

既許可 まとめ資料「安全避難通路等」

2. 安全避難通路等

2.1 設置許可基準規則第 11 条第 1 項第 1 号及び第 2 号に対する方針

発電用原子炉施設は、安全避難通路及び安全避難通路の位置を明確かつ恒久的に表示する避難用の照明として非常灯及び誘導灯を設置する設計とする。

非常灯及び誘導灯については、照明用の電源が喪失した場合においても、点灯可能な設計とする。

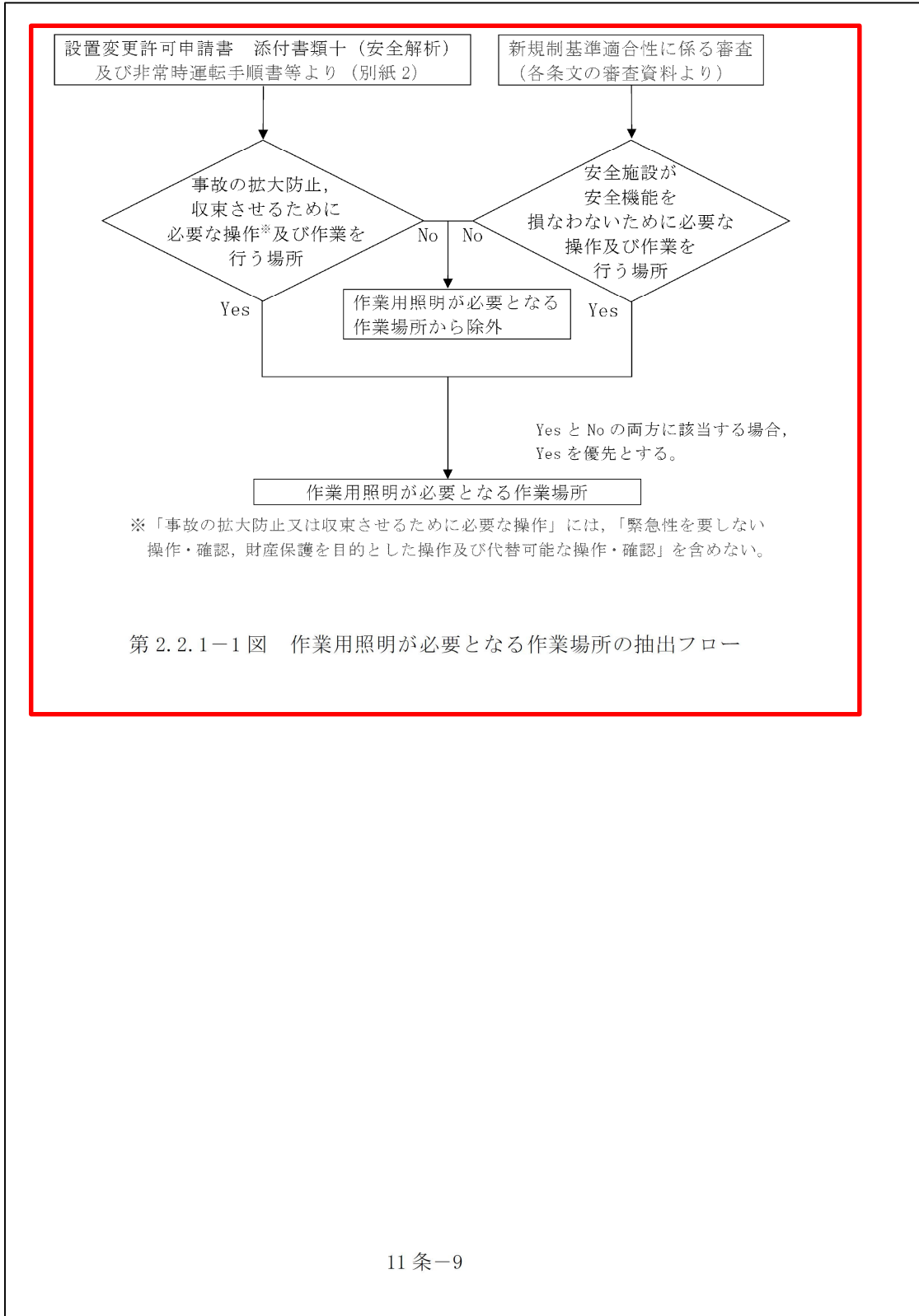
また、新規制基準対応に伴い、新たに耐火壁及び防火扉を設ける場所については、新たな配置に応じた安全避難通路を確保するとともに、その位置を明確かつ恒久的に表示する避難用の照明を設置する設計とする。

なお、新規制基準適合申請に係る発電用原子炉施設追加設備の安全避難通路等について、別紙 1 に示す。

2.2 設置許可基準規則第 11 条第 1 項第 3 号（追加要求事項）に対する方針

2.2.1 設計基準事故対策のための作業場所の抽出

設計基準事故が発生した場合に事故の拡大防止、収束させるために必要な操作及び作業時に用いる作業用照明が必要となる作業場所、並びに安全施設が安全機能を損なわないために必要な操作及び作業時に用いる作業用照明が必要となる作業場所を第 2.2.1-1 図のとおり抽出し、第 2.2.1-2 表のとおり、発電用原子炉の停止、停止後の冷却及び監視等の操作が必要となる中央制御室、現場機器室及び現場機器室へのアクセスルートに、避難用の照明とは別に作業用照明を設置する設計とする。



第 2.2.1-2 表 作業用照明が必要となる作業場所

選定項目	設置箇所
①発電用原子炉の停止，停止後の冷却及び監視等の操作	<p><発電用原子炉設置変更許可申請書 添付書類十に示す事故></p> <p>1) 中央制御室</p>
②設計基準事故発生時に必要な操作を実施する現場機器室	<p><放射性気体廃棄物処理施設の一部が破損した場合において，タービン建屋搬出入口シャッターを開放している作業員等は閉操作を実施></p> <p>1)タービン建屋搬出入口…タービン建屋 1 階</p>
③八条（火災による損傷の防止）：内部火災発生時に必要な操作を実施する現場機器室	<p><火災により原子炉保護系の論理回路が励磁状態を維持し，発電用原子炉をスクラムさせる必要がある場合に，現場での原子炉保護系母線停止操作を実施></p> <p>1)電気室…原子炉建屋附属棟 1 階</p>
④第九条（溢水による損傷の防止等）：内部溢水発生時に必要な操作を実施する現場機器室	<p><地震時の溢水の要因により燃料プール冷却浄化系の機能が喪失した際に，残留熱除去系により燃料プールの冷却及び注水機能維持のため現場での手動弁操作を実施></p> <p>1)MS I V-L C S マニホールド室 …原子炉建屋原子炉棟 3 階</p> <p>2)エレベータ正面…原子炉建屋原子炉棟 4 階</p> <p>3)F P C ポンプ室…原子炉建屋原子炉棟 4 階</p>
⑤十四条（全交流動力電源喪失対策設備）：全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源から開始される前までに必要な操作を実施する現場機器室	<p><全交流動力電源喪失時に非常用ディーゼル発電機または外部電源復旧が不可能な場合に，常設代替交流電源設備からの受電準備の現場操作として，不要な負荷の切り離し操作を実施></p> <p>1)電気室…原子炉建屋附属棟 1 階，地下 1 階，地下 2 階</p>
⑥第二十六条（原子炉制御室等）：中央制御室退避事象時に必要な操作を実施する現場機器室	<p>1)中央制御室外原子炉停止装置 …</p>
⑦中央制御室から現場機器室までの建屋内アクセスルート	1) 通路

12 条補足説明資料
安全施設

1. 要求事項

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈</p>	<p>備考</p>
<p>(安全施設) 第十二条 安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保されたものでなければならない。</p>	<p>第12条 (安全施設) 1 第1項に規定する「安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保されたもの」については、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」による。ここで、当該指針における「安全機能を有する構築物、系統及び機器」は本規定の「安全施設」に読み替える。</p>	<p>適合対象 (2.1 に設計方針を示す。)</p>
<p>2 安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものは、当該系統を構成する機械又は器具の単一故障（単一の原因によって一つの機械又は器具が所定の安全機能を失うこと（従属要因による多重故障を含む。）をいう。以下同じ。）が発生した場合であって、外部電源が利用できない場合においても機能できるよう、当該系統を構成する機械又は器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保するものでなければならない。</p>	<p>2 第2項の「単一故障」は、従属要因に基づく多重故障を含まれる。 3 第2項に規定する「安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するもの」は、上記の指針を踏まえ、以下に示す機能を有するものとする。 一 その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能</p>	<p>適合対象外 (2.2 に示すとおり、圧縮減容装置は放射性物質の貯蔵機能（PS-3）を有する固体廃棄物処理系の設備であり、重要度が特に高い安全機能を有するもの</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈</p>	<p>備考</p>																																							
	<table border="1" data-bbox="751 405 1235 629"> <tr><td colspan="2">原子炉の緊急停止機能</td></tr> <tr><td colspan="2">未臨界維持機能</td></tr> <tr><td colspan="2">原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能</td></tr> <tr><td colspan="2">原子炉停止後における除熱のための</td></tr> <tr><td rowspan="4">(PW R)</td><td>残留熱除去機能</td></tr> <tr><td>二次系からの除熱機能</td></tr> <tr><td>二次系への補給水機能</td></tr> <tr><td>崩壊熱除去機能</td></tr> </table> <table border="1" data-bbox="751 667 1235 725"> <tr><td rowspan="2">(BW R)</td><td>原子炉が隔離された場合の注水機能</td></tr> <tr><td>原子炉が隔離された場合の圧力逃がし機能</td></tr> </table> <p>事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための</p> <table border="1" data-bbox="751 752 1235 810"> <tr><td rowspan="2">(PW R)</td><td>原子炉内高圧時における注水機能</td></tr> <tr><td>原子炉内低圧時における注水機能</td></tr> </table> <table border="1" data-bbox="751 815 1235 891"> <tr><td rowspan="3">(BW R)</td><td>原子炉内高圧時における注水機能</td></tr> <tr><td>原子炉内低圧時における注水機能</td></tr> <tr><td>原子炉内高圧時における減圧系を起動させる機能</td></tr> </table> <p>格納容器内又は放射性物質が格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能</p> <p>格納容器の冷却機能</p> <p>格納容器内の可燃性ガス制御機能</p> <p>非常用交流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能</p> <p>非常用直流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能</p> <p>非常用の交流電源機能</p> <p>非常用の直流電源機能</p> <p>非常用の計測制御用直流電源機能</p> <p>補機冷却機能</p> <p>冷却用海水供給機能</p> <p>原子炉制御室非常用換気空調機能</p> <p>圧縮空気供給機能</p> <p style="text-align: center;">二 その機能を有する複数の系統があり、それぞれの系統について多重性又は多様性を要求する安全機能</p> <table border="1" data-bbox="751 1503 1235 1783"> <tr><td colspan="2">原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の隔離機能</td></tr> <tr><td colspan="2">原子炉格納容器バウンダリを構成する配管の隔離機能</td></tr> <tr><td colspan="2">原子炉停止系に対する作動信号（常用系として作動させるものを除く）の発生機能</td></tr> <tr><td colspan="2">工学的安全施設に分類される機器若しくは系統に対する作動信号の発生機能</td></tr> <tr><td colspan="2">事故時の原子炉の停止状態の把握機能</td></tr> <tr><td colspan="2">事故時の炉心冷却状態の把握機能</td></tr> <tr><td colspan="2">事故時の放射能閉じ込め状態の把握機能</td></tr> <tr><td colspan="2">事故時のプラント操作のための情報の把握機能</td></tr> </table> <p>4 第2項に規定する「単一故障」は、動的機器の単一故障及び静的機器の単一故障に分けられる。重要度の特に高い安全機能</p>	原子炉の緊急停止機能		未臨界維持機能		原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能		原子炉停止後における除熱のための		(PW R)	残留熱除去機能	二次系からの除熱機能	二次系への補給水機能	崩壊熱除去機能	(BW R)	原子炉が隔離された場合の注水機能	原子炉が隔離された場合の圧力逃がし機能	(PW R)	原子炉内高圧時における注水機能	原子炉内低圧時における注水機能	(BW R)	原子炉内高圧時における注水機能	原子炉内低圧時における注水機能	原子炉内高圧時における減圧系を起動させる機能	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の隔離機能		原子炉格納容器バウンダリを構成する配管の隔離機能		原子炉停止系に対する作動信号（常用系として作動させるものを除く）の発生機能		工学的安全施設に分類される機器若しくは系統に対する作動信号の発生機能		事故時の原子炉の停止状態の把握機能		事故時の炉心冷却状態の把握機能		事故時の放射能閉じ込め状態の把握機能		事故時のプラント操作のための情報の把握機能		<p>でないため)</p>
原子炉の緊急停止機能																																									
未臨界維持機能																																									
原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能																																									
原子炉停止後における除熱のための																																									
(PW R)	残留熱除去機能																																								
	二次系からの除熱機能																																								
	二次系への補給水機能																																								
	崩壊熱除去機能																																								
(BW R)	原子炉が隔離された場合の注水機能																																								
	原子炉が隔離された場合の圧力逃がし機能																																								
(PW R)	原子炉内高圧時における注水機能																																								
	原子炉内低圧時における注水機能																																								
(BW R)	原子炉内高圧時における注水機能																																								
	原子炉内低圧時における注水機能																																								
	原子炉内高圧時における減圧系を起動させる機能																																								
原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の隔離機能																																									
原子炉格納容器バウンダリを構成する配管の隔離機能																																									
原子炉停止系に対する作動信号（常用系として作動させるものを除く）の発生機能																																									
工学的安全施設に分類される機器若しくは系統に対する作動信号の発生機能																																									
事故時の原子炉の停止状態の把握機能																																									
事故時の炉心冷却状態の把握機能																																									
事故時の放射能閉じ込め状態の把握機能																																									
事故時のプラント操作のための情報の把握機能																																									

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈</p>	<p>備考</p>
	<p>を有する系統は、短期間では動的機器の単一故障を仮定しても、長期間では動的機器の単一故障又は想定される静的機器の単一故障のいずれかを仮定しても、所定の安全機能を達成できるように設計されていることが必要である。</p> <p>5 第2項について、短期間と長期間の境界は24時間を基本とし、運転モードの切替えを行う場合はその時点を短期間と長期間の境界とする。例えば運転モードの切替えとして、加圧水型軽水炉の非常用炉心冷却系及び格納容器熱除去系の注入モードから再循環モードへの切替えがある。</p> <p>また、動的機器の単一故障又は想定される静的機器の単一故障のいずれかを仮定すべき長期間の安全機能の評価に当たっては、想定される最も過酷な条件下においても、その単一故障が安全上支障のない期間に除去又は修復できることが確実であれば、その単一故障を仮定しなくてよい。</p>	

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈</p>	<p>備考</p>
	<p>さらに、単一故障の発生の可能性が極めて小さいことが合理的に説明できる場合、あるいは、単一故障を仮定することでシステムの機能が失われる場合であっても、他のシステムを用いて、その機能を代替できることが安全解析等により確認できれば、当該機器に対する多重性の要求は適用しない。</p>	
<p>3 安全施設は、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することができるものでなければならない。</p>	<p>6 第3項に規定する「想定される全ての環境条件」とは、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、その機能が期待されている構築物、システム及び機器が、その間にさらされると考えられる全ての環境条件をいう。</p>	<p>適合対象 (2.3 に設計方針を示す。)</p>
<p>4 安全施設は、その健全性及び能力を確認するため、その安全機能の重要度に応じ、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものでなければならない。</p>	<p>7 第4項に規定する「発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができる」とは、実システムを用いた試験又は検査が不適当な場合には、試験用のバイパス系を用いること等を許容することを意味する。</p> <p>8 第4項に規定する「試験又は検</p>	<p>適合対象外 (2.4 に設計方針を示す。)</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈</p>	<p>備考</p>
	<p>査」については、次の各号によること。</p> <p>一 発電用原子炉の運転中に待機状態にある安全施設は、運転中に定期的に試験又は検査（実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（平成25年原子力規制委員会規則第6号。以下「技術基準規則」という。）に規定される試験又は検査を含む。）ができること。ただし、運転中の試験又は検査によって発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合は、この限りでない。また、多重性又は多様性を備えた系統及び機器にあっては、各々が独立して試験又は検査ができること。</p> <p>二 運転中における安全保護系の各チャンネルの機能確認試験にあっては、その実施中においても、その機能自体が維持されていると同時に、原子炉停止系及び非常</p>	

