

VI-1-9 その他発電用原子炉の附属施設の説明書

VI-1-9-1 非常用電源設備の説明書

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

目 次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
2.1 常設の非常用発電装置の出力に関する設計方針	1
2.1.1 内燃機関	3
2.1.2 発電機	3
2.1.3 遮断器	4
2.1.4 その他電気設備	6
2.2 可搬型の非常用発電装置の出力に関する設計方針	17
3. 施設の詳細設計方針	17
3.1 非常用ディーゼル発電機	17
3.1.1 設計基準対象施設	17
3.1.2 重大事故等対処設備	25
3.2 第一ガスタービン発電機	27
3.2.1 ガスタービン	27
3.2.2 発電機	27
3.3 可搬型の非常用発電装置	30
3.3.1 電源車	30

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 45 条及び第 72 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。）に基づき設置する非常用ディーゼル発電設備のディーゼル機関及び発電機（以下「非常用ディーゼル発電機」という。）、技術基準規則第 72 条及びその解釈に基づき設置する第一ガスタービン発電機（7 号機設備, 6, 7 号機共用（以下同じ。））及び電源車（7 号機設備, 6, 7 号機共用（以下同じ。））、技術基準規則第 76 条及びその解釈に基づき設置する 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備（7 号機設備, 6, 7 号機共用（以下同じ。））、技術基準規則第 75 条及びその解釈に基づき設置するモニタリングポスト用発電機（7 号機設備, 6, 7 号機共用（以下同じ。））並びに技術基準規則第 63 条, 第 65 条, 第 67 条及び第 68 条並びにそれらの解釈に基づき設置する可搬型窒素供給装置用可搬型電源設備（7 号機設備, 6, 7 号機共用（以下同じ。））の出力の決定に関して説明するものである。

7 号機設備, 6, 7 号機共用の設備のうち, 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備, モニタリングポスト用発電機及び可搬型窒素供給装置用可搬型電源設備の出力の決定に関する説明は, 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 号機の設計及び工事の計画の V-1-9-1-1 「非常用発電装置の出力の決定に関する説明書」による。

また, 技術基準規則第 48 条及び第 78 条に基づく「発電用火力設備に関する技術基準を定める省令」（以下「火力省令」という。）及び「原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準を定める命令」（以下「原子力電技命令」という。）の準用について, 本資料にて非常用電源設備のガスタービン及び内燃機関に対する火力省令への適合性, 並びに非常用電源設備の発電機, 遮断器及びその他電気設備に対する原子力電技命令への適合性について説明するものである。

7 号機設備, 6, 7 号機共用の設備の火力省令の適合性及び原子力電技命令の適合性に関する説明は, 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 号機の設計及び工事の計画の V-1-9-1-1 「非常用発電装置の出力の決定に関する説明書」による。

更に, 技術基準規則第 45 条第 3 項第 1 号及びその解釈に規定する「高エネルギーのアーク放電による電気盤の損壊の拡大を防止するために必要な措置」として, アーク放電の遮断時間の適切な設計方針について説明するものである。

2. 基本方針

2.1 常設の非常用発電装置の出力に関する設計方針

設計基準対象施設のうち常設の非常用発電装置である非常用ディーゼル発電機は, 設計基準事故時に発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な装置の機能を維

持するため、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために必要な電力を供給できる出力を有する設計とする。また、工学的安全施設等の設備が必要とする電源が所定の時間内に所定の電圧に到達し、継続的に供給できる設計とする。

重大事故等対処設備のうち常設の非常用発電装置である非常用ディーゼル発電機及び第一ガスタービン発電機は、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、使用済燃料貯蔵プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を供給できる出力を有する設計とする。

非常用ディーゼル発電機は、3系統の母線で構成する非常用高圧母線に接続し、高圧補機へ給電する設計とする。また、動力変圧器を通して降圧し、3系統の母線で構成する非常用低圧母線の低圧補機へ給電する設計とする。

第一ガスタービン発電機は、外部電源系及び非常用ディーゼル発電設備の機能が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、重大事故等時の対応に必要な設備に電力を供給できる設計とする。

第一ガスタービン発電機は、設置（変更）許可申請書の添付書類十における、重大事故等時に想定される事故シーケンスのうち最大負荷となる「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」時に電力を供給できる出力を有する設計とする。

設計基準対象施設及び重大事故等対処施設に施設する非常用発電装置である非常用ディーゼル発電機は、火力省令第25～29条のうち関連する事項を準用する設計とする。内燃機関及び附属設備は、「内燃機関等の構造等」、「調速装置」、「非常停止装置」、「過圧防止装置」及び「計測装置」について各事項を準用する設計とする。

なお、内燃機関における火力省令第25条第3項に基づく強度評価の基本方針、強度評価方法及び強度評価結果は、VI-3「強度に関する説明書」の別添にて説明する。

非常用ディーゼル発電機、遮断器及びその他電気設備は、原子力電技命令第4～16条、第19～28条、第30～35条の関連する事項を準用する設計とする。「感電、火災等の防止」として、「電気設備における感電、火災等の防止」、「電路の絶縁」、「電線等の断線の防止」、「電線の接続」、「電気機械器具の熱的強度」、「高圧又は特別高圧の電気機械器具の危険の防止」、「電気設備の接地」、「電気設備の接地の方法」及び「発電所等への取扱者以外の者の立入の防止」について各事項を準用する設計とする。「異常の予防及び保護対策」として、「特別高圧電路等と結合する変圧器等の火災等の防止」及び「過電流からの電線及び電気機械器具の保護対策」について各事項を準用する設計とする。「電氣的、磁氣的障害の防止」として、「電気設備の電氣的、磁氣的障害の防止」について各事項を準用する設計とする。また、「供給支障の防止」として、「発電設備等の損傷による供給支障の防止」、「発電機等の機械的強度」及び「常時監視をしない発電所等の施設」について各事項を準用する設計とする。

2.1.1 内燃機関

内燃機関は、火力省令を準用し、以下の設計とする。

(1) 内燃機関等の構造等

非常調速装置が作動したときに達する回転速度に対して構造上十分な機械的強度を有する設計とする。軸受は、運転中の荷重を安定に支持できるもので、かつ、異常な摩耗、変形及び過熱が生じない設計とする。耐圧部分は、最高使用圧力又は最高使用温度において発生する応力に対し十分な強度を有した設計とする。また、非常用ディーゼル発電機は屋内に設置する設計とするため、酸素欠乏の発生のおそれのないように、建屋に吸排気部を設置する設計とする。

(2) 調速装置

回転速度及び出力が負荷の変動の際にも持続的に動揺することを防止するため、内燃機関に流入する燃料を自動的に調整する調速装置を設ける設計とする。

(3) 非常停止装置

運転中に生じた過回転その他の異常による危害の発生を防止するため、その異常が発生した場合に内燃機関に流入する燃料を自動的にかつ速やかに遮断する非常調速装置その他の非常停止装置を設ける設計とする。

(4) 過圧防止措置

非常用ディーゼル発電機は、過圧が生じるおそれがあるシリンダ内の圧力を逃すためにシリンダ安全弁を設ける設計とする。

(5) 計測装置

設備の損傷を防止するため、回転速度、潤滑油圧力、潤滑油温度等の運転状態を計測する装置を設ける設計とする。

2.1.2 発電機

発電機は、原子力電技命令を準用し、以下の設計とする。

(1) 感電、火災等の防止

感電防止のため接地し、また、充電部分に容易に接触できない設計とする。電路は大地から絶縁する設計とし、絶縁抵抗測定等により異常のないことを確認する。電線の接続箇所は、端子台等により接続することで電気抵抗を増加させないとともに、絶縁性能の低下及び通常の使用状態において断線のおそれがない設計とする。電気機械器具は、「日本電気技術規格委員会規格 J E S C E 7 0 0 2」（以下「J E S C E 7 0 0 2」という。）等に基づき、通常の使用状態において発生する熱に耐える設計とする。火災防止のため、高圧の電気機械器具は金属製の筐体に格納することで可燃性のものと隔離し、外箱等は接地を施す設計とする。電気設備は、適切な接地工事を施す設計とする。取扱者以外の者の立入を防止するため、発電所には人が容易に構内に立ち入るおそれがないようフェンス等を設

ける設計とする。

(2) 異常の予防及び保護対策

異常の予防及び保護対策のため、過電流を過電流継電器にて検出し、遮断器を開放する設計とする。

(3) 電氣的、磁氣的障害の防止

発電機は、閉鎖構造（金属製の筐体）及び接地の実施により、電気設備その他の物件の機能に電氣的又は磁氣的な障害を与えない設計とする。

(4) 供給支障の防止

発電設備等の損傷による供給支障の防止のため、過電流等を生じた場合、保護継電器にて検知し、遮断器を開放して自動的に発電機を電路から遮断する設計とする。発電機は、短絡電流及び非常調速装置が動作して達する回転速度に対して、十分な機械的強度を有する設計とし、三相短絡試験等により異常のないことを確認する。発電所構内には、発電機の運転に必要な知識及び技能を有する者が常時駐在することにより、常時監視しない発電所は施設しない設計とする。

2.1.3 遮断器

遮断器は、原子力電技命令を準用し、以下の設計とする。

(1) 感電、火災等の防止

遮断器は、感電防止のため接地し、また、充電部分に容易に接触できない設計とする。電路は大地から絶縁する設計とし、絶縁抵抗測定等により異常のないことを確認する。電線の接続箇所は、端子台等により接続することで電気抵抗を増加させないとともに、絶縁性能の低下及び通常の使用状態において断線のおそれがない設計とする。遮断器は、J E S C E 7 0 0 2 等に基づき、通常の使用状態において発生する熱に耐える設計とし、火災発生防止のため、閉鎖された金属製の外箱に収納し、隔離する設計とする。遮断器は適切な接地を施し、鉄台及び金属製の外箱には、A種接地工事（高圧設備）、C種又はD種接地工事（低圧設備）を施す設計とする。取扱者以外の者の立入を防止するため、発電所には人が容易に構内に立ち入るおそれがないようフェンス等を設ける設計とする。

(2) 異常の予防及び保護対策

異常の予防及び保護対策のため、過電流遮断器は、施設する箇所を通過する短絡電流を遮断する能力を有し、高圧電路に施設する過電流遮断器はその作動に伴いその開閉状態を表示する装置を有する設計とする。

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。）

（以下「HEAF 対策対象盤」という。）については、非常用ディーゼル発電機からの給電時以外は、適切な遮断時間にてアーク放電が発生した遮断器の上流の遮断

器を開放し、アーク放電の継続を防止することでアーク火災を防止し、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。

非常用ディーゼル発電機からの給電時におけるメタルクラッド開閉装置（以下「M/C」という。）のアーク火災防止対策については、アーク放電時の短絡電流を検出し、非常用ディーゼル発電機受電遮断器の開放又は非常用ディーゼル発電機の停止によりアーク放電を遮断する設計とする。HEAF 対策対象盤を表 2-1 に示す。

HEAF 対策対象盤の適切な遮断時間の設計にあたっては、HEAF 対策対象盤は、「高エネルギーアーク損傷（HEAF）に係る電気盤の設計に関する審査ガイド」を踏まえ、アーク放電を発生させる試験、アーク火災発生の評価を実施し、高エネルギーアーク損傷に係る対策の判断基準としてアーク火災が発生しないアークエネルギーの閾値は、M/C は 25MJ（非常用ディーゼル発電機からの給電時は 16MJ）、パワーセンタ（以下「P/C」という。）は 18MJ、モータコントロールセンタ（以下「MCC」という。）は 4.4MJ を設定する。

発生するアークエネルギーは、次式により求め、非常用ディーゼル発電機からの給電時以外のアーク放電の遮断時間、非常用ディーゼル発電機からの給電時のアーク放電の遮断時間を表 2-2 に示す。

$$E_{3\phi} = V_{\text{arc}} \times I_{\text{arc}} \times t_{\text{arc}}$$

$E_{3\phi}$: 三相のアークエネルギー
 V_{arc} : アーク電圧の平均値
 I_{arc} : 三相短絡電流の平均値
 t_{arc} : アーク発生時のアーク放電の遮断時間

非常用ディーゼル発電機からの給電時以外は、各母線に接続されるすべての遮断器をアーク放電発生箇所とし、各アーク放電発生箇所の上流の遮断器を開放することによりアーク放電を遮断する。また、非常用ディーゼル発電機からの給電時は、非常用ディーゼル発電機受電遮断器の開放又は非常用ディーゼル発電機を停止することによりアーク放電を遮断する。（図 2-1 参照）

(3) 電氣的、磁氣的障害の防止

遮断器は、閉鎖構造（金属製の筐体）及び接地の実施により、電氣的又は磁氣的な障害を与えない設計とする。

(4) 供給支障の防止

発電設備等の損傷による供給支障の防止のため、過電流等を生じた場合、保護継電器にて検知し、遮断器を開放して自動的に発電機を電路から遮断する設計とする。発電所構内には、遮断器の運転に必要な知識及び技能を有する者が常時

駐在することにより，常時監視しない発電所は施設しない設計とする。

2.1.4 その他電気設備

その他の非常用電源設備は，原子力電技命令を準用し，以下の設計とする。

(1) 感電，火災等の防止

電気設備は，感電の防止のため接地し，また，外箱やカバー等により充電部分に容易に接触できない設計とする。回路は大地から絶縁する設計とし，絶縁抵抗測定等により異常のないことを確認する。d 電気設備は，熱的強度について期待される使用状態において発生する熱に耐える設計とする。火災防止のため，可燃性の物から離して施設する設計とする。必要箇所には，異常時の電圧上昇等による影響を及ぼさないよう適切な接地を施す設計とする。取扱者以外の者の立入を防止するため，発電所には人が容易に構内に立ち入るおそれがないようフェンス等を設ける設計とする。

(2) 異常の予防及び保護対策

高圧電路と結合する変圧器は，電気設備の損傷，感電又は火災のおそれがないよう，適切な接地を施す設計とする。過電流からの電線及び電気機械器具の保護対策のため，電気設備には，過電流を検知できるよう保護継電器，過電流検知器及び配線用遮断器を設置し，過電流を検知した場合は，遮断器を開放する設計とする。

(3) 電氣的，磁氣的障害の防止

閉鎖構造（金属製の筐体）及び接地の実施により，電気設備その他の物件の機能に電氣的又は磁氣的な障害を与えない設計とする。

(4) 供給支障の防止

変圧器，母線及びそれを支持する碍子は，短絡電流により生ずる機械的衝撃に耐える設計とする。発電所構内には，電気設備の運転に必要な知識及び技能を有する者が常時駐在することにより，常時監視しない発電所は施設しない設計とする。

表 2-1 HEAF 対策対象盤

【凡例】○：対象 ×：対象外

柏崎刈羽原子力発電所第 6 号機 電気盤	①：常時接続される電気盤か*1	②：重要安全施設 (MS-1) への電力供給に係る電気盤か	③：重要安全施設 (MS-1) への電力供給に係る電気盤の周囲 2.5m 以内に設置されている電気盤か*2	HEAF 対策が必要な電気盤
非常用高圧母線 (M/C6C, M/C6D, M/C6E)	○	○		○
非常用低圧母線 (パワーセンタ) (P/C6C-1, P/C6C-2, P/C6D-1, P/C6D-2, P/C6E-1, P/C6E-2)	○	○		○
非常用低圧母線 (モータコントロールセンタ) (MCC6C-1-1, MCC6C-1-2, MCC6C-1-3, MCC6C-1-4, MCC6C-1-5, MCC6C-1-7, MCC6C-1-8, MCC6C-2-1, MCC6D-1-1, MCC6D-1-2, MCC6D-1-3, MCC6D-1-4, MCC6D-1-5, MCC6D-1-7, MCC6D-1-8, MCC6D-2-1, MCC6E-1-1, MCC6E-1-2, MCC6E-1-3, MCC6E-1-4, MCC6E-2-1)	○	○		○
非常用低圧母線 (モータコントロールセンタ) (MCC6C-1-6, MCC6D-1-6)	○	×	×	×
常用高圧母線, 常用低圧母線	○	×	×	×
共通用高圧母線, 共通用低圧母線	○	×	×	×
AM 用 MCC	○	×	×	×

注記*1：電線路，主発電機又は非常用電源設備から電気が供給されている「電気盤」をいう。

*2：「高エネルギーアーク損傷 (HEAF) に係る電気盤の設計に関する審査ガイド」による。

表 2-2 電気盤のアークエネルギー及びアーク放電の遮断時間一覧 (1/7)
(非常用ディーゼル発電機からの給電時以外)

アーク発生箇所		アーク放電を遮断 するために開放する 遮断器	遮断時間 (s)	アークエネルギー (MJ)
機器 名称	遮断器名称			
メ タ ル ク ラ ッ ド 開 閉 装 置	M/C6C-1B (M/C6SA-1—M/C6C 母線連絡 (M/C6C 側))	M/C6SA-1-4A		
	M/C6C-2B (M/C6SB-2—M/C6C, 6D, 6E 母線連絡 (M/C6C 側))	M/C6SB-2-5B		
	M/C6D-1B (M/C6SB-2—M/C6C, 6D, 6E 母線連絡 (M/C6D 側))	M/C6SB-2-5B		
	M/C6D-2B (M/C6SA-2—M/C6D, 6E 母線連絡 (M/C6D 側))	M/C6SA-2-5B		
	M/C6E-1B (M/C6SA-2—M/C6D, 6E 母線連絡 (M/C6E 側))	M/C6SA-2-5B		
	M/C6E-2B (M/C6SB-2—M/C6C, 6D, 6E 母線連絡 (M/C6E 側))	M/C6SB-2-5B		
	M/C6C 母線に接続される遮断器 (M/C6C-1B, 2B, 3B を除く)	M/C6C-1B		
		M/C6C-2B		
	M/C6D 母線に接続される遮断器 (M/C6D-1B, 2B, 3B を除く)	M/C6D-1B		
		M/C6D-2B		
	M/C6E 母線に接続される遮断器 (M/C6E-1B, 2B, 3B を除く)	M/C6E-1B		
		M/C6E-2B		

表 2-2 電気盤のアークエネルギー及びアーク放電の遮断時間一覧 (2/7)
(非常用ディーゼル発電機からの給電時以外)

アーク発生箇所		アーク放電を遮断 するために開放する 遮断器	遮断時間 (s)	アークエネルギー (MJ)
機器 名称	遮断器名称			
パ ワ ー セ ン タ	P/C6C-1-2A (P/C6C-1 受電遮断器 (動力変圧器二次側))	M/C6C-4A		
	P/C6C-1 母線に接続される遮断器 (P/C6C-1-2A を除く)	P/C6C-1-2A		
	P/C6C-2-2A (P/C6C-2 受電遮断器 (動力変圧器二次側))	M/C6C-4B		
	P/C6C-2 母線に接続される遮断器 (P/C6C-2-2A を除く)	P/C6C-2-2A		
	P/C6D-1-2A (P/C6D-1 受電遮断器 (動力変圧器二次側))	M/C6D-4A		
	P/C6D-1 母線に接続される遮断器 (P/C6D-1-2A を除く)	P/C6D-1-2A		
	P/C6D-2-2A (P/C6D-2 受電遮断器 (動力変圧器二次側))	M/C6D-4B		
	P/C6D-2 母線に接続される遮断器 (P/C6D-2-2A を除く)	P/C6D-2-2A		

表 2-2 電気盤のアークエネルギー及びアーク放電の遮断時間一覧 (3/7)
 (非常用ディーゼル発電機からの給電時以外)

アーク発生箇所		アーク放電を遮断 するために開放する 遮断器	遮断時間 (s)	アークエネルギー (MJ)
機器 名称	遮断器名称			
パ ワ ー セ ン タ	P/C6E-1-2A (P/C6E-1 受電遮断器 (動力変圧器二次側))	M/C6E-4A		
	P/C6E-1 母線に接続される遮断器 (P/C6E-1-2A を除く)	P/C6E-1-2A		
	P/C6E-2-2A (P/C6E-2 受電遮断器 (動力変圧器二次側))	M/C6E-4B		
	P/C6E-2 母線に接続される遮断器 (P/C6E-2-2A を除く)	P/C6E-2-2A		

表 2-2 電気盤のアークエネルギー及びアーク放電の遮断時間一覧 (4/7)
(非常用ディーゼル発電機からの給電時以外)

アーク発生箇所		アーク放電を遮断 するために開放する 遮断器	遮断時間 (s)	アークエネルギー (MJ)
機器 名称	遮断器名称			
モ ー タ コ ン ト ロ ー ル セ ン タ	MCC6C-1-1 母線に接続される遮断器 (P/C6C-1-3B を除く)	P/C6C-1-3B		
	MCC6C-1-2 母線に接続される遮断器 (P/C6C-1-4A を除く)	P/C6C-1-4A		
	MCC6C-1-3 母線に接続される遮断器 (P/C6C-1-4B を除く)	P/C6C-1-4B		
	MCC6C-1-4 母線に接続される遮断器 (P/C6C-1-5A を除く)	P/C6C-1-5A		
	MCC6C-1-5 母線に接続される遮断器 (P/C6C-1-5B を除く)	P/C6C-1-5B		
	MCC6C-1-7 母線に接続される遮断器 (P/C6C-1-6A を除く)	P/C6C-1-6A		
	MCC6C-1-8 母線に接続される遮断器 (P/C6C-1-6B を除く)	P/C6C-1-6B		
	MCC6C-2-1 母線に接続される遮断器 (P/C6C-2-3A を除く)	P/C6C-2-3A		

表 2-2 電気盤のアークエネルギー及びアーク放電の遮断時間一覧 (5/7)
(非常用ディーゼル発電機からの給電時以外)

アーク発生箇所		アーク放電を遮断 するために開放する 遮断器	遮断時間 (s)	アークエネルギー (MJ)
機器 名称	遮断器名称			
モ ー タ コ ン ト ロ ー ル セ ン タ	MCC6D-1-1 母線に接続される遮断器 (P/C6D-1-3B を除く)	P/C6D-1-3B		
	MCC6D-1-2 母線に接続される遮断器 (P/C6D-1-4A を除く)	P/C6D-1-4A		
	MCC6D-1-3 母線に接続される遮断器 (P/C6D-1-4B を除く)	P/C6D-1-4B		
	MCC6D-1-4 母線に接続される遮断器 (P/C6D-1-5A を除く)	P/C6D-1-5A		
	MCC6D-1-5 母線に接続される遮断器 (P/C6D-1-5B を除く)	P/C6D-1-5B		
	MCC6D-1-7 母線に接続される遮断器 (P/C6D-1-6A を除く)	P/C6D-1-6A		
	MCC6D-1-8 母線に接続される遮断器 (P/C6D-1-6B を除く)	P/C6D-1-6B		
	MCC6D-2-1 母線に接続される遮断器 (P/C6D-2-3A を除く)	P/C6D-2-3A		

表 2-2 電気盤のアークエネルギー及びアーク放電の遮断時間一覧 (6/7)
(非常用ディーゼル発電機からの給電時以外)

アーク発生箇所		アーク放電を遮断 するために開放する 遮断器	遮断時間 (s)	アークエネルギー (MJ)
機器 名称	遮断器名称			
モ ー タ コ ン ト ロ ー ル セ ン タ	MCC6E-1-1 母線に接続される遮断器 (P/C6E-1-3B を除く)	P/C6E-1-3B		
	MCC6E-1-2 母線に接続される遮断器 (P/C6E-1-4A を除く)	P/C6E-1-4A		
	MCC6E-1-3 母線に接続される遮断器 (P/C6E-1-4B を除く)	P/C6E-1-4B		
	MCC6E-1-4 母線に接続される遮断器 (P/C6E-1-4C を除く)	P/C6E-1-4C		
	MCC6E-2-1 母線に接続される遮断器 (P/C6E-2-3A を除く)	P/C6E-2-3A		

表 2-2 電気盤のアークエネルギー及びアーク放電の遮断時間一覧 (7/7)
(非常用ディーゼル発電機からの給電時)

アーク発生箇所		アーク放電を遮断 するために開放する 遮断器	遮断時間 (s)	アークエネルギー (MJ)
機器 名称	遮断器名称			
メ タ ル ク ラ ッ ド 開 閉 装 置	M/C6C-3B (D/G6A 受電遮断器)	— *		
	M/C6C 母線に接続される遮断器 (M/C6C-3B を除く)	M/C6C-3B		
	M/C6D-3B (D/G6B 受電遮断器)	— *		
	M/C6D 母線に接続される遮断器 (M/C6D-3B を除く)	M/C6D-3B		
	M/C6E-3B (D/G6C 受電遮断器)	— *		
	M/C6E 母線に接続される遮断器 (M/C6E-3B を除く)	M/C6E-3B		

注記* : メタルクラッド開閉装置におけるアーク放電を遮断するため、51 保護リレーにより非常用ディーゼル発電機を停止する。

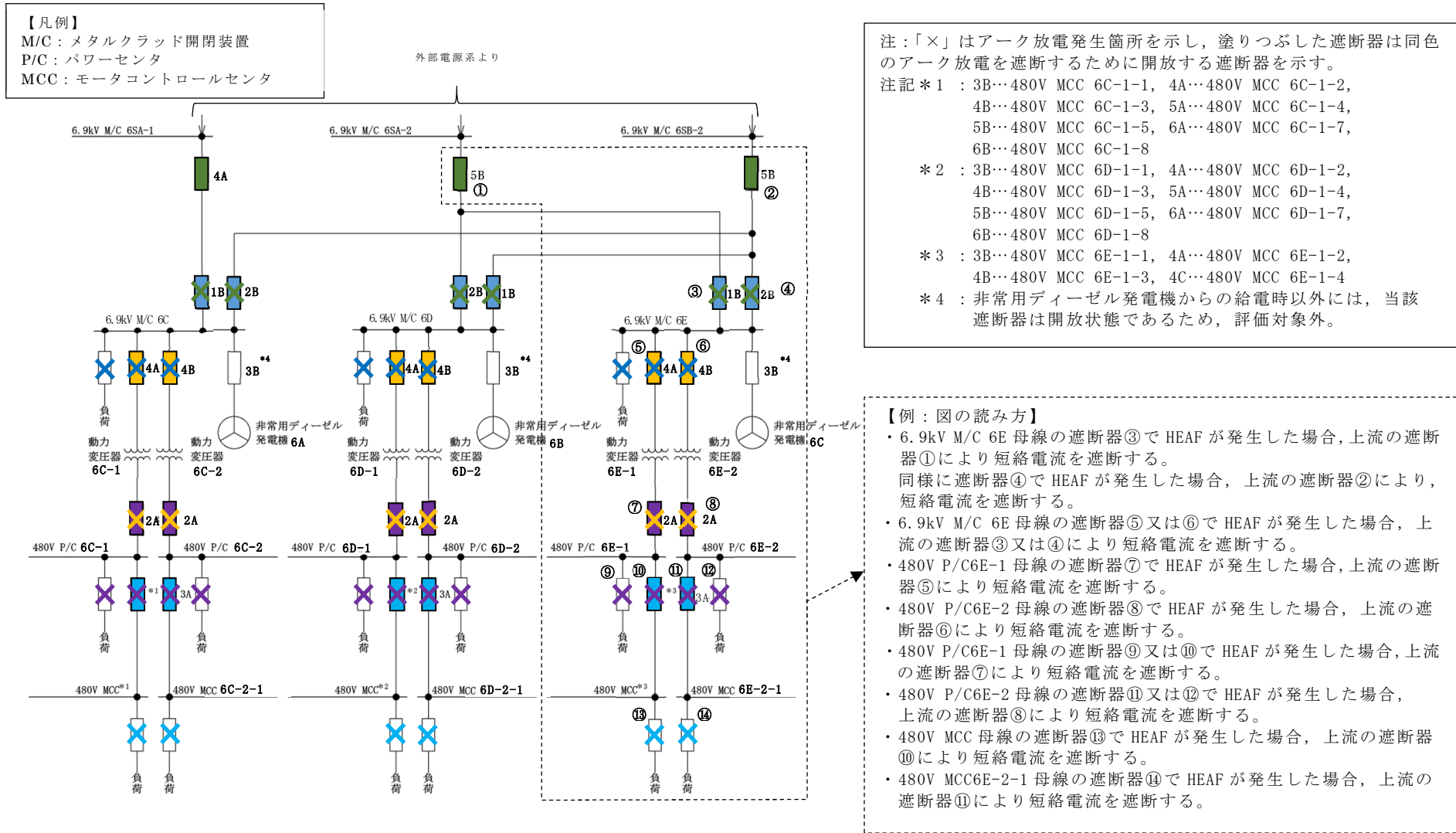


図 2-1 アーク放電発生箇所とアーク放電を遮断するための対策 (1/2)

(非常用ディーゼル発電機からの給電時以外)

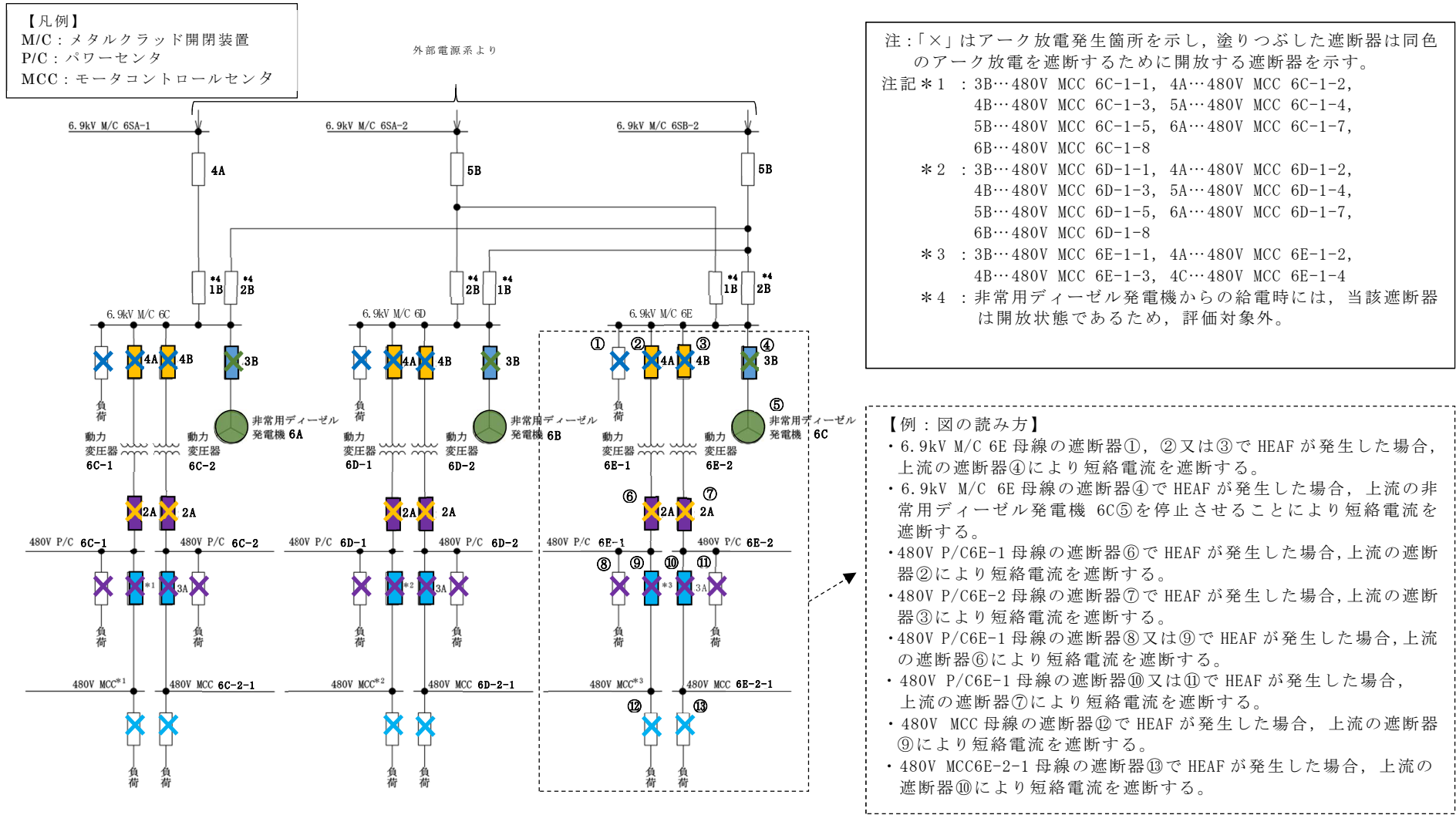


図 2-1 アーク放電発生箇所とアーク放電を遮断するための対策 (2/2)

(非常用ディーゼル発電機からの給電時)

2.2 可搬型の非常用発電装置の出力に関する設計方針

重大事故等対処設備における可搬型の非常用発電装置のうち電源車は、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、使用済燃料貯蔵プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を供給できる出力を有する設計とする。

電源車は、外部電源系及び非常用ディーゼル発電設備の機能が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、必要な設備に電力を供給できる設計とする。また、熱交換器ユニットへ接続することで電力を供給できる設計とする。

電源車は、AM用直流125V充電器と組み合わせて使用することにより、重大事故等時の対応に必要な直流設備に電力を供給できる設計とする。

3. 施設の詳細設計方針

3.1 非常用ディーゼル発電機

3.1.1 設計基準対象施設

発電用原子炉施設には、外部電源が喪失した場合において、発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な設備の機能を維持するため、非常用ディーゼル発電機を設置する設計とする。

また、火力省令及び原子力電技命令を準用し、「2.1.2 内燃機関」及び「2.1.3 発電機」に記載の設計とする。

技術基準規則に基づき、非常用ディーゼル発電機は、使用済燃料貯蔵プールの温度及び水位の監視設備、使用済燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ並びに通信連絡設備へ給電できる設計とする。

非常用ディーゼル発電機の容量は、表3-1から表3-3に示す発電所を安全に停止するために必要な負荷（6A：4700kW，6B：4724kW，6C：4246kW）及び表3-4から表3-6に示す工学的安全施設の作動時に必要となる負荷（6A：4105kW，6B：4551kW，6C：3862kW）に対し、十分な容量が確保できるよう、非常用ディーゼル発電機は、5000kWの出力を有する設計とする。

また、非常用ディーゼル発電機は、13秒以内に電圧を確立し、工学的安全施設等へ順次自動で電力を供給できる設計とし、燃料プール冷却浄化系ポンプに対しては、これらの一連の設備への電力供給が開始された後に、必要により手動起動を実施する際に、電力を供給できる設計とする。負荷積算イメージを図3-1から図3-6に示す。

非常用ディーゼル発電機の内燃機関の出力及び発電機の容量は以下のとおりとする。

(1) 内燃機関

発電機出力 5000kW から、内燃機関出力は次式により 5292kW 以上の 5295kW とする。

$$P_E \geq P \div \eta = 5000 \div 0.945 \approx 5292$$

P_E : 内燃機関出力 (kW)

P : 発電機定格出力 (kW) = 5000

η : 発電機効率 = 0.945

(2) 発電機

発電機容量は、次式により 6250kVA とする。

$$Q = P \div \text{p f} = 5000 \div 0.8 = 6250$$

Q : 発電機容量 (kVA)

P : 発電機定格出力 (kW) = 5000

p f : 力率 = 0.8

表 3-1 発電所を安全に停止するために必要な負荷（非常用ディーゼル発電機 6A）

設備・機器名	負荷容量(kW)
残留熱除去系ポンプ 6A	490
原子炉補機冷却水ポンプ 6A	297
原子炉補機冷却水ポンプ 6D	297
原子炉補機冷却海水ポンプ 6A	252
原子炉補機冷却海水ポンプ 6D	252
制御棒駆動水ポンプ 6A	379
照明設備	100
非常用ガス処理装置	17
ディーゼル室換気設備	146
蓄電池用充電器（使用済燃料貯蔵プール温度及び水位の監視設備，通信連絡設備等）	349
その他の非常用負荷* （燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ，通信連絡設備等）	2121
負荷合計	4700

注記*：「工学的安全施設の作動時に必要な負荷」の共通負荷以外に，工学的安全施設ではないが，
発電所の安全停止に必要なタービン・発電機補機等を起動する。

表 3-2 発電所を安全に停止するために必要な負荷（非常用ディーゼル発電機 6B）

設備・機器名	負荷容量(kW)
高圧炉心注水系ポンプ 6B	1224
残留熱除去系ポンプ 6B	490
原子炉補機冷却水ポンプ 6B	297
原子炉補機冷却水ポンプ 6E	297
原子炉補機冷却海水ポンプ 6B	252
原子炉補機冷却海水ポンプ 6E	252
照明設備	100
非常用ガス処理装置	17
ディーゼル室換気設備	147
蓄電池用充電器	117
その他の非常用負荷* （燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ，通信連絡設備等）	1531
負荷合計	4724

注記*：「工学的安全施設の作動時に必要な負荷」の共通負荷以外に，工学的安全施設ではないが，
発電所の安全停止に必要なタービン・発電機補機等を起動する。

表 3-3 発電所を安全に停止するために必要な負荷（非常用ディーゼル発電機 6C）

設備・機器名	負荷容量(kW)
高圧炉心注水系ポンプ 6C	1224
残留熱除去系ポンプ 6C	490
原子炉補機冷却水ポンプ 6C	236
原子炉補機冷却水ポンプ 6F	236
原子炉補機冷却海水ポンプ 6C	252
原子炉補機冷却海水ポンプ 6F	252
制御棒駆動水ポンプ 6B	379
照明設備	100
ディーゼル室換気設備	157
蓄電池用充電器	194
その他の非常用負荷	726
負荷合計	4246

表 3-4 工学的安全施設の作動時に必要な負荷（非常用ディーゼル発電機 6A）

設備・機器名	負荷容量(kW)
残留熱除去系ポンプ 6A	490
原子炉補機冷却水ポンプ 6A	297
原子炉補機冷却水ポンプ 6D	297
原子炉補機冷却海水ポンプ 6A	252
原子炉補機冷却海水ポンプ 6D	252
照明設備	100
非常用ガス処理装置	20
ディーゼル室換気設備	146
蓄電池用充電器（使用済燃料貯蔵プール温度及び水位の監視設備，通信連絡設備等）	349
その他の非常用負荷* （燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ，通信連絡設備等）	1902
負荷合計	4105

注記*：「発電所を安全に停止するために必要な負荷」の共通負荷以外に，格納容器雰囲気モニタ系事故時用サンプルポンプ 6A 等を起動する。

表 3-5 工学的安全施設の作動時に必要な負荷（非常用ディーゼル発電機 6B)

設備・機器名	負荷容量(kW)
高圧炉心注水系ポンプ 6B	1224
残留熱除去系ポンプ 6B	490
原子炉補機冷却水ポンプ 6B	297
原子炉補機冷却水ポンプ 6E	297
原子炉補機冷却海水ポンプ 6B	252
原子炉補機冷却海水ポンプ 6E	252
照明設備	100
非常用ガス処理装置	20
ディーゼル室換気設備	147
蓄電池用充電器	117
その他の非常用負荷*	1355
負荷合計	4551

注記*：「発電所を安全に停止するために必要な負荷」の共通負荷以外に，格納容器雰囲気モニタ
 系事故時用サンプルポンプ 6B 等を起動する。

表 3-6 工学的安全施設の作動時に必要な負荷（非常用ディーゼル発電機 6C)

設備・機器名	負荷容量(kW)
高圧炉心注水系ポンプ 6C	1224
残留熱除去系ポンプ 6C	490
原子炉補機冷却水ポンプ 6C	236
原子炉補機冷却水ポンプ 6F	236
原子炉補機冷却海水ポンプ 6C	252
原子炉補機冷却海水ポンプ 6F	252
照明設備	100
ディーゼル室換気設備	157
蓄電池用充電器	194
その他の非常用負荷	721
負荷合計	3862

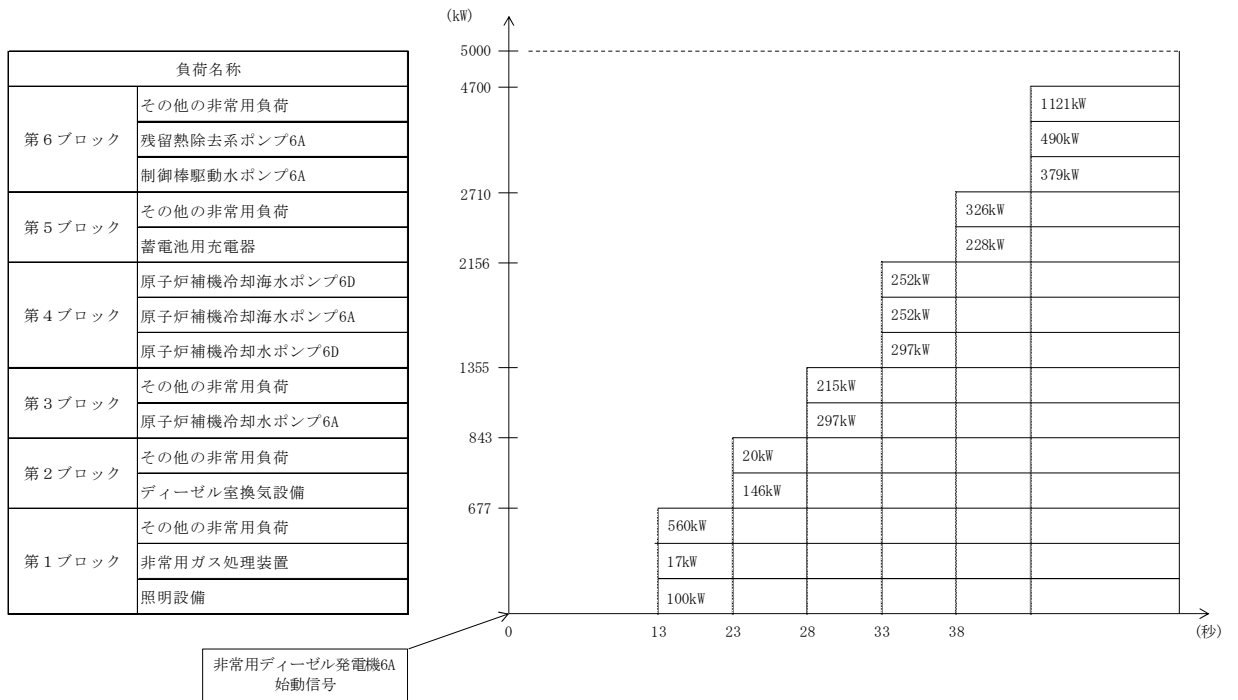


図 3-1 発電所を安全に停止するために必要な負荷 (非常用ディーゼル発電機 6A) 積算イメージ

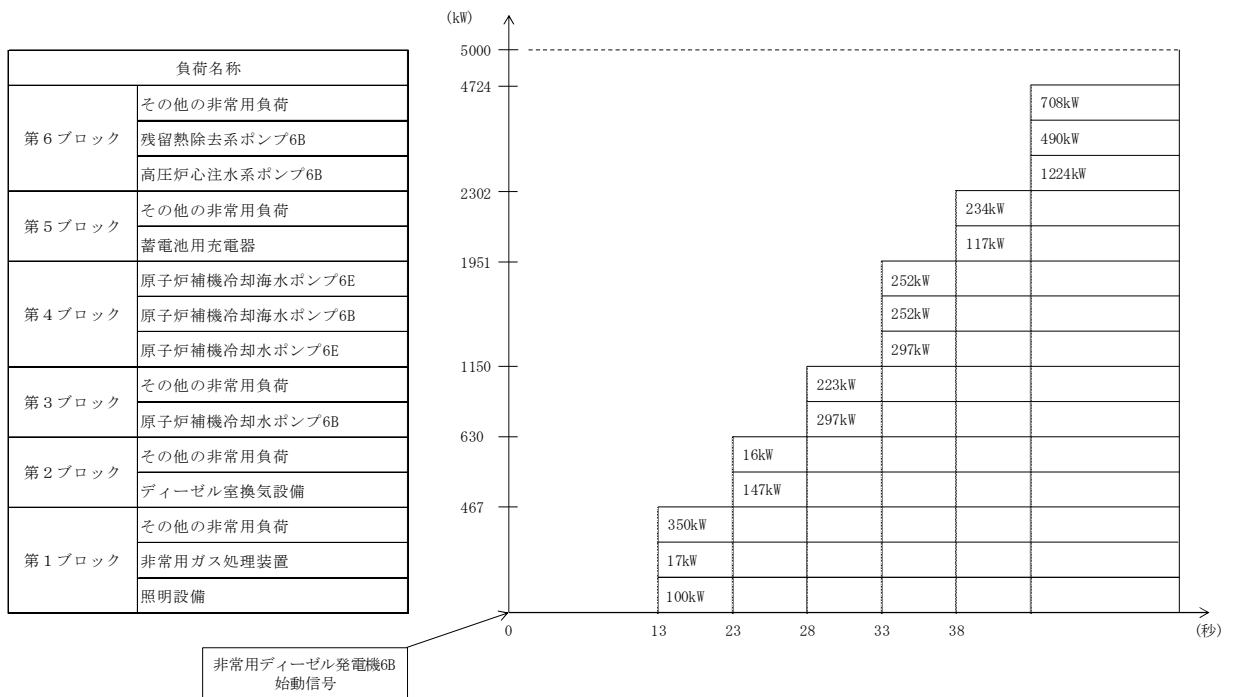


図 3-2 発電所を安全に停止するために必要な負荷 (非常用ディーゼル発電機 6B) 積算イメージ

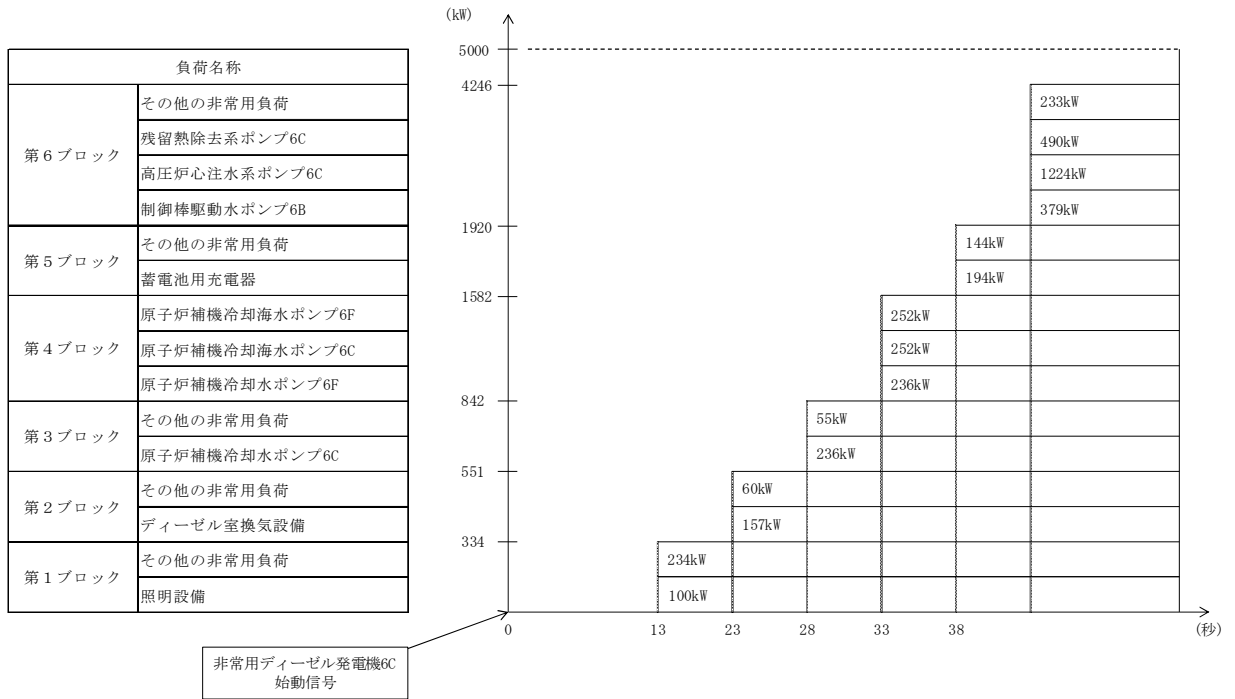


図 3-3 発電所を安全に停止するために必要な負荷 (非常用ディーゼル発電機 6C) 積算イメージ

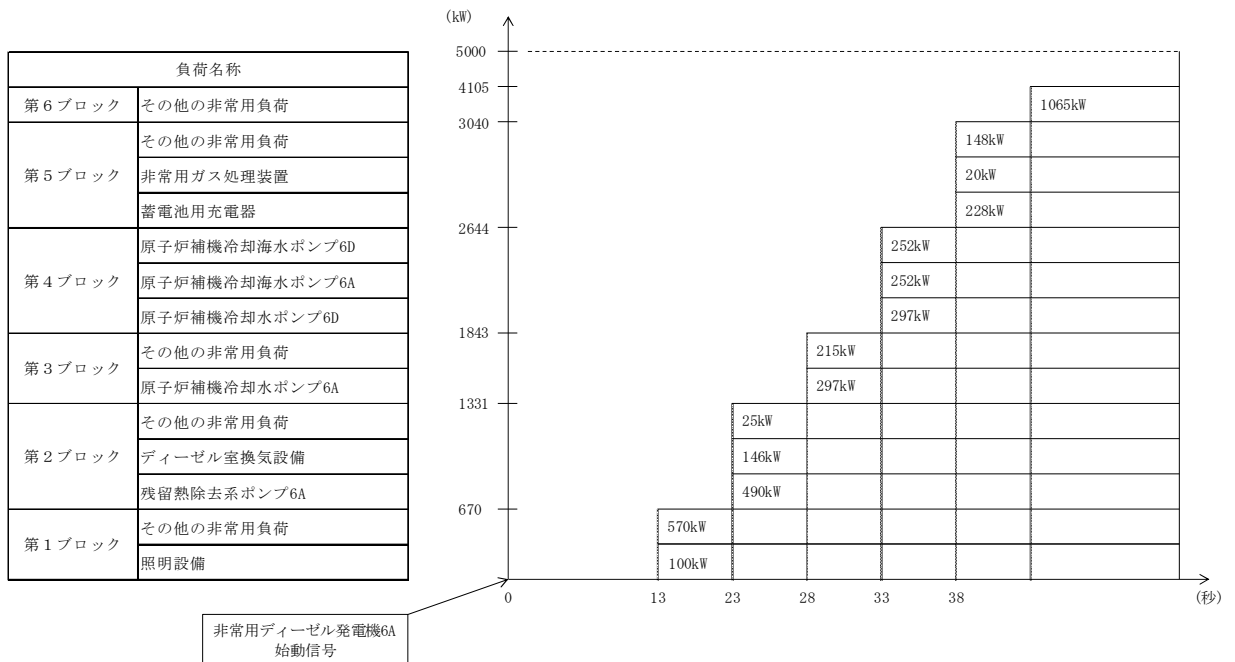


図 3-4 工学的安全施設の作動時に必要な負荷 (非常用ディーゼル発電機 6A) 積算イメージ

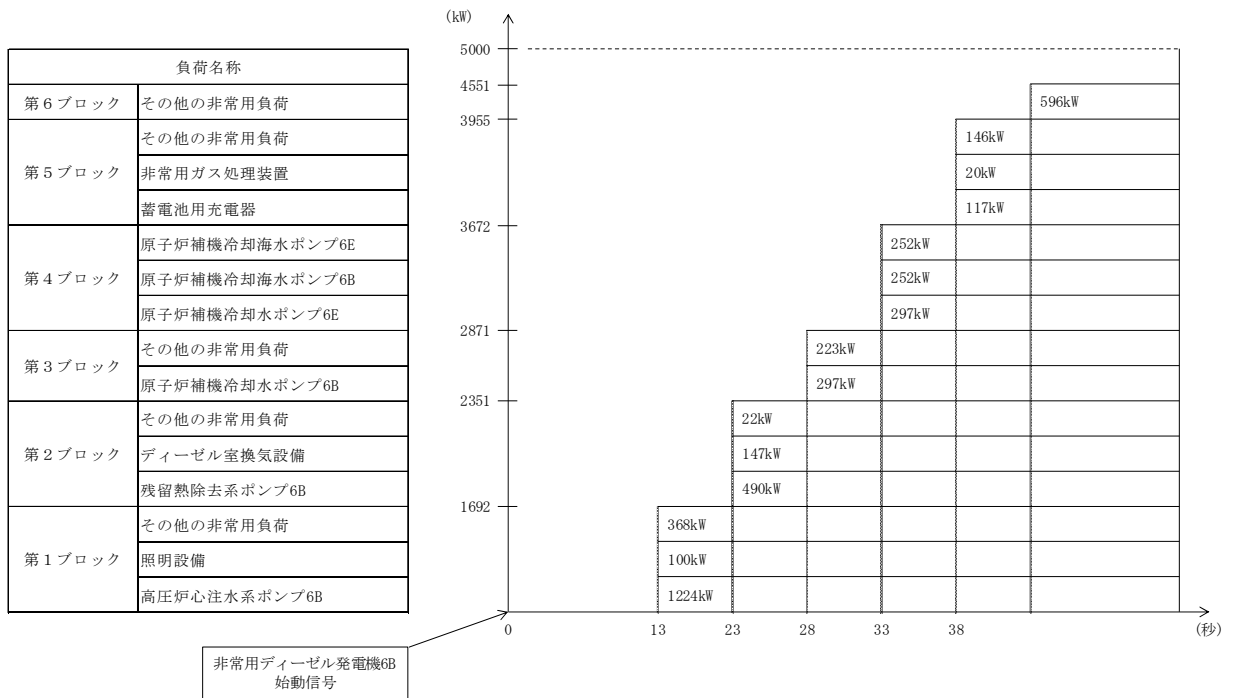


図 3-5 工学的安全施設の作動時に必要な負荷 (非常用ディーゼル発電機 6B) 積算イメージ

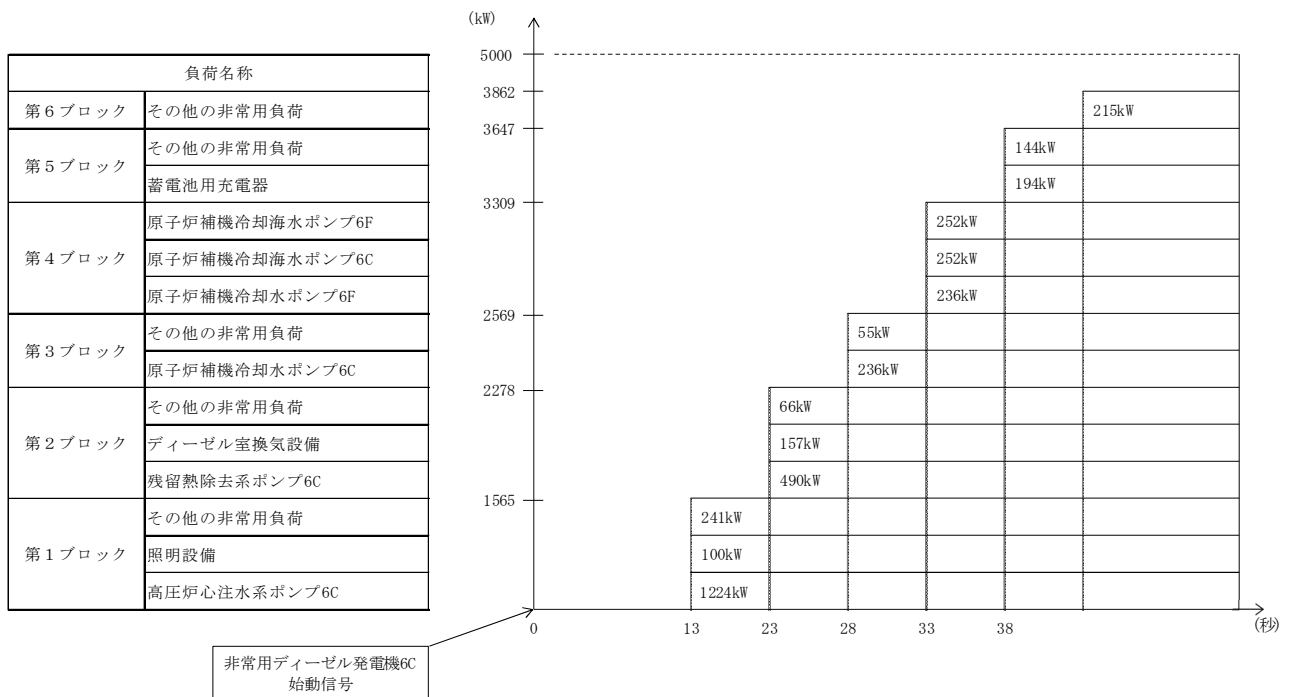


図 3-6 工学的安全施設の作動時に必要な負荷 (非常用ディーゼル発電機 6C) 積算イメージ

3.1.2 重大事故等対処設備

非常用ディーゼル発電機は、工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有しているため、重大事故等時に非常用ディーゼル発電機から電力供給が可能な場合には、重大事故等時の対応に必要な設備へ電力を供給可能な設計とする。

火力省令及び原子力電技命令を準用し、「2.1.2 内燃機関」及び「2.1.3 発電機」に記載の設計とする。

技術基準規則第 59～64 条，第 66～69 条，第 73 条，第 74 条及び第 77 条の各条文に基づく重大事故等時の対応において，非常用ディーゼル発電機から電力供給を期待する重大事故等対処設備の負荷を表 3-7 に示す。技術基準規則に基づき必要となる重大事故等対処設備は，各条文により異なるため，すべての機器を同時に使用することはないが，仮にすべての負荷を合計した場合の最大所要負荷は（6A：2280kW，6B：3474kW，6C：3103kW）である。

発電機の出力は，十分な容量が確保できるよう，5000kW の出力を有する設計とし，設定した発電機出力を発電機の効率で除すことにより，内燃機関の必要な出力を算出する。

非常用ディーゼル発電機の内燃機関の出力及び発電機の容量は，3.1.1 項の「(1) 内燃機関」及び「(2) 発電機」に示す。

表 3-7 非常用ディーゼル発電機の最大所要負荷リスト

設備・機器名	台数	負荷容量(kW)* ¹			技術基準規則 適用条文
		6A	6B	6C	
ほう酸水注入系ポンプ	2	43	43	—	第 59 条, 第 60 条, 第 66 条
高压炉心注水系ポンプ	2	—	1224	1224	第 60 条
復水移送ポンプ	3	50	100	—	第 62 条, 第 64 条, 第 66 条
残留熱除去系ポンプ	3	490	490	490	第 62～64 条
原子炉補機冷却水ポンプ	6	594	594	472	第 62～64 条
原子炉補機冷却海水ポンプ	6	504	504	504	第 62～64 条
非常用ガス処理装置	6	20	20	—	第 74 条
蓄電池用充電器* ² ・ ATWS 緩和設備 (代替制御棒挿入機能) ・ ATWS 緩和設備 (代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能) ・ 代替自動減圧ロジック (代替自動減圧機能) ・ 計装設備	6	244	188	94	第 59 条, 第 61 条, 第 67～69 条, 第 73 条, 第 77 条
その他非常用負荷* ³ ・ ATWS 緩和設備 (代替制御棒挿入機能) ・ ATWS 緩和設備 (代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能) ・ 計装設備	—	335	311	319	第 59 条, 第 67 条, 第 69 条, 第 73 条, 第 77 条
合計	—	2280	3474	3103	—

注記*1 : 電磁弁及び電動弁は負荷容量が小さく又は動作時間が短時間であるため, 負荷容量には含めない。

*2 : 各設備・機器のうち, 直流で運転する負荷

*3 : 各設備・機器のうち, 交流で運転する負荷

3.2 第一ガスタービン発電機

設置（変更）許可申請書の添付書類十における事故シーケンスにおいて、第一ガスタービン発電機から電力を供給する有効性評価で期待する負荷に加え、評価上期待していない不要負荷であるが、電源が供給されるため発電機の負荷として考慮する必要がある負荷を抽出した結果、所要負荷が最大となる事故シーケンスは、「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」であり、負荷積算イメージを図 3-7 に示す。最大負荷は、1484kW であり、最大所要負荷リストを表 3-8 に示す。

発電機の出力は、十分な容量が確保できるよう、3600kW () の出力を有する設計とし、設定した発電機出力を発電機の効率で除すことにより、ガスタービンの必要な出力を算出する。

最大所要負荷に基づき、ガスタービンの出力及び発電機の容量を以下のとおりとする。

3.2.1 ガスタービン

発電機の出力 3600kW から、ガスタービンの出力は次式により kW とする。

$$P_E \geq P \div \eta = 3600 \div \text{} \div \text{}$$

P_E : ガスタービンの出力 (kW)

P : 発電機の定格出力 (kW) = 3600

η : 発電機の効率 =

3.2.2 発電機

発電機の容量は、次式により 4500kVA とする。

$$Q = P \div p f = 3600 \div 0.8 = 4500$$

Q : 発電機の容量 (kVA)

P : 発電機の定格出力 (kW) = 3600

$p f$: 力率 = 0.8

表 3-8 第一ガスタービン発電機の最大所要負荷リスト

負荷名称	負荷容量(kW)*1
蓄電池用充電器	283
交流 120V 中央制御室計測用主母線盤 6A	7
照明設備	112
中央制御室可搬型陽圧化空調機	4
復水移送ポンプ B () 内は起動時	50 (105)
復水移送ポンプ C	50
残留熱除去系ポンプ B () 内は起動時	490 (883)
燃料プール冷却浄化ポンプ B () 内は起動時	84 (168)
非常用ガス処理装置 () 内は起動時	20 (29)
その他必要な負荷*2 () 内は起動時	148 (160)
その他不要な負荷*3	236 (608)
合計 連続最大容量 (最大容量)	1484 (1793)

注記*1 : 電磁弁及び電動弁は負荷容量が小さく又は動作時間が短時間であるため、負荷容量には含めない。

*2 : その他必要な負荷は、空調設備、計装設備、火災防護設備である。

*3 : その他不要な負荷は、中央制御室外原子炉停止制御盤、FCS 除湿ヒータ、SLC 貯蔵タンク加熱ヒータ、HECW 冷凍機制御盤、交流 120V 原子炉系計測用主母線盤、薬液注入タンクヒータ、照明設備である。

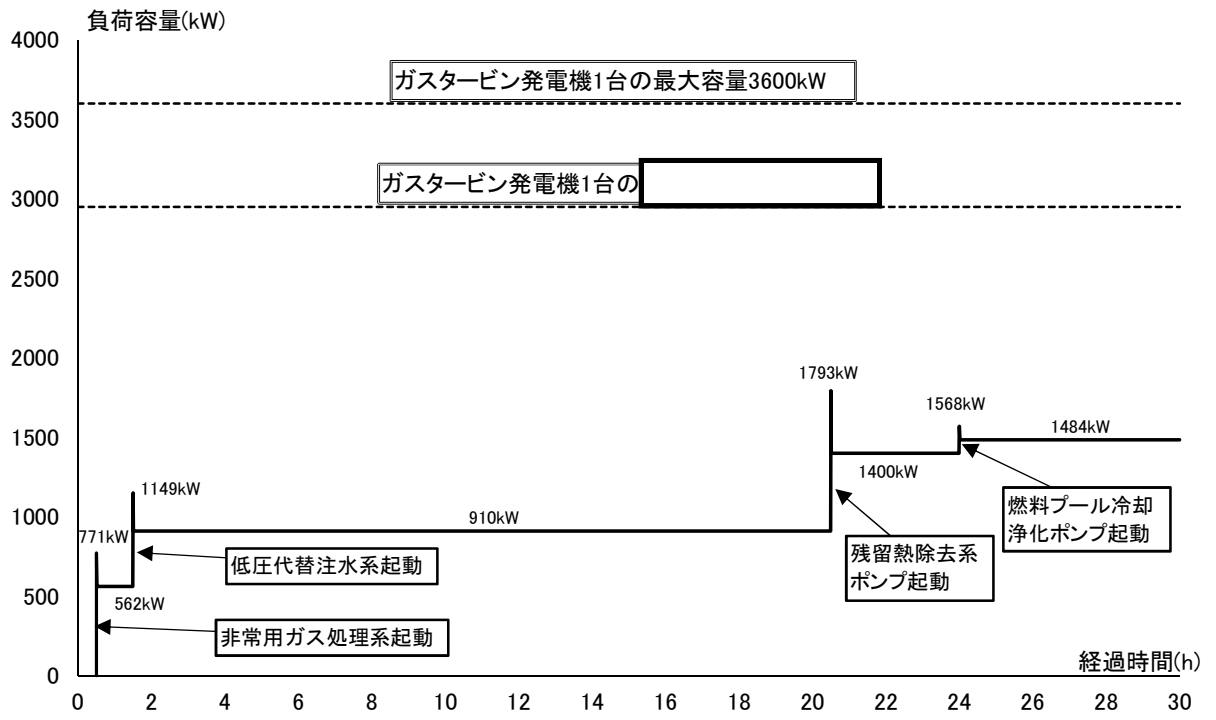


図 3-7 重大事故等時に想定される事故シーケンスのうち最大負荷「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」積算イメージ

3.3 可搬型の非常用発電装置

3.3.1 電源車

電源車は、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、必要な設備に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及び直流電源が喪失した場合に、AM用直流125V充電器と組み合わせて使用することで、重大事故等時の対応に必要な直流設備に電力を供給できる設計とする。電源車の容量は、表3-9、図3-8に示す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又はAM用MCCへの給電時の負荷(710kW)、表3-10に示す熱交換器ユニット(221kW)への給電時の負荷*、直流母線への給電時の負荷(AM用直流125V充電器へ給電するため表3-9に包含される)に対し、十分な容量を確保できるように、800kW(400kW×2台)の出力を有する設計とし、設定した発電機出力を発電機の効率で除することにより、内燃機関の必要な出力を算出する。

電源車用内燃機関の出力及び発電機の容量を以下のとおりとする。

注記*：電源車は2台を使用して熱交換器ユニット1台へ給電を行い、熱交換器ユニットへの給電と他の負荷への給電は同時に行わない。

(1) 内燃機関

発電機の出力800kWから、内燃機関の出力は次式により 以上の946kW(473kW×2台)とする。

$$P_E \geq P \div \eta = 800 \div \text{} = \text{}$$

P_E ：内燃機関の出力(kW)

P ：発電機の定格出力(kW) = 800

η ：発電機の効率 =

(2) 発電機

発電機の容量は、次式により1000kVA(500kVA×2台)とする。

$$Q = P \div p f = 800 \div 0.8 = 1000$$

Q ：発電機の容量(kVA)

P ：発電機の定格出力(kW) = 800

$p f$ ：力率 = 0.8

表 3-9 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 又は AM 用 MCC への給電時の負荷

負荷名称	負荷容量(kW)*1
蓄電池用充電器	283
交流 120V 中央制御室計測用主母線盤 6A*2	7
照明設備	112
復水移送ポンプ B () 内は起動時	46 (95)
復水移送ポンプ C	46
燃料プール冷却浄化ポンプ B () 内は起動時	76 (158)
その他必要な負荷*3	140 (152)
合計	710

注記*1 : 電磁弁及び電動弁は負荷容量が小さく又は動作時間が短時間であるため、負荷容量には含めない。

*2 : 必要な負荷は、計装設備である。

*3 : その他必要な負荷は、空調設備、計装設備、火災防護設備である。

K6 ① VI-1-9-1-1 R0

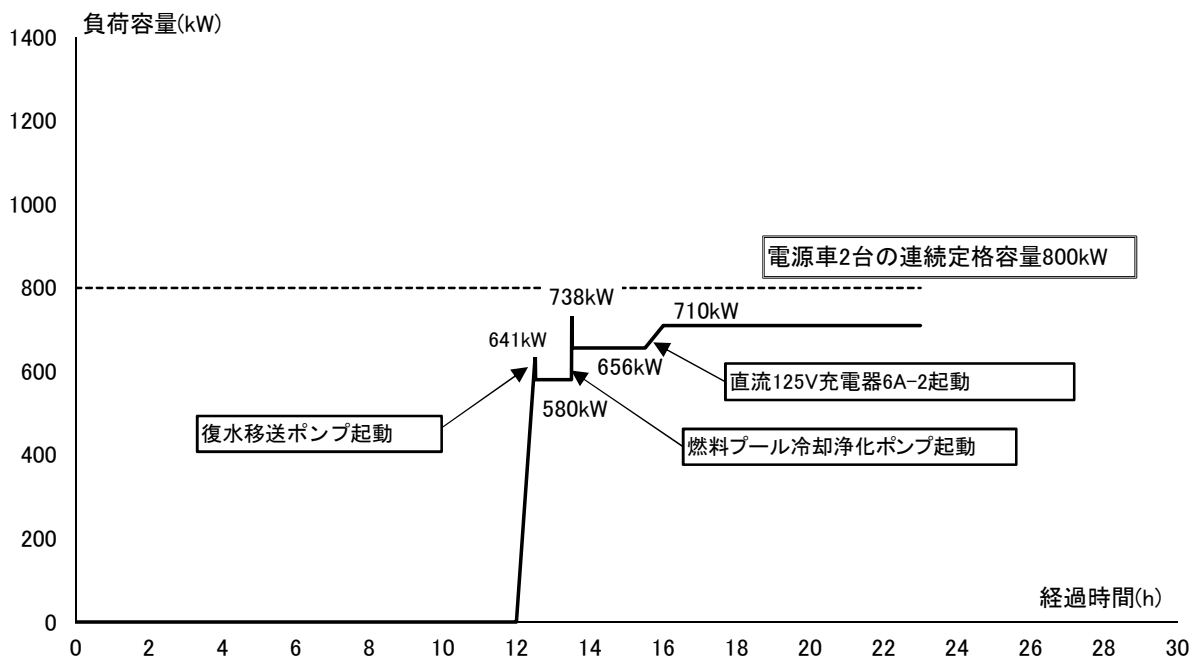


図 3-8 メタルクラッド開閉装置 6C 及びメタルクラッド開閉装置 6D 又は AM 用 MCC への給電時の負荷積算イメージ

表 3-10 熱交換器ユニットへの給電時の負荷

負荷名称	負荷容量 (kW)	
	P27-D2000 P27-D3000 P27-D4000	P27-D1000 P27-D5000
代替原子炉補機冷却水ポンプ	220 (110kW×2台)	210
制御電源	1	1
合計	221	211

VI-1-9-2 常用電源設備の説明書

VI-1-9-2-1 常用電源設備の健全性に関する説明書

目 次

1.	概要	1
2.	基本方針	1
2.1	発電所構内における電気系統の信頼性確保	1
2.1.1	機器の損壊，故障その他の異常の検知と拡大防止	1
2.1.2	1相の電路の開放に対する検知及び電力の安定性回復	2
2.2	電線路の独立性及び物理的分離	2
2.3	複数号機を設置する場合における電力供給確保	3
2.4	電気設備の異常の予防等に関する設計事項	4
3.	施設の詳細設計方針	4
3.1	外部電源に関する設計	4
3.1.1	電力系統の概要	4
3.1.2	独立性が確保された電線路からの受電	5
3.1.3	物理的分離が施された電線路からの受電	8
3.1.3.1	送電線の物理的分離	8
3.1.3.2	鉄塔基礎の安定性	8
3.1.3.3	送電線の強風対策	12
3.1.4	機器の損壊，故障その他の異常の検知と拡大防止	12
3.1.5	1相の電路の開放に対する検知及び電力の安定性回復	14
3.2	発電機に関する設計	14
3.2.1	機器の損壊，故障その他の異常の検知と拡大防止	14
3.2.2	電気設備の異常の予防等に関する設計事項	16
3.3	ガス絶縁開閉装置及び変圧器等に関する設計	17
3.3.1	発電用原子炉施設の電力供給確保	17
3.3.1.1	2回線喪失時の電力供給継続	17
3.3.1.2	開閉所等の基礎	20
3.3.1.3	碍子及び遮断器等の耐震性	24
3.3.1.4	碍子及び遮断器等への津波の影響	25
3.3.1.5	碍子及び遮断器等の塩害対策	26
3.3.2	機器の損壊，故障その他の異常の検知と拡大防止	27
3.3.3	1相の電路の開放に対する検知及び電力の安定性回復	30
3.3.4	電気設備の異常の予防等に関する設計事項	32
3.4	所内電源設備に関する設計	33
3.4.1	機器の損壊，故障その他の異常の検知と拡大防止	33
3.4.2	電気設備の異常の予防等に関する設計事項	34

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45条第3項、第4項、第5項、第6項、第48条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に基づく常用電源設備の健全性について説明するものである。

今回、常用電源設備に関し、機器の損壊、故障その他の異常の検知と拡大防止を図ること、物理的分離、独立性が確保された電線路から受電できること及び電力系統からの電力の供給が同時に停止しないことに関する適合状況を説明する。また、電気設備は「原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準を定める命令」（平成24年経済産業省令第70号）を準用する設計であることについて説明する。

なお、常用電源設備の冷却能力等を踏まえた運転制限等の評価により設備の健全性を維持するための電気出力上限については、平成15年5月9日に提出した「定格熱出力一定運転実施に伴う発電設備の健全性評価書」からの変更はない。

2. 基本方針

2.1 発電所構内における電気系統の信頼性確保

2.1.1 機器の損壊、故障その他の異常の検知と拡大防止

安全施設へ電力を供給する保安電源設備は、電線路、発電用原子炉施設において常時使用される発電機、外部電源系及び非常用電源設備から安全施設への電力の供給が停止することがないように、発電機、送電線、変圧器、母線等に保護継電器を設置し、機器の損壊、故障その他の異常を検知するとともに、異常を検知した場合は、ガス絶縁開閉装置あるいはメタルクラッド開閉装置等の遮断器が動作することにより、その拡大を防止する設計とする。

特に重要安全施設に給電する系統においては、多重性を有し、系統分離が可能である母線で構成し、信頼性の高い機器を設置する。

常用高圧母線（メタルクラッド開閉装置で構成）は、4母線で構成し、通常運転時に必要な負荷を各母線に振り分け給電する。それぞれの母線から動力用変圧器を通して降圧し、常用低圧母線（パワーセンタ及びモータコントロールセンタで構成）へ給電する。

共通用高圧母線（メタルクラッド開閉装置で構成）は、4母線で構成し、それぞれの母線から動力変圧器を通して降圧し、共通用低圧母線（パワーセンタ及びモータコントロールセンタで構成）へ給電する。

また、高圧及び低圧母線等の故障による電気系統の機器の短絡や地絡、母線の低電圧や過電流を検知し、遮断器により故障箇所を隔離できる設計とし、故障による影響を局所化できるとともに、他の安全機能への影響を限定できる設計とする。

常用の直流電源設備は、直流 250V 1 系統の非常用低圧母線に接続される蓄電池、充電器、直流主母線盤等で構成し、タービン非常用油ポンプ、給水ポンプタービン非常用油ポンプ等へ給電する設計とする。

直流 125V 常用 1 系統の非常用低圧母線に接続される蓄電池、充電器、直流主母線盤等で構成し、主変圧器冷却装置等へ給電する設計とする。

常用の計測制御用電源設備は、原子炉系計測用主母線盤、タービン系計測用主母線盤の 2 母線で構成する。母線電圧は 480V/120V である。

常用電源設備の動力回路、制御回路、計装回路のケーブルは、負荷の容量に応じたケーブルを使用する設計とする。また、それぞれ相互に分離したケーブルトレイ、電線管を使用して敷設し、多重化した非常用電源設備のケーブルの系統分離対策に影響を及ぼさない設計とするとともに、電氣的影響を考慮した設計とする。

2.1.2 1 相の電路の開放に対する検知及び電力の安定性回復

変圧器一次側において 3 相のうちの 1 相の電路の開放が生じた場合に検知できるよう、変圧器一次側の電路は、電路を筐体に内包する変圧器やガス絶縁開閉装置等により構成し、3 相のうちの 1 相の電路の開放が生じた場合に保護継電器にて自動で故障箇所の隔離及び非常用母線の受電切替ができる設計とし、電力の供給の安定性を回復できる設計とする。

送電線において 3 相のうちの 1 相の電路の開放が生じた場合、500kV 送電線（「7 号機設備、1, 2, 3, 4, 5, 6, 7 号機共用, 1 号機に設置」（以下同じ））は 1 回線での電路の開放時に、安全施設への電力の供給が不安定にならないよう、多重化した設計とする。また、電力送電時、保護装置による 3 相の電流不平衡監視にて常時自動検知できる設計とする。さらに保安規定に定めている巡視点検を加えることで、保護装置による検知が期待できない場合の 1 相開放故障や、その兆候を早期に検知できる設計とする。

154kV 送電線（「7 号機設備、1, 2, 3, 4, 5, 6, 7 号機共用, 1 号機に設置」（以下同じ））は、各相の不足電圧継電器にて常時自動検知できる設計とする。さらに保安規定に定めている巡視点検を加えることで、保護継電器による検知が期待できない場合の 1 相開放故障や、その兆候を早期に検知できる設計とする。

500kV 送電線及び 154kV 送電線において 1 相の電路の開放を検知した場合は、自動又は手動で、故障箇所の隔離又は非常用母線の受電切替ができる設計とし、電力の供給の安定性を回復できる設計とする。

2.2 電線路の独立性及び物理的分離

発電用原子炉施設は、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため、電力系統に連系した設計とする。

設計基準対象施設は、送受電可能な回線として 500kV 送電線（東京電力パワーグリッド株式会社新新潟幹線及び東京電力パワーグリッド株式会社南新潟幹線）2 ルート 4 回線及び受電専用の回線として 154kV 送電線（東北電力ネットワーク株式会社荒浜線）1 ルート 1 回線の合計 3 ルート 5 回線にて、電力系統に接続する設計とする。

500kV 送電線 4 回線は、東京電力パワーグリッド株式会社西群馬開閉所に連系する設計とする。また、154kV 送電線 1 回線は、東北電力ネットワーク株式会社刈羽変電所に連系する設計とする。

上記 3 ルート 5 回線の送電線の独立性を確保するため、万一、送電線の上流側接続先である東京電力パワーグリッド株式会社西群馬開閉所が停止した場合でも、外部電源からの電力供給が可能となるよう、東北電力ネットワーク株式会社刈羽変電所を経由するルートで本発電所に電力を供給することが可能な設計とする。

また、東北電力ネットワーク株式会社刈羽変電所が停止した場合には、外部電源からの電力供給が可能となるよう、東京電力パワーグリッド株式会社西群馬開閉所を経由するルートで本発電所に電力を供給することが可能な設計とする。

設計基準対象施設は、電線路のうち少なくとも 1 回線が、同一の送電鉄塔に架線されていない、他の回線と物理的に分離された送電線から受電する設計とする。

また、大規模な盛土の崩壊、大規模な地すべり、急傾斜地の崩壊に対し鉄塔基礎の安定性が確保され、台風等による強風発生時の事故防止対策が図られ、さらに送電線の近接箇所においては、必要な水平距離が確保された送電線から受電する設計とする。

2.3 複数号機を設置する場合における電力供給確保

設計基準対象施設に接続する電線路は、いずれの 2 回線が喪失した場合においても電力系統から同一の発電所内の発電用原子炉施設への電力の供給が同時に停止しない設計とし、500kV 送電線 4 回線は 500kV 超高圧開閉所及び 66kV 起動用開閉所を介して接続するとともに、154kV 送電線 1 回線は 66kV 起動用開閉所を介して接続する設計とする。

開閉所から主発電機側の送受電設備は、十分な支持性能を持つ地盤に設置するとともに、耐震性の高い、可とう性のある懸垂碍子並びに重心の低いガス絶縁開閉装置及びガス遮断器を設置する設計とする。

さらに、津波の影響を受けない敷地高さに設置するとともに、塩害を考慮し、送電線引留部の碍子に対しては、碍子洗浄できる設計とし、遮断器等に対しては、電路がタンクに内包されているガス絶縁開閉装置を設置し、ガス遮断器の架線部については屋内に設置する。

2.4 電気設備の異常の予防等に関する設計事項

設計基準対象施設に施設する常用電源設備は、「原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準を定める命令」第4条から第16条まで、第19条から第28条まで及び第30条から第35条までのうち関連する事項に対する技術的要件を満たす設計とする。

電気設備における感電、火災等の防止、電路の絶縁、電線等の断線の防止、電線の接続、電気機械器具の熱的強度、高圧又は特別高圧の電気機械器具の危険の防止、電気設備の接地、電気設備の接地の方法、発電所等へ取扱者以外の者の立入の防止及び架空電線等の高さについて各事項を準用し、感電、火災等の防止を講じた設計とする。

特別高圧電路等と結合する変圧器等の火災等の防止、過電流からの電線及び電気機械器具の保護対策及び地絡に対する保護対策について各事項を準用し、異常の予防及び保護対策を講じた設計とする。

電気設備の電氣的、電磁的障害の防止について準用し、電氣的、電磁的障害の防止を講じた設計とする。

ガス絶縁機器の危険の防止及び水素冷却式発電機の施設について各事項を準用し、高圧ガスによる危険の防止を講じた設計とする。

発電設備の損傷による供給支障の防止、発電機の機械的強度並びに高圧及び特別高圧の電路の避雷器の施設について各事項を準用し、供給支障の防止を講じた設計とする。

なお、所内には常用電源設備として高周波利用設備、低圧、高圧の架空電線、他事業者が設置した架空電線及び電力保安通信設備に関する該当設備はない。

3. 施設の詳細設計方針

常用電源設備は、外部電源、発電機、ガス絶縁開閉装置、ガス遮断器、変圧器及び常用系の所内電源設備等にて構成する設計とする。

本章では、基本方針に示す内容に対する各設備の詳細設計方針を「3.1 外部電源に関する設計」、「3.2 発電機に関する設計」、「3.3 ガス絶縁開閉装置及び変圧器等に関する設計」及び「3.4 所内電源設備に関する設計」にて説明する。なお、系統の詳細については、添付図面「第1-1-1図 送電関係一覧図」及び添付図面「第1-4-1図 交流全体単線結線図（その1）」に示す。

3.1 外部電源に関する設計

3.1.1 電力系統の概要

設計基準対象施設に連系する外部電源である送電線は、送受電可能な回線として、500kV送電線2ルート4回線及び受電専用の回線として154kV送電線1ルート1回線の合計3ルート5回線で電力系統に連系する。500kV送電線4回線は、

約 100km 離れた東京電力パワーグリッド株式会社西群馬開閉所に接続する。また、154kV 送電線 1 回線は、約 4km 離れた東北電力ネットワーク株式会社刈羽変電所に接続する。

詳細は添付図面「第 1-1-1 図 送電関係一覧図」に示す。

3.1.2 独立性が確保された電線路からの受電

送電線の独立性を確保するため、万一、送電線の上流側接続先である東京電力パワーグリッド株式会社西群馬開閉所が停止した場合でも、外部電源系からの電力供給が可能となるよう、東北電力ネットワーク株式会社刈羽変電所から、受電できる設計とする。

柏崎刈羽原子力発電所周辺の主な電力系統を図 1 に示し、東京電力パワーグリッド株式会社西群馬開閉所全停電時の供給系統を図 2、東北電力ネットワーク株式会社刈羽変電所全停電時の供給系統を図 3 に示す。

これらの電力系統は、それぞれ 1 回線で柏崎刈羽原子力発電所の重要安全施設がその機能を維持するために必要となる非常用ディーゼル発電機 7 台(1号, 2号, 3号, 4号, 5号, 6号及び 7号機の各 1 台) 相当の約 53.75MVA が供給できる容量を有した設計とするため、表 1 のとおり、東京電力パワーグリッド株式会社西群馬開閉所から受電する場合、500kV 送電線は 1 回線当たりの容量が約 4139MW の設備容量を有した設計とする。また、東北電力ネットワーク株式会社刈羽変電所から受電する場合、154kV 送電線において約 118MW の設備容量を有した設計とする。

表 1 送変電設備一覧

送電線名称	電線仕様		
	電圧	線種(導体数)	設備容量
500kV 新新潟幹線	500kV	ACSR810 (4 導体)	約 4139MW×2 回線
500kV 南新潟幹線	500kV	ACSR810 (4 導体)	約 4139MW×2 回線
154kV 荒浜線	154kV	ACSR160 (1 導体)	約 118MW×1 回線
変電所名称	変圧器仕様		
	電圧	設備容量	
西群馬開閉所	500kV	開閉所のため変圧器なし	
刈羽変電所	154/66kV	100MVA×3 台	

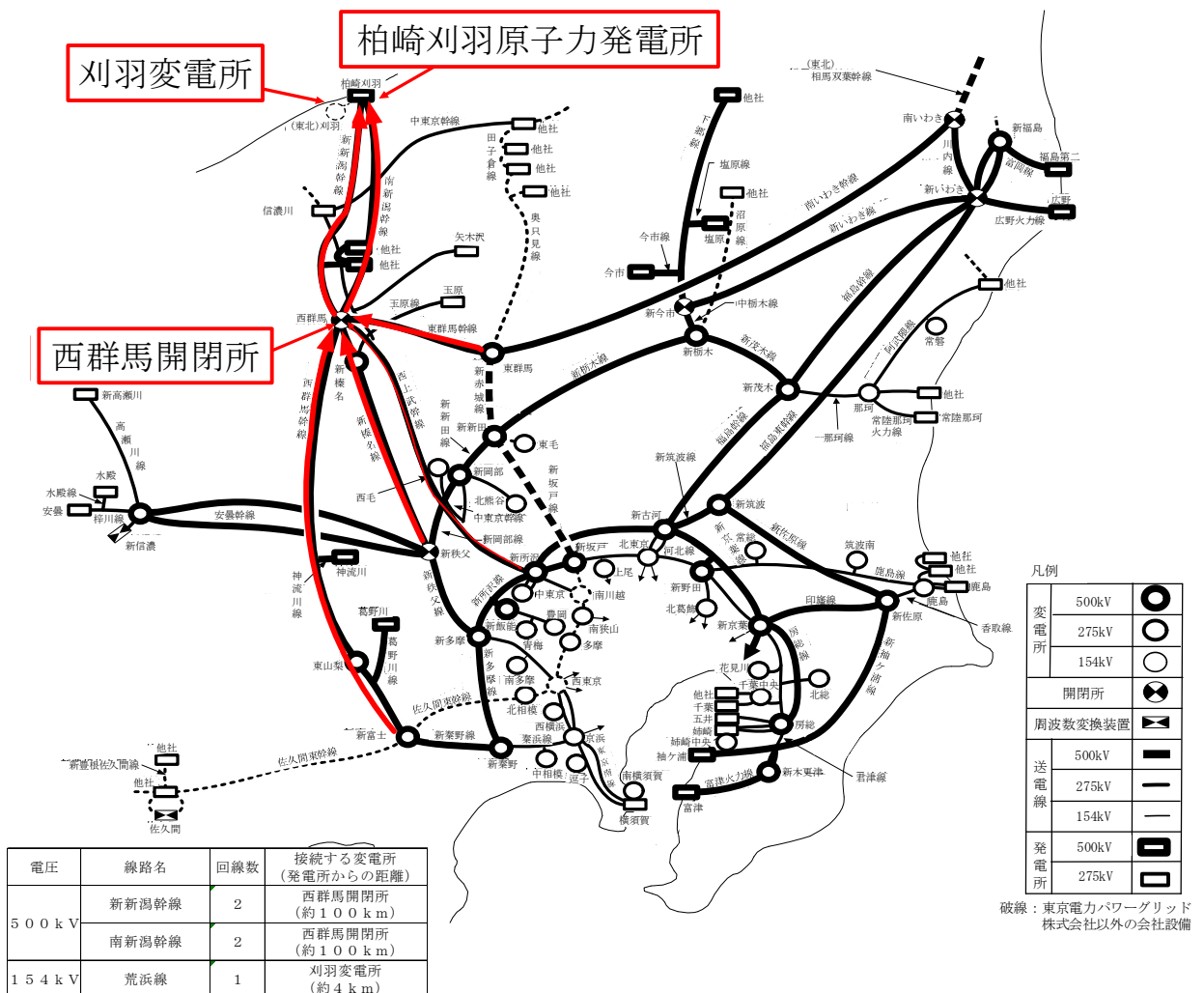


図 1 柏崎刈羽原子力発電所周辺の主な電力系統

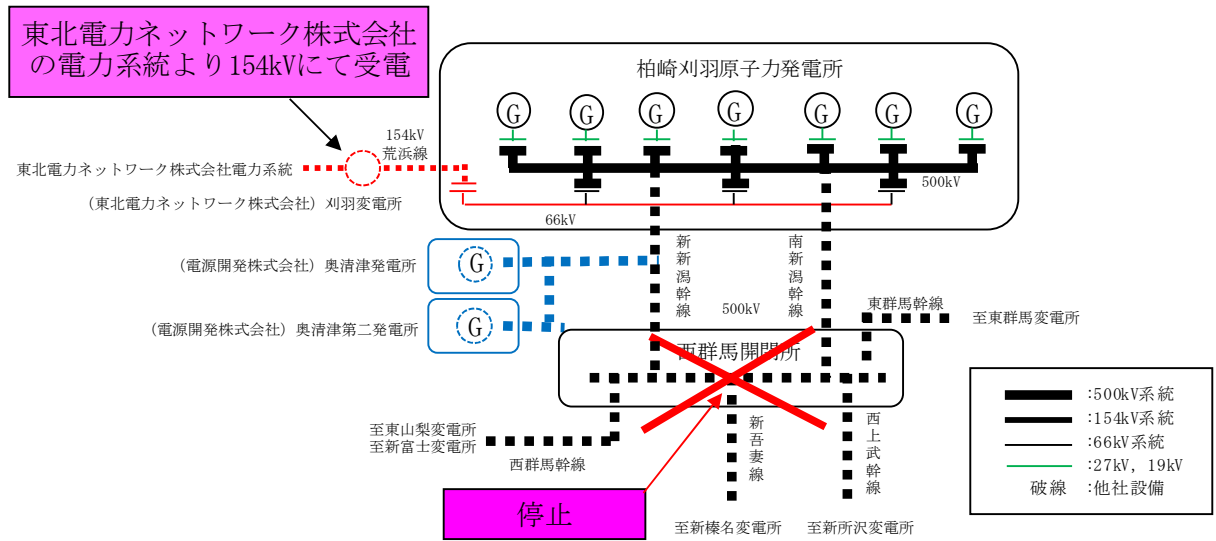


図2 西群馬開閉所全停電時の供給系統

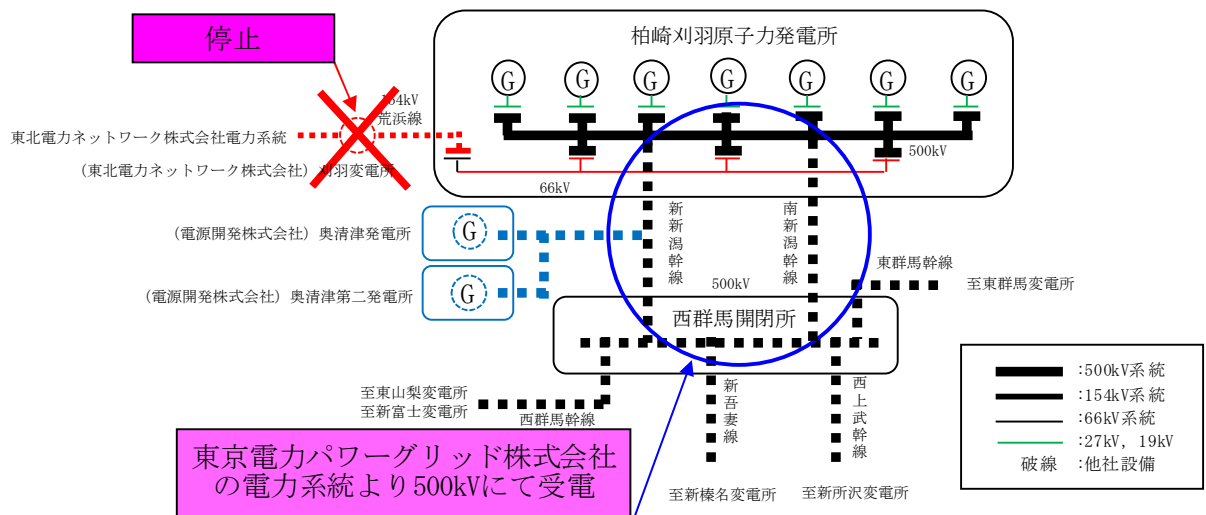


図3 刈羽変電所全停電時の供給系統

3.1.3 物理的分離が施された電線路からの受電

3.1.3.1 送電線の物理的分離

設計基準対象施設に連系する 500kV 送電線（500kV 新新潟幹線，500kV 南新潟幹線）4 回線と 154kV 送電線（154kV 荒浜線）1 回線は，異なるルートを通過し，同一の送電鉄塔に架線しないよう，500kV 新新潟幹線，500kV 南新潟幹線及び 154kV 荒浜線それぞれに送電鉄塔を備える設計とする。外部電源の経過地図を図 4 に示す。

500kV 送電線（500kV 新新潟幹線，500kV 南新潟幹線）と 154kV 送電線（154kV 荒浜線）の近接箇所については，仮に 1 つの鉄塔が倒壊しても，すべての送電線が同時に機能喪失しない水平距離を確保することで，物理的に分離した設計とする。

なお，500kV 新新潟幹線，500kV 南新潟幹線，154kV 荒浜線のそれぞれについて交差箇所は無い。

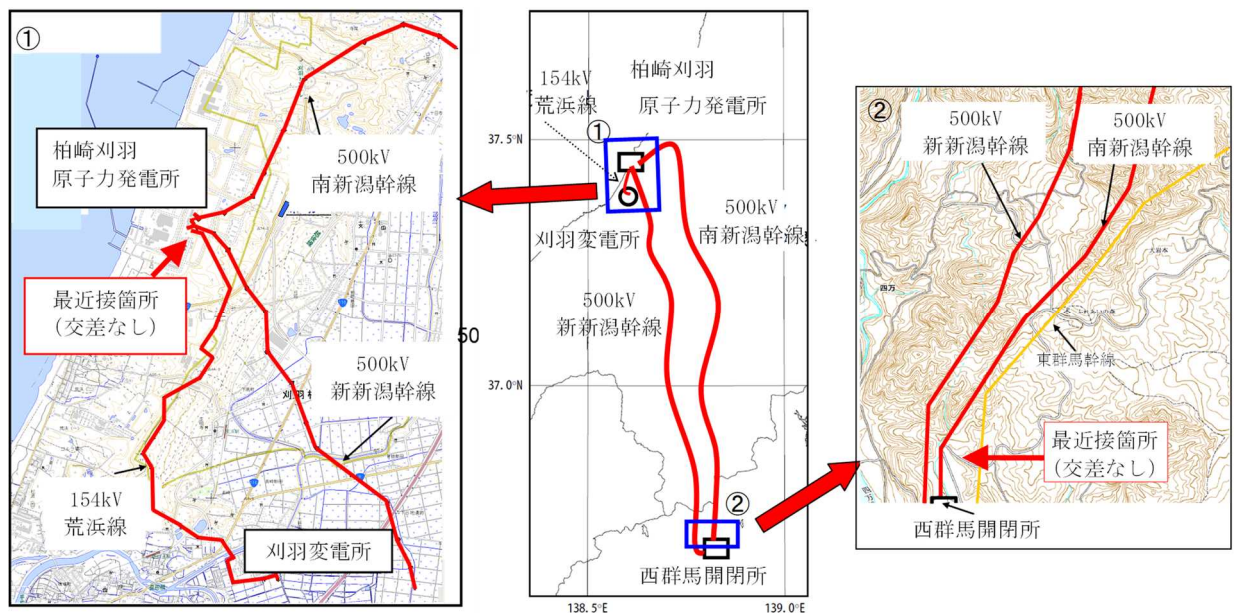


図 4 500kV 新新潟幹線・500kV 南新潟幹線・154kV 荒浜線のルート

3.1.3.2 鉄塔基礎の安定性

設計基準対象施設に連系する 500kV 送電線（500kV 新新潟幹線，500kV 南新潟幹線）4 回線と 154kV 送電線（154kV 荒浜線）1 回線を鉄塔基礎の安定性評価対象線路とし，図 5 に示す。

これらの線路は，極力，地すべり危険箇所等を回避するルートを選定するとともに，個別に現地の地質や地形に応じた基礎形状を選定するなど鉄塔基礎の安定性を確保した設計とされていることを確認している。

さらに，対象送電線の全鉄塔について鉄塔敷地周辺において，大規模な盛土の崩壊，大規模な地すべり，急傾斜地の崩壊の危険性がないことを確認し，

地震による二次的被害を受けない設計とされていることを確認している。具体的な評価項目，評価方法及び評価結果については以下のとおり。

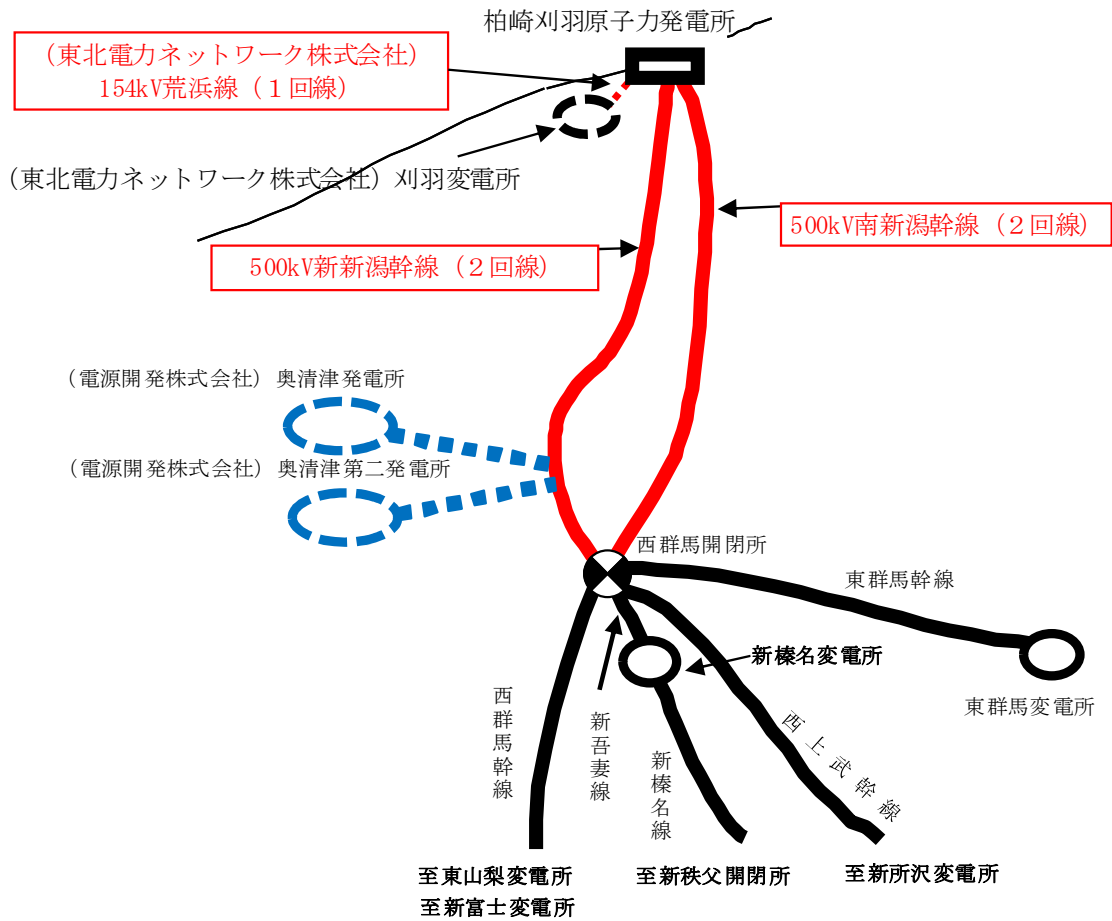


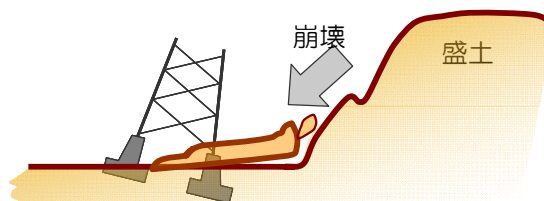
図5 基礎の安定性評価対象線路

(1) 評価項目

鉄塔敷地周辺で基礎の安定性に影響を与える3つの事象について評価する。

a. 大規模な盛土の崩壊

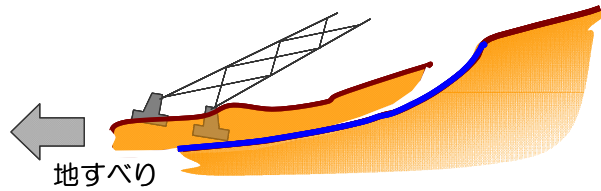
対象鉄塔周辺には盛土崩壊時に基礎の安定性に影響を与えるような大規模な盛土は存在しないこと。



【大規模な盛土崩壊】

b. 大規模な地すべり

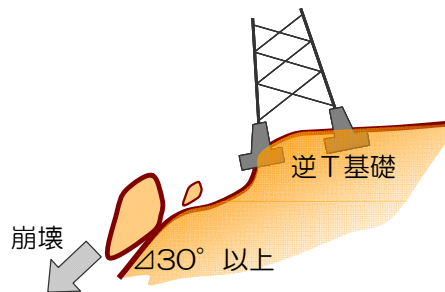
大規模な地すべりを誘発する地盤の亀裂及び切土等の地形改変がないこと。



【大規模な地すべり】

c. 急傾斜地の崩壊

急傾斜地の崩壊を誘発する地盤の亀裂及び切土等の地形改変がないこと。



【急傾斜地の崩壊】

(2) 評価方法及び評価結果

・大規模な盛土の崩壊

a. 評価方法

実測平面図や国土地理院発行の地形図等を使用し、人工的に土地の改変が加えられた箇所等を抽出する。また、送電線路周辺で発生した盛土に関する送電線の保守記録等の確認とともに、車両やヘリコプター等による巡視で直接現地状況の確認を行い、漏れの無いよう盛土箇所を抽出する。

上記から現地踏査が必要と判断された鉄塔について、地質の専門家による現地踏査を実施し、詳細な地形、地質変状等を調査し、基礎の安定性を評価する。

b. 評価結果

抽出の結果、鉄塔 441 基のうち、4 基が抽出された。対象 4 基について、当該盛土の立地状況や形状及び規模、鉄塔との距離等が確認された結果、鉄塔脚から盛土までの距離が十分離れており、仮に崩壊したとしても当該鉄塔への土砂流入はないと判断された。その後毎年定期点検にて前年と変化がないことを確認している。

・大規模な地すべり

a. 評価方法

地すべり防止区域，地すべり危険箇所，地すべり地形分布図に示される範囲，及びその近傍に設置されている鉄塔を抽出する。

抽出された鉄塔について，地質の専門家による現地踏査を実施し，詳細な地形，地質変状等を調査し，基礎の安定性を評価する。

b. 評価結果

抽出の結果，鉄塔 441 基のうち，63 基について現地踏査が必要な箇所が該当した。抽出された 63 基について，地質専門家による現地踏査等により，地すべりによる変状はないため，保全対策の必要性がないと判断された。その後毎年定期点検にて前年と変化がないことを確認している。

・急傾斜地の崩壊

a. 評価方法

国土地理院発行の地形図等を使用し，鉄塔周辺の傾斜の最大傾斜角が 30 度以上かつ逆 T 字基礎の鉄塔を抽出する。

抽出された鉄塔について，地質の専門家による現地踏査を実施し，詳細な地形，地質変状等を調査し，基礎の安定性を評価する。

b. 評価結果

抽出の結果，鉄塔 441 基のうち，27 基について現地踏査が必要な箇所が該当した。抽出された 27 基について地質専門家による現地踏査等により，崩壊や崩壊跡地が鉄塔近傍に見られた鉄塔や近接する斜面に湧水箇所が見られた鉄塔は無く，問題ないと判断された。その後毎年定期点検にて前年と変化がないことを確認している。

以上より，評価対象線路について，鉄塔基礎の安定性が確保されていることを確認した。対象線路ごとの評価結果について表 2 に示す。

表 2 対象線路ごとの評価結果

線路名	鉄塔基数	現地踏査基数			対策工等対応 必要基数
		盛土	地すべり	急傾斜地	
500kV 新新潟幹線	214 基	1 基	28 基	25 基	0 基
500kV 南新潟幹線	201 基	3 基	33 基	0 基	0 基
154kV 荒浜線	26 基	0 基	2 基	2 基	0 基
3 線路合計	441 基	4 基	63 基	27 基	0 基

(経済産業省原子力安全・保安院報告「原子力発電所及び再処理施設の外部電源における送電鉄塔基礎の安定性評価について (平成 24 年 2 月 17 日, 東京電力株式会社)」)

3.1.3.3 送電線の強風対策

送電線の強風対策については、電気設備技術基準に基づき、風速 40m/s の風圧荷重、各種想定荷重に対し、強度を有する設計とする。

過去の大型台風による鉄塔損壊事故等を踏まえた国の検討結果や民間規格（送電用支持物設計標準「JEC-127」、架空送電規程「JEA6001」）に基づき、送電線施設箇所の気象条件や地形条件等を考慮した設計とする。

また、送電線の着氷雪対策についても、電気設備技術基準に適合するとともに、送電用支持物設計標準「JEC-127」に基づいた設計とする他、架渉線への着氷雪対策として難着雪リング等が設置されている。

3.1.4 機器の損壊、故障その他の異常の検知と拡大防止

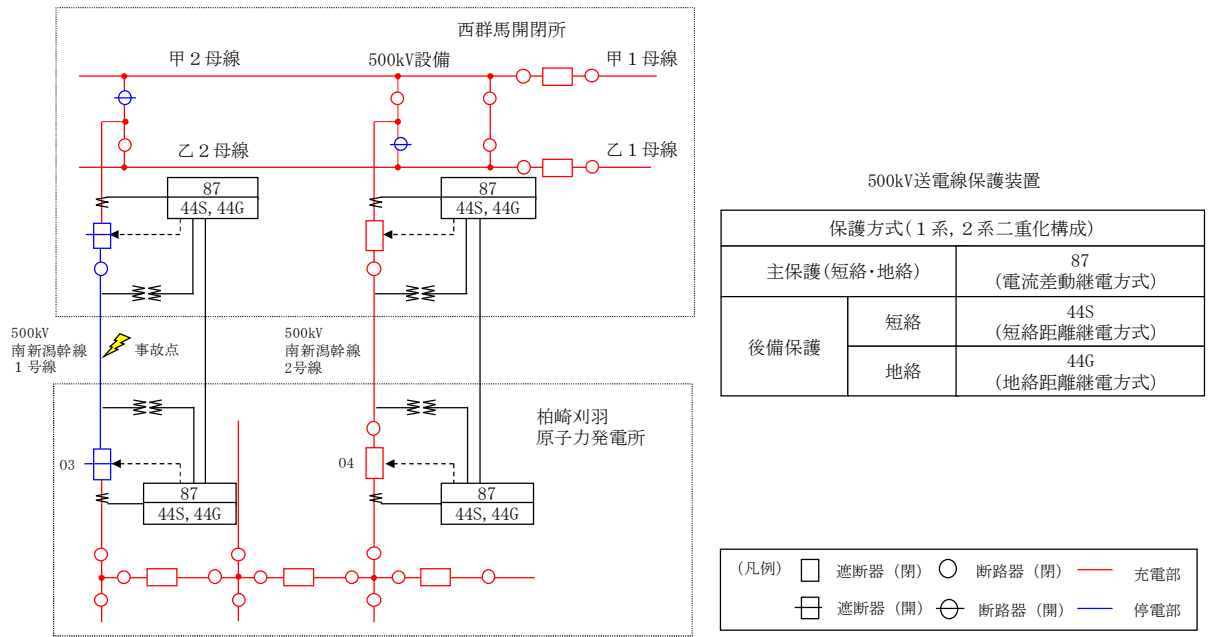
送電線は、各保護対象設備に応じた保護継電器を設ける設計とする。表 3 に故障要因、検知する保護継電器及び異常の拡大防止のために動作する遮断器を示す。また、主な保護の概要を図 6 に示す。

異常を検知した場合は、送電線の引込部に設置するガス絶縁開閉装置の遮断器又はガス遮断器が自動的に開放されることにより、故障等の拡大を防止する設計とする。

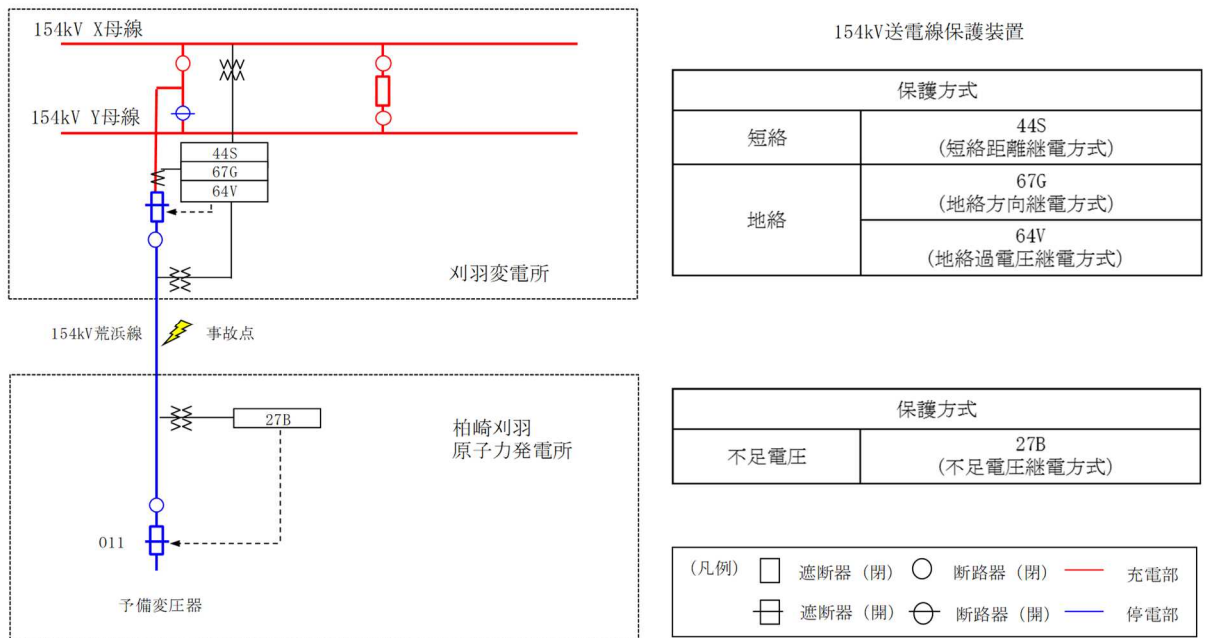
送電線は、重要安全施設の機能を維持するために必要となる電力の供給が停止することがないように、多重化した設計とし、1 系統の故障が発生した場合、遮断器にて系統分離が可能な設計とする。

表 3 保護継電装置の機能について

設備名	故障要因	保護継電器	動作する遮断器
500kV 送電線	短絡，地絡	電流差動継電器（87）	01, 02, 03, 04 (線路用 500kV 遮断器)
	短絡	短絡距離継電器（44S）	
	地絡	地絡距離継電器（44G）	
154kV 送電線	短絡	短絡距離継電器（44S）	011 (予備変圧器受電用 154kV 遮断器)
	地絡	地絡方向継電器(67G)	
		地絡過電圧継電器(64V)	
不足電圧	不足電圧継電器(27B)		



(a) 500kV 南新潟幹線 1 号線故障時



(b) 154kV 荒浜線故障時

図 6 送電線保護装置

3.1.5 1相の電路の開放に対する検知及び電力の安定性回復

外部電源に直接接続している変圧器の一次側において3相のうちの1相の電路の開放が生じた場合にあっては、安全施設への電力の供給が不安定になったことを検知し、故障箇所の隔離又は非常用母線の受電切替その他の異常の拡大を防止する対策（手動操作による対策を含む）を行うことによって、安全施設への電力の供給が停止することがないように、電力供給の安定性を回復できる設計とする。

500kV送電線において、3相のうち1相の電路の開放が生じた場合、電力送電時においては、送電線保護装置による3相の電流不平衡監視にて常時自動検知できる設計とする。さらに保安規定に定めている巡視点検を加えることで、保護装置による検知が期待できない場合の1相開放故障の発見や、その兆候を早期に発見できる可能性を高めることとしている。

154kV送電線で1相開放故障が発生した状況においては、各相の不足電圧継電器にて常時自動検知できる設計とする。さらに保安規定に定めている巡視点検を加えることで、保護継電器による検知が期待できない場合の1相開放故障や、その兆候を早期に検知できる設計とする。

また、500kV送電線は多重化した設計であるため、1回線で1相の開放故障が発生した場合においても、残りの健全な回線で正常な電力が供給可能であり、安全施設への電力の供給が不安定になることはない。

保安規定により、送電線の故障発生時の対応として、外部電源数の運用上の制限等について定め管理する。

3.2 発電機に関する設計

3.2.1 機器の損壊、故障その他の異常の検知と拡大防止

発電機は、機器の損壊、故障その他の異常を検知するため、保護対象設備に応じた保護継電器を設ける設計とする。表4に故障要因、検知する保護継電器及び異常の拡大防止のために動作する遮断器を示す。また、主な保護の概要を図7に示す。

表 4 保護継電装置の機能について

設備名	故障要因	保護継電器	動作する遮断器
発電機	短絡, 地絡	比率差動継電器 (87)	026, 所内変圧器受 電用遮断器
	逆相, 不平衡電流	逆相電流継電器 (46)	
	界磁喪失	界磁喪失継電器 (40)	
	地絡	地絡過電圧継電器 (64)	
	事故継続分離	距離継電器 (44)	
	電力方向, 地絡方向	逆電力継電器 (67)	
	過励磁	過励磁継電器 (59-95)	
	発電機固定子冷却水喪失	固定子冷却水喪失検出装置	

K6 ① VI-1-9-2-1 R0

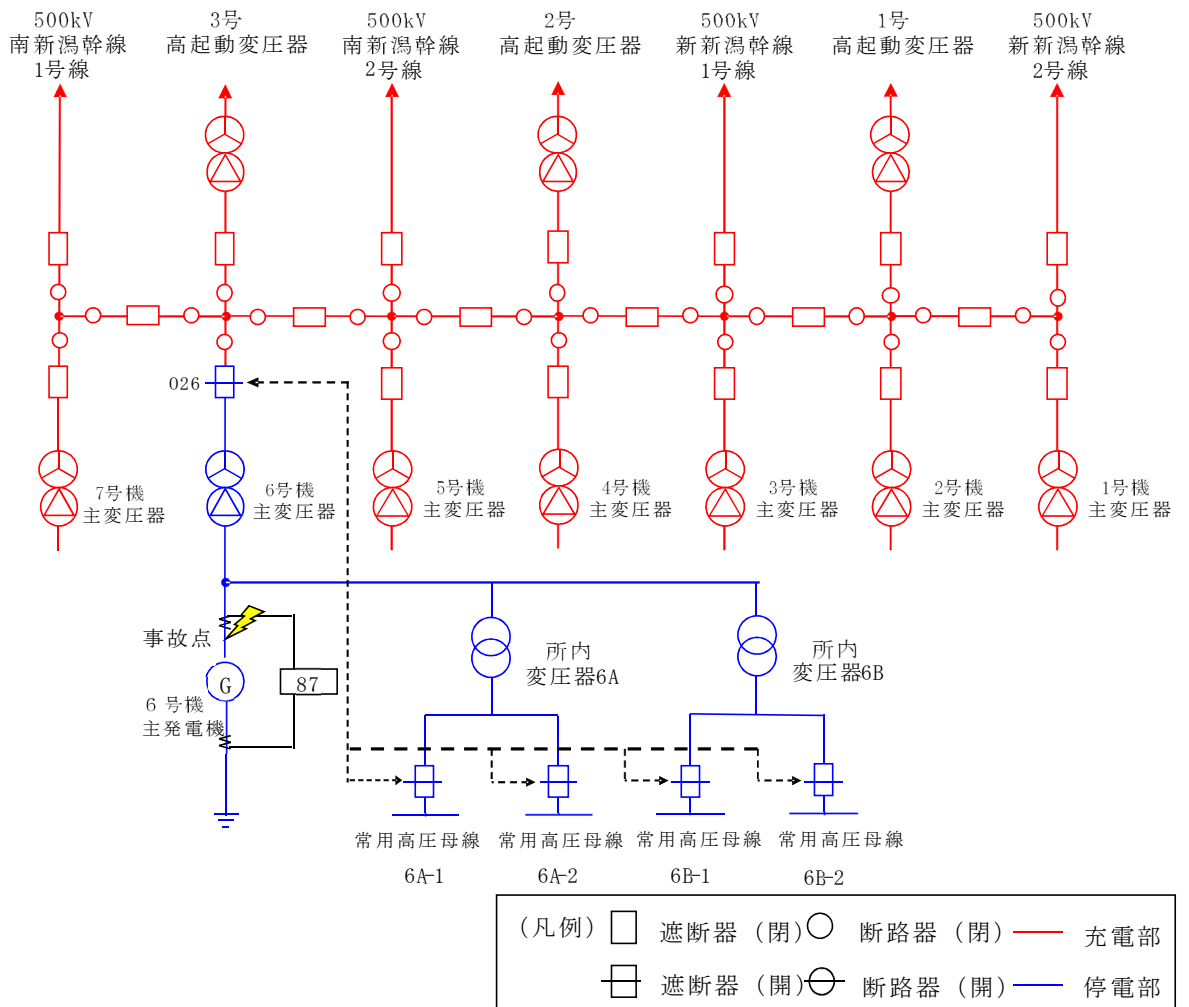


図 7 発電機保護

3.2.2 電気設備の異常の予防等に関する設計事項

発電機は、原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準を準用する設計とし、電気学会電気規格調査会にて定められた規格（JEC）等で定められた適切な仕様のもを設置し、具体的には以下の設計とする。

(1) 感電、火災等の防止

感電、火災等の防止のため、発電機及び回路は、充電部分が筐体内に内包され、露出箇所がない設計とする。

回路の絶縁のため、発電機の回路は、相分離母線構造を採用し、大地から絶縁する設計とする。

電線の接続箇所は、端子台等により接続することで電気抵抗を増加させないとともに、絶縁性能の低下及び期待される使用状態において断線のおそれがない設計とする。

発電機の冷却方法は固定子コイルを水冷却、回転子コイルを水素直接冷却する設計とし、「ANSI C50.13」に規定する熱的強度に適合する設計とする。

発電機あるいは発電機の鉄台等の接地及び接地の方法については、A種接地工事等適切な接地工事を施す設計とする。

取扱者以外の者が容易に立入らないよう、発電所の回りには、フェンスを設ける設計とする。

(2) 異常の予防及び保護対策

異常の予防及び保護対策のため、過電流を保護継電器にて検出し、遮断器を開放する設計とし、その作動に伴い動作する遮断器の開放状態を表示する装置を有する設計とする。

また、地絡が発生した場合に発電機を回路から遮断するための遮断器を施設する設計とする。

(3) 電氣的、磁氣的障害の防止

閉鎖構造（金属製の筐体）、接地の実施等により、電気設備その他の物件の機能に電氣的又は磁氣的な障害を与えない設計とする。

(4) 高圧ガス等による危険の防止

発電機は、水素の漏えい又は空気が混入するおそれのないよう、全閉自力通風方式を採用し、空気と接触する可能性がある軸封部には密封油装置による密封機構を設ける設計とする。また、設備の点検等の作業のために水素ガスを安全に放出できる設計とする。

軸封部から水素が漏えいした場合には、置換ガスとして軸封部に窒素ガスを封入することができる装置を設ける設計とする。また、水素が大気圧で爆発する場合に生じる圧力に耐える強度を有する設計とする。

発電機内の水素の純度，圧力及び温度を計測し，異常を検知した場合は警報を発信する設計とする。

(5) 供給支障の防止

発電機に過電流等の異常が生じた場合，自動的に発電機を電路から遮断するため遮断器を設ける設計とする。発電機は，短絡電流及び非常調速装置が動作した際に達する回転速度に対して，十分な機械的強度を有する設計とする。また，発電機は，軸受又は軸に発生しうる最大の振動に対して構造上十分な機械的強度を有した設計とする。

発電所には発電機の運転に必要な知識を有する者が常時駐在することにより，常時監視しない発電所は施設しない設計としている。

3.3 ガス絶縁開閉装置及び変圧器等に関する設計

3.3.1 発電用原子炉施設の電力供給確保

3.3.1.1 2回線喪失時の電力供給継続

500kV 送電線 4 回線は，500kV ガス絶縁開閉装置と連系し，500kV 超高压開閉所及び 66kV 起動用開閉所を介して接続し，電力を柏崎刈羽原子力発電所へ供給する設計とする。

154kV 送電線 1 回線は，154kV ガス遮断器と連系し，66kV 起動用開閉所を介して接続し，電力を柏崎刈羽原子力発電所へ供給する設計とする。

ガス絶縁開閉装置は，遮断器を含んでおり，これらの多重化した電力系統は，遮断器の開閉操作により系統切替又は隔離を行うことが可能な設計とし，外部電源のいずれの 2 回線が喪失しても，発電用原子炉施設が外部電源喪失に至らない設計とする。

これらの詳細な系統を，添付図面第 1-4-1 図「交流全体単線結線図（その 1）」に示す。また，ガス絶縁開閉装置等を設置する 500kV 超高压開閉所，断路器及びガス遮断器を設置する 154kV 開閉所（屋内）の外観を図 8 に示し，2 回線喪失時における電力供給の継続について非常用母線への供給を例に図 9 に示す。

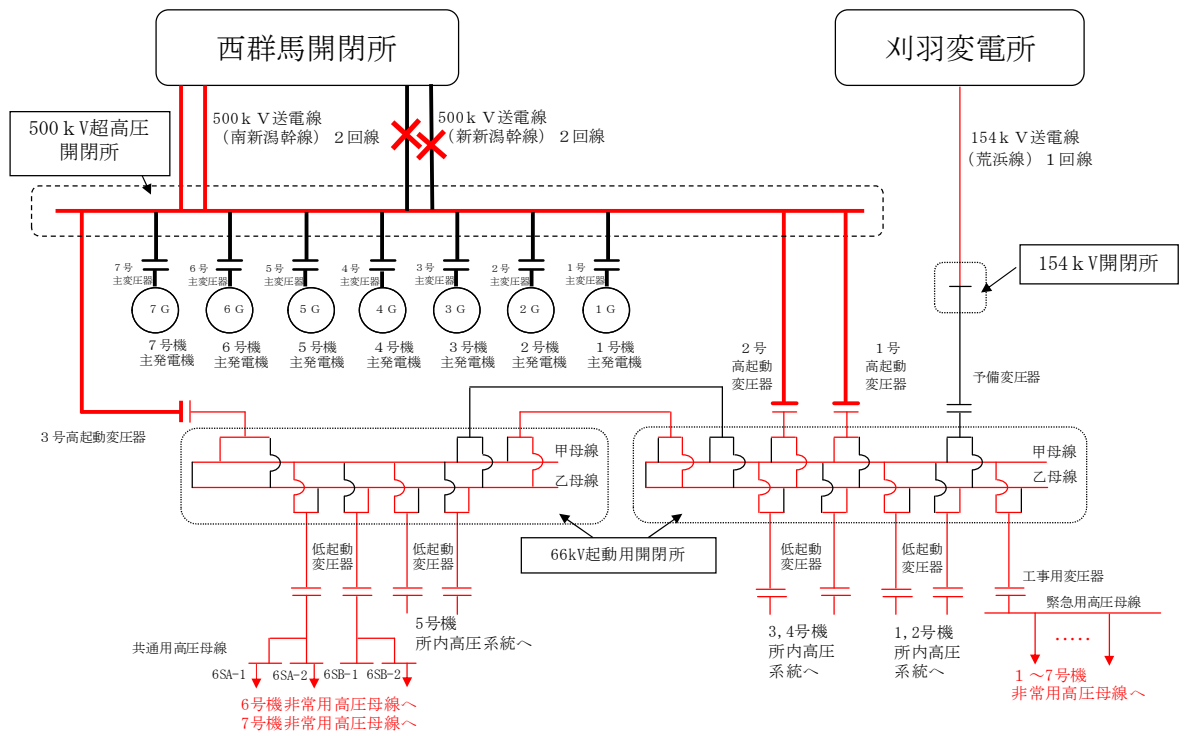


(a) 500kV 超高压開閉所

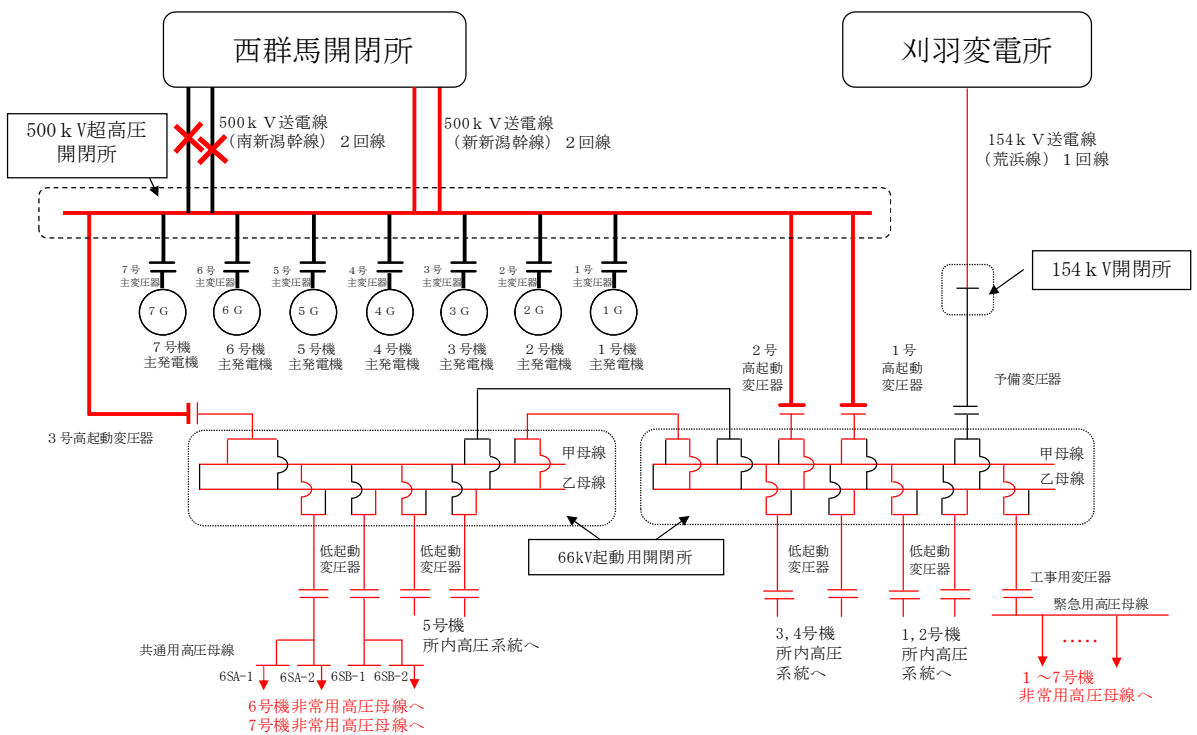


(b) 154kV 開閉所（屋内）

図 8 開閉所の外観

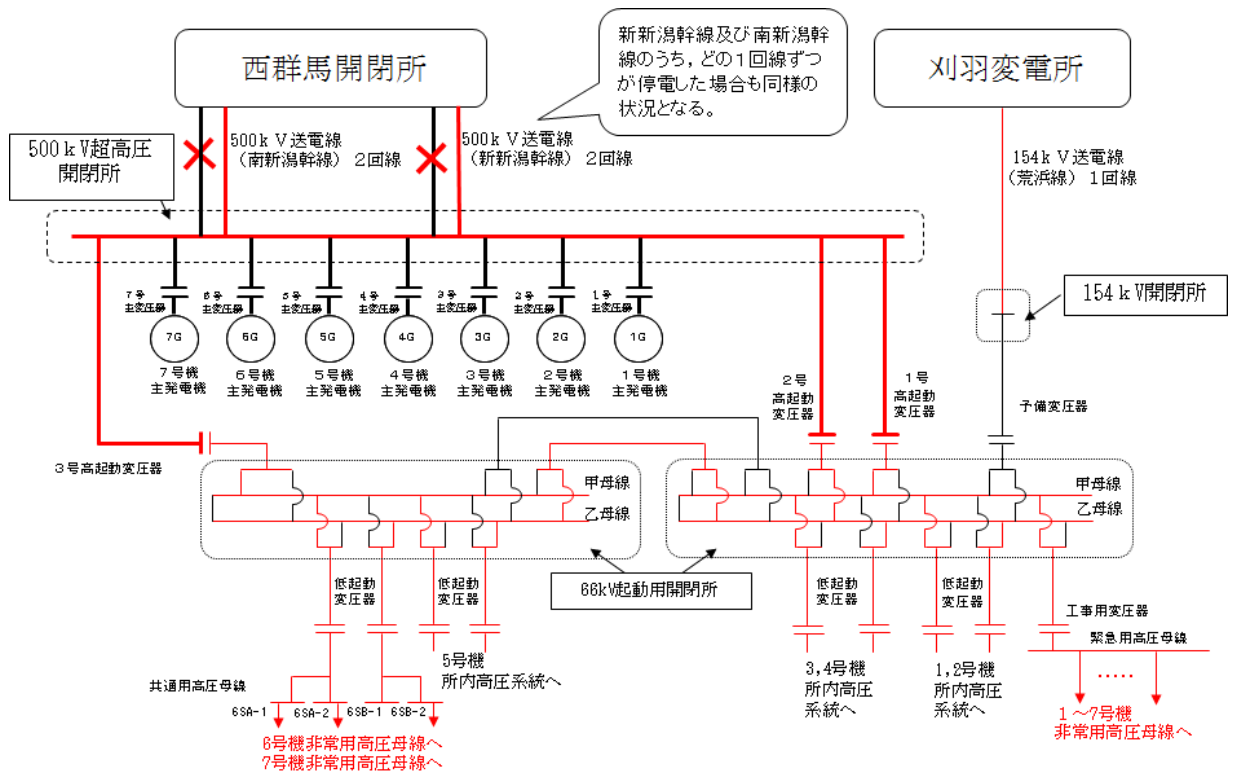


(a) 500kV 新新潟幹線 2 回線 停電時

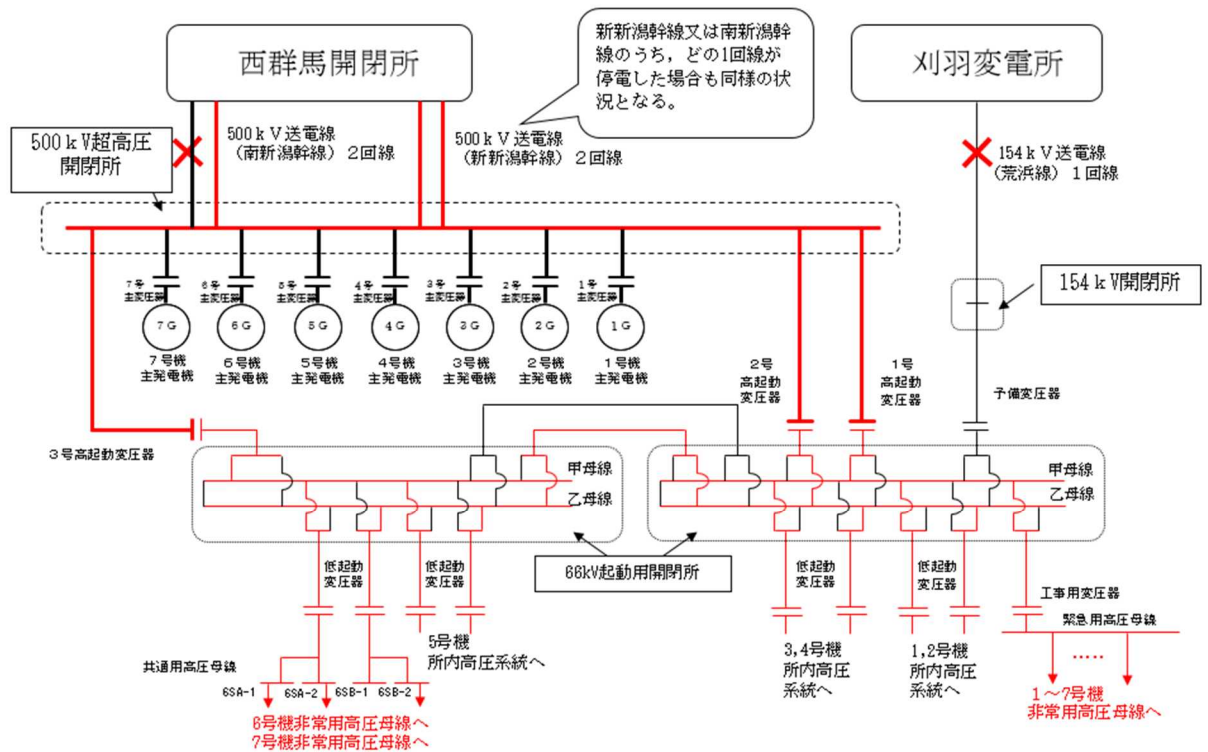


(b) 500kV 南新潟幹線 2 回線 停電時

図 9 2 回線電源喪失時の電源供給例 (1/2)

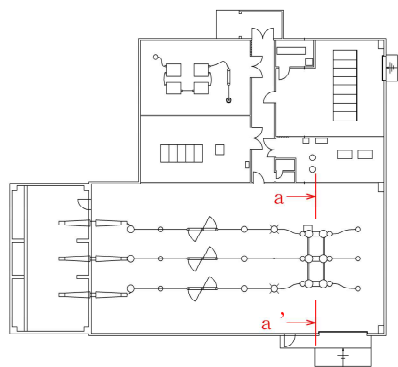


(c) 500kV 新新潟幹線 1 回線及び 500kV 南新潟幹線 1 回線 停電時

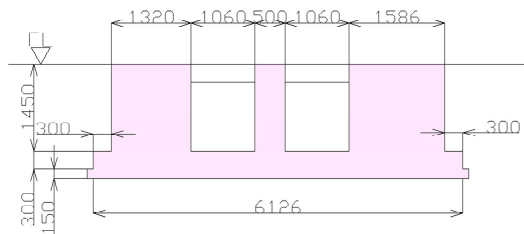


(d) 500kV 南新潟幹線又は新新潟幹線 1 回線及び 154kV 荒浜線 1 回線 停電時

図 9 2 回線電源喪失時の電源供給例 (2/2)

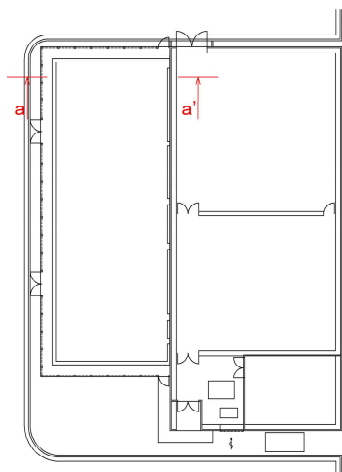


平面図

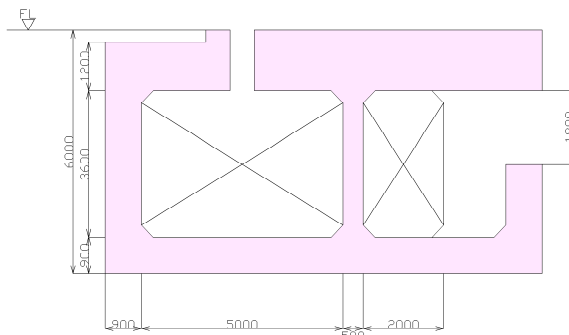


a-a' 断面

(b) 154kV 開閉所基礎構造図

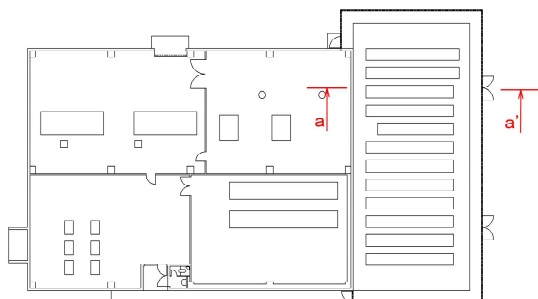


平面図

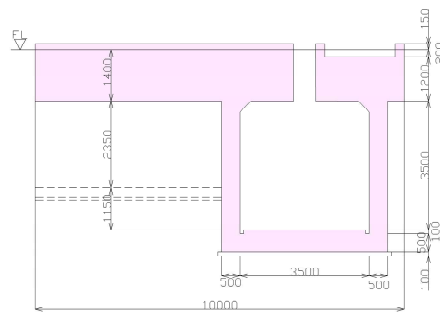


a-a' 断面

(c) 66kV 起動用開閉所（北側）基礎構造図



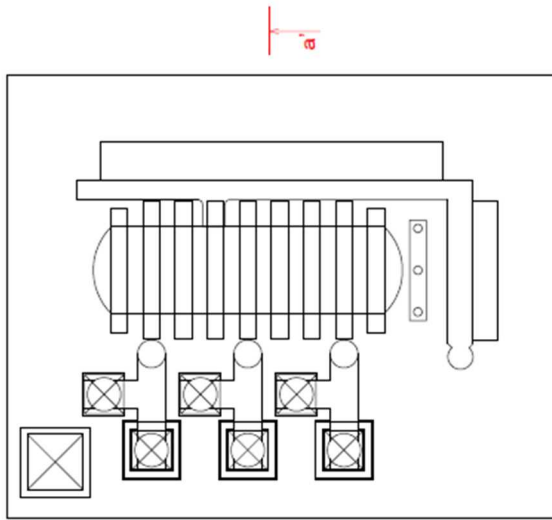
平面図



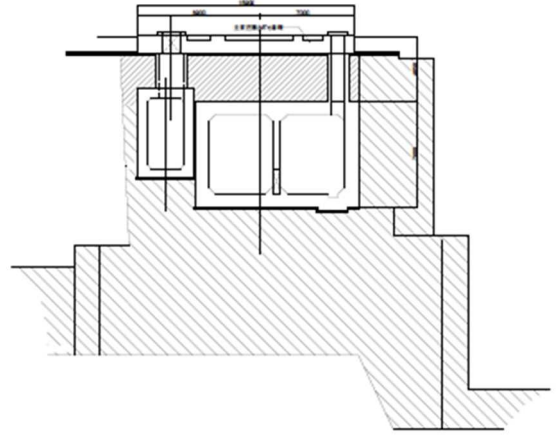
a-a' 断面

(d) 66kV 起動用開閉所（南側）基礎構造図

図 10 開閉所の基礎構造 (2/2)

