

VI-1-8-2 原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書

目 次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
2.1 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	1
2.1.1 可燃性ガス濃度制御系	2
2.1.2 窒素ガス代替注入系	2
2.1.3 格納容器フィルタベント系	2
2.1.4 格納容器水素濃度（S A）及び格納容器水素濃度（B系）並びに格納容器酸素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（B系）	3
2.2 原子炉建物等の損傷を防止するための水素濃度低減設備	4
2.2.1 格納容器フィルタベント系	4
2.2.2 静的触媒式水素処理装置	4
2.2.3 原子炉建物水素濃度	4
3. 原子炉格納施設の水素濃度低減性能の評価	10
4. 原子炉格納施設の水素濃度低減設備の詳細設計	10
4.1 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	10
4.1.1 可燃性ガス濃度制御系	10
4.1.2 窒素ガス代替注入系	10
4.1.3 格納容器フィルタベント系	11
4.1.4 格納容器水素濃度（S A）及び格納容器水素濃度（B系）並びに格納容器酸素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（B系）	12
4.2 原子炉建物等の損傷を防止するための水素濃度低減設備	13
4.2.1 格納容器フィルタベント系	13
4.2.2 静的触媒式水素処理装置	13
4.2.3 原子炉建物水素濃度	16
4.3 水素濃度低減設備に係る電源	17
4.3.1 可燃性ガス濃度制御系	17
4.3.2 窒素ガス代替注入系	17
4.3.3 格納容器フィルタベント系	17
4.3.4 格納容器水素濃度（S A）及び格納容器水素濃度（B系）並びに格納容器酸素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（B系）	17
4.3.5 静的触媒式水素処理装置	17
4.3.6 原子炉建物水素濃度	18
別添 1 静的触媒式水素処理装置の設計	

1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」第44条、第67条及び第68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」の要求に対する原子炉格納施設の水素ガスの濃度を低減するための設備の性能について説明するものである。

本資料では、原子炉冷却材喪失事故時に原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を可燃限界未満に維持するための設備である可燃性ガス濃度制御系、炉心の著しい損傷が発生した場合における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備である窒素ガス代替注入系及び格納容器フィルタベント系並びに炉心の著しい損傷が発生した場合における水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備である静的触媒式水素処理装置の水素濃度低減性能並びに監視することが必要なパラメータについて、機能が要求される状態での条件を踏まえて所要の性能が発揮されることを説明する。

なお、格納容器フィルタベント系については、添付書類VI-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」で詳細に述べる。

2. 基本方針

原子炉格納施設の水素ガスの濃度を低減し、原子炉格納容器の破損を防止するための設備として可燃性ガス濃度制御系、窒素ガス代替注入系及び格納容器フィルタベント系を、原子炉建物等の損傷を防止するための設備として格納容器フィルタベント系及び静的触媒式水素処理装置を設置する。

2.1 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

原子炉格納容器は、原子炉冷却材喪失事故時において、水の放射線分解等によって発生する水素濃度及び酸素濃度が可燃限界に到達しないよう、窒素ガス制御系により、通常運転時より原子炉格納容器内を不活性化する設計とする。

また、水素濃度及び酸素濃度が可燃限界に達するまでに遠隔操作にて、可燃性ガス濃度制御系を起動することによって、水素と酸素を再結合できる設計とする。なお、設計基準事故である原子炉冷却材喪失事故時に蓄積される水素濃度及び酸素濃度については、あらかじめ原子炉格納容器内を不活性化していること及び可燃性ガス濃度制御系の処理能力によって、水素濃度及び酸素濃度が可燃限界に到達しないことを設置（変更）許可における添付書類十「I 3.5.2 可燃性ガスの発生」において確認している。

重大事故等時においては、炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム－水反応及び金属腐食によって発生する水素ガス、水の放射線分解によって発生する水素ガス及び酸素ガスによる水素爆発を防止できるよう、窒素ガス制御系により、通常運転時より原子炉格納容器内を不活性化する設計とするとともに、水素ガス及び酸素ガスの濃度を低減するため、窒素ガス代替注入系及び格納容器フィルタベント系を設置する。

窒素ガス代替注入系は，原子炉格納容器に不活性ガスである窒素ガスを注入し，水素濃度及び酸素濃度を低減できる設計とする。

格納容器フィルタベント系は，原子炉格納容器内に蓄積した水素ガス及び酸素ガスを原子炉格納容器外へ排出することで，原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を継続的に低減できる設計とする。

2.1.1 可燃性ガス濃度制御系

原子炉冷却材喪失事故時において，原子炉格納容器内で発生する水素ガス及び酸素ガスにより原子炉格納容器の健全性を損なわないように，可燃性ガス濃度制御系を設置する。

可燃性ガス濃度制御系は，図 2-1 に示すとおり，ブロワ，加熱器，再結合器，冷却器等によって構成し，原子炉冷却材喪失事故時に原子炉格納容器内に存在する水素濃度を 4.0vol%未満又は酸素濃度を 5.0vol%未満に維持し，可燃限界に達しないようにすることができる設計とする。

可燃性ガス濃度制御系は，通常運転中，原子炉格納容器に窒素ガス制御系により窒素ガスを充てんすることとあいまって，原子炉冷却材喪失事故時に原子炉格納容器内の水素濃度又は酸素濃度を，可燃限界である水素濃度 4.0vol%未満又は酸素濃度 5.0vol%未満に維持できるように設計する。また，可燃性ガス濃度制御系は，原子炉格納容器内のガスを置換することなく，水素濃度及び酸素濃度を制御できる設計とする。可燃性ガス濃度制御系の電源については，非常用ディーゼル発電機から給電が可能な設計とする。

2.1.2 窒素ガス代替注入系

炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止できるように，原子炉格納容器内を不活性化するための設備として，窒素ガス代替注入系を設置する。原子炉格納容器内の水素爆発防止のための運用にあたっては，可搬式窒素供給装置により，原子炉格納容器内へ不活性ガスである窒素ガスを注入することで，原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を可燃限界未満にできる設計とする。可搬式窒素供給装置の電源については，重大事故等対処設備である可搬式窒素供給装置用発電設備から給電が可能な設計とする。

窒素ガス代替注入系の系統概略図を図 2-2 に示す。

2.1.3 格納容器フィルタベント系

炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止するための設備として，格納容器フィルタベント系を設置する。

格納容器フィルタベント系の系統概略図を図 2-3 に示す。

原子炉格納容器内の水素爆発防止のための運用にあたっては，原子炉格納容器内で発生

する水素ガス及び酸素ガスを排出することを目的とする。なお、上記設備の設置においては以下の条件を満たす設計とする。

- (1) 排出経路での水素爆発を防止するため、系統待機時は系統内を窒素ガス置換しておくことで、ベント実施時に排出ガスに含まれる水素ガスと酸素ガスにより系統内が可燃領域となることを防止する設計とする。
- (2) ベント停止後に第1ベントフィルタスクラバ容器内に蓄積した放射性物質による水の放射線分解で発生する水素ガス及び酸素ガスによって、系統内が可燃領域に達することを防止するため、外部より不活性ガスを供給することにより系統内を置換することが可能な設計とする。
- (3) 排出経路に第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器を設置することにより、排出ガスに含まれる放射性物質を低減することが可能な設計とする。
- (4) 排出経路における線量当量率を測定し、放射性物質を含む気体の排気を検出及び放射性物質濃度を推定できるよう、第1ベントフィルタ出口配管に第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（低レンジ）及び第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）を設ける設計とする。
- (5) 排出経路における水素濃度を測定し、監視できるよう、第1ベントフィルタ出口配管に第1ベントフィルタ出口水素濃度を設ける設計とする。
- (6) 排出経路に可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け、可燃性ガスを連続して排出できる設計とする。
- (7) 格納容器フィルタベント系の電源については、重大事故等対処設備である常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。

2.1.4 格納容器水素濃度（S A）及び格納容器水素濃度（B系）並びに格納容器酸素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（B系）

水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が変動する可能性のある範囲を測定できる設備として、格納容器水素濃度（S A）及び格納容器水素濃度（B系）並びに格納容器酸素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（B系）を設ける設計とする。

格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）の電源については、重大事故等対処設備である常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能とし、格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）は、常設代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。また、中央制御室及び緊急時対策所より監視できる設計とする。

格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）並びに格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）の系統概略図を図2-4及び図2-5に示す。

2.2 原子炉建物等の損傷を防止するための水素濃度低減設備

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建物等の水素爆発による損傷を防止するために、原子炉格納容器から水素ガスを排出することができる設備、水素濃度制御設備及び水素濃度監視設備として以下の設備を設置する。

2.2.1 格納容器フィルタベント系

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建物等の水素爆発による損傷を防止するための設備として、格納容器フィルタベント系を設置する。

格納容器フィルタベント系の系統概略図を図 2-3 に示す。

原子炉格納容器内の水素爆発防止のための運用にあたっては、2.1.3 (1)～(7)に記載の条件を満たす設計とする。

2.2.2 静的触媒式水素処理装置

水素濃度制御設備として、原子炉建物原子炉棟 4 階に静的触媒式水素処理装置を設置し、炉心の著しい損傷により原子炉格納容器内で発生した水素ガスが原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟内へ漏えいした場合において、原子炉建物原子炉棟内の水素濃度上昇を抑制し、水素濃度を可燃限界未満に制御することで、原子炉建物原子炉棟での水素爆発を防止する設計とする。

また、静的触媒式水素処理装置は、運転員による起動操作を行うことなく、水素と酸素を触媒反応により再結合させる装置とし、駆動用の電源が不要な設計とする。

静的触媒式水素処理装置は、試験により性能及び耐環境性が確認された型式品を設置する設計とする。

静的触媒式水素処理装置は、静的触媒式水素処理装置の触媒反応時の高温ガスの排出が重大事故等時の対処に重要な計器・機器に悪影響がないよう離隔距離を設ける設計とする。

静的触媒式水素処理装置の動作確認を行うため、静的触媒式水素処理装置の入口側及び出口側に温度計を設置し、静的触媒式水素処理装置の動作状態を中央制御室及び緊急時対策所から監視できる設計とする。また、静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度の電源については、重大事故等対処設備である常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。

静的触媒式水素処理装置の概略設置図は図 2-6 に示す。

2.2.3 原子炉建物水素濃度

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建物等の水素爆発による損傷を防止するために原子炉建物原子炉棟内の水素濃度が変動する可能性のある範囲にわたり測定できる設備として、原子炉建物水素濃度を設ける設計とする。

原子炉建物水素濃度は、中央制御室及び緊急時対策所において連続監視できる設計とす

る。原子炉建物水素濃度は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。

原子炉建物水素濃度の系統概略図を図 2-7 に示す。

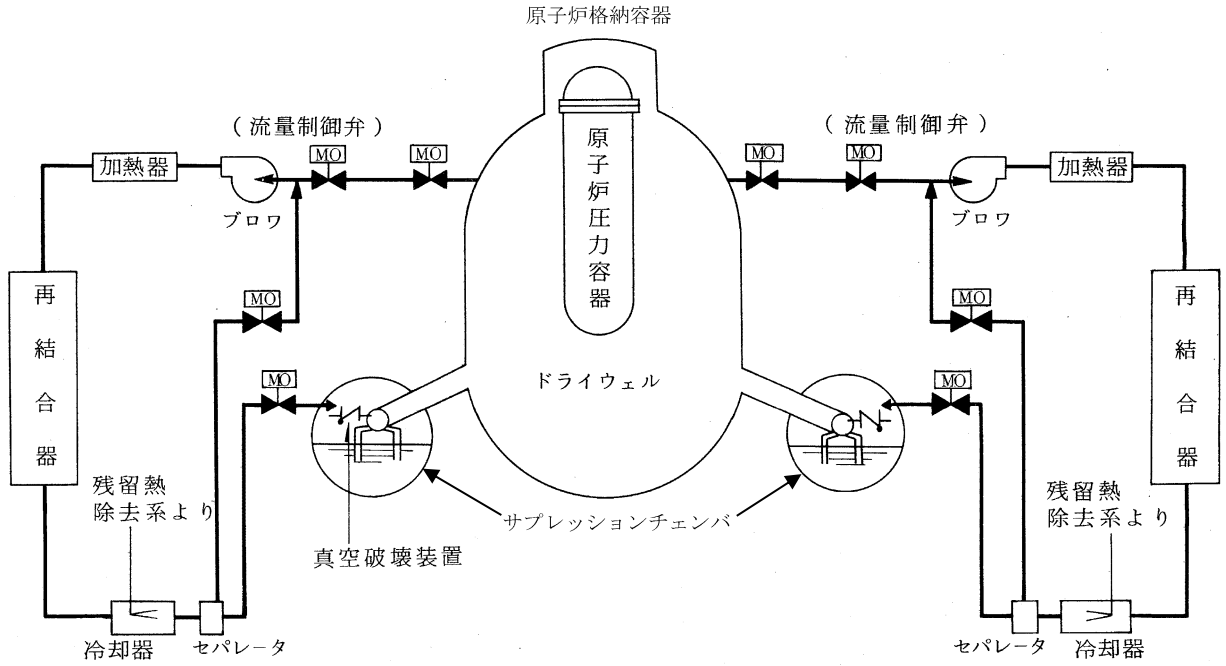


図 2-1 可燃性ガス濃度制御系の系統概略図

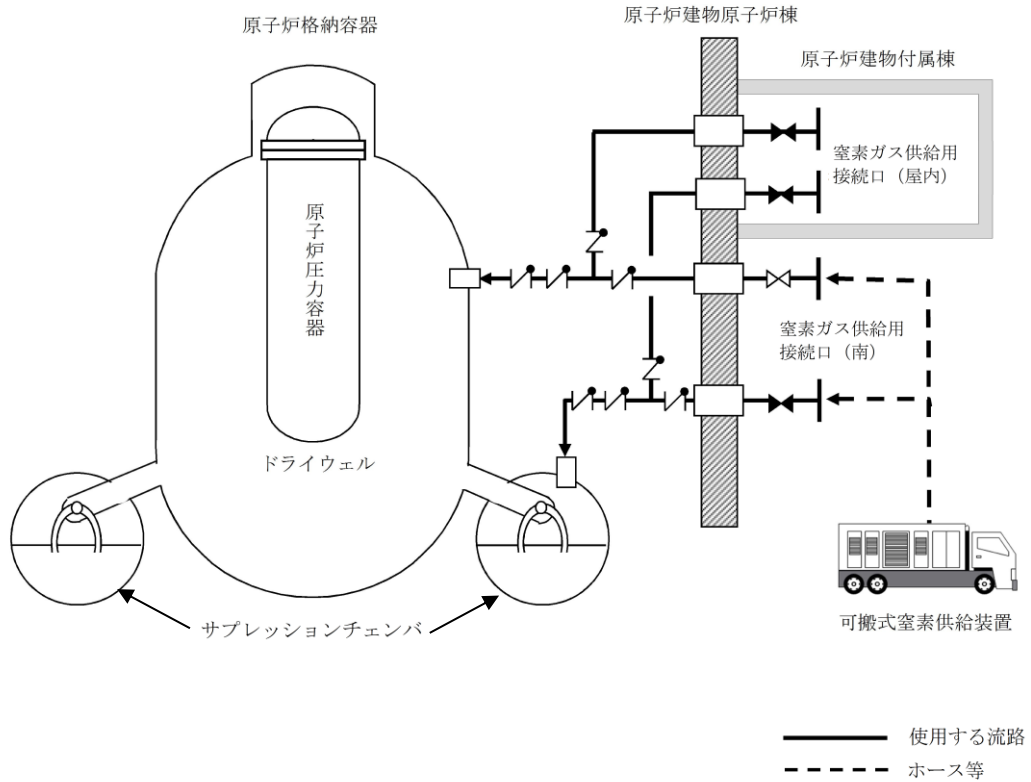


図 2-2 窒素ガス代替注入系の系統概略図

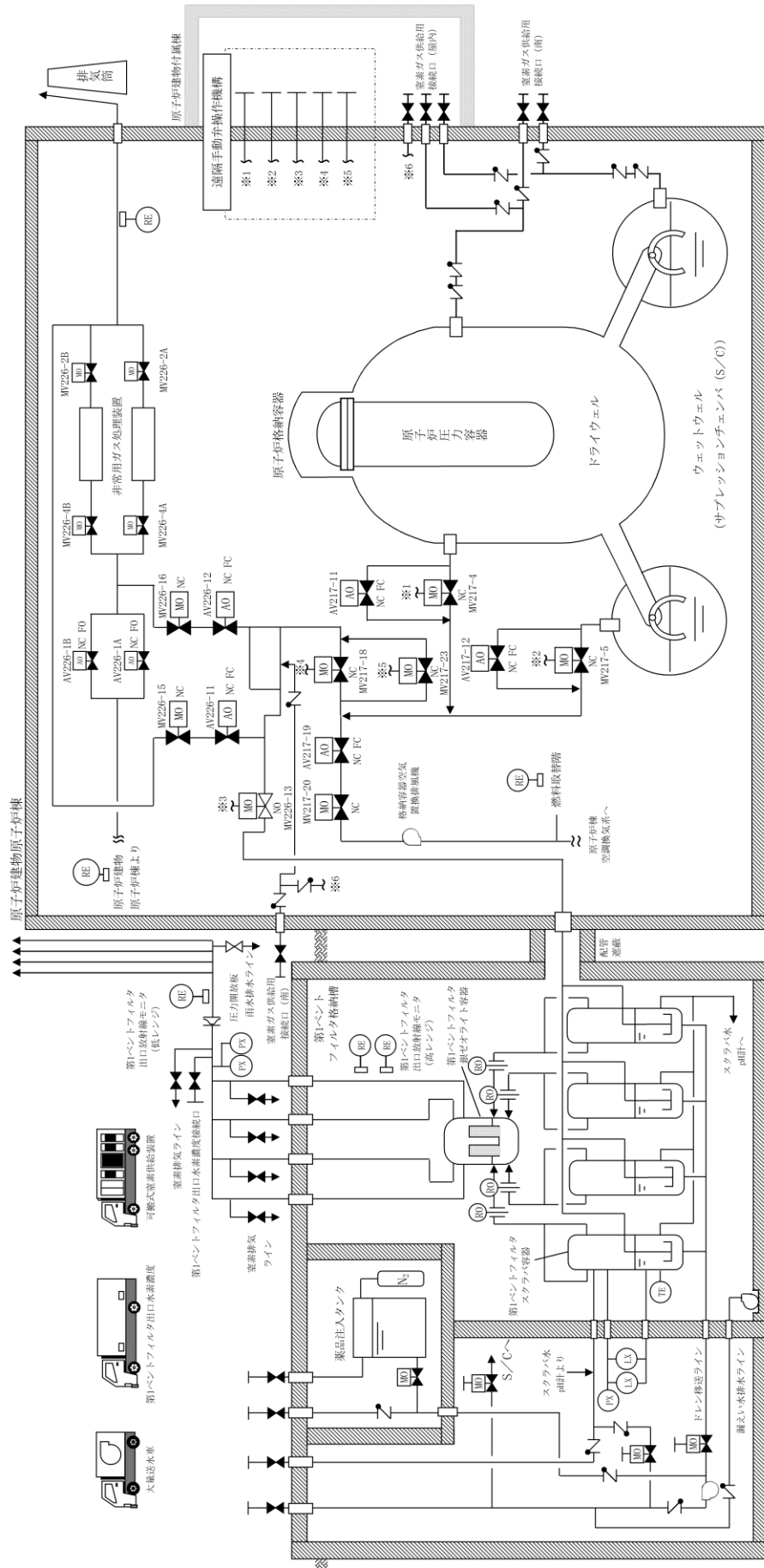


図 2-3 格納容器フィルタバント系の系統概略図

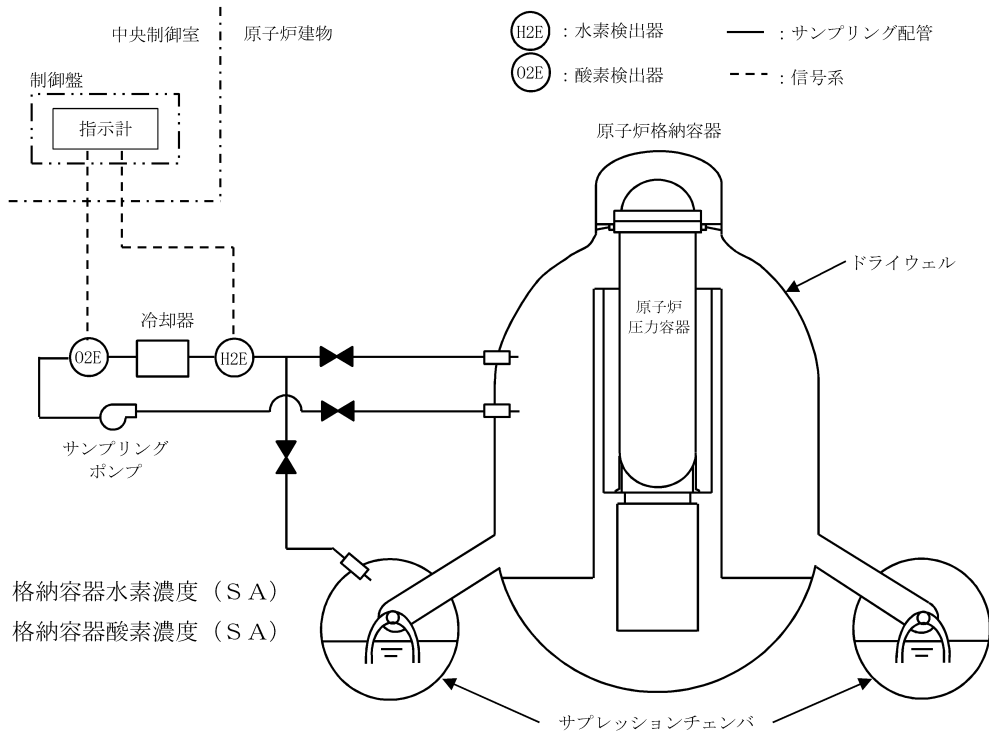
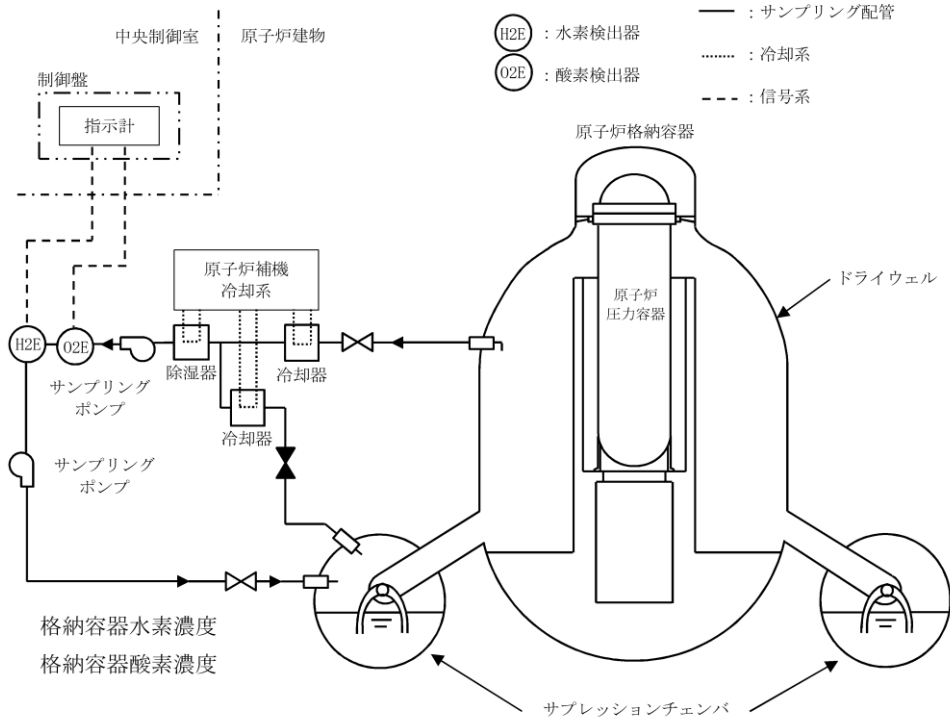


図 2-4 格納容器水素濃度 (S A) 及び格納容器酸素濃度 (S A) の系統概略図



注: 2系列のうちB系を示す。

図 2-5 格納容器水素濃度 (B系) 及び格納容器酸素濃度 (B系) の系統概略図

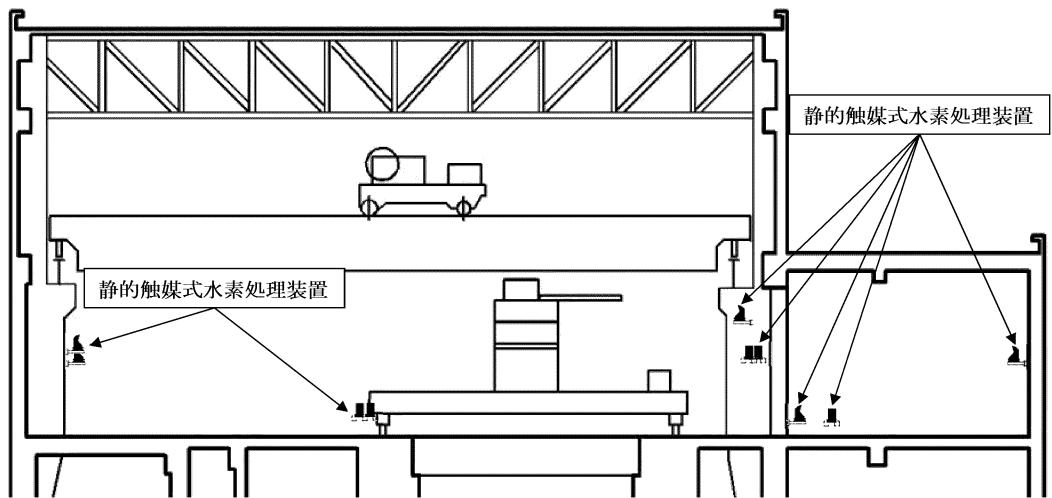


図 2-6 静的触媒式水素処理装置の概略設置図

凡例

—	信号系
H ₂ E	水素検出器(原子炉建物水素濃度)

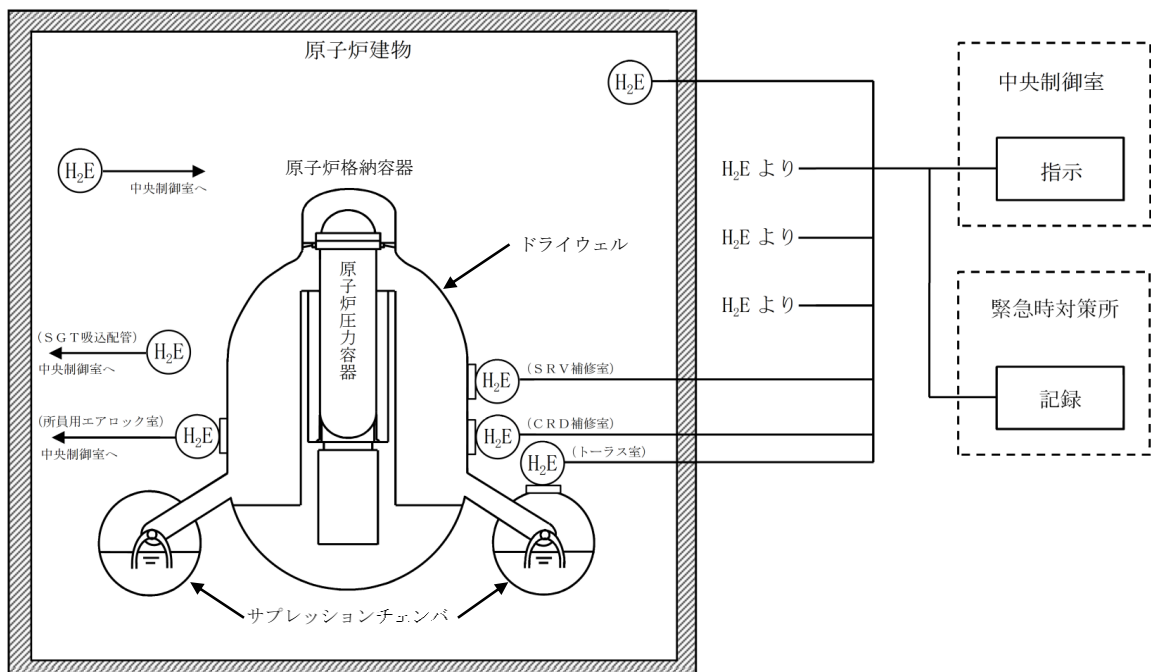


図 2-7 原子炉建物水素濃度の系統概略図

3. 原子炉格納施設の水素濃度低減性能の評価

可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度低減性能については、当該機器を設置（変更）許可における評価を踏まえた設計とし、当該機器が水素爆発による原子炉格納容器の破損防止に有効であることは、設置（変更）許可における添付書類十「I 3.5.2 可燃性ガスの発生」において確認している。

また、窒素ガス代替注入系による原子炉格納容器内の水素濃度低減性能の評価については、当該機器を設置（変更）許可における評価を踏まえた設計とし、当該機器が水素爆発による原子炉格納容器の破損防止に有効であることは、設置（変更）許可における添付書類十「II 3.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「II 3.2.1.2 残留熱代替除去系を使用する場合」において確認している。

また、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素濃度低減性能の評価については、当該装置を設置（変更）許可における評価を踏まえた設計とし、当該装置が水素爆発による原子炉格納容器の破損防止に有効であることは、設置（変更）許可における添付書類十「II 3.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「II 3.2.1.3 残留熱代替除去系を使用しない場合」において確認している。

静的触媒式水素処理装置による原子炉建物原子炉棟の水素濃度低減性能については、別添1「静的触媒式水素処理装置の設計」における水素濃度及び酸素濃度の評価において確認している。

4. 原子炉格納施設の水素濃度低減設備の詳細設計

4.1 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

4.1.1 可燃性ガス濃度制御系

可燃性ガス濃度制御系は、完全に独立した100%容量のもの2系統から構成され、各系統はブロワ、加熱器、再結合器、冷却器等から構成される設計とする。

設置（変更）許可において実施している評価を踏まえ、原子炉冷却材喪失事故時30分以内に中央制御室より手動で起動し、約3時間のウォームアップ運転後に処理が開始される設計とする。

可燃性ガス濃度制御系は、熱反応式再結合装置であるため、再結合器のガス温度によって性能が決まることから、再結合器内に挿入された熱電対によりガス温度を検出し、温度指示制御器によって加熱ヒータの出力を制御することで、再結合器出口のガス温度を一定温度に制御できる設計とする。

4.1.2 窒素ガス代替注入系

窒素ガス代替注入系の可搬式窒素供給装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解等により原子炉格納容器内に発生する水素濃度及び酸素濃度を可燃限界未満にすることが可能な設計とする。

供給量としては、設置（変更）許可における評価に用いた原子炉格納容器への供給量で

ある 100m³/h を供給可能な設計とする。これにより、原子炉格納容器内で発生する水素ガス及び酸素ガスの不確かさを考慮しても、水素濃度及び酸素濃度を可燃限界未満に維持できる設計とする。

窒素ガス代替注入系の可搬式窒素供給装置は、重大事故等時において窒素ガス供給に必要な容量を有するものを1台と、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計2台を保管する。

4.1.3 格納容器フィルタベント系

格納容器フィルタベント系は、第1ベントフィルタスクラバ容器、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器、圧力開放板、配管・弁類、計測制御装置等によって構成する。

格納容器フィルタベント系のうち、第1ベントフィルタスクラバ容器は、スクラビング水、金属フィルタで構成する。また、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は、銀ゼオライトフィルタで構成する。

格納容器フィルタベント系は、水素ガス及び酸素ガス排出設備として放射性物質低減機能及び水素爆発を防止する機能を有する設計とする。

(1) 放射性物質低減機能

格納容器フィルタベント系は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器に発生するガスを、第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器を通して大気に逃がすことで、放出される粒子状の放射性物質（セシウム等）を低減する。このため、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものとして定められている Cs-137 の放出量が 100TBq を下回ることでできる性能を有したものとする。

第1ベントフィルタスクラバ容器としては、上述した Cs-137 の放出量制限を満足させるため、粒子状放射性物質除去効率 99.9%以上の性能を有する設計とする。また、無機よう素に対して除去効率 99%以上の性能を有する設計とする。

第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は、有機よう素に対して除去効率 98%以上の性能を有する設計とする。

(2) 水素爆発を防止する機能

格納容器フィルタベント系は、可燃性ガスの爆発防止等の対策として不活性ガス（窒素ガス）に置換した状態で待機し、格納容器フィルタベント系の使用後には、可搬式窒素供給装置を用いて系統内を不活性ガスにて置換する。これにより、排気中に含まれる可燃性ガス及び使用後に水の放射線分解により発生する可燃性ガスによる爆発を防ぐことが可能な設計とする。

格納容器内酸素濃度をドライ条件に換算して 5.0vol%未満で管理することで、格納容器

フィルタベント系内で可燃性ガス濃度が可燃域に達することはない。

格納容器フィルタベント系の使用により原子炉格納容器内及びスクラビング水内に捕集された放射性物質による水の放射線分解によって発生する水素ガス及び酸素ガスの量は微量であること、また格納容器フィルタベント系の使用を継続することから、格納容器フィルタベント系内で可燃性ガス濃度が可燃域に達することはない。

排出経路で可燃性ガスが蓄積する可能性がある箇所については、バイパスラインを設置し、可燃性ガスが局所的に滞留しない設計とする。

4.1.4 格納容器水素濃度（S A）及び格納容器水素濃度（B系）並びに格納容器酸素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（B系）

格納容器水素濃度（S A）及び格納容器水素濃度（B系）並びに格納容器酸素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（B系）は、炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を監視する目的で、水素濃度及び酸素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる設計とする。

格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）は、サンプリング装置にて原子炉格納容器内の雰囲気ガスを原子炉建物原子炉棟内へ導き、検出器で測定することで、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を中央制御室及び緊急時対策所にて監視できる設計とする。

格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）は、サンプリング装置にて原子炉格納容器内の雰囲気ガスを原子炉建物原子炉棟内へ導き、検出器で測定することで、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を中央制御室及び緊急時対策所にて監視できる設計とする。

格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）については代替電源設備による給電後に、格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）を起動した時点で使用可能となるが、有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」におけるこの時点では原子炉格納容器内の酸素濃度は 5.0vol%に到達しない。また、格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）については原子炉補機代替冷却系が使用可能となった時点で使用可能となるが、有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」における原子炉補機代替冷却系が使用可能となる時点では原子炉格納容器内の酸素濃度は 5.0vol%に到達しない。

なお、格納容器水素濃度（S A）の計測範囲 0～100vol%において、計器仕様は最大±2.0vol%（ウェット）の誤差を生じる可能性があり、格納容器水素濃度（B系）の計測範囲 0～20vol%/0～100vol%において、計器仕様は最大±0.64vol%/±3.2vol%（ウェット）、±0.50vol%/±2.5vol%（ドライ）の誤差を生じる可能性があり、格納容器酸素濃度（S A）の計測範囲 0～25vol%において、計器仕様は最大±0.75vol%（ウェット）、±0.50vol%（ドライ）の誤差を生じる可能性があり、格納容器酸素濃度（B系）の計測範

囲 0～10vol%/0～25vol%において、計器仕様は最大±0.32vol%/±0.80vol%（ウェット）、±0.25vol%/±0.63vol%（ドライ）の誤差を生じる可能性があるが、この誤差があることを理解した上で、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の推移、傾向（トレンド）を監視していくことができる。また、原子炉格納容器の水素爆発を防止するための格納容器ベントの判断等に使用する（格納容器ベント基準：格納容器内酸素濃度 4.4vol%（ドライ条件）及び 1.5vol%（ウェット条件））。なお、格納容器酸素濃度（B系）の最大計測誤差は、ドライ条件において±0.25vol%、格納容器酸素濃度（SA）の最大計測誤差は、ドライ条件において±0.50vol%であり、プラス側の誤差を考慮しても可燃限界である酸素濃度(5vol%)に対して 0.1vol%の余裕を有している。

4.2 原子炉建物等の破損を防止するための水素濃度低減設備

4.2.1 格納容器フィルタベント系

「4.1.3 格納容器フィルタベント系」と同様の設計とする。

4.2.2 静的触媒式水素処理装置

静的触媒式水素処理装置は、評価に用いる性能と、水素濃度を継続的に低減させるための配置を考慮して以下のとおり設計する。

また、静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度は、静的触媒式水素処理装置の動作状況を温度上昇により確認できるよう設計する。

仕様について表 4-1 に、容量設定の条件を表 4-2 に示す。

(1) 静的触媒式水素処理装置の性能

a. 性能評価式

静的触媒式水素処理装置は、水素処理容量 0.50kg/h(1 個当たり)(水素濃度 4.0vol%、大気圧、温度 100℃において)を満足する性能評価式を持つ型式品を設置する設計とする。

具体的には、メーカーによる開発試験に基づく、温度、圧力、水素濃度等の雰囲気条件をパラメータとした水素処理容量の相関式についての検証を確認した仕様と同等の型式品を設置する設計とする。また、触媒カートリッジの寸法及び間隔を開発当時と同じ設計とし、開発試験時に使用された触媒カートリッジ枚数(88 枚)に対して、島根原子力発電所第 2 号機で使用する静的触媒式水素処理装置の触媒カートリッジ枚数は、22 枚であることから、スケールファクタ「22/88 (=0.25)」を考慮して設置する設計とする。

静的触媒式水素処理装置の詳細な性能評価式の検証については、別添 1 別紙 1「静的触媒式水素処理装置の性能確認試験について」に示す。

b. 環境条件の配慮

炉心損傷を伴う重大事故等時において、原子炉格納容器内によるセシウム等の粒子状放射性物質、ガス状よう素、蒸気等が発生するため、これらが原子炉建物原子炉棟 4 階へ漏えいした場合においても、所要の性能が発揮される型式品を設置する設計とする。

具体的には、国際的なプロジェクト試験等での以下のような環境条件への適用試験を踏まえた設計とする。

粒子状放射性物質については、沈着や格納容器スプレーにより除去されることから、原子炉建物原子炉棟 4 階への漏えい量は十分に小さくなるが、粒子状放射性物質の影響を受けても所要の性能が発揮される型式品を設置する設計とする。

蒸気環境下による性能への影響については、国際的なプロジェクト試験により、ドライ条件と水蒸気濃度 50vol% の条件下における性能比較を実施した評価試験を実施しており、性能に与える影響がないことを確認している。

ガス状よう素による性能への影響については、開発試験により性能低下が確認されているが、メーカーの提示する性能評価式に対して、試験で得られたガス状よう素による性能低下を考慮した反応阻害物質ファクタを考慮する設計としている。

原子炉建物原子炉棟 4 階の環境は、国際的なプロジェクト等の試験環境と同等以下であることから、これらの試験で有効性が確認された型式品を設置する設計とする。

蒸気環境条件の試験については、別添 1 別紙 1「静的触媒式水素処理装置の性能確認試験について」に、ガス状よう素の影響については、別添 1 別紙 2「反応阻害物質ファクタについて」に詳細を示す。

(2) 静的触媒式水素処理装置の個数及び配置

静的触媒式水素処理装置は、以下の考えに基づき、設置（変更）許可における個数（18 個）を設置することとし、配置においては、静的触媒式水素処理装置の触媒反応時の高温ガスの排出が重大事故等時の対処に重要な計器・機器に悪影響がないよう 3m 以上の離隔距離を設ける設計とする。

炉心の著しい損傷が発生し、原子炉格納容器内に水素ガスが蓄積した状態では、原子炉格納容器のフランジ部等を通じて水素ガスが原子炉建物原子炉棟内に漏えいする可能性がある。原子炉建物原子炉棟に漏えいした水素ガスは、比重の関係で原子炉建物原子炉棟 4 階まで上昇し、原子炉建物原子炉棟 4 階に滞留することが想定されるため、原子炉建物原子炉棟 4 階に 18 個を分散して設置する設計とする。設置箇所の概略設置図を図 4-1 に示す。

