

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 に設計方針等を示す。)</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に、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、圧縮減容装置を含む固体廃棄物処理系は放射性物質の貯蔵機能（P S - 3）を有する設備であり、重要度が特に高い安全機能を有する</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" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <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" style="text-align: center;">(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> <tr><td colspan="2"> </td></tr> <tr><td rowspan="2" style="text-align: center;">(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> <tr><td colspan="2">事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための</td></tr> <tr><td rowspan="2" style="text-align: center;">(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> <tr><td rowspan="3" style="text-align: center;">(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作動させる機能</td></tr> <tr><td colspan="2">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</td></tr> <tr><td colspan="2">格納容器の冷却機能</td></tr> <tr><td colspan="2">格納容器内の可燃性ガス制御機能</td></tr> <tr><td colspan="2">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</td></tr> <tr><td colspan="2">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</td></tr> <tr><td colspan="2">非常用の交流電源機能</td></tr> <tr><td colspan="2">非常用の直流電源機能</td></tr> <tr><td colspan="2">非常用の計測制御用直流電源機能</td></tr> <tr><td colspan="2">補機冷却機能</td></tr> <tr><td colspan="2">冷却用海水供給機能</td></tr> <tr><td colspan="2">原子炉制御室非常用換気空調機能</td></tr> <tr><td colspan="2">圧縮空気供給機能</td></tr> <tr><td colspan="2"> </td></tr> <tr><td colspan="2" style="text-align: center;"> <p>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> </td></tr> <tr><td colspan="2"> </td></tr> <tr><td colspan="2"> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr><td>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>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>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>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>事故時の原子炉の停止状態の把握機能</td></tr> <tr><td>事故時の炉心冷却状態の把握機能</td></tr> <tr><td>事故時の放射能閉じ込め状態の把握機能</td></tr> <tr><td>事故時のプラント操作のための情報の把握機能</td></tr> </table> </td></tr> <tr><td colspan="2"> </td></tr> <tr><td colspan="2"> <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> </td></tr> </table>	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	事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための		(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作動させる機能	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		格納容器の冷却機能		格納容器内の可燃性ガス制御機能		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		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		非常用の交流電源機能		非常用の直流電源機能		非常用の計測制御用直流電源機能		補機冷却機能		冷却用海水供給機能		原子炉制御室非常用換気空調機能		圧縮空気供給機能				<p>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" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr><td>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>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>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>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>事故時の原子炉の停止状態の把握機能</td></tr> <tr><td>事故時の炉心冷却状態の把握機能</td></tr> <tr><td>事故時の放射能閉じ込め状態の把握機能</td></tr> <tr><td>事故時のプラント操作のための情報の把握機能</td></tr> </table>		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>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>		<p>ものでないため)</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																																																																								
事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための																																																																									
(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作動させる機能																																																																								
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																																																																									
格納容器の冷却機能																																																																									
格納容器内の可燃性ガス制御機能																																																																									
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																																																																									
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																																																																									
非常用の交流電源機能																																																																									
非常用の直流電源機能																																																																									
非常用の計測制御用直流電源機能																																																																									
補機冷却機能																																																																									
冷却用海水供給機能																																																																									
原子炉制御室非常用換気空調機能																																																																									
圧縮空気供給機能																																																																									
<p>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" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr><td>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>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>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>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>事故時の原子炉の停止状態の把握機能</td></tr> <tr><td>事故時の炉心冷却状態の把握機能</td></tr> <tr><td>事故時の放射能閉じ込め状態の把握機能</td></tr> <tr><td>事故時のプラント操作のための情報の把握機能</td></tr> </table>		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																																																																
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>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>																																																																									

<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 に設計方針等を示す。)</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 (2.4 に設計方針等を示す。)</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="753 398 1193 705"> <tr> <td data-bbox="759 405 954 526">安全保護系</td> <td data-bbox="960 405 1187 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="759 535 954 629">電気系統</td> <td data-bbox="960 535 1187 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="759 638 954 696">燃料の貯蔵設備及び取扱設備</td> <td data-bbox="960 638 1187 696">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を含む固体廃棄物処理系は、放射性物質の貯蔵機能（PS-3）を有する設備であり、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等

「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等を示すとともに、圧縮減容装置の設置時における適合のための設計方針等を以下に示す。

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等

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（P S）及び異常影響緩和系（M S）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等

圧縮減容装置を含む固体廃棄物処理系は、放射性物質の貯蔵機能（P S－3）を有する設備である。（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、維持する設計とする。

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

第 12-1 表 圧縮減容装置を含む固体廃棄物処理系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等

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 1】

圧縮減容装置の設置時における設計方針等

圧縮減容装置を含む固体廃棄物処理系は、放射性物質の貯蔵機能 (PS-3) を有する設備である。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等

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等

圧縮減容装置は、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、その機能を発揮できる設計とする。環境条件は、圧縮減容装置が設置され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て設定する。

したがって、既許可における適合のための設計方針等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等

既許可では、安全施設は、その健全性及び能力を確認するために、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設計としている。

また、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等

圧縮減容装置を含む固体廃棄物処理系は、放射性物質の貯蔵機能（P S - 3）を有する設備であり、その機能の健全性を定期的な試験又は検査（保全プログラムに基づく点検等）を行うことにより確認できる設計とする。

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

【十二条－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等

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－参考 6】

圧縮減容装置の設置時における設計方針等

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（P S - 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。

【十二条一参考 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等

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等

圧縮減容装置を含む固体廃棄物処理系は、放射性物質の貯蔵機能（PS-3）を有する設備である。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等

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。

【十二条一参考 8】

圧縮減容装置の設置時における設計方針等

圧縮減容装置を含む固体廃棄物処理系は、放射性物質の貯蔵機能（PS-3）

を有する設備ではあるが， 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 添付資料八

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。

8-1-677

- 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線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		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)	
重要度による分類				
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

8-1-684

既許可 添付資料八

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線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

既許可 添付資料八

クセス性，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）のスプレイヘッダ（サブプレッション・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（サブプレッション・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

8-1-680

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

既許可 添付資料八

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

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。

既許可 添付書類八

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 添付資料八

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

8-1-681

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、重要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 添付資料八

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、重要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備とすることで、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備とすることで、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備とすることで、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、各発電所に必要な容量をそれぞれ確保するとともに、発電所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。

(余 白)

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>適合対象外 (2.2において申請施設は、気体廃棄物処理系及び液体廃棄物処理系に該当せず、適合対象外であることを示す。なお、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も併せて示す。)</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等

「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等を示すとともに、圧縮減容装置の設置時における適合のための設計方針等を示す。

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等

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熔融・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。具体的には、仕分け・切断作業エリアは、仕分け・切断作業、蓋締めされたドラム缶等の仮置き及び運搬等を行うエリアとして、年間約 6,000 本の処理が可能となるよう、約 900m²（うち、仕分け・切断作業を行う作業場としては約 670m²）を確保することとしている。

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たものである。

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熔融・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／年の充填固化体を作製できる設計としている。

仕分け・切断作業は、作業員 14 名／直の 2 交替体制（計 28 人）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日間の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6,000本の処理が可能としていた。

【二十七条－参考1】

【二十七条－参考2】

【二十七条－参考3】

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。なお、第6給水加熱器等の仕分け・切断作業を実施する期間は、不燃性雑固体廃棄物の仕分け・切断作業を実施しない設計としている。

【二十七条－参考4】

圧縮減容装置の設置時における設計方針等

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、薄物金属等を圧縮減容する設備として設計する。上記対象廃棄物は、圧縮減容装置で圧縮減容し、**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。なお、必要に応じて固型化材（モルタル）を充填する前にドラム缶等に詰めて貯蔵保管する**設計とする。

圧縮減容装置にて処理を行う廃棄物は東海第二発電所から発生したもののみとし、東海発電所の廃棄物は処理対象外とする。なお、圧縮減容装置にて処理を行う際は、ドラム缶等に記載の識別番号を参照し、東海第二発電所の廃棄物であることを確認してから処理を実施する。

不燃性雑固体廃棄物の処理フローを第27-1図に示す。圧縮減容装置の設置

後においても、固体廃棄物貯蔵庫に移動するモルタル充填された充填固化体の本数が年間最大 1,500 本であることに変更はなく、固体廃棄物貯蔵庫から処理のために持ち出された不燃性雑固体廃棄物の本数は、溶融・焼却や圧縮減容等の処理を経るため増加することはない。したがって、固体廃棄物貯蔵庫にこれまでより多くの不燃性雑固体廃棄物が戻ることはない。

圧縮減容装置は、第 27-2 図に示すとおり、固体廃棄物作業建屋の仕分け・切断作業エリア内に新たに設ける「圧縮減容処理エリア」に設置する。なお、上述のとおり、仕分け・切断作業エリアは、仕分け・切断作業を行う作業場並びに蓋締めされたドラム缶等の仮置き及び運搬等を行うエリアとしている。

この作業場及び圧縮減容処理エリアからなる壁、天井、扉により区画された範囲は、必要な換気能力が確保され、負圧が維持される設計とする。

各エリアと作業場の換気、作業内容を第 27-1 表に示す。

第 27-1 表 各エリアと作業場の換気，作業内容

エリア等	換気	作業内容	図※
仕分け・切断作業エリア	給気側 (汚染低)	蓋締めされたドラム缶等の仮置き及び運搬等	①
	↓	仕分け・切断作業	②
圧縮減容処理エリア	排気側 (汚染高)	圧縮減容処理	③

※ 第 27-2 図に記載の番号

仕分け・切断作業エリアにおいては不燃性雑固体廃棄物の仕分け・切断作業を行い、これと並行して圧縮減容処理エリアにおいては、圧縮減容処理を行える設計とする。圧縮減容処理エリアは、圧縮減容装置の設置面積及び作業のた

めの取り回し等の面積を含めて約 70m²とし、仕分け・切断作業エリアは、今後は面積約 830m²にて仕分け・切断作業を行う設計とする。なお、圧縮減容装置による圧縮減容は作業員約 6 名による作業を計画しており、1 日当たりの処理本数は、ドラム缶 6 本と想定している。

上述のとおり、仕分け・切断作業エリアは、既許可では、仕分け・切断作業及び蓋締めされたドラム缶等の仮置き及び運搬等を行うエリアとして、年間約 6,000 本の処理が可能となるよう、約 900m²（うち、仕分け・切断作業を行う作業場は約 670m²）の床面積を確保することとしていた。また、年間の作業日数については、200 日間を想定していた。新たに圧縮減容処理エリアを設けることにより、蓋締めされたドラム缶等の仮置き及び運搬等を行うエリアの面積は変わらないものの、仕分け・切断作業エリアの作業場の面積は約 600m²と約 1 割減少する。しかしながら、年間の作業を行う日数は 250 日程度確保可能であることから、作業日数を既許可時の想定である 200 日から約 1 割増加させる等の対応が十分可能であり、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。

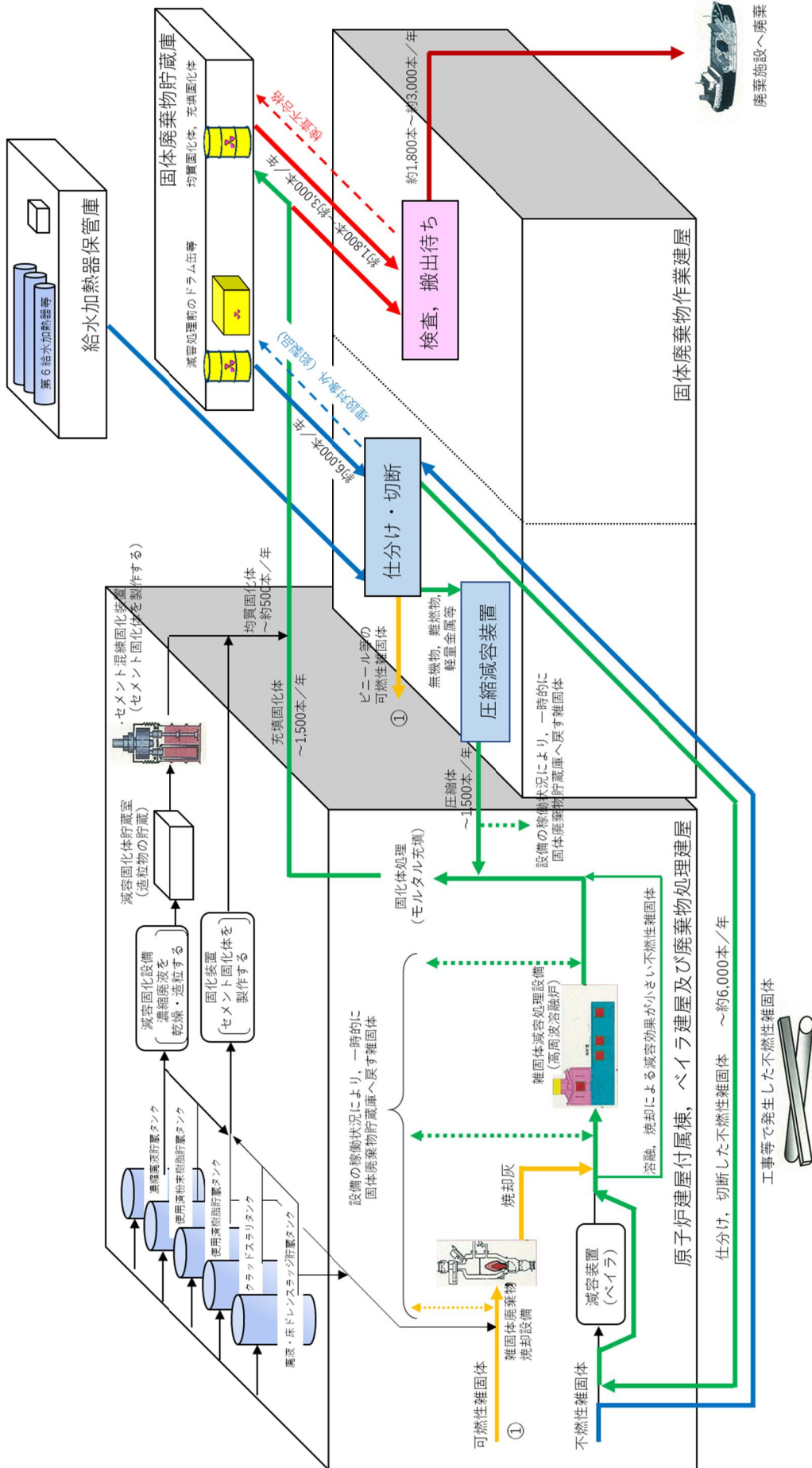
また、固体廃棄物作業建屋の仕分け・切断作業エリアにおいて第 6 給水加熱器等の仕分け・切断作業を行うこととしているが、第 27-3 図及び第 27-4 図に示すとおり、新たに圧縮減容処理エリアを設けたとしても、第 6 給水加熱器等の仕分け・切断を行う作業場所が十分確保でき、圧縮減容処理エリアでの圧縮減容処理と並行して第 6 給水加熱器等の仕分け・切断作業を問題なく行える設計とする。第 6 給水加熱器水室から伝熱管を引き出した際の合計長さは約 26m であるのに対し、仕分け・切断作業エリアは、幅約 8m の圧縮減容処理エリアを設けたとしても約 27m の幅が確保可能である。

なお、既許可と同様、第 6 給水加熱器等の仕分け・切断作業を実施している間は、不燃性雑固体廃棄物の仕分け・切断作業は実施しない。

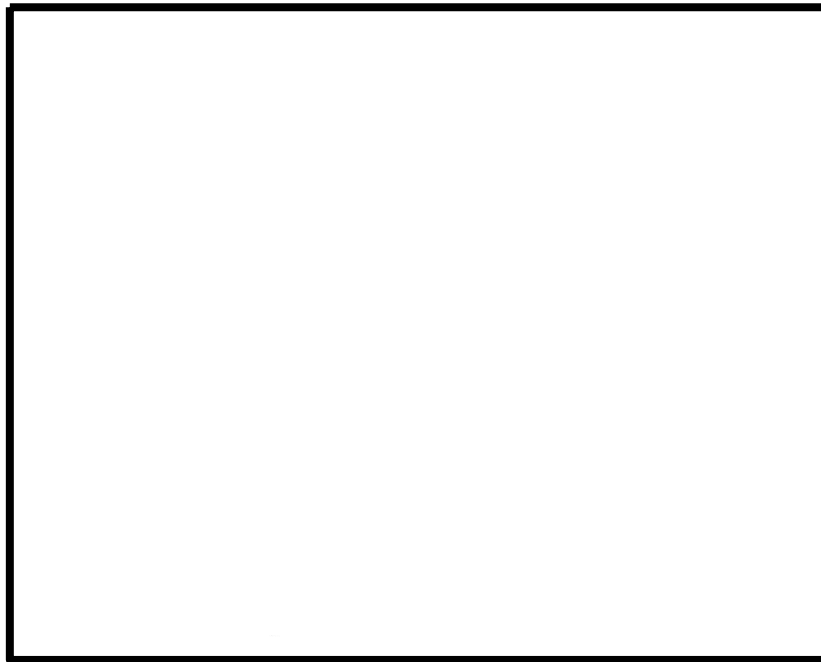
圧縮減容装置を導入した場合における不燃性雑固体廃棄物の仕分け・切断作業の流れと第6給水加熱器等の仕分け・切断作業の流れをそれぞれ第27-5図、第27-6図に示す。

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

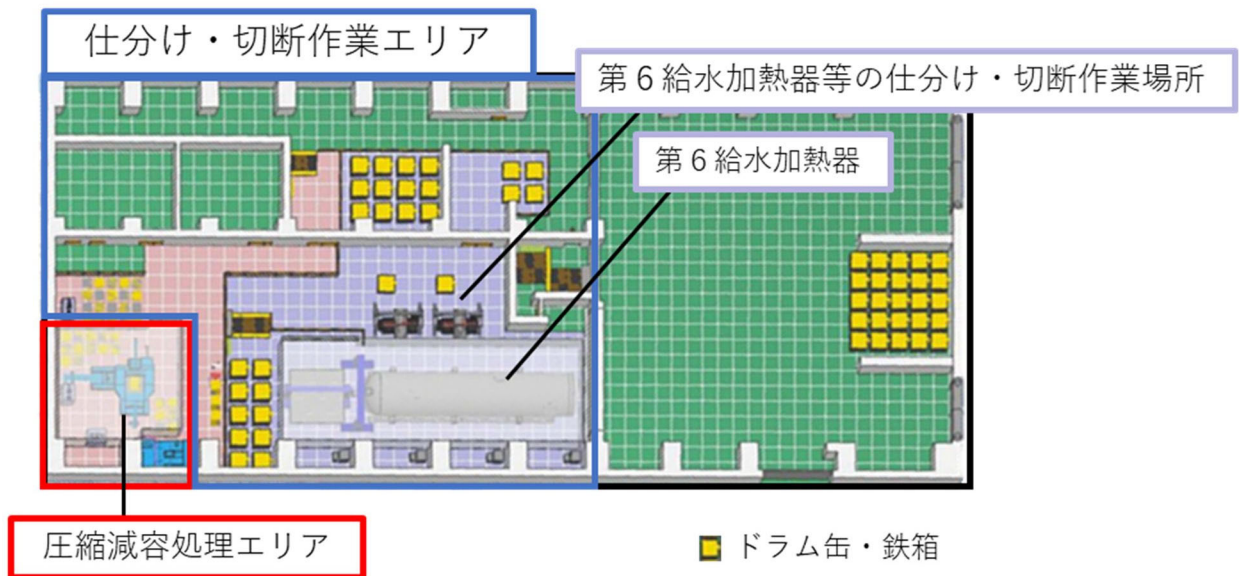
なお、既設のベイラは、プレス能力が約10tの減容プレス機であり、ドラム缶内の不燃性雑固体廃棄物を上から1軸でプレスすることで効率よく収納可能な設備であるが、圧縮減容装置は、対象廃棄物を収納したドラム缶を、約300tの圧縮力で3方向から圧縮減容する設備であるため、より効率的に不燃性雑固体廃棄物の減容を促進できる。このため、圧縮減容装置の設置後は、不燃性雑固体廃棄物の圧縮減容は原則、圧縮減容装置を用いるが、圧縮減容装置の停止期間中に、固体廃棄物貯蔵庫の保管量を低減させる必要が生じた場合等に、ベイラを使用する。



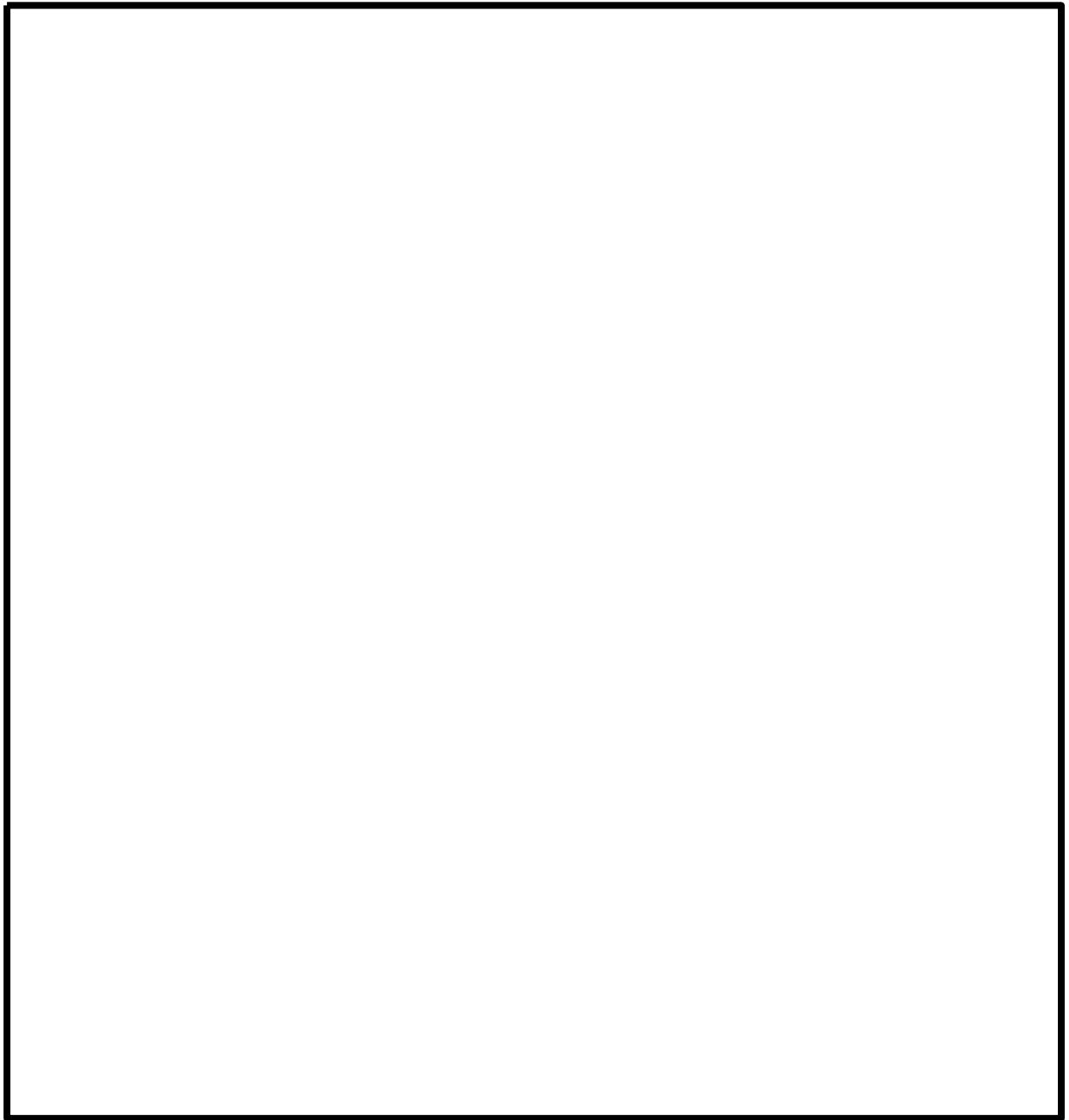
第 27-1 図 不燃性雑固体廃棄物処理フロー



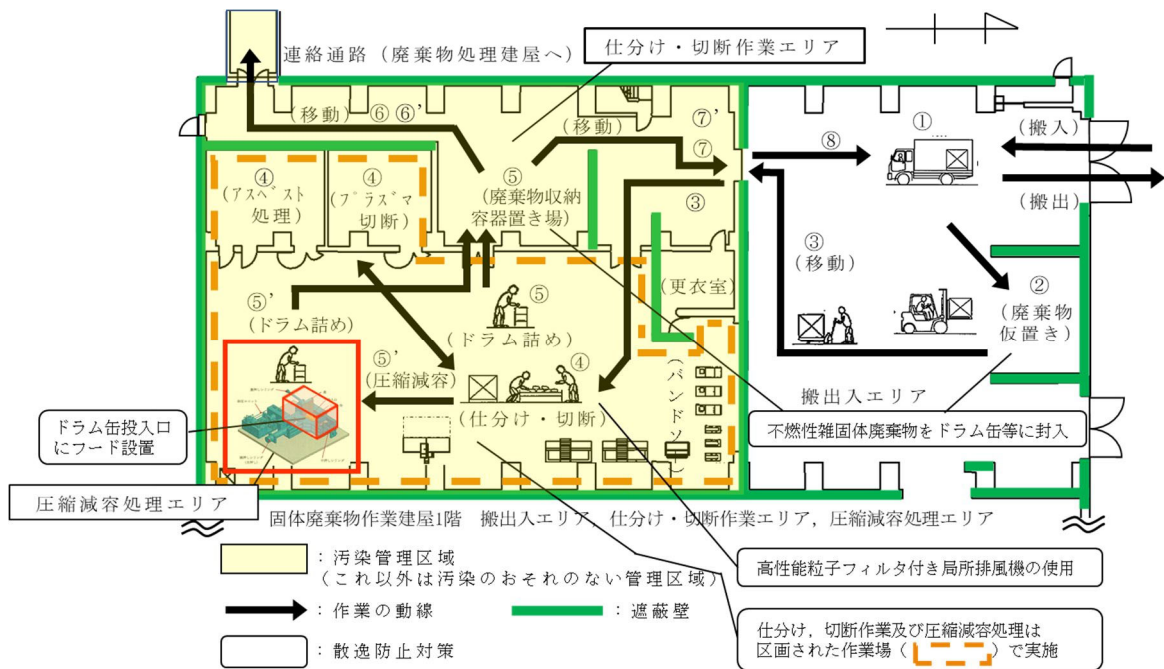
第 27-2 図 固体廃棄物作業建屋 1 階のエリア図



第 27-3 図 第 6 給水加熱器等仕分け・切断時の
固体廃棄物作業建屋 1 階作業エリアのイメージ図



第 27-4 図 第 6 給水加熱器等の仕分け・切断作業時の固体廃棄物作業建屋内
レイアウト概念図



【不燃性雑固体廃棄物の搬入】

①不燃性雑固体廃棄物を詰めたドラム缶等を、固体廃棄物貯蔵庫又は各建屋の作業場から車両で「搬出入エリア」へ搬入

②フォークリフトで荷降ろし、仮置き

【仕分け、切断】

③台車で「仕分け・切断作業エリア」へ移動
(各建屋の作業場から連絡通路を使用して搬入した廃棄物を含む。)

- ④ドラム缶等を開放し、内容物を取り出して、仕分け、切断作業実施
- ・作業場での作業実施時は、高性能粒子フィルタ付き局所排風機を使用
 - ・プラズマ切断機使用時、アスベスト含有物取扱いは、独立した区画を使用

【仕分け、切断後の処理】

⑤仕分け、切断した不燃性雑固体廃棄物をドラム缶等へ封入、重量測定、仮置き

⑥連絡通路を使用し、台車で雑固体減容処理設備へ移動
(「搬出入エリア」から車両で雑固体減容処理設備へ移動する場合もある。)

⑦溶融処理対象外の鉛製品等は、ドラム缶等の容器に詰め、汚染管理区域境界へ移動
↓ [汚染管理区域と汚染のおそれのない管理区域の境界で、容器表面の放射性物質の密度及び空間線量率の測定を実施し、「搬出入エリア」へ移動]

⑧搬出サーベイを実施後、フォークリフトで車両に積載し、固体廃棄物貯蔵庫へ搬出
[管理区域境界で運搬車両の空間線量率測定を実施]

