8.30×10^{-6}
⁹⁰ Sr	1.00×10^{-9}
¹⁰⁶ Ru	7.50×10^{-7}
¹²⁵ Sb *1	1.90×10^{-6}
¹³⁴ Cs	5.40×10^{-6}
¹³⁷ Cs	2.10×10^{-6}
¹⁵⁴ Eu	4.20×10^{-6}
²³⁹ Pu	1.30×10^{-9}
²⁴¹ Am	9.70×10^{-8}

*1 ¹²⁵Sbの沈着からの周辺線量率については、文献に記載されていないため、QAD-CGGP2Rによる計算値を用いた。

表3 吸入摂取による線量係数²⁾³⁾⁴⁾

核種	実効線量係数 *2 K _{ij} (Sv/Bq)
³ H	4.5×10^{-11}
¹⁴ C	5.8×10^{-10}
⁵⁴ Mn	1.5×10^{-9}
⁵⁵ Fe	7.7×10^{-10}
⁶⁰ Co	3.1×10^{-8}
⁹⁰ Sr	1.6×10^{-7}
¹⁰⁶ Ru	6.6×10^{-8}
¹²⁵ Sb	4.8×10^{-9}
¹³⁴ Cs	6.6×10^{-9}
¹³⁷ Cs	4.6×10^{-9}
¹⁵⁴ Eu	5.3×10^{-8}
²³⁹ Pu	5.0×10^{-5}
²⁴¹ Am	4.2×10^{-5}

*2 線量係数の選定においては、空気力学的放射能中央径 (AMAD) を1μmとし、それぞれの核種の中で濃度限度の一番厳しい化学形を用いている。

- 1) IAEA-TECDOC-1162: Generic Procedures for Assessment and Response during Radiological Emergency (2000)
- 2) ICRPから出版されているCD-ROM (The ICRP Database of Dose Coefficients : Workers and Members of the Public. (Version One, 1999))
- 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当量評価について (一部改訂 平成13年3月29日 原子力安全委員会了承)
- 4) ICRP, ICRP Publication 38, Radionuclide Transformations - Energy and Intensity of Emissions, Vol.11-13, 1983.

津波による安全機能喪失時の想定影響評価

● 施設ごとの地階と地上部の体積比率

施設	浸水高さ※ [m]	地階体積 [m ³]	地上部体積 [m ³]	地上部の 体積比率
第1廃棄物処理棟	4.7	198	3,089	0.94
第2廃棄物処理棟	3.4	7,163	6,167	0.43
第3廃棄物処理棟	3.3	5,177	4,538	0.47
減容処理棟	3.1	28,958	8,977	0.24
固体廃棄物一時保管棟	4.3	—	840	1
解体分別保管棟	3.2	10,623	6,982	0.40
保管廃棄施設・L	4.4	16,736	17,533	0.51
保管廃棄施設・M-1	6.3	1,456	3,088	0.68
保管廃棄施設・M-2	6.3	1,798	3,236	0.64
特定廃棄物の保管廃棄施設 (インパイルループ用)	6.3	—	280	1
特定廃棄物の保管廃棄施設 (照射試料用)	6.3	—	—	—
廃棄物保管棟・I	5.5	6,401	6,177	0.49
廃棄物保管棟・II	5.3	7,866	6,196	0.44
保管廃棄施設・NL	5.4	5,460	5,897	0.52

※ 浸水高さは、原子炉設置変更許可申請書に記載の津波高さ(13.8m)を参考と66、施設の標高を差し引いた値としている。

③竜巻により安全機能を喪失した場合の影響評価

竜巻による安全機能喪失時の一般公衆に対する実効線量評価の考え方(1/2)

竜巻により放射性廃棄物処理場各施設の安全機能が喪失した場合の影響を評価する。放射性廃棄物処理場の各施設には、原子炉の停止機能、冷却機能はないため、この評価に当たっては、閉じ込め機能の喪失を想定する。

- 竜巻により建家等が損傷し、閉じ込め機能が喪失する。漏えいした放射性物質が空気中に移行し、建家等の外に流出する。
- 各処理設備及び各保管廃棄施設から空気中への放射性物質の移行率については、核種及び性状に応じて考慮する。
- 排気筒による拡散効果は期待せず地上放出とする。
- 竜巻により施設外に放出する放射性物質による周辺公衆の実効線量として、外部被ばく及び内部被ばくを評価するとともに、施設内の放射性物質による直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の影響を評価する。ただし、ガンマ線の影響評価については、地震による影響評価に包絡される。
- 計算に使用するコードは、使用実績のある最新の計算コード(QAD-CGGP2R)を使用する。

竜巻による安全機能喪失時の一般公衆に対する実効線量評価の考え方(2/2)

● 放射性物質の放出条件

➤ 建家及び建家式保管廃棄施設

◆ 竜巻により建家及び建家式保管廃棄施設が損傷する。また、竜巻により損傷した地上階の設備・機器から漏れ出した液体廃棄物及び固体廃棄物並びに保管している放射性廃棄物を収納した容器から、放射性物質が室内雰囲気等へ移行する。

◆ 室内雰囲気に移行した放射性物質は、排気系を介さずに環境に放出される。

➤ 半地下ピット式保管廃棄施設

◆ 竜巻により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、損傷し、放射性物質が、ピット内雰囲気又は孔内雰囲気に移行し、環境に放出される。

➤ 遮蔽体式保管廃棄施設

◆ 施設に損傷が発生しないため、放射性物質は、環境に放出されない。

● 損傷した施設による放出低減

損傷した設備・機器から、室内雰囲気等に移行した放射性物質が、環境に放出される際、損傷した施設による放出低減を考慮する。

➤ 放射性物質が $DF=10$ (放出低減係数:0.1)^{*}で環境に放出されるものとする。

➤ 第2廃棄物処理棟のセルについては、セルからの放射性物質が、 $DF=100$ (放出低減係数:0.01)^{*}で室内雰囲気に漏れ出す。

※ 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)

竜巻による安全機能喪失時の一般公衆に対する実効線量評価結果(1/3)

施設・設備		放出源	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	(放射性物質の漏えい) ・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) ・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)	建家側面及び上面に貫通が発生し、焼却処理設備の地上部及び保管廃棄施設の20ℓカートンボックスが損傷する。	2.8×10^{-4}	3.7×10^{-4}
	保管廃棄施設	(放射性物質の漏えい) 地上部の壁際及び最上階の天井に面して保管している廃棄物(200ℓドラム缶540本分) (ガンマ線の漏えい) 保管廃棄している廃棄物(200ℓドラム缶830本分)		8.2×10^{-5}	
第2廃棄物処理棟	固体廃棄物処理設備・Ⅱ	(放射性物質の漏えい) 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放射性廃棄物(30ℓ金属容器1個分)	建家側面及び上面に貫通、保管廃棄施設の側面及び上面に裏面剥離が発生し、保管廃棄施設の200ℓドラム缶等の容器の一部が損傷する。また、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が、竜巻による停電で排気系が停止する。	4.8×10^{-5}	1.3×10^{-3}
	保管廃棄施設	(放射性物質の漏えい及びガンマ線の漏えい) 地上部の壁際及び天井に面して保管している廃棄物(200ℓドラム缶36本分)		1.2×10^{-3}	
第3廃棄物処理棟	廃液貯槽・Ⅰ	(放射性物質の漏えい) 廃液貯槽・Ⅰの処理前廃液(廃液貯槽・Ⅰの最大量240m ³)	建家側面及び上面に貫通が発生し、蒸発処理装置・Ⅰ及びセメント固化装置の地上部並びに地階に設置している廃液貯槽・Ⅰが損傷する。	1.8×10^{-4}	3.8×10^{-4}
	蒸発処理装置・Ⅰ	(放射性物質の漏えい及びガンマ線の漏えい) ・廃液供給槽内の処理前廃液(廃液供給槽の最大量1.0m ³) ・蒸発缶内の濃縮廃液(蒸発缶の最大量4.5m ³) ・濃縮液貯槽内の濃縮廃液(濃縮液貯槽の最大量7.0m ³) ・凝縮液貯槽・Ⅰの凝縮液(凝縮液貯槽・Ⅰの最大量25m ³)		1.9×10^{-4}	
	セメント固化装置	(放射性物質の漏えい) 計量槽内の濃縮廃液(計量槽の最大量1.0m ³)		3.5×10^{-7}	
	保管廃棄施設	(放射性物質の漏えい及びガンマ線の漏えい) 保管廃棄している廃棄物(200ℓドラム缶63本分)		5.4×10^{-6}	

竜巻による安全機能喪失時の一般公衆に対する実効線量評価結果(2/3)

施設・設備		放出源	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
減容処理棟	金属溶融設備	(放射性物質の漏えい) ・溶融処理中の放射性廃棄物(200ℓドラム缶1本分)から気相中へ移行した放射性物質 ・1日分の溶融処理(200ℓドラム缶19本分)で発生した飛灰(排気除塵系)	建家側面及び上面に裏面剥離が発生し、金属溶融設備及び焼却・溶融設備(焼却炉)の地上部、並びに保管廃棄施設の地上部の200ℓドラム缶等の容器の一部が損傷する。	1.9×10^{-4}	3.1×10^{-4}
	焼却・溶融設備(焼却炉)	(放射性物質の漏えい) ・焼却処理中の放射性廃棄物(200ℓドラム缶0.5本分)から気相中へ移行した放射性物質 ・1日分の焼却処理(200ℓドラム缶12.5本分)で発生した飛灰(排気除塵系) ・1日分(前日分)の焼却処理(200ℓドラム缶13本分)で発生した飛灰(排気除塵系)		9.1×10^{-5}	
	保管廃棄施設	(放射性物質の漏えい) 地上部の壁際及び最上階の天井に面して保管している廃棄物(200ℓドラム缶150本分) (ガンマ線の漏えい) 保管廃棄している廃棄物(200ℓドラム缶1,500本分)		2.7×10^{-5}	
固体廃棄物一時保管棟		(放射性物質の漏えい) 壁際及び天井に面して保管廃棄している廃棄物(200ℓドラム缶405本分) (ガンマ線の漏えい) 保管廃棄している廃棄物(200ℓドラム缶800本分)	建家側面及び上面に貫通が発生し、20ℓカートンボックスが損傷する。	4.3×10^{-8}	4.3×10^{-8}
解体分別保管棟		(放射性物質の漏えい) 地上部の壁際に保管廃棄している廃棄物(200ℓドラム缶596本分) (ガンマ線の漏えい) 保管廃棄している廃棄物(200ℓドラム缶23,132本分)	建家側面及び上面に貫通が発生し、物品検査エリアの200ℓドラム缶等の容器の一部が損傷する。また、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し、保管室の200ℓドラム缶等の容器の一部が損傷する。	6.1×10^{-4}	6.1×10^{-4}
保管廃棄施設・L		(放射性物質の漏えい) 1ピットに保管廃棄している廃棄物(200ℓドラム缶1,040本分) (スカイシャインガンマ線の漏えい) 保管廃棄している廃棄物(200ℓドラム缶54,700本分)	鋼製蓋に貫通が発生し、200ℓドラム缶等の容器の一部が損傷する。	9.6×10^{-5}	9.6×10^{-5}
保管廃棄施設・M-1		71	竜巻により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。	—	—

竜巻による安全機能喪失時の一般公衆に対する実効線量評価結果(3/3)

施設・設備	放出源	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
保管廃棄施設・M-2	(放射性物質の漏えい) 102孔に保管廃棄している廃棄物(1孔当たり30ℓ カートンケース7個で合計714個分) (スカイシャインガンマ線の漏えい) 保管廃棄している廃棄物(全廃棄孔654孔分)	遮蔽蓋に裏面剥離が発生し、廃棄孔 内の30ℓカートンケースの一部が損傷 する。	5.0×10^{-3}	5.0×10^{-3}
特定廃棄物の保管廃棄施設 (インパイルループ用)	—	竜巻により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。	—	—
特定廃棄物の保管廃棄施設 (照射試料用)	—	竜巻により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。	—	—
廃棄物保管棟・I	(放射性物質の漏えい) 地上部の壁隙及び最上階の天井に面して保管廃棄 している廃棄物(200ℓドラム缶2,058本分) (ガンマ線の漏えい) 保管廃棄している廃棄物(200ℓドラム缶18,000本分)	建家側面及び上面に裏面剥離が発生 し、200ℓドラム缶等の容器の一部が損 傷する。	9.3×10^{-3}	9.3×10^{-3}
廃棄物保管棟・II	(放射性物質の漏えい) 地上部の壁隙及び最上階の天井に面して保管廃棄 している廃棄物(200ℓドラム缶2,478本分) (ガンマ線の漏えい) 保管廃棄している廃棄物(200ℓドラム缶23,000本分)	建家側面及び上面に裏面剥離が発生 し、200ℓドラム缶等の容器の一部が損 傷する。	9.9×10^{-3}	9.9×10^{-3}
保管廃棄施設・NL	(放射性物質の漏えい) 1ピットに保管廃棄している廃棄物(200ℓドラム缶850 本分) (スカイシャインガンマ線の漏えい) 保管廃棄している廃棄物(200ℓドラム缶17,000本分)	鋼製蓋に貫通が発生し、200ℓドラム缶 等の容器の一部が損傷する。	3.7×10^{-4}	3.7×10^{-4}
			合計	2.7×10^{-2}



竜巻による閉じ込め機能喪失時の一般公衆に対する実効線量は、放射性廃棄物処理場全体として、 2.7×10^{-2} mSvとなることから、周辺公衆に過度の被ばく(5mSv)を及ぼすおそれはない。