静的触媒式水素処理装置の温度上昇による周辺機器への悪影響について、別添 1 別紙 3「静的触媒式水素処理装置の周辺機器に対する悪影響防止について」に示す。

(3) 静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度

静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度は、中央制御室及び緊急時対策所にて動作状況を温度上昇により確認できるよう、原子炉建物原子炉棟 4 階に設置されている静的触媒式水素処理装置 (2 個) に熱電対を入口側と出口側に取り付ける設計とする。

静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度の概略構成図について図 4-2 に示す。

静的触媒式水素処理装置は、触媒における再結合反応により水素を除去する装置であるため、水素濃度の上昇に伴って装置の入口側と出口側の温度差が上昇することから、静的触媒式水素処理装置に温度計を設置することにより、水素処理の状況を把握することができる設計とする。図 4-3 に熱電対の取付位置を示す。

静的触媒式水素処理装置の動作時に想定される範囲の温度は、触媒カートリッジの出入口温度を測定した試験結果より、可燃限界水素濃度である水素濃度 4.0vol%程度で約 170K である。

静的触媒式水素処理装置出口温度は、これを包含する 0~400℃とすることで、有意な温度上昇を確認できる設計とし、重大事故等時において測定可能なよう耐環境性を有した熱電対を使用する。なお、静的触媒式水素処理装置への流路影響の観点から、水素濃度低減性能へ影響を及ぼさない設計とする。

仕様について表 4-3 に示す。

静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度の詳細について、別添 1 別紙 4「静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度について」に示す。

(4) 静的触媒式水素処理装置の性能確認方法

静的触媒式水素処理装置は、設置 (変更) 許可における評価に用いた水素処理容量 0.50kg/h (1 個当たり) (水素濃度 4.0vol%, 大気圧, 温度 100℃において) を満足する性能評価式を持つ型式品を設置する。

静的触媒式水素処理装置は、重大事故等時の環境においても所要の性能が発揮される型式品であることを確認する。

よって、静的触媒式水素処理装置は、静的触媒式水素処理装置の動作性能である性能評価式が水素処理容量 0.50kg/h (1 個当たり) (水素濃度 4.0vol%, 大気圧, 温度 100℃において) を満足するものであるかどうかを設計として確認し、その後、設置する静的触媒式水素処理装置の性能に係る影響因子を確認する手段として以下の確認を行うことで、静的触媒式水素処理装置が性能評価式 (0.50kg/h (1 個当たり) (水素濃度 4.0vol%, 大気圧, 温度 100℃において)) のとおり性能が発揮されていることを確認する。

a. 機能・性能検査

原子炉停止中に検査装置にて触媒カートリッジの水素処理性能を確認する。

b. 外観検査

原子炉停止中に静的触媒式水素処理装置のハウジング設計通りの外観であることを確認する。

触媒カートリッジは有意な変形、傷等の有無について確認する。また、員数について、規定の枚数がハウジングに収納されていることを確認する。

触媒カートリッジの表面に異常がないことを確認する。

c. 仕様確認（質量測定）

設置段階において、触媒充てん前後のカートリッジ質量を測定し、触媒充てん量を確認する。

詳細な静的触媒式水素処理装置の性能確認方法について、別添1別紙5「静的触媒式水素処理装置の性能維持管理について」に示す。

4.2.3 原子炉建物水素濃度

原子炉建物水素濃度は、炉心損傷時に原子炉格納容器内に発生する水素ガスが原子炉建物原子炉棟に漏えいした場合に、水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できるように、原子炉建物水素濃度（触媒式）では0～10vol%，原子炉建物水素濃度（熱伝導式）では0～20vol%を計測可能な範囲とする。

また、原子炉建物水素濃度は、水素ガスが最終的に滞留する原子炉建物原子炉棟4階の壁面及び天井付近、原子炉格納容器内で発生した水素ガスが漏えいする可能性のある原子炉建物原子炉棟地下1階、1階、2階及び非常用ガス処理系吸込配管近傍に設置し、水素ガスの早期検知及び滞留状況を把握のため、原子炉建物水素濃度（触媒式）では0～10vol%，原子炉建物水素濃度（熱伝導式）では0～20vol%を計測可能な範囲とする。

原子炉建物水素濃度は、触媒式及び熱伝導式であり、同一目的の水素爆発による原子炉建物原子炉棟の損傷を防止するための監視設備である熱電対式の静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度とは多様性を有した計測方式とする。

また、原子炉建物原子炉棟4階の壁面及び天井付近、地下1階、1階、2階及び非常用ガス処理系吸込配管近傍に設置する原子炉建物水素濃度に対して、静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度は原子炉建物原子炉棟4階壁面近傍に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

原子炉建物水素濃度は、原子炉建物原子炉棟の水素濃度をトレンドにて連続的に監視できる設計とする。

4.3 水素濃度低減設備に係る電源

4.3.1 可燃性ガス濃度制御系

可燃性ガス濃度制御系の電源については、非常用ディーゼル発電機から給電が可能な設計とする。

4.3.2 窒素ガス代替注入系

窒素ガス代替注入系の可搬式窒素供給装置の電源については、重大事故等対処設備である可搬式窒素供給装置用発電設備から給電が可能な設計とする。

4.3.3 格納容器フィルタベント系

格納容器フィルタベント系の電源については、重大事故等対処設備である常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。

可搬式窒素供給装置の電源については、重大事故等対処設備である可搬式窒素供給装置用発電設備から給電が可能な設計とする。

第1ベントフィルタ出口水素濃度の電源については、重大事故等対処設備である常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。

第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（低レンジ）及び第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）の電源については、重大事故等対処設備である常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。

4.3.4 格納容器水素濃度（S A）及び格納容器水素濃度（B系）並びに格納容器酸素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（B系）

格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）の電源については、重大事故等対処設備である常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。

格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）の電源については、重大事故等対処設備である常設代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。

4.3.5 静的触媒式水素処理装置

静的触媒式水素処理装置の電源については、水素と酸素を触媒反応によって再結合できる装置であり、駆動用の電源は不要である。

また、静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度の電源については、重大事故等対処設備である常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。

4.3.6 原子炉建物水素濃度

原子炉建物水素濃度の電源については、重大事故等対処設備である常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。

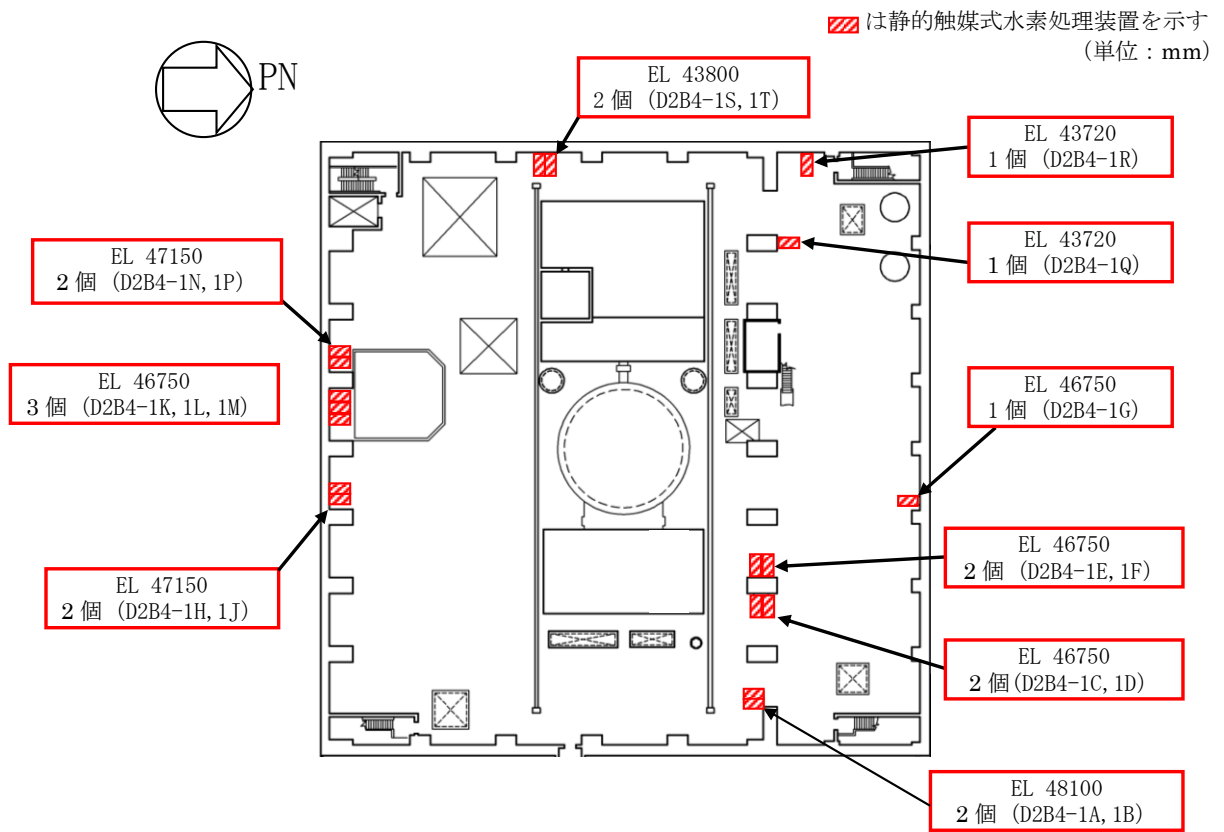


図 4-1 静的触媒式水素処理装置の概略設置図 (1/2)

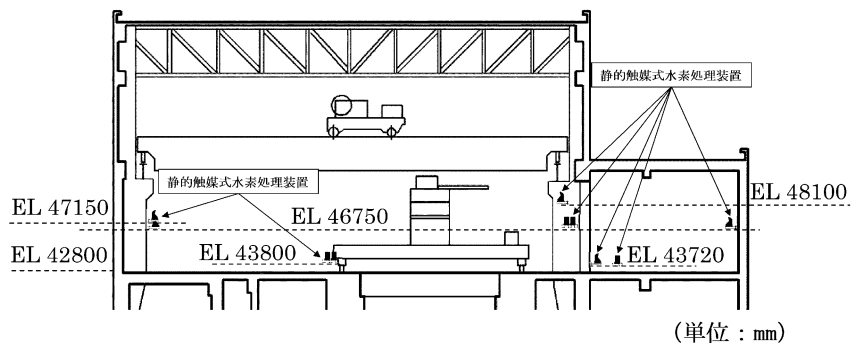


図 4-1 静的触媒式水素処理装置の概略設置図 (2/2)

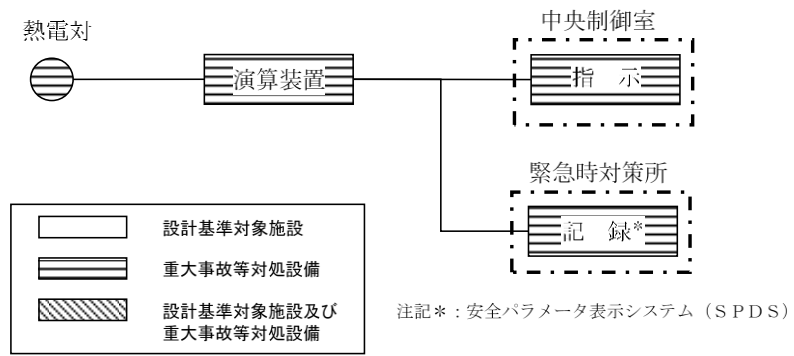


図 4-2 静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度の概略構成図

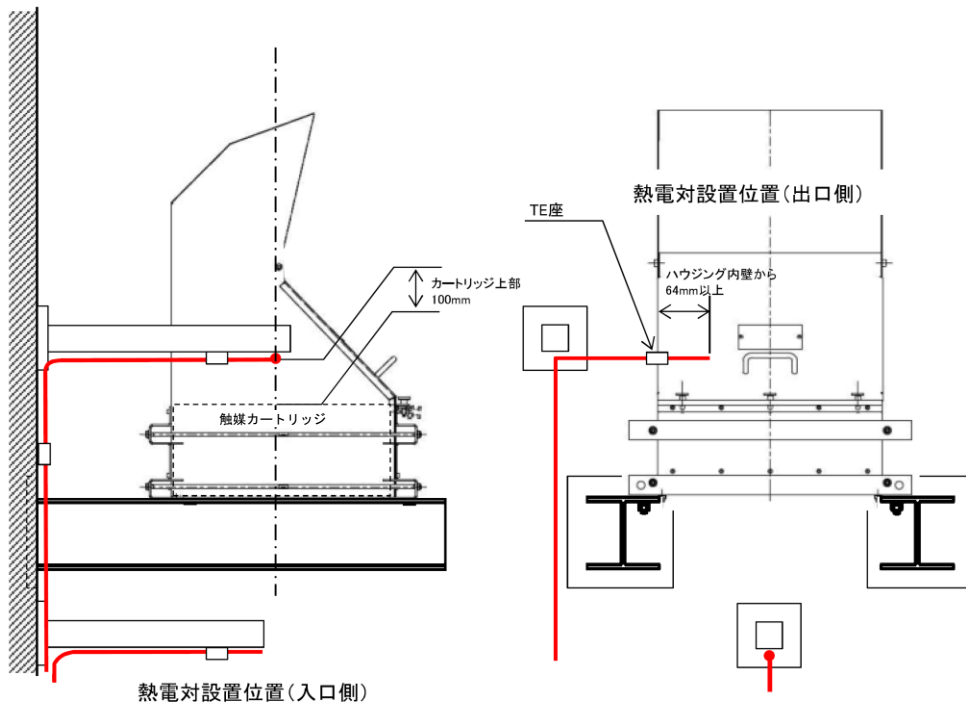


図 4-3 静的触媒式水素処理装置への熱電対取付位置概要図

表 4-1 静的触媒式水素処理装置の設計仕様

項目	仕様
水素処理容量	0.50kg/h (1 個当たり) (水素濃度 4.0vol%, 大気圧, 温度 100°Cにおいて)
静的触媒式水素処理装置 設置個数	18 個
設置箇所	原子炉建物原子炉棟 4 階

表 4-2 水素処理容量の設定条件

項目	設定条件
水素濃度 C_{H_2}	水素の可燃限界濃度 4.0vol% 未満に低減するため, 4.0vol% とする。
圧力 P	重大事故等時の原子炉建物原子炉棟の圧力は, 原子炉格納 容器からのガスの漏えいにより大気圧より僅かに高くな ると考えられるが, 保守的に大気圧 ($1.01325 \times 10^5 Pa$) と する。
温度 T	保守的に 100°C (373.15K) とする。

表 4-3 静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度の仕様

名称	検出器の 種類	計測範囲	個数	取付箇所
静的触媒式水素処理装置 入口温度	熱電対	0~100°C	2	原子炉建物原子炉棟 4 階
静的触媒式水素処理装置 出口温度	熱電対	0~400°C	2	原子炉建物原子炉棟 4 階

VI-1-8-2-別添 1 静的触媒式水素処理装置の設計

目 次

1. 概要	1
1.1 設置目的	1
2. 水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備	1
2.1 原子炉建物水素濃度抑制設備	1
2.1.1 原子炉建物水素濃度抑制設備の主要仕様	1
2.1.2 原子炉建物水素濃度抑制設備の設計方針	3
2.1.3 原子炉建物水素濃度抑制設備の設計仕様	5
2.2 原子炉建物原子炉棟の水素挙動	7
2.2.1 解析条件	10
2.2.2 解析結果	20
2.3 水素濃度監視設備	26
2.3.1 水素濃度監視設備の概要	26
2.3.2 水素濃度監視設備の主要仕様	26
別紙 1 静的触媒式水素処理装置の性能確認試験について	
別紙 2 反応阻害物質ファクタについて	
別紙 3 静的触媒式水素処理装置の周辺機器に対する悪影響防止について	
別紙 4 静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度について	
別紙 5 静的触媒式水素処理装置の性能維持管理について	

1. 概要

1.1 設置目的

炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するため、原子炉建物水素濃度抑制設備及び水素濃度監視設備を設置する。

(1) 原子炉建物水素濃度抑制設備

原子炉建物水素濃度抑制設備として静的触媒式水素処理装置（以下「PAR」という。）を設置し、原子炉建物原子炉棟内の水素濃度の上昇を抑制できる設計とする。PARは、触媒カートリッジ及びハウジングで構成し、駆動用の電源及び起動操作を必要としない設備である。

PARの動作確認を行うため、静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度を設置し、PARの動作状態を中央制御室及び緊急時対策所から監視できる設計とする。また、静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度の電源については、重大事故等対処設備である常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。

(2) 水素濃度監視設備

炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するために原子炉建物原子炉棟内の水素濃度が変動する可能性のある範囲にわたり測定できる設備として、原子炉建物水素濃度を設ける設計とする。

原子炉建物水素濃度は、中央制御室及び緊急時対策所において連続監視できる設計とする。原子炉建物水素濃度は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。

2. 水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備

2.1 原子炉建物水素濃度抑制設備

2.1.1 原子炉建物水素濃度抑制設備の主要仕様

炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するため、原子炉建物水素濃度抑制設備としてPARを設置する。なお、設置するPARは、国際的な性能試験の実績があり、欧米で納入実績のあるNIS社製のPARを採用する。

PARは、触媒反応を用いて水素と酸素を再結合させて、雰囲気を可燃限界未満に維持する設備であり、触媒カートリッジ及びハウジングで構成する。

触媒カートリッジは、ステンレス鋼板で形成したフレームの中に触媒を充てんしており、空気と触媒を接触させるために多数の長穴が開けられている。触媒にはパラジウムを使用しており、表面には疎水コーティングを施すことにより、高湿度な雰囲気から触媒を保護し、水素ガス及び酸素ガスを触媒に接触しやすくしている。

ハウジングは、ステンレス鋼製であり、触媒カートリッジを内部に収納し、触媒カートリッジを水素処理に適切な間隔に保持し、水素処理に適切なガスの流れとなるよう設計されている。

PARは、周囲の水素濃度の上昇に応じて結合反応を開始する。触媒反応により水素と酸素を結合させ、その反応熱による上昇流により触媒表面のガスの流れを促し、結合反応を維持する。触媒を通過したガス及び結合反応により生じた水蒸気は、PARの上方の排気口より空間内に拡散する。

したがって、PARは、電源及び起動操作を必要とせず、水素と酸素があれば自動的に反応を開始する設備である。

PARの主要仕様を表2-1、概要図を図2-1に示す。

表2-1 PARの主要仕様

(1) PAR		
種類	触媒反応式	
水素処理容量	0.50kg/h (1個当たり) (水素濃度 4.0vol%, 大気圧, 温度 100℃)	
最高使用温度	300℃	
(2) ハウジング		
材料	ハウジング	
	ブラケット	
寸法	全高	789mm
	幅	460mm
	奥行	460mm
(3) 触媒カートリッジ		
材料	外装パーツ	
	リベット等 小物部品	
寸法	幅	
	全高	
	厚さ	
カートリッジ枚数	22枚 (1個当たり)	
(4) 触媒		
基盤材	酸化アルミニウム (アルミナ)	
触媒材質	パラジウム	

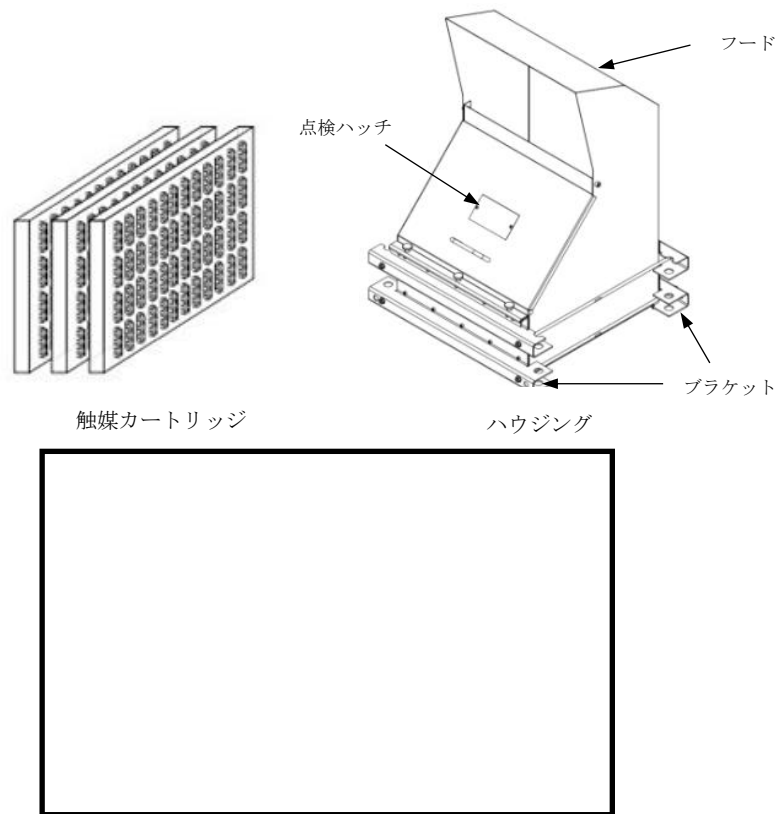


図 2-1 PAR の概要図

2.1.2 原子炉建物水素濃度抑制設備の設計方針

PAR は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器から多量の水素ガスが原子炉建物原子炉棟へ漏えいする過酷な状態を想定した場合に、原子炉建物原子炉棟内の水素濃度が可燃限界未満となる設計とする。

原子炉格納容器からの水素ガスの漏えい量は、事故シナリオに依存するが、有効性評価結果（炉心損傷に伴う水素発生が想定される事故シナリオの中で、原子炉格納容器圧力・温度が高い値で推移し、原子炉格納容器から原子炉建物への水素ガスの漏えい量が多くなる「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」を選定）を踏まえた条件において、原子炉建物原子炉棟内の水素濃度が可燃限界未満となることを必要条件とした上で、更に過酷な条件を想定して、PAR の設計を実施する。

(1) 水素漏えい条件

水素漏えい条件は、表 2-2 に示すとおり、有効性評価結果を踏まえた条件より十分保守的に設定している。

表 2-2 PAR 設計条件における水素漏えい条件

項目	設計条件	(参考) 有効性評価結果 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損))
水素発生量	約 1000kg (AFC (燃料有効部被 覆管) 100%相当)	約 200kg (AFC 約 20%相当)
原子炉格納容器 漏えい率	10%/day	約 1.3%/day (2Pd 時)

a. 水素発生量 (AFC100%) について

有効性評価シナリオ (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) における水素発生量は、約 200kg (AFC 約 20%相当の水素発生量) であるが、更に過酷な条件として、約 1000kg (AFC100%相当) が発生するものとして PAR を設計する。

b. 原子炉格納容器漏えい率について

重大事故等時で原子炉格納容器圧力が設計圧力を超える場合の原子炉格納容器漏えい率は、以下の AEC (Atomic Energy Commission) の式から設定する。重大事故等時は、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力の 2 倍 (以下「2Pd」という。) を超えないように運用するため、2Pd における原子炉格納容器漏えい率が最大漏えい率となり、事故時条件として 200℃, 2Pd, AFC100%相当の水素発生量を想定した場合におけるガス組成 (水素 17vol%, 窒素 16vol%, 水蒸気 67vol%) を踏まえると、AEC の式から約 1.3%/day となる。この値は、有効性評価結果を包含した条件であるが、更に過酷な条件として 10%/day の漏えい率を仮定し、PAR を設計する。

(AEC の式)

$$L = L_0 \cdot \sqrt{\frac{(P_t - P_a) \cdot R_t \cdot T_t}{(P_b - P_a) \cdot R_b \cdot T_b}}$$

L : 原子炉格納容器漏えい率

L₀ : 設計漏えい率

P_t : 原子炉格納容器内圧力

P_a : 原子炉格納容器外圧力

P_b : 原子炉格納容器設計圧力

R_t : 事故時の気体定数

R_b : 空気の気体定数

T_t : 原子炉格納容器内温度

T_b : 原子炉格納容器設計温度

2.1.3 原子炉建物水素濃度抑制設備の設計仕様

PAR 設計方針に基づき設定した PAR の設計仕様を表 2-3 に示す。

表 2-3 PAR 設計仕様

項目	仕様
水素処理容量	0.50kg/h (1 個当たり) (水素濃度 4.0vol%, 大気圧, 温度 100℃において)
PAR 設置個数	18 個
設置箇所	原子炉建物原子炉棟 4 階

(1) 水素処理容量について

PAR の水素処理容量は、以下の基本性能評価式によって表される。

$$DR = A \cdot \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right)^{1.307} \cdot \frac{P}{T} \cdot 3600 \cdot SF \dots \dots \dots (2.1)$$

DR : 水素処理容量[kg/h (1 個当たり)]

A : 定数

C_{H_2} : PAR 入口水素濃度[vol%]

P : 圧力[10⁵Pa]

T : 温度[K]

SF : スケールファクタ[-]

式 (2.1) は、メーカーによる開発試験を通じて、温度、圧力、水素濃度等の雰囲気条件をパラメータとした水素処理容量の相関式であり、水素処理容量は、単位時間当たり PAR 内部を通過し、酸素ガスと結合し水蒸気になる水素ガスの重量を示している。

スケールファクタは、触媒カートリッジの寸法及び間隔を開発当時と同じとすることを前提とし、開発試験時に使用された触媒カートリッジ枚数 (88 枚) に対して、実機で使用する PAR の触媒カートリッジ枚数の比として設定されている。島根原子力発電所第 2 号機で使用する PAR の触媒カートリッジ枚数は、22 枚であり、スケールファクタは、「22/88 (= 0.25)」となる。

これらに表 2-4 の条件を設定し、PAR の水素処理容量は、0.50kg/h (1 個当たり) (水素濃度 4.0vol%, 大気圧, 100℃) とする。

表 2-4 水素処理容量の設定条件

項目	設定条件
水素濃度 C_{H_2}	水素の可燃限界濃度 4.0vol%未満に低減するため、4.0vol%とする。
圧力P	重大事故等時の原子炉建物原子炉棟の圧力は、原子炉格納容器からのガスの漏えいにより大気圧より僅かに高くなると考えられるが、保守的に大気圧 ($1.01325 \times 10^5 \text{Pa}$) とする。
温度T	保守的に 100°C (373.15K) とする。

(2) PAR 設置個数

PAR の実機設計においては、PAR の設置環境を踏まえ、式 (2.1) に反応阻害物質ファクタ ($F_{inhibit}$) を乗じた式 (2.2) を用いる。

反応阻害物質ファクタとは、重大事故等時に原子炉格納容器内に存在するガス状よう素による PAR の性能低下を考慮したものであり、島根原子力発電所第 2 号機の実機設計における水素処理容量は、PAR の水素処理容量 (0.50kg/h (1 個あたり)) に 0.5 を乗じた 0.25kg/h (1 個あたり) とする。

$$DA = A \cdot \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right)^{1.307} \cdot \frac{P}{T} \cdot 3600 \cdot SF \cdot SF_{inhibit} \dots \dots \dots (2.2)$$

- DR : 水素処理容量[kg/h (1 個あたり)]
- A : 定数
- C_{H_2} : PAR 入口水素濃度[vol%]
- P : 圧力[10^5Pa]
- T : 温度[K]
- SF : スケールファクタ [=0.25]
- $F_{inhibit}$: 反応阻害物質ファクタ [=0.5]

これに表 2-2 で設定した PAR 設計条件を踏まえ、PAR の必要個数 17 個以上に余裕を見込み 18 個設置する。

$$\begin{aligned} \text{PAR 必要個数} &= \text{水素発生量} \times \text{原子炉格納容器漏えい率} / 24[\text{h/day}] / \text{設計水素処理容量} \\ &= 1000[\text{kg}] \times 10[\%/day] / 24[\text{h/day}] / 0.25[\text{kg/h (1 個あたり)}] \\ &= 16.7[\text{個}] \end{aligned}$$

2.2 原子炉建物原子炉棟の水素挙動

PAR の効果について、解析コード「GOTHIC」を使用した解析により原子炉建物原子炉棟の水素挙動を確認する。

解析条件を表 2-5 及び表 2-6 に、原子炉建物原子炉棟の解析モデルを図 2-2 に、解析モデルにおける原子炉建物原子炉棟 4 階の PAR の配置を図 2-3 に示す。




PAR を設置している原子炉建物原子炉棟 4 階においては、90 個のサブボリュームに分割し、設置位置に該当する各ボリュームに PAR を模擬したモデルを設定している。

大物搬入口及び地下ハッチ領域については、自然対流を模擬するため幾つかのサブボリュームに分割している。

表 2-5 PAR の解析条件

No	項目	説明	入力値
1	PAR の性能 (NIS 製 PAR-22)	$DR = A \cdot \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right)^{1.307} \cdot \frac{P}{T} \cdot 3600 \cdot SF$	—
	(1) 水素処理容量 DR	DR : 水素処理容量[kg/h (1 個当たり)] A : 定数 	
		C_{H_2} : PAR 入口水素濃度[vol%] P : 圧力[10 ⁵ Pa] T : 温度[K] SF : スケールファクタ[—]	
	(2) 反応阻害物質 ファクタ F _{inhibit}	製造上の性能のばらつき、プラント運転中及び事故時の劣化余裕を考慮する。	0.5 (事故初期より一定)
	(3) 低酸素ファクタ F _{lowO₂}	低酸素ファクタは、以下のとおりとする。ただし、1 以上の場合は全て 1 とし、0 未満の場合は全て 0 とする。 $F_{lowO_2} = 0.7421 \left(\frac{C_{O_2}}{C_{H_2}} \right)^3 - 0.6090 \left(\frac{C_{O_2}}{C_{H_2}} \right)^2 + 0.7046 \left(\frac{C_{O_2}}{C_{H_2}} \right) - 0.026$ C_{O_2} : 酸素濃度[vol%]	—
	(4) 起動水素濃度 C _{H₂on}	国内試験で起動が確認されている範囲に余裕を見た値	1.5vol%
	(5) 起動酸素濃度 C _{O₂on}	同上	2.5vol%
	(6) 起動遅れ	考慮しない。	—
2	PAR 個数	実際の設置個数	18 個
3	PAR 設置位置	図 2-3 参照	—

表 2-6 その他解析条件

No	項目	入力値	備考
1	原子炉建物原子炉棟の条件 (1) 圧力 (初期条件) (2) 温度 (初期条件) (3) 組成 (初期条件) (4) 空間容積 (固定) (5) 開口面積 (固定)	大気圧 40℃ 相対湿度 100%の空気 4 階 : 41300m ³ 3 階 : 9000m ³ 2 階 : 10900m ³ 1 階 : 13700m ³ 地下階 : 18400m ³ 4 階-3 階 : 39m ² 3 階-2 階 : 39m ² 2 階-1 階 : 39m ² 1 階-地下階 : 3.24m ²	4 階中心高さにおける圧力を 101.325kPa とし、他階は 4 階中心高さより空気の水頭差を考慮した値とする。 想定される高めの温度として設定 想定される高めの湿度として設定
2	圧力境界条件 (1) 圧力 (固定) (2) 温度 (固定) (3) 酸素濃度 (固定) (4) 窒素濃度 (固定)	101.325kPa 40℃ 21vol% 79vol%	大気圧 想定される高めの温度として設定 乾燥空気の組成 同上
3	流出条件 (1) 位置	原子炉建物原子炉棟 4 階	原子炉建物原子炉棟の気密性を考慮し設定
4	放熱条件 (1) 内壁熱伝達率 (原子炉建物原子炉棟 4 階壁面) (2) 壁厚さ (固定) (3) 壁面熱伝導率 (固定) (4) 壁の比熱 (固定) (5) 壁の密度 (固定) (6) 外壁熱伝達率 (壁面-外気) (7) 外気温 (固定) (8) 放熱面積 (固定)	凝縮熱伝達及び自然対流熱伝達を考慮 下部壁 :  上部壁 :  天井 :  1.5W/m/K 1kJ/kg/K 2400kg/m ³ 5W/m ² /K 40℃ 下部壁 : 478.82m ² , 474.37m ² 上部壁 : 634.84m ² , 470.82m ² 天井 : 2146.62m ² , 720.92m ²	解析コード「GOTHIC」内のモデルを使用 ・凝縮熱伝達モデル : DLM-FM ・自然対流熱伝達モデル : 垂直平板 (壁面), 水平平板 (天井) 躯体図より算出 コンクリートの物性 同上 同上 原子炉建物原子炉棟の外壁面における自然対流熱伝達率を想定 想定される高めの温度として設定 躯体図より算出

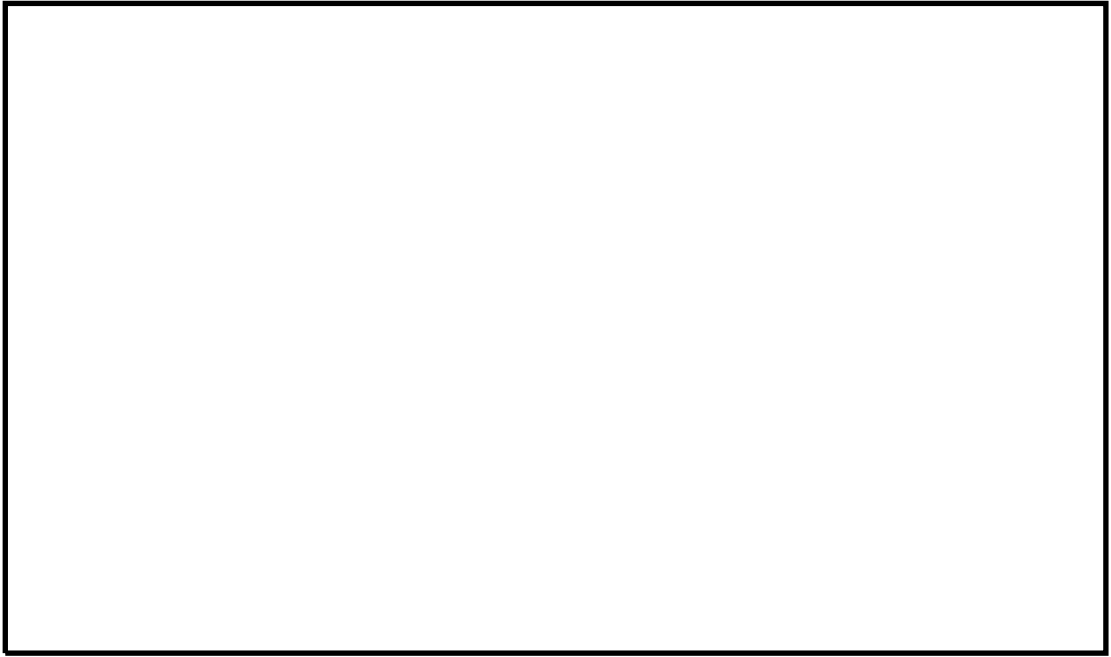


図 2-2 解析モデル

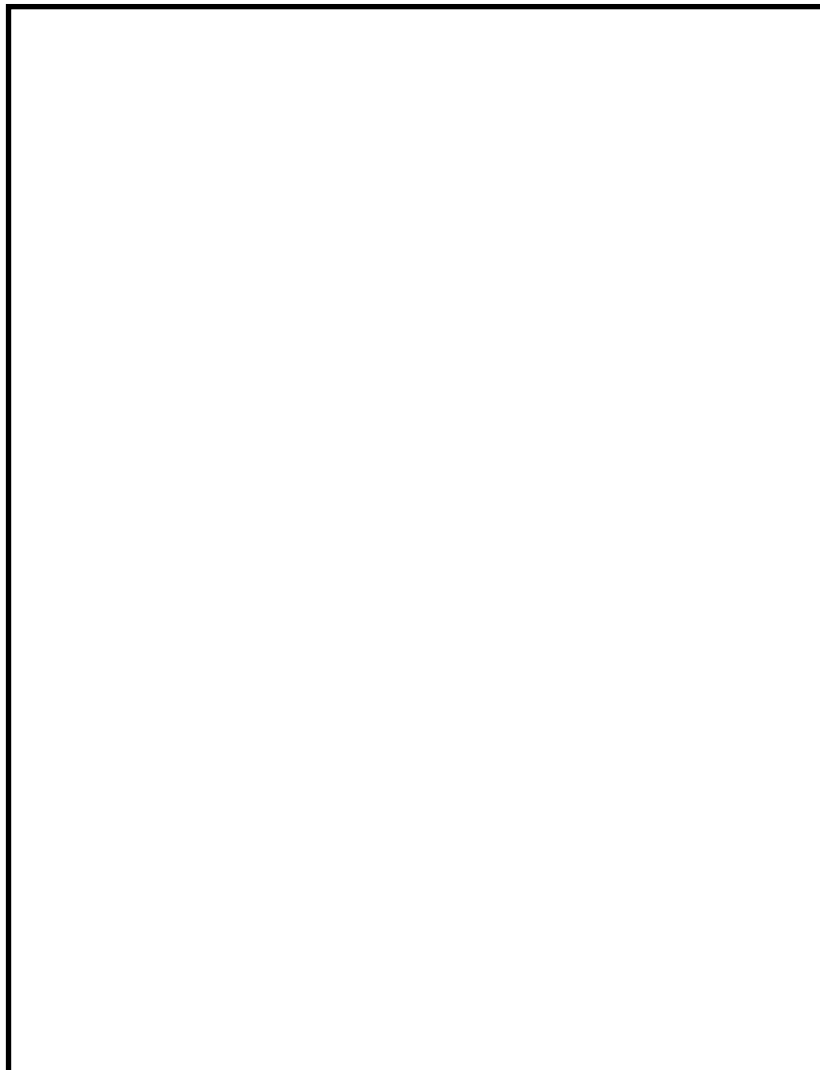


図 2-3 原子炉建物原子炉棟 4 階サブボリューム分割図

2.2.1 解析条件

(1) 原子炉格納容器漏えい条件

原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟への漏えい条件として、「a. 有効性評価シナリオ（残留熱代替除去系を使用しない場合）条件」、「b. 有効性評価シナリオ（残留熱代替除去系を使用する場合）条件」、「c. 設計条件」のいずれかを用いる。

a. 有効性評価シナリオ条件（残留熱代替除去系を使用しない場合）条件

原子炉格納容器からの漏えい条件を表 2-7 に示す。漏えいするガスの圧力、温度、ガス組成（水蒸気分率、水素分率、窒素分率）は、図 2-4 から図 2-7 に示す「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用しない場合）」のシナリオにおける原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器温度及び原子炉格納容器ガス組成をそれぞれ以下のとおり設定する。

圧力については、15 時間後までは原子炉格納容器の最高使用圧力 427kPa (1Pd)、15 時間後から解析上の格納容器ベント想定時刻である 96 時間後までは原子炉格納容器の限界圧力 853kPa (2Pd) とする。

解析上の格納容器ベント想定時刻以降は水蒸気のみ漏えいとなり、原子炉格納容器内の水素濃度が増加することはない、また漏えい量も小さく影響は軽微であることから、原子炉格納容器の最高使用圧力の 0.2 倍である 85.3kPa (0.2Pd) を解析条件とする。

温度については、原子炉格納容器の限界温度 200°C とし、解析上の格納容器ベント想定時刻以降は、原子炉格納容器の最高使用温度 171°C とする。

ガス組成については、解析上の格納容器ベント想定時刻までは、有効性評価の解析コード「MAAP」を使用した解析結果を包絡するように設定し、解析上の格納容器ベント想定時刻以降は、原子炉格納容器内は全て水蒸気と仮定し、水蒸気のみ漏えいが継続するものとする。

原子炉格納容器漏えい率については、上記の圧力、温度、ガス組成を用いて AEC の式より算出した値を包絡する値として、15 時間後までは 0.5%/day、15 時間後から 96 時間後までは 1.3%/day、96 時間後以降は 0.5%/day とする。

b. 有効性評価シナリオ（残留熱代替除去系を使用する場合）条件

原子炉格納容器からの漏えい条件を表 2-8 に示す。漏えいするガスの圧力，温度，ガス組成（水蒸気分率，水素分率，窒素分率）は，図 2-8 から図 2-11 に示す「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用する場合）」のシナリオにおける原子炉格納容器圧力，原子炉格納容器温度及び原子炉格納容器ガス組成をそれぞれ以下のとおり設定する。

