

VI-1-1-5-別添1 技術基準要求機器リスト

目次

1. 概要	1
2. 技術基準要求機器リスト	2

1. 概要

本資料は、基本設計方針にのみ記載する設備に対し、機能及び性能を明確に記載する必要がある設備を選定し、作成した「技術基準要求機器リスト」について説明するものである。

また、「技術基準要求機器リスト」にて選定された設備については、その根拠を別添2の「設定根拠に関する説明書（別添）」又は「個別の説明書」にて仕様設定根拠を説明する。

2. 技術基準要求機器リスト

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
施設共通 (竜巻)	竜巻防護ネット (建屋開口部竜巻防護ネット)	防護措置として設置する防護対策施設としては、竜巻防護ネット(防護ネット(硬鋼線材：線径φ4mm，網目寸法83mm×130mm)及び架構により構成する。)、竜巻防護フード(防護鋼板(ステンレス鋼：板厚17mm以上)及び架構又は防護壁(鉄筋コンクリート：厚さ21cm以上)により構成する。)、竜巻防護扉(ステンレス鋼：板厚17mm以上)及び竜巻防護鋼板(防護鋼板(炭素鋼：板厚17mm以上又はステンレス鋼：板厚9mm以上)及び架構により構成する。)を設置し、内包する外部事象防護対象施設の機能を損なわないよう、外部事象防護対象施設の機能喪失に至る可能性のある飛来物が外部事象防護対象施設に衝突することを防止する設計とする。防護対策施設は、地震時において外部事象防護対象施設に波及的影響を及ぼさない設計とする。	材料 線径 網目寸法	発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書
施設共通 (竜巻)	竜巻防護鋼板 (換気空調系ダクト防護壁)	同上	材料 厚さ	発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書
施設共通 (竜巻)	竜巻防護鋼板 (原子炉補機冷却海水系配管防護壁)	同上	材料 厚さ	発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
施設共通 (竜巻)	竜巻防護鋼板 (非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ防護板)	防護措置として設置する防護対策施設としては、竜巻防護ネット(防護ネット(硬鋼線材：線径φ4mm，網目寸法83mm×130mm)及び架構により構成する。)、竜巻防護フード(防護鋼板(ステンレス鋼：板厚17mm以上)及び架構又は防護壁(鉄筋コンクリート：厚さ21cm以上)により構成する。)、竜巻防護扉(ステンレス鋼：板厚17mm以上)及び竜巻防護鋼板(防護鋼板(炭素鋼：板厚17mm以上又はステンレス鋼：板厚9mm以上)及び架構により構成する。)を設置し、内包する外部事象防護対象施設の機能を損なわないよう、外部事象防護対象施設の機能喪失に至る可能性のある飛来物が外部事象防護対象施設に衝突することを防止する設計とする。防護対策施設は、地震時において外部事象防護対象施設に波及的影響を及ぼさない設計とする。	材料 厚さ	発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書
施設共通 (竜巻)	竜巻防護鋼板 (非常用ディーゼル発電設備燃料移送配管防護板)	同上	材料 厚さ	発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書
施設共通 (竜巻)	竜巻防護鋼板 (建屋開口部竜巻防護ネットのうち防護鋼板部)	同上	材料 厚さ	発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
施設共通 (竜巻)	竜巻防護扉	防護措置として設置する防護対策施設としては、竜巻防護ネット（防護ネット（硬鋼線材：線径φ4mm，網目寸法83mm×130mm）及び架構により構成する。）、竜巻防護フード（防護鋼板（ステンレス鋼：板厚17mm以上）及び架構又は防護壁（鉄筋コンクリート：厚さ21cm以上）により構成する。）、竜巻防護扉（ステンレス鋼：板厚17mm以上）及び竜巻防護鋼板（防護鋼板（炭素鋼：板厚17mm以上又はステンレス鋼：板厚9mm以上）及び架構により構成する。）を設置し、内包する外部事象防護対象施設の機能を損なわないよう、外部事象防護対象施設の機能喪失に至る可能性のある飛来物が外部事象防護対象施設に衝突することを防止する設計とする。防護対策施設は、地震時において外部事象防護対象施設に波及的影響を及ぼさない設計とする。	材料 厚さ	発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書
施設共通 (竜巻)	竜巻防護フード (建屋開口部竜巻防護鋼製フード)	同上	材料 厚さ	発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書
施設共通 (竜巻)	竜巻防護フード (建屋開口部竜巻防護鉄筋コンクリート製フード)	同上	材料 厚さ	発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
施設共通 (火山)	非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ防護板	<p>外部事象防護対象施設のうち、屋外に設置している施設及び外部事象防護対象施設を内包する施設、並びに防護措置として設置する防護対策施設については、降下火砕物が堆積しやすい構造を有する場合には荷重による影響を考慮する。</p> <p>外部事象防護対象施設のうち、屋外に設置している施設及び外部事象防護対象施設を内包する施設、並びに防護措置として設置する防護対策施設については、降下火砕物に対し、機能を損なうおそれがないよう、耐食性のある材料の使用又は塗装を実施することにより、降下火砕物による短期的な腐食が発生しない設計とする。</p>	—	発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書
施設共通 (火山)	非常用ディーゼル発電設備燃料移送配管防護板	同上	—	発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書
施設共通 (外部火災)	非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ防護板	<p>防護措置として設置する防護対策施設としては、非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプの周囲温度が許容温度以下となるよう耐火性能を確認した防護板を非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ周辺に鋼材で支持する設計とする。防護板は、外部事象防護対象施設である非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプに用いる地震力に対して、支持部材の構造強度を維持することにより非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプに波及的影響を及ぼさない設計とする。</p>	—	発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
施設共通 (アクセスルート)	ホイールローダ (7号機設備, 6,7号機共用)	屋外アクセスルートに対する地震による影響(周辺構造物等の損壊, 周辺斜面の崩壊及び道路面のすべり), その他自然現象による影響(風(台風)及び竜巻による飛来物, 積雪並びに火山の影響)を想定し, 複数のアクセスルートの中から状況を確認し, 早期に復旧可能なアクセスルートを確保するため, 障害物を除去可能なホイールローダ(「7号機設備, 6,7号機共用」(以下同じ。))を4台(予備1台)保管, 使用する。	台数	安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書
施設共通 (地震) (その他発電用原子炉の附属施設のうち浸水防護施設と兼用)	6号機地下水排水設備(サブドレンポンプ)	建屋の耐震性を確保するため, 建屋周囲の地下水を排水できるよう6号機地下水排水設備(サブドレンポンプ(容量45m ³ /h/個, 揚程45m, 原動機出力15kW/個, 個数4), 水位検出器(個数10, 検出範囲サブドレンピット底面より+230mm~+1000mm), 排水配管等)(浸水防護施設の設備で兼用(以下同じ。))を設置し, 5号機地下水排水設備(「7号機設備, 6,7号機共用, 5号機に設置」(以下同じ。))(サブドレンポンプ(容量45m ³ /h/個, 揚程45m, 原動機出力15kW/個, 個数4), 水位検出器(個数10, 検出範囲サブドレンピット底面より+230mm~+1000mm), 排水配管等)を設置する。なお, 7号機地下水排水設備(浸水防護施設の設備で兼用)の一部(サブドレンピット, 集水管, サブドレン管)を6号機共用設備として設置する。また, 基準地震動S _s による地震力に対して, 必要な機能が保持できる設計とする。6号機地下水排水設備については, 非常用ディーゼル発電設備又は常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とし, 5号機地下水排水設備については, 5号機原子炉建屋内緊急	容量 揚程 原動機出力 個数	設定根拠に関する説明書(別添)

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする 必要がある 仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
		<p>時対策所用可搬型電源設備からの給電が可能な設計とする。なお、地下水排水設備の影響範囲はその機能を考慮した地下水位を設定し、水圧の影響を考慮する。</p> <p>また、地下水に対しては、6号機地下水排水設備の停止により建屋周囲の水位が周辺の地下水位まで上昇することを想定し、建屋外周部における壁、扉、堰等により溢水防護区画を内包する建屋内への流入を防止するとともに、地震による建屋外周部からの地下水の流入の可能性を安全側に考慮しても、防護すべき設備が要求される機能を損なわない設計とする。さらに、耐震性を有する6号機地下水排水設備（サブドレンポンプ、排水配管等）（原子炉冷却系統施設の設備を浸水防護施設の設備として兼用（以下同じ。））により地下水の水位上昇を抑制し、溢水防護区画を内包する建屋内へ伝播しない設計とする。なお、7号機地下水排水設備（原子炉冷却系統施設の設備を浸水防護施設の設備として兼用）の一部（サブドレンピット、集水管、サブドレン管）を、6号機共用設備として設置する設計とする。止水性を維持する浸水防護施設については、試験又は机上評価にて止水性を確認する設計とする。</p>		

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする 必要がある 仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
施設共通 (地震) (その他 発電用原 子炉の附 属施設の うち浸水 防護施設 と兼用)	6号機地下 水排水設備 (水位検出 器)	<p>建屋の耐震性を確保するため、建屋周囲の地下水を排水できるよう6号機地下水排水設備(サブドレンポンプ(容量45m³/h/個,揚程45m,原動機出力15kW/個,個数4),水位検出器(個数10,検出範囲サブドレンピット底面より+230mm~+1000mm),排水配管等)(浸水防護施設の設備で兼用(以下同じ。))を設置し,5号機地下水排水設備(「7号機設備,6,7号機共用,5号機に設置」(以下同じ。))(サブドレンポンプ(容量45m³/h/個,揚程45m,原動機出力15kW/個,個数4),水位検出器(個数10,検出範囲サブドレンピット底面より+230mm~+1000mm),排水配管等)を設置する。なお,7号機地下水排水設備(浸水防護施設の設備で兼用)の一部(サブドレンピット,集水管,サブドレン管)を6号機共用設備として設置する。また,基準地震動S_sによる地震力に対して,必要な機能が保持できる設計とする。6号機地下水排水設備については,非常用ディーゼル発電設備又は常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とし,5号機地下水排水設備については,5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの給電が可能な設計とする。なお,地下水排水設備の影響範囲はその機能を考慮した地下水位を設定し,水圧の影響を考慮する。</p> <p>また,地下水に対しては,6号機地下水排水設備の停止により建屋周囲の水位が周辺の地下水位まで上昇することを想定し,建屋外周部における壁,扉,堰等により溢水防護区画を内包する建屋内への流入を防止するとともに,地震による建屋外周部からの地</p>	個数 検出範囲	設定根拠に関する説明書(別添)

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
		<p>下水の流入の可能性を安全側に考慮しても、防護すべき設備が要求される機能を損なわない設計とする。さらに、耐震性を有する 6 号機地下水排水設備（サブドレンポンプ、排水配管等）（原子炉冷却系統施設の設備を浸水防護施設の設備として兼用（以下同じ。））により地下水の水位上昇を抑制し、溢水防護区画を内包する建屋内へ伝播しない設計とする。なお、7 号機地下水排水設備（原子炉冷却系統施設の設備を浸水防護施設の設備として兼用）の一部（サブドレンピット、集水管、サブドレン管）を、6 号機共用設備として設置する設計とする。止水性を維持する浸水防護施設については、試験又は机上評価にて止水性を確認する設計とする。</p>		
施設共通 (地震)	5 号機地下水排水設備 (7 号機設備, 6, 7 号機共用)	<p>建屋の耐震性を確保するため、建屋周囲の地下水を排水できるよう 6 号機地下水排水設備（サブドレンポンプ（容量 45m³/h/個、揚程 45m、原動機出力 15kW/個、個数 4）、水位検出器（個数 10、検出範囲サブドレンピット底面より +230mm～+1000mm）、排水配管等）（浸水防護施設の設備で兼用（以下同じ。））を設置し、5 号機地下水排水設備（「7 号機設備, 6, 7 号機共用, 5 号機に設置」（以下同じ。））（サブドレンポンプ（容量 45m³/h/個、揚程 45m、原動機出力 15kW/個、個数 4）、水位検出器（個数 10、検出範囲サブドレンピット底面より +230mm～+1000mm）、排水配管等）を設置する。なお、7 号機地下水排水設備（浸水防護施設の設備で兼用）の一部（サブドレンピット、集水管、サブドレン管）を 6 号機共用設備として設置する。ま</p>	<p>容量 揚程 原動機出力 個数 検出範囲</p>	<p>設定根拠に関する説明書（別添）</p>

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする 必要がある 仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
		<p>た、基準地震動 S_s による地震力に対して、必要な機能が保持できる設計とする。6号機地下水排水設備については、非常用ディーゼル発電設備又は常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とし、5号機地下水排水設備については、5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの給電が可能な設計とする。なお、地下水排水設備の影響範囲はその機能を考慮した地下水位を設定し、水圧の影響を考慮する。</p>		
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	サイフォンブレイク孔	<p>使用済燃料貯蔵プールに接続する配管の破損等により、使用済燃料貯蔵プールディフューザ配管からサイフォン現象による水の漏えいが発生した場合に、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）4階における線量率が放射線被ばくを管理する上で定めた線量率を満足できるよう、漏えいの継続を防止し、燃料体等からの放射線の遮蔽に必要な水位を維持するため、ディフューザ配管上部にサイフォンブレイク孔を設ける設計とする。また、現場で燃料プール冷却浄化系使用済燃料貯蔵プール入口弁（G41-F016）の隔離操作によっても漏えいを停止できる設計とする。</p>	—	使用済燃料貯蔵槽の水深の遮蔽能力に関する説明書

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	<p>使用済燃料貯蔵プール監視カメラ（個数 1）は、想定される重大事故等時において赤外線機能により使用済燃料貯蔵プールの状態を監視できる設計とする。</p> <p>重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータは、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等的成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータとし、計測する装置は「表 1 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の主要設備リスト」の「使用済燃料貯蔵設備 使用済燃料貯蔵槽の温度、水位及び漏えいを監視する装置」に示す重大事故等対処設備の他、使用済燃料貯蔵プール監視カメラ（個数 1）とする。</p>	個数	使用済燃料貯蔵槽の温度、水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置	使用済燃料貯蔵プール監視カメラの耐環境性向上のため、使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置（個数 1、容量 141.5L/min 以上）を設ける設計とする。	個数 容量	設定根拠に関する説明書（別添）
計測制御系統施設	格納容器内ガスサンプリングポンプ	格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度は、サンプリング装置（格納容器内ガスサンプリングポンプ（個数 2、吐出圧力 0.62MPa 以上、容量 1L/min/個以上）、格納容器内ガス冷却器（個数 2、伝熱面積 0.26m ² /個以上））により原子炉格納容器内の雰囲気ガスを原子炉区域内へ導き、検出器で測定することで、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を中央制御室より監視できる設計とする。	個数 吐出圧力 容量	設定根拠に関する説明書（別添）
計測制御系統施設	格納容器内ガス冷却器	同上	個数 伝熱面積	設定根拠に関する説明書（別添）

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする 必要がある 仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
計測制御 系統施設	フィルタ装 置水素濃度	<p>格納容器圧力逃がし装置の排出経路における水素濃度を測定し、監視できるよう、水素ガスが蓄積する可能性のある排出経路の配管頂部にフィルタ装置水素濃度（個数 2，計測範囲 0～100vol%）を設ける設計とする。</p> <p>耐圧強化ベント系の排出経路における水素濃度を測定し、監視できるよう、水素ガスが蓄積する可能性のある排出経路の配管頂部にフィルタ装置水素濃度（個数 1，計測範囲 0～100vol%）を設ける設計とする。</p> <p>重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータは、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータとし、計測する装置は「表 1 計測制御系統施設の主要設備リスト」の「計測装置」に示す重大事故等対処設備の他、原子炉圧力容器温度（個数 2，計測範囲 0～350℃）、フィルタ装置水位（個数 2，計測範囲 0～6000mm）、フィルタ装置入口圧力（個数 1，計測範囲 0～1MPa）、フィルタ装置水素濃度（個数 2，計測範囲 0～100vol%）、フィルタ装置金属フィルタ差圧（個数 2，計測範囲 0～50kPa）、フィルタ装置スクラバ水 pH（個数 1，計測範囲 pH0～14）、原子炉補機冷却水系系統流量（個数 3，計測範囲 0～4000m³/h（区分Ⅰ，Ⅱ），0～3000m³/h（区分Ⅲ））、残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量（個数 3，計測範囲 0～2000m³/h）、復水移送ポンプ吐出圧力（個数 3，計測範囲 0～2MPa）、静的触媒式水素再結合器動作監視装置（個数 4，計測範囲 0～300℃）とする。</p>	<p>個数</p> <p>計測範囲</p>	<p>計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書</p>

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
計測制御システム施設	フィルタ装置水位	<p>重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータは、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータとし、計測する装置は「表 1 計測制御システム施設の主要設備リスト」の「計測装置」に示す重大事故等対策設備の他、原子炉圧力容器温度（個数 2，計測範囲 0～350℃）、フィルタ装置水位（個数 2，計測範囲 0～6000mm）、フィルタ装置入口圧力（個数 1，計測範囲 0～1MPa）、フィルタ装置水素濃度（個数 2，計測範囲 0～100vol%）、フィルタ装置金属フィルタ差圧（個数 2，計測範囲 0～50kPa）、フィルタ装置スクラバ水 pH（個数 1，計測範囲 pH0～14）、原子炉補機冷却水システム流量（個数 3，計測範囲 0～4000m³/h（区分Ⅰ，Ⅱ），0～3000m³/h（区分Ⅲ））、残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量（個数 3，計測範囲 0～2000m³/h）、復水移送ポンプ吐出圧力（個数 3，計測範囲 0～2MPa）、静的触媒式水素再結合器動作監視装置（個数 4，計測範囲 0～300℃）とする。</p>	<p>個数 計測範囲</p>	<p>計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書</p>
計測制御システム施設	フィルタ装置入口圧力	同上	<p>個数 計測範囲</p>	<p>計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書</p>

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
計測制御システム施設	フィルタ装置スクラバ水 pH	<p>重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータは、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータとし、計測する装置は「表 1 計測制御システム施設の主要設備リスト」の「計測装置」に示す重大事故等対策設備の他、原子炉圧力容器温度（個数 2，計測範囲 0～350℃），フィルタ装置水位（個数 2，計測範囲 0～6000mm），フィルタ装置入口圧力（個数 1，計測範囲 0～1MPa），フィルタ装置水素濃度（個数 2，計測範囲 0～100vol%），フィルタ装置金属フィルタ差圧（個数 2，計測範囲 0～50kPa），フィルタ装置スクラバ水 pH（個数 1，計測範囲 pH0～14），原子炉補機冷却水システム流量（個数 3，計測範囲 0～4000m³/h（区分Ⅰ，Ⅱ），0～3000m³/h（区分Ⅲ）），残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量（個数 3，計測範囲 0～2000m³/h），復水移送ポンプ吐出圧力（個数 3，計測範囲 0～2MPa），静的触媒式水素再結合器動作監視装置（個数 4，計測範囲 0～300℃）とする。</p>	<p>個数 計測範囲</p>	<p>計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書</p>
計測制御システム施設	フィルタ装置金属フィルタ差圧	同上	<p>個数 計測範囲</p>	<p>計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書</p>

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
計測制御 系統施設	原子炉補機 冷却水系系 統流量	<p>重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータは、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータとし、計測する装置は「表 1 計測制御系統施設の主要設備リスト」の「計測装置」に示す重大事故等対処設備の他、原子炉圧力容器温度（個数 2，計測範囲 0～350℃），フィルタ装置水位（個数 2，計測範囲 0～6000mm），フィルタ装置入口圧力（個数 1，計測範囲 0～1MPa），フィルタ装置水素濃度（個数 2，計測範囲 0～100vol%），フィルタ装置金属フィルタ差圧（個数 2，計測範囲 0～50kPa），フィルタ装置スクラバ水 pH（個数 1，計測範囲 pH0～14），原子炉補機冷却水系系統流量（個数 3，計測範囲 0～4000m³/h（区分Ⅰ，Ⅱ），0～3000m³/h（区分Ⅲ）），残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量（個数 3，計測範囲 0～2000m³/h），復水移送ポンプ吐出圧力（個数 3，計測範囲 0～2MPa），静的触媒式水素再結合物動作監視装置（個数 4，計測範囲 0～300℃）とする。</p>	<p>個数 計測範囲</p>	計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書
計測制御 系統施設	残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	同上	<p>個数 計測範囲</p>	計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
計測制御システム施設	復水移送ポンプ吐出圧力	<p>重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータは、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータとし、計測する装置は「表 1 計測制御システム施設の主要設備リスト」の「計測装置」に示す重大事故等対策設備の他、原子炉圧力容器温度（個数 2，計測範囲 0～350℃），フィルタ装置水位（個数 2，計測範囲 0～6000mm），フィルタ装置入口圧力（個数 1，計測範囲 0～1MPa），フィルタ装置水素濃度（個数 2，計測範囲 0～100vol%），フィルタ装置金属フィルタ差圧（個数 2，計測範囲 0～50kPa），フィルタ装置スクラバ水 pH（個数 1，計測範囲 pH0～14），原子炉補機冷却水システム流量（個数 3，計測範囲 0～4000m³/h（区分Ⅰ，Ⅱ），0～3000m³/h（区分Ⅲ）），残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量（個数 3，計測範囲 0～2000m³/h），復水移送ポンプ吐出圧力（個数 3，計測範囲 0～2MPa），静的触媒式水素再結合器動作監視装置（個数 4，計測範囲 0～300℃）とする。</p>	<p>個数 計測範囲</p>	<p>計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書</p>
計測制御システム施設	原子炉圧力容器温度	同上	<p>個数 計測範囲</p>	<p>計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書</p>

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする 必要がある 仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
計測制御 系統施設	静的触媒式 水素再結合 器動作監視 装置	<p>静的触媒式水素再結合器動作監視装置（個数 4，計測範囲 0～300℃，検出器種類 熱電対）は，静的触媒式水素再結合器の入口側及び出口側の温度により静的触媒式水素再結合器の作動状態を中央制御室から監視できる設計とし，重大事故等時において測定可能なよう耐環境性を有した熱電対を使用する。</p> <p>重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータは，炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータとし，計測する装置は「表 1 計測制御系統施設の主要設備リスト」の「計測装置」に示す重大事故等対処設備の他，原子炉圧力容器温度（個数 2，計測範囲 0～350℃），フィルタ装置水位（個数 2，計測範囲 0～6000mm），フィルタ装置入口圧力（個数 1，計測範囲 0～1MPa），フィルタ装置水素濃度（個数 2，計測範囲 0～100vol%），フィルタ装置金属フィルタ差圧（個数 2，計測範囲 0～50kPa），フィルタ装置スクラバ水 pH（個数 1，計測範囲 pH0～14），原子炉補機冷却水系系統流量（個数 3，計測範囲 0～4000m³/h（区分Ⅰ，Ⅱ），0～3000m³/h（区分Ⅲ）），残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量（個数 3，計測範囲 0～2000m³/h），復水移送ポンプ吐出圧力（個数 3，計測範囲 0～2MPa），静的触媒式水素再結合器動作監視装置（個数 4，計測範囲 0～300℃）とする。</p>	<p>検出器の種類 計測範囲 個数</p>	<p>原子炉格納 施設の水素 濃度低減性 能に関する 説明書</p>

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
計測制御システム施設 (核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設と兼用)	可搬型計測器	<p>また、代替電源設備が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータを計測する装置のうち特に重要なパラメータとして、温度、圧力、水位及び流量に係るものについて、乾電池を電源とした可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、流量（注水量）等の計測用として測定時の故障を想定した予備 1 個含む 1 セット 24 個（予備 24 個（7 号機設備、6,7 号機共用、5 号機に保管））（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の設備で兼用（以下同じ。））により計測できる設計とし、これらを保管する設計とする。なお、可搬型計測器による計測においては、計測対象の選定を行う際の考え方として、同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は、いずれか 1 つの適切なチャンネルを選定し計測又は監視するものとする。同一の物理量について、複数のパラメータがある場合は、いずれか 1 つの適切なパラメータを選定し計測又は監視するものとする。</p> <p>また、代替電源設備が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータを計測する装置のうち特に重要なパラメータとして、温度及び水位に係るものについて、乾電池を電源とした可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、流</p>	個数	計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書 使用済燃料貯蔵槽の温度、水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
		<p>量(注水量)等の計測用として測定時の故障を想定した予備1個含む1セット24個(予備24個(7号機設備, 6,7号機共用, 5号機に保管)) (計測制御系統施設の設備を核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の設備として兼用(以下同じ。))により計測できる設計とし, これらを保管する設計とする。なお, 可搬型計測器による計測においては, 計測対象の選定を行う際の考え方として, 同一の物理量について, 複数のパラメータがある場合は, いずれか1つの適切なパラメータを選定し計測又は監視するものとする。</p>		
計測制御系統施設 (核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設と兼用)	可搬型計測器(7号機設備, 6,7号機共用) (予備)	<p>また, 代替電源設備が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合, 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータを計測する装置のうち特に重要なパラメータとして, 温度, 圧力, 水位及び流量に係るものについて, 乾電池を電源とした可搬型計測器(原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度, 圧力, 水位, 流量(注水量)等の計測用として測定時の故障を想定した予備1個含む1セット24個(予備24個(7号機設備, 6,7号機共用, 5号機に保管)))(核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の設備で兼用(以下同じ。))により計測できる設計とし, これらを保管する設計とする。なお, 可搬型計測器による計測においては, 計測対象の選定を行う際の考え方として, 同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は, いずれか1つの適切なチャンネルを選定し計測又は監視する</p>	個数	計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書 使用済燃料貯蔵槽の温度, 水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする 必要がある 仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
		<p>ものとする。同一の物理量について、複数のパラメータがある場合は、いずれか1つの適切なパラメータを選定し計測又は監視するものとする。</p> <p>また、代替電源設備が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータを計測する装置のうち特に重要なパラメータとして、温度及び水位に係るものについて、乾電池を電源とした可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、流量（注水量）等の計測用として測定時の故障を想定した予備1個含む1セット24個（予備24個（7号機設備、6,7号機共用、5号機に保管））（計測制御系統施設の設備を核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の設備として兼用（以下同じ。））により計測できる設計とし、これらを保管する設計とする。なお、可搬型計測器による計測においては、計測対象の選定を行う際の考え方として、同一の物理量について、複数のパラメータがある場合は、いずれか1つの適切なパラメータを選定し計測又は監視するものとする。</p>		

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
計測制御システム施設	自動減圧系の起動阻止スイッチ	<p>運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生した場合に、自動減圧系の起動阻止スイッチを1個作動させることで発電用原子炉の自動による減圧を防止できる設計とする。</p> <p>原子炉緊急停止失敗時に自動減圧系が作動すると、高圧炉心注水系及び低圧注水系から大量の冷水が注水され出力の急激な上昇につながるため、自動減圧系の起動阻止スイッチにより自動減圧系及び代替自動減圧ロジック(代替自動減圧機能)による自動減圧を阻止できる設計とする。</p>	個数	発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する説明書
放射線管理施設	可搬型ダスト・よう素サンプラ(7号機設備, 6, 7号機共用)	<p>重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺(発電所の周辺海域を含む。)において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度(空气中, 水中, 土壌中)及び放射線量を監視するための移動式周辺モニタリング設備として使用するNaIシンチレーションサーベイメータ(「7号機設備, 6, 7号機共用」(以下同じ。)), GM汚染サーベイメータ(「7号機設備, 6, 7号機共用」(以下同じ。)), ZnSシンチレーションサーベイメータ(7号機設備, 6, 7号機共用)及び電離箱サーベイメータ(7号機設備, 6, 7号機共用)を設け、測定結果を記録し、保存できるように測定値を表示できる設計とし、可搬型ダスト・よう素サンプラ(「7号機設備, 6, 7号機共用, 5号機に保管」(以下同じ。))(個数2(予備1))及び小型船舶(海上モニタリング用)(7号機設備, 6, 7号機共用, 屋外に保管)(個数1(予備1))を保管する設計とする。</p>	個数	管理区域の出入管理設備及び環境試料分析装置に関する説明書

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
放射線管理施設	小型船舶 (海上モニタリング用) (7号機設備, 6,7号機共用)	重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺(発電所の周辺海域を含む。)において, 発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度(空气中, 水中, 土壌中)及び放射線量を監視するための移動式周辺モニタリング設備として使用する NaI シンチレーションサーベイメータ(「7号機設備, 6,7号機共用」(以下同じ。)), GM 汚染サーベイメータ(「7号機設備, 6,7号機共用」(以下同じ。)), ZnS シンチレーションサーベイメータ(7号機設備, 6,7号機共用)及び電離箱サーベイメータ(7号機設備, 6,7号機共用)を設け, 測定結果を記録し, 保存できるように測定値を表示できる設計とし, 可搬型ダスト・よう素サンプラ(「7号機設備, 6,7号機共用, 5号機に保管」(以下同じ。))(個数2(予備1))及び小型船舶(海上モニタリング用) (7号機設備, 6,7号機共用, 屋外に保管)(個数1(予備1))を保管する設計とする。	個数	設定根拠に関する説明書(別添)
放射線管理施設	可搬型気象観測装置 (7号機設備, 6,7号機共用)	重大事故等が発生した場合に発電所において, 風向, 風速その他の気象条件を測定し, 及びその結果を記録するための設備として, 可搬型気象観測装置(「7号機設備, 6,7号機共用, 屋外に保管」(以下同じ。))(個数1(予備1))を設ける設計とする。	個数	環境測定装置の取付箇所を明示した図面(その1)
放射線管理施設	5号機原子炉建屋内緊急時対策所用乾電池内蔵型照明 (ランタンタイプ) (7	5号機原子炉建屋内緊急時対策所は, 重大事故等が発生し, 5号機原子炉建屋内緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において, 要員が5号機原子炉建屋内緊急時対策所内に放射性物質による汚染を持ち込むことを防止するため, 身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うため	個数	非常用照明に関する説明書

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
	号機設備, 6,7号機共用)	の区画を設置する設計とする。身体サーベイの結果, 要員の汚染が確認された場合は, 要員の除染を行うことができる区画を, 身体サーベイを行う区画に隣接して設置することができるよう考慮する。身体サーベイ, 作業服の着替え等に必要な照度の確保は, 5号機原子炉建屋内緊急時対策所用乾電池内蔵型照明 (ランタンタイプ) (7号機設備, 6,7号機共用, 5号機に保管) (個数4 (予備1)) によりできる設計とする。		
放射線管理施設	中央制御室内乾電池内蔵型照明 (ランタンタイプ) (7号機設備, 6,7号機共用)	重大事故等時に, 身体サーベイ, 作業服の着替え等に必要な照度の確保は, 中央制御室内乾電池内蔵型照明 (ランタンタイプ) (7号機設備, 6,7号機共用, 7号機に保管) (個数4 (予備1)) によりできる設計とする。	個数	非常用照明に関する説明書
原子炉格納施設 (原子炉冷却系統施設と兼用)	原子炉格納容器 (サブプレッションチェンバ)	<p>残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) は, 常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し, 残留熱除去系ポンプによりサブプレッションチェンバのプール水をドライウェル内及びサブプレッションチェンバ内にスプレイすることで原子炉格納容器を冷却できる設計とする。本系統に使用する冷却水は原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系又は代替原子炉補機冷却系から供給できる設計とする。</p> <p>残留熱除去系 (サブプレッションチェンバプール水冷却モード) は, 常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し, 残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器により, サプレッションチェンバのプール水</p>	容量 個数	原子炉格納施設的设计条件に関する説明書

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする 必要がある 仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
		<p>を冷却することで原子炉格納容器を冷却できる設計とする。本系統に使用する冷却水は原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系又は代替原子炉補機冷却系から供給できる設計とする。</p> <p>代替循環冷却系は、復水移送ポンプによりサプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器にて冷却し、残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器又は原子炉格納容器下部へ注水するとともに、原子炉格納容器内へスプレイすることで、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。</p> <p>全交流動力電源喪失により、残留熱除去系（低圧注水モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する残留熱除去系（低圧注水モード）は、常設代替交流電源設備からの給電により復旧できる設計とする。残留熱除去系（低圧注水モード）は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、残留熱除去系ポンプによりサプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。本系統に使用する冷却水は、原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系又は代替原子炉補機冷却系から供給できる設計とする。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備として、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備である高圧炉心注水系が使用できる場合は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用できる設計とする。</p>		

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
		<p>原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備として、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系が使用できる場合は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用できる設計とする。最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備として、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び残留熱除去系（サプレッションチェンバプール水冷却モード）が使用できる場合は、重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用できる設計とする。</p> <p>原子炉格納容器（サプレッションチェンバ）（容量 3580m³、個数 1）は、想定される重大事故等時において、原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイに使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である代替循環冷却系並びに重大事故等対処設備（設計基準拡張）である原子炉隔離時冷却系、高圧炉心注水系、残留熱除去系（低圧注水モード）、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び残留熱除去系（サプレッションチェンバプール水冷却モード）の水源として使用できる設計とする。</p>		
原子炉格納施設	コリウムシールド	<p>コリウムシールドは、熔融炉心が原子炉格納容器下部へと落下した場合において、ドライウェル高電導度廃液サンプ及びドライウェル低電導度廃液サンプへの熔融炉心の流入を抑制する設計とする。さらに格納容</p>	高さ 厚さ 材料 個数	原子炉格納施設の設計条件に関する説明書

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする 必要がある 仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
		<p>器下部注水系（常設）を使用することにより、ドライウェル高電導度廃液サンプ及びドライウェル低電導度廃液サンプのコンクリートの侵食を抑制し、熔融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止できる設計とする。コリウムシールドは、寸法が高さ 0.85m、厚さ 0.13m、材料がジルコニア (ZrO₂)、個数が 1 個の設計とする。</p> <p>コリウムシールドは、熔融炉心が原子炉格納容器下部へと落下した場合において、ドライウェル高電導度廃液サンプ及びドライウェル低電導度廃液サンプへの熔融炉心の流入を抑制する設計とする。さらに格納容器下部注水系（可搬型）を使用することにより、ドライウェル高電導度廃液サンプ及びドライウェル低電導度廃液サンプのコンクリートの侵食を抑制し、熔融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止できる設計とする。コリウムシールドは、寸法が高さ 0.85m、厚さ 0.13m、材料がジルコニア (ZrO₂)、個数が 1 個の設計とする。</p>		
原子炉格納施設	泡消火薬剤（7号機設備、6,7号機共用）	<p>泡原液搬送車（7号機設備、6,7号機共用）は、航空機燃料火災への泡消火に対応するために必要な容量の泡消火薬剤を保管できる設計とする。泡消火薬剤の保有量は、必要な容量として 646L 確保し、故障時の予備用として 646L の計 1292L を保管する。</p>	容量	設定根拠に関する説明書（別添）

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
原子炉格納施設	泡原液混合装置（7号機設備，6,7号機共用）	泡原液混合装置は，航空機燃料火災に対応するため，大容量送水車（原子炉建屋放水設備）及び放水砲に接続することで，泡消火薬剤を混合して放水できる設計とする。また，泡原液混合装置の保有数は，航空機燃料火災に対応するため，1個と故障時の予備として1個の合計2個を保管する。	個数	設定根拠に関する説明書（別添）
原子炉格納施設 （原子炉冷却系統施設と兼用）	耐圧強化ベント系（系統設計流量）	耐圧強化ベント系はサプレッションチェンバ及びドライウェルのいずれにも接続するが，炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを排出するために使用する場合は，サプレッションチェンバのプール水によるスクラビング効果が期待できるサプレッションチェンバ側からの排出経路のみを使用する設計とする。 残留熱除去系の故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備として使用する耐圧強化ベント系は，原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系を經由して，主排気筒（内筒）を通して原子炉建屋外に放出（系統設計流量 15.8kg/s（1Pdにおいて））することで，原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。	系統設計流量	原子炉格納施設の設計条件に関する説明書
原子炉格納施設 （原子炉冷却系統施設と兼用）	格納容器圧力逃がし装置（系統設計流量）	格納容器圧力逃がし装置は，フィルタ装置（フィルタ容器，スクラバ水，金属フィルタ），よう素フィルタ，ドレンタンク，ラプチャーディスク，配管・弁類，計測制御装置等で構成し，原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系を經由して，フィルタ装置	系統設計流量	原子炉格納施設の設計条件に関する説明書

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
		<p>及びよう素フィルタへ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出（系統設計流量 31.6kg/s (2Pd において)）することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。</p> <p>原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出するための重大事故等対処設備として使用する格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置（フィルタ容器、スクラバ水、金属フィルタ）、ドレンタンク、よう素フィルタ、ラプチャーディスク、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系を經由して、フィルタ装置及びよう素フィルタへ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出（系統設計流量 31.6kg/s (2Pd において)）することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への排出を低減しつつ、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを大気に排出できる設計とする。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置（フィルタ容器、スクラバ水、金属フィルタ）、よう素フィルタ、ドレンタンク、ラプチャーディスク、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系を經由して、フィルタ装置及びよう素フィルタへ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放</p>		

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
		<p>出口から排出（系統設計流量 31.6kg/s (2Pd において)) することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを大気に排出できる設計とする。</p> <p>残留熱除去系の故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備として使用する格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置（フィルタ容器、スクラバ水、金属フィルタ）、よう素フィルタ、ドレンタンク、ラプチャーディスク、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系を經由して、フィルタ装置及びよう素フィルタへ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から放出（系統設計流量 31.6kg/s (2Pd において)) することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を抑制しつつ、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。</p>		
原子炉格納施設 (原子炉冷却系統施設と兼用)	フィルタ装置 (pH)	<p>フィルタ装置は、排気中に含まれる粒子状放射性物質及びガス状の無機よう素を除去し、よう素フィルタは、排気中に含まれる有機よう素を除去できる設計とする。また、無機よう素をスクラバ水中に捕集・保持するためにアルカリ性の状態 <input type="text"/> 以上) に維持する設計とする。</p>	pH	原子炉格納施設的设计条件に関する説明書

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする 必要がある 仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
原子炉格納施設 (原子炉冷却系統施設と兼用)	水酸化ナトリウム水溶液 (7号機設備, 6, 7号機共用)	<p>スクラバ水 pH 制御設備用ポンプは、可搬型窒素供給装置により駆動し、水酸化ナトリウム水溶液 [] (原子炉冷却系統施設の設備、原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備の設備で兼用) をフィルタ装置に注入し、フィルタ装置内のスクラバ水の pH を [] 以上に維持できる設計とする。</p> <p>スクラバ水 pH 制御設備用ポンプ (「7号機設備, 6, 7号機共用」(以下同じ。)) は、可搬型窒素供給装置により駆動し、水酸化ナトリウム水溶液 (「7号機設備, 6, 7号機共用」(以下同じ。)) [] (原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち圧力逃がし装置の設備を放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備の設備として兼用) をフィルタ装置に注入し、フィルタ装置内のスクラバ水の pH を [] 以上に維持できる設計とする。</p> <p>スクラバ水 pH 制御設備用ポンプは、可搬型窒素供給装置により駆動し、水酸化ナトリウム水溶液 [] (原子炉冷却系統施設の設備、原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備の設備で兼用) をフィルタ装置に注入し、フィルタ装置内のスクラバ水の pH を [] 以上に維持できる設計とする。</p> <p>スクラバ水 pH 制御設備用ポンプ (7号機設</p>	容量 pH	原子炉格納施設の設計条件に関する説明書

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
		<p>備, 6, 7 号機共用) は, 可搬型窒素供給装置 (「7 号機設備, 6, 7 号機共用」(以下同じ。)) により駆動し, 水酸化ナトリウム水溶液 (7 号機設備, 6, 7 号機共用) (原子炉格納施設の設備を原子炉冷却系統施設の設備として兼用) をフィルタ装置に注入し, フィルタ装置内のスクラバ水の pH を 以上に維持できる設計とする。</p>		
原子炉格納施設	遠隔手動弁操作設備遮蔽	<p>格納容器圧力逃がし装置使用時の排出経路に設置される隔離弁に設ける遠隔手動弁操作設備の操作場所は, 原子炉建屋内の原子炉区域外とし, 一次隔離弁 (サブプレッションチェンバ側) の操作を行う原子炉建屋地下 1 階, 一次隔離弁 (ドライウエル側) の操作を行う原子炉建屋地上 2 階には遮蔽体 (遠隔手動弁操作設備遮蔽) を設置し, 放射線防護を考慮した設計とする。遠隔手動弁操作設備遮蔽は, 炉心の著しい損傷時においても, 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁操作ができるよう, 原子炉建屋地下 1 階においては格納容器圧力逃がし装置入口配管側 (原子炉区域外) に の遮蔽厚さを有する設計とする。</p>	材料厚さ	原子炉格納施設の設計条件に関する説明書
原子炉格納施設 (原子炉冷却系統施設と兼用)	遠隔手動弁操作設備	<p>格納容器圧力逃がし装置使用時の排出経路に設置される隔離弁は, 遠隔手動弁操作設備 (個数 5) (原子炉冷却系統施設の設備, 原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備の設備で兼用) によって人力により容易かつ確実に操作が可能な設計とする。</p>	個数	原子炉格納施設の設計条件に関する説明書

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
		<p>格納容器圧力逃がし装置使用時の排出経路に設置される隔離弁は、遠隔手動弁操作設備（個数 5）（原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち圧力逃がし装置の設備を放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備の設備として兼用）によって人力により容易かつ確実に操作が可能な設計とする。</p> <p>耐圧強化ベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁（T31-F022, T61-F002（原子炉冷却系統施設の設備で兼用）, T31-F070 及び T31-F072）は、遠隔手動弁操作設備（個数 4）（原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち圧力逃がし装置の設備を放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備の設備として兼用）によって人力により容易かつ確実に操作が可能な設計とする。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置使用時の排出経路に設置される隔離弁は、遠隔手動弁操作設備（個数 5）（原子炉冷却系統施設の設備、原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備の設備で兼用）によって人力により容易かつ確実に操作が可能な設計とする。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置使用時の排出経路に設置される隔離弁は、遠隔手動弁操作設備（個数 5）（原子炉格納施設の設備を原子炉冷却系統施設の設備として兼用）によって人力により容易かつ確実に操作が可能な設計とする。</p>		

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
		<p>耐圧強化ベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁（T31-F019, T31-F022, T61-F002（原子炉格納施設の設備を原子炉冷却系統施設の設備として兼用）、T31-F070 及び T31-F072）は、遠隔手動弁操作設備（個数 5）（原子炉格納施設の設備を原子炉冷却系統施設の設備として兼用）によって人力により容易かつ確実に操作が可能な設計とする。</p>		
原子炉格納施設 （原子炉冷却系統施設と兼用）	遠隔空気駆動弁操作設備	<p>また、排出経路に設置される隔離弁のうち空気作動弁については、原子炉建屋内の原子炉区域外に遠隔空気駆動弁操作ポンペを設置することで、離れた場所から遠隔空気駆動弁操作設備（個数 3）（原子炉冷却系統施設の設備、原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備の設備で兼用）の配管を経由して高圧窒素ガスを供給することにより、容易かつ確実に操作が可能な設計とする。</p> <p>また、排出経路に設置される隔離弁のうち空気作動弁については、原子炉建屋内の原子炉区域外に遠隔空気駆動弁操作ポンペを設置することで、離れた場所から遠隔空気駆動弁操作設備（個数 3）（原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち圧力逃がし装置の設備を放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備の設備として兼用）の配管を経由して高圧窒素ガスを供給することにより、容易かつ確実に操作が可能な設計とする。</p> <p>また、排出経路に設置される隔離弁のうち空気作動弁については、原子炉建屋内の原</p>	個数	原子炉格納施設の設計条件に関する説明書

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする 必要がある 仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
		<p>子炉区域外に遠隔空気駆動弁操作用ポンベを設置することで、離れた場所から遠隔空気駆動弁操作設備（個数 2）（原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち圧力逃がし装置の設備を放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備の設備として兼用）の配管を経由して高圧窒素ガスを供給することにより、容易かつ確実に操作が可能な設計とする。</p> <p>また、排出経路に設置される隔離弁のうち空気作動弁については、原子炉建屋内の原子炉区域外に遠隔空気駆動弁操作用ポンベを設置することで、離れた場所から遠隔空気駆動弁操作設備（個数 3）（原子炉冷却系統施設の設備、原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備の設備で兼用）の配管を経由して高圧窒素ガスを供給することにより、容易かつ確実に操作が可能な設計とする。</p> <p>また、排出経路に設置される隔離弁のうち空気作動弁については、原子炉建屋内の原子炉区域外に遠隔空気駆動弁操作用ポンベを設置することで、離れた場所から遠隔空気駆動弁操作設備（個数 3）（原子炉格納施設の設備を原子炉冷却系統施設の設備として兼用）の配管を経由して高圧窒素ガスを供給することにより、容易かつ確実に操作が可能な設計とする。</p> <p>また、排出経路に設置される隔離弁のうち空気作動弁については、原子炉建屋内の原子炉区域外に遠隔空気駆動弁操作用ポンベを設置することで、離れた場所から遠隔空</p>		

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
		<p>気駆動弁操作設備（個数 3）（原子炉格納施設の設備を原子炉冷却系統施設の設備として兼用）の配管を經由して高圧窒素ガスを供給することにより、容易かつ確実に操作が可能な設計とする。また、排出経路に設置される隔離弁のうち電動弁については、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により、中央制御室から操作が可能な設計とする。これらにより、隔離弁の操作における駆動源の多様性を有する設計とする。</p>		
原子炉格納施設 （核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設と兼用）	汚濁防止膜 （7号機設備、6,7号機共用）	<p>汚濁防止膜は、海洋への放射性物質の拡散を抑制するため、設置場所に応じた高さ及び幅を有する設計とする。必要数は、各設置場所に必要な幅に対して汚濁防止膜を二重に設置することとし、北放水口側 1 箇所の設置場所に計 14 本（高さ約 6m, 幅約 20m）及び取水口側 3 箇所の設置場所に計 24 本（高さ約 8m, 幅約 20m）の合計 38 本使用する設計とする。また、予備については、各設置場所に対して 2 本の計 8 本を保管することとし、予備を含めた保有数として設置場所 4 箇所分の合計 46 本を保管する。</p>	高さ 幅 個数	設定根拠に関する説明書（別添）
原子炉格納施設 （核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設と兼用）	小型船舶 （汚濁防止膜設置用） （7号機設備、6,7号機共用）	<p>海洋への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として使用する海洋拡散抑制設備は、汚濁防止膜（「7号機設備、6,7号機共用、屋外に保管」（以下同じ。））（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の設備で兼用（以下同じ。））、放射性物質吸着材（「7号機設備、6,7号機共用、屋外に保管」（以下同じ。））（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の設備で兼用（以下同じ。））等で構成し、汚濁防止膜は、汚染水が発電所から海洋に流出する 4 箇所（北放水口 1 箇所及</p>	個数	設定根拠に関する説明書（別添）

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする 必要がある 仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
		<p>び取水口 3 箇所) に小型船舶 (汚濁防止膜設置用) (7 号機設備, 6, 7 号機共用, 屋外に保管) 個数 1 (予備 1) (核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の設備で兼用) により設置できる設計とする。</p> <p>海洋への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として使用する海洋拡散抑制設備は, 汚濁防止膜 (「7 号機設備, 6, 7 号機共用, 屋外に保管」 (以下同じ。)) (原子炉格納施設の設備を核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の設備として兼用 (以下同じ。)), 放射性物質吸着材 (「7 号機設備, 6, 7 号機共用, 屋外に保管」 (以下同じ。)) (原子炉格納施設の設備を核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の設備として兼用 (以下同じ。)) 等で構成し, 汚濁防止膜は, 汚染水が発電所から海洋に流出する 4 箇所 (北放水口 1 箇所及び取水口 3 箇所) に小型船舶 (汚濁防止膜設置用) (7 号機設備, 6, 7 号機共用, 屋外に保管) 個数 1 (予備 1) (原子炉格納施設の設備を核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の設備として兼用) により設置できる設計とする。</p>		

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
原子炉格納施設 (原子炉冷却系統施設, その他発電用原子炉の附属施設のうち浸水防護施設と兼用)	燃料取替床ブローアウトパネル*	<p>インターフェイスシステム LOCA 発生時の重大事故等対処設備として使用する燃料取替床ブローアウトパネル (設置枚数 7 枚, 開放差圧 3.53kPa 以下) (原子炉格納施設の設備を原子炉冷却系統施設の設備として兼用) は, 高圧の原子炉冷却材が原子炉建屋原子炉区域へ漏えいして蒸気となり, 原子炉建屋原子炉区域内の圧力が上昇した場合において, 外気との差圧により自動的に開放し, 原子炉建屋原子炉区域内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。また, 主蒸気管破断事故時等には, 原子炉建屋内外の差圧による燃料取替床ブローアウトパネル (設置枚数 7 枚, 開放差圧 3.53kPa 以下) (原子炉格納施設の設備を浸水防護施設の設備として兼用) 及び主蒸気系トンネル室ブローアウトパネル (設置枚数 22 枚, 開放差圧 2.65kPa 以下) (原子炉格納施設の設備を浸水防護施設の設備として兼用) の開放により, 溢水防護区画内において蒸気影響を軽減する設計とする。</p>	設置枚数 開放差圧	安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書

*: 兼用先の要求のみにより, 性能機能に対し, 基本設計方針で仕様を明確にする必要がある設備

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
原子炉格納施設 (その他発電用原子炉の附属施設のうち浸水防護施設と兼用)	主蒸気系トンネル室ブローアウトパネル	<p>原子炉建屋原子炉区域(二次格納施設)は、重大事故等時においても、非常用ガス処理系により、内部の負圧を確保することができる設計とする。原子炉建屋原子炉区域(二次格納施設)の気密バウンダリの一部として原子炉建屋原子炉区域(二次格納施設)に設置する主蒸気系トンネル室ブローアウトパネル(浸水防護施設の設備で兼用)は、閉状態の維持が可能な設計とする。</p> <p>また、主蒸気管破断事故時等には、原子炉建屋内外の差圧による燃料取替床ブローアウトパネル(設置枚数7枚、開放差圧3.53kPa以下)(原子炉格納施設の設備を浸水防護施設の設備として兼用)及び主蒸気系トンネル室ブローアウトパネル(設置枚数22枚、開放差圧2.65kPa以下)(原子炉格納施設の設備を浸水防護施設の設備として兼用)の開放により、溢水防護区画内において蒸気影響を軽減する設計とする。</p>	設置枚数 開放差圧	安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書
原子炉格納施設	燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置	<p>炉心の著しい損傷が発生し、非常用ガス処理系を起動する際に、燃料取替床ブローアウトパネル(原子炉冷却系統施設の設備、浸水防護施設の設備で兼用)を閉止する必要がある場合には、中央制御室から燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置(個数4)を操作し、容易かつ確実に開口部を閉止できる設計とする。また、燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置は現場においても、人力により操作できる設計とする。</p>	個数	安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする 必要がある 仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
原子炉格納施設 (核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設と兼用)	放射性物質吸着材 (7号機設備, 6,7号機共用)	放射性物質吸着材は, 雨水排水路等に流入した汚染水が通過する際に放射性物質を吸着できるよう, 6号機及び7号機の雨水排水路集水桝に加え, 6号機又は7号機雨水排水路集水桝の損傷等により汚染水が敷地に溢れた場合のバックアップとして5号機雨水排水路集水桝とフラップゲート入口3箇所の計6箇所に, 網目状の袋に布状の放射性物質吸着材を詰めたもの約1020kg (7号機雨水排水路集水桝), 約1020kg (6号機雨水排水路集水桝), 約510kg (5号機雨水排水路集水桝), 約510kg (フラップゲート1箇所当たり)を使用時に設置できる設計とする。放射性物質吸着材は, 各設置場所に必要となる保有量に加え, 6号機又は7号機雨水排水路集水桝用の放射性物質吸着材の予備として約1020kgを保管する。	重量	設定根拠に関する説明書 (別添)
その他発電用原子炉の附属施設 (非常用電源設備)	メタルクラッド開閉装置 (6C, 6D)	加えて, 重要安全施設への電力供給に係る電気盤及び当該電気盤に影響を与えるおそれのある電気盤 (安全施設 (重要安全施設を除く。) への電力供給に係るものに限る。) について, 遮断器の遮断時間の適切な設定, 非常用ディーゼル発電機の停止等により, 高エネルギーのアーク放電によるこれらの電気盤の損壊の拡大を防止することができる設計とする。	—	非常用発電装置の出力の決定に関する説明書

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする 必要がある 仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
		非常用所内電気設備は、3系統の非常用母線等（メタルクラッド開閉装置（6900V, 1200A のものを3個）、パワーセンタ（480V, 5000A, 480V, 3000A 及び 480V, 2000A のものを6個）、モータコントロールセンタ（480V, 400A 及び 480V, 800A のものを21個）、動力変圧器（4000kVA, 6900/480V, 2000kVA, 6900/480V 及び 1500kVA, 6900/480V のものを6個））により構成することにより、共通要因で機能を失うことなく、少なくとも1系統は電力供給機能の維持及び人の接近性の確保を図る設計とする。	容量 個数	設定根拠に関する説明書（別添）
その他発電用原子炉の附属施設（非常用電源設備）	メタルクラッド開閉装置（6E）	同上	—	非常用発電装置の出力の決定に関する説明書
			容量 個数	設定根拠に関する説明書（別添）
その他発電用原子炉の附属施設（非常用電源設備）	パワーセンタ	同上	—	非常用発電装置の出力の決定に関する説明書
			容量 個数	設定根拠に関する説明書（別添）

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
その他発電用原子炉の附属施設 (非常用電源設備)	モータコントロールセンタ	<p>加えて、重要安全施設への電力供給に係る電気盤及び当該電気盤に影響を与えるおそれのある電気盤(安全施設(重要安全施設を除く。))への電力供給に係るものに限る。)について、遮断器の遮断時間の適切な設定、非常用ディーゼル発電機の停止等により、高エネルギーのアーク放電によるこれらの電気盤の損壊の拡大を防止することができる設計とする。</p> <p>非常用所内電気設備は、3系統の非常用母線等(メタルクラッド開閉装置(6900V, 1200Aのものを3個)、パワーセンタ(480V, 5000A, 480V, 3000A及び480V, 2000Aのものを6個)、モータコントロールセンタ(480V, 400A及び480V, 800Aのものを21個)、動力変圧器(4000kVA, 6900/480V, 2000kVA, 6900/480V及び1500kVA, 6900/480Vのものを6個))により構成することにより、共通要因で機能を失うことなく、少なくとも1系統は電力供給機能の維持及び人の接近性の確保を図る設計とする。</p>	—	非常用発電装置の出力の決定に関する説明書
			容量 個数	設定根拠に関する説明書(別添)
その他発電用原子炉の附属施設 (非常用電源設備)	動力変圧器	<p>非常用所内電気設備は、3系統の非常用母線等(メタルクラッド開閉装置(6900V, 1200Aのものを3個)、パワーセンタ(480V, 5000A, 480V, 3000A及び480V, 2000Aのものを6個)、モータコントロールセンタ(480V, 400A及び480V, 800Aのものを21個)、動力変圧器(4000kVA, 6900/480V, 2000kVA, 6900/480V及び1500kVA, 6900/480Vのものを6個))により構成することにより、共通要因で機能を失うことなく、少なくとも1系統は電力供給機能の維持及び人の接近性の確保を図る設計とする。</p>	容量 個数	設定根拠に関する説明書(別添)

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする 必要がある 仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
その他発電用原子炉の附属施設 (非常用電源設備)	緊急用断路器 (7号機設備, 6, 7号機共用)	これとは別に設計基準事故対処設備の非常用所内電気設備が機能喪失した場合の重大事故等対処設備として, 代替所内電気設備を使用できる設計とする。代替所内電気設備は, 緊急用断路器 (「7号機設備, 6, 7号機共用」(以下同じ。)) (6900V, 600Aのものを2個), 緊急用電源切替箱断路器 (6900V, 600Aのものを1個), 緊急用電源切替箱接続装置 (6900V, 1200Aのものを2個), AM用動力変圧器 (750kVA, 6900/480Vのものを1個), AM用MCC (480V, 800Aのものを2個), AM用切替盤 (480V, 30A及び480V, 60Aのものを2個), AM用操作盤, メタルクラッド開閉装置 6C 及びメタルクラッド開閉装置 6D, 電路, 計測制御装置で構成し, 常設代替交流電源設備, 可搬型代替交流電源設備又は可搬型直流電源設備の電路として使用し電力を供給できる設計とする。	容量 個数	設定根拠に関する説明書 (別添)
その他発電用原子炉の附属施設 (非常用電源設備)	AM用動力変圧器	同上	容量 個数	設定根拠に関する説明書 (別添)
その他発電用原子炉の附属施設 (非常用電源設備)	AM用MCC (6A)	同上	容量 個数	設定根拠に関する説明書 (別添)

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする 必要がある 仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
その他発 電用原子 炉の附属 施設 (非常用 電源設 備)	AM用MCC (6B)	これとは別に設計基準事故対処設備の非常 用所内電気設備が機能喪失した場合の重大 事故等対処設備として、代替所内電気設備 を使用できる設計とする。代替所内電気設 備は、緊急用断路器（「7号機設備、6、7号 機共用」（以下同じ。））（6900V, 600Aの ものを2個）、緊急用電源切替箱断路器 （6900V, 600Aのものを1個）、緊急用電源 切替箱接続装置（6900V, 1200Aのものを2 個）、AM用動力変圧器（750kVA, 6900/480V のものを1個）、AM用MCC（480V, 800Aの ものを2個）、AM用切替盤（480V, 30A及び 480V, 60Aのものを2個）、AM用操作盤、メ タルクラッド開閉装置6C及びメタルクラ ッド開閉装置6D、電路、計測制御装置で 構成し、常設代替交流電源設備、可搬型代 替交流電源設備又は可搬型直流電源設備の 電路として使用し電力を供給できる設計と する。	容量 個数	設定根拠に 関する説明 書（別添）
その他発 電用原子 炉の附属 施設 (非常用 電源設 備)	緊急用電源 切替箱接続 装置	同上	容量 個数	設定根拠に 関する説明 書（別添）
その他発 電用原子 炉の附属 施設 (非常用 電源設 備)	緊急用電源 切替箱断路 器	同上	容量 個数	設定根拠に 関する説明 書（別添）

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする 必要がある 仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
その他発 電用原子 炉の附属 施設 (非常用 電源設 備)	AM用切替 盤	これとは別に設計基準事故対処設備の非常 用所内電気設備が機能喪失した場合の重大 事故等対処設備として、代替所内電気設備 を使用できる設計とする。代替所内電気設 備は、緊急用断路器（「7号機設備, 6, 7 号機共用」（以下同じ。））（6900V, 600Aの ものを2個）、緊急用電源切替箱断路器 （6900V, 600Aのものを1個）、緊急用電源 切替箱接続装置（6900V, 1200Aのものを2 個）、AM用動力変圧器（750kVA, 6900/480V のものを1個）、AM用MCC（480V, 800Aの ものを2個）、AM用切替盤（480V, 30A及び 480V, 60Aのものを2個）、AM用操作盤、メ タルクラッド開閉装置6C及びメタルクラ ッド開閉装置6D、電路、計測制御装置で 構成し、常設代替交流電源設備、可搬型代 替交流電源設備又は可搬型直流電源設備の 電路として使用し電力を供給できる設計と する。	容量 個数	設定根拠に 関する説明 書（別添）
その他発 電用原子 炉の附属 施設 (非常用 電源設 備)	5号機原子 炉建屋内緊 急時対策所 用受電盤(7 号機設備, 6, 7号機共 用)	5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型 電源設備（「7号機設備, 6, 7号機共用」（以 下同じ。））は、5号機原子炉建屋内緊急時対 策所用受電盤（「7号機設備, 6, 7号機共用, 5号機に設置」（以下同じ。））（440V, 225Aの ものを1個）、5号機原子炉建屋内緊急時対 策所用主母線盤（「7号機設備, 6, 7号機共 用, 5号機に設置」（以下同じ。）） （150kVA, 440/220-110Vのものを1個）、5 号機原子炉建屋内緊急時対策所用交流110V 分電盤1（「7号機設備, 6, 7号機共用, 5号 機に設置」（以下同じ。））（110V, 225Aの ものを1個）、5号機原子炉建屋内緊急時対策 所用交流110V分電盤2（「7号機設備, 6, 7号	容量 個数	設定根拠に 関する説明 書（別添）

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
		<p>機共用，5号機に設置」(以下同じ。)) (110V, 225A のものを1個)，5号機原子炉建屋内緊急時対策所用交流 110V 分電盤 3 (「7号機設備，6,7号機共用，5号機に設置」(以下同じ。)) (110V, 225A のものを1個)，可搬ケーブル (7号機設備，6,7号機共用，屋外に保管) (440V, 290A のものを1相分1本の3相分3本を1セット及び1相分2本の3相分6本を3セット) を経由して5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 可搬型陽圧化空調機 (ファン) (7号機設備，6,7号機共用)，5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 可搬型外気取入送風機 (7号機設備，6,7号機共用)，5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (待機場所) 可搬型陽圧化空調機 (ファン) (7号機設備，6,7号機共用)，衛星電話設備 (常設) (7号機設備，6,7号機共用，5号機に設置)，統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備 (テレビ会議システム，IP-電話機及び IP-FAX) (7号機設備，6,7号機共用，5号機に設置)，安全パラメータ表示システム (SPDS) (7号機設備，6,7号機共用，5号機に設置) 等へ給電できる設計とする。</p>		
<p>その他発電用原子炉の附属施設 (非常用電源設備)</p>	<p>5号機原子炉建屋内緊急時対策所用主母線盤 (7号機設備，6,7号機共用)</p>	<p>同上</p>	<p>容量 個数</p>	<p>設定根拠に関する説明書 (別添)</p>

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする 必要がある 仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
その他発 電用原子 炉の附属 施設 (非常用 電源設 備)	5号機原子 炉建屋内緊 急時対策所 用交流 110V分電 盤1(7号機 設備, 6,7 号機共用)	5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備(「7号機設備, 6,7号機共用」(以下同じ。))は, 5号機原子炉建屋内緊急時対策所用受電盤(「7号機設備, 6,7号機共用, 5号機に設置」(以下同じ。)) (440V, 225Aのものを1個), 5号機原子炉建屋内緊急時対策所用主母線盤(「7号機設備, 6,7号機共用, 5号機に設置」(以下同じ。)) (150kVA, 440/220-110Vのものを1個), 5号機原子炉建屋内緊急時対策所用交流110V分電盤1(「7号機設備, 6,7号機共用, 5号機に設置」(以下同じ。)) (110V, 225Aのものを1個), 5号機原子炉建屋内緊急時対策所用交流110V分電盤2(「7号機設備, 6,7号機共用, 5号機に設置」(以下同じ。)) (110V, 225Aのものを1個), 5号機原子炉建屋内緊急時対策所用交流110V分電盤3(「7号機設備, 6,7号機共用, 5号機に設置」(以下同じ。)) (110V, 225Aのものを1個), 可搬ケーブル(7号機設備, 6,7号機共用, 屋外に保管) (440V, 290Aのものを1相分1本の3相分3本を1セット及び1相分2本の3相分6本を3セット)を經由して5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型陽圧化空調機(ファン)(7号機設備, 6,7号機共用), 5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型外気取入送風機(7号機設備, 6,7号機共用), 5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)可搬型陽圧化空調機(ファン)(7号機設備, 6,7号機共用), 衛星電話設備(常設)(7号機設備, 6,7号機共用, 5号機に設置), 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備(テレビ会議システム, IP-電話機及びIP-	容量 個数	設定根拠に 関する説明 書(別添)

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする 必要がある 仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
		FAX) (7号機設備, 6,7号機共用, 5号機に設置), 安全パラメータ表示システム (SPDS) (7号機設備, 6,7号機共用, 5号機に設置) 等へ給電できる設計とする。		
その他発電用原子炉の附属施設 (非常用電源設備)	5号機原子炉建屋内緊急時対策所用交流110V分電盤2(7号機設備, 6,7号機共用)	同上	容量 個数	設定根拠に関する説明書(別添)
その他発電用原子炉の附属施設 (非常用電源設備)	5号機原子炉建屋内緊急時対策所用交流110V分電盤3(7号機設備, 6,7号機共用)	同上	容量 個数	設定根拠に関する説明書(別添)
その他発電用原子炉の附属施設 (非常用電源設備)	可搬ケーブル(7号機設備, 6,7号機共用)	同上	容量 個数	設定根拠に関する説明書(別添)

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする 必要がある 仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
その他発 電用原子 炉の附属 施設 (非常用 電源設 備)	直流 125V 充電器 (6A)	<p>設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、重大事故等の対応に必要な設備に直流電力を供給する重大事故等対処設備として、所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備を使用できる設計とする。所内蓄電式直流電源設備は、直流 125V 蓄電池 6A, 直流 125V 蓄電池 6A-2, AM 用直流 125V 蓄電池, 直流 125V 充電器 6A, 直流 125V 充電器 6A-2, AM 用直流 125V 充電器, 直流 125V 主母線盤 6A, AM 用直流 125V 主母線盤（125V, 1200A のものを 1 個）, 直流 125V RCIC 動力切替盤, 直流 125V RCIC 制御切替盤, 直流 125V HPAC MCC（125V, 800A のものを 1 個）, 電路, 計測制御装置等で構成し、直流 125V 蓄電池 6A, 直流 125V 蓄電池 6A-2 及び AM 用直流 125V 蓄電池は、直流母線へ電力を供給できる設計とする。所内蓄電式直流電源設備の直流 125V 蓄電池 6A, 直流 125V 蓄電池 6A-2 及び AM 用直流 125V 蓄電池は、全交流動力電源喪失から 8 時間後に不要な負荷の切り離しを行うことで、全交流動力電源喪失から 24 時間にわたり、直流 125V 蓄電池 6A, 直流 125V 蓄電池 6A-2 及び AM 用直流 125V 蓄電池から電力を供給できる設計とする。</p> <p>また、交流電源復旧後に、交流電源を直流 125V 充電器 6A, 直流 125V 充電器 6A-2 又は AM 用直流 125V 充電器を経由し直流母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。</p> <p>非常用直流電源設備の直流 125V 蓄電池, 直流 125V 充電器（125V, 700A 及び 125V, 400A のものを 5 個）, 直流 125V 主母線盤（125V, 800A のものを 4 個）, 直流 125V RCIC</p>	容量 個数	設定根拠に 関する説明 書（別添）

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする 必要がある 仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
		動力切替盤（125V, 800A のものを 1 個）、直流 125V RCIC 制御切替盤（125V, 225A のものを 1 個）は、想定される重大事故等時において、重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用できる設計とする。		
その他発電用原子炉の附属施設（非常用電源設備）	直流 125V 充電器（6A-2）	同上	容量 個数	設定根拠に関する説明書（別添）
その他発電用原子炉の附属施設（非常用電源設備）	直流 125V 充電器（6B）	非常用直流電源設備の直流 125V 蓄電池、直流 125V 充電器（125V, 700A 及び 125V, 400A のものを 5 個）、直流 125V 主母線盤（125V, 800A のものを 4 個）、直流 125V RCIC 動力切替盤（125V, 800A のものを 1 個）、直流 125V RCIC 制御切替盤（125V, 225A のものを 1 個）は、想定される重大事故等時において、重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用できる設計とする。	容量 個数	設定根拠に関する説明書（別添）
その他発電用原子炉の附属施設（非常用電源設備）	直流 125V 充電器（6C, 6D）	同上	容量 個数	設定根拠に関する説明書（別添）

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする 必要がある 仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
その他発 電用原子 炉の附属 施設 (非常用 電源設 備)	直流 125V 主母線盤 (6A)	<p>設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、重大事故等の対応に必要な設備に直流電力を供給する重大事故等対処設備として、所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備を使用できる設計とする。所内蓄電式直流電源設備は、直流 125V 蓄電池 6A, 直流 125V 蓄電池 6A-2, AM 用直流 125V 蓄電池, 直流 125V 充電器 6A, 直流 125V 充電器 6A-2, AM 用直流 125V 充電器, 直流 125V 主母線盤 6A, AM 用直流 125V 主母線盤（125V, 1200A のものを 1 個）, 直流 125V RCIC 動力切替盤, 直流 125V RCIC 制御切替盤, 直流 125V HPAC MCC（125V, 800A のものを 1 個）, 電路, 計測制御装置等で構成し、直流 125V 蓄電池 6A, 直流 125V 蓄電池 6A-2 及び AM 用直流 125V 蓄電池は、直流母線へ電力を供給できる設計とする。所内蓄電式直流電源設備の直流 125V 蓄電池 6A, 直流 125V 蓄電池 6A-2 及び AM 用直流 125V 蓄電池は、全交流動力電源喪失から 8 時間後に不要な負荷の切り離しを行うことで、全交流動力電源喪失から 24 時間にわたり、直流 125V 蓄電池 6A, 直流 125V 蓄電池 6A-2 及び AM 用直流 125V 蓄電池から電力を供給できる設計とする。</p> <p>また、交流電源復旧後に、交流電源を直流 125V 充電器 6A, 直流 125V 充電器 6A-2 又は AM 用直流 125V 充電器を経由し直流母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。</p> <p>非常用直流電源設備の直流 125V 蓄電池, 直流 125V 充電器（125V, 700A 及び 125V, 400A のものを 5 個）, 直流 125V 主母線盤（125V, 800A のものを 4 個）, 直流 125V RCIC</p>	容量 個数	設定根拠に 関する説明 書（別添）

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする 必要がある 仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
		動力切替盤（125V, 800A のものを 1 個）、直流 125V RCIC 制御切替盤（125V, 225A のものを 1 個）は、想定される重大事故等時において、重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用できる設計とする。		
その他発電用原子炉の附属施設（非常用電源設備）	直流 125V 主母線盤 (6B)	非常用直流電源設備の直流 125V 蓄電池、直流 125V 充電器（125V, 700A 及び 125V, 400A のものを 5 個）、直流 125V 主母線盤（125V, 800A のものを 4 個）、直流 125V RCIC 動力切替盤（125V, 800A のものを 1 個）、直流 125V RCIC 制御切替盤（125V, 225A のものを 1 個）は、想定される重大事故等時において、重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用できる設計とする。	容量 個数	設定根拠に関する説明書（別添）
その他発電用原子炉の附属施設（非常用電源設備）	直流 125V 主母線盤 (6C, 6D)	同上	容量 個数	設定根拠に関する説明書（別添）
その他発電用原子炉の附属施設（非常用電源設備）	直流 125V HPAC MCC	設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、重大事故等の対応に必要な設備に直流電力を供給する重大事故等対処設備として、所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備を使用できる設計とする。所内蓄電式直流電源設備は、直流 125V 蓄電池 6A, 直流 125V 蓄電池 6A-2, AM 用直流 125V 蓄電池, 直流 125V 充電器 6A, 直流 125V 充電器 6A-2, AM 用直流 125V 充電器, 直流 125V 主母線盤 6A, AM 用直流 125V 主母線盤（125V, 1200A のも	容量 個数	設定根拠に関する説明書（別添）

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする 必要がある 仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
		<p>のを1個), 直流 125V RCIC 動力切替盤, 直流 125V RCIC 制御切替盤, 直流 125V HPAC MCC (125V, 800A のものを1個), 電路, 計測制御装置等で構成し, 直流 125V 蓄電池 6A, 直流 125V 蓄電池 6A-2 及び AM 用直流 125V 蓄電池は, 直流母線へ電力を供給できる設計とする。所内蓄電式直流電源設備の直流 125V 蓄電池 6A, 直流 125V 蓄電池 6A-2 及び AM 用直流 125V 蓄電池は, 全交流動力電源喪失から 8 時間後に不要な負荷の切り離しを行うことで, 全交流動力電源喪失から 24 時間にわたり, 直流 125V 蓄電池 6A, 直流 125V 蓄電池 6A-2 及び AM 用直流 125V 蓄電池から電力を供給できる設計とする。</p> <p>また, 交流電源復旧後に, 交流電源を直流 125V 充電器 6A, 直流 125V 充電器 6A-2 又は AM 用直流 125V 充電器を経由し直流母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。</p> <p>設計基準事故対処設備の交流電源及び直流電源が喪失した場合に, 重大事故等の対応に必要な設備に直流電力を供給する重大事故等対処設備として可搬型直流電源設備を使用できる設計とする。可搬型直流電源設備は, 電源車, AM 用直流 125V 充電器, AM 用直流 125V 主母線盤, 直流 125V HPAC MCC, 軽油タンク, タンクローリ (4kL), 電路, 計測制御装置等で構成し, 電源車を代替所内電気設備及び AM 用直流 125V 充電器を経由して直流母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。</p>		

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする 必要がある 仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
その他発 電用原子 炉の附属 施設 (非常用 電源設 備)	AM用直流 125V主母 線盤	<p>設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、重大事故等の対応に必要な設備に直流電力を供給する重大事故等対処設備として、所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備を使用できる設計とする。所内蓄電式直流電源設備は、直流 125V 蓄電池 6A, 直流 125V 蓄電池 6A-2, AM用直流 125V 蓄電池, 直流 125V 充電器 6A, 直流 125V 充電器 6A-2, AM用直流 125V 充電器, 直流 125V 主母線盤 6A, AM用直流 125V 主母線盤（125V, 1200A のものを 1 個）, 直流 125V RCIC 動力切替盤, 直流 125V RCIC 制御切替盤, 直流 125V HPAC MCC（125V, 800A のものを 1 個）, 電路, 計測制御装置等で構成し、直流 125V 蓄電池 6A, 直流 125V 蓄電池 6A-2 及び AM用直流 125V 蓄電池は、直流母線へ電力を供給できる設計とする。所内蓄電式直流電源設備の直流 125V 蓄電池 6A, 直流 125V 蓄電池 6A-2 及び AM用直流 125V 蓄電池は、全交流動力電源喪失から 8 時間後に不要な負荷の切り離しを行うことで、全交流動力電源喪失から 24 時間にわたり、直流 125V 蓄電池 6A, 直流 125V 蓄電池 6A-2 及び AM用直流 125V 蓄電池から電力を供給できる設計とする。</p> <p>また、交流電源復旧後に、交流電源を直流 125V 充電器 6A, 直流 125V 充電器 6A-2 又は AM用直流 125V 充電器を經由し直流母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。</p> <p>設計基準事故対処設備の交流電源及び直流電源が喪失した場合に、重大事故等の対応に必要な設備に直流電力を供給する重大事故等対処設備として可搬型直流電源設備を使用できる設計とする。可搬型直流電源設</p>	容量 個数	設定根拠に 関する説明 書（別添）

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする 必要がある 仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
		備は、電源車、AM用直流125V充電器、AM用直流125V主母線盤、直流125V HPAC MCC、軽油タンク、タンクローリ（4kL）、電路、計測制御装置等で構成し、電源車を代替所内電気設備及びAM用直流125V充電器を経由して直流母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。		
その他発電用原子炉の附属施設 （非常用電源設備）	直流125V RCIC動力切替盤	設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、重大事故等の対応に必要な設備に直流電力を供給する重大事故等対処設備として、所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備を使用できる設計とする。所内蓄電式直流電源設備は、直流125V蓄電池6A、直流125V蓄電池6A-2、AM用直流125V蓄電池、直流125V充電器6A、直流125V充電器6A-2、AM用直流125V充電器、直流125V主母線盤6A、AM用直流125V主母線盤（125V、1200Aのものを1個）、直流125V RCIC動力切替盤、直流125V RCIC制御切替盤、直流125V HPAC MCC（125V、800Aのものを1個）、電路、計測制御装置等で構成し、直流125V蓄電池6A、直流125V蓄電池6A-2及びAM用直流125V蓄電池は、直流母線へ電力を供給できる設計とする。所内蓄電式直流電源設備の直流125V蓄電池6A、直流125V蓄電池6A-2及びAM用直流125V蓄電池は、全交流動力電源喪失から8時間後に不要な負荷の切り離しを行うことで、全交流動力電源喪失から24時間にわたり、直流125V蓄電池6A、直流125V蓄電池6A-2及びAM用直流125V蓄電池から電力を供給できる設計とする。 また、交流電源復旧後に、交流電源を直流125V充電器6A、直流125V充電器6A-2又はAM用直流125V充電器を経由し直流母線へ	容量 個数	設定根拠に関する説明書（別添）

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする 必要がある 仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
		<p>接続することで電力を供給できる設計とする。</p> <p>非常用直流電源設備の直流 125V 蓄電池, 直流 125V 充電器 (125V, 700A 及び 125V, 400A のものを 5 個), 直流 125V 主母線盤 (125V, 800A のものを 4 個), 直流 125V RCIC 動力切替盤 (125V, 800A のものを 1 個), 直流 125V RCIC 制御切替盤 (125V, 225A のものを 1 個) は, 想定される重大事故等時において, 重大事故等対処設備 (設計基準拡張) として使用できる設計とする。</p>		
その他発 電用原子 炉の附属 施設 (非常用 電源設 備)	直流 125V RCIC 制御 切替盤	同上	容量 個数	設定根拠に 関する説明 書 (別添)

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
その他発電用原子炉の附属施設 (非常用電源設備)	号炉間電力融通ケーブル(常設) (7号機設備, 6,7号機共用)	設計基準事故対処設備の交流電源が喪失(全交流動力電源喪失)した場合の重大事故等対処設備として, 号炉間電力融通電気設備を使用できる設計とする。号炉間電力融通電気設備は, 号炉間電力融通ケーブル(常設)(「7号機設備, 6,7号機共用, 6号機及び7号機の間にもわたり設置」(以下同じ。)) (6900V, 258.3Aのものを1相分1本の3相分3本を1セット), 号炉間電力融通ケーブル(可搬型)(「7号機設備, 6,7号機共用, 屋外に保管」(以下同じ。)) (6900V, 258.3Aのものを1相分1本の3相分3本を1セット), 計測制御装置で構成し, 号炉間電力融通ケーブル(常設)をあらかじめ敷設し, 6号機及び7号機の緊急用電源切替箱断路器に手動で接続することで, 7号機の電源設備からメタルクラッド開閉装置6C及びメタルクラッド開閉装置6Dに電力を融通できる設計とする。また, 号炉間電力融通ケーブル(常設)が使用できない場合に, 予備ケーブルとして号炉間電力融通ケーブル(可搬型)を6号機及び7号機の緊急用電源切替箱断路器に手動で接続することで, 7号機の電源設備からメタルクラッド開閉装置6C及びメタルクラッド開閉装置6Dに電力を融通できる設計とする。	容量 個数	設定根拠に関する説明書(別添)
その他発電用原子炉の附属施設 (非常用電源設備)	号炉間電力融通ケーブル(可搬型) (7号機設備, 6,7号機共用)	同上	容量 個数	設定根拠に関する説明書(別添)

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする 必要がある 仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
その他発電用原子炉の附属施設 (非常用電源設備)	AM 用切替装置 (SRV)	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、主蒸気逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として使用する可搬型直流電源設備は、主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な常設直流電源系統が喪失した場合においても、AM 用切替装置 (SRV) (125V, 100A のものを 1 個) を切り替えることにより、主蒸気逃がし安全弁 (8 個) の作動に必要な電源を供給できる設計とする。	容量 個数	設定根拠に関する説明書 (別添)
その他発電用原子炉の附属施設 (非常用電源設備)	5 号機電力保安通信用電話設備用 48V 蓄電池 (7 号機設備, 6, 7 号機共用)	送受話器 (ページング) 用 48V 蓄電池 (「7 号機設備, 6, 7 号機共用, 6 号機に設置」(以下同じ。)) (48V, 2400Ah/組 (10 時間率) のものを 1 組 (1 組当たり 24 個)) 及び 5 号機電力保安通信用電話設備用 48V 蓄電池 (「7 号機設備, 6, 7 号機共用, 5 号機に設置」(以下同じ。)) (48V, 1000Ah/組 (10 時間率) のものを 1 組 (1 組当たり 25 個)) は、外部電源が期待できない場合においても、通信連絡設備の動作に必要な電力を給電できる設計とする。	容量 個数	設定根拠に関する説明書 (別添)
その他発電用原子炉の附属施設 (非常用電源設備)	送受話器 (ページング) 用 48V 蓄電池 (7 号機設備, 6, 7 号機共用)	同上	容量 個数	設定根拠に関する説明書 (別添)

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする 必要がある 仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
その他発電用原子炉の附属施設 (非常用電源設備)	5号機原子炉建屋内緊急時対策所用6/7号機電源切替盤(7号機設備, 6, 7号機共用)	5号機原子炉建屋内緊急時対策所用受電盤, 5号機原子炉建屋内緊急時対策所用主母線盤, 5号機原子炉建屋内緊急時対策所用交流110V分電盤1, 5号機原子炉建屋内緊急時対策所用交流110V分電盤2及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所用交流110V分電盤3は, 5号機原子炉建屋内緊急時対策所(「7号機設備, 6, 7号機共用, 5号機に設置」(以下同じ。))の設備であり, 5号機原子炉建屋内緊急時対策所の共用により, 必要な情報(相互のプラント状況, 運転員の対応状況等)を共有・考慮しながら, 総合的な管理(事故対応を含む。)を行うことで, 安全性の向上が図れることから, 6号機及び7号機で共用する設計とする。5号機原子炉建屋内緊急時対策所用受電盤, 5号機原子炉建屋内緊急時対策所用主母線盤, 5号機原子炉建屋内緊急時対策所用交流110V分電盤1, 5号機原子炉建屋内緊急時対策所用交流110V分電盤2及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所用交流110V分電盤3は, 共用により悪影響を及ぼさないよう, 6号機及び7号機を5号機原子炉建屋内緊急時対策所用6/7号機電源切替盤(7号機設備, 6, 7号機共用)(480V, 225Aのものを1個)の遮断器により系統を隔離して使用する設計とする。	容量 個数	設定根拠に関する説明書(別添)
その他発電用原子炉の附属施設 (浸水防護施設)	取水槽水位計	津波監視設備のうち取水槽水位計は, 6号機の非常用電源設備から給電し, T.M.S.L. - 6.5m ~ +9.0mを測定範囲として, 原子炉補機冷却海水ポンプが設置された補機冷却用海水取水槽の上昇側及び下降側の水位を中央制御室から監視可能な設計とする。	計測範囲	発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする 必要がある 仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
その他発電用原子炉の附属施設 (浸水防護施設)	循環水系隔離システム	具体的には、止水性を維持する水密扉、床ドレンライン浸水防止治具の設置及び貫通部止水処置を実施し、溢水の伝播を防止する設計とする。循環水配管の破損による溢水量低減については、循環水配管の破損箇所からの溢水を早期に自動検知し、自動隔離を行うために、循環水系隔離システム(漏えい検出器、復水器水室出入口弁及び漏えい検出制御盤)により、隔離信号発信後 [] で復水器水室出入口弁を自動閉止する設計とする。	自動隔離時間	発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書
その他発電用原子炉の附属施設 (浸水防護施設)	タービン補機冷却海水系隔離システム	タービン補機冷却海水配管の破損による溢水量の低減については、タービン補機冷却海水配管の破損箇所からの溢水を早期に自動検知し、自動隔離を行うために、タービン補機冷却海水系隔離システム(漏えい検出器、タービン補機冷却海水ポンプ吐出弁及び漏えい検出制御盤)により、隔離信号発信後 [] でタービン補機冷却海水ポンプ吐出弁を自動閉止する設計とする。	自動隔離時間	発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする 必要がある 仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
その他発 電用原子 炉の附属 施設 (浸水防 護施設)	保護カバー (蒸気防護 カバー)	<p>防護すべき設備のうち、浸水に対する保護構造を有している設備は、評価された被水条件を考慮しても要求される機能を損なうおそれがない設計とする。浸水に対する保護構造を有していない設備は、機能を損なうおそれがない配置、保護カバーによる要求される機能を損なうおそれがない設計又は被水の影響が発生しないよう、水消火を行わない消火手段(固定式消火設備等)を採用する等により、被水の影響が発生しない設計とする。</p> <p>漏えい蒸気の影響により、防護すべき設備が要求される機能を損なうおそれがある場合は、漏えい蒸気による影響を緩和するための対策を実施する。具体的には、漏えい蒸気による機器への影響を考慮した試験で性能を確認した保護カバーを設置し、蒸気影響を緩和することにより防護すべき設備が要求される機能を損なうおそれがない設計とする。</p>	—	発電用原子 炉施設の溢 水防護に関 する説明書
その他発 電用原子 炉の附属 施設 (緊急時 対策所)	酸素濃度計 (7号機設 備, 6, 7号 機共用)	5号機原子炉建屋内緊急時対策所には、酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるよう酸素濃度計(個数2(予備1))及び二酸化炭素濃度計(個数2(予備1))を保管する設計とする。	個数	緊急時対策 所の機能に 関する説明 書 緊急時対策 所の居住性 に関する説 明書

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
その他発電用原子炉の附属施設 (緊急時対策所)	二酸化炭素濃度計 (7号機設備, 6,7号機共用)	5号機原子炉建屋内緊急時対策所には, 酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるように酸素濃度計 (個数 2 (予備 1)) 及び二酸化炭素濃度計 (個数 2 (予備 1)) を保管する設計とする。	個数	緊急時対策所の機能に関する説明書 緊急時対策所の居住性に関する説明書
その他発電用原子炉の附属施設 (緊急時対策所)	5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 二酸化炭素吸収装置 (7号機設備, 6,7号機共用)	5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 二酸化炭素吸収装置 (個数 1 (予備 1)) は, 5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部・高気密室) の二酸化炭素を除去することにより, 要員の窒息を防止する設計とする。	個数	緊急時対策所の居住性に関する説明書
その他発電用原子炉の附属施設 (緊急時対策所)	5号機原子炉建屋内緊急時対策所用差圧計 (7号機設備, 6,7号機共用)	5号機原子炉建屋内緊急時対策所用差圧計 (個数 2 (予備 1), 計測範囲 0~200Pa) は, 5号機原子炉建屋内緊急時対策所の陽圧化された室内と周辺エリアとの差圧を監視できる設計とする。	個数 計測範囲	緊急時対策所の機能に関する説明書 緊急時対策所の居住性に関する説明書

VI-1-1-5-別添 2 設定根拠に関する説明書（別添）

目 次

1. 概要	1
2. 設定根拠に関する説明書（別添）	2
2.1 6号機地下水排水設備	2
2.2 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置	6
2.3 格納容器内ガスサンプリングポンプ	12
2.4 格納容器内ガス冷却器	14
2.5 メタルクラッド開閉装置	16
2.6 パワーセンタ	17
2.7 モータコントロールセンタ	21
2.8 動力変圧器	24
2.9 緊急用断路器	27
2.10 AM用動力変圧器	28
2.11 AM用MCC	30
2.12 緊急用電源切替箱接続装置	33
2.13 緊急用電源切替箱断路器	35
2.14 AM用切替盤	36
2.15 直流125V充電器	37
2.16 直流125V主母線盤	40
2.17 直流125V HPAC MCC	43
2.18 AM用直流125V主母線盤	45
2.19 直流125V RCIC 動力切替盤	47
2.20 直流125V RCIC 制御切替盤	49
2.21 号炉間電力融通ケーブル（常設）	51
2.22 号炉間電力融通ケーブル（可搬型）	52
2.23 AM用切替装置（SRV）	53
2.24 5号機原子炉建屋内緊急時対策所用6/7号機電源切替盤	54

1. 概要

本説明書は、別添1の「技術基準要求機器リスト」にて選定された設備について「設定根拠に関する説明書（別添）」を作成し、仕様設定根拠を説明するものである。

以下の設備の設定根拠に関する説明は、令和2年10月14日付け原規規発第2010147号にて認可された柏崎刈羽原子力発電所第7号機的设计及び工事の計画のV-1-1-5-別添2「設定根拠に関する説明書（別添）」による。

- ・5号機地下水排水設備（7号機設備，6,7号機共用）
- ・小型船舶（海上モニタリング用）（7号機設備，6,7号機共用）
- ・泡消火薬剤（7号機設備，6,7号機共用）
- ・泡原液混合装置（7号機設備，6,7号機共用）
- ・汚濁防止膜（7号機設備，6,7号機共用）
- ・小型船舶（汚濁防止膜設置用）（7号機設備，6,7号機共用）
- ・放射性物質吸着材（7号機設備，6,7号機共用）
- ・5号機原子炉建屋内緊急時対策所用受電盤（7号機設備，6,7号機共用）
- ・5号機原子炉建屋内緊急時対策所用主母線盤（7号機設備，6,7号機共用）
- ・5号機原子炉建屋内緊急時対策所用交流110V分電盤1（7号機設備，6,7号機共用）
- ・5号機原子炉建屋内緊急時対策所用交流110V分電盤2（7号機設備，6,7号機共用）
- ・5号機原子炉建屋内緊急時対策所用交流110V分電盤3（7号機設備，6,7号機共用）
- ・可搬ケーブル（7号機設備，6,7号機共用）
- ・5号機電力保安通信用電話設備用48V蓄電池（7号機設備，6,7号機共用）
- ・送受話器（ページング）用48V蓄電池（7号機設備，6,7号機共用）

2. 設定根拠に関する説明書（別添）

2.1 6号機地下水排水設備

名 称		6号機地下水排水設備	
容 量	m ³ /h/個	45 以上 (45)	
揚 程	m	45 以上 (45)	
原 動 機 出 力	kW/個	15	
個 数	—	4 (サブドレンポンプ)	10 (水位検出器)
検 出 範 囲	mm	サブドレンピット底面より+230～+1000	

【設 定 根 拠】

(概要)

6号機地下水排水設備は、耐震設計において地下水位の低下に期待していることから、地下水の排水のために設置する。また、6号機地下水排水設備は、地震後にもその機能に期待することから、S s機能維持として設計する。6号機地下水排水設備のうち、耐震性を有するピットの内原子炉建屋南東側とタービン建屋北西側の各ピットにはサブドレンポンプ2個を設置する。6号機地下水排水設備の概要図を図1に示す。

6号機地下水排水設備が機能を喪失した場合は、状況を確認し速やかに予備機と交換する対応をとる。

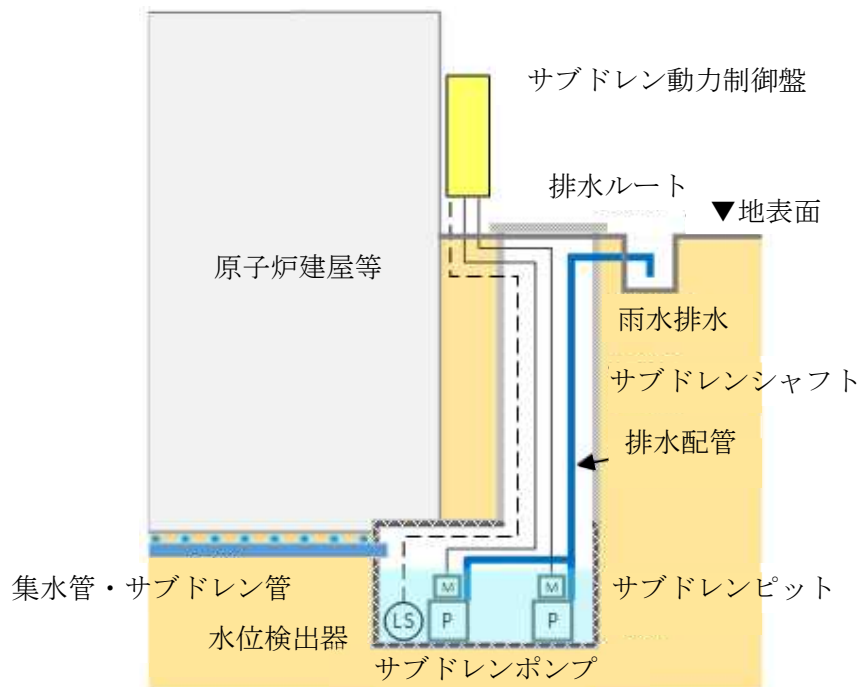


図1 6号機地下水排水設備の概要図

1. サブドレンポンプについて

サブドレンポンプは、各建屋基礎スラブ底面レベル以深に地下水水位を維持するため、継続的に流入する地下水を排水するために設置する。

1.1 容量

サブドレンポンプの容量は、下記に示す方法により算出された地下水等を排水できる容量とする。

- ① 地下水の排水実績：44m³/日
- ② 浸透流解析に基づく想定湧水量：948.5m³/日
- ③ 建築工事着手前の地下水の湧水量：275m³/日

上記より、サブドレンポンプの容量は②の948.5m³/日（約40m³/h）と同等の1080m³/日/個以上（45m³/h/個以上）とする。

なお、点検等を考慮し、各ピットには2台のサブドレンポンプを設置する。

公称値については、1台当たり要求される容量45m³/h/個と同じとする。

なお、浸透流解析に基づく想定溢水量の評価結果については、1.1.1にて説明する。

1.1.1 地震後の地下水排水設備の機能に期待しない場合の建屋周辺の地下水流量評価

地震後の排水設備の機能に期待しない場合の建屋周辺の地下水流量について検討した。

(1) 建屋周辺に対する地下水の影響

建屋周辺の地下水流量については、建設計画時に実施した浸透流解析を採用する。浸透流解析の結果を以下に示す。

6号機建屋	湧水量 (m ³ /日)	湧水量合計 (m ³ /日)
原子炉建屋廻り	550.7*	948.5*
タービン建屋廻り	397.8*	

注記*：表現上切上げた値

以上の解析結果により算出された地下水流量は948.5m³/日であり、解析実施時に併せて実測した建築工事着手前の地下水の湧水量（約275m³/日）及び至近の地下水の排水実績（44m³/日）と比較しても解析結果が十分な裕度を持った値であることから本解析値以上の排水容量を有するサブドレンポンプを設置する。

1.2 揚程

サブドレンポンプの揚程は、下記を考慮して決定する。

① 静水頭（ピット底面と排水箇所との標高差）

原子炉建屋：26.98m

タービン建屋：24.78m

② 配管・機器圧力損失

原子炉建屋：1.45m

タービン建屋：1.41m

③ 合計

原子炉建屋：28.43m

タービン建屋：26.19m

上記より、サブドレンポンプの揚程は③の合計 28.43m を上回る 45m 以上とする。

公称値については、要求される揚程 28.43m を上回る 45m とする。

1.3 原動機出力

サブドレンポンプの原動機出力は、下記の式により、容量及び揚程を考慮して決定する。

$$P_w = \rho \cdot g \cdot Q \cdot H \cdot 10^{-3}$$

$$\eta = \frac{P_w}{P} \cdot 100$$

(引用文献：日本産業規格 J I S B 0 1 3 1 - 2002 「タービンポンプ用語」)

$$P = \frac{\rho \cdot g \cdot Q \cdot H \cdot 10^{-3}}{\eta} \cdot 100$$

P：軸動力 (kW)

P_w：水動力 (kW)

ρ：密度 (kg/m³) = 1000

g：重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q：容量 (m³/s) = 45/3600

H：揚程 (m) = 44.0

η：ポンプ効率 (%) = 41.8

$$P = \frac{1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{45}{3600}\right) \times 44.0 \times 10^{-3}}{41.8} \times 100 = 12.903 \div 13.0$$

上記より、サブドレンポンプの原動機出力は、必要軸動力 13.0kW を上回る 15kW/個とする。

1.4 個数

サブドレンポンプは、継続的に流入する地下水を排水し、地下水位を一定レベル以深に維持することで周辺建屋の健全性を確保するため、原子炉建屋南東側ピットとタービン建屋北西側ピットへ各々2個（合計4個）設置する。

2. 水位検出器について

水位検出器は、サブドレンピット内の水位を検出し、集水管（サブドレンピット底面より+1100mm）未満に水位を維持するためにサブドレンピット底面より+900mmにサブドレンポンプが自動起動、サブドレンピット底面より+330mmにサブドレンポンプ自動停止するよう設計する。

2.1 検出範囲

水位検出器の検出高さは以下のとおりとし、検出範囲はサブドレンピット底面より+230mm～+1000mmとする。

- ・サブドレンピット水位低を検出するため、サブドレンピット底面より+230mmとする。
- ・サブドレンポンプを自動停止するため、サブドレンピット底面より+330mmとする。
- ・サブドレンポンプを自動起動するため、サブドレンピット底面より+900mmとする。
- ・サブドレンポンプを追加で自動起動するため、サブドレンピット底面より+1000mmとする。
- ・サブドレンピット水位高を検出するため、サブドレンピット底面より+1000mmとする。

2.2 個数

水位検出器は、サブドレンピットへ継続的に流入する地下水を排水し水位を一定レベル以下に維持するため、原子炉建屋南東側ピットとタービン建屋北西側ピットへ各々5個（合計10個）設置する。

2.2 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置

名 称		使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置	
個 数	—	1	
容 量	L/min	141.5 以上 (141.5 以上)	
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>重大事故等時に核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵プール監視カメラの耐環境性向上のために使用する使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置は、以下の機能を有する。</p> <p>使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置は、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するとともに、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備として設置する。</p> <p>系統構成は、使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を常設設備とし、現場にて空冷装置の弁操作及び起動操作が可能であり、想定される重大事故等時の環境下においても、確実に操作できる設計とする。</p> <p>使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置の構成等については、VI-1-3-1「使用済燃料貯蔵槽の温度、水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」による。</p> <p>1. 個数</p> <p>使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置は、重大事故等対処設備として使用済燃料貯蔵プール監視カメラの耐環境性向上のために必要な個数として1個設置する。なお、図1「使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置の空気供給概略図」のとおり使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置の内訳として、コンプレッサ及び冷却器は3台、エアクーラは1台とする。</p> <p>2. 容量</p> <p>重大事故等対処設備として使用する使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置の容量は、使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置のエアクーラ入口温度における温度評価結果から、使用済燃料貯蔵プール監視カメラの冷却に必要な容量として、141.5L/min以上とする。</p> <p>公称値については要求される容量と同じ141.5L/min以上とする。</p>			

2.1 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置のエアクーラ入口温度における温度評価
 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置のエアクーラ入口における温度を求めた評価条件及び算出方法は以下のとおりである。使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置の系統構成を図1「使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置の空気供給概略図」に、流量及び評価温度を表1「流量及び評価温度」に示す。

2.1.1 評価条件

- ・冷却器出口温度：50℃（原子炉建屋内の原子炉区域外（コンプレッサ，冷却器設置場所）における周囲温度）
- ・周囲温度：原子炉建屋内の原子炉区域外（コンプレッサ，冷却器設置場所）50℃*¹
 原子炉建屋原子炉区域（エアクーラ設置場所）100℃*²

注記*1：VI-1-1-7「安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」により50℃に設定している。

*2：VI-1-1-7「安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」により100℃に設定している。

- ・流量：141.5L/min
- ・パイロジェルの熱伝導率：0.023W/(m・K)
- ・保温材厚さ：パイロジェル0.1m
- ・空気の定圧比熱：1.006kJ/(kg・K)
- ・空気の密度：1.293kg/m³（0℃，大気圧における密度）

2.1.2 適用規格

- ・J I S A 9 5 0 1-2014 保温保冷工事施工標準

2.1.3 評価方法

- (1) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置（コンプレッサ及び冷却器3台）の流量試験結果 L/min に余裕をもたせた流量141.5L/min とする。
- (2) 設定された流量を用いて，冷却器出口からエアクーラ入口に向けて温度を算出する。
- (3) 上記の計算をエアクーラ入口まで行い，評価温度を算出する。

2.1.4 算出方法

(1) 算出の概要

使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置に流量141.5L/minを流した場合に発生する冷却空気の温度変化を下記の順に算出する。

① 冷却器出口（初期条件）の設定

コンプレッサは原子炉建屋内の原子炉区域外の環境温度である50℃において，3台で流量141.5L/min以上を確保する。また，原子炉建屋内の原子炉区域外（コンプレッサ及

び冷却器設置場所)における周囲温度を考慮し、冷却器出口の温度、流量は以下のとおり設定する。

温度：50℃

流量：141.5L/min

- ② 冷却器出口からエア合流点までの周囲温度からの入熱（区間 A-BC）

冷却器出口の温度を内部流体の入口温度とし、2.1.4(2)算出式に記載の原子炉建屋内の原子炉区域外の保温材非設置箇所における管の熱通過率評価式によりエア合流点温度を算出する。

温度：℃

流量：141.5L/min

- ③ エア合流点から原子炉建屋内の原子炉区域外の保温材設置箇所までの周囲温度からの入熱（区間 D）

エア合流点の温度を内部流体の入口温度とし、2.1.4(2)算出式に記載の原子炉建屋内の原子炉区域外の保温材非設置箇所における管の熱通過率評価式により温度を算出する。

温度：℃

流量：141.5L/min

- ④ 原子炉建屋内の原子炉区域外の保温材設置箇所から原子炉建屋原子炉区域入口までの周囲温度からの入熱（区間 E）

原子炉建屋内の原子炉区域外の保温材設置個所の温度を内部流体の入口温度とし、2.1.4(2)算出式に記載の保温材設置箇所における管の熱通過率評価式により原子炉建屋原子炉区域入口温度を算出する。

温度：℃

流量：141.5L/min

- ⑤ 原子炉建屋原子炉区域入口からエアクーラ入口までの周囲温度からの入熱（区間 F）

原子炉建屋原子炉区域入口の温度を内部流体の入口温度とし、2.1.4(2)算出式に記載の保温材設置箇所における管の熱通過率評価式によりエアクーラ入口温度を算出する。

温度：℃

流量：141.5L/min

(2) 算出式

- ・内部流体の流量算出式

$$m' = m \cdot \rho \cdot \frac{60}{1000}$$

- ・温度評価式

$$|\theta_{fm} - \theta_a| = |\theta_{im} - \theta_a| \cdot e^{-a \times l}$$

$$\theta_{fm} = (\theta_{im} - \theta_a) \cdot e^{-a \times l} + \theta_a$$

$$a = \frac{3.6 \cdot U_l}{m' \cdot C_p}$$

- ・保温材設置箇所における管の熱通過率評価式

$$U_l = \frac{2 \cdot \pi \cdot \lambda}{\ln\left(\frac{D_e}{D_i}\right)}$$

安全側に保温材の熱抵抗のみを考慮し、配管内表面、配管本体及び保温材外表面の熱抵抗は考慮しない。

- ・保温材非設置箇所における管の熱通過率評価式

$$U_l = \pi \cdot D_i \cdot h_{se}$$

$$h_{se} = h_r + h_{cv}$$

$$h_r = \varepsilon \cdot \sigma \cdot \frac{(T_{se})^4 - (T_a)^4}{T_{se} - T_a}$$

$$h_{cv} = 1.19 \cdot \left(\frac{\Delta\theta}{D_i}\right)^{0.25} \cdot \left(\frac{w + 0.348}{0.348}\right)^{0.5} \quad (\text{水平管})$$

安全側に配管外表面の熱抵抗のみを考慮し、配管内表面、配管本体の熱抵抗は考慮しない。

- θ_{fm} : 内部流体 出口温度(°C)
- θ_{im} : 内部流体 入口温度(°C)
- θ_a : 周囲温度(°C)
- ρ : 空気の密度(kg/m³)
- m : 内部流体の流量(L/min)
- m' : 内部流体の流量(kg/h)
- l : 管の長さ(m)
- π : 円周率(-)
- λ : 保温材熱伝導率(W/(m・K))
- D_i : 保温材内径 (配管外径) (m)
- D_e : 保温材外径 (配管外径+保温材厚さ×2) (m)
- C_p : 内部流体の定圧比熱(kJ/(kg・K))
- U_l : 熱通過率 (配管単位長さ当り) (W/(m・K))
- h_{se} : 配管外表面熱伝達率(W/(m²・K))
- h_r : 配管外表面放射熱伝達率(W/(m²・K))
- h_{cv} : 配管外表面対流熱伝達率(W/(m²・K))
- ε : 放射率 (安全側に 1.0[-]と仮定)
- σ : ステファン・ボルツマン定数 (=5.67×10⁻⁸(W/(m²・K⁴)))
- T_{se} : 絶対温度で表した配管外表面温度(K)
- T_a : 絶対温度で表した周囲温度(K)
- $\Delta\theta$: 温度差 (=| $\theta_{se} - \theta_a$ |) (°C)
- θ_{se} : 配管外表面温度(°C)
- w : 風速 (屋内のため 0(m/s)と仮定)

上記に基づき算出した熱通過率 (U_l) 及び各インプットは以下のとおり

	m'	U_l	a	D_e	D_i	λ	l
区間 A (保温材なし)	3.659	0.3054	0.2986	—	0.0127	—	1.5600
区間 B (保温材なし)	3.659	0.3054	0.2986	—	0.0127	—	2.3800
区間 C (保温材なし)	3.659	0.3054	0.2986	—	0.0127	—	2.0450
区間 BC (保温材なし)	7.318	0.3054	0.1493	—	0.0127	—	5.4050
区間 D (保温材なし)	10.978	0.3054	0.0995	—	0.0127	—	2.5810
区間 E (保温材あり)	10.978	0.05128	0.01672	0.2127	0.0127	0.023	4.8500
区間 F (保温材あり)	10.978	0.05128	0.01672	0.2127	0.0127	0.023	20.045

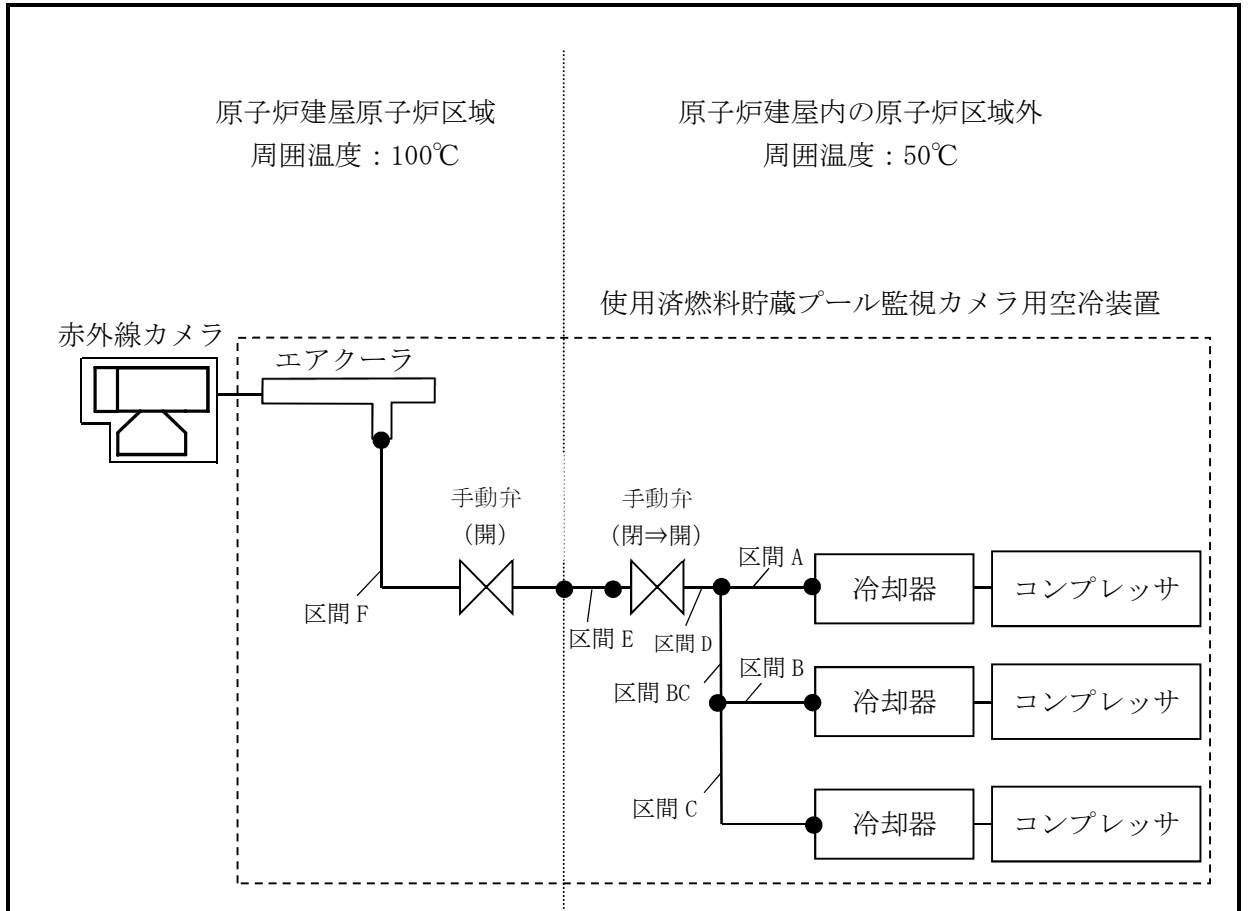


図 1 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置の空気供給概略図

表 1 流量及び評価温度

	流量 (L/min)	評価温度 (℃)
使用済燃料貯蔵プール 監視カメラ用空冷装置	141.5	□

2.3 格納容器内ガスサンプリングポンプ

名 称		格納容器内ガスサンプリングポンプ
個 数	—	2
吐 出 圧 力	MPa	0.62 以上 (0.65)
容 量	L/min/個	1 以上 (1 以上)
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 <p>格納容器内ガスサンプリングポンプは、設計基準対象施設として原子炉格納容器内における水素濃度及び酸素濃度を計測するため、原子炉格納容器内からのサンプリングガスを循環するために設置する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に計測制御系統施設のうち格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度のサンプリング装置として使用する格納容器内ガスサンプリングポンプは、以下の機能を有する。</p> <p>格納容器内ガスサンプリングポンプは、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止するために必要な設備として設置する。</p> <p>系統構成は、格納容器内ガスサンプリングポンプを常設設備とし、中央制御室にて起動操作が可能であり、想定される重大事故等時の環境下においても、確実に操作できる設計とする。</p> <p>1. 個数</p> <p>格納容器内ガスサンプリングポンプは、設計基準対象施設として原子炉格納容器内からのサンプリングガスを循環するために必要な個数であり、2 個設置する。</p> <p>格納容器内ガスサンプリングポンプは、設計基準対象施設として 2 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p> <p>2. 吐出圧力</p> <p>設計基準対象施設として使用する格納容器内ガスサンプリングポンプの吐出圧力は、原子炉格納容器内の圧力（最高使用圧力）0.31MPa を考慮し、0.31MPa 以上とする。</p> <p>重大事故等対処設備として使用する格納容器内ガスサンプリングポンプの吐出圧力は、原子炉格納容器内の圧力（設計限界圧力）0.62MPa を考慮し、0.62MPa 以上とする。</p> <p>公称値については要求される吐出圧力 0.62MPa を上回る 0.65MPa とする。</p>		

3. 容量

設計基準対象施設として使用する格納容器内ガスサンプリングポンプの容量は、計測に必要な流量として、1L/min/個以上とする。

重大事故等対処設備として使用する格納容器内ガスサンプリングポンプの容量は、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1L/min/個以上とする。