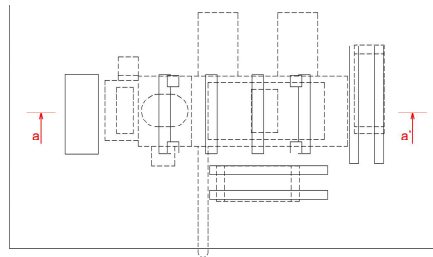


平面図

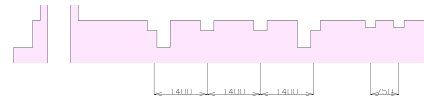


a-a' 断面

(a) 主変圧器の基礎構造

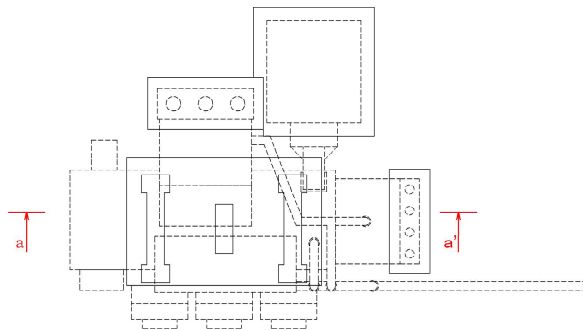


平面図

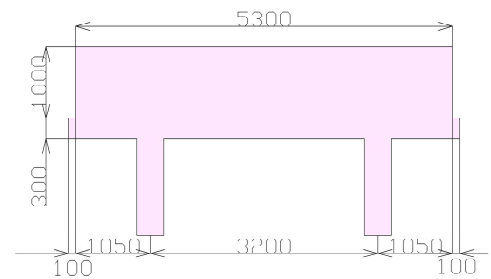


a-a' 断面

(b) 低起動変圧器の基礎構造



平面図



a-a' 断面

(c) 予備変圧器の基礎構造

図 11 各種変圧器の基礎構造

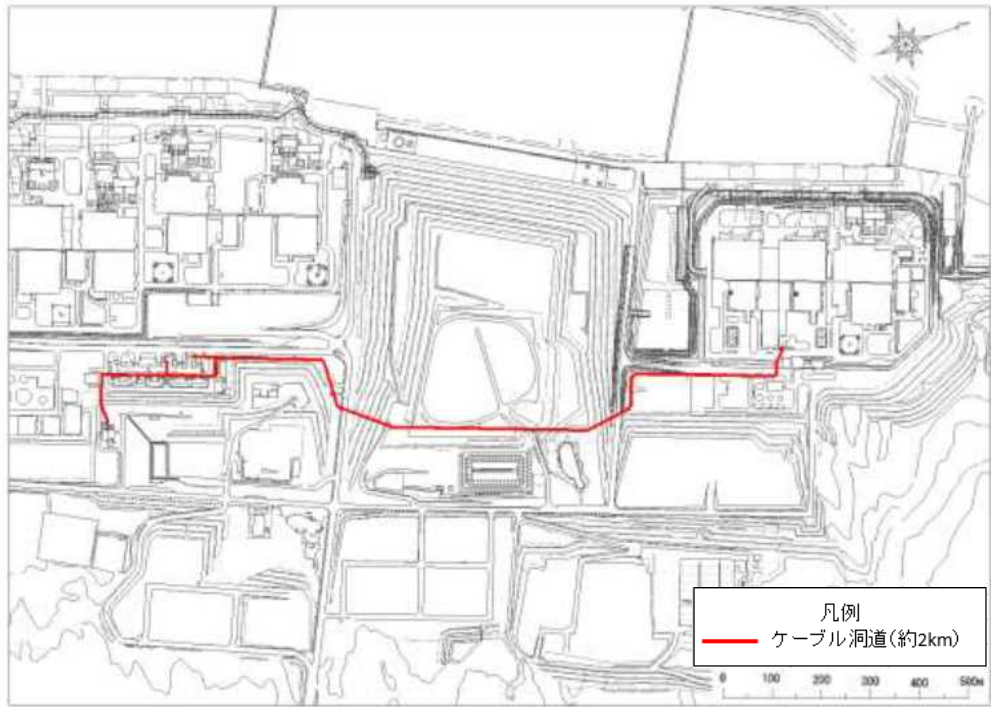
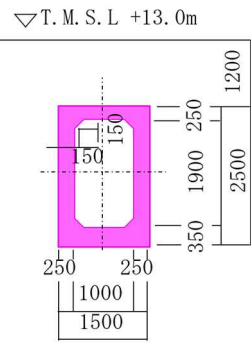
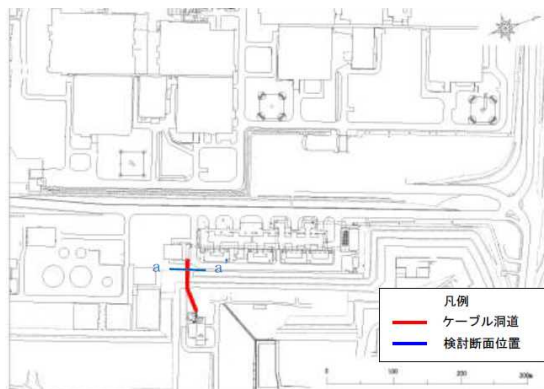
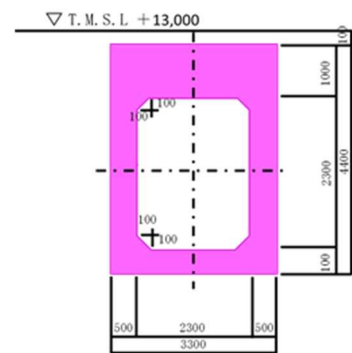
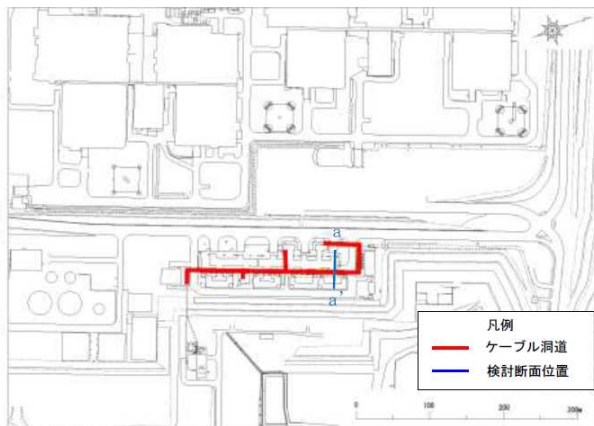


図 12 ケーブル洞道平面図



a-a' 断面

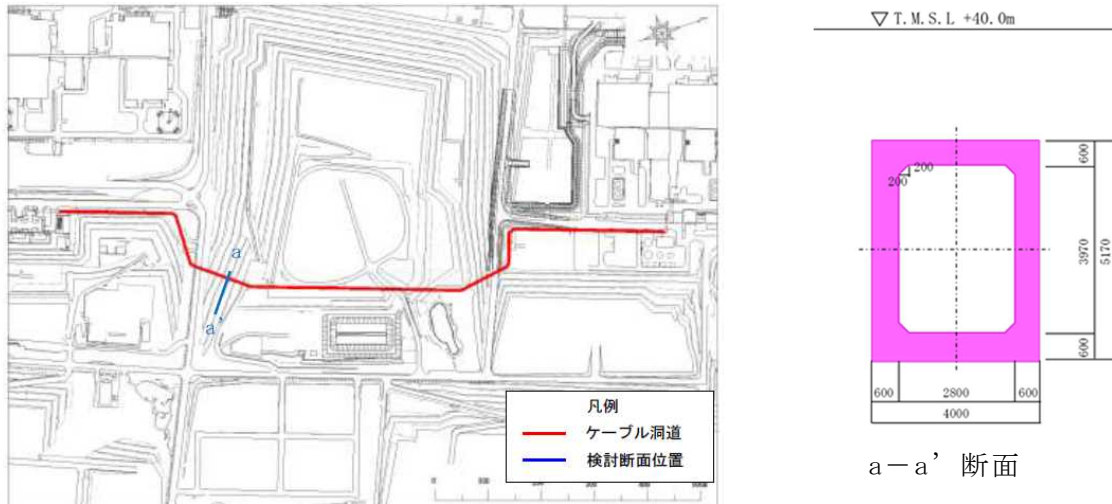
(a) 154kV 開閉所～66kV 起動用開閉所 (南側) ケーブル洞道位置図・断面図



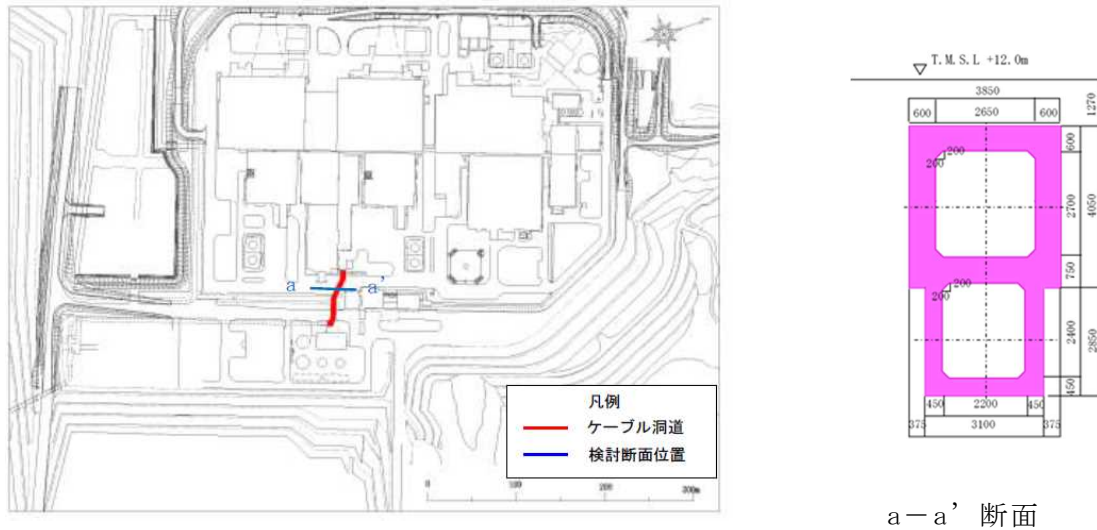
a-a' 断面

(b) 66kV 起動用開閉所 (南側～北側) ケーブル洞道位置図・断面図

図 13 ケーブル洞道の基礎構造 (1/2)



(c) 500kV 電力ケーブル洞道位置図・断面図



(d) 6号機 CV ケーブル洞道位置図・断面図

図 13 ケーブル洞道の基礎構造 (2/2)

3.3.1.3 罫子及び遮断器等の耐震性

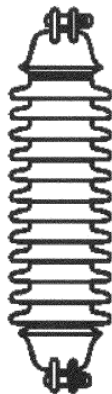
500kV 超高圧開閉所, 154kV 開閉所及び 66kV 起動用開閉所から発電機側の送受電設備は耐震性の高いものを使用する。

罫子は, 長幹罫子に比べ, 可とう性のある懸垂罫子を使用する。長幹罫子及び懸垂罫子の外観について図 14 に示す。

遮断器等は, 気中遮断器に比べ, 重心が低く耐震性の高いガス絶縁開閉装置又はガス遮断器を使用する。

なお, 500kV 超高圧開閉所の送電線上流側接続先である東京電力パワーグリッド株式会社西群馬開閉所までの罫子について長幹罫子が使用されている。

ないことを確認しており、154kV 開閉所の送電線上流接続先である東北電力ネットワーク株式会社刈羽変電所までの碍子については、一部ロックピン免震金具を耐震対策としていることを確認している。

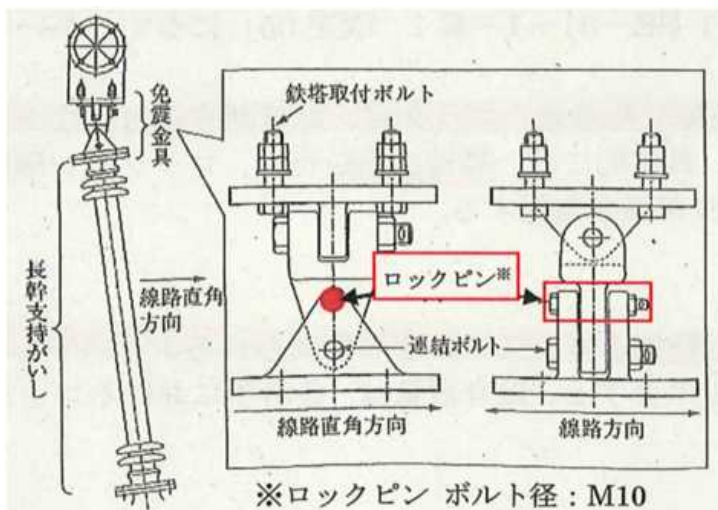


(a) 長幹碍子



(b) 懸垂碍子

数珠つなぎに複数個を連結するため、長幹碍子に比べ可とう性を有している。



震度5強以上の地震による荷重が加わると免震機能が動作(ロックピンが破断)し、長幹碍子に働く曲げ荷重を逃がすことで、長幹碍子の折損を防止できる。

図 14 長幹碍子及び懸垂碍子の例

3.3.1.4 碍子及び遮断器等への津波の影響

碍子及び遮断器等は、基準津波の影響を受けない敷地高さとなる 500kV 超高圧開閉所、154kV 開閉所及び 66kV 起動用開閉所に設置する。基準津波による発電所周辺の最高水位分布を図 15 に示す。

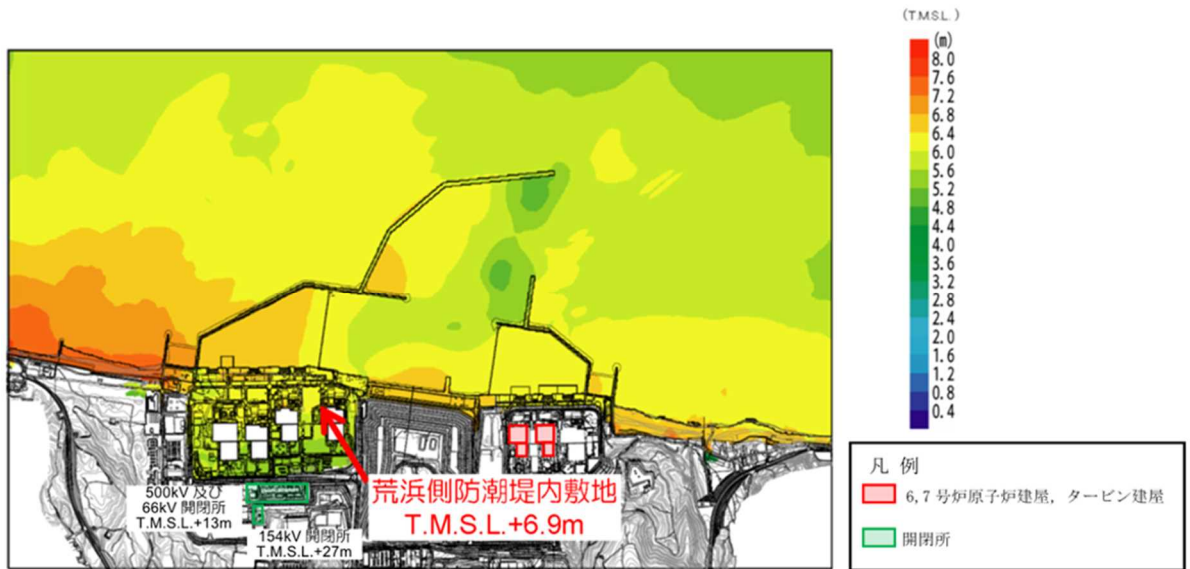


図 15 基準津波の最高水位分布

3.3.1.5 碍子及び遮断器等の塩害対策

500kV 送電線引留部の碍子及び 154kV 開閉所の壁貫ブッシング部の碍子に対しては、塩分等が碍子表面に付着することにより絶縁性能が著しく低下することを防止するため、活線状態で洗浄を実施できる碍子洗浄装置を設置する。碍子洗浄装置の系統及び外観を図 16、図 17 に示す。

さらに塩害による外部絶縁事故を防止するため、活線で碍子を洗浄することを保安規定に定めている。

遮断器等の塩害対策としては、電路がタンクに内包されているガス絶縁開閉装置を採用する又は屋内に設置する。

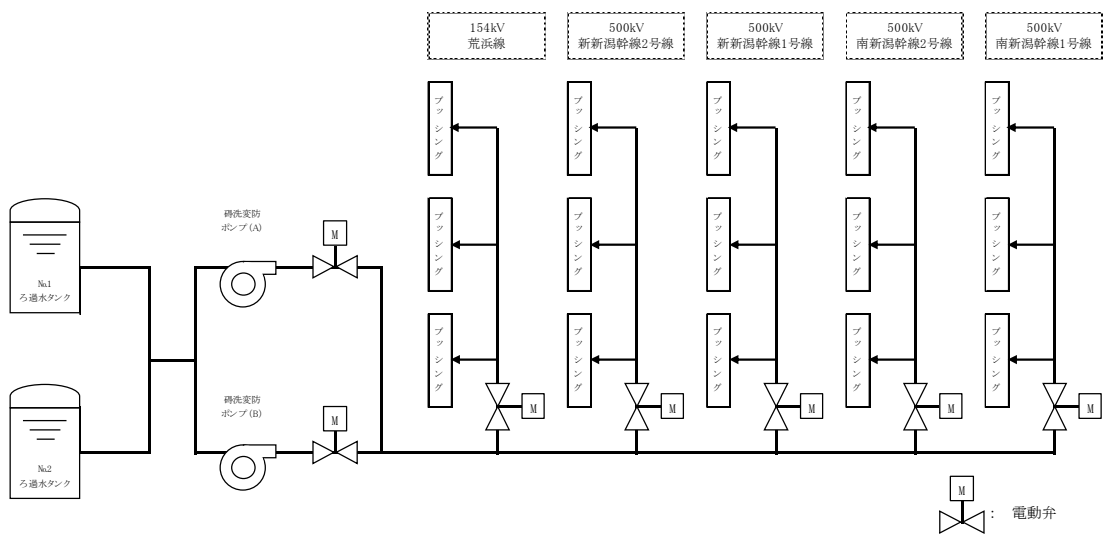


図 16 碍子洗浄装置の系統

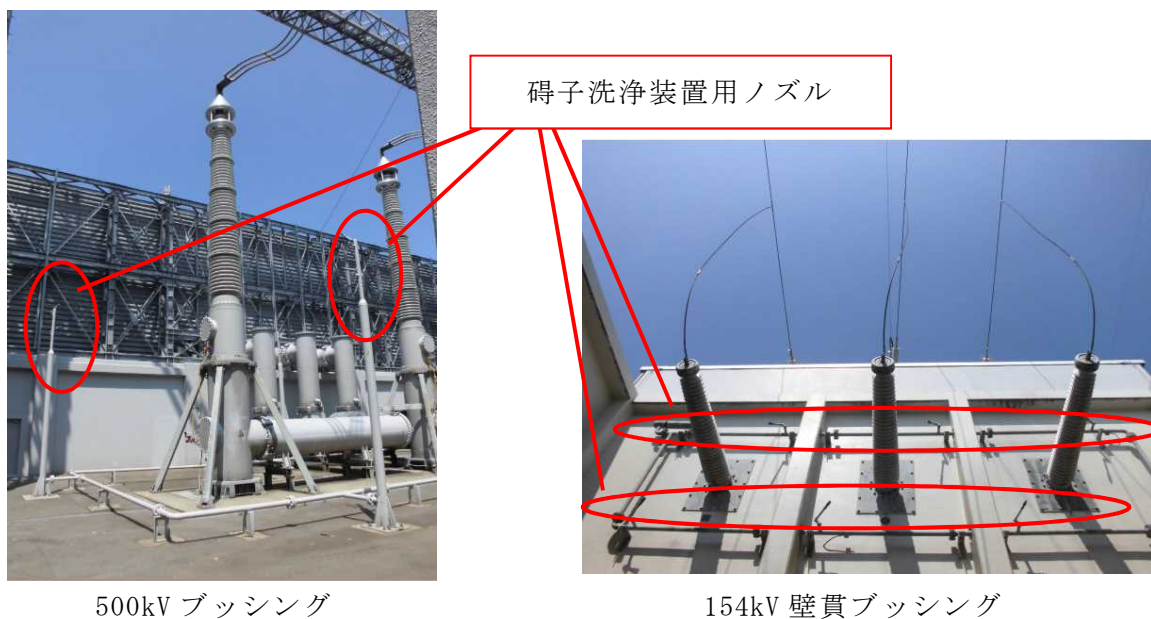


図 17 碍子洗浄装置外観

3.3.2 機器の損壊、故障その他の異常の検知と拡大防止

保安電源設備は、機器の損壊、故障その他の異常を検知するため、変圧器、母線等の各保護対象設備に応じた保護継電器を設ける設計とする。表 5 に故障要因、検知する保護継電器及び異常の拡大防止のために動作する遮断器を示す。また、主な保護の概要を図 18, 図 19 に示す。

ガス絶縁開閉装置の遮断器は、送電線の引込口及び主変圧器、高起動変圧器とガス絶縁開閉装置の区分箇所及び各母線間の区分箇所に設置し、メタルクラッド開閉装置の遮断器は、各変圧器の受電口、各母線間の区分箇所及び各負荷への送電口に設置する設計とする。

保安電源設備は、重要安全施設の機能を維持するために必要となる電力の供給が停止することがないように、母線、変圧器のそれぞれを多重化し、1 系統の故障が発生した場合、遮断器にて系統分離が可能な設計とする。

表 5 保護継電装置の機能について

設備名	故障要因	保護継電器	動作する遮断器
主変圧器	短絡, 地絡	比率差動継電器 (87)	026, 所内変圧器受電用遮断器
高起動変圧器	短絡, 地絡	比率差動継電器 (87)	081, 082, 083, 0111, 0112, 0113
	過電流	過電流継電器 (51)	
低起動変圧器	短絡, 地絡	比率差動継電器 (87)	06SA, 06SB, 低起動変圧器受電用遮断器
	過電流	過電流継電器 (51)	
予備変圧器	短絡, 地絡	比率差動継電器 (87)	011, 0114
	過電流	過電流継電器 (51)	
500kV 母線	短絡, 地絡	比率差動継電器 (87)	01, 02, 03, 04, 010, 020, 021, 022, 023, 024, 025, 026, 027, 030, 040, 050, 060, 081, 082, 083
66kV 母線	短絡, 地絡	比率差動継電器 (87)	0113, 0120, 0150, 0160, 05SA, 05SB, 06SA, 06SB

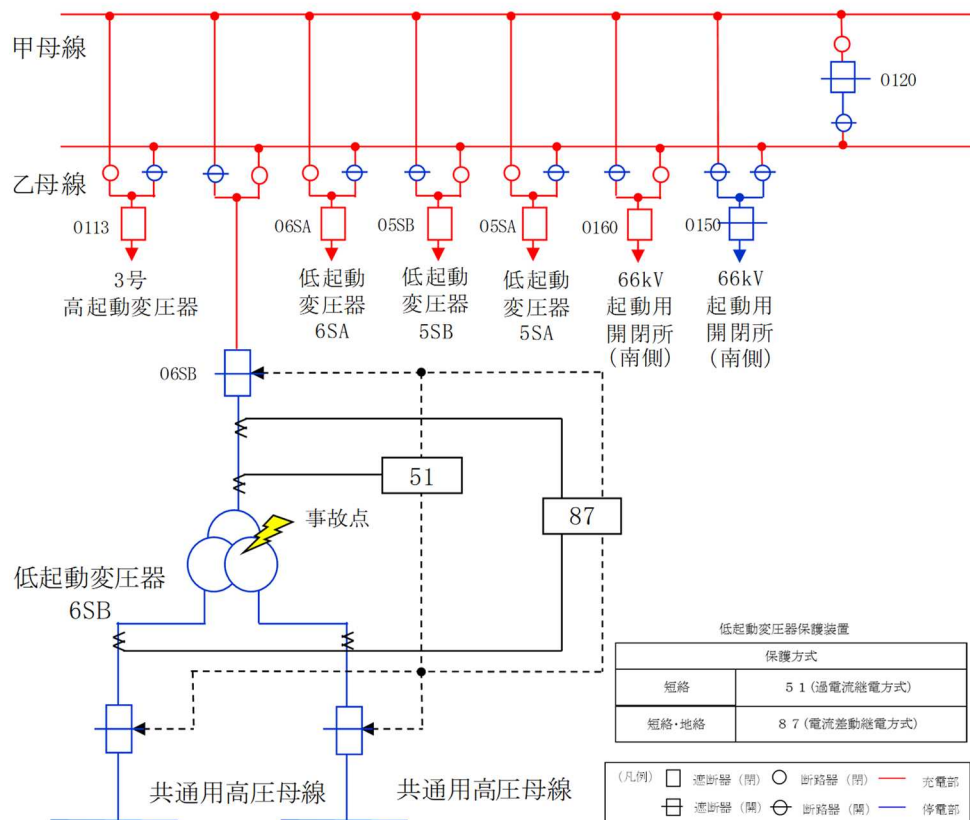
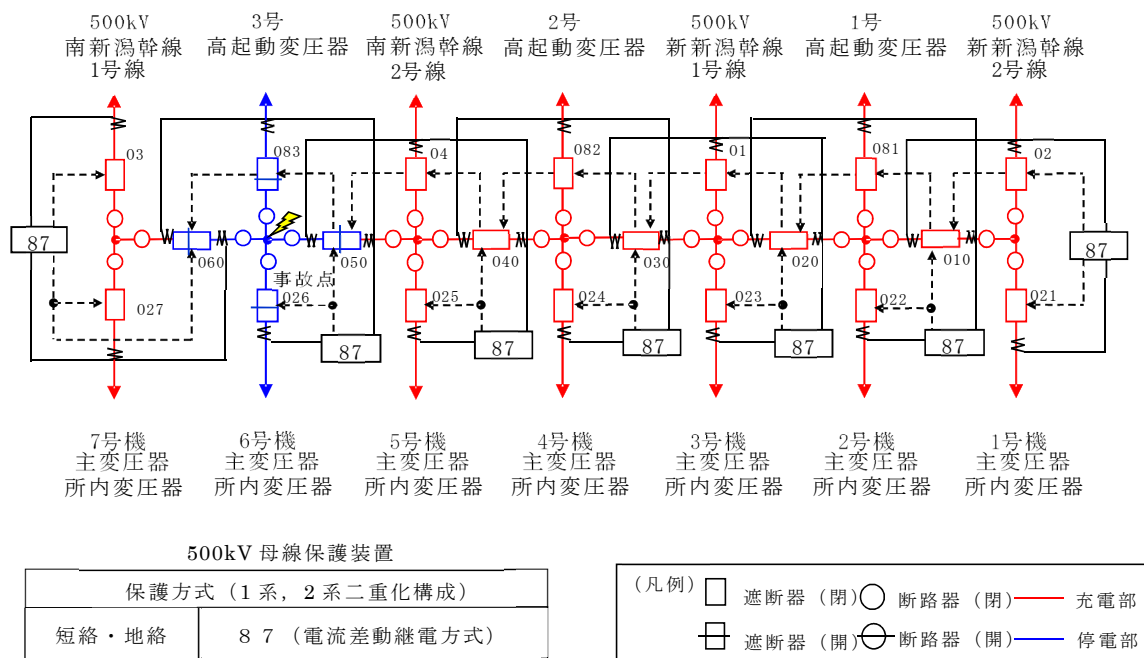
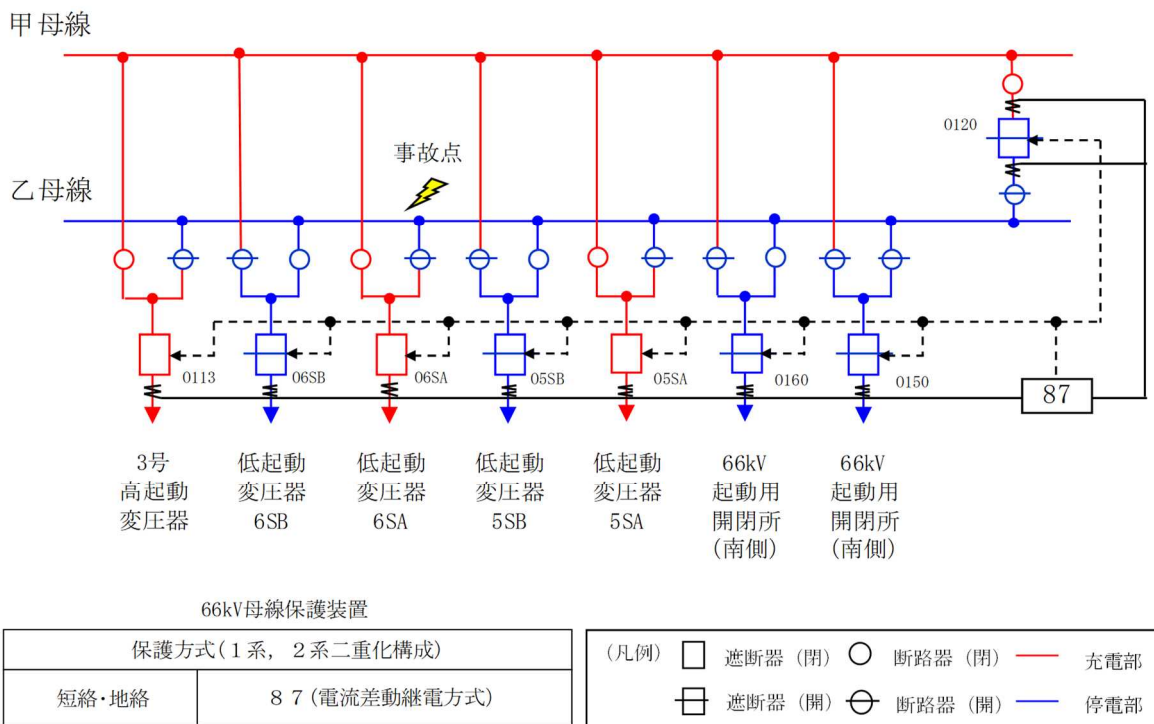


図 18 変圧器保護 (低起動変圧器 6SB 故障時)



(a) 500kV 超高压開閉所 6号機が接続する母線故障時



(b) 66kV 起動用開閉所 (北側) 乙母線故障時

図 19 母線保護

3.3.3 1相の電路の開放に対する検知及び電力の安定性回復

外部電源に直接接続する変圧器として、高起動変圧器及び予備変圧器を設置する設計とする。変圧器の一次側において3相のうちの1相の電路の開放が生じ、安全施設への電力の供給が不安定になった場合においては、自動(地絡や過電流による保護継電器の動作により)又は手動で、故障箇所の隔離又は非常用母線の健全な電源からの受電切替が行われることにより、安全施設への電力供給の安定性を回復できる設計とする。

500kV送電線の引込口から高起動変圧器一次側は、電路が露出せず接地された筐体内に内包する設計とする。また、154kV送電線の引込口から予備変圧器一次側については、気中に露出した電路を有する設計とする。

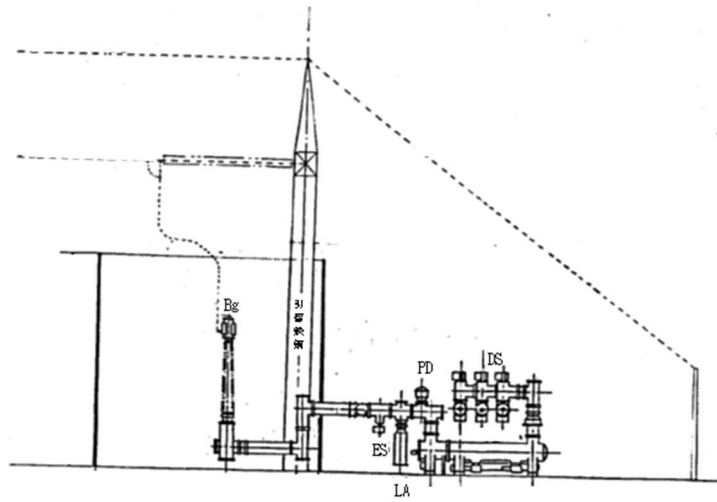
高起動変圧器は、変圧器一次側の接続部位に架線の碍子を用いず、接地された筐体内に設置するとともに、断線が発生しにくい設計とする。また、予備変圧器一次側の架線は屋内に設置する設計とする。

遮断器等はガス絶縁開閉装置を採用し、導体を気中部に露出させず、接地された筐体内に内包する設計とする。また、絶縁スペーサで導体を支持する構造とし、導体の断線が発生しにくい構造とする。また、予備変圧器一次側はガス遮断器を採用し、ガス絶縁開閉装置同様ブッシングを通じて気中部と接続する設計とする。ブッシングは磁器碍管に導体が収納された構造とし、導体の損壊は磁器碍管の損壊がない限り考えにくい。ガス絶縁開閉装置、ガス遮断器の外観及び内部構造概要図を図20、図21に示す。

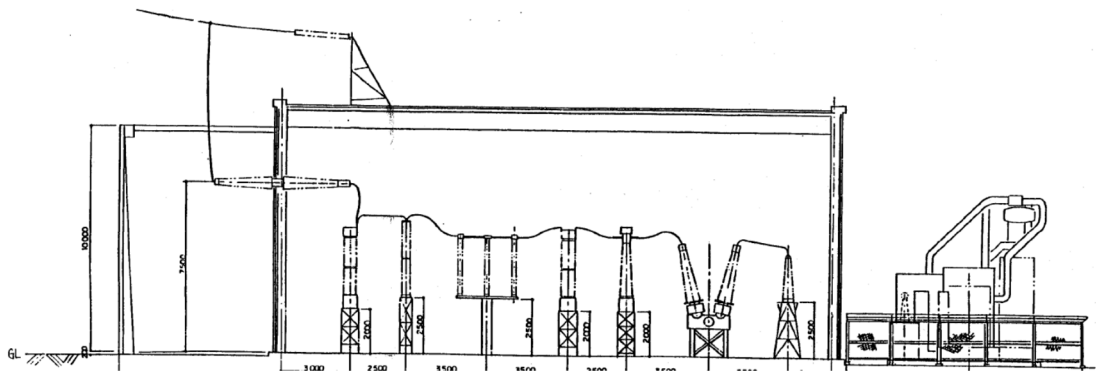
変圧器の内部において断線した場合、アークの発生により接地された筐体を通じ地絡が生じることで、地絡過電流継電器(51)あるいは比率差動継電器(87)が動作する等、保護継電器にて異常の検知が可能な設計とする。異常を検知した場合は、遮断器の自動動作により故障箇所が隔離され、非常用母線への供給は、自動的に健全な電源からの受電へ切り替わることができるインターロック回路を有する設計とする。

ガス絶縁開閉装置において断線が発生した場合、アークの発生により接地された筐体を通じ地絡が生じることで、地絡過電流継電器(51)あるいは比率差動継電器(87)が動作する等、保護継電器にて異常の検知が可能な設計とする。

ガス遮断器において磁器碍管損壊による故障が発生した場合、導体と筐体間で地絡が生じることで、地絡過電流継電器(51)あるいは比率差動継電器(87)が動作する等、保護継電器にて異常の検知が可能な設計とする。電路の開放故障を検知した場合は、遮断器の自動動作により故障箇所が隔離され、非常用母線への供給は、自動的に健全な電源からの受電へ切り替わることができるインターロック回路を有する設計とする。

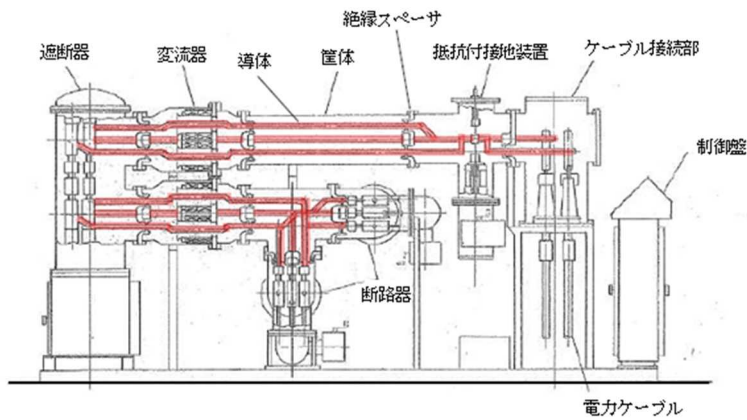


(a) 500kV 系統イメージ図 (引留鉄構からガス絶縁開閉装置まで)

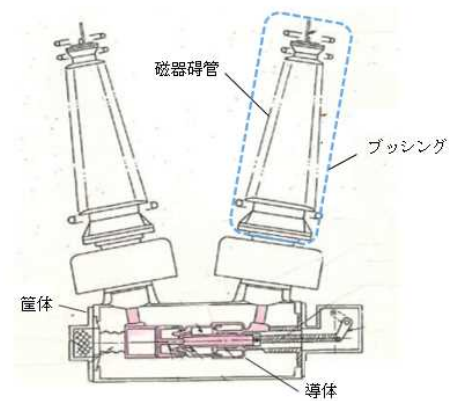


(b) 154kV 系統イメージ図 (引留鉄構から予備変圧器まで)

図 20 各設備の外観



(a) 500kV ガス絶縁開閉装置



(b) 154kV ガス遮断器

図 21 ガス絶縁開閉装置及びガス遮断器の内部構造概要図

3.3.4 電気設備の異常の予防等に関する設計事項

特別高圧設備は、原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準を準用する設計とし、電気学会電気規格調査会にて定められた規格（JEC）等で定められた適切な仕様のもを設置し、具体的には以下の設計とする。

(1) 感電、火災等の防止

感電、火災等の防止のため、ガス絶縁開閉装置、変圧器及び電路等の特別高圧設備は、充電部分が筐体内に内包され、充電部分に容易に接触できない設計とする。

電路の絶縁のため、変圧器内の電路は、絶縁油内に設置する設計とし、ガス絶縁開閉装置内の電路は、SF6 ガスを充てんしたタンク内に設置することで、電路の絶縁を確保する設計とし、「JEC-204」、「JEC-181」等に規定する耐電圧試験により絶縁耐力が確保された設計とする。

電線の接続箇所は、端子台等により接続することで電気抵抗を増加させないとともに、絶縁性能の低下及び期待される使用状態において断線のおそれがない設計とする。

「JEC-204」、「JEC-181」等に規定する熱的強度に適合する設計とする。

電気機械器具の危険防止のため、特別高圧の遮断器は、火災のおそれがないよう、閉鎖された金属製の外箱に収納し、隔離する設計とする。

電気設備の接地及び接地の方法については、A種接地工事等適切な接地工事を施す設計とする。

また、取扱者以外の者が容易に立入らないよう、発電所及び特別高圧設備の回りには、フェンスを設ける設計とする。

(2) 異常の予防及び保護対策

異常の予防及び保護対策のため、過電流を保護継電器にて検出し、遮断器を開放する設計とし、その作動に伴い動作する遮断器の開放状態を表示する装置を有する設計とする。また、地絡が発生した場合に開放するよう、発電所の送電線引出口に遮断器を施設する設計とする。

変圧器によって特別高圧電路に結合される高圧電路の母線には、特別高圧の電圧の侵入による高圧側の電気設備の損傷、感電又は火災のおそれがないよう、避雷器を施設する設計とする。

(3) 電氣的、磁氣的障害の防止

閉鎖構造（金属製の筐体）、接地の実施などにより、電気設備その他の物件の機能に電氣的又は磁氣的な障害を与えない設計とする。

(4) 高圧ガス等による危険の防止

ガス絶縁開閉装置に使用するガスは、可燃性、腐食性及び有毒性のない SF6 ガスを使用する設計とする。ガスの圧力低下により絶縁破壊を生ずるおそれのあるものは、絶縁ガスの圧力低下を警報する装置を設ける設計とする。

開閉器又は断路器の動作に使用する圧縮空気装置は最高使用圧力に耐え、かつ、漏洩がなく、異常な圧力を検知するとともに、圧力が上昇した場合に最高使用圧力に到達する前に圧力を低下させ、空気タンクの圧力が低下した場合に圧力を自動的に回復できる機能を有し、空気タンクは耐食性を有する設計とする。

(5) 供給支障の防止

変圧器は、内部故障を検知し動作する保護装置を施設し、検知した場合、自動遮断及び警報を発報する設計とする。

なお、変圧器の冷却ファンの故障等が発生し変圧器温度が著しく上昇した場合は、警報を発報する設計とする。

発電所には特別高圧設備の運転に必要な知識及び技能を有する者が常時駐在することにより、常時監視しない発電所は施設しない設計としている。

3.4 所内電源設備に関する設計

3.4.1 機器の損壊、故障その他の異常の検知と拡大防止

(1) 所内高圧系統及び所内低圧系統

発電機からの発生電力（27kV）は主変圧器にて 500kV へ昇圧されガス絶縁開閉装置を介し送電されるとともに、所内変圧器にて 6.9kV へ降圧し、所内高圧系統として常用高圧母線（6A-1, 6A-2, 6B-1, 6B-2：メタルクラッド開閉装置で構成）へ給電する。常用高圧母線及び所内低圧系統として常用低圧母線（6A-1, 6A-2, 6B-1, 6B-2：パワーセンタ及びモータコントロールセンタで構成）の構成に関して、添付図面第 1-4-1 図「交流全体単線結線図（その 1）」に示す。

常用高圧母線は、4 母線で構成し、通常運転時に必要な負荷を各母線に振り分け給電する。また、常用高圧母線から動力変圧器を通して降圧し、常用低圧母線へ給電する。過電流等の故障が発生した際、故障箇所を隔離できる設計とし、故障による影響が母線全体に波及することなく局所化できるとともに、他の安全施設への影響を限定できるように、高圧及び低圧母線は、母線から各負荷への引出口に開閉装置を設ける設計とする。

(2) 直流電源設備

直流電源設備の構成に関して、図 22 から図 24「直流電源単線結線図」に示すように、非常用として直流 125V 4 系統の蓄電池、充電器、直流主母線盤等で構成する。また、常用として直流 250V 1 系統及び直流 125V 常用 1 系統の蓄電池、充電器、直流主母線等で構成する。常用の直流電源設備は、タービンの非常用油ポ

ンプ，給水ポンプタービン非常用油ポンプ等へ給電する設計とする。また，必要箇所には配電用遮断器を設置し，異常の拡大防止を行う設計とする。

(3) 計測制御用電源設備

常用の計測制御用電源設備は，図 25「計測制御用電源単線結線図」に示すように，原子炉系計測用主母線盤，タービン系計測用主母線盤の 2 母線で構成する。母線電圧は 480V/120V である。また，必要箇所には配電用遮断器を設置し，異常の拡大防止を行う設計とする。

(4) ケーブル

常用電源設備の動力回路のケーブルは，許容電流を考慮したケーブルサイズを選定する等，負荷の容量に応じたケーブルを使用する。また，動力回路，制御回路，計装回路のケーブルは，それぞれ相互に分離したケーブルトレイ，電線管を使用して敷設する。

また，ケーブルは，補機や電路での過電流や地絡による損傷，感電，火災等の発生を防止できるよう遮断器等に接続し，遮断器等の端子部との接続については，ネジ止め等により電気抵抗を増加させない設計とする。

3.4.2 電気設備の異常の予防等に関する設計事項

所内電源設備は，原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準を準用する設計とし，電気学会電気規格調査会にて定められた規格（JEC）等で定められた適切な仕様のもを設置し，具体的には以下の設計とする。

(1) 感電，火災等の防止

感電，火災等の防止のため，電線路等その他の所内電源設備は，電線の接続箇所において電線の電気抵抗を増加させないようにネジ止め等により接続する設計とし，絶縁性能の低下及び期待される使用状態において断線のおそれがない設計とする。所内電源設備に属する電路の接続箇所等は，筐体内やアクリルカバー等により充電部分に容易に接触できない設計とする。熱的強度については，期待される使用状態において，その電気機械器具に発生する熱に耐える設計とする。必要箇所には，異常時の電圧上昇等による影響を及ぼさないよう適切な接地を施す設計とする。

取扱者以外の者が容易に立入らないよう，発電所の周囲にはフェンス等を設ける設計とし，各電源設備の操作，点検等のために使用する扉等は施錠できる設計とする。

(2) 異常の予防及び保護対策

高圧電路と低圧電路とを結合する動力変圧器は，異常の予防及び保護対策のため，電気設備の損傷，感電又は火災のおそれがないよう，接地を施す設計とする。

所内電源設備から電力供給を行う各補機には，過電流を検知できるよう保護継

電器を設置し、過電流を検出した場合は、自動的に遮断器を開放する設計とすることにより、電気機械器具の損傷並びに火災の発生を防止する設計とする。

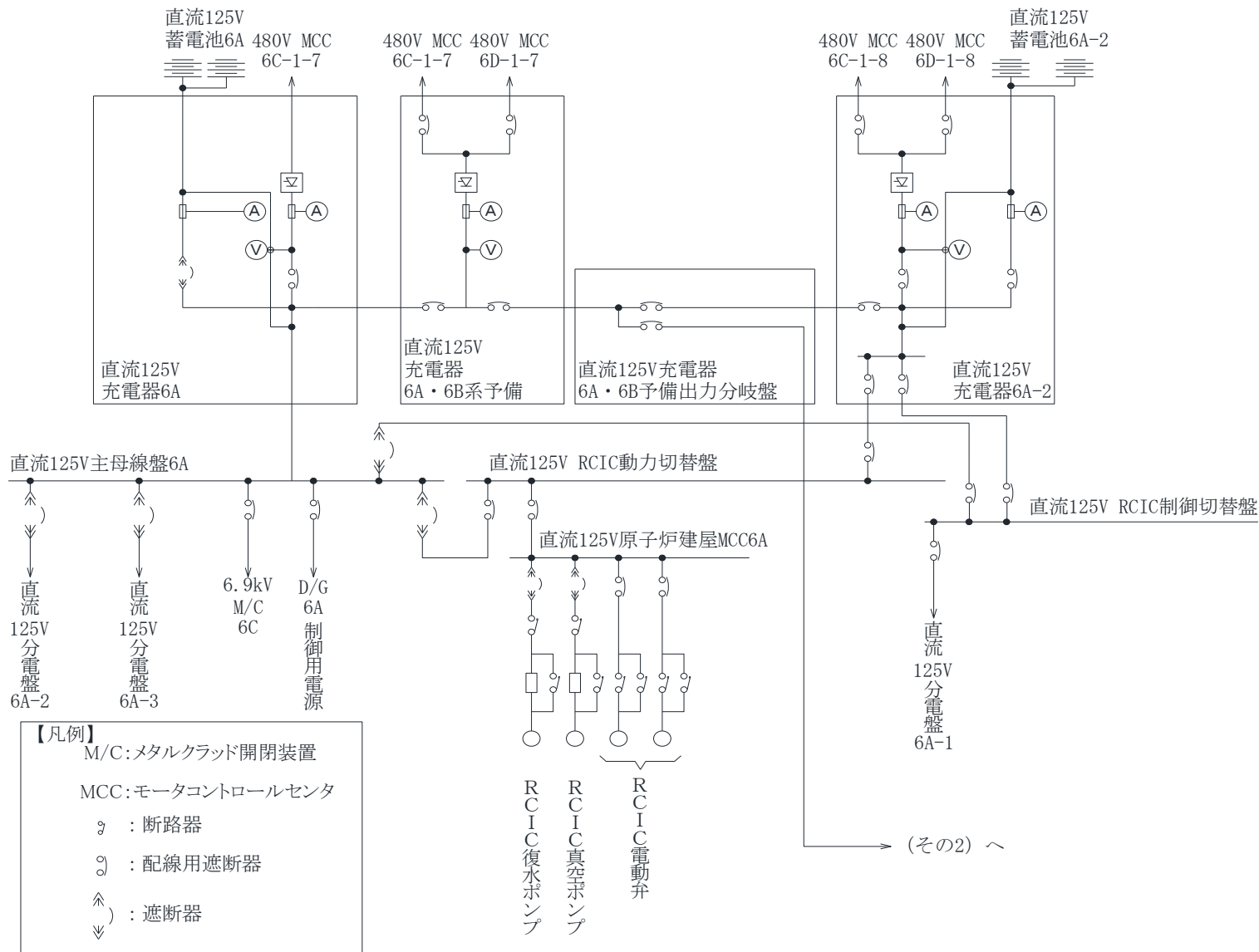
(3) 電氣的、磁氣的障害の防止

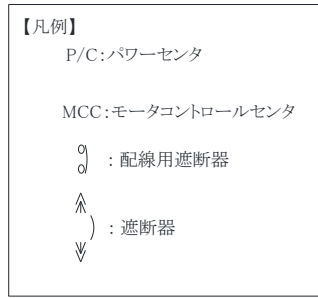
閉鎖構造（金属製の筐体）、接地の実施等により、電気設備その他の物件の機能に電氣的又は磁氣的な障害を与えない設計とする。

(4) 供給支障の防止

発電所構内に、所内電源設備の運転に必要な知識を有する者が常時駐在することにより、常時監視しない発電所は施設しない設計とする。

図 22 直流電源単線結線図 (1/3)





(その1) より

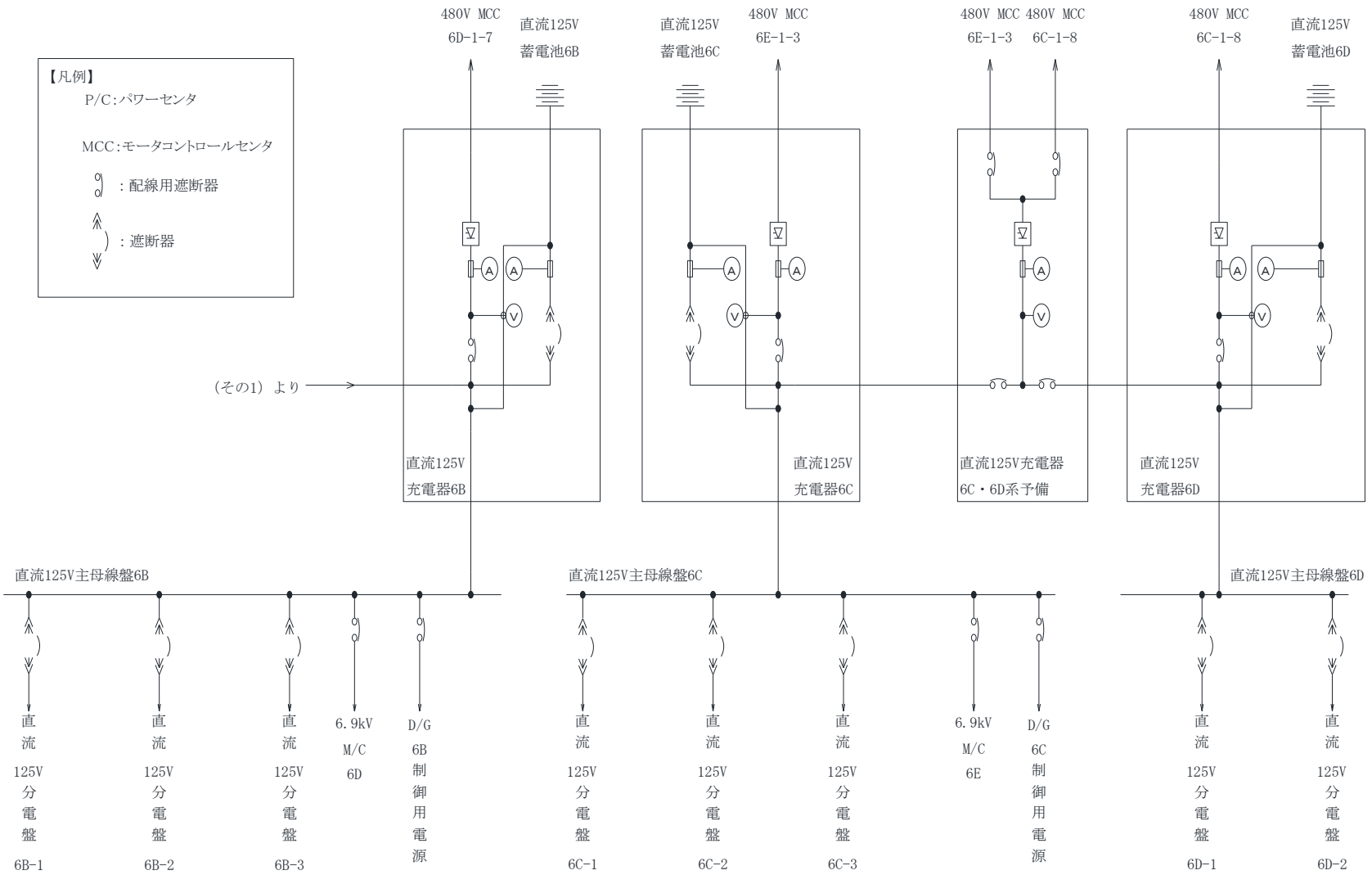


図 23 直流電源単線結線図 (2/3)

図 24 直流電源単線結線図 (3/3)

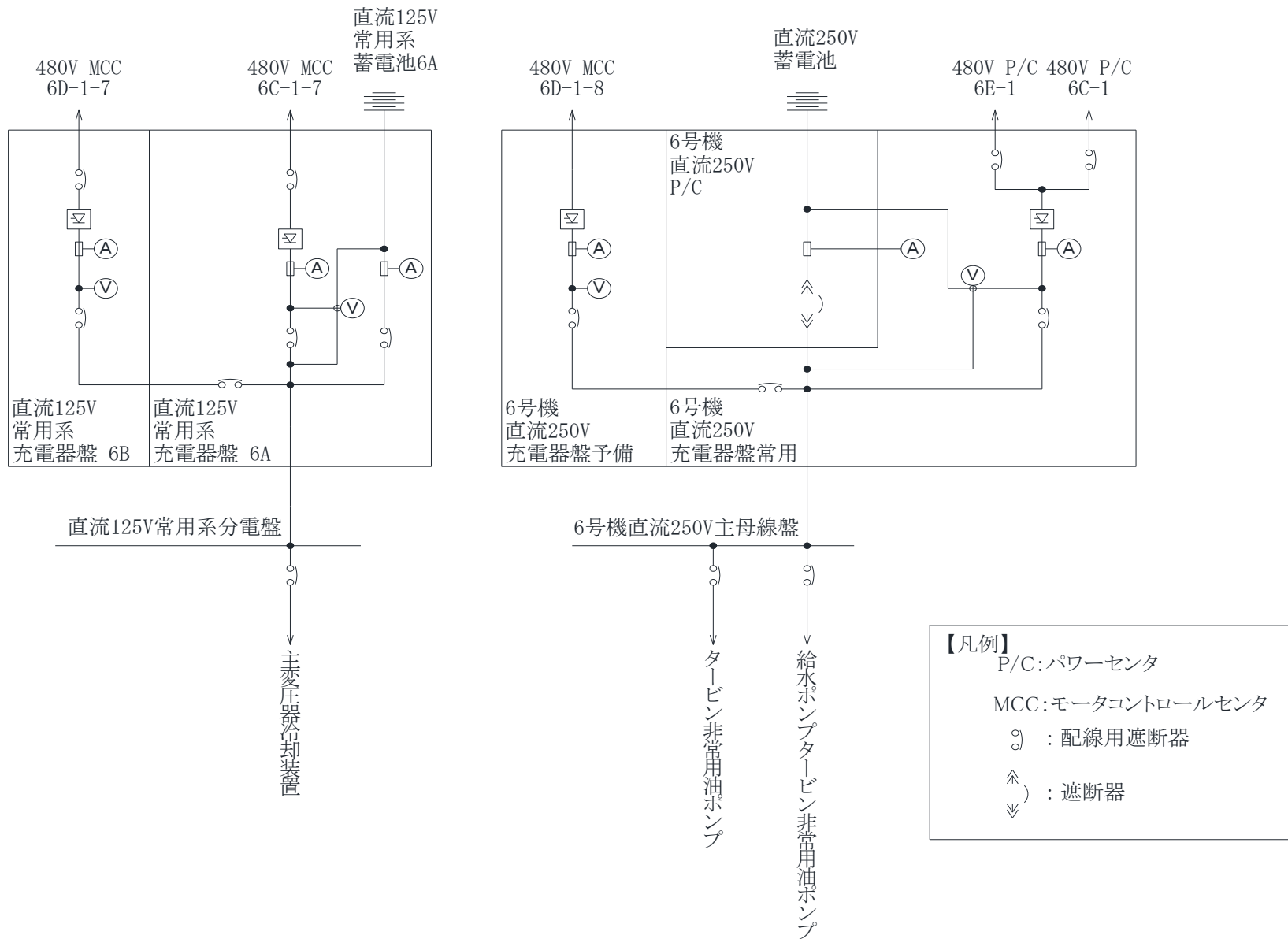
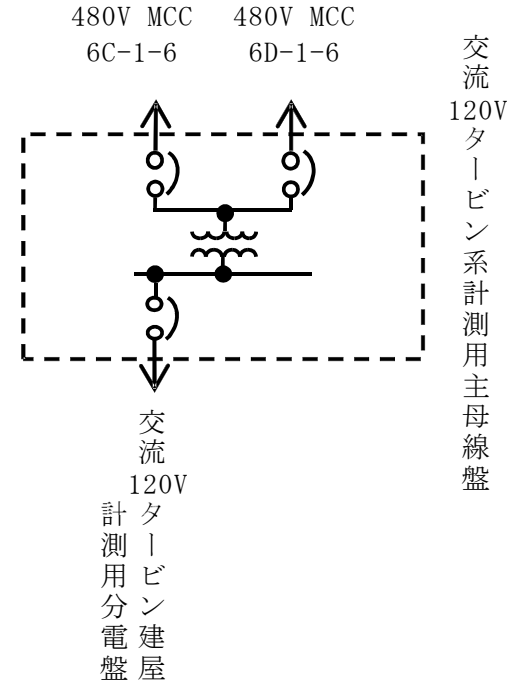
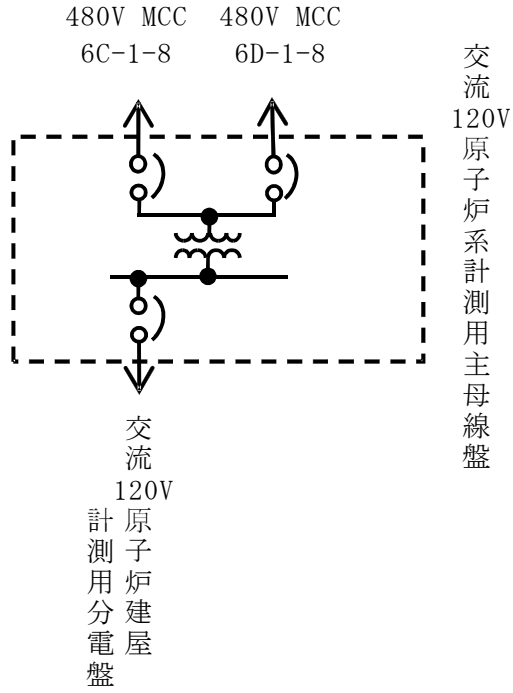


図 25 計測制御用電源単線結線図



(凡例)
MCC : モーターコントロールセンタ
☽ : 配線用遮断器

VI-1-9-3 緊急時対策所の説明書

VI-1-9-3-1 緊急時対策所の機能に関する説明書

- (1) 緊急時対策所の機能に関する説明書
(緊急時対策所の有毒ガス防護について除く)
- (2) 緊急時対策所の機能に関する説明書
(緊急時対策所の有毒ガス防護について)

- (1) 緊急時対策所の機能に関する説明書
(緊急時対策所の有毒ガス防護について除く)

目 次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
3. 緊急時対策所の機能に係る詳細設計	3
3.1 居住性の確保	5
3.1.1 換気空調系設備等	6
3.1.2 生体遮蔽装置	7
3.1.3 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計	7
3.1.4 チェンジングエリア	7
3.2 情報の把握	7
3.3 通信連絡	8
3.3.1 通信連絡設備	8
3.3.2 緊急時対策支援システム（ERSS）等へのデータ伝送設備	9

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46条及び第76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、緊急時対策所の機能について説明するものである。併せて技術基準規則第47条第4項のうち通信連絡設備及び第5項、第77条並びにそれらの解釈に係る緊急時対策所の通信連絡設備について説明する。

2. 基本方針

2.1 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「緊急時対策所」という。）は，重大事故等が発生した場合においても当該事故等に対処するため以下の設計とする。

なお，緊急時対策所は，5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）（7号機設備，6,7号機共用，5号機に設置）（以下「緊急時対策所（対策本部）」という。）及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）（7号機設備，6,7号機共用，5号機に設置）（以下「緊急時対策所（待機場所）」という。）で構成する。

(1) 緊急時対策所は，基準地震動 S_s による地震力に対し緊急時対策所の機能を喪失しないようにするとともに，基準津波（T.M.S.L. 8.3m）の影響を受けない設計とする。また，緊急時対策所は，敷地高さT.M.S.L. 12mに設置された5号機原子炉建屋の3階（T.M.S.L. 27.8m）に設置することにより，津波による影響を受けない設計とする。

耐震性に関する詳細は，VI-2-10-4「緊急時対策所の耐震性に関する説明書」及び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」，自然現象への配慮等の詳細は，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」に示す。

(2) 緊急時対策所は，緊急時対策所の機能に係る設備を含め，共通要因により中央制御室（「7号機設備，6,7号機共用」（以下同じ。））と同時に機能喪失しないよう，中央制御室に対して独立性を有する設計とするとともに，中央制御室から離れた位置に設ける設計とする。

位置的分散に関する詳細は，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」に示す。

(3) 緊急時対策所は，代替電源設備からの給電を可能な設計とし，1台で緊急時対策所に給電するために必要な発電機容量を有する5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備（「7号機設備，6,7号機共用，屋外に保管」（以下同じ。））を2台1セットとして配備する。また，予備機を2台1セット配備するとともに，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して更に1台配備し、合計3台の予備を配備することで多重性を確保する設計とする。

なお、5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備は、希ガス等の放射性物質の放出時に緊急時対策所の外側で操作及び作業を行わない設計とする。

- (4) 緊急時対策所は、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、緊急時対策所を共用し、必要な情報を共有・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、安全性を損なわない設計とするとともに、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。

共用に関する詳細は、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」に示す。

2.2 緊急時対策所は、以下の機能を有する設計とする。

- (1) 居住性の確保に関する機能

原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常（以下「原子炉冷却材喪失事故等」という。）が発生した場合において、当該事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができ、必要な期間にわたり滞在できるものとする。また、重大事故等が発生した場合においても、当該事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含め、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができるものとする。

緊急時対策所は、重大事故等時において、緊急時対策所内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するため適切な換気設計を行い、緊急時対策所の気密性及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽（「7号機設備、6,7号機共用、5号機に設置」（以下同じ。）、5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽（「7号機設備、6,7号機共用、5号機に設置」（以下同じ。）、5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）室内遮蔽（「7号機設備、6,7号機共用、5号機に設置」（以下同じ。）の性能とあいまって、居住性に係る判断基準である緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が事故後7日間で100mSvを超えないものとする。

また、緊急時対策所内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するための確実な判断ができるよう、放射線管理施設のうち、放射線量を監視、測定するための可搬型エリアモニタ及び可搬型モニタリングポストを保管することができるものとする。

原子炉冷却材喪失事故等及び重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所内の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ものとする。

(2) 情報の把握に関する機能

原子炉冷却材喪失事故等が発生した場合において、中央制御室の運転員を介さずに事故状態等を正確かつ速やかに把握できるとともに、重大事故等が発生した場合においても、当該事故等に対処するために必要な情報を把握できるよう、必要なパラメータ等を収集し、緊急時対策所（対策本部）内で表示できるものとする。

(3) 通信連絡に関する機能

原子炉冷却材喪失事故等及び重大事故等が発生した場合において、発電所内の関係要員に指示や発電所外関連箇所との通信連絡等、発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うとともに、発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ERSS）等へ必要なデータを伝送することができるものとする。

3. 緊急時対策所の機能に係る詳細設計

緊急時対策所を設置する5号機原子炉建屋は、基準地震動 S_s による地震力に対し、耐震構造として緊急時対策所の機能を喪失しない設計とすることにより、以下の設備の性能とあいまって十分な気密性を確保するとともに、遮蔽機能が喪失しない設計とする。

a. 緊急時対策所換気空調系

(a) 可搬型陽圧化空調機（対策本部）（「7号機設備、6,7号機共用、5号機に保管」（以下同じ。）」

イ. 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号機に保管）

ロ. 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（フィルタユニット）（7号機設備、6,7号機共用、5号機に保管）

ハ. 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仮設ダクト（7号機設備、6,7号機共用、5号機に保管）

(b) 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号機に保管」（以下同じ。）」

(c) 可搬型陽圧化空調機（待機場所）（「7号機設備、6,7号機共用、5号機に保管」（以下同じ。）」

イ. 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、5号機に保管）

ロ. 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（フィルタユニット）（7号機設備、6,7号機共用、5号機に保管）

ハ. 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仮設ダクト（7号機設備、6,7号機共用、5号機に保管）

(d) 陽圧化装置（対策本部）（「7号機設備、6,7号機共用、5号機に保管」（以下同じ。）」

- イ. 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）（7号機設備, 6,7号機共用, 5号機に保管）
- ロ. 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）配管（7号機設備, 6,7号機共用, 5号機に設置）
- (e) 陽圧化装置（待機場所）（「7号機設備, 6,7号機共用, 5号機に保管」(以下同じ。))
- イ. 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）（7号機設備, 6,7号機共用, 5号機に保管）
- ロ. 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）配管（7号機設備, 6,7号機共用, 5号機に設置）

また、緊急時対策所の機能に係る設備についても、基準地震動 S_s による地震力に対し、機能を喪失しないよう、可搬型設備に関しては、固縛等の措置を施す。

緊急時対策所は、図3-1に示すとおり、基準津波（T.M.S.L.8.3m）の影響を受けない設計とする。また、中央制御室から離れた場所の敷地高さT.M.S.L.12mに設置された5号機原子炉建屋の3階（T.M.S.L.27.8m）に設置することにより、津波による影響を受けない設計とする。

緊急時対策所の機能に係る設備は、5号機原子炉建屋内に設置することにより、図3-1に示すとおり、中央制御室に対して独立性を有した設計とするとともに、予備も含め中央制御室から離れた位置に設置又は保管する。

緊急時対策所は、図3-3に示すとおり、通常時の電源を6号機又は7号機の非常用高圧母線より受電可能とし、6号機又は7号機の非常用高圧母線からの受電が喪失した場合、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緊急時対策所の機能を維持するために必要となる電源の供給が可能な設計とする。

5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備は1台で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、1台故障による機能喪失の防止と燃料補給のために停止する際にも給電を継続するため2台を1セットとして配備する。

また、予備機を大湊側高台保管場所に2台1セットを配備するとともに、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して更に1台配備し、合計3台の予備を配備することで多重性を確保する。

緊急時対策所の運用に必要な電源容量は、表3-1に示す緊急時の指揮命令に必要なとされる負荷内訳から、約57kWである。

また、軽油タンクからタンクローリ（4kL）を用いて、軽油を補給することにより、7日以上5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備を運転可能としている。

5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備は燃料タンク（990L）を内蔵しており、表3-1に示す負荷に対して54時間以上連続給電が可能であり、格納容器ベント実施前に予め給油を行うことにより、格納容器ベント実施後早期に給油が必要となることはない。

なお、格納容器ベント実施前に負荷運転中の5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備1台に加えて、もう1台を無負荷運転にて待機しておくことで、万一、負荷運転中の5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備が停止した場合、無負荷運転中の5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備へ切替えることにより10時間以上給電可能とする。

緊急時対策所は、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、緊急時対策所を共用し、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、安全性を損なわない設計とするとともに、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。

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

緊急時対策所の機器配置図を図3-2に示す。

3.1 居住性の確保

緊急時対策所は、原子炉冷却材喪失事故等が発生した場合において、原子炉冷却材喪失事故等に対処するために必要な指示を行うための要員がとどまることができ、また、重大事故等が発生した場合においても、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な要員を含め、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができる設計とする。

緊急時対策所は、図3-4、図3-5及び図3-6に示すとおり、緊急時対策所（対策本部）（約220 m²）及び緊急時対策所（待機場所）（約60 m²）で構成している。

緊急時対策所には、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な対策を行う要員として、緊急時対策所（対策本部）に73名、緊急時対策所（待機場所）に48名の合計121名を収容する。

また、緊急時対策所（対策本部）及び緊急時対策所（待機場所）の収容可能人数は、それらを上回る人数として、緊急時対策所（対策本部）に最大で86名、緊急時対策所（待機場所）に最大で98名の合計184名を収容できる設計とする。

なお、緊急時対策所（対策本部）及び緊急時対策所（待機場所）の配置にあたっては、図3-5及び図3-6に示すとおり要員の活動に必要な広さを有した設計とする。

緊急時対策所は、重大事故等において、緊急時対策所の気密性、5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽、可搬型陽圧化空調機（対策本部）、陽圧化装置（対策本部）、5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽、5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）室内遮蔽、可搬型陽圧化空調機（待機場所）及び陽圧化装置（待機場所）の性能とあいまって、居

住性に係る判断基準である緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が事故後 7 日間で 100mSv を超えない設計とする。

3.1.1 換気空調系設備等

緊急時対策所内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減するため、重大事故等時には、可搬型陽圧化空調機（対策本部）を起動し、外気を可搬型陽圧化空調機（対策本部）のフィルタユニットにより浄化させ、浄化された空気を送気することで、緊急時対策所（対策本部）内への放射性物質の侵入を低減する設計とする。また、緊急時対策所（待機場所）も同様に、可搬型陽圧化空調機（待機場所）を起動し、外気を可搬型陽圧化空調機（待機場所）のフィルタユニットにより浄化させ、浄化された空気を送気することで、緊急時対策所（待機場所）内への放射性物質の侵入を低減する設計とする。

放射性雲通過時には、可搬型陽圧化空調機（対策本部）及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）から陽圧化装置（対策本部）及び陽圧化装置（待機場所）に切替え、緊急時対策所を陽圧化することで、隣接区画より高い圧力とし、緊急時対策所内への希ガス等の放射性物質の侵入を防止する設計とする。

放射性雲通過直後に5号機原子炉建屋附属棟内の放射性物質濃度が屋外より高い場合においては、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を用いて屋外からの外気を直接給気し、放射性物質濃度が屋外より高い5号機原子炉建屋附属棟内の空気を置換できる設計とする。また、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と可搬型陽圧化空調機（対策本部）を連結して運用することで、5号機原子炉建屋の屋上から外気を緊急時対策所（対策本部）に給気可能な設計とする。

放射性雲通過後においては、陽圧化装置（対策本部）及び陽圧化装置（待機場所）を停止し、放射性雲通過前と同様に可搬型陽圧化空調機（対策本部）及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）により緊急時対策所を陽圧化することにより、フィルタを介さない外気の流入を防止する設計とする。

緊急時対策所内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するための判断が確実におこなえるよう、放射線管理施設のうち緊急時対策所内外の放射線量を監視、測定するための可搬型エリアモニタ及び可搬型モニタリングポストを保管する設計とする。

また、陽圧化された緊急時対策所内と周辺エリアとの差圧を監視できる計測範囲として0～200Paを有する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号機に保管）を、緊急時対策所（対策本部）及び緊急時対策所（待機場所）それぞれで1個ずつ使用し、緊急時対策所（対策本部）及び緊急時対策所（待機場所）兼用の予備1個を含めた合計3個を緊急時対策所に保管する設計とする。

緊急時対策所換気空調系の設備構成図を図3-7に示す。

換気設備の機能については、VI-1-9-3-2「緊急時対策所の居住性に関する説明書」、放射線管理計測装置の仕様等は、VI-1-7-1「放射線管理用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」に示す。

3.1.2 生体遮蔽装置

5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽、5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）室内遮蔽は、居住性に係る被ばく評価の判断基準を超えない設計とする。

遮蔽設計の詳細は、VI-4-2-2「緊急時対策所の生体遮蔽装置の放射線の遮蔽及び熱除去についての計算書」及び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。

3.1.3 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計

設計基準事故時及び重大事故等が発生した場合の対応として、緊急時対策所内の酸素及び二酸化炭素濃度を確認する電池式の可搬型の酸素濃度計（対策本部）（「7号機設備、6,7号機共用、5号機に保管」（以下同じ。）、二酸化炭素濃度計（対策本部）（「7号機設備、6,7号機共用、5号機に保管」（以下同じ。）及び酸素濃度計（待機場所）（「7号機設備、6,7号機共用、5号機に保管」（以下同じ。）及び、二酸化炭素濃度計（待機場所）（「7号機設備、6,7号機共用、5号機に保管」（以下同じ。）は、活動に支障がない範囲にあることを把握できる設計とする。また、酸素濃度計（対策本部）、二酸化炭素濃度計（対策本部）及び酸素濃度計（待機場所）、二酸化炭素濃度計（待機場所）は、汎用品を用い容易、かつ確実に操作ができるものを保管する。

酸素濃度計（対策本部）、二酸化炭素濃度計（対策本部）及び酸素濃度計（待機場所）、二酸化炭素濃度計（待機場所）の仕様を表3-2に示す。

緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価については、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。

3.1.4 チェンジングエリア

重大事故等が発生し、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、要員が緊急時対策所の外側から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、図3-8に示すとおり、身体の汚染検査及び作業服の着替え等を行うための区画（以下「チェンジングエリア」という。）を設置する設計とする。

チェンジングエリアの詳細は、VI-1-7-2「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」及び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。

3.2 情報の把握

緊急時対策所（対策本部）において、原子炉冷却材喪失事故等に対処するために必要な情報及び重大事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要

な情報を、中央制御室内の運転員を介さずに正確かつ速やかに把握できるよう、情報収集設備として、データ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置及び SPDS 表示装置で構成する安全パラメータ表示システム (SPDS) を設置する。

安全パラメータ表示システム (SPDS) の概略構成を図 3-9 に示す。

安全パラメータ表示システム (SPDS) のうちデータ伝送装置は、6, 7 号機コントロール建屋内に設置し、緊急時対策支援システム伝送装置及び SPDS 表示装置は、緊急時対策所 (対策本部) に設置する。

SPDS 表示装置は、プラントの状態確認に必要な主要パラメータ及び主要な補機の作動状態を確認することができるようにする。

緊急時対策所 (対策本部) で確認できるパラメータは、VI-1-1-11「通信連絡設備に関する説明書」に示す。

3.3 通信連絡

3.3.1 通信連絡設備

緊急時対策所には、原子炉冷却材喪失事故等が発生した場合において、原子炉冷却材喪失事故等に対処するため、発電所内の要員への指示を行うために必要な所内通信連絡設備及び発電所外関係箇所と専用であって有線系又は衛星系回線による通信方式の多様性を備えた通信回線にて連絡できる所外通信連絡設備により、発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡できるようにする。

また、重大事故等が発生した場合においても、緊急時対策所 (対策本部) から中央制御室、発電所内の作業場所、本社、国、地方公共団体、その他関係機関の発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う所内通信連絡設備及び所外通信連絡設備により、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡できるようにする。

緊急時対策所の通信連絡設備として、送受話器 (ページング) (警報装置)、送受話器 (ページング)、電力保安通信用電話設備 (固定電話機、PHS 端末及び FAX)、衛星電話設備 (常設)、衛星電話設備 (可搬型)、無線連絡設備 (常設)、無線連絡設備 (可搬型)、携帯型音声呼出電話設備 (携帯型音声呼出電話機)、5 号機屋外緊急連絡用インターフォン (インターフォン)、テレビ会議システム (テレビ会議システム (社内向))、専用電話設備 (専用電話設備 (ホットライン) (地方公共団体他向))、衛星電話設備 (社内向) (テレビ会議システム (社内向) 及び衛星社内電話機) 及び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) を設置又は保管する。

なお、5 号機原子炉建屋内緊急時対策所の通信連絡設備は、計測制御系統施設の設備を緊急時対策所の設備として兼用する。

通信連絡設備の詳細は、VI-1-1-11「通信連絡設備に関する説明書」に示す。

3.3.2 緊急時対策支援システム（ERSS）等へのデータ伝送設備

原子炉冷却材喪失事故等が発生した場合において、有線系又は衛星系回線による通信方式の多様性を備えた構成の専用通信回線により、発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ERSS）等へ必要なデータを伝送できるデータ伝送設備として、緊急時対策支援システム伝送装置を緊急時対策所（対策本部）内に設置する。

緊急時対策支援システム（ERSS）等へのデータ伝送の機能に係る設備については、重大事故等が発生した場合においても必要なデータを伝送できる設計とする。

なお、データ伝送設備は、計測制御系統施設の設備を緊急時対策所の設備として兼用する。

緊急時対策支援システム伝送装置の詳細は、VI-1-1-11「通信連絡設備に関する説明書」に示す。

表 3-1 緊急時の指揮命令に必要とされる負荷内訳

負荷名称	負荷容量(kW)
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	5.49
照明設備（コンセント・火災感知器等）	23.45
安全パラメータ表示システム（SPDS）、通信連絡設備等	19.41
放射線管理設備*	8.67
合計	57.02

注記*：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）1個、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）2個及び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2個（計1.85kW）を含む。

表 3-2 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計

名称	仕様	
酸素濃度計	検知原理	ガルバニ電池式
	測定範囲	0.0~100.0vol%
	精 度	±0.5%
	電 源	電 源：電池式（交換により容易に電源が確保できるもの） 測定可能時間：約 1 年
	個 数	3 個（対策本部，待機場所，予備）
二酸化炭素濃度計	検知原理	NDIR（非分散型赤外線方式）
	検知範囲	0~10000ppm
	精 度	±3%F.S
	電 源	電 源：電池式（交換により容易に電源が確保できるもの） 測定可能時間：約 12 時間
	個 数	3 個（対策本部，待機場所，予備）

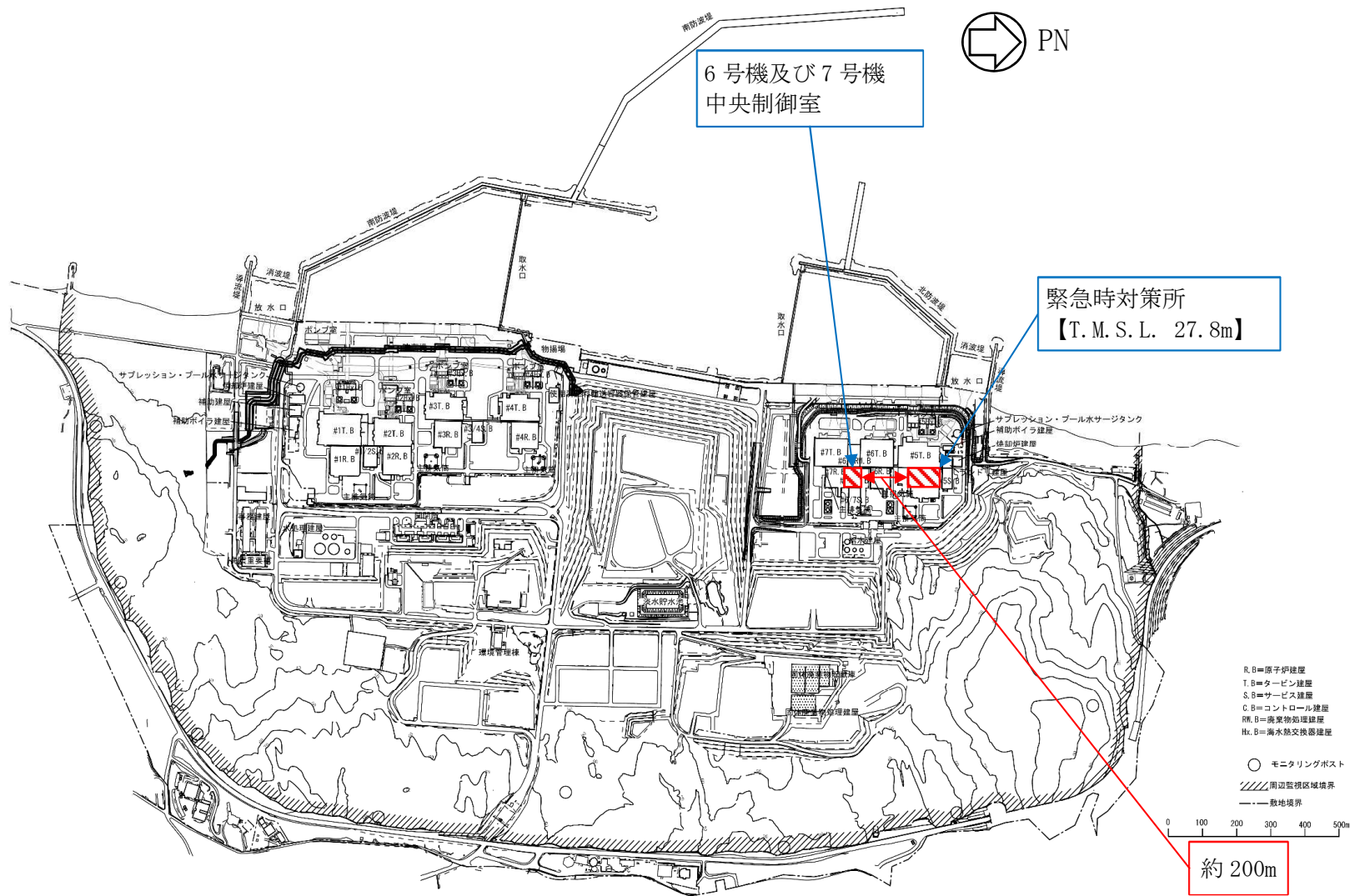
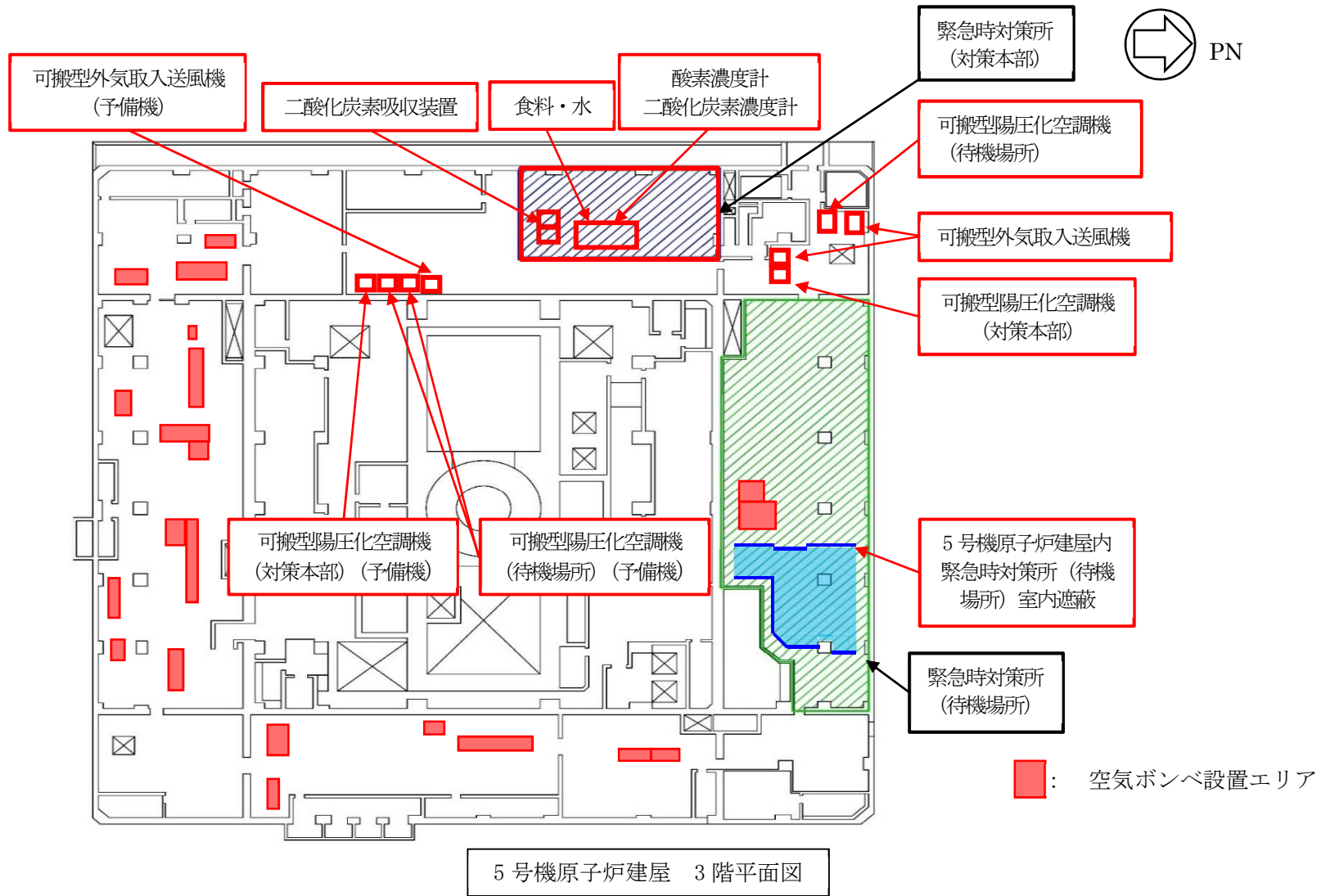


図 3-1 緊急時対策所 配置図



注： 今後の訓練実績により、配置が変更になる場合あり

図 3-2 緊急時対策所機器配置図 (1/3)

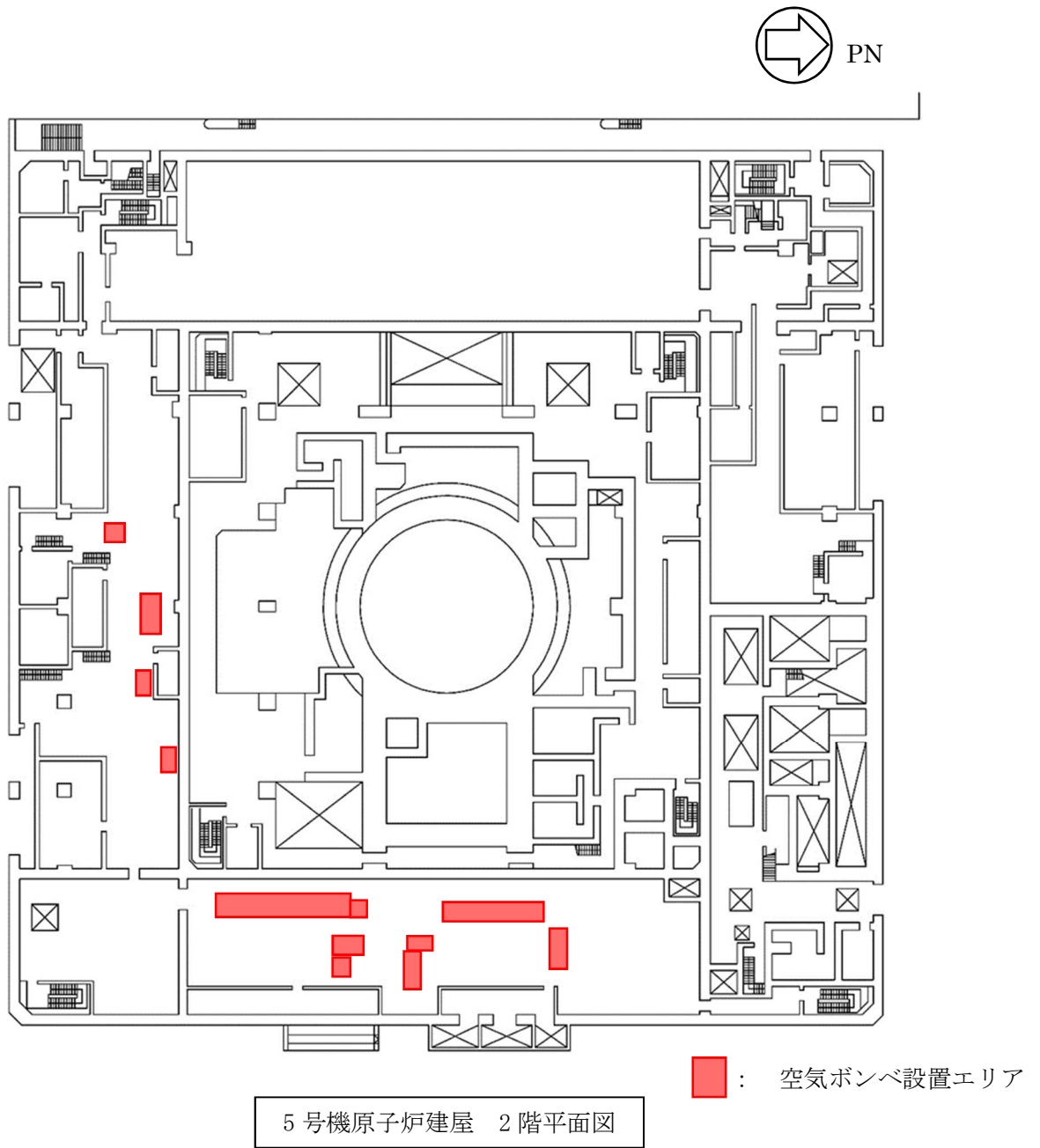


図 3-2 緊急時対策所機器配置図 (2/3)

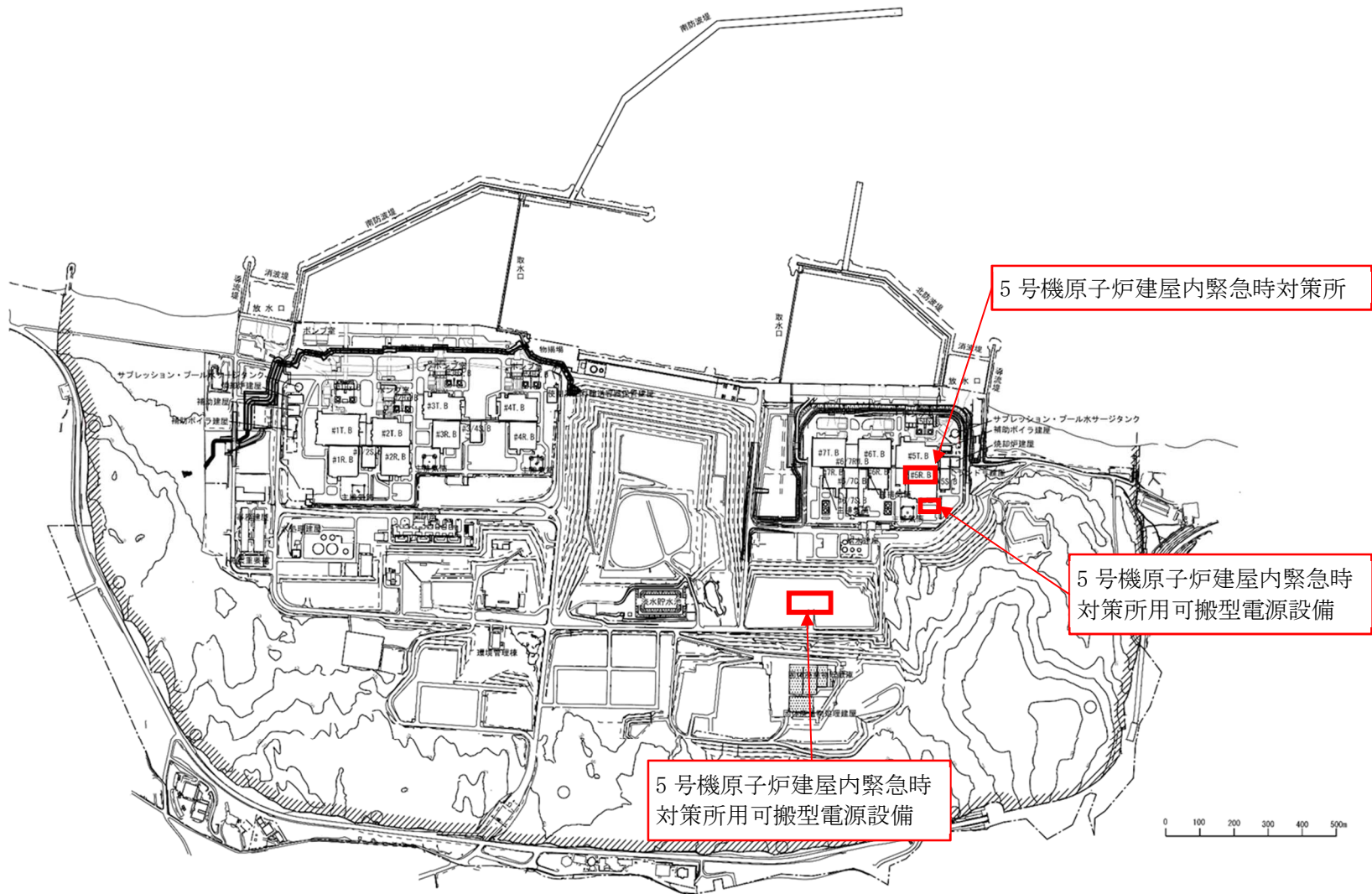


図 3-2 緊急時対策所機器配置図 (3/3)

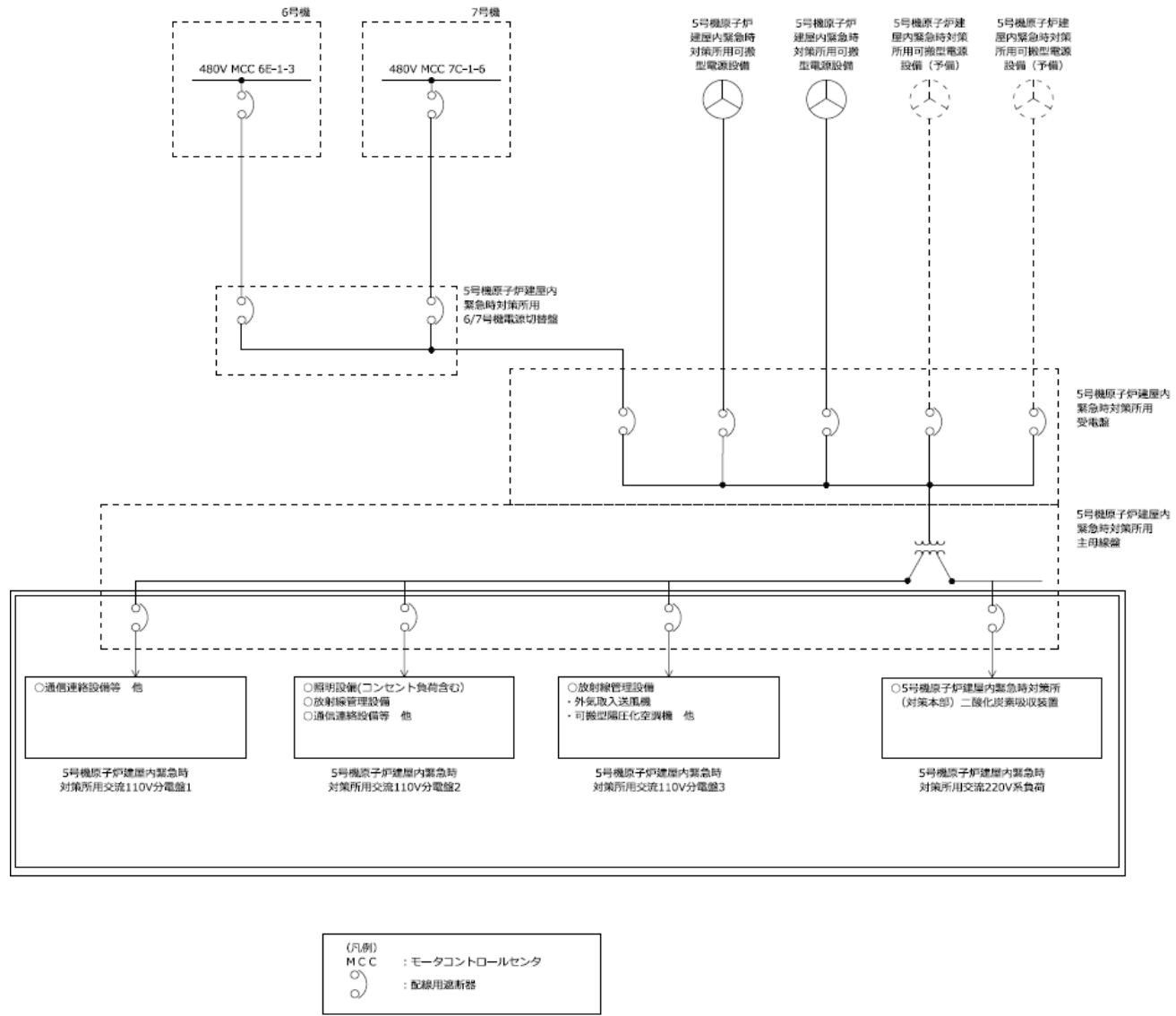
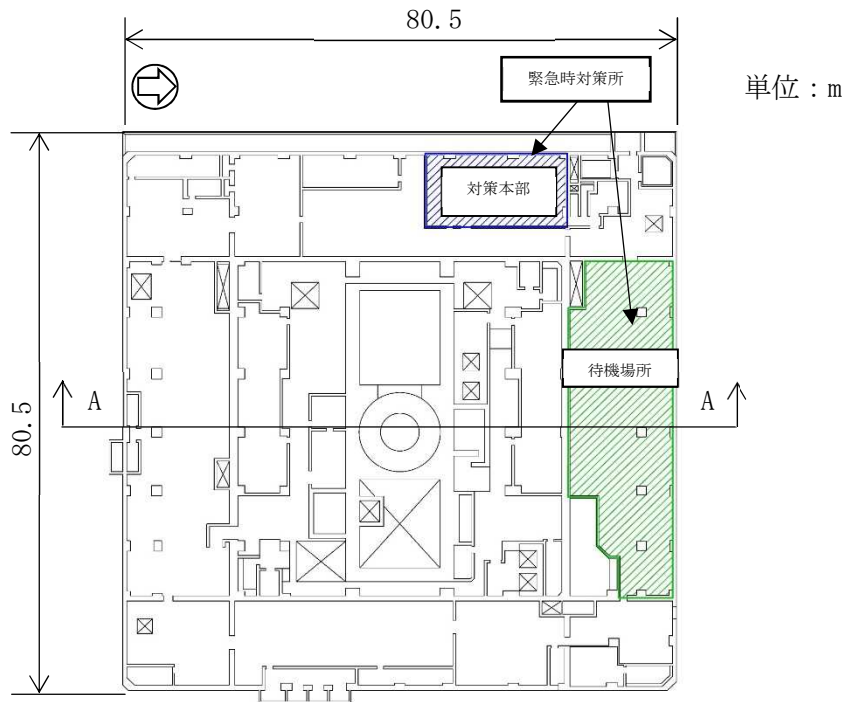
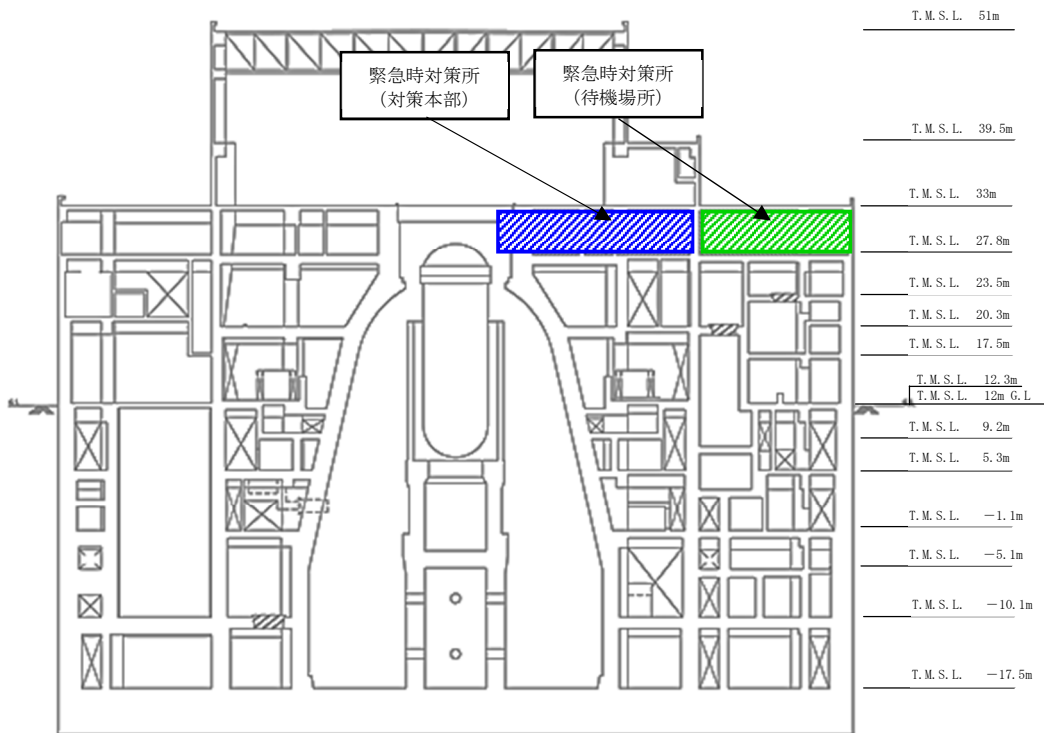


図 3-3 緊急時対策所単線結線図

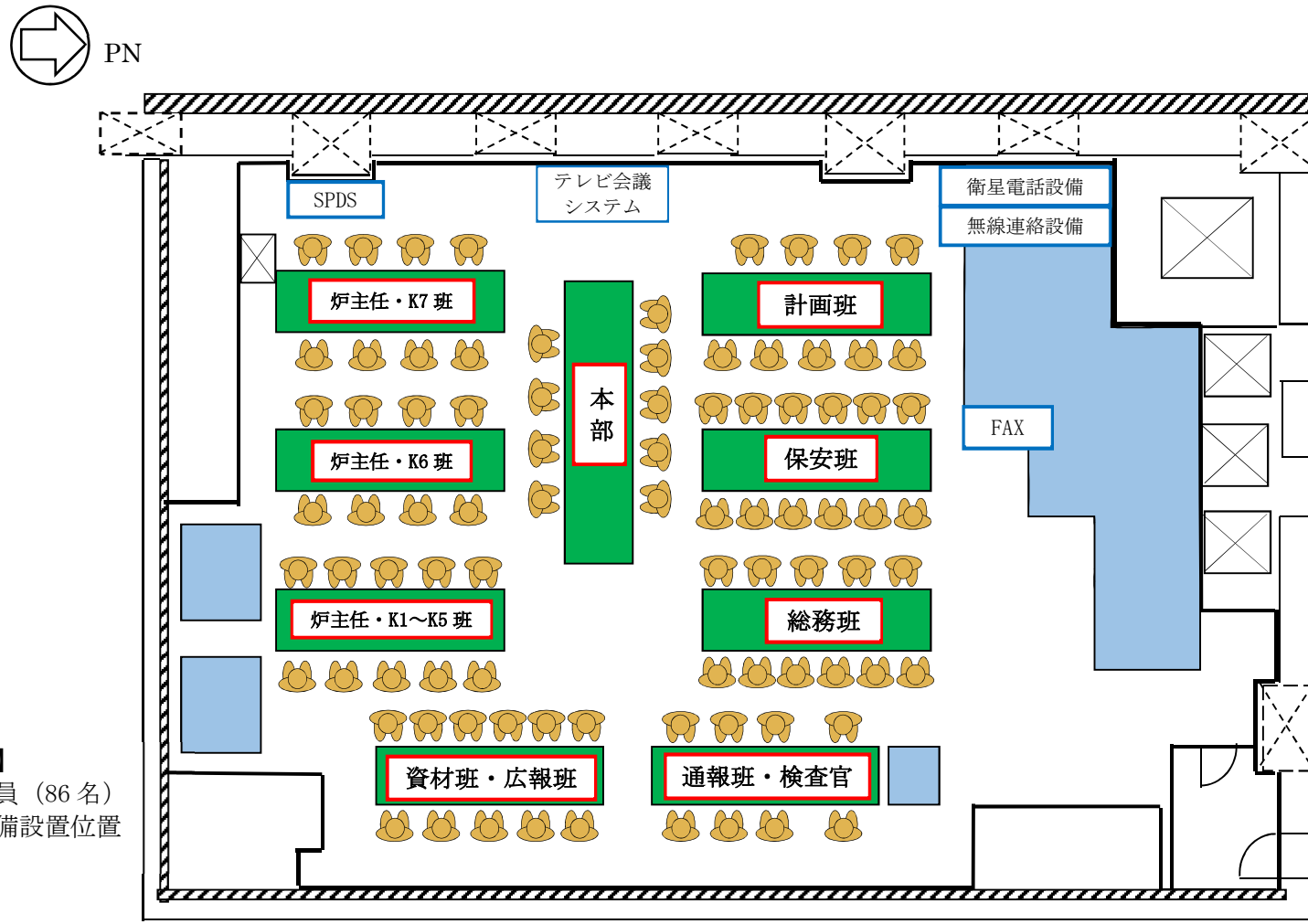


5号機原子炉建屋 3階平面図



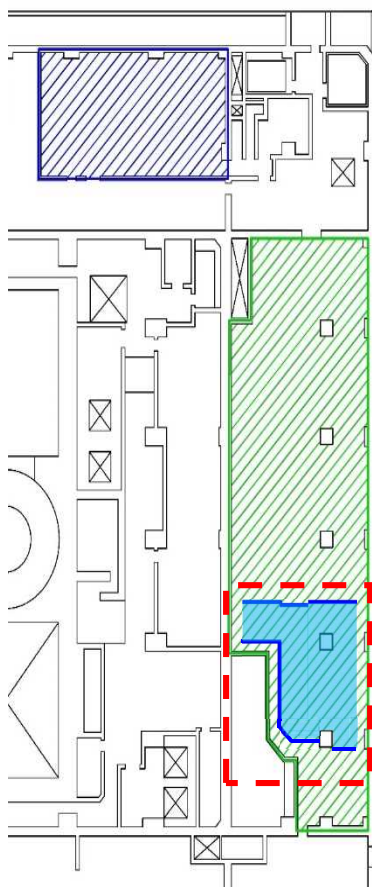
5号機原子炉建屋 A-A 断面

図 3-4 緊急時対策所の概要 (概要図)



注： 今後の訓練実績により，レイアウトが変更になる場合あり

図 3-5 緊急時対策所（対策本部）レイアウト

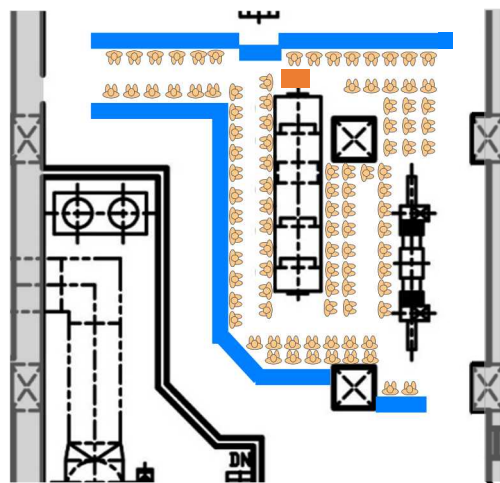


【凡例】

: 要員 (98名)

: 5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (待機場所) 室内遮蔽

: 簡易トイレ配置予定位置



注1: 今後の訓練実績により、レイアウトが変更になる場合あり
 注2: 簡易トイレの配置予定位置は、一例を示す。

図3-6 緊急時対策所(待機場所)レイアウトイメージ

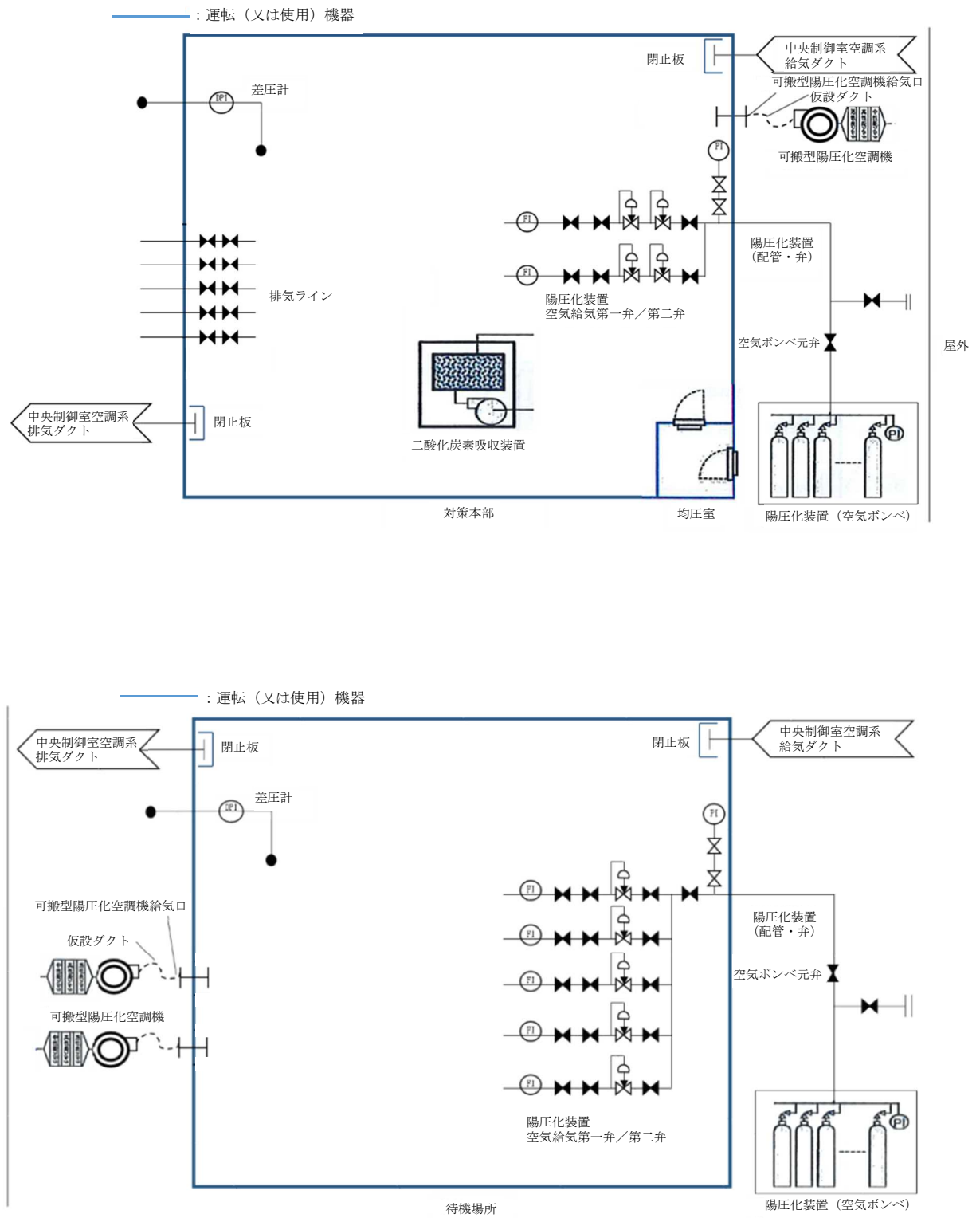


図 3-7 緊急時対策所換気空調系 設備構成図

a) 南側アクセスルートを使用する場合

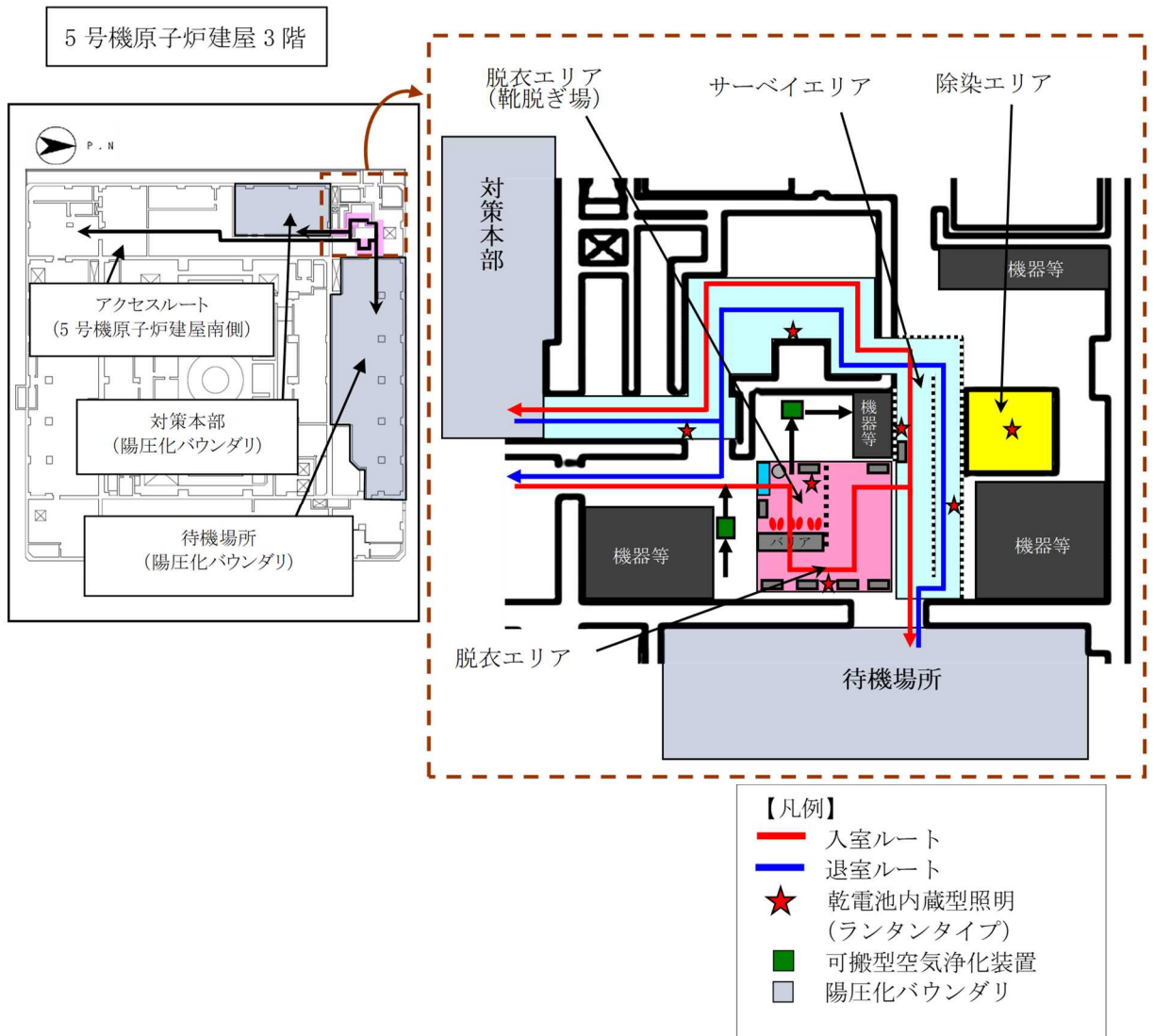


図 3-8 緊急時対策所チェンジングエリアのレイアウト (1/2)

b) 北東側アクセスルートを使用する場合

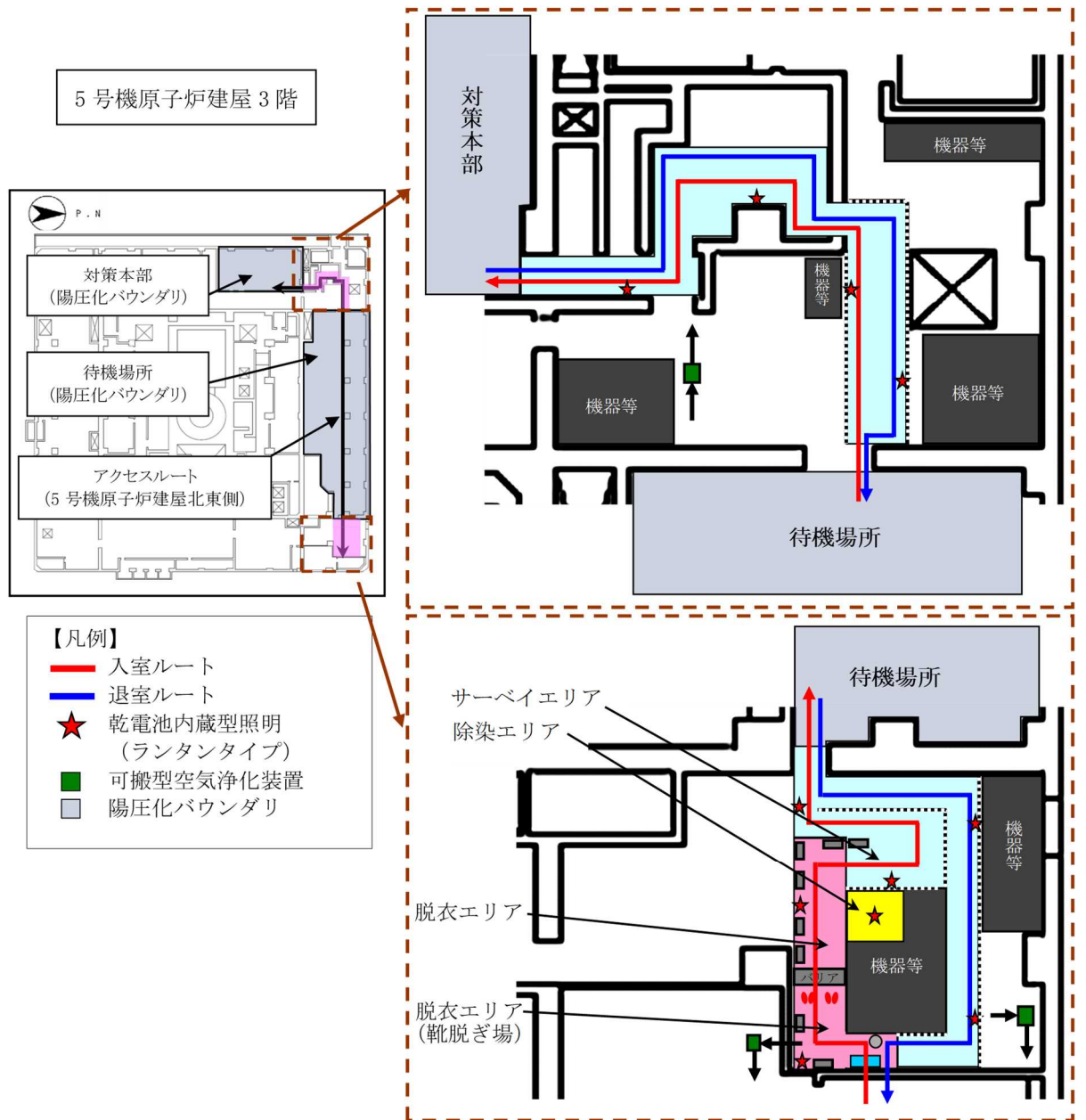


図 3-8 緊急時対策所チェンジングエリアのレイアウト (2/2)

- (2) 緊急時対策所の機能に関する説明書
(緊急時対策所の有毒ガス防護について)

目 次

1. 概要	1
2. 基本方針	2
2.1 有毒ガスに対する防護措置	2
2.2 適用基準及び適用規格等	2
3. 緊急時対策所の機能に係る詳細設計	3
3.1 有毒ガスに対する防護措置	3
3.1.1 固定源に対する防護措置	3
3.1.2 可動源に対する防護措置	3
4. 緊急時対策所の有毒ガス濃度評価	4
4.1 評価条件	4
4.1.1 評価の概要	4
4.1.2 評価事象の選定	4
4.1.3 有毒ガス到達経路の選定	4
4.1.4 有毒ガス放出率の計算	4
4.1.5 大気拡散の評価	6
4.1.6 有毒ガス濃度評価	8
4.1.7 有毒ガス防護のための判断基準値	8
4.1.8 有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合	9
4.1.9 有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合 の合算及び判断基準値との比較	9
4.2 評価結果	9
4.2.1 有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合	9
4.2.2 有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合	9
4.3 有毒ガス濃度評価のまとめ	9

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46条及び第76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。）に関わる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「緊急時対策所」という。）の機能について説明するものである。

なお、技術基準規則第46条及びその解釈の改正に伴い、有毒ガスが重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員（以下「指示要員」という。）に及ぼす影響により、指示要員の対応能力が著しく低下し、安全機能が損なわれることがないように、有毒ガスに対する防護措置について設計するものであり、有毒ガスに対する防護措置以外は、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。

今回は、緊急時対策所の機能のうち、有毒ガスに対する防護措置について説明する。

2. 基本方針

2.1 有毒ガスに対する防護措置

緊急時対策所は、指示要員に及ぼす影響により、指示要員の対処能力が著しく低下し、安全施設の安全機能が損なわれることがないように、緊急時対策所内にとどまり必要な指示、操作を行うことができる設計とする。

敷地内外において貯蔵施設に保管されている有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質（以下「固定源」という。）及び敷地内において輸送手段の輸送容器に保管されている有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質（以下「可動源」という。）それぞれに対して有毒ガスが発生した場合の影響評価（以下「有毒ガス防護に係る影響評価」という。）を実施する。

有毒ガス防護に係る影響評価に当たっては、「有毒ガス防護に係る影響評価ガイド」（以下「有毒ガス評価ガイド」という。）を参照して評価を実施し、有毒ガスが大気中に多量に放出されるかの観点から、有毒化学物質の性状、貯蔵状況等を踏まえ固定源及び可動源を特定する。

固定源及び可動源の有毒ガス防護に係る影響評価に用いる貯蔵量等は、現場の状況を踏まえ評価条件を設定し、指示要員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が有毒ガス防護のための判断基準値を下回ることにより、指示要員を防護できる設計とする。

2.2 適用基準及び適用規格等

緊急時対策所の機能に適用する基準及び規格等は、以下のとおりとする。

- ・ 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（平成 25 年 6 月 19 日原規技発第 1306194 号）
- ・ 有毒ガス防護に係る影響評価ガイド（平成 29 年 4 月 5 日原規技発第 1704052 号）
- ・ 原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）（平成 21・07・27 原院第 1 号（平成 21 年 8 月 12 日原子力安全・保安院制定））
- ・ 発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（昭和 57 年 1 月 28 日原子力安全委員会決定）
- ・ 毒物及び劇物取締法（昭和 25 年法律第 303 号）
- ・ 消防法（昭和 23 年法律第 186 号）
- ・ 高圧ガス保安法（昭和 26 年法律第 204 号）

3. 緊急時対策所の機能に係る詳細設計

3.1 有毒ガスに対する防護措置

原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、次のような対策により緊急時対策所内の指示要員に対し、有毒ガスによる影響により、対処能力が著しく低下することがないように考慮し、指示要員が緊急時対策所内にとどまり、事故対策に必要な指示を行うことができる設計とする。

緊急時対策所は、固定源に対しては、貯蔵容器すべてが損傷し、有毒化学物質の全量流出によって発生した有毒ガスが大気中に放出される事象を想定し、指示要員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が、有毒ガス防護のための判断基準値を下回る設計とする。

可動源に対しては、影響の最も大きな輸送容器が一基損傷し、有毒化学物質の全量流出によって発生した有毒ガスが大気中に放出される事象を想定し、指示要員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が、有毒ガス防護のための判断基準値を下回ることによって、指示要員を防護できる設計とする。なお、有毒化学物質は、有毒ガス評価ガイドを参照して、有毒ガス防護に係る影響評価を実施し、有毒ガスが大気中に多量に放出されるかの観点から、有毒化学物質の揮発性等の性状、貯蔵量、建屋内保管、換気等の貯蔵状況等を踏まえ、敷地内及び緊急時対策所から半径10km以内にある敷地外の固定源並びに敷地内の可動源を特定し、特定した有毒化学物質に対して有毒ガス防護のための判断基準値を設定する。固定源及び可動源の特定方法及び特定結果については、VI-1-5-4「中央制御室の機能に関する説明書」別添「固定源及び可動源の特定について」に示す。

3.1.1 固定源に対する防護措置

固定源に対しては、貯蔵容器すべてが損傷し、有毒化学物質の全量流出によって発生した有毒ガスが大気中に放出される事象を想定し、指示要員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が、有毒ガス防護のための判断基準値を下回ることによって、技術基準規則別記-9で規定される「有毒ガスの発生」はなく、同規則に基づく有毒ガスの発生を検出するための装置及び当該装置が有毒ガスの発生を検出した場合に自動的に警報するための装置の設置を不要とする設計とする。

指示要員の吸気中の有毒ガス濃度が、有毒ガス防護のための判断基準値を下回るこの評価については、「4. 緊急時対策所の有毒ガス濃度評価」に示す。

3.1.2 可動源に対する防護措置

可動源に対しては、影響の最も大きい輸送容器が一基損傷し、有毒化学物質の全量流出によって発生した有毒ガスが大気中に放出される事象を想定し、指示要員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が、有毒ガス防護のための判断基準値を下回ることによって、技術基準規則別記-9に基づく有毒ガスの発生を検出するための装置及び当該装置が有毒ガスの発生を検出した場合に自動的に警報するための装置の設置を不要とする設計とする。

4. 緊急時対策所の有毒ガス濃度評価

4.1 評価条件

緊急時対策所の有毒ガス濃度評価に当たって、評価手順及び評価条件を本項において示す。

4.1.1 評価の概要

固定源及び可動源から放出される有毒ガスにより、緊急時対策所にとどまる指示要員の吸気中の有毒ガス濃度が、有毒ガス防護のための判断基準値を下回ることを評価する。

具体的な手順は以下のとおり。

- (1) 評価事象は、固定源については、同時にすべての貯蔵容器が損傷し、当該すべての容器に貯蔵された有毒化学物質の全量流出により発生する有毒ガスの放出を想定する。また、可動源については、影響の最も大きな輸送容器が一基損傷し、容器に貯蔵された有毒化学物質の全量流出により発生する有毒ガスの放出を想定する。

なお、固定源及び可動源について、緊急時対策所にとどまる指示要員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が厳しくなるよう評価条件を選定する。

- (2) 評価事象に対して、固定源及び可動源から発生した有毒ガスが、緊急時対策所の外気取入口に到達する経路を選定する。
- (3) 発電所敷地内の気象データを用いて、有毒ガスの放出源から大気中への蒸発率及び大気拡散を計算し、緊急時対策所の外気取入口における有毒ガス濃度を計算する。

4.1.2 評価事象の選定

固定源では、評価対象とする貯蔵容器が同時にすべて損傷し、当該すべての容器に貯蔵された有毒化学物質の全量流出により発生する有毒ガスの放出を想定する。

可動源では、評価対象とする影響の最も大きな輸送容器が一基損傷し、容器に貯蔵された有毒化学物質の全量流出により発生する有毒ガスの放出を想定する。

4.1.3 有毒ガス到達経路の選定

固定源及び可動源から発生した有毒ガスについては、緊急時対策所の外気取入口に到達する経路を選定する。

有毒ガス到達経路を図 4-1 に示す。

4.1.4 有毒ガス放出率の計算

固定源は、評価対象とする貯蔵容器すべてが損傷し、可動源は、評価対象とする影響の最も大きな輸送容器一基が損傷し、貯蔵されている有毒化学物質が全量流出することによって発生した有毒ガスが大気中に放出されることを想定し、大気中への有毒ガスの放出率を評価する。

この際、指示要員の吸気中の有毒ガス濃度への影響を考慮して、固定源及び可動源の物性、保管状態、放出形態及び気象データ等の評価条件を適切に設定する。

具体的には、敷地外の有毒化学物質については、容器に貯蔵されている有毒化学物質が 1 時間かけて全量放出されるものとして評価する。また、敷地内の有毒化学物質の単位時間当たりの大気中への放出率は、文献「Modeling Hydrochloric Acid Evaporation in ALOHA」

及び「伝熱工学資料 改訂第5版 日本機械学会」に従って、「(2)有毒ガス放出率評価式」により計算する。

固定源及び可動源の評価条件を表4-1及び表4-2に、有毒化学物質に係る評価条件を表4-3及び図4-2にそれぞれ示す。

(1) 事象発生直前の状態

事象発生直前まで貯蔵容器又は輸送容器に有毒化学物質が貯蔵されているものとする。

(2) 有毒ガス放出率評価式

a. 蒸発率E

$$E = A \cdot K_M \cdot \left(\frac{M_{Wm} \cdot P_v}{R \cdot T} \right) (\text{kg/s})$$

b. 物質移動係数 K_M

$$K_M = 0.0048 \cdot U^{\frac{7}{9}} \cdot Z^{\frac{1}{9}} \cdot S_C^{-\frac{2}{3}} (\text{m/s})$$

$$S_C = \frac{\nu}{D_M}$$

$$D_M = D_{H_2O} \cdot \sqrt{\frac{M_{WH_2O}}{M_{Wm}}} (\text{m}^2/\text{s})$$

$$D_{H_2O} = D_0 \cdot \left(\frac{T}{273.15} \right)^{1.75} (\text{m}^2/\text{s})$$

c. 補正蒸発率 E_c

$$E_c = - \left(\frac{P_a}{P_v} \right) \ln \left(1 - \frac{P_v}{P_a} \right) \cdot E (\text{kg/s})$$

ここで、

E : 蒸発率 (kg/s)

E_c : 補正蒸発率 (kg/s)

A : 拡がり面積 (m^2)

K_M : 化学物質の物質移動係数 (m/s)

M_{Wm} : 化学物質の分子量 (kg/kmol)

P_a : 大気圧 (Pa)

P_v : 化学物質の分圧 (Pa)

R : ガス定数 (J/kmol · K)

T : 温度 (K)

U : 風速 (m/s)

Z : 拡がり面積の直径 (m)

S_C : 化学物質のシュミット数

ν : 動粘性係数 (m^2/s)

D_M : 化学物質の分子拡散係数 (m^2/s)

D_{H_2O} : 温度 T (K), 圧力 P_v (Pa) における水の分子拡散係数 (m^2/s)

$M_{\text{WH}_2\text{O}}$: 水の分子量(kg/kmol)
 D_0 : 水の拡散係数(=2.2×10⁻⁵m²/s)

(3) 評価の対象とする固定源及び可動源

有毒ガス評価ガイドに従って選定した敷地外の固定源及び敷地内の可動源を対象とする。評価の対象とする敷地外の固定源を図4-3に、敷地内の可動源を図4-4に示す。

4.1.5 大気拡散の評価

発電所敷地内の気象データを用い、大気拡散を計算して相対濃度を求める。

固定源及び可動源の大気拡散計算の評価条件を表4-4に示す。

(1) 大気拡散評価モデル

固定源及び可動源から放出された有毒ガスが、大気中を拡散して評価点に到達するまでの計算は、ガウスプルームモデルを適用する。

相対濃度は、毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間をもとに、評価点ごとに次式のとおり計算する。

$$\chi / Q = \frac{1}{T} \sum_{i=1}^T (\chi / Q)_i \cdot d \delta_i$$

(建屋影響を考慮しない場合)

$$(\chi / Q)_i = \frac{1}{\pi \cdot \sigma_{y i} \cdot \sigma_{z i} \cdot U_i} \cdot \exp\left(-\frac{H^2}{2\sigma_{z i}^2}\right)$$

(建屋影響を考慮する場合)

$$(\chi / Q)_i = \frac{1}{\pi \cdot \Sigma_{y i} \cdot \Sigma_{z i} \cdot U_i} \cdot \exp\left(-\frac{H^2}{2\Sigma_{z i}^2}\right)$$

χ / Q : 実効放出継続時間中の相対濃度(s/m³)

T : 実効放出継続時間(h)

$(\chi / Q)_i$: 時刻 i における相対濃度(s/m³)

$d \delta_i$: 時刻 i において風向が当該方位 d にあるとき $d \delta_i = 1$
 時刻 i において風向が当該方位 d にないとき $d \delta_i = 0$

$\sigma_{y i}$: 時刻 i における濃度分布の y 方向の拡がりのパラメータ(m)

$\sigma_{z i}$: 時刻 i における濃度分布の z 方向の拡がりのパラメータ(m)

U_i : 時刻 i における風速(m/s)

H : 放出源の有効高さ(m)

$\Sigma_{y i}$: $\left(\sigma_{y i}^2 + \frac{CA}{\pi}\right)^{1/2}$

$\Sigma_{z i}$: $\left(\sigma_{z i}^2 + \frac{CA}{\pi}\right)^{1/2}$

A : 建屋等の風向方向の投影面積(m²)

C : 形状係数

上記のうち、気象項目（風向、風速及び σ_{y_i} 、 σ_{z_i} を求めるために必要な大気安定度）については「(2)気象データ」に示すデータを用いることとする。

σ_{y_i} 及び σ_{z_i} については、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」（昭和57年1月28日原子力安全委員会決定）における相関式を用いて計算する。

(2) 気象データ

1985年10月～1986年9月の1年間における気象データを使用する。なお、当該データの使用に当たっては、風向風速データが不良標本の棄却検定により、10年間（2008年4月～2018年3月）の気象状態と比較して特に異常でないことを確認している。

(3) 相対濃度の評価点

相対濃度の評価点は、緊急時対策所の外気取入口とする。

(4) 評価対象方位

固定源及び可動源について、放出点から比較的近距离の場所では、建屋の風下側における風の巻き込みによる影響が顕著となると考えられる。巻き込みを生じる代表建屋としては、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を選定する。そのため、評価対象とする方位は、放出された有毒ガスが巻き込みを生じる代表建屋の影響を受けて拡散すること、及び巻き込みを生じる代表建屋の影響を受けて拡散された有毒ガスが評価点に届くことの両方に該当する方位とする。具体的には、全16方位のうち以下のa.～c.の条件に該当する方位を選定し、すべての条件に該当する方位を評価対象とする。

- a. 放出点が評価点の風上にあること。
- b. 放出点から放出された放射性物質が、巻き込みを生じる代表建屋の風下側に巻き込まれるような範囲に評価点が存在すること。
- c. 巻き込みを生じる代表建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること。

評価対象とする方位は、巻き込みを生じる代表建屋の周辺に $0.5L$ （ L ：建屋の風向に垂直な面での高さ又は幅の小さい方）だけ幅を広げた部分を見込む方位を仮定する。

上記選定条件b.に該当する方位の選定には、放出点が評価点の風上となる範囲が対象となるが、放出点が巻き込みを生じる代表建屋に近接し、 $0.5L$ の拡散領域の内部にある場合は、放出点が風上となる 180° を対象とする。その上で、選定条件c.に該当する方位の選定として、評価点から巻き込みを生じる代表建屋 $+0.5L$ を含む方位を選択する。

以上により、固定源及び可動源が選定条件a.～c.にすべて該当する方位はないため、巻き込みの影響はなく、評価対象は、放出点から評価点を結ぶ風向を含む1方向のみを評価対象方位とする。

具体的な固定源及び可動源の評価対象方位は、図4-3及び図4-4に示す。

4.1.6 有毒ガス濃度評価

有毒ガス濃度評価においては、緊急時対策所の外気取入口における濃度を用いる。

緊急時対策所の外気取入口に到達する有毒ガスの濃度は、「4.1.4 有毒ガス放出率の計算」及び「4.1.5 大気拡散の評価」の結果を用いて、次式を用いて算出する。

$$C_{ppm(ou t)} = \frac{C}{M} \cdot 22.4 \cdot \frac{T}{273.15} \cdot 10^6 \text{ (ppm)}$$

$$C = E \cdot \frac{\chi}{Q} \text{ (kg/m}^3\text{)} \quad \text{(液体状有毒化学物質の評価)}$$

$$C = q_{GW} \cdot \frac{\chi}{Q} \text{ (kg/m}^3\text{)} \quad \text{(ガス状有毒化学物質の評価)}$$

$C_{ppm(ou t)}$: 外気濃度 (ppm)

C : 外気濃度 (kg/m³)=(g/L)

M : 物質の分子量 (g/mol)

T : 気温 (K)

E : 蒸発率 (kg/s)

q_{GW} : 質量放出率 (kg/s)

$\frac{\chi}{Q}$: 相対濃度 (s/m³)