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈</p>	<p>備考</p>																				
	<p>用炉心冷却系等の不必要な動作が発生しないこと。</p> <p>三 発電用原子炉の停止中に定期的に行う試験又は検査は、原子炉等規制法及び技術基準規則に規定される試験又は検査を含む。</p> <p>9 第4項について、下表の左欄に掲げる施設に対しては右欄に示す要求事項を満たさなければならない。</p> <table border="1" data-bbox="751 1115 1222 1196"> <thead> <tr> <th>構築物、系統及び機器</th> <th>要求事項</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>反応度制御系及び原子炉停止系</td> <td>試験のできる設計であること</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="751 1238 1222 1823"> <tbody> <tr> <td>原子炉冷却材圧力バウンダリ</td> <td>原子炉の供用期間中に試験及び検査ができる設計であること</td> </tr> <tr> <td>残留熱を除去する系統</td> <td>試験のできる設計であること</td> </tr> <tr> <td>非常用炉心冷却系</td> <td>定期的に試験及び検査できるとともに、その健全性及び多重性の維持を確認するため、独立に各系の試験及び検査ができる設計であること</td> </tr> <tr> <td>最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統</td> <td>試験のできる設計であること</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器</td> <td>定期的に、所定の圧力により原子炉格納容器全体の漏えい率測定ができる設計であること 電線、配管等の貫通部及び出入口の重要な部分の漏えい試験ができること</td> </tr> <tr> <td>隔離弁</td> <td>隔離弁は、定期的な動作試験が可能であり、かつ、重要な弁については、漏えい試験ができること</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器熱除去系</td> <td>試験のできる設計であること</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納施設雰囲気制御する系統</td> <td>試験のできる設計であること</td> </tr> </tbody> </table>	構築物、系統及び機器	要求事項	反応度制御系及び原子炉停止系	試験のできる設計であること	原子炉冷却材圧力バウンダリ	原子炉の供用期間中に試験及び検査ができる設計であること	残留熱を除去する系統	試験のできる設計であること	非常用炉心冷却系	定期的に試験及び検査できるとともに、その健全性及び多重性の維持を確認するため、独立に各系の試験及び検査ができる設計であること	最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統	試験のできる設計であること	原子炉格納容器	定期的に、所定の圧力により原子炉格納容器全体の漏えい率測定ができる設計であること 電線、配管等の貫通部及び出入口の重要な部分の漏えい試験ができること	隔離弁	隔離弁は、定期的な動作試験が可能であり、かつ、重要な弁については、漏えい試験ができること	原子炉格納容器熱除去系	試験のできる設計であること	原子炉格納施設雰囲気制御する系統	試験のできる設計であること	
構築物、系統及び機器	要求事項																					
反応度制御系及び原子炉停止系	試験のできる設計であること																					
原子炉冷却材圧力バウンダリ	原子炉の供用期間中に試験及び検査ができる設計であること																					
残留熱を除去する系統	試験のできる設計であること																					
非常用炉心冷却系	定期的に試験及び検査できるとともに、その健全性及び多重性の維持を確認するため、独立に各系の試験及び検査ができる設計であること																					
最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統	試験のできる設計であること																					
原子炉格納容器	定期的に、所定の圧力により原子炉格納容器全体の漏えい率測定ができる設計であること 電線、配管等の貫通部及び出入口の重要な部分の漏えい試験ができること																					
隔離弁	隔離弁は、定期的な動作試験が可能であり、かつ、重要な弁については、漏えい試験ができること																					
原子炉格納容器熱除去系	試験のできる設計であること																					
原子炉格納施設雰囲気制御する系統	試験のできる設計であること																					

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈</p>	<p>備考</p>						
	<table border="1" data-bbox="754 398 1193 705"> <tr> <td data-bbox="754 398 954 526">安全保護系</td> <td data-bbox="960 398 1193 526">原則として原子炉の運転中に、定期的に試験ができるとともに、その健全性及び多重性の維持を確認するため、各チャンネルが独立に試験できる設計であること</td> </tr> <tr> <td data-bbox="754 535 954 629">電気系統</td> <td data-bbox="960 535 1193 629">重要度の高い安全機能に関連する電気系統は、系統の重要な部分の適切な定期的試験及び検査が可能な設計であること</td> </tr> <tr> <td data-bbox="754 638 954 705">燃料の貯蔵設備及び取扱設備</td> <td data-bbox="960 638 1193 705">安全機能を有する構築物、系統及び機器は、適切な定期的試験及び検査ができること</td> </tr> </table>	安全保護系	原則として原子炉の運転中に、定期的に試験ができるとともに、その健全性及び多重性の維持を確認するため、各チャンネルが独立に試験できる設計であること	電気系統	重要度の高い安全機能に関連する電気系統は、系統の重要な部分の適切な定期的試験及び検査が可能な設計であること	燃料の貯蔵設備及び取扱設備	安全機能を有する構築物、系統及び機器は、適切な定期的試験及び検査ができること	
安全保護系	原則として原子炉の運転中に、定期的に試験ができるとともに、その健全性及び多重性の維持を確認するため、各チャンネルが独立に試験できる設計であること							
電気系統	重要度の高い安全機能に関連する電気系統は、系統の重要な部分の適切な定期的試験及び検査が可能な設計であること							
燃料の貯蔵設備及び取扱設備	安全機能を有する構築物、系統及び機器は、適切な定期的試験及び検査ができること							
<p>5 安全施設は、蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により、安全性を損なわないものでなければならない。</p>	<p>10 第5項に規定する「蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物」とは、内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する弁及び配管の破断、高速回転機器の破損、ガス爆発又は重量機器の落下等によって発生する飛散物をいう。なお、二次的飛散物、火災、化学反応、電氣的損傷、配管の破損又は機器の故障等の二次的影響も考慮するものとする。また、上記の「発生する飛散物」の評価については、「タービンミサイル評価について」（昭和52年7月20日原子力委員会原子炉安全専門審査会）等によること。</p>	<p>適合対象外 （2.5 に示すとおり圧縮減容装置は飛散物の発生源とならず、ミサイル防護の対象とならないため）</p>						

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈</p>	<p>備考</p>
<p>6 重要安全施設は、二以上の発電用原子炉施設において共用し、又は相互に接続するものであってはならない。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用し、又は相互に接続することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合は、この限りでない。</p>	<p>1 1 第6項に規定する「重要安全施設」については、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」においてクラスMS-1に分類される下記の機能を有する構築物等を対象とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉の緊急停止機能 ・未臨界維持機能 ・原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能 ・原子炉停止後の除熱機能 ・炉心冷却機能 ・放射性物質の閉じ込め機能並びに放射線の遮蔽及び放出低減機能（ただし、可搬型再結合装置及び沸騰水型発電用原子炉施設の排気筒（非常用ガス処理系排気筒の支持機能を持つ構造物）を除く。） ・工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能 ・安全上特に重要な関連機能（ただし、原子炉制御室遮蔽、取水口及び排水口を除く。） 	<p>適合対象外（2.6に示すとおり圧縮減容装置は放射性物質の貯蔵機能（PS-3）を有する固体廃棄物処理系の設備であり、重要安全施設に該当しないため）</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈</p>	<p>備考</p>
	<p>1 2 第6項に規定する「安全性が向上する場合」とは、例えば、ツインプラントにおいて運転員の融通ができるように居住性を考慮して原子炉制御室を共用した設計のように、共用対象の施設ごとに要求される技術的要件を満たしつつ、共用することにより安全性が向上するとの評価及び設計がなされた場合をいう。</p> <p>1 3 第6項に規定する「共用」とは、2基以上の発電用原子炉施設間で、同一の構築物、系統又は機器を使用することをいう。</p> <p>1 4 第6項に規定する「相互に接続」とは、2基以上の発電用原子炉施設間で、系統又は機器を結合することをいう。</p>	
<p>7 安全施設（重要安全施設を除く。）は、二以上の発電用原子炉施設と共用し、又は相互に接続する場合には、発電用原子炉施設の安全性を損なわないものでなければならない。</p>		<p>適合対象外（2.7に示すとおり圧縮減容装置は共用しないため）</p>

2. 適合のための設計方針

「1. 要求事項」での各要求事項に関して、既許可における適合のための設計方針を示すとともに、圧縮減容装置の設置時における適合のための設計方針を以下に示す。

2.1 設置許可基準規則第十二条第1項について

既許可における設計方針

既許可では、安全施設を「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」に基づき、それが果たす安全機能の性質に応じて、異常発生防止系（PS）及び異常影響緩和系（MS）に分類している。また、安全施設の有する安全機能の重要度に応じて、クラス1、クラス2及びクラス3に分類している。安全施設は、この分類に応じて、それぞれの基本的目標を達成することができる設計方針とすることにより、安全機能を確保することとしている。

【十二条－参考1】

圧縮減容装置の設置時における設計方針

圧縮減容装置は、放射放射性物質の貯蔵機能（PS－3）を有する固体廃棄物処理系の設備である。（第12－1表）。このため、一般の産業施設と同等以上の信頼性を確保し、かつ、維持することを基本的目標とし、設計を行う。

したがって、既許可における適合のための設計方針を踏まえたものであり、本項に適合する。

第 12-1 表 圧縮減容装置の安全上の機能別重要度分類

分類	異常状態発生防止			
	定義	機能	構築物、系統又は機器	特記すべき関連系
PS-3	1) 異常状態の起因事象となるものであって、PS-1 及び PS-2 以外の構築物、系統及び機器	3) 放射性物質の貯蔵機能	固体廃棄物処理系	-

2.2 設置許可基準規則第十二条第 2 項について

既許可における設計方針

既許可では、安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものとして、設置許可基準規則解釈第 12 条 3 に示されている機能を有するものについての要求事項が定められている。解釈 3 にて示されている機能は、クラス 1 及びクラス 2 に係るものであり、クラス 3 については本項の適合対象外としている。

【十二条-参考 2】

圧縮減容装置の設置時における設計方針

圧縮減容装置は、放射性物質の貯蔵機能（PS-3）を有する固体廃棄物処理系の設備である。このため、設置許可基準規則解釈第 12 条 3 により「安全機能を有する系統のうち、安全機能重要度が特に高い安全機能を有するもの」に該当せず、本項については適合対象外である。

2.3 設置許可基準規則第十二条第 3 項について

既許可における設計方針

既許可では、安全施設の設計条件を設定するに当たっては、材料疲労、劣化等に対しても十分な余裕をもって機能維持が可能となるよう、通常運転時、運

転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力、温度、湿度、放射線量等各種の環境条件下で、期待されている安全機能を発揮できる設計としている。

【十二条－参考 3】

圧縮減容装置の設置時における設計方針

圧縮減容装置は、放射性物質の貯蔵機能（PS-3）を有する固体廃棄物処理系の設備である。このため、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される環境条件（圧力、温度、湿度及び放射線等）において、放射性物質の貯蔵機能が発揮できる設計とする。

具体的には、圧縮減容装置が設置される固体廃棄物作業建屋が、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される環境条件（圧力、温度、湿度及び放射線等）において、放射性物質の貯蔵機能を発揮できる設計とする。固体廃棄物作業建屋は屋外に設置されていること、固体廃棄物作業建屋内には圧力・温度上昇要因がないことを踏まえ、環境条件を設定する。

したがって、既許可における適合のための設計方針を踏まえたものであり、本項に適合する。

2.4 設置許可基準規則第十二条第4項について

既許可における設計方針

既許可では、設置許可基準規則解釈第12条9に示される表の左欄の機器等について、右欄に示される試験又は検査に係る要求事項を満たすよう設計している。放射性物質の貯蔵機能を有する設備については、本表の左欄の機器等として示されていない。

【十二条－参考 4】

圧縮減容装置の設置時における設計方針

圧縮減容装置は、放射性物質の貯蔵機能（P S - 3）を有する固体廃棄物処理系の設備であり、設置許可基準規則解釈第12条9に示される表の左欄の機器等には該当していない。

圧縮減容装置は、放射性物質の貯蔵機能（P S - 3）を有する固体廃棄物処理系の設備であり、放射性物質の貯蔵機能を有する固体廃棄物処理系の機能の健全性を定期的な試験又は検査を行うことにより確認できる設計とする。

具体的には、圧縮減容装置が設置される固体廃棄物作業建屋について、保全プログラムに基づく点検等を行い、健全性を確認する。

したがって、既許可における適合のための設計方針を踏まえたものであり、本項に適合する。

【十二条一参考5】

2.5 設置許可基準規則第十二条第5項について

既許可における設計方針

既許可では、発電用原子炉施設内部においては、内部発生エネルギーの高い流体の弁の破損、配管の破断及び高速回転機器の破損による飛散物が想定されるため、プラントの安全性を損なうおそれのある飛散物が発生する可能性を十分低く抑えるよう、機器の設計、製作、品質管理、運転管理に十分な考慮を払うこととしている。

また、万一タービンの破損を想定した場合でも、飛散物によって安全施設の機能が損なわれている可能性を極めて低くする設計としている。

【十二条一参考6】

圧縮減容装置の設置時における設計方針

圧縮減容装置は、内部発生エネルギーの高い流体を内包せず、また高速回転機

器にも該当しないため、飛散物の発生源として考慮する必要はない。

また、「タービンミサイル評価について」（昭和52年7月20日原子力委員会原子炉安全専門審査会）においては、ミサイル防護の対象を格納容器内冷却材圧力バウンダリ及び使用済燃料プールとしており、放射性物質の貯蔵機能（PS-3）を有する固体廃棄物処理系はミサイル防護の対象となっていない。

したがって、本項については適合対象外である。

【十二条－参考7】

2.6 設置許可基準規則第十二条第6項について

既許可における設計方針

既許可では、重要安全施設である「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」（平成2年8月30日原子力安全委員会決定）に示されるクラスMS-1設備を対象に、2以上の発電用原子炉施設において共用又は相互接続する設備はないとしている。

圧縮減容装置の設置時における設計方針

圧縮減容装置は、放射性物質の貯蔵機能（PS-3）を有する固体廃棄物処理系の設備である。このため、重要安全施設に該当しておらず、本項については適合対象外である。

2.7 設置許可基準規則第十二条第7項について

既許可における設計方針

設置許可基準規則第十二条第7項では、安全施設（重要安全施設を除く。）のうち、2以上の発電用原子炉施設間で共用する場合についての要求事項を定めており、既許可において、2以上の発電用原子炉施設間で共用する安全施設は、

固体廃棄物処理系，所内ボイラ設備，所内蒸気系，給水処理系，緊急時対策所，通信連絡設備，放射線監視設備及び消火系としている。

【十二条－参考 8】

圧縮減容装置の設置時における設計方針

圧縮減容装置は，放射性物質の貯蔵機能（PS－3）を有する固体廃棄物処理系の設備ではあるが，2以上の発電用原子炉施設間で共用しない設計とするため，本項については適合対象外である。

既許可 まとめ資料 「安全施設」

7 安全施設（重要安全施設を除く。）は、二以上の発電用原子炉施設と共用し、又は相互に接続する場合には、発電用原子炉施設の安全性を損なわないものでなければならない。

適合のための設計方針

第1項について

安全施設を、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」に基づき、それが果たす安全機能の性質に応じて、次の2種に分類する。

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

また、PS及びMSのそれぞれに属する安全施設を、その有する安全機能の重要度に応じ、それぞれクラス1、クラス2及びクラス3に分類する。それぞれのクラスの呼称は第1表に掲げるとおりとする。

なお、各クラスに属する安全施設の基本設計ないし基本的設計方針は、確立された設計、建設、試験及び検査の技術並びに運転管理により、安全機能確保の観点から、次の各号に掲げる基本的目標を達成できるものとする。