公称値については要求される容量 1L/min/個以上と同じ 1L/min/個以上とする。

2.4 格納容器内ガス冷却器

名 称		格納容器内ガス冷却器
個 数	—	2
伝 熱 面 積	m ² /個	0.26 以上 (0.53)
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 <p>格納容器内ガス冷却器は、設計基準対象施設として原子炉格納容器内における水素濃度及び酸素濃度を計測するため、原子炉格納容器内からのサンプリングガスを冷却するために設置する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重大事故等対処設備 <p>重大事故等時に計測制御系統施設のうち格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度のサンプリング装置として使用する格納容器内ガス冷却器は、以下の機能を有する。</p> <p>格納容器内ガス冷却器は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止するために必要な設備として設置する。</p> <p>系統構成は、格納容器内ガス冷却器を常設設備とし、中央制御室にて起動操作が可能であり、想定される重大事故等時の環境下においても、確実に操作できる設計とする。</p> <p>1. 個数</p> <p>格納容器内ガス冷却器は、設計基準対象施設として原子炉格納容器内からのサンプリングガスを冷却するために必要な個数であり、2個設置する。</p> <p>格納容器内ガス冷却器は、設計基準対象施設として2個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。</p> <p>2. 伝熱面積</p> <p>設計基準対象施設として使用する格納容器内ガス冷却器の伝熱面積は、原子炉格納容器内からのサンプリングガスを40℃以下とするために必要な容量0.91kWを満足するために必要な最小伝熱面積を基に設定する。</p> <p>必要な最小伝熱面積は、設計熱交換量、伝熱管熱通過率及び高温側と低温側の温度差の平均値である対数平均温度差を用いて求められる。</p> <p>格納容器内ガス冷却器の伝熱面積は、必要な最小伝熱面積が格納容器内ガス冷却器への原子炉補機冷却水系の設計流量である0.3m³/hにおいて0.18m²であることから、0.18m²/個以上とする。</p>		

格納容器内ガス冷却器を重大事故等時において使用する場合の伝熱面積は、重大事故等時の原子炉格納容器内からのサンプリングガスを 40℃以下とするために必要な容量 1.08kW を満足するために必要な最小伝熱面積を基に設定する。

必要な最小伝熱面積は、設計熱交換量、伝熱管熱通過率及び高温側と低温側の温度差の平均値である対数平均温度差を用いて求められる。

格納容器内ガス冷却器の伝熱面積は、必要な最小伝熱面積が格納容器内ガス冷却器への代替原子炉補機冷却系の設計流量である 0.28m³/h において 0.26m²であることから、0.26m²/個以上とする。

公称値については要求される伝熱面積 0.26m²/個を上回る 0.53m²/個とする。

2.5 メタルクラッド開閉装置

名 称		メタルクラッド開閉装置	
容 量	A/個	1200	
個 数	—	3	
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用するメタルクラッド開閉装置は、以下の機能を有する。</p> <p>メタルクラッド開閉装置は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。</p> <p>系統構成は、3系統で構成することにより、共通要因で機能を失うことなく、少なくとも1系統は電力供給機能の維持及び人の接近性の確保を図る設計とする。</p> <p>なお、メタルクラッド開閉装置の母線電圧は、上流に設置されている各変圧器及びディーゼル発電機の電圧と同じ6900Vとする。</p> <p>1. 容量</p> <p>メタルクラッド開閉装置を重大事故等時に使用する場合の母線容量は、発電所を安全に停止するために必要な容量、工学的安全施設作動時に必要となる容量、重大事故等時に必要な容量に基づき設計したディーゼル発電機の容量を基に設計する。</p> <p>ディーゼル発電機の電流は、VI-1-9-1-1「非常用発電装置の出力の決定に関する説明書」にて示すディーゼル発電機の容量6250kVAに対し、以下のとおり523Aである。</p> $I = \frac{Q}{\sqrt{3} \cdot V} = \frac{6250}{\sqrt{3} \times 6.9} = 522.9 \approx 523$ <p>I : 電流 (A) Q : ディーゼル発電機の容量 (kVA) = 6250 V : 電圧 (kV) = 6.9</p> <p>したがって、メタルクラッド開閉装置の母線容量は、523Aを上回る1200A/個とする。</p> <p>2. 個数</p> <p>メタルクラッド開閉装置は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である各系列に1個とし、合計3個設置する。</p>			

2.6 パワーセンタ

名 称		パワーセンタ
容 量	A/個	5000
		3000
		2000
個 数	—	6
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用するパワーセンタは、以下の機能を有する。</p> <p>パワーセンタは、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。</p> <p>系統構成は、3系統で構成することにより、共通要因で機能を失うことなく、少なくとも1系統は電力供給機能の維持及び人の接近性の確保を図る設計とする。</p> <p>なお、パワーセンタの母線電圧は、下流に設置されている各負荷の電源電圧と同じ480Vとする。</p> <p>1. 容量</p> <p>パワーセンタを重大事故等時に使用する場合の母線容量は、上流に設置されている動力変圧器の容量を下流に設置された各負荷へ供給できる設計とする。</p> <p>発電所を安全に停止するために必要な容量、工学的安全施設作動時に必要となる容量、重大事故等時に必要な容量のうち、パワーセンタ（5000A/個）で最も多くの容量を要する発電所を安全に停止するために必要となる負荷を表1に、パワーセンタ（3000A/個）の負荷で最も多くの容量を要する発電所を安全に停止するために必要となる負荷を表2に、パワーセンタ（2000A/個）の負荷で最も多くの容量を要する工学的安全施設作動時に必要となる負荷を表3に示す。</p> <p>各負荷容量から算出した電流のうち、供給される容量が最も大きくなるのは以下のとおりとなる。</p>		

表 1 発電所を安全に停止するために必要な負荷（パワーセンタ（5000A/個））

負 荷 名 称	6C-1		6D-1	
	負荷 台数	容量 (kVA)	負荷 台数	容量 (kVA)
換気空調補機非常用冷却水系冷凍機圧縮機	2	417.6	2	395.8
中央制御室送風機	1	176.6	1	176.6
計装用圧縮空気系空気圧縮機	1	24.5	1	24.5
計算機用無停電電源装置	1	170.0	—	—
6号機直流250V充電器盤常用	1	97.2	—	—
原子炉冷却材浄化系ポンプ	1	96.8	1	96.8
サプレッションプール浄化用ポンプ	1	108.0	—	—
非常用MCC	8	1994.0	9	1987.0
制御棒駆動系分電盤	2	180.0	2	180.0
合 計*	—	3265	—	2861

注記*：負荷容量の合計は小数点以下を切り上げた値とする。

（母線容量 5000A/個の場合）

$$I = \frac{Q}{\sqrt{3} \cdot V} = \frac{3265}{\sqrt{3} \times 0.48} = 3927.2 \approx 3928$$

I：電流(A)

Q：負荷容量(kVA) = 3265

V：電圧(kV) = 0.48

表2 発電所を安全に停止するために必要な負荷（パワーセンタ（3000A/個））

負 荷 名 称	6E-1		6E-2	
	負荷 台数	容量 (kVA)	負荷 台数	容量 (kVA)
原子炉補機冷却海水ポンプ	—	—	2	646.2
原子炉補機冷却水ポンプ	—	—	2	536.4
計算機用無停電電源装置	1	170.0	—	—
6号機直流250V充電器盤常用	1	97.2	—	—
非常用MCC	4	930.0	1	70.0
制御棒駆動系分電盤	2	180.0	—	—
合 計*	—	1378	—	1253

注記*：負荷容量の合計は小数点以下を切り上げた値とする。

(母線容量 3000A/個の場合)

$$I = \frac{Q}{\sqrt{3} \cdot V} = \frac{1378}{\sqrt{3} \times 0.48} = 1657.5 \approx 1658$$

I：電流(A)

Q：負荷容量(kVA) = 1378

V：電圧(kV) = 0.48

表3 工学的安全施設作動時に必要な負荷（パワーセンタ（2000A/個））

負 荷 名 称	6C-2		6D-2	
	負荷 台数	容量 (kVA)	負荷 台数	容量 (kVA)
原子炉補機冷却海水ポンプ	2	646.2	2	646.2
非常用MCC	1	160.0	1	60.0
合 計*	—	807	—	707

注記*：負荷容量の合計は小数点以下を切り上げた値とする。

(母線容量 2000A/個の場合)

$$I = \frac{Q}{\sqrt{3} \cdot V} = \frac{807}{\sqrt{3} \times 0.48} = 970.7 \approx 971$$

I：電流(A)

Q：負荷容量(kVA) = 807

V：電圧(kV) = 0.48

したがって、パワーセンタ（5000A/個）の母線容量は 3928A を上回る 5000A/個、パワーセンタ（3000A/個）の母線容量は 1658A を上回る 3000A/個、パワーセンタ（2000A/個）の母線容量は 971A を上回る 2000A/個とする。

2. 個数

パワーセンタは、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である各系列に 2 個とし、合計 6 個設置する。

2.7 モータコントロールセンタ

名 称		モータコントロールセンタ	
容 量	A/個	400	
		800	
個 数	—	21	
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用するモータコントロールセンタについては、以下の機能を有する。</p> <p>モータコントロールセンタは、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。</p> <p>系統構成は、3系統で構成することにより、共通要因で機能を失うことなく、少なくとも1系統は電力供給機能の維持及び人の接近性の確保を図る設計とする。</p> <p>なお、モータコントロールセンタの母線電圧は、上流に設置されているパワーセンタの電圧と同じ480Vとする。</p> <p>1. 容量</p> <p>モータコントロールセンタを重大事故等時に使用する場合の母線容量は、上流に設置されているパワーセンタから供給される容量を下流に設置された各負荷に供給できる設計とする。</p> <p>各モータコントロールセンタについて、発電所を安全に停止するために必要な容量、工学的安全施設作動時に必要となる容量及び重大事故等時に必要な容量のうち、最大となる負荷容量及び母線容量を表1に示す。</p>			

表1 モータコントロールセンタ 負荷容量一覧表

名称	6C-1-1	6C-1-2	6C-1-3	6C-1-4	6C-1-5	6C-1-7
負荷容量(kVA)	181	217	223	108	225	315
母線容量(A)	800	800	800	800	800	800
名称	6C-1-8	6D-1-1	6D-1-2	6D-1-3	6D-1-4	6D-1-5
負荷容量(kVA)	320	186	131	176	96	175
母線容量(A)	800	800	800	800	800	800
名称	6D-1-7	6D-1-8	6E-1-1	6E-1-2	6E-1-3	6E-1-4
負荷容量(kVA)	305	266	96	197	410	227
母線容量(A)	800	800	800	800	800	800
名称	6C-2-1	6D-2-1	6E-2-1			
負荷容量(kVA)	160	60	70			
母線容量(A)	400	400	400			

各負荷容量から算出した電流のうち、供給される容量が最も大きくなる母線は以下のとおりとなる。(母線容量ごとに記載する。)

(母線容量 400A/個の場合)

海水熱交換器エリアモータコントロールセンタ 6C-2-1

$$I = \frac{Q}{\sqrt{3} \cdot V} = \frac{160}{\sqrt{3} \times 0.48} = 192.5 \approx 193$$

I : 電流(A)

Q : 負荷容量(kVA) = 160

V : 電圧 (kV) = 0.48

したがって、モータコントロールセンタの母線容量(400A/個の場合)は193Aを上回る400A/個とする。

(母線容量 800A/個の場合)

コントロール建屋モータコントロールセンタ 6E-1-3

$$I = \frac{Q}{\sqrt{3} \cdot V} = \frac{410}{\sqrt{3} \times 0.48} = 493.2 \approx 494$$

I : 電流 (A)

Q : 負荷容量 (kVA) = 410

V : 電圧 (kV) = 0.48

したがって、モータコントロールセンタの母線容量 (800A/個の場合) は 494A を上回る 800A/個とする。

2. 個数

モータコントロールセンタは、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である C 系及び D 系に 8 個, E 系に 5 個とし, 合計 21 個*設置する。

注記*:モータコントロールセンタのうち, 発電所を安全に停止するために必要な設備, 工学的安全施設作動時に必要となる設備, 重大事故等時に必要な設備が設置されているモータコントロールセンタを示す。

2.8 動力変圧器

名 称		動力変圧器
容 量	kVA/個	4000
		2000
		1500
個 数	—	6

【設 定 根 拠】

(概要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する動力変圧器については、以下の機能を有する。

動力変圧器は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、3系統で構成することにより、共通要因で機能を失うことなく、少なくとも1系統は電力供給機能の維持及び人の接近性の確保を図る設計とする。

なお、動力変圧器の電圧は、上流に設置されているメタルクラッド開閉装置の母線電圧6900Vを下流に設置されているパワーセンタに応じて降圧するため、6900/480Vとする。

1. 容量

動力変圧器を重大事故等時に使用する場合の容量は、上流に設置されているメタルクラッド開閉装置から下流に設置されているパワーセンタへ供給できる設計とする。

発電所を安全に停止するために必要な容量、工学的安全施設作動時に必要となる容量、重大事故等時に必要な容量のうち、動力変圧器(4000kVA/個)で最も多くの容量を要する発電所を安全に停止するために必要となる負荷を表1に、動力変圧器(2000kVA/個)の負荷で最も多くの容量を要する発電所を安全に停止するために必要な負荷を表2に、動力変圧器(1500kVA/個)の負荷で最も多くの容量を要する工学的安全施設作動時に必要となる負荷を表3に示す。

表1 発電所を安全に停止するために必要な負荷（動力変圧器（4000kVA/個））

負 荷 名 称	6C-1		6D-1	
	負荷 台数	容量 (kVA)	負荷 台数	容量 (kVA)
換気空調補機非常用冷却水系冷凍機圧縮機	2	417.6	2	395.8
中央制御室送風機	1	176.6	1	176.6
計装用圧縮空気系空気圧縮機	1	24.5	1	24.5
計算機用無停電電源装置	1	170.0	—	—
6号機直流250V充電器盤常用	1	97.2	—	—
原子炉冷却材浄化系ポンプ	1	96.8	1	96.8
サプレッションプール浄化用ポンプ	1	108.0	—	—
非常用MCC	8	1994.0	9	1987.0
制御棒駆動系分電盤	2	180.0	2	180.0
合 計*	—	3265	—	2861

注記*：負荷容量の合計は小数点以下を切り上げた値とする。

表2 発電所を安全に停止するために必要な負荷（動力変圧器（2000kVA/個））

負 荷 名 称	6E-1		6E-2	
	負荷 台数	容量 (kVA)	負荷 台数	容量 (kVA)
原子炉補機冷却海水ポンプ	—	—	2	646.2
原子炉補機冷却水ポンプ	—	—	2	536.4
計算機用無停電電源装置	1	170.0	—	—
6号機直流250V充電器盤常用	1	97.2	—	—
非常用MCC	4	930.0	1	70.0
制御棒駆動系分電盤	2	180.0	—	—
合 計*	—	1378	—	1253

注記*：負荷容量の合計は小数点以下を切り上げた値とする。

表3 工学的安全施設作動時に必要な負荷（動力変圧器（1500kVA/個））

負 荷 名 称	6C-2		6D-2	
	負荷 台数	容量 (kVA)	負荷 台数	容量 (kVA)
原子炉補機冷却海水ポンプ	2	646.2	2	646.2
非常用MCC	1	160.0	1	60.0
合 計*	—	807	—	707

注記*：負荷容量の合計は小数点以下を切り上げた値とする。

したがって、動力変圧器（4000kVA/個）の容量は、表1の負荷容量で最も大きい動力変圧器の負荷容量3265kVAを上回る4000kVA/個、動力変圧器（2000kVA/個）の容量は、表2の負荷容量で最も大きい動力変圧器の負荷容量1378kVAを上回る2000kVA/個、動力変圧器（1500kVA/個）の容量は、表3の負荷容量で最も大きい動力変圧器の負荷容量807kVAを上回る1500kVA/個とする。

2. 個数

動力変圧器は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である各系列に2個とし、合計6個設置する。

2.9 緊急用断路器

名 称		緊急用断路器 (7号機設備, 6, 7号機共用)	
容 量	A/個	600	
個 数	—	2	
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する緊急用断路器は、以下の機能を有する。</p> <p>緊急用断路器は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するため、必要な電力を確保するために設置する。</p> <p>系統構成は、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、常設代替交流電源設備である第一ガスタービン発電機から緊急用断路器、緊急用電源切替箱断路器、緊急用電源切替箱接続装置、AM用動力変圧器、AM用MCC又はメタルクラッド開閉装置6C及びメタルクラッド開閉装置6Dを経由し、必要な負荷へ電力を供給できる設計とする。</p> <p>緊急用断路器の電圧は、下流に設置されているメタルクラッド開閉装置の電圧と同じ6900Vとする。</p> <p>1. 容量</p> <p>緊急用断路器を重大事故等時に使用する場合は、重大事故等時に必要な容量に基づき設計した第一ガスタービン発電機の容量を供給できる設計とする。</p> <p>緊急用断路器の電流は、第一ガスタービン発電機1個分の容量4500kVAに対し、以下のとおり377Aである。</p> $I = \frac{Q}{\sqrt{3} \cdot V} = \frac{4500}{\sqrt{3} \times 6.9} = 376.5 \approx 377$ <p>I：電流(A) Q：第一ガスタービン発電機1個分の容量(kVA) = 4500 V：電圧(kV) = 6.9</p> <p>したがって、緊急用断路器の容量は、377Aを上回る600A/個とする。</p> <p>2. 個数</p> <p>緊急用断路器は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である第一ガスタービン発電機1個当たり1個とし、合計2個設置する。</p>			

2.10 AM 用動力変圧器

名 称		AM 用動力変圧器	
容 量	kVA	750	
個 数	—	1	
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する AM 用動力変圧器は、以下の機能を有する。</p> <p>AM 用動力変圧器は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するため、必要な電力を確保するために設置する。</p> <p>系統構成は、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、常設代替交流電源設備である第一ガスタービン発電機から緊急用断路器、緊急用電源切替箱断路器、緊急用電源切替箱接続装置及び AM 用動力変圧器を経由して、AM 用 MCC へ電力を供給できる設計とする。また、可搬型代替交流電源設備である電源車を AM 用動力変圧器に接続することで、AM 用 MCC へ電力を供給できる設計とする。</p> <p>AM 用動力変圧器の電圧は、上流に設置されている第一ガスタービン発電機の電圧 6900V を下流に設置されている AM 用 MCC に応じて降圧するため、6900/480V とする。</p> <p>1. 容量</p> <p>AM 用動力変圧器を重大事故等時に使用する場合の容量は、上流に設置されている第一ガスタービン発電機から下流に設置されている AM 用 MCC へ供給できる設計とする。</p> <p>AM 用動力変圧器の負荷容量を表 1 に示す。</p> <p>表 1 より、負荷容量の合計は、320kW 及び 93kVA となることから、容量は以下のとおり 493kVA となる。</p> $Q = \frac{P1}{p f} + P2 = \frac{320}{0.8} + 93 = 493$ <p>Q : AM 用動力変圧器の容量(kVA) P1 : 必要負荷(kW) = 320 P2 : 必要負荷(kVA) = 93 p f : 力率 (平均) = 0.8</p> <p>したがって、AM 用動力変圧器の容量は 493kVA を上回る 750kVA とする。</p>			

表1 AM用動力変圧器の負荷容量

負 荷 名 称	負荷容量 (kW)
格納容器内雰囲気モニタ系(B) サンプリングラック 吸引ポンプ	0.75
格納容器内雰囲気モニタ系(B) サンプリングラック 排気ポンプ	0.75
復水移送ポンプ (2台)	100.00
燃料プール冷却浄化系ポンプ (2台)	168.00
中央制御室可搬型陽圧化空調機	2.70
格納容器内雰囲気モニタ系(B) ヒータ制御盤	6.00
AM用直流125V充電器	40.20
480V 廃棄物処理建屋 AM用MCC 6A	1.03
合 計*	320
負 荷 名 称	負荷容量 (kVA)
AM用電動弁電源切替盤 操作電源 (2台)	0.60
格納容器内雰囲気モニタ盤 区分II 電源用変圧器	2.70
FCVS 水素サンプリングラック チラー電源用変圧器	15.70
FCVS 水素サンプリングラック 制御電源用変圧器	10.70
FCVS pHサンプリングラック/加温・凍結 防止ヒータ用変圧器	33.40
FCVS ドレンポンプB変圧器	9.00
その他の負荷	20.59
合 計*	93

注記*：負荷容量の合計は小数点以下を切り上げた値とする。

2. 個数

AM用動力変圧器は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である1個設置する。

2.11 AM用MCC

名 称		AM用MCC	
		AM用MCC 6A	AM用MCC 6B
容 量	A/個	800	
個 数	—	2	
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用するAM用MCCは、以下の機能を有する。</p> <p>AM用MCCは、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するため、必要な電力を確保するために設置する。</p> <p>系統構成は、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、常設代替交流電源設備である第一ガスタービン発電機から緊急用断路器、緊急用電源切替箱断路器、緊急用電源切替箱接続装置及びAM用動力変圧器又はメタルクラッド開閉装置、AM用MCCを経由して低圧負荷へ電力を供給できる設計とする。</p> <p>また、可搬型代替交流電源設備である電源車を緊急用電源切替箱接続装置又はAM用動力変圧器に接続することで、AM用MCCを経由して必要な負荷へ電力を供給できる設計とする。</p> <p>AM用MCCの母線電圧は、上流に設置されているAM用動力変圧器の2次側電圧と同じ480Vとする。</p> <p>1. 容量</p> <p>AM用MCC 6Bを重大事故等時に使用する場合の母線容量は、上流に設置されているAM用動力変圧器から供給される容量を下流に設置されている低圧負荷へ供給できる設計とする。</p> <p>AM用MCC 6Bの負荷を表1に示す。</p> <p>表1より、負荷容量の合計は、320kW及び93kVAとなることから、容量は以下のとおり493kVAとなる。</p> $Q = \frac{P1}{p f} + P2 = \frac{320}{0.8} + 93 = 493$ <p>Q : AM用動力変圧器の容量(kVA)</p> <p>P1 : 必要負荷(kW) = 320</p> <p>P2 : 必要負荷(kVA) = 93</p> <p>p f : 力率(平均) = 0.8</p>			

したがって、AM用MCC 6Bの負荷容量493kVAに対し、電流は以下のとおり593Aである。

$$I = \frac{Q}{\sqrt{3} \cdot V} = \frac{493}{\sqrt{3} \times 0.48} = 592.9 \approx 593$$

I : 電流(A)

Q : 必要容量(kVA) = 493

V : 電圧(kV) = 0.48

以上より、AM用MCC 6Bの母線容量は、593Aを上回る800A/個とする。

表1 AM用MCC 6Bの負荷容量

負 荷 名 称	負荷容量 (kW)
格納容器内雰囲気モニタ系(B) サンプリングラック 吸引ポンプ	0.75
格納容器内雰囲気モニタ系(B) サンプリングラック 排気ポンプ	0.75
復水移送ポンプ (2台)	100.00
燃料プール冷却浄化系ポンプ (2台)	168.00
中央制御室可搬型陽圧化空調機	2.70
格納容器内雰囲気モニタ系(B) ヒータ制御盤	6.00
AM用直流125V充電器	40.20
480V 廃棄物処理建屋 AM用MCC 6A	1.03
合 計*	320

注記* : 負荷容量の合計は小数点以下を切り上げた値とする。

表1 AM用MCC 6Bの負荷容量(続き)

負 荷 名 称	負荷容量 (kVA)
AM用電動弁電源切替盤 操作電源(2台)	0.60
格納容器内雰囲気モニタ盤 区分II 電源用変圧器	2.70
FCVS 水素サンプリングラック チラー電源用変圧器	15.70
FCVS 水素サンプリングラック 制御電源用変圧器	10.70
FCVS pHサンプリングラック/加温・凍結 防止ヒータ用変圧器	33.40
FCVS ドレンポンプB変圧器	9.00
その他の負荷	20.59
合 計*	93

注記* : 負荷容量の合計は小数点以下を切り上げた値とする。

AM用MCC 6Aの母線容量は、上流に設置されているAM用MCC 6Bから供給される容量を下流に設置された電動弁に供給できる設計とする。

AM用MCC 6Aの母線容量は、電動弁1個当たりの最大電流を基に設計する。

電動弁1個当たりの負荷電流が最大となるのは、P13-F012, P13-F040, E22-F021, E22-F022及びE22-F023の2.55Aである。

したがって、AM用MCC 6Aの母線容量は、2.55Aを上回る800A/個とする。

2. 個数

AM用MCCは、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である、2個設置する。

2.12 緊急用電源切替箱接続装置

名 称		緊急用電源切替箱接続装置	
容 量	A/個	1200	
個 数	—	2	
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する緊急用電源切替箱接続装置は、以下の機能を有する。</p> <p>緊急用電源切替箱接続装置は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するため、必要な電力を確保するために設置する。</p> <p>系統構成は、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、常設代替交流電源設備である第一ガスタービン発電機から緊急用断路器、緊急用電源切替箱断路器、緊急用電源切替箱接続装置、メタルクラッド開閉装置 6C 及びメタルクラッド開閉装置 6D、AM 用 MCC を経由し、必要な負荷へ電力を供給できる設計とする。</p> <p>また、可搬型代替交流電源設備である電源車を緊急用電源切替箱接続装置に接続し、緊急用電源切替箱断路器、AM 用動力変圧器、AM 用 MCC 又はメタルクラッド開閉装置 6C 及びメタルクラッド開閉装置 6D を経由し、必要な負荷へ電力を供給できる設計とする。</p> <p>緊急用電源切替箱接続装置の電圧は、下流に設置されているメタルクラッド開閉装置の電圧と同じ 6900V とする。</p> <p>1. 容量</p> <p>緊急用電源切替箱接続装置を重大事故等時に使用する場合は、重大事故等時に必要な容量に基づき設計した第一ガスタービン発電機及び電源車の容量を供給できる設計とする。</p> <p>緊急用電源切替箱接続装置の電流は、第一ガスタービン発電機及び電源車のうち多くの容量を要する第一ガスタービン発電機 1 個分の容量 4500kVA に対し、以下のとおり 377A である。</p> $I = \frac{Q}{\sqrt{3} \cdot V} = \frac{4500}{\sqrt{3} \times 6.9} = 376.5 \div 377$ <p>I : 電流 (A)</p> <p>Q : 第一ガスタービン発電機 1 個分の容量 (kVA) = 4500</p> <p>V : 電圧 (kV) = 6.9</p> <p>したがって、緊急用電源切替箱接続装置の容量は、377A を上回る 1200A/個とする。</p>			

2. 個数

緊急用電源切替箱接続装置は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である各系列に1個とし、合計2個設置する。

2.13 緊急用電源切替箱断路器

名 称		緊急用電源切替箱断路器	
容 量	A	600	
個 数	—	1	
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する緊急用電源切替箱断路器は、以下の機能を有する。</p> <p>緊急用電源切替箱断路器は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するため、必要な電力を確保するために設置する。</p> <p>系統構成は、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、常設代替交流電源設備である第一ガスタービン発電機から緊急用断路器、緊急用電源切替箱断路器、緊急用電源切替箱接続装置、AM用動力変圧器、AM用MCC又はメタルクラッド開閉装置6C及びメタルクラッド開閉装置6Dを経由し、必要な負荷へ電力を供給できる設計とする。</p> <p>緊急用電源切替箱断路器の電圧は、下流に設置されているメタルクラッド開閉装置の電圧と同じ6900Vとする。</p> <p>1. 容量</p> <p>緊急用電源切替箱断路器を重大事故等時に使用する場合は、重大事故等時に必要な容量に基づき設計した第一ガスタービン発電機の容量を供給できる設計とする。</p> <p>緊急用電源切替箱断路器の電流は、第一ガスタービン発電機1個分の容量4500kVAに対し、以下のとおり377Aである。</p> $I = \frac{Q}{\sqrt{3} \cdot V} = \frac{4500}{\sqrt{3} \times 6.9} = 376.5 \approx 377$ <p>I：電流(A) Q：第一ガスタービン発電機1個分の容量(kVA) = 4500 V：電圧(kV) = 6.9</p> <p>したがって、緊急用電源切替箱断路器の容量は、377Aを上回る600Aとする。</p> <p>2. 個数</p> <p>緊急用電源切替箱断路器は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である1個設置する。</p>			

2.14 AM 用切替盤

名 称		AM 用切替盤
容 量	A/個	60
		30
個 数	—	2
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する AM 用切替盤は、以下の機能を有する。</p> <p>AM 用切替盤は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。</p> <p>系統構成は、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、常設代替交流電源設備である第一ガスタービン発電機から緊急用断路器、緊急用電源切替箱断路器、緊急用電源切替箱接続装置、AM 用動力変圧器、AM 用 MCC 又はメタルクラッド開閉装置 6C 及びメタルクラッド開閉装置 6D を経由し、AM 用切替盤へ接続することにより、下流に設置されている必要な負荷へ電力を供給できる設計とする。</p> <p>AM 用切替盤の電圧は、上流に設置されている非常用モータコントロールセンタ及び AM 用 MCC の電圧と同じ 480V とする。</p> <p>1. 容量</p> <p>AM 用切替盤を重大事故等時に使用する場合は、非常用モータコントロールセンタ及び AM 用 MCC の下流に設置されている電動弁の容量を供給できる設計とする。</p> <p>AM 用切替盤の容量は、電動弁に電力を供給する電磁接触器 1 個当たりの容量であることから、負荷のうち、電磁接触器 1 個当たりの最大電流を基に設計する。</p> <p>電磁接触器 1 個当たりの負荷電流が最大となるのは、E11-F005A の 18A、E11-F005B の 23A である。</p> <p>したがって、AM 用切替盤の容量は 18A を上回る 30A/個、また 23A を上回る 60A/個とする。</p> <p>2. 個数</p> <p>AM 用切替盤は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である各系列に 1 個とし、合計 2 個設置する。</p>		

2.15 直流 125V 充電器

名 称		直流 125V 充電器				
		直流 125V 充電器 6A	直流 125V 充電器 6A-2	直流 125V 充電器 6B	直流 125V 充電器 6C	直流 125V 充電器 6D
容 量	A/個	700	400	700	700	400
個 数	—	5				

【設 定 根 拠】

(概要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する直流 125V 充電器は、以下の機能を有する。

直流 125V 充電器は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するため、必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、所内蓄電式直流電源設備及び蓄電池（非常用）である直流 125V 蓄電池 6A, 6A-2, 6B, 6C, 6D を直流 125V 充電器へ接続することにより、直流 125V 主母線盤へ電力を供給できる設計とする。

なお、直流 125V 充電器の電圧は、下流に設置されている直流 125V 主母線盤の電圧と同じ 125V とする。

1. 容量

直流 125V 充電器を重大事故等時に使用する場合の容量設定根拠を以下に示す。

1.1 直流 125V 充電器 6A

直流 125V 充電器 6A は、下流に設置されている直流負荷に電源を供給できる設計とする。
直流 125V 充電器 6A の負荷の合計容量は表 1 のとおり 537A となる。

表 1 直流 125V 充電器 6A の負荷容量

負 荷 名 称	負荷容量 (A)
原子炉隔離時冷却系真空ポンプ	40.05
原子炉隔離時冷却系復水ポンプ	50.85
直流 125V 分電盤 6A-1	97.80
直流 125V 分電盤 6A-3	37.52
その他の負荷	310.60
合 計*	537

注記*：負荷容量の合計は小数点以下を切り上げた値とする。

したがって、直流 125V 充電器 6A の容量は、負荷の合計容量である 537A を上回る 700A/個とする。

1.2 直流 125V 充電器 6A-2

直流 125V 充電器 6A-2 は、下流に設置されている直流負荷に電源を供給できる設計とする。

直流 125V 充電器 6A-2 の負荷の合計容量は表 2 のとおり 98A となる。

表 2 直流 125V 充電器 6A-2 の負荷容量

負 荷 名 称	負荷容量 (A)
直流 125V 分電盤 6A-1	97.80
合 計*	98

注記*：負荷容量の合計は小数点以下を切り上げた値とする。

したがって、直流 125V 充電器 6A-2 の容量は、負荷の合計容量である 98A を上回る 400A/個とする。

1.3 直流 125V 充電器 6B

直流 125V 充電器 6B は、下流に設置されている直流負荷に電源を供給できる設計とする。

直流 125V 充電器 6B の負荷の合計容量は表 3 のとおり 688A となる。

表 3 直流 125V 充電器 6B の負荷容量

負 荷 名 称	負荷容量 (A)
直流 125V 分電盤 6B-1	70.14
直流 125V 分電盤 6B-2	128.50
直流 125V 分電盤 6B-3	165.58
その他の負荷	323.69
合 計*	688

注記*：負荷容量の合計は小数点以下を切り上げた値とする。

したがって、直流 125V 充電器 6B の容量は、負荷の合計容量である 688A を上回る 700A/個とする。

1.4 直流 125V 充電器 6C

直流 125V 充電器 6C は、下流に設置されている直流負荷に電源を供給できる設計とする。

直流 125V 充電器 6C の負荷の合計容量は表 4 のとおり 649A となる。

表 4 直流 125V 充電器 6C の負荷容量

負 荷 名 称	負荷容量 (A)
直流 125V 分電盤 6C-1	113.06
直流 125V 分電盤 6C-2	47.13
直流 125V 分電盤 6C-3	134.20
その他の負荷	354.02
合 計*	649

注記*：負荷容量の合計は小数点以下を切り上げた値とする。

したがって、直流 125V 充電器 6C の容量は、負荷の合計容量である 649A を上回る 700A/個とする。

1.5 直流 125V 充電器 6D

直流 125V 充電器 6D は、下流に設置されている直流負荷に電源を供給できる設計とする。直流 125V 充電器 6D の負荷の合計容量は表 5 のとおり 304A となる。

表 5 直流 125V 充電器 6D の負荷容量

負 荷 名 称	負荷容量 (A)
直流 125V 分電盤 6D-1	47.46
直流 125V 分電盤 6D-2	57.93
その他の負荷	197.88
合 計*	304

注記*：負荷容量の合計は小数点以下を切り上げた値とする。

したがって、直流 125V 充電器 6D の容量は、負荷の合計容量である 304A を上回る 400A/個とする。

2. 個数

直流 125V 充電器は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である 5 個設置する。

2.16 直流 125V 主母線盤

名 称		直流 125V 主母線盤																	
		直流 125V 主母線盤 6A	直流 125V 主母線盤 6B	直流 125V 主母線盤 6C	直流 125V 主母線盤 6D														
容 量	A/個	800																	
個 数	—	4																	
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する直流 125V 主母線盤は、以下の機能を有する。</p> <p>直流 125V 主母線盤は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するため、必要な設備に電力を供給するために設置する。</p> <p>系統構成は、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、所内蓄電式直流電源設備及び蓄電池（非常用）である直流 125V 蓄電池 6A, 6A-2, 6B, 6C, 6D を直流 125V 主母線盤へ接続することにより、直流負荷へ電力を供給できる設計とする。</p> <p>直流 125V 主母線盤の母線電圧は、接続される直流 125V 蓄電池と同じ 125V とする。</p> <p>1. 容量</p> <p>直流 125V 主母線盤を重大事故等時に使用する場合についての容量設定根拠を以下に示す。</p> <p>1.1 直流 125V 主母線盤 6A</p> <p>直流 125V 主母線盤 6A は、上流に設置されている蓄電池から供給される容量を下流に設置された各負荷に供給できる設計とする。</p> <p>直流 125V 主母線盤 6A の負荷の合計容量は表 1 のとおり 537A となる。</p> <p style="text-align: center;">表 1 直流 125V 主母線盤 6A の負荷容量</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th>負 荷 名 称</th> <th>負荷容量 (A)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉隔離時冷却系真空ポンプ</td> <td>40.05</td> </tr> <tr> <td>原子炉隔離時冷却系復水ポンプ</td> <td>50.85</td> </tr> <tr> <td>直流 125V 分電盤 6A-1</td> <td>97.80</td> </tr> <tr> <td>バイタル交流電源装置 6A</td> <td>261.60</td> </tr> <tr> <td>その他の負荷</td> <td>86.52</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">合 計*</td> <td style="text-align: center;">537</td> </tr> </tbody> </table> <p>注記*：負荷容量の合計は小数点以下を切り上げた値とする。</p>						負 荷 名 称	負荷容量 (A)	原子炉隔離時冷却系真空ポンプ	40.05	原子炉隔離時冷却系復水ポンプ	50.85	直流 125V 分電盤 6A-1	97.80	バイタル交流電源装置 6A	261.60	その他の負荷	86.52	合 計*	537
負 荷 名 称	負荷容量 (A)																		
原子炉隔離時冷却系真空ポンプ	40.05																		
原子炉隔離時冷却系復水ポンプ	50.85																		
直流 125V 分電盤 6A-1	97.80																		
バイタル交流電源装置 6A	261.60																		
その他の負荷	86.52																		
合 計*	537																		

したがって、直流 125V 主母線盤 6A の容量は、負荷の合計容量である 537A を上回る 800A/個とする。

1.2 直流 125V 主母線盤 6B

直流 125V 主母線盤 6B は、上流に設置されている蓄電池から供給される容量を下流に設置された各負荷に供給できる設計とする。

直流 125V 主母線盤 6B の負荷の合計容量は表 2 のとおり 688A となる。

表 2 直流 125V 主母線盤 6B の負荷容量

負 荷 名 称	負荷容量 (A)
直流 125V 分電盤 6B-1	70.14
直流 125V 分電盤 6B-2	128.50
直流 125V 分電盤 6B-3	165.58
バイタル交流電源装置 6B	278.80
その他の負荷	44.89
合 計*	688

注記*：負荷容量の合計は小数点以下を切り上げた値とする。

したがって、直流 125V 主母線盤 6B の容量は、負荷の合計容量である 688A を上回る 800A/個とする。

1.3 直流 125V 主母線盤 6C

直流 125V 主母線盤 6C は、上流に設置されている蓄電池から供給される容量を下流に設置された各負荷に供給できる設計とする。

直流 125V 主母線盤 6C の負荷の合計容量は表 3 のとおり 649A となる。

表 3 直流 125V 主母線盤 6C の負荷容量

負 荷 名 称	負荷容量 (A)
直流 125V 分電盤 6C-1	113.06
直流 125V 分電盤 6C-2	47.13
直流 125V 分電盤 6C-3	134.20
バイタル交流電源装置 6C	221.00
その他の負荷	133.02
合 計*	649

注記*：負荷容量の合計は小数点以下を切り上げた値とする。

したがって、直流 125V 主母線盤 6C の容量は、負荷の合計容量である 649A を上回る 800A/個とする。

1.4 直流 125V 主母線盤 6D

直流 125V 主母線盤 6D は、上流に設置されている蓄電池から供給される容量を下流に設置された各負荷に供給できる設計とする。

直流 125V 主母線盤 6D の負荷の合計容量は表 4 のとおり 304A となる。

表 4 直流 125V 主母線盤 6D の負荷容量

負 荷 名 称	負荷容量 (A)
直流 125V 分電盤 6D-1	47.46
直流 125V 分電盤 6D-2	57.93
バイタル交流電源装置 6D	191.40
その他の負荷	6.48
合 計*	304

注記*：負荷容量の合計は小数点以下を切り上げた値とする。

したがって、直流 125V 主母線盤 6D の容量は、負荷の合計容量である 304A を上回る 800A/個とする。

2. 個数

直流 125V 主母線盤は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である 4 個設置する。

2.17 直流 125V HPAC MCC

名 称		直流 125V HPAC MCC											
容 量	A	800											
個 数	—	1											
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する直流 125V HPAC MCC は、以下の機能を有する。</p> <p>直流 125V HPAC MCC は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するため、必要な電力を確保するために設置する。</p> <p>系統構成は、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、所内蓄電式直流電源設備である AM 用直流 125V 蓄電池を AM 用直流 125V 充電器に接続し、AM 用直流 125V 主母線盤及び直流 125V HPAC MCC を経由して直流負荷へ電力を供給できる設計とする。</p> <p>また、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失及び蓄電池の枯渇）した場合に、可搬型直流電源設備である電源車及び AM 用直流 125V 充電器を、AM 用直流 125V 主母線盤を經由して直流 125V HPAC MCC に接続し、直流負荷へ電力を供給できる設計とする。</p> <p>直流 125V HPAC MCC の母線電圧は、接続される AM 用直流 125V 蓄電池の電圧と同じ 125V とする。</p> <p>1. 容量</p> <p>直流 125V HPAC MCC を重大事故等時に使用する場合は、下流に設置されている直流負荷に電源を供給できる設計とする。直流 125V HPAC MCC の負荷の合計容量は以下のとおり 45A となる。</p> <p style="text-align: center;">表 1 直流 125V HPAC MCC の負荷容量</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th>負 荷 名 称</th> <th>負荷容量 (A)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>高圧代替注水系制御電源</td> <td>2.39</td> </tr> <tr> <td>格納容器圧力逃がし装置制御電源</td> <td>17.30</td> </tr> <tr> <td>その他の負荷</td> <td>24.88</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">合 計*</td> <td style="text-align: center;">45</td> </tr> </tbody> </table> <p>注記*：負荷容量の合計は小数点以下を切り上げた値とする。</p> <p>したがって、直流 125V HPAC MCC の容量は、負荷の合計容量である 45A を上回る 800A とする。</p>				負 荷 名 称	負荷容量 (A)	高圧代替注水系制御電源	2.39	格納容器圧力逃がし装置制御電源	17.30	その他の負荷	24.88	合 計*	45
負 荷 名 称	負荷容量 (A)												
高圧代替注水系制御電源	2.39												
格納容器圧力逃がし装置制御電源	17.30												
その他の負荷	24.88												
合 計*	45												

2. 個数

直流 125V HPAC MCC は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である 1 個設置する。

2.18 AM用直流125V主母線盤

名 称	AM用直流125V主母線盤	
容 量	A	1200
個 数	—	1

【設 定 根 拠】

(概要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する AM 用直流 125V 主母線盤は、以下の機能を有する。

AM 用直流 125V 主母線盤は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するため、必要な設備に電力を供給するために設置する。

系統構成は、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、所内蓄電式直流電源設備である AM 用直流 125V 蓄電池を AM 用直流 125V 充電器に接続し、AM 用直流 125V 主母線盤を経由して、直流負荷へ電力を供給できる設計とする。

また、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失及び蓄電池の枯渇）した場合に、可搬型直流電源設備である電源車及び AM 用直流 125V 充電器を AM 用直流 125V 主母線盤に接続し、直流負荷へ電力を供給できる設計とする。

AM 用直流 125V 主母線盤の母線電圧は、接続される AM 用直流 125V 蓄電池と同じ 125V とする。

1. 容量

AM 用直流 125V 主母線盤は、下流に設置された各負荷に電源を供給できる設計とする。

AM 用直流 125V 主母線盤の負荷の合計容量は表 1 のとおり 237A となる。

表 1 AM 用直流 125V 主母線盤の負荷容量

負 荷 名 称	負荷容量 (A)
原子炉隔離時冷却系真空ポンプ	40.05
原子炉隔離時冷却系復水ポンプ	50.85
直流 125V 分電盤 6A-1	97.80
高圧代替注水系制御電源	2.39
格納容器圧力逃がし装置制御電源	17.30
その他の負荷	27.88
合 計*	237

注記*：負荷容量の合計は小数点以下を切り上げた値とする。

したがって、AM用直流125V主母線盤の容量は、負荷の合計容量である237Aを上回る1200Aとする。

2. 個数

AM用直流125V主母線盤は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である1個設置する。

2.19 直流 125V RCIC 動力切替盤

名 称		直流 125V RCIC 動力切替盤	
容 量	A	800	
個 数	—	1	
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する直流 125V RCIC 動力切替盤は、以下の機能を有する。</p> <p>直流 125V RCIC 動力切替盤は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するため、必要な電力を確保するために設置する。</p> <p>系統構成は、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、所内蓄電式直流電源設備である直流 125V 蓄電池 6A（直流 125V 主母線盤 6A 経由）、直流 125V 蓄電池 6A-2 及び AM 用直流 125V 蓄電池（AM 用直流 125V 主母線盤経由）を直流 125V RCIC 動力切替盤に接続することにより、必要な直流電力を供給できる設計とする。</p> <p>また、設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失及び蓄電池の枯渇）した場合に、可搬型直流電源設備である電源車及び AM 用直流 125V 充電器（AM 用直流 125V 主母線盤経由）を直流 125V RCIC 動力切替盤へ接続することにより、必要な直流負荷へ電力を供給できる設計とする。</p> <p>直流 125V RCIC 動力切替盤の母線電圧は、接続先である直流 125V 原子炉建屋 MCC 6A と同じ 125V とする。</p>			
<p>1. 容量</p> <p>直流 125V RCIC 動力切替盤は、下流に設置されている各負荷に電源を供給できる設計とする。</p> <p>直流 125V RCIC 動力切替盤の負荷の合計容量は表 1 のとおり 94A となる。</p>			
<p>表 1 直流 125V RCIC 動力切替盤の負荷容量</p>			
負 荷 名 称		負荷容量 (A)	
原子炉隔離時冷却系真空ポンプ		40.05	
原子炉隔離時冷却系復水ポンプ		50.85	
その他の負荷		3.00	
合 計*		94	
<p>注記*：負荷容量の合計は小数点以下を切り上げた値とする。</p>			

したがって、直流 125V RCIC 動力切替盤の容量は、負荷の合計容量である 94A を上回る 800A とする。

2. 個数

直流 125V RCIC 動力切替盤は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である 1 個設置する。

2.20 直流 125V RCIC 制御切替盤

名 称	直流 125V RCIC 制御切替盤	
容 量	A	225
個 数	—	1

【設 定 根 拠】

(概要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する直流 125V RCIC 制御切替盤は、以下の機能を有する。

直流 125V RCIC 制御切替盤は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するため、必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、所内蓄電式直流電源設備である直流 125V 蓄電池 6A（直流 125V 主母線盤 6A 経由）、直流 125V 蓄電池 6A-2 及び AM 用直流 125V 蓄電池（AM 用直流 125V 主母線盤経由）を直流 125V RCIC 制御切替盤に接続することにより、必要な直流電力を供給できる設計とする。

また、設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失及び蓄電池の枯渇）した場合に、可搬型直流電源設備である電源車及び AM 用直流 125V 充電器（AM 用直流 125V 主母線盤経由）を直流 125V RCIC 制御切替盤へ接続することにより、必要な直流負荷へ電力を供給できる設計とする。

直流 125V RCIC 制御切替盤の母線電圧は、接続先である直流 125V 分電盤 6A-1 と同じ 125V とする。

1. 容量

直流 125V RCIC 制御切替盤は、下流に設置されている各負荷に電源を供給できる設計とする。

直流 125V RCIC 制御切替盤の負荷の合計容量は表 1 のとおり 98A となる。

表 1 直流 125V RCIC 制御切替盤の負荷容量

負 荷 名 称	負荷容量 (A)
直流 125V 分電盤 6A-1	97.80
合 計*	98

注記*：負荷容量の合計は小数点以下を切り上げた値とする。

したがって、直流 125V RCIC 制御切替盤の容量は、負荷の合計容量である 98A を上回る 225A とする。

2. 個数

直流 125V RCIC 制御切替盤は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である 1 個設置する。

2.21 号炉間電力融通ケーブル（常設）

名 称		号炉間電力融通ケーブル（常設） （7号機設備，6,7号機共用）	
容 量	A/本	258.3	
個 数	—	1相分1本の3相分3本を1セット	
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>（概要）</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する号炉間電力融通ケーブル（常設）は，以下の機能を有する。</p> <p>号炉間電力融通ケーブル（常設）は，設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。</p> <p>系統構成は，号炉間電力融通ケーブル（常設）を，6号機及び7号機の緊急用電源切替箱断路器に手動で接続することで，非常用所内電源設備に電力を融通できる設計とする。</p> <p>号炉間電力融通ケーブル（常設）の電圧は，メタルクラッド開閉装置の負荷電圧と同じ6900Vとする。</p> <p>1. 容量</p> <p>号炉間電力融通ケーブル（常設）は，重大事故等時に必要な容量に基づき設計した第一ガスタービン発電機の負荷容量を供給できる設計とする。</p> <p>号炉間電力融通ケーブル（常設）の容量は，VI-1-9-1-1「非常用発電装置の出力の決定に関する説明書」にて示す第一ガスタービン発電機の負荷容量1793kWに対し，以下のとおり187.6Aを上回る，258.3A/本とする。</p> $I = \frac{Q}{\sqrt{3} \cdot V \cdot 0.8} = \frac{1793}{\sqrt{3} \times 6.9 \times 0.8} \doteq 187.6$ <p>I：電流(A) Q：第一ガスタービン発電機の負荷容量(kW) V：電圧(kV)</p> <p>2. 個数</p> <p>号炉間電力融通ケーブル（常設）は，重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である1相分1本の3相分3本を1セット設置する。</p>			

2.22 号炉間電力融通ケーブル（可搬型）

名 称		号炉間電力融通ケーブル（可搬型） （7号機設備，6,7号機共用）	
容 量	A/本	258.3	
個 数	—	1相分1本の3相分3本を1セット	
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>（概要）</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する号炉間電力融通ケーブル（可搬型）は，以下の機能を有する。</p> <p>号炉間電力融通ケーブル（可搬型）は，設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。</p> <p>系統構成は，号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を，6号機及び7号機の緊急用電源切替箱断路器に手動で接続することで，非常用所内電源設備に電力を融通できる設計とする。</p> <p>号炉間電力融通ケーブル（可搬型）の電圧は，メタルクラッド開閉装置の負荷電圧と同じ6900Vとする。</p> <p>1. 容量</p> <p>号炉間電力融通ケーブル（可搬型）は，重大事故等時に必要な容量に基づき設計した第一ガスタービン発電機の負荷容量を供給できる設計とする。</p> <p>号炉間電力融通ケーブル（可搬型）の容量は，VI-1-9-1-1「非常用発電装置の出力の決定に関する説明書」にて示す第一ガスタービン発電機の負荷容量 1793kW に対し，以下のとおり 187.6A を上回る，258.3A/本とする。</p> $I = \frac{Q}{\sqrt{3} \cdot V \cdot 0.8} = \frac{1793}{\sqrt{3} \times 6.9 \times 0.8} \doteq 187.6$ <p>I：電流(A) Q：第一ガスタービン発電機の負荷容量(kW) V：電圧(kV)</p> <p>2. 個数</p> <p>号炉間電力融通ケーブル（可搬型）の保有数は，号炉間電力融通ケーブル（常設）の故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として，6号機及び7号機共用で，1相分1本の3相分3本を1セット保管する。</p>			

2.23 AM用切替装置 (SRV)

名 称		AM用切替装置 (SRV)
容 量	A	100
個 数	—	1
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する AM 用切替装置 (SRV) は、以下の機能を有する。</p> <p>AM 用切替装置 (SRV) は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する機能を有する主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な電力を供給するために設置する。</p> <p>系統構成は、常設直流電源系統が喪失した場合において、AM 用切替装置 (SRV) を切り替えることにより、可搬型直流電源設備から必要な電源を供給し、主蒸気逃がし安全弁 (8 個) を作動できる設計とする。</p> <p>なお、AM 用切替装置 (SRV) の電圧は、下流に設置されている主蒸気逃がし安全弁の電圧と同じ 125V とする。</p> <p>1. 容量</p> <p>AM 用切替装置 (SRV) は、可搬型直流電源設備の出力を下流に設置された主蒸気逃がし安全弁 (8 個) に供給できる設計とする。</p> <p>AM 用切替装置 (SRV) の容量は、負荷の主蒸気逃がし安全弁 (8 個) (定格出力約 240W, 定格電流約 2A) を上回る 100A とする。</p> <p>2. 個数</p> <p>AM 用切替装置 (SRV) は、重大事故等対処設備として主蒸気逃がし安全弁 (8 個) の作動に必要な電力を確保するために必要な個数である 1 個設置する。</p>		

2.24 5号機原子炉建屋内緊急時対策所用6/7号機電源切替盤

名 称		5号機原子炉建屋内緊急時対策所用6/7号機電源切替盤 (7号機設備, 6,7号機共用)	
容 量	A	225	
個 数	—	1	
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する5号機原子炉建屋内緊急時対策所用6/7号機電源切替盤は、以下の機能を有する。</p> <p>5号機原子炉建屋内緊急時対策所用6/7号機電源切替盤は、重大事故等が発生した場合において共用により悪影響を及ぼさないよう、6号機及び7号機の系統を隔離して5号機原子炉建屋内緊急時対策所に必用な電力を確保するために設置する。</p> <p>系統構成は、モータコントロールセンタ6E-1-3又は7号機電源より5号機原子炉建屋内緊急時対策所用6/7号機電源切替盤に接続し、5号機原子炉建屋内緊急時対策所用受電盤、5号機原子炉建屋内緊急時対策所用主母線盤を介して5号機原子炉建屋内緊急時対策所内の負荷に給電できる設計とする。</p> <p>5号機原子炉建屋内緊急時対策所用6/7号機電源切替盤の電圧は、上流に設置されているモータコントロールセンタ6E-1-3の電圧と同じ480Vとする。</p> <p>1. 容量</p> <p>5号機原子炉建屋内緊急時対策所用6/7号機電源切替盤を重大事故等時に使用する場合の容量は、5号機原子炉建屋内緊急時対策所用主母線盤に実装される変圧器の容量を基に設定する。</p> <p>5号機原子炉建屋内緊急時対策所用主母線盤に実装される変圧器に流れる電流は5号機原子炉建屋内緊急時対策所用主母線盤に実装される変圧器の容量150kVAに対し、以下のとおり181Aである。</p> $I = \frac{Q}{\sqrt{3} \cdot V} = \frac{150}{\sqrt{3} \times 0.48} = 180.4 \div 181$ <p>I : 電流 (A) Q : 変圧器の容量 (kVA) = 150 V : 電圧 (kV) = 0.48</p> <p>したがって、5号機原子炉建屋内緊急時対策所用6/7号機電源切替盤の容量は181Aを上回る225Aとする。</p>			

2. 個数

5号機原子炉建屋内緊急時対策所用 6/7号機電源切替盤は、重大事故等対処設備として5号機原子炉建屋内緊急時対策所に必要な電力を確保するために必要な個数である1個設置する。

VI-1-1-6 クラス 1 機器及び炉心支持構造物の
応力腐食割れ対策に関する説明書

目 次

1. 概要	1
2. 申請範囲	1
3. 基本方針	1
4. 応力腐食割れ発生の抑制策について	2
4.1 応力腐食割れ発生の前提条件について	2
4.2 申請範囲における応力腐食割れ発生の抑制策について	2

1. 概要

本資料は、「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 17 条及びその「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。）に基づき、クラス 1 機器及びクラス 1 支持構造物並びに炉心支持構造物が応力腐食割れ発生の抑制を考慮した設計となっていることを説明するものである。

2. 申請範囲

今回の申請範囲は、設計基準対象施設に属する設備のうち原子炉冷却材圧力バウンダリの拡大範囲となる弁 E11-F010A, B, C（残留熱除去系停止時冷却内側隔離弁(A), (B), (C)）から弁 E11-F011A, B, C（残留熱除去系停止時冷却外側隔離弁(A), (B), (C)）まで、弁 G31-F018（原子炉冷却材浄化系ヘッドスプレイ逆止弁）から弁 G31-F017（原子炉冷却材浄化系ヘッドスプレイ隔離弁）まで及び弁 C41-F008（ほう酸水注入系内側隔離弁）から弁 C41-F007（ほう酸水注入系外側隔離弁）までの主配管及び弁（以下「RCPB 拡大範囲」という。）を対象とする。

なお、RCPB 拡大範囲以外のクラス 1 機器及びクラス 1 支持構造物並びに炉心支持構造物に関しては、技術基準規則の要求事項に変更がないため、今回の申請において変更は行わない。

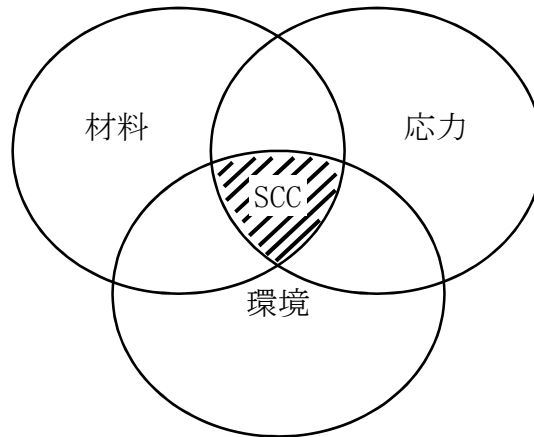
3. 基本方針

RCPB 拡大範囲の設備は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（J S M E S N C 1 - 2001）及び（J S M E S N C 1 - 2005）【事例規格】発電用原子力設備における「応力腐食割れ発生の抑制に対する考慮」（N C - C C - 0 0 2）に基づき、応力腐食割れ発生環境下に対する適切な耐食性を有する材料の使用、運転中の引張応力を軽減する設計及び製作時の引張残留応力を低減させる工法や発生した引張残留応力の低減対策の実施並びに保安規定に基づく水質管理等の応力腐食割れ発生の抑制を考慮した設計とする。

4. 応力腐食割れ発生の抑制策について

4.1 応力腐食割れ発生の前提条件について

応力腐食割れ（SCC）は、材料が特定の環境条件と応力条件にさらされたときに割れを生じる現象であり、下図に示すとおり、材料・応力・環境の3要因が重畳した場合に発生する。



一般的に応力腐食割れを抑制するためには、以下に示すように3要因のうちの1要因以上を取り除く必要がある。

- a. 応力腐食割れ発生環境下において、応力腐食割れ発生の可能性が高い材料の選定を避ける。
- b. 引張応力を軽減する設計と製作時の引張残留応力を低減させる工法や発生した引張残留応力の低減処理技術を採用する。
- c. 応力腐食割れの発生に寄与する腐食環境を緩和する設計と水質管理技術を採用する。

4.2 申請範囲における応力腐食割れ発生の抑制策について

4.2.1 弁 E11-F010A, B, C（残留熱除去系停止時冷却内側隔離弁(A), (B), (C)から弁 E11-F011A, B, C（残留熱除去系停止時冷却外側隔離弁(A), (B), (C)）まで

RCPB 拡大範囲のうち、弁 E11-F010A, B, C（残留熱除去系停止時冷却内側隔離弁(A), (B), (C)）から弁 E11-F011A, B, C（残留熱除去系停止時冷却外側隔離弁(A), (B), (C)）までは、以下を考慮することにより、応力腐食割れの発生を抑制している。

(1) 配管及び弁

a. 材料選定

当該部の材料は、炭素鋼である SFVC2B, SCPH2 としている。炭素鋼においては、ステンレス鋼よりも応力腐食割れが生じにくいとされている。

b. 発生応力

当該部は、運転中の引張応力が增大する設計及び製作時の引張残留応力が高くなる工法を極力避けて設計し、溶接施工に関しては、当時の法令に従い、技術的妥当性が確認された溶接施工法である。

また、第三者機関にて認可された発電用原子炉施設の溶接士により施工されており、昭和 45 年通商産業省令第 8 1 号「電気工作物の溶接に関する技術基準を定める省令」に基づき十分な品質管理を行っている。

更に、当該部は開先等の形状を不連続で特異な形状としないこと及び溶接施工時には著しい引張残留応力が発生しないように適切な溶接条件、溶接順序等を採用することにより、引張残留応力の低減を図っている。

c. 環境

定格出力運転時の原子炉冷却材中の溶存酸素及びその他の不純物濃度が十分低くなるよう水質管理を行っている。

4.2.2 弁 G31-F018（原子炉冷却材浄化系ヘッドスプレー逆止弁）から弁 G31-F017（原子炉冷却材浄化系ヘッドスプレー隔離弁）まで

RCPB 拡大範囲のうち、弁 G31-F018（原子炉冷却材浄化系ヘッドスプレー逆止弁）から弁 G31-F017（原子炉冷却材浄化系ヘッドスプレー隔離弁）までは、以下を考慮することにより、応力腐食割れの発生を抑制している。

(1) 配管及び弁

a. 材料選定

当該部の材料は、炭素鋼である STS410, SFVC2B, SCPH2, S25C としている。炭素鋼においては、ステンレス鋼よりも応力腐食割れが生じにくいとされている。

b. 発生応力

当該部は、運転中の引張応力が增大する設計及び製作時の引張残留応力が高くなる工法を極力避けて設計し、溶接施工に関しては、当時の法令に従い、技術的妥当性が確認された溶接施工法である。

また、第三者機関にて認可された発電用原子炉施設の溶接士により施工されており、昭和 45 年通商産業省令第 8 1 号「電気工作物の溶接に関する技術基準を定める省令」及び日本機械学会「発電用原子力設備規格 溶接規格」（J S M E S N B 1 - 2007）に基づき十分な品質管理を行っている。

更に、当該部は開先等の形状を不連続で特異な形状としないこと及び溶接施工時には著しい引張残留応力が発生しないように適切な溶接条件、溶接順序等を採用することにより、引張残留応力の低減を図っている。

c. 環境

定格出力運転時の原子炉冷却材中の溶存酸素及びその他の不純物濃度が十分低くなるよう水質管理を行っている。

(2) 支持構造物

当該部の支持構造物については、原子炉冷却材高温環境に接液しないこと、塩化物及びフッ化物混入防止対策を行い、応力腐食割れの発生を防止している。

4.2.3 弁 C41-F008（ほう酸水注入系内側隔離弁）から弁 C41-F007（ほう酸水注入系外側隔離弁）まで

RCPB 拡大範囲のうち、弁 C41-F008（ほう酸水注入系内側隔離弁）から弁 C41-F007（ほう酸水注入系外側隔離弁）までは、以下を考慮することにより、応力腐食割れの発生を抑制している。

(1) 配管及び弁

a. 材料選定

当該部の材料は、炭素含有量が $C \leq 0.020\%$ の SUS316LTP 及び SUSF316L、並びに SCS16A であり、応力腐食割れの感受性が低く、これまでも BWR の原子炉冷却材高温環境下における応力腐食割れ対策材料として多く使用されている。

b. 発生応力

当該部は、運転中の引張応力が増大する設計及び製作時の引張残留応力が高くなる工法を極力避けて設計し、溶接施工に関しては、当時の法令に従い、技術的妥当性が確認された溶接施工法である。

また、第三者機関にて認可された発電用原子炉施設の溶接士により施工されており、昭和 45 年通商産業省令第 8 1 号「電気工作物の溶接に関する技術基準を定める省令」に基づき十分な品質管理を行っている。

更に、当該部は開先等の形状を不連続で特異な形状としないこと及び溶接施工時には著しい引張残留応力が発生しないように適切な溶接条件、溶接順序等を採用することにより、引張残留応力の低減を図っている。

c. 環境

定格出力運転時の原子炉冷却材中の溶存酸素及びその他の不純物濃度が十分低くな

るよう水質管理を行っている。

また、塩化物及びフッ化物混入防止対策を行い、塩化物及びフッ化物に起因する応力腐食割れの発生を防止している。更に、配管外面に対しては、代表箇所における定期的な目視点検及び付着塩分量測定を実施するとともに、異常が認められた場合、配管表面清掃及び浸透探傷検査を実施し、異常の無いことを確認している。

VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される
条件の下における健全性に関する説明書

目 次

1. 概要	1
2. 基本方針	3
2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散	3
2.2 悪影響防止等	11
2.3 環境条件等	13
2.4 操作性及び試験・検査性	23
3. 系統施設ごとの設計上の考慮	35
3.1 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	35
3.2 原子炉冷却系統施設	37
3.3 計測制御系統施設	40
3.4 放射線管理施設	44
3.5 原子炉格納施設	47
3.6 その他発電用原子炉の附属施設	50
3.6.1 非常用電源設備	50
3.6.2 常用電源設備	53
3.6.3 火災防護設備	54
3.6.4 浸水防護設備	55
3.6.5 補機駆動用燃料設備	56
3.6.6 非常用取水設備	57
3.6.7 緊急時対策所	58
別添 1 可搬型重大事故等対処設備の保管場所及びアクセスルート	
別添 2 可搬型重大事故等対処設備の設計方針	
別添 3 発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止について	
別添 4 ブローアウトパネル関連設備の設計方針	

1. 概要

本資料は、「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9条、第14条、第15条（第1項及び第3項を除く。）、第32条第3項、第38条第2項、第44条第1項第5号、第54条（第2項第1号及び第3項第1号を除く。）及び第59条から第77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。）に基づき、安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性について説明するものである。

今回は、健全性として、機器に要求される機能を有効に発揮するための系統設計及び構造設計に係る事項を考慮して、「多重性又は多様性及び独立性に係る要求事項を含めた多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散に関する事項（技術基準規則第9条、第14条第1項、第54条第2項第3号、第3項第3号、第5号、第7号及び第59条から第77条並びにそれらの解釈）」（以下「多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」という。）、「共用化による他号機への悪影響も含めた、機器相互の悪影響（技術基準規則第15条第4項、第5項、第6項、第54条第1項第5号、第2項第2号及び第59条から第77条並びにそれらの解釈）」（以下「悪影響防止等」という。）、「安全設備及び重大事故等対処設備に想定される事故時の環境条件（使用条件含む。）等における機器の健全性（技術基準規則第14条第2項、第32条第3項、第44条第1項第5号、第54条第1項第1号、第6号、第3項第4号及び第59条から第77条並びにそれらの解釈）」（以下「環境条件等」という。）及び「要求される機能を達成するために必要な操作性、試験・検査性、保守点検性等（技術基準規則第15条第2項、第38条第2項及び第54条第1項第2号、第3号、第4号、第3項第2号、第6号及び第59条から第77条並びにそれらの解釈）」（以下「操作性及び試験・検査性」という。）を説明する。

健全性を要求する対象設備については、技術基準規則及びその解釈だけでなく、「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」（以下「設置許可基準規則」という。）及びその解釈も踏まえて、重大事故等対処設備は全てを対象とし、安全設備を含む設計基準対象施設は以下のとおり対象を明確にして説明する。

「多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」については、技術基準規則第14条第1項及びその解釈にて安全設備に対して要求されていること、設置許可基準規則第12条第2項及びその解釈にて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に対しても要求されていることから、安全設備を含めた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を対象とする。人の不法な侵入等の防止の考慮については、技術基準規則第9条及びその解釈にて発電用原子炉施設に対して要求されていることから、重大事故等対処設備を含めた発電用原子炉施設を対象とする。

「悪影響防止等」のうち、内部発生飛散物の考慮は、技術基準規則第15条第4項及びその解釈にて設計基準対象施設に属する設備に対して要求されていることから、安全設備を含めた設計基準対象施設を対象とする。共用又は相互接続の禁止に対する考慮は、技術基準規則第15条第5

項及びその解釈にて、安全設備に対して要求されていること、設置許可基準規則第 12 条第 6 項及びその解釈にて重要安全施設に対して要求されていることから、安全設備を含めた重要安全施設を対象とする。共用又は相互接続による安全性の考慮は、技術基準規則第 15 条第 6 項及びその解釈にて安全機能を有する構築物、系統及び機器（以下「安全施設」という。）に対して要求されているため、安全設備を含めた安全施設を対象とする。

「環境条件等」については、設計が技術基準規則第 14 条第 2 項及びその解釈にて安全施設に対して要求されているため、安全設備を含めた安全施設を対象とする。

「操作性及び試験・検査性」のうち、操作性の考慮は、技術基準規則第 38 条第 2 項及びその解釈にて中央制御室での操作に対する考慮が要求されており、その操作対象を考慮して安全設備を含めた安全施設を対象とする。試験・検査性、保守点検性等の考慮は技術基準規則第 15 条第 2 項及びその解釈にて設計基準対象施設に対して要求されており、安全設備を含めた設計基準対処施設を対象とする。

2. 基本方針

安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性について、以下の4項目に分け説明する。

2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散

設置許可基準規則第12条第2項に規定される「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、単一故障が発生した場合でもその機能を達成できるよう、十分高い信頼性を確保し、かつ維持し得る設計とし、原則、多重性又は多様性及び独立性を備える設計とする。

多重性又は多様性及び独立性を備える設計とすることにより、単一故障、環境条件、自然現象、発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）（以下「人為事象」という。）、溢水、火災等により安全機能が損なわれるおそれがない設計とする。

なお、自然現象のうち地震に対する設計については、VI-2「耐震性に関する説明書」のうちVI-2-1「耐震設計の基本方針」に基づき実施する。地震を除く自然現象及び人為事象に対する設計については、VI-1-1-3「発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」のうちVI-1-1-3-1-1「発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針」に基づき実施する。溢水に対する設計については、VI-1-1-9「発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書」のうちVI-1-1-9-1「溢水等による損傷防止の基本方針」に基づき実施する。火災に対する設計については、VI-1-1-8「発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書」の「2. 火災防護の基本方針」に基づき実施する。また、発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止に係る設計上の考慮等については、別添3「発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止について」に基づき実施する。

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、当該系統を構成する機器に短期間では動的機器の単一故障、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が発生した場合で、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、原則として、多重性又は多様性及び独立性を持つ設計とする。短期間と長期間の境界は24時間とする。

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のうち、単一設計で安全機能を達成できるものについては、その設計上の考慮を「3. 系統施設ごとの設計上の考慮」に示す。

重大事故防止設備については、設計基準事故対処設備並びに使用済燃料貯蔵槽（使用済燃料貯蔵プール）の冷却設備及び注水設備（以下「設計基準事故対処設備等」という。）の安全機能と共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、共通要因の特性を踏まえ、可能な限り多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ることを考慮して適切な措置を講じた設計とする。ただし、重大事故に至るおそれのある事故が発生する要因となった喪失機能を代替

するもののうち、非常用ディーゼル発電機等のように、多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備がないものは、多様性及び独立性並びに位置的分散の設計方針は適用しない。

常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないように、共通要因の特性を踏まえ、可能な限り多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ることを考慮して適切な措置を講じた設計とする。

常設重大事故防止設備のうち、計装設備については、重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータの計測が困難となった場合に、当該パラメータを推定するために必要なパラメータと異なる物理量又は測定原理とする等、重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータに対して可能な限り多様性を有する方法により計測できる設計とするとともに、可能な限り位置的分散を図る設計とする。重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助パラメータは、重大事故等対処設備として設計するとともに、その運用については、保安規定に定めて管理する。

可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備と共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないように、共通要因の特性を踏まえ、可能な限り多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ることを考慮して適切な措置を講じた設計とする。

可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備と常設設備との接続口は、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、それぞれ互いに異なる複数の場所に設置する設計とする。また、一つの接続口で複数の機能を兼用して使用する場合には、それぞれの機能に必要な容量が確保できる接続口を設け、状況に応じてそれぞれの系統に必要な流量を同時に供給できる設計とする。

可搬型重大事故等対処設備は、地震、津波、その他自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム、設計基準事故対処設備等及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管する設計とする。

重大事故緩和設備についても、共通要因の特性を踏まえ、可能な限り多様性を有し、位置的分散を図ることを考慮する。

建屋については、地震、津波、火災及び外部からの衝撃による損傷を防止できる設計とする。

共通要因としては、環境条件、自然現象、発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（以下「外部人為事象」という。）、溢水、火災及びサポート系の故障を考慮し、以下(1)～(5)に環境条件を除く考慮事項に対する設計上の考慮を説明する。なお、環境条件については、想定される事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、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及び重大事故等対処設備がその機能を確実に発揮できる設計とすることを、「2.3 環境条件等」に示す。

設計基準事故対処設備等、常設重大事故防止設備及び可搬型重大事故等対処設備について、

その機能と、多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備を「3. 系統施設ごとの設計上の考慮」に示す。

(1) 自然現象

重大事故等対処設備の共通要因のうち、地震、津波、風（台風）、竜巻、低温（凍結）、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象を考慮する。このうち、降水及び低温（凍結）は屋外の天候による影響として、地震、風（台風）及び積雪は荷重として、「2.3 環境条件等」に示す。

地震、津波を含む自然現象の組合せの考え方については、VI-1-1-3「発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」のうちVI-1-1-3-1-1「発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針」の「4. 組合せ」に示す。

a. 地震、津波

地震及び津波に対して、重大事故等対処設備は以下の設計とする。

- ・常設重大事故防止設備は、技術基準規則第 49 条「重大事故等対処施設の地盤」に基づく地盤上に設置する。
- ・常設重大事故防止設備は、地震に対しては技術基準規則第 50 条「地震による損傷の防止」に基づく設計とし、津波に対しては二次的影響も含めて技術基準規則第 51 条「津波による損傷の防止」に基づく設計とする。
- ・常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等と同時に機能を損なうおそれがないように、可能な限り設計基準事故対処設備等と位置的分散を図る。
- ・地震に対して屋内の可搬型重大事故等対処設備は、技術基準規則第 49 条「重大事故等対処施設の地盤」に基づく地盤に設置された建屋内に保管する。
- ・屋外の可搬型重大事故等対処設備は、転倒しないことを確認する、又は必要により固縛等の処置をするとともに、地震により生ずる敷地下斜面のすべり、液状化又は揺すり込みによる不等沈下、傾斜及び浮き上がり、地盤支持力の不足、地中埋設構造物の損壊等の影響により必要な機能を喪失しない位置に保管する。
- ・可搬型重大事故等対処設備は、地震に対しては技術基準規則第 50 条「地震による損傷の防止」にて考慮された設計とし、津波に対しては二次的影響も含めて技術基準規則第 51 条「津波による損傷の防止」にて考慮された設計とする。
- ・可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り、複数箇所に分散して保管する。
- ・可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口は、技術基準規則第 50 条「地震による損傷の防止」及び技術基準規則第 51 条「津波による損傷の防止」に基づく設計とする。
- ・可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口は、技術基準規則第 49 条「重大事故等対処施設の地盤」に基づく地盤上の建屋面に複数箇所設置する。また、

接続口から建屋内に水又は電力を供給する経路のうち、常設の経路については、常設重大事故等対処設備として設計し、可搬型ホース等を用いる経路については、可搬型重大事故等対処設備として設計する。

これらの設計のうち、常設重大事故等対処設備が設置される地盤の評価及び位置的分散が図られた常設重大事故等対処設備の耐震設計については、VI-2「耐震性に関する説明書」のうちVI-2-1「耐震設計の基本方針」に基づき実施する。また、可搬型重大事故等対処設備の保管場所及び屋外・屋内アクセスルートにおいて周辺斜面が崩壊しないことの考慮等については、別添 1「可搬型重大事故等対処設備等の保管場所及びアクセスルート」に示す。耐震設計を含めた自然現象、外部人為事象、溢水及び火災に対する位置的分散が図られた可搬型重大事故等対処設備の機能保持に係る設計については、別添 2「可搬型重大事故等対処設備の設計方針」に基づき実施する。位置的分散が図られた重大事故等対処設備の耐津波設計については、VI-1-1-3「発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」のうちVI-1-1-3-1-1「発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針」に基づき実施する。

b. 風（台風）、竜巻、低温（凍結）、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響及び生物学的事象

風（台風）、竜巻、低温（凍結）、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響及び生物学的事象に対して、重大事故等対処設備は以下の設計とする。

(a) 常設重大事故防止設備

- ・常設重大事故防止設備は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に設置するか、又は設計基準事故対処設備等と同時にその機能が損なわれないように、設計基準事故対処設備等と位置的分散を図り、屋外に設置する。
- ・落雷に対して常設代替交流電源設備は、避雷設備等により防護する設計とする。
- ・生物学的事象のうちネズミ等の小動物に対して屋外の常設重大事故防止設備は、侵入防止対策により重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれのない設計とする。
- ・生物学的事象のうちクラゲ等の海生生物からの影響を受けるおそれのある常設重大事故防止設備は、侵入防止対策により重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれのない設計とする。

(b) 可搬型重大事故等対処設備

- ・可搬型重大事故等対処設備は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に保管するか、又は設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に必要な機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り、防火帯の内側の複数箇所に分散して

保管する。

- ・生物学的事象のうちクラゲ等の海生生物から影響を受けるおそれのある屋外の可搬型重大事故等対処設備は、予備を有する設計とする。

(c) 可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口

- ・可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口は、建屋の異なる面の隣接しない位置に複数箇所設置する。また、接続口から建屋内に水又は電力を供給する経路のうち、常設の経路については、常設重大事故等対処設備として設計し、可搬型ホース等を用いる経路については、可搬型重大事故等対処設備として設計する。
- ・生物学的事象のうちネズミ等の小動物に対して可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口を屋外に設置する場合は、開口部の閉止により重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれのない設計とする。

上記(a)～(c)の設計のうち、外部からの衝撃として風（台風）、竜巻、低温（凍結）、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響及び生物学的事象に対する位置的分散が図られた重大事故等対処設備の設計については、VI-1-1-3「発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」のうちVI-1-1-3-1-1「発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針」に基づき実施する。なお、保管場所及び屋外・屋内アクセスルートにおいては、風（台風）、竜巻、低温（凍結）、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響及び生物学的事象に対する考慮について、別添 1「可搬型重大事故等対処設備等の保管場所及びアクセスルート」に示す。

(2) 外部人為事象

重大事故等対処設備の共通要因のうち、外部人為事象については、飛来物（航空機落下）、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを考慮する。なお、電磁的障害については、「2.3 環境条件等」にて考慮し機能が損なわれない設計とする。

a. 火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガス及び船舶の衝突

火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガス及び船舶の衝突に対して、重大事故等対処設備は以下の設計とする。

- ・常設重大事故防止設備は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に設置するか、又は設計基準事故対処設備等と同時にその機能が損なわれないように、設計基準事故対処設備等と位置的分散を図り、屋外に設置する。
- ・可搬型重大事故等対処設備は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に

保管するか、又は設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に必要な機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り、防火帯の内側の複数箇所分散して保管する。

- ・可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口は、建屋の異なる面の隣接しない位置に複数箇所設置する。また、接続口から建屋内に水又は電力を供給する経路のうち、常設の経路については、常設重大事故等対処設備として設計し、可搬型ホース等を用いる経路については、可搬型重大事故等対処設備として設計する。

これらの設計のうち、外部からの衝撃として、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガス及び船舶の衝突に対する位置的分散が図られた重大事故等対処設備の設計については、VI-1-1-3「発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」のうちVI-1-1-3-1-1「発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針」に基づき実施する。

b. 飛来物（航空機落下）及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム

飛来物（航空機落下）及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対して、重大事故等対処設備は以下の設計とする。

(a) 飛来物（航空機落下）に対する設計

- ・可搬型重大事故等対処設備は、「(b) 故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム」に対する設計上の考慮と同様の設計上の考慮を行う。

(b) 故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム

- ・故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対しては、可搬型重大事故等対処設備による対策を講じることとする。
- ・屋内の可搬型重大事故等対処設備は、可能な限り設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り、複数箇所に分散して保管する設計とする。
- ・屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備が設置されている建屋から 100m 以上の離隔距離を確保するとともに、当該可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する屋外の設計基準対象施設及び常設重大事故等対処設備から 100m 以上の離隔距離を確保した上で、複数箇所に分散して保管する設計とする。
- ・可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口は、建屋の異なる面の隣接しない位置に複数箇所設置する。また、接続口から建屋内に水又は電力を供給する経路のうち、常設の経路については、常設重大事故等対処設備として設計し、可搬型ホース等を用いる経路については、可搬型重大事故等対処設備として設計する。

- ・ 発電用原子炉施設のうち重大事故等対処設備は、人の不法な侵入等の防止対策を講じた設計とする。具体的には、別添 3「発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止について」に基づき設計上の考慮を行う。

(3) 溢水

溢水に対して、重大事故等対処設備は以下の設計とする。

- ・ 常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等と同時に機能を損なうおそれがないように、可能な限り設計基準事故対処設備等と位置的分散を図る。
- ・ 可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り、複数箇所に分散して保管する。
- ・ 可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口は、想定される溢水水位に対して機能を喪失しない位置に設置する。
- ・ 可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口は、建屋の異なる面の隣接しない位置に複数箇所設置する。また、接続口から建屋内に水又は電力を供給する経路のうち、常設の経路については、常設重大事故等対処設備として設計し、可搬型ホース等を用いる経路については、可搬型重大事故等対処設備として設計する。

重大事故等対処設備の溢水防護設計については、VI-1-1-9「発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書」のうちVI-1-1-9-1「溢水等による損傷防止の基本方針」に基づき実施する。

(4) 火災

火災に対して、重大事故等対処設備は以下の設計とする。

- ・ 常設重大事故防止設備は、技術基準規則第 52 条「火災による損傷の防止」に基づく設計とする。
- ・ 常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等と同時に機能を損なうおそれがないように、可能な限り設計基準事故対処設備等と位置的分散を図る。
- ・ 可搬型重大事故等対処設備は、火災防護対策を火災防護計画に策定する。
- ・ 可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り、複数箇所に分散して保管する。
- ・ 可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口は、技術基準規則第 52 条「火災による損傷の防止」に基づく設計とする。
- ・ 可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口は、建屋の異なる面の隣接しない位置に複数箇所設置する。また、接続口から建屋内に水又は電力を供給する経路のうち、常設の経路については、常設重大事故等対処設備として設計し、可搬型ホース等を用いる経路については、可搬型重大事故等対処設備として設計する。

これらの設計のうち、位置的分散が図られた常設重大事故等対処設備の火災防護設計については、VI-1-1-8「発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書」の「2. 火災防護の基本設計」に基づき実施する。位置的分散が図られた可搬型重大事故等対処設備の火災防護計画については、VI-1-1-8「発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書」の「8. 火災防護計画」に基づき策定する。

(5) サポート系の故障

重大事故等対処設備の共通要因のうち、サポート系の故障に対しては、系統又は機器に供給される電力、空気、油、冷却水を考慮する。

重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等と可能な限り系統としての多重性又は多様性及び独立性を有する設計とするが、サポート系の故障に対しても、可能な限り、多重性又は多様性及び独立性を有するよう、以下の設計とする。

- ・常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等と異なる駆動源、冷却源を用いる設計、又は駆動源、冷却源が同じ場合は別の手段が可能な設計とする。
- ・常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等と可能な限り異なる水源をもつ設計とする。
- ・可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備と異なる駆動源、冷却源を用いる設計とするか、駆動源、冷却源が同じ場合は別の手段が可能な設計とする。
- ・可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備と可能な限り異なる水源を用いる設計とする。

2.2 悪影響防止等

設計基準対象施設は、他の設備から悪影響を受け、安全性を損なわないよう、配置上の考慮又は多重性を考慮する設計とする。

重大事故等対処設備は、発電用原子炉施設（他号機を含む。）内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

他の設備への悪影響としては、重大事故等対処設備使用時及び待機時の系統的な影響（電気的な影響を含む。）及びタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響並びに号機間の共用を考慮し、以下に各考慮事項に対する設計上の考慮を説明する。なお、設備兼用時の容量に関する影響については、複数の機能を兼用する設備について複数の機能を兼用する場合を踏まえて設定した容量をVI-1-1-5「設備別記載事項の設定根拠に関する説明書」に示す。また、設計基準対象施設に考慮すべき地震、火災、溢水及びその他の自然現象並びに人為事象による他の設備からの悪影響については、これら波及的影響により安全施設の機能を損なわないことを、「2.3 環境条件等」に示す。

(1) 他の設備への系統的な影響（電気的な影響を含む。）

- ・系統的な影響に対して重大事故等対処設備は、弁等の操作によって設計基準対象施設として使用する系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすること、重大事故等発生前（通常時）の隔離若しくは分離された状態から弁等の操作や接続により重大事故等対処設備としての系統構成とすること、他の設備から独立して単独で使用可能なこと、又は設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用すること等により、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。
- ・放水砲については、建屋への放水により、当該設備の使用を想定する重大事故時において必要となる屋外の他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(2) 内部発生飛散物による影響

- ・設計基準対象施設に属する設備は、蒸気タービン、発電機及び内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する弁の破損及び配管の破断、高速回転機器の破損に伴う飛散物により安全性を損なわない設計とする。
- ・重大事故等対処設備は、内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する弁の破損及び配管の破断、高速回転機器の破損、ガス爆発並びに重量機器の落下を考慮し、タービンミサイル等の発生源となることを防ぐことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

悪影響防止を含めた設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の内部飛散物による影響の考慮については、VI-1-1-10「発電用原子炉施設の蒸気タービン、ポンプ等の損壊に伴う飛散物による損傷防護に関する説明書」に示す。

(3) 共用

安全施設及び常設重大事故等対処設備の共用については、以下の設計とする。

- ・重要安全施設は、発電用原子炉施設間で原則共用又は相互に接続しない設計とするが、安全性が向上する場合は、共用又は相互に接続できる設計とする。
- ・重要安全施設以外の安全施設は、発電用原子炉施設間で共用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設計とする。
- ・常設重大事故等対処設備の各機器については、2以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。ただし、共用対象の施設ごとに要求される技術的要件（重大事故等に対処するために必要な機能）を満たしつつ、2以上の発電用原子炉施設と共用することにより安全性が向上し、かつ、同一の発電所内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、共用できる設計とする。

安全施設及び常設重大事故等対処設備のうち、共用する機器については、「3. 系統施設ごとの設計上の考慮」に示す。

2.3 環境条件等

安全施設及び重大事故等対処設備は、想定される環境条件において、その機能を発揮できる設計とする。

安全施設の設計条件については、材料疲労、劣化等に対しても十分な余裕を持って機能維持が可能となるよう、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力、温度、湿度、放射線量等各種の環境条件を考慮し、十分安全側の条件を与えることにより、これらの条件下においても期待されている安全機能を発揮できる設計とする。安全施設の環境条件には、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ける圧力、温度、湿度、放射線のみならず、荷重、屋外の天候による影響（低温（凍結）及び降水）、海水を通水する系統への影響、電磁的障害、周辺機器等からの悪影響及び冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む。）の影響を考慮する。

重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所（使用場所）又は保管場所に応じた耐環境性を有する設計とするとともに、操作が可能な設計とする。重大事故等時の環境条件については、重大事故等時における温度（環境温度及び使用温度）、放射線及び荷重に加えて、その他の使用条件として環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響（低温（凍結）及び降水）、重大事故等時に海水を通水する系統への影響、電磁的障害、周辺機器等からの悪影響及び冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む。）の影響を考慮する。

荷重としては、重大事故等が発生した場合における機械的荷重に加えて、環境圧力、温度及び自然現象（地震、風（台風）、竜巻、積雪、火山の影響）による荷重を考慮する。

安全施設及び重大事故等対処設備について、これらの環境条件の考慮事項ごとに、環境圧力、環境温度及び湿度による影響、放射線による影響、屋外の天候による影響（低温（凍結）及び降水）、荷重、海水を通水する系統への影響、電磁的障害、周辺機器等からの悪影響及び冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む。）の影響並びに設置場所における放射線の影響に分け、以下(1)から(6)に各考慮事項に対する設計上の考慮を説明する。

- (1) 環境圧力、環境温度及び湿度による影響、放射線による影響、屋外の天候による影響（低温（凍結）及び降水）並びに荷重
 - ・安全施設は、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ける環境条件を考慮した設計とする。
 - ・原子炉格納容器内の重大事故等対処設備は、想定される重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。また、地震による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とする。操作は、中央制御室から可能な設計とする。
 - ・原子炉建屋原子炉区域内の重大事故等対処設備は、想定される重大事故等時における環境条件を考慮する。また、地震による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とするとともに、可搬型重大事故等対処設備については、必要により当該設備の落下防止、転倒防止及び固縛の措置をとる。操作は、中央制御室、異なる区画若しくは離れた場所又は

設置場所で可能な設計とする。このうち、インターフェイスシステム LOCA 時、使用済燃料貯蔵プールにおける重大事故に至るおそれのある事故又は主蒸気管破断事故起因の重大事故等時に使用する設備については、これらの環境条件を考慮した設計とするか、これらの影響を受けない区画等に設置する。

- ・原子炉建屋内の原子炉区域外及びその他の建屋内の重大事故等対処設備は、重大事故等時におけるそれぞれの場所の環境条件を考慮した設計とする。また、地震による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とするとともに、可搬型重大事故等対処設備については、必要により当該設備の落下防止、転倒防止及び固縛の措置をとる。操作は、中央制御室、異なる区画若しくは離れた場所又は設置場所で可能な設計とする。
- ・屋外及び建屋屋上の重大事故等対処設備は、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。操作は、中央制御室、離れた場所又は設置場所で可能な設計とする。また、地震、風（台風）及び積雪の影響による荷重を考慮し、機能を損なわない設計とするとともに、可搬型重大事故等対処設備については、必要により当該設備の落下防止、転倒防止、固縛の措置をとる。さらに、積雪の影響を考慮して、必要により除雪等の措置を講じる。
- ・原子炉格納容器内の安全施設及び重大事故等対処設備は、設計基準事故等及び重大事故等時に想定される圧力、温度等に対し、格納容器スプレイ水による影響を考慮しても、その機能を発揮できる設計とする。
- ・安全施設及び重大事故等対処設備のうち、主たる流路に影響を与える範囲については、主たる流路の機能を維持できるよう、主たる流路と同一又は同等の規格で設計する。

a. 環境圧力

原子炉格納容器外の安全施設及び重大事故等対処設備については、事故時に想定される環境圧力が、原子炉建屋原子炉区域内は事故時に作動するブローアウトパネル開放設定値を考慮して大気圧相当、原子炉建屋内の原子炉区域外及びその他の建屋内並びに屋外は大気圧であり、大気圧にて機能を損なわない設計とする。

原子炉格納容器内の安全施設及び重大事故等対処設備については、使用時に想定される環境圧力が加わっても、機能を損なわない設計とする。

安全施設に対しては、発電用原子炉設置変更許可申請書「十 発電用原子炉の炉心の著しい損傷その他の事故が発生した場合における当該事故に対処するために必要な施設及び体制の整備に関する事項」（以下「許可申請書十号」という。）ロ.において評価した設計基準事故の中で、原子炉格納容器内の圧力が最も高くなる「原子炉冷却材喪失」を包絡する圧力として、0.31MPa[gage]を設定する。

重大事故等対処設備に対しては、「許可申請書十号」ハ.において評価した重大事故等の中で、原子炉格納容器内の圧力が最も高くなる「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」を包絡する圧力として、原則、0.62MPa[gage]を設定する。

ただし、重大事故等発生初期に機能が求められるものは、機能が求められるときの環境圧力を考慮して、環境圧力を設定する。

設定した環境圧力に対して機器が機能を損なわないように、耐圧部にあつては、機器が使用される環境圧力下において、部材に発生する応力に耐えられることとする。耐圧部以外の部分にあつては、絶縁や回転等の機能が阻害される圧力に到達しないことを確認する。

原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧を行う安全弁等については、環境圧力において吹出量が確保できる設計とする。原子炉冷却材圧力バウンダリに属する主蒸気逃がし安全弁は、サプレッションチェンバからの背圧の影響を受けないようベローズと補助背圧平衡ピストンを備えたバネ式の平衡形安全弁とし、吹出量に係る設計については、VI-4-1「安全弁及び逃がし弁の吹出量計算書」に示す。

確認の方法としては、環境圧力と機器の最高使用圧力との比較の他、環境圧力を再現した試験環境下において機器が機能することを確認した実証試験等によるものとする。

b. 環境温度及び湿度による影響

安全施設及び重大事故等対処設備は、それぞれ事故時に想定される環境温度及び湿度にて機能を損なわない設計とする。環境温度及び湿度については、設備の設置場所の適切な区分（原子炉格納容器内、原子炉建屋原子炉区域内、原子炉建屋内の原子炉区域外及びその他の建屋内、屋外）ごとに想定事故時に到達する最高値とし、区分ごとの環境温度及び湿度以上の最高使用温度等を機器仕様として設定する。

原子炉格納容器内の安全施設に対しては、「許可申請書十号」ロ.において評価した設計基準事故の中で、原子炉格納容器内の温度が最も高くなる「原子炉冷却材喪失」を包絡する温度及び湿度として、温度は171℃、湿度は100%（蒸気）を設定する。

原子炉格納容器内の重大事故等対処設備に対しては、「許可申請書十号」ハ.において評価した重大事故等の中で、原子炉格納容器内の温度が最も高くなる「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」を包絡する温度及び湿度として、原則、温度は200℃、湿度は100%（蒸気）を設定する。

原子炉建屋原子炉区域内の安全施設に対しては、原子炉建屋原子炉区域内の温度が最も高くなる「主蒸気管破断」を考慮し、事故等時の設備の使用状況に応じて、原則として、温度は66℃（事象初期：100℃）、湿度は90%（事象初期：100%（蒸気））を設定する。

原子炉建屋原子炉区域内の重大事故等対処設備に対しては、原則として、温度は66℃（運転階：77℃）、湿度は100%を設定する。その他、「許可申請書十号」ハ.において評価した重大事故等の中で、エリアの温度が上昇する事象を選定する。

「格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）」時に使用する重大事故等対処設備に対しては、原則、温度66℃（事象初期：100℃）、湿度100%を設定する。

「使用済燃料貯蔵プールにおける重大事故に至るおそれのある事故」時に使用する原子炉建屋運転階の重大事故等対処設備に対しては、使用済燃料貯蔵プール水の沸騰の可能性

を考慮して、原則、温度 100℃、湿度 100%を設定する。

「主蒸気管破断事故起因の重大事故等」時に使用する原子炉建屋原子炉区域内の重大事故等対処設備に対しては、主蒸気管から原子炉建屋原子炉区域内への蒸気の流出を考慮し、原則として、温度は 66℃（事象初期：100℃）、湿度 100%を設定する。

原子炉建屋内の原子炉区域外及びその他の建屋内の安全施設及び重大事故等対処設備に対しては、原則として、温度は 40℃、湿度は 90%を設定する。

屋外の安全施設及び重大事故等対処設備に対しては、夏季を考慮し、原則として、温度は 40℃、湿度は 100%を設定する。

環境温度及び湿度以上の最高使用温度等を設定できない機器については、その設備の機能が求められる事故に応じて、サポート系による設備の冷却や、熱源からの距離等を考慮して環境温度及び湿度を設定する。

なお、環境温度を考慮し、耐環境性向上を図る設計を行っている機器については、「3. 系統施設ごとの設計上の考慮」に示す。

設定した環境温度に対して機器が機能を損なわないように、耐圧部にあつては、機器が使用される環境温度下において、部材に発生する応力に耐えられることとする。耐圧部以外の部分にあつては、絶縁や回転等の機能が阻害される温度に到達しないこととする。

環境温度に対する確認の方法としては、環境温度と機器の最高使用温度との比較、規格等に基づく温度評価の他、環境温度を再現した試験環境下において機器が機能することを確認した実証試験等によるものとする。

また、設定した湿度に対して機器が機能を損なわないように、耐圧部にあつては、当該構造部が気密性・水密性を有し、一定の肉厚を有する金属製の構造とすることで、湿度の環境下であっても耐圧機能が維持される設計とする。耐圧部以外の部分にあつては、機器の外装を気密性の高い構造とし、機器内部を周囲の空気から分離することや、機器の内部にヒーターを設置し、内部で空気を加温して相対湿度を低下させること等により、絶縁や導通等の機能が阻害される湿度に到達しないこととする。

湿度に対する確認の方法としては、環境湿度と機器仕様の比較の他、環境湿度を再現した試験環境下において機器が機能することを確認した実証試験等によるものとする。

c. 放射線による影響

安全施設及び重大事故等対処設備は、それぞれ事故時に想定される放射線にて機能を損なわない設計とする。放射線については、設備の設置場所の適切な区分（原子炉格納容器内、原子炉建屋原子炉区域内、原子炉建屋内の原子炉区域外及びその他の建屋内、屋外）ごとに想定事故時に到達する最大線量とし、区分ごとの放射線量に対して、遮蔽等の効果を考慮して、機能を損なわない材料、構造、原理等を用いる設計とする。

安全施設に対しては、「許可申請書十号」ロ.において評価した設計基準事故の中で、原子炉格納容器内の線量が最も高くなる「原子炉冷却材喪失」を選定し、その最大放射線量

を包絡する線量として、原子炉格納容器内は 500kGy/6 ヶ月を設定する。原子炉建屋原子炉区域内の安全施設に対しては、原則として、400Gy/6 ヶ月を設定する。

原子炉建屋内の原子炉区域外及びその他の建屋内の安全施設に対しては、屋外と同程度の放射線量として 1mGy/h 以下を設定する。

ただし、放射線源の影響を受ける可能性があるエリアについては、遮蔽等の効果や放射線源からの距離等を考慮して放射線量を設定する。

屋外の安全施設に対しては、1mGy/h 以下を設定する。

原子炉格納容器内の重大事故等対処設備に対しては、「許可申請書十号」ハ. において評価した重大事故等の中で、原子炉格納容器内の線量が最も高くなる「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」での最大放射線量を包絡する線量として、原則として、800kGy/7 日間を設定する。

原子炉建屋原子炉区域内のうち、一般階で使用する重大事故等対処設備に対しては、原則として、460Gy/7 日間を設定し、運転階で使用する重大事故等対処設備に対しては、スロッシングにより使用済燃料貯蔵プール水位が低下することで生じる使用済制御棒等からの直接線とその散乱線の寄与を考慮し、原則として、510Gy/7 日間を設定する。

「格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）」時に使用する重大事故等対処設備に対しては、最大放射線量は 460Gy/7 日間に包絡される。

「使用済燃料貯蔵プールにおける重大事故に至るおそれがある事故」時に使用する重大事故等対処設備に対しては、使用済燃料貯蔵プール水位が低下することで生じる使用済制御棒等からの直接線とその散乱線が想定されるが、当該影響は小さいため、最大放射線量は 460Gy/7 日間に包絡される。

原子炉建屋内の原子炉区域外及びその他の建屋内の重大事故等対処設備に対しては、原則として、10Gy/7 日間を設定する。

屋外の重大事故等対処設備に対しては、原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線、大気中へ放出された放射性物質によるクラウドシャインガンマ線及びグラウンドシャインガンマ線、格納容器圧力逃がし装置に取り込まれた放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線を考慮し、「許可申請書十号」ハ. において評価した重大事故等の中で、「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」での最大放射線量を包絡する線量として、原則、40Gy/7 日間を設定する。

ただし、放射線源の影響を受ける可能性があるエリアについては、遮蔽等の効果や放射線源からの距離等を考慮して放射線量を設定する。

第 2-1-1 表～第 2-1-6 表にこれらの放射線量評価に用いた評価条件等を示す。

放射線による影響に対して機器が機能を損なわないように、耐圧部にあつては、耐放射線性が低いと考えられるパッキン・ガスケットも含めた耐圧部を構成する部品の性能が有意に低下する放射線量に到達しないこと、耐圧部以外の部分にあつては、電気絶縁や電気信号の伝送・表示等の機能が阻害される放射線量に到達しないこととする。

確認の方法としては、環境放射線を再現した試験環境下において機器が機能することを確認した実証試験等により得られた機器等の機能が維持される積算線量を機器の放射線に対する耐性値とし、環境放射線条件と比較することとする。耐性値に有意な照射速度依存性がある場合には、実証試験の際の照射速度に応じて、機器の耐性値を補正することとする。

環境放射線条件との比較のため、機器の耐性値を機器が照射下にあると評価される期間で除算して線量率に換算することとする。なお、原子炉施設の通常運転中に有意な放射線環境に置かれる機器にあつては、通常運転時などの事故等以前の状態において受ける放射線量分を事故等時の線量率に割増すること等により、事故等以前の放射線の影響を評価することとする。

放射線の影響の考慮として、原子炉压力容器は中性子照射の影響を受けるため、設計基準事故時等及び重大事故等時に想定される環境において脆性破壊を防止することにより、その機能を発揮する設計とする。原子炉压力容器は最低使用温度を 10°C に設定し、関連温度（初期）を -35°C 以下に管理することで脆性破壊が生じない設計とする。原子炉压力容器の破壊靱性に対する評価については、VI-1-2-2「原子炉压力容器の脆性破壊防止に関する説明書」に示す。

放射線に対して中央制御室遮蔽及び緊急時対策所遮蔽は、想定事故時においても、遮蔽装置としての機能を損なわない設計とする。中央制御室遮蔽及び緊急時対策所遮蔽の遮蔽設計及び評価については、VI-4-2「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書」に示す。

d. 屋外の天候による影響（低温（凍結）及び降水）

屋外の安全施設及び重大事故等対処設備については、屋外の天候による影響（低温（凍結）及び降水）により機能を損なわないよう防水対策及び凍結防止対策を行う設計とする。

e. 荷重

安全施設については、自然現象のうち地震、風（台風）、竜巻、積雪及び火山の影響による荷重、常設重大事故等対処設備については、自然現象のうち地震、風（台風）及び積雪による荷重の評価を行い、それぞれの荷重及びこれらの荷重の組合せにも機能を有効に発揮できる設計とする。

可搬型重大事故等対処設備については、自然現象（地震、風（台風）及び積雪の影響）によって機能を損なうことのない設計とする。

可搬型重大事故等対処設備は、地震荷重及び地震を含む荷重の組合せが作用する場合においては、その機能を有効に発揮するために、地震による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とするとともに、必要により当該設備の落下防止、転倒防止、固縛の措置をとる。

屋外の重大事故等対処設備は、地震以外の荷重及び地震以外の荷重の組合せが作用する

場合においては、風（台風）及び積雪の影響による荷重を考慮し、機能を損なわない設計とするとともに、必要により当該設備の落下防止、転倒防止、固縛の措置をとる。また、積雪の影響を考慮して、必要により除雪等の措置を講じる。

組み合わせる荷重の考え方については、VI-1-1-3「発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」のうちVI-1-1-3-1-1「発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針」の「4. 組合せ」に示す。

安全施設及び常設重大事故等対処設備の地震荷重及び地震を含む荷重の組合せに対する設計については、VI-2「耐震性に関する説明書」のうち、VI-2-1「耐震設計の基本方針」に基づき実施する。また、地震以外の荷重及び地震以外の荷重の組合せに対する設計については、VI-1-1-3「発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」のうちVI-1-1-3-1-1「発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針」に基づき実施する。

地震荷重及び地震を含む荷重の組合せに対する設計を含めた自然現象、外部人為事象、溢水及び火災に対する可搬型重大事故等対処設備の機能保持に係る設計については、別添2「可搬型重大事故等対処設備の設計方針」に基づき実施する。また、屋外の重大事故等対処設備の地震以外の荷重及び地震以外の荷重の組合せに対する設計については、VI-1-1-3「発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」のうちVI-1-1-3-1-1「発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針」に基づき実施する。

(2) 海水を通水する系統への影響

- ・ 常時海水を通水する、海に設置する又は海で使用する安全施設及び重大事故等対処設備は、耐腐食性材料を使用する。常時海水を通水する機器については、耐腐食性向上として炭素鋼内面にライニング又は塗装を行う設計とする。ただし、安全施設及び重大事故等対処設備のうち、常時海水を通水するコンクリート構造物については、腐食を考慮した設計とする。また使用時に海水を通水する重大事故等対処設備は、海水の影響を考慮した設計とする。
- ・ 原則、淡水を通水するが、海水も通水する可能性のある重大事故等対処設備は、可能な限り淡水を優先し海水通水を短期間とすることで、海水の影響を考慮した設計とする。また、海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。

(3) 電磁的障害

- ・ 安全施設と重大事故等対処設備のうち電磁波によりその機能が損なわれるおそれのある設備については、電磁波による影響を確認する、又はラインフィルタや絶縁回路を設置することによりサージ・ノイズの侵入を防止する、鋼製筐体や金属シールド付ケーブルの適用等、電磁波の侵入を防止する措置を講じた設計とする。

(4) 周辺機器等からの悪影響

- ・安全施設は、地震、火災、溢水及びその他の自然現象並びに人為事象による他設備からの悪影響により、発電用原子炉施設としての安全機能が損なわれないよう措置を講じた設計とする。
- ・重大事故等対処設備は、事故対応のために配置・配備している自主対策設備を含む周辺機器等からの悪影響により機能を損なわない設計とする。
- ・重大事故等対処設備が受ける周辺機器等からの悪影響としては、地震、火災及び溢水による波及的影響を考慮する。
- ・地震の波及的影響によりその機能を喪失しないように、常設重大事故等対処設備は、技術基準規則第 50 条「地震による損傷の防止」に基づく設計とする。可搬型重大事故等対処設備は、地震の波及的影響により、重大事故等に対処するための必要な機能を損なわないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り、その機能に応じて、全てを一つの保管場所に保管することなく、複数の保管場所に分散保管する。位置的分散については、「2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」に示す。また、屋外の可搬型重大事故等対処設備は、地震により生じる敷地下斜面のすべり、液状化又は揺すり込みによる不等沈下、傾斜及び浮き上がり、地盤支持力の不足、地中埋設構造物の損壊等の影響により必要な機能を喪失しない位置に保管する。
- ・火災の波及的影響によりその機能を喪失しないように、常設重大事故等対処設備は、技術基準規則第 52 条「火災による損傷の防止」に基づく設計とする。可搬型重大事故等対処設備は、火災防護対策を火災防護計画に策定する。
- ・溢水の波及的影響に対しては、重大事故等対処設備は、想定される溢水により機能を損なわないように、重大事故等対処設備の設置区画の止水対策等を実施する。

波及的影響を含めた地震以外の自然現象及び人為事象に対する安全施設の設計については、VI-1-1-3「発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」のうちVI-1-1-3-1-1「発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針」に基づき実施する。

波及的影響を含めた安全施設及び重大事故等対処設備の耐震設計については、VI-2「耐震性に関する説明書」のうちVI-2-1「耐震設計の基本方針」に基づき実施する。

波及的影響を含めた可搬型重大事故等対処設備の保管場所における考慮については、別添 1「可搬型重大事故等対処設備の保管場所及びアクセスルート」に示す。

波及的影響を含めた発電用原子炉施設で火災が発生する場合を考慮した安全施設及び常設重大事故等対処設備の火災防護設計については、VI-1-1-8「発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書」の「2. 火災防護の基本方針」に基づき実施する。波及的影響を含めた可搬型重大事故等対処設備の火災防護計画については、VI-1-1-8「発電用原子炉施設の火災防護

に関する説明書」の「8. 火災防護計画」に基づき策定する。

波及的影響を含めた発電用原子炉施設内で発生が想定される溢水の影響評価を踏まえた安全施設及び重大事故等対処設備の溢水防護設計については、VI-1-1-9「発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書」のうちVI-1-1-9-1「溢水等による損傷防止の基本方針」に基づき実施する。

(5) 設置場所における放射線の影響

- ・安全施設及び重大事故等対処設備の設置場所は、事故等時においても操作及び復旧作業に支障がないように、遮蔽の設置や線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定した上で、設置場所から操作可能、放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作可能、又は中央制御室遮蔽区域内である中央制御室から操作可能な設計とする。
- ・可搬型重大事故等対処設備の設置場所は、想定される重大事故等が発生した場合においても設置及び常設設備との接続に支障がないように、遮蔽の設置や線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定することにより、当該設備の設置、及び常設重大事故等対処設備との接続が可能な設計とする。

設備の操作場所は、「(1)c. 放射線による影響」にて設定した事故時の線源、線源からの距離、遮蔽効果、操作場所での操作時間（移動時間を含む。）を考慮し、選定する。

遮蔽のうち一時的に設置する遮蔽を除く生体遮蔽装置の遮蔽設計及び評価については、VI-4-2「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書」に示す。

中央制御室における放射線の影響として、居住性を確保する設計については、VI-1-7-3「中央制御室の居住性に関する説明書」に示す。緊急時対策所における放射線の影響として、居住性を確保する設計については、VI-1-9-3-2「緊急時対策所の居住性に関する説明書」に示す。

(6) 冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む。）の影響

- ・安全施設は、日本機械学会「配管内円柱状構造物の流力振動評価指針」（J S M E S O 1 2 -1998）による規定に基づく評価を行い、配管内円柱状構造物が流体振動により破損物として冷却材に流入しない設計とする。
- ・安全施設は、水質管理基準を定めて水質を管理することにより異物の発生を防止する設計とする。
- ・安全施設及び重大事故等対処設備は、系統外部から異物が流入する可能性のある系統に対しては、ストレーナ等を設置することにより、その機能を有効に発揮できる設計とする。
- ・安全施設及び重大事故等対処設備は、原子炉圧力容器内又は原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに冷却材中の異物の影響により想定される最も小さい有効吸込水頭において、

その機能を有効に発揮できる設計とする。

配管内円柱状構造物の流力振動評価については、VI-1-4-2「流体振動又は温度変動による損傷の防止に関する説明書」に示す。

想定される最も小さい有効吸込水頭において、ポンプが正常に機能することについては、VI-1-4-3「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書」及びVI-1-8-4「圧力低減設備その他の安全設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書」に示す。

2.4 操作性及び試験・検査性

安全施設は、誤操作を防止するとともに容易に操作ができる設計とし、重大事故等対処設備は、確実に操作できる設計とする。

設計基準対象施設及び重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検（試験及び検査を含む。）を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とし、構造・強度の確認又は内部構成部品の確認が必要な設備は、原則として分解・開放（非破壊検査を含む。）が可能な設計とする。

なお、機能・性能確認、各部の経年劣化対策及び日常点検を考慮することにより、分解・開放が不要なものについては外観の確認が可能な設計とする。

設計基準対象施設及び重大事故等対処設備は、使用前事業者検査及び定期事業者検査の法定検査に加え、保全プログラムに基づく点検が実施できる設計とする。

設計基準対象施設及び重大事故等対処設備は、原則として、系統試験及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。系統試験については、テストライン等の設備を設置又は必要に応じて準備することで試験可能な設計とする。

また、悪影響防止の観点から他と区分する必要があるもの又は単体で機能・性能を確認するものは、他の系統と独立して機能・性能確認（特性確認を含む。）が可能な設計とする。

以下に操作性及び試験・検査性に対する設計上の考慮を説明する。

(1) 操作性

安全施設及び重大事故等対処設備は、操作性を考慮して以下の設計とする。

- ・安全施設は、プラントの安全上重要な機能に支障をきたすおそれがある機器・弁等に対して、色分けや銘板取付等の識別管理や人間工学的な操作性も考慮した監視操作エリア・設備の配置、中央監視操作の盤面配置、理解しやすい表示方法とするとともに施錠管理を行い、運転員等の誤操作を防止する設計とする。また、保守点検において誤りが生じにくいよう留意した設計とする。中央制御室制御盤は、表示装置（CRT 及びフラットディスプレイ）及び操作器を系統ごとにグループ化して主盤又は大型表示盤に集約し、操作器のコード化（色、形状、大きさ等の視覚的要素での識別）、並びに、表示装置の操作方法に統一性を持たせ、大型表示盤により運転員同士の情報共有及びプラント設備全体の情報把握を行うことで、通常運転、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時において運転員の誤操作を防止するとともに、容易に操作ができる設計とする。
- ・当該操作が必要となる理由となった事象が有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件及び発電用原子炉施設で有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件（地震、内部火災、内部溢水、外部電源喪失並びに燃烧ガスやばい煙、有毒ガス、降下火砕物及び低温による操作雰囲気悪化）を想定しても、運転員が運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対応するための設備を中央制御室において操作に必要な照明の確保等により容易に操作することができる設計とするとともに、現場操作についても運転時

の異常な過渡変化及び設計基準事故時に操作が必要な箇所は環境条件を想定し、適切な対応を行うことにより容易に操作することができる設計とする。

- ・重大事故等対処設備は、手順書の整備、教育・訓練により、想定される重大事故等が発生した場合においても、操作環境、操作準備及び操作内容を考慮して確実に操作でき、「許可申請書十号」ハ. で考慮した要員数と想定時間内で、アクセスルートの確保を含め重大事故等に対処できる設計とする。これらの運用に係る体制、管理等については、保安規定に定めて管理する。以下 a. から g. に安全施設及び重大事故等対処設備の操作性に係る考慮事項を説明する。