また、可動源については、 $C_{ppm(ou t)}$ 式により算出した外気濃度を用いて、次式を用いて室内の濃度を算出する。換気率の評価条件について、表 4-5 に示す。

$$C_{ppm(i n)} = C_{ppm(ou t)} \cdot \{1 - \exp(-\lambda t)\} \text{ (ppm)}$$

$C_{ppm(i n)}$: 室内濃度 (ppm)

λ : 換気率 (1/h)

t : 放出継続時間 (h)

4.1.7 有毒ガス防護のための判断基準値

有毒ガス防護のための判断基準値については、有毒ガス評価ガイドの考え方に従い、NIOSH (米国国立労働安全衛生研究所) で定められている IDLH 値 (急性の毒性限度)、日本産業衛生学会が定める最大許容濃度等を用いて、有毒化学物質毎に設定する。固定源及び可動源の有毒ガス防護のための判断基準値を表 4-6 に示す。

4.1.8 有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合

固定源及び可動源について、「4.1.6 有毒ガス濃度評価」の計算結果を「4.1.7 有毒ガス防護のための判断基準値」で除して求めた値について、毎時刻の濃度を年間について小さい方から順に並べた累積出現頻度 97%*に当たる値を用いる。

注記*： 「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」昭和 57 年 1 月 28 日原子力安全委員会決定

4.1.9 有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合の合算及び判断基準値との比較

固定源については、固定源と評価点とを結んだラインが含まれる 1 方位及びその隣接方位に固定源が複数ある場合、隣接方位の固定源からの有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合も合算し、合算値が 1 を超えないことを評価する。

可動源については、可動源と評価点とを結んだ 1 方位における濃度の有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合が 1 を超えないことを評価する。

$$\text{有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合} = \frac{C_1}{T_1} + \frac{C_2}{T_2} + \dots + \frac{C_i}{T_i} + \dots + \frac{C_n}{T_n}$$

C_i : 有毒ガス i の濃度

T_i : 有毒ガス i の有毒ガス防護のための判断基準値

4.2 評価結果

4.2.1 有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合

緊急時対策所の外気取入口における、固定源及び可動源から放出される有毒ガスによる有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合の計算結果を表 4-7 及び表 4-8 に示す。

4.2.2 有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合

緊急時対策所の外気取入口における、固定源及び可動源から放出される有毒ガスによる有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合の計算結果を表 4-7 及び表 4-8 に示す。有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合の最大値は固定源において 0.10、可動源において 0.37 であり、判断基準値である 1 を下回る。

4.3 有毒ガス濃度評価のまとめ

有毒ガスに対する防護措置を考慮して、指示要員の吸気中の有毒ガス濃度の評価を行い、固定源及び可動源に対して有毒ガス防護のための判断基準値を下回ることを確認した。

表 4-1 固定源の評価条件 (1/8)

項目	評価条件	選定理由	備考
固定源の種類 (設備名)	敷地外固定源 (一)	有毒ガスを発生するおそれのある有毒化学物質である塩酸を貯蔵する施設であり、大気中に有毒ガスを多量に放出させるおそれがあることから選定。	有毒ガス評価ガイド 3.1.(3) 調査対象としている固定源及び可動源に対して、次の項目を確認する。 －有毒化学物質の名称 －有毒化学物質の貯蔵量 －有毒化学物質の貯蔵方法
有毒化学物質の種類 (濃度)	塩酸 (100%)	情報が得られなかったことから保守的に設定。	－原子炉制御室等及び重要操作地点と有毒ガスの発生源との位置関係 (距離、高さ、方位を含む。) －防液堤の有無 (防液堤がある場合は、防液堤までの最短距離、防液堤の内面積及び廃液処理槽の有無) (解説-5)
拡がり面積	—	敷地外固定源は、1時間で全量放出されているため、拡がり面積の設定は不要。	－電源、人的操作等を必要とせずに、有毒ガス発生抑制等の効果が見込める設備 (例えば、防液堤内のフロート等) (解説-5)

表 4-1 固定源の評価条件 (2/8)

項目	評価条件	選定理由	備考
固定源の種類 (設備名)	敷地外固定源 (一)	有毒ガスを発生するおそれのある有毒化学物質であるアンモニアを貯蔵する施設であり、大気中に有毒ガスを多量に放出させるおそれがあることから選定。	有毒ガス評価ガイド 3.1.(3) 調査対象としている固定源及び可動源に対して、次の項目を確認する。 - 有毒化学物質の名称 - 有毒化学物質の貯蔵量 - 有毒化学物質の貯蔵方法 - 原子炉制御室等及び重要操作地点と有毒ガスの発生源との位置関係(距離、高さ、方位を含む。)
有毒化学物質の種類 (濃度)	アンモニア (A-1) * (100%)	情報が得られなかったことから保守的に設定。	- 防液堤の有無(防液堤がある場合は、防液堤までの最短距離、防液堤の内面積及び廃液処理槽の有無)(解説-5)
拡がり面積	—	敷地外固定源は、1時間で全量放出されるとしているため、拡がり面積の設定は不要。	- 電源、人的操作等を必要とせずに、有毒ガス発生抑制等の効果が見込める設備(例えば、防液堤内のフロート等)(解説-5)

注記* : 「図 4-3 敷地外固定源 (1/4) (アンモニア)」で示す貯蔵施設のうち、A 地点の貯蔵施設を示す。(方位 : SSE, 距離 : 6100m)

表 4-1 固定源の評価条件 (3/8)

項目	評価条件	選定理由	備考
固定源の種類 (設備名)	敷地外固定源 (一)	有毒ガスを発生するおそれのある有毒化学物質であるアンモニアを貯蔵する施設であり、大気中に有毒ガスを多量に放出させるおそれがあることから選定。	有毒ガス評価ガイド 3.1.(3) 調査対象としている固定源及び可動源に対して、次の項目を確認する。 - 有毒化学物質の名称 - 有毒化学物質の貯蔵量 - 有毒化学物質の貯蔵方法 - 原子炉制御室等及び重要操作地点と有毒ガスの発生源との位置関係 (距離、高さ、方位を含む。)
有毒化学物質の種類 (濃度)	アンモニア (A-2) * (100%)	情報が得られなかったことから保守的に設定。	- 防液堤の有無 (防液堤がある場合は、防液堤までの最短距離、防液堤の内面積及び廃液処理槽の有無) (解説-5)
拡がり面積	—	敷地外固定源は、1時間で全量放出されるとしているため、拡がり面積の設定は不要。	- 電源、人的操作等を必要とせずに、有毒ガス発生抑制等の効果が見込める設備 (例えば、防液堤内のフロート等) (解説-5)

注記* : 「図 4-3 敷地外固定源 (1/4) (アンモニア)」で示す貯蔵施設のうち、A 地点の貯蔵施設を示す。(方位 : SSE, 距離 : 6100m)

表 4-1 固定源の評価条件 (4/8)

項目	評価条件	選定理由	備考
固定源の種類 (設備名)	敷地外固定源 (一)	有毒ガスを発生するおそれのある有毒化学物質であるアンモニアを貯蔵する施設であり、大気中に有毒ガスを多量に放出させるおそれがあることから選定。	有毒ガス評価ガイド 3.1. (3) 調査対象としている固定源及び可動源に対して、次の項目を確認する。 －有毒化学物質の名称 －有毒化学物質の貯蔵量 －有毒化学物質の貯蔵方法 －原子炉制御室等及び重要操作地点と有毒ガスの発生源との位置関係 (距離、高さ、方位を含む。)
有毒化学物質の種類 (濃度)	アンモニア (B) * (100%)	情報が得られなかったことから保守的に設定。	－防液堤の有無 (防液堤がある場合は、防液堤までの最短距離、防液堤の内面積及び廃液処理槽の有無) (解説-5)
拡がり面積	—	敷地外固定源は、1時間で全量放出されるところとしているため、拡がり面積の設定は不要。	－電源、人的操作等を必要とせずに、有毒ガス発生の抑制等の効果が見込める設備 (例えば、防液堤内のフロート等) (解説-5)

注記* : 「図 4-3 敷地外固定源 (1/4) (アンモニア)」で示す貯蔵施設のうち、B 地点の貯蔵施設を示す。(方位 : E, 距離 2800m)

表 4-1 固定源の評価条件 (5/8)

項目	評価条件	選定理由	備考
固定源の種類 (設備名)	敷地外固定源 (一)	有毒ガスを発生するおそれのある有毒化学物質であるアンモニアを貯蔵する施設であり、大気中に有毒ガスを多量に放出させるおそれがあることから選定。	有毒ガス評価ガイド 3.1.(3) 調査対象としている固定源及び可動源に対して、次の項目を確認する。 - 有毒化学物質の名称 - 有毒化学物質の貯蔵量 - 有毒化学物質の貯蔵方法 - 原子炉制御室等及び重要操作地点と有毒ガスの発生源との位置関係(距離、高さ、方位を含む。)
有毒化学物質の種類(濃度)	アンモニア (C) * (100%)	情報が得られなかったことから保守的に設定。	- 防液堤の有無(防液堤がある場合は、防液堤までの最短距離、防液堤の内面積及び廃液処理槽の有無)(解説-5)
拡がり面積	—	敷地外固定源は、1時間で全量放出されるとしているため、拡がり面積の設定は不要。	- 電源、人的操作等を必要とせずに、有毒ガス発生抑制等の効果が見込める設備(例えば、防液堤内のフロート等)(解説-5)

注記* : 「図 4-3 敷地外固定源 (1/4) (アンモニア)」で示す貯蔵施設のうち、C 地点の貯蔵施設を示す。(方位 : S, 距離 : 5200m)

表 4-1 固定源の評価条件 (6/8)

項目	評価条件	選定理由	備考
固定源の種類 (設備名)	敷地外固定源 (一)	有毒ガスを発生するおそれのある有毒化学物質であるメタノールを貯蔵する施設であり、大気中に有毒ガスを多量に放出させるおそれがあることから選定。	有毒ガス評価ガイド 3.1.(3) 調査対象としている固定源及び可動源に対して、次の項目を確認する。 －有毒化学物質の名称 －有毒化学物質の貯蔵量 －有毒化学物質の貯蔵方法 －原子炉制御室等及び重要操作地点と有毒ガスの発生源との位置関係(距離、高さ、方位を含む。)
有毒化学物質の種類(濃度)	メタノール (100%)	情報が得られなかったことから保守的に設定。	－防液堤の有無(防液堤がある場合は、防液堤までの最短距離、防液堤の内面積及び廃液処理槽の有無)(解説-5)
拡がり面積	—	敷地外固定源は、1時間で全量放出されているため、拡がり面積の設定は不要。	－電源、人的操作等を必要とせず、有毒ガス発生抑制等の効果が見込める設備(例えば、防液堤内のフロート等)(解説-5)

表 4-1 固定源の評価条件 (7/8)

項目	評価条件	選定理由	備考
固定源の種類 (設備名)	敷地外固定源 (一)	有毒ガスを発生するおそれのある有毒化学物質である亜酸化窒素を貯蔵する施設であり、大気中に有毒ガスを多量に放出させるおそれがあることから選定。	有毒ガス評価ガイド 3.1.(3) 調査対象としている固定源及び可動源に対して、次の項目を確認する。 －有毒化学物質の名称 －有毒化学物質の貯蔵量 －有毒化学物質の貯蔵方法 －原子炉制御室等及び重要操作地点と有毒ガスの発生源との位置関係(距離、高さ、方位を含む。)
有毒化学物質の種類(濃度)	亜酸化窒素(A)* (100%)	情報が得られなかったことから保守的に設定。	－防液堤の有無(防液堤がある場合は、防液堤までの最短距離、防液堤の内面積及び廃液処理槽の有無)(解説-5)
拡がり面積	—	敷地外固定源は、1時間で全量放出されるとしているため、拡がり面積の設定は不要。	－電源、人的操作等を必要とせず、有毒ガス発生抑制等の効果が見込める設備(例えば、防液堤内のフロート等)(解説-5)

注記* : 「図 4-3 敷地外固定源 (4/4) (亜酸化窒素)」で示す貯蔵施設のうち、D 地点の貯蔵施設を示す。(方位 : SSW, 距離 : 8600m)

表 4-1 固定源の評価条件 (8/8)

項目	評価条件	選定理由	備考
固定源の種類 (設備名)	敷地外固定源 (一)	有毒ガスを発生するおそれのある有毒化学物質である亜酸化窒素を貯蔵する施設であり、大気中に有毒ガスを多量に放出させるおそれがあることから選定。	有毒ガス評価ガイド 3.1.(3) 調査対象としている固定源及び可動源に対して、次の項目を確認する。 - 有毒化学物質の名称 - 有毒化学物質の貯蔵量 - 有毒化学物質の貯蔵方法 - 原子炉制御室等及び重要操作地点と有毒ガスの発生源との位置関係 (距離、高さ、方位を含む。)
有毒化学物質の種類 (濃度)	亜酸化窒素 (B) * (100%)	情報が得られなかったことから保守的に設定。	- 防液堤の有無 (防液堤がある場合は、防液堤までの最短距離、防液堤の内面積及び廃液処理槽の有無) (解説-5)
拡がり面積	—	敷地外固定源は、1時間で全量放出されるとしているため、拡がり面積の設定は不要。	- 電源、人的操作等を必要とせず、有毒ガス発生抑制等の効果が見込める設備 (例えば、防液堤内のフロート等) (解説-5)

注記* : 「図 4-3 敷地外固定源 (4/4) (亜酸化窒素)」で示す貯蔵施設のうち、E 地点の貯蔵施設を示す。(方位 : S, 距離 : 7400m)

表 4-2 可動源の評価条件

項目	評価条件	選定理由	備考
固定源の種類 (設備名)	敷地内可動源 (タンクローリ)	有毒ガスを発生するおそれのある有毒化学物質である塩酸を輸送する施設であり、大気中に有毒ガスを多量に放出させるおそれがあることから選定。	有毒ガス評価ガイド 3.1.(3) 調査対象としている固定源及び可動源に対して、次の項目を確認する。 －有毒化学物質の名称 －有毒化学物質の貯蔵量 －有毒化学物質の貯蔵方法
有毒化学物質の種類 (濃度)	塩酸 (35%)	有毒化学物質濃度の運用値に余裕を踏まえ設定。	－原子炉制御室等及び重要操作地点と有毒ガスの発生源との位置関係 (距離、高さ、方位を含む。) －防液堤の有無 (防液堤がある場合は、防液堤までの最短距離、防液堤の内面積及び廃液処理槽の有無) (解説-5)
拡がり面積	600m ²	想定する液だまりの厚さを 5mm とし拡がり面積を算出。	－電源、人的操作等を必要とせず に、有毒ガス発生抑制等の効果が見込める設備 (例えば、防液堤内のフロート等) (解説-5)

表 4-3 有毒化学物質に係る評価条件

項目		評価条件	選定理由	備考
動粘性係数		文献と気象資料 (温度)に基づき設定	Modeling Hydrochloric Acid Evaporation in ALOHA	有毒ガス評価ガイド 4.3 有毒ガスの放出の評価 3) 次の項目から判断して、有毒ガスの性状、放出形態に応じて、有毒ガスの放出量評価モデルが適切に用いられていること。 - 有毒化学物質の漏えい量 - 有毒化学物質及び有毒ガスの物性値(例えば、蒸気圧、密度等) - 有毒ガスの放出率(評価モデルの技術的妥当性を含む。)
分子拡散係数		文献と気象資料 (温度)に基づき設定	Modeling Hydrochloric Acid Evaporation in ALOHA	
* 化学物質の分圧	塩酸	文献と気象条件 (温度)に基づき設定	Perry's Chemical Engineers' Handbook	
気象資料		柏崎刈羽原子力発電所における1年間の気象資料 (1985.10~1986.9) ・地上風を代表する観測点(地上約10m)の気象データ ・露場の温度	風向風速データが不良標本の棄却検定により、10年間の気象状態と比較して特に異常ではないことが確認された発電所において観測された1年間の気象データを使用。	

注記* : 評価に用いた化学物質の分圧の詳細については、図 4-2 に示す。

表 4-4 大気拡散計算の評価条件 (1/6)

項目	評価条件	選定理由	備考
大気拡散評価モデル	ガウス プルーム モデル	気象指針*を参考として、放射性雲は風下方向に直線的に流され、放射性雲の軸のまわりに正規分布に拡がっていくと仮定するガウスプルームモデルを適用。	有毒ガス評価ガイド 4.4.2 原子炉制御室等外評価点及び重要操作地点での濃度評価 2) 次の項目から判断して、有毒ガスの性状、放出形態に応じて、大気拡散モデルが適切に用いられていること。 -大気拡散の解析モデルは、検証されたものであり、かつ適用範囲内で用いられていること（選定した解析モデルの妥当性、不確かさ等が試験解析、ベンチマーク解析等により確認されていること。）。
気象資料	柏崎刈羽原子力発電所における1年間の気象資料 (1985.10 ~ 1986.9) ・地上風を代表する観測点(地上約10m)の気象データ	地上風(地上約10m)の気象データを使用。 風向風速データが不良標本の棄却検定により、10年間の気象状態と比較して特に異常ではないことが確認された発電所において観測された1年間の気象資料を使用。	有毒ガス評価ガイド 4.4.2 原子炉制御室等外評価点及び重要操作地点での濃度評価 1) 次の項目から判断して、評価に用いる大気拡散条件(気象条件を含む。)が適切であること。 -気象データ(年間の風向、風速、大気安定度)は評価対象とする地理的範囲を代表していること。 -評価に用いた観測年が異常年でないという根拠が示されていること。

注記*： 発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針(原子力安全委員会)

表 4-4 大気拡散計算の評価条件 (2/6)

項目	評価条件	選定理由	備考
実効放出継続時間	1 時間	保守的な結果が得られるように、実効放出継続時間を最短の1時間と設定。	被ばく評価手法（内規） 解説5.13(3) 実効放出継続時間(T)は、想定事故の種類によって放出率に変化があるので、放出モードを考慮して適切に定めなければならないが、事故期間中の放射性物質の全放出量を1時間当たりの最大放出量で除した値を用いることも一つの方法である。
累積出現頻度	小さい方から 97%	気象指針を参考として、年間の有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合を昇順に並び替え、累積出現頻度が97%に当たる値を設定。	有毒ガス評価ガイド 4.4.2 原子炉制御室等外評価点及び重要操作地点での濃度評価 6) 原子炉制御室等外評価点及び重要操作地点での濃度は、年間の気象条件を用いて計算したもののうち、厳しい値が評価に用いられていること（例えば、毎時刻の原子炉制御室等外評価点での濃度を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が97%に当たる値が用いられていること等。）。 被ばく評価手法（内規） 5.2.1(2) 評価点の相対濃度は、毎時刻の相対濃度を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が97%に当たる相対濃度とする。

表 4-4 大気拡散計算の評価条件 (3/6)

項目	評価条件	選定理由	備考
建屋の影響	<p>(敷地外固定源)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・塩酸： 考慮しない ・アンモニア： 考慮しない ・メタノール： 考慮しない ・亜酸化窒素： 考慮しない <p>(敷地内可動源)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・塩酸： 考慮しない 	<p>放出点から近距離の建屋の影響を受ける場合は、建屋による巻き込み現象を考慮</p>	<p>有毒ガス評価ガイド</p> <p>4.4.2 原子炉制御室等外評価点及び重要操作地点での濃度評価</p> <p>3) 地形及び建屋等の影響を考慮する場合には、そのモデル化の妥当性が示されていること(例えば、三次元拡散シミュレーションモデルを用いる場合等)。</p> <p>被ばく評価手法(内規)</p> <p>5.1.2(1)a 中央制御室のように、事故時の放射性物質の放出点から比較的近距離の場所では、建屋の風下側における風の巻き込みによる影響が顕著となると考えられる。そのため、放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係によっては、建屋の影響を考慮して大気拡散の計算をする必要がある。</p>

表 4-4 大気拡散計算の評価条件 (4/6)

項目	評価条件	選定理由	備考									
巻き込みを生じる代表建屋	—	—	<p>被ばく評価手法 (内規)</p> <p>5.1.2(3)a)3) 巻き込みを生じる代表的な建屋として、表 5.1 に示す建屋を選定することは適切である。</p> <p>表 5.1 放射性物質の巻き込みの対象とする代表建屋の選定例</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>原子炉施設</th> <th>想定事故</th> <th>建屋の種類</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>BWR 型原子炉施設</td> <td>原子炉冷却材喪失 主蒸気管破断</td> <td>原子炉建屋(建屋影響がある場合) 原子炉建屋又はタービン建屋(結果が厳しい方で代表)</td> </tr> <tr> <td>PWR 型原子炉施設</td> <td>原子炉冷却材喪失 蒸気発生器伝熱管破損</td> <td>原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋 原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋</td> </tr> </tbody> </table>	原子炉施設	想定事故	建屋の種類	BWR 型原子炉施設	原子炉冷却材喪失 主蒸気管破断	原子炉建屋(建屋影響がある場合) 原子炉建屋又はタービン建屋(結果が厳しい方で代表)	PWR 型原子炉施設	原子炉冷却材喪失 蒸気発生器伝熱管破損	原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋 原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋
原子炉施設	想定事故	建屋の種類										
BWR 型原子炉施設	原子炉冷却材喪失 主蒸気管破断	原子炉建屋(建屋影響がある場合) 原子炉建屋又はタービン建屋(結果が厳しい方で代表)										
PWR 型原子炉施設	原子炉冷却材喪失 蒸気発生器伝熱管破損	原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋 原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋										
評価点	・ 緊急時対策所外気取入口	評価対象は緊急時対策所内の指示要員の有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合であるため、外気取入口の設置位置を評価点と設定。	<p>有毒ガス評価ガイド</p> <p>4.4.1 原子炉制御室等外評価点</p> <p>原子炉制御室等の外気取入口が設置されている位置を原子炉制御室等外評価点としていることを確認する。</p>									
発生源と評価点の距離	<p>(敷地外固定源)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 塩酸 : 6100m ・ アンモニア (A-1) : 6100m ・ アンモニア (A-2) : 6100m ・ アンモニア (B) : 2800m ・ アンモニア (C) : 5200m ・ メタノール : 6100m ・ 亜酸化窒素 (A) : 8600m ・ 亜酸化窒素 (B) : 7400m 	固定源と評価点の位置から保守的に設定。	<p>有毒ガス評価ガイド</p> <p>3.1 固定源及び可動源の調査</p> <p>(3) 調査対象としている固定源及び可動源に対して、次の項目を確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> — 有毒化学物質の名称 — 有毒化学物質の貯蔵量 — 有毒化学物質の貯蔵方法 — 原子炉制御室等及び重要操作地点と有毒ガスの発生源との位置関係 (距離、高さ、方位を含む。) — 防液堤の有無 (防液堤がある場合は、防液堤までの最短距離、防液堤の内面積及び廃液処理槽の有無) (解説-5) — 電源、人的操作等を必要とせずに、有毒ガス発生の抑制等の効果が見込める設備 (例えば、防液堤内のフロート等) (解説-5) 									

表 4-4 大気拡散計算の評価条件 (5/6)

項目	評価条件	選定理由	備考
<p style="text-align: center;">発生源と評価点の距離</p>	<p style="text-align: center;">(敷地内可動源) ・ 塩酸 : 1300m</p>	<p style="text-align: center;">可動源と評価点の位置から保守的に設定。</p>	<p>有毒ガス評価ガイド</p> <p>3.1 固定源及び可動源の調査</p> <p>(3) 調査対象としている固定源及び可動源に対して、次の項目を確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> －有毒化学物質の名称 －有毒化学物質の貯蔵量 －有毒化学物質の貯蔵方法 －原子炉制御室等及び重要操作地点と有毒ガスの発生源との位置関係（距離、高さ、方位を含む。） －防液堤の有無（防液堤がある場合は、防液堤までの最短距離、防液堤の内面積及び廃液処理槽の有無）（解説-5） －電源、人的操作等を必要とせずに、有毒ガス発生抑制等の効果が見込める設備（例えば、防液堤内のフロート等）（解説-5）

表 4-4 大気拡散計算の評価条件 (6/6)

項目	評価条件	選定理由	備考
*1 着目方位	<p>(敷地外固定源)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 塩酸 : 1 方位 : SSE*2 ・ アンモニア (A-1) : 1 方位 : SSE*2 ・ アンモニア (A-2) : 1 方位 : SSE*2 ・ アンモニア (B) : 1 方位 : E*2 ・ アンモニア (C) : 1 方位 : S*2 ・ メタノール : 1 方位 : SSE*2 ・ 亜酸化窒素 (A) : 1 方位 : SSW*2 ・ 亜酸化窒素 (B) : 1 方位 : S*2 <p>(敷地内可動源)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 塩酸 : 1 方位 : SSE*2 	<p>建屋の影響がない場合には、放出点から評価点を結ぶ風向を含む 1 方位のみを評価対象方位とする。</p>	<p>被ばく評価手法 (内規) 5.1.2(4)b) 建屋の影響がない場合は、放出点から評価点を結ぶ風向を含む 1 方位のみについて計算を行う。</p>

注記*1: 着目方位は、評価点から固定源及び可動源を見た方位である。

*2: 固定源及び可動源と評価点とを結ぶラインが含まれる方位。

表 4-5 換気率評価条件

項目	評価条件	選定理由
換気率	1 回/h	換気空調系の設計を踏まえ設定。

表 4-6 有毒ガス防護のための判断基準値

項目	評価条件	選定理由	備考
塩酸	50 ppm	IDLH 値に基づき設定。	有毒ガス評価ガイド 3.2 有毒ガス防護判断基準値の設定 1)～6)の考えに基づき、発電用原子炉設置者が有毒ガス防護判断基準値を設定していることを確認する。
アンモニア	300 ppm		
メタノール	2200 ppm	産業中毒便覧（増補版）（7月1992）に基づき設定。	
亜酸化窒素	150 ppm	Hazardous Substances Data Bank (HSDB)（2016）に基づき設定。	

表 4-7 固定源による有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合の計算結果 (1/2)

固定源		評価結果				
		外気取入口濃度 (ppm)	有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合	相対濃度 (s/m ³)	放出率 (kg/s)	放出継続時間 (h)
敷地外	塩酸	4.6×10^1	9.3×10^3	8.3×10^6	8.3×10^2	1.0×10^0
	アンモニア (A-1)	1.7	5.5×10^{-3}	8.3×10^{-6}	1.4×10^{-1}	1.0×10^{-0}
	アンモニア (A-2)	2.5×10^1	8.4×10^{-2}	8.3×10^{-6}	2.1×10^{-0}	1.0×10^{-0}
	アンモニア (B)	(4.5)	(1.5×10^2)	2.3×10^5	1.4×10^1	1.0×10^0
	アンモニア (C)	5.8×10^{-1}	1.9×10^{-3}	1.8×10^{-7}	2.2×10^{-0}	1.0×10^{-0}
	メタノール	1.1×10^{-1}	5.1×10^{-5}	8.3×10^{-6}	1.8×10^{-2}	1.0×10^{-0}
	亜酸化窒素 (A)	5.5×10^{-3}	3.7×10^{-5}	1.5×10^{-7}	6.7×10^{-2}	1.0×10^{-0}
	亜酸化窒素 (B)	3.1×10^3	2.0×10^5	1.3×10^7	4.2×10^2	1.0×10^0

注： 括弧内の値は、敷地外固定源が設置されている方位のうち、隣接方位の濃度を合算した値が最も高くなる方位 (S) 及びその隣接方位 (SSE, SSW) に該当しない方位における濃度を示す。

表 4-7 固定源による有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合の計算結果
(2/2) (影響が最大となる着目方位 : SSE, S, SSW)

固定源	着目方位	計算結果		
		有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合	隣接方位を含めた有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合の合計	評価
—	N	—	—	—
—	NNE	—	—	—
—	NE	—	—	—
—	ENE	—	—	—
アンモニア (B)	E	1.5×10^{-2}	1.5×10^{-2}	影響なし
—	ESE	—	—	—
—	SE	—	—	—
アンモニア (A-1), (A-2), 塩酸, メタノール	SSE	9.9×10^{-2}	1.0×10^{-1}	影響なし
アンモニア (C), 亜酸化窒素 (B)	S	2.0×10^{-3}	1.0×10^{-1}	影響なし
亜酸化窒素 (A)	SSW	3.7×10^{-5}	2.0×10^{-3}	影響なし
—	SW	—	—	—
—	WSW	—	—	—
—	W	—	—	—
—	WNW	—	—	—
—	NW	—	—	—
—	NNW	—	—	—

注： 固定源がない着目方位に「—」と記載。

表 4-8 可動源による有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合の計算結果
(1/2)

可動源		着目方位	評価結果		
			相対濃度 (s/m ³)	放出率 (kg/s)	放出継続時間 (h)
敷 地 内	塩酸	SSE	9.6×10^{-5}	9.6×10^{-1}	3.6×10^{-1} *

注記*： 放出継続時間は1時間未満であるが、大気拡散評価においては、 9.6×10^{-1} kg/sの放出率が1時間継続するとして評価を実施。

表 4-8 可動源による有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合の計算結果
(2/2) (影響が最大となる着目方位：SSE)

可動源	着目方位	評価結果				
		外気取入口濃度 (ppm)	屋内濃度 (ppm)	有毒ガス防護のた めの判断基準値に 対する割合	評価	
敷 地 内	塩酸	N	—*1	—*1	—*1	—*1
		NNE	—*1	—*1	—*1	—*1
		NE	—*1	—*1	—*1	—*1
		ENE	—*1	—*1	—*1	—*1
		E	—*1	—*1	—*1	—*1
		ESE	—*1	—*1	—*1	—*1
		SE	—*1	—*1	—*1	—*1
		SSE	62	18	0.37	影響なし
		S	1.0	—*2	0.02	影響なし
		SSW	1.0	—*2	0.02	影響なし
		SW	—*1	—*1	—*1	—*1
		WSW	—*1	—*1	—*1	—*1
		W	—*1	—*1	—*1	—*1
		WNW	—*1	—*1	—*1	—*1
		NW	—*1	—*1	—*1	—*1
NNW	—*1	—*1	—*1	—*1		

注記*1： 可動源の輸送ルートではない着目方向に「—」と記載。

*2： 外気取入口の濃度が防護判断基準値以下になることから、屋内濃度の評価は実施していない。

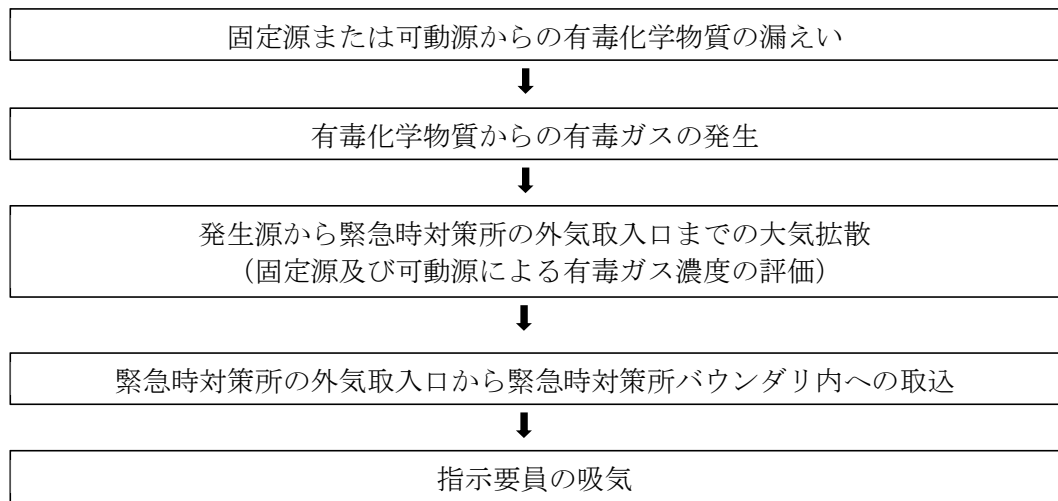
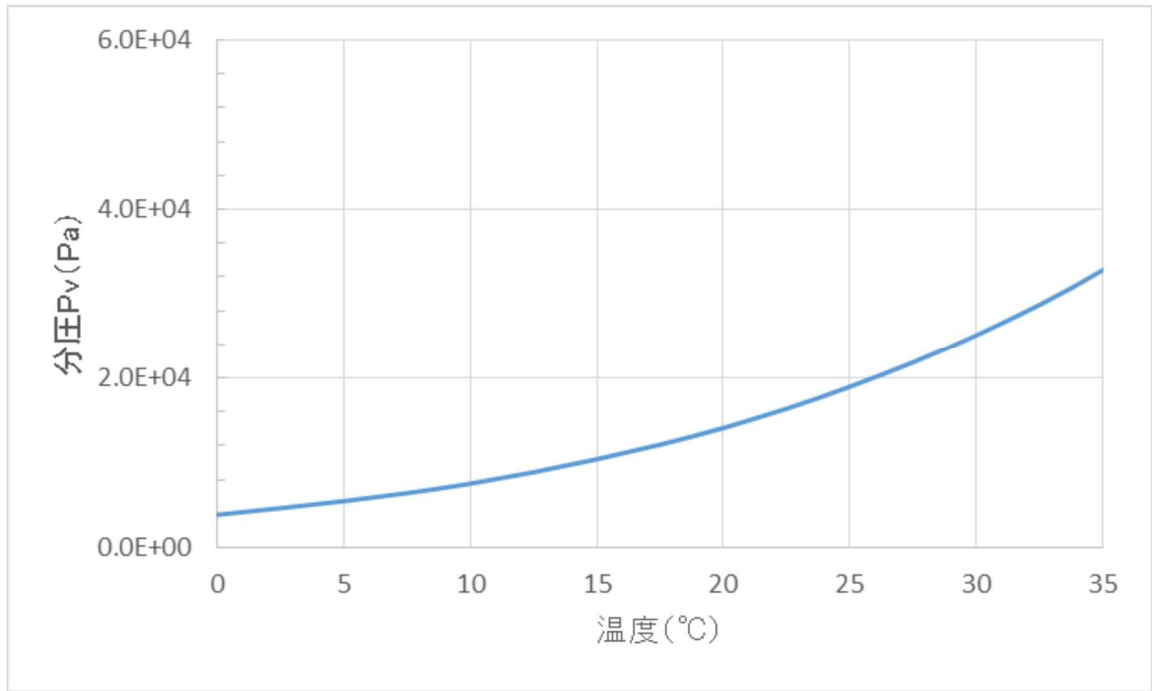


図 4-1 緊急時対策所の有毒ガスの到達経路



塩酸（36wt%）の分圧曲線*

注記*： 「Perry' s Chemical Engineers' Handbook」を基に塩酸（36wt%）の分圧 P_v (Pa) を評価

図 4-2 有毒化学物質に係る評価条件（化学物質の分圧）

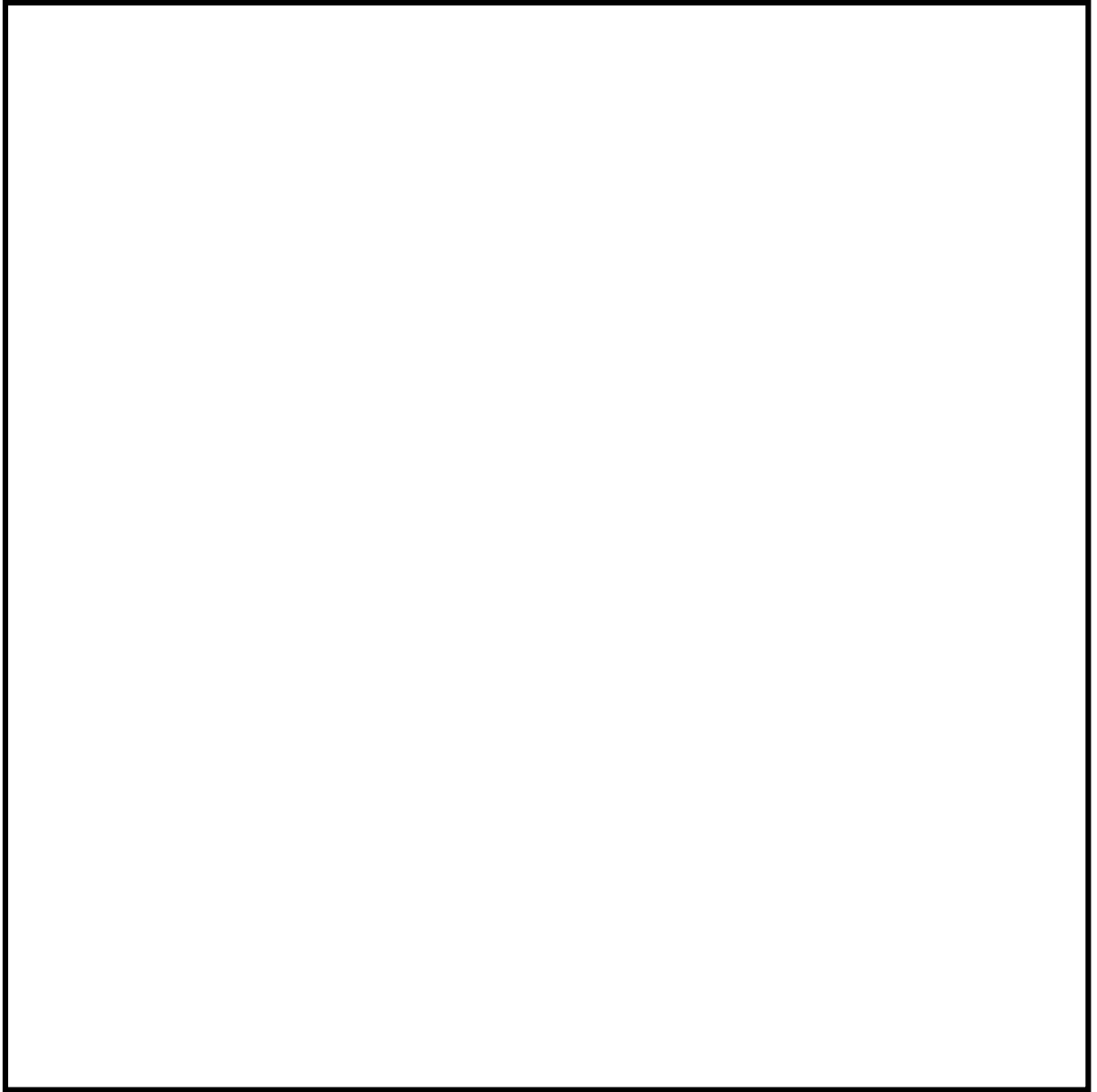


図 4-3 敷地外固定源 (1/4) (アンモニア)

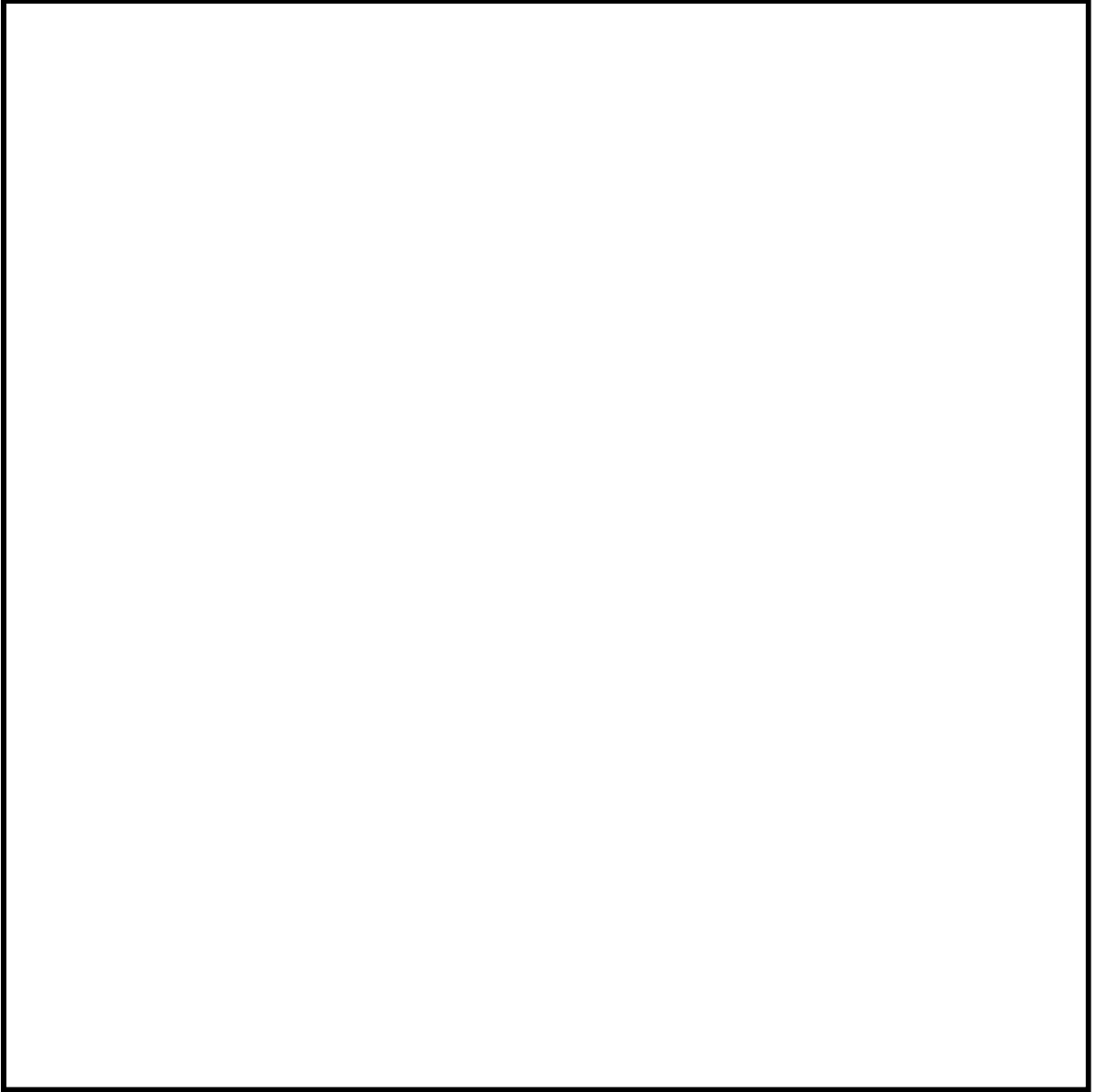


图 4-3 敷地外固定源 (2/4) (塩酸)

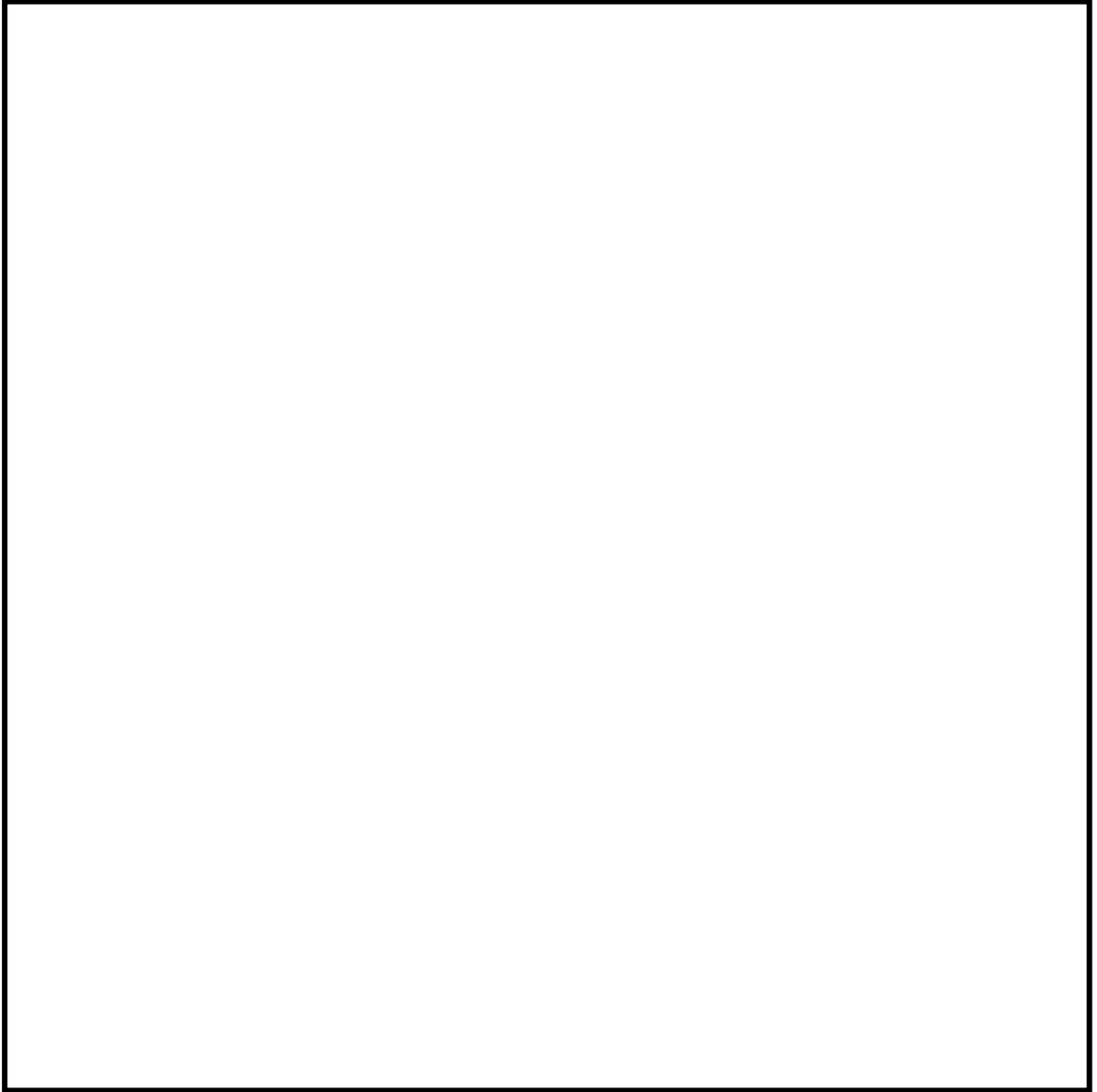


図 4-3 敷地外固定源 (3/4) (メタノール)

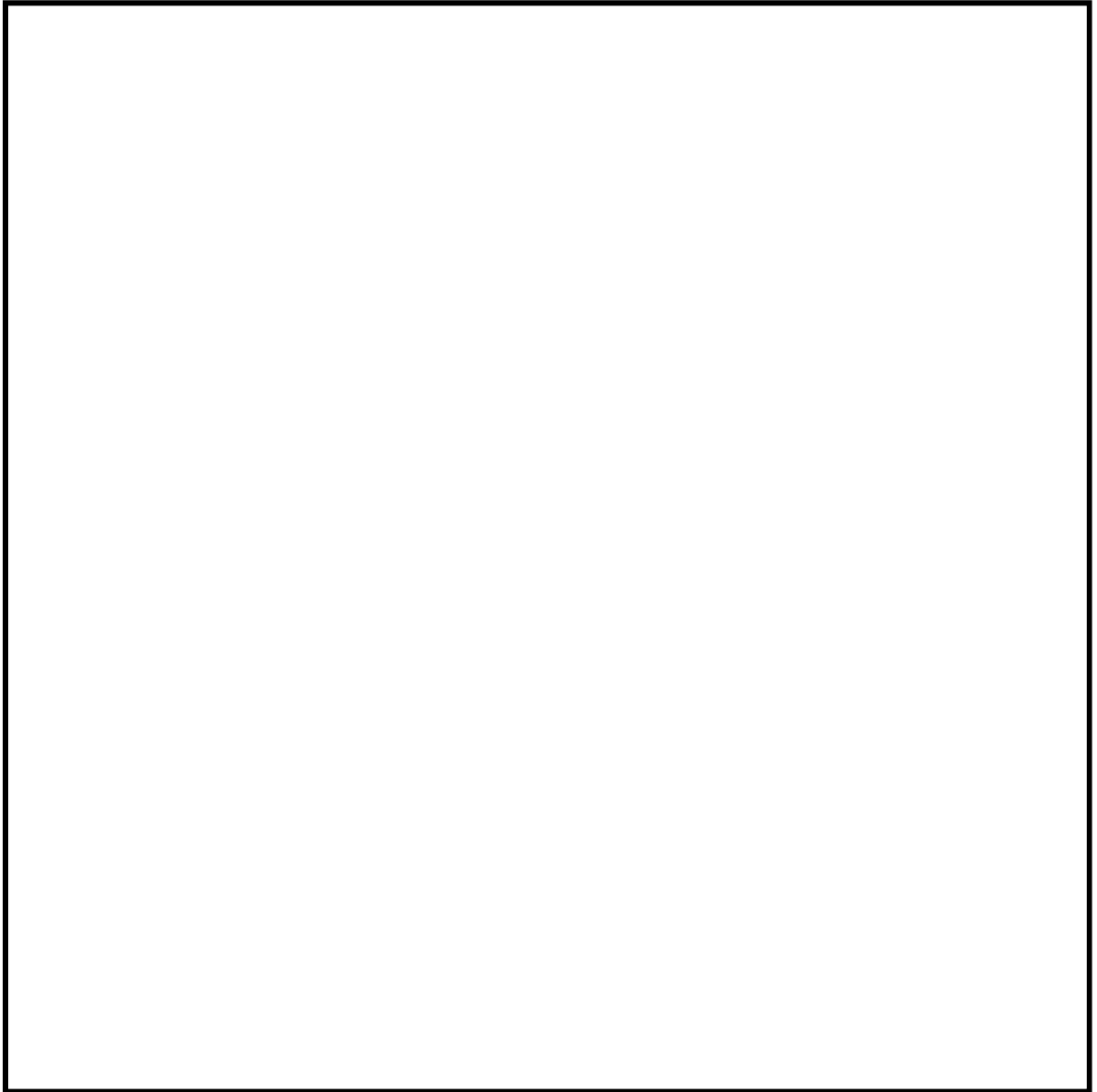


图 4-3 敷地外固定源 (4/4) (亜酸化窒素)

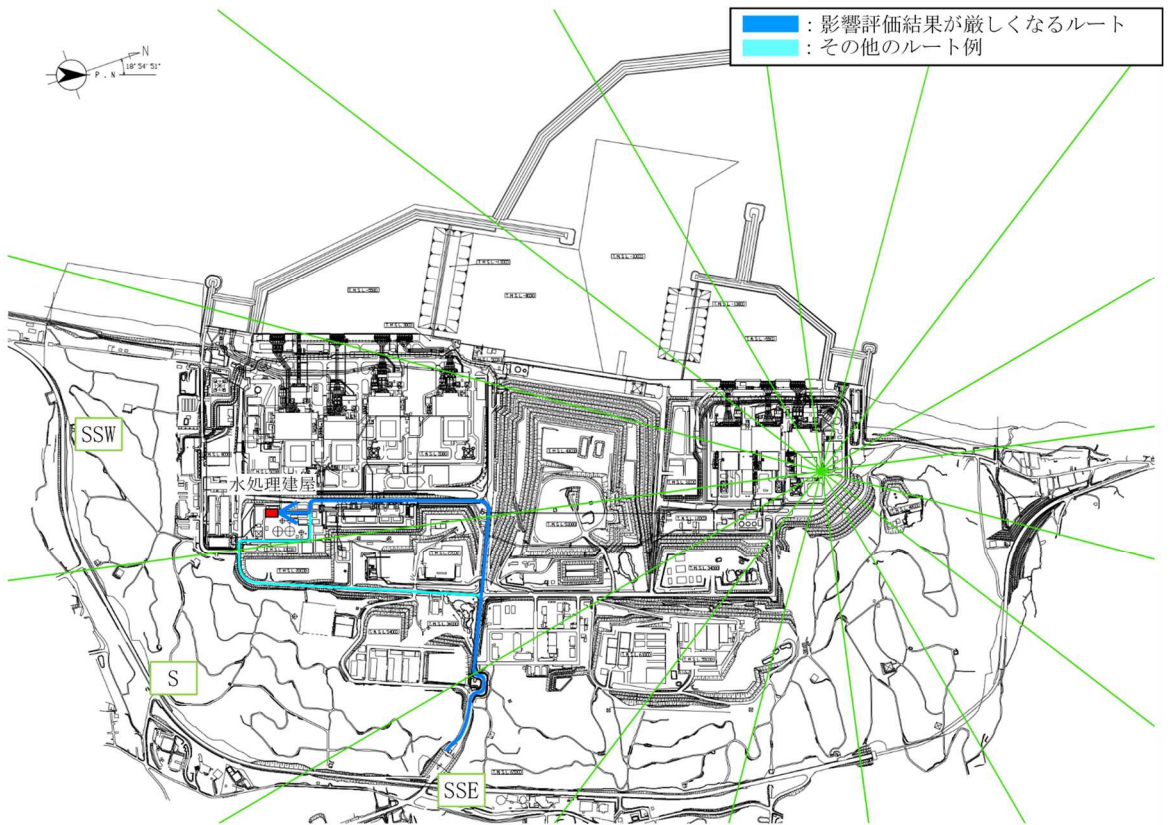


図 4-4 緊急時対策所と敷地内可動源の輸送ルートとの位置関係

VI-1-9-3-2 緊急時対策所の居住性に関する説明書

目 次

1. 概要	1
2. 緊急時対策所の居住性に関する基本方針	1
2.1 基本方針	1
2.2 適用基準, 適用規格等	3
3. 緊急時対策所の居住性を確保するための防護措置	5
3.1 換気設備等	5
3.1.1 緊急時対策所換気空調系	6
3.1.2 放射線管理用計測装置	9
3.2 生体遮蔽装置	10
3.3 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計	10
3.4 資機材及び要員の交代等	10
3.5 代替電源	11
4. 緊急時対策所の居住性評価	12
4.1 線量評価	12
4.1.1 評価方針	12
4.1.2 線量計算	18
4.2 酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価	29
4.2.1 評価方針	29
4.2.2 評価結果	35
4.3 緊急時対策所の居住性評価のまとめ	36
5. 熱除去の評価	37
5.1 緊急時対策所遮蔽の熱除去の評価	37
5.1.1 緊急時対策所遮蔽における入射線量の設定方法	37
5.1.2 緊急時対策所遮蔽における温度上昇の計算方法	37
5.2 二次遮蔽壁の熱除去の評価	37
5.2.1 二次遮蔽壁における入射線量の設定方法	37
5.2.2 二次遮蔽壁における温度上昇の計算方法	37
5.3 温度上昇のまとめ	38

別添1 可搬型陽圧化空調機のフィルタ除去性能の維持について

別添2 緊急時対策所遮蔽に係るストリーミングの考慮について

別紙1 計算機プログラム(解析コード)の概要

1. 概要

本説明書は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第46条及び第76条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に基づく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「緊急時対策所」という。）の居住性について，居住性を確保するための基本方針，居住性に係る設備の設計方針，放射線防護措置の有効性を示す評価等を含めて説明するものである。

2. 緊急時対策所の居住性に関する基本方針

2.1 基本方針

緊急時対策所の居住性を確保する観点から，以下の機能を有する設計とする。

- (1) 5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）（7号機設備，6,7号機共用，5号機に設置）（以下「緊急時対策所（対策本部）」という。）及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）（7号機設備，6,7号機共用，5号機に設置）（以下「緊急時対策所（待機場所）」という。）で構成する緊急時対策所は，原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常に対処するために必要な指示を行う要員を収容できるとともに，それら要員が必要な期間にわたり滞在できる設計とする。
- (2) 緊急時対策所は，重大事故等が発生した場合においても当該事故等時に対処するために必要な指示を行う要員に加え，原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含め，重大事故等時に対処するために必要な数の要員を収容することができるとともに，当該事故等時に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう，適切な遮蔽設計及び換気設計を行い，緊急時対策所の居住性を確保する。

緊急時対策所は，以下の設備により居住性を確保する。

a. 緊急時対策所換気空調系

- (a) 可搬型陽圧化空調機（対策本部）（「7号機設備，6,7号機共用，5号機に保管」（以下同じ。））
 - イ. 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号機に保管）
 - ロ. 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（フィルタユニット）（7号機設備，6,7号機共用，5号機に保管）
 - ハ. 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用仮設ダクト（7号機設備，6,7号機共用，5号機に保管）
- (b) 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号機に保管」（以下同じ。））
- (c) 可搬型陽圧化空調機（待機場所）（「7号機設備，6,7号機共用，5号機に保管」（以下同じ。））
 - イ. 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，5号機に保管）

- ロ. 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（フィルタユニット）（7号機設備，6,7号機共用，5号機に保管）
- ハ. 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用仮設ダクト（7号機設備，6,7号機共用，5号機に保管）
- (d) 陽圧化装置（対策本部）（「7号機設備，6,7号機共用，5号機に保管」（以下同じ。））
 - イ. 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）（7号機設備，6,7号機共用，5号機に保管）
 - ロ. 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）配管（7号機設備，6,7号機共用，5号機に設置）
- (e) 陽圧化装置（待機場所）（「7号機設備，6,7号機共用，5号機に保管」（以下同じ。））
 - イ. 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）（7号機設備，6,7号機共用，5号機に保管）
 - ロ. 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）配管（7号機設備，6,7号機共用，5号機に設置）
- b. 生体遮蔽装置
 - (a) 5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽（「7号機設備，6,7号機共用，5号機に設置」（以下同じ。））
 - (b) 5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽（「7号機設備，6,7号機共用，5号機に設置」（以下同じ。））
 - (c) 5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）室内遮蔽（「7号機設備，6,7号機共用，5号機に設置」（以下同じ。））
 - (d) 二次遮蔽壁
 - (e) 補助遮蔽
- c. 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号機に設置」（以下同じ。））

緊急時対策所の居住性を確保するためには換気設備を適切に運転し，緊急時対策所内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止する必要がある。このため，放射線管理施設の放射線管理用計測装置により，大気中に放出された放射性物質による放射線量を監視，測定し，換気設備の運転・切替の確実な判断を行う。

その他の居住性に係る設備として，緊急時対策所内の酸素濃度が活動に支障がない範囲にあることを正確に把握するため，可搬型の酸素濃度計（対策本部）（「7号機設備，6,7号機共用，5号機に保管」（以下同じ。））及び酸素濃度計（待機場所）（「7号機設備，6,7号機共用，5号機に保管」（以下同じ。））を保管するとともに，二酸化炭素濃度も酸素濃度と同様に居住性に関する重要な制限要素であることから，可搬型の二酸化炭素濃度計（対策本部）（「7号機設備，6,7号機共用，5号機に保管」（以下同じ。））及び二酸化炭素濃度計（待機場所）（「7号機設備，6,7号機共用，5号機に保管」（以下同じ。））を保管する。

緊急時対策所（対策本部）の設計漏えい量は，二酸化炭素濃度の抑制に必要な最低換気

流量以下であり、放射性雲通過時における緊急時対策所（対策本部）内の二酸化炭素を除去し要員の窒息を防止することから、緊急時対策所（対策本部）に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を設置する。

なお、緊急時対策所（待機場所）の設計漏えい量は、二酸化炭素濃度の抑制に必要な最低換気流量以上であることから、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を必要とせず、換気が可能である。

また、可搬型陽圧化空調機（対策本部）、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、可搬型陽圧化空調機（待機場所）及び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は、代替電源設備である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、屋外に保管」（以下同じ。））からの給電が可能な設計とする。

これら、居住性を確保するための設備及び防護具の配備、着用等、運用面の対策を考慮して被ばく評価並びに緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価を行い、その結果から、緊急時対策所の居住性確保について評価する。

居住性評価のうち被ばく評価に当たっては、「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」（平成25年6月19日原規技発第13061918号原子力規制委員会決定）（以下「審査ガイド」という。）を参照して放射性物質等の評価条件及び評価手法を考慮し、居住性に係る被ばく評価の判断基準を満足できることを評価する。

また、居住性評価のうち緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価に当たっては、「労働安全衛生法（昭和47年法律第57号）事務所衛生基準規則」（昭和47年9月30日労働安全衛生法43号，最終改正平成26年7月30日厚生労働省令第87号）（以下「事務所衛生基準規則」という。）、「労働安全衛生法（昭和47年法律第57号）酸素欠乏症等防止規則」（昭和47年9月30日労働省令第42号，最終改正平成30年6月19日厚生労働省令第75号）（以下「酸素欠乏症等防止規則」という。）の労働環境における酸素濃度及び二酸化炭素濃度の許容基準に準拠し、許容基準を満足できることを評価する。

2.2 適用基準、適用規格等

緊急時対策所の居住性に適用する基準、規格等は、以下のとおりとする。

- ・ 解釈
- ・ 原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）（旧原子力安全・保安院，平成21・07・27原院第1号，平成21年8月12日）（以下「被ばく評価手法（内規）」という。）
- ・ 発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針（昭和51年9月28日原子力委員会決定，平成13年3月29日一部改訂）
- ・ 被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について（（原子力安全委員会了承，平成元年3月27日）一部改訂 平成13年3月29日）
- ・ 発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（平成2年8月30日原子力安全委員会決定，平成13年3月29日一部改訂）

- ・発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（昭和 57 年 1 月 28 日原子力安全委員会決定，平成 13 年 3 月 29 日一部改訂）（以下「気象指針」という。）
- ・技術基準規則
- ・空気調和・衛生工学便覧 第 14 版（平成 22 年 2 月）（以下「空気調和・衛生工学便覧」という。）
- ・酸素欠乏症等防止規則
- ・事務所衛生基準規則
- ・「放射線施設のしゃへい計算 実務マニュアル 2015」のデータ集「放射線施設の遮蔽計算実務（放射線）データ集 2015」（公益財団法人原子力安全技術センター）
- ・ICRP Publication 71, "Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part 4 Inhalation Dose Coefficients", 1995
- ・ICRP Publication 72, "Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part 5 Compilation of Ingestion and Inhalation Dose Coefficients", 1996
- ・審査ガイド
- ・JENDL-3.2 に基づく ORIGEN2 用ライブラリ：ORLIBJ32（JAERI-Data/Code 99-003（1999 年 2 月））
- ・L. Soffer, et al., "Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants", NUREG-1465, February 1995
- ・NRPB-R322-Atmospheric Dispersion Modelling Liaison Committee Annual Report, 1998-99
- ・NUREG/CR-4551 Vol.2 "Evaluation of Severe Accident Risks: Quantification of Major Input Parameters"
- ・JAEA-Technology 2011-026「汚染土壌の除染領域と線量低減効果の検討」
- ・2007 年制定 コンクリート標準示方書 構造性能照査編，土木学会
- ・K. Shibata, et al., "Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version 3 Revision-3 : JENDL-3.3", J. Nucl. Sci. Technol., 39, 1125 (2002)
- ・K. Kosako, N. Yamano, T. Fukahori, K. Shibata and A. Hasegawa, "The Libraries FSXLIB and MATXSLLIB based on JENDL-3.3", JAERI-Data/Code 2003-011 (2003)
- ・「日本原子力学会標準 低レベル放射性廃棄物輸送容器の安全設計及び検査基準：2008」（2009 年 9 月（社団法人）日本原子力学会）
- ・原子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規程（J E A C 4 6 2 2 -2009）（平成 21 年 6 月 23 日制定）
- ・JAEA-Data/Code 2011-025「JENDL FP Decay Data File 2011 and Fission Yields Data File 2011」2012.3 日本原子力研究開発機構
- ・JAERI-1347 Nuclear Decay Data for Dosimetry Calculation Revised Data of ICRP Publication 38 February 2005 日本原子力研究所

3. 緊急時対策所の居住性を確保するための防護措置

緊急時対策所は、必要な要員を収容できるとともに、重大事故等時において、緊急時対策所の気密性並びに換気設備及び生体遮蔽性能とあいまって、想定する放射性物質の放出量等を福島第一原子力発電所事故と同等とし、かつ緊急時対策所内でのマスク着用、交替要員体制及び安定よう素剤の服用がなく、仮設設備を考慮しない要件においても、緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が事故後7日間で100mSvを超えない設計とする。

居住性に係る被ばく評価では、放射性物質が大気中へ放出されている間は、緊急時対策所換気空調系の使用により緊急時対策所内を陽圧化し、希ガスを含む放射性物質の侵入を低減又は防止することとしている。このため、緊急時対策所及び緊急時対策所換気空調系の性能を維持・管理することで、被ばく評価条件を満足する設計とする。

また、被ばく評価条件並びに酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価条件を満足するよう、緊急時対策所換気空調系の機能・性能試験を実施する。

資機材の保管、管理等については、VI-1-9-3-1「緊急時対策所の機能に関する説明書」に、身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画（以下「チェンジングエリア」という。）の詳細については、VI-1-7-2「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」に示す。

緊急時対策所の居住性を確保するための設備、防護具の配備及び運用面の対策を以下のとおり講じる。

3.1 換気設備等

可搬型陽圧化空調機（対策本部）、可搬型陽圧化空調機（待機場所）、陽圧化装置（対策本部）、陽圧化装置（待機場所）は、基準地震動 S_s による地震力に対し、機能を喪失しないようにする。また、重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止し、「3. 緊急時対策所の居住性を確保するための防護措置」に示す居住性に係る被ばく評価の判断基準を超えない設計とするとともに、緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が重大事故等時の対策のための活動に支障がない濃度に維持及び抑制ができる設計とする。

5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）二酸化炭素吸収装置は、放射性雲通過時における緊急時対策所（対策本部）内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。なお、緊急時対策所（対策本部）に収容可能人数の要員を収容した時において想定される二酸化炭素発生量である 19.41m^3 に対して、1台で除去可能な容量を有した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を2台設置し、うち1台を予備とする設計とする。

換気設計に当たっては、緊急時対策所の気密性に対して十分な余裕を考慮した設計とするとともに、緊急時対策所内には、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な対策を行う要員として、緊急時対策所（対策本部）に73名、緊急時対策所（待機場所）に48名の合計121名を収容する。

また、緊急時対策所（対策本部）及び緊急時対策所（待機場所）の収容可能人数は、それら

を上回る人数として、緊急時対策所（対策本部）に最大で86名、緊急時対策所（待機場所）に最大で98名の合計184名を収容できる設計とする。

緊急時対策所は、緊急時対策所外の火災により発生するばい煙や有毒ガスに対しては、外気取入口（5号機原子炉建屋3階北側及び5号機原子炉建屋屋上北側に設置）に到達しないことから影響を受けない設計とする。また、降下火砕物に対しては、中央制御室換気空調系を一時停止することにより、要員を防護する。

重大事故等時に大気中に放出された放射性物質の状況に応じ、可搬型陽圧化空調機（対策本部）、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、陽圧化装置（対策本部）、可搬型陽圧化空調機（待機場所）及び陽圧化装置（待機場所）の確実な運転・切替操作ができるよう、緊急時対策所内にて放射線量を監視できる設計とする。

3.1.1 緊急時対策所換気空調系

可搬型陽圧化空調機（対策本部）及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）は、重大事故等時に大気中に放出された放射性物質による放射線被ばくから緊急時対策所内にとどまる要員を防護するため、高性能フィルタ及び活性炭フィルタを通して外気を取り込むことが可能な設計とし、緊急時対策所内を陽圧化することにより高性能フィルタ及び活性炭フィルタを介さない外気の流入を防止する設計とする。

放射性雲通過中においては、可搬型陽圧化空調機（対策本部）及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）を停止し、給気口を閉止板により隔離するとともに、陽圧化装置（対策本部）及び陽圧化装置（待機場所）により緊急時対策所を陽圧化し、外気の流入を遮断可能な設計とする。外気を遮断した状態で、陽圧化装置（対策本部）により陽圧化する場合、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を循環運転することで二酸化炭素を除去し、外気の流入を遮断した状態においても二酸化炭素増加による要員の窒息を防止可能な設計とする。

放射性雲通過直後に5号機原子炉建屋附属棟内の放射性物質濃度が屋外より高い場合においては、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を用いて屋外からの外気を直接給気し、放射性物質濃度が屋外より高い5号機原子炉建屋附属棟内の空気を置換できる設計とする。

また、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と可搬型陽圧化空調機（対策本部）を連結して運用することで、5号機原子炉建屋の屋上から外気を緊急時対策所（対策本部）に給気可能な設計とする。

5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型外気取入送風機は各々の機能のために1台ずつ、合計2台使用し、予備も含めて3台配備する設計とする。

放射性雲通過後においては、陽圧化装置（対策本部）及び陽圧化装置（待機場所）を停止し、放射性雲通過前と同様に可搬型陽圧化空調機（対策本部）及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）により緊急時対策所を陽圧化することにより、フィルタを介さない外気の流入を防止する設計とする。

緊急時対策所換気空調系の構成図を図3-1及び図3-2に、運転モードごとの構成図を図3-3から図3-8に示す。

可搬型陽圧化空調機（対策本部）及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）の強度に関する詳細は、VI-3-3-5-1-3-2-3「管の強度計算書（可搬型）」に示す。

- (1) 居住性確保のための換気設備運転
 - a. 可搬型陽圧化空調機（対策本部）及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）による陽圧化緊急時対策所は、可搬型陽圧化空調機（対策本部）及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）により放射性物質を低減しながら外気を取り入れることができる。
また、緊急時対策所内は、可搬型陽圧化空調機（対策本部）及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）により陽圧化されるため、インリークはない。
 - b. 陽圧化装置（対策本部）及び陽圧化装置（待機場所）による陽圧化
緊急時対策所は、陽圧化装置（対策本部）及び陽圧化装置（待機場所）により陽圧化されるため、放射性雲通過中に緊急時対策所内へ外気が侵入することはない。
- (2) 可搬型陽圧化空調機（対策本部）のファン及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）のファン

可搬型陽圧化空調機（対策本部）のファン及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）のファンは、緊急時対策所内にとどまる要員の被ばくを低減し、かつ、酸素濃度及び二酸化炭素濃度を活動に支障がない濃度に維持及び抑制でき、1台で緊急時対策所（対策本部）内を換気するために必要な容量を有したものを、予備も含めて2台配備する設計とする。緊急時対策所（待機場所）内については、2台で換気するために必要な容量を有したものを、予備も含めて3台配備する設計とする。容量の設定に当たっては、緊急時対策所内の陽圧化維持並びに酸素濃度及び二酸化炭素濃度を維持及び抑制するために必要な流量を考慮する。

可搬型陽圧化空調機（対策本部）は、緊急時対策所（対策本部）との接続が速やかに行えるよう、緊急時対策所近傍に配備し、一般的に使用される工具を用いて容易かつ確実に接続が可能ないようにするとともに、交換ができる設計とする。また、可搬型陽圧化空調機（待機場所）も同様に、緊急時対策所（待機場所）との接続が速やかに行えるよう、緊急時対策所近傍に配備し、一般的に使用される工具を用いて容易かつ確実に接続が可能ないようにするとともに、交換ができる設計とする。

また、可搬型陽圧化空調機（対策本部）は、外気中の放射性物質の濃度に応じて陽圧化装置（対策本部）との切替えができるよう、可搬型陽圧化空調機（対策本部）本体に設置されたスイッチ及び陽圧化装置（対策本部）の弁による操作が可能な設計とするとともに、可搬型陽圧化空調機（待機場所）も同様に、外気中の放射性物質の濃度に応じて陽圧化装置（待機場所）との切替えができるよう、可搬型陽圧化空調機（待機場所）本体に設置されたスイッチ及び陽圧化装置（待機場所）の弁による操作が可能な設計とする。

- (3) 可搬型陽圧化空調機（対策本部）のフィルタユニット及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）のフィルタユニット

可搬型陽圧化空調機（対策本部）のフィルタユニット及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）のフィルタユニットは、可搬型陽圧化空調機（対策本部）のファン及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）のファンと同様、1台で緊急時対策所（対策本部）内に対して必要な容量を有したものを、予備も含めて2台配備する設計とし、緊急時対策所（待機場所）内については、2台で必要な容量を有したものを、予備も含めて3台配備する設計とする。可搬型

陽圧化空調機（対策本部）のフィルタユニット及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）のフィルタユニットは、緊急時対策所内に対して放射線による悪影響を及ぼさないよう、十分な放射性物質の除去効率及び吸着能力を確保するため、高性能フィルタと活性炭フィルタを直列に配列することで、除去効率を高める設計とする。また、緊急時対策所との接続が速やかに行えるよう、緊急時対策所近傍に配備し、一般的に使用される工具を用いて容易かつ確実に接続が行えるようにするとともに、交換ができる設計とする。

可搬型陽圧化空調機（対策本部）のフィルタユニット及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）のフィルタユニットの除去効率を表3-1に、概略図を図3-9に示す。

a. フィルタ除去効率

可搬型陽圧化空調機（対策本部）のフィルタユニット及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）のフィルタユニットの高性能フィルタによるエアロゾル除去効率は、99.97%以上（総合除去効率）となるように設計し、活性炭フィルタによる除去効率は、99.9%以上（総合除去効率）となるように設計する。

b. フィルタ除去性能の維持等

- (a) 除去性能（効率）については、高性能フィルタ、活性炭フィルタの交換を定期的実施することで維持する設計とする。
- (b) フィルタ仕様（使用環境条件）の範囲内で使用する必要があることから、温度や湿度が通常時に比べて大きく変わることがないように、緊急時対策所近傍にて使用する。
- (c) 原子炉格納容器破損による放射性物質の想定放出量のうち緊急時対策所への影響量（フィルタ捕集量）に対し、可搬型陽圧化空調機（対策本部）のフィルタユニット及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）のフィルタユニットは十分な保持容量及び吸着容量を有する設計とする。可搬型陽圧化空調機（対策本部）のフィルタユニット及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）のフィルタユニットのフィルタ捕集量については、別添1「可搬型陽圧化空調機のフィルタ除去性能の維持について」に示す。
- (d) 原子力格納容器から放出され、可搬型陽圧化空調機（対策本部）のフィルタユニット及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）のフィルタユニットに付着する核分裂生成物の崩壊熱により、その性能（除去効率）が低下しない設計とする。可搬型陽圧化空調機（対策本部）のフィルタユニット及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）のフィルタユニットのフィルタに付着する核分裂生成物の崩壊熱による温度上昇については、別添1「可搬型陽圧化空調機のフィルタ除去性能の維持について」に示す。
- (e) 可搬型陽圧化空調機（対策本部）のフィルタユニット及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）のフィルタユニットにプレフィルタ及び高性能フィルタを設置することで、粉塵等の影響による活性炭フィルタの目詰まりを防止し、活性炭フィルタの差圧が過度に上昇しない設計とする。

可搬型陽圧化空調機（対策本部）のフィルタユニット及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）のフィルタユニットのフィルタ除去性能の維持については、別添1「可搬型陽圧化空調機のフィルタ除去性能の維持について」に示す。

c. 緊急時対策所内の要員への影響

可搬型陽圧化空調機（対策本部）のフィルタユニット及び可搬型陽圧化空調機（待機

場所)のフィルタユニットは、可搬型陽圧化空調機(対策本部)のフィルタユニット及び可搬型陽圧化空調機(待機場所)のフィルタユニット自体が放射線源になることを踏まえ、緊急時対策所内へ出入りする要員の被ばく防護のため、高性能フィルタ及び活性炭フィルタの交換を実施する。

(4) 陽圧化装置(対策本部)及び陽圧化装置(待機場所)

放射性物質放出時、緊急時対策所内に希ガス等の放射性物質が流入することを防ぐため、陽圧化装置(対策本部)及び陽圧化装置(待機場所)により緊急時対策所内を陽圧化し、緊急時対策所内にとどまる要員の被ばくの低減又は防止を図る。

陽圧化装置(対策本部)は、線量評価における放射性物質の放出継続時間が10時間であることを踏まえ、緊急時対策所(対策本部)を陽圧化でき、かつ、酸素濃度を活動に支障がなく維持するために必要な容量を確保するだけでなく、余裕を含めて緊急時対策所(対策本部)に123個(1個当たりの空気容量が46.7Lのもの)を配備するものとする。なお、二酸化炭素濃度については、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を循環運転することで二酸化炭素を除去し、二酸化炭素濃度増加による要員の窒息を防止可能な設計としている。

また、陽圧化装置(待機場所)は、線量評価における放射性物質の放出継続時間が10時間であることを踏まえ、緊急時対策所(待機場所)を陽圧化でき、かつ、酸素濃度及び二酸化炭素濃度を活動に支障がなく維持及び抑制するために必要な容量を確保するだけでなく、余裕を含めて緊急時対策所(待機場所)に1792個(1個当たりの空気容量が46.7Lのもの)を配備するものとする。

陽圧化された緊急時対策所内と周辺エリアとの差圧を監視できる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号機に保管)を、緊急時対策所に保管する設計とする。また、外気中の放射性物質の濃度に応じて可搬型陽圧化空調機(対策本部)との切替えができるよう、可搬型陽圧化空調機(対策本部)本体に設置されたスイッチ及び陽圧化装置(対策本部)の弁による操作が可能な設計とするとともに、可搬型陽圧化空調機(待機場所)も同様に、外気中の放射性物質の濃度に応じて可搬型陽圧化空調機(待機場所)との切替えができるよう、可搬型陽圧化空調機(待機場所)本体に設置されたスイッチ及び陽圧化装置(待機場所)の弁による操作が可能な設計とする。

なお、系統に作用する圧力の過度の上昇を適切に防止するため、陽圧化装置(対策本部)及び陽圧化装置(待機場所)は圧力調整器にて圧力調整が可能な設計とする。

陽圧化装置(対策本部)及び陽圧化装置(待機場所)の強度に関する詳細は、VI-3-3-5-1-3-1「5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)陽圧化装置(空気ポンプ)及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)陽圧化装置(空気ポンプ)の強度計算書」に示す。

3.1.2 放射線管理用計測装置

緊急時対策所内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するため、換気設備の操作に係る確実な判断ができるように放射線管理施設の放射線管理用計測装置(可搬型モニタリングポスト(「7号機設備, 6, 7号機共用, 5号機に保管」(以下同じ。))、可搬型

エリアモニタ（対策本部）（「7号機設備，6,7号機共用，5号機に保管」（以下同じ。））及び可搬型エリアモニタ（待機場所）（「7号機設備，6,7号機共用，5号機に保管」（以下同じ。））により，大気中に放出された放射性物質による放射線量を監視・測定する。

緊急時対策所近傍に陽圧化判断用として可搬型モニタリングポストを配備するとともに，緊急時対策所内に可搬型エリアモニタ（対策本部）及び可搬型エリアモニタ（待機場所）を配備し，各々を監視することにより，放射性雲通過時に陽圧化装置（対策本部）及び陽圧化装置（待機場所）の操作を実施する。

放射線管理用計測装置の仕様の詳細は，VI-1-7-1「放射線管理用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」に示す。

なお，可搬型モニタリングポストは，放射線管理施設の放射線管理用計測装置を緊急時対策所の設備として使用する。

3.2 生体遮蔽装置

5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽，5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽，5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）室内遮蔽，二次遮蔽壁及び補助遮蔽は，基準地震動 S_s による地震力に対し，機能を喪失しないようにするとともに，緊急時対策所内にとどまる要員を放射線から防護するための十分な遮蔽厚さを有する設計とし，「3. 緊急時対策所の居住性を確保するための防護措置」に示す居住性に係る被ばく評価の判断基準を超えない設計とする。

5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽，5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）室内遮蔽の放射線の遮蔽及び熱除去の評価については，「5. 熱除去の評価」に示す。緊急時対策所の開口部の設計については，別添2「緊急時対策所遮蔽に係るストリーミングの考慮について」に示す。

3.3 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計

緊急時対策所には，緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が設計基準事故時及び重大事故等時の対策のための活動に支障がない範囲にあることを正確に把握できるように酸素濃度計（対策本部），二酸化炭素濃度計（対策本部），酸素濃度計（待機場所）及び二酸化炭素濃度計（待機場所）を保管する。

酸素濃度計（対策本部），二酸化炭素濃度計（対策本部），酸素濃度計（待機場所）及び二酸化炭素濃度計（待機場所）の詳細については，VI-1-9-3-1「緊急時対策所の機能に関する説明書」に示す。

3.4 資機材及び要員の交代等

緊急時対策所にとどまる要員や放射性雲通過後に屋外作業を行う要員の被ばく低減措置を行う場合に備えたマスク，安定よう素剤等の防護具類やチェンジングエリアを運営するために必要な資機材を配備する。

重大事故等が発生し，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，状況に応じて交替する要員や屋外作業を行った要員が緊急時対策所内へ汚染を持ち込まな

いようにチェンジングエリアを設置する。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。

チェンジングエリアは、原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生し、保安班長の指示があった場合、あらかじめ配備している資機材により運用する。資機材の保管、管理等については、VI-1-9-3-1「緊急時対策所の機能に関する説明書」に、チェンジングエリアの詳細については、VI-1-7-2「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」に示す。

3.5 代替電源

可搬型陽圧化空調機（対策本部）、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、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及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）は、全交流電源喪失時においても代替電源設備である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。

代替電源の詳細については、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」及びVI-1-9-3-1「緊急時対策所の機能に関する説明書」に示す。

4. 緊急時対策所の居住性評価

緊急時対策所の居住性について、「被ばく」及び「酸素濃度及び二酸化炭素濃度」の観点から評価する。

4.1 線量評価

重大事故等時における緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価を実施し、緊急時対策所の居住性が判断基準を満足することを示す。

評価対象は、「緊急時対策所（対策本部）」及び「緊急時対策所（待機場所）」とし、要員がそれぞれの場所に7日間滞在し続けるものと仮定して実効線量を評価する。緊急時対策所（対策本部）及び緊急時対策所（待機場所）の遮蔽構造を図4-1に、換気設備の系統図を図3-1及び図3-2に示す。なお、各評価対象の評価条件は、特記しない場合は同一とする。

発災プラントとしては、柏崎刈羽原子力発電所第6号機及び7号機を想定する。審査ガイドに基づき、各号機で同時に事故が発生するものと仮定し、被ばく線量を個別に評価し合算する。なお、各号機の評価条件は、特記しない場合は同一とする。

4.1.1 評価方針

(1) 判断基準

重大事故等時の緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に当たっては、審査ガイドに基づき、評価を行う。

判断基準は、解釈の第76条の規定のうち、以下の項目を満足することを確認する。

第76条（緊急時対策所）

- 1 第1項及び第2項の要件を満たす緊急時対策所とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備を備えたものをいう。
 - e) 緊急時対策所の居住性については、次の要件を満たすものであること。
 - ① 想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。
 - ② プルーム通過時等に特別な防護措置を講ずる場合を除き、対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価すること。
 - ③ 交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設設備等を考慮してもよい。ただし、その場合は、実施のための体制を整備すること。
 - ④ 判断基準は、対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。

(2) 想定事故

想定する事故については、審査ガイドに従い「福島第一原子力発電所事故と同等」とする。

(3) 被ばく経路

緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、次の被ばく経路による被ばく線量を評価

する。図 4-2 に、緊急時対策所の居住性に係る被ばく経路を示す。

- a. 被ばく経路① 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による外部被ばく

想定事故時に原子炉建屋内に留まる放射性物質から直接的に緊急時対策所周辺に到達してくるガンマ線（以下「直接ガンマ線」という。）及び空気中で散乱されて緊急時対策所周辺に到達してくるガンマ線（以下「スカイシャインガンマ線」という。）が、緊急時対策所遮蔽を透過して緊急時対策所内の要員に与える線量。

- b. 被ばく経路② 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（クラウドシャイン）

大気中へ放出された放射性物質が大気中を拡散して生じる放射性雲からのガンマ線（以下「クラウドシャインガンマ線」という。）が、緊急時対策所遮蔽を透過して緊急時対策所内の要員に与える線量。

- c. 被ばく経路③ 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（グラウンドシャイン）

大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線（以下「グラウンドシャインガンマ線」という。）が、緊急時対策所遮蔽を透過して緊急時対策所内の要員に与える線量。

- d. 被ばく経路④ 緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく及び放射性物質の吸入摂取による内部被ばく

大気中へ放出された放射性物質が、緊急時対策所内に取り込まれて緊急時対策所内の要員に与える線量（ガンマ線による外部被ばく及び呼吸による吸入摂取による内部被ばく）。また、緊急時対策所の隣接エリアに取り込まれた放射性物質からのガンマ線が、緊急時対策所内の要員に与える線量も考慮する。

なお、本評価においては、要員の交代は考慮しないものとする。

(4) 大気中への放出量評価

大気中に放出される放射性物質の量は、審査ガイドに従い設定する。また、大気中への放出量評価条件を表 4-1 に示す。

- a. 事故直前の炉内蓄積量

事故発生直前まで、原子炉は定格熱出力で長期間にわたって運転されていたものとする。事故直前の炉内蓄積量は、電力共同研究報告書「立地審査指針改定に伴うソースチームに関する研究（BWR）（平成 24 年度最終報告書）」に記載されている単位熱出力当たりの炉内内蔵量に対し、原子炉熱出力 3926MW を掛け合わせて計算する。

同報告書において、事故直前の単位熱出力当たりの炉内蓄積量の計算には、燃焼計算コード OR I G E N 2 コードを使用している。計算に当たっては、9×9 燃料炉心の代表的な燃焼度、比出力、初期濃縮度及び運転履歴を考慮して炉心内蔵量を計算している。

- ・燃焼度 : 約 55000MWd/t（燃焼期間は、5 サイクルの平衡炉心を想定）
- ・比出力 : 26MW/t

- ・初期濃縮度 : 3.8%
- ・核データライブラリ : JENDL3.2 (BWR STEP-3 VR=0%, 60GWd/t)

以上により計算した標準9×9燃料炉心の単位熱出力当たりの炉内蓄積量を表4-2に示す。事故直前の炉内蓄積量は、この値に原子炉熱出力である3926MWを掛け合わせて計算する。

b. 大気中への放出量

事故直前の炉心内蔵量に対する放射性物質の大気中への放出割合は、原子炉格納容器が破損したと考えられる福島第一原子力発電所事故と同等と想定する。

ここで、放射性物質の大気中への放出開始時刻は、事故(原子炉スクラム)発生24時間後と仮定する。

希ガス類	: 97%
よう素類	: 2.78%
	(CsI : 95%, 無機よう素 : 4.85%, 有機よう素 : 0.15%)
Cs類	: 2.13%
Te類	: 1.47%
Ba類	: 0.0264%
Ru類	: $7.53 \times 10^{-8}\%$
Ce類	: $1.51 \times 10^{-4}\%$
La類	: $3.87 \times 10^{-5}\%$

以上により計算した大気中への放出量を表4-3に示す。

c. 原子炉建屋内の存在量

NUREG-1465*の「炉心内蔵量に対する原子炉格納容器内への放出割合」を基に原子炉建屋内に放出された放射性物質を設定する。

ここで、放射性物質の炉内蓄積量に対して、事故発生直後に以下の0.3倍の放射性物質が原子炉建屋原子炉区域(二次格納施設)内へ放出されるものとする。

希ガス類	: 100%
よう素類	: 61%
Cs類	: 61%
Te類	: 31%
Ba類	: 12%
Ru類	: 0.5%
Ce類	: 0.55%
La類	: 0.52%

なお、原子炉建屋内の存在量の評価に当たっては、原子炉建屋原子炉区域(二次格納施設)から放射性物質が漏えいすることは考慮せず、原子炉格納容器から放出された放射性物質は原子炉建屋原子炉区域(二次格納施設)内に留まるものとする。

以上により計算した原子炉建屋内の放射性物質の存在量を表4-4に示す。

注記* : “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants”,
NUREG-1465, 1995/02

(5) 大気拡散の評価

重大事故等時の緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に使用する相対濃度及び相対線量は、被ばく評価手法（内規）及び気象指針に基づき評価する。

a. 大気拡散評価モデル

放出点から放出された放射性物質が大気中を拡散して評価点に到達するまでの計算は、ガウスプルームモデルを適用する。

(a) 相対濃度

相対濃度は、毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間をもとに評価点ごとに以下の式*1のとおり計算する。

$$\chi/Q = \frac{1}{T} \cdot \sum_{i=1}^T (\chi/Q)_i \cdot \delta_i^d$$

ここで、

χ/Q : 実効放出継続時間中の相対濃度 (s/m³)

T : 実効放出継続時間 (h)

$(\chi/Q)_i$: 時刻 i における相対濃度 (s/m³)

δ_i^d : 時刻 i において風向が当該方位 d にあるとき $\delta_i^d=1$

: 時刻 i において風向がほかの方位にあるとき $\delta_i^d=0$

(地上放出の場合)

$$(\chi/Q)_i = \frac{2.032}{\Sigma_{z i} \cdot U_i \cdot x}$$

$$\Sigma_{z i} = \sqrt{\sigma_{z i}^2 + \frac{C \cdot A}{\pi}}$$

ここで、

U_i : 時刻 i の放出源を代表する風速 (m/s)

$\Sigma_{z i}$: 時刻 i の建屋の影響を加算した濃度の鉛直方向 (z 方向) の拡がりのパラメータ (m)

$\sigma_{z i}$: 時刻 i の濃度の z 方向の拡がりパラメータ (m)

C : 建屋投影面積*2 (m²)

A : 形状係数 (-)

x : 放出源から評価点までの距離 (m)

上記のうち、気象項目（風向、風速及び $\sigma_{z i}$ を求めるために必要な大気安定度）については、「b. 気象データ」に示すデータを、建屋の投影面積については「e. 建屋投影面積」に示す値を、形状係数については「f. 形状係数」に示す値を用いることとした。また、審査ガイドに基づき、実効放出継続時間は10時間とし、地上放出を想定する。

$\sigma_{z i}$ については、気象指針における相関式を用いて計算する。

注記*1 : 本被ばく評価では放射性物質の実効放出継続時間が8時間を超えるため、長時間放出の場合の式を適用する。

*2 : 全ての方位の投影面積の中で最小面積を全ての方位の計算の入力として共通に適用する。

(b) 相対線量

クラウドシャインガンマ線量を計算するために、空気カーマを用いた相対線量を毎時刻の気象項目と実効放出継続時間をもとに、以下の式で計算する。

$$D/Q = (K_1/Q) \cdot E \cdot \mu_0 \cdot \int_0^\infty \int_{-\infty}^\infty \int_0^\infty \frac{e^{-\mu \cdot r}}{4 \cdot \pi \cdot r^2} \cdot B(\mu r) \cdot \chi(x', y', z') dx' dy' dz'$$

ここで、

D/Q : 評価地点 $(x, y, 0)$ における相対線量 (μ Gy/Bq)

(K_1/Q) : 単位放出率当たりの空気カーマ率への換算係数* ($\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \mu \text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{s}}$)

E : ガンマ線の実効エネルギー (MeV/dis)

μ_0 : 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数 (1/m)

μ : 空気に対するガンマ線の線減衰係数 (1/m)

r : (x', y', z') から $(x, y, 0)$ までの距離 (m)

$B(\mu r)$: 空気に対するガンマ線の再生係数 (-)

$$B(\mu r) = 1 + \alpha \cdot (\mu \cdot r) + \beta \cdot (\mu \cdot r)^2 + \gamma \cdot (\mu \cdot r)^3$$

ただし、 μ_0 , μ , α , β , γ については、0.5MeVのガンマ線に対する値*を用い、以下のとおりとする。

$$\mu_0 = 3.84 \times 10^{-3} (\text{m}^{-1}), \quad \mu = 1.05 \times 10^{-2} (\text{m}^{-1})$$

$$\alpha = 1.000, \quad \beta = 0.4492, \quad \gamma = 0.0038$$

$\chi(x', y', z')$: 放射性雲中の点 (x', y', z') における相対濃度 (s/m^3)

注記* : 「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針 (昭和 51 年 9 月 28 日 原子力委員会決定, 一部改訂 平成 13 年 3 月 29 日)」

b. 気象データ

1985年10月～1986年9月の1年間における気象データを使用する。なお、当該データの使用に当たっては、風向、風速データが不良標本の棄却検定により、過去の気象データ (設置変更許可申請時の10年間の最新気象データ (2004年4月～2013年3月) と最新10年間の気象データ (2008年4月～2018年3月)) と比較して異常でないことを確認している。

c. 相対濃度及び相対線量の評価点

建屋巻込みの影響を受ける場合には、緊急時対策所が属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性が小さくほぼ一様であるので、相対濃度の評価点は緊急時対策所中心を代表とする。また、相対線量の評価点も緊急時対策所中心とする。

放出源において建屋巻込みの影響があるものとして大気拡散の評価を行うため、相対濃度及び相対線量の評価点高さは、各放出源高さと同じとする。

d. 評価対象方位

放出点と巻込みを生じる建屋及び評価点との位置関係によって、建屋の影響を考慮して拡散の計算を行う。

緊急時対策所の被ばく評価においては、放出点と巻込みを生じる建屋及び評価点との位置関係について、以下の条件全てに該当した場合、放出点から放出された放射性物質は建屋の風下側で巻込みの影響を受け拡散し、評価点に到達するものとする。放出点から評価点までの距離は、保守的な評価となるように水平距離を用いる。

(a) 放出源の高さが建屋の高さの2.5倍に満たない場合

(b) 放出源と評価点を結んだ直線と平行で放出源を風上とした風向nについて、放出源の位置が風向nと建屋の投影形状に応じて定まる一定の範囲（図4-3の領域An）の中にある場合

(c) 評価点が、巻込みを生じる建屋の風下にある場合

上記の三つの条件のうちの一つでも該当しない場合には、建屋の影響はないものとして大気拡散評価を行うものとする。

緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価においては、放射性物質の放出源として原子炉建屋を仮定することから、巻込みを生じる建屋として、放出源であり、影響が大きいと考えられる「原子炉建屋」を代表建屋として選定し、建屋の影響があるものとして評価を行う。評価対象とする方位は、放出された放射性物質が建屋の影響を受けて拡散すること及び建屋の影響を受けて拡散された放射性物質が評価点に届くことの両方に該当する方位とする。具体的には、全16方位のうち以下の(a)～(c)の条件に該当する方位を選定し、全ての条件に該当する方位を評価対象とする。

(a) 放出点が評価点の風上にあること。

(b) 放出点から放出された放射性物質が、原子炉建屋の風下側に巻き込まれるような範囲に放出点が存在すること。

(c) 原子炉建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること。

上記選定条件(c)の条件に該当する風向の方位の選定には、評価点から原子炉建屋を見込む方位の範囲の両端が、それぞれの方位に垂直な投影形状の左右に0.5L（Lは、建屋又は建屋群の風向に垂直な面での高さ又は幅の小さい方。本評価では、代表建屋である原子炉建屋の高さ（37.7m）が該当する。）だけ幅を広げた部分を見込む方位を仮定する。

上記選定条件(b)の条件に該当する風向の方位の選定には、放出点が評価点の風上となる範囲が対象となるが、放出点は原子炉建屋であり、0.5Lの拡散領域の内部にあるた

め、放出点が風上となる範囲を対象とする。その上で、選定条件(c)の条件に該当する風向の方位の選定として、評価点から原子炉建屋+0.5Lを含む方位を対象とする。

以上より、選定条件(a)～(c)の条件に全て該当する放出源からの着目方位は、表4-5に示すとおりとなる。評価対象とする風向を図4-4に示す。

e. 建屋投影面積

建屋投影面積は小さい方が厳しい結果となるため、全ての方位の投影面積の中で最小面積を全ての方位の計算の入力として共通に適用する。

原子炉建屋の投影面積を図4-5に示す。

f. 形状係数

建屋の形状係数は1/2*とする。

注記* : 「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」昭和57年1月28日
原子力安全委員会決定, 平成13年3月29日一部改訂

g. 累積出現頻度

緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に用いる相対濃度と相対線量は、大気拡散の評価に従い、実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さい方から順に並べたとき累積出現頻度97%*に当たる値を用いる。

注記* : 「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」昭和57年1月28日
原子力安全委員会決定, 平成13年3月29日一部改訂

h. 評価結果

重大事故等時の緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に使用する大気拡散評価条件を表4-6に示す。

重大事故等時の緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に使用する相対濃度 (χ/Q) 及び相対線量 (D/Q) の評価結果を表4-7に示す。

4.1.2 線量計算

(1) 実効線量の評価

a. 被ばく経路① (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による被ばく)

重大事故等時に原子炉建屋内に浮遊する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による要員の実効線量は、施設の位置、建屋の配置、形状等から評価する。以下、評価条件及び評価結果を示す。

(a) 評価条件

イ. 線源強度

線源強度は、「4.1.1(4) 大気中への放出量評価」のc.項に記述する原子炉建屋内の存在量に基づき、次のとおり求める。

(イ) 重大事故等時に炉心から原子炉格納容器内に放出された放射性物質は、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内に放出される。この原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内の放射性物質を直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源とする。

(ロ) 原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内の放射性物質は自由空間内に均一に分布するものとする。

以上、表 4-8 に原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内に浮遊する放射性物質による事故後 7 日間の積算線源強度を示す。

ロ. 幾何条件

直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線評価における原子炉建屋の評価モデルを図 4-6 及び図 4-7 に示す。直接ガンマ線の線源範囲は、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）の地上 1 階以上*1 とし、保守的に各階の原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）の東西南北の幅はそれぞれ最大幅をとることとする。スカイシャインガンマ線の線源範囲は、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）の最上階（地上 4 階）*2 とする。原子炉建屋は二次遮蔽壁*3 及び補助遮蔽*3 を考慮する。ここで、二次遮蔽壁及び補助遮蔽の壁厚は、各階ごとに東西南北をそれぞれ最小厚さで代表する。

また、直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線評価における緊急時対策所の評価モデルを図 4-8 に示す。

緊急時対策所の遮蔽体として、緊急時対策所の壁、床及び天井を考慮し、評価点を囲む遮蔽モデルは、球体モデルとする。遮蔽厚さは、要員が滞在するエリアから見た直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線に対して、緊急時対策所の遮蔽を足し合わせて最も薄い遮蔽厚さ（コンクリート mm）*4 とする。評価で考慮する原子炉建屋、緊急時対策所の壁、床及び天井は、公称値からマイナス側許容差（-5mm）を引いた値とする。

注記*1：地下階は外壁厚さが厚く、地面にも遮られるため十分無視できる。

*2：原子炉建屋地上 4 階の床はコンクリート厚さが厚く、下層階からの放射線を十分に遮蔽している。したがって、建屋天井から放射されるガンマ線を線源とするスカイシャインガンマ線の評価では、下層階に存在する放射性物質からの放射線の影響は十分小さいため、線源として無視できる。

*3：6 号機又は 7 号機の原子炉建屋の遮蔽を指す。

*4：コンクリート厚さ mm は、マイナス側許容差を考慮した遮蔽壁（ mm = mm - 5 mm）の 2 枚分の厚さ。

ハ. 評価点

評価点は、要員の滞在エリアが存在する区画内を想定し、図 4-6 に示すように、線量結果が厳しくなるよう原子炉建屋から最短距離を設定し、評価点高さは、スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の評価ともに、天井高さとする。

二. 解析コード

直接ガンマ線については、QAD-CGGP2Rコードを用い、スカイシャインガンマ線は、ANISNコード及びG33-GP2Rコードを用いる。

(b) 評価結果

以上の条件に基づき評価した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による実効線量を表4-9に示す。

b. 被ばく経路②（放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく）

大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による緊急時対策所内での要員の外部被ばく線量を以下に評価する。

(a) 評価条件

イ. 放射性物質の放出量

放射性物質の大気中への放出量は、「4.1.1(4) 大気中への放出量評価」の「b. 大気中への放出量」に基づくものとする。

ロ. 大気拡散条件

線量評価に使用する相対線量(D/Q)は、表4-7の値を使用する。

(b) 評価方法

大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による室内作業時の外部被ばく線量は、大気中への放出量に相対線量を乗じて計算した値に、遮蔽壁による減衰効果を考慮して計算する。

$$H_{\gamma} = \sum_k \int_0^T h_k(t) dt$$

$$h_k(t) = K \cdot D/Q \cdot q_k(t) \cdot \sum_{\gamma} p_{k\gamma} \cdot B_{\gamma} \cdot \exp(-\mu_{\gamma} \cdot X)$$

ここで、

H_{γ} : 放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量(Sv)

K : 空気カーマから実効線量への換算係数*1 (1Sv/Gy)

D/Q : 相対線量(Gy/Bq)

$h_k(t)$: 核種kからのガンマ線による単位時間当たりの実効線量(Sv/s)

$q_k(t)$: 時刻tにおける核種kの大気中への放出率(Bq/s)

(ガンマ線エネルギー0.5MeV換算値)

$p_{k\gamma}$: 核種kが放出するphotonのうち、エネルギー γ のphotonの割合*2(-)

B_{γ} : エネルギー γ のphotonの遮蔽体に対するビルドアップ係数*3(-)

μ_{γ} : エネルギー γ のphotonの遮蔽体に対する線減衰係数*3(1/m)

X : 遮蔽体厚さ(m)

T : 評価期間(7日間)(s)

注記*1 : 「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」平成2年8月30日 原子力安全委員会決定, 平成13年3月29日一部改訂

*2 : 核種 k が放出する photon のうち, エネルギー γ の photon の割合は, ベータ線放出核種の水中における制動放射を考慮した OR I G E N 2 ライブラリ (gxh2obrm.lib) 値から求める。また, OR I G E N 2 のガンマ線ライブラリの群構造 (18 群) は MATXSLIB-J33 (42 群) に変換し, 変換方法は, 「日本原子力学会標準 低レベル放射性廃棄物輸送容器の安全設計及び検査基準:2008」(2009年9月 社団法人 日本原子力学会) の『附属書 H (参考) 遮へい設計におけるエネルギー群構造の取扱い (図 H.2)』の方法を用いる。

*3 : 「放射線施設のしゃへい計算実務マニュアル 2015」(公益財団法人原子力安全技術センター) に記載されている値を内挿することにより求める。

ここで, 評価上考慮する遮蔽は, 緊急時対策所遮蔽とする。考慮する遮蔽厚さは, 要員が滞在するエリアから見たクラウドシャインガンマ線に対して, 緊急時対策所の遮蔽を足し合わせて最も薄い遮蔽厚さ (コンクリート mm) * とする。遮蔽モデルを図 4-9 に示す。

注記* : コンクリート厚さ mm は, マイナス側許容差を考慮した遮蔽壁 (mm = mm - 5 mm) の 2 枚分の厚さ。

(c) 評価結果

放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による実効線量を表 4-10 に示す。

c. 被ばく経路③ (地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく)

大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線 (グラウンドシャイン) による緊急時対策所での外部被ばくによる要員の実効線量は, 評価期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に大気拡散効果, 地表沈着効果及び 4.1.2(1) 項の実効線量の評価の「a. 被ばく経路① (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による被ばく)」で考慮した緊急時対策所の遮蔽体によるガンマ線の遮蔽効果を考慮して評価する。

(a) 放射性物質の地表沈着量

大気中へ放出された放射性物質の地表面への沈着量評価では, 地表面への乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を計算する。地表面への沈着速度の条件を表 4-11 に示す。

イ. 放射性物質の放出量

放射性物質の大気中への放出量は, 「4.1.1(4) 大気中への放出量評価」の「b. 大気中への放出量」に基づくものとする。

ロ. 大気拡散条件

線量評価に使用する相対濃度 (χ/Q) は、表 4-7 の値を使用する。

ハ. 地表面への沈着速度

粒子状放射性物質及び無機よう素の沈着速度は、NUREG/CR-4551*1 を参考として 0.3cm/s と設定し、湿性沈着を考慮した沈着速度は、線量目標値評価指針*2 の記載（降水時における沈着率は乾燥時の 2~3 倍大きい値となる）を参考に、保守的に乾性沈着速度の 4 倍*3 として 1.2cm/s とする。なお、有機よう素は、粒子状放射性物質や無機よう素に比べ大気中への放出割合及び地表面への沈着速度が小さい*4 ことから、地表面沈着による影響は無視できるものと考え、評価対象外とする。

注記*1 : J.L. Sprung 等 : Evaluation of Severe Accident Risks:

Quantification of Major Input Parameters, NUREG/CR-4551 Vol.2
Rev.1 Part 7, 1990

*2 : 発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針

(昭和51年9月28日 原子力委員会決定, 一部改訂 平成13年3月29日)

*3 : 降雨沈着における空气中濃度鉛直分布の最大値等を想定した係数

*4 : 「NRPB-R322 : Atmospheric Dispersion Modelling Liaison Committee,
Annual Report 1998/99」によると、有機よう素の乾性沈着速度は
0.001cm/s であり、粒子状放射性物質や無機よう素の沈着速度に比べて
3桁程度小さい。

二. 地表面沈着濃度の評価

評価期間中の地表面沈着濃度は、以下により計算する。

$$\frac{d S_o^i(t)}{d t} = -\lambda_i \cdot S_o^i(t) + V_G \cdot \chi / Q \cdot f \cdot Q_i(t)$$

ここで、

$S_o^i(t)$: 時刻 t における核種 i の地表面沈着濃度 (Bq/m²)

V_G : 沈着速度 (m/s)

χ / Q : 相対濃度 (s/m³)

f : 沈着した放射性物質のうち残存する割合 (1.0)

$Q_i(t)$: 時刻 t における核種 i の大気への放出率 (Bq/s)

λ_i : 核種 i の崩壊定数 (1/s)

以上により計算した、地表面沈着濃度を表 4-12 に示す。

(b) 実効線量評価条件

イ. 線源強度

重大事故等時、大気中へ放出され地表面及び建屋屋上に沈着した放射性物質を線源とし、地表面等に均一に分布しているものとする。グラウンドシャイン線源強度は表 4-13 に示す事故後 7 日間の積算値を用いる。

ロ. 幾何条件

グラウンドシャイン評価モデルを図4-10に示す。また、緊急時対策所（待機場所）の評価モデル設定の考え方を図4-11に示す。評価上考慮する遮蔽は、緊急時対策所遮蔽とする。線源範囲は、緊急時対策所が属する5号機原子炉建屋から500m*までとする。本評価では、5号機原子炉建屋の屋上面、5号機原子炉建屋の外側の地表面の2つの範囲に分割して評価する。なお、5号機原子炉建屋の屋上面は凸型であるが、屋上面は平坦とし線源領域を設定する。また、5号機原子炉建屋周りの地表の高さは場所により異なるが、5号機原子炉建屋周りの線源の高さを保守的に評価点高さと同じとして評価する。

注記* : JAEA-Technology 2011-026「汚染土壌の除染領域と線量低減効果の検討」において評価対象から400m離れた位置の線源が及ぼす影響度は1%以下であるとの報告がなされている。これより、緊急時対策所が属する5号機原子炉建屋から500mまで線源領域とし、グラウンドシャインを面線源からの被ばくと想定する場合は、全体の線源領域として1000m×1000mを設定した。

ハ. 評価点

評価点は緊急時対策所を想定し、図4-10に示すように、屋上沈着線源と地表面沈着線源に対して、それぞれより多くの線源と距離が近い位置を評価点として設定する。ただし、緊急時対策所（待機場所）の地表面沈着線源に対する評価点は図4-11に示す考え方により設定する。

評価点高さは床面から1.5mとする*。

注記* : 日本人の成人男性の平均身長約1.7m及び成人女性の平均身長約1.6mに対して、胸部～腹部の高さとして設定。以降、評価点高さ「床から1.5m」は同様の考え方。

二. 解析コード

グラウンドシャインは、QAD-CGGP2Rコードを用い評価する。

(c) 評価結果

以上の条件に基づき評価したグラウンドシャインによる実効線量を表4-14に示す。

d. 被ばく経路④（室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく）

外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による緊急時対策所内での要員の外部被ばく線量及び吸入摂取による内部被ばく線量を以下に評価する。

(a) 評価条件

イ. 放射性物質の放出量

放射性物質の大気中への放出量は、「4.1.1(4) 大気中への放出量評価」の「b. 大気中への放出量」に基づくものとする。

ロ. 大気拡散条件

線量評価に使用する相対濃度 (χ/Q) は、表 4-7 の値を使用する。

ハ. 換気設備条件

緊急時対策所の換気設備条件は、表 4-15 の値を使用する。

緊急時対策所内の放射性物質濃度は、以下に示す換気空調設備とバウンダリ体積等を考慮して計算する。

- (イ) 可搬型陽圧化空調機（対策本部）及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）により緊急時対策所を陽圧化することで、フィルタによって放射性物質を除去した空気を緊急時対策所に供給しつつ、緊急時対策所への外気の流入を防止することが可能な設計を評価で考慮する。可搬型陽圧化空調機（対策本部）及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）の風量及びフィルタの除去効率は、設計値を基に設定する。
- (ロ) 放射性物質の大気中への放出開始に合わせて、陽圧化装置（対策本部）及び陽圧化装置（待機場所）により緊急時対策所を陽圧化することで、緊急時対策所への外気の流入を防止することが可能な設計を評価で考慮する。陽圧化装置（対策本部）及び陽圧化装置（待機場所）の空気供給量は設計値を基に設定し、加圧継続時間は 10 時間とする。
- (ハ) バウンダリ体積を図 4-12 に示す。評価上のバウンダリ体積は、換気設備の処理区画の体積を保守的に切り上げて設定する*。
- (ニ) 室内雰囲気中での放射性物質は一様混合し、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。

注記* : 室内に取り込まれた放射性物質による影響は、可搬型陽圧化空調機（対策本部）及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）のフィルタで除去されない希ガスによる影響が大きく、バウンダリ体積が大きくなるほど室内に浮遊するガンマ線による外部被ばくの影響が大きくなるため、評価上保守的となる。

ニ. 換気設備タイムチャート

緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質による被ばくは、以下の I～IV のフェーズごとに評価する。各フェーズの換気設備の運用イメージを表 4-15 に示す。

I : 放射性雲の通過前

放射性物質の放出開始以前においては室内への放射性物質の取り込みはないと想定する。

II : 陽圧化装置（対策本部）及び陽圧化装置（待機場所）による陽圧化期間（放射性雲の通過中）

陽圧化装置（対策本部）及び陽圧化装置（待機場所）により室内を陽圧化し、室内への外気の流入を遮断することから、室内への放射性物質の取り込みはないと想定する。

III : 吸気位置を屋外とする可搬型陽圧化空調機（対策本部）及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）による陽圧化期間

本期間は放射性雲の通過後であることから、吸気位置を「屋外」とする可搬型陽圧化空調機（対策本部）及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）による室内への放射性物質の取り込みはないと想定する。この期間で、フェーズIVで可搬型陽圧化空調機（対策本部）及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）の吸気位置とする「通路部」のパーズを開始することを想定し、通路部の放射性物質濃度をパーズの効果を考慮し計算する。パーズ開始前の通路部の放射性物質濃度は、放射性雲通過中の屋外の濃度と同じとする。

IV： 吸気位置を通路部とする可搬型陽圧化空調機（対策本部）及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）による陽圧化期間

本期間における被ばくは、「可搬型陽圧化空調機（対策本部）及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）の効果」及び「吸気位置（通路部）の放射性物質濃度」を基に、緊急時対策所内の放射性物質濃度を計算して評価する。

(b) 評価方法

外気から取り込まれた放射性物質による緊急時対策所内放射能濃度及び実効線量は以下により評価する。

イ. 緊急時対策所内放射能濃度の評価

緊急時対策所内の放射能濃度は、次式により評価する。

$$\frac{d(V \cdot C_i(t))}{dt} = (1 - \eta) \cdot C_i^O(t) \cdot f_1 - C_i(t) \cdot f_1 - \lambda_i \cdot V \cdot C_i(t)$$

ここで、

$C_i(t)$: 時刻 t における緊急時対策所内の核種 i の濃度 (Bq/m³)

V : 換気設備処理空間容積 (m³)

η : 可搬型陽圧化空調機のフィルタの除去効率 (-)

$C_i^O(t)$: 時刻 t における通路部での核種 i の濃度 (Bq/m³)

$$\frac{d(V_A \cdot C_i^O(t))}{dt} = C_i(t) \cdot f_1 - C_i^O(t) \cdot f_1 - C_i^O(t) \cdot f_2 - \lambda_i \cdot V_A \cdot C_i^O(t)$$

f_1 : 可搬型陽圧化空調機の風量 (m³/s)

f_2 : 可搬型外気取入送風機等の風量 (m³/s)

λ_i : 核種 i の崩壊定数 (s⁻¹)

V_A : 体積 (通路部) (m³)

ロ. 実効線量の評価

緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質による実効線量は、次に述べる放射性物質の吸入による内部被ばく及び放射性物質からのガンマ線による外部被ばくの和として計算する。

(イ) 放射性物質の吸入による内部被ばく

放射性物質の吸入による内部被ばくは、次式で評価する。

$$H_I^i = \int_0^T R \cdot H_\infty^i \cdot C_i(t) dt$$

ここで、

H_I^i : 核種 i の吸入摂取の内部被ばくによる実効線量(Sv)

R : 呼吸率(m³/s) (成人活動時の呼吸率 1.2m³/h)

H_∞^i : 核種 i の吸入摂取による成人の実効線量係数(Sv/Bq)

$C_i(t)$: 時刻 t における緊急時対策所内の核種 i の濃度(Bq/m³)

T : 被ばく評価期間 (5.184×10⁵s)

[当初 24 時間を除く 6 日間 (24h~168h)]

(ロ) 放射性物質からのガンマ線による外部被ばく

放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは、次式で計算する。評価モデルは、緊急時対策所と体積が等価な半球状とし、半球の中心に要員がいるものとする。評価モデルを図 4-13 に示す。

$$H = \int_0^T 6.2 \times 10^{-14} \cdot E_\gamma \cdot (1 - e^{-\mu \cdot r}) \cdot C_\gamma(t) dt$$

ここで、

6.2×10^{-14} : サブマージョンモデルによる換算係数($\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \text{Sv}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{s}}$)

H : ガンマ線による外部被ばく実効線量(Sv)

E_γ : ガンマ線実効エネルギー (0.5MeV/dis)

μ : 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数 (3.84×10⁻³/m)

r : 外部被ばくに係る空間と等価な半球の半径(m)

$$r = \sqrt[3]{\frac{3 \cdot V_S}{2 \cdot \pi}}$$

V_S : 外部被ばくに係る空間体積(m³)*1

$C_\gamma(t)$: 時刻 t における緊急時対策所内の放射能濃度(Bq/m³)

(ガンマ線エネルギー 0.5MeV 換算値)

T : 被ばく評価期間 (5.184×10^5 s)

[当初 24 時間を除く 6 日間 (24h~168h)]

ここで、緊急時対策所滞在時の緊急時対策所周围のエリア内に取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは以下により評価する。

i 評価の概要

隣接エリア内に取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは、隣接エリア内の放射性物質濃度を基に、緊急時対策所遮蔽によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し評価する。

ii 隣接エリア内放射能濃度

隣接エリア内の放射性物質濃度は、外気濃度と同じとする。

iii 隣接エリア内放射性物質の想定

隣接エリア内雰囲気中での放射性物質は一樣混合し、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。

iv 線源強度

評価で設定した隣接エリア内のガンマ線線源強度 (7 日間積算値) を表 4-16 に示す。事故後 7 日間のガンマ線積算線源強度は、隣接エリア内の放射性物質のガンマ線エネルギーを、エネルギー範囲によって区分して計算する。

v 評価モデル

評価モデルを図 4-14 に示す。線源範囲は、緊急時対策所に隣接するエリアとする。ただし、クラウドシャインガンマ線の評価に包絡されるエリア*2は除く。評価上考慮する遮蔽は、緊急時対策所遮蔽とする。

緊急時対策所 (待機場所) の評価モデル設定の考え方を図 4-15 に示す。

vi 評価点

評価点は要員の滞在エリアが存在する区画を想定し、保守的に線源に近接した位置とする。評価点高さは床面から 1.5m とする。

vii 解析コードは、QAD-CGGP2Rコードを用いる。

注記*1 : 緊急時対策所に滞在する要員が外部被ばくの影響をうける区画として、換気設備の処理区画の体積を保守的に切り上げた値を設定 (緊急時対策所 (対策本部) : 1000m^3 , 緊急時対策所 (待機場所) : 3300m^3)。

*2 : ある浮遊線源からのガンマ線に対する遮蔽として、クラウドシャインガンマ線で考慮している遮蔽厚さを見込める場合、その線源からの影響はクラウドシャインガンマ線による影響に包含される。

緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質による実効線量の線量計算条件を表 4-17 に示す。

(c) 評価結果

室内に外気から取り込まれた放射性物質による緊急時対策所内での実効線量を表 4-18 に示す。

(2) 評価結果のまとめ

重大事故等時の緊急時対策所の要員に及ぼす実効線量の内訳を表 4-19 に示す。

(3) 判断基準への適合性

重大事故等時の緊急時対策所の要員の被ばく評価結果を表 4-20 に示す。

これに示すように、重大事故等時の緊急時対策所の要員の実効線量は、7 日間で緊急時対策所（対策本部）で約 28mSv、緊急時対策所（待機場所）で約 46mSv である。

したがって、評価結果は判断基準の「対策要員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと」を満足している。

4.2 酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価

4.2.1 評価方針

(1) 評価の概要

可搬型陽圧化空調機（対策本部）、可搬型陽圧化空調機（待機場所）を使用した場合及び陽圧化装置（対策本部）、陽圧化装置（待機場所）による陽圧化を実施した場合において、緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない濃度であることを評価する。本評価における滞在人数等は、保守的な結果となるよう設定する。

また、酸素消費量、二酸化炭素吐出し量等は、可搬型陽圧化空調機（対策本部）、可搬型陽圧化空調機（待機場所）を使用した場合及び陽圧化装置（対策本部）、陽圧化装置（待機場所）及び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の使用時に緊急時対策所内にとどまる要員の活動状況等を想定し、設定する。

(2) 酸素及び二酸化炭素許容濃度の設定

酸素及び二酸化炭素許容濃度は、表4-21に示すとおり、可搬型陽圧化空調機（対策本部）、可搬型陽圧化空調機（待機場所）及び陽圧化装置（対策本部）、陽圧化装置（待機場所）使用時の環境に応じた、適切な労働環境における酸素濃度及び二酸化炭素濃度の許容基準に準拠する。

「原子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規程（J E A C 4 6 2 2 - 2009）」（以下「J E A C 4 6 2 2 - 2009」という。）では、中央制御室居住性評価に係る二酸化炭素許容濃度は、「事務所衛生基準規則」に定める事務室内の二酸化炭素濃度である100万分の5000(0.5vol%)に準拠することとしている。可搬型陽圧化空調機（対策本部）、可搬型陽圧化空調機（待機場所）及び陽圧化装置（対策本部）、陽圧化装置（待機場所）使用時の緊急時対策所内の環境は、J E A C 4 6 2 2 - 2009における中央制御室内の環境と同等と考えられることから、上記濃度(0.5vol%以下)に準拠し、二酸化炭素許容濃度とする。

また、二酸化炭素許容濃度を事務室内という一般的な環境下を想定して設定することを鑑み、可搬型陽圧化空調機（対策本部）、可搬型陽圧化空調機（待機場所）及び陽圧化装置（対策本部）、陽圧化装置（待機場所）使用時の酸素許容濃度は、「酸素欠乏症等防止規則」に定める濃度(18vol%以上)に準拠する。

(3) 酸素濃度維持及び二酸化炭素濃度抑制に必要な流量の計算

緊急時対策所内を陽圧化し、その圧力を維持するために必要な流量並びに緊急時対策所内の酸素濃度維持及び二酸化炭素濃度抑制に必要な流量を計算し、その結果から酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価を行う。緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度計算条件を表4-22及び表4-23に示す。なお、計算に使用する、呼吸量、酸素消費量等は「空気調和・衛生工学便覧」から引用する。

被ばく評価上の陽圧化装置（対策本部）及び陽圧化装置（待機場所）による陽圧化時間は、「審査ガイド」に基づき、放射性雲通過中の10時間とする。10時間連続で陽圧化装

置（対策本部）及び陽圧化装置（待機場所）により陽圧化した場合における換気流量，酸素濃度及び二酸化炭素濃度との関係は以下のとおりである。

a. 可搬型陽圧化空調機（対策本部）及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）を使用する場合

可搬型陽圧化空調機（対策本部）及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）は重大事故等発生後に使用する設備であるため，陽圧化状態において緊急時対策所内の圧力維持並びに酸素濃度及び二酸化炭素濃度を維持及び抑制するための条件を満足する設計とする。

(a) 緊急時対策所の陽圧化維持について

緊急時対策所のインリークは，周辺エリアとの温度差によって生じる圧力差を考慮すれば良い。このインリークを防止するため，緊急時対策所内を周辺エリアより高い圧りに陽圧化する。

緊急時対策所（対策本部）内の陽圧化圧力値は，以下に示すとおり約 13.6Pa，緊急時対策所（待機場所）内の陽圧化圧力値は，約 10.0Pa が必要であるため，緊急時対策所内の陽圧化圧力値は，余裕を考慮して周辺エリアより 20Pa 以上とする。

イ. 温度差を考慮した陽圧化圧力値

緊急時対策所と周辺エリアとの境界壁間に隙間がある場合は，両区画に温度差があると，下図の圧力分布に示すように空気の密度差に起因して高温区画の上部から低温区画へ空気が流入し，低温区画の下部から高温区画へ空気が流れ込む。

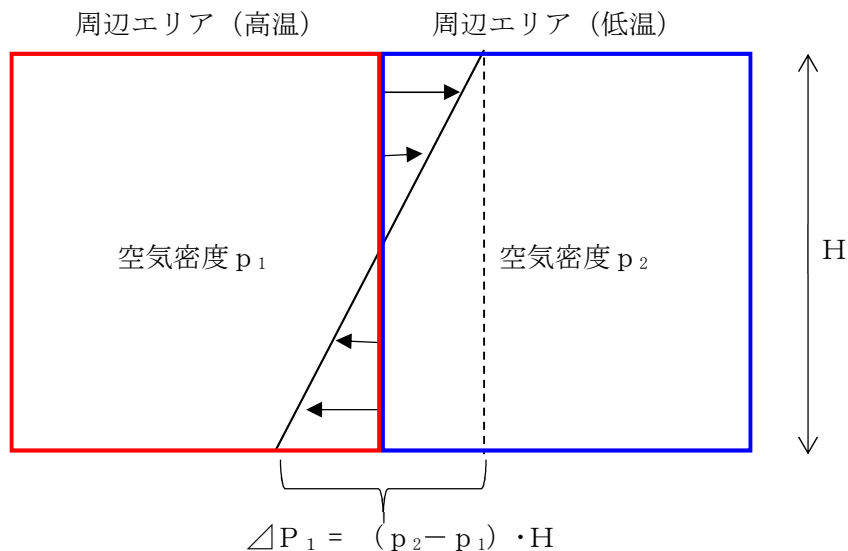
これら各々の方向に生じる圧力差の合計 ΔP_1 は次の式で表される。

$$\Delta P_1 = (p_2 - p_1) \cdot H$$

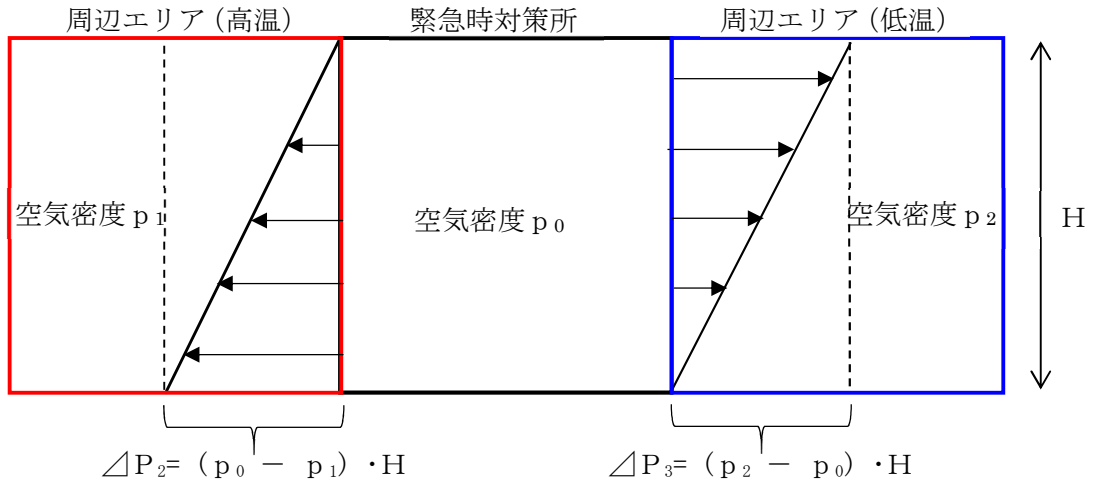
ここで，

p : 空気密度

H : 緊急時対策所の天井高さ



したがって、緊急時対策所を ΔP_1 だけ陽圧化することにより、周辺エリアと温度差が生じても下図の圧力分布に示すように緊急時対策所へのインリークを防ぐことができる。



重大事故等時の緊急時対策所（対策本部）及び周辺エリアの温度は、重大事故等時の温度を 50°C 、最低温度を -10.4°C とする。緊急時対策所（対策本部）の天井高さは約 5.5m であるため、以下のとおり 13.6Pa 以上の圧力差があれば温度の影響を受けたとしても、陽圧化を維持できる。

$$\begin{aligned} \Delta P_1 &= \{(-10.4^{\circ}\text{Cの乾き空気の密度}) - (50^{\circ}\text{Cの乾き空気の密度})\} \times \text{天井高さ} \\ &= (1.344 - 1.092) \times 5.5 \\ &= 1.386\text{kg/m}^2 (\approx 13.6\text{Pa}) \end{aligned}$$

また、重大事故等時の緊急時対策所（待機場所）及び周辺エリアの温度は、重大事故等時の温度を 40°C 、最低温度を -10.4°C とする。緊急時対策所（待機場所）の天井高さは約 4.7m であるため、以下のとおり 10.0Pa 以上の圧力差があれば温度の影響を受けたとしても、陽圧化を維持できる。

$$\begin{aligned} \Delta P_1 &= \{(-10.4^{\circ}\text{Cの乾き空気の密度}) - (40^{\circ}\text{Cの乾き空気の密度})\} \times \text{天井高さ} \\ &= (1.344 - 1.128) \times 4.7 \\ &= 1.015\text{kg/m}^2 (\approx 10.0\text{Pa}) \end{aligned}$$

(b) 緊急時対策所の設計漏えい量について

緊急時対策所（対策本部）は、室内の内側を鋼板により溶接することから、壁の継ぎ目からのリークはないものとする。したがって、緊急時対策所（対策本部）の設計漏えい量は、酸素濃度基準に基づく必要換気量に合わせた $64\text{m}^3/\text{h}$ 以下となる設計とし、緊急時対策所（対策本部）内の陽圧化を維持可能な設計とする。

緊急時対策所（待機場所）は、5号機原子炉建屋地上3階の既設の部屋を流用することから、 20Pa 以上に陽圧化した状態における気密性について、気密性能試験により

確認を実施した。気密性能試験結果として、3回の測定結果から求まる回帰曲線（気密特性式）を図4-16に示す。図4-16に示すとおり、緊急時対策所（待機場所）内を20Pa以上に陽圧化した場合の設計漏えい量は744m³/hとなる。

- (c) 緊急時対策所（対策本部）の酸素濃度維持について

酸素濃度を維持するために必要な最低換気流量を以下の「空気調和・衛生工学便覧」の計算式を基に計算する。

$$\begin{aligned} Q &= c \cdot (a - d) \cdot n / (a - b) \\ &= 0.48 \times (20.95 - 16.4) \times 86 \div (20.95 - 18.0) \\ &= 63.7 \text{ (m}^3/\text{h)} \end{aligned}$$

ここで、

- n : 収容人数 (86名)
- a : 初期酸素濃度 (20.95vol%)
- b : 許容酸素濃度 (18vol%)
- c : 成人の呼吸量 (0.48m³/h/人)
- d : 乾燥空気換算呼気酸素濃度 (16.4vol%)

- (d) 緊急時対策所（対策本部）の二酸化炭素濃度抑制について

二酸化炭素濃度の抑制に必要な最低換気流量を以下の「空気調和・衛生工学便覧」の計算式を基に計算する。

$$\begin{aligned} Q &= 100 \cdot M \cdot n / (C - C_0) \\ &= 100 \times 0.030 \times 86 \div (0.5 - 0.039) \\ &= 559.7 \text{ (m}^3/\text{h)} \end{aligned}$$

ここで、

- n : 人数 (86名)
- C : 許容二酸化炭素濃度 (0.5vol%)
- C₀ : 初期二酸化炭素濃度 (0.039vol%)
- M : 二酸化炭素吐出し量 (0.030m³/h/人)

- (e) 緊急時対策所（待機場所）の酸素濃度維持について

酸素濃度を維持するために必要な最低換気流量を以下の「空気調和・衛生工学便覧」の計算式を基に計算する。

$$\begin{aligned} Q &= c \cdot (a - d) \cdot n / (a - b) \\ &= 0.48 \times (20.95 - 16.4) \times 98 \div (20.95 - 18.0) \\ &= 72.5 \text{ (m}^3/\text{h)} \end{aligned}$$

ここで、

- n : 人数 (98 名)
- a : 初期酸素濃度 (20.95vol%)
- b : 許容酸素濃度 (18vol%)
- c : 成人の呼吸量 (0.48m³/h/人)
- d : 乾燥空気換算呼気酸素濃度 (16.4vol%)

(f) 緊急時対策所 (待機場所) の二酸化炭素濃度抑制について

二酸化炭素濃度を抑制するために必要な最低換気流量を以下の「空気調和・衛生工学便覧」の計算式を基に計算する。

$$\begin{aligned} Q &= 100 \cdot M \cdot n / (C - C_0) \\ &= 100 \times 0.030 \times 98 \div (0.5 - 0.039) \\ &= 637.7 \text{ (m}^3\text{/h)} \end{aligned}$$

ここで、

- n : 人数 (98 名)
- C : 許容二酸化炭素濃度 (0.5vol%)
- C₀ : 初期二酸化炭素濃度 (0.039vol%)
- M : 二酸化炭素吐出し量 (0.030m³/h/人)

b. 陽圧化装置 (対策本部) 及び陽圧化装置 (待機場所) を 10 時間使用する場合

被ばく評価上の陽圧化装置 (対策本部) 及び陽圧化装置 (待機場所) の陽圧化時間は、希ガス放出継続時間 (10 時間) としているが、可搬型陽圧化空調機 (対策本部) 又は可搬型陽圧化空調機 (待機場所) の起動失敗を想定した場合の予備機への切替え操作も考慮し、放射性物質の放出継続時間 (10 時間) に加え、追加で 30 分の空気ポンペ陽圧化を考慮する。

10 時間連続で陽圧化装置 (対策本部) 及び陽圧化装置 (待機場所) により陽圧化した場合における換気流量と酸素濃度及び二酸化炭素濃度との関係は以下のとおりである。

(a) 緊急時対策所の陽圧化維持について

緊急時対策所 (対策本部) 内及び緊急時対策所 (待機場所) 内の目標圧力は、「a. 可搬型陽圧化空調機 (対策本部) 及び可搬型陽圧化空調機 (待機場所) を使用する場合同様に 20Pa とする。

(b) で得られる計算結果を踏まえて「4.2.2 評価結果 (1) 酸素濃度維持及び二酸化炭素濃度抑制に必要な流量」にて設定した換気流量を流した場合、目標圧力に達し、陽圧化維持を可能とする設計とする。

(b) 緊急時対策所 (対策本部) 酸素濃度維持並びに緊急時対策所 (待機場所) 酸素濃度維持及び二酸化炭素濃度抑制について

緊急時対策所（対策本部）内空気の酸素濃度並びに緊急時対策所（待機場所）内空気の酸素濃度及び二酸化炭素濃度は下記の基礎式①を展開した式②により計算する。

$$\begin{aligned} V \frac{dC}{dt} &= C_0 \cdot N \cdot V + M - C \cdot N \cdot V \cdot \dots \cdot \text{基礎式①} \\ &= (C_0 - C) \cdot N \cdot V + M \\ &= (C_0 - C) \cdot L + M \end{aligned}$$

$$C = - \left\{ C_0 - C' + \frac{M}{L} \right\} e^{\left(-\frac{L}{V} t' \right)} + C_0 + \frac{M}{L} \cdot \dots \cdot \text{式②}$$

ここで、

- M : 室内二酸化炭素発生量 (m³/h)
- V : 室内体積 (m³)
- C : 室内空気二酸化炭素濃度 (vol%)
- C₀ : 外気又は空気ポンベの二酸化炭素濃度 (vol%)
- C' : 空気ポンベに切替えた際の二酸化炭素濃度 (vol%)
- N : 空気流入率 (回/h)
- L : 換気量 (=N×V) (m³/h)
- t : 時間 (h)
- t' : ポンベ切替以降の時間 (h)

M, C, C₀, C' については、酸素の場合、二酸化炭素を酸素に置き換える。また、Mは酸素の場合、負の値となり、酸素消費量と置き換える。

(c) 緊急時対策所（対策本部）の二酸化炭素濃度抑制について

陽圧化装置（対策本部）使用時における 10 時間の陽圧化時において、緊急時対策所（対策本部）内の二酸化炭素濃度を許容二酸化炭素濃度以下（0.5vol%）に抑制するため、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を使用する。

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は、緊急時対策所（対策本部）内に収容可能人数の要員を収容した場合に想定される二酸化炭素発生量である 19.41m³に対し、実機によるモックアップ試験を行い、約 の二酸化炭素を吸収できることを確認しており、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は、緊急時対策所（対策本部）を許容二酸化炭素濃度以下（0.5vol%）に抑制するために必要な二酸化炭素吸収性能を有していることを確認した。

以上より、陽圧化装置（対策本部）使用時における 10 時間の陽圧化時において、緊急時対策所（対策本部）内で発生する二酸化炭素については、5号機原子炉建屋内緊急

急時対策所(対策本部)二酸化炭素吸収装置により許容二酸化炭素濃度以下(0.5vol%)に抑制可能であることから、陽圧化装置(対策本部)の空気供給流量は、酸素基準の必要換気量である64m³/hとする。

4.2.2 評価結果

(1) 酸素濃度維持及び二酸化炭素濃度抑制に必要な流量

a. 可搬型陽圧化空調機(対策本部)及び可搬型陽圧化空調機(待機場所)の場合

酸素濃度を維持するために必要な最低換気流量は、緊急時対策所(対策本部)内は64m³/h、緊急時対策所(待機場所)内は73m³/h、二酸化炭素濃度の抑制に必要な最低換気流量は、緊急時対策所(対策本部)内は560m³/h、緊急時対策所(待機場所)内は638m³/hである。

可搬型陽圧化空調機(対策本部)内の流量を600m³/hとすれば、被ばく評価上の使用期間における平衡時の酸素濃度は緊急時対策所(対策本部)内で20.63vol%となる。一方、二酸化炭素濃度は緊急時対策所(対策本部)内で0.47vol%となり、緊急時対策所(対策本部)内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度を維持及び抑制するための条件を満たすことができ、適切な労働環境における酸素濃度及び二酸化炭素濃度の許容濃度である18vol%以上及び0.5vol%以下をそれぞれ満足することができる。

上記のとおり設定した600m³/h以上の換気流量において、20Paの目標圧力に達し、陽圧化維持を可能とする設計とする。

また、可搬型陽圧化空調機(待機場所)内の流量を600m³/h/台以上×2台とすれば、被ばく評価上の使用期間における平衡時の酸素濃度は緊急時対策所(待機場所)内で20.77vol%となる。一方、二酸化炭素濃度は緊急時対策所(待機場所)内で0.28vol%となり、緊急時対策所(待機場所)内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度を維持及び抑制するための条件を満たすことができ、適切な労働環境における酸素濃度及び二酸化炭素濃度の許容濃度である18vol%以上及び0.5vol%以下をそれぞれ満足することができる。

上記のとおり設定した600m³/h/台以上×2台の換気流量において、20Paの目標圧力に達し、陽圧化維持を可能とする設計とする。

b. 陽圧化装置(対策本部)及び陽圧化装置(待機場所)を10時間使用する場合

酸素濃度を維持するために必要な最低換気流量は、緊急時対策所(対策本部)内は64m³/h、緊急時対策所(待機場所)内は73m³/hとなり、二酸化炭素濃度の抑制に必要な最低換気流量は、緊急時対策所(対策本部)内が560m³/h、緊急時対策所(待機場所)内は638m³/hとなる。

なお、陽圧化装置(対策本部)の使用時については、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により二酸化炭素濃度の上昇を抑制していることから、陽圧化装置(対策本部)の必要換気量は酸素基準の必要換気量である64m³/hとなる。一方、緊急時対策所(待機場所)の陽圧化維持に必要な空気供給量は、気密性能試験結果より744m³/hとなる。

陽圧化装置(対策本部)及び陽圧化装置(待機場所)の流量を緊急時対策所(対策本部)内は64m³/h、緊急時対策所(待機場所)内は744m³/hとすれば、陽圧化装置(対策

本部) 及び陽圧化装置(待機場所)による陽圧化10時間後の緊急時対策所(対策本部)内の酸素濃度は19.29vol%, 緊急時対策所(待機場所)内は、酸素濃度が20.67vol%, 二酸化炭素濃度が0.43vol%となる。

また、可搬型陽圧化空調機(対策本部)又は可搬型陽圧化空調機(待機場所)の起動失敗を想定した場合の予備機への切替え操作として、放射性雲の放出継続時間(10時間)に加え、追加で30分の陽圧化装置(対策本部)及び陽圧化装置(待機場所)による陽圧化を考慮した場合における緊急時対策所(対策本部)内の酸素濃度は19.25vol%, 緊急時対策所(待機場所)内は、酸素濃度が20.67vol%, 二酸化炭素濃度が0.43vol%となる。

なお、緊急時対策所(対策本部)内の二酸化炭素濃度は、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により二酸化炭素濃度の上昇を抑制していることから、「事務所衛生基準規則」に定める二酸化炭素許容濃度である0.5vol%以下を維持することが可能であり、酸素濃度及び二酸化炭素濃度を維持及び抑制するための条件を満たすことができる。