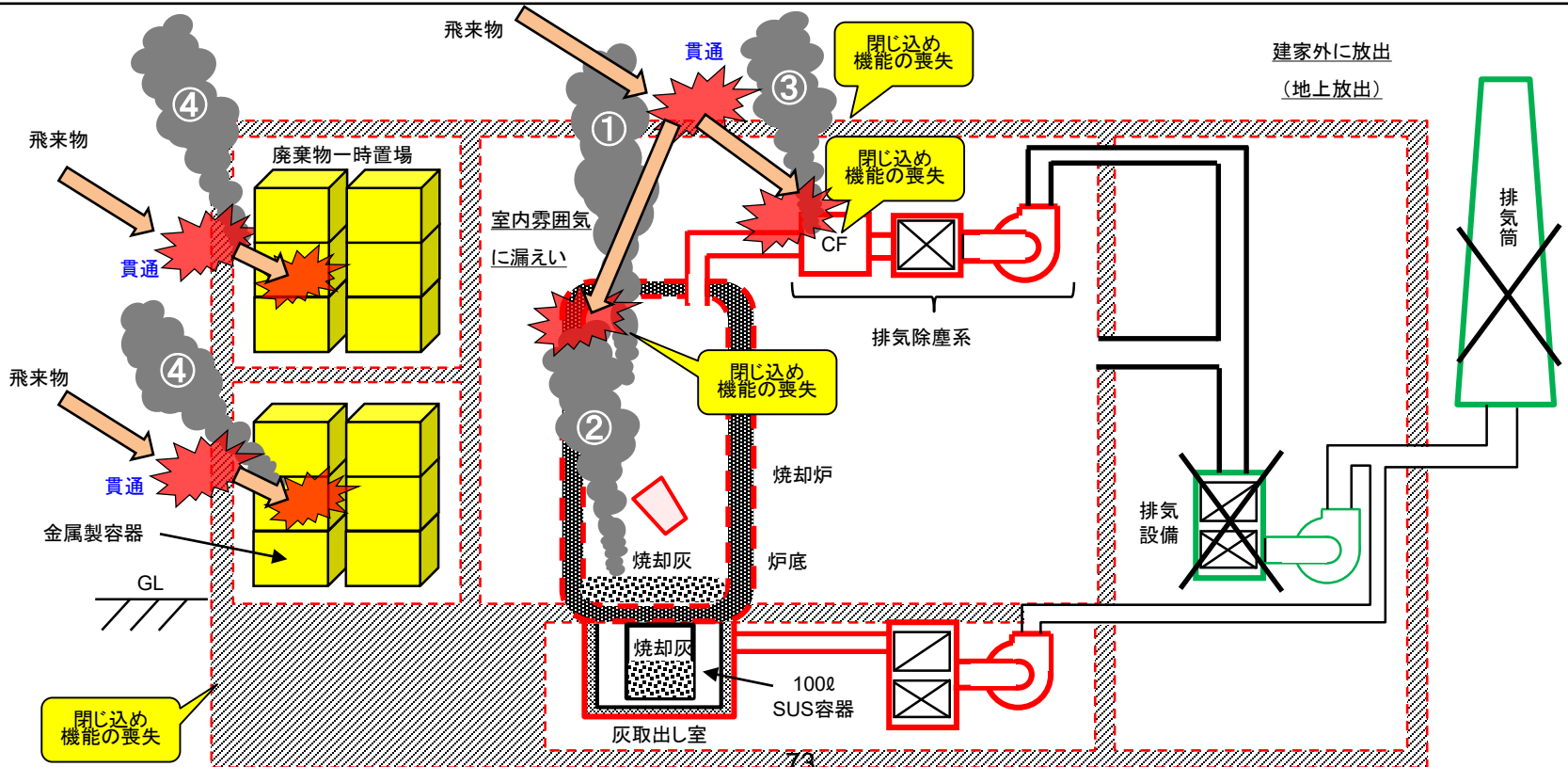
竜巻による安全機能喪失時の想定影響評価

第1廃棄物処理棟(焼却処理設備及び廃棄物一時置場)(1/2)

想定事象

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

竜巻による安全機能喪失時の想定影響評価

第1廃棄物処理棟(焼却処理設備及び廃棄物一時置場)(2/2)

放出源	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 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) 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) 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)					
評価対象核種 及び各放出源の 放射能	核種	計算方法	20ℓカートンボックス 1個当たりの放射能	放出源①の放射能	放出源②の放射能	放出源③の放射能
	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、2mSv/hとなる放射能を、QAD-CGGP2Rを用いて計算	Co-60 : 9.0×10^7 Bq Ru-106 : 9.0×10^7 Bq Cs-137 : 9.0×10^7 Bq	20ℓカートンボックス1個分 × 移行割合①	20ℓカートンボックス200個分 × 移行割合②	20ℓカートンボックス1,000個分 × 移行割合③
	Sr-90	Cs-137と同じ量	Sr-90 : 9.0×10^7 Bq	H-3 : 4.0×10^6 Bq Co-60 : 9.0×10^6 Bq Sr-90 : 9.0×10^6 Bq	H-3 : 0Bq Co-60 : 1.6×10^{10} Bq Sr-90 : 1.6×10^{10} Bq	H-3 : 4.0×10^9 Bq Co-60 : 9.0×10^9 Bq Sr-90 : 9.0×10^9 Bq
	H-3	20ℓカートンボックス1個当たりの収納限度	H-3 : 4.0×10^6 Bq	Ru-106 : 3.6×10^7 Bq Cs-137 : 3.6×10^7 Bq	Ru-106 : 1.1×10^{10} Bq Cs-137 : 1.1×10^{10} Bq	Ru-106 : 3.6×10^{10} Bq Cs-137 : 3.6×10^{10} Bq
	全アルファ (Pu-239)	上記5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 : 3.6×10^7 Bq	Pu-239 : 3.6×10^4 Bq	Pu-239 : 7.2×10^9 Bq	Pu-239 : 3.6×10^7 Bq
				放出源④の放射能		
				20ℓカートンボックス5,400個分		
			H-3 : 2.2×10^{10} Bq Co-60 : 4.9×10^{11} Bq Sr-90 : 4.9×10^{11} Bq Ru-106 : 4.9×10^{11} Bq Cs-137 : 4.9×10^{11} Bq Pu-239 : 1.9×10^{11} Bq			
焼却処理に伴う 移行割合	① 気相中への移行割合 ② 焼却灰への移行割合 ③ 飛灰への移行割合	H-3: 1.0×10^0 H-3: 0 H-3: 1.0×10^0	Co-60, Sr-90: 1.0×10^{-1} *1 Co-60, Sr-90: 9.0×10^{-1} *1 Co-60, Sr-90: 1.0×10^{-1} *1	Ru-106, Cs-137: 4.0×10^{-1} *1 Ru-106, Cs-137: 6.0×10^{-1} *1 Ru-106, Cs-137: 4.0×10^{-1} *1	Pu-239: 1.0×10^{-3} *2 Pu-239: 9.99×10^{-1} *2 Pu-239: 1.0×10^{-3} *2	
移行率	① 気相中から室内雰囲気への移行率 ② 焼却灰から室内雰囲気への移行率(加熱状態) ③ 飛灰から室内雰囲気への移行率(加熱状態) 飛灰から室内雰囲気への移行率(安定状態) ④ 廃棄物から室内雰囲気への移行率	全核種: 1.0×10^0 H-3: — H-3: 4.2×10^{-2} /h *3 H-3: 4.2×10^{-5} /h *3 H-3: 4.2×10^{-7} /h *3	Co-60, Sr-90, Pu-239: 1.0×10^{-4} /h *3 Co-60, Sr-90, Pu-239: 1.0×10^{-4} /h *3 Co-60, Sr-90, Pu-239: 1.0×10^{-7} /h *3 Co-60, Sr-90, Pu-239: 1.0×10^{-9} /h *3	Ru-106, Cs-137: 4.2×10^{-3} /h *3 Ru-106, Cs-137: 4.2×10^{-3} /h *3 Ru-106, Cs-137: 4.2×10^{-6} /h *3 Ru-106, Cs-137: 4.2×10^{-8} /h *3		
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)*4。					

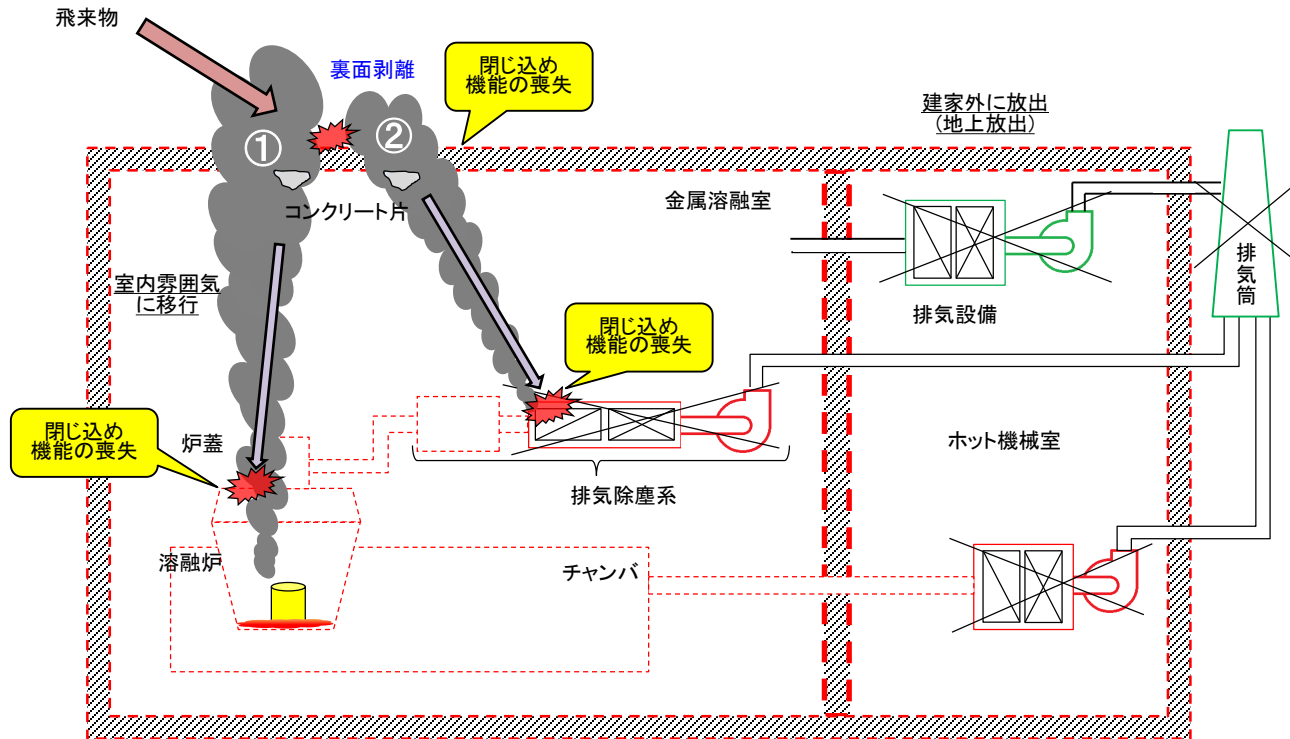
*1 加藤清他、「放射性固体廃棄物焼却処理設備の排ガス処理系における除染性能」日本原子力学会 vol.30(1988)
 *2 O.Cahuzac, et al., "Technical contribution to the definition of incinerator and cement plant acceptance criteria for waste to be incinerated in France and Spain", EUR-16198 (1995)
 *3 高田茂他、「放射性物質の種々の取扱条件での飛散率の概算法」Radioisotopes, 32, 260-269(1983)
 *4 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)

竜巻による安全機能喪失時の想定影響評価 減容処理棟(金属溶融設備)(1/2)

想定事象

溶融処理中に溶融炉及び排気除塵系が損傷し、金属溶融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 溶融処理中の200ℓドラム缶1本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日分の溶融処理(200ℓドラム缶19本分)で発生した飛灰(排気除塵系)が室内に漏えいし、その灰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。



金属溶融設備における想定事象と評価条件のモデル図

竜巻による安全機能喪失時の想定影響評価 減容処理棟(金属溶融設備)(2/2)

放出源	① 溶融処理中の200ℓドラム缶1本分から気相中へ移行した放射性物質 ② 1日分の溶融処理(200ℓドラム缶19本分)で発生した飛灰(排気除塵系)					
評価対象核種 及び各放出源の 放射能	核種	計算方法	200ℓドラム缶1本当たりの 放射能	核種	放出源①の放射能	放出源②の放射能
	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、2mSv/hとなる放射能をQAD-CGGP2Rを用いて計算	Co-60 : 8.0×10^8 Bq Ru-106 : 8.0×10^8 Bq Cs-137 : 8.0×10^8 Bq		200ℓドラム缶1本分 × 移行割合①	200ℓドラム缶19本分 × 移行割合②
	Sr-90	Cs-137と同じ量	Sr-90 : 8.0×10^8 Bq	H-3	H-3 : 1.0×10^7 Bq	H-3 : 1.9×10^8 Bq
	H-3	200ℓドラム缶1本当たりの収納限度	H-3 : 1.0×10^7 Bq	Co-60	Co-60 : 1.6×10^7 Bq	Co-60 : 3.0×10^8 Bq
	全アルファ (Pu-239)	上記5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 : 3.2×10^8 Bq	Sr-90	Sr-90 : 1.6×10^7 Bq	Sr-90 : 3.0×10^8 Bq
				Ru-106	Ru-106 : 4.8×10^8 Bq	Ru-106 : 9.1×10^9 Bq
				Cs-137	Cs-137 : 4.8×10^8 Bq	Cs-137 : 9.1×10^9 Bq
			全アルファ (Pu-239)	Pu-239 : 3.2×10^8 Bq	Pu-239 : 6.1×10^9 Bq	
溶融処理に伴う 移行割合	① 気相中への移行割合	H-3 : 1.0×10^0	Co-60, Sr-90 : 2.0×10^{-2} *1	Ru-106, Cs-137 : 6.0×10^{-1} *1	Pu-239 : 1.0×10^{-3} *2	
	② 飛灰への移行割合	H-3 : 1.0×10^0	Co-60, Sr-90 : 2.0×10^{-2} *1	Ru-106, Cs-137 : 6.0×10^{-1} *1	Pu-239 : 1.0×10^{-3} *2	
移行率	① 気相中の放射性物質から室内雰囲気への移行率	全核種 : 1.0×10^0				
	② 飛灰から室内雰囲気への移行率*3 (加熱状態)	H-3 : 4.2×10^{-2} /h Co-60, Sr-90, Pu-239 : 1.0×10^{-4} /h Ru-106, Cs-137 : 4.2×10^{-3} /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、建家に裏面剥離が生じるため、建家による放出低減を考慮する(Df=10)*4。					

*1 天川正士他、「プラズマ加熱を用いた低レベル放射性雑固体廃棄物の一括溶融処理技術」電力中央研究所報告(1998)

*2 O.Cahuzac, et al.,"Technical contribution to the definition of incinerator and cement plant acceptance criteria for waste to be incinerated in France and Spain", EUR-16198 (1995)

*3 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)

*4 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)