なお、中央制御室で操作を行う安全施設の操作性については、VI-1-5-4「中央制御室の機能に関する説明書」に示す。

a. 操作環境

- ・重大事故等対処設備は、十分な操作空間を確保するとともに、確実な操作ができるよう、必要に応じて操作足場を設置する。
 - ・防護具、可搬型照明等は重大事故等時に迅速に使用できる場所に配備する。
- 操作環境における被ばく影響については、「2.3 環境条件等」に示す。

b. 操作準備

- ・重大事故等対処設備は、現場操作において工具を必要とする場合は、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とする。
- ・工具は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とする。
- ・可搬型重大事故等対処設備は、運搬、設置が確実にできるような、人力又は車両等による運搬、移動ができるとともに、必要により設置場所にてアウトリガの張り出し又は輪留めによる固定等が可能な設計とする。

c. 操作内容

- ・現場の操作スイッチは、運転員等の操作性を考慮した設計とする。
- ・重大事故等発生時に電源操作が必要な設備は、感電防止のため露出した充電部への近接防止を考慮した設計とする。
- ・重大事故等発生時に現場において人力で操作を行う弁は、手動操作が可能な設計とする。
- ・重大事故等発生時の現場での接続操作は、ボルト・ネジ接続、フランジ接続又はより簡便な接続方式等、使用する設備に応じて接続方式を統一することにより、確実に接続が可能な設計とする。
- ・重大事故等に対処するために迅速な操作を必要とする機器は、必要な時間内に操作できるように中央制御室での操作が可能な設計とする。制御盤の操作器は運転員の操作性を考慮した設計とする。

d. 状態確認

- ・想定される重大事故等において操作する重大事故等対処設備のうち動的機器については、その作動状態の確認が可能な設計とする。

e. 系統の切替性

- ・重大事故等対処設備のうち、本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備は、通常時に使用する系統から速やかに切替操作が可能なように、系統に必要な弁等を設ける設計とする。

f. 可搬型重大事故等対処設備の接続性

- ・可搬型重大事故等対処設備を常設設備と接続するものについては、容易かつ確実に接続できるように、ケーブルはボルト・ネジ接続又はより簡便な接続方式等を用い、配管は配管径や内部流体の圧力によって、大口径配管又は高圧環境においてはフランジを用い、小口径配管かつ低圧環境においてはより簡便な接続方式等を用いる設計とする。高圧窒素ガスポンベ及びタンクローリ等については、各々専用の接続方式を用いる。
- ・発電用原子炉施設間で相互に使用することができるように、6号機及び7号機とも同一形状とするとともに、同一ポンプを接続する配管は口径を統一する等、複数の系統での接続方式の統一も考慮する。

g. アクセスルート

アクセスルートは、想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、発電所内の道路及び通路が確保できるよう、以下の設計とする。

- ・屋外及び屋内において、アクセスルートは、自然現象、外部人為事象、溢水及び火災を想定しても、運搬、移動に支障をきたすことのないよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。
- ・屋外及び屋内アクセスルートは、自然現象に対して、地震、津波、風（台風）、竜巻、低温（凍結）、降水、積雪、落雷、火山の影響及び生物学的事象を考慮し、外部人為事象に対して、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガス及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを考慮する。
- ・アクセスルート及び火災防護に関する運用については、保安規定に定める。
- ・屋外アクセスルートに対する地震による影響（周辺構造物等の損壊、周辺斜面の崩壊及び道路面のすべり）、その他自然現象による影響（風（台風）及び竜巻による飛来物、積雪並びに火山の影響）を想定し、複数のアクセスルートの中から状況を確認し、早

期に復旧可能なアクセスルートを確認するため、障害物を除去可能なホイールローダを4台（予備1台）保管、使用する。また、地震による屋外タンクからの溢水及び降水に対しては、道路上への自然流下も考慮した上で、通行への影響を受けない箇所にアクセスルートを確認する設計とする。

- ・アクセスルートは、基準津波による遡上域最大水位よりも高い位置にアクセスルートを確認する設計とする。
- ・自然現象のうち低温（凍結）、外部人為事象のうち火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガス及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対しては、迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確認する設計とする。落雷に対しては、道路面が直接影響を受けることはないため、さらに生物学的事象に対しては、容易に排除可能なため、アクセスルートへの影響はない。
- ・屋外アクセスルートは、地震の影響による周辺斜面の崩壊及び道路面のすべりで崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、ホイールローダによる崩壊箇所の仮復旧を行うことで、通行性を確保できる設計とする。また、不等沈下等に伴う段差の発生が想定される箇所においては、段差緩和対策等を行う、迂回する、又は碎石による段差解消対策により対処する設計とする。
- ・屋外アクセスルートは、自然現象のうち低温（凍結）及び積雪に対して、道路については融雪剤を配備し、車両についてはタイヤチェーン等を装着することにより通行性を確保できる設計とする。
- ・屋内アクセスルートは、津波、その他の自然現象による影響（風（台風）及び竜巻による飛来物、低温（凍結）、降水、積雪、落雷、火山の影響及び生物学的事象）及び外部人為事象（火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）及び有毒ガス）に対しては、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に確保する設計とする。
- ・屋内アクセスルートの設定に当たっては、油内包機器及び水素内包機器による地震随伴火災の影響や、水又は蒸気内包機器による地震随伴溢水の影響を考慮するとともに、迂回路を含む複数のルート選定が可能な配置設計とする。

アクセスルートの確保について、周辺斜面の崩壊等に対する考慮を別添 1「可搬型重大事故等対処設備の保管場所及びアクセスルート」に示す。

(2) 試験・検査性

設計基準対象施設は、その健全性及び能力を確認するために、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検（試験及び検査を含む。）が可能な構造であり、かつ、そのために必要な配置、空間及びアクセス性を備えた設計とする。

また、設計基準対象施設は、使用前事業者検査、定期事業者検査並びに技術基準規則に定められた試験及び検査ができるように以下について考慮した設計とする。

- ・発電用原子炉の運転中に待機状態にある設計基準対象施設は、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を除き、運転中に定期的に試験及び検査ができる設計とする。また、多様性又は多重性を備えた系統及び機器にあつては、その健全性並びに多様性又は多重性を確認するため、各々が独立して試験又は検査ができる設計とする。
- ・設計基準対象施設のうち構造・強度の確認又は内部構成部品の確認が必要な設備は、原則として分解・開放（非破壊検査を含む。）が可能な設計とし、機能・性能確認、各部の経年劣化対策及び日常点検を考慮することにより、分解・開放が不要なものについては外観の確認が可能な設計とする。

重大事故等対処設備は、設計基準対象施設と同様な設計に加えて、以下について考慮した設計とする。

- ・代替電源設備は、電気系統の重要な部分として、適切な定期試験及び検査が可能な設計とする。

設計基準対象施設及び重大事故等対処設備は、具体的に以下の a～1 に示す試験・検査が実施可能な設計とし、その設計に該当しない設備は個別の設計とする。

- ポンプ，ファン，圧縮機
 - ・機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、これらは他の系統へ悪影響を及ぼさず試験可能な設計とする。
 - ・分解が可能な設計とする。ただし、可搬型設備は、分解又は取替が可能な設計とする。
 - ・ポンプ車は、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。
- 弁（手動弁，電動弁，空気作動弁，安全弁）
 - ・機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。
 - ・分解点検が可能な設計とする。
 - ・人力による手動開閉機構を有する弁は、規定トルクによる開閉確認が可能な設計とする。
- 容器（タンク類）
 - ・機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、これらは他の系統へ悪影響を及ぼさず試験可能な設計とする。
 - ・内部確認が可能なよう、マンホール等を設ける、又は外観の確認が可能な設計とする。
 - ・原子炉格納容器は、全体漏えい率試験が可能な設計とする。
 - ・ポンベは規定圧力の確認及び外観の確認が可能な設計とする。
 - ・ほう酸水注入系貯蔵タンクは、ほう酸濃度及びタンク水位が確認できる設計とする。
 - ・よう素フィルタは、銀ゼオライトの性能試験が可能な設計とする。
 - ・地下軽油タンクは油量を確認できる設計とする。
 - ・タンクローリは、車両としての運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

- d. 熱交換器
 - ・機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、これらは他の系統へ悪影響を及ぼさず試験可能な設計とする。
 - ・分解点検が可能な設計とする。
- e. 空調ユニット
 - ・機能・性能の確認が可能な設計とするとともに、これらは他の系統へ悪影響を及ぼさず試験可能な設計とする。
 - ・フィルタを設置するものは、差圧確認が可能な設計とする。また、内部確認が可能なように、点検口を設ける設計とする。
 - ・可搬型設備は分解又は取替が可能な設計とする。
- f. 流路
 - ・機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、これらは他の系統へ悪影響を及ぼさず試験可能な設計とする。
 - ・熱交換器を流路とするものは、熱交換器の設計方針に従う。
 - ・フィルタを設置するものは、差圧確認が可能な設計とする。また、内部確認が可能なように、点検口を設ける設計とする。
- g. 内燃機関
 - ・機能・性能の確認が可能なように、発電機側の負荷を用いる試験系統等により、機能・性能確認ができる系統設計とする。
 - ・分解が可能な設計とする。ただし、可搬型設備は、分解又は取替が可能な設計とする。
- h. 発電機
 - ・機能・性能の確認が可能なように、各種負荷（ポンプ負荷、系統負荷、模擬負荷）により機能・性能確認ができる系統設計とする。
 - ・分解が可能な設計とする。ただし、可搬型設備は、分解又は取替が可能な設計とする。
 - ・電源車は、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。
- i. その他電源設備
 - ・各種負荷（系統負荷、模擬負荷）、絶縁抵抗測定、弁の開閉又は試験装置により、機能・性能の確認ができる系統設計とする。
 - ・鉛蓄電池は電圧及び比重測定が可能な系統設計とする。
- j. 計測制御設備
 - ・模擬入力による機能・性能の確認（特性確認又は設定値確認）及び校正が可能な設計とする。
 - ・ロジック回路を有する設備は、模擬入力による機能確認として、ロジック回路動作試験が可能な設計とする。
- k. 遮蔽
 - ・主要部分の断面寸法の確認が可能な設計とする。

- ・外観の確認が可能な設計とする。

1. 通信連絡設備

- ・機能・性能の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

第 2-1-1 表 放射線の環境条件設定方法（重大事故等時）（1/2）

対象区画	環境条件設定方法			環境条件
	想定する事象	線源等	線量評価	
原子炉格納容器内	有効性評価のうち、原子炉格納容器内の線量が最も高くなる事象として「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」を想定する。	「許可申請書十号」ハ. において評価した重大事故等のうち「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」時に原子炉格納容器内に放出される放射性物質の存在量の線源（第 2-1-3 表）を設定する。なお、線源の設定に当たり、線量への寄与が大きい希ガス、よう素及びセシウム等の高揮発性核種の放出については MAAP コードの解析結果を用いるものとする。	原子炉格納容器自由体積を保存し、区画内に線源が均一に分布するとして線量を評価した結果、800kGy/7 日間を設定する。	800kGy/7 日間
原子炉建屋原子炉区域内	有効性評価のうち、原子炉格納容器内の線量が最も高くなる事象として「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」を想定する。	「許可申請書十号」ハ. において評価した重大事故等のうち「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」時に原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉区域内に漏えいする放射性物質の存在量の線源（第 2-1-4 表）を設定する。なお、線源の設定に当たり、原子炉格納容器の漏えい率 1.3%/日に相当する漏えい孔を MAAP コードの解析モデルで設定し、原子炉格納容器の圧力上昇に応じた気相中の放射性物質が原子炉建屋原子炉区域内へ移行することを想定する。	原子炉建屋原子炉区域自由体積を保存し、区画内に均一に分布するとして線量を評価した結果、460Gy/7 日間を設定する。なお、運転階の線量については、使用済燃料貯蔵プールの水位低下時に使用済制御棒等から受ける直接線やその散乱線の影響も考慮して、保守的に 510Gy/7 日間を設定する。また、「格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）」時は、0.1Gy/7 日間であり、460Gy/7 日間に包絡される。	460Gy/7 日間（運転階：510Gy/7 日間）

第 2-1-1 表 放射線の環境条件設定方法（重大事故等時）（2/2）

対象区画	環境条件設定方法			環境条件
	想定する事象	線源等	線量評価	
原子炉建屋内の原子炉区域外及びその他の建屋内	有効性評価のうち、原子炉格納容器内に浮遊する放射性物質が多くなり、格納容器ベントを実施し原子炉建屋内の原子炉区域外及びその他の建屋内の線量が厳しくなる事象として「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」において、代替循環冷却系が使用できない場合を想定する。	原子炉建屋内の原子炉区域外及びその他の建屋内における放射線の環境条件設定のための線源は、「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」に記載されるベント実施に伴う作業等の作業員の被ばく評価における線源と同じく、「許可申請書十号」ハ. において評価した重大事故等のうち「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」時における原子炉建屋内の放射性物質、大気中へ放出された放射性物質及び格納容器圧力逃がし装置内に取り込まれた放射性物質を線源として設定する。	原子炉建屋内の原子炉区域外及びその他の建屋内における線量は、「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」に記載されるベント実施に伴う作業等の作業員の被ばく評価に使用するモデル等を使用して設定する。 評価点は、格納容器圧力逃がし装置一次隔離弁及び二次隔離弁操作位置を代表点として評価する。評価の結果、環境条件は 10Gy/7 日間を設定する。	10Gy/7 日間
屋外	有効性評価のうち、原子炉格納容器内に浮遊する放射性物質が多くなり、格納容器ベントを実施し屋外線量が厳しくなる事象として「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」において、代替循環冷却系が使用できない場合を想定する。	屋外における放射線の環境条件設定のための線源は、「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」に記載されるベント実施に伴う作業等の作業員の被ばく評価における線源と同じく、「許可申請書十号」ハ. において評価した重大事故等のうち「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」時における原子炉建屋内の放射性物質、大気中へ放出された放射性物質及び格納容器圧力逃がし装置内に取り込まれた放射性物質を線源として設定する。	屋外における線量は、「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」に記載されるベント実施に伴う作業等の作業員の被ばく評価に使用するモデル等を使用して設定する。 評価点は、格納容器圧力逃がし装置の近傍位置を代表点として評価する。評価の結果、環境条件は 40Gy/7 日間を設定する。	40Gy/7 日間

第 2-1-2 表 放射線の環境条件設定方法（設計基準事故時）

対象区画	環境条件設定方法			環境条件
	想定する事象	線源等	線量評価	
原子炉格納容器内	原子炉格納容器内で発生する事象のうち、原子炉格納容器内の線量が最も高くなる事象として「原子炉冷却材喪失」を想定する。	「許可申請書十号」ロ. において評価した設計基準事故のうち「原子炉冷却材喪失」時に原子炉格納容器内に放出される放射性物質を線源（第 2-1-5 表）として設定する。	原子炉格納容器自由体積を保存し、区画内に線源が均一に分布するとして線量を評価した結果、500kGy/6 ヶ月を設定する。	500kGy/6 ヶ月
原子炉建屋原子炉区域内	原子炉格納容器内で発生する事象のうち、原子炉格納容器内の線量が最も高くなる事象として「原子炉冷却材喪失」を想定する。	「許可申請書十号」ロ. において評価した設計基準事故のうち「原子炉冷却材喪失」時に原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉区域内に漏えいする放射性物質を線源（第 2-1-6 表）として設定する。	原子炉建屋原子炉区域自由体積を保存し、区画内に線源が均一に分布するとして線量を評価した結果、400Gy/6 ヶ月を設定する。	400Gy/6 ヶ月
原子炉建屋内の原子炉区域外及びその他の建屋内	各事故時の放射線の影響を直接受けない範囲であり、想定する事象はない。	保守的に屋外と同じ線源を設定する。	屋外と同じ放射線量として、1mGy/h 以下を設定する。	1mGy/h 以下
屋外	原子炉格納容器内で発生する事象のうち、原子炉格納容器内の線量が最も高くなる事象として「原子炉冷却材喪失」を想定する。	屋外における放射線の環境条件設定のための線源は、「中央制御室の居住性に関する説明書」に記載される設計基準事故時の中央制御室への入退域時の被ばく評価と同じく、「許可申請書十号」ロ. において評価した設計基準事故のうち「原子炉冷却材喪失」時の、原子炉建屋原子炉区域内の放射性物質及び大気中へ放出された放射性物質を線源として設定する。	屋外における線量は、「中央制御室の居住性に関する説明書」に記載される設計基準事故時の中央制御室への入退域時の被ばく評価に使用するモデル等を使用して設定する。評価点は、屋外の中央制御室相当（入口付近）の位置を代表点として評価する。評価の結果、環境条件は 1mGy/h 以下を設定する。	1mGy/h 以下

第 2-1-3 表 重大事故等時における原子炉格納容器内の積算放射能量

核種	積算放射能量[Bq・s] (0.5 MeV 換算値)	
	ドライウエル	サブプレッションチェンバ
希ガス類	約 5.1E+23	約 3.0E+23
よう素類	約 6.5E+23	約 1.1E+24
CsOH 類	約 3.7E+22	約 1.0E+23
Sb 類	約 8.6E+20	約 2.2E+21
TeO ₂ 類	約 4.5E+21	約 1.3E+22
SrO 類	約 8.2E+20	約 1.9E+21
BaO 類	約 2.1E+21	約 5.9E+21
MoO ₂ 類	約 1.0E+21	約 2.8E+21
CeO ₂ 類	約 2.8E+20	約 7.9E+20
La ₂ O ₃ 類	約 4.6E+20	約 1.3E+21

第 2-1-4 表 重大事故等時における原子炉建屋原子炉区域内の積算放射能量

核種	積算放射能量[Bq・s] (0.5 MeV 換算値)
希ガス類	約 6.1E+21
よう素類	約 6.3E+21
CsOH 類	約 5.2E+19
Sb 類	約 1.1E+18
TeO ₂ 類	約 6.3E+18
SrO 類	約 8.7E+17
BaO 類	約 3.0E+18
MoO ₂ 類	約 1.4E+18
CeO ₂ 類	約 3.9E+17
La ₂ O ₃ 類	約 6.5E+17

第 2-1-5 表 設計基準事故時における原子炉格納容器内の積算放射能量

核種	積算放射能量[Bq・s] (0.5 MeV 換算値)	核種	積算放射能量[Bq・s] (0.5 MeV 換算値)
Kr-83m	約 3.2E+19	I-131	約 1.6E+23
Kr-85m	約 1.2E+22	I-132	約 5.7E+23
Kr-85	約 5.9E+21	I-133	約 6.6E+22
Kr-87	約 3.4E+22	I-134	約 1.4E+22
Kr-88	約 2.6E+23	I-135	約 5.4E+22
Xe-131m	約 2.9E+21		
Xe-133m	約 5.7E+21		
Xe-133	約 5.0E+23		
Xe-135m	約 1.6E+21		
Xe-135	約 2.0E+23		
Xe-138	約 2.3E+22		

第 2-1-6 表 設計基準事故時における原子炉建屋原子炉区域内の積算放射能量

核種	積算放射能量[Bq・s] (0.5 MeV 換算値)	核種	積算放射能量[Bq・s] (0.5 MeV 換算値)
Kr-83m	約 1.3E+16	I-131	約 8.1E+20
Kr-85m	約 1.0E+19	I-132	約 2.4E+21
Kr-85	約 3.5E+19	I-133	約 1.6E+20
Kr-87	約 1.1E+19	I-134	約 3.4E+18
Kr-88	約 1.5E+20	I-135	約 5.9E+19
Xe-131m	約 1.6E+19		
Xe-133m	約 2.1E+19		
Xe-133	約 2.4E+21		
Xe-135m	約 1.4E+17		
Xe-135	約 2.8E+20		
Xe-138	約 1.9E+18		

3. 系統施設ごとの設計上の考慮

申請範囲における設計基準対象施設と重大事故等対処設備について、系統施設ごとの機能と、機能としての健全性を確保するための設備の多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散について説明する。あわせて、特に設計上考慮すべき事項について、系統施設ごとに以下に示す。

なお、流路を形成する配管及び弁並びに電路を形成するケーブル及び盤等への考慮については、その系統内の動的機器（ポンプ、発電機等）を含めた系統としての機能を維持する設計とする。

3.1 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設

(1) 機能

核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設は主に以下の機能を有する。

- a. 通常運転時等において、使用済燃料貯蔵プール水を冷却する機能
- b. 通常運転時等において、使用済燃料貯蔵プール水を補給する機能
- c. 通常運転時等における計測制御機能
- d. 重大事故等時において、使用済燃料貯蔵プールの冷却等を行う機能
 - ・燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料貯蔵プールへの注水及びスプレイ
 - ・燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料貯蔵プールへの注水及びスプレイ
 - ・大気への放射性物質の拡散抑制
 - ・使用済燃料貯蔵プールの監視（放射線管理施設と兼用）
 - ・重大事故等時における使用済燃料貯蔵プールの除熱（原子炉冷却系統施設と兼用）
- e. 発電所外への放射性物質の拡散を抑制する機能
 - ・大気への放射性物質の拡散抑制（原子炉格納施設と兼用）
 - ・海洋への放射性物質の拡散抑制（原子炉格納施設と兼用）
- f. 重大事故等時における計測制御機能
 - ・使用済燃料貯蔵プールの監視（放射線管理施設と兼用）
 - ・温度、圧力、水位、注水量の計測・監視（計測制御系統施設と兼用）
- g. 重大事故等に対処するための流路、注水先、注入先、排出元等（原子炉冷却系統施設、計測制御系統施設及び原子炉格納施設と兼用）

h. アクセスルート確保（原子炉冷却系統施設に同じ）

(2) 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散

「(1) 機能」を考慮して、重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備を、第3-1-1表に示す。

なお、当該設備のうち電源設備については、「3.6 その他発電用原子炉の附属施設」の「3.6.1 非常用電源設備」にて整理するものを含む。

(3) 環境条件等

a. 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ

使用済燃料貯蔵プール周辺において、燃料貯蔵設備に係る重大事故等の対処に使用するため、その環境影響を考慮して、耐環境性向上を図る設計とする。

使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置により、使用済燃料貯蔵プール監視カメラへ空気を供給し冷却することで、燃料貯蔵設備に係る重大事故等時における高温の環境下においても使用済燃料貯蔵プール監視カメラが機能維持できる設計とする。

3.2 原子炉冷却系統施設

(1) 機能

原子炉冷却系統施設は主に以下の機能を有する。

- a. 設計基準事故時等において、非常用炉心冷却系により炉心を冷却する機能
- b. 通常運転時等において、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）により炉心の崩壊熱及び原子炉圧力容器、配管、冷却材中の保有熱を除去する機能
- c. 設計基準事故時等において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）により原子炉格納容器を保護する機能
- d. 設計基準事故時等において、残留熱除去系（サブプレッションチェンバプール水冷却モード）によりサブプレッションチェンバのプール水を冷却する機能
- e. 重大事故等時において、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却する機能
 - ・ 高圧代替注水系による原子炉の冷却
 - ・ 原子炉隔離時冷却系による原子炉の冷却
 - ・ 高圧炉心注水系による原子炉の冷却
 - ・ ほう酸水注入系による進展抑制
- f. 重大事故等時において、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する機能
 - ・ 主蒸気逃がし安全弁
 - ・ インターフェイスシステム LOCA 隔離弁
 - ・ ブローアウトパネル
- g. 重大事故等時において、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却する機能
 - ・ 低圧代替注水系（常設）による原子炉の冷却
 - ・ 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉の冷却
 - ・ 低圧注水
 - ・ 原子炉停止時冷却
 - ・ 原子炉補機冷却系
 - ・ 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却
 - ・ 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却

- h. 通常運転時等において、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能
 - i. 重大事故等時において、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能
 - ・代替原子炉補機冷却系による除熱
 - ・耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱
 - ・格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（放射線管理施設と兼用）
 - ・原子炉停止時冷却
 - ・格納容器スプレイ冷却
 - ・サブプレッションチェンバプール水冷却
 - ・原子炉補機冷却系
 - j. 重大事故等時において、原子炉格納容器内の冷却等を行う機能
 - ・原子炉補機冷却系
 - k. 重大事故等時において、原子炉格納容器の過圧破損を防止する機能
 - ・代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（原子炉格納施設と兼用）
 - l. 重大事故等時において、使用済燃料貯蔵槽の冷却等を行う機能
 - ・重大事故等時における使用済燃料貯蔵プールの除熱（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設と兼用）
 - m. 重大事故等の収束に必要な水を提供する機能
 - ・重大事故等収束のための水源
 - ・水の供給
 - n. 重大事故等時対処するための流路，注水先，注入先，排出元等（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設，計測制御系統施設及び原子炉格納施設と兼用）
 - o. アクセスルート確保
- (2) 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散

「(1) 機能」を考慮して、重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備を、第3-2-1表に示す。

なお、当該設備のうち電源設備については、「3.6 その他発電用原子炉の附属施設」の「3.6.1 非常用電源設備」にて整理するものを含む。

(3) 悪影響防止等

a. 共用

以下の設備については、その他の号機と共用する設計とする。

(a) 乾電池内蔵型照明（ヘッドライト）

重要安全施設以外の安全施設として、乾電池内蔵型照明（ヘッドライト）は6号機及び7号機で共用とするが、共用とする号機内で同時に使用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。

b. 相互接続

以下の設備については、その他の号機と相互接続する設計とする。

(a) 復水貯蔵槽及び復水補給水系

重要安全施設以外の安全施設の相互接続として、復水貯蔵槽及び復水補給水系は、6号機及び7号機間で相互に接続するが、各号機で要求される容量をそれぞれ確保するとともに、連絡時以外においては、号機間の接続部の弁を常時閉とすることにより物理的に分離し、安全性を損なわない設計とする。連絡時においても、各号機にて設計する圧力に差異を生じさせず、安全性を損なわない設計とする。

3.3 計測制御系統施設

(1) 機能

計測制御系統施設は主に以下の機能を有する。

- a. 通常運転時等における計測制御機能
- b. 重大事故等時における計測制御機能
 - ・ 原子炉圧力容器内の温度
 - ・ 原子炉圧力容器内の圧力
 - ・ 原子炉圧力容器内の水位
 - ・ 原子炉圧力容器への注水量
 - ・ 原子炉格納容器への注水量
 - ・ 原子炉格納容器内の温度
 - ・ 原子炉格納容器内の圧力
 - ・ 原子炉格納容器内の水位
 - ・ 原子炉格納容器内の水素濃度
 - ・ 未臨界の維持又は監視
 - ・ 最終ヒートシンクの確保（代替循環冷却系）
 - ・ 最終ヒートシンクの確保（格納容器圧力逃がし装置）（放射線管理施設と兼用）
 - ・ 最終ヒートシンクの確保（耐圧強化ベント系）（放射線管理施設と兼用）
 - ・ 最終ヒートシンクの確保（残留熱除去系）
 - ・ 格納容器バイパスの監視（原子炉圧力容器内の状態）
 - ・ 格納容器バイパスの監視（原子炉格納容器内の状態）
 - ・ 格納容器バイパスの監視（原子炉建屋内の状態）
 - ・ 水源の確保
 - ・ 原子炉建屋内の水素濃度
 - ・ 原子炉格納容器内の酸素濃度
 - ・ 発電所内の通信連絡
 - ・ 温度，圧力，水位，注水量の計測・監視（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設と兼用）
 - ・ その他
- c. 通常運転時等における原子炉制御室機能
 - ・ 設計基準対象施設の健全性を確認するために必要なパラメータを監視する機能
 - ・ 発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な操作を行う機能
 - ・ 居住性の確保
 - ・ 発電用原子炉施設の外部の状況を把握する機能

- d. 重大事故等時において、運転員が原子炉制御室にとどまるための機能
 - ・居住性の確保（放射線管理施設と兼用）
 - ・照明の確保

- e. 重大事故等時において、緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にする機能
 - ・代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入
 - ・原子炉冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制
 - ・ほう酸水注入
 - ・出力急上昇の防止

- f. 重大事故等時において、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する機能
 - ・原子炉減圧の自動化
 - ・高圧窒素ガス供給系による作動窒素ガス確保

- g. 重大事故等時において、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する機能
 - ・格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出（放射線管理施設及び原子炉格納施設と兼用）
 - ・耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出（放射線管理施設及び原子炉格納施設と兼用）
 - ・水素濃度及び酸素濃度の監視

- h. 重大事故等時において、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止する機能
 - ・静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制（原子炉格納施設と兼用）
 - ・原子炉建屋内の水素濃度監視
 - ・格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出（放射線管理施設及び原子炉格納施設と兼用）

- i. 設計基準事故時等における通信連絡機能

- j. 通信連絡を行うために必要な機能
 - ・発電所内の通信連絡
 - ・発電所外の通信連絡

- k. 重大事故等時対処するための流路、注水先、注入先、排出元等（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設、原子炉冷却系統施設及び原子炉格納施設と兼用）

1. アクセスルート確保（原子炉冷却系統施設に同じ）

(2) 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散

「(1) 機能」を考慮して、重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備を、第3-3-1表に示す。

なお、当該設備のうち電源設備については、「3.6 その他発電用原子炉の附属施設」の「3.6.1 非常用電源設備」にて整理するものを含む。

また、計測機器の故障等により、重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するための多様性を有したパラメータについて、第3-3-2表及び第3-3-3表に示す。

第3-3-1表～第3-3-3表で示すパラメータ（主要パラメータ及び代替パラメータ）は、以下のとおり。

主要パラメータは以下のとおり分類する。

・重要監視パラメータ

主要パラメータのうち、耐震性、耐環境性を有し、重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも1つ以上有するパラメータをいう。

・有効監視パラメータ

主要パラメータのうち、自主対策設備の計器のみで計測されるが、計測することが困難となった場合にその代替パラメータが重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器で計測されるパラメータをいう。

代替パラメータは以下のとおり分類する。

・重要代替監視パラメータ

主要パラメータの代替パラメータを計測する計器が重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも1つ以上有するパラメータをいう。

・有効監視パラメータ

主要パラメータの代替パラメータが自主対策設備の計器のみで計測されるパラメータをいう。

(3) 悪影響防止等

a. 共用

以下の設備については、その他の号機と共用する設計とする。

(a) 中央制御室

重要安全施設としての中央制御室については、6号機及び7号機で共用とするが、各号機で必要な人員を確保した上で、共用により6号機及び7号機の中央制御室を自由に行き来できる空間とすることによりプラントの状況に応じた、運転員の相互融通を可能とすることで、6号機及び7号機の安全性が向上する設計とする。

重要安全施設以外の安全施設として、中央制御室に設置又は保管する設備の一部は、監視及び操作に支障をきたすことがなく、共用により発電用原子炉施設の安全性を損なわない設計とする。

(b) 通信連絡設備

重要安全施設以外の安全施設として、5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）に設置又は保管する通信連絡設備は、6号機及び7号機で共用とするが、共用対象号機内で同時に通信・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。

常設重大事故等対処設備として、5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）内に設置する衛星電話設備（常設）、無線連絡設備（常設）、5号機屋外緊急連絡用インターフォン（インターフォン）、安全パラメータ表示システム（SPDS）、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム、IP-電話機及びIP-FAX）及びデータ伝送設備は、号機の区分けなく通信連絡することで、必要な情報（相互のプラント状況、運転員の対応状況等）を共有・考慮しながら、総合的な管理（事故処置を含む。）を行うことができ、安全性の向上が図れることから、6号機及び7号機で共用する設計とする。

これらの通信連絡設備は、共用により悪影響を及ぼさないよう、6号機及び7号機に必要な数量又は容量を確保するとともに、号機の区分けなく通信連絡が可能な設計とする。

b. 相互接続

以下の設備については、その他の号機と相互接続する設計とする。

(a) 計装用圧縮空気系及び計装用圧縮空気設備

重要安全施設以外の安全施設の相互接続として、計装用圧縮空気系及び計装用圧縮空気設備は、6号機及び7号機間で相互に接続するが、各号機で要求される容量をそれぞれ確保するとともに、連絡時以外においては、号機間の接続部の弁を常時閉とすることにより物理的に分離し、安全性を損なわない設計とする。連絡時においても、各号機にて設計する圧力に差異を生じさせず、安全性を損なわない設計とする。

3.4 放射線管理施設

(1) 機能

放射線管理施設は主に以下の機能を有する。

- a. 通常運転時等における原子炉制御室機能
 - ・居住性の確保
- b. 重大事故等時において、運転員が原子炉制御室にとどまるための機能
 - ・居住性の確保（計測制御系統施設と兼用）
- c. 重大事故等時において、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能
 - ・格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（原子炉冷却系統施設と兼用）
- d. 重大事故等時において、原子炉格納容器の過圧破損を防止する機能
 - ・格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（原子炉格納施設と兼用）
- e. 重大事故等時において、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する機能
 - ・格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出（計測制御系統施設及び原子炉格納施設と兼用）
 - ・耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出（計測制御系統施設及び原子炉格納施設と兼用）
- f. 重大事故等時において、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止する機能
 - ・格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出（計測制御系統施設及び原子炉格納施設と兼用）
- g. 重大事故等時において、使用済燃料貯蔵槽の冷却等を行う機能
 - ・使用済燃料貯蔵プールの監視（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設と兼用）
- h. 通常運転時等における計測制御機能
- i. 重大事故等時における計測制御機能
 - ・原子炉格納容器内の放射線量率
 - ・最終ヒートシンクの確保（格納容器圧力逃がし装置）（計測制御系統施設と兼用）
 - ・最終ヒートシンクの確保（耐圧強化ベント系）（計測制御系統施設と兼用）

- ・使用済燃料貯蔵プールの監視（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設と兼用）

j. 通常運転時等における監視測定機能

- ・線量当量率及び放射性物質の濃度等の測定
- ・風向，風速その他の気象条件の測定

k. 重大事故等時における監視測定機能

- ・放射線量の代替測定
- ・放射能観測車の代替測定装置
- ・気象観測設備の代替測定
- ・放射線量の測定
- ・放射性物質濃度（空气中・水中・土壌中）及び海上モニタリング

l. 重大事故等時における緊急時対策所機能

- ・居住性の確保（対策本部）（緊急時対策所と兼用）
- ・居住性の確保（待機場所）（緊急時対策所と兼用）

m. アクセスルート確保（原子炉冷却系統施設に同じ）

(2) 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散

「(1) 機能」を考慮して，重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備を，第 3-4-1 表に示す。

なお，当該設備のうち電源設備については，「3.6 その他発電用原子炉の附属施設」の「3.6.1 非常用電源設備」にて整理するものを含む。

a. 単一設計

(a) 中央制御室換気空調系

設計基準事故が発生した場合に長期にわたって機能が要求される静的機器のうち，単一設計とする中央制御室換気空調系のダクトの一部及び中央制御室再循環フィルタ装置については，当該設備に要求される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，ダクトについては全周破断，中央制御室再循環フィルタ装置については閉塞を想定しても，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。

想定される単一故障の発生に伴う中央制御室の運転員の被ばく量は，保守的に単一故障を除去又は修復ができない場合で評価したとしても，緊急作業時に係る線量限度を下回ることを確認した。

単一設計における主要解析条件を第 3-7-1 表，影響評価結果を第 3-7-2 表に示す。

また、単一故障の除去又は修復のための作業期間として想定する3日間を考慮し、修復作業に係る従事者の被ばく線量は緊急時作業に係る線量限度に照らしても十分小さくする設計とする。

単一設計とする箇所の設計に当たっては、想定される単一故障の除去又は修復のためのアクセスが可能であり、かつ、補修作業が容易となる設計とし、修復作業に係る従事者の被ばく線量を緊急時作業に係る線量限度に照らしても十分小さくなるよう保安規定に基づき管理する。

(3) 悪影響防止等

a. 共用

以下の設備については、その他の号機と共用する設計とする。

(a) 中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽

常設重大事故等対処設備としての中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽は、重大事故等時において、隣接する6号機及び7号機の事故対応を一つの中央制御室として共用することによって、プラント状態に応じた運転員の融通により安全性が向上することから、6号機及び7号機で共用する設計とする。

また、共用により悪影響を及ぼさないよう、号機の区分けなく一体となった遮蔽機能を有する設計とする。

(b) 中央制御室換気空調系（下部中央制御室の換気を除く。）

重要安全施設としての中央制御室換気空調系（下部中央制御室の換気を除く。）については、6号機及び7号機で共用とするが、各号機で必要な容量を確保した上で、共用により多重性を確保することで、6号機及び7号機の安全性が向上する設計とする。各号機1基設置する当該系統の再循環フィルタについても、共用により多重性を確保することで、6号機及び7号機の安全性が向上する設計とする。

3.5 原子炉格納施設

(1) 機能

原子炉格納施設は主に以下の機能を有する。

- a. 通常運転時等における原子炉冷却材圧力バウンダリ機能
- b. 設計基準事故時等において、格納容器内ガス濃度制御系により原子炉格納容器を保護する機能
- c. 設計基準事故時等において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）により原子炉格納容器を保護する機能
- d. 重大事故等時において、原子炉格納容器内の冷却等を行う機能
 - ・代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却
 - ・代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却
 - ・格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器内の冷却
 - ・サプレッションチェンバプール水の冷却
- e. 重大事故等時において、原子炉格納容器の過圧破損を防止する機能
 - ・格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（放射線管理施設と兼用）
 - ・代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（原子炉冷却系統施設と兼用）
- f. 重大事故等時において、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却する機能
 - ・格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部への注水
 - ・格納容器下部注水系（可搬型）による格納容器下部への注水
 - ・溶融炉心の落下遅延及び防止
- g. 重大事故等時において、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する機能
 - ・格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出（計測制御系統施設及び放射線管理施設と兼用）
 - ・耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出（計測制御系統施設及び放射線管理施設と兼用）
- h. 重大事故等時において、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止する機能
 - ・静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制（計測制御系統施設と兼用）
 - ・格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出（計

測制御系統施設及び放射線管理施設と兼用)

- i. 発電所外への放射性物質の拡散を抑制する機能
 - ・ 大気への放射性物質の拡散抑制 (核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設と兼用)
 - ・ 海洋への放射性物質の拡散抑制 (核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設と兼用)
 - ・ 航空機燃料火災への泡消火

- j. 重大事故等時において、運転員が原子炉制御室にとどまるための機能
 - ・ 被ばく線量の低減

- k. 重大事故等時対処するための流路、注水先、注入先、排出元等 (核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設、原子炉冷却系統施設及び計測制御系統施設と兼用)

- 1. アクセスルート確保 (原子炉冷却系統施設と同じ)

(2) 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散

「(1) 機能」を考慮して、重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備を、第3-5-1表に示す。

なお、当該設備のうち電源設備については、「3.6 その他発電用原子炉の附属施設」の「3.6.1 非常用電源設備」にて整理するものを含む。

a. 単一設計

(a) 非常用ガス処理系

設計基準事故が発生した場合に長期にわたって機能が要求される静的機器のうち、単一設計とする非常用ガス処理系の配管の一部及び非常用ガス処理系フィルタ装置については、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、配管については全周破断、非常用ガス処理系フィルタ装置については閉塞を想定しても、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。

想定される単一故障の発生に伴う周辺公衆に対する放射線被ばくは、保守的に単一故障を除去又は修復ができない場合で評価したとしても、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」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した。

単一設計における主要解析条件を第3-7-3表及び第3-7-4表、影響評価結果を第3-7-5表及び第3-7-6表に示す。

また、単一故障の除去又は修復のための作業期間として想定する3日間を考慮し、修復作業に係る従事者の被ばく線量は緊急時作業に係る線量限度に照らしても十分小さく

する設計とする。

単一設計とする箇所の設計に当たっては、想定される単一故障の除去又は修復のためのアクセスが可能であり、かつ、補修作業が容易となる設計とし、修復作業に係る従事者の被ばく線量を緊急時作業に係る線量限度に照らしても十分小さくなるよう保安規定に基づき管理する。

(b) 格納容器スプレイ冷却系

設計基準事故が発生した場合に長期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モード）の原子炉格納容器スプレイ管については、想定される最も過酷な単一故障の条件として、配管 1 箇所の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確保できる設計とする。

単一設計における主要解析条件を第 3-7-7 表、影響評価結果を第 3-7-8 表に示す。

(3) 悪影響防止等

a. 重大事故等対処設備使用時及び待機時の系統的な影響（電氣的な影響を含む。）

(a) 燃料取替床ブローアウトパネル及び主蒸気系トンネル室ブローアウトパネル

燃料取替床ブローアウトパネルは、誤開放せずに規定の圧力にて速やかに開放する設計又は開放した場合においても開口部を速やかに閉止できる設計とし、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

主蒸気系トンネル室ブローアウトパネルは、誤開放せずに規定の圧力にて速やかに開放する設計とし、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

悪影響防止を含めた燃料取替床ブローアウトパネル及び主蒸気系トンネル室ブローアウトパネルの機能要求に対する設計については、別添 4「ブローアウトパネル関連設備の設計方針」に示す。

3.6 その他発電用原子炉の附属施設

3.6.1 非常用電源設備

(1) 機能

非常用電源設備は主に以下の機能を有する。

- a. 通常運転時等における非常用電源機能
- b. 重大事故等時における非常用電源機能
 - ・常設代替交流電源設備による給電
 - ・可搬型代替交流電源設備による給電
 - ・可搬型代替交流電源設備による代替原子炉補機冷却系への給電
 - ・号炉間電力融通ケーブルによる給電
 - ・所内蓄電式直流電源設備による給電
 - ・常設代替直流電源設備による給電
 - ・可搬型直流電源設備による給電
 - ・代替所内電源設備による給電
 - ・非常用交流電源設備
 - ・非常用直流電源設備
 - ・燃料補給設備（補機駆動用燃料設備と兼用）
- c. 重大事故等時において、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する機能
 - ・可搬型直流電源設備による減圧
 - ・逃がし安全弁用可搬型蓄電池による減圧
- d. 重大事故等時における監視測定機能
 - ・モニタリングポストの代替交流電源からの給電
- e. 重大事故等時における緊急時対策所機能
 - ・電源の確保（5号機原子炉建屋内緊急時対策所）
- f. アクセスルート確保（原子炉冷却系統施設に同じ）

(2) 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散

「(1) 機能」を考慮して、重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備を、第3-6-1表に示す。

(3) 悪影響防止等

a. 共用

以下の設備については、その他の号機と共用する設計とする。

(a) 第一ガスタービン発電機，第一ガスタービン発電機用燃料タンク，第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ及び緊急用断路器

常設重大事故等対処設備である第一ガスタービン発電機，第一ガスタービン発電機用燃料タンク，第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ及び緊急用断路器は，共用により第一ガスタービン発電機から自号機だけでなく他号機にも電力の供給が可能となり，安全性の向上を図れることから，6号機及び7号機で共用する設計とする。

また，第一ガスタービン発電機，第一ガスタービン発電機用燃料タンク，第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ及び緊急用断路器は，共用により悪影響を及ぼさないよう，6号機及び7号機を断路器等により系統を隔離して使用する設計とする。

(b) 軽油タンク

常設重大事故等対処設備としての軽油タンクは，第一ガスタービン発電機，電源車，可搬型代替注水ポンプ（A-1級），可搬型代替注水ポンプ（A-2級），大容量送水車（熱交換器ユニット用），大容量送水車（原子炉建屋放水設備用），大容量送水車（海水取水用），モニタリングポスト用発電機及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の燃料を貯蔵しており，共用により他号機のタンクに貯蔵している燃料も使用可能となり，安全性の向上が図られることから，6号機及び7号機で共用する設計とする。

また，軽油タンクは，共用により悪影響を及ぼさないよう，6号機及び7号機で必要な重大事故等対処設備の燃料を確保するとともに，号機の区分けなくタンクローリ（16kL）及びタンクローリ（4kL）を用いて燃料を利用できる設計とする。

なお，軽油タンクは，重大事故等時に重大事故等対処設備へ燃料補給を実施する場合のみ6号機及び7号機共用とする。

(c) 号炉間電力融通ケーブル（常設）

常設重大事故等対処設備である号炉間電力融通ケーブル（常設）は，共用により6号機及び7号機相互間での電力融通を可能とし，安全性の向上を図れることから，6号機及び7号機で共用する設計とする。

また，号炉間電力融通ケーブル（常設）は，共用により悪影響を及ぼさないよう，通常時は接続先の系統と分離した状態で設置する設計とする。

(d) モニタリングポスト用発電機

常設重大事故等対処設備であるモニタリングポスト用発電機は，モニタリングポストに給電する設備であるため，モニタリングポストと同様に6号機及び7号機で共用

することで、操作に必要な時間及び要員を減少させて安全性の向上を図る設計とする。

また、モニタリングポスト用発電機は、共用により悪影響を及ぼさないよう、号機の区分けなく使用できる設計とする。

- (e) 5号機原子炉建屋内緊急時対策所用主母線盤及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所用交流110V分電盤

常設重大事故等対処設備である5号機原子炉建屋内緊急時対策所用主母線盤及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所用交流110V分電盤は、共用の設計とすることにより、起動操作や燃料補給に必要な時間及び要員を減少させることで安全性を向上させることができることから、6号機及び7号機で共用する設計とする。

また、5号機原子炉建屋内緊急時対策所用主母線盤及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所用交流110V分電盤は、共用により悪影響を及ぼさないよう、6号機及び7号機を遮断器により系統を隔離して使用する設計とする。

- (f) 送受話器（ページング）用48V蓄電池及び5号機電力保安通信用電話設備用48V蓄電池

重要安全施設以外の安全施設として、送受話器（ページング）用48V蓄電池及び5号機電力保安通信用電話設備用48V蓄電池は6号機及び7号機で共用とするが、共用とする通信連絡設備への給電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。

b. 相互接続

以下の設備については、その他の号機と相互接続する設計とする。

- (a) 非常用電源系

非常用所内電源系については、5号機及び6号機並びに6号機及び7号機間で相互に接続するが、通常時は、5号機及び6号機並びに6号機及び7号機間連絡ケーブルの両端の遮断器を開放することにより、6号機非常用所内電源系と7号機非常用所内電源系を分離するとともに、迅速かつ安全な電源融通を可能とすることで、6号機及び7号機の安全性が向上するよう、重大事故等発生時においては、5号機及び6号機並びに6号機及び7号機間連絡ケーブルの両端の遮断器を投入することを保安規定に定めて管理する。

3.6.2 常用電源設備

(1) 機能

常用電源設備は主に以下の機能を有する。

- a. 通常運転時等における常用電源機能

3.6.3 火災防護設備

(1) 機能

火災防護設備は主に以下の機能を有する。

a. 火災感知, 消火, 影響軽減機能

(2) 悪影響防止等

a. 共用

以下の設備については, その他の号機と共用する設計とする。

(a) 消火系

重要安全施設以外の安全施設として, 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及びろ過水タンクは5号機, 6号機及び7号機で共用とするが, 各号機に必要な容量をそれぞれ確保するとともに, 号機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。消火系のうち小空間固定式消火設備の一部, 5号機原子炉建屋内緊急時対策所消火設備, 消火器の一部, 移動式消火設備及び消火栓の一部は, 6号機及び7号機で共用とするが, 共用対象号機内で共通の火災区域又は火災区画において火災が発生した場合の消火に必要な仕様を満足する設計とすることで, 安全性を損なわない設計とする。消火系のうちアナログ式の煙感知器の一部, アナログ式の熱感知器の一部, 非アナログ式の炎感知器の一部, 光ファイバケーブル式熱感知器の一部, 熱感知カメラの一部, 非アナログ式の防爆型熱感知器の一部及び火災受信機盤の一部は, 6号機及び7号機で共用とするが, 共用対象号機内で共通の火災区域又は火災区画において火災を監視, 早期に感知するために必要な仕様を満足する設計とすることで, 安全性を損なわない設計とする。消火系のうち防火扉等は6号機及び7号機で共用とするが, 共用対象号機内で共通の対象を防護するために必要な耐火能力を有する設計とすることで, 安全性を損なわない設計とする。火災防護設備のうち蓄電池を内蔵する照明器具の一部は, 6号機及び7号機で共用とするが, 移動及び消火設備の操作を行うために必要な仕様を満足する設計とすることで, 安全性を損なわない設計とする。

3.6.4 浸水防護設備

(1) 機能

浸水防護設備は主に以下の機能を有する。

- a. 津波防護機能
- b. 浸水防止機能
- c. 津波監視機能

(2) 悪影響防止等

a. 共用

以下の設備については，その他の号機と共用する設計とする。

(a) 浸水防護施設のうち津波防護に関する施設の一部

重要安全施設以外の安全施設として，浸水防護施設のうち津波防護に関する施設の一部は，号機の区分けなく一体となった津波防護対策及び監視を実施することで，共用により発電用原子炉施設の安全性を損なわない設計とする。

(b) 浸水防護施設のうち溢水防護に関する施設の一部

浸水防護施設のうち溢水防護に関する施設の一部は，号機の区分けなく一体となった溢水防護対策を実施することで，共用により発電用原子炉施設の安全性を損なわないよう，安全設備に準じた設計とする。

3.6.5 補機駆動用燃料設備

(1) 機能

補機駆動用燃料設備は主に以下の機能を有する。

- a. 重大事故等時における非常用電源機能
 - ・燃料補給設備（非常用電源設備と兼用）

- b. アクセスルート確保（原子炉冷却系統施設に同じ）

(2) 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散

「(1) 機能」を考慮して、重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備を、第 3-6-2 表に示す。

(3) 悪影響防止等

a. 共用

以下の設備については、その他の号機と共用する設計とする。

(a) ディーゼル駆動消火ポンプ用燃料タンク

重要安全施設以外の安全施設として、ディーゼル駆動消火ポンプ用燃料タンクは、ディーゼル駆動消火ポンプの機能を達成するために必要となる容量を有することで、共用により発電用原子炉施設の安全性を損なわない設計とする。

3.6.6 非常用取水設備

(1) 機能

非常用取水設備は主に以下の機能を有する。

- a. 設計基準事故時等において、冷却に必要な海水を確保する機能
- b. その他の設備
 - ・非常用取水設備
- c. アクセスルート確保（原子炉冷却系統施設に同じ）

(2) 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散

「(1) 機能」を考慮して、重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備を、第3-6-3表に示す。

(3) 悪影響防止等

a. 共用

以下の設備については、その他の号機と共用する設計とする。

(a) 海水貯留堰、スクリーン室及び取水路

常設重大事故等対処設備である海水貯留堰、スクリーン室及び取水路は、共用により自号機だけでなく他号機の海水取水箇所も使用することで、安全性の向上を図れることから、6号機及び7号機で共用する設計とする。

これらの設備は、共用により悪影響を及ぼさないよう、6号機及び7号機に必要な取水容量を十分に有する設計とする。

なお、海水貯留堰、スクリーン室及び取水路は、重大事故等時のみ6号機及び7号機共用とする。

3.6.7 緊急時対策所

(1) 機能

緊急時対策所は主に以下の機能を有する。

- a. 通常運転時等における緊急時対策所機能
- b. 重大事故等時における緊急時対策所機能
 - ・居住性の確保（対策本部）（放射線管理施設と兼用）
 - ・居住性の確保（待機場所）（放射線管理施設と兼用）
 - ・必要な情報の把握
 - ・通信連絡（5号機原子炉建屋内緊急時対策所）
- c. アクセスルート確保（原子炉冷却系統施設に同じ）

(2) 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散

「(1) 機能」を考慮して、重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備を、第3-6-4表に示す。

なお、当該設備のうち電源設備については、「3.6.1 非常用電源設備」にて整理するものを含む。

(3) 悪影響防止等

a. 共用

以下の設備については、その他の号機と共用する設計とする。

- (a) 5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）

重要安全施設以外の安全施設及び常設重大事故等対処設備としての5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）は、事故対応において6号機及び7号機双方のプラント状況を考慮した指揮命令を行う必要があるため、5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）を6号機及び7号機で共用化し、事故収束に必要な緊急時対策所遮蔽、緊急時対策所換気空調設備、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備等を設置する。共用により、必要な情報（相互のプラント状況、運転員の対応状況等）を共有・考慮しながら、総合的な管理（事故処置を含む。）を行うことで、安全性の向上が図れるとともに安全性を損なわないことから、6号機及び7号機で共用する設計とする。

また、各設備は、共用により悪影響を及ぼさないよう、号機の区分けなく使用できる設計とする。

第3-1-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (1/5)

【設備区分：核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設 計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第69条) 燃料プール 代替注水系 による常設 スプレィヘ ッドを使用 した使用済 燃料貯蔵プ ール注水及 びスプレィ	残留熱除去系 (燃料プール水の冷却及び補 給) 燃料プール冷却浄化系	可搬型代替注水ポンプ (A-1 級)	可搬	燃料プール代替注水系は、残留熱除去 系及び燃料プール冷却浄化系と共通 要因によって同時に機能を損なわな いよう、可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) 及び可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) をディーゼルエンジンにより駆動 することで、電動機駆動ポンプにより 構成される燃料プール冷却浄化系及 び残留熱除去系に対して多様性を有 する設計とする。 また、燃料プール代替注水系は、代替 淡水源を水源とすることで、使用済燃 料貯蔵プールを水源とする残留熱除 去系及び燃料プール冷却浄化系に対 して異なる水源を有する設計とする。
		可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)	可搬	
		常設スプレィヘッド	常設	
(第69条) 燃料プール 代替注水系 による可搬 型スプレィ ヘッドを使用 した使用済 燃料貯蔵プ ール注水 及びスプレ ィ	残留熱除去系 (燃料プール水の冷却及び補 給) 燃料プール冷却浄化系	可搬型代替注水ポンプ (A-1 級)	可搬	燃料プール代替注水系の可搬型代替 注水ポンプ (A-1 級) 及び可搬型代替 注水ポンプ (A-2 級) は、原子炉建屋 から離れた屋外に分散して保管する ことで、原子炉建屋内の残留熱除去系 ポンプ及び燃料プール冷却浄化系ポ ンプと共通要因によって同時に機能 を喪失しないよう位置的分散を図る 設計とする。 可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) 及び 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の接 続口は、共通要因によって接続でき なくなることを防止するため、位置的 分散を図った複数箇所を設置する設 計とする。
		可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)	可搬	
		可搬型スプレィヘッド	可搬	
(第69条) 大気への放 射性物質の 拡散抑制 ※水源は海 を使用	—	大容量送水車 (原子炉建屋放 水設備用)	可搬	原子炉建屋放水設備である大容量送 水車 (原子炉建屋放水設備用) 及び放 水砲は、原子炉建屋、タービン建屋及 び廃棄物処理建屋から離れた屋外に 保管する。
		放水砲	可搬	

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定して
いない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第 3-1-1 表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (2/5)

【設備区分：核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 69 条) 使用済燃料 貯蔵プールの監視	使用済燃料貯蔵プール水位 燃料プール冷却浄化系ポンプ 入口温度 使用済燃料貯蔵プール温度 燃料貯蔵プールエリア放射線 モニタ 燃料取替エリア排気放射線モ ニタ 原子炉区域換気空調系排気放 射線モニタ	使用済燃料貯蔵プール水 位・温度 (SA 広域)	常設	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA), 使用済燃料貯蔵プール水位・ 温度 (SA 広域), 使用済燃料貯蔵プ ール放射線モニタ (高レンジ・低レ ンジ), 使用済燃料貯蔵プール監視カ メラ及び使用済燃料貯蔵プール監視カ メラ用空冷装置は, 使用済燃料貯蔵 プール水位, 燃料プール冷却浄化系ポン プ入口温度, 使用済燃料貯蔵プール温 度, 燃料貯蔵プールエリア放射線モニ タ, 燃料取替エリア排気放射線モニ タ及び原子炉区域換気空調系排気放射 線モニタと共通要因によって同時に 機能を損なわないよう, 使用済燃料貯 蔵プール水位・温度 (SA), 使用済燃 料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 及び使用済燃料貯蔵プール放射線モ ニタ (高レンジ・低レンジ) は, 非常 用交流電源設備に対して, 多様性を有 する所内蓄電式直流電源設備及び可 搬型直流電源設備から給電が可能な 設計とし, 使用済燃料貯蔵プール監視 カメラ及び使用済燃料貯蔵プール監 視カメラ用空冷装置は, 非常用交流電 源設備に対して多様性を有する常設 代替交流電源設備又は可搬型代替交 流電源設備から給電が可能な設計と する。
		使用済燃料貯蔵プール水 位・温度 (SA)	常設	
		使用済燃料貯蔵プール放射 線モニタ (高レンジ・低レ ンジ) 【放射線管理施設】	常設	
		使用済燃料貯蔵プール監視 カメラ (使用済燃料貯蔵プ ール監視カメラ用空冷装置を 含む)	常設	

注記*1 : 重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2 : () 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定して
いない。
*3 : 当該設備区分に属さない設備区分については, 【 】内に設備区分を示す。

第3-1-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (3/5)

【設備区分：核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第69条) 重大事故等 時における 使用済燃料 貯蔵プールの 除熱	残留熱除去系 (燃料プール水の冷却及び補給) (燃料プール冷却浄化系)	燃料プール冷却浄化系ポンプ	常設	燃料プール冷却浄化系ポンプ及び燃料プール冷却浄化系熱交換器は、残留熱除去系ポンプ及び熱交換器と異なる区画に設置することで、残留熱除去系ポンプ及び熱交換器と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 燃料プール冷却浄化系で使用する代替原子炉補機冷却系は、原子炉補機冷却系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、熱交換器ユニットを可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とすることで、非常用交流電源設備からの給電により駆動する原子炉補機冷却系に対して、多様性を有する設計とし、大容量送水車(熱交換器ユニット用)をディーゼルエンジンにより駆動することで、電動機駆動ポンプにより構成される原子炉補機冷却系に対して多様性を有する設計とする。 代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車(熱交換器ユニット用)は、タービン建屋から離れた屋外に分散して保管することで、タービン建屋内の原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却水系熱交換器及び原子炉補機冷却海水ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 熱交換器ユニットの接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。
		燃料プール冷却浄化系熱交換器	常設	
		熱交換器ユニット 【原子炉冷却系統施設】	可搬	
		大容量送水車(熱交換器ユニット用) 【原子炉冷却系統施設】	可搬	
		代替原子炉補機冷却海水ストレーナ 【原子炉冷却系統施設】	可搬	
(第70条) 大気への放射 性物質の 拡散抑制 ※水源は海 を使用	—	大容量送水車(原子炉建屋放水設備用) 【原子炉格納施設と兼用】	可搬	原子炉建屋放水設備である大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)及び放水砲は、原子炉建屋、タービン建屋及び廃棄物処理建屋から離れた屋外に保管する。
		放水砲 【原子炉格納施設と兼用】	可搬	

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。

*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3-1-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (4/5)

【設備区分：核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第70条) 海洋への 放射性物 質の拡散 抑制	—	放射性物質吸着材 【原子炉格納施設と兼用】	可搬	海洋拡散抑制設備である放射性物質 吸着材、汚濁防止膜及び小型船舶(汚 濁防止膜設置用)は、原子炉建屋、ター ビン建屋及び廃棄物処理建屋から 離れた屋外に保管する。
		汚濁防止膜 【原子炉格納施設と兼用】	可搬	
		小型船舶(汚濁防止膜設置 用) 【原子炉格納施設と兼用】	可搬	
(第73条) 使用済燃 料貯蔵プ ールの監 視	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) *4 使用済燃料貯蔵プール放射線モニ タ(高レンジ・低レンジ) *4 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ*4	使用済燃料貯蔵プール水 位・温度(SA広域)	常設	重要代替監視パラメータを計測する 設備は、重要監視パラメータを計測す る設備と異なる物理量の計測又は測 定原理とすることで、重要監視パラメ ータを計測する設備に対して可能な 限り多様性を持った計測方法により 計測できる設計とする。 重要代替監視パラメータは重要監視 パラメータと可能な限り位置的分散 を図る設計とする。 重要監視パラメータを計測する設備 及び重要代替監視パラメータを計測 する設備の電源は、共通要因によっ て同時に機能を損なわないよう、非常 用交流電源設備に対して多様性を有す る常設代替交流電源設備又は可搬型 代替交流電源設備から給電が可能な 設計とする。
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域) *4 使用済燃料貯蔵プール放射線モニ タ(高レンジ・低レンジ) *4 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ*4	使用済燃料貯蔵プール水 位・温度(SA)	常設	
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域) *4 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) *4 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ*4	使用済燃料貯蔵プール放射 線モニタ(高レンジ・低レン ジ) 【放射線管理施設】	常設	
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域) *4 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) *4 使用済燃料貯蔵プール放射線モニ タ(高レンジ・低レンジ) *4	使用済燃料貯蔵プール監視 カメラ(使用済燃料貯蔵プ ール監視カメラ用空冷装置を 含む)	常設	

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。
*4：主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ。

第3-1-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (5/5)

【設備区分：核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第73条) 温度, 圧力, 水位, 注水量 の計測・監視	各計器	可搬型計測器 【計測制御系統施設と兼用】	可搬	—
(一) 重大事故等 時に対処す るための流 路, 注水先, 注入先, 排出 元等	(原子炉压力容器)	原子炉压力容器 【原子炉冷却系統施設, 計測 制御系統施設, 原子炉格納施 設】	常設	—
	(原子炉格納容器)	原子炉格納容器 【原子炉冷却系統施設, 原子 炉格納施設】	常設	
	(使用済燃料貯蔵プール)	使用済燃料貯蔵プール	常設	
	—	原子炉建屋原子炉区域 【原子炉格納施設】	常設	

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。

*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3-2-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (1/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第54条) アクセスル ート確保	—	ホイールローダ	可搬	—
(第60条) 高压代替注 水系による 原子炉の冷 却	高压炉心注水系 原子炉隔離時冷却系	高压代替注水系ポンプ	常設	高压代替注水系は、高压炉心注水系と 共通要因によって同時に機能を損な われないよう、高压代替注水系ポンプを タービン駆動とすることで、電動機駆 動ポンプを用いた高压炉心注水系に 対して多様性を有する設計とする。また、 高压代替注水系の起動に必要な電動弁は、 常設代替直流電源設備からの 給電及び現場において人力により、ポン プの起動に必要な弁を操作できる ことで、非常用交流電源設備から給電 される高压炉心注水系及び非常用直 流電源設備から給電される原子炉隔 離時冷却系に対して、多様性を有する 設計とする。 高压代替注水系ポンプは、原子炉建屋 原子炉区域内の高压炉心注水系ポン プ及び原子炉隔離時冷却系ポンプと 異なる区画に設置することで、高压炉 心注水系ポンプ及び原子炉隔離時冷 却系ポンプと共通要因によって同時 に機能を損なわないよう位置的分散 を図る設計とする。
	(サブプレッションチェンバ) (復水貯蔵槽)	復水貯蔵槽[水源]	常設	

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
 *2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
 *3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第 3-2-1 表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (2/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 60 条) 原子炉隔離 時冷却系に よる原子炉 の冷却	(原子炉隔離時冷却系) 高压炉心注水系	原子炉隔離時冷却系ポンプ	常設	原子炉隔離時冷却系の起動に必要な 電動弁は、現場において人力による手 動操作を可能とすることで、非常用直 流電源設備からの給電による遠隔操 作に対して多様性を有する設計とす る。
	(サブプレッションチェンバ) (復水貯蔵槽)	復水貯蔵槽[水源]	常設	
		サブプレッションチェンバ[水 源]	常設	
(第 60 条) 高压炉心注 水系による 原子炉の冷 却	(高压炉心注水系) 原子炉隔離時冷却系	高压炉心注水系ポンプ	常設	—
	(サブプレッションチェンバ) (復水貯蔵槽)	復水貯蔵槽[水源]	常設	
		サブプレッションチェンバ[水 源]	常設	
(第 60 条) ほう酸水注 入系による 進展抑制	原子炉緊急停止系	ほう酸水注入系ポンプ	常設	ほう酸水注入系は、制御棒、制御棒駆 動機構 (水圧駆動) 及び制御棒駆動系 水圧制御ユニットと共通要因によっ て同時に機能を損なわないよう、ほう 酸水注入系ポンプを非常用交流電源 設備からの給電により駆動すること で、アキュムレータにより駆動する制 御棒、制御棒駆動機構 (水圧駆動) 及 び制御棒駆動系水圧制御ユニットに 対して多様性を有する設計とする。 ほう酸水注入系ポンプ及びほう酸水 注入系貯蔵タンクは、原子炉建屋原子 炉区域内の制御棒、制御棒駆動機構 (水圧駆動) 及び制御棒駆動系水圧制 御ユニットと異なる区画に設置する ことで、制御棒、制御棒駆動機構 (水 圧駆動) 及び制御棒駆動系水圧制御ユ ニットの共通要因によって同時に機 能を損なわないよう位置的分散を図 る設計とする。
		ほう酸水注入系貯蔵タンク	常設	

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定して
いない。

*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3-2-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (3/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設)*3		
(第61条) 主蒸気逃がし安全弁	(主蒸気逃がし安全弁)	主蒸気逃がし安全弁[操作対象弁]	常設	主蒸気逃がし安全弁、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータは、設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備としての安全機能を兼ねる設備であるが、想定される重大事故等時に必要となる個数に対して十分に余裕をもった個数を分散して設置する設計とする。主蒸気逃がし安全弁は、中央制御室からの手動操作又は代替自動減圧ロジック(代替自動減圧機能)からの信号により作動することで、自動減圧機能による作動に対して多様性を有する設計とする。また、主蒸気逃がし安全弁は、所内蓄電式直流電源設備及び可搬型直流電源設備からの給電により作動することで、非常用直流電源設備からの給電による作動に対して多様性を有する設計とする。
	(アキュムレータ)	主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ	常設	
	(アキュムレータ)	主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ	常設	
(第61条) インターフェイスシステム LOCA 隔離弁	(高圧炉心注水系注入隔離弁)	高圧炉心注水系注入隔離弁	常設	—
(第61条) ブローアウトパネル	—	燃料取替床ブローアウトパネル	常設	—

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第 3-2-1 表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (4/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 62 条) 低圧代替注 水系 (常設) による原子 炉の冷却	残留熱除去系 (低圧注水モ ード)	復水移送ポンプ	常設	低圧代替注水系 (常設) は、残留熱除 去系 (低圧注水モード) と共通要因に よって同時に機能を損なわないよう、 復水移送ポンプを代替所内電気設備 を経由した常設代替交流電源設備又 は可搬型代替交流電源設備からの給 電により駆動することで、非常用所内 電気設備を経由した非常用交流電源 設備からの給電により駆動する残留 熱除去系ポンプを用いた残留熱除去 系 (低圧注水モード) に対して多様性 を有する設計とする。 低圧代替注水系 (常設) の電動弁は、 ハンドルを設けて手動操作を可能と することで、非常用交流電源設備から の給電による遠隔操作に対して多様 性を有する設計とする。また、低圧代 替注水系 (常設) の電動弁は、代替所 内電気設備を経由して給電する系統 において、独立した電路で系統構成す ることにより、非常用所内電気設備を 経由して給電する系統に対して独立 性を有する設計とする。
	(サブプレッションチェンバ) (復水貯蔵槽)	復水貯蔵槽[水源]	常設	また、低圧代替注水系 (常設) は、復 水貯蔵槽を水源とすることで、サブプレ ッションチェンバを水源とする残留 熱除去系 (低圧注水モード) に対して 異なる水源を有する設計とする。 復水移送ポンプ及び復水貯蔵槽は、廃 棄物処理建屋内に設置することで、原 子炉建屋内の残留熱除去系ポンプ及 びサブプレッションチェンバと共通要 因によって同時に機能を損なわない よう位置的分散を図る設計とする。 低圧代替注水系 (常設) は、残留熱除 去系と共通要因によって同時に機能 を損なわないよう、水源から残留熱除 去系配管との合流点までの系統につ いて、残留熱除去系に対して独立性を 有する設計とする。 これらの多様性及び系統の独立性並 びに位置的分散によって、低圧代替注 水系 (常設) は、設計基準事故対処設 備である残留熱除去系 (低圧注水モ ード) に対して重大事故等対処設備と しての独立性を有する設計とする。

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定して
いない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第 3-2-1 表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (5/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 62 条) 低圧代替注 水系 (可搬 型) による原 子炉の冷却	残留熱除去系 (低圧注水モ ード)	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)	可搬	<p>低圧代替注水系 (可搬型) は、残留熱除去系 (低圧注水モード) 及び低圧代替注水系 (常設) と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) をディーゼルエンジンにより駆動することで、電動機駆動ポンプにより構成される残留熱除去系 (低圧注水モード) 及び低圧代替注水系 (常設) に対して多様性を有する設計とする。</p> <p>低圧代替注水系 (可搬型) の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、非常用交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、低圧代替注水系 (可搬型) の電動弁は、代替所内電気設備を経由して給電する系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>また、低圧代替注水系 (可搬型) は、代替淡水源を水源とすることで、サブレーションチェンバを水源とする残留熱除去系 (低圧注水モード) 及び復水貯蔵槽を水源とする低圧代替注水系 (常設) に対して異なる水源を有する設計とする。</p> <p>可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) は、原子炉建屋及び廃棄物処理建屋から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建屋内の残留熱除去系ポンプ及び廃棄物処理建屋内の復水移送ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。</p> <p>低圧代替注水系 (可搬型) は、残留熱除去系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、水源から残留熱除去系配管との合流点までの系統について、残留熱除去系に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、低圧代替注水系 (可搬型) は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系 (低圧注水モード) に対して重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。</p>

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3-2-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (6/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第62条) 低圧注水	(残留熱除去系(低圧注水モード))	残留熱除去系ポンプ	常設	—
	(サブプレッションチェンバ) (復水貯蔵槽)	サブプレッションチェンバ[水 源]	常設	
(第62条) 原子炉停止 時冷却	(残留熱除去系(原子炉停止時 冷却モード))	残留熱除去系ポンプ	常設	—
		残留熱除去系熱交換器	常設	
(第62条) 原子炉補機 冷却系 ※水源は海 を使用	(原子炉補機冷却系)	原子炉補機冷却水ポンプ	常設	—
		原子炉補機冷却海水ポンプ	常設	
		原子炉補機冷却水系熱交換 器	常設	
(第62条) 低圧代替注 水系(常設) による残存 溶融炉心の 冷却	—	復水移送ポンプ	常設	—
	—	復水貯蔵槽[水源]	常設	
(第62条) 低圧代替注 水系(可搬 型)による残 存溶融炉心 の冷却	—	可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)	可搬	—

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。

*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第 3-2-1 表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (7/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 63 条) 代替原子炉 補機冷却系 による除熱 ※水源は海 を使用	原子炉補機冷却系	熱交換器ユニット	可搬	代替原子炉補機冷却系は、原子炉補機冷却系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、熱交換器ユニットを可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とすることで、非常用交流電源設備からの給電により駆動する原子炉補機冷却系に対して、多様性及び独立性を有する設計とし、大容量送水車（熱交換器ユニット用）をディーゼルエンジンにより駆動することで、電動機駆動ポンプにより構成される原子炉補機冷却系に対して多様性を有する設計とする。また、代替原子炉補機冷却系は、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系に対して、除熱手段の多様性を有する設計とする。
		大容量送水車（熱交換器ユニット用）	可搬	代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、タービン建屋、原子炉建屋、主排気筒及び格納容器圧力逃がし装置から離れた屋外に分散して保管することで、タービン建屋内の原子炉補機冷却水ポンプ、海水ポンプ及び熱交換器、原子炉建屋内及び屋外に設置される耐圧強化ベント系並びに格納容器圧力逃がし装置と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。熱交換器ユニットの接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。
		代替原子炉補機冷却海水ストレーナ	可搬	代替原子炉補機冷却系は、原子炉補機冷却系の海水系に対して独立性を有するとともに、熱交換器ユニットから原子炉補機冷却系配管との合流点までの系統について、原子炉補機冷却系に対して独立性を有する設計とする。これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、代替原子炉補機冷却系は、設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却系に対して重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第 3-2-1 表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (8/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 63 条) 耐圧強化ベ ント系によ る原子炉格 納容器内の 減圧及び除 熱	残留熱除去系 (格納容器スプレ イ冷却モード) 原子炉補機冷却系	遠隔手動弁操作設備	常設	格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化 ベント系は、残留熱除去系 (格納容 器スプレイ冷却モード) 及び原子炉補 機冷却系と共通要因によって同時に 機能を損なわないよう、ポンプ及び熱 交換器を使用せずに最終的な熱の逃 がし場である大気へ熱を輸送できる 設計とすることで、残留熱除去系及び 原子炉補機冷却系に対して、多様性を 有する設計とする。 また、格納容器圧力逃がし装置及び耐 圧強化ベント系は、排出経路に設置さ れる隔離弁のうち電動弁を常設代替 交流電源設備若しくは可搬型代替交 流電源設備からの給電による遠隔操 作を可能とすること又は遠隔手動弁 操作設備を用いた人力による遠隔操 作を可能とすることで、非常用交流電 源設備からの給電により駆動する残 留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モ ード) 及び原子炉補機冷却系に対 して、多様性を有する設計とする。 また、格納容器圧力逃がし装置及び耐 圧強化ベント系は、排出経路に設置さ れる隔離弁のうち空気駆動弁を遠隔 空気駆動弁操作設備による遠隔操作 を可能にすること又は遠隔手動弁操 作設備を用いた人力による遠隔操作 を可能とすることで、非常用交流電源 設備からの給電により駆動する残留 熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モ ード) 及び原子炉補機冷却系に対 して、多様性を有する設計とする。 格納容器圧力逃がし装置のフィルタ 装置及びよう素フィルタ並びにラプ チャーディスクは、原子炉建屋近傍の 屋外に設置し、耐圧強化ベント系は、 原子炉建屋内の残留熱除去系ポンプ 及び熱交換器並びにタービン建屋内 の原子炉補機冷却水ポンプ、海水ポン プ及び熱交換器と異なる区画に設置 することで、共通要因によって同時 に機能を損なわないよう位置的分散 を図った設計とする。 格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強 化ベント系は、除熱手段の多様性及び 機器の位置的分散によって、残留熱 除去系及び原子炉補機冷却系に対 して独立性を有する設計とする。
		遠隔空気駆動弁操作ポン プ	可搬	
(第 63 条) 格納容器圧 力逃がし装 置による原 子炉格納容 器内の減圧 及び除熱	残留熱除去系 (格納容器スプレ イ冷却モード) 原子炉補機冷却系	フィルタ装置	常設	
		よう素フィルタ	常設	
		ラプチャーディスク	常設	
		ドレン移送ポンプ	常設	
		ドレンタンク	常設	
		遠隔手動弁操作設備	常設	
	遠隔空気駆動弁操作ポン プ	可搬		
	—	可搬型窒素供給装置	可搬	
	残留熱除去系 (格納容器スプレ イ冷却モード) 原子炉補機冷却系	スクラバ水 pH 制御設備	可搬	
		フィルタベント遮蔽壁 【放射線管理施設】	常設	
配管遮蔽 【放射線管理施設】		常設		
—	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)	可搬		
	フィルタ装置出口放射線モ ニタ 【放射線管理施設】	常設		

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定して
いない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3-2-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (9/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第63条) 原子炉停止 時冷却	(残留熱除去系(原子炉停止時 冷却モード))	残留熱除去系ポンプ	常設	—
		残留熱除去系熱交換器	常設	
(第63条) 格納容器ス プレイ冷却	(残留熱除去系(格納容器スプ レイ冷却モード))	残留熱除去系ポンプ	常設	—
		残留熱除去系熱交換器	常設	
	(サブプレッションチェンバ) (復水貯蔵槽)	サブプレッションチェンバ[水 源]	常設	
(第63条) サブプレシ ョンチェン パプール水 冷却	(残留熱除去系(サブプレシ ョンチェンパプール水冷却モー ド))	残留熱除去系ポンプ	常設	—
		残留熱除去系熱交換器	常設	
	(サブプレッションチェンバ) (復水貯蔵槽)	サブプレッションチェンバ[水 源]	常設	
(第63条) 原子炉補機 冷却系 ※水源は海 を使用	(原子炉補機冷却系)	原子炉補機冷却水ポンプ	常設	—
		原子炉補機冷却海水ポンプ	常設	
		原子炉補機冷却水系熱交換 器	常設	
(第64条) 原子炉補機 冷却系 ※水源は海 を使用	(原子炉補機冷却系)	原子炉補機冷却水ポンプ	常設	—
		原子炉補機冷却海水ポンプ	常設	
		原子炉補機冷却水系熱交換 器	常設	

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3-2-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (10/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第65条) 代替循環冷 却系による 原子炉格納 容器内の減 圧及び除熱	—	復水移送ポンプ 【原子炉格納施設】	常設	代替循環冷却系及び格納容器圧力逃 がし装置は、共通要因によって同時に 機能を損なわないよう、原理の異なる 冷却及び原子炉格納容器内の減圧手 段を用いることで多様性を有する設 計とする。 代替循環冷却系は、非常用交流電源設 備に対して多様性を有する常設代替 交流電源設備又は可搬型代替交流電 源設備からの給電により駆動できる 設計とする。 代替循環冷却系に使用する代替原子 炉補機冷却系の熱交換器ユニット及 び大容量送水車（熱交換器ユニット 用）は、格納容器圧力逃がし装置から 離れた屋外に分散して保管すること で、格納容器圧力逃がし装置と共通要 因によって同時に機能を損なわない よう位置的分散を図る設計とする。 熱交換器ユニットの接続口は、共通要 因によって接続できなくなることを 防止するため、互いに異なる複数箇所 に設置し、かつ格納容器圧力逃がし装 置との離隔を考慮した設計とする。 代替循環冷却系の復水移送ポンプは 廃棄物処理建屋内に、残留熱除去系熱 交換器及びサブプレッションチェンバ は原子炉建屋内に設置し、格納容器圧 力逃がし装置のフィルタ装置及びよ う素フィルタ並びにラプチャーディ スクは原子炉建屋近傍の屋外に設置 することで共通要因によって同時に 機能を損なわないよう位置的分散を 図る設計とする。 代替循環冷却系と格納容器圧力逃が し装置は、共通要因によって同時に機 能を損なわないよう、流路を分離す ることで独立性を有する設計とする。 これらの多様性及び流路の独立性並 びに位置的分散によって、代替循環冷 却系と格納容器圧力逃がし装置は、互 いに重大事故等対処設備として、可 能な限りの独立性を有する設計とする。
	—	残留熱除去系熱交換器 【原子炉格納施設】	常設	
	—	熱交換器ユニット	可搬	
	—	大容量送水車（熱交換器ユニ ット用）	可搬	
	—	代替原子炉補機冷却海水ス トレーナ	可搬	
	—	可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）【原子炉格納施設】	可搬	
—	(サブプレッションチェンバ) (復水貯蔵槽)	サブプレッションチェンバ[水 源]【原子炉格納施設】	常設	

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定し
ていない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3-2-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (11/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第69条) 重大事故等 時における 使用済燃料 貯蔵プールの 除熱	残留熱除去系 (燃料プール水の冷却及び補給) (燃料プール冷却浄化系)	燃料プール冷却浄化系ポンプ 【核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設】	常設	燃料プール冷却浄化系ポンプ及び燃料プール冷却浄化系熱交換器は、残留熱除去系ポンプ及び熱交換器と異なる区画に設置することで、残留熱除去系ポンプ及び熱交換器と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 燃料プール冷却浄化系で使用する代替原子炉補機冷却系は、原子炉補機冷却系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、熱交換器ユニットを可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とすることで、非常用交流電源設備からの給電により駆動する原子炉補機冷却系に対して、多様性を有する設計とし、大容量送水車(熱交換器ユニット用)をディーゼルエンジンにより駆動することで、電動機駆動ポンプにより構成される原子炉補機冷却系に対して多様性を有する設計とする。
		燃料プール冷却浄化系熱交換器 【核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設】	常設	
		熱交換器ユニット	可搬	
		大容量送水車(熱交換器ユニット用)	可搬	
		代替原子炉補機冷却海水ストレーナ	可搬	

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3-2-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (12/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第71条) 重大事故等 収束のため の水源 ※水源とし ては海も使 用可能	(サブプレッションチェンバ) (復水貯蔵槽)	復水貯蔵槽	常設	—
		サブプレッションチェンバ	常設	
	—	ほう酸水注入系貯蔵タンク	常設	
(第71条) 水の供給	—	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)	可搬	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) は、 屋外の複数の異なる場所に分散して 保管することで、共通要因によって同 時に機能を損なわないよう位置的分 散を図る設計とする。 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の接 続口は、共通要因によって接続できな くなることを防止するため、位置的分 散を図った複数箇所に設置する設計 とする。 大容量送水車 (海水取水用) は、屋外 の複数の異なる場所に分散して保管 することで、共通要因によって同時に 機能を損なわないよう位置的分散を 図る設計とする。
		大容量送水車 (海水取水用)	可搬	
(一) 重大事故等 時に対処す るための流 路、注水先、 注入先、排出 元等	(原子炉压力容器)	原子炉压力容器 【計測制御系統施設及び原 子炉格納施設と兼用】	常設	—
	(原子炉格納容器)	原子炉格納容器 【原子炉格納施設と兼用】	常設	
	(使用済燃料貯蔵プール)	使用済燃料貯蔵プール 【核燃料物質の取扱施設及 び貯蔵施設】	常設	
	—	原子炉建屋原子炉区域 【原子炉格納施設】	常設	

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第 3-3-1 表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (1/23)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 59 条) 代替制御棒 挿入機能に よる制御棒 緊急挿入	原子炉緊急停止系	ATWS 緩和設備(代替制御棒挿入機能)	常設	ATWS 緩和設備 (代替制御棒挿入機能) は, 原子炉緊急停止系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 論理回路をアナログ回路で構築することで, デジタル回路で構築する原子炉緊急停止系に対して多様性を有する設計とする。 ATWS 緩和設備 (代替制御棒挿入機能) は, 検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁まで原子炉緊急停止系に対して独立した構成とすることで, 原子炉緊急停止系と共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。 また, ATWS 緩和設備 (代替制御棒挿入機能) は, 原子炉緊急停止系の電源と電氣的に分離することで, 共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。
		制御棒	常設	
		制御棒駆動機構 (水圧駆動)	常設	
		制御棒駆動系水圧制御ユニット	常設	
(第 59 条) 原子炉冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制	原子炉緊急停止系	ATWS 緩和設備(代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能)	常設	ATWS 緩和設備 (代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能) は, 原子炉緊急停止系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 論理回路をアナログ回路で構築することで, デジタル回路で構築する原子炉緊急停止系に対して多様性を有する設計とする。 ATWS 緩和設備 (代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能) は, 検出器から原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置 (停止に必要な部位) まで原子炉緊急停止系に対して独立した構成とすることで, 共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。 また, ATWS 緩和設備 (代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能) は, 原子炉緊急停止系の電源と電氣的に分離することで, 原子炉緊急停止系と共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。

注記*1 : 重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2 : () 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
*3 : 当該設備区分に属さない設備区分については, 【 】内に設備区分を示す。

第 3-3-1 表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (2/23)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 59 条) ほう酸水注 入	原子炉緊急停止系	ほう酸水注入系ポンプ	常設	ほう酸水注入系は、制御棒、制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットと共通要因によって同時に機能を損なわないよう、ほう酸水注入系ポンプを非常用交流電源設備からの給電により駆動することで、アキュムレータにより駆動する制御棒、制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットに対して多様性を有する設計とする。 ほう酸水注入系ポンプ及びほう酸水注入系貯蔵タンクは、原子炉建屋原子炉区域内の制御棒、制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットと異なる区画に設置することで、制御棒、制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
		ほう酸水注入系貯蔵タンク	常設	
(第 59 条) 出力急上昇 の防止	自動減圧系	自動減圧系の起動阻止スイッチ	常設	代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は、自動減圧系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、論理回路をアナログ回路で構築することで、デジタル回路で構築する自動減圧系に対して多様性を有する設計とする。
(第 61 条) 原子炉減圧 の自動化 ※自動減圧 機能付き逃 がし安全弁 のみ	自動減圧系	代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）	常設	代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は、他の設備と電氣的に分離することで、共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は、自動減圧系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、自動減圧系の制御盤と位置的分散を図る設計とする。
		自動減圧系の起動阻止スイッチ	常設	
(第 61 条) 高圧窒素ガ ス供給系に よる作動窒 素ガス確保	(アキュムレータ)	高圧窒素ガスポンプ	可搬	高圧窒素ガスポンプは、予備のポンプも含めて、原子炉建屋内の原子炉区域外に分散して保管及び設置することで、原子炉格納容器内の主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第 3-3-1 表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (3/23)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 67 条) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出 (代替循環冷却系使用時の格納容器内の可燃性ガスの排出を含む)	可燃性ガス濃度制御系	フィルタ装置 【原子炉格納施設】	常設	格納容器圧力逃がし装置は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備、及び常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタ並びにラブチャーディスクは原子炉建屋近傍の屋外に設置し、耐圧強化ベント系のサブプレッションチェンバは原子炉建屋内に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
		よう素フィルタ 【原子炉格納施設】	常設	
		ラブチャーディスク 【原子炉格納施設】	常設	
	—	フィルタ装置出口放射線モニタ 【放射線管理施設】	常設	
		フィルタ装置水素濃度	常設	
		ドレン移送ポンプ 【原子炉格納施設】	常設	
		ドレンタンク 【原子炉格納施設】	常設	
		遠隔手動弁操作設備 【原子炉格納施設】	常設	
		遠隔空気駆動弁操作作用ポンプ 【原子炉格納施設】	可搬	
		可搬型窒素供給装置 【原子炉格納施設】	可搬	
		スクラパ水 pH 制御設備 【原子炉格納施設】	可搬	
		フィルタベント遮蔽壁 【放射線管理施設】	常設	
		配管遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 【原子炉格納施設】	可搬			

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第 3-3-1 表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (4/23)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 67 条) 耐圧強化ベ ント系によ る原子炉格 納容器内の 水素ガス及 び酸素ガス の排出 (代替 循環冷却系 使用時の格 納容器内の 可燃性ガス の排出を含 む)	—	可搬型窒素供給装置 【原子炉格納施設】	可搬	耐圧強化ベント系は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備、及び常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。 耐圧強化ベント系は、同一目的の水素爆発による原子炉格納容器の損傷を防止するための設備である可燃性ガス濃度制御系と異なる方式にて水素ガス及び酸素ガスの濃度を低減することで多様性を有する設計とし、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。 格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタ並びにラプチャーディスクは原子炉建屋近傍の屋外に設置し、耐圧強化ベント系のサブプレッションチェンバは原子炉建屋内に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
		サブプレッションチェンバ 【原子炉格納施設】	常設	
		耐圧強化ベント系放射線モニタ 【放射線管理施設】	常設	
		フィルタ装置水素濃度	常設	
	可燃性ガス濃度制御系	遠隔手動弁操作設備 【原子炉格納施設】	常設	
		遠隔空気駆動弁操作作用ボンベ 【原子炉格納施設】	可搬	
(第 67 条) 水素濃度及 び酸素濃度 の監視	格納容器内水素濃度	格納容器内水素濃度 (SA)	常設	格納容器内水素濃度 (SA) は、格納容器内水素濃度と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、異なる計測方式とすることで多様性を有する設計とする。格納容器内水素濃度 (SA) は、格納容器内水素濃度と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、検出器の設置箇所も位置的分散を図る設計とする。また、格納容器内水素濃度 (SA) は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。 格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。また、サンプリングガスの冷却に必要な冷却水は、原子炉補機冷却系に対して多様性を有する代替原子炉補機冷却系から供給が可能な設計とする。
	(格納容器内水素濃度)	格納容器内水素濃度	常設	
	(格納容器内酸素濃度)	格納容器内酸素濃度	常設	

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第 3-3-1 表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (5/23)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 68 条) 静的触媒式 水素再結合 器による水 素濃度抑制	—	静的触媒式水素再結合器 【原子炉格納施設】	常設	静的触媒式水素再結合器動作監視装置と原子炉建屋水素濃度は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、異なる計測方式とすることで多様性を有する設計とする。また、静的触媒式水素再結合器動作監視装置及び原子炉建屋水素濃度は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備からの給電により作動できる設計とする。
		静的触媒式水素再結合器動作監視装置	常設	
(第 68 条) 原子炉建屋 内の水素濃 度監視	—	原子炉建屋水素濃度	常設	

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。

*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第 3-3-1 表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (6/23)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 68 条) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出(代替循環冷却系使用時の格納容器内の可燃性ガスの排出を含む)	—	フィルタ装置 【原子炉格納施設】	常設	格納容器圧力逃がし装置は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備、及び常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。
		よう素フィルタ 【原子炉格納施設】	常設	
		ラプチャーディスク 【原子炉格納施設】	常設	
		フィルタ装置出口放射線モニタ 【放射線管理施設】	常設	
		フィルタ装置水素濃度	常設	
		ドレン移送ポンプ 【原子炉格納施設】	常設	
		ドレンタンク 【原子炉格納施設】	常設	
		遠隔手動弁操作設備 【原子炉格納施設】	常設	
		遠隔空気駆動弁操作作用ポンプ 【原子炉格納施設】	可搬	
		可搬型窒素供給装置 【原子炉格納施設】	可搬	
		スクラバ水 pH 制御設備 【原子炉格納施設】	可搬	
		フィルタベント遮蔽壁 【放射線管理施設】	常設	
		配管遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 【原子炉格納施設】	可搬			

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
 *2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
 *3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第 3-3-1 表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の

多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (7/23)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	主要設備の計測が困難となっ た場合の重要代替監視パラメ ータ*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 73 条) 原子炉圧力 容器内の温 度	主要パラメータの他チャンネル 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 残留熱除去系熱交換器入口温 度	原子炉圧力容器温度	常設	重要代替監視パラメータを計測する 設備は、重要監視パラメータを計測す る設備と異なる物理量の計測又は測 定原理とすることで、重要監視パラメ ータを計測する設備に対して可能な 限り多様性を持った計測方法により 計測できる設計とする。 重要代替監視パラメータは重要監視 パラメータと可能な限り位置的分散 を図る設計とする。 重要監視パラメータを計測する設備 及び重要代替監視パラメータを計測 する設備の電源は、共通要因によつて 同時に機能を損なわないよう、非常用 交流電源設備に対して多様性を有する 常設代替交流電源設備又は可搬型 代替交流電源設備から給電が可能な 設計とする。
(第 73 条) 原子炉圧力 容器内の圧 力	主要パラメータの他チャンネル 原子炉圧力 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 原子炉圧力容器温度	原子炉圧力	常設	重要代替監視パラメータを計測する 設備は、重要監視パラメータを計測す る設備と異なる物理量の計測又は測 定原理とすることで、重要監視パラメ ータを計測する設備に対して可能な 限り多様性を持った計測方法により 計測できる設計とする。重要代替監視 パラメータは重要監視パラメータと 可能な限り位置的分散を図る設計と する。重要監視パラメータを計測する 設備及び重要代替監視パラメータを 計測する設備の電源は、共通要因によ つて同時に機能を損なわないよう、非 常用交流電源設備に対して多様性を 有する常設代替交流電源設備又は可 搬型代替交流電源設備から給電が可 能な設計とする。
	原子炉圧力 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 原子炉圧力容器温度	原子炉圧力 (SA)	常設	

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
 *2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定して
 いない。
 *3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第 3-3-1 表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (8/23)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	主要設備の計測が困難となっ た場合の重要代替監視パラメ ータ*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 73 条) 原子炉圧力 容器内の水 位	主要パラメータの他チャンネル 原子炉水位 (SA) 高压代替注水系系統流量 復水補給水系流量 (RHR A 系代 替注水流量) 復水補給水系流量 (RHR B 系代 替注水流量) 原子炉隔離時冷却系系統流量 高压炉心注水系系統流量 残留熱除去系系統流量 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 格納容器内圧力 (S/C)	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	常設	重要代替監視パラメータを計測する 設備は、重要監視パラメータを計測す る設備と異なる物理量の計測又は測 定原理とすることで、重要監視パラメ ータを計測する設備に対して可能な 限り多様性を持った計測方法により 計測できる設計とする。 重要代替監視パラメータは重要監視 パラメータと可能な限り位置的分散 を図る設計とする。 重要監視パラメータを計測する設備 及び重要代替監視パラメータを計測 する設備の電源は、共通要因によっ て同時に機能を損なわないよう、非常 用交流電源設備に対して多様性を有す る常設代替交流電源設備又は可搬型 代替交流電源設備から給電が可能な 設計とする。
	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 高压代替注水系系統流量 復水補給水系流量 (RHR A 系代 替注水流量) 復水補給水系流量 (RHR B 系代 替注水流量) 原子炉隔離時冷却系系統流量 高压炉心注水系系統流量 残留熱除去系系統流量 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 格納容器内圧力 (S/C)	原子炉水位 (SA)	常設	

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
 *2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定して
いない。
 *3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第 3-3-1 表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (9/23)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	主要設備の計測が困難となっ た場合の重要代替監視パラメ ータ*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 73 条) 原子炉圧力 容器への注 水量	復水貯蔵槽水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)	高压代替注水系系統流量	常設	重要代替監視パラメータを計測する 設備は、重要監視パラメータを計測す る設備と異なる物理量の計測又は測 定原理とすることで、重要監視パラメ ータを計測する設備に対して可能な 限り多様性を持った計測方法により 計測できる設計とする。 重要代替監視パラメータは重要監視 パラメータと可能な限り位置的分散 を図る設計とする。 重要監視パラメータを計測する設備 及び重要代替監視パラメータを計測 する設備の電源は、共通要因によっ て同時に機能を損なわないよう、非常 用交流電源設備に対して多様性を有す る常設代替交流電源設備又は可搬型 代替交流電源設備から給電が可能な 設計とする。
	復水貯蔵槽水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)	復水補給水系流量 (RHR A 系 代替注水流量) 復水補給水系流量 (RHR B 系 代替注水流量)	常設	
	復水貯蔵槽水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)	原子炉隔離時冷却系系統流 量	常設	
	復水貯蔵槽水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)	高压炉心注水系系統流量	常設	
	サブプレッションチェンパ ール水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)	残留熱除去系系統流量	常設	
(第 73 条) 原子炉格納 容器への注 水量	復水貯蔵槽水位 (SA) 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C)	復水補給水系流量 (RHR B 系 代替注水流量)	常設	重要代替監視パラメータを計測する 設備は、重要監視パラメータを計測す る設備と異なる物理量の計測又は測 定原理とすることで、重要監視パラメ ータを計測する設備に対して可能な 限り多様性を持った計測方法により 計測できる設計とする。 重要代替監視パラメータは重要監視 パラメータと可能な限り位置的分散 を図る設計とする。 重要監視パラメータを計測する設備 及び重要代替監視パラメータを計測 する設備の電源は、共通要因によっ て同時に機能を損なわないよう、非常 用交流電源設備に対して多様性を有す る常設代替交流電源設備又は可搬型 代替交流電源設備から給電が可能な 設計とする。
	復水貯蔵槽水位 (SA) 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) 格納容器下部水位	復水補給水系流量 (格納容器 下部注水流量)	常設	

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定し
ていない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3-3-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (10/23)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	主要設備の計測が困難となっ た場合の重要代替監視パラメ ータ*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第73条) 原子炉格納 容器内の温 度	主要パラメータの他チャンネ ル 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C)	ドライウエル雰囲気温度	常設	重要代替監視パラメータを計測する 設備は、重要監視パラメータを計測す る設備と異なる物理量の計測又は測 定原理とすることで、重要監視パラメ ータを計測する設備に対して可能な 限り多様性を持った計測方法により 計測できる設計とする。 重要代替監視パラメータは重要監視 パラメータと可能な限り位置的分散 を図る設計とする。 重要監視パラメータを計測する設備 及び重要代替監視パラメータを計測 する設備の電源は、共通要因によっ て同時に機能を損なわないよう、非常 用交流電源設備に対して多様性を有す る常設代替交流電源設備又は可搬型 代替交流電源設備から給電が可能な 設計とする。
	サプレッションチェンパプ ル水温度 格納容器内圧力 (S/C)	サプレッションチェンパ 気体温度	常設	
	主要パラメータの他チャンネ ル サプレッションチェンパ気 体温度	サプレッションチェンパ ール水温度	常設	
(第73条) 原子炉格納 容器内の圧 力	格納容器内圧力 (S/C) ドライウエル雰囲気温度	格納容器内圧力 (D/W)	常設	重要代替監視パラメータを計測する 設備は、重要監視パラメータを計測す る設備と異なる物理量の計測又は測 定原理とすることで、重要監視パラメ ータを計測する設備に対して可能な 限り多様性を持った計測方法により 計測できる設計とする。 重要代替監視パラメータは重要監視 パラメータと可能な限り位置的分散 を図る設計とする。 重要監視パラメータを計測する設備 及び重要代替監視パラメータを計測 する設備の電源は、共通要因によっ て同時に機能を損なわないよう、非常 用交流電源設備に対して多様性を有す る常設代替交流電源設備又は可搬型 代替交流電源設備から給電が可能な 設計とする。
	格納容器内圧力 (D/W) サプレッションチェンパ気 体温度	格納容器内圧力 (S/C)	常設	

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定し
ていない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第 3-3-1 表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (11/23)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	主要設備の計測が困難となっ た場合の重要代替監視パラメ ータ*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 73 条) 原子炉格納 容器内の水 位	復水補給水系流量 (RHR B 系代 替注水流量) 復水貯蔵槽水位 (SA) 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C)	サブプレッションチェンパ ール水位	常設	重要代替監視パラメータを計測する 設備は、重要監視パラメータを計測す る設備と異なる物理量の計測又は測 定原理とすることで、重要監視パラメ ータを計測する設備に対して可能な 限り多様性を持った計測方法により 計測できる設計とする。 重要代替監視パラメータは重要監視 パラメータと可能な限り位置的分散 を図る設計とする。 重要監視パラメータを計測する設備 及び重要代替監視パラメータを計測 する設備の電源は、共通要因によっ て同時に機能を損なわないよう、非常 用交流電源設備に対して多様性を有す る常設代替交流電源設備又は可搬型 代替交流電源設備から給電が可能な 設計とする。
	主要パラメータの他チャンネ ル 復水補給水系流量 (格納容器下 部注水流量) 復水貯蔵槽水位 (SA)	格納容器下部水位	常設	
(第 73 条) 原子炉格納 容器内の水 素濃度	主要パラメータの他チャンネ ル 格納容器内水素濃度 (SA)	格納容器内水素濃度	常設	重要代替監視パラメータを計測する 設備は、重要監視パラメータを計測す る設備と異なる物理量の計測又は測 定原理とすることで、重要監視パラメ ータを計測する設備に対して可能な 限り多様性を持った計測方法により 計測できる設計とする。 重要代替監視パラメータは重要監視 パラメータと可能な限り位置的分散 を図る設計とする。 重要監視パラメータを計測する設備 及び重要代替監視パラメータを計測 する設備の電源は、共通要因によっ て同時に機能を損なわないよう、非常 用交流電源設備に対して多様性を有す る常設代替交流電源設備又は可搬型 代替交流電源設備から給電が可能な 設計とする。
	主要パラメータの他チャンネ ル 格納容器内水素濃度	格納容器内水素濃度 (SA)	常設	

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定し
ていない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第 3-3-1 表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (12/23)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	主要設備の計測が困難となっ た場合の重要代替監視パラメ ータ*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 73 条) 未臨界の維持又は監視	主要パラメータの他チャンネル 出力領域モニタ	起動領域モニタ	常設	重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータを計測する設備と異なる物理量の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。 重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。 重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替監視パラメータを計測する設備の電源は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。
	主要パラメータの他チャンネル 起動領域モニタ	出力領域モニタ	常設	

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。

*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3-3-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (13/23)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	主要設備の計測が困難となっ た場合の重要代替監視パラメ ータ*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第73条) 最終ヒート シンクの確 保 (代替循環 冷却系)	主要パラメータの他チャンネル サブプレッションチェンバ ー温度	サブプレッションチェンバ ー水温度	常設	重要代替監視パラメータを計測する 設備は、重要監視パラメータを計測す る設備と異なる物理量の計測又は測 定原理とすることで、重要監視パラメ ータを計測する設備に対して可能な 限り多様性を持った計測方法により 計測できる設計とする。 重要代替監視パラメータは重要監視 パラメータと可能な限り位置的分散 を図る設計とする。 重要監視パラメータを計測する設備 及び重要代替監視パラメータを計測 する設備の電源は、共通要因によっ て同時に機能を損なわないよう、非常 用交流電源設備に対して多様性を有す る常設代替交流電源設備又は可搬型 代替交流電源設備から給電が可能な 設計とする。
	サブプレッションチェンバ ー水温度	復水補給水系温度 (代替循環 冷却)	常設	
	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 原子炉圧力容器温度	復水補給水系流量 (RHR A 系 代替注水流量)	常設	
	復水補給水系流量 (RHR A 系代 替注水流量) 復水補給水系流量 (格納容器下 部注水流量) 復水移送ポンプ吐出圧力 格納容器内圧力 (S/C) サブプレッションチェンバ ー水位 サブプレッションチェンバ ー水温度 ドライウエル雰囲気温度 サブプレッションチェンバ ー気体 温度	復水補給水系流量 (RHR B 系 代替注水流量)	常設	
	復水補給水系流量 (RHR B 系代 替注水流量) 復水移送ポンプ吐出圧力 格納容器内圧力 (S/C) サブプレッションチェンバ ー水位 格納容器下部水位	復水補給水系流量 (格納容器 下部注水流量)	常設	

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。

*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3-3-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (14/23)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	主要設備の計測が困難となっ た場合の重要代替監視パラメ ータ*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第73条) 最終ヒート シンクの確保 (格納容器 圧力逃がし 装置)	主要パラメータの他チャンネル	フィルタ装置水位	常設	重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータを計測する設備と異なる物理量の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。 重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。 重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替監視パラメータを計測する設備の電源は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。
	格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C)	フィルタ装置入口圧力	常設	
	主要パラメータの他チャンネル	フィルタ装置出口放射線モニタ 【放射線管理施設】	常設	
	主要パラメータの他チャンネル 格納容器内水素濃度 (SA)	フィルタ装置水素濃度	常設	
	主要パラメータの他チャンネル	フィルタ装置金属フィルタ 差圧	常設	
	フィルタ装置水位	フィルタ装置スクラバ水 pH	常設	
(第73条) 最終ヒート シンクの確保 (耐圧強化 ベント系)	主要パラメータの他チャンネル	耐圧強化ベント系放射線モニタ 【放射線管理施設】	常設	重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータを計測する設備と異なる物理量の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。 重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。 重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替監視パラメータを計測する設備の電源は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。
	格納容器内水素濃度 (SA)	フィルタ装置水素濃度	常設	

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第 3-3-1 表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (15/23)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	主要設備の計測が困難となっ た場合の重要代替監視パラメ ータ*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 73 条) 最終ヒート シンクの確 保 (残留熱除 去系)	原子炉圧力容器温度 サブプレッションチェンパプ ル水温度	残留熱除去系熱交換器入口 温度	常設	重要代替監視パラメータを計測する 設備は、重要監視パラメータを計測す る設備と異なる物理量の計測又は測 定原理とすることで、重要監視パラメ ータを計測する設備に対して可能な 限り多様性を持った計測方法により 計測できる設計とする。 重要代替監視パラメータは重要監視 パラメータと可能な限り位置的分散 を図る設計とする。 重要監視パラメータを計測する設備 及び重要代替監視パラメータを計測 する設備の電源は、共通要因によつて 同時に機能を損なわないよう、非常用 交流電源設備に対して多様性を有す る常設代替交流電源設備又は可搬型 代替交流電源設備から給電が可能な 設計とする。
	残留熱除去系熱交換器入口温 度 原子炉補機冷却水系系統流量 残留熱除去系熱交換器入口冷 却水流量	残留熱除去系熱交換器出口 温度	常設	
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	残留熱除去系系統流量	常設	
(第 73 条) 格納容器バ イパスの監 視 (原子炉圧 力容器内の 状態)	主要パラメータの他チャンネ ル 原子炉水位 (SA)	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	常設	重要代替監視パラメータを計測する 設備は、重要監視パラメータを計測す る設備と異なる物理量の計測又は測 定原理とすることで、重要監視パラメ ータを計測する設備に対して可能な 限り多様性を持った計測方法により 計測できる設計とする。 重要代替監視パラメータは重要監視 パラメータと可能な限り位置的分散 を図る設計とする。 重要監視パラメータを計測する設備 及び重要代替監視パラメータを計測 する設備の電源は、共通要因によつて 同時に機能を損なわないよう、非常用 交流電源設備に対して多様性を有す る常設代替交流電源設備又は可搬型 代替交流電源設備から給電が可能な 設計とする。
	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	原子炉水位 (SA)	常設	
	主要パラメータの他チャンネ ル 原子炉圧力 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 原子炉圧力容器温度	原子炉圧力	常設	
	原子炉圧力 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 原子炉圧力容器温度	原子炉圧力 (SA)	常設	

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定し
ていない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第 3-3-1 表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (16/23)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	主要設備の計測が困難となっ た場合の重要代替監視パラメ ータ*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 73 条) 格納容器バ イパスの監 視 (原子炉格 納容器内の 状態)	主要パラメータの他チャンネル 格納容器内圧力 (D/W)	ドライウエル雰囲気温度	常設	重要代替監視パラメータを計測する 設備は, 重要監視パラメータを計測す る設備と異なる物理量の計測又は測 定原理とすることで, 重要監視パラメ ータを計測する設備に対して可能な 限り多様性を持った計測方法により 計測できる設計とする。 重要代替監視パラメータは重要監視 パラメータと可能な限り位置的分散 を図る設計とする。 重要監視パラメータを計測する設備 及び重要代替監視パラメータを計測 する設備の電源は, 共通要因によつて 同時に機能を損なわないよう, 非常用 交流電源設備に対して多様性を有す る常設代替交流電源設備又は可搬型 代替交流電源設備から給電が可能な 設計とする。
	格納容器内圧力 (S/C) ドライウエル雰囲気温度	格納容器内圧力 (D/W)	常設	
(第 73 条) 格納容器バ イパスの監 視 (原子炉建 屋内の状態)	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)	高压炉心注水系ポンプ吐出 圧力	常設	重要代替監視パラメータを計測する 設備は, 重要監視パラメータを計測す る設備と異なる物理量の計測又は測 定原理とすることで, 重要監視パラメ ータを計測する設備に対して可能な 限り多様性を持った計測方法により 計測できる設計とする。 重要代替監視パラメータは重要監視 パラメータと可能な限り位置的分散 を図る設計とする。 重要監視パラメータを計測する設備 及び重要代替監視パラメータを計測 する設備の電源は, 共通要因によつて 同時に機能を損なわないよう, 非常用 交流電源設備に対して多様性を有す る常設代替交流電源設備又は可搬型 代替交流電源設備から給電が可能な 設計とする。
	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)	残留熱除去系ポンプ吐出圧 力	常設	

注記*1 : 重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2 : () 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定し
ていない。
*3 : 当該設備区分に属さない設備区分については, 【 】内に設備区分を示す。

第 3-3-1 表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (17/23)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	主要設備の計測が困難となっ た場合の重要代替監視パラメ ータ*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 73 条) 水源の確保	高压代替注水系統流量 復水補給水系流量 (RHR A 系代 替注水流量) 復水補給水系流量 (RHR B 系代 替注水流量) 原子炉隔離時冷却系統流量 高压炉心注水系統流量 復水補給水系流量 (格納容器下 部注水流量) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 復水移送ポンプ吐出圧力	復水貯蔵槽水位 (SA)	常設	重要代替監視パラメータを計測する 設備は、重要監視パラメータを計測す る設備と異なる物理量の計測又は測 定原理とすることで、重要監視パラメ ータを計測する設備に対して可能な 限り多様性を持った計測方法により 計測できる設計とする。 重要代替監視パラメータは重要監視 パラメータと可能な限り位置的分散 を図る設計とする。 重要監視パラメータを計測する設備 及び重要代替監視パラメータを計測 する設備の電源は、共通要因によっ て同時に機能を損なわないよう、非常 用交流電源設備に対して多様性を有 する常設代替交流電源設備又は可搬 型代替交流電源設備から給電が可能 な設計とする。
	復水補給水系流量 (RHR A 系代 替注水流量) 復水補給水系流量 (RHR B 系代 替注水流量) 残留熱除去系系統流量 復水移送ポンプ吐出圧力 残留熱除去系ポンプ吐出圧力	サブプレッションチェンバ ール水位	常設	
(第 73 条) 原子炉建屋 内の水素濃 度	主要パラメータの他チャンネル 静的触媒式水素再結合器 動 作監視装置	原子炉建屋水素濃度	常設	重要代替監視パラメータを計測する 設備は、重要監視パラメータを計測す る設備と異なる物理量の計測又は測 定原理とすることで、重要監視パラメ ータを計測する設備に対して可能な 限り多様性を持った計測方法により 計測できる設計とする。 重要代替監視パラメータは重要監視 パラメータと可能な限り位置的分散 を図る設計とする。 重要監視パラメータを計測する設備 及び重要代替監視パラメータを計測 する設備の電源は、共通要因によっ て同時に機能を損なわないよう、非常 用交流電源設備に対して多様性を有 する常設代替交流電源設備又は可搬 型代替交流電源設備から給電が可能 な設計とする。

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
 *2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定し
 ていない。
 *3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第 3-3-1 表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (18/23)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	主要設備の計測が困難となっ た場合の重要代替監視パラメ ータ*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 73 条) 原子炉格納 容器内の酸 素濃度	主要パラメータの他チャンネル 格納容器内雰囲気放射線モニ タ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニ タ (S/C) 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C)	格納容器内酸素濃度	常設	重要代替監視パラメータを計測する 設備は、重要監視パラメータを計測す る設備と異なる物理量の計測又は測 定原理とすることで、重要監視パラメ ータを計測する設備に対して可能な 限り多様性を持った計測方法により 計測できる設計とする。 重要代替監視パラメータは重要監視 パラメータと可能な限り位置的分散 を図る設計とする。 重要監視パラメータを計測する設備 及び重要代替監視パラメータを計測 する設備の電源は、共通要因によっ て同時に機能を損なわないよう、非常 用交流電源設備に対して多様性を有す る常設代替交流電源設備又は可搬型 代替交流電源設備から給電が可能な 設計とする。
(第 73 条) 発電所内の 通信連絡	—	安全パラメータ表示システ ム (SPDS)	常設	コントロール建屋及び 5 号機原子炉 建屋内緊急時対策所内に設置する安 全パラメータ表示システム (SPDS) の 電源は、常設代替交流電源設備若し くは可搬型代替交流電源設備及び 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所用可 搬型電源設備からの給電により使用 することで、非常用交流電源設備に 対して多様性を有する設計とする。
(第 73 条) 温度、圧力、 水位、注水量 の計測・監視	各計器	可搬型計測器 【核燃料物質の取扱施設及 び貯蔵施設と兼用】	可搬	—