上記のとおり設定した、緊急時対策所(対策本部)内で64m³/h以上、緊急時対策所(待機場所)内で744m³/h以上の換気流量において、20Paの目標圧力に達し、陽圧化維持を可能とする設計とする。

陽圧化装置(対策本部)及び陽圧化装置(待機場所)を使用した場合における緊急時対策所(対策本部)内及び緊急時対策所(待機場所)内の酸素濃度、二酸化炭素濃度及び二酸化炭素吸収量の推移を図4-17及び図4-18に示す。

(2) 必要空気ポンペ個数

「4.2.2 評価結果 (1) b. 陽圧化装置(対策本部)及び陽圧化装置(待機場所)を10時間使用する場合」より、必要な空気ポンペ個数は、1個当たりの容量が46.7Lのもので、使用量を5.5m³/個とした場合、余裕を考慮し、緊急時対策所(対策本部)で123個、緊急時対策所(待機場所)で1792個、合計で1915個となる。この個数は、被ばく評価上の放射性物質の放出継続時間10時間の緊急時対策所(対策本部)及び緊急時対策所(待機場所)の陽圧化を可能とする容量である。

4.3 緊急時対策所の居住性評価のまとめ

緊急時対策所の居住性を確保するための設備を考慮して被ばく評価並びに酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価を行い、その結果、それぞれ判断基準を満足していることから、緊急時対策所の居住性を確保できると評価する。

5. 熱除去の評価

遮蔽体の熱除去の評価は、遮蔽体中の温度上昇が厳しい箇所を想定し、伝熱理論に基づいた解析手法により評価する。想定シナリオは「4.1 線量評価」と同じとする。

5.1 緊急時対策所遮蔽の熱除去の評価

5.1.1 緊急時対策所遮蔽における入射線量の設定方法

緊急時対策所遮蔽の表面に入射するガンマ線としては、直接ガンマ線、スカイシャインガンマ線、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が考えられる。このうち、遮蔽体に入射するガンマ線はグラウンドシャインガンマ線が支配的であることから、熱除去の評価に用いる遮蔽体表面の入射線量として、グラウンドシャインガンマ線による入射線量を設定する。

評価点は入射線量が最大となる緊急時対策所中心の天井上面とする。

5.1.2 緊急時対策所遮蔽における温度上昇の計算方法

遮蔽体は主にコンクリートで構成されており、評価上、コンクリートのみとして評価する。入射線量から遮蔽体表面の7日間積算のガンマ線発熱量を求め、温度上昇を次式から算出する。入射線量、ガンマ線発熱量及び遮蔽体の温度上昇について表5-1及び表5-2に示す。

$$\Delta T = Q \cdot 1000 / (c \cdot \rho)$$

ここで、

ΔT : 温度上昇(°C)

Q : 7日間積算のガンマ線発熱量(kJ/cm³)

c : コンクリートの比熱 (1.05kJ/(kg・°C)) *

ρ : コンクリートの密度 (2.15g/cm³)

注記* : 2007年制定 コンクリート標準示方書 構造性能照査編, 土木学会

5.2 二次遮蔽壁*の熱除去の評価

5.2.1 二次遮蔽壁における入射線量の設定方法

二次遮蔽壁に入射するガンマ線の線源として、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉区域(二次格納施設)内に移行した放射性物質を想定し入射線量を評価する。評価結果を基に、二次遮蔽壁への入射線量を約53kGy/7日間と設定する。

5.2.2 二次遮蔽壁における温度上昇の計算方法

遮蔽体は主にコンクリートで構成されており、評価上、コンクリートのみとして評価する。入射線量約53kGy/7日間から、二次遮蔽壁表面の7日間積算のガンマ線発熱量を求めると、約 1.1×10^{-1} kJ/cm³となる。これによる温度上昇を「5.1.2 緊急時対策所遮蔽における温度上昇の計算方法」と同様の式により算出する。

注記* : 6号機及び7号機の原子炉建屋の二次遮蔽壁を指す。

5.3 温度上昇のまとめ

緊急時対策所のコンクリート遮蔽体表面でのガンマ線による温度上昇は、緊急時対策所遮蔽で1℃以下、二次遮蔽壁で約51℃となり、「遮蔽設計基準等に関する現状調査報告（1977年、日本原子力学会）」において示されているガンマ線に対するコンクリート温度制限値（内部最高温度177℃／周辺最高温度149℃）以下であることを確認した。なお、本温度評価は、保守的にコンクリートの断熱状態を仮定した評価である。

表 3-1 緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機フィルタユニット
及び緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機フィルタユニット除去効率一覧

名称		可搬型陽圧化空調機 フィルタユニット		
種類		—	高性能フィルタ	活性炭フィルタ
効 率	単体除去効率	%	99.97 以上 (0.15 μm 粒子)	99.9 以上 (相対湿度 85%以下)
	総合除去効率	%	99.97 以上 (0.15 μm 粒子)	99.9 以上 (相対湿度 85%以下)

表 4-1 大気中への放出放射エネルギー評価条件 (1/2)

項目	評価条件	選定理由
評価事象	福島第一原子力発電所事故と同等	審査ガイドに示されたとおり設定。
初期濃縮度	3.8%	9×9燃料炉心のU-235初期濃縮度
炉心熱出力	3926MWt	定格熱出力
炉心比出力	26MW/t	熱出力に基づく炉心比出力
運転時間	1サイクル当たり 10000時間 (約417日)	1サイクル13ヶ月 (約395日) を考慮して設定。
取替炉心の燃料装荷割合	1サイクル : 0.229 2サイクル : 0.229 3サイクル : 0.229 4サイクル : 0.229 5サイクル : 0.084	取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定。
炉内蓄積量	希ガス類 : 約 9.9×10^{18} Bq よう素類 : 約 1.2×10^{19} Bq Cs類 : 約 1.3×10^{18} Bq Te類 : 約 5.8×10^{18} Bq Ba類 : 約 1.2×10^{19} Bq Ru類 : 約 2.1×10^{19} Bq Ce類 : 約 6.7×10^{19} Bq La類 : 約 4.5×10^{19} Bq (核種毎の炉内蓄積量を核種グループ毎に集約して記載)	「単位熱出力当たりの炉内蓄積量 (24時間減衰値) (Bq/MW)」 × 「3926MW (定格熱出力)」 (単位熱出力当たりの炉内蓄積量(Bq/MW)は、BWR共通条件として、柏崎刈羽原子力発電所第6号機及び7号機と同じ装荷燃料 (9×9燃料 (A型)), 運転時間 (10000時間) で算出したABWRのサイクル末期の値を使用)
発災プラント	6号機及び7号機	審査ガイドを基に設定。 4.2(3)h. 同じ敷地内に複数の原子炉施設が設置されている場合、全原子炉施設について同時に事故が起きたと想定して評価を行うが、各原子炉施設から被ばく経路別に個別に評価を実施して、その結果を合算することは保守的な結果を与える。

表 4-1 大気中への放出放射エネルギー評価条件 (2/2)

項目	評価条件	選定理由
放射性物質の大気中への放出割合	希ガス類 : 97% よう素類 : 2.78% Cs類 : 2.13% Te類 : 1.47% Ba類 : 0.0264% Ru類 : $7.53 \times 10^{-8}\%$ Ce類 : $1.51 \times 10^{-4}\%$ La類 : $3.87 \times 10^{-5}\%$	審査ガイドに示されたとおり設定 4.4(1)a. 事故直前の炉心内蔵量に対する放射性物質の大気中への放出割合は、原子炉格納容器が破損したと考えられる福島第一原子力発電所事故並みを想定する。 希ガス類 : 97% よう素類 : 2.78% (CsI : 95%、無機よう素 : 4.85%、有機よう素 : 0.15%) (NUREG-1465を参考に設定) Cs類 : 2.13% Te類 : 1.47% Ba類 : 0.0264% Ru類 : $7.53 \times 10^{-8}\%$ Ce類 : $1.51 \times 10^{-4}\%$ La類 : $3.87 \times 10^{-5}\%$
よう素の形態	粒子状よう素 : 95% 無機よう素 : 4.85% 有機よう素 : 0.15%	同上
放出開始時刻	24時間後	審査ガイドに示されたとおり設定 4.4(4)a. 放射性物質の大気中への放出開始時刻は、事故(原子炉スクラム)発生24時間後と仮定する。
放出継続時間	10時間	審査ガイドに示されたとおり設定 4.4(4)a. 放射性物質の大気中への放出継続時間は、保守的な結果となるように10時間と仮定する。
事故の評価期間	7日間	審査ガイドに示されたとおり設定 3. 判断基準は、対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。

表 4-2 放射性物質の炉内蓄積量

核種類	単位熱出力当たりの 炉心内蔵量(Bq/MW)	炉内蓄積量(Bq) (24時間減衰値)
希ガス類	約 6.6×10^{15}	約 9.9×10^{18}
よう素類	約 8.6×10^{15}	約 1.2×10^{19}
Cs 類	約 3.4×10^{14}	約 1.3×10^{18}
Te 類	約 2.4×10^{15}	約 5.8×10^{18}
Ba 類	約 7.3×10^{15}	約 1.2×10^{19}
Ru 類	約 7.3×10^{15}	約 2.1×10^{19}
Ce 類	約 2.3×10^{16}	約 6.7×10^{19}
La 類	約 1.7×10^{16}	約 4.5×10^{19}

表 4-3 放射性物質の大気中への放出量

核種類	炉内蓄積量(Bq) (24時間減衰値)	放出放射エネルギー(Bq) (gross 値)
希ガス類	約 9.9×10^{18}	約 8.8×10^{18}
よう素類	約 1.2×10^{19}	約 3.2×10^{17}
Cs 類	約 1.3×10^{18}	約 2.8×10^{16}
Te 類	約 5.8×10^{18}	約 7.8×10^{16}
Ba 類	約 1.2×10^{19}	約 3.1×10^{15}
Ru 類	約 2.1×10^{19}	約 1.4×10^{10}
Ce 類	約 6.7×10^{19}	約 9.7×10^{13}
La 類	約 4.5×10^{19}	約 1.4×10^{13}

表 4-4 原子炉建屋内の放射性物質の存在量

核種類	事故直前の 炉心内蔵量(Bq)	原子炉建屋内の 積算崩壊数* (Bq・s)
希ガス類	約 2.6×10^{19}	約 1.0×10^{24}
よう素類	約 3.4×10^{19}	約 5.4×10^{23}
Cs 類	約 1.3×10^{18}	約 1.5×10^{23}
Te 類	約 9.5×10^{18}	約 1.9×10^{23}
Ba 類	約 2.9×10^{19}	約 2.3×10^{23}
Ru 類	約 2.9×10^{19}	約 1.1×10^{22}
Ce 類	約 8.9×10^{19}	約 4.3×10^{22}
La 類	約 6.5×10^{19}	約 2.8×10^{22}

注記* : 事故発生直後から 7 日間の積算崩壊数を示す。

表4-5 各放出源の着目方位

評価点	放出源	
	6号機原子炉建屋中心	7号機原子炉建屋中心
緊急時対策所 (対策本部) 中心	4 方位 (NNW, N, NNE, NE)	2 方位 (N, NNE)
緊急時対策所 (待機場所) 中心	3 方位 (N, NNE, NE)	2 方位 (N, NNE)

表 4-6 重大事故等時の緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に
使用する大気拡散評価条件 (1/2)

項目	評価条件	備考
評価点	緊急時対策所 (対策本部) 中心 (地上 0m) 緊急時対策所 (待機場所) 中心 (地上 0m)	建屋巻込みの影響を受ける場合には、緊急時対策所が属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性が小さくほぼ一様であるので、緊急時対策所中心を代表点として設定。
放射性物質の 放出源	放出源： 6号機原子炉建屋中心 7号機原子炉建屋中心	放射性物質漏えいは原子炉格納容器から発生すること、また、原子炉格納容器から漏えいした放射性物質は原子炉建屋内で拡散すると考えられることから、放射性物質の放出源位置としては原子炉建屋中心を想定する。
放出源の有効高さ	地上放出を仮定	—
実効放出継続時間	10時間	—
評価距離	(6号機原子炉建屋中心) 緊急時対策所 (対策本部) : 146m 緊急時対策所 (待機場所) : 164m (7号機原子炉建屋中心) 緊急時対策所 (対策本部) : 278m 緊急時対策所 (待機場所) : 297m	—
建屋による 巻込み効果	建屋の影響あり	—

表 4-6 重大事故等時の緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に
使用する大気拡散評価条件 (2/2)

項目	評価条件	備考
着目方位 (同一方位と見な す方位)	緊急時対策所 (対策本部) 6号機 : 4方位 (NNW, N, NNE, NE) 7号機 : 2方位 (N, NNE) 緊急時対策所 (待機場所) 6号機 : 3方位 (N, NNE, NE) 7号機 : 2方位 (N, NNE)	建屋+0.5Lの範囲を包絡する方位を 対象とする (図4-4参照)。
建屋の風向方向の 投影面積	1931m ²	建屋投影面積は小さい方が厳しい結 果となるため、原子炉建屋の全ての 方位の投影面積の中で最小面積とな る東(西)方向の断面積を切り下げた 数値を全ての方位の計算の入力とし て共通に適用する (図4-5参照)。
建屋の形状係数	0.5	気象指針どおり。
気象データ	1985年10月～1986年9月までに観測 された地表付近を代表する地上高 10m (標高20m) 地点の風向, 風速デー タを使用	建屋影響を受ける大気拡散評価を行 うため地上風 (地上高10m) の気象デ ータを使用 過去10年間の気象状態と比較して異 常がなく, 気象データの代表性が確 認された1985年10月～1986年9月の1 年間の気象データを使用

表 4-7 相対濃度 (χ/Q) 及び相対線量 (D/Q) の評価結果

評価点	放出点	相対濃度*1*2 χ/Q (s/m ³)	相対線量*2 D/Q(Gy/Bq)
緊急時対策所 (対策本部) 中心	6号機原子炉建屋中心	3.6×10^{-4}	1.7×10^{-18}
	7号機原子炉建屋中心	9.8×10^{-5}	8.1×10^{-19}
緊急時対策所 (待機場所) 中心	6号機原子炉建屋中心	2.2×10^{-4}	1.2×10^{-18}
	7号機原子炉建屋中心	9.0×10^{-5}	7.9×10^{-19}

注記*1 : 緊急時対策所滞在時の室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく及び
グランドシャインの算出は、放出源の原子炉建屋中心に対して緊急時対策所中心
を評価点として算出した χ/Q を用いる。

*2 : 被ばく評価には有効数字2桁(3桁目を四捨五入)の相対濃度及び相対線量を用
いる。

表 4-8 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評価用 7 日間積算線源強度

エネルギー (MeV)		積算線源強度 (photons) (単一号機当たり) (168 時間後時点)
下限	上限 (代表エネルギー)	
—	1.00×10^{-2}	約 5.0×10^{22}
1.00×10^{-2}	2.00×10^{-2}	約 5.0×10^{22}
2.00×10^{-2}	3.00×10^{-2}	約 1.7×10^{23}
3.00×10^{-2}	4.50×10^{-2}	約 4.0×10^{23}
4.50×10^{-2}	6.00×10^{-2}	約 1.6×10^{22}
6.00×10^{-2}	7.00×10^{-2}	約 1.1×10^{22}
7.00×10^{-2}	7.50×10^{-2}	約 5.8×10^{22}
7.50×10^{-2}	1.00×10^{-1}	約 2.9×10^{23}
1.00×10^{-1}	1.50×10^{-1}	約 2.9×10^{22}
1.50×10^{-1}	2.00×10^{-1}	約 8.4×10^{22}
2.00×10^{-1}	3.00×10^{-1}	約 1.7×10^{23}
3.00×10^{-1}	4.00×10^{-1}	約 1.9×10^{23}
4.00×10^{-1}	4.50×10^{-1}	約 9.6×10^{22}
4.50×10^{-1}	5.10×10^{-1}	約 1.5×10^{23}
5.10×10^{-1}	5.12×10^{-1}	約 5.2×10^{21}
5.12×10^{-1}	6.00×10^{-1}	約 2.3×10^{23}
6.00×10^{-1}	7.00×10^{-1}	約 2.6×10^{23}
7.00×10^{-1}	8.00×10^{-1}	約 1.1×10^{23}
8.00×10^{-1}	1.00×10^0	約 2.2×10^{23}
1.00×10^0	1.33×10^0	約 7.5×10^{22}
1.33×10^0	1.34×10^0	約 2.3×10^{21}
1.34×10^0	1.50×10^0	約 3.6×10^{22}
1.50×10^0	1.66×10^0	約 6.8×10^{21}
1.66×10^0	2.00×10^0	約 1.4×10^{22}
2.00×10^0	2.50×10^0	約 1.3×10^{22}
2.50×10^0	3.00×10^0	約 7.9×10^{20}
3.00×10^0	3.50×10^0	約 1.3×10^{19}
3.50×10^0	4.00×10^0	約 1.3×10^{19}
4.00×10^0	4.50×10^0	約 8.9×10^{11}
4.50×10^0	5.00×10^0	約 8.9×10^{11}
5.00×10^0	5.50×10^0	約 8.9×10^{11}
5.50×10^0	6.00×10^0	約 8.9×10^{11}
6.00×10^0	6.50×10^0	約 1.0×10^{11}
6.50×10^0	7.00×10^0	約 1.0×10^{11}
7.00×10^0	7.50×10^0	約 1.0×10^{11}
7.50×10^0	8.00×10^0	約 1.0×10^{11}
8.00×10^0	1.00×10^1	約 3.1×10^{10}
1.00×10^1	1.20×10^1	約 1.6×10^{10}
1.20×10^1	1.40×10^1	0
1.40×10^1	2.00×10^1	0
2.00×10^1	3.00×10^1	0
3.00×10^1	5.00×10^1	0

表 4-9 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による実効線量

被ばく経路	評価対象	実効線量(mSv/7日間)
直接ガンマ線及び スカイシャインガンマ線	緊急時対策所（対策本部）	約 2.8×10^0
	緊急時対策所（待機場所）	約 2.1×10^0

表4-10 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による実効線量

被ばく経路	評価対象	実効線量(mSv/7日間)
クラウドシャイン	緊急時対策所（対策本部）	約 2.9×10^{-1}
	緊急時対策所（待機場所）	約 2.3×10^{-1}

表4-11 地表面への沈着速度の条件

項目	評価条件	備考
地表面への 沈着速度	エアロゾル：1.2cm/s 無機よう素：1.2cm/s 有機よう素：沈着なし 希ガス：沈着なし	線量目標値評価指針*1を参考に、湿性沈着を考慮して乾性沈着速度（0.3cm/s）の4倍を設定 エアロゾル及び無機よう素の乾性沈着速度はNUREG/CR-4551 Vol.2*2より設定 NRPB-R322*3によると、有機よう素の乾性沈着速度は0.001cm/sであり、エアロゾルや無機よう素の沈着速度に比べて小さく、地表面沈着による影響は無視できるものと考え、評価対象外とする。

注記*1：発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針（原子力安全委員会）

*2：NUREG/CR-4551 Vol.2 “Evaluation of Severe Accident Risks:Quantification of Major Input Parameters”

*3：NRPB-R322-Atomosphere Dispersion Modelling Liaison Committee Annual Report

表 4-12 大気中に放出された放射性物質の地表面沈着濃度

核種類	放出放射エネルギー(Bq) (gross 値)	地表面沈着濃度(Bq・s/m ²) (7日間積算値)(6号機及び7号機起因の合計)	
		緊急時対策所（対策本部）	緊急時対策所（待機場所）
よう素類	約 3.2×10^{17}	約 2.7×10^{17}	約 1.8×10^{17}
Cs 類	約 2.8×10^{16}	約 7.5×10^{16}	約 5.1×10^{16}
Te 類	約 7.8×10^{16}	約 1.2×10^{17}	約 7.9×10^{16}
Ba 類	約 3.1×10^{15}	約 7.2×10^{15}	約 4.9×10^{15}
Ru 類	約 1.4×10^{10}	約 2.3×10^{10}	約 1.6×10^{10}
Ce 類	約 9.7×10^{13}	約 1.5×10^{14}	約 1.0×10^{14}
La 類	約 1.4×10^{13}	約 3.0×10^{13}	約 2.0×10^{13}

表 4-13 グランドシャイン評価用 7 日間積算線源強度

エネルギー (MeV)		積算線源強度 (photons/m ²) (6 号機及び 7 号機合計) (168 時間後時点)	
下限	上限 (代表エネルギー)	緊急時対策所(対策本部)	緊急時対策所(待機場所)
—	1.00×10 ⁻²	約 5.6×10 ¹⁵	約 3.8×10 ¹⁵
1.00×10 ⁻²	2.00×10 ⁻²	約 5.6×10 ¹⁵	約 3.8×10 ¹⁵
2.00×10 ⁻²	3.00×10 ⁻²	約 7.9×10 ¹⁶	約 5.4×10 ¹⁶
3.00×10 ⁻²	4.50×10 ⁻²	約 1.8×10 ¹⁶	約 1.2×10 ¹⁶
4.50×10 ⁻²	6.00×10 ⁻²	約 8.7×10 ¹⁵	約 5.9×10 ¹⁵
6.00×10 ⁻²	7.00×10 ⁻²	約 5.8×10 ¹⁵	約 3.9×10 ¹⁵
7.00×10 ⁻²	7.50×10 ⁻²	約 1.1×10 ¹⁵	約 7.5×10 ¹⁴
7.50×10 ⁻²	1.00×10 ⁻¹	約 5.6×10 ¹⁵	約 3.8×10 ¹⁵
1.00×10 ⁻¹	1.50×10 ⁻¹	約 5.1×10 ¹⁵	約 3.4×10 ¹⁵
1.50×10 ⁻¹	2.00×10 ⁻¹	約 3.8×10 ¹⁶	約 2.6×10 ¹⁶
2.00×10 ⁻¹	3.00×10 ⁻¹	約 7.6×10 ¹⁶	約 5.1×10 ¹⁶
3.00×10 ⁻¹	4.00×10 ⁻¹	約 1.2×10 ¹⁷	約 8.0×10 ¹⁶
4.00×10 ⁻¹	4.50×10 ⁻¹	約 5.9×10 ¹⁶	約 4.0×10 ¹⁶
4.50×10 ⁻¹	5.10×10 ⁻¹	約 7.7×10 ¹⁶	約 5.2×10 ¹⁶
5.10×10 ⁻¹	5.12×10 ⁻¹	約 2.6×10 ¹⁵	約 1.7×10 ¹⁵
5.12×10 ⁻¹	6.00×10 ⁻¹	約 1.1×10 ¹⁷	約 7.7×10 ¹⁶
6.00×10 ⁻¹	7.00×10 ⁻¹	約 1.3×10 ¹⁷	約 8.7×10 ¹⁶
7.00×10 ⁻¹	8.00×10 ⁻¹	約 5.6×10 ¹⁶	約 3.8×10 ¹⁶
8.00×10 ⁻¹	1.00×10 ⁰	約 1.1×10 ¹⁷	約 7.6×10 ¹⁶
1.00×10 ⁰	1.33×10 ⁰	約 2.6×10 ¹⁶	約 1.7×10 ¹⁶
1.33×10 ⁰	1.34×10 ⁰	約 7.8×10 ¹⁴	約 5.3×10 ¹⁴
1.34×10 ⁰	1.50×10 ⁰	約 1.3×10 ¹⁶	約 8.5×10 ¹⁵
1.50×10 ⁰	1.66×10 ⁰	約 9.4×10 ¹⁴	約 6.4×10 ¹⁴
1.66×10 ⁰	2.00×10 ⁰	約 2.0×10 ¹⁵	約 1.4×10 ¹⁵
2.00×10 ⁰	2.50×10 ⁰	約 2.0×10 ¹⁵	約 1.4×10 ¹⁵
2.50×10 ⁰	3.00×10 ⁰	約 4.4×10 ¹³	約 3.0×10 ¹³
3.00×10 ⁰	3.50×10 ⁰	約 3.7×10 ⁸	約 2.5×10 ⁸
3.50×10 ⁰	4.00×10 ⁰	約 3.7×10 ⁸	約 2.5×10 ⁸
4.00×10 ⁰	4.50×10 ⁰	約 7.6×10 ²	約 5.1×10 ²
4.50×10 ⁰	5.00×10 ⁰	約 7.6×10 ²	約 5.1×10 ²
5.00×10 ⁰	5.50×10 ⁰	約 7.6×10 ²	約 5.1×10 ²
5.50×10 ⁰	6.00×10 ⁰	約 7.6×10 ²	約 5.1×10 ²
6.00×10 ⁰	6.50×10 ⁰	約 8.7×10 ¹	約 5.9×10 ¹
6.50×10 ⁰	7.00×10 ⁰	約 8.7×10 ¹	約 5.9×10 ¹
7.00×10 ⁰	7.50×10 ⁰	約 8.7×10 ¹	約 5.9×10 ¹
7.50×10 ⁰	8.00×10 ⁰	約 8.7×10 ¹	約 5.9×10 ¹
8.00×10 ⁰	1.00×10 ¹	約 2.7×10 ¹	約 1.8×10 ¹
1.00×10 ¹	1.20×10 ¹	約 1.3×10 ¹	約 9.0×10 ⁰
1.20×10 ¹	1.40×10 ¹	0	0
1.40×10 ¹	2.00×10 ¹	0	0
2.00×10 ¹	3.00×10 ¹	0	0
3.00×10 ¹	5.00×10 ¹	0	0

表 4-14 グランドシャインによる実効線量

被ばく経路	評価対象	実効線量(mSv/7日間)
グランドシャイン	緊急時対策所（対策本部）	約 2.1×10^1
	緊急時対策所（待機場所）	約 4.2×10^1

表 4-15 緊急時対策所の換気設備条件 (1/3)

期間	運転モードイメージ図	備考
事象発生～24h	<p>フェーズⅠ：0～24h（放射性雲通過前）</p> <p> : 二酸化炭素吸収装置 : 可搬型陽圧化空調機（対策本部） : 可搬型陽圧化空調機（待機場所） : 可搬型外気取入送風機 </p>	<ul style="list-style-type: none"> 可搬型陽圧化空調機（対策本部）及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）を起動し、高性能フィルタ及び活性炭フィルタにて浄化した空気を緊急時対策所内に取り込む。
24h～34h	<p>フェーズⅡ：24～34h（放射性雲通過中）</p> <p> : 二酸化炭素吸収装置 : 可搬型陽圧化空調機（対策本部） : 可搬型陽圧化空調機（待機場所） : 可搬型外気取入送風機 </p>	<ul style="list-style-type: none"> 陽圧化装置（対策本部）及び陽圧化装置（待機場所）により緊急時対策所を陽圧化し、緊急時対策所内への放射性物質の流入を防止する。 通路部に放射性雲が侵入することを想定する。
34h～44h	<p>フェーズⅢ：34～44h（通路パージ中）</p> <p> : 二酸化炭素吸収装置 : 可搬型陽圧化空調機（対策本部） : 可搬型陽圧化空調機（待機場所） : 可搬型外気取入送風機 </p>	<ul style="list-style-type: none"> 吸気位置を「屋外」とする可搬型陽圧化空調機（対策本部）及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）によって、緊急時対策所を陽圧化する。 通路部のパージを実施し、通路部の放射性物質濃度を低減する。
44h～168h	<p>フェーズⅣ：44～（可搬型陽圧化空調機による陽圧化）</p> <p> : 二酸化炭素吸収装置 : 可搬型陽圧化空調機（対策本部） : 可搬型陽圧化空調機（待機場所） : 可搬型外気取入送風機 </p>	<ul style="list-style-type: none"> 吸気位置を通路部に戻し、可搬型陽圧化空調機（対策本部）及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）により緊急時対策所を陽圧化する。

表 4-15 緊急時対策所の換気設備条件 (2/3)

項目	評価条件	選定理由
陽圧化装置 (対策本部) 及び陽圧化装置 (待機場所) の空気供給量	陽圧化装置 (対策本部) 0 ~ 24h : 0m ³ /h 24 ~ 34h : 64m ³ /h 34 ~ 168h : 0m ³ /h 陽圧化装置 (待機場所) 0 ~ 24h : 0m ³ /h 24 ~ 34h : 744m ³ /h 34 ~ 168h : 0m ³ /h	設計値を基に設定。放射性雲通過中は、陽圧化装置 (対策本部) 及び陽圧化装置 (待機場所) により緊急時対策所を陽圧化し、外気の流入を防止できる設定としている。
可搬型陽圧化空調機 (対策本部) 及び可搬型陽圧化空調機 (待機場所) の風量	可搬型陽圧化空調機 (対策本部) 0 ~ 24h : 600m ³ /h 24 ~ 34h : 0m ³ /h 34 ~ 168h : 600m ³ /h 可搬型陽圧化空調機 (待機場所) 0 ~ 24h : 1200m ³ /h 24 ~ 34h : 0m ³ /h 34 ~ 168h : 1200m ³ /h	設計値を基に設定。陽圧化装置 (対策本部) 及び陽圧化装置 (待機場所) により緊急時対策所を陽圧化していない期間は、可搬型陽圧化空調機 (対策本部) 及び可搬型陽圧化空調機 (待機場所) により、緊急時対策所を陽圧化する設計としている。
可搬型陽圧化空調機 (対策本部) 及び可搬型陽圧化空調機 (待機場所) の高性能フィルタの除去効率	希ガス : 0% 無機よう素 : 0% 有機よう素 : 0% エアロゾル粒子 : 99.9%	設計値を基に設定
可搬型陽圧化空調機 (対策本部) 及び可搬型陽圧化空調機 (待機場所) の活性炭フィルタの除去効率	希ガス : 0% 無機よう素 : 99.9% 有機よう素 : 99.9% エアロゾル粒子 : 0%	同上

表 4-15 緊急時対策所の換気設備条件 (3/3)

項目	評価条件	選定理由
緊急時対策所への 外気流入量	0~168h : 0m ³ /h	重大事故等時には、陽圧化装置（対策本部）及び陽圧化装置（待機場所）並びに可搬型陽圧化空調機（対策本部）及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）により緊急時対策所を陽圧化し、フィルタを經由しない外気の流入を防止できる設定としている。
緊急時対策所の 空調バウンダリ体積	緊急時対策所（対策本部）：1000m ³ 緊急時対策所（待機場所）：3300m ³	設計値を基に、被ばく線量の観点から保守的に大きめに設定。
通路部のページによる 濃度評価条件	通路部の体積* : 1000m ³ ページ風量 0~24h : 0m ³ /h 24~34h : 0m ³ /h 34~168h : 600m ³ /h	設計値及び運用を基に保守的に設定。なお、34h以降は、600m ³ /hによる換気が継続すると想定する（44h以降は可搬型外気取入送風機による通路部のページは終了しているが、緊急時対策所（待機場所）の評価では可搬型陽圧化空調機（対策本部）、緊急時対策所（対策本部）の評価では可搬型陽圧化空調機（待機場所）の吸気による換気が発生していると想定）。

注記* : 設計値より大きめに設定。放射性物質の濃度変化が遅くなり、評価上保守的。

表 4-16 隣接エリア内の積算線源強度

エネルギー (MeV)		積算線源強度 (photons/m ³) (6号機及び7号機合計) (168時間後時点)	
下限	上限 (代表エネルギー)	緊急時対策所(対策本部)	緊急時対策所(待機場所)
—	1.00×10 ⁻²	約 6.0×10 ¹³	約 4.0×10 ¹³
1.00×10 ⁻²	2.00×10 ⁻²	約 6.0×10 ¹³	約 4.0×10 ¹³
2.00×10 ⁻²	3.00×10 ⁻²	約 8.9×10 ¹³	約 6.0×10 ¹³
3.00×10 ⁻²	4.50×10 ⁻²	約 1.3×10 ¹⁵	約 9.0×10 ¹⁴
4.50×10 ⁻²	6.00×10 ⁻²	約 4.7×10 ¹²	約 3.2×10 ¹²
6.00×10 ⁻²	7.00×10 ⁻²	約 3.1×10 ¹²	約 2.1×10 ¹²
7.00×10 ⁻²	7.50×10 ⁻²	約 1.9×10 ¹⁴	約 1.3×10 ¹⁴
7.50×10 ⁻²	1.00×10 ⁻¹	約 9.7×10 ¹⁴	約 6.5×10 ¹⁴
1.00×10 ⁻¹	1.50×10 ⁻¹	約 2.9×10 ¹²	約 2.0×10 ¹²
1.50×10 ⁻¹	2.00×10 ⁻¹	約 2.2×10 ¹⁴	約 1.5×10 ¹⁴
2.00×10 ⁻¹	3.00×10 ⁻¹	約 4.4×10 ¹⁴	約 3.0×10 ¹⁴
3.00×10 ⁻¹	4.00×10 ⁻¹	約 3.0×10 ¹³	約 2.0×10 ¹³
4.00×10 ⁻¹	4.50×10 ⁻¹	約 1.5×10 ¹³	約 1.0×10 ¹³
4.50×10 ⁻¹	5.10×10 ⁻¹	約 5.2×10 ¹³	約 3.5×10 ¹³
5.10×10 ⁻¹	5.12×10 ⁻¹	約 1.7×10 ¹²	約 1.2×10 ¹²
5.12×10 ⁻¹	6.00×10 ⁻¹	約 7.6×10 ¹³	約 5.1×10 ¹³
6.00×10 ⁻¹	7.00×10 ⁻¹	約 8.6×10 ¹³	約 5.9×10 ¹³
7.00×10 ⁻¹	8.00×10 ⁻¹	約 3.6×10 ¹³	約 2.4×10 ¹³
8.00×10 ⁻¹	1.00×10 ⁰	約 7.1×10 ¹³	約 4.8×10 ¹³
1.00×10 ⁰	1.33×10 ⁰	約 1.8×10 ¹³	約 1.2×10 ¹³
1.33×10 ⁰	1.34×10 ⁰	約 5.6×10 ¹¹	約 3.8×10 ¹¹
1.34×10 ⁰	1.50×10 ⁰	約 8.9×10 ¹²	約 6.0×10 ¹²
1.50×10 ⁰	1.66×10 ⁰	約 1.0×10 ¹²	約 7.0×10 ¹¹
1.66×10 ⁰	2.00×10 ⁰	約 2.2×10 ¹²	約 1.5×10 ¹²
2.00×10 ⁰	2.50×10 ⁰	約 2.5×10 ¹²	約 1.7×10 ¹²
2.50×10 ⁰	3.00×10 ⁰	約 4.6×10 ¹⁰	約 3.1×10 ¹⁰
3.00×10 ⁰	3.50×10 ⁰	約 1.0×10 ⁶	約 7.1×10 ⁵
3.50×10 ⁰	4.00×10 ⁰	約 1.0×10 ⁶	約 7.1×10 ⁵
4.00×10 ⁰	4.50×10 ⁰	約 1.3×10 ⁻¹	約 8.6×10 ⁻²
4.50×10 ⁰	5.00×10 ⁰	約 1.3×10 ⁻¹	約 8.6×10 ⁻²
5.00×10 ⁰	5.50×10 ⁰	約 1.3×10 ⁻¹	約 8.6×10 ⁻²
5.50×10 ⁰	6.00×10 ⁰	約 1.3×10 ⁻¹	約 8.6×10 ⁻²
6.00×10 ⁰	6.50×10 ⁰	約 1.5×10 ⁻²	約 9.9×10 ⁻³
6.50×10 ⁰	7.00×10 ⁰	約 1.5×10 ⁻²	約 9.9×10 ⁻³
7.00×10 ⁰	7.50×10 ⁰	約 1.5×10 ⁻²	約 9.9×10 ⁻³
7.50×10 ⁰	8.00×10 ⁰	約 1.5×10 ⁻²	約 9.9×10 ⁻³
8.00×10 ⁰	1.00×10 ¹	約 4.5×10 ⁻³	約 3.0×10 ⁻³
1.00×10 ¹	1.20×10 ¹	約 2.2×10 ⁻³	約 1.5×10 ⁻³
1.20×10 ¹	1.40×10 ¹	0	0
1.40×10 ¹	2.00×10 ¹	0	0
2.00×10 ¹	3.00×10 ¹	0	0
3.00×10 ¹	5.00×10 ¹	0	0

表 4-17 線量計算条件

項目	評価条件	選定理由	備考
線量換算係数	成人実効線量換算係数を使用 (主な核種を以下に示す) I-131 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq I-132 : 3.1×10^{-10} Sv/Bq I-133 : 4.0×10^{-9} Sv/Bq I-134 : 1.5×10^{-10} Sv/Bq I-135 : 9.2×10^{-10} Sv/Bq Cs-134 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq Cs-136 : 2.8×10^{-9} Sv/Bq Cs-137 : 3.9×10^{-8} Sv/Bq 上記以外の核種は ICRP Pub. 71*1, 72*2に基づく	ICRP Publication 71*1, 72*2に基づく	—
呼吸率	1.2m ³ /h	成人活動時の呼吸率を設定 安全評価審査指針*3及び ICRP Publication 71*1に 基づく	被ばく評価手法 (内規) 7.3.3(4) 吸入摂取による運 転員の内部被ばく線量は、次 のとおり計算する。 $H_I = \int_0^T RH_\infty C_I(t) dt$ H _I : よう素の吸入摂取の内部 被ばくによる実効線量 (Sv) R : 呼吸率 (成人活動時) (m ³ /s) H _∞ : よう素 (I-131) 吸入摂取 時の成人の実効線量へ の換算係数 (Sv/Bq) C _I (t) : 時刻tにおける中央制 御室内の放射能濃度 (I-131等価量) (Bq/m ³) T : 計算期間 (30日間) (s)

注記*1 : ICRP Publication 71, "Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part 4 Inhalation Dose Coefficients", 1995

*2 : ICRP Publication 72, "Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part 5 Compilation of Ingestion and Inhalation Dose Coefficients", 1996

*3 : 発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針 (平成2年8月30日原子力安全委員会決定, 平成13年3月29日一部改訂)

表 4-18 外気から室内に取り込まれた放射性物質による実効線量

	評価対象	実効線量 (mSv/7日間)
ガンマ線による外部被ばく	緊急時対策所 (対策本部)	約 3.0×10^0
	緊急時対策所 (待機場所)	約 1.4×10^0
吸入による内部被ばく	緊急時対策所 (対策本部)	0.1以下
	緊急時対策所 (待機場所)	0.1以下
合計	緊急時対策所 (対策本部)	約 3.1×10^0
	緊急時対策所 (待機場所)	約 1.5×10^0

表 4-19 重大事故等時の緊急時対策所の要員の実効線量の内訳 (1/2)
(緊急時対策所 (対策本部))

被ばく経路	7 日間での実効線量 (mSv)		
	6 号機	7 号機	合計
①原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約 2.5×10^0	約 3.9×10^{-1}	約 2.8×10^0
②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約 2.0×10^{-1}	約 9.5×10^{-2}	約 2.9×10^{-1}
③室内に取り込まれた放射性物質による被ばく	約 2.4×10^0	約 6.7×10^{-1}	約 3.1×10^0
(内訳)			
内部被ばく	0.1 以下	0.1 以下	0.1 以下
外部被ばく (緊急時対策所 (対策本部) 内線源)	約 1.0×10^{-1}	0.1 以下	約 1.3×10^{-1}
外部被ばく (隣接エリア内線源)	約 2.3×10^0	約 6.2×10^{-1}	約 2.9×10^0
④地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約 1.7×10^1	約 4.6×10^0	約 2.1×10^1
合計 (①+②+③+④)	約 2.2×10^1	約 5.7×10^0	約 2.8×10^1

表 4-19 重大事故等時の緊急時対策所の要員の実効線量の内訳 (2/2)
(緊急時対策所 (待機場所))

被ばく経路	7 日間での実効線量 (mSv)		
	6 号機	7 号機	合計
①原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約 1.8×10^0	約 3.1×10^{-1}	約 2.1×10^0
②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約 1.4×10^{-1}	約 9.3×10^{-2}	約 2.3×10^{-1}
③室内に取り込まれた放射性物質による被ばく	約 1.1×10^0	約 4.3×10^{-1}	約 1.5×10^0
(内訳)			
内部被ばく	0.1 以下	0.1 以下	0.1 以下
外部被ばく (緊急時対策所 (待機場所) 内線源)	0.1 以下	0.1 以下	約 1.2×10^{-1}
外部被ばく (隣接エリア内線源)	約 9.3×10^{-1}	約 3.8×10^{-1}	約 1.3×10^0
④地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約 3.0×10^1	約 1.2×10^1	約 4.2×10^1
合計 (①+②+③+④)	約 3.3×10^1	約 1.3×10^1	約 4.6×10^1

表 4-20 重大事故等時の緊急時対策所の要員の被ばく評価結果

評価対象	実効線量(mSv/7日間)
緊急時対策所(対策本部)	約 2.8×10^1
緊急時対策所(待機場所)	約 4.6×10^1

表 4-21 酸素及び二酸化炭素許容濃度

項目	許容濃度	備考
酸素濃度	18vol%以上	「労働安全衛生法（酸素欠乏症等防止規則）」を準拠 (酸素欠乏危険作業に従事する労働者が作業を行う場所を当該濃度以上とする換気の要求)
二酸化炭素濃度	0.5vol%以下	「労働安全衛生法（事務所衛生基準規則）」を準拠 (事務作業に従事する労働者が主として使用する室内は、当該濃度以下とする換気設備の性能を要求)

表 4-22 緊急時対策所（対策本部）の酸素濃度及び二酸化炭素濃度計算条件

項目	評価条件		設定理由	備考
人数	86 人		緊急時対策所（対策本部）に収容する想定最大人数として設定。	
体積 (対策本部バウンダリ)	900m ³		緊急時対策所（対策本部）を陽圧化する範囲のバウンダリ体積として保守的に小さめに設定。	図 4-12 参照
評価期間	事故後 7 日間		炉心の著しい損傷が発生した場合の被ばく評価期間。	
	10 時間		被ばく評価上、緊急時対策所（対策本部）を陽圧化装置（対策本部）にて陽圧化する期間。	
空気流入	なし		保守的な評価となるため考慮しない。	
初期酸素濃度	7 日間	20.95 vol%	「空気調和・衛生工学便覧」の乾き空気の主な成分組成より引用。	
	10 時間	20.63 vol%	陽圧化装置（対策本部）による陽圧化開始前の酸素濃度を基に設定。	
初期二酸化炭素濃度	7 日間	0.039 vol%	「空気調和・衛生工学便覧」の乾き空気の主な成分組成に対し保守的に設定。	
	10 時間	0.469 vol%	陽圧化装置（対策本部）による陽圧化開始前の二酸化炭素濃度を基に設定。	
酸素消費量	0.48m ³ /h		「空気調和・衛生工学便覧」より、準備を含む現場作業対応がないため「静座」より引用。	1 人 当たりの 消費量
二酸化炭素吐出し量	0.03m ³ /h		「空気調和・衛生工学便覧」より、準備を含む現場作業対応がないため「軽作業」を引用。	1 人 当たりの 吐出し量

表 4-23 緊急時対策所（待機場所）の酸素濃度及び二酸化炭素濃度計算条件

項目	評価条件		設定理由	備考
人数	98 人		緊急時対策所（待機場所）に収容する想定最大人数として設定。	
体積 （待機場所バウンダリ）	3000m ³		緊急時対策所（待機場所）を陽圧化する範囲のバウンダリ体積として保守的に小さめに設定。	図 4-12 参照
評価期間	事故後 7 日間		炉心の著しい損傷が発生した場合の被ばく評価期間。	
	10 時間		被ばく評価上、緊急時対策所（待機場所）を陽圧化装置（待機場所）にて陽圧化する期間。	
空気流入	なし		保守的な評価となるため考慮しない。	
初期酸素濃度	7 日間	20.95 vol%	「空気調和・衛生工学便覧」の乾き空気の主な成分組成より引用。	
	10 時間	20.77 vol%	陽圧化装置（待機場所）による陽圧化開始前の酸素濃度を基に設定。	
初期二酸化炭素濃度	7 日間	0.039 vol%	「空気調和・衛生工学便覧」の乾き空気の主な成分組成に対し保守的に設定。	
	10 時間	0.284 vol%	陽圧化装置（待機場所）による陽圧化開始前の二酸化炭素濃度を基に設定。	
酸素消費量	0.48m ³ /h		「空気調和・衛生工学便覧」より、準備を含む現場作業対応がないため「静座」より引用。	1 人 当たりの 消費量
二酸化炭素吐出し量	0.03m ³ /h		「空気調和・衛生工学便覧」より、準備を含む現場作業対応がないため「軽作業」を引用。	1 人 当たりの 吐出し量

表 5-1 対策本部遮蔽壁のガンマ線による温度上昇

ガンマ線入射経路	起因号機	入射線量(Gy)	ガンマ線発熱量 (kJ/cm ³)	温度上昇(°C)
グラウンドシャイン ガンマ線	6号機	約 9.8×10 ²	約 2.1×10 ⁻³	約 9.4×10 ⁻¹
	7号機	約 2.7×10 ²	約 5.7×10 ⁻⁴	約 2.5×10 ⁻¹
合計				約 1.2×10 ⁰

表 5-2 待機場所遮蔽壁のガンマ線による温度上昇

ガンマ線入射経路	起因号機	入射線量(Gy)	ガンマ線発熱量 (kJ/cm ³)	温度上昇(°C)
グラウンドシャイン ガンマ線	6号機	約 6.0×10 ²	約 1.3×10 ⁻³	約 5.7×10 ⁻¹
	7号機	約 2.5×10 ²	約 5.3×10 ⁻⁴	約 2.3×10 ⁻¹
合計				約 8.1×10 ⁻¹

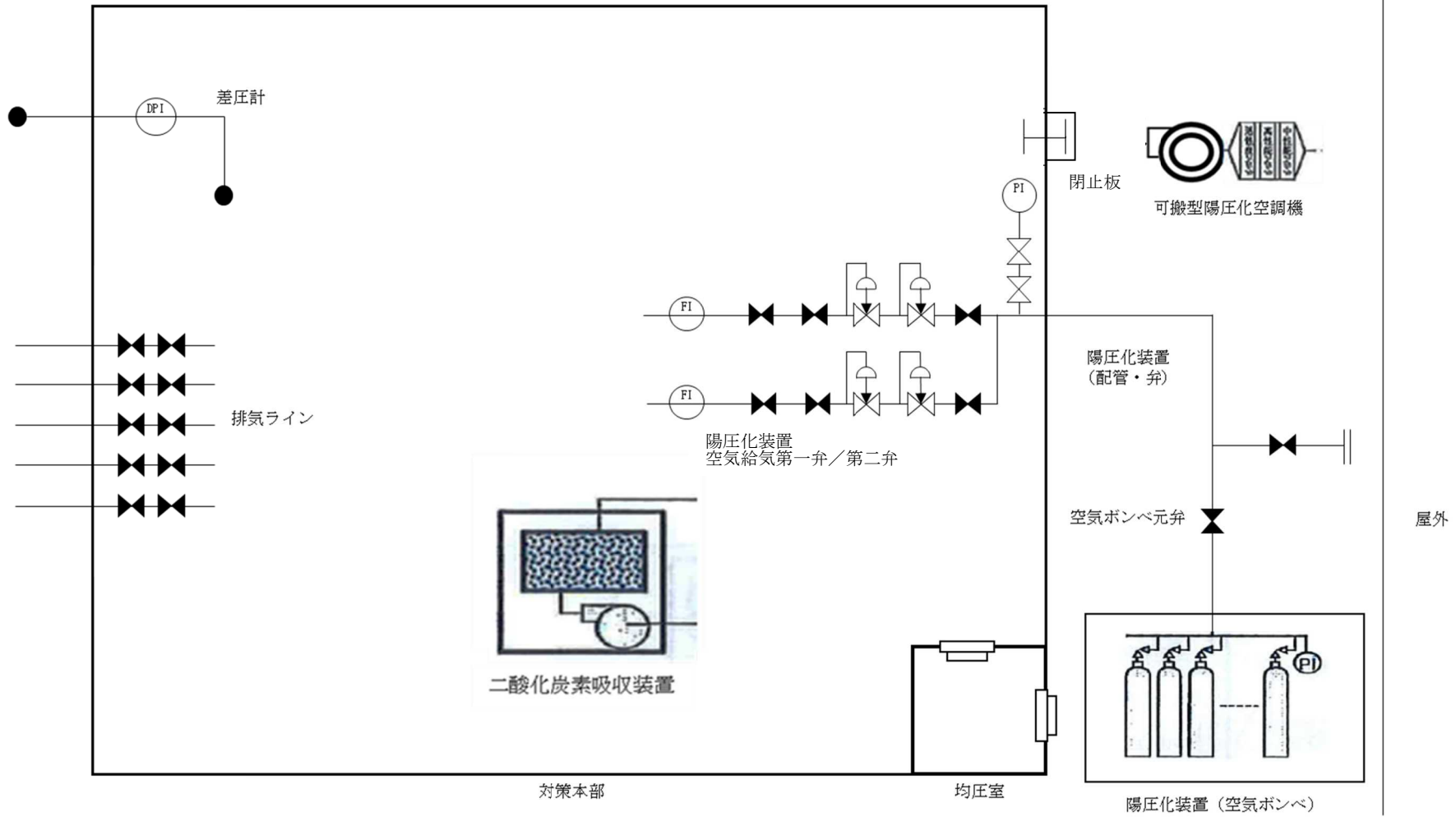


図 3-1 緊急時対策所（対策本部）換気空調系 構成図

屋外

62

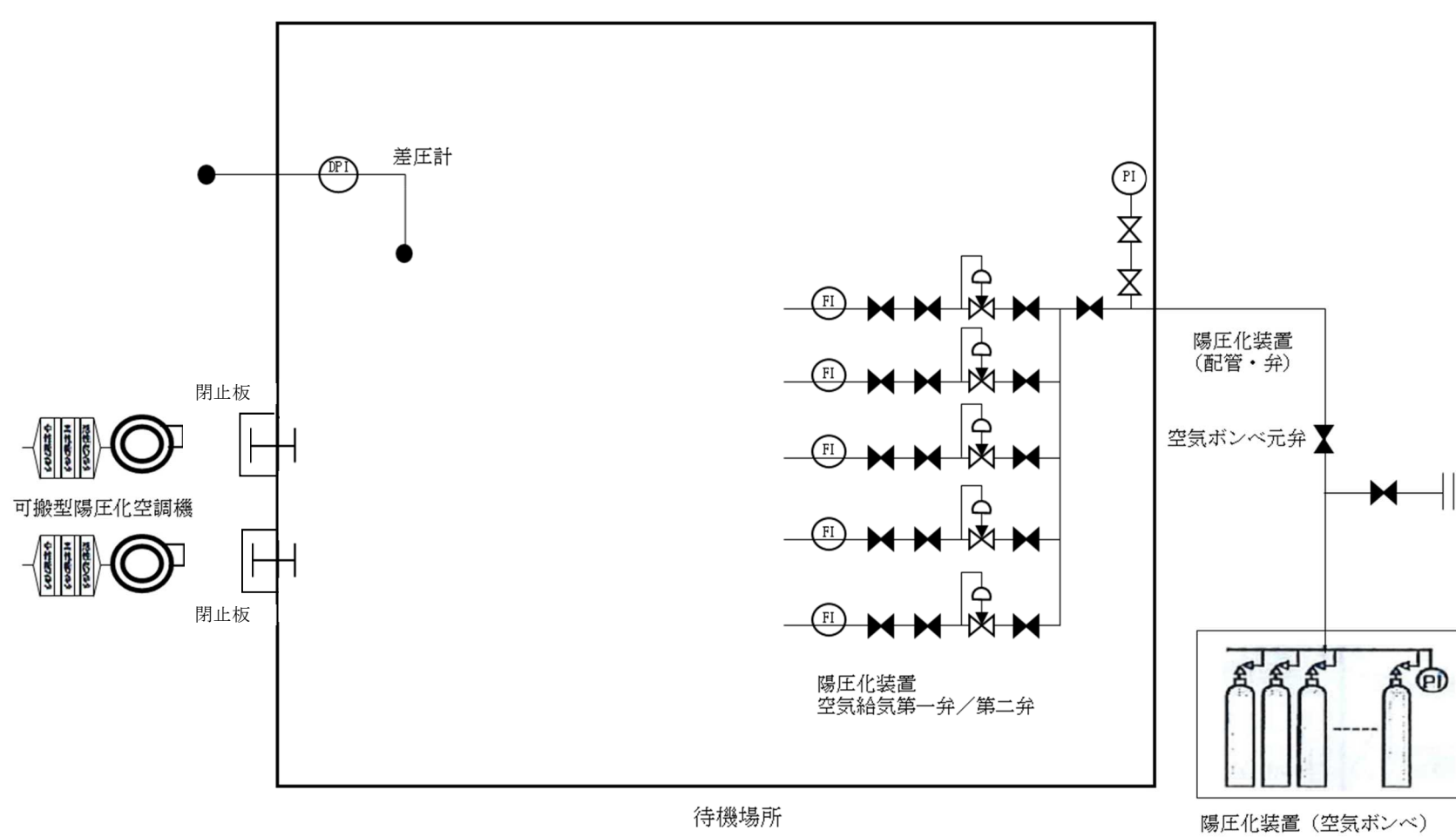


図 3-2 緊急時対策所（待機場所）換気空調系 構成図

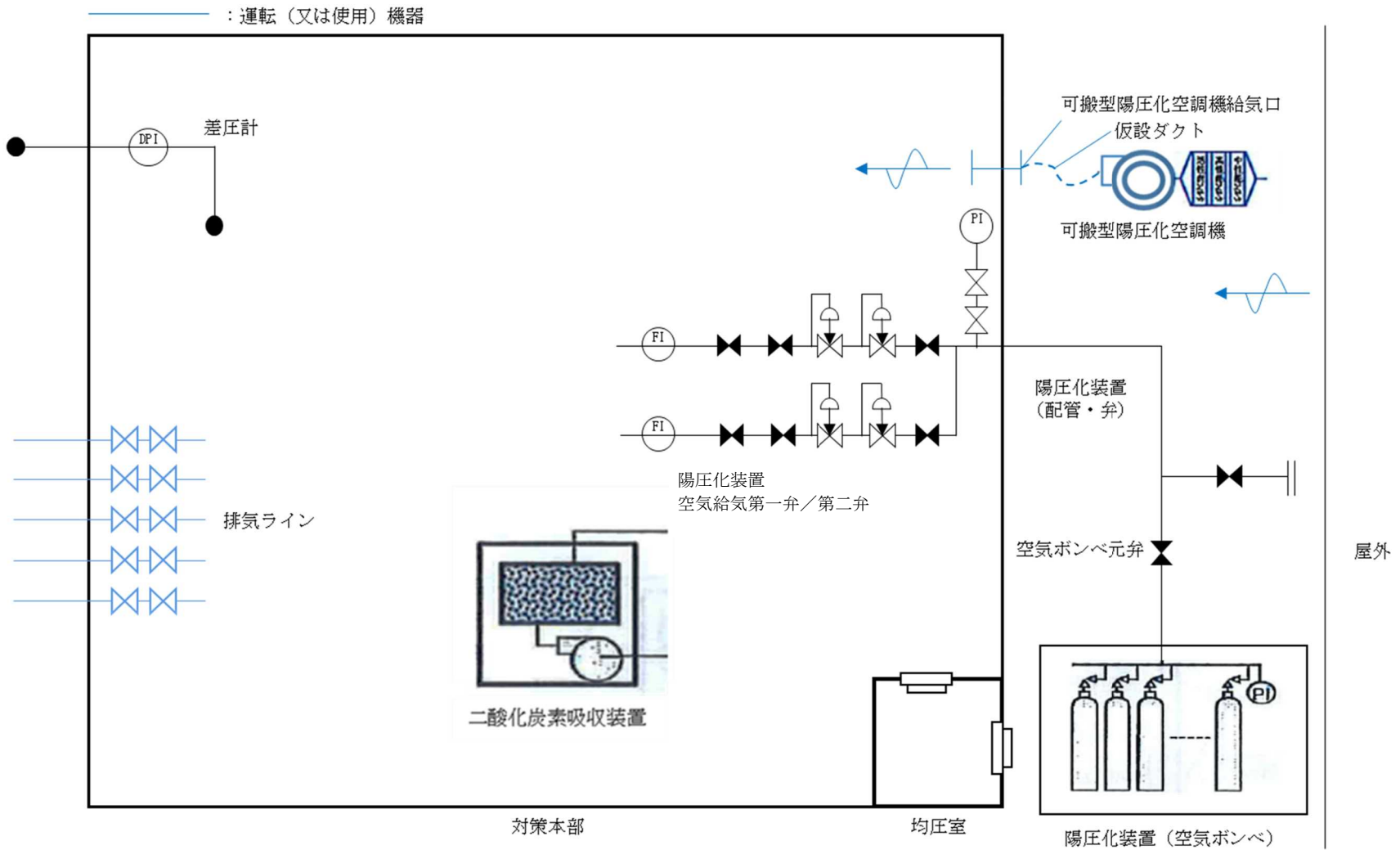


図 3-3 緊急時対策所 (対策本部) 換気空調系 構成図

(放射性雲通過前及び通過後: 可搬型陽圧化空調機 (対策本部) による陽圧化)

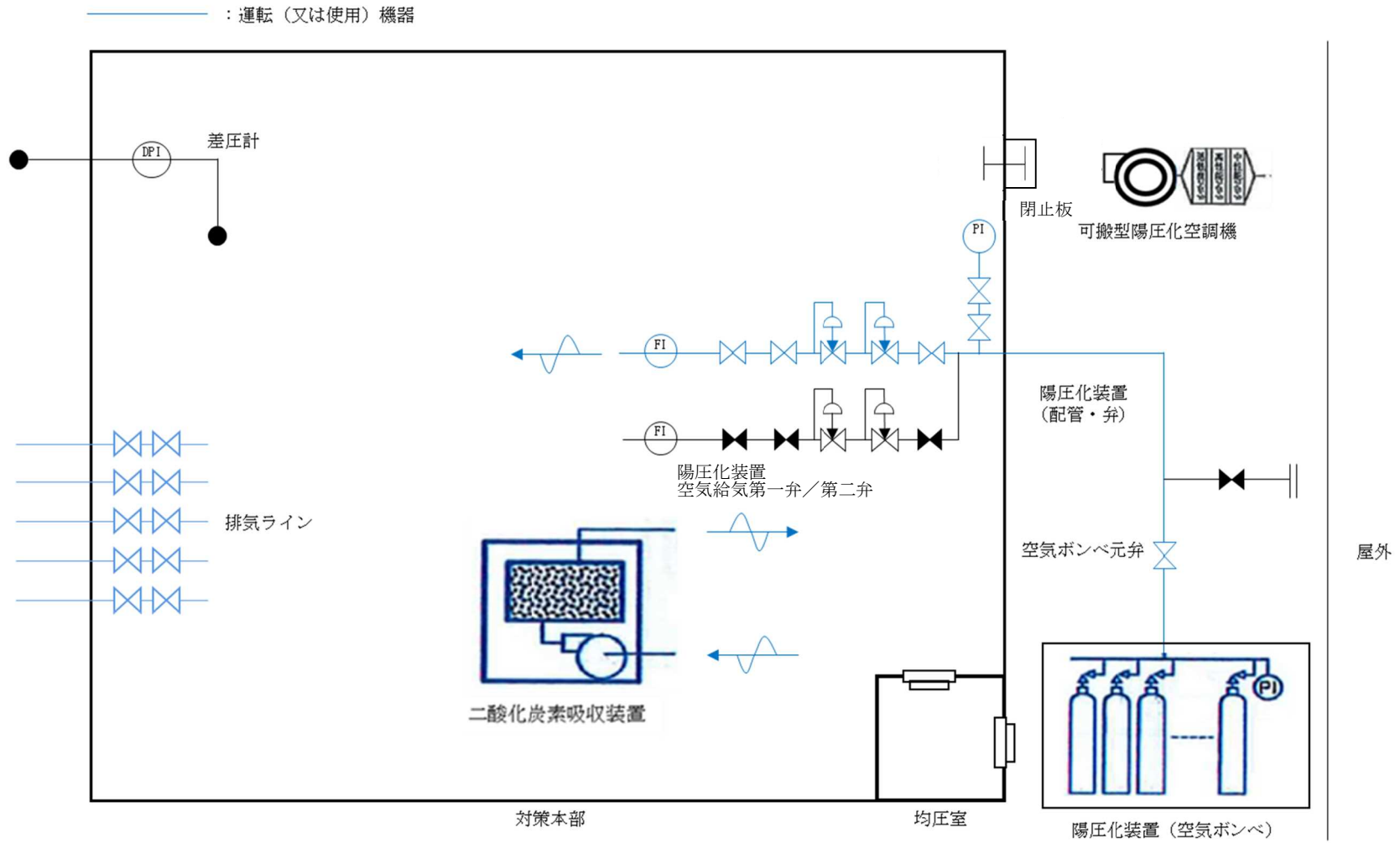


図 3-4 緊急時対策所 (対策本部) 換気空調系 構成図
 (放射性雲通過中: 陽圧化装置 (対策本部) による陽圧化)

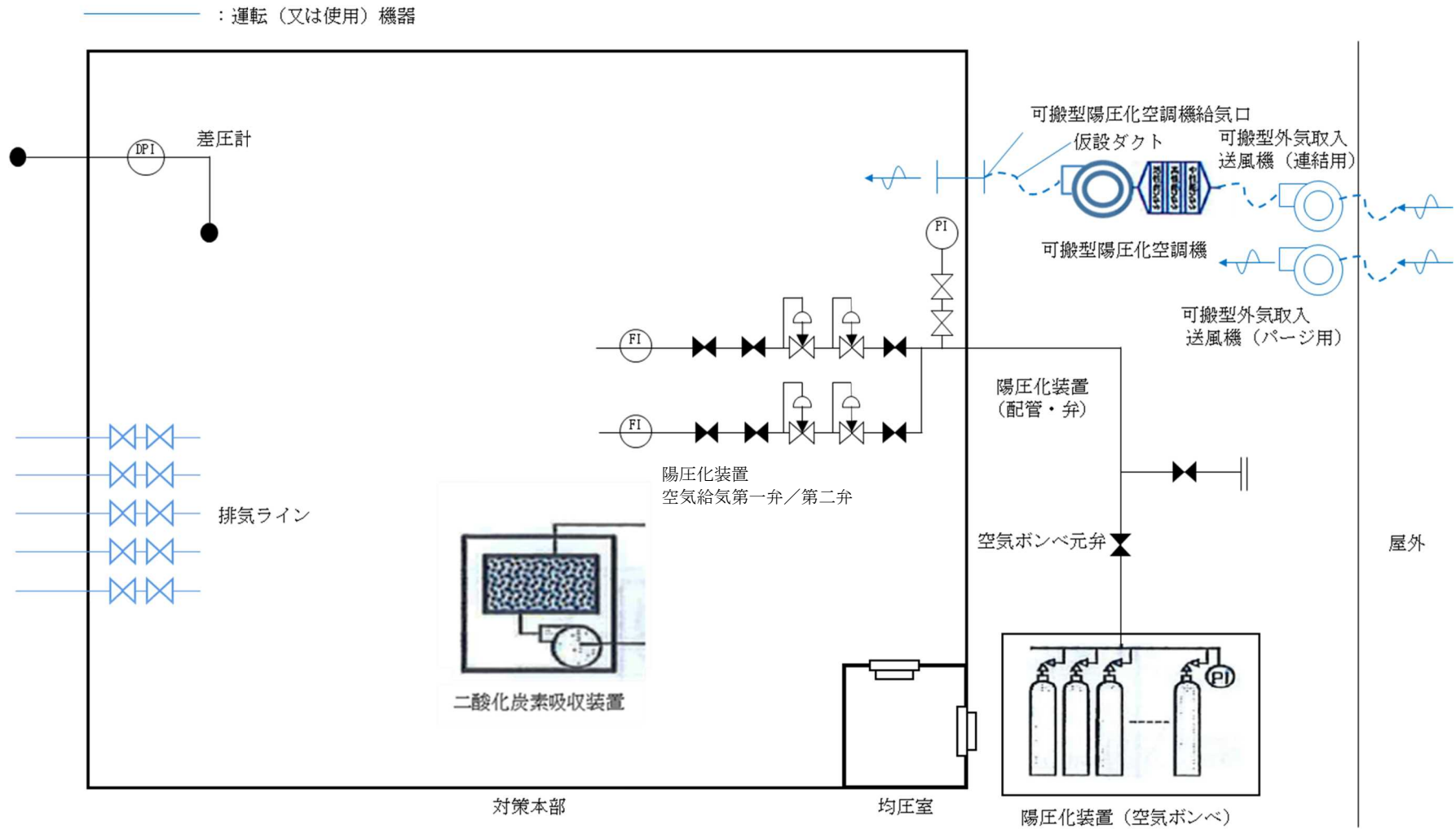


図 3-5 緊急時対策所 (対策本部) 換気空調系 構成図

(放射性雲通過直後に建屋内の放射性物質濃度が屋外より高い場合：可搬型外気取入送風機及び可搬型陽圧化空調機 (対策本部) の連結運用による外気取り入れ陽圧化、並びに建屋内空気置換)

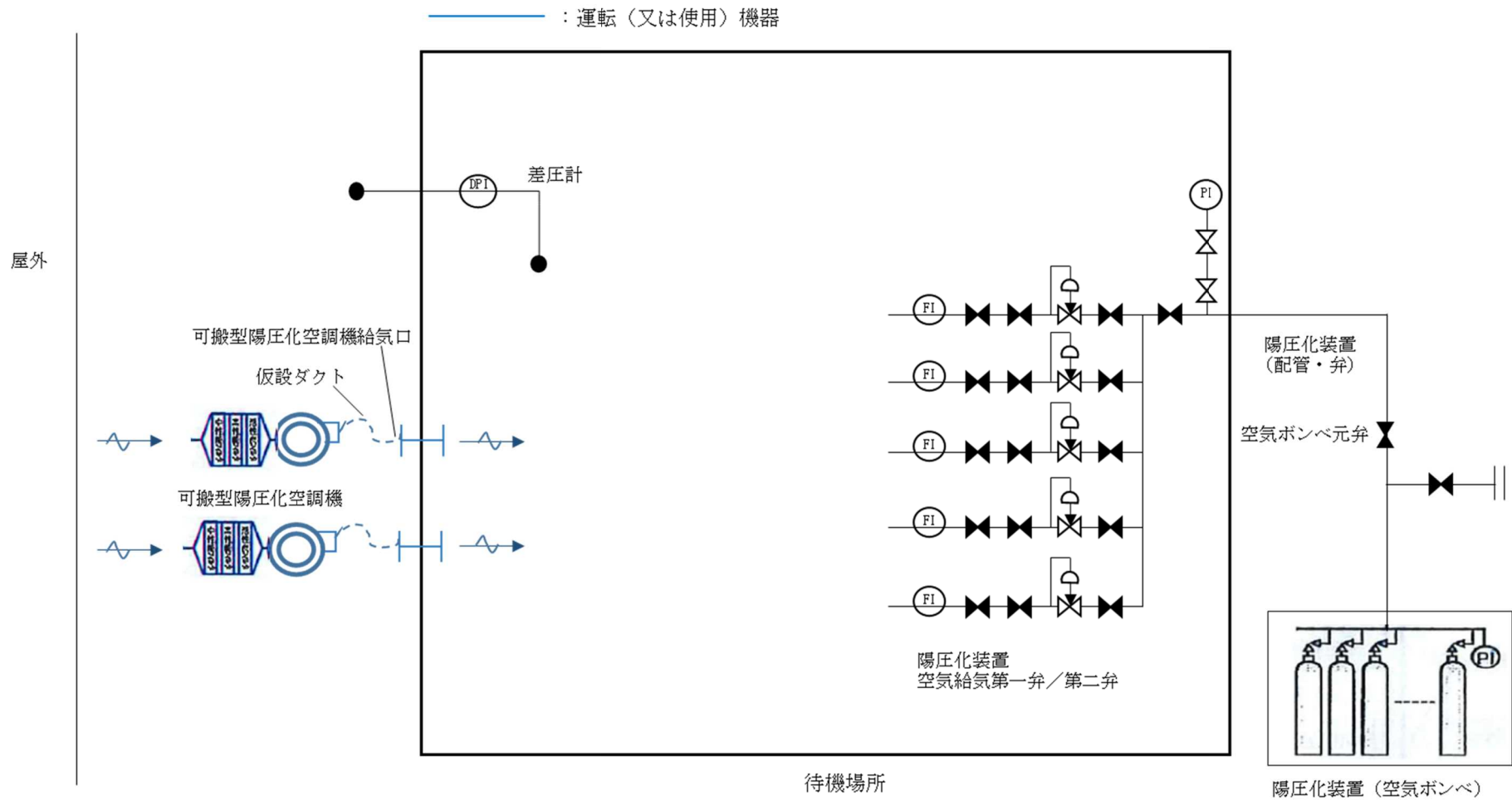


図 3-6 緊急時対策所 (待機場所) 換気空調系 構成図
 (放射性雲通過前及び通過後 : 可搬型陽圧化空調機 (待機場所) による陽圧化)

屋外

67

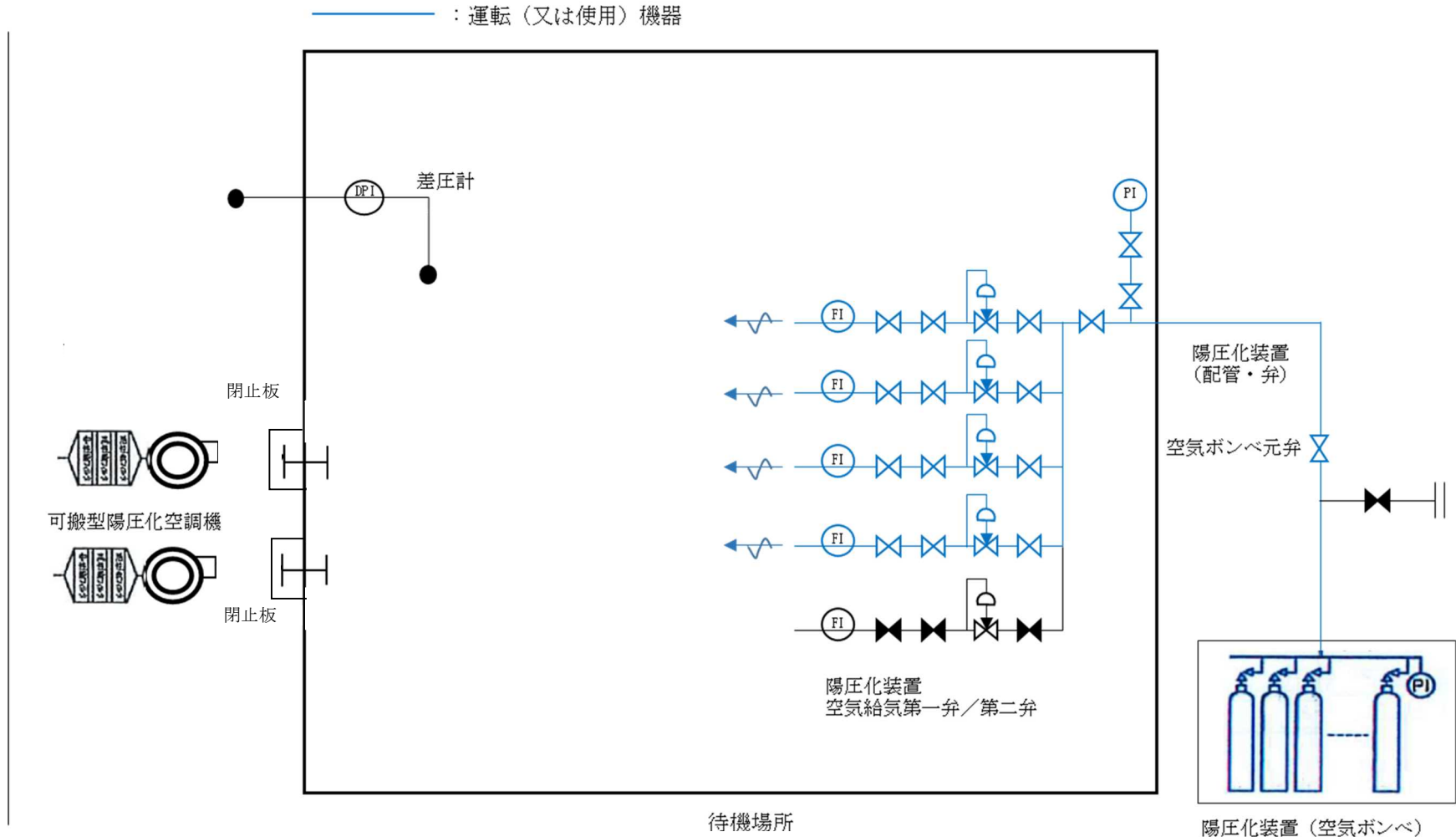


図 3-7 緊急時対策所 (待機場所) 換気空調系 構成図
 (放射性雲通過中: 陽圧化装置 (待機場所) による陽圧化)

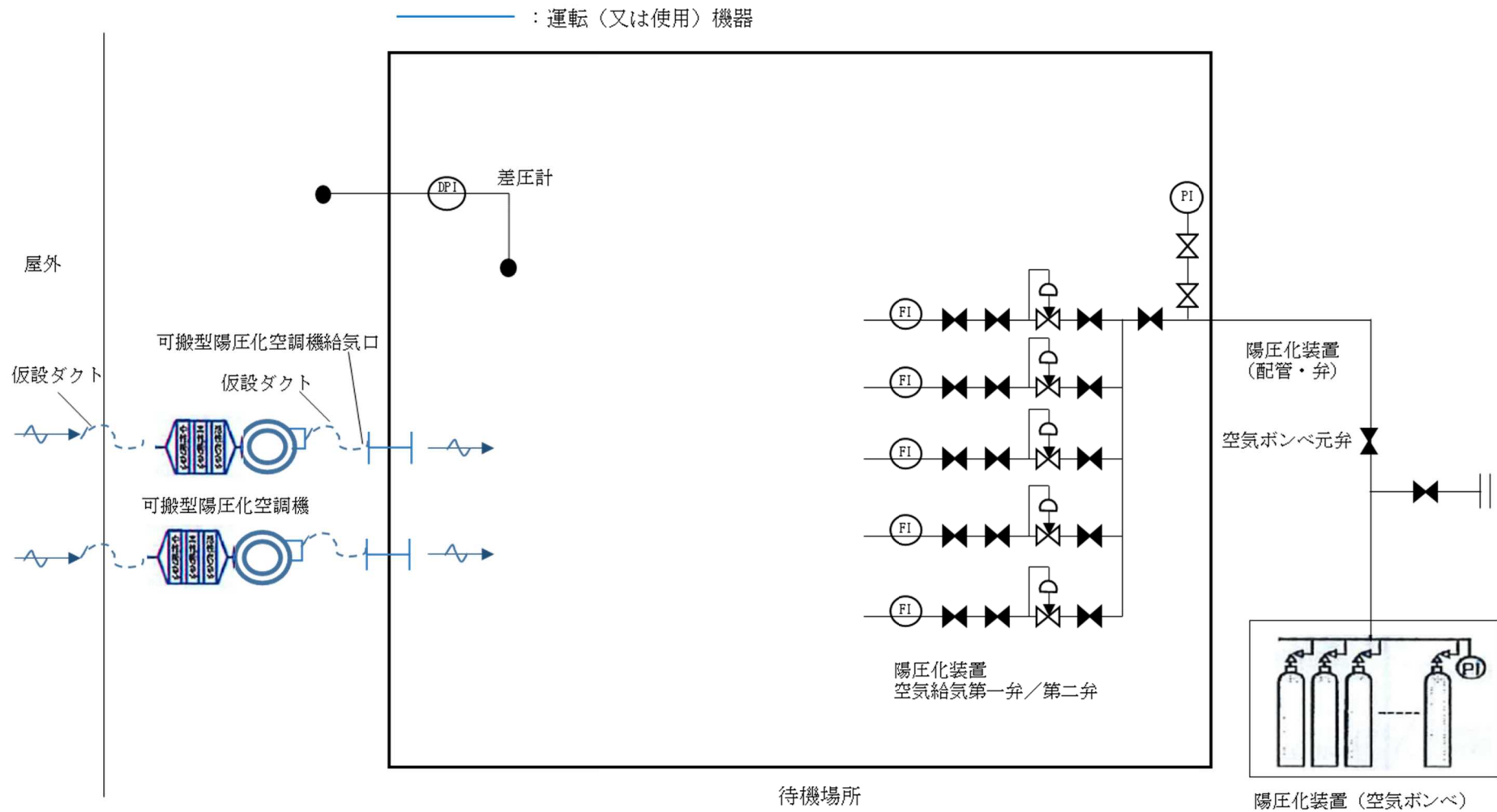
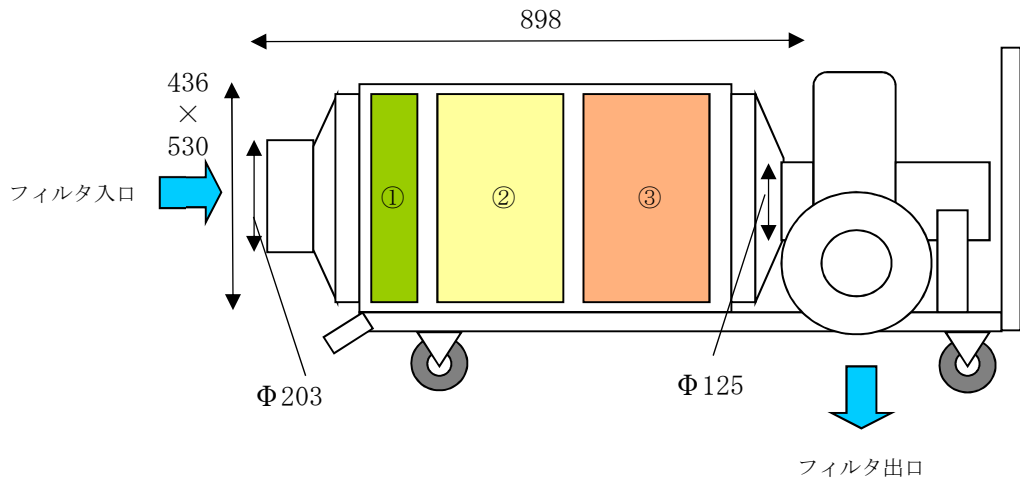


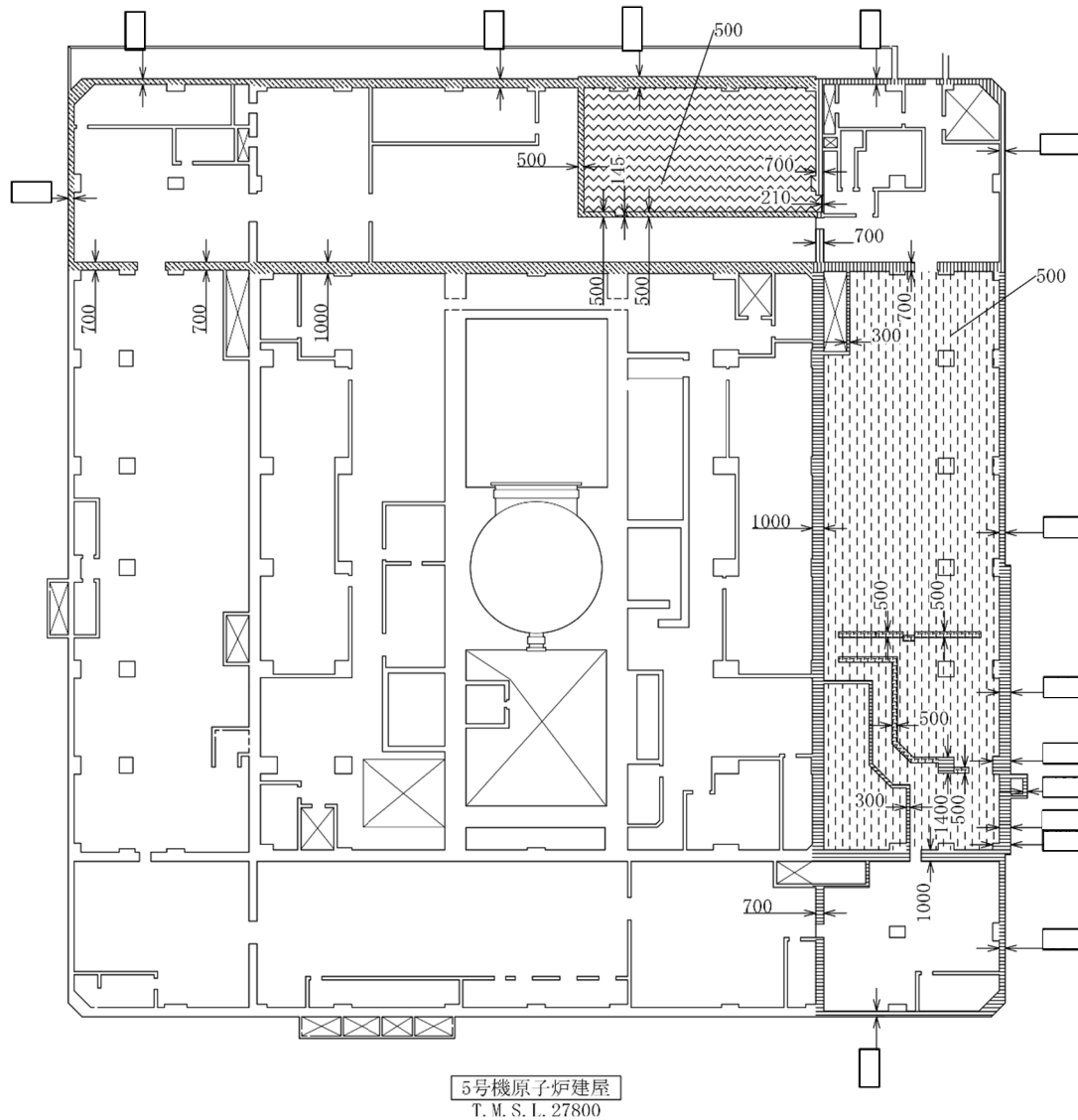
図 3-8 緊急時対策所 (待機場所) 換気空調系 構成図
 (放射性雲通過直後に建屋内の放射性物質濃度が屋外より高い場合
 : 可搬型陽圧化空調機 (待機場所) による陽圧化)










(単位：mm)

- ① プレフィルタ
- ② 高性能フィルタ
- ③ 活性炭フィルタ

図 3-9 可搬型陽圧化空調機（対策本部）フィルタユニット及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）フィルタユニット概略図

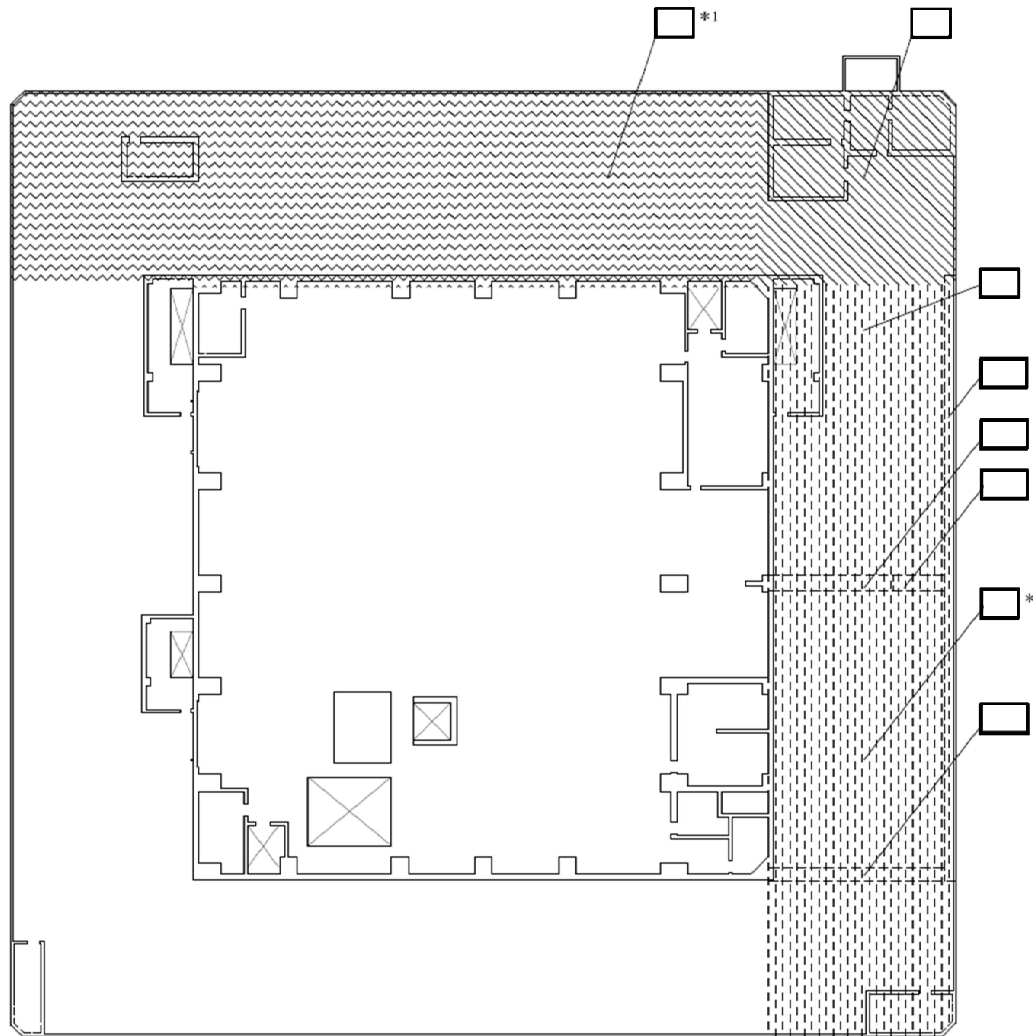









-  5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽（壁）を示す。
-  5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽（床）を示す。
-  5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽（壁）を示す。
-  5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽（床）を示す。
-  5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽（壁）かつ
5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽（壁）を示す。
-  5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽（床）かつ
5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽（床）を示す。
-  5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）室内遮蔽を示す。

注1：特記なき寸法はmmを示す。
 注2：特記なき寸法は公称値を示す。
 注3：仕上等によるフカシは記載しない。

5号機原子炉建屋
T. M. S. L. 27800

図4-1 遮蔽構造 (1/3)



-  5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽（壁）を示す。
-  5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽（床）を示す。
-  5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽（壁）を示す。
-  5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽（床）を示す。
-  5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽（壁）かつ
5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽（壁）を示す。
-  5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽（床）かつ
5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽（床）を示す。
-  5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）室内遮蔽を示す。

注記*1：T. M. S. L. 33000の床の厚さを示す。
T. M. S. L. 33000より上部の
屋根スラブの厚さは である。

注記*2：T. M. S. L. 33000の床の厚さを示す。
T. M. S. L. 33000より上部の
屋根スラブの厚さは である。

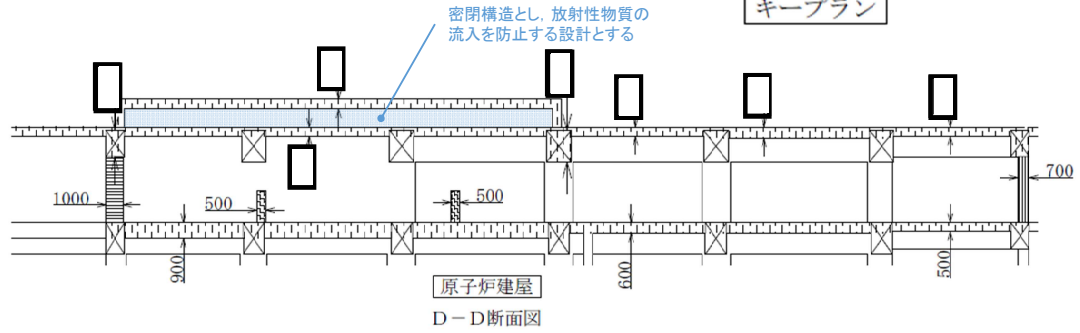
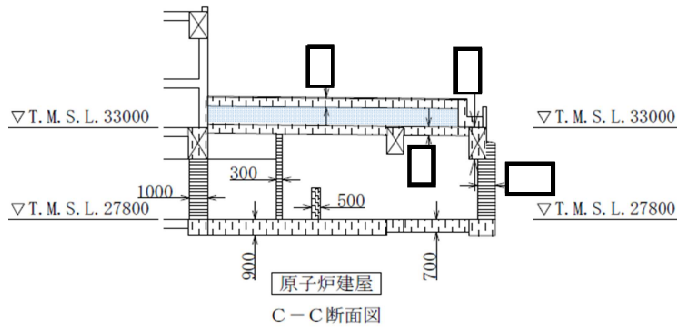
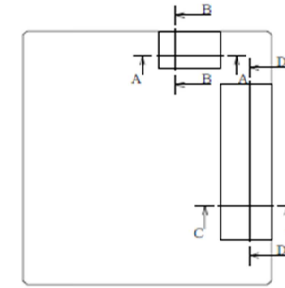
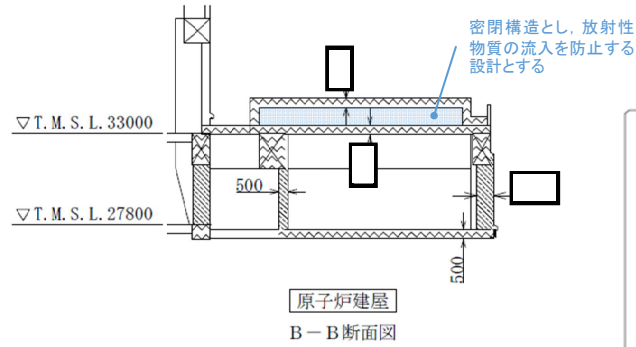
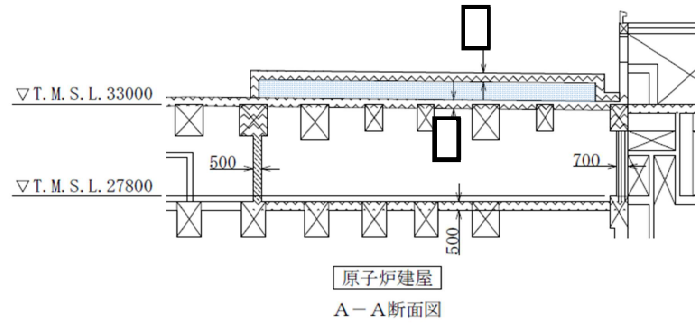
注1：特記なき寸法はmmを示す。

注2：特記なき寸法は公称値を示す。

注3：仕上等によるフカシは記載しない。

5号機原子炉建屋
T. M. S. L. 33000

図4-1 遮蔽構造 (2/3)



- 5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽（壁）を示す。
- 5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽（床）を示す。
- 5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽（壁）を示す。
- 5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽（床）を示す。

- 5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽（壁）かつ
- 5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽（壁）を示す。
- 5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽（床）かつ
- 5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽（床）を示す。
- 5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）室内遮蔽を示す。

注1：特記なき寸法はmmを示す。
 注2：特記なき寸法は公称値を示す。
 注3：仕上りによるフカシは記載しない。

図4-1 遮蔽構造 (3/3)

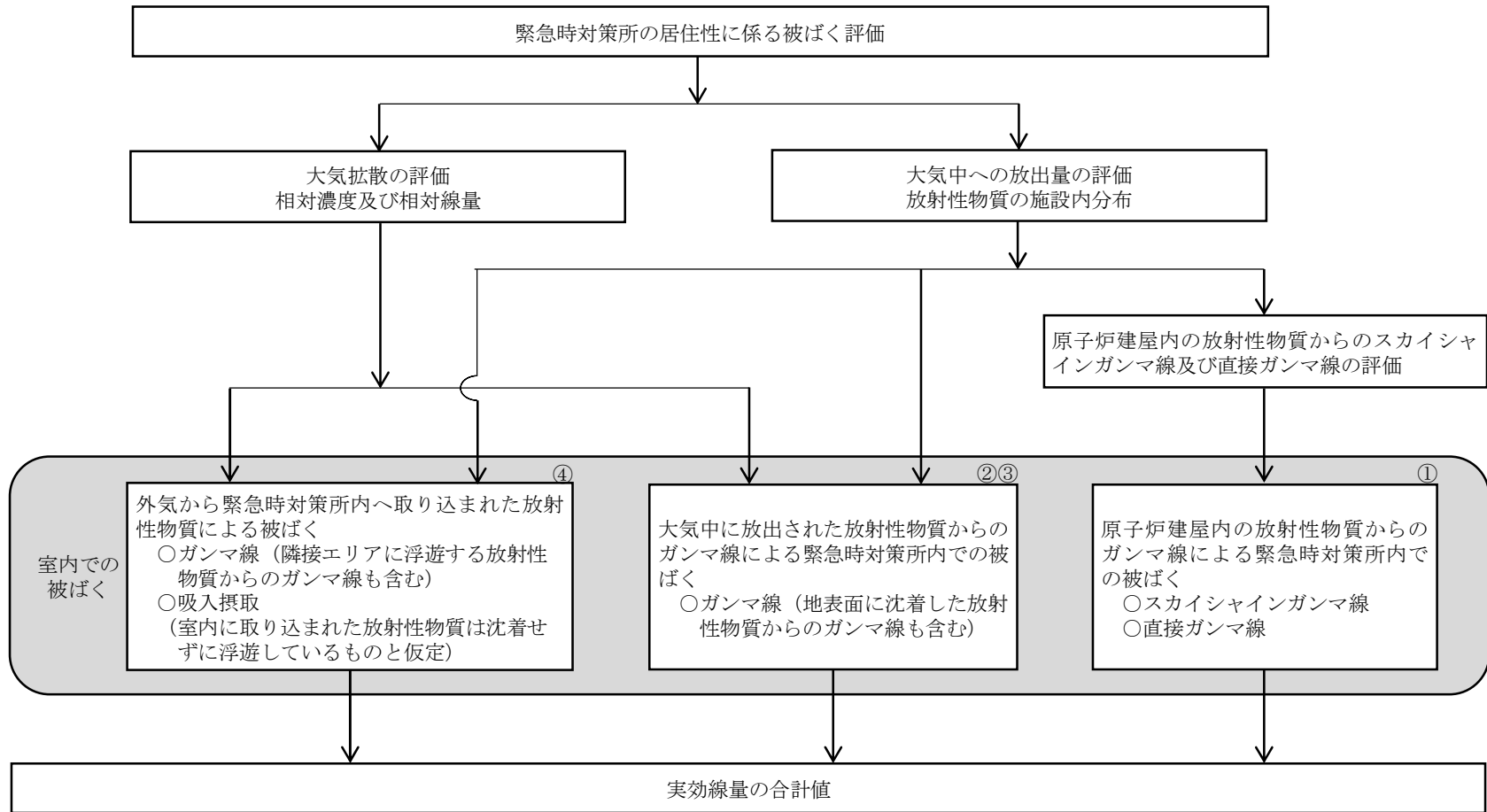
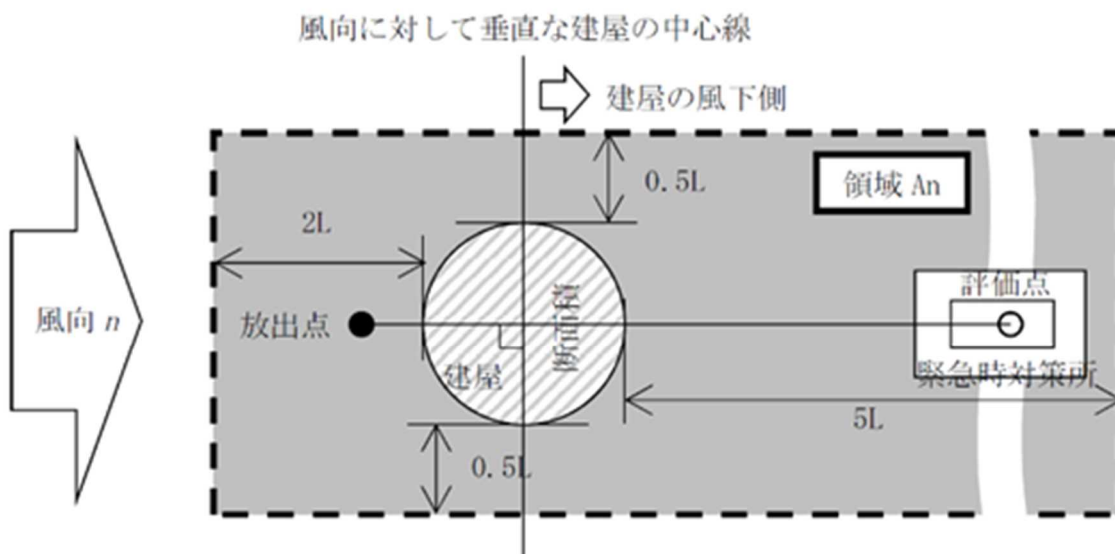


図 4-2 重大事故等時の緊急時対策所の要員の被ばく経路



注：Lは、建屋又は建屋群の風向に垂直な面での高さ又は幅の小さい方。
 (本評価において、Lは、原子炉建屋高さ(37.7m)が該当する。)

図4-3 建屋影響を考慮する条件(水平断面での位置関係)

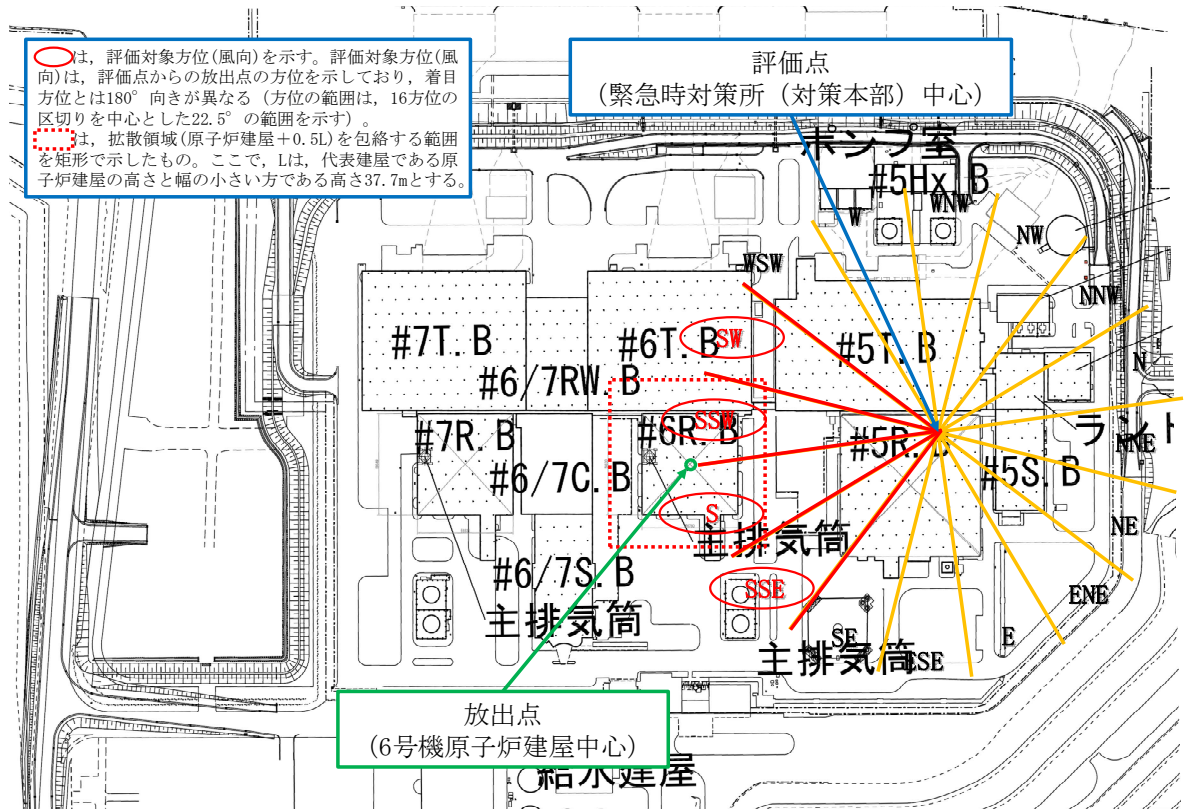


図 4-4 評価対象とする風向 (1/4)

(放出点：6号機原子炉建屋中心，評価点：緊急時対策所（対策本部）中心)

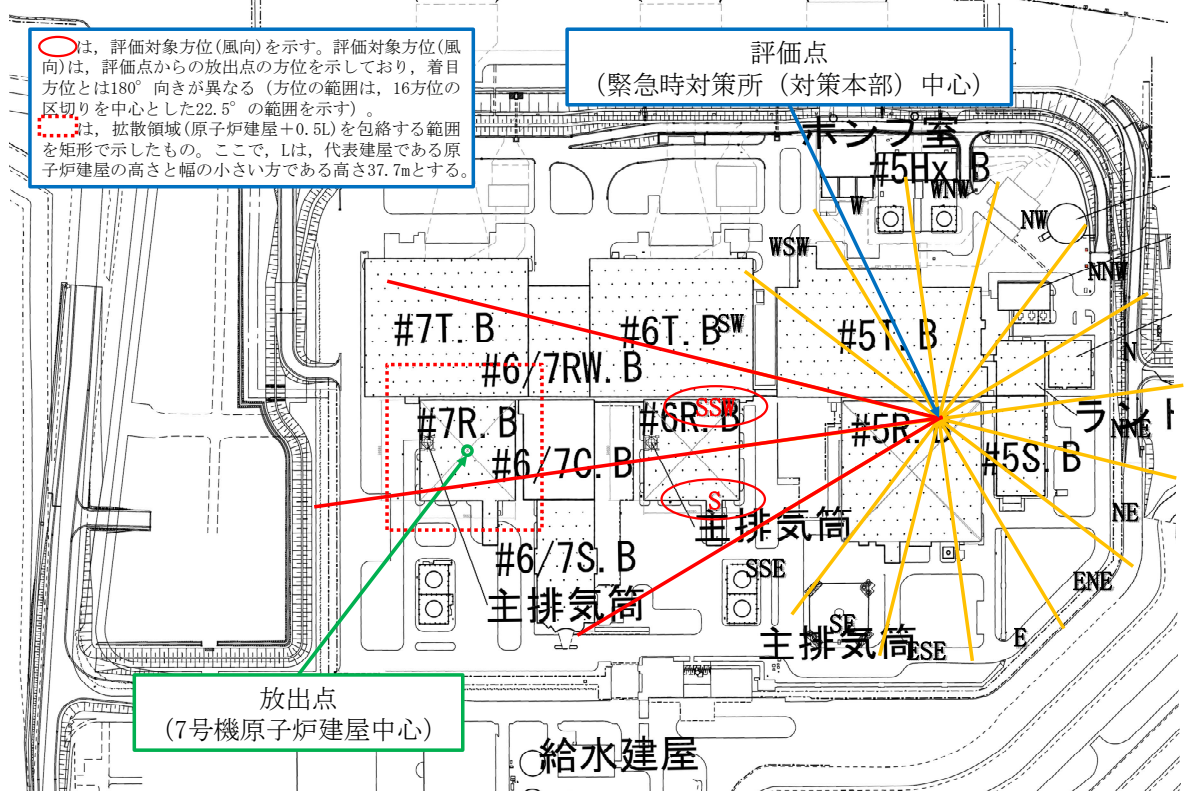


図 4-4 評価対象とする風向 (2/4)

(放出点：7号機原子炉建屋中心，評価点：緊急時対策所（対策本部）中心)

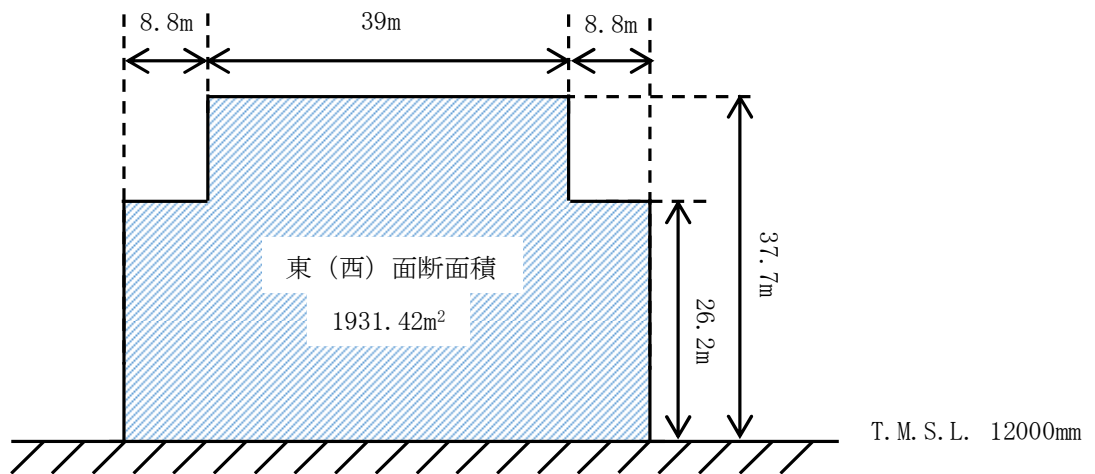
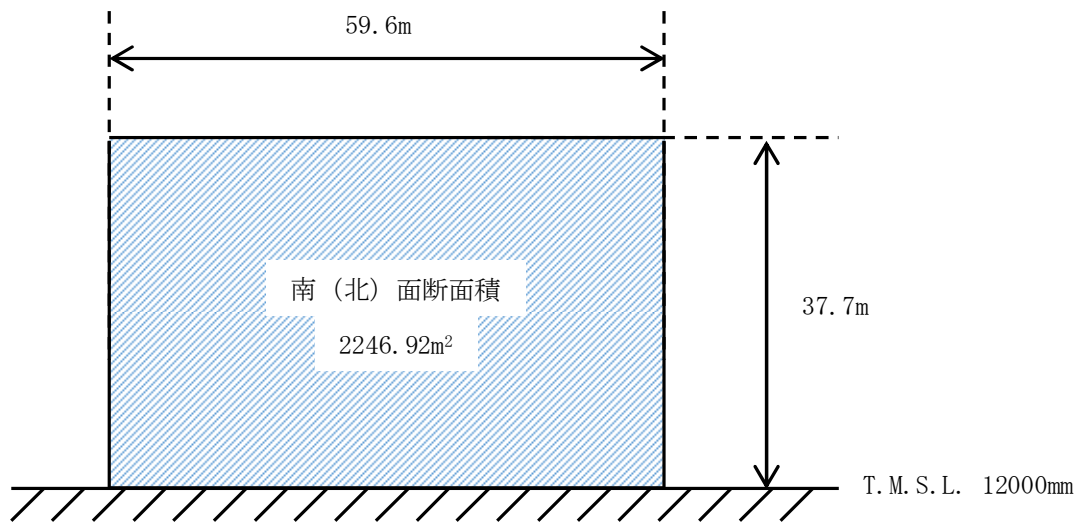
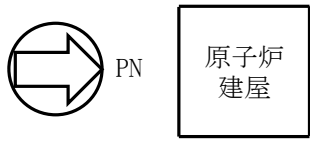
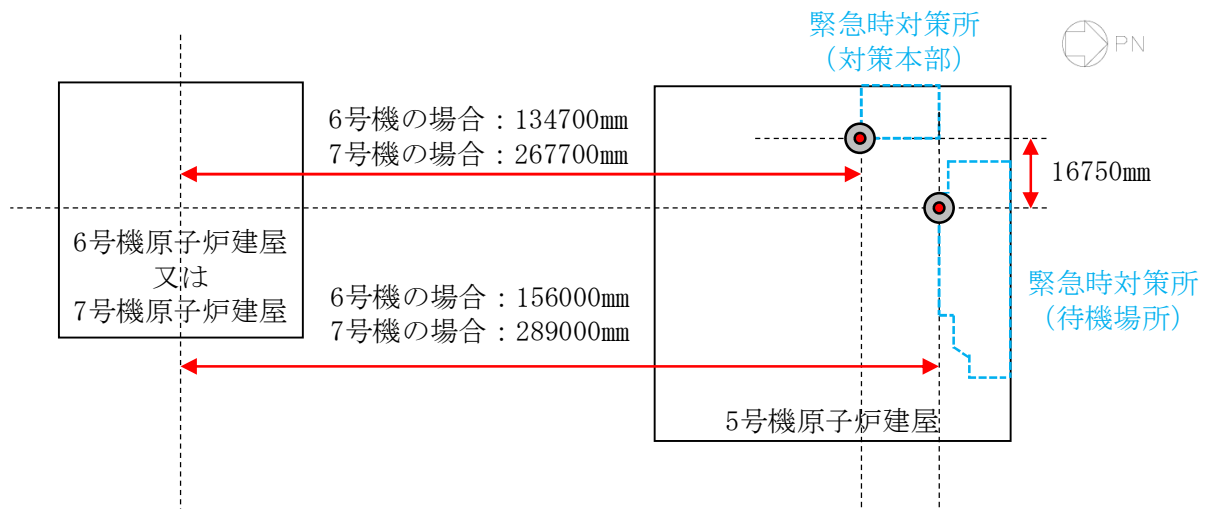
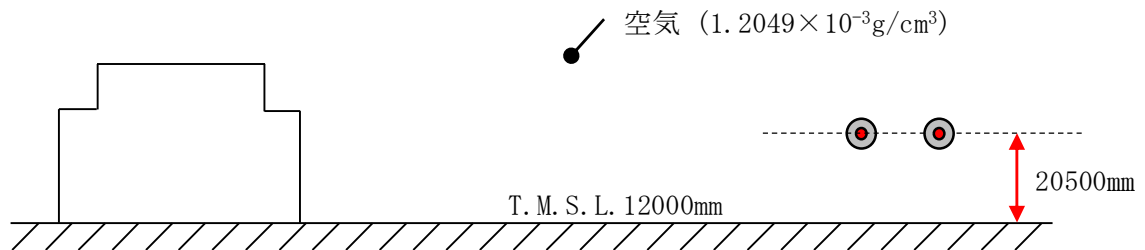


图 4-5 原子炉建屋断面面积 (投影面积)



【平面図】



【断面図】

- : 評価点 (天井高さ)
(要員の滞在エリアが存在する部屋の中で線源となる原子炉建屋に最も近い点)
- : コンクリート遮蔽 (半径 , 密度 2.15g/cm^3)
(評価点が球形のコンクリートで遮蔽されているものと想定)

図 4-6 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線の評価モデル (1/3)
(直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線評価時における
原子炉建屋と評価点の位置関係)

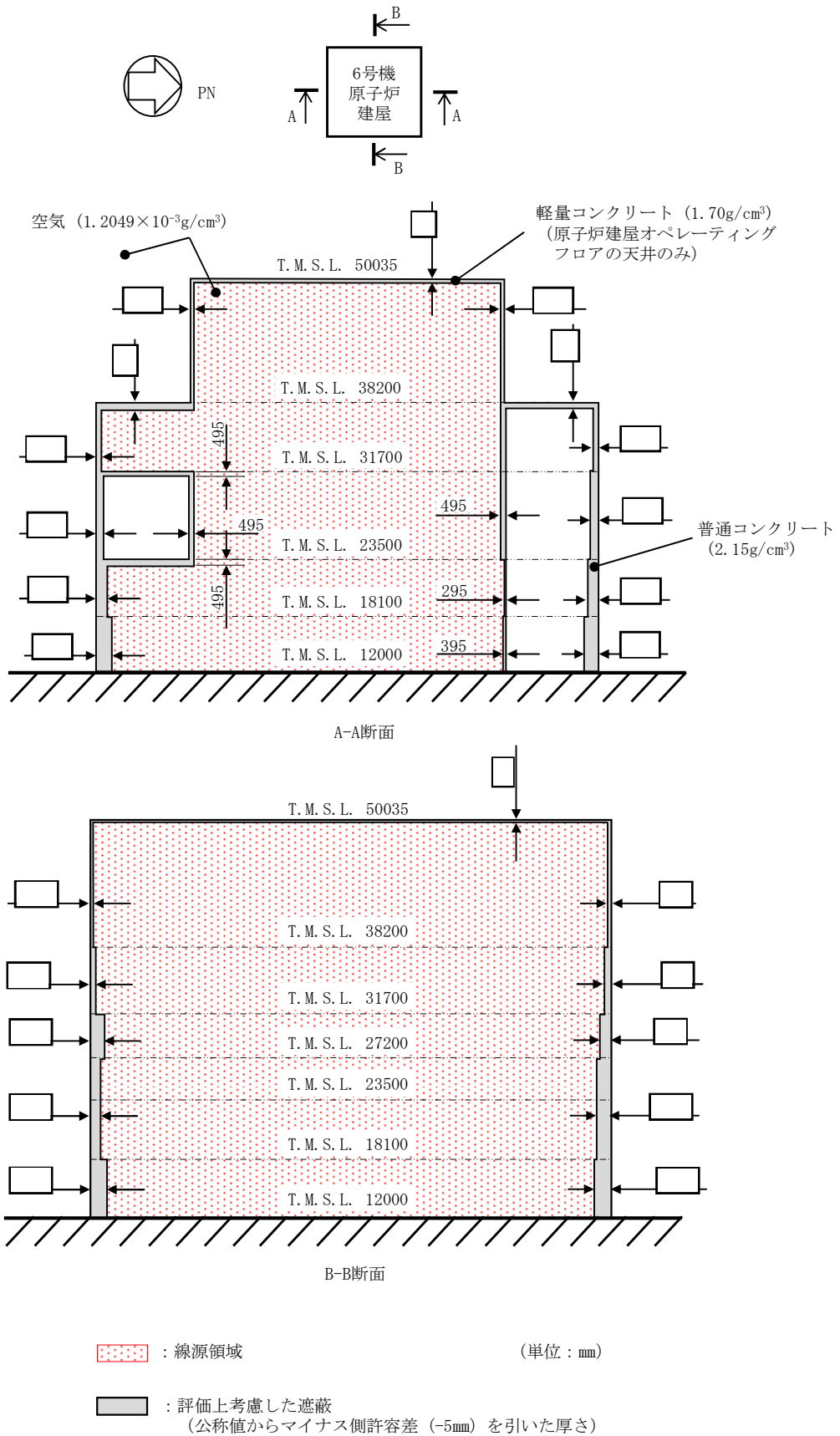


図 4-6 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線の評価モデル (2/3)
(6号機原子炉建屋の直接ガンマ線評価モデル)

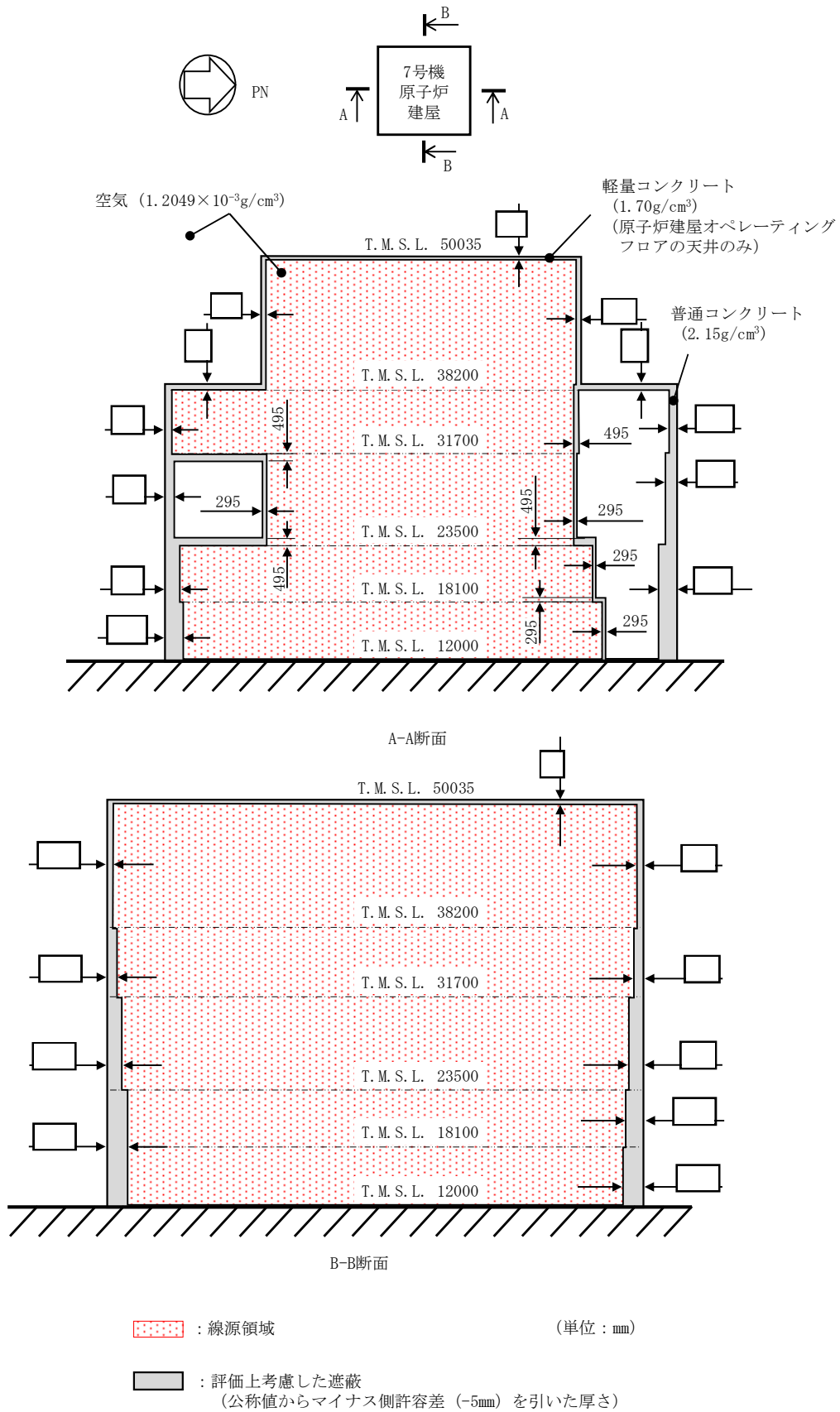
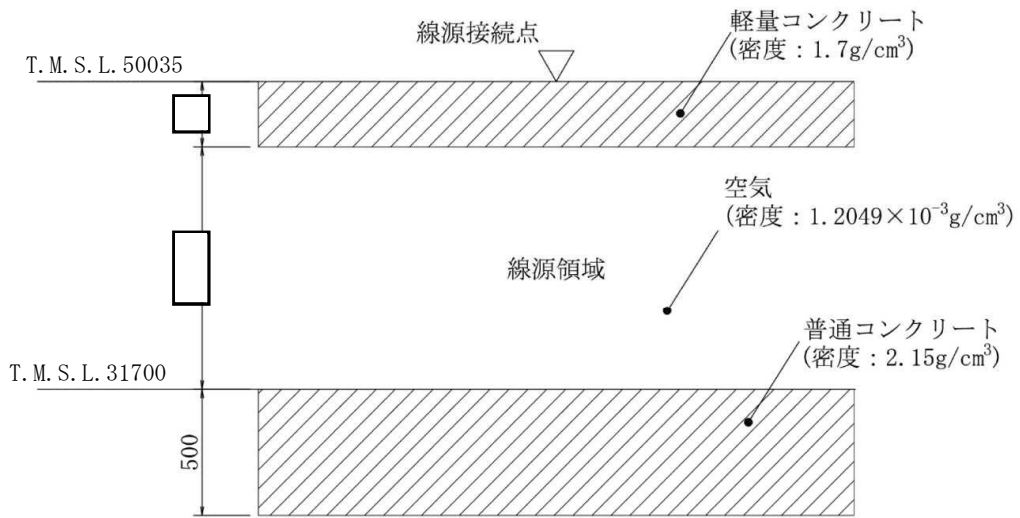
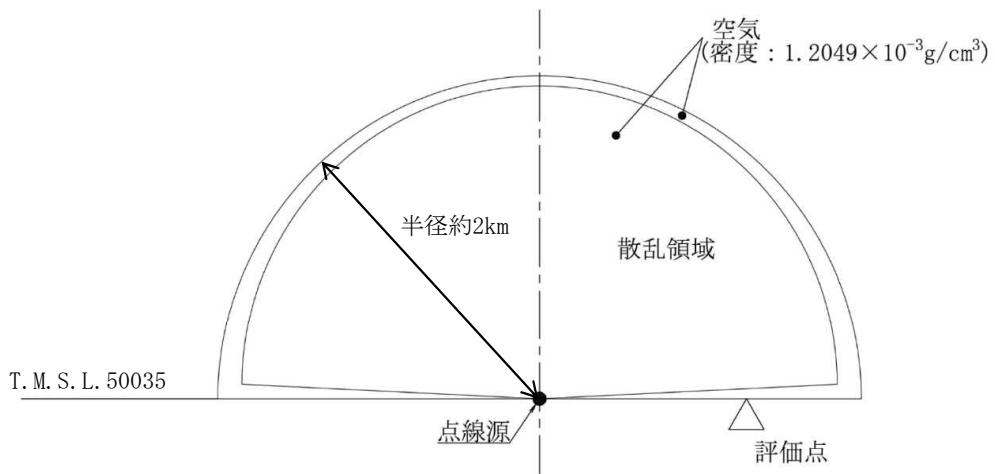


図 4-6 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線の評価モデル (3/3)
(7号機原子炉建屋の直接ガンマ線評価モデル)



線源計算モデル(ANISNコードの計算モデル)



散乱計算モデル(G33-GP2Rコードの計算モデル)

(単位: mm)

注: 遮蔽として考慮する天井コンクリート厚さ(□)は公称値からマイナス側許容差(-5mm)を引いた厚さ。また、散乱領域の半径は、点線源から評価点までの距離を超える長さを設定する。

図4-7 緊急時対策所被ばく評価時のスカイシャインガンマ線評価モデル

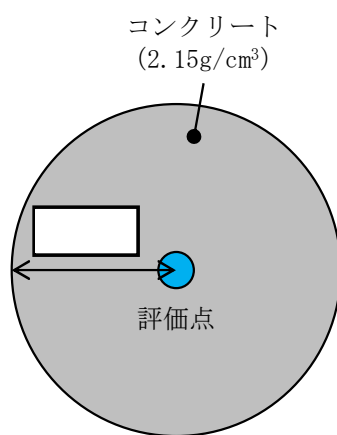


図 4-8 緊急時対策所被ばく評価時の直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線評価モデル

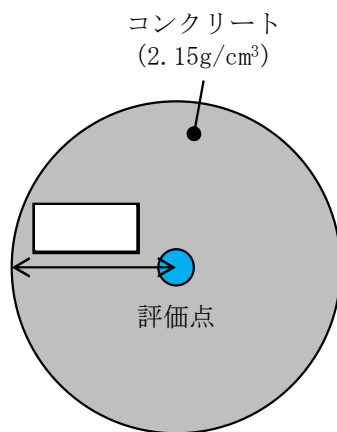


図 4-9 クラウドシャインガンマ線に対する遮蔽モデル

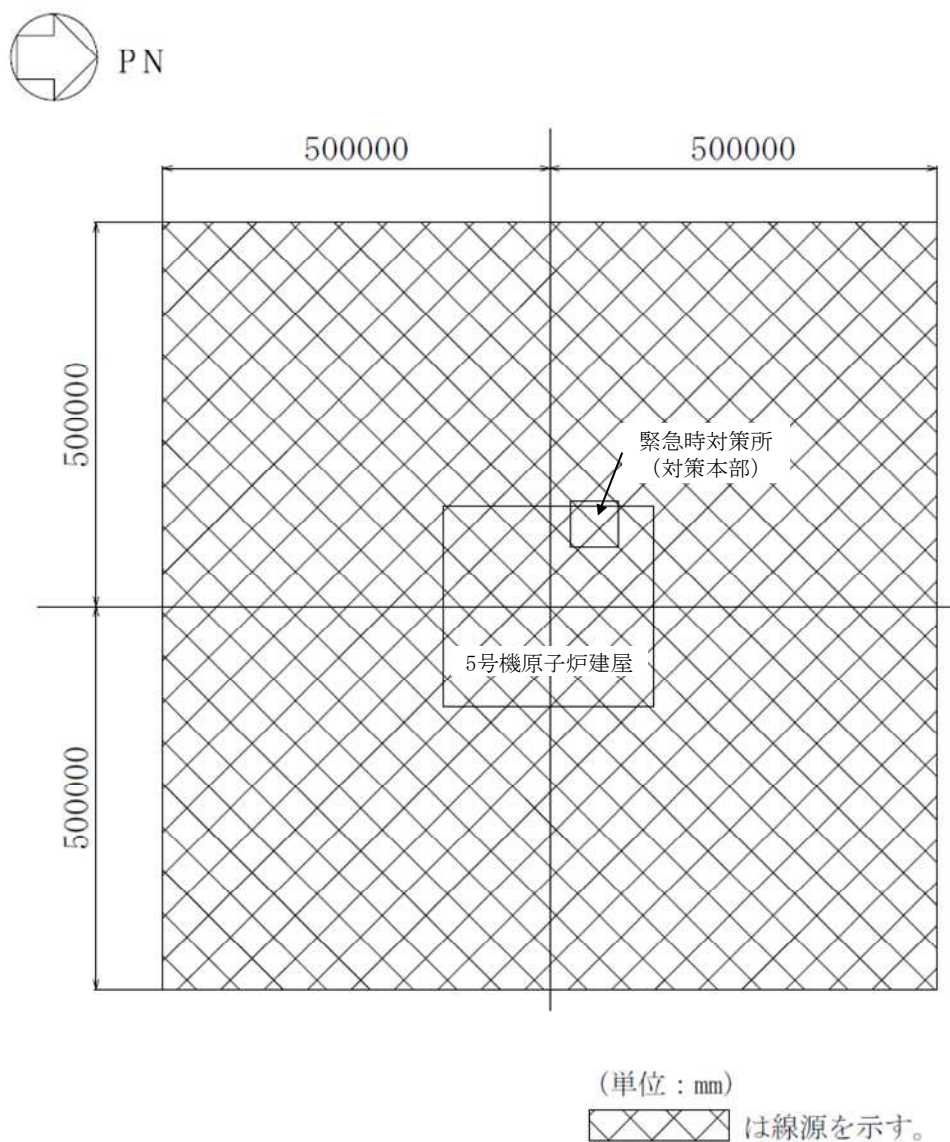


図 4-10 グランドシャイン評価モデル (1/6)
(緊急時対策所 (対策本部))

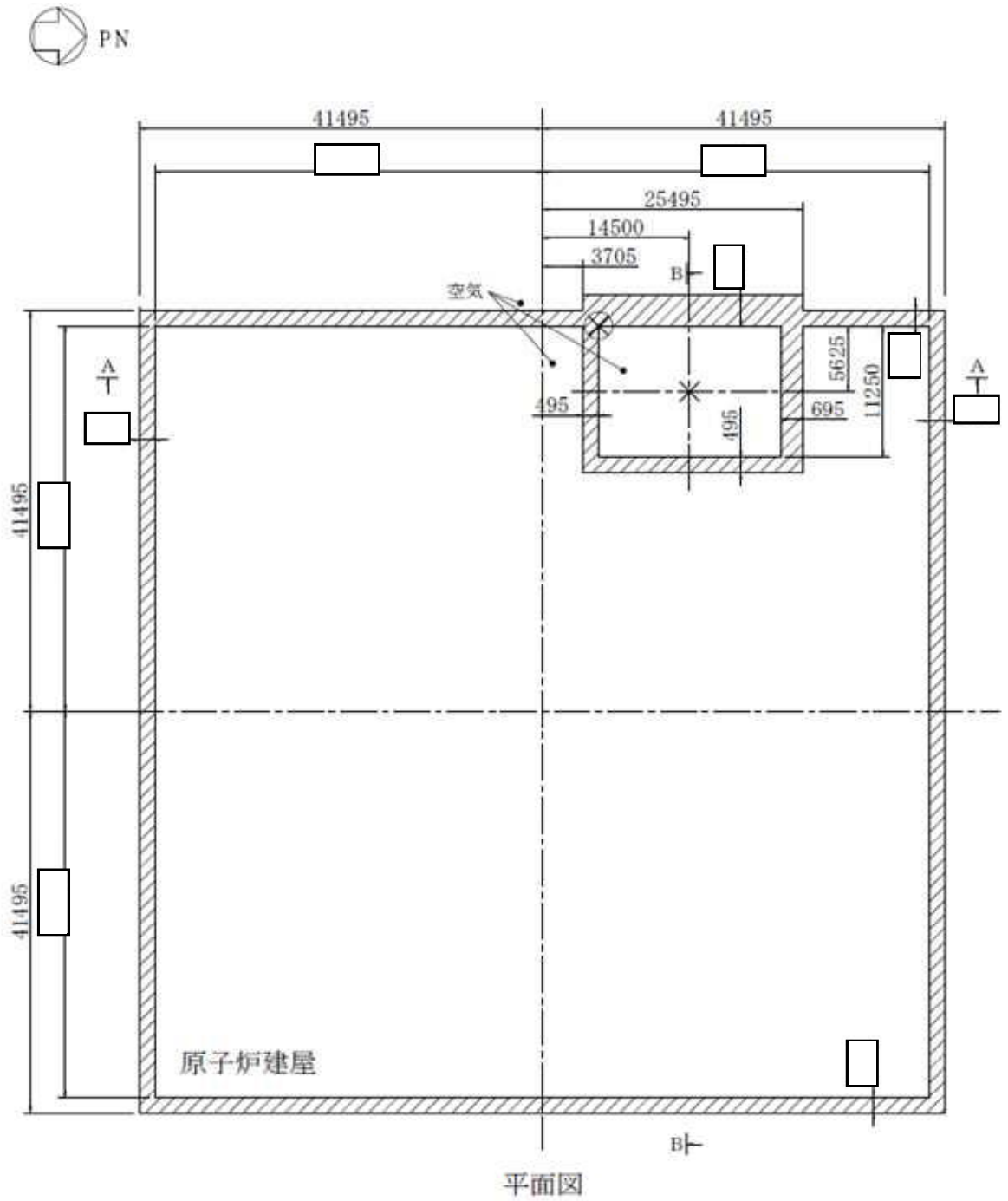


図 4-10 グランドシャイン評価モデル (2/6)
 (緊急時対策所 (対策本部))

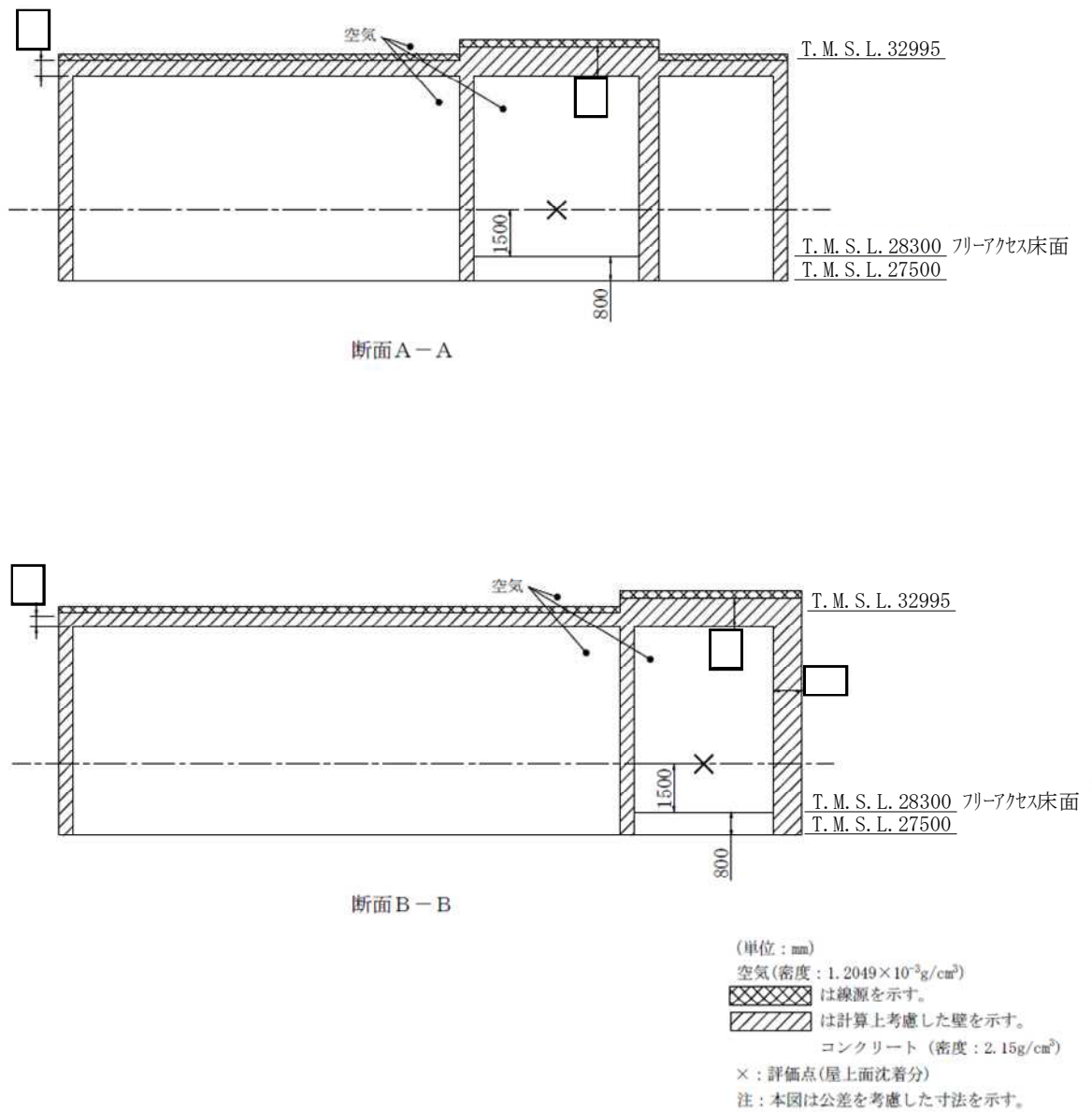


図4-10 グランドシャイン評価モデル (3/6)
 (緊急時対策所 (対策本部))

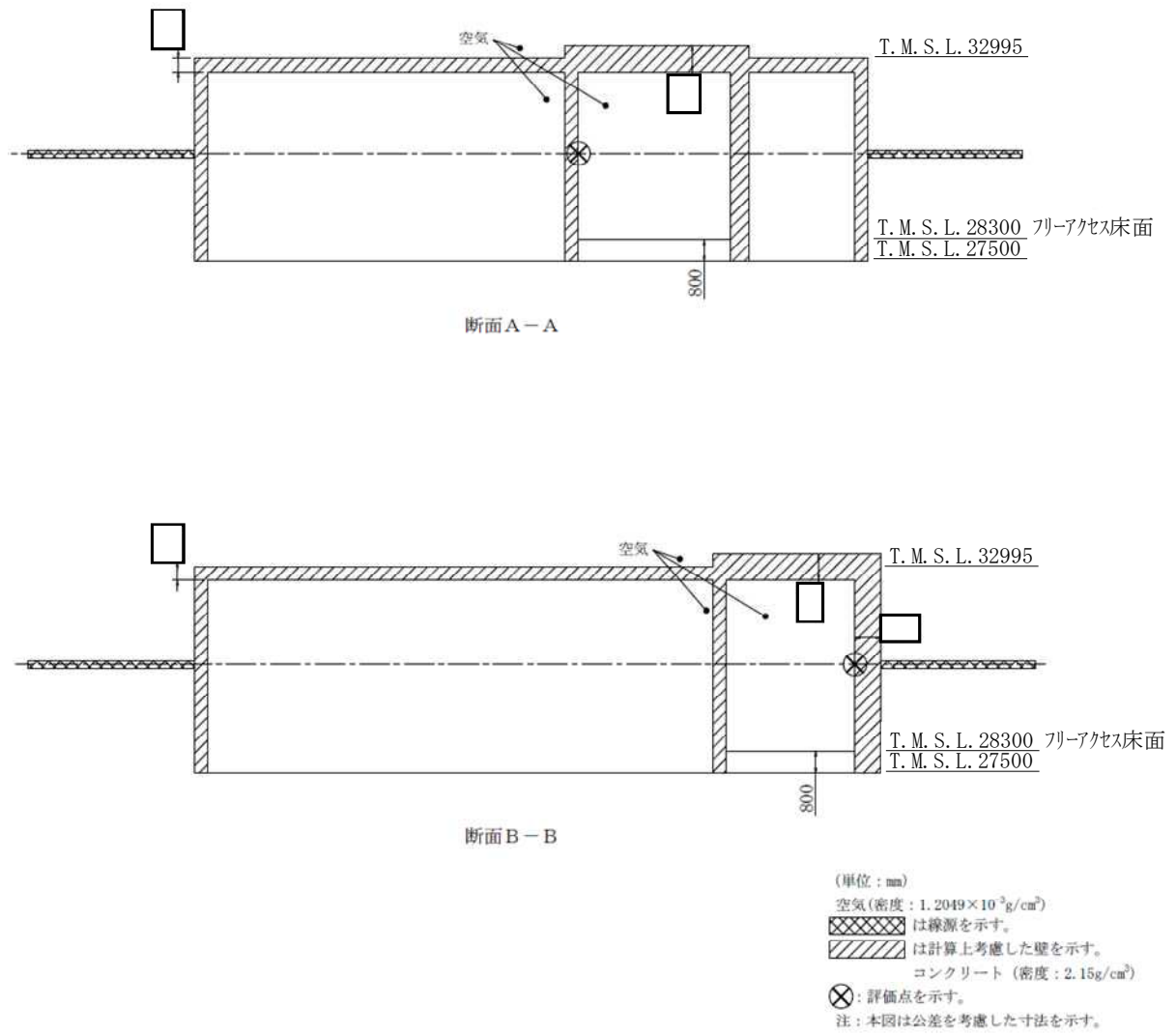


図4-10 グランドシャイン評価モデル(4/6)
(緊急時対策所(対策本部))