竜巻による安全機能喪失時の想定影響評価

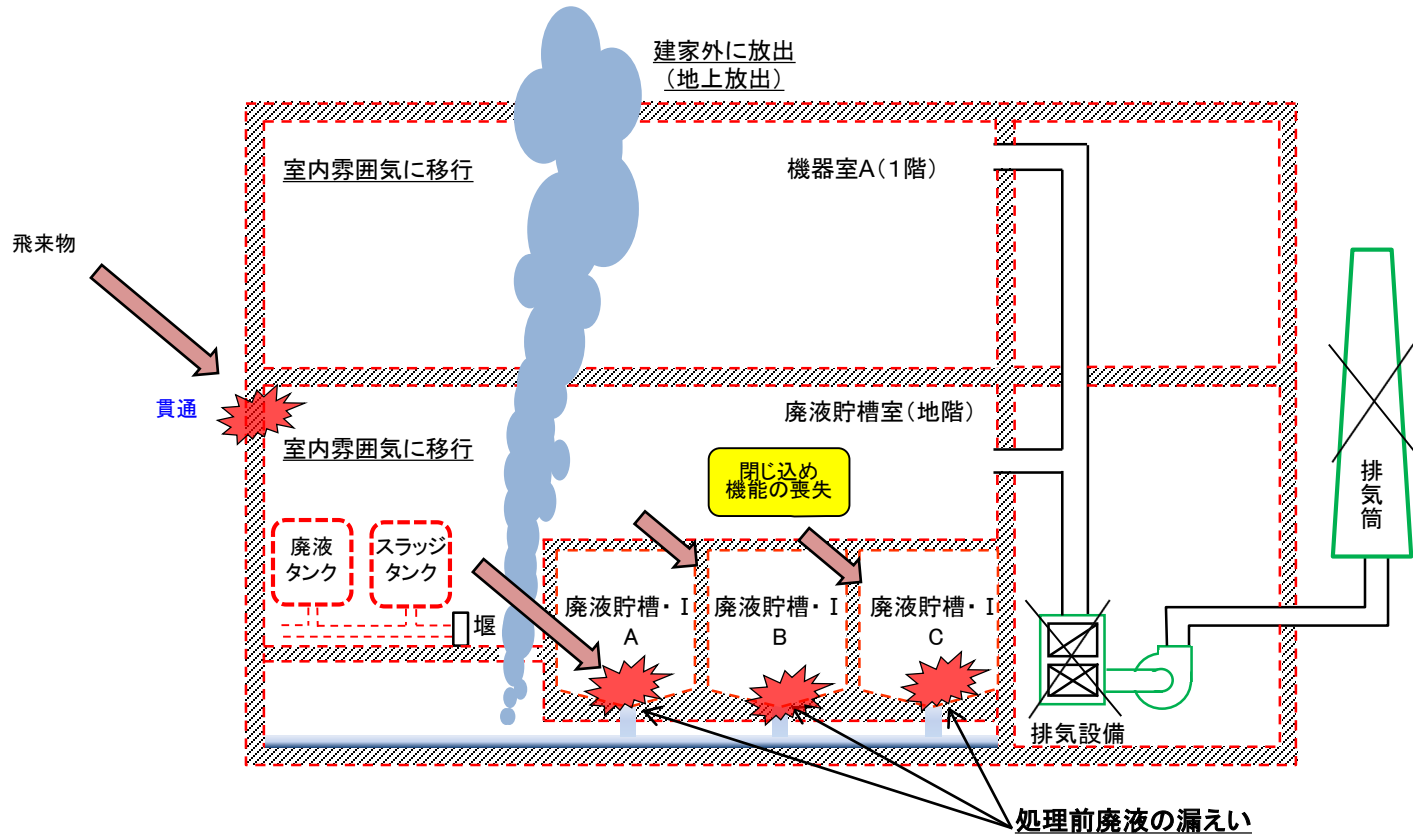
第3廃棄物処理棟(廃液貯槽・I)(1/2)

想定事象

処理前廃液を内包する廃液貯槽・Iが損傷し、貯留していた処理前廃液が全量建家内に漏えいし、処理前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 廃液貯槽・I (240m³): 蒸発処理装置・Iで蒸発処理する前の処理前廃液

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。



廃液貯槽・Iにおける想定事象と評価条件のモデル図

竜巻による安全機能喪失時の想定影響評価

第3廃棄物処理棟(廃液貯槽・I)(2/2)

放出源	廃液貯槽・I から処理前廃液が全量建家内に漏えい(廃液貯槽・I 240m ³)			
評価対象核種 及び各放出源の 放射能	核種	計算方法	1m ³ 当たりの放射能	放出源の放射能 (処理前廃液240m ³)
	C-14 Co-60 Sr-90 Cs-134 Cs-137 Eu-154	蒸発処理装置・I で処理する廃液中の ベータ・ガンマ核種の濃度上限値であ る $3.7 \times 10^3 \text{Bq/cm}^3$ 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 放射能を算出	C-14 : $1.1 \times 10^9 \text{Bq}$ Co-60 : $6.2 \times 10^7 \text{Bq}$ Sr-90 : $1.8 \times 10^8 \text{Bq}$ Cs-134 : $2.4 \times 10^8 \text{Bq}$ Cs-137 : $2.1 \times 10^9 \text{Bq}$ Eu-154 : $3.8 \times 10^7 \text{Bq}$	H-3 : $8.9 \times 10^{11} \text{Bq}$ C-14 : $2.6 \times 10^{11} \text{Bq}$ Co-60 : $1.5 \times 10^{10} \text{Bq}$ Sr-90 : $4.2 \times 10^{10} \text{Bq}$
	H-3	蒸発処理装置・I で処理する廃液中の ベータ・ガンマ核種の濃度上限値であ る $3.7 \times 10^3 \text{Bq/cm}^3$	H-3 : $3.7 \times 10^9 \text{Bq}$	Cs-134 : $5.7 \times 10^{10} \text{Bq}$ Cs-137 : $5.1 \times 10^{11} \text{Bq}$ Eu-154 : $9.0 \times 10^9 \text{Bq}$
	全アルファ (Pu-239)	廃液貯槽・I で貯留する廃液中のベ ータ・ガンマ放射性物質の濃度上限値で ある $3.7 \times 10^3 \text{Bq/cm}^3$ の1/10	Pu-239 : $3.7 \times 10^8 \text{Bq}$	Pu-239 : $8.9 \times 10^{10} \text{Bq}$
移行率 ^{*1}	廃液から室内雰囲気への移行率	H-3,C-14: $4.2 \times 10^{-5} / \text{h}$	Co-60,Sr-90,Eu-154,Pu-239: $1.0 \times 10^{-7} / \text{h}$	Cs-134,Cs-137 : $4.2 \times 10^{-6} / \text{h}$
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)

竜巻による安全機能喪失時の想定影響評価

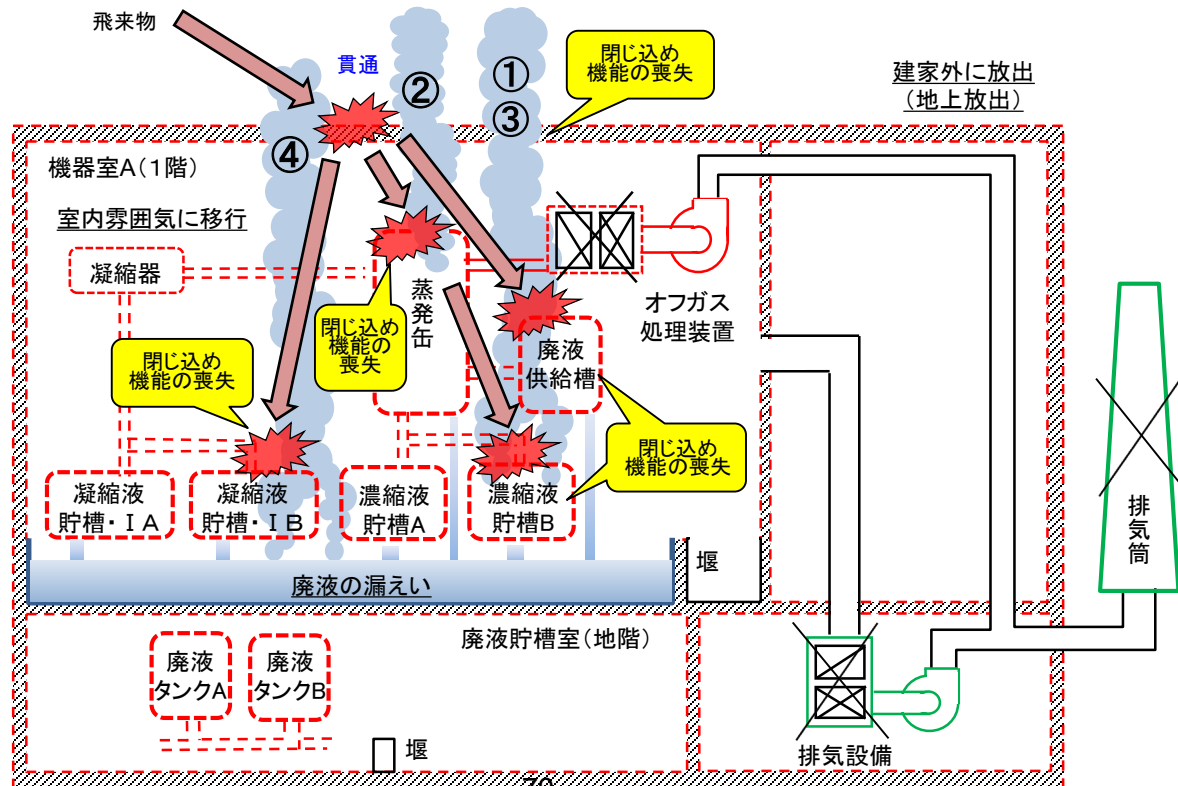
第3廃棄物処理棟(蒸発処理装置・I)(1/2)

想定事象

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(1.0m³):蒸発処理装置・Iで蒸発処理する前の廃液
- ② 蒸発缶(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(7.0m³):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(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

竜巻による安全機能喪失時の想定影響評価

第3廃棄物処理棟(蒸発処理装置・I)(2/2)

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1.0m³)
- 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7.0m³)
- 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 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1.0m ³)	核種	計算方法	1m ³ 当たりの放射能	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	蒸発処理装置・I で処理する廃液中のベータ・ガンマ核種の濃度上限値である3.7×10 ³ 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 ⁹ Bq Co-60 : 6.2×10 ⁷ Bq Sr-90 : 1.8×10 ⁸ Bq Cs-134 : 2.4×10 ⁸ Bq Cs-137 : 2.1×10 ⁹ Bq Eu-154 : 3.8×10 ⁷ Bq	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廃液中の濃度限度を基に計算(各評価対象核種ごと)	C-14 : 2.0×10 ⁶ Bq Co-60 : 2.0×10 ⁸ Bq Sr-90 : 3.0×10 ⁴ Bq Cs-134 : 6.0×10 ⁴ Bq Cs-137 : 9.0×10 ⁴ Bq Eu-154 : 4.0×10 ⁵ Bq Pu-239 : 4.0×10 ³ Bq	C-14 : 5.0×10 ⁷ Bq Co-60 : 5.0×10 ⁸ Bq Sr-90 : 7.5×10 ⁵ Bq Cs-134 : 1.5×10 ⁸ Bq Cs-137 : 2.3×10 ⁸ Bq Eu-154 : 1.0×10 ⁷ Bq Pu-239 : 1.0×10 ⁵ Bq
H-3	蒸発処理装置・I で処理する廃液中のベータ・ガンマ核種の濃度上限値である3.7×10 ³ Bq/cm ³	H-3 : 3.7×10 ⁹ Bq	H-3	蒸発処理装置・I で処理する廃液中のベータ・ガンマ核種の濃度上限値である3.7×10 ³ Bq/cm ³	H-3 : 3.7×10 ⁹ Bq	H-3 : 9.3×10 ¹⁰ Bq
全アルファ (Pu-239)	廃液貯槽・I で貯留する廃液中のベータ・ガンマ放射性物質の濃度上限値である3.7×10 ³ Bq/cm ³ の1/10	Pu-239 : 3.7×10 ⁸ Bq	H-3	蒸発処理装置・I で処理する廃液中のベータ・ガンマ核種の濃度上限値である3.7×10 ³ Bq/cm ³	H-3 : 3.7×10 ⁹ Bq	H-3 : 9.3×10 ¹⁰ Bq

核種	計算方法	1m ³ 当たりの放射能	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7.0m ³)
Co-60 Cs-134 Cs-137 Eu-154	濃縮廃液を用いて作製するセメント固化体(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上限値である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を基に計算	Co-60 : 1.4×10 ⁹ Bq Cs-134 : 5.4×10 ⁹ Bq Cs-137 : 4.8×10 ¹⁰ Bq Eu-154 : 8.3×10 ⁸ Bq	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
C-14 Sr-90	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 : 2.4×10 ¹⁰ Bq Sr-90 : 4.0×10 ⁹ Bq	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
H-3	蒸発処理装置・I で処理する廃液中のベータ・ガンマ核種の濃度上限値である3.7×10 ³ Bq/cm ³	H-3 : 3.7×10 ⁹ Bq	H-3 : 1.7×10 ¹⁰ Bq	H-3 : 2.6×10 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 : 8.7×10 ⁹ Bq	Pu-239 : 3.9×10 ¹⁰ Bq	Pu-239 : 6.1×10 ¹⁰ 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) 70

竜巻による安全機能喪失時の想定影響評価

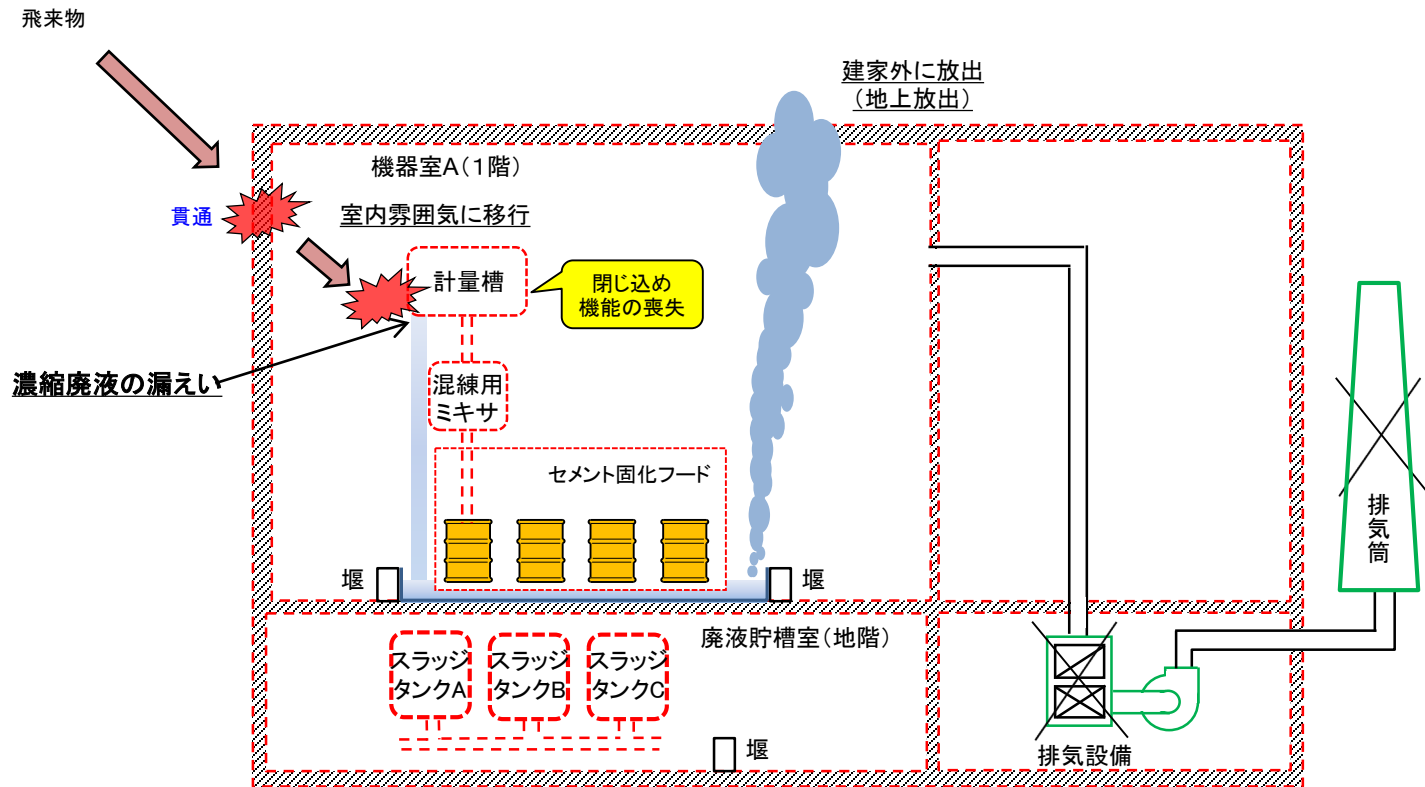
第3廃棄物処理棟(セメント固化装置)(1/2)