- a. クラス1：合理的に達成し得る最高度の信頼性を確保し、かつ、維持すること。

- b. クラス2：高度の信頼性を確保し、かつ、維持すること。
- c. クラス3：一般の産業施設と同等以上の信頼性を確保し、かつ、維持すること。

(3) 分類の適用の原則

本原子炉施設の安全上の機能別重要度分類を具体的に適用するに当たっては、原則として次によることとする。

- a. 安全機能を直接果たす構築物、系統及び機器（以下「当該系」という。）が、その機能を果たすために直接又は間接に必要とする構築物、系統及び機器（以下「関連系」という。）の範囲と分類は、次の各号に掲げるところによるものとする。
 - (a) 当該系の機能遂行に直接必要となる関連系は、当該系と同位の重要度を有するものとみなす。
 - (b) 当該系の機能遂行に直接必要はないが、その信頼性を維持し、又は担保するために必要な関連系は、当該系より下位の重要度を有するものとみなす。ただし、当該系がクラス3であるときは、関連系はクラス3とみなす。
- b. 一つの構築物、系統及び機器が、二つ以上の安全機能を有するときは、果たすべきすべての安全機能に対する設計上の要求を満足させるものとする。
- c. 安全機能を有する構築物、系統又は機器は、これら二つ以上のもの間において、又は安全機能を有しないものとの間において、その一方の運転又は故障等により、同位ないし上位の重要度を有する他方に期待される安全機能が阻害され、もって原子炉施設の安全が損なわれることのないように、機能的隔離及び物理的分離を適切に考慮する。

d. 重要度の異なる構築物，系統又は機器を接続するときは，下位の重要度のものに上位の重要度のものと同等の設計上の要求を課すか，又は上位の重要度のものと同等の隔離装置等によって，下位の重要度のものの故障等により上位の重要度のものの安全機能が損なわれないように，適切な機能的隔離が行われるよう考慮する。

第2項について

重要度が特に高い安全機能を有する系統については，その構造，動作原理，果たすべき安全機能の性質等を考慮し，原則として多重性のある独立した系列又は多様性のある独立した系列を設け，想定される動的機器の単一故障又は長期間の使用が想定される静的機器の単一故障を仮定しても所定の安全機能が達成できる設計とする。また，その系統を構成する機器の単一故障の仮定に加え，外部電源が利用できない場合においても，系統の安全機能が達成できるよう，非常用所内電源として非常用ディーゼル発電機3系統を設ける。

重要度が特に高い安全機能を有する系統において，設計基準事故が発生した場合に長期間にわたって機能が要求される静的機器のうち，単一設計とする原子炉建屋ガス処理系の配管の一部及び中央制御室換気系のダクトの一部については，当該設備に要求される原子炉格納容器内又は放射性物質が原子炉格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能及び原子炉制御室非常用換気空調機能が喪失する単一故障のうち，想定される最も過酷な条件として，配管及びダクトについては全周破断を想定しても，単一故障による放射性物質の放出に伴う被ばくの影響を最小限に抑えるよう，安全上支障のない期間に単一故障を確実に除去又は修復できる設計とし，その単一故障を仮定しない。設計に当たっては，想定される単一故障の発生に伴う周辺公衆及び運転員の被ばく，当該単一故障の除去又は修復のためのア

第1表 安全上の機能別重要度分類

機能による分類 重要度による分類	安全施設		安全機能を有しない構築物、 系統及び機器
	異常の発生防止の機能を有するもの (PS)	異常の影響緩和の機能を有するもの (MS)	
安全に関連する構築物、 系統及び機器	クラス1 PS-1	MS-1	
クラス2 PS-2	MS-2		
クラス3 PS-3	MS-3		
安全に関連しない構築物、 系統及び機器			安全機能以外の機能のみを行うもの

12条-17

12条-19

既許可 まとめ資料 「安全施設」

d. 重要度の異なる構築物，系統又は機器を接続するときは，下位の重要度のものに上位の重要度のものと同等の設計上の要求を課すか，又は上位の重要度のものと同等の隔離装置等によって，下位の重要度のものの故障等により上位の重要度のものの安全機能が損なわれないように，適切な機能的隔離が行われるよう考慮する。

第 2 項について

重要度が特に高い安全機能を有する系統については，その構造，動作原理，果たすべき安全機能の性質等を考慮し，原則として多重性のある独立した系列又は多様性のある独立した系列を設け，想定される動的機器の単一故障又は長期間の使用が想定される静的機器の単一故障を仮定しても所定の安全機能が達成できる設計とする。また，その系統を構成する機器の単一故障の仮定に加え，外部電源が利用できない場合においても，系統の安全機能が達成できるよう，非常用所内電源として非常用ディーゼル発電機 3 系統を設ける。

重要度が特に高い安全機能を有する系統において，設計基準事故が発生した場合に長期間にわたって機能が要求される静的機器のうち，単一設計とする原子炉建屋ガス処理系の配管の一部及び中央制御室換気系のダクトの一部については，当該設備に要求される原子炉格納容器内又は放射性物質が原子炉格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能及び原子炉制御室非常用換気空調機能が喪失する単一故障のうち，想定される最も過酷な条件として，配管及びダクトについては全周破断を想定しても，単一故障による放射性物質の放出に伴う被ばくの影響を最小限に抑えるよう，安全上支障のない期間に単一故障を確実に除去又は修復できる設計とし，その単一故障を仮定しない。設計に当たっては，想定される単一故障の発生に伴う周辺公衆及び運転員の被ばく，当該単一故障の除去又は修復のためのア

クセシ性, 補修作業性並びに当該作業期間として想定する屋外の場合 4 日間, 屋内の場合 2 日間における従事者の被ばくを考慮し, 周辺公衆の被ばく線量が設計基準事故時の判断基準である実効線量を下回ること, 運転員の被ばく線量が緊急時作業に係る線量限度を下回ること及び従事者の被ばく線量が緊急時作業に係る線量限度に照らしても十分小さく修復作業が実施可能であることを満足するものとする。

なお, 単一故障を除去又は修復ができない場合であっても, 周辺公衆に対する放射線被ばくが, 安全評価指針に示された設計基準事故時の判断基準を下回ることを確認する。

重要度が特に高い安全機能を有する系統において, 設計基準事故が発生した場合に長期間にわたって機能が要求される静的機器のうち, 単一設計とする残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) のスプレイヘッド (サプレッション・チェンバ側) については, 想定される最も過酷な単一故障の条件として, 配管 1 箇所全周破断を想定した場合においても, 原子炉格納容器の冷却機能を達成できる設計とする。また, このような場合においても, 残留熱除去系 2 系統にてドライウェルスプレイを行うか, 又は 1 系統をドライウェルスプレイ, もう 1 系統を残留熱除去系 (サプレッション・プール冷却系) で運転することで原子炉格納容器の冷却機能を代替できる設計とする。

なお, 単一設計とする原子炉建屋ガス処理系の配管の一部及び中央制御室換気系のダクトの一部については, 保全計画に基づき劣化モードに対する適切な保守管理を実施し, 故障の発生を低く抑える。

第 3 項について

安全施設の設計条件を設定するに当たっては, 材料疲労, 劣化等に対しても十分な余裕を持って機能維持が可能となるよう, 通常運転時, 運転時の異

既許可 まとめ資料 「安全施設」

クセシ性,補修作業性並びに当該作業期間として想定する屋外の場合4日間,屋内の場合2日間における従事者の被ばくを考慮し,周辺公衆の被ばく線量が設計基準事故時の判断基準である実効線量を下回ること,運転員の被ばく線量が緊急時作業に係る線量限度を下回ること及び従事者の被ばく線量が緊急時作業に係る線量限度に照らしても十分小さく修復作業が実施可能であることを満足するものとする。

なお,単一故障を除去又は修復ができない場合であっても,周辺公衆に対する放射線被ばくが,安全評価指針に示された設計基準事故時の判断基準を下回ることを確認する。

重要度が特に高い安全機能を有する系統において,設計基準事故が発生した場合に長期間にわたって機能が要求される静的機器のうち,単一設計とする残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)のスプレイヘッド(サプレッション・チェンバ側)については,想定される最も過酷な単一故障の条件として,配管1箇所(全周)破断を想定した場合においても,原子炉格納容器の冷却機能を達成できる設計とする。また,このような場合においても,残留熱除去系2系統にてドライウェルスプレイを行うか,又は1系統をドライウェルスプレイ,もう1系統を残留熱除去系(サプレッション・プール冷却系)で運転することで原子炉格納容器の冷却機能を代替できる設計とする。

なお,単一設計とする原子炉建屋ガス処理系の配管の一部及び中央制御室換気系のダクトの一部については,保全計画に基づき劣化モードに対する適切な保守管理を実施し,故障の発生を低く抑える。

第3項について

安全施設の設計条件を設定するに当たっては,材料疲労,劣化等に対しても十分な余裕を持って機能維持が可能となるよう,通常運転時,運転時の異

常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力，温度，湿度，放射線量等各種の環境条件を考慮し，十分安全側の条件を与えることにより，これらの条件下においても期待されている安全機能を発揮できる設計とする。

第4項について

安全施設は，その健全性及び能力を確認するため，その安全機能の重要度に応じ，必要性及びプラントに与える影響を考慮して，発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができる設計とする。

試験又は検査が可能な設計とする対象設備を第2表に示す。

第5項について

発電用原子炉施設内部においては，内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する弁の破損，配管の破断及び高速回転機器の破損による飛散物が想定される。

発電所内の施設については，タービン・発電機等の大型回転機器に対して，その損壊によりプラントの安全性を損なうおそれのある飛散物が発生する可能性を十分低く抑えるよう，機器の設計，製作，品質管理，運転管理に十分な考慮を払う。

さらに，万一タービンの破損を想定した場合でも，タービン羽根，T-G カップリング，タービン・ディスク，高圧タービン・ロータ等の飛散物によって安全施設の機能が損なわれる可能性を極めて低くする設計とする。

高温高圧の流体を内包する主蒸気・給水管等については，材料選定，強度設計，品質管理に十分な考慮を払う。

さらに，これに加えて安全性を高めるために，上記配管については仮想的な破断を想定し，その結果生じるかも知れない配管のむち打ち，流出流体のジェット力，周辺雰囲気の変化等により，安全施設の機能が損なわれること

既許可 まとめ資料 「安全施設」

常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力、温度、湿度、放射線量等各種の環境条件を考慮し、十分安全側の条件を与えることにより、これらの条件下においても期待されている安全機能を発揮できる設計とする。

第4項について

安全施設は、その健全性及び能力を確認するため、その安全機能の重要度に応じ、必要性及びプラントに与える影響を考慮して、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができる設計とする。

試験又は検査が可能な設計とする対象設備を第2表に示す。

第5項について

発電用原子炉施設内部においては、内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する弁の破損、配管の破断及び高速回転機器の破損による飛散物が想定される。

発電所内の施設については、タービン・発電機等の大型回転機器に対して、その損壊によりプラントの安全性を損なうおそれのある飛散物が発生する可能性を十分低く抑えるよう、機器の設計、製作、品質管理、運転管理に十分な考慮を払う。

さらに、万タービンの破損を想定した場合でも、タービン羽根、T-G カップリング、タービン・ディスク、高圧タービン・ロータ等の飛散物によって安全施設の機能が損なわれる可能性を極めて低くする設計とする。

高温高圧の流体を内包する主蒸気・給水管等については、材料選定、強度設計、品質管理に十分な考慮を払う。

さらに、これに加えて安全性を高めるために、上記配管については仮想的な破断を想定し、その結果生じるかも知れない配管のむち打ち、流出流体のジェット力、周辺雰囲気の変化等により、安全施設の機能が損なわれること

第2表 試験又は検査が可能な設計とする対象設備

構築物、系統及び機器	設計上の考慮
反応度制御系及び原子炉停止系	試験のできる設計とする。
原子炉冷却材圧力バウンダリ	原子炉の供用期間中に試験及び検査ができる設計とする。
残留熱を除去する系統	試験のできる設計とする。
非常用炉心冷却系	定期的に試験及び検査できるとともに、その健全性及び多重性の維持を確認するため、独立に各系の試験及び検査ができる設計とする。
最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統	試験のできる設計とする。
原子炉格納容器	定期的に、所定の圧力により原子炉格納容器全体の漏えい率測定ができる設計とする。 電線、配管等の貫通部及び出入口の重要な部分の漏えい試験ができる設計とする。
隔離弁	隔離弁は、定期的な動作試験が可能であり、かつ、重要な弁については、漏えい試験ができる設計とする。
原子炉格納容器熱除去系	試験のできる設計とする。
原子炉格納施設雰囲気制御する系統	試験のできる設計とする。
安全保護系	原則として原子炉の運転中に、定期的に試験ができるとともに、その健全性及び多重性の維持を確認するため、各チャンネルが独立に試験できる設計とする。
電気系統	重要度の高い安全機能に関連する電気系統は、系統の重要な部分の適切な定期的試験及び検査が可能な設計とする。
燃料の貯蔵設備及び取扱設備	安全機能を有する構築物、系統及び機器は、適切な定期的試験及び検査ができる設計とする。

1.3 気象等

該当なし

1.4 設備等

8.2 換気空調設備

8.2.2 設計方針

12条-18

既許可 添付書類八 第7章 「7. 固体廃棄物処理系」

7.3.5 試験検査

固体廃棄物処理系は、定期的な試験又は検査を行うことにより、その機能の健全性を確認する。

既許可 まとめ資料 「安全施設」

常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力，温度，湿度，放射線量等各種の環境条件を考慮し，十分安全側の条件を与えることにより，これらの条件下においても期待されている安全機能を発揮できる設計とする。

第4項について

安全施設は，その健全性及び能力を確認するため，その安全機能の重要度に応じ，必要性及びプラントに与える影響を考慮して，発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができる設計とする。

試験又は検査が可能な設計とする対象設備を第2表に示す。

第5項について

発電用原子炉施設内部においては，内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する弁の破損，配管の破断及び高速回転機器の破損による飛散物が想定される。

発電所内の施設については，タービン・発電機等の大型回転機器に対して，その損壊によりプラントの安全性を損なうおそれのある飛散物が発生する可能性を十分低く抑えるよう，機器の設計，製作，品質管理，運転管理に十分な考慮を払う。

さらに，万一タービンの破損を想定した場合でも，タービン羽根，T-Gカップリング，タービン・ディスク，高圧タービン・ロータ等の飛散物によって安全施設の機能が損なわれる可能性を極めて低くする設計とする。

高温高圧の流体を内包する主蒸気・給水管等については，材料選定，強度設計，品質管理に十分な考慮を払う。

さらに，これに加えて安全性を高めるために，上記配管については仮想的な破断を想定し，その結果生じるかも知れない配管のむち打ち，流出流体のジェット力，周辺雰囲気の変化等により，安全施設の機能が損なわれること

のないよう配置上の考慮を払うとともに、それらの影響を低減させるための手段として、主蒸気・給水管についてはパイプホイップレストレイントを設ける。

以上の考慮により、安全施設は安全性を損なわない設計とする。

第6項について

東海第二発電所においては、重用安全施設の共用又は相互に接続はしない。

第7項について

安全施設（重要安全施設を除く。）のうち、2以上の発電用原子炉施設間で共用するのは、固体廃棄物処理系、所内ボイラ設備、所内蒸気系、給水処理系、緊急時対策所、通信連絡設備、放射線監視設備及び消火系である。

固体廃棄物処理系のうち、セメント混練固化装置、雑固体廃棄物焼却設備、雑固体減容処理設備、固体廃棄物貯蔵庫及び固体廃棄物作業建屋は、東海発電所と共用とするが、その処理量は東海第二発電所及び東海発電所における合計の予想発生量を考慮することで安全性を損なわない設計とする。

所内ボイラ設備及び所内蒸気系は、東海発電所と共用とするが、必要な容量をそれぞれ確保するとともに、接続部の弁を閉操作することにより隔離できる設計とすることで、安全性を損なわない設計とする。

給水処理系のうち、原水タンク、ろ過水貯蔵タンク、多目的タンク及び純水貯蔵タンクは、東海発電所と共用とするが、必要な容量をそれぞれ確保するとともに、接続部の弁を閉操作することにより隔離できる設計とすることで、安全性を損なわない設計とする。

緊急時対策所は、東海発電所と共用とするが、東海発電所と同時発災時に対応するために必要な居住性を確保する設計とすることで、安全性を損なわ

「タービンミサイル評価について」

(昭和52年7月20日原子力委員会原子炉安全専門審査会)

はじめに

本検討会は「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」の指針5.に言う飛来物の内タービンミサイルをどのように評価するかについての判断基準等を決定することを目的とした。

本検討会は昭和52年6月の第160回原子炉安全専門審査会で上記目的のために設置された。以降合計4回の会合を持ち、鋭意検討を行い、本報告書をまとめた。

I 評価モデル

1. タービンミサイルの想定

- i) 低圧タービン羽根
- ii) T-Gカップリング
- iii) 低圧タービンディスク（一体型ロータを含む）
- iv) その他（タービンロータ、発電機ロータ等）を考える。