圧力については，有効性評価の解析コード「MAAP」を使用した解析結果を包絡する値として，15 時間後までは 384.3(0.9Pd)，15 時間後以降は 341.6kPa(0.8Pd)とする。

温度については，有効性評価の解析コード「MAAP」を使用した解析結果を包絡する値として，15 時間後までは原子炉格納容器の限界温度 200℃とし，15 時間後以降は 150℃とする。

ガス組成については，有効性評価の解析コード「MAAP」を使用した解析結果を包絡するように設定する。また，漏えい量を多く見積もる観点から，水素以外の組成を水蒸気として扱う。

原子炉格納容器漏えい率については，上記の圧力，温度，ガス組成を用いて AEC の式より算出した値を包絡する値として，ドライウエルについては 1 時間後までは 0.85%/day，1 時間後から 15 時間後までは 0.82%/day，15 時間後以降は 0.73%/day とし，サプレッションチェンバについては 15 時間後までは 0.87%/day，15 時間後から 24 時間後までは 0.78%/day，24 時間以降は 0.76%/day とする。

c. 設計条件

原子炉格納容器からの漏えい条件を表 2-9 に示す。格納容器ベントは想定せず，原子炉格納容器漏えい率は 10%/day が一定で漏えいする保守的な条件と設定する。漏えいするガスの組成は，原子炉格納容器漏えい率に応じて時間とともに水素及び窒素が減少し，その減少分は，水蒸気に置き換わる条件とする。漏えいするガス組成の時間変化を図 2-12 に示す。

表 2-7 有効性評価シナリオ（残留熱代替除去系を使用しない場合）条件

項目	解析条件									
	ドライウエル					サプレッションチェンバ				
	0～ 2h	2～ 15h	15～ 40h	40～ 96h	96h～	0～ 2h	2～ 15h	15～ 48h	48～ 96h	96h～
圧力	427kPa[g] (1Pd)		853kPa[g] (2Pd)		85.3kPa[g] (0.2Pd)	427kPa[g] (1Pd)		853kPa[g] (2Pd)		85.3kPa[g] (0.2Pd)
温度	200℃				171℃	200℃				171℃
水蒸気分率	90vol%	96vol%		92vol%	100vol%	83vol%		92vol%	100vol%	
水素分率	10vol%	4vol%		8vol%	0vol%	17vol%		8vol%	0vol%	
窒素分率	0vol%					0vol%				
原子炉格納容器 漏えい率	0.5%/day		1.3%/day		0.5%/day	0.5%/day		1.3%/day		0.5%/day
備考	4階、2階及び1階の漏えい条件					地下階の漏えい条件				

表 2-8 有効性評価シナリオ（残留熱代替除去系を使用する場合）条件

項目	解析条件					
	ドライウエル			サプレッションチェンバ		
	0～1h	1～15h	15h～	0～15h	15～24h	24h～
圧力	384.3kPa[g] (0.9Pd)		341.6kPa[g] (0.8Pd)	384.3kPa[g] (0.9Pd)		341.6kPa[g] (0.8Pd)
温度	200℃		150℃	200℃		150℃
水蒸気分率	85vol%	93vol%		80vol%		85vol%
水素分率	15vol%	7vol%		20vol%		15vol%
窒素分率	0vol%			0vol%		
原子炉格納容器 漏えい率	0.85%/day	0.82%/day	0.73%/day	0.87%/day	0.78%/day	0.76%/day
備考	4階、2階及び1階の漏えい条件			地下階の漏えい条件		

表 2-9 設計条件における漏えい条件

項目	解析条件	備考
圧力	853kPa [gage] (2Pd)	
温度	200°C	
水素分率	17vol%	原子炉格納容器漏えい率に応じて時間とともに水素及び窒素が減少し、その減少分は、全て水蒸気に置き換わる条件とする。
窒素分率	16vol%	
水蒸気分率	67vol%	
原子炉格納容器漏えい率	10%/day	

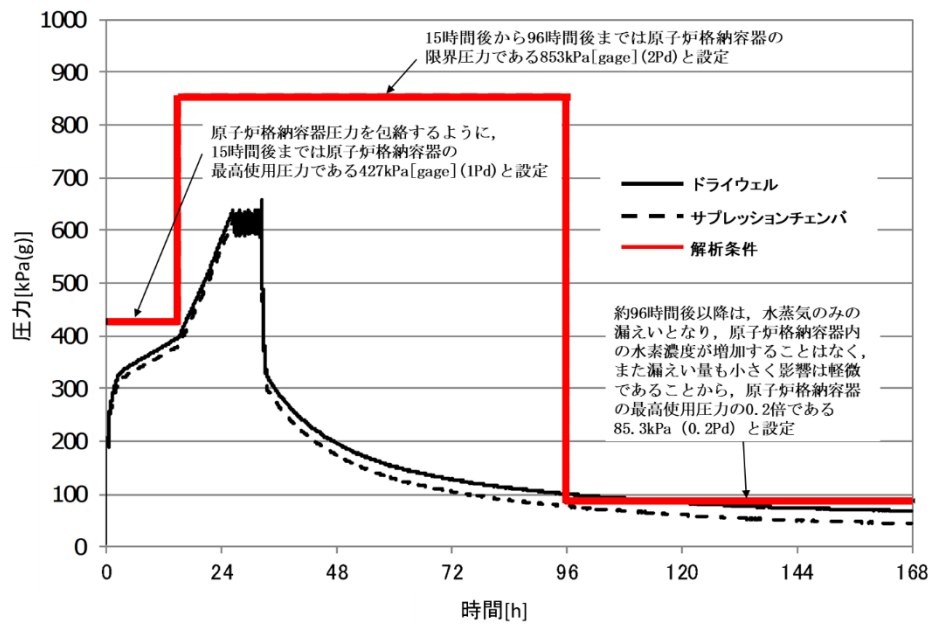


図 2-4 原子炉格納容器圧力（有効性評価シナリオ（残留熱代替除去系を使用しない場合）条件）

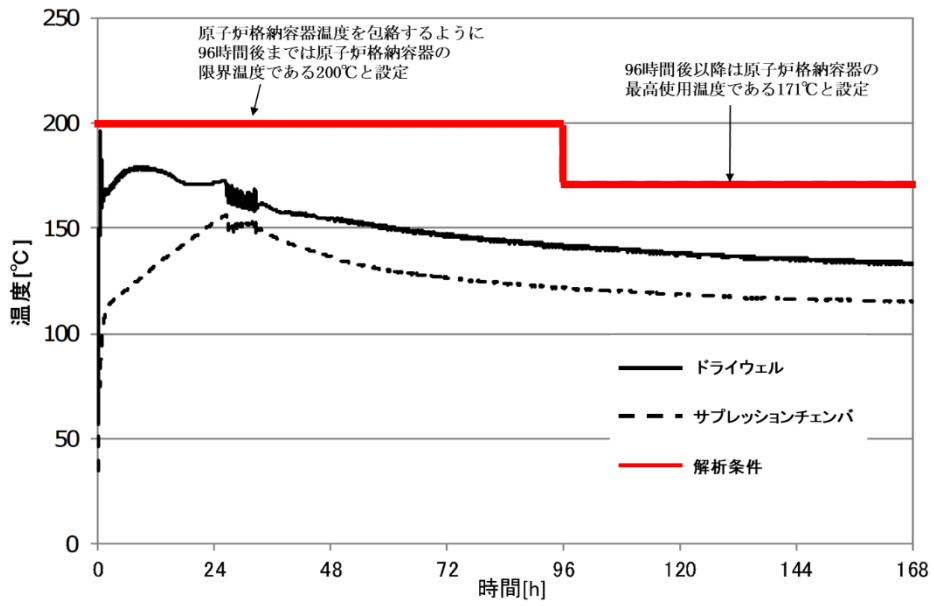


図 2-5 原子炉格納容器温度 (有効性評価シナリオ (残留熱代替除去系を使用しない場合) 条件)

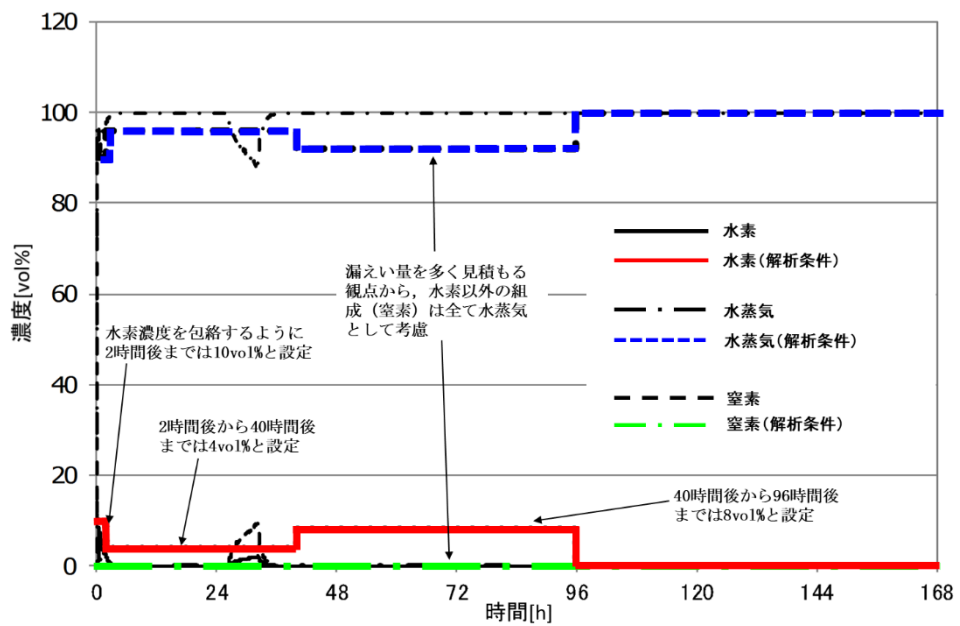


図 2-6 ドライウエルガス組成 (有効性評価シナリオ (残留熱代替除去系を使用しない場合) 条件)

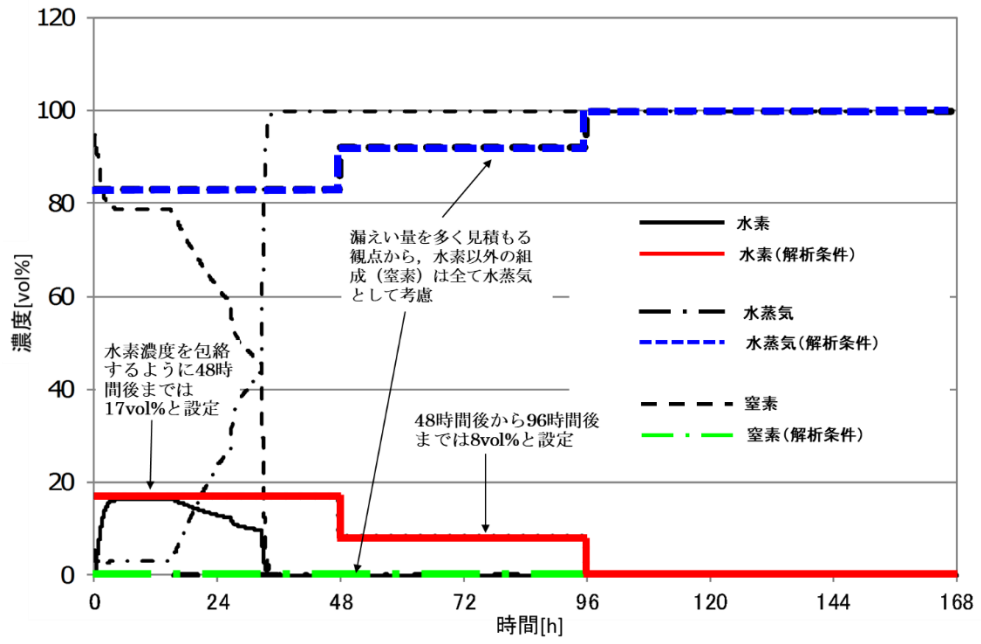


図 2-7 サプレッションチェンバガス組成（有効性評価シナリオ（残留熱代替除去系を使用しない場合）条件）

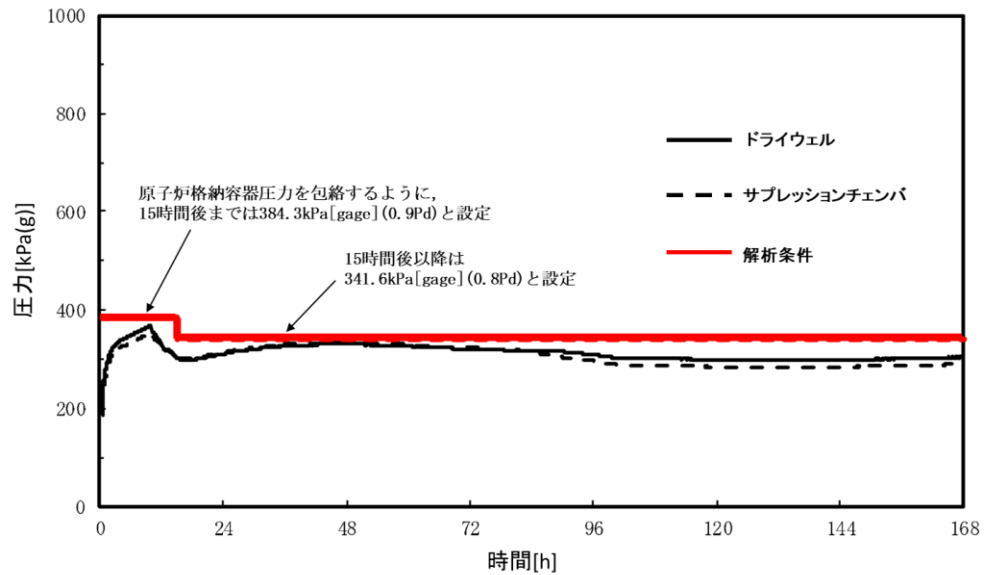


図 2-8 原子炉格納容器圧力（有効性評価シナリオ（残留熱代替除去系を使用する場合）条件）

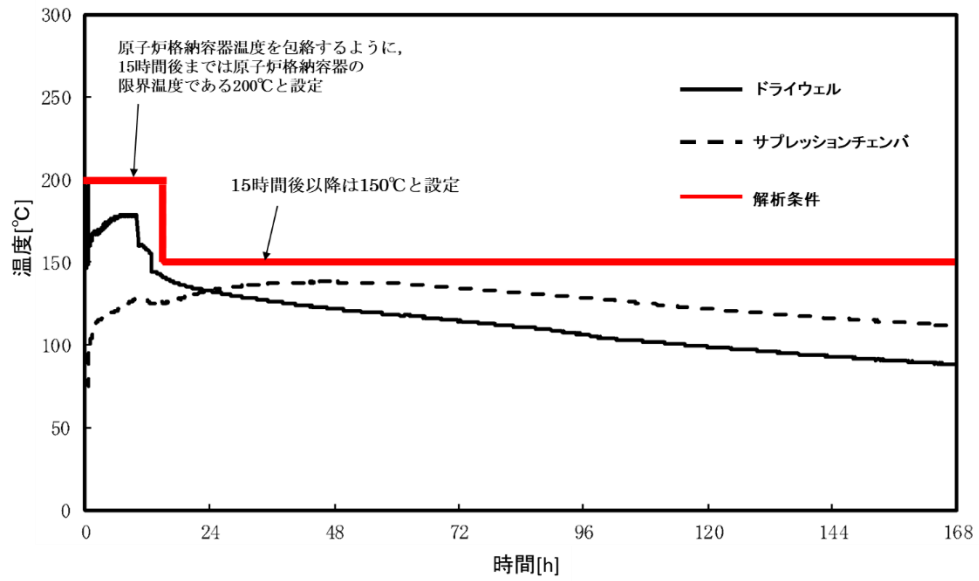


図 2-9 原子炉格納容器温度（有効性評価シナリオ（残留熱代替除去系を使用する場合）条件）

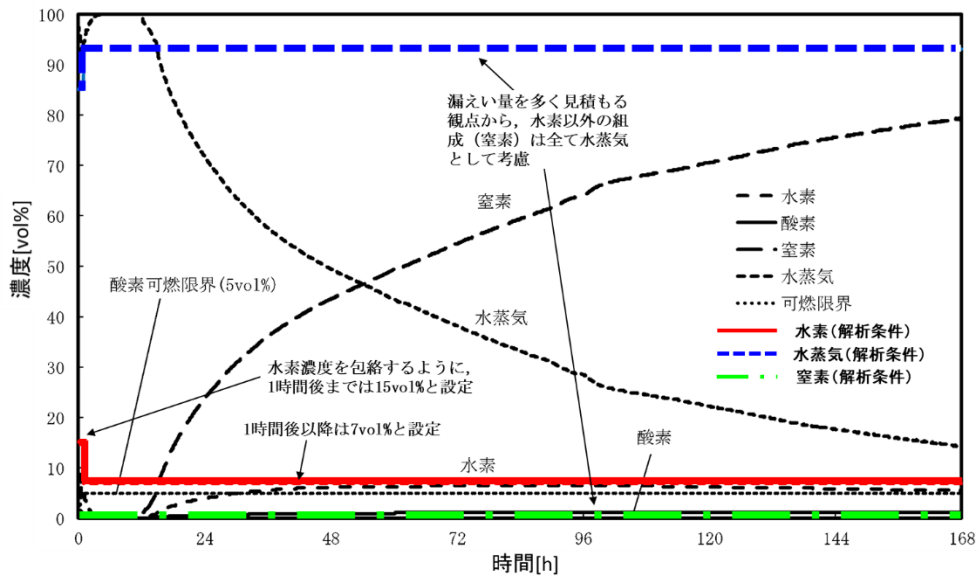


図 2-10 ドライウェルガス組成（有効性評価シナリオ（残留熱代替除去系を使用する場合）条件）

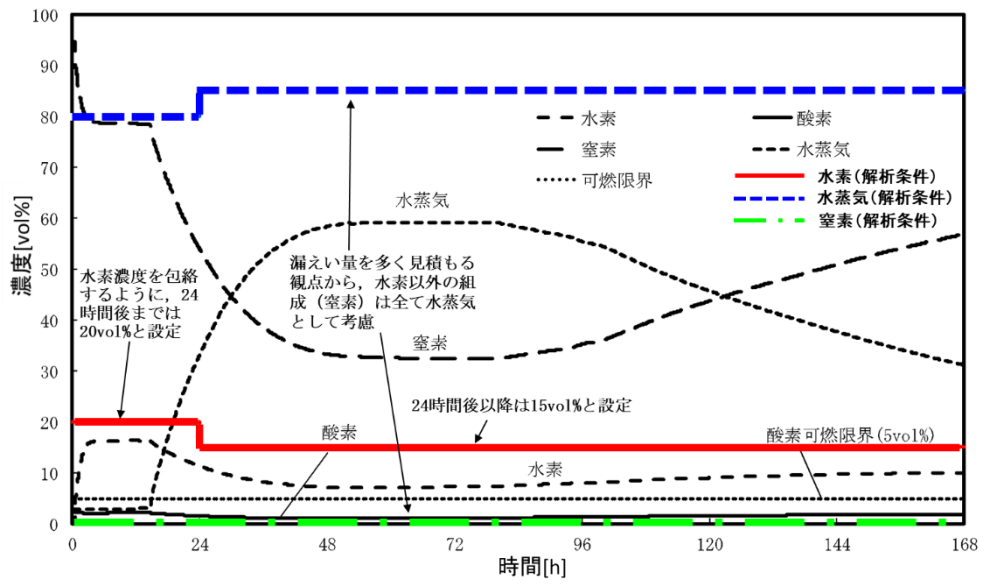


図 2-11 サプレッションチェンバガス組成 (有効性評価シナリオ (残留熱代替除去系を使用する場合) 条件)

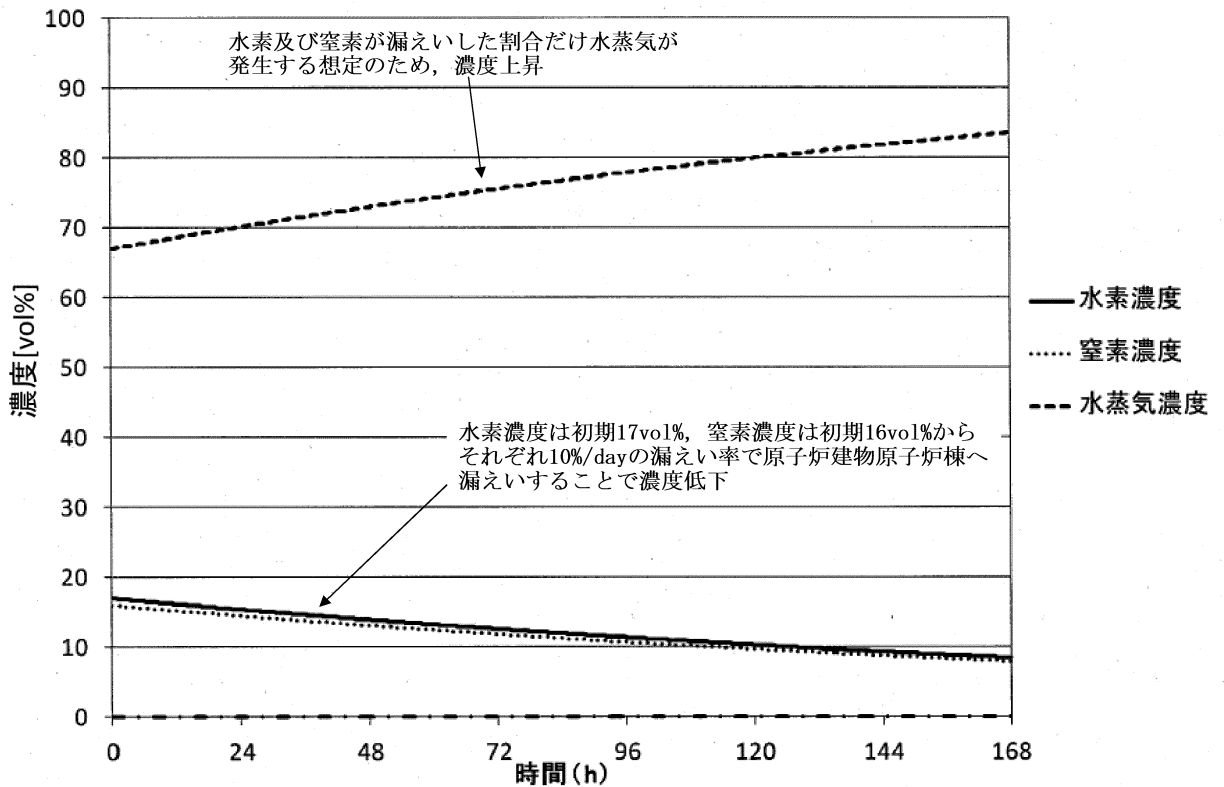


図 2-12 漏えいガス組成の時間変化 (設計条件)

(2) 漏えい箇所

漏えい箇所は、以下のドライウエル主フランジ及び原子炉格納容器ハッチ類の貫通部とする。

- ・ドライウエル主フランジ（原子炉建物原子炉棟 4 階）
- ・逃がし安全弁搬出ハッチ（原子炉建物原子炉棟 2 階）
- ・機器搬入口（2 箇所）（原子炉建物原子炉棟 1 階）
- ・所員用エアロック（原子炉建物原子炉棟 1 階）
- ・制御棒駆動機構搬出ハッチ（原子炉建物原子炉棟 1 階）
- ・サプレッションチェンバアクセスハッチ（2 箇所）（原子炉建物原子炉棟地下 1 階）

ドライウエル主フランジからの水素漏えいは、ドライウエル主フランジがある原子炉ウエル内の下層階へ通じる原子炉ウエル排気ライン吸込口の閉止及び原子炉ウエル水張りラインのドレン弁の閉運用への変更を実施することから、原子炉建物原子炉棟 4 階（ドライウエル主フランジ）のみから漏えいする条件又は複数フロアから漏えいする条件を使用する。複数フロアからの漏えいを想定する場合、各フロアの漏えい量は、全漏えい量を各漏えい箇所の周長割合で分配して計算する。

水素漏えい量の分配条件を表 2-10 に示す。

部屋の位置を図 2-13 から図 2-15 に示す。

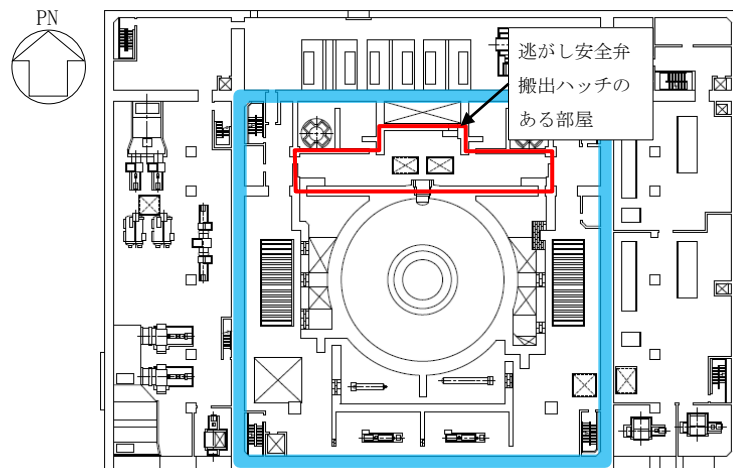
表 2-10 水素漏えい量の分配条件

漏えいフロア		漏えい箇所	口径 (mm)	周長 (mm) *1	周長 割合*2	漏えい量 割合*3	漏えい対象 とする 局所エリア
4 階		ドライウエル 主フランジ					—
2 階	北側	逃がし安全弁 搬出ハッチ					SRV 補修室
1 階	南東側	機器搬入口					—
	北西側						—
	南側	所員用 エアロック					所員用エア ロック室
地下 1 階	南西側	制御棒駆動機 構搬出ハッチ					CRD 補修室
	南側	サプレッショ ンチェンバア クセスハッチ					—
	北側						

注記*1：漏えい箇所の口径 (mm) から周長 (mm) (口径 (mm) ×円周率) を算出する。

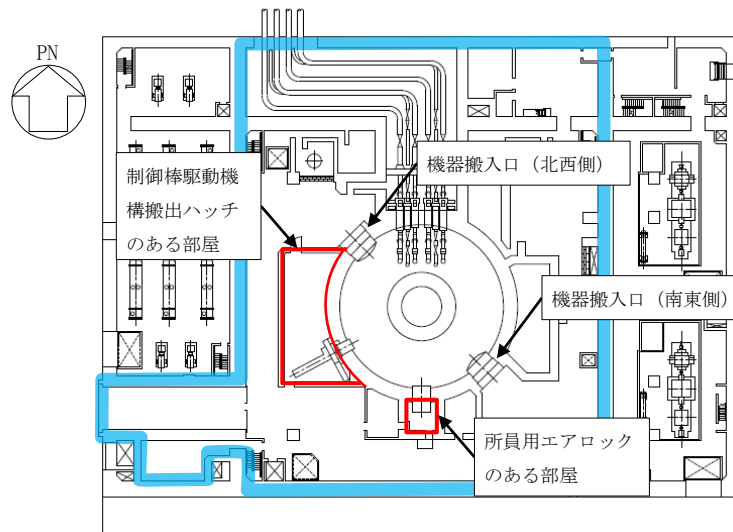
*2：周長割合は、漏えい箇所の周長／各漏えい箇所の周長合計値にて算出する。

*3：各フロアの周長割合合計値を各フロアの漏えい量割合とする。全漏えい量に漏えい量割合の数値を乗じた値を各フロアの漏えい量とする。



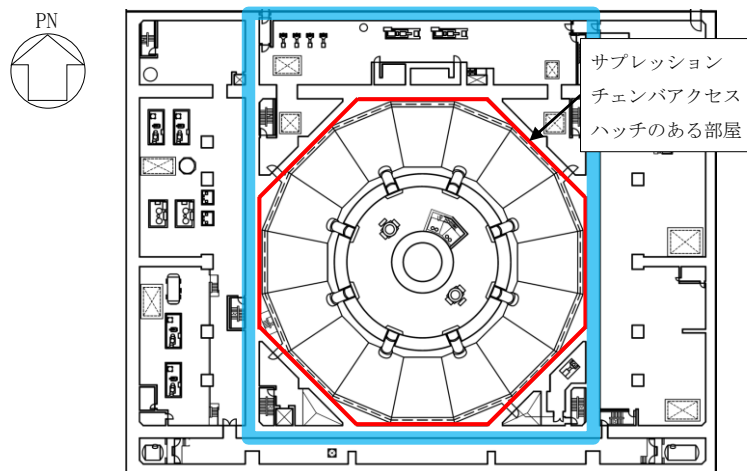
内：原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）

図 2-13 原子炉建物 2 階



内：原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）

図 2-14 原子炉建物 1 階



内：原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）

図 2-15 原子炉建物地下 1 階

2.2.2 解析結果

2.2.1 に示した解析条件の組合せから、表 2-11 に示す 3 ケースを選定し、解析を行った。

表 2-11 解析ケース

	ケース 1	ケース 2	ケース 3
モデル	原子炉建物原子炉棟 全階を模擬したモデル		
シナリオ	有効性評価シナリオ（格納容器過圧・過温）（残留熱代替除去系を使用しない場合）	有効性評価シナリオ（格納容器過圧・過温）（残留熱代替除去系を使用する場合）	設計条件
漏えい箇所	原子炉建物原子炉棟 4 階， 2 階，1 階，地下 1 階	原子炉建物原子炉棟 4 階， 2 階，1 階，地下 1 階	原子炉建物 原子炉棟 4 階
原子炉格納容器 漏えい率	1.3%/day（最大）	0.87%/day（最大）	10%/day

ケース 1：有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用しない場合）」において、各フロアに水素ガスが漏えいした場合の建物内挙動を確認するため、全漏えい量を原子炉建物原子炉棟 4 階及び下層階（2 階，1 階，地下 1 階）に分配した条件での水素濃度の時間変化を評価する。

ケース 2：有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用する場合）」において、各フロアに水素ガスが漏えいした場合の建物内挙動を確認するため、全漏えい量を原子炉建物原子炉棟 4 階及び下層階（2 階，1 階，地下 1 階）に分配した条件での水素濃度の時間変化を評価する。

ケース 3：PAR の設計裕度の確認を行うため、ケース 1 及びケース 2 のシナリオに対して十分保守的に設定した PAR 設計条件（10%/day）を用いて、全漏えい量が原子炉建物原子炉棟 4 階から漏えいする場合の水素濃度の時間変化を評価する。

(1) ケース 1

有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用しない場合）」において、各フロアに水素ガスが漏えいした場合の建物内挙動を確認するため、原子炉建物原子炉棟 4 階及び下層階から漏えいした場合の水素濃度の時間変化を評価した。解析結果を図 2-16 に示す。

また、原子炉建物原子炉棟 4 階における水素ガスの成層化を確認するため、原子炉建物原子炉棟 4 階を 90 個のノードに区切ったサブボリューム別の水素濃度の時間変化を図 2-17 に示す。

下層階から漏えいした水素ガスは、大物搬入口及びトラス室上部ハッチ領域を通じて原子炉建物原子炉棟全域で水素濃度が均一化される。また、事故発生後 96 時間で解析上の格納容器ベントが行われ、原子炉建物原子炉棟の水素濃度は、PAR 起動水素濃度である 1.5vol%未満となる結果となった。

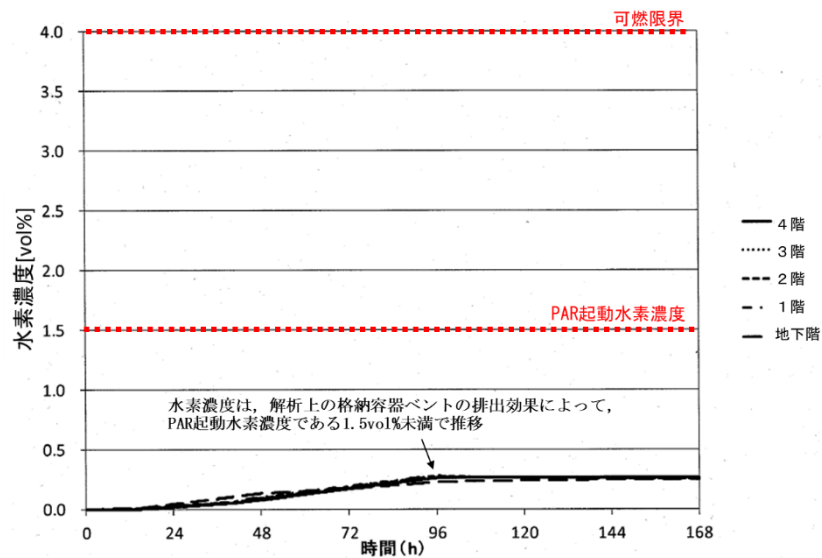


図 2-16 ケース 1 水素濃度の時間変化（原子炉建物原子炉棟全域）

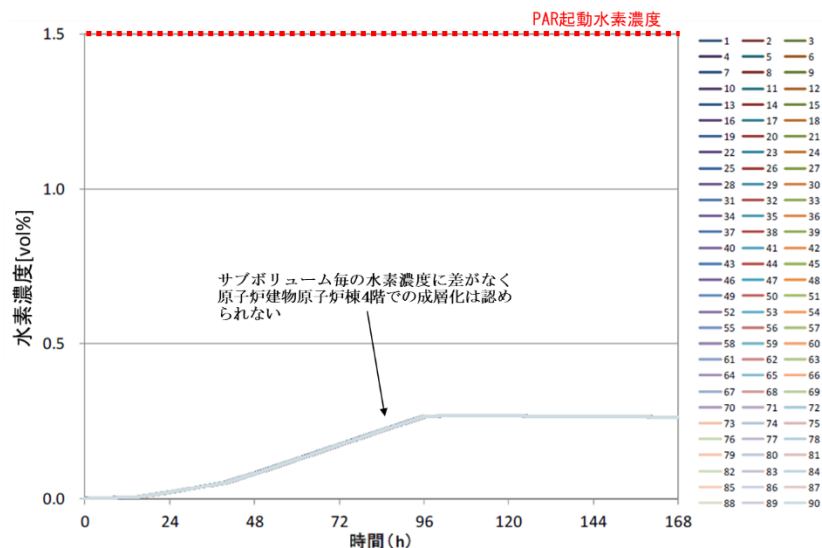


図 2-17 ケース 1 水素濃度の時間変化（サブボリューム別）

(2) ケース 2

有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用する場合）」において、各フロアに水素ガスが漏えいした場合の建物内挙動を確認するため、原子炉建物原子炉棟 4 階及び下層階から漏えいした場合の水素濃度の時間変化を評価した。解析結果を図 2-18 に示す。

また、原子炉建物原子炉棟 4 階におけるサブボリューム別の水素濃度の時間変化を図 2-19 に示す。

残留熱代替除去系を使用する事故発生後 10 時間以降においても、原子炉格納容器内に水素ガスを保有しているため、漏えいが継続するが、原子炉建物原子炉棟の水素濃度は PAR 起動水素濃度である 1.5vol%未滿となる結果となった。

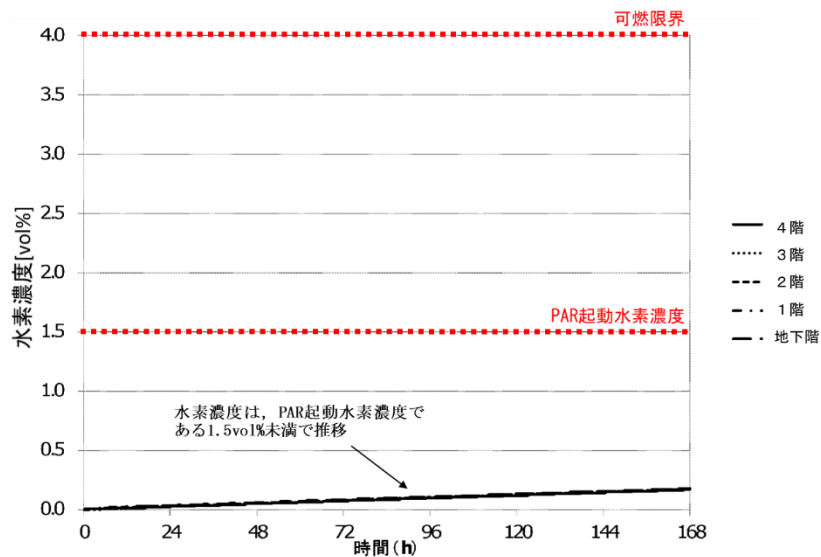


図 2-18 ケース 2 水素濃度の時間変化（原子炉建物原子炉棟全域）

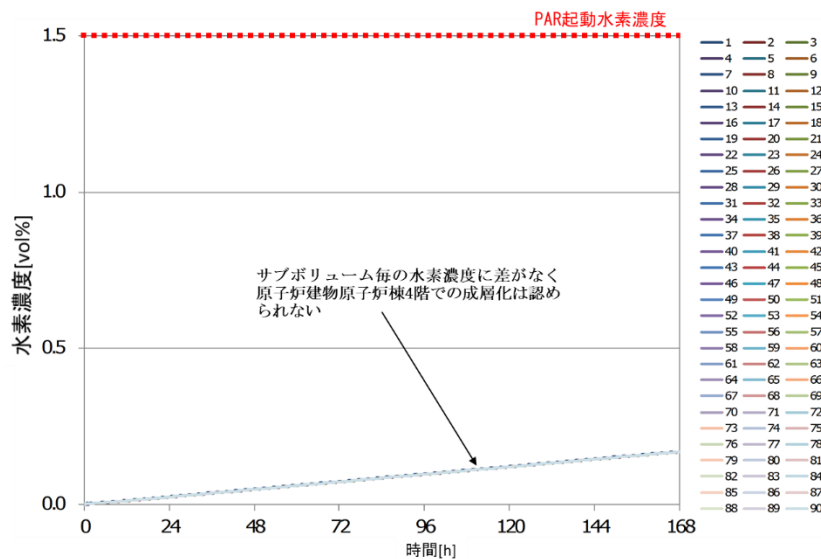


図 2-19 ケース 2 水素濃度の時間変化（サブボリューム別）

(3) ケース 3

設計裕度の確認を行うため、有効性評価シナリオに対して十分保守的に設定した仮想的な条件である PAR 設計値(水素発生量 AFC100%相当及び原子炉格納容器漏えい率 10%/day)を用いて評価した水素が全量 PAR 設置エリアである原子炉建物原子炉棟 4 階のみから漏えいすると仮定して、水素濃度の時間変化を評価した。解析結果を図 2-20 に示す。

また、原子炉建物原子炉棟 4 階におけるサブボリューム別の水素濃度の時間変化を図 2-21 に示す。

図 2-20 に示すとおり、設計条件の水素発生量に対して PAR による水素処理が効果を発揮し、原子炉建物原子炉棟内の水素濃度上昇が抑制され、可燃限界に至ることはない。

さらに、解析上は格納容器ベントを考慮していないが、原子炉建物水素濃度が 2.5vol% に到達した場合、原子炉格納容器から異常な漏えいが発生しているものと判断し、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントを実施する運用としており、格納容器ベント実施によって、原子炉格納容器からの漏えい量は減少することから、水素濃度が可燃限界に到達することはない。原子炉格納容器からの想定を超える水素漏えい時の対応フローを図 2-22 に示す。