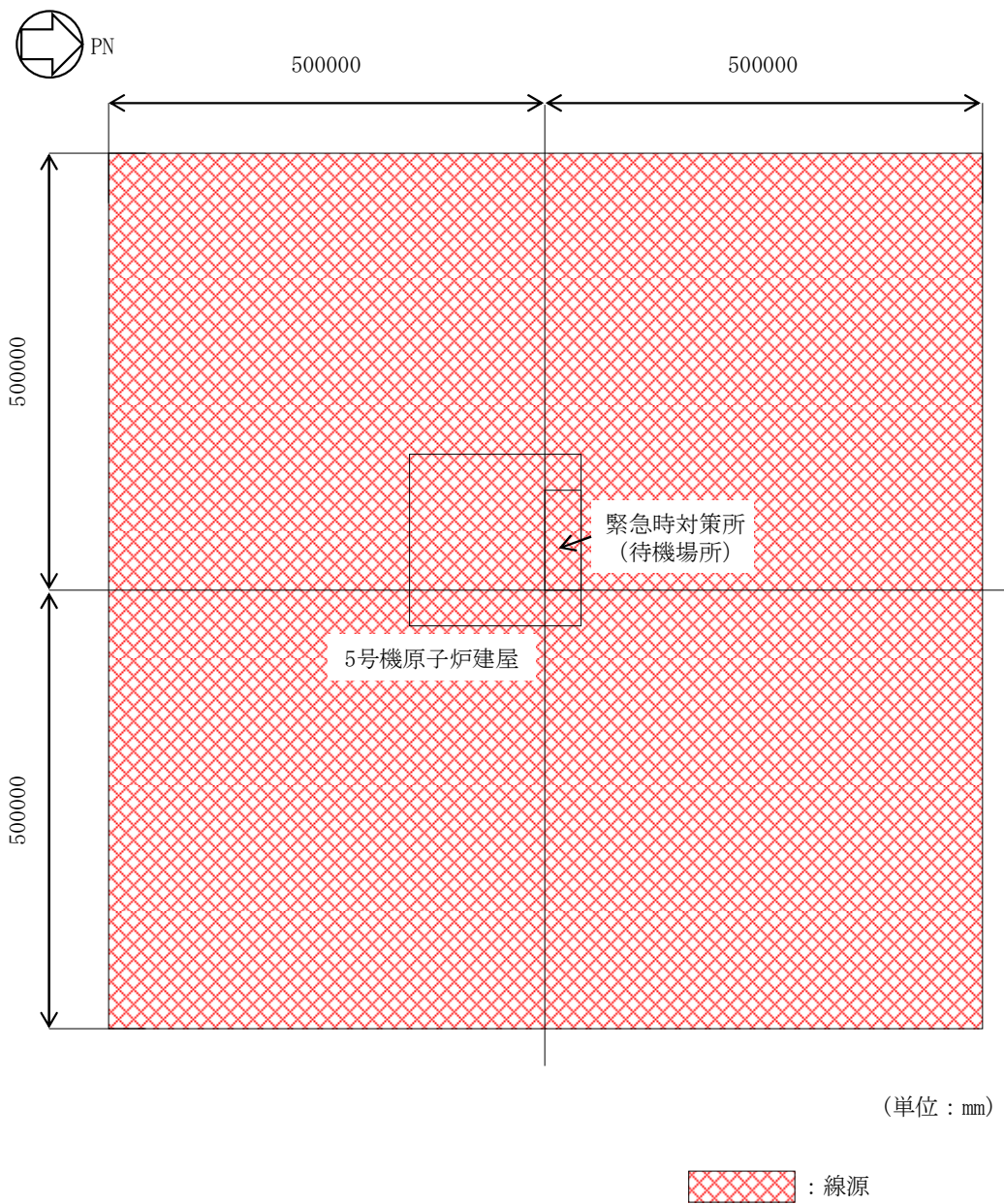


図 4-10 グランドシャイン評価モデル (5/6)
(緊急時対策所 (待機場所))

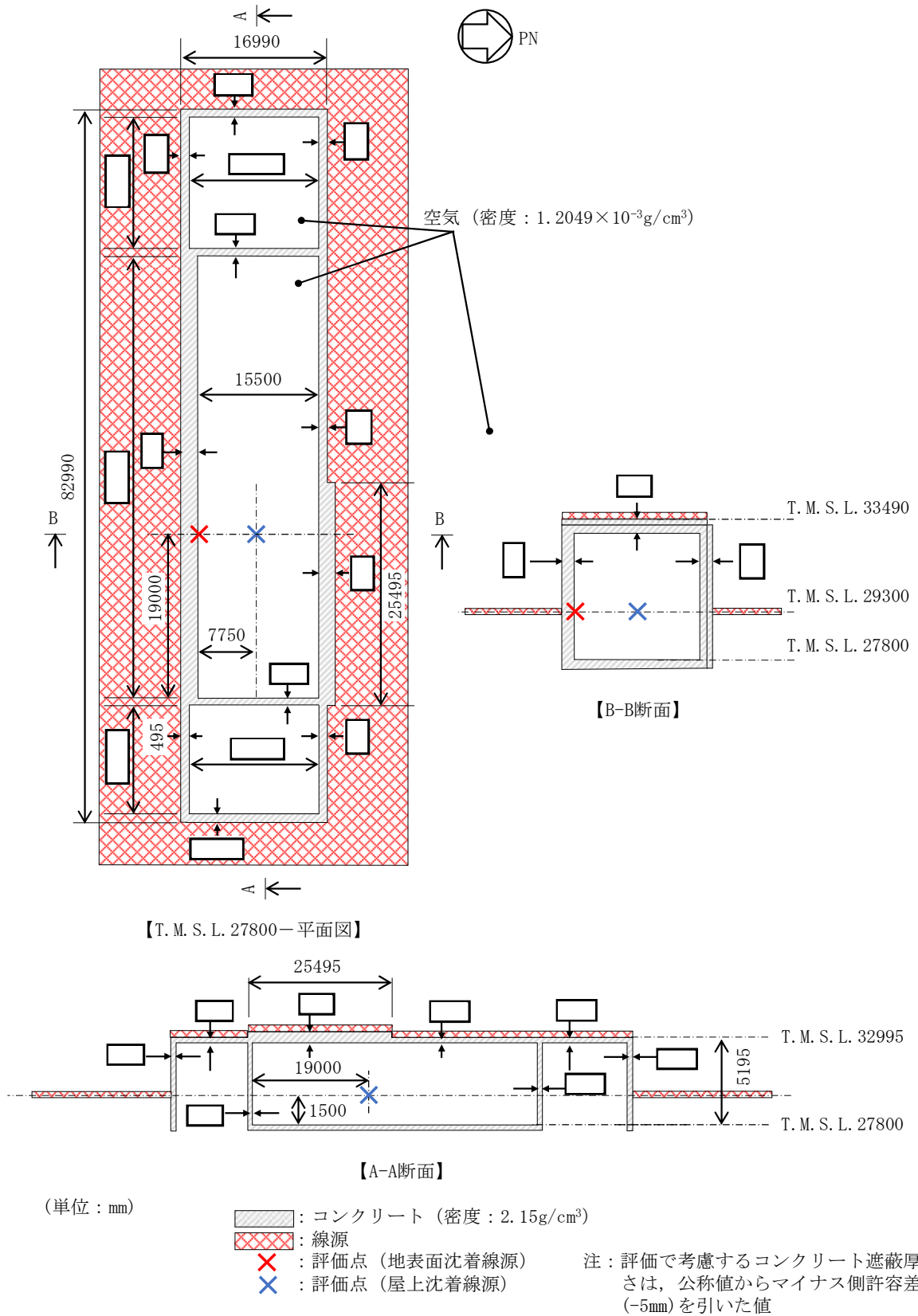


図 4-10 グランドシャイン評価モデル (6/6)
(緊急時対策所 (待機場所))

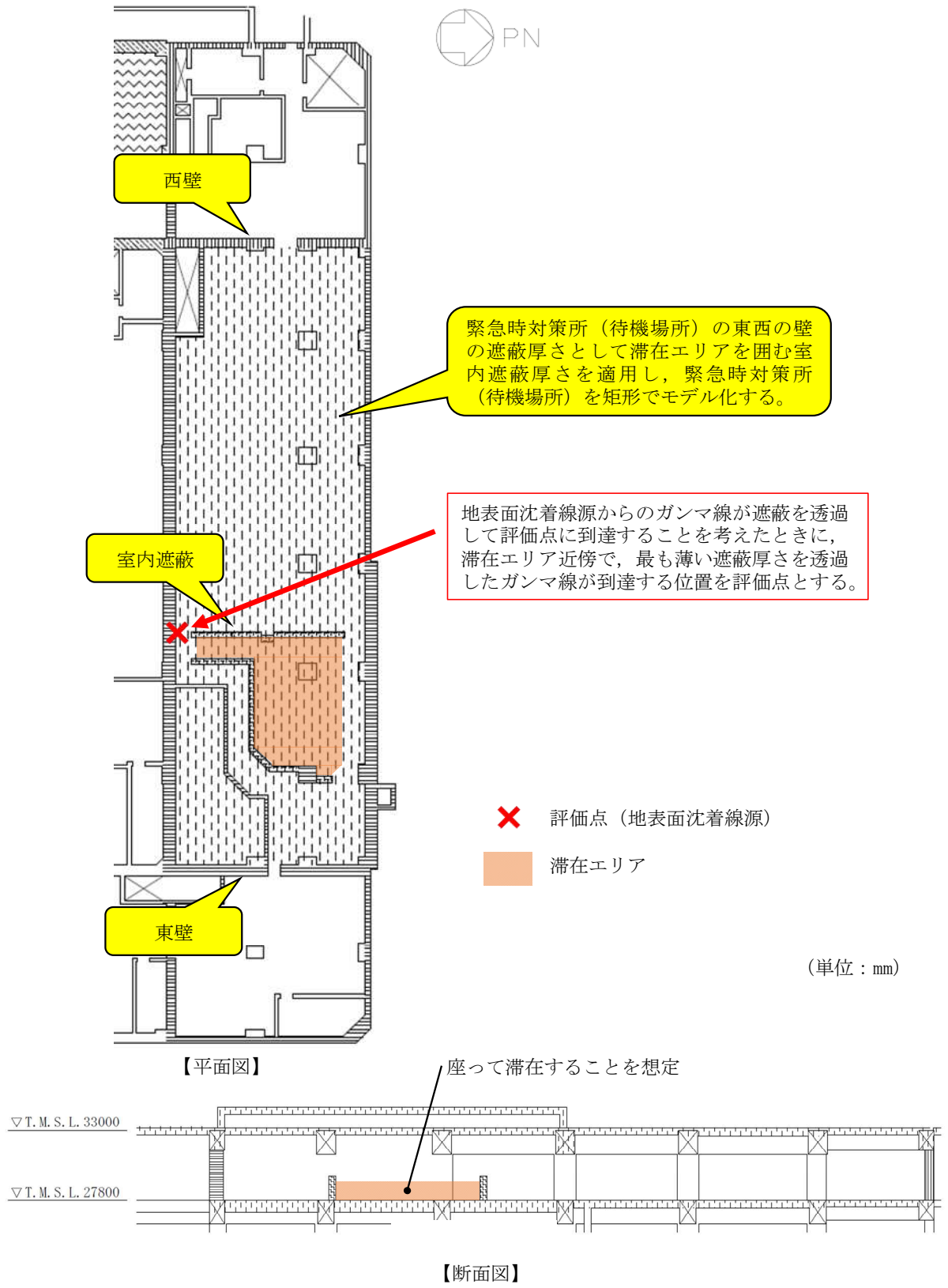
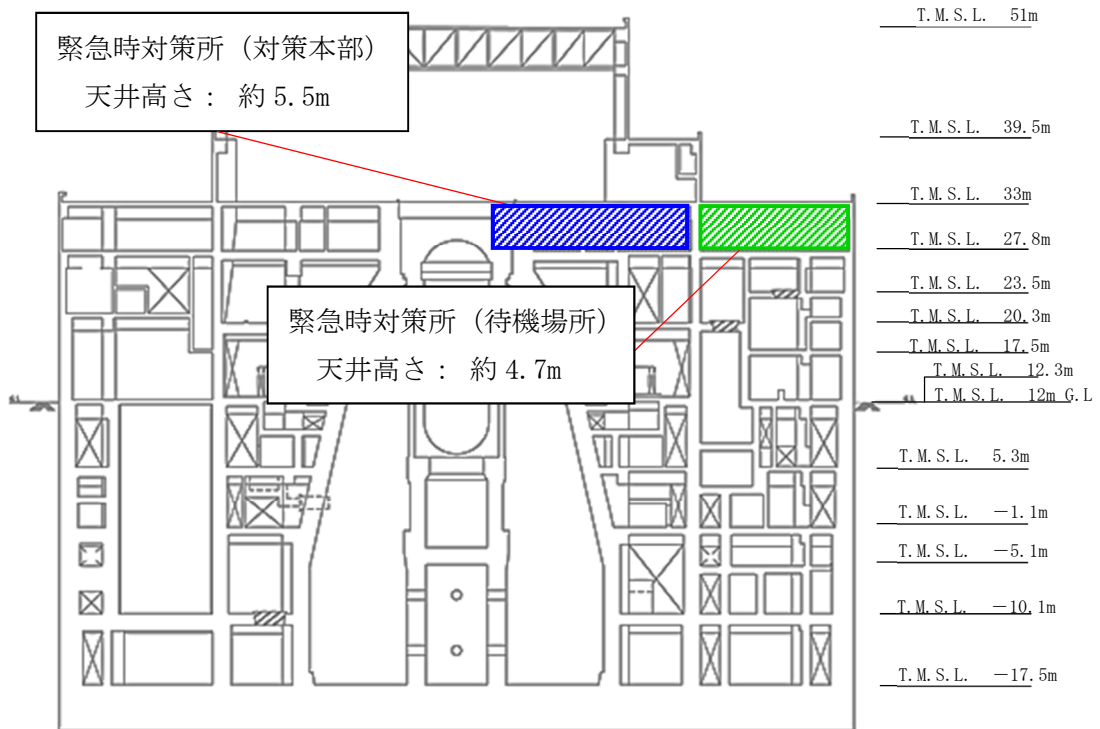
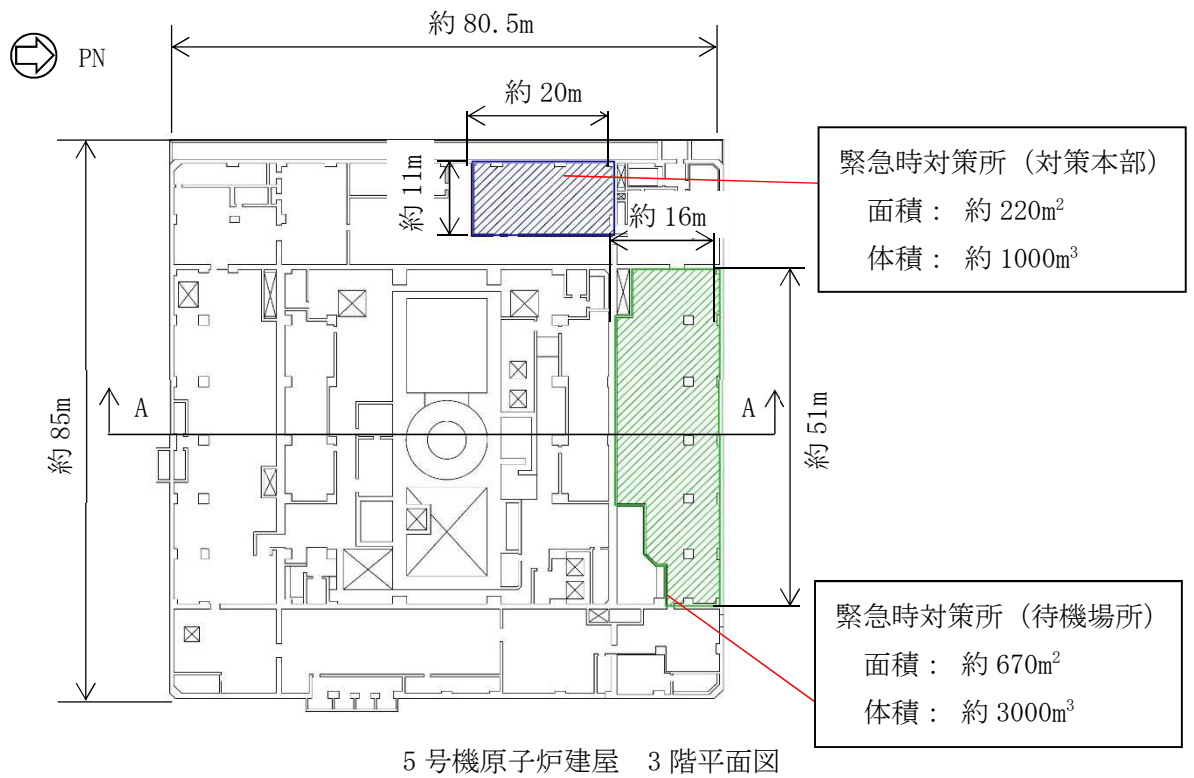


図 4-11 緊急時対策所（待機場所）の評価モデル設定の考え方
(グランドシャインガンマ線)



5号機原子炉建屋 A-A断面
(緊急時対策所 (対策本部) はA-A断面に投影した位置を示す)

図4-12 緊急時対策所のバウンダリ体積

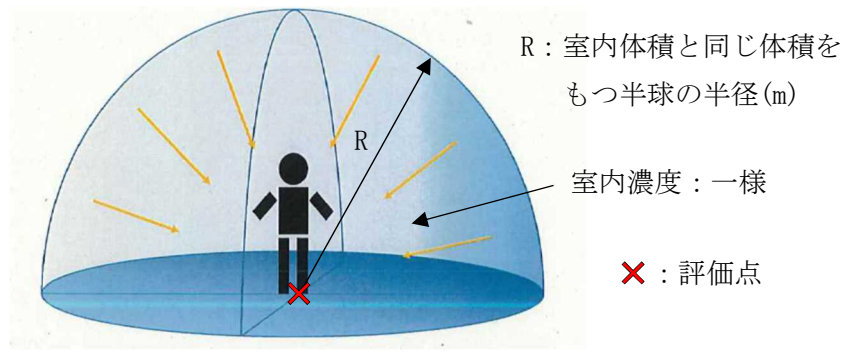


図 4-13 室内に取り込まれた放射性物質による外部被ばくの評価モデル図

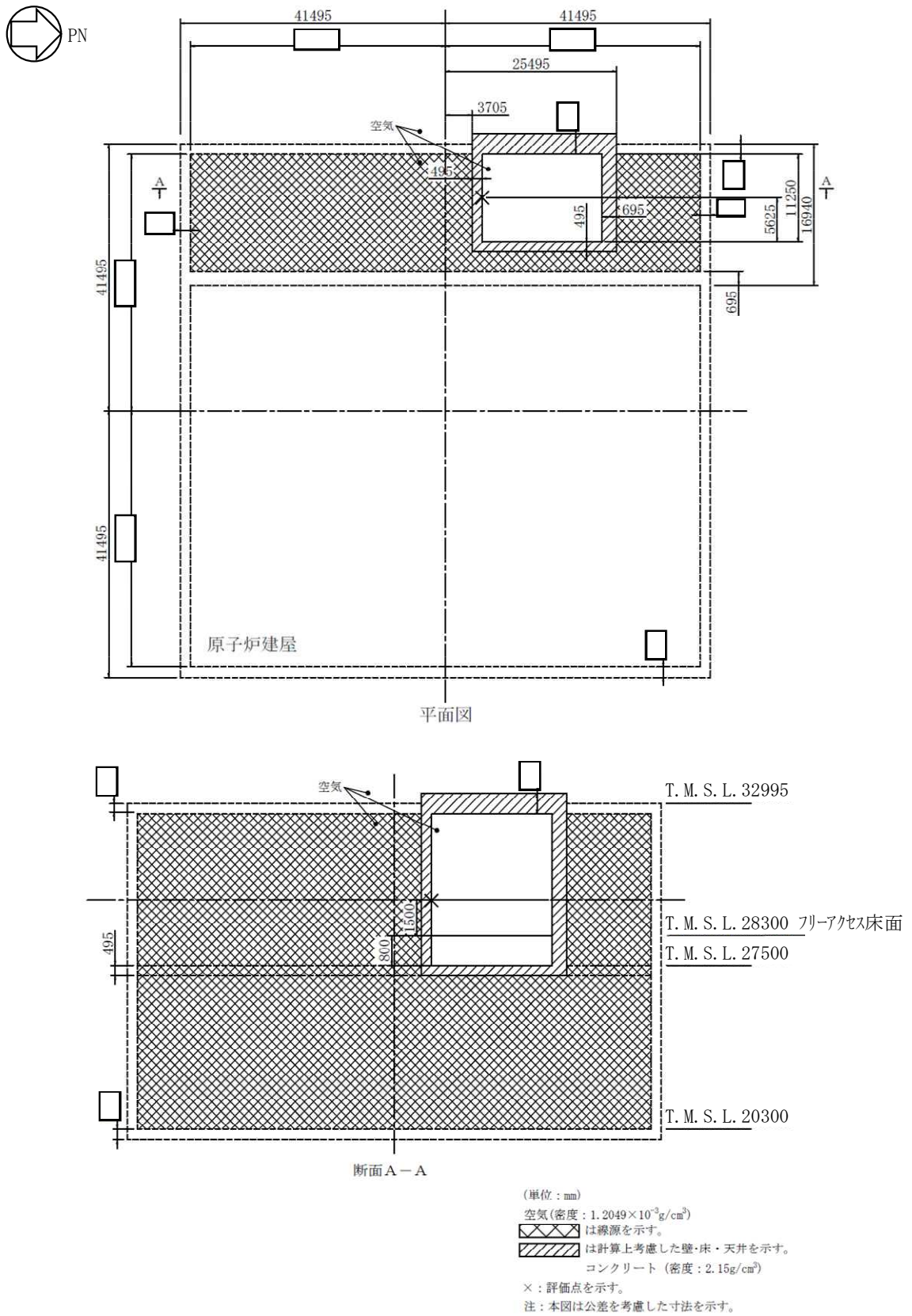
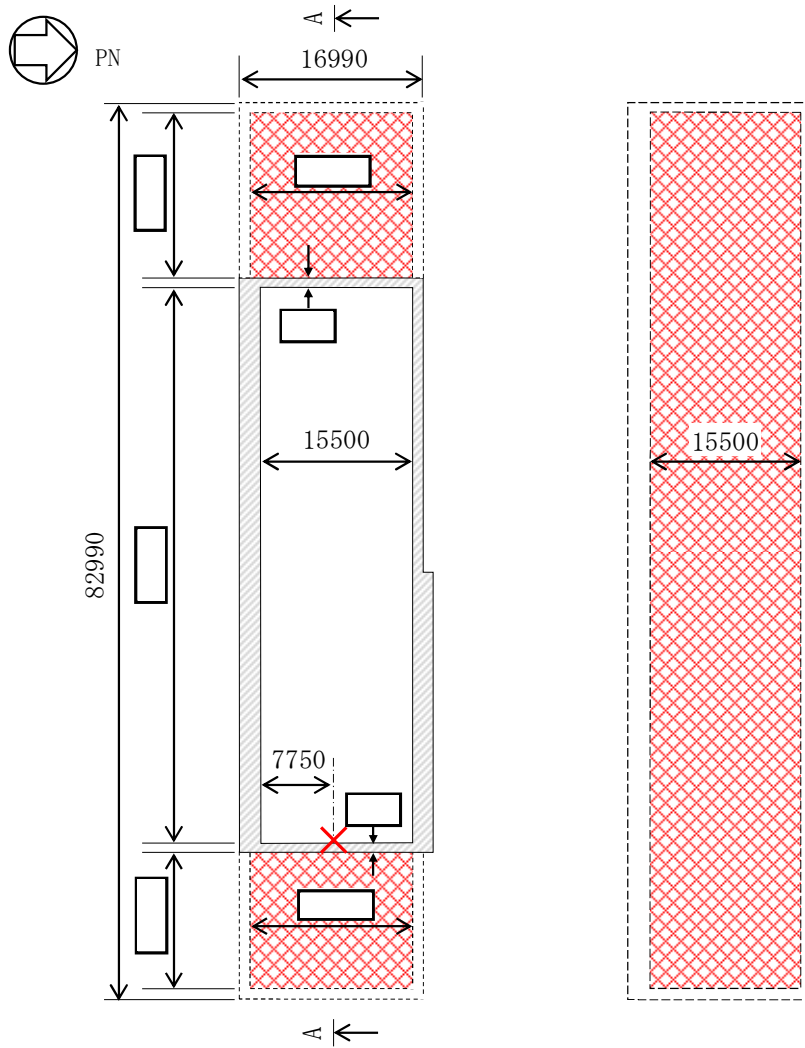
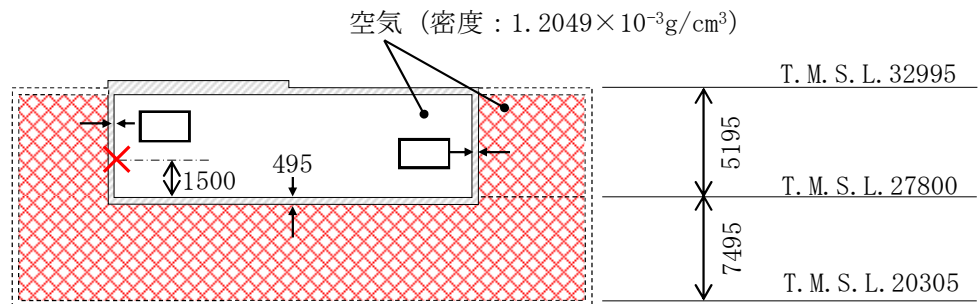


図 4-14 隣接エリア内に取り込まれた放射性物質による被ばくの評価モデル図 (1/2)
 (緊急時対策所 (対策本部))



【T. M. S. L. 27800 - 平面図】

【T. M. S. L. 20305 - 平面図 (階下)】



【A-A断面】

(単位 : mm)

☐ : コンクリート (密度 : 2.15g/cm³)

☒ : 線源

✖ : 評価点

注 : 評価で考慮するコンクリート遮蔽厚さは、公称値からマイナス側許容差 (-5mm) を引いた値

図 4-14 隣接エリア内に取り込まれた放射性物質による被ばくの評価モデル図 (2/2)
(緊急時対策所 (待機場所))

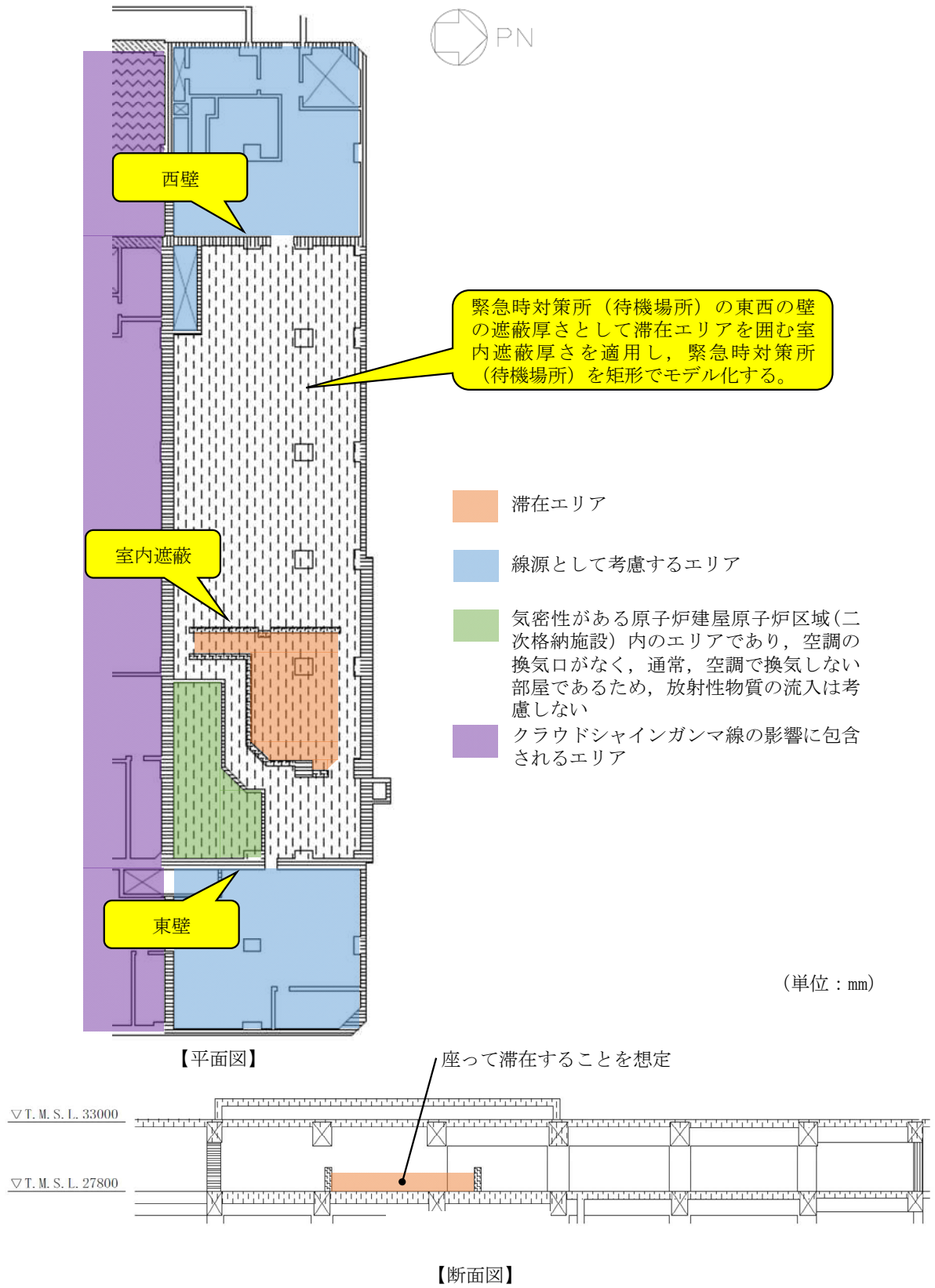


図 4-15 緊急時対策所（待機場所）の評価モデル設定の考え方
（隣接エリア内の放射性物質からのガンマ線）

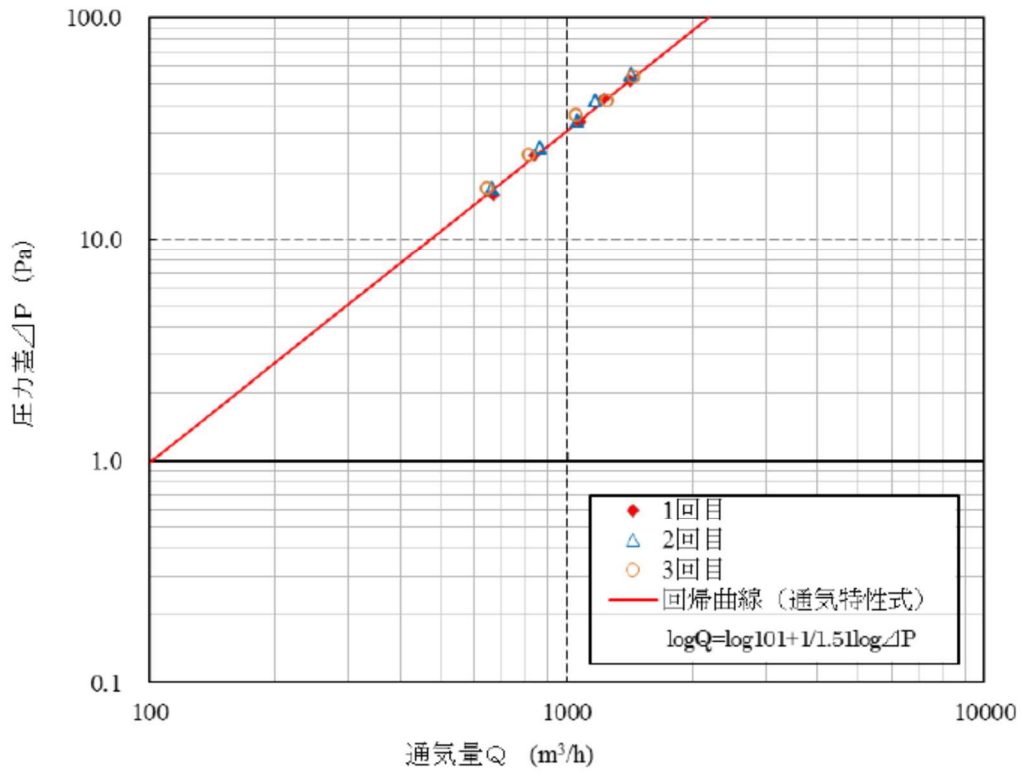
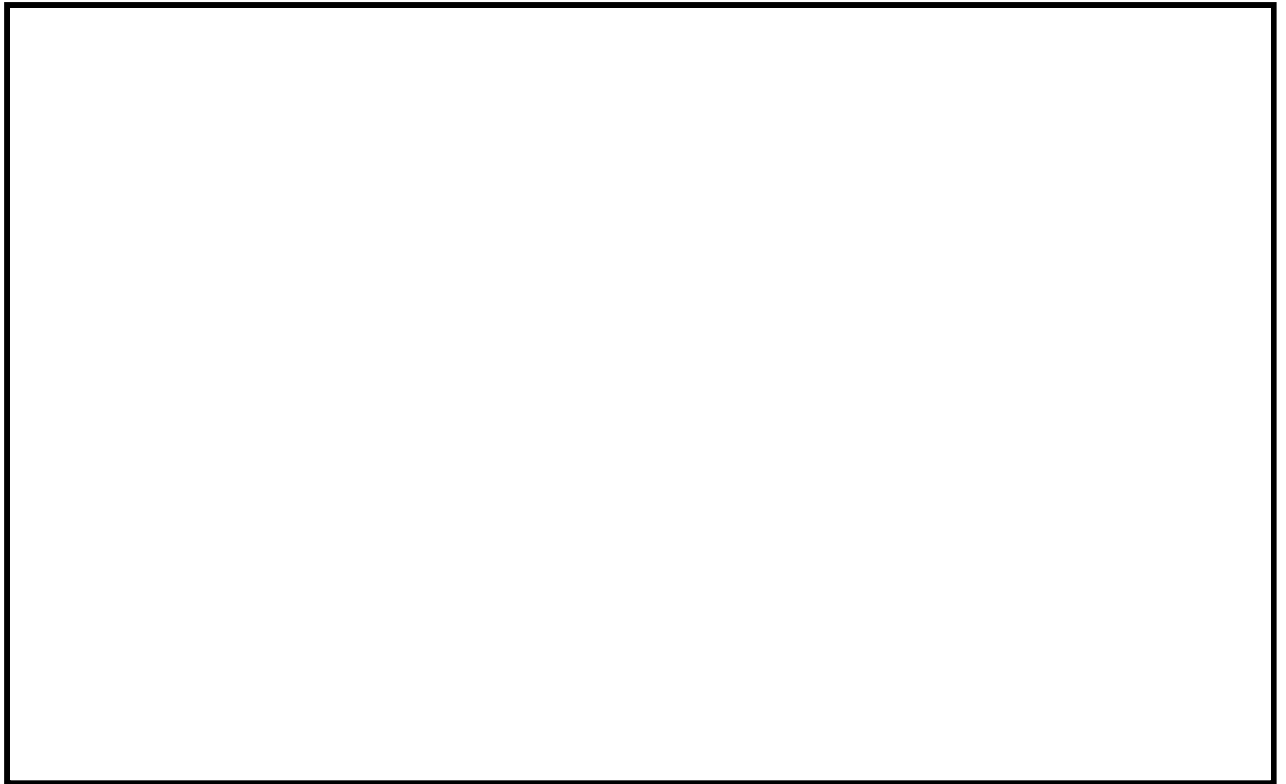


図 4-16 緊急時対策所（待機場所）気密性能試験結果

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の二酸化炭素吸収量



K6 ① VI-1-9-3-2 R0

酸素 濃度変化

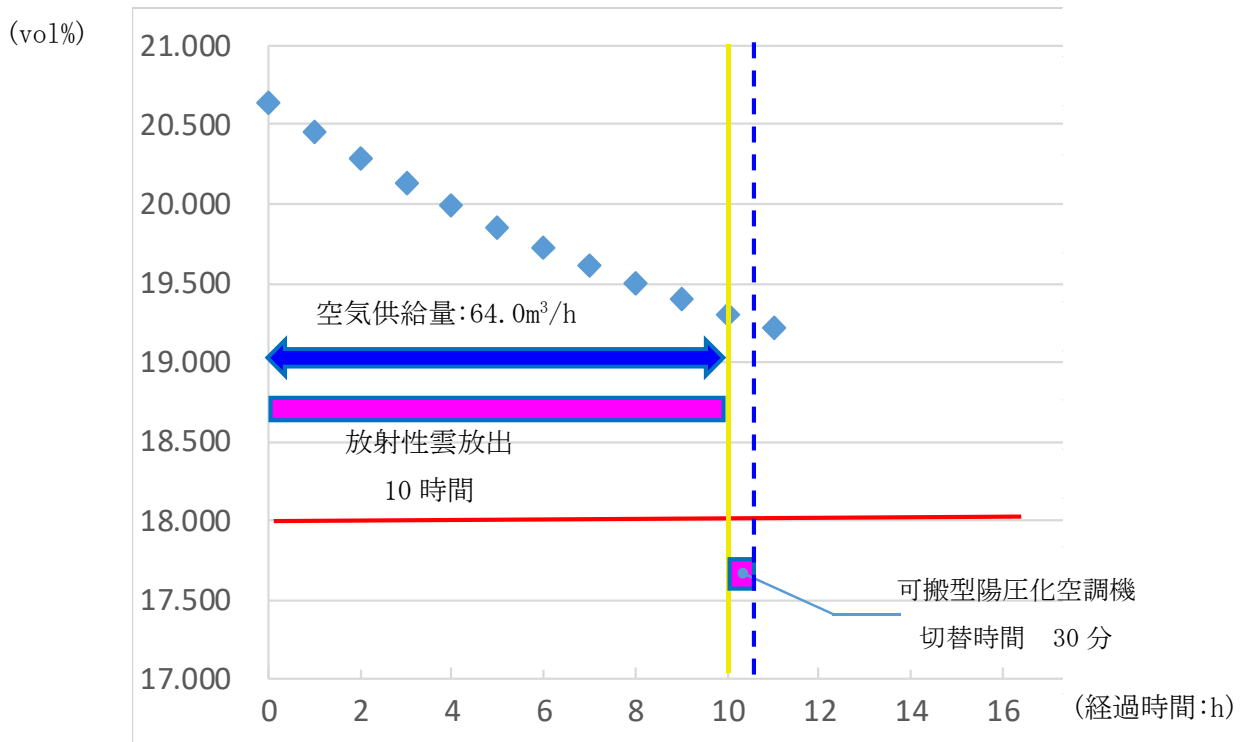
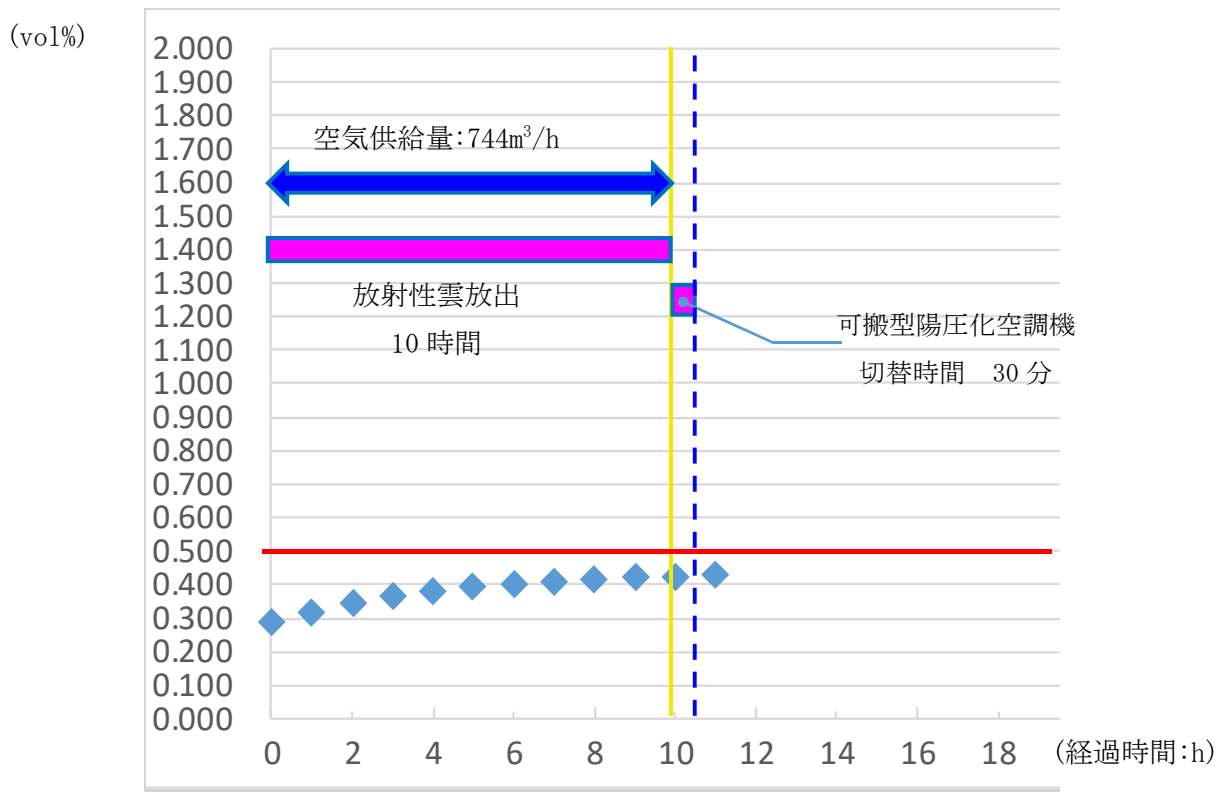


図 4-17 緊急時対策所（対策本部）の酸素濃度及び二酸化炭素吸収量推移

二酸化炭素 濃度変化



酸素 濃度変化

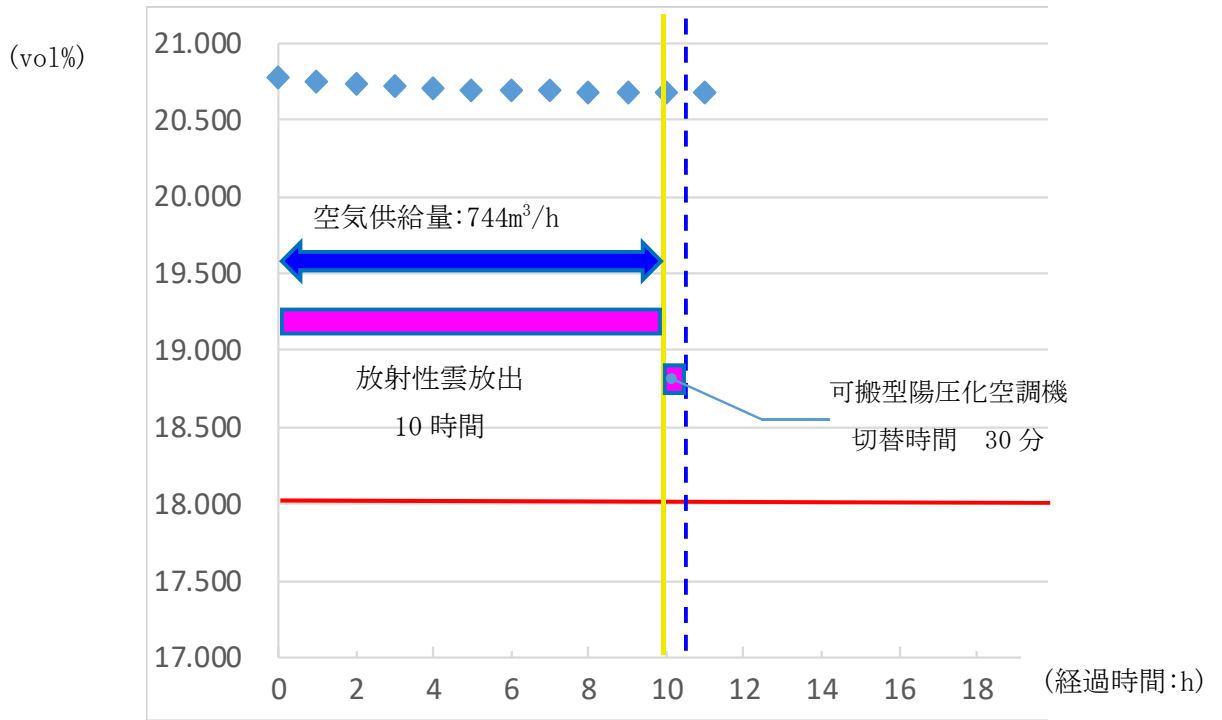


図 4-18 緊急時対策所（待機場所）の酸素濃度及び二酸化炭素濃度推移

可搬型陽圧化空調機のフィルタ除去性能の維持について

可搬型陽圧化空調機のフィルタ除去性能の維持について

可搬型陽圧化空調機（対策本部）及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）の各フィルタは、除去効率（性能）を維持するよう、十分な保持容量及び吸着容量を有する設計とするとともに、フィルタに付着する放射性物質の崩壊熱により性能が低下しない設計とする。

1. フィルタ捕集量

可搬型陽圧化空調機（対策本部）及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）のフィルタ捕集量は、別添表-1 に示す炉心内蓄積質量及び別添図-1 に示す過程による評価の結果、放射性微粒子量は約 1g、よう素量は約 6mg である。

高性能フィルタの保持容量は約 400g、また、活性炭フィルタの吸着容量は、よう素吸着量 0.55ml/cm²の活性炭を約 0.95kg 充填するため、総よう素吸着量は約 50g となる。

したがって、高性能フィルタ及び活性炭フィルタは、想定付着量に対して、十分な保持容量及び吸着容量を有している設計である。

可搬型陽圧化空調機（対策本部）及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）の各フィルタの捕集量並びに保持容量及び吸着容量を別添表-2 に示す。

2. フィルタに付着した放射性物質の崩壊熱による温度上昇

(1) フィルタに付着する放射性物質量の想定

緊急時対策所は、陽圧化装置（対策本部）及び陽圧化装置（待機場所）による陽圧化開始の遅れ時間は最長でも 2 分以内となるよう設計している。陽圧化装置（対策本部）及び陽圧化装置（待機場所）による陽圧化開始が遅延した場合、陽圧化装置（対策本部）及び陽圧化装置（待機場所）による陽圧化が開始されるまでの間、可搬型陽圧化空調機（対策本部）のフィルタユニット及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）のフィルタユニットには可搬型陽圧化空調機（対策本部）のファン及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）のファンにより外気が取り込まれ、放射性物質が付着する。

ここでは、可搬型陽圧化空調機（対策本部）のフィルタユニット及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）のフィルタユニットに取り込まれる放射性物質量は、陽圧化装置（対策本部）及び陽圧化装置（待機場所）による陽圧化開始が 2 分間遅れた場合を想定して評価する。

陽圧化装置（対策本部）及び陽圧化装置（待機場所）による陽圧化開始が 2 分間遅れた場合にフィルタに蓄積する放射性物質の最大放射能を別添表-3 に示す。

(2) フィルタに付着した放射性物質の崩壊熱による発熱量

フィルタの発熱量 Q_F は、フィルタに蓄積する最大放射能とアルファ線、ベータ線及びガンマ線の全吸収エネルギー*1を乗じて、下式により計算する。

$$Q_F = q_F \times (\text{アルファ線全吸収エネルギー} + \text{ベータ線全吸収エネルギー} + \text{ガンマ線全吸収エネルギー}) \times 1.6 \times 10^{-19}$$

$$q_F = \int^T q_1(t) \cdot \chi / Q \cdot L_F \cdot F(t) dt$$

ここで

- q_F : フィルタに蓄積する最大放射能(Bq)
- $q_1(t)$: 事故後 t 時間における放出率(Bq/s)
- χ / Q : 緊急時対策所 (対策本部) *2 における相対濃度(s/m³)
- L_F : 可搬型陽圧化空調機稼動中の風量(600m³/h)
- $F(t)$: 核種ごとの半減期を用いた減衰率(-)
- T : 可搬型陽圧化空調機稼動時間(h)

以上より、 Q_F は約 0.033W*3 と評価され、温度評価には保守的に 0.1W を用いる。

注記*1 : 「JAEA-Data/Code 2011-025「JENDL FP Decay Data File 2011 and Fission Yields Data File 2011」 2012.3 日本原子力研究開発機構」及び「JAERI-1347 Nuclear Decay Data for Dosimetry Calculation Revised Data of ICRP Publication 38 February 2005 日本原子力研究所」

*2 : 発災プラントに近い緊急時対策所 (対策本部) の結果を代表とする。

*3 : 6号機及び7号機寄与の合計。

(3) フィルタに付着した放射性物質の崩壊熱による温度上昇

崩壊熱による発熱量 ($Q_F=0.1W$) と、フィルタユニット (ケーシング) の放熱量 q がバランスするときの温度上昇を求める。

ケーシングからの放熱量 q は一般的に下式により求められる。

$$q = K \cdot A \cdot \Delta T$$

ここで、

- ΔT : ケーシングの上昇温度(°C)
- K : 熱貫流率 (約 4.5W/(m²・°C))
($K=1/(1/\alpha_i + d/\lambda + 1/\alpha_o)$)
- α_i : 表面熱伝達率 (内側) (9 W/(m²・°C))
- α_o : 表面熱伝達率 (外側) (9 W/(m²・°C))
- d : ケーシング板厚 (0.0025m)
- λ : ケーシング熱伝導率 (236W/(m・°C))
- A : ケーシング伝熱面積 (0.356m²)

この式と、発熱量と放熱量のバランス ($Q_F=q$) より、 $\Delta T \cong 6.2 \times 10^{-2} \text{°C}$ となる。

放射性物質の発熱量とフィルタユニット（ケーシング）から屋外への放熱量とのバランスを考慮すると、放射性物質による温度上昇は約 $6.2 \times 10^{-2} \text{°C}$ となり、温度上昇は殆どない。

以上より、フィルタユニットの使用可能温度は設計上 50°C 以下であること及び放射性物質による温度上昇は殆どないことから、除去効率（性能）が低下することはない。

別添表-1 炉心内蓄積量（安定核種を含む）

MAAPコード における 核種グループ	審査ガイド における核種類	炉心内蓄積量 (kg)
CsI	I 類	約 5.7×10^1
TeO ₂	Te 類	約 7.4×10^1
SrO	Ba 類	約 1.5×10^2
MoO ₂	Ru 類	約 5.9×10^2
CsOH	Cs 類	約 4.6×10^2
BaO	Ba 類	約 2.2×10^2
La ₂ O ₃	La 類	約 1.1×10^3
CeO ₂	Ce 類	約 4.7×10^2
Sb	Te 類	約 2.2×10^0
UO ₂	Ce 類	約 1.7×10^5
合計		約 1.8×10^5

別添表-2 可搬型陽圧化空調機（対策本部）及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）の
各フィルタの捕集量並びに保持容量及び吸着容量

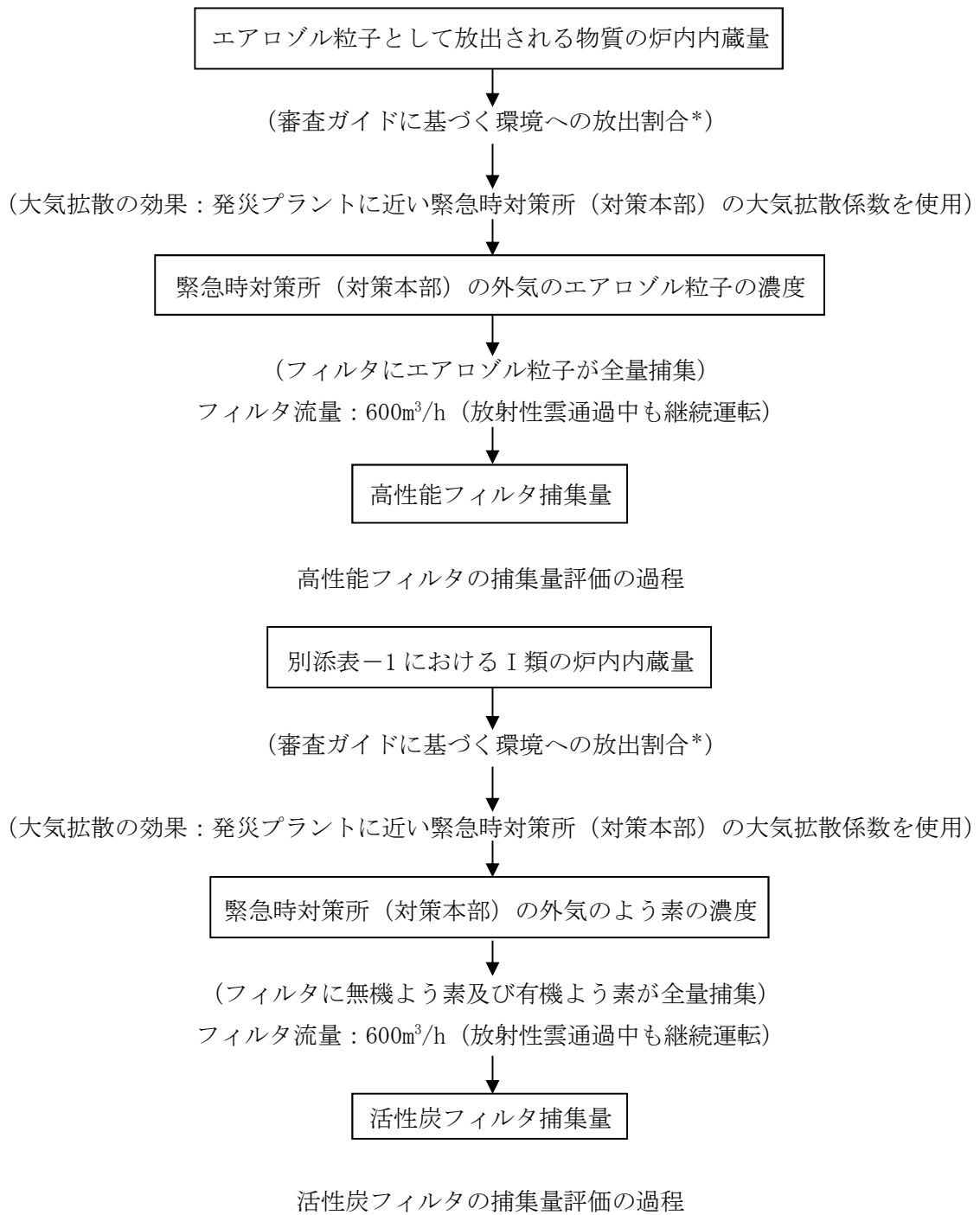
フィルタ種類	捕集量	保持容量/吸着容量
高性能フィルタ	約 1g	約 400g/台
活性炭フィルタ	約 6mg	約 50g/台

別添表-3 可搬型陽圧化空調機（対策本部）及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）の
フィルタユニットに蓄積する最大放射能（放射性物質の取り込み直後）（1/2）

核種	可搬型陽圧化空調機フィルタ内放射能(Bq)	
	起因号機 6号機	起因号機 7号機
I-131	約 2.0×10^{10}	約 5.4×10^9
I-132	約 2.5×10^{10}	約 6.8×10^9
I-133	約 2.0×10^{10}	約 5.5×10^9
I-134	約 1.1×10^3	約 2.9×10^2
I-135	約 3.3×10^9	約 8.9×10^8
Rb-86	約 3.7×10^7	約 1.0×10^7
Cs-134	約 2.6×10^9	約 7.2×10^8
Cs-136	約 6.9×10^8	約 1.9×10^8
Cs-137	約 2.2×10^9	約 6.0×10^8
Sb-127	約 8.0×10^8	約 2.2×10^8
Sb-129	約 7.5×10^7	約 2.0×10^7
Te-127	約 8.1×10^8	約 2.2×10^8
Te-127m	約 6.7×10^7	約 1.8×10^7
Te-129	約 3.1×10^8	約 8.5×10^7
Te-129m	約 3.6×10^8	約 9.8×10^7
Te-131m	約 1.5×10^9	約 4.2×10^8
Te-132	約 1.3×10^{10}	約 3.5×10^9
Sr-89	約 2.1×10^8	約 5.7×10^7
Sr-90	約 2.1×10^7	約 5.6×10^6
Sr-91	約 4.5×10^7	約 1.2×10^7
Sr-92	約 5.8×10^5	約 1.6×10^5
Ba-139	約 2.3×10^3	約 6.4×10^2
Ba-140	約 3.5×10^8	約 9.6×10^7
Co-58	約 1.6×10^1	約 4.4×10^0
Co-60	約 6.9×10^0	約 1.9×10^0
Mo-99	約 8.4×10^2	約 2.3×10^2
Tc-99m	約 7.9×10^2	約 2.2×10^2
Ru-103	約 8.5×10^2	約 2.3×10^2
Ru-105	約 1.3×10^1	約 3.7×10^0
Ru-106	約 2.9×10^2	約 7.9×10^1
Rh-105	約 3.8×10^2	約 1.0×10^2

別添表-3 可搬型陽圧化空調機（対策本部）及び可搬型陽圧化空調機（待機場所）の
 フィルタユニットに蓄積する最大放射能（放射性物質の取り込み直後）(2/2)

核種	可搬型陽圧化空調機フィルタ内放射能量(Bq)	
	起因号機 6号機	起因号機 7号機
Y-90	約 3.1×10^4	約 8.5×10^3
Y-91	約 3.9×10^5	約 1.1×10^5
Y-92	約 1.3×10^4	約 3.5×10^3
Y-93	約 9.0×10^4	約 2.5×10^4
Zr-95	約 5.1×10^5	約 1.4×10^5
Zr-97	約 1.9×10^5	約 5.2×10^4
Nb-95	約 5.2×10^5	約 1.4×10^5
La-140	約 5.6×10^5	約 1.5×10^5
La-141	約 7.8×10^3	約 2.1×10^3
La-142	約 1.1×10^1	約 3.0×10^0
Pr-143	約 4.6×10^5	約 1.2×10^5
Nd-147	約 1.9×10^5	約 5.1×10^4
Am-241	約 4.0×10^1	約 1.1×10^1
Ce-141	約 1.9×10^6	約 5.2×10^5
Ce-143	約 1.1×10^6	約 3.0×10^5
Ce-144	約 1.5×10^6	約 4.1×10^5
Np-239	約 1.6×10^7	約 4.3×10^6
Pu-238	約 2.5×10^3	約 6.8×10^2
Pu-239	約 3.9×10^2	約 1.1×10^2
Pu-240	約 6.2×10^2	約 1.7×10^2
Pu-241	約 1.3×10^5	約 3.5×10^4
Cm-242	約 1.2×10^4	約 3.4×10^3
Cm-244	約 7.0×10^2	約 1.9×10^2



注記*：I類は、粒子状よう素：95%，無機よう素：4.85%，有機よう素：0.15%とする。

別添図-1 フィルタユニット（高性能フィルタ及び活性炭フィルタ）の捕集量評価の過程

緊急時対策所遮蔽に係るストリーミングの考慮について

緊急時対策所遮蔽に係るストリーミングの考慮について

緊急時対策所に設置する出入口開口部又は配管その他の貫通部から、緊急時対策所遮蔽を透過せず、散乱等によるストリーミングが加圧エリアに影響を与えないよう、放射線の漏えい防止措置を講ずる。

1. 出入口開口部に対する考慮

緊急時対策所の出入口開口部からのストリーミングが加圧エリアに影響を与えないよう以下の放射線の漏えい防止措置を講ずる。

1.1 緊急時対策所（対策本部）における対策

(1) 出入口開口部は、遮蔽扉とする。

1.2 緊急時対策所（待機場所）における対策

(1) 出入口開口部から線源を直接見通せないよう遮蔽を施す。

(2) 線源からの距離を確保する。

2. 配管その他の貫通部に対する考慮

緊急時対策所の配管その他の貫通部からのストリーミングが加圧エリアに影響を与えないよう、必要に応じて以下の放射線の漏えい防止措置を講ずる。

2.1 緊急時対策所（対策本部）における対策

(1) 貫通部を線源が直接見通せないような迷路構造とする。

(2) 貫通部の大きさを可能な限り小さくする。

(3) 貫通部の高さを線源が直接見通せないような位置にする。

(4) 貫通部と線源の間に遮蔽を施す。

(5) 線源からの距離を確保する。

(6) ケーブル貫通部に対して、鉛毛詰め等の処理を施す。

2.2 緊急時対策所（待機場所）における対策

(1) 貫通部と線源の間に遮蔽を施す。

(2) 線源からの距離を確保する。

計算機プログラム（解析コード）の概要

目 次

1. はじめに	別紙 1-1
2. 解析コードの概要	別紙 1-2
2.1 AN I S N ANISN-JR	別紙 1-2
2.2 AN I S N ANISN-ORNL	別紙 1-4
2.3 G 3 3 -G P 2 R	別紙 1-6
2.4 O R I G E N 2	別紙 1-8
2.5 Q A D -C G G P 2 R	別紙 1-10

1. はじめに

本資料は、VI-1-9-3-2「緊急時対策所の居住性に関する説明書」において使用した計算機プログラム（解析コード）について説明するものである。

2. 解析コードの概要

2.1 ANISN ANISN-JR

項目	コード名	ANISN
使用目的		緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価
開発機関		米国オークリッジ国立研究所（(財) 高度情報科学技術研究機構）
開発時期		1977年（初版開発時期 1967年）
使用したバージョン		ANISN-JR
コードの概要		<p>本解析コードは、米国オークリッジ国立研究所で開発された、1次元多群輸送方程式を離散座標 Sn 法で解く計算プログラムである。本解析コードの計算形状は、1次元形状（球、無限平板、無限円筒）であり、中性子及びガンマ線の輸送問題等を解くことができる。本解析コードでは、計算形状内での中性子及びガンマ線の線束が計算され、線量率換算係数またはカーマ係数を乗じることにより、線量率又は発熱量を算出することができる。</p>
検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)		<p>【検証 (Verification)】 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"> ・計算機能が適正であることは、後述する妥当性確認の中で確認している。 ・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。 ・本解析コードは、線量率評価を実施するコードであり、計算に必要な主な条件は線源条件、幾何形状条件である。これら評価条件が与えられれば線量率評価は可能であり、使用目的に記載する評価に適用可能である。 <p>【妥当性確認 (Validation)】 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設計及び工事の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。 ・スカイシャインガンマ線について、固体廃棄物貯蔵庫を線源とした線量評価が、本解析コードとG33コードの結合計算

	<p>法によって実施されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・この固体廃棄物貯蔵庫での測定値と計算値の比較の詳細が、原子力施設散乱放射線挙動専門委員会の成果報告会（昭和 54 年 9 月, 財団法人 原子力安全研究協会）*に示されている。 ・測定値と計算値を比較した結果概ね一致していることを確認している。 ・今回の重大事故等時における中央制御室のスカイシャインガンマ線線量評価は, 上記結合計算法と合致している。 ・また, 原子力発電所放射線遮へい設計規程（J E A C 4 6 1 5 -2008）（日本電気協会 原子力規格委員会 平成 20 年 6 月）では, 事故時の中央制御室遮蔽のための輸送計算コードとして, 本解析コードが挙げられている。
--	---

注記*： 「ガンマ線スカイシャインの線量評価に関する研究」成果報告会・予稿集（昭和 54 年 9 月 財団法人 原子力安全研究協会）

2.2 ANISN ANISN-ORNL

項目	コード名 ANISN
使用目的	緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価
開発機関	米国オークリッジ国立研究所
開発時期	1967年
使用したバージョン	ANISN-ORNL
コードの概要	<p>本解析コードは、米国オークリッジ国立研究所で開発された、1次元多群輸送方程式を離散座標 Sn 法で解く計算プログラムである。本解析コードの計算形状は、1次元形状（球、無限平板、無限円筒）であり、中性子及びガンマ線の輸送問題等を解くことができる。本解析コードでは、計算形状内での中性子及びガンマ線の線束が計算され、線量率換算係数又はカーマ係数を乗じることにより、線量率又は発熱量を算出することができる。</p>
<p>検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)</p>	<p>【検証 (Verification)】 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"> ・計算機能が適正であることは、後述する妥当性確認の中で確認している。 ・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。 ・本解析コードは、線量率評価を実施するコードであり、計算に必要な主な条件は線源条件、幾何形状条件である。これら評価条件が与えられれば線量率評価は可能であり、使用目的に記載する評価に適用可能である。 <p>【妥当性確認 (Validation)】 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設計及び工事の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。 ・スカイシャインガンマ線について、固体廃棄物貯蔵庫を線源とした線量評価が、本解析コードとG33コードの結合計算法によって実施されている。 ・この固体廃棄物貯蔵庫での測定値と計算値の比較の詳細

	<p>が, 原子力施設散乱放射線挙動専門委員会の成果報告会 (昭和 54 年 9 月, 財団法人 原子力安全研究協会) * に示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・測定値と計算値を比較した結果概ね一致していることを確認している。 ・今回の重大事故等時における中央制御室のスカイシャインガンマ線線量評価は, 上記結合計算法と合致している。 ・また, 原子力発電所放射線遮へい設計規程 (J E A C 4 6 1 5 -2008) (日本電気協会 原子力規格委員会 平成 20 年 6 月) では, 事故時の中央制御室遮蔽のための輸送計算コードとして, 本解析コードが挙げられている。
--	---

注記* : 「ガンマ線スカイシャインの線量評価に関する研究」成果報告会・予稿集 (昭和 54 年 9 月 財団法人 原子力安全研究協会)

2.3 G 3 3 - G P 2 R

項目 \ コード名	G 3 3 - G P 2 R
使用目的	緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価
開発機関	日本原子力研究開発機構（(財) 高度情報科学技術研究機構）
開発時期	2001 年（初版開発時期 1964 年）
使用したバージョン	1. 00
コードの概要	<p>本解析コードは、Los Alamos Scientific Laboratory で開発されたガンマ線多群散乱計算プログラム「G 3 3」をベースとし、旧日本原子力研究所が I C R P 1990 年勧告の国内関連法令・規則への取入れに合わせて、実効線量を計算できるように改良した最新バージョンである。</p> <p>本解析コードは、点等方線源からの一回散乱を計算する。散乱は、クライナー-仁科の式に基づき計算する。散乱が起こる領域は直角、球、円筒座標により指定し、遮蔽体は平板、球、円筒又は二次曲面により入力することができる。</p>
<p>検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)</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"> ・ 計算機能が適正であることは、後述する妥当性確認の中で確認している。 ・ 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。 ・ 本解析コードは、線量率評価を実施するコードであり、計算に必要な主な条件は線源条件、幾何形状条件である。これら評価条件が与えられれば線量率評価は可能であり、使用目的に記載する評価に適用可能である。 <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設計及び工事の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。 ・ スカイシャインガンマ線について、米国 Radiation Research Associates (RRA) が 1977 年に米国カンザス州立大学におい

	<p>て⁶⁰Co線源を用いたベンチマーク試験を実施している。</p> <ul style="list-style-type: none">• このRRAでの実験値と計算値を比較した詳細が、ガンマ線遮蔽設計ハンドブック（1988年1月，社団法人 日本原子力学会）に示されている。• その結果は，天井遮蔽がないケースでは計算値は実験値とよい一致を示しているが，天井遮蔽があるケースでは，計算値は実験値について過小評価の傾向がある。• この原因は，本解析コードが天井透過中の散乱成分を考慮してないためであり，この成分を考慮するため，天井遮蔽までをANISNコードで計算することを推奨している。今回の重大事故等時における中央制御室のスカイシャインガンマ線線量評価では，この計算手法を採用している。• 今回の重大事故等時における中央制御室のスカイシャインガンマ線線量評価は，上記妥当性確認内容と合致している。• また，原子力発電所放射線遮へい設計規程（JEAC4615-2008）（日本電気協会 原子力規格委員会 平成20年6月）では，事故時の中央制御室遮蔽のための点減衰核積分コード／散乱線計算コードとして，QAD/G33が挙げられている。
--	---

2.4 ORIGEN2

項目	コード名 ORIGEN2
使用目的	緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価
開発機関	米国オークリッジ国立研究所 (ORNL)
開発時期	1980年
使用したバージョン	2.2
コードの概要	<p>本解析コードは、使用済燃料等の核種生成量、崩壊熱量並びに中性子及びガンマ線の線源強度を評価するためにORNLで開発され公開された燃焼計算コードであり、原子力発電所施設、再処理施設、廃棄物処理施設等幅広く設計に利用されている。</p> <p>また、国内の最新の使用済燃料についての評価精度向上を目指し、日本原子力研究所シグマ委員会核種生成量評価ワーキンググループにおいてJENDL核データセットに基づくORIGEN2用ライブラリが作成され、公開されている。</p>
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"> ・計算機能が適正であることは、コード配布時に同梱されたサンプル問題の再現により確認している。 ・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。 ・本解析コードは、燃焼計算によって得られた核種生成量から炉心内蔵量等を評価するコードであり、計算に必要な主な条件は組成、照射条件、核データライブラリである。これら評価条件が与えられれば評価は可能であり、本解析コードは使用目的に記載する評価に適用可能である。 <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設計及び工事の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。 ・米国原子力学会 (ANS) の Nuclear Technology vol. 62 (1983年9月) の「ORIGEN2 :A Versatile Computer Code for

	<p>Calculating the Nuclide Compositions and Characteristic of Nuclear Materials」において、ANS 標準崩壊熱との比較及び使用済燃料中のウラン、プルトニウム、アメリシウムなどの組成の実測値との比較により妥当性の確認を行っている。</p> <ul style="list-style-type: none">• 日本原子力研究所シグマ委員会にて開発された ORLIBJ ライブラリについては、「JENDL-3.3 に基づく ORIGEN2 用ライブラリ：ORLIBJ33」 JAERI-Data/Code 2004-015'（2004 年 11 月）等において、核種生成量について照射後試験結果と、本解析コードによる計算値を比較することで妥当性の確認を行っている。• 今回の使用目的に記載する評価は上記妥当性確認内容と合致しており、本解析コードの使用は妥当である。
--	---

2.5 QAD-CGGP2R

項目 \ コード名	QAD-CGGP2R
使用目的	緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価
開発機関	日本原子力研究開発機構（(財) 高度情報科学技術研究機構）
開発時期	2001年（初版開発時期 1967年）
使用したバージョン	1.04
コードの概要	<p>本解析コードは、米国ロスアラモス国立研究所で開発されたガンマ線の物質透過を計算するための点減衰核積分コード「QAD」をベースとし、旧日本原子力研究所がICRP1990年勧告の国内関連法令・規則への取入れに合わせて、実効線量を計算できるように改良した最新バージョンである。</p> <p>本解析コードは、線源を直方体、円筒、球の形状に構成でき、任意の遮蔽体で構成される体系のガンマ線実効線量率を計算する。</p>
<p>検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)</p>	<p>【検証 (Verification)】 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"> ・ 計算機能が適正であることは、後述する妥当性確認の中で確認している。 ・ 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。 ・ 本解析コードは、線量率評価を実施するコードであり、計算に必要な主な条件は線源条件、遮蔽体条件である。これら評価条件が与えられれば線量率評価は可能であり、使用目的に記載する評価に適用可能である。 <p>【妥当性確認 (Validation)】 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設計及び工事の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。 ・ JRR-4 散乱実験室でのコンクリート透過実験の実験値（「原子力第1船遮蔽効果確認実験報告書」JNS-4（日本原子力船開発事業団、1967））と計算値を比較した。実験孔からのガンマ

	<p>線を遮蔽体に入射させ、遮蔽体透過後のガンマ線の線量率の実験値と本計算機コードによる計算値を比較している。</p> <ul style="list-style-type: none">• 実験値と計算値を比較した結果、おおむね一致していることを確認している。• 上記妥当性確認では、実験孔からのガンマ線を遮蔽体に入射させ、遮蔽体透過後のガンマ線の線量率の実験値と本解析コードによる計算値を比較している。• 原子力発電所放射線遮へい設計規程（J E A C 4 6 1 5 - 2008）（日本電気協会 原子力規格委員会 平成 20 年 6 月）では、点減衰核積分コードによるガンマ線の遮蔽体透過後の線量率計算例として、QADコードが挙げられている。
--	--

VI-1-10 設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書

目 次

- VI-1-10-1 設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書
- VI-1-10-2 設工認に係る設計の実績, 工事及び検査の計画 原子炉本体
- VI-1-10-3 設工認に係る設計の実績, 工事及び検査の計画 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設
- VI-1-10-4 設工認に係る設計の実績, 工事及び検査の計画 原子炉冷却系統施設
- VI-1-10-5 設工認に係る設計の実績, 工事及び検査の計画 計測制御系統施設
- VI-1-10-6 設工認に係る設計の実績, 工事及び検査の計画 放射性廃棄物の廃棄施設
- VI-1-10-7 設工認に係る設計の実績, 工事及び検査の計画 放射線管理施設
- VI-1-10-8 設工認に係る設計の実績, 工事及び検査の計画 原子炉格納施設
- VI-1-10-9 設工認に係る設計の実績, 工事及び検査の計画 非常用電源設備
- VI-1-10-10 設工認に係る設計の実績, 工事及び検査の計画 常用電源設備
- VI-1-10-11 設工認に係る設計の実績, 工事及び検査の計画 補助ボイラー
- VI-1-10-12 設工認に係る設計の実績, 工事及び検査の計画 火災防護設備
- VI-1-10-13 設工認に係る設計の実績, 工事及び検査の計画 浸水防護施設
- VI-1-10-14 設工認に係る設計の実績, 工事及び検査の計画 補機駆動用燃料設備 (非常用電源設備及び補助ボイラーに係るものを除く。)
- VI-1-10-15 設工認に係る設計の実績, 工事及び検査の計画 非常用取水設備
- VI-1-10-16 設工認に係る設計の実績, 工事及び検査の計画 緊急時対策所

VI-1-10-1 設計及び工事に係る品質マネジメントシステム
に関する説明書

目 次

1.	概要	1
2.	基本方針	1
3.	設計及び工事の計画における設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等	3
3.1	設計，工事及び検査に係る組織（組織内外の相互関係及び情報伝達含む）	3
		*2, 5
3.1.1	設計に係る組織	4
3.1.2	工事及び検査に係る組織	4
3.1.3	調達に係る組織	4
3.2	設工認における設計，工事及び検査の各段階とそのレビュー	8
3.2.1	設計及び工事のグレード分けの適用	8
3.2.2	設計，工事及び検査の各段階とそのレビュー	8
		*1, 3, 4
3.3	設計に係る品質管理の方法	12
3.3.1	適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化	12
		*1, 3
3.3.2	各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定	12
		*3
3.3.3	設工認における設計及び設計のアウトプットに対する検証	15
3.3.4	設計における変更	28
		*1, 2, 3
3.4	工事に係る品質管理の方法	28
3.4.1	設工認に基づく設備の具体的な設計の実施（設計3）	28
		*1, 3, 4
3.4.2	設備の具体的な設計に基づく工事の実施	29
3.5	使用前事業者検査の方法	30
3.5.1	使用前事業者検査での確認事項	30
		*4
3.5.2	使用前事業者検査の計画	30
3.5.3	検査計画の管理	35
		*6
3.5.4	主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理	35
3.5.5	使用前事業者検査の実施	35
		*6
3.6	設工認における調達管理の方法	41
3.6.1	供給者の技術的評価	41
		*5

3.6.2	供給者の選定	41	
			*5
3.6.3	調達製品の調達管理	41	
			*2, 3, 5, 6
3.6.4	調達先監査	44	
			*6
3.6.5	設工認における調達管理の特例	44	
3.7	記録, 識別管理, トレーサビリティ	45	
			*6
3.7.1	文書及び記録の管理	45	
3.7.2	識別管理及びトレーサビリティ	49	
3.8	不適合管理	49	
4.	適合性確認対象設備の施設管理	50	
			*5
4.1	使用開始前の適合性確認対象設備の保全	50	
4.1.1	新規規制基準施行以前に設置している設備	50	
4.1.2	工事を着手し設置が完了している常設又は可搬の設備	50	
4.1.3	設工認の認可後に工事を着手し設置が完了している常設又は可搬の設備	50	
4.2	使用開始後の適合性確認対象設備の保全	50	
様式-1	設工認に係る設計の実績, 工事及び検査の計画 (例)	52	
様式-2 (1/2) ~ (2/2)	設備リスト (例)	53	
様式-3	技術基準規則の各条文と各施設における適用要否の考え方 (例)	55	
様式-4 (1/2) ~ (2/2)	施設と条文の対比一覧表 (例)	56	
様式-5-1	技術基準規則と設工認書類との関連性を示す星取表 (例)	58	
様式-5-2	設工認添付書類星取表 (例)	59	
様式-6	各条文の設計の考え方 (例)	60	
様式-7	要求事項との対比表 (例)	61	
様式-8	基準適合性を確保するための設計結果と適合性確認状況一覧表 (例)	62	
様式-9	適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績 (設備関係) (例)	63	
添付 1	建設当時から品質マネジメントシステム体制	64	
添付 2	当社におけるグレード分けの考え方	67	
添付 3	技術基準規則ごとの基本設計方針の作成に当たっての基本的な考え方	75	
添付 4	設工認における解析管理について	77	
			*2, 3
添付 5	当社における設計管理・調達管理について	87	
			*2, 3, 5, 6

注：本資料に記載する事項と下記「発電用原子炉施設の工事計画に係る手続きガイド」に定める記載事項との関連を頁番号の下に示す。

注記*1：設計の要求事項として明確にしている事項及びそのレビューに関する事項

- *2：設計の体制として組織内外の相互関係
- *3：設計開発の各段階におけるレビュー等に関する事項並びに外部の者との情報伝達に関する事項等
- *4：工事及び検査に係る要求事項として明確にする事項及びそのレビューに関する事項
- *5：工事及び検査の体制として組織内外の相互関係（資源管理及び物品の状態保持に関する事項を含む）
- *6：工事及び検査に必要なプロセスを踏まえた全体の工程及び各段階における監視，測定，妥当性確認及び検査等に関する事項（記録，識別管理，トレーサビリティ等に関する事項を含む）並びに外部の者との情報伝達に関する事項等

1. 概要

本資料は、設計及び工事の計画（以下「設工認」という。）の「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」（以下「設工認品質管理計画」という。）及び柏崎刈羽原子力発電所原子炉施設保安規定（以下「保安規定」という。）に基づき、設工認の「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（2013年6月28日原子力規制委員会規則第6号）」（以下「技術基準規則」という。）等に対する適合性の確保に必要な設計に係る品質管理の方法で行った管理の実績又は行おうとしている管理の計画について記載するとともに、工事及び検査に係る品質管理の方法、組織等についての具体的な計画を記載する。

2. 基本方針

本資料では、設工認における、「設計に係る品質管理の方法で行った管理の実績又は行おうとしている管理の計画」及び「工事及び検査に係る品質管理の方法、組織等についての具体的な計画」を、以下のとおり説明する。

(1) 設計に係る品質管理の方法で行った管理の実績又は行おうとしている管理の計画

「設計に係る品質管理の方法で行った管理の実績又は行おうとしている管理の計画」として、以下に示す2つの段階を経て実施した設計の管理の方法を「3. 設工認における設計、工事及び検査に係る品質管理の方法等」に記載する。

具体的には、組織について「3.1 設計、工事及び検査に係る組織（組織内外の相互関係及び情報伝達含む）」に、実施する各段階について「3.2 設工認における設計、工事及び検査の各段階とそのレビュー」に、品質管理の方法について「3.3 設計に係る品質管理の方法」に、調達管理の方法について「3.6 設工認における調達管理の方法」に、文書管理、識別管理及びトレーサビリティについて「3.7 記録、識別管理、トレーサビリティ」に、不適合管理の方法について「3.8 不適合管理」に記載する。

また、これらの方法で行った管理の具体的な実績を、様式-1「設工認に係る設計の実績、工事及び検査の計画（例）」（以下「様式-1」という。）に取りまとめる。

- ・「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（1978年12月28日通商産業省令第77号）」（以下「実用炉規則」という。）の別表第二「設備別記載事項」に示された設備に対する技術基準規則の条文ごとの基本設計方針の作成
- ・作成した条文ごとの基本設計方針を基に、実用炉規則の別表第二に示された事項に対して必要な設計を含む技術基準規則等への適合に必要な設備の設計（作成した条文ごとの基本設計方針に対し、設工認申請時点で設置している設備、並びに工事を継続又は完了している設備の設計実績を用いた技術基準規則等への適合に必要な設備の設計を含む。）

これらの設計に係る記載事項には、設計の要求事項として明確にしている事項及びそのレビューに関する事項、設計の体制として組織内外の相互関係、設計・開発の各段階にお

けるレビュー等に関する事項並びに外部の者との情報伝達に関する事項等を含めて記載する。

(2) 工事及び検査に係る品質管理の方法，組織等についての具体的な計画

「工事及び検査に係る品質管理の方法，組織等についての具体的な計画」として，設工認申請時点で設置している設備，工事を継続又は完了している設備を含めた設工認対象設備の工事及び検査に係る品質管理の方法を「3. 設工認における設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等」に記載する。

具体的には，組織について「3.1 設計，工事及び検査に係る組織（組織内外の相互関係及び情報伝達含む）」に，実施する各段階について「3.2 設工認における設計，工事及び検査の各段階とそのレビュー」に，品質管理の方法について「3.4 工事に係る品質管理の方法」及び「3.5 使用前事業者検査の方法」に，調達管理の方法について「3.6 設工認における調達管理の方法」に，文書管理，識別管理及びトレーサビリティについて「3.7 記録，識別管理，トレーサビリティ」に，不適合管理の方法について「3.8 不適合管理」に記載する。

また，これらの工事及び検査に係る品質管理の方法，組織等について具体的な計画を，様式-1に取りまとめる。

工事及び検査に係る記載事項には，工事及び検査に係る要求事項として明確にする事項及びそのレビューに関する事項，工事及び検査の体制として組織内外の相互関係（使用前事業者検査の独立性，資源管理及び物品の状態保持に関する事項を含む。），工事及び検査に必要なプロセスを踏まえた全体の工程及び各段階における監視，測定，妥当性確認及び検査等に関する事項（記録，識別管理，トレーサビリティ等に関する事項を含む。）並びに組織の外部の者との情報伝達に関する事項等を含めて記載する。

(3) 設工認対象設備の施設管理

設工認に基づく，技術基準規則等への適合性を確保するために必要となる設備（以下「適合性確認対象設備」という。）は，設工認申請時点で設置している設備も含まれているが，これらの設備は，必要な機能・性能を発揮できる状態に維持されていることが不可欠であり，その維持の管理の方法について「4. 適合性確認対象設備の施設管理」で記載する。

(4) 設工認で記載する設計，工事及び検査以外の品質保証活動

設工認に必要な設計，工事及び検査は，設工認品質管理計画に基づく品質マネジメントシステム体制の下で実施するため，上記以外の，責任と権限（保安規定品質マネジメントシステム計画「5. 経営責任者等の責任」），原子力安全の重視（保安規定品質マネジメントシステム計画「5.2 原子力安全の確保の重視」），必要な要員の力量管理を含む資源の管理（保安規定品質マネジメントシステム計画「6. 資源の運用管理」）及び不適合管理を含む評価及び改善（保安規定品質マネジメントシステム計画「8. 評価及び改善」）については，保安規定品質マネジメントシステム計画に従った管理を実施する。

また、当社の品質保証活動は、健全な安全文化を育成及び維持するための活動と一体となった活動を実施している。

なお、設工認申請時点で設置している設備の中には、現在のような健全な安全文化を育成及び維持するための活動を意識した活動となっていなかった時代に導入している設備もあるが、それらの設備についても現在の健全な安全文化を育成及び維持するための活動につながる様々な品質保証活動を行っている。(添付 1「建設当時から品質マネジメントシステム体制」の「別表 1」参照)

3. 設工認における設計、工事及び検査に係る品質管理の方法等

設工認における設計、工事及び検査に係る品質管理は、保安規定品質マネジメントシステム計画として記載している品質マネジメントシステムに基づき実施する。

また、特定重大事故等対処施設にかかわる秘匿性を保持する必要がある情報については以下の管理を実施する。

(1) 秘密情報の管理

「実用発電用原子炉に係る特定重大事故等対処施設に関する審査ガイドにおける航空機等の特性等」(平成 26 年 9 月 18 日原子力規制委員会)及び同ガイドを用いて作成した情報を含む文書(以下「秘密情報」という。)については、秘密情報の管理に係る管理責任者を指定し、秘密情報を扱う者(以下「取扱者」という。)の名簿での登録管理を実施する。また、秘密情報を含んだ電子データは取扱者以外の者のアクセスを遮断するためパスワードの設定等を実施する。

(2) セキュリティの観点から非公開とすべき情報の管理

上記(1)以外の特定重大事故等対処施設に関する情報を含む文書については、業務上知る必要のある者以外の者がみだりに閲覧できない状態で管理する。また、特定重大事故等対処施設に係る調達の際、当該情報を含む文書等について業務上知る必要のある者以外の者がみだりに閲覧できない状態で管理することを要求する。

以下に、設計、工事及び検査、調達等のプロセスを示す。

3.1 設計、工事及び検査に係る組織(組織内外の相互関係及び情報伝達含む)

設工認に基づく設計、工事及び検査は、第 1 図に示す本社組織及び発電所組織に係る体制で実施する。

また、設計(「3.3 設計に係る品質管理の方法」)、工事(「3.4 工事に係る品質管理の方法」)、検査(「3.5 使用前事業者検査の方法」)並びに調達(「3.6 設工認における調達管理の方法」)の各プロセスを主管する箇所を第 1 表に示す。

第 1 表に示す各プロセスを主管する箇所の長は、担当する設備に関する設計、工事及び検査、調達について、責任及び権限を持ち、各プロセスを主管する箇所に属するグループが実施する設工認に係る活動を統括する。

第1図に示す各主任技術者は、それぞれの職務に応じた監督を行うとともに、相互の職務について適宜情報提供を行い、意志疎通を図る。

設計から工事への設計結果の伝達、当社から供給者への情報伝達等、組織内外又は組織間の情報伝達について、設工認に従い確実に実施する。

3.1.1 設計に係る組織

設工認に基づく設計は、第2図に示す設計を主管する箇所（以下「設計を主管する箇所」という。）が実施する。

なお、設工認に係る設計の対象は広範囲に及ぶため、原子力設備管理部長（総括責任者）の責任の下に、設計に必要な資料（以下「設計資料」という。）の作成を行うため、第2図に示す工認プロジェクト体制を定めて設計に係る活動を実施する。

工認プロジェクトの各チームが作成した設計資料については、これらを作成した各チームにおいて、「3.2 設工認における設計、工事及び検査の各段階とそのレビュー」及び「3.3 設計に係る品質管理の方法」に示すとおり設計結果となっていることを審査し、第2図に示す設計を主管する箇所において承認する体制とする。

また、設工認に基づき実施した施設ごとの具体的な体制について、設工認に示す設計の段階ごとに様式-1に取りまとめる。

3.1.2 工事及び検査に係る組織

設工認に基づく工事及び検査は、第1表に示す工事を主管する箇所及び検査を担当する箇所を実施する。

また、設工認に基づき実施した施設ごとの具体的な体制について、設工認に示す工事及び検査の段階ごとに様式-1に取りまとめる。

3.1.3 調達に係る組織

設工認に基づく調達は、第1表に示す本社組織及び発電所組織の調達を主管する箇所を実施する。

また、設工認に基づき実施した施設ごとの具体的な体制について、設工認に示す設計、工事及び検査の段階ごとに様式-1に取りまとめる。

第1表 各プロセスを主管する箇所

	プロセス	主管箇所		
3.3	設計に係る品質管理の方法	<table border="0" style="width: 100%;"> <tr> <td style="width: 50%; vertical-align: top;"> (本社) 原子力安全・統括部 品質・安全評価グループ 原子力運営管理部 防災安全グループ 核セキュリティ管理グループ サイバーセキュリティ管理グループ 放射線管理グループ 燃料管理グループ 原子力設備管理部 設備技術グループ 原子炉安全技術グループ 土木技術グループ 建築技術グループ 安全強化プロジェクト管理グループ 機器耐震技術グループ 土木調査グループ 土木耐震グループ 地震グループ 建築耐震グループ </td> <td style="width: 50%; vertical-align: top;"> (発電所) 総務部 安全総括部 放射線安全部 第一運転管理部 第二運転管理部 第一保全部 第二保全部 </td> </tr> </table>	(本社) 原子力安全・統括部 品質・安全評価グループ 原子力運営管理部 防災安全グループ 核セキュリティ管理グループ サイバーセキュリティ管理グループ 放射線管理グループ 燃料管理グループ 原子力設備管理部 設備技術グループ 原子炉安全技術グループ 土木技術グループ 建築技術グループ 安全強化プロジェクト管理グループ 機器耐震技術グループ 土木調査グループ 土木耐震グループ 地震グループ 建築耐震グループ	(発電所) 総務部 安全総括部 放射線安全部 第一運転管理部 第二運転管理部 第一保全部 第二保全部
(本社) 原子力安全・統括部 品質・安全評価グループ 原子力運営管理部 防災安全グループ 核セキュリティ管理グループ サイバーセキュリティ管理グループ 放射線管理グループ 燃料管理グループ 原子力設備管理部 設備技術グループ 原子炉安全技術グループ 土木技術グループ 建築技術グループ 安全強化プロジェクト管理グループ 機器耐震技術グループ 土木調査グループ 土木耐震グループ 地震グループ 建築耐震グループ	(発電所) 総務部 安全総括部 放射線安全部 第一運転管理部 第二運転管理部 第一保全部 第二保全部			
3.4	工事に係る品質管理の方法	<table border="0" style="width: 100%;"> <tr> <td style="width: 50%; vertical-align: top;"> (本社) 原子力運営管理部 原子力設備管理部 </td> <td style="width: 50%; vertical-align: top;"> (発電所) 総務部 </td> </tr> </table>	(本社) 原子力運営管理部 原子力設備管理部	(発電所) 総務部
(本社) 原子力運営管理部 原子力設備管理部	(発電所) 総務部			
3.5	使用前事業者検査の方法	<table border="0" style="width: 100%;"> <tr> <td style="width: 50%; vertical-align: top;"> 安全総括部 放射線安全部 第一運転管理部 第二運転管理部 第一保全部 第二保全部 </td> <td style="width: 50%;"></td> </tr> </table>	安全総括部 放射線安全部 第一運転管理部 第二運転管理部 第一保全部 第二保全部	
安全総括部 放射線安全部 第一運転管理部 第二運転管理部 第一保全部 第二保全部				
3.6	設工認における調達管理の方法	<table border="0" style="width: 100%;"> <tr> <td style="width: 50%; vertical-align: top;"> (本社) 原子力安全・統括部 原子力運営管理部 原子力設備管理部 原子力資材調達センター </td> <td style="width: 50%; vertical-align: top;"> (発電所) 総務部 安全総括部 放射線安全部 第一運転管理部 第二運転管理部 第一保全部 第二保全部 </td> </tr> </table>	(本社) 原子力安全・統括部 原子力運営管理部 原子力設備管理部 原子力資材調達センター	(発電所) 総務部 安全総括部 放射線安全部 第一運転管理部 第二運転管理部 第一保全部 第二保全部
(本社) 原子力安全・統括部 原子力運営管理部 原子力設備管理部 原子力資材調達センター	(発電所) 総務部 安全総括部 放射線安全部 第一運転管理部 第二運転管理部 第一保全部 第二保全部			

3.2 設工認における設計，工事及び検査の各段階とそのレビュー

3.2.1 設計及び工事のグレード分けの適用

設計及び工事のグレード分けは，原子炉施設の安全上の重要性に応じて，添付 2「当社におけるグレード分けの考え方」に示すグレード分けの考え方を適用し，管理を実施する。

本設工認における設計は，新規制基準施行以前から設置している設備並びに工事を継続又は完了している設備の設計実績等を用いた技術基準規則等への適合性を確保するために必要な設備の設計である。

このうち，「3.3.3(1) 基本設計方針の作成（設計 1）」及び「3.3.3(2) 適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2）」における設計は，一律のグレードとし，全ての適合性確認対象設備を，「3.3 設計に係る品質管理の方法」に示す設計で管理する。「3.4.1 設工認に基づく設備の具体的な設計の実施（設計 3）」以降の段階で新たに設計及び工事を実施する場合は，設計及び工事のグレード分けの考え方を適用し，管理を実施する。

3.2.2 設計，工事及び検査の各段階とそのレビュー

設工認における必要な設計，工事及び検査の流れは，設工認品質管理計画のとおりである。

設工認における設計，工事及び検査の各段階と保安規定品質マネジメントシステム計画との関係を第 2 表に示す。

(1) 実用炉規則別表第二対象設備に対する管理

適合性確認に必要な作業と検査の繋がりを第 3 図に示す。

設計，工事を主管する箇所の長又は検査を担当する箇所の長は，設計，工事及び検査の各段階において要求事項に対する適合性を確認した上で，次の段階に進める。

また，設計，工事を主管する箇所の長又は検査を担当する箇所の長は，第 2 表に示す「保安規定品質マネジメントシステム計画の対応項目」ごとのアウトプットに対するレビューを実施する。設計の各段階におけるレビューは，保安規定品質マネジメントシステム計画「7.3.4 設計・開発のレビュー」に基づき設計の結果が要求事項を満たせるかどうかを評価し，問題を明確にし，必要な処置を提案する。

適切な段階において第 2 図に示された箇所で当該設備の設計に関する力量を有する専門家を含めて設計の各段階におけるレビューを実施するとともに，「文書及び記録管理基本マニュアル」に基づき記録を管理する。

設計におけるレビューの対象となる段階を第 2 表に「*」で明確にする。

なお，実用炉規則別表第二対象設備のうち，設工認申請（届出）が不要な工事を行う場合は，設工認品質管理計画のうち，必要な事項を適用して設計，工事及び検査を実施し，認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること，技術基準規則に適合していることを使用前事業者検査により確認する。

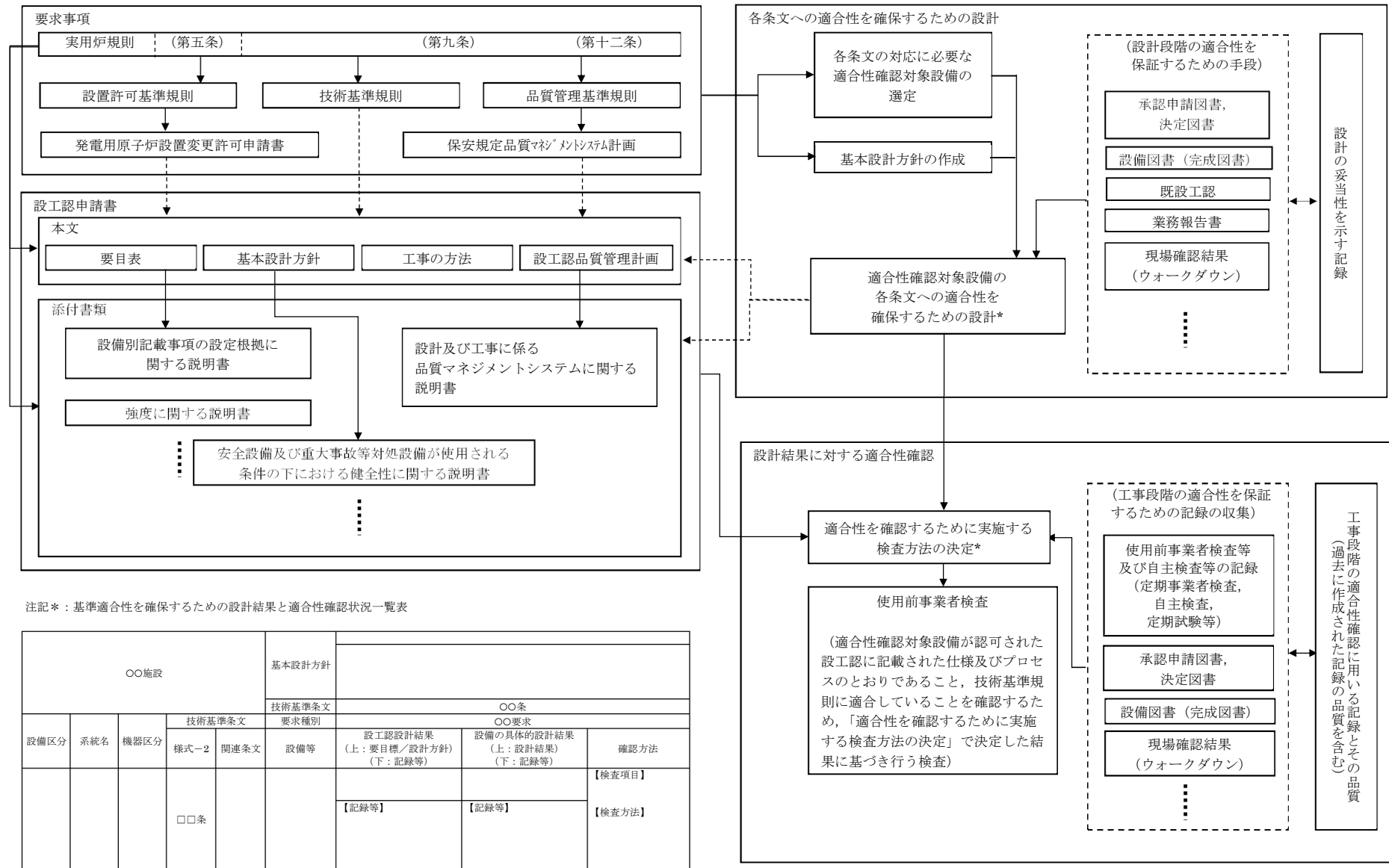
(2) 主要な耐圧部の溶接部に対する管理

設工認のうち、主要な耐圧部の溶接部に対する必要な検査は、「3.4 工事に係る品質管理の方法」、「3.5 使用前事業者検査の方法」及び「3.6 設工認における調達管理の方法」に示す管理（第2表における「3.4.1 設工認に基づく設備の具体的な設計の実施（設計3）」～「3.6 設工認における調達管理の方法」）のうち、必要な事項を適用して検査を実施し、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを使用前事業者検査により確認する。

第2表 設工認における設計、工事及び検査の各段階

各段階		保安規定品質マネジメントシステム計画の対応項目	概要	
設計	3.3	設計に係る品質管理の方法	7.3.1 設計・開発の計画	適合性を確保するために必要な設計を実施するための計画
	3.3.1	適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化	7.3.2 設計・開発へのインプット	設計に必要な技術基準規則等の要求事項の明確化
	3.3.2	各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定		技術基準規則等に対応するための設備・運用の抽出
	3.3.3(1)*	基本設計方針の作成(設計1)	7.3.3 設計・開発からのアウトプット	要求事項を満足する基本設計方針の作成
	3.3.3(2)*	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計(設計2)	7.3.3 設計・開発からのアウトプット	適合性確認対象設備に必要な設計の実施
	3.3.3(3)	設計のアウトプットに対する検証	7.3.5 設計・開発の検証	技術基準規則への適合性を確保するために必要な設計の妥当性の確認
	3.3.4*	設計における変更	7.3.7 設計・開発の変更管理	設計対象の追加や変更時の対応
工事及び検査	3.4.1*	設工認に基づく設備の具体的な設計の実施(設計3)	7.3.3 設計・開発からのアウトプット 7.3.5 設計・開発の検証	設工認を実現するための具体的な設計
	3.4.2	設備の具体的な設計に基づく工事の実施	—	適合性確認対象設備の工事の実施
	3.5.1	使用前事業者検査での確認事項	—	適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していること
	3.5.2	使用前事業者検査の計画	7.1 業務の計画 7.3.6 設計・開発の妥当性確認	適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認する計画と方法の決定
	3.5.3	検査計画の管理	—	使用前事業者検査を実施する際の工程管理
	3.5.4	主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理	—	主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査を実施する際の工程管理
	3.5.5	使用前事業者検査の実施	8.2.4 機器等の検査等	認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認
調達	3.6	設工認における調達管理の方法	7.4 調達 8.2.4 機器等の検査等	適合性確認に必要な継続中工事及び追加工事の検査を含めた調達管理

注記* : 「3.2.2 設計、工事及び検査の各段階とそのレビュー」でいう、保安規定品質マネジメントシステム計画の「7.3.4 設計・開発のレビュー」対応項目



第3図 適合性確認に必要な作業と検査の繋がり

3.3 設計に係る品質管理の方法

設計を主管する箇所の長は、設工認における技術基準規則等への適合性を確保するための設計を、「設計及び工事に係る品質管理の方法等について」に基づき、要求事項の明確化、適合性確認対象設備の選定、基本設計方針の作成及び適合性を確保するための設計、設計のアウトプットに対する検証の各段階を実施する。

以下にそれぞれの活動内容を示す。

3.3.1 適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化

設工認に必要な要求事項は、以下のとおりとする。

- ・「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（2013年原子力規制委員会規則第5号）」（以下「設置許可基準規則」という。）に適合しているとして許可された「柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」（以下「設置変更許可申請書」という。）
- ・設置許可基準規則
- ・技術基準規則

また、必要に応じて以下を参照する。

- ・設置変更許可申請書の添付書類
- ・設置許可基準規則の解釈
- ・技術基準規則の解釈

3.3.2 各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定

設計を主管する箇所の長は、適合性確認対象設備に対する技術基準規則への適合性を確保するため、設置変更許可申請書に記載されている設備及び技術基準規則への対応に必要な設備（運用を含む。）を、実際に使用する際の系統又は構成で必要となる設備を含めて、適合性確認対象設備として以下に従って抽出する。適合性確認対象設備を明確にするため、設工認に関連する工事において追加・変更となる設備・運用のうち、設工認の対象となる設備・運用を、要求事項への適合性を確保するために実際に使用する際の系統・構成で必要となる設備・運用を考慮しつつ、過去の指針等*と比較して追加又は変更された要求事項を満足するために必要な設備又は運用を、第4図に示すフローに基づき抽出する。

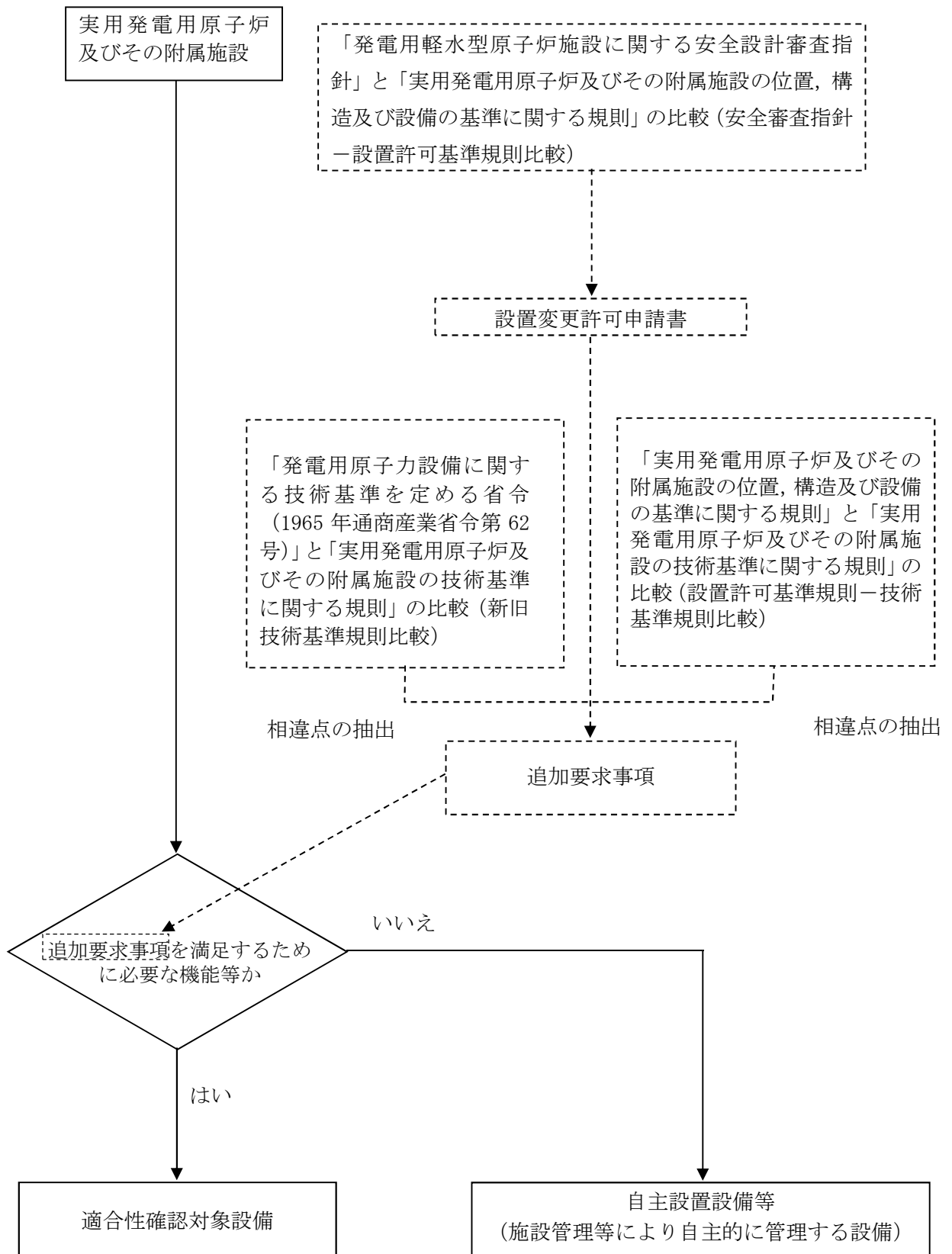
注記*：「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」及び解説、並びに「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」及び解釈

(1) 設計基準対象施設

抽出した結果を様式-2 (1/2) 「設備リスト（設計基準対象施設）（例）」（以下「様式-2 (1/2)」という。）の該当する条文の「設備等」欄に整理するとともに、設備／運用、既設／改造／新設、追加要求事項に対して必須の設備・運用の有無、実用炉規則別表第二のうち要目表に該当の有無、既設工認での記載の有無、実用炉規則別表第二に関連する施設・設備・機器区分等を、様式-2 (1/2) の該当する各欄で明確にする。

(2) 重大事故等対処設備

抽出した結果を様式-2 (2/2) 「設備リスト (重大事故等対処設備) (例)」 (以下「様式-2 (2/2)」という。) の該当する条文の「設備等」欄に整理するとともに、系統機能等、設備種別 (既設/改造/新設, 常設/可搬), 設備/運用, 詳細設計に関する事項及び実用炉規則別表第二に関連する施設・設備・機器区分等を、様式-2 (2/2) の該当する各欄で明確にする。



第4図 適合性確認対象設備の抽出について

3.3.3 設工認における設計及び設計のアウトプットに対する検証

設計を主管する箇所の長は、適合性確認対象設備の技術基準規則等への適合性を確保するための設計を以下のとおり実施する。

- ・「設計1」として、技術基準規則等の適合性確認対象設備に必要な要求事項を基に、必要な設計を漏れなく実施するための基本設計方針を明確化する。
- ・「設計2」として、「設計1」の結果を用いて適合性確認対象設備に必要な詳細設計を実施する。
- ・「設計1」及び「設計2」の結果を用いて、設工認に必要な書類等を作成する。
- ・「設計のアウトプットに対する検証」として、「設計1」及び「設計2」の結果について、検証を実施する。

また、これらの具体的な活動を以下のとおり実施する。

(1) 基本設計方針の作成（設計1）

設計を主管する箇所の長は、様式-2 (1/2) , 様式-2 (2/2) で整理した適合性確認対象設備に対する詳細設計を「設計2」で実施するに先立ち、技術基準規則等の適合性確認対象設備に必要な要求事項に対する設計を漏れなく実施するために、以下により、適合性確認対象設備ごとに適用される技術基準規則の条項号を明確にするとともに、技術基準規則の条文ごとに、各条文に関連する要求事項を用いて設計項目を明確にした基本設計方針を作成する。

a. 適合性確認対象設備と適用条文の整理

設計を主管する箇所の長は、適合性確認対象設備の技術基準規則への適合に必要な設計を確実に実施するため、以下により、適合性確認対象設備ごとに適用される技術基準規則の条文を明確にする。

- (a) 技術基準規則の条文ごとに各施設との関係を明確にし、明確にした結果とその理由を、様式-3「技術基準規則の各条文と各施設における適用要否の考え方（例）」（以下「様式-3」という。）の「適用要否判断」欄及び「理由」欄に取りまとめる。
- (b) 様式-3に取りまとめた結果を、様式-4 (1/2) 「施設と条文の対比一覧表（設計基準対象施設）（例）」（以下「様式-4 (1/2)」という。）、様式-4 (2/2) 「施設と条文の対比一覧表（重大事故等対処設備）（例）」（以下「様式-4 (2/2)」という。）の該当箇所の星取りにて取りまとめることにより、施設ごとに適用される技術基準規則の条文を明確にする。
- (c) 様式-2 (1/2) , 様式-2 (2/2) で明確にした適合性確認対象設備を、実用炉規則別表第二の施設区分ごとに、様式-5-1「技術基準規則と設工認書類との関連性を示

す星取表（例）」（以下「様式-5-1」という。）及び様式-5-2「設工認添付書類星取表（例）」（以下「様式-5-2」という。）で機器として整理する。

また、様式-4（1/2）、様式-4（2/2）で取りまとめた結果を用いて、施設ごとに適用される技術基準規則の条項号を明確にし、技術基準規則の各条文と設工認との関連性を含めて様式-5-1で整理する。

b. 技術基準規則条文ごとの基本設計方針の作成

設計を主管する箇所の長は、以下により、技術基準規則等の適合性確認対象設備に必要な要求事項を具体化し、漏れなく適用していくための基本設計方針を技術基準規則の条文ごとに作成する。

なお、基本設計方針の作成に当たっての統一的な考え方を添付3「技術基準規則ごとの基本設計方針の作成に当たっての基本的な考え方」に示す。

- (a) 様式-7「要求事項との対比表（例）」（以下「様式-7」という。）に、基本設計方針の作成に必要な情報として、技術基準規則の各条文及びその解釈、並びに関係する設置変更許可申請書本文及びその添付書類に記載されている内容を原文のまま引用し、その内容を確認しながら、設計すべき項目を基本設計方針として漏れなく作成する。
- (b) 基本設計方針の作成にあわせて、基本設計方針として記載する事項及びそれらの技術基準規則への適合性の考え方（理由）、基本設計方針として記載しない場合の考え方、並びに詳細な検討が必要な事項として含めるべき実用炉規則別表第二に示された添付書類との関係を明確にし、それらを様式-6「各条文の設計の考え方（例）」（以下「様式-6」という。）に取りまとめる。
- (c) (a)及び(b)で作成した条文ごとの基本設計方針を整理した様式-7及び基本設計方針作成時の考え方を整理した様式-6、並びに「3.3.3(1)a.(b)」で作成した各施設に適用される技術基準規則の条文を明確にした様式-4（1/2）、様式-4（2/2）を用いて、施設ごとの基本設計方針を作成する。
- (d) 作成した基本設計方針を基に、抽出した適合性確認対象設備に対する耐震重要度分類、機器クラス、兼用する際の登録の考え方及び当該適合性確認対象設備に必要な設工認書類との関連性を様式-5-2で明確にする。

(2) 適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）

設計を主管する箇所の長は、様式-2（1/2）、様式-2（2/2）で整理した適合性確認対象設備に対し、今回新たに設計が必要な基本設計方針への適合性を確保するための詳細設計を、「設計1」の結果を用いて実施する。

a. 基本設計方針の整理

設計を主管する箇所の長は、基本設計方針（「3.3.3(1)b. 技術基準規則条文ごとの基本設計方針の作成」参照）に基づく設計の実施に先立ち、基本設計方針に従った設計を漏れなく実施するため、基本設計方針の内容を以下の流れで分類し、技術基準規則への適合性の確保が必要な要求事項を整理する。

- (a) 条文ごとに作成した基本設計方針を設計項目となるまとまりごとに整理する。
- (b) 整理した設計方針を分類するためのキーワードを抽出する。
- (c) 抽出したキーワードを基に要求事項を第3表に示す要求種別に分類する。
- (d) 分類した結果を、設計項目となるまとまりごとに、様式-8「基準適合性を確保するための設計結果と適合性確認状況一覧表（例）」（以下「様式-8」という。）の「基本設計方針」欄に整理する。
- (e) 設工認の設計に不要な以下の基本設計方針を、様式-8の該当する基本設計方針に網掛けすることにより区別し、設計が必要な要求事項に変更があった条文に対応した基本設計方針を明確にする。
 - ・定義（基本設計方針で使用されている用語の説明）
 - ・冒頭宣言（設計項目となるまとまりごとの概要を示し、冒頭宣言以降の基本設計方針で具体的な設計項目が示されているもの）
 - ・規制要求に変更のない既設設備に適用される基本設計方針（既設設備のうち、過去に当該要求事項に対応するための設計が行われており、様式-4（1/2）、様式-4（2/2）及び様式-5-1で従来の技術基準規則から変更がないとした条文に対応した基本設計方針）
 - ・適合性確認対象設備に適用されない基本設計方針（当該適合性確認対象設備に適用されず、設計が不要となる基本設計方針）

第3表 要求種別ごとの適合性の確保に必要な主な設計事項と
その妥当性を示すための記録との関係

要求種別			主な設計事項	設計方針の妥当性を示す記録	
設備	設計 要求	設置 要求	必要となる機能・性能を有する設備の選定	設置変更許可申請書に記載した機能を持つために必要な設備の選定 配置設計	<ul style="list-style-type: none"> 設計資料 設備図書（図面，構造図，仕様書） 等
		系統 構成	目的とする機能・性能を実際に発揮させるために必要な具体的な系統構成・設備構成	設置変更許可申請書の記載を基にした，実際に使用する系統構成・設備構成の決定	<ul style="list-style-type: none"> 設計資料 有効性評価結果（設置変更許可申請書での安全解析の結果を含む） 系統図 設備図書（図面，構造図，仕様書） 等
		機能 要求	目的とする機能・性能を実際に発揮させるために必要な設備の具体的な仕様	仕様設計 構造設計 強度設計（クラスに応じて） 耐震設計（クラスに応じて） 耐環境設計 配置設計	<ul style="list-style-type: none"> 設計資料 設備図書（図面，構造図，仕様書） インターロック線図 算出根拠（計算式等） カタログ 等
		評価 要求	対象設備が目的とする機能・性能を持つことを示すための方法とそれに基づく評価	仕様決定のための解析 条件設定のための解析 実証試験 技術基準規則に適合していることを確認するための解析	<ul style="list-style-type: none"> 設計資料 解析計画（解析方針） 業務報告書（解析結果） 手計算結果 等
運用	運用要求	保安規定で定める必要がある運用方法とそれに基づく計画	維持又は運用のための計画の作成	—	

- b. 適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（対象設備の仕様の決定含む）

設計を主管する箇所の長は、適合性確認対象設備を技術基準規則に適合したものとするために、以下により、必要な詳細設計を実施する。

また、具体的な設計の流れを第5図に示す。

- (a) 第3表に示す「要求種別」ごとの「主な設計事項」に示す内容について、「3.7.1 文書及び記録の管理」で管理されている設備図書や「3.6 設工認における調達管理の方法」に従った調達からの業務報告書等の記録をインプットとして、基本設計方針に対し、必要な詳細設計の方針（要求機能、性能目標、防護方針等を含む。）を定め、適合性確認対象設備が、技術基準規則等の設計要求事項への適合性を確保するための詳細設計を実施する。

なお、以前から設置している設備及び既に工事を着手し、設工認申請時点で設置が完了している設備については、それらの設備が定めた詳細設計の方針を満たす機能・性能を有していることを確認した上で、設工認申請に必要な設備の仕様等を決定する。

- (b) 様式-6で明確にした、詳細な検討を必要とした事項を含めて詳細設計を実施するとともに、以下に該当する場合は、その内容に従った詳細設計を実施する。

イ. 評価を行う場合

詳細設計として評価（解析を含む。）を実施する場合は、基本設計方針を基に詳細な評価方針及び評価方法を定めた上で、評価を実施する。

また、評価の実施において、解析を行う場合は、「3.3.3(2)c. 詳細設計の品質を確保する上で重要な活動の管理」に基づく管理により品質を確保する。

ロ. 複数の機能を兼用する設備の設計を行う場合

複数の機能（施設間を含む。）を兼用する設備の設計を行う場合は、兼用するすべての機能を踏まえた設計を確実に実施するため、組織間の情報伝達を確実に実施し、兼用する機能ごとの系統構成を把握し、兼用する機能を集約した上で、兼用するすべての機能を満たすよう設計を実施する。

ハ. 設備設計を他設備の設計に含めて設計を行う場合

設備設計を他設備の設計に含めて設計を行う場合は、設計が確実に行われるようにするために、組織間の情報伝達を確実に実施し、設計をまとめて実施する側で複数の対象を考慮した設計を実施したのち、設計を委ねた側においても、その設計結果を確認する。

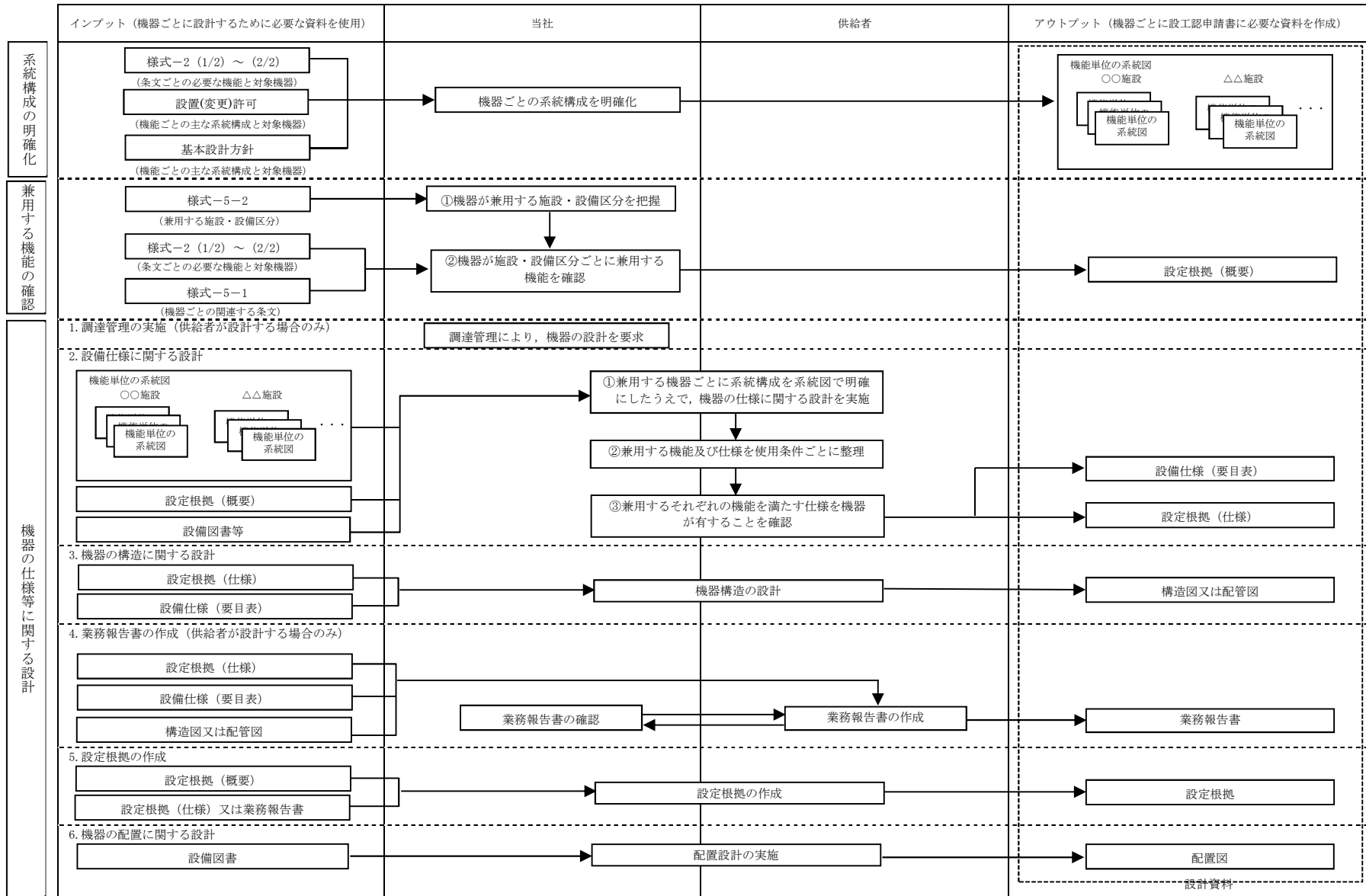
二. 他号機と共用する設備の設計を行う場合

様式-2 (1/2) , 様式-2 (2/2) を基に他号機と共用する設備の設計を行う場合は、設計が確実に行われるようにするため、組織間の情報伝達を確実に実施し、号機ごとの設計範囲を明確にし、必要な設計が確実に行われるよう管理する。

上記のイ.～ニ.の場合において、設計の妥当性を検証し、詳細設計方針を満たすことを確認するために使用前事業者検査等及び自主検査等（以下「検査等」という。）を実施しなければならない場合は、条件及び方法を定めた上で実施する。

また、これらの設計として実施したプロセスを様式-1に取りまとめるとともに、設計結果を、様式-8の「設工認設計結果（要目表／設計方針）」欄に整理する。

- (c) 第3表に示す要求種別のうち「運用要求」に分類された基本設計方針については、本社組織の保安規定の取りまとめを主管する箇所の長にて、保安規定に必要な対応を取りまとめる。



第5図 主要な設備の設計

c. 詳細設計の品質を確保する上で重要な活動の管理

設計を主管する箇所の長は、詳細設計の品質を確保する上で重要な活動となる「調達による解析」及び「手計算による自社解析」について、以下の活動を実施し、品質を確保する。

(a) 調達による解析の管理

基本設計方針に基づく詳細設計で解析を実施する場合は、解析結果の品質を確保するため、設工認品質管理計画に基づく品質保証活動を行う上で、特に以下の点に配慮した活動を実施し、品質を確保する。

イ. 調達による解析

調達により解析を実施する場合は、解析の品質を確保するために、供給者に対し、「原子力施設における許認可申請等に係る解析業務の品質向上ガイドライン（2021年6月改定、一般社団法人原子力安全推進協会）」を反映した以下に示す管理を確実にするための品質マネジメントシステム体制の構築等に関する調達要求事項を仕様書により要求し、それに従った品質マネジメントシステム体制の下で解析を実施させるよう「3.6 設工認における調達管理の方法」に従った調達管理を実施する。

なお、解析の調達管理に関する具体的な流れを添付4「設工認における解析管理について」の「別図1」に示す。

(イ) 解析業務を実施するにあたり、あらかじめ解析業務の計画を策定し、解析業務の計画書により文書化する。

なお、解析業務の計画書には、以下に示す事項の計画を明確にする。

- ・実施目的
- ・内容（実施方法）
- ・体制
- ・時期

(ロ) 解析業務に係る必要な力量を確保するとともに、従事する要員（原解析者・検証者）は必要な力量を有した者とする。

ロ. 計算機プログラム（解析コード）の管理

計算機プログラムは、評価目的に応じた解析結果を保証するための重要な役割を持っていることから、使用実績や使用目的に応じ、計算機プログラムが適正なものであることを以下のような方法により検証し、使用する。

- ・実機運転データとの比較
- ・大型実験／ベンチマーク試験結果との比較
- ・他の計算機プログラムによる計算結果との比較
- ・簡易モデル（サンプル計算例）、標準問題を用いた解析結果との比較 等

ハ. 解析業務で用いる入力情報の伝達について

当社及び供給者は、それぞれの品質マネジメントシステムに基づき文書及び記録の管理を実施していることから、設工認に必要な解析業務のうち、設備又は土木建築構造物を設置した供給者と同一の供給者が主体となって解析を実施する場合は、解析を実施する供給者が所有する図面とそれを基に作成され納入されている当社所有の設備図書で、同じ最新性を確保する。

また、設備を設置した供給者以外の供給者にて解析を実施する場合は、当社で管理している図面を供給者に提供することで、供給者に最新性が確保された図面で解析を実施させる。

ニ. 入力根拠の作成

供給者に、解析業務計画書等に基づき解析ごとの入力根拠を明確にした入力根拠書を作成させ、計算機プログラムへの入力間違いがないか確認させることで、入力根拠の妥当性及び入力データが正しく入力されたことの品質を確保する。

(b) 手計算による自社解析

自社で実施する解析（手計算）は、評価を実施するために必要な計算方法及び入力データを明確にした上で、当該業務の力量を持つ要員が実施する。

また、実施した解析結果に間違いがないようにするために、入力根拠、入力値及び解析結果について、解析を実施した者以外が確認を実施し、解析結果の信頼性を確保する。

(3) 設計のアウトプットに対する検証

工認プロジェクトの品質保証チーム管理者は、「3.3.3 設工認における設計及び設計のアウトプットに対する検証」の「設計1」及び「設計2」に基づき作成した設計資料について、これが設計のインプット（「3.3.1 適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」及び「3.3.2 各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定」参照）で与えられた要求事項に対する適合性を確認した上で、要求事項を満たしていることの検証を、原設計者以外の力量を有する者に実施させる。

(4) 設工認申請書の作成

設計を主管する箇所の長は、適合性確認対象設備を第6図及び第7図のフローに基づき分類し、その結果を様式-2 (1/2) , 様式-2 (2/2) に取りまとめるとともに、設工認の設計として実施した「3.3.3(1) 基本設計方針の作成（設計1）」及び「3.3.3(2) 適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）」からのアウトプットを基に、「設計及び工事の計画認可申請書における本文及び添付書類の作成要領について」に従って、設工認に必要な書類等を以下のとおり取りまとめる。

a. 要目表の作成

設計を主管する箇所の長は、「3.3.3(2) 適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）」の設計結果及び図面等の設計資料を基に、実用炉規則別表第二の「設備別記載事項」の要求に従って、必要な事項（種類、主要寸法、材料、個数等）を設備ごとに表（要目表）又は図面等に取りまとめる。

b. 施設ごとの「基本設計方針」及び「適用基準及び適用規格」の作成

設計を主管する箇所の長は、「3.3.3(1)b. 技術基準規則条文ごとの基本設計方針の作成」で作成した施設ごとの基本設計方針を基に、実用炉規則別表第二に示された発電用原子炉施設の施設ごとの基本設計方針としてまとめ直すことにより、設工認として必要な基本設計方針を作成する。

また、技術基準規則に規定される機能・性能を満足させるための基本的な規格及び基準を、「適用基準及び適用規格」として取りまとめる。

c. 工事の方法の作成

設計を主管する箇所の長は、適合性確認対象設備等が、期待される機能を確実に発揮することを示すため、当該工事の手順並びに使用前事業者検査の項目及び方法を記載するとともに、工事中の従事者及び公衆に対する放射線管理や他の設備に対する悪影響防止等の観点から特に留意すべき事項を「工事の方法」として取りまとめる。

d. 各添付書類の作成

設計を主管する箇所の長は、「3.3.3(2) 適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）」の設計結果、図面等の設計資料及び基本設計方針に対して詳細な設計結果や設計の妥当性に関する説明が必要な事項を取りまとめた様式-6及び様式-7を用いて設工認と実用炉規則別表第二の関係を整理した様式-5-2を基に添付書類を作成する。

なお、実用炉規則別表第二に示された添付書類において、解析コードを使用している場合には、添付書類の別紙として「計算機プログラム（解析コード）の概要」を作成する。

e. 設工認申請書案のチェック

工認プロジェクトのプロジェクトマネージャは、作成した設工認申請書案について、「設計及び工事の計画認可申請書本文及び添付書類作成・確認要領」に基づき、以下の要領で本社及び発電所の関係箇所のチェックを受ける。

(a) 本社及び発電所の関係箇所でのチェック分担を明確にしてチェックする。

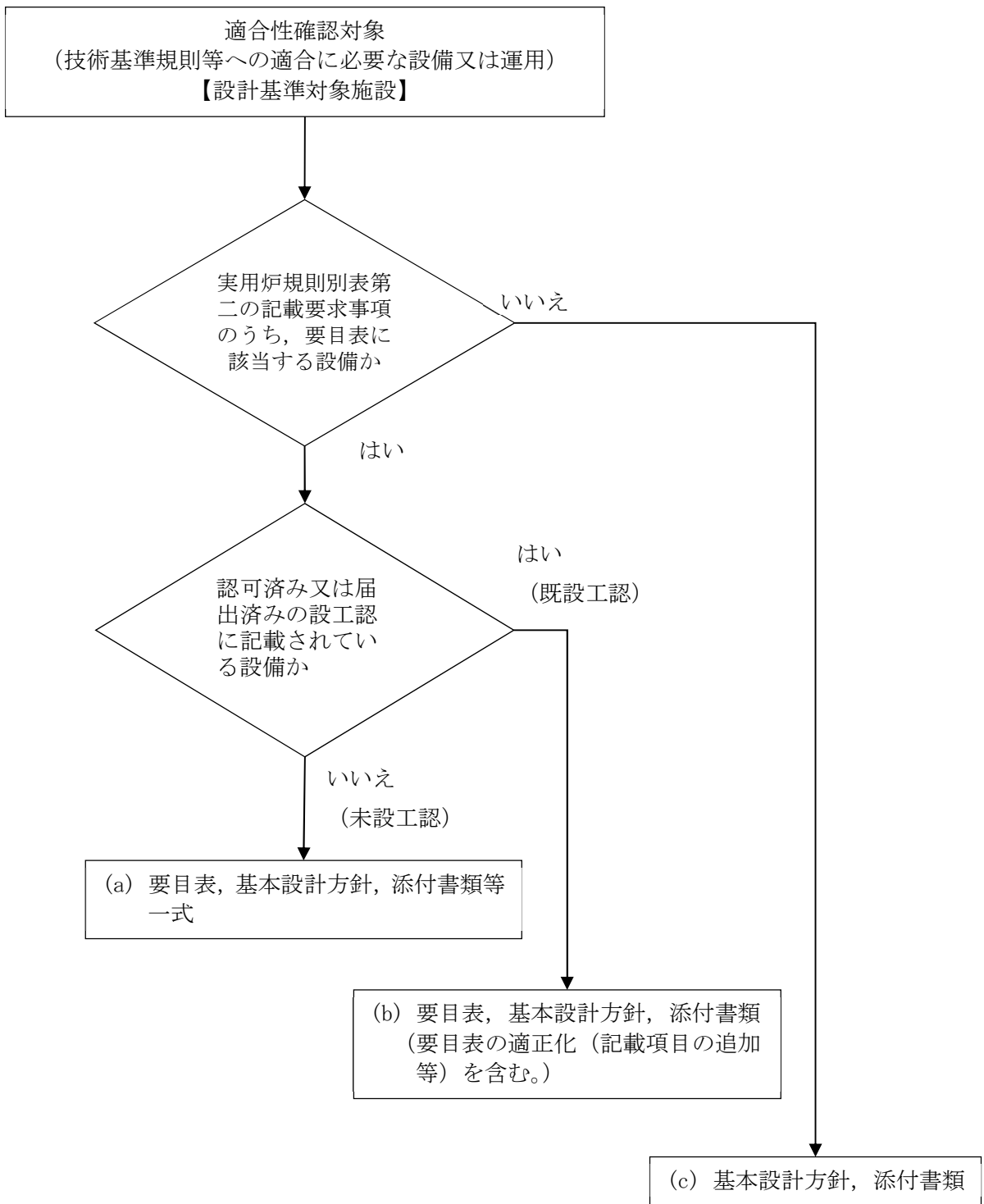
(b) 本社及び発電所の関係箇所からチェック結果として、コメントが付されている場合は、その反映要否を検討し、必要に応じ資料を修正した上で、再度チェックする。

(c) 必要に応じこれらを繰り返し、設工認申請書案のチェックを完了する。

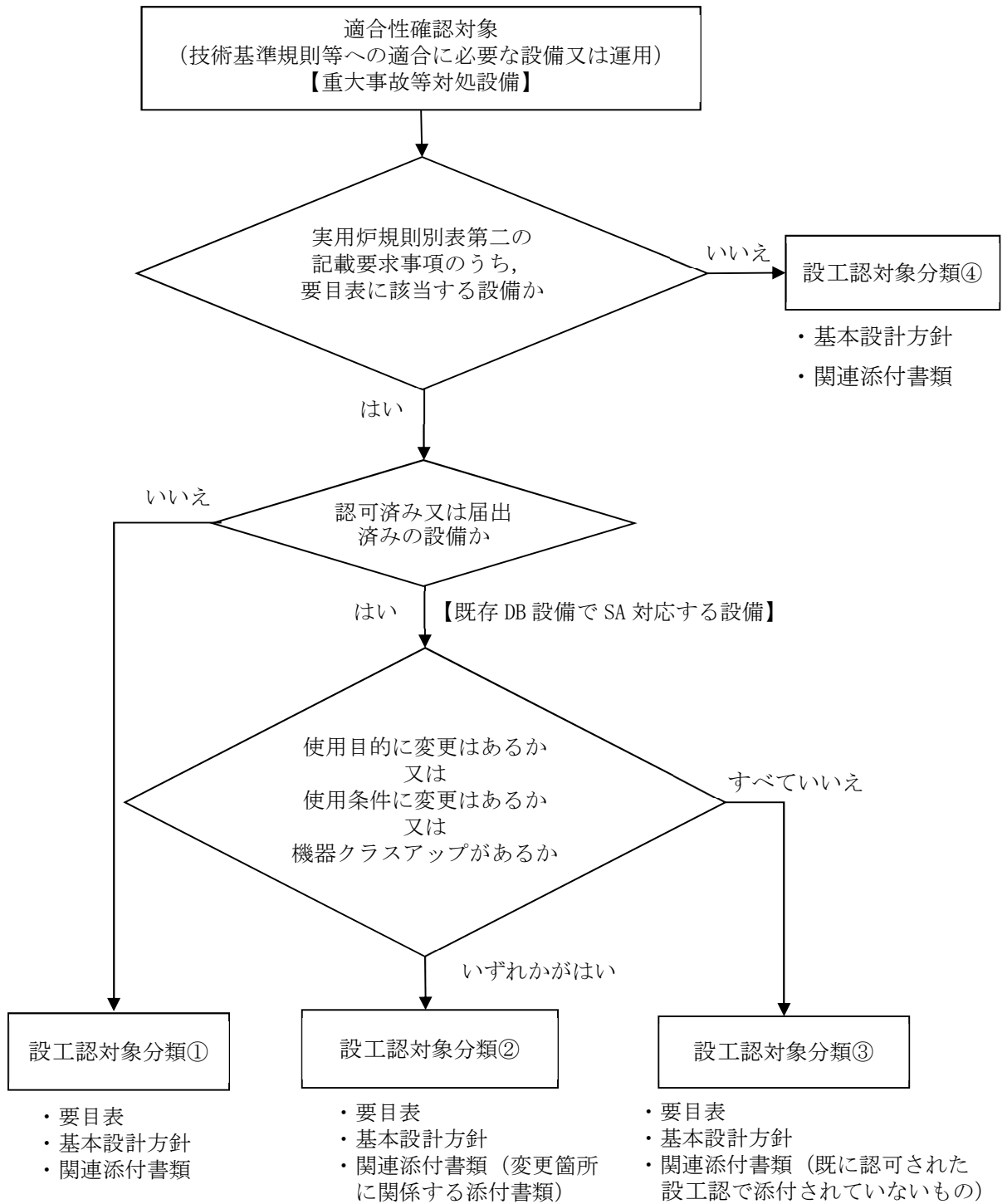
(5) 設工認申請書の承認

「3.3.3(3) 設計のアウトプットに対する検証」及び「3.3.3(4)e. 設工認申請書案のチェック」を実施した設工認申請書案について、工認プロジェクトのプロジェクトマネージャは、設計を主管する箇所の長が作成した資料を取りまとめ、「保安管理基本マニュアル」に基づき原子力発電保安運営委員会へ付議し、審議及び確認を得る。原子力発電保安運営委員会での審議、確認が終了した後、原子力発電保安委員会に付議し、審議及び確認を得る。

原子力発電保安委員会の審議及び確認を得た設工認申請書について、原子力設備管理部長の承認を得る。



第6図 適合性確認対象設備の設工認に記載する箇所の選定 (設計基準対象施設)