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定して
いない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第 3-3-1 表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (19/23)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	主要設備の計測が困難となっ た場合の重要代替監視パラメ ータ*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 73 条) その他*4	—	高圧窒素ガス供給系 ADS 入口 圧力	常設	—
		高圧窒素ガス供給系窒素ガ スポンベ出口圧力	常設	
		RCW サージタンク水位	常設	
		原子炉補機冷却水系熱交換 器出口冷却水温度	常設	
		ドレンタンク水位	常設	
		遠隔空気駆動弁操作用ボン ベ出口圧力	常設	
		M/C C 電圧	常設	
		M/C D 電圧	常設	
		第一 GTG 発電機電圧	常設	
		非常用 D/G 発電機電圧	常設	
		非常用 D/G 発電機電力	常設	
		非常用 D/G 発電機周波数	常設	
		P/C C-1 電圧	常設	
		P/C D-1 電圧	常設	
		直流 125V 主母線盤 A 電圧	常設	
		直流 125V 主母線盤 B 電圧	常設	
		直流 125V 充電器盤 A-2 蓄電 池電圧	常設	
		AM 用直流 125V 充電器盤蓄電 池電圧	常設	
		第一 GTG 発電機周波数	常設	
		電源車電圧	可搬	
電源車周波数	可搬			
M/C E 電圧	常設			
P/C E-1 電圧	常設			
直流 125V 主母線盤 C 電圧	常設			

- 注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
 *2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定して
 いない。
 *3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。
 *4：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助パラメータ。

第 3-3-1 表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (20/23)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設)*3		
(第 74 条) 居住性の確保	(中央制御室遮蔽)	中央制御室遮蔽 【放射線管理施設】	常設	中央制御室可搬型陽圧化空調機は、中央制御室換気空調系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう独立性を有した設備構成とすることで多様性を有する設計とする。 中央制御室可搬型陽圧化空調機及び中央制御室待避室陽圧化装置(空気ポンペ)は、コントロール建屋に保管し、中央制御室換気空調設備とは共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。差圧計及び酸素濃度・二酸化炭素濃度計は、中央制御室内及び中央制御室待避室内に分散して保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。 データ表示装置(待避室)は、計測制御設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、電気的分離を図る設計とする。 無線連絡設備のうち無線連絡設備(常設)及び衛星電話設備のうち衛星電話設備(常設)の電源は、送受話器及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、常設代替交流電源設備若しくは可搬型代替交流電源設備及び 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの給電により使用することで、非常用交流電源設備及び充電器(蓄電池)からの給電により使用する送受話器及び電力保安通信用電話設備に対して多様性を有する設計とする。また、無線連絡設備(常設)及び衛星電話設備(常設)は、中央制御室及び 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所内に設置することで、送受話器及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
	—	中央制御室待避室遮蔽(常設) 【放射線管理施設】	常設	
	—	中央制御室待避室遮蔽(可搬型) 【放射線管理施設】	可搬	
	中央制御室換気空調系	中央制御室可搬型陽圧化空調機 【放射線管理施設】	可搬	
		中央制御室待避室陽圧化装置(空気ポンペ) 【放射線管理施設】	可搬	
	送受話器 電力保安通信用電話設備	無線連絡設備(常設)	常設	
		衛星電話設備(常設)	常設	
	—	データ表示装置(待避室)	常設	
	—	差圧計	可搬	
—	酸素濃度・二酸化炭素濃度計	可搬		

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3-3-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (21/23)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第74条) 照明の確保	中央制御室照明	可搬型蓄電池内蔵型照明	可搬	可搬型蓄電池内蔵型照明は、遮断器を設けることで中央制御室の非常用照明設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、電気的分離を図る設計とする。 可搬型蓄電池内蔵型照明は、中央制御室の非常用照明設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。
(第77条) 発電所内の 通信連絡	送受話器 電力保安通信用電話設備	携帯型音声呼出電話設備	可搬	無線連絡設備のうち無線連絡設備(常設)及び衛星電話設備のうち衛星電話設備(常設)の電源は、送受話器及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、常設代替交流電源設備若しくは可搬型代替交流電源設備及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの給電により使用することで、非常用交流電源設備及び充電器(蓄電池)からの給電により使用する送受話器及び電力保安通信用電話設備に対して多様性を有する設計とする。また、無線連絡設備(常設)及び衛星電話設備(常設)は、中央制御室及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所内に設置することで、送受話器及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 携帯型音声呼出電話設備の電源は、送受話器及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、乾電池等を使用することで、非常用交流電源設備及び充電器(蓄電池)からの給電により使用する送受話器及び電力保安通信用電話設備に対して多様性を有する設計とする。また、携帯型音声呼出電話設備は、中央制御室及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所内に保管することで、送受話器及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
		携帯型音声呼出電話設備*4		
		無線連絡設備(常設)	常設	
		無線連絡設備(常設)*4		
		無線連絡設備(可搬型)	可搬	
		衛星電話設備(常設)	常設	
		衛星電話設備(常設)*4		
		衛星電話設備(可搬型)	可搬	
		5号機屋外緊急連絡用インターフォン(インターフォン)	常設	

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
 *2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
 *3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。
 *4：5号機原子炉建屋内緊急時対策所で使用するもの。

第 3-3-1 表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (22/23)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 77 条) 発電所内の 通信連絡 (つづき)	—	安全パラメータ表示システム (SPDS)	常設	<p>5 号機屋外緊急連絡用インターフォン (インターフォン) の電源は、送受話器及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、5 号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの給電により使用することで、非常用交流電源設備及び充電器 (蓄電池) からの給電により使用する送受話器及び電力保安通信用電話設備に対して多様性を有する設計とする。また、5 号機屋外緊急連絡用インターフォン (インターフォン) は、5 号機原子炉建屋屋外、5 号機原子炉建屋内緊急時対策所内及び 5 号機中央制御室内に設置することで、送受話器及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>無線連絡設備のうち無線連絡設備 (可搬型) 及び衛星電話設備のうち衛星電話設備 (可搬型) の電源は、送受話器及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、充電式電池を使用することで、非常用交流電源設備及び充電器 (蓄電池) からの給電により使用する送受話器及び電力保安通信用電話設備に対して多様性を有する設計とする。また、無線連絡設備 (可搬型) 及び衛星電話設備 (可搬型) は、5 号機原子炉建屋内緊急時対策所内に保管することで、送受話器及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>無線連絡設備、衛星電話設備、携帯型音声呼出電話設備及び 5 号機屋外緊急連絡用インターフォン (インターフォン) は、異なる通信方式を使用し、共通要因によって同時に機能を損なわないよう多様性を有する設計とする。</p> <p>コントロール建屋及び 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所内に設置する安全パラメータ表示システム (SPDS) の電源は、常設代替交流電源設備若しくは可搬型代替交流電源設備及び 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの給電により使用することで、非常用交流電源設備に対して多様性を有する設計とする。</p>

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
 *2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
 *3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第 3-3-1 表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (23/23)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 77 条) 発電所外の 通信連絡	—	衛星電話設備 (常設)	常設	コントロール建屋及び 5 号機原子炉 建屋内緊急時対策所内に設置するデ ータ伝送設備の電源は, 常設代替交流 電源設備若しくは可搬型代替交流電 源設備及び 5 号機原子炉建屋内緊急 時対策所用可搬型電源設備からの給 電により使用することで, 非常用交流 電源設備に対して多様性を有する設 計とする。
		衛星電話設備 (常設) *4		
		衛星電話設備 (可搬型)	可搬	
		統合原子力防災ネットワー クを用いた通信連絡設備 (テ レビ会議システム, IP-電話 機及び IP-FAX)	常設	
		データ伝送設備	常設	
(一) 重大事故等 時に対処す るための流 路, 注水先, 注入先, 排出 元等	(原子炉圧力容器)	原子炉圧力容器 【原子炉冷却系統施設及び 原子炉格納施設と兼用】	常設	—
	(原子炉格納容器)	原子炉格納容器 【原子炉冷却系統施設, 原子 炉格納施設】	常設	
	(使用済燃料貯蔵プール)	使用済燃料貯蔵プール 【核燃料物質の取扱施設及 び貯蔵施設】	常設	
	—	原子炉建屋原子炉区域 【原子炉格納施設】	常設	

- 注記*1 : 重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2 : () 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
*3 : 当該設備区分に属さない設備区分については, 【 】内に設備区分を示す。
*4 : 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所で使用するもの。

第 3-3-2 表 パラメータの推定手段 (1/2)

事故時の計装に関する手順等	
他チャンネルによる計測	<p>主要パラメータを計測する多重化された重要計器が、計器の故障により計測することが困難となった場合において、他チャンネルの重要計器により計測できる場合は、当該計器を用いて計測を行う。</p>
計器故障時の代替パラメータによる推定	<p>主要パラメータを計測する計器の故障により主要パラメータの監視機能が喪失した場合は、代替パラメータにより主要パラメータを推定する。</p> <p>推定に当たり、使用する計器が複数ある場合は、代替パラメータと主要パラメータの関連性、検出器の種類、使用環境条件、計測される値の不確かさ等を考慮し、使用するパラメータの優先順位をあらかじめ定める。</p> <p>代替パラメータによる主要パラメータの推定は、以下の方法で行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 同一物理量（温度、圧力、水位、放射線量率、水素濃度及び中性子束）により推定 ・ 水位を注水源若しくは注水先の水位変化又は注水量及び吐出圧力により推定 ・ 流量を注水源又は注水先の水位変化を監視することにより推定 ・ 除熱状態を温度、圧力、流量等の傾向監視により推定 ・ 必要な pH が確保されていることを、フィルタ装置水位の水位変化により推定 ・ 圧力又は温度を水の飽和状態の関係により推定 ・ 注水量を注水先の圧力から注水特性の関係により推定 ・ 原子炉格納容器内の水位を格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により推定 ・ 未臨界状態の維持を制御棒の挿入状態により推定 ・ 酸素濃度をあらかじめ評価したパラメータの相関関係により推定 ・ 水素濃度を装置の作動状況により推定 ・ エリア放射線モニタの傾向監視により、格納容器バイパス事象が発生したことを推定する ・ 原子炉格納容器への空気（酸素）の流入の有無を原子炉格納容器内圧力により推定 ・ 使用済燃料貯蔵プールの状態を同一物理量（温度及び水位）、あらかじめ評価した水位と放射線量率の相関関係及びカメラの監視により、使用済燃料貯蔵プールの水位又は必要な水遮蔽が確保されていることを推定 ・ 原子炉圧力容器内の圧力と原子炉格納容器内の圧力(S/C)の差圧により原子炉圧力容器の満水状態を推定する

第 3-3-2 表 パラメータの推定手段 (2/2)

事故時の計装に関する手順等	
計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合	<p>原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を計測するパラメータのうち、パラメータの値が計器の計測範囲を超えるものは、原子炉圧力容器内の温度及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量である。</p> <p>これらのパラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を推定するための手順を以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器内の温度のパラメータである原子炉圧力容器温度が計測範囲を超えた場合は、炉心損傷状態と推定して対応する。 原子炉格納容器内の水位のパラメータである、原子炉水位が計測範囲を超えた場合は、高圧代替注水系系統流量、原子炉隔離時冷却系系統流量、高圧炉心注水系系統流量、復水補給水系流量(RHR A 系代替注水流量)、復水補給水系流量(RHR B 系代替注水流量)、残留熱除去系系統流量のうち、機器動作状態にある流量計より熱崩壊除去に必要な水量の差を算出し、直前まで判明していた水位に変換率を考慮することにより原子炉圧力容器内の水位を推定する。なお、原子炉圧力容器内が満水状態であることは、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により、原子炉圧力容器内の水位が有効燃料棒頂部以上であることは、原子炉圧力容器温度により監視可能である。 原子炉圧力容器への注水量を監視するパラメータである復水補給水系流量(RHR A 系代替注水流量)が計測範囲を超えた場合において、低圧代替注水系使用時は、水源である復水貯蔵槽の水位又は注水先である原子炉圧力容器内の水位変化により注水量を推定する。また、代替循環冷却系使用時は、注水先である原子炉圧力容器内の水位変化により注水量を推定する。 原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータである復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)が計測範囲を超えた場合は、水源である復水貯蔵槽の水位又は注水先である原子炉格納容器内の水位変化により注水量を推定する。
可搬型計測器による計測	<p>原子炉圧力容器内の温度及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を計測するパラメータ以外で計器の計測範囲を超えた場合は、可搬型計測器により計測することも可能である。</p> <p>また、可搬型計測器に表示される計測値を読み取り、換算表を用いて工学値に換算する。</p>

第 3-3-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (1/11)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 ②原子炉圧力 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA) ③残留熱除去系熱交換器入口温度	①原子炉圧力容器温度の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力容器温度の監視が不可能となった場合は、原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の温度を推定する。また、スクラム後、原子炉水位が有効燃料棒頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器温度を推定する。 ③残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	原子炉圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 (SA) ③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA) ③原子炉圧力容器温度	①原子炉圧力の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力 (SA) により推定する。 ③原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 (SA)	①原子炉圧力 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA) ②原子炉圧力容器温度	①原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力により推定する。 ②原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は、原子炉圧力容器内の圧力を直接計測する原子炉圧力を優先する。

第3-3-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (2/11)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位 (SA) ③高圧代替注水系系統流量 ③復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) ③復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) ③原子炉隔離時冷却系系統流量 ③高圧炉心注水系系統流量 ③残留熱除去系系統流量 ④原子炉圧力 ④原子炉圧力 (SA) ④格納容器内圧力 (S/C)	①原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) の1チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定する。 ②原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合は, 原子炉水位 (SA) により推定する。 ③高圧代替注水系系統流量, 復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量), 復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量), 原子炉隔離時冷却系系統流量, 高圧炉心注水系系統流量, 残留熱除去系系統流量のうち機器動作状態にある流量より, 崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し, 原子炉压力容器内の水位を推定する。 ④原子炉压力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し, 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉压力容器の満水を推定する。 推定は, 主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	原子炉水位 (SA)	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ②高圧代替注水系系統流量 ②復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) ②復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) ②原子炉隔離時冷却系系統流量 ②高圧炉心注水系系統流量 ②残留熱除去系系統流量 ③原子炉圧力 ③原子炉圧力 (SA) ③格納容器内圧力 (S/C)	①原子炉水位 (SA) の水位の監視が不可能となった場合は, 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) により推定する。 ②高圧代替注水系系統流量, 復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量), 復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量), 原子炉隔離時冷却系系統流量, 高圧炉心注水系系統流量, 残留熱除去系系統流量のうち機器動作状態にある流量より, 崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し, 原子炉压力容器内の水位を推定する。 ③原子炉压力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し, 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉压力容器の満水を推定する。 推定は, 原子炉压力容器内の水位を直接計測する原子炉水位を優先する。

第 3-3-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (3/11)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量	①復水貯蔵槽水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	①高圧代替注水系系統流量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧代替注水系系統流量を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位 (SA) を優先する。
	復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) * 復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) *代替循環冷却系運転時は「最終ヒートシンクの確保」を参照	①復水貯蔵槽水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	①復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)、復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)、復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位 (SA) を優先する。
	原子炉隔離時冷却系系統流量	①復水貯蔵槽水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	①原子炉隔離時冷却系系統流量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により原子炉隔離時冷却系系統流量を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位 (SA) を優先する。
	高圧炉心注水系系統流量	①復水貯蔵槽水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	①高圧炉心注水系系統流量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧炉心注水系系統流量を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位 (SA) を優先する。
	残留熱除去系系統流量	①サプレッションチェンバプール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	①残留熱除去系系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサプレッションチェンバプール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により残留熱除去系系統流量を推定する。 推定は、水源であるサプレッションチェンバプール水位を優先する。
原子炉格納容器への注水量	復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) * 復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) * *代替循環冷却系運転時は「最終ヒートシンクの確保」を参照	①復水貯蔵槽水位 (SA) ②格納容器内圧力 (D/W) ②格納容器内圧力 (S/C) ②格納容器下部水位	①復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)、復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) より格納容器への注水量を推定する。 ②注水先の格納容器下部水位の変化により復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位 (SA) を優先する。

第 3-3-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (4/11)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内圧力 (D/W) ③格納容器内圧力 (S/C)	①ドライウエル雰囲気温度の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②ドライウエル雰囲気温度の監視が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係を利用して格納容器内圧力 (D/W) によりドライウエル雰囲気温度を推定する。 ③格納容器内圧力 (S/C) により、上記②と同様にドライウエル雰囲気温度を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	サブプレッションチェンバ気体温度	①サブプレッションチェンバプール水温度 ②格納容器内圧力 (S/C) ③[サブプレッションチェンバ気体温度]*2	①サブプレッションチェンバ気体温度の監視が不可能となった場合は、サブプレッションチェンバプール水温度によりサブプレッションチェンバ気体温度を推定する。 ②飽和温度/圧力の関係を利用して格納容器内圧力 (S/C) によりサブプレッションチェンバ気体温度を推定する。 ③監視可能であればサブプレッションチェンバ気体温度 (常用計器) により、温度を推定する。 推定は、サブプレッションチェンバ内にあるサブプレッションチェンバプール水温度を優先する。
	サブプレッションチェンバプール水温度	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッションチェンバ気体温度	①サブプレッションチェンバプール水温度の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②サブプレッションチェンバプール水温度の監視が不可能となった場合は、サブプレッションチェンバ気体温度によりサブプレッションチェンバプール水温度を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力 (D/W)	①格納容器内圧力 (S/C) ②ドライウエル雰囲気温度 ③[格納容器内圧力 (D/W)]*2	①格納容器内圧力 (D/W) の圧力の監視が不可能となった場合は、格納容器内圧力 (S/C) により推定する。 ②飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル雰囲気温度により格納容器内圧力 (D/W) を推定する。 ③監視可能であれば格納容器内圧力 (D/W) (常用計器) により、圧力を推定する。 推定は、真空破壊装置、連通孔及びベント管を介して均圧される格納容器内圧力 (S/C) を優先する。
	格納容器内圧力 (S/C)	①格納容器内圧力 (D/W) ②サブプレッションチェンバ気体温度 ③[格納容器内圧力 (S/C)]*2	①格納容器内圧力 (S/C) の圧力の監視が不可能となった場合は、格納容器内圧力 (D/W) により推定する。 ②飽和温度/圧力の関係を利用してサブプレッションチェンバ気体温度により格納容器内圧力 (S/C) を推定する。 ③監視可能であれば格納容器内圧力 (S/C) (常用計器) により、圧力を推定する。 推定は、真空破壊装置、連通孔及びベント管を介して均圧される格納容器内圧力 (D/W) を優先する。

第3-3-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (5/11)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ* ¹	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の水位	サブプレッションチェンバプール水位	①復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量) ②復水貯蔵槽水位 (SA) ③格納容器内圧力 (D/W) ④格納容器内圧力 (S/C) ④[サブプレッションチェンバプール水位]* ²	①サブプレッションチェンバプール水位の監視が不可能となった場合は、復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量) の注水量により、サブプレッションチェンバプール水位を推定する。 ②水源である復水貯蔵槽水位の変化により、サブプレッションチェンバプール水位を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 (上記①, ②の推定方法は、注水量及び水源の水位変化から算出した水量が全てサブプレッションチェンバへ移行する場合を想定しており、サブプレッションチェンバプール水位の計測目的 (ウェットウェルベントの操作可否判断 (ベントライン高さ-1m: 9.1m) を把握すること) から考えると保守的な評価となることから問題ない。) ③格納容器内圧力 (D/W) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧によりサブプレッションチェンバプール水位を推定する。 ④監視可能であればサブプレッションチェンバプール水位 (常用計器) により、水位を推定する。推定は、注水先に近い復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量) を優先する。
	格納容器下部水位	①主要パラメータの他チャンネル ②復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) ③復水貯蔵槽水位 (SA)	①格納容器下部水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器下部水位の監視が不可能となった場合は、復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) の注水量により、格納容器下部水位を推定する。 ③水源である復水貯蔵槽水位の変化により、格納容器下部水位を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内水素濃度 (SA)	①格納容器内水素濃度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器内水素濃度の監視が不可能となった場合は、格納容器内水素濃度 (SA) により推定する。推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	格納容器内水素濃度 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内水素濃度	①格納容器内水素濃度 (SA) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器内水素濃度 (SA) の監視が不可能となった場合は、格納容器内水素濃度により推定する。推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。

第 3-3-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (6/11)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)	①主要パラメータの他チャンネル ②[エリア放射線モニタ]*2	①格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②監視可能であれば、エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) の指示値を用いて、原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)	①主要パラメータの他チャンネル ②[エリア放射線モニタ]*2	①格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②監視可能であれば、エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) の指示値を用いて、原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
未臨界の維持又は監視	起動領域モニタ	①主要パラメータの他チャンネル ②出力領域モニタ ③[制御棒操作監視系]*2	①起動領域モニタの 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②起動領域モニタの監視が不可能となった場合は、出力領域モニタにより推定する。 ③制御棒操作監視系 (有効監視パラメータ) により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	出力領域モニタ	①主要パラメータの他チャンネル ②起動領域モニタ ③[制御棒操作監視系]*2	①出力領域モニタの 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②出力領域モニタの監視が不可能となった場合は、起動領域モニタにより推定する。 ③制御棒操作監視系 (有効監視パラメータ) により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	[制御棒操作監視系]*2	①起動領域モニタ ②出力領域モニタ	①制御棒操作監視系 (有効監視パラメータ) の監視が不可能となった場合は、起動領域モニタにより推定する。 ②出力領域モニタにより推定する。 推定は、低出力領域を監視する起動領域モニタを優先する。

第 3-3-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (7/11)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法	
最終ヒートシンクの確保	代替循環冷却系	サブプレッションチェンバプール水温度	①サブプレッションチェンバプール水温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②サブプレッションチェンバプール水温度の監視が不可能となった場合は、サブプレッションチェンバプール水温度によりサブプレッションチェンバプール水温度を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。	
		復水補給水系温度 (代替循環冷却)	①復水補給水系温度 (代替循環冷却) の監視が不可能となった場合は、熱交換器ユニットの熱交換量評価からサブプレッションチェンバプール水温度により推定する。	
		復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ①原子炉水位 (SA) ②原子炉圧力容器温度	①復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) の監視が不可能となった場合は、注水先の原子炉水位の水位変化により復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) を推定する。 ②原子炉圧力容器温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。 推定は、注水先の原子炉水位を優先する。
		復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	①復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) ①復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) ①復水移送ポンプ吐出圧力 ①格納容器内圧力 (S/C) ①サブプレッションチェンバプール水位 ②サブプレッションチェンバプール水温度 ②ドライウエル雰囲気温度 ②サブプレッションチェンバプール水温度	①復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力容器側の流量計である復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) 又は原子炉格納容器下部側の流量計である復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) と復水移送ポンプ吐出圧力、格納容器内圧力 (S/C)、サブプレッションチェンバプール水位から復水移送ポンプの注水特性から推定した総流量より、原子炉格納容器側への注水量を推定する。 ②代替循環冷却系による冷却において、復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) の監視が不可能となった場合は、サブプレッションチェンバプール水温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッションチェンバプール水温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。 推定は、復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)、復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)、復水移送ポンプ吐出圧力、格納容器内圧力 (S/C)、サブプレッションチェンバプール水位を優先する。
		復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)	①復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) ①復水移送ポンプ吐出圧力 ①格納容器内圧力 (S/C) ①サブプレッションチェンバプール水位 ②格納容器下部水位	①復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器側の流量計である復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) と復水移送ポンプ吐出圧力、格納容器内圧力 (S/C)、サブプレッションチェンバプール水位から復水移送ポンプの注水特性から推定した総流量より、原子炉格納容器下部への注水量を推定する。 ②復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) の監視が不可能となった場合は、注水先の格納容器下部水位の変化により復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) を推定する。 推定は、復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)、復水移送ポンプ吐出圧力、格納容器内圧力 (S/C)、サブプレッションチェンバプール水位を優先する。

第 3-3-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (8/11)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法	
最終ヒートシンクの確保	格納容器圧力逃がし装置	フィルタ装置水位	①主要パラメータの他チャンネル	①フィルタ装置水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
		フィルタ装置入口圧力	①格納容器内圧力 (D/W) ①格納容器内圧力 (S/C)	①フィルタ装置入口圧力の監視が不可能となった場合は、格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) の傾向監視により格納容器圧力逃がし装置の健全性を推定する。
		フィルタ装置出口放射線モニタ	①主要パラメータの他チャンネル	①フィルタ装置出口放射線モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
		フィルタ装置水素濃度	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内水素濃度 (SA)	①フィルタ装置水素濃度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②フィルタ装置水素濃度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の水素ガスが格納容器圧力逃がし装置の配管内を通過することから、格納容器内水素濃度 (SA) により推定する。推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		フィルタ装置金属フィルタ差圧	①主要パラメータの他チャンネル	①フィルタ装置金属フィルタ差圧の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
		フィルタ装置スクラバ水 pH	①フィルタ装置水位	①フィルタ装置スクラバ水 pH の監視が不可能となった場合は、フィルタ装置水位によりベントガスに含まれる水蒸気の凝縮によるスクラバ水の希釈状況により推定する。
	ベント系 耐圧強化	耐圧強化ベント系放射線モニタ	①主要パラメータの他チャンネル	①耐圧強化ベント系放射線モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
		フィルタ装置水素濃度	①格納容器内水素濃度 (SA)	①フィルタ装置水素濃度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の水素ガスが耐圧強化ベント系の配管内を通過することから、格納容器内水素濃度 (SA) により推定する。
	残留熱除去系	残留熱除去系熱交換器入口温度	①原子炉圧力容器温度 ①サブプレッションチェンバプール水温度	①残留熱除去系熱交換器入口温度の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力容器温度、サブプレッションチェンバプール水温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
		残留熱除去系熱交換器出口温度	①残留熱除去系熱交換器入口温度 ②原子炉補機冷却水系系統流量 ②残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	①残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合は、熱交換器ユニットの熱交換量評価から残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。 ②原子炉補機冷却水系系統流量、残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量により、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。推定は、残留熱除去系熱交換器入口温度を優先する。
		残留熱除去系系統流量	①残留熱除去系ポンプ吐出圧力	①残留熱除去系系統流量の監視が不可能となった場合は、残留熱除去系ポンプ吐出圧力から残留熱除去系ポンプの注水特性を用いて、残留熱除去系系統流量が確保されていることを推定する。

第 3-3-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (9/11)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
格納容器バイパスの監視	原子炉圧力容器内の状態	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位 (SA) ①原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) の 1 チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定する。 ②原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合は, 原子炉水位 (SA) により推定する。 推定は, 主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		原子炉水位 (SA)	①原子炉水位 (SA) の水位の監視が不可能となった場合は, 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) により推定する。
		原子炉圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 (SA) ③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA) ③原子炉圧力容器温度 ①原子炉圧力の 1 チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力の監視が不可能となった場合は, 原子炉圧力 (SA) により推定する。 ③原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで, 原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は, 主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		原子炉圧力 (SA)	①原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は, 原子炉圧力により推定する。 ②原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで, 原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は, 原子炉圧力容器内の圧力を直接計測する原子炉圧力を優先する。
		ドライウェル雰囲気温度	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内圧力 (D/W) ①ドライウェル雰囲気温度の 1 チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定する。 ②ドライウェル雰囲気温度の監視が不可能となった場合は, 飽和温度/圧力の関係を利用して格納容器内圧力 (D/W) によりドライウェル雰囲気温度を推定する。 推定は, 主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	格納容器内圧力 (D/W)	①格納容器内圧力 (S/C) ②ドライウェル雰囲気温度 ③[格納容器内圧力 (D/W)]*2 ①格納容器内圧力 (D/W) の圧力の監視が不可能となった場合は, 格納容器内圧力 (S/C) により推定する。 ②飽和温度/圧力の関係を利用してドライウェル雰囲気温度により格納容器内圧力 (D/W) を推定する。 ③監視可能であれば格納容器内圧力 (D/W) (常用計器) により, 圧力を推定する。 推定は, 真空破壊装置, 連通孔及びベント管を介して均圧される格納容器内圧力 (S/C) を優先する。	
	原子炉建屋内の状態	高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (SA) ②[エリア放射線モニタ]*2 ①高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は, 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は, エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。 推定は, 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) を優先する。
		残留熱除去系ポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (SA) ②[エリア放射線モニタ]*2 ①残留熱除去系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は, 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②残留熱除去系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は, エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。 推定は, 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) を優先する。

第 3-3-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (10/11)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
水源の確保	復水貯蔵槽水位 (SA)	①高圧代替注水系系統流量 ①復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) ①復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) ①原子炉隔離時冷却系系統流量 ①高圧炉心注水系系統流量 ①復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA) ②復水移送ポンプ吐出圧力 ③[復水貯蔵槽水位]*2	①復水貯蔵槽水位 (SA) の監視が不可能となった場合は、復水貯蔵槽を水源とするポンプの注水量から、復水貯蔵槽水位 (SA) を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により復水貯蔵槽水位 (SA) を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ②復水貯蔵槽を水源とする復水移送ポンプの吐出圧力から復水移送ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源である復水貯蔵槽水位が確保されていることを推定する。 ③監視可能であれば復水貯蔵槽水位 (常用計器) により、水位を推定する。 推定は、復水貯蔵槽を水源とするポンプの注水量を優先する。
	サブプレッションチェンバプール水位	①復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) ①復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) ①残留熱除去系系統流量 ②復水移送ポンプ吐出圧力 ②残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ③[サブプレッションチェンバプール水位]*2	①サブプレッションチェンバプール水位の監視が不可能となった場合は、サブプレッションチェンバの水位容量曲線を用いて、原子炉格納容器へ注水する復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) と経過時間より算出した注水量から推定する。また、サブプレッションチェンバの水位容量曲線を用いて、サブプレッションチェンバプール水から原子炉圧力容器へ注水する復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) 又は残留熱除去系系統流量と経過時間より算出した注水量から推定する。 ②サブプレッションチェンバプールを水源とする復水移送ポンプ、残留熱除去系ポンプの吐出圧力から復水移送ポンプ、残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッションチェンバプール水位が確保されていることを推定する。 ③監視可能であればサブプレッションチェンバプール水位 (常用計器) により、水位を推定する。 推定は、サブプレッションチェンバプールを水源とするポンプの注水量を優先する。
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	①主要パラメータの他チャンネル ②静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	①原子炉建屋水素濃度の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉建屋水素濃度の監視が不可能となった場合は、静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 (静的触媒式水素再結合器入口/出口の差温度により水素濃度を推定) により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。

第 3-3-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (11/11)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) ②格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) ②格納容器内圧力 (D/W) ②格納容器内圧力 (S/C)	①格納容器内酸素濃度の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器内酸素濃度の監視が不可能となった場合は、格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) 又は格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的な G 値を入力とした評価結果 (解析結果) により格納容器内酸素濃度を推定する。 ②格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) により、格納容器内圧力が正圧であることを確認することで、事故後の原子炉格納容器内への空気 (酸素) の流入有無を把握し、水素燃焼の可能性を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
使用済燃料貯蔵プールの監視	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) ②使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ③使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) の監視が不可能となった場合は、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) により、水位・温度を推定する。 ②使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) にて使用済燃料貯蔵プールの水位を推定する。 ③使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより、使用済燃料貯蔵プールの状態を監視する。 推定は、同じ仕様である使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) を優先する。
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) ②使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ③使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) により、水位・温度を推定する。 ②使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) にて使用済燃料貯蔵プールの水位を推定する。 ③使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより、使用済燃料貯蔵プールの状態を監視する。 推定は、同じ仕様である使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) を優先する。
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) ①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) ②使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	①使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) の監視が不可能となった場合は、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) にて水位を計測した後、水位と放射線量率の関係により放射線量率を推定する。 ②使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより、使用済燃料貯蔵プールの状態を監視する。 推定は、使用済燃料貯蔵プールを直接監視する使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 及び使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) を優先する。
	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) ①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) ①使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	①使用済燃料貯蔵プール監視カメラの監視が不可能となった場合は、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) にて、使用済燃料貯蔵プールの状態を推定する。

注記*1 : 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2 : [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第3-4-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (1/12)

【設備区分：放射線管理施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第63条) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) 原子炉補機冷却系	フィルタ装置 【原子炉冷却系統施設】	常設	格納容器圧力逃がし装置は、残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) 及び原子炉補機冷却系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、ポンプ及び熱交換器を使用せずに最終的な熱の逃がし場である大気へ熱を輸送できる設計とすることで、残留熱除去系及び原子炉補機冷却系に対して、多様性を有する設計とする。また、格納容器圧力逃がし装置は、排出経路に設置される隔離弁のうち電動弁を常設代替交流電源設備若しくは可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作を可能とすること又は遠隔手動弁操作設備を用いた人力による遠隔操作を可能とすることで、非常用交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) 及び原子炉補機冷却系に対して、多様性を有する設計とする。 また、格納容器圧力逃がし装置は、排出経路に設置される隔離弁のうち空気駆動弁を遠隔空気駆動弁操作設備による遠隔操作を可能にすること又は遠隔手動弁操作設備を用いた人力による遠隔操作を可能とすることで、非常用交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) 及び原子炉補機冷却系に対して、多様性を有する設計とする。 格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタ並びにラブチャーディスクは、原子炉建屋近傍の屋外に設置することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図った設計とする。 格納容器圧力逃がし装置は、除熱手段の多様性及び機器の位置的分散によって、残留熱除去系及び原子炉補機冷却系に対して独立性を有する設計とする。
		よう素フィルタ 【原子炉冷却系統施設】	常設	
		ラブチャーディスク 【原子炉冷却系統施設】	常設	
		ドレン移送ポンプ 【原子炉冷却系統施設】	常設	
		ドレンタンク 【原子炉冷却系統施設】	常設	
		遠隔手動弁操作設備 【原子炉冷却系統施設】	常設	
		遠隔空気駆動弁操作作用ポンプ 【原子炉冷却系統施設】	可搬	
	—	可搬型窒素供給装置 【原子炉冷却系統施設】	可搬	
	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) 原子炉補機冷却系	スクラバ水 pH 制御設備 【原子炉冷却系統施設】	可搬	
		フィルタベント遮蔽壁	常設	
		配管遮蔽	常設	
	—	可搬型代替注水ポンプ (A-2級) 【原子炉冷却系統施設】	可搬	
		フィルタ装置出口放射線モニタ	常設	

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3-4-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (2/12)

【設備区分：放射線管理施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第65条) 格納容器圧 力逃がし装 置による原 子炉格納容 器内の減圧 及び除熱	—	フィルタ装置 【原子炉格納施設】	常設	代替循環冷却系及び格納容器圧力逃 がし装置は、共通要因によって同時に 機能を損なわないよう、原理の異なる 冷却及び原子炉格納容器内の減圧手 段を用いることで多様性を有する設 計とする。 格納容器圧力逃がし装置は、非常用交 流電源設備に対して多様性を有する 常設代替交流電源設備又は可搬型代 替交流電源設備からの給電により駆 動できる設計とする。また、格納容器 圧力逃がし装置は、人力により排出経 路に設置される隔離弁を操作できる 設計とすることで、代替循環冷却系に 対して駆動源の多様性を有する設計 とする。 代替循環冷却系の復水移送ポンプは 廃棄物処理建屋内に、残留熱除去系熱 交換器及びサブプレッションチェンバ は原子炉建屋内に設置し、格納容器圧 力逃がし装置のフィルタ装置及びよ う素フィルタ並びにラブチャーディ スクは原子炉建屋近傍の屋外に設置 することで共通要因によって同時に 機能を損なわないよう位置的分散を 図る設計とする。 代替循環冷却系と格納容器圧力逃が し装置は、共通要因によって同時に機 能を損なわないよう、流路を分離す ることで独立性を有する設計とする。 これらの多様性及び流路の独立性並 びに位置的分散によって、代替循環冷 却系と格納容器圧力逃がし装置は、互 いに重大事故等対処設備として、可 能な限りの独立性を有する設計とする。
		よう素フィルタ 【原子炉格納施設】	常設	
		ラブチャーディスク 【原子炉格納施設】	常設	
		ドレン移送ポンプ 【原子炉格納施設】	常設	
		ドレンタンク 【原子炉格納施設】	常設	
		遠隔手動弁操作設備 【原子炉格納施設】	常設	
		遠隔空気駆動弁操作作用ポン プ【原子炉格納施設】	可搬	
		可搬型窒素供給装置 【原子炉格納施設】	可搬	
		スクラバ水 pH 制御設備 【原子炉格納施設】	可搬	
		フィルタベント遮蔽壁	常設	
		配管遮蔽	常設	
		可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)【原子炉格納施設】	可搬	
		フィルタ装置出口放射線モニ タ	常設	

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定して
いない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3-4-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (3/12)

【設備区分：放射線管理施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第67条) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出(代替循環冷却系使用時の格納容器内の可燃性ガスの排出を含む)	可燃性ガス濃度制御系	フィルタ装置 【原子炉格納施設】	常設	格納容器圧力逃がし装置は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備、及び常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタ並びにラブチャーディスクは原子炉建屋近傍の屋外に設置し、耐圧強化ベント系のサブプレッションチェンバは原子炉建屋内に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
		よう素フィルタ 【原子炉格納施設】	常設	
		ラブチャーディスク 【原子炉格納施設】	常設	
	—	フィルタ装置出口放射線モニタ	常設	
		フィルタ装置水素濃度 【計測制御系統施設】	常設	
		ドレン移送ポンプ 【原子炉格納施設】	常設	
		ドレンタンク 【原子炉格納施設】	常設	
		遠隔手動弁操作設備 【原子炉格納施設】	常設	
		遠隔空気駆動弁操作作用ポンプ 【原子炉格納施設】	可搬	
		可搬型窒素供給装置 【原子炉格納施設】	可搬	
		スクラバ水 pH 制御設備 【原子炉格納施設】	可搬	
		フィルタベント遮蔽壁	常設	
		配管遮蔽	常設	
可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 【原子炉格納施設】	可搬			

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
 *2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
 *3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3-4-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (4/12)

【設備区分：放射線管理施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第67条) 耐圧強化ベ ント系によ る原子炉格 納容器内の 水素ガス及 び酸素ガス の排出(代替 循環冷却系 使用時の格 納容器内の 可燃性ガス の排出を含 む)	—	可搬型窒素供給装置 【原子炉格納施設】	可搬	耐圧強化ベント系は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備、及び常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。 耐圧強化ベント系は、同一目的の水素爆発による原子炉格納容器の損傷を防止するための設備である可燃性ガス濃度制御系と異なる方式にて水素ガス及び酸素ガスの濃度を低減することで多様性を有する設計とし、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。 格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタ並びにラプチャーディスクは原子炉建屋近傍の屋外に設置し、耐圧強化ベント系のサブプレッションチェンバは原子炉建屋内に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
		サブプレッションチェンバ 【原子炉格納施設】	常設	
		耐圧強化ベント系放射線モニタ	常設	
		フィルタ装置水素濃度 【計測制御系統施設】	常設	
	可燃性ガス濃度制御系	遠隔手動弁操作設備 【原子炉格納施設】	常設	
		遠隔空気駆動弁操作作用ボンベ 【原子炉格納施設】	可搬	

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3-4-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (5/12)

【設備区分：放射線管理施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第68条) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出(代替循環冷却系使用時の格納容器内の可燃性ガスの排出を含む)	—	フィルタ装置 【原子炉格納施設】	常設	格納容器圧力逃がし装置は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備、及び常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。
		よう素フィルタ 【原子炉格納施設】	常設	
		ラブチャーディスク 【原子炉格納施設】	常設	
		フィルタ装置出口放射線モニタ	常設	
		フィルタ装置水素濃度 【計測制御系統施設】	常設	
		ドレン移送ポンプ 【原子炉格納施設】	常設	
		ドレンタンク 【原子炉格納施設】	常設	
		遠隔手動弁操作設備 【原子炉格納施設】	常設	
		遠隔空気駆動弁操作作用ポンプ 【原子炉格納施設】	可搬	
		可搬型窒素供給装置 【原子炉格納施設】	可搬	
		スクラバ水 pH 制御設備 【原子炉格納施設】	可搬	
		フィルタベント遮蔽壁	常設	
		配管遮蔽	常設	
可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 【原子炉格納施設】	可搬			

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。

*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3-4-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (6/12)

【設備区分：放射線管理施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第69条) 使用済燃料 貯蔵プールの監視	使用済燃料貯蔵プール水位 燃料プール冷却浄化系ポンプ 入口温度 使用済燃料貯蔵プール温度 燃料貯蔵プールエリア放射線 モニタ 燃料取替エリア排気放射線モ ニタ 原子炉区域換気空調系排気放 射線モニタ	使用済燃料貯蔵プール水 位・温度 (SA 広域) 【核燃料物質の取扱施設及 び貯蔵施設】	常設	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA), 使用済燃料貯蔵プール水位・ 温度 (SA 広域), 使用済燃料貯蔵プ ール放射線モニタ (高レンジ・低レ ンジ), 使用済燃料貯蔵プール監視カメ ラ及び使用済燃料貯蔵プール監視カ メラ用空冷装置は, 使用済燃料貯蔵プ ール水位, 燃料プール冷却浄化系ポン プ入口温度, 使用済燃料貯蔵プール温 度, 燃料貯蔵プールエリア放射線モニ タ, 燃料取替エリア排気放射線モニタ 及び原子炉区域換気空調系排気放射 線モニタと共通要因によって同時に 機能を損なわないよう, 使用済燃料貯 蔵プール水位・温度 (SA), 使用済燃 料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 及び使用済燃料貯蔵プール放射線モ ニタ (高レンジ・低レンジ) は, 非常 用交流電源設備に対して, 多様性を有 する所内蓄電式直流電源設備及び可 搬型直流電源設備から給電が可能な 設計とし, 使用済燃料貯蔵プール監視 カメラ及び使用済燃料貯蔵プール監 視カメラ用空冷装置は, 非常用交流電 源設備に対して多様性を有する常設 代替交流電源設備又は可搬型代替交 流電源設備から給電が可能な設計と する。
		使用済燃料貯蔵プール水 位・温度 (SA) 【核燃料物質の取扱施設及 び貯蔵施設】	常設	
		使用済燃料貯蔵プール放射 線モニタ (高レンジ・低レ ンジ)	常設	
		使用済燃料貯蔵プール監視 カメラ (使用済燃料貯蔵プ ール監視カメラ用空冷装置を 含む) 【核燃料物質の取扱施設及 び貯蔵施設】	常設	

注記*1 : 重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「一」とする。
*2 : () 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定して
いない。
*3 : 当該設備区分に属さない設備区分については, 【 】内に設備区分を示す。

第3-4-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (7/12)

【設備区分：放射線管理施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	主要設備の計測が困難となっ た場合の重要代替監視パラメ ータ*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第73条) 原子炉格納 容器内の放 射線量率	主要パラメータの他チャンネル	格納容器内雰囲気放射線モ ニタ (D/W)	常設	重要代替監視パラメータを計測する 設備は、重要監視パラメータを計測す る設備と異なる物理量の計測又は測 定原理とすることで、重要監視パラメ ータを計測する設備に対して可能な 限り多様性を持った計測方法により 計測できる設計とする。 重要代替監視パラメータは重要監視 パラメータと可能な限り位置的分散 を図る設計とする。 重要監視パラメータを計測する設備 及び重要代替監視パラメータを計測 する設備の電源は、共通要因によつて 同時に機能を損なわないよう、非常用 交流電源設備に対して多様性を有す る常設代替交流電源設備又は可搬型 代替交流電源設備から給電が可能な 設計とする。
	主要パラメータの他チャンネル	格納容器内雰囲気放射線モ ニタ (S/C)	常設	
(第73条) 最終ヒート シンクの確 保(格納容器 圧力逃がし 装置)	主要パラメータの他チャンネル	フィルタ装置水位 【計測制御系統施設】	常設	重要代替監視パラメータを計測する 設備は、重要監視パラメータを計測す る設備と異なる物理量の計測又は測 定原理とすることで、重要監視パラメ ータを計測する設備に対して可能な 限り多様性を持った計測方法により 計測できる設計とする。 重要代替監視パラメータは重要監視 パラメータと可能な限り位置的分散 を図る設計とする。 重要監視パラメータを計測する設備 及び重要代替監視パラメータを計測 する設備の電源は、共通要因によつて 同時に機能を損なわないよう、非常用 交流電源設備に対して多様性を有す る常設代替交流電源設備又は可搬型 代替交流電源設備から給電が可能な 設計とする。
	格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C)	フィルタ装置入口圧力 【計測制御系統施設】	常設	
	主要パラメータの他チャンネル	フィルタ装置出口放射線モ ニタ	常設	
	主要パラメータの他チャンネル 格納容器内水素濃度 (SA)	フィルタ装置水素濃度 【計測制御系統施設】	常設	
	主要パラメータの他チャンネル	フィルタ装置金属フィルタ 差圧【計測制御系統施設】	常設	
	フィルタ装置水位	フィルタ装置スクラバ水 pH【計測制御系統施設】	常設	

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定して
いない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3-4-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (8/12)

【設備区分：放射線管理施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	主要設備の計測が困難となっ た場合の重要代替監視パラメ ータ*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第73条) 最終ヒート シンクの確 保(耐圧強化 ベント系)	主要パラメータの他チャンネル	耐圧強化ベント系放射線モニタ	常設	重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータを計測する設備と異なる物理量の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。 重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。 重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替監視パラメータを計測する設備の電源は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。
	格納容器内水素濃度 (SA)	フィルタ装置水素濃度 【計測制御系統施設】	常設	
(第73条) 使用済燃料 貯蔵プールの監視	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 【核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設】	常設	重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータを計測する設備と異なる物理量の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。 重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。 重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替監視パラメータを計測する設備の電源は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 【核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設】	常設	
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	常設	
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む) 【核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設】	常設	

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第 3-4-1 表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (9/12)

【設備区分：放射線管理施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 74 条) 居住性の確保	(中央制御室遮蔽)	中央制御室遮蔽	常設	中央制御室可搬型陽圧化空調機は、中央制御室換気空調系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう独立性を有した設備構成とすることで多様性を有する設計とする。 中央制御室可搬型陽圧化空調機及び中央制御室待避室陽圧化装置(空気ポンペ)は、コントロール建屋に保管し、中央制御室換気空調設備とは共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。 差圧計及び酸素濃度・二酸化炭素濃度計は、中央制御室内及び中央制御室待避室内に分散して保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。 データ表示装置(待避室)は、計測制御設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、電気的分離を図る設計とする。 無線連絡設備のうち無線連絡設備(常設)及び衛星電話設備のうち衛星電話設備(常設)の電源は、送受話器及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、常設代替交流電源設備若しくは可搬型代替交流電源設備及び 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの給電により使用することで、非常用交流電源設備及び充電器(蓄電池)からの給電により使用する送受話器及び電力保安通信用電話設備に対して多様性を有する設計とする。また、無線連絡設備(常設)及び衛星電話設備(常設)は、中央制御室及び 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所内に設置することで、送受話器及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
	—	中央制御室待避室遮蔽(常設)	常設	
	—	中央制御室待避室遮蔽(可搬型)	可搬	
	中央制御室換気空調系	中央制御室可搬型陽圧化空調機	可搬	
		中央制御室待避室陽圧化装置(空気ポンペ)	可搬	
	送受話器 電力保安通信用電話設備	無線連絡設備(常設) 【計測制御系統施設】	常設	
		衛星電話設備(常設) 【計測制御系統施設】	常設	
	—	データ表示装置(待避室) 【計測制御系統施設】	常設	
—	差圧計 【計測制御系統施設】	可搬		
—	酸素濃度・二酸化炭素濃度計 【計測制御系統施設】	可搬		

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3-4-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (10/12)

【設備区分：放射線管理施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第75条) 放射線量の 代替測定	モニタリングポスト	可搬型モニタリングポスト	可搬	可搬型モニタリングポストは、屋外の モニタリングポストと離れた5号機 原子炉建屋内緊急時対策所及び屋外 の高台保管場所に分散して保管する ことで、共通要因によって同時に機能 を損なわないよう位置的分散を図る 設計とする。
(第75条) 放射能観測 車の代替測 定装置	放射能観測車	可搬型ダスト・よう素サンプ ラ	可搬	可搬型放射線計測器は、屋外に保管す る放射能観測車と離れた5号機原子 炉建屋内緊急時対策所に保管するこ とで、共通要因によって同時に機能を 損なわないよう位置的分散を図る設 計とする。
		NaI シンチレーションサー ベイメータ	可搬	
		GM 汚染サーベイメータ	可搬	
(第75条) 気象観測設 備の代替測 定	気象観測設備	可搬型気象観測装置	可搬	可搬型気象観測装置は、屋外の気象観 測設備と離れた屋外の高台保管場所 に分散して保管することで、共通要因 によって同時に機能を損なわないよ う位置的分散を図る設計とする。
(第75条) 放射線量の 測定	—	可搬型モニタリングポスト	可搬	小型船舶 (海上モニタリング用) は、 予備と分散して屋外の高台保管場所 に保管することで、共通要因によつて 同時に機能を損なわないよう位置的 分散を図る設計とする。
		電離箱サーベイメータ	可搬	
		小型船舶 (海上モニタリング 用)	可搬	
(第75条) 放射性物質 濃度 (空気 中・水中・土 壌中) 及び海 上モニタリ ング	—	可搬型ダスト・よう素サンプ ラ	可搬	小型船舶 (海上モニタリング用) は、 予備と分散して屋外の高台保管場所 に保管することで、共通要因によつて 同時に機能を損なわないよう位置的 分散を図る設計とする。
		NaI シンチレーションサー ベイメータ	可搬	
		GM 汚染サーベイメータ	可搬	
		ZnS シンチレーションサー ベイメータ	可搬	
		小型船舶 (海上モニタリング 用)	可搬	

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。

*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3-4-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (11/12)

【設備区分：放射線管理施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第76条) 居住性の確保 (対策本部)	—	5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 遮蔽	常設	5号機原子炉建屋内緊急時対策所の対策本部は、中央制御室から独立した5号機原子炉建屋と一体の遮蔽並びに換気空調設備として、可搬型陽圧化空調機、陽圧化装置 (空気ポンペ)、二酸化炭素吸収装置、可搬型外気取入送風機、差圧計、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び可搬型エリアモニタを有し、換気空調設備の電源を5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備から給電できる設計とする。これらは中央制御室に対して独立性を有した設備により居住性を確保できる設計とする。 5号機原子炉建屋内緊急時対策所、対策本部の遮蔽、高気密室、可搬型陽圧化空調機、陽圧化装置 (空気ポンペ)、二酸化炭素吸収装置、可搬型外気取入送風機、差圧計、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び可搬型エリアモニタは、中央制御室とは離れた5号機原子炉建屋に保管又は設置することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
		5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 可搬型陽圧化空調機	可搬	
		5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 可搬型外気取入送風機	可搬	
		5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 陽圧化装置 (空気ポンペ)	可搬	
		5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 二酸化炭素吸収装置 【緊急時対策所】	常設	
		酸素濃度計 (対策本部) 【緊急時対策所】	可搬	
		二酸化炭素濃度計 (対策本部) 【緊急時対策所】	可搬	
		差圧計 (対策本部) 【緊急時対策所】	可搬	
		可搬型エリアモニタ (対策本部)	可搬	
		可搬型モニタリングポスト	可搬	

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3-4-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (12/12)

【設備区分：放射線管理施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第76条) 居住性の確保 (待機場 所)	—	5号機原子炉建屋内緊急時対 策所 (待機場所) 遮蔽	常設	待機場所は、中央制御室から独立した 5号機原子炉建屋及びそれと一体の 遮蔽及び室内遮蔽並びに換気空調設 備として、可搬型陽圧化空調機及び陽 圧化装置 (空気ポンペ)、差圧計、酸 素濃度計、二酸化炭素濃度計及び可搬 型エリアモニタを有し、換気空調設 備の電源を5号機原子炉建屋内緊急時 対策所用可搬型電源設備から給電で きる設計とする。これらは中央制御室 に対して独立性を有した設備により 居住性を確保できる設計とする。 5号機原子炉建屋内緊急時対策所、待 機場所の遮蔽、室内遮蔽、可搬型陽圧 化空調機、陽圧化装置 (空気ポンペ)、 差圧計、酸素濃度計、二酸化炭素濃度 計及び可搬型エリアモニタは、中央制 御室とは離れた5号機原子炉建屋に 保管又は設置することで、共通要因に よって同時に機能を損なわないよう 位置的分散を図る設計とする。
		5号機原子炉建屋内緊急時対 策所 (待機場所) 室内遮蔽	常設	
		5号機原子炉建屋内緊急時対 策所 (待機場所) 可搬型陽圧 化空調機	可搬	
		5号機原子炉建屋内緊急時対 策所 (待機場所) 陽圧化装置 (空気ポンペ)	可搬	
		酸素濃度計 (待機場所) 【緊急時対策所】	可搬	
		二酸化炭素濃度計 (待機場 所) 【緊急時対策所】	可搬	
		差圧計 (待機場所) 【緊急時対策所】	可搬	
可搬型エリアモニタ (待機場 所)	可搬			

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。

*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第 3-5-1 表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (1/12)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 64 条) 代替格納容 器スプレ イ冷却系 (常 設) による原 子炉格納容 器内の冷却	残留熱除去系 (格納容器スプレ イ冷却モード)	復水移送ポンプ	常設	代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) は, 残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) と共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 復水移送ポンプを代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により駆動できることで, 非常用所内電気設備を経由した非常用交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去系ポンプを用いた残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) に対して多様性を有する設計とする。 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) の電動弁は, ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで, 非常用交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また, 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) の電動弁は, 代替所内電気設備を経由して給電する系統において, 独立した回路で系統構成することにより, 非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。
	(サブプレッションチェンバ) (復水貯蔵槽)	復水貯蔵槽 [水源]	常設	また, 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) は, 復水貯蔵槽を水源とすることで, サプレッションチェンバを水源とする残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) に対して異なる水源を有する設計とする。 復水移送ポンプ及び復水貯蔵槽は, 廃棄物処理建屋内に設置することで, 原子炉建屋内の残留熱除去系ポンプ及びサブプレッションチェンバと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) は, 残留熱除去系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 水源から残留熱除去系配管との合流点までの系統について, 残留熱除去系に対して独立性を有する設計とする。 これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって, 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) は, 設計基準事故対処設備である残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) に対して重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。

注記*1 : 重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2 : () 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
*3 : 当該設備区分に属さない設備区分については, 【 】 内に設備区分を示す。

第 3-5-1 表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (2/12)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設)*3		
(第 64 条) 代替格納 容器スプレ イ冷却系 (可搬 型) による 原子炉格 納容器内 の冷却	残留熱除去系 (格納容器スプレ イ冷却モード)	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)	可搬	<p>代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) は、残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) 及び代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) をディーゼルエンジンにより駆動することで、電動機駆動ポンプにより構成される残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) 及び代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) に対して多様性を有する設計とする。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、非常用交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) の電動弁は、代替所内電気設備を経由して給電する系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>また、代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) は、代替淡水源を水源とすることで、サブプレッションチェンバを水源とする残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) 及び復水貯蔵槽を水源とする代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) に対して異なる水源を有する設計とする。</p> <p>可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) は、原子炉建屋及び廃棄物処理建屋から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建屋内の残留熱除去系ポンプ及び廃棄物処理建屋内の復水移送ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) は、残留熱除去系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、水源から残留熱除去系配管との合流点までの系統について、残留熱除去系に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) に対して重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。</p>

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
 *2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
 *3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第 3-5-1 表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (3/12)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 64 条) 格納容器ス プレイ冷却 系による原 子炉格納容 器内の冷却	(残留熱除去系(格納容器ス プレイ冷却モード))	残留熱除去系ポンプ	常設	—
		残留熱除去系熱交換器	常設	
	(サブプレッションチェンバ (復水貯蔵槽))	サブプレッションチェンバ[水 源]	常設	
(第 64 条) サブプレシ ョンチェン バブル水の 冷却	(残留熱除去系(サブプレシ ョンチェンバブル水冷却モー ド))	残留熱除去系ポンプ	常設	—
		残留熱除去系熱交換器	常設	
	(サブプレッションチェンバ (復水貯蔵槽))	サブプレッションチェンバ[水 源]	常設	

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。

*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3-5-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (4/12)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第65条) 格納容器圧 力逃がし装 置による原 子炉格納容 器内の減圧 及び除熱	—	フィルタ装置	常設	代替循環冷却系及び格納容器圧力逃 がし装置は、共通要因によって同時に 機能を損なわないよう、原理の異なる 冷却及び原子炉格納容器内の減圧手 段を用いることで多様性を有する設 計とする。 格納容器圧力逃がし装置は、非常用交 流電源設備に対して多様性を有する 常設代替交流電源設備又は可搬型代 替交流電源設備からの給電により駆 動できる設計とする。また、格納容器 圧力逃がし装置は、人力により排出経 路に設置される隔離弁を操作できる 設計とすることで、代替循環冷却系に 対して駆動源の多様性を有する設計 とする。 代替循環冷却系の復水移送ポンプは 廃棄物処理建屋内に、残留熱除去系熱 交換器及びサブプレッションチェンバ は原子炉建屋内に設置し、格納容器圧 力逃がし装置のフィルタ装置及びよ う素フィルタ並びにラプチャーディ スクは原子炉建屋近傍の屋外に設置 することで共通要因によって同時に 機能を損なわないよう位置的分散を 図る設計とする。 代替循環冷却系と格納容器圧力逃が し装置は、共通要因によって同時に機 能を損なわないよう、流路を分離する ことで独立性を有する設計とする。 これらの多様性及び流路の独立性並 びに位置的分散によって、代替循環冷 却系と格納容器圧力逃がし装置は、互 いに重大事故等対処設備として、可能 な限りの独立性を有する設計とする。
		よう素フィルタ	常設	
		ラプチャーディスク	常設	
		ドレン移送ポンプ	常設	
		ドレンタンク	常設	
		遠隔手動弁操作設備	常設	
		遠隔空気駆動弁操作作用ポン プ	可搬	
		可搬型窒素供給装置	可搬	
		スクラバ水 pH 制御設備	可搬	
		フィルタベント遮蔽壁 【放射線管理施設】	常設	
		配管遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
		可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)	可搬	
フィルタ装置出口放射線モニ タ 【放射線管理施設】	常設			

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定し
ていない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3-5-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (5/12)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第65条) 代替循環冷却系による 原子炉格納容器内の減 圧及び除熱	—	復水移送ポンプ	常設	代替循環冷却系及び格納容器圧力逃 がし装置は、共通要因によって同時に 機能を損なわないよう、原理の異なる 冷却及び原子炉格納容器内の減圧手 段を用いることで多様性を有する設 計とする。 代替循環冷却系は、非常用交流電源設 備に対して多様性を有する常設代替 交流電源設備又は可搬型代替交流電 源設備からの給電により駆動できる 設計とする。 代替循環冷却系に使用する代替原子 炉補機冷却系の熱交換器ユニット及 び大容量送水車 (熱交換器ユニット 用) は、格納容器圧力逃がし装置から 離れた屋外に分散して保管すること で、格納容器圧力逃がし装置と共通要 因によって同時に機能を損なわない よう位置的分散を図る設計とする。 熱交換器ユニットの接続口は、共通要 因によって接続できなくなることを 防止するため、互いに異なる複数箇所 に設置し、かつ格納容器圧力逃がし装 置との離隔を考慮した設計とする。 代替循環冷却系の復水移送ポンプは 廃棄物処理建屋内に、残留熱除去系熱 交換器及びサブプレッションチェンバ は原子炉建屋内に設置し、格納容器圧 力逃がし装置のフィルタ装置及びよ う素フィルタ並びにラプチャーディ スクは原子炉建屋近傍の屋外に設置 することで共通要因によって同時に 機能を損なわないよう位置的分散を 図る設計とする。 代替循環冷却系と格納容器圧力逃が し装置は、共通要因によって同時に機 能を損なわないよう、流路を分離す ることで独立性を有する設計とする。 これらの多様性及び流路の独立性並 びに位置的分散によって、代替循環冷 却系と格納容器圧力逃がし装置は、互 いに重大事故等対処設備として、可 能な限りの独立性を有する設計とする。
	—	残留熱除去系熱交換器	常設	
	—	熱交換器ユニット 【原子炉冷却系統施設】	可搬	
	—	大容量送水車 (熱交換器ユニ ット用) 【原子炉冷却系統施設】	可搬	
	—	代替原子炉補機冷却海水ス トレーナ 【原子炉冷却系統施設】	可搬	
	—	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)	可搬	
(サブプレッションチェンバ) (復水貯蔵槽)	サブプレッションチェンバ[水 源]	常設		

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定して
いない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第 3-5-1 表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (6/12)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 66 条) 格納容器下 部注水系(常 設)による格 納容器下部 への注水	—	復水移送ポンプ	常設	格納容器下部注水系(常設)及び格納容器下部注水系(可搬型)は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、格納容器下部注水系(常設)の復水移送ポンプを代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電による電動機駆動とし、格納容器下部注水系(可搬型)の可搬型代替注水ポンプ(A-2級)をディーゼルエンジンによる駆動とすることで、多様性を有する設計とする。 格納容器下部注水系(常設)の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、格納容器下部注水系(常設)の電動弁は、代替所内電気設備を経由して給電する系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。
	—	コリウムシールド	常設	また、格納容器下部注水系(常設)及び格納容器下部注水系(可搬型)の水源は、それぞれ復水貯蔵槽と代替淡水源とすることで、異なる水源を有する設計とする。
	—	復水貯蔵槽[水源]	常設	復水移送ポンプは、廃棄物処理建屋内に設置し、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)は廃棄物処理建屋から離れた屋外に分散して保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、格納容器下部注水系(常設)及び格納容器下部注水系(可搬型)は、互いに重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第 3-5-1 表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (7/12)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 66 条) 格納容器下部注水系 (可搬型) による 格納容器下部への注水	—	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)	可搬	格納容器下部注水系 (常設) 及び格納容器下部注水系 (可搬型) は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、格納容器下部注水系 (常設) の復水移送ポンプを代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電による電動機駆動とし、格納容器下部注水系 (可搬型) の可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) をディーゼルエンジンによる駆動とすることで、多様性を有する設計とする。 また、格納容器下部注水系 (常設) 及び格納容器下部注水系 (可搬型) の水源は、それぞれ復水貯蔵槽と代替淡水源とすることで、異なる水源を有する設計とする。 復水移送ポンプは、廃棄物処理建屋内に設置し、可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) は廃棄物処理建屋から離れた屋外に分散して保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
		コリウムシールド	常設	格納容器下部注水系 (可搬型) の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、格納容器下部注水系 (可搬型) の電動弁は、代替所内電気設備を経由して給電する系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所を設置する設計とする。 これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、格納容器下部注水系 (常設) 及び格納容器下部注水系 (可搬型) は、互いに重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第 3-5-1 表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (8/12)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 66 条) 溶融炉心の 落下遅延及 び防止	—	高压代替注水系ポンプ	常設	—
		ほう酸水注入系ポンプ	常設	
		ほう酸水注入系貯蔵タンク	常設	
		復水移送ポンプ	常設	
		可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)	可搬	
		復水貯蔵槽[水源]	常設	

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。

*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3-5-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (9/12)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第67条) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出(代替循環冷却系使用時の格納容器内の可燃性ガスの排出を含む)	可燃性ガス濃度制御系	フィルタ装置	常設	格納容器圧力逃がし装置は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備、及び常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタ並びにラブチャーディスクは原子炉建屋近傍の屋外に設置し、耐圧強化ベント系のサブプレッションチェンバは原子炉建屋内に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
		よう素フィルタ	常設	
		ラブチャーディスク	常設	
	—	フィルタ装置出口放射線モニタ 【放射線管理施設】	常設	
		フィルタ装置水素濃度 【計測制御系統施設】	常設	
		ドレン移送ポンプ	常設	
		ドレンタンク	常設	
		遠隔手動弁操作設備	常設	
		遠隔空気駆動弁操作ポンプ	可搬	
		可搬型窒素供給装置	可搬	
		スクラバ水 pH 制御設備	可搬	
		フィルタベント遮蔽壁 【放射線管理施設】	常設	
		配管遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
可搬型代替注水ポンプ (A-2級)	可搬			

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
 *2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
 *3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3-5-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (10/12)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第67条) 耐圧強化ベ ント系による 原子炉格納 容器内の水 素ガス及び 酸素ガスの 排出(代替 循環冷却系 使用時の格 納容器内の 可燃性ガス の排出を含 む)	—	可搬型窒素供給装置	可搬	耐圧強化ベント系は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備、及び常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。 耐圧強化ベント系は、同一目的の水素爆発による原子炉格納容器の損傷を防止するための設備である可燃性ガス濃度制御系と異なる方式にて水素ガス及び酸素ガスの濃度を低減することで多様性を有する設計とし、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。 格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタ並びにラプチャーディスクは原子炉建屋近傍の屋外に設置し、耐圧強化ベント系のサプレッションチェンバは原子炉建屋内に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
		サプレッションチェンバ	常設	
		耐圧強化ベント系放射線モニタ 【放射線管理施設】	常設	
		フィルタ装置水素濃度 【計測制御系統施設】	常設	
	可燃性ガス濃度制御系	遠隔手動弁操作設備	常設	
		遠隔空気駆動弁操作ポンプ	可搬	
(第68条) 静的触媒式 水素再結合 器による水 素濃度抑制	—	静的触媒式水素再結合器	常設	静的触媒式水素再結合器動作監視装置と原子炉建屋水素濃度は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、異なる計測方式とすることで多様性を有する設計とする。また、静的触媒式水素再結合器動作監視装置及び原子炉建屋水素濃度は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備からの給電により作動できる設計とする。
		静的触媒式水素再結合器動作監視装置 【計測制御系統施設】	常設	

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。

*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3-5-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (11/12)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第68条) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出(代替循環冷却系使用時の格納容器内の可燃性ガスの排出を含む)	—	フィルタ装置	常設	格納容器圧力逃がし装置は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備、及び常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。
		よう素フィルタ	常設	
		ラブチャーディスク	常設	
		フィルタ装置出口放射線モニタ 【放射線管理施設】	常設	
		フィルタ装置水素濃度 【計測制御系統施設】	常設	
		ドレン移送ポンプ	常設	
		ドレンタンク	常設	
		遠隔手動弁操作設備	常設	
		遠隔空気駆動弁操作ポンプ	可搬	
		可搬型窒素供給装置	可搬	
		スクラバ水 pH 制御設備	可搬	
		フィルタベント遮蔽壁 【放射線管理施設】	常設	
		配管遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
可搬型代替注水ポンプ (A-2級)	可搬			

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。

*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3-5-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (12/12)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第70条) 大気への放射 性物質の 拡散抑制 ※水源は海 を使用	—	大容量送水車 (原子炉建屋放 水設備用) 【核燃料物質の取扱施設及 び貯蔵施設と兼用】	可搬	原子炉建屋放水設備である大容量送 水車 (原子炉建屋放水設備用) 及び放 水砲は, 原子炉建屋, タービン建屋及 び廃棄物処理建屋から離れた屋外に 保管する。
		放水砲 【核燃料物質の取扱施設及 び貯蔵施設と兼用】	可搬	
(第70条) 海洋への放 射性物質の 拡散抑制	—	放射性物質吸着材 【核燃料物質の取扱施設及 び貯蔵施設と兼用】	可搬	海洋拡散抑制設備である放射性物質 吸着材, 汚濁防止膜及び小型船舶 (汚 濁防止膜設置用) は, 原子炉建屋, タ ービン建屋及び廃棄物処理建屋から 離れた屋外に保管する。
		汚濁防止膜 【核燃料物質の取扱施設及 び貯蔵施設と兼用】	可搬	
		小型船舶 (汚濁防止膜設置 用) 【核燃料物質の取扱施設及 び貯蔵施設と兼用】	可搬	
(第70条) 航空機燃料 火災への泡 消火 ※水源は海 を使用	—	大容量送水車 (原子炉建屋放 水設備用)	可搬	原子炉建屋放水設備である大容量送 水車 (原子炉建屋放水設備用), 放水 砲, 泡原液混合装置及び泡原液搬送車 は, 原子炉建屋, タービン建屋及び廃 棄物処理建屋から離れた屋外に保管 する。
		放水砲	可搬	
		泡原液搬送車	可搬	
		泡原液混合装置	可搬	
(第74条) 被ばく線量 の低減	—	非常用ガス処理系排風機	常設	非常用ガス処理系は, 非常用交流電源 設備に対して多様性を有する常設代 替交流電源設備からの給電により駆 動できる設計とする。
		燃料取替床ブローアウトパ ネル閉止装置	常設	
(一) 重大事故等 時に対処す るための流 路, 注水先, 注入先, 排出 元等	(原子炉压力容器)	原子炉压力容器 【原子炉冷却系統施設及び 計測制御系統施設と兼用】	常設	—
	(原子炉格納容器)	原子炉格納容器 【原子炉冷却系統施設と兼 用】	常設	
	(使用済燃料貯蔵プール)	使用済燃料貯蔵プール 【核燃料物質の取扱施設及 び貯蔵施設】	常設	
	—	原子炉建屋原子炉区域	常設	

注記*1 : 重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2 : () 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定し
ていない。
*3 : 当該設備区分に属さない設備区分については, 【 】内に設備区分を示す。

第 3-6-1 表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (1/7)

【設備区分：非常用電源設備】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 61 条) 可搬型直流 電源設備に よる減圧	非常用直流電源設備	電源車	可搬	可搬型直流電源設備は、非常用直流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、電源車の冷却方式を空冷とすることで、冷却方式が水冷である非常用ディーゼル発電機から給電する非常用直流電源設備に対して多様性を有する設計とする。また、AM 用直流 125V 充電器により交流電力を直流に変換できることで、蓄電池 (非常用) を用いる非常用直流電源設備に対して多様性を有する設計とする。 可搬型直流電源設備の電源車、AM 用直流 125V 充電器及びタンクローリ (4kL) は、屋外の原子炉建屋から離れた場所及び原子炉建屋内に設置又は保管することで、原子炉建屋内の非常用ディーゼル発電機並びに燃料デイトンク、原子炉建屋近傍の燃料移送ポンプ及びコントロール建屋内の充電器と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。 可搬型直流電源設備は、電源車から直流母線までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用ディーゼル発電機から直流母線までの系統に対して、独立性を有する設計とする。 これらの多様性及び位置的分散並びに電路の独立性によって、可搬型直流電源設備は非常用直流電源設備に対して独立性を有する設計とする。 可搬型直流電源設備の電源車の接続箇所は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。
		AM 用直流 125V 充電器	常設	
		軽油タンク	常設	
		タンクローリ (4kL)	可搬	
		直流 125V 蓄電池 6A 直流 125V 蓄電池 6A-2 直流 125V 蓄電池 6B	AM 用切替装置 (SRV)	

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第 3-6-1 表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (2/7)

【設備区分：非常用電源設備】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 61 条) 逃がし安全 弁用可搬型 蓄電池によ る減圧	直流 125V 蓄電池 6A 直流 125V 蓄電池 6A-2 直流 125V 蓄電池 6B	逃がし安全弁用可搬型蓄電 池	可搬	逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、共通 要因によって同時に機能を損なわな いよう、蓄電池 (非常用) 及び AM 用 直流 125V 蓄電池に対して異なる種類 の蓄電池を用いることで多様性を有 する設計とする。 逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、原子 炉建屋内の原子炉区域外及びコント ロール建屋と異なる区画の原子炉建 屋内の原子炉区域外に分散して保管 することで、コントロール建屋の蓄電 池 (非常用) 及び原子炉建屋内の原子 炉区域外の AM 用直流 125V 蓄電池と共 通要因によって同時に機能を損なわ ないよう位置的分散を図る設計とす る。
		逃がし安全弁用可搬型蓄電 池 (予備)		
(第 72 条) 常設代替交 流電源設備 による給電	非常用交流電源設備	第一ガスタービン発電機	常設	常設代替交流電源設備は、非常用交流 電源設備と共通要因によって同時に 機能を損なわないよう、第一ガスタ ービン発電機をガスタービンにより駆 動することで、ディーゼルエンジンに より駆動する非常用ディーゼル発電 機を用いる非常用交流電源設備に対 して多様性を有する設計とする。 常設代替交流電源設備の第一ガスタ ービン発電機、タンクローリ (16kL)、 第一ガスタービン発電機用燃料タン ク及び第一ガスタービン発電機用燃 料移送ポンプは、原子炉建屋から離れ た屋外に設置又は保管することで、原 子炉建屋内の非常用ディーゼル発電 機並びに燃料ディタンク及び原子炉 建屋近傍の燃料移送ポンプと共通要 因によって同時に機能を損なわな いよう、位置的分散を図る設計とする。 常設代替交流電源設備は、第一ガスタ ービン発電機から非常用高圧母線ま での系統において、独立した電路で系 統構成することにより、非常用ディー ゼル発電機から非常用高圧母線ま での系統に対して、独立性を有する設 計とする。 これらの多様性及び位置的分散並び に電路の独立性によって、常設代替交 流電源設備は非常用交流電源設備に 対して独立性を有する設計とする。
		軽油タンク	常設	
		タンクローリ (16kL)	可搬	
		第一ガスタービン発電機用 燃料タンク	常設	
		第一ガスタービン発電機用 燃料移送ポンプ	常設	

注記*1 : 重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2 : () 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定して
いない。
*3 : 当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第 3-6-1 表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (3/7)

【設備区分：非常用電源設備】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 72 条) 可搬型代替 交流電源設 備による給 電	非常用交流電源設備	電源車	可搬	可搬型代替交流電源設備は、非常用交 流電源設備と共通要因によって同時 に機能を損なわないよう、電源車の冷 却方式を空冷とすることで、冷却方式 が水冷である非常用ディーゼル発電 機を用いる非常用交流電源設備に対 して多様性を有する設計とする。ま た、可搬型代替交流電源設備は、常 設代替交流電源設備と共通要因によ って同時に機能を損なわないよう、電 源車をディーゼルエンジンにより駆動 することで、ガスタービンにより駆動 する第一ガスタービン発電機を用い る常設代替交流電源設備に対して多 様性を有する設計とする。 可搬型代替交流電源設備の電源車及 びタンクローリ (4kL) は、屋外の原 子炉建屋から離れた場所に保管する ことで、原子炉建屋内の非常用ディー ゼル発電機並びに燃料ディタンク及 び原子炉建屋近傍の燃料移送ポンプ と共通要因によって同時に機能を損 なわないよう、位置的分散を図る設計 とする。また、可搬型代替交流電源設 備の電源車及びタンクローリ (4kL) は、屋外のタービン建屋近傍の第一ガ スタービン発電機、第一ガスタービン 発電機用燃料タンク及び第一ガスタ ービン発電機用燃料移送ポンプから 離れた場所に保管することで、共通要 因によって同時に機能を損なわない よう、位置的分散を図る設計とする。 可搬型代替交流電源設備は、電源車か ら非常用高圧母線までの系統におい て、独立した電路で系統構成すること により、非常用ディーゼル発電機から 非常用高圧母線までの系統に対して、 独立性を有する設計とする。 これらの多様性及び位置的分散並び に電路の独立性によって、可搬型代替 交流電源設備は非常用交流電源設備 に対して独立性を有する設計とする。 可搬型代替交流電源設備の電源車の 接続箇所は、共通要因によって接続で きなくなることを防止するため、位置 的分散を図った複数箇所に設置する 設計とする。
		軽油タンク	常設	
		タンクローリ (4kL)	可搬	
(第 72 条) 可搬型代替 交流電源設 備による代 替原子炉補 機冷却系へ の給電	非常用交流電源設備	電源車	可搬	

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定し
ていない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第 3-6-1 表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (4/7)

【設備区分：非常用電源設備】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 72 条) 号炉間電力 融通ケーブルによる給 電	非常用所内電気設備	号炉間電力融通ケーブル (常 設)	常設	号炉間電力融通電気設備の号炉間電 力融通ケーブル (常設) は、コント ロール建屋内に設置することで、原子炉 建屋内の非常用ディーゼル発電機と 共通要因によって同時に機能を損な われないよう位置的分散を図る設計と する。
		号炉間電力融通ケーブル (可 搬型)	可搬	号炉間電力融通電気設備の号炉間電 力融通ケーブル (可搬型) は、原子炉 建屋及びコントロール建屋から離れた 屋外に保管することで、原子炉建屋 内の非常用ディーゼル発電機及びコ ントロール建屋内の号炉間電力融通 ケーブル (常設) と共通要因によって 同時に機能を損なわれないよう、位置 的分散を図る設計とする。
(第 72 条) 所内蓄電式 直流電源設 備による給 電	非常用直流電源設備 (B 系、C 系及び D 系)	直流 125V 蓄電池 6A	常設	所内蓄電式直流電源設備は、コント ロール建屋内の非常用直流電源設備 4 系統のうち 3 系統と異なる区画及び 原子炉建屋内に設置することで、非常 用直流電源設備と共通要因によって 同時に機能を損なわれないよう位置 的分散を図る設計とする。 所内蓄電式直流電源設備は、蓄電池及 び充電器から直流母線までの系統に おいて、独立した回路で系統構成す ることにより、非常用直流電源設備 4 系統のうち 3 系統の蓄電池及び充電 器から直流母線までの系統に対して、 独立性を有する設計とする。 これらの位置的分散及び電路の独立 性によって、所内蓄電式直流電源設 備は非常用直流電源設備 4 系統のうち 3 系統に対して独立性を有する設計と する。
		直流 125V 蓄電池 6A-2	常設	
		AM 用直流 125V 蓄電池	常設	
		直流 125V 充電器 6A	常設	
		直流 125V 充電器 6A-2	常設	
		AM 用直流 125V 充電器	常設	
(第 72 条) 常設代替直 流電源設 備による給 電	非常用直流電源設備	AM 用直流 125V 蓄電池	常設	常設代替直流電源設備は、原子炉建 屋内に設置することで、コントロール 建屋内の非常用直流電源設備と共通 要因によって同時に機能を損なわな いよう位置的分散を図る設計とする。 常設代替直流電源設備は、蓄電池及 び充電器から直流母線までの系統に おいて、独立した回路で系統構成す ることにより、非常用直流電源設備の蓄 電池及び充電器から直流母線までの 系統に対して、独立性を有する設計と する。これらの位置的分散及び電路の 独立性によって、常設代替直流電源 設備は非常用直流電源設備に対して 独立性を有する設計とする。
		AM 用直流 125V 充電器	常設	

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定して
いない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第 3-6-1 表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (5/7)

【設備区分：非常用電源設備】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 72 条) 可搬型直流 電源設備に よる給電	非常用直流電源設備	電源車	可搬	可搬型直流電源設備は、非常用直流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、電源車の冷却方式を空冷とすることで、冷却方式が水冷である非常用ディーゼル発電機から給電する非常用直流電源設備に対して多様性を有する設計とする。また、AM 用直流 125V 充電器により交流電力を直流に変換できることで、蓄電池 (非常用) を用いる非常用直流電源設備に対して多様性を有する設計とする。
		AM 用直流 125V 充電器	常設	可搬型直流電源設備の電源車、AM 用直流 125V 充電器及びタンクローリ (4kL) は、屋外の原子炉建屋から離れた場所及び原子炉建屋内に設置又は保管することで、原子炉建屋内の非常用ディーゼル発電機並びに燃料デイトンク、原子炉建屋近傍の燃料移送ポンプ及びピントロール建屋内の充電器と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。
		軽油タンク	常設	可搬型直流電源設備は、電源車から直流母線までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用ディーゼル発電機から直流母線までの系統に対して、独立性を有する設計とする。
		タンクローリ (4kL)	可搬	これらの多様性及び位置的分散並びに電路の独立性によって、可搬型直流電源設備は非常用直流電源設備に対して独立性を有する設計とする。可搬型直流電源設備の電源車の接続箇所は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。

注記*1 : 重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
 *2 : () 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
 *3 : 当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第 3-6-1 表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (6/7)

【設備区分：非常用電源設備】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 72 条) 代替所内電 源設備による給電	非常用所内電気設備	緊急用断路器	常設	代替所内電気設備の緊急用断路器, 緊急用電源切替箱断路器, 緊急用電源切替箱接続装置, AM 用動力変圧器, AM 用 MCC 及び AM 用操作盤は, 非常用所内電気設備と異なる区画に設置することで, 非常用所内電気設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。代替所内電気設備は, 独立した回路で系統構成することにより, 非常用所内電気設備に対して, 独立性を有する設計とする。 これらの位置的分散及び回路の独立性によって, 代替所内電気設備は非常用所内電気設備に対して独立性を有する設計とする。
		緊急用電源切替箱断路器	常設	
		緊急用電源切替箱接続装置	常設	
		AM 用動力変圧器	常設	
		AM 用 MCC	常設	
		AM 用操作盤	常設	
	非常用所内電気設備 (E 系)	AM 用切替盤	常設	
		メタルクラッド開閉装置 6C メタルクラッド開閉装置 6D	常設 常設	
(第 72 条) 非常用交流 電源設備	(非常用ディーゼル発電機)	非常用ディーゼル発電機	常設	—
	(燃料移送ポンプ)	燃料移送ポンプ	常設	
	(軽油タンク)	軽油タンク	常設	
	(燃料ディタンク)	燃料ディタンク	常設	
(第 72 条) 非常用直流 電源設備	直流 125V 蓄電池 6B, 直流 125V 蓄電池 6C, 直流 125V 蓄電池 6D	直流 125V 蓄電池 6A	常設	—
		直流 125V 蓄電池 6A-2	常設	
	(直流 125V 蓄電池 6B)	直流 125V 蓄電池 6B	常設	
	(直流 125V 蓄電池 6C)	直流 125V 蓄電池 6C	常設	
	(直流 125V 蓄電池 6D)	直流 125V 蓄電池 6D	常設	
	直流 125V 充電器 6B, 直流 125V 充電器 6C, 直流 125V 充電器 6D	直流 125V 充電器 6A	常設	
		直流 125V 充電器 6A-2	常設	
	(直流 125V 充電器 6B)	直流 125V 充電器 6B	常設	
	(直流 125V 充電器 6C)	直流 125V 充電器 6C	常設	
	(直流 125V 充電器 6D)	直流 125V 充電器 6D	常設	

注記*1 : 重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2 : () 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
*3 : 当該設備区分に属さない設備区分については, 【 】内に設備区分を示す。

第3-6-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (7/7)

【設備区分：非常用電源設備】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第72条) 燃料補給設 備	(軽油タンク)	軽油タンク 【補機駆動用燃料設備と兼 用】	常設	燃料補給設備のタンクローリ (4kL) は、原子炉建屋近傍の燃料移送ポン プから離れた屋外に分散して保管す ることで、燃料移送ポンプと共通要 因によって同時に機能を損なわな いよう位置的分散を図る設計とし る。 軽油タンクは、屋外に分散して設 置することで、共通要因によって同 時に機能を損なわないう位置的分 散を図る設計とする。
		タンクローリ (4kL) 【補機駆動用燃料設備と兼 用】	可搬	
(第75条) モニタリ ングポスト の代替交流 電源からの 給電	—	モニタリングポスト用発電 機	常設	モニタリングポスト用発電機は、常 用所内電源設備と離れた屋外のモニ タリングポスト2, 5, 8周辺エリア に設置することで、共通要因によっ て同時に機能が損なわれないよう 位置的分散を図る設計とする。
(第76条) 電源の確保 (5号機原子 炉建屋内緊 急時対策所)	非常用所内電源設備	5号機原子炉建屋内緊急時対 策所用可搬型電源設備	可搬	5号機原子炉建屋内緊急時対策所用 可搬型電源設備は、6号及び7号機 原子炉建屋内に設置する非常用交流 電源設備とは離れた建屋の屋外に保 管することで共通要因によって同時 に機能を損なわないう、位置的分散 を図る設計とする。 5号機原子炉建屋内緊急時対策所用 可搬型電源設備は、中央制御室の電 源である非常用交流電源設備と共通 要因によって同時に機能を損なわな いよう、電源の冷却方式を空冷式と することで多様性を有する設計とし る。 5号機原子炉建屋内緊急時対策所用 可搬型電源設備は、1台で5号機原 子炉建屋内緊急時対策所に給電する ために必要な容量を有するものを、 燃料補給時の切替えを考慮して、2 台を1セットとして使用することに 加え、予備を3台保管することで、 多重性を有する設計とする。
		可搬ケーブル	可搬	
		5号機原子炉建屋内緊急時対 策所用主母線盤	常設	
		5号機原子炉建屋内緊急時対 策所用交流110V分電盤	常設	
	(軽油タンク)	軽油タンク	常設	
		タンクローリ (4kL)	可搬	

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第 3-6-2 表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (1/1)

【設備区分：補機駆動用燃料設備】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 72 条) 燃料補給設 備	(軽油タンク)	軽油タンク 【非常用電源設備と兼用】	常設	燃料補給設備のタンクローリ (4kL) は、原子炉建屋近傍の燃料移送ポンプ から離れた屋外に分散して保管する ことで、燃料移送ポンプと共通要因に よって同時に機能を損なわないよう 位置的分散を図る設計とする。 軽油タンクは、屋外に分散して設置す ることで、共通要因によって同時に機 能を損なわないよう位置的分散を図 る設計とする。
		タンクローリ (4kL) 【非常用電源設備と兼用】	可搬	

- 注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定して
いない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第 3-6-3 表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (1/1)

【設備区分：非常用取水設備】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等 ^{*1,*2}	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) ^{*3}		
(一) 非常用取水 設備	(海水貯留堰)	海水貯留堰	常設	—
	(スクリーン室)	スクリーン室	常設	
	(取水路)	取水路	常設	
	(補機冷却用海水取水路)	補機冷却用海水取水路	常設	
	(補機冷却用海水取水槽)	補機冷却用海水取水槽	常設	

- 注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
 *2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
 *3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第 3-6-4 表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (1/4)

【設備区分：緊急時対策所】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 76 条) 居住性の確保 (対策本部)	—	5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 遮蔽 【放射線管理施設】	常設	5号機原子炉建屋内緊急時対策所の対策本部は、中央制御室から独立した5号機原子炉建屋と一体の遮蔽並びに換気空調設備として、可搬型陽圧化空調機、陽圧化装置 (空気ポンペ)、二酸化炭素吸収装置、可搬型外気取入送風機、差圧計、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び可搬型エリアモニタを有し、換気空調設備の電源を5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備から給電できる設計とする。これらは中央制御室に対して独立性を有した設備により居住性を確保できる設計とする。 5号機原子炉建屋内緊急時対策所、対策本部の遮蔽、高気密室、可搬型陽圧化空調機、陽圧化装置 (空気ポンペ)、二酸化炭素吸収装置、可搬型外気取入送風機、差圧計、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び可搬型エリアモニタは、中央制御室とは離れた5号機原子炉建屋に保管又は設置することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
		5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 可搬型陽圧化空調機 【放射線管理施設】	可搬	
		5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 可搬型外気取入送風機 【放射線管理施設】	可搬	
		5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 陽圧化装置 (空気ポンペ) 【放射線管理施設】	可搬	
		5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 二酸化炭素吸収装置	常設	
		酸素濃度計 (対策本部)	可搬	
		二酸化炭素濃度計 (対策本部)	可搬	
		差圧計 (対策本部)	可搬	
		可搬型エリアモニタ (対策本部) 【放射線管理施設】	可搬	
		可搬型モニタリングポスト 【放射線管理施設】	可搬	

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第 3-6-4 表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (2/4)

【設備区分：緊急時対策所】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設)*3		
(第 76 条) 居住性の確保 (待機場所)	—	5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (待機場所) 遮蔽 【放射線管理施設】	常設	待機場所は、中央制御室から独立した5号機原子炉建屋及びそれと一体の遮蔽及び室内遮蔽並びに換気空調設備として、可搬型陽圧化空調機及び陽圧化装置 (空気ポンペ)、差圧計、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び可搬型エリアモニタを有し、換気空調設備の電源を5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備から給電できる設計とする。これらは中央制御室に対して独立性を有した設備により居住性を確保できる設計とする。 5号機原子炉建屋内緊急時対策所、待機場所の遮蔽、室内遮蔽、可搬型陽圧化空調機、陽圧化装置 (空気ポンペ)、差圧計、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び可搬型エリアモニタは、中央制御室とは離れた5号機原子炉建屋に保管又は設置することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
		5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (待機場所) 室内遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
		5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (待機場所) 可搬型陽圧化空調機 【放射線管理施設】	可搬	
		5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (待機場所) 陽圧化装置 (空気ポンペ) 【放射線管理施設】	可搬	
		酸素濃度計 (待機場所)	可搬	
		二酸化炭素濃度計 (待機場所)	可搬	
		差圧計 (待機場所)	可搬	
		可搬型エリアモニタ (待機場所) 【放射線管理施設】	可搬	
(第 76 条) 必要な情報の把握	—	安全パラメータ表示システム (SPDS)	常設	コントロール建屋及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所内に設置する安全パラメータ表示システム (SPDS) の電源は、常設代替交流電源設備若しくは可搬型代替交流電源設備及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの給電により使用することで、非常用交流電源設備に対して多様性を有する設計とする。

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第 3-6-4 表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (3/4)

【設備区分：緊急時対策所】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 76 条) 通信連絡 (5 号機原子炉 建屋内緊急 時対策所)	送受話器 電力保安通信用電話設備	無線連絡設備 (常設)	常設	無線連絡設備のうち無線連絡設備 (常設) 及び衛星電話設備のうち衛星電話設備 (常設) の電源は、送受話器及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、常設代替交流電源設備若しくは可搬型代替交流電源設備及び 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの給電により使用することで、非常用交流電源設備及び充電器 (蓄電池) からの給電により使用する送受話器及び電力保安通信用電話設備に対して多様性を有する設計とする。また、無線連絡設備 (常設) 及び衛星電話設備 (常設) は、中央制御室及び 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所内に設置することで、送受話器及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 携帯型音声呼出電話設備の電源は、送受話器及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、乾電池等を使用することで、非常用交流電源設備及び充電器 (蓄電池) からの給電により使用する送受話器及び電力保安通信用電話設備に対して多様性を有する設計とする。また、携帯型音声呼出電話設備は、中央制御室及び 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所内に保管することで、送受話器及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 5 号機屋外緊急連絡用インターフォン (インターフォン) の電源は、送受話器及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、5 号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの給電により使用することで、非常用交流電源設備及び充電器 (蓄電池) からの給電により使用する送受話器及び電力保安通信用電話設備に対して多様性を有する設計とする。また、5 号機屋外緊急連絡用インターフォン (インターフォン) は、5 号機原子炉建屋屋外、5 号機原子炉建屋内緊急時対策所内及び 5 号機中央制御室内に設置することで、送受話器及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
		無線連絡設備 (可搬型)	可搬	
		携帯型音声呼出電話設備	可搬	
		衛星電話設備 (常設)	常設	
		衛星電話設備 (可搬型)	可搬	
		統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備 (テレビ会議システム、IP-電話機及び IP-FAX)	常設	

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第 3-6-4 表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び位置的分散を考慮する対象設備 (4/4)

【設備区分：緊急時対策所】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	多重性又は多様性及び位置的分散の 考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1,*2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第 76 条) 通信連絡 (5 号機原子炉 建屋内緊急 時対策所) (つづき)	送受話器 電力保安通信用電話設備	5号機屋外緊急連絡用インタ ーフォン (インターフォン)	常設	無線連絡設備のうち無線連絡設備(可搬型)及び衛星電話設備のうち衛星電話設備(可搬型)の電源は、送受話器及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、充電式電池を使用することで、非常用交流電源設備及び充電器(蓄電池)からの給電により使用する送受話器及び電力保安通信用電話設備に対して多様性を有する設計とする。また、無線連絡設備(可搬型)及び衛星電話設備(可搬型)は、5号機原子炉建屋内緊急時対策所内に保管することで、送受話器及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 無線連絡設備、衛星電話設備、携帯型音声呼出電話設備及び5号機屋外緊急連絡用インターフォン(インターフォン)は、異なる通信方式を使用し、共通要因によって同時に機能を損なわないよう多様性を有する設計とする。 5号機原子炉建屋内緊急時対策所内に設置する統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備(テレビ会議システム、IP-電話機及びIP-FAX)の電源は、テレビ会議システム、専用電話設備及び衛星電話設備(社内向)と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの給電により使用することで、非常用交流電源設備及び乾電池からの給電により使用するテレビ会議システム、専用電話設備及び衛星電話設備(社内向)に対して多様性を有する設計とする。

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第 3-7-1 表 単一設計における主要解析条件（中央制御室換気空調系）

項目	評価条件
想定事故	原子炉冷却材喪失（仮想事故）
よう素除去効率	0～15分：0%（通常運転状態） 15分～24時間：90%（再循環） 24時間～30日：0%（再循環フィルタ機能喪失）
実効放出継続時間	よう素：340時間 希ガス：110時間
環境に放出された放射性物質の 大気拡散条件	中央制御室 $\chi/Q[s/m^3]$ （よう素）： 1.5×10^{-4} $\chi/Q[s/m^3]$ （希ガス）： 1.8×10^{-4} $D/Q[Gy/Bq]$ ： 1.4×10^{-18} 入退域時 $\chi/Q[s/m^3]$ ： 7.6×10^{-5} $D/Q[Gy/Bq]$ ： 8.1×10^{-19} （気象データは設計基準事故時被ばくと同様（1985年10月～1986年9月））
呼吸率	1.2[m ³ /h] （成人活動時の呼吸率）
外気インリーク量	0.5[回/h] （2010年3月16日～17日に実施した中央制御室空気流入率測定試験結果0.3[回/h]に余裕をみた値）
外気取込量	0～15分：10,000[m ³ /h] （2プラント通常運転状態） 15分～30日：500[m ³ /h]（少量取込）
空間容積	20,800[m ³]（6号機及び7号機中央制御室全体）
運転員勤務形態	5直2交代

第 3-7-2 表 中央制御室換気空調系故障時の影響評価結果

項目	影響評価結果
実効線量	約 19mSv
判断基準（実効線量）	≦100mSv

第 3-7-3 表 単一設計における主要解析条件 (非常用ガス処理系) (原子炉冷却材喪失)

項目	評価条件*
想定事故	原子炉冷却材喪失
原子炉建屋からの換気率	0～24 時間 : 0.5 回/d (非常用ガス処理系) 24 時間以降 : 0.5 回/d (建屋漏えい)
よう素除去効率	0～24 時間 : 99.99% (非常用ガス処理系) 24 時間以降 : 0% (—)
実効放出継続時間	0～24 時間 (非常用ガス処理系の排気口放出) 相対濃度 $\chi/Q[s/m^3]$: 10 時間 相対線量 $D/Q[Gy/Bq]$: 10 時間 24 時間以降 (地上放散) 相対濃度 $\chi/Q[s/m^3]$: 350 時間 相対線量 $D/Q[Gy/Bq]$: 200 時間
環境に放出された放射性物質 の大気拡散条件 (気象データは変更なし : 1985 年 10 月～1986 年 9 月)	0～24 時間 (非常用ガス処理系の排気口放出) $\chi/Q[s/m^3]$: 2.5×10^{-6} $D/Q[Gy/Bq]$: 1.0×10^{-19} 24 時間以降 (地上放散) $\chi/Q[s/m^3]$: 7.2×10^{-6} $D/Q[Gy/Bq]$: 1.1×10^{-19}

注記* : 評価条件の中で原子炉設置変更許可申請書添付書類十「3.4.4 原子炉冷却材喪失」から変更したもののみを示す。

第 3-7-4 表 単一設計における主要解析条件 (非常用ガス処理系) (燃料集合体の落下)

項目	評価条件*
想定事故	燃料集合体の落下
原子炉建屋からの換気率	0～24 時間：0.5 回/d (非常用ガス処理系) 24 時間以降：0.5 回/d (建屋漏えい)
よう素除去効率	0～24 時間：99.99% (非常用ガス処理系) 24 時間以降：0% (－)
実効放出継続時間	0～24 時間 (非常用ガス処理系の排気口放出) 相対濃度 $\chi/Q[s/m^3]$ ：10 時間 相対線量 $D/Q[Gy/Bq]$ ：10 時間 24 時間以降 (地上放散) 相対濃度 $\chi/Q[s/m^3]$ ：40 時間 相対線量 $D/Q[Gy/Bq]$ ：30 時間
環境に放出された放射性物質 の大気拡散条件 (気象データは変更なし：1985 年 10 月～1986 年 9 月)	0～24 時間 (非常用ガス処理系の排気口放出) $\chi/Q[s/m^3]$ ： 2.5×10^{-6} $D/Q[Gy/Bq]$ ： 1.0×10^{-19} 24 時間以降 (地上放散) $\chi/Q[s/m^3]$ ： 1.3×10^{-5} $D/Q[Gy/Bq]$ ： 2.5×10^{-19}
呼吸率	5.16[m ³ /d]

注記* : 評価条件の中で原子炉設置変更許可申請書添付書類十「3.4.3 燃料集合体の落下」から変更したもののみを示す。

第 3-7-5 表 非常用ガス処理系故障時の影響評価結果（原子炉冷却材喪失）

項目	影響評価結果
実効線量	約 4.3×10^{-3} mSv
判断基準（実効線量）	≤ 5 mSv

第 3-7-6 表 非常用ガス処理系故障時の影響評価結果（燃料集合体の落下）

項目	影響評価結果
実効線量	約 4.0×10^{-1} mSv
判断基準（実効線量）	≤ 5 mSv

第3-7-7表 単一設計における主要解析条件（原子炉格納容器スプレイ管）

項目	評価条件*
想定事故	原子炉冷却材喪失
分配係数	1

注記* : 評価条件の中で原子炉設置変更許可申請書添付書類「3.4.4 原子炉冷却材喪失」から変更したもののみを示す。

第3-7-8表 原子炉格納容器スプレイ管故障時の影響評価結果

項目	影響評価結果
実効線量	約 1.6×10^{-5} mSv
判断基準（実効線量）	≤ 5 mSv

VI-1-1-7-別添 1 可搬型重大事故等対処設備の保管場所
及びアクセスルート

目 次

1.	はじめに	1
2.	保管場所	2
2.1	保管場所の基本方針	2
2.2	保管場所の影響評価	4
2.3	保管場所の評価方法及び結果	10
2.3.1	周辺構造物の倒壊及び周辺タンク等の損壊	10
2.3.2	周辺斜面の崩壊及び敷地下斜面のすべり	13
2.3.3	液状化及び揺すり込みによる不等沈下・傾斜，液状化に伴う浮上り	21
2.3.4	地盤支持力の不足	29
2.3.5	地中埋設構造物の損壊	32
2.3.6	淡水貯水池の堰堤及び送水配管の損壊	33
3.	屋外アクセスルート	35
3.1	屋外アクセスルートの基本方針	35
3.2	屋外アクセスルートの影響評価	36
3.3	屋外アクセスルートの評価方法及び結果	40
3.3.1	周辺構造物の倒壊及び周辺タンク等の損壊	40
3.3.2	周辺斜面の崩壊及び道路面のすべり	61
3.3.3	液状化及び揺すり込みによる不等沈下，側方流動及び液状化に伴う浮上り	70
3.3.4	地中埋設構造物の損壊	92
3.3.5	淡水貯水池の堰堤及び送水配管の損壊	97
3.3.6	仮復旧時間の評価	99
4.	屋内アクセスルート	110
4.1	屋内アクセスルートの基本方針	110
4.2	屋内アクセスルートの影響評価	111
4.3	屋内アクセスルートの評価方法及び結果	113
4.3.1	地震随伴火災	122
4.3.2	地震随伴溢水	127
	別紙 1 計算機プログラム（解析コード）の概要	
	別紙 2 計算機プログラム（解析コード）の概要	
	別紙 3 計算機プログラム（解析コード）の概要	
	別紙 4 計算機プログラム（解析コード）の概要	

1. はじめに

可搬型重大事故等対処設備の保管場所及び保管場所から設置場所，接続場所まで運搬するための経路並びに他の設備の被害状況を把握するための経路（以下「アクセスルート」という。）について，設計上考慮する事項（被害要因の影響評価）を本資料にて説明する。

2. 保管場所

2.1 保管場所の基本方針

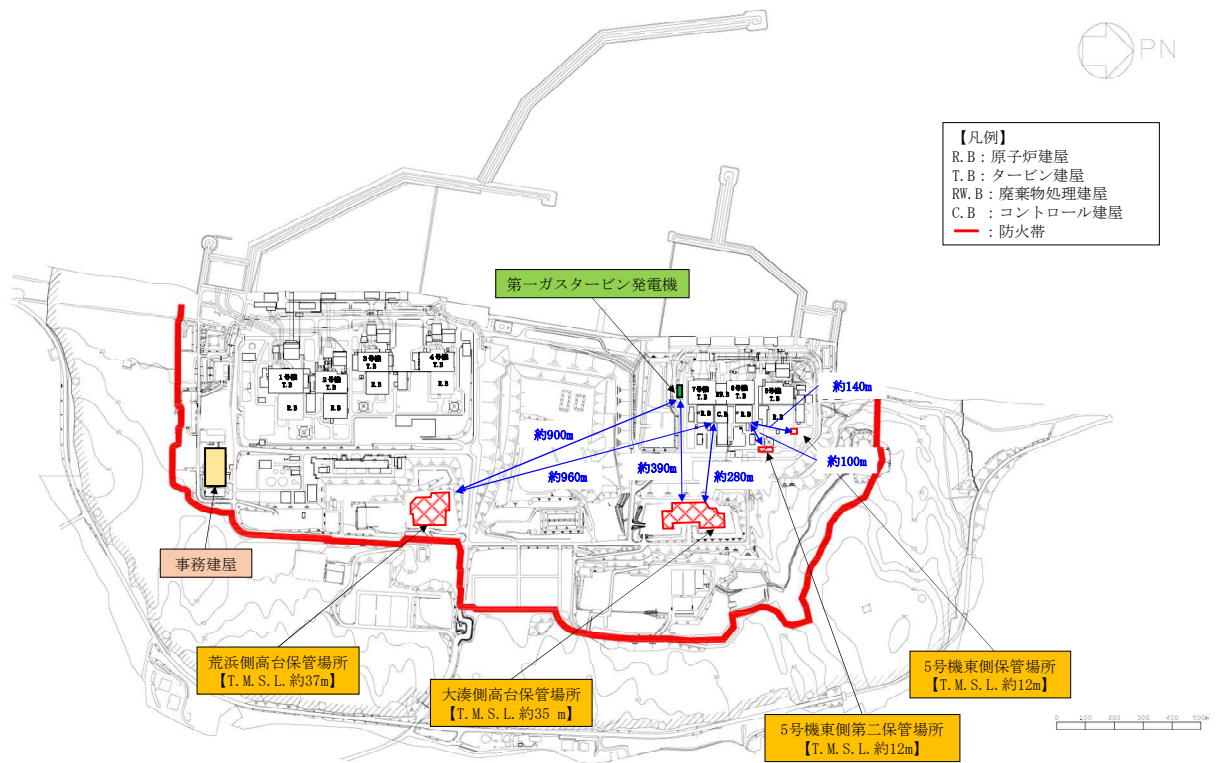
自然現象に対して、地震、津波、風（台風）、竜巻、低温（凍結）、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響及び生物学的事象を考慮し、外部人為事象に対して、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを考慮した上で、原子炉建屋等、常設重大事故等対処設備及び設計基準対象施設から十分な離隔を確保した分散した保管場所（荒浜側高台保管場所、大湊側高台保管場所、5号機東側保管場所、5号機東側第二保管場所）を設定する。

なお、屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋外から水・電力を供給する電源車、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）等は、必要な容量を有する設備を2セット、また、屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋外から水・電力を供給する電源車、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）等以外の設備は、必要となる容量を有する1セットを以下の事項を考慮した位置に保管する。

上記を受けた保管場所設定の考え方を以下に示す。

- ・自然現象に対して、地震、津波、風（台風）、竜巻、低温（凍結）、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響及び生物学的事象を考慮し、外部人為事象に対して、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害を考慮し、設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り、複数箇所に分散して保管する。
- ・故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対して、原子炉建屋等から100m以上の離隔距離を確保するとともに、可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する屋外の設計基準対象施設及び常設重大事故等対処設備から100m以上の離隔距離を確保したうえで、複数箇所に分散して保管する。
- ・基準地震動 S_s による被害（周辺建造物の倒壊、周辺タンク等の損壊、周辺斜面の崩壊、敷地下斜面のすべり、液状化及び揺すり込みによる不等沈下・傾斜、液状化に伴う浮上り、地盤支持力の不足、地中埋設建造物の損壊、淡水貯水池の堰堤及び送水配管の損壊）の影響を受けない場所とする。
- ・可搬型重大事故等対処設備のうち、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップとする予備は、上記の考え方に基づいて設定された複数の保管場所に分散して保管する。

保管場所の配置、標高及び離隔距離等を図2-1に示す。



保管場所名	保管場所 標高	第一ガスタービン 発電機からの離隔 距離*1	原子炉建屋等からの 最短離隔距離*2	地盤の種類
荒浜側高台 保管場所	T. M. S. L. 約 37m	約 900m	コントロール建屋から 約 960m	砂質地盤
大湊側高台 保管場所	T. M. S. L. 約 35m	約 390m	コントロール建屋から 約 280m	砂質地盤
5号機東側 保管場所	T. M. S. L. 約 12m	—*3	原子炉建屋から 約 140m	砂質地盤
5号機東側第二 保管場所	T. M. S. L. 約 12m	—*4	原子炉建屋から 約 100m*5	砂質地盤・ 粘性土地盤

注記*1 : 各保管場所に保管する可搬型重大事故等対処設備とその機能を代替する屋外の常設重大事故等対処設備との離隔距離。

*2 : 可搬型重大事故等対処設備を設置する各保管場所と各建屋との最短離隔距離。

*3 : 第一ガスタービン発電機の機能を代替する電源車を5号機東側保管場所に保管していないため。

*4 : 第一ガスタービン発電機の機能を代替する電源車を5号機東側第二保管場所に保管していないため。

*5 : 原子炉建屋から100m以上の離隔を確保している。

図 2-1 保管場所の配置, 標高, 離隔距離等

2.2 保管場所の影響評価

可搬型重大事故等対処設備の保管場所の設計においては、保管場所について想定される自然現象及び外部人為事象の抽出を行い、その自然現象及び外部人為事象が起因する被害要因に対して影響評価を行い、その影響を受けない位置に保管場所を設定する。なお、近隣工場等の火災・爆発については、立地的要因により影響を受けることはなく、航空機落下火災及び船舶の衝突についても、可搬型重大事故等対処設備の位置的分散により影響はない。また、有毒ガスについては、セルフエアセット等の装備により影響はなく、電磁的障害についても、鋼製筐体や金属シールド付ケーブルの適用等により影響はない。

保管場所について想定される自然現象及び外部人為事象の抽出結果を表 2-1 及び表 2-2 に示す。

また、保管場所に対する被害要因及び被害事象を表 2-3 に示す。

表 2-1 保管場所に想定される自然現象 (1/3)

自然現象	概略評価結果	被害要因抽出 ○：対象 ×：対象外
地震 (地滑り 含む)	<ul style="list-style-type: none"> ・地盤や周辺斜面の崩壊による影響，周辺建造物の倒壊・損壊，火災，溢水等による影響が考えられる。 	○
津波	<ul style="list-style-type: none"> ・基準津波に対し，原子炉建屋等や保管場所へ遡上する浸水はない（図 2-2 参照）。したがって，設計基準事故対処設備等と重大事故等対処設備が同時に機能喪失しない。 	×
風 (台風)	<ul style="list-style-type: none"> ・設計基準事故対処設備等は建屋内に設置されているため，風による影響はない。また，可搬型重大事故等対処設備は重量が大きく，設計基準の風により飛散することはないことから，同時に機能喪失しない。 	×
竜巻	<ul style="list-style-type: none"> ・可搬型重大事故等対処設備は，屋外の保管場所に設置しているが，設計基準事故対処設備等は，竜巻に対して頑健な建屋内に設置していることから，同時に機能喪失しない。 ・可搬型重大事故等対処設備は，複数箇所ある保管場所に分散配置していることから，同時に機能喪失しない。 ・常設重大事故等対処設備のうち第一ガスタービン発電機を屋外（7号機南側）に設置しているが，非常用ディーゼル発電機，電源車保管場所と離隔していることから，同時に機能喪失しない。 ・荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所の可搬型重大事故等対処設備は，原子炉建屋等に対し離隔距離があることから，固縛等の飛散防止対策を実施しなくとも，原子炉建屋等へ影響を与えない。 <p>また，建屋近傍の第一ガスタービン発電機，5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備，可搬型代替注水ポンプ（A-2級）及びタンクローリ（4kL）は，飛来物とならないよう固縛等の飛散防止対策を実施する。</p>	×

表 2-1 保管場所に想定される自然現象 (2/3)

自然現象	概略評価結果	被害要因抽出 ○：対象 ×：対象外
低温 (凍結)	<ul style="list-style-type: none"> ・保管場所に設置されている可搬型重大事故等対処設備は、屋外であるが、設計基準事故対処設備等は建屋内に設置されているため影響を受けず、同時に機能喪失しない。 ・低温は、気象予報により事前の予測が十分可能であり、始動に影響が出ないよう、各設備の温度に関する仕様を下回るおそれがある場合には、必要に応じて、あらかじめ可搬型重大事故等対処設備の暖機運転等を行うこととしているため、影響を受けない。なお、暖機運転は、事前に実施することからアクセス時間への影響はない。 ・保管場所は良好な排水ができる設計とすることから、降雨後に気温が低下し氷点下になったとしても、路面の摩擦係数に影響を与えるような凍結のおそれはない。 	×
降水	<ul style="list-style-type: none"> ・排水路で集水し、排水することから、保管場所に滞留水が発生する可能性は小さい。 ・4 箇所ある保管場所に、万一、滞留水が発生したとしても、原子炉建屋等は浸水防止対策を施していることから、設計基準事故対処設備等と重大事故等対処設備が同時に機能喪失しない。 ・5 号機東側保管場所及び 5 号機東側第二保管場所は、周辺の空地が平坦かつ広大であり、万一、降水による滞留水が発生したとしても 2cm 程度で拡散すること、また、保管する可搬型重大事故等対処設備は、周辺地表面上に 30cm の浸水が生じた場合であっても機能に影響がない設計とすることから、降水による影響を受けない。 	×
積雪	<ul style="list-style-type: none"> ・気象予報により事前の予測が十分可能であり、原子炉建屋等、保管場所及び可搬型重大事故等対処設備の除雪は積雪状況等を見計らいながら行うことで対処が可能であることから、設計基準事故対処設備等と重大事故等対処設備が同時に機能喪失しない。 ・また、保管場所の除雪は、ホイールローダによる実施も可能である。 	×

表 2-1 保管場所に想定される自然現象 (3/3)