また、図 2-21 に示すとおり、原子炉建物原子炉棟 4 階は、均一化されており、成層化しない。

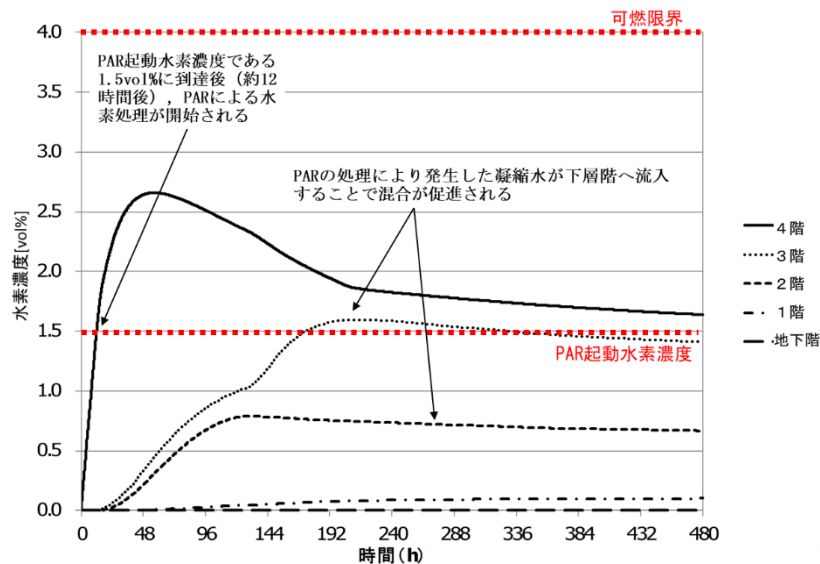


図 2-20 ケース 3 水素濃度の時間変化 (原子炉建物原子炉棟全域)

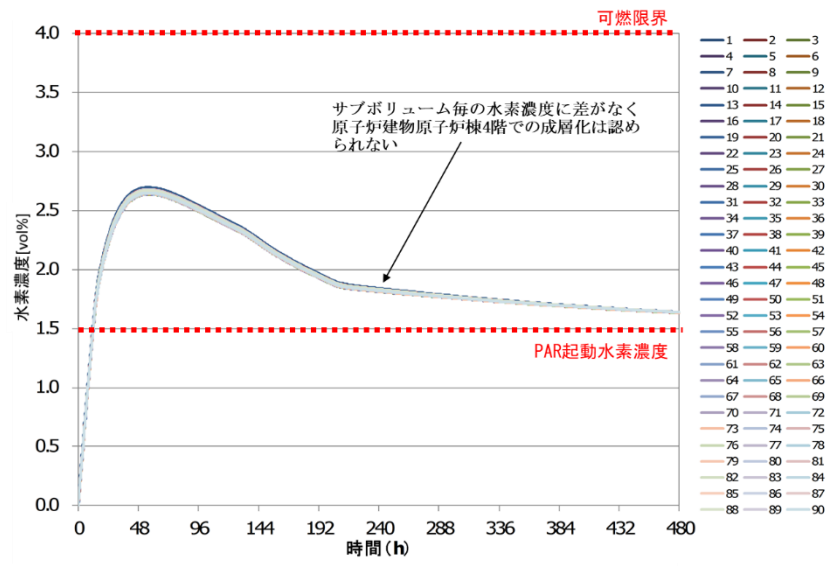
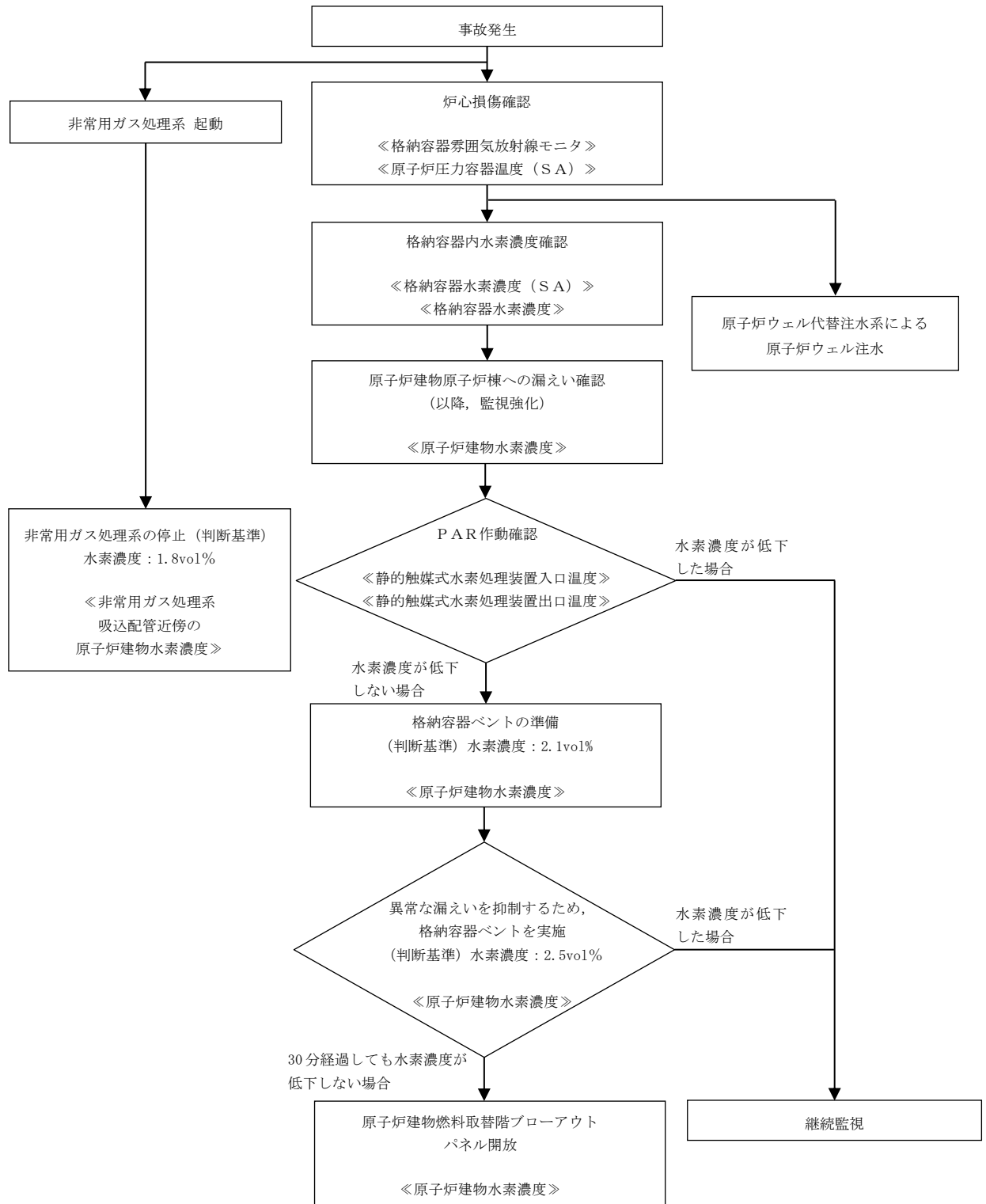


図 2-21 ケース 3 水素濃度の時間変化 (サブボリューム別)



注：格納容器ベント実施基準とする原子炉建物水素濃度 2.5vol%は、可燃限界（水素濃度 4.0vol%）に計器誤差（±1.1vol%）、運転操作の余裕（0.4vol%=約3時間）を見込んだ値として設定

図 2-22 原子炉建物水素対策フロー

2.3 水素濃度監視設備

2.3.1 水素濃度監視設備の概要

炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するために原子炉建物原子炉棟の水素濃度が変動する可能性のある範囲にわたり測定できる設備として、原子炉建物水素濃度を設ける設計とする。

原子炉建物水素濃度は、中央制御室及び緊急時対策所において連続監視できる設計とする。

原子炉建物水素濃度は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。

原子炉建物原子炉棟内に漏えいした水素ガスは、比重の関係で原子炉建物原子炉棟4階まで上昇し、滞留することが予想される。PARは、水素を処理する際の熱でガス温度が上昇するため、PARにより上昇気流が発生し、原子炉建物原子炉棟4階の水素ガスは、自然対流により拡散される。これらを考慮し、設置位置は、水素ガスが最終的に滞留する原子炉建物原子炉棟4階の壁面及び天井付近とする（図2-23参照）。

なお、局所エリア及びトラス室に漏えいした水素ガスを早期検知及び滞留状況を把握することは、水素爆発による原子炉建物原子炉棟の損傷を防止するために有益な情報になることから、局所エリア及びトラス室に漏えいした水素ガスを測定するため原子炉建物水素濃度を設置し、事故時の監視性能を向上させる（図2-24から図2-26参照）。

また、非常用ガス処理系を使用する場合、水素ガスが非常用ガス処理系に流入する可能性があることから、非常用ガス処理系の吸込配管近傍に原子炉建物水素濃度を設置する（図2-24参照）。

これにより、原子炉格納容器内にて発生した水素ガスが漏えいする可能性のある箇所での水素濃度と、水素ガスが最終的に滞留する原子炉建物原子炉棟4階での濃度の両方が監視できることとなり、原子炉建物原子炉棟全体での水素影響を把握することが可能となる。

2.3.2 水素濃度監視設備の主要仕様

(1) 機器仕様

a. 原子炉建物水素濃度（原子炉建物原子炉棟地下1階）

種類 : 触媒式水素検出器

計測範囲 : 0~10vol%

個数 : 1個

b. 原子炉建物水素濃度（原子炉建物原子炉棟4階，2階，1階）

種類 : 熱伝導式水素検出器

計測範囲 : 0~20vol%

個数 : 6個

(2) 配置場所

水素濃度検出器の配置場所を図 2-23 から図 2-26 に示す。

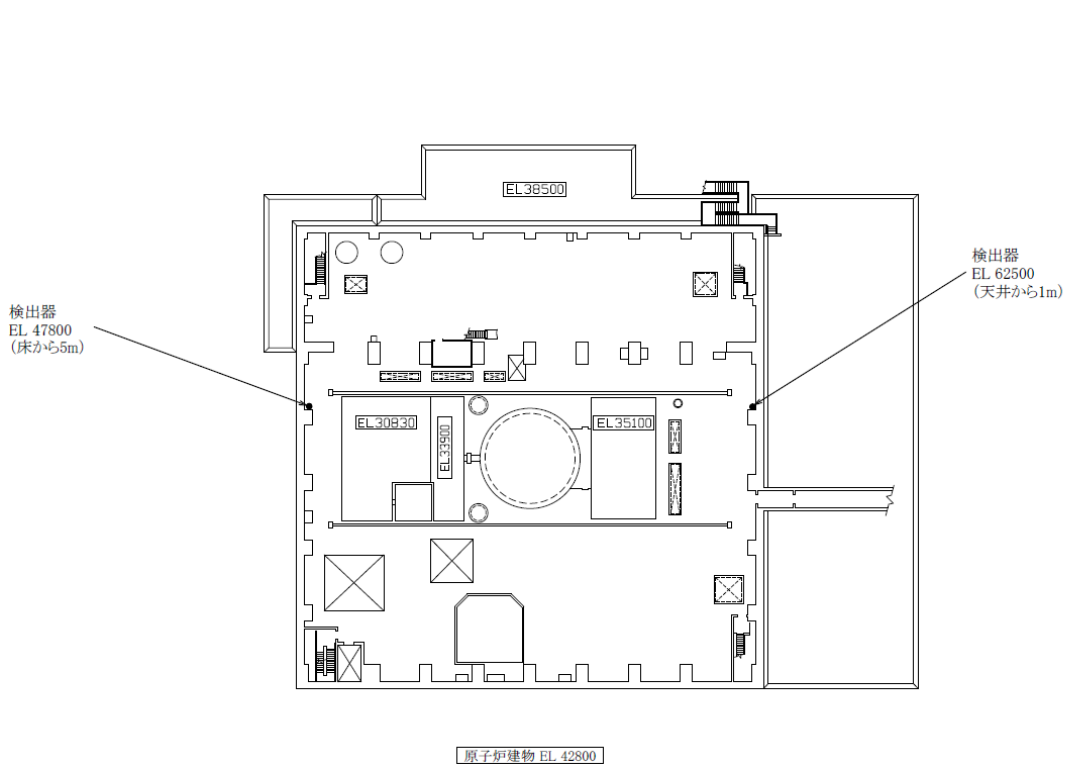


図 2-23 原子炉建物水素濃度検出器配置図 (原子炉建物原子炉棟 4 階)

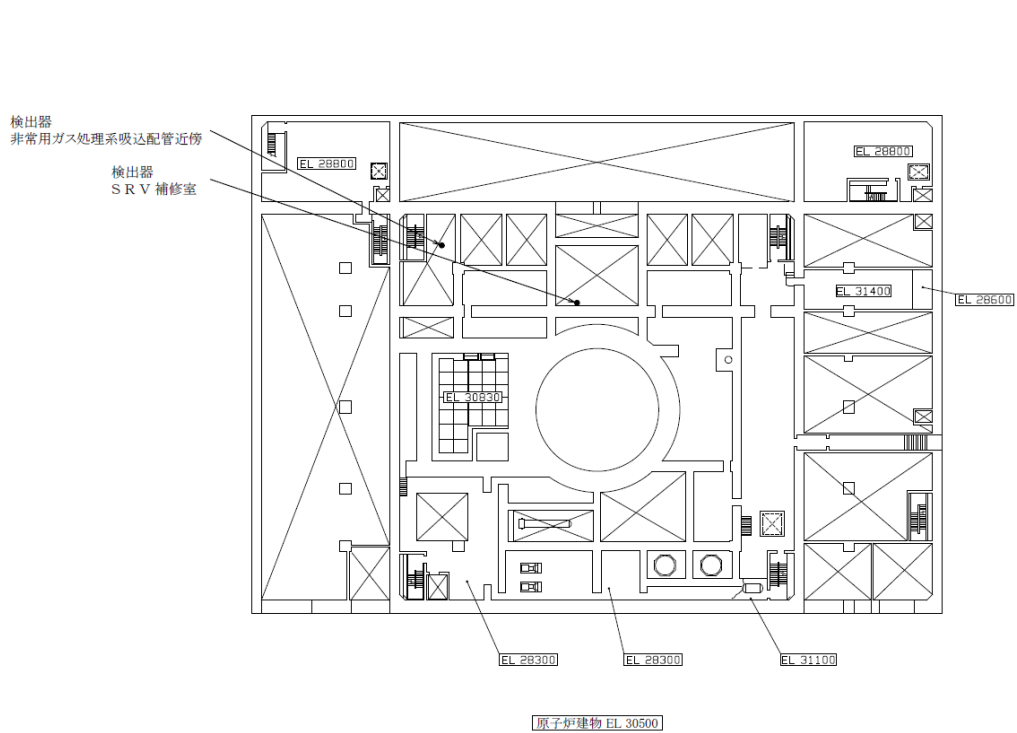


図 2-24 原子炉建物水素濃度検出器配置図 (原子炉建物原子炉棟中 2 階)

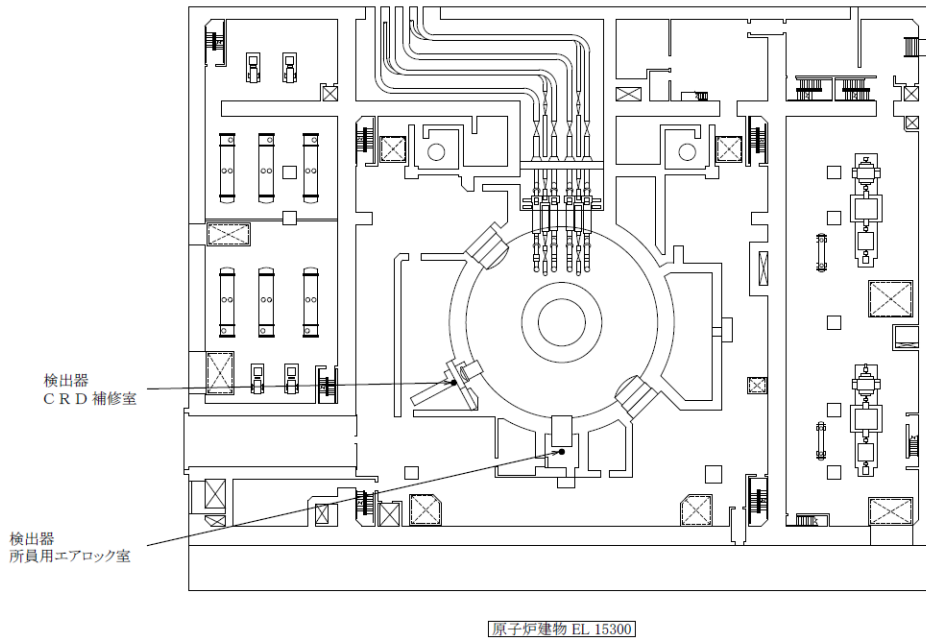
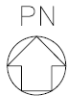


図 2-25 原子炉建物水素濃度検出器配置図 (原子炉建物原子炉棟 1 階)

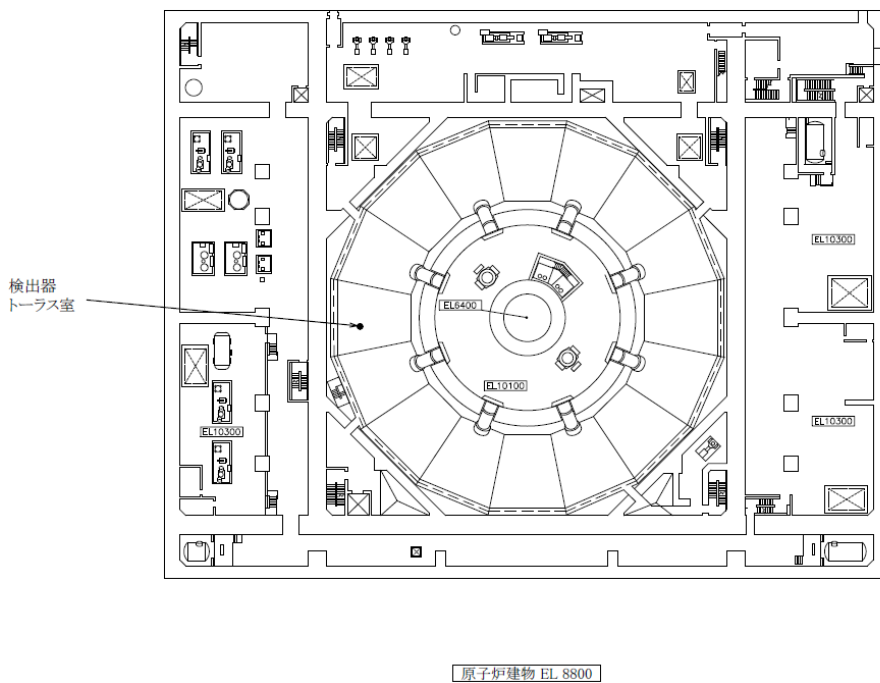


図 2-26 原子炉建物水素濃度検出器配置図 (原子炉建物原子炉棟地下 1 階)

(3) システム構成

原子炉建物水素濃度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉建物水素濃度の検出信号は、触媒式水素検出器又は熱伝導式水素検出器からの電流信号を演算装置を経由又は直接中央制御室の指示部にて水素濃度信号へ変換する処理を行った後、原子炉建物水素濃度を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）にて記録及び保存する。概略構成図を図 2-27 及び図 2-28 に示す。

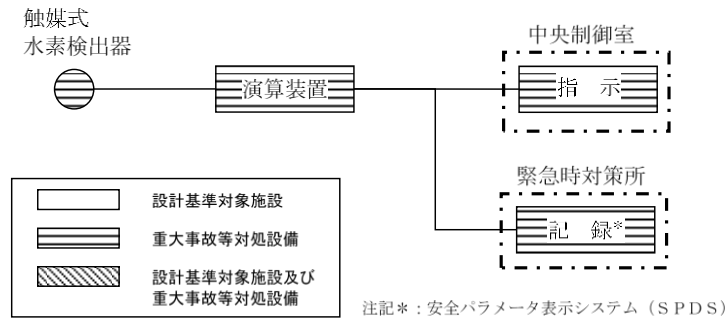


図 2-27 原子炉建物水素濃度（触媒式）の概略構成図

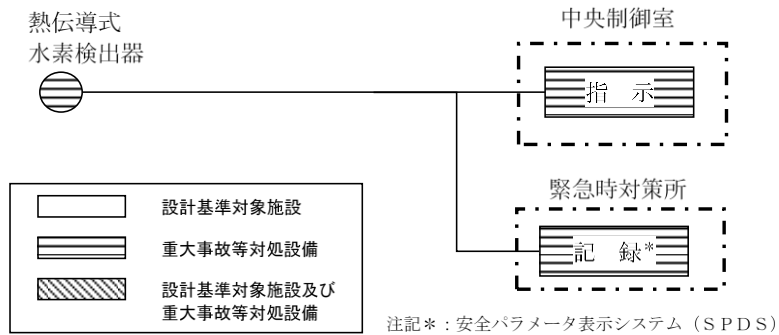


図 2-28 原子炉建物水素濃度（熱伝導式）の概略構成図

(4) 代替電源の確保

原子炉建物原子炉棟内の水素濃度を測定するために必要な計器の電源は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計としている（図 2-29 参照）。

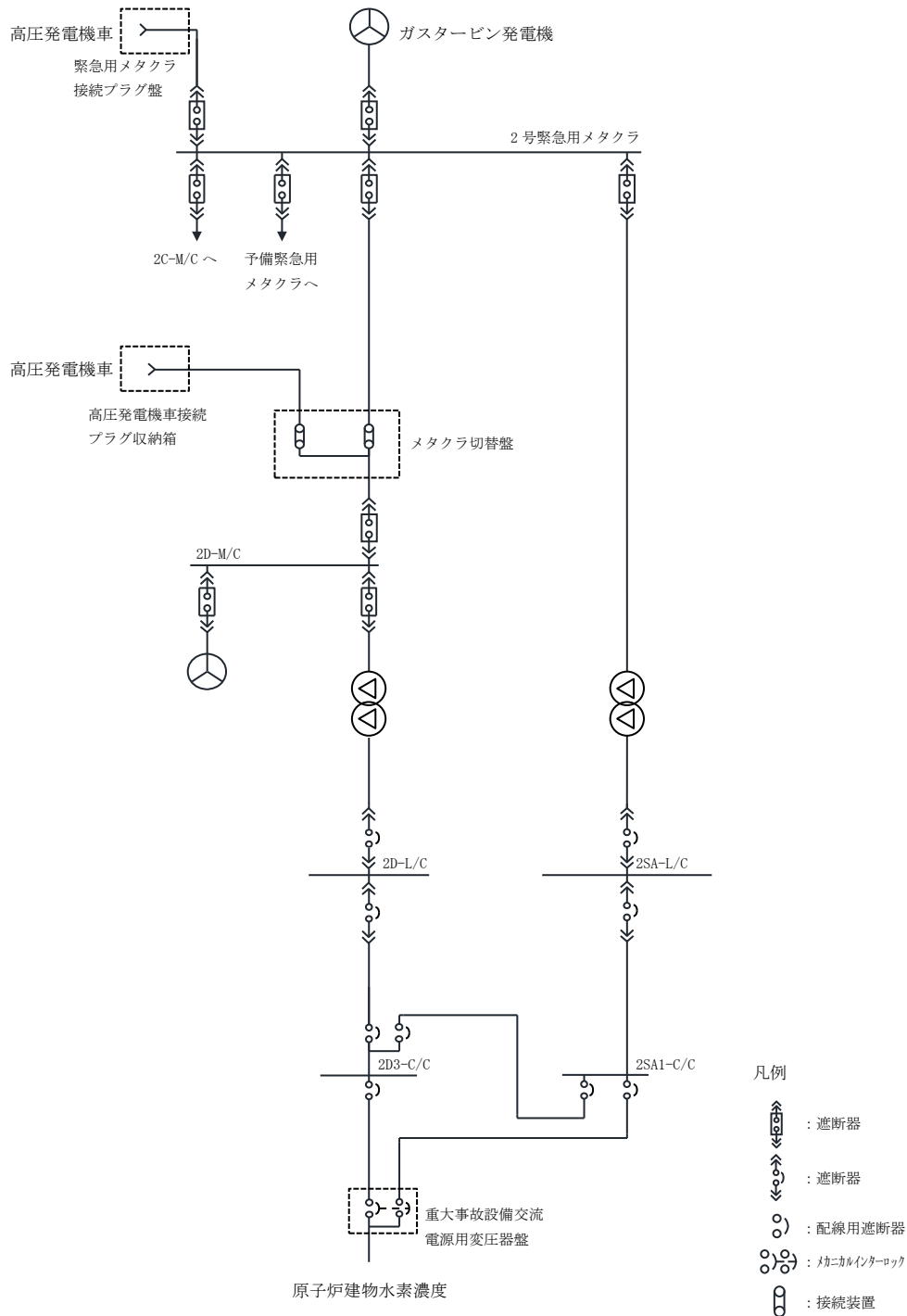


図 2-29 単線結線図

静的触媒式水素処理装置の性能確認試験について

メーカーによる開発試験により静的触媒式水素処理装置（以下「PAR」という。）の基本性能評価式が設定され、様々な環境下での PAR の性能確認のため、国際的な実証試験が実施されている。以下に性能評価式の導出、様々な環境下における PAR の性能評価等を示す。

1. 基本性能評価式の設定

基本性能評価式の設定、PAR 設置位置の違いによる性能評価を目的とし、PAR 開発試験として、Battelle MC 試験が実施されている。

試験条件を表 1-1、試験体概要を図 1-1 に示す。複数の部屋に区画された試験装置内に PAR を設置したのち、水素ガスを注入し、各部屋での水素濃度等を測定している。

図 1-2 は、R5 の部屋に PAR を設置し、雰囲気蒸気条件にしたのちに R5 の部屋へ水素ガスを注入したケースの試験概要を示している。この試験ケースにおける各部屋の水素濃度変化を図 1-3 に示す。触媒反応によって生じる対流等の効果により、水素濃度分布はほぼ均一になっていることが分かる。

得られた試験結果をもとに、PAR の入口・出口における水素濃度の差より算出した再結合効率を図 1-4 に示す。再結合効率は、約 85% (0.846) となっている。

基本性能評価式は、この試験を通じて設定されており、以下に導出過程を示す。

メーカーにおいて、PAR への流入量と水素濃度の相関は、以下の式で表されると仮定している。

$$Q = a \cdot \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right)^b \dots \dots \dots (1.1)$$

- Q : PAR への流入量[m³/s]
- C_{H₂} : 水素濃度[vol%]
- a : 定数
- b : 定数

単位時間当たりの水素処理容量は、単位時間当たりに PAR へ流入する水素量と PAR の性能を示す再結合効率により表され、以下となる。

$$DR = Q \cdot \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right) \cdot \gamma \cdot \eta \dots \dots \dots (1.2)$$

- DR : 水素処理容量[kg/s]
- γ : 水素密度[kg/m³]
- η : 再結合効率

試験における測定値による水素処理容量は、以下となる。

$$DR = \frac{d C_{H_2}}{d t} \cdot V_c \cdot \gamma \dots \dots \dots (1.3)$$

$d C_{H_2} / d t$: 水素濃度変化率
 V_c : 試験容器体積 [m³]

式 (1.2) 及び式 (1.3) より、試験における PAR への流入量は、水素濃度変化の測定値から求まる。

$$Q = \frac{d C_{H_2}}{d t} \cdot V_c \cdot \left(\frac{C_{H_2}}{100} \cdot \eta \right) \dots \dots \dots (1.4)$$

式 (1.4) による流入量と、その時の水素濃度のデータより、式 (1.1) の定数 a, b は、フィッティングにより決定される。

$$a = \boxed{}$$

$$b = 0.307$$

式 (1.1)、式 (1.2) より水素処理速度は、以下のように表される。

$$DR = a \cdot \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right)^{b+1} \cdot \gamma \cdot \eta \dots \dots \dots (1.5)$$

ここで、水素密度は気体の状態方程式に従い、次式で表される。

$$\gamma = \frac{P}{T \cdot R_{H_2}} \dots \dots \dots (1.6)$$

P : 圧力 [10⁵Pa]
 T_{H_2} : 温度 [K]
 R_{H_2} : 水素の気体定数 [10⁵J/kg · K]

式 (1.5)、式 (1.6) により、PAR の水素処理容量は、次式で表される。

$$DR = \frac{a \cdot \eta}{R_{H_2}} \cdot \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right)^{b+1} \cdot \frac{P}{T} \dots \dots \dots (1.7)$$

$$\frac{a \cdot \eta}{R_{H_2}} = A = \boxed{}, \quad b + 1 = 1.307$$

式 (1.7) にスケールファクタを乗じたものが別添1 2.1.3 の式 (2.1) に示す PAR の基本性能評価式となる。

表 1-1 試験条件

試験名称		Battelle MC 試験	
試験体			
試験条件	温度		
	圧力		
	水蒸気濃度		
	水素濃度		

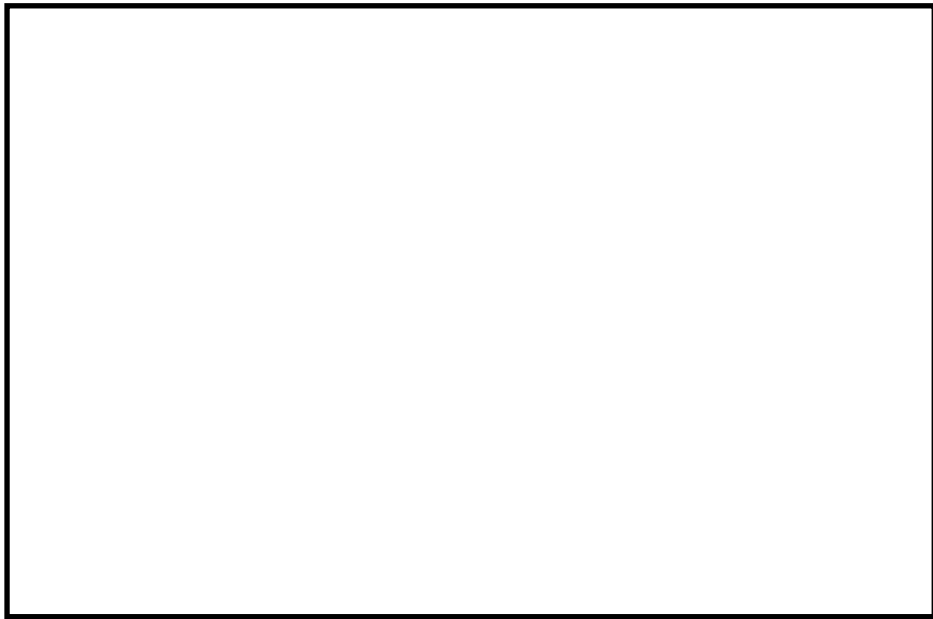


図 1-1 試験体概要



図 1-2 試験概要

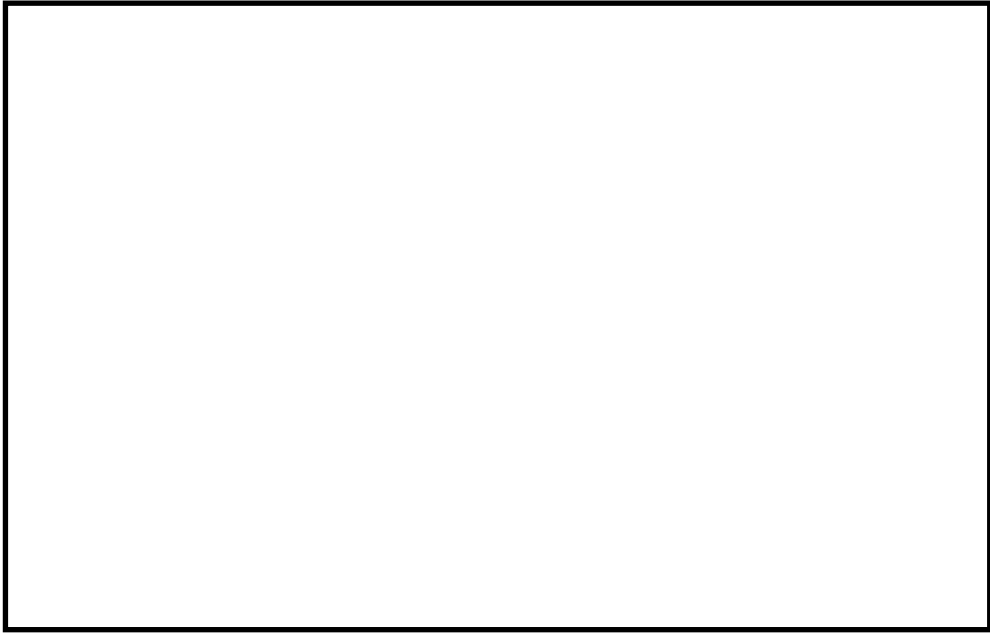


図 1-3 試験結果 (各部屋の水素濃度変化)

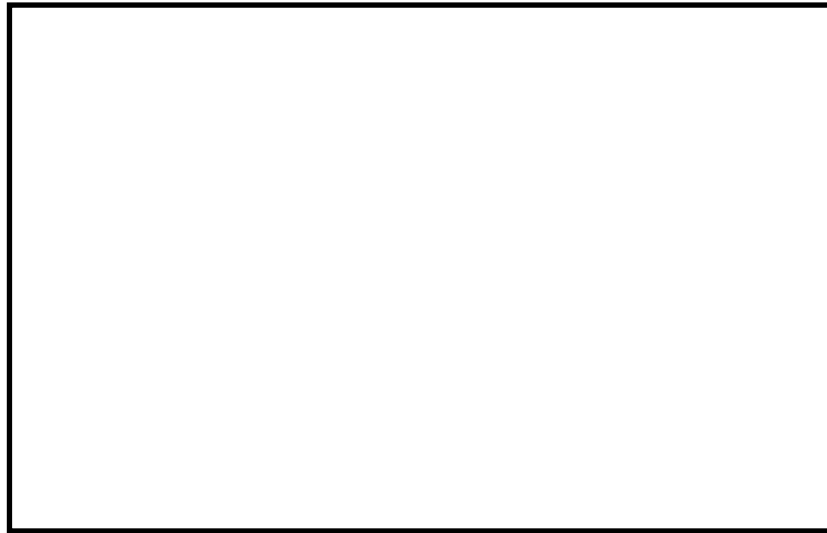


図 1-4 試験結果 (再結合効率の算出)

2. 雰囲気の違いによる PAR の性能影響

EPRI（米国電力研究所）と EDF の合同により，CEA（フランス原子力庁）の Cadarache 研究所の KALI 施設を用い，圧力，温度，蒸気等の雰囲気条件の違いによる影響の有無を確認するため，KALI 試験が実施されている。試験条件を表 2-1 に，試験体の概要を図 2-1 に，試験装置の概要を図 2-2 に示す。

表 2-1 試験条件

試験名称		KALI 試験
試験体		
試験条件	温度	
	圧力	
	水蒸気濃度	
	水素濃度	



図 2-1 試験体概要

図 2-2 試験装置概要

2.1 蒸気環境下での影響

蒸気環境下での影響について確認した試験条件を表 2-2 に、試験結果を図 2-3 に示す。ドライ条件下と比べて、水蒸気濃度 50vol%の条件下において、PAR の性能は、同等であり、蒸気による影響はないと考えられる。

表 2-2 試験条件（蒸気環境による影響）

試験ケース	温度	圧力	水素濃度	蒸気濃度
N8/2				
N9/2				



図 2-3 試験結果（蒸気環境下での影響）

重大事故等時に原子炉格納容器から 10%/day でガスが原子炉建物原子炉棟に漏えいした場合の原子炉建物原子炉棟の水蒸気濃度を図 2-4 に示す。

図 2-4 のとおり、重大事故等時において、水蒸気濃度は、50.0vol%に達することなく、水蒸気による影響はない。

また、燃料プールの沸騰により大量の水蒸気が発生した場合、水蒸気により水素ガスは、希釈され、原子炉建物原子炉棟 4 階の水素濃度及び酸素濃度は低下し、可燃限界に達することはないと考えられる。

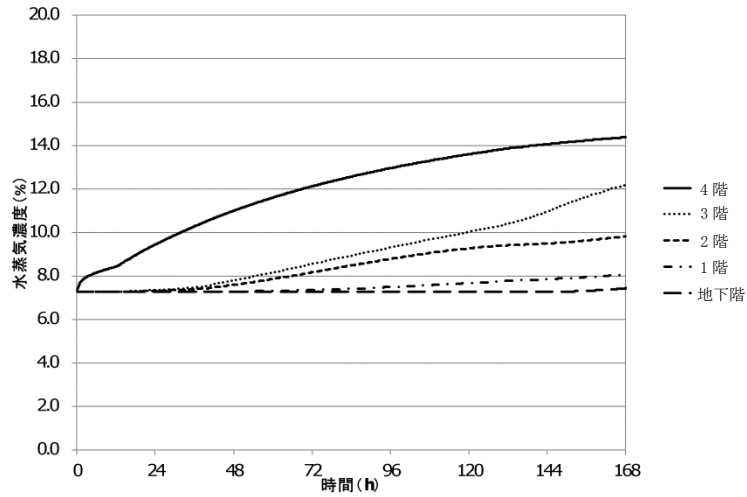


図 2-4 原子炉建物原子炉棟 4 階の水蒸気濃度 (10%/day 漏えい条件)

(1) 蒸気環境下における疎水コーティングの有無が与える影響

蒸気環境下において、疎水コーティングの有無が PAR の処理能力に当たる影響については、NRC (米国原子力規制委員会) の委託により Sandia 国立研究所 (SNL) にて実施された SNL 試験にて確認されている。試験条件を表 2-3、試験結果を図 2-5 に示す。

表 2-3 SNL 試験の試験条件

試験番号	圧力 (bar)	温度 (°C)	水蒸気濃度 (%)	スケール	疎水コーティング
PAR-8R	2	102	54	1/8	無



図 2-5 試験結果 (高水蒸気濃度環境下における疎水コーティングの有無の影響)

表 2-3 に示すとおり、PAR-8R については、1/8 スケール、高水蒸気濃度環境及び疎水コーティングを施してしない状態での試験であるが、図 2-5 に示すとおり、0.5kg/h 以上の水素処理容量を有している。なお、図 2-5 に示す試験のうち、PAR-12 及び PAR-13 については、疎水コーティングを施した状態での試験である。

以上のことから、高水蒸気濃度環境下における疎水コーティングの有無が PAR による水素処理に与える影響はない。

2.2 低酸素環境下での影響

KALI 試験において、低酸素濃度条件下での影響について確認されており、試験条件を表 2-4 に、試験結果を図 2-6 に示す。試験条件としては、初期水素濃度及び酸素濃度以外は同じ雰囲気条件としており、図 2-6 に示すように、酸素濃度が低い場合、水素と酸素による再結合反応が進まなくなることから、PAR の性能が低下していることが分かる。また、N4/2 の試験ケースで酸素ガスが十分にあると想定して基本性能評価式を用いて水素処理容量を算出した場合、N6/22 及び N13/7 の試験結果と相違ないことから、低酸素環境下では PAR の性能が低下するといえる。

島根原子力発電所第 2 号機の場合、水素発生量に比べて十分な酸素量を有しており、酸素濃度による影響はない。

表 2-4 試験条件（酸素濃度による影響）

試験ケース	温度	圧力	初期水素濃度	初期酸素濃度
N4/2				
N6/22				
N13/7				

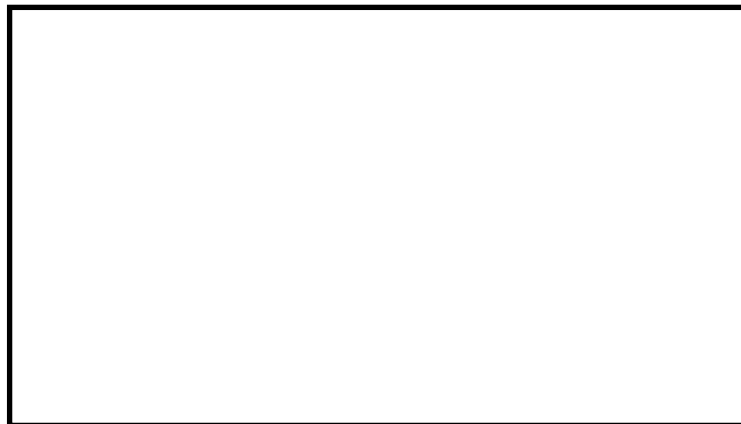


図 2-6 試験結果（酸素濃度による影響）

3. スケールファクタの妥当性

触媒カートリッジ 88 枚相当の試験体 (1/1 スケール) を用いた Battelle MC 試験結果に基づき基本性能評価式が設定され、その後、触媒カートリッジの寸法及び設置間隔を保ったままカートリッジ枚数が 44 枚 (1/2 スケール)、22 枚 (1/4 スケール)、11 枚 (1/8 スケール) である小型化された PAR が開発された。