【圧縮減容装置による圧縮減容】

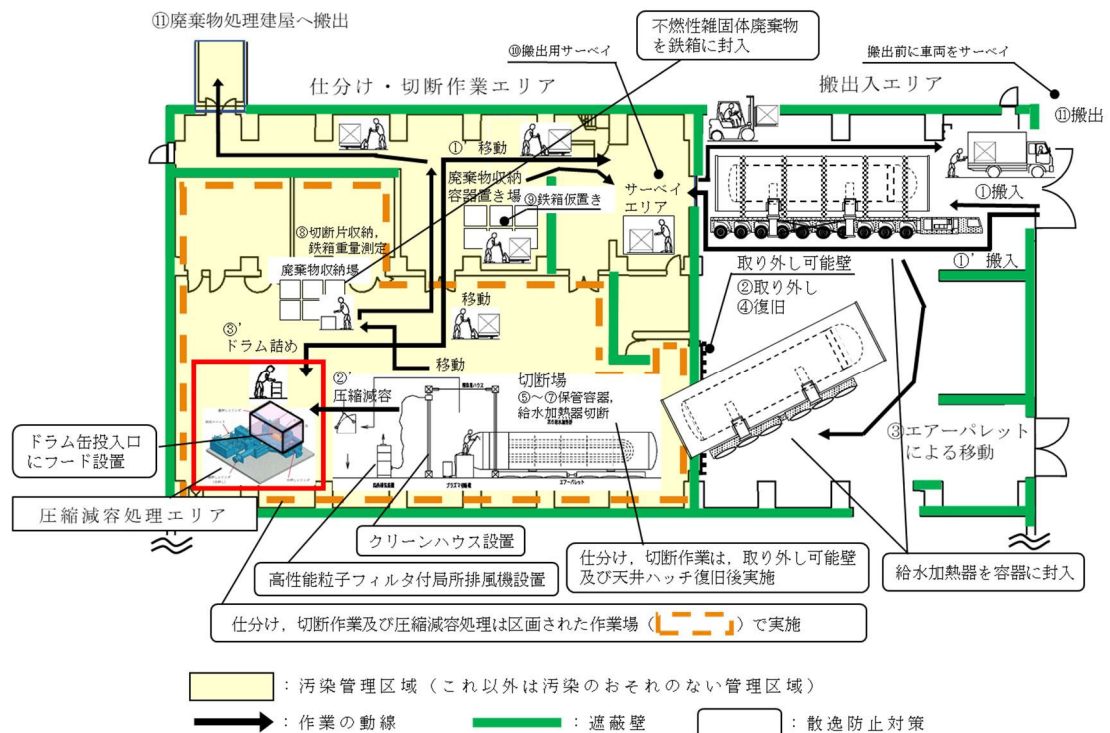
⑤' 仕分け、切断した不燃性雑固体廃棄物のうち圧縮減容装置で圧縮減容するものは、圧縮用ドラム缶に封入した上で圧縮減容し、圧縮減容した圧縮体をドラム缶等へ封入、重量測定、仮置き

⑥' 圧縮減容した圧縮体のうち、そのまま固型化材（モルタル）を充填してドラム缶内に固型化する場合、連絡通路を使用し、台車で廃棄物処理建屋へ移動
(「搬出入エリア」から車両で廃棄物処理建屋へ移動する場合もある。)

⑦' 固体廃棄物貯蔵庫にて貯蔵保管する場合は、汚染管理区域境界へ移動
↓ [汚染管理区域と汚染のおそれのない管理区域の境界で、容器表面の放射性物質密度及び空間線量率の測定を実施し、「搬出入エリア」へ移動]

仕分け、切断後の処理の⑧と同様

第 27-5 図 不燃性雑固体廃棄物の仕分け・切断作業及び圧縮減容処理の流れ



【第6 給水加熱器処理主要フロー】

- ① トレーラにて保管容器ごと搬出入エリアへ搬入
- ↓ ② 取り外し可能壁 取り外し
- ③ エアーパレットにて保管容器ごと仕分け・切断作業エリアへ移動
- ↓ ④ 取り外し可能壁 復旧
- ⑤ 保管容器半割り、上半部切断処理 → 【切断片処理主要フローへ】
- ↓
- ⑥ 給水加熱器吊りだし、切断処理 → 【切断片処理主要フローへ】
- ↓
- ⑦ 保管容器下半部切断処理 → 【切断片処理主要フローへ】

⑤～⑦において、切断**作業**はクリーンハウスを設置して行う。また、大物切断物の移動に天井クレーンを使用する際は、仕分け・切断作業エリアの天井部に設けられたハッチを開放することとなるが、開放している期間には、仕分け・切断作業は行わず、当該ハッチ復旧後に実施する。

【切断片処理主要フロー】

- ⑧ 廃棄物収納場で切断片を鉄箱へ収納し、重量測定
- ↓
- ⑨ 廃棄物収納容器置き場へ移動、仮置き
- ↓
- ⑩ 搬出用サーベイ（固体廃棄物貯蔵庫へ搬出するもの）
- ↓ 汚染管理区域境界へ移動、汚染管理区域と汚染のおそれのない管理区域の境界で、容器表面の放射性物質密度及び空間線量率の測定を実施し、「搬出入エリア」へ移動
- ⑪ 固体廃棄物貯蔵庫へ搬出又は廃棄物処理建屋へ搬出
（固体廃棄物貯蔵庫への搬出前に搬出入エリアで運搬車両の空間線量率を測定）

【圧縮減容装置による圧縮減容フロー】

- ①' 不燃性雑固体廃棄物を詰めたドラム缶等を、固体廃棄物貯蔵庫から車両で「搬出入エリア」へ搬入、圧縮減容処理エリアに移動し、**圧縮減容装置による圧縮減容**を実施
- ↓
- ②' 切断した給水加熱器のうち圧縮可能なものは、圧縮用ドラム缶に封入し圧縮減容処理を実施
- ↓
- ③' 圧縮減容した圧縮体をドラム缶等へ封入、重量測定、仮置き
- ↓
- 切断片処理主要フローの⑩、⑪と同様

第 27-6 図 第 6 給水加熱器等の仕分け・切断作業及び圧縮減容処理の流れ

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

既許可では、圧縮減容装置を設置する固体廃棄物作業建屋は、放射性気体廃棄物、放射性液体廃棄物の処理施設に該当しないため、本号は適合対象外としている。圧縮減容装置の導入後においても、放射性気体廃棄物、放射性液体廃棄物の処理施設に該当しないことは同様であり、本号は適合対象外である。

【二十七条－参考5】

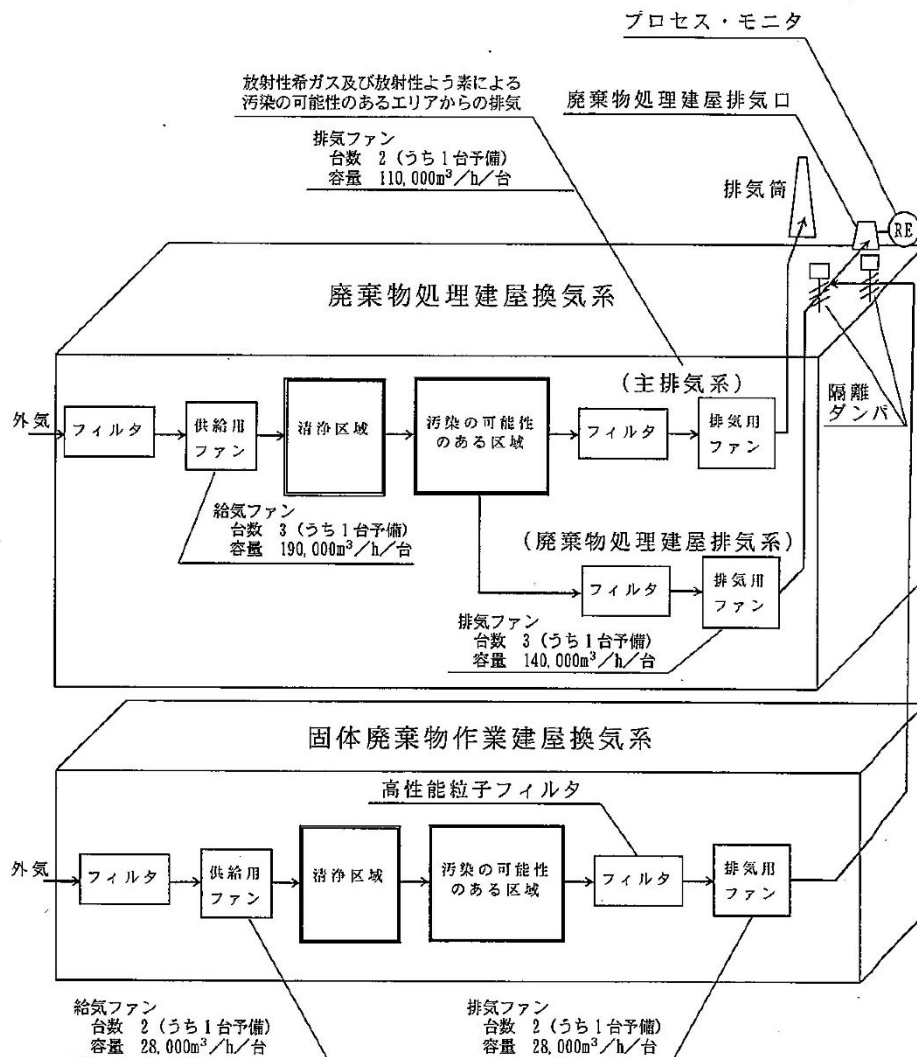
ただし、既許可においては、廃棄物処理建屋排気口から放出される放射性物質による周辺監視区域外の空気中の放射性物質の濃度等を安全審査資料において、評価している。そのため、圧縮減容装置の設置時においても同様の評価を実施する。

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27-7図に示す。

【二十七条－参考6】



第 27-7 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等

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 7】

【二十七条－参考 8】

圧縮減容装置の設置時における設計方針等

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等

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9】

評価条件を第27-2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 27-2 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	6,400 本	年間予定処理本数
取扱い放射エネルギー	第 27-8 図	<p>二十七条-参考 11 のとおり算出 取扱い対象廃棄物：東海，東海第二 [放射エネルギー評価の概要]</p> <p>①ドラム缶毎に表面線量率から Co-60 (東海第二，東海) 及び Cs-137 (東海) 放射エネルギーを求める。 ②ドラム缶 1 本当たりの Co-60 (東海第二，東海) 及び Cs-137 (東海) 平均放射エネルギーを求める。 ③ドラム缶 1 本当たりの Co-60 (東海第二，東海) 及び Cs-137 (東海) 以外の主要核種の平均放射エネルギーを求める。 ④年間取扱放射エネルギーを求める。</p>
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 365 日 (1 日当たり 24 時間)	365 日，24 時間作業を行うと想定
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)	<p>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)</p>

【二十七条-参考 10】

【二十七条-参考 11】

評価の結果，第 27-8 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等

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する。

評価条件を第 27-3 表に示す。

第 27-3 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
取扱い放射エネルギー	第 27-8 図	二十七条一参考 11 のとおり算出 取扱い対象廃棄物：東海第二 [放射エネルギー評価の概要] ①ドラム缶毎に表面線量率から Co-60 放射エネルギーを求める。 ②ドラム缶 1 本当たりの Co-60 平均放射エネルギーを求める。 ③ドラム缶 1 本当たりの Co-60 以外の主要核種の平均放射エネルギーを求める。 ④年間取扱い放射エネルギーを求める。
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 1.320m (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)

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27-8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27-8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。

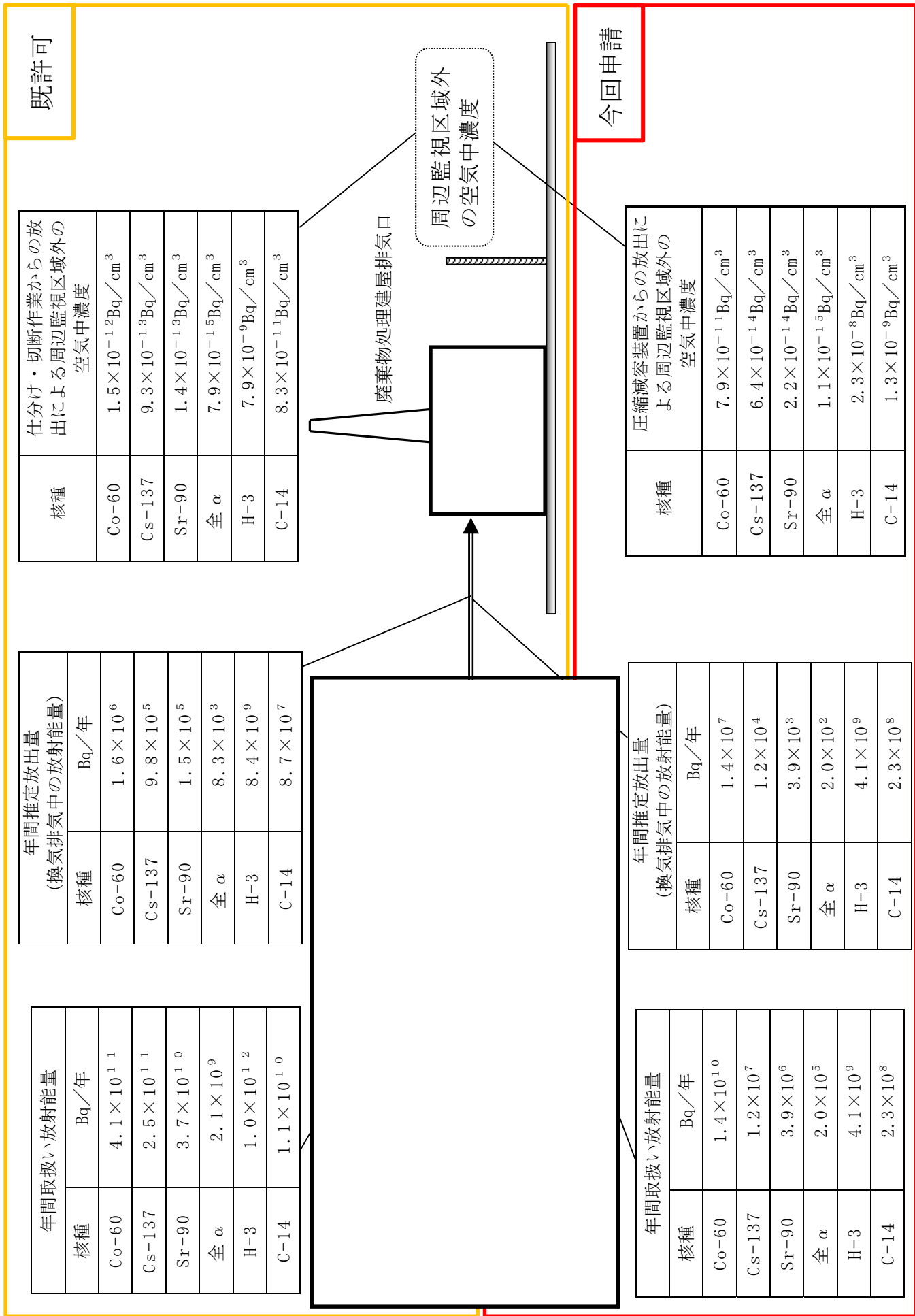
圧縮減容装置の設置に伴う固体廃棄物作業建屋からの放出による周辺監視区域外の空気中濃度を下記の式で評価した。なお、放出期間は、1日の作業時間を6時間（1直作業とし、朝礼及び休憩等を除いて午前及び午後3時

間ずつの作業と仮定)として年間250日(年間50週×週5日)作業するものとして評価する。

評価結果を第27-8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27-8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

第 27-8 図に示した既許可（仕分け・切断作業）及び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气中濃度の評価結果及び周辺監視区域外の空气中濃度限度との比較を第 27-4 表及び第 27-5 表に示す。

なお、既許可における年間放出量は、圧縮減容処理エリアの設置に伴い、仕分け・切断作業エリアの面積が減少するものの、2.1 に記載のとおり処理本数等に変更はないため、第 27-2 表の条件で行った既許可における年間推定放出量に影響はない。

第 27-4 表 既許可（仕分け・切断作業）における周辺監視区域外の空气中濃度限度との比較

核種	仕分け・切断作業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	$1.5 \times 10^{-12} \text{Bq/cm}^3$	$4.0 \times 10^{-6} \text{Bq/cm}^3$ (酸化物、水酸化物、ハロゲン化合物及び硝酸塩)	$1 / (2.6 \times 10^6)$
Cs-137	$9.3 \times 10^{-13} \text{Bq/cm}^3$	$3.0 \times 10^{-5} \text{Bq/cm}^3$ (すべての化合物)	$1 / (3.2 \times 10^7)$
Sr-90	$1.4 \times 10^{-13} \text{Bq/cm}^3$	$8.0 \times 10^{-7} \text{Bq/cm}^3$ (チタン酸ストロンチウム)	$1 / (5.7 \times 10^6)$
全 α	$7.9 \times 10^{-15} \text{Bq/cm}^3$	$2.0 \times 10^{-10} \text{Bq/cm}^3$ (ハロゲン化合物、硝酸塩、酸化物及び水酸化物以外の化合物)	$1 / (2.5 \times 10^4)$
H-3	$7.9 \times 10^{-9} \text{Bq/cm}^3$	$3.0 \times 10^{-3} \text{Bq/cm}^3$ (有機物 (メタンを除く))	$1 / (3.8 \times 10^5)$
C-14	$8.3 \times 10^{-11} \text{Bq/cm}^3$	$2.0 \times 10^{-4} \text{Bq/cm}^3$ (蒸気)	$1 / (2.4 \times 10^6)$

※「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)に記載されている周辺監視区域外の空气中濃度限度で対象核種のうち最も保守的な空气中濃度限度と比較した。なお、既許可における説明(二十七条一参考 10)においては、H-3 及び C-14 については、仕分け・切断作業時に水分を含有している可能性のある雑固体廃棄物を取り扱うことを考慮し、保守的な周辺監視区域外の空气中濃度限度を設定している。

第 27-5 表 圧縮減容装置の設置に伴う周辺監視区域外の
 空气中濃度限度との比較

核種	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气中濃度	周辺監視区域外の空气中濃度限度※	比
Co-60	$7.9 \times 10^{-11} \text{Bq/cm}^3$	$4.0 \times 10^{-6} \text{Bq/cm}^3$ (酸化物、水酸化物、ハロゲン化物及び硝酸塩)	1 / (5.1×10^4)
Cs-137	$6.4 \times 10^{-14} \text{Bq/cm}^3$	$3.0 \times 10^{-5} \text{Bq/cm}^3$ (すべての化合物)	1 / (4.7×10^8)
Sr-90	$2.2 \times 10^{-14} \text{Bq/cm}^3$	$8.0 \times 10^{-7} \text{Bq/cm}^3$ (チタン酸ストロンチウム)	1 / (3.7×10^7)
全 α	$1.1 \times 10^{-15} \text{Bq/cm}^3$	$2.0 \times 10^{-10} \text{Bq/cm}^3$ (ハロゲン化物、硝酸塩、酸化物及び水酸化物以外の化合物)	1 / (1.8×10^5)
H-3	$2.3 \times 10^{-8} \text{Bq/cm}^3$	$3.0 \times 10^{-3} \text{Bq/cm}^3$ (有機物 (メタンを除く))	1 / (1.3×10^5)
C-14	$1.3 \times 10^{-9} \text{Bq/cm}^3$	$2.0 \times 10^{-4} \text{Bq/cm}^3$ (蒸気)	1 / (1.6×10^5)

※「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)に記載されている周辺監視区域外の空气中濃度限度で対象核種のうち最も保守的な空气中濃度限度と比較した。

第 27-4 表及び第 27-5 表に示すとおり、既許可における仕分け・切断作業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气中濃度及び今回設置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气中濃度は、「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」(第 8 条)に示される周辺監視区域外の空气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。既許可（仕分け・切断作業）に係る評価条件を第27-6表、圧縮減容装置の設置に係る評価条件を第27-7表、評価結果を第27-8表に示す。

$$\begin{aligned} & \text{周辺監視区域外の一般公衆の実効線量} (\mu \text{ Sv}/\text{y}) = \\ & \text{周辺監視区域外の空气中濃度} (\text{Bq}/\text{cm}^3) \times \text{呼吸率} (\text{cm}^3/\text{s}) \\ & \times \text{呼吸摂取による実効線量換算係数} (\mu \text{ Sv}/\text{Bq}) \\ & \times \text{年間作業期間} (\text{s}/\text{y}) \end{aligned}$$

第27-6表 既許可（仕分け・切断作業）に係る評価条件

項目	評価条件	説明
周辺監視区域外の空气中濃度 (Bq/cm^3)	第27-4表	第27-2表の条件から評価
作業期間	年間 365 日 (1日当たり 24 時間)	365 日, 24 時間作業を行うと想定
呼吸率 (m^3/d)	22.2	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) 本評価では小児の甲状腺に蓄積しやすい傾向を持つよう素を対象核種としておらず、被ばく評価において保守的な結果となるよう、小児に比べ呼吸率の高い成人の呼吸率を用いた。
呼吸摂取による実効線量換算係数 ($\mu \text{ Sv}/\text{Bq}$)	Co-60 : 1.7×10^{-2} Cs-137 : 6.7×10^{-3} Sr-90 : 7.7×10^{-2} 全 α : 6.3×10^2 H-3 : 4.1×10^{-5} C-14 : 5.8×10^{-4}	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 (ICRP Pub68)参照 本評価で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化学形態の換算係数を設定 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 (Ac-227) の換算係数を設定

第 27-7 表 圧縮減容装置の設置に係る評価条件

項目	評価条件	説明
周辺監視区域外の空气中濃度 (Bq/cm ³)	第 27-5 表	第 27-3 表の条件から評価
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
呼吸率 (m ³ /d)	22.2	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) 本評価では小児の甲状腺に蓄積しやすい傾向を持つよう素を対象核種としておらず、被ばく評価において保守的な結果となるよう、小児に比べ呼吸率の高い成人の呼吸率を用いた。
呼吸摂取による実効線量換算係数 (μSv/Bq)	Co-60 : 1.7×10 ⁻² Cs-137 : 6.7×10 ⁻³ Sr-90 : 7.7×10 ⁻² 全 α : 6.3×10 ² H-3 : 4.1×10 ⁻⁵ C-14 : 5.8×10 ⁻⁴	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 (ICRP Pub68) 参照 本評価で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化学形態の換算係数を設定 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 (Ac-227) の換算係数を設定

第 27-8 表 周辺監視区域外の一般公衆の実効線量

(呼吸摂取に対する実効線量)

核種	既許可 (仕分け・切断作業)	圧縮減容装置	合計
Co-60	2.1×10 ⁻⁴ μSv/y	1.9×10 ⁻³ μSv/y	2.1×10 ⁻³ μSv/y
Cs-137	5.1×10 ⁻⁵ μSv/y	6.0×10 ⁻⁷ μSv/y	5.1×10 ⁻⁵ μSv/y
Sr-90	8.8×10 ⁻⁵ μSv/y	2.3×10 ⁻⁶ μSv/y	9.0×10 ⁻⁵ μSv/y
全 α	4.0×10 ⁻² μSv/y	9.6×10 ⁻⁴ μSv/y	4.1×10 ⁻² μSv/y
H-3	2.6×10 ⁻³ μSv/y	1.3×10 ⁻³ μSv/y	3.9×10 ⁻³ μSv/y
C-14	3.9×10 ⁻⁴ μSv/y	1.0×10 ⁻³ μSv/y	1.4×10 ⁻³ μSv/y
合計	4.4×10 ⁻² μSv/y	5.1×10 ⁻³ μSv/y	4.9×10 ⁻² μSv/y

第 27-8 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 μSv/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。

また、添付書類九に示される東海第二発電所による平常時の被ばく評価の合計値約 $8.4 \mu\text{Sv}/\text{y}$ （内訳 気体廃棄物中の希ガスの γ 線による実効線量：約 $2.8 \mu\text{Sv}/\text{y}$ ，液体廃棄物中の放射性物質（よう素を除く。）による実効線量：約 $5.2 \mu\text{Sv}/\text{y}$ ，気体廃棄物中及び液体廃棄物中に含まれるよう素を同時に摂取する場合の実効線量：約 $0.4 \mu\text{Sv}/\text{y}$ ）と比べても十分小さい。

【二十七条—参考 9】

なお、全粒子状放射性物質の放出量については、放射線業務従事者線量等報告書及び放射線管理等報告書で報告しており、過去 5 年間の廃棄物処理建屋排気筒からの放出量の実績は第 27-9 表に示すとおり、全て検出限界未満である。

第 27-9 表 廃棄物処理建屋排気口からの全粒子状放射性物質の放出量実績

年度	放出量	検出限界濃度
平成 28 年度	検出限界未満	$4 \times 10^{-9} \text{Bq}/\text{cm}^3$ 以下 (Co-60 で代表)
平成 29 年度	検出限界未満	$4 \times 10^{-9} \text{Bq}/\text{cm}^3$ 以下 (Co-60 で代表)
平成 30 年度	検出限界未満	$4 \times 10^{-9} \text{Bq}/\text{cm}^3$ 以下 (Co-60 で代表)
令和元年度	検出限界未満	$4 \times 10^{-9} \text{Bq}/\text{cm}^3$ 以下 (Co-60 で代表)
令和 2 年度	検出限界未満	$4 \times 10^{-9} \text{Bq}/\text{cm}^3$ 以下 (Co-60 で代表)

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等

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12】

圧縮減容装置の設置時における設計方針等

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、仕分け・切断作業エリア内に新たに設ける「圧縮減容処理エリア」にて圧縮減容を行う設計とする。

(1) 仕分け作業

既許可における設計方針等

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ことと

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行うこととしている。

【二十七条－参考 13】

圧縮減容装置の設置時における設計方針等

圧縮減容装置は，ドラム缶投入口をフードで囲い，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する。

また，仕分け・切断作業エリアは，仕分け作業を行う際には可搬型の高性能粒子フィルタ付き局所排風機を使用し汚染拡大防止措置を図るとともに，圧縮減容装置の設置後においても，壁，天井，扉により区画された範囲を負圧維持することで，既許可における負圧維持や換気能力に悪影響を与えず，放射性物質が散逸し難い設計とする。

(2) 切断作業

既許可における設計方針等

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 27-9 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こととしている。

- ・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行うこととしている。

【二十七条－参考 13】



第 27－9 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等

圧縮減容装置は、ドラム缶投入口をフードで囲い、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する。

また、仕分け・切断作業エリアは、**切断作業を行う際には可搬型の高性能粒子フィルタ付き局所排風機を使用し汚染拡大防止措置を図るとともに、**圧縮減容装置の設置後においても、壁、天井、扉により区画された範囲を負圧維持する**ことで、既許可における**負圧維持や換気能力に悪影響を与えず、放射性物質が散逸し難い設計とする。

(3) 圧縮減容装置による圧縮減容

圧縮減容装置の設置時における設計方針等

圧縮減容装置は、ドラム缶投入口をフードで囲い、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 27-10 図に示す。フードからの排気は固体廃棄物作業建屋換気系における汚染の可能性のある区域（仕分け・切断作業エリア及び圧縮減容処理エリア）からの排気ラインに接続するが、フードの下部から汚染の可能性のある区域の雰囲気（霧）を排気すること及び第 27-11 図に示す壁、天井、扉により区画された範囲を負圧維持することにより、汚染の可能性のある区域の負圧維持や換気能力（4 回/h 以上）に悪影響を与えない設計とする。

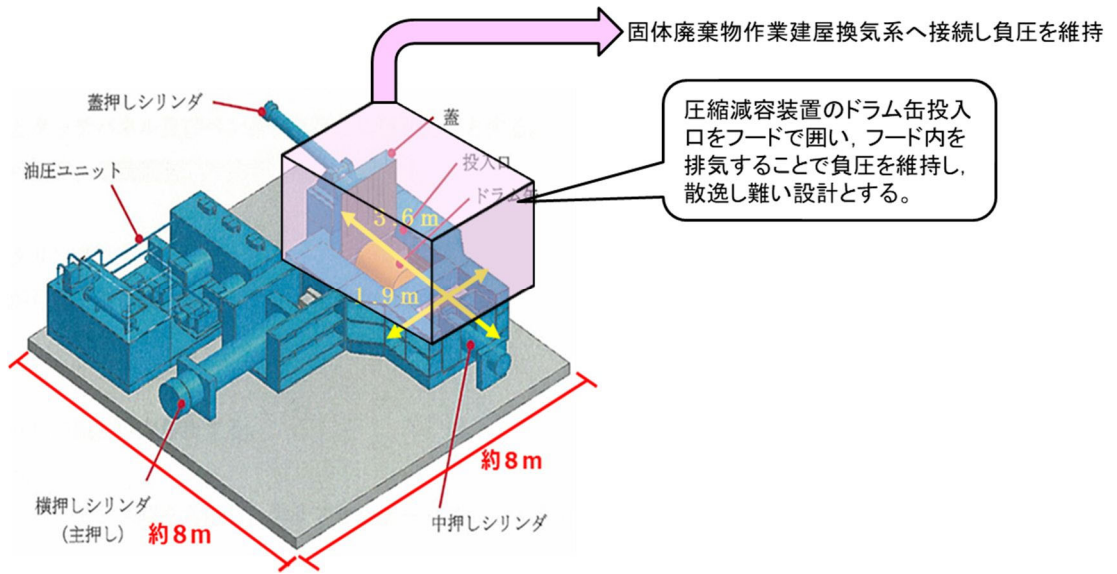
さらに、仕分け・切断作業エリアでは、仕分け・切断作業を行う際に、**可搬型**の高性能粒子フィルタ付き局所排風機を使用することとし、汚染拡大防止措置を図る**設計**とする。

また、圧縮減容処理は、第 27-11 図に示す、壁、天井、扉により区画された範囲内の圧縮減容処理エリアにて行う。仕分け・切断作業エリアでは、上記のとおり、仕分け・切断作業を行う際に、**可搬型**の高性能粒子フィルタ付き局所排風機を使用するとともに、圧縮減容処理エリアでは、圧縮減容装置に上記のフードを設置することで、互いのエリアに放射性物質が散逸し難く、悪影響を与えないような設計とする。