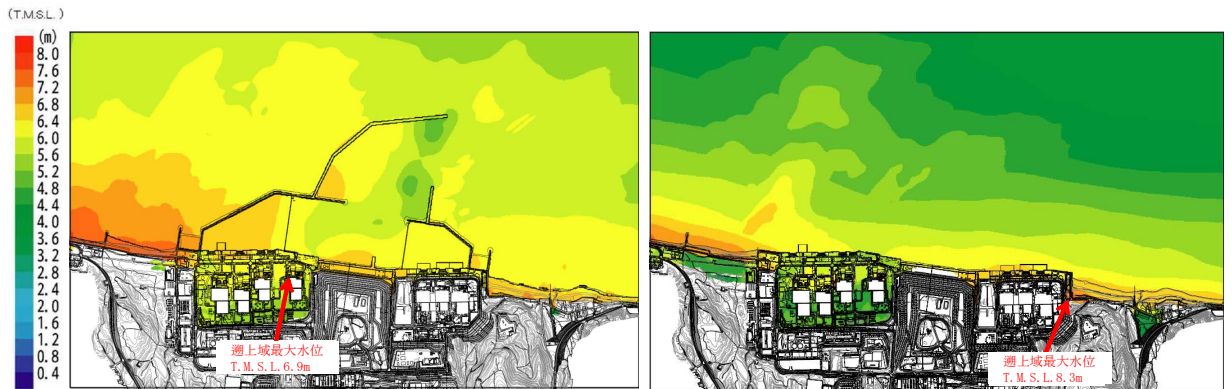
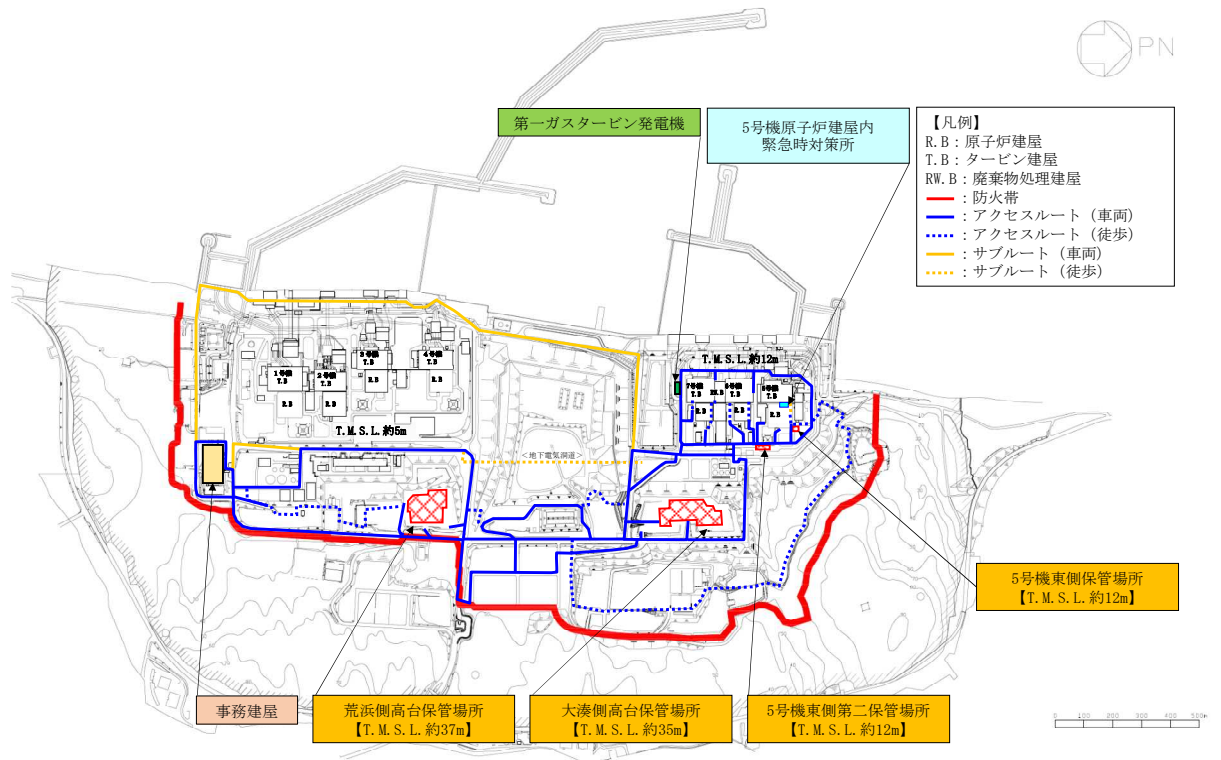
自然現象	概略評価結果	被害要因抽出 ○：対象 ×：対象外
落雷	<ul style="list-style-type: none"> ・設計基準事故対処設備等は、避雷対策を施した建屋内に設置されており、かつ保管場所とは位置的分散が図られていることから、同時に機能喪失しない。 ・1回の落雷により影響を受ける範囲は限定されており、保管場所は2セットを離隔して位置的分散を図っているため、影響を受けない。 	×
火山の影響	<ul style="list-style-type: none"> ・噴火発生の情報を受けた際は、要員を確保し、原子炉建屋等、保管場所及び可搬型重大事故等対処設備の除灰を行うことにより対処が可能であることから、設計基準事故対処設備等と重大事故等対処設備は同時に機能喪失しない。 ・保管場所の除灰は、ホイールローダによる実施も可能である。 	×
生物学的事象	<ul style="list-style-type: none"> ・設計基準事故対処設備等は、浸水防止対策により水密化された建屋内に設置されているため、ネズミ等の齧歯類の侵入による影響を受けない。したがって、屋外の保管場所にある重大事故等対処設備と同時に機能喪失しない。 ・保管場所は複数箇所あり、位置的に分散されている。また、複数の設備が同時に機能喪失する可能性は小さい。 ・可搬型重大事故等対処設備は、ネズミ等の小動物の侵入により設備機能に影響がないよう、侵入できるような開口部は侵入防止対策を実施する。 	×

表 2-2 保管場所に想定される外部人為事象

人為事象	概略評価結果	被害要因抽出 ○：対象 ×：対象外
森林火災	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋等と保管場所は、防火帯の内側にあるため、延焼の影響を受けない。また、原子炉建屋等及び保管場所は熱影響に対して離隔距離を確保しているため、設計基準事故対処設備等と重大事故等対処設備は同時に機能喪失しない。 万一、防火帯の内側に小規模な火災が延焼したとしても、自衛消防隊が保管場所周辺の消火活動を行うことにより対処が可能である。 	×

表 2-3 保管場所に対する被害要因及び被害事象

保管場所に影響を与えるおそれのある被害要因	保管場所で懸念される被害事象
① 周辺建造物の倒壊 (建屋、鉄塔及び主排気筒)	・倒壊物による可搬型重大事故等対処設備の損壊及び通行不能
② 周辺タンク等の損壊	・火災及び溢水による可搬型重大事故等対処設備の損壊及び通行不能
③ 周辺斜面の崩壊	・土砂流入による可搬型重大事故等対処設備の損壊及び通行不能
④ 敷地下斜面のすべり	・敷地下斜面のすべりによる可搬型重大事故等対処設備の損壊及び通行不能
⑤ 液状化及び揺すり込みによる不等沈下・傾斜，液状化に伴う浮上り	・不等沈下・傾斜及び浮上りによる可搬型重大事故等対処設備の損壊及び通行不能
⑥ 地盤支持力の不足	・可搬型重大事故等対処設備の転倒及び通行不能
⑦ 地中埋設建造物の損壊	・陥没による可搬型重大事故等対処設備の損壊及び通行不能
⑧ 淡水貯水池の堰堤及び送水配管の損壊	・堰堤及び送水配管の損壊による可搬型重大事故等対処設備の損壊及び通行不能



(津波遡上解析結果：荒浜側)

(津波遡上解析結果：大湊側)

図 2-2 基準津波による遡上域最大水位

2.3 保管場所の評価方法及び結果

保管場所への影響について、表 2-3 の被害要因ごとに評価する。

2.3.1 周辺構造物の倒壊及び周辺タンク等の損壊

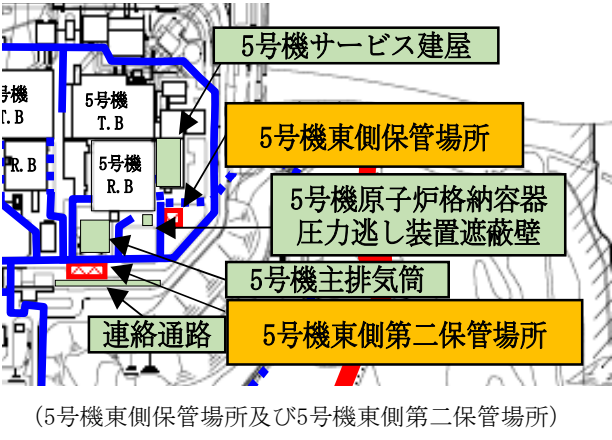
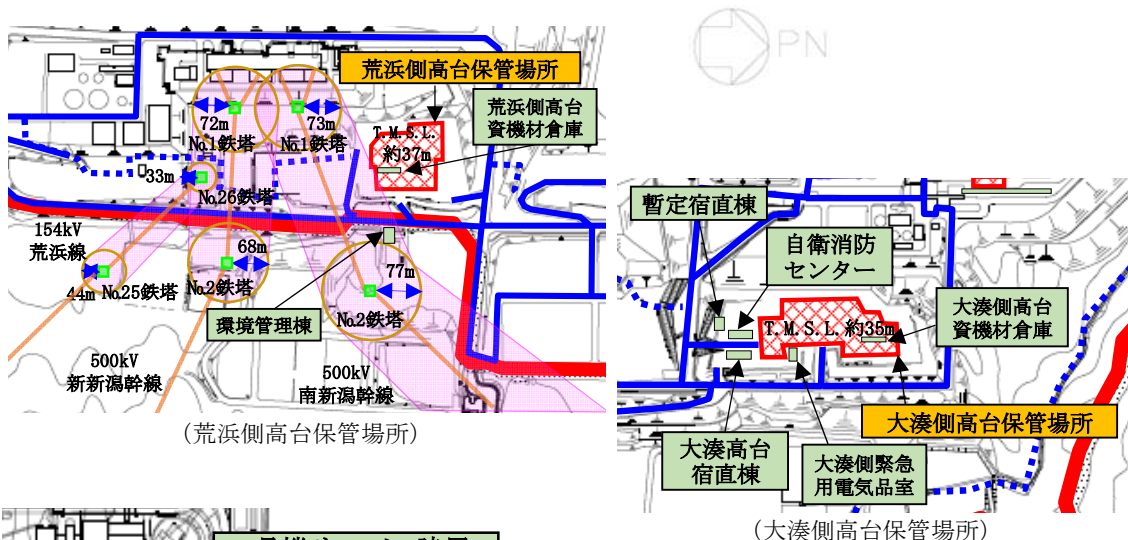
(1) 評価方法

周辺構造物の倒壊及び周辺タンク等の損壊に対する影響評価については、保管場所周辺の構造物、タンク等を対象とし、これらが基準地震動 S_s により倒壊又は損壊することによる保管場所への影響を評価する。

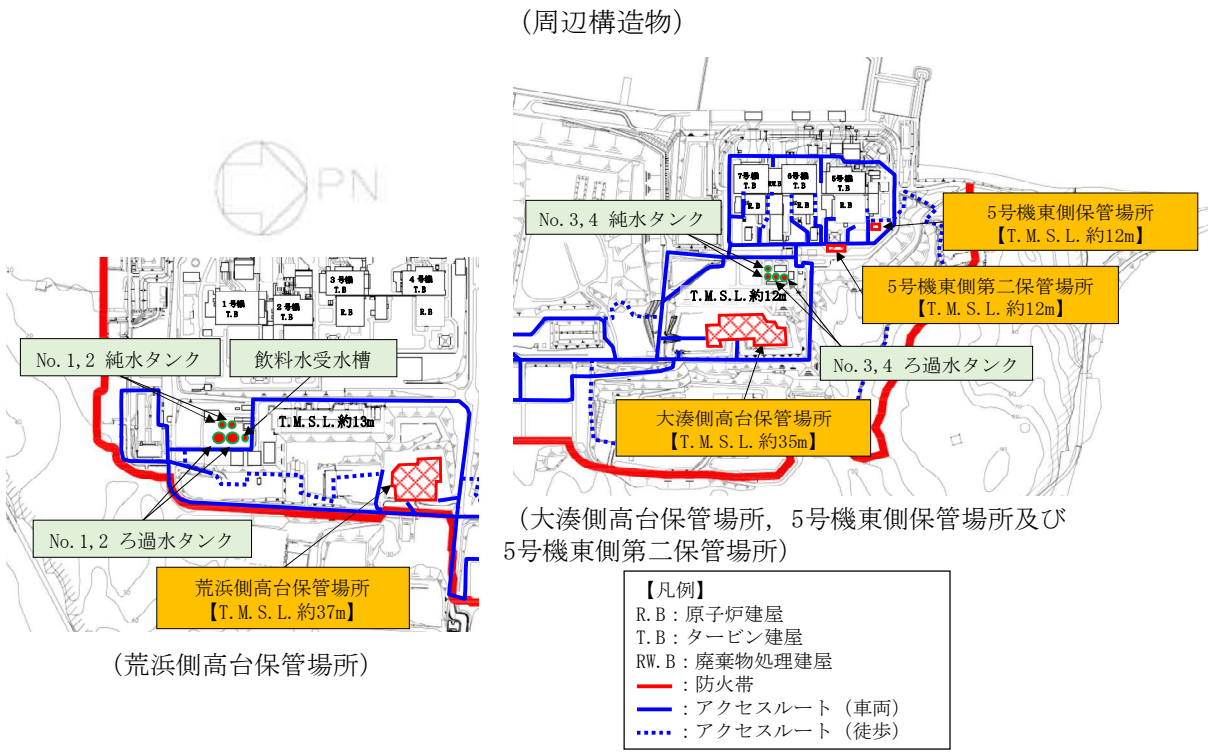
周辺構造物の倒壊及び周辺タンク等の損壊評価位置を図2-3に示す。ただし、Sクラスの構造物、タンク等、もしくはSクラス以外で基準地震動 S_s により倒壊に至らないことを確認している構造物、タンク等については、評価対象外とする。

周辺構造物の倒壊による影響範囲については、保守的に構造物、タンク等が根元から倒壊又は損壊するものとして、構造物、タンク等の高さに相当する範囲とし、保管場所が設定した周辺構造物の倒壊影響範囲に含まれるか否かで評価する。

また、周辺タンクの損壊による地震随伴火災及び薬品漏えいによる影響が及ぶ範囲に保管場所が含まれるか否かでも評価する。



- 【凡例】
- R.B : 原子炉建屋
 - T.B : タービン建屋
 - : 防火帯
 - : アクセスルート (車両)
 - ⋯ : アクセスルート (徒歩)
 - : 鉄塔
 - : 鉄塔の倒壊範囲
 - : 送電線
 - : 送電線の影響範囲



- 【凡例】
- R.B : 原子炉建屋
 - T.B : タービン建屋
 - RW.B : 廃棄物処理建屋
 - : 防火帯
 - : アクセスルート (車両)
 - ⋯ : アクセスルート (徒歩)

図 2-3 周辺構造物，周辺タンク等の配置図

(2) 評価結果

周辺構造物の倒壊及び周辺タンク等の損壊に対する影響評価結果を表 2-4 に示す。

保管場所周辺には、倒壊及び損壊により影響を及ぼすおそれのある構造物、タンク等が存在しないことを確認し、『該当なし』と評価した。また、保管場所が設定した周辺構造物の倒壊影響範囲に含まれないことを確認し、『問題なし』と評価した。

なお、荒浜側高台保管場所付近に500kV南新潟幹線が架線されているが、鉄塔が施設されている周辺の地盤変状の影響による被害要因（盛土の崩壊・地すべり・急傾斜地の崩壊）について、鉄塔基礎の安定性に問題がないことを確認した。また、万一、500kV南新潟幹線 No.1鉄塔及びNo.2鉄塔が荒浜側高台保管場所の方向に倒壊した場合でも、送電線が荒浜側高台保管場所に保管している可搬型重大事故等対処設備に影響を及ぼさないことを確認したことより、『問題なし』と評価した。

表 2-4 周辺構造物の倒壊及び周辺タンク等の損壊に対する影響評価結果

被害要因	評価結果			
	荒浜側高台 保管場所	大湊側高台 保管場所	5号機東側 保管場所	5号機東側第二 保管場所
① 周辺構造物の倒壊 (建屋, 鉄塔及び主排気筒)	問題なし	問題なし	問題なし	問題なし
② 周辺タンク等の損壊	該当なし	該当なし	問題なし	問題なし

2.3.2 周辺斜面の崩壊及び敷地下斜面のすべり

周辺斜面の崩壊及び敷地下斜面のすべりによる影響評価については、周辺斜面の崩壊及び敷地下斜面のすべりによる保管場所への影響を評価する。

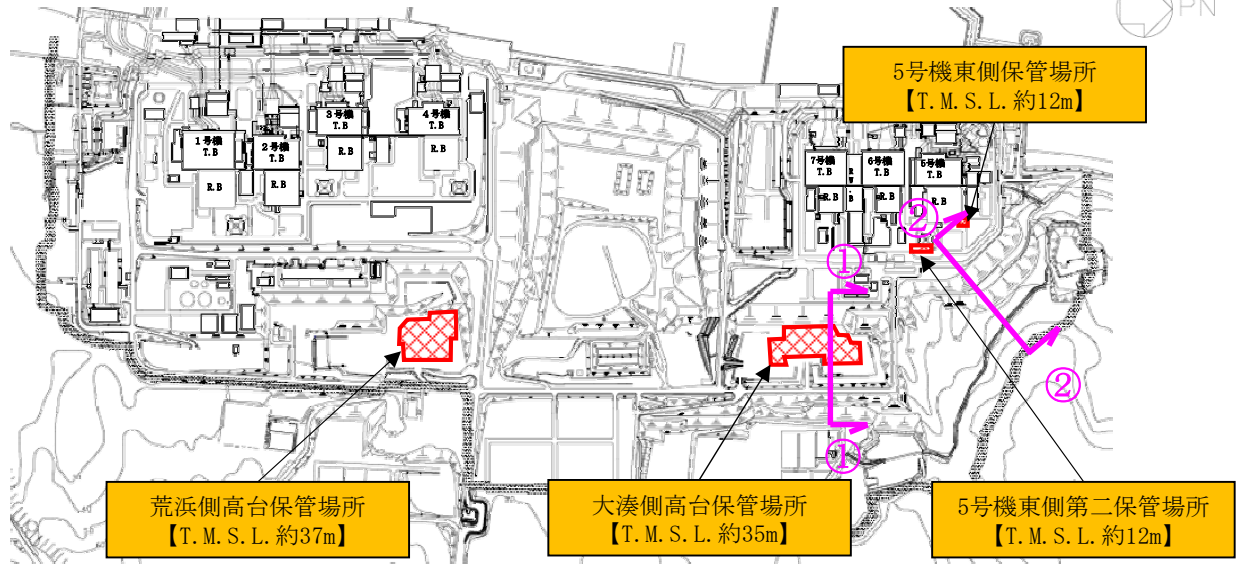
(1) 周辺斜面の崩壊

a. 評価方法

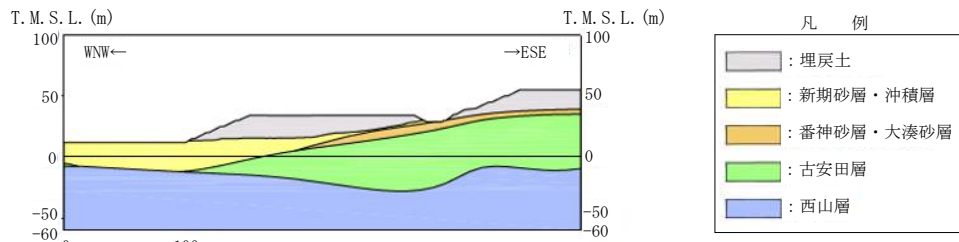
周辺斜面の崩壊による影響評価断面位置及び断面図を図 2-4 に示す。

評価の対象とする斜面については、斜面と保管場所との離隔距離及び崩壊後の堆積土砂による影響範囲を考慮し、保管場所周辺における斜面の形状、高さ等を考慮して選定する。なお、荒浜側高台保管場所については、評価対象となる周辺斜面が存在しない。

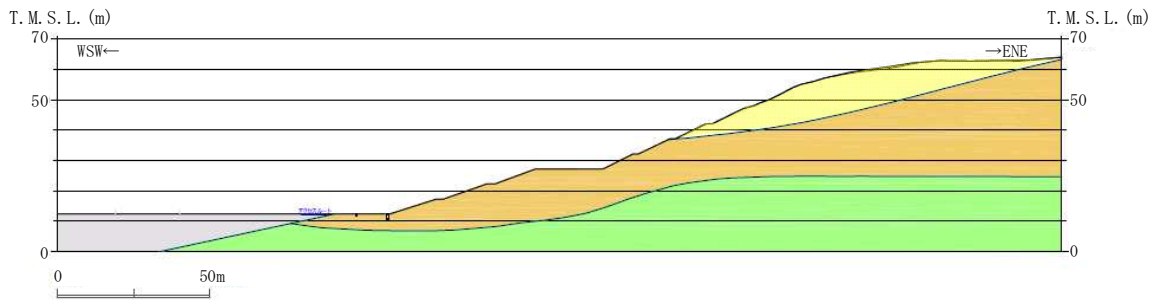
保管場所への影響評価では、全ての斜面が崩壊するものと仮定したうえで、斜面崩壊後の堆積土砂形状（以下「崩壊形状」という。）を予測し、堆積土砂の影響を受けない範囲に保管場所を設定していることを確認する。



影響評価断面位置



大湊側高台保管場所 汀線直交断面 (①断面)



5号機東側保管場所及び5号機東側第二保管場所 斜面直交断面 (②断面)

図2-4 周辺斜面の崩壊による影響評価断面位置及び断面図

b. 評価結果

周辺斜面の崩壊による影響評価結果について、保管場所の周辺斜面における崩壊形状を図 2-5 に、保管場所への影響評価結果を表 2-5 に示す。

評価の結果、荒浜側高台保管場所については、評価対象となる周辺斜面が存在しないことから『該当なし』と評価し、周辺斜面の崩壊が保管場所に影響を及ぼさないことを確認した。

また、大湊側高台保管場所、5号機東側保管場所及び5号機東側第二保管場所については、評価対象斜面とした周辺斜面について、斜面崩壊後における崩壊形状の到達範囲に入らない位置に保管場所を設定していることから『問題なし』と評価し、周辺斜面の崩壊が保管場所に影響を及ぼさないことを確認した。

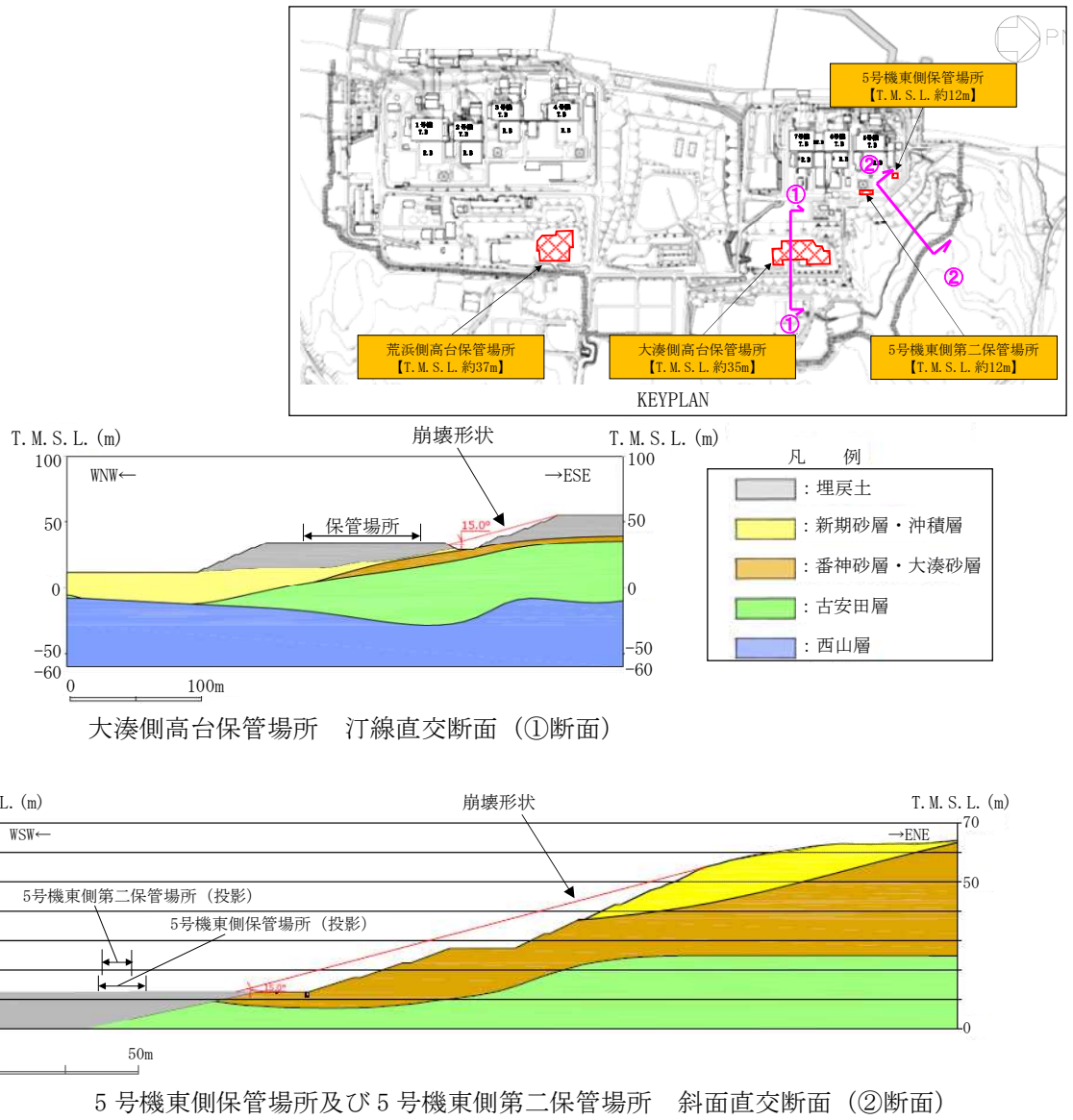


図 2-5 保管場所の周辺斜面における崩壊形状

表 2-5 周辺斜面の崩壊による影響評価結果

被害要因	評価結果			
	荒浜側高台 保管場所	大湊側高台 保管場所	5号機東側 保管場所	5号機東側第二 保管場所
③ 周辺斜面の崩壊	該当なし	問題なし	問題なし	問題なし

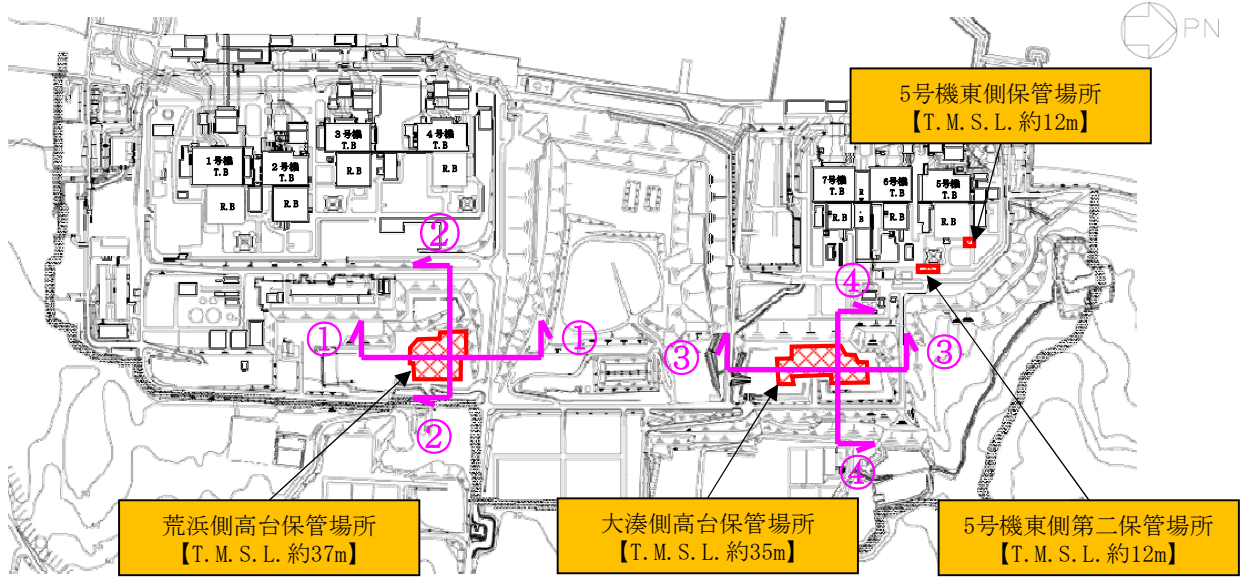
(2) 敷地下斜面のすべり

a. 評価方法

敷地下斜面のすべりによる影響評価断面位置及び断面図を図2-6に示す。評価の対象とする斜面については、敷地下斜面の形状、高さ等を考慮して抽出する。なお、5号機東側保管場所及び5号機東側第二保管場所については、評価対象となる敷地下斜面が存在しない。

保管場所への影響評価では、基準地震動 S_s に対するすべり安定性評価を行い、すべり線の影響を受けない位置に保管場所を設定していることを確認する。すべり安定性評価については、基準地震動 S_s に対する地震応答解析を2次元動的有限要素法解析により行う。静的解析には、解析コード「stress_nlap」を、地震応答解析には解析コード「Super FLUSH/2D」を、すべり安全率算定には解析コード「suberi_sf」を使用する。解析コードの検証、妥当性確認等の概要については、「stress_nlap」を別紙2「計算機プログラム(解析コード)の概要」に、「Super FLUSH/2D」を別紙4「計算機プログラム(解析コード)の概要」に、「suberi_sf」を別紙3「計算機プログラム(解析コード)の概要」に示す。

また、すべり安全率の評価基準としては、すべり安全率が1.0以上であることとする。



影響評価断面位置

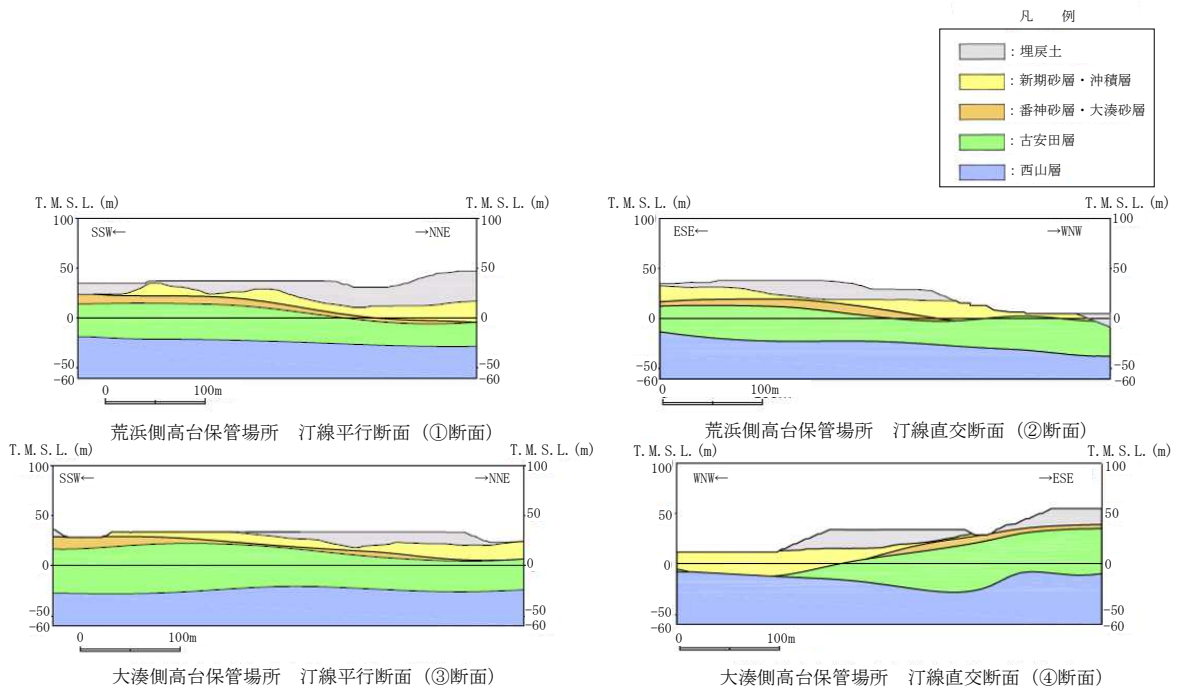


図 2-6 敷地下斜面のすべりによる影響評価断面位置及び断面図

b. 評価結果

敷地下斜面のすべりによる影響評価結果について、すべり安定性評価結果を図 2-7 及び図 2-8 に、保管場所への影響評価結果を表 2-6 に示す。

評価の結果、荒浜側高台保管場所については、すべり安全率が 1.0 を下回るすべり線が存在しないこと、大湊側高台保管場所については、すべり安全率が 1.0 を下回るすべり線の範囲（法肩から最大崩壊範囲までの距離）が保管場所に到達しないことから『問題なし』と評価し、敷地下斜面のすべりが保管場所に影響を及ぼさないことを確認した。

また、5号機東側保管場所及び5号機東側第二保管場所については、評価対象となる敷地下斜面が存在しないことから『該当なし』と評価し、敷地下斜面のすべりが保管場所に影響を及ぼさないことを確認した。

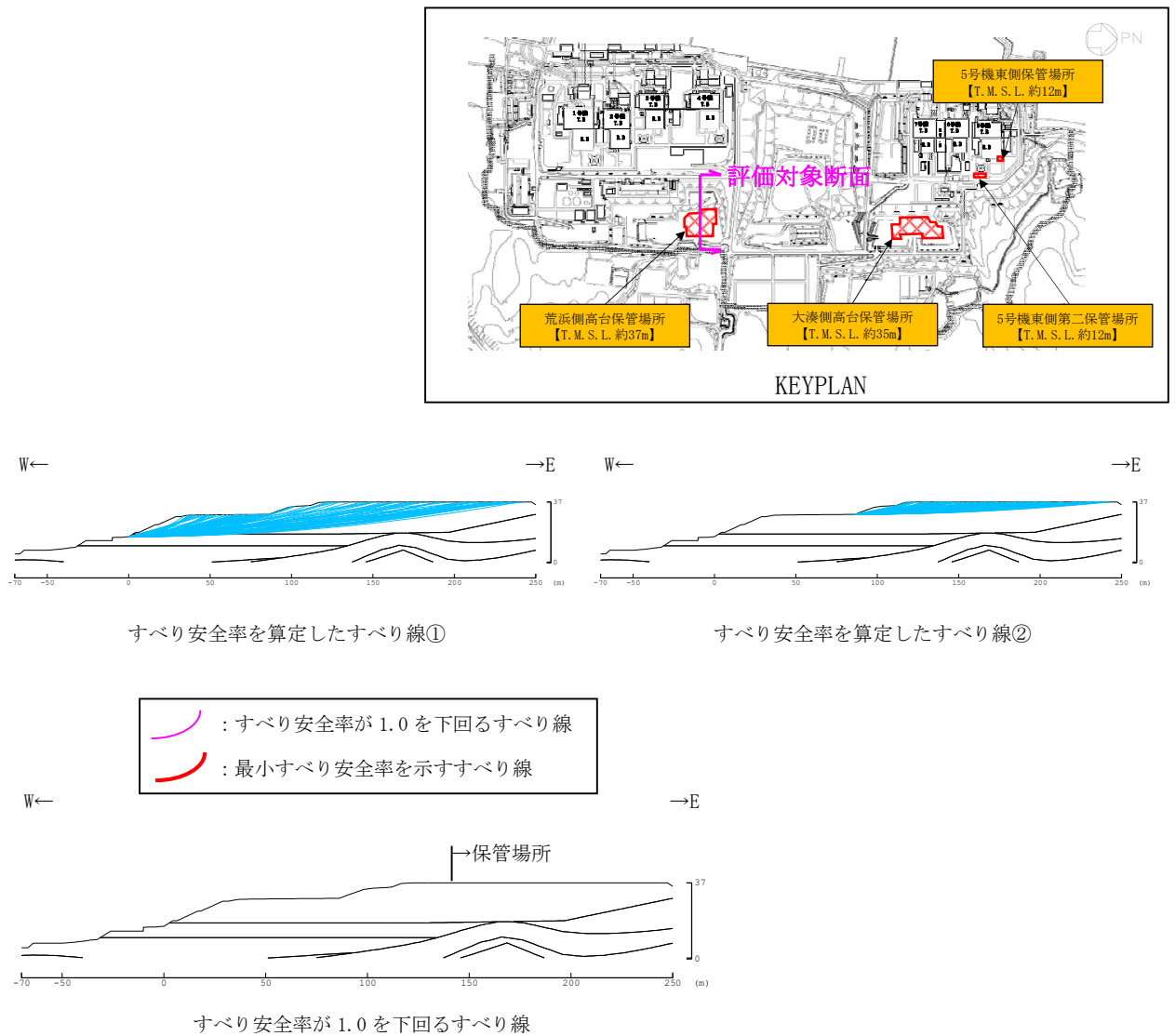
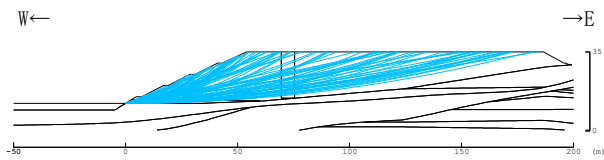
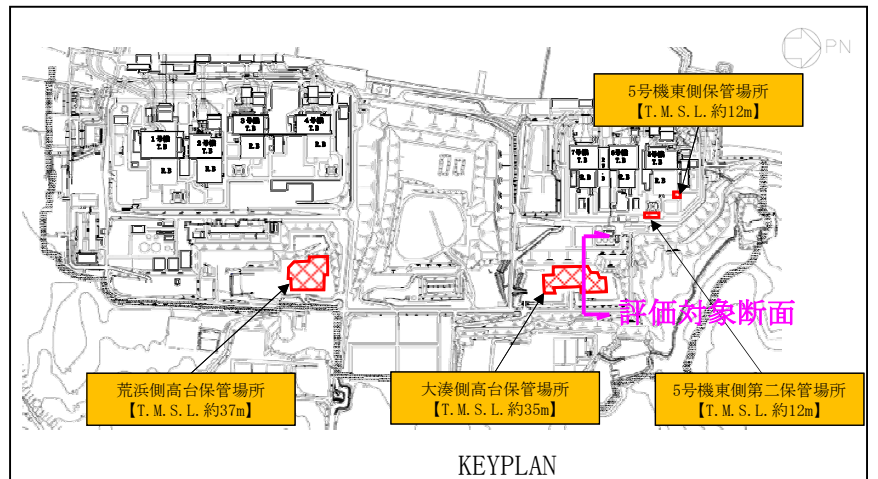
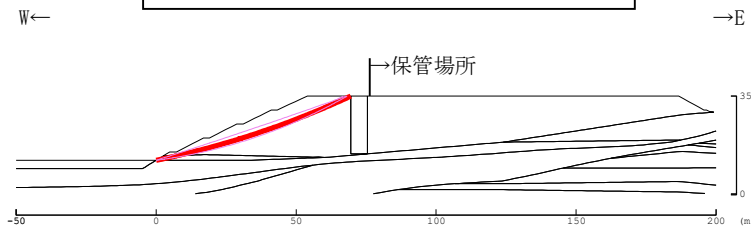
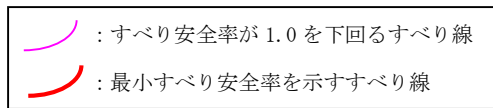


図 2-7 荒浜側高台保管場所の敷地下斜面のすべり安定性評価結果



すべり安全率を算定したすべり線



すべり安全率が 1.0 を下回るすべり線

図 2-8 大湊側高台保管場所の敷地下斜面のすべり安定性評価結果

表 2-6 敷地下斜面のすべりによる影響評価結果

被害要因	評価結果			
	荒浜側高台 保管場所	大湊側高台 保管場所	5号機東側 保管場所	5号機東側第二 保管場所
④ 敷地下斜面のすべり	問題なし	問題なし	該当なし	該当なし

2.3.3 液状化及び揺すり込みによる不等沈下・傾斜及び液状化に伴う浮上り

(1) 液状化及び揺すり込みによる不等沈下・傾斜

a. 評価方法

液状化及び揺すり込みによる不等沈下・傾斜に対する影響評価については、液状化及び揺すり込みによる不等沈下及び傾斜に対する保管場所への影響を評価する。

液状化及び揺すり込みによる不等沈下に対する影響評価位置及び断面図を図 2-9 に、傾斜に対する影響評価断面位置及び断面図を図 2-10 に示す。評価の対象とする位置は、保管場所の中央部及び端部とする。

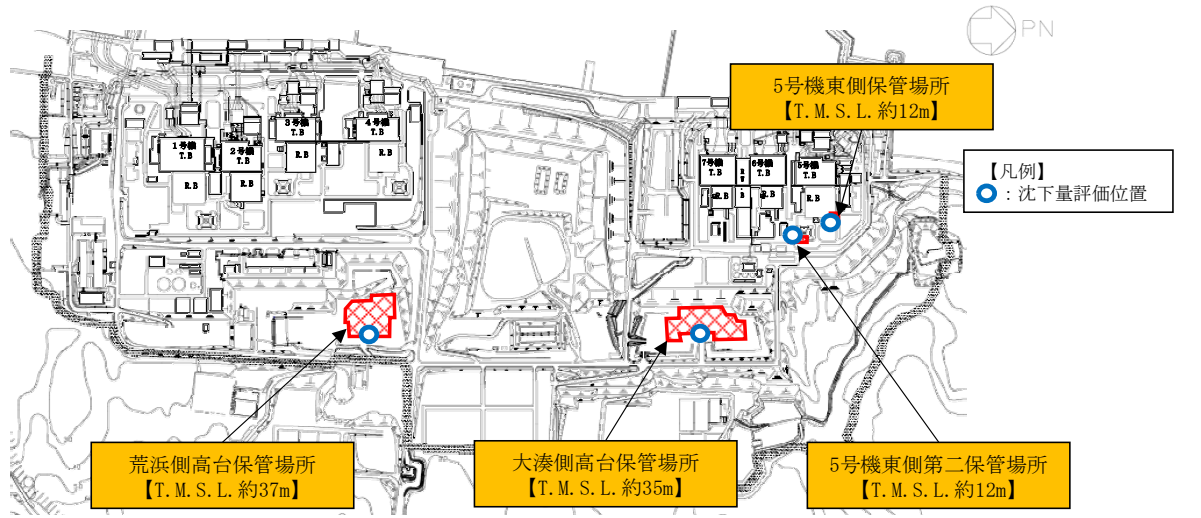
保管場所への影響評価では、液状化及び揺すり込みによる沈下量及び傾斜量を算定し、評価基準内に収まることを確認する。沈下量（不等沈下量）については、液状化による沈下量と揺すり込みによる沈下量の合計とし、傾斜量は沈下量を保管場所の長さで除すことで算定する。液状化による沈下量については、地下水位以深の飽和地盤全て（埋戻土、新期砂層・沖積層、番神砂層・大湊砂層及び古安田層*1）を対象層とし、層厚の2.0%を沈下量として算定する。揺すり込みによる沈下量については、地下水位以浅の不飽和地盤を対象層とし、層厚の2.0%を沈下量として算定する。評価基準については、可搬型重大事故等対処設備が徐行により走行可能な段差量 15cm^2 以下であること及び登坂可能な勾配 $15\%^3$ 以下であることとする。

また、保管場所の影響評価に用いる地下水位については、評価箇所周辺に設計及び工事の計画の対象となる施設がある場合はその設計地下水位を、設計及び工事の計画の対象となる対象の施設がない場合には、建設時の設計地下水位あるいは既往の観測記録に基づいて設定する。ただし、液状化による沈下量と揺すり込みによる沈下量は、ともに層厚の2.0%として算定されるため、地下水位の設定による沈下量への影響はない。

注記*1：安田層下部層の MIS10～MIS7 と MIS6 の境界付近の堆積物については、本資料では『古安田層』と仮称する。

*2：地震時の段差被害に対する補修と交通開放の管理・運用方法について（佐藤ら 2007年）

*3：小規模道路の平面線形及び縦断勾配の必要水準に関する基礎的検討（濱本ら 2012年）



影響評価位置

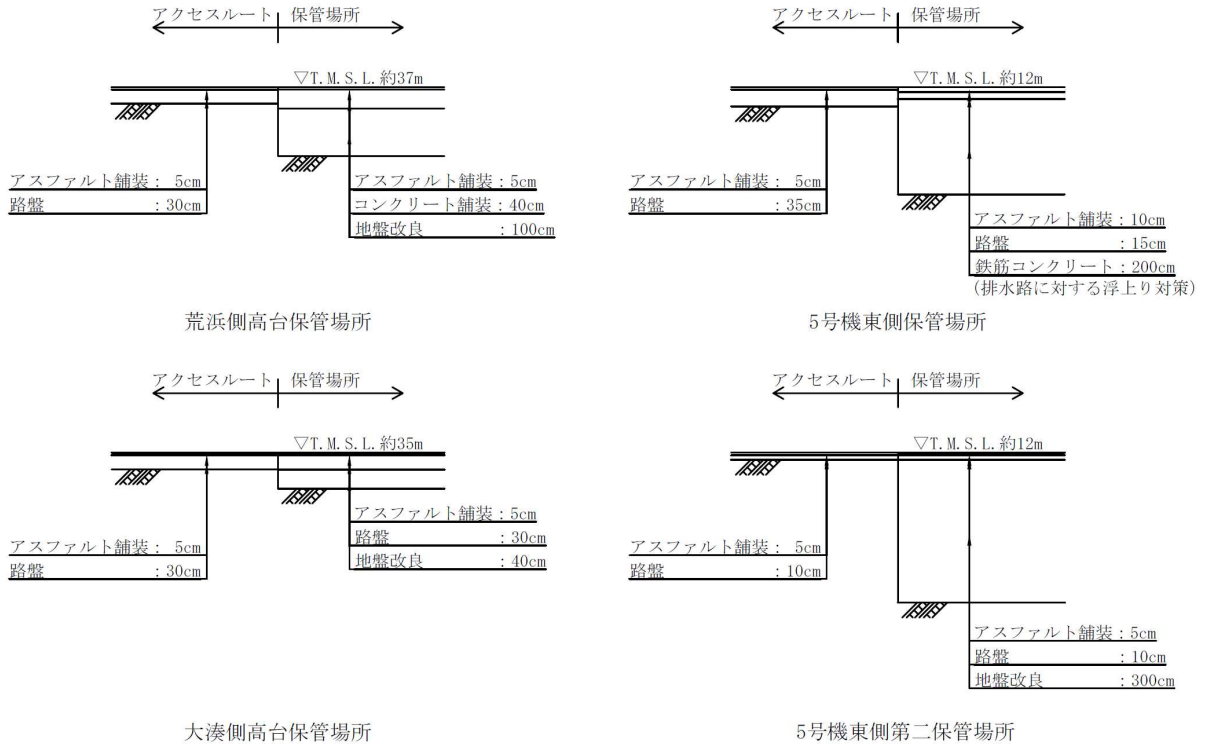
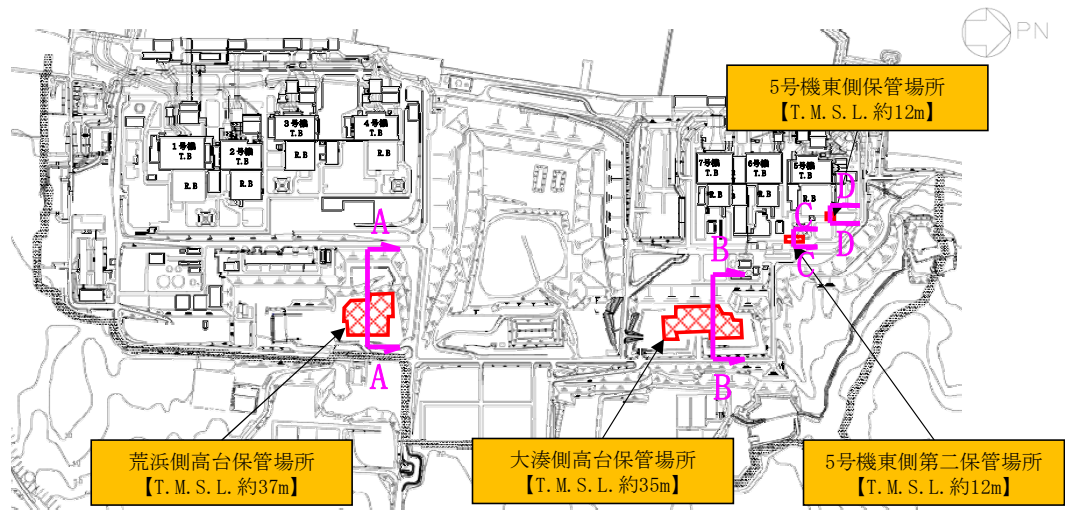


図 2-9 液状化及び揺すり込みによる不等沈下に対する影響評価位置及び断面図



影響評価断面位置

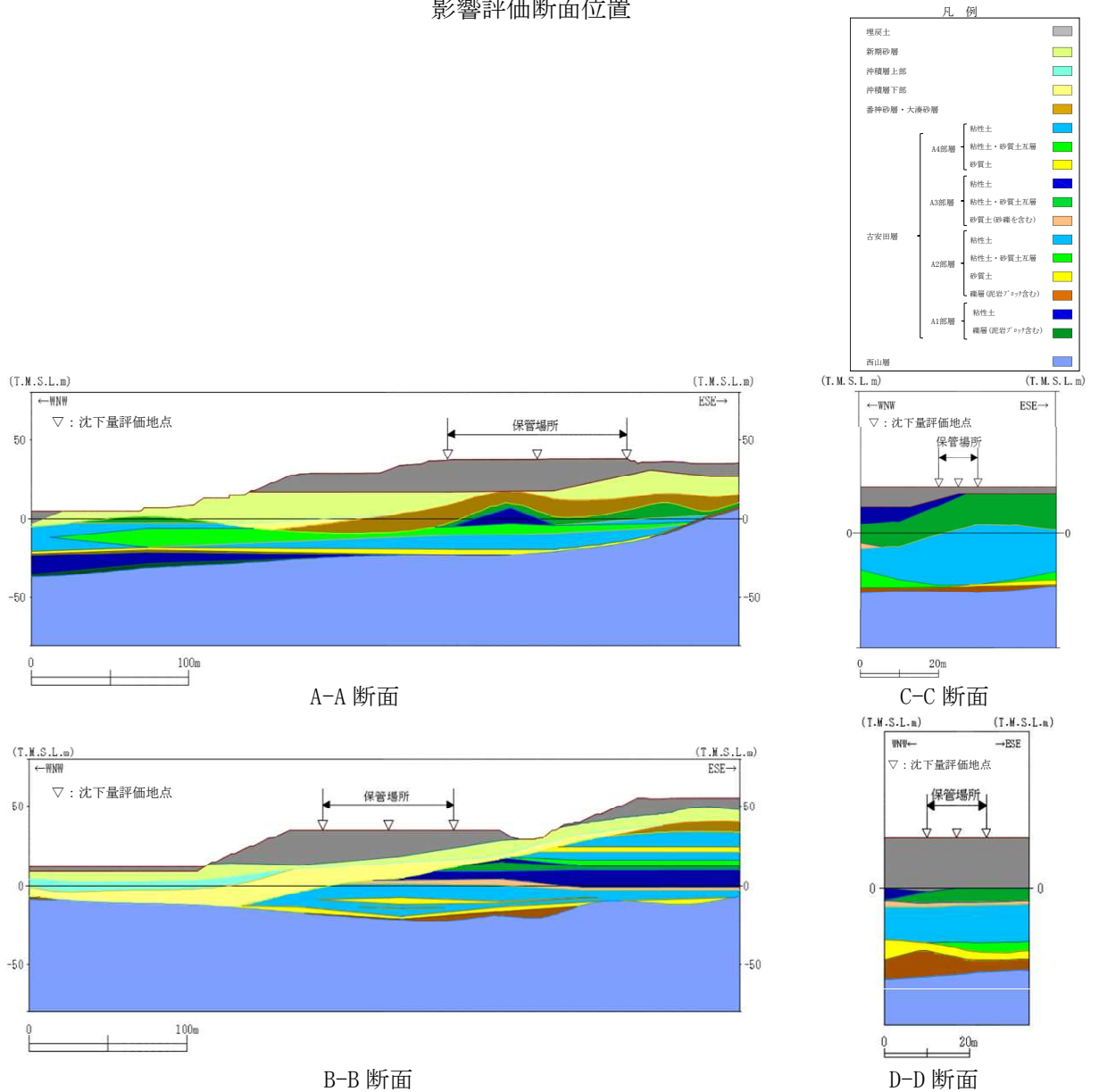


図 2-10 液状化及び揺すり込みによる傾斜に対する影響評価断面位置及び断面図

b. 評価結果

(a) 不等沈下の評価

液状化及び揺すり込みによる不等沈下に対する影響評価結果について、不等沈下量の算定結果を表2-7に、保管場所への影響評価結果を表2-8に示す。

評価の結果、算定した沈下量は評価基準を満足することから『問題なし』と評価し、液状化及び揺すり込みによる不等沈下が保管場所に影響を及ぼさないことを確認した。

表2-7 不等沈下量の算定結果

(単位：cm)

被害要因	評価結果				評価基準
	荒浜側高台 保管場所	大湊側高台 保管場所	5号機東側 保管場所	5号機東側第二 保管場所	
⑤ 液状化及び揺すり込みによる不等沈下・傾斜（不等沈下）	2.8	0.8	4.0	6.0	段差量 15cm以下

表2-8 液状化及び揺すり込みによる不等沈下に対する影響評価結果

被害要因	評価結果			
	荒浜側高台 保管場所	大湊側高台 保管場所	5号機東側 保管場所	5号機東側第二 保管場所
⑤ 液状化及び揺すり込みによる不等沈下・傾斜（不等沈下）	問題なし	問題なし	問題なし	問題なし

(b) 傾斜の評価

液状化及び揺すり込みによる傾斜に対する影響評価結果について、傾斜量の算定結果を表2-9に、保管場所への影響評価結果を表2-10に示す。

評価の結果、算定した傾斜量は評価基準を満足することから『問題なし』と評価し、液状化及び揺すり込みによる傾斜が保管場所に影響を及ぼさないことを確認した。

表2-9 傾斜量の算定結果

(単位：%)

被害要因	評価結果				評価基準
	荒浜側高台 保管場所	大湊側高台 保管場所	5号機東側 保管場所	5号機東側第二 保管場所	
⑤ 液状化及び揺すり込みによる不等沈下・傾斜 (傾斜)	1.2	1.4	4.8	5.5	傾斜 15%以下

表2-10 液状化及び揺すり込みによる傾斜に対する影響評価結果

被害要因	評価結果			
	荒浜側高台 保管場所	大湊側高台 保管場所	5号機東側 保管場所	5号機東側第二 保管場所
⑤ 液状化及び揺すり込みによる不等沈下・傾斜 (傾斜)	問題なし	問題なし	問題なし	問題なし

(2) 液状化に伴う浮上り

a. 評価方法

液状化に伴う浮上りに対する影響評価については、液状化に伴う浮上りに対する保管場所への影響を評価する。

図 2-11 及び図 2-12 に保管場所を横断する地中埋設構造物位置図を示す。浮上りの評価の対象については、保管場所を横断する地中埋設構造物とする。なお、荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所については、対象となる地中埋設構造物が存在しない。

保管場所への影響評価では、「トンネル標準示方書（土木学会 2006）」に基づき評価対象とする地中埋設構造物の揚圧力と抵抗力から浮上りに対する安全率を算定し、算定した浮上り安全率が評価基準以上となることを評価する。評価基準は、浮上りに対する安全率が 1.0 とする。

また、保管場所の影響評価に用いる地下水位については、「2.3.3(1) 液状化及び揺すり込みによる不等沈下・傾斜」と同様に、評価対象周辺に存在する設計及び工事の計画の対象となる施設の設計地下水位、建設時の設計地下水位あるいは既往の観測記録に基づいて設定する。

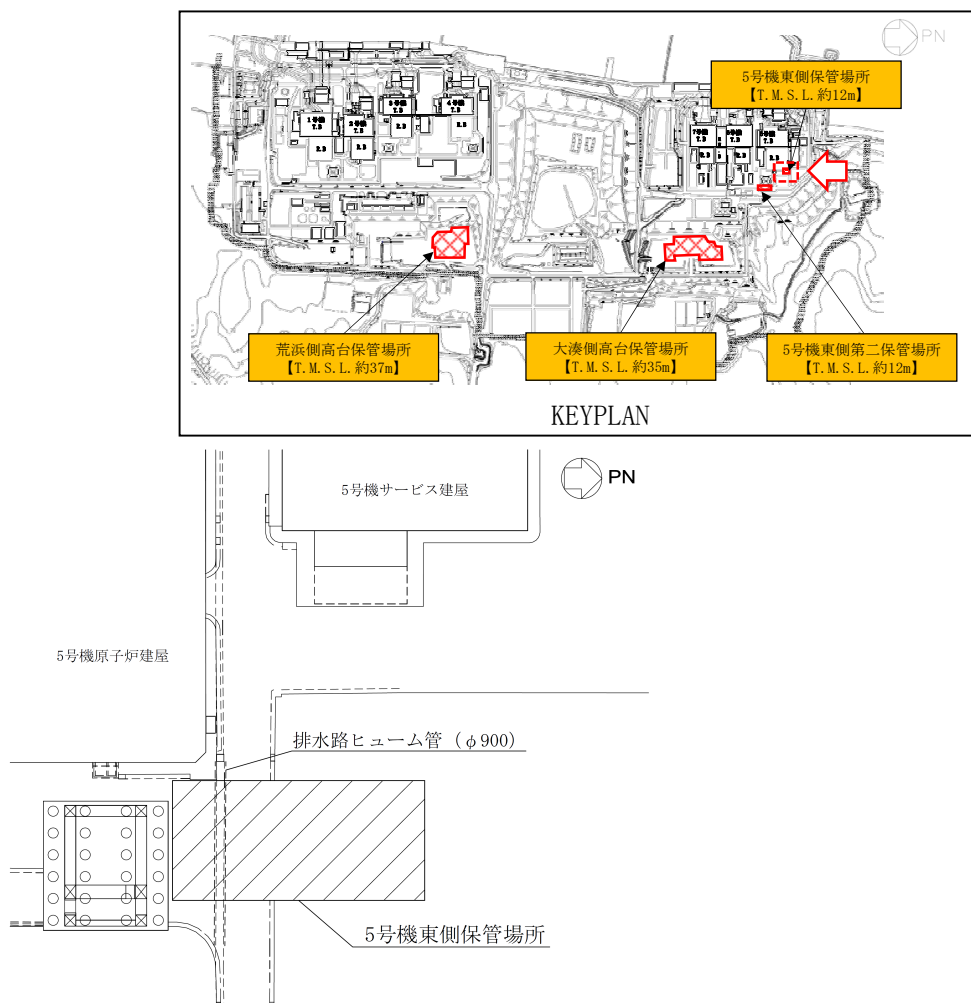


図 2-11 保管場所を横断する地中埋設構造物位置図（5号機東側保管場所）

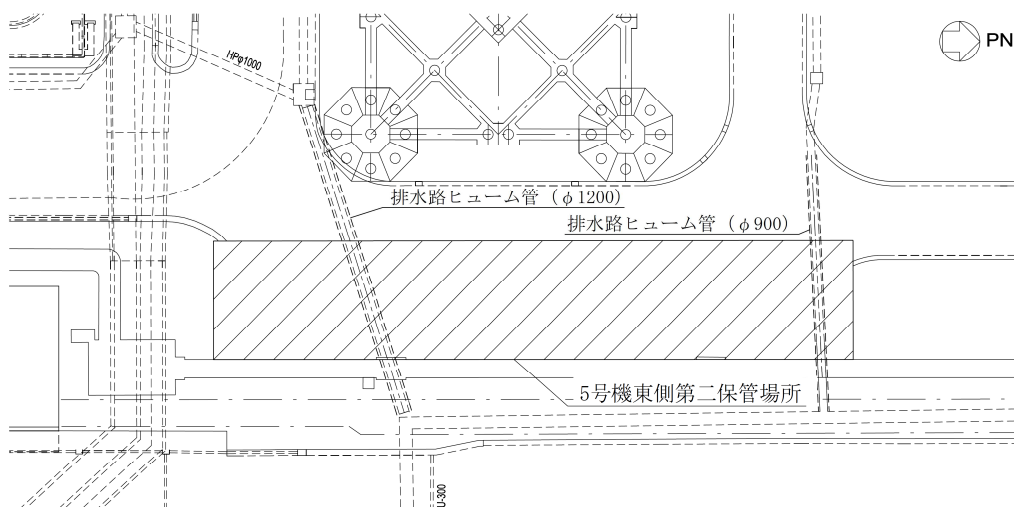
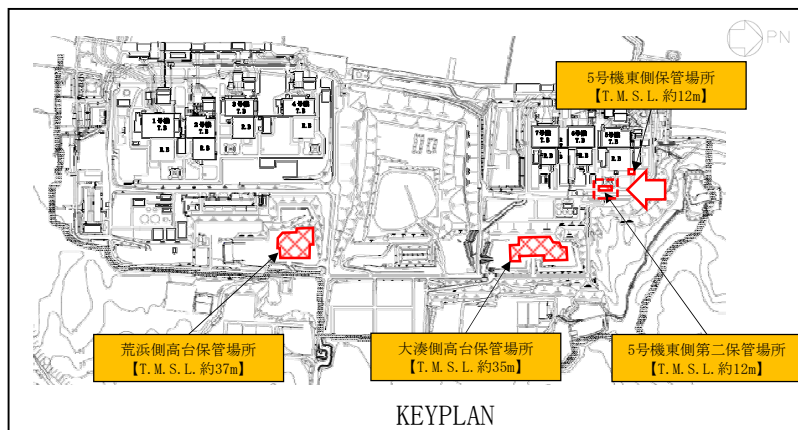


図 2-12 保管場所を横断する地中埋設構造物位置図 (5号機東側第二保管場所)

b. 評価結果

液状化に伴う浮上りに対する影響評価結果について、浮上りに対する安全率の算定結果を表 2-11 に、保管場所への影響評価結果を表 2-12 に示す。

評価の結果、荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所については、対象となる地中埋設構造物が存在しないことから『該当なし』と評価し、液状化に伴う浮上りが保管場所に影響を及ぼさないことを確認した。

また、5号機東側保管場所及び5号機東側第二保管場所については、評価対象とした地中埋設構造物の浮上りに対する安全率が評価基準を満足することから『問題なし』と評価し、液状化に伴う浮上りが保管場所に影響を及ぼさないことを確認した。

表 2-11 浮上りに対する安全率の算定結果

保管場所	名称	揚圧力 (kN/m)	浮上り 抵抗力 (kN/m)	浮上り に対する 安全率	評価基準
5号機東側 保管場所	排水路 ヒューム管 (φ900)	133.1	139.0	1.04	1.0
5号機東側 第二保管場所	排水路 ヒューム管 (φ1200)	112.9	5264	46.6	
	排水路 ヒューム管 (φ900)	63.0	1462	23.2	

表 2-12 液状化に伴う浮上りに対する影響評価結果

被害要因	評価結果			
	荒浜側高台 保管場所	大湊側高台 保管場所	5号機東側 保管場所	5号機東側第二 保管場所
⑤ 液状化に伴う浮上り	該当なし	該当なし	問題なし	問題なし

2.3.4 地盤支持力の不足

(1) 評価方法

地盤支持力の不足による影響評価については、地盤支持力の不足による保管場所への影響を評価する。

評価の対象については、保管場所を構成する地盤を対象とする。

保管場所への影響評価では、保管される可搬型重大事故等対処設備の地震時接地圧に対する安全率を算定し、算定した地震時接地圧に対する安全率が評価基準を上回ることを確認する。地震時接地圧については、VI-2「耐震性に関する説明書」のうちVI-2-別添3-2「可搬型重大事故等対処設備の保管場所における入力地震動」に基づく各保管場所の地表面での鉛直最大応答加速度から鉛直震度係数を算定し、常時接地圧に鉛直震度係数を乗じて算定する。常時接地圧は、車両総重量が最大となる可搬型重大事故等対処設備を保管場所ごとにそれぞれ選定し、当該車両の軸重量を用い舗装による荷重分散を考慮して算定する。地震時接地圧に対する安全率は、保管場所の地盤の種類による地盤支持力を、地震時接地圧で除すことで算定する。評価基準は、地震時接地圧による安全率が1.0とする。

基準地震動 S_s による各保管場所の鉛直震度係数を表 2-13 に、評価の対象とする可搬型重大事故等対処設備の選定結果を表 2-14 に、大容量送水車（熱交換器ユニット用）の仕様を図 2-13 に、5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の仕様を図 2-14 に、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の仕様を図 2-15 に示す。

表 2-13 基準地震動 S_s による各保管場所の鉛直震度係数

保管場所	地表面での鉛直最大応答加速度 (m/s^2)	鉛直震度係数
荒浜側高台保管場所	10.69	2.09
大湊側高台保管場所	14.78	2.51
5号機東側保管場所	5.74	1.59
5号機東側第二保管場所	5.76	1.59

表 2-14 可搬型重大事故等対処設備の選定結果

保管場所	車両の種類	車両総重量
荒浜側高台保管場所	大容量送水車（熱交換器ユニット用）	約 22t
大湊側高台保管場所	大容量送水車（熱交換器ユニット用）	約 22t
5号機東側保管場所	5号機原子炉建屋内緊急時対策所用 可搬型電源設備	約 9t
5号機東側第二保管場所	可搬型代替注水ポンプ（A-2級）	約 5t

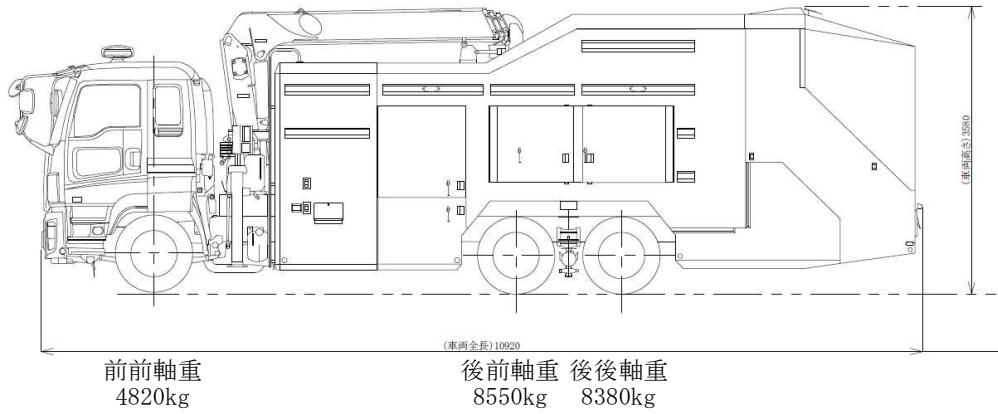


図 2-13 大容量送水車（熱交換器ユニット用）の仕様

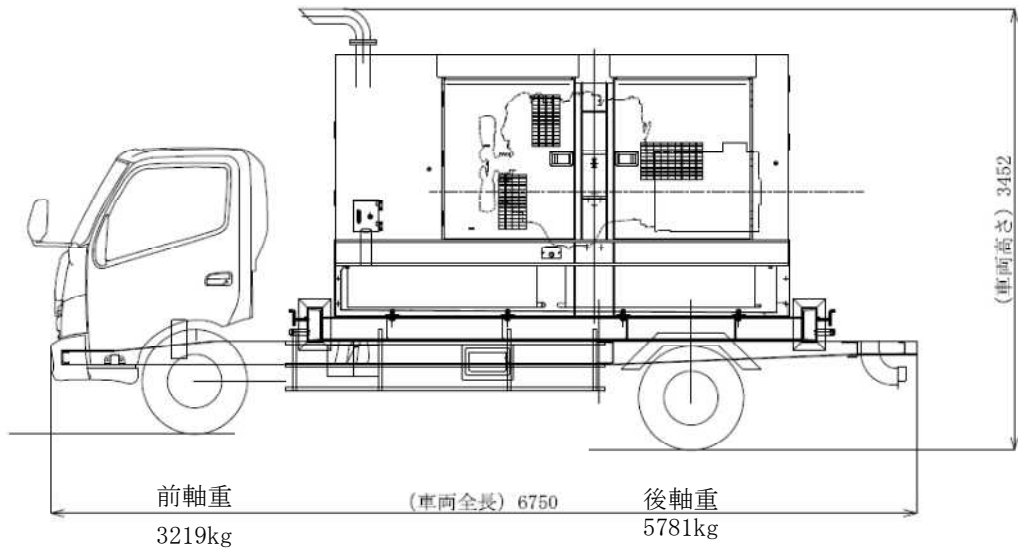


図 2-14 5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の仕様

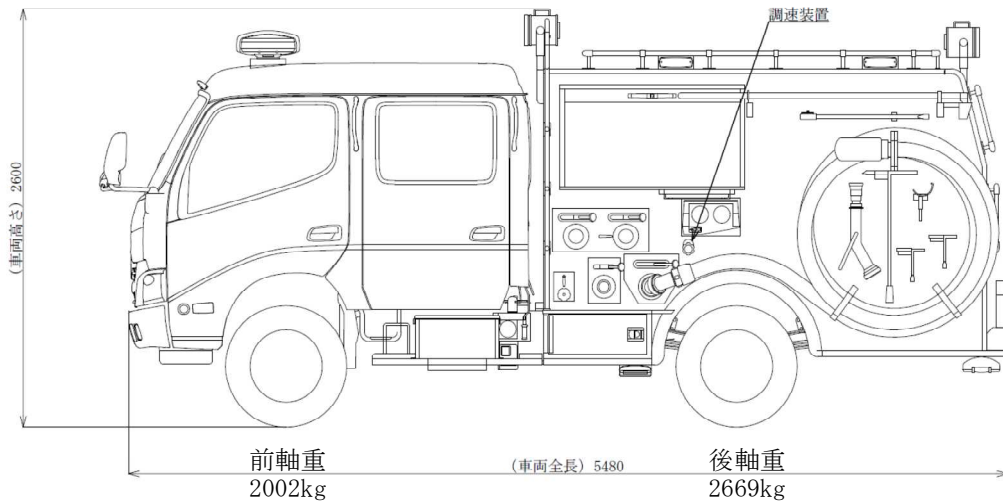


図 2-15 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の仕様

(2) 評価結果

地盤支持力の不足による影響評価結果について、地震時接地圧に対する安全率の算定結果を表2-15に、保管場所への影響評価結果を表2-16に示す。

評価の結果、地震時接地圧に対する安全率が評価基準を満足することから『問題なし』と評価し、地盤支持力の不足が保管場所に影響を及ぼさないことを確認した。

表2-15 地震時接地圧に対する安全率の算定結果

被害要因	保管場所	地震時 接地圧 (kN/m ²)	地盤 支持力 (kN/m ²)	地震時接地圧 に対する 安全率	評価 基準
⑥ 地盤支持力の不足	荒浜側高台保管場所	87	400	4.6	1.0
	大湊側高台保管場所	74	400	5.4	
	5号機東側保管場所	32	400	12.5	
	5号機東側第二保管場所	9	200	22.2	

表2-16 地盤支持力の不足による影響評価結果

被害要因	評価結果			
	荒浜側高台 保管場所	大湊側高台 保管場所	5号機東側 保管場所	5号機東側第二 保管場所
⑥ 地盤支持力の不足	問題なし	問題なし	問題なし	問題なし

2.3.5 地中埋設構造物の損壊

(1) 評価方法

地中埋設構造物の損壊による影響評価については、地中埋設構造物の損壊による保管場所への影響を評価する。

図 2-11 及び図 2-12 に保管場所を横断する地中埋設構造物位置図を示す。

評価の対象は、保管場所を横断する地中埋設構造物とする。なお、荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所については、対象となる地中埋設構造物が存在しない。

保管場所への影響評価では、評価対象とする地中埋設構造物のうち、Sクラスとして設計された設備では無く地表面付近に設置されている地中埋設構造物を、保管場所に影響を及ぼす地中埋設構造物として評価する。

(2) 評価結果

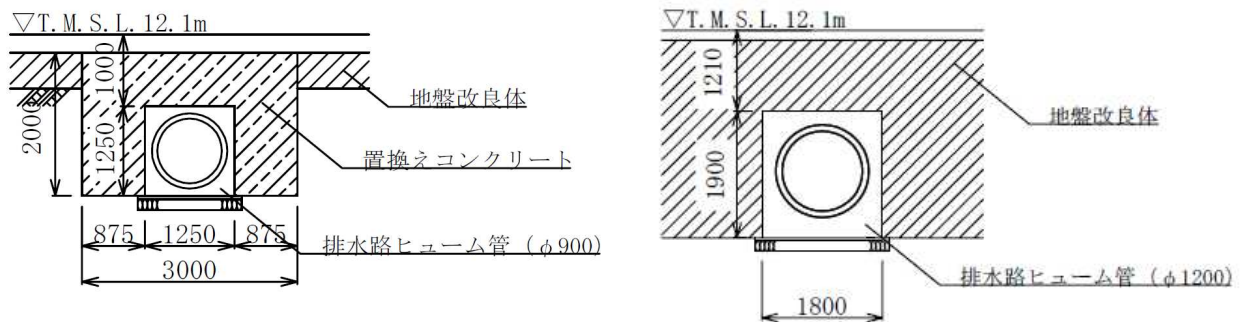
地中埋設構造物の損壊による影響評価結果を表 2-17 に示す。

評価の結果、荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所については、評価の対象となる地中埋設構造物が存在しないことから『該当なし』と評価し、地中埋設構造物の損壊が保管場所に影響を及ぼさないことを確認した。

また、5号機東側保管場所及び5号機東側第二保管場所には評価の対象となる地中埋設構造物として排水路ヒューム管が存在するが、図 2-16 に示すとおり、地中埋設構造物周囲をコンクリートで巻き立てる又はセメント改良土により埋戻しており、強固な構造となっていることから、地中埋設構造物の損壊による保管場所への影響について『問題なし』と評価し、地中埋設構造物の損壊が保管場所に影響を及ぼさないことを確認した。

表 2-17 地中埋設構造物の損壊による影響評価結果

被害要因	評価結果			
	荒浜側高台 保管場所	大湊側高台 保管場所	5号機東側 保管場所	5号機東側第二 保管場所
⑦ 地中埋設構造物の 損壊	該当なし	該当なし	問題なし	問題なし



(5号機東側保管場所)

(5号機東側第二保管場所)

図 2-16 地中埋設構造物の断面図

2.3.6 淡水貯水池の堰堤及び送水配管の損壊

(1) 評価方法

淡水貯水池の堰堤及び送水配管の損壊による影響評価については、淡水貯水池の堰堤及び送水配管の損壊による保管場所への影響を評価する。

淡水貯水池及び送水配管と保管場所の位置図を図2-17に示す。

保管場所への影響評価では、淡水貯水池の堰堤及び送水配管の損壊によって生ずる溢水の影響が保管場所に及ばないことを確認する。

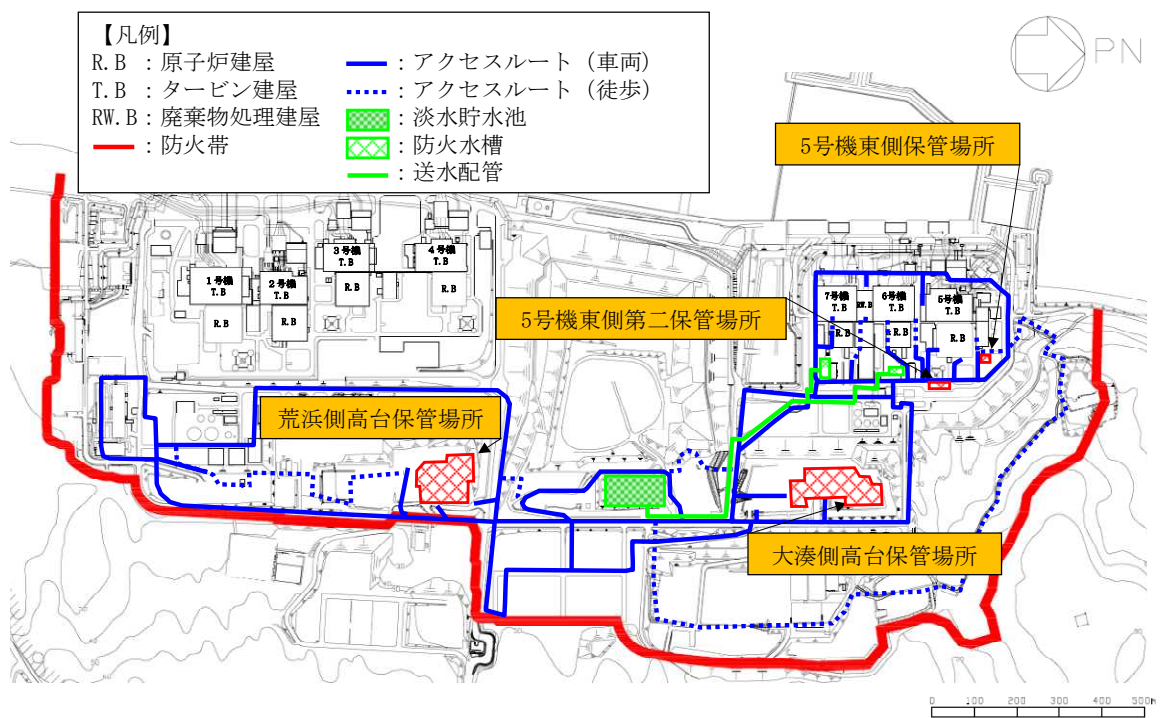


図2-17 淡水貯水池及び送水配管と保管場所の位置図

(2) 評価結果

淡水貯水池の堰堤及び送水配管の損壊による影響評価結果を表2-18に示す。

評価の結果、荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所については、淡水貯水池の堰堤及び送水配管の損壊による溢水が発生した場合においても、淡水貯水池と各保管場所の間に道路及び排水路が敷設されており、保管場所に到達することなく道路上及び構内の排水路を経て海域に排水されることから『問題なし』と評価し、淡水貯水池の堰堤及び送水配管の損壊が保管場所に影響を及ぼさないことを確認した。

また、5号機東側保管場所及び5号機東側第二保管場所については、周辺の空地が平坦かつ広大であり、淡水貯水池の堰堤及び送水配管の損壊による溢水が発生した場合においても、周辺の道路上及び排水路を自然流下して拡散すること、また、保管する可搬型重大事故等対処設備は、地表面上30cmの浸水が生じた場合であっても機能に影響がない設計であることから『問題なし』と評価し、淡水貯水池の堰堤及び送水配管の損壊が保管場所に影響を及ぼさないことを確認した。

表 2-18 淡水貯水池の堰堤及び送水配管の損壊による影響評価結果

被害要因	評価結果			
	荒浜側高台 保管場所	大湊側高台 保管場所	5号機東側 保管場所	5号機東側第二 保管場所
⑧ 淡水貯水池の堰堤及び送水配管の損壊	問題なし	問題なし	問題なし	問題なし

3. 屋外アクセスルート

3.1 屋外アクセスルートの基本方針

自然現象に対して、地震、津波、風（台風）、竜巻、低温（凍結）、降水、積雪及び火山の影響を考慮し、外部人為事象に対して、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガス及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを考慮し、可搬型重大事故等対処設備の保管場所から設置場所及び接続場所までのアクセスルートを複数設定する。

上記を受けた屋外アクセスルート設定の考え方を以下に示す。また、屋外アクセスルート図を図 3-1 に示す。

(1) 地震及び津波の影響の考慮

a. 複数設定するアクセスルートは以下の(a)、(b) 2つの条件を満足するルートとする。

(a) 基準津波の影響を受けないルート

(b) 基準地震動 S_s の影響による周辺斜面の崩壊や道路面のすべりで崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、ホイールローダによる仮復旧が可能なルート

上記の条件を考慮したうえで、全交流動力電源、又は全交流動力電源及び直流電源が喪失した場合の対応手段を確保するため可搬型重大事故等対処設備による原子炉等への注水に係る可搬型重大事故等対処設備のアクセスルートを設定する。

(2) 地震及び津波以外の自然現象又は外部人為事象の影響の考慮

地震及び津波以外の自然現象又は外部人為事象に対し、同時に影響を受けない又はホイールローダによる仮復旧が可能なアクセスルートを複数設定する。

また、事務建屋からアクセスルートまでサブルートを設定する。

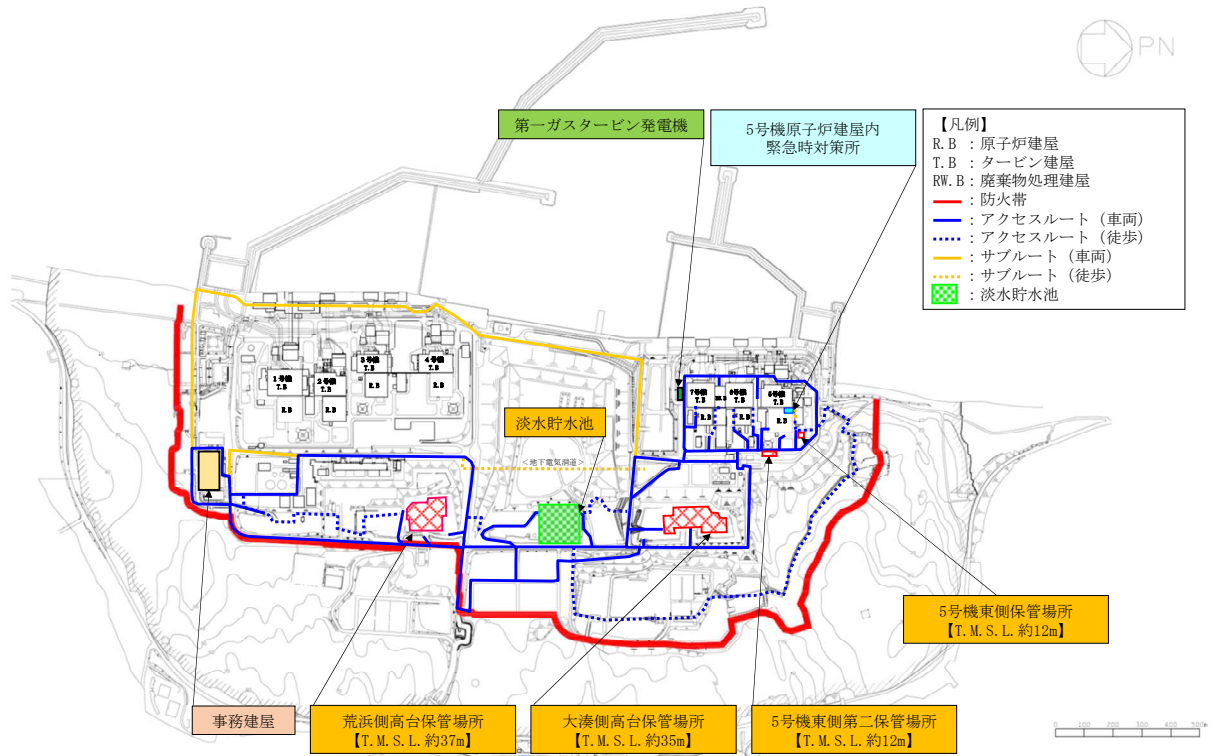


図 3-1 屋外アクセスルート図

3.2 屋外アクセスルートの影響評価

屋外アクセスルートの設計においては、屋外アクセスルートについて想定される自然現象及び外部人為事象の抽出を行い、その自然現象及び外部人為事象が起因する被害要因に対して影響評価を行い、その影響を受けないルートを確認する、又はその影響を排除できるルートを確認する。なお、近隣工場等の火災・爆発については、立地的要因により影響を受けることはなく、航空機落下火災についても、複数のアクセスルートを確認することにより影響はない。また、有毒ガスについては、セルフエアセット等の装備により通行に影響はない。

屋外アクセスルートについて想定される自然現象及び外部人為事象の抽出結果を表 3-1 及び表 3-2 に示す。

表 3-1 屋外アクセスルートに想定される自然現象 (1/2)

自然現象	概略評価結果	被害要因抽出 ○：対象 ×：対象外
地震	<ul style="list-style-type: none"> ・地盤や周辺斜面の崩壊による影響，周辺構造物の倒壊・損壊，火災，溢水等による影響が考えられる。 ・サブルートは，地震に随伴する津波を考慮すると使用できない。 	○
津波	<ul style="list-style-type: none"> ・基準津波は，アクセスルートまで遡上しない。 ・サブルートは，防潮堤外側の道路が含まれており，地震に随伴する津波を考慮すると使用できない。 ・万一，津波によりがれきが発生した場合でも，ホイールローダにより撤去することが可能である。 	×
風 (台風)	<ul style="list-style-type: none"> ・台風によりがれきが発生した場合も，ホイールローダにより撤去することが可能である。 	×
竜巻	<ul style="list-style-type: none"> ・竜巻によりがれきが発生した場合も，ホイールローダにより撤去することが可能である。 ・通信鉄塔，避雷鉄塔及び送電鉄塔が倒壊した場合であっても，迂回ルートを選択することで保管場所へのアクセスが可能である。 ・また，避雷鉄塔が転倒した場合であっても，避雷鉄塔は，アクセスルートから十分離れておりアクセスルートへの影響はないと考えられるが，アクセスルートに影響がある場合は，迂回ルートを選択することで保管場所へのアクセスが可能である。 ・竜巻より防護すべき施設の周辺に関しては，竜巻発生予測を踏まえた車両の退避運用等の飛来物発生防止対策を実施することから，アクセスに問題を生じる可能性は小さい。 ・また，その他の場所に関しては，複数のルートが確保されていることから，飛来物によりアクセスに問題を生じる可能性は小さい。 	×
低温 (凍結)	<ul style="list-style-type: none"> ・気象予報により事前の予測が十分可能であり，アクセスルートへの融雪剤散布を行うことでアクセスに問題が生じる可能性は小さい。 ・路面が凍結した場合にも，タイヤチェーン等を装着していることから，アクセスに問題が生じる可能性は小さい。 	×

表 3-1 屋外アクセスルートに想定される自然現象 (2/2)

自然現象	概略評価結果	被害要因抽出 ○：対象 ×：対象外
降水	<ul style="list-style-type: none"> ・排水路は滞留水を速やかに海域に排水する設計とすることから、アクセス性に支障はない。 ・一部滞留水が発生するものの、排水路とは別に設置した排水用フラップゲートから滞留水を速やかに海域に排水することが可能であることから、アクセス性に支障はない。 ・排水路が閉塞した事態を想定した場合においても、排水用フラップゲートから雨水を海域に排水することが可能であることから、アクセス性に支障はない。 	×
積雪	<ul style="list-style-type: none"> ・気象予報により事前の予測が十分可能であり、積雪状況等を見計らいながら除雪することで対処が可能である。 ・また、アクセスルートの除雪は、ホイールローダによる実施も可能である。 ・積雪時においても、タイヤチェーン等を装着していることから、アクセスに問題を生じる可能性は小さい。 	×
火山の影響	<ul style="list-style-type: none"> ・噴火発生の情報を受けた際は、要員を確保し、アクセスルートの除灰を行うことにより対処が可能である。 ・また、アクセスルートの除灰は、ホイールローダによる実施も可能である。 	×

表 3-2 屋外アクセスルートに想定される外部人為事象

人為事象	概略評価結果	被害要因抽出 ○：対象 ×：対象外
森林火災	<ul style="list-style-type: none"> ・アクセスルートは、防火帯の内側であり、アクセス性に支障はない。 ・アクセスルートは一部防火帯と重複するものの、迂回ルートを使用することにより、森林火災の影響を受けずに通行可能である。 ・万一、小規模な火災が発生したとしても、自衛消防隊がアクセスルート周辺の消火活動を行うことにより対処が可能である。 	×

また、屋外アクセスルートに対する被害要因及び被害事象を表 3-3 に示す。

表 3-3 屋外アクセスルートに対する被害要因及び被害事象

屋外アクセスルートに影響を与えるおそれのある被害要因	屋外アクセスルートで懸念される被害事象
① 周辺建造物の倒壊 (建屋、鉄塔及び主排気筒)	・倒壊物によるアクセスルートの閉塞
② 周辺タンク等の損壊	・タンク損壊等に伴う火災及び溢水による通行不能
③ 周辺斜面の崩壊及び道路面のすべり	・土砂流入及び道路損壊による通行不能
④ 液状化及び揺すり込みによる不等沈下、側方流動、液状化に伴う浮上り	・アクセスルートの不等沈下、側方流動、浮上りによる通行不能
⑤ 地盤支持力の不足	・懸念される被害事象なし*
⑥ 地中埋設建造物の損壊	・陥没による通行不能
⑦ 淡水貯水池の堰堤及び送水配管の損壊	・堰堤及び送水配管の損壊による通行不能

注記*：地震時においては、アクセスルート上に可搬型重大事故等対処設備が保管されていないため、懸念される被害事象がない。

3.3 屋外アクセスルートの評価方法及び結果

屋外アクセスルートへの影響評価については、表 3-3 の被害要因ごとに評価する。

3.3.1 周辺構造物の倒壊及び周辺タンク等の損壊

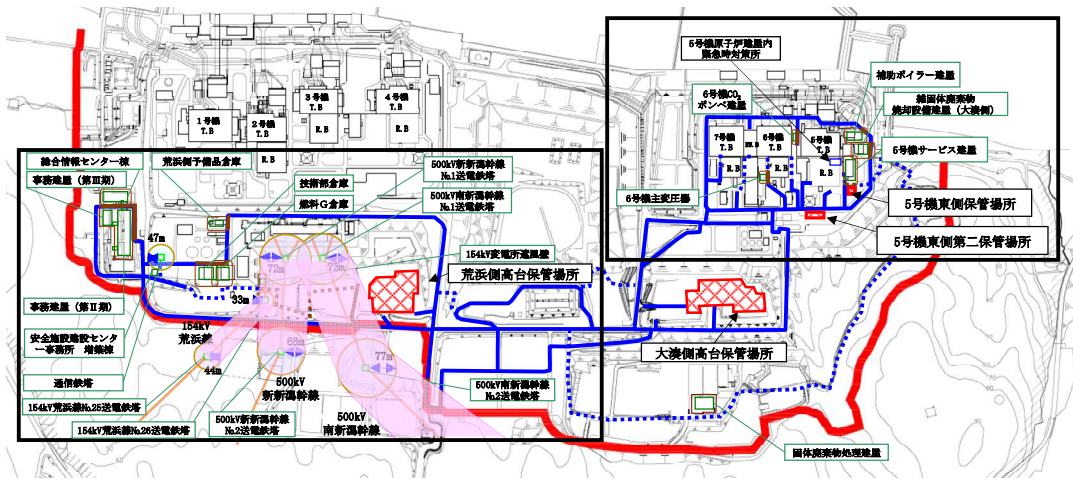
(1) 評価方法

周辺構造物の倒壊及び周辺タンク等の損壊に対する影響評価においては、保管場所における影響評価と同様にアクセスルート周辺の構造物、タンク等を対象とし、これらが基準地震動 S_s により倒壊又は損壊することによるアクセスルートへの影響を評価する。

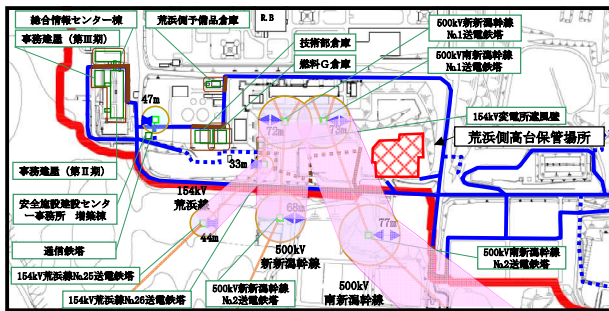
周辺構造物の倒壊及び周辺タンク等の損壊評価位置を図 3-2~4 に示す。ただし、Sクラスの構造物、タンク等、もしくはSクラス以外で基準地震動 S_s により倒壊に至らないことを確認している構造物、タンク等については、評価対象外とする。

周辺構造物の倒壊による影響範囲については、保守的に構造物、タンク等が根元から倒壊又は損壊するものとして、構造物、タンク等の高さに相当する範囲とし、必要な幅員を確保できない区間を通行に影響を及ぼす区間として抽出する。なお、車両通行に必要な幅員は、対象車両のうち最も大きい熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系熱交換器の全幅約 2.5m を考慮し、3.0m とする。

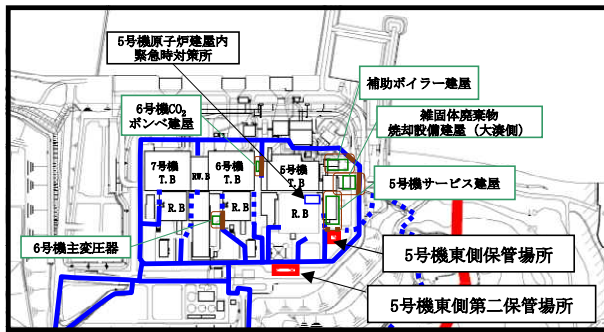
また、周辺タンク等のうち可燃物施設の損壊については、図 3-5 に示すフローに基づいて評価し、薬品タンクの損壊については、漏えい、ガス発生及び人体への影響の観点から、溢水タンクの損壊については、溢水範囲の観点から、それぞれ通行性への影響について評価する。



(全体図)



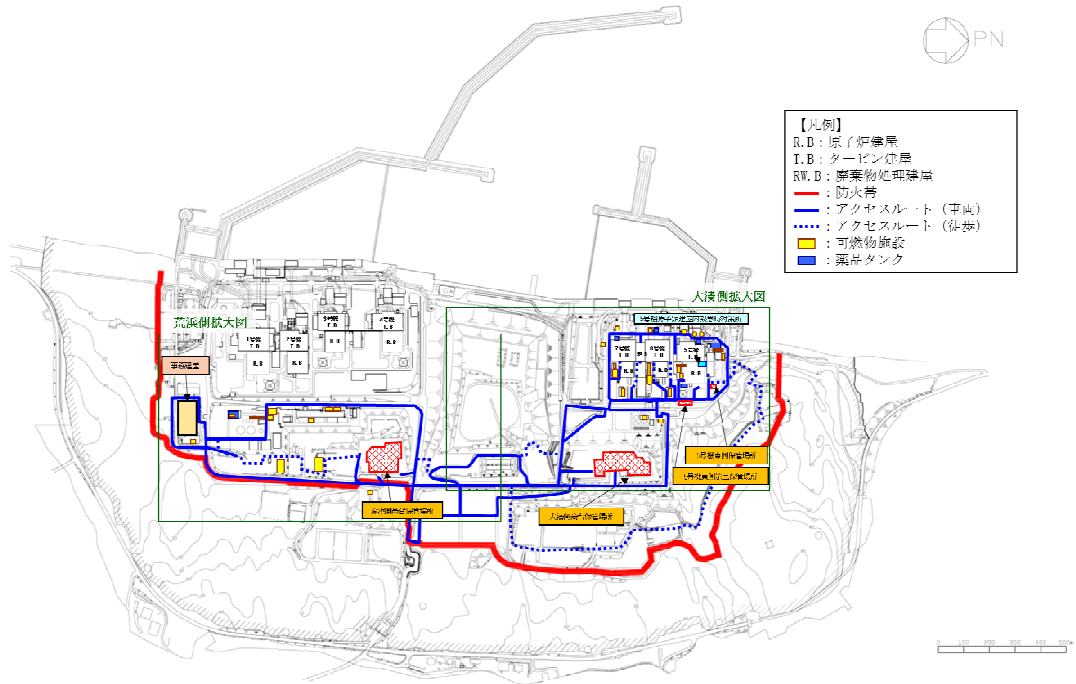
(荒浜側拡大図)



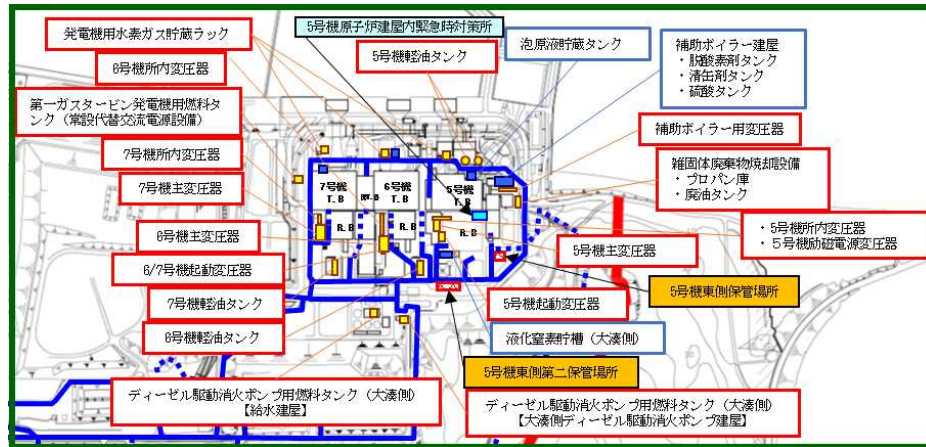
(大湊側拡大図)

- 【凡例】
- R. B : 原子炉建屋
 - T. B : タービン建屋
 - RW. B : 廃棄物処理建屋
 - : 防火帯
 - : アクセスルート (車両)
 - : アクセスルート (徒歩)
 - : 鉄塔
 - : 鉄塔の影響範囲
 - : 送電線
 - : 送電線の影響範囲
 - : 倒壊影響範囲
 - : 必要な幅員を確保できない可能性のあるアクセスルート (車両)
 - : 必要な幅員を確保できない可能性のあるアクセスルート (徒歩)

図 3-2 倒壊時にアクセスルートに影響を及ぼす周辺構造物配置図



(全体図)



(大浜側拡大図)



(荒浜側拡大図)

図 3-3 可燃物施設及び薬品タンク配置図



- 【凡例】
- R. B : 原子炉建屋
 - T. B : タービン建屋
 - RW. B : 廃棄物処理建屋
 - : 防火帯
 - : アクセスルート (車両)
 - ⋯ : アクセスルート (徒歩)
 - : 溢水評価対象タンク
 - : 溢水影響範囲

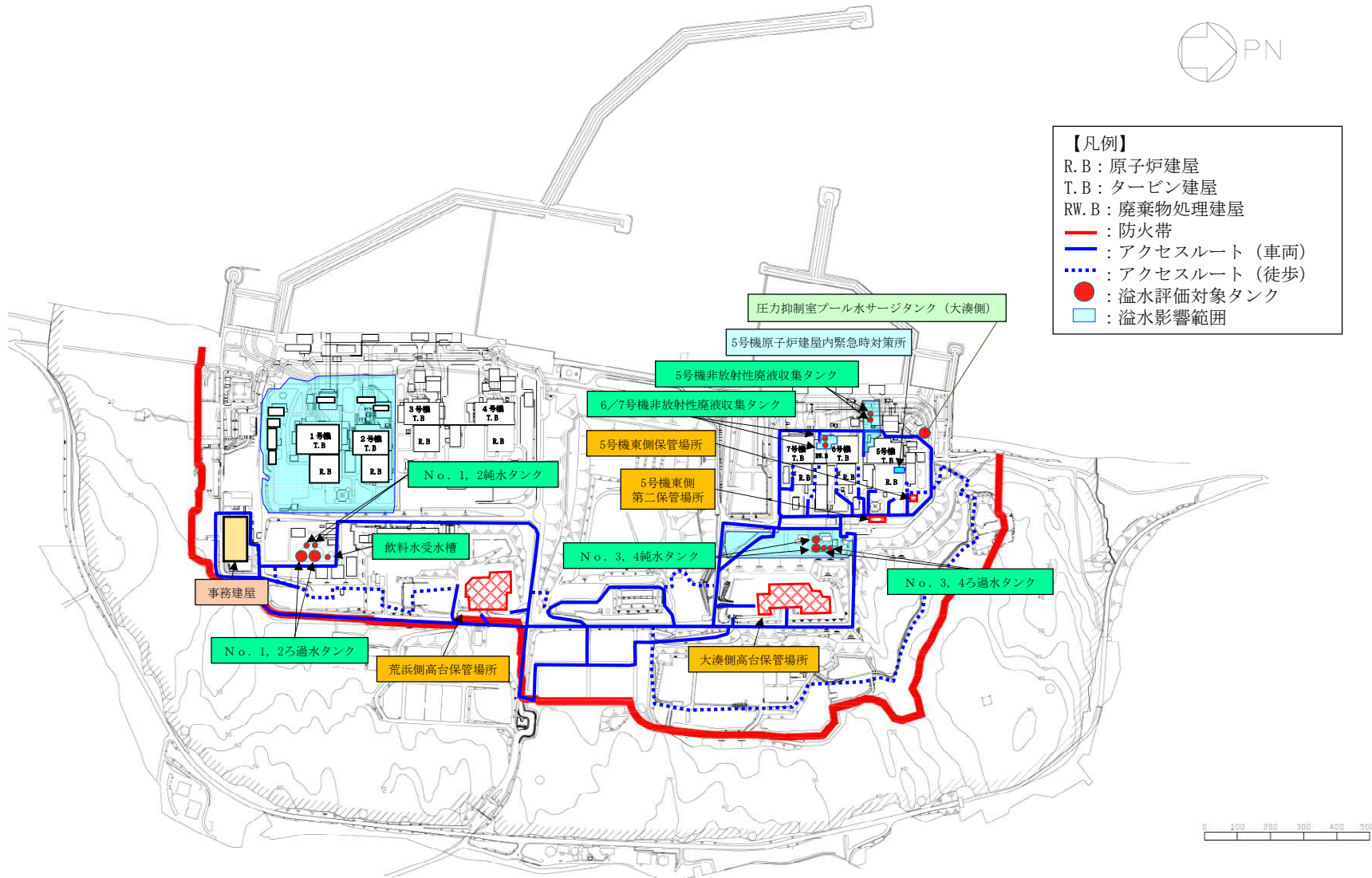
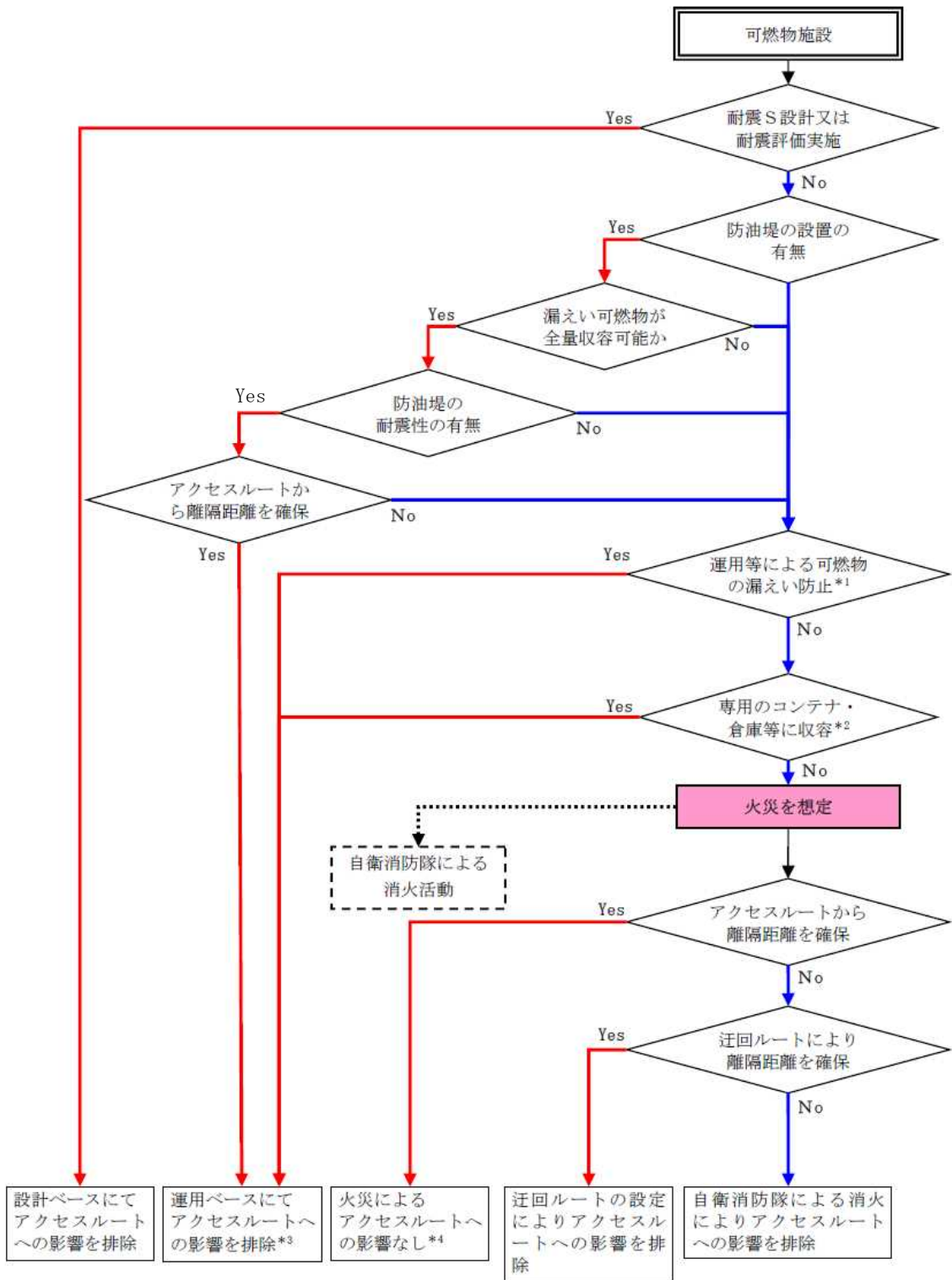


図 3-4 溢水評価対象タンク配置図



注記*1：ボンベ口金の通常閉運用（口金を開としている期間は、作業員を配置し、直ちに閉止可能とする。）。
 *2：保管可燃物は、ドラム缶等の容器に収納、固縛し転倒防止措置を行う。
 *3：火災の発生は考えにくいですが、万一火災が発生した場合は自衛消防隊（消防車隊）による消火活動を実施する。
 *4：地下埋設式の可燃物施設は、火災発生は想定しない。

図 3-5 可燃物施設の損壊による屋外アクセスルートへの影響評価フロー

(2) 評価結果

a. 周辺構造物の倒壊

屋外アクセスルートの周辺構造物の倒壊による通行性への影響評価を行った結果を表3-4に示す。

周辺構造物の倒壊によって通行性に影響があるアクセスルートは通行せずに迂回することが可能であること、倒壊により発生したガレキが発生した場合でもホイールローダにて撤去可能であることから、周辺構造物の倒壊及び周辺タンク等の損壊による通行性に対して影響を及ぼさないことを確認した。

なお、荒浜側高台保管場所の近傍には送電鉄塔が設置されているが、屋外アクセスルートが倒壊影響範囲に含まれないため影響はない。万一、送電線の垂れ下がりにより通行支障が発生した場合であっても、迂回することで通行が可能である。

表 3-4 倒壊時にアクセスルートの閉塞が懸念される構造物の被害想定及び対応内容(1/2)

No.	設備名称	被害想定	対応内容
1	154kV 荒浜線送電 鉄塔 No. 25, No. 26	<ul style="list-style-type: none"> 地震により送電線が断線し、屋外アクセスルート上に垂れ下がり、屋外アクセスルートを閉塞する。 	<ul style="list-style-type: none"> 鉄塔基礎の安定性に影響を及ぼす要因（「盛土の崩壊」「地すべり」「急傾斜地の崩壊」）について評価を行い、影響がないことを確認している。 万一、屋外アクセスルート上に送電線が垂れ下がり、通行に支障が発生した場合、迂回する。（徒歩の場合は、影響のある場所を避けて通行する。）
2	500kV 新新潟幹線 送電鉄塔 No. 1, No. 2	<ul style="list-style-type: none"> 地震により鉄塔が屋外アクセスルート上に倒壊し、屋外アクセスルートを閉塞する。 地震により送電線が断線し、屋外アクセスルート上に垂れ下がり、屋外アクセスルートを閉塞する。 	<ul style="list-style-type: none"> 鉄塔基礎の安定性に影響を及ぼす要因（「盛土の崩壊」「地すべり」「急傾斜地の崩壊」）について評価を行い、影響がないことを確認している。また、更なる安全性向上のための対策として、新新潟幹線 No. 1 及び南新潟幹線 No. 1 送電鉄塔基礎の補強及び送電鉄塔周辺法面の補強を実施し、安全性を向上させている。 万一、屋外アクセスルート上に送電線が垂れ下がり、通行に支障が発生した場合、迂回する。（徒歩の場合は、影響のある場所を避けて通行する。）
3	500kV 南新潟幹線 送電鉄塔 No. 1, No. 2	<ul style="list-style-type: none"> 地震により送電線が断線し、屋外アクセスルート上に垂れ下がり、屋外アクセスルートを閉塞する。 	<ul style="list-style-type: none"> 影響がある屋外アクセスルートは通行せず、迂回する。（徒歩の場合は、影響のある場所を避けて通行する。）
4	通信鉄塔	<ul style="list-style-type: none"> 地震により鉄塔が屋外アクセスルート上に倒壊し、屋外アクセスルートを閉塞する。 	
5	1/2 号機主排気筒		

表 3-4 倒壊時にアクセスルートの閉塞が懸念される構造物の被害想定及び対応内容 (2/2)

No.	設備名称	被害想定	対応内容		
6	事務建屋 (第Ⅱ期)	<ul style="list-style-type: none"> 地震により設備が倒壊し、発生したがれきにより、屋外アクセスルートを閉塞する。 	<ul style="list-style-type: none"> 影響がある屋外アクセスルートは通行せず、迂回する。(徒歩の場合は、影響のある場所を避けて通行する。) 1981年以降の建築基準法に基づき設計された建屋(以下「新耐震基準に基づく建屋」という。)である。新耐震基準に基づく建屋は、地震による被害が多く見られた兵庫県南部地震(1995年)や地震規模の大きい東北地方太平洋沖地震(2011年)においても、倒壊といった大きな被害を受けていない。 万一、建屋の一部倒壊によるがれきが発生し、屋外アクセスルートの復旧が必要な場合には、ホイールローダにてがれきを撤去する。 		
7	事務建屋 (第Ⅲ期)				
8	総合情報センター棟				
9	技術部倉庫				
10	燃料G倉庫				
11	荒浜側予備品倉庫				
12	6号機CO ₂ ボンベ建屋				
13	雑固体廃棄物焼却設備建屋(大湊側)				
14	補助ボイラー建屋				
15	6号機主変圧器			<ul style="list-style-type: none"> 地震により設備が倒壊し、発生したがれきにより、屋外アクセスルートを閉塞する。 	<ul style="list-style-type: none"> 可搬型重大事故等対処設備の建屋への接続は、6号機主変圧器横の屋外アクセスルートを通す必要のある可搬型重大事故等対処設備が、寄りつく必要がなく、人が迂回することで接続口までアクセスする。 万一、設備の一部倒壊によるがれきが発生し、屋外アクセスルートの復旧が必要な場合には、ホイールローダにてがれきを撤去する。
16	154kV開閉所遮風壁			<ul style="list-style-type: none"> 地震により設備が倒壊し、発生したがれきにより、屋外アクセスルートを閉塞する。 	<ul style="list-style-type: none"> 徒歩ルートであり、周辺は平坦であることから、徒歩により迂回する。
17	5号機サービス建屋				
18	固体廃棄物処理建屋				
19	安全施設建設センター事務所増築棟				

b. 周辺タンク等の損壊

屋外アクセスルート周辺のタンク等の損壊による通行性への影響については、可燃物施設、薬品タンク及び溢水タンクに分けて評価結果を以下に示す。

(a) 可燃物施設

屋外アクセスルートの周辺タンク等のうち可燃物施設の損壊による通行性への影響評価の結果を表 3-5 に示す。

また、可燃物施設のうち、火災を想定する施設の火災時の影響範囲を図 3-6 に示す。

可燃物施設で火災の発生を想定した場合においても、屋外アクセスルートからの十分な離隔距離が確保できること、あるいは熱影響を受ける場合は迂回路を通行すること、加えて自衛消防隊による早期の消火活動が可能であることから、可燃物施設の損壊によって通行性に対して影響を及ぼさないことを確認した。