第7図 適合性確認対象設備の設工認に記載する箇所の選定 (重大事故等対処設備)

3.3.4 設計における変更

設計を主管する箇所の長は、設計対象の追加又は変更が必要となった場合、「3.3.1 適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」～「3.3.3 設工認における設計及び設計のアウトプットに対する検証」の各設計結果のうち、影響を受けるものについて必要な設計を実施し、影響を受けた段階以降の設計結果を必要に応じ修正する。

3.4 工事に係る品質管理の方法

工事を主管する箇所の長は、設工認に基づく設備の具体的な設計の実施（設計3）及び、その結果を反映した設備を導入するために必要な工事を、「3.6 設工認における調達管理の方法」を適用して実施する。

3.4.1 設工認に基づく設備の具体的な設計の実施（設計3）

設工認において、工事を主管する箇所の長は、工事段階において、以下のいずれかの方法で、設工認を実現するための設備の具体的な設計（設計3）を実施し、決定した具体的な設計結果を様式-8の「設備の具体的設計結果」欄に取りまとめる。

また、新規規制基準施行以前から設置している設備及び既に工事を着手し設置を終えている設備について、既に実施された具体的な設計の結果が設工認に適合していることを確認し、様式-8の「設備の具体的設計結果」欄に取りまとめる。

(1) 自社で設計する場合

工事を主管する箇所の長は、「設計 3」を実施し、適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2）との照合を行う。

また、詳細設計の検証を行う。

設計の妥当性確認については「3.5.2 使用前事業者検査の計画」で策定する使用前事業者検査にて行う。

(2) 「設計3」を本社組織の工事を主管する箇所の長が調達し発電所組織の工事を主管する箇所の長が調達管理として「設計3」を管理する場合

本社組織の工事を主管する箇所の長は、「3.6 設工認における調達管理の方法」に従った調達により「設計 3」を実施する。

また、発電所組織の工事を主管する箇所の長は、その調達の中で供給者が実施する「設計 3」の管理を、調達管理として詳細設計の検証及び妥当性確認を行うことにより管理する。

(3) 「設計3」を発電所組織の工事を主管する箇所の長が調達しかつ調達管理として「設計 3」を管理する場合

発電所組織の工事を主管する箇所の長は、「3.6 設工認における調達管理の方法」に従った調達により「設計 3」を実施する。

また、発電所組織の工事を主管する箇所の長は、その調達の中で供給者が実施する「設計3」の管理を、調達管理として詳細設計の検証及び妥当性確認を行うことにより管理する。

- (4) 「設計3」を本社組織の工事を主管する箇所の長が調達しかつ調達管理として「設計3」を管理する場合

本社組織の工事を主管する箇所の長は、「3.6 設工認における調達管理の方法」に従った調達により「設計3」を実施する。

また、本社組織の工事を主管する箇所の長は、その調達の中で供給者が実施する「設計3」の管理を、調達管理として詳細設計の検証及び妥当性確認を行うことにより管理する。

3.4.2 設備の具体的な設計に基づく工事の実施

工事を主管する箇所の長は、設工認に基づく設備を設置するための工事を、「工事の方法」に記載された工事の手順並びに「3.6 設工認における調達管理の方法」に従い実施する。

ただし、設工認に基づき設置する設備のうち、新規制基準施行以前から設置している設備及び既に工事を着手し工事を継続している設備又は着手し設置を終えている設備については、以下のとおり取り扱う。

- (1) 新規制基準施行以前に設置している適合性確認対象設備

設工認に基づく設備を設置する工事のうち、新規制基準施行以前から設置し設工認に基づく設備としての工事が完了している適合性確認対象設備については、「3.5 使用前事業者検査の方法」から実施する。

- (2) 既に工事を着手し設置を完了し調達製品の検証段階の適合性確認対象設備

設工認に基づく設備を設置する工事のうち、既に工事を着手し設置を完了して調達製品の検証段階の適合性確認対象設備については、「3.5 使用前事業者検査の方法」から実施する。

- (3) 既に工事を着手し工事を継続している適合性確認対象設備

設工認に基づく設備を設置する工事のうち、既に工事を着手し工事を継続している適合性確認対象設備については、「3.6 設工認における調達管理の方法」に従い、着手時点のグレードに応じた工事を継続して実施するとともに、「3.5 使用前事業者検査の方法」から実施する。

なお、この工事の中で使用前事業者検査を実施する場合は、「3.6 設工認における調達管理の方法」に従った調達製品の検証の中で、使用前事業者検査を含めて実施する。

3.5 使用前事業者検査の方法

検査の取りまとめを主管する箇所長の長は、工事を主管する箇所長の長に依頼を受け、工事を主管する箇所から独立した箇所長の長を、検査を担当する箇所長の長として指名する。

工事を主管する箇所長の長は、保安規定に基づき使用前事業者検査の計画（検査項目、検査方法及び検査実施時期）を策定する。

検査を担当する箇所長の長は、適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認するため、「使用前事業者検査等及び自主検査等基本マニュアル」に従い、工事を主管する箇所からの独立性を確保した検査体制の下、検査要領書を制定し、使用前事業者検査を実施する。

3.5.1 使用前事業者検査での確認事項

使用前事業者検査では、適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認するために、以下の項目について検査を担当する箇所長の長が検査を実施する。

- ① 実設備の仕様の適合性確認
- ② 実施した工事が、「3.4.1 設工認に基づく設備の具体的な設計の実施（設計 3）」及び「3.4.2 設備の具体的な設計に基づく工事の実施」に記載したプロセス並びに「工事の方法」のとおり行われていること。

これらの項目のうち、①を第4表に示す検査として、②を品質マネジメントシステムに係る検査（以下「QA 検査」という。）として実施する。

また、QA 検査では上記②に加え、上記①のうち工事を主管する箇所（供給者を含む。）が実施する検査（工事を主管する箇所が採取した記録・ミルシートや検査における自動計測等。）の信頼性の確認（記録確認検査や抜取検査の信頼性確保）を行い、設工認に基づく検査の信頼性を確保する。

3.5.2 使用前事業者検査の計画

工事を主管する箇所長の長は、適合性確認対象設備が認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認するため、技術基準規則に適合するよう実施した設計結果を示した様式-8の「設工認設計結果（要目表／設計方針）」欄ごとに設計の妥当性確認を含む使用前事業者検査を「確認方法」欄に取りまとめ、検査項目、検査方法を明確にする。

ただし、主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査については、「使用前事業者検査等及び自主検査等基本マニュアル」に従い対象範囲を確認し、検査実施時期を定めた検査実施計画を作成する。

なお、使用前事業者検査は、「工事の方法」に記載された使用前事業者検査の項目及び方法並びに第3表の要求種別ごとに第4表に示す確認項目、確認視点及び主な検査項目を基に、様式-8の「確認方法」欄に取りまとめる。

また、適合性確認対象設備のうち、技術基準規則上の措置（運用）に必要な設備についても、使用前事業者検査を様式-8の「確認方法」欄に取りまとめ、検査項目、検査方法を明確にする。

検査を担当する箇所の長は、使用前事業者検査の実施にあたり、工事を主管する箇所の長が策定した検査計画を以下の観点で確認することで、検査の信頼性を確保する。

- ① 対象設備に対し検査項目、検査方法が適切に設定されていること。
- ② 検査実施時期が設備の工事工程に対して、適切な時期に計画されていること。

個々に実施する使用前事業者検査に加えてプラント運転に影響を及ぼしていないことを総合的に確認するため、特定の条文・様式-8に示された「設工認設計結果（要目表／設計方針）」欄によらず、定格熱出力一定運転時の主要パラメータを確認することによる使用前事業者検査（負荷検査）の計画を必要に応じて策定する。

第4表 要求種別に対する確認項目及び確認視点

要求種別		確認項目	確認視点	主な検査項目		
設備	設計要求	設置要求	名称, 取付箇所, 個数, 設置状態, 保管状態	設計要求のとおり の名称, 取付箇所, 個数 で設置されていること を確認する。	<ul style="list-style-type: none"> ・据付検査 ・状態確認検査 ・外観検査 	技術基準規則の 要求事項に対し, 適合してい ることを確認す るための検査方 法を整理し, 様 式-8 にまとめ る。 (検査概要につ いては, 「3.5.5 使用前事業者検 査の実施」参照)
		系統構成	系統構成, 系統隔離, 可搬設備の 接続性	実際に使用できる系 統構成になっている ことを確認する。	<ul style="list-style-type: none"> ・機能・性能検査 	
		機能要求	容量, 揚程 等の仕様 (要目表)	要目表の記載のとお りであることを確認 する。	<ul style="list-style-type: none"> ・材料検査 ・寸法検査 ・建物・構築物構造 検査 ・外観検査 ・据付検査 ・耐圧検査 ・漏えい検査 ・機能・性能検査 ・特性検査 ・状態確認検査 	
			上記以外の 所要の機能 要求事項	目的とする機能・性能 が発揮できることを 確認する。		
		評価要求	評価のインプ ット条件等の 要求事項	評価条件を満足して いることを確認する。	<ul style="list-style-type: none"> ・状態確認検査 	
			評価結果を設 計条件とする 要求事項	内容に応じて, 設置要 求, 系統構成, 機能要 求として確認する。	<ul style="list-style-type: none"> ・内容に応じて, 設 置要求, 系統構 成, 機能要求の検 査を適用 	
運用	運用要求	手順確認	(保安規定) 手順化されているこ とを確認する。	<ul style="list-style-type: none"> ・状態確認検査 		

(1) 使用前事業者検査の方法の決定

使用前事業者検査の実施に先立ち、「工事の方法」に記載された使用前事業者検査の項目及び方法並びに第3表の要求種別ごとに定めた第4表に示す確認項目、確認視点及び主な検査項目の考え方を使って、確認項目ごとの設計結果に関する具体的な検査概要を以下の手順により使用前事業者検査の方法として明確にする。

なお、第4表の主な検査項目ごとの検査概要及び判定基準の考え方を第5表に示す。

- a. 様式-8の「設工認設計結果（要目表／設計方針）」欄及び「設備の具体的設計結果」欄に記載された内容と該当する要求種別を基に、検査項目を決定する。
- b. 決定された検査項目より、第5表に示す「検査項目、検査概要及び判定基準の考え方について（代表例）」及び「工事の方法」を参照し適切な検査方法を決定する。
- c. 決定した各設備に対する検査方法は、様式-8の「確認方法」欄に取りまとめる。
なお、「確認方法」欄では、以下の内容を明確にする。
 - ・検査項目
 - ・検査方法

第5表 検査項目、検査概要及び判定基準の考え方について（代表例）

検査項目	検査概要	判定基準の考え方
材料検査	・使用されている材料が設工認に記載のとおりであること、また関係規格*1 *2等に適合することを、記録又は目視により確認する。	・使用されている材料が設工認に記載のとおりであること、また関係規格等に適合すること。
寸法検査	・主要寸法が設工認に記載の数値に対して許容範囲内であることを、記録又は目視により確認する。	・主要寸法が設工認に記載の数値に対して許容範囲内にあること。
外観検査	・有害な欠陥のないことを記録又は目視により確認する。	・機能・性能に影響を及ぼす有害な欠陥のないこと。
据付検査 (組立て及び据付け状態を確認する検査)	・常設設備の組立て状態並びに据付け位置及び状態が設工認に記載のとおりであることを、記録又は目視により確認する。	・設工認に記載のとおりに設置されていること。
耐圧検査	・技術基準規則の規定に基づく検査圧力で所定時間保持し、検査圧力に耐え、異常のないことを、記録又は目視により確認する。	・検査圧力に耐え、異常のないこと。
漏えい検査	・耐圧検査終了後、技術基準規則の規定に基づく検査圧力により漏えいの有無を、記録又は目視により確認する。	・検査圧力により著しい漏えいのないこと。
建物・構築物構造検査	・建物・構築物が設工認に記載のとおり製作され、組み立てられていること、また関係規格*1 *2等に適合することを、記録又は目視により確認する。	・主要寸法が設工認に記載の数値に対して許容範囲内にあること、また関係規格等に適合すること。
機能・性能検査 特性検査	・系統構成確認検査*3 実際に使用する系統構成及び可搬型設備等の接続が可能なことを、記録又は目視により確認する。	・実際に使用する系統構成になっていること。 ・可搬型設備等の接続が可能なこと。
	・運転性能検査、通水検査、系統運転検査、容量確認検査 設計で要求される機能・性能について、実際に使用する系統状態又は模擬環境により試運転等を行い、機器単体又は系統の機能・性能を、記録又は目視により確認する。	・実際に使用する系統構成になっていること。 ・目的とする機能・性能が発揮できること。
	・絶縁耐力検査 電気設備と大地との間に、試験電圧を連続して規定時間加えたとき、絶縁性能を有することを、記録（工場での試験記録等を含む）又は目視により確認する。	・目的とする絶縁性能を有すること。
	・ロジック回路動作検査、警報検査、インターロック検査 電気設備又は計測制御設備について、ロジック確認、インターロック確認及び警報確認等を行い、設備の機能・性能又は特性を、記録又は目視により確認する。	・ロジック、インターロック及び警報が正常に動作すること。
	・外観検査 建物、構築物、非常用電源設備等の完成状態を、記録又は目視により確認する。	・機能・性能に影響を及ぼす有害な欠陥のないこと。 ・設工認に記載のとおりに設置されていること。
	・計測範囲確認検査、設定値確認検査 計測制御設備の計測範囲又は設定値を、記録（工場での校正記録等を含む）又は目視により確認する。	・計測範囲又は設定値が許容範囲内であること。
状態確認検査*4	・設置要求における機器保管状態、設置状態、接近性、分散配置及び員数が、設工認に記載のとおりであることを、記録又は目視により確認する。	・機器保管状態、設置状態、接近性、分散配置及び員数が適切であること。
	・評価要求に対するインプット条件（耐震サポート等）との整合性確認を、記録又は目視により確認する。	・評価条件を満足していること。
	・運用要求における手順が整備され、利用できることを確認する。	・運用された手順が整備され、利用できること。
基本設計方針に係る検査*5	・機器等が設工認に記載された工事の方法及び基本設計方針に従って据付けられ、機能及び性能を有していることを確認する。	・機器等が設工認に記載された工事の方法及び基本設計方針に従って据付けられ、機能及び性能を有していること。
品質マネジメントシステムに係る検査	・事業者が設工認に記載された品質マネジメントシステムに従って、設計情報を工事に引継ぎ、工事の実施体制が確保されていることを確認する。	・事業者が設工認に記載された品質マネジメントシステムに従って、設計情報を工事に引継ぎ、工事の実施体制が確保されていること。

注記*1：消防法及びJIS

*2：設計の際に採用した適用基準又は適用規格

*3：通水検査を分割して検査を実施する等、使用時の系統での通水ができない場合に実施（通水検査と同系統である場合には、検査時に系統構成を確認するため不要）

*4：検査対象機器の動作確認は、機能・性能検査を主とするが、技術基準規則54条の検査として、適用可能な手順を用いて動作できることの確認を行う場合は、その操作が可能な構造であることを状態確認検査で確認する。

*5：基本設計方針のうち、各検査項目で確認できない事項を対象とする。

3.5.3 検査計画の管理

検査の取りまとめを主管する箇所の長は、使用前事業者検査を適切な段階で実施するため、関係箇所と調整の上、発電所全体の主要工程を踏まえた使用前事業者検査工程表を作成し、使用前事業者検査の実施時期及び使用前事業者検査が確実に行われることを管理する。

3.5.4 主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理

検査を担当する箇所の長は、溶接が特殊工程であることを踏まえ、製作工程中の検査項目ごとの溶接のプロセス検査を実施するため、工程管理等の計画を策定し、溶接施工工場におけるプロセスの適切性の確認及び監視を行う。

また、溶接継手に対する要求事項は、溶接部詳細一覧表（溶接方法、溶接材料、溶接施工法、熱処理条件、検査項目等）により管理し、これに係る関連図書を含め、業務の実施に当たって必要な図書を溶接施工工場に提出させ、それを審査、承認し、必要な管理を実施する。

3.5.5 使用前事業者検査の実施

検査を担当する箇所の長は、「使用前事業者検査等及び自主検査等基本マニュアル」に準じて、検査要領書を制定、検査体制を確立して使用前事業者検査を実施する。

(1) 使用前事業者検査に係る要員の力量確保及び教育・訓練

使用前事業者検査に従事する者は、あらかじめ教育・訓練を受講し、検査に必要な力量を有する者とする。

(2) 使用前事業者検査の独立性確保

検査の取りまとめを主管する箇所の長は、工事を主管する箇所と組織的に独立した箇所に検査の実施を依頼する。

(3) 使用前事業者検査の体制

検査を担当する箇所の長は、検査要領書で明確にする第 8 図に示す使用前事業者検査の体制を、当該検査における力量を有する者で構成する。

a. 所長

所長は、発電所における保安に関する業務を統括管理するとともに、その業務遂行に係る品質保証活動を統括する。

b. 総括責任者（ユニット所長）

ユニット所長は、所管ユニットにおける運転及び保全の業務を統括管理する。

c. 総括責任者（原子力安全センター所長）（QA 検査）

原子力安全センター所長は、発電所における品質保証体系の総括に係る業務を統括管理する。

- d. 主任技術者（原子炉主任技術者，ボイラー・タービン主任技術者，電気主任技術者）
主任技術者は、担当検査について保安上の観点から検査要領書を確認するとともに、検査を担当する箇所から独立した立場で検査に立会うか記録を確認し、指導・助言を行う。
- ・原子炉主任技術者は、主に原子炉の核的特性や性能に係る事項等、原子炉の運転に関する保安の監督を行う。
 - ・ボイラー・タービン主任技術者は、主に機械設備の構造、機能及び性能に係る事項等、原子力発電工作物の工事、維持及び運用（電氣的設備に係るものを除く。）に関する保安の監督を行う。
 - ・電気主任技術者は、主に電気設備の構造、機能及び性能に係る事項等、原子力発電工作物の工事、維持及び運用（電氣的設備）に関する保安の監督を行う。
- e. 品質管理担当
品質管理担当は、品質管理上の観点から、検査内容等への指導・助言を行う。
- f. パフォーマンス向上会議
パフォーマンス向上会議は、検査における不適合に関わる管理方針の審議・決定を行う。
- g. 検査を担当する箇所の長
検査を担当する箇所の長は、自らが検査実施責任者を行うか、検査実施責任者を指名する。
- h. 検査実施責任者
検査実施責任者は、検査に関わる業務の総括管理を行い、検査に対して最終的な責任を有する。
検査の判定基準を定めるとともに検査要領書を承認し、検査判定者に検査の実施を指示する。
検査に立会うか記録を確認し、検査判定者が行う確認・評価について技術基準適合性等を確認した後これを判定し、次工程への引渡しを許可するとともに検査成績書の承認を行う。
その後、検査終了を検査の取りまとめを主管する箇所の長に報告する。
また、検査判定者の役割を自ら行うことができる。（文書の作成・審査の重複兼務を除く。）
- i. 検査判定者

検査判定者は、検査に立会うか記録を確認し、検査要領書に定められた手順に基づき行なわれたことを確認・評価し、ホールドポイントを解除する。

また、採取データ等が判定基準内にあることについて確認・評価を行い上位者に報告する。

j. 設備管理を主管する箇所の長（当直長を含む）及び運転員

設備管理を主管する箇所の長は、検査の実施に関わる作業許可を行う。

なお、許可した検査であっても、原子炉施設の保安上必要な場合は、検査実施責任者に対し、検査の中断を命ずることができる。

また、設備管理を主管する箇所の長は、検査実施責任者からの依頼を受けたプラント設備の検査に関わる運転操作について、総括的な責任を担う。

運転員は、設備管理を主管する箇所の長の指示の下、検査に関わる業務のうち運転操作に関わる業務について、検査判定者の依頼により遂行する。

k. 工事を主管する箇所の長（作業担当者を含む）

工事を主管する箇所の長は、使用前事業者検査の実施が必要な場合には、検査の取りまとめを主管する箇所の長に検査を担当する箇所の長の指名を依頼する。

また、検査対象設備の施設管理に関わる業務の責任を担う。

工事を主管する箇所のメンバーは作業担当者として検査に携わる。

1. 作業助勢員

作業助勢員は、検査判定者の指示により検査助勢を行う。

(4) 使用前事業者検査の検査要領書の作成

検査を担当する箇所の長は、適合性確認対象設備が認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認するため、「使用前事業者検査等及び自主検査等基本マニュアル」に準じて、「3.5.2(1) 使用前事業者検査の方法の決定」で決定し、様式-8の「確認方法」欄で明確にした確認方法及び「工事の方法」を基に、使用前事業者検査を実施するための検査要領書を制定する。

検査要領書には、検査目的、検査対象範囲、検査項目、検査方法、判定基準、検査体制、検査工程、不適合管理、検査手順、検査用計器、検査助勢を請負企業等へ依頼する場合は当該企業の管理に関する事項、検査の記録の管理に関する事項、検査成績書（様式）を記載し、品質管理担当の審査を経て、検査実施責任者がこれを承認し、該当する主任技術者が確認する。

なお、検査要領書には使用前事業者検査の確認対象範囲として含まれる技術基準規則の条文を明確にする。

実施する検査が代替検査となる場合は、「3.5.5(5) 代替検査の確認方法の決定」に従い、代替による使用前事業者検査の方法を決定し、評価結果を検査要領書に添付するとと

もに、代替検査により実施することを要領書（検査項目、検査方法及び判定基準）に記載する。

(5) 代替検査の確認方法の決定

検査を担当する箇所の長は、使用前事業者検査実施にあたり、以下の条件に該当する場合には代替検査の評価を行い、その結果を当該の検査要領書に添付する。

a. 代替検査の条件

代替検査を用いる場合は、通常の方法で検査ができない場合であり、例えば以下の場合をいう。

- ・当該検査対象の品質記録（要求事項を満足する記録）がない場合（プロセス評価を実施し検査の成立性を証明する必要がある場合）*
- ・耐圧検査で圧力を加えることができない場合
- ・構造上外観が確認できない場合
- ・系統に実注入ができない場合
- ・電路に通電できない場合 等

注記*：「当該検査対象の品質記録（要求事項を満足する記録）がない場合（プロセス評価を実施し検査の成立性を証明する必要がある場合）とは、以下の場合をいう。

- ・材料検査で材料検査証明書（ミルシート）がない場合
- ・寸法検査記録がなく、実測不可の場合

b. 代替検査の評価

検査を担当する箇所の長は、代替検査による確認方法を用いる場合、本来の検査目的に対する代替性の評価を実施し、その結果を「3.5.5(4) 使用前事業者検査の検査要領書の作成」で制定する検査要領書の一部として添付し、該当する主任技術者による確認を経て適用する。

なお、検査目的に対する代替性の評価においては、以下の内容を明確にする。

- ・設備名称
- ・検査項目
- ・検査目的
- ・通常の方法で検査ができない理由
(例) 既存の発電用原子炉施設に悪影響を及ぼすことによる困難性
現状の設備構成上の困難性
作業環境における困難性 等
- ・代替検査の手法及び判定基準
- ・検査目的に対する代替性の評価*

注記*：記録の代替検査の手法、評価については「3.7.1 文書及び記録の管理」に従い、記録の成立性を評価する。

(6) 使用前事業者検査の実施

検査実施責任者は、検査判定者を指揮して、検査要領書に基づき、確立された検査体制の下で使用前事業者検査を実施する。

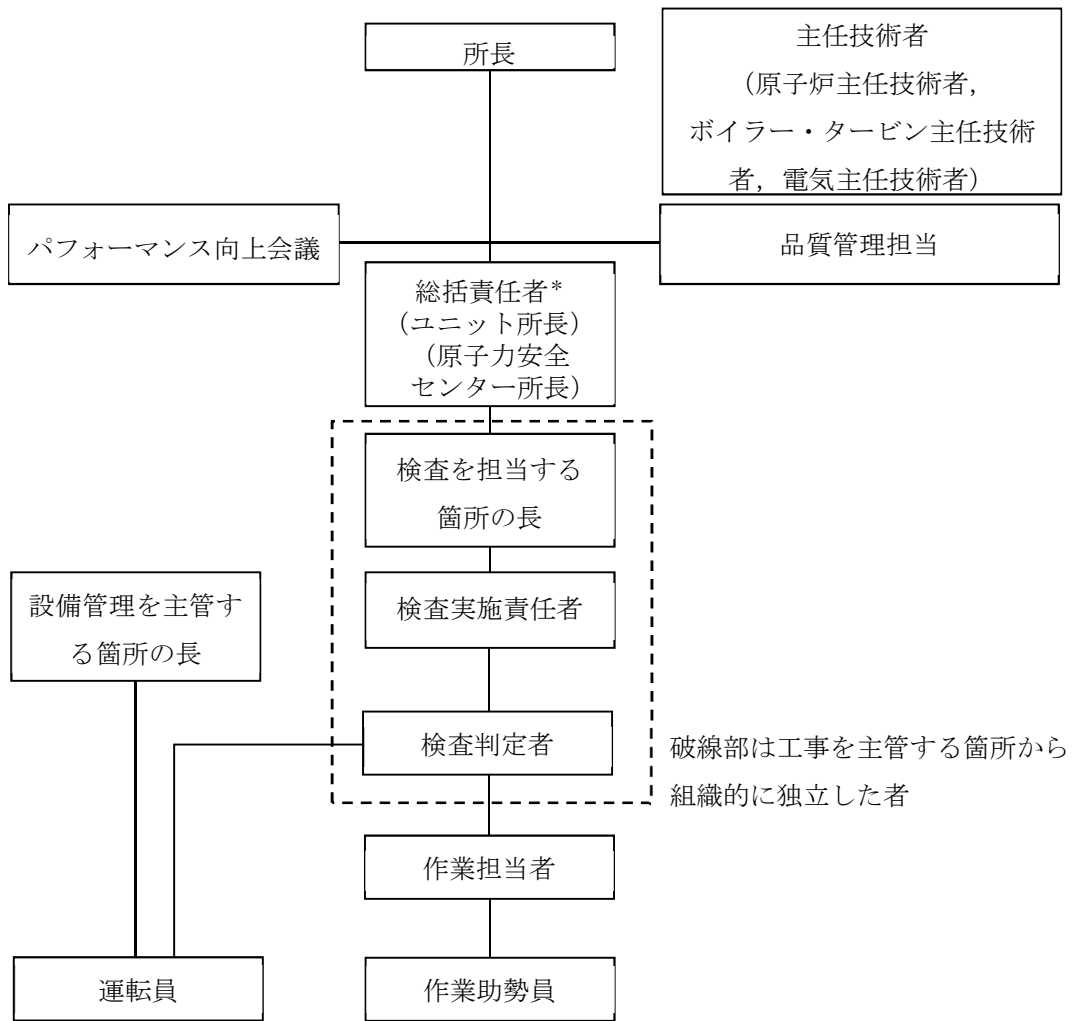
検査判定者は、検査が検査要領書に定めた検査手順に基づき行なわれたことの確認・評価を行うとともに、検査結果が判定基準を満足することの確認・評価を行う。

検査判定者又は検査実施責任者は、ホールドポイントを解除する。

作業担当者は、検査の実施において変更した処置の復旧を確認する。

検査実施責任者は、検査判定者が実施した確認・評価を踏まえ、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを判定する。

検査実施責任者は、検査成績書を承認し、主任技術者の確認を受け、検査を担当する箇所の長に検査結果を報告する。



注：各個別の検査においては、関係のない者は除かれる。

*：QA 検査では原子力安全センター所長とする。

第8図 検査実施体制 (例)

3.6 設工認における調達管理の方法

契約及び調達を主管する箇所の長は、設工認で行う調達管理を確実にするために、「調達管理基本マニュアル」に基づき、以下に示す管理を実施する。

3.6.1 供給者の技術的評価

契約を主管する箇所の長は、供給者が当社の要求事項に従って調達製品を供給する技術的な能力を判断の根拠として、供給者の技術的評価を実施する。（添付 5「当社における設計管理・調達管理について」の「1. 供給者の技術的評価」参照）

3.6.2 供給者の選定

調達を主管する箇所の長は、設工認に必要な調達を行う場合、原子力安全に及ぼす影響や供給者の実績等を考慮し、調達の内容に応じたグレード分けの区分（添付 2「当社におけるグレード分けの考え方」の「別表 3」参照）を明確にした上で、調達に必要な要求事項を明確にし、契約を主管する箇所の長へ供給者の選定を依頼する。

また、契約を主管する箇所の長は、「3.6.1 供給者の技術的評価」で、技術的な能力があると判断した供給者を選定する。

3.6.3 調達製品の調達管理

業務の実施に際し、原子力安全に及ぼす影響に応じて、調達管理に係るグレード分けを適用する。

設工認の対象となる要目表に示す適合性確認対象設備で、2011 年の福島第一原子力発電所の事故を受けた緊急安全対策以降に調達した新規設備に対して、調達当時に適用した各機器のグレード分けの区分を様式-9「適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）（例）」（以下「様式-9」という。）に取りまとめる。

一般産業用工業品の調達管理の方法及び程度は、原子炉施設の安全機能に係る構造、システム又は機器並びにその部品であって、原子炉施設向けに設計及び製造されたものと同様にグレード分けに従った対応を行う。

設工認に係る品質管理として、仕様書作成のための設計から調達までの各段階の管理及び組織内外の相互関係を添付 2「当社におけるグレード分けの考え方」の別図 1 (1/3) ～ (3/3) に示す。

調達を主管する箇所の長は、調達に関する品質保証活動を行うに当たって、原子力安全に及ぼす影響に応じたグレード分けの区分（添付 2「当社におけるグレード分けの考え方」の「別表 3」参照）を明確にした上で、以下の調達管理に係る業務を実施する。

なお、一般産業用工業品については、(1)の仕様書を作成するに当たり、あらかじめ採用しようとする一般産業用工業品について、原子炉施設の安全機能に係る機器等として使用するための技術的な評価を行う。

(1) 仕様書の作成

調達を主管する箇所の長は、業務の内容に応じ、以下の a.～t. を記載項目の例として、必要な調達要求事項を記載した仕様書を作成し、供給者の業務実施状況を適切に管理する。
 （「3.6.3(2) 調達製品の管理」参照）

- a. 目的及び概要
- b. 技術審査（図書審査）
- c. 適用法令等
- d. 工事仕様，購入品目及び数量，業務内容
- e. 工事場所，納入場所，実施場所
- f. 社給材料及び貸与機器品目，数量，供給者の実施すべき管理項目
- g. 安全対策，保安対策
- h. 品質マネジメントシステムに関する要求事項
- i. トレーサビリティに関する要求事項
- j. 検査等
- k. 供給者の管理体制
- l. 知的財産の管理
- m. 提出図書
- n. 要員の適格性確認に係る要求事項
- o. 不適合の報告及び処理に関する要求事項
- p. 健全な安全文化を育成及び維持するための活動に関する必要な要求事項
- q. 解析業務に関する要求事項（添付4「設工認における解析管理について」参照）
- r. 検証及び検収条件
- s. 一般産業用工業品を原子炉施設に使用するに当たっての評価に必要な要求事項
- t. 供給者の工場等で検査等又はその他の業務を行う際の原子力規制委員会の職員による当該工場等への立入りに関する事項

(2) 調達製品の管理

調達を主管する箇所の長は、当社が仕様書で要求した製品が確実に納品されるよう調達製品が納入されるまでの間、仕様書の調達要求事項に従い、業務の実施に当たって必要な図書（品質保証計画書（添付2「当社におけるグレード分けの考え方」の「別表4」に示す品質管理グレードⅠ及びⅡが該当）、作業要領書、検査等の要領書等）を供給者に提出させ、それを審査し確認する等の製品に応じた必要な管理を実施する。

(3) 調達製品の検証

調達を主管する箇所の長は、調達製品が調達要求事項を満たしていることを確実にするために、グレード分けの区分、調達数量、調達内容等を考慮した調達製品の検証を行う。

なお、供給者先で検証を実施する場合、あらかじめ仕様書で検証の要領及び調達製品の供給者からの出荷の可否の決定の方法を明確にした上で、検証を行う。

また、調達を主管する箇所の長は、調達製品が調達要求事項を満たしていることを確認するために実施する検証を、以下のいずれか1つ以上の方法により実施する。

a. 検査等

調達を主管する箇所の長又は検査を担当する箇所の長は、「調達管理基本マニュアル」、
「使用前事業者検査等及び自主検査等基本マニュアル」に基づき工場又は発電所で設計の妥当性確認を含む検査等を実施する。

また、調達を主管する箇所の長又は検査を担当する箇所の長は、当社が立会又は記録確認を行う検査等に関して、供給者に以下の項目を例として必要な項目を含む要領書を提出させ、それを当社が事前に審査し、承認した上で、その要領書に基づく検査等を実施する。

- ・対象機器名（品名）
- ・検査等の項目
- ・適用法令，基準，規格
- ・検査等の装置仕様
- ・検査等の方法，手順，記録項目
- ・作業記録，作業実施状況，検査データの確認時期，頻度
- ・準備内容及び復旧内容の整合性
- ・判定基準
- ・検査等の成績書の様式
- ・測定機器，試験装置の校正
- ・検査員の資格

調達を主管する箇所の長又は検査を担当する箇所の長は、設工認に基づく使用前事業者検査として必要な検査等を適合性確認対象設備ごとに実施又は計画し、品質管理グレードに応じて管理の程度を決めたのち、「3.5.5 使用前事業者検査の実施」に基づき実施する。

可搬式ポンプ等の一般産業用工業品を購入する場合で、設備個々の機能・性能を調達段階の工事又は検査の段階の中で確認できないものについては、当社にて受入後に、機能・性能を確認するための検査等を実施する。

b. 受入検査の実施

調達を主管する箇所の長又は検査を担当する箇所の長は、製品の受入れにあたり、受入検査を実施し、現品及び記録の確認を行う。

c. 記録の確認

調達を主管する箇所の長又は検査を担当する箇所の長は、工事記録等調達した役務の実施状況を確認できる書類により検証を行う。

d. 報告書の確認

調達を主管する箇所の長又は検査を担当する箇所の長は、調達した役務に関する実施結果を取りまとめた報告書の内容を確認することにより検証を行う。この内、設計を調達した場合は供給者から提出させる提出図書に対して設計の検証を実施する。

e. 作業中のコミュニケーション

調達を主管する箇所の長又は検査を担当する箇所の長は、調達した役務の実施中に、適宜コミュニケーションを実施すること及び立会等を実施することにより検証を行う。

f. 供給者に対する品質監査（「3.6.4 調達先監査」参照）

3.6.4 調達先監査

供給者に対する監査を主管する箇所の長は、供給者の品質保証活動及び健全な安全文化を育成及び維持するための活動が適切で、かつ、確実に行われていることを確認するために、調達先監査を実施する。

（調達先監査を実施する場合の例）

定期監査： 添付2「当社におけるグレード分けの考え方」の「別表3」に示す品質管理グレードⅠの業務の継続的な供給者に対し実施する場合。（原則として1回/3年）

ただし、定型的な部品のみを継続的に納入している供給者及びJIS規格品を継続的に納入している供給者（いずれもISO9001等の認証を有している供給者に限る）については、定期監査の対象から除外できる。

臨時監査： 品質マネジメントシステムの不備若しくは実行上の不備が原因で、調達対象物に重要な不適合を発生させた供給者に対し実施する場合。

また、供給者の発注先（以下「外注先」という。）について、以下に該当する場合は、直接外注先に監査を行う場合がある。

- ・当社が行う供給者に対する監査において、供給者における外注先の品質保証活動の確認が不十分と認められる場合
- ・トラブル等で必要と認めた場合

3.6.5 設工認における調達管理の特例

設工認の対象となる適合性確認対象設備は、「3.6 設工認における調達管理の方法」を以下のとおり適用する。

なお、要目表に示す適合性確認対象設備で、2011年の福島第一原子力発電所の事故を受けた緊急安全対策以降に調達した新規設備に対して、調達当時に適用した各機器のグレード分けの区分を様式-9に取りまとめる。

(1) 新規制基準施行以前に設置している適合性確認対象設備

設工認の対象となる設備のうち、従来から使用してきた設備又は2011年の福島第一原子力発電所の事故を受けた緊急安全対策として導入していた設備等、新規制基準施行以前に設置している適合性確認対象設備は、設置当時に調達を完了しているため、「3.6 設工認における調達管理の方法」に基づく管理は適用しない。

(2) 既に工事を着手し設置を完了し調達製品の検証段階の適合性確認対象設備

設工認の対象となる設備のうち、既に工事を着手し設置を完了し調達製品の検証段階の適合性確認対象設備は、「3.6.1 供給者の技術的評価」から「3.6.3(2) 調達製品の管理」まで、調達当時のグレード分けの考え方（添付2「当社におけるグレード分けの考え方」参照）で管理を完了しているため、「3.6.3(3) 調達製品の検証」以降の管理を設工認に基づき管理する。

(3) 既に工事を着手し工事を継続している適合性確認対象設備

設工認の対象となる設備のうち、既に工事を着手し工事を継続している適合性確認対象設備は、「3.6.1 供給者の技術的評価」から「3.6.3(1) 仕様書の作成」まで、調達当時のグレード分けの考え方（添付2「当社におけるグレード分けの考え方」参照）で管理を完了しているため、「3.6.3(2) 調達製品の管理」以降の管理を設工認に基づき管理する。

3.7 記録、識別管理、トレーサビリティ

3.7.1 文書及び記録の管理

(1) 適合性確認対象設備の設計、工事及び検査に係る文書及び記録

「3.1 設計、工事及び検査に係る組織（組織内外の相互関係及び情報伝達を含む）」の第1表に示す各プロセスを主管する箇所の長は、設計、工事及び検査に係る文書及び記録を、保安規定品質マネジメントシステム計画に示す規定文書に基づき作成し、「文書及び記録管理基本マニュアル」に従って管理する。

設工認に係る主な記録の品質マネジメントシステム上の位置付けを第6表に示すとともに、技術基準規則等への適合性を確保するための活動に用いる文書及び記録を第9図に示す。

設工認では、主に第9図に示す文書及び記録を使って、技術基準規則等への適合性を確保するための設計、工事及び検査を実施するが、これらの中には、柏崎刈羽原子力発電所第6号機の着工（1991年9月）からの記録等、過去の品質マネジメントシステム体制で作成されたものも含まれているが、建設以降の品質マネジメントシステム体制が品質管理基準規則の文書及び記録の管理に関する要求事項に適合した体制となっていることから、保

安規定品質マネジメントシステム計画に基づく品質マネジメントシステム体制下の文書及び記録と同等の品質が確保されている。

(2) 供給者が所有する当社の管理下でない設計図書を設計，工事及び検査に用いる場合の管理

設工認において供給者が所有する当社の管理下でない設計図書を設計，工事及び検査に用いる場合，当社が供給者評価等により品質マネジメントシステム体制を確認した供給者で，かつ，対象設備の設計を実施した供給者が所有する設計当時から現在に至るまでの品質が確認された設計図書を，当該設備として識別が可能な場合において，適用可能な設計図書として扱う。

この供給者が所有する設計図書は当社の文書管理下で第6表に示す記録として管理する。

当該設備に関する設計図書がない場合で，代替可能な設計図書が存在する場合，供給者の品質マネジメントシステム体制を確認して当該設計図書の設計当時から現在に至るまでの品質を確認し，設工認に対する適合性を保証するための設計図書として用いる。

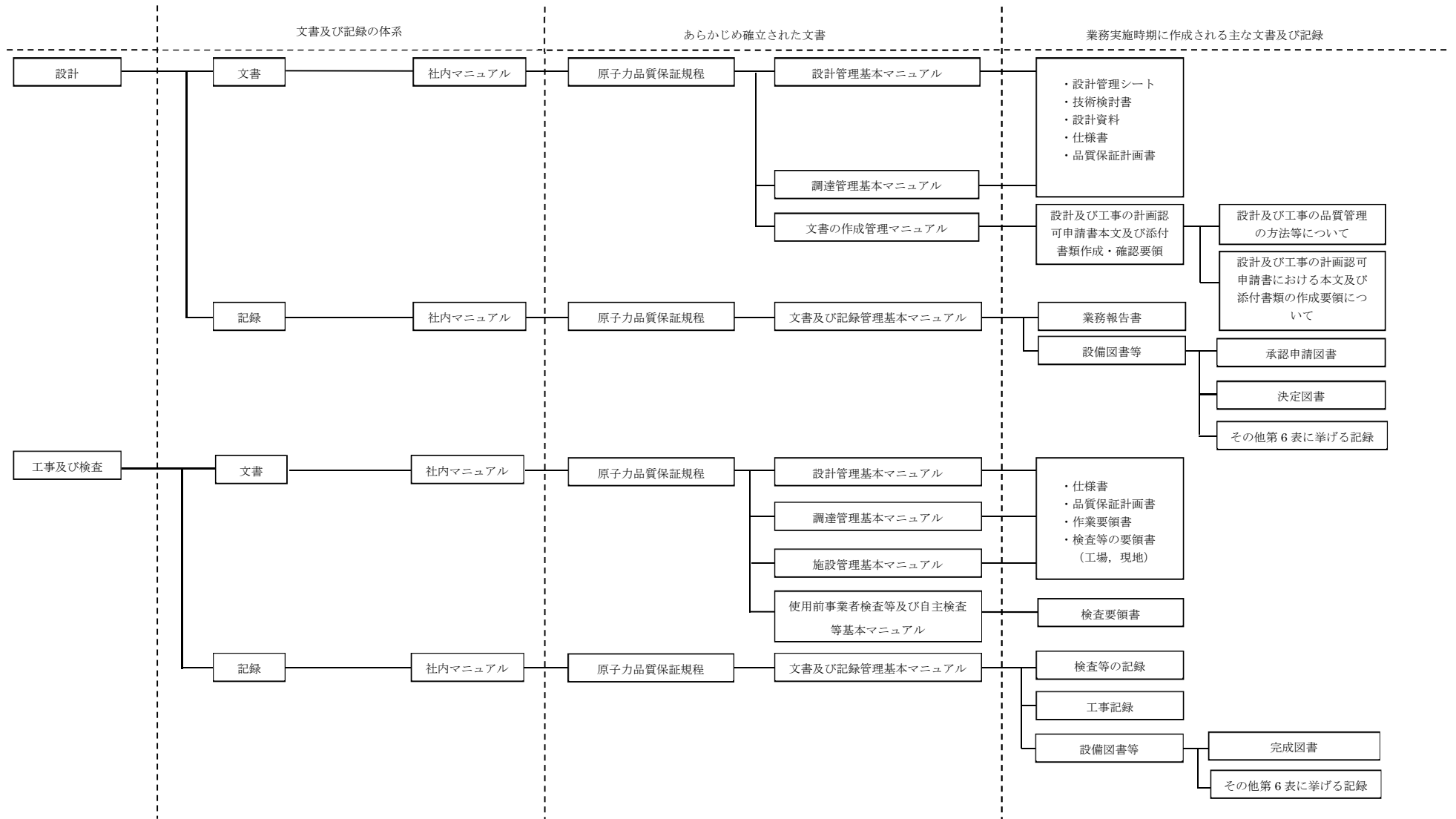
(3) 使用前事業者検査に用いる文書及び記録

検査を担当する箇所の長は，使用前事業者検査として，記録確認検査を実施する場合，第6表に示す記録を用いて実施する。

なお，適合性確認対象設備には，新規制基準施行以前から設置している設備，既に工事を着手し設工認申請時点で工事を継続している設備及び既に工事を着手し設工認申請時点で設置を完了している設備並びに一般産業用工業品を使った可搬設備等も含まれているため，検査に用いる文書及び記録の内容が使用前事業者検査時の適合性確認対象設備の状態を示すものであること（型番の照合，確認できる記載内容の照合又は作成当時のプロセスが適切であること）を確認することにより，使用前事業者検査に用いる記録として利用する。

第6表 記録の品質マネジメントシステム上の位置付け

主な記録の種類	品質マネジメントシステム上の位置付け
設備図書 (完成図書)	品質マネジメントシステム体制下で作成され、建設当時から設備の改造等にあわせて最新版に管理している図書
承認申請図書, 決定図書	設備の工事中の図書であり、このうち図面等の最新版の維持が必要な図書においては、工事完了後に完成図書として管理する図書
既設工認	設置又は改造当時の設工認の認可を受けた図書で、当該設工認に基づく使用前事業者検査の合格をもって、その設備の状態を示す図書
設計記録	作成当時の適合性確認対象設備の設計内容が確認できる記録 (自社解析の記録を含む)
工事記録	設置又は改造当時の設備の点検状況を記録した図書 (検査記録等を含む)
業務報告書	品質マネジメントシステム体制下の調達管理を通じて行われた、業務委託の結果の記録 (解析結果を含む)
供給者から入手した 設計図書等	供給者を通じて入手した供給者所有の設計図書、製作図書等
製品仕様書又は仕様が 確認できるカタログ等	供給者が発行した製品仕様書又は仕様が確認できるカタログ等で、設計に関する事項が確認できる図書
現場確認結果 (ウォークダウン)	品質マネジメントシステム体制下で確認手順書を作成し、その手順書に基づき現場の適合状態を確認した記録



第9図 設計、工事及び検査に係る品質マネジメントシステムに関する文書体系

3.7.2 識別管理及びトレーサビリティ

(1) 計測器の管理

a. 当社所有の計測器の管理

(a) 校正・検証

工事を主管する箇所の長又は検査を担当する箇所の長は、校正の周期を定め管理するとともに、国際又は国家計量標準にトレーサブルな計量標準に照らして校正若しくは検証又はその両方を行う。

なお、そのような標準が存在しない場合には、校正又は検証に用いた基準を記録する。

(b) 識別管理

イ. 計測器管理台帳による識別

工事を主管する箇所の長又は検査を担当する箇所の長は、計測器管理台帳に、校正日及び校正頻度を記載し、有効期限内であることを識別し管理する。

なお、計測器が故障等で使用できない場合は、使用不可表示や保管場所からの撤去等の適切な識別を実施する。

ロ. 校正期限ラベル等による識別

工事を主管する箇所の長又は検査を担当する箇所の長は、計測器の校正の状態を明確にするため、校正期限ラベルに必要事項を記載して計測器の目立ちやすいところに貼り付ける等により識別する。

b. 当社所有以外の計測器の管理

工事を主管する箇所の長又は検査を担当する箇所の長は、供給者所有の計測器を使用する場合、「計測器管理マニュアル」に基づき、計測器が適切に管理されていることを確認する。

(2) 機器、弁、配管等の管理

機器、弁、配管類について、刻印、タグ、銘板、台帳、塗装表示等にて管理する。

3.8 不適合管理

設工認に基づく設計、工事及び検査において発生した不適合については「不適合管理及び是正処置・未然防止処置基本マニュアル」に基づき処置を行う。

4. 適合性確認対象設備の施設管理

設工認に基づく工事は、「施設管理基本マニュアル」の「保全計画の策定」の中の「設計及び工事の計画の策定」として、施設管理に係る業務プロセスに基づき業務を実施する。また、特定重大事故等対処施設に関わる秘匿性を保持する必要がある情報については、「3. (1) 秘密情報の管理」及び「3. (2) セキュリティの観点から非公開とすべき情報の管理」に示す「秘密情報の管理」及び「セキュリティの観点から非公開とすべき情報の管理」を実施している。

なお、施設管理に係る業務のプロセスと品質マネジメントシステムの文書との関連を第 10 図に示す。

4.1 使用開始前の適合性確認対象設備の保全

適合性確認対象設備の保全は、以下のとおり実施する。

4.1.1 新規制基準施行以前に設置している設備

新規制基準施行以前に設置している設備は、巡視点検又は日常の保守点検（月次の外観点検、動作確認等）等の点検に加え保全計画の点検計画に従い分解点検、機能・性能試験等を実施し、異常のないことを確認する。

なお、長期停止している設備においては、「施設管理基本マニュアル」に基づき特別な保全計画を策定し、実施する。

4.1.2 工事を着手し設置が完了している常設又は可搬の設備

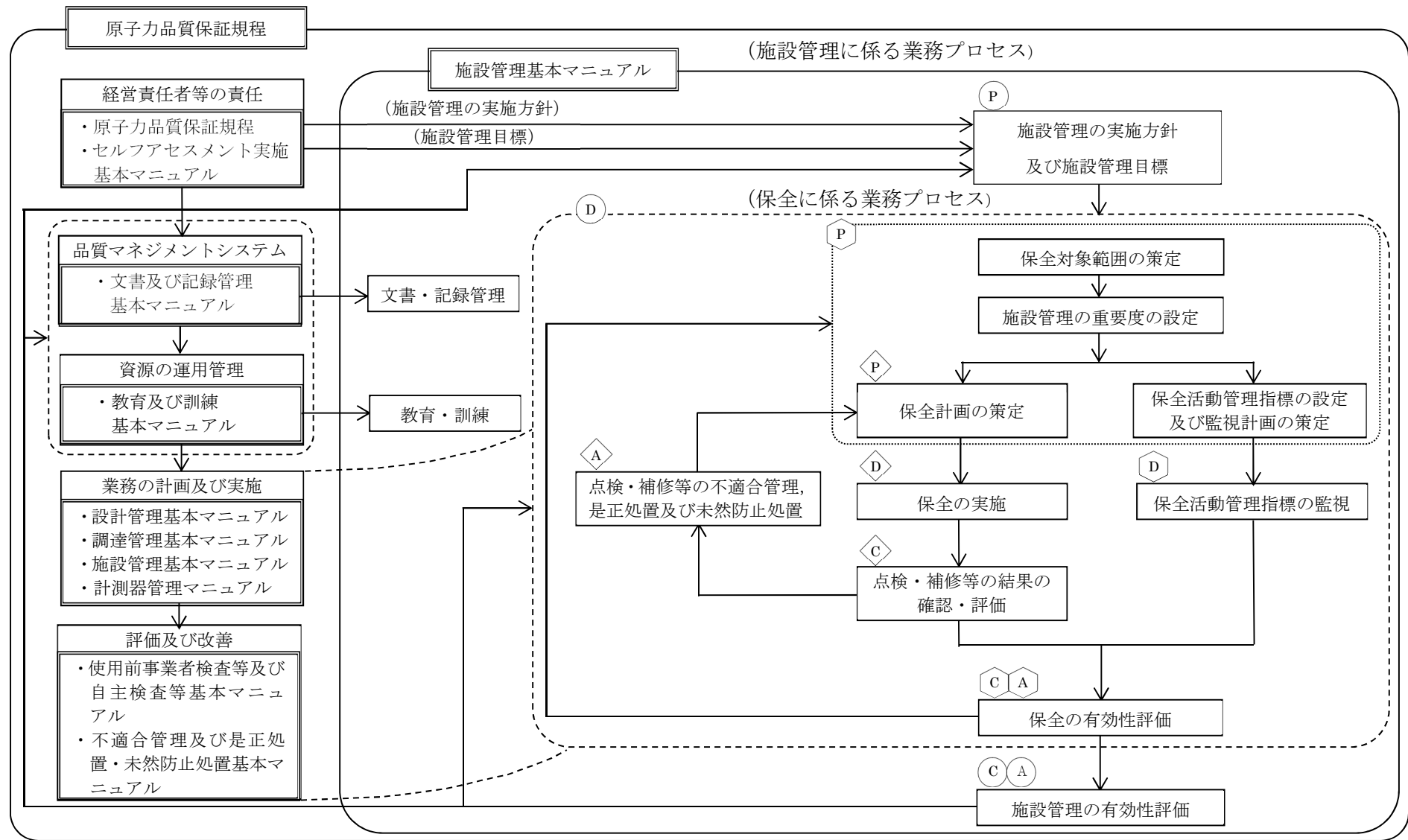
工事を着手し、設置が完了している常設又は可搬の設備は、巡視点検又は日常の保守点検（月次の外観点検、動作確認等）の計画を定め、設備の状態を点検し、異常のないことを確認する。

4.1.3 設工認の認可後に工事を着手し設置が完了している常設又は可搬の設備

設工認の認可後に工事を着手し、設置が完了している常設又は可搬の設備は、巡視点検又は日常の保守点検（月次の外観点検、動作確認等）の計画を定め、設備の状態を点検し、異常のないことを確認する。

4.2 使用開始後の適合性確認対象設備の保全

適合性確認対象設備について、技術基準規則への適合性を使用前事業者検査を実施することにより確認し、適合性確認対象設備の使用開始後においては、施設管理に係る業務プロセスに基づき施設管理の重要度に応じた点検計画を策定し保全を実施することにより、適合性を維持する。



◇ ○ ○ : JEAC4209-2007 MC-4「保守管理」の【解説4】に示す3つのPDCAサイクルに相当する。

第10図 施設管理に係る業務プロセスと品質マネジメントシステムの文書との関連

設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画（例）

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2	組織内外の相互関係 ◎：主担当 ○：関連			インプット	アウトプット	他の記録類
		本社	発電所	供給者			
設計	3.3.1	適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化					
	3.3.2	各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定					
	3.3.3(1)	基本設計方針の作成（設計1）					
	3.3.3(2)	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）					
	3.3.3(3)	設計のアウトプットに対する検証					
	3.3.3(4)	設工認申請書の作成					
	3.3.3(5)	設工認申請書の承認					
工事及び検査	3.4.1	設工認に基づく設備の具体的な設計の実施（設計3）					
	3.4.2	設備の具体的な設計に基づく工事の実施					
	3.5.2	使用前事業者検査の計画					
	3.5.3	検査計画の管理					
	3.5.4	主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理					
	3.5.5	使用前事業者検査の実施					
	3.7.2	識別管理及びトレーサビリティ					

技術基準規則の各条文と各施設における適用可否の考え方（例）

技術基準規則 第〇条【第〇～〇項：変更〇〇】 (〇〇〇〇〇〇〇〇〇〇)		条文の分類 (〇〇〇〇)
対象施設	適用可否判断	理由
	1	
原子炉本体		
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		
計測制御系統施設		
放射性廃棄物の廃棄施設		
放射線管理施設		
原子炉格納施設		
その他発電用原子炉の附属施設	非常用電源設備	
	常用電源設備	
	補助ボイラー	
	火災防護設備	
	浸水防護施設	
	補機駆動用燃料設備	
	非常用取水設備	
	敷地内土木構造物	
	緊急時対策所	
共通条文への対応に必要なとなる施設* (原子炉冷却系統施設)		
<p>【備考欄】</p> <p>注記*：安全避難通路、火山、外部火災、竜巻等への対応に必要な設備の基本設計方針は原子炉冷却系統施設にて整理。</p> <p>〔記号説明〕</p> <ul style="list-style-type: none"> ○：条文要求に追加・変更がある、又は要求事項への適合性を確認する必要のある設備がある。 △：条文要求に追加・変更がなく、要求事項への適合性を確認する必要のある設備もない。 一：条文要求を受け取る設備がない。 □：保安規定等にて維持・管理が必要な追加設備がある。 		

施設と条文の対比一覧表（重大事故等対処設備）（例）

重大事故等対処施設																															
条文	49	50	51	52	53	54	55	56	57	58	59	60	61	62	63	64	65	66	67	68	69	70	71	72	73	74	75	76	77	78	
	地盤	地震	津波	火災	特重設備	重大事故等対処設備	材料構造	破壊の防止	安全弁	耐圧試験	未臨界	高圧時の冷却	バウンダリの減圧	低圧時の冷却	最終ヒートシンク	PCV冷却	PCV過圧破損防止	下部溶融炉心冷却	PCV水素爆発	原子炉建屋水素爆発	SFP冷却	拡散抑制	水の供給	電源設備	計装設備	原子炉制御室	監視測定設備	緊急時対策所	通信	準用	
分類	共通	共通	共通	共通	共通	共通	共通	共通	共通	共通	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	共通	
原子炉施設の種類																															
原子炉本体																															
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																															
計測制御系統施設																															
放射性廃棄物の廃棄施設																															
放射線管理施設																															
原子炉格納施設																															
その他発電用原子炉の附属施設	非常用電源設備																														
	常用電源設備																														
	補助ボイラー																														
	火災防護設備																														
	浸水防護施設																														
	補機駆動用燃料設備																														
	非常用取水設備																														
	敷地内土木構造物																														
緊急時対策所																															
共通条文への対応に必要なとなる施設*（原子炉冷却系統施設）																															
【備考欄】	○：条文要求に追加・変更がある，又は追加設備がある。											注記*：安全避難通路，火山，外部火災，竜巻等への対応に必要な設備の基本設計方針は原子炉冷却系統施設にて整理。																			
	△：条文要求に追加・変更がなく，追加設備もない。																														
	一：条文要求を受ける設備がない。																														
	□：保安規定等にて維持・管理が必要な追加設備がある。																														

各条文の設計の考え方（例）

第〇条（〇）					
1. 技術基準規則の条文，解釈への適合性に関する考え方					
No.	基本設計方針で記載する事項	適合性の考え方（理由）	項・号	解釈	説明資料等
①					
②					
③					
④					
⑤					
2. 設置許可本文のうち，基本設計方針に記載しないことの考え方					
No.	項目	考え方			説明資料等
①					
②					
③					
3. 設置許可添人のうち，基本設計方針に記載しないことの考え方					
No.	項目	考え方			説明資料等
①					
②					
③					
4. 詳細な検討が必要な事項					
No.	記載先				
a					
b					
c					

要求事項との対比表 (例)

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	設工認申請書 基本設計方針 (前)	設工認申請書 基本設計方針 (後)	設置変更許可申請書 本文	設置変更許可申請書 添付書類八	設置変更許可, 技術基準規則及び基本設計方針との対比	備考

基準適合性を確保するための設計結果と適合性確認状況一覧表 (例)

○○施設				基本設計方針							
				技術基準条文	○○条						
設備区分	系統名	機器区分	技術基準条文		要求種別	○○要求					
			様式-2	関連条文	設備等	設工認設計結果 (上：要目表/設計方針) (下：記録等)	設備の具体的設計結果 (上：設計結果) (下：記録等)	確認方法	設工認設計結果 (上：要目表/設計方針) (下：記録等)	設備の具体的設計結果 (上：設計結果) (下：記録等)	確認方法
			□□条					【検査項目】			【検査項目】
			□□条			【記録等】	【記録等】	【検査方法】		【記録等】	【記録等】
			△△条					【検査項目】			【検査項目】
			△△条			【記録等】	【記録等】	【検査方法】		【記録等】	【記録等】
			○○条					【検査項目】			【検査項目】
			○○条			【記録等】	【記録等】	【検査方法】		【記録等】	【記録等】
技術基準要求設備 (要目表として記載要求のない設備)			□□条					【検査項目】			【検査項目】
			□□条			【記録等】	【記録等】	【検査方法】		【記録等】	【記録等】
			△△条					【検査項目】			【検査項目】
			△△条			【記録等】	【記録等】	【検査方法】		【記録等】	【記録等】

建設当時の品質マネジメントシステム体制

1970年に公布された米国連邦規則10CFR50付録B「Quality Assurance Criteria for Nuclear Power Plant and Fuel Reprocessing Plants」を参考に、1972年に（社）日本電気協会によって「原子力発電所の品質保証手引」（J E A G 4 1 0 1-1972）が制定された。その後、「原子力発電所の品質保証方針」（J E A G 4 1 0 1-1981）が制定され、その内容を参考として、当社は「品質保証基本計画書」並びにこれらを具体化した文書等を定めることにより最初の品質マネジメントシステム体制を構築した。

これ以降、J E A G 4 1 0 1の改正を適宜反映しており、柏崎刈羽原子力発電所第6号機の着工（1991年9月）から、発電所の工事に関する品質を確保してきた。

2003年には「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」の改正により、品質保証計画書を保安規定に定めることが義務化され、それにあわせて、J E A G 4 1 0 1からJ E A C 4 1 1 1「原子力発電所における安全のための品質保証規程」に移行されたことを受けて、当社の品質マネジメントシステム体制を再構築した。

2013年には「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の設計及び工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織の技術基準に関する規則」（以下「品証規則」という。）が施行され、当社の品質マネジメントシステム体制に品証規則に基づく管理を追加した。

2020年には、「原子力利用における安全対策の強化のための核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律等の一部を改正する法律（2017年法律第15号）」の施行に伴い、品質管理基準規則が施行され、当社の品質マネジメントシステム体制は現在に至っている。

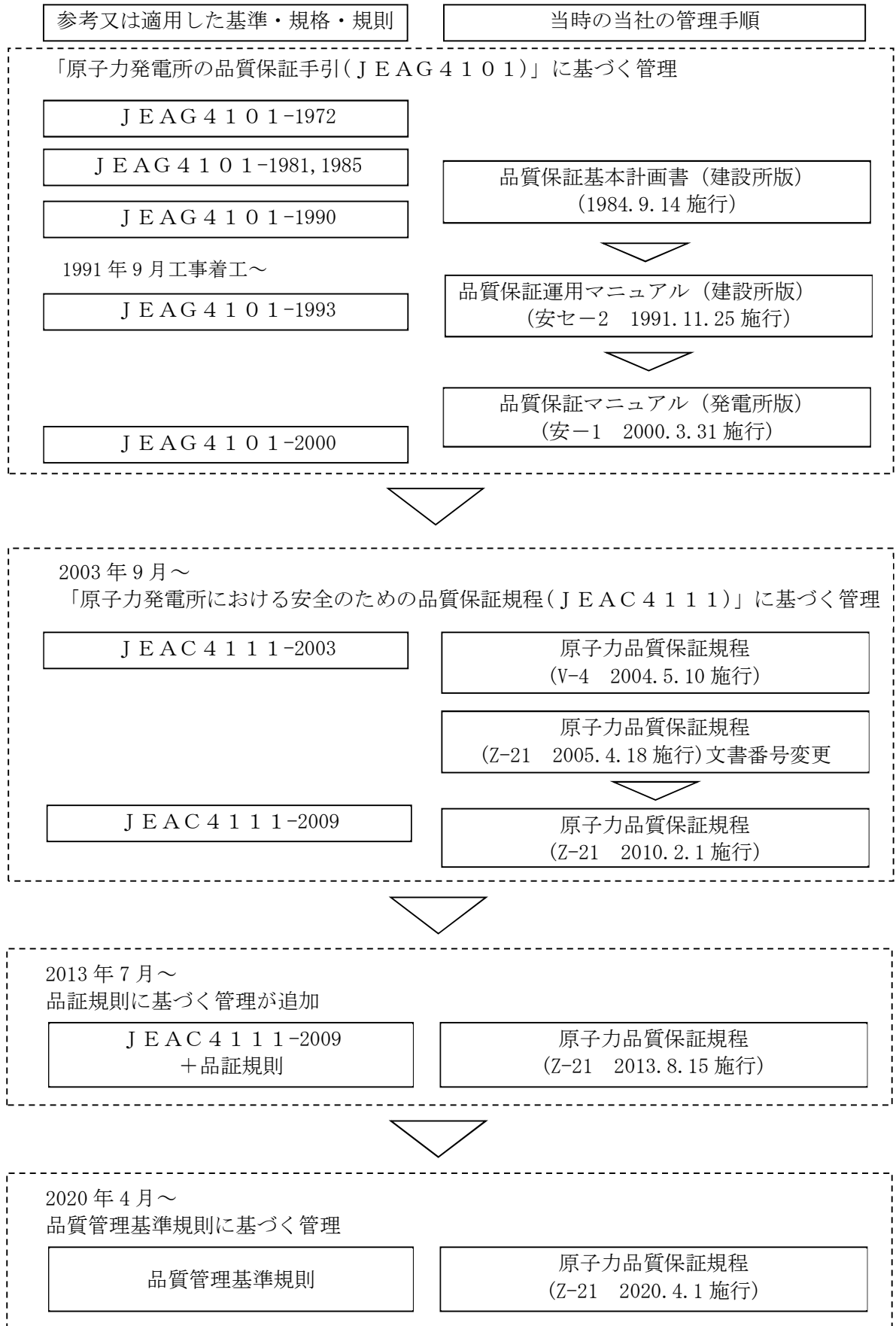
このような品質保証活動の中で、一貫して行ってきた根幹となる品質保証活動について、健全な安全文化を育成及び維持するための活動につながる視点を用いて整理した結果を別表1に示す。

また、建設当時の文書及び記録に関する管理とそのベースとなる民間規格の変遷及びそれらが品質管理基準規則と相違ないことを別図1に示す。

別表1 健全な安全文化を育成及び維持するための活動につながる品質保証活動

	品質管理基準規則解釈	対応する主なトレイツ又は社内活動
1	原子力の安全及び安全文化の理解が組織全体で共通のものとなっている。	(社内活動) 安全文化に関する社内教育および評価・醸成活動の展開全般。 【PA】すべての職員が原子力安全に責任を負う。
2	風通しの良い組織文化が形成されている。	【WE】組織内において相手への信頼や尊重の姿勢が浸透している。 【CO】安全に焦点を置いたコミュニケーションをする。
3	要員が、自らが行う原子力の安全に係る業務について理解して遂行し、その業務に責任を持っている。	【PA】すべての職員が原子力安全に責任を負う。
4	全ての活動において、原子力の安全を考慮した意思決定が行われている。	【DM】原子力安全の確保、またはそれに影響を与える意思決定は、体系的で、厳密に、かつ徹底的に考え抜かれたものでなければならない。
5	要員が、常に問いかける姿勢及び学習する姿勢を持ち、原子力の安全に対する自己満足を戒めている。	【QA】一人ひとりが、原子力固有のリスクを認識し、過信することなく、現行の状況や活動に疑問を投げかけ続ける。
6	原子力の安全に影響を及ぼすおそれのある問題が速やかに報告され、報告された問題が対処され、その結果が関係する要員に共有されている。	【PI】安全に影響を及ぼす可能性のある問題点を速やかに特定、十分に評価し、重要度に応じた処理や是正を即座に行う。
7	安全文化に関する内部監査及び自己評価の結果を組織全体で共有し、安全文化を改善するための基礎としている。	【CL】安全の維持・向上について、学ぶ機会を重んじ、学びを実践する。 (下位項目に監査、自己評価結果の共有・活用を明示)
8	原子力の安全には、セキュリティが関係する場合があることを認識して、要員が必要なコミュニケーションを取っている。	(社内活動) セキュリティに関する社内教育。 【CO】安全に焦点を置いたコミュニケーションをする。

凡例【 】: 健全な原子力安全文化を体現する各人・リーダー・組織の特性(略称:トレイツ)(2014年11月11日制定)の主要要素



別図1 文書及び記録に関する管理と文書体系の変遷

当社におけるグレード分けの考え方

当社では業務の実施に際し、保安活動の重要度に応じて、グレード分けの考え方を適用している。設計管理（保安規定品質マネジメントシステム計画「7.3 設計・開発」）及び調達管理（保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4 調達」）に係るグレード分けの基本的な考え方については、以下のとおりである。

1. 設計管理におけるグレード分けの基本的な考え方

設計管理に関する品質保証活動については、保安規定品質マネジメントシステム計画の「7.3 設計・開発」を適用することから、原子力発電プラントを構成する構築物、システム、装置、機器及びそれらの運用業務（運転手順を除く）に関する新設計・新技術の導入あるいは設計変更のうち、「設計管理基本マニュアル」に基づき設計管理対象を判断して設計管理を実施している。

設計管理におけるグレード分けは、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」に基づく安全上の機能別重要度（安全性）と発電への影響度（信頼性）に応じて設定した別表 1 に示す重要度区分、並びに重大事故等対処設備においては当該設備の機能の重要性を踏まえ、別表 2 のとおり設計管理区分（I_s, I, II, III, 対象外）を設定しグレード分けを実施している。

設工認における設計管理に関する活動内容とその標準的な業務フローを別図 1 (1/3) に示す。

2. 調達管理におけるグレード分けの基本的な考え方

調達管理に関する品質保証活動については、保安規定品質マネジメントシステム計画の「7.4 調達」を適用することから、物品、工事及び役務等の全ての調達業務に対し、「調達管理基本マニュアル」に基づき調達管理を実施している。

ただし、原子力安全を実現するための保安活動に直接関係しない調達（構内の植木剪定、構内道路の舗装、バスの運行、事務本館の清掃、事務用品の調達等）及び「原子燃料調達基本マニュアル」に基づく原子燃料の調達に必要な調達については適用を除外している。

調達管理におけるグレード分けは、原子力安全に及ぼす影響に応じて、別表 2 に示す「設計管理基本マニュアル」に定める設計管理区分、「重要度分類・保全方式策定マニュアル」に定める保全重要度等を踏まえ、別表 3 のとおり品質管理グレード（I～IV）を設定しグレード分けを実施している。

また、一般産業用工業品についても調達要求事項に適合していることを確認できるように、品質管理グレード（I～IV）を定めている。

調達対象物の品質管理グレードに応じた要求項目と管理項目について、別表 4 に示す。

設工認における調達管理に関する活動内容とその標準的な業務フローを別図 1 (2/3) 及び別図 1 (3/3) に示す。

別表1 重要度区分

重要度区分		定義
大分類	小分類	
A	a	設計基準対象施設の範囲で、原子炉の安全機能又は放射線防護機能を維持していく上で重要となる設備 (MS-1, 2, PS-1, 2)
	a'	設計基準対象施設の範囲で、当該機器等の故障、破損により直ちに発電停止、あるいは管理上の制限により、プラントの信頼性に影響を与える設備 *MS-3, PS-3 であっても、直ちに発電停止、出力低下に至るものは、運転上重要と考え、重要度は「A」とする
B	b	設計基準対象施設の範囲において、重要度区分 A 以外で、原子炉の安全機能又は放射線防護機能を維持していく上で重要となる設備 (MS-3, PS-3)
	b'	設計基準対象施設の範囲において、重要度区分 A 以外で、該当機器等の故障、破損により直ちにプラントの停止あるいは出力低下に至ることはないが、点検、修理を行うためにプラントの信頼性に影響を与える設備
S	a	シビアアクシデント対策設備であって、当該設備の使用、故障、破損により以下に示す影響を与える設備 ・プラント通常運転に影響を与えるもの ・設計基準事故時の安全機能に影響を与えるもの ・重大事故等の発生時の SA 機能に影響を与えるもの
C	c	重要度区分 A, B, S 以外の設備
—	g	設備に共通的な設計 (例) 耐震設計, 遮へい設計, 配置設計, 火災防護設計, 溢水防護設計, 津波防護設計, 外部事象設計等

別表 2 設計管理区分

設計管理区分	所掌	適用される設計管理の対象
区分 I s	本社	<ul style="list-style-type: none"> ・プラントの基本設計及びそれに関わる設計変更 ・プラント詳細設計のうち、重要度区分 A に該当する設備に適用する新設計及びそれに関わる設計変更 ・重要度区分 A に該当するものであって、設計管理区分 I に該当する設計管理対象項目のうち、当社原子力部門で初めて導入する新設計及びそれに関わる設計変更 ・重要度区分 S に該当するものであって、本社の設計担当箇所の長が本社での検討を必要と認めた重要な新設計及びそれに関わる設計変更 ・設計管理区分の原則によらず本社の設計担当箇所の長が本社での検討を必要と認めた重要な新設計及びそれに関わる設計変更
区分 I	本社又は発電所	<ul style="list-style-type: none"> ・プラントの基本設計及びそれに関わる設計変更 ・プラント詳細設計のうち、重要度区分 A, S に該当する設備に適用する新設計及びそれに関わる設計変更
区分 II	発電所	<ul style="list-style-type: none"> ・プラント詳細設計のうち、重要度区分 A, B, S に該当する設備に適用する新設計及びそれに関わる設計変更
区分 III	発電所	<ul style="list-style-type: none"> ・区分 II に該当する設計変更で、過去に設計内容が承認され、妥当性確認が完了しているもの ・プラント詳細設計のうち、重要度区分 S に該当する設備に適用する軽微な設計変更 ・プラント詳細設計のうち、工事実施に伴うプラント安全設計への影響（波及的影響を含む）が有る新設計及びそれに関わる設計変更のうち、区分 I s から II のいずれにも該当しないもの
対象外	発電所	<ul style="list-style-type: none"> ・プラント詳細設計のうち、重要度区分 A から C, S に該当する設備に適用する新設計及びそれに関わる設計変更のうち、区分 I s から III のいずれにも該当しないもの

注：区分 I から区分 III の取り扱い区分の詳細は、以下に則る。

- ・設計管理区分の詳細は、別途定める系統毎の設計管理対象項目と系統別グレード区分の具体例により設定する。
- ・当社原子力部門において、過去に設計内容が承認され、妥当性確認が完了しているものについては、設計管理区分を 1 グレード下げて管理できる。
- ・上記に基づき判断し、区分 II で実績がある場合は区分 III とする。
- ・設計管理対象件名の適用範囲が複数の系統に関わる場合は、一番上位の設計管理区分を設定する。

別表3 品質管理グレード

品質管理 グレード	設計管理 区分	「解析実施状況調査」 等、プロセスの実施 状況確認による検証	保全重要度	安全機能上の 重要度分類	マニュアルで定 める社員が遵守 すべき事項
I	I s, I	○			
II			1, 2		○
III			3, 4	MS-3, PS-3	
IV			3, 4	ノンクラス	

注：型式特定品の購買及び軽微な工事（委託）は1グレード、部品、消耗品の購買は2グレード
下げて適用する。ただし、品質管理グレードIの調達はグレードを下げる適用は行わない。

別表4 調達対象物の品質管理グレードに応じた要求項目と管理項目

要求項目／管理項目	I	II	III	IV
調達先の登録・選定・更新 ・原子力登録取引先からの見積依頼先選定 ・原子力取引先登録時の図書による技術審査	○ ○	○☆ ○☆	○☆ ○☆	× ×
品質保証規格等の要求 ・原子力安全のためのマネジメントシステム規程 (JEAC4111-2021) 附属書-4 品質マネジメントシステムに関する標準品質保証仕様書に基づく品質保証活動 ・品質マニュアルまたは品質保証計画書の提出 ・提出図書のトレーサビリティの確保 ・調達対象物 (物品) のトレーサビリティの確保 (シリアル番号, ロット番号等) ・受注者の発注先選定における技術的能力及び品質マネジメントシステム体制の評価 ・受注者の発注先に対する管理	○☆ ○☆ ○ ○☆ ○ ○	○☆ ○☆ ○ ○☆ ○ ○	○☆ × ○ ○☆ × ○	× × × × × ×
調達先の評価・再評価 ・設計管理区分 Is 及び I の対象となる調達における見積依頼時の技術審査 ・新規登録取引先が含まれる調達における初回見積依頼時の技術審査 ・履行成績表等の作成による再評価 ・調達先監査の実施 (臨時, 定期監査等)	○ ○ ○ △	× ○ ○ △	× × × △	× × × △
履行管理及び検証 ・受注者が実施する性能確認試験・検査の立会確認 ・受注者が実施する性能確認試験・検査の記録確認 ・受注者が実施する性能確認以外の試験・検査に対する監理員の確認 ・成果物として提出を要求した提出図書等による当社要求仕様との適合性確認 ・調達先監査の実施 (重度の不適合が確認された場合等) ・許認可解析における「解析実施状況調査」等プロセスの実施状況確認 ・設計管理基本マニュアルに基づき設定した妥当性確認のための試験・検査	○ × ○ ○ △ ○ ○	× ○ ○ ○ △ × ○	× ○ ○ ○ △ × ○	× ○ ○ ○ △ × ○

(記号の解説)

○：必ず適用

△：「調達先監査の実施マニュアル」に基づき適用

×：原則適用しない (ただし, 調達対象物の品質管理上の事由により, 請求箇所の判断で適用する)

☆：J I S 及び A S M E 規格への適合品を当該製品の製造について認定された供給者から購入する場合は, 適用を除外することができる (本条件においては, J I S マーク表示制度並びに N スタンプ制度により, その製品の品質等が保証されることから, これら項目の適用を除外する)

管理の段階	設計, 工事及び検査の業務フロー		組織内外の相互関係 ◎: 主管箇所 ○: 関連箇所			実施内容*	保安規定品質マネジメントシステム計画 (記載項目)	証拠書類
	当社	供給者	本社	発電所	供給者			
計画	原子炉施設の設計・開発に関する計画		◎	◎	—	設計を主管する箇所の長は、原子炉施設の設計・開発に関する計画を策定する。	・ 7.3.1 設計・開発の計画	・ 設計管理シート
設計 のための 調達 要求事項 作成	設計・開発へのインプット		◎	◎	—	設計を主管する箇所の長は、設計・開発へのインプットとして要求事項を明確にした設計管理シートを作成する。	・ 7.3.2 設計・開発へのインプット ・ 7.3.3 設計・開発からのアウトプット ・ 7.3.4 設計・開発のレビュー ・ 7.3.5 設計・開発の検証	・ 設計管理シート
	設計・開発のレビュー					設計を主管する箇所の長は、設計・開発へのインプットとして明確にした要求事項の適切性について、設計管理の区分によりデザインレビュー会議等を通じてレビューを受ける。		・ 設計管理シート
	設計・開発からのアウトプット					設計を主管する箇所の長は、設計・開発へのインプットで与えられた要求事項を満たすように設計・開発からのアウトプットとして仕様書を作成する。		・ 設計管理シート
	設計・開発の検証					設計を主管する箇所の長は、設計・開発からのアウトプットが設計・開発へのインプットとして与えられた要求事項を満たしていることを確実にするために、計画されたとおりに検証を実施する。		・ 設計管理シート
調達	供給者の評価・選定, 発注		◎	◎	○	調達を主管する箇所の長は、必要な調達要求事項を記載した仕様書にて、契約を主管する箇所の長に契約の手続きを依頼する。契約を主管する箇所の長は、技術的な能力があると判断した供給者を選定する。	・ 7.4 調達	・ 仕様書
設備の 詳細設計	供給者の設計		◎	◎	◎	調達を主管する箇所の長は、供給者が行う活動を供給者から提出された「品質保証計画書」により確認する。	・ 7.3.5 設計・開発の検証	・ 品質保証計画書 ・ 設計図書
	設計・開発の検証					調達を主管する箇所の長は、調達要求事項を満たしていることを確認するため、供給者の詳細設計の結果を「設計図書」等により確認する。		
工事及び 検査	製作		—	◎	◎	工事を主管する箇所の長は、「検査等の要領書（工場）」に基づき、供給者が実施する検査等について、その結果を立会い又は記録確認により確認する。	・ 7.3.6 設計・開発の妥当性確認	・ 検査等の要領書（工場）
	現地作業関連図書					工事を主管する箇所の長は、調達要求事項を確実にするため、供給者から提出される「作業要領書」に基づき、作業管理を実施する。		・ 作業要領書
	現地据付工事					工事を主管する箇所の長は、「検査等の要領書（現地）」に基づき供給者が実施する検査等について、その結果を立会い又は記録確認により確認する。		・ 検査等の要領書（現地）
	設計・開発の妥当性確認（現地での検査等）					設計を主管する箇所の長は、工事段階で実施する検査等の結果等により、設計・開発の妥当性を確認する。		・ 設計管理シート ・ 検査等の要領書 ・ 工事記録

注記*：一般産業用工業品の設計管理も同フローにて対応

別図1 (1/3) 設計管理フロー

管理の 段階	設計、工事及び検査の業務フロー		組織内外の 相互関係 ◎: 主管箇所 ○: 関連箇所			実施内容*	保安規定品質マネジメント システム計画 (記載項目)	証拠書類
	当社	供給者	本 社	発 電 所	供 給 者			
計 画	原子炉施設等の 調達に関する計画		◎	◎	—	調達を主管する箇所の長は、原子炉施設等の調達に関する計画を策定する。	・7.4.1 調達プロセス ・7.4.2 調達要求事項	・仕様書
調 達	仕様書の作成		◎	◎	○	調達を主管する箇所の長は、必要な調達要求事項を記載した仕様書を作成し、契約を主管する箇所の長に契約の手続きを依頼する。契約を主管する箇所の長は、技術的な能力があると判断した供給者を選定する。		
詳 細 設 計	調達製品の検証 ↓ 調達製品の妥当性確認 (工場での検査等)		◎	◎	◎	調達を主管する箇所の長は、供給者が行う活動を供給者から提出された「品質保証計画書」により確認する。 調達を主管する箇所の長は、調達要求事項を満たしていることを確認するため、供給者の詳細設計の結果を「設計図書」等により確認する。	・7.4.3 調達製品の検証	・品質保証計画書 ・設計図書
工 事 及 び 検 査	図書の審査 ↓ 調達製品の妥当性確認 (現地での検査等)		—	◎	◎	工事を主管する箇所の長は、「検査等の要領書（工場）」に基づき、供給者が実施する検査等について、その結果を立会い又は記録確認により確認する。 工事を主管する箇所の長は、調達要求事項を確実にするため、供給者から提出される「作業要領書」に基づき、作業管理を実施する。		・検査等の要領書 (工場)
	現地据付工事					工事を主管する箇所の長は、「検査等の要領書（現地）」に基づき供給者が実施する検査等について、その結果を立会い又は記録確認により確認する。		・検査等の要領書 (現地)
						調達を主管する箇所の長は、工事段階で実施する検査等の結果等により、調達製品の検証を実施する。		・検査等の要領書 ・工事記録

注記*：一般産業用工業品の調達管理も同フローにて対応

別図1 (2/3) 調達管理フロー (1)

管理の 段階	設計、工事及び検査の業務フロー		組織内外の 相互関係 ◎: 主管箇所 ○: 関連箇所			実施内容*	保安規定品質マネジメント システム計画 (記載項目)	証拠書類
	当社	供給者	本 社	発 電 所	供 給 者			
計 画	<div style="border: 1px solid black; padding: 2px; width: fit-content; margin: 5px auto;">原子炉施設等の 調達に関する計画</div>		◎	◎	—	調達を主管する箇所の長は、原子炉施設等の調達に関する計画を策定する。		
調 達	<div style="border: 1px solid black; padding: 2px; width: fit-content; margin: 5px auto;">仕様書の作成</div>		◎	◎	○	調達を主管する箇所の長は、必要な調達要求事項を記載した仕様書を作成し、契約を主管する箇所の長に契約の手続きを依頼する。契約を主管する箇所の長は、技術的な能力があると判断した供給者を選定する。	<ul style="list-style-type: none"> ・ 7.4.1 調達プロセス ・ 7.4.2 調達要求事項 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 仕様書
工 事 及 び 検 査	<div style="border: 1px solid black; padding: 2px; width: fit-content; margin: 5px auto;">調達製品の検証</div>		—	◎	◎	調達を主管する箇所の長は、供給者から提出される「検査成績書」等の資料が全て提出されていることを確認し、調達製品の受入検査を実施する。	<ul style="list-style-type: none"> ・ 7.4.3 調達製品の検証 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 検査等の要領書 ・ 検査成績書

注記*：一般産業用工業品の調達管理も同フローにて対応

別図 1 (3/3) 調達管理フロー (2)

技術基準規則ごとの基本設計方針の作成に当たっての基本的な考え方

1. 設置変更許可申請書との整合性を確保する観点から、設置変更許可申請書本文に記載している、適合性確認対象設備に関する設置許可基準規則に適合させるための「設備の設計方針」、及び設備と一体となって適合性を担保するための「運用」を基にした詳細設計が必要な設計要求事項を記載する。
2. 技術基準規則の本文及び解釈への適合性を確保する観点で、設置変更許可申請書本文以外で詳細設計が必要な設計要求事項がある場合は、その理由を様式-6に明確にした上で記載する。
3. 自主的に設置したものは、原則記載しない。
4. 基本設計方針は、必要に応じて並び替えることにより、技術基準規則の記載順となるように構成し、箇条書きにする等表現を工夫する。
5. 基本設計方針の作成に当たっては、必要に応じ、以下に示す考え方で作成する。
 - 5.1 設置変更許可申請書本文の記載事項のうち、「性能」を記載している設計方針は、技術基準規則への適合性を確保する上で、その「性能」を持たせるための手段が特定できるように記載する。
 また、技術基準規則への適合性の観点で、設置変更許可申請書本文に対応した事項以外に必要な運用を付加する場合も同様に記載する。
 なお、手段となる「仕様」が要目表で明確な場合は記載しない。
 - 5.2 設置変更許可申請書本文の記載事項のうち「運用」は、「基本設計方針」として、運用の継続的改善を阻害しない範囲で必ず遵守しなければならない条件が分かる程度の記載を行うとともに、運用を定める箇所（品質マネジメントシステムの二次文書で定める場合は「保安規定」を記載する。）の呼び込みを記載し、必要に応じ、当該施設に関連する実用炉規則別表第二に示す添付書類の中でその運用の詳細を記載する。
 また、技術基準規則の本文及び解釈への適合性の観点で、設置変更許可申請書本文に対応した事項以外に必要な運用を付加する場合も同様に記載する。
 - 5.3 設置変更許可申請書本文で評価を伴う記載がある場合は、設工認申請書の添付書類として担保する条件を以下の方法を使い分けることにより記載する。
 - ・評価結果が示されている場合、評価結果を受けて必要となった措置のみを設工認申請対象とする。
 - ・今後評価することが示されている場合、評価する段階（設計又は工事）を明確にし、評価の方法及び条件、並びにその評価結果に応じて取る措置の両方を設計対象とする。
 - 5.4 各条文のうち、要求事項が該当しない条文については、該当しない旨の理由を記載する。
 - 5.5 各項号のうち、適用する設備がない要求事項は、「適合するものであることを確認する」という審査の観点を踏まえ、当該要求事項の対象となる設備を設置しない旨を記載する。
 - 5.6 技術基準規則の解釈等に示された指針、原子力規制委員会文書、(旧)原子力安全・保安院文書、他省令等と呼び込む場合は、以下のとおり記載する。
 - ・設置時に適用される要求等、特定の版の使用が求められている場合は、引用する文書名及び版を識別するための情報（施行日等）を記載する。
 - ・監視試験片の試験方法を示した規格等、条文等で特定の版が示されているが、施設管理等の運用管理の中で評価する時点でエンドースされた最新の版による評価を継続して行う必要がある場合は、保安規定等の運用の担保先の表示に加え、当該文書名とそのコード番号（必要時）を記載する。
 - ・解釈等に示された条文番号は、当該文書改正時に変更される可能性があることを考慮し、条文番号は記載せず、条文が特定できる表題（必要に応じ、上位の表題でも可能）で記載する。

- 条件付の民間規格又は設置変更許可申請書の評価結果等を引用する場合は、可能な限りその条件等を文章として反映する。また、設置変更許可申請書の添付書類を呼び込む場合は、対応する本文のタイトルを呼び込む。なお、文書名を呼び込む場合においても「技術評価書」の呼び込みは行わない。

設工認における解析管理について

設工認に必要な解析のうち調達（「3.6 設工認における調達管理の方法」参照）を通じて実施した解析については、「原子力施設における許認可申請等に係る解析業務の品質向上ガイドライン（一般社団法人原子力安全推進協会，2021年6月改定）」に示される要求事項を踏まえて策定した「許認可解析の検証マニュアル」，「購入共通仕様書 [原子力]」，「委託共通仕様書 [原子力]」及び「追加仕様書作成および運用マニュアル」により，供給者への許認可申請等に係る解析業務の要求事項を明確にしている。

解析業務を主管する箇所の長は，解析業務の調達にあたり，以下のとおり調達管理を実施する。

なお，当社と供給者の解析業務の流れを別図1に示すとともに，設工認における解析業務の調達の流れを別図2に示す。

また，過去に国に提出した解析関係書類でデータ誤りがあった不適合事例とその対策実施状況を別表1に示す。

1. 仕様書の作成

解析業務を主管する箇所の長は，「許認可解析の検証マニュアル」，「購入共通仕様書 [原子力]」，「委託共通仕様書 [原子力]」及び「追加仕様書作成および運用マニュアル」に基づき，解析業務に係る必要な品質保証活動を仕様書で要求する。

2. 解析業務の計画

解析業務を主管する箇所の長は，供給者から解析業務を実施する前に解析業務実施計画書の提出を受け，仕様書の要求事項を満たしていることを確認する。

また，解析業務を主管する箇所の長は，供給者の解析業務に変更が生じた場合，及び契約締結後に当社の特別な理由により契約内容等に変更の必要が生じた場合は，「3.6 設工認における調達管理の方法」に基づき必要な手続きを実施する。

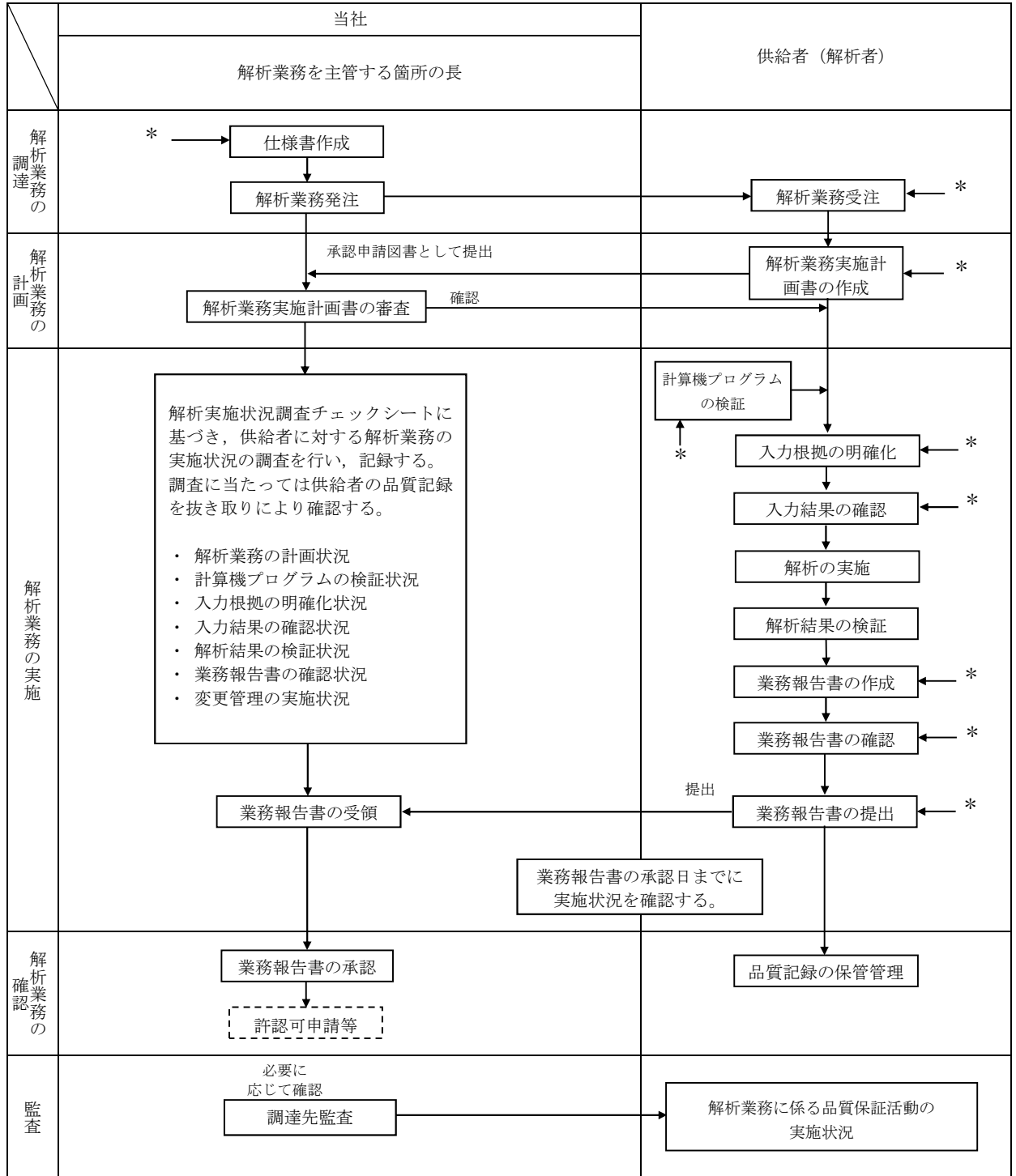
3. 解析業務の実施

解析業務を主管する箇所の長は，供給者から業務報告書が提出されるまでに供給者に対し解析実施状況の調査を行い，解析業務が確実に実施されていることを確認する。供給者に対する調査は「解析実施状況調査チェックシート」に基づき実施する。

具体的な確認の視点を別表2に示す。

4. 業務報告書の確認

解析業務を主管する箇所の長は，供給者から提出された業務報告書が要求事項に適合していること，また供給者が実施した解析結果が適切に反映されていることを確認する。



注記*：解析業務に変更が生じた場合は、各段階においてその変更を反映させる。

別図1 解析業務の流れ

管理の段階	設計・工事及び検査の業務フロー		組織内外の相互関係 ◎：主管箇所 ○：関係箇所			実施内容	本説明書記載項目	証拠書類
	当社	供給者	本社	発電所	供給者			
仕様書の作成	仕様書の作成		◎	◎	—	解析業務を主管する箇所の長は、「仕様書」を作成し、解析業務に係る要求事項を明確にする。	<ul style="list-style-type: none"> 3.6.1 供給者の技術的評価 3.6.2 供給者の選定 3.6.3 調達製品の調達管理 	・(委託・購買)仕様書
解析業務の計画	解析業務実施計画書の審査,承認	解析業務実施計画書の作成,確認	◎	◎	○	解析業務を主管する箇所の長は、「仕様書」で明確にした解析業務に係る要求事項が供給者から提出された「解析業務実施計画書」に適切に反映され、解析業務に係る内容が明確にされていることを確認する。	<ul style="list-style-type: none"> 3.6.3 調達製品の調達管理 	・解析業務実施計画書 (供給者から提出)
解析業務の実施	解析実施状況の確認	解析業務の実施	◎	◎	○	解析業務を主管する箇所の長は「解析実施状況調査チェックシート」を用いて、実施状況(解析業務の計画状況/計算機プログラムの検証状況/入力根拠の明確化状況/入力結果の確認状況/解析結果の検証状況/業務報告書の確認状況/変更管理の実施状況)について確認する。	<ul style="list-style-type: none"> 3.6.3 調達製品の調達管理 	・解析実施状況調査 チェックシート
業務報告書の確認	業務報告書の承認	業務報告書の作成,確認	◎	◎	○	解析業務を主管する箇所の長は、供給者から提出された「業務報告書」で、供給者が解析業務の計画に基づき適切に解析業務を実施したことを確認する。	<ul style="list-style-type: none"> 3.6.3 調達製品の調達管理 	・業務報告書 (供給者から提出)

別図2 設工認における解析業務の調達の流れ

別表 1(1/6) 国に提出した解析関係の報告書等でデータ誤りがあった
不適合事例とその対策実施状況

No.	不適合事例とその対策	
1	報告年月	2005年12月
	件名	9×9燃料許認可解析における入力不具合
	事象	<p>9×9燃料導入のための設置変更許可申請書に記載の解析のうち、福島第二原子力発電所第3,4号機及び柏崎刈羽原子力発電所第2,5号機の、プラント安定性、運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材流量の喪失及び原子炉冷却材ポンプの軸固着を解析するコード(プラント動特性解析コードREDY)への入力(ドップラ反応度)にミスがあった。</p> <p>ドップラ反応度(Δk)を\$単位($\Delta k/\beta$)に換算するにあたり、他プラント用の入力データ作成に用いているエクセルシートをコピーして、ドップラ反応度をエクセルシートに打ち込んだが、その際に遅発中性子割合(β)の値を修正しなかった。</p> <p>当該解析メーカーでは入力生データを設定根拠資料とし、結果を社内他部署用に別途取りまとめている。ここで審査、承認されているのは取りまとめられた社内他部署用資料であり、それに記載されているβの値は誤っていたため入力生データの誤りが見逃された。設定根拠(入力生データ)まで遡って確認しなかったところに原因があると推定される。</p>
対策実施状況	<p>【解析者側】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・主たる解析コードだけでなくコード間のデータ加工作業を含む手順書整備 ・各プロセスの審査方法明確化 <p>【発注者側】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・解析者に対する解析実施状況調査の実施 ・解析者に対する監査の実施 ・解析実施状況調査に係る能力の向上 	

別表 1(2/6) 国に提出した解析関係の報告書等でデータ誤りがあった
不適合事例とその対策実施状況

No.	不適合事例とその対策	
2	報告年月	2006年9月
	件名	事故時における原子炉制御室等の従事者の被ばく評価における記載誤り
	事象	<p>2005年12月27日付のNISA指示文書「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の改正に伴う電気事業法に基づく定期事業者検査の実施について」に基づき報告した、原子炉制御室等の従事者の被ばく評価結果のうち、福島第一原子力発電所第4号機の主蒸気管破断（仮想事故）時における原子炉制御室等の従事者の実効線量の評価記載値に、誤りがあることが判明した。</p> <p>更に前述の不適合を受け、報告書に他の誤りがないか確認したところ、福島第一原子力発電所第3、4号機の通常外気取り込み量に誤りがあり、主蒸気管破断（仮想事故）時の評価記載値に影響があることが判明した。具体的には、福島第一原子力発電所第3、4号機の中央制御室の空調は3号機側に2系列、4号機側に1系列あり、通常2系列運転であるが、入力条件として3系列全てが運転している場合の流量が用いられていた。</p> <p>なお、通常外気取り込み量はLOCA（仮想事故）時の評価の入力にもなっていたが、事故直後の大気中への放射性物質放出の寄与の違いから、評価記載値への影響はなかった。</p> <p>当該線量の評価において、線量評価コードからのアウトプットをExcel計算シートに手入力で転記し実効線量を計算していたが、その際に転記ミスが生じていた。</p> <p>3号機の入力条件の設定に使用した中央制御室空調系のフローダイアグラムでは、3、4号機の合計の定格流量か3号機のみ定格流量かが必ずしも明確でなかった。加えて、3号機と4号機はプラントメーカーが異なっており、解析にあたりメーカー間で空調の条件を交換していたが、その取り合いの管理に対する認識が不足していた。</p>
対策実施状況	<p>解析メーカーに対し、コード間の値の転記箇所が多いものについては、コードの使用頻度や転記箇所数を踏まえ、値の受け渡しを自動化する、ないし、転記方法を改善することを依頼した。</p> <p>誤解の余地のある図面については、改善を行う。</p> <p>プラントメーカーの異なる複数プラントに跨る入力条件については、入力条件の相互レビュー等により、妥当性確認を確実にを行う。</p>	

別表 1(3/6) 国に提出した解析関係の報告書等でデータ誤りがあった
不適合事例とその対策実施状況

No.	不適合事例とその対策	
3	報告年月	2009年3月
	件名	柏崎刈羽原子力発電所第7号機 タービン建屋の地震応答解析における補助壁の取扱いの不適合
	事象	<p>新潟県中越沖地震後の設備健全性評価と耐震安全性評価において、柏崎刈羽原子力発電所第7号機 タービン建屋の地震応答解析における耐震壁及び補助壁の取扱いに不適合があることを確認した。</p> <p>柏崎刈羽原子力発電所第7号機 タービン建屋の弾塑性解析で用いる、汎用の表計算ソフトにより算出した建屋の復元力特性（応力-ひずみ関係）において、本来耐震壁と補助壁を考慮すべきところを補助壁が一部考慮されていなかったため、建屋の耐力を過小評価していたというもの。</p> <p>従来考慮していなかった補助壁を考慮するよう解析メーカに指示し、解析担当者は、その指示により補助壁の諸元を表計算ソフトに入力したものの、表計算ソフトの加算範囲を変更しなかった。またその計算式の検証を行っていなかったため、入力データ作成時に補助壁の耐力が地震応答解析プログラムへの入力値として加算されていないことに気づかなかった。</p>
対策実施状況	<ul style="list-style-type: none"> ・入力根拠の確認において、入出力条件の作成等に表計算ソフトを使用している場合は、表計算ソフトの計算式が、妥当な方法で検証されている、又は検算が実施されていることを確認する。 ・実質的な審査の実施状況の確認において、今回の補助壁のように、従来と異なる条件で解析を実施する場合（解析条件等に変更がある場合）には、特に不適合が生じやすいことを認識し、不適合の発生防止のための取り組み等の検討がなされていることを確認する。 ・実質的な審査の実施状況の確認において、表計算ソフト等を使用している場合に、標準化を図る等、組織的に管理されているか確認する。 	

別表 1(4/6) 国に提出した解析関係の報告書等でデータ誤りがあった
不適合事例とその対策実施状況

No.	不適合事例とその対策	
4	報告年月	2010年5月
	件名	新潟県中越沖地震後の設備健全性評価における地震応答解析の算出値の妥当性に係る確認不足
	事象	<p>新潟県中越沖地震後の設備健全性評価において、時刻歴解析の算出値の妥当性に係る確認が不十分であった。</p> <p>具体的には、RCW配管の時刻歴解析で用いているWilson-θ法において、時間ステップの刻みが十分に細かく設定されていなかった（本件では0.01秒刻み）ため、時刻歴解析の算出値が十分に収束した値になっていなかった。</p> <p>本事象は、時刻歴解析における積分計算の手法として、時間刻みが解の妥当性に与える影響が大きいWilson-θ法を用いたにもかかわらず、大きな時間刻み（0.01秒）を用いて計算を行い、かつ得られた解について妥当性の確認を行っていなかったことにより発生したものである。</p> <p>解析実施メーカーは、本解析で用いたSAP（時刻歴解析の汎用コード）を許認可解析以外の業務で従来から使用しており、新規性に該当しないとしてDRを実施せず、従来の解析条件を配管系の許認可解析業務に対しても継続的に適用していた。</p> <p>また、解析実施メーカーが新規性なしと判断したことについて、解析実施状況調査において問題がないか確認できていなかった。</p>
	対策実施状況	新規性の有無の確認観点のひとつとして、他の業務で使用実績のある解析手法であっても、許認可解析に初めて用いる場合は新規性があると判断することとした。

別表 1(5/6) 国に提出した解析関係の報告書等でデータ誤りがあった
不適合事例とその対策実施状況

No.	不適合事例とその対策	
5	報告年月	2018年8月
	件名	柏崎刈羽原子力発電所第1号機 耐震安全性評価等における高圧及び低圧炉心スプレイ系配管評価の誤りについて
	事象	<p>2010年に実施した柏崎刈羽原子力発電所第1号機の「新潟県中越沖地震後の設備健全性に係る点検・評価」及び「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂に伴う耐震安全性評価における高圧及び低圧炉心スプレイ系配管（CS配管）の耐震評価において、計算機プログラム NASTRAN の応答スペクトル解析を実施していたが、そこで本来使用するべきではない計算式が使用されており、解析結果が低く算出されていることが確認された。</p> <p>【解析者側】 ○NASTRANにて応答スペクトル解析を行う際の注意点の周知が不足していた。 ○解析入力データの作成にあたり先行プラントの解析入力データを流用した際に、流用元のデータの妥当性に対する確認が不足していた。 ○解析結果の検証方法の妥当性に関する検討が不足していた。</p> <p>【発注者側】 ○解析実施状況調査における以下の観点での確認不足。 ・先行プラントの解析入力データを流用するにあたり流用元の解析入力データの入力根拠まで遡って妥当性を確認しているか。 ・解析結果の検証の妥当性をどのように確認しているか。（傾向分析の比較対象をどのように選定しているか）</p>
対策実施状況	<p>【解析者側】 ○本事象に係る再発防止教育を行う。 ○以下を委託先解析要領に追加する。 ・解析を行う際に計算機プログラムの取扱マニュアル等の注意事項を確認する。 ・先行プラントの解析入力データを流用する際は、全データの妥当性を確認する。 ・解析結果の検証においては傾向分析の対象選定について検討する。</p> <p>【発注者側】 ○解析実施状況調査において以下の観点に留意し、調査を行う。 ・先行プラントの解析入力データを流用するにあたり流用元の解析入力データの入力根拠まで遡って妥当性を確認しているか。 ・解析結果の検証の妥当性をどのように確認しているか。（傾向分析の比較対象をどのように選定しているか）</p>	

別表 1(6/6) 国に提出した解析関係の報告書等でデータ誤りがあった
不適合事例とその対策実施状況

No.	不適合事例とその対策	
6	報告年月	2023年3月
	件名	柏崎刈羽原子力発電所第3号機 高経年化技術評価書における解析結果の記載誤りについて
	事象	<p>柏崎刈羽原子力発電所第3号機 高経年化技術評価書のうち、炭素鋼配管の腐食（FAC）に対する評価は、JEAC4601-2008（耐震設計技術規程）を適用することとしており、地震力は水平方向及び鉛直方向を組み合わせる必要がある。しかしながら、本評価に用いた解析プログラムの設定において、鉛直方向の地震力を考慮することができず、水平方向の地震力のみを考慮した評価を行ったことから、発生応力結果に誤りが発生した。</p> <p>当該評価に必要な地震力の組合せは「水平方向及び鉛直方向」であることを解析者は認識していたものの、解析プログラムの設定時に「追加の手動設定（鉛直方向地震力考慮）」が行われずまま、解析を行った。</p>
	対策実施状況	<p>【発注者】</p> <ul style="list-style-type: none"> ○JIT（Just in time）情報を作成し、当社関係箇所への周知を実施する。 ○解析プログラムを使用する全ての評価に対して、当社の解析実施状況調査時に、委託先（再委託先含む）にて、以下の是正処置が確実に実施されていることを確認する。 ○高経年化評価グループ及び品質保証グループは、委託先に対する監査を行い、以下委託先、再委託先の是正処置が実施されていることを確認する。 <p>【委託先】</p> <ul style="list-style-type: none"> ○委託先関係箇所及び再委託先に対して、本事象の周知を実施する。 ○再委託先の是正処置の確認を行うことを社内手順書に反映する。 ○再委託先に対して、是正処置を行うことを委託仕様書に明記する。 ○解析プログラムを使用する全ての評価に対して、委託先の解析実施状況調査時に、再委託先にて、是正処置が確実に実施されていることを確認する。 <p>【再委託先】（その他プラントメーカー他：解析業務実施箇所）</p> <ul style="list-style-type: none"> ○従来までの品質保証対応に加えて、以下についても対応する。 <p>計画段階：「3H」、「標準設定以外の追加の手動設定」、「解析手順書」の有無確認。</p> <p>上記で不足が確認された場合、解析手順書の作成及び手順やノウハウに関する教育を実施。</p> <p>解析後：計画段階の対応が適切に実施されているか確認。</p>

別表2 解析業務を実施する供給者に対する確認の視点

No.	確認項目	供給者に対する確認の視点
1	解析業務の計画状況	<ul style="list-style-type: none"> ・解析業務に係る必要な力量が明確にされ、また、従事する要員（原解析者・検証者）が必要な力量を有していること。 ・解析業務の作業手順、解析結果の検証、業務報告書の確認等について、計画（どの段階で、何を目的に、どのような内容で、誰が実施するのか）を明確にしていること。 ・解析業務をアウトソースする場合、解析業務に係る必要な品質保証活動を仕様書、解析業務実施計画書等で供給者に要求していること。
2	計算機プログラムの検証状況	<ul style="list-style-type: none"> ・計算機プログラムは、適正なものであることを事前に検証し、計算機プログラム名称及びバージョンをリストへ登録していること。（バージョンアップがある場合は、その都度検証を行い、リストへ登録していること） ・登録されていない計算機プログラムを使用する場合は、その都度検証を行うこと。
3	入力根拠の明確化状況	<ul style="list-style-type: none"> ・解析業務実施計画書に基づき解析ごとに入力根拠を明確にしていること。
4	入力結果の確認状況	<ul style="list-style-type: none"> ・計算機プログラムへの入力が正確に実施されたことをエコーバック等により確認していること。
5	解析結果の検証状況	<ul style="list-style-type: none"> ・解析結果が解析業務実施計画書で定めたチェックシート等により検証されていること。
6	業務報告書の確認状況	<ul style="list-style-type: none"> ・計算機プログラムを用いた解析結果、汎用表計算ソフトウェアを用いた計算、又は手計算による解析・計算結果を、当社の指定する書式に加工、編集して業務報告書としてまとめていること。 ・作成された業務報告書が、解析業務実施計画書の内容を満足していることを確認していること。
7	変更管理の実施状況	<ul style="list-style-type: none"> ・解析業務に変更が生じた場合は、変更内容を文書化し、解析業務の各段階においてその変更を反映していること。

当社における設計管理・調達管理について

1. 供給者の技術的評価

契約を主管する箇所の長は、供給者（以下「取引先」という。）が要求事項に従って調達製品等を供給する能力を判断の根拠として、取引先の審査、登録及び登録の更新を「原子力取引先登録マニュアル」に基づき実施する。

取引先の審査、登録及び登録の更新の基準は、「原子力取引先登録マニュアル」に以下のとおり定めている。

1.1 取引先の審査

契約を主管する箇所の長は、登録希望取引先に対し、契約前に提供能力、信頼性、技術力、実績、品質マネジメントシステム体制等について審査を実施する。また、登録希望取引先の経営内容審査・技術審査の内容を総合的に判断し、登録の可否を判定する。

なお、技術審査は「取引先登録における技術審査マニュアル」に基づき、技術箇所に依頼して実施する。

1.2 取引先の登録

契約を主管する箇所の長は、審査の結果、登録対象となった取引先について、取引先単位で購入・工事請負・委託に登録を分類し、登録分類ごとに購買については機器分類の内訳、工事請負については工事種類の内訳、委託については委託業務区分の内訳を明らかにした上で取引先の管理を行う。

1.3 取引先の登録更新

契約を主管する箇所の長は、取引先の登録更新にあたり取引先への登録更新の意思確認と登録更新審査を実施した上で、登録更新を行う。登録更新の有効期間は3年間とし、前回登録更新日が属する年度から3年度後の年度末までとする。（原則として登録有効期間内に取引先の再評価を行う。）

2. 設計管理・調達管理について

設計及び工事を主管する箇所の長並びに検査を担当する箇所の長は、保安規定品質マネジメントシステム計画「7.3 設計・開発」を適用する場合は、「設計管理基本マニュアル」に基づき、以下に示す「2.1 設計・開発の計画」から「2.8 設計・開発の変更管理」までの設計管理に係る仕様書の作成のための各段階の活動を実施する。

また、保安規定品質マネジメントシステム計画「7.3 設計・開発」の適用外で保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4 調達」を適用する場合は、「調達管理基本マニュアル」に基づき、「3.6 設工認における調達管理の方法」に示す仕様書の作成のための各段階の活動を実施する。

なお、仕様書作成のための設計・開発業務の流れを別図1に示す。

2.1 設計・開発の計画

以下の事項を明確にした設計・開発の計画を策定する。

- ・設計・開発の性質、期間及び複雑さの程度
- ・設計・開発の段階
- ・設計・開発の各段階に適したレビュー、検証及び妥当性確認並びに管理体制
- ・設計・開発に関する責任（説明責任を含む。）及び権限
- ・設計・開発に必要な組織の内部及び外部の資源

この設計・開発は、設備、施設、ソフトウェアの設計・開発並びに原子力安全のために重要な手順書等の新規制定及び重要な変更を対象とする。

また、計画には、不適合及び予期せぬ事象の発生を未然に防止するための活動を含める。

2.2 設計・開発へのインプット

設計・開発へのインプットとして、以下の要求事項を明確にした設計管理シートを作成する。

- ・機能及び性能に関する要求事項
- ・適用可能な場合には、以前の類似した設計から得られた情報
- ・適用される法令・規制要求事項
- ・設計・開発に不可欠なその他の要求事項

2.3 設計・開発のレビュー

設計・開発へのインプットとして明確にした要求事項の適切性について、設計管理の区分によりデザインレビュー会議等を通じてレビューを受ける。

なお、デザインレビュー会議等の参加者には必要に応じ、レビューの対象となっている設計・開発に関連する部門を代表する者及び当該設計・開発に係る専門家を含めて多面的にレビューを行う。

このレビューの結果の記録、及び必要な処置があればその記録を維持する。

2.4 設計・開発からのアウトプット

設計・開発へのインプットで与えられた要求事項を満たすように設計・開発からのアウトプットとして仕様書を作成する。

2.5 アウトプット作成段階のレビュー及び検証

仕様書承認の過程で、仕様書が「調達管理基本マニュアル」の要求事項を満たすように作成していることを確認するためにレビューするとともに、設計・開発からのアウトプットが設計・開発へのインプットとして明確にした要求事項を満たしていることを確実にするために、計画されたとおりに、検証を実施する。なお、設計・開発の検証は原設計者以外の者が実施する。

また、アウトプットのレビュー、検証の結果の記録及び必要な処置があればその記録を維持する。

2.6 設計・開発の検証（設備の設計段階）

設計図書及び検査等の要領書を審査・承認する段階で、調達要求事項を満足していることを検証し、検証の結果の記録及び必要な処置があればその記録を維持する。

2.7 設計・開発の妥当性確認

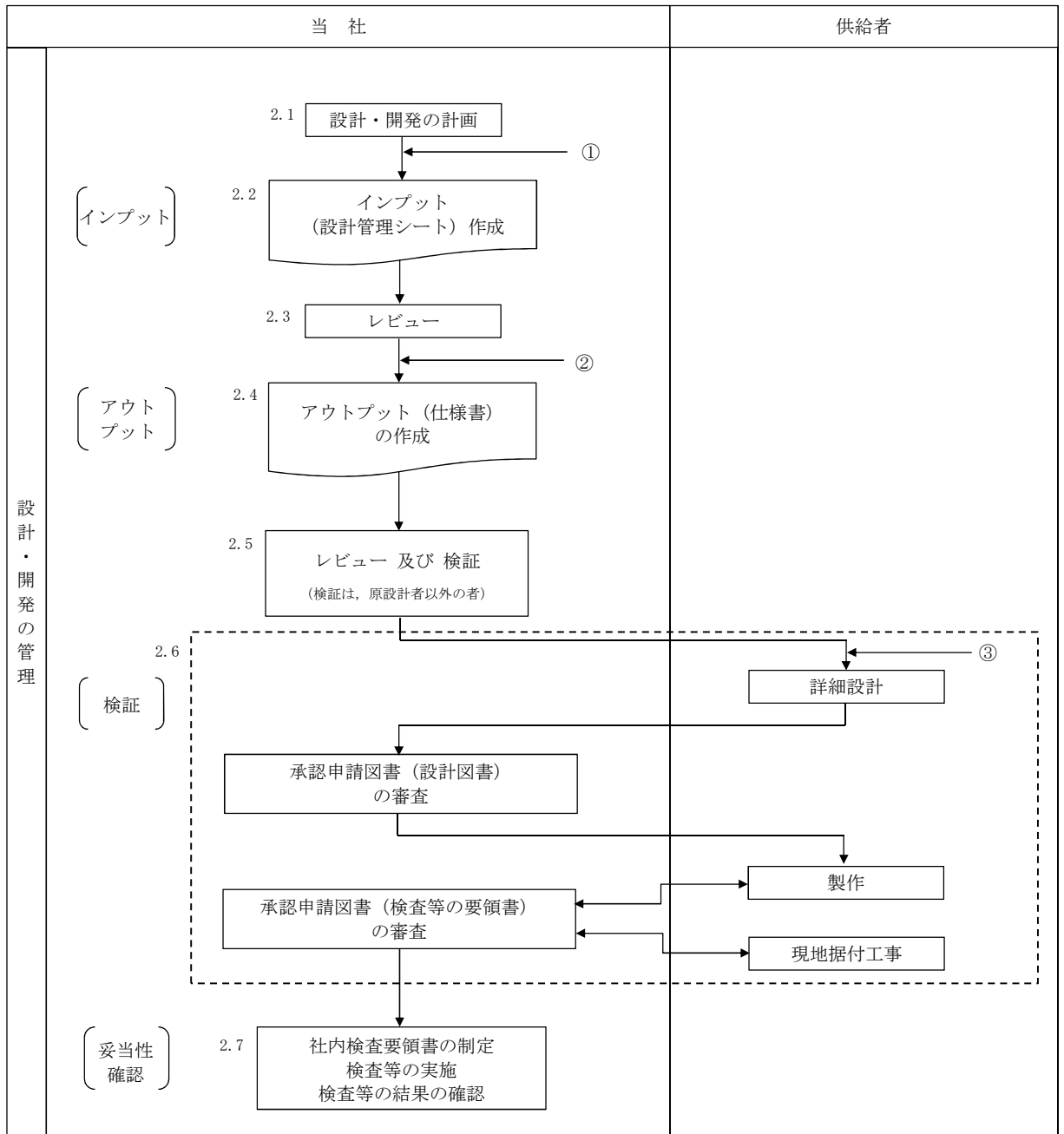
結果として得られる業務・原子炉施設が、指定された用途又は意図された用途に応じた要求事項を満たしていることを確実にするために、計画した方法に従って実施する検査等の結果等により、設計・開発の妥当性を確認する。

この妥当性確認は、原子炉施設の設置後でなければ実施することができない場合は、当該原子炉施設の使用を開始する前に実施する。

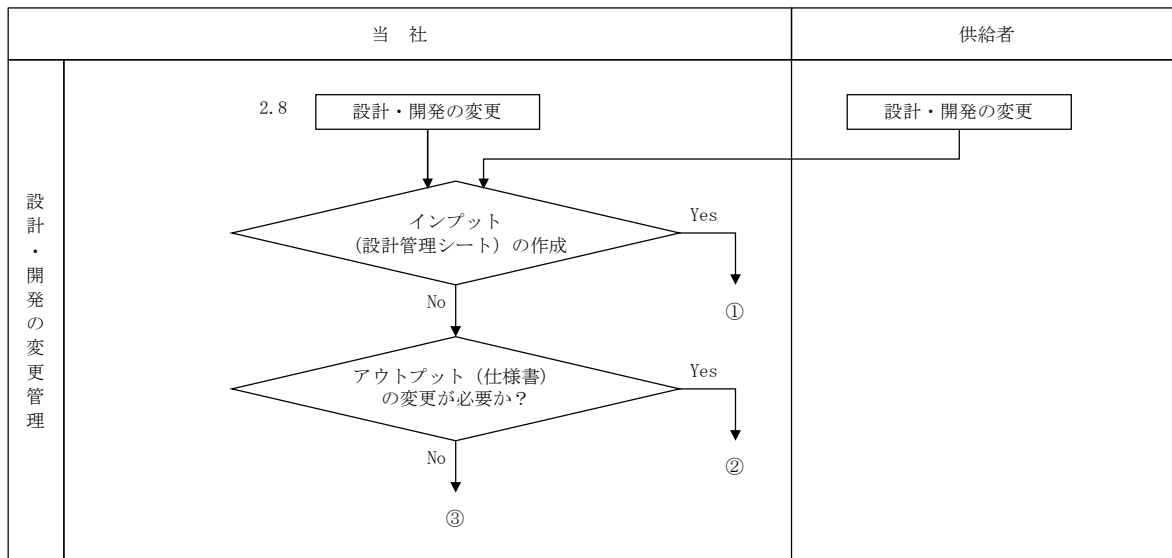
2.8 設計・開発の変更管理

設計・開発の変更を要する場合、変更の内容を明確にし、以下に従って手続きを実施する。

- ・設計・開発の変更を明確にし、記録を維持する。
- ・変更に対して、レビュー、検証及び妥当性確認を適切に行い、その変更を実施する前に承認する。
- ・設計・開発の変更のレビューには、その変更が、当該の原子炉施設を構成する要素（材料又は部品）及び関係する原子炉施設に及ぼす影響の評価を含める。
- ・変更のレビュー、検証及び妥当性確認の結果の記録、及び必要な処置があればその記録を維持する。



別図1 (1/2) 設計・開発業務の流れ



別図1 (2/2) 設計・開発業務の流れ

VI-1-10-2 設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画

原子炉本体

1. 概要

本資料は、本文「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に基づく設計に係るプロセスの実績，工事及び検査に係るプロセスの計画について説明するものである。

2. 基本方針

柏崎刈羽原子力発電所第 6 号機における設計に係るプロセスとその実績について、「設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書」に示した設計の段階ごとに，組織内外の相互関係，進捗実績及び具体的な活動実績について説明する。

工事及び検査に関する計画として，組織内外の相互関係，進捗実績及び具体的な活動計画について説明する。

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレードと実績について説明する。

3. 設計及び工事に係るプロセスとその実績又は計画

「設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書」に基づき実施した，柏崎刈羽原子力発電所第 6 号機における設計の実績，工事及び検査の計画について、「設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書」の様式-1 により示す。

また，適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレードと実績について、「設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書」の様式-9 により示す。

設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画【原子炉本体】

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2	組織内外の相互関係 ◎：主担当 ○：関連			インプット	アウトプット	他の記録類	
		本社	発電所	供給者				
設計	3.3.1	適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化	◎	—	—	・設置変更許可申請書 ・設置許可基準規則及びその解釈 ・技術基準規則及びその解釈	—	
	3.3.2	各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定	◎	—	—	・設置変更許可申請書 ・設置許可基準規則及びその解釈 ・安全設計審査指針 ・技術基準規則及びその解釈 ・技術基準を定める省令	・様式-2 ・品質管理の各段階における確認記録（設計の段階）	
	3.3.3 (1)	基本設計方針の作成（設計1）	◎	—	—	・様式-2 ・技術基準規則及びその解釈	・様式-3 ・様式-4	・品質管理の各段階における確認記録（設計の段階）
						・様式-2 ・様式-4 ・実用炉規則別表第二 ・技術基準規則及びその解釈	・様式-5-1	
						・設置変更許可申請書 ・設置許可基準規則及びその解釈 ・技術基準規則及びその解釈	・様式-6 ・様式-7	
・基本設計方針	・様式-5-2							
3.3.3 (2)	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）	◎	—	—	・様式-2 ・様式-5-1 ・様式-5-2 ・基本設計方針	・様式-8 の「設工認設計結果（要目表／設計方針）」欄	・品質管理の各段階における確認記録（設計の段階）	

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2	組織内外の相互関係 ◎:主担当 ○:関連			インプット	アウトプット	他の記録類
		本社	発電所	供給者			
	1. 共通的に適用される設計	「原子炉冷却系統施設」参照			「原子炉冷却系統施設」参照	「原子炉冷却系統施設」参照	「原子炉冷却系統施設」参照
	2. 原子炉本体の設計	◎	—	○	<ul style="list-style-type: none"> ・様式-2 ・基本設計方針 ・既工認 ・業務報告書 	・要目表	・仕様書
	3. 原子炉圧力容器及び原子炉冷却材再循環ポンプモータケーシングの脆性破壊防止に係る設計	◎	—	○	<ul style="list-style-type: none"> ・基本設計方針 ・設備図書 ・核原料物質，核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律 ・発電用原子力設備規格 設計・建設規格 ・J E A C 4 2 0 1 -2007 ・J E A C 4 2 0 1 -2007 (2010年追補版) ・J E A C 4 2 0 1 -2007 (2013年追補版) ・J E A C 4 2 0 6 -2007 ・業務報告書 	・原子炉圧力容器の脆性破壊防止に関する説明書	・仕様書
	4. 原子炉本体の兼用に関する設計						
	4.1 設備に係る設計のためのシステムの明確化及び兼用する機能の確認	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> ・様式-2 ・様式-5-1 ・様式-5-2 	<ul style="list-style-type: none"> ・機能単位の系統図 ・設定根拠の「(概要)」部分 	—

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2		組織内外の相互関係 ◎:主担当 ○:関連			インプット	アウトプット	他の記録類	
			本社	発電所	供給者				
4						<ul style="list-style-type: none"> 基本設計方針 設置変更許可申請書 			
			4.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 ① 炉心支持構造物 ② 原子炉圧力容器	◎	—	○	<ul style="list-style-type: none"> 設備図書 既工認 業務報告書 機能単位の系統図 設定根拠の「(概要)」部分 	<ul style="list-style-type: none"> 要目表 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 機器の配置を明示した図面 構造図 	<ul style="list-style-type: none"> 仕様書
			5. 原子炉本体の基礎に関する設計	◎	—	○	<ul style="list-style-type: none"> 基本設計方針 設備図書 既工認 業務報告書 「原子炉格納施設」の様式-1の「2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計」で取りまとめた設計資料 「原子炉冷却系統施設」の様式-1の「4. 地震による損傷防止に関する設計」で取りまとめた設計資料 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉本体の基礎に関する説明書 	<ul style="list-style-type: none"> 仕様書 解析実施状況調査チェックシート
3.3.3 (3)	設計のアウトプットに対する検証		◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 様式-2～様式-8 	—	<ul style="list-style-type: none"> 品質管理の各段階における確認記録（設計の段階） 	
3.3.3 (4)	設工認申請書の作成		◎	○	—	<ul style="list-style-type: none"> 設計1 設計2 	<ul style="list-style-type: none"> 設工認申請書案 	<ul style="list-style-type: none"> 確認チェックシート 	

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2	組織内外の相互関係 ◎:主担当 ○:関連			インプット	アウトプット	他の記録類
		本社	発電所	供給者			
					・工事の方法		
3.3.3 (5)	設工認申請書の承認	◎	○	—	・設工認申請書案	・設工認申請書	・原子力発電保安運営委員会議事録 ・原子力発電保安委員会議事録
3.4.1	設工認に基づく設備の具体的な設計の実施（設計3）	—	◎	○	・設計資料 ・業務報告書	・様式-8の「設備の具体的な設計結果」欄	・仕様書
3.4.2	設備の具体的な設計に基づく工事の実施	—	◎	○	・仕様書 ・工事の方法	・工事記録	—
3.5.2	使用前事業者検査の計画	—	◎	○	・様式-8の「設工認設計結果（要目表/設計方針）」欄及び「設備の具体的な設計結果」欄 ・工事の方法	・様式-8の「確認方法」欄	—
3.5.3	検査計画の管理	—	◎	○	・使用前事業者検査工程表	・検査成績書	—
3.5.4	主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理	—	◎	○	・溶接部詳細一覧表	・工事記録	—
3.5.5	使用前事業者検査の実施	—	◎	○	・様式-8の「確認方法」欄 ・工事の方法	・検査要領書	—
		—	◎	○	・検査要領書	・検査記録	—
3.7.2	識別管理及びトレーサビリティ	—	◎	○	—	・検査記録	—

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）

発電用原子炉施設の種類の種類	設備区分	系統名	機器区分		機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
							「7.3 設計・開発」の適用業務	「7.4 調達」の適用業務	
原子炉本体	—*	—*	炉型式、定格熱出力、過剰反応度及び反応度係数（減速材温度係数、燃料棒温度係数、減速材ポイド係数及び出力反応度係数）並びに減速材	—*	炉型式、定格熱出力、過剰反応度及び反応度係数（減速材温度係数、燃料棒温度係数、減速材ポイド係数及び出力反応度係数）並びに減速材	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
	炉心	—*	炉心形状、格子形状、燃料集合体数、炉心有効高さ及び炉心等価直径	—*	炉心形状、格子形状、燃料集合体数、炉心有効高さ及び炉心等価直径	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
			燃料体最高燃焼度及び核燃料物質の最大装荷量	—*	燃料体最高燃焼度及び核燃料物質の最大装荷量	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
			燃料材の最高温度	—*	燃料材の最高温度	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
	—*	—*	チャンネルボックス	—*	チャンネルボックス	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
	炉心支持構造物	—*	炉心シュラウド及びシュラウドサポート	—*	炉心シュラウド	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					シュラウドサポート	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
			上部格子板	—*	上部格子板	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
			炉心支持板	—*	炉心支持板	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
			燃料支持金具	—*	中央燃料支持金具	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					周辺燃料支持金具	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
	制御棒案内管	—*	制御棒案内管	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					

発電用原子炉施設の 種類	設備区分	系統名	機器区分		機器名称	品質管理 グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
							「7.3 設計・開発」 の適用業務	「7.4 調達」 の適用業務	
原子炉本体	原子炉圧力容器	—*	原子炉圧力容器本体及び監視試験片	—*	原子炉圧力容器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
			原子炉圧力容器支持構造物	支持構造物	原子炉圧力容器スカート	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				基礎ボルト	原子炉圧力容器基礎ボルト	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
			原子炉圧力容器付属構造物	原子炉圧力容器スタビライザ	原子炉圧力容器スタビライザ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				中性子束計測ハウジング	中性子束計測ハウジング	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				制御棒駆動機構ハウジング	制御棒駆動機構ハウジング	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				制御棒駆動機構ハウジング支持金具	制御棒駆動機構ハウジングレストレントビーム	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉冷却材再循環ポンプモータケーシング	原子炉冷却材再循環ポンプモータケーシング	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				主蒸気流量制限器	主蒸気流量制限器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉圧力容器内部構造物	蒸気乾燥器の蒸気乾燥器ユニット及び蒸気乾燥器ハウジング	蒸気乾燥器ユニット	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
			蒸気乾燥器ハウジング			既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
			気水分離器及びスタンドパイプ		気水分離器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					スタンドパイプ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
			シュラウドヘッド		シュラウドヘッド	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
			スパージャ及び内部配管		給水スパージャ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			

発電用原子炉施設の種類の種類	設備区分	系統名	機器区分		機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
							「7.3 設計・開発」の適用業務	「7.4 調達」の適用業務	
原子炉本体	原子炉压力容器	—*	原子炉压力容器内部構造物	スパーージャ及び内部配管	高圧炉心注水スパーージャ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					低圧注水スパーージャ				
					高圧炉心注水系配管（原子炉压力容器内部）				
				中性子束計測案内管	中性子束計測案内管				

注記*：「—」は、該当する系統が存在しない場合、又は実用炉規則別表第二を細分化した際に、該当する設備区分若しくは機器区分名称が存在しない場合を示す。

VI-1-10-3 設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画

核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設

1. 概要

本資料は、本文「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に基づく設計に係るプロセスの実績、工事及び検査に係るプロセスの計画について説明するものである。

2. 基本方針

柏崎刈羽原子力発電所第 6 号機における設計に係るプロセスとその実績について、「設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書」に示した設計の段階ごとに、組織内外の相互関係、進捗実績及び具体的な活動実績について説明する。

工事及び検査に関する計画として、組織内外の相互関係、進捗実績及び具体的な活動計画について説明する。

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレードと実績について説明する。

3. 設計及び工事に係るプロセスとその実績又は計画

「設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書」に基づき実施した、柏崎刈羽原子力発電所第 6 号機における設計の実績、工事及び検査の計画について、「設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書」の様式-1 により示す。

また、適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレードと実績について、「設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書」の様式-9 により示す。

設工認に係る設計の実績、工事及び検査の計画【核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設】

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2	組織内外の相互関係 ◎:主担当 ○:関連			インプット	アウトプット	他の記録類	
		本社	発電所	供給者				
設計	3.3.1	適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化	◎	—	—	・設置変更許可申請書 ・設置許可基準規則及びその解釈 ・技術基準規則及びその解釈	—	
	3.3.2	各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定	◎	—	—	・設置変更許可申請書 ・設置許可基準規則及びその解釈 ・安全設計審査指針 ・技術基準規則及びその解釈 ・技術基準を定める省令	・様式-2 ・品質管理の各段階における確認記録（設計の段階）	
	3.3.3 (1)	基本設計方針の作成（設計1）	◎	—	—	・様式-2 ・技術基準規則及びその解釈	・様式-3 ・様式-4	・品質管理の各段階における確認記録（設計の段階）
						・様式-2 ・様式-4 ・実用炉規則別表第二 ・技術基準規則及びその解釈	・様式-5-1	
						・設置変更許可申請書 ・設置許可基準規則及びその解釈 ・技術基準規則及びその解釈	・様式-6 ・様式-7	
・基本設計方針	・様式-5-2							
3.3.3 (2)	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）	◎	—	—	・様式-2 ・様式-5-1 ・様式-5-2 ・基本設計方針	・様式-8の「設工認設計結果（要目表/設計方針）」欄	・品質管理の各段階における確認記録（設計の段階）	

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2	組織内外の相互関係 ◎:主担当 ○:関連			インプット	アウトプット	他の記録類
		本社	発電所	供給者			
	1. 共通的に適用される設計	「原子炉冷却系統施設」参照			「原子炉冷却系統施設」参照	「原子炉冷却系統施設」参照	「原子炉冷却系統施設」参照
	2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の兼用に関する設計						
	2.1 設備に係る設計のためのシステムの明確化及び兼用する機能の確認	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 様式-2 様式-5-1 様式-5-2 基本設計方針 設置変更許可申請書 	<ul style="list-style-type: none"> 機能単位の系統図 設定根拠の「(概要)」部分 	—
	2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 ① 使用済燃料貯蔵設備 ② 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備 ・燃料プール代替注水系	◎	—	○	<ul style="list-style-type: none"> 設備図書 既工認 業務報告書 機能単位の系統図 設定根拠の「(概要)」部分 	<ul style="list-style-type: none"> 要目表 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 機器の配置を明示した図面 構造図 	・仕様書
	2.3 機能を兼用する機器を含む核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の系統図に関する取りまとめ	◎	—	○	<ul style="list-style-type: none"> 様式-2 様式-5-1 様式-5-2 機能単位の系統図 業務報告書 	・核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る系統図	・仕様書
	3. 重量物の落下防止設計	◎	—	○	<ul style="list-style-type: none"> 基本設計方針 設備図書 設置変更許可時の設計資料 業務報告書 	<ul style="list-style-type: none"> 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 燃料体等又は重量物の落下による使用済燃料貯蔵槽内の燃料体等 	・仕様書

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2	組織内外の相互関係 ◎:主担当 ○:関連			インプット	アウトプット	他の記録類
		本社	発電所	供給者			
4					・模擬燃料集合体の気中落下試験	の破損の防止及び使用済燃料貯蔵槽の機能喪失の防止に関する説明書	
	4. 使用済燃料貯蔵プール監視の設計	◎	○	—	<ul style="list-style-type: none"> 基本設計方針 設備図書 設置変更許可時の設計資料 ウォークダウンの実施報告書 「非常用電源設備」の様式-1の「2.1 非常用発電装置」において設計した結果 	<ul style="list-style-type: none"> 要目表 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 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 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検出器の取付箇所を明示した図面 	—
	5. 使用済燃料貯蔵プール水の小規模漏えい時の機能維持のための設計						
	5.1 燃料プール代替注水系の設計						
	5.1.1 設備仕様に係る設計	◎	—	○	<ul style="list-style-type: none"> 基本設計方針 設備図書 設置変更許可申請書 設置変更許可時の設計資料 業務報告書 	<ul style="list-style-type: none"> 要目表 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る機器の配置を明示した 	・仕様書

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2			組織内外の相互関係 ◎:主担当 ○:関連			インプット	アウトプット	他の記録類
				本社	発電所	供給者			
5								図面 ・核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る系統図	
		5.1.2	各機器固有の設計	◎	—	○	・設備図書 ・設置変更許可申請書 ・設置変更許可時の設計資料 ・業務報告書	・使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書	・仕様書
		5.2	臨界防止に関する設計	◎	—	○	・基本設計方針 ・既工認 ・業務報告書	・燃料取扱設備、新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵設備の核燃料物質が臨界に達しないことに関する説明書	・仕様書
		5.3	放射線遮蔽機能維持のための配管設計	◎	—	○	・基本設計方針 ・設備図書 ・設置変更許可申請書 ・設置変更許可時の設計資料 ・既工認 ・業務報告書	・使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書 ・使用済燃料貯蔵槽の水深の遮蔽能力に関する説明書	・仕様書
		5.4 代替原子炉補機冷却系を用いた燃料プール冷却浄化系の冷却に関する設計							
		5.4.1	設備仕様に係る設計	◎	—	○	・基本設計方針 ・設備図書 ・設置変更許可時の設計資料 ・既工認 ・業務報告書	・要目表 ・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 ・使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書	・仕様書

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2		組織内外の相互関係 ◎:主担当 ○:関連			インプット	アウトプット	他の記録類
			本社	発電所	供給者			
						<ul style="list-style-type: none"> 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る機器の配置を明示した図面 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る系統図 構造図 		
	5.4.2	各機器固有の設計	◎	—	○	<ul style="list-style-type: none"> 設備図書 設置変更許可申請書 設置変更許可時の設計資料 業務報告書 	<ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書 	<ul style="list-style-type: none"> 仕様書
6. 使用済燃料貯蔵プール水の大規模漏えい時の機能維持のための設計								
6.1 燃料プール代替注水系の設計								
	6.1.1	設備仕様に係る設計	◎	—	○	<ul style="list-style-type: none"> 基本設計方針 設備図書 設置変更許可申請書 設置変更許可時の設計資料 業務報告書 	<ul style="list-style-type: none"> 要目表 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る機器の配置を明示した図面 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る系統図 	<ul style="list-style-type: none"> 仕様書
	6.1.2	各機器固有の設計	◎	—	○	<ul style="list-style-type: none"> 設備図書 	<ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書 	<ul style="list-style-type: none"> 仕様書

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2			組織内外の相互関係 ◎:主担当 ○:関連			インプット	アウトプット	他の記録類
				本社	発電所	供給者			
							<ul style="list-style-type: none"> ・設置変更許可申請書 ・設置変更許可時の設計資料 ・業務報告書 	する説明書	
		6.2 臨界防止に関する設計	◎	—	○	<ul style="list-style-type: none"> ・基本設計方針 ・設備図書 ・設置変更許可申請書 ・業務報告書 	<ul style="list-style-type: none"> ・燃料取扱設備，新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵設備の核燃料物質が臨界に達しないことに関する説明書 	・仕様書	
3.3.3 (3)	設計のアウトプットに対する検証			◎	—	—	・様式-2～様式-8	—	・品質管理の各段階における確認記録（設計の段階）
3.3.3 (4)	設工認申請書の作成			◎	○	—	<ul style="list-style-type: none"> ・設計1 ・設計2 ・工事の方法 	・設工認申請書案	・確認チェックシート
3.3.3 (5)	設工認申請書の承認			◎	○	—	・設工認申請書案	・設工認申請書	<ul style="list-style-type: none"> ・原子力発電保安運営委員会議事録 ・原子力発電保安委員会議事録
3.4.1	設工認に基づく設備の具体的な設計の実施（設計3）			—	◎	○	<ul style="list-style-type: none"> ・設計資料 ・業務報告書 	・様式-8の「設備の具体的設計結果」欄	・仕様書
3.4.2	設備の具体的な設計に基づく工事の実施			—	◎	○	<ul style="list-style-type: none"> ・仕様書 ・工事の方法 	・工事記録	—
3.5.2	使用前事業者検査の計画			—	◎	○	・様式-8の「設工認設計結果（要目表／設計方針）」欄及び「設備の	・様式-8の「確認方法」欄	—