上記の設計は、既許可における適合のための設計方針等を踏まえたものであり、圧縮減容装置が圧縮減容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。

圧縮減容装置が圧縮減容を行う過程において放射性物質が散逸し難く，基準に適合するための設計方針は上記のとおりだが，追加の措置として，以下のとおり更に散逸をし難くすることとする。

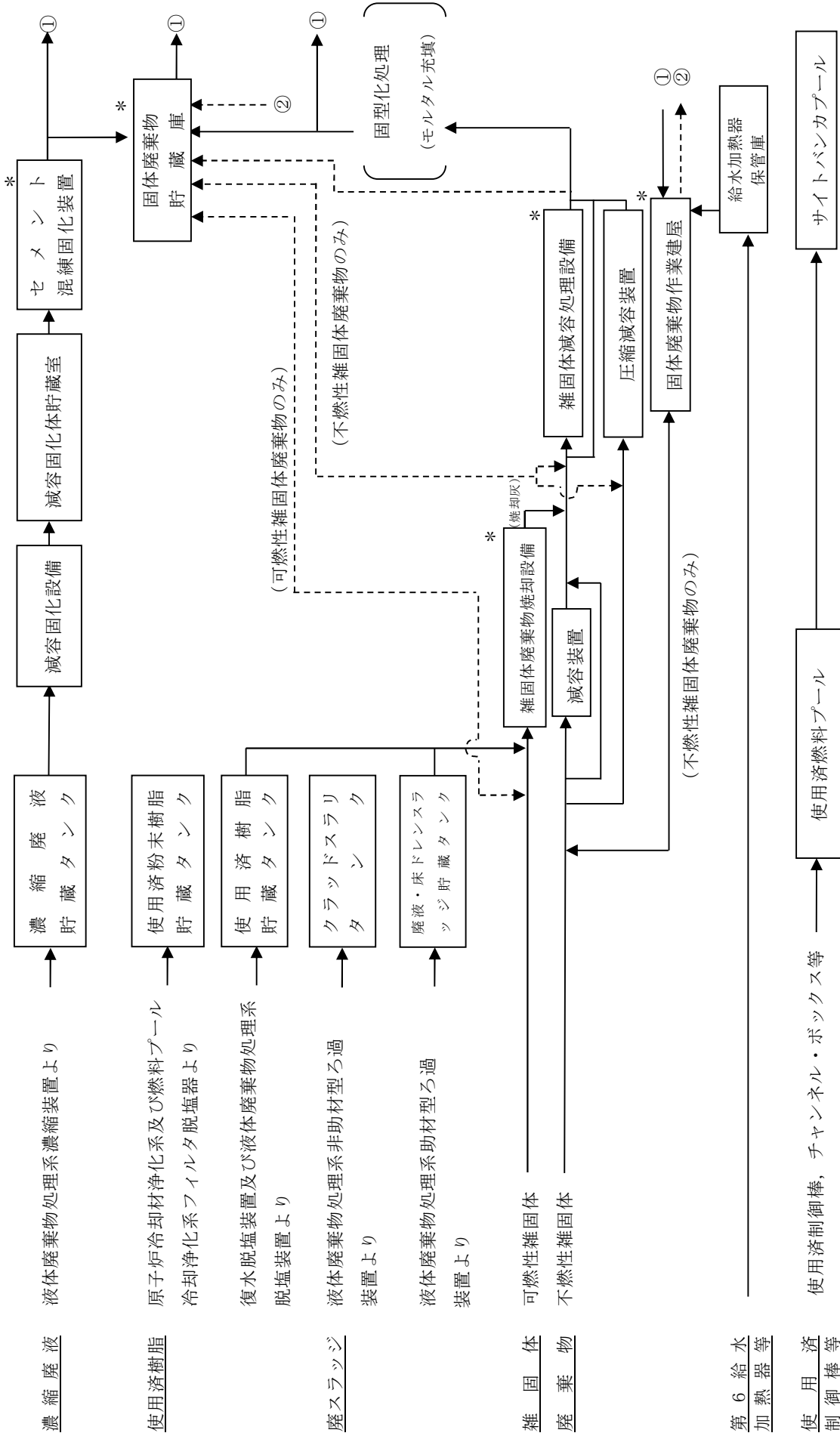
- ・圧縮減容装置で取り扱う放射性廃棄物は，不燃性雑固体廃棄物のうち無機物（保温材等），難燃物（ゴム，樹脂等），ペール缶，薄物金属等とし，焼却灰等の粉粒物は対象に含まないものとする。
- ・圧縮減容装置は，第 27-10 図のとおり，三軸のシリンダから構成されており，対象廃棄物を入れたドラム缶を投入口にセットし，蓋押しシリンダで上部から押さえつけた上で横押しシリンダ及び中押しシリンダで圧縮し，対象廃棄物の周囲がシリンダにより囲まれた構造とする。
- ・圧縮減容装置で処理する対象廃棄物は，1 本につき約 1 分かけて圧縮減容することにより，急激な体積変化による放射性物質の吹き出し等の防止を図る。
- ・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 27-10 図 圧縮減容装置のイメージ図



第 27-11 図 固体廃棄物作業建屋 1 階のエリア図



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) <div style="border: 2px solid red; padding: 5px; display: inline-block;">(仕分け・切断作業エリアの面積 約 900m²)</div>

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。

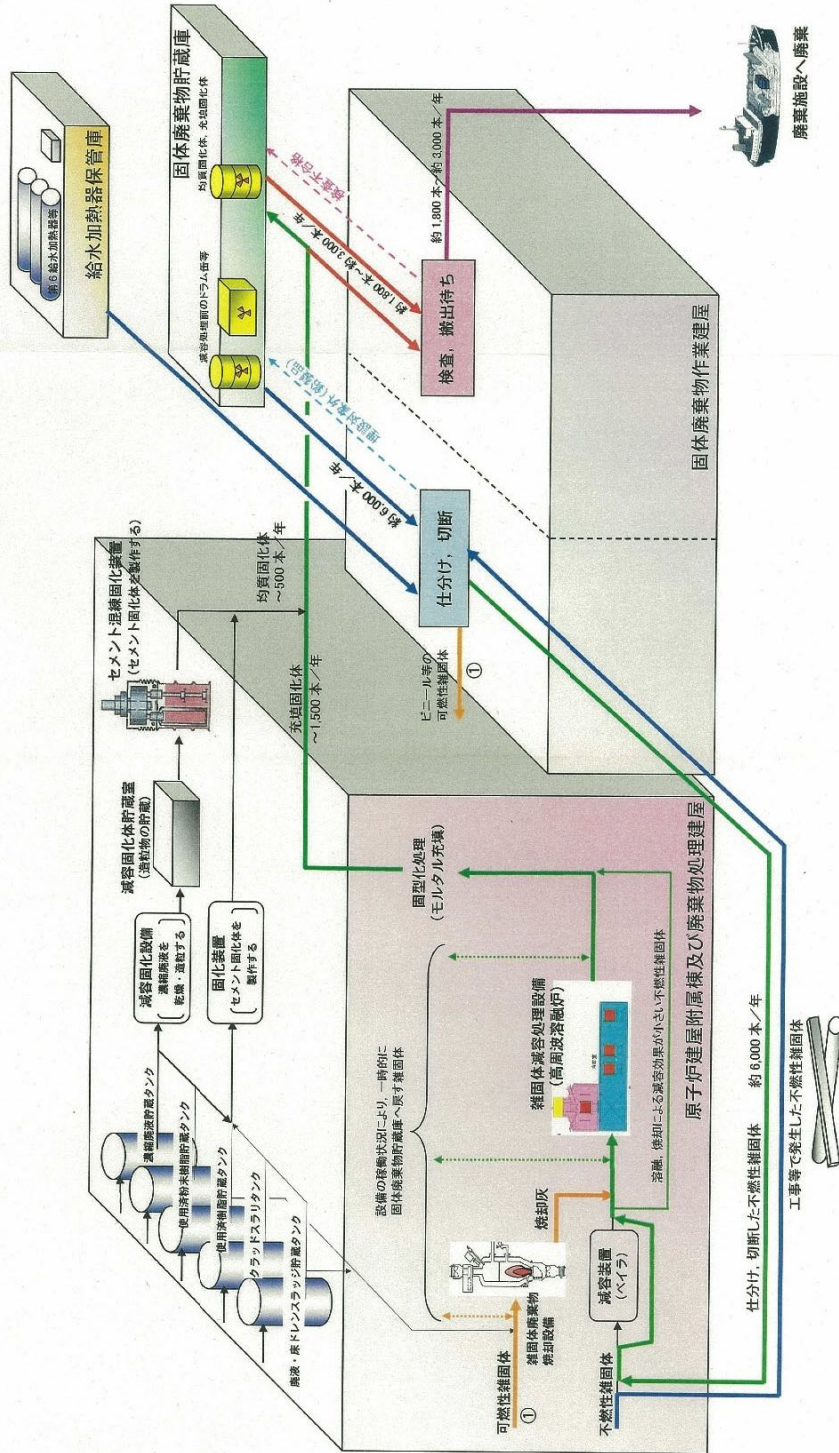
②運搬作業

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

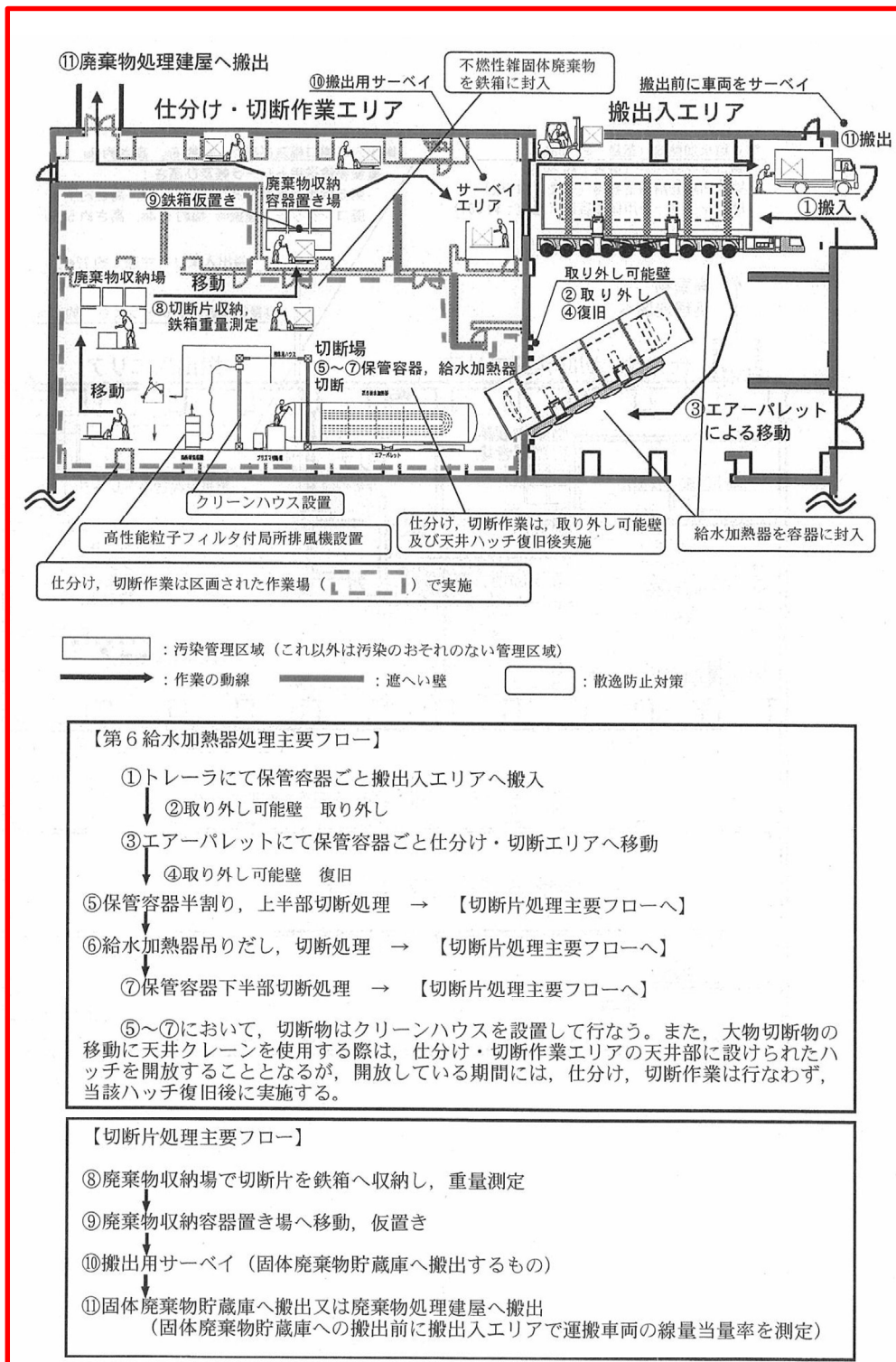
仕分け、切断作業が進まない主な理由が上記の理由であることから、

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。

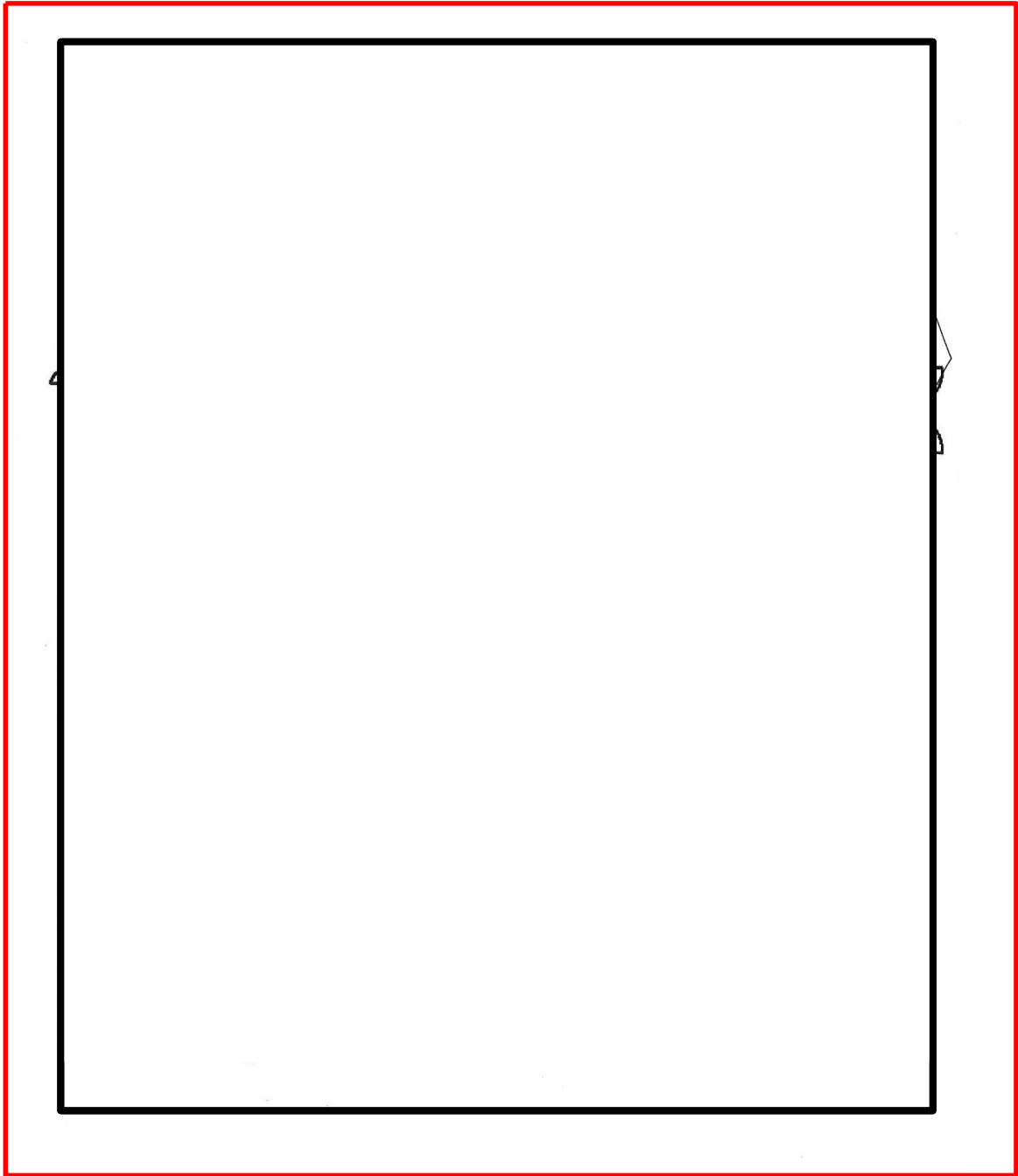
18-3

【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 10 図 第 6 給水加熱器等の仕分け、切断作業の流れ

【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」】



第 11 図 作業建屋内レイアウト概念図

- 31 -

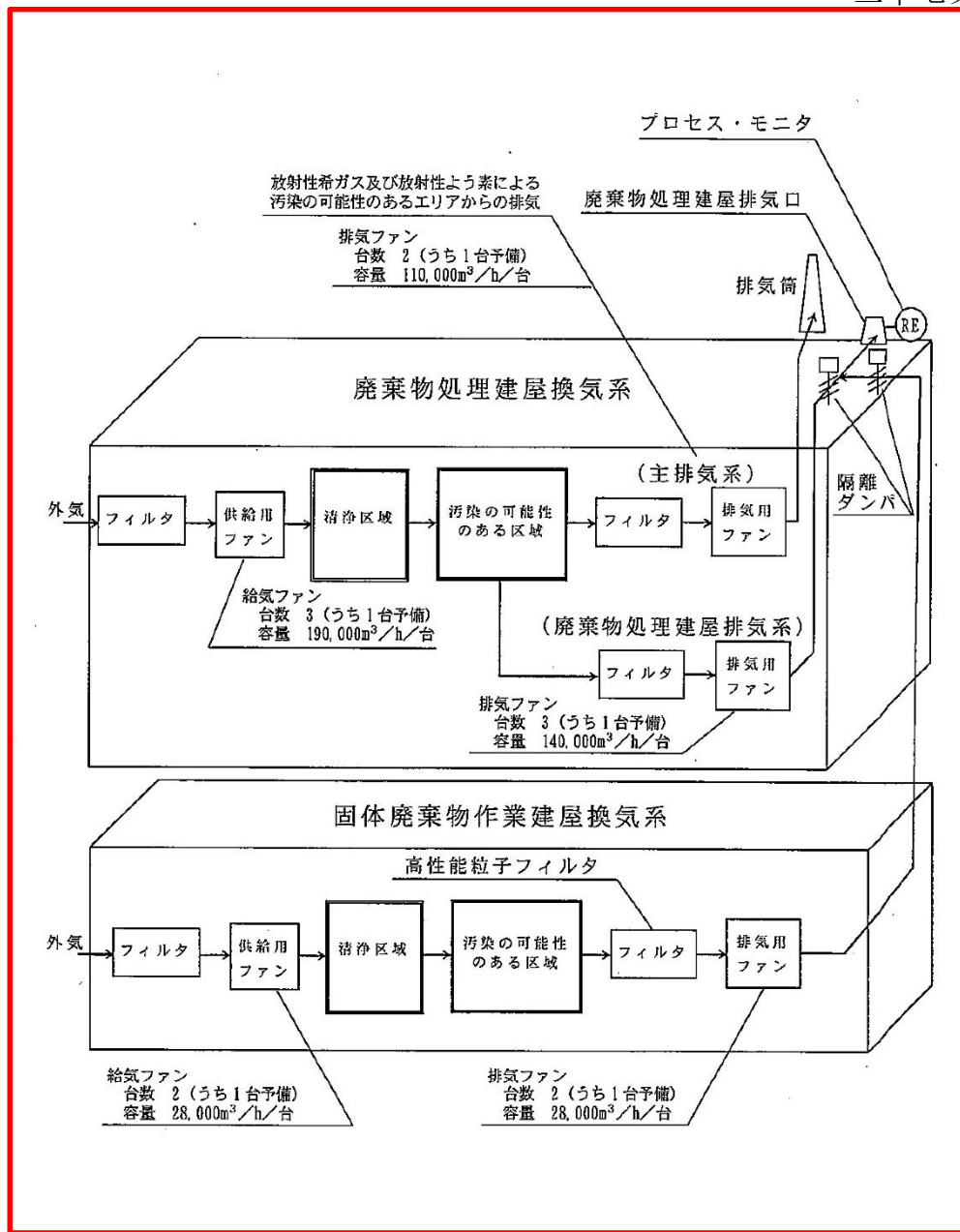
【原子炉設置変更許可申請書（平成 21 年）固体廃棄物作業建屋の設置
安全審査資料「東海・東海第二発電所 固体廃棄物作業建屋の設置について」】

27 条-43

施設	指 針	指針及び内容	適合すべき指針		理 由
			適合すべき指針	固体廃棄物作業建屋	
放射 性 廃 棄 物 処 理 施 設	指針 52. 放射性気体廃棄物の処理施設	適切なろ過、貯留、減衰、管理等により、周辺環境に対して放出放射性物質の濃度及び量をできる限り低減できる設計	-		固体廃棄物作業建屋は、放射性気体廃棄物、放射性液体廃棄物の処理施設に該当しないため、本指針への適合性の記載は不要と考える。
	指針 53. 放射性液体廃棄物の処理施設	1. 適切なろ過、蒸発処理、イオン交換、貯留、減衰、管理等により、周辺環境に対して放出放射性物質の濃度及び量をできる限り低減できる設計 2. 施設からの液体状の放射性物質の漏洩の防止及び敷地外への管理されない放出の防止を考慮した設計	-		ろ過、蒸発処理、イオン交換処理、貯留、減衰、管理等は、施設の設備で行なうことから、本指針への適合性の記載は不要と考える。
	指針 54. 放射性固体廃棄物の処理施設	廃棄物の破砕、圧縮、焼却、固化等の処理過程における放射性物質の飛散等の防止を考慮した設計	○		固体廃棄物処理建屋内で液体状の放射性物質（床ドレン液）の発生の可能性があることから、放射性物質の漏洩の防止及び敷地外への管理されない放出の防止の考慮について記載する。
	指針 55. 固体廃棄物貯蔵施設	原子炉施設から発生する放射性固体廃棄物を貯蔵する容量が十分であるとともに、廃棄物による汚染の拡大防止を考慮した設計	○		固体廃棄物作業建屋では、廃棄物の切断、仕分け等を行うことから、散逸防止について記載する。
	指針 56. 周辺の放射線防護	通常運転時において原子炉施設からの直接ガンマ線及びブスカイマインガンマ線による敷地周辺の空間線量率を合理的に達成できる限り低減できる設計	○		固体廃棄物作業建屋設置に伴う敷地周辺での直接ガンマ線及びブスカイマインガンマ線による線量評価が必要なため、記載する。
放射 線 管 理	指針 57. 放射線業務従事者の放射線防護	1. 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、運搬操作、放射性物質の漏洩防止、換気等、所要の放射線防護上の措置を講じた設計 2. 異常状態において放射線業務従事者が必要な操作を行なうことができるように、放射線防護上の措置を講じた設計	○		該当する放射線防護措置について記載する。
	指針 58. 放射線業務従事者の放射線管理	放射線業務従事者を放射線から防護するために、放射線被ばくを十分に監視及び管理するための放射線管理施設を設けた設計	-		異常状態での操作がないため、本指針への適合性の記載は不要と考える。
	指針 59. 放射線監視	通常運転時及び異常状態において、少なくとも原子炉格納容器内雰囲気、原子炉施設の周辺監視区域周辺及び放射性物質の放出経路を遠隔にモニタリングできるとともに必要な情報を制御室又は適当な場所に表示できる設計	○		放射線業務従事者の放射線管理について記載する。 固体廃棄物作業建屋の非気のモニタリングについて記載する。

【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溶解・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】

(2) 計算結果

計算結果を第 5.1-13 表に示す。これによれば、気体廃棄物中及び液体廃棄物中に含まれるよう素を同時に摂取する場合の実効線量は、海藻類を摂取する場合、成人で約 $0.01 \mu\text{Sv}/\text{y}$ 、幼児で約 $0.05 \mu\text{Sv}/\text{y}$ 、乳児で約 $0.07 \mu\text{Sv}/\text{y}$ となる。

また、海藻類を摂取しない場合は、成人で約 $0.07 \mu\text{Sv}/\text{y}$ 、幼児で約 $0.4 \mu\text{Sv}/\text{y}$ 、乳児で約 $0.3 \mu\text{Sv}/\text{y}$ となる。

5.1.2 線量の評価結果

周辺における将来の集落の形成を考慮し、気体廃棄物中の希ガスの γ 線による実効線量、液体廃棄物中の放射性物質（よう素を除く。）による実効線量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を同時に摂取する場合の実効線量を評価した結果は、それぞれ約 $2.8 \mu\text{Sv}/\text{y}$ 、約 $5.2 \mu\text{Sv}/\text{y}$ 及び約 $0.4 \mu\text{Sv}/\text{y}$ となり、合計約 $8.4 \mu\text{Sv}/\text{y}$ である。

この値は、「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」に示される線量目標値 $50 \mu\text{Sv}/\text{y}$ を下回る。

9-5-17

【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】

27 条-49

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。

9-5-46

【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】

27条-50

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气中濃度を評価し、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 次冷却材中に漏えい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。

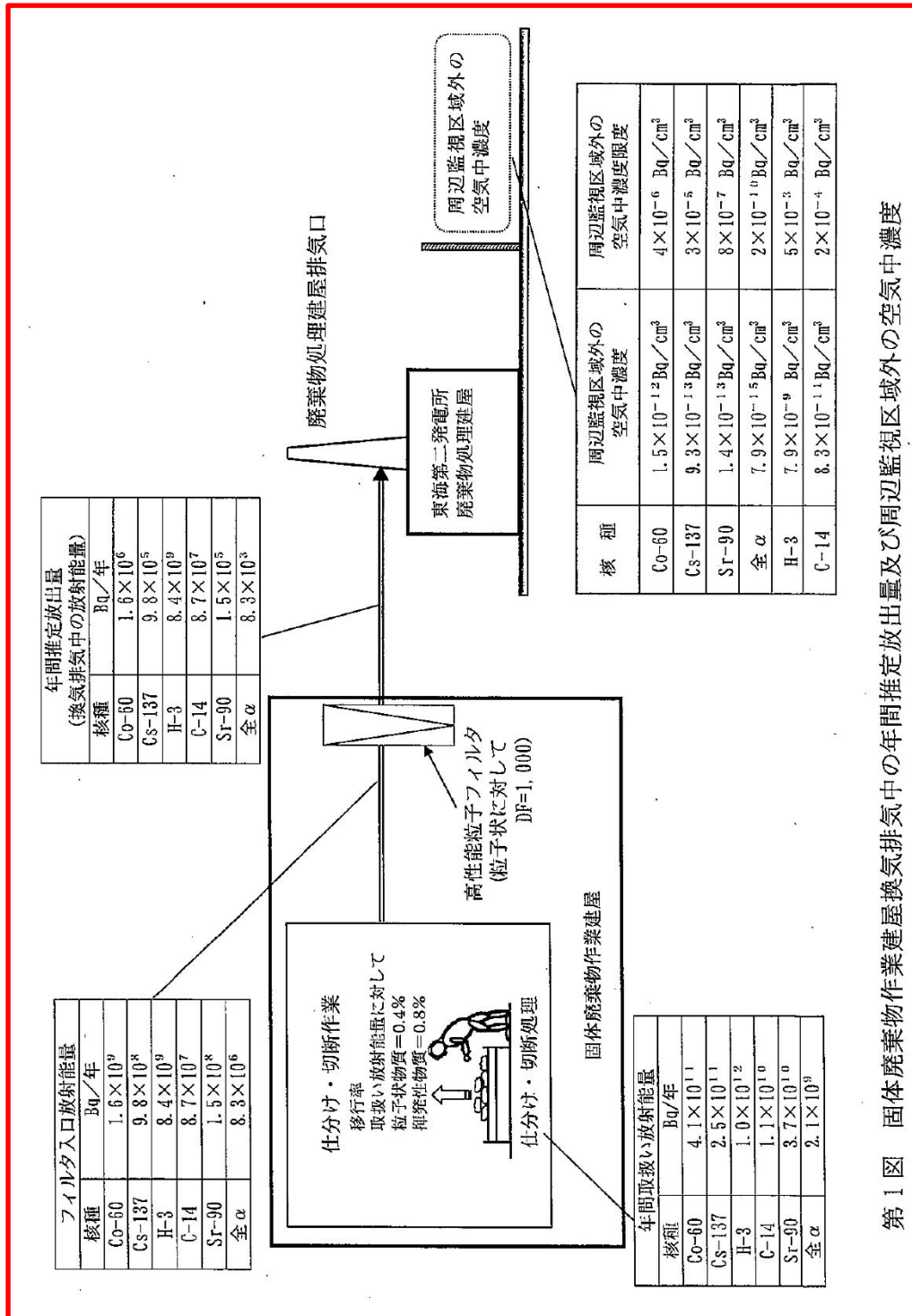
固体廃棄物作業建屋の換気排気中の年間推定放出量から、周辺監視区域外の空气中濃度を計算した結果を第4表に示す。この値は「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示」（第9条）に示される周辺監視区域外の空气中濃度限度と比較すると1万分の1以下の値である。