なお、主要な変圧器（主変圧器、所内変圧器、起動変圧器）については、変圧器火災対策及び事故拡大防止対策が図られており、防油堤内に漏えいした絶縁油は防油堤地下の漏油受槽に流下するため火災発生の可能性は極めて低いと考えられるが、火災が発生するものと保守的に想定して評価を実施している。

表 3-5 屋外アクセスルート周辺の可燃物施設の被害想定及び対応内容 (1/4)

No.	設備名称	被害想定	対応内容
1	主変圧器 (5 号機)	<ul style="list-style-type: none"> ・ 基準地震動 S_s により変圧器が破損し、漏えいした絶縁油による火災発生のおそれ 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 中越沖地震による変圧器火災の対策として、基礎構造変更により変圧器と二次側接続母線部ダクトの基礎で沈下量の差が発生することを防止していること、また、屋外埋設消火配管の地上化を実施しており延焼防止対策が図られていること、及び防油堤内に漏えいした絶縁油は防油堤地下の漏油受槽に流下するため、屋外アクセスルートに影響のある変圧器火災の可能性は極めて低い。 ・ 万一、火災が発生した場合には、迂回する。また、自衛消防隊による消火活動を実施する。 ・ 同時に複数の火災が発生し迂回できない場合も自衛消防隊による消火活動を実施する。
2	主変圧器 (6 号機)		
3	主変圧器 (7 号機)		
4	所内変圧器 (5 号機)		
5	所内変圧器 (6 号機)		
6	所内変圧器 (7 号機)		
7	低起動変圧器 (5 号機)		
8	低起動変圧器 (6 号及び 7 号機)		
9	励磁電源変圧器 (5 号機)		
10	No. 1 高起動変圧器		
11	No. 2 高起動変圧器		
12	No. 3 高起動変圧器		
13	補助ボイラー用変圧器		
14	軽油タンク (5 号機)		

表 3-5 屋外アクセスルート周辺の可燃物施設の被害想定及び対応内容 (2/4)

No.	設備名称	被害想定	対応内容
15	軽油タンク (6号機)	なし	<ul style="list-style-type: none"> ・ Sクラス設計の機器及び付属配管, 又は基準地震動 S_s にて評価済の機器は地震により破損しないため, 火災は発生しない。 ・ 万一, 火災が発生した場合には, 迂回する。また, 自衛消防隊による消火活動を実施する。
16	軽油タンク (7号機)		
17	第一ガスタービン発電機用燃料タンク		
18	ディーゼル駆動消火ポンプ用燃料タンク 【大湊側ディーゼル駆動消火ポンプ建屋】	<ul style="list-style-type: none"> ・ 基準地震動 S_s によりタンク又は付属配管が破損し, 漏えいした軽油による火災発生のおそれ 	<ul style="list-style-type: none"> ・ アクセスルートに影響のある火災が発生した場合には, 迂回する。また, 自衛消防隊による消火活動を実施する。
19	ディーゼル駆動消火ポンプ用燃料タンク 【給水建屋】	<ul style="list-style-type: none"> ・ 基準地震動 S_s によりタンク又は付属配管が破損し, 漏えいした軽油による火災発生のおそれ 	<ul style="list-style-type: none"> ・ ディーゼル駆動消火ポンプ用燃料タンクは, コンクリート造の消火ポンプ室内に設置された小規模タンクであり, 建屋内火災のため屋外アクセスルートへの影響は極めて低い。 ・ 万一, 火災が発生した場合には, 迂回する。また, 自衛消防隊による消火活動を実施する。
20	ディーゼル駆動消火ポンプ用燃料タンク 【水処理建屋】		
21	第二ガスタービン発電機用燃料タンク		
22	地下軽油タンク		
23	ガスタービン発電機燃料地下タンク		
24	ガスタービン発電機燃料小出槽	<ul style="list-style-type: none"> ・ 基準地震動 S_s によりタンク又は付属配管が破損し, 漏えいした軽油による火災発生のおそれ 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料地下タンクは, 地中埋設式のタンクであり火災は発生しない。 ・ 燃料小出槽は防油堤が設置された小規模タンクであり, 堤内火災のため, 屋外アクセスルートへの影響は極めて低い。 ・ 万一, 火災が発生した場合には, 迂回する。また, 自衛消防隊による消火活動を実施する。

表 3-5 屋外アクセスルート周辺の可燃物施設の被害想定及び対応内容 (3/4)

No.	設備名称	被害想定	対応内容
25	少量危険物倉庫	なし	<ul style="list-style-type: none"> 倉庫への保管可能量は限られており、また倉庫そのものが危険物を保管するための専用の保管庫になっているため火災の発生は極めて低い。
26	発電倉庫	なし	<ul style="list-style-type: none"> 万一、火災が発生した場合には、迂回する。また、自衛消防隊による消火活動を実施する。
27	潤滑油倉庫	なし	<ul style="list-style-type: none"> 倉庫そのものが危険物を保管するための専用の保管庫になっているため、火災の発生は極めて低い。 万一、火災が発生した場合には、迂回する。また、自衛消防隊による消火活動を実施する。 ドラム缶転倒防止のための固縛を実施する。
28	発電機冷却用水素ガス貯蔵ラック (5号機)	なし	<ul style="list-style-type: none"> 水素ボンベは、マニホールにて一連で固定、又はチェーンにより固縛されており、転倒による損傷は考えにくく、また着火源とも成り難いため火災の発生は極めて低い。 万一、火災が発生した場合には、迂回する。また、自衛消防隊による消火活動を実施する。
29	発電機冷却用水素ガス貯蔵ラック (6号機)		
30	発電機冷却用水素ガス貯蔵ラック (7号機)		
31	水素ボンベ貯蔵ラック (No. 1)	なし	<ul style="list-style-type: none"> 万一、火災が発生した場合には、迂回する。また、自衛消防隊による消火活動を実施する。
32	水素ボンベ貯蔵ラック (No. 2)		
33	水素ボンベ貯蔵ラック (No. 3)		
34	廃油タンク	<ul style="list-style-type: none"> 基準地震動 Ss によりタンク又は付属配管が破損し、漏えいした廃油による火災発生のおそれ 	<ul style="list-style-type: none"> 廃油タンクは、コンクリート造の建屋に設置された小規模タンクであり、建屋内火災のため、屋外のアクセスルートへの影響は極めて低い。 万一、火災が発生した場合には、迂回する。また、自衛消防隊による消火活動を実施する。

表 3-5 屋外アクセスルート周辺の可燃物施設の被害想定及び対応内容 (4/4)

No.	設備名称	被害想定	対応内容
35	プロパン庫	なし	<ul style="list-style-type: none"> ・プロパンガスボンベは横置きであり、基礎架台に固縛して設置していることから、転倒による損傷は考えにくく、また、着火源とも成り難いため火災の発生は極めて低い。 ・万一、火災が発生した場合には、迂回する。また、自衛消防隊による消火活動を実施する。

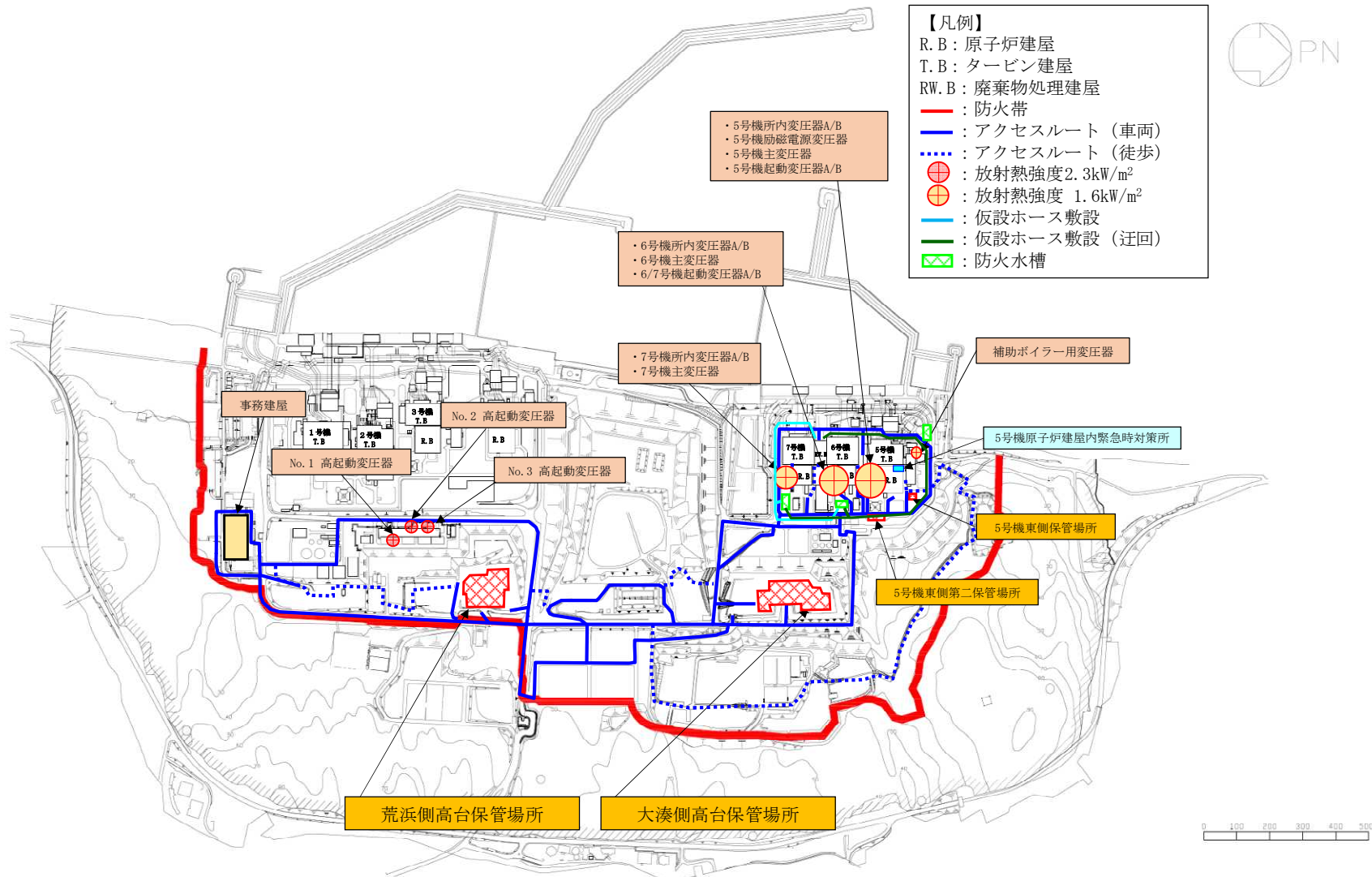


図 3-6 可燃物施設火災時の影響範囲*

注記* : 放射熱強度 1.6kW/m² 及び 2.3kW/m² については、石油コンビナートの防災アセスメント指針より引用

(b) 薬品タンク

屋外アクセスルート周辺のタンク等のうち薬品タンクの損壊による通行性への影響評価の結果を表 3-6 に示す。

薬品タンクは、堰内又は建屋内に設置されているため、漏えいによる影響は限定的と考えられる。また、屋外に設置されている液化窒素貯槽及び泡原液貯蔵タンクは、漏えいした場合であっても液化窒素は外気中に拡散し、泡原液は周辺の砂利面に浸透又は周辺の排水溝に流出することから、薬品タンクの損壊によって通行性に対して影響を及ぼさないことを確認した。

表 3-6 屋外アクセスルート周辺の薬品タンクの被害想定及び対応内容 (1/3)

No.	設備名称	被害想定	対応内容
1	液化窒素貯槽	(漏えい) ・地震により貯槽が破損し、漏えいする。 (人体への影響) ・吸入により窒息のおそれがある。 ・接触により凍傷のおそれがある。	・液化窒素貯槽は屋外に設置されており、万一漏えいが発生した場合でも外気中に拡散する。 ・万一、窒素の漏えいを発見した場合には、影響のない屋外アクセスルートに迂回する。
2	脱酸剤タンク (ヒドラジン)	(漏えい) ・地震により貯槽が破損し、漏えいする。 (ガス発生) ・高温によりガス発生のおそれがある。 (人体への影響) ・接触により皮膚、眼の炎症を起こすおそれがある。	・タンクは建物内に設置されていることから、影響はない。
3	清缶剤タンク (苛性ソーダ)	(漏えい) ・地震により貯槽が破損し、漏えいする。 (ガス発生) ・金属を腐食し、ガス発生のおそれがある。	・タンク周辺に堰を設置していることから、影響はない。 ・タンク及び付属配管が破損し漏えいしても堰内に全量収まることから、影響はない。
4	苛性ソーダ貯槽	(人体への影響) ・接触により皮膚表面の組織を侵すおそれがある。	・万一、薬品の漏えいを発見した場合には、影響のない屋外アクセスルートに迂回する。
5	硫酸タンク	(漏えい) ・地震により貯槽が破損し、漏えいする。 (人体への影響) ・接触により皮膚の薬傷、眼の損傷のおそれがある。 ・吸入により生命の危険、呼吸器系の障害のおそれがある。	

表 3-6 屋外アクセスルート周辺の薬品タンクの被害想定及び対応内容 (2/3)

No.	設備名称	被害想定	対応内容
6	塩酸貯槽	(漏えい) ・地震により貯槽が破損し、漏えいする。 (ガス発生) ・空気と触れると腐食性ガス発生のおそれがある。	<ul style="list-style-type: none"> ・タンクは建物内に設置されていることから、影響はない。 ・タンク周辺に堰を設置していることから、影響はない。 ・タンク及び付属配管が破損し漏えいしても堰内に全量収まることから、影響はない。 ・万一、薬品の漏えいを発見した場合には、影響のない屋外アクセスルートに迂回する。
7	塩酸希釈槽	(人体への影響) ・接触により皮膚、眼の炎症を起こすおそれがある。 ・多量に吸引すると死亡するおそれがある。	
8	重亜硫酸ソーダ貯槽	(漏えい) ・地震により貯槽が破損し、漏えいする。 (人体への影響) ・吸入によりアレルギー、呼吸困難となるおそれがある。	
9	凝集剤貯槽	(漏えい) ・地震により貯槽が破損し、漏えいする。 (人体への影響) ・接触により皮膚の薬傷、眼の損傷となるおそれがある。	
10	脱水助剤タンク	(漏えい) ・地震により貯槽が破損し、漏えいする。 (人体への影響) ・眼、喉、皮膚等の粘膜に付着した場合、刺激を感じる場合がある。	
11	凝集助剤タンク	(漏えい) ・地震により貯槽が破損し、漏えいする。 (人体への影響) ・皮膚刺激性は弱い。	

表 3-6 屋外アクセスルート周辺の薬品タンクの被害想定及び対応内容 (3/3)

No.	設備名称	被害想定	対応内容
12	泡原液貯蔵タンク	(漏えい) ・地震によりタンクが破損し、漏えいする。 (人体への影響) ・強酸性のため、皮膚に付着した場合、刺激が現れることがある。眼に付着した場合、刺激・炎症のおそれがある。	<ul style="list-style-type: none"> ・タンク及び付属配管が破損し漏えいしても周辺の砂利面に浸透又は周辺の排水溝より流出する。 ・万一、薬品の漏えいを発見した場合には、影響のない屋外アクセスルートに迂回する。

(c) 溢水タンク

屋外アクセスルートの周辺タンク等のうち溢水タンクの損壊による通行性への影響評価の結果を表3-7に示す。

タンクからの溢水は、周辺の道路上及び排水設備を自然流下して比較的短時間で拡散することから、溢水タンクの損壊によって通行性に対して影響を及ぼさないことを確認した。

なお、屋外アクセスルートにおける歩行可能な水深については、建屋の浸水時における歩行可能な水深が、「地下空間における浸水対策ガイドライン（平成14年3月28日 国土交通省）」において、歩行困難水深及び水圧でドアが開かなくなる水深から30cm以下と設定されていることより、屋外においても同値とする。

表3-7 屋外アクセスルート周辺の溢水評価対象タンクの被害想定及び対応内容（1/2）

No.	設備名称	被害想定	対応内容
1	No.1 純水タンク	<ul style="list-style-type: none"> ・基準地震動S_sによるタンク及び付属配管の破損による溢水 	<ul style="list-style-type: none"> ・地震によりタンク又は付属配管が破損した場合でも、周辺の空地が平坦かつ広大であり、溢水は拡散することから、アクセス性に影響はないと考えられる。 ・万一、溢水した場合であっても、純水、ろ過水等であり人体への影響はない。
2	No.2 純水タンク		
3	No.3 純水タンク		
4	No.4 純水タンク		
5	No.1 ろ過水タンク		
6	No.2 ろ過水タンク		
7	No.3 ろ過水タンク		
8	No.4 ろ過水タンク		
9	飲料水受水槽		
10	圧力抑制室プール水サージタンク（大湊側）	<ul style="list-style-type: none"> ・基準地震動S_sによるタンク及び付属配管の破損による溢水 	<ul style="list-style-type: none"> ・地震によりタンク又は付属配管が破損した場合でも、周辺の堰内に留まることからアクセスルートへの影響はない。 ・万一、地震によりタンク、付属配管及び堰が破損した場合でも、周辺の空地が平坦かつ広大であり、溢水は拡散することから、アクセス性に影響はないと考えられる。 ・万一、溢水した場合であっても、内包する放射線量は微量*であり人体への影響はない。

注記*：圧力抑制室プール水サージタンク水の放射能濃度の管理値（上限値）に基づき被ばく線量評価を行った場合でも、 $9.4 \times 10^{-2} \text{mSv/h}$ 程度であり、アクセスルート復旧時間等を考慮しても、緊急時の被ばく線量限度(100mSv)に対して十分小さいことから影響はない。

表 3-7 屋外アクセスルート周辺の溢水評価対象タンクの被害想定及び対応内容 (2/2)

No.	設備名称	被害想定	対応内容
11	5号機非放射性廃液収集タンク	<ul style="list-style-type: none"> 基準地震動 S_s によるタンク及び付属配管の破損による溢水 	<ul style="list-style-type: none"> 地震によりタンク又は付属配管が破損した場合でも、周辺の堰内に留まることからアクセスルートへの影響はない。
12	6/7号機非放射性廃液収集タンク		<ul style="list-style-type: none"> 万一、地震によりタンク、付属配管及び堰が破損した場合でも、周辺の空地が平坦かつ広大であり、溢水は拡散することから、アクセス性に影響はないと考えられる。 万一、溢水した場合であっても、結露水や補機冷却水系に含まれる防食剤（十分濃度が低いもの）であり人体への影響はない。

3.3.2 周辺斜面の崩壊及び道路面のすべり

(1) 評価方法

周辺斜面の崩壊及び道路面のすべりによる影響評価については、保管場所における影響評価と同様に、周辺斜面の崩壊及び道路面のすべりによるアクセスルートの通行性への影響を評価する。

周辺斜面の崩壊及び道路面のすべりによる影響評価フローを図3-7に、影響評価断面位置図を図3-8に示す。評価の対象とする斜面については、道路標高、道路幅、斜面からの離隔及び斜面高さを考慮して、屋外アクセスルート沿いの斜面から網羅的に選定する。

通行性への影響評価では、保管場所における影響評価と同様に、斜面が全て崩壊するものと仮定した上で、斜面の崩壊形状及び到達範囲の予測による斜面崩壊後のアクセスルート上の幅員が、評価基準以上であることを評価する。

評価基準を満足できない場合は、通行性に影響を及ぼす区間として整理するとともに、地震時に優先的な仮復旧を実施して通路を確保するアクセスルート（以下「仮復旧ルート」という。図3-20、図3-21及び図3-22参照。）に該当する区間については、「3.3.6 仮復旧時間の評価」において、ホイールローダによる当該区間の仮復旧に要する時間を考慮した評価を実施する。

評価基準は、可搬型重大事故等対処設備の通行に必要な幅員として、「3.3.1 周辺構造物の倒壊及び周辺タンク等の損壊」と同様、3.0mとする。

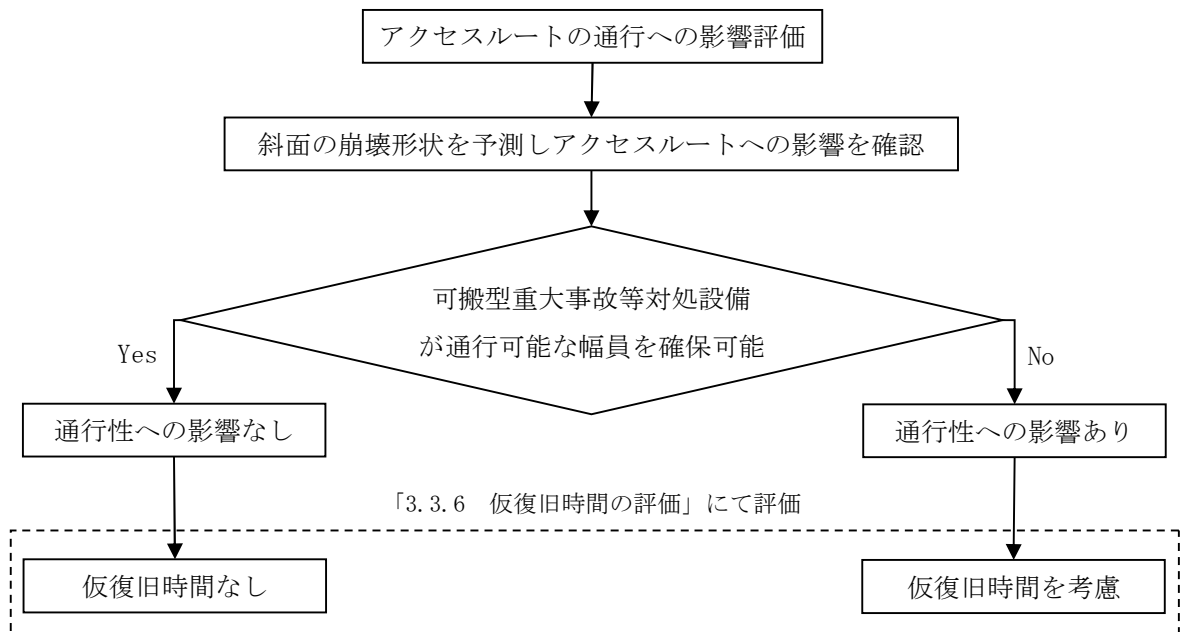


図3-7 周辺斜面の崩壊及び道路面のすべりによる影響評価フロー

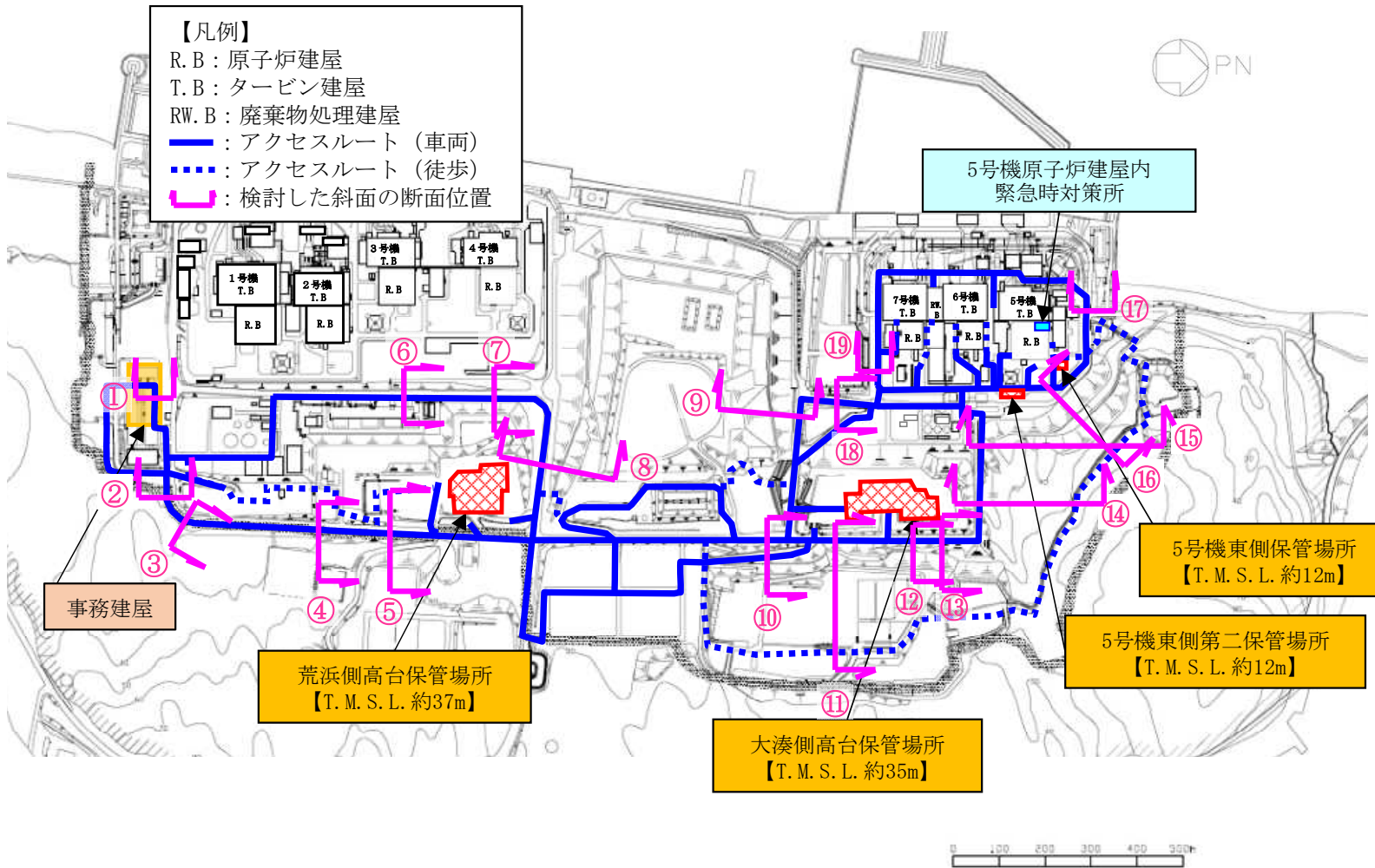


図 3-8 屋外アクセスルートの周辺斜面の崩壊及び道路面のすべりによる影響評価断面位置

(2) 評価結果

周辺斜面の崩壊及び道路面のすべりによる通行性への評価結果について、評価対象斜面における斜面の崩壊形状を想定した結果を図 3-9 に、通行性への影響評価結果を表 3-8 に示す。

評価の結果、評価基準を満足する区間は『問題なし』と評価し、周辺斜面の崩壊及び道路面のすべりが当該区間の通行性に対して影響を及ぼさないことを確認した。

また、評価基準を満足しない区間については『問題あり』と評価し、可搬型重大事故等対処設備が当該区間を通行するためには、ホイールローダによる仮復旧が必要となることを確認した。このため、「3.3.6 仮復旧時間の評価」において、可搬型重大事故等対処設備が『問題あり』と評価した区間を通行することを想定する場合には、ホイールローダによる仮復旧時間を考慮する。

可搬型重大事故等対処設備が通行可能な幅員を確保できない区間を抽出した結果を図 3-10 に示す。

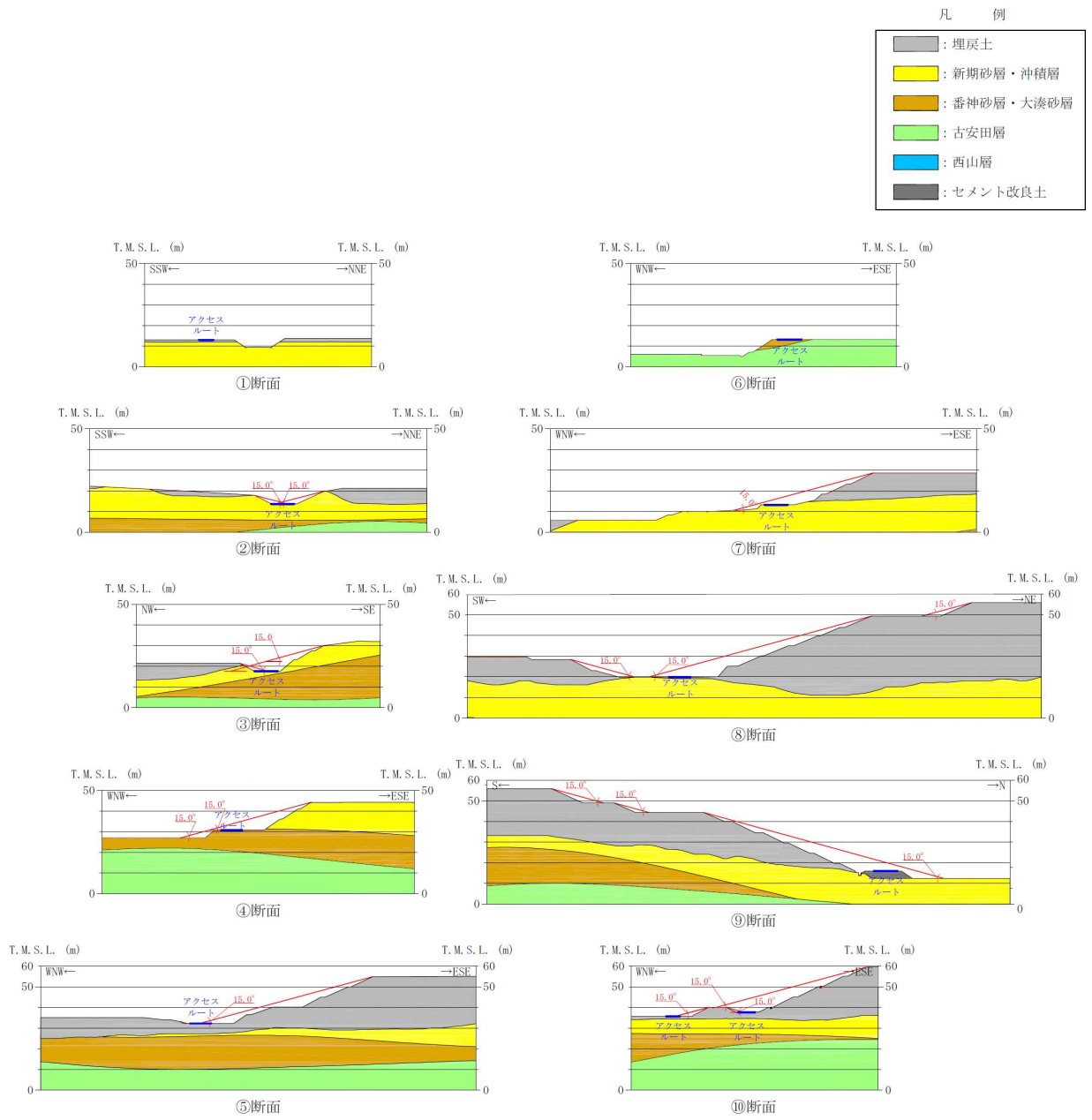


図 3-9 影響評価断面位置における斜面の崩壊形状を想定した結果 (1/3)

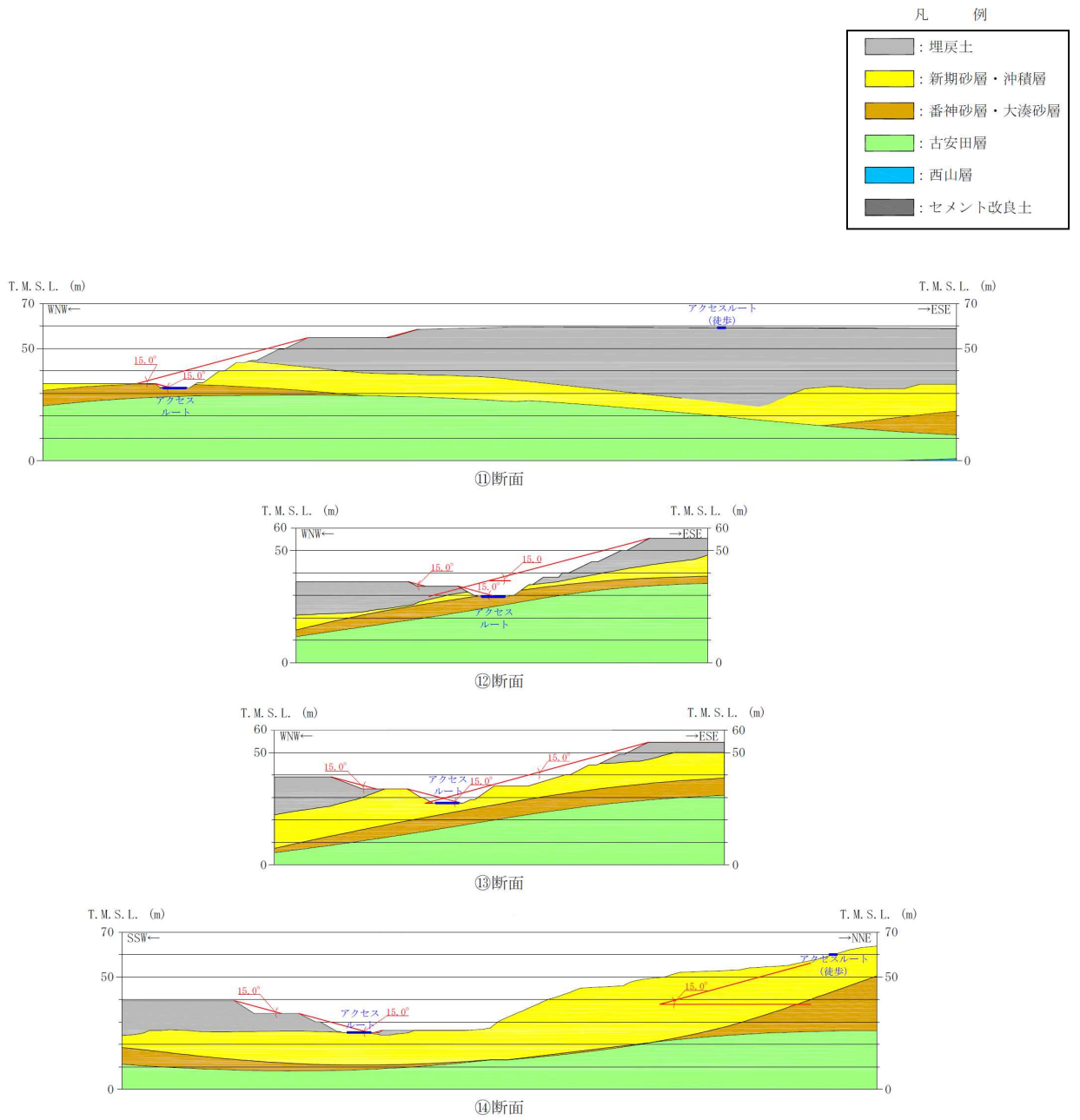


図 3-9 影響評価断面位置における斜面の崩壊形状を想定した結果 (2/3)

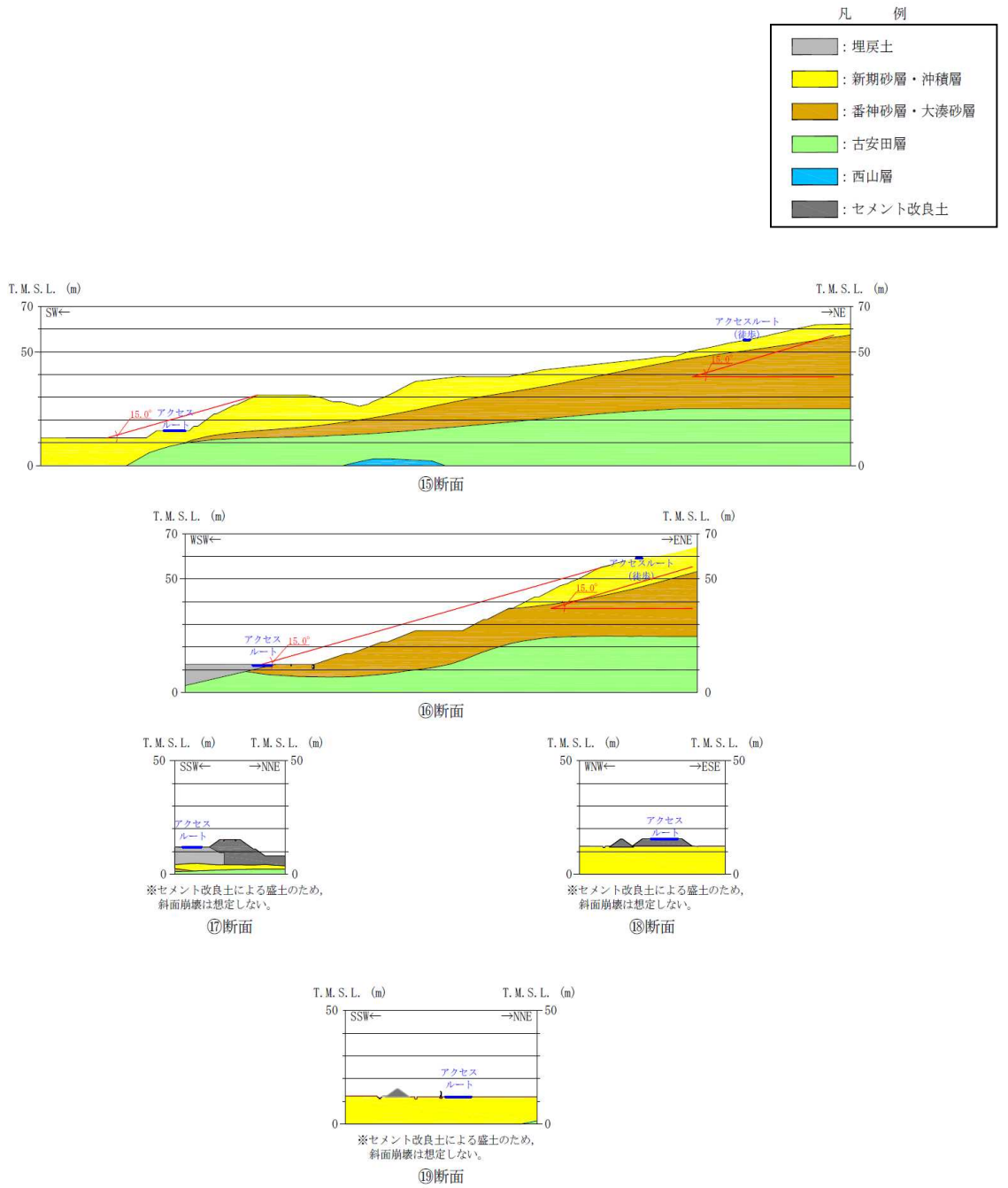


図 3-9 影響評価断面位置における斜面の崩壊形状を想定した結果 (3/3)

表 3-8 周辺斜面の崩壊及び道路面のすべりによる影響評価結果 (1/2)

断面 No.	道路標高	道路幅		斜面 位置	斜面から の離隔 (m)	道路 位置	斜面 高さ (m)	評価結果
	T. M. S. L. (m)	車道 (m)	路肩 (m)					
①	12.9	7.0	—	北側	10.2	平地	3.5	問題なし
②	13.6	7.3	1.7	南側	—	法尻	4.1	問題あり
			2.0	北側	1.3	法尻	7.6	
③	17.6	7.8	1.7	東側	1.3	法尻	12.4	問題あり
			1.7	西側	—	法尻	3.8	
④	30.7	6.6	1.6	東側	10.7	法尻	13.3	問題あり
			1.9	西側	3.3	法尻	3.7	問題あり
⑤	32.2	6.5	1.7	東側	11.0	法尻	22.6	問題なし
			1.9	西側	3.3	法尻	0.8	問題なし
⑥	13.2	6.6	2.8	西側	2.3	法尻	8.4	問題あり
⑦	13.2	7.4	1.7	東側	3.1	法尻	15.4	問題あり
			2.0	西側	1.6	法尻	3.2	問題あり
⑧	19.8	6.5	1.9	南側	24.1	法尻	8.5	問題なし
			1.9	北側	13.4	法尻	29.5	問題あり*1
⑨	15.8	7.0	2.2	南側	9.4	法尻	31.9	問題あり
			2.2	北側	2.0	法尻	3.5	問題なし*2
⑩	34.7	6.5	1.7	東側	4.6	法尻	5.0	問題なし
	37.6	7.3	0.5	東側	1.9	法尻	21.9	問題あり
			0.5	西側	1.0	法尻	2.3	問題なし
⑪	32.4	6.5	1.7	東側	1.7	法尻	22.3	問題あり
			1.8	西側	1.4	法尻	1.9	問題なし
	58.7	3.0*3	0.35	東側	—	平地	—	問題なし
			0.35	西側	—	平地	—	問題なし
⑫	29.5	6.5	1.7	東側	1.8	法尻	25.9	問題あり
			1.7	西側	1.8	法尻	4.6	問題なし

注記*1 : 緑地帯を通行可能。

*2 : セメント改良土による盛土のため、斜面崩壊は想定しない。

*3 : 徒歩ルート。

*4 : 徒歩ルートは、おおむね 15° 程度以下の勾配の斜面上に位置しているものの、保守的に斜面崩壊の影響ありと評価する。

表 3-8 周辺斜面の崩壊及び道路面のすべりによる影響評価結果 (2/2)

断面 No.	標高	道路幅		位置	斜面から の離隔 (m)	道路 位置	斜面高さ (m)	評価結果
	T. M. S. L. (m)	車道 (m)	路肩 (m)					
⑬	27.4	8.0	0.9	東側	2.2	法尻	27.1	問題あり
			1.0	西側	1.5	法尻	6.3	問題あり
⑭	25.2	6.6	1.7	南側	2.6	法尻	8.5	問題あり
			1.7	北側	4.0	法尻	1.0	問題なし
	60.0	3.0 ^{*3}	0.35	南側	—	斜面	—	問題あり ^{*4}
			0.35	北側	—	斜面	—	問題あり ^{*4}
⑮	15.3	6.6	1.7	南側	3.6	法肩	3.2	問題あり
			1.7	北側	1.9	法尻	15.7	問題あり
	55.0	3.0 ^{*3}	0.35	南側	—	斜面	—	問題あり ^{*4}
			0.35	北側	—	斜面	—	問題あり ^{*4}
⑯	12.0	6.5	1.3	東側	20.1	法尻	42.6	問題なし
	59.1	3.0 ^{*3}	0.35	東側	—	斜面	—	問題あり ^{*4}
			0.35	西側	—	斜面	—	問題あり ^{*4}
⑰	12.0	6.5	1.3	北側	3.8	法尻	3.3	問題なし ^{*2}
⑱	15.6	11.7	0.7	東側	1.8	法肩	3.2	問題なし ^{*2}
			0.7	西側	3.8	法肩	3.2	問題なし ^{*2}
⑲	12.0	11.0	0.7	東側	16.9	法尻	3.5	問題なし ^{*2}

注記*1 : 緑地帯を通行可能。

*2 : セメント改良土による盛土のため、斜面崩壊は想定しない。

*3 : 徒歩ルート。

*4 : 徒歩ルートは、おおむね 15° 程度以下の勾配の斜面上に位置しているものの、保守的に斜面崩壊の影響ありと評価する。



- 【凡例】
- R. B : 原子炉建屋
 - T. B : タービン建屋
 - RW. B : 廃棄物処理建屋
 - (solid blue) : アクセスルート (車両)
 - (dotted blue) : アクセスルート (徒歩)
 - (orange) : 必要な道路幅 (3m) が確保できないルート
 - (yellow) : 主な崩壊斜面
 - (red hatched) : 崩壊土砂到達範囲

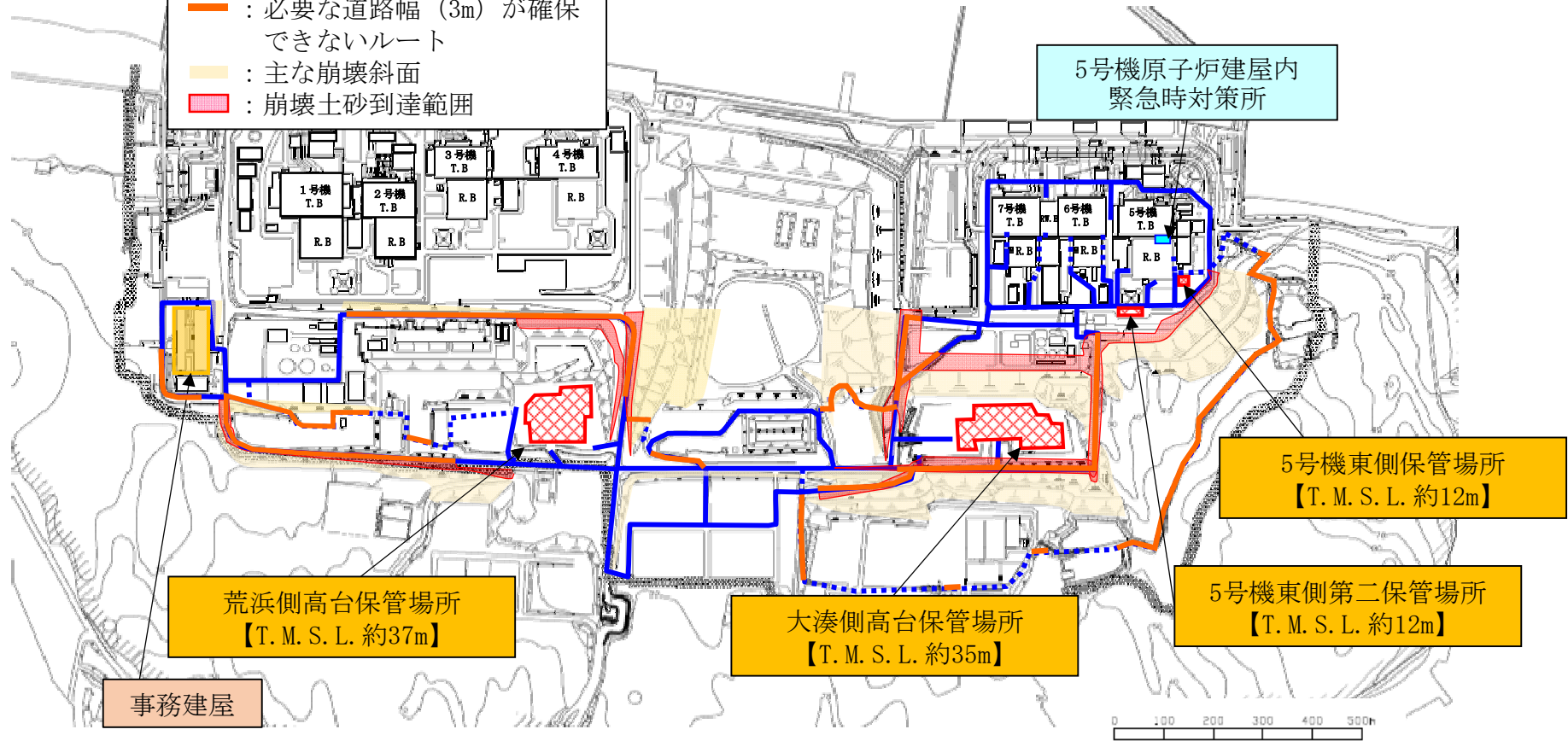


図 3-10 全斜面が崩壊するものと仮定した場合、必要な幅員が確保できないルート

3.3.3 液状化及び揺すり込みによる不等沈下，側方流動及び液状化に伴う浮上り

(1) 液状化及び揺すり込みによる不等沈下

a. 地中埋設構造物と埋戻部等との境界部（埋設物境界部）

(a) 評価方法

地中埋設構造物と埋戻部等との境界部における不等沈下による影響評価については、保管場所における影響評価と同様に、液状化及び揺すり込みによる不等沈下によるアクセスルートの通行性への影響を評価する。

地中埋設構造物と埋戻部等との境界部における不等沈下の評価位置を図 3-11 に示す。評価の対象とする位置については、アクセスルート下の地中埋設構造物と埋戻部等との境界位置を網羅的に選定する。

通行性への影響評価では、保管場所における影響評価と同様に、液状化による沈下量及び揺すり込みによる沈下量の合計値を算定し、地中埋設構造物の境界部で生じる相対沈下量が評価基準以下となることを評価する。なお、浮上り対策として置換えコンクリート及び地盤改良を実施した箇所については、それらを考慮して相対沈下量を算定する。評価基準については、保管場所と同様に、緊急車両が徐行により走行可能な段差量 15cm とする。

また、通行性への影響評価に用いる地下水位については、保管場所における影響評価と同様に、評価箇所周辺に工認対象の施設がある場合はその設計地下水位を、工認対象の施設が無い場合には、建設時の設計地下水位あるいは既往の観測記録に基づいて設定する。ただし、液状化による沈下量及び揺すり込みによる沈下量は、ともに地層厚さの 2.0% として算定されるため、地下水位の設定による沈下量への影響は無い。

なお、評価箇所のうち仮復旧ルート上で評価基準を満足しない箇所については、図 3-12 に示すような不等沈下対策をあらかじめ実施しておくことにより、液状化及び揺すり込みによる不等沈下が通行性に対して影響を及ぼさない設計とし、「3.3.6 仮復旧時間の評価」において、ホイールロードによる当該区間の仮復旧に要する時間を考慮不要とする。

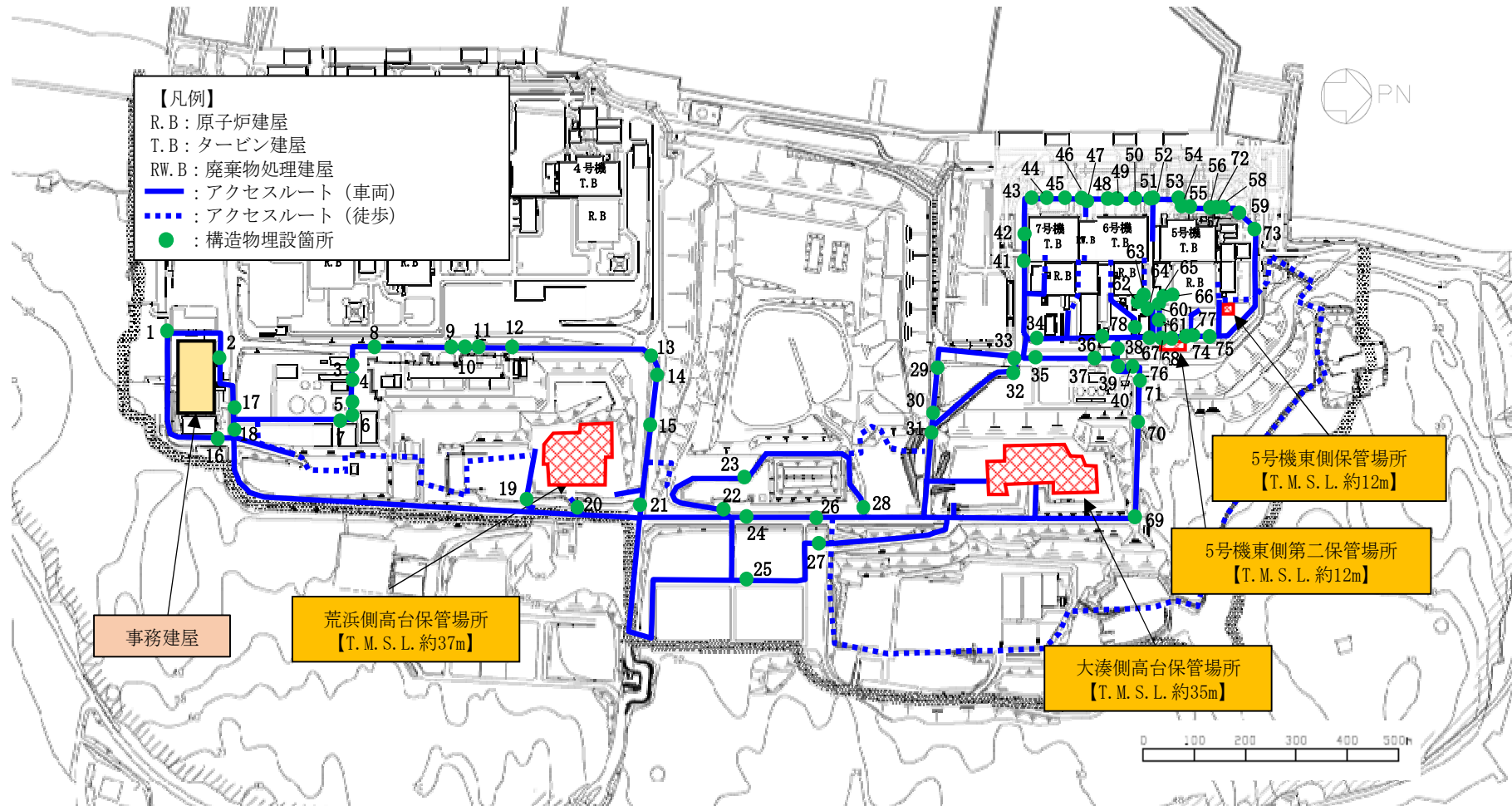


図 3-11 地中埋設構造物と埋戻部等との境界部における不等沈下の評価位置

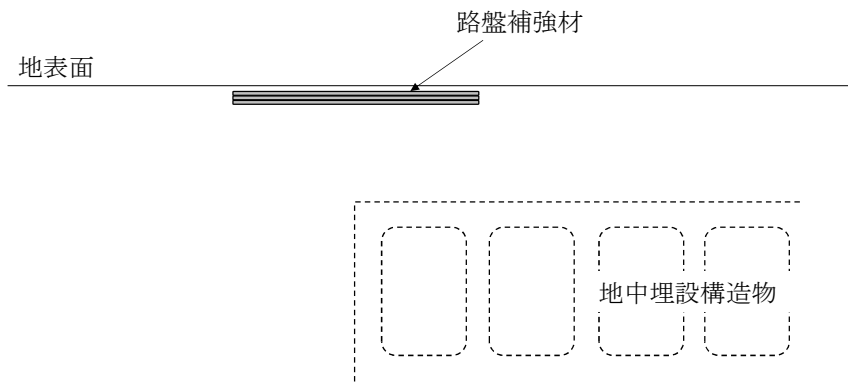


図 3-12 不等沈下対策のイメージ図

(b) 評価結果

地中埋設構造物と埋戻部等との境界部における不等沈下による影響評価結果を表 3-9 に示す。

評価の結果、算定した相対沈下量が評価基準を満足する箇所及びあらかじめ不等沈下対策を実施している箇所については『問題なし』と評価し、不等沈下が当該箇所の通行性に対して影響を及ぼさないことを確認した。

また、相対沈下量が評価基準を満足しない箇所については『問題あり』と評価し、当該箇所を可搬型重大事故等対処設備が通行するためには、ホイールローダによる仮復旧が必要となることを確認した。このため、「3.3.6 仮復旧時間の評価」において可搬型重大事故等対処設備が『問題あり』と評価した区間を通行することを想定する場合には、ホイールローダによる仮復旧時間を考慮する。

表 3-9 地中埋設構造物と埋戻部等との境界部における不等沈下による影響評価結果 (1/7)

(凡例)

: 段差 (相対沈下量) が15cmを超え, 通行性に影響を及ぼす箇所

: 不等沈下対策の実施により通行性に影響を及ぼさない箇所

No. *1	名称	路面高	構造物 上端	構造物 下端	基礎 下端	構造物高 +基礎	地下水位	相対 沈下量	評価結果
		T. M. S. L. (m)	T. M. S. L. (m)	T. M. S. L. (m)	T. M. S. L. (m)	(m)	T. M. S. L. (m)	(m)	
1	排水路 ボックスカルバート	13.0	11.0	8.9	8.6	2.4	10.0	0.05	問題なし
2	事務建屋周辺 電線管路	13.0	12.5	11.4	11.2	1.4	10.0	0.03	問題なし
3	1号機重油配管トレンチ	13.0	11.5	9.2	8.8	2.7	8.0	0.05	問題なし
4	1号機OF ケーブルダクト	13.0	11.8	8.6	8.2	3.6	8.0	0.07	問題なし
5	荒浜側ガスタービン発電機用 ケーブルダクトハンドホール	13.0	12.5	8.4	0.5	12.0	8.0	0.18*2	問題あり*4
6	荒浜側ガスタービン発電機用 ケーブルダクトハンドホール側面部地盤改良	13.0	11.5	8.3	8.3	3.2	8.0	0.06	問題なし
7	水配管ダクト	13.6	11.5	8.9	8.5	3.0	8.0	0.06	問題なし
8	1号機及び2号機CV ケーブルダクト, 2号機OF ケーブルダクト	13.0	9.0	5.6	5.2	3.8	10.0	0.08	問題なし
9	3号機OF ケーブルダクト	13.0	9.2	6.5	6.2	3.0	10.0	0.06	問題なし
10	3号機及び4号機CV ケーブルダクト	13.0	11.4	8.4	8.1	3.3	10.0	0.07	問題なし

注記*1 : 図 3-11 の番号を示す。

*2 : 5 と 6 は一連の構造物であり, 5 と 6 の境界に発生する段差。

*3 : 施設近傍における地質調査結果に基づき, 液状化検討対象層の層厚に対する相対沈下量を算定。

*4 : 仮復旧ルート上ではないことより, 不等沈下対策ではなくホイールロードによる段差復旧にて対応可能。

表 3-9 地中埋設構造物と埋戻部等との境界部における不等沈下による影響評価結果 (2/7)

(凡例)

■ : 段差 (相対沈下量) が15cmを超え, 通行性に影響を及ぼす箇所

■ : 不等沈下対策の実施により通行性に影響を及ぼさない箇所

No. *1	名称	路面高	構造物 上端	構造物 下端	基礎 下端	構造物高 +基礎	地下水位	相対 沈下量	評価結果
		T. M. S. L. (m)	T. M. S. L. (m)	T. M. S. L. (m)	T. M. S. L. (m)	(m)	T. M. S. L. (m)	(m)	
11	4号機OFケーブルダクト	13.0	11.5	8.4	8.1	3.4	10.0	0.07	問題なし
12	新500kVケーブル洞道	13.0	10.6	7.4	7.4	3.2	10.0	0.06	問題なし
13	1号機重油配管トレンチ	13.6	13.6	12.5	12.4	1.2	10.0	0.02	問題なし
14	新500kVケーブル洞道	14.4	-13.7	-16.9	-16.9	3.2	10.0	0.06	問題なし
15	500kVケーブルダクト	20.6	18.6	13.9	13.5	5.1	10.0	0.10	問題なし
16	排水路 ボックスカルバート	13.7	11.3	9.1	8.9	2.4	10.0	0.05	問題なし
17	免震重要棟連絡ダクト	13.1	10.3	7.9	7.9	2.4	10.0	0.05	問題なし
18	排水路 ボックスカルバート	13.1	11.6	9.5	9.3	2.4	10.0	0.05	問題なし
19	水配管ダクト	33.9	32.4	29.8	29.4	3.0	15.0	0.06	問題なし
20	水配管ダクト	37.7	35.7	33.1	32.7	3.0	15.0	0.06	問題なし
21	水配管ダクト	35.5	34.5	32.2	31.7	2.7	10.0	0.05	問題なし
22	水配管ダクト	42.2	41.2	38.8	38.4	2.7	15.0	0.05	問題なし
23	排水路 ヒューム管	44.0	18.5	17.0	17.0	1.6	30.0	0.03	問題なし

注記*1 : 図 3-11 の番号を示す。


*2 : 5 と 6 は一連の構造物であり, 5 と 6 の境界に発生する段差。


*3 : 施設近傍における地質調査結果に基づき, 液状化検討対象層の層厚に対する相対沈下量を算定。

*4 : 仮復旧ルート上ではないことより, 不等沈下対策ではなくホイールロードによる段差復旧にて対応可能。

表 3-9 地中埋設構造物と埋戻部等との境界部における不等沈下による影響評価結果 (3/7)

(凡例)

 : 段差 (相対沈下量) が15cmを超え, 通行性に影響を及ぼす箇所

 : 不等沈下対策の実施により通行性に影響を及ぼさない箇所

No. *1	名称	路面高	構造物 上端	構造物 下端	基礎 下端	構造物高 +基礎	地下水位	相対 沈下量	評価結果
		T. M. S. L. (m)	T. M. S. L. (m)	T. M. S. L. (m)	T. M. S. L. (m)	(m)	T. M. S. L. (m)	(m)	
24	排水路 ヒューム管	42.6	18.4	17.0	16.9	1.5	30.0	0.03	問題なし
25	排水路 ヒューム管	44.7	21.8	20.4	20.1	1.7	30.0	0.03	問題なし
26	排水路 ボックスカルバート	42.5	42.0	40.1	39.7	2.3	30.0	0.05	問題なし
27	排水路 ボックスカルバート	42.5	41.7	39.7	39.3	2.4	30.0	0.05	問題なし
28	水配管ダクト	40.3	38.9	36.5	36.1	2.7	25.0	0.05	問題なし
29	新 500kV ケーブル洞道	15.0	-4.3	-7.5	-7.5	3.2	12.0	0.06	問題なし
30	500kV ケーブルダクト	18.0	16.4	11.7	11.3	5.1	13.0	0.10	問題なし
31	水配管ダクト	19.4	18.4	15.8	15.4	3.0	19.4	0.06	問題なし
32	500kV ケーブルダクト	12.0	11.7	6.5	6.2	5.5	12.0	0.11	問題なし
33	新 500kV ケーブルダクト	12.0	11.7	6.5	6.5	5.2	12.0	0.10	問題なし
34	7号機 0F ケーブルダクト	12.0	11.7	6.3	5.9	5.8	12.0	0.12	問題なし
35	7号機 0F ケーブルダクト	12.0	10.3	6.6	6.2	4.1	12.0	0.08	問題なし

注記*1 : 図 3-11 の番号を示す。

*2 : 5 と 6 は一連の構造物であり, 5 と 6 の境界に発生する段差。

*3 : 施設近傍における地質調査結果に基づき, 液状化検討対象層の層厚に対する相対沈下量を算定。

*4 : 仮復旧ルート上ではないことより, 不等沈下対策ではなくホイールローダによる段差復旧にて対応可能。

表 3-9 地中埋設構造物と埋戻部等との境界部における不等沈下による影響評価結果 (4/7)

(凡例)

■ : 段差 (相対沈下量) が15cmを超え, 通行性に影響を及ぼす箇所

■ : 不等沈下対策の実施により通行性に影響を及ぼさない箇所

No. *1	名称	路面高	構造物 上端	構造物 下端	基礎 下端	構造物高 +基礎	地下水位	相対 沈下量	評価結果
		T. M. S. L. (m)	T. M. S. L. (m)	T. M. S. L. (m)	T. M. S. L. (m)	(m)	T. M. S. L. (m)	(m)	
36	6号機 0F ケーブルダクト	12.0	10.7	3.8	3.4	7.3	12.0	0.15	問題なし
37	6号機 0F ケーブルダクト	12.0	11.0	7.5	7.1	4.0	12.0	0.08	問題なし
38	6号機補給水系連絡ダクト	12.0	10.7	7.5	7.1	3.6	12.0	0.07	問題なし
39	5号機 0F ケーブルダクト	12.0	11.5	7.6	7.3	4.3	12.0	0.09	問題なし
40	水配管ダクト	12.2	11.3	8.7	8.3	3.0	12.0	0.06	問題なし
41	排水路 ヒューム管	12.0	10.5	8.7	8.5	2.0	8.0	0.04	問題なし
42	第一ガスタービン発電機用ケーブルダクト	12.0	11.9	-15.0	-15.0	27.0	8.0	0.29*3	問題なし
43	排水路 ボックスカルバート	12.0	9.7	8.4	8.2	1.5	8.0	0.03	問題なし
44	7号機ポンベ庫連絡ダクト	12.0	10.9	8.4	8.0	2.9	8.0	0.06	問題なし
45	7号機取水路	12.0	-2.5	-10.8	-10.9	8.4	8.0	0.17	問題なし
46	7号機タービン建屋～ボール捕集器ピット間 連絡ダクト	12.0	10.9	7.8	7.5	3.5	8.0	0.07	問題なし
47	7号機補機放水路	12.0	9.9	8.1	7.8	2.1	8.0	0.04	問題なし

注記*1 : 図 3-11 の番号を示す。

*2 : 5 と 6 は一連の構造物であり, 5 と 6 の境界に発生する段差。

*3 : 施設近傍における地質調査結果に基づき, 液状化検討対象層の層厚に対する相対沈下量を算定。

*4 : 仮復旧ルート上ではないことより, 不等沈下対策ではなくホイールロードによる段差復旧にて対応可能。

表 3-9 地中埋設構造物と埋戻部等との境界部における不等沈下による影響評価結果 (5/7)

(凡例)

■ : 段差 (相対沈下量) が15cmを超え, 通行性に影響を及ぼす箇所

■ : 不等沈下対策の実施により通行性に影響を及ぼさない箇所

No. *1	名称	路面高	構造物 上端	構造物 下端	基礎 下端	構造物高 +基礎	地下水位	相対 沈下量	評価結果
		T. M. S. L. (m)	T. M. S. L. (m)	T. M. S. L. (m)	T. M. S. L. (m)	(m)	T. M. S. L. (m)	(m)	
48	6号機補機放水路	12.0	10.8	9.0	8.6	2.1	8.0	0.04	問題なし
49	6号機ポンベ庫連絡ダクト	12.0	10.7	8.0	7.7	3.1	8.0	0.06	問題なし
50	6号機取水路	12.0	-2.5	-10.8	-10.9	8.4	8.0	0.17	問題なし
51	6号機タービン建屋～スクリーン室間 連絡ダクト	12.0	10.8	6.7	6.4	4.4	8.0	0.09	問題なし
52	6号機補機放水路	12.0	10.4	8.6	8.3	2.1	8.0	0.04	問題なし
53	5号機循環水配管 取水側	12.0	3.3	-0.1	-0.7	3.9	8.0	0.08	問題なし
54	5号機タービン建屋～海水熱交換器建屋 連絡ダクト (南側)	12.0	-0.7	-6.4	-6.5	5.8	8.0	0.12	問題なし
55	5号機ポンベ庫連絡ダクト	12.0	10.7	7.8	7.5	3.2	8.0	0.06	問題なし

注記*1 : 図 3-11 の番号を示す。

*2 : 5 と 6 は一連の構造物であり, 5 と 6 の境界に発生する段差。

*3 : 施設近傍における地質調査結果に基づき, 液状化検討対象層の層厚に対する相対沈下量を算定。

*4 : 仮復旧ルート上ではないことより, 不等沈下対策ではなくホイールロードによる段差復旧にて対応可能。

表 3-9 地中埋設構造物と埋戻部等との境界部における不等沈下による影響評価結果 (6/7)

(凡例)

■ : 段差 (相対沈下量) が15cmを超え, 通行性に影響を及ぼす箇所

■ : 不等沈下対策の実施により通行性に影響を及ぼさない箇所

No. *1	名称	路面高	構造物 上端	構造物 下端	基礎 下端	構造物高 +基礎	地下水位	相対 沈下量	評価結果
		T. M. S. L. (m)	T. M. S. L. (m)	T. M. S. L. (m)	T. M. S. L. (m)	(m)	T. M. S. L. (m)	(m)	
56	5号機タービン建屋～海水熱交換器建屋 連絡ダクト (北側)	12.3	1.5	-4.3	-4.4	5.8	8.0	0.12	問題なし
57	5号機タービン建屋～ボール捕集器ピット間 連絡トレンチ	12.4	12.2	10.2	9.9	2.1	8.0	0.04	問題なし
58	5号機循環水配管 放水側	12.3	9.1	5.8	5.8	3.3	8.0	0.07	問題なし
59	5号機タービン建屋北西 圧力抑制室プール 水排水系サージタンクダクト	12.1	10.8	7.4	4.6	6.2	8.0	0.12	問題なし
60	6号機軽油タンク部地盤改良-A	12.0	12.0	1.1	1.1	11.0	12.0	0.22	問題あり *4
61	6号機軽油タンク部地盤改良-B	12.0	12.0	-9.5	-9.5	21.5	12.0	0.43	問題あり *4
62	6号機軽油タンク部地盤改良-E	12.0	12.0	-8.0	-8.0	20.0	12.0	0.40	問題なし
63	6号機燃料移送系配管ダクト	12.0	11.4	8.5	0.0	11.4	12.0	0.23	問題あり *4
64	5号機 OF ケーブルダクト	12.0	7.1	-0.4	-0.8	8.0	12.0	0.16	問題あり *4
65	5号機低起動二次側ケーブルダクト	12.0	6.7	0.3	0.2	6.6	12.0	0.13	問題なし

注記*1 : 図 3-11 の番号を示す。

*2 : 5 と 6 は一連の構造物であり, 5 と 6 の境界に発生する段差。

*3 : 施設近傍における地質調査結果に基づき, 液状化検討対象層の層厚に対する相対沈下量を算定。

*4 : 仮復旧ルート上ではないことより, 不等沈下対策ではなくホイールロードによる段差復旧にて対応可能。

表 3-9 地中埋設構造物と埋戻部等との境界部における不等沈下による影響評価結果 (7/7)

(凡例)

■ : 段差 (相対沈下量) が15cmを超え, 通行性に影響を及ぼす箇所

■ : 不等沈下対策の実施により通行性に影響を及ぼさない箇所

No. *1	名称	路面高	構造物 上端	構造物 下端	基礎 下端	構造物高 + 基礎	地下水位	相対 沈下量	評価結果
		T. M. S. L. (m)	T. M. S. L. (m)	T. M. S. L. (m)	T. M. S. L. (m)	(m)	T. M. S. L. (m)	(m)	
66	5号機低起動二次側ケーブルダクト	12.0	10.9	0.3	0.2	10.7	12.0	0.21	問題あり*4
67	5号機0Fケーブルダクト	12.0	10.9	7.3	6.9	4.0	12.0	0.08	問題なし
68	排水路 ヒューム管	12.0	10.9	9.0	8.8	2.1	12.0	0.04	問題なし
69	排水路 ヒューム管	27.3	27.1	25.5	25.3	1.8	27.3	0.04	問題なし
70	排水路 遠心ボックスカルバート	18.1	17.5	16.3	16.1	1.4	18.1	0.03	問題なし
71	排水路 ヒューム管	12.0	11.3	9.7	9.5	1.8	12.0	0.04	問題なし
72	排水路 ヒューム管	12.3	12.0	9.1	9.1	2.9	8.0	0.06	問題なし
73	排水路 ヒューム管	12.0	10.4	9.1	8.8	1.6	8.0	0.03	問題なし
74	排水路 ヒューム管	12.0	10.8	9.6	9.4	1.4	12.0	0.03	問題なし
75	排水路 ヒューム管	12.0	11.7	9.5	9.3	2.4	12.0	0.05	問題なし
76	5号機東側第二保管場所部地盤改良-A	12.0	11.9	9.0	9.0	2.9	12.0	0.06	問題なし
77	5号機東側第二保管場所部地盤改良-B	12.0	11.9	9.6	9.6	2.3	12.0	0.05	問題なし
78	マンホール	11.8	11.6	9.8	9.7	1.9	11.8	0.04	問題なし

注記*1 : 図 3-11 の番号を示す。

*2 : 5 と 6 は一連の構造物であり, 5 と 6 の境界に発生する段差。

*3 : 施設近傍における地質調査結果に基づき, 液状化検討対象層の層厚に対する相対沈下量を算定。

*4 : 仮復旧ルート上ではないことより, 不等沈下対策ではなくホイールロードによる段差復旧にて対応可能。

b. 地山と埋戻部との境界部

(a) 評価方法

地山と埋戻部との境界部における不等沈下による影響評価については、地山と埋戻部との境界部における不等沈下によるアクセスルートの通行性への影響を評価する。

通行性への影響評価では、アクセスルートの直下における地山と埋戻部の断面形状等を確認することで、両者の不等沈下が通行性に与える影響を評価する。

(b) 評価結果

地山と埋戻部との境界部における不等沈下による影響評価結果について、地山と埋戻部との境界部の断面形状を図3-13に、通行性への影響評価結果を表3-10に示す。

地山と埋戻部との境界部の断面形状は、図3-13の(a)又は(b)に大別される。図3-13(a)は、地山を法面に成形して掘削した際の断面形状であり、地山の勾配は1:1.0~1:1.5程度である。また、図3-13(b)は、両脇に土留め壁を設置して掘削した際の断面形状であり、地山の勾配は90°である。

しかし、図3-13の(a)又は(b)にて施工された箇所の地山は原子炉建屋等を直接支持する岩盤ではなくいずれも沖積層あるいは洪積層であり、新潟県中越沖地震時に確認されたように地震によって沈下が生じる地層であるため、地山と埋戻部との境界部において有意な相対沈下を生じることはないと考えられることから『問題なし』と評価し、地山と埋戻部との境界部における不等沈下が通行性に対して影響を及ぼさないことを確認した。

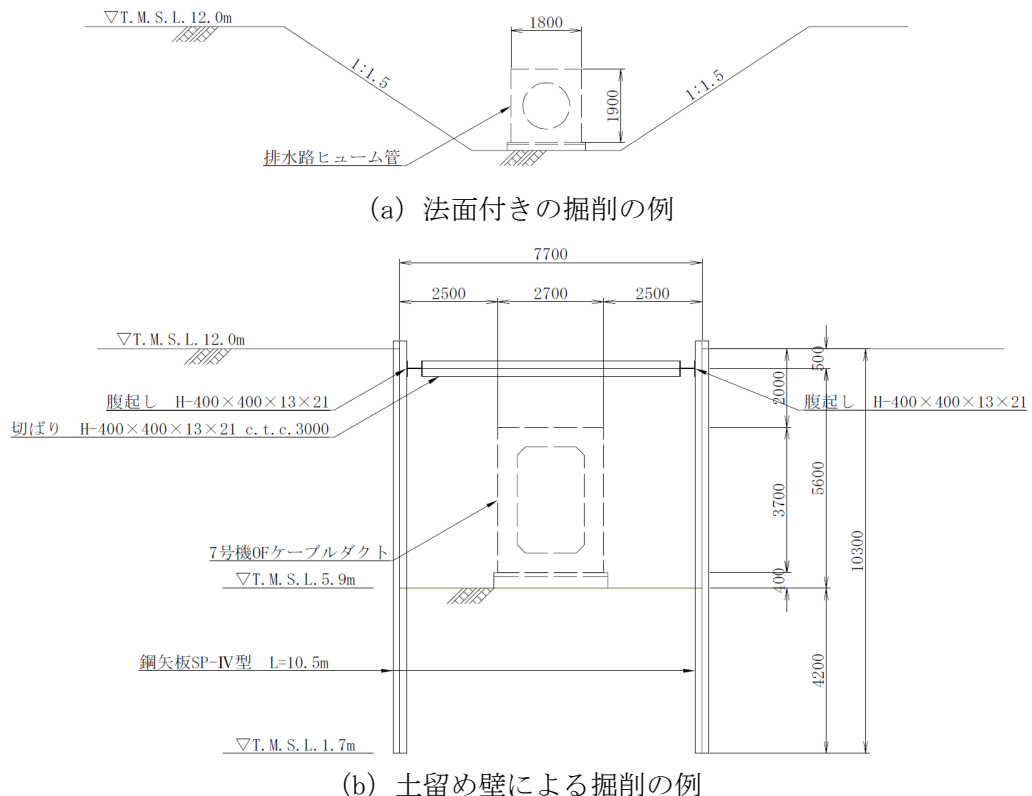


図3-13 地山と埋戻部との境界部の断面

表 3-10 地山と埋戻部との境界部における不等沈下による影響評価結果

対象箇所	被害想定	評価内容	評価結果
地山と埋戻部との境界部	<ul style="list-style-type: none"> 地山と埋戻部との境界部における不等沈下による通行不可 	<ul style="list-style-type: none"> 図 3-13 の (a) 又は (b) にて施工された箇所の地山は原子炉建屋等を直接支持する岩盤ではなくいずれも沖積層あるいは洪積層であり、新潟県中越沖地震時に確認されたように地震によって沈下が生じる地層であるため、地山と埋戻部との境界部において有意な相対沈下を生じることはないと考えられる。 	問題なし

(2) 液状化に伴う浮上り

a. 評価方法

液状化に伴う浮上りによる影響評価については、保管場所における影響評価と同様に、液状化に伴う浮上りによるアクセスルートの通行性への影響を評価する。

アクセスルート下に設置されている地中埋設構造物の位置を図 3-11 に示す。

通行性への影響評価では、地中埋設構造物下端よりも地下水位が高い箇所（条件①）、仮復旧ルート上の箇所（条件②）、斜面崩壊の影響を受けない箇所（条件③）の観点から評価対象とする地中埋設構造物を抽出し、保管場所における影響評価と同様に、評価対象とする地中埋設構造物の揚圧力と抵抗力から浮上りに対する安全率を算定し、算定した浮上りに対する安全率が評価基準以上となることを評価する。評価基準は、保管場所と同様に、浮上りに対する安全率が 1.0 とする。

また、通行性への影響評価に用いる地下水位は、「3.3.3(1) 液状化及び揺すり込みによる不等沈下」と同様に、評価対象周辺の工認対象の施設の設計地下水位、建設時の設計地下水位あるいは既往の観測記録に基づいて設定する。

なお、仮復旧ルート上の評価対象のうち評価基準を満足しない箇所は、図 3-14 に示すような浮上り対策をあらかじめ実施し、浮上りが通行性に対して影響を及ぼさない設計とし、「3.3.6 仮復旧時間の評価」において、ホイールロードによる当該区間の仮復旧に要する時間を考慮不要とする。

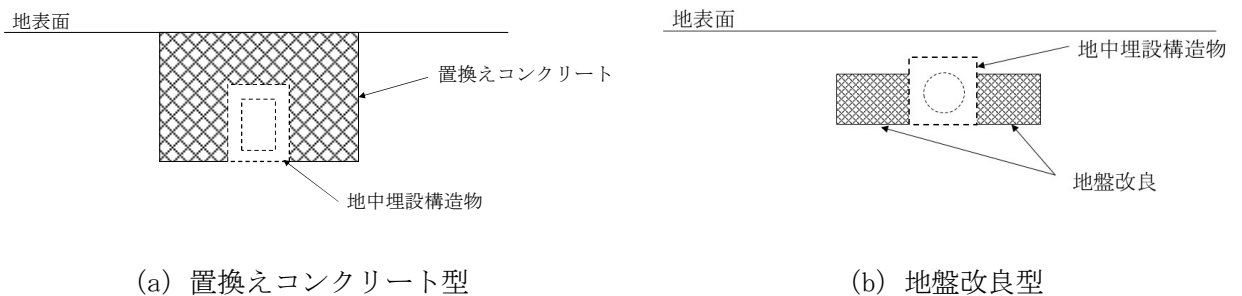


図 3-14 浮上り対策

b. 評価結果

液状化に伴う浮上りによる影響評価結果について、評価対象とする地中埋設構造物を抽出した結果を表 3-11 に、通行性への影響評価結果を表 3-12 に示す。

評価の結果、浮上りに対する安全率が評価基準を満足する箇所については『問題なし』と評価し、浮上りが通行性に対して影響を及ぼさないことを確認した。

なお、浮上り対策として置換えコンクリート及び地盤改良を実施した箇所については、「3.3.3 (1) 液状化及び揺すり込みによる不等沈下」において、置換えコンクリート及び地盤改良を考慮して沈下量を算定している。

表3-11 浮上り評価対象構造物の抽出結果 (1/4)

条件①：地中埋設構造物下端よりも地下水位が高い箇所

条件②：仮復旧ルート上の箇所

条件③：斜面崩壊の影響を受けない箇所

(凡例)

○：条件に該当する場合

—：条件に該当しない場合

■：浮上り評価対象

■：浮上り対策の実施により通行性に影響を及ぼさない箇所

No. *1	名称	条件①	条件②	条件③
1	排水路 ボックスカルバート	○	—	○
2	事務建屋周辺 電線管路	—	—	—
3	1号機重油配管トレンチ	—	—	○
4	1号機0F ケーブルダクト	—	—	○
5	荒浜側ガスタービン発電機用ケーブルダクト ハンドホール	—	—	○
6	荒浜側ガスタービン発電機用ケーブルダクト ハンドホール側面部地盤改良*2	—	—	—
7	水配管ダクト	—	—	○
8	1号機及び2号機 CV ケーブルダクト, 2号機0F ケーブルダクト	○	—	—
9	3号機0F ケーブルダクト	○	—	—
10	3号機及び4号機 CV ケーブルダクト	○	—	—
11	4号機0F ケーブルダクト	○	—	—
12	新500kV ケーブル洞道	○	—	—
13	1号機重油配管トレンチ	—	—	—
14	新500kV ケーブル洞道	○	—	—
15	500kV ケーブルダクト	—	—	—
16	排水路ボックスカルバート	○	—	—
17	免震重要棟連絡ダクト	○	—	○
18	排水路ボックスカルバート	○	—	—
19	水配管ダクト	—	—	○

注記*1：図3-11の番号を示す。

*2：地盤改良部のため、浮上り評価の対象から除く。

*3：浮上り対策を実施しているため、浮上り評価の対象から除く。

*4：杭を介して岩盤に支持する構造であるため、浮上り評価の対象から除く。

表3-11 浮上り評価対象構造物の抽出結果 (2/4)

条件①：地中埋設構造物下端よりも地下水位が高い箇所

条件②：仮復旧ルート上の箇所

条件③：斜面崩壊の影響を受けない箇所

(凡例)

○：条件に該当する場合

—：条件に該当しない場合

■：浮上り評価対象

■：浮上り対策の実施により通行性に影響を及ぼさない箇所

No. *1	名称	条件①	条件②	条件③
20	水配管ダクト	—	—	○
21	水配管ダクト	—	○	○
22	水配管ダクト	—	—	—
23	排水路ヒューム管	○	—	○
24	排水路ヒューム管	○	○	○
25	排水路ヒューム管	○	—	○
26	排水路ボックスカルバート	—	○	○
27	排水路ボックスカルバート	—	—	○
28	水配管ダクト	—	—	○
29	新 500kV ケーブル洞道	○	—	—
30	500kV ケーブルダクト	○	—	—
31	水配管ダクト	○	○	—
32	500kV ケーブルダクト*3	—	—	—
33	新 500kV ケーブルダクト*3	—	—	—
34	7号機 OF ケーブルダクト*3	—	—	—
35	7号機 OF ケーブルダクト	○	—	○
36	6号機 OF ケーブルダクト*3	—	—	—
37	6号機 OF ケーブルダクト	○	—	○
38	6号機補給水系連絡ダクト	○	—	○
39	5号機 OF ケーブルダクト	○	—	○
40	水配管ダクト	○	—	—
41	排水路 ヒューム管	—	○	○

注記*1：図3-11の番号を示す。

*2：地盤改良部のため、浮上り評価の対象から除く。

*3：浮上り対策を実施しているため、浮上り評価の対象から除く。

*4：杭を介して岩盤に支持する構造であるため、浮上り評価の対象から除く。

表3-11 浮上り評価対象構造物の抽出結果 (3/4)

条件①：地中埋設構造物下端よりも地下水位が高い箇所

条件②：仮復旧ルート上の箇所

条件③：斜面崩壊の影響を受けない箇所

(凡例)

○：条件に該当する場合

—：条件に該当しない場合

■：浮上り評価対象

■：浮上り対策の実施により通行性に影響を及ぼさない箇所

No. *1	名称	条件①	条件②	条件③
42	第一ガスタービン発電機用ケーブルダクト*4	—	—	—
43	排水路 ボックスカルバート	—	○	○
44	7号機ポンベ庫連絡ダクト	○	○	○
45	7号機取水路*3	—	—	—
46	7号機タービン建屋～ボール捕集器ピット間 連絡ダクト	○	○	○
47	7号機補機放水路	○	○	○
48	6号機補機放水路	—	○	○
49	6号機ポンベ庫連絡ダクト	○	○	○
50	6号機取水路*3	—	—	—
51	6号機タービン建屋～スクリーン室間 連絡ダクト	○	○	○
52	6号機補機放水路	—	—	○
53	5号機循環水配管 取水側	○	—	○
54	5号機タービン建屋～海水熱交換器建屋連絡 ダクト (南側)	○	—	○
55	5号機ポンベ庫連絡ダクト	○	—	○
56	5号機タービン建屋～海水熱交換器建屋連絡 ダクト (北側)	○	—	○
57	5号機タービン建屋～ボール捕集器ピット間 連絡トレンチ	—	—	○
58	5号機循環水配管 放水側	○	—	○

注記*1：図3-11の番号を示す。

*2：地盤改良部のため、浮上り評価の対象から除く。

*3：浮上り対策を実施しているため、浮上り評価の対象から除く。

*4：杭を介して岩盤に支持する構造であるため、浮上り評価の対象から除く。

表3-11 浮上り評価対象構造物の抽出結果 (4/4)

条件①：地中埋設構造物下端よりも地下水位が高い箇所

条件②：仮復旧ルート上の箇所

条件③：斜面崩壊の影響を受けない箇所

(凡例)

○：条件に該当する場合

—：条件に該当しない場合

■：浮上り評価対象

■：浮上り対策の実施により通行性に影響を及ぼさない箇所

No. *1	名称	条件①	条件②	条件③
59	5号機タービン建屋北西圧力抑制室プール水排水系サージタンクダクト	○	—	○
60	6号機軽油タンク部地盤改良-A*2	—	—	—
61	6号機軽油タンク部地盤改良-B*2	—	—	—
62	6号機軽油タンク部地盤改良-E*2	—	—	—
63	6号機燃料移送系配管ダクト*4	—	—	—
64	5号機OFケーブルダクト	○	—	○
65	5号機低起動二次側ケーブルダクト	○	—	○
66	5号機低起動二次側ケーブルダクト	○	—	○
67	5号機OFケーブルダクト*3	—	—	—
68	排水路 ヒューム管*3	—	—	—
69	排水路 ヒューム管	○	—	—
70	排水路 遠心ボックスカルバート	○	—	—
71	排水路 ヒューム管	○	—	—
72	排水路 ヒューム管	—	—	○
73	排水路 ヒューム管	—	—	○
74	排水路 ヒューム管*3	—	—	—
75	排水路 ヒューム管*3	—	—	—
76	5号機東側第二保管場所部地盤改良-A*2	—	—	—
77	5号機東側第二保管場所部地盤改良-B*2	—	—	—
78	マンホール*3	—	—	—

注記*1：図3-11の番号を示す。

*2：地盤改良部のため、浮上り評価の対象から除く。

*3：浮上り対策を実施しているため、浮上り評価の対象から除く。

*4：杭を介して岩盤に支持する構造であるため、浮上り評価の対象から除く。

表 3-12 液状化に伴う浮上りによる影響評価結果

No. *	名称	揚圧力 (kN/m)	浮上り 抵抗力 (kN/m)	安全率	評価基準	評価結果
24	排水路 ヒューム管	654	1689	2.58	1.0	問題なし
44	7号機ポンベ庫連絡ダクト	127	231	1.83		問題なし
46	7号機タービン建屋～ボール 捕集器ピット間 連絡ダクト	232	294	1.27		問題なし
47	7号機補機放水路	134	240	1.80		問題なし
49	6号機ポンベ庫連絡ダクト	175	263	1.50		問題なし
51	6号機タービン建屋～スクリ ーン室間連絡ダクト	272	326	1.20		問題なし

注記* : 図 3-11 の番号を示す。

(3) 液状化に伴う側方流動

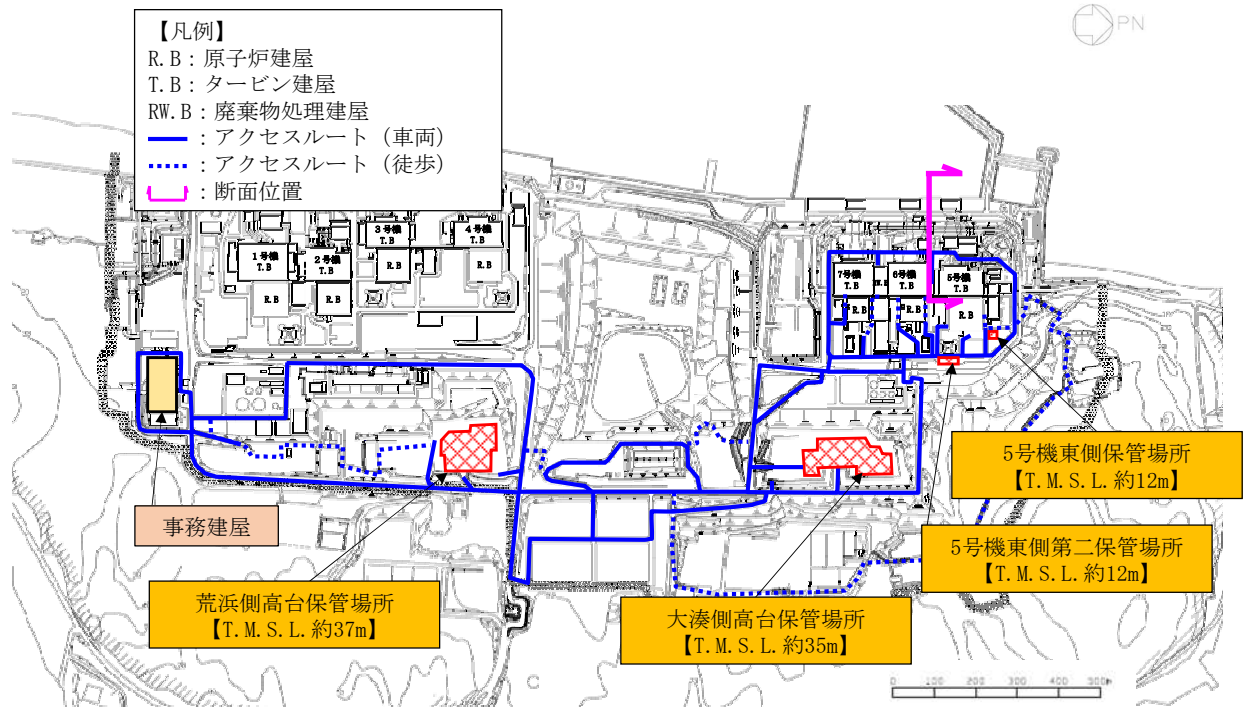
a. 評価方法

液状化に伴う側方流動による影響評価については、タービン建屋のアクセスルートを対象とした有効応力解析を行い、アクセスルートの通行性への影響を評価する。

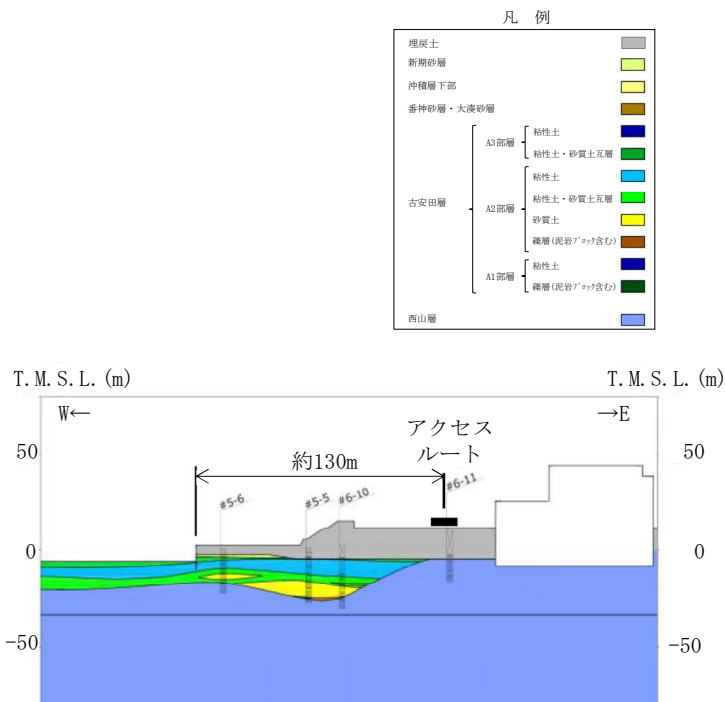
側方流動の検討位置及び地質断面図を図3-15に示す。

評価対象としては、護岸部から約130m離れたタービン建屋海側のアクセスルートを選定する。

通行性への影響評価については、評価対象に対して2次元有効応力解析に基づく検討を実施する。2次元有効応力解析には、解析コード「FLIP」を使用する。なお、解析コードの検証、妥当性確認等の概要については、別紙1「計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。



側方流動検討位置



地質断面図

図 3-15 側方流動検討位置及び地質断面図

b. 評価結果

液状化に伴う側方流動による影響評価結果を図 3-16 に示す。

評価の結果，タービン建屋海側のアクセスルート位置において，側方流動による残留鉛直変位量は小さく段差等も生じていないことから，側方流動が通行性に対して影響を及ぼさないことを確認した。

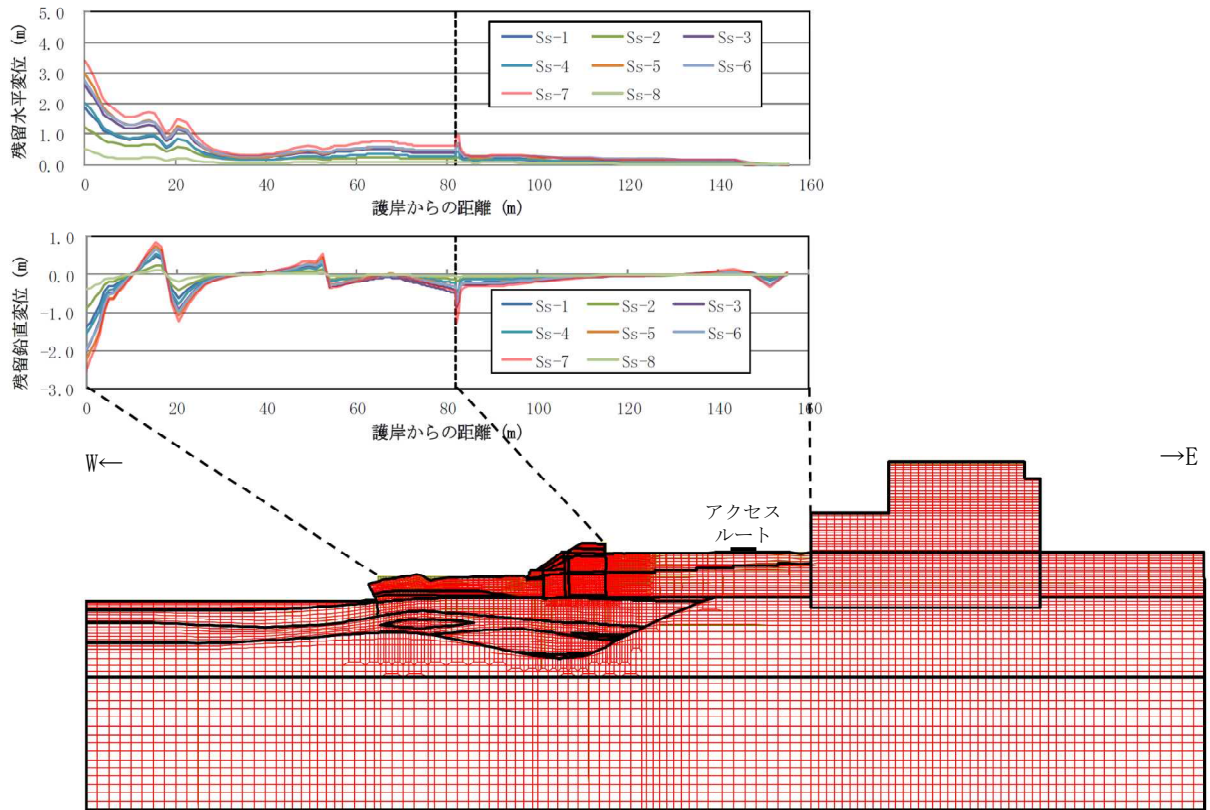


図 3-16 液状化に伴う側方流動による影響評価結果

3.3.4 地中埋設構造物の損壊

(1) 評価方法

地中埋設構造物の損壊による影響評価については、地中埋設構造物の損壊によるアクセスルートの通行性への影響を評価する。

アクセスルート上に設置されている地中埋設構造物の位置を図3-11に示す。

通行性への影響評価では、評価対象とする地中埋設構造物のうち仮復旧ルート上の箇所（条件①）に対して、Sクラスとして設計された設備や地盤改良体ではなく（条件②）、ヒューム管又は浮上り対策によりコンクリートで巻き立てられた構造物ではなく地表付近に設置されており（条件③）、周辺斜面の崩壊及び道路面のすべりにおいて通行性に影響を及ぼさない区間に位置する（条件④）地中埋設構造物を、通行性に影響を及ぼす地中埋設構造物が存在する箇所として評価する。

なお、上記4つの条件を満たす地中埋設構造物については、図3-17に示すような損壊対策をあらかじめ実施することにより、通行性に対して影響を及ぼさない設計とし、「3.3.6 仮復旧時間の評価」において、ホイールロードによる当該区間の仮復旧に要する時間を考慮不要とする。

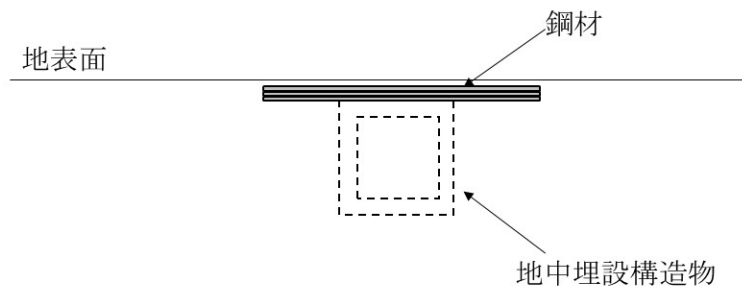


図3-17 損壊対策のイメージ図

(2) 評価結果

地中埋設構造物の損壊による影響評価結果を表3-13に示す。

評価の結果、条件①～④全てに該当する箇所については、あらかじめ損壊対策を実施していることから、地中埋設構造物の損壊が当該箇所の通行性に影響を及ぼさないことを確認した。

表 3-13 地中埋設構造物の損壊による影響評価結果 (1/4)

条件①：仮復旧ルート上の箇所

条件②：Sクラスで設計された構造物又は地盤改良体でない箇所


条件③：ヒューム管又は浮上り対策によりコンクリートで巻き立てられた構造物ではなく、地表面付近に設置されている地中埋設構造物


条件④：斜面崩壊の影響を受けない箇所

(凡例)

○：条件に該当する場合

—：条件に該当しない場合

：地中埋設構造物の損壊により通行性に影響を及ぼす箇所

：損壊対策の実施により通行性に影響を及ぼさない箇所

No. *	名称	条件①	条件②	条件③	条件④
1	排水路 ボックスカルバート	—	○	—	○
2	事務建屋周辺 電線管路	—	○	○	—
3	1号機重油配管トレンチ	—	○	—	○
4	1号機0F ケーブルダクト	—	○	—	○
5	荒浜側ガスタービン発電機用 ケーブルダクトハンドホール	—	○	○	○
6	荒浜側ガスタービン発電機用 ケーブルダクトハンドホール側面部 地盤改良	—	—	—	○
7	水配管ダクト	—	○	—	○
8	1号機及び2号機 CV ケーブルダクト, 2号機0F ケーブルダクト	—	○	—	—
9	3号機0F ケーブルダクト	—	○	—	—
10	3号機及び4号機 CV ケーブルダクト	—	○	—	—
11	4号機0F ケーブルダクト	—	○	—	—
12	新500kV ケーブル洞道	—	○	—	—
13	1号機重油配管トレンチ	—	○	○	—
14	新500kV ケーブル洞道	—	○	—	—
15	500kV ケーブルダクト	—	○	—	—
16	排水路 ボックスカルバート	—	○	—	—
17	免震重要棟連絡ダクト	—	○	—	○
18	排水路 ボックスカルバート	—	○	—	—
19	水配管ダクト	—	○	—	○

注記*：図 3-11 の番号を示す。

表 3-13 地中埋設構造物の損壊による影響評価結果 (2/4)

条件①：仮復旧ルート上の箇所

条件②：Sクラスで設計された構造物又は地盤改良体でない箇所

条件③：ヒューム管又は浮上り対策によりコンクリートで巻き立てられた構造物ではなく、地表面付近に設置されている地中埋設構造物

条件④：斜面崩壊の影響を受けない箇所

(凡例)

○：条件に該当する場合

—：条件に該当しない場合

：地中埋設構造物の損壊により通行性に影響を及ぼす箇所

：損壊対策の実施により通行性に影響を及ぼさない箇所

No. *	名称	条件①	条件②	条件③	条件④
20	水配管ダクト	—	○	—	○
21	水配管ダクト	○	○	—	○
22	水配管ダクト	—	○	—	—
23	排水路 ヒューム管	—	○	—	○
24	排水路 ヒューム管	○	○	—	○
25	排水路 ヒューム管	—	○	—	○
26	排水路 ボックスカルバート	○	○	○	○
27	排水路 ボックスカルバート	—	○	○	○
28	水配管ダクト	—	○	—	○
29	新 500kV ケーブル洞道	—	○	—	—
30	500kV ケーブルダクト	—	○	—	—
31	水配管ダクト	○	○	—	—
32	500kV ケーブルダクト	○	○	—	○
33	新 500kV ケーブルダクト	○	○	—	○
34	7号機 OF ケーブルダクト	○	○	—	○
35	7号機 OF ケーブルダクト	—	○	—	○
36	6号機 OF ケーブルダクト	○	○	—	○
37	6号機 OF ケーブルダクト	—	○	—	○
38	6号機補給水系連絡ダクト	—	○	—	○
39	5号機 OF ケーブルダクト	—	○	○	○
40	水配管ダクト	—	○	○	—
41	排水路 ヒューム管	○	○	—	○
42	第一ガスタービン発電機用ケーブルダクト	○	—	○	○

注記*：図 3-11 の番号を示す。

表 3-13 地中埋設構造物の損壊による影響評価結果 (3/4)

条件①：仮復旧ルート上の箇所

条件②：Sクラスで設計された構造物又は地盤改良体でない箇所


条件③：ヒューム管又は浮上り対策によりコンクリートで巻き立てられた構造物ではなく、地表面付近に設置されている地中埋設構造物


条件④：斜面崩壊の影響を受けない箇所

(凡例)

○：条件に該当する場合

—：条件に該当しない場合

：地中埋設構造物の損壊により通行性に影響を及ぼす箇所

：損壊対策の実施により通行性に影響を及ぼさない箇所

No. *	名称	条件①	条件②	条件③	条件④
43	排水路 ボックスカルバート	○	○	—	○
44	7号機ポンベ庫連絡ダクト	○	○	—	○
45	7号機取水路	○	—	—	○
46	7号機タービン建屋～ボール捕集器ピット間 連絡ダクト	○	○	—	○
47	7号機補機放水路	○	○	—	○
48	6号機補機放水路	○	○	—	○
49	6号機ポンベ庫連絡ダクト	○	○	—	○
50	6号機取水路	○	—	—	○
51	6号機タービン建屋～スクリーン室間 連絡ダクト	○	○	—	○
52	6号機補機放水路	—	○	—	○
53	5号機循環水配管 取水側	—	○	—	○
54	5号機タービン建屋～海水熱交換器建屋 連絡ダクト (南側)	—	—	—	○
55	5号機ポンベ庫連絡ダクト	—	○	—	○
56	5号機タービン建屋～海水熱交換器建屋 連絡ダクト (北側)	—	—	—	○
57	5号機タービン建屋～ボール捕集器ピット間 連絡トレンチ	—	○	○	○
58	5号機循環水配管 放水側	—	○	—	○
59	5号機タービン建屋北西 圧力抑制室プール 水排水系サージタンクダクト	—	○	—	○

注記*：図 3-11 の番号を示す。

表 3-13 地中埋設構造物の損壊による影響評価結果 (4/4)

条件①：仮復旧ルート上の箇所

条件②：Sクラスで設計された構造物又は地盤改良体でない箇所


条件③：ヒューム管又は浮上り対策によりコンクリートで巻き立てられた構造物ではなく、地表面付近に設置されている地中埋設構造物


条件④：斜面崩壊の影響を受けない箇所

(凡例)

○：条件に該当する場合

—：条件に該当しない場合

：地中埋設構造物の損壊により通行性に影響を及ぼす箇所

：損壊対策の実施により通行性に影響を及ぼさない箇所

No. *	名称	条件①	条件②	条件③	条件④
60	6号機軽油タンク部地盤改良-A	—	—	○	○
61	6号機軽油タンク部地盤改良-B	—	—	○	○
62	6号機軽油タンク部地盤改良-E	—	—	○	○
63	6号機燃料移送系配管ダクト	—	—	○	○
64	5号機OFケーブルダクト	—	○	—	○
65	5号機低起動二次側ケーブルダクト	—	○	—	○
66	5号機低起動二次側ケーブルダクト	—	○	—	○
67	5号機OFケーブルダクト	○	○	—	○
68	排水路 ヒューム管	○	○	—	○
69	排水路 ヒューム管	—	○	—	—
70	排水路 遠心ボックスカルバート	—	○	—	—
71	排水路 ヒューム管	—	○	—	—
72	排水路 ヒューム管	—	○	—	○
73	排水路 ヒューム管	—	○	—	○
74	排水路 ヒューム管	○	○	—	○
75	排水路 ヒューム管	○	○	—	○
76	5号機東側第二保管場所部地盤改良-A	○	—	○	○
77	5号機東側第二保管場所部地盤改良-B	○	—	○	○
78	マンホール	—	○	—	○

注記*：図 3-11 の番号を示す。

3.3.5 淡水貯水池の堰堤及び送水配管の損壊

(1) 評価方法

淡水貯水池の堰堤及び送水配管の損壊による影響評価については、淡水貯水池の堰堤及び送水配管の損壊によるアクセスルートの通行性への影響を評価する。

淡水貯水池及び送水配管の位置図を図3-18に示す。

通行性への影響評価では、淡水貯水池の堰堤及び送水配管の損壊によって生ずる溢水の影響範囲を予測し、その影響がアクセスルートに及ばないことを確認する。

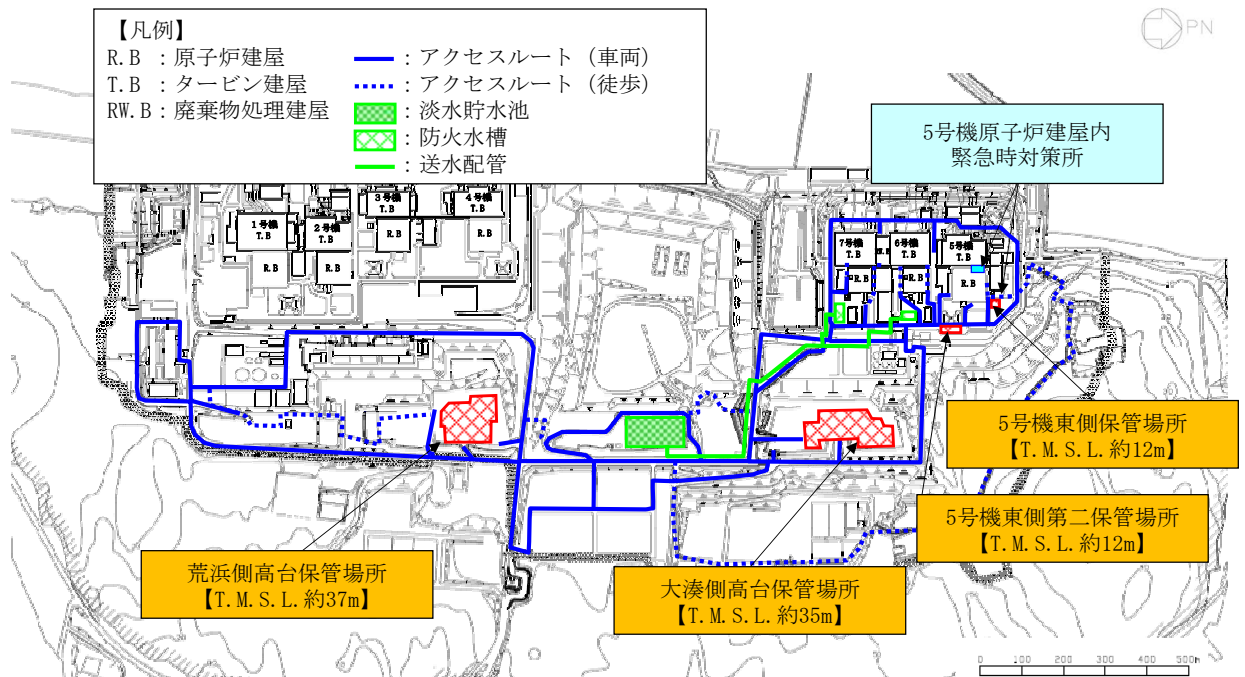


図3-18 淡水貯水池及び送水配管の位置図

(2) 評価結果

淡水貯水池の堰堤及び送水配管の損壊による影響評価結果について、淡水貯水池及び送水配管からの溢水による被害想定を図3-19に、通行性への影響評価結果を表3-13に示す。

淡水貯水池の堰堤及び送水配管が損壊し、溢水が発生した場合においても、淡水貯水池と7号機の間には道路及び排水路が敷設されており、道路上及び構内の排水路を経て海域に排水される。また、図3-19に示すとおり、仮に保守的な想定として排水路の機能が期待できず全量が7号機を設置する敷地に流入するとしても、周辺の空地が平坦かつ広大であり、周辺の道路上及び排水路を自然流下・拡散することから『問題なし』と評価し、淡水貯水池の堰堤及び送水配管の損壊が通行性に影響を及ぼさないことを確認した。