2. ミサイル防護の対象とすべき機器等⁽¹⁾

以下の観点から対象を選定する。

- i) 原子炉の安全な停止機能の確保
- ii) 原子炉格納容器と原子炉冷却材圧力バウンダリ同時破損防止
- iii) 燃料及び使用済燃料プールの健全性の確保
- iv) 残留熱除去機能の確保
- v) 非常用電源の確保

上記のうち

系統の多重性、配置等の関連で具体的に格納容器内冷却材圧力バウンダリ、使用済燃料プールが対象となる。

3. 確率評価のモデル

タービンミサイルの評価は発生確率（ P_1 ）、到達確率（ P_2 ）、破損確率（ P_3 ）を総合した下記の式により行うこととする。

$$P = \sum_i (P_{1i} \times P_{2i} \times P_{3i}) \quad (i = B, C, D, R)$$

既許可 まとめ資料 「安全施設」

のないよう配置上の考慮を払うとともに、それらの影響を低減させるための手段として、主蒸気・給水管についてはパイプホイッププレストレイントを設ける。

以上の考慮により、安全施設は安全性を損なわない設計とする。

第6項について

東海第二発電所においては、重用安全施設の共用又は相互に接続はしない。

第7項について

安全施設（重要安全施設を除く。）のうち、2以上の発電用原子炉施設間で共用するのは、固体廃棄物処理系、所内ボイラ設備、所内蒸気系、給水処理系、緊急時対策所、通信連絡設備、放射線監視設備及び消火系である。

固体廃棄物処理系のうち、セメント混練固化装置、雑固体廃棄物焼却設備、雑固体減容処理設備、固体廃棄物貯蔵庫及び固体廃棄物作業建屋は、東海発電所と共用とするが、その処理量は東海第二発電所及び東海発電所における合計の予想発生量を考慮することで安全性を損なわない設計とする。

所内ボイラ設備及び所内蒸気系は、東海発電所と共用とするが、必要な容量をそれぞれ確保するとともに、接続部の弁を閉操作することにより隔離できる設計とすることで、安全性を損なわない設計とする。

給水処理系のうち、原水タンク、ろ過水貯蔵タンク、多目的タンク及び純水貯蔵タンクは、東海発電所と共用とするが、必要な容量をそれぞれ確保するとともに、接続部の弁を閉操作することにより隔離できる設計とすることで、安全性を損なわない設計とする。

緊急時対策所は、東海発電所と共用とするが、東海発電所と同時発災時に対応するために必要な居住性を確保する設計とすることで、安全性を損なわ

ない設計とする。

通信連絡設備のうち衛星電話設備（固定型）、衛星電話設備（携帯型）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）、テレビ会議システム（社内）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP電話及びIP-FAX）、加入電話設備（加入電話及び加入FAX）、専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））は、東海発電所と共用とするが、東海発電所で同時に通信・通話するために必要な仕様を満足する設計とすることで、安全性を損なわない設計とする。

放射線監視設備のうち固定モニタリング設備、気象観測設備、放射能観測車及び環境試料測定設備は、東海第二発電所及び東海発電所の共通の対象である発電所周辺の放射線等を監視、測定するために必要な仕様を満足する設計とすることで、安全性を損なわない設計とする。

放射線監視設備のうち出入管理室は東海第二発電所及び東海発電所の共通の対象である管理区域の出入管理及び被ばく線量の監視をするために必要な仕様を満足する設計とすることで、安全性を損なわない設計とする。

消火系のうち電動機駆動消火ポンプ、ディーゼル駆動消火ポンプ、構内消火用ポンプ、ディーゼル駆動構内消火ポンプ、原水タンク、ろ過水貯蔵タンク及び多目的タンクは、東海発電所と共用とするが、必要な容量をそれぞれ確保するとともに、発電用原子炉施設間の接続部の弁を閉操作することにより隔離できる設計とすることで、安全性を損なわない設計とする。

27 条補足説明資料
放射性廃棄物の処理施設

1. 要求事項

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈</p>	<p>備考</p>
<p>(放射性廃棄物の処理施設) 第二十七条 工場等には、次に掲げるところにより、通常運転時において放射性廃棄物（実用炉規則第二条第二項第二号に規定する放射性廃棄物をいう。以下同じ。）を処理する施設（安全施設に係るものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。</p>	<p>第27条（放射性廃棄物の処理施設）</p>	<p>適合対象 (2.1に既許可の処理能力に影響を与えないことを示す。)</p>
<p>一 周辺監視区域の外の空气中及び周辺監視区域の境界における水中の放射性物質の濃度を十分に低減できるよう、発電用原子炉施設において発生する放射性廃棄物を処理する能力を有するものとする。</p>	<p>1 第1号に規定する「放射性物質の濃度を十分に低減できる」とは、気体廃棄物処理施設にあつては、ろ過、貯留、減衰及び管理等により、液体廃棄物処理施設にあつてはろ過、蒸発処理、イオン交換、貯留、減衰及び管理等によること。 2 第1号に規定する「十分に低減できる」とは、As Low As Reasonably Achievable (ALARA)の考え方の下、当該工場等として「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」（昭和50年5月13日原子力安全委員会決定）において定める線量目標値（50マイクロシーベルト／年）が達成できるものであること。 3 上記2の線量目標値の評価に当たっては、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指</p>	<p>適合対象 (2.2において放出される放射性物質による周辺監視区域外の空气中濃度を十分低減できること及び一般公衆の実効線量が無視し得るほど小さいことを示す。)</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈</p>	<p>備考</p>
	<p>針」(昭和51年9月28日原子力安全委員会決定)等において定めるところによること。</p>	
<p>二 液体状の放射性廃棄物の処理に係るものにあつては、放射性物質を処理する施設から液体状の放射性廃棄物が漏えいすることを防止し、及び工場等外へ液体状の放射性廃棄物が漏えいすることを防止できるものとする。</p>	<p>4 第2号に規定する「液体状の放射性廃棄物」とは、液体状の放射性廃棄物及び液体にスラッジ等の固体が混入している状態のものをいう(以下本規程において同じ。)</p> <p>5 第2号に規定する「液体状の放射性廃棄物の処理に係るもの」とは、発電用原子炉施設の運転に伴い発生する液体状の放射性廃棄物を分離・収集し、廃液の性状により、適切なる過、蒸発処理、イオン交換、貯留、減衰及び管理等を行う施設及び処理施設を収納する建屋又は区域をいう。</p> <p>6 第2号に規定する「液体状の放射性廃棄物が漏えいすることを防止し、及び工場等の外へ液体状の放射性廃棄物が漏えいすることを防止できるもの」については、「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)において定めるところによる。</p>	<p>適合対象外</p> <p>(2.3 に申請施設は液体廃棄物の処理に係る設備ではないことを示す。)</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈</p>	<p>備考</p>
<p>三 固体状の放射性廃棄物の処理に係るものにあつては、放射性廃棄物を処理する過程において放射性物質が散逸し難いものとする事。</p>	<p>7 第3号に規定する「処理する過程」には、廃棄物の破砕、圧縮、焼却及び固化等の処理過程が含まれる。</p>	<p>適合対象 (2.4に圧縮減容装置は放射性物質が散逸し難い構造であることを示す。)</p>

2. 適合のための設計方針

「1. 要求事項」での各要求事項に関して、既許可における適合のための設計方針を示すとともに、圧縮減容装置の設置時における適合のための設計方針を示す。

2.1 設置許可基準規則第二十七条第1項について

既許可における設計方針

既許可において、固体廃棄物作業建屋の仕分け・切断作業エリアは、不燃性雑固体廃棄物の仕分け・切断を行うとし、その面積は約 900m²とし、そこでは不燃性雑固体廃棄物を、雑固体減容処理設備を用いた溶融・焼却による減容が期待できるものと、減容効果が小さいものに仕分け、切断する作業を約 6,000 本／年行うことが可能な設計としている。

これは、固体廃棄物作業建屋設置前の仕分け・切断作業の実績（約 240m²の床面積で年間約 2,000 本処理）を根拠に、3 倍の年間約 6,000 本の処理が可能となるよう、3 倍の面積である約 720m²を上回る約 900m²のエリア面積を確保している。

この仕分け・切断された不燃性雑固体廃棄物は、必要に応じてベイラ建屋に運ばれ減容装置（以下「ベイラ」という。）にて減容処理した後、廃棄物処理建屋にて、それぞれ雑固体減容処理設備にて減容が期待できるものは溶融・焼却され、減容が期待できないものは直接充填固化される。この処理過程を経て、最終的に最大 1,500 本／年の充填固化体を製作できる設計としている。

また、固体廃棄物作業建屋の仕分け・切断作業エリアにおいては給水加熱器保管庫に保管中の第 6 給水加熱器等の仕分け・切断作業を行う設計としている。

【二十七条－参考 1】

【二十七条－参考 2】

圧縮減容装置の設置時における設計方針

圧縮減容装置は、雑固体減容処理設備では処理できず、直接充填固化を行っていた廃棄物のうち、無機物（保温材等）、難燃物（ゴム、樹脂等）、ペール缶、薄物金属等を圧縮処理する設備として設計する。上記対象廃棄物は、圧縮減容装置にて圧縮処理をし、廃棄物処理建屋にてモルタル充填固化する設計とする。

不燃性雑固体廃棄物の処理フローを第27-1図に示す。

固体廃棄物作業建屋の仕分け・切断作業エリアは、不燃性雑固体廃棄物の仕分け・切断作業及び圧縮処理を行う設計とする。圧縮減容装置の設置面積は約70m²であり、これを仕分け・切断作業エリア（床面積約900m²）に設置すると、仕分け・切断作業エリア内の残りの床面積約830m²にて今後仕分け・切断作業を行うこととなる。

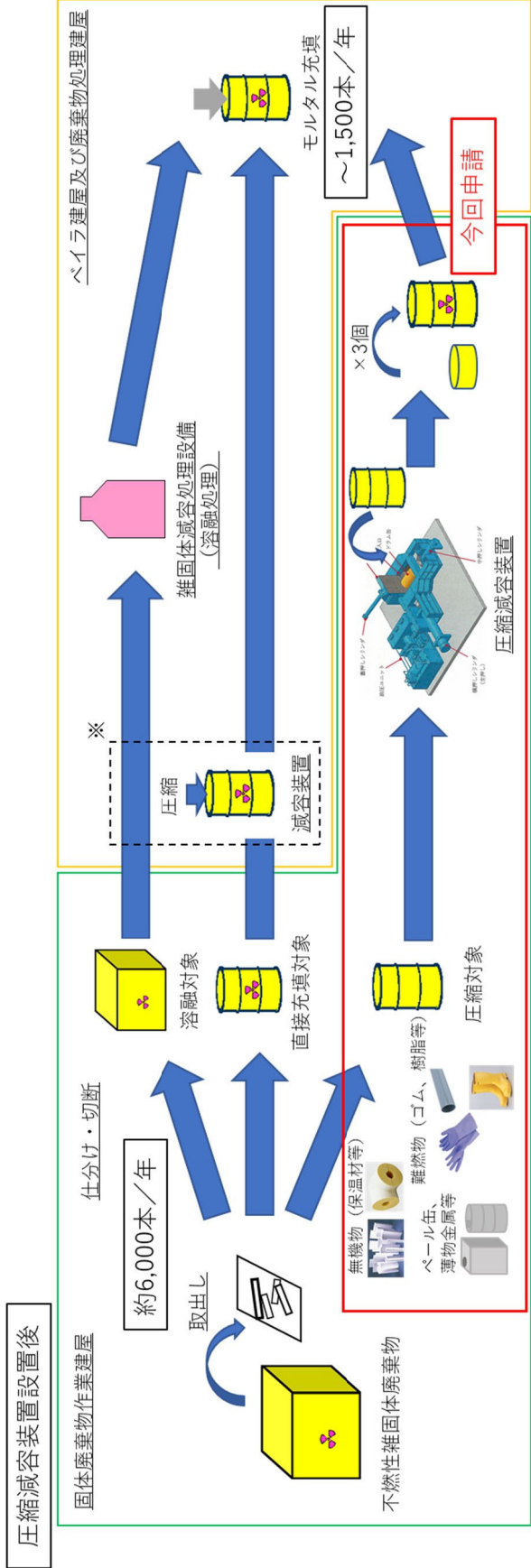
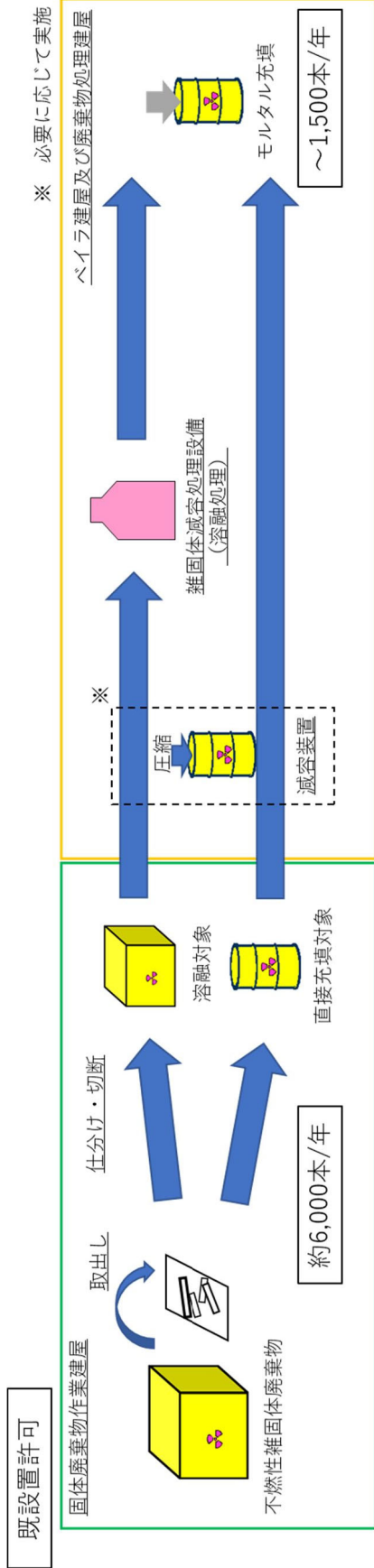
仕分け・切断作業エリアは、既許可における仕分け・切断作業の処理能力設計の根拠から、約720m²の床面積で年間約6,000本の処理が可能となる設計としており、圧縮減容装置を設置したとしても、既許可における不燃性雑固体廃棄物の仕分け・切断作業の処理能力は担保される。

また、固体廃棄物作業建屋の仕分け・切断作業エリアにおいて第6給水加熱器等の仕分け・切断作業を行うこととしているが、第27-2図に示すとおり、仕分け・切断作業エリアに圧縮減容装置を設置する場合においても、第6給水加熱器等の仕分け・切断作業は問題なく行える設計とする。

上記の設計は、既許可における適合のための設計方針を踏まえたものであり、本項に適合する。

なお、既設のベイラは、プレス能力が約10tの減容プレス機であり、ドラム缶内の不燃性雑固体廃棄物を上から1軸でプレスすることで効率よく収納可能

な設備であるが、圧縮減容装置は、対象廃棄物を収納したドラム缶を、約 300 t の圧縮力で 3 方向から圧縮減容する設備であるため、より効率的に不燃性雑固体廃棄物の減容を促進できる。