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

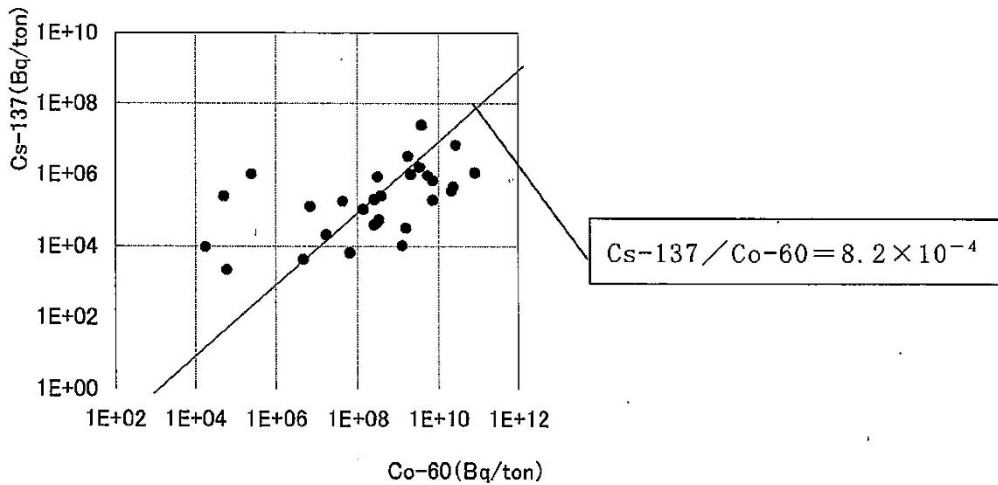
- ・ ドラム缶1本当たりの核種ごとの平均放射エネルギーを東海発電所と東海第二発電所の保管数量の比により加重平均して算出する。
- ・ 上記のドラム缶1本当たりの平均放射エネルギーに年間処理本数(6,400本)を乗じて核種ごとの年間取扱い放射エネルギーを算出する。

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

固体廃棄物貯蔵庫に保管しているドラム缶 1 本毎に発生時に測定した表面線量当量率から Co-60 放射エネルギー換算係数* を乗じて全量が Co-60 として Co-60 放射エネルギーを算出した。さらに東海発電所発生ドラム缶については、全量が Cs-137 として表面線量当量率に Cs-137 放射エネルギー換算係数を乗じて Cs-137 放射エネルギーとした。

*ドラム缶内に Co-60 が均一に分布しているものとし、ドラム缶表面線量当量率と放射エネルギーとの関係を遮へい計算コードで求めた。

東海第二発電所発生ドラム缶の Cs-137 放射エネルギーは、一次系配管等の分析用試料の核種分析結果により算出した Cs-137/Co-60 の核種組成比 8.2×10^{-4} を用いて、上記で求めた Co-60 の放射エネルギーに乗じて算出した。



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の算出

①で算出したドラム缶 1 本毎の Co-60 及び Cs-137 放射エネルギーを固体廃棄物貯蔵庫に保管しているドラム缶数量 (東海発電所は廃止措置着手前の平成 13 年 12 月 3 日までの保管数量であるドラム缶 13, 014 本相当, 東海第二発電所は平成 19 年 3 月末までの保管数量であるドラム缶 29, 753 本相当) で、それぞれ平均濃度を算出した。

表 1 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

	ドラム缶 1 本当たりの平均放射エネルギー (Bq/本)	
	Co-60	Cs-137
東海発電所	3. 2E+07	1. 3E+08
東海第二発電所	7. 8E+07	6. 4E+04

③Co-60及びCs-137以外の核種についてドラム缶1本当たりの平均放射エネルギーの算出
 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等*の評価に用いた廃棄物
 分析データにより、表2に示すCo-60及びCs-137との存在比率（幾何平均値）を算
 出し、①で算出したCo-60及びCs-137放射エネルギーをもとにCo-60及びCs-137以外の核
 種のドラム缶1本毎の放射エネルギーを算出した（H-3はJNESレポートに示される平均濃度
 を用いた）。また、②と同様にドラム缶1本当たりの核種別の平均濃度を算出した。
 なお、JNESレポートでは埋設廃棄物検査において廃棄物1本毎の放射エネルギーが基準値を
 超えないことを確認することが目的であるため、保守的な算術平均のスケールリングフ
 ァクタを設定しているが、本評価では廃棄物6,400本を処理した時の年間平均放射エ
 ネルギーの評価が目的であるため、実際に近い幾何平均のスケールリングファクタを用いた。

* 東海発電所：JNES-SS-0613「日本原子力発電(株)東海発電所の充填固化体に係る
 廃棄物確認方法について（2006年8月）」に示される値。

* 東海第二発電所：JNES-SS-0403「平成10年度以降に発生する充填固化体に対す
 るスケールリングファクタ等の継続使用について（2005年3月）」に示される値。

表2 Co-60及びCs-137以外の核種の存在比とH-3平均放射エネルギー濃度

	東海発電所		東海第二発電所	
	Sr-90	1.5E-01	Cs-137比	3.4E-01
全α	8.4E-03	Cs-137比	1.7E-02	Cs-137比
H-3	5.3E+08	(Bq/本)	2.7E+06	(Bq/本)
C-14	8.7E-02	Co-60比	1.6E-02	Co-60比

④固体廃棄物作業建屋の仕分け・切断作業での年間取扱い放射エネルギーを算出

②及び③で算出した核種ごとのドラム缶1本当たりの平均放射エネルギーをもとに固体廃
 棄物貯蔵庫に保管している東海発電所と東海第二発電所の保管数量により加重平均
 濃度を算出し、これに年間処理本数を乗じて年間取扱い放射エネルギーを算出した。

表3 固体廃棄物作業建屋 年間取扱い放射エネルギー

核種	ドラム缶1本当たりの 放射エネルギー (Bq/本)	年間処理本数	年間取扱い放射エネルギー (Bq)
Co-60	6.4E+07	6,400本 (内訳) 東海発電所 : 1,948本 東海第二発電所 : 4,452本	4.1E+11
Cs-137	3.8E+07		2.5E+11
Sr-90	5.8E+06		3.7E+10
全α	3.2E+05		2.1E+09
H-3	1.6E+08		1.0E+12
C-14	1.7E+06		1.1E+10

仕分け・切断作業による放射性物質の気中移行割合及び移行量について

- 《基本的な評価条件》
- ・ 切断に伴う気中移行割合は、「廃止措置工事環境影響評価ハンドブック（第3次版）」（平成19年3月 財団法人 電力中央研究所）に示される飛散率及び評価モデル及びパラメータを用いて設定した。
 - ・ 持ち込む不燃性雑固体廃棄物が全て切断対象とし、全放射エネルギーがこれらの表面に付着していると仮定する。

① 評価条件の設定

- ・ 対象廃棄物 ⇒ 鉄
 [理由：切断対象物として存在率が高い]
- ・ 切断方法 ⇒ 熱的切断（プラズマ）：10％、機械切断（バンドソー）：90％
 [理由：作業実績及び機器配備計画数（プラズマ2台、バンドソー10台）]
- ・ 加工寸法 ⇒ 1m×1mの鉄板を0.25m×0.25mの大きさに切断すると仮定
 [理由：配管等に比べて切断面積が大きくなる鉄板を設定、切断寸法は高周波溶融炉への投入寸法制限0.3m未満から設定]

② 気中移行割合の計算方法

雑固体廃棄物の仕分け・切断作業による放射性物質の気中移行割合は、「平成18年度 発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価技術調査（環境影響評価パラメータ調査研究）（平成18年度経済産業省委託調査）平成19年3月 財団法人 電力中央研究所」に示される飛散率、評価モデル及びパラメータを用いて次のように設定した。

$$\text{気中移行割合（％）} = \frac{\text{欠損面積}}{\text{対象物面積}} \times \text{飛散率（％）} = \frac{\text{切断長さ} \times \text{カーフ幅}}{\text{全汚染面積}} \times \text{飛散率（％）}$$

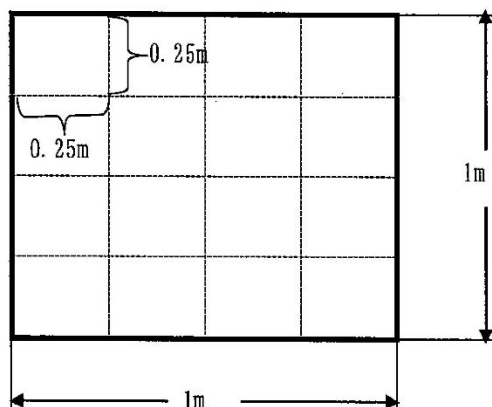
項目		設定値	設定根拠
飛散率	熱的切断	70％ 揮発性物質は200％	*1パラメータ 上記を基に保守的に設定*3
	機械的切断	30％	*1パラメータ
カーフ幅*2	熱的切断	5mm	*1パラメータ及び評価式により計算（出力/切断速度）
	機械的切断	1mm	
切断長さ		6m	下図により設定
全汚染面積		1m ²	

*1 「平成18年度 発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価技術調査（環境影響評価パラメータ調査研究）（平成18年度経済産業省委託調査）平成19年3月 財団法人 電力中央研究所」
 *2 カーフ幅は切断により微細粉になる部位の幅
 *3 気体状核種に対する熱的切断に対する気中移行率は熱による切断部周辺への影響も考慮して200％を仮定した。

【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】

切断長さ：6m

切断長さは図に示す通り、
切断長さ=6×(0.25×4)=6m



③放射性物質の気中移行割合の計算

仕分け・切断作業による放射性物質の気中移行割合を熱的切断（プラズマ）と機械切断（ハンダリ）を対象に①、②より、粒子状物質及び揮発性物質について計算する。

③-1 粒子状物質の気中移行割合

【熱的切断時（プラズマ）の移行割合】

$$\text{熱的切断時 } A = \frac{6 \times 0.005}{1} \times 70\% = 2.1\%$$

【機械式切断（ハンダリ）の移行割合】

$$\text{機械式切断時 } B = \frac{6 \times 0.001}{1} \times 30\% = 0.18\%$$

【粒子状物質の気中移行割合】

$$\begin{aligned} \text{全体移行割合} &= (A \times \text{熱的切断の割合}) + (B \times \text{機械式切断の割合}) \\ &= 2.1\% \times 10\% + 0.18\% \times 90\% \\ &= 0.37\% (0.4\%) \Rightarrow \text{粒子状物質は } 0.4\% \text{ を評価に用いる。} \end{aligned}$$

③-2 揮発性物質の気中移行割合

【熱的切断時（プラズマ）の移行割合】

$$\text{熱的切断時 } A = \frac{6 \times 0.005}{1} \times 200\% = 6.0\%$$

【機械式切断（ハンダリ）の移行割合】

$$\text{機械式切断時 } B = \frac{6 \times 0.001}{1} \times 30\% = 0.18\%$$

【揮発性物質の気中移行割合】

$$\begin{aligned} \text{全体移行率} &= (A \times \text{熱的切断の割合}) + (B \times \text{機械式切断の割合}) \\ &= 6.0\% \times 10\% + 0.18\% \times 90\% \\ &= 0.76\% (0.8\%) \Rightarrow \text{揮発性物質は } 0.8\% \text{ を評価に用いる。} \end{aligned}$$

-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】

④放射性物質の気中移行量を計算

仕分け・切断作業に持ち込む不燃性雑固体廃棄物が全て切断対象の鉄板で全放射エネルギーがこれらの表面に付着していると仮定し、年間取扱い放射エネルギーに③で求めた気中移行割合を乗じて年間の気中移行量とする。

気中移行量 (Bq) = 放射性物質インベントリ (Bq) × 気中移行割合
よって、核種ごとの年間気中移行量 (Bq) は、

年間気中移行量 (Bq) = 年間取扱い放射エネルギー (Bq) × 気中移行割合
となる。

高性能粒子フィルタの除去効率について

《高性能粒子フィルタに係る評価に用いる除去効率の設定の考え方》

- ・ 今回設置する固体廃棄物処理建屋の換気排気系に設ける高性能粒子フィルタの除去効率については、通常作業に伴う放出量を評価することが目的であることから、高性能粒子フィルタの実力値相当を用いて評価することとした。

高性能粒子フィルタ(HEPA フィルタ)の粒子除去効率については、以下に示す文献から、DF=1000 の性能は確保されると考える。

- ・ また、許認可実績として再処理施設でのガラス固化体受入れ・貯蔵建屋排気系統に係る高性能粒子フィルタの粒子除去効率を 99.9%以上 (DF=1,000) としている。

なお、原子炉施設の換気空調設備について、中央制御室非常用循環フィルターユニットなどの安全系設備の粒子除去効率は、例えば PWR では 99%以上としている。これは事故時の過酷な条件においても最低限必要な性能を示すと共に線量等の評価においては保守的に条件を設定していると考えられる。

【文献】

- (1) 尾崎, 金川; 「高性能エアフィルタの苛酷時健全性試験 (I) DOPエアロゾル捕集性能」, Vol. 27, 7, 日本原子力学会誌, 626 (1985)

(主な内容)

粒径, 風量, 温度・湿度を変化させた試験を実施して DF が 1,000 以上確保されることを示している。

- (2) 山田, 宮本, 小泉; 「HEPAフィルタの捕集効率と除染係数」, 保健物理, 21, 237~244 (1986)

(主な内容)

各種の実験データをベースとした数値計算を行い粒径, 多段フィルタの捕集性能を評価し, DF が 1,000 以上確保されることを示している。

- (3) JEARI-M90-127 「再処理施設安全評価用基礎データ」 1990年8月 日本原子力研究所

(主な内容)

適切な安全裕度を見込んだ推奨値の設定及び将来の安全評価用ハンドブックの作成に資することを目的に各実験データについて調査・分析・評価している。DF=1,000 は十分安全側と考えられるとしている。

【許認可実績】

- ①再処理事業所廃棄物管理事業変更許可申請書
第2期返還高レベル廃棄物貯蔵施設の増設
(ガラス固化体廃棄物管理施設)
(平成13年7月申請, 平成15年12月許可)

【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】

第二十七条 放射性廃棄物の処理施設

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。

- 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。
- 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。
- 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。

適合のための設計方針

第1項第1号について

気体廃棄物処理系及び液体廃棄物処理系は、放射性物質の濃度を低減し、周辺公衆の線量を合理的に、できる限り低く保つ設計とし、「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を達成できるように設計する。

第1項第2号について

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

8-1-732

【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】

27条-63

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する。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する。

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する。

第1項第3号について

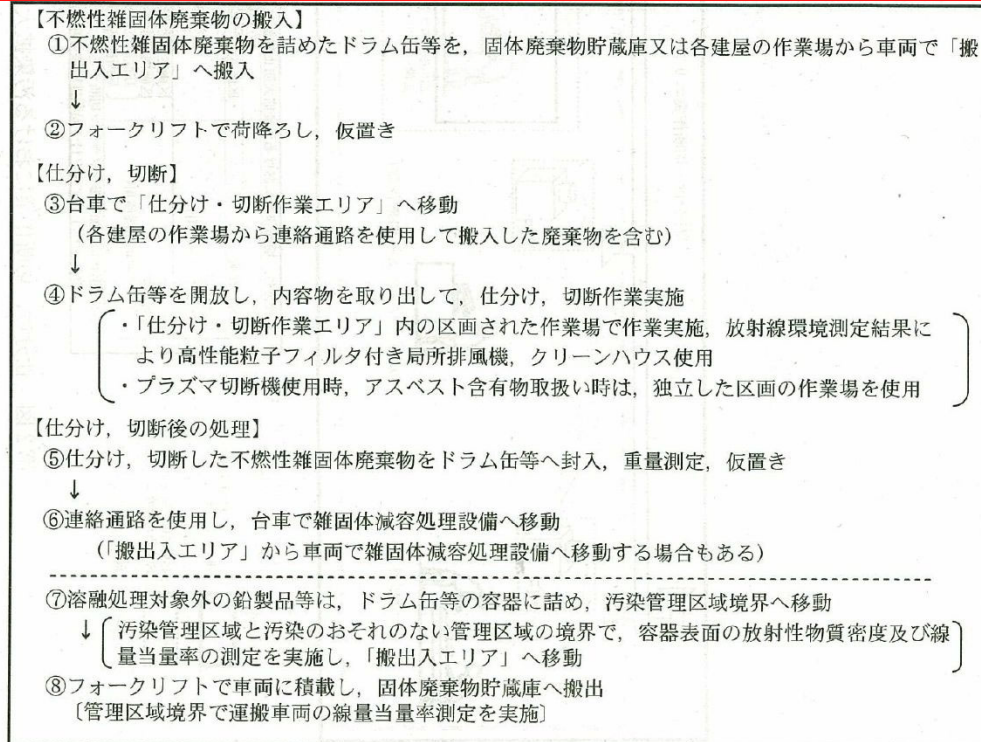
固体廃棄物処理系は、処理する過程において放射性物質が散逸し難い設計とする。

8-1-733

【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】

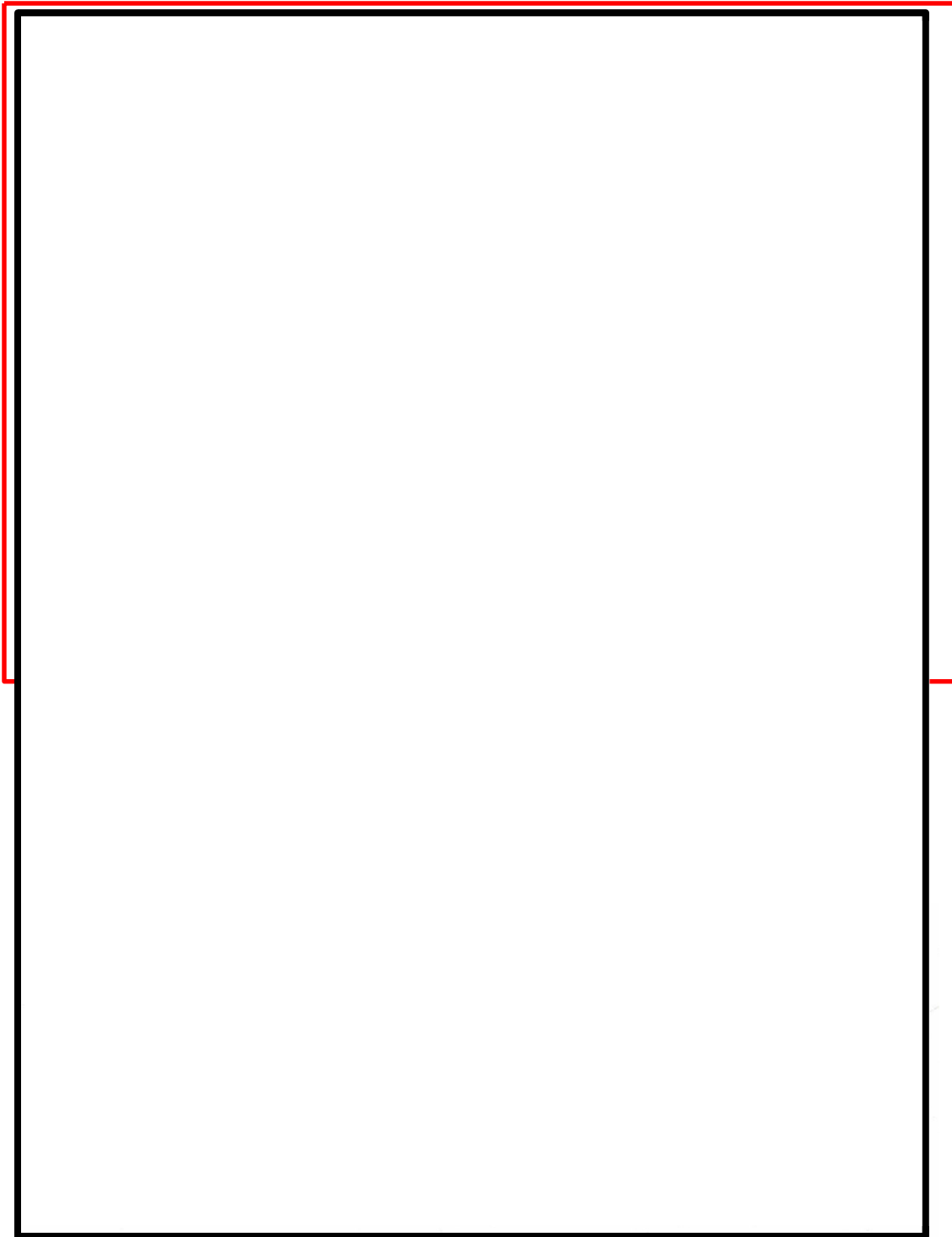
27条-64



第 1 図 不燃性雑固体廃棄物の仕分け、切断作業の流れ

6-7

【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 2 図 換気系容量概要図

- 9 -

【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」】

1 図に示し、主要な設計仕様は、次のとおりである。

給気ファン

台 数 2 (うち 1 台予備)

容 量 28,000m³/h/台

排気ファン

台 数 2 (うち 1 台予備)

容 量 28,000m³/h/台

2. 容量の考え方

固体廃棄物作業建屋の換気系の容量は、以下に示す風量のうち最も卓越した風量から決定する。

(1) 建築基準法に基づく換気風量 (最低換気率)

建築基準法施行令第 20 条の 2 に示されている以下の式より求める。

$$V = 20 A f / N$$

ここで、V は求める換気風量 (m³/h)、A f はエリア面積 (m²)、N は一人当たりの占有面積であり 10 (m²) とする。

(2) 常時運転される機器類等の冷却に必要なとなる風量

常時運転される機器類が設置されるエリアについては、当該機器類の冷却に必要な風量を求める。

(3) 社内基準に基づく換気風量

廃棄物をドラム缶等の容器に収納せず取り扱う作業が生じるエリア及び排気機械室については、当社内で定めた廃棄物処理建屋の換気空調設備設計基準内に示されているアクセシブルエリアの基準に基づき、4 回/h 以上の換気風量を確保することも考慮する。

給水加熱器保管庫は、第6給水加熱器の取替えに伴い取り外した3基の第6給水加熱器等を貯蔵保管する能力がある。

(6) 使用済制御棒、チャンネルボックス等の処理

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、固体廃棄物移送容器を用いてサイトバンカプールに移送し貯蔵保管する。

これらの固体廃棄物は、発生する放射線を遮蔽するため水中で取り扱い、貯蔵状態では2.5m以上の水遮蔽を確保する。また、貯蔵状態を管理しやすくするため固体廃棄物はプール内に設けた支持物に支持する等して種別に配置する。サイトバンカプールは、内面にステンレス鋼ライニングを施し、プール水の漏えいを防止する。万一、ライニングの損傷によりプール水が漏えいした場合、漏えい水検出装置で検知し補給水を供給することにより必要な遮蔽水を確保する。プール水はオーバーフロー式でありオーバーフロー水はろ過処理し循環させる。

サイトバンカプールは、発生量の約25年分を貯蔵する能力がある。

(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）での不燃性雑固体廃棄物の処理等

仕分け・切断作業エリアでは、不燃性雑固体廃棄物の仕分け、切断作業を行う。なお、仕分け及び切断作業を行う仕分け・切断作業エリア内の作業場は、放射性物質の散逸を防止するため、周囲から区画し、作業中は当該区域を負圧に維持する等の汚染拡大防止措置を講じる。

機器・予備品エリアでは、資機材の保管を行う。

(8) 固体廃棄物の貯蔵保管

固体廃棄物を詰めたドラム缶等は、所要の遮蔽設計を行った発電所内の固体廃棄物貯蔵庫（東海発電所及び東海第二発電所共用、既設）又は固体

8-7-18

【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】

6. 固体廃棄物作業建屋内での汚染拡大防止対策

審査資料 3. の 4. 安全設計のうち、指針 54. 「放射性固体廃棄物の処理施設」に関連し、「仕分け・切断作業エリア」において、不燃性雑固体廃棄物及び取り外した第 6 給水加熱器等の仕分け、切断作業を行う際の具体的な汚染拡大防止対策を以下に示す。

(1) 共通事項

- ① 固体廃棄物作業建屋全体の換気を行うための換気設備を設け、「仕分け・切断作業エリア」での作業に伴う空気中の放射性物質濃度上昇を防止するとともに、汚染管理区域を負圧に保ち、外部に放射性物質が漏出しないよう管理する。
- ② 固体廃棄物作業建屋内では、仕分け、切断作業を除き、固体廃棄物はドラム缶等の容器及び輸送容器に収納し、パッキン付きの蓋をして締め付けた状態で取扱う。
 - ・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、輸送容器：本体に蓋を載せ、ボルト締めする。また、ドラム缶等の容器及び輸送容器をフォークリフトや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行う。また、第 6 給水加熱器等を運搬する際は、エアパレットへの固定を確実に行う。
- ③ 「仕分け・切断作業エリア」は汚染管理区域に設定し、本エリアで作業する放射線業務従事者に対し、身体汚染を防止するた

6-1

【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
補足説明資料】

めの汚染管理区域用の放射線防護装備（つなぎ服，ゴム手袋，マスク等）を着用させるとともに，放射線環境の測定結果により，より適切な放射線防護装備となるよう，見直しを行う。
（放射線環境の測定方法，測定頻度は，補足説明資料 9. 参照）

(2) 不燃性雑固体廃棄物の仕分け，切断作業（第 1 図参照）

① 「搬出入エリア」からの搬入

「搬出入エリア」においては，不燃性雑固体廃棄物はドラム缶等の容器に封入した状態で搬入，仮置きし，封入したまま台車等を用いて「仕分け・切断作業エリア」へ移動し，容器を開放することはないため，容器の外に放射性物質が漏出することはない。

② 仕分け作業

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を行い，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。

更に，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（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 以下，本資料中同様）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。なお，本排気は「仕分け・切断作業エリア」に設けられている建屋の排気系

6-2

【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の設置について
補足説明資料】

のダクトへ導く。

③切断作業

切断作業は、上記②の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。

更に、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。

なお、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。

仕分け、切断作業における汚染拡大防止対策の概念図を第 2 図に示す。

④切断後の移動

切断後の不燃性雑固体廃棄物は、ドラム缶等の容器に封入するため、容器の外に放射性物質が漏出することはない。

なお、ドラム缶等の容器を「搬出入エリア」（汚染のおそれ

28 条補足説明資料
放射性廃棄物の貯蔵施設

1. 要求事項

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	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	備考
<p>(放射性廃棄物の貯蔵施設)</p> <p>第二十八条 工場等には、次に掲げるところにより、発電用原子炉施設において発生する放射性廃棄物を貯蔵する施設（安全施設に係るものに限る。）を設けなければならない。</p>	<p>第28条（放射性廃棄物の貯蔵施設）</p> <p>1 第28条に規定する「発電用原子炉施設において発生する放射性廃棄物を貯蔵する」とは、将来的に発電用原子炉施設から発生する放射性固体廃棄物の発生量及び搬出量を考慮して放射性固体廃棄物を貯蔵及び管理できることをいう。</p>	<p>適合対象</p> <p>(2.1 に既許可の設計方針に示す貯蔵能力を超えずに管理できることを示す。なお、圧縮減容装置は放射性廃棄物の貯蔵施設には該当しない。)</p>
<p>一 放射性廃棄物が漏えいし難いものとする。</p> <p>二 固体状の放射性廃棄物を貯蔵する設備を設けるものにあつては、放射性廃棄物による汚染が広がらないものとする。</p>		<p>適合対象</p> <p>(2.2 に圧縮減容された廃棄物を貯蔵する際の漏えいし難く汚染が広がらない方針について示す。)</p>

2. 適合のための設計方針等

「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等を示すとともに、圧縮減容装置の設置時における適合のための設計方針等を示す。

2.1 設置許可基準規則第二十八条第1項について

不燃性雑固体廃棄物を貯蔵する施設は、「固体廃棄物貯蔵庫」と、廃棄事業者の廃棄施設へ搬出するための検査及び搬出までの間に限り、放射性廃棄物の貯蔵保管を行う固体廃棄物作業建屋の「廃棄体搬出作業エリア」である。

圧縮減容装置により作製された廃棄体は、ドラム缶等に詰めて固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管する。一方で廃棄事業者の廃棄施設へ搬出するための検査及び搬出までの間、廃棄体搬出作業エリアに貯蔵保管する際は、固型化材（モルタル）を充填した充填固化体として貯蔵保管するため、圧縮減容装置により作製した廃棄体は廃棄体搬出作業エリアには貯蔵保管しない。

したがって、固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管する場合の圧縮減容装置の設置時における設計方針等について以下のとおり説明する。

既許可における設計方針等

既許可において、固体廃棄物貯蔵庫は、固体状の放射性廃棄物の発生量の約10年分以上を貯蔵保管する能力として、200Lドラム缶73,000本の貯蔵能力を有する設計としている。

【二十八条一参考1】

圧縮減容装置の設置時における設計方針等

圧縮減容装置を含む固体廃棄物処理系は、「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」における「放射性物質の貯蔵機能（P S - 3）」を有する設備である。なお、圧縮減容装置は、圧縮減容の処理過程において一時的に放射性物質を内包するものの、当該装置において、放射性廃棄物を貯蔵保管することはない。このため、圧縮減容装置は、放射性廃棄物の貯蔵施設には該当しない。