これらの小型 PAR は、単位流路面積当たりの触媒カートリッジ表面積が同一となるよう、ハウジングの開口面積の比も 1/2、1/4、1/8 としていることから、水素処理容量がカートリッジ枚数に比例するものとして、スケールファクタが設定されている。また、試験等のために触媒カートリッジの高さ以外の寸法を変更している場合でも、触媒カートリッジの設置間隔を同じにすることで、同様にスケールファクタは、ハウジングの開口面積の比で整理できる。基本性能評価式 (式 (1. 7)) にこのスケールファクタを乗じたものが小型 PAR の基本性能となる。

KALI 試験では、小型 PAR よりも更に流路面積の小さい試験体で性能が確認されている。試験結果とスケールファクタを考慮した基本性能評価式との比較を図 3-1 に示す。図中の点線は、基本性能評価式を用いて試験条件及び水素濃度から算出し、スケールファクタ (1/40) を考慮したものである。実機において使用される水素濃度の範囲において、試験結果と基本性能評価式 (点線) はよく合っており、スケールファクタが妥当であることを示している。

Battelle MC 試験、KALI 試験及び島根原子力発電所第 2 号機で使用する PAR の仕様の比較を表 3-1 に示す。触媒カートリッジ部やチムニ部のハウジングの高さは同じであり、違いは触媒カートリッジ枚数又はハウジング開口面積であることから、スケールファクタとしては 0.025~1 の範囲であれば適用可能と考える。島根原子力発電所第 2 号機で使用する PAR は、1/4 スケールでこの範囲内にあることから、スケールファクタ及び基本性能評価式は適用可能である。



図 3-1 KALI 試験結果と基本性能評価式との比較

表 3-1 PAR の仕様比較

	Battelle MC 試験	KALI 試験	島根原子力発電所 第 2 号機
PAR モデル	PAR-88	試験用 PAR	PAR-22
触媒カートリッジ 枚数	88 枚		22 枚
ハウジング 開口面積			
スケール ファクタ	1	0.025	0.25
延長チムニの 有無	なし (標準チムニ)	なし (標準チムニ)	なし (標準チムニ)

4. PAR の反応開始遅れの影響

PAR の結合反応の開始水素濃度について、SNL 試験にて確認されている。表 4-1 に試験条件及び反応開始水素濃度を示す。雰囲気条件の違いに関わらず、水素濃度 1.0vol%未満で PAR による結合反応を開始している。

解析コード「GOTHIC」を使用した原子炉建物原子炉棟の水素濃度解析においては、PAR による反応開始水素濃度を 1.5vol%に設定しており、PAR の起動に対して余裕を持たせている。解析結果においても、原子炉建物原子炉棟の水素濃度を可燃限界未満に抑制していることから、PAR の反応開始遅れの影響はないと考える。

表 4-1 SNL 試験の試験条件及び反応開始水素濃度

試験番号	圧力 (bar)	温度 (°C)	水蒸気濃度 (%)	酸素濃度 (%)	反応開始 水素濃度 (vol%)
PAR-1	2	22	0	21	0.3
PAR-2	2	22	0	21	0.15
PAR-3	2	102	52	10	0.4

5. PAR の最高使用温度

PAR の最高使用温度は、THAI 試験結果に基づき 300°C に設定している。THAI 試験は、OECD/NEA（経済協力開発機構/原子力機関）の THAI PROJECT にて、各メーカーの PAR の性能確認のため実施された試験である。試験装置及び試験体の概要を図 5-1 に示す。

図 5-2 に示すとおり、THAI 試験では PAR 各部の温度を測定しており、PAR の最高使用温度を設定する上では、PAR 内部を通過するガス温度のうち、触媒の反応熱が加味される触媒通過後の排気温度を考慮する。

試験では、注入口から水素ガスを供給して試験装置内の水素濃度を上昇させた後、水素ガス供給を停止して試験装置内の水素濃度を低下させ、PAR 各部の温度の時間変化を確認している。図 5-3 は、PAR 入口水素濃度と各部温度の時間変化を示したもので、図 5-4 は、各部の温度履歴を PAR 入口水素濃度に対して図示したものである。

試験開始から 115～130 分の水素濃度が一定の時は、発熱量は変わらず温度は変化しない。水素濃度上昇時は反応熱が増加するが、各部の熱容量等の影響により温度上昇は遅れ、水素濃度低下時は反応熱が低下するが、各部の放熱速度等の影響により温度低下は遅れる傾向にある。

図 5-3 及び図 5-4 より、ガス温度の中でも高い温度で推移している測定点 (359KTF gas2) でも、水素濃度 4.0vol% の温度は、水素濃度低下時においても 300°C を下回っていることが分かる。

したがって、PAR の最高使用温度は 300°C とすることは妥当と考えられる。

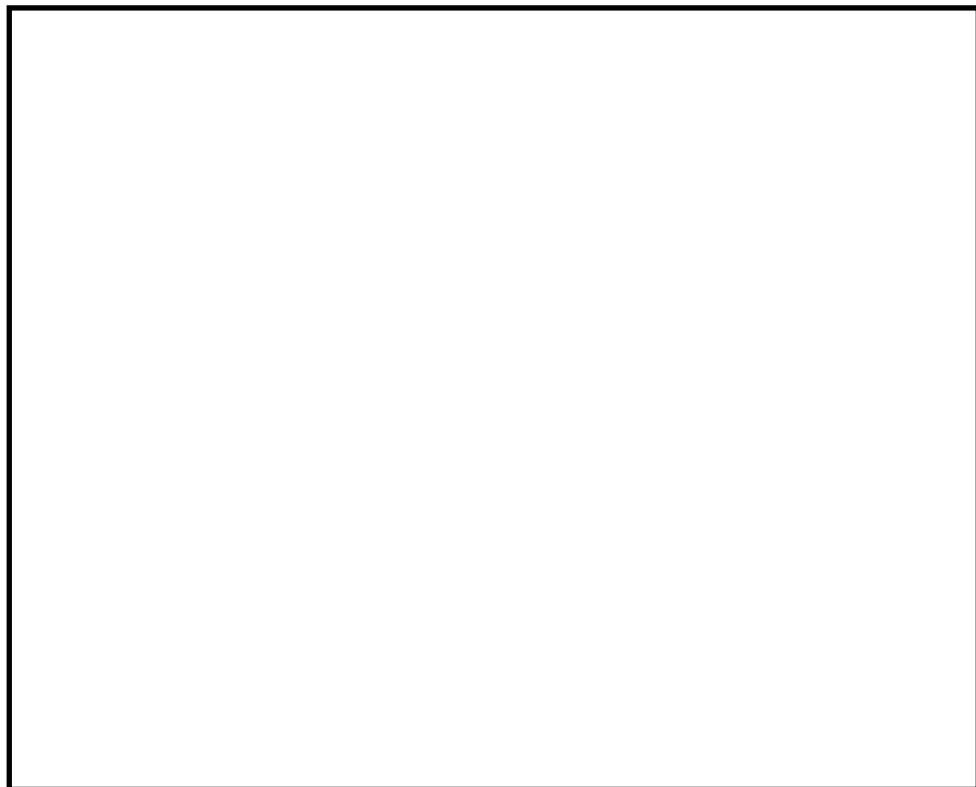


図 5-1 試験装置及び試験体の概要

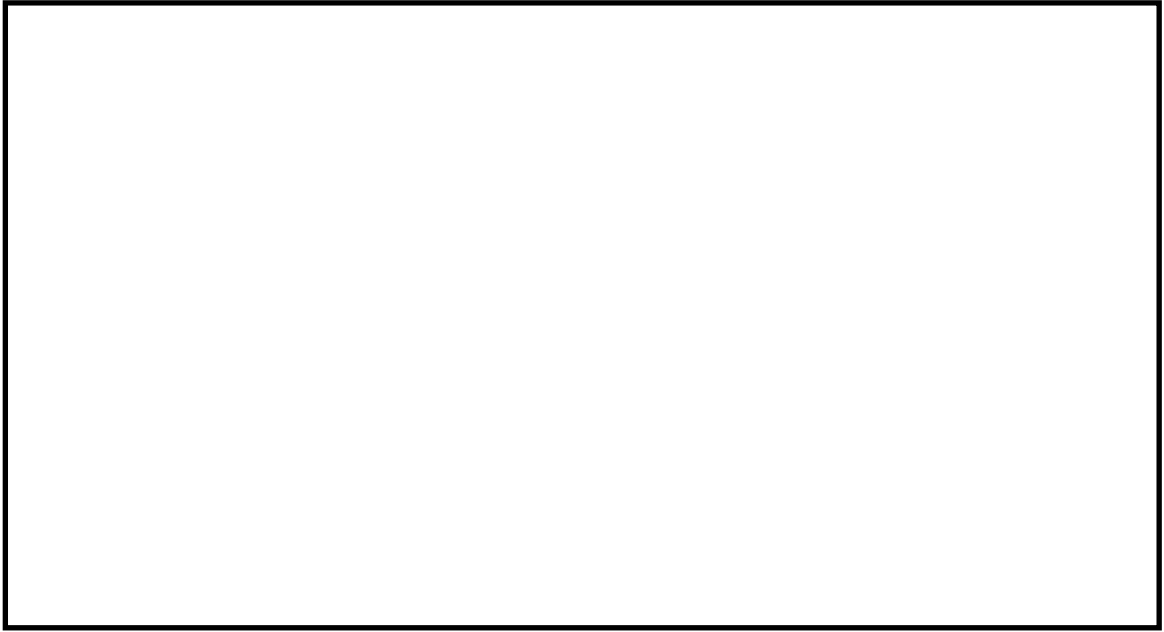


図 5-2 試験体の温度計測点

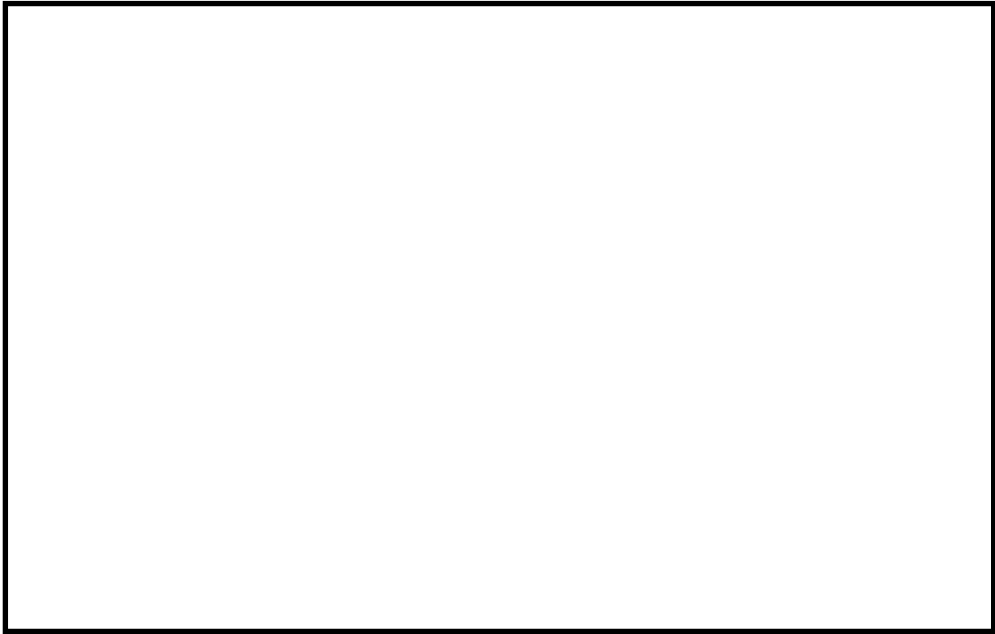


図 5-3 温度及び PAR 入口水素濃度の時間変化

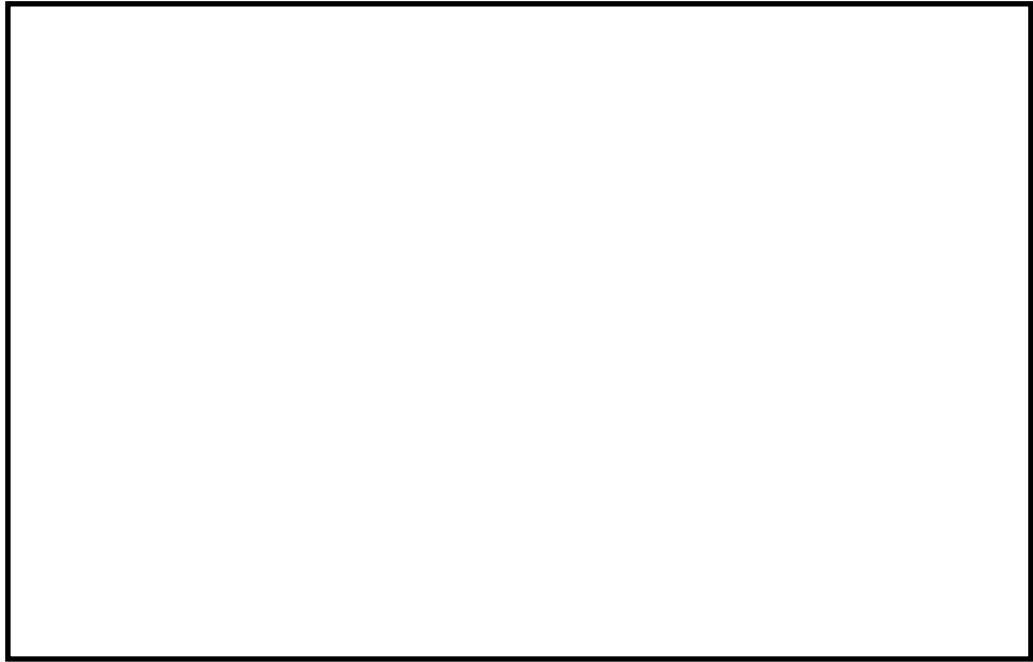


図 5-4 温度及び PAR 入口水素濃度の関係

6. チムニの影響について

水素低減性能試験において、PAR にチムニ（煙突）を取り付けることにより、水素低減性能が大きくなることが確認されている。煙突が取り付けられていない場合、高さ 500mm の煙突が取り付けられた場合、高さ 1000mm の煙突が取り付けられた場合の水素低減性能の係数について、製造メーカー社内の試験プログラムの中で確認されており、煙突が取り付けられていない場合と比較して高さ 500mm の煙突が取り付けられた場合は 1.15 程度、高さ 1000mm の煙突が取り付けられた場合は 1.25 程度という数字が報告されている。

島根原子力発電所第 2 号機に設置する PAR の水素処理容量は、表 3-1 に示すとおり、延長チムニなしと同じ条件であると設定している。このため、チムニの影響がないことを確認している。

7. 引用文献

- (1) Experimentelle Untersuchungen zum Verhalten des von NIS entwickelten Katalysator-Modellmoduls im 1:1 Massstab bei verschiedenen Systemzuständen im Model-Containment, Battelle-Europe (1991)
- (2) Generic tests of Passive autocatalytic Recombiners(PARs) for combustible Gas Control in Nuclear Power Plants Vol.1 Program Description, EPRI (1997)
- (3) Generic tests of Passive autocatalytic Recombiners(PARs) for combustible Gas Control in Nuclear Power Plants Vol.2 Test Data for NIS PARs, EPRI (1997)
- (4) Thomas K. Blanchat, Asimios C. Malliakos, “TESTING A PASSIVE AUTOCATALYTIC RECOMBINER IN THE SURTESY FACILITY” , Nuclear Technology Vol.129 March 2000
- (5) K. Fischer, “Qualification of a Passive Catalytic Module for Hydrogen Mitigation” , Nuclear Technology vol.112, (1995)
- (6) OECD-NEA THAI Project “Quick Look Report Hydrogen Recombiner Tests HR-14 to HR-16” , Becker Technologies GmbH (2009)

反応阻害物質ファクタについて

炉心損傷を伴う重大事故等時において、原子炉格納容器内による化セシウム等の粒子状放射性物質、ガス状よう素、蒸気等が発生する。これらが原子炉建物原子炉棟4階へ漏えいした場合、PARの性能に影響を与える可能性があるため、影響評価を行う必要がある。

粒子状放射性物質については、沈着や格納容器スプレイにより除去されることから、原子炉建物原子炉棟4階への漏えい量は十分小さく、PARに対する放射線量が上昇する等の影響はないと考えられる。なお、PARは Gyの線量下においても所要の性能を発揮できる設計としており、重大事故等時における原子炉建物原子炉棟の $4.7 \times 10^2 \text{Gy}/7$ 日間程度の環境において、性能が低下することはない。

また、別紙1に示したように、蒸気環境下による性能への影響はないと考えられる。

したがって、影響因子としてはガス状よう素を対象とし、以下のとおりPARの性能への影響を評価する。

1. ガス状よう素による影響

事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量は、約18.1kgであり、NUREG-1465に基づき、原子炉格納容器内へのよう素の放出割合を61%、Regulatory Guide 1.195に基づき、無機よう素生成割合を91%、有機よう素生成割合を4%とする。また、原子炉格納容器の自然沈着による除去効果については、CSEでの実機の実験結果に基づき、事象発生後2時間までは除去効果を考慮せず、2時間以降はDF200を考慮する。

このとき、原子炉格納容器漏えい率を一律10%/dayとして原子炉建物原子炉棟4階へ全量漏えいすると仮定した場合、ガス状よう素は約 $11 \text{mg}/\text{m}^3$ となる。

よう素による影響を確認するために行われたBattelle MC試験の試験条件を表1-1に、試験結果を図1-1に示す。試験は、蒸気環境下において空間に対するよう素割合約 $300 \text{mg}/\text{m}^3$ で実施されており約25%性能低下していることが確認されている。

試験条件と比べて島根原子力発電所第2号機で想定されるガス状よう素濃度は、十分に小さく、影響は小さいと考えるが、よう素環境下でのPARの性能低下を考慮し、反応阻害物質ファクタとして「0.5」を設定する。なお、反応阻害は、よう素が触媒に付着することで起こるものであり、スケールファクタが変わっても、PAR内部の流速は一律であり、付着するよう素割合は変わらないため、ガス状よう素による影響評価にスケールファクタを考慮する必要はない。

表1-1 試験条件（よう素の影響）

温度	圧力	初期水素濃度	蒸気濃度	よう素濃度
120°C	2 bar	4 vol%	50~70vol%	300mg/m ³

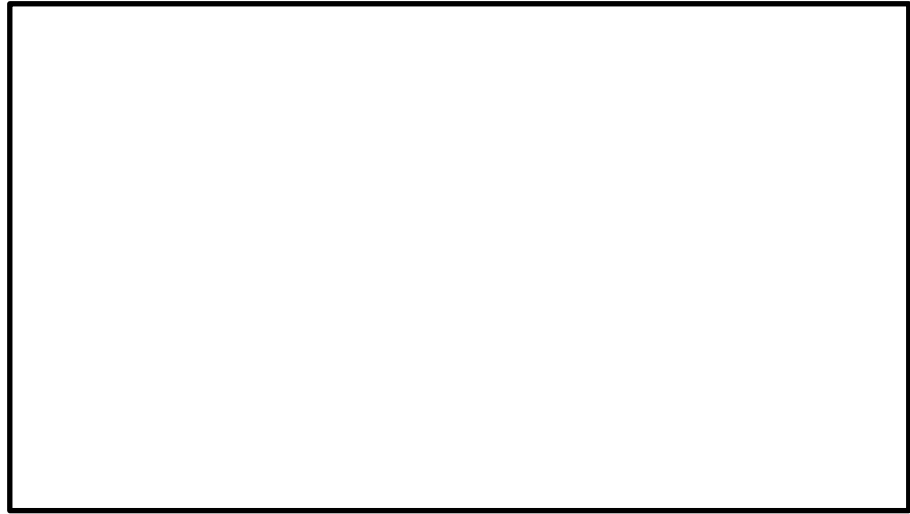


図1-1 試験結果（よう素の影響）

本試験は、表1-1に示す条件でよう素による触媒性能低下の影響を確認しているが、本試験結果が実機条件に適用できるかを確認するために、本試験結果における水蒸気濃度、温度及び圧力の影響について示す。

触媒の被毒は、強力な化学吸着による触媒反応の阻害によって発生する。したがって、よう素による被毒は、よう素によるパラジウム原子の物理的な閉塞により発生する（図1-2参照）。水蒸気濃度及び圧力は、パラジウム表面に結合しているよう素の状態を変えることができないため、基本的には水蒸気濃度と圧力は、よう素による被毒効果に与える影響はないと考えられる。なお、水蒸気については、触媒に被膜ができること等による物理的な触媒性能低下の影響が考えられるが、それについては「別紙1 2.1 蒸気環境下での影響」のとおり、有意な影響はないことを確認している。さらに、触媒粒には疎水コーティングが施されていることから、水蒸気による性能低下を防ぐ設計考慮がなされている。

また、本試験条件は、島根原子力発電所第2号機の事故時に想定される環境と比較し、よう素濃度、水蒸気濃度は保守的な条件となっている。これらを踏まえ、本試験結果における水蒸気濃度、圧力が与える大きな影響はない。

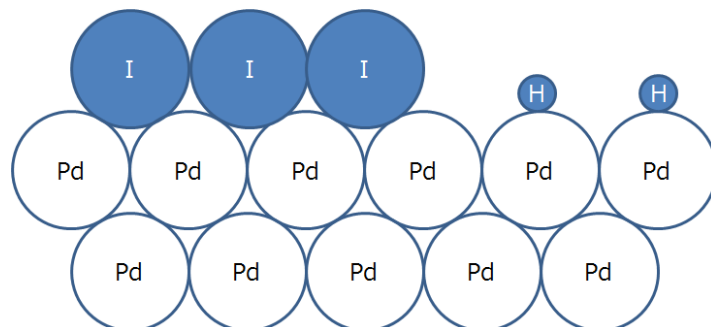


図1-2 パラジウムへのよう素の結合の概略図

一方、温度については、触媒周りの温度が 200℃付近の高温になると、吸着されたパラジウムとよう素が分離し、パラジウムは触媒機能を回復する知見が既往研究により確認されている（図 1-3 参照）。これは、温度が上がったことにより化学結合状態が壊れてパラジウムとよう素が分離する状況になったことによるものと考えられる。



図 1-3 再結合効果と温度の関係

PAR は、再結合反応を始めると、触媒温度が上昇し触媒自体は 200℃を超える高温状態になる。NIS 社製 PAR 触媒は、粒型の触媒粒をカートリッジに敷き詰めた構造になっており、被毒物質に全ての触媒が覆われることを防ぐことが設計上配慮されている。よって、被毒されていない部分は、再結合反応が始まり、それに伴い触媒粒の温度が上昇することで、被毒された部分の吸着されたパラジウムとよう素が分離することで触媒機能が回復する傾向になると考えられる。すなわち、よう素による被毒は、再結合反応開始時に影響するものであるが、反応が開始すると、触媒温度上昇が支配的となり、試験条件としての温度は、影響を無視できるものと考えられる。よって、本試験結果に示す触媒性能低下評価において、温度条件は大きな影響を与えるものではない。

2. 引用文献

- (1) "EFFECTS OF INHIBITORS AND POISONS ON THE PERFORMANCE OF PASSIVE AUTOCATALYTIC RECOMBINERS (PARs) FOR COMBUSTIBLE GAS CONTROL IN ALWRs", the EPRI ALWR Program, May 1997

静的触媒式水素処理装置の周辺機器に対する悪影響防止について

静的触媒式水素処理装置（以下「PAR」という。）は、水素処理が始まると触媒温度が上昇するため、PAR の温度上昇が周辺機器に悪影響を与えないための PAR の設置方針を検討した。PAR の温度上昇が周辺機器に悪影響を与える項目としては、「1. PARハウジングからの熱輻射による熱影響評価」及び「2. PAR排気ガスによる熱影響評価」があり、それらの検討結果を以下に示す。

1. PARハウジングからの熱輻射による熱影響評価

PARハウジングが最高使用温度である 300℃の状況で、ハウジングからの熱輻射による温度と距離の関係を評価した。

周辺機器の温度は、原子炉建物原子炉棟 4 階の熱伝達率により異なる。熱伝達率は、以下のユルゲスの式より計算する。

$$h=5.6+4.0u$$

ここで、 u [m/s]は、気流速度である。PAR の設計条件である 10%/day のケースにおける原子炉建物原子炉棟 4 階の気流速度の最大値が約 0.35m/s であることを踏まえて、想定する気流速度の範囲を 0~1.5m/s と仮定し、熱伝達率を計算すると 5.6~11.6W/(m²・K)となる。したがって、熱伝達率は 5.6W/(m²・K)及び 11.6W/(m²・K)の 2 ケースで評価を行った。

評価結果を図 1-1 に示す。いずれのケースも PAR から 0.1m 離れると周辺機器の表面温度は、最高使用温度である 300℃を十分下回ることから、隣接する PAR に対して悪影響を与えることはない。また、周辺機器の温度が 100℃となるのは、熱伝達率が 5.6W/(m²・K)の場合 0.8m、11.6 W/(m²・K)の場合 0.6m の地点であることから、PAR より 1m 離すことで熱影響は 100℃以下となる。さらに、2m の地点で PAR の輻射熱の影響はほぼなくなることから、重大事故等の対処に重要な計器・機器に悪影響がないように、PAR 周囲（排気口方面除く）には、2m 以上の離隔距離を設けることとする。なお、PAR 同士の離隔については、上記のとおり、隣接する PAR への悪影響は考えられないこと及び原子炉格納容器から 10%/day の漏えいを考慮した解析コード「GOTHIC」を使用した解析においても、原子炉建物原子炉棟 4 階の水素濃度は 4.0vol%に到達しないことから、PAR の最高使用温度 300℃を超えるおそれがないため、離隔を設ける対象外とする。

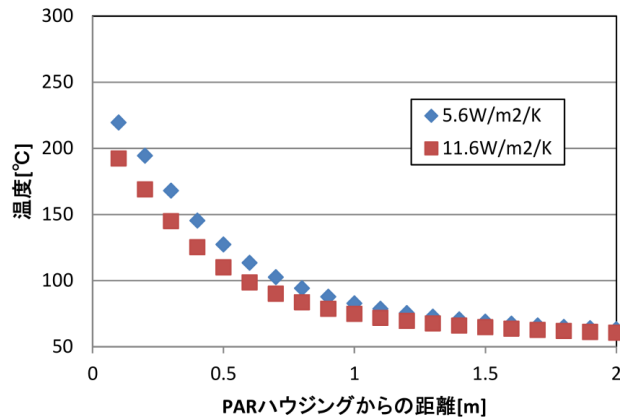


図 1-1 PAR 輻射熱による温度影響と距離の関係について

2. PAR 排気ガスによる熱影響評価

PAR の上方の排気口からは水素処理を行った高温の出口ガスが排気されるが、PAR ハウジング上部にはフードが設置されており、出口ガスの流れ方向を変えており、PAR の上方に位置する構築物に直接排熱の影響を与えることはない。また、高温の出口ガスが排出される排気口からは、重大事故等の対処に重要な計器・機器に悪影響がないように、3m 以上の離隔距離を設けることとする。

上記 1., 2. の結果から、PAR 配置検討にあたっては以下を考慮することとしている。

<PAR 周辺機器への熱影響防止の方針>

- ・ PAR 周囲（排気口方面を除く）に、熱影響により安全機能を損なう設備がないことを、熱影響評価結果を踏まえて確認する。
- ・ PAR 排気口方面には、高温ガスが流れることから、付近に安全機能を損なう設備がないことを確認する。

3. 原子炉建物原子炉棟 4 階に設置する重大事故等対処設備及び影響評価

原子炉建物原子炉棟 4 階に設置する重大事故等対処設備のうち、配管を除く重大事故等対処設備の配置図について、図 3-1 に示す。静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度を除く計装設備について、排気口から 4m 以上離れているため、PAR の温度上昇による機能への悪影響はない。また、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル及び原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置については、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置下端位置が PAR から 3m 以上離れているため、PAR の温度上昇による機能への悪影響はない。

以上のことから、PAR の温度上昇による重大事故等対処設備への悪影響はない。

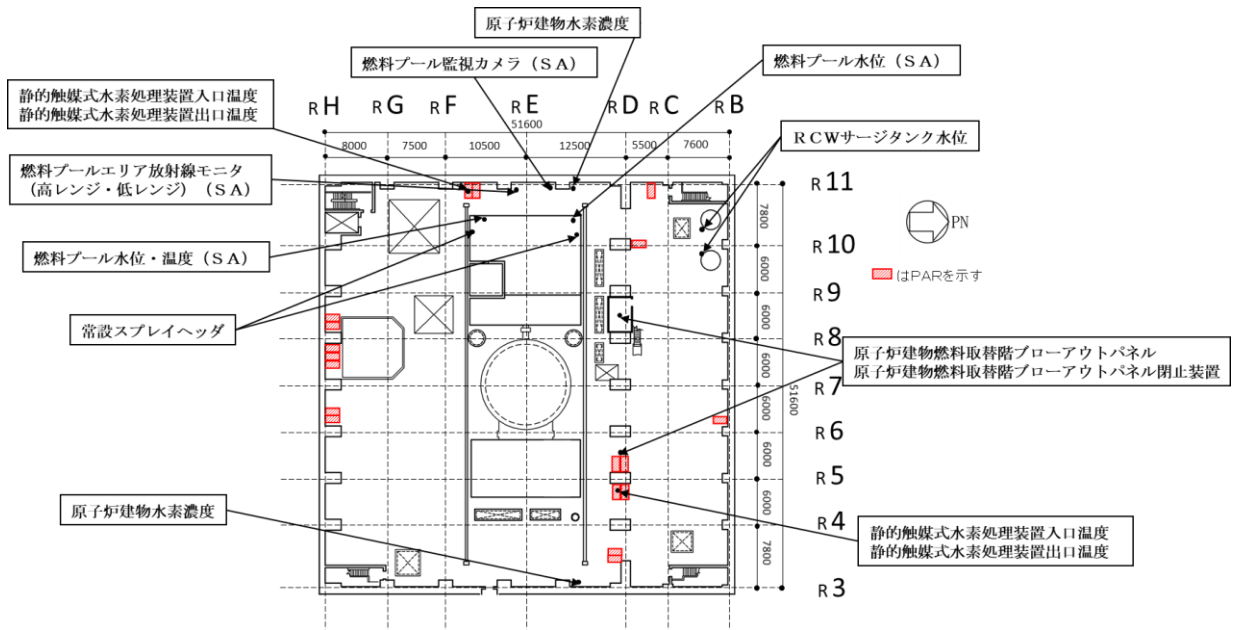


図 3-1 原子炉建物原子炉棟 4 階における重大事故等対処設備の機器配置 (1/2)

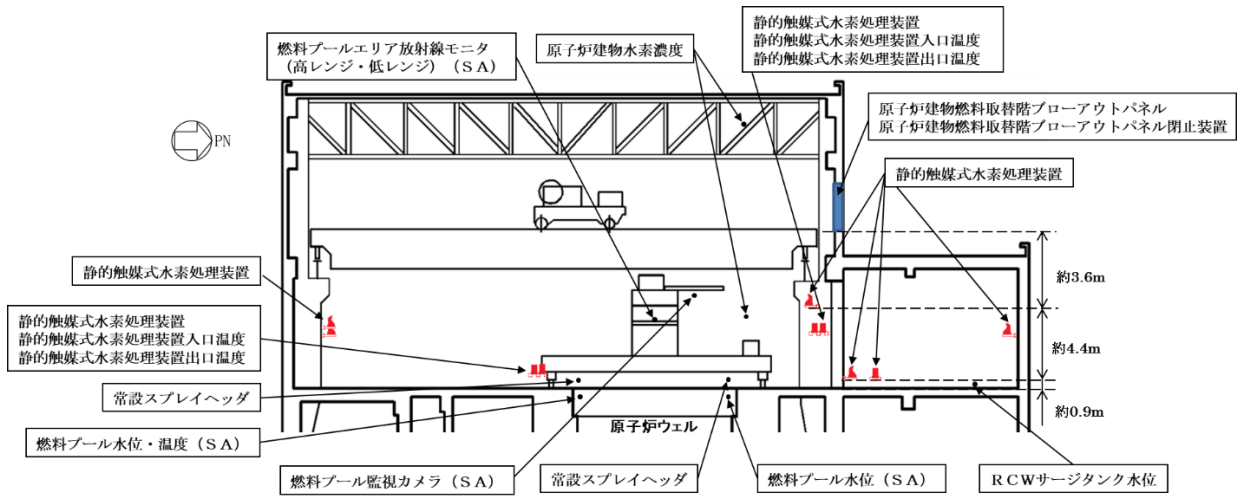


図 3-1 原子炉建物原子炉棟 4 階における重大事故等対処設備の機器配置 (2/2)

静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度について

1. 目的

静的触媒式水素処理装置（以下「PAR」という。）は、原子炉建物原子炉棟 4 階内の水素濃度上昇に伴い自動的に作動する装置であり、電源や運転員による操作の不要な設備である。

PAR は、触媒における再結合反応により水素ガスを除去する設備であるため、水素濃度の上昇に伴って装置の入口側と出口側の温度差が上昇する（図 1-1、図 1-2 参照）ことから、PAR に温度計を設置することにより、水素処理の状況を把握することができ、PAR による水素処理が行われていることを確認することができれば、重大事故対処時に有効な情報となると考えられる。

このことから、原子炉建物原子炉棟 4 階に設置されている PAR (2 個) の入口側及び出口側に熱電対を取り付け、中央制御室及び緊急時対策所にて PAR の温度を監視できる設計とする。

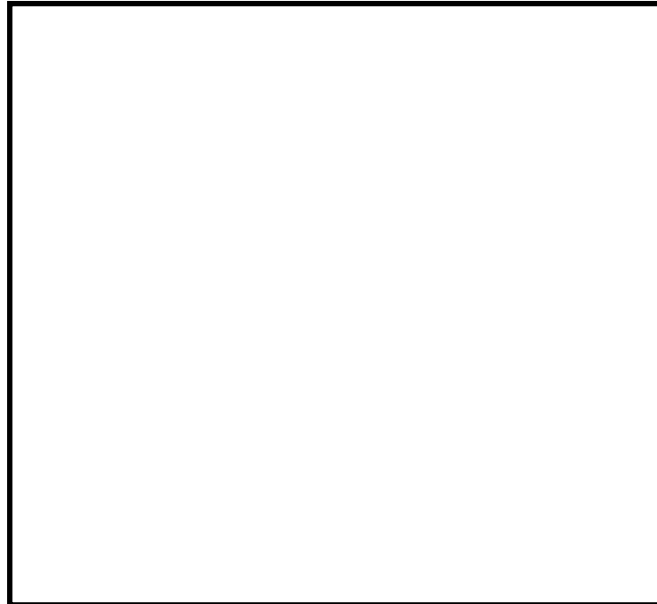


図 1-1 SNL で行われた試験用 PAR の概要図



図 1-2 SNL で行われた試験結果 (PAR 温度と水素濃度の関係)

2. 設備概要

PAR2 個に対して入口側及び出口側に熱電対を取り付け、事故時の PAR の測定温度を中央制御室及び緊急時対策所にて監視できる設計とする（主要仕様は表 2-1 参照）。

熱電対の設置位置は、PAR 入口近傍及び触媒カートリッジ上方に熱電対シースを取付け、ガス温度を測定できる設計とする。

試験結果（図 1-2）において、触媒部での水素再結合反応に伴い、水素濃度 1.0vol%程度で PAR 入口と出口のガス温度差は約 40K、水素濃度 4.0vol%程度で PAR 入口と出口のガス温度差は約 170K になっており、PAR の入口側と出口側の温度差が明確であることから、PAR 動作を把握することができる。なお、図 1-2 に示す試験のうち、PAR-4、PAR-7 及び PP-2 について環境温度は 100°C以上であり、それ以外の試験については常温での試験であるが、図 1-2 に示すとおり、環境温度による PAR 入口と出口のガス温度差に有意な差異はないことから、環境温度に関わらず、PAR 動作を監視することが可能である。

PAR への熱電対取付位置は、サポートとの干渉を考慮した PAR 付近への取付性、固定性、保守性を考慮して PAR 入口側及び出口側のガス温度が測定可能な位置とする（図 2-1 参照）。

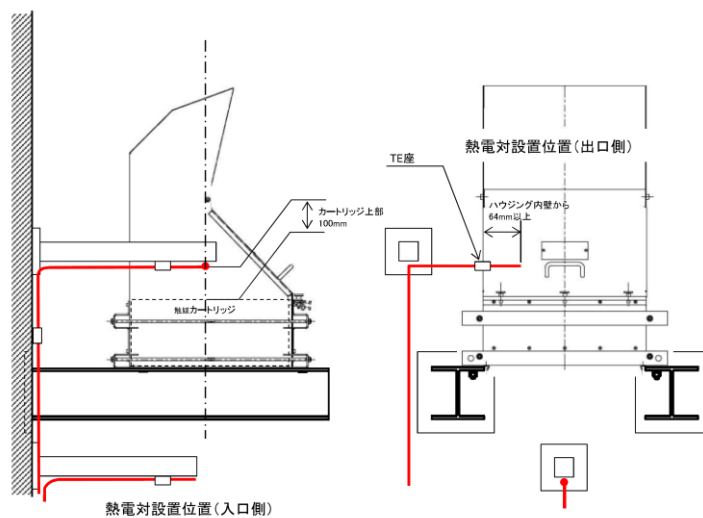


図 2-1 PAR への熱電対取付位置概要図

熱電対シースは外径 3.2mm であり、PAR への流路影響の観点から流入経路を妨げない配置及び寸法のため水素除去性能へ影響を及ぼすものではない。

測定温度は、中央制御室及び緊急時対策所に指示及び記録される（図 2-2 参照）。

表 2-1 静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度の主要仕様

名称	種類	計測範囲	個数	取付箇所
静的触媒式水素 処理装置入口温度	熱電対	0~100℃	2	原子炉建物 原子炉棟 4 階
静的触媒式水素 処理装置出口温度	熱電対	0~400℃	2	原子炉建物 原子炉棟 4 階

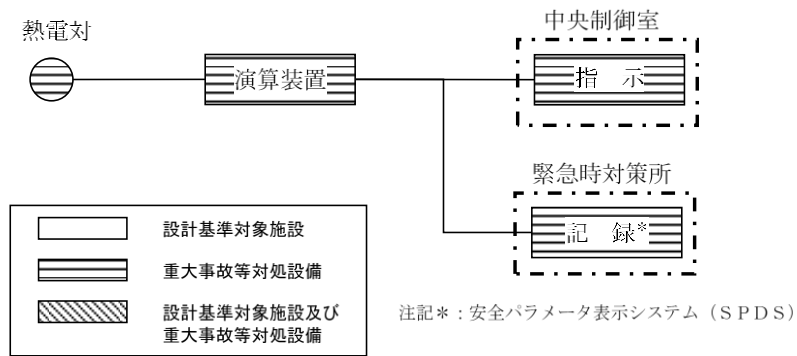


図 2-2 静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度の概略系統図

3. 静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度の設置場所

PAR は、水素を処理する際の熱でガス温度が上昇するため、PAR 装置で上昇気流が発生する。したがって、原子炉建物原子炉棟 4 階の水素ガスが自然対流を起こし拡散されることから、原子炉建物原子炉棟 4 階に配置した PAR 全体に水素ガスが行き渡り、一様に触媒反応を起こして温度が上昇することが想定される。したがって、PAR の動作原理が触媒反応による水素と酸素の再結合であることを踏まえると故障は考え難く、静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度の必要個数は 1 個と考えるが、位置的分散を考慮して原子炉建物原子炉棟 4 階に配置した 2 個の PAR に設置する（図 3-1 参照）。