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2	組織内外の相互関係 ◎:主担当 ○:関連			インプット	アウトプット	他の記録類	
		本社	発電所	供給者				
工 事 及 び 検 査					具体的設計結果」欄 ・工事の方法			
	3.5.3	検査計画の管理	—	◎	○	・使用前事業者検査工程表	・検査成績書	—
	3.5.4	主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理	—	◎	○	・溶接部詳細一覧表	・工事記録	—
	3.5.5	使用前事業者検査の実施	—	◎	○	・様式-8の「確認方法」欄 ・工事の方法	・検査要領書	—
			—	◎	○	・検査要領書	・検査記録	—
3.7.2	識別管理及びトレーサビリティ	—	◎	○	—	・検査記録	—	

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）

発電用原子炉施設の種類の種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
						「7.3 設計・開発」の適用業務	「7.4 調達」の適用業務	
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	燃料取扱設備	—*	新燃料又は使用済燃料を取り扱う機器	燃料取替機（1, 2, 5, 6号機共用）	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉建屋クレーン（1, 2, 5, 6号機共用）	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				燃料チャンネル着脱機（1, 2, 5, 6号機共用）	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
	使用済燃料貯蔵設備	—*	使用済燃料貯蔵槽	使用済燃料貯蔵プール（設計基準対象施設としてのみ1, 2, 5, 6号機共用）	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
			使用済燃料運搬用容器ピット	キャスクピット（設計基準対象施設としてのみ1, 2, 5, 6号機共用）	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
			使用済燃料貯蔵ラック	使用済燃料貯蔵ラック（設計基準対象施設としてのみ1, 2, 5, 6号機共用）	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
			破損燃料貯蔵ラック 制御棒貯蔵ラック	制御棒・破損燃料貯蔵ラック	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
			制御棒貯蔵ハンガ	制御棒貯蔵ハンガ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
			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	使用済燃料貯蔵プール温度	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				使用済燃料貯蔵プール水位	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）	II	○	○
			使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域）	I	○	○		
	使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備	燃料プール冷却浄化系	熱交換器	燃料プール冷却浄化系熱交換器（設計基準対象施設としてのみ1, 2, 5, 6号機共用）	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			

発電用原子炉施設の 種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質管理 グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
						「7.3 設計・開発」 の適用業務	「7.4 調達」 の適用業務	
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備	燃料プール冷却浄化系	ポンプ	燃料プール冷却浄化系ポンプ（設計基準対象施設としてのみ1, 2, 5, 6号機共用）	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
			スキマサージ槽	スキマサージタンク（設計基準対象施設としてのみ1, 2, 5, 6号機共用）	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
			主配管（スプレイヘッドを含む。）	燃料プール冷却浄化系 スキマサージタンク～燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系分岐部（設計基準対象施設としてのみ1, 2, 5, 6号機共用）	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				燃料プール冷却浄化系 燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系分岐部～燃料プール冷却浄化系ポンプ（設計基準対象施設としてのみ1, 2, 5, 6号機共用）	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				燃料プール冷却浄化系 燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系分岐部～燃料プール冷却浄化系配管残留熱除去系配管(B)分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				燃料プール冷却浄化系 燃料プール冷却浄化系配管残留熱除去系配管(B)分岐部～E11-F016B	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				燃料プール冷却浄化系 燃料プール冷却浄化系配管残留熱除去系配管(B)分岐部～燃料プール冷却浄化系配管残留熱除去系配管(A)(C)分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				燃料プール冷却浄化系 燃料プール冷却浄化系配管残留熱除去系配管(A)(C)分岐部～E11-F016C	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				燃料プール冷却浄化系 燃料プール冷却浄化系配管残留熱除去系配管(A)(C)分岐部～E11-F016A	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				燃料プール冷却浄化系 燃料プール冷却浄化系ポンプ(B)～燃料プール冷却浄化系ポンプ(B)吐出ライン分岐部（設計基準対象施設としてのみ1, 2, 5, 6号機共用）	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			

発電用原子炉施設の 種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質管理 グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
						「7.3 設計・開発」 の適用業務	「7.4 調達」 の適用業務	
核燃料物質の 取扱施設及び 貯蔵施設	使用済燃料貯蔵 槽冷却浄化設備	燃料プール冷却 浄化系	主配管（スプレイヘッドを含 む。）	燃料プール冷却浄化系 燃料プール冷却浄化系ポンプ(B)吐出ライン分岐部～燃料プール冷却浄化系ポンプ(A)吐出ライン合流部（設計基準対象施設としてのみ1,2,5,6号機共用）	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				燃料プール冷却浄化系 燃料プール冷却浄化系ポンプ(A)～燃料プール冷却浄化系ポンプ(A)吐出ライン合流部（設計基準対象施設としてのみ1,2,5,6号機共用）	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				燃料プール冷却浄化系 燃料プール冷却浄化系ポンプ(A)吐出ライン合流部～ろ過脱塩器バイパスライン分岐部（設計基準対象施設としてのみ1,2,5,6号機共用）	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				燃料プール冷却浄化系 ろ過脱塩器バイパスライン分岐部～燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器（1,2,5,6号機共用）	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				燃料プール冷却浄化系 燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器～ろ過脱塩器出口ライン合流部（1,2,5,6号機共用）	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				燃料プール冷却浄化系 ろ過脱塩器出口ライン合流部～ろ過脱塩器バイパスライン合流部（設計基準対象施設としてのみ1,2,5,6号機共用）	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				燃料プール冷却浄化系 ろ過脱塩器バイパスライン合流部～燃料プール冷却浄化系熱交換器（設計基準対象施設としてのみ1,2,5,6号機共用）	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				燃料プール冷却浄化系 ろ過脱塩器バイパスライン分岐部～ろ過脱塩器出口ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				燃料プール冷却浄化系 燃料プール冷却浄化系ポンプ(B)吐出ライン分岐部～ろ過脱塩器バイパスライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				燃料プール冷却浄化系 燃料プール冷却浄化系熱交換器～G41-F015（設計基準対象施設としてのみ1,2,5,6号機共用）	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			

発電用原子炉施設の 種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質管理 グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考		
						「7.3 設計・開発」 の適用業務	「7.4 調達」 の適用業務			
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備	燃料プール冷却浄化系	主配管（スプレイヘッドを含む。）	燃料プール冷却浄化系 G41-F015～燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系合流部（設計基準対象施設としてのみ1, 2, 5, 6号機共用）	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
				燃料プール冷却浄化系 燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系合流部～使用済燃料貯蔵プール（設計基準対象施設としてのみ1, 2, 5, 6号機共用）	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
				燃料プール冷却浄化系 E11-F015～燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
		ポンプ	ろ過装置	燃料プール代替注水系	主配管（スプレイヘッドを含む。）	可搬型代替注水ポンプ（A-1級）（7号機設備，6, 7号機共用）	—	○	—	原子力部門外の部署が調達しているため、品質管理グレードは対象外である。
						可搬型代替注水ポンプ（A-2級）（7号機設備，6, 7号機共用）	—	○	—	
						可搬型Y型ストレーナ（7号機設備，6, 7号機共用）	II	○	○	
						燃料プール冷却浄化系 使用済燃料貯蔵プール接続口（北）～使用済燃料貯蔵プール接続口（北），（東）配管合流部	II	○	○	
						燃料プール冷却浄化系 使用済燃料貯蔵プール接続口（東）～使用済燃料貯蔵プール接続口（北），（東）配管合流部	II	○	○	
						燃料プール冷却浄化系 使用済燃料貯蔵プール接続口（北），（東）配管合流部～常設スプレイヘッド	II	○	○	
						補給水系 使用済燃料貯蔵プール可搬式接続口（南）～使用済燃料貯蔵プール可搬式接続口（屋内南）	II	○	○	
						代替給水設備 可搬型代替注水ポンプ屋内用20mホース	設工認申請時点において調達未実施である。			
						代替給水設備 可搬型代替注水ポンプ屋外用20mホース（7号機設備，6, 7号機共用）	III	○	○	

発電用原子炉施設の 種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質管理 グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
						「7.3 設計・開発」 の適用業務	「7.4 調達」 の適用業務	
核燃料物質の 取扱施設及び 貯蔵施設	使用済燃料貯蔵 槽冷却浄化設備	燃料プール代替 注水系	主配管（スプレイヘッドを含む。）	代替給水設備 可搬型代替注水ポンプ燃料プール代替注水用屋外 20m ホース（7号機設備，6,7号機共用）	II	○	○	
				燃料プール冷却浄化系 可搬型スプレイヘッド（7号機設備，6,7号機共用）	IV	○	○	
		原子炉建屋放水 設備	ポンプ	大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）（7号機設備，6,7号機共用）	I	○	○	
			主配管（スプレイヘッドを含む。）	原子炉建屋放水設備 大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）吸込 20m ホース（7号機設備，6,7号機共用）	I	○	○	
				原子炉建屋放水設備 大容量送水車吐出放水砲用 5m, 10m, 50m ホース（7号機設備，6,7号機共用）	I	○	○	
				原子炉建屋放水設備 放水砲（7号機設備，6,7号機共用）	I	○	○	

注記*：「—」は、該当する系統が存在しない場合を示す。

VI-1-10-4 設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画

原子炉冷却系統施設

1. 概要

本資料は、本文「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に基づく設計に係るプロセスの実績、工事及び検査に係るプロセスの計画について説明するものである。

2. 基本方針

柏崎刈羽原子力発電所第 6 号機における設計に係るプロセスとその実績について、「設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書」に示した設計の段階ごとに、組織内外の相互関係、進捗実績及び具体的な活動実績について説明する。

工事及び検査に関する計画として、組織内外の相互関係、進捗実績及び具体的な活動計画について説明する。

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレードと実績について説明する。

3. 設計及び工事に係るプロセスとその実績又は計画

「設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書」に基づき実施した、柏崎刈羽原子力発電所第 6 号機における設計の実績、工事及び検査の計画について、「設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書」の様式-1 により示す。

また、適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレードと実績について、「設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書」の様式-9 により示す。

設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画【原子炉冷却系統施設】

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2	組織内外の相互関係 ◎：主担当 ○：関連			インプット	アウトプット	他の記録類	
		本社	発電所	供給者				
設計	3.3.1	適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化	◎	—	—	・設置変更許可申請書 ・設置許可基準規則及びその解釈 ・技術基準規則及びその解釈	—	
	3.3.2	各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定	◎	—	—	・設置変更許可申請書 ・設置許可基準規則及びその解釈 ・安全設計審査指針 ・技術基準規則及びその解釈 ・技術基準を定める省令	・様式-2 ・品質管理の各段階における確認記録（設計の段階）	
	3.3.3 (1)	基本設計方針の作成（設計1）	◎	—	—	・様式-2 ・技術基準規則及びその解釈	・様式-3 ・様式-4	・品質管理の各段階における確認記録（設計の段階）
						・様式-2 ・様式-4 ・実用炉規則別表第二 ・技術基準規則及びその解釈	・様式-5-1	
						・設置変更許可申請書 ・設置許可基準規則及びその解釈 ・技術基準規則及びその解釈	・様式-6 ・様式-7	
・基本設計方針	・様式-5-2							
3.3.3 (2)	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）	◎	—	—	・様式-2 ・様式-5-1 ・様式-5-2 ・基本設計方針	・様式-8の「設工認設計結果（要目表／設計方針）」欄	・品質管理の各段階における確認記録（設計の段階）	

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2	組織内外の相互関係 ◎:主担当 ○:関連			インプット	アウトプット	他の記録類
		本社	発電所	供給者			
3	1. 設計に係る解析業務の管理	◎	○	○	・仕様書	・業務報告書	・解析実施状況調査 チェックシート
	2. 設計基準対象施設及び重大事故 等対処施設の地盤の設計	◎	—	—	・様式-5-2 ・基本設計方針 ・設備図書 ・設置変更許可申請書 ・設置変更許可時の設計資料 ・適用規格	・耐震性に関する説明書	—
	3. 急傾斜地の崩壊の防止に関する 設計	◎	—	—	・急傾斜地の崩壊による災害の防止 に関する法律	—	—
	4. 地震による損傷防止に関する設計						
	4.1 耐震設計の基本方針	◎	—	—	・基本設計方針 ・設備図書 ・設置変更許可申請書 ・設置変更許可時の設計資料 ・既工認 ・適用規格	・耐震性に関する説明書	—
	4.2 基準地震動 S s, 弾性設計用 地震動 S d の概要	◎	—	—	・基本設計方針 ・設置変更許可申請書 ・設置変更許可時の設計資料	・耐震性に関する説明書	—
	4.3 地盤の支持性能に係る基本方 針	◎	—	—	・基本設計方針 ・設置変更許可申請書 ・設置変更許可時の設計資料	・耐震性に関する説明書	—

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2	組織内外の相互関係 ◎:主担当 ○:関連			インプット	アウトプット	他の記録類
		本社	発電所	供給者			
4	4.4 耐震設計を行う設備の抽出	◎	○	—	<ul style="list-style-type: none"> ・様式-5-2 ・ウォークダウンの実施報告書 	<ul style="list-style-type: none"> ・耐震性に関する説明書 	—
	4.5 耐震設計方針の明確化	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> ・基本設計方針 ・設備図書 ・設置変更許可申請書 ・設置変更許可時の設計資料 ・既工認 ・適用規格 	<ul style="list-style-type: none"> ・耐震性に関する説明書 	—
	4.6 耐震設計上重要な設備を設置する施設の耐震設計	◎	—	○	<ul style="list-style-type: none"> ・基本設計方針 ・設備図書 ・設置変更許可申請書 ・設置変更許可時の設計資料 ・既工認 ・適用規格 ・業務報告書 	<ul style="list-style-type: none"> ・耐震性に関する説明書 	<ul style="list-style-type: none"> ・仕様書 ・解析実施状況調査 チェックシート
	4.7 設計用床応答曲線の作成	◎	—	○	<ul style="list-style-type: none"> ・基本設計方針 ・設備図書 ・設置変更許可申請書 ・設置変更許可時の設計資料 ・既工認 ・業務報告書 	<ul style="list-style-type: none"> ・耐震性に関する説明書 	<ul style="list-style-type: none"> ・仕様書 ・解析実施状況調査 チェックシート
	4.8 申請設備の耐震設計	◎	○	○	<ul style="list-style-type: none"> ・基本設計方針 ・設備図書 	<ul style="list-style-type: none"> ・耐震性に関する説明書 	<ul style="list-style-type: none"> ・仕様書 ・解析実施状況調査

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2	組織内外の相互関係 ◎:主担当 ○:関連			インプット	アウトプット	他の記録類
		本社	発電所	供給者			
					<ul style="list-style-type: none"> ・設置変更許可申請書 ・設置変更許可時の設計資料 ・既工認 ・適用規格 ・業務報告書 		チェックシート
	4.9 波及的影響を及ぼすおそれのある施設の耐震評価	◎	○	○	<ul style="list-style-type: none"> ・基本設計方針 ・設備図書 ・設置変更許可申請書 ・設置変更許可時の設計資料 ・既工認 ・適用規格 ・業務報告書 	<ul style="list-style-type: none"> ・耐震性に関する説明書 	<ul style="list-style-type: none"> ・仕様書 ・解析実施状況調査 チェックシート
	4.10 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	◎	—	○	<ul style="list-style-type: none"> ・基本設計方針 ・設備図書 ・設置変更許可申請書 ・設置変更許可時の設計資料 ・既工認 ・適用規格 ・業務報告書 	<ul style="list-style-type: none"> ・耐震性に関する説明書 	<ul style="list-style-type: none"> ・仕様書 ・解析実施状況調査 チェックシート
	4.11 耐震設計の基本方針を準用して行う耐震評価	◎	○	○	<ul style="list-style-type: none"> ・基本設計方針 ・設備図書 ・設置変更許可申請書 ・設置変更許可時の設計資料 ・既工認 	<ul style="list-style-type: none"> ・耐震性に関する説明書 	<ul style="list-style-type: none"> ・仕様書 ・解析実施状況調査 チェックシート

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2		組織内外の相互関係 ◎:主担当 ○:関連			インプット	アウトプット	他の記録類
			本社	発電所	供給者			
						<ul style="list-style-type: none"> ・適用規格 ・業務報告書 		
	5.	津波による損傷防止設計	「浸水防護施設」参照			「浸水防護施設」参照	「浸水防護施設」参照	「浸水防護施設」参照
	6. 自然現象等への配慮に関する設計							
	6.1	自然現象等への配慮に関する基本方針	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> ・基本設計方針 ・設置変更許可申請書 ・設置変更許可申請時の設計資料 	<ul style="list-style-type: none"> ・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 	—
	6.2	外部事象防護対象施設の範囲	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> ・基本設計方針 ・設置変更許可申請書 ・技術基準規則及びその解釈 ・発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針 	<ul style="list-style-type: none"> ・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 	—
	6.3	竜巻	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> ・基本設計方針 ・設備図書 ・設置変更許可申請書 ・適用規格 	<ul style="list-style-type: none"> ・基本設計方針機器 ・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 ・強度に関する説明書 	—
	6.4	火山の影響	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> ・基本設計方針 ・設備図書 ・設置変更許可申請書 ・適用規格 	<ul style="list-style-type: none"> ・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 ・強度に関する説明書 	—

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2		組織内外の相互関係 ◎:主担当 ○:関連			インプット	アウトプット	他の記録類
			本社	発電所	供給者			
	6.5	外部火災	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 基本設計方針 設備図書 設置変更許可申請書 設置変更許可時の設計資料 適用規格 	<ul style="list-style-type: none"> 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 	—
	7.	立ち入りの防止に係る設計	◎	○	—	<ul style="list-style-type: none"> 基本設計方針 	—	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉施設保安規定
	8.	不法な侵入等の防止設計	◎	○	—	<ul style="list-style-type: none"> 基本設計方針 	<ul style="list-style-type: none"> 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 	<ul style="list-style-type: none"> 核物質防護規定
	9.	火災による損傷の防止	「火災防護設備」参照			「火災防護設備」参照	「火災防護設備」参照	「火災防護設備」参照
	10.	溢水による損傷防止設計	「浸水防護施設」参照			「浸水防護施設」参照	「浸水防護施設」参照	「浸水防護施設」参照
	11.	健全性に係る設計	◎	—	○	<ul style="list-style-type: none"> 様式-5-2 基本設計方針 設備図書 適用規格 原子力安全委員会原子炉安全専門審査会報告書「タービンミサイル評価について」 定期事業者検査要領書 保全プログラム 	<ul style="list-style-type: none"> 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 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 	<ul style="list-style-type: none"> 仕様書 解析実施状況調査チェックシート

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2	組織内外の相互関係 ◎:主担当 ○:関連			インプット	アウトプット	他の記録類
		本社	発電所	供給者			
					・業務報告書		
	12. 材料及び構造に係る設計						
	12.1 クラス機器及び支持構造物の強度評価	◎	—	○	<ul style="list-style-type: none"> ・様式-5-2 ・基本設計方針 ・技術基準規則及びその解釈 ・既工認 ・通商産業省告示第452号 ・通商産業省告示第501号 ・高圧ガス保安法 ・消防法 ・適用規格 ・業務報告書 	<ul style="list-style-type: none"> ・要目表 ・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 ・強度に関する説明書 	<ul style="list-style-type: none"> ・仕様書 ・解析実施状況調査チェックシート
	12.2 竜巻への配慮が必要な施設の強度評価	◎	○	○	<ul style="list-style-type: none"> ・基本設計方針 ・設備図書 ・設置変更許可申請書 ・適用規格 ・業務報告書 	<ul style="list-style-type: none"> ・強度に関する説明書 	<ul style="list-style-type: none"> ・仕様書 ・解析実施状況調査チェックシート
	12.3 火山への配慮が必要な施設の強度評価	◎	○	○	<ul style="list-style-type: none"> ・基本設計方針 ・設備図書 ・設置変更許可申請書 ・適用規格 ・業務報告書 	<ul style="list-style-type: none"> ・強度に関する説明書 	<ul style="list-style-type: none"> ・仕様書 ・解析実施状況調査チェックシート
	12.4 津波又は溢水への配慮が必	◎	—	○	<ul style="list-style-type: none"> ・基本設計方針 	<ul style="list-style-type: none"> ・要目表 	<ul style="list-style-type: none"> ・仕様書

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2	組織内外の相互関係 ◎:主担当 ○:関連			インプット	アウトプット	他の記録類
		本社	発電所	供給者			
	要な施設の強度評価				<ul style="list-style-type: none"> ・設備図書 ・設置変更許可申請書 ・適用規格 ・業務報告書 ・「浸水防護施設」の様式-1の「3.耐津波設計」で定めた津波防護に関する施設及び各施設の構造計画 ・「浸水防護施設」の様式-1の「4.溢水防護に関する設計」で定めた溢水防護に関する施設及び各施設の構造計画 	<ul style="list-style-type: none"> ・強度に関する説明書 	<ul style="list-style-type: none"> ・解析実施状況調査チェックシート
	12.5 発電用火力設備の技術基準による強度評価	◎	—	○	<ul style="list-style-type: none"> ・基本設計方針 ・設備図書 ・発電用火力設備に関する技術基準を定める省令 ・消防法 ・業務報告書 	<ul style="list-style-type: none"> ・要目表 ・非常用発電装置の出力の決定に関する説明書 ・強度に関する説明書 	<ul style="list-style-type: none"> ・仕様書 ・解析実施状況調査チェックシート
	12.6 非常用発電装置（可搬型）の強度評価	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> ・基本設計方針 ・設備図書 ・適用規格 	<ul style="list-style-type: none"> ・要目表 ・非常用発電装置の出力の決定に関する説明書 ・強度に関する説明書 	—
	12.7 炉心支持構造物の強度評価	◎	—	○	<ul style="list-style-type: none"> ・基本設計方針 ・既工認 	<ul style="list-style-type: none"> ・要目表 ・強度に関する説明書 	<ul style="list-style-type: none"> ・仕様書 ・解析実施状況調査

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2		組織内外の相互関係 ◎:主担当 ○:関連			インプット	アウトプット	他の記録類
			本社	発電所	供給者			
10						<ul style="list-style-type: none"> ・適用規格 ・業務報告書 		チェックシート
		13. 安全避難通路等に係る設計	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> ・基本設計方針 ・設置変更許可時の設計資料 ・既工認 ・建築基準法 ・消防法 	<ul style="list-style-type: none"> ・安全避難通路に関する説明書 ・安全避難通路を明示した図面 	—
		14. 非常用照明に係る設計	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> ・基本設計方針 ・設置変更許可時の設計資料 ・既工認 ・設備図書 ・建築基準法 ・消防法 	<ul style="list-style-type: none"> ・非常用照明に関する説明書 ・非常用照明の取付箇所を明示した図面 	—
		15. 安全弁等の設計	◎	—	○	<ul style="list-style-type: none"> ・基本設計方針 ・設備図書 ・設置変更許可申請書 ・適用規格 ・業務報告書 	<ul style="list-style-type: none"> ・要目表 ・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 ・機器の配置を明示した図面 ・系統図 ・構造図 ・安全弁及び逃がし弁の吹出量計算書 	<ul style="list-style-type: none"> ・仕様書 ・解析実施状況調査チェックシート
		16. 内燃機関及びガスタービンの設計	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> ・基本設計方針 ・設備図書 	<ul style="list-style-type: none"> ・要目表 ・発電用原子炉施設の火災防護に関 	—

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2	組織内外の相互関係 ◎:主担当 ○:関連			インプット	アウトプット	他の記録類	
		本社	発電所	供給者				
II					<ul style="list-style-type: none"> ・発電用火力設備に関する技術基準を定める省令 ・可搬型発電設備技術基準 ・適用規格 	<ul style="list-style-type: none"> する説明書 ・非常用発電装置の出力の決定に関する説明書 ・強度に関する説明書 		
	17. 電気設備の設計	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> ・基本設計方針 ・設備図書 ・原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準 ・電気設備に関する技術基準を定める省令 ・可搬型発電設備技術基準 ・適用規格 	<ul style="list-style-type: none"> ・要目表 ・常用電源設備の健全性に関する説明書 ・非常用発電装置の出力の決定に関する説明書 	—	
	18. 放射性物質による汚染の防止に係る設計	◎	—	○	<ul style="list-style-type: none"> ・基本設計方針 ・設備図書 ・設置変更許可時の設計資料 ・業務報告書 	<ul style="list-style-type: none"> ・機器の配置を明示した図面 ・構造図 	・仕様書	
	19. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計							
	19.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> ・様式-2 ・様式-5-1 ・様式-5-2 ・基本設計方針 ・設置変更許可申請書 	<ul style="list-style-type: none"> ・機能単位の系統図 ・設定根拠の「(概要)」部分 	—	
19.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計								

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2	組織内外の相互関係 ◎:主担当 ○:関連			インプット	アウトプット	他の記録類
		本社	発電所	供給者			
	① 原子炉冷却材の循環設備 ・主蒸気系 ・復水給水系 ② 残留熱除去設備 ・残留熱除去系 ③ 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 ・高圧炉心注水系 ・原子炉隔離時冷却系 ・高圧代替注水系 ・低圧代替注水系 ④ 原子炉冷却材補給設備 ・補給水系 ⑤ 原子炉補機冷却設備 ・原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系 ⑥ 6号機地下水排水設備						
	19.2.1 兼用を含む原子炉冷却システム施設の機器の仕様等に関する設計	◎	—	○	・設置変更許可申請書 ・設備図書 ・既工認 ・業務報告書 ・機能単位の系統図 ・設定根拠の「(概要)」部分	・要目表 ・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 ・機器の配置を明示した図面 ・構造図	・仕様書
	19.2.2 各機器固有の設計	◎	○	○	・基本設計方針 ・設備図書 ・既工認	・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	・仕様書 ・解析実施状況調査チェックシート

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2			組織内外の相互関係 ◎:主担当 ○:関連			インプット	アウトプット	他の記録類
				本社	発電所	供給者			
						<ul style="list-style-type: none"> ・適用規格 ・業務報告書 ・「非常用電源設備」の様式-1の「2.1 非常用発電装置」及び「2.2 直流電源設備及び計測制御用電源設備」で設計した結果 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器内の原子炉冷却材の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 ・原子炉格納施設の設計条件に関する説明書 		
	19.3	機能を兼用する機器を含む原子炉冷却系統施設の系統図に関する取りまとめ	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> ・様式-2 ・様式-5-1 ・様式-5-2 ・機能単位の系統図 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉冷却系統施設に係る系統図 	—	
	20.	インターフェイスシステム LOCA 発生時に用いる設備に係る設計	◎	—	○	<ul style="list-style-type: none"> ・基本設計方針 ・設備図書 ・設置変更許可申請書 ・既工認 ・業務報告書 	<ul style="list-style-type: none"> ・要目表 ・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 ・原子炉冷却系統施設に係る機器の配置を明示した図面 ・原子炉冷却系統施設に係る系統図 ・構造図 	<ul style="list-style-type: none"> ・仕様書 	
	21.	地下水排水設備の設計	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> ・基本設計方針 ・設備図書 	<ul style="list-style-type: none"> ・基本設計方針機器 ・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 	—	
	22.	水の供給設備の設計	◎	—	○	<ul style="list-style-type: none"> ・基本設計方針 ・設備図書 	<ul style="list-style-type: none"> ・要目表 ・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 	<ul style="list-style-type: none"> ・仕様書 	

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2	組織内外の相互関係 ◎:主担当 ○:関連			インプット	アウトプット	他の記録類
		本社	発電所	供給者			
					<ul style="list-style-type: none"> ・設置変更許可時の設計資料 ・業務報告書 	<ul style="list-style-type: none"> る説明書 ・原子炉冷却系統施設に係る機器の配置を明示した図面 ・原子炉冷却系統施設に係る系統図 	
	23. 代替原子炉補機冷却系の設計	◎	—	○	<ul style="list-style-type: none"> ・基本設計方針 ・設備図書 ・業務報告書 ・「非常用電源設備」の様式-1の「2.1 非常用発電装置」で設計した結果 	<ul style="list-style-type: none"> ・要目表 ・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 ・原子炉冷却系統施設に係る機器の配置を明示した図面 ・原子炉冷却系統施設に係る系統図 	<ul style="list-style-type: none"> ・仕様書
	24. 残留熱除去系に関する設計	◎	—	○	<ul style="list-style-type: none"> ・基本設計方針 ・設備図書 ・既工認 ・適用規格 ・業務報告書 	<ul style="list-style-type: none"> ・要目表 ・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 ・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 ・原子炉冷却系統施設に係る機器の配置を明示した図面 ・原子炉冷却系統施設に係る系統図 ・構造図 	<ul style="list-style-type: none"> ・仕様書
	25. 原子炉冷却材浄化系に関する設計	◎	—	○	<ul style="list-style-type: none"> ・基本設計方針 ・設備図書 ・既工認 ・適用規格 ・業務報告書 	<ul style="list-style-type: none"> ・要目表 ・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 ・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 	<ul style="list-style-type: none"> ・仕様書

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2	組織内外の相互関係 ◎:主担当 ○:関連			インプット	アウトプット	他の記録類
		本社	発電所	供給者			
						<ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却系統施設に係る機器の配置を明示した図面 原子炉冷却系統施設に係る系統図 構造図 	
	26. 設備共用の設計		◎	○	「11. 健全性に係る設計」参照	「11. 健全性に係る設計」参照	「11. 健全性に係る設計」参照
	3.3.3 (3) 設計のアウトプットに対する検証	◎	—	—	・様式-2～様式-8	—	・品質管理の各段階における確認記録（設計の段階）
	3.3.3 (4) 設工認申請書の作成	◎	○	—	<ul style="list-style-type: none"> 設計1 設計2 工事の方法 	・設工認申請書案	・確認チェックシート
	3.3.3 (5) 設工認申請書の承認	◎	○	—	・設工認申請書案	・設工認申請書	<ul style="list-style-type: none"> 原子力発電保安運営委員会議事録 原子力発電保安委員会議事録
工事及び検査	3.4.1 設工認に基づく設備の具体的な設計の実施（設計3）	—	◎	○	<ul style="list-style-type: none"> 設計資料 業務報告書 	・様式-8の「設備の具体的設計結果」欄	・仕様書
	3.4.2 設備の具体的な設計に基づく工事の実施	—	◎	○	<ul style="list-style-type: none"> 仕様書 工事の方法 	・工事記録	—
	3.5.2 使用前事業者検査の計画	—	◎	○	・様式-8の「設工認設計結果（要目表/設計方針）」欄及び「設備の具体的設計結果」欄	・様式-8の「確認方法」欄	—

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2	組織内外の相互関係 ◎:主担当 ○:関連			インプット	アウトプット	他の記録類
		本社	発電所	供給者			
					・工事の方法		
3.5.3	検査計画の管理	—	◎	○	・使用前事業者検査工程表	・検査成績書	—
3.5.4	主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理	—	◎	○	・溶接部詳細一覧表	・工事記録	—
3.5.5	使用前事業者検査の実施	—	◎	○	・様式-8の「確認方法」欄 ・工事の方法	・検査要領書	—
		—	◎	○	・検査要領書	・検査記録	—
3.7.2	識別管理及びトレーサビリティ	—	◎	○	—	・検査記録	—

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質管理 グレード	保安規定品質マシメントシステム計画		備考
						「7.3 設計・開発」 の適用業務	「7.4 調達」 の適用業務	
原子炉冷却系統施設	原子炉冷却材再循環設備	原子炉冷却材再循環系	ポンプ	原子炉冷却材再循環ポンプ(インターナルポンプ: RIP)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
	原子炉冷却材の循環設備	主蒸気系	容器	主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
			安全弁及び逃がし弁	B21-F001A, B, C, D, E, F, G, H, J, K, L, M, N, P, R, S, T, U	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
			主要弁	B21-F002A, B, C, D	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				B21-F003A, B, C, D	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				タービンバイパス弁	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
			主配管	主蒸気系 原子炉压力容器～B21-F003A, C, D 及び B21-F001A, B, C, D, K, L, M, N, P, R, S, T, U	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				主蒸気系 原子炉压力容器～原子炉隔離時冷却系分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				主蒸気系 原子炉隔離時冷却系分岐部～B21-F003 B 及び B21-F001E, F, G, H, J	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				主蒸気系 B21-F003A, B, C, D～主蒸気ヘッド	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				主蒸気系 主蒸気ヘッド	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				主蒸気系 主蒸気ヘッド～N31-F001A, B, C, D	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				主蒸気系 B21-F001A, C, F, H, L, N, R, T～逃がし安全弁排気管貫通部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
			主蒸気系 逃がし安全弁排気管貫通部～サプレッションチェンバ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質管理 グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
						「7.3 設計・開発」 の適用業務	「7.4 調達」 の適用業務	
原子炉冷却系統施設	原子炉冷却材の循環設備	主蒸気系	主配管	主蒸気系 B21-F001B, D, E, G, J, K, M, P, S, U～サブ レクションチェンバ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
				主蒸気系 主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用ア キュムレータ～主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能 用窒素供給配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
				主蒸気系 B21-F029A, B, C, D, E, F, G, H, J, K, L, M, N, P, R, S, T, U～主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用 窒素供給配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
				主蒸気系 主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用窒 素供給配管合流部～B21-F001A, B, C, D, E, F, G, H, J, K, L, M, N, P, R, S, T, U	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
				主蒸気系 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用ア キュムレータ～主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能 用窒素供給配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
				主蒸気系 B21-F026A, C, F, H, L, N, R, T～主蒸気逃 がし安全弁自動減圧機能用窒素供給配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
				主蒸気系 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用窒 素供給配管合流部～B21-F001A, C, F, H, L, N, R, T	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
				主蒸気系 主蒸気ヘッド～N37-F001	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
				主蒸気系 N37-F001～タービンバイパス減圧管	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
				主蒸気系 主蒸気ヘッド～原子炉給水ポンプ駆動 用蒸気タービン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
				主蒸気系 原子炉給水ポンプ駆動用蒸気タービン 分岐部～原子炉給水ポンプ駆動用蒸気タービン (A)分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
				主蒸気系 原子炉給水ポンプ駆動用蒸気タービン (A)分岐部～N38-F001A	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
主蒸気系 原子炉給水ポンプ駆動用蒸気タービン (A)分岐部～N38-F001B	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。							

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考	
						「7.3 設計・開発」の適用業務	「7.4 調達」の適用業務		
原子炉冷却系統施設	原子炉冷却材の循環設備	主蒸気系	主配管	主蒸気系 原子炉給水ポンプ駆動用蒸気タービン分岐部～タービン補助蒸気系 A 系分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				主蒸気系 タービン補助蒸気系 A 系分岐部～N39-F300A, F301A, F350A, F351A	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				主蒸気系 タービン補助蒸気系 A 系分岐部～N39-F300B, F301B, F350B, F351B	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
		復水給水系	熱交換器	第 1 給水加熱器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				主要弁	B21-F051A, B	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
			B21-F052A, B		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
			主配管	復水給水系 N26-F003A, B, C～給水加熱器ドレンベント系（低圧ドレンポンプ）合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				復水給水系 給水加熱器ドレンベント系（低圧ドレンポンプ）合流部～N27-F001A, B, C, D, E, F	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				復水給水系 N22-F041～給水加熱器ドレンベント系（低圧ドレンポンプ）合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				復水給水系 N27-F002A, B, C, D, E, F～制御棒駆動系分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				復水給水系 制御棒駆動系分岐部～高圧復水ポンプ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				復水給水系 制御棒駆動系分岐部～N21-F028	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				復水給水系 高圧復水ポンプ～第 6 給水加熱器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				復水給水系 第 6 給水加熱器～第 5 給水加熱器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				復水給水系 第 5 給水加熱器～第 4 給水加熱器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質管理 グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
						「7.3 設計・開発」 の適用業務	「7.4 調達」 の適用業務	
原子炉冷却系統施設	原子炉冷却材の循環設備	復水給水系	主配管	復水給水系 第4給水加熱器～第3給水加熱器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系 第3給水加熱器～給水加熱器ドレンベント系（高圧ドレンポンプ）合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系 給水加熱器ドレンベント系（高圧ドレンポンプ）合流部～タービン駆動原子炉給水ポンプ(A)分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系 タービン駆動原子炉給水ポンプ(A)分岐部～タービン駆動原子炉給水ポンプ(B)分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系 タービン駆動原子炉給水ポンプ(B)分岐部～電動機駆動原子炉給水ポンプ(B)分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系 タービン駆動原子炉給水ポンプ(A)分岐部～タービン駆動原子炉給水ポンプ(A)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系 タービン駆動原子炉給水ポンプ(B)分岐部～タービン駆動原子炉給水ポンプ(B)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系 電動機駆動原子炉給水ポンプ(B)分岐部～電動機駆動原子炉給水ポンプ(B)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系 電動機駆動原子炉給水ポンプ(B)分岐部～電動機駆動原子炉給水ポンプ(A)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系 N22-F006A, B, C～給水加熱器ドレンベント系（高圧ドレンポンプ）合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系 タービン駆動原子炉給水ポンプ(A)～給水ポンプ出口配管（タービン駆動原子炉給水ポンプ(A)側）合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系 給水ポンプ出口配管（タービン駆動原子炉給水ポンプ(A)側）合流部～第2給水加熱器(A)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系 タービン駆動原子炉給水ポンプ(B)～給水ポンプ出口配管（タービン駆動原子炉給水ポンプ(B)側）合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			

発電用原子炉施設の 種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質管理 グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
						「7.3 設計・開発」 の適用業務	「7.4 調達」 の適用業務	
原子炉冷却系統施設	原子炉冷却材の循環設備	復水給水系	主配管	復水給水系 給水ポンプ出口配管（タービン駆動原子炉給水ポンプ(B)側)合流部～第2給水加熱器(B)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系 電動機駆動原子炉給水ポンプ(A)～電動機駆動原子炉給水ポンプ(B)合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系 電動機駆動原子炉給水ポンプ(B)合流部～給水ポンプ出口配管分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系 電動機駆動原子炉給水ポンプ(B)～電動機駆動原子炉給水ポンプ(B)合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系 給水ポンプ出口配管分岐部～給水ポンプ出口配管（タービン駆動原子炉給水ポンプ(A)側及び(B)側)合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系 第2給水加熱器～第1給水加熱器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系 第1給水加熱器～代替注水配管復水給水系(A)合流部及び原子炉隔離時冷却系配管復水給水系(B)合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系 代替注水配管復水給水系(A)合流部～原子炉圧力容器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系 原子炉隔離時冷却系配管復水給水系(B)合流部～原子炉圧力容器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系 代替注水系配管 B21-F056A 出口合流部～代替注水配管復水給水系(A)合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系 原子炉隔離時冷却系配管 B21-F056B 出口合流部～原子炉隔離時冷却系配管復水給水系(B)合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系 G31-F015～B21-F056A, B	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系 B21-F056A～高压代替注水配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
復水給水系 高压代替注水配管合流部～代替注水系配管 B21-F056A 出口合流部	I	○	○					

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
						「7.3 設計・開発」の適用業務	「7.4 調達」の適用業務	
原子炉冷却系統施設	原子炉冷却材の循環設備	復水給水系	主配管	復水給水系 B21-F056B～原子炉隔離時冷却系配管 B21-F056B 出口合流部				既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。
		給水加熱器ドレンベント系	安全弁及び逃がし弁	N22-F400A, B		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
				N22-F401A, B		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
				N22-F402A, B, C		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
				N22-F403A, B, C		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
		主配管	給水加熱器ドレンベント系 第1給水加熱器	N22-F023A, B, C, D～第1給水加熱器		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
			給水加熱器ドレンベント系 第1給水加熱器	N22-F026A, B, C, D～第1給水加熱器		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
			給水加熱器ドレンベント系 第1給水加熱器～高圧ドレンタンク		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
			給水加熱器ドレンベント系 第2給水加熱器～高圧ドレンタンク		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
			給水加熱器ドレンベント系 N22-F029A, B, C, D～高圧ドレンタンク		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
			給水加熱器ドレンベント系 高圧ドレンタンク～高圧ドレンポンプ		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
			給水加熱器ドレンベント系 高圧ドレンポンプ～N22-F006A, B, C		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
			給水加熱器ドレンベント系 第3給水加熱器～第4給水加熱器		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
			給水加熱器ドレンベント系 第4給水加熱器～第5給水加熱器		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
		給水加熱器ドレンベント系 第5給水加熱器～低圧ドレンタンク		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
						「7.3 設計・開発」の適用業務	「7.4 調達」の適用業務	
原子炉冷却系統施設	原子炉冷却材の循環設備	給水加熱器ドレンベント系	主配管	給水加熱器ドレンベント系 第6給水加熱器～低圧ドレンタンク	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				給水加熱器ドレンベント系 低圧ドレンタンク～低圧ドレンポンプ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				給水加熱器ドレンベント系 低圧ドレンポンプ～N22-F041	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
		復水浄化系	主配管	復水浄化系 N26-F001A, B, C～復水ろ過装置復水ろ過器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水浄化系 復水ろ過装置復水ろ過器～N26-F003 A, B, C	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水浄化系 N27-F001A, B, C, D, E, F～復水脱塩装置復水脱塩塔	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水浄化系 復水脱塩装置復水脱塩塔～N27-F002 A, B, C, D, E, F	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
		抽気系	主配管	抽気系 N36-F041A, B～第1給水加熱器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				抽気系 N36-F042A, B～第2給水加熱器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				抽気系 N36-F043A, B, C～第3給水加熱器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				抽気系 N36-F044A, B, C～第4給水加熱器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				抽気系 低圧タービン～第5給水加熱器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				抽気系 低圧タービン～第6給水加熱器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				抽気系 N36-F045A, B～N38-F002A, B	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
抽気系 原子炉給水ポンプ駆動用蒸気タービン～N36-F047A, B	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。							

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
						「7.3 設計・開発」の適用業務	「7.4 調達」の適用業務	
原子炉冷却系統施設	残留熱除去設備	残留熱除去系	熱交換器	残留熱除去系熱交換器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
			ポンプ	残留熱除去系ポンプ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
			ろ過装置	残留熱除去系ストレーナ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
			安全弁及び逃がし弁	E11-F039A, B, C	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				E11-F042A, B, C	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				E11-F051A, B, C	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
			主要弁	E11-F001A, B, C	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				E11-F004A, B, C	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				E11-F005A	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				E11-F005B, C	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				E11-F006B, C	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				E11-F008A, B, C	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				E11-F010A, B, C	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				E11-F011A, B, C	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
E11-F013A, B, C	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。							

発電用原子炉施設の 種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質管理 グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
						「7.3 設計・開発」 の適用業務	「7.4 調達」 の適用業務	
原子炉冷却系統施設	残留熱除去設備	残留熱除去系	主要弁	E11-F018B, C	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				E11-F019B, C	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				E11-F029A, B, C	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				E11-F030A, B, C	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
			主配管	残留熱除去系 残留熱除去系ストレーナ(A)～原子炉压力容器(A)系出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系 原子炉压力容器(A)系出口配管合流部～残留熱除去系ポンプ(A)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系 原子炉压力容器～残留熱除去系(A)燃料プール冷却浄化系配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系 残留熱除去系(A)燃料プール冷却浄化系配管合流部～原子炉压力容器(A)系出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系 E11-F016A～残留熱除去系(A)燃料プール冷却浄化系配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系 残留熱除去系ポンプ(A)～残留熱除去系ポンプ(A)出口分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系 残留熱除去系ポンプ(A)出口分岐部～残留熱除去系熱交換器(A)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系 残留熱除去系熱交換器(A)～サブプレッションプール水移送配管(A)分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系 サプレッションプール水移送配管(A)分岐部～熱交換器(A)出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系 熱交換器(A)出口配管合流部～サブプレッションプール注水配管(A)分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
残留熱除去系 サプレッションプール注水配管(A)分岐部～残留熱除去系配管(A)燃料プール冷却浄化系入口配管分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。							

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
						「7.3 設計・開発」の適用業務	「7.4 調達」の適用業務	
原子炉冷却系統施設	残留熱除去設備	残留熱除去系	主配管	残留熱除去系 残留熱除去系配管(A)燃料プール冷却浄化系入口配管分岐部～低圧代替注水配管残留熱除去系(A)合流部		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
				残留熱除去系 低圧代替注水配管残留熱除去系(A)合流部～代替注水系配管 B21-F056A 出口合流部		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
				残留熱除去系 残留熱除去系ポンプ(A)出口分岐部～熱交換器(A)出口配管合流部		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
				残留熱除去系 サプレッションプール水移送配管(A)分岐部～E11-F030A		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
				残留熱除去系 E11-F030A～残留熱除去系配管(A), (C)圧力抑制室プール水排水系入口配管合流部		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
				残留熱除去系 残留熱除去系配管(A), (C)圧力抑制室プール水排水系入口配管合流部～残留熱除去系配管(B)圧力抑制室プール水排水系入口配管合流部		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
				残留熱除去系 残留熱除去系配管(B)圧力抑制室プール水排水系入口配管合流部～U49-F061		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
				残留熱除去系 サプレッションプール注水配管(A)分岐部～サプレッションチェンバ		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
				残留熱除去系 残留熱除去系配管(A)燃料プール冷却浄化系入口配管分岐部～残留熱除去系配管(A), (C)燃料プール冷却浄化系入口配管合流部		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
				残留熱除去系 残留熱除去系配管(A), (C)燃料プール冷却浄化系入口配管合流部～残留熱除去系配管(B)燃料プール冷却浄化系入口配管合流部		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
				残留熱除去系 残留熱除去系配管(B)燃料プール冷却浄化系入口配管合流部～E11-F015		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
				残留熱除去系 残留熱除去系ストレナ(B)～原子炉圧力容器(B)系出口配管合流部		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
残留熱除去系 原子炉圧力容器(B)系出口配管合流部～残留熱除去系ポンプ(B)		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。						

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マシメントシステム計画		備考
						「7.3 設計・開発」の適用業務	「7.4 調達」の適用業務	
原子炉冷却系統施設	残留熱除去設備	残留熱除去系	主配管	残留熱除去系 原子炉圧力容器～残留熱除去系(B)原子炉冷却材浄化系配管分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系 残留熱除去系(B)原子炉冷却材浄化系配管分岐部～残留熱除去系(B)燃料プール冷却浄化系配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系 残留熱除去系(B)燃料プール冷却浄化系配管合流部～原子炉圧力容器(B)系出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系 E11-F016B～残留熱除去系(B)燃料プール冷却浄化系配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系 残留熱除去系ポンプ(B)～残留熱除去系ポンプ(B)出口分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系 残留熱除去系ポンプ(B)出口分岐部～残留熱除去系熱交換器(B)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系 残留熱除去系熱交換器(B)～サブプレッションプール水移送配管(B)分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系 サプレッションプール水移送配管(B)分岐部～熱交換器(B)出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系 熱交換器(B)出口配管合流部～サブプレッションプール注水配管(B)分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系 サプレッションプール注水配管(B)分岐部～サブプレッションチェンバスプレイモード(B)分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系 サプレッションチェンバスプレイモード(B)分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系 サプレッションチェンバスプレイモード(B)分岐部～残留熱除去系配管(B)燃料プール冷却浄化系入口配管分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系 残留熱除去系配管(B)燃料プール冷却浄化系入口配管分岐部～ドライウェルズプレイモード(B)分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			

発電用原子炉施設の 種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質管理 グレード	保安規定品質マシメントシステム計画		備考
						「7.3 設計・開発」 の適用業務	「7.4 調達」 の適用業務	
原子炉冷却系統施設	残留熱除去設備	残留熱除去系	主配管	残留熱除去系 ドライウェルスプレイモード(B)分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系 ドライウェルスプレイモード(B)分岐部～低圧代替注水配管残留熱除去系(B)合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系 低圧代替注水配管残留熱除去系(B)合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系 低圧代替注水配管残留熱除去系(B)合流部～原子炉圧力容器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系 残留熱除去系ポンプ(B)出口分岐部～熱交換器(B)出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系 サプレッションプール水移送配管(B)分岐部～代替循環冷却配管残留熱除去系(B)分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系 代替循環冷却配管残留熱除去系(B)分岐部～E11-F030B	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系 E11-F030B～残留熱除去系配管(B)圧力抑制室プール水排水系入口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系 サプレッションプール注水配管(B)分岐部～サプレッションチェンバ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系 サプレッションチェンバスプレイモード(B)分岐部～原子炉格納容器スプレイ管(サプレッションチェンバ側)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系 ドライウェルスプレイモード(B)分岐部～原子炉格納容器スプレイ管(ドライウェル側)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系 残留熱除去系配管(B)燃料プール冷却浄化系入口配管分岐部～残留熱除去系配管(B)燃料プール冷却浄化系入口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系 残留熱除去系ストレーナ(C)～原子炉圧力容器(C)系出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			

発電用原子炉施設の 種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質管理 グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
						「7.3 設計・開発」 の適用業務	「7.4 調達」 の適用業務	
原子炉冷却系統施設	残留熱除去設備	残留熱除去系	主配管	残留熱除去系 原子炉圧力容器(C)系出口配管合流部～残留熱除去系ポンプ(C)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系 原子炉圧力容器～残留熱除去系(C)燃料プール冷却浄化系配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系 残留熱除去系(C)燃料プール冷却浄化系配管合流部～原子炉圧力容器(C)系出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系 E11-F016C～残留熱除去系(C)燃料プール冷却浄化系配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系 残留熱除去系ポンプ(C)～残留熱除去系ポンプ(C)出口分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系 残留熱除去系ポンプ(C)出口分岐部～残留熱除去系熱交換器(C)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系 残留熱除去系熱交換器(C)～サブプレッションプール水移送配管(C)分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系 サプレッションプール水移送配管(C)分岐部～熱交換器(C)出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系 熱交換器(C)出口配管合流部～サブプレッションプール注水配管(C)分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系 サプレッションプール注水配管(C)分岐部～サブプレッションチェンバスプレイモード(C)分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系 サプレッションチェンバスプレイモード(C)分岐部～ドライウェルズプレイモード(C)分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系 ドライウェルズプレイモード(C)分岐部～原子炉圧力容器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系 残留熱除去系ポンプ(C)出口分岐部～熱交換器(C)出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系 サプレッションプール水移送配管(C)分岐部～E11-F030C	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			

発電用原子炉施設の 種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質管理 グレード	保安規定品質マシメントシステム計画		備考
						「7.3 設計・開発」 の適用業務	「7.4 調達」 の適用業務	
原子炉冷却系統施設	残留熱除去設備	残留熱除去系	主配管	残留熱除去系 E11-F030C～残留熱除去系配管(A), (C) 圧力抑制室プール水排水系入口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系 サプレッションプール注水配管(C) 分岐部～サプレッションチェンバ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系 サプレッションチェンバスプレイモード(C) 分岐部～残留熱除去系配管(C) 燃料プール冷却浄化系入口配管分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系 残留熱除去系配管(C) 燃料プール冷却浄化系入口配管分岐部～原子炉格納容器スプレイ管 (サプレッションチェンバ側)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系 ドライウェルスプレイモード(C) 分岐部～原子炉格納容器スプレイ管 (ドライウェル側)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系 残留熱除去系配管(C) 燃料プール冷却浄化系入口配管分岐部～残留熱除去系配管(A), (C) 燃料プール冷却浄化系入口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系 代替注水配管復水給水系(A) 合流部～原子炉圧力容器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系 代替注水配管 B21-F056A 出口合流部～代替注水配管復水給水系(A) 合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
		耐圧強化ベント系	主配管	非常用ガス処理系 耐圧強化ベントライン合流部～主排気筒	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				不活性ガス系 耐圧強化ベントライン分岐部～耐圧強化ベントバイパスライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				不活性ガス系 耐圧強化ベントバイパスライン分岐部～T31-F072	I	○	○	
				格納容器圧力逃がし装置 耐圧強化ベントバイパスライン分岐部～耐圧強化ベントバイパスライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				格納容器圧力逃がし装置 T31-F072～耐圧強化ベントバイパスライン合流部	I	○	○	

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
						「7.3 設計・開発」の適用業務	「7.4 調達」の適用業務	
原子炉冷却系統施設	残留熱除去設備	耐圧強化ベント系	主配管	格納容器圧力逃がし装置 耐圧強化ベントバイパスライン合流部～格納容器フィルタベントライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				非常用ガス処理系 格納容器フィルタベントライン分岐部～耐圧強化ベントライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				不活性ガス系 ドライウエル～ドライウエル・サブプレッションチェンバ合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				不活性ガス系 サプレッションチェンバ～不活性ガス系非常用ガス処理配管分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				不活性ガス系 不活性ガス系非常用ガス処理配管分岐部～ドライウエル・サブプレッションチェンバ合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				不活性ガス系 ドライウエル・サブプレッションチェンバ合流部～耐圧強化ベントライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
		格納容器圧力逃がし装置	ポンプ	ドレン移送ポンプ	I	○	○	
				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)	I	○	○	
				可搬型代替注水ポンプ (A-2級) (7号機設備, 6, 7号機共用)	—	○	—	原子力部門外の部署が調達しているため、品質管理グレードは対象外である。
			圧縮機	可搬型窒素供給装置 (7号機設備, 6, 7号機共用)	I	○	○	
			ろ過装置	可搬型 Y 型ストレーナ (7号機設備, 6, 7号機共用)	II	○	○	
			主要弁	T31-F019	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
		T31-F022		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
		T31-F070		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
		T31-F072		I	○	○		

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マシメントシステム計画		備考	
						「7.3 設計・開発」の適用業務	「7.4 調達」の適用業務		
原子炉冷却系統施設	残留熱除去設備	格納容器圧力逃がし装置	主要弁	T61-F001	I	○	○		
			主配管	可燃性ガス濃度制御系 フィルタベントドレン移送ライン合流部～サブプレッションチェンバ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				不活性ガス系 耐圧強化ベントライン分岐部～耐圧強化ベントバイパスライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				不活性ガス系 耐圧強化ベントバイパスライン分岐部～T31-F072	I	○	○		
				格納容器圧力逃がし装置 耐圧強化ベントバイパスライン分岐部～耐圧強化ベントバイパスライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				格納容器圧力逃がし装置 T31-F072～耐圧強化ベントバイパスライン合流部	I	○	○		
				格納容器圧力逃がし装置 耐圧強化ベントバイパスライン合流部～格納容器フィルタベントライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				不活性ガス系 ドライウエル～ドライウエル・サブプレッションチェンバ合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				不活性ガス系 サプレッションチェンバ～不活性ガス系非常用ガス処理配管分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				不活性ガス系 不活性ガス系非常用ガス処理配管分岐部～ドライウエル・サブプレッションチェンバ合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				不活性ガス系 ドライウエル・サブプレッションチェンバ合流部～耐圧強化ベントライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				格納容器圧力逃がし装置 格納容器フィルタベントライン分岐部～格納容器フィルタベントライン窒素バージライン合流部	I	○	○		
				格納容器圧力逃がし装置 格納容器フィルタベントライン窒素バージライン合流部～フィルタ装置入口ノズル	I	○	○		
				格納容器圧力逃がし装置 フィルタ装置出口ノズル～よう素フィルタ入口分岐部	I	○	○		

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質管理 グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
						「7.3 設計・開発」 の適用業務	「7.4 調達」 の適用業務	
原子炉冷却系統施設	残留熱除去設備	格納容器圧力逃がし装置	主配管	格納容器圧力逃がし装置 よう素フィルタ入口分岐部～よう素フィルタ(A)入口ノズル	I	○	○	
				格納容器圧力逃がし装置 よう素フィルタ入口分岐部～よう素フィルタ(B)入口ノズル	I	○	○	
				格納容器圧力逃がし装置 よう素フィルタ(A)出口ノズル～ベントガス放出ライン合流部	I	○	○	
				格納容器圧力逃がし装置 よう素フィルタ(B)出口ノズル～ドレンタンクライン分岐部	I	○	○	
				格納容器圧力逃がし装置 ドレンタンクライン分岐部～ベントガス放出ライン合流部	I	○	○	
				格納容器圧力逃がし装置 ベントガス放出ライン合流部～原子炉建屋頂部放出口	I	○	○	
				格納容器圧力逃がし装置 ドレンタンクライン分岐部～ドレンタンク入口ノズル	I	○	○	
				格納容器圧力逃がし装置 ドレンタンク出口ノズル～ドレン移送ポンプ入口ライン合流部	I	○	○	
				格納容器圧力逃がし装置 フィルタ装置～ドレン移送ポンプ入口ライン合流部	I	○	○	
				格納容器圧力逃がし装置 ドレン移送ポンプ入口ライン合流部～ドレン移送ポンプ分岐部	I	○	○	
				格納容器圧力逃がし装置 ドレン移送ポンプ分岐部～ドレン移送ポンプ(A)	I	○	○	
				格納容器圧力逃がし装置 ドレン移送ポンプ分岐部～ドレン移送ポンプ(B)	I	○	○	
				格納容器圧力逃がし装置 ドレン移送ポンプ(A)～ドレン移送ポンプ出口合流部	I	○	○	
				格納容器圧力逃がし装置 ドレン移送ポンプ(B)～ドレン移送ポンプ出口合流部	I	○	○	
格納容器圧力逃がし装置 ドレン移送ポンプ出口合流部～ドレン移送ポンプ窒素パージライン合流部	I	○	○					

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
						「7.3 設計・開発」の適用業務	「7.4 調達」の適用業務	
原子炉冷却系統施設	残留熱除去設備	格納容器圧力逃がし装置	主配管	格納容器圧力逃がし装置 ドレン移送ポンプ室素パーズライン合流部～T49-F020	I	○	○	
				可燃性ガス濃度制御系 T49-F020～フィルタベントドレン移送ライン合流部	I	○	○	
				格納容器圧力逃がし装置 フィルタ装置補給用接続口～フィルタ装置	I	○	○	
				代替給水設備 可搬型代替注水ポンプ屋外用 20mホース (7号機設備, 6,7号機共用)	III	○	○	
				格納容器圧力逃がし装置 スクラバ水 pH 制御設備用 3m, 5m ホース (7号機設備, 6,7号機共用)	I	○	○	
	非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備	高圧炉心注水系	ポンプ	高圧炉心注水系ポンプ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
			貯蔵槽	復水貯蔵槽	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
			ろ過装置	高圧炉心注水系ストレーナ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
			安全弁及び逃がし弁	E22-F020B, C	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
			主要弁	E22-F001B, C	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				E22-F003B, C	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				E22-F004B, C	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				E22-F006B, C	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
			主配管	高圧炉心注水系 E22-F021, F022, F023～高圧炉心注水系集合管	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				高圧炉心注水系 高圧炉心注水系集合管～高圧炉心注水系(B), (C)分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マシメントシステム計画		備考
						「7.3 設計・開発」の適用業務	「7.4 調達」の適用業務	
原子炉冷却系統施設	非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備	高圧炉心注水系	主配管	高圧炉心注水系 高圧炉心注水系(B), (C)分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				高圧炉心注水系 高圧炉心注水系(B), (C)分岐部～代替循環冷却配管高圧炉心注水系(B)合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				高圧炉心注水系 代替循環冷却配管高圧炉心注水系(B)合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				高圧炉心注水系 代替循環冷却配管高圧炉心注水系(B)合流部～E22-F001B	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				高圧炉心注水系 E22-F001B～サブレーションプール水(B)合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				高圧炉心注水系 サブレーションプール水(B)合流部～高圧炉心注水系ポンプ(B)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				高圧炉心注水系 高圧炉心注水系(B), (C)分岐部～高圧炉心注水配管原子炉隔離時冷却系分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				高圧炉心注水系 高圧炉心注水配管原子炉隔離時冷却系分岐部～E22-F001C	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				高圧炉心注水系 E22-F001C～サブレーションプール水(C)合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				高圧炉心注水系 サブレーションプール水(C)合流部～高圧炉心注水系ポンプ(C)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				高圧炉心注水系 高圧炉心注水配管原子炉隔離時冷却系分岐部～高圧代替注水系分岐部	I	○	○	
				高圧炉心注水系 高圧代替注水系分岐部～E51-F001	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				高圧炉心注水系 高圧炉心注水系ストレーナ(B)～サブレーションプール水(B)合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				高圧炉心注水系 高圧炉心注水系ストレーナ(C)～サブレーションプール水(C)合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
高圧炉心注水系 高圧炉心注水系ポンプ(B)～ほう酸水注入系合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。							

発電用原子炉施設の 種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質管理 グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考		
						「7.3 設計・開発」 の適用業務	「7.4 調達」 の適用業務			
原子炉冷却系統施設	非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備	高圧炉心注水系	主配管	高圧炉心注水系 ほう酸水注入系合流部～原子炉圧力容器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
				高圧炉心注水系 高圧炉心注水系ポンプ(C)～原子炉圧力容器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
				補給水系 復水貯蔵槽～E22-F021, F022, F023	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
		原子炉隔離時冷却系	ポンプ	原子炉隔離時冷却系ポンプ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
				貯蔵槽	復水貯蔵槽	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
					ろ過装置	原子炉隔離時冷却系ストレーナ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				安全弁及び逃がし弁	E51-F017	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
					主要弁	E51-F001	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
						E51-F004	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
						E51-F006	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
						E51-F035	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
						E51-F036	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
						E51-F037	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				E51-F039	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
主配管	原子炉隔離時冷却系 原子炉隔離時冷却系分岐部～蒸気入口配管分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。								

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マシメントシステム計画		備考
						「7.3 設計・開発」の適用業務	「7.4 調達」の適用業務	
原子炉冷却系統施設	非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備	原子炉隔離時冷却系	主配管	原子炉隔離時冷却系 蒸気入口配管分岐部～原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用蒸気タービン	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉隔離時冷却系 原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用蒸気タービン～蒸気出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉隔離時冷却系 蒸気出口配管合流部～サブプレッションチェンバ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉隔離時冷却系 E51-F001～サブプレッションプール水合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉隔離時冷却系 サブプレッションプール水合流部～原子炉隔離時冷却系ポンプ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉隔離時冷却系 原子炉隔離時冷却系ストレーナ～サブプレッションプール水合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉隔離時冷却系 原子炉隔離時冷却系ポンプ～原子炉隔離時冷却系配管 B21-F056B 出口合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				主蒸気系 原子炉圧力容器～原子炉隔離時冷却系分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系 原子炉隔離時冷却系配管復水給水系(B)合流部～原子炉圧力容器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系 原子炉隔離時冷却系配管 B21-F056B 出口合流部～原子炉隔離時冷却系配管復水給水系(B)合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				高圧炉心注水系 E22-F021, F022, F023～高圧炉心注水系集合管	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				高圧炉心注水系 高圧炉心注水系集合管～高圧炉心注水系(B), (C)分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				高圧炉心注水系 高圧炉心注水系(B), (C)分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				高圧炉心注水系 高圧炉心注水系(B), (C)分岐部～高圧炉心注水配管原子炉隔離時冷却系分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
高圧炉心注水系 高圧代替注水系分岐部～E51-F001	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。							

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考	
						「7.3 設計・開発」の適用業務	「7.4 調達」の適用業務		
原子炉冷却系統施設	非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備	原子炉隔離時冷却系	主配管	高圧炉心注水系 高圧炉心注水配管原子炉隔離時冷却系分岐部～高圧代替注水系分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				補給水系 復水貯蔵槽～E22-F021, F022, F023	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
		高圧代替注水系	主配管	ポンプ	高圧代替注水系ポンプ	I	○	○	
				貯蔵槽	復水貯蔵槽	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					原子炉隔離時冷却系 蒸気入口配管分岐部～E51-F080	I	○	○	
					高圧代替注水系 E51-F080～高圧代替注水系ポンプ	I	○	○	
					高圧代替注水系 高圧代替注水系ポンプ～蒸気出口配管合流部	I	○	○	
					高圧炉心注水系 高圧代替注水系分岐部～E22-F030	I	○	○	
					高圧代替注水系 E22-F030～高圧代替注水系ポンプ	I	○	○	
					高圧代替注水系 高圧代替注水系ポンプ～B21-F058	I	○	○	
					復水給水系 B21-F058～高圧代替注水配管合流部	I	○	○	
					主蒸気系 原子炉圧力容器～原子炉隔離時冷却系分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					復水給水系 代替注水配管復水給水系(A)合流部～原子炉圧力容器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					復水給水系 代替注水系配管 B21-F056A 出口合流部～代替注水配管復水給水系(A)合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					復水給水系 高圧代替注水配管合流部～代替注水系配管 B21-F056A 出口合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
	高圧炉心注水系 E22-F021, F022, F023～高圧炉心注水系集合管	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。							

発電用原子炉施設の 種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質管理 グレード	保安規定品質マシメントシステム計画		備考	
						「7.3 設計・開発」 の適用業務	「7.4 調達」 の適用業務		
原子炉冷却系統施設	非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備	高圧代替注水系	主配管	高圧炉心注水系 高圧炉心注水系集合管～高圧炉心注水系(B), (C)分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				高圧炉心注水系 高圧炉心注水系(B), (C)分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				高圧炉心注水系 高圧炉心注水系(B), (C)分岐部～高圧炉心注水配管原子炉隔離時冷却系分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				高圧炉心注水系 高圧炉心注水配管原子炉隔離時冷却系分岐部～高圧代替注水系分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				原子炉隔離時冷却系 原子炉隔離時冷却系分岐部～蒸気入口配管分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				原子炉隔離時冷却系 蒸気出口配管合流部～サブレーションチェンバ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				補給水系 復水貯蔵槽～E22-F021, F022, F023	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
		低圧注水系	主配管	ポンプ	残留熱除去系ポンプ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				ろ過装置	残留熱除去系ストレーナ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				安全弁及び逃がし弁	E11-F051A, B, C	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系 代替注水配管復水給水系(A)合流部～原子炉圧力容器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				復水給水系 代替注水系配管 B21-F056A 出口合流部～代替注水配管復水給水系(A)合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				残留熱除去系 残留熱除去系ストレーナ(A)～原子炉圧力容器(A)系出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				残留熱除去系 原子炉圧力容器(A)系出口配管合流部～残留熱除去系ポンプ(A)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				残留熱除去系 残留熱除去系ポンプ(A)～残留熱除去系ポンプ(A)出口分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				

発電用原子炉施設の 種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質管理 グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
						「7.3 設計・開発」 の適用業務	「7.4 調達」 の適用業務	
原子炉冷却系統施設	非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備	低圧注水系	主配管	残留熱除去系 残留熱除去系ポンプ(A) 出口分岐部～残留熱除去系熱交換器(A)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系 残留熱除去系熱交換器(A)～サブプレッションプール水移送配管(A)分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系 サブプレッションプール水移送配管(A)分岐部～熱交換器(A) 出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系 熱交換器(A) 出口配管合流部～サブプレッションプール注水配管(A)分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系 サブプレッションプール注水配管(A)分岐部～残留熱除去系配管(A)燃料プール冷却浄化系入口配管分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系 残留熱除去系配管(A)燃料プール冷却浄化系入口配管分岐部～低圧代替注水配管残留熱除去系(A)合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系 低圧代替注水配管残留熱除去系(A)合流部～代替注水系配管 B21-F056A 出口合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系 残留熱除去系ストレーナ(B)～原子炉圧力容器(B)系出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系 原子炉圧力容器(B)系出口配管合流部～残留熱除去系ポンプ(B)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系 残留熱除去系ポンプ(B)～残留熱除去系ポンプ(B)出口分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系 残留熱除去系ポンプ(B)出口分岐部～残留熱除去系熱交換器(B)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系 残留熱除去系熱交換器(B)～サブプレッションプール水移送配管(B)分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系 サブプレッションプール水移送配管(B)分岐部～熱交換器(B) 出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系 熱交換器(B) 出口配管合流部～サブプレッションプール注水配管(B)分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			

発電用原子炉施設の種類の種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
						「7.3 設計・開発」の適用業務	「7.4 調達」の適用業務	
原子炉冷却系統施設	非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備	低圧注水系	主配管	残留熱除去系 サプレッションプール注水配管(B)分岐部～サプレッションチェンバスプレイモード(B)分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系 サプレッションチェンバスプレイモード(B)分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系 サプレッションチェンバスプレイモード(B)分岐部～残留熱除去系配管(B)燃料プール冷却浄化系入口配管分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系 残留熱除去系配管(B)燃料プール冷却浄化系入口配管分岐部～ドライウエルスプレイモード(B)分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系 ドライウエルスプレイモード(B)分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系 ドライウエルスプレイモード(B)分岐部～低圧代替注水配管残留熱除去系(B)合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系 低圧代替注水配管残留熱除去系(B)合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系 低圧代替注水配管残留熱除去系(B)合流部～原子炉圧力容器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系 残留熱除去系ストレナ(C)～原子炉圧力容器(C)系出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系 原子炉圧力容器(C)系出口配管合流部～残留熱除去系ポンプ(C)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系 残留熱除去系ポンプ(C)～残留熱除去系ポンプ(C)出口分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系 残留熱除去系ポンプ(C)出口分岐部～残留熱除去系熱交換器(C)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系 残留熱除去系熱交換器(C)～サプレッションプール水移送配管(C)分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系 サプレッションプール水移送配管(C)分岐部～熱交換器(C)出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			

発電用原子炉施設の 種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質管理 グレード	保安規定品質マシメントシステム計画		備考
						「7.3 設計・開発」 の適用業務	「7.4 調達」 の適用業務	
原子炉冷却系統施設	非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備	低圧注水系	主配管	残留熱除去系 熱交換器(C)出口配管合流部～サブプレッションプール注水配管(C)分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系 サプレッションプール注水配管(C)分岐部～サブプレッションチェンバस्पレイモード(C)分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系 サプレッションチェンバस्पレイモード(C)分岐部～ドライウェルस्पレイモード(C)分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系 ドライウェルस्पレイモード(C)分岐部～原子炉圧力容器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
		低圧代替注水系	ポンプ	復水移送ポンプ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) (7 号機設備, 6, 7 号機共用)	—	○	—	原子力部門外の部署が調達しているため、品質管理グレードは対象外である。
			貯蔵槽	復水貯蔵槽	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
			ろ過装置	可搬型 Y 型ストレーナ (7 号機設備, 6, 7 号機共用)	II	○	○	
			安全弁及び逃がし弁	E11-F051A, B, C	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
			主配管	高圧炉心注水系 高圧炉心注水系集合管～P13-F011	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
		補給水系 P13-F011～低圧代替注水系合流部		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
		補給水系 補給水系復水移送ポンプ出口分岐部～低圧代替注水系 (A), (B) 分岐部		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
		補給水系 低圧代替注水系 (A), (B) 分岐部		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
		補給水系 低圧代替注水系 (A), (B) 分岐部～低圧代替注水系配管 (A) 分岐部		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質管理 グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
						「7.3 設計・開発」 の適用業務	「7.4 調達」 の適用業務	
原子炉冷却系統施設	非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備	低圧代替注水系	主配管	補給水系 低圧代替注水系配管(A)分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				補給水系 低圧代替注水系配管(A)分岐部～復水補給水系可搬式注水配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				補給水系 復水補給水系可搬式注水配管合流部	II	○	○	
				補給水系 復水補給水系可搬式注水配管合流部～E11-F055A	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系 E11-F055A～E11-F032A	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系 E11-F032A～低圧代替注水配管残留熱除去系(A)合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				補給水系 復水補給水系可搬式接続口(東)～復水補給水系可搬式接続口(屋内東)	II	○	○	
				補給水系 復水補給水系可搬式接続口(屋内西)～復水補給水系可搬式注水配管合流部	II	○	○	
				補給水系 復水補給水系接続口(東)～復水補給水系(A)外部注水配管合流部	II	○	○	
				補給水系 復水補給水系(A)外部注水配管合流部	II	○	○	
				補給水系 復水補給水系(A)外部注水配管合流部～低圧代替注水系配管(A)分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				補給水系 低圧代替注水系(A),(B)分岐部～復水補給水系(B)外部注水配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				補給水系 復水補給水系(B)外部注水配管合流部	II	○	○	
				補給水系 復水補給水系(B)外部注水配管合流部～E11-F055B	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系 E11-F055B～E11-F032B	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
残留熱除去系 E11-F032B～低圧代替注水配管残留熱除去系(B)合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。							

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
						「7.3 設計・開発」の適用業務	「7.4 調達」の適用業務	
原子炉冷却系統施設	非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備	低圧代替注水系	主配管	補給水系 復水補給水系接続口(南)～復水補給水系(B)外部注水配管合流部	II	○	○	
				復水給水系 代替注水配管復水給水系(A)合流部～原子炉压力容器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系 代替注水系配管 B21-F056A 出口合流部～代替注水配管復水給水系(A)合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系 低圧代替注水配管残留熱除去系(A)合流部～代替注水系配管 B21-F056A 出口合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系 低圧代替注水配管残留熱除去系(B)合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系 低圧代替注水配管残留熱除去系(B)合流部～原子炉压力容器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				高圧炉心注水系 E22-F021, F022, F023～高圧炉心注水系集合管	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				補給水系 復水貯蔵槽～E22-F021, F022, F023	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				補給水系 復水貯蔵槽～制御棒駆動系分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				補給水系 制御棒駆動系分岐部～低圧代替注水系合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				補給水系 低圧代替注水系合流部～復水移送ポンプ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				補給水系 復水移送ポンプ～補給水系復水移送ポンプ出口分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				代替給水設備 可搬型代替注水ポンプ屋内用 20mホース	設工認申請時点において調達未実施である。			
	代替給水設備 可搬型代替注水ポンプ屋外用 20mホース (7号機設備, 6,7号機共用)	III	○	○				
水の供給設備	ポンプ	大容量送水車(海水取水用)(7号機設備, 6,7号機共用)	I	○	○			

発電用原子炉施設の 種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質管理 グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考	
						「7.3 設計・開発」 の適用業務	「7.4 調達」 の適用業務		
原子炉冷却系統施設	非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備	水の供給設備	ポンプ	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) (7 号機設備, 6, 7 号機共用)	—	○	—	原子力部門外の部署が調達しているため、品質管理グレードは対象外である。	
			容器	ほう酸水注入系貯蔵タンク	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
			貯蔵槽	復水貯蔵槽	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
			ろ過装置	可搬型 Y 型ストレーナ (7 号機設備, 6, 7 号機共用)	II	○	○		
			主配管	代替給水設備 復水貯蔵槽大容量接続口 (東) 及び復水貯蔵槽大容量接続口 (西) ~ 復水貯蔵槽	II	○	○		
				代替給水設備 大容量送水車 (海水取水用) 吸込 20m ホース (7 号機設備, 6, 7 号機共用)	I	○	○		
				代替給水設備 大容量送水車海水用 5m, 10m, 50m ホース (7 号機設備, 6, 7 号機共用)	I	○	○		
			代替給水設備 可搬型代替注水ポンプ屋外用 20m ホース (7 号機設備, 6, 7 号機共用)	III	○	○			
		ほう酸水注入系	ポンプ	ほう酸水注入系ポンプ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
			容器	ほう酸水注入系貯蔵タンク	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
			安全弁及び逃がし弁	C41-F014	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				C41-F003A, B	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
			主配管	高圧炉心注水系 ほう酸水注入系合流部~原子炉圧力容器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				ほう酸水注入系 ほう酸水注入系貯蔵タンク~ほう酸水注入系ポンプ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
			ほう酸水注入系 ほう酸水注入系ポンプ~ほう酸水注入系合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					

発電用原子炉施設の 種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質管理 グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
						「7.3 設計・開発」 の適用業務	「7.4 調達」 の適用業務	
原子炉冷却系統施設	原子炉冷却材補給設備	補給水系	ポンプ	復水移送ポンプ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
			貯蔵槽	復水貯蔵槽	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
			主配管	補給水系 復水貯蔵槽入口配管 第5号機補給水系～復水貯蔵槽	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				補給水系 復水貯蔵槽入口配管～第7号機補給水系（復水貯蔵槽）	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				補給水系 復水貯蔵槽～E22-F021, F022, F023	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				補給水系 復水貯蔵槽～制御棒駆動系分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				補給水系 制御棒駆動系分岐部～低圧代替注水系合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				補給水系 低圧代替注水系合流部～復水移送ポンプ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				補給水系 制御棒駆動系分岐部～P13-F010	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				補給水系 復水移送ポンプ～補給水系復水移送ポンプ出口分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
	補給水系 補給水系復水移送ポンプ出口分岐部～N21-F029	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。						
	補給水系 P13-F029～復水貯蔵槽	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。						
	原子炉補機冷却設備	原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系	熱交換器	原子炉補機冷却水系熱交換器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
			ポンプ	原子炉補機冷却水ポンプ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却海水ポンプ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
						「7.3 設計・開発」の適用業務	「7.4 調達」の適用業務	
原子炉冷却系統施設	原子炉補機冷却設備	原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系	容器	原子炉補機冷却水系サージタンク	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
			ろ過装置	原子炉補機冷却海水系ストレーナ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
			主要弁	P21-F004A, B, D, E	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				P21-F004C, F	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				P21-F006A, B	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				P21-F006C	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				P21-F013A, B, C	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				P21-F055A, B, C, D, E, F	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				P41-F002A, B, C, D, E, F	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
			主配管	原子炉補機冷却水系 原子炉補機冷却水ポンプ(A), (D)～原子炉補機冷却水系熱交換器(A), (D)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系 原子炉補機冷却水系熱交換器(A), (D)～代替原子炉補機冷却系配管(A)合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系 代替原子炉補機冷却系配管(A)合流部～残留熱除去系熱交換器(A)入口配管分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系 残留熱除去系熱交換器(A)入口配管分岐部～残留熱除去系熱交換器(A)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系 残留熱除去系熱交換器(A)～残留熱除去系熱交換器(A)出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系 残留熱除去系熱交換器(A)出口配管合流部～原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(A)出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			

発電用原子炉施設の 種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質管理 グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
						「7.3 設計・開発」 の適用業務	「7.4 調達」 の適用業務	
原子炉冷却系統施設	原子炉補機冷却設備	原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系	主配管	原子炉補機冷却水系 原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(A) 出口配管合流部～代替原子炉補機冷却系配管(A) 分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系 代替原子炉補機冷却系配管(A) 分岐部～原子炉補機冷却水ポンプ(A), (D)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系 残留熱除去系熱交換器(A) 入口配管分岐部～原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(A) 入口配管分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系 原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(A) 入口配管分岐部～P21-F074A	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系 P21-F074A～原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(A)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系 原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(A)～P21-F082A	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系 P21-F082A～原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(A) 出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系 原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(A) 入口配管分岐部～燃料プール冷却浄化系熱交換器(A) 入口配管分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系 燃料プール冷却浄化系熱交換器(A) 入口配管分岐部～燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系 燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)～原子炉補機冷却水系サージタンク(A) 出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系 原子炉補機冷却水系サージタンク(A) 出口配管合流部～非常用ディーゼル発電設備(A) 清水冷却器出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系 非常用ディーゼル発電設備(A) 清水冷却器出口配管合流部～残留熱除去系熱交換器(A) 出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			

発電用原子炉施設の 種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質管理 グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
						「7.3 設計・開発」 の適用業務	「7.4 調達」 の適用業務	
原子炉冷却系統施設	原子炉補機冷却設備	原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系	主配管	原子炉補機冷却水系 燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)入口配管分岐部～非常用ディーゼル発電設備(A)発電機軸受潤滑油冷却器入口配管分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系 非常用ディーゼル発電設備(A)発電機軸受潤滑油冷却器入口配管分岐部～非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器入口配管分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系 非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器入口配管分岐部～非常用ディーゼル発電設備(A)機関付空気冷却器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系 非常用ディーゼル発電設備(A)機関付空気冷却器～非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系 非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器出口配管合流部～非常用ディーゼル発電設備(A)発電機軸受潤滑油冷却器出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系 非常用ディーゼル発電設備(A)発電機軸受潤滑油冷却器出口配管合流部～非常用ディーゼル発電設備(A)清水冷却器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系 非常用ディーゼル発電設備(A)発電機軸受潤滑油冷却器入口配管分岐部～非常用ディーゼル発電設備(A)発電機軸受潤滑油冷却器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系 非常用ディーゼル発電設備(A)発電機軸受潤滑油冷却器～非常用ディーゼル発電設備(A)発電機軸受潤滑油冷却器出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系 非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器入口配管分岐部～非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			

発電用原子炉施設の 種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質管理 グレード	保安規定品質マシントシステム計画		備考
						「7.3 設計・開発」 の適用業務	「7.4 調達」 の適用業務	
原子炉冷却 系統施設	原子炉補機冷却設備	原子炉補機冷却水系及 び原子炉補機冷却海水 系	主配管	原子炉補機冷却水系 非常用ディーゼル発電設備 (A)潤滑油冷却器～非常用ディーゼル発電設備(A) 潤滑油冷却器・機関付空気冷却器出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
				原子炉補機冷却水系 非常用ディーゼル発電設備 (A)清水冷却器～非常用ディーゼル発電設備(A) 清水冷却器出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
				原子炉補機冷却水系 原子炉補機冷却水系サージ タンク(A)～原子炉補機冷却水系サージタンク(A) 出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
				原子炉補機冷却水系 原子炉補機冷却水ポンプ (B),(E)～原子炉補機冷却水系熱交換器(B),(E)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
				原子炉補機冷却水系 原子炉補機冷却水系熱交換 器(B),(E)～代替原子炉補機冷却系配管(B-2)合流 部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
				原子炉補機冷却水系 代替原子炉補機冷却系配管 (B-2)合流部～代替原子炉補機冷却系配管(B-1)合 流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
				原子炉補機冷却水系 代替原子炉補機冷却系配管 (B-1)合流部～原子炉補機冷却水系熱交換器(B), (E)出口配管分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
				原子炉補機冷却水系 原子炉補機冷却水系熱交換 器(B),(E)出口配管分岐部～燃料プール冷却浄化 系熱交換器(B)入口配管分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
				原子炉補機冷却水系 燃料プール冷却浄化系熱交 換器(B)入口配管分岐部～残留熱除去系熱交換器 (B)入口配管分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
				原子炉補機冷却水系 残留熱除去系熱交換器(B) 入口配管分岐部～残留熱除去系熱交換器(B)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
				原子炉補機冷却水系 残留熱除去系熱交換器(B) ～残留熱除去系熱交換器(B)出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
原子炉補機冷却水系 残留熱除去系熱交換器(B) 出口配管合流部～原子炉補機冷却水系ポンプ(B), (E)入口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。							

発電用原子炉施設の 種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質管理 グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
						「7.3 設計・開発」 の適用業務	「7.4 調達」 の適用業務	
原子炉冷却系統施設	原子炉補機冷却設備	原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系	主配管	原子炉補機冷却水系 原子炉補機冷却水系ポンプ(B), (E)入口配管合流部～原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(B)出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系 原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(B)出口配管合流部～代替原子炉補機冷却系配管(B-1)分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系 代替原子炉補機冷却系配管(B-1)分岐部～代替原子炉補機冷却系配管(B-2)分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系 代替原子炉補機冷却系配管(B-2)分岐部～原子炉補機冷却水ポンプ(B), (E)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系 原子炉補機冷却水系熱交換器(B), (E)出口配管分岐部～P21-F074B	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系 P21-F074B～原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(B)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系 原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(B)～P21-F082B	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系 P21-F082B～原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(B)出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)入口配管分岐部～燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)～燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)出口配管合流部～原子炉補機冷却水系ポンプ(B), (E)入口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系 残留熱除去系熱交換器(B)入口配管分岐部～非常用ディーゼル発電設備(B)発電機軸受潤滑油冷却器入口配管分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
						「7.3 設計・開発」の適用業務	「7.4 調達」の適用業務	
原子炉冷却系統施設	原子炉補機冷却設備	原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系	主配管	原子炉補機冷却水系 非常用ディーゼル発電設備 (B) 発電機軸受潤滑油冷却器入口配管分岐部～非常用ディーゼル発電設備 (B) 潤滑油冷却器・機関付空気冷却器入口配管分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系 非常用ディーゼル発電設備 (B) 潤滑油冷却器・機関付空気冷却器入口配管分岐部～非常用ディーゼル発電設備 (B) 機関付空気冷却器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系 非常用ディーゼル発電設備 (B) 機関付空気冷却器～非常用ディーゼル発電設備 (B) 潤滑油冷却器・機関付空気冷却器出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系 非常用ディーゼル発電設備 (B) 潤滑油冷却器・機関付空気冷却器出口配管合流部～非常用ディーゼル発電設備 (B) 発電機軸受潤滑油冷却器出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系 非常用ディーゼル発電設備 (B) 発電機軸受潤滑油冷却器出口配管合流部～非常用ディーゼル発電設備 (B) 清水冷却器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系 非常用ディーゼル発電設備 (B) 発電機軸受潤滑油冷却器入口配管分岐部～非常用ディーゼル発電設備 (B) 発電機軸受潤滑油冷却器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系 非常用ディーゼル発電設備 (B) 発電機軸受潤滑油冷却器～非常用ディーゼル発電設備 (B) 発電機軸受潤滑油冷却器出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系 非常用ディーゼル発電設備 (B) 潤滑油冷却器・機関付空気冷却器入口配管分岐部～非常用ディーゼル発電設備 (B) 潤滑油冷却器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系 非常用ディーゼル発電設備 (B) 潤滑油冷却器～非常用ディーゼル発電設備 (B) 潤滑油冷却器・機関付空気冷却器出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質管理 グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
						「7.3 設計・開発」 の適用業務	「7.4 調達」 の適用業務	
原子炉冷却系統施設	原子炉補機冷却設備	原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系	主配管	原子炉補機冷却水系 非常用ディーゼル発電設備(B)清水冷却器～残留熱除去系熱交換器(B)出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系 原子炉補機冷却水系サージタンク(B)～燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系 原子炉補機冷却水ポンプ(C),(F)～原子炉補機冷却水系熱交換器(C),(F)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系 原子炉補機冷却水系熱交換器(C),(F)～残留熱除去系熱交換器(C)入口配管分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系 残留熱除去系熱交換器(C)入口配管分岐部～タービン建屋内原子炉補機冷却系配管分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系 タービン建屋内原子炉補機冷却系配管分岐部～残留熱除去系熱交換器(C)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系 残留熱除去系熱交換器(C)～残留熱除去系熱交換器(C)出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系 残留熱除去系熱交換器(C)出口配管合流部～タービン建屋内原子炉補機冷却系配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系 タービン建屋内原子炉補機冷却系配管合流部～原子炉補機冷却水ポンプ(C),(F)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系 残留熱除去系熱交換器(C)入口配管分岐部～非常用ディーゼル発電設備(C)発電機軸受潤滑油冷却器入口配管分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
原子炉補機冷却水系 非常用ディーゼル発電設備(C)発電機軸受潤滑油冷却器入口配管分岐部～非常用ディーゼル発電設備(C)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器入口配管分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。							

発電用原子炉施設の 種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質管理 グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
						「7.3 設計・開発」 の適用業務	「7.4 調達」 の適用業務	
原子炉冷却系統施設	原子炉補機冷却設備	原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系	主配管	原子炉補機冷却水系 非常用ディーゼル発電設備 (C)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器入口配管分岐部～非常用ディーゼル発電設備 (C)機関付空気冷却器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系 非常用ディーゼル発電設備 (C)機関付空気冷却器～非常用ディーゼル発電設備 (C)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系 非常用ディーゼル発電設備 (C)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器出口配管合流部～非常用ディーゼル発電設備 (C)発電機軸受潤滑油冷却器出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系 非常用ディーゼル発電設備 (C)発電機軸受潤滑油冷却器出口配管合流部～非常用ディーゼル発電設備 (C)清水冷却器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系 非常用ディーゼル発電設備 (C)発電機軸受潤滑油冷却器入口配管分岐部～非常用ディーゼル発電設備 (C)発電機軸受潤滑油冷却器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系 非常用ディーゼル発電設備 (C)発電機軸受潤滑油冷却器～非常用ディーゼル発電設備 (C)発電機軸受潤滑油冷却器出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系 非常用ディーゼル発電設備 (C)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器入口配管分岐部～非常用ディーゼル発電設備 (C)潤滑油冷却器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系 非常用ディーゼル発電設備 (C)潤滑油冷却器～非常用ディーゼル発電設備 (C)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系 非常用ディーゼル発電設備 (C)清水冷却器～原子炉補機冷却水系サージタンク (C)出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系 原子炉補機冷却水系サージタンク (C)出口配管合流部～残留熱除去系熱交換器 (C)出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
						「7.3 設計・開発」の適用業務	「7.4 調達」の適用業務	
原子炉冷却系統施設	原子炉補機冷却設備	原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系	主配管	原子炉補機冷却水系 タービン建屋内原子炉補機冷却系配管分岐部～P21-F074C	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系 P21-F074C～気体廃棄物処理系排ガス復水器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系 気体廃棄物処理系排ガス復水器～P21-F082C	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系 P21-F082C～タービン建屋内原子炉補機冷却系配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系 原子炉補機冷却水系サージタンク(C)～原子炉補機冷却水系サージタンク(C)出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却海水系 原子炉補機冷却海水ポンプ～原子炉補機冷却海水系ストレーナ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却海水系 原子炉補機冷却海水系ストレーナ～原子炉補機冷却水系熱交換器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却海水系 原子炉補機冷却水系熱交換器～放水槽	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
		代替原子炉補機冷却系	熱交換器	熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系熱交換器 (7号機設備, 6,7号機共用)	I	○	○	
			ポンプ	熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (7号機設備, 6,7号機共用)	I	○	○	
				大容量送水車(熱交換器ユニット用) (7号機設備, 6,7号機共用)	I	○	○	
			容器	原子炉補機冷却水系サージタンク	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
			ろ過装置	熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却海水ストレーナ (7号機設備, 6,7号機共用)	I	○	○	
			主配管	代替原子炉補機冷却系 代替原子炉補機冷却系接続口A系(北)供給側～代替原子炉補機冷却系配管(A)合流部	I	○	○	

発電用原子炉施設の 種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質管理 グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
						「7.3 設計・開発」 の適用業務	「7.4 調達」 の適用業務	
原子炉冷却系統施設	原子炉補機冷却設備	代替原子炉補機冷却系	主配管	代替原子炉補機冷却系 代替原子炉補機冷却系配管(A)分岐部～代替原子炉補機冷却系接続口 A系(北)戻り側	I	○	○	
				代替原子炉補機冷却系 代替原子炉補機冷却系接続口 B系(北)供給側～代替原子炉補機冷却系配管(B-1)合流部	I	○	○	
				代替原子炉補機冷却系 代替原子炉補機冷却系配管(B-1)分岐部～代替原子炉補機冷却系接続口 B系(北)戻り側	I	○	○	
				代替原子炉補機冷却系 代替原子炉補機冷却系接続口 B系(南)供給側～代替原子炉補機冷却系配管(B-2)合流部	I	○	○	
				代替原子炉補機冷却系 代替原子炉補機冷却系配管(B-2)分岐部～代替原子炉補機冷却系接続口 B系(南)戻り側	I	○	○	
				原子炉補機冷却水系 残留熱除去系熱交換器(A)入口配管分岐部～残留熱除去系熱交換器(A)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系 残留熱除去系熱交換器(A)～残留熱除去系熱交換器(A)出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系 残留熱除去系熱交換器(A)出口配管合流部～原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(A)出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系 残留熱除去系熱交換器(A)入口配管分岐部～原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(A)入口配管分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系 原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(A)入口配管分岐部～燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)入口配管分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
原子炉補機冷却水系 燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)入口配管分岐部～燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。							
原子炉補機冷却水系 燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)～原子炉補機冷却水系サージタンク(A)出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。							

発電用原子炉施設の 種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質管理 グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
						「7.3 設計・開発」 の適用業務	「7.4 調達」 の適用業務	
原子炉冷却系統施設	原子炉補機冷却設備	代替原子炉補機冷却系	主配管	原子炉補機冷却水系 原子炉補機冷却水系サージタンク(A) 出口配管合流部～非常用ディーゼル発電設備(A) 清水冷却器出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系 非常用ディーゼル発電設備(A) 清水冷却器出口配管合流部～残留熱除去系熱交換器(A) 出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系 原子炉補機冷却水系サージタンク(A)～原子炉補機冷却水系サージタンク(A) 出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系 原子炉補機冷却水系熱交換器(B), (E) 出口配管分岐部～燃料プール冷却浄化系熱交換器(B) 入口配管分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B) 入口配管分岐部～残留熱除去系熱交換器(B) 入口配管分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系 残留熱除去系熱交換器(B) 入口配管分岐部～残留熱除去系熱交換器(B) 入口配管分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系 残留熱除去系熱交換器(B)～残留熱除去系熱交換器(B) 出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系 残留熱除去系熱交換器(B) 出口配管合流部～原子炉補機冷却水系ポンプ(B), (E) 入口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系 原子炉補機冷却水系ポンプ(B), (E) 入口配管合流部～原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(B) 出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B) 入口配管分岐部～燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)～燃料プール冷却浄化系熱交換器(B) 出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
原子炉補機冷却水系 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B) 出口配管合流部～原子炉補機冷却水系ポンプ(B), (E) 入口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。							

発電用原子炉施設の 種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質管理 グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
						「7.3 設計・開発」 の適用業務	「7.4 調達」 の適用業務	
原子炉冷却系統施設	原子炉補機冷却設備	代替原子炉補機冷却系	主配管	原子炉補機冷却水系 原子炉補機冷却水系サージタンク(B)～燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系 代替原子炉補機冷却系配管(A)合流部～残留熱除去系熱交換器(A)入口配管分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系 原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(A)出口配管合流部～代替原子炉補機冷却系配管(A)分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系 代替原子炉補機冷却系配管(B-2)合流部～代替原子炉補機冷却系配管(B-1)合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系 代替原子炉補機冷却系配管(B-1)合流部～原子炉補機冷却水系熱交換器(B)、(E)出口配管分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系 原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(B)出口配管合流部～代替原子炉補機冷却系配管(B-1)分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉補機冷却水系 代替原子炉補機冷却系配管(B-1)分岐部～代替原子炉補機冷却系配管(B-2)分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				代替原子炉補機冷却系 熱交換器ユニット淡水用5mフレキシブルホース(7号機設備, 6,7号機共用)	I	○	○	
				代替原子炉補機冷却系 大容量送水車(熱交換器ユニット用)吸込20mホース(7号機設備, 6,7号機共用)	I	○	○	
				代替原子炉補機冷却系 熱交換器ユニット海水用10m, 25m, 50mホース(7号機設備, 6,7号機共用)	I	○	○	
	原子炉冷却材浄化設備	原子炉冷却材浄化系	熱交換器	原子炉冷却材浄化系再生熱交換器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器				既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
						「7.3 設計・開発」の適用業務	「7.4 調達」の適用業務	
原子炉冷却系統施設	原子炉冷却材浄化設備	原子炉冷却材浄化系	主要弁	G31-F002	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
			主要弁 主配管	G31-F003	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				G31-F017	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				G31-F018	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉冷却材浄化系 残留熱除去系(B)原子炉冷却材浄化系配管分岐部～G31-F003 入口合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
			主配管 主配管	原子炉冷却材浄化系 G31-F003 入口合流部～G31-F003	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉冷却材浄化系 G31-F003～原子炉冷却材浄化系再生熱交換器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉冷却材浄化系 原子炉圧力容器～G31-F003 入口合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉冷却材浄化系 原子炉冷却材浄化系再生熱交換器連絡管（管側）	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉冷却材浄化系 原子炉冷却材浄化系再生熱交換器～原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉冷却材浄化系 原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器連絡管	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉冷却材浄化系 原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器～原子炉冷却材浄化系ポンプ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉冷却材浄化系 原子炉冷却材浄化系ポンプ～原子炉冷却材浄化系ろ過脱塩器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉冷却材浄化系 原子炉冷却材浄化系ろ過脱塩器～原子炉冷却材浄化系再生熱交換器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉冷却材浄化系 原子炉冷却材浄化系再生熱交換器連絡管（胴側）	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			

発電用原子炉施設の 種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質管理 グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
						「7.3 設計・開発」 の適用業務	「7.4 調達」 の適用業務	
原子炉冷却系統施設	原子炉冷却材浄化設備	原子炉冷却材浄化系	主配管	原子炉冷却材浄化系 原子炉冷却材浄化系再生熱交換器～原子炉冷却材浄化系復水給水系配管分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉冷却材浄化系 原子炉冷却材浄化系復水給水系配管分岐部～G31-F015				
				原子炉冷却材浄化系 原子炉冷却材浄化系復水給水系配管分岐部～G31-F017				
				原子炉冷却材浄化系 G31-F017～原子炉压力容器				

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）

発電用原子炉施設の種類の種類	設備区分	機器区分		系統名	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
							「7.3 設計・開発」の適用業務	「7.4 調達」の適用業務	
原子炉冷却系統施設	蒸気タービン本体	車室, 円板, 隔板, 噴口, 翼, 車軸及び管	—*	—*	リード管 N31-F002A, B, C, D~高圧タービン	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。			
					クロスア라운드管 高圧タービン第 9 段抽気出口~湿分分離加熱器	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。			
					クロスア라운드管 高圧タービン第 9 段抽気出口~湿分分離加熱器 レジューサ	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。			
					クロスア라운드管 湿分分離加熱器~N31-F003A, B, C, D, E, F	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。			
					クロスア라운드管 N31-F003A, B, C, D, E, F~低圧タービン	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。			
					湿分分離加熱器第 1 段加熱器加熱蒸気管 高圧タービン第 4 段抽気出口~N36-F049A, B	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。			
					湿分分離加熱器第 1 段加熱器加熱蒸気管 高圧タービン第 4 段抽気出口~N36-F049A, B レジューサ	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。			
					第 1 段加熱器加熱蒸気管ドレン管 湿分分離加熱器第 1 段加熱器加熱蒸気管~復水器	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。			
					第 1 抽気管 高圧タービン第 6 段抽気出口~N36-F041A, B	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。			
					第 1 抽気管 高圧タービン第 6 段抽気出口~N36-F041A, B レジューサ	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。			
					第 2 抽気管 クロスア라운드管~N36-F042A, B	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。			
					第 2 抽気管 クロスア라운드管~N36-F042A, B レジューサ	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。			
					第 3 抽気管 低圧タービン第 11 段抽気出口~N36-F043A, B, C	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。			
第 4 抽気管 低圧タービン第 12 段抽気出口~N36-F044A, B, C	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。								

発電用原子炉施設の種類	設備区分	機器区分		系統名	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考	
							「7.3 設計・開発」の適用業務	「7.4 調達」の適用業務		
原子炉冷却系統施設	蒸気タービン本体	車室、円板、隔板、噴口、翼、車軸及び管	—*	—*	グラウンド蒸気蒸化器加熱蒸気管 クロスアラウンド管～グラウンド蒸気蒸化器入口管				既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。	
		調速装置及び非常用調速装置の種類並びに調速装置で制御される主要弁	—*	—*	主蒸気止め弁		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					蒸気加減弁		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					組合せ中間弁		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
	復水器	—*	—*	復水器		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
	蒸気タービンの附属設備	管等	主配管	熱交換器	—*	—*	湿水分離加熱器			既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。
				タービン補助蒸気系	タービン補助蒸気系 蒸気式空気抽出器入口管の安全弁～復水器		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					タービン補助蒸気系 N39-F300A, B, N39-F350A, B～N39-F301A, B, N39-F351A, B 合流部		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					タービン補助蒸気系 N39-F301A, B, N39-F351A, B 合流部～湿水分離加熱器第2段加熱器		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					タービン補助蒸気系 N39-F301A, B, N39-F351A, B 合流部～湿水分離加熱器第2段加熱器 レジューサ		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					タービン補助蒸気系 N39-F301A, B, N39-F351A, B～N39-F301A, B, N39-F351A, B 合流部		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					抽気系	抽気系 湿水分離加熱器の安全弁～復水器		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
						抽気系 N36-F049A, B～湿水分離加熱器第1段加熱器		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
						抽気系 N36-F049A, B～湿水分離加熱器第1段加熱器 レジューサ(406.4/267.4)		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
				抽気系 N36-F049A, B～湿水分離加熱器第1段加熱器 レジューサ(267.4/216.3)			既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			

発電用原子炉施設の種類	設備区分	機器区分		系統名	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
							「7.3 設計・開発」の適用業務	「7.4 調達」の適用業務	
原子炉冷却系統施設	蒸気タービンの附属設備	管等	主配管	抽気系	抽気系 クロスアラウンド管～N36-F045A, B	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					抽気系 グランド蒸気蒸化器入口管 グランド蒸気蒸化器加熱蒸気管～グランド蒸気蒸化器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					抽気系 グランド蒸気蒸化器入口管～グランド蒸気蒸化器加熱蒸気安全弁	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					抽気系 グランド蒸気蒸化器加熱蒸気安全弁～復水器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					抽気系 グランド蒸気蒸化器加熱蒸気減圧弁～グランド蒸気蒸化器入口管	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					抽気系 グランド蒸気蒸化器加熱蒸気減圧弁～グランド蒸気蒸化器入口管 レジューサ(267.4/—)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					抽気系 グランド蒸気蒸化器加熱蒸気減圧弁～グランド蒸気蒸化器入口管 レジューサ(267.4/165.2)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					抽気系 N36-F047A, B～復水器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
			タービングランド蒸気系	タービングランド蒸気系 グランド蒸気蒸化器出口管 グランド蒸気蒸化器～低圧タービングランド部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				タービングランド蒸気系 グランド蒸気蒸化器出口管 グランド蒸気蒸化器～低圧タービングランド部 レジューサ(406.4/355.6)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				タービングランド蒸気系 グランド蒸気蒸化器出口管 グランド蒸気蒸化器～低圧タービングランド部 レジューサ(406.4/318.5, 最高使用圧力1.67MPa)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				タービングランド蒸気系 グランド蒸気蒸化器出口管 グランド蒸気蒸化器～低圧タービングランド部 レジューサ(406.4/318.5, 最高使用圧力0.35MPa)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				

64

発電用原子炉施設の種別	設備区分	機器区分		系統名	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
							「7.3 設計・開発」の適用業務	「7.4 調達」の適用業務	
原子炉冷却系統施設	蒸気タービンの附属設備	管等	主配管	タービンランド蒸気系	タービンランド蒸気系 グランド蒸気蒸化器出口管 グランド蒸気蒸化器～低圧タービンランド部 レジューサ(318.5/267.4)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					タービンランド蒸気系 グランド蒸気蒸化器出口管 グランド蒸気蒸化器～低圧タービンランド部 レジューサ(267.4/ー)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					タービンランド蒸気系 グランド蒸気蒸化器出口管 グランド蒸気蒸化器～低圧タービンランド部 レジューサ(216.3/ー)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					タービンランド蒸気系 所内蒸気系～ランド蒸気蒸化器出口管	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					タービンランド蒸気系 所内蒸気系～ランド蒸気蒸化器出口管 レジューサ(406.4/216.3)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					タービンランド蒸気系 所内蒸気系～ランド蒸気蒸化器出口管 レジューサ(318.5/216.3)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					タービンランド蒸気系 グランド蒸気蒸化器出口管～原子炉給水ポンプ駆動用蒸気タービン	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					タービンランド蒸気系 グランド蒸気蒸化器出口管～原子炉給水ポンプ駆動用蒸気タービン レジューサ(216.3/165.2)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					タービンランド蒸気系 グランド蒸気蒸化器出口管～原子炉給水ポンプ駆動用蒸気タービン レジューサ(165.2/ー)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					タービンランド蒸気系 グランド蒸気蒸化器出口管～ランド蒸気管安全弁	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					タービンランド蒸気系 グランド蒸気管安全弁～復水器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					タービンランド蒸気系 高圧タービンランド部～復水器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
タービンランド蒸気系 高圧タービンランド部～復水器 レジューサ(318.5/216.3)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。								

発電用原子炉施設の種類	設備区分	機器区分	系統名	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
						「7.3 設計・開発」の適用業務	「7.4 調達」の適用業務	
原子炉冷却系統施設	蒸気タービンの附属設備	管等	主配管	タービンランド蒸気系	タービンランド蒸気系 高圧タービンランド部～復水器 レジューサ(216.3/165.2)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
					タービンランド蒸気系 高圧タービンランド部～抽気系	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
					タービンランド蒸気系 高圧タービンランド部～抽気系 レジューサ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
					タービンランド蒸気系 主蒸気止め弁～復水器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
					タービンランド蒸気系 主蒸気止め弁～復水器 レジューサ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
					タービンランド蒸気系 原子炉給水ポンプ駆動用蒸気タービンランド部～復水器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
					タービンランド蒸気系 グランド蒸気復水器入口管 低圧タービンランド部～ランド蒸気復水器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
					タービンランド蒸気系 グランド蒸気復水器入口管 低圧タービンランド部～ランド蒸気復水器 レジューサ(508.0/457.2)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
					タービンランド蒸気系 グランド蒸気復水器入口管 低圧タービンランド部～ランド蒸気復水器 レジューサ(457.2/318.5)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
					タービンランド蒸気系 グランド蒸気復水器入口管 低圧タービンランド部～ランド蒸気復水器 レジューサ(318.5/216.3)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
					タービンランド蒸気系 グランド蒸気復水器入口管 低圧タービンランド部～ランド蒸気復水器 レジューサ(267.4/216.3)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
					タービンランド蒸気系 高圧タービンランド部出口管 高圧タービンランド部～ランド蒸気復水器入口管	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
タービンランド蒸気系 高圧タービンランド部出口管 高圧タービンランド部～ランド蒸気復水器入口管 レジューサ(165.2/—)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。							

発電用原子炉施設の種類	設備区分	機器区分	系統名	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
						「7.3 設計・開発」の適用業務	「7.4 調達」の適用業務	
原子炉冷却系統施設	蒸気タービンの附属設備	管等	タービングランド蒸気系	タービングランド蒸気系 高圧タービングランド部出口管 高圧タービングランド部～グランド蒸気復水器入口管 レジューサ(216.3/165.2)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				タービングランド蒸気系 原子炉給水ポンプ駆動用蒸気タービン～高圧タービングランド部出口管	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				タービングランド蒸気系 原子炉給水ポンプ駆動用蒸気タービン～高圧タービングランド部出口管 レジューサ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				タービングランド蒸気系 グランド蒸気復水器～グランド蒸気排風機	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				タービングランド蒸気系 グランド蒸気排風機～N33-F102A, B	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
			復水器空気抽出系	復水器空気抽出系 復水器真空破壊管	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水器空気抽出系 復水器～蒸気式空気抽出器第1段エゼクタ及び起動停止用蒸気式空気抽出器第1段エゼクタ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水器空気抽出系 復水器～蒸気式空気抽出器第1段エゼクタ及び起動停止用蒸気式空気抽出器第1段エゼクタ レジューサ(558.8/457.2)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水器空気抽出系 復水器～蒸気式空気抽出器第1段エゼクタ及び起動停止用蒸気式空気抽出器第1段エゼクタ レジューサ(762.0/457.2)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水器空気抽出系 復水器～蒸気式空気抽出器第1段エゼクタ及び起動停止用蒸気式空気抽出器第1段エゼクタ レジューサ(762.0/711.2)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水器空気抽出系 復水器真空ポンプ入口管 復水器出口管～復水器真空ポンプ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水器空気抽出系 復水器真空ポンプ入口管～復水器真空ポンプ入口管の安全弁	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水器空気抽出系 蒸気式空気抽出器第2段エゼクタ～N21-F409	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			

発電用原子炉施設の種類	設備区分	機器区分	系統名	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
						「7.3 設計・開発」の適用業務	「7.4 調達」の適用業務	
原子炉冷却系統施設	蒸気タービンの附属設備	管等	復水器空気抽出系	復水器空気抽出系 起動停止用蒸気式空気抽出器 第2段エゼクタ～N21-F410	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水器空気抽出系 復水器真空ポンプ～復水器真空ポンプ用ウォータセパレータ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水器空気抽出系 復水器真空ポンプ用ウォータセパレータ～気体廃棄物処理系	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
			復水給水系	復水給水系 復水器～低圧復水ポンプ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系 低圧復水ポンプ～蒸気式空気抽出器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系 低圧復水ポンプ～蒸気式空気抽出器 レジューサ (609.6/508.0)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系 低圧復水ポンプ～蒸気式空気抽出器 レジューサ (711.2/508.0)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系 低圧復水ポンプ入口管～復水再回収ポンプ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系 低圧復水ポンプ入口管～復水再回収ポンプ レジューサ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系 復水再回収ポンプ出口管 復水再回収ポンプ～低圧復水ポンプ出口管	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系 補給水系～復水再回収ポンプ出口管	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系 蒸気式空気抽出器～グラウンド蒸気復水器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系 グラウンド蒸気復水器～N26-F001A, B, C	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系 復水浄化系（復水脱塩装置）～復水器 (165.2)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
復水給水系 復水浄化系（復水脱塩装置）～復水器 レジューサ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。							

発電用原子炉施設の種類の種類	設備区分	機器区分	系統名	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
						「7.3 設計・開発」の適用業務	「7.4 調達」の適用業務	
原子炉冷却系統施設	蒸気タービンの附属設備	管等	復水給水系	復水給水系 復水浄化系（復水脱塩装置）～復水器 (318.5)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系 復水回収ポンプ～復水器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系 復水回収ポンプ～復水器 レジューサ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系 補給水系～復水器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水給水系 N21-F029～復水器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
			給水加熱器ドレンベント系	給水加熱器ドレンベント系 湿分分離加熱器第1段加熱器～湿分分離加熱器第1段加熱器ドレンタンク	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				給水加熱器ドレンベント系 湿分分離加熱器第1段加熱器ドレンタンク～N22-F026A, B, C, D	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				給水加熱器ドレンベント系 湿分分離加熱器第1段加熱器ドレンタンク～N22-F026A, B, C, D レジューサ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				給水加熱器ドレンベント系 第1段加熱器ドレンタンク出口管～復水器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				給水加熱器ドレンベント系 第1段加熱器ドレンタンク出口管～復水器 レジューサ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				給水加熱器ドレンベント系 湿分分離加熱器第2段加熱器～湿分分離加熱器第2段加熱器ドレンタンク	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				給水加熱器ドレンベント系 湿分分離加熱器第2段加熱器～湿分分離加熱器第2段加熱器ドレンタンク レジューサ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				給水加熱器ドレンベント系 湿分分離加熱器第2段加熱器ドレンタンク～N22-F023A, B, C, D	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			

発電用原子炉施設の種類	設備区分	機器区分	系統名	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
						「7.3 設計・開発」の適用業務	「7.4 調達」の適用業務	
原子炉冷却系統施設	蒸気タービンの附属設備	管等	主配管	給水加熱器ドレンベント系	給水加熱器ドレンベント系 湿分分離加熱器第2段加熱器ドレンタンク～N22-F023A, B, C, D レジューサ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
					給水加熱器ドレンベント系 第2段加熱器ドレンタンク出口管～復水器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
					給水加熱器ドレンベント系 第2段加熱器ドレンタンク出口管～復水器 レジューサ(216.3/165.2)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
					給水加熱器ドレンベント系 第2段加熱器ドレンタンク出口管～復水器 レジューサ(267.4/165.2)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
					給水加熱器ドレンベント系 湿分分離加熱器湿分分離器～湿分分離加熱器湿分分離器ドレンタンク合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
					給水加熱器ドレンベント系 湿分分離加熱器湿分分離器～湿分分離加熱器湿分分離器ドレンタンク合流部 レジューサ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
					給水加熱器ドレンベント系 湿分分離加熱器湿分分離器ドレンタンク～湿分分離加熱器湿分分離器ドレンタンク合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
					給水加熱器ドレンベント系 湿分分離加熱器湿分分離器ドレンタンク合流部～N22-F029A, B, C, D	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
					給水加熱器ドレンベント系 湿分分離加熱器湿分分離器ドレンタンク合流部～N22-F029A, B, C, D レジューサ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
					給水加熱器ドレンベント系 湿分分離器ドレンタンク出口管～復水器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
					給水加熱器ドレンベント系 湿分分離器ドレンタンク出口管～復水器 レジューサ(267.4/216.3)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
					給水加熱器ドレンベント系 湿分分離器ドレンタンク出口管～復水器 レジューサ(318.5/216.3)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
給水加熱器ドレンベント系 グランド蒸気蒸化器ドレンタンク～復水器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。							

発電用原子炉施設の種類	設備区分	機器区分	系統名	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
						「7.3 設計・開発」の適用業務	「7.4 調達」の適用業務	
原子炉冷却系統施設	蒸気タービンの附属設備	管等	主配管	給水加熱器ドレンベント系 グランド蒸気蒸化器ドレンタンク～復水器 レジューサ(267.4/165.2)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				給水加熱器ドレンベント系 グランド蒸気蒸化器ドレンタンク～復水器 レジューサ(165.2/—)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				給水加熱器ドレンベント系 第1 給水加熱器～復水器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				給水加熱器ドレンベント系 第1 給水加熱器～復水器 レジューサ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				給水加熱器ドレンベント系 第3 給水加熱器～復水器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				給水加熱器ドレンベント系 第3 給水加熱器～復水器 レジューサ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				給水加熱器ドレンベント系 第4 給水加熱器～復水器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				給水加熱器ドレンベント系 第4 給水加熱器～復水器 レジューサ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				給水加熱器ドレンベント系 第5 給水加熱器～復水器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				給水加熱器ドレンベント系 第5 給水加熱器～復水器 レジューサ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				給水加熱器ドレンベント系 高圧ドレンタンク～復水器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				給水加熱器ドレンベント系 高圧ドレンタンク～復水器 レジューサ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				給水加熱器ドレンベント系 低圧ドレンタンク～復水器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				給水加熱器ドレンベント系 低圧ドレンタンク～復水器 レジューサ(609.6/406.4)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
給水加熱器ドレンベント系 低圧ドレンタンク～復水器 レジューサ(406.4/267.4)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。							

発電用原子炉施設の種類	設備区分	機器区分	系統名	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
						「7.3 設計・開発」の適用業務	「7.4 調達」の適用業務	
原子炉冷却系統施設	蒸気タービンの附属設備	管等	主配管	給水加熱器ドレンベント系	給水加熱器ドレンベント系 湿分分離器ドレン管～湿分分離器ドレンタンクベント出口管	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
					給水加熱器ドレンベント系 第1段加熱器ベント出口管 湿分分離加熱器第1段加熱器～第1給水加熱器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
					給水加熱器ドレンベント系 第1段加熱器ベント出口管～復水器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
					給水加熱器ドレンベント系 湿分分離加熱器第1段加熱器ドレンタンク～第1段加熱器ベント出口管	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
					給水加熱器ドレンベント系 第2段加熱器ベント出口管 湿分分離加熱器第2段加熱器～第1給水加熱器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
					給水加熱器ドレンベント系 第2段加熱器ベント出口管～復水器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
					給水加熱器ドレンベント系 湿分分離加熱器第2段加熱器ドレンタンク～第2段加熱器ベント出口管	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
					給水加熱器ドレンベント系 湿分分離器ドレンタンクベント出口管 湿分分離加熱器湿分分離器ドレンタンク～湿分分離加熱器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
					給水加熱器ドレンベント系 第2給水加熱器安全弁出口管 第2給水加熱器～復水器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
					給水加熱器ドレンベント系 第2給水加熱器安全弁出口管 第2給水加熱器～復水器 レジューサ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
					給水加熱器ドレンベント系 第1給水加熱器～第2給水加熱器安全弁出口管	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
					給水加熱器ドレンベント系 第3抽気管～復水器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
給水加熱器ドレンベント系 第4抽気管～復水器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。							

発電用原子炉施設の種類の種類	設備区分	機器区分		系統名	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
							「7.3 設計・開発」の適用業務	「7.4 調達」の適用業務	
原子炉冷却系統施設	蒸気タービンの附属設備	管等	安全弁及び逃がし弁	—*	N36-F001A, B, C, D, E, F	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					グラウンド蒸気蒸化器加熱蒸気安全弁	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					グラウンド蒸気管安全弁	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					第2段加熱器加熱蒸気減圧弁	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					グラウンド蒸気蒸化器加熱蒸気減圧弁	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					グラウンド蒸気減圧弁	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					起動用グラウンド蒸気減圧弁	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			

注記*：「—」は、該当する系統が存在しない場合、又は実用炉規則別表第二を細分化した際に、該当する機器区分が存在しない場合を示す。

VI-1-10-5 設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画
計測制御系統施設

1. 概要

本資料は、本文「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に基づく設計に係るプロセスの実績、工事及び検査に係るプロセスの計画について説明するものである。

2. 基本方針

柏崎刈羽原子力発電所第 6 号機における設計に係るプロセスとその実績について、「設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書」に示した設計の段階ごとに、組織内外の相互関係、進捗実績及び具体的な活動実績について説明する。

工事及び検査に関する計画として、組織内外の相互関係、進捗実績及び具体的な活動計画について説明する。

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレードと実績について説明する。

3. 設計及び工事に係るプロセスとその実績又は計画

「設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書」に基づき実施した、柏崎刈羽原子力発電所第 6 号機における設計の実績、工事及び検査の計画について、「設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書」の様式-1 により示す。

また、適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレードと実績について、「設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書」の様式-9 により示す。

設工認に係る設計の実績、工事及び検査の計画【計測制御系統施設】

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2	組織内外の相互関係 ◎:主担当 ○:関連			インプット	アウトプット	他の記録類	
		本社	発電所	供給者				
設計	3.3.1	適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化	◎	—	—	・設置変更許可申請書 ・設置許可基準規則及びその解釈 ・技術基準規則及びその解釈	—	
	3.3.2	各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定	◎	—	—	・設置変更許可申請書 ・設置許可基準規則及びその解釈 ・安全設計審査指針 ・技術基準規則及びその解釈 ・技術基準を定める省令	・様式-2 ・品質管理の各段階における確認記録（設計の段階）	
	3.3.3 (1)	基本設計方針の作成（設計1）	◎	—	—	・様式-2 ・技術基準規則及びその解釈	・様式-3 ・様式-4	・品質管理の各段階における確認記録（設計の段階）
						・様式-2 ・様式-4 ・実用炉規則別表第二 ・技術基準規則及びその解釈	・様式-5-1	
						・設置変更許可申請書 ・設置許可基準規則及びその解釈 ・技術基準規則及びその解釈	・様式-6 ・様式-7	
・基本設計方針	・様式-5-2							
3.3.3 (2)	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）	◎	—	—	・様式-2 ・様式-5-1 ・様式-5-2 ・基本設計方針	・様式-8の「設工認設計結果（要目表/設計方針）」欄	・品質管理の各段階における確認記録（設計の段階）	

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2	組織内外の相互関係 ◎:主担当 ○:関連			インプット	アウトプット	他の記録類
		本社	発電所	供給者			
	1. 共通的に適用される設計	「原子炉冷却系統施設」参照			「原子炉冷却系統施設」参照	「原子炉冷却系統施設」参照	「原子炉冷却系統施設」参照
	2. 計測制御系統施設の兼用に関する設計						
	2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> ・様式-2 ・様式-5-1 ・様式-5-2 ・基本設計方針 ・設置変更許可申請書 	<ul style="list-style-type: none"> ・機能単位の系統図 ・設定根拠の「(概要)」部分 	—
	2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計						
	① ほう酸水注入設備 ・ほう酸水注入系 ② 計測装置 ・残留熱除去系系統流量 ・復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量） ③ 制御用空気設備 ・高圧窒素ガス供給系 ④ 可搬型計測器 ⑤ 通信設備						
	2.2.1 兼用を含む計測制御系統施設の機器の仕様等に関する設計	◎	○	○	<ul style="list-style-type: none"> ・ウォークダウンの実施報告書 ・業務報告書 ・機能単位の系統図 ・設定根拠の「(概要)」部分 	<ul style="list-style-type: none"> ・要目表 ・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 ・機器の配置を明示した図面 ・構造図 	・仕様書

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2		組織内外の相互関係 ◎:主担当 ○:関連			インプット	アウトプット	他の記録類
			本社	発電所	供給者			
4	2.2.2	各機器固有の設計	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 基本設計方針 設備図書 設置変更許可時の設計資料 既工認 中央制御室機能仕様 「非常用電源設備」の様式-1の「2.1 非常用発電装置」及び「2.2 直流電源設備及び計測制御用電源設備」において設計した結果 	<ul style="list-style-type: none"> 通信連絡設備に関する説明書 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 	—
	2.3	機能を兼用する機器を含む計測制御系統施設の系統図に関する取りまとめ	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 様式-2 様式-5-1 様式-5-2 機能単位の系統図 	<ul style="list-style-type: none"> 計測制御系統施設に係る系統図 	—
	3.	ほう酸水注入系に係る設計	◎	—	○	<ul style="list-style-type: none"> 基本設計方針 設備図書 既工認 業務報告書 	<ul style="list-style-type: none"> 要目表 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 計測制御系統施設に係る機器の配置を明示した図面 計測制御系統施設に係る系統図 構造図 	<ul style="list-style-type: none"> 仕様書
	4.	計測装置の設計	◎	○	○	<ul style="list-style-type: none"> 基本設計方針 設備図書 設置変更許可時の設計資料 	<ul style="list-style-type: none"> 要目表 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 	<ul style="list-style-type: none"> 仕様書

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2	組織内外の相互関係 ◎:主担当 ○:関連			インプット	アウトプット	他の記録類
		本社	発電所	供給者			
5					<ul style="list-style-type: none"> 既工認 ウォークダウンの実施報告書 業務報告書 「非常用電源設備」の様式-1の「2.1 非常用発電装置」において設計した結果 	<ul style="list-style-type: none"> 計測装置の検出器の取付箇所を明示した図面 原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書 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 計測制御系統図 	
	5. 原子炉格納容器内の水素濃度計測に関する設計	◎	—	○	<ul style="list-style-type: none"> 基本設計方針 設備図書 設置変更許可時の設計資料 業務報告書 	<ul style="list-style-type: none"> 基本設計方針機器 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書 	・仕様書
	6. 安全保護装置の不正アクセス行為等による被害の防止	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 基本設計方針 設備図書 設置変更許可時の設計資料 	<ul style="list-style-type: none"> 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 	—
	7. 工学的安全施設等の設計	◎	—	○	<ul style="list-style-type: none"> 基本設計方針 設備図書 設置変更許可申請書 設置変更許可時の設計資料 既工認 業務報告書 	<ul style="list-style-type: none"> 要目表 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値の根拠に関する説明書 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 	・仕様書

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2	組織内外の相互関係 ◎:主担当 ○:関連			インプット	アウトプット	他の記録類
		本社	発電所	供給者			
						関する説明書 ・計測制御系統施設に係る機器の配置を明示した図面 ・計測制御系統施設に係る系統図 ・構造図 ・工学的安全施設等の起動（作動）信号の起動（作動）回路の説明図	
	8. 通信連絡設備に関する設計	◎	—	—	・基本設計方針 ・設備図書 ・設置変更許可時の設計資料 ・既工認 ・中央制御室機能仕様 ・「非常用電源設備」の様式-1の「2.1 非常用発電装置」及び「2.2 直流電源設備及び計測制御用電源設備」において設計した結果	・通信連絡設備に関する説明書 ・通信連絡設備の取付箇所を明示した図面	—
	9. 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の設計	◎	—	○	・基本設計方針 ・設備図書 ・業務報告書	・要目表 ・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 ・計測制御系統施設に係る機器の配置を明示した図面 ・計測制御系統施設に係る系統図 ・構造図	・仕様書

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2	組織内外の相互関係 ◎:主担当 ○:関連			インプット	アウトプット	他の記録類	
		本社	発電所	供給者				
7	10. 設備共用の設計	◎	—	—	「原子炉冷却系統施設」参照	「原子炉冷却系統施設」参照	「原子炉冷却系統施設」参照	
	11. 中央制御室の機能の設計	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> ・様式-7 ・設備図書 ・設置変更許可時の設計資料 	<ul style="list-style-type: none"> ・要目表 ・非常用照明に関する説明書 ・中央制御室の機能に関する説明書 ・環境測定装置の取付箇所を明示した図面 	—	
	3.3.3 (3)	設計のアウトプットに対する検証	◎	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> ・品質管理の各段階における確認記録（設計の段階） 	
	3.3.3 (4)	設工認申請書の作成	◎	○	—	<ul style="list-style-type: none"> ・設計1 ・設計2 ・工事の方法 	<ul style="list-style-type: none"> ・設工認申請書案 	<ul style="list-style-type: none"> ・確認チェックシート
	3.3.3 (5)	設工認申請書の承認	◎	○	—	<ul style="list-style-type: none"> ・設工認申請書案 	<ul style="list-style-type: none"> ・設工認申請書 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子力発電保安運営委員会議事録 ・原子力発電保安委員会議事録
工 事 及 び 検 査	3.4.1	設工認に基づく設備の具体的な設計の実施（設計3）	—	◎	○	<ul style="list-style-type: none"> ・設計資料 ・業務報告書 	<ul style="list-style-type: none"> ・様式-8の「設備の具体的設計結果」欄 	<ul style="list-style-type: none"> ・仕様書
	3.4.2	設備の具体的な設計に基づく工事の実施	—	◎	○	<ul style="list-style-type: none"> ・仕様書 ・工事の方法 	<ul style="list-style-type: none"> ・工事記録 	—
	3.5.2	使用前事業者検査の計画	—	◎	○	<ul style="list-style-type: none"> ・様式-8の「設工認設計結果（要目表/設計方針）」欄及び「設備の 	<ul style="list-style-type: none"> ・様式-8の「確認方法」欄 	—

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2	組織内外の相互関係 ◎:主担当 ○:関連			インプット	アウトプット	他の記録類
		本社	発電所	供給者			
					具体的設計結果」欄 ・工事の方法		
3.5.3	検査計画の管理	—	◎	○	・使用前事業者検査工程表	・検査成績書	—
3.5.4	主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理	—	◎	○	・溶接部詳細一覧表	・工事記録	—
3.5.5	使用前事業者検査の実施	—	◎	○	・様式-8の「確認方法」欄 ・工事の方法	・検査要領書	—
		—	◎	○	・検査要領書	・検査記録	—
3.7.2	識別管理及びトレーサビリティ	—	◎	○	—	・検査記録	—

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）

発電用原子炉施設の種類	設備区分		系統名	機器区分	機器名称	品質管理 グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
							「7.3 設計・開発」 の適用業務	「7.4 調達」 の適用業務	
計測制御系統施設	制御方式及び制御方法	—*	—*	発電用原子炉の制御方式	発電用原子炉の反応度の制御方式（制御棒位置制御の制御方式）	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					発電用原子炉の反応度の制御方式（原子炉再循環流量制御の制御方式）	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					ほう酸水注入の制御方式（手動によるほう酸水注入系の起動機能）	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					発電用原子炉の圧力の制御方式（原子炉圧力制御機能）	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					発電用原子炉の水位の制御方式（原子炉水位信号、主蒸気流量信号及び原子炉給水流量信号の三要素制御（原子炉高出力時）あるいは原子炉水位信号の単要素制御による給水制御機能）	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					安全保護系等の制御方式（安全保護系の制御方式）	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					安全保護系等の制御方式（緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備の制御方式）	II	○	○	
					安全保護系等の制御方式（原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の制御方式）	II	○	○	
				発電用原子炉の制御方法	制御棒の位置の制御方法	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					原子炉再循環流量の制御方法	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					ほう酸水注入設備の制御方法	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					発電用原子炉の圧力の制御方法	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					給水の制御方法	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					安全保護系等の制御方法（安全保護系の制御方法）	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			

発電用原子炉施設の 種類	設備区分		系統名	機器区分	機器名称	品質管理 グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
							「7.3 設計・開発」 の適用業務	「7.4 調達」 の適用業務	
計測 制御 系統 施設	制御方式及 び制御方法	—*	—*	発電用原子炉の制御方法	安全保護系等の制御方法（緊急停止失敗時に発 電用原子炉を未臨界にするための設備の制御方 法）	Ⅱ	○	○	
					安全保護系等の制御方法（原子炉冷却材圧力バ ウンダリを減圧するための設備の制御方法）	Ⅱ	○	○	
	制御材	—*	—*	制御棒	ボロンカーバイド型制御棒	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
				ほう酸水	ほう酸水	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
	制御材駆動 装置	制御棒駆動 水圧設備	制御棒駆動 系	制御棒駆動機構	制御棒駆動機構	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
				容器	水圧制御ユニット	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
				主要弁	C12-126	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
				主配管	制御棒駆動系 N21-F028～サクシオンフィルタ 入口合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
					制御棒駆動系 サクシオンフィルタ入口合流部 ～サクシオンフィルタ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
					制御棒駆動系 P13-F010～サクシオンフィルタ 入口合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
					制御棒駆動系 サクシオンフィルタ～制御棒駆 動水ポンプ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
					制御棒駆動系 制御棒駆動水ポンプ～制御棒駆 動水フィルタ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
					制御棒駆動系 制御棒駆動水フィルタ～水圧制 御ユニット入口（充てん水配管）及び水圧制御 ユニット入口（バージ水配管）	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
					制御棒駆動系 水圧制御ユニット入口（充てん 水配管）～C12-115	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
	制御棒駆動系 C12-115～スクラム配管アキュ ムレータ出口合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。							

発電用原子炉施設の 種類	設備区分		系統名	機器区分	機器名称	品質管理 グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
							「7.3 設計・開発」 の適用業務	「7.4 調達」 の適用業務	
計測制御系統施設	制御材駆動装置	制御棒駆動水圧設備	制御棒駆動系	主配管	制御棒駆動系 水圧制御ユニット入口（パージ水配管）～C12-138	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					制御棒駆動系 C12-138～C12-126	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					制御棒駆動系 窒素容器～アキュムレータ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					制御棒駆動系 アキュムレータ～スクラム配管アキュムレータ出口合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					制御棒駆動系 スクラム配管アキュムレータ出口合流部～C12-126	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					制御棒駆動系 C12-126～水圧制御ユニット出口	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					制御棒駆動系 水圧制御ユニット出口～制御棒駆動機構ハウジング	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
	ほう酸水注入設備	—*	ほう酸水注入系	ポンプ	ほう酸水注入系ポンプ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				容器	ほう酸水注入系貯蔵タンク	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				安全弁及び逃がし弁	C41-F014	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					C41-F003A, B	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				主要弁	C41-F007	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					C41-F008	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				主配管	ほう酸水注入系 ほう酸水注入系貯蔵タンク～ほう酸水注入系ポンプ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
ほう酸水注入系 ほう酸水注入系ポンプ～ほう酸水注入系合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。								

発電用原子炉施設の 種類	設備区分		系統名	機器区分	機器名称	品質管理 グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画			備考
							「7.3 設計・開発」 の適用業務		「7.4 調達」 の適用業務	
計測制御系統施設	ほう酸水注入設備	—*	ほう酸水注入系	主配管	高圧炉心注水系 ほう酸水注入系合流部～原子炉压力容器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
		計測装置			—*	—*	起動領域計測装置（中性子源領域計測装置、中間領域計測装置）及び出力領域計測装置	起動領域モニタ（中性子源領域、中間領域）	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。	
	出力領域モニタ		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。							
	高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。							
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。							
	残留熱除去系熱交換器入口温度		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。							
	残留熱除去系熱交換器出口温度		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。							
	原子炉压力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の圧力、温度又は流量（代替注水の流量を含む。）を計測する装置		I	○			○			
	残留熱除去系系統流量		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。							
	原子炉隔離時冷却系系統流量		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。							
	高圧炉心注水系系統流量		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。							
	高圧代替注水系系統流量		I	○			○			
	復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。							
	復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。							
	原子炉压力容器本体内の圧力又は水位を計測する装置		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。							
	原子炉圧力（SA）		II	○			○			

発電用原子炉施設の種類	設備区分		系統名	機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画			備考
							「7.3 設計・開発」の適用業務	「7.4 調達」の適用業務		
計測制御系統施設	計測装置	—*	—*	原子炉圧力容器本体内の圧力又は水位を計測する装置	原子炉水位（狭帯域）	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
					原子炉水位（広帯域）	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
					原子炉水位（燃料域）	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
					原子炉水位（SA）（-3200～3500mm）	II	○	○		
					原子炉水位（SA）（-8000～3500mm）	II	○	○		
				原子炉格納容器本体内の圧力、温度、酸素ガス濃度又は水素ガス濃度を計測する装置	格納容器内圧力（-15～30kPa）	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
					格納容器内圧力（0～500kPa）	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
					格納容器内圧力（D/W）	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
					格納容器内圧力（S/C）	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
					ドライウェル雰囲気温度	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
					サブプレッションチェンバ氣體温度	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
					サブプレッションチェンバプール水温度	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
					格納容器内酸素濃度	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
					格納容器内水素濃度	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				格納容器内水素濃度（SA）	I	○	○			
非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備に係る容器内又は貯蔵槽内の水位を計測する装置	復水貯蔵槽水位（SA）	I	○	○						

発電用原子炉施設の 種類	設備区分		系統名	機器区分	機器名称	品質管理 グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画			備考
							「7.3 設計・開発」 の適用業務	「7.4 調達」 の適用業務		
計測 制御 系統 施設	計測装置	—*	—*	原子炉冷却材再循環流量 (改良型沸騰水型発電用 原子炉施設に係るものに あつては、炉心流量)を 計測する装置	原子炉系炉心流量	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。				
				制御棒駆動水の圧力を計 測する装置	制御棒駆動機構充てん水圧力	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。				
				原子炉格納容器本体への 冷却材流量を計測する装 置	復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。				
					残留熱除去系系統流量	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。				
					復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。				
				原子炉格納容器本体の水 位を計測する装置	サブプレッションチェンバプール水位 (-500~50 0mm)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。				
					サブプレッションチェンバプール水位 (-6200~2 000mm)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。				
					サブプレッションチェンバプール水位 (-6~11m)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。				
					格納容器下部水位 (+3m)	I	○	○	調達内容の相違により、 複数の品質管理グレード が存在するため、最も 上位の調達のグレード を記載。	
					格納容器下部水位 (+2m)	I	○	○		
	格納容器下部水位 (+1m)	I	○		○					
	原子炉建屋内の水素ガス 濃度を計測する装置	原子炉建屋水素濃度	II	○	○					
	原子炉非常 停止信号	—*	—*	—*	原子炉圧力高	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。				
					原子炉水位低	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。				
					ドライウエル圧力高	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。				

発電用原子炉施設の種類	設備区分		系統名	機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
							「7.3 設計・開発」の適用業務	「7.4 調達」の適用業務	
計測制御系統施設	原子炉非常停止信号	—*	—*	—*	中性子束高	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					原子炉周期（ペリオド）短	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					中性子束計装動作不能	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					炉心流量急減	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					制御棒駆動機構充てん水圧力低	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					主蒸気管放射能高	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					主蒸気隔離弁閉	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					主蒸気止め弁閉	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					蒸気加減弁急速閉	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					モードスイッチ「停止」	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
	手動	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。							
	地震加速度大	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。							
	工学的安全施設等の起動信号	—*	—*	—*	主蒸気隔離弁閉信号（原子炉水位低（レベル 1.5））	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
主蒸気隔離弁閉信号（主蒸気管圧力低）					既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
主蒸気隔離弁閉信号（主蒸気管放射能高）					既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				

発電用原子炉施設の種類	設備区分		系統名	機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
							「7.3 設計・開発」の適用業務	「7.4 調達」の適用業務	
計測制御系統施設	工学的安全施設等の起動信号	—*	—*	—*	主蒸気隔離弁閉信号(主蒸気管トンネル温度高)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					主蒸気隔離弁閉信号(主蒸気管流量大)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					主蒸気隔離弁閉信号(復水器真空度低)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					主蒸気隔離弁閉信号(手動)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					その他の原子炉格納容器隔離弁閉信号(1)(ドライウエル圧力高)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					その他の原子炉格納容器隔離弁閉信号(1)(原子炉水位低(レベル3))	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					その他の原子炉格納容器隔離弁閉信号(2)(原子炉水位低(レベル3))	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					その他の原子炉格納容器隔離弁閉信号(3)(原子炉水位低(レベル2))	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					その他の原子炉格納容器隔離弁閉信号(手動)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					非常用ガス処理系起動信号(燃料取替エリア排気放射能高)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					非常用ガス処理系起動信号(原子炉区域換気空調系排気放射能高)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					非常用ガス処理系起動信号(ドライウエル圧力高)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					非常用ガス処理系起動信号(原子炉水位低(レベル3))	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					非常用ガス処理系起動信号(手動)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
原子炉隔離時冷却系起動信号(ドライウエル圧力高)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。								

発電用原子炉施設の種類の種類	設備区分		系統名	機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
							「7.3 設計・開発」の適用業務	「7.4 調達」の適用業務	
計測制御系統施設	工学的安全施設等の起動信号	—*	—*	—*	原子炉隔離時冷却系起動信号(原子炉水位低(レベル1.5))		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
					原子炉隔離時冷却系起動信号(手動)		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
					高圧炉心注水系起動信号(ドライウエル圧力高)		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
					高圧炉心注水系起動信号(原子炉水位低(レベル1.5))		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
					高圧炉心注水系起動信号(手動)		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
					残留熱除去系起動信号, 低圧注水系(ドライウエル圧力高)		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
					残留熱除去系起動信号, 低圧注水系(原子炉水位低(レベル1))		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
					残留熱除去系起動信号, 低圧注水系(手動)		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
					残留熱除去系起動信号, 格納容器スプレイ冷却系(手動)		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
					自動減圧系起動信号(ドライウエル圧力高)		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
					自動減圧系起動信号(原子炉水位低(レベル1))		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
					自動減圧系起動信号(手動)		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
					代替制御棒挿入起動信号(原子炉圧力高)	II	○	○	
					代替制御棒挿入起動信号(原子炉水位低(レベル2))	II	○	○	
					代替冷却材再循環ポンプ・トリップ信号(1)(原子炉圧力高)	II	○	○	
代替冷却材再循環ポンプ・トリップ信号(1)(原子炉水位低(レベル3))	II	○	○						