圧縮減容装置の運用に当たっては、圧縮対象の不燃性雑固体廃棄物が収納されたドラム缶等を固体廃棄物貯蔵庫から固体廃棄物作業建屋の圧縮減容処理エリアに運搬する際には、ドラム缶等の表面線量率が 0.5mSv/h を超えないことを事前に確認する。また、仕分けした廃棄物を圧縮用のドラム缶に収納する際は、圧縮後の廃棄体の表面線量率が 0.5mSv/h を超えないようにする。さらに、圧縮体をドラム缶等に収納する際は、放射性廃棄物の貯蔵施設に貯蔵保管しているドラム缶等と同様の容器に封入することとし、個々の圧縮体の表面線量率の大小を考慮したドラム缶等への収納（例：線量率の高い圧縮体と線量率の低い圧縮体を組み合わせてドラム缶等に収納する）及び収納数の調整（例：線量率の高い圧縮体を収納する際には収納数を2個以下に減らして収納する）を実施し、ドラム缶等の表面線量率が 0.5mSv/h を超えないように収納する。上記により、圧縮減容装置にて作製された廃棄体を収納したドラム缶を固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管する際は、表面線量率が 0.5mSv/h 以下となる。また、圧縮減容装置は固体廃棄物作業建屋に設置する設計であり、異なる建屋である固体廃棄物貯蔵庫の貯蔵能力に影響しない。

圧縮減容装置の導入有無それぞれの場合について、固体廃棄物貯蔵庫の保管量の推移予測を第28-1図に示す。

東海第二発電所の維持管理に伴い定常的に発生する放射性廃棄物に加え、今後、新規制基準へ適合するために必要な設備の設置や大型機器取替等の定期検査期間中に実施する工事により可燃性及び不燃性の放射性固体廃棄物が発生する。放射性固体廃棄物の発生・減少の要因と状況を表 28-1 表に示す。

東海第二発電所においては、雑固体廃棄物焼却設備による可燃物の焼却及び雑固体減容処理設備による不燃物の溶融等の所内処理、日本原燃（株）低レベル放射性廃棄物埋設センター（以下「埋設施設」という。）への搬出並びに今後は加えて東海低レベル放射性廃棄物埋設事業所への搬出等を行い、可能な限り放射性固体廃棄物の低減を行っていく。

しかし、埋設施設への搬出量は他社との調整等により変動すること、所内処理量以上の放射性固体廃棄物が発生する可能性があること等を考慮すると、保管量は、固体廃棄物貯蔵庫の管理容量に漸近する見通しである。固体廃棄物貯蔵庫は、その保管量が管理容量に逼迫すると、固体廃棄物貯蔵庫内でのドラム缶等の配置換えが困難になり、移動等に制限がかかることにより固体廃棄物貯蔵庫内での作業効率が損なわれることとなる。そのため、保管量を可能な限り管理容量未満に収めて運用できるよう、不燃性の放射性固体廃棄物の処理量を増やし、保管量の低減を図るため圧縮減容装置を導入する必要がある。

本装置を 2023 年度から使用した場合、2024 年度末時点での固体廃棄物貯蔵庫の廃棄物保管量は約 1,200 本削減できる見込みであり、管理容量以下に収めることが可能である。

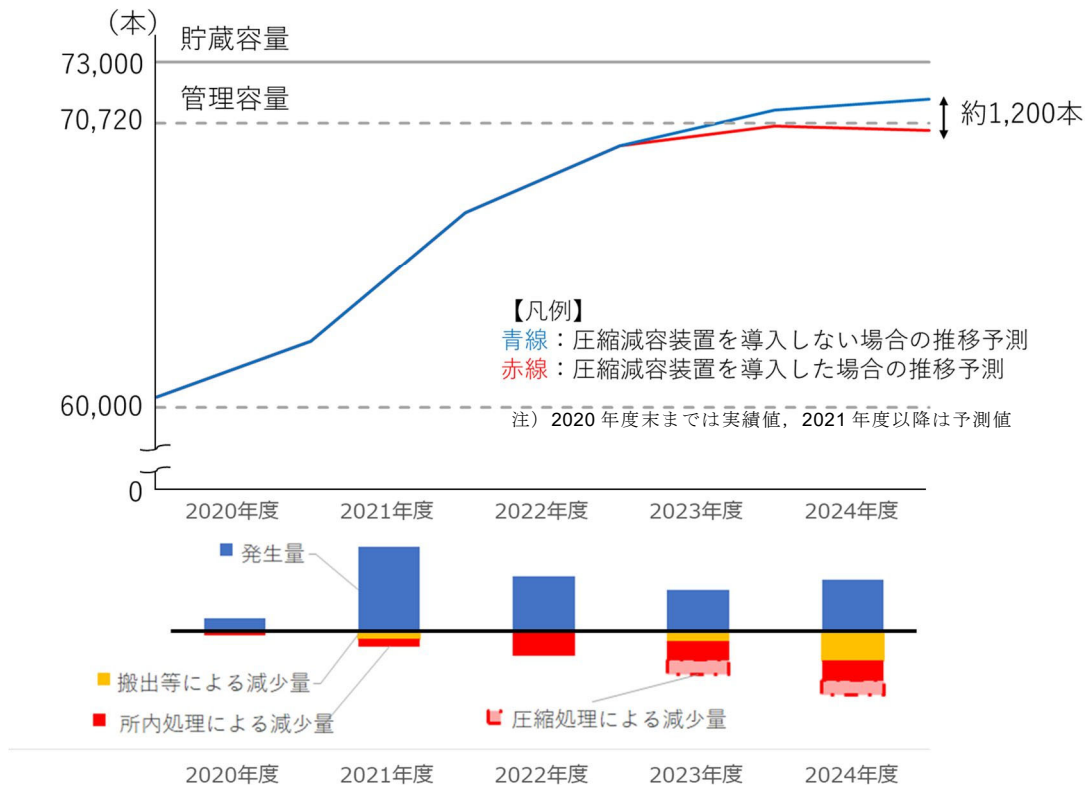
また、第 28-2 図に示すとおり、仮に圧縮減容装置の稼働時期が 2025 年度まで延期したとしても、廃棄物の保管量を管理容量以下に収めることが可能な見通しである。なお、本保管量の推移は、新規制基準へ適合するために

必要な設備の設置や大型機器取替等の施設定期検査期間中に実施する工事について、圧縮減容装置の稼働時期に関わらず、全て計画どおりに実施することを想定している。また、定常的に発生する維持管理廃棄物は、圧縮減容装置の運用開始時期が遅れた場合は発生量が少ないまま推移する。

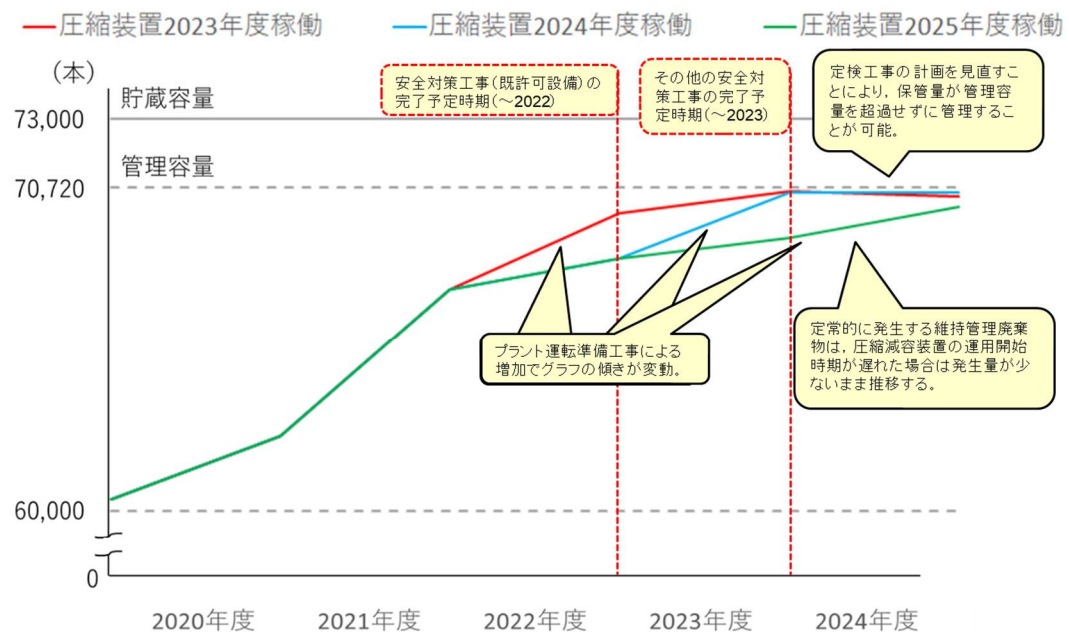
さらに、想定より放射性廃棄物の発生量が多くなる場合も想定されるが、各工事の実施時期の見直しを検討し、放射性廃棄物の保管量を管理容量内で管理することが可能であり、発電所の運営に問題は生じない。

なお、固体廃棄物貯蔵庫の保管量が管理容量に漸近したとしても、今後見込まれる固体廃棄物貯蔵庫の保管量は、貯蔵容量に対して十分な裕度を確保している。

上記により、既許可の設計方針等に示す貯蔵能力を超えずに管理できることから、圧縮減容装置の設置時における固体廃棄物貯蔵庫の設計は、本項に適合する。



第 28-1 図 固体廃棄物貯蔵庫保管量の推移予測



注) 2020年度末までは実績値，2021年度以降は圧縮減容装置の運用開始時期を変動させた場合の想定値

第 28-2 図 圧縮減容装置の処理開始時期に応じた
固体廃棄物貯蔵庫の保管量の推移予測

第 28-1 表 放射性固体廃棄物の発生・減少の要因と状況

	カテゴリ	要因	発生・減少の状況
発生	①	特定の件名 工事等より 発生し、工 事完了後は 廃棄物が発 生しない	安全対策工事 防潮堤等のプラントの安全性を高めるための施設設置 工事に伴い発生。工事完了後は発生しない。
		プラント運転準備工事 プラント運転に当たり行う設備の準備・点検に伴い発 生。プラント運転の直前に実施し、その前後では発生 しない。	
	②	定検工事 原子炉定検において実施する点検・設備更新等によ り、定検時のみ発生。安全性に影響を与えない範囲で 実施時期を見直すことが可能	
	③	定常的に発 生 維持管理作業 プラントの維持管理に伴い実施する定期的な点検等に より発生するが、プラント停止期間は発生量が少な く、プラント運転中は多くなる。	
減少	-	廃棄物処理 処分計画に 基づき計画的 に実施	可燃物の焼却 発電所内の雑固体焼却設備で焼却
			溶融処理 発電所内の雑固体減容処理設備(高周波溶融炉)で減容
			埋設施設への搬出 六ヶ所低レベル放射性廃棄物埋設センターへ搬出
			圧縮減容装置による 圧縮減容 発電所内の圧縮減容装置で減容
			L3 埋設施設への 処分等【今後計画】 現在審査中の L3 埋設施設に埋設処分等を実施
(備考)			
<ul style="list-style-type: none"> 発生のカテゴリ①は、工事完了後は廃棄物が発生しない。 発生のカテゴリ②は、定検工事完了後は発生せず、また安全性に影響を与えない範囲で実施時期を見直すことが可能である。 発生のカテゴリ③は、定常的に発生するものの、圧縮減容装置の運用開始が遅れる場合はプラント停止状態が継続しているため、プラント運転中と比べ発生量が減少する。 したがって、圧縮減容装置の運用開始が遅れたとしても廃棄物は増加せず、仮に増加しても定検計画を見直すことにより増加量を抑えることができるため、今後も保管量を管理容量以下で運用することは可能な見通しである。 			

2.2 設置許可基準規則第二十八条第1項第1号及び第2号について

不燃性雑固体廃棄物を貯蔵する施設は、「固体廃棄物貯蔵庫」と、廃棄事業者の廃棄施設へ搬出するための検査及び搬出までの間に限り、放射性廃棄物の貯蔵保管を行う固体廃棄物作業建屋の「廃棄体搬出作業エリア」である。

圧縮減容装置により作製された廃棄体は、ドラム缶等に詰めて固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管する。一方で廃棄事業者の廃棄施設へ搬出するための検査及び搬出までの間、廃棄体搬出作業エリアに貯蔵保管する際は、固型化材（モルタル）を充填した充填固化体として貯蔵保管するため、圧縮減容装置により作製した廃棄体は廃棄体搬出作業エリアには貯蔵保管しない。

したがって、固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管する場合の圧縮減容装置の設置時における設計方針等について以下のとおり説明する。

既許可における設計方針等

既許可において、固体廃棄物貯蔵庫においては、放射性廃棄物が漏えいし難い設計とするとともに、固体状の放射性廃棄物を貯蔵する設備にあっては、放射性廃棄物による汚染が広がらない設計としている。

【二十八条－参考2】

圧縮減容装置の設置時における設計方針等

圧縮減容装置により作製され、固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管する廃棄体は、固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管中のドラム缶等と同様にパッキン付きの蓋をしたドラム缶等への貯蔵保管により、ドラム缶等の外へ放射性物質が漏えいし難い設計とするとともに、汚染が広がらない設計とする。

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

(5) 減容装置

型 式	油圧式
基 数	1

(6) 雑固体廃棄物焼却設備（東海発電所及び東海第二発電所共用，既設）

型 式	自燃式
基 数	1
容 量	約 3.14×10^6 kJ/h (約 750,000kcal/h)

(7) 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）

型 式	高周波誘導加熱・2次燃焼器・セラミック・高性能粒子フィルタ式
基 数	1
容 量	約 6,400 本 (200L ドラム缶相当) / 年 (24時間 / 日, 約 200 日 / 年運転時)

(8) 固体廃棄物移送容器

基 数	1
容 量	約 3.4m^3

(9) サイトバンカプール

基 数	1
構 造	鉄筋コンクリート造ステンレス鋼ライニング
容 量	約 $1,900\text{m}^3$

(10) 固体廃棄物貯蔵庫 A（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
-----	--------

8-7-21

【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】

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】

廃棄物作業建屋の廃棄体搬出作業エリアに貯蔵保管する。また、必要に応じて、固体廃棄物を廃棄事業者の廃棄施設へ廃棄する。ただし、廃棄体搬出作業エリアには、固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管したドラム缶を含めて、固体廃棄物を詰めたドラム缶を、廃棄事業者の廃棄施設へ廃棄するための検査及び搬出までの間に限り、貯蔵保管する。

固体廃棄物貯蔵庫は、発生量の約 10 年以上を貯蔵保管する能力がある。また、固体廃棄物作業建屋（廃棄体搬出作業エリア）は、廃棄事業者の廃棄施設へ搬出する船の積載量に相当する 200L ドラム缶で約 3,000 本を貯蔵保管する能力がある。

7.3.4 主要仕様

固体廃棄物処理系の主要仕様を第 7.3-1 表に示す。

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。

8-7-19

【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】

28 条-11

(w) 放射性廃棄物の貯蔵施設

放射性廃棄物を貯蔵する施設（安全施設に係るものに限る。）は、放射性廃棄物が漏えいし難い設計とするとともに、固体状の放射性廃棄物を貯蔵する設備にあつては、放射性廃棄物による汚染が広がらない設計とする。

(x) 発電所周辺における直接ガンマ線等からの防護

設計基準対象施設は、通常運転時において発電用原子炉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敷地周辺の空間線量率が十分に低減（空気カーマで1年間当たり50マイクログレイ以下となるように）できる設計とする。

(y) 放射線からの放射線業務従事者の防護

設計基準対象施設は、外部放射線による放射線障害を防止する必要がある場合には、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、放射線業務従事者が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、迅速な対応をするために必要な操作ができる設計とする。

発電所には、放射線から放射線業務従事者を防護するため放射線管理施設を設け、放射線管理に必要な情報を中央制御室及びその他当該情報を伝達する必要がある場所に表示できる設備（安全施設に係るものに限る。）を設ける設計とする。

(z) 監視設備

発電用原子炉施設には通常運転時、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、当該発電用原子炉施設及びその境界付近における放射性物質の濃度及び放射線量を監視、測定し、並びに設計基準事故時における迅速な対応のために必要な情報を

【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】

(余 白)

29 条補足説明資料
工場等周辺における直接線等からの防護

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>(工場等周辺における直接線等からの防護)</p> <p>第二十九条 設計基準対象施設は、通常運転時において発電用原子炉施設からの直接線及びスカイシャイン線による工場等周辺の空間線量率が十分に低減できるものでなければならない。</p>	<p>第29条 (工場等周辺における直接線等からの防護)</p> <p>1 第29条に規定する「工場等周辺の空間線量率が十分に低減できる」とは、「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について」(平成元年3月27日原子力安全委員会了承)を踏まえ、ALARAの考え方の下、空気カーマで1年間当たり50マイクログレイ以下(工場等内にキャスクを設置する場合にあっては、工場等内の他の施設からのガンマ線とキャスクからの中性子及びガンマ線とを合算し、実効線量で1年間当たり50マイクロシーベルト以下)となることを目標に、周辺監視区域外における線量限度(1年間当たり1ミリシーベルト)を十分下回る水準となるよう施設を設計することをいう。</p>	<p>適合対象</p> <p>(2.1に線量評価結果に変更がないことを示す。)</p>

2. 適合のための設計方針等

「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等を示すとともに、圧縮減容装置の設置時における適合のための設計方針等を示す。

2.1 設置許可基準規則第二十九条第1項について

既許可における設計方針等

既許可では、発電用原子炉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間線量率については、人の居住の可能性のある地域において空気カーマで $50 \mu\text{Gy}/\text{y}$ 以下となるよう遮蔽等を行う設計とし、一次遮蔽、二次遮蔽及び燃料取扱遮蔽に加えて、廃棄物処理系等からの放射線から保護する補助遮蔽を設置する設計としている。

固体廃棄物を詰めたドラム缶等は、上記補助遮蔽が設置された固体廃棄物貯蔵庫又は固体廃棄物作業建屋の廃棄体搬出作業エリアに貯蔵保管する設計としている。

【二十九条一参考1】

新規制基準適合に係る工事計画の計算書では、以下のとおり直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価を行い、周辺監視区域外の空間線量率が十分に低減できる設計であることを確認している。

評価条件は、第 29-1 表に示すとおり設定している。

【二十九条-参考 2】

【二十九条-参考 3】

【二十九条-参考 4】

第 29-1 表 周辺監視区域外の空間線量率評価条件

建屋名	既許可における評価条件	備考
固体廃棄物貯蔵庫 A 棟 ^{※1}	200mR/h	表面線量率 200mR/h のドラム缶 25,000 本が固体廃棄物貯蔵庫 A 棟に均一に存在していると設定
固体廃棄物貯蔵庫 B 棟 ^{※2}	ドラム缶表面より 5cm 離れた点で 200mR/h を与える線源強度 (1 階, 2 階)	各階にドラム缶 16,000 本保管すると設定
	0.96 μ Ci/cm ³ (地下 1 階)	ドラム缶 16,000 本保管すると設定 (保管する廃棄物は焼却灰の放射能濃度として設定)
固体廃棄物作業建屋 ^{※3}	0.5mSv/h (仕分け・切断作業エリア等)	第 29-1 図におけるドラム缶の表面線量率として設定
	2.0mSv/h (廃棄体搬出作業エリア)	

※1 工事計画認可申請書 (固体廃棄物貯蔵庫 A 棟) (昭和 51 年 7 月 1 日申請)

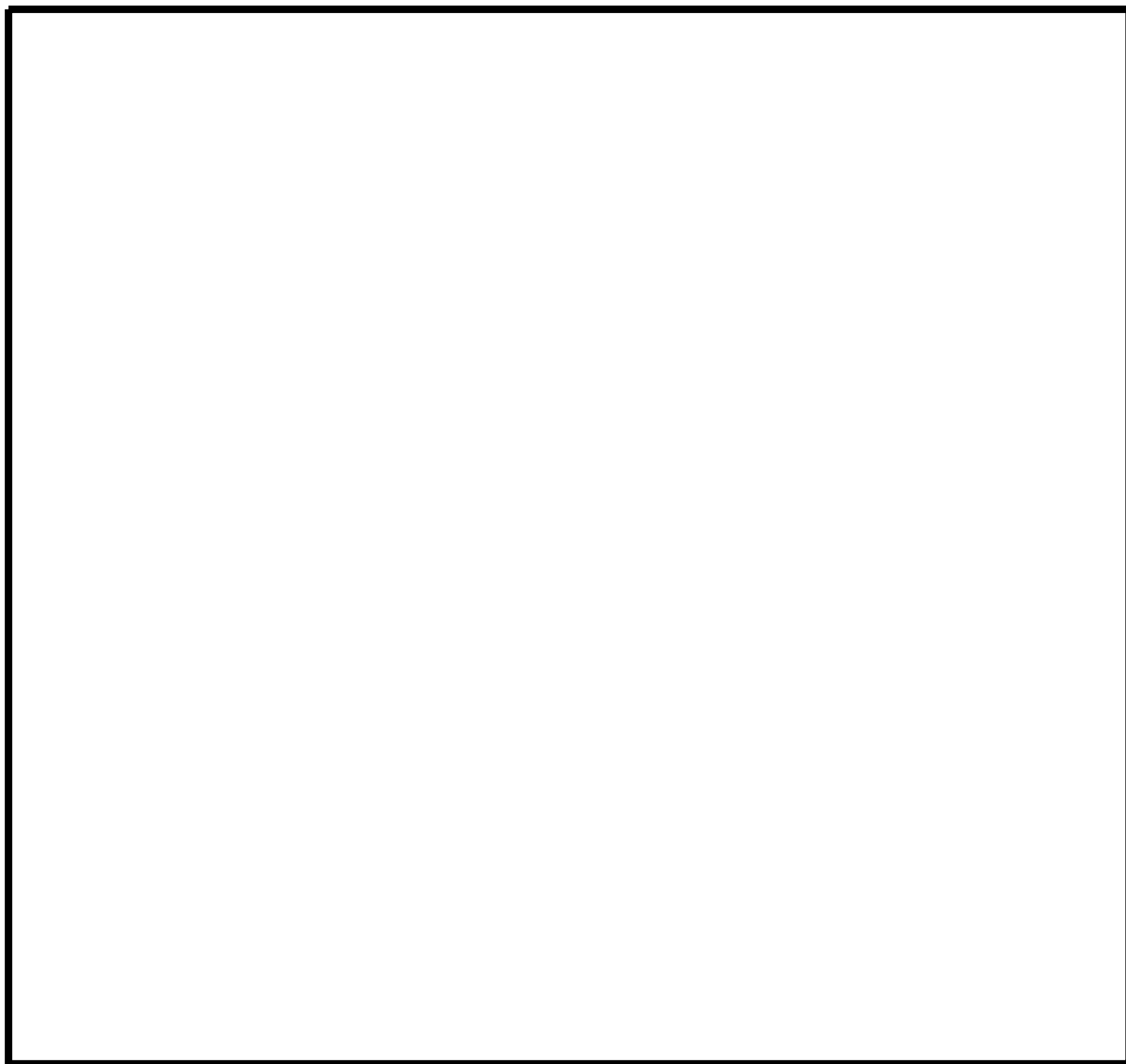
※2 工事計画認可申請書 (固体廃棄物貯蔵庫 B 棟) (昭和 57 年 4 月 2 日申請)

※3 工事計画届出書 (固体廃棄物作業建屋) (平成 22 年 3 月 25 日届出)

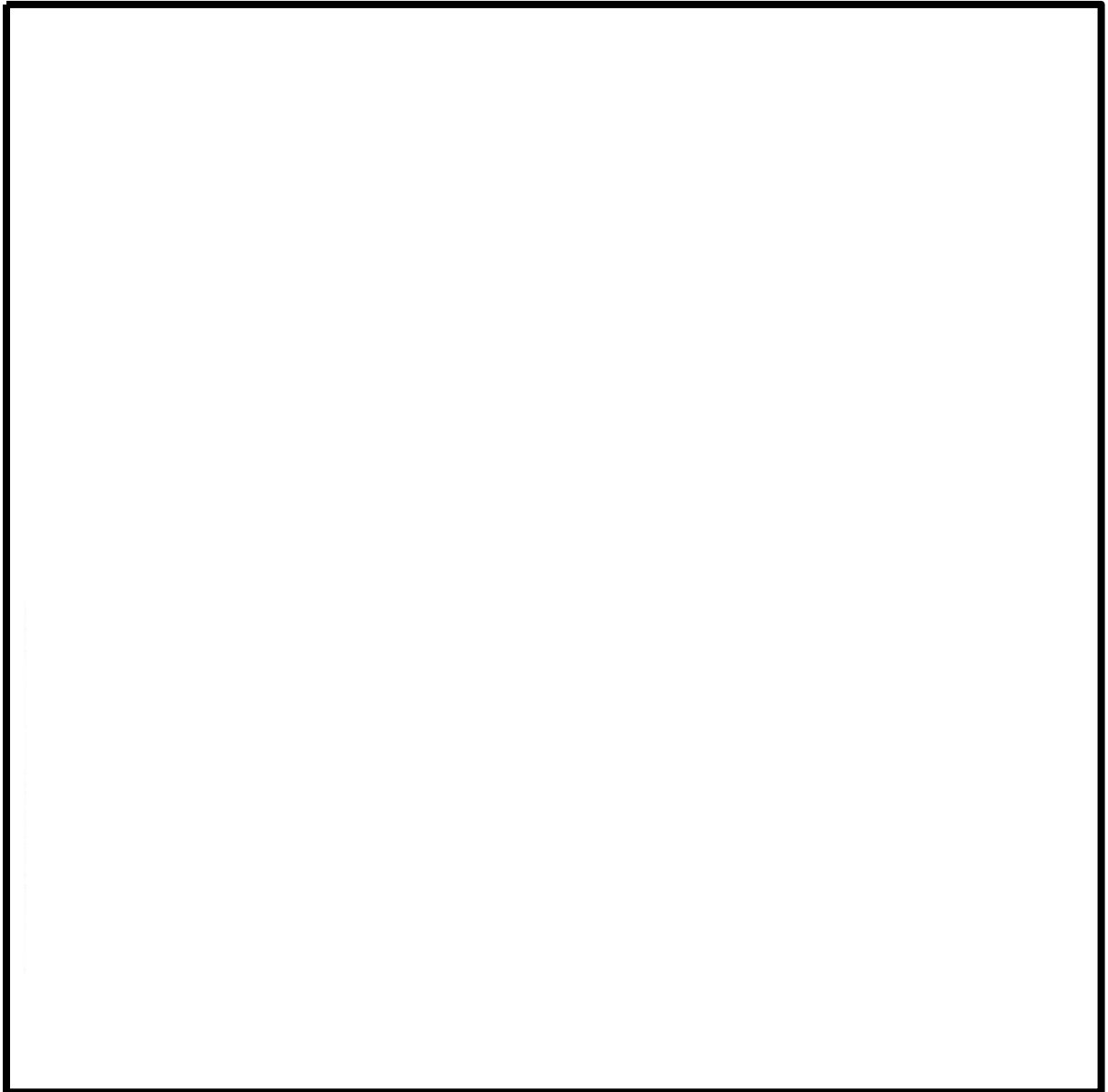
また、線源配置は第 29-1 図、線量率評価点は第 29-2 図として設定し、評価を行っている。