想定事象

濃縮廃液を内包する計量類が損傷し、貯留していた濃縮廃液が全量建家内に漏えいし、濃縮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 計量槽(1.0m³):蒸発処理装置・Iで蒸発処理した後の濃縮廃液

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。



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

竜巻による安全機能喪失時の想定影響評価

第3廃棄物処理棟(セメント固化装置)(2/2)

放出源	計量槽から濃縮廃液が全量建家内に漏えい(計量槽1.0m ³)			
評価対象核種 及び各放出源の 放射能	核種	計算方法	1m ³ 当たりの放射能	放出源の放射能 (濃縮廃液1.0m ³)
	Co-60 Cs-134 Cs-137 Eu-154	濃縮廃液を用いて作製するセメント固化体(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上限値である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を基に計算	Co-60 :1.4×10 ⁹ Bq Cs-134 :5.4×10 ⁹ Bq Cs-137 :4.8×10 ¹⁰ Bq Eu-154 :8.3×10 ⁸ Bq	Co-60 :1.4×10 ⁹ Bq Cs-134 :5.4×10 ⁹ Bq Cs-137 :4.8×10 ¹⁰ Bq Eu-154 :8.3×10 ⁸ Bq
	C-14 Sr-90	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 :2.4×10 ¹⁰ Bq Sr-90 :4.0×10 ⁹ Bq	C-14 :2.4×10 ¹⁰ Bq Sr-90 :4.0×10 ⁹ Bq
	H-3	蒸発処理装置・Iで処理する廃液中のベータ・ガンマ核種の濃度上限値である3.7×10 ³ Bq/cm ³	H-3 :3.7×10 ⁹ Bq	H-3 :3.7×10 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 :8.7×10 ⁹ Bq	Pu-239 :8.7×10 ⁹ Bq
移行率 ^{*1}	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
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) 72

竜巻による公衆の被ばく線量評価(1/3)

評価用竜巻により周辺環境に放出される放射性物質による公衆の被ばく線量を以下の手順により計算。

① (D/Q)及び(χ /Q)の計算

発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針に基づき計算。

(D/Q)及び(χ /Q)の計算結果を第1表に示す。

② 外部被ばくに係る実効線量の計算

$$H_{\gamma} = \sum K_2 \cdot Q_{\gamma i} \cdot (D/Q)$$

H_{γ} : ガンマ線の外部被ばくに係る実効線量 [Sv]

K_2 : 空気カーマから実効線量への換算係数 (=1.0 [Sv/Gy])

$Q_{\gamma i}$: 核種iのガンマ線換算放出量 [MeV・Bq] (=放出量[Bq]×ガンマ線実効エネルギー*1[MeV])

*1 核種別のガンマ線実効エネルギーを第2表に示す。

(D/Q) : 相対線量 [Gy/(MeV・Bq)]

③ 吸入摂取による内部被ばくに係る実効線量*2

$$H_i^T = \sum K_{ii} \cdot Ma \cdot Q_i \cdot (\chi/Q)$$

H_i^T : 吸入摂取による成人の実効線量 [Sv]

K_{ii} : 核種iの吸入摂取による成人の実効線量係数 [Sv/Bq] (第2表に示す)

Ma : 呼吸率 (=1.2 [m³/h])

Q_i : 核種iの大気中への放出量 [Bq]

(χ /Q) : 相対濃度 [h/m³]

*2 H-3の場合は、皮膚浸透による摂取量の増加係数(1.6)を考慮する。

竜巻による公衆の被ばく線量評価(2/3)

第1表 (D/Q)及び(χ /Q)の計算結果

建家の名称	相対線量(D/Q) [Gy/(MeV・Bq)] (方位、距離)	相対濃度(χ /Q) [h/m ³] (方位、距離)
第1廃棄物処理棟	2.2×10^{-18} (西南西、730m)	4.7×10^{-8} (南西、610m)
第2廃棄物処理棟	2.5×10^{-18} (西南西、630m)	5.2×10^{-8} (西南西、630m)
第3廃棄物処理棟	2.7×10^{-18} (西南西、560m)	6.2×10^{-8} (西南西、560m)
減容処理棟	1.6×10^{-18} (西南西、960m)	2.6×10^{-8} (南西、840m)
固体廃棄物一時保管棟	2.0×10^{-18} (南西、680m)	4.1×10^{-8} (南西、680m)
解体分別保管棟	2.1×10^{-18} (西南西、740m)	3.7×10^{-8} (西南西、740m)
保管廃棄施設・L	2.5×10^{-18} (西南西、660m)	5.2×10^{-8} (西南西、660m)
保管廃棄施設・M-1	1.7×10^{-18} (西南西、960m)	3.1×10^{-8} (南西、810m)
保管廃棄施設・M-2	1.7×10^{-18} (西南西、960m)	3.1×10^{-8} (南西、810m)
特定廃棄物の保管廃棄施設(照射試料用)	1.7×10^{-18} (西南西、960m)	3.1×10^{-8} (南西、810m)
特定廃棄物の保管廃棄施設(インパイルループ用)	1.7×10^{-18} (西南西、960m)	3.1×10^{-8} (南西、810m)
廃棄物保管棟・I	2.9×10^{-18} (西南西、520m)	7.1×10^{-8} (西南西、520m)
廃棄物保管棟・II	2.9×10^{-18} (西南西、520m)	7.0×10^{-8} (西南西、520m)
保管廃棄施設・NL	3.1×10^{-18} (西南西、520m)	7.8×10^{-8} (西南西、520m)

竜巻による公衆の被ばく線量評価(3/3)

第2表 核種別のガンマ線実効エネルギー及び吸入摂取による成人の実効線量係数^{1),2),3)}

核種	ガンマ線実効 エネルギー [MeV]	実効線量係数* ¹ K_{II} [Sv/Bq]
H-3	—	4.5×10^{-11}
C-14	—	5.8×10^{-10}
Co-60	2.50×10^0	3.1×10^{-8}
Sr-90(Y-90)* ²	1.69×10^{-6}	1.6×10^{-7}
Ru-106(Rh-106)* ²	2.01×10^{-1}	6.6×10^{-8}
Sb-125	4.30×10^{-1}	4.8×10^{-9}
Cs-134	1.56×10^0	6.6×10^{-9}
Cs-137(Ba-137m)* ²	5.97×10^{-1}	4.6×10^{-9}
Eu-154	1.22×10^0	5.3×10^{-8}
Pu-239	7.96×10^{-4}	5.0×10^{-5}
Am-241	3.24×10^{-2}	4.2×10^{-5}

* 1: 空気力学的放射能中央径(AMAD):1 μ m濃度限度の一番厳しい化学形

* 2: 子孫核種からのガンマ線を考慮した。

1) ICRPから出版されているCD-ROM (The ICRP Database of Dose Coefficients: Workers and Members of the Public. (Version One, 1999))

2) 発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量当量評価について(一部改訂 平成13年3月29日 原子力安全委員会了承)

3) ICRP Publication 38, Radionuclide Transformations – Energy and Intensity of Emissions, Vol.11-13, 1983.

5. 蒸発処理装・I 及びセメント固化装置の事故時評価の追加（添付書類十）

次ページ以降に示す

**【原子力科学研究所放射性廃棄物処理場等】
原子炉設置変更許可申請の概要
補足説明資料**

**5. 蒸発処理装置・I 及びセメント固化装置の
事故時評価の追加（添付書類十）**

処理施設における事故時評価の全体概要

【目的】

想定される事故の種類、程度、影響等を評価する。

【評価する事故】

液体廃棄物処理施設及び固体廃棄物処理施設における安全機能である「放射性物質の貯蔵機能(閉じ込め、遮蔽)」が損なわれると想定される事象のうち、敷地周辺公衆の放射線被ばくが大きいと想定される事象を抽出。

	設備名	事故の概要	放射性物質又は放射線の放出源	放射性物質又は放射線の放出源の総放射能(Bq)
液体廃棄物 処理施設	蒸発処理装置・I	濃縮液貯槽の腐食による廃液の漏えい	濃縮液貯槽内の濃縮廃液(最大貯蔵量3.5m ³)	$\beta \cdot \gamma$: 3.1 × 10 ¹¹ α : 3.1 × 10 ¹⁰
	セメント固化装置	計量槽の腐食による廃液の漏えい	計量槽内の濃縮廃液(最大貯蔵量1.0m ³)	$\beta \cdot \gamma$: 8.7 × 10 ¹⁰ α : 8.7 × 10 ⁹
固体廃棄物 処理施設	焼却処理設備	異常燃焼による廃棄物投入器の破損	1日当たりに焼却処理するカートンボックスの平均処理量140個を安全側に200個	$\beta \cdot \gamma$: 7.3 × 10 ¹⁰ α : 7.3 × 10 ⁹
	固体廃棄物処理設備・II	排風機の故障によるセルの負圧低下	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)	$\beta \cdot \gamma$: 1.9 × 10 ¹² α : 1.8 × 10 ¹²
		故障による遮蔽扉の開放による放射線の漏えい(遮蔽機能の喪失)	処理済廃棄物収納セル内に保管している処理済廃棄物(最大保管量として、30ℓ金属容器を圧縮処理した廃棄物120個を封入した封入容器40個)〔放射線の放出源〕	〔放射線の放出源〕 $\beta \cdot \gamma$: 1.9 × 10 ¹⁴
	金属溶融設備	異常な圧力上昇による炉蓋の著しい破損	1日当たりに溶融処理する200ℓドラム缶20本	$\beta \cdot \gamma$: 6.4 × 10 ¹⁰ α : 6.4 × 10 ⁹
	焼却・溶融設備(焼却炉)	異常燃焼による廃棄物投入器の破損	1日当たりに焼却処理する200ℓドラム缶13本	$\beta \cdot \gamma$: 4.2 × 10 ¹⁰ α : 4.2 × 10 ⁹
	焼却・溶融設備(溶融炉)	異常な圧力上昇による廃棄物投入器の著しい破損	1バッチ当たりに溶融処理する200ℓドラム缶13本	$\beta \cdot \gamma$: 4.2 × 10 ¹⁰ α : 4.2 × 10 ⁹

評価の基本的考え方

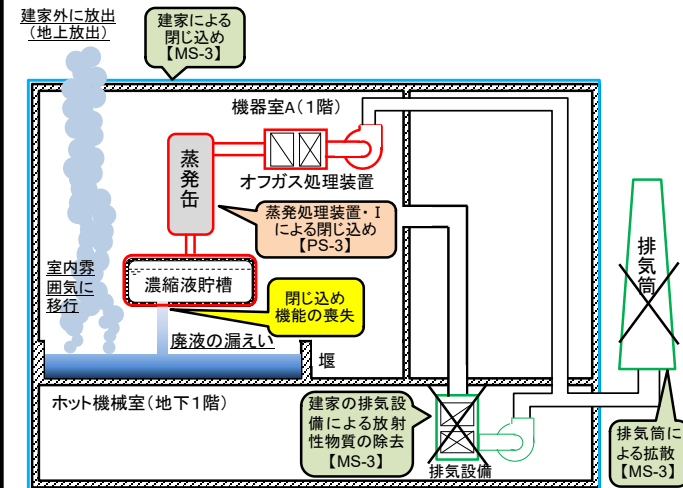
- (1) 評価対象核種及び放射能は、被ばく評価が安全側となるように設定
 - 放出源は、各処理設備の貯蔵能力、処理能力等から貯蔵可能な最大量に設定
 - 放出源の放射能は、許可上又は保安規定等に規定している各処理設備における処理可能な最大の容器表面線量当量率、放射性物質の濃度等を基に設定
 - アルファ核種はPu-239で代表(ただし、固体廃棄物処理設備・Ⅱはアルファ核種としてAm-241も考慮)
- (2) 各処理設備から空気中への放射性物質の移行率は文献値を基に設定
- (3) 建家の排気設備による放射性物質の捕集効率を考慮しない
- (4) 建家から環境中への放射性物質の放出において、建家による放出低減係数として、文献値を基に0.1を考慮
- (5) 排気筒による拡散効果は期待せず地上放出
- (6) 建家から被ばく評価地点(敷地境界外)までの時間減衰を考慮しない
- (7) 計算に使用するコードは、使用実績のある最新の計算コードを使用
- (8) 固体廃棄物処理設備・Ⅱの放射線の漏えいに係る実効線量の計算では、事故が収束するまでに要する時間を考慮

蒸発処理装置・I における想定事象と評価条件

想定事象	発生防止対策	影響緩和対策
濃縮液貯槽が腐食し、濃縮廃液が全量堰内に漏えいした後、堰内に留まった濃縮廃液中の放射性物質が、室内の雰囲気に移行し、建家から放出される場合を想定する。	<ul style="list-style-type: none"> 耐食性を十分に考慮したものを使用 <ul style="list-style-type: none"> 蒸発缶、塔槽類及び配管は、ステンレス鋼を使用 運転状態(液位、缶内負圧、加熱蒸気圧力、温度)を監視する機器の設置 蒸発缶内を負圧に維持 蒸発缶内の負圧低下が生じた場合に加熱蒸気の供給を停止 	<ul style="list-style-type: none"> 漏えいを検出し、制御室に警報する設備(漏えい検知器)を設置 蒸発缶、塔槽類、配管の下部の床面、建家外に通じる出入口等には、堰、排水溝等を設けるとともに、床面等には浸透防止を考慮した塗装 建家による放射性物質の閉じ込め 建家の排気設備による放射性物質の除去 排気筒による環境中への放射性物質の拡散

◆評価条件

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)		
核種	計算方法	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 ³ Bq/cm ³)	H-3 : 4.4 × 10 ⁸ 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 ⁸ 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
移行割合	漏えいした廃液に含まれる放射性物質の空気中への移行割合*1 H-3,C-14 : 4.2 × 10 ⁻³ /h Co-60,Sr-90,Eu-154,Pu-239 : 10 ⁻⁵ /h Cs-134,Cs-137 : 4.2 × 10 ⁻⁴ /h		
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		



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) 90

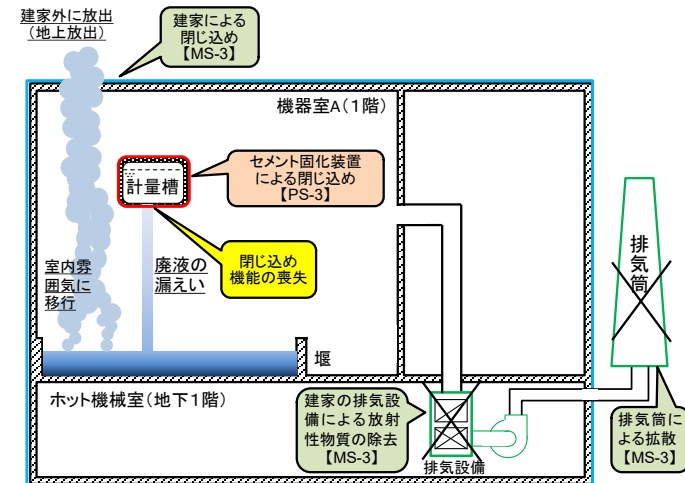
*2 E. M. Flew et al「Assessment of the Potential Release of Radioactivity from Installations at AERE, Harwell. Implications for Emergency Planning.」Handling of Radiation Accidents (1969)