第27-1図 不燃性雑固体廃棄物処理フロー



第 27-2 図 第 6 給水加熱器解体時の固体廃棄物作業建屋 1 階イメージ図

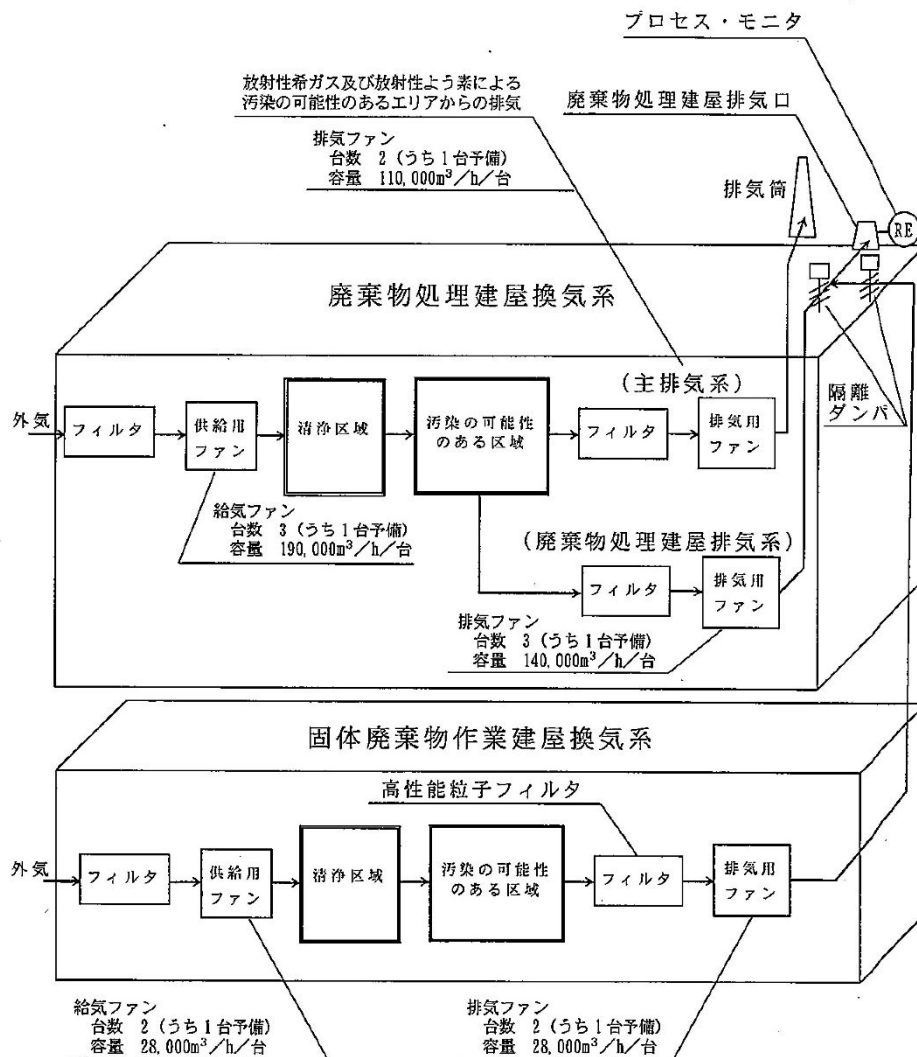
2.2 設置許可基準規則第二十七条第 1 項第 1 号について

廃棄物処理建屋排気口から放射性物質を放出する系統は、雑固体廃棄物焼却設備等を放出源とする廃棄物処理建屋排気系と、固体廃棄物作業建屋の換気を行う固体廃棄物作業建屋換気系の 2 系統であり、既許可では当該 2 つの系統により周辺監視区域の外の空気中の放射性物質の濃度を十分に低減できるよう設計している。

以下では、それぞれの系統について圧縮減容装置の設置時における設計方針等について説明する。

固体廃棄物作業建屋及び廃棄物処理建屋換気系の系統概略図を第 27-3 図に示す。

【二十七条-参考 4】



第 27-3 図 固体廃棄物作業建屋及び廃棄物処理建屋換気系 系統概略図

(1) 廃棄物処理建屋排気系

既許可における設計方針

既許可における，廃棄物処理建屋排気系を経て廃棄物処理建屋排気口より放出される放射性物質は，以下のとおり無視できる程度であることを確認している。

廃棄物処理建屋排気系での可燃性雑固体廃棄物の焼却処理に伴う排気は，セラミックフィルタ及び高性能粒子フィルタを通し廃棄物処理建屋排気口から放出する設計としている。この設計により，廃棄物処理建屋排気口からの放射性物質は高性能粒子フィルタ等により除去されるため，廃棄物処理建屋排気口より放出される放射性物質は無視できる程度としている。

【二十七条－参考 5】

【二十七条－参考 6】

圧縮減容装置の設置時における設計方針

圧縮減容装置は固体廃棄物作業建屋に設置し，圧縮減容装置から放出される放射性物質は，固体廃棄物作業建屋換気系を経て廃棄物処理建屋排気口より放出される。固体廃棄物作業建屋換気系と廃棄物処理建屋排気系は廃棄物処理建屋排気口に至る前に合流するものの，廃棄物処理建屋排気系の設計に悪影響を与えない設計とする。

(2) 固体廃棄物作業建屋換気系

既許可における設計方針

既許可において、固体廃棄物作業建屋からの放出による周辺監視区域外の空气中濃度は、無視できる程度であることを以下のとおり評価しており、添付書類九の平常時被ばくの評価には含めていない。

【二十七条－参考7】

評価条件を第27-1表に示す。

不燃性雑固体廃棄物等に含まれる放射性物質として、1次系機器、配管等の構成材料の一部が不純物として溶出し、原子炉内で放射化され生成する腐食生成物及び燃料から1次冷却材中に漏れ出した微量の核分裂生成物があるが、核種の半減期を考慮すると、各々Co-60とCs-137が主要な核種となる。さらに東海発電所の不燃性雑固体廃棄物も扱うことから、これらにSr-90、全 α を加えて主要な粒子状物質の核種とする。また、揮発性物質の核種としては、H-3とC-14を想定している。評価対象核種を以下に示す。

○粒子状放射性物質（Co-60，Cs-137，Sr-90，全 α ）

○揮発性放射性物質（H-3，C-14）

第 27-1 表 評価に用いた条件

項目	評価条件	説明
ドラム缶の年間 処理本数	6,400 本	年間予定処理本数
取扱い放射エネルギー	第 27-4 図	二十七条-参考 9 のとおり算出
建屋フィルタの 補集効率	0.999	固体廃棄物作業建屋内排気フィルタユニットの設計値
移行率	粒子状： 4.0×10^{-3} 揮発性： 8.0×10^{-3}	廃止措置工事環境影響評価ハンドブック（第 3 次版 財団法人 電力中央研究所）における設定値
相対濃度	$3.0 \times 10^{-11} \text{ s/cm}^3$ （右記による計算結果 $2.7 \times 10^{-11} \text{ s/cm}^3$ を保守的に $3.0 \times 10^{-11} \text{ s/cm}^3$ に切り上げ）	気象データ：1981 年度 放出高さ：地上高さ（有効高さ 0m） 累積出現頻度：小さい方から 97% 評価点：廃棄物処理建屋排気口（放出点）の風下方位北側約 900m（人の居住を考慮した評価点（隣接事業所を含む周辺監視区域境界）のうち、放出点から海側を除く風下方位の中で相対濃度が最大となる評価点）

【二十七条-参考 8】

【二十七条-参考 9】

評価の結果、第 27-4 図のとおり、周辺監視区域外の空气中濃度は、無視できる程度である。

圧縮減容装置の設置時における設計方針

圧縮減容装置による圧縮減容に伴い固体廃棄物作業建屋換気系の排気中に放射性物質が一部移行することとなるため、放出する放射性物質の濃度が十分に低減でき無視できる程度であることを以下の評価により確認した。なお、評価においては、既許可における仕分け・切断作業における放出も考慮した。

評価条件を第 27-2 表に示す。

第 27-2 表 評価に用いた条件

項目	評価条件	説明
ドラム缶の年間処理本数	1,500 本	年間予定処理本数
取扱い放射線量	第 27-4 図	二十七条-参考 9 のとおり算出
建屋フィルタの補集効率	0.999	固体廃棄物作業建屋内排気フィルタユニットの設計値
放出期間	年間 250 日 (1 日当たり 6 時間)	1 日 6 時間 (休憩等の時間を除く) で年間 250 日作業すると想定
移行率	1	既許可の評価に用いた廃止措置工事環境影響評価ハンドブックは圧縮減容処理に相当する移行率の記載がないため保守的に全量移行と仮定
相対濃度	$3.0 \times 10^{-11} \text{ s/cm}^3$ (右記による計算結果 $2.8 \times 10^{-11} \text{ s/cm}^3$ を保守的に $3.0 \times 10^{-11} \text{ s/cm}^3$ に切り上げ)	気象データ : 2005 年度 (既許可の添付書類九の平常時被ばくの評価に用いたデータと同様) 放出高さ : 地上高さ (有効高さ 0m) 累積出現頻度 : 小さい方から 97% 評価点 : 廃棄物処理建屋排気口 (放出点) の風下方位南西側約 1320m (人の居住を考慮した評価点 (隣接事業所を含む周辺監視区域境界) のうち、放出点から海側を除く風下方位の中で相対濃度が最大となる評価点)
呼吸率	$22.2 \text{ m}^3/\text{d}$	成人の呼吸率 (発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針参照)
呼吸摂取による実効線量換算係数	Co-60 : $1.7 \times 10^{-2} \mu \text{ Sv/Bq}$ Cs-137 : $6.7 \times 10^{-3} \mu \text{ Sv/Bq}$ Sr-90 : $7.7 \times 10^{-2} \mu \text{ Sv/Bq}$ 全 α : $3.0 \times 10^1 \mu \text{ Sv/Bq}$ H-3 : $4.1 \times 10^{-5} \mu \text{ Sv/Bq}$ C-14 : $6.5 \times 10^{-6} \mu \text{ Sv/Bq}$	核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示参照 全 α 核種は、対象核種のうち呼吸摂取による被ばくが最も厳しく評価される核種 (Pu-239) の換算係数を設定

圧縮減容装置は、既許可における仕分け・切断作業で仕分けされた不燃性雑固体廃棄物を処理するため、既許可における評価と同様の核種を評価する。

評価対象核種を以下に示す。

- 粒子状放射性物質（Co-60, Cs-137, Sr-90, 全 α ）
- 揮発性放射性物質（H-3, C-14）

圧縮減容装置では、1年間にドラム缶1,500本の不燃性雑固体廃棄物を取り扱う計画である。不燃性雑固体廃棄物の放射エネルギーは、保管時の表面線量率と核種の存在比を基にドラム缶1本相当の放射エネルギーを求め、これを評価に用いる年間取扱い放射エネルギーとして、1年間に取り扱うドラム缶を約1,500本の総放射エネルギーとして求める。

なお、ドラム缶1本相当の放射エネルギーの算出方法は既許可と同様である。

年間取扱い放射エネルギーを第27-4図に示す。

年間取扱い放射エネルギーを基に、気中移行率及び高性能粒子フィルタ性能から評価した固体廃棄物作業建屋換気系の排気中に含まれる年間推定放出量を第27-4図に示す。

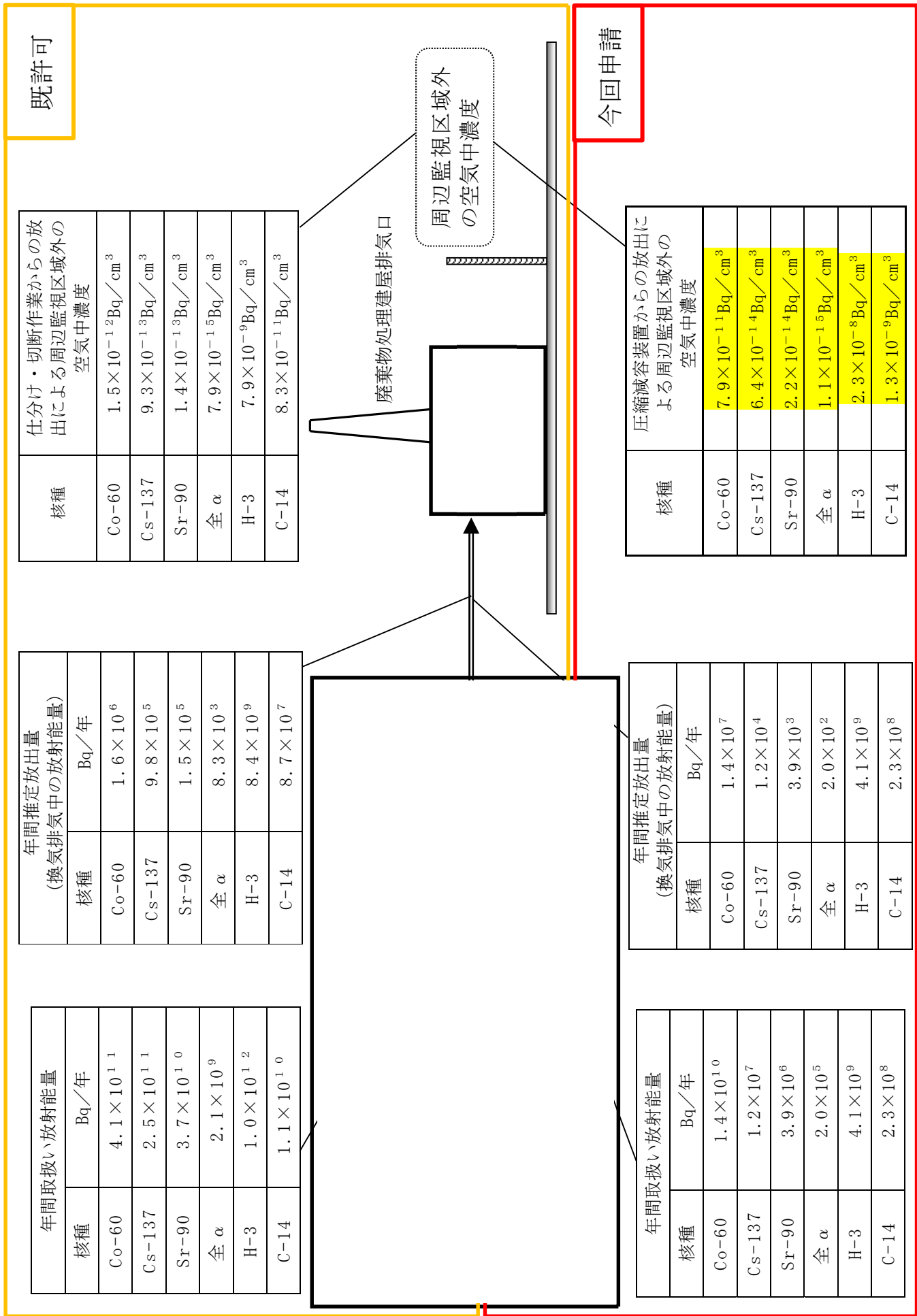
圧縮減容装置による圧縮減容に伴い換気排気中に一部移行した放射性物質は、固体廃棄物作業建屋換気系の排気ファンにより、高性能粒子フィルタを通して廃棄物処理建屋排気口（地上約50m）に導き、放射性物質濃度を監視しつつ放出する設計とする。

圧縮減容装置の設置に伴う固体廃棄物作業建屋からの放出による周辺監視区域外の空気中濃度を下記の式で評価した。なお、放出期間は、1日6時間として年間250日作業するものと仮定して評価した。

評価結果を第 27-4 図に示す。

周辺監視区域外の空气中濃度 (Bq/cm³) =

$$\frac{\text{年間推定放出量 (Bq/y)}}{\text{年間作業期間 (s/y)}} \times \text{相対濃度 (s/cm}^3\text{)}$$



第27-4図 固体廃棄物作業建屋換気排気中の年間推定放出量及び周辺監視区域外の空気中濃度

既許可の評価に圧縮減容装置の影響を加えた固体廃棄物作業建屋からの放出による周辺監視区域外の空気中濃度への影響を下記の式で評価した。評価結果及び周辺監視区域外の空気中濃度限度との比較を第 27-3 表に示す。

周辺監視区域外の空気中濃度 (Bq/cm³) =

$$\frac{(\text{既許可における年間推定放出量 (Bq/y)} + \text{今回申請における年間推定放出量 (Bq/y)})}{\text{年間作業時間 (s/y)} \times \text{相対濃度 (s/cm}^3\text{)}} \times \text{※}$$

※ 2005 年の気象データから算出

第 27-3 表 周辺監視区域外の空気中濃度限度との比較

核種	仕分け・切断作業及び圧縮減容装置の影響による固体廃棄物作業建屋からの放出による周辺監視区域外の空気中濃度	周辺監視区域外の空気中濃度限度	比
Co-60	$8.8 \times 10^{-11} \text{ Bq/cm}^3$	$4.0 \times 10^{-6} \text{ Bq/cm}^3$	$1 / (4.6 \times 10^4)$
Cs-137	$5.5 \times 10^{-12} \text{ Bq/cm}^3$	$3.0 \times 10^{-5} \text{ Bq/cm}^3$	$1 / (5.4 \times 10^6)$
Sr-90	$8.4 \times 10^{-13} \text{ Bq/cm}^3$	$8.0 \times 10^{-7} \text{ Bq/cm}^3$	$1 / (9.5 \times 10^5)$
全 α	$4.7 \times 10^{-14} \text{ Bq/cm}^3$	$2.0 \times 10^{-10} \text{ Bq/cm}^3$	$1 / (4.3 \times 10^3)$
H-3	$6.9 \times 10^{-8} \text{ Bq/cm}^3$	$5.0 \times 10^{-3} \text{ Bq/cm}^3$	$1 / (7.3 \times 10^4)$
C-14	$1.7 \times 10^{-9} \text{ Bq/cm}^3$	$2.0 \times 10^{-4} \text{ Bq/cm}^3$	$1 / (1.1 \times 10^5)$