【二十九条-参考 4】

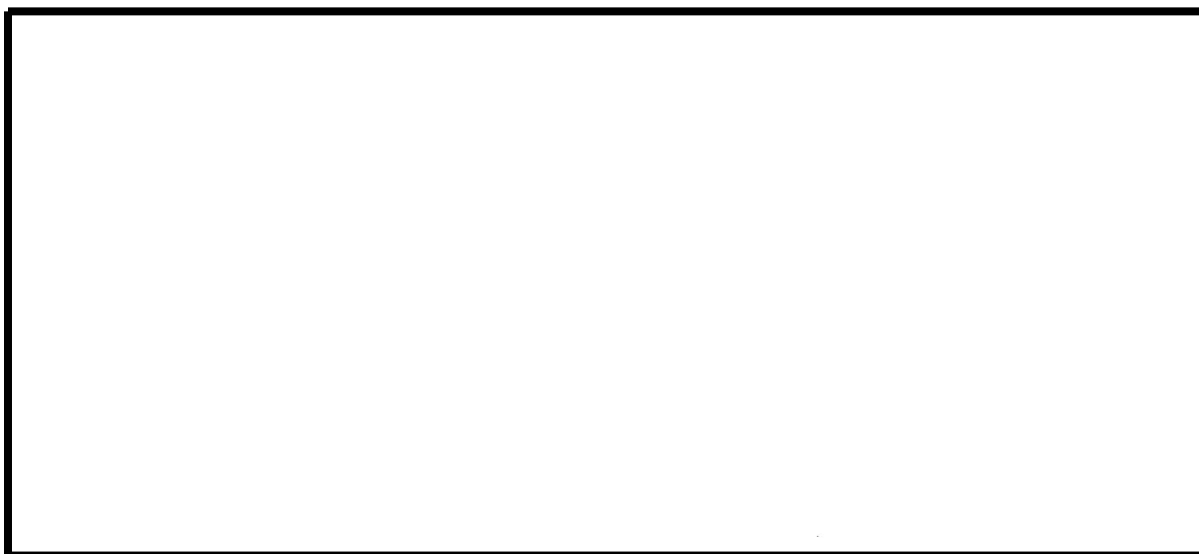
【二十九条-参考 5】



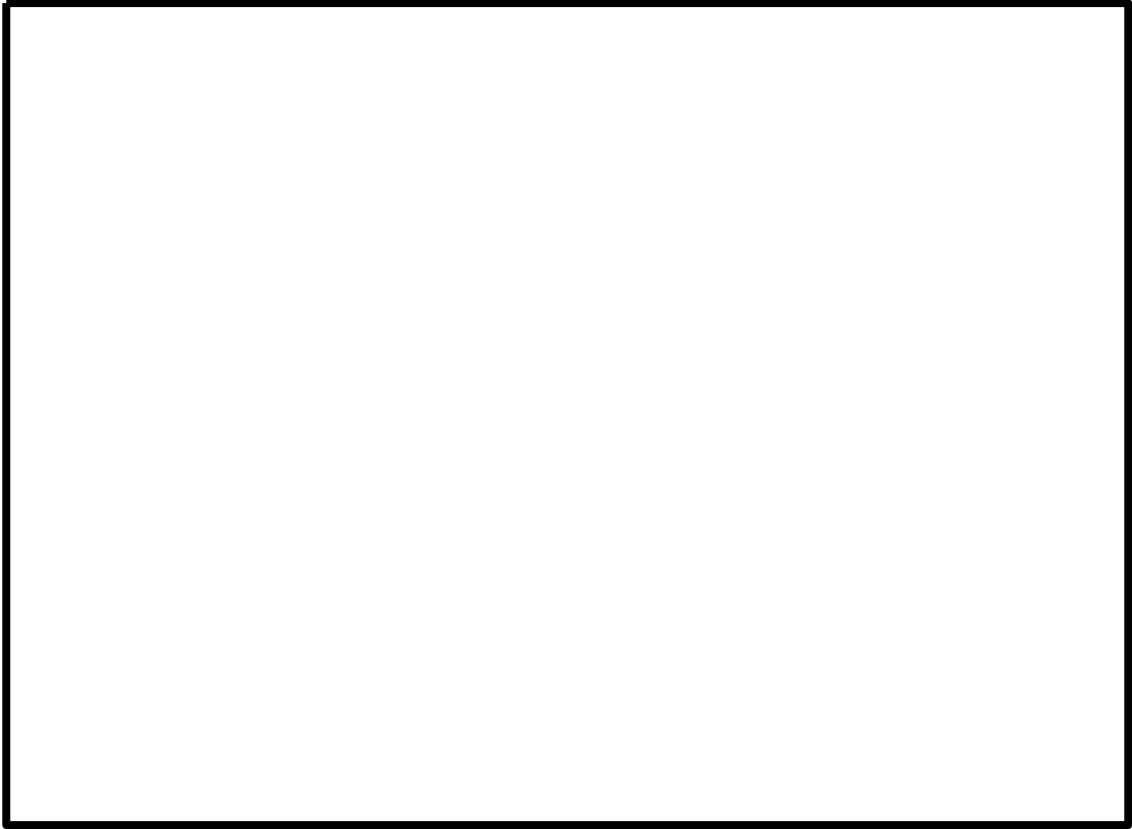
第 29-1 図 計算に用いた線源 (1/3)



第 29-1 図 計算に用いた線源 (2/3)



第 29-1 図 計算に用いた線源 (3/3)



第 29-2 図 計算に用いた線量率評価点

施設全体の直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線量率評価結果を第29-2表に示す。

施設全体の合計値は約 $21 \mu\text{Gy}/\text{年}$ であり、 $50 \mu\text{Gy}/\text{年}$ 以下となる基準を満足している。

【二十九条-参考5】

第29-2表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線量率評価結果

発電所	建屋名	線量率評価値 ($\mu\text{Gy}/\text{年}$)
東海第二 発電所	原子炉建屋	< 0.1
	タービン建屋	18
	廃棄物処理建屋	< 0.1
	固体廃棄物貯蔵庫A	0.1
	固体廃棄物貯蔵庫B	0.5
	使用済燃料乾式貯蔵建屋	1.5
	給水加熱器保管庫	< 0.1
	固体廃棄物作業建屋	0.5
	合計	21
	評価基準値	50
(参考) 東海発電所		7

なお、使用済燃料乾式貯蔵設備からの中性子線については、人の居住の可能性のある敷地境界外の線量率に与える影響は軽微であることから、線量限度である $1\text{mSv}/\text{年}$ を十分下回る。

【二十九条-参考6】

圧縮減容装置の設置時における設計方針等

圧縮減容装置により圧縮減容された不燃性雑固体廃棄物は、補助遮蔽が設置された固体廃棄物貯蔵庫又は固体廃棄物作業建屋の廃棄体搬出作業エリアに貯蔵保管されることとなるため、第 29-2 表に示される固体廃棄物貯蔵庫及び固体廃棄物作業建屋の線量率評価結果への影響を確認する。

なお、圧縮減容処理を行う廃棄物は、低レベルの不燃性雑固体廃棄物であり中性子線を発生させるものではない。

既許可において、仕分け・切断作業エリアにて取り扱うドラム缶等の表面線量率は 0.5mSv/h として設計しており、圧縮減容装置で圧縮減容した圧縮体を収納したドラム缶等の表面線量率も 0.5mSv/h として設計する。

圧縮減容装置による圧縮減容処理により、圧縮減容された不燃性雑固体廃棄物が発生し、固体廃棄物貯蔵庫や固体廃棄物作業建屋に貯蔵保管されるものの、上記の設計により、第 29-2 表に示す固体廃棄物貯蔵庫 A、固体廃棄物貯蔵庫 B 及び固体廃棄物作業建屋の直接線及びスカイシャイン線の線量率評価に変更は生じない。

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

なお、圧縮減容装置の運用に当たっては、圧縮対象の不燃性雑固体廃棄物が収納されたドラム缶等を固体廃棄物貯蔵庫から固体廃棄物作業建屋の圧縮減容処理エリアに運搬する際には、ドラム缶等の表面線量率が 0.5mSv/h を超えないことを事前に確認する。また、仕分けした廃棄物を圧縮用のドラム缶に収納する際は、圧縮体の表面線量率が 0.5mSv/h を超えないようにする。さらに、圧縮体をドラム缶等に収納する際は、放射性廃棄物の貯蔵施設に貯蔵保管しているドラム缶等と同様の容器に封入することとし、個々の圧縮体の表面線量率の大小を考慮したドラム缶等への収納（例：線量率の高い圧縮体と線量率の低

い圧縮体を組み合わせてドラム缶等に収納する) 及び収納数の調整 (例: 線量率の高い圧縮体を収納する際には収納数を 2 個以下に減らして収納する) を実施し, ドラム缶等の表面線量率が 0.5mSv/h を超えないように収納する。

8.3 遮蔽設備

8.3.1 概 要

遮蔽設備は、発電所周辺の一般公衆及び放射線業務従事者等の線量の低減を図るもので、一次遮蔽、二次遮蔽等で構成する。

中央制御室には、炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽を設置する設計とする。

緊急時対策所には、重大事故等が発生した場合においても、当該事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるように、緊急時対策所の居住性を確保するための遮蔽設備として、緊急時対策所遮蔽を設置する設計とする。

8.3.2 設計方針

- (1) 遮蔽設備は、通常運転時、施設定期検査時等において、放射線業務従事者等が受ける線量等が「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」に定められた限度を超えないようにすることはもちろん、無用の放射線被ばくを防止するような設計とする。
- (2) 発電所周辺の一般公衆が受ける線量については、「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」に定められた周辺監視区域外の線量限度より十分小さくなるようにする。
- (3) 事故時においても、発電所周辺の一般公衆の受ける線量は、「原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断のめやすについて」のめやす線量を十分下回るようにする。

8-8-42

【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】

- (4) 中央制御室については、「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」に定められた線量限度を超えないようにする。

また、中央制御室については、事故時においても、中央制御室内にとどまり各種の操作を行う運転員等が過度の放射線被ばくを受けないように遮蔽を行う設計とする。

- (5) 建屋内の遮蔽は、放射線業務従事者の関係各場所への立入頻度、滞在時間等を考慮した上で、外部放射線に係る線量等量率が第8.3-1表の基準を満足する設計とする。

なお、固体廃棄物作業建屋については、第8.3-2表の基準を満足する設計とする。

また、遮蔽設計上の区域区分を第8.3-1図から第8.3-8図に示す。

高放射性物質を内蔵する機器は、原則として区画された区域に配置し、立入頻度の高い制御盤等は、低放射線区域に設置する設計とする。

- (6) 発電用原子炉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間線量率については、人の居住の可能性のある地域において空気カーマで $50 \mu\text{Gy}/\text{y}$ 以下を目標に遮蔽等を行う設計とする。

8.3.3 主要設備の仕様

主要設備の仕様を第8.3-3表及び第8.3-4表に示す。

8.3.4 主要設備

8.3.4.1 一次遮蔽

一次遮蔽は、第8.3-9図に示すように、原子炉圧力容器を取り囲むコンクリート壁、ドライウェル・シェルの外側を取り囲むコンクリートからなり、

8-8-43

【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】

後者の厚さは約1.9mである。

その他の遮蔽効果をもたらすものとして、原子炉圧力容器、ドライウェル・シェルがある。

8.3.4.2 二次遮蔽

二次遮蔽は、原子炉建屋側面のコンクリート壁で、構造材を兼用する。その高さは地上約55mで、厚さは底部約1.5m、頂部約0.3mである。

8.3.4.3 燃料取扱遮蔽

燃料取替時は、原子炉運転時に原子炉ウェル上に遮蔽として設けられている遮蔽ブロックを外すが、炉内構造物のうち気水分離器等遮蔽を必要とする物及び照射済燃料の移動の際には、原子炉ウェルに水を満たして遮蔽とする。その水深は約7mである。

原子炉から取り出した燃料は、原子炉ウェルから水中を移動させて使用済燃料プールへ入れる。プールは厚さ約2mのコンクリート壁からなり、その水深は約11mである。

なお、取り外した気水分離器等は、気水分離器等貯蔵プールに入れ水で遮蔽を行う。

8.3.4.4 補助遮蔽

補助遮蔽は、原子炉補助系、タービン補助系、廃棄物処理系等からの放射線に対し、運転員を保護するためのものであり、主として機器まわりのコンクリート壁からなるが、運転員の接近が必要な配管等には、必要に応じて鉛又は鉄板で遮蔽する。また、ところによっては、保守の観点より、取り外し可能なコンクリートブロック又は鉄板を用いる。

8-8-44

【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】

固体廃棄物置場側壁における線量率

(1) 計算条件

- a. 表面線量率が 200 mR/hr のドラム缶 25,000 本が 70 cm (一部 80 cm) 厚のコンクリート壁の固体廃棄物置場内に均一に存在しているとする。
- b. γ 線エネルギーは先行炉の実績に基づき対象核種を Co^{60} として平均エネルギー 1.25 Mev を用いる。
- c. コンクリート壁の密度は 2.2 g/cm³ とする。

(2) 計算方法

線源形状をドラム缶 25,000 本が均一に存在する固体廃棄物置場と同一体積をもった円筒状体積線源に近似し、次式により線量率計算を行なう。

$$D = \int_V \frac{QSBe - \sum \mu_i t_i}{4\pi r^2} \Delta V$$

ここに

- D : 計算点における線量率 (mR/hr)
- Q : 線量率変換係数 (mR/hr · r/cm³ · Sec)
- S : 線源強度 (r/cm³)
- B : ビルドアップ係数
- μ_i : しゃへい物質 i の線吸収係数 (cm⁻¹)
- t_i : しゃへい物質 i の厚さ (cm)
- r : 線源と計算点の距離 (cm)
- V : 線源範囲

計算にあたっては、上式に基づいた体積線源用計算コードを使用して壁表面 (0.7 m) の表面線量率を求める。

(3) 計算結果

固体廃棄物置場側壁における線量率は約 4×10^{-2} mR/hr であり、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に規定する管理区域に係る線量週 30 ミリレム以下となる。

IV-3-1-2

【工事計画認可申請書（昭和 51 年）（建建発第 56 号）】

固体廃棄物貯蔵庫 B 棟しゃへい壁外面での外部線量率

1. 計算前提

- (1) しゃへい壁厚 : 70 cm
- (2) しゃへい壁密度 : 2.1 g/cm³
- (3) 線源強度 : 1, 2 階……ドラム缶表面より 5 cm 離れた点で 200 mR/h の線量率を与える線源強度
地下 1 階……0.96 μCi/cm³ (2 photons/disintegration)
- (4) γ 線エネルギー : 1.25 MeV
- (5) ドラム缶内容物密度 : 1, 2 階……0.5 g/cm³
地下 1 階……0.8 g/cm³ (比重 4.0 g/cm³, 3 cm 厚の重コンクリート内巻ドラム缶)
- (6) 貯蔵本数 : 各階 ドラム缶 16,000 本

2. 計算方法

線源領域(体積)を微小区域(微小体積)に分割し、各最小区域の微小線源を点線源として計算点において次式により線量率計算を行う。

$$D = \int_E \int_V \frac{S_0(E, V) \cdot B(E, b) \cdot e^{-b} \cdot K(E)}{4\pi r^2} dV \cdot dE$$

ここで、

- D : 線量率 [R/h]
- S₀(E, V) : エネルギーの γ 線強度 [photons/s]
- B(E, b) : エネルギー E, 透過距離 b に対する線量ビルドアップファクター
- K(E) : ガンマ線束より線量率への変換係数
[(R/h / (photons) / cm² / s)]

N-1-1-1

【工事計画認可申請書 (昭和 57 年) (発発発第 3 号)】

- r : 微小線源より計算点までの距離 [cm]
 b : $\sum_{i=1}^N \mu_i t_i$
 μ_i : エネルギー E のしゃへい体線吸収係数 [cm^{-1}]
 t_i : しゃへい体の通過距離 [cm]
 N : しゃへい体数

計算に当たっては、上式に基づいた QAD-P5A コードを用いて、ドラム缶の貯蔵状態を考慮し、建屋しゃへい壁外表面の線量率を求める。

3. 計算結果

しゃへい壁外表面の線量率

1 階外表面 : 0.1 mR/h

地下 1 階外表面 : 0.2 mR/h

4. 生体しゃへい中のガンマ線による熱発生

生体しゃへいのコンクリート壁に入射するガンマ線束が低いのでコンクリート壁での発熱量は小さく、放射線による温度上昇は無視できる。

N-1-1-2

【工事計画認可申請書（昭和 57 年）（発発発第 3 号）】

3. 線量率の評価

固体廃棄物作業建屋の補助遮へいが、2. に示す遮へい設計基準を満足するように設計されていることを以下において確認する。また、人の居住の可能性のある地域における直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による空間線量率が、固体廃棄物作業建屋からの寄与を加えても発電所として空気カーマで年間 50 μ Gy 以下となるように設計されていることを評価する。

3.1 管理区域境界の線量率評価

(1) 計算条件

①固体廃棄物を仮置き保管する室の位置・形状

線源となる不燃性雑固体廃棄物及び廃棄体を仮置き保管するエリアは、廃棄物仮置き場、廃棄物収納容器置き場、仕分け・切断作業場、輸送容器置き場、廃棄体検査場及び検査待ち廃棄体置き場である。管理区域境界の線量率評価を行う壁の遮へい厚を第 3-1 表に示す。なお、評価においては、コンクリートの施工誤差 (-5 mm) を考慮する。

第 3-1 表 固体廃棄物作業建屋の評価を行う壁の遮へい厚

線源となるエリアの名称	壁	遮へい厚 ^{※1} (mm)	評価点 ^{※2}
廃棄物仮置き場	北壁	600	①
廃棄物収納容器置き場	西壁	500	②
仕分け・切断作業場	南壁	600	③
輸送容器置き場①	南壁	600	④
廃棄体検査場	東壁	550	⑤
検査待ち廃棄体置き場③	東壁	550	⑥

※ 1: コンクリート壁は、施工誤差 (-5 mm) を考慮し、施工厚 (表の記載値) を -5 mm した遮へい厚で管理区域境界の線量率を評価する。

※ 2: 番号は、第 3-1 図に記載する管理区域境界の線量率の評価点番号を示す。

②線源

a. 形状

200 ϕ ドラム缶 (内径 567 mm, 高さ 890 mm)

線量率の評価において、ドラム缶の鋼板による遮へい効果は無視する。

b. 放射能濃度

- ・不燃性雑固体廃棄物：放射能濃度 5.46×10^2 Bq/cm³
表面線量当量率 0.5 mSv/h

表面線量当量率 0.5 mSv/h に相当する放射能濃度とする（仕分け・切断を行う不燃性雑固体廃棄物は、ドラム缶表面線量当量率が 0.5 mSv/h 以下のものである。保管実績より、不燃性雑固体廃棄物ドラム缶等の発生時点での表面線量当量率が 0.5 mSv/h 以下の割合は、東海発電所が約 98 %であり、東海第二発電所が約 91 %である。）。

- ・廃棄体：放射能濃度 4.64×10^3 Bq/cm³
表面線量当量率 2 mSv/h

表面線量当量率 2 mSv/h（事業所内運搬の基準の上限値）に相当する放射能濃度とする。

c. エネルギー

ガンマ線エネルギーは主要核種である ⁶⁰Co の 1.25 MeV（ガンマ線放出率 200 %）とする。

d. 密度

- ・不燃性雑固体廃棄物：密度 0.1 g/cm³（鉄）

密度は小さいほど保守的な評価となるので、保管実績より不燃性雑固体廃棄物ドラム缶等の 95 %以上を包含する小さい条件を設定。

- ・廃棄体：密度 1.8 g/cm³（コンクリート）

3種類の廃棄体（熔融固化体、セメント固化体（減容固化体又は蒸発固化体をセメントで混練し固化したもの）のなかでコンクリート壁外表面の線量率が最も高くなる減容固化体のセメント固化体を線源とする。密度は小さいほど保守的な評価となるので、減容固化体のセメント固化体ドラム缶の実規模模擬体の測定データに基づく小さい条件を設定。

- ・建屋の壁、床、天井：密度 2.1 g/cm³（コンクリート）
- ・その他：密度 1.205×10^{-3} g/cm³（空気）

空気の密度は 20 °C の値であり、直接ガンマ線量及びスカイシャインガンマ線量の評価に使用する。

e. 配置（ドラム缶本数）

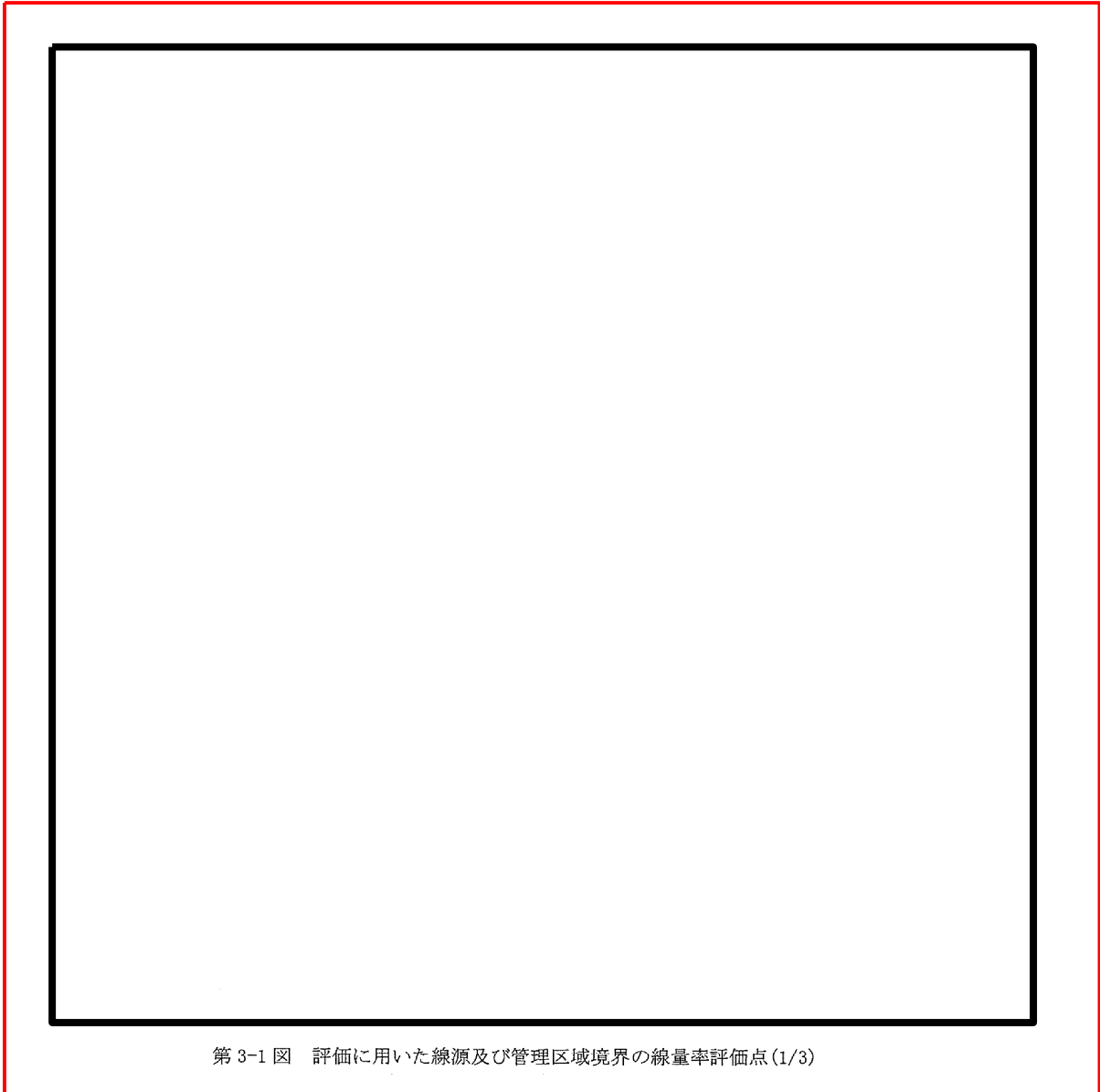
線源とする不燃性雑固体廃棄物ドラム缶及び廃棄体ドラム缶の本数は、各エリアに仮置き保管する最大数量とした。各エリアのドラム缶本数を第 3-1 図に示す。

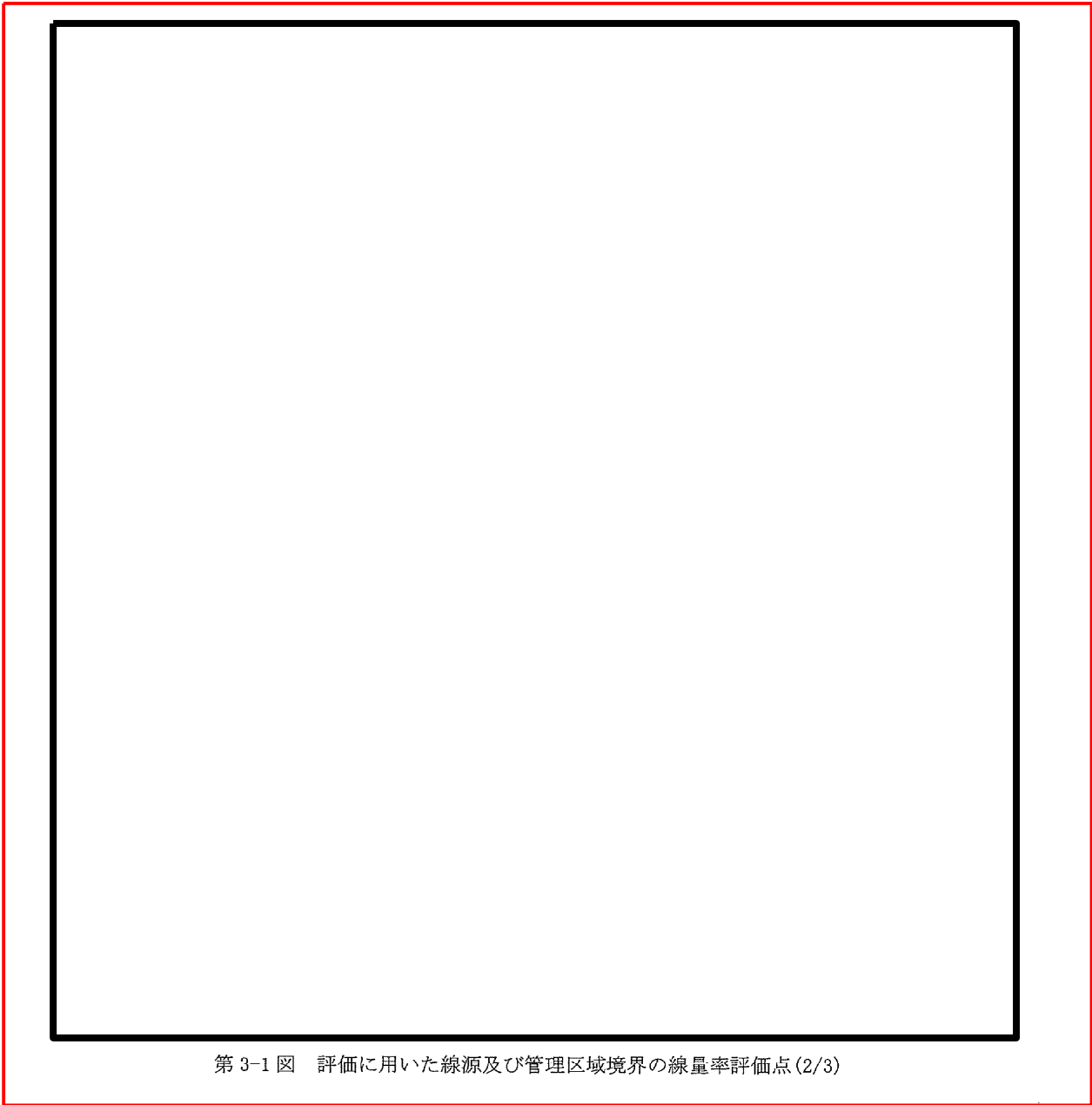
- ・廃棄物仮置き場：不燃性雑固体廃棄物ドラム缶 204 本を線源とする（仮置き最大数量はドラム缶で 200 本相当）。
- ・廃棄物収納容器置き場：不燃性雑固体廃棄物ドラム缶 64 本を線源とする。

- ・仕分け・切断作業場：不燃性雑固体廃棄物ドラム缶 100 本を線源とする。
- ・輸送容器置き場①：搬出待ちの廃棄体ドラム缶を収納した輸送容器 180 体（ドラム缶 1,440 本相当）を線源とする。
- ・輸送容器置き場②：搬出待ちの廃棄体ドラム缶を収納した輸送容器 180 体（ドラム缶 1,440 本相当）を線源とする。
- ・廃棄体検査場：検査のために持ち込まれる廃棄体ドラム缶 36 本を線源とする。
- ・検査待ち廃棄体置き場①：検査待ちの廃棄体ドラム缶 896 本を線源とする。
- ・検査待ち廃棄体置き場②：検査待ちの廃棄体ドラム缶 896 本を線源とする。
- ・検査待ち廃棄体置き場③：検査待ちの廃棄体ドラム缶 896 本を線源とする。

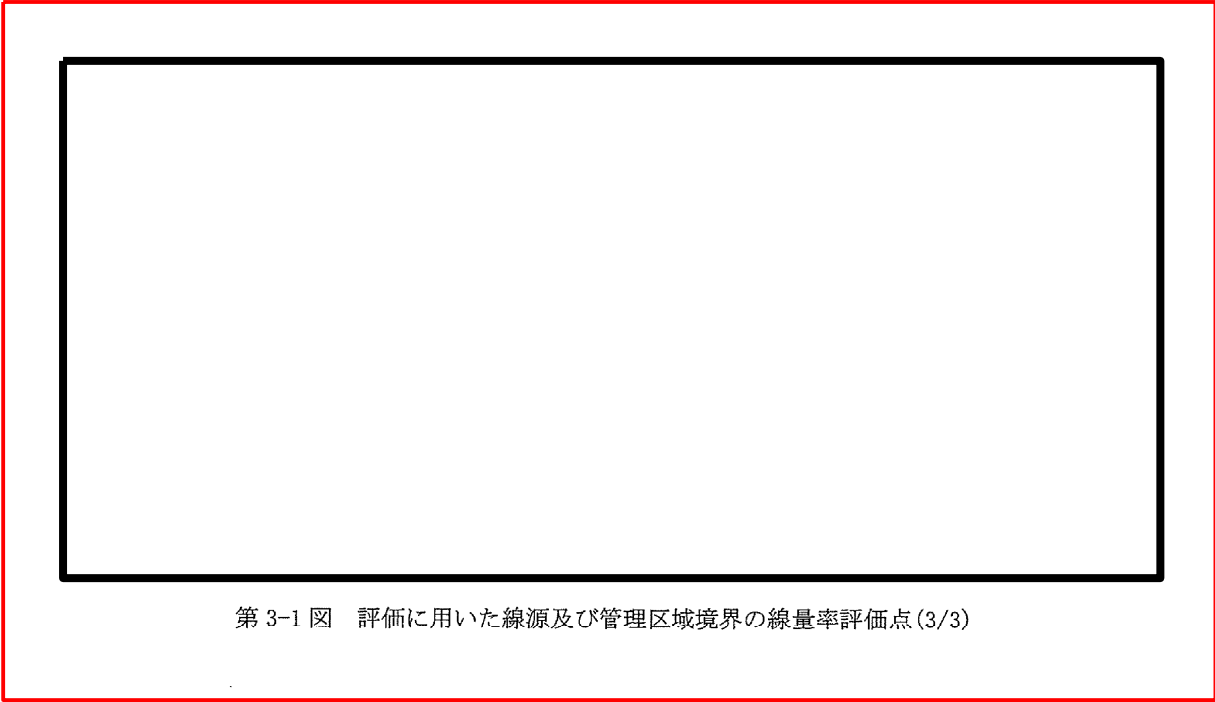
③評価点の位置

線量率の評価点は、各線源エリアを囲む遮へい壁外表面で、線量率が最も高くなる位置とした。線量率の評価点を第 3-1 図に示す。





第 3-1 図 評価に用いた線源及び管理区域境界の線量率評価点(2/3)