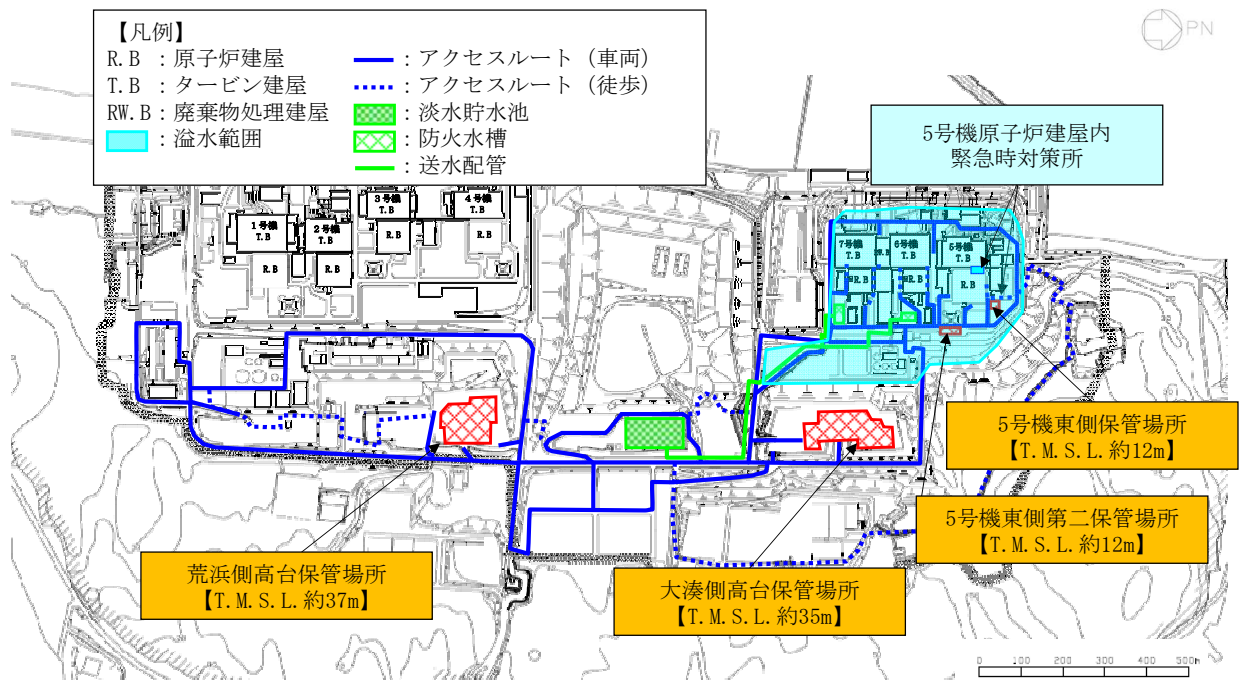


図3-19 淡水貯水池及び送水配管からの溢水による被害想定

表3-13 淡水貯水池の堰堤及び送水配管の損壊による影響評価結果

対象設備	被害想定	対応内容
淡水貯水池	<ul style="list-style-type: none"> 基準地震動 S_s による堰堤及び送水配管の損壊による溢水 	<ul style="list-style-type: none"> 地震により堰堤又は送水配管が損壊した場合でも、周辺の空地が平坦かつ広大であり、周辺の道路上及び排水路を自然流下・拡散することから、通行性に影響はないと考えられる。 溢水した場合であっても、淡水であり人体への影響はない。

3.3.6 仮復旧時間の評価

(1) 評価方法

「3.3.1 周辺構造物の倒壊及び周辺タンク等の損壊」～「3.3.5 淡水貯水池の堰堤及び送水配管の損壊」までの影響評価結果を踏まえ、アクセスルートのうち仮復旧ルートとして選定したルートにおける通行性に影響を及ぼす区間の仮復旧に要する作業時間を算定する。

a. 仮復旧方法

「3.3.2 周辺斜面の崩壊及び道路面のすべり」にて評価した可搬型重大事故等対処設備が通行可能な幅員を確保できない区間については、ホイールローダにより仮復旧し、通行性を確保する。

その他の作業条件は以下のとおりとする。

- ・仮復旧作業は、ホイールローダを使用し、重機操作要員は2名以上とする。
- ・斜面崩壊の影響によりアクセスルート上に堆積する土砂（以下「崩壊土砂」という。）については、ホイールローダにより崩壊土砂をルート外へ押し出し、その後転圧作業をすることによりアクセスルートを確保する。なお、土砂を押し出す際の切土による法面勾配は1:1.0とする。
- ・仮復旧により確保するアクセスルートの幅は、可搬型重大事故等対処設備が通行可能な幅員3.0mに加えてホースの敷設幅を考慮し、保守的に幅員3.5m以上とする。ただし、可搬型重大事故等対処設備の通行ルートとホースの敷設ルートを別々に設けることを想定する場合、仮復旧により確保するアクセスルートの幅は、3.0mとする。

b. 仮復旧時間の算定条件

アクセスルートの仮復旧時間は、初動要員の重機操作要員が駐在する大湊高台宿直棟を起点とし、構内の移動時間や仮復旧に要する時間を考慮して算定する。また、建屋直近における段差の仮復旧に要する時間までを考慮して算定する。

その他の算定条件は以下のとおりとする。

- ・ホイールローダの移動速度は、「土木工事積算基準（東日本高速道路株式会社，中日本高速道路株式会社，西日本高速道路株式会社 2014）」（以下「土木工事積算基準」という。）に掲載されたホイールローダの前進速度の平均値から保守的に15km/hとする。また、重機操作要員の移動速度（徒歩）は、「不動産の表示に関する公正競争規約施行規則」の徒歩による所要時間(80m/分)を参考として保守的に4km/hとし、崩壊土砂上の移動を想定する場合は、上記移動速度の50%と想定して2km/hとする。
- ・重機操作要員は、大湊高台宿泊棟から5号機原子炉建屋内緊急時対策所に集合し、仮復旧作業を開始する。
- ・重機操作要員は、5号機原子炉建屋内緊急時対策所から保管場所へ向かい、ホイールローダを操作し土砂撤去を実施する。
- ・ホイールローダの土砂撤去作業量は、土木工事積算基準を参考に設定した作業能力76m³/hとする。

- ・建屋直近における段差の仮復旧時間は、訓練実績等を踏まえて設定した時間 78 分とする。
- ・仮復旧時間は、下記の 3 ケースを算定する。

ケース 1 6 号機建屋寄り付き箇所までのルート

ケース 2 5 号機東側保管場所までのルート

(5 号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備への給油作業を想定)

ケース 3 淡水貯水池からの淡水送水に必要なホースの敷設を優先したルート

(事故シーケンス「全交流動力電源喪失+主蒸気逃がし安全弁 1 個開固着」を想定)

(2) 評価結果

設定した各ケースの仮復旧時間について、ケース 1 (6 号機建屋寄り付き箇所までのルート) の評価結果を図 3-20 及び図 3-21 に、ケース 2 (5 号機東側保管場所までのルート) の評価結果を図 3-22 に、ケース 3 (淡水貯水池からの淡水送水に必要なホースの敷設を優先したルート) の評価結果を、図 3-23～図 3-26 に示す。

ケース 1 について、構内移動時間及びホイールローダによる仮復旧時間を考慮した結果、大湊側高台保管場所から 6 号機建屋寄り付き箇所までのアクセスルートは約 310 分、荒浜側高台保管場所から 6 号機建屋寄り付き箇所までのアクセスルートは約 320 分で通行性を確保できることを確認した。

ケース 2 について、構内移動時間及びホイールローダによる仮復旧時間を考慮した結果、荒浜側高台保管場所から 5 号機東側保管場所までのアクセスルートは約 240 分、大湊側高台保管場所から 5 号機東側保管場所までのアクセスルートは約 230 分で通行性を確保できることを確認した。

ケース 3 について、構内移動時間及びホイールローダによる仮復旧時間を考慮した結果、大湊側高台保管場所から荒浜側高台保管場所の順に保管場所を利用した場合は、淡水貯水池からの淡水送水に必要なホースの敷設を優先したルートは約 190 分、荒浜側高台保管場所から 6 号機建屋寄り付き箇所までのアクセスルートは約 430 分で通行性を確保できることを確認した。また、荒浜側高台保管場所から大湊側高台保管場所の順に保管場所を利用した場合は、淡水貯水池からの淡水送水に必要なホースの敷設を優先したルートは約 200 分、大湊側高台保管場所から 6 号機建屋寄り付き箇所までのアクセスルートは約 430 分で通行性を確保できることを確認した。

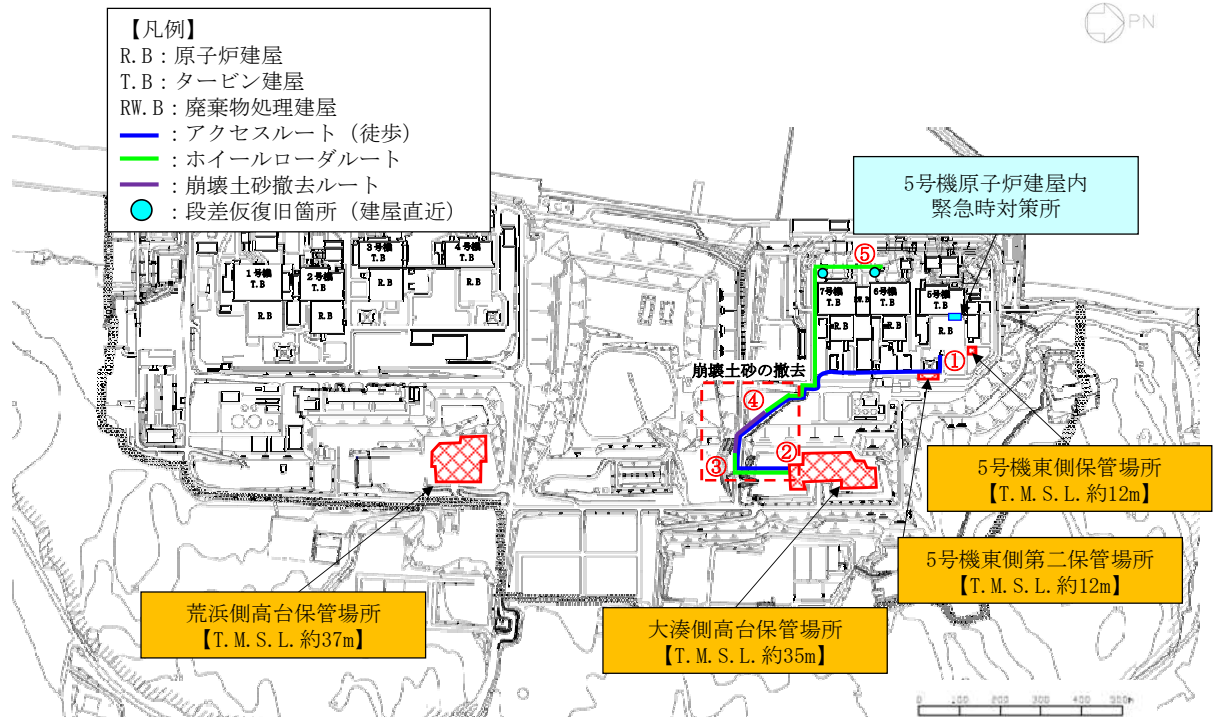
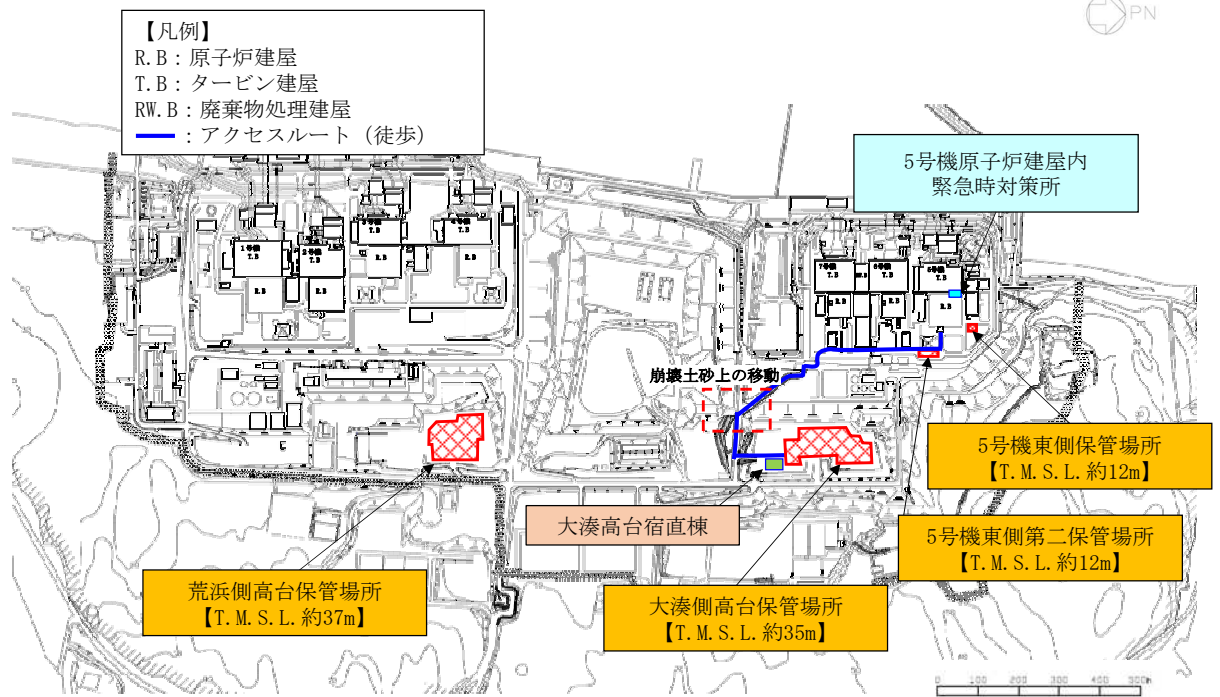


図 3-20 設定したルート及び仮復旧時間（ケース 1，大湊側高台保管場所利用）（1/2）

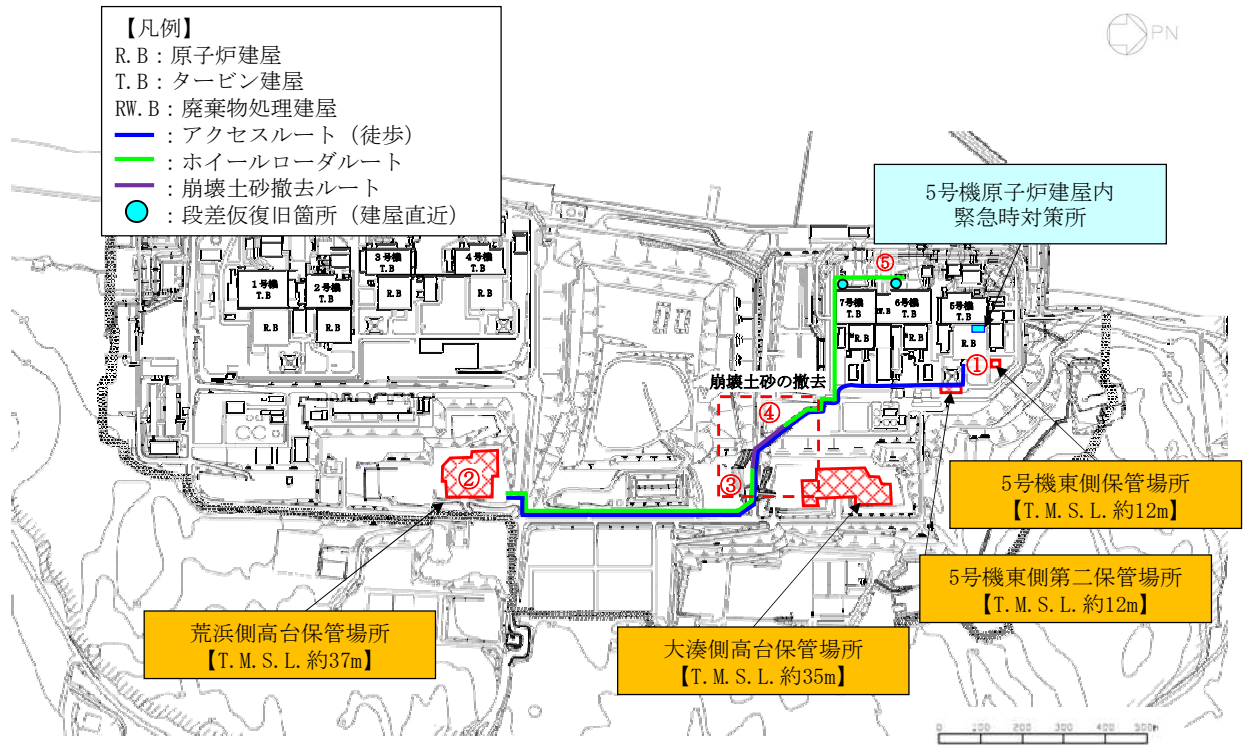
区間	距離 (m)	時間評価項目	所要時間 (分)	累積 (分)	使用するホイールローダ
大湊高台宿 直棟～5号機 原子炉建屋	約 980 ^{*1}	徒歩移動	19	19	—
5号機原子炉 建屋内	東側入口～緊急 時対策所～東側 入口	徒歩移動	14	33	—
①→②	約 980 ^{*1}	徒歩移動	19	52	—
②→③	約 250	ホイールローダ移動	1	53	大湊側：2台
③→④	約 170	土砂撤去	159 ^{*2}	212	
		安全確認	17	229	
④→⑤	約 610	ホイールローダ移動	3	232	
		段差復旧（建屋直近）	78 ^{*3}	310	

注記*1：崩壊土砂上の移動を約 170m 含む。

*2：2台で実施する。2台目は安全な離隔を確保するため、1台目の作業開始 10 分後に開始する。

*3：各号機ホイールローダ 1 台で同時に復旧する。

図 3-20 設定したルート及び仮復旧時間（ケース 1，大湊側高台保管場所利用）（2/2）



区間	距離 (m)	時間評価項目	所要時間 (分)	累積 (分)	使用するホイールローダ
大湊高台宿直棟～5号機原子炉建屋*1	約 980*2	徒歩移動	19	19	—
5号機原子炉建屋内	東側入口～緊急時対策所～東側入口	徒歩移動	14	33	—
①→②	約 1500*2	徒歩移動	26	59	—
②→③	約 780	ホイールローダ移動	4	63	荒浜側：2台
③→④	約 170	土砂撤去	159*3	222	
		安全確認	17	239	
④→⑤	約 610	ホイールローダ移動	3	242	
		段差復旧（建屋直近）	78*4	320	

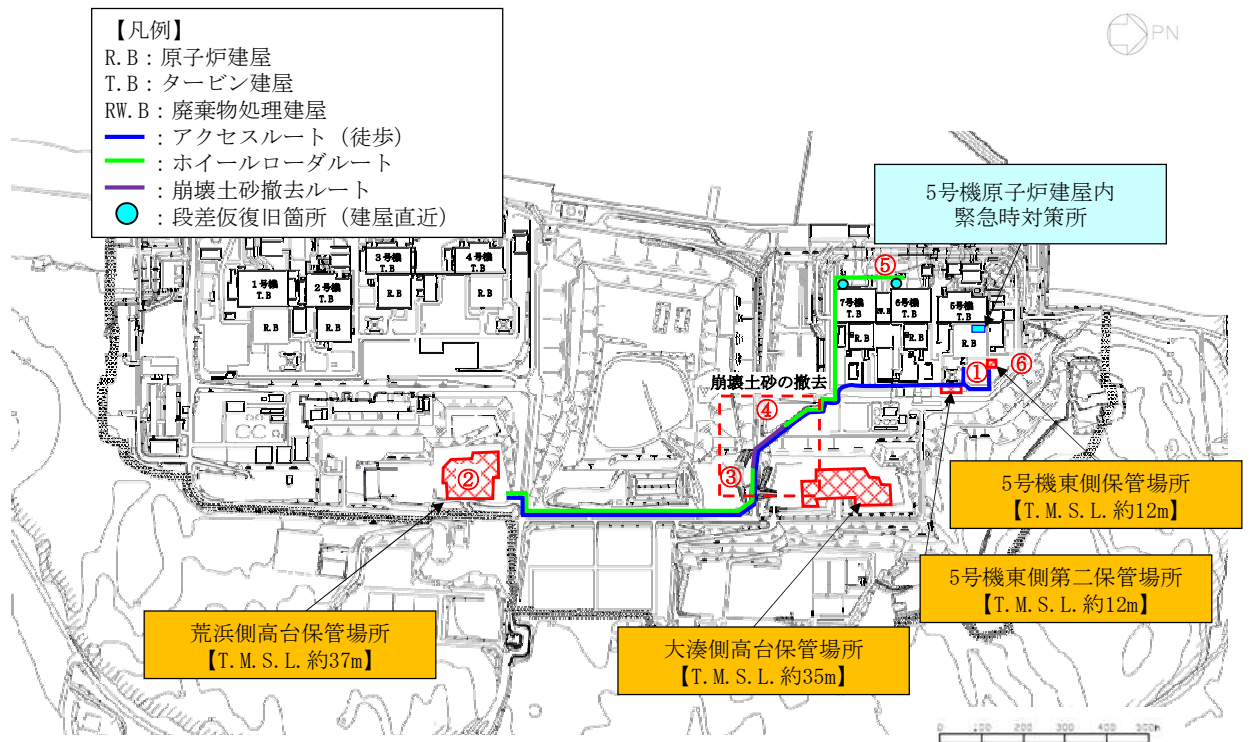
注記*1：ルートについては、図3-20参照。

*2：崩壊土砂上の移動を約170m含む。

*3：2台で実施する。2台目は安全な離隔を確保するため、1台目の作業開始10分後に開始する。

*4：各号機ホイールローダ1台で同時に復旧する。

図3-21 設定したルート及び復旧時間（ケース1，荒浜側高台保管場所利用）

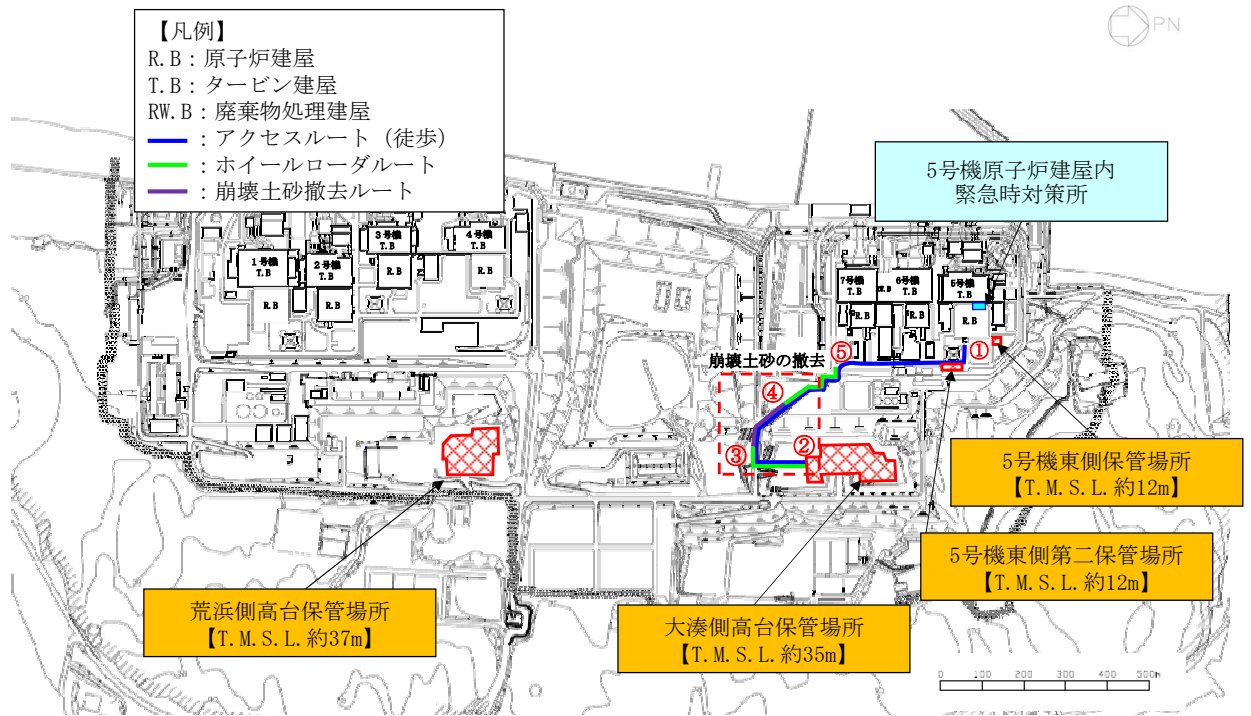


区間	距離 (m)	時間評価項目	所要時間 (分)	累積 (分)
大湊高台宿直棟→ ④	図 3-21 参照	—	239*1	239
④→⑥	—	仮復旧作業なし*2	0*2	239

注記*1 : 荒浜側高台保管場所のホイールローダを使用した場合。大湊側高台保管場所のホイールローダを使用した場合は約 229 分 (図 3-20 参照)。

*2 : ④→⑥の区間には仮復旧する箇所がないため、所要時間は 0 分となる。

図 3-22 5号機東側保管場所への屋外アクセスルート及び仮復旧時間
(ケース 2, 荒浜側高台保管場所利用)



区間	距離 (m)	時間評価項目	所要時間 (分)	累積 (分)	使用するホイールローダ
大湊高台宿直棟～5号機原子炉建屋*1	約 980*2	徒歩移動	19	19	—
5号機原子炉建屋内	東側入口～緊急時対策所～東側入口	徒歩移動	14	33	—
①→②	約 980*2	徒歩移動	19	52	—
②→③	約 250	ホイールローダ移動	1	53	大湊側：2台
③→④	約 170	土砂撤去*3	119*4	172	
		安全確認	17	189	
④→⑤	約 170	ホイールローダ移動	1	190	

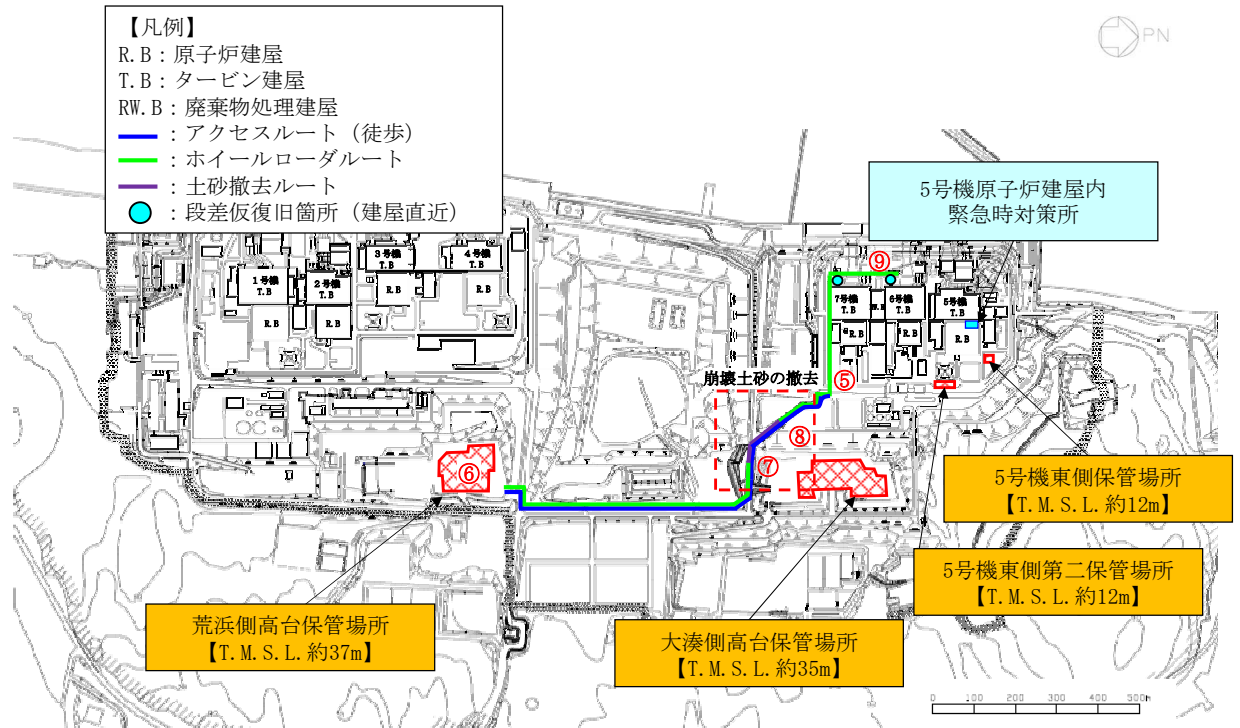
注記*1：ルートについては、図3-20参照。

*2：崩壊土砂上の移動を約170m含む。

*3：淡水移送に必要なホースの早急な敷設を行うため、土砂撤去の幅は3.0mとし、屋外アクセスルートは別途復旧する。

*4：2台で実施する。2台目は安全な離隔を確保するため、1台目の作業開始10分後に開始する。

図3-23 設定したルート及び仮復旧時間
(ケース3-1、大湊側高台保管場所利用(原子炉注水開始までの復旧))



区間	距離 (m)	時間評価項目	所要時間 (分)	累積 (分)	使用するホイールローダ
—	—	—	—	190 ^{*1}	—
⑤→⑥	約 1200	徒歩移動	18	208	—
⑥→⑦	約 780	ホイールローダ移動	4	212	荒浜側：2台
⑦→⑧	約 170	土砂撤去 ^{*2}	119 ^{*3}	331	
		安全確認	17	348	
⑧→⑨	約 610	ホイールローダ移動	3	351	荒浜側：2台
		段差復旧（建屋直近）	78 ^{*4}	429	

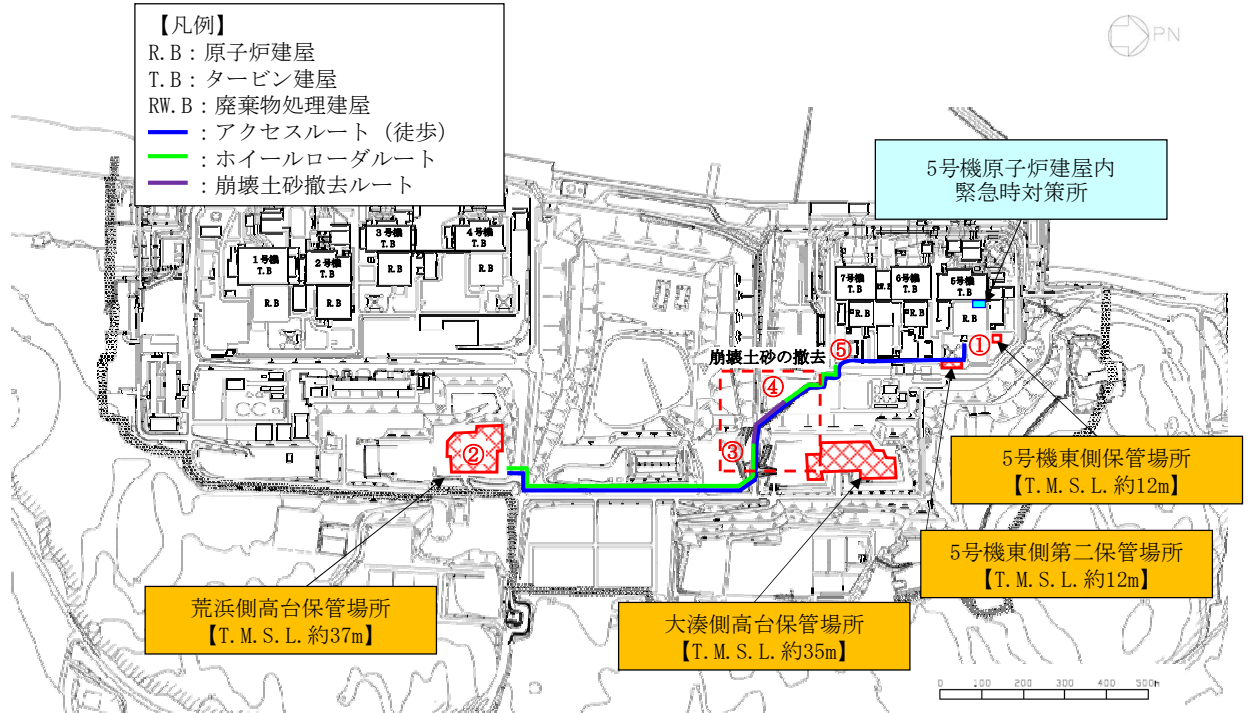
注記*1：可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）による原子炉への注水開始までの復旧作業が終了した 190 分後から熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系熱交換器が通行するための屋外アクセスルート復旧作業を開始する。

*2：淡水移送に必要なホースは既に敷設されているため、土砂撤去の幅は、可搬型重大事故等対処設備の通行幅 3.0m とする。

*3：2 台で実施する。2 台目は安全な離隔を確保するため、1 台目の作業開始 10 分後に開始する。

*4：各号機ホイールローダ 1 台で同時に復旧する。

図 3-24 設定したルート及び仮復旧時間
(ケース 3-1, 荒浜側高台保管場所利用 (原子炉注水開始後からの復旧))



区間	距離 (m)	時間評価項目	所要時間 (分)	累積 (分)	使用するホイール ローダ
大湊高台宿直棟～5号機原子炉建屋*1	約 980*2	徒歩移動	19	19	—
5号機原子炉建屋内	東側入口～緊急時対策所～東側入口	徒歩移動	14	33	—
①→②	約 1500*2	徒歩移動	26	59	—
②→③	約 780	ホイールローダ移動	4	63	荒浜側：2台
		土砂撤去*3	119*4	182	
③→④	約 170	安全確認	17	199	
④→⑤	約 170	ホイールローダ移動	1	200	

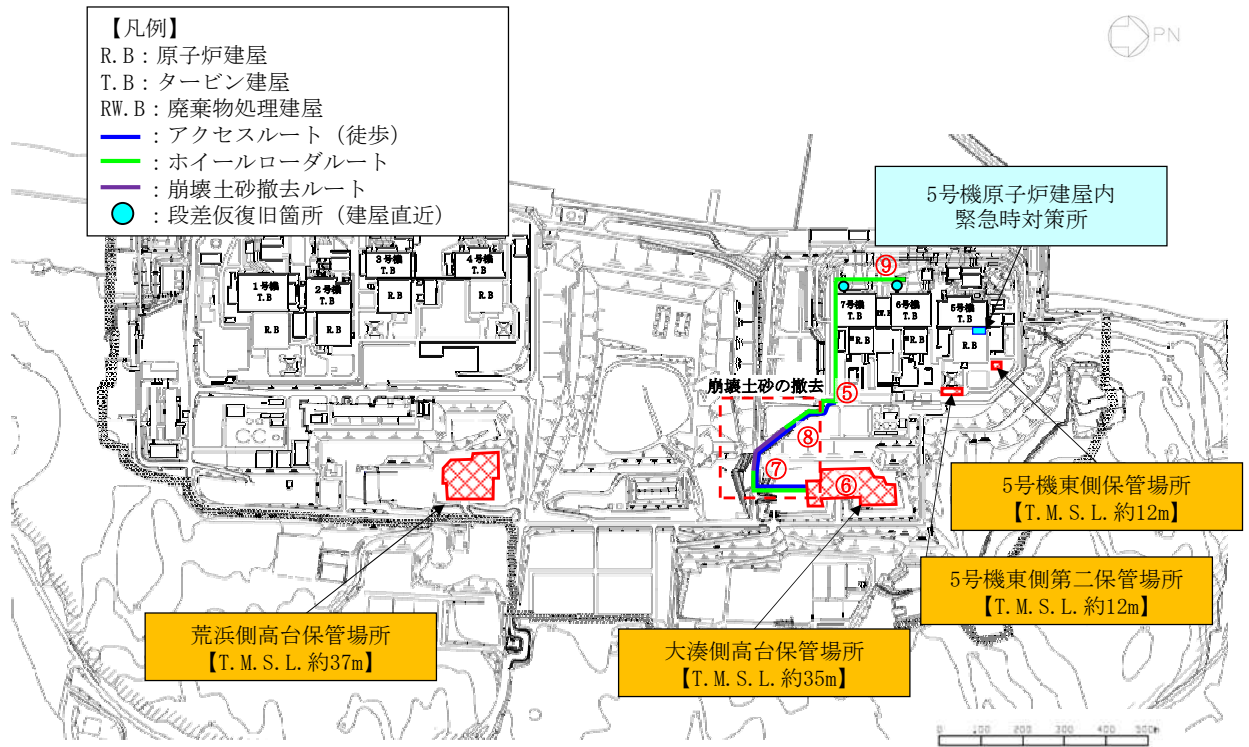
注記*1：ルートについては、図 3-20 参照。

*2：崩壊土砂上の移動を約 170m 含む。

*3：淡水移送に必要なホースの早急な敷設を行うため、土砂撤去の幅は 3.0m とし、屋外アクセスルートは別途復旧する。

*4：2台で実施する。2台目は安全な離隔を確保するため、1台目の作業開始 10 分後に開始する。

図 3-25 設定したルート及び仮復旧時間
(ケース 3-2, 荒浜側高台保管場所利用 (原子炉注水開始までの復旧))



区間	距離 (m)	時間評価項目	所要時間 (分)	累積 (分)	使用するホイール ローダ
—	—	—	—	200 ^{*1}	—
⑤→⑥	約 580	徒歩移動	9	209	—
⑥→⑦	約 250	ホイールローダ移動	1	210	大湊側：2台
⑦→⑧	約 170	土砂撤去 ^{*2}	119 ^{*3}	329	
		安全確認	17	346	
⑧→⑨	約 610	ホイールローダ移動	3	349	
		段差復旧 (建屋直近)	78 ^{*4}	427	

注記*1：可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) による原子炉への注水開始までの復旧作業終了した 200 分後から熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系熱交換器が通行するための屋外アクセスルート仮復旧作業を開始する。

*2：淡水移送に必要なホースは既に敷設されているため、土砂撤去の幅は、可搬型重大事故等対処設備の通行幅 3.0m とする。

*3：2 台で実施する。2 台目は安全な離隔を確保するため、1 台目の作業開始 10 分後に開始する。

*4：各号機ホイールローダ 1 台で同時に復旧する。

図 3-26 設定したルート及び復旧時間
(ケース 3-2, 大湊側高台保管場所利用 (原子炉注水開始後からの復旧))

4. 屋内アクセスルート

4.1 屋内アクセスルートの基本方針

地震、津波その他の自然現象又は外部人為事象による影響を考慮し、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋に、各設備の操作場所までのアクセスルートを複数設定する。

上記を受けた屋内アクセスルート設定の考え方を以下に示す。

(1) 地震及び津波の影響の考慮

a. 屋外から直接原子炉建屋内に入域するための原子炉建屋の入口は、以下の条件を考慮し設定する。

(a) 基準地震動 S_s 及び基準津波の影響を受けない原子炉建屋入口を3箇所設定。

b. 複数設定するアクセスルートは以下の条件を満足するルートとする。

(a) 基準地震動 S_s の影響を受けず、基準津波に対して影響を受けない高さ、又は水密化を図った建屋にアクセスルートを設定。

また、ルート設定に当たっては以下を考慮。

- ・アクセスルート近傍の油内包機器及び水素内包機器について、地震時に火災源とならないこと。
- ・地震に伴う溢水が発生した場合においても歩行可能な水深であること。
- ・アクセスルート近傍の資機材について、地震による転倒等により通行を阻害しないように固縛等の転倒防止対策を実施すること。

(b) 各フロアには各区画に沿った通路、複数の階段及び出入り口扉があり、それぞれを組み合わせて通ることで、複数のアクセスルートを設定。

(2) 地震及び津波以外の自然現象及び外部人為事象の考慮

地震及び津波以外の自然現象及び外部人為事象に対し、外部からの衝撃による損傷の防止が図られたアクセスルートを設定する。

(3) その他の考慮事項

屋内アクセスルートは、地震、津波及びその他の自然現象による影響（風（台風）、竜巻、低温（凍結）、降水、積雪、落雷、火山の影響及び生物学的事象）及び外部人為事象を想定して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に確保する設計とする。

また、アクセスルートに加え迂回ルートを設定し、迂回ルートは、通行可能な場合に限り、使用するルートとする。

重大事故等時に設定したアクセスルートが線量上昇によりアクセスできなくなった場合には、空間放射線量等の現場の状況に応じて人身安全を最優先に適切な放射線防護具を選定した上で、適切なアクセスルートを選択する。

4.2 屋内アクセスルートの影響評価

屋内アクセスルートの設計においては、屋内アクセスルートについて想定される自然現象及び外部人為事象の抽出を行い、その自然現象及び外部人為事象が起因する被害要因に対して影響評価を行い、その影響を受けないルートを確認する。

屋内アクセスルートについて想定される自然現象及び外部人為事象の抽出結果を表 4-1 及び表 4-2 に示す。

表 4-1 屋内アクセスルートに想定される自然現象

自然現象	概略評価結果	被害要因抽出 ○：対象 ×：対象外
地震	・資機材の倒壊・損壊，アクセスルート周辺機器等の地震随伴火災・地震随伴溢水による影響が考えられる。	○
津波	・基準津波は，建屋近傍まで遡上しない。	×
風 (台風)	・建屋内であり影響を受けない。	×
竜巻	・原子炉建屋等は，竜巻に対し頑健性を有することから影響は受けない。	×
低温 (凍結)	・屋上を通行する場合，凍結状況を見計らいながら通行することで対処が可能である。 ・屋上を通行する箇所以外は建屋内であり，影響は受けない。	×
降水	・浸水防止対策を施された建屋内であること，排水設備が設置されていることから影響は受けない。	×
積雪	・気象予報により事前の予測が十分可能であり，積雪状況等を見計らいながら除雪することで対処が可能である。 ・屋上を通行する箇所以外は建屋内であり，影響は受けない。	×
落雷	・原子炉建屋等には避雷設備を設置しており影響は受けない。	×
火山の影響	・噴火発生の情報を受けた際は，要員を確保し，アクセスルートの除灰を行うことにより対処が可能である。 ・屋上を通行する箇所以外は建屋内であり，影響は受けない。	×
生物学的 事象	・屋内アクセスルートは，浸水防止対策により水密化された建屋内に設置されているため，ネズミ等の齧歯類の侵入による影響を受けない。	×

表 4-2 屋内アクセスルートに想定される外部人為事象

人為事象	概略評価結果	被害要因抽出 ○：対象 ×：対象外
森林 火災	・原子炉建屋等は，防火帯の内側であり，影響は受けない。	×

以上の抽出結果を踏まえ，屋内アクセスルートの設計にあたり，地震，地震随伴火災及び地震随伴溢水による屋内アクセスルートへの影響評価を行い，その影響を受けないルートを設定する。

地震に伴う屋内アクセスルートの影響評価項目を以下に示す。

- ・地震随伴火災
- ・地震随伴溢水

地震による影響を考慮し，屋内アクセスルートの選定に際し，周辺施設の転倒等による影響がないことを確認するため，現場の整備状況を確認し，アクセスルート周辺に影響を及ぼす施設がないことを確認する。

4.3 屋内アクセスルートの評価方法及び結果

アクセスルートへの影響について、被害要因ごとに評価する。

屋内アクセスルートを図 4-1 に示す。

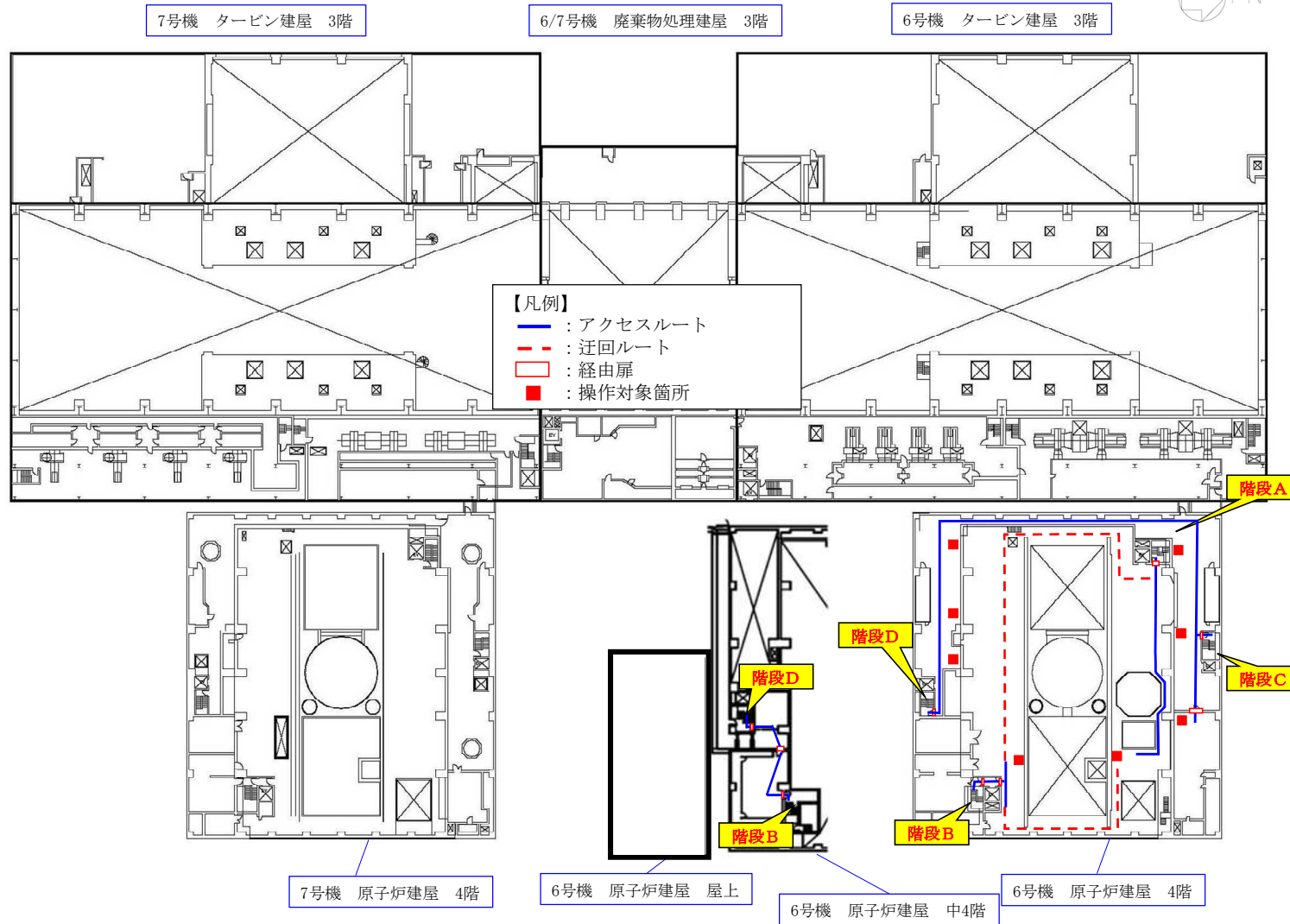
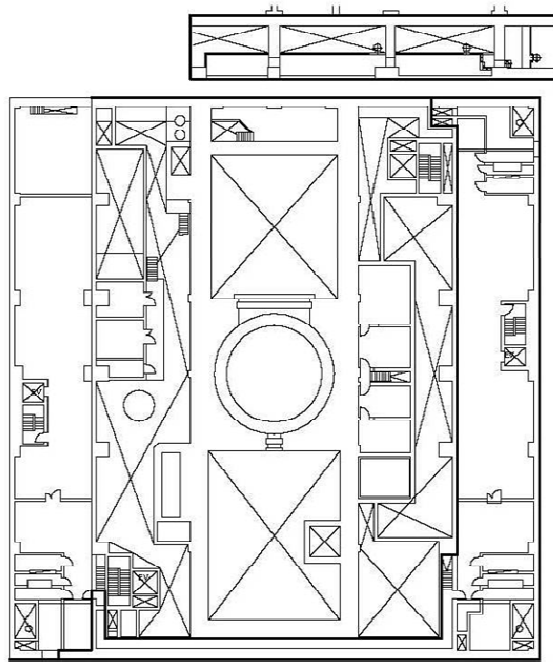
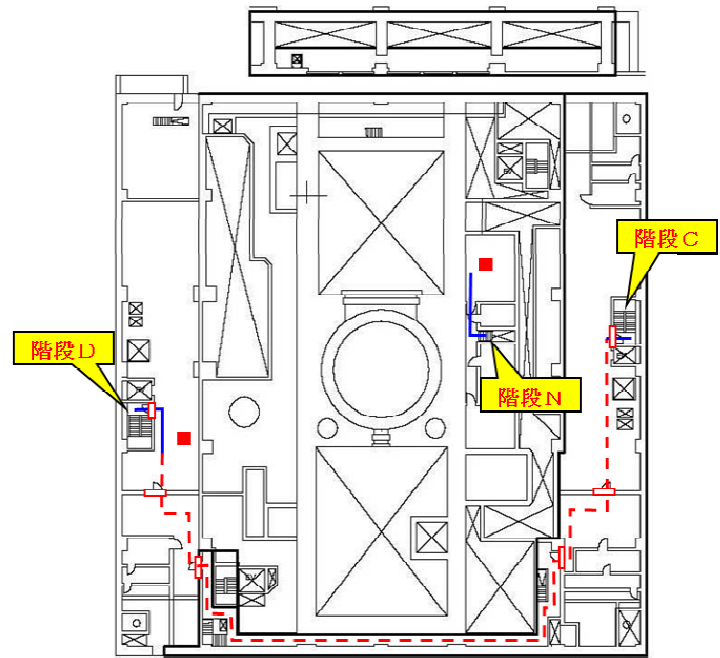
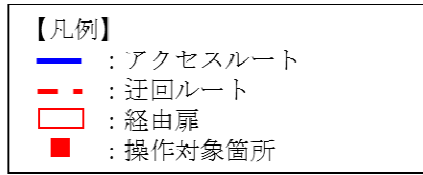


図 4-1 屋内アクセスルート図 (1/8)



7号機 原子炉建屋 中3階



8号機 原子炉建屋 中3階

図 4-1 屋内アクセスルート図 (2/8)

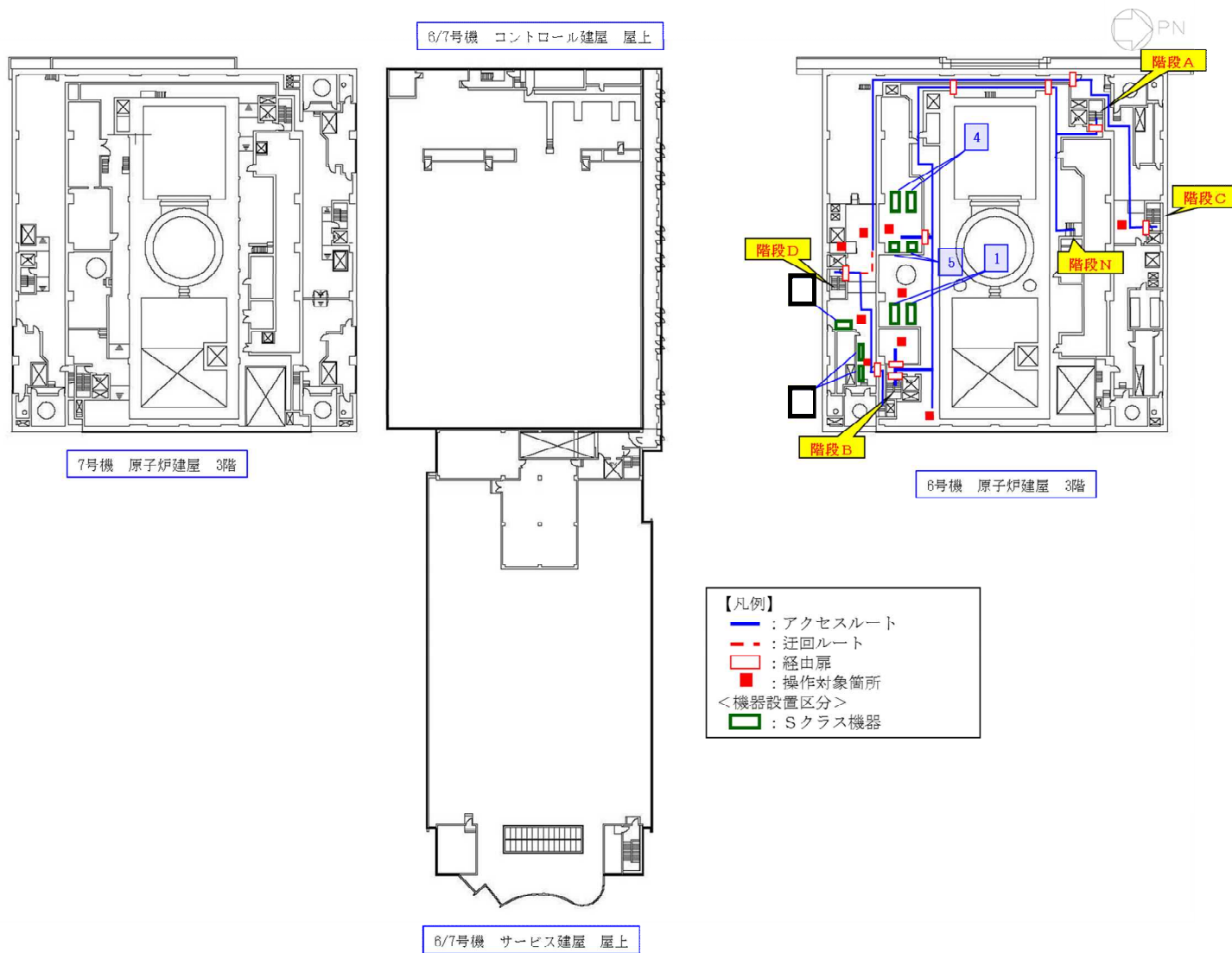


図 4-1 屋内アクセスルート図 (3/8)

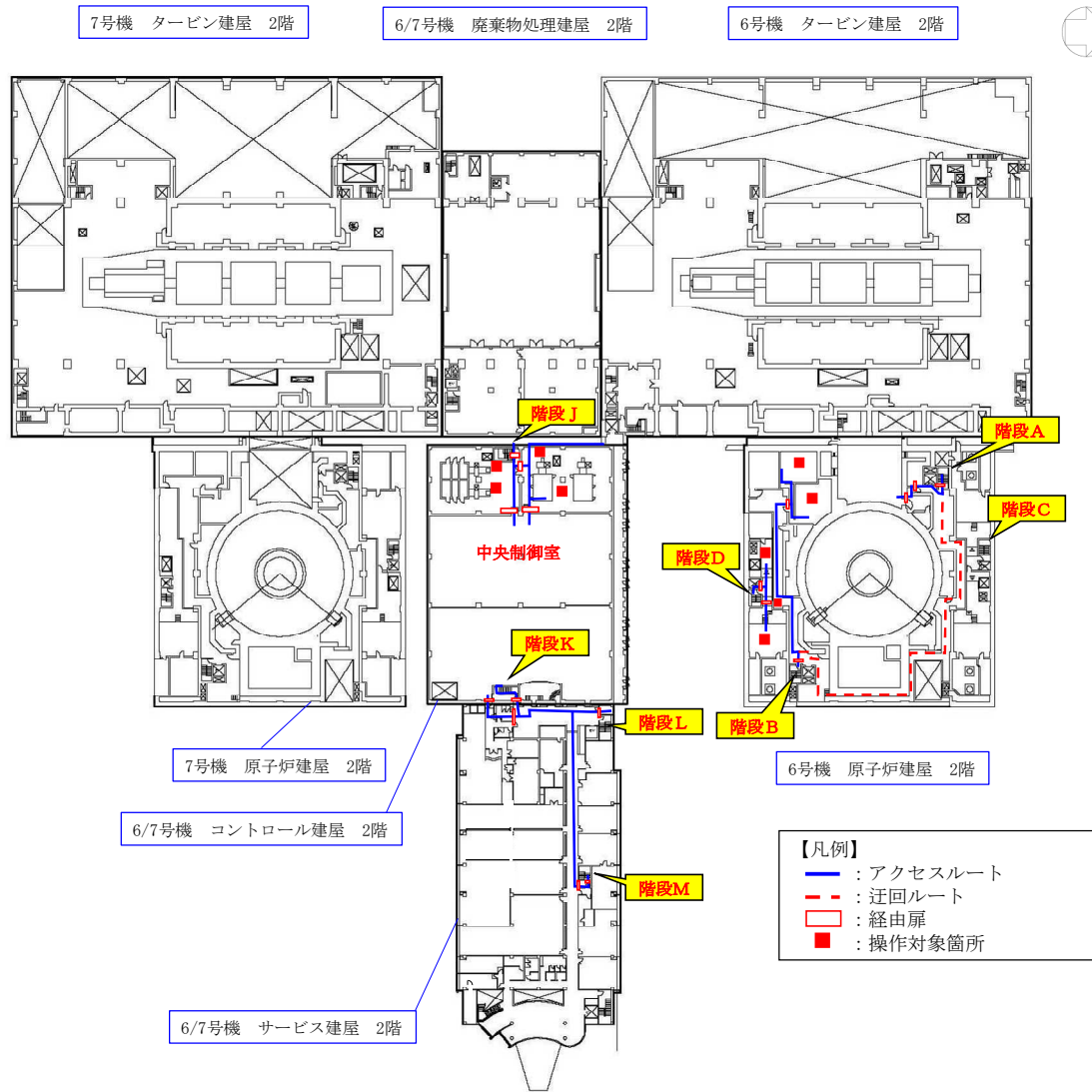


図 4-1 屋内アクセスルート図 (4/8)

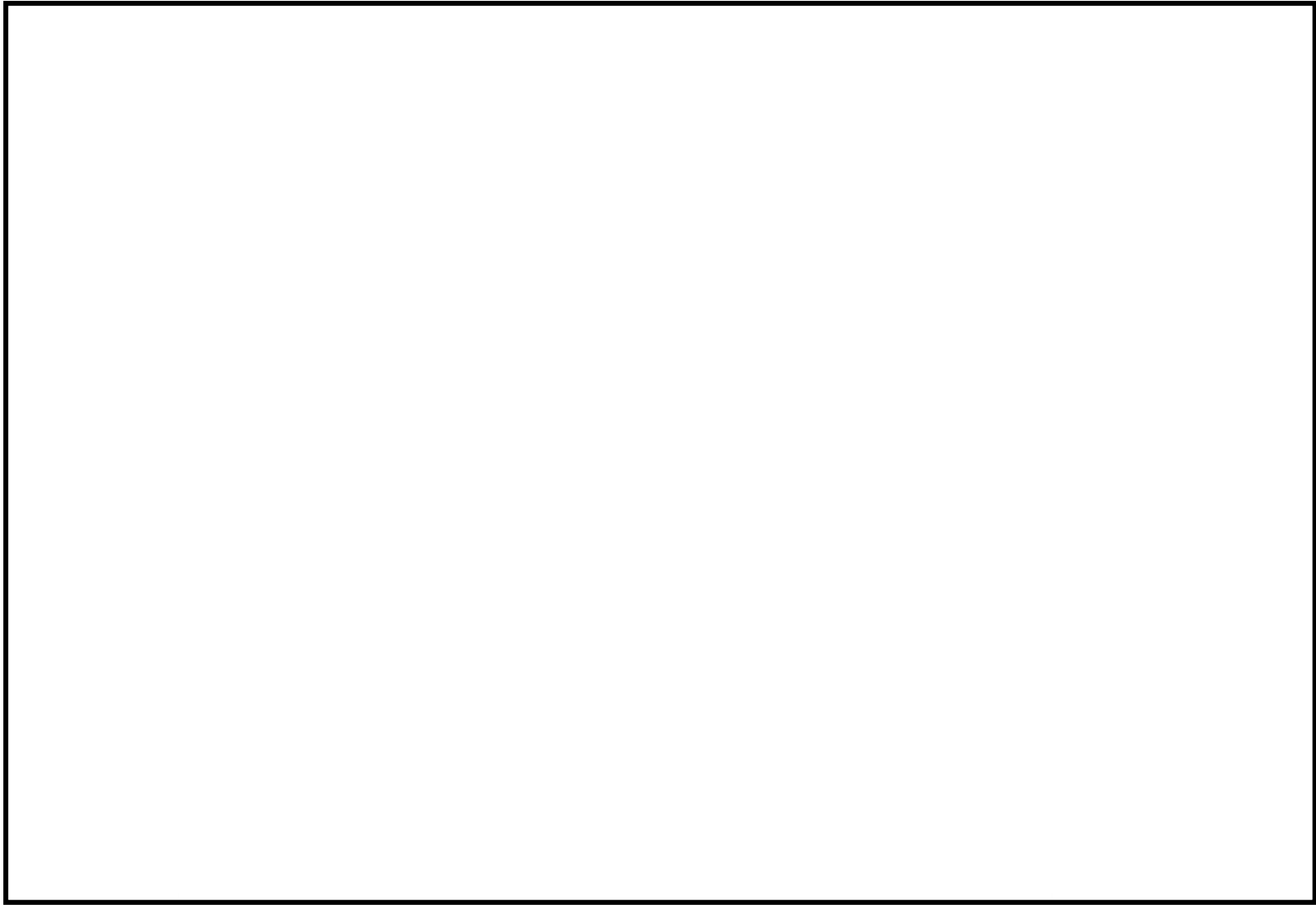


図 4-1 屋内アクセスルート図 (5/8)

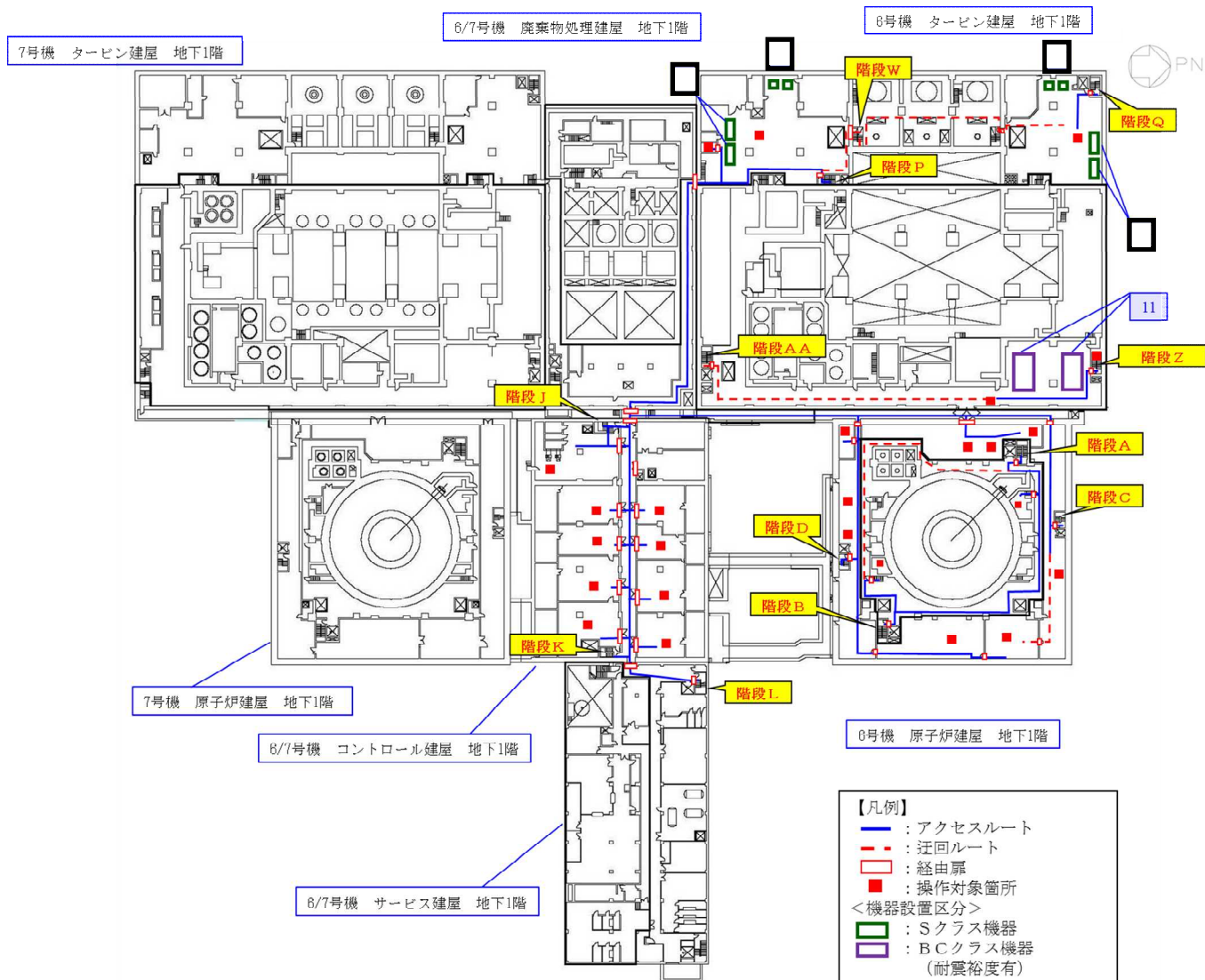


図4-1 屋内アクセスルート図 (6/8)

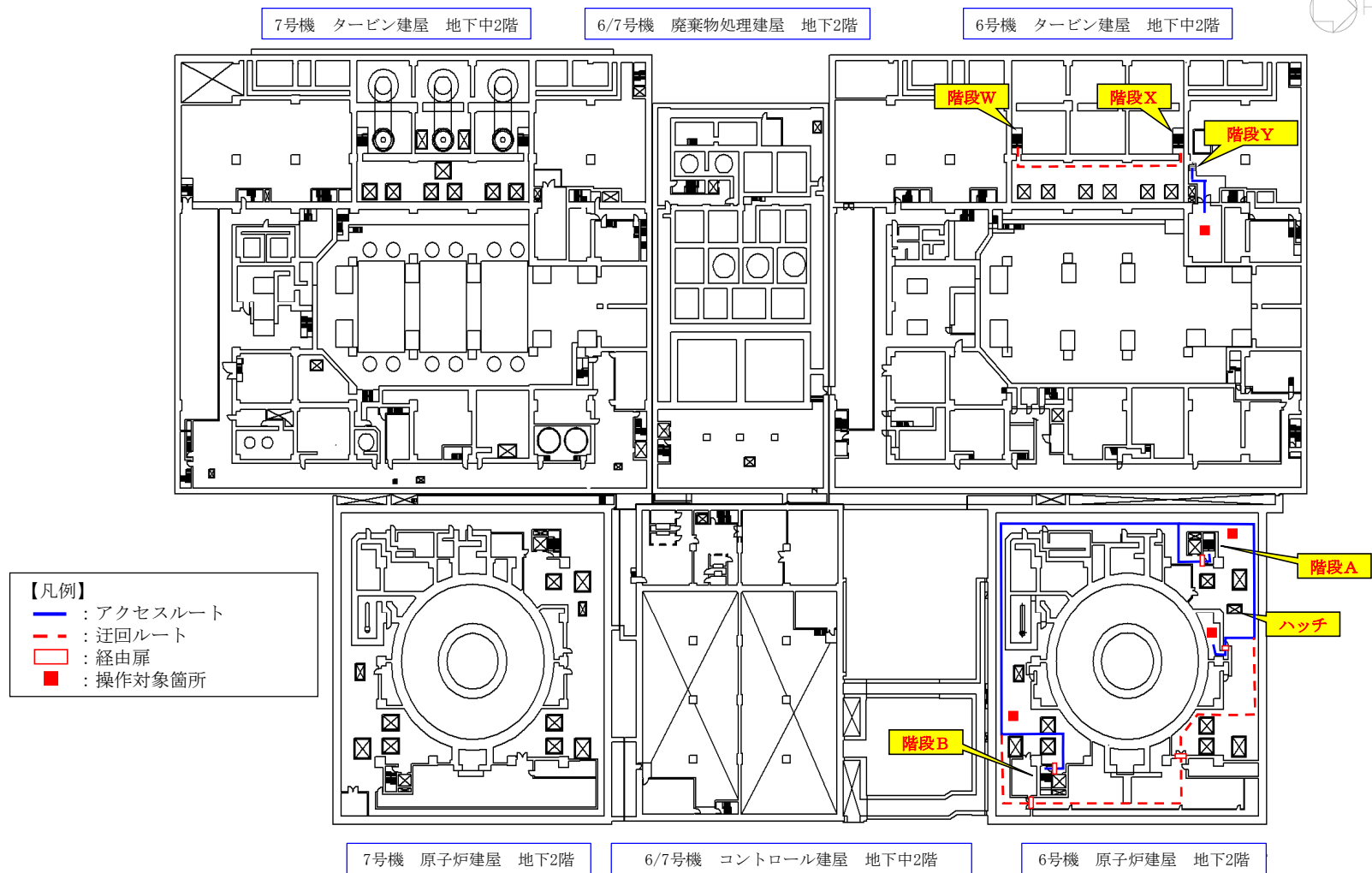


図 4-1 屋内アクセスルート図 (7/8)

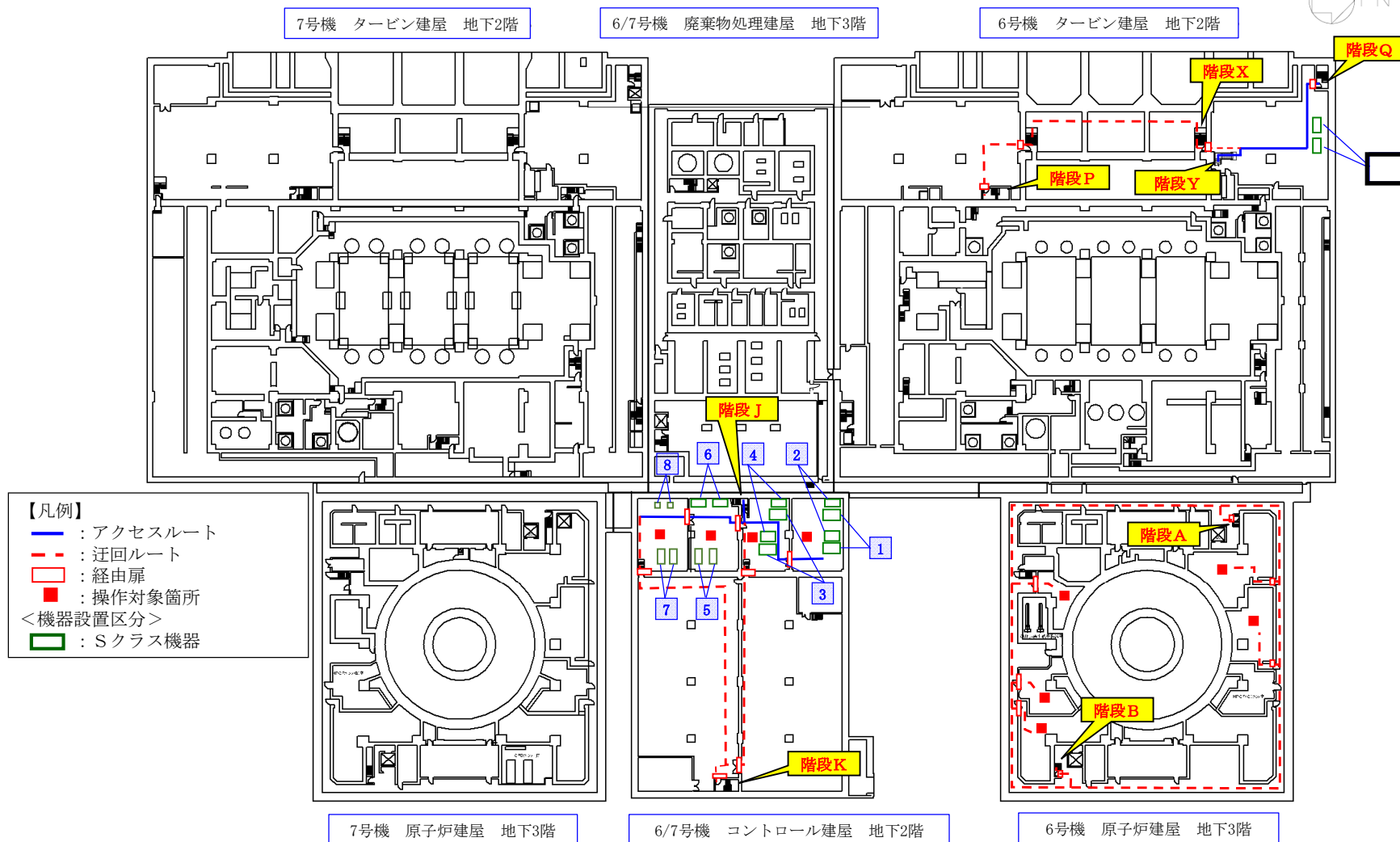


図 4-1 屋内アクセスルート図 (8/8)

4.3.1 地震随伴火災

(1) 評価方法

屋内アクセスルート近傍の地震随伴火災の発生可能性がある機器について、以下のとおり抽出・評価を実施する。

- a. 事故シーケンスごとに必要な対応処置のためのアクセスルートをルート図上に描画し、ルート近傍の回転機器*を抽出する。
- b. Sクラス機器又は基準地震動S_sにて耐震性があると確認された機器は、地震により損壊しないものとし、内包油による地震随伴火災は発生しないものとする。
- c. Sクラス機器でない、かつ基準地震動S_sにて耐震性がない機器のうち、油を内包する機器及び水素ガスを内包する機器については、地震により支持構造物が損壊し、漏えいした油又は水素ガス（4vol%以上）に着火する可能性があるため、火災源として耐震評価を実施する。
- d. 耐震評価は、Sクラスの機器と同様に基準地震動S_sで評価し、J E A G 4 6 0 1 -1987及びJ E A G 4 6 0 1 ・補-1984に従った評価を実施する。
- e. 耐震裕度を有するものについては、地震により損壊しないものと考え、火災源としての想定は不要とする。

地震随伴火災の発生可能性がある機器の抽出フローを図4-2に示す。

注記*：盤火災は、鋼製の盤内で発生し、外部への影響が少ないため除外する。また、ケーブル火災は、ケーブルトレイが天井付近に設置されており、下部通路への影響は少ないこと、又は難燃性ケーブルを使用していることから、大規模な延焼が考えにくいことから除外する。

なお、火災時の煙充満による影響については、煙が滞留するような箇所は自動起動又は中央制御室からの手動操作による固定式消火設備を設置することからアクセス性に影響はないと考えられるが、速やかなアクセスが困難な場合は迂回路を使用する。

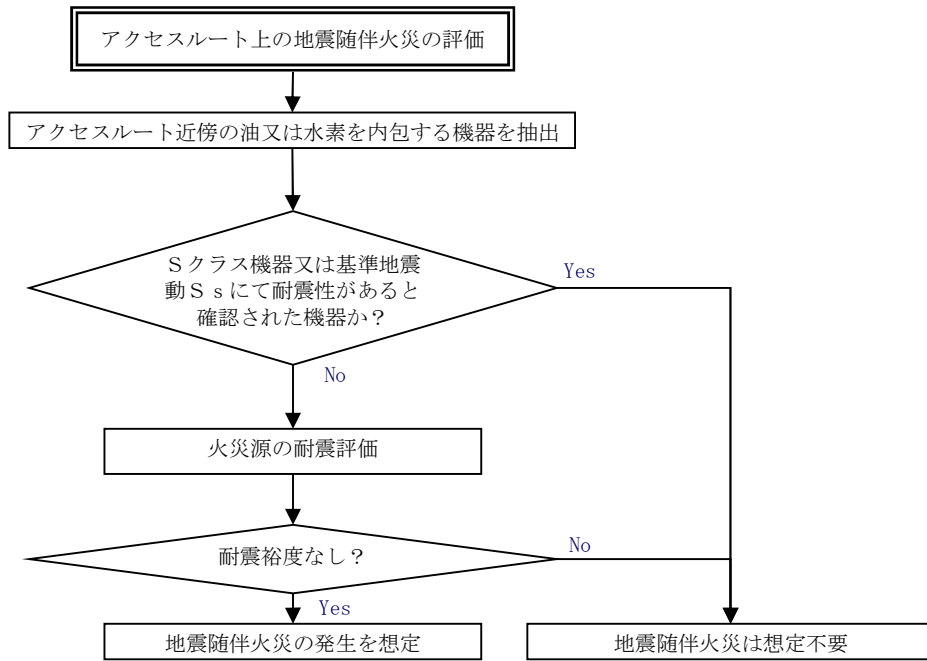


図 4-2 地震随伴火災 評価対象機器抽出フロー

(2) 評価結果

アクセスルート近傍にある地震随伴火災が発生する可能性がある機器について、表 4-3 及び表 4-4 に示す。

このうちSクラス以外の機器で、油又は水素を内包する機器について耐震評価を実施した結果、耐震評価対象機器については基準地震動S_s時にも損壊しないことを確認した。

表 4-3 地震随伴火災を考慮する機器リスト (6号機) (1/2)

番号	機器名称	損傷モード	評価部位	応力分類	発生値 (MPa)	許容基準値 (MPa)	設置区分
1	ほう酸水注入系ポンプ (A) (B)	—	—	—	—	—	Sクラス
2	非常用ディーゼル発電機 (B) 空気圧縮機(1) (2)	—	—	—	—	—	Sクラス
3	非常用ディーゼル発電 設備(B) エリア排風機(A) (B)	—	—	—	—	—	Sクラス
4	非常用ガス処理系排風機 (A) (B)	—	—	—	—	—	Sクラス
5	非常用ガス処理室空調機 (A) (B)	—	—	—	—	—	Sクラス
6	原子炉補機冷却水ポンプ (A) (D)	—	—	—	—	—	Sクラス
7	原子炉補機冷却海水ポン プモータ (A) (D)	—	—	—	—	—	Sクラス
8	原子炉補機冷却水ポンプ (B) (E)	—	—	—	—	—	Sクラス
9	原子炉補機冷却海水ポン プモータ (B) (E)	—	—	—	—	—	Sクラス
10	原子炉補機冷却水ポンプ (C) (F)	—	—	—	—	—	Sクラス

表 4-3 地震随伴火災を考慮する機器リスト (6号機) (2/2)

番号	機器名称	損傷モード	評価部位	応力分類	発生値 (MPa)	許容基準値 (MPa)	設置区分
11	電動機駆動原子炉給水ポンプ(A)(B)	機能 損傷	ポンプ基礎 ボルト	引張り	8	475	BCクラス (耐震裕度有)
				せん断	13	366	
		機能 損傷	ポンプ取付 ボルト	引張り	6	180	
				せん断	12	138	
		機能 損傷	原動機基礎 ボルト	引張り	92	190	
				せん断	37	146	
		機能 損傷	原動機取付 ボルト	引張り	84	190	
				せん断	46	146	
		機能 損傷	増速機基礎 ボルト	引張り	38	190	
				せん断	10	146	
		機能 損傷	増速機取付 ボルト	引張り	44	191	
				せん断	11	147	
		機能 損傷	オイルタンク 取付ボルト	引張り	32	190	
				せん断	26	146	
機能 損傷	補助油ポンプ 用電動機取付 ボルト	引張り	5	191			
		せん断	3	147			

表 4-4 地震随伴火災を考慮する機器リスト (6号機及び7号機共通)

番号	機器名称	損傷モード	評価部位	応力分類	発生値 (MPa)	許容基準値 (MPa)	設置区分
1	6号機換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(A)(C)	—	—	—	—	—	Sクラス
2	6号機換気空調補機非常用冷却水系ポンプ(A)(C)	—	—	—	—	—	Sクラス
3	6号機換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(B)(D)	—	—	—	—	—	Sクラス
4	6号機換気空調補機非常用冷却水系ポンプ(B)(D)	—	—	—	—	—	Sクラス
5	7号機換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(A)(C)	—	—	—	—	—	Sクラス
6	7号機換気空調補機非常用冷却水系ポンプ(A)(C)	—	—	—	—	—	Sクラス
7	7号機換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(B)(D)	—	—	—	—	—	Sクラス
8	7号機換気空調補機非常用冷却水系ポンプ(B)(D)	—	—	—	—	—	Sクラス

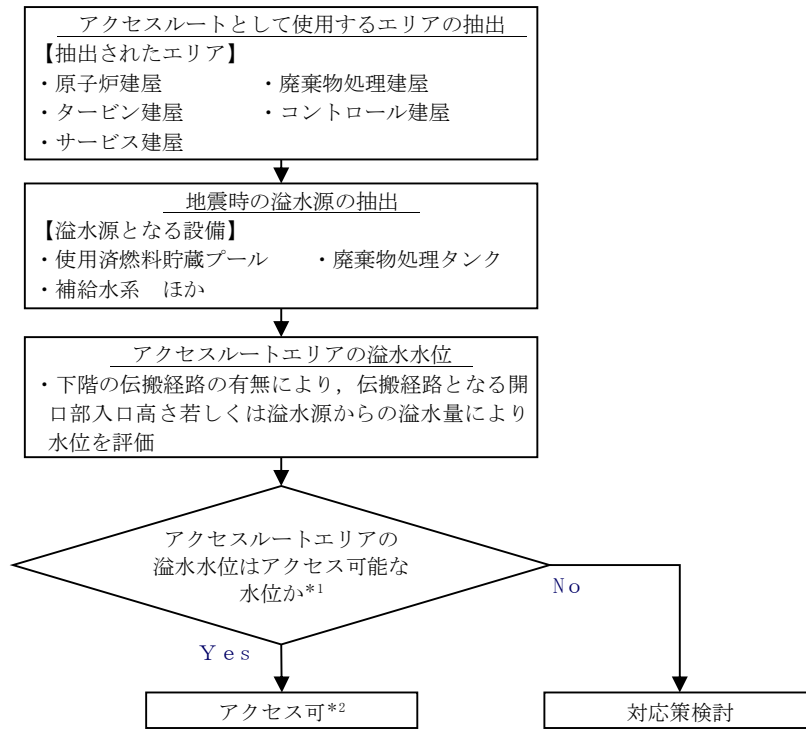
4.3.2 地震随伴溢水

(1) 評価方法

地震発生時の屋内アクセスルートへのアクセス性の評価を以下のとおり実施する。

- a. 事故シーケンスごとに必要な対応処置のためのアクセスルートとして使用するエリアを抽出し、エリアごとのアクセスルート近傍の溢水源を抽出する。
- b. Sクラス機器又は基準地震動 S_s にて耐震性があると確認された機器は地震により損壊しないものとし、保有水が外部に流出することはないものとする。
- c. Sクラスではない、かつ基準地震動 S_s にて耐震性がない機器は、溢水源とする。
- d. 耐震評価はSクラスの機器と同様に基準地震動 S_s で評価し、J E A G 4 6 0 1 -1987及びJ E A G 4 6 0 1 ・補-1984に従った評価を実施する。
- e. 耐震裕度を有するものについては地震により損壊しないものと考え、溢水源としての想定は不要とする。

地震随伴溢水によるアクセス判断フローを図4-3に、水位評価概略図を図4-4に示す。



注記*1：建屋の浸水時における歩行可能な水深は、歩行困難水深及び水圧でドアが開かなくなる水深から 30cm 以下と設定している。堰高さ（約 20cm）であればアクセス可能と判断する。「地下空間における浸水対策ガイドライン」（平成 14 年 3 月 28 日 国土交通省）

*2：溢水水位によりアクセス可能と判断しても、放射性物質による被ばく防護及び感電防止のため、適切な装備を装着する。

図 4-3 地震随伴溢水によるアクセス判断フロー

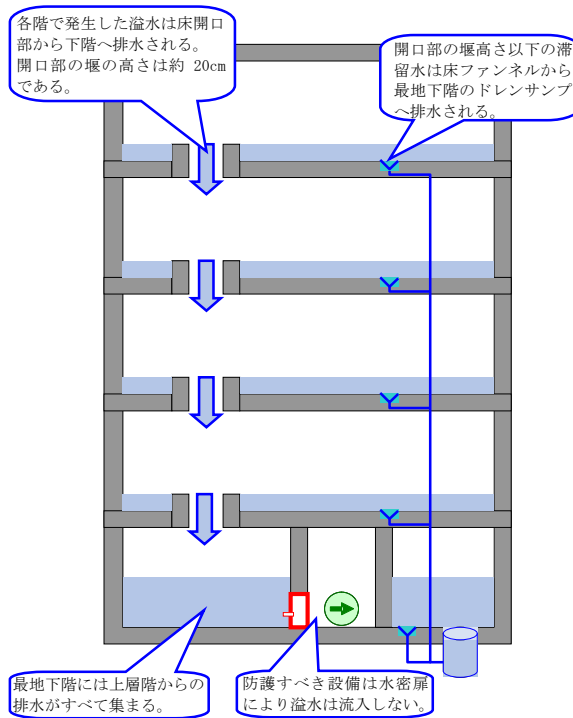


図 4-4 水位評価概略図

(2) 評価結果

評価結果として、各エリアの溢水水位を表 4-5 に示す。

使用済燃料貯蔵プールのスロッシングは、原子炉建屋燃料取替床で発生し、当該エリアで約 1.2m の溢水水位となる。その後の伝搬の流れとしては、当該エリアの床貫通部や機器ハッチは、下階への溢水の伝搬を防止しており、それらを介した一階層下のフロア（中 4 階）への伝搬は発生しないものの、床ファンネル、階段室及びエレベータ室への止水処理は、実施していないことから、それらを介した最地下階（地下 3 階）への直接的な溢水の伝搬が発生することとなる。床ファンネル、階段室及びエレベータ室を介した伝搬の場合、最地下階の通路部に伝搬することとなるが、その周囲の各 ECCS 室へは、水密扉等により止水を施していることから伝搬はせず、通路部が最終的な滞留区域となる。この場合の通路部における溢水水位は約 3.0m であるが、通路部にはアクセスが必要となる設備及び重大事故等時に必要となる重要な機器は設置していないため、問題はない。

建屋の浸水時における歩行可能な水深は、歩行困難水深及び水圧でドアが開かなくなる水深から 30cm と設定しているが、屋内アクセスルートにおける溢水水位は、堰高さ約 20 cm 程度であることから、胴長靴（長さ約 120cm）を装備することで、地震により溢水が発生しても屋内アクセスルートの通行は可能である。

また、実際には床ファンネルによる排水が期待できるためアクセスは容易になる。

なお、原子炉建屋最地下階へのアクセスが必要となる、原子炉隔離時冷却系の現場操作については、内部溢水の影響により階段エリアから入室できない場合も想定し、原子炉建屋地下 2 階にある上部ハッチより入室することで、現場操作を行うこととする。なお、上部ハッチのエリアにおける滞留水は、床開口部から最地下階へ排水されるとともに、床ファンネルから最地下階のドレンサンプへ排水されるため、上部ハッチの開放は可能である。

また、原子炉建屋最地下階において、冷却水系の負荷カット等の対応があるが、溢水によりアクセスができない場合、対応を省略する。

表 4-5 各エリアの溢水水位 (1/2)

(凡例)

—: アクセスしないフロア

■: 建屋ごとの対象外フロア

堰 高 さ: 下層階へ排水する開口部高さ (約 20cm)

溢水なし: 当該エリアでの排水又は他エリアからの溢水流入なし

◇: 操作エリアは溢水なしだが、階段エリアが溢水するため対応策が必要なエリア

T.M.S.L. (mm)	フロア階数	原子炉建屋 (管理区域)	原子炉建屋 (非管理区域)	コントロール建屋	タービン建屋 (管理区域)	タービン建屋 (非管理区域)	廃棄物処理建屋 (管理区域)	廃棄物処理建屋 (非管理区域)
31700	4 階	堰高さ*	溢水なし					
30900	3 階				—	—	—	—
27200	中 3 階	堰高さ	—					
23500	3 階	堰高さ	溢水なし					
20400	2 階				—	—	—	—
18100		堰高さ	溢水なし					
17300				溢水なし				
16100							—	—
12300	1 階	堰高さ	溢水なし	溢水なし	堰高さ	溢水なし	堰高さ	—
6500	地下 1 階			溢水なし			—	堰高さ
4900					堰高さ	溢水なし		
4800		堰高さ	溢水なし					

注記*: 原子炉建屋最上階の開口部の堰の高さは「約 150cm」である。

表 4-5 各エリアの溢水水位 (2/2)

(凡例)

—:アクセスしないフロア

■:建屋ごとの対象外フロア

堰 高 さ: 下層階へ排水する開口部高さ (約 20cm)

溢水なし: 当該エリアでの排水又は他エリアからの溢水流入なし

◇: 操作エリアは溢水なしだが、階段エリアが溢水するため対応策が必要なエリア

T.M.S.L. (mm)	フロア階数	原子炉建屋 (管理区域)	原子炉建屋 (非管理区域)	コントロール建屋	タービン建屋 (管理区域)	タービン建屋 (非管理区域)	廃棄物処理建屋 (管理区域)	廃棄物処理建屋 (非管理区域)
1000	地下中 2 階	■	■	—	■	■	■	■
-1100		■	■	■	—	溢水なし	■	■
-1100	地下 2 階	■	■	■	■	■	—	—
-1700		堰高さ	■	■	■	■	■	■
-2700		■	■	溢水なし	■	■	■	■
-5100		■	■	■	—	溢水なし	■	■
-6100	地下 3 階	■	■	■	■	■	—	—
-8200		◇	■	■	■	■	■	■

計算機プログラム（解析コード）の概要

目 次

1. はじめに	1
1.1 使用状況一覧	2
2. 解析コードの概要	3

1. はじめに

本資料は、VI-1-1-7-別添 1「可搬型重大事故等対処設備の保管場所及びアクセスルート」において使用した計算機プログラム（解析コード）FLIPについて説明するものである。

本解析コードを使用した添付書類を示す使用状況一覧、解析コードの概要を以降に記載する。

1.1 使用状況一覧

使用添付書類		バージョン
VI-1-1-7-別添 1	可搬型重大事故等対処設備の保管場所及びアクセスルート	Ver.7.4.1

2. 解析コードの概要

項目 \ コード名	F L I P
使用目的	2次元有限要素法による地震応答解析（有効応力法）
開発機関	FLIP コンソーシアム
開発時期	1988年
使用したバージョン	Ver. 7. 4. 1
コードの概要	<p>本解析コードは、1988年に運輸省港湾技術研究所（現：港湾空港技術研究所）において開発された平面ひずみ状態を対象とする有効応力解析法に基づく、2次元地震応答解析プログラムである。主な特徴は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・有限要素法に基づくプログラムである。 ・平面ひずみ状態を解析対象とする。 ・地盤の有効応力の変化を考慮した地震応答解析を行い、部材の断面力や変形量を計算する。 ・土の応力-ひずみモデルとして多重せん断モデルを採用している。 ・有効応力の変化は有効応力法により考慮する。そのために必要な過剰間隙水圧算定モデルとして井合モデルを用いている。
検証（Verification） 及び 妥当性確認（Validation）	<p>【検証（Verification）】</p> <p>本解析コードの検証内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・マニュアルに記載された例題の提示解と本解析コードによる解析解との比較を実施し、解析解が提示解と一致することを確認している。 ・本解析コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。 <p>【妥当性確認（Validation）】</p> <p>本解析コードの妥当性確認内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・本解析コードは日本国内の原子力施設で工事計画認可申請に使用されており、十分な実績があるため信頼性がある。 ・本設計及び工事の計画において使用するバージョンは、

	<p>他プラントの既工事計画において使用されているものと同じであることを確認している。</p> <ul style="list-style-type: none">・本設計及び工事計画認可申請における 2 次元有限要素法による地震応答解析(有効応力法)の使用目的に対し、使用用途及び使用方法に関する適用範囲が上述の妥当性確認の範囲内であることを確認している。
--	---

計算機プログラム（解析コード）の概要

目 次

1. はじめに	1
1.1 使用状況一覧	2
2. 解析コードの概要	3

1. はじめに

本資料は、VI-1-1-7-別添 1「可搬型重大事故等対処設備の保管場所及びアクセスルート」において使用した計算機プログラム（解析コード）`stress_nlap`について説明するものである。

本解析コードを使用した添付書類を示す使用状況一覧、解析コードの概要を以降に記載する。

1.1 使用状況一覧

使用添付書類		バージョン
VI-1-1-7-別添 1	可搬型重大事故等対処設備の保管場所及びアクセスルート	Ver. 2.9

2. 解析コードの概要

項目 \ コード名	s t r e s s _ n l a p
使用目的	2次元有限要素法による常時応力解析
開発機関	東電設計株式会社
開発時期	1993年
使用したバージョン	Ver. 2.9
コードの概要	<p>本解析コードは、東電設計株式会社によって開発された2次元有限要素法解析を行う解析コードである。</p> <p>本解析コードの主な特徴として、以下の①～③を挙げることができる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 2次元有限要素プログラムである。 ② 地盤～構造物連成系モデルの相互作用解析が可能である。 ③ 地盤の掘削過程を考慮したステップ解析が可能である。
検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)	<p>本解析コードは、可搬型重大事故等対処設備の保管場所の静的解析（常時応力算出）に使用している。</p> <p>【検証 (Verification)】</p> <p>本解析コードの検証内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・半無限弾性地盤におけるブシネスクの理論解と本解析コードによる解析結果との比較を実施し、解析結果が理論解とおおむね一致することを確認している。 ・本解析コードの運用環境について、動作確認を満足する計算機にインストールして用いていることを確認している。 <p>【妥当性確認 (Validation)】</p> <p>本解析コードの妥当性確認内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・本解析コードは日本国内の原子力施設で工事計画認可申請に使用されており、十分な実績があるため信頼性がある。 ・本設計及び工事の計画において使用するバージョンは、他プラントの既工事計画において使用されているもの

	と同じであることを確認している。
--	------------------

計算機プログラム（解析コード）の概要

目 次

1. はじめに	1
1.1 使用状況一覧	2
2. 解析コードの概要	3

1. はじめに

本資料は、VI-1-1-7-別添 1「可搬型重大事故等対処設備の保管場所及びアクセスルート」において使用した計算機プログラム（解析コード）`suberi_sf`について説明するものである。

本解析コードを使用した添付書類を示す使用状況一覧、解析コードの概要を以降に記載する。

1.1 使用状況一覧

使用添付書類		バージョン
VI-1-1-7-別添 1	可搬型重大事故等対処設備の保管場所及びアクセスルート	Ver. 2

2. 解析コードの概要

項目 \ コード名	s u b e r i _ s f
使用目的	すべり安全率の算定
開発機関	東電設計株式会社
開発時期	2004 年
使用したバージョン	Ver. 2
コードの概要	<p>本解析コードは、東電設計株式会社によって開発されたプログラムであり、静的応力ファイル及び動的応力ファイルを読み、時刻歴で任意のすべり線の安全率を算定することができる。</p> <p>本解析コードの主な特徴として、以下の①～③を挙げることができる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ① S u p e r F L U S H / 2 D の動的応力ファイルを直接読むことができる。 ② 要素の破壊履歴を考慮することができる。 ③ 各瞬間の要素の破壊状態により各要素の強度を、ピーク強度、残留強度、強度なしと判定することができる。
検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)	<p>本解析コードは、可搬型重大事故等対処設備の保管場所のすべり安全率の算定に使用している。</p> <p>【検証 (Verification)】</p> <p>本解析コードの検証内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・すべり線が通過する要素ごとの滑動力と抵抗力の解析解が、理論解と一致することを確認している。 ・本解析コードの運用環境について、動作確認を満足する計算機にインストールして用いていることを確認している。 <p>【妥当性確認 (Validation)】</p> <p>本解析コードの妥当性確認内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・本解析コードは日本国内の原子力施設で工事計画認可申請に使用されており、十分な実績があるため信頼性がある。

	<ul style="list-style-type: none">・本設計及び工事の計画において使用するバージョンは、他プラントの既工事計画において使用されているものと同じであることを確認している。
--	--

計算機プログラム（解析コード）の概要

目 次

1. はじめに	1
1.1 使用状況一覧	2
2. 解析コードの概要	3

1. はじめに

本資料は、VI-1-1-7-別添 1「可搬型重大事故等対処設備の保管場所及びアクセスルート」において使用した計算機プログラム（解析コード）S u p e r F L U S H / 2 D について説明するものである。

本解析コードを使用した添付書類を示す使用状況一覧、解析コードの概要を以降に記載する。

1.1 使用状況一覧

使用添付書類		バージョン
VI-1-1-7-別添 1	可搬型重大事故等対処設備の保管場所及びアクセスルート	Ver. 6. 1L03

2. 解析コードの概要

項目 \ コード名	SuperFLUSH / 2D
使用目的	2次元有限要素法による地震応答解析
開発機関	株式会社地震工学研究所・株式会社構造計画研究所
開発時期	1980年
使用したバージョン	Ver. 6. 1L03
コードの概要	<p>本解析コードは、地盤、構造系の地震応答解析の汎用市販コードである。</p> <p>複素応答に基づいた有限要素法を用いた本解析コードは、1974年のLUSH及び1975年にカリフォルニア大学から発表されたFLUSHの改良版である。</p> <p>本解析コードは、数多くの研究機関や企業において、建築、土木等の構造物の地盤と構造物の地震応答解析に広く利用されている。</p>
検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)	<p>本解析コードは、可搬型重大事故等対処施設の保管場所の評価における地震応答解析に使用している。</p> <p>【検証 (Verification)】</p> <p>本解析コードの検証内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・開発機関により提示されている例題を解き、本解析コードによる解析解と例題の提示解が一致することを確認している。 ・本解析コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。 <p>【妥当性確認 (Validation)】</p> <p>本解析コードの妥当性確認内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・本解析コードは日本国内の原子力施設で工事計画認可申請に使用されており、十分な実績があるため信頼性がある。 ・本設計及び工事の計画において使用するバージョンは、他プラントの既工事計画において使用されているものと同じであることを確認している。

VI-1-1-7-別添 2 可搬型重大事故等対処設備の設計方針

目 次

1. 概要	1
2. 設計の基本方針	1
2.1 自然現象及び外部人為事象	1
2.2 溢水	4
2.3 火災	4
3. 設備分類	6
3.1 ポンベ設備	6
3.2 その他設備	6
4. 要求機能及び性能目標	7
4.1 要求機能	7
4.2 性能目標	7
5. 機能設計	10
5.1 ポンベ設備の設計方針	10
5.2 その他設備の設計方針	10
6. 構造強度設計	11
6.1 構造強度の設計方針	11
6.2 荷重及び荷重の組合せ	11
6.3 機能維持の方針	12

1. 概要

本資料は、VI-1-1-7「安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」（以下「VI-1-1-7」という。）にて設定している可搬型重大事故等対処設備の機能維持に係る設計方針を整理した上で、各設計方針に対して、可搬型重大事故等対処設備の設備分類、要求機能及び性能目標を明確にし、各設備の機能設計等について説明するものである。

なお、VI-1-1-7では、可搬型重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性について、「多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」、「悪影響防止等」、「環境条件等」及び「操作性及び試験・検査性」に分け、設計方針を示している。

7号機設備、6,7号機共用の可搬型重大事故等対処設備の設計方針は、令和2年10月14日付け原規規発第2010147号にて認可された柏崎刈羽原子力発電所第7号機の設計及び工事の計画のV-1-1-7-別添2「可搬型重大事故等対処設備の設計方針」による。

2. 設計の基本方針

可搬型重大事故等対処設備は、荷重及び波及的影響を含め想定される環境条件において、重大事故等に対処するための必要な機能を損なわない設計とするとともに、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

また、可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と共通要因によって同時に機能が損なわれるおそれがない設計とする。

これらの設計に考慮すべき要因である自然現象、外部人為事象、溢水及び火災に対する可搬型重大事故等対処設備の設計方針について以下に示す。

2.1 自然現象及び外部人為事象

(1) 地震

可搬型重大事故等対処設備は、自然現象のうち地震に関して、耐震設計として横すべりを含めて地震による荷重を考慮して機能を損なわない設計とするとともに、地震後においても必要な機能を維持する設計とする。

屋内の可搬型重大事故等対処設備は、地震随伴火災及び地震随伴溢水の影響を考慮して保管する。

屋外の可搬型重大事故等対処設備は、地震による影響（敷地下斜面のすべり、液状化又は揺すり込みによる不等沈下、傾斜及び浮上り、地盤支持力の不足、地中埋設構造物の損壊等）により必要な機能を喪失しない位置に保管する。

可搬型重大事故等対処設備は、設計基準対象施設とは異なり、床、地盤等に強固に固定されず、地震により他の設備へ波及的影響を与えるおそれがあることから、使用時の移動又は運搬において他の設備へ波及的影響を考慮する必要がある。また、構造上、地震により、すべり及び傾きが生じることが考えられることから、波及的影響の評価により、当該設備による波及的影響を防止する必要がある他の設備に対して波及的影響を及ぼさない設計とする。

可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り複数箇所分散して保管する設計とする。

可搬型重大事故等対処設備の耐震設計については、本資料に基づき実施する。

可搬型重大事故等対処設備の位置的分散については、VI-1-1-7の「2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」に示す。

可搬型重大事故等対処設備の保管場所における考慮については、VI-1-1-7-別添1「可搬型重大事故等対処設備の保管場所及びアクセスルート」に示す。

(2) 津波

可搬型重大事故等対処設備は、自然現象として津波に対する耐津波設計を実施する。

屋外の可搬型重大事故等対処設備は、基準津波による影響を考慮した場所に保管する。

屋内の可搬型重大事故等対処設備に対しても、基準津波による影響を考慮し、必要な津波防護対策を講じる設計とする。

可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り複数箇所に分散して保管する設計とする。

可搬型重大事故等対処設備の耐津波設計については、VI-1-1-3「発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」のうちVI-1-1-3-1「発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する説明書」に基づき実施する。

可搬型重大事故等対処設備の位置的分散については、VI-1-1-7の「2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」に示す。

(3) 風（台風）及び竜巻

屋内の可搬型重大事故等対処設備は、自然現象のうち風（台風）及び竜巻に対し、建屋内に保管する設計とする。

屋外の可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に必要な機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り、防火帯の内側の複数箇所に分散して保管する設計とする。なお、5号機東側第二保管場所に保管する設備は、風（台風）及び竜巻による風荷重を考慮し、固縛して保管する設計とする。

風（台風）及び竜巻に対する可搬型重大事故等対処設備の設計については、VI-1-1-3「発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」のうちVI-1-1-3-1「発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する説明書」に基づき実施する。

可搬型重大事故等対処設備の位置的分散については、VI-1-1-7の「2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」に示す。

(4) 積雪及び火山の影響

屋内の可搬型重大事故等対処設備は、自然現象のうち積雪及び火山の影響に対して建屋内に保管する設計とする。

屋外の可搬型重大事故等対処設備は、積雪及び火山の影響を考慮して、必要により除雪及び除灰の措置を講じる。

屋外の可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り、防火帯の内側の複数箇所に分散して保管する設計とする。

可搬型重大事故等対処設備は、積雪及び火山の影響に対する設計について、VI-1-1-3「発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」のうちVI-1-1-3-1「発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する説明書」に基づき実施する。

可搬型重大事故等対処設備の位置的分散については、VI-1-1-7の「2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」に示す。

(5) 飛来物（航空機落下）及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム

屋内の可搬型重大事故等対処設備は、外部人為事象のうち飛来物（航空機落下）及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに関して、可能な限り設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り複数箇所に分散して保管する設計とする。

屋外の可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備が設置されている建屋から100m以上の離隔距離を確保するとともに、当該可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する屋外の設計基準対象施設及び常設重大事故等対処設備から100m以上の離隔距離を確保した上で、複数箇所に分散して保管する設計とする。

可搬型重大事故等対処設備の位置的分散については、VI-1-1-7の「2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」に示す。

(6) その他自然現象及び外部人為事象

屋内の可搬型重大事故等対処設備は、自然現象のうち低温（凍結）、降水、落雷、地滑り及び生物学的事象並びに外部人為事象のうち火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害（以下「その他自然現象及び外部人為事象」という。）に対して、建屋内に保管する設計とする。

屋外の可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に必要な機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り、防火帯の内側の複数箇所に分散して保管する設計とする。

その他自然現象及び外部人為事象に対する可搬型重大事故等対処設備の設計については、VI-1-1-3「発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」のうちVI-1-1-3-1「発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する説明書」に基づき実施する。

可搬型重大事故等対処設備の位置的分散については、VI-1-1-7の「2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」に示す。

2.2 溢水

可搬型重大事故等対処設備は、屋外の低耐震クラスのタンクの破損等による溢水に対して、溢水による影響を考慮した設計とするか又は溢水の影響のない場所に保管する設計とする。

可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り複数箇所に分散して保管する設計とする。

可搬型重大事故等対処設備の溢水に対する防護設計については、VI-1-1-9「発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書」のうちVI-1-1-9-1「溢水等による損傷防止の基本方針」に基づき実施する。

可搬型重大事故等対処設備の位置的分散については、VI-1-1-7の「2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」に示す。

2.3 火災

可搬型重大事故等対処設備の火災防護対策は、火災防護計画に策定する。

可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り複数箇所に分散して保管する設計とする。

可搬型重大事故等対処設備の火災防護計画については、VI-1-1-8「発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書」の内容を踏まえ策定する。

可搬型重大事故等対処設備の位置的分散については、VI-1-1-7の「2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」に示す。

以上を踏まえ、可搬型重大事故等対処設備については、設備の構造及び機能別に分類し、機能設計上の性能目標と地震による荷重を考慮した構造強度設計上の性能目標を定める。

可搬型重大事故等対処設備は、機能設計上の性能目標を達成するため、設備ごとに機能の設計方針を定める。

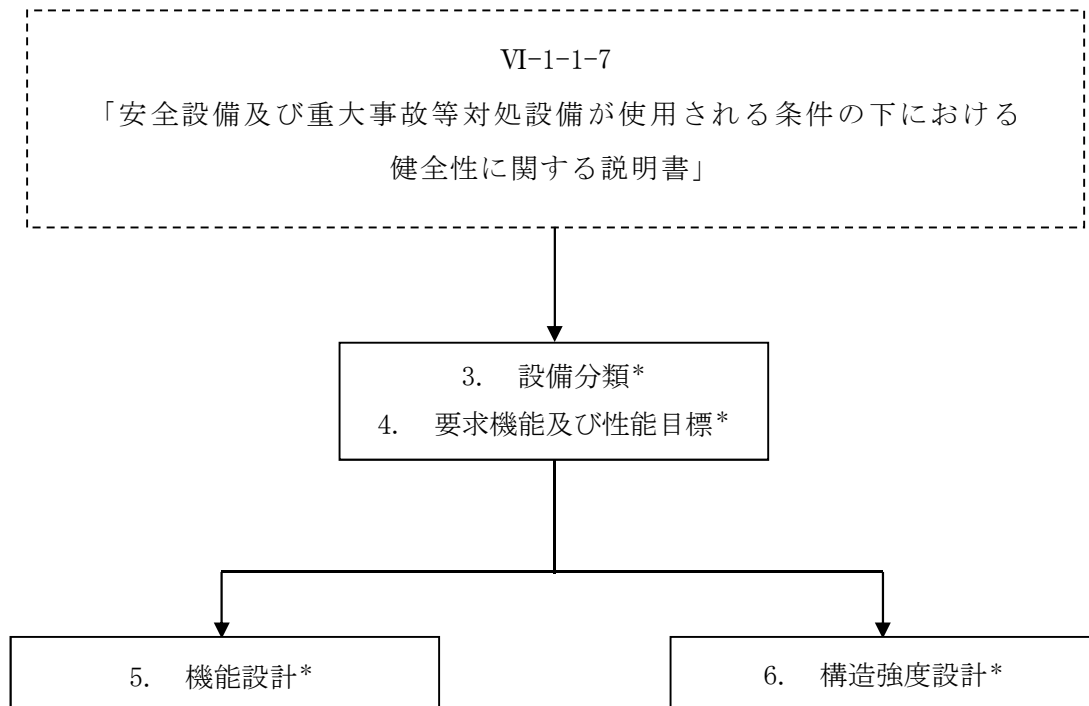
可搬型重大事故等対処設備は、構造強度設計上の性能目標を達成するため、設備ごとに構造強度設計上の方針を示した上で、VI-1-1-3「発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」のうちVI-1-1-3-1「発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する説明書」及びVI-2「耐震性に関する説明書」のうちVI-2-1-9「機能維持の基本方針」の「3.1 構造強度上の制限」にて設定している荷重条件及び荷重の組合せに従い、構造強度設計上に必要な考慮すべき荷重条件を設定し、その荷重の組合せの考え方を定める。

可搬型重大事故等対処設備の設計フローを図2-1に示す。

耐震設計上の重大事故等対処施設の設備の分類に該当しない設備である可搬型重大事故等対処設備の耐震計算については、主要設備リスト記載設備であるため、VI-2「耐震性に関する説明書」のうちVI-2-1-9「機能維持の基本方針」に基づき実施し、耐震計算の方針及び耐震計算の方法並びに結果については、VI-2-別添3「可搬型重大事故等対処設備の耐震性に関する説明書」に示す。

VI-1-1-3「発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」のうちVI-1-1-3-3「竜巻への配慮に関する説明書」に基づき竜巻対策として実施する固縛措置については、可搬型

重大事故等対処設備の耐震計算の波及的影響評価の結果を考慮した設計とする。



注記*：フロー中の番号は本資料での記載箇所。

図 2 - 1 可搬型重大事故等対処設備の設計フロー

3. 設備分類

可搬型重大事故等対処設備は、構造強度設計を行うにあたり、当該設備を支持する構造を含む各設備の構造により以下のとおり分類する。

3.1 ポンベ設備

ポンベラックに収納し、ラックを耐震性を有する建屋内に溶接で固定して保管する設備をポンベ設備として分類する。

- a. 高圧窒素ガスポンベ
- b. 遠隔空気駆動弁操作ポンベ

3.2 その他設備

耐震性を有する建屋内の保管場所又は地盤安定性を有する屋外の保管場所において、基礎ボルト等で拘束する設備をその他設備として分類する。

- a. 可搬型計測器
- b. 逃がし安全弁用可搬型蓄電池
- c. 携帯型音声呼出電話設備（携帯型音声呼出電話機）
- d. 携帯型音声呼出電話設備（携帯型音声呼出電話機）（6,7号機共用）
- e. 代替給水設備 可搬型代替注水ポンプ屋内用 20m ホース
- f. 逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧設備 高圧窒素ガスポンベ～高圧窒素ガスポンベ接続口(A)及び高圧窒素ガスポンベ接続口(B)
- g. 遠隔空気駆動弁操作設備

4. 要求機能及び性能目標

重大事故等に対処することを目的として、VI-1-1-7において、可搬型重大事故等対処設備は、地震後においても重大事故等に対処するために必要な機能を損なわないこととしている。また、構造強度設計を行うにあたり、「3. 設備分類」において、ボンベ設備及びその他設備に分類している。これらを踏まえ、設備分類ごとに要求機能を整理するとともに、機能設計上の性能目標と構造強度設計上の性能目標を設定する。

4.1 要求機能

可搬型重大事故等対処設備は、重大事故等に対し、地震後においても重大事故等に対処するために必要な機能を損なわないことが要求される。

可搬型重大事故等対処設備は、地震時において、他の設備に悪影響を及ぼさないことが要求される。

可搬型重大事故等対処設備は、設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備に対して波及的影響を及ぼさないことを確認する。

設計基準対象施設のうち耐震重要度分類のSクラスに属する施設、重大事故等対処施設のうち常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）及び常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）並びにこれらが設置される常設重大事故等対処施設が、下位クラスとしての可搬型重大事故等対処設備の波及的影響によって、それぞれその安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能を損なわない設計とすることを、VI-2「耐震性に関する説明書」のうちVI-2-1-5「波及的影響に係る基本方針」に示す。

可搬型重大事故等対処設備が、周辺機器等からの波及的影響によって重大事故等に対処するために必要な機能を損なわない設計とすることについては、VI-1-1-7の「2.3 環境条件等」及びVI-1-1-7-別添1「可搬型重大事故等対処設備の保管場所及びアクセスルート」に示す。

4.2 性能目標

(1) ボンベ設備

ボンベ設備は、重大事故等に対し、地震後においても、機器全体としての安定性及び重大事故等に対処するために必要な窒素の供給機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。