発電用原子炉施設の種類	設備区分		系統名	機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
							「7.3 設計・開発」の適用業務	「7.4 調達」の適用業務	
計測制御系統施設	工学的安全施設等の起動信号	—*	—*	—*	代替冷却材再循環ポンプ・トリップ信号(2) (原子炉水位低 (レベル2))	II	○	○	
					代替自動減圧起動信号 (原子炉水位低 (レベル1))	II	○	○	
	制御用空気設備	—*	高圧窒素ガス供給系	安全弁	P54-F023A, B	II	○	○	
				高圧窒素ガス供給系 常用窒素ガス供給ライン 共通母管分岐部～常用窒素ガス供給ライン P54-F009 入口配管分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				高圧窒素ガス供給系 常用窒素ガス供給ライン P54-F009 入口配管分岐部～P54-F009	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				高圧窒素ガス供給系 P54-F009～P54-F010	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				高圧窒素ガス供給系 P54-F010～B21-F029A, B, C, D, E, F, G, H, J, K, L, M, N, P, R, S, T, U	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				高圧窒素ガス供給系 常用窒素ガス供給ライン 共通母管分岐部～P54-F027A	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				高圧窒素ガス供給系 P54-F027A～非常用窒素ガス供給系配管(A)分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				高圧窒素ガス供給系 非常用窒素ガス供給系配管(A)分岐部～P54-F024A	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				高圧窒素ガス供給系 P54-F024A～P54-F025A	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				高圧窒素ガス供給系 P54-F025A～B21-F026A, C, F, H	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				高圧窒素ガス供給系 常用窒素ガス供給ライン P54-F009 入口配管分岐部～P54-F027B	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				高圧窒素ガス供給系 P54-F027B～非常用窒素ガス供給系配管(B)分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
高圧窒素ガス供給系 非常用窒素ガス供給系配管(B)分岐部～P54-F024B	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。								

発電用原子炉施設の 種類	設備区分		系統名	機器区分	機器名称	品質管理 グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画			備考
							「7.3 設計・開発」 の適用業務		「7.4 調達」 の適用業務	
計測制御系統施設	制御用空気設備	—*	高圧窒素ガス供給系	主配管	高圧窒素ガス供給系 P54-F024B～P54-F025B	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
					高圧窒素ガス供給系 P54-F025B～B21-F026L, N, R, T	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
			容器	主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
				主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
				高圧窒素ガスポンベ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
			安全弁	P54-F023A, B	II	○	○			
			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	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接続口(A)～非常用窒素ガス供給系配管(A)分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
				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接続口(B)～非常用窒素ガス供給系配管(B)分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
				主蒸気系 主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ～主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用窒素供給配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
				主蒸気系 B21-F029A, B, C, D, E, F, G, H, J, K, L, M, N, P, R, S, T, U～主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用窒素供給配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
				主蒸気系 主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用窒素供給配管合流部～B21-F001A, B, C, D, E, F, G, H, J, K, L, M, N, P, R, S, T, U	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
				主蒸気系 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ～主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用窒素供給配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
			主蒸気系 B21-F026A, C, F, H, L, N, R, T～主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用窒素供給配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。						

発電用原子炉施設の種類	設備区分		系統名	機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
							「7.3 設計・開発」の適用業務	「7.4 調達」の適用業務	
計測制御系統施設	制御用空気設備	—*	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	主配管	主蒸気系 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用窒素供給配管合流部～B21-F001A, C, F, H, L, N, R, T	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					高圧窒素ガス供給系 常用窒素ガス供給ライン 共通母管分岐部～常用窒素ガス供給ライン P54-F009 入口配管分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					高圧窒素ガス供給系 常用窒素ガス供給ライン P54-F009 入口配管分岐部～P54-F009	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					高圧窒素ガス供給系 P54-F009～P54-F010	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					高圧窒素ガス供給系 P54-F010～B21-F029A, B, C, D, E, F, G, H, J, K, L, M, N, P, R, S, T, U	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					高圧窒素ガス供給系 常用窒素ガス供給ライン 共通母管分岐部～P54-F027A	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					高圧窒素ガス供給系 P54-F027A～非常用窒素ガス供給系配管(A)分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					高圧窒素ガス供給系 非常用窒素ガス供給系配管(A)分岐部～P54-F024A	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					高圧窒素ガス供給系 P54-F024A～P54-F025A	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					高圧窒素ガス供給系 P54-F025A～B21-F026A, C, F, H	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					高圧窒素ガス供給系 常用窒素ガス供給ライン P54-F009 入口配管分岐部～P54-F027B	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					高圧窒素ガス供給系 P54-F027B～非常用窒素ガス供給系配管(B)分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					高圧窒素ガス供給系 非常用窒素ガス供給系配管(B)分岐部～P54-F024B	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					高圧窒素ガス供給系 P54-F024B～P54-F025B	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
高圧窒素ガス供給系 P54-F025B～B21-F026L, N, R, T	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。								

発電用原子炉施設の 種類	設備区分		系統名	機器区分	機器名称	品質管理 グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考	
							「7.3 設計・開発」 の適用業務	「7.4 調達」 の適用業務		
計測制御 系統施設	制御用空気 設備	—*	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	主配管	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 高压窒素ガスポンペ～高压窒素ガスポンペ接続口 (A) 及び高压窒素ガスポンペ接続口 (B)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
	発電用原子炉の運転を管理するための制御装置	—*	—*	制御方式	中央制御方式による常時監視並びに手動及び自動制御 (制御方式)					
				中央制御室機能及び中央制御室外原子炉停止機能	中央制御室機能					
					中央制御室外原子炉停止機能					

注記* : 「—」は、該当する系統が存在しない場合、又は実用炉規則別表第二を細分化した際に、該当する設備区分若しくは機器区分名称が存在しない場合を示す。

VI-1-10-6 設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画

放射性廃棄物の廃棄施設

1. 概要

本資料は、本文「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に基づく設計に係るプロセスの実績，工事及び検査に係るプロセスの計画について説明するものである。

2. 基本方針

柏崎刈羽原子力発電所第 6 号機における設計に係るプロセスとその実績について、「設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書」に示した設計の段階ごとに，組織内外の相互関係，進捗実績及び具体的な活動実績について説明する。

工事及び検査に関する計画として，組織内外の相互関係，進捗実績及び具体的な活動計画について説明する。

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレードと実績について説明する。

3. 設計及び工事に係るプロセスとその実績又は計画

「設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書」に基づき実施した，柏崎刈羽原子力発電所第 6 号機における設計の実績，工事及び検査の計画について、「設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書」の様式-1 により示す。

また，適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレードと実績について、「設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書」の様式-9 により示す。

設工認に係る設計の実績、工事及び検査の計画【放射性廃棄物の廃棄施設】

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2	組織内外の相互関係 ◎：主担当 ○：関連			インプット	アウトプット	他の記録類	
		本社	発電所	供給者				
設計	3.3.1	適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化	◎	—	—	・設置変更許可申請書 ・設置許可基準規則及びその解釈 ・技術基準規則及びその解釈	—	
	3.3.2	各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定	◎	—	—	・設置変更許可申請書 ・設置許可基準規則及びその解釈 ・安全設計審査指針 ・技術基準規則及びその解釈 ・技術基準を定める省令	・様式-2 ・品質管理の各段階における確認記録（設計の段階）	
	3.3.3 (1)	基本設計方針の作成（設計1）	◎	—	—	・様式-2 ・技術基準規則及びその解釈	・様式-3 ・様式-4	・品質管理の各段階における確認記録（設計の段階）
						・様式-2 ・様式-4 ・実用炉規則別表第二 ・技術基準規則及びその解釈	・様式-5-1	
						・設置変更許可申請書 ・設置許可基準規則及びその解釈 ・技術基準規則及びその解釈	・様式-6 ・様式-7	
・基本設計方針	・様式-5-2							
3.3.3 (2)	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）	◎	—	—	・様式-2 ・様式-5-1 ・様式-5-2 ・基本設計方針	・様式-8の「設工認設計結果（要目表／設計方針）」欄	・品質管理の各段階における確認記録（設計の段階）	

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2	組織内外の相互関係 ◎:主担当 ○:関連			インプット	アウトプット	他の記録類
		本社	発電所	供給者			
3	1. 共通的に適用される設計	「原子炉冷却系統施設」参照			「原子炉冷却系統施設」参照	「原子炉冷却系統施設」参照	「原子炉冷却系統施設」参照
	2. 放射性廃棄物の廃棄施設の設計	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 様式-2 基本設計方針 既工認 	<ul style="list-style-type: none"> 要目表 	—
	3. 放射性廃棄物の廃棄施設の兼用に関する設計						
	3.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 様式-2 様式-5-1 様式-5-2 基本設計方針 設置変更許可申請書 	<ul style="list-style-type: none"> 機能単位の系統図 設定根拠の「(概要)」部分 	—
	3.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 ① 気体、液体又は固体廃棄物処理設備 ・主排気筒 ② 堰その他の設備 ・廃棄物処理建屋1階トラック室出入口	◎	—	○	<ul style="list-style-type: none"> 設備図書 業務報告書 機能単位の系統図 設定根拠の「(概要)」部分 	<ul style="list-style-type: none"> 要目表 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 機器の配置を明示した図面 構造図 	<ul style="list-style-type: none"> 仕様書
4. 主排気筒の基礎に関する設計	◎	—	○	<ul style="list-style-type: none"> 基本設計方針 設備図書 業務報告書 「原子炉冷却系統施設」の様式-1 	<ul style="list-style-type: none"> 主排気筒の基礎に関する説明書 	<ul style="list-style-type: none"> 仕様書 解析実施状況調査チェックシート 	

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2	組織内外の相互関係 ◎:主担当 ○:関連			インプット	アウトプット	他の記録類
		本社	発電所	供給者			
					の「4. 地震による損傷防止に関する設計」で取りまとめた設計資料		
3.3.3 (3)	設計のアウトプットに対する検証	◎	—	—	・様式-2～様式-8	—	・品質管理の各段階における確認記録（設計の段階）
3.3.3 (4)	設工認申請書の作成	◎	○	—	・設計1 ・設計2 ・工事の方法	・設工認申請書案	・確認チェックシート
3.3.3 (5)	設工認申請書の承認	◎	○	—	・設工認申請書案	・設工認申請書	・原子力発電保安運営委員会議事録 ・原子力発電保安委員会議事録
工 事 及 び 検 査	3.4.1 設工認に基づく設備の具体的な設計の実施（設計3）	—	◎	○	・設計資料 ・業務報告書	・様式-8の「設備の具体的な設計結果」欄	・仕様書
	3.4.2 設備の具体的な設計に基づく工事の実施	—	◎	○	・仕様書 ・工事の方法	・工事記録	—
	3.5.2 使用前事業者検査の計画	—	◎	○	・様式-8の「設工認設計結果（要目表／設計方針）」欄及び「設備の具体的な設計結果」欄 ・工事の方法	・様式-8の「確認方法」欄	—
	3.5.3 検査計画の管理	—	◎	○	・使用前事業者検査工程表	・検査成績書	—
	3.5.4 主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業	—	◎	○	・溶接部詳細一覧表	・工事記録	—

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2	組織内外の相互関係 ◎:主担当 ○:関連			インプット	アウトプット	他の記録類
		本社	発電所	供給者			
	者検査の管理						
3.5.5	使用前事業者検査の実施	—	◎	○	・様式-8の「確認方法」欄 ・工事の方法	・検査要領書	—
		—	◎	○	・検査要領書	・検査記録	—
3.7.2	識別管理及びトレーサビリティ	—	◎	○	—	・検査記録	—

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）

発電用原子炉施設の種類の種類	設備区分	系統名		機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
							「7.3 設計・開発」の適用業務	「7.4 調達」の適用業務	
放射性廃棄物の廃棄施設	気体、液体又は固体廃棄物貯蔵設備	濃縮廃液系	—*	容器	濃縮廃液タンク（5号機設備、5,6,7号機共用）	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					濃縮廃液タンク（5,6,7号機共用）	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
	気体、液体又は固体廃棄物処理設備	気体廃棄物処理系	—*	熱交換器	気体廃棄物処理系排ガス復水器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					気体廃棄物処理系除湿冷却器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				容器	気体廃棄物処理系排ガス再結合物	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					気体廃棄物処理系活性炭式希ガスホールドアップ塔	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				主配管	気体廃棄物処理系 N21-F409, F410～気体廃棄物処理系排ガス予熱器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					気体廃棄物処理系 気体廃棄物処理系排ガス予熱器～気体廃棄物処理系排ガス再結合物	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					気体廃棄物処理系 気体廃棄物処理系排ガス再結合物～気体廃棄物処理系排ガス復水器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					気体廃棄物処理系 気体廃棄物処理系排ガス復水器～気体廃棄物処理系除湿冷却器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					気体廃棄物処理系 気体廃棄物処理系除湿冷却器～気体廃棄物処理系活性炭式希ガスホールドアップ塔	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					気体廃棄物処理系 気体廃棄物処理系活性炭式希ガスホールドアップ塔連絡管	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					気体廃棄物処理系 気体廃棄物処理系活性炭式希ガスホールドアップ塔～気体廃棄物処理系排ガスフィルタ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					気体廃棄物処理系 気体廃棄物処理系排ガスフィルタ～排ガスフィルタ出口配管分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名		機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
							「7.3 設計・開発」の適用業務	「7.4 調達」の適用業務	
放射性廃棄物の廃棄施設	気体、液体又は固体廃棄物処理設備	気体廃棄物処理系	—*	主配管	気体廃棄物処理系 排ガスフィルタ出口配管分岐部～気体廃棄物処理系排ガス抽出器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					気体廃棄物処理系 気体廃棄物処理系排ガス抽出器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					気体廃棄物処理系 気体廃棄物処理系排ガス抽出器～排ガスブロワ後置冷却器出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					気体廃棄物処理系 排ガスブロワ後置冷却器出口配管合流部～排気筒入口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					気体廃棄物処理系 排気筒入口配管合流部～排気筒	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					気体廃棄物処理系 排ガスフィルタ出口配管分岐部～気体廃棄物処理系排ガスブロワ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					気体廃棄物処理系 気体廃棄物処理系排ガスブロワ～気体廃棄物処理系排ガスブロワ後置冷却器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					気体廃棄物処理系 気体廃棄物処理系排ガスブロワ後置冷却器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					気体廃棄物処理系 気体廃棄物処理系排ガスブロワ後置冷却器～排ガスブロワ後置冷却器出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					気体廃棄物処理系 N33-F102A, B～排気筒入口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
		液体廃棄物処理系	放射性ドレン移送系	容器	原子炉建屋低電導度廃液サンプル	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					原子炉建屋高電導度廃液サンプル	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					廃棄物処理建屋低電導度廃液サンプル(6, 7号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				主要弁	K11-F003	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					K11-F004	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名		機器区分	機器名称	品質管理 グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
							「7.3 設計・開発」 の適用業務	「7.4 調達」 の適用業務	
放射性廃棄物の廃棄施設	気体、液体 又は固体廃 棄物処理設 備	液体廃棄物 処理系	放射性ドレン 移送系	主要弁	K11-F103	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					K11-F104	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				主配管	放射性ドレン移送系 ドライウエル低電導度廃液 サンプポンプ(A), (B)～K11-F003	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					放射性ドレン移送系 K11-F003～K11-F004	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					放射性ドレン移送系 K11-F004～ドライウエル低 電導度廃液サンプポンプ出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					放射性ドレン移送系 ドライウエル低電導度廃液 サンプポンプ出口配管合流部～原子炉建屋低電導 度廃液サンプポンプ(A), (C)出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					放射性ドレン移送系 原子炉建屋低電導度廃液サ ンプポンプ(A), (C)出口配管合流部～原子炉建屋低 電導度廃液サンプポンプ(B), (D)出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					放射性ドレン移送系 原子炉建屋低電導度廃液サ ンプポンプ(B), (D)出口配管合流部～放射性ドレン 移送系原子炉建屋貫通部(その1)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					放射性ドレン移送系 ドライウエル高電導度廃液 サンプポンプ(A), (B)～K11-F103	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					放射性ドレン移送系 K11-F103～K11-F104	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					放射性ドレン移送系 K11-F104～ドライウエル低 電導度廃液サンプポンプ出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					放射性ドレン移送系 原子炉建屋低電導度廃液サ ンプポンプ(A), (C)～原子炉建屋低電導度廃液サ ンプポンプ(A), (C)出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					放射性ドレン移送系 原子炉建屋低電導度廃液サ ンプポンプ(B), (D)～原子炉建屋低電導度廃液サ ンプポンプ(B), (D)出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名		機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
							「7.3 設計・開発」の適用業務	「7.4 調達」の適用業務	
放射性廃棄物の廃棄施設	気体、液体又は固体廃棄物処理設備	液体廃棄物処理系	放射性ドレン移送系	主配管	放射性ドレン移送系 原子炉建屋高電導度廃液サンプポンプ(A), (F)～原子炉建屋高電導度廃液サンプポンプ(D), (I) 出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					放射性ドレン移送系 原子炉建屋高電導度廃液サンプポンプ(D), (I) 出口配管合流部～原子炉建屋高電導度廃液サンプポンプ(C), (H) 出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					放射性ドレン移送系 原子炉建屋高電導度廃液サンプポンプ(C), (H) 出口配管合流部～原子炉建屋高電導度廃液サンプポンプ(B), (G), (E), (J) 出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					放射性ドレン移送系 原子炉建屋高電導度廃液サンプポンプ(B), (G), (E), (J) 出口配管合流部～放射性ドレン移送系原子炉建屋貫通部(その2)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					放射性ドレン移送系 原子炉建屋高電導度廃液サンプポンプ(D), (I)～原子炉建屋高電導度廃液サンプポンプ(D), (I) 出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					放射性ドレン移送系 原子炉建屋高電導度廃液サンプポンプ(C), (H)～原子炉建屋高電導度廃液サンプポンプ(C), (H) 出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					放射性ドレン移送系 原子炉建屋高電導度廃液サンプポンプ(E), (J)～原子炉建屋高電導度廃液サンプポンプ(B), (G) 出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					放射性ドレン移送系 原子炉建屋高電導度廃液サンプポンプ(B), (G) 出口配管合流部～原子炉建屋高電導度廃液サンプポンプ(B), (G), (E), (J) 出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					放射性ドレン移送系 原子炉建屋高電導度廃液サンプポンプ(B), (G)～原子炉建屋高電導度廃液サンプポンプ(B), (G) 出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					放射性ドレン移送系 タービン建屋高電導度廃液サンプポンプ(A), (C)～放射性ドレン移送系タービン建屋貫通部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			

発電用原子炉施設の 種類	設備区分	系統名		機器区分	機器名称	品質管理 グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
							「7.3 設計・開発」 の適用業務	「7.4 調達」 の適用業務	
放射性廃棄物の 廃棄施設	気体、液体 又は固体廃 棄物処理設 備	液体廃棄物 処理系	放射性ドレン 移送系	主配管	放射性ドレン移送系 タービン建屋高電導度廃液 サンプポンプ(B), (D)～タービン建屋高電導度廃液 サンプポンプ出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
					放射性ドレン移送系 タービン建屋低電導度廃液 サンプポンプ(A), (C)～タービン建屋低電導度廃液 サンプポンプ(B), (D)出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
					放射性ドレン移送系 タービン建屋低電導度廃液 サンプポンプ(B), (D)出口配管合流部～タービン建 屋低電導度廃液サンプポンプ出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
					放射性ドレン移送系 タービン建屋低電導度廃液 サンプポンプ(B), (D)～タービン建屋低電導度廃液 サンプポンプ(B), (D)出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
					放射性ドレン移送系 放射性ドレン移送系原子炉 建屋貫通部(その1)～低電導度廃液系収集槽入口 収集管	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
					放射性ドレン移送系 放射性ドレン移送系原子炉 建屋貫通部(その2)～タービン建屋高電導度廃液 サンプポンプ(A), (C)出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
					放射性ドレン移送系 タービン建屋高電導度廃液 サンプポンプ(A), (C)出口配管合流部～高電導度廃 液系収集タンク入口収集管(床ドレン廃液用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
					放射性ドレン移送系 放射性ドレン移送系タービ ン建屋貫通部～タービン建屋高電導度廃液サンプ ポンプ(A), (C)出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
					放射性ドレン移送系 圧力抑制室プール水サージ ポンプ室高電導度廃液サンプポンプ～高電導度廃 液系収集タンク入口収集管(床ドレン廃液用)(5号 機設備, 5, 6, 7号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
					放射性ドレン移送系 廃棄物処理建屋低電導度廃 液サンプポンプ～低電導度廃液系収集槽入口収集 管(6, 7号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
放射性ドレン移送系 廃棄物処理建屋高電導度廃 液サンプポンプ～高電導度廃液系収集タンク入口 収集管(化学廃液用)(6, 7号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。								

発電用原子炉施設の 種類	設備区分	系統名		機器区分	機器名称	品質管理 グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
							「7.3 設計・開発」 の適用業務	「7.4 調達」 の適用業務	
放射性廃棄物の 廃棄施設	気体、液体 又は固体廃 棄物処理設 備	液体廃棄物 処理系	放射性ドレン 移送系	主配管	放射性ドレン移送系 サービス建屋高電導度廃液 サンポンプ～高電導度廃液系収集タンク入口収 集管（化学廃液用）（6,7号機共用）	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
			低電導度廃液 系	主配管	低電導度廃液系 低電導度廃液系収集槽入口収集 管（6,7号機共用）	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
		低電導度廃液系 低電導度廃液系収集槽～低電導 度廃液系収集ポンプ（6,7号機共用）			既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。				
		低電導度廃液系 低電導度廃液系収集ポンプ～低 電導度廃液系通水ポンプ（6,7号機共用）			既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。				
		低電導度廃液系 低電導度廃液系通水ポンプ～低 電導度廃液系ろ過器（6,7号機共用）			既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。				
		低電導度廃液系 低電導度廃液系ろ過器～低電導 度廃液系脱塩塔（6,7号機共用）			既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。				
		低電導度廃液系 低電導度廃液系ろ過器～K21- F105（6,7号機共用）			既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。				
		低電導度廃液系 低電導度廃液系脱塩塔～低電導 度廃液系サンプル槽（6,7号機共用）			既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。				
		低電導度廃液系 低電導度廃液系脱塩塔～K21- F202（6,7号機共用）			既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。				
		低電導度廃液系 低電導度廃液系サンプル槽～低 電導度廃液系サンプルポンプ（6,7号機共用）			既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。				
		低電導度廃液系 低電導度廃液系サンプルポンプ ～低電導度廃液系サンプルポンプ出口配管合流部 （6,7号機共用）			既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。				
		低電導度廃液系 低電導度廃液系サンプルポンプ 出口配管合流部～低電導度廃液系サンプルポンプ 出口配管分岐部（6,7号機共用）			既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。				
		低電導度廃液系 低電導度廃液系サンプルポンプ 出口配管分岐部～低電導度廃液系（6,7号機共用）	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。						
低電導度廃液系 K13-F145～低電導度廃液系サン プルポンプ出口配管合流部（6,7号機共用）	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。								

発電用原子炉施設の種類の種類	設備区分	系統名		機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
							「7.3 設計・開発」の適用業務	「7.4 調達」の適用業務	
放射性廃棄物の廃棄施設	気体、液体又は固体廃棄物処理設備	低電導度廃液系	主配管	低電導度廃液系 低電導度廃液系サンプルポンプ出口配管分岐部～P13-F024 (6,7号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				熱交換器	高電導度廃液系濃縮装置加熱器 (5号機設備, 5,6,7号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
		高電導度廃液系濃縮装置加熱器 (5,6,7号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。						
		容器	高電導度廃液系収集タンク (5号機設備, 5,6,7号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
			高電導度廃液系収集タンク (5,6,7号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
		高電導度廃液系	主配管	高電導度廃液系 高電導度廃液系収集タンク入口収集管 (床ドレン廃液用) (5号機設備, 5,6,7号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				高電導度廃液系 高電導度廃液系収集タンク入口収集管 (化学廃液用) (5号機設備, 5,6,7号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				高電導度廃液系 配管取合点 (廃棄物処理建屋高電導度廃液系, 5号機高電導度廃液系) (その2) ～高電導度廃液系収集タンク入口収集管 (化学廃液用) (5号機設備, 5,6,7号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				高電導度廃液系 高電導度廃液系収集タンク～高電導度廃液系収集ポンプ (5号機設備, 5,6,7号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				高電導度廃液系 高電導度廃液系濃縮装置蒸発缶～高電導度廃液系濃縮装置蒸発缶出口配管合流部 (5号機設備, 5,6,7号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				高電導度廃液系 高電導度廃液系濃縮装置蒸発缶出口配管合流部～高電導度廃液系濃縮装置循環ポンプ (5号機設備, 5,6,7号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				高電導度廃液系 高電導度廃液系収集ポンプ～高電導度廃液系収集ポンプ出口配管合流部 (5号機設備, 5,6,7号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名		機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
							「7.3 設計・開発」の適用業務	「7.4 調達」の適用業務	
放射性廃棄物の廃棄施設	気体、液体又は固体廃棄物処理設備	液体廃棄物処理系	高電導度廃液系	主配管	高電導度廃液系 高電導度廃液系収集ポンプ出口配管合流部～高電導度廃液系濃縮装置蒸発缶出口配管合流部 (5号機設備, 5, 6, 7号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					高電導度廃液系 高電導度廃液系濃縮装置循環ポンプ～高電導度廃液系濃縮装置加熱器(5号機設備, 5, 6, 7号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					高電導度廃液系 高電導度廃液系収集ポンプ出口配管合流部～K13-F190A, B (5号機設備, 5, 6, 7号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					高電導度廃液系 高電導度廃液系濃縮装置蒸発缶～高電導度廃液系濃縮装置デミスタ (5号機設備, 5, 6, 7号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					高電導度廃液系 高電導度廃液系濃縮装置デミスタ～高電導度廃液系濃縮装置復水器 (5号機設備, 5, 6, 7号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					高電導度廃液系 高電導度廃液系濃縮装置復水器～高電導度廃液系蒸留水タンク (5号機設備, 5, 6, 7号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					高電導度廃液系 高電導度廃液系蒸留水タンク～高電導度廃液系蒸留水ポンプ(5号機設備, 5, 6, 7号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					高電導度廃液系 高電導度廃液系蒸留水ポンプ～高電導度廃液系蒸留水ポンプ出口配管合流部 (5号機設備, 5, 6, 7号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					高電導度廃液系 高電導度廃液系蒸留水ポンプ出口配管合流部～高電導度廃液系脱塩塔(5号機設備, 5, 6, 7号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					高電導度廃液系 高電導度廃液系脱塩塔～高電導度廃液系脱塩塔出口配管分岐部 (5号機設備, 5, 6, 7号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
高電導度廃液系 高電導度廃液系脱塩塔出口配管分岐部～高電導度廃液系サンプル槽 (5号機設備, 5, 6, 7号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。								

発電用原子炉施設の種類の種類	設備区分	系統名		機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
							「7.3 設計・開発」の適用業務	「7.4 調達」の適用業務	
放射性廃棄物の廃棄施設	気体、液体又は固体廃棄物処理設備	液体廃棄物処理系	高電導度廃液系	主配管	高電導度廃液系 高電導度廃液系脱塩塔出口配管分岐部～高電導度廃液系蒸留水ポンプ出口配管合流部 (5号機設備, 5, 6, 7号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					高電導度廃液系 高電導度廃液系脱塩塔～高電導度廃液系 (5号機設備, 5, 6, 7号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					高電導度廃液系 高電導度廃液系サンプル槽～高電導度廃液系サンプルポンプ (5号機設備, 5, 6, 7号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					高電導度廃液系 高電導度廃液系サンプルポンプ～高電導度廃液系サンプルポンプ出口配管分岐部 (5号機設備, 5, 6, 7号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					高電導度廃液系 高電導度廃液系サンプルポンプ出口配管分岐部～高電導度廃液系貯留槽入口配管分岐部 (5号機設備, 5, 6, 7号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					高電導度廃液系 高電導度廃液系貯留槽入口配管分岐部～K13-F072A, B (5号機設備, 5, 6, 7号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					高電導度廃液系 高電導度廃液系貯留槽入口配管分岐部～配管取合点 (5号機高電導度廃液系, 廃棄物処理建屋高電導度廃液系) (その1) (5号機設備, 5, 6, 7号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					高電導度廃液系 高電導度廃液系サンプルポンプ出口配管分岐部～K12-F058 出口配管合流部 (5号機設備, 5, 6, 7号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					高電導度廃液系 K13-F024～高電導度廃液系収集タンク (5, 6, 7号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					高電導度廃液系 高電導度廃液系収集タンク入口収集管 (化学廃液用) (5, 6, 7号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					高電導度廃液系 高電導度廃液系収集タンク～高電導度廃液系収集ポンプ (5, 6, 7号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
高電導度廃液系 高電導度廃液系濃縮装置蒸発缶～高電導度廃液系濃縮装置蒸発缶出口配管合流部 (5, 6, 7号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。								

発電用原子炉施設の種類の種類	設備区分	系統名		機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
							「7.3 設計・開発」の適用業務	「7.4 調達」の適用業務	
放射性廃棄物の廃棄施設	気体、液体又は固体廃棄物処理設備	液体廃棄物処理系	高電導度廃液系	主配管	高電導度廃液系 高電導度廃液系濃縮装置蒸発缶出口配管合流部～高電導度廃液系濃縮装置循環ポンプ (5, 6, 7 号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					高電導度廃液系 高電導度廃液系収集ポンプ～高電導度廃液系収集ポンプ出口配管分岐部 (5, 6, 7 号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					高電導度廃液系 高電導度廃液系収集ポンプ出口配管分岐部～濃縮廃液タンク入口配管分岐部 (5, 6, 7 号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					高電導度廃液系 濃縮廃液タンク入口配管分岐部～高電導度廃液系濃縮装置蒸発缶出口配管合流部 (5, 6, 7 号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					高電導度廃液系 高電導度廃液系収集ポンプ出口配管分岐部～配管取合点 (廃棄物処理建屋高電導度廃液系, 5 号機高電導度廃液系) (その 2) (5, 6, 7 号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					高電導度廃液系 高電導度廃液系濃縮装置循環ポンプ～高電導度廃液系濃縮装置加熱器 (5, 6, 7 号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					高電導度廃液系 濃縮廃液タンク入口配管分岐部～K13-F058 (5, 6, 7 号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					高電導度廃液系 高電導度廃液系濃縮装置蒸発缶～高電導度廃液系濃縮装置復水器 (5, 6, 7 号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					高電導度廃液系 高電導度廃液系濃縮装置復水器～高電導度廃液系蒸留水タンク (5, 6, 7 号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					高電導度廃液系 高電導度廃液系蒸留水タンク～高電導度廃液系蒸留水ポンプ (5, 6, 7 号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					高電導度廃液系 高電導度廃液系蒸留水ポンプ～高電導度廃液系脱塩塔 (5, 6, 7 号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					高電導度廃液系 高電導度廃液系脱塩塔～高電導度廃液系サンプル槽 (5, 6, 7 号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
高電導度廃液系 高電導度廃液系脱塩塔～低電導度廃液系高電導度廃液配管合流部 (5, 6, 7 号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。								

発電用原子炉施設の 種類	設備区分	系統名		機器区分	機器名称	品質管理 グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
							「7.3 設計・開発」 の適用業務	「7.4 調達」 の適用業務	
放射性 廃棄物 の 廃棄 施設	気体、液体 又は固体廃 棄物処理設 備	液体廃棄物 処理系	高電導度廃液 系	主配管	高電導度廃液系 高電導度廃液系サンプル槽～高 電導度廃液系サンプルポンプ (5, 6, 7 号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
					高電導度廃液系 高電導度廃液系サンプルポン プ～高電導度廃液系サンプルポンプ出口配管分岐部 (5, 6, 7 号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
					高電導度廃液系 高電導度廃液系サンプルポン プ出口配管分岐部～5号機高電導度廃液系貯留槽入口 配管合流部 (5, 6, 7 号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
					高電導度廃液系 5号機高電導度廃液系貯留槽入口 配管合流部～K13-F145 (5, 6, 7 号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
					高電導度廃液系 高電導度廃液系サンプルポン プ出口配管分岐部～K13-F120 (5, 6, 7 号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
					高電導度廃液系 配管取合点 (5号機高電導度廃液 系、廃棄物処理建屋高電導度廃液系) (その1)～5 号機高電導度廃液系貯留槽入口配管合流部 (5, 6, 7 号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
		圧力抑制室プ ール水排水系	主配管	圧力抑制室プール水排水系 圧力抑制室プール水 サージタンク室入口～圧力抑制室プール水サージ ポンプ出口配管合流部 (5号機設備, 5, 6, 7号機共 用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。				
				圧力抑制室プール水排水系 圧力抑制室プール水 サージポンプ出口配管合流部～圧力抑制室プール 水サージタンク (5号機設備, 5, 6, 7号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。				
				圧力抑制室プール水排水系 圧力抑制室プール水 サージタンク～圧力抑制室プール水サージポン プ (5号機設備, 5, 6, 7号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。				
				圧力抑制室プール水排水系 圧力抑制室プール水 サージポンプ～圧力抑制室プール水サージポン プ出口配管合流部 (5号機設備, 5, 6, 7号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。				
				圧力抑制室プール水排水系 E11-F047～圧力抑制 室プール水サージタンク室入口配管合流部 (5号機 設備, 5, 6, 7号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。				

発電用原子炉施設の 種類	設備区分	系統名		機器区分	機器名称	品質管理 グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考	
							「7.3 設計・開発」 の適用業務	「7.4 調達」 の適用業務		
放射性 廃棄物 の 廃棄 施設	気体、液体 又は固体廃 棄物処理設 備	液体廃棄物 処理系	圧力抑制室プ ール水排水系	主配管	圧力抑制室プール水排水系 圧力抑制室プール水サージタンク室入口配管合流部～圧力抑制室プール水サージタンク室入口 (5号機設備, 5, 6, 7号機共用)	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。				
					圧力抑制室プール水排水系 配管取合点 (6号機圧力抑制室プール水排水系, 5号機圧力抑制室プール水排水系)～圧力抑制室プール水サージタンク室入口配管合流部 (5号機設備, 5, 6, 7号機共用)	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。				
					圧力抑制室プール水排水系 U49-F061～U49-F062 入口配管分岐部 (6, 7号機共用)	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。				
					圧力抑制室プール水排水系 U49-F062 入口配管分岐部～配管取合点 (6号機圧力抑制室プール水排水系, 5号機圧力抑制室プール水排水系) (6, 7号機共用)	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。				
					圧力抑制室プール水排水系 U49-F072～U49-F062 入口配管分岐部 (6, 7号機共用)	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。				
		固体廃棄物 処理系	廃スラッジ系	主配管	容器	焼却炉建屋廃スラッジタンク (5号機設備, 5, 6, 7号機共用)	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。			
					主配管	廃スラッジ系 原子炉冷却材浄化系逆洗水受タンク～原子炉冷却材浄化系逆洗水移送ポンプ	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。			
						廃スラッジ系 原子炉冷却材浄化系逆洗水移送ポンプ～廃スラッジ系原子炉建屋貫通部	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。			
						廃スラッジ系 復水浄化系逆洗水受タンク～復水浄化系逆洗水移送ポンプ	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。			
						廃スラッジ系 復水浄化系逆洗水移送ポンプ～廃スラッジ系タービン建屋貫通部	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。			
						廃スラッジ系 廃スラッジ系受ポンプ～K21-F220A, B (5号機設備, 5, 6, 7号機共用)	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。			
						廃スラッジ系 K21-F220A, B～乾燥機給液タンク (5号機設備, 5, 6, 7号機共用)	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。			
						廃スラッジ系 K21-F220A, B～K21-F223A, B (5号機設備, 5, 6, 7号機共用)	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。			

発電用原子炉施設の 種類	設備区分	系統名		機器区分	機器名称	品質管理 グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
							「7.3 設計・開発」 の適用業務	「7.4 調達」 の適用業務	
放射性 廃棄物 の 廃棄 施設	気体、液体 又は固体廃 棄物処理設 備	固体廃棄物 処理系	廃スラッジ系	主配管	廃スラッジ系 K21-F223A, B～配管取合点 (5号機 廃スラッジ系, 焼却炉建屋廃スラッジ系) (5号機設 備, 5, 6, 7号機共用)	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき 実施している。			
					廃スラッジ系 配管取合点 (廃棄物処理建屋廃スラ ッジ系, 5号機廃スラッジ系) ~K21-F223A, B (5号 機設備, 5, 6, 7号機共用)	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき 実施している。			
					廃スラッジ系 配管取合点 (5号機廃スラッジ系, 焼却炉建屋廃スラッジ系) ~K21-F401A, B (5号機設 備, 5, 6, 7号機共用)	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき 実施している。			
					廃スラッジ系 K21-F401A, B～焼却炉建屋廃スラッ ジタンク (5号機設備, 5, 6, 7号機共用)	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき 実施している。			
					廃スラッジ系 焼却炉建屋廃スラッジタンク～焼 却炉建屋廃スラッジタンク出口配管合流部 (5号機 設備, 5, 6, 7号機共用)	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき 実施している。			
					廃スラッジ系 焼却炉建屋廃スラッジタンク出口 配管合流部～焼却炉建屋廃スラッジポンプ (5号機 設備, 5, 6, 7号機共用)	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき 実施している。			
					廃スラッジ系 焼却炉建屋廃スラッジポンプ～焼 却炉建屋廃スラッジポンプ出口配管分岐部 (5号機 設備, 5, 6, 7号機共用)	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき 実施している。			
					廃スラッジ系 焼却炉建屋廃スラッジポンプ出口 配管分岐部～焼却炉建屋廃スラッジ供給ポンプ (5 号機設備, 5, 6, 7号機共用)	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき 実施している。			
					廃スラッジ系 焼却炉建屋廃スラッジ供給ポンプ ～雑固体系焼却炉 (5号機設備, 5, 6, 7号機共用)	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき 実施している。			
					廃スラッジ系 K21-F401A, B～焼却炉建屋廃スラッ ジポンプ出口配管分岐部 (5号機設備, 5, 6, 7号機 共用)	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき 実施している。			
					廃スラッジ系 焼却炉建屋廃スラッジタンクデカ ント部～焼却炉建屋廃スラッジタンク出口配管合 流部 (5号機設備, 5, 6, 7号機共用)	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき 実施している。			
廃スラッジ系 廃スラッジ系原子炉建屋貫通部～ 原子炉冷却材浄化系粉末樹脂沈降分離槽 (6, 7号機 共用)	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき 実施している。								

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名		機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
							「7.3 設計・開発」の適用業務	「7.4 調達」の適用業務	
放射性廃棄物の廃棄施設	気体、液体又は固体廃棄物処理設備	固体廃棄物処理系	廃スラッジ系	主配管	廃スラッジ系 廃スラッジ系タービン建屋貫通部～原子炉冷却材浄化系粉末樹脂沈降分離槽 (6,7号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					廃スラッジ系 K21-F171～原子炉冷却材浄化系粉末樹脂沈降分離槽 (6,7号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					廃スラッジ系 K21-F173～原子炉冷却材浄化系粉末樹脂沈降分離槽 (6,7号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					廃スラッジ系 K21-F105～原子炉冷却材浄化系粉末樹脂沈降分離槽 (6,7号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					廃スラッジ系 原子炉冷却材浄化系粉末樹脂沈降分離槽～原子炉冷却材浄化系粉末樹脂沈降分離槽デカントポンプ (6,7号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					廃スラッジ系 原子炉冷却材浄化系粉末樹脂沈降分離槽デカントポンプ～原子炉冷却材浄化系粉末樹脂沈降分離槽デカントポンプ出口配管合流部 (6,7号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					廃スラッジ系 K21-F202～使用済樹脂槽 (6,7号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					廃スラッジ系 K21-F201～使用済樹脂槽 (6,7号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					廃スラッジ系 使用済樹脂槽～使用済樹脂槽デカントポンプ (6,7号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					廃スラッジ系 使用済樹脂槽デカントポンプ～低電導度廃液系収集槽入口収集管 (6,7号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					廃スラッジ系 原子炉冷却材浄化系粉末樹脂沈降分離槽～スラッジ移送ポンプ入口配管合流部 (6,7号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					廃スラッジ系 スラッジ移送ポンプ入口配管合流部～スラッジ移送ポンプ (6,7号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					廃スラッジ系 使用済樹脂槽～スラッジ移送ポンプ入口配管合流部 (6,7号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			

発電用原子炉施設の 種類	設備区分	系統名		機器区分	機器名称	品質管理 グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考	
							「7.3 設計・開発」 の適用業務	「7.4 調達」 の適用業務		
放射性 廃棄物 の 廃棄 施設	気体、液体 又は固体廃 棄物処理設 備	固体廃棄物 処理系	廃スラッジ系	主配管	廃スラッジ系 スラッジ移送ポンプ～スラッジ移 送ポンプ出口配管分岐部 (6,7号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。				
					廃スラッジ系 スラッジ移送ポンプ出口配管分岐 部～配管取合点 (廃棄物処理建屋廃スラッジ系, 5 号機廃スラッジ系) (6,7号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。				
					廃スラッジ系 スラッジ移送ポンプ出口配管分岐 部～原子炉冷却材浄化系粉末樹脂沈降分離槽デカ ントポンプ出口配管合流部 (6,7号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。				
					廃スラッジ系 原子炉冷却材浄化系粉末樹脂沈降 分離槽デカントポンプ出口配管合流部～低電導度 廃液系収集槽入口収集管 (6,7号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。				
		濃縮廃液系	主配管	濃縮廃液系 K13-F190A,B～濃縮廃液タンク (5号 機設備, 5,6,7号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。					
				濃縮廃液系 濃縮廃液タンク～濃縮廃液ポンプ (5 号機設備, 5,6,7号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。					
				濃縮廃液系 濃縮廃液ポンプ～乾燥機給液タンク (5号機設備, 5,6,7号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。					
				濃縮廃液系 配管取合点 (廃棄物処理建屋濃縮廃液 系, 5号機固化系)～乾燥機給液タンク (5号機設 備, 5,6,7号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。					
				濃縮廃液系 K13-F058～濃縮廃液タンク (5,6,7号 機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。					
				濃縮廃液系 濃縮廃液タンク～濃縮廃液ポンプ (5,6,7号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。					
				濃縮廃液系 濃縮廃液ポンプ～配管取合点 (廃棄物 処理建屋濃縮廃液系, 5号機固化系) (5,6,7号機共 用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。					
		—*	—*	排気筒	主排気筒	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。				

発電用原子炉施設の種類の種類	設備区分	系統名		機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
							「7.3 設計・開発」の適用業務	「7.4 調達」の適用業務	
放射性廃棄物の廃棄施設	堰その他の設備	—*	—*	原子炉格納容器本体外に設置される流体状の放射性廃棄物を内包する容器からの流体状の放射性廃棄物の施設外への漏えいを防止するために施設する堰	廃棄物処理建屋1階トラック室出入口(5,6,7号機共用)		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		

注記*：「—」は、該当する系統が存在しない場合を示す。

VI-1-10-7 設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画

放射線管理施設

1. 概要

本資料は、本文「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に基づく設計に係るプロセスの実績、工事及び検査に係るプロセスの計画について説明するものである。

2. 基本方針

柏崎刈羽原子力発電所第 6 号機における設計に係るプロセスとその実績について、「設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書」に示した設計の段階ごとに、組織内外の相互関係、進捗実績及び具体的な活動実績について説明する。

工事及び検査に関する計画として、組織内外の相互関係、進捗実績及び具体的な活動計画について説明する。

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレードと実績について説明する。

3. 設計及び工事に係るプロセスとその実績又は計画

「設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書」に基づき実施した、柏崎刈羽原子力発電所第 6 号機における設計の実績、工事及び検査の計画について、「設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書」の様式-1 により示す。

また、適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレードと実績について、「設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書」の様式-9 により示す。

設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画【放射線管理施設】

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2	組織内外の相互関係 ◎：主担当 ○：関連			インプット	アウトプット	他の記録類	
		本社	発電所	供給者				
設計	3.3.1	適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化	◎	—	—	・設置変更許可申請書 ・設置許可基準規則及びその解釈 ・技術基準規則及びその解釈	—	
	3.3.2	各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定	◎	—	—	・設置変更許可申請書 ・設置許可基準規則及びその解釈 ・安全設計審査指針 ・技術基準規則及びその解釈 ・技術基準を定める省令	・様式-2 ・品質管理の各段階における確認記録（設計の段階）	
	3.3.3 (1)	基本設計方針の作成（設計1）	◎	—	—	・様式-2 ・技術基準規則及びその解釈	・様式-3 ・様式-4	・品質管理の各段階における確認記録（設計の段階）
						・様式-2 ・様式-4 ・実用炉規則別表第二 ・技術基準規則及びその解釈	・様式-5-1	
						・設置変更許可申請書 ・設置許可基準規則及びその解釈 ・技術基準規則及びその解釈	・様式-6 ・様式-7	
・基本設計方針	・様式-5-2							
3.3.3 (2)	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）	◎	—	—	・様式-2 ・様式-5-1 ・様式-5-2 ・基本設計方針	・様式-8の「設工認設計結果（要目表／設計方針）」欄	・品質管理の各段階における確認記録（設計の段階）	

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2	組織内外の相互関係 ◎:主担当 ○:関連			インプット	アウトプット	他の記録類
		本社	発電所	供給者			
	1. 共通的に適用される設計	「原子炉冷却系統施設」参照			「原子炉冷却系統施設」参照	「原子炉冷却系統施設」参照	「原子炉冷却系統施設」参照
	2. プロセスモニタリング設備に関する設計						
	2.1 原子炉格納容器本体内の放射性物質濃度を計測する装置						
	2.1.1 格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W, S/C)	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 基本設計方針 設備図書 既工認 	<ul style="list-style-type: none"> 要目表 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 放射線管理用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 放射線管理用計測装置の検出器の取付箇所を明示した図面 放射線管理用計測装置の系統図 	—
	2.2 放射性物質により汚染するおそれがある管理区域から環境に放出する排水中又は排気中の放射性物質濃度を測定する装置						
	2.2.1 燃料取替エリア排気放射線モニタ	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 基本設計方針 設備図書 「非常用電源設備」の様式-1の「2.1 非常用発電装置」において設計した結果 	<ul style="list-style-type: none"> 放射線管理用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 	—
	2.2.2 原子炉区域換気空調系排気放射線モニタ	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 基本設計方針 設備図書 「非常用電源設備」の様式-1の「2.1 非常用発電装置」におい 	<ul style="list-style-type: none"> 放射線管理用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 	—

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2			組織内外の相互関係 ◎:主担当 ○:関連			インプット	アウトプット	他の記録類
				本社	発電所	供給者			
							て設計した結果		
				◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 基本設計方針 設備図書 設置変更許可時の設計資料 「非常用電源設備」の様式-1の「2.1 非常用発電装置」及び「2.2 直流電源設備及び計測制御用電源設備」において設計した結果 	<ul style="list-style-type: none"> 要目表 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 放射線管理用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 原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書 放射線管理用計測装置の検出器の取付箇所を明示した図面 放射線管理用計測装置の系統図 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書 	—
				◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 基本設計方針 設備図書 設置変更許可時の設計資料 「非常用電源設備」の様式-1の「2.1 非常用発電装置」及び「2.2 直流電源設備及び計測制御用電源設備」において設計した結果 	<ul style="list-style-type: none"> 要目表 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 放射線管理用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 原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書 放射線管理用計測装置の検出器の取付箇所を明示した図面 	—

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2		組織内外の相互関係 ◎:主担当 ○:関連			インプット	アウトプット	他の記録類
			本社	発電所	供給者			
5							・放射線管理用計測装置の系統図	
	3. エリアモニタリング設備に関する設計							
	3.1 緊急時対策所の線量当量率を計測する装置の設計							
	3.1.1	可搬型エリアモニタ	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 基本設計方針 設備図書 	<ul style="list-style-type: none"> 要目表 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 放射線管理用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 放射線管理用計測装置の検出器の取付箇所を明示した図面 	—
	3.1.2	可搬型モニタリングポスト	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 基本設計方針 設置変更許可時の設計資料 	<ul style="list-style-type: none"> 要目表 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 放射線管理用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 放射線管理用計測装置の検出器の取付箇所を明示した図面 	—
3.2 使用済燃料貯蔵槽エリアの線量当量率を計測する装置								
3.2.1	燃料貯蔵プールエリア 放射線モニタ	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 基本設計方針 設備図書 「非常用電源設備」の様式-1の 	<ul style="list-style-type: none"> 放射線管理用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 	—	

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2		組織内外の相互関係 ◎:主担当 ○:関連			インプット	アウトプット	他の記録類
			本社	発電所	供給者			
6						「2.1 非常用発電装置」において設計した結果		
			3.2.2 使用済燃料貯蔵プール 放射線モニタ（低レンジ，高レンジ）	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 基本設計方針 設備図書 設置変更許可時の設計資料 「非常用電源設備」の様式-1の「2.1 非常用発電装置」及び「2.2 直流電源設備及び計測制御用電源設備」において設計した結果 	<ul style="list-style-type: none"> 要目表 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 放射線管理用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 放射線管理用計測装置の検出器の取付箇所を明示した図面
		4. 固定式周辺モニタリング設備に関する設計	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 基本設計方針 設置変更許可時の設計資料 既工認 「非常用電源設備」の様式-1の「2.1 非常用発電装置」において設計した結果 	<ul style="list-style-type: none"> 要目表 放射線管理用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 	—
		5. 移動式周辺モニタリング設備に関する設計						
		5.1 可搬型モニタリングポスト	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 基本設計方針 設置変更許可時の設計資料 	<ul style="list-style-type: none"> 要目表 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 放射線管理用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 	—

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2		組織内外の相互関係 ◎:主担当 ○:関連			インプット	アウトプット	他の記録類
			本社	発電所	供給者			
7						・放射線管理用計測装置の検出器の取付箇所を明示した図面		
		5.2 可搬型放射線計測装置	◎	—	—	・基本設計方針 ・設備図書	・要目表 ・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 ・放射線管理用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 ・放射線管理用計測装置の検出器の取付箇所を明示した図面	—
		6. 放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録の保存に関する設計	◎	—	—	・基本設計方針 ・設備図書 ・既工認	・放射線管理用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	—
		7. 重大事故等時の気象観測に関する設計	◎	—	—	・基本設計方針 ・設置変更許可時の設計資料	・放射線管理用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 ・環境測定装置（放射線管理用計測装置に係るものを除く。）の取付箇所を明示した図面	—
		8. 出入管理設備に関する設計	◎	—	—	・基本設計方針 ・設置変更許可時の設計資料	・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	—
		9. 可搬型放射能測定装置及び環境試料分析装置に関する設計	◎	—	—	・基本設計方針 ・設備図書	・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	—

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2	組織内外の相互関係 ◎:主担当 ○:関連			インプット	アウトプット	他の記録類	
		本社	発電所	供給者				
		10. 中央制御室及び緊急時対策所の居住性に関する設計						
	10.1 中央制御室	◎	—	○	<ul style="list-style-type: none"> 基本設計方針 設備図書 設置変更許可時の設計資料 既工認 原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規） 実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈 評価上参考となる公的規格 業務報告書 「計測制御系統施設」の様式-1の「11. 中央制御室の機能の設計」において設計した結果 「非常用電源設備」の様式-1の「2.1 非常用発電装置」において設計した結果 解析に必要な情報（発電所で収集している当社が所有する気象デ 	<ul style="list-style-type: none"> 要目表 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 中央制御室の居住性に関する説明書 原子炉格納容器の設計条件に関する説明書 中央制御室の生体遮蔽装置の放射線の遮蔽及び熱除去についての計算書 放射線管理施設に係る機器（放射線管理用計測装置を除く。）の配置を明示した図面 放射線管理施設に係る機器（放射線管理用計測装置を除く。）の系統図 構造図 	<ul style="list-style-type: none"> 仕様書 解析実施状況調査チェックシート 	

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2	組織内外の相互関係 ◎:主担当 ○:関連			インプット	アウトプット	他の記録類
		本社	発電所	供給者			
					ータ，試験結果を踏まえ設定した中央制御室内への空気流入率，運転員の交代要員体制及びマスクの着用並びに評価点の位置及び滞在時間)		
	10.2 緊急時対策所	◎	—	○	<ul style="list-style-type: none"> 基本設計方針 設備図書 設置変更許可申請書 設置変更許可時の設計資料 「緊急時対策所」の様式-1の「2.1 設置場所等に関する設計」において設計した結果 「緊急時対策所」の様式-1の「3.1 居住性の確保に関する設計」において定めた防護措置 業務報告書 	<ul style="list-style-type: none"> 要目表 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 緊急時対策所の居住性に関する説明書 緊急時対策所の生体遮蔽装置の放射線の遮蔽及び熱除去についての計算書 放射線管理施設に係る機器（放射線管理用計測装置を除く。）の配置を明示した図面 放射線管理施設に係る機器（放射線管理用計測装置を除く。）の系統図 構造図 	<ul style="list-style-type: none"> 仕様書
	11. 中央制御室待避室に関する設計	◎	—	○	<ul style="list-style-type: none"> 基本設計方針 設備図書 設置変更許可申請書 設置変更許可時の設計資料 	<ul style="list-style-type: none"> 要目表 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 中央制御室の居住性に関する説明 	<ul style="list-style-type: none"> 仕様書

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2	組織内外の相互関係 ◎:主担当 ○:関連			インプット	アウトプット	他の記録類
		本社	発電所	供給者			
					・業務報告書	書 ・放射線管理施設に係る機器（放射線管理用計測装置を除く。）の配置を明示した図面 ・放射線管理施設に係る機器（放射線管理用計測装置を除く。）の系統図 ・構造図	
	12. 原子力発電所内の線量当量率に関する設計	◎	—	—	・基本設計方針 ・設備図書 ・既工認	・人が常時勤務し、又は頻繁に出入する工場又は事業所内の場所における線量に関する説明書	—
	13. 設備共用の設計	「原子炉冷却系統施設」参照			「原子炉冷却系統施設」参照	「原子炉冷却系統施設」参照	「原子炉冷却系統施設」参照
3.3.3 (3)	設計のアウトプットに対する検証	◎	—	—	・様式-2～様式-8	—	・品質管理の各段階における確認記録（設計の段階）
3.3.3 (4)	設工認申請書の作成	◎	○	—	・設計1 ・設計2 ・工事の方法	・設工認申請書案	・確認チェックシート
3.3.3 (5)	設工認申請書の承認	◎	○	—	・設工認申請書案	・設工認申請書	・原子力発電保安運営委員会議事録 ・原子力発電保安委員会議事録

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2	組織内外の相互関係 ◎:主担当 ○:関連			インプット	アウトプット	他の記録類	
		本社	発電所	供給者				
工 事 及 び 検 査	3.4.1	設工認に基づく設備の具体的な設計の実施（設計3）	—	◎	○	・設計資料 ・業務報告書	・様式-8の「設備の具体的な設計結果」欄	・仕様書
	3.4.2	設備の具体的な設計に基づく工事の実施	—	◎	○	・仕様書 ・工事の方法	・工事記録	—
	3.5.2	使用前事業者検査の計画	—	◎	○	・様式-8の「設工認設計結果（要目表/設計方針）」欄及び「設備の具体的な設計結果」欄 ・工事の方法	・様式-8の「確認方法」欄	—
	3.5.3	検査計画の管理	—	◎	○	・使用前事業者検査工程表	・検査成績書	—
	3.5.4	主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理	—	◎	○	・溶接部詳細一覧表	・工事記録	—
	3.5.5	使用前事業者検査の実施	—	◎	○	・様式-8の「確認方法」欄 ・工事の方法	・検査要領書	—
			—	◎	○	・検査要領書	・検査記録	—
3.7.2	識別管理及びトレーサビリティ	—	◎	○	—	・検査記録	—	

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）

発電用原子炉施設の種類の種類	設備区分		系統名		機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
								「7.3 設計・開発」の適用業務	「7.4 調達」の適用業務	
放射線管理施設	放射線管理用計測装置	プロセスモニタリング設備	—*	—*	主蒸気管中の放射性物質濃度を計測する装置	主蒸気管放射線モニタ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					原子炉格納容器本体内の放射性物質濃度を計測する装置	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
						格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					放射性物質により汚染するおそれがある管理区域から環境に放出する排水中又は排気中の放射性物質濃度を計測する装置	燃料取替エリア排気放射線モニタ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
						原子炉区域換気空調系排気放射線モニタ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
						気体廃棄物処理系設備エリア排気放射線モニタ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
						フィルタ装置出口放射線モニタ	I	○	○	
		耐圧強化ベント系放射線モニタ	I	○	○	調達内容の相違により、複数の品質管理グレードが存在するため、最も上位の調達のグレードを記載。				
		エリアモニタリング設備	—*	—*	緊急時対策所の線量当量率を計測する装置	放射線管理用計測装置 可搬型エリアモニタ (7号機設備, 6,7号機共用)	II	—	○	
					使用済燃料貯蔵槽エリアの線量当量率を計測する装置	R/B 4F 北西側エリア放射線モニタ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
						原子炉区域(A)放射線モニタ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
						R/B 4F 南東側エリア放射線モニタ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			

発電用原子炉施設の種類	設備区分		系統名		機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
								「7.3 設計・開発」の適用業務	「7.4 調達」の適用業務	
放射線管理施設	放射線管理用計測装置	エリアモニタリング設備	—*	—*	使用済燃料貯蔵槽エリアの線量当量率を計測する装置	燃料貯蔵プールエリア (A) 放射線モニタ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
						燃料貯蔵プールエリア (B) 放射線モニタ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
						原子炉区域 (B) 放射線モニタ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
						使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (低レンジ)	I	○	○	調達内容の相違により、複数の品質管理グレードが存在するため、最も上位の調達のグレードを記載。
						使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ)	I	○	○	
	固定式周辺モニタリング設備	—*	—*	—*	放射線管理用計測装置 モニタリングポスト (1号機設備, 1, 2, 3, 4, 5, 6, 7号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
	移動式周辺モニタリング設備	—*	—*	—*	放射線管理用計測装置 可搬型モニタリングポスト (7号機設備, 6, 7号機共用)	IV	○	○		
					放射線管理用計測装置 電離箱サーベイメータ (7号機設備, 6, 7号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
					放射線管理用計測装置 GM 汚染サーベイメータ (7号機設備, 6, 7号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
					放射線管理用計測装置 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)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				放射線管理用計測装置 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)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					

発電用原子炉施設の 種類	設備区分		系統名	機器区分	機器名称	品質管理 グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
							「7.3 設計・開発」 の適用業務	「7.4 調達」 の適用業務	
放射線管理施設	換気設備	—*	中央制御室換気空調系	主配管	中央制御室換気空調系 上部中央制御室～中央制御室再循環フィルタ装置 (6,7号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					中央制御室換気空調系 中央制御室再循環フィルタ装置～中央制御室再循環送風機 (6,7号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					中央制御室換気空調系 中央制御室再循環送風機～中央制御室給気処理装置 (6,7号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					中央制御室換気空調系 中央制御室給気処理装置～中央制御室送風機 (6,7号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					中央制御室換気空調系 中央制御室送風機～上部中央制御室 (6,7号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				送風機	中央制御室送風機 (6,7号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					中央制御室再循環送風機 (6,7号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				排風機	中央制御室排風機 (6,7号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				フィルター	中央制御室再循環フィルタ装置 (6,7号機共用)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				中央制御室陽圧化換気空調系	主配管	中央制御室陽圧化換気空調系 中央制御室可搬型陽圧化空調機用 5m 仮設ダクト (7号機設備, 6,7号機共用)	II	○	○
送風機	中央制御室可搬型陽圧化空調機 (ファン) (7号機設備, 6,7号機共用)	II	○	○					

発電用原子炉施設の 種類	設備区分		系統名		機器区分	機器名称	品質管理 グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
								「7.3 設計・開発」 の適用業務	「7.4 調達」 の適用業務	
放射線管理施設	換気設備	—*	中央制御室 陽圧化換気 空調系	中央制御室 陽圧化換気 空調系	フィルター	中央制御室可搬型陽圧化空調機（フィルタユニット）（7号機設備，6,7号機共用）	II	○	○	
					容器	中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンペ）（7号機設備，6,7号機共用）	I	○	○	
					主配管	中央制御室待避室陽圧化換気空調系 中央制御室待避室陽圧化装置（配管）ポンベヘッダー管～吐出口（7号機設備，6,7号機共用）	I	○	○	
						中央制御室待避室陽圧化換気空調系 中央制御室待避室陽圧化装置（配管）ポンベ接続管（7号機設備，6,7号機共用）	I	○	○	
						中央制御室待避室陽圧化換気空調系 中央制御室待避室陽圧化装置（配管）1.25m 高压ホース（7号機設備，6,7号機共用）	I	○	○	
			緊急時対策 所換気空調系	—*	容器	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）（7号機設備，6,7号機共用）	IV	○	○	
						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）（7号機設備，6,7号機共用）	IV	○	○	
				—*	主配管	緊急時対策所換気空調系 5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）陽圧化装置（配管）高压ホース接続口（下流側）～吐出口（7号機設備，6,7号機共用）	I	○	○	調達内容の相違により，複数の品質管理グレードが存在するため，最も上位の調達のグレードを記載。
						緊急時対策所換気空調系 5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）陽圧化装置（配管）高压ホース接続口（下流側）～吐出口（7号機設備，6,7号機共用）	I	○	○	
						緊急時対策所換気空調系 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用10m 仮設ダクト（7号機設備，6,7号機共用）	IV	○	○	
						緊急時対策所換気空調系 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用10m 仮設ダクト（7号機設備，6,7号機共用）	IV	○	○	

発電用原子炉施設の 種類	設備区分		系統名	機器区分	機器名称	品質管理 グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
							「7.3 設計・開発」 の適用業務	「7.4 調達」 の適用業務	
放射線管理施設	換気設備	—*	緊急時対策所換気空調系	主配管	緊急時対策所換気空調系 5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)陽圧化装置(配管)ポンベ接続口～高圧ホース接続口(上流側)(7号機設備, 6,7号機共用)	I	○	○	調達内容の相違により, 複数の品質管理グレードが存在するため, 最も上位の調達のグレードを記載。
					緊急時対策所換気空調系 5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)陽圧化装置(配管)1.5m, 1.2m, 1.0m 高圧ホース(7号機設備, 6,7号機共用)	I	○	○	
					緊急時対策所換気空調系 5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)陽圧化装置(配管)ポンベ接続口～高圧ホース接続口(上流側)(7号機設備, 6,7号機共用)	I	○	○	
					緊急時対策所換気空調系 5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)陽圧化装置(配管)1.5m, 1.2m, 1.0m 高圧ホース(7号機設備, 6,7号機共用)	I	○	○	
				送風機	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)	II	○	○	調達内容の相違により, 複数の品質管理グレードが存在するため, 最も上位の調達のグレードを記載。
					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)	II	○	○	
					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)	IV	○	○	
				フィルター	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(フィルタユニット)(7号機設備, 6,7号機共用)	II	○	○	調達内容の相違により, 複数の品質管理グレードが存在するため, 最も上位の調達のグレードを記載。
					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(フィルタユニット)(7号機設備, 6,7号機共用)	II	○	○	

発電用原子炉施設の 種類	設備区分		系統名		機器区分	機器名称	品質管理 グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
								「7.3 設計・開発」 の適用業務	「7.4 調達」 の適用業務	
放射線管理施設	生体遮蔽装置	—*	—*	—*	—*	原子炉遮蔽壁	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
						二次遮蔽壁	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
						補助遮蔽	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
						補助遮蔽（タービン建屋）	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
						フィルタベント遮蔽壁	Ⅲ	○	○	
						配管遮蔽	I	○	○	
						中央制御室遮蔽（7号機設備，6,7号機共用）	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
						中央制御室待避室遮蔽（常設）（7号機設備，6,7号機共用）	I	○	○	
						中央制御室待避室遮蔽（可搬型）（7号機設備，6,7号機共用）	I	○	○	
						5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽（7号機設備，6,7号機共用）	I	○	○	調達内容の相違により、複数の品質管理グレードが存在するため、最も上位の調達のグレードを記載。
						5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽（7号機設備，6,7号機共用）	I	○	○	
5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）室内遮蔽（7号機設備，6,7号機共用）	I	○	○							

注記*：「—」は、該当する系統が存在しない場合、又は実用炉規則別表第二を細分化した際に、該当する設備区分若しくは機器区分名称が存在しない場合を示す。

VI-1-10-8 設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画

原子炉格納施設

1. 概要

本資料は、本文「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に基づく設計に係るプロセスの実績、工事及び検査に係るプロセスの計画について説明するものである。

2. 基本方針

柏崎刈羽原子力発電所第 6 号機における設計に係るプロセスとその実績について、「設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書」に示した設計の段階ごとに、組織内外の相互関係、進捗実績及び具体的な活動実績について説明する。

工事及び検査に関する計画として、組織内外の相互関係、進捗実績及び具体的な活動計画について説明する。

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレードと実績について説明する。

3. 設計及び工事に係るプロセスとその実績又は計画

「設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書」に基づき実施した、柏崎刈羽原子力発電所第 6 号機における設計の実績、工事及び検査の計画について、「設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書」の様式-1 により示す。

また、適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレードと実績について、「設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書」の様式-9 により示す。

設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画【原子炉格納施設】

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2	組織内外の相互関係 ◎：主担当 ○：関連			インプット	アウトプット	他の記録類	
		本社	発電所	供給者				
設計	3.3.1	適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化	◎	—	—	・設置変更許可申請書 ・設置許可基準規則及びその解釈 ・技術基準規則及びその解釈	—	
	3.3.2	各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定	◎	—	—	・設置変更許可申請書 ・設置許可基準規則及びその解釈 ・安全設計審査指針 ・技術基準規則及びその解釈 ・技術基準を定める省令	・様式-2 ・品質管理の各段階における確認記録（設計の段階）	
	3.3.3 (1)	基本設計方針の作成（設計1）	◎	—	—	・様式-2 ・技術基準規則及びその解釈	・様式-3 ・様式-4	・品質管理の各段階における確認記録（設計の段階）
						・様式-2 ・様式-4 ・実用炉規則別表第二 ・技術基準規則及びその解釈	・様式-5-1	
						・設置変更許可申請書 ・設置許可基準規則及びその解釈 ・技術基準規則及びその解釈	・様式-6 ・様式-7	
・基本設計方針	・様式-5-2							
3.3.3 (2)	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）	◎	—	—	・様式-2 ・様式-5-1 ・様式-5-2 ・基本設計方針	・様式-8の「設工認設計結果（要目表／設計方針）」欄	・品質管理の各段階における確認記録（設計の段階）	

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2	組織内外の相互関係 ◎:主担当 ○:関連			インプット	アウトプット	他の記録類
		本社	発電所	供給者			
	1. 共通的に適用される設計	「原子炉冷却系統施設」参照			「原子炉冷却系統施設」参照	「原子炉冷却系統施設」参照	「原子炉冷却系統施設」参照
	2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計						
	2.1 設備に係る設計のためのシステムの明確化及び兼用する機能の確認	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> ・様式-2 ・様式-5-1 ・様式-5-2 ・基本設計方針 ・設備図書 ・設置変更許可申請書 ・原子炉格納施設の設計条件 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納施設の設計条件に関する説明書 ・機能単位の系統図 ・設定根拠の「(概要)」部分 	—
	2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計						
	<ul style="list-style-type: none"> ① 原子炉格納容器 <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器 ・配管貫通部 ② 原子炉建屋 ③ 原子炉格納容器安全設備 <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器スプレイ冷却系 ・格納容器下部注水系 ・原子炉建屋放水設備 ④ 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 <ul style="list-style-type: none"> ・非常用ガス処理系 ・可燃性ガス濃度制御系 ・耐圧強化ベント系 ・格納容器圧力逃がし装置 						

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2	組織内外の相互関係 ◎:主担当 ○:関連			インプット	アウトプット	他の記録類
		本社	発電所	供給者			
4	⑤ 原子炉格納容器調気設備 ・不活性ガス系 ⑥ 圧力逃がし装置 ・格納容器圧力逃がし装置 ⑦ 汚濁防止膜 ⑧ 小型船舶（汚濁防止膜設置用） ⑨ 放射性物質吸着材 ⑩ ブローアウトパネル						
	2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計	◎	—	○	<ul style="list-style-type: none"> 設備図書 業務報告書 機能単位の系統図 設定根拠の「(概要)」部分 原子炉格納施設の設計条件 	<ul style="list-style-type: none"> 要目表 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 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 機器の配置を明示した図面 構造図 	・仕様書
	2.2.2 各機器固有の設計	◎	—	○	<ul style="list-style-type: none"> 基本設計方針 設備図書 設置変更許可申請書 設置変更許可時の設計資料 既工認 非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規） 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書 原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書 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 	・仕様書

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2			組織内外の相互関係 ◎:主担当 ○:関連			インプット	アウトプット	他の記録類	
				本社	発電所	供給者				
5							<ul style="list-style-type: none"> ・業務報告書 ・「非常用電源設備」の様式-1の「2.1 非常用発電装置」において設計した結果 			
		2.3 機能を兼用する機器を含む原子炉格納施設の系統図に関する取りまとめ	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> ・様式-2 ・様式-5-1 ・様式-5-2 ・機能単位の系統図 	・原子炉格納施設に係る系統図	—		
	3. 原子炉格納施設の設計									
		3.1 原子炉格納容器に係る設計	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> ・基本設計方針 ・設備図書 ・設置変更許可時の解析結果 ・既工認 ・重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書 	・原子炉格納施設の設計条件に関する説明書	—		
		3.2 原子炉格納容器隔離弁に係る設計	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> ・基本設計方針 ・設備図書 ・原子炉格納施設の設計条件 	・原子炉格納施設の設計条件に関する説明書	—		
	3.3 重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能評価	◎	—	○	<ul style="list-style-type: none"> ・基本設計方針 ・設備図書 ・既工認 ・発電用原子力設備規格 設計・建 	・原子炉格納施設の設計条件に関する説明書	<ul style="list-style-type: none"> ・仕様書 ・解析実施状況調査チェックシート 			

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2	組織内外の相互関係 ◎:主担当 ○:関連			インプット	アウトプット	他の記録類
		本社	発電所	供給者			
					設規格 ・重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能評価に用いる評価温度及び評価圧力 ・自社研等での試験結果 ・業務報告書		
3.4 原子炉格納容器の破損を防止するための水素濃度低減設備の設計							
	3.4.1 可燃性ガス濃度制御系に関する設計	◎	—	○	・基本設計方針 ・設備図書 ・設置変更許可申請書 ・原子炉格納施設の設計条件 ・業務報告書	・要目表 ・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 ・原子炉格納施設の設計条件に関する説明書 ・原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書 ・原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面 ・原子炉格納施設に係る系統図 ・構造図	・仕様書
	3.4.2 耐圧強化ベント系による水素及び酸素排出に関する設計	◎	—	○	・基本設計方針 ・設備図書 ・設置変更許可申請書 ・業務報告書	・要目表 ・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 ・原子炉格納施設の設計条件に関する説明書	・仕様書

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2			組織内外の相互関係 ◎:主担当 ○:関連			インプット	アウトプット	他の記録類
				本社	発電所	供給者			
7								<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書 原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面 原子炉格納施設に係る系統図 	
		3.4.3 格納容器圧力逃がし装置による水素及び酸素排出に関する設計	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 基本設計方針 設備図書 	<ul style="list-style-type: none"> 基本設計方針機器 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書 原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書 	—	
		3.5 原子炉建屋等の損傷を防止するための水素濃度低減設備の設計	◎	—	○	<ul style="list-style-type: none"> 基本設計方針 設備図書 設置変更許可申請書 設置変更許可時の設計資料 業務報告書 	<ul style="list-style-type: none"> 要目表 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書 原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面 構造図 	<ul style="list-style-type: none"> 仕様書 	
		3.6 真空破壊装置の設計	◎	—	○	<ul style="list-style-type: none"> 基本設計方針 設備図書 業務報告書 	<ul style="list-style-type: none"> 要目表 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面 構造図 	<ul style="list-style-type: none"> 仕様書 	

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2	組織内外の相互関係 ◎:主担当 ○:関連			インプット	アウトプット	他の記録類
		本社	発電所	供給者			
	4. その他原子炉格納施設に係る設計						
	4.1 放射性物質濃度低減設備の単一故障に係る設備	「原子炉冷却系統施設」参照			「原子炉冷却系統施設」参照	「原子炉冷却系統施設」参照	「原子炉冷却系統施設」参照
	4.2 非常用ガス処理系の設計	◎	—	○	<ul style="list-style-type: none"> 基本設計方針 設備図書 設置変更許可時の設計資料 業務報告書 	<ul style="list-style-type: none"> 要目表 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書 原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面 原子炉格納施設に係る系統図 構造図 	<ul style="list-style-type: none"> 仕様書
	4.3 ブローアウトパネル関連設備の設計	◎	—	○	<ul style="list-style-type: none"> 基本設計方針 業務報告書 	<ul style="list-style-type: none"> 基本設計方針機器 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 	<ul style="list-style-type: none"> 仕様書 解析実施状況調査チェックシート
	4.4 コリウムシールドの設計	◎	—	○	<ul style="list-style-type: none"> 基本設計方針 設備図書 設置変更許可時の設計資料 業務報告書 	<ul style="list-style-type: none"> 基本設計方針機器 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書 	<ul style="list-style-type: none"> 仕様書
	4.5 原子炉格納容器の配管貫通部及び電気配線貫通部の設計	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 基本設計方針 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書 	—

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2		組織内外の相互関係 ◎:主担当 ○:関連			インプット	アウトプット	他の記録類
			本社	発電所	供給者			
		4.6 代替循環冷却系の設計	◎	—	○	<ul style="list-style-type: none"> 基本設計方針 設備図書 業務報告書 	<ul style="list-style-type: none"> 要目表 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書 原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面 原子炉格納施設に係る系統図 	<ul style="list-style-type: none"> 仕様書
		4.7 航空機燃料火災に関する設計	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 基本設計方針 設備図書 	<ul style="list-style-type: none"> 要目表 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 	—
		5. 原子炉格納施設の基礎に関する設計	◎	—	○	<ul style="list-style-type: none"> 基本設計方針 設備図書 既工認 業務報告書 「2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計」で取りまとめた設計資料 「原子炉冷却系統施設」の様式-1の「4. 地震による損傷防止に関する設計」で取りまとめた設計資料 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納施設の基礎に関する説明書 	<ul style="list-style-type: none"> 仕様書 解析実施状況調査チェックシート
3.3.3 (3)	設計のアウトプットに対する検証		◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 様式-2～様式-8 	—	<ul style="list-style-type: none"> 品質管理の各段階における確認記録

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2	組織内外の相互関係 ◎:主担当 ○:関連			インプット	アウトプット	他の記録類	
		本社	発電所	供給者				
							(設計の段階)	
3.3.3 (4)	設工認申請書の作成	◎	○	—	・設計1 ・設計2 ・工事の方法	・設工認申請書案	・確認チェックシート	
3.3.3 (5)	設工認申請書の承認	◎	○	—	・設工認申請書案	・設工認申請書	・原子力発電保安運営委員会議事録 ・原子力発電保安委員会議事録	
工 事 及 び 検 査	3.4.1	設工認に基づく設備の具体的な設計の実施（設計3）	—	◎	○	・設計資料 ・業務報告書	・様式-8の「設備の具体的設計結果」欄	・仕様書
	3.4.2	設備の具体的な設計に基づく工事の実施	—	◎	○	・仕様書 ・工事の方法	・工事記録	—
	3.5.2	使用前事業者検査の計画	—	◎	○	・様式-8の「設工認設計結果（要目表/設計方針）」欄及び「設備の具体的設計結果」欄 ・工事の方法	・様式-8の「確認方法」欄	—
	3.5.3	検査計画の管理	—	◎	○	・使用前事業者検査工程表	・検査成績書	—
	3.5.4	主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理	—	◎	○	・溶接部詳細一覧表	・工事記録	—
	3.5.5	使用前事業者検査の実施	—	◎	○	・様式-8の「確認方法」欄 ・工事の方法	・検査要領書	—
			—	◎	○	・検査要領書	・検査記録	—
3.7.2	識別管理及びトレーサビリティ	—	◎	○	—	・検査記録	—	

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）

発電用原子炉施設の種類の種類	設備区分		系統名	機器区分	機器名称	品質管理 グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
							「7.3 設計・開発」 の適用業務	「7.4 調達」 の適用業務	
原子炉格納施設	原子炉格納容器	—*	—*	原子炉格納容器 本体	原子炉格納容器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				機器搬出入口	上部ドライウエル機器搬入用ハッチ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					下部ドライウエル機器搬入用ハッチ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					サブプレッションチェンバ出入口	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				エアロック	上部ドライウエル所員用エアロック	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					下部ドライウエル所員用エアロック	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉格納容器 配管貫通部及び 電気配線貫通部	配管貫通部 (X-80)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-81)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-240)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-241)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-201)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-202)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-203)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-90)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
配管貫通部 (X-93)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。								

発電用原子炉施設の 種類	設備区分		系統名	機器区分	機器名称	品質管理 グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
							「7.3 設計・開発」 の適用業務	「7.4 調達」 の適用業務	
原子炉格納施設	原子炉格納容器	—*	—*	原子炉格納容器 配管貫通部及び 電気配線貫通部	配管貫通部 (X-91)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-92)	I	○	○	
					配管貫通部 (X-210B)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-210C)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-250)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-251)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-252)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-254)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-255)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-253)	I	○	○	
					配管貫通部 (X-204)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-205)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-206)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-222)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-3)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
配管貫通部 (X-30B)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。								

発電用原子炉施設の種類	設備区分		系統名	機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
							「7.3 設計・開発」の適用業務	「7.4 調達」の適用業務	
原子炉格納施設	原子炉格納容器	—*	—*	原子炉格納容器 配管貫通部及び 電気配線貫通部	配管貫通部 (X-30C)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-61)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-62)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-63)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-64)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-214)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-221)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-82)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-242)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-200B)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-200C)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-740)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-69)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-620)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
配管貫通部 (X-610)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。								

発電用原子炉施設の種類	設備区分		系統名	機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
							「7.3 設計・開発」の適用業務	「7.4 調達」の適用業務	
原子炉格納施設	原子炉格納容器	—*	—*	原子炉格納容器 配管貫通部及び 電気配線貫通部	配管貫通部 (X-710)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-700A)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-700B)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-700C)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-700D)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-700E)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-700F)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-700G)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-700H)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-700J)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-700K)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-10A)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-10D)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-10B)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
配管貫通部 (X-10C)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。								

発電用原子炉施設の 種類	設備区分		系統名	機器区分	機器名称	品質管理 グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
							「7.3 設計・開発」 の適用業務	「7.4 調達」 の適用業務	
原子炉格納施設	原子炉格納容器	—*	—*	原子炉格納容器 配管貫通部及び 電気配線貫通部	配管貫通部 (X-12A)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-12B)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-33A)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-33B)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-33C)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-31B)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-31C)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-35B)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-35C)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-50)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-37)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-38)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-213)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-11)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
配管貫通部 (X-22)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。								

発電用原子炉施設の種類	設備区分		系統名	機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
							「7.3 設計・開発」の適用業務	「7.4 調達」の適用業務	
原子炉格納施設	原子炉格納容器	—*	—*	原子炉格納容器 配管貫通部及び 電気配線貫通部	配管貫通部 (X-65)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-66)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-215)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-220)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-60)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-70)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-71A)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-71B)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-72)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-170)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-621)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-130A)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-130B)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-130C)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
配管貫通部 (X-130D)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。								

発電用原子炉施設の種類	設備区分		系統名	機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
							「7.3 設計・開発」の適用業務	「7.4 調達」の適用業務	
原子炉格納施設	原子炉格納容器	—*	—*	原子炉格納容器 配管貫通部及び 電気配線貫通部	配管貫通部 (X-140B)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-141A)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-141B)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-140A)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-146A)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-146B)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-146C)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-146D)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-160)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-162A)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-162B)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-171)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-177)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-321A)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
配管貫通部 (X-321B)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。								

発電用原子炉施設の種類	設備区分		系統名	機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
							「7.3 設計・開発」の適用業務	「7.4 調達」の適用業務	
原子炉格納施設	原子炉格納容器	—*	—*	原子炉格納容器 配管貫通部及び 電気配線貫通部	配管貫通部 (X-332A)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-332B)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-161A)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-161B)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-331A)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-331B)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-142A)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-142B)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-142C)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-143A)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-143B)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-143C)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-143D)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-144A)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
配管貫通部 (X-144B)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。								

発電用原子炉施設の種類	設備区分		系統名	機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
							「7.3 設計・開発」の適用業務	「7.4 調達」の適用業務	
原子炉格納施設	原子炉格納容器	—*	—*	原子炉格納容器 配管貫通部及び 電気配線貫通部	配管貫通部 (X-144C)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-144D)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-147)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-142D)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-320)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-342)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-322A)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-322B)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-322C)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-322D)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-322E)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-322F)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-323A)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-323B)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
配管貫通部 (X-323C)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。								

発電用原子炉施設の 種類	設備区分		系統名	機器区分	機器名称	品質管理 グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
							「7.3 設計・開発」 の適用業務	「7.4 調達」 の適用業務	
原子炉格納施設	原子炉格納容器	—*	—*	原子炉格納容器 配管貫通部及び 電気配線貫通部	配管貫通部 (X-323D)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-323E)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-323F)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-660A)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-660B)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-660C)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-660D)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-650A)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-651D)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-650B)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-651A)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-650C)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-651B)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-650D)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
配管貫通部 (X-651C)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。								

発電用原子炉施設の種類	設備区分		系統名	機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
							「7.3 設計・開発」の適用業務	「7.4 調達」の適用業務	
原子炉格納施設	原子炉格納容器	—*	—*	原子炉格納容器 配管貫通部及び 電気配線貫通部	配管貫通部 (X-750A)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-750D)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-750B)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-750C)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-751A)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-751D)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-751B)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-751C)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-680A)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-680B)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-780A)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					配管貫通部 (X-780B)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					電気配線貫通部 (X-100A)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					電気配線貫通部 (X-100B)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
電気配線貫通部 (X-100E)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。								

発電用原子炉施設の種類	設備区分		系統名	機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
							「7.3 設計・開発」の適用業務	「7.4 調達」の適用業務	
原子炉格納施設	原子炉格納容器	—*	—*	原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部	電気配線貫通部 (X-100C)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					電気配線貫通部 (X-100D)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					電気配線貫通部 (X-101A)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					電気配線貫通部 (X-101B)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					電気配線貫通部 (X-103B)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					電気配線貫通部 (X-104A)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					電気配線貫通部 (X-104B)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					電気配線貫通部 (X-104G)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					電気配線貫通部 (X-104H)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					電気配線貫通部 (X-101C)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					電気配線貫通部 (X-101H)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					電気配線貫通部 (X-102B)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					電気配線貫通部 (X-101D)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					電気配線貫通部 (X-101E)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
電気配線貫通部 (X-101F)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。								

発電用原子炉施設の種類	設備区分		系統名	機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
							「7.3 設計・開発」の適用業務	「7.4 調達」の適用業務	
原子炉格納施設	原子炉格納容器	—*	—*	原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部	電気配線貫通部 (X-101G)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					電気配線貫通部 (X-102A)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					電気配線貫通部 (X-102D)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					電気配線貫通部 (X-102E)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					電気配線貫通部 (X-102F)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					電気配線貫通部 (X-103A)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					電気配線貫通部 (X-104C)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					電気配線貫通部 (X-104D)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					電気配線貫通部 (X-104E)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					電気配線貫通部 (X-104F)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					電気配線貫通部 (X-102C)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					電気配線貫通部 (X-103D)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					電気配線貫通部 (X-102G)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					電気配線貫通部 (X-103C)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
電気配線貫通部 (X-103E)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。								

発電用原子炉施設の種類の種類	設備区分		系統名	機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
							「7.3 設計・開発」の適用業務	「7.4 調達」の適用業務	
原子炉格納施設	原子炉格納容器	—*	—*	原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部	電気配線貫通部 (X-105A)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					電気配線貫通部 (X-105B)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					電気配線貫通部 (X-105C)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					電気配線貫通部 (X-105D)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					電気配線貫通部 (X-110)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					電気配線貫通部 (X-111)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					電気配線貫通部 (X-112)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					電気配線貫通部 (X-300A)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					電気配線貫通部 (X-300B)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
	原子炉建屋	—*	—*	原子炉建屋原子炉棟	原子炉建屋原子炉区域 (二次格納施設)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				機器搬出入口	原子炉建屋機器搬出入口	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				エアロック	原子炉建屋エアロック	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉建屋基礎スラブ	原子炉建屋基礎スラブ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
	圧力低減設備 その他の安全設備	—*	—*	真空破壊装置	真空破壊弁	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				ダイヤフラムフロア	ダイヤフラムフロア	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			

発電用原子炉施設の 種類	設備区分		系統名	機器区分	機器名称	品質管理 グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考		
							「7.3 設計・開発」 の適用業務	「7.4 調達」 の適用業務			
原子炉格納施設	圧力低減設備 その他の安全 設備	—*	—*	ベント管	ベント管				既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
		原子炉格納容器安全設備	格納容器 スプレイ 冷却系	熱交換器	残留熱除去系熱交換器					既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。	
				ポンプ	残留熱除去系ポンプ					既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。	
				ろ過装置	残留熱除去系ストレーナ					既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。	
				安全弁及び逃がし弁	E11-F051A, B, C					既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。	
				主配管（スプレイヘッドを含む。）	原子炉格納容器スプレイ管（ドライウェル側）						既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。
					原子炉格納容器スプレイ管（サブプレッションチェンバ側）						既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。
					残留熱除去系 残留熱除去系ストレーナ(B)～原子炉压力容器(B)系出口配管合流部						既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。
					残留熱除去系 原子炉压力容器(B)系出口配管合流部～残留熱除去系ポンプ(B)						既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。
					残留熱除去系 残留熱除去系ポンプ(B)～残留熱除去系ポンプ(B)出口分岐部						既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。
					残留熱除去系 残留熱除去系ポンプ(B)出口分岐部～残留熱除去系熱交換器(B)						既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。
					残留熱除去系 残留熱除去系熱交換器(B)～サブプレッションプール水移送配管(B)分岐部						既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。
					残留熱除去系 サブプレッションプール水移送配管(B)分岐部～熱交換器(B)出口配管合流部						既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。
					残留熱除去系 熱交換器(B)出口配管合流部～サブプレッションプール注水配管(B)分岐部						既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。
残留熱除去系 サブプレッションプール注水配管(B)分岐部～サブプレッションチェンバスプレイモード(B)分岐部							既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				

発電用原子炉施設の種類	設備区分		系統名	機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
							「7.3 設計・開発」の適用業務	「7.4 調達」の適用業務	
原子炉格納施設	圧力低減設備 その他の安全設備	原子炉格納容器安全設備	格納容器 スプレイ 冷却系	主配管（スプレイヘッドを含む。）	残留熱除去系 サプレッションチェンバススプレイモード(B)分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					残留熱除去系 サプレッションチェンバススプレイモード(B)分岐部～残留熱除去系配管(B)燃料プール冷却浄化系入口配管分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					残留熱除去系 残留熱除去系配管(B)燃料プール冷却浄化系入口配管分岐部～ドライウェルスプレイモード(B)分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					残留熱除去系 ドライウェルスプレイモード(B)分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					残留熱除去系 サプレッションチェンバススプレイモード(B)分岐部～原子炉格納容器スプレイ管（サブプレッションチェンバ側）	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					残留熱除去系 ドライウェルスプレイモード(B)分岐部～原子炉格納容器スプレイ管（ドライウェル側）	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					残留熱除去系 残留熱除去系ストレーナ(C)～原子炉压力容器(C)系出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					残留熱除去系 原子炉压力容器(C)系出口配管合流部～残留熱除去系ポンプ(C)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					残留熱除去系 残留熱除去系ポンプ(C)～残留熱除去系ポンプ(C)出口分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					残留熱除去系 残留熱除去系ポンプ(C)出口分岐部～残留熱除去系熱交換器(C)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					残留熱除去系 残留熱除去系熱交換器(C)～サブプレッションプール水移送配管(C)分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					残留熱除去系 サプレッションプール水移送配管(C)分岐部～熱交換器(C)出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					残留熱除去系 熱交換器(C)出口配管合流部～サブプレッションプール注水配管(C)分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			

発電用原子炉施設の種類	設備区分		系統名	機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考		
							「7.3 設計・開発」の適用業務	「7.4 調達」の適用業務			
原子炉格納施設	圧力低減設備 その他の安全設備	原子炉格納容器安全設備	格納容器 スプレイ 冷却系	主配管（スプレイヘッドを含む。）	残留熱除去系 サプレッションプール注水配管(C)分岐部～サプレッションチェンバススプレイモード(C)分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
					残留熱除去系 サプレッションチェンバススプレイモード(C)分岐部～ドライウェルスプレイモード(C)分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
					残留熱除去系 サプレッションチェンバススプレイモード(C)分岐部～残留熱除去系配管(C)燃料プール冷却浄化系入口配管分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
					残留熱除去系 残留熱除去系配管(C)燃料プール冷却浄化系入口配管分岐部～原子炉格納容器スプレイ管（サプレッションチェンバ側）	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
					残留熱除去系 ドライウェルスプレイモード(C)分岐部～原子炉格納容器スプレイ管（ドライウェル側）	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
						熱交換器	残留熱除去系熱交換器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
						ポンプ	残留熱除去系ポンプ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
						ろ過装置	残留熱除去系ストレーナ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
						サプレッションチェンバスプール水冷却系	安全弁及び逃がし弁	E11-F051A, B, C	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
						主配管（スプレイヘッドを含む。）	残留熱除去系 残留熱除去系ストレーナ(A)～原子炉圧力容器(A)系出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					残留熱除去系 原子炉圧力容器(A)系出口配管合流部～残留熱除去系ポンプ(A)		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
					残留熱除去系 残留熱除去系ポンプ(A)～残留熱除去系ポンプ(A)出口分岐部		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
					残留熱除去系 残留熱除去系ポンプ(A)出口分岐部～残留熱除去系熱交換器(A)		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				

発電用原子炉施設の 種類	設備区分		系統名	機器区分	機器名称	品質管理 グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
							「7.3 設計・開発」 の適用業務	「7.4 調達」 の適用業務	
原子炉格納施設	圧力低減設備 その他の安全 設備	原子炉格納容器安全設備	サブプレッ ションチ ェンバ ール水冷 却系	主配管（スプレ イヘッドを含 む。）	残留熱除去系 残留熱除去系熱交換器(A)～サブ プレッションプール水移送配管(A)分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
					残留熱除去系 サブプレッションプール水移送配管 (A)分岐部～熱交換器(A)出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
					残留熱除去系 熱交換器(A)出口配管合流部～サ ブプレッションプール注水配管(A)分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
					残留熱除去系 サブプレッションプール注水配管 (A)分岐部～サブプレッションチェンバ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
					残留熱除去系 残留熱除去系ストレーナ(B)～原 子炉压力容器(B)系出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
					残留熱除去系 原子炉压力容器(B)系出口配管合 流部～残留熱除去系ポンプ(B)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
					残留熱除去系 残留熱除去系ポンプ(B)～残留熱 除去系ポンプ(B)出口分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
					残留熱除去系 残留熱除去系ポンプ(B)出口分岐 部～残留熱除去系熱交換器(B)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
					残留熱除去系 残留熱除去系熱交換器(B)～サブ プレッションプール水移送配管(B)分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
					残留熱除去系 サブプレッションプール水移送配管 (B)分岐部～熱交換器(B)出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
					残留熱除去系 熱交換器(B)出口配管合流部～サ ブプレッションプール注水配管(B)分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
					残留熱除去系 サブプレッションプール注水配管 (B)分岐部～サブプレッションチェンバ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
					残留熱除去系 残留熱除去系ストレーナ(C)～原 子炉压力容器(C)系出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
					残留熱除去系 原子炉压力容器(C)系出口配管合 流部～残留熱除去系ポンプ(C)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
残留熱除去系 残留熱除去系ポンプ(C)～残留熱 除去系ポンプ(C)出口分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。								

発電用原子炉施設の種類	設備区分		系統名	機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
							「7.3 設計・開発」の適用業務	「7.4 調達」の適用業務	
原子炉格納施設	圧力低減設備 その他の安全設備	原子炉格納容器安全設備	サブプレッションチェーンプール水冷却系	主配管（スプレイヘッドを含む。）	残留熱除去系 残留熱除去系ポンプ(C)出口分岐部～残留熱除去系熱交換器(C)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					残留熱除去系 残留熱除去系熱交換器(C)～サブプレッションプール水移送配管(C)分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					残留熱除去系 サブプレッションプール水移送配管(C)分岐部～熱交換器(C)出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					残留熱除去系 熱交換器(C)出口配管合流部～サブプレッションプール注水配管(C)分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					残留熱除去系 サブプレッションプール注水配管(C)分岐部～サブプレッションチェーン	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
			ポンプ	復水移送ポンプ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
					可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) (7 号機設備, 6, 7 号機共用)	—	○	—	原子力部門外の部署が調達しているため、品質管理グレードは対象外である。
				貯蔵槽	復水貯蔵槽	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				ろ過装置	可搬型 Y 型ストレーナ (7 号機設備, 6, 7 号機共用)	II	○	○	
			格納容器下部注水系	主配管（スプレイヘッドを含む。）	補給水系 復水補給水系 (A) 外部注水配管合流部～下部ドライウエル	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					高圧炉心注水系 E22-F021, F022, F023～高圧炉心注水系集合管	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					高圧炉心注水系 高圧炉心注水系集合管～P13-F011	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					補給水系 P13-F011～低圧代替注水系合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					補給水系 補給水系復水移送ポンプ出口分岐部～低圧代替注水系 (A), (B) 分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
			補給水系 低圧代替注水系 (A), (B) 分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					

発電用原子炉施設の 種類	設備区分		系統名	機器区分	機器名称	品質管理 グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
							「7.3 設計・開発」 の適用業務	「7.4 調達」 の適用業務	
原子炉格納施設	圧力低減設備 その他の安全 設備	原子炉格納容器安 全設備	格納容器 下部注水 系	主配管（スプレ イヘッドを含 む。）	補給水系 低圧代替注水系 (A), (B) 分岐部～低圧 代替注水系配管 (A) 分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
					補給水系 低圧代替注水系配管 (A) 分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
					補給水系 低圧代替注水系配管 (A) 分岐部～復水 補給水系可搬式注水配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
					補給水系 復水補給水系 (A) 外部注水配管合流部 ～低圧代替注水系配管 (A) 分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
					補給水系 低圧代替注水系 (A), (B) 分岐部～復水 補給水系 (B) 外部注水配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
					補給水系 復水補給水系可搬式注水配管合流部	II	○	○	
					補給水系 復水補給水系可搬式接続口 (東)～復水 補給水系可搬式接続口 (屋内東)	II	○	○	
					補給水系 復水補給水系可搬式接続口 (屋内西)～ 復水補給水系可搬式注水配管合流部	II	○	○	
					補給水系 復水補給水系接続口 (東)～復水補給水 系 (A) 外部注水配管合流部	II	○	○	
					補給水系 復水補給水系 (A) 外部注水配管合流部	II	○	○	
					補給水系 復水補給水系 (B) 外部注水配管合流部	II	○	○	
					補給水系 復水補給水系接続口 (南)～復水補給水 系 (B) 外部注水配管合流部	II	○	○	
					補給水系 復水貯蔵槽～E22-F021, F022, F023	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
					補給水系 復水貯蔵槽～制御棒駆動系分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
補給水系 制御棒駆動系分岐部～低圧代替注水系 合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。								
補給水系 低圧代替注水系合流部～復水移送ポン プ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。								

発電用原子炉施設の 種類	設備区分		系統名	機器区分	機器名称	品質管理 グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
							「7.3 設計・開発」 の適用業務	「7.4 調達」 の適用業務	
原子炉格納施設	圧力低減設備 その他の安全 設備	原子炉格納容器安 全設備	格納容器 下部注水 系	主配管（スプレ イヘッドを含 む。）	補給水系 復水移送ポンプ～補給水系復水移送ポンプ出口分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					代替給水設備 可搬型代替注水ポンプ屋内用 20mホース	設工認申請時点において調達未実施である。			
					代替給水設備 可搬型代替注水ポンプ屋外用 20mホース（7号機設備、6,7号機共用）	Ⅲ	○	○	
			ポンプ		復水移送ポンプ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					可搬型代替注水ポンプ（A-2級）（7号機設備、6,7号機共用）	—	○	—	原子力部門外の部署が調達しているため、品質管理グレードは対象外である。
			貯蔵槽		復水貯蔵槽	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
			ろ過装置		可搬型Y型ストレーナ（7号機設備、6,7号機共用）	Ⅱ	○	○	
			安全弁及び逃がし弁		E11-F051A, B, C	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
			代替格納 容器スプレ イ冷却 系	主配管（スプレ イヘッドを含 む。）	残留熱除去系 サプレッションチェンバスプレイモード(B)分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					残留熱除去系 サプレッションチェンバスプレイモード(B)分岐部～残留熱除去系配管(B)燃料プール冷却浄化系入口配管分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					残留熱除去系 残留熱除去系配管(B)燃料プール冷却浄化系入口配管分岐部～ドライウェルスプレイモード(B)分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					残留熱除去系 ドライウェルスプレイモード(B)分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					残留熱除去系 ドライウェルスプレイモード(B)分岐部～低圧代替注水配管残留熱除去系(B)合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					残留熱除去系 低圧代替注水配管残留熱除去系(B)合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			

発電用原子炉施設の種類	設備区分		系統名	機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
							「7.3 設計・開発」の適用業務	「7.4 調達」の適用業務	
原子炉格納施設	圧力低減設備 その他の安全設備	原子炉格納容器安全設備	代替格納容器スプレイ冷却系	主配管（スプレイヘッドを含む。）	残留熱除去系 サプレッションチェンバースプレイモード(B)分岐部～原子炉格納容器スプレイ管（サプレッションチェンバ側）	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					残留熱除去系 ドライウェルスプレイモード(B)分岐部～原子炉格納容器スプレイ管（ドライウェル側）	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					高圧炉心注水系 E22-F021, F022, F023～高圧炉心注水系集合管	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					高圧炉心注水系 高圧炉心注水系集合管～P13-F011	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					補給水系 P13-F011～低圧代替注水系合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					補給水系 補給水系復水移送ポンプ出口分岐部～低圧代替注水系(A), (B)分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					補給水系 低圧代替注水系(A), (B)分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					補給水系 低圧代替注水系(A), (B)分岐部～低圧代替注水系配管(A)分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					補給水系 低圧代替注水系配管(A)分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					補給水系 低圧代替注水系配管(A)分岐部～復水補給水系可搬式注水配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					補給水系 復水補給水系(A)外部注水配管合流部～低圧代替注水系配管(A)分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					補給水系 低圧代替注水系(A), (B)分岐部～復水補給水系(B)外部注水配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					補給水系 復水補給水系(B)外部注水配管合流部～E11-F055B	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					残留熱除去系 E11-F055B～E11-F032B	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
残留熱除去系 E11-F032B～低圧代替注水配管残留熱除去系(B)合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。								

発電用原子炉施設の種類	設備区分		系統名	機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
							「7.3 設計・開発」の適用業務	「7.4 調達」の適用業務	
原子炉格納施設	圧力低減設備 その他の安全設備	原子炉格納容器安全設備	代替格納容器スプレイ冷却系	主配管（スプレイヘッドを含む。）	補給水系 復水補給水系可搬式注水配管合流部	II	○	○	
					補給水系 復水補給水系可搬式接続口（東）～復水補給水系可搬式接続口（屋内東）	II	○	○	
					補給水系 復水補給水系可搬式接続口（屋内西）～復水補給水系可搬式注水配管合流部	II	○	○	
					補給水系 復水補給水系接続口（東）～復水補給水系(A)外部注水配管合流部	II	○	○	
					補給水系 復水補給水系(A)外部注水配管合流部	II	○	○	
					補給水系 復水補給水系(B)外部注水配管合流部	II	○	○	
					補給水系 復水補給水系接続口（南）～復水補給水系(B)外部注水配管合流部	II	○	○	
					補給水系 復水貯蔵槽～E22-F021, F022, F023	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					補給水系 復水貯蔵槽～制御棒駆動系分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					補給水系 制御棒駆動系分岐部～低圧代替注水系合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					補給水系 低圧代替注水系合流部～復水移送ポンプ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					補給水系 復水移送ポンプ～補給水系復水移送ポンプ出口分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					原子炉格納容器スプレイ管（ドライウェル側）	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					原子炉格納容器スプレイ管（サブプレッションチェンバ側）	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
代替給水設備 可搬型代替注水ポンプ屋内用 20mホース	設工認申請時点において調達未実施である。								
代替給水設備 可搬型代替注水ポンプ屋外用 20mホース（7号機設備、6,7号機共用）	III	○	○						

発電用原子炉施設の種類	設備区分		系統名	機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
							「7.3 設計・開発」の適用業務	「7.4 調達」の適用業務	
原子炉格納施設	圧力低減設備 その他の安全設備	原子炉格納容器安全設備	原子炉建屋放水設備	ポンプ	大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）（7号機設備，6，7号機共用）	I	○	○	
				容器	泡原液搬送車（7号機設備，6，7号機共用）	I	○	○	
				主配管（スプレ イヘッドを含む。）	原子炉建屋放水設備 大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）吸込20mホース（7号機設備，6，7号機共用）	I	○	○	
					原子炉建屋放水設備 大容量送水車吐出放水砲用5m，10m，50mホース（7号機設備，6，7号機共用）	I	○	○	
					原子炉建屋放水設備 放水砲（7号機設備，6，7号機共用）	I	○	○	
			代替循環冷却系	熱交換器	残留熱除去系熱交換器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				ポンプ	残留熱除去系ポンプ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					復水移送ポンプ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				ろ過装置	残留熱除去系ストレーナ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				安全弁及び逃がし弁	E11-F051A, B, C	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
		主配管（スプレ イヘッドを含む。）		残留熱除去系 代替循環冷却配管残留熱除去系(B)分岐部～E11-F071	I	○	○		
				高圧炉心注水系 E11-F071～代替循環冷却配管高圧炉心注水系(B)合流部	I	○	○		
			復水給水系 代替注水配管復水給水系(A)合流部～原子炉圧力容器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。					
			復水給水系 代替注水系配管 B21-F056A 出口合流部～代替注水配管復水給水系(A)合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。					
			残留熱除去系 低圧代替注水配管残留熱除去系(A)合流部～代替注水系配管 B21-F056A 出口合流部	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。					

発電用原子炉施設の 種類	設備区分		系統名	機器区分	機器名称	品質管理 グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
							「7.3 設計・開発」 の適用業務	「7.4 調達」 の適用業務	
原子炉格納施設	圧力低減設備 その他の安全 設備	原子炉格納容器安全 設備	代替循環 冷却系	主配管（スプレ イヘッドを含 む。）	残留熱除去系 残留熱除去系ストレーナ(B)～原子炉压力容器(B)系出口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					残留熱除去系 原子炉压力容器(B)系出口配管合流部～残留熱除去系ポンプ(B)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					残留熱除去系 残留熱除去系ポンプ(B)～残留熱除去系ポンプ(B)出口分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					残留熱除去系 残留熱除去系ポンプ(B)出口分岐部～残留熱除去系熱交換器(B)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					残留熱除去系 残留熱除去系熱交換器(B)～サブレーションプール水移送配管(B)分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					残留熱除去系 ドライウェルスプレイモード(B)分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					残留熱除去系 ドライウェルスプレイモード(B)分岐部～低圧代替注水配管残留熱除去系(B)合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					残留熱除去系 低圧代替注水配管残留熱除去系(B)合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					残留熱除去系 ドライウェルスプレイモード(B)分岐部～原子炉格納容器スプレイ管（ドライウェル側）	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					残留熱除去系 サブレーションプール水移送配管(B)分岐部～代替循環冷却配管残留熱除去系(B)分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					高圧炉心注水系 E22-F021, F022, F023～高圧炉心注水系集合管	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					高圧炉心注水系 高圧炉心注水系集合管～高圧炉心注水系(B), (C)分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					高圧炉心注水系 高圧炉心注水系(B), (C)分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
高圧炉心注水系 高圧炉心注水系(B), (C)分岐部～代替循環冷却配管高圧炉心注水系(B)合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。								

発電用原子炉施設の種類	設備区分		系統名	機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
							「7.3 設計・開発」の適用業務	「7.4 調達」の適用業務	
原子炉格納施設	圧力低減設備 その他の安全設備	原子炉格納容器安全設備	代替循環冷却系	主配管（スプレイヘッドを含む。）	高圧炉心注水系 代替循環冷却配管高圧炉心注水系(B)合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					高圧炉心注水系 高圧炉心注水系集合管～P13-F011	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					補給水系 P13-F011～低圧代替注水系合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					補給水系 補給水系復水移送ポンプ出口分岐部～低圧代替注水系(A),(B)分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					補給水系 低圧代替注水系(A),(B)分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					補給水系 低圧代替注水系(A),(B)分岐部～低圧代替注水系配管(A)分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					補給水系 低圧代替注水系配管(A)分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					補給水系 低圧代替注水系配管(A)分岐部～復水補給水系可搬式注水配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					補給水系 復水補給水系可搬式注水配管合流部～E11-F055A	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					残留熱除去系 E11-F055A～E11-F032A	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					残留熱除去系 E11-F032A～低圧代替注水配管残留熱除去系(A)合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					補給水系 復水補給水系(A)外部注水配管合流部～低圧代替注水系配管(A)分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					補給水系 低圧代替注水系(A),(B)分岐部～復水補給水系(B)外部注水配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					補給水系 復水補給水系(B)外部注水配管合流部～E11-F055B	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
残留熱除去系 E11-F055B～E11-F032B	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。								

発電用原子炉施設の種類	設備区分		系統名	機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
							「7.3 設計・開発」の適用業務	「7.4 調達」の適用業務	
原子炉格納施設	圧力低減設備 その他の安全設備	原子炉格納容器安全設備	代替循環冷却系	主配管（スプレイヘッドを含む。）	残留熱除去系 E11-F032B～低圧代替注水配管残留熱除去系(B)合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					補給水系 復水補給水系可搬式注水配管合流部	II	○	○	
					補給水系 復水補給水系(A)外部注水配管合流部	II	○	○	
					補給水系 復水補給水系(B)外部注水配管合流部	II	○	○	
					補給水系 低圧代替注水系合流部～復水移送ポンプ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					補給水系 復水移送ポンプ～補給水系復水移送ポンプ出口分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					原子炉格納容器スプレイ管（ドライウエル側）	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					補給水系 復水補給水系(A)外部注水配管合流部～下部ドライウエル	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				ポンプ	高圧代替注水系ポンプ	I	○	○	
				貯蔵槽	復水貯蔵槽	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
			高圧代替注水系	主配管（スプレイヘッドを含む。）	主蒸気系 原子炉压力容器～原子炉隔離時冷却系分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					復水給水系 代替注水配管復水給水系(A)合流部～原子炉压力容器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					復水給水系 代替注水系配管 B21-F056A 出口合流部～代替注水配管復水給水系(A)合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					復水給水系 高圧代替注水配管合流部～代替注水系配管 B21-F056A 出口合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					高圧炉心注水系 E22-F021, F022, F023～高圧炉心注水系集合管	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					高圧炉心注水系 高圧炉心注水系集合管～高圧炉心注水系(B), (C)分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				高圧炉心注水系 高圧炉心注水系(B), (C)分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				

発電用原子炉施設の 種類	設備区分		系統名	機器区分	機器名称	品質管理 グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
							「7.3 設計・開発」 の適用業務	「7.4 調達」 の適用業務	
原子 炉 格 納 施 設	圧力低減設備 その他の安全 設備	原子炉格納容器安 全設備	高圧代替 注水系	主配管（スプレ イヘッドを含 む。）	高圧炉心注水系 高圧炉心注水系 (B), (C) 分岐部 ～高圧炉心注水配管原子炉隔離時冷却系分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
					高圧炉心注水系 高圧炉心注水配管原子炉隔離時 冷却系分岐部～高圧代替注水系分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
					原子炉隔離時冷却系 原子炉隔離時冷却系分岐部 ～蒸気入口配管分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
					原子炉隔離時冷却系 蒸気出口配管合流部～サブ レクションチェンバ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
					原子炉隔離時冷却系 蒸気入口配管分岐部～E51- F080	I	○	○	
					高圧代替注水系 E51-F080～高圧代替注水系ポン プ	I	○	○	
					高圧代替注水系 高圧代替注水系ポンプ～蒸気出 口配管合流部	I	○	○	
					高圧炉心注水系 高圧代替注水系分岐部～E22- F030	I	○	○	
					高圧代替注水系 E22-F030～高圧代替注水系ポン プ	I	○	○	
					高圧代替注水系 高圧代替注水系ポンプ～B21- F058	I	○	○	
			復水給水系 B21-F058～高圧代替注水配管合流部	I	○	○			
			補給水系 復水貯蔵槽～E22-F021, F022, F023	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。					
			低圧代替 注水系	ポンプ	復水移送ポンプ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) (7 号機設備, 6, 7 号機共用)	—	○			—	原子力部門外の部署が 調達しているため、品質 管理グレードは対象外 である。			
貯蔵槽	復水貯蔵槽	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。							

発電用原子炉施設の 種類	設備区分		系統名	機器区分	機器名称	品質管理 グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
							「7.3 設計・開発」 の適用業務	「7.4 調達」 の適用業務	
原子炉格納施設	圧力低減設備 その他の安全 設備	原子炉格納容器安全 設備	低圧代替 注水系	ろ過装置	可搬型 Y 型ストレーナ (7 号機設備, 6, 7 号機共用)	II	○	○	
				安全弁及び逃がし弁	E11-F051A, B, C	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。			
				主配管 (スプレ イヘッドを含 む。)	復水給水系 代替注水配管復水給水系 (A) 合流部 ～原子炉压力容器	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。			
					復水給水系 代替注水系配管 B21-F056A 出口合流部 ～代替注水配管復水給水系 (A) 合流部	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。			
					残留熱除去系 低圧代替注水配管残留熱除去系 (A) 合流部～代替注水系配管 B21-F056A 出口合流部	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。			
					残留熱除去系 低圧代替注水配管残留熱除去系 (B) 合流部	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。			
					残留熱除去系 低圧代替注水配管残留熱除去系 (B) 合流部～原子炉压力容器	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。			
					高圧炉心注水系 E22-F021, F022, F023～高圧炉心 注水系集合管	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。			
					高圧炉心注水系 高圧炉心注水系集合管～P13- F011	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。			
					補給水系 P13-F011～低圧代替注水系合流部	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。			
					補給水系 補給水系復水移送ポンプ出口分岐部～ 低圧代替注水系 (A), (B) 分岐部	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。			
					補給水系 低圧代替注水系 (A), (B) 分岐部	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。			
					補給水系 低圧代替注水系 (A), (B) 分岐部～低圧 代替注水系配管 (A) 分岐部	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。			
					補給水系 低圧代替注水系配管 (A) 分岐部	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。			
補給水系 復水補給水系可搬式注水配管合流部～ E11-F055A	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。								
残留熱除去系 E11-F055A～E11-F032A	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。								

発電用原子炉施設の 種類	設備区分		系統名	機器区分	機器名称	品質管理 グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
							「7.3 設計・開発」 の適用業務	「7.4 調達」 の適用業務	
原子 炉 格 納 施 設	圧力低減設備 その他の安全 設備	原子炉格納容器安 全設備	低圧代替 注水系	主配管（スプレ イヘッドを含 む。）	残留熱除去系 E11-F032A～低圧代替注水配管残留熱除去系(A)合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					補給水系 復水補給水系(A)外部注水配管合流部～低圧代替注水系配管(A)分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					補給水系 低圧代替注水系(A)、(B)分岐部～復水補給水系(B)外部注水配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					補給水系 復水補給水系(B)外部注水配管合流部～E11-F055B	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					残留熱除去系 E11-F055B～E11-F032B	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					残留熱除去系 E11-F032B～低圧代替注水配管残留熱除去系(B)合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					補給水系 低圧代替注水系配管(A)分岐部～復水補給水系可搬式注水配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					補給水系 復水補給水系可搬式注水配管合流部	II	○	○	
					補給水系 復水補給水系可搬式接続口(東)～復水補給水系可搬式接続口(屋内東)	II	○	○	
					補給水系 復水補給水系可搬式接続口(屋内西)～復水補給水系可搬式注水配管合流部	II	○	○	
					補給水系 復水補給水系接続口(東)～復水補給水系(A)外部注水配管合流部	II	○	○	
					補給水系 復水補給水系(A)外部注水配管合流部	II	○	○	
					補給水系 復水補給水系(B)外部注水配管合流部	II	○	○	
					補給水系 復水補給水系接続口(南)～復水補給水系(B)外部注水配管合流部	II	○	○	
					補給水系 復水貯蔵槽～E22-F021, F022, F023	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
補給水系 復水貯蔵槽～制御棒駆動系分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。								

発電用原子炉施設の種類	設備区分		系統名	機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
							「7.3 設計・開発」の適用業務	「7.4 調達」の適用業務	
原子炉格納施設	圧力低減設備 その他の安全設備	原子炉格納容器安全設備	低圧代替注水系	主配管（スプレイヘッドを含む。）	補給水系 制御棒駆動系分岐部～低圧代替注水系合流部	Ⅲ	○	○	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。
					補給水系 低圧代替注水系合流部～復水移送ポンプ				既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。
					補給水系 復水移送ポンプ～補給水系復水移送ポンプ出口分岐部				既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。
					代替給水設備 可搬型代替注水ポンプ屋内用 20mホース				設工認申請時点において調達未実施である。
					代替給水設備 可搬型代替注水ポンプ屋外用 20mホース（7号機設備、6,7号機共用）				
		ほう酸水注入系	ポンプ	ほう酸水注入系ポンプ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				容器	ほう酸水注入系貯蔵タンク	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					安全弁及び逃がし弁	C41-F014	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
				C41-F003A, B		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				主配管（スプレイヘッドを含む。）		高圧炉心注水系 ほう酸水注入系合流部～原子炉圧力容器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
					ほう酸水注入系 ほう酸水注入系貯蔵タンク～ほう酸水注入系ポンプ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				ほう酸水注入系 ほう酸水注入系ポンプ～ほう酸水注入系合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
		放射線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	非常用ガス処理系	加熱器	非常用ガス処理系乾燥装置	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					主要弁	T22-F001A, B	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
						T22-F002A, B	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		

発電用原子炉施設の 種類	設備区分		系統名	機器区分	機器名称	品質管理 グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
							「7.3 設計・開発」 の適用業務	「7.4 調達」 の適用業務	
原子炉格納施設	圧力低減設備 その他の安全設備	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	非常用ガス処理系	主要弁	T22-F004A, B				既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。
				主配管	非常用ガス処理系 原子炉建屋原子炉区域～原子炉建屋原子炉区域入口配管分岐部			既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。	
					非常用ガス処理系 原子炉建屋原子炉区域入口配管分岐部～非常用ガス処理系不活性ガス配管合流部			既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。	
					非常用ガス処理系 非常用ガス処理系不活性ガス配管合流部～非常用ガス処理系乾燥装置(A)			既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。	
					非常用ガス処理系 原子炉建屋原子炉区域入口配管分岐部～非常用ガス処理系乾燥装置(B)			既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。	
					非常用ガス処理系 非常用ガス処理系乾燥装置			既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。	
					非常用ガス処理系 非常用ガス処理系乾燥装置(A)及び(B)～非常用ガス処理系排風機			既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。	
					非常用ガス処理系 非常用ガス処理系排風機～非常用ガス処理系フィルタ装置			既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。	
					非常用ガス処理系 非常用ガス処理系フィルタ装置			既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。	
					非常用ガス処理系 非常用ガス処理系フィルタ装置～T22-F004A, B			既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。	
					非常用ガス処理系 T22-F004A, B～非常用ガス処理系窒素パージライン(A)合流部及び非常用ガス処理系窒素パージライン(B)合流部			既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。	
					非常用ガス処理系 非常用ガス処理系窒素パージライン(A)合流部及び非常用ガス処理系窒素パージライン(B)合流部～耐圧強化ベントライン合流部			既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。	
					非常用ガス処理系 耐圧強化ベントライン合流部～主排気筒			既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。	
非常用ガス処理系 T31-F020～非常用ガス処理系不活性ガス配管合流部			既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。						

発電用原子炉施設の 種類	設備区分		系統名	機器区分	機器名称	品質管理 グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画			備考
							「7.3 設計・開発」 の適用業務	「7.4 調達」 の適用業務		
原子 炉 格 納 施 設	圧力低減設備 その他の安全 設備	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	非常用ガ ス処理系	排風機	非常用ガス処理系排風機		既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
				フィルター	非常用ガス処理系フィルタ装置		既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
			可燃性ガ ス濃度制 御系	加熱器	可燃性ガス濃度制御系再結合装置加熱器	I	○	○		
				安全弁及び逃が し弁	T49-F009		既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
					T49-F015	I	○	○		
				主要弁	T49-F001A, B		既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
					T49-F003A, B		既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
					T49-F007A, B		既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
					T49-F008A, B		既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
				主配管	可燃性ガス濃度制御系 ドライウェル～可燃性ガ ス濃度制御系再結合装置(A)	I	○	○		
					可燃性ガス濃度制御系 ドライウェル～可燃性ガ ス濃度制御系再結合装置(B)	I	○	○		
					可燃性ガス濃度制御系 可燃性ガス濃度制御系再 結合装置(A)～サブプレッションチェンバ	I	○	○		
					可燃性ガス濃度制御系 可燃性ガス濃度制御系再 結合装置(B)～フィルタベントドレン移送ライン 合流部		既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
					可燃性ガス濃度制御系 フィルタベントドレン移 送ライン合流部～サブプレッションチェンバ	I	○	○		
				ブロワ	可燃性ガス濃度制御系再結合装置ブロワ	I	○	○		
再結合装置	可燃性ガス濃度制御系再結合装置	I	○	○						

発電用原子炉施設の 種類	設備区分		系統名	機器区分	機器名称	品質管理 グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考			
							「7.3 設計・開発」 の適用業務	「7.4 調達」 の適用業務				
原子 炉 格 納 施 設	圧力低減設備 その他の安全 設備	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	可燃性ガ ス濃度制 御系	再結合装置	可燃性ガス濃度制御系再結合装置内配管 可燃性 ガス濃度制御系再結合装置入口～可燃性ガス濃度 制御系再結合装置ブロウ合流部	I	○	○				
					可燃性ガス濃度制御系再結合装置内配管 可燃性 ガス濃度制御系再結合装置ブロウ合流部～可燃性 ガス濃度制御系再結合装置ブロウ	I	○	○				
					可燃性ガス濃度制御系再結合装置内配管 可燃性 ガス濃度制御系再結合装置ブロウ～可燃性ガス濃 度制御系再結合装置冷却器出口	I	○	○				
					可燃性ガス濃度制御系再結合装置内配管 可燃性 ガス濃度制御系再結合装置冷却器出口～可燃性ガ ス濃度制御系再結合装置出口	I	○	○				
					可燃性ガス濃度制御系再結合装置内配管 可燃性 ガス濃度制御系再結合装置気水分離器～可燃性ガ ス濃度制御系再結合装置ブロウ合流部	I	○	○				
						水素濃度 抑制系	再結合装置	静的触媒式水素再結合器	I	○	○	
						耐圧強化 ベント系	圧縮機	可搬型窒素供給装置 (7号機設備, 6,7号機共用)	I	○	○	
					容器		遠隔空気駆動弁操作ボンベ	I	○	○		
					主配管			不活性ガス系 耐圧強化ベントライン分岐部～耐 圧強化ベントバイパスライン分岐部	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき 実施している。			
								不活性ガス系 耐圧強化ベントバイパスライン分 岐部～T31-F072	I	○	○	
								格納容器圧力逃がし装置 耐圧強化ベントバイパ スライン分岐部～耐圧強化ベントバイパスライン 合流部	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき 実施している。			
							格納容器圧力逃がし装置 T31-F072～耐圧強化ベ ントバイパスライン合流部	I	○	○		
							格納容器圧力逃がし装置 耐圧強化ベントバイパ スライン合流部～格納容器フィルタベントライン 分岐部	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき 実施している。				

発電用原子炉施設の 種類	設備区分		系統名	機器区分	機器名称	品質管理 グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
							「7.3 設計・開発」 の適用業務	「7.4 調達」 の適用業務	
原子 炉 格 納 施 設	圧力低減設備 その他の安全 設備	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	耐圧強化 ベント系	主配管	非常用ガス処理系 格納容器フィルタベントライ ン分岐部～耐圧強化ベントライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
					耐圧強化ベント系 耐圧強化ベント窒素パージラ イン接続口～T22-F202A 及び T22-F202B	I	○	○	
					非常用ガス処理系 T22-F202A 及び T22-F202B～非 常用ガス処理系窒素パージライン(A)合流部及び 非常用ガス処理系窒素パージライン(B)合流部	I	○	○	
					非常用ガス処理系 耐圧強化ベントライン合流部 ～主排気筒	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
					非常用ガス処理系 非常用ガス処理系窒素パージ ライン(A)合流部及び非常用ガス処理系窒素パー ジライン(B)合流部～耐圧強化ベントライン合流 部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
					不活性ガス系 サプレッションチェンバ～不活性 ガス系非常用ガス処理配管分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
					不活性ガス系 不活性ガス系非常用ガス処理配管 分岐部～ドライウエル・サプレッションチェンバ 合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
					不活性ガス系 ドライウエル・サプレッションチ ェンバ合流部～耐圧強化ベントライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
					格納容器圧力逃がし装置 可搬型窒素供給装置用 20m ホース (7号機設備, 6,7号機共用)	I	○	○	
			格納容器 圧力逃が し装置	ポンプ	ドレン移送ポンプ	I	○	○	
					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)	I	○	○	
					可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) (7号機設備, 6,7 号機共用)	—	○	—	原子力部門外の部署が 調達しているため、品質 管理グレードは対象外 である。
				圧縮機	可搬型窒素供給装置 (7号機設備, 6,7号機共用)	I	○	○	
				容器	ドレンタンク	I	○	○	
			フィルタ装置		I	○	○		

発電用原子炉施設の種類の種類	設備区分		系統名	機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
							「7.3 設計・開発」の適用業務	「7.4 調達」の適用業務	
原子炉格納施設	圧力低減設備 その他の安全設備	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	格納容器 圧力逃がし装置	容器	よう素フィルタ	I	○	○	
					遠隔空気駆動弁操作ポンベ	I	○	○	
				主要弁	T31-F019	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					T31-F022	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					T31-F070	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					T31-F072	I	○	○	
					T61-F001	I	○	○	
				主配管	可燃性ガス濃度制御系 フィルタベントドレン移送ライン合流部～サブプレッションチェンバ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					不活性ガス系 耐圧強化ベントライン分岐部～耐圧強化ベントバイパスライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					不活性ガス系 耐圧強化ベントバイパスライン分岐部～T31-F072	I	○	○	
					格納容器圧力逃がし装置 耐圧強化ベントバイパスライン分岐部～耐圧強化ベントバイパスライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					格納容器圧力逃がし装置 T31-F072～耐圧強化ベントバイパスライン合流部	I	○	○	
					格納容器圧力逃がし装置 耐圧強化ベントバイパスライン合流部～格納容器フィルタベントライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					不活性ガス系 ドライウエル～ドライウエル・サブプレッションチェンバ合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					不活性ガス系 サプレッションチェンバ～不活性ガス系非常用ガス処理配管分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					不活性ガス系 不活性ガス系非常用ガス処理配管分岐部～ドライウエル・サブプレッションチェンバ合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			

発電用原子炉施設の 種類	設備区分		系統名	機器区分	機器名称	品質管理 グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
							「7.3 設計・開発」 の適用業務	「7.4 調達」 の適用業務	
原子 炉 格 納 施 設	圧力低減設備 その他の安全 設備	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	格納容器 圧力逃が し装置	主配管	不活性ガス系 ドライウェル・サブプレッションチ ェンバ合流部～耐圧強化ベントライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。			
					格納容器圧力逃がし装置 格納容器フィルタベン トライン分岐部～格納容器フィルタベントライン 窒素パージライン合流部	I	○	○	
					格納容器圧力逃がし装置 格納容器フィルタベン トライン窒素パージライン合流部～フィルタ装置 入口ノズル	I	○	○	
					格納容器圧力逃がし装置 フィルタ装置出口ノズ ル～よう素フィルタ入口分岐部	I	○	○	
					格納容器圧力逃がし装置 よう素フィルタ入口分 岐部～よう素フィルタ(A)入口ノズル	I	○	○	
					格納容器圧力逃がし装置 よう素フィルタ入口分 岐部～よう素フィルタ(B)入口ノズル	I	○	○	
					格納容器圧力逃がし装置 よう素フィルタ(A)出 口ノズル～ベントガス放出ライン合流部	I	○	○	
					格納容器圧力逃がし装置 よう素フィルタ(B)出 口ノズル～ドレンタンクライン分岐部	I	○	○	
					格納容器圧力逃がし装置 ドレンタンクライン分 岐部～ベントガス放出ライン合流部	I	○	○	
					格納容器圧力逃がし装置 ベントガス放出ライ ン合流部～原子炉建屋頂部放出口	I	○	○	
					格納容器圧力逃がし装置 格納容器フィルタベン ト窒素パージライン接続口～格納容器フィルタベ ントライン窒素パージライン合流部	I	○	○	
					格納容器圧力逃がし装置 ドレンタンクライン分 岐部～ドレンタンク入口ノズル	I	○	○	
					格納容器圧力逃がし装置 ドレンタンク出口ノズ ル～ドレン移送ポンプ入口ライン合流部	I	○	○	
					格納容器圧力逃がし装置 フィルタ装置～ドレン 移送ポンプ入口ライン合流部	I	○	○	

発電用原子炉施設の 種類	設備区分		系統名	機器区分	機器名称	品質管理 グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
							「7.3 設計・開発」 の適用業務	「7.4 調達」 の適用業務	
原子炉格納施設	圧力低減設備 その他の安全 設備	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	格納容器 圧力逃がし装置	主配管	格納容器圧力逃がし装置 ドレン移送ポンプ入口 ライン合流部～ドレン移送ポンプ分岐部	I	○	○	
					格納容器圧力逃がし装置 ドレン移送ポンプ分岐 部～ドレン移送ポンプ(A)	I	○	○	
					格納容器圧力逃がし装置 ドレン移送ポンプ分岐 部～ドレン移送ポンプ(B)	I	○	○	
					格納容器圧力逃がし装置 ドレン移送ポンプ(A) ～ドレン移送ポンプ出口合流部	I	○	○	
					格納容器圧力逃がし装置 ドレン移送ポンプ(B) ～ドレン移送ポンプ出口合流部	I	○	○	
					格納容器圧力逃がし装置 ドレン移送ポンプ出口 合流部～ドレン移送ポンプ窒素バージライン合流 部	I	○	○	
					格納容器圧力逃がし装置 ドレン移送ポンプ窒素 バージライン合流部～T49-F020	I	○	○	
					可燃性ガス濃度制御系 T49-F020～フィルタベン トドレン移送ライン合流部	I	○	○	
					格納容器圧力逃がし装置 ドレン移送ライン窒素 バージライン接続口～ドレン移送ポンプ窒素バー ジライン合流部	I	○	○	
					格納容器圧力逃がし装置 フィルタ装置補給用接 続口～フィルタ装置	I	○	○	
					代替給水設備 可搬型代替注水ポンプ屋外用 20m ホース (7号機設備, 6,7号機共用)	III	○	○	
					格納容器圧力逃がし装置 可搬型窒素供給装置用 20m ホース (7号機設備, 6,7号機共用)	I	○	○	
					格納容器圧力逃がし装置 スクラバ水 pH 制御設備 用 3m, 5m ホース (7号機設備, 6,7号機共用)	I	○	○	
				フィルター					I
					I	○	○		

発電用原子炉施設の種類	設備区分		系統名	機器区分	機器名称	品質管理グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
							「7.3 設計・開発」の適用業務	「7.4 調達」の適用業務	
原子炉格納施設	圧力低減設備 その他の安全設備	原子炉格納容器調気設備	不活性ガス系	主要弁	T31-F001	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					T31-F002	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					T31-F003	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					T31-F010	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					T31-F011	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					T31-F012	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					T31-F016	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					T31-F019	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					T31-F020	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					T31-F021	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				T31-F022	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				主配管	不活性ガス系 原子炉区域・タービン区域換気空調系～不活性ガス系原子炉区域・タービン区域空調配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					不活性ガス系 不活性ガス系原子炉区域・タービン区域空調配管合流部～不活性ガス系ドライウェル入口配管合流部及び不活性ガス系サブプレッションチェンバ入口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			

発電用原子炉施設の 種類	設備区分		系統名	機器区分	機器名称	品質管理 グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
							「7.3 設計・開発」 の適用業務	「7.4 調達」 の適用業務	
原子炉格納施設	原子炉格納容器調 気設備	不活性ガ ス系	主配管	不活性ガス系 不活性ガス系ドライウエル入口配 管合流部及び不活性ガス系サブプレッショ ンチェンバ入口配管合流部～ドライウエル及びサブプレッ ションチェンバ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。				
				不活性ガス系 窒素補給用配管 5,6 号機取合点～ T31-F010	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。				
				不活性ガス系 T31-F010～不活性ガス系ドライウ エル入口配管合流部及び不活性ガス系サブプレッ ションチェンバ入口配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。				
				不活性ガス系 窒素パージ用配管 5,6 号機取合点 ～T31-F016	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。				
				不活性ガス系 T31-F016～不活性ガス系原子炉区 域・タービン区域空調配管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。				
				不活性ガス系 ドライウエル～ドライウエル・サ ブプレッショ ンチェンバ合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。				
				不活性ガス系 サブプレッショ ンチェンバ～不活性 ガス系非常用ガス処理配管分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。				
				不活性ガス系 不活性ガス系非常用ガス処理配管 分岐部～ドライウエル・サブプレッショ ンチェンバ 合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。				
				不活性ガス系 ドライウエル・サブプレッショ ンチェンバ合流部～耐圧強化ベントライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。				
				不活性ガス系 不活性ガス系非常用ガス処理配管 分岐部～T31-F020	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。				
	圧力低減設備 その他の安全 設備	圧力逃がし装置	格納容器 圧力逃が し装置	容器	ドレンタンク	I	○	○	
					フィルタ装置	I	○	○	
					よう素フィルタ	I	○	○	
					遠隔空気駆動弁操作作用ポンベ	I	○	○	
			主要弁	T31-F070	既設設備であり、当時の調達管理に基づき 実施している。				
				T31-F072	I	○	○		

発電用原子炉施設の 種類	設備区分		系統名	機器区分	機器名称	品質管理 グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
							「7.3 設計・開発」 の適用業務	「7.4 調達」 の適用業務	
原子炉格納施設	圧力低減設備 その他の安全 設備	圧力逃がし装置	格納容器 圧力逃が し装置	主要弁	T61-F001	I	○	○	
					T31-F019	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					T31-F022	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				圧力開放板	ラプチャーディスク（フィルタ装置出口側）	I	○	○	
					ラプチャーディスク（よう素フィルタ出口側）	I	○	○	
				主配管	格納容器圧力逃がし装置 格納容器フィルタベントライン分岐部～格納容器フィルタベントライン窒素パージライン合流部	I	○	○	
					格納容器圧力逃がし装置 格納容器フィルタベントライン窒素パージライン合流部～フィルタ装置入口ノズル	I	○	○	
					格納容器圧力逃がし装置 フィルタ装置出口ノズル～よう素フィルタ入口分岐部	I	○	○	
					格納容器圧力逃がし装置 よう素フィルタ入口分岐部～よう素フィルタ(A)入口ノズル	I	○	○	
					格納容器圧力逃がし装置 よう素フィルタ入口分岐部～よう素フィルタ(B)入口ノズル	I	○	○	
					格納容器圧力逃がし装置 よう素フィルタ(A)出口ノズル～ベントガス放出ライン合流部	I	○	○	
					格納容器圧力逃がし装置 よう素フィルタ(B)出口ノズル～ドレンタンクライン分岐部	I	○	○	
					格納容器圧力逃がし装置 ドレンタンクライン分岐部～ベントガス放出ライン合流部	I	○	○	
					格納容器圧力逃がし装置 ベントガス放出ライン合流部～原子炉建屋頂部放出口	I	○	○	
					格納容器圧力逃がし装置 格納容器フィルタベント窒素パージライン接続口～格納容器フィルタベントライン窒素パージライン合流部	I	○	○	

発電用原子炉施設の 種類	設備区分		系統名	機器区分	機器名称	品質管理 グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
							「7.3 設計・開発」 の適用業務	「7.4 調達」 の適用業務	
原子 炉 格 納 施 設	圧力低減設備 その他の安全 設備	圧力逃がし装置	格納容器 圧力逃が し装置	主配管	格納容器圧力逃がし装置 ドレンタンクライン分岐部～ドレンタンク入口ノズル	I	○	○	
					格納容器圧力逃がし装置 ドレンタンク出口ノズル～ドレン移送ポンプ入口ライン合流部	I	○	○	
					格納容器圧力逃がし装置 フィルタ装置～ドレン移送ポンプ入口ライン合流部	I	○	○	
					格納容器圧力逃がし装置 ドレン移送ポンプ入口ライン合流部～ドレン移送ポンプ分岐部	I	○	○	
					格納容器圧力逃がし装置 ドレン移送ポンプ分岐部～ドレン移送ポンプ(A)	I	○	○	
					格納容器圧力逃がし装置 ドレン移送ポンプ分岐部～ドレン移送ポンプ(B)	I	○	○	
					格納容器圧力逃がし装置 ドレン移送ポンプ(A)～ドレン移送ポンプ出口合流部	I	○	○	
					格納容器圧力逃がし装置 ドレン移送ポンプ(B)～ドレン移送ポンプ出口合流部	I	○	○	
					格納容器圧力逃がし装置 ドレン移送ポンプ出口合流部～ドレン移送ポンプ窒素パージライン合流部	I	○	○	
					格納容器圧力逃がし装置 ドレン移送ポンプ窒素パージライン合流部～T49-F020	I	○	○	
					可燃性ガス濃度制御系 T49-F020～フィルタベントドレン移送ライン合流部	I	○	○	
					格納容器圧力逃がし装置 ドレン移送ライン窒素パージライン接続口～ドレン移送ポンプ窒素パージライン合流部	I	○	○	
					格納容器圧力逃がし装置 フィルタ装置補給用接続口～フィルタ装置	I	○	○	
					可燃性ガス濃度制御系 フィルタベントドレン移送ライン合流部～サブプレッションチェンバ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
不活性ガス系 耐圧強化ベントライン分岐部～耐圧強化ベントバイパスライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。								

発電用原子炉施設の 種類	設備区分		系統名	機器区分	機器名称	品質管理 グレード	保安規定品質マネジメントシステム計画		備考
							「7.3 設計・開発」 の適用業務	「7.4 調達」 の適用業務	
原子 炉 格 納 施 設	圧力低減設備 その他の安全 設備	圧力逃がし装置	格納容器 圧力逃が し装置	主配管	不活性ガス系 耐圧強化ベントバイパスライン分岐部～T31-F072	I	○	○	
					格納容器圧力逃がし装置 耐圧強化ベントバイパスライン分岐部～耐圧強化ベントバイパスライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					格納容器圧力逃がし装置 T31-F072～耐圧強化ベントバイパスライン合流部	I	○	○	
					格納容器圧力逃がし装置 耐圧強化ベントバイパスライン合流部～格納容器フィルタベントライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					不活性ガス系 ドライウエル～ドライウエル・サブプレッションチェンバ合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					不活性ガス系 サブプレッションチェンバ～不活性ガス系非常用ガス処理配管分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					不活性ガス系 不活性ガス系非常用ガス処理配管分岐部～ドライウエル・サブプレッションチェンバ合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					不活性ガス系 ドライウエル・サブプレッションチェンバ合流部～耐圧強化ベントライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					格納容器圧力逃がし装置 スクラバ水 pH 制御設備用 3m, 5m ホース (7号機設備, 6, 7号機共用)	I	○	○	
					代替給水設備 可搬型代替注水ポンプ屋外用 20m ホース (7号機設備, 6, 7号機共用)	III	○	○	
				格納容器圧力逃がし装置 可搬型窒素供給装置用 20m ホース (7号機設備, 6, 7号機共用)	I	○	○		
				フィルター	フィルタ装置	I	○	○	
					よう素フィルタ	I	○	○	

注記* : 「一」は、該当する系統が存在しない場合、又は実用炉規則別表第二を細分化した際に、該当する設備区分名称が存在しない場合を示す。