セメント固化装置における想定事象と評価条件

想定事象	発生防止対策	影響緩和対策
計量槽が腐食し、濃縮廃液が全量堰内に漏えいした後、堰内に留まった濃縮廃液中の放射性物質が、室内の雰囲気に移行し、建家から放出される場合を想定する。	<ul style="list-style-type: none"> 耐食性を十分に考慮したものを使用 <ul style="list-style-type: none"> 塔槽類及び配管は、ステンレス鋼を使用 運転状態(液位)を監視する機器の設置 	<ul style="list-style-type: none"> 漏えいを検出し、制御室に警報する設備(漏えい検知器)を設置 塔槽類及び配管の下部の床面、建家外に通じる出入口等には、堰、排水溝等を設けるとともに、床面等には浸透防止を考慮した塗装 建家による放射性物質の閉じ込め 建家の排気設備による放射性物質の除去 排気筒による環境中への放射性物質の拡散

◆評価条件

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)			
核種	計算方法	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1.0m 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 ⁸ 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 ⁹ Bq/cm ³)	H-3 : 4.4 × 10 ⁸ 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	
移行割合	漏えいした廃液に含まれる放射性物質の空気中への移行割合*1 H-3, C-14 : 4.2 × 10 ⁻⁵ /h Co-60, Sr-90, Eu-154, Pu-239 : 10 ⁻⁷ /h Cs-134, Cs-137 : 4.2 × 10 ⁻⁶ /h			
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			



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

*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) 91

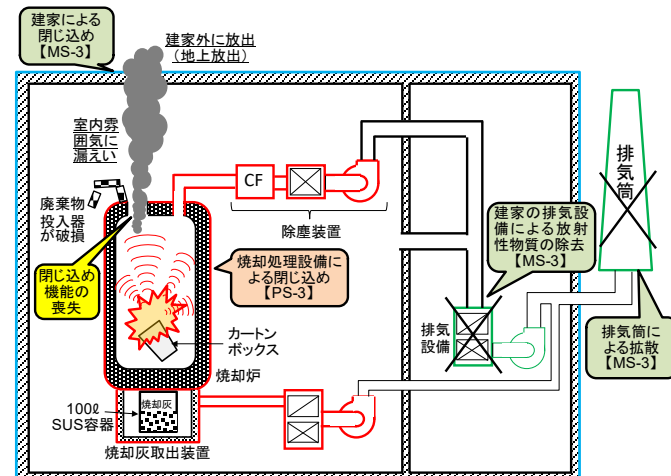
*2 E. M. Flew et al 「Assessment of the Potential Release of Radioactivity from Installations at AERE, Harwell. Implications for Emergency Planning.」Handling of Radiation Accidents (1969)

焼却処理設備における想定事象と評価条件

想定事象	発生防止対策	影響緩和対策
<p>可燃性ガスを含む金属缶が混入したカートンボックス(20ℓ)を焼却したことに伴い、異常燃焼(炉内圧力上昇)が発生し、廃棄物投入器の破損を想定する。</p> <p>これにより放射性物質の閉じ込め機能が損なわれ、焼却炉内の放射性物質を含む排ガスが、破損した廃棄物投入器を介して室内の雰囲気中に漏えいし、建家から放出される場合を想定する。</p>	<ul style="list-style-type: none"> 耐火性、耐食性を十分考慮したものを使用 <ul style="list-style-type: none"> 高温の焼却灰や排ガスと接する機器、配管には、耐火物を施工 機器、配管には、主としてステンレス鋼を使用 放射性物質の散逸を防止する構造 <ul style="list-style-type: none"> 焼却灰、飛灰の取出口には、フード等を設置 運転中、焼却炉内及びフード等の内部を負圧状態に維持 運転状態(炉内負圧、温度等)を監視する機器の設置 炉内及び排ガスの温度を監視し、温度が設定値より高くなった場合、廃棄物の供給を自動停止 炉内圧力を監視し、圧力が設定値より高くなった場合には、廃棄物及び燃焼用空気の供給を自動停止 処理を行う廃棄物入りのカートンボックスは、全数金属探知機により、金属が混入していないことを確認。金属が混入している場合にはエックス線透過装置により内容物を確認し、処理に支障を及ぼすスプレー缶等の廃棄物を除去 	<ul style="list-style-type: none"> 焼却炉内で圧力が異常に上昇した場合は、圧力逃し機構が動作し、圧力上昇を防止 建家による放射性物質の閉じ込め 建家の排気設備による放射性物質の除去 排気筒による環境中への放射性物質の拡散

◆評価条件

放出源	<ul style="list-style-type: none"> ・1日当たりに焼却処理するカートンボックスの平均処理量140個を安全側に200個とする ・焼却処理に伴い気相へ移行したカートンボックス200個分の放射性物質を含む排ガスが安全側に除塵装置に移行せず、全量焼却炉内に留まっているとする 			
評価対象核種及び放射能	核種	計算方法	放射能 (カートンボックス1個)	放出源の放射能 (カートンボックス200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2mSv/hとなる放射能を、QAD-CGGP2Rを用いて計算	Co-60 : 9.0×10^7 Bq Ru-106 : 9.0×10^7 Bq Cs-137 : 9.0×10^7 Bq	Co-60 : 1.8×10^{10} Bq Ru-106 : 1.8×10^{10} Bq Cs-137 : 1.8×10^{10} Bq
	Sr-90	Cs-137と同じ量	Sr-90 : 9.0×10^7 Bq	Sr-90 : 1.8×10^{10} Bq
	H-3	カートンボックス1個当たりの収納限度	H-3 : 4.0×10^6 Bq	H-3 : 8.0×10^8 Bq
	全アルファ (Pu-239)	上記5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 : 3.6×10^7 Bq	Pu-239 : 7.3×10^9 Bq
移行割合	焼却時の気相への移行割合 × 損傷した設備から建家内への移行割合 H-3:1 Ru-106,Cs-137:0.04 ^{*1,3} Co-60,Sr-90:0.01 ^{*1,3} Pu-239:0.0001 ^{*2,3}			
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 ^{*3}			



焼却処理設備における想定事象と評価条件のモデル図

*1 加藤清他「放射性固体廃棄物焼却処理設備の排ガス処理系における除染性能」日本原子力学会vol.30(1988)

*2 O.Cahuzac et al「Technical contribution to the definition of incinerator and cement plant acceptance criteria for waste to be incinerated in France and Spain」EUR-16198(1995)

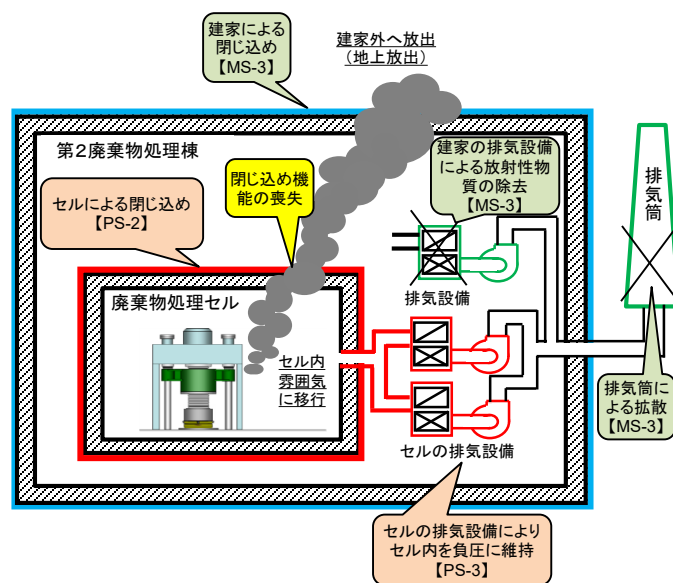
*3 E. M. Flew et al「Assessment of the Potential Release of Radioactivity from Installations at AERE, Harwell. Implications for Emergency Planning.」Handling of Radiation Accidents(1969)

固体廃棄物処理設備・IIにおける想定事象と評価条件(負圧低下)

想定事象	発生防止対策	影響緩和対策
排風機が故障し、セル内の負圧が低下する。圧縮処理の際に金属容器からセル内に移行した放射性物質が、セル外に漏えいた後、建家から放出される場合を想定する。	<ul style="list-style-type: none"> ・廃棄物を処理する機器(切断装置、圧縮装置、封入装置)は、セル内に設置 ・セル内は常時、負圧状態に維持 ・セル内の負圧を監視し、負圧が設定値まで低下した場合には予備ファンの起動を行うインターロックを設置 	<ul style="list-style-type: none"> ・停電時にセル内を負圧に維持するため、セルの排風機及びその操作回路等に電源を供給するためのディーゼル発電機を設置 ・建家による放射性物質の閉じ込め ・建家の排気設備による放射性物質の除去 ・排気筒による環境中への放射性物質の拡散

◆評価条件

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(30ℓ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(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
	移行割合	圧縮処理時のセル内雰囲気への移行割合 ^{*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}		



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(負圧低下)

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

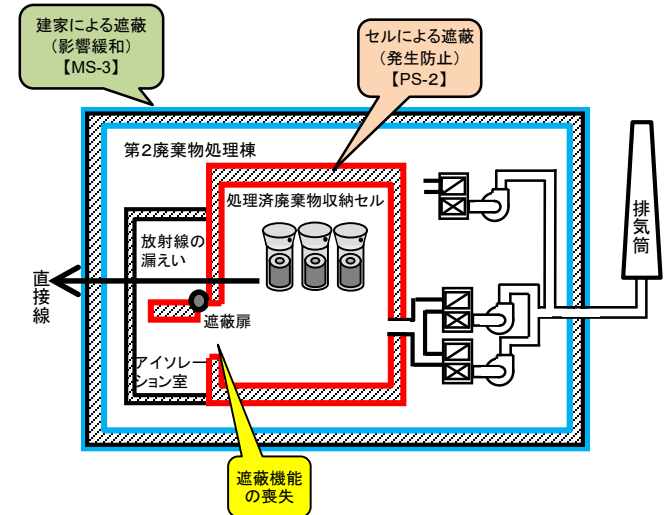
*2 E. M. Flew et al「Assessment of the Potential Release of Radioactivity from Installations at AERE, Harwell. Implications for Emergency Planning.」Handling of Radiation Accidents (1969)

固体廃棄物処理設備・IIにおける想定事象と評価条件(放射線の漏えい)

想定事象	発生防止対策	影響緩和対策
故障により、処理済廃棄物収納セルの遮蔽扉が開放し、放射線が漏えいする。	<ul style="list-style-type: none"> 高線量の廃棄物の保管場所及び処理する機器(切断装置、圧縮装置、封入装置)は、放射線の遮蔽効果をもったセル内に設置 セル内には、プロセスモニタを設け、その指示値が設定値を超えた場合は、セルの遮蔽扉が開かないようインターロックを設置 	<ul style="list-style-type: none"> 建家による放射線の遮蔽(減衰)

◆評価条件

放出源	処理済廃棄物収納セル内の処理済廃棄物(最大保管量の圧縮済廃棄物(30ℓ 金属容器120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(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 : 6.2×10^{13} Bq Ru-106 : 6.2×10^{13} Bq Cs-137 : 6.2×10^{13} Bq
事故の収束(応急措置)に要する時間	23時間(対応に時間を要する勤務時間外の夜間に事象が発生した場合を想定)		
建家による低減効果等	セル壁による遮蔽(開口部を除く。)は考慮。 アイソレーション室の壁及び建家壁による遮蔽は考慮しない。		



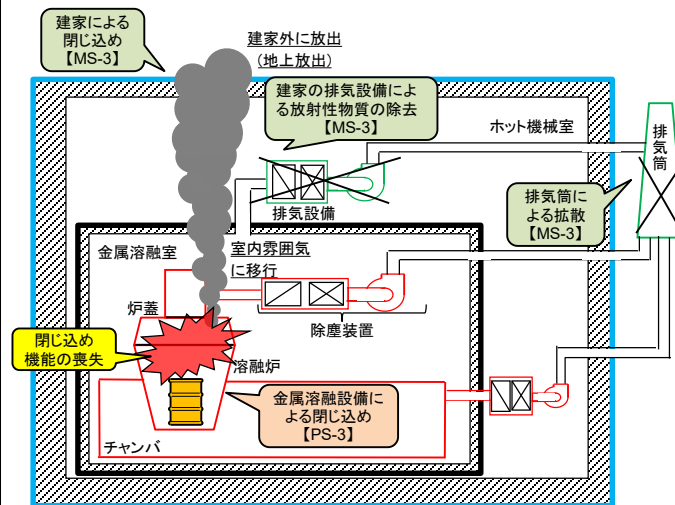
固体廃棄物処理設備・IIにおける
想定事象と評価条件のモデル図(放射線の漏えい)

金属熔融設備における想定事象と評価条件

想定事象	発生防止対策	影響緩和対策
<p>大量の液体を含んだ廃棄物が投入され、急激に蒸発することにより炉内で異常な圧力上昇が発生したことによる溶融炉の炉蓋の著しい破損を想定する。</p> <p>これにより放射性物質の閉じ込め機能が損なわれ、溶融炉内の放射性物質を含む排ガスが、破損した炉蓋を介して室内の雰囲気に漏れ、建家から放出される場合を想定する。</p>	<ul style="list-style-type: none"> 耐火性、耐熱性、耐食性を十分考慮したものを使用 <ul style="list-style-type: none"> ▶ 特に高温となる溶融炉、配管については、耐火物を施工 ▶ 機器、配管には、主としてステンレス鋼を使用 放射性物質の散逸を防止する構造 <ul style="list-style-type: none"> ▶ 溶融物の出湯口等はチャンバ内に設置 運転中、溶融炉内及びチャンバ等の内部を負圧状態に維持 運転状態(炉内負圧、温度、チャンバ負圧等)を監視する機器の設置 溶融炉内の温度を監視し、異常な温度上昇が生じた場合は、加熱を自動停止 溶融炉内の圧力を監視し、異常な負圧低下が生じた場合は、加熱及び廃棄物の供給を自動停止 溶融炉内での異常な負圧低下を防ぐため、前処理工程において廃棄物から特殊な物質を除去 	<ul style="list-style-type: none"> 溶融炉内で圧力が異常に上昇した場合は、圧力逃し機構が動作し、圧力上昇を防止 建家による放射性物質の閉じ込め 建家の排気設備による放射性物質の除去 排気筒による環境中への放射性物質の拡散