第 27-3 表に示すとおり、既許可における固体廃棄物作業建屋からの推定放出量に、今回設置する圧縮減容装置による圧縮減容に伴う放出を加えても、「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」(第 8 条)に示される周辺監視区域外の空気中濃度限度と比べて無視し得るほど小さい。

また、圧縮減容装置の設置に伴う固体廃棄物作業建屋からの放出による周辺監視区域外の一般公衆への被ばく影響を下記の式で評価した。評価結果を第27-4表に示す。

周辺監視区域外の一般公衆の実効線量 ($\mu\text{Sv}/\text{y}$) =

周辺監視区域外の空气中濃度 (Bq/cm^3) \times 呼吸率 (cm^3/s)

\times 呼吸摂取による実効線量換算係数 ($\mu\text{Sv}/\text{Bq}$)

$\times 250\text{d} \times 6(\text{h}/\text{d}) \times 3600(\text{s}/\text{h})$

第27-4表 周辺監視区域外の一般公衆の実効線量

核種	仕分け・切断作業及び圧縮減容装置の影響による固体廃棄物作業建屋からの放出による周辺監視区域外の一般公衆の被ばく評価結果（呼吸摂取に対する実効線量）
Co-60	$2.1 \times 10^{-3} \mu\text{Sv}/\text{y}$
Cs-137	$5.1 \times 10^{-5} \mu\text{Sv}/\text{y}$
Sr-90	$9.0 \times 10^{-5} \mu\text{Sv}/\text{y}$
全 α	$4.1 \times 10^{-2} \mu\text{Sv}/\text{y}$
H-3	$3.9 \times 10^{-3} \mu\text{Sv}/\text{y}$
C-14	$1.6 \times 10^{-5} \mu\text{Sv}/\text{y}$
合計	$4.7 \times 10^{-2} \mu\text{Sv}/\text{y}$

第27-4表に示すとおり、圧縮減容装置導入による周辺監視区域外の一般公衆の実効線量についても「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」に示される線量目標値 $50 \mu\text{Sv}/\text{y}$ の $1/1000$ を下回り、周辺公衆への影響は無視し得るほど小さいことを確認した。

したがって、圧縮減容装置の設計は、既許可における適合のための設計方針を踏まえたものであり、本項に適合する。

2.3 設置許可基準規則第二十七条第1項第2号について

既許可における設計方針

既許可において、液体廃棄物処理系は、放射性廃液の漏えいの発生を防止するため適切な材料を使用するとともに適切な計測制御設備を有する設計としている。漏えいが生じた場合、漏えいを早期検出するため漏えい検出器等により検出し、警報を廃棄物処理操作室に個別に表示するとともに、一括して中央制御室に表示する設計とし、かつ、漏えいの拡大を防止するため主要な設備は、独立した区画内に設けるか、周辺に堰等を設ける設計としている。

液体廃棄物処理系及び関連する施設は、建屋及び連絡暗渠外への漏えい並びに敷地外への放出経路の形成を防止する設計としている。

【二十七条－参考10】

圧縮減容装置の設置時における設計方針

圧縮減容装置は、液体状の放射性廃棄物の処理に係る設備ではないため、適合対象外とする。

2.4 設置許可基準規則第二十七条第1項第3号について

圧縮減容装置を設置する固体廃棄物作業建屋の仕分け・切断作業エリアの中の区画された作業場は仕分け作業と切断作業を行う設計としており、圧縮減容装置の導入後は、加えて圧縮処理を行う設計とする。

(1) 仕分け作業

既許可における設計方針

既許可において仕分け作業は、以下のとおり放射性物質が散逸し難い設計としている。

仕分け作業は、「仕分け・切断作業エリア」内の壁、天井、扉により区画された作業場で行い、固体廃棄物作業建屋の換気設備により負圧が維持されるため、外部に放射性物質が漏出することはない。この作業場は、4回/h以上の換気能力を確保する設計としている。

さらに、空気中の放射性物質濃度測定を行い、空気中の放射性物質濃度が放射線業務従事者の呼吸する空気中の濃度限度（核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示）の1/10を超えるか、又はそのおそれのある場合は、高性能粒子フィルタ付き局所排風機を使用して作業を行うことにより、仕分け・切断作業エリア内での放射性物質の拡散を防止する。これらの排気は、仕分け・切断作業エリアに設けられている建屋の排気系のダクトへ導く。

なお、仕分け・切断作業エリア内における作業員は、汚染管理区域に基づく放射線防護具により、放射性物質から防護される。

雑固体廃棄物を収納するドラム缶等を移動する際は、固体廃棄物をドラム缶等の容器に収納し、パッキン付きの蓋を締め付けた状態で取り扱うとしている。

- ・ドラム缶：本体に蓋を載せ，専用のリング（バンド）を巻きつけ，バックルで締め付けるか又はボルト締めする。
- ・鉄箱：本体に蓋を載せ，ボルト締めする。

ドラム缶等の容器をフォークリフト及び台車等を使用して移動する際は，容器が落下して汚染を拡大させないように，移動前にフォークリフトや台車への積載状況確認及び容器の蓋の締め付け状況の確認を確実にしている。

【二十七条－参考 11】

圧縮減容装置の設置時における設計方針

圧縮減容装置は，フードで囲い，フード内を排気し負圧を維持することで放射性物質が散逸し難い設計とし，上記仕分け作業の散逸し難い設計に悪影響を与えない設計とする。

(2) 切断作業

既許可における設計方針

既許可において、切断作業は、以下のとおり放射性物質が散逸し難い設計としている。

仕分け・切断作業エリアにおいて仕分けされた不燃性雑固体廃棄物は、雑固体減容処理設備への供給又はドラム缶に収納して固型化する処理に適した大きさに切断する。切断作業はバンドソーやプラズマ切断機を使用する。作業の状況を第 27-5 図に示す。

切断作業は、(1) 仕分け作業と同じ作業場で行い、区画されており、固体廃棄物作業建屋の換気設備により十分な換気量が確保され、負圧が維持されるため、外部に放射性物質が漏出することはない。この作業場は、4 回/h 以上の換気能力を確保する設計としている。

さらに、空気中の放射性物質濃度測定を行い、空気中の放射性物質濃度が放射線業務従事者の呼吸する空気中の濃度限度の 1/10 を超えるか、又はそのおそれのある場合は、高性能粒子フィルタ付き局所排風機を使用して作業を行うか、高性能粒子フィルタ付き局所排風機を備えたクリーンハウス内で作業を行うことにより、仕分け・切断作業エリア内での放射性物質の拡散を防止する。これらの排気は、仕分け・切断作業エリアに設けられている建屋の排気系のダクトへ導く。

不燃性雑固体廃棄物をプラズマ切断機を使用して切断作業を行う場合は、仕分け・切断作業エリア内に設けたプラズマ切断作業用の独立した区画内で作業を行い、高性能粒子フィルタ付き局所排風機を使用し、排気は同区画内に設けられている建屋の排気系のダクトへ導く。

なお、仕分け・切断作業エリア内における作業員は、汚染管理区域に基づく放射線防護具により、放射性物質から防護される。

雑固体廃棄物を収納するドラム缶等を移動する際は、固体廃棄物をドラム缶等の容器に収納し、パッキン付きの蓋を締め付けた状態で取り扱うとしている。

- ・ドラム缶：本体に蓋を載せ、専用のリング（バンド）を巻きつけ、バックルで締め付けるか又はボルト締めする。
- ・鉄箱：本体に蓋を載せ、ボルト締めする。

ドラム缶等の容器をフォークリフト及び台車等を使用して移動する際は、容器が落下して汚染を拡大させないように、移動前にフォークリフトや台車への積載状況確認及び容器の蓋の締め付け状況の確認を確実にしている。

【二十七条－参考 11】



第 27-5 図 切断作業の状況

圧縮減容装置の設置時における設計方針

圧縮減容装置は、フードで囲い、フード内を排気し負圧を維持することで放射性物質が散逸し難い設計とし、上記切断作業の散逸し難い設計に悪影響を与えない設計とする。

(3) 圧縮処理

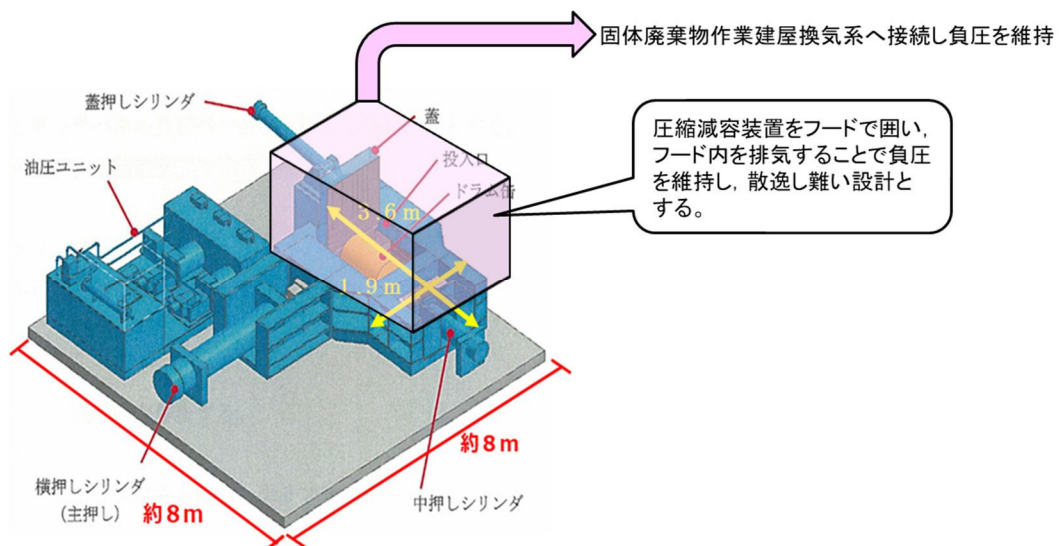
圧縮減容装置の設置時における設計方針

圧縮減容装置は、フードで囲い、フードからの排気は固体廃棄物作業建屋換気系へ接続することによりフード内を負圧に維持し、放射性物質が散逸し難い設計とする。圧縮減容装置に設置するフード及びフードからの排気のイメージ図を第 27-6 図に示す。

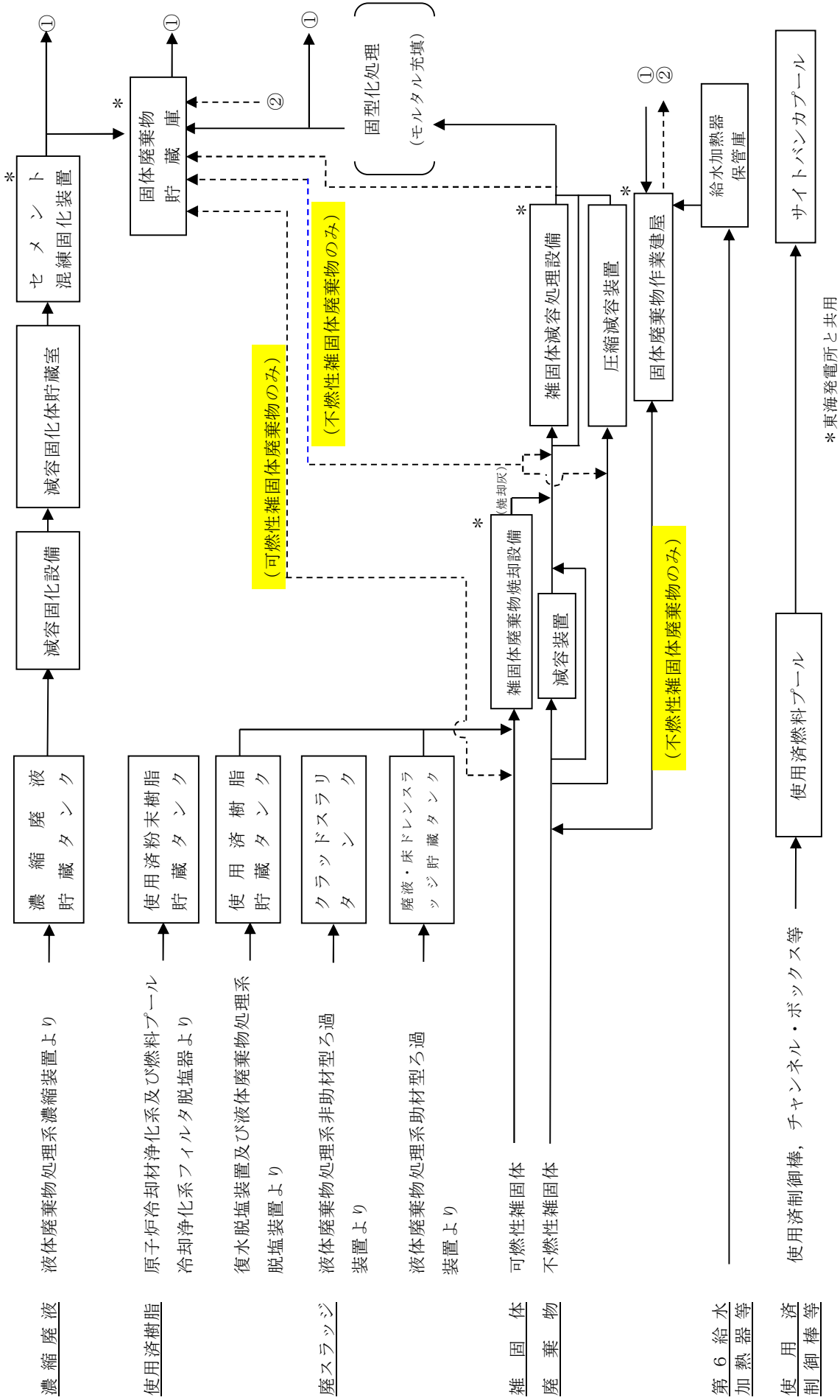
上記の設計は、既許可における適合のための設計方針を踏まえたものであり、圧縮減容装置が圧縮処理を行う過程において放射性物質は散逸し難く、本項に適合する。

なお、圧縮減容装置は、以下の対策を行うことで更なる散逸防止を図ることとする。

- ・圧縮減容装置で取り扱う放射性廃棄物は、不燃性雑固体廃棄物のうち無機物（保温材等）、難燃物（ゴム、樹脂等）、ペール缶、薄物金属等とし、焼却灰等の粉粒物は対象に含まないものとする。
- ・圧縮減容装置は、第 27-6 図のとおり、三軸のシリンダから構成されており、対象廃棄物を入れたドラム缶を投入口にセットし、蓋押しシリンダで上部から押さえつけた上で横押しシリンダ及び中押しシリンダで圧縮する構造であり、放射性物質が散逸し難い設計とする。
- ・圧縮減容装置で処理する対象廃棄物は、1 本につき約 1 分かけて圧縮減容することにより、急激な体積変化による放射性物質の吹き出し等は起こり難い設計とする。
- ・圧縮減容装置で圧縮減容を行う際には、固体廃棄物をドラム缶に収納し、パッキン付きの蓋を締め付けた状態で取り扱う。



第 27-6 図 圧縮減容装置のイメージ図



別図 固体廃棄物処理系統概要図

構造	鉄筋コンクリート造 (地下 1 階, 地上 1 階)
面積	延 約 5,300m ²
貯蔵能力	約 25,000 本 (200L ドラム缶相当)
(11) 固体廃棄物貯蔵庫 B (東海発電所及び東海第二発電所共用, 既設)	
位置	発電所敷地内
構造	鉄筋コンクリート造 (地下 1 階, 地上 2 階)
面積	延 約 10,000m ²
貯蔵能力	約 48,000 本 (200L ドラム缶相当)
(12) 給水加熱器保管庫	
位置	発電所敷地内
構造	鉄筋コンクリート造 (地上 1 階)
容量	約 5,100m ³ (第 6 給水加熱器 3 基等)
(13) 固体廃棄物作業建屋 (東海発電所及び東海第二発電所共用, 既設)	
位置	発電所敷地内
構造	鉄筋コンクリート造 (一部鉄骨鉄筋コンクリート造及び鉄骨造) (地上 3 階)
面積	固体廃棄物作業建屋の延面積 約 6,200m ² (廃棄体搬出作業エリアの延面積 約 2,700m ²) (仕分け・切断作業エリアの面積 約 900m ²)