また、ボンベ設備は、地震後においても、他の可搬型重大事故等対処設備を含む他の設備からの機械的な波及的影響により、重大事故等に対処するために必要な窒素の供給機能を維持できることを損なわないよう、また、地震時において、当該設備による波及的影響を防止する必要がある他の設備に悪影響を及ぼさないようにすることを機能設計上の性能目標とする。

ボンベ設備は、重大事故等起因の荷重は発生しないため、基準地震動 S_s による地震力に対し、耐震性を有する建屋内の保管場所に保管するとともに、以下の内容を構造強度設計上の性能目標とする。

a. 構造強度

ポンベ設備は、地震後において、基準地震動 S_s による地震力に対し、ボンベラックに収納し、ラックを耐震性を有する建屋内の保管場所の床又は壁に溶接で固定して保管し、主要な構造部材が窒素供給機能を維持可能な構造強度を有すること。

b. 転倒

ポンベ設備は、地震時において、基準地震動 S_s による地震力に対し、耐震性を有する建屋内の保管場所に保管し、床又は壁に溶接で固定することで機器全体が安定性を有し、転倒しないこと。

c. 波及的影響

ポンベ設備は、地震時において、基準地震動 S_s による地震力に対し、ボンベラックに収納し、ラックを耐震性を有する建屋内の保管場所の床又は壁に溶接で固定して保管し、主要な構造部材が窒素供給機能を維持可能な構造強度を有することで、当該設備による波及的影響を防止する必要がある他の設備に対して波及的影響を及ぼさないよう保管すること。

(2) その他設備

その他設備は、重大事故等に対し、地震後においても、機器全体としての安定性及び重大事故等に対処するために必要な計測、給電等の機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。

その他設備は、地震後においても、他の可搬型重大事故等対処設備を含む他の設備からの機械的な波及的影響により、重大事故等に対処するために必要な計測、給電等の機能を維持できることを損なわないよう、また、地震時において、当該設備による波及的影響を防止する必要がある他の設備に対して波及的影響を及ぼさないことを機能設計上の性能目標とする。

その他設備は、重大事故等起因の荷重は発生しないため、基準地震動 S_s による地震力に対し、耐震性を有する建屋内の保管場所又は地盤安定性を有する屋外の保管場所に保管するとともに、以下の内容を構造強度設計上の性能目標とする。

a. 構造強度

その他設備は、地震後において、基準地震動 S_s による地震力に対し、基礎ボルト等で拘束し、主要な構造部材が支持機能を維持可能な構造強度を有すること。

b. 転倒

その他設備は、地震時において、基準地震動 S_s による地震力に対し、耐震性を有する建屋内の保管場所又は地盤安定性を有する屋外の保管場所に保管し、基礎ボルトで固定する等により、設備全体が安定性を有し、転倒しないこと。

c. 機能維持

その他設備は、地震後において、基準地震動 S_s による地震力に対し、水位、圧力等を計測する機能、必要な負荷へ給電する機能等の動的及び電氣的機能並びに支持機能を維持できること。

d. 波及的影響

その他設備は、地震時において、基準地震動 S_s による地震力に対し、耐震性を有する建屋内の保管場所又は地盤安定性を有する屋外の保管場所で収納箱に保管すること及び本体を基礎ボルトで固定し保管することで、機器本体が安定性を有し、当該設備による波及的影響を防止する必要がある他の設備に対して波及的影響を及ぼさないこと。

5. 機能設計

「4. 要求機能及び性能目標」で設定している、可搬型重大事故等対処設備の機能設計上の性能目標を達成するために、各設備の機能設計の方針を定める。

5.1 ポンベ設備の設計方針

ポンベ設備は、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.2 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

ポンベ設備は、重大事故等に対し、地震後においても、機器全体としての安定性及び重大事故等に対処するために必要な窒素の供給機能を維持するため、高圧窒素ガス供給系等へ窒素を供給する機能を有するポンベをボンベラックに収納する設計とする。

ポンベ設備は、地震後においても、他の可搬型重大事故等対処設備を含む他の設備からの機械的な波及的影響により重大事故等に対処するために必要な窒素供給機能を維持できることを損なわないよう、また、地震時において、当該設備による波及的影響を防止する必要がある他の設備に悪影響を及ぼさないように、ボンベラックに収納する設計とする。

ポンベ設備は、地震時のラックの構造健全性及び転倒による周辺設備への波及的影響がないことを確認することで、接続先の耐震性が確保された常設配管との間で大きな相対変位が生じない設計とするとともに、常設設備と接続する連絡管については、可とう性をもつ形状とし、地震時にも機能維持が可能な設計とする。また、連絡管と常設配管との接続箇所（ねじ込み部）については、せん断破壊評価式を用いたねじ込み継手の評価及び内圧に対する強度評価にて健全性を確認する。

5.2 その他設備の設計方針

その他設備は、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.2 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

その他設備は、重大事故等に対し、地震後においても、機器全体としての安定性及び重大事故等に対処するために必要な計測、給電等の機能を維持するために、水位、圧力等を計測する機能、必要な負荷へ給電する機能等を有する設備を収納箱に保管する等の設計とする。

その他設備は、地震後においても、他の可搬型重大事故等対処設備を含む他の設備からの機械的な波及的影響により重大事故等に対処するために必要な計測、給電等の機能を維持できることを損なわないよう、また、地震時において、当該設備による波及的影響を防止する必要がある他の設備に悪影響を及ぼさないように、適切に拘束する設計とする。

6. 構造強度設計

「4. 要求機能及び性能目標」で設定している、ポンベ設備及びその他設備が構造強度設計上の性能目標を達成するよう、「5. 機能設計」で設定している各設備が有する機能を踏まえて、構造強度設計の設計方針を設定する。

各設備の構造強度の設計方針を設定するとともに、想定する荷重及び荷重の組合せを設定し、これらの荷重に対し、各設備の構造強度を維持するよう構造強度設計と評価方針を設定する。

可搬型重大事故等対処設備の耐震計算の基本方針を、VI-2-別添 3-1「可搬型重大事故等対処設備の耐震計算の方針」に示す。可搬型重大事故等対処設備の耐震計算の方法及び結果を、VI-2-別添 3-4「可搬型重大事故等対処設備のうちポンベ設備の耐震計算書」及びVI-2-別添 3-5「可搬型重大事故等対処設備のうちその他設備の耐震計算書」に、動的地震力の水平 2 方向及び鉛直方向の組合せに対する各設備の影響評価結果については、VI-2-別添 3-6「可搬型重大事故等対処設備の水平 2 方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価結果」に示す。

6.1 構造強度の設計方針

「4. 要求機能及び性能目標」で設定している構造強度設計上の性能目標を達成するための設計方針をポンベ設備及びその他設備ごとに示す。

(1) ポンベ設備

ポンベ設備は、「5.1 ポンベ設備の設計方針」で設定している機能設計を踏まえ、高圧窒素ガス供給系等へ窒素を供給する機能を有するポンベをラックに収納する設計とする。

また、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.2 性能目標」で設定している構造強度設計上の性能目標を踏まえ、基準地震動 S_s による地震力に対し、耐震性を有するラックに収納し、高圧窒素ガス供給系等へ窒素を供給するポンベについて、建屋内の保管場所の壁又は床面に溶接で固定して保管することで、主要な構造部材が窒素供給機能を維持可能な構造強度を有する設計とする。

(2) その他設備

その他設備は、「5.2 その他設備の設計方針」で設定している機能設計を踏まえ、水位、圧力等を計測する機能、必要な負荷へ給電する機能等を有する設備を収納箱に保管する等の設計とする。

また、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.2 性能目標」で設定している構造強度設計上の性能目標を踏まえ、基準地震動 S_s による地震力に対し、耐震性を有する建屋内の保管場所又は地盤安定性を有する屋外の保管場所に保管し、基礎ボルトで固定する等により、機器本体が安定性を有し、水位、圧力等を計測する機能、必要な負荷へ給電する機能等の機能を維持可能な構造強度を有し、動的及び電氣的機能並びに支持機能を維持できる設計とする。

6.2 荷重及び荷重の組合せ

「4. 要求機能及び性能目標」で設定している構造強度設計上の性能目標を達成するために、考慮すべき荷重条件を設定し、荷重の組合せの考え方を示す。

(1) 荷重の種類

a. 常時作用する荷重

常時作用する荷重は持続的に生じる荷重であり、自重及び積載荷重とする。

b. 風荷重

風荷重は、最大風速の年超過確率 10^{-1} 規模の 22.2m/s を使用する。

風荷重の最大荷重の継続時間は短いため、ガスト影響係数を 1 として風荷重を算定する。

c. 積雪荷重

積雪荷重は、1日当たりの積雪量の年超過確率 10^{-1} 規模の値 58.0cm に、日最深積雪量の平均値 31.1cm を加えた 89.1cm を使用する。

また、新潟県建築基準法施行細則により、積雪量 1cm ごとに 29.4N/m^2 の積雪荷重が作用することを考慮し、積雪面積を乗じて積雪荷重を算定する。

d. 地震荷重

地震荷重は、基準地震動 S_s に伴う地震力による荷重とする。

耐震計算における動的地震力の水平方向及び鉛直方向の組合せについては、水平 1 方向及び鉛直方向地震力の組合せ又は水平 2 方向及び鉛直方向地震力の組合せで実施する。耐震計算を水平 1 方向及び鉛直方向地震力の組合せで実施した場合は、その計算結果に基づき水平 2 方向及び鉛直方向地震力の組合せが耐震性に及ぼす影響を評価する。

可搬型重大事故等対処設備の耐震計算における動的地震力の水平 1 方向及び鉛直方向地震力又は水平 2 方向及び鉛直方向地震力の組み合わせの結果は、VI-2「耐震性に関する説明書」の VI-2-別添 3「可搬型重大事故等対処設備の耐震性に関する説明書」のうち VI-2-別添 3-4「可搬型重大事故等対処設備のうちポンベ設備の耐震計算書」及び VI-2-別添 3-5「可搬型重大事故等対処設備のうちその他設備の耐震計算書」に、水平 2 方向及び鉛直方向地震力の組合せの影響評価結果は、VI-2「耐震性に関する説明書」の VI-2-別添 3「可搬型重大事故等対処設備の耐震性に関する説明書」のうち VI-2-別添 3-6「可搬型重大事故等対処設備の水平 2 方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価結果」に示す。

(2) 荷重の組合せ

可搬型重大事故等対処設備の耐震計算の荷重の組合せの考え方について、保管状態であることから重大事故等起因の荷重は考慮しない。荷重の組合せの考え方については、VI-2「耐震性に関する説明書」のうち VI-2-1-9「機能維持の基本方針」に示す。

6.3 機能維持の方針

「4. 要求機能及び性能目標」で設定している構造強度設計上の性能目標を達成するために、「6.1 構造強度の設計方針」に示す構造を踏まえ、「6.2 荷重及び荷重の組合せ」で設定している荷重条件を考慮して、各設備の構造設計及びそれを踏まえた評価方針を設定する。

(1) ポンベ設備

a. 構造設計

ポンベ設備は、「6.1 構造強度の設計方針」で設定している設計方針及び「6.2 荷重及び荷重の組合せ」で設定している荷重を踏まえ、以下の構造とする。

ポンベ設備は、ポンベ（窒素ポンベ）、ポンベラック等により構成する。

ポンベは、容器として十分な強度を有する構造とし、転倒を防止するため、固定ボルトによりポンベラックに固定し、ポンベラックを溶接により床又は壁へ固定し支持する構造とする。

ポンベ設備の構造計画を表 6-1 に示す。ポンベ設備の概略図を図 6-1 及び図 6-2 に示す。

b. 評価方針

ポンベ設備は、「a. 構造設計」を踏まえ、以下の耐震評価方針とする。

(a) 構造強度

基準地震動 S_s による地震力に対し、ポンベを収納するポンベラック及びこれを床面又は壁面に固定する溶接部が、塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が微小なレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有することを、計算により確認する。

(b) 転倒

基準地震動 S_s による地震力に対し、ポンベを収納するポンベラック及びこれを床面又は壁面に固定する溶接部が、塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が微小なレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有することを、「(a) 構造強度」により確認することで、転倒しないことを確認する。

(c) 波及的影響

基準地震動 S_s による地震力に対し、ポンベを収納するポンベラック及びこれを床面又は壁面に固定する溶接部が、塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が微小なレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有することを、計算により確認することで、当該設備による波及的影響を防止する必要がある他の設備に対して波及的影響を及ぼさないことを確認する。

基準地震動 S_s による地震力に対する耐震計算の方針については、VI-2-別添 3-1「可搬型重大事故等対処設備の耐震計算の方針」に示し、耐震計算の方法及び結果については、VI-2-別添 3-4「可搬型重大事故等対処設備のうちポンベ設備の耐震計算書」に示す。

表 6-1 ボンベ設備の構造計画

設備分類	計画の概要		説明図
	主体構造	支持構造	
<p>【位置】</p> <p>ボンベ設備は、VI-1-1-7の要求を満たす耐震性を有する建屋内の保管場所として、以下のエリアに保管する設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋 			
ボンベ設備	ボンベ設備は、ボンベ（窒素ボンベ）、ボンベラック等により構成する。	ボンベは容器として十分な強度を有する構造とし、固定ボルトによりボンベラックに固定し、ボンベラックを溶接により床又は壁に据え付ける。	図6-1 図6-2

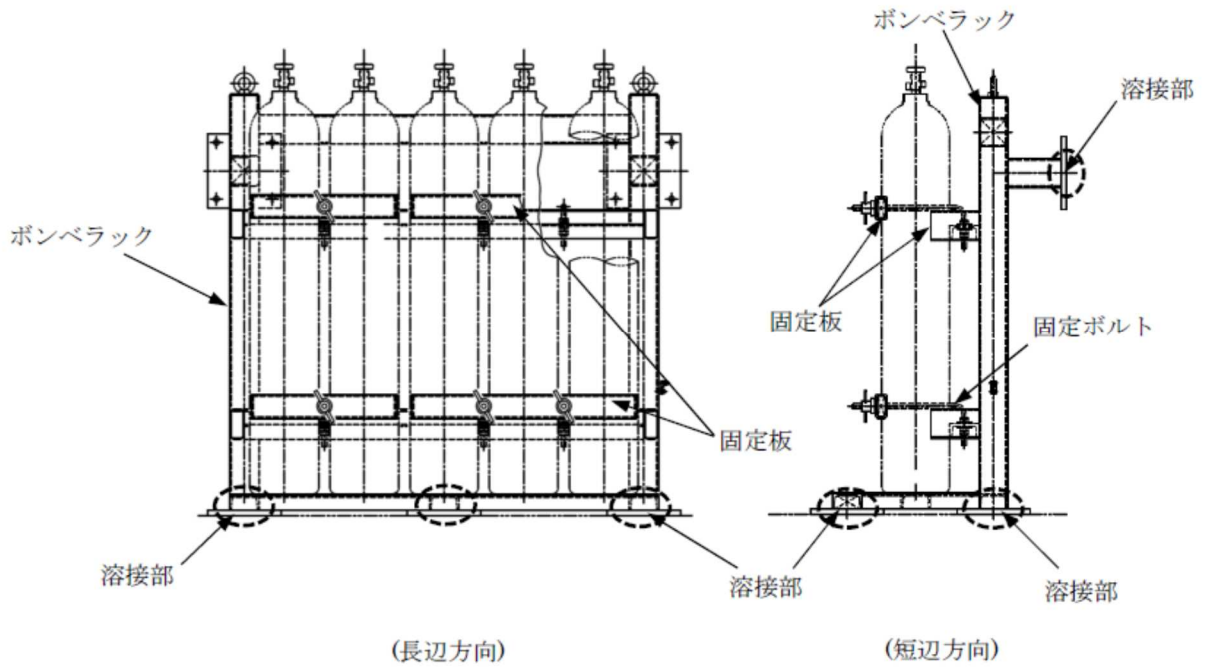


図6-1 ポンベ設備 (床及び壁固定型)

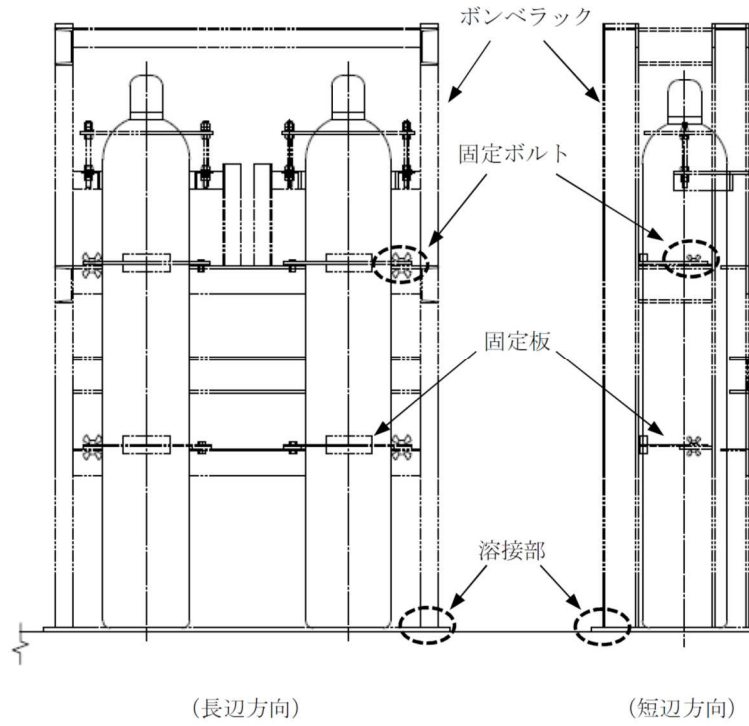


図6-2 ポンベ設備 (床固定型)

(2) その他設備

a. 構造設計

その他設備は、「6.1 構造強度の設計方針」で設定している設計方針及び「6.2 荷重及び荷重の組合せ」で設定している荷重を踏まえ、以下の構造とする。

(a) 収納箱拘束保管（可搬型計測器等）

可搬型計測器等の転倒を防止するため、収納箱に拘束する。

(b) 本体拘束保管（逃がし安全弁用可搬型蓄電池等）

逃がし安全弁用可搬型蓄電池等の転倒を防止するため、本体を拘束する。

その他設備に使用している基礎ボルト等は、保管場所の床面の最大応答加速度により基礎ボルト等が受ける荷重に対して十分な裕度を持たせて選定を行う。基礎ボルト等の支持機能については保管状態を模擬した加振試験により確認する。

その他設備の構造計画を表 6-2 に示す。その他設備の概略図を図 6-3 及び図 6-4 に示す。

b. 評価方針

その他設備は、「a. 構造設計」を踏まえ、以下の耐震評価方針とする。

(a) 構造強度

その他設備は、基準地震動 S_s による地震力に対し、主要な構造部材に該当する基礎ボルト等が、支持機能を喪失しないことを、「(b) 転倒」、「(c) 機能維持」及び「(d) 波及的影響」により確認する。

(b) 転倒

その他設備は、基準地震動 S_s による地震力に対し、保管場所における設置床又は地表面の最大応答加速度が、加振試験により転倒を防止するための基礎ボルト等の健全性を確認した加振台の最大加速度以下であることにより確認する。

(c) 機能維持

その他設備は、基準地震動 S_s による地震力に対し、保管場所における設置床又は地表面の最大応答加速度が、加振試験により計測、給電等の機能及び基礎ボルト等の支持機能を維持できることを確認した加振台の最大加速度以下であることを確認する。

(d) 波及的影響

基準地震動 S_s による地震力に対し、波及的影響を防止する必要がある他の設備に対して波及的影響を及ぼさないことを、保管場所における設置床又は地表面の最大応答加速度が、加振試験により転倒を防止するための基礎ボルト等の健全性を確認した加振台

の最大加速度以下であることを確認する。

基準地震動 S_s による地震力による荷重に対する耐震計算の方針については、VI-2-別添 3-1「可搬型重大事故等対処設備の耐震計算の方針」に示し、耐震計算の方法及び結果については、VI-2-別添 3-5「可搬型重大事故等対処設備のうちその他設備の耐震計算書」に示す。

表 6-2 その他設備の構造計画

設備分類	計画の概要		説明図
	主体構造	支持構造	
	<p>【位置】</p> <p>建屋内のその他設備は、VI-1-1-7の要求を満たす耐震性を有する建屋内の保管場所として、以下のエリアに保管する設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋 ・コントロール建屋 ・5号機原子炉建屋 <p>屋外のその他設備は、VI-1-1-7の要求を満たす地盤安定性を有する保管場所として、以下のエリアに保管する設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大湊側高台保管場所 		
その他設備	(収納箱拘束保管：可搬型計測器の例)		図6-3
	可搬型計測器及びこれを収納する収納箱で構成する。	可搬型計測器を収納した収納箱は、床に基礎ボルトで固定する。	
その他設備	(本体拘束保管：逃がし安全弁用可搬型蓄電池の例)		図6-4
	逃がし安全弁用可搬型蓄電池で構成する。	逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、床に基礎ボルトで固定する。	

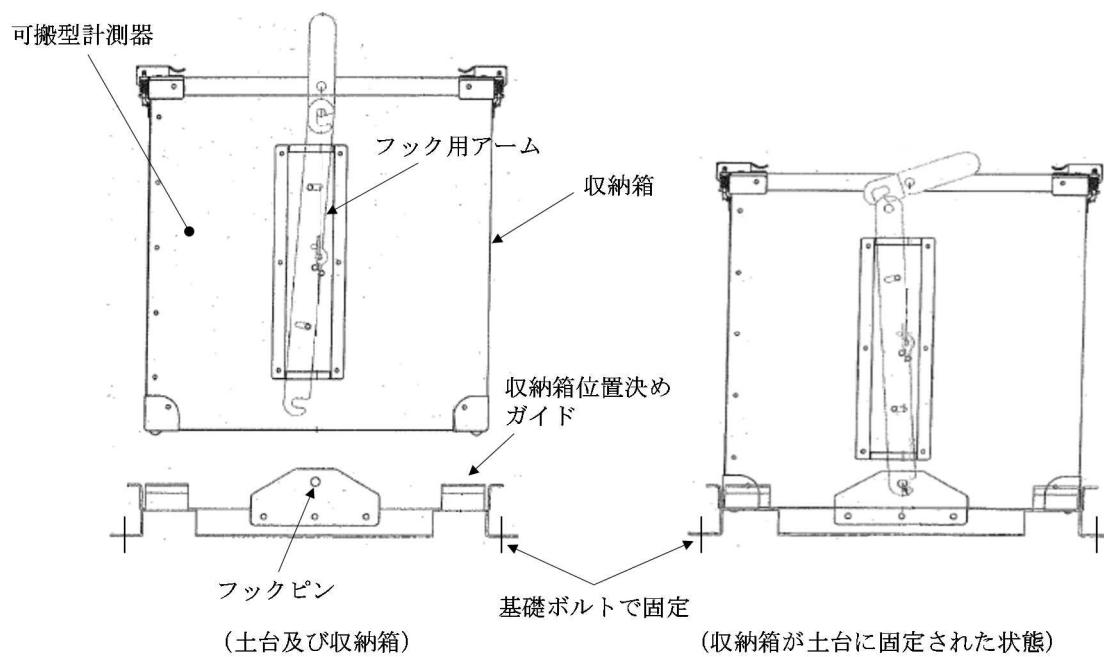


図6-3 収納箱拘束保管

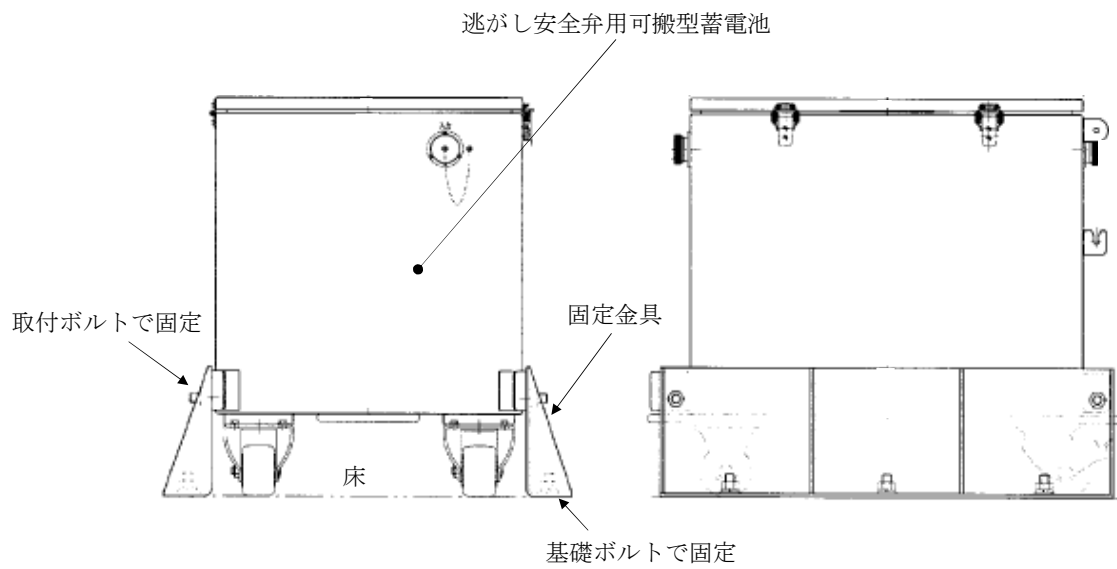


図6-4 本体拘束保管

VI-1-1-7-別添3 発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止について

目 次

1. 概要	1
-------------	---

1. 概要

本資料は、「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9条及び「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」に基づき、発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止について説明する。

発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止に関する説明は、令和2年10月14日付け原規規発第2010147号にて認可された柏崎刈羽原子力発電所第7号機的设计及び工事の計画の「V-1-1-7-別添3 発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止について」による。

VI-1-1-7-別添4 ブローアウトパネル関連設備の設計方針

目 次

1. 概要	1
2. 設備分類	2
3. ブローアウトパネル関連設備の要求機能	3
4. 設計の基本方針	4
5. 要求機能及び性能目標	10
5.1 要求機能	10
5.2 性能目標	10
6. 機能設計	12
7. 構造強度設計	22
7.1 構造強度の設計方針	22
7.2 荷重及び荷重の組合せ	23
7.2.1 荷重の種類	23
7.2.2 荷重の組合せ	23
7.3 機能維持の方針	24
7.3.1 オペフロ BOP	24
7.3.2 MS トンネル室 BOP	28
7.3.3 オペフロ BOP 閉止装置	31
7.3.4 オペフロ BOP 強制開放装置（自主対策設備）	42

1. 概要

VI-1-1-7「安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」にて、ブローアウトパネル関連設備が使用される条件の下における健全性について、必要な機能に対しての設計方針を示している。

本資料は、VI-1-1-7「安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」にて設定しているブローアウトパネル関連設備に係る設計方針を整理した上で各設計方針に対して、ブローアウトパネル関連設備の設備分類、要求機能及び性能目標を明確にし、各設備の機能設計等について説明するものである。

2. 設備分類

ブローアウトパネル関連設備は、以下のとおり、燃料取替床ブローアウトパネル（以下「オペフロ BOP」という。）、主蒸気系トンネル室ブローアウトパネル（以下「MS トンネル室 BOP」という。）、燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置（以下「オペフロ BOP 閉止装置」という。）及び燃料取替床ブローアウトパネル強制開放装置（以下「オペフロ BOP 強制開放装置」という。）に分類する。

オペフロ BOP 及び MS トンネル室 BOP は、通常運転中は原子炉建屋原子炉区域の壁の一部となることから、2次格納施設のバウンダリを構成する。また、重大事故等時にオペフロ BOP が開放し、オペフロ BOP 開口部を閉止する必要がある場合には、オペフロ BOP の外側に設置されたオペフロ BOP 閉止装置により閉止することで2次格納施設のバウンダリを構成する。なお、オペフロ BOP 閉止装置は大型 3 台と小型 1 台がそれぞれ設置される。以降では、大型と小型は区別をするときのみ明記する。

(1) オペフロ BOP

オペフロ BOP は、原子炉建屋原子炉区域外壁（地上 4 階中間床）に配置され、差圧により開放するパネル本体部、パネルを建屋外壁内に設置する枠部及び差圧により曲げ変形する止板部より構成される設備である。

(2) MS トンネル室 BOP

MS トンネル室 BOP は、原子炉建屋原子炉区域主蒸気系トンネル室（以下「MS トンネル室」という。）（地上 1 階）に配置され、差圧により開放するパネル本体部、MS トンネル室壁面内に設置する枠部及び差圧により曲げ変形する止板部より構成される設備である。

(3) オペフロ BOP 閉止装置

オペフロ BOP 閉止装置は、扉、扉枠（扉を移動させるためのレールを含む）、扉を駆動する電動機及び扉を開状態又は閉状態で固定する門等から構成されており、通常運転中は、扉は開放した状態であり、オペフロ BOP が開放された状態で炉心損傷した場合において、門及び扉を電動機又は手動により動作させ、オペフロ BOP 開口部を閉止する設備である。

扉は、地震による扉閉方向の移動を制限するために、常時門により固定している。このため、開放状態にある扉の閉止操作は、門による扉固定の解除、扉の移動及び門による扉閉状態での扉固定の一連の動作を、中央制御室からの遠隔操作により実施する。

(4) オペフロ BOP 強制開放装置（自主対策設備）

オペフロ BOP 強制開放装置は、電動ウインチ及びワイヤロープから構成され、ワイヤロープはオペフロ BOP に取り付けられている。電動ウインチによりワイヤロープを巻き取ることで、オペフロ BOP を開放する設備である。

3. ブローアウトパネル関連設備の要求機能

ブローアウトパネル及びその関連設備（オペフロ BOP 閉止装置及びオペフロ BOP 強制開放装置）について、「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。）上の主な要求事項を以下に整理した。

(1) オペフロ BOP 及び MS トンネル室 BOP の要求事項

設計基準対象施設及び重大事故等対処設備であるオペフロ BOP は、主蒸気管破断及びインターフェイスシステム LOCA を想定した場合並びに、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備である MS トンネル室 BOP は、主蒸気管破断を想定した場合の放出蒸気による圧力等から原子炉建屋等を防護することを目的に設置されている。

このため、原子炉建屋の内外差圧（オペフロ BOP：設計差圧 3.53kPa 以下、MS トンネル室 BOP：設計差圧 2.65kPa 以下）により自動的に開放する機能が必要となる。なお、この機能は、基準地震動 S_s により損なわないようにする必要がある。

また、オペフロ BOP 及び MS トンネル室 BOP は、原子炉建屋原子炉区域の壁の一部となることから、2 次格納施設のバウンダリとしての機能維持が必要であり、このため、オペフロ BOP 及び MS トンネル室 BOP は、原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編（J E A G 4 6 0 1・補-1984）に基づき、弾性設計用地震動 S_d による地震荷重で開放しない設計とする必要がある。

なお、設計竜巻や弾性設計用地震動 S_d を超える地震荷重により開放し、安全上支障のない期間内に復旧できない場合には、安全な状態に移行（運転中は冷温停止へ移行、停止中は使用済燃料に関連する作業の停止）することを保安規定に定め対応する。

(2) オペフロ BOP 閉止装置の要求事項

重大事故等対処設備であるオペフロ BOP 閉止装置は、重大事故等時に、中央制御室の居住性を確保するために原子炉建屋原子炉区域に設置されたオペフロ BOP 開口部を閉止する必要がある場合、この開口部を容易かつ確実に閉止操作することを目的に設置されている。

このため、容易かつ確実に閉止操作する機能が必要であり、閉止後は、原子炉建屋原子炉区域の壁の一部となることから、2 次格納施設のバウンダリとして原子炉建屋原子炉区域を負圧に維持できる気密性を保持できることが必要である。なお、扉開状態（待機状態）では基準地震動 S_s が作用した後においても、作動性及び扉閉止後の原子炉建屋原子炉区域を負圧に維持できる気密性を保持できるようにする必要がある。

また、オペフロ BOP 閉止装置の 2 次格納施設のバウンダリとしての機能維持が必要な状況とは、オペフロ BOP 部が開放し、更に重大事故に至った場合である。オペフロ BOP は弾性設計用地震動 S_d 以上の地震で開放すること、技術基準規則第 74 条では、運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないことが要求されていることを踏まえ、地震動に対する頑健性を有するように基準地震動 S_s でも機能を維持する設計とする。

なお、オペフロ BOP 閉止装置は現場において人力による操作が可能なものとする必要がある。

(3) オペフロ BOP 強制開放装置（自主対策設備）への要求事項

オペフロ BOP 強制開放装置は、その損傷が安全上重要な他設備に影響を及ぼさないようにする必要がある。

4. 設計の基本方針

ブローアウトパネル関連設備の要求事項及び考慮すべき要因である自然現象、人為事象、溢水及び火災に対する設計方針について以下に示す。

(1) オペフロ BOP

オペフロ BOP は、主蒸気管破断及びインターフェイスシステム LOCA を想定した場合の放出蒸気により、原子炉建屋原子炉区域の圧力が上昇した場合において、外気との差圧（設計差圧 3.53kPa 以下）により自動的に開放し、原子炉建屋原子炉区域内の圧力及び温度を低下させることができる設計とするとともに、この機能は、基準地震動 S_s による地震荷重により損なわれない設計とする。

オペフロ BOP は、原子炉建屋原子炉区域の壁の一部となることから、2 次格納施設のバウンダリとしての機能維持が必要であるため、弾性設計用地震動 S_d による地震荷重で開放しない設計とする。

また、オペフロ BOP は、考慮すべき自然現象等を考慮した設計とするとともに、開放時に他の設備に波及的影響を及ぼさない設計とする。

a. 自然現象及び人為事象

(a) 地震

自然現象のうち地震に関して、オペフロ BOP の開放機能は、基準地震動 S_s による地震荷重により損なわれない設計とする。また、2 次格納施設である原子炉建屋原子炉区域のバウンダリを構成する設備であるため、弾性設計用地震動 S_d による地震荷重で開放しない設計とする。

オペフロ BOP の耐震設計については、本資料に基づき実施する。

(b) 津波

自然現象のうち津波に関して、オペフロ BOP は津波の影響を受けない位置に設置されることから、設計上考慮しない。

(c) 風（台風）及び竜巻

自然現象のうち風（台風）及び竜巻に関して、オペフロ BOP は、風（台風）及び竜巻による風荷重を考慮して設置し、設計飛来物によりオペフロ BOP が破損した場合に、他の設備に波及的影響を及ぼさない設計とする。風（台風）の風荷重については、竜巻の風荷重に包絡される。

なお、設計竜巻の差圧は、オペフロ BOP 開放差圧より大きく、設計竜巻の差圧で開放しない設計とした場合、開放機能を阻害するため、設計竜巻により開放し、安全上支障

のない期間内に復旧できず、2次格納施設としてのバウンダリ機能が維持できない場合には、安全な状態に移行（運転中は冷温停止へ移行、停止中は使用済燃料に関連する作業の停止）することを保安規定に定める。

(d) 積雪及び火山の影響

自然現象のうち積雪及び火山の影響に関して、オペフロ BOP は、原子炉建屋壁面内に設置され、積雪及び降下火砕物の影響を受けないことから、設計上考慮しない。なお、原子炉建屋原子炉区域としては積雪及び降下火砕物を考慮した設計とする。

(e) その他自然現象及び人為事象

自然現象のうち低温（凍結）、降水、落雷、地滑り及び生物学的事象並びに人為事象のうち火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発及び航空機墜落による火災）、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害（以下「その他自然現象及び人為事象」という。）に関して、オペフロ BOP は、これら事象による影響を受けない設計とする。その他自然現象及び人為事象に対する設計については、VI-1-1-3「発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」のうちVI-1-1-3-1-1「発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針」に基づき実施する。

b. 溢水

溢水に関して、オペフロ BOP は溢水の影響を受けない位置に設置されることから、設計上考慮しない。

c. 火災

火災に関しては、オペフロ BOP 近傍の屋内に有意な火源は存在しないため、設計上考慮しない。

d. その他

オペフロ BOP は、開放時に落下して他設備に影響を与えないよう、落下防止チェーンにて地上に落下しない設計とする。更に、落下防止チェーンがオペフロ BOP 閉止装置の作動に干渉しないためのガイドを設ける。

(2) MS トンネル室 BOP

MS トンネル室 BOP は、主蒸気管破断を想定した場合の放出蒸気により、原子炉建屋原子炉区域の圧力が上昇した場合において、MS トンネル室内外の差圧（設計差圧 2.65kPa 以下）により自動的に開放し、原子炉建屋原子炉区域内の圧力及び温度を低下させることができる設計とするとともに、この機能は、基準地震動 S_s による地震荷重で損なわれない設計とする。

MS トンネル室 BOP は、原子炉建屋原子炉区域の壁の一部となることから、2 次格納施設のバウンダリとしての機能維持が必要であるため、弾性設計用地震動 S_d による地震荷重で開放しない設計とする。

また、MS トンネル室 BOP は、考慮すべき自然現象等を考慮した設計とするとともに、開放時に他の設備に波及的影響を及ぼさない設計とする。

a. 自然現象及び人為事象

(a) 地震

自然現象のうち地震に関して、MS トンネル室 BOP の開放機能は、基準地震動 S_s による地震荷重で損なわれない設計とする。また、2 次格納施設である原子炉建屋原子炉区域のバウンダリを構成する設備であるため、弾性設計用地震動 S_d による地震荷重で開放しない設計とする。

MS トンネル室 BOP の耐震設計については、本資料に基づき実施する。

(b) 津波

自然現象のうち津波に関して、MS トンネル室 BOP は津波の影響を受けない位置に設置されることから、設計上考慮しない。

(c) 風（台風）及び竜巻

自然現象のうち風（台風）及び竜巻に関して、MS トンネル室 BOP は、風（台風）及び竜巻の影響を受けない位置に設置されることから、設計上考慮しない。

(d) 積雪及び火山の影響

自然現象のうち積雪及び火山の影響に関して、MS トンネル室 BOP は、積雪及び火山の影響を受けない位置に設置されることから、設計上考慮しない。

(e) その他自然現象及び人為事象

その他自然現象及び人為事象に関して、MS トンネル室 BOP は、これら事象による影響を受けない設計とする。その他自然現象及び人為事象に対する設計については、VI-1-1-3「発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」のうち VI-1-1-3-1-1「発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針」に基づき実施する。

- b. 溢水
溢水に関して、MS トンネル室 BOP は、溢水の影響を受けない設計とすることから、設計上考慮しない。
- c. 火災
火災に関しては、MS トンネル室 BOP 近傍の屋内に有意な火源は存在しないため、設計上考慮しない。
- (3) オペフロ BOP 閉止装置
オペフロ BOP 閉止装置は、重大事故等時、オペフロ BOP 開口部を閉止する必要がある場合、容易かつ確実に閉止操作でき、閉止後に原子炉建屋原子炉区域を負圧に維持できる気密性を保持できる設計とするとともに、この機能は、基準地震動 S_s により損なわれない設計とする。
扉閉止状態でも原子炉建屋原子炉区域の壁の一部となり、2 次格納施設のバウンダリとしての機能維持が必要であるため、基準地震動 S_s で気密性を保持できる設計とする。
オペフロ BOP 閉止装置は、現場にて人力により門及び扉の操作が可能な設計とする。
また、オペフロ BOP 閉止装置は、考慮すべき自然現象等を考慮した設計とする。
- a. 自然現象及び人為事象
- (a) 地震
自然現象のうち地震に関して、オペフロ BOP 閉止装置は、基準地震動 S_s が作用した後も容易かつ確実に閉止でき、閉止後の気密機能を維持できる設計とする。閉止状態においても、基準地震動 S_s にて気密機能を維持できる設計とする。
また、オペフロ BOP 閉止装置は、現場にて人力により門及び扉の操作が可能な設計とする。
オペフロ BOP 閉止装置の耐震設計については、本資料に基づき実施する。
- (b) 津波
自然現象のうち津波に関して、オペフロ BOP 閉止装置は津波の影響を受けない位置に設置されることから、設計上考慮しない。
- (c) 風（台風）及び竜巻
自然現象のうち風（台風）に関してオペフロ BOP 閉止装置は、風（台風）による風荷重を考慮して設計する。また、自然現象のうち竜巻に関しては、竜巻による風荷重を考慮して他の設備に波及的影響を及ぼさない設計とする。
- (d) 積雪及び火山の影響
自然現象のうち積雪及び火山の影響に関して、オペフロ BOP 閉止装置は、積雪及び降下火砕物の堆積の影響を受けない設計とする。

積雪及び火山の影響に対するオペフロ BOP 閉止装置の設計については、VI-1-1-3「発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」のうちVI-1-1-3-1-1「発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針」に基づき、オペフロ BOP 閉止装置の必要な機能を損なうおそれがない設計とする。

具体的には、待機状態（扉開状態）では、積雪や降下火砕物がオペフロ BOP 閉止装置に影響を及ぼさないように庇を設置する。

(e) その他自然現象及び人為事象

その他自然現象及び人為事象に関して、オペフロ BOP 閉止装置は、これら事象による影響を受けない設計とする。その他自然現象及び人為事象に対するオペフロ BOP 閉止装置の設計については、VI-1-1-3「発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」のうちVI-1-1-3-1-1「発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針」に基づき実施する。

b. 溢水

溢水に関して、オペフロ BOP 閉止装置は溢水の影響を受けない位置に設置されることから、設計上考慮しない。

c. 火災

火災に関しては、オペフロ BOP 閉止装置は火災により重大事故等に対処するために必要な機能を損なうおそれがないよう、火災発生防止、火災の感知及び消火のそれぞれを考慮した火災防護対策を講じる設計とする。

火災に対するオペフロ BOP 閉止装置の設計については、VI-1-1-8「発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書」に基づき実施する。

(4) オペフロ BOP 強制開放装置（自主対策設備）

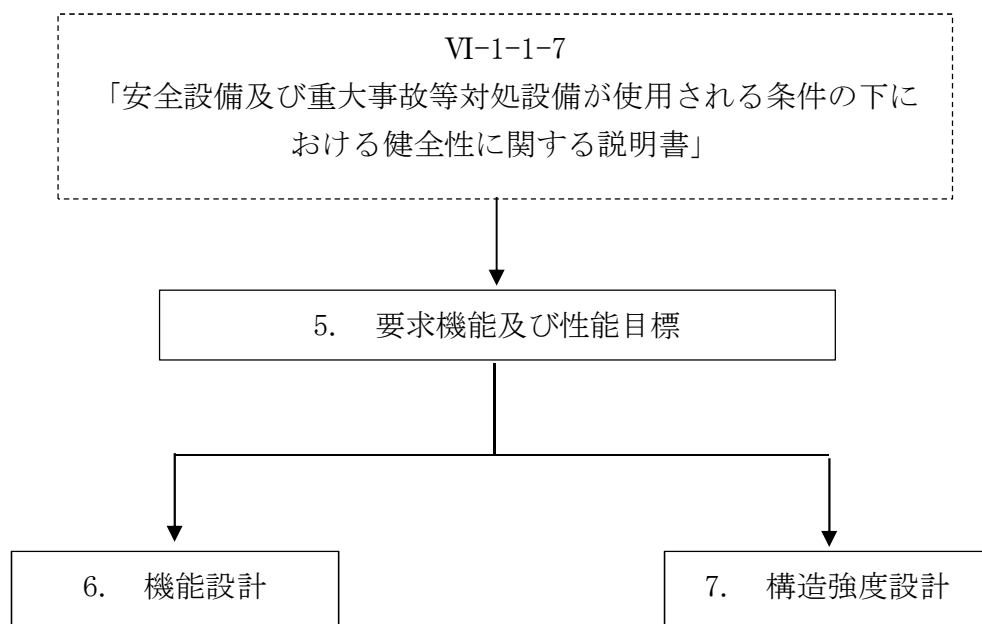
オペフロ BOP 強制開放装置は、安全上重要な他設備に悪影響を及ぼさないように設計する。

以上を踏まえ、ブローアウトパネル関連設備については、本資料にて要求機能を整理するとともに、機能設計上の性能目標と地震等による荷重を考慮した構造強度設計上の性能目標を定める。

また、ブローアウトパネル関連設備の構造強度設計上の性能目標を達成するため、構造強度設計上の方針を示した上で、VI-1-1-3「発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」のうちVI-1-1-3-1-1「発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針」及びVI-2「耐震性に関する説明書」のうちVI-2-1-9「機能維持の基本方針」にて設定している荷重条件及び荷重の組合せに従い、構造強度設計上に必要な考慮すべき荷重条件を設定し、その荷重の組合せの考え方を定める。

以上のブローアウトパネル関連設備の設計フローを図4-1に示す。

ブローアウトパネル関連設備の耐震計算については、VI-2「耐震性に関する説明書」のうちVI-2-1-9「機能維持の基本方針」に基づき実施し、耐震計算の方法及び結果については、VI-2-9-3-1-1「燃料取替床ブローアウトパネルの耐震性についての計算書」、VI-2-9-3-1-2「主蒸気系トンネル室ブローアウトパネルの耐震性についての計算書」及びVI-2-9-5-5「燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置の耐震性についての計算書」に示す。



注：フロー中の番号は、本資料での記載箇所の章を示す。

図4-1 ブローアウトパネル関連設備の設計フロー

5. 要求機能及び性能目標

5.1 要求機能

ブローアウトパネル関連設備のうちオペフロ BOP、MS トンネル室 BOP 及びオペフロ BOP 閉止装置は、地震後においても必要な機能を損なわないことが要求される。また、オペフロ BOP 強制開放装置は、地震時において他設備へ波及的影響を及ぼさないことが要求される。

オペフロ BOP 及び MS トンネル室 BOP は、原子炉建屋の内外差圧（オペフロ BOP：設計差圧 3.53kPa 以下、MS トンネル室 BOP：設計差圧 2.65kPa 以下）により自動的に開放する機能が要求される。なお、この機能は、基準地震動 S_s による地震荷重により損なわれないことが要求される。また、オペフロ BOP 及び MS トンネル室 BOP は、原子炉建屋原子炉区域の壁の一部となることから、弾性設計用地震動 S_d による地震荷重で開放しない機能が要求される。

オペフロ BOP 閉止装置は、オペフロ BOP を閉止する必要がある場合、容易かつ確実に閉止操作する機能が要求され、閉止後は、原子炉建屋原子炉区域の壁の一部となることから、2 次格納施設のバウンダリとして原子炉建屋原子炉区域を負圧に維持できる気密性を保持できることが要求される。なお、この機能は、基準地震動 S_s により損なわれないことが要求される。また、オペフロ BOP 閉止装置は扉閉止後、原子炉建屋原子炉区域の壁の一部となることから、扉閉止状態においても、基準地震動 S_s に対して、原子炉建屋原子炉区域を負圧に維持できる気密性を保持できることが要求される。

なお、オペフロ BOP 閉止装置は現場において人力による操作が可能なものとする必要がある。

5.2 性能目標

(1) オペフロ BOP 及び MS トンネル室 BOP

オペフロ BOP は、設計基準事故時及び重大事故等時（インターフェイスシステム LOCA 時）、MS トンネル室 BOP は、設計基準事故時において、原子炉建屋の内外差圧（オペフロ BOP：設計差圧 3.53kPa 以下、MS トンネル室 BOP：設計差圧 2.65kPa 以下）により自動的に開放できることを機能設計上の性能目標とする。なお、この機能は、基準地震動 S_s による地震荷重により損なわれないことが要求される。また、オペフロ BOP は、設計基準対象施設として、MS トンネル室 BOP は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、原子炉建屋原子炉区域の壁の一部となることから、弾性設計用地震動 S_d による地震荷重で開放しないことも機能設計上の性能目標とする。

オペフロ BOP 及び MS トンネル室 BOP は、地震力に対し、以下の内容を構造強度設計上の性能目標とする。

a. 機能維持

オペフロ BOP 及び MS トンネル室 BOP は、基準地震動 S_s による地震荷重が作用した後にも規定の圧力（オペフロ BOP：設計差圧 3.53kPa 以下、MS トンネル室 BOP：設計差圧 2.65kPa 以下）にて自動的に開放できること、及び弾性設計用地震動 S_d による地震荷重では開放しないこと。

b. 構造強度

オペフロ BOP 及び MS トンネル室 BOP は、基準地震動 S_s による地震荷重に対し、パネル本体、枠等の主要な構造部材が開放機能を保持可能な構造強度を有すること。

c. 波及的影響

オペフロ BOP 及び MS トンネル室 BOP は、当該設備の損傷等による波及的影響を防止する必要がある他の設備に対して波及的影響を及ぼさないこと。

(2) オペフロ BOP 閉止装置

オペフロ BOP 閉止装置は、重大事故等に対し、容易かつ確実に閉止操作できること、閉止後においては、原子炉建屋原子炉区域を負圧に維持できる気密性を保持することを機能設計上の性能目標とする。なお、この機能は、基準地震動 S_s による地震動により損なわれないことが要求される。

また、現場にて人力により操作できることを機能設計上の性能目標とする。

オペフロ BOP 閉止装置は、地震力に対し、以下の内容を構造強度設計上の性能目標とする。

a. 機能維持

オペフロ BOP 閉止装置は、重大事故等に対し、基準地震動 S_s による地震動が作用した後においても、作動性及び原子炉建屋原子炉区域を負圧に維持できる気密性を保持し、閉止後においても、基準地震動 S_s において原子炉建屋原子炉区域を負圧に維持できる気密性を保持すること。

また、現場にて人力により操作ができること。

b. 構造強度

オペフロ BOP 閉止装置は、基準地震動 S_s による地震動が作用した後においても、主要な構造部材がオペフロ BOP 閉止装置の作動性、気密性を保持可能な構造強度を有すること。閉止後においても、基準地震動 S_s において原子炉建屋原子炉区域を負圧に維持できる気密性を保持可能な構造強度を有すること。

c. 波及的影響

オペフロ BOP 閉止装置は、当該設備の損傷等による波及的影響を防止する必要がある他の設備に対して波及的影響を及ぼさないこと。

(3) オペフロ BOP 強制開放装置（自主対策設備）

オペフロ BOP 強制開放装置は、自主対策設備であるため、悪影響を防止する必要がある他の設備に対して悪影響を及ぼさないことを機能設計上の性能目標とする。

6. 機能設計

「5. 要求機能及び性能目標」で設定している、ブローアウトパネル関連設備の機能設計上の性能目標を達成するために、各設備の機能設計の方針を定める。

(1) オペフロ BOP 及び MS トンネル室 BOP の設計方針

a. 設計方針

オペフロ BOP 及び MS トンネル室 BOP は、「5. 要求機能及び性能目標」の「5.2 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針とする。

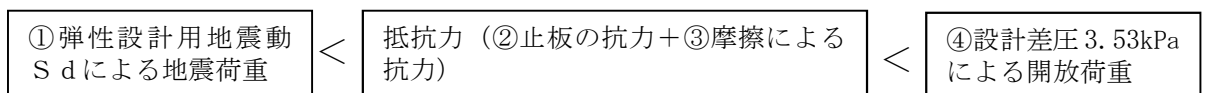
オペフロ BOP は、設計基準事故時及び重大事故等時（インターフェイスシステム LOCA 時）、MS トンネル室 BOP は、設計基準事故時において、原子炉建屋の内外差圧（オペフロ BOP：設計差圧 3.53kPa 以下、MS トンネル室 BOP：設計差圧 2.65kPa 以下）により自動的に開放できるように設計する。

また、オペフロ BOP 及び MS トンネル室 BOP は、原子炉建屋原子炉区域の壁の一部となることから、弾性設計用地震動 S_d による地震荷重で開放しないように設計する。

オペフロ BOP 及び MS トンネル室 BOP の基準地震動 S_s による地震荷重に対する機能保持の設計方針は「7.1(1) オペフロ BOP 及び MS トンネル室 BOP」に示す。

b. オペフロ BOP 詳細設計

オペフロ BOP を開放させるため満足すべき条件は以下のとおりであり、抵抗力（②止板の抗力、③パネル移動時の摩擦による抗力の合計）が、④差圧による荷重以下となる条件を満足する必要がある。また、2 次格納施設としての原子炉建屋原子炉区域のバウンダリ機能確保の観点から、①弾性設計用地震動 S_d による地震荷重で開放しないように設計する。



このため、止板曲げ試験にて実際に用いる止板の抗力を確認し、摩擦係数から算出した摩擦による抗力を評価し、上記条件を十分に満足する止板数として、止板数を 個に設定する。

設計を基に実機大モックアップ装置を製作し開放試験を実施した結果、実機の抗力の合計は kN～ kN であり、設計差圧 3.53kPa 時の開放荷重約 28.1kN に対して、十分に小さい開放圧力で開放すること、また、弾性設計用地震動 S_d による地震荷重（約 8.8kN）では開放しないことを確認した。

止板曲げ試験及び実機大モックアップ試験の概要を以下に示す。

(a) 止板曲げ試験

オペフロ BOP が、設計差圧（3.53kPa 以下）により自動的に開放できる設計に対して、オペフロ BOP を躯体に固定している止板の特性を把握し、止板数を確定させるため、実

際に使用する止板単体の曲げ試験を実施する。

止板は1種類（くびれ幅9.6mm）で、3個の試験体について曲げ試験を実施した。試験結果を表6-1に示す。試験は、変位制御（1分間に5mmの変位速度）で実施した。

止板の曲げ荷重は、平均1397Nであり、標準偏差は19Nであった。

これらの結果と摩擦による抗力も考慮し、止板数を□個に設定した。

表6-1 止板曲げ試験結果

耐力 (試験体数は3個)		荷重 (N)	止板概略図 
		くびれ幅9.6mm	
最大耐力	平均値	1397	
	最大値	1416	
	最小値	1371	
標準偏差 σ		19	
最大耐力 (平均) $+3\sigma$		1454	
最大耐力 (平均) -3σ		1340	

(b) 実機大モックアップ試験

オペフロBOPが、設計差圧（3.53kPa以下）により自動的に開放できることを実機大のモックアップ試験にて確認する。実機大モックアップ試験の概要を図6-1に示す。試験装置は、実機を模擬したオペフロBOP、加力装置及び躯体を再現するオペフロBOP取付け部と加力装置取付け部を一体化した取付け架台で構成し、オペフロBOPは、実機に取り付けられているものと同形状のもの（サイズは2920mm×2730mm、質量は約868kg）を実機での施工を模擬して設置する。

加力は油圧ジャッキ4台を用いて準静的に加力し、ジャッキの荷重から開放圧力を評価した。

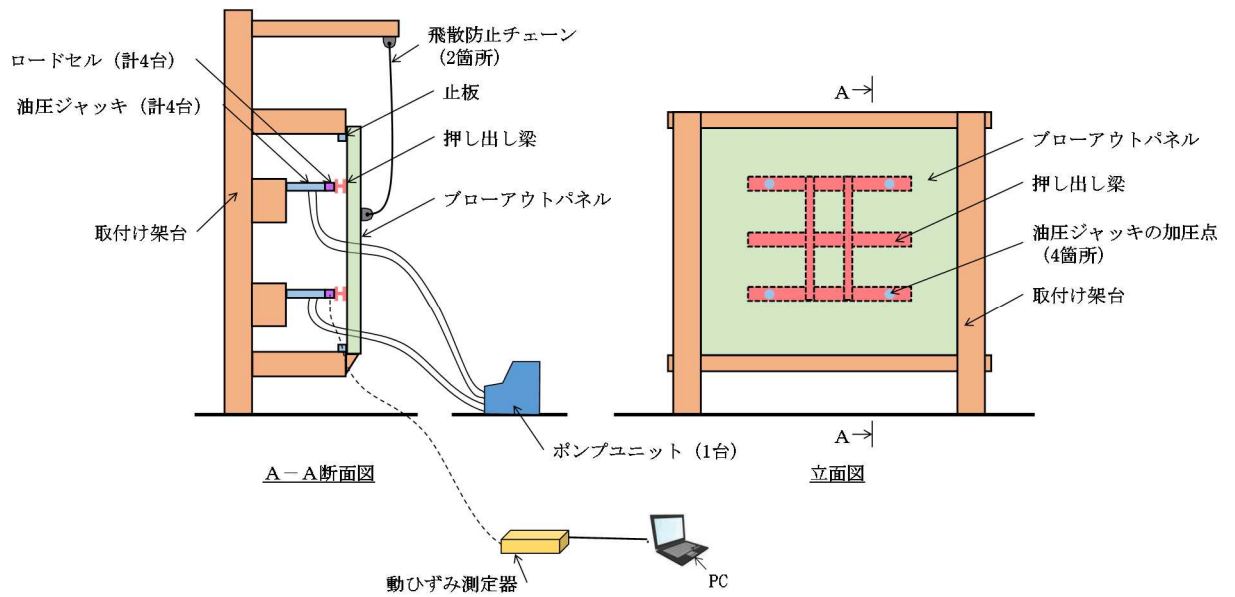


図 6-1 オペフロ BOP 実機大モックアップ試験装置の概要

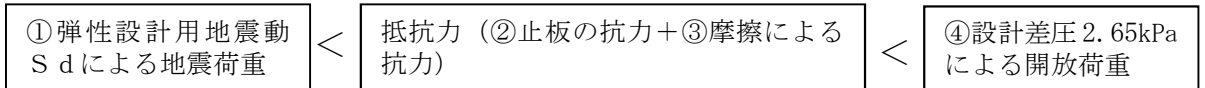
実機大モックアップ試験結果を表6-2に示す。試験は再現性確認のため3回実施した。油圧ジャッキを用いた実機大モックアップ試験にて確認した開放荷重は、 kN～ kN (kPa～ kPa相当)であり、設計方針とした規定の圧力以下 (3.53kPa以下) にて開放することを確認した。また、弾性設計用地震動 S d による地震荷重は約 8.8kNであり開放荷重未満であるため、弾性設計用地震動 S d による地震荷重でオペフロBOPは開放しないことを確認した。

表6-2 オペフロBOP実機大モックアップ試験結果

項目	①測定値 (kN)	②設計差圧 3.53kPa相当値 (kN)	③弾性設計用地震動 S d による地震荷重 (kN)	判定 (③<①<②)	備考 相当する差圧値 (kPa)
試験1	<input type="text"/>	28.1	8.8	○	<input type="text"/>
試験2	<input type="text"/>			○	<input type="text"/>
試験3	<input type="text"/>			○	<input type="text"/>

c. MSトンネル室BOP詳細設計

MSトンネル室BOPを開放させるため満足すべき条件は以下のとおりであり、抵抗力（②止板の抗力、③パネル移動時の摩擦による抗力の合計）が、④差圧による荷重以下となる条件を満足する必要がある。また、2次格納施設としての原子炉建屋原子炉区域のバウンダリ機能確保の観点から、①弾性設計用地震動S_dによる地震荷重で開放しないように設計する。



MSトンネル室BOPはサイズの異なるパネルが8種類存在するが、止板曲げ試験及び実機大モックアップ試験は、設計差圧による開放荷重が最も大きくなる面積が最大のパネルで、かつ固有振動数が最小のパネル1種類で実施する。

止板曲げ試験にて、止板の抗力を確認し、摩擦係数から算出した摩擦による抗力を評価し、各種パネルごとに上記条件を十分に満足する止板仕様及び個数を設定する。

設計を基に代表パネル1種類の実機大モックアップ装置を製作し開放試験を実施した結果、実機の抗力の合計は□kN～□kNであり、設計差圧2.65kPa時の開放荷重約10.1kNに対して、十分に小さい開放圧力で開放すること、また、弾性設計用地震動S_dによる地震荷重（約2.4kN）では開放しないことを確認した。

止板曲げ試験及び実機大モックアップ試験の概要を以下に示す。

(a) 止板曲げ試験

MSトンネル室BOPが、設計差圧（2.65kPa以下）により自動的に開放できる設計に対して、MSトンネル室BOPを躯体に固定している止板の特性を把握し、止板数を確定させるため、実際に使用する止板単体の曲げ試験を実施する。

止板はパネル上部とパネル下部で寸法の異なる2種類（くびれ幅8.1mm及びくびれ幅6.1mm）があり、それぞれ3個の試験体について曲げ試験を実施した。試験結果を表6-3に示す。試験は、変位制御（1分間に5mmの変位速度）で実施した。

くびれ幅8.1mmの止板の曲げ荷重は、平均1227Nであり、標準偏差は9Nであった。また、くびれ幅6.1mmの止板の曲げ荷重は、平均903Nであり、標準偏差は12Nであった。

これらの結果と摩擦による抗力も考慮し、止板数を□個（くびれ幅8.1mmを□個、くびれ幅6.1mmを□個）に設定した。

表6-3 止板曲げ試験結果

耐力 (試験体数は各3個)		荷重 (N)		止板概略図
		くびれ幅8.1mm	くびれ幅6.1mm	
最大耐力	平均値	1227	903	
	最大値	1238	920	
	最小値	1216	893	
標準偏差 σ		9	12	
最大耐力 (平均) $+3\sigma$		1254	939	
最大耐力 (平均) -3σ		1200	867	

(b) 実機大モックアップ試験

MSトンネル室BOPが、設計差圧 (2.65kPa以下) により自動的に開放できることを実機大のモックアップ試験にて確認する。実機大モックアップ試験の概要を図6-2に示す。試験装置は、実機を模擬したMSトンネル室BOP、加力装置及び躯体を再現するMSトンネル室BOP取付け部と加力装置取付け部を一体化した取付け架台で構成し、MSトンネル室BOPは、実機に取り付けられているものと同形状のもの (サイズは1750mm×2182mm, 質量は約375kg) を実機での施工を模擬して設置する。

加力は油圧ジャッキ4台を用いて準静的に加力し、ジャッキの荷重から開放圧力を評価した。

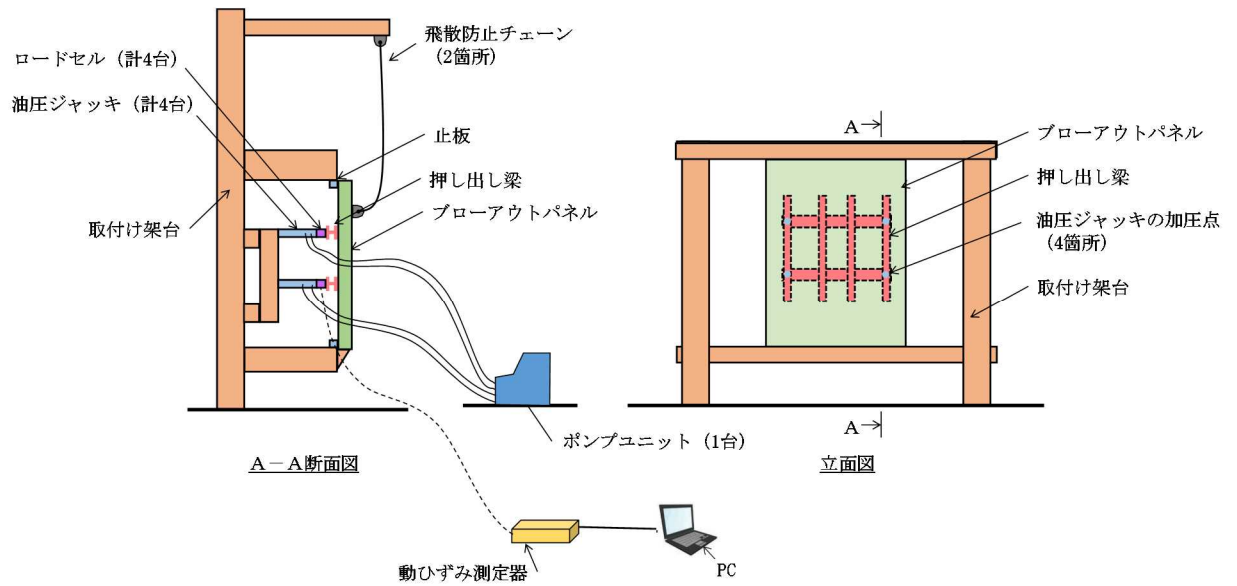


図6-2 MSトンネル室実機大モックアップ試験装置の概要

実機大モックアップ試験結果を表6-4に示す。試験は再現性確認のため3回実施した。油圧ジャッキを用いた実機大モックアップ試験にて確認した開放荷重は、 kN～ kN (kPa～ kPa相当)であり、設計方針とした規定の圧力以下 (2.65kPa以下)にて開放することを確認した。また、弾性設計用地震動S dによる地震荷重は約2.4kNであり開放荷重未満であるため、弾性設計用地震動S dによる地震荷重でMSトンネル室BOPは開放しないことを確認した。

表6-4 MSトンネル室BOP実機大モックアップ試験結果

項目	①測定値 (kN)	②設計差圧 2.65kPa相当値 (kN)	③弾性設計用地震動S dによる地震荷重 (kN)	判定 (③<①<②)	備考 相当する差圧値 (kPa)
試験1	<input type="text"/>	10.1	2.4	○	<input type="text"/>
試験2	<input type="text"/>			○	<input type="text"/>
試験3	<input type="text"/>			○	<input type="text"/>

(2) オペフロBOP閉止装置の設計方針

a. 設計方針

オペフロ BOP 閉止装置は、「5. 要求機能及び性能目標」の「5.2 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針とする。

オペフロ BOP 閉止装置は、重大事故等に対し、容易かつ確実に閉止操作できるように設計する。また、閉止後においては、枠板側に設置されているパッキンに扉を機械的に押し付けることによって原子炉建屋原子炉区域を負圧に維持できる気密性を保持するように設計する。また、現場にて人力により操作できるように設計する。

オペフロBOP閉止装置の基準地震動 S_s による地震荷重に対する機能保持の設計方針は「7.1(2) オペフロBOP閉止装置」に示す。

b. 詳細設計

オペフロ BOP 閉止装置は、容易かつ確実に閉止操作できるよう以下の設計とする。なお、開閉機能は基準地震動 S_s で維持できる設計とする。

- ・ オペフロ BOP 閉止装置は、中央制御室から電動にて開閉（閉含む）できる設計とする。この際、扉本体はハンガーにより吊り下げられ、チェーンを介して電動機により開閉する構造であることから、地震時の扉本体に作用する慣性力によるチェーンの損傷を防止するため、扉は開状態又は閉状態では門により動きを拘束し、過大な地震荷重がチェーン等の駆動系に作用しない設計とする。
- ・ 電源は常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電可能な設計とする。
- ・ 扉の開閉状態（閉含む）は中央制御室にて把握できる設計とする。

オペフロ BOP 閉止装置は、扉閉止後において、原子炉建屋原子炉区域を負圧に維持できる気密性を保持できるように、扉閉状態では扉は機械的にパッキンが設置されている扉枠側（躯体側）に押し付けられる設計とする。なお、基準地震動 S_s が作用した後においても、作動性及び原子炉建屋原子炉区域を負圧に維持できる気密性を保持し、閉止後においても、基準地震動 S_s において原子炉建屋原子炉区域を負圧に維持できる気密性を保持する設計とする。

また、オペフロ BOP 閉止装置は、現場にて人力により操作できるように、オペフロ BOP 閉止装置の扉及び門に設置される電動機にクランクを設置可能な設計とし、クランクにより手動操作できる設計とする。具体的には門の場合、門の軸の下部の電動機にクランクハンドルを装着し、クランクを反時計回りに回転させることにより門ピンが引抜かれる設計とする。なお、挿入はクランクを時計回りに回転させることにより門ピンが挿入される設計とする。扉の場合、扉の上部中央に設置される電動機にクランクハンドルを装着し、クランクハンドルを回転させることにより扉が開閉する設計とする。

これら詳細設計の成立性の確認を、柏崎刈羽原子力発電所第7号機で実施した実機大モックアップによる機能確認結果を用いて実施した。

(a) オペフロBOP閉止装置の門及び扉の動作試験結果

柏崎刈羽原子力発電所第7号機で実施した実機大モックアップによる門及び扉の動作試験結果を表6-5及び表6-6に示す。実機大モックアップを製作し、動作確認した結果、各動作に問題はなく、動作時間は機能目標を満足していることを確認した。なお、扉の動作時間は、操作盤の自動開閉スイッチを押してから、門が引抜かれ、扉が開閉動作を行い、操作盤の動作完了を示すランプが点灯するまでの時間とする。

表6-5 オペフロBOP閉止装置の門の動作試験結果（加振前）

門位置	電動（動作時間）				手動
	引抜き時		挿入時		
	性能目標	結果	性能目標	結果	
扉開側	約20秒	20秒	約20秒	20秒	—*
扉閉側		20秒		20秒	

注記*：加振後にのみ手動の動作試験を実施。加振後の動作試験結果は、7.3.3項の表7-6に示す。

表6-6 オペフロBOP閉止装置の扉の動作試験結果（加振前）

扉動作	電動（動作時間）		手動
	性能目標	結果	
開放→閉止	120秒以内	87秒	—*
閉止→開放		87秒	

注記*：加振後にのみ手動の動作試験を実施。加振後の動作試験結果は、7.3.3項の表7-7に示す。また、手動操作は開放→閉止について実施した。

(b) オペフロBOP閉止装置の気密性能試験結果

柏崎刈羽原子力発電所第7号機で実施した実機大モックアップによるオペフロBOP閉止装置の気密性能試験結果を表6-7に示す。この試験結果を基に、オペフロBOP閉止装置を原子炉建屋原子炉区域に設置した場合には、既設原子炉建屋原子炉区域のインリーク量を考慮しても、原子炉建屋原子炉区域の気密性能は確保できることを確認した。

表6-7 オペフロBOP閉止装置の気密性能試験結果（加振前）

扉 (初期状態)	63Pa*時の通気量 ($\text{m}^3/\text{h}\cdot\text{m}^2$)	備考
開	<input type="text"/>	扉を電動にて閉止して試験実施

注記*：非常用ガス処理系の運転により維持される、原子炉建屋原子炉区域内の負圧値を示す。

(3) オペフロBOP強制開放装置（自主対策設備）の設計方針

オペフロBOP強制開放装置は、「5. 要求機能及び性能目標」の「5.2 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針とする。

a. 設計方針

オペフロ BOP 強制開放装置は、自主対策設備であるため、悪影響を防止する必要がある他の設備に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

7. 構造強度設計

「5. 要求機能及び性能目標」で設定している、ブローアウトパネル関連設備の構造強度上の性能目標を達成するために、「6. 機能設計」で設定している各設備が有する機能を踏まえて、構造強度設計の設計方針を設定する。

各設備の構造強度の設計方針を設定し、想定する荷重及び荷重の組合せを設定し、それらの荷重に対し、各設備の構造強度を保持するよう構造強度設計と評価方針を設定する。

ブローアウトパネル関連設備の耐震計算については、VI-2「耐震性に関する説明書」のうちVI-2-1-9「機能維持の基本方針」に基づき実施し、耐震計算の方法及び結果については、VI-2-9-3-1-1「燃料取替床ブローアウトパネルの耐震性についての計算書」、VI-2-9-3-1-2「主蒸気系トンネル室ブローアウトパネルの耐震性についての計算書」及びVI-2-9-5-5「燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置の耐震性についての計算書」に示す。

7.1 構造強度の設計方針

「5. 要求機能及び性能目標」で設定している構造強度設計上の性能目標を達成するための設計方針をオペフロ BOP、MS トンネル室 BOP、オペフロ BOP 閉止装置及びオペフロ BOP 強制開放装置ごとに示す。

(1) オペフロ BOP 及び MS トンネル室 BOP

オペフロ BOP 及び MS トンネル室 BOP は、「5. 要求機能及び性能目標」の「5.2 性能目標」で設定している構造強度設計上の性能目標を踏まえ、基準地震動 S_s が作用した後にも規定の圧力（オペフロ BOP：設計差圧 3.53kPa 以下、MS トンネル室 BOP：設計差圧 2.65kPa 以下）にて自動的に開放できる設計とするため、基準地震動 S_s による地震荷重に対し、建屋躯体の変形がオペフロ BOP 及び MS トンネル室 BOP の開放機能に影響しない構造強度を有する設計とする。

(2) オペフロ BOP 閉止装置

オペフロ BOP 閉止装置は、「5. 要求機能及び性能目標」の「5.2 性能目標」で設定している構造強度設計上の性能目標を踏まえ、開状態では、基準地震動 S_s による地震後においても、作動性及び閉止後の原子炉建屋原子炉区域を負圧に維持できる気密性を保持する設計とするため、基準地震動 S_s による地震荷重に対し、主要な構造部材がオペフロ BOP 閉止装置の作動性、気密性を保持可能な構造強度を有する設計とする。また、閉状態においても、基準地震動 S_s において原子炉建屋原子炉区域を負圧に維持できる気密性を保持する設計とするため、基準地震動 S_s による地震荷重に対し、主要な構造部材が気密性を保持可能な構造強度を有する設計とする。

(3) オペフロ BOP 強制開放装置（自主対策設備）

自主対策設備であるオペフロ BOP 強制開放装置は、「5. 要求機能及び性能目標」の「5.2 性能目標」で設定している構造強度設計上の性能目標を踏まえ、悪影響を防止する必要がある他の設備に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

7.2 荷重及び荷重の組合せ

「5. 要求機能及び性能目標」で設定している構造強度設計上の性能目標を達成するために、考慮すべき荷重条件を設定し荷重の組合せの考え方を示す。

7.2.1 荷重の種類

(1) 常時作用する荷重

常時作用する荷重は持続的に生じる荷重であり、自重とする。

(2) 風荷重

風荷重に対する考慮については、VI-1-1-3「発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」のうちVI-1-1-3-1-1「発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針」に基づき実施する。

(3) 積雪荷重

積雪荷重に対する考慮については、VI-1-1-3「発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」のうちVI-1-1-3-1-1「発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針」に基づき実施する。

(4) 圧力荷重

圧力荷重は、原子炉建屋内外差圧を考慮する。

(5) 地震荷重

地震荷重は、基準地震動 S_s 又は弾性設計用地震動 S_d に伴う地震荷重による荷重とする。

7.2.2 荷重の組合せ

ブローアウトパネル関連設備の耐震計算の荷重の組合せの考え方については、VI-2「耐震性に関する説明書」のうちVI-2-1-9「機能維持の基本方針」に示す。

7.3 機能維持の方針

「5. 要求機能及び性能目標」で設定している構造強度設計上の性能目標を達成するために、「7.1 構造強度の設計方針」に示す構造を踏まえ、「7.2 荷重及び荷重の組合せ」で設定している荷重条件を考慮して、各設備の構造設計及びそれを踏まえた評価方針を設定する。

7.3.1 オペフロ BOP

(1) 構造設計

オペフロ BOP は、「7.1 構造強度の設計方針」で設定している設計方針及び「7.2 荷重及び荷重の組合せ」で設定している荷重を踏まえ、以下の構造とする。

オペフロ BOP は、原子炉建屋外壁の開口部に設置し、パネル本体、枠部、止板等で構成する構造とする。

オペフロ BOP の構造計画を表 7-1 に示す。また、オペフロ BOP の設置位置を図 7-1 に示す。

(2) 評価方針

オペフロ BOP は、「(1) 構造設計」を踏まえ、以下の評価方針とする。

a. 機能維持

基準地震動 S_s による地震荷重に対し、設置場所における原子炉建屋原子炉区域躯体の層間変形角がパネル本体と枠が接触する層間変形角より小さいことを確認する。具体的には、オペフロ BOP が設置されている原子炉建屋原子炉区域の耐震壁について、基準地震動 S_s による地震荷重に対し、最大せん断ひずみが構造強度を確保するための許容限界 (2.0×10^{-3}) を超えないことを確認する。

また、実機大モックアップ試験により、弾性設計用地震動 S_d による地震荷重でオペフロ BOP が開放しないことを確認する。

オペフロ BOP の耐震強度評価の方法及び結果を、VI-2-9-3-1-1「燃料取替床ブローアウトパネルの耐震性についての計算書」に示す。

b. 構造強度

基準地震動 S_s による地震荷重に対しても開放機能が維持できる構造強度が確保されていることを確認するため、基準地震動 S_s による地震荷重に対し、原子炉建屋原子炉区域躯体の変形がオペフロ BOP の開放機能に影響しない構造強度を有する設計とする。

オペフロ BOP の耐震強度評価の方法及び結果を、VI-2-9-3-1-1「燃料取替床ブローアウトパネルの耐震性についての計算書」に示す。

c. 波及的影響

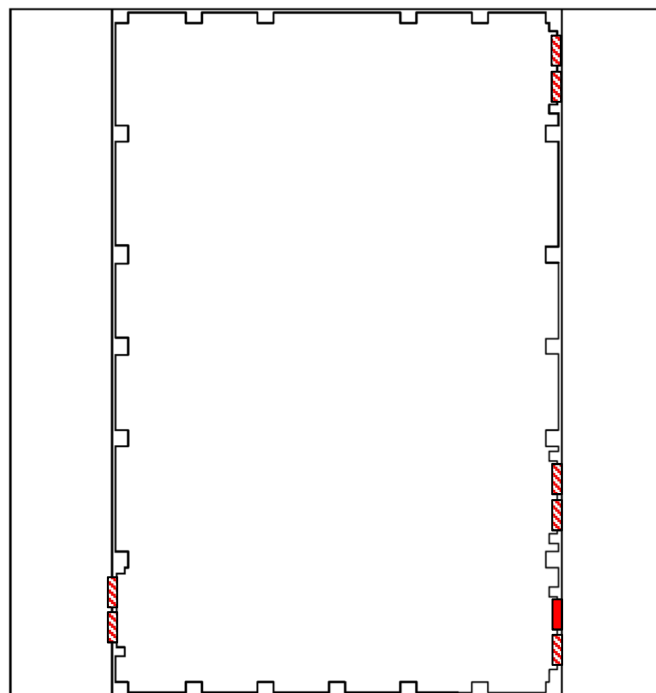
オペフロ BOP は、パネルが開放した場合でも落下して他の設備に悪影響を与えないよう十分な強度を有するチェーンによる波及的影響防止（落下防止対策）が取られていることを確認する。

オペフロ BOP の落下防止に使用するチェーンは、オペフロ BOP 実機大モックアップ試


験において、オペフロ BOP が落下しても破断しないことを確認済みである。

表7-1 オペフロBOPの構造計画

設備分類	計画の概要		説明図
	支持構造	主体構造	
オペフロ BOP	オペフロBOPは、十分な強度を有する構造とし、枠部により原子炉建屋原子炉区域の壁に据え付ける。	オペフロBOPは、パネル本体部、パネルを原子炉建屋外壁内に設置する枠部より構成される設備である。	<p>(左右対称に計 <input type="text"/> 個/パネル)</p> <p>止板形状 概略図</p>
設計差圧	3.53kPa		
主要寸法 (幅×高さ)	2920mm×2730mm		
材 料	SS400		
枚 数	7枚		
作動方式	止板式 (<input type="text"/> 個/パネル)		
止板仕様	材質 SHY685, くびれ幅9.6mm, 厚さ6.0mm		
取付箇所	原子炉建屋原子炉区域地上4階中間床		



原子炉建屋原子炉区域地上4階中間床 概略平面図

 : (オペフロ BOP 7 枚)

 : (オペフロ BOP 閉止箇所 1 枚)

図 7-1 オペフロ BOP の設置位置

7.3.2 MS トンネル室 BOP

(1) 構造設計

MS トンネル室 BOP は、「7.1 構造強度の設計方針」で設定している設計方針及び「7.2 荷重及び荷重の組合せ」で設定している荷重を踏まえ、以下の構造とする。

MS トンネル室 BOP は、MS トンネル室のタービン建屋境界部に設置し、パネル本体及び枠部、止板等で構成する構造とする。

MS トンネル室 BOP の構造計画を表 7-2 に示す。また、MS トンネル室 BOP の設置位置を図 7-2 に示す。

(2) 評価方針

MS トンネル室 BOP は、「(1) 構造設計」を踏まえ、以下の評価方針とする。

a. 機能維持

基準地震動 S_s による地震荷重に対し、設置場所における原子炉建屋原子炉区域躯体の層間変形角がパネル本体と枠が接触する層間変形角より小さいことを確認する。具体的には、MS トンネル室 BOP が設置されている MS トンネル室の耐震壁について、基準地震動 S_s による地震荷重に対し、最大せん断ひずみが構造強度を確保するための許容限界 (2.0×10^{-3}) を超えないことを確認する。

また、実機大モックアップ試験により、弾性設計用地震動 S_d による地震荷重で MS トンネル室 BOP が開放しないことを確認する。

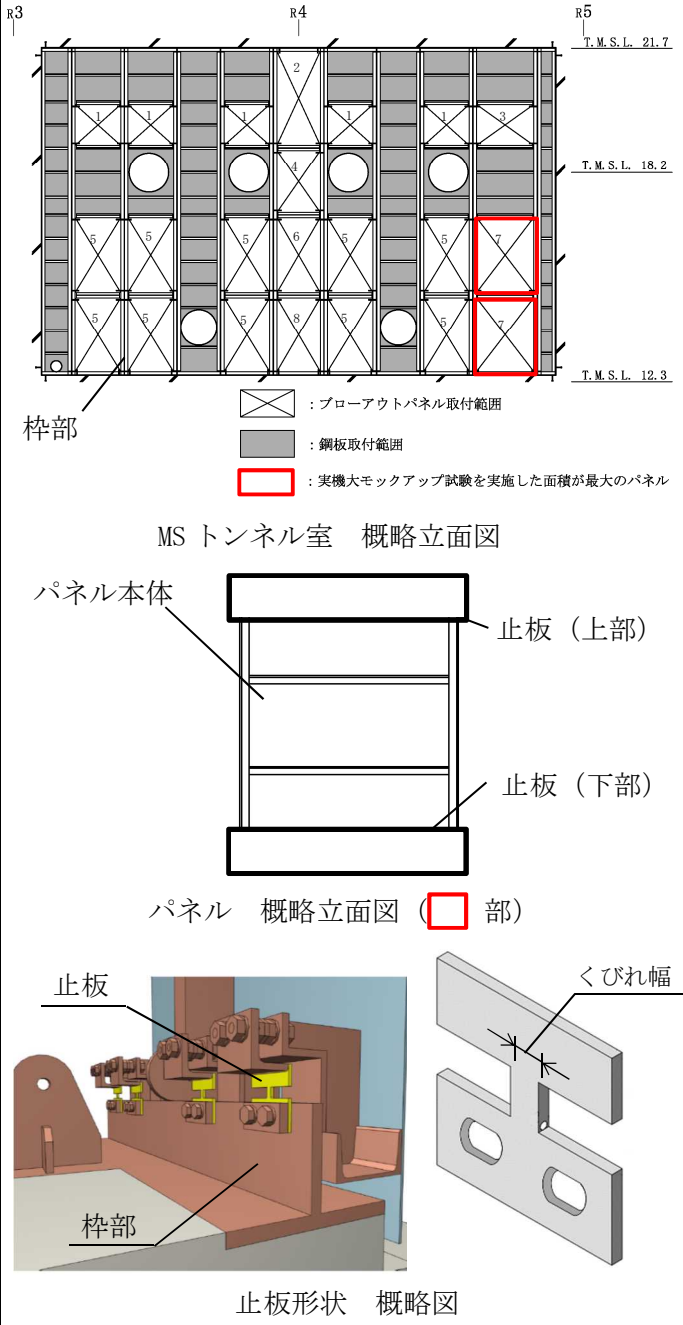
MS トンネル室 BOP の耐震強度評価の方法及び結果を、VI-2-9-3-1-2「主蒸気系トンネル室ブローアウトパネルの耐震性についての計算書」に示す。

b. 構造強度







基準地震動 S_s による地震荷重に対しても開放機能が維持できる構造強度が確保されていることを確認するため、基準地震動 S_s による地震荷重に対し、原子炉建屋原子炉区域躯体の変形が MS トンネル室 BOP の開放機能に影響しない構造強度を有する設計とする。

MS トンネル室 BOP の耐震強度評価の方法及び結果を、VI-2-9-3-1-2「主蒸気系トンネル室ブローアウトパネルの耐震性についての計算書」に示す。

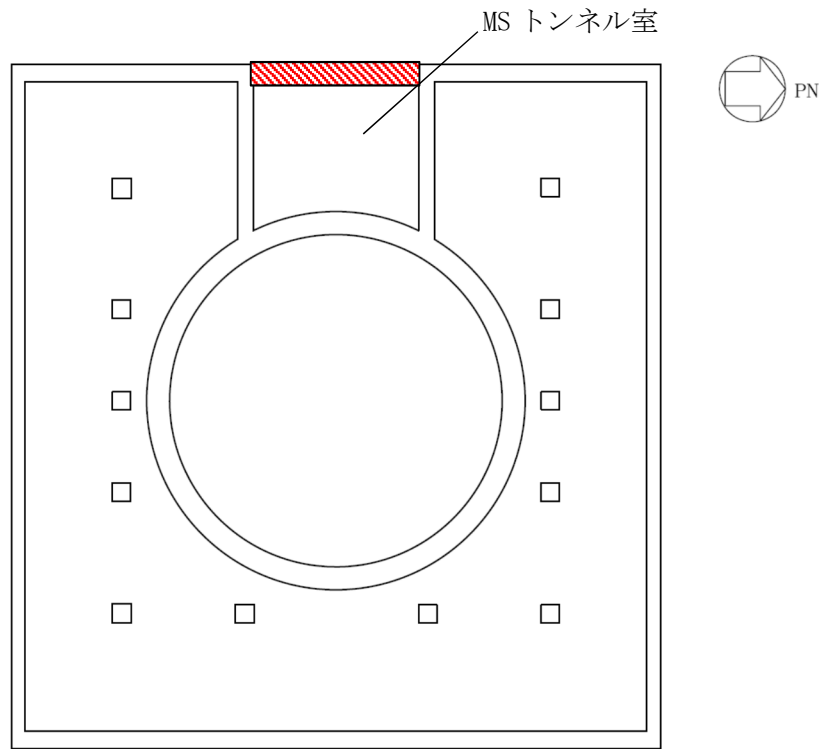
表7-2 MSトンネル室BOPの構造計画

設備分類	計画の概要		説明図
	支持構造	主体構造	
MSトンネル室BOP	MSトンネル室BOPは、十分な強度を有する構造とし、枠部によりMSトンネル室の壁に据え付ける。	MSトンネル室BOPは、パネル本体部、パネルをMSトンネル室壁面内に設置する枠部より構成される設備である。	 <p>The diagram shows the structural plan of the MS Tunnel Room BOP. It features a grid of panels with various callouts: R3, R4, R5 for horizontal positions and T.M.S.L. 21.7, 18.2, 12.3 for vertical levels. A legend indicates: <ul style="list-style-type: none"> Diagonal hatching: Blower-out panel removal range Grey shading: Steel plate removal range Red outline: Panel with the largest area tested in a large-scale mock-up experiment Below the plan are three detail views: <ul style="list-style-type: none"> MS Tunnel Room Schematic Section: Shows the panel body between upper and lower stop plates. Panel Schematic Section (Red Box Part): Shows the internal structure of the panel. Stop Plate Shape Schematic: Shows a 3D view of the stop plate with a 'くびれ幅' (waist width) and a 2D view of the stop plate shape. </p>
設計差圧	2.65kPa		

K6 ① VI-1-1-7-別添4 R0

主要寸法* (幅×高さ)	(No. 1) 1420mm×1224mm (No. 2) 1360mm×2732mm (No. 3) 1750mm×1224mm (No. 4) 1360mm×1824mm (No. 5) 1420mm×2182mm (No. 6) 1360mm×2174mm (No. 7) 1750mm×2182mm (No. 8) 1360mm×2182mm
材 料	SS400
枚 数	22枚
作動方式*	止板式 (No. 1, 3, 4)  個/パネル (上部  個, 下部  個) (No. 2, 5, 6, 7, 8)  個/パネル (上部  個, 下部  個)
止板仕様*	材質 SHY685 (No. 1) <びれ幅5.2mm (上部) , 3.9mm (下部) , 厚さ6.0mm (No. 2, 4, 7) <びれ幅8.1mm (上部) , 6.1mm (下部) , 厚さ6.0mm (No. 3, 5, 6, 8) <びれ幅6.5mm (上部) , 4.9mm (下部) , 厚さ6.0mm
取付箇所	原子炉建屋原子炉区域地上1階 (MSトンネル室)

注記* : No. は MS トンネル室概略立面図のパネルに記載の番号に対応。



原子炉建屋原子炉区域地上1階 概略平面図

: (MS トンネル室 BOP 22 枚)

図 7-2 MS トンネル室 BOP の設置位置

7.3.3 オペフロ BOP 閉止装置

(1) 構造設計

オペフロ BOP 閉止装置は、「7.1 構造強度の設計方針」で設定している設計方針及び「7.2 荷重及び荷重の組合せ」で設定している荷重を踏まえ、原子炉建屋原子炉区域に据え付けし、扉はハンガーローラ及び吊具によりハンガーレールに支持される構造とする。

オペフロ BOP 閉止装置の構造計画を表 7-3 に示す。また、設置位置を図 7-3 に示す。なお、閉止後においては、枠板側に設置されているパッキンに扉を機械的に押し付けることによって、気密性を保持する。

(2) 評価方針

オペフロ BOP 閉止装置は、「(1) 構造設計」を踏まえ、以下の評価方針とする。

a. 機能維持

(a) 設計方針

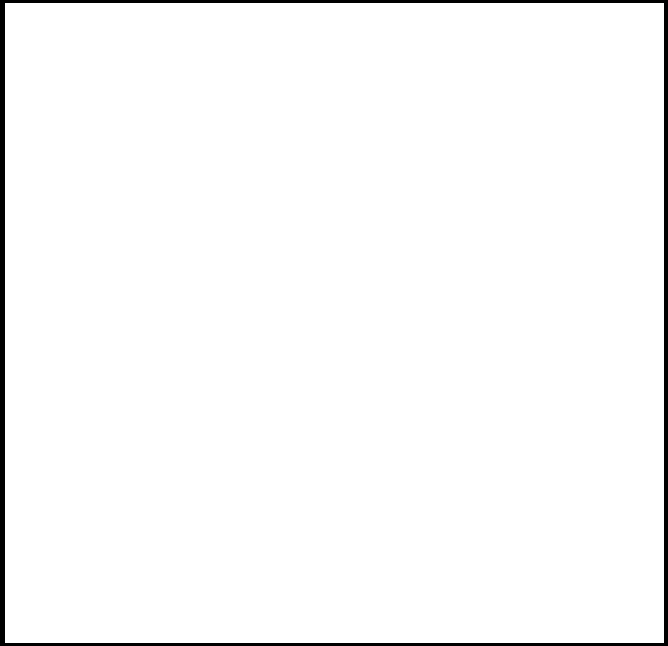



オペフロ BOP 閉止装置は、基準地震動 S_s による地震荷重に対し、設置場所における最大加速度が、柏崎刈羽原子力発電所第 7 号機で実施した実機大モックアップを用いた加振試験によりオペフロ BOP 閉止装置の作動性、気密性を保持できることを確認した加振台の最大加速度以下であることにより確認する。

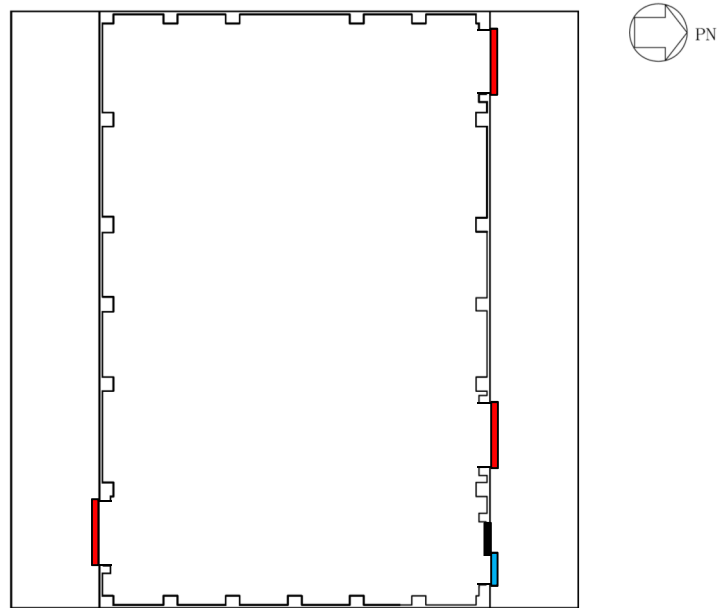
なお、扉閉状態においても、基準地震動 S_s による地震荷重に対し、設置場所における最大加速度が、柏崎刈羽原子力発電所第 7 号機で実施した実機大モックアップを

用いた加振試験によりオペフロ BOP 閉止装置の気密性を保持できることを確認した加振台の最大加速度以下であることにより確認する。

オペフロ BOP 閉止装置の耐震強度評価の方法及び結果を、VI-2-9-5-5「燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置の耐震性についての計算書」に示す。

表7-3 オペフロBOP閉止装置の構造計画

設備分類	計画の概要		説明図
	主体構造	支持構造	
オペフロ BOP閉止 装置	<p>オペフロBOP閉止装置は、扉、門、扉枠（扉を移動させるためのハンガーレールを含む）及び扉を駆動する電動機から構成する。また、閉止後においては、枠板側に設置されているパッキンに扉を機械的に押し付けることによつて、気密性を保持する。</p>	<p>扉枠（ハンガーレール含む）は、原子炉建屋原子炉区域の壁に据え付ける。扉はハンガーローラ、吊具によりハンガーレールに支持される。</p>	
主要寸法	<p>扉（大型） </p> <p>扉（小型） </p>		
材 料	<p>扉 </p>		
個 数	<p>扉（大型） 3台</p> <p>扉（小型） 1台</p>		
作動方式	<p>電動（手動）</p>		
取付箇所	<p>原子炉建屋原子炉区域地上4階中間床</p>		



原子炉建屋原子炉区域地上 4 階中間床 概略平面図

- : (オペフロ BOP 閉止装置 (大型) : 3 台)
- : (オペフロ BOP 閉止装置 (小型) : 1 台)
- : (オペフロ BOP 閉止箇所)

図 7-3 オペフロ BOP 閉止装置の設置位置

(b) 詳細設計

扉開状態（待機状態）では基準地震動 S_s が作用した後においても、作動性及び扉閉止後の原子炉建屋原子炉区域を負圧に維持できる気密性を保持可能なことを、柏崎刈羽原子力発電所第 7 号機で実施した実機大モックアップを用いた、オペフロ BOP 閉止装置の設置位置での基準地震動 S_s による地震応答加速度を包絡した加振波による 3 次元加振試験結果、加振後の電動及び手動による門及び扉の開閉動作試験結果及び扉閉止後の気密性能試験結果により確認した。

また、扉閉止状態でも基準地震動 S_s が作用した後において、原子炉建屋原子炉区域を負圧に維持できる気密性を保持可能なこと及び作動性を、柏崎刈羽原子力発電所第 7 号機で実施した実機大モックアップを用いた、オペフロ BOP 閉止装置の設置位置での基準地震動 S_s による地震応答加速度を包絡した加振波による 3 次元加振試験結果、加振後の気密性能試験結果及び、電動及び手動による門及び扉の開閉動作試験結果により確認した。

イ. オペフロ BOP 閉止装置加振試験の妥当性

柏崎刈羽原子力発電所第 7 号機で実施した実機大モックアップによる加振試験時の加振加速度の測定位置を図 7-4 に、測定結果を表 7-4 に示す。扉開状態及び閉状態での扉上部及び扉下部の 3 方向 (X, Y, Z) の加振加速度は、設計上必要な加速度を超えており、適切な加振がされていることを確認した。

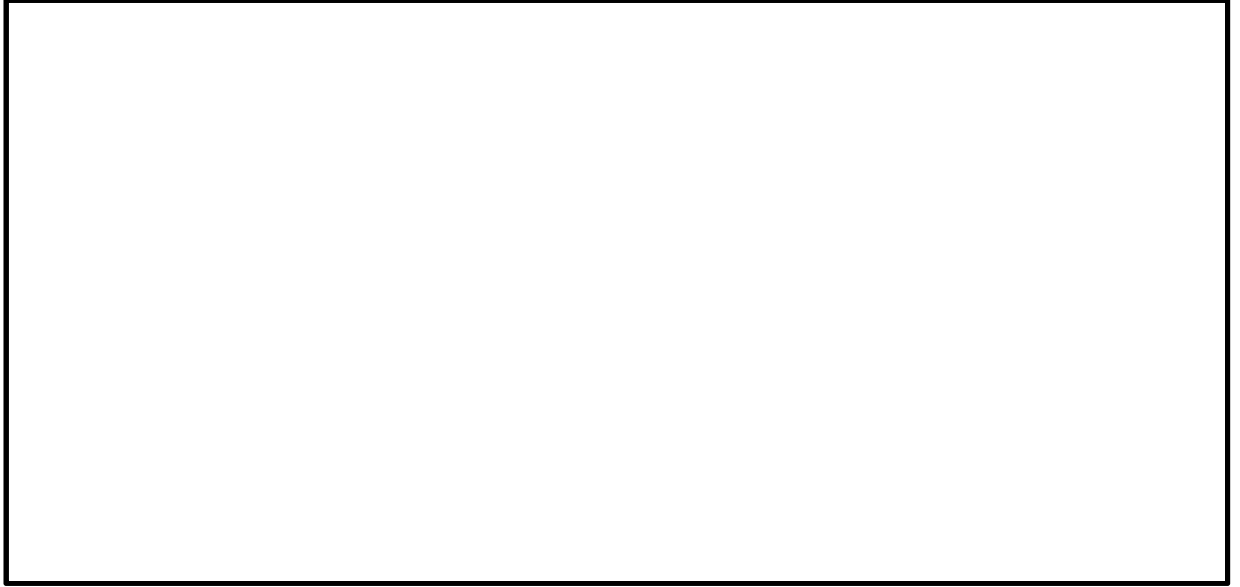


図 7-4 オペフロ BOP 閉止装置加振試験時の加振加速度の測定位置

表 7-4 オペフロ BOP 閉止装置加振試験時の加振加速度の測定結果

扉開状態 扉上部 (A3) の加振加速度

方向	① S s 包絡条件 ($\times 9.8 \text{ m/s}^2$)		②計測結果 (A3部) ($\times 9.8 \text{ m/s}^2$)	判定結果 (①<②)
	柏崎刈羽原子力 発電所第7号機	柏崎刈羽原子力 発電所第6号機		
X	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	○
Y	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	○
Z	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	○

扉開状態 扉下部 (A1) の加振加速度

方向	① S s 包絡条件 ($\times 9.8 \text{ m/s}^2$)		②計測結果 (A1部) ($\times 9.8 \text{ m/s}^2$)	判定結果 (①<②)
	柏崎刈羽原子力 発電所第7号機	柏崎刈羽原子力 発電所第6号機		
X	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	○
Y	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	○
Z	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	○

扉閉状態 扉上部 (A4) の加振加速度

方向	① S s 包絡条件 ($\times 9.8 \text{ m/s}^2$)		②計測結果 (A4部) ($\times 9.8 \text{ m/s}^2$)	判定結果 (①<②)
	柏崎刈羽原子力 発電所第7号機	柏崎刈羽原子力 発電所第6号機		
X	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	○
Y	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	○
Z	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	○

扉閉状態 扉下部 (A2) の加振加速度

方向	① S s 包絡条件 ($\times 9.8 \text{ m/s}^2$)		②計測結果 (A2部) ($\times 9.8 \text{ m/s}^2$)	判定結果 (①<②)
	柏崎刈羽原子力 発電所第7号機	柏崎刈羽原子力 発電所第6号機		
X	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	○
Y	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	○
Z	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	○

ロ. オペフロ BOP 閉止装置加振試験結果（外観目視点検結果）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機で実施した実機大モックアップによる加振試験後の点検結果を表7-5に示す。基準地震動S_s相当による加振でも設備に損傷はなく健全であることを確認した。

表7-5 オペフロBOP閉止装置加振試験時の外観点検結果

試験条件		外観目視点検結果			
加振条件	扉状態	チェーン	扉開閉状態	門	その他
S _s	開	破損なし	異常なし	異常なし	異常なし
	閉	破損なし	異常なし	異常なし	異常なし

ハ. オペフロ BOP 閉止装置加振試験結果（門及び扉の動作試験結果）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機で実施した実機大モックアップによるオペフロBOP閉止装置の加振試験後の門及び扉の動作試験結果を表7-6及び表7-7に示す。また、柏崎刈羽原子力発電所第6号機でのオペフロBOP閉止装置の門動作及び扉動作の評価結果を表7-8及び表7-9に示す。扉開状態及び扉閉状態にて基準地震動 S s 相当の加振力で加振し、扉及び門の動作を確認した結果、動作に問題はなく、動作時間は機能目標を満足していることを確認した。なお、扉の動作時間は、操作盤の自動開閉スイッチを押してから、門が引抜かれ、扉が開閉動作を行い、操作盤の動作完了を示すランプが点灯するまでの時間とする。

表 7-6 オペフロ BOP 閉止装置加振後の門の動作試験結果

加振条件	扉の初期状態	門位置	電動（動作時間）				手動	
			引抜き時		挿入時		引抜き時	挿入時
			性能目標	結果	性能目標	結果		
S s	開	扉開側	約20秒	20秒	約20秒	20秒	異常なし	
		扉閉側		20秒		20秒		
	閉	扉開側		20秒		20秒	—	
		扉閉側		20秒		20秒		

表7-7 オペフロBOP閉止装置加振後の扉の動作試験結果

加振条件	扉の初期状態	電動（動作時間）				手動
		開放→閉止		閉止→開放		
		性能目標	結果	性能目標	結果	
S s	開	120秒以内	87秒	120秒以内	87秒	異常なし*
	閉		87秒		87秒	

注記*：手動操作は開放→閉止について実施した。

表7-8 柏崎刈羽原子力発電所第6号機でのオペフロBOP閉止装置の門動作の評価結果

電動（動作時間）			
引抜き時		挿入時	
大型/小型	大型/小型	大型/小型	大型/小型
性能目標	評価値	性能目標	評価値
約20秒	20秒	約20秒	20秒

表7-9 柏崎刈羽原子力発電所第6号機でのオペフロBOP閉止装置の扉動作の評価結果

電動（動作時間）							
開放→閉止				閉止→開放			
大型		小型		大型		小型	
性能目標	評価値	性能目標	評価値	性能目標	評価値	性能目標	評価値
145秒以内	112秒	107秒以内	74秒	145秒以内	112秒	107秒以内	74秒

二. オペフロBOP閉止装置加振試験結果（気密性能試験結果）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機で実施した実機大モックアップによるオペフロBOP閉止装置の加振試験後の気密性能試験結果を表7-10に示す。また、柏崎刈羽原子力発電所第6号機でのオペフロBOP閉止装置の通気量の評価値を表7-11に示す。

表7-10 オペフロBOP閉止装置加振試験時の気密性能試験結果

扉 (初期状態)	63Pa*時の 通気量 (m ³ /h・m ²)	備考
開	□	扉を電動にて閉止して試験実施

注記*：非常用ガス処理系の運転により維持される，原子炉建屋原子炉区域内の負圧値を示す。

表7-11 柏崎刈羽原子力発電所第6号機でのオペフロBOP閉止装置の通気量の評価値

63Pa*時の通気量 (m ³ /h・m ²)	
大型	小型
□	□

注記*：非常用ガス処理系の運転により維持される，原子炉建屋原子炉区域内の負圧値を示す。

<原子炉建屋原子炉区域としての負圧達成について>

柏崎刈羽原子力発電所第7号機で実施した実機大モックアップによるオペフロBOP閉止装置単体での気密性能試験結果から，柏崎刈羽原子力発電所第6号機でのオペフロBOP閉止装置をブローアウトパネル部に設置した場合の原子炉建屋原子炉区域の負圧達成可否について評価した結果，非常用ガス処理系定格容量（2000m³/h）は，推定インリーク量□を十分に上回るため，非常用ガス処理系にて63Pa以上の負圧達成可能である。

- ・既設原子炉建屋原子炉区域の推定インリーク量：約1260m³/h（63Pa時の漏えい量）
- ・オペフロBOP閉止装置の合計台数：4台（大型3台，小型1台）
- ・オペフロBOP閉止装置4台設置時の推定インリーク量：

$$\square \times 3 \text{台} + \square \times 1 \text{台} = \square$$

（63Pa時の漏えい量）

- ・非常用ガス処理系定格容量：2000m³/h（63Pa時の通気量）
- ・オペフロBOP閉止装置設置を含めた原子炉建屋原子炉区域の推定漏えい量：
1260m³/h + □ = □（63Pa時の漏えい量） < 2000m³/h（63Pa時の通気量）（非常用ガス処理系定格容量）

ホ. オペフロ BOP 閉止装置機能確認済加速度

オペフロ BOP 閉止装置の機能確認済加速度を表 7-12 に示す。オペフロ BOP 閉止装置の扉は、オペフロ BOP 閉止装置上部のハンガーレールから吊り下げる方式であり、開閉するための電動機等の駆動系もオペフロ BOP 閉止装置の上部に設置されていることから、機能確認済加速度は、オペフロ BOP 閉止装置上端の最大応答加速度となる。

表7-12 オペフロBOP閉止装置の機能確認済加速度

方向	機能確認済加速度 (×9.8m/s ²)
X (面外方向)	□
Y (面内方向)	□
Z (鉛直方向)	□

b. オペフロ BOP 閉止装置構造強度

基準地震動 S_s による地震後においても、作動性及び原子炉建屋原子炉区域を負圧に維持できる気密性を保持し、閉止後についても、基準地震動 S_s において原子炉建屋原子炉区域を負圧に維持できる気密性を保持可能な構造強度を有することを確認するため、構造強度評価を実施する。また、「a. 機能維持」で記載した柏崎刈羽原子力発電所第 7 号機で実施した実機大モックアップによる 3 次元加振台を用いた加振試験により、設備に損傷等はなく機能を維持するための構造強度が確保できることを確認する。

オペフロ BOP 閉止装置の耐震強度評価の方法及び結果を、VI-2-9-5-5「燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置の耐震性についての計算書」に示す。

c. 波及的影響

オペフロ BOP 閉止装置は、基準地震動 S_s による地震荷重に対し、設置場所における最大加速度が、加振試験により主要部材が健全であることを確認した加振台の加速度以下であることにより確認する。

オペフロ BOP 閉止装置の耐震強度評価の方法及び結果を、VI-2-9-5-5「燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置の耐震性についての計算書」に示す。

7.3.4 オペフロ BOP 強制開放装置（自主対策設備）

(1) 構造設計

オペフロ BOP 強制開放装置は、「7.1 構造強度の設計方針」で設定している設計方針及び「7.2 荷重及び荷重の組合せ」で設定している荷重を踏まえ、原子炉建屋地上 4 階中間床に据え付けし、床から支持される構造とし、オペフロ BOP 強制開放装置が待機状態において、オペフロ BOP とは干渉しない設計とする。

オペフロ BOP 強制開放装置の構造計画を表 7-13 に示す。また、オペフロ BOP 強制開放装置の設置位置を図 7-5 に示す。

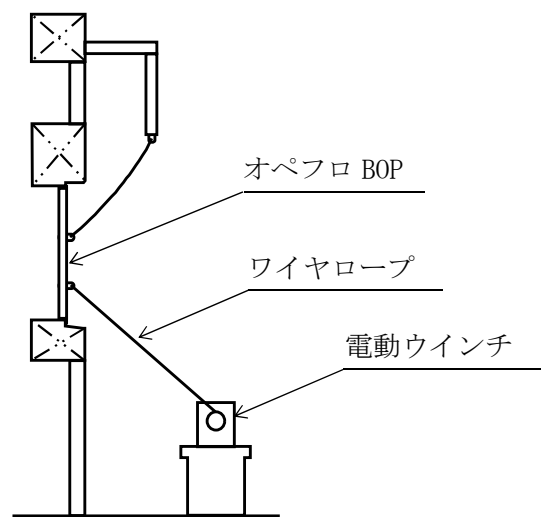
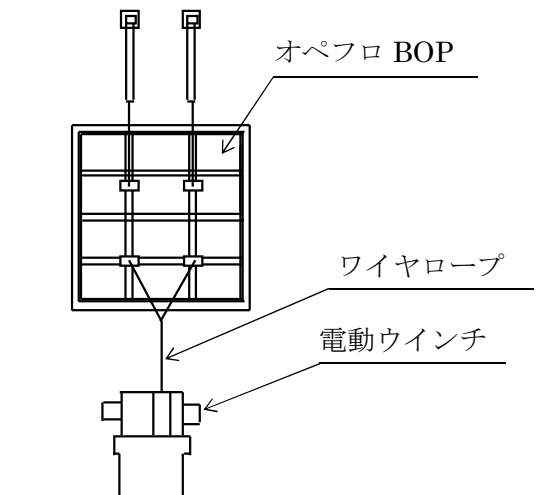
(2) 評価方針

オペフロ BOP 強制開放装置は、「(1) 構造設計」を踏まえ、以下の評価方針とする。

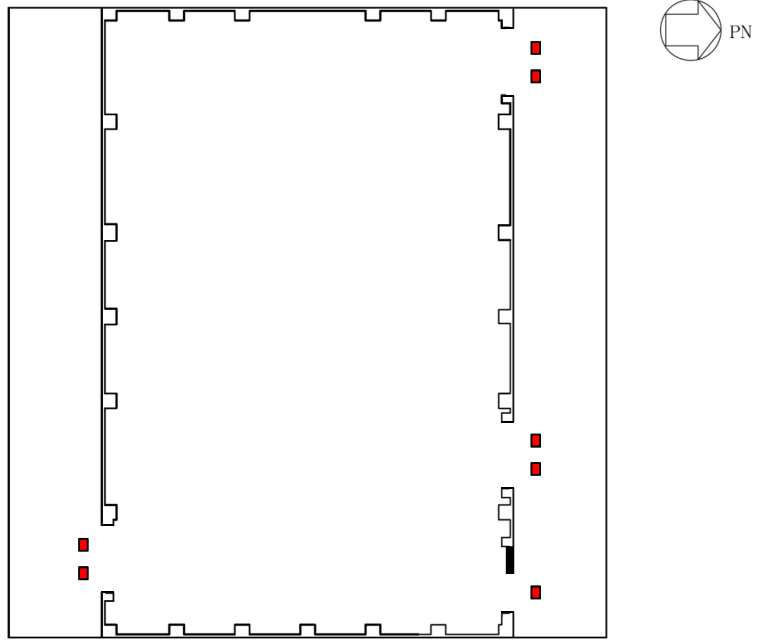
a. 構造強度及び波及的影響

自主対策設備であるオペフロ BOP 強制開放装置は、悪影響を防止する必要がある他の設備に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

表7-13 オペフロBOP強制開放装置の構造計画

設備分類	計画の概要		説明図（代表箇所）
	主体構造	支持構造	
オペフロ BOP強制開 放装置	オペフロBOP 強制開放装 置は、電動 ウインチ及 びワイヤロ ープから構 成される。	オペフロBOP 強制開放装 置は、原子炉建 屋地上4階中 間床に据え付 ける。	<p>側面図</p>  <p>正面図</p> 
材 料	ウインチ（ドラムホイール） <input type="text"/> ワイヤロープ <input type="text"/>		
個 数	ウインチ 7台		
取付箇所	ウインチ部 原子炉建屋地上4階中間床		

K6 ① VI-1-1-7-別添 4 R0



原子炉建屋地上4階中間床 概略平面図

■ : (オペフロ BOP 強制開放装置 7 台)

■ : (オペフロ BOP 閉止箇所)

図 7-5 オペフロ BOP 強制開放装置の設置位置