◆評価条件

放出源	・1日当たりに溶融処理する200ℓドラム缶20本とする ・溶融処理に伴い気相へ移行した200ℓドラム缶20本分の放射性物質を含む排ガスが安全側に除塵装置に移行せず、全量溶融炉内に留まっているとする			
	核種	計算方法	放射能 (200ℓドラム缶1本)	放出源の放射能 (200ℓドラム缶20本)
評価対象核種 及び放射能	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2mSv/hとなる放射能を、QAD-CGGP2Rを用いて計算	Co-60 : 8.0×10^8 Bq Ru-106 : 8.0×10^8 Bq Cs-137 : 8.0×10^8 Bq	Co-60 : 1.6×10^{10} Bq Ru-106 : 1.6×10^{10} Bq Cs-137 : 1.6×10^{10} Bq
	Sr-90	Cs-137と同じ量	Sr-90 : 8.0×10^8 Bq	Sr-90 : 1.6×10^{10} Bq
	H-3	200ℓドラム缶への収納限度	H-3 : 1.0×10^7 Bq	H-3 : 2.0×10^8 Bq
	全アルファ (Pu-239)	上記5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 : 3.2×10^8 Bq	Pu-239 : 6.4×10^9 Bq
	移行割合	溶融時の気相への移行割合 H-3:1 Ru-106,Cs-137:0.6 ^{*1} Co-60,Sr-90:0.02 ^{*1} Pu-239:0.001 ^{*2}		
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 ^{*3}			



金属熔融設備における想定事象と評価条件のモデル図

*1 天川正士他「プラズマ加熱を用いた低レベル放射性雑固体廃棄物の一括溶融処理技術 電力中央研究所報告」(1998)

*2 O.Cahuzac et al「Technical contribution to the definition of incinerator and cement plant acceptance criteria for waste to be incinerated in France and Spain」EUR-16198 (1995)

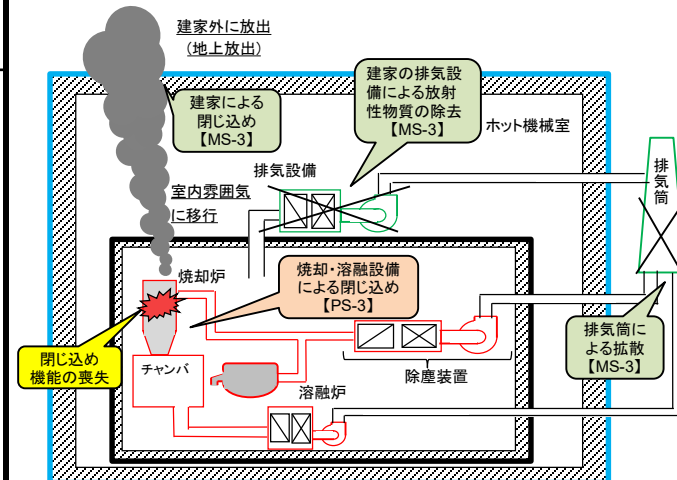
*3 E. M. Flew et al「Assessment of the Potential Release of Radioactivity from Installations at AERE, Harwell. Implications for Emergency Planning.」Handling of Radiation Accidents (1969)

焼却・溶融設備(焼却炉)における想定事象と評価条件

想定事象	発生防止対策	影響緩和対策
<p>可燃性ガスを含む金属缶が混入した廃棄物を焼却したことに伴い、異常燃焼(炉内圧力上昇)が発生したことによる廃棄物投入器の破損を想定する。</p> <p>これにより放射性物質の閉じ込め機能が損なわれ、焼却炉内の放射性物質を含む排ガスが、破損した廃棄物投入器を介して室内の雰囲気中に漏れ出し、建家から放出される場合を想定する。</p>	<ul style="list-style-type: none"> 耐火性、耐熱性、耐食性を十分考慮したものを使用 <ul style="list-style-type: none"> ▶ 特に高温となる焼却炉、配管については、耐火物を施工 ▶ 機器、配管には、主としてステンレス鋼を使用 放射性物質の散逸を防止する構造 <ul style="list-style-type: none"> ▶ 焼却灰の取出口には、チャンバを設置 運転中、焼却炉内及びチャンバ等の内部を負圧状態に維持 運転状態(炉内負圧、温度、チャンバ負圧等)を監視する機器の設置 焼却炉内の温度を監視し、異常な温度上昇が生じた場合は、加熱及び廃棄物の供給を自動停止並びに供給空気量を制限 焼却炉内の圧力を監視し、異常な負圧低下が生じた場合は、加熱及び廃棄物の供給を自動停止並びに供給空気量を制限 焼却炉内での異常な負圧低下を防ぐため、前処理工程において廃棄物から特殊な物質を除去 	<ul style="list-style-type: none"> 焼却炉内で圧力が異常に上昇した場合は、圧力逃し機構が動作し、圧力上昇を防止 建家による放射性物質の閉じ込め 建家の排気設備による放射性物質の除去 排気筒による環境中への放射性物質の拡散

◆評価条件

放出源	<ul style="list-style-type: none"> ・1日当たりに焼却処理する200ℓドラム缶13本とする ・焼却処理に伴い気相へ移行した200ℓドラム缶13本分の放射性物質を含む排ガスが安全側に除塵装置に移行せず、全量焼却炉内に留まっているとする 			
評価対象核種及び放射能	核種	計算方法	放射能 (200ℓドラム缶1本)	放出源の放射能 (200ℓドラム缶13本)
	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2mSv/hとなる放射能を、QAD-CGGP2Rを用いて計算	Co-60 : 8.0×10^8 Bq Ru-106 : 8.0×10^8 Bq Cs-137 : 8.0×10^8 Bq	Co-60 : 1.0×10^{10} Bq Ru-106 : 1.0×10^{10} Bq Cs-137 : 1.0×10^{10} Bq
	Sr-90	Cs-137と同じ量	Sr-90 : 8.0×10^8 Bq	Sr-90 : 1.0×10^{10} Bq
	H-3	200ℓドラム缶への収納限度	H-3 : 1.0×10^7 Bq	H-3 : 1.3×10^8 Bq
	全アルファ (Pu-239)	上記5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 : 3.2×10^8 Bq	Pu-239 : 4.2×10^9 Bq
	移行割合	焼却時の気相への移行割合 × 損傷した設備から建家内への移行割合 H-3:1 Ru-106,Cs-137:0.04 ^{*1*} Co-60,Sr-90:0.01 ^{*1*} Pu-239:0.0001 ^{*2*}		
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 ^{*3}			



焼却・溶融設備(焼却炉)における想定事象と評価条件のモデル図

*1 加藤清他「放射性固体廃棄物焼却処理設備の排ガス処理系における除染性能」日本原子力学会vol.96(1988)

*2 O.Cahuzac et al「Technical contribution to the definition of incinerator and cement plant acceptance criteria for waste to be incinerated in France and Spain」EUR-16198(1995)

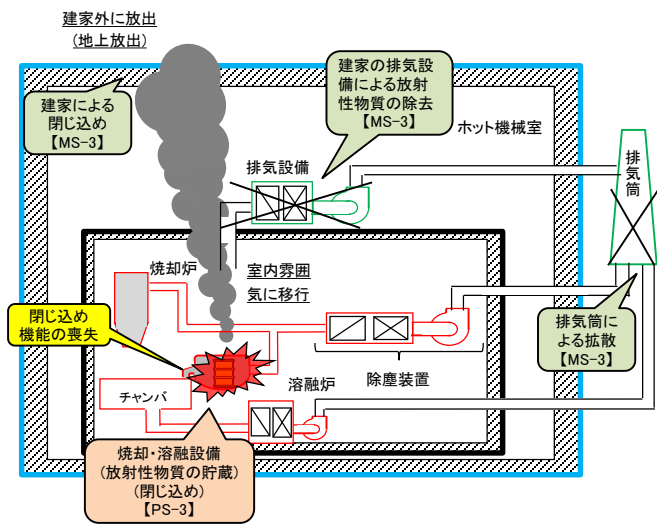
*3 E. M. Flew et al「Assessment of the Potential Release of Radioactivity from Installations at AERE, Harwell. Implications for Emergency Planning.」Handling of Radiation Accidents(1969)

焼却・溶融設備(溶融炉)における想定事象と評価条件

想定事象	発生防止対策	影響緩和対策
<p>大量の液体を含んだ廃棄物が投入され、急激に蒸発することにより炉内で異常な圧力上昇が発生したことによる溶融炉の廃棄物投入器の著しい破損を想定する。</p> <p>これにより放射性物質の閉じ込め機能が損なわれ、溶融炉内の放射性物質を含む排ガスが、破損した廃棄物投入器を介して室内の雰囲気中に漏れ出し、建家から放出される場合を想定する。</p>	<ul style="list-style-type: none"> 耐火性、耐熱性、耐食性を十分考慮したものを使用 <ul style="list-style-type: none"> 特に高温となる溶融炉、配管については、耐火物を施工 機器、配管には、主としてステンレス鋼を使用 放射性物質の散逸を防止する構造 <ul style="list-style-type: none"> 溶融物の出湯口等はチャンバ内に設置 運転中、溶融炉内及びチャンバ等の内部を負圧状態に維持 運転状態(炉内負圧、温度、チャンバ負圧等)を監視する機器の設置 溶融炉内の温度を監視し、異常な温度上昇が生じた場合は、加熱及び廃棄物の供給を自動停止 溶融炉内の圧力を監視し、異常な負圧低下が生じた場合は、加熱及び廃棄物の供給を自動停止 溶融炉内での異常な負圧低下を防ぐため、前処理工程において廃棄物から特殊な物質を除去 	<ul style="list-style-type: none"> 溶融炉内で圧力が異常に上昇した場合は、圧力逃し機構が動作し、圧力上昇を防止 建家による放射性物質の閉じ込め 建家の排気設備による放射性物質の除去 排気筒による環境中への放射性物質の拡散

◆評価条件

放出源	<ul style="list-style-type: none"> 1バッチ当たり溶融処理する200ℓドラム缶13本とする 溶融処理に伴い気相へ移行した200ℓドラム缶13本分の放射性物質を含む排ガスが安全側に除塵装置に移行せず、全量溶融炉内に留まっているとする 			
評価対象核種及び放射能	核種	計算方法	放射能 (200ℓドラム缶1本)	放出源の放射能 (200ℓドラム缶13本)
	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2mSv/hとなる放射能を、QAD-CGGP2Rを用いて計算	Co-60 : 8.0×10^8 Bq Ru-106 : 8.0×10^8 Bq Cs-137 : 8.0×10^8 Bq	Co-60 : 1.0×10^{10} Bq Ru-106 : 1.0×10^{10} Bq Cs-137 : 1.0×10^{10} Bq
	Sr-90	Cs-137と同じ量	Sr-90 : 8.0×10^8 Bq	Sr-90 : 1.0×10^{10} Bq
	H-3	200ℓドラム缶への収納限度	H-3 : 1.0×10^7 Bq	H-3 : 1.3×10^8 Bq
	全アルファ (Pu-239)	上記5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 : 3.2×10^8 Bq	Pu-239 : 4.2×10^9 Bq
移行割合	溶融時の気相への移行割合 H-3:1 Ru-106,Cs-137:0.6 ^{*1} Co-60,Sr-90:0.02 ^{*1} Pu-239:0.001 ^{*2}			
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 ^{*3}			



焼却・溶融設備(溶融炉)における想定事象と評価条件のモデル図

*1 天川正士他「プラズマ加熱を用いた低レベル放射性雑固体廃棄物の一括溶融処理技術 電力中央研究所報告」(1998)

*2 O.Cahuzac et al 「Technical contribution to the definition of incinerator and cement plant acceptance criteria for waste to be incinerated in France and Spain」EUR-16198(1995)

*3 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)

被ばく線量の評価方法(1/2)

想定される事故により周辺環境に放出される放射性物質による公衆の被ばく線量を以下の手順により計算。

① χ/Q 及び D/Q の計算

発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針に基づき計算。

χ/Q 及び D/Q の計算結果を第1表に示す。

② 外部被ばくに係る実効線量の計算

$$H_{\gamma} = \sum K_2 \cdot Q_{\gamma i} \cdot (D/Q)$$

H_{γ} : ガンマ線の外部被ばくに係る実効線量 [Sv]

K_2 : 空気カーマから実効線量への換算係数 (=1.0 [Sv/Gy])

$Q_{\gamma i}$: 核種iのガンマ線換算放出量 [MeV·Bq] (=放出量[Bq]×ガンマ線実効エネルギー*1[MeV])

*1 核種別のガンマ線実効エネルギーを第2表に示す。

(D/Q) : 相対線量 [Gy/(MeV·Bq)]

③ 吸入摂取による内部被ばくに係る実効線量*2

$$H_i^T = \sum K_{i1} \cdot Ma \cdot Q_i \cdot (\chi/Q)$$

H_i^T : 吸入摂取による成人の実効線量 [Sv]

K_{i1} : 核種iの吸入摂取による成人の実効線量係数 [Sv/Bq] (第2表に示す)

Ma : 呼吸率 (=1.2 [m³/h])

Q_i : 核種iの大気中への放出量 [Bq]

(χ/Q) : 相対濃度 [h/m³]

*2 H-3の場合は皮膚浸透による摂取量の増加係数(1.5)を考慮する。

被ばく線量の評価方法(2/2)

第1表 D/Q及び χ/Q の計算結果

建家の名称 (設備の名称)	相対線量(D/Q) [Gy/(MeV・Bq)] (方位、距離)	相対濃度(χ/Q) [h/m ³] (方位、距離)
第1廃棄物処理棟 (焼却処理設備)	2.2×10^{-18} (西南西、730m)	4.7×10^{-8} (南西、610m)
第2廃棄物処理棟 固体廃物処理設備・II	2.5×10^{-18} (西南西、630m)	5.2×10^{-8} (西南西、630m)
第3廃棄物処理棟 蒸発処理装置・I セメント固化装置	2.7×10^{-18} (西南西、560m)	6.2×10^{-8} (西南西、560m)
減容処理棟 金属溶融設備 焼却・溶融設備	1.6×10^{-18} (西南西、960m)	2.6×10^{-8} (南西、840m)

第2表 核種別のガンマ線実効エネルギー及び
吸入摂取による成人の実効線量係数^{1), 2), 3)}

核種	ガンマ線実効 エネルギー [MeV]	実効線量係数* ¹ K _{li} [Sv/Bq]
H-3	—	4.5×10^{-11}
C-14	—	5.8×10^{-10}
Co-60	2.50×10^0	3.1×10^{-8}
Sr-90(Y-90)* ²	1.69×10^{-6}	1.6×10^{-7}
Ru-106(Rh-106)* ²	2.01×10^{-1}	6.6×10^{-8}
Sb-125	4.30×10^{-1}	4.8×10^{-9}
Cs-134	1.56×10^0	6.6×10^{-9}
Cs-137(Ba-137m)* ²	5.97×10^{-1}	4.6×10^{-9}
Eu-154	1.22×10^0	5.3×10^{-8}
Pu-239	7.96×10^{-4}	5.0×10^{-5}
Am-241	3.24×10^{-2}	4.2×10^{-5}

* 1: 空気力学的放射能中央径(AMAD):1 μ m濃度限度の一番厳しい化学形
* 2: 子孫核種からのガンマ線を考慮した。

1) ICRPから出版されているCD-ROM (The ICRP Database of Dose Coefficients : Workers and Members of the Public. (Version One, 1999))

2) 発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量当量評価について(一部改訂 平成13年3月29日 原子力安全委員会了承)

3) ICRP Publication 38, Radionuclide Transformations – Energy and Intensity of Emissions, Vol.11-13, 1983.