8-7-22

【原子炉設置変更許可申請書 (平成 30 年)

設計基準対象施設及び重大事故等対処施設の設置並びに体制の整備等】

する。

- (2) 使用済樹脂には、原子炉冷却材浄化系及び燃料プール冷却浄化系フィルタ脱塩器から発生する使用済粉末樹脂、復水脱塩装置及び液体廃棄物処理系脱塩装置から発生する使用済粒状樹脂がある。使用済粉末樹脂は、タンク内に貯蔵する。使用済粒状樹脂は、タンク内に貯蔵するか又は貯蔵し放射能を減衰させた後、焼却する。焼却灰は不燃性雑固体廃棄物として処理する。
- (3) 廃スラッジには、液体廃棄物処理系の非助材型ろ過装置から発生するクラッドスラリ及び助材型ろ過装置から発生するフィルタスラッジがある。クラッドスラリはタンク内に貯蔵する。フィルタスラッジはタンク内に貯蔵するか又は貯蔵し放射能を減衰させた後、焼却する。焼却灰は不燃性雑固体廃棄物として処理する。
- (4) 可燃性雑固体廃棄物は、ドラム缶等に詰めて貯蔵保管するか又は焼却し、焼却灰は不燃性雑固体廃棄物として処理する。不燃性雑固体廃棄物は、圧縮可能なものは圧縮減容し、必要に応じて熔融・焼却した後、ドラム缶等に詰めて貯蔵保管するか又はドラム缶内に固型化し貯蔵保管する。
- (5) 第6給水加熱器の取替えに伴い取り外した第6給水加熱器3基等は、給水加熱器保管庫に貯蔵保管した後、不燃性雑固体廃棄物として処理する。
- (6) 使用済制御棒、チャンネルボックス等の放射化された機器は、使用済燃料プールに貯蔵した後、サイトバンカプールに貯蔵保管する。
- (7) 固体廃棄物作業建屋（東海発電所及び東海第二発電所共用、既設）の仕分け・切断作業エリアでは、不燃性雑固体廃棄物及び給水加熱器保管庫に貯蔵保管した第6給水加熱器等の仕分け、切断を行う。また、機器・予備品エリアでは、資機材の保管を行う。

8-7-14

【原子炉設置変更許可申請書（平成30年）

設計基準対象施設及び重大事故等対処施設の設置並びに体制の整備等】

22. 不燃性雑固体廃棄物の年間処理本数

審査資料 3. の 2. (2) 「仕分け・切断作業エリアの設置」に関連し、
 固体廃棄物作業建屋内における作業のうち、仕分け・切断作業エ
 リアにおける作業員の人数及び処理する不燃性雑固体廃棄物の量の考
 え方について以下に示す。

(1) 作業人数：49 人

本エリアでの作業を行う際に必要人員は、ドラム缶等の運搬
 作業及び建屋内での仕分け、切断作業を含めて、49 名を考えて
 いる。(人員配員は別紙 1, 別紙 2 参照)

このエリアでは、東海発電所及び東海第二発電所の廃棄物処
 理や放射線管理で実績のある当社グループ会社の原電事業(株)
 に委託することを予定しており、今後必要な人員を確保する計
 画である。

(2) 処理量

① 仕分け、切断作業

仕分け、切断作業は、「仕分け・切断作業エリア」の大きさか
 ら、作業員 14 名/直の 2 交替体制(計 28 名)を計画しており、
 1 日当たりの処理本数は、ドラム缶 32 本と想定している。

また、年間の処理量は、200 日作業を行った場合年間 6,400 本
 となり、切断機の点検等で作業ができない期間を約 10 日間見込
 んでも、年間約 6,000 本の処理が可能である。

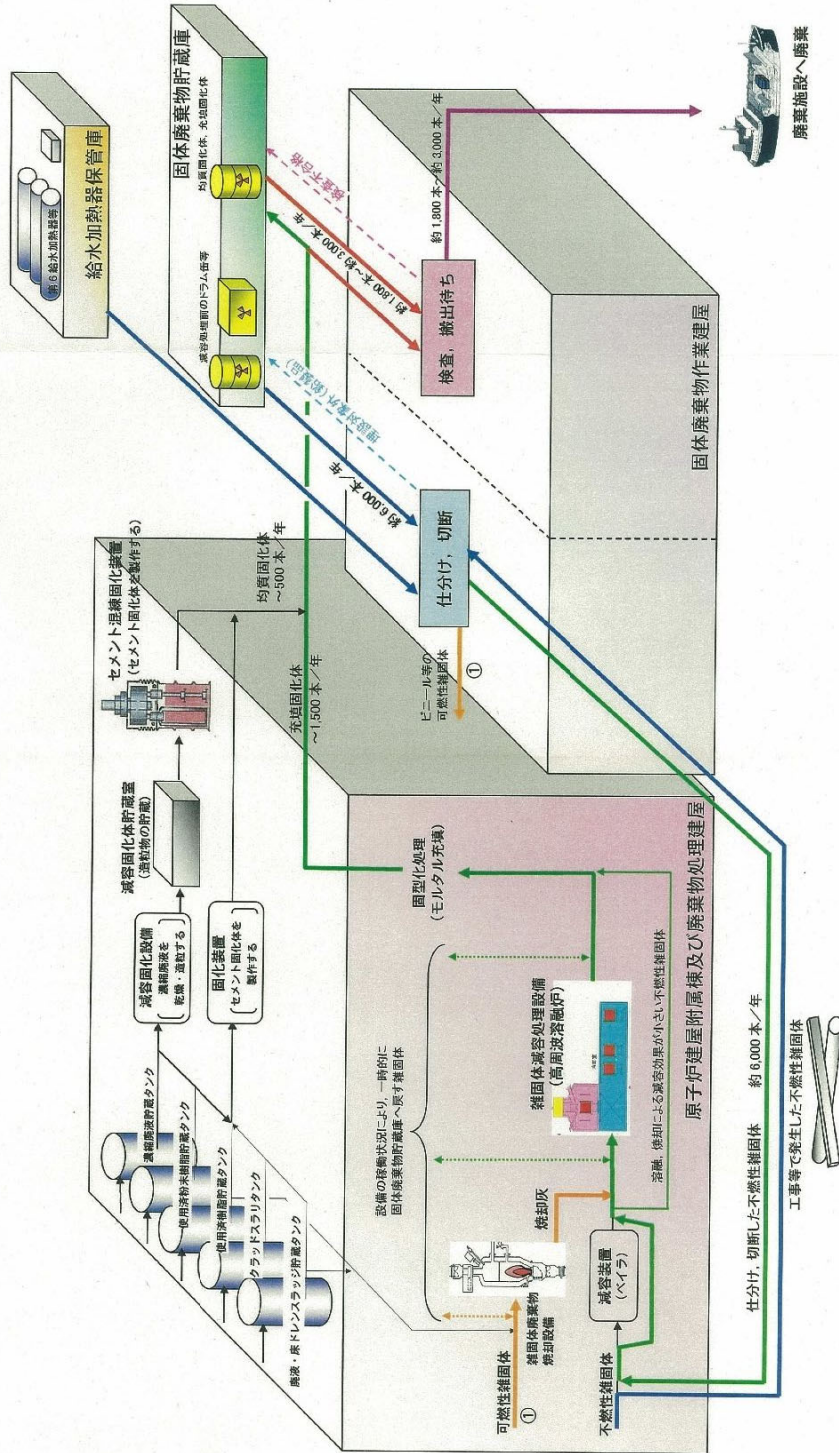
② 運搬作業

1) 固体廃棄物貯蔵庫からのドラム缶等運搬

22-1

【原子炉設置変更許可申請書(平成 21 年) 固体廃棄物作業建屋の設置
 安全審査資料「東海・東海第二発電所 固体廃棄物作業建屋の設置につい
 て】

4. 固体廃棄物処理系統概要図



【原子炉設置変更許可申請書（平成 21 年）固体廃棄物作業建屋の設置
 安全審査資料「東海第二発電所原子炉設置変更許可申請（原子炉施設の変更）の概要について」】

(注) 平成 18 年度の定期検査工事から、収納時の仕分け、切断作業の強化を行い、上記のような状況の改善を図っている。

(3) 固体廃棄物作業建屋での「仕分け・切断作業エリア」の確保

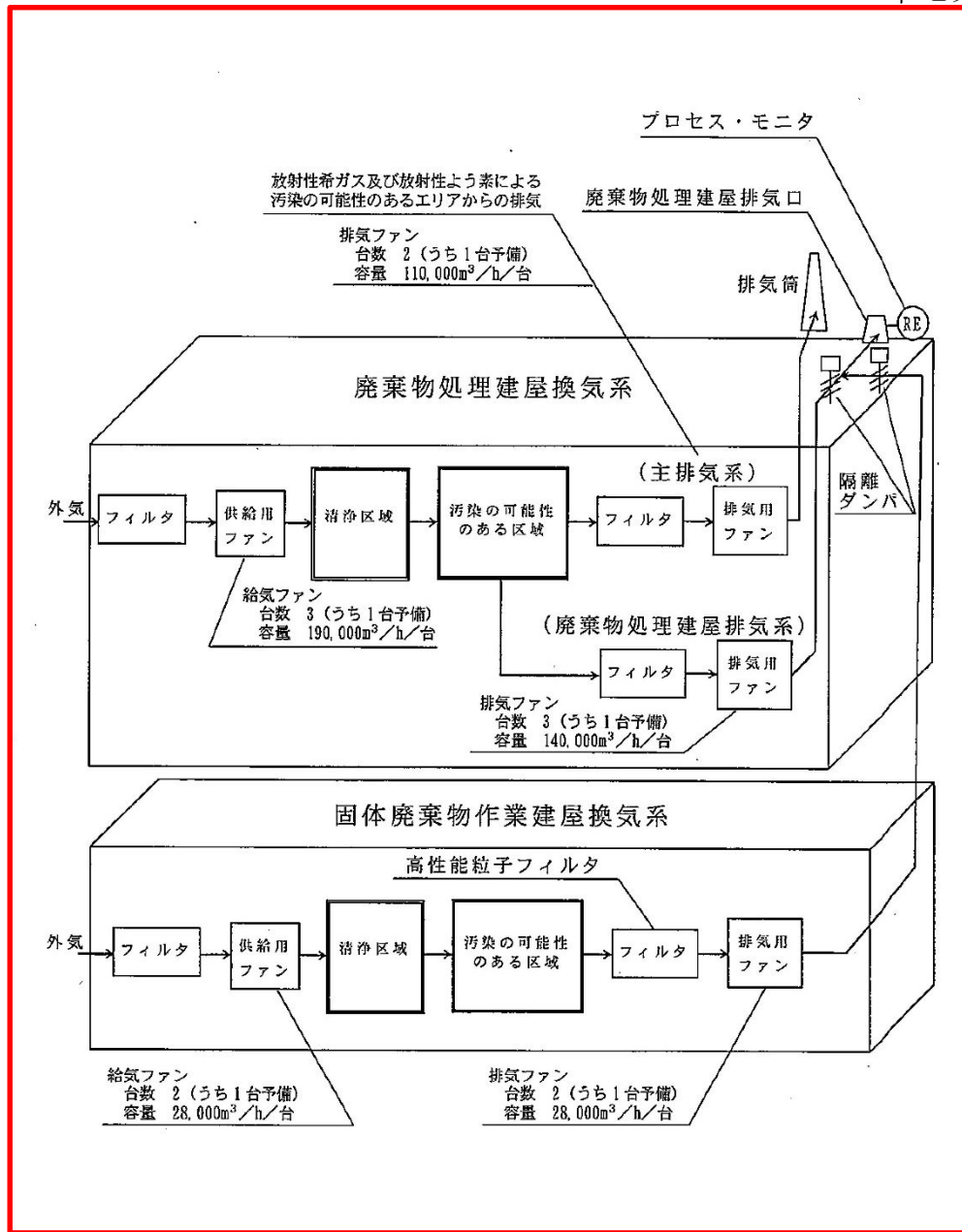
仕分け、切断作業が進まない主な理由が上記の理由であることから、

①高周波溶融炉は、年間約 6,400 本の不燃性雑固体廃棄物の処理能力があるため、新たに設置する固体廃棄物処理建屋では、この高周波溶融炉の処理能力に相当する不燃性雑固体廃棄物量の仕分け、切断作業が行える「仕分け・切断作業エリア」を確保することとした。

②このため、固体廃棄物作業建屋の「仕分け・切断作業エリア」のスペース（面積）は、現状の不燃性雑固体廃棄物の仕分け、切断処理量・エリア面積（約 240m²で年間約 2,000 本）を基に、年間約 6,000 本の仕分け、切断作業ができるように、約 3 倍のエリア面積を確保することとした。

18-3

【原子炉設置変更許可申請書（平成 21 年）固体廃棄物作業建屋の設置
安全審査資料「東海・東海第二発電所 固体廃棄物作業建屋の設置について
補足説明資料】



第1図 固体廃棄物作業建屋及び廃棄物処理建屋換気系 系統概略図

【原子炉設置変更許可申請書（平成 21 年）固体廃棄物作業建屋の設置
安全審査資料「東海・東海第二発電所 固体廃棄物作業建屋換気系について」】

る。また、液体廃棄物処理系の助材型ろ過装置から発生するフィルタスラッジは、発生量の約30年分の貯蔵容量を有する廃液スラッジ貯蔵タンク若しくは床ドレンスラッジ貯蔵タンクに貯蔵するか又は貯蔵し放射能を減衰させた後、雑固体廃棄物焼却設備で焼却する。焼却灰は不燃性雑固体廃棄物として処理する。

(4) 雑固体廃棄物の処理

雑固体廃棄物の処理を行う設備は、雑固体廃棄物焼却設備、減容装置及び雑固体減容処理設備（東海発電所及び東海第二発電所共用、既設）である。

可燃性雑固体廃棄物は、ドラム缶等に詰めて貯蔵保管するか又は雑固体廃棄物焼却設備で焼却し、焼却灰は不燃性雑固体廃棄物として処理する。

雑固体廃棄物焼却設備の排ガスは、セラミックフィルタ及び高性能粒子フィルタを通し（除染係数 10^5 以上）⁽¹⁾ 廃棄物処理建屋排気口（地上高約50m）から放射性物質濃度を監視しつつ放出する。不燃性雑固体廃棄物は、仕分けし、圧縮可能なものは圧縮減容し、必要に応じて雑固体減容処理設備で熔融・焼却した後、ドラム缶等に詰めて貯蔵保管するか又は固型化材（モルタル）を充填してドラム缶内に固型化し貯蔵保管する。雑固体減容処理設備の排ガスはセラミックフィルタ及び高性能粒子フィルタを通し（除染係数 10^7 以上）⁽²⁾⁽³⁾ 排気筒から放射性物質濃度を監視しつつ放出する。

(5) 第6給水加熱器等の処理

第6給水加熱器の取替えに伴い取り外した第6給水加熱器3基等は、給水加熱器保管庫に移送し貯蔵保管した後、不燃性雑固体廃棄物として処理する。なお、取り外した第6給水加熱器等を給水加熱器保管庫で貯蔵保管する際は、汚染拡大防止措置として容器に詰める等の措置を講じる。

8-7-17

【原子炉設置変更許可申請書（平成30年）

設計基準対象施設及び重大事故等対処施設の設置並びに体制の整備等】

1. 放射性廃棄物処理の基本方針

放射性廃棄物処理施設の設計及び管理に際しては、「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」各条（第 2 条第 7 号及び第 8 号、第 30 条並びに第 31 条）及び「発電用原子力設備に関する放射線による生体実効線量等の技術基準を定める告示」（以下「技術基準」という）を遵守するとともに「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」の考え方に基づくものとする。

2. 気体廃棄物の処理

2.1 処理方法

(1) 換気系排気

廃棄物処理建屋の換気は放射性希ガス及びよう素による空気汚染の可能性の高い区域と、その他の区域に区分して行う。

放射性希ガス及びよう素による空気汚染の可能性の高い区域の排気は高性能粒子フィルタを通し既設主排気筒より放出し、その他の区域の排気は高性能粒子フィルタを通し廃棄物処理建屋排気筒から放出する。