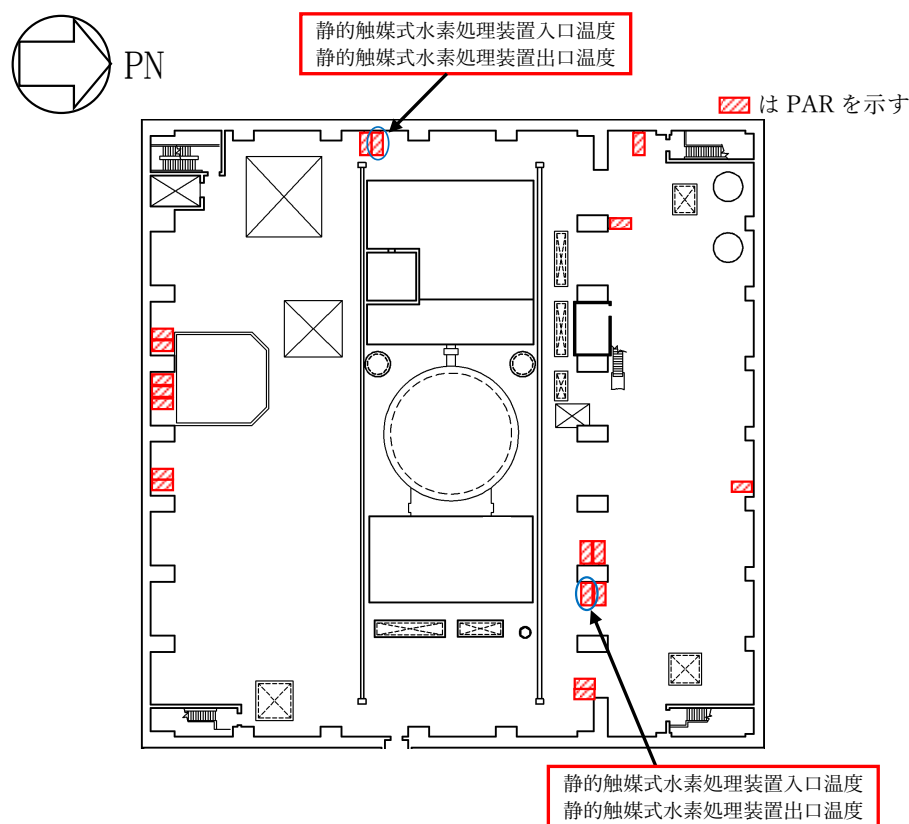


図 3-1 静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度の概略配置図

4. 引用文献

- (1) Thomas K. Blanchat, Asimios C. Malliakos, “TESTING A PASSIVE AUTOCATALYTIC RECOMBINER IN THE SURTESY FACILITY”, Nuclear Technology Vol.129 March 2000

静的触媒式水素処理装置の性能維持管理について

設置段階及び供用開始以降の静的触媒式水素処理装置（以下「PAR」という。）の性能を維持するため、以下のような検査及び点検を行う。

1. PAR の性能確保の考え方

PAR の性能評価式は、PAR 内部を通過する水素量（流量）と触媒による再結合効率（触媒反応）の関係から導出されたものであり、流量及び触媒反応に影響を与える各パラメータについて、検査又は点検時に確認することで PAR の性能を確保できる。表 1-1 に PAR の性能確保に必要なパラメータとその確認項目を示す。

表 1-1 PAR の性能確保に必要な確認項目

性能因子	影響因子	確認項目
流量	水素濃度	対象外（雰囲気条件）
	圧力，温度	対象外（雰囲気条件）
	PARハウジング部の幾何学的構造 ・ハウジング構造	・外観確認及び寸法確認
触媒反応	触媒カートリッジの幾何学的仕様 ・触媒カートリッジの枚数 ・触媒カートリッジ寸法	・外観確認及び員数確認 ・寸法確認
	触媒の品質管理	・製作時の仕様確認 (材料確認含む)
	触媒の性能 ・触媒の健全性 ・触媒の欠落 ・触媒の汚れ	・機能確認 ・外観確認

2. 検査及び点検内容

1. の考え方を踏まえ、以下に示す検査及び点検を実施することで、PAR の性能を確保する。設置段階における検査内容を表 2-1 に、供用開始以降の点検内容を表 2-2 に示す。

表 2-1 設置段階における検査内容

対象部位	分類	検査内容
触媒	仕様確認	比表面積，直径，パラジウム含有量について，管理値を満足することを確認する。
	外観検査	有意な変形，傷等の有無について，目視により確認する。
触媒カートリッジ	仕様確認	触媒充てん量について，管理値を満足することを確認する。
	外観検査	有意な変形，傷等の有無について，目視により確認する。 員数についても確認する。
	寸法検査	主要な寸法について，実測により確認する。
	機能検査	健全性確認として検査装置により結合反応時の温度上昇率を測定し，管理値を満足することを確認する。
本体 (ハウジング)	外観検査	有意な変形，傷等の有無について，目視により確認する。
	寸法検査	主要な寸法について，実測により確認する。
	材料検査	ミルシートにより確認する。

表 2-2 供用開始以降の点検内容

対象部位	分類	検査内容
触媒	外観検査	有意な変形，傷等の有無について，目視により確認する。
触媒カートリッジ	外観検査	有意な変形，傷等の有無について，目視により確認する。 員数についても確認する。
	機能検査	健全性確認として検査装置により結合反応時の温度上昇率を測定し，管理値を満足することを確認する。
本体 (ハウジング)	外観検査	有意な変形，傷等の有無について，目視により確認する。

3. 触媒の品質管理

触媒は、で製作され、その触媒の比表面積、直径及びパラジウム含有量について、表 3-1 に示す管理値を満足していることを確認しているため、ロットで製作された触媒について、大きなばらつきはない。品質管理された触媒を触媒カートリッジへ充てんする際には、規定量が充てんされていることを全ての触媒カートリッジに対して確認するため、同じロットで製作された触媒が充てんされた触媒カートリッジの性能は同様である。

また、触媒カートリッジを試験装置にセットし、所定の水素濃度の試験ガスを通気した際の結合反応による温度上昇率を確認することで、工場製作時における触媒の健全性を担保することとしている。触媒の製作工程及び所定の品質管理を行うことを踏まえると、触媒の健全性確認の抜き取り数としては、1ロット当たり触媒カートリッジ1枚を確認することで十分である。

表 3-1 触媒製作段階における管理項目

対象	項目	管理値
触媒カートリッジ	触媒充てん量	
触媒	比表面積	
	直径	
	パラジウム含有量	
	健全性	水素を含む試験ガスを通気後、 20分以内に10℃以上上昇又は 30分以内に20℃以上上昇

4. 触媒の健全性

工場製作時の品質管理の一つとして触媒の健全性確認を行うが、使用開始前においても PAR の性能担保の観点から同様に健全性確認を実施する。また、PAR を設置する原子炉建物原子炉棟 4 階の雰囲気環境は空気、室温条件であり、化学薬剤等の触媒の活性を低下させるような要因はないことから、触媒にとって良好な環境条件であるが、供用開始後の経年劣化の有無を評価するため、触媒の健全性を確認する必要がある。

触媒カートリッジを試験装置にセットし、所定の水素濃度の試験ガスを供給し、水素と酸素の結合反応による温度上昇率を測定することで、メーカ推奨の判定基準を満足していることを評価し、触媒の健全性を確認する。工場製作時、使用開始前（現地据付時）及び供用開始以降の試験条件、判定基準を表 4-1 に、試験装置の概要を図 4-1 に示す。

工場製作時においては、メーカ標準の試験条件として水素濃度 3vol% の試験ガスを通気するが、国内で実施する使用開始前、供用開始後の健全性確認は、国内で一般的に手配可能な水素ボンベ（水素濃度：1.3vol%）を用いて実施する。工場製作時に比べて、低い水素濃度条件で行うため、水素処理能力が低く、温度上昇も小さい状態となるが、工場製作時と同じ判定基準を用いるため、保守的な性能管理となる。

なお、使用開始前及び供用開始後の健全性確認試験の抜取り数については、検査要領を定める際に適切に設定する。

表 4-1 触媒の健全性確認試験条件

項目	工場製作時	使用開始前	供用開始後
試験条件	水素濃度：3vol% 試験流量：1500L/h	水素濃度：1.3vol% 試験流量：1500L/h	水素濃度：1.3vol% 試験流量：1500L/h
判定基準	10℃以上/20分以内又は 20℃以上/30分以内	10℃以上/20分以内又は 20℃以上/30分以内	10℃以上/20分以内又は 20℃以上/30分以内



図 4-1 試験装置概要図

VI-1-8-3 原子炉格納施設の基礎に関する説明書

目 次

1. 概要	1
2. 基本方針	2
2.1 構造計画	4
2.2 構造概要	4
3. 評価	8
3.1 基礎の健全性評価	8
3.1.1 基礎の耐震評価	8
3.2 地盤の健全性評価	10
3.2.1 荷重	10
3.2.2 許容支持力度	10
3.2.3 健全性評価	10

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 5 条及び第 50 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「技術基準規則の解釈」という。）に基づき、原子炉格納施設の基礎が十分な強度を有することに加えて、技術基準規則第 4 条及び第 49 条並びにそれらの技術基準規則の解釈に基づき、それを支持する地盤が十分な支持力を有することを説明するものである。

2. 基本方針

今回、基準地震動 S_s の策定及び原子炉格納容器が重大事故等対処施設として申請範囲となったことに伴い、原子炉格納施設の基礎が、基準地震動 S_s による地震力（以下「 S_s 地震時」という。）に対して、また、重大事故等時の状態において、十分な強度を有すること（以下「基礎の健全性評価」という。）及びそれを支持する地盤が十分な支持力を有すること（以下「地盤の健全性評価」という。）ができる設計とする。

ここで、原子炉格納施設の基礎は、原子炉格納施設である原子炉格納容器及び原子炉建物原子炉棟（以下「原子炉棟」という。）並びに原子炉建物付属棟（以下「付属棟」という。）で共有されていることから、以降、原子炉格納施設の基礎となる原子炉建物基礎スラブとして検討を行う。

なお、基準地震動 S_s の策定及び原子炉格納容器が重大事故等対処施設として申請範囲となったことに伴い必要となる基礎の健全性評価及び地盤の健全性評価は、表 2-1 に示すとおりであり、その詳細は、同表に示すとおり、添付書類 VI-2-9-3-4「原子炉建物基礎スラブの耐震性についての計算書」において説明する。また、それ以外の評価は、昭和 59 年 2 月 24 日付け 58 資庁第 15180 号にて認可された工事計画の添付書類 IV-1-3「原子炉格納施設の基礎に関する説明書」（以下「既工認」という。）にて評価を実施している。

表 2-1 原子炉格納施設の基礎の評価についての整理

項目	部位	荷重時	記載資料*
基礎の健全性評価	原子炉建物基礎スラブ	通常運転時	①
		S s 地震時	②
地盤の健全性評価	地盤	通常運転時	①
		S s 地震時	②

注記*：凡例は以下のとおり。

- ① 既工認
- ② 添付書類VI-2-9-3-4「原子炉建物基礎スラブの耐震性についての計算書」

2.1 構造計画

原子炉格納施設の基礎は、その上部構造である原子炉本体の基礎、原子炉格納容器、その周囲の壁（以下「ドライウェル外側壁」という。）、原子炉棟の外壁（以下「内部ボックス壁」という。）及び付属棟の外壁（以下「外部ボックス壁」という。）を支持する原子炉建物基礎スラブである。

原子炉建物基礎スラブは、上部構造からの鉛直荷重、地震荷重等に対して十分な強度を有することができる設計とする。

原子炉建物基礎スラブの応力解析は、3次元FEMモデルを用いた弾塑性応力解析により実施する。

2.2 構造概要

原子炉建物基礎スラブの平面寸法は、70.0m（NS）×89.4m（EW）、厚さは6.0mの鉄筋コンクリート造で、岩盤に直接設置している。

コンクリートの設計基準強度は $F_c = 23.5 \text{ N/mm}^2$ 、鉄筋の種類はSD35（SD345相当）を用いる。

原子炉建物基礎スラブの概略平面図及び概略断面図を図2-1及び図2-2に示す。

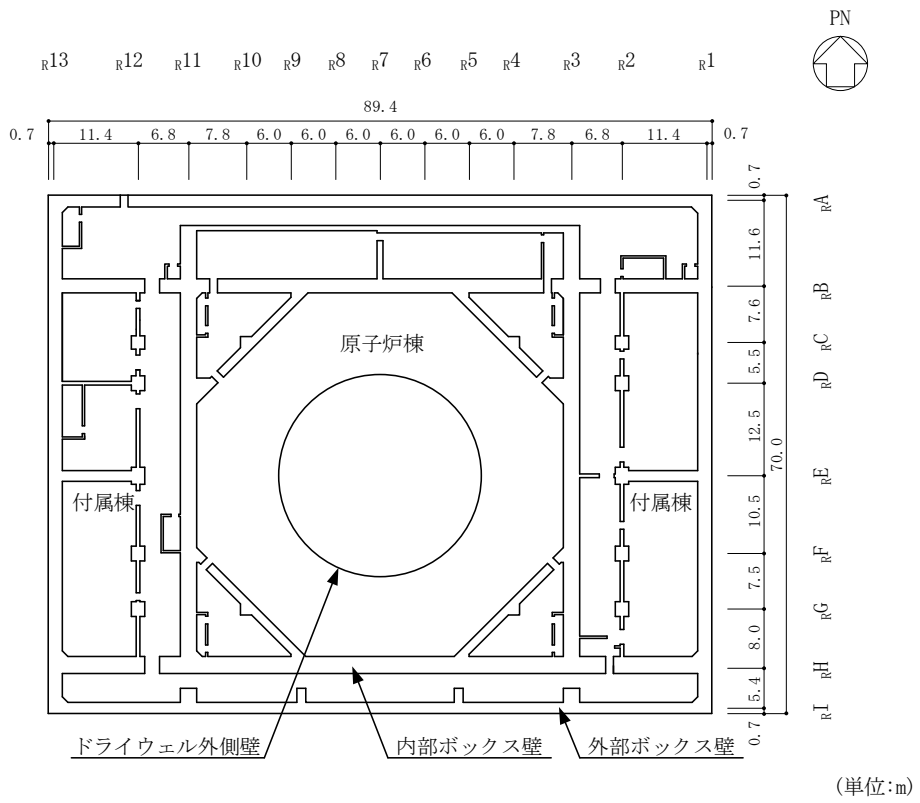


図 2-1 原子炉建物基礎スラブの概略平面図 (EL 1.3m*)

注記* : 「EL」は東京湾平均海面 (T.P.) を基準としたレベルを示す。

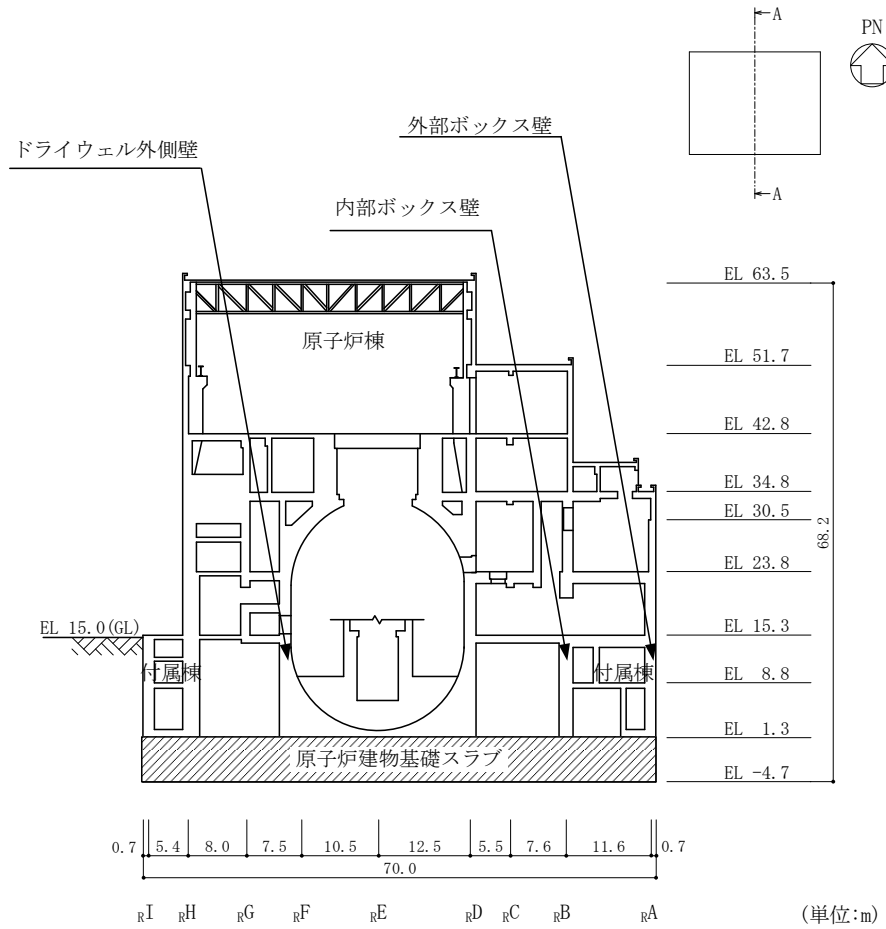


図 2-2(1) 原子炉建物基礎スラブの概略断面図 (A-A断面, NS方向)

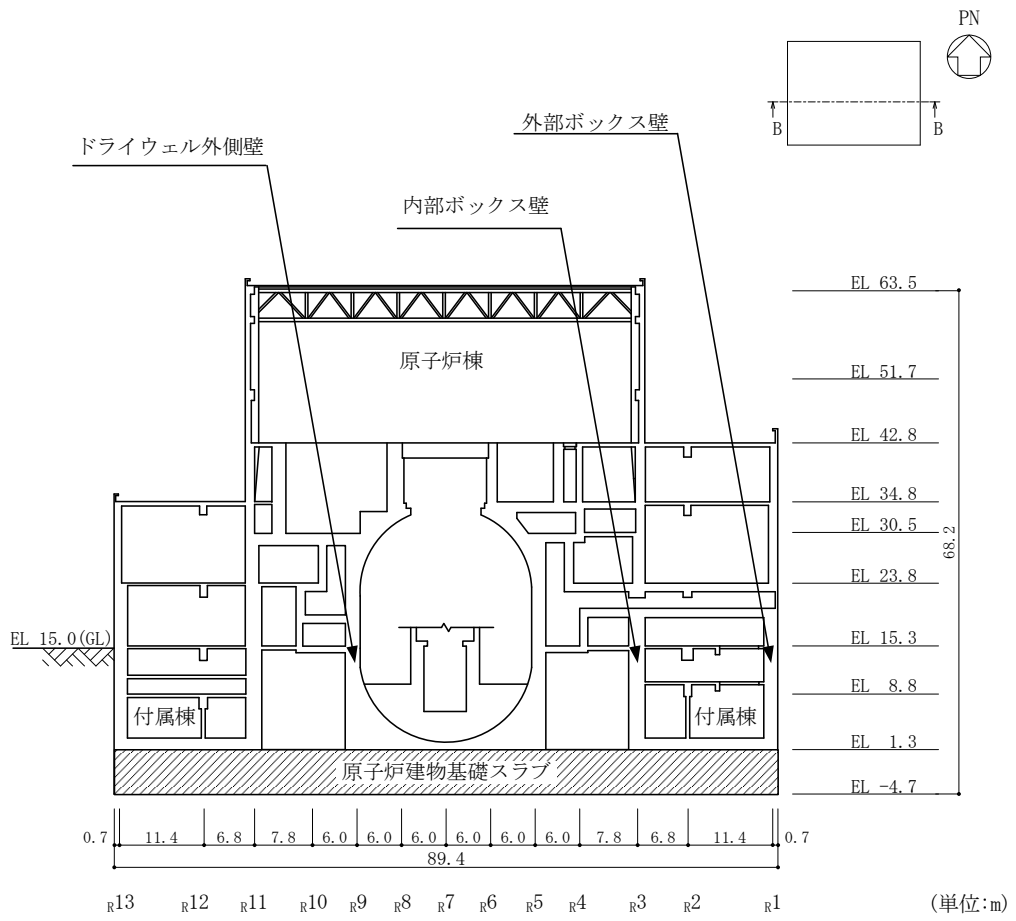


図 2-2(2) 原子炉建物基礎スラブの概略断面図 (B-B 断面, EW 方向)

3. 評価

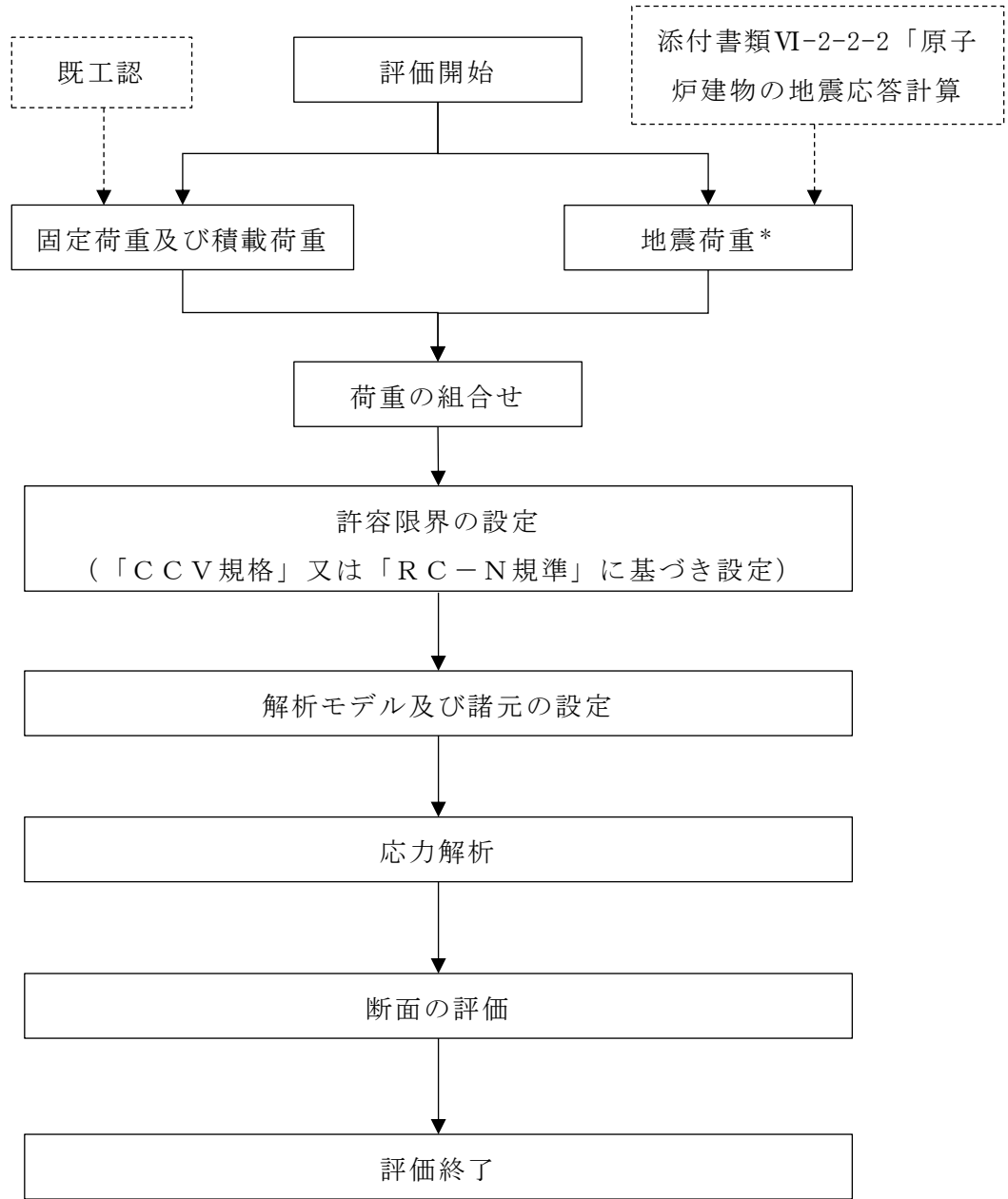
3.1 基礎の健全性評価

原子炉格納施設の基礎の健全性は、原子炉建物基礎スラブの基準地震動 S_s による地震力に対する評価を行うこととし、「原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説（（社）日本建築学会，2005 制定）」（以下「RC-N規準」という。）及び「発電用原子力設備規格 コンクリート製原子炉格納容器規格（（社）日本機械学会，2003）」（以下「CCV規格」という。）に基づき評価する。

3.1.1 基礎の耐震評価

原子炉建物基礎スラブの耐震評価については、3次元FEMモデルを用いた弾塑性応力解析によることとし、安全上適切と認められる規格・基準等に基づき断面の評価を行う。断面の評価は、既設であることを踏まえ、設計配筋に対して発生する応力又はひずみが許容限界以下であることを確認する。原子炉建物基礎スラブの耐震性については、添付書類VI-2-9-3-4「原子炉建物基礎スラブの耐震性についての計算書」に示すとおり、 S_s 地震時において基礎は十分な強度を有する。

基礎の応力解析による評価フローを図3-1に示す。



注記*：材料物性の不確かさを考慮する。

図 3-1 応力解析による評価フロー

3.2 地盤の健全性評価

地盤の健全性については、質点系モデルを用いた地震応答解析によることとし、安全上適切と認められる規格・基準等に基づき評価を行う。地盤の健全性評価については、添付書類VI-2-9-3-4「原子炉建物基礎スラブの耐震性についての計算書」に示すとおり、地盤は十分な支持力を有する。以下に概要を示す。

3.2.1 荷重

S_s地震時の地盤の接地圧は、基準地震動S_sに対する地震応答解析より算定される地盤の接地圧とし、材料物性の不確かさを考慮する。

3.2.2 許容支持力度

原子炉建物基礎スラブは、岩盤に直接設置しており、その許容支持力度は、添付書類VI-2-1-3「地盤の支持性能に係る基本方針」に基づき設定する。本検討で用いる地盤の許容支持力度は、S_s地震時の地盤の接地圧に対しては $9.8 \times 10^3 \text{kN/m}^2$ （極限支持力度）を用いる。

3.2.3 健全性評価

材料物性の不確かさを考慮したS_s地震時の地盤の最大接地圧は、表 3-1 のとおりであり、許容支持力度を超えないため、地盤は十分な支持力を有する。

表 3-1 最大接地圧と許容支持力度の比較

(単位： $\times 10^3 \text{kN/m}^2$)

	最大接地圧	許容支持力度
S _s 地震時	2.01	9.8

VI-1-8-4 圧力低減設備その他の安全設備の
ポンプの有効吸込水頭に関する説明書

目 次

1. 概要	1
2. 基本方針	2
2.1 サプレッションチェンバを水源とするポンプの有効NPSH	2
2.2 サプレッションチェンバを除くタンク等を水源とするポンプの有効NPSH	2
3. 評価	3
3.1 サプレッションチェンバを水源とするポンプの評価方針	3
3.2 サプレッションチェンバを除くタンク等を水源とするポンプの評価方針	3
3.3 評価対象ポンプの選定	3
3.4 評価方法	5
3.4.1 サプレッションチェンバを水源とするポンプの有効NPSH 評価方法	5
3.4.2 サプレッションチェンバを除くタンク等を水源とするポンプの有効NPSH 評価方法	8
3.5 評価結果	8
3.5.1 サプレッションチェンバを水源とするポンプの有効NPSH 評価結果	8

別添1

重大事故等時における非常用炉心冷却系ストレーナの異物付着による圧損上昇評価

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44条第1項第5号及び第54条第1項第1号並びにそれらの「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」により、原子炉格納施設の「圧力低減設備その他の安全設備」のうちサプレッションチェンバを水源として原子炉格納容器除熱のために運転するポンプが、原子炉格納容器内の圧力、水位、温度及び配管圧損並びに冷却材中の異物の影響により想定される最も小さい有効吸込水頭（以下「有効 NPSH」という。）において、正常に機能することを説明するとともに、サプレッションチェンバを除くタンク等を水源として原子炉格納容器冷却のために運転するポンプについても想定される最も小さい有効 NPSH において、正常に機能することを説明するものである。

また、有効 NPSH 以外の温度、放射線、荷重その他の使用条件に対して有効に機能を発揮することについては、添付書類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。

なお、設計基準対象施設に関しては、技術基準規則の要求事項に変更がないため、今回の申請において変更は行わない。

今回、新たに重大事故等対処設備として申請する「圧力低減設備その他の安全設備」のうちサプレッションチェンバを水源として原子炉格納容器除熱のために運転する残留熱除去ポンプ及び残留熱代替除去ポンプ並びにサプレッションチェンバを除くタンク等を水源として原子炉格納容器冷却のために運転する低圧原子炉代替注水ポンプ及び大量送水車について、想定される最も小さい有効 NPSH において、正常に機能することを説明する。なお、原子炉格納施設のうち「圧力低減設備の他の安全設備」として使用するほう酸水注入ポンプ及び高圧原子炉代替注水ポンプについては、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下の遅延又は防止を目的として、原子炉圧力容器への注水に使用するため、添付書類VI-1-4-3「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書」にて評価する。

2. 基本方針

2.1 サプレッションチェンバを水源とするポンプの有効 NPSH

重大事故等時において、原子炉格納施設の「圧力低減設備その他の安全設備」のうちサプレッションチェンバを水源として原子炉格納容器除熱のために運転するポンプは、想定される原子炉格納容器内の圧力、水位、温度及び配管圧損並びに冷却材中の異物の影響によるろ過装置の性能評価により想定される最も小さい有効 NPSH において、正常に機能する設計とする。

2.2 サプレッションチェンバを除くタンク等を水源とするポンプの有効 NPSH

重大事故等時において、原子炉格納施設の「圧力低減設備その他の安全設備」のうちサプレッションチェンバを除くタンク等を水源として原子炉格納容器冷却等のために運転するポンプは、各水源タンク等の圧力、水位、温度及び配管圧損により想定される最も小さい有効 NPSH において、正常に機能する設計とする。

これらのポンプは、ろ過された水を使用する等異物管理された低圧原子炉代替注水槽、輪谷貯水槽（西 1）又は輪谷貯水槽（西 2）を水源とするため、異物の影響については考慮不要とする。

また、海から取水する可能性のある大量送水車の付属品である水中ポンプには、吸込口に異物混入防止のフィルタを設置することにより、各水源タンク等内への異物混入を防止する設計とする。万一、ポンプの吸込口のフィルタが詰まった場合は、ポンプの起動停止によるフィルタ閉塞の回復及びポンプの吊り上げによるフィルタ清掃が短時間で可能である。

3. 評価

3.1 サプレッションチェンバを水源とするポンプの評価方針

重大事故等時において、サプレッションチェンバを水源とするポンプは、原子炉格納容器内の圧力、水位、水源の温度及び配管圧損並びに冷却材中の異物により想定される最も小さい有効 NPSH が必要吸込水頭（以下「必要 NPSH」という。）を上回ることを評価する。

そのうち、原子炉冷却材喪失事故（以下「LOCA」という。）等時の対応によりサプレッションチェンバを水源として、原子炉格納容器除熱のために運転する場合、運転に係る最も厳しい初期条件は原子炉冷却材配管の両端破断による大破断 LOCA を想定するが、破断形態は設計基準事故と同等であるため、保温材の破損影響範囲及び配管破断による保温材等の異物発生量は設計基準事故時より拡大することはない。

ただし、炉心損傷を伴う重大事故等時においては、原子炉格納容器内の pH 制御のために注入する水酸化ナトリウム水溶液と原子炉格納容器内構造物等との化学反応により新たに発生する異物（以下「化学影響生成異物」という。）が想定されるため、化学影響生成異物の想定発生量が最大となる事象を抽出して有効 NPSH を評価する。

また、評価にあたっては、平成 19 年 5 月 23 日付け平成 19・04・27 原第 14 号にて認可された工事計画の添付書類 IV-7「非常用炉心冷却設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書」を参考に、「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）」（平成 20・02・12 原院第 5 号（平成 20 年 2 月 27 日原子力安全・保安院制定））に準拠し評価を行う。

3.2 サプレッションチェンバを除くタンク等を水源とするポンプの評価方針

重大事故等時において、サプレッションチェンバを除くタンク等を水源とするポンプは、それぞれの水源の圧力、水位、温度及び配管圧損により想定される最も小さい有効 NPSH が必要 NPSH を上回ることを評価する。

3.3 評価対象ポンプの選定

重大事故等時の対応において、原子炉格納施設のうち「圧力低減設備その他の安全設備」として原子炉格納容器除熱又は冷却のために使用するポンプを以下に示す。

- ・ 残留熱除去ポンプ* (水源：サプレッションチェンバ)
- ・ 残留熱代替除去ポンプ (水源：サプレッションチェンバ)
- ・ 低圧原子炉代替注水ポンプ* (水源：低圧原子炉代替注水槽)
- ・ 大量送水車* (水源：輪谷貯水槽（西 1）, 輪谷貯水槽（西 2）又は海)

注記*：原子炉冷却系統施設のうち「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備」と兼用するポンプを示す。

複数の水源を想定するポンプの評価にあたっては、評価条件が最も厳しくなる水源を想定する。

「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備」と兼用するポンプのうち、残留熱除去ポンプ

は、「圧力低減設備その他の安全設備」として使用する場合の有効 NPSH 評価条件が、設計基準事故時に「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備」として原子炉压力容器に注水する場合の有効 NPSH 評価条件に包絡されるため、添付書類VI-1-4-3「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書」にて有効 NPSH を評価する。

「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備」と兼用するポンプのうち、低圧原子炉代替注水ポンプは、「圧力低減設備その他の安全設備」として使用する場合の有効 NPSH 評価条件が、「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備」として原子炉压力容器に注水する場合の有効 NPSH 評価条件に包絡されるため、添付書類VI-1-4-3「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書」にて有効 NPSH を評価する。

大量送水車の付属品である水中ポンプは、空気を吸い込まない水位を確保するように沈めて運転するポンプであり、必要 NPSH に変わる条件として運転必要最低水位（水中ポンプ内に空気を吸い込まず、ポンプが正常に機能するための最低吸込高さ）を確保するように設置することで、キャビテーションを防止する設計であることから、評価対象外とする。

また、大量送水車は、付属品である水中ポンプにより、大量送水車の必要 NPSH を上回る押込水頭が大量送水車の吸込側にかかるように設計されており、大量送水車の有効 NPSH は十分確保されることから、評価対象外とする。

海水取水時に下流側に設置する大量送水車（送水用）は、上流側に設置する大量送水車（海水取水用）により、下流側に設置する大量送水車の必要 NPSH を上回る押込水頭が大量送水車の吸込側にかかるように設計されており、下流側に設置する大量送水車の有効 NPSH は十分確保されることから評価対象外とする。

したがって、本資料では、以下のポンプの重大事故等時の有効 NPSH を評価する。

- ・ 残留熱代替除去ポンプ (水源：サブプレッションチェンバ)
(150m³/h)

3.4 評価方法

3.4.1 サプレッションチェンバを水源とするポンプの有効NPSH評価方法

「3.3 評価対象ポンプの選定」により選定した残留熱代替除去ポンプの有効NPSH評価については、重大事故等時の各事象のうち、個別評価が必要な事象を抽出し、その事象について最も小さい有効NPSHが必要NPSHを上回ることを評価する。

サプレッションチェンバに設置されるストレーナへの異物付着による影響に関する具体的な評価手順及び評価内容については、別添1「重大事故等時における非常用炉心冷却系ストレーナの異物付着による圧損上昇評価」に示す。

(1) 有効NPSH評価事象の抽出

重大事故等時の各事象におけるサプレッションチェンバに設置されるストレーナの圧損に影響する評価条件を比較し、「3.3 評価対象ポンプの選定」で選定した残留熱代替除去ポンプ（B-残留熱除去系ストレーナを兼用）に対して、有効NPSHの個別評価が必要な事象を以下のとおり抽出する。表3-1に設計基準事故時と重大事故等時における各事象の評価条件の比較結果を示す。

a. 重大事故等時の各事象におけるポンプ運転状態

重大事故等時における各事象（表3-1のaからl）のうち、a, b, c, d, e, f及びgの事象については、評価対象ポンプによるサプレッションチェンバを水源とした原子炉格納容器除熱に期待しないため個別評価対象外とする。

b. 有効NPSH評価条件及び発生異物量の影響

重大事故等時における各事象（表3-1のaからl）のうち、h及びkの事象については、残留熱代替除去ポンプを原子炉格納容器除熱に使用するが、kの事象については、hの事象の評価に包絡される。

i, j及びlの事象については、残留熱代替除去ポンプを原子炉格納容器除熱に使用するが、j及びlの事象はiの事象の評価に包絡される。また、iの事象では、原子炉冷却材配管の破断が生じず、保温材等の異物発生は想定されないが、原子炉格納容器内の温度が高く推移する。

以上より、残留熱代替除去ポンプについて、大破断LOCAにより保温材等の異物発生が想定される「h 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の事象及び原子炉格納容器内の温度が高く推移する「i 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の事象を保守的に組み合わせることにより、有効NPSHの評価を実施する。

(2) 有効NPSH評価条件

有効NPSH評価について、以下の各条件を考慮した上で評価する。

a. 事故後の原子炉格納容器圧力、サプレッションチェンバのプール水の温度

各事象における水源の温度及び圧力は、事故後の経過時間とともに変化するが、サプレッションチェンバの圧力は常にサプレッションチェンバのプール水温の飽和蒸気圧

を超える。

サプレッションチェンバを水源として有効NPSHを評価するときは、評価条件を保守的に設定するという観点より、保守性を十分考慮した背圧及び水源の温度を設定する。

b. サプレッションチェンバのプール水位

サプレッションチェンバのプール水位は、重大事故等時に想定されるサプレッションチェンバのプールの最低水位を考慮する。

c. ストレーナの異物付着による圧損上昇

ストレーナの異物付着による圧損上昇を考慮する。詳細については、別添1「重大事故等時における非常用炉心冷却系ストレーナの異物付着による圧損上昇評価」に示す。

なお、ストレーナの異物付着による圧損上昇は、残留熱代替除去ポンプ運転時の通水流量（150m³/h）に対して、有効NPSH評価上保守的な評価となるように、通水流量を上回る流量（m³/h）を用いた評価を実施する。

d. 配管圧損

ポンプの有効NPSH算定に必要な配管圧損については、配管の径、長さ、形状及び弁類の仕様並びに原子炉格納容器除熱時におけるポンプの最大流量により評価した値を用いる。

表 3-1 設計基準事故時と重大事故等時における各事象の評価条件の比較結果 (設計基準事故時を基準)

重大事象等における各事象 (有効性評価の事故シナリオグループ)	S/P 水源での 運転をする ポンプ*1	有効NPSH 評価条件 (水源の圧力, 温度等)	破断形態	発生異物量	
				保温材等	化学影響 生成異物
a 高圧・低圧注水機能喪失	—	—	無	—	—
b 高圧注水・減圧機能喪失	—	—	無	—	—
c 全交流動力電源喪失	—	—	無	—	—
d 崩壊熱除去機能喪失	—	—	無	—	—
e 原子炉停止機能喪失	—	—	無	—	—
f LOCA 時注水機能喪失	—	—	中小破断	設計基準 事故時未滿	—
g 格納容器バイパス	—	—	無	—	—
h 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)	RHAR	RHAR : 個別評価を実施*2	大破断	設計基準 事故時と同等	化学影響 生成異物の 発生*3
i 高圧溶融物放出/格納容器 雰囲気直接加熱	RHAR	RHAR : h の事象に包絡	無	—	
j 原子炉圧力容器外の 溶融燃料—冷却材相互作用	RHAR	RHAR : i の事象に包絡	無	—	
k 水素燃焼	RHAR	RHAR : h の事象に包絡	大破断	設計基準 事故時と同等	
l 溶融炉心・コンクリート 相互作用	RHAR	RHAR : i の事象に包絡	無	—	