事故時評価の結果

液体廃棄物処理施設及び固体廃棄物処理施設における安全機能である「放射性物質の貯蔵機能(閉じ込め、遮蔽)」が損なわれると想定される事象について評価した結果、下表に示すとおり、敷地境界外の公衆の実効線量の最大値は、固体廃棄物処理設備・Ⅱ(排風機の故障)における放射性物質の放出で 4.8×10^{-3} mSvであった。

	設備名	事故の概要	評価結果
液体廃棄物 処理施設	蒸発処理装置・Ⅰ	濃縮液貯槽の腐食による廃液の漏えい	1.4×10^{-4} mSv
	セメント固化装置	計量槽の腐食による廃液の漏えい	3.9×10^{-7} mSv
固体廃棄物 処理施設	焼却処理設備	異常燃焼による廃棄物投入器の破損	7.0×10^{-4} mSv
	固体廃棄物処理設備・Ⅱ	排風機の故障によるセルの負圧低下	4.8×10^{-3} mSv (最大)
		故障による遮蔽扉の開放による放射線の漏えい (遮蔽機能の喪失)	3.0×10^{-3} mSv
	金属熔融設備	異常な圧力上昇による炉蓋の著しい破損	3.5×10^{-3} mSv
	焼却・熔融設備(焼却炉)	異常燃焼による廃棄物投入器の破損	2.3×10^{-4} mSv
	焼却・熔融設備(熔融炉)	異常な圧力上昇による廃棄物投入器の著しい破損	2.3×10^{-3} mSv

6. 試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則との適合性

次ページ以降に示す

別表2 原子力科学研究所放射性廃棄物処理場（第3廃棄物処理棟）に係る「試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則（令和2年3月17日号外原子力規制委員会規則第7号）」への適合性確認整理表（原子炉設置変更許可申請書本文（共通編）4. ロ～ヘ及び4. チ～ヌは、該当しないため、記載省略）（1/3）

補足説明資料_6. 試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則との適合性

試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則の条項	項・号	ト. 放射性廃棄物の廃棄施設の構造及び設備			適合のための設計方針 (既許可)	適合のための対策	
		第3廃棄物処理棟					
		(2)液体廃棄物の廃棄設備					
		廃液貯槽	廃液処理装置				
廃液貯槽・I	蒸発処理装置・I	セメント固化装置					
第1条、第2条	適用範囲、定義						
第3条	試験研究用等原子炉施設の地盤	第1項	△	△	△	放射性廃棄物の廃棄施設は、耐震重要度に応じて算定する地震力が作用した場合においても、当該放射性廃棄物の廃棄施設を十分に支持することができる地盤に設ける。	本申請は、第3廃棄物処理棟で受入・処理を行う廃液の放射能濃度の上限を変更するが、当該施設・設備の仕様を変更するものではないことから、既許可の適合のための設計方針から変更はない。
		第2項	△	△	△	放射性廃棄物処理場には、「耐震重要施設」（Sクラスに属する施設）に該当する施設・設備はないため、設計上考慮する必要はない。	地震により安全機能を喪失した場合の周辺公衆の放射線被ばく評価を見直した結果、耐震重要度分類（Cクラス）に変更がないことを確認した。
		第3項	△	△	△		
第4条	地震による損傷の防止	第1項	○	○	○	放射性廃棄物の廃棄施設は、試験炉設置許可基準規則の解釈による耐震重要度分類に従い、Bクラス又はCクラスに分類し、当該分類に応じた耐震設計を行う。	第3廃棄物処理棟で受入・処理を行う廃液の放射能濃度の上限を変更することから、地震により安全機能を喪失した場合の周辺公衆の放射線被ばく評価を見直した。この結果、周辺公衆に過度の被ばく（5mSv）を及ぼすおそれがないことを再確認した。また、50μSvを下回ることから、耐震重要度分類（Cクラス）に変更がないことを確認した。
		第2項	○	○	○	なお、放射性廃棄物処理場は、地震による安全機能の喪失を想定しても一般公衆に対する放射線影響が5mSvを超えるおそれがない原子炉施設であり、試験炉設置許可基準規則に定める耐震重要施設を有しない。	Cクラスの耐震重要度に応じて算定した静的地震力に耐えるよう耐震設計を行う。
		第3項	△	△	△	放射性廃棄物処理場には、「耐震重要施設」（Sクラスに属する施設）に該当する施設・設備はないため、設計上考慮する必要はない。	地震により安全機能を喪失した場合の周辺公衆の放射線被ばく評価を見直した結果、耐震重要度分類（Cクラス）に変更がないことを確認した。
		第4項	△	△	△		
第5条	津波による損傷の防止		○	○	○	放射性廃棄物の廃棄施設は、添付書類に記載した行政機関による津波評価における遡上波が到達しない高さに設けるか、又は、遡上波が到達する高さに設けるものは、遡上波が到達したとしても、安全性が損なわれおそれがないようにする。なお、放射性廃棄物処理場は、津波による安全機能の喪失を想定しても一般公衆に対する放射線影響が5mSvを超えるおそれがない原子炉施設である。	第3廃棄物処理棟で受入・処理を行う廃液の放射能濃度の上限を変更することから、津波により安全機能を喪失した場合の周辺公衆の放射線被ばく評価を見直した。この結果、周辺公衆に過度の被ばく（5mSv）を及ぼすおそれがないことを再確認した。茨城沿岸津波対策委員会が策定した「茨城沿岸津波浸水想定」で示されている最大クラスとなるL2津波に耐えられるよう設計する。
第6条	外部からの衝撃による損傷の防止	第1項	○	○	○	放射性廃棄物の廃棄施設は、敷地内又はその周辺において想定される自然現象（地震及び津波を除く。）が発生した場合においても、安全機能を損なうおそれのない設計とする。この評価に当たっては、安全機能を包囲する施設の外殻（建家、鋼製蓋、遮蔽蓋、コンクリート製躯体等）に対する影響の有無により確認する。電巻については、放射性廃棄物の廃棄施設は、敷地及びその周辺（施設から半径20kmの範囲）における過去の記録を踏まえた影響が最も大きい電巻（藤田スケールF1、49m/s）及びその隣接現象の発生を考慮しても、安全機能を損なわない設計とする。	第3廃棄物処理棟で受入・処理を行う廃液の放射能濃度の上限を変更することから、電巻、火山事象及び外部火災（森林火災）により安全機能を喪失した場合の周辺公衆の被ばく評価を見直した。この結果、周辺公衆に過度の被ばく（5mSv）を及ぼすおそれがないことを再確認した。なお、火山事象及び外部火災（森林火災）により安全機能を喪失した場合の周辺公衆の被ばく評価は、地震により安全機能を喪失した場合の周辺公衆の被ばく評価と同じ想定とした。電巻については、電巻（藤田スケールF1、49m/s）に耐えられるよう設計する。
		第2項	△	△	△	「水冷型試験研究用原子炉施設に関する安全設計審査指針」（平成3年7月18日原子力安全委員会決定）の「添付 水冷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考え方」に示されるクラス1の安全施設はなく、クラス2の安全施設は建家内に設置されているが、強固な鉄筋コンクリート製であり、特に自然現象の影響を受けやすいものではないため、重要安全施設に該当する施設・設備はなく、設計上考慮する必要はない。	本申請は、第3廃棄物処理棟で受入・処理を行う廃液の放射能濃度の上限を変更するが、当該施設・設備の仕様を変更するものではないことから、既許可の適合のための設計方針から変更はない。
		第3項	○	○	○	放射性廃棄物の廃棄施設は、敷地内又はその周辺において想定される人為による事象が発生した場合においても、安全機能を損なうおそれのない設計とする。この評価に当たっては、安全機能を包囲する施設の外殻（建家、鋼製蓋、遮蔽蓋、コンクリート製躯体等）に対する影響の有無により確認する。なお、放射性廃棄物処理場は、電巻、火山の影響又は外部火災による安全機能の喪失を想定しても一般公衆に対する放射線影響が5mSvを超えるおそれがない原子炉施設である。	第3廃棄物処理棟で受入・処理を行う廃液の放射能濃度の上限を変更することから、外部火災（近隣工場火災及び爆発）により安全機能を喪失した場合の周辺公衆の被ばく評価を見直した。この結果、周辺公衆に過度の被ばく（5mSv）を及ぼすおそれがないことを再確認した。なお、外部火災（近隣工場火災及び爆発）により安全機能を喪失した場合の周辺公衆の被ばく評価は、地震により安全機能を喪失した場合の周辺公衆の被ばく評価と同じ想定とした。本申請は、当該施設・設備に変更を行うものではないことから、飛来物（航空機墜下）、ダム崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害については、既許可の適合のための設計方針から変更はない。
第7条	試験研究用等原子炉施設への人の不法な侵入等の防止		△	△	△	放射性廃棄物処理場の各施設への人の不法な侵入、施設内での人による妨害破壊行為及び爆発物等の不正な持込を未然に防止するため、放射性廃棄物の処理設備や保管廃棄施設を含む区域を設定し、これらの区域への出入管理を適切に行うことができる設計とする。また、放射性廃棄物処理場の各施設を設置する原子力科学研究所敷地内への入構管理を適切に行う。また、放射性廃棄物処理場の処理設備の運転及び制御に関する操作端末等は、外部との通信ネットワークに接続せずに使用する。	本申請は、第3廃棄物処理棟で受入・処理を行う廃液の放射能濃度の上限を変更するが、当該施設・設備の仕様を変更するものではないことから、既許可の適合のための設計方針から変更はない。
第8条	火災による損傷の防止	第1項	△	△	△	放射性廃棄物の廃棄施設における火災対策として、構築物、系統及び機器は、不燃性又は難燃性材料を使用する設計とする。また、放射性廃棄物の廃棄施設には、火災検出装置、消火器、消火栓等を設ける。火災の影響を軽減するため、必要に応じて耐火壁、防火戸等を設ける。	本申請は、第3廃棄物処理棟で受入・処理を行う廃液の放射能濃度の上限を変更するが、当該施設・設備の仕様を変更するものではないことから、既許可の適合のための設計方針から変更はない。
		第2項	-	-	-	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保管する場合には、廃棄物を金属製容器又はコンクリート容器に封入する。ただし、容器に封入することが著しく困難な大型廃棄物等で、その性状が可燃性又は難燃性のものにあっては、火災防護上必要な措置を行う。放射性廃棄物の廃棄施設においては、火災の発生を防止するため、持ち込み可燃性資材及び火気作業等の管理を行う。	当該条項に該当する施設・設備はない。
第9条	溢水による損傷の防止等	第1項	△	△	△	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。	本申請は、第3廃棄物処理棟で受入・処理を行う廃液の放射能濃度の上限を変更するが、当該施設・設備の仕様を変更するものではないことから、既許可の適合のための設計方針から変更はない。
		第2項	△	△	△	放射性廃棄物の廃棄施設において、廃液を取り扱う管理区域の建家外へ通じる境界には、堰、排水溝等を設ける。廃液を取り扱う区域の廃液に接する可能性のある床面及び壁面には、漏えいし難い材料による仕上げを施す。	本申請は、第3廃棄物処理棟で受入・処理を行う廃液の放射能濃度の上限を変更するが、当該施設・設備の仕様を変更するものではないことから、既許可の適合のための設計方針から変更はない。
第10条	誤操作の防止	第1項	△	△	△	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。	本申請は、第3廃棄物処理棟で受入・処理を行う廃液の放射能濃度の上限を変更するが、当該施設・設備の仕様を変更するものではないことから、既許可の適合のための設計方針から変更はない。
		第2項	△	△	△	安全施設は、有意な可能性をもって同時に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な設計とする。また、発生頻度は低いが、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。	本申請は、第3廃棄物処理棟で受入・処理を行う廃液の放射能濃度の上限を変更するが、当該施設・設備の仕様を変更するものではないことから、既許可の適合のための設計方針から変更はない。
第11条	安全避難通路等	第1項第1号	△	△	△	放射性廃棄物の廃棄施設には、容易に識別できる避難通路及び避難口を設ける。また、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。	本申請は、第3廃棄物処理棟で受入・処理を行う廃液の放射能濃度の上限を変更するが、当該施設・設備の仕様を変更するものではないことから、既許可の適合のための設計方針から変更はない。
		第1項第2号	△	△	△		
		第1項第3号	△	△	△		
第12条	安全施設	第1項	○	○	○	放射性廃棄物の廃棄施設のうち、安全施設（安全機能を有するもの）は、その安全機能の重要度に応じ、安全機能が確保されるように設計する。安全施設は、温度、圧力、廃棄物の性状等に配慮し、クラス2の安全施設にあっては高度の信頼性を確保し、かつ、維持すること、クラス3の安全施設にあっては一般の産業施設と同等以上の信頼性を確保し、かつ、維持することとする。	第3廃棄物処理棟で受入・処理を行う廃液の放射能濃度の上限を変更することから、放射性廃棄物の廃棄施設において想定される事故時の評価を見直した。この結果、水炉審査指針において、著しい放射線被ばくリスクを与えないとされる判断基準（5mSv）に比べ十分小さいことを再確認した。当該設備に係る異常の発生防止の機能（PS）及び異常の影響緩和の機能（MS）の重要度分類は、クラス3に分類され、一般の産業施設と同等以上の信頼性を確保するよう設計を行い、これを維持する。
		第2項	-	-	-	放射性廃棄物処理場には、MS-1及びMS-2の安全施設はなく、安全機能の重要度が特に高い安全機能はないことから、設計上考慮する必要はない。	当該条項に該当する施設・設備はない。
		第3項	△	△	△	放射性廃棄物処理場の放射性廃棄物の廃棄施設のうち、焼却処理設備、金属溶解設備及び焼却・溶融設備は、高温の焼却灰や溶融物を取り扱うことを考慮するとともに、異常な温度上昇及び負圧低下（圧力上昇）を考慮し、放射性物質の貯蔵機能（閉じ込め、遮蔽）が維持できるように設計する。また、廃液を貯留する塔槽類は、腐食を考慮して設計する。	本申請は、第3廃棄物処理棟で受入・処理を行う廃液の放射能濃度の上限を変更するが、当該施設・設備の仕様を変更するものではないことから、既許可の適合のための設計方針から変更はない。
		第4項	△	△	△	放射性廃棄物処理場の放射性廃棄物の廃棄施設は、運転中又は停止中において、放射性物質の貯蔵機能（閉じ込め、遮蔽）の健全性及び廃棄施設の処理能力について、適切な方法により試験、検査が行えるよう設計する。	本申請は、第3廃棄物処理棟で受入・処理を行う廃液の放射能濃度の上限を変更するが、当該施設・設備の仕様を変更するものではないことから、既許可の適合のための設計方針から変更はない。
		第5項	△	△	△	放射性廃棄物処理場の放射性廃棄物の廃棄施設は、施設内部で発生が想定される飛散物（高速回転機器の破損、ガス爆発又は重量機器の落下によって発生する飛散物）により放射性物質の貯蔵機能（閉じ込め、遮蔽）が損なわれないよう、飛散物の発生を防止するよう設計し、管理する。	本申請は、第3廃棄物処理棟で受入・処理を行う廃液の放射能濃度の上限を変更するが、当該施設・設備の仕様を変更するものではないことから、既許可の適合のための設計方針から変更はない。
		第6項	△	△	△	放射性廃棄物処理場は、原子力科学研究所の各原子炉施設の共通施設としての放射性廃棄物の廃棄施設であるが、各原子炉施設とは独立して設置しており、放射性廃棄物処理場において異常が発生した場合に、各原子炉施設の停止及び放射性物質の閉じ込めに影響を与えることはない。	本申請は、第3廃棄物処理棟で受入・処理を行う廃液の放射能濃度の上限を変更するが、当該施設・設備の仕様を変更するものではないことから、既許可の適合のための設計方針から変更はない。
		第1項第1号	-	-	-	運転時の異常な過渡変化は原子炉に想定されるものであるため、該当しない。	当該条項に該当する施設・設備はない。
		第1項第2号イ	-	-	-	当該条項に該当する施設・設備はない。	当該条項に該当する施設・設備はない。