(2) 雑固体廃棄物焼却設備排気

可燃性雑固体廃棄物の焼却処理に伴う排気は、セラミックフィルタ及び高性能粒子フィルタを通し廃棄物処理建屋排気筒から放出する。

2.2 気体廃棄物の放出量

廃棄物処理建屋排気筒からの排気中の放射性希ガス及びよう素は、2.1 (1) の通り処理されるため無視でき、また粒子状放射性物質は高性能粒子フィルタ等により除去されるため、廃棄物処理建屋排気筒より放出される放射性物質は無視できる。

5. 平常運転時における一般公衆の受ける線量評価

5.1 東海第二発電所の放射性廃棄物により一般公衆の受ける線量評価

「線量目標値に関する指針」に基づき、気体廃棄物中の希ガスからのγ線、液体廃棄物中に含まれる放射性物質（よう素を除く。）並びに気体廃棄物中及び液体廃棄物中に含まれるよう素に起因する実効線量を、「線量目標値に対する評価指針」に従って評価する。

5.1.1 線量の計算

5.1.1.1 気体廃棄物中の希ガスのγ線に起因する実効線量

5.1.1.1.1 連続放出の場合

(1) 計算のための前提条件

a. 年間平均放出率

第 4.2-4 表に示した蒸気式空気抽出器及び換気系からの希ガス放出率並びに原子炉施設の稼働率（80%）を基に算出した年間平均の希ガス放出率と実効エネルギーを下表に示す。

希ガス放出率 (Bq/s)	約 4.1×10^7
γ線実効エネルギー (MeV/dis)	約 2.5×10^{-1}

b. 放出源の有効高さ

下表に、排気筒の地上高、出口直径及び吹出し速度を示す。

地上高 (m)	出口直径 (m)	吹出し速度 (m/s)
約 140	約 4.5	約 16

9-5-1

【原子炉設置変更許可申請書（平成 30 年）

設計基準対象施設及び重大事故等対処施設の設置並びに体制の整備等】

5.3 東海第二発電所と東海発電所の放射性廃棄物により一般公衆の受ける線量評価

周辺における将来の集落の形成を考慮した地点における東海第二発電所と東海発電所の気体廃棄物中の希ガスの γ 線による実効線量の評価結果は、第5.3-1表に示すとおりである。これによれば、周辺における将来の集落の形成を考慮した地点で希ガスの γ 線の実効線量の最大値は、東海第二発電所排気筒の南西約1,280mの地点（東海発電所排気筒の南西約1,110mの地点）において、約 $18\mu\text{Sv}/\text{y}$ である。

また、これに東海発電所の液体廃棄物中の放射性物質による実効線量及び東海第二発電所の気体廃棄物に含まれるよう素を摂取する場合の実効線量を加算すると、合計で約 $24\mu\text{Sv}/\text{y}$ となる。

固体廃棄物作業建屋の換気排気は、排気ファンにより高性能粒子フィルタを通して廃棄物処理建屋排気口（地上約 50m）に導き、放射性物質濃度を監視しつつ放出する設計としている。

固体廃棄物作業建屋では不燃性雑固体廃棄物の仕分け・切断作業を実施するが、これらの作業に伴い建屋換気の排気中に放射性物質が一部移行することとなる。建屋換気の排気中への移行量と高性能粒子フィルタを通して排気する放出量及び周辺監視区域外の空気中濃度を評価し、固体廃棄物作業建屋の換気排気中に含まれる放射性物質が無視できる程度であることを以下に説明する。

1. 取扱う放射エネルギーと換気系からの推定放出量

(1) 不燃性雑固体廃棄物に含まれる放射性物質及び放射エネルギー

不燃性雑固体廃棄物等に含まれる放射性物質としては、1 次系機器、配管等の構成材料の一部が不純物として溶出し、原子炉内で放射化され生成する腐食生成物及び燃料から 1 次冷却材中に漏れ出した微量の核分裂生成物があるが、核種の半減期を考慮すると、各々 Co-60 と Cs-137 が主要な核種となる。さらに東海発電所の不燃性雑固体廃棄物も扱うことから、これらに Sr-90、全 α を加えて主要な粒子状物質の核種とする。また、揮発性物質の核種としては、H-3 と C-14 を想定する。

評価対象核種を以下に示す。

○粒子状放射性物質（Co-60, Cs-137, Sr-90, 全 α ）

○揮発性放射性物質（H-3, C-14）

1-1

【原子炉設置変更許可申請書（平成 21 年）固体廃棄物作業建屋の設置
安全審査資料「東海・東海第二発電所 固体廃棄物作業建屋換気系について
補足説明資料】

固体廃棄物作業建屋では、1年間にドラム缶約6,000本相当の不燃性雑固体廃棄物等を取り扱う計画である。不燃性雑固体廃棄物等の放射エネルギーは、保管時の線量当量率と核種の存在比を基にドラム缶1本相当の放射エネルギーを求め、これを評価に用いる年間取扱い放射エネルギーとして、1年間に取扱うドラム缶を約6,400本相当の総放射エネルギーとして求める。(雑固体減容処理設備の年間処理能力6,400本/年で保守的に設定)年間取扱い放射エネルギーを第1表に示す。

第1表 年間取扱い放射エネルギー

形態	核種	放射エネルギー
粒子状物質	Co-60	$4.1 \times 10^{11} \text{Bq/年}$
	Cs-137	$2.5 \times 10^{11} \text{Bq/年}$
	Sr-90	$3.7 \times 10^{10} \text{Bq/年}$
	全 α	$2.1 \times 10^9 \text{Bq/年}$
揮発性物質	H-3	$1.0 \times 10^{12} \text{Bq/年}$
	C-14	$1.1 \times 10^{10} \text{Bq/年}$

(2) 年間推定放出量

固体廃棄物作業建屋の年間取扱い放射エネルギーを基に、作業に伴う飛散率及び高性能粒子フィルタ性能等から評価した固体廃棄物作業建屋換気の排気中に含まれる年間推定放出量を第2表に示す。なお、汚染管理区域内の仕分け、切断作業は、必要に応じてクリーンハウスを設置して粒子フィルタ付の局所排風機を用いて放射性物質の散逸を防止する計画であるが、この効果を見逃して評価する。(第1図参照)

1-2

【原子炉設置変更許可申請書(平成21年)固体廃棄物作業建屋の設置
安全審査資料「東海・東海第二発電所 固体廃棄物作業建屋換気系について
補足説明資料】

第2表 年間推定放出量

形態	核種	放射エネルギー
粒子状物質	Co-60	1.6×10^6 Bq/年
	Cs-137	9.8×10^5 Bq/年
	Sr-90	1.5×10^5 Bq/年
	全 α	8.3×10^3 Bq/年
揮発性物質	H-3	8.4×10^9 Bq/年
	C-14	8.7×10^7 Bq/年

また、第2表に示す年間推定放出量を「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について」（付録Ⅱの第1表）に示されるBWRの気体粒子状放射性物質の想定年間放出量（Co-60、Cs-137）と比較した結果を第3表に示す。固体廃棄物作業建屋からの年間推定放出量とBWRの気体粒子状放射性物質の想定年間放出量の比は、Co-60が500分の1以下でCs-137が4,000分の1以下である。

第3表 固体廃棄物作業建屋からの年間推定放出量とBWR想定年間放出量との比較

核種	固体廃棄物作業建屋からの年間推定放出量	BWRの気体粒子状放射性物質の想定年間放出量	比
Co-60	1.6×10^6 Bq/年	8.5×10^8 Bq/年	1/530
Cs-137	9.8×10^5 Bq/年	4.1×10^9 Bq/年	1/4,100

(3) 周辺監視区域外の空気中濃度

不燃性雑固体廃棄物の仕分けや切断処理等の作業に伴い換気排気中に一部移行した放射性物質は、固体廃棄物作業建屋排気ファンにより高性能粒子フィルタを通して廃棄物処理建屋排気口（地上約50m）に導き、放射性物質濃

1-3

【原子炉設置変更許可申請書（平成21年）固体廃棄物作業建屋の設置安全審査資料「東海・東海第二発電所 固体廃棄物作業建屋換気系について 補足説明資料」】

度を監視しつつ放出する設計としている。

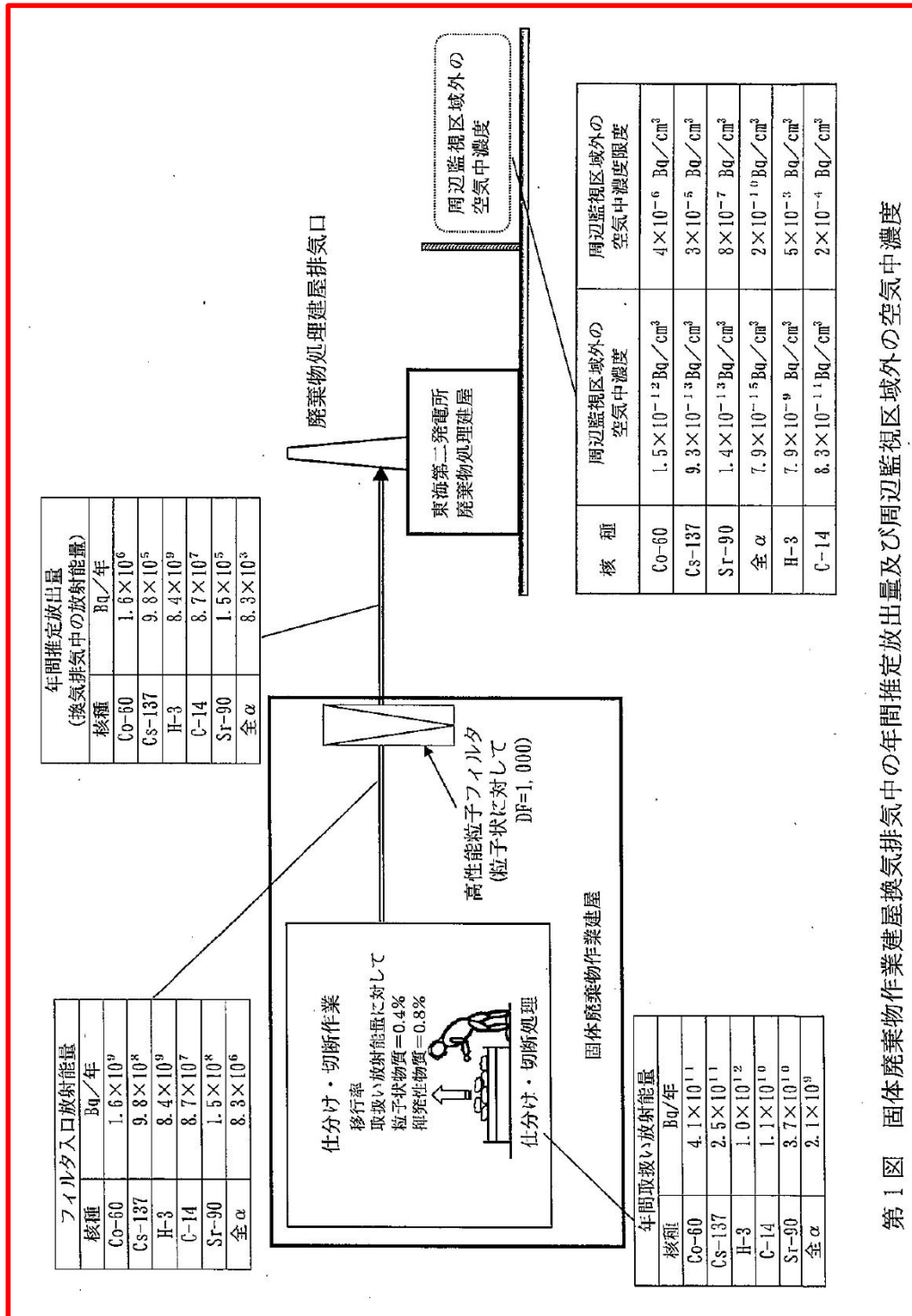
固体廃棄物作業建屋の換気排気中の年間推定放出量から、周辺監視区域外の空气中濃度を計算した結果を第4表に示す。この値は「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示」（第9条）に示される周辺監視区域外の空气中濃度限度と比較すると1万分の1以下の値である。

第4表 固体廃棄物処理建屋からの放出による
周辺監視区域外の空气中濃度

核種	固体廃棄物処理建屋からの放出による周辺監視区域外の空气中濃度	周辺監視区域外の空气中濃度限度	比
Co-60	$1.5 \times 10^{-12} \text{ Bq/cm}^3$	$4 \times 10^{-6} \text{ Bq/cm}^3$	$1/2.6 \times 10^6$
Cs-137	$9.3 \times 10^{-13} \text{ Bq/cm}^3$	$3 \times 10^{-5} \text{ Bq/cm}^3$	$1/3.2 \times 10^7$
Sr-90	$1.4 \times 10^{-13} \text{ Bq/cm}^3$	$8 \times 10^{-7} \text{ Bq/cm}^3$	$1/5.7 \times 10^6$
全 α	$7.9 \times 10^{-15} \text{ Bq/cm}^3$	$2 \times 10^{-10} \text{ Bq/cm}^3$	$1/2.5 \times 10^4$
H-3	$7.9 \times 10^{-9} \text{ Bq/cm}^3$	$5 \times 10^{-3} \text{ Bq/cm}^3$	$1/6.3 \times 10^5$
C-14	$8.3 \times 10^{-11} \text{ Bq/cm}^3$	$2 \times 10^{-4} \text{ Bq/cm}^3$	$1/2.4 \times 10^6$

1-4

【原子炉設置変更許可申請書（平成21年）固体廃棄物作業建屋の設置
安全審査資料「東海・東海第二発電所 固体廃棄物作業建屋換気系について
補足説明資料】



第1図 固体廃棄物作業建屋換気排気中の年間推定放出量及び周辺監視区域外の空気中濃度

1-5

【原子炉設置変更許可申請書（平成21年）固体廃棄物作業建屋の設置
安全審査資料「東海・東海第二発電所 固体廃棄物作業建屋換気系について
補足説明資料」】

固体廃棄物作業建屋 年間取扱い放射エネルギーの評価方法について

不燃性雑固体廃棄物の分別や切断等の処理作業を行うエリアでは、1年間にドラム缶約6,000本相当（評価では保守的に雑固体減容処理設備の処理能力6,400本/年を用いる）の不燃性雑固体廃棄物を処理する計画であり、年間取扱い放射エネルギーを以下により評価した。

《評価フロー》

①ドラム缶毎に表面線量当量率からCo-60 (Cs-137)放射エネルギーを求める



表面線量当量率（固体廃棄物貯蔵庫に保管時測定データ）

表面線量当量率は全量がCo-60によるとして、ドラム缶毎のCo-60放射エネルギーを求める。

- ・ 東海発電所分は主たる核種が、一次系がCo-60で燃料貯蔵池系がCs-137と異なるため、それぞれ全量がCo-60またはCs-137として放射エネルギーを算出する。
- ・ 東海第二発電所分のCs-137は表面線量当量率から求めたCo-60放射エネルギーから試料分析にて求めたCs-137/Co-60比を用いて算出する。

②ドラム缶1本当たりのCo-60及びCs-137平均放射エネルギーを求める

- ・ 東海発電所/東海第二発電所別にCo-60とCs-137の平均放射エネルギーを算出する。

③Co-60及びCs-137以外の主要核種の平均放射エネルギーを求める

- ・ Co-60, Cs-137をキー核種とする主要核種の存在比を埋設施設への廃棄のために用いるスケールリングファクタの評価に用いた廃棄物分析データを基に算出する。
- ・ Co-60との存在比率を用いてC-14放射エネルギーを算出する。
- ・ Cs-137との存在比率を用いてSr-90及び全 α 放射エネルギーを算出する。
- ・ H-3は廃棄物分析で評価されている平均濃度から算出する。
- ・ 対象核種は想定放出量と線量換算係数から線量評価値に有意（評価値の1/1,000以上）となる核種を選定した。

④年間取扱い総放射エネルギーを求める

- ・ ドラム缶1本当たりの核種ごとの平均放射エネルギーを東海発電所と東海第二発電所の保管数量の比により加重平均して算出する。
- ・ 上記のドラム缶1本当たりの平均放射エネルギーに年間処理本数(6,400本)を乗じて核種ごとの年間取扱い放射エネルギーを算出する。