炉心損傷がない場合

炉心損傷がある場合

注：RHAR：残留熱代替除去ポンプ

注記*1：サブプレッションエンベバを水源として，原子炉格納容器除熱に使用するポンプを示す。

*2：原子炉格納容器内の温度が高く推移する i の事象を保守的に組み合わせて評価する。

*3：自主対策設備である pH制御装置よりサブプレッションエンベバのプール内に水酸化ナトリウムが注入され，水質がアルカリ性になることで，原子炉格納容器内の Al, Si, Zn, Fe を含有した構造材との化学反応により溶出したものが保守的に全析出すると仮定する。

- 3.4.2 サプレッションチェンバを除くタンク等を水源とするポンプの有効 NPSH 評価方法
「3.3 評価対象ポンプの選定」により、評価対象となるポンプはない。

3.5 評価結果

3.5.1 サプレッションチェンバを水源とするポンプの有効 NPSH 評価結果

(1) 残留熱代替除去ポンプの有効 NPSH 評価結果

a. 有効 NPSH の算定結果

残留熱代替除去ポンプの有効 NPSH 算定結果を表 3-2 に示す。また、有効 NPSH 評価の概略図を図 3-1 に示す。

表 3-2 残留熱代替除去ポンプの有効 NPSH 算定結果

(単位：m)

	重大事故等時
H_a ：吸込液面に作用する絶対圧力	□
H_s ：吸込揚程	□
H_1 ：ポンプ吸込配管圧損	□
H_2 ：異物付着なしの状態におけるストレーナ圧損	□*1
H_3 ：異物付着による圧損上昇*2	□*3
h_s ：ポンプ吸込口における飽和蒸気圧水頭	□
有効 NPSH ($H_a + H_s - H_1 - H_2 - H_3 - h_s$)	□

注記*1：残留熱代替除去ポンプの流量は、ストレーナを兼用する残留熱除去ポンプの流量に比べて小さく、ストレーナ圧損は低減するが、有効 NPSH 評価上保守的な評価となるように、残留熱除去ポンプ運転時のストレーナ圧損を使用するものとし、設備の変更がないため、残留熱除去系ストレーナの既工事計画の添付書類 IV-7「非常用炉心冷却設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書」の算定値と同じとする。

*2：ストレーナの異物付着による圧損上昇は、残留熱代替除去ポンプ運転時の通水流量（150m³/h）に対して、有効 NPSH 評価上保守的な評価となるように、通水流量を上回る流量（□m³/h）を用いた値を使用する。詳細は別添 1「重大事故等時における非常用炉心冷却系ストレーナの異物付着による圧損上昇評価」に示す。

*3：有効 NPSH の算定においては、小数点以下第 2 位を切り上げ処理し、保守的に □m としている。

b. 有効 NPSH 評価結果

残留熱代替除去ポンプの有効 NPSH 評価結果を表 3-3 に示す。

表 3-3 に示すとおり、重大事故等時における残留熱代替除去ポンプの有効 NPSH は、必要 NPSH を上回っており、残留熱代替除去ポンプの運転状態において、必要 NPSH

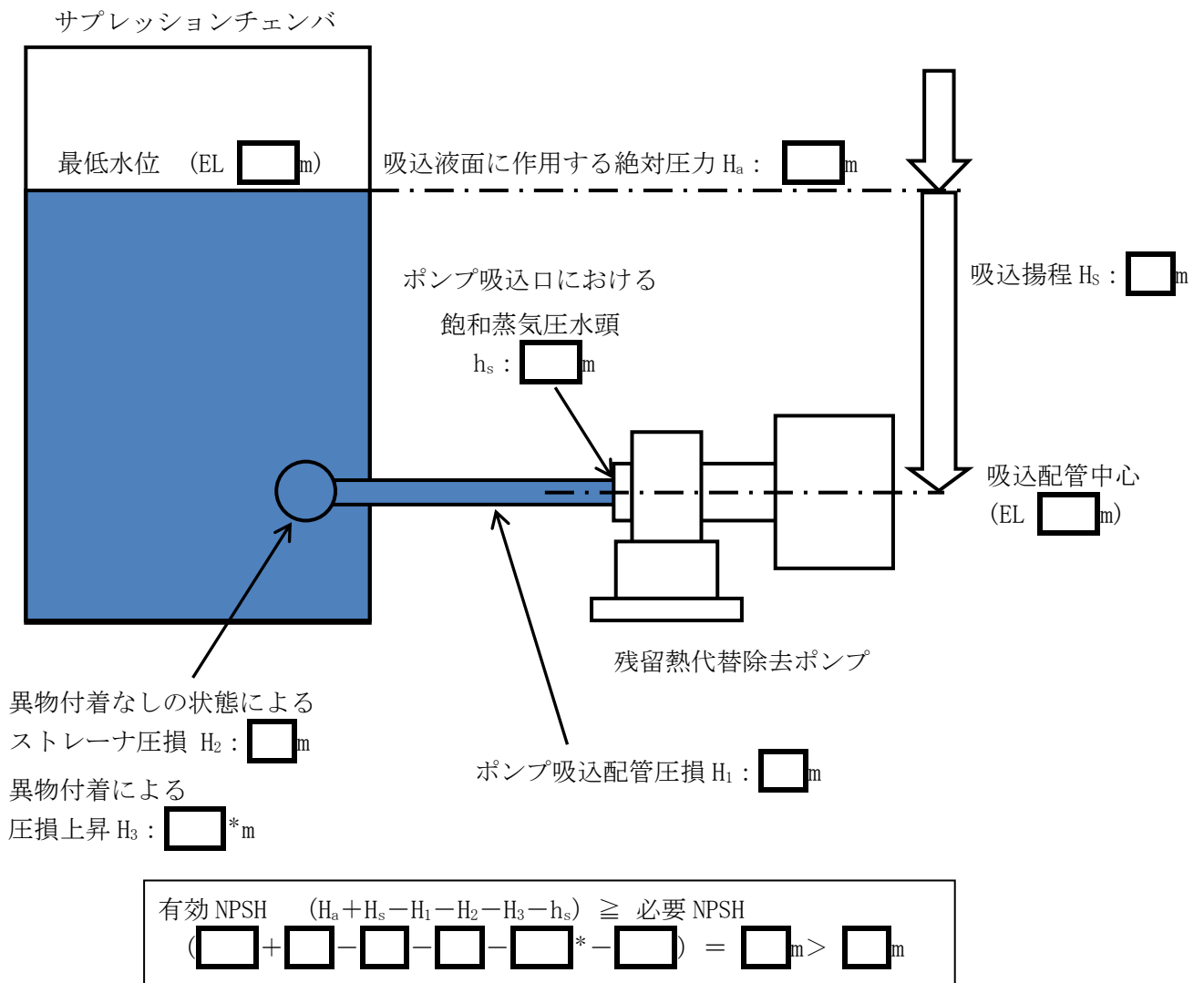
は確保されている。

表 3-3 残留熱代替除去ポンプの有効 NPSH 評価結果

(単位：m)

	必要 NPSH	有効 NPSH
		重大事故等時
残留熱代替除去ポンプ	□	□

S2 補 VI-1-8-4 R1E



注記*：有効 NPSH の算定においては、小数点以下第 2 位を切り上げ処理し、保守的に □ m としている。

図 3-1 残留熱代替除去ポンプの有効 NPSH 評価の概略図

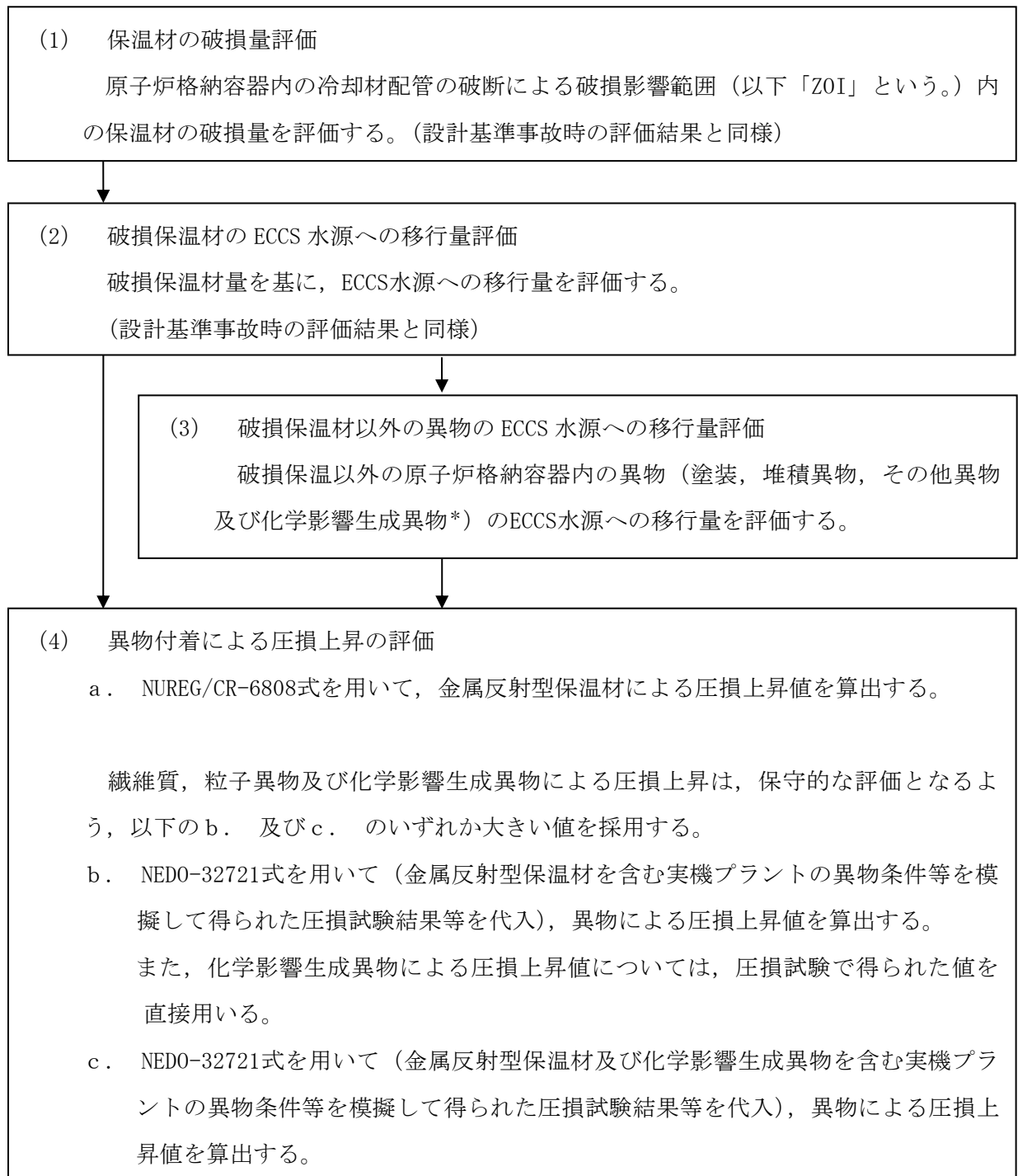
VI-1-8-4-別添1 重大事故等時における非常用炉心冷却系ストレーナの
異物付着による圧損上昇評価

目 次

1. 非常用炉心冷却系ストレーナの異物付着による圧損上昇の評価方法	1
2. 非常用炉心冷却系ストレーナの異物付着量の評価	3
2.1 保温材の破損量評価	3
2.2 破損保温材のECCS水源への移行量評価	3
2.3 破損保温材以外の異物のECCS水源への移行量評価	4
3. 非常用炉心冷却系ストレーナの異物付着量による圧損上昇の評価	5
3.1 ストレーナの異物付着による圧損上昇評価に用いる流量	5
3.2 試験装置の概要	5
3.3 試験条件	6
3.4 異物付着による圧損上昇の評価	8
3.5 試験結果	12
4. 非常用炉心冷却系ストレーナの異物付着による圧損上昇の評価結果	12

1. 非常用炉心冷却系ストレーナの異物付着による圧損上昇の評価方法

重大事故等時の評価においては、原子炉格納容器内の冷却材配管の両端破断による原子炉冷却材喪失事象を想定し、配管破断時に破断口周囲の保温材等が破断口から流出した冷却材により破損し、破損した保温材等がドライウェル（以下「D/W」という。）からECCS水源であるサブレーションチェンバ（以下「S/C」という。）へ流入し、残留熱代替除去ポンプの吸込流により非常用炉心冷却系ストレーナに付着するという事象シナリオに沿って、「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）」（平成20・02・12原院第5号（平成20年2月27日原子力安全・保安院制定））（以下「内規」という。）に準拠し非常用炉心冷却系ストレーナの圧損上昇の評価を行う。具体的な評価の手順を図1-1に示す。



注記*：化学影響生成異物は，「Evaluation of Post-Accident Chemical Effects in Containment Sump Fluids to Support GSI-191」(Westinghouse WCAP-16530-NP（以下「WCAP」という。))に基づいて算出する。

図1-1 非常用炉心冷却系ストレナの圧損上昇の評価の手順




2. 非常用炉心冷却系ストレナーの異物付着量の評価

2.1 保温材の破損量評価

LOCA時に破断する冷却材配管が設置されている原子炉格納容器内において、配管破断想定箇所は、ZOI内の保温材破損量が多いと想定される箇所を選定し、保温材の破損量进行评估する。なお、重大事故等時における保温材の破損量は、設計基準事故時と同様である。

保温材の最大破損量を表2-1に示す。

表2-1 保温材の最大破損量

保温材種類	配管破断想定箇所	ZOI 半径 (配管口径 : D)	ZOI 内の 保温材破損量
金属反射型保温材	主蒸気系配管 	7.4D	 m ²
パーライト保温材	同上	7.4D	 m ³

2.2 破損保温材のECCS水源への移行量評価

保温材の破損量のうち、ECCS水源に移行する量を評価した結果を表2-2に示す。移行割合は、内規別表第2に示す値とする。また、破損保温材のECCS水源への移行量は、表2-1のZOI内の保温材破損量に移行割合を乗じて算出する。なお、重大事故等時の破損保温材移行量は、設計基準事故時と同様である。

表2-2 破損保温材のECCS水源への移行量

保温材種類	移行割合 (%)	移行量
金属反射型保温材	50	 m ²
パーライト保温材	10	 m ³

2.3 破損保温材以外の異物のECCS水源への移行量評価

重大事故等時において考慮する異物の種類、量及びECCS水源への移行量を表2-3に示す。
また、耐DBA塗装及び堆積異物については、異物管理及び原子炉起動の際の原子炉格納容器内清掃、点検を実施するため、内規別表第3に示す値を用いる。

表2-3 重大事故等時における破損保温材以外の異物の種類、量及びECCS水源への移行量

異物の種類		異物量	移行割合 (%)	移行量
耐DBA仕様塗装 (ジェット破損)		39kg	100	39kg
非DBA仕様塗装		□ kg	100	□ kg
堆積異物	スラッジ	89kg	100	89kg
	錆片	23kg	100	23kg
	塵土	68kg	100	68kg
その他異物		□ m ²	100	□ m ²
耐DBA仕様塗装 (SA時考慮*1)		□ kg	100	□ kg
化学影響生成異物		□ kg*2	100	□ kg

注記*1：重大事故等時において原子炉格納容器内温度が上昇することから、塗装片の追加発生を考慮する。

*2：化学影響生成異物は、WCAPに基づいて算出する。

3. 非常用炉心冷却系ストレーナの異物付着量による圧損上昇の評価

発生が想定される異物量による圧損上昇を以下に示す圧損試験結果より算出し、添付書類VI-1-8-4「圧力低減設備その他の安全設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書」で評価対象ポンプに選定した残留熱代替除去ポンプが重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮できることを確認する。

3.1 ストレーナの異物付着による圧損上昇評価に用いる流量

ストレーナの異物付着による圧損上昇評価に用いる非常用炉心冷却系ストレーナを通過する流量は、有効NPSH評価上保守的な評価となるように、残留熱代替除去ポンプの通水流量を上回る流量とする。非常用炉心冷却系ストレーナを通過する流量を表3-1に示す。

表3-1 非常用炉心冷却系ストレーナを通過する流量

(単位：m³/h)

系統設備	流量
残留熱代替除去ポンプ	□*

注記*：残留熱代替除去ポンプ運転時の通水流量は150m³/hであるが、保守的に圧損を評価する観点から通水流量を上回る流量 □ m³/hとして評価する。

3.2 試験装置の概要

重大事故等時の圧損評価に使用した試験装置の概要を図3-1に示す。

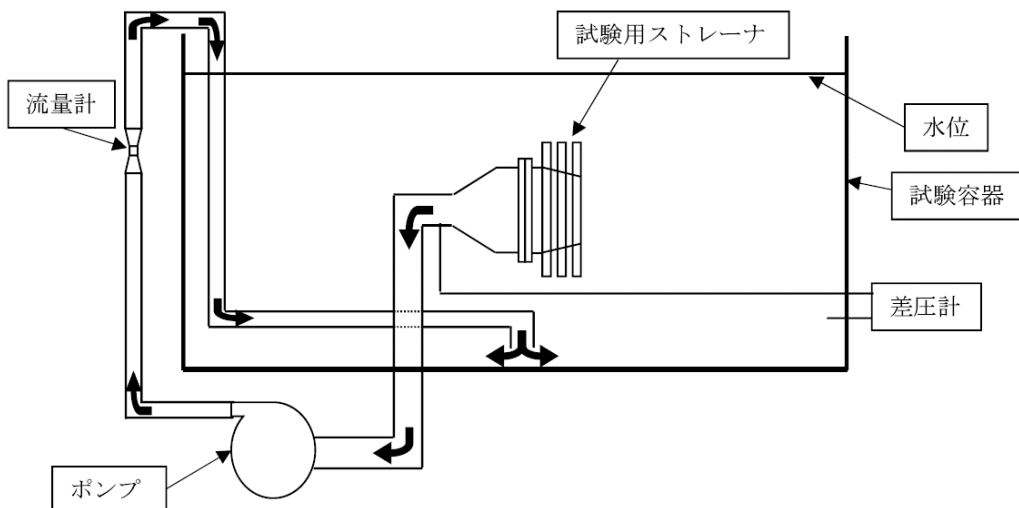


図3-1 圧損試験装置の概要図

3.3 試験条件

(1) 試験のスケーリング比

試験異物のスケーリング比は、試験用ストレーナ1個当たりの表面積(m²)と実機ストレーナ1個当たりの基準表面積(m²)の比率から、 とした。

圧損試験で考慮するストレーナ基準表面積は、下記の式で算出する。

ストレーナ基準表面積＝

$$(\text{有効表面積}) - (\text{その他異物付着面積}) \div (\text{ストレーナ台数}) \times 0.75$$

$$= \text{} - \text{} \div 2 \text{ (個)} \times 0.75 \text{ (内規)} = \text{} \text{ m}^2$$

(2) 試験の異物物量

圧損試験に用いる異物量を表3-2に示す。

表3-2 圧損試験に用いる異物量

試験に用いる異物量の計算		重大事故等時における異物量 (ストレーナ2個分) A	異物スケーリング比 R _{s d}	試験に用いる異物量 (ストレーナ1個分) B = A/2 × R _{s d}	
異物の種類					
金属反射型保温材		<input type="text"/> m ²	<input type="text"/>	<input type="text"/> m ²	
パーライト保温材		<input type="text"/> m ³		<input type="text"/> (m ³) × 180 (kg/m ³) = <input type="text"/> kg	
耐DBA仕様塗装 (ジェット破損)		39kg		<input type="text"/> kg	
非DBA仕様塗装		<input type="text"/> kg		<input type="text"/> (kg) × <input type="text"/> *1 = <input type="text"/> kg	
堆積 異物	繊維質保温材	<input type="text"/> kg *2 (<input type="text"/> kg)		<input type="text"/> kg (<input type="text"/> kg)	
	スラッジ	89kg		<input type="text"/> kg	
	錆片	23kg		<input type="text"/> kg	
	塵土	68kg		<input type="text"/> kg	
その他異物		<input type="text"/> m ²		0 *3	0 m ²
耐DBA仕様塗装 (SA時考慮 *4)		<input type="text"/> kg		<input type="text"/>	<input type="text"/> kg
化学影響生成異物		<input type="text"/> kg *5	<input type="text"/> kg		

注記*1：圧損試験において非 DBA 塗装の模擬材料として使用するシリコンカーバイド粉末と、非 DBA 仕様塗装の体積が等価となるよう密度比()で補正する。

*2：繊維質保温材は、D/W 内の高エネルギー配管の両端破断を想定した時の最大の ZOI を設定し、S/C への移行量評価を実施して想定物量を評価する。また、実機の D/W 内では、繊維質保温材を撤廃しているため、圧損評価条件としては繊維質ゼロとする。ただし、NEDO-32721 式を適用する場合は繊維質ゼロでは評価できないため、繊維質ゼロ相当として繊維質厚さを 0.3 mm（薄膜効果の発生開始量 3 mm の 10 分の 1）として試験を実施した。

*3：その他異物のステッカー類については、ストレーナ表面積からステッカー類の総表面積の 75%分を差し引いて考慮しているため、試験には投入していない。

*4：重大事故等時において原子炉格納容器内温度が上昇することから、塗装片の追加発生を考慮する。

*5：化学影響生成異物は、WCAPに基づいて算出する。

(3) 試験流量

試験流量は、残留熱代替除去ポンプの通水流量に対して、実機における側面の接近流速と同等となるよう、試験用ストレーナ1個当たりの側面積() m^2 と実機ストレーナ1個当たりの側面積() m^2 の比率から、)とした。

試験流量 =) m^3/h ÷ ストレーナ2個 ×) =) m^3/h

3.4 異物付着による圧損上昇の評価

(1) 金属反射型保温材の付着による圧損上昇の評価

金属反射型保温材の付着による圧損上昇の評価については、NUREG/CR-6808にて示される下記評価式を使用して算出する。下記評価式に用いる金属反射型保温材の諸元について表3-3に示す。

この算出の結果、金属反射型保温材が付着した場合の非常用炉心冷却系ストレーナの圧損を併せて表3-3に示す。

$$\begin{aligned}
 h_{\text{RMI}} &= (1.56 \times 10^{-5} / K_t^2) \cdot U_{\text{RMI}}^2 \cdot (A_{\text{foil}} / A_c) \cdot 0.0254 \\
 &= (1.56 \times 10^{-5} / \boxed{}^2) \cdot \boxed{}^2 \cdot (\boxed{} / \boxed{}) \cdot 0.0254 \\
 &= \boxed{} \text{ (m)}
 \end{aligned}$$

ここで、

h_{RMI} : 圧力損失 (m)

K_t : 金属箔のギャップ厚さ (m)

U_{RMI} : 接近流速

$$U_{\text{RMI}} = \frac{Q}{A_c} = \frac{\boxed{}}{\boxed{}} = \boxed{} \text{ (m/s)}$$

A_{foil} : 金属箔の表面積 (両面の合計値) (m²)

A_c : ストレーナ表面積 = $\boxed{}$ (m²)

Q : 流量

$$= \boxed{} \text{ (m}^3\text{/h)} \div \text{ストレーナ2 (個)}$$

$$= \boxed{} \text{ (m}^3\text{/h)} = \boxed{} \text{ (m}^3\text{/s)}$$

表3-3 金属反射型保温材の諸元及び圧損上昇

	重大事故等時
	残留熱代替除去ポンプ
ギャップ厚さ K_t (m)	$\boxed{}$
表面積 A_{foil} (m ²) (両面の合計値)	$\boxed{}$ *1
圧損上昇 (m)	$\boxed{}$ *2

注記*1: 表2-2 破損保温材のECCS水源への移行量

*2: 金属反射型保温材による圧損上昇結果は小数点以下第3位を四捨五入した結果を示す。

(2) 繊維質、粒子状異物及び化学影響生成異物による圧損上昇

NEDO-32721 にて示される評価式に基づき算出する。

$$h_{\text{debris}} = \frac{\mu \cdot U \cdot t}{\rho \cdot g \cdot d^2} \cdot K_h + h_c$$

$$= \frac{\boxed{} \times \boxed{} \times \boxed{}}{\boxed{} \times 9.80665 \times (\boxed{})^2} \times \boxed{} + \boxed{}$$

$$= \boxed{} + \boxed{} = \boxed{} \text{ (m)}$$

であり、式中の記号の意味は以下のとおりである。

h_{debris} : 圧力損失 (m)

μ : 水の粘性係数 = $\boxed{}$ (Pa·s) (水温 $\boxed{}$ °C)

U : 側面の接近流速 (m/s)

$$= \frac{Q}{\pi \cdot D \cdot L}$$

$$= \frac{\boxed{}}{\pi \times \boxed{} \times \boxed{}} = \boxed{} \text{ (m/s)}$$

ここで、

Q : 流量 = $\boxed{}$ (m³/s)

D : 外径 = $\boxed{}$ (m)

L : 圧損評価長さ = $\boxed{}$ (m)

t : 側面の異物の厚さ

$$= \frac{V_{\text{debris}}}{\pi \cdot D \cdot L}$$

$$= \frac{\boxed{}}{\pi \times \boxed{} \times \boxed{}} = \boxed{} \text{ (m)}$$

ここで、

V_{debris} : 異物の体積 (m³)

$$= \boxed{} \text{ (m}^2\text{)} \times \boxed{} \text{ (m)} = \boxed{} \text{ (m}^3\text{)}$$

ρ : 水の密度 = $\boxed{}$ (kg/m³) (水温 $\boxed{}$ °C)

g : 重力加速度 = 9.80665 (m/s²)

d : インターファイバーディスタンス (m)

残留熱代替除去系: $\boxed{}$ (m)

実機異物条件を基に、保守的な条件で圧損試験を実施し、その試験で計測された圧損結果（化学影響生成異物投入前の圧損値）から算出した値。な

f_3 : 繊維質異物と粒子状異物の比率 (M_c/M_f) を表す係数
 $= 1 + 0.15 \cdot (M_c/M_f)$

ここで,

M_c : 粒子状異物の質量 (kg)

M_f : 繊維質異物の質量 (kg)

実機のデブリ条件を用いた実験によりデブリ特性の全てを包括するため,

$M_c/M_f = \square$ となり $f_3 = \square$

f_4 : 形状効果を表す係数

$= 0.1558 + 6.525 \cdot (t/D)$, for $t/D < 0.27$

$= 2.0157 - 0.3467 \cdot (t/D)$, for $0.27 < t/D < 1.8$

$t/D > 1.8$ 場合, $f_4 = 1.4$ を保守的に使用する。

$t/D = \square$

したがって,

$f_4 = \square$

h_c : 圧損試験で得られた化学影響生成異物による圧損上昇値

$h_c = h_2 - h_1 = \square - \square$
 $= \square \text{ (ft)} \times 0.3048 = \square \text{ (m)}$

ここで,

h_1 : A100H 投入直前の圧損

h_2 : A100H 投入後の静定圧損

繊維質, 粒子異物及び化学影響生成異物による圧損上昇については, 図 1-1(4) の b. 及び c. による算出結果を比較し, 保守的な評価となるよう, 圧損上昇値が大きくなる b. により算出している。

・ 図 1-1(4) b. による算出

化学影響生成異物 (A100H) 投入前の異物 (繊維質, 粒子状異物) を考慮した d 値から算出した圧損 ($h_{\text{debris}(1)}$) に, 圧損試験で得られた化学影響生成異物による圧損上昇分 (h_c) を加えた圧損 (h_{debris})

$h_{\text{debris}} = h_{\text{debris}(1)} + h_c = \square + \square = \square \text{ (m)}$

・ 図 1-1(4) c. による算出

化学影響生成異物 (A100H) 投入後すべての異物を考慮した d 値から算出した圧損 ($h_{\text{debris}(all)}$)

$h_{\text{debris}(all)} = \square \text{ (m)}$

3.5 試験結果

「3.3 試験条件」にて示した条件において圧損試験を実施したところ、「3.4 異物付着による圧損上昇の評価」の(1), (2)に示したとおり, 金属反射型保温材の付着による圧損上昇は m (m), 繊維質異物, 粒子状異物及び化学影響生成異物の付着による圧損上昇は mとなり, これらを加算した圧損上昇の最大値は m程度であった。

以上より, 重大事故等時において想定される異物の量を考慮しても, 残留熱代替除去ポンプが重大事故等時に対処するために必要な機能を有効に発揮できることを確認した。

4. 非常用炉心冷却系ストレーナの異物付着による圧損上昇の評価結果

「3.4 異物付着による圧損上昇の評価」による, 金属反射型保温材, 繊維質, 粒子状の異物及び化学影響生成異物による圧損値を合計した結果, 非常用炉心冷却系ストレーナの異物付着による圧損値は表4-1に示すとおりである。

表4-1 金属反射型保温材, 繊維質, 粒子状の異物及び化学影響生成異物の付着による圧損上昇の評価結果

(単位: m)

	圧損値
	重大事故等時
	残留熱代替除去ポンプ
金属反射型保温材による圧損上昇	<input type="text"/> *
繊維質, 粒子状の異物及び化学影響生成異物による圧損上昇	<input type="text"/> *
合計	<input type="text"/> *

注記*: 各異物による圧損上昇結果は小数点以下第3位を四捨五入した結果を示し, 合計値は小数点以下第3位を切り上げ処理した結果を示す。

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	2
2.1 常設の非常用発電装置の出力に関する設計方針	2
2.1.1 ガスタービン	3
2.1.2 内燃機関	4
2.1.3 発電機	4
2.1.4 遮断器	5
2.1.5 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
2.2.1 可搬型の非常用発電装置	17
3. 施設の詳細設計方針	19
3.1 非常用ディーゼル発電機	19
3.1.1 設計基準対象施設	19
3.1.2 重大事故等対処設備	26
3.2 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機	28
3.2.1 設計基準対象施設	28
3.2.2 重大事故等対処設備	30
3.3 ガスタービン発電機	31
3.3.1 ガスタービン発電機用ガスタービン機関	31
3.3.2 ガスタービン発電機用発電機	31
3.4 可搬型の非常用発電装置	34
3.4.1 高圧発電機車	34
3.4.2 緊急時対策所用発電機	37
3.4.3 可搬式窒素供給装置用発電設備	38

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。）及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備のディーゼル機関及び発電機（以下「高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機」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ガスタービン発電機及び高圧発電機車、技術基準規則第 76 条、第 77 条及びその解釈に基づき設置する緊急時対策所用発電機、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式窒素供給装置用発電設備の出力の決定に関して説明するものである。

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。

さらに、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及び高圧炉心スプレイ系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、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び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、燃料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、2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、2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。

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機は、非常用高圧母線（高圧炉心スプレイ系）に接続し、高圧補機へ給電する設計とする。また、2HPCS-動力変圧器を通して降圧し、非常用低圧母線の低圧補機へ給電する設計とする。

ガスタービン発電機は、外部電源系、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の機能が喪失（全交流動力電源喪失）した場合又は外部電源系及び非常用ディーゼル発電機の機能が喪失した場合に、重大事故等の対応に必要な設備へ電力を供給できる設計とする。

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「全交流動力電源喪失（長期TB）、全交流動力電源喪失（TBD、TBU）、全交流動力電源喪失（TBP）」時に電力を供給できる出力を有する設計とする。また、移動式代替熱交換設備へ電力を供給できる設計とする。

設計基準対象施設及び重大事故等対処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及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機並びに重大事故等対処施設に施設する非常用発電装置であるガスタービン発電機（ガスタービン及び内燃機関については、燃料系を含める。）及び緊急時対策所用燃料地下タンクは、火力省令第19～23条、第25～29条のうち関連する事項を準用する設計とする。ガスタービン及び附属設備は、「ガスタービン等の構造」、「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し、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、ガスタービン及び内燃機関における火力省令第19条第4項又は第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、添付書類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、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機、ガスタービン発電機、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 ガスタービン

ガスタービンは、火力省令を準用し、以下の設計とする。

(1) ガスタービン等の構造

ガスタービンは、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及びガスの温度が著しく上昇した場合に燃料の流入を自動的に遮断する装置が作動したときに達する吸排気温度差高トリップ作動温度における十分な熱的強度を有する設計とする。軸受は、車軸の両側に設けた転がり軸受により運転中の荷重を安定に支持できるものであって、かつ、異常な摩耗、変形及び過熱が生じない設計とする。調速装置により調整することができる最低速度から過速度トリップが作動したときに達する最高速度までの間に被動機一体の危険速度がない設計とする。耐圧部分の構造は、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。

(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、ガスタービン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ガスタービン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非常停止装置を設ける設計とする。

(4) 過圧防止装置

過圧が生じるおそれがある燃料制御装置には、その圧力を逃すために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 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及び高圧炉心スプレイ系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、建物に給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) 過圧防止装置

非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系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。

2.1.3 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。）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、金属製の管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、短絡電流及び非常调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。

2.1.4 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。電路は大地从り絶縁する設計とし、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又は高圧炉心スプレイ系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非常用メタルクラッド開閉装置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し、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機からの給電時における高圧炉心スプレイ系用メタルクラッド開閉装置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、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機受電遮断器の開放又は高圧炉心スプレイ系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、メタルクラッド開閉装置 (以下「M/C」という。) は 25MJ (非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機からの給電時は 16MJ)、ロードセンタ (以下「L/C」という。) は 18MJ、コントロールセンタ (以下「C/C」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、アーク放電の遮断時間を表 2-2 に示す。

$$E_{3\Phi} = V_{\text{arc}} \cdot I_{\text{arc}} \cdot t_{\text{arc}}$$

$E_{3\Phi}$: 三相のアークエネルギー

V_{arc} : HEAF 試験の結果から得られた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又は高圧炉心スプレイ系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 (非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機に係る部分を除く。) 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。(図 2-1 参照)

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し、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機からの給電時は、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機受電遮断器の開放又は高圧炉心スプレイ系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 2-2 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。

2.1.5 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。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。蓄電池については接続板、接続用ボルト・ナット等により、電線の接続箇所については、接続板、接続用ボルト・ナット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、可燃性のもの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動力変圧器は、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過電流継電器、過電流検知器及び配線用遮断器を設置し、過電流を検出した場合は、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

常時使用される電気盤*1	①：重要安全施設 (MS-1) への 電力供給に係る電気盤	②：①の電気盤の周囲 2.5m 以内に設置されている電気盤*2	HEAF 対策対象盤
非常用高圧母線 (メタルクラッド開閉装置) (2C-M/C, 2D-M/C, 2HPCS-M/C)	○		○
非常用低圧母線 (ロードセンタ) (2C-L/C, 2D-L/C)	○		○
非常用低圧母線 (コントロールセンタ) (2C1-R/B-C/C, 2C2-R/B-C/C, 2C3-R/B-C/C, 2A-計装-C/C, 2A-D/G-C/C, 2D1-R/B-C/C, 2D2-R/B-C/C, 2D3-R/B-C/C, 2B-計装-C/C, 2B-D/G-C/C, 2HPCS-C/C)	○		○
非常用低圧母線 (コントロールセンタ) (2S-R/B-C/C)	×	○	○
非常用低圧母線 (コントロールセンタ) (2C-T/B-C/C, 2D-T/B-C/C, 2S-T/B-C/C)	×	×	×
常用高圧母線 (メタルクラッド開閉装置) 常用低圧母線 (ロードセンタ, コントロールセンタ)	×	×	×
SA 用高圧母線 (メタルクラッド開閉装置) SA 用低圧母線 (ロードセンタ, コントロールセンタ) (緊急用 M/C, 2SA-L/C, 2SA1-C/C, 2SA2-C/C)	×	×	×

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 (1/6)
 (非常用ディーゼル発電機及び高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機からの給電時以外)

アーク放電発生箇所		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	2C-M/C-2B (2C-M/C 受電遮断器)	2A-M/C-2B (予備変圧器より受電時)	0.48	19
		2A-M/C-4B (起動変圧器より受電時)	0.45	23
		2A-M/C-5B (所内変圧器より受電時)	0.46	22
	2D-M/C-2B (2D-M/C 受電遮断器)	2B-M/C-2B (予備変圧器より受電時)	0.48	19
		2B-M/C-3B (起動変圧器より受電時)	0.45	23
		2B-M/C-4B (所内変圧器より受電時)	0.46	22
	2HPCS-M/C-2B (2HPCS-M/C 受電遮断器)	2A-M/C-2B (予備変圧器より受電時)	0.48	19
		2A-M/C-4B (起動変圧器より受電時)	0.45	23
		2A-M/C-5B (所内変圧器より受電時)	0.46	22

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 (2/6)
 (非常用ディーゼル発電機及び高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機からの給電時以外)

アーク放電発生箇所		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	2C-M/C に接続される遮断器 (2C-M/C-2B を除く。)	2C-M/C-2B (予備変圧器より受電時)	0.39	16
		2C-M/C-2B (起動変圧器より受電時)	0.38	19
		2C-M/C-2B (所内変圧器より受電時)	0.38	18
	2D-M/ に接続される遮断器 (2D-M/C-2B を除く。)	2D-M/C-2B (予備変圧器より受電時)	0.39	16
		2D-M/C-2B (起動変圧器より受電時)	0.38	19
		2D-M/C-2B (所内変圧器より受電時)	0.38	18
	2HPCS-M/C に接続される遮断器 (2HPCS-M/C-2B を除く。)	2HPCS-M/C-2B (予備変圧器より受電時)	0.39	16
		2HPCS-M/C-2B (起動変圧器より受電時)	0.38	19
		2HPCS-M/C-2B (所内変圧器より受電時)	0.38	18

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 (3/6)
 (非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機からの給電時以外)

アーク放電発生箇所		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			
ロード セン タ	2C-L/C-3B (2C-L/C 受電遮断器 (動力変圧器 二次側))	2C-M/C-8A	0.66	9.8
	2D-L/C-3B (2D-L/C 受電遮断器 (動力変圧器 二次側))	2D-M/C-8A	0.66	9.8
	2C-L/C に接続される遮断器 (2C-L/C-3B を除く。)	2C-L/C-3B	0.37	5.5
	2D-L/C に接続される遮断器 (2D-L/C-3B を除く。)	2D-L/C-3B	0.37	5.5

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 (4/6)
 (非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機からの給電時以外)

アーク放電発生箇所		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			
コ ン ト ロ ー ル セ ン タ	2C1-R/B-C/C に接続される遮断器	2C-L/C-5A	0.16	1.5
	2C2-R/B-C/C に接続される遮断器	2C-L/C-5B	0.16	1.5
	2C3-R/B-C/C に接続される遮断器	2C-L/C-5C	0.16	1.5
	2S-R/B-C/C に接続される遮断器	2C-L/C-7A	0.16	1.5
		2D-L/C-7A	0.16	1.5
	2A-計装-C/C に接続される遮断器	2C-L/C-10A	0.16	1.5
	2A-D/G-C/C に接続される遮断器	2C-L/C-10B	0.16	1.5
	2D1-R/B-C/C に接続される遮断器	2D-L/C-5A	0.16	1.5
	2D2-R/B-C/C に接続される遮断器	2D-L/C-5B	0.16	1.5
	2D3-R/B-C/C に接続される遮断器	2D-L/C-5C	0.16	1.5

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 (5/6)
 (非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機からの給電時以外)

アーク放電発生箇所		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			
セント ロー ル	2B-計装-C/C に接続される遮断器	2D-L/C-9A	0.17	1.6
	2B-D/G-C/C に接続される遮断器	2D-L/C-9B	0.16	1.5
	2HPCS-C/C に接続される遮断器	2HPCS-M/C-3A	0.50	3.9

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 (6/6)
(非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機からの給電時)

アーク放電発生箇所		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	2C-M/C-8B (2A-ディーゼル発電機受電遮断器)	—*	8.40	14.5
	2C-M/C に接続される遮断器 (2C-M/C-8B を除く。)	2C-M/C-8B	1.946	7.8
	2D-M/C-8B (2B-ディーゼル発電機受電遮断器)	—*	8.40	14.5
	2D-M/C に接続される遮断器 (2D-M/C-8B を除く。)	2D-M/C-8B	1.946	7.8
	2HPCS-M/C-4B (2HPCS-ディーゼル発電機受電遮断器)	—*	6.38	14.3
	2HPCS-M/C に接続される遮断器 (2HPCS-M/C-4B を除く。)	2HPCS-M/C-4B	0.896	5.8