原子力科学研究所放射性廃棄物処理場（第3廃棄物処理棟）に係る「試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則（令和2年3月17日号外原子力規制委員会規則第7号）」への適合性確認整理表
（原子炉設置変更許可申請書本文（共通編）4. ロ～ハ及び4. チ～ヌは、該当しないため、記載省略）（2/3）

試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則の条項	項・号	ト、放射性廃棄物の廃棄施設の構造及び設備			適合のための設計方針 (既許可)	適合のための対策	
		第3廃棄物処理棟					
		(2)液体廃棄物の廃棄設備					
		廃液貯槽	廃液処理装置				
	廃液貯槽・I	蒸発処理装置・I	セメント固化装置				
第13条	運転時の異常な過濃変化及び設計基準事故の拡大の防止	第1項第2号ロ	—	—	—	当該条項に該当する施設・設備はない。	当該条項に該当する施設・設備はない。
		第1項第2号ハ	○	○	○	放射性廃棄物の廃棄施設において想定される事故に対する解析及び評価を、「水冷型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（平成3年7月18日原子力安全委員会決定）及び「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」（昭和57年1月28日原子力安全委員会決定）等に基づき実施し、要件を満足する設計とする。	第3廃棄物処理棟で受入・処理を行う廃液の放射能濃度の上限を変更することから、放射性廃棄物の廃棄施設において想定される事故時の評価を見直した。この結果、水炉審査指針において、著しい放射線被ばくのリスクを与えないとされる判断基準（5mSv）に比べ十分小さいことを再確認した。当該設備に係る異常の発生防止の機能（PS）及び異常の影響緩和の機能（MS）の重要度分類は、クラス3に分類され、これを満足するよう設計する。
第14条	外部電源を喪失した場合の対策設備等	第1項	—	—	—	当該条項に該当する施設・設備はない。	当該条項に該当する施設・設備はない。
第15条	炉心等	第2項	—	—	—	当該条項に該当する施設・設備はない。	当該条項に該当する施設・設備はない。
		第1項	—	—	—	当該条項に該当する施設・設備はない。	当該条項に該当する施設・設備はない。
		第2項	—	—	—	当該条項に該当する施設・設備はない。	当該条項に該当する施設・設備はない。
		第3項	—	—	—	当該条項に該当する施設・設備はない。	当該条項に該当する施設・設備はない。
		第4項	—	—	—	当該条項に該当する施設・設備はない。	当該条項に該当する施設・設備はない。
第16条	燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設	第5項第1号	—	—	—	当該条項に該当する施設・設備はない。	当該条項に該当する施設・設備はない。
		第5項第2号	—	—	—	当該条項に該当する施設・設備はない。	当該条項に該当する施設・設備はない。
		第1項第1号	—	—	—	当該条項に該当する施設・設備はない。	当該条項に該当する施設・設備はない。
		第1項第2号	—	—	—	当該条項に該当する施設・設備はない。	当該条項に該当する施設・設備はない。
		第1項第3号	—	—	—	当該条項に該当する施設・設備はない。	当該条項に該当する施設・設備はない。
		第1項第4号	—	—	—	当該条項に該当する施設・設備はない。	当該条項に該当する施設・設備はない。
		第1項第5号	—	—	—	当該条項に該当する施設・設備はない。	当該条項に該当する施設・設備はない。
		第2項第1号イ	—	—	—	当該条項に該当する施設・設備はない。	当該条項に該当する施設・設備はない。
		第2項第1号ロ	—	—	—	当該条項に該当する施設・設備はない。	当該条項に該当する施設・設備はない。
		第2項第2号イ	—	—	—	当該条項に該当する施設・設備はない。	当該条項に該当する施設・設備はない。
		第2項第2号ロ	—	—	—	当該条項に該当する施設・設備はない。	当該条項に該当する施設・設備はない。
第17条	計測制御系統施設	第2項第2号ニ	—	—	—	当該条項に該当する施設・設備はない。	当該条項に該当する施設・設備はない。
		第3項第1号	—	—	—	当該条項に該当する施設・設備はない。	当該条項に該当する施設・設備はない。
		第3項第2号	—	—	—	当該条項に該当する施設・設備はない。	当該条項に該当する施設・設備はない。
第18条	安全保護回路	第1項第1号	—	—	—	当該条項に該当する施設・設備はない。	当該条項に該当する施設・設備はない。
		第1項第2号	—	—	—	当該条項に該当する施設・設備はない。	当該条項に該当する施設・設備はない。
		第1項第3号	—	—	—	当該条項に該当する施設・設備はない。	当該条項に該当する施設・設備はない。
		第1項第4号	—	—	—	当該条項に該当する施設・設備はない。	当該条項に該当する施設・設備はない。
		第1項第5号	—	—	—	当該条項に該当する施設・設備はない。	当該条項に該当する施設・設備はない。
		第1項第6号	—	—	—	当該条項に該当する施設・設備はない。	当該条項に該当する施設・設備はない。
		第1項第7号	—	—	—	当該条項に該当する施設・設備はない。	当該条項に該当する施設・設備はない。
第19条	反応度制御系統	第1項第1号	—	—	—	当該条項に該当する施設・設備はない。	当該条項に該当する施設・設備はない。
		第1項第2号イ	—	—	—	当該条項に該当する施設・設備はない。	当該条項に該当する施設・設備はない。
第20条	原子炉停止系統	第1項第2号ロ	—	—	—	当該条項に該当する施設・設備はない。	当該条項に該当する施設・設備はない。
		第1項第1号イ	—	—	—	当該条項に該当する施設・設備はない。	当該条項に該当する施設・設備はない。
		第1項第1号ロ	—	—	—	当該条項に該当する施設・設備はない。	当該条項に該当する施設・設備はない。
		第1項第2号	—	—	—	当該条項に該当する施設・設備はない。	当該条項に該当する施設・設備はない。
第21条	原子炉制御室等	第1項第3号	—	—	—	当該条項に該当する施設・設備はない。	当該条項に該当する施設・設備はない。
		第2項	—	—	—	当該条項に該当する施設・設備はない。	当該条項に該当する施設・設備はない。
		第1項第1号	—	—	—	当該条項に該当する施設・設備はない。	当該条項に該当する施設・設備はない。
第22条	放射性廃棄物の廃棄施設	第1項第1号	△	△	△	放射性廃棄物の廃棄施設において、放射性廃棄物の処理等の際に生ずる気体廃棄物は、その発生する場所に通気性の少ない区画を設ける。気体廃棄物の廃棄施設は、廃棄設備により気体廃棄物を吸引、ろ過し、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。 液体廃棄物の廃棄施設は、原子炉施設から発生する液体廃棄物の希釈、蒸発処理等を行うことにより、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。	本申請は、第3廃棄物処理棟で受入・処理を行う廃液の放射能濃度の上限を変更するが、当該施設・設備の仕様を変更するものではないことから、既許可の適合のための設計方針から変更はない。
		第1項第2号	△	△	△	液体廃棄物の廃棄施設は、「放射性液体廃棄物処理施設の安全審査に当たり考慮すべき事項ないしは基本的な考え方」（昭和56年9月28日原子力安全委員会決定）を参考にし、次のように設計する。 ① 漏えいの発生防止 液体廃棄物の廃棄施設は、適切な材料を使用するとともに、液位を監視する設備を有し、漏えいの発生を防止できる設計とする。 ② 漏えいの早期検出及び拡大防止 液体廃棄物の廃棄施設は、貯槽等から漏えいが生じたとき、漏えいを早期に検出し、制御室等に警報する装置を有するとともに、床面の傾斜又は床面に設けられた溝の傾斜により液体廃棄物がその受け口に導かれる構造とする。液体廃棄物の廃棄施設は、建家の床及び壁面に漏えいし難い対策がなされ、独立した区画内に設けるか、あるいは、周辺土壌等を設け漏えいの拡大防止の対策を講じる。 ③ 建家外への漏えい防止 建家からの漏えいに対して建家外に通じる出入口等には、漏えいすることを防止するための堰等を設け、かつ、床及び壁面は、建家外へ漏えいし難い対策を講じる。 ④ 敷地外への管理されない放出の防止 管理されない排水が流れる排水路を通じて液体廃棄物が敷地外へ放出されることのない設計とする。 ⑤ 固化体の作製時の放射性物質の散逸対策 固化装置は、固化物のドラム缶等への排出時に放射性物質が散逸し難い設計とする。 ⑥ 誤操作に起因する漏えい等の防止対策 液体廃棄物の廃棄施設には、誤操作に起因する放射性物質の漏えい等を防止するためのインターロックを設ける。	本申請は、第3廃棄物処理棟で受入・処理を行う廃液の放射能濃度の上限を変更するが、当該施設・設備の仕様を変更するものではないことから、既許可の適合のための設計方針から変更はない。
第23条	保管廃棄施設	第1項第1号	△	△	△	放射性廃棄物の処理前保管場所は、鉄筋コンクリート造の壁及び天井により、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。 放射性廃棄物の発生廃棄物保管場所は、鉄筋コンクリート造の壁及び天井、又は建家内に設けた箱型鋼製の保管庫により、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。	本申請は、第3廃棄物処理棟で受入・処理を行う廃液の放射能濃度の上限を変更するが、当該施設・設備の仕様を変更するものではないことから、既許可の適合のための設計方針から変更はない。
		第1項第2号	△	△	△		
第24条	工場等周辺における直接ガンマ線等からの防護		—	—	—	保管廃棄施設からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による空気カーマについては、原子力科学研究所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、年間50μGy以下となるように設計し、管理する。	当該条項に該当する施設・設備はない。
第25条	放射線からの放射線業務従事者の防護	第1項第1号	△	△	△	放射性廃棄物の廃棄施設は、放射線業務従事者の作業性等を考慮して、遮蔽、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等、所要の放射線防護上の措置を講じ、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。	本申請は、第3廃棄物処理棟で受入・処理を行う廃液の放射能濃度の上限を変更するが、当該施設・設備の仕様を変更するものではないことから、既許可の適合のための設計方針から変更はない。また、遮蔽設計区分については、変更はなく、追加の遮蔽対策は不要である。
		第2項	△	△	△	放射性廃棄物の廃棄施設には、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る。汚染検査室には、洗浄設備及び更衣設備を設け、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。 また、放射性廃棄物の廃棄施設には、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気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。	本申請は、第3廃棄物処理棟で受入・処理を行う廃液の放射能濃度の上限を変更するが、当該施設・設備の仕様を変更するものではないことから、既許可の適合のための設計方針から変更はない。
		第3項	△	△	△	放射性廃棄物の廃棄施設における放射線管理に必要な情報は、制御室等に表示する。	本申請は、第3廃棄物処理棟で受入・処理を行う廃液の放射能濃度の上限を変更するが、当該施設・設備の仕様を変更するものではないことから、既許可の適合のための設計方針から変更はない。
第26条	監視設備		—	—	—	当該条項に該当する施設・設備はない。	当該条項に該当する施設・設備はない。
第27条	原子炉格納施設	第1項第1号	—	—	—	当該条項に該当する施設・設備はない。	当該条項に該当する施設・設備はない。
		第1項第2号	—	—	—	当該条項に該当する施設・設備はない。	当該条項に該当する施設・設備はない。
第28条	保安電源設備	第1項	—	—	—	放射性廃棄物処理場には、MS-1及びMS-2の安全施設はなく、重要安全施設はないことから、設計上考慮する必要はない。	当該条項に該当する施設・設備はない。
		第2項	—	—	—		
		第3項第1号	—	—	—		
		第3項第2号	—	—	—		
		第3項第3号イ	—	—	—		
		第3項第3号ロ	—	—	—		
第29条	実験設備等	第1項第1号	—	—	—	当該条項に該当する施設・設備はない。	当該条項に該当する施設・設備はない。
		第1項第2号	—	—	—	当該条項に該当する施設・設備はない。	当該条項に該当する施設・設備はない。
		第1項第3号	—	—	—	当該条項に該当する施設・設備はない。	当該条項に該当する施設・設備はない。
		第1項第4号	—	—	—	当該条項に該当する施設・設備はない。	当該条項に該当する施設・設備はない。

原子力科学研究所放射性廃棄物処理場（第3廃棄物処理棟）に係る「試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則（令和2年3月17日号外原子力規制委員会規則第7号）」への適合性確認整理表
 （原子炉設置変更許可申請書本文（共通編）4. ロ～へ及び4. チ～ヌは、該当しないため、記載省略）（3/3）

試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則の条項	項・号	ト、放射性廃棄物の廃棄施設の構造及び設備			適合のための設計方針 (既許可)	適合のための対策
		第3廃棄物処理棟				
		(2) 液体廃棄物の廃棄設備				
		廃液貯槽	廃液処理装置			
		廃液貯槽・I	蒸発処理装置・I	セメント固化装置		
第30条 通信連絡設備等	第1項第5号	—	—	—	当該条項に該当する施設・設備はない。	当該条項に該当する施設・設備はない。
	第1項	△	△	△	放射性廃棄物の廃棄施設には、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。	本申請は、第3廃棄物処理棟で受入・処理を行う廃液の放射能濃度の上限を変更するが、当該施設・設備の仕様を変更するものではないことから、既許可の適合のための設計方針から変更はない。
	第2項	△	△	△	放射性廃棄物の廃棄施設には、想定される事故が発生した場合においても、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。なお、施設外の必要な場所との通信連絡は、原子力科学研究所内の現地対策本部から行う。	本申請は、第3廃棄物処理棟で受入・処理を行う廃液の放射能濃度の上限を変更するが、当該施設・設備の仕様を変更するものではないことから、既許可の適合のための設計方針から変更はない。
第39条 監視設備	第1項	△	△	△	放射性廃棄物の廃棄施設には、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。また、放射性廃棄物の廃棄施設には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気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、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。	本申請は、第3廃棄物処理棟で受入・処理を行う廃液の放射能濃度の上限を変更するが、当該施設・設備の仕様を変更するものではないことから、既許可の適合のための設計方針から変更はない。
	第2項	—	—	—	放射性廃棄物処理場には、「中出力炉又は高出力炉に係る試験研究用等原子炉施設に属するもの」に該当する施設・設備はない。	当該条項に該当する施設・設備はない。
		「○」：当該条項の対象設備であり、今回の設置変更許可で申請対象 「△」：当該条項の対象設備ではあるが、今回の設置変更許可では申請対象外 「—」：当該条項に非該当				