本説明書は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第38条、第42条、第54条及び第74条並びにそれらの「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の解釈」（以下「解釈」という。）に基づく生体遮蔽装置の放射線の遮蔽及び熱除去について説明するものである。

中央制御室の生体遮蔽装置の放射線の遮蔽及び熱除去についての計算は、添付書類「V-1-7-3 中央制御室の居住性に関する説明書」に含まれている。

なお、コンクリート密度変更に伴う平常運転時の周辺監視区域境界の直接ガンマ線・スカイラインガンマ線の影響及び重大事故等時における二次遮蔽の熱除去の評価については別紙1に記載する。

NT2 補② V-4-2-1 R0

コンクリート密度変更に伴う平常運転時周辺監視区域境界の直接ガンマ線・スカイシャインガンマ線の影響及び重大事故等時における二次遮蔽の熱除去の評価について

1. コンクリート密度変更に伴う平常運転時周辺監視区域境界の直接ガンマ線・スカイシャインガンマ線の影響

平常運転時周辺監視区域境界の直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線は、実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則第42条（生体遮蔽等）に示されている線量限度を十分下回ることを確認している。平常運転時周辺監視区域境界の直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価対象建屋は第1表のとおりであり、コンクリート密度変更の影響を受けるのは、原子炉建屋、タービン建屋である。

原子炉建屋について、コンクリート密度を2.23 g/cm³から2.00 g/cm³とした場合の直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線量評価結果は、<0.1 μGy/年で変化はない。

タービン建屋について、コンクリート密度を2.23 g/cm³から2.00 g/cm³とした場合の直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線量評価結果は、約18 μGy/年で合計値については、約21 μGy/年となり、東海発電所の影響を加算しても基準値である50 μGy/年は満足している。

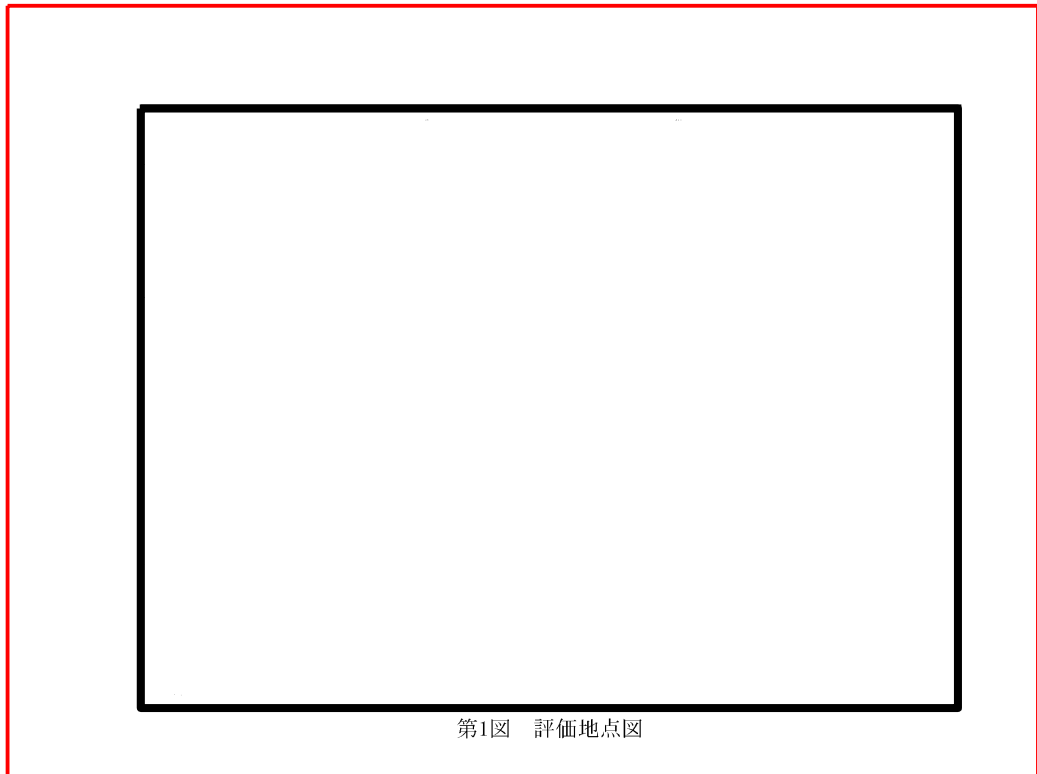
第1表 各建屋のコンクリート密度変更前後の直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線量

発電所	建屋名	線量評価値*1 (μGy/年)	
		密度変更前	密度変更後
東海第二 発電所	原子炉建屋	<0.1	<0.1
	タービン建屋	13	18
	廃棄物処理建屋	<0.1	同左
	固体廃棄物貯蔵庫A	0.1	同左
	固体廃棄物貯蔵庫B	0.5	同左
	使用済燃料乾式貯蔵建屋	1.5	同左
	給水加熱器保管庫	<0.1	同左
	固体廃棄物作業建屋	0.5	同左
	合計	16	21
	評価基準値	50	
(参考) 東海発電所	7*2	同左	

注記 *1：固体廃棄物作業建屋の工事計画認可申請書より引用した。評価地点については第1図を参照

*2：固体廃棄物作業建屋の工事計画認可申請書では3 μGy/年であるが、最新の廃止措置計画認可申請書の値を記載

【工事計画認可申請書（平成26年）（発室発第35号）】



第1図 評価地点図

2. 重大事故等時における二次遮蔽の熱除去の評価

コンクリート密度変更の影響を受ける二次遮蔽（原子炉建屋）について、重大事故等時の熱除去の評価を行う。熱除去の評価では、伝熱理論に基づいた解析手法により遮蔽体中の温度上昇が最も厳しい箇所において評価する。

なお、これまでの運転中の建屋内外の定期的な線量率の測定結果、従事者の被ばく線量の確認等により、遮蔽能力等を有することを実測値で確認されているため、平常運転時の遮蔽及び熱除去の評価は改めて行わない。

2.1 二次遮蔽壁入射線量の設定方法

二次遮蔽の表面に入射するガンマ線は、原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線、クラウドシャイン及びグラウンドシャインがある。二次遮蔽体を透過するガンマ線は原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線が支配的であることから、遮蔽体表面に入射するガンマ線として原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線の入射線量を設定する。

評価点は入射線量が最大となる二次遮蔽内面とする。

2.2 温度上昇の計算方法

遮蔽体は主にコンクリートで構成されており、評価上、コンクリートのみとして評価する。

本資料のうち、枠囲みの内容は、
営業秘密又は防護上の観点から
公開できません

平成 31 年 4 月 23 日
日本原子力発電（株）

東海第二発電所使用済燃料乾式貯蔵建屋における敷地周辺での中性子の影響について

1. はじめに

平成 31 年 3 月 13 日の原子力規制委員会にて、原子力発電所敷地内での使用済燃料の貯蔵に用いられる兼用キャスクに係る関係規則の改正が了承された。

このうち、敷地周辺における空間線量率の低減に係る規定*について、既存の発電用原子炉施設（現にキャスクを設置している東海第二発電所を含む。）は、いずれも、改正後の同規定に適合していると認められるため、今般の改正に際しての設置変更許可及び工事計画認可の申請手続は不要とし、経過措置を設けないとされた。

今回、東海第二発電所について、キャスクからの中性子の寄与が人の居住の可能性がある敷地境界外の線量に与える影響について、使用済燃料乾式貯蔵建屋周辺等の空間線量率の実測値や評価値により、現状において線量限度（1mSv/y）を十分下回る水準となっていることを以下のとおり確認した。

※ A I A R A の考え方に基づき、通常運転時における敷地周辺の空間線量率を、線量限度（1mSv/y）を十分下回る水準とすることを要求する規定（設置許可基準規則第 29 条、技術基準規則第 4 2 条及びこれらの解釈）。今般の改正により、ガンマ線に加え、キャスクからの中性子の影響を考慮に入れることとされている。

2. 既認可の工事計画認可でのガンマ線に対する評価結果について

(1) 使用済燃料乾式貯蔵設備設置工事（平成 11 年 9 月 2 日認可）（添付 1 参照）

使用済燃料乾式貯蔵建屋の直接線量及びスカイシャイン線量について計算を行った結果、人の居住の可能性がある敷地境界外において $1.5 \mu\text{Gy}/\text{y}$ となっている。

なお、東海発電所及び東海第二発電所施設全体でも $30 \mu\text{Gy}/\text{y}$ と「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」（平成元年 3 月 27 日原子力安全委員会了承）において、“敷地境界外において線量当量の基準に比べ、十分小さな値”として示されている $50 \mu\text{Gy}/\text{y}$ 程度を下回っている。

(2) 新規制基準対応工事（平成 30 年 10 月 18 日認可）（添付 2 参照）

コンクリート密度変更に伴う東海第二発電所施設全体の直接ガンマ線・スカイシャインガンマ線の影響について計算を行った結果、人の居住の可能性がある敷地境界外において $21 \mu\text{Gy}/\text{y}$ となり、東海発電所の影響を加算しても $50 \mu\text{Gy}/\text{y}$ を満足している。

3. 中性子線量の実測結果

(1) 2019 年 3 月 5 日に実施した使用済燃料乾式貯蔵容器の線量当量率測定結果は最大で $0.0125\text{mSv}/\text{h}$ （内訳： γ 線 0.0085 、中性子線 0.0040 ）であり、容器表面の基準 $2\text{mSv}/\text{h}$ に比べ十分低いレベルである。（添付 3 参照）

(2) 使用済燃料乾式貯蔵容器の発送前検査記録より、容器表面から 1m 位置での線量当量

率を確認した結果、最大で0.015mSv/h（内訳：γ線0.010，中性子線0.005[※]）であり、1m位置での線量当量率の基準0.1mSv/hに比べ十分低いレベルであった。（添付4参照）

※ 中性子線のみでの最大は0.0055mSv/hである。

(3) 2. の線量評価地点付近での中性子サーベイメータでの線量当量測定を実施した。測定結果は0.219μSv/3日間であった。（添付5参照）

4. 敷地境界外の中性子線量評価結果（保守的な概算評価）

3. (2) の使用済燃料乾式貯蔵容器から1m位置での中性子線量の実測結果より、人の居住の可能性のある敷地境界の線量評価地点（距離550m）での線量について下表の評価条件にて保守的に概算評価を行った結果3.8μSv/年[※]となった。

※ $5.5\mu\text{Sv/h} \div (550\text{m})^2 \times 24\text{h} \times 365\text{日} \times 24\text{基} = 3.8\mu\text{Sv/年}$

表 敷地境界外の中性子線量評価条件

項目	評価条件	備考
評価地点	添付2第1図参照	人の居住の可能性のある敷地境界
評価距離	550m	
遮蔽効果	考慮なし	使用済燃料乾式貯蔵建屋のコンクリート遮蔽効果は考慮しない。
時間減衰効果	考慮なし	発送前検査時点より現時点まで時間経過があるが、この減衰効果は考慮しない。
線源	5.5μSv/h	3.(2)の使用済燃料乾式貯蔵容器から1m位置での中性子線量の最大の実測結果
対象キャスク	24基	使用済燃料乾式貯蔵建屋の設計キャスク貯蔵基数

5. 結論

線量評価地点付近の実測結果については、3.(3)の線量評価地点付近での中性子線量の実測結果(0.219μSv/3日間)より、1年間での線量を推定すると26.7μSv/年となる。この実測結果は、日本分析センターが実施した全国における中性子線量率測定調査の全国平均値4.0nSv/h(35μSv/年)と同程度であり、主に宇宙線起因による中性子線の寄与によるものと推測される。

一方、使用済燃料乾式貯蔵容器による敷地境界外の中性子線量の概算評価結果については、4.の敷地境界外の中性子線量の概算評価結果より3.8μSv/年となり、使用済燃料乾式貯蔵容器による線量寄与は線量評価地点付近での実測に基づく中性子線量の推定値(26.7μSv/年)を大幅に下回るレベルとなる。

これらの結果から、使用済燃料乾式貯蔵容器の中性子が人の居住の可能性のある敷地境界外の線量に与える影響は軽微であり、現状において線量限度(1mSv/y)を十分下回る水準となっていると考えられる。

以上

(余 白)

30 条補足説明資料
放射線からの放射線業務従事者の防護

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>(放射線からの放射線業務従事者の防護)</p> <p>第三十条 設計基準対象施設は、外部放射線による放射線障害を防止する必要がある場合には、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>一 放射線業務従事者（実用炉規則第二条第二項第七号に規定する放射線業務従事者をいう。以下同じ。）が業務に従事する場所における放射線量を低減できるものとする。</p>	<p>第30条（放射線からの放射線業務従事者の防護）</p> <p>1 第1項第1号に規定する「放射線量を低減できる」とは、ALARA の考え方の下、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及び換気等、所要の放射線防護上の措置を講じた設計をいう。</p>	<p>適合対象</p> <p>(2.1 に従事者の線量を低減する方針について示す。)</p>
<p>二 放射線業務従事者が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、迅速な対応をするために必要な操作ができるものとする。</p>	<p>—</p>	<p>適合対象外</p> <p>(2.2 に設計基準事故時等の対応に関わらないため対象外としたことを示す。)</p>
<p>2 工場等には、放射線から放射線業務従事者を防護するため、放射線管理施設を設けなければならない。</p>	<p>2 第2項に規定する「放射線管理施設」とは、放射線被ばくを監視及び管理するため、放射線業務従事者の出入管理、汚染管理及び除染等を行う施設をいう。</p>	<p>適合対象</p> <p>(2.3 に出入管理等を行う施設が圧縮減容装置の設置によっても設備の設計に変更は生じないことを示す。)</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>3 放射線管理施設には、放射線管理に必要な情報を原子炉制御室その他当該情報を伝達する必要がある場所に表示できる設備（安全施設に属するものに限る。）を設けなければならない。</p>	<p>3 第3項に規定する「必要な情報を原子炉制御室その他当該情報を伝達する必要がある場所に表示できる」とは、原子炉制御室において放射線管理に必要なエリア放射線モニタによる空間線量率を、また、伝達する必要がある場所において管理区域における空間線量率及び空気中の放射性物質の濃度及び床面等の放射性物質の表面密度をそれぞれ表示できることをいう。</p>	<p>適合対象 (2.4に放射線管理に必要な情報を表示する方針について示す。)</p>

2. 適合のための設計方針等

「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等を示すとともに、圧縮減容装置の設置時における適合のための設計方針等を示す。

2.1 設置許可基準規則第三十条第1項第1号について

既許可における設計方針等

既許可では、固体廃棄物作業建屋は、「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」に基づいて管理区域を定めるとともに通常運転時、定期検査時等において放射線業務従事者等が受ける線量が線量限度を超えないようにし、さらに放射線業務従事者等の立入場所における線量を合理的に達成できる限り低減できるよう、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た設計としている。

また、固体廃棄物作業建屋の仕分け・切断作業における放射線業務従事者の年間想定被ばく線量は、ドラム缶等発生時の測定値平均 0.01mSv/h と年間最大作業時間 2,000 時間（1日 8 時間[※]、週 40 時間で年間 50 週とする）から、約 20mSv を見込んでおり、これは「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」に定められた放射線業務従事者の線量限度である 1 年あたり 50mSv かつ 5 年あたり 100mSv を満足している。

※ 現実的な 1 日当たりの作業時間は約 6 時間（1 直作業とし、朝礼及び休憩等を除いて午前及び午後 3 時間ずつ）であるが、作業時間が長いほど評価が保守的となるため、1 日当たりの作業時間を 8 時間と設定した。

【三十条一参考1】

【三十条一参考2】

圧縮減容装置の設置時における設計方針等

圧縮減容装置による廃棄物処理に伴い放射線業務従事者の受ける線量を合理的にできる限り低減できるように、立入頻度及び滞在時間を考慮した上で、放射線業務従事者の被ばくが十分に安全に管理できるよう放射性物質の漏えい防止及び汚染の拡大防止措置等を講じる設計とする。

具体的には、圧縮減容装置は固体廃棄物作業建屋内に設置し、放射線業務従事者の被ばくを低く抑えるよう後述の「補助遮蔽」、「機器の配置及び遠隔操作」、「換気系、放射性物質の漏えい防止及び汚染の拡大防止措置」、「所要の放射線防護上の措置」を講じる設計とする。なお、これらの措置等は、既許可における適合のための設計方針等を踏まえたものである。

上記の措置により、圧縮減容装置の作業に従事する放射線業務従事者の放射線量は、既許可の仕分け・切断作業の評価と同様、ドラム缶等発生時の測定値平均 0.01mSv/h と年間最大作業時間 2,000 時間（1日8時間、週40時間で年間50週とする）から1年当たり約 20mSv を見込んでおり、これは「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」に定められた放射線業務従事者の線量限度である1年当たり 50mSv かつ5年当たり 100mSv を満足している。なお、仕分け・切断作業は、圧縮減容装置による圧縮減容と同じく不燃性雑固体廃棄物を対象として取り扱い、ドラム缶等から廃棄物を取り出し、仕分け・切断した廃棄物をドラム缶等に封入する。一方、圧縮減容装置による圧縮減容は、圧縮減容装置にドラム缶を投入し、圧縮後の廃棄物をドラム缶等に封入する。仕分け・切断作業で取り扱う廃棄物は、可燃性雑固体廃棄物や不燃性雑固体廃棄物のうち無機物、難燃物、金

属等であり、焼却灰や濃縮廃液のような高線量の廃棄物は含まれておらず、個々の廃棄物の表面線量率には大きな差異がない。また、既許可において、仕分け・切断作業エリアにて取り扱うドラム缶等の表面線量率は0.5mSv/hとして設計しており、圧縮減容装置で圧縮減容した圧縮体を収納したドラム缶等の表面線量率も0.5mSv/hとして設計する。さらに、圧縮減容装置による圧縮減容及び圧縮減容後の圧縮体の取扱いは、操作盤により遠隔で行うことから、ドラム缶等から直接廃棄物を取り出し、仕分け・切断を行う仕分け・切断作業に比べ、放射線業務従事者の受ける被ばく線量は少なくなると考えられる。以上を踏まえ、圧縮減容装置の作業に従事する放射線業務従事者の被ばく線量は、保守的に仕分け・切断作業と同じ1年当たり約20mSvとする。

したがって、後述の「補助遮蔽」、「機器の配置及び遠隔操作」、「換気系、放射性物質の漏えい防止及び汚染の拡大防止措置」、「所要の放射線防護上の措置」を講じる設計は、既許可における適合のための設計方針等を踏まえたものであり、本項に適合する。

(1) 補助遮蔽について

既許可における設計方針等

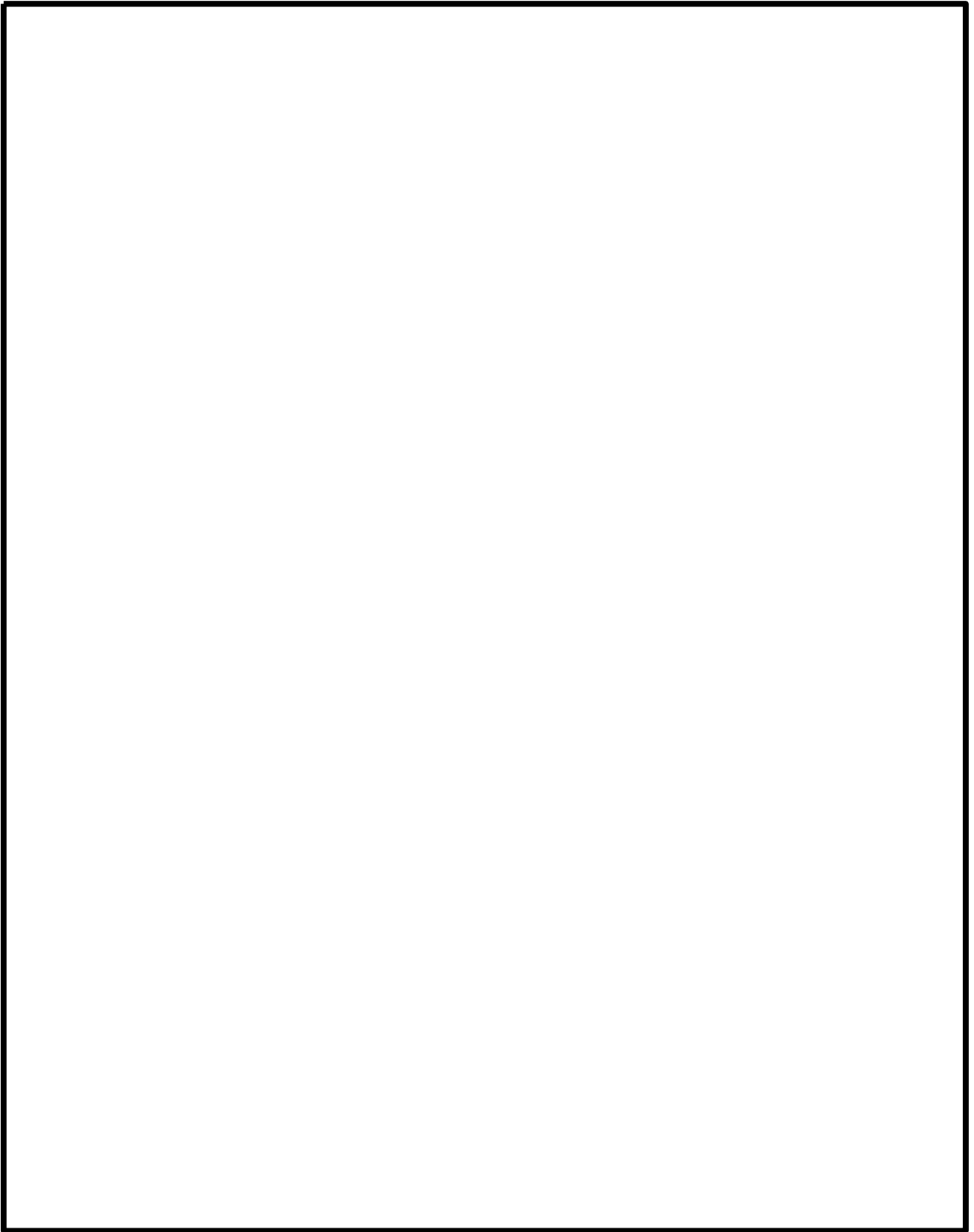
既許可では，固体廃棄物作業建屋内に第30-1表の基準を満足する補助遮蔽を設置し，固体廃棄物作業建屋の遮蔽設計上の区域区分を第30-1図のとおりとしている。

なお，例えば仕分け・切断作業エリアの区域区分は，線源となる雑固体廃棄物又は廃棄体ドラムを取り扱う作業を行っている場合は「E」，行っていない場合は「C」であり，当該図において，このように作業状況に応じて区域区分が変わる場合には両区域区分が記載されている。（「C-E」）

【三十条-参考1】

第30-1表 遮蔽設計基準

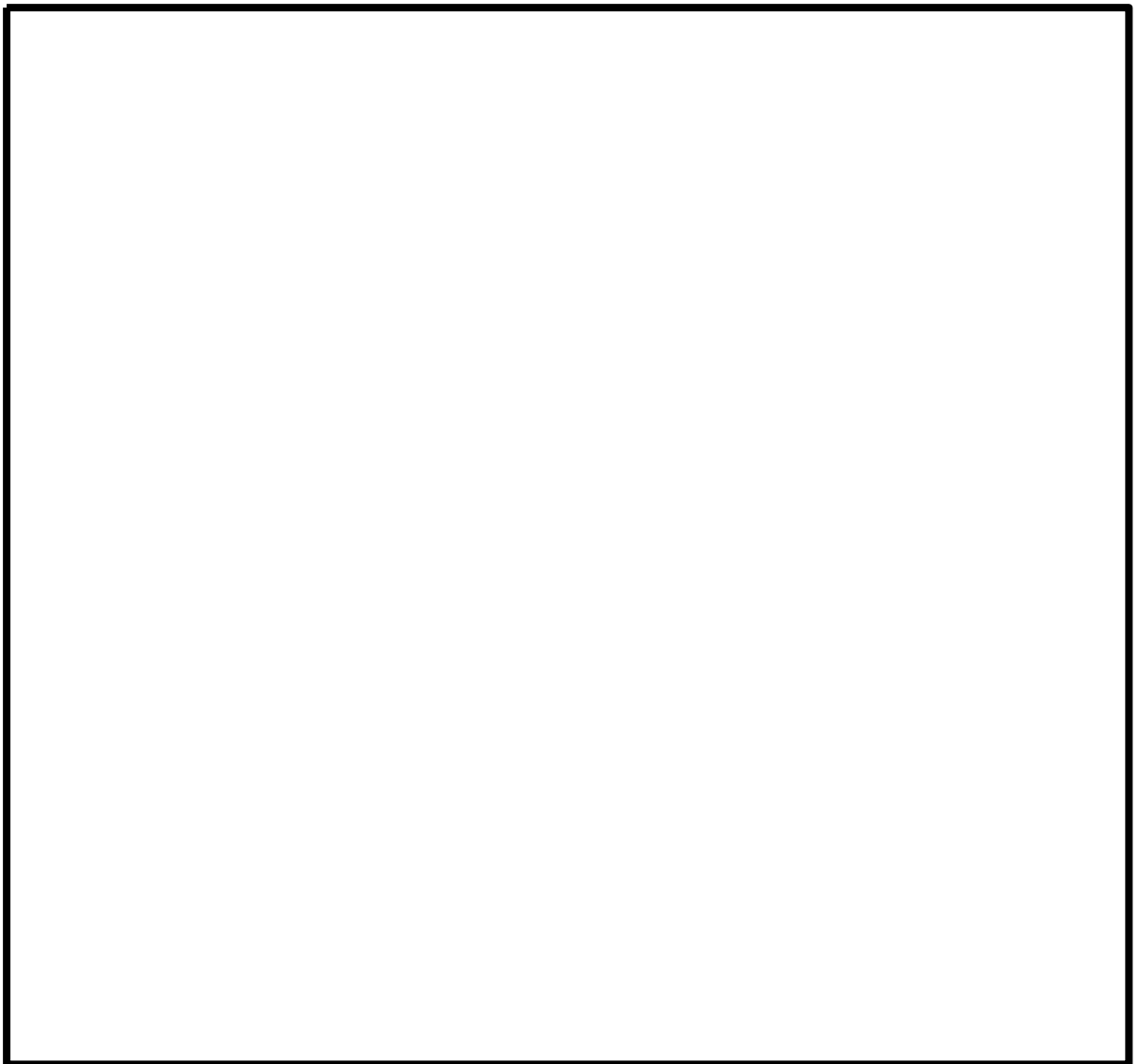
区 分		外部放射線に係る 設計基準線量率	例
管理区域外	A	0.0026mSv/h以下	
管理区域内	B	0.01 mSv/h未満	一般通路
	C	0.05 mSv/h未満	機器・予備品エリア
	D	0.25 mSv/h未満	
	E	1 mSv/h未満	仕分け・切断作業エリア
	F	1 mSv/h以上	廃棄体搬出作業エリア



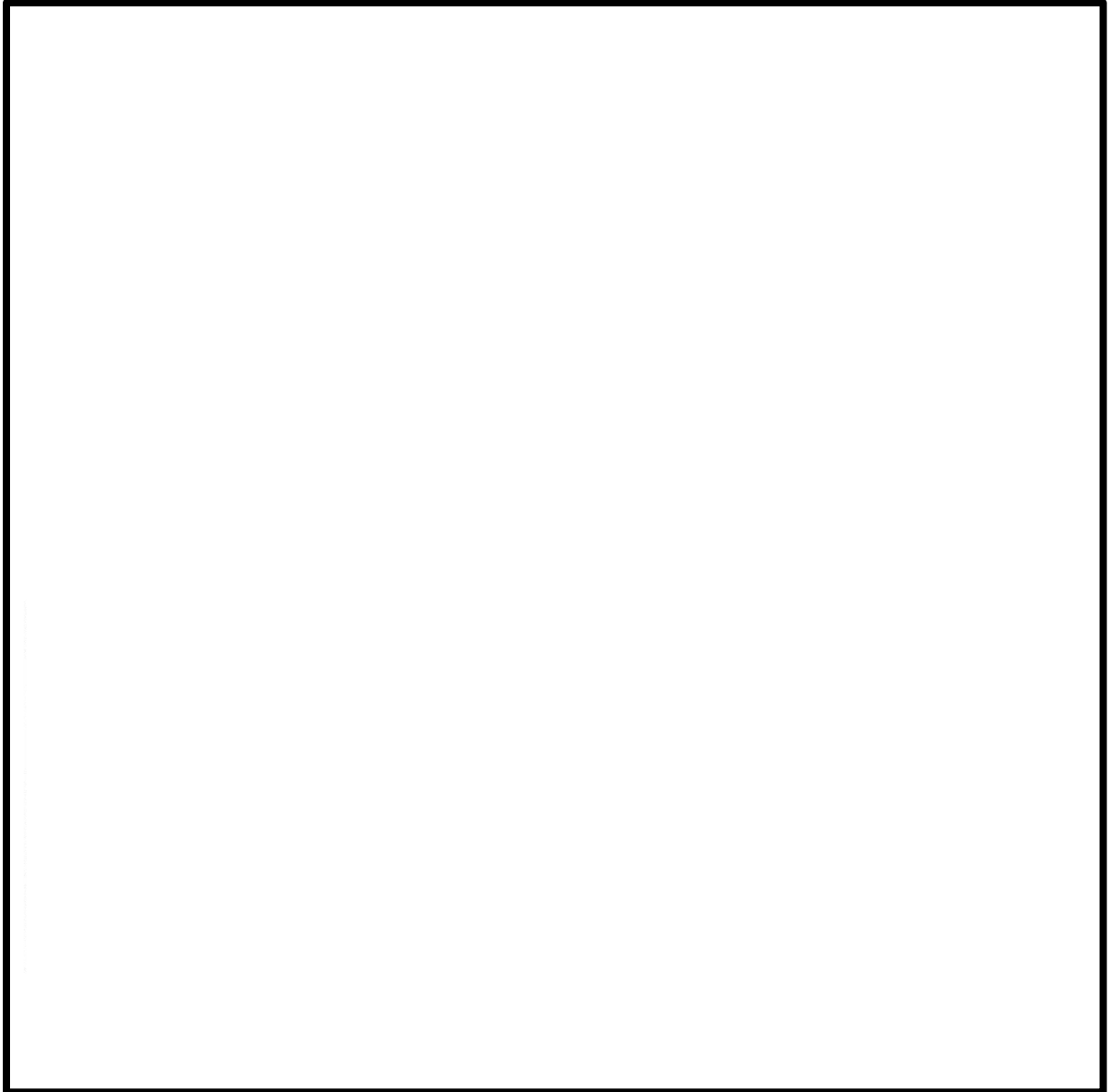
第 30-1 図 遮蔽設計上の区域区分
(固体廃棄物作業建屋 1, 2, 3 階平面)

固体廃棄物作業建屋の工事計画の計算書では、不燃性雑固体廃棄物の表面線量率の評価条件は 0.5mSv/h と設定しており、計算に用いた線源配置及び線量率評価点は第 30-2 図として設定している。

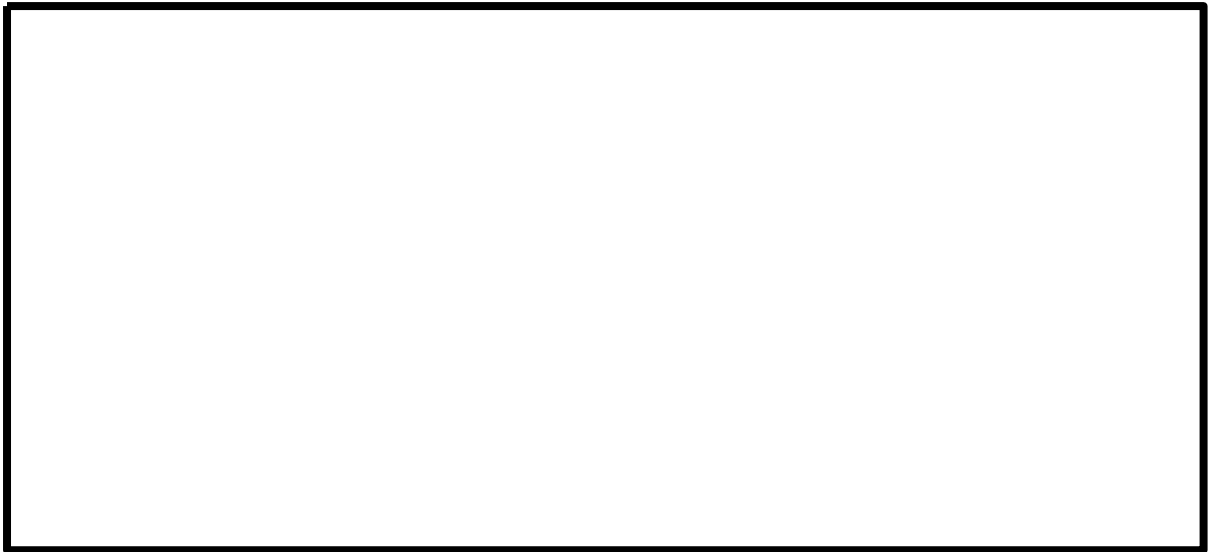
【三十条-参考 3】



第 30-2 図 計算に用いた線源配置及び線量率評価点 (1/3)



第 30-2 図 計算に用いた線源配置及び線量率評価点 (2/3)



第 30-2 図 計算に用いた線源配置及び線量率評価点 (3/3)

圧縮減容装置の設置時における設計方針等

圧縮減容装置により圧縮減容された不燃性雑固体廃棄物は、補助遮蔽の設置された「固体廃棄物貯蔵庫」又は固体廃棄物作業建屋の「廃棄体搬出作業エリア」に貯蔵保管されることとなるため、第 30-2 表に示される遮蔽設計基準への影響を確認する。

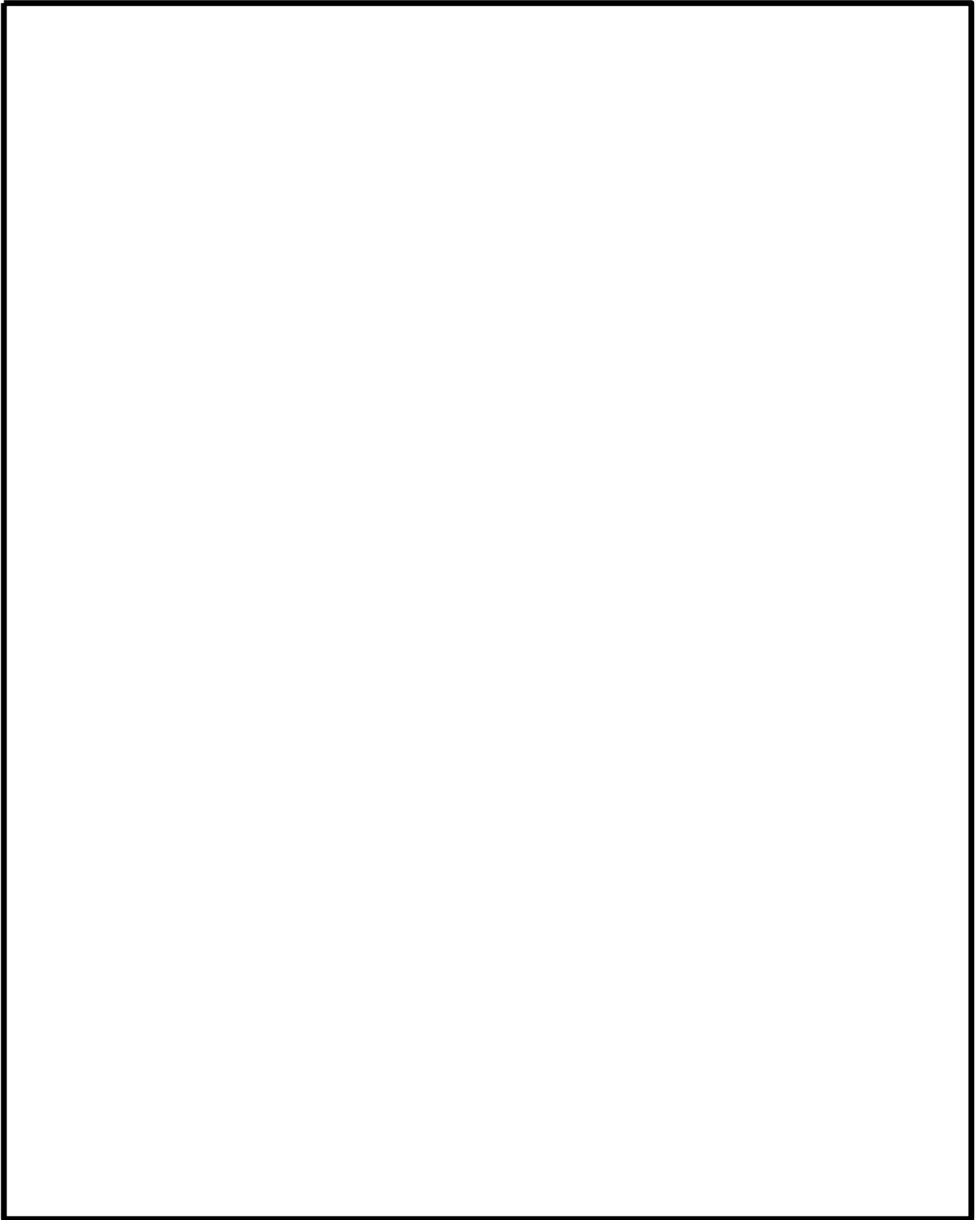
既許可において、仕分け・切断作業エリアにて取り扱うドラム缶等の表面線量率は 0.5mSv/h として設計しており、圧縮減容装置で圧縮減容した圧縮体を収納したドラム缶等の表面線量率も 0.5mSv/h として設計する。

圧縮減容処理エリアを追加した固体廃棄物作業建屋の遮蔽設計上の区域区分を第 30-3 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等を踏まえたものである。

なお、圧縮減容装置の運用に当たっては、圧縮対象の不燃性雑固体廃棄物が収納されたドラム缶等を固体廃棄物貯蔵庫から固体廃棄物作業建屋の圧縮減容処理エリアに運搬する際には、ドラム缶等の表面線量率が 0.5mSv/h を超えな

いことを事前に確認する。また、仕分けした廃棄物を圧縮用のドラム缶に収納する際は、圧縮後の圧縮体の表面線量率が 0.5mSv/h を超えないようにする。さらに、圧縮体をドラム缶等に収納する際は、放射性廃棄物の貯蔵施設に保管しているドラム缶等と同様の容器に封入することとし、個々の圧縮体の表面線量率の大小を考慮したドラム缶等への収納（例：線量率の高い圧縮体と線量率の低い圧縮体を組み合わせてドラム缶等に収納する）及び収納数の調整（例：線量率の高い圧縮体を収納する際には収納数を 2 個以下に減らして収納する）を実施し、ドラム缶等の表面線量率が 0.5mSv/h を超えないように収納する。



第 30-3 図 遮蔽設計上の区域区分
(固体廃棄物作業建屋 1, 2, 3 階平面)

(2) 機器の配置及び遠隔操作

既許可における設計方針等

既許可では、固体廃棄物作業建屋は、放射線業務従事者の受ける線量を合理的に達成できる限り低減できるように、線源からの遠隔又は距離を確保するために自動化、遠隔化を図った機器配置を行う設計としている。

具体的には、比較的高線量の廃棄体を取り扱う廃棄体搬出作業エリアで行う廃棄事業者の廃棄施設へ廃棄するドラム缶の検査では、廃棄体検査装置の制御盤をコンクリート壁で区画した部屋に設置し、操作の遠隔化を図るとともに線源となる廃棄体ドラム缶と隔離している。

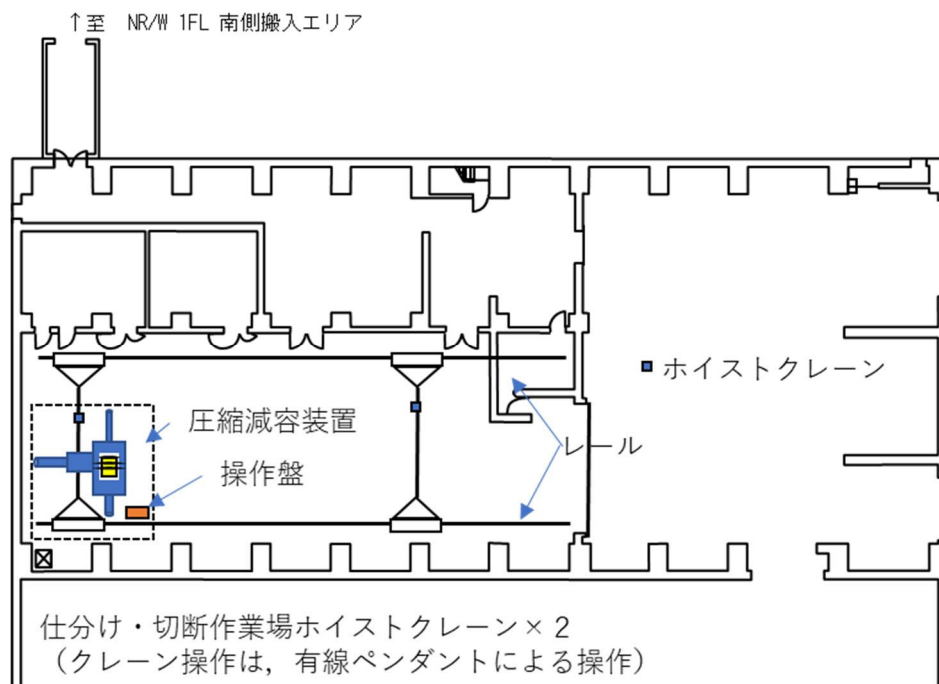
【三十条－参考 2】

圧縮減容装置の設置時における設計方針等

圧縮減容装置は「(1) 補助遮蔽について」に示すとおり、取り扱うドラム缶の表面線量率は十分低くなるよう 0.5mSv/h 以下とする。圧縮用ドラム缶の圧縮減容装置への投入は線源となるドラム缶から離れた場所からクレーンにより行う設計とするとともに、圧縮減容装置の操作は、線源となるドラム缶から離れた場所に設置する操作盤により自動で行う設計とする。圧縮減容装置、クレーン及び操作盤の位置関係（イメージ）を第 30-4 図に示す。

圧縮減容装置は、圧縮減容処理エリアに設置し、単独で動作する設備のため、廃棄体搬出作業エリアに設置された廃棄体検査装置の機器配置や遠隔操作の設計に影響はない。

上記の設計は、既許可における適合のための設計方針等を踏まえたものである。



第 30-4 図 圧縮減容装置，クレーン及び操作盤の位置関係（イメージ）

(3) 換気系，放射性物質の漏えい防止及び汚染の拡大防止措置について

既許可における設計方針等

既許可において、「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は，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。

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つけた状態で行うこととしている。

- ・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。

【三十条－参考 4】

【三十条－参考 5】

圧縮減容装置の設置時における設計方針等

圧縮減容装置は、ドラム缶投入口をフードで囲い、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する設計とする。

仕分け・切断作業エリアでは、仕分け・切断作業を行う際に、可搬型の高性能粒子フィルタ付き局所排風機を使用する設計とする。また、作業場及び圧縮減容処理エリアからなる範囲は、固体廃棄物作業建屋 1 階の壁、天井、扉により区画され、固体廃棄物作業建屋換気系により当該範囲及びフードの下部から排気することにより、負圧維持や換気能力（4 回/h 以上）に悪影響を与えない設計とする。

上記により、圧縮減容処理エリア及び仕分け・切断作業エリア内の作業場のそれぞれについて放射性物質が散逸し難い設計とし、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設計とする。

圧縮減容装置にて作製された廃棄体は、速やかにドラム缶等に収納するとともに、圧縮減容された廃棄体を収納したドラム缶等を移動する際は、パッキン付きの蓋を締めつけた状態で取り扱う。

- ・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行う。

上記の設計は、既許可における適合のための設計方針等を踏まえたものである。

(4) 所要の放射線防護上の措置について

既許可における設計方針等

既許可では、固体廃棄物作業建屋は管理区域として汚染区分B^{*}に設定し、放射線業務従事者の被ばく管理を行っている。

※ 汚染区分

汚染区分	表面汚染密度 (Bq/cm ²)	空气中放射性物質濃度 (Bq/cm ³)
A	汚染のおそれなし	
B	4 以下	1×10 ⁻⁴ 以下
C	40 以下	1×10 ⁻³ 以下
D	40 超過	1×10 ⁻³ 超過

【三十条—参考 6】

圧縮減容装置の設置時における設計方針等

圧縮減容装置は管理区域として汚染区分Bに設定した固体廃棄物作業建屋内に設置し、圧縮減容装置の作業に従事する放射線業務従事者に対しては、既許可と同様の被ばく管理を行う。

被ばく管理の具体的な例を以下に示す。

- ・汚染状況に応じた適切な放射線防護具（マスク、汚染防護服）の着用
（防護具の着用状況を第 30-5 図に示す。）
- ・放射線作業計画の事前承認
- ・管理区域立入時間の制限 等

- ・ 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。

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



第 30-5 図 放射線防護具の着用状況

2.2 設置許可基準規則第三十条第1項第2号について

既許可における設計方針等

中央制御室は、設計基準事故時においても中央制御室内にとどまり各種の操作を行う運転員が「線量限度等を定める告示」に定められた限度を超える被ばくを受けないように、遮蔽を設ける等の放射線防護措置を講じた設計としている。

【三十条－参考7】

圧縮減容装置の設置時における設計方針等

圧縮減容装置の設置は、設計基準事故等の対応に係るものではないため、適合対象外とする。

2.3 設置許可基準規則第三十条第2項について

既許可における設計方針等

固体廃棄物作業建屋内の、汚染のおそれのある管理区域に出入りする放射線業務従事者等の出入管理はサービス建屋内の出入管理室で行い、出入管理室には、このための出入管理設備及び電子式線量計が備えられた設計としている。また、サービス建屋内には、汚染のおそれのある管理区域への出入りに伴う汚染管理を行うため、更衣室、シャワー室及び汚染検査用の測定器等が備えられた汚染管理関係施設を設ける設計としている。

【三十条－参考8】

【三十条－参考9】

圧縮減容装置の設置時における設計方針等

圧縮減容処理作業に従事する放射線業務従事者は、既許可における設計方針等に従い設置された既設の出入管理室及び汚染管理関係施設を用いるため、上記設備の設計に変更は生じない。

したがって、既許可における適合のための設計方針等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三十条第3項について

既許可における設計方針等

既許可では、固体廃棄物作業建屋内にエリア・モニタを設置し、当該場所で放射線レベルが確認できる指示計を設けるとともに、放射線レベルが設定値を超えたときには、警報を発する設計としている。

固体廃棄物作業建屋内の放射線業務従事者が頻繁に立ち入る場所については、定期的及び必要の都度、サーベイ・メータによる外部放射線量に係る空間線量率、サンプリング等による空气中放射性物質の濃度及び床等の表面の放射性物質の密度の測定を行うとともに、作業場所の入口付近等に空間線量率等の必要な情報を表示する設計としている。

【三十条－参考10】

圧縮減容装置の設置時における設計方針等

圧縮減容装置の設置場所には、エリアモニタリング設備を新規に設置し、当該場所で放射線レベルが確認できる指示計を設けるとともに、放射線レベルが設定値を超えたときには、警報を発する設計とする。

上記エリアモニタリング設備は、エリア内の空間線量率を中央制御室に指示記録し、放射線レベルが設定値を超えたときには中央制御室に警報を発する設計とする。

圧縮減容装置を設置する箇所は、放射線業務従事者が頻繁に立ち入る場所であるため、圧縮減容処理に当たっては、定期的及び必要の都度、サーベイ・メータによる外部放射線量に係る空間線量率、サンプリング等による空气中放射性物質の濃度及び床等の表面の放射性物質の密度の測定を行うとともに、作業場所の入口付近等に空間線量率等の必要な情報を表示する。

上記の設計は、既許可における適合のための設計方針等を踏まえたものであ

り，本項に適合する。

- (v) 気体及び液体廃棄物の放出については、放出管理の目標値を定め、これを超えないように努める。

なお、発電用原子炉施設（以下「原子炉施設」という。）は、通常運転時において原子炉施設からの直接 γ 線及びスカイシャイン γ 線による人の居住の可能性のある地域における空間放射線量率が十分に低減できるものとする。

(2) 管理区域及び周辺監視区域の設定

(i) 管理区域

炉室、使用済燃料の貯蔵施設、放射性廃棄物の廃棄施設等の場所であって、その場所における外部放射線に係る線量、空気中の放射性物質の濃度又は放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度が「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」（以下「線量限度等を定める告示」という。）に定められた値を超えるか又はそのおそれのある区域はすべて管理区域とする。

実際には部屋、建物その他の施設の配置及び管理上の便宜も考慮して、原子炉建屋、タービン建屋及びサービス建屋の一部、固体廃棄物貯蔵庫、廃棄物処理建屋、使用済燃料乾式貯蔵建屋、給水加熱器保管庫並びに**固体廃棄物作業建屋**等を管理区域とする。

なお、新燃料搬入時、使用済燃料輸送時等、上記管理区域外において一時的に上記管理区域に係る値を超えるか又はそのおそれのある区域が生じた場合は、一時管理区域とする。

(ii) 周辺監視区域

外部放射線に係る線量、空气中若しくは水中の放射性物質の濃度が、「線量限度等を定める告示」に定められた値を超えるおそれのある区

【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】

第 8.3-1 表 遮蔽設計基準 (1)

区 分	外部放射線に係る 設計基準線量率	例
A	0.006mSv/h以下*	中央制御室
B	0.01 mSv/h以下	一般通路
C	0.06 mSv/h以下	高圧復水ポンプ
D	0.12 mSv/h以下	タービン室
E	1 mSv/h未満	廃液サンプルタンク室
F	1 mSv/h以上	使用済樹脂貯蔵タンク室

※ 管理区域境界については、経済産業省告示「線量限度等を定める告示」に基づき 1.3mSv/3 月間を超えないように管理する。

第 8.3-2 表 遮蔽設計基準 (2)

区 分		外部放射線に係る 設計基準線量率	例
管理区域外	A	0.0026mSv/h以下	
管理区域内	B	0.01 mSv/h未満	一般通路
	C	0.05 mSv/h未満	機器・予備品エリア
	D	0.25 mSv/h未満	
	E	1 mSv/h未満	仕分け・切断作業エリア
	F	1 mSv/h以上	廃棄体搬出作業エリア

8-8-47

【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】

7. 指針 57（放射線業務従事者の放射線防護）への適合に係る具体的事項

審査資料 3. 「固体廃棄物作業建屋の設置について」に関連して、指針 57. 放射線業務従事者の放射線防護に係る具体的事項を以下に示す。

(1) 遮へい

固体廃棄物作業建屋は、放射線業務従事者等が受ける線量が経済産業省告示「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」に定められた線量限度を超えないようにし、さらに、放射線業務従事者等の立入場所における線量を合理的に達成できる限り低減できるように遮へい設計する。

固体廃棄物作業建屋の遮へいは、社団法人日本電気協会「原子力発電所放射線遮へい設計規定」（JEAC4615-2008）に準拠し、放射線業務従事者の関係各場所への立入頻度、滞在時間等を考慮した上で、外部放射線に係る線量率が第1表に示す「固体廃棄物作業建屋の遮へい設計基準」を満足する設計とする。

遮へい設計上の区域区分を第1図に示す。また、固体廃棄物作業建屋内の線源位置を第2図に示す。

（参考資料①）

社団法人日本電気協会「原子力発電所放射線遮へい設計規定」（JEAC4615-2008）
解説 4-2 管理区域内の遮へい設計基準線量率の考え方

7-1

【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
補足説明資料】

第1表 固体廃棄物作業建屋の遮へい設計基準

区域	区分	外部放射線に係る 設計基準線量率	例
管理区域外	A	0.0026 mSv/h 以下*	
管理区域内	B	0.01 mSv/h 未満	一般通路
	C	0.05 mSv/h 未満	排気機械室
	D	0.25 mSv/h 未満	
	E	1 mSv/h 未満	仕分け・切断作業エリア
	F	1 mSv/h 以上	廃棄体搬出作業エリア

*管理区域外の設計基準線量率については、滞在時間を3月間につき500時間として算定し、管理区域境界の遮へい壁外表面における線量率が $1.3\text{mSv}/500\text{h}=0.0026\text{mSv}/\text{h}$ 以下を基準とする。

線量低減のために遮へい設計で具体的に考慮した事項を以下に示す。

(第2図参照)

- ① 仕分け・切断作業エリアでは、作業のために持ち込む不燃性雑固体廃棄物ドラム缶等の線量当量率の値に分布(表面線量当量率が $2\text{mSv}/\text{h}$ を超えるものは無く、 $0.5\text{mSv}/\text{h}$ 以下が9割以上)があり、これに応じてエリアの線量当量率の変動が想定される。このため、当該エリアが線源となる管理区域境界外壁及び隣接する廃棄体搬出作業エリア、搬出入エリアに対する遮へいは、当該エリアの影響を出来るだけ低減できるように当該エリア周囲に遮へい壁を設定した。具体的にはコンクリート壁(壁厚40cmを予定)の遮へい壁厚としている。
- ② 搬出入エリア内の廃棄物仮置き場は、線量率が上昇する可能性があるため、廃棄物仮置き場をコの字に囲むコンクリート壁(壁厚

7-2

【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の設置について
補足説明資料】

表面線量当量率が 0.5mSv/h 以下の割合は、約 98%である。また、主要な核種である Cs-137 の半減期で保管後の減衰計算（保管から平成 20 年 3 月末時点まで）を行うと表面線量当量率が 0.5mSv/h 以下の割合は、約 98%でほぼ同じである。

(2) 廃棄体ドラム缶の線量当量率

搬出廃棄体ドラム缶は、発電所内で固体廃棄物ドラム缶等を運搬する際の基準である通産省告示第 666 号「工場又は事業所における核燃料物質等の運搬に関する措置に係る技術的細目を定める告示」に定められている運搬基準（線量当量率が表面で 2mSv/h 、表面から 1m の距離で 0.1mSv/h を共に超えないこと）を満足するように作成されている。

(3) 固体廃棄物作業建屋に搬入するドラム缶等の線量当量率の設定

固体廃棄物作業建屋に搬入するドラム缶等の線量当量率を以下の通り設定し、遮へい設計等の設計条件とする。

① 不燃性雑固体廃棄物ドラム缶等の線量当量率

ドラム缶表面線量当量率： 0.5mSv/h

② 搬出廃棄体ドラム缶の線量当量率

ドラム缶表面線量当量率： 2mSv/h

③ 輸送容器の線量当量率

輸送容器表面線量当量率： 2mSv/h

8-3

【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】】

60cm を予定) を設置することにより、仮置きした廃棄物からの放射線が搬出入エリア内周囲へ影響することを低減する計画である。

- ③ その他、上記の他に廃棄体搬出作業エリア内の1階輸送容器置き場及び2階検査待ち廃棄体置き場は、各々2列及び3列のレーン(区画)で構成されているが、このレーン間にはコンクリートの仕切り壁を設置する計画であり、この壁により作業時に隣レーンに保管された廃棄体からの放射線を遮へいする効果が期待できる。また、廃棄体搬出作業エリア内の1階廃棄体検査場には、廃棄体搬出検査装置の制御盤をコンクリート壁で区画した部屋に設置し、検査装置運転時に廃棄体ドラム缶からの放射線を遮へいする効果が期待できる。

(2) 機器の配置及び遠隔操作

固体廃棄物作業建屋は、放射線業務従事者の線量を合理的に達成できる限り低減できるように、線源からの隔離または距離を確保するために自動化、遠隔化を図った機器配置を行う。

具体的には、廃棄体搬出作業エリアで行う廃棄事業者の廃棄施設へ廃棄するドラム缶の検査では、廃棄体検査装置の制御盤をコンクリート壁で区画した部屋に設置し、操作の遠隔化を図ると共に線源となる廃棄体ドラム缶と隔離する。

廃棄体検査装置の自動化・遠隔化の内容

自動化：4検査装置（外観／表面汚染・線量当量率／圧縮強度／放射能・重量）及びラベリング装置

遠隔化：検査対象ドラム缶の装置間の移動を制御盤から操作

7-3

【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】】

(3) 換気

固体廃棄物作業建屋には、換気設備を設置することにより、空気中の放射性物質濃度の低減を図る。(詳細は、審査資料 5 参照)

(4) その他の放射線防護措置

汚染管理区域内の仕分け・切断作業エリア内の床・壁など汚染の可能性のある箇所は、塗装などにより表面を平滑にして汚染の除去を容易にすると共に汚染が浸透しにくいようにする。

(5) 仕分け・切断作業を行う放射線業務従事者の想定線量

仕分け・切断作業エリアでは、不燃性雑固体廃棄物ドラム缶等の作業エリア内への搬入、ドラム缶等の開放及び内容物の取り出し、仕分け・切断、ドラム缶等への収納、ドラム缶等の移動・仮置き作業を行う。作業に伴い受ける放射線は取り扱う不燃性雑固体廃棄物が線源となる。作業ステップにより線源との距離は変化するが、線源との平均的な距離は 1m 程度と考えられる。不燃性雑固体廃棄物ドラム缶等の容器表面から 1m の距離における線量当量率は、ドラム缶等発生時の測定値(2008年2月7日までの発生分を集計)で平均 0.01mSv/h である。これらより年間最大の作業時間 2000 時間(1日8時間、週40時間で年間50週とする)での一人当たりの年間線量は約 20mSv となる。これは経済産業省告示「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」に定められた放射線業務従事者の線量限度(年間 50mSv、5年間 100mSv)を満足する。

7-4

【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の設置について
補足説明資料】