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、非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を停止する。

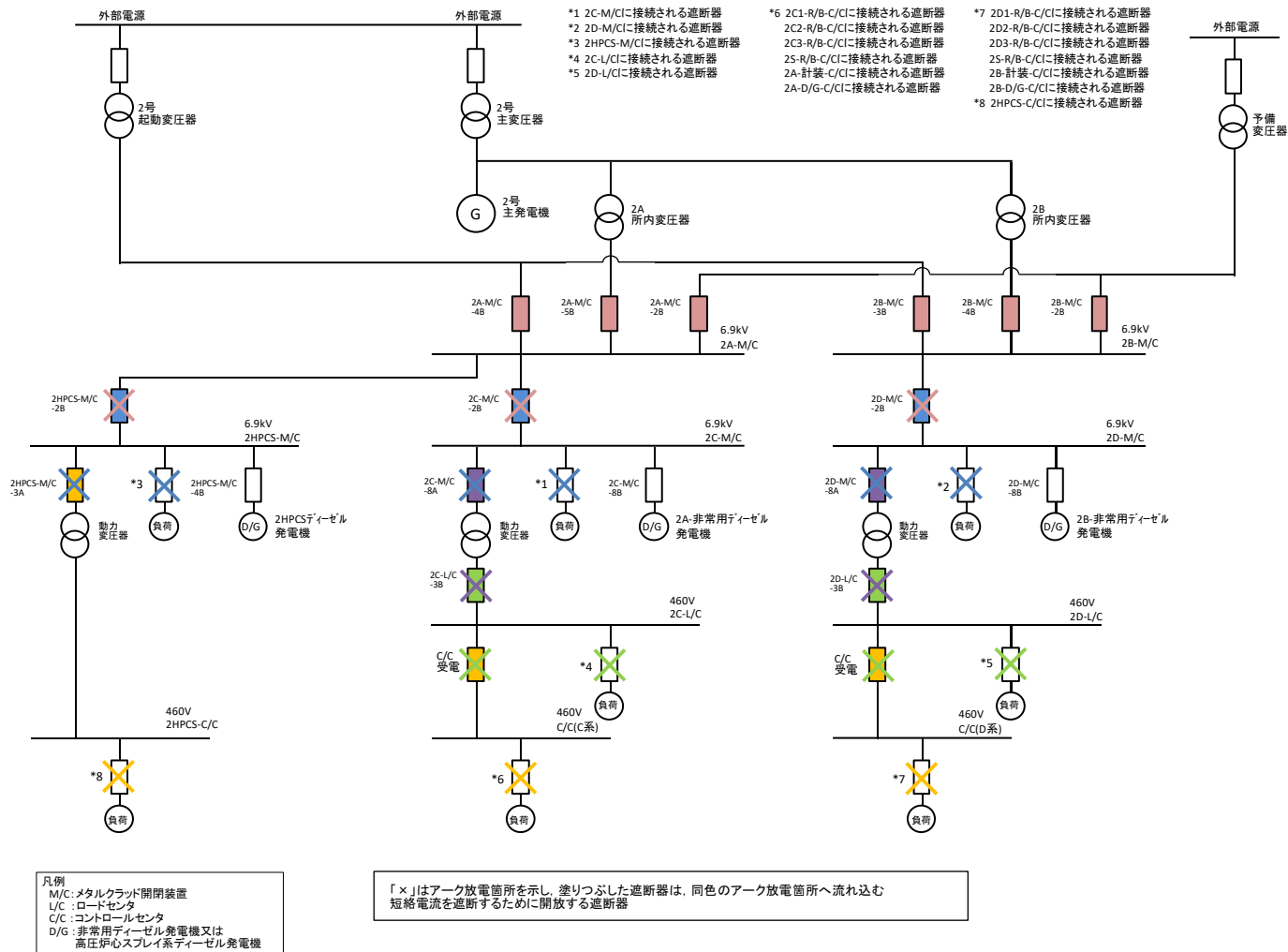


図 2-1 アーク放電発生箇所とアーク放電を遮断する遮断器

(非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機からの給電時以外)

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高圧発電機車は、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、燃料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。

高圧発電機車は、外部電源系、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の機能が喪失（全交流動力電源喪失）した場合又は外部電源系及び非常用ディーゼル発電機の機能が喪失した場合に、重大事故等の対応に必要な交流設備に電力を供給できる設計とする。

高圧発電機車は、B1-115V系充電器（SA）、SA用115V系充電器及び230V系充電器（常用）（以下「常設充電器」という。）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。

緊急時対策所用発電機及び可搬式窒素供給装置用発電設備は、専用の負荷に電力を供給できる出力を有する設計とする。

また、非常用発電装置としての機能の重要性を考慮し、高圧発電機車、緊急時対策所用発電機及び可搬式窒素供給装置用発電設備については、火力省令及び電気設備に関する技術基準を定める省令を引用している日本内燃力発電設備協会規格の可搬形発電設備技術基準「NEGAC 331：2005」（以下「可搬形発電設備技術基準」という。）を準用する設計とする。

可搬型の非常用発電装置の内燃機関は、流入する燃料を自動的に調整する調速装置並びに軸受が異常な摩耗、変形及び過熱が生じないように潤滑油装置を設ける設計とし、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。回転速度が著しく上昇した場合及び冷却水温度が著しく上昇した場合等に自動的に停止する設計とする。また、過回転防止装置は定格回転速度の116%以下で動作する設計とする。

可搬型の非常用発電装置の発電機は、電氣的・機械的に十分な性能を持つ絶縁巻線を使用し、耐熱性及び耐湿性を考慮した絶縁処理を施す設計とする。過電流が発生した場合等に電路から自動的に遮断する設計とする。

可搬型の非常用発電装置の強度については、完成品として一般産業品規格で規定される温度試験等を実施し、定格負荷状態において十分な強度を有する設計とする。

耐圧部分に対する強度については、可搬形発電設備技術基準に関連する事項がないため、日本電機工業会規格「JEM-1354」又は日本電機工業会規格「JEM-1398」で規定される温度試験による強度評価の基本方針、強度評価方法及び強度評価結果を添付書類VI-3「強度に関する説明書」の別添にて説明する。

2.2.1 可搬型の非常用発電装置

可搬型の非常用発電装置は、可搬形発電設備技術基準を準用し、以下の設計とする。

(1) 原動機

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。また、内燃機関の軸受は、運転中の荷重を安定に支持できるものであり、かつ、異常な摩耗、変形及び過熱が生じないように潤滑油装置を設ける設計とする。

(2) 発電機

通常の使用状態において発生する熱に耐える設計とし、発電機の耐熱クラスは、E種絶縁以上の設計とする。発電機の巻線は、非常停止速度や短絡電流に対して十分な電氣的・機械的強度及び絶縁性能を有する設計とする。

(3) 計測装置

回転速度等の運転状態を計測する装置を設ける設計とする。

(4) 保護装置

電圧低下、過速度、冷却水温度上昇及び潤滑油圧力低下時に、原動機を自動的に停止する設計とする。定格回転速度の116%以下で動作する非常用調速装置を設ける設計とする。

また、発電機は、過電流が発生した場合に電路から自動的に遮断する保護装置を設ける設計とする。

(5) 運転性能

定格出力のもとで1時間運転し、安定した運転が維持される設計とする。

(6) 絶縁抵抗及び絶縁耐力

出力端子と大地間の絶縁抵抗値を測定し、出力端子と大地間に規定の交流電圧を印加したときこれに耐える設計とする。

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、燃料プールの温度及び水位の監視設備、燃料プールエリア放射線モニタ、モニタリングポスト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、表 3-2 に示す発電所を安全に停止するために必要な負荷 (A : 5345kW, B : 5801kW) 及び表 3-3、表 3-4 に示す工学的安全施設の作動時に必要となる負荷 (A : 5236kW, B : 5338kW) 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、5840kW 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、10 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 3-4 に示す。

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

(1) ディーゼル機関

発電機の出力 5840kW から、ディーゼル機関の出力は次式により 6148kW 以上の 6150kW とする。

$$P_E \geq P \div \eta = 5840 \div 0.95 \doteq 6148$$

P_E : ディーゼル機関の出力 (kW)

P : 発電機の定格出力 (kW) = 5840

η : 発電機の効率 = 0.95

(2) 発電機

発電機の容量は、次式により A 系、B 系は 7300kVA とする。

$$Q = P \div \text{pf} = 5840 \div 0.8 = 7300$$

Q : 発電機の容量 (kVA)

P : 発電機の定格出力 (kW) = 5840

pf : 力率 = 0.80

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

設備・機器名	負荷容量(kW)
A-残留熱除去ポンプ	541
A-原子炉補機冷却水ポンプ	351
C-原子炉補機冷却水ポンプ	351
A-原子炉補機海水ポンプ	409
C-原子炉補機海水ポンプ	409
A-制御棒駆動水圧ポンプ	340
非常用ガス処理装置	43
中央制御室空調換気装置	523
非常用電気室空調換気装置	185
ディーゼル室空調換気装置	90
非常灯	178
蓄電池用充電器	124
計装用無停電交流電源装置	20
その他の非常用負荷* (燃料プール冷却ポンプ, 通信連絡設備, 地下水位低下設備等)	1781
合計	5345

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 (B-非常用ディーゼル発電機)

設備・機器名	負荷容量(kW)
B-残留熱除去ポンプ	541
B-原子炉補機冷却水ポンプ	351
D-原子炉補機冷却水ポンプ	351
B-原子炉補機海水ポンプ	409
D-原子炉補機海水ポンプ	409
B-制御棒駆動水圧ポンプ	340
非常用ガス処理装置	43
中央制御室空調換気装置	523
非常用電気室空調換気装置	185
ディーゼル室空調換気装置	90
非常灯	178
蓄電池用充電器 (燃料プール水位・温度 (S A) , 燃料プール監視カメラ (S A) , 燃料プールエリア放射線モニタ (低レンジ) (S A) , 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ) (S A) 等)	192
計装用無停電交流電源装置	20
その他の非常用負荷* (燃料プール冷却ポンプ, 燃料プール水位 (S A) , モニタリングポスト, 通信連絡設備, 地下水位低下設備等)	2169
合計	5801

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 工学的安全施設の作動時に必要な負荷 (A-非常用ディーゼル発電機)

設備・機器名	負荷容量(kW)
低圧炉心スプレイポンプ	908
A-残留熱除去ポンプ	541
A-原子炉補機冷却水ポンプ	351
C-原子炉補機冷却水ポンプ	351
A-原子炉補機海水ポンプ	409
C-原子炉補機海水ポンプ	409
非常用ガス処理装置	43
中央制御室空調換気装置	523
非常用電気室空調換気装置	185
ディーゼル室空調換気装置	90
非常灯	178
蓄電池用充電器	124
計装用無停電交流電源装置	20
その他の非常用負荷* (燃料プール冷却ポンプ, 通信連絡設備, 地下水位低下設備等)	1104
合計	5236

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, 可燃性ガス濃度制御系再結合装置ブロワ, ほう酸水注入ポンプ, 低圧炉心スプレイ系ポンプ室空調機等を起動する。

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

設備・機器名	負荷容量(kW)
B-残留熱除去ポンプ	541
C-残留熱除去ポンプ	541
B-原子炉補機冷却水ポンプ	351
D-原子炉補機冷却水ポンプ	351
B-原子炉補機海水ポンプ	409
D-原子炉補機海水ポンプ	409
非常用ガス処理装置	43
中央制御室空調換気装置	523
非常用電気室空調換気装置	185
ディーゼル室空調換気装置	90
非常灯	178
蓄電池用充電器 (燃料プール水位・温度 (S A) , 燃料プール監視カメラ (S A) , 燃料プールエリア放射線モニタ (低レンジ) (S A) , 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ) (S A) 等)	192
計装用無停電交流電源装置	20
その他の非常用負荷* (燃料プール冷却ポンプ, 燃料プール水位 (S A) , モニタリングポスト, 通信連絡設備, 地下水位低下設備等)	1505
合計	5338

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, 可燃性ガス濃度制御系再結合装置ブロワ, ほう酸水注入ポンプ, 残留熱除去系ポンプ室空調機等を起動する。

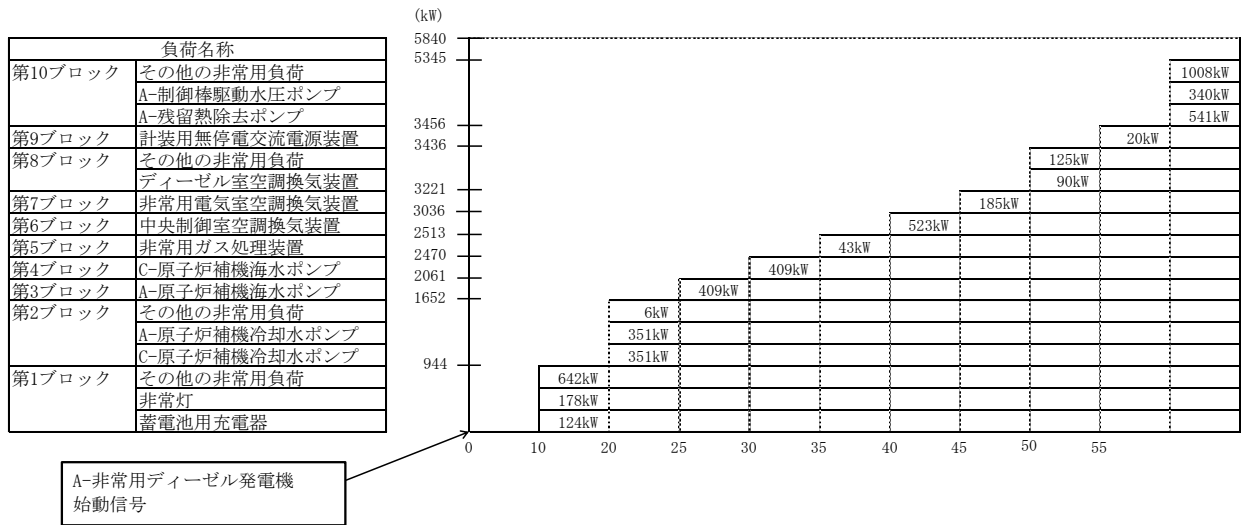


図 3-1 発電所を安全に停止するために必要な負荷
(A-非常用ディーゼル発電機) 積算イメージ

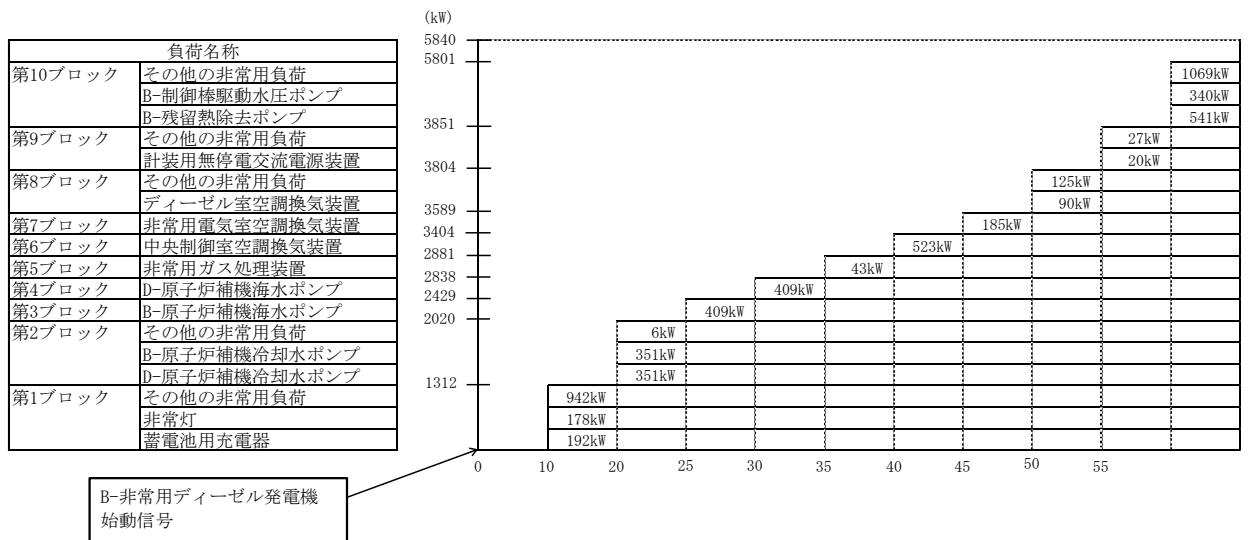


図 3-2 発電所を安全に停止するために必要な負荷
(B-非常用ディーゼル発電機) 積算イメージ

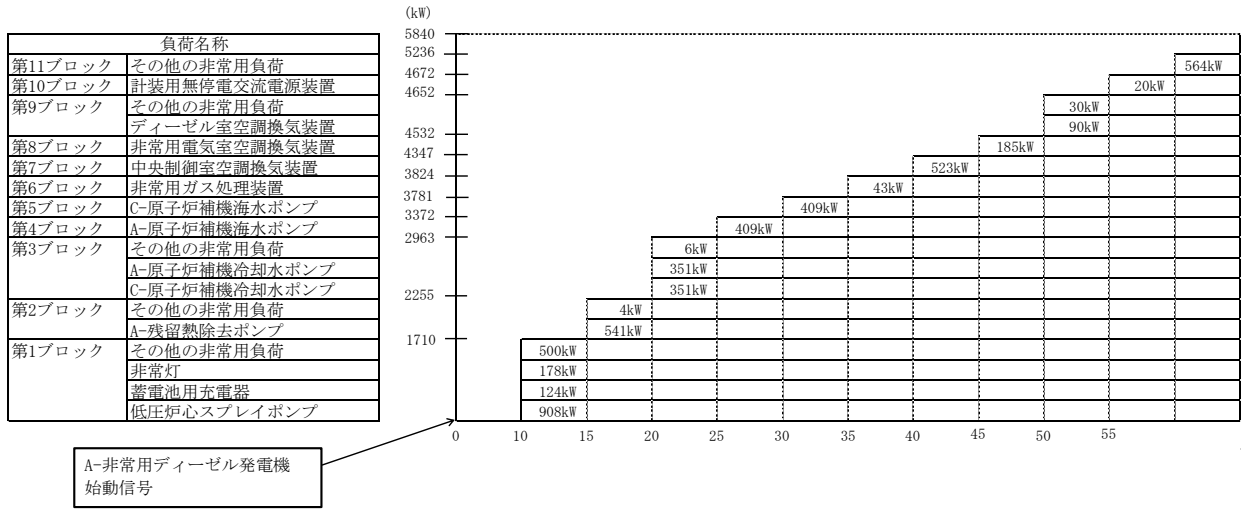


図 3-3 工学的安全施設の作動時に必要な負荷 (A-非常用ディーゼル発電機) 積算イメージ

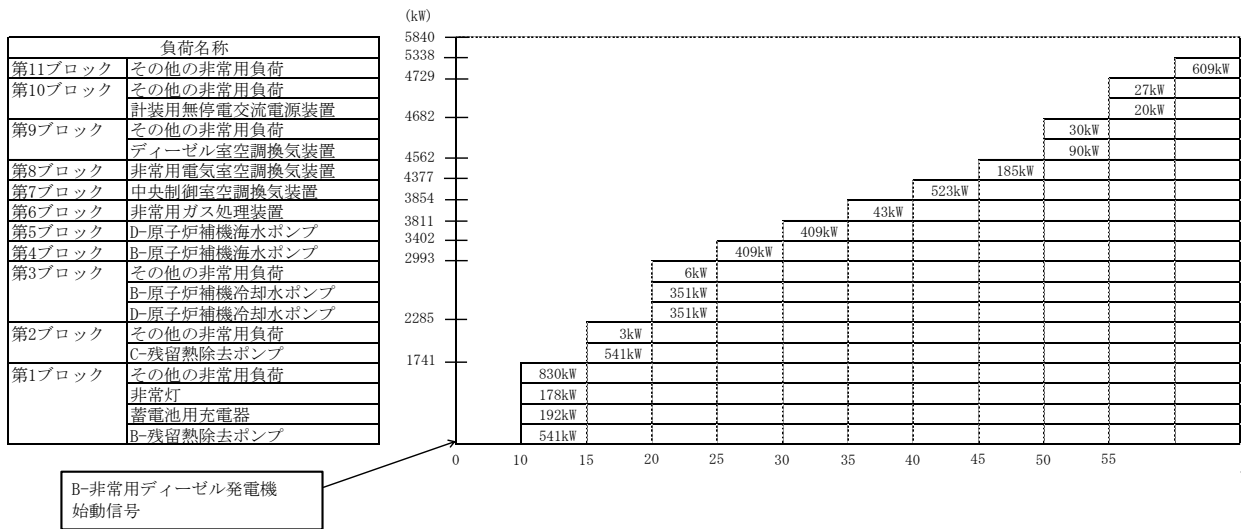


図 3-4 工学的安全施設の作動時に必要な負荷 (B-非常用ディーゼル発電機) 積算イメージ

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、重大事故等の対応に必要な設備へ電力を供給可能な設計とする。

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 条の各条文に基づき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 3-5 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（A：3731kW，B：3432kW）である。

発電機の出力は十分な容量が確保できるよう、5840kW 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、ディーゼル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ディーゼル機関の出力及び発電機の容量は、3.1.1 項の「(1) ディーゼル機関」及び「(2) 発電機」に示す。

表 3-5 重大事故等時における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
		A	B	
ほう酸水注入ポンプ	2	42	42	第 59 条, 第 60 条 第 66 条
低圧炉心スプレイポンプ	1	908	—	第 62 条
残留熱除去ポンプ	3	541	1082* ⁴	第 62~64 条
原子炉補機冷却水ポンプ	4	702	702	第 62~64 条
原子炉補機海水ポンプ	4	818	818	第 62~64 条
中央制御室送風機	2	148	148	第 74 条
中央制御室非常用再循環送風機	2	25	25	第 74 条
中央制御室冷凍機	2	300	300	第 74 条
非常用ガス処理装置	2	43	43	第 74 条
蓄電池用充電器* ² ・ A T W S 緩和設備 (代替制御棒挿入機能) ・ A T W S 緩和設備 (代替原子炉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 ・ 安全パラメータ表示システム (S P D S)	6	124* ⁵	192* ⁶	第 59 条, 第 61 条 第 65 条, 第 67~69 条, 第 73 条, 第 77 条
その他の非常用負荷* ³ ・ A T W S 緩和設備 (代替制御棒挿入機能) ・ A T W S 緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプトリップ機能) ・ 計装設備	—	80	80	第 59 条, 第 73 条
合計	—	3731	3432	—

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

*4：残留熱除去ポンプ 2 台の運転を想定する。

*5：蓄電池用充電器は、A-115V 系充電器、B1-115V 系充電器 (SA)、SA 用 115V 系充電器、230V 系充電器 (常用) である。

*6：蓄電池用充電器は、B-115V 系充電器、B1-115V 系充電器 (SA)、SA 用 115V 系充電器、230V 系充電器 (常用)、230V 系充電器 (RCIC) である。

3.2 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機

3.2.1 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、高圧炉心スプレイ系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。

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の容量は、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 (2495kW) に対し、十分な容量が確保できるよう、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機は、3200kW の出力を有する設計とする。

また、高圧炉心スプレイ系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する。負荷積算イメージを図 3-5 に示す。

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機のディーゼル機関の出力及び発電機の容量は以下のとおりとする。

(1) ディーゼル機関

発電機の出力 3200kW から、ディーゼル機関の出力は次式により 3479kW 以上の 3480kW とする。

$$P_E \geq P \div \eta = 3200 \div 0.92 \doteq 3479$$

P_E : ディーゼル機関の出力 (kW)

P : 発電機の定格出力 (kW) = 3200

η : 発電機の効率 = 0.92

(2) 発電機

発電機の容量は、次式により 4000kVA とする。

$$Q = P \div \text{pf} = 3200 \div 0.8 = 4000$$

Q : 発電機の容量 (kVA)

P : 発電機の定格出力 (kW) = 3200

pf : 力率 = 0.80

3.2.2 重大事故等対処設備

高圧炉心スプレイ系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、重大事故等時に高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機から電力供給が可能な場合には、重大事故等の対応に必要な設備へ電力を供給可能な設計とする。

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。

技術基準規則第 60 条、第 72 条及び第 73 条の各条文に基づく重大事故等時の対応において、高圧炉心スプレイ系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。所要負荷は 2232kW である。

発電機の出力は十分な容量が確保できるよう、3200kW 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、ディーゼル機関の必要な出力を算出する。

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機のディーゼル機関の出力及び発電機の容量は、3.2.1 項の「(1) ディーゼル機関」及び「(2) 発電機」に示す。

表 3-7 重大事故等時における高圧炉心スプレイ系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)*	技術基準規則 適用条文
高圧炉心スプレイポンプ	1	2135	第 60 条
高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ	1	34	第 72 条
高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ	1	61	第 72 条
HPCS-中央分電盤 ・高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	2	第 73 条
合計	—	2232	—

注記*：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。

3.3 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、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、「全交流動力電源喪失（長期TB）、全交流動力電源喪失（TBD、TBU）、全交流動力電源喪失（TBP）」であり、負荷積算イメージを図3-6に示す。最大負荷は、4281kWであり、最大所要負荷リストを表3-8に示す。

ガスタービン発電機用発電機の出力は、十分な容量が確保できるよう4800kW*の出力を有する設計とし、設定したガスタービン発電機用発電機出力をガスタービン発電機用発電機の効率で除すことにより、ガスタービン発電機用ガスタービン機関の必要な出力を算出する。

最大所要負荷に基づき、ガスタービン発電機用ガスタービン機関の出力及びガスタービン発電機用発電機の容量を以下のとおりとする。

また、火力省令及び原子力電技命令を準用し、「2.1.1 ガスタービン」及び「2.1.3 発電機」に記載の設計とする。

注記*：ガスタービン発電機は、外気温度40℃において定格出力4800kWを出力可能な設計としている。

3.3.1 ガスタービン発電機用ガスタービン機関

ガスタービン発電機用発電機の出力4800kWから、ガスタービン発電機用ガスタービン機関の出力は次式により kW以上の5200kWとする。

$$P_E \geq P \div \eta = 4800 \div \text{} = \text{$$

P_E : ガスタービン発電機用ガスタービン機関の出力 (kW)

P : ガスタービン発電機用発電機の定格出力 (kW) = 4800

η : ガスタービン発電機用発電機の効率 =

3.3.2 ガスタービン発電機用発電機

ガスタービン発電機用発電機の容量は、次式により6000kVAとする。

$$Q = P \div \text{pf} = 4800 \div 0.80 = 6000$$

Q : ガスタービン発電機用発電機の容量 (kVA)

P : ガスタービン発電機用発電機の定格出力 (kW) = 4800

pf : 力率 = 0.80

表 3-8 ガスタービン発電機の最大所要負荷リスト

起動順序	設備・機器名	負荷容量(kW)*
①	ガスタービン発電機付帯設備 () 内は起動時	111 (300)
②	代替所内電気設備負荷 (自動投入負荷)	18
③	充電器, 非常用照明, 非常用ガス処理系, モニタリングポスト他 (自動投入負荷) () 内は起動時	875 (1003)
④	B-原子炉補機冷却水ポンプ () 内は起動時	351 (501)
⑤	D-原子炉補機冷却水ポンプ () 内は起動時	351 (501)
⑥	B-原子炉補機海水ポンプ () 内は起動時	409 (595)
⑦	D-原子炉補機海水ポンプ () 内は起動時	409 (571)
⑧	C-残留熱除去ポンプ () 内は起動時	541 (943)
⑨	B-残留熱除去ポンプ () 内は起動時	541 (964)
⑩	B-中央制御室送風機 () 内は起動時	148 (395)
⑪	B-中央制御室非常用再循環送風機 () 内は起動時	25 (92)
⑫	B-中央制御室冷凍機 () 内は起動時	300 (502)
⑬	B-燃料プール冷却ポンプ () 内は起動時	110 (175)
合計 連続最大負荷 () 内は最大負荷		4189 (4281)

注記* : 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。

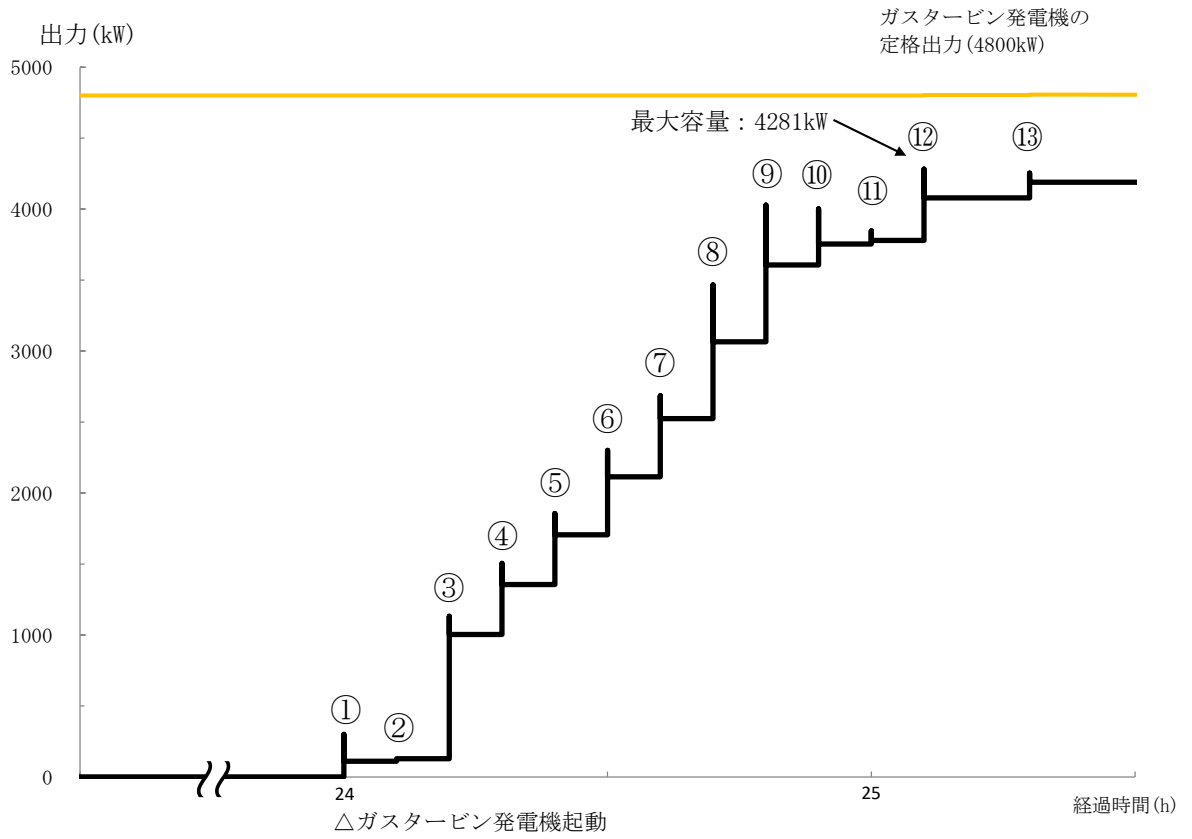


図 3-6 重大事故等時に想定される事故シーケンスのうちの
最大負荷「全交流動力電源喪失（長期TB）」積算イメージ

3.4 可搬型の非常用発電装置

3.4.1 高圧発電機車

高圧発電機車は、設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合又は外部電源系及び非常用ディーゼル発電機の機能が喪失した場合に、必要な負荷に電力を供給する設計とする。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、常設充電器と組み合わせて使用することで、重大事故等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。高圧発電機車の容量は、表 3-9、図 3-7 に示す非常用所内電気設備及び代替所内電気設備への給電時の負荷（769kW）、直流母線への給電時の負荷（常設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 1200kW（400kW×3 台）の出力を有する設計とし、設定した高圧発電機車用発電機出力を高圧発電機車用発電機の効率で除すことにより、高圧発電機車用ディーゼル機関の必要な出力を算出する。

高圧発電機車用ディーゼル機関の出力及び高圧発電機車用発電機の容量を以下のとおりとする。

なお、可搬形発電設備技術基準を準用し、「2.2 可搬型の非常用発電装置の出力に関する設計方針」に記載の設計とする。

(1) 高圧発電機車用ディーゼル機関

- a. 高圧発電機車用発電機の出力 1200kW から、高圧発電機車用ディーゼル機関の出力は次式により kW 以上の 1320kW（440kW×3 台）とする。

$$P_E \geq P \div \eta = 1200 \div \text{} = \text{}$$

P_E : 高圧発電機車用ディーゼル機関の出力 (kW)

P : 高圧発電機車用発電機の定格出力 (kW) = 1200

η : 高圧発電機車用発電機の効率 =

- b. 高圧発電機車用発電機の出力 1200kW から、高圧発電機車用ディーゼル機関の出力は次式により 1310kW 以上の 1455kW（485kW×3 台）とする。

$$P_E \geq P \div \eta = 1200 \div 0.916 = 1310$$

P_E : 高圧発電機車用ディーゼル機関の出力 (kW)

P : 高圧発電機車用発電機の定格出力 (kW) = 1200

η : 高圧発電機車用発電機の効率 = 0.916

(2) 高圧発電機車用発電機

高圧発電機車用発電機の容量は、次式により 1500kVA（500kVA×3 台）とする。

$$Q = P \div \text{pf} = 1200 \div 0.8 = 1500$$

Q : 高圧発電機車用発電機の容量 (kVA)

P : 高圧発電機車用発電機の定格出力 (kW) = 1200

pf : 力率 = 0.80

表 3-9 高圧発電機車の負荷リスト

起動順序	設備・機器名	負荷容量(kW) *1
①	代替所内電気設備負荷 (自動投入負荷)	18
	非常用所内電気設備負荷 (自動投入負荷)	23
	電源内蔵型照明電源盤 *2	30
	通信連絡設備	8
②	計装用無停電交流電源装置	20
	B-115V 系充電器	48
	B1-115V 系充電器 (SA) *3	24
	SA 用 115V 系充電器 *3	24
	230V 系充電器 (RCIC)	48
	230V 系充電器 (常用) *3	48
③	計装設備 *4	36
④	B-非常用ガス処理系排風機	22
	() 内は起動時	(88)
⑤	B-中央制御室非常用再循環送風機	25
	() 内は起動時	(92)
⑥	B-中央制御室送風機	148
	() 内は起動時	(395)
⑦	原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置 *5	15
合計 連続最大負荷		537
() 内は最大負荷		(769)

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：LEDライト（三脚タイプ）、プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）を含む。

*3：可搬型直流電源設備として使用する常設充電器

*4：重大事故等対処設備として使用する計装設備のうち、可搬型代替交流電源設備から給電可能な常設の計装設備（原子炉建物水素濃度、燃料プール水位（SA）、格納容器水素濃度（SA）及び格納容器酸素濃度（SA））である。

*5：原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の状態監視を含む。

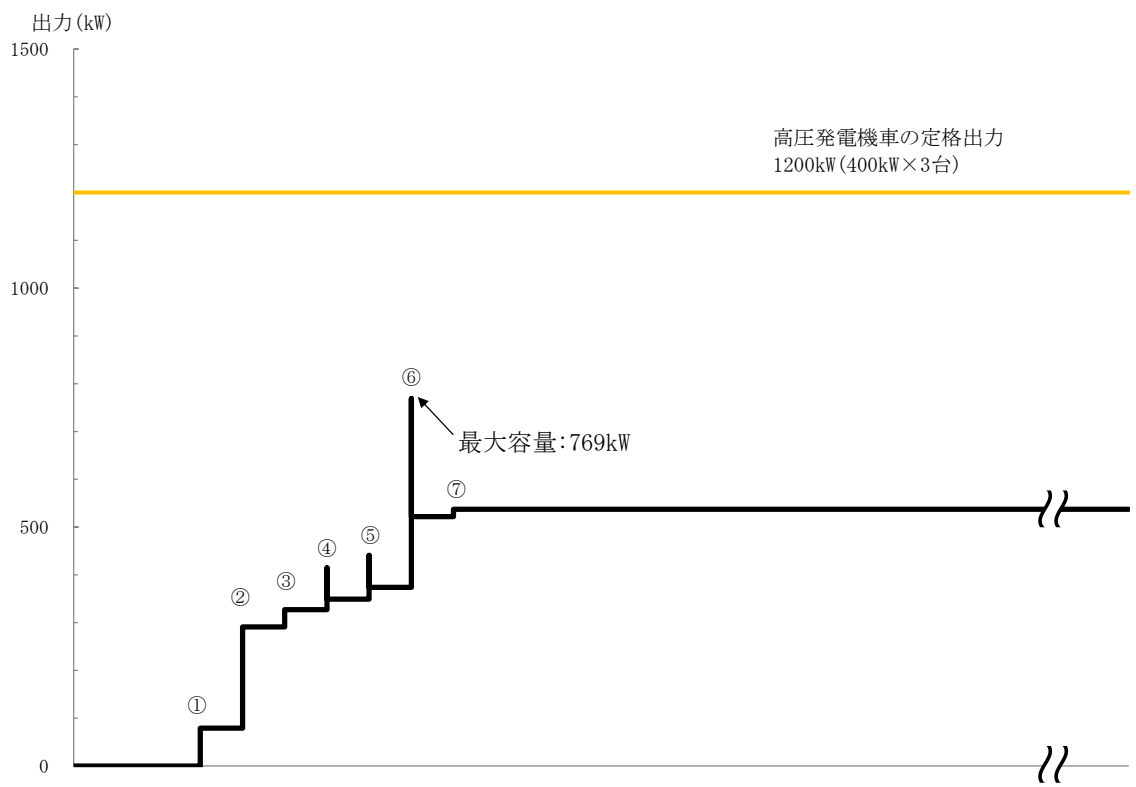


図 3-7 非常用所内電気設備及び代替所内電気設備への給電時の負荷積算イメージ

3.4.2 緊急時対策所用発電機

最大所要負荷は、重大事故等発生時に緊急時対策所で要求される負荷の 79.13kW である。負荷リストを表 3-10 に示す。

緊急時対策所用発電機用発電機の出力は、十分な容量が確保できるよう、176kW の出力を有する設計とし、設定した緊急時対策所用発電機用発電機出力を緊急時対策所用発電機用発電機の効率で除すことにより、緊急時対策所用発電機用ディーゼル機関の必要な出力を算出する。

最大所要負荷に基づき、緊急時対策所用発電機用ディーゼル機関の出力及び緊急時対策所用発電機用発電機の容量を以下のとおりとする。

また、可搬形発電設備技術基準を準用し、「2.2 可搬型の非常用発電装置の出力に関する設計方針」に記載の設計とする。

(1) 緊急時対策所用発電機用ディーゼル機関

緊急時対策所用発電機用発電機の出力 176kW から、緊急時対策所用発電機用ディーゼル機関の出力は次式により 230kW 以上とする。

$$P_E \geq P \div \eta = 176 \div 0.7652 \approx 230$$

P_E : 緊急時対策所用発電機用ディーゼル機関の出力 (kW)

P : 緊急時対策所用発電機用発電機の定格出力 (kW) = 176

η : 緊急時対策所用発電機用発電機の効率 = 0.7652

(2) 緊急時対策所用発電機用発電機

緊急時対策所用発電機用発電機の容量は、次式により 220kVA とする。

$$Q = P \div \text{pf} = 176 \div 0.80 = 220$$

Q : 緊急時対策所用発電機用発電機の容量 (kVA)

P : 緊急時対策所用発電機用発電機の定格出力 (kW) = 176

pf : 力率 = 0.80

表 3-10 緊急時対策所用発電機の負荷リスト

設備・機器名	負荷容量 (kW)
換気空調設備	48.54
必要な情報を把握できる設備, 通信連絡設備	9.27
放射線管理設備	2.04
その他設備 (照明設備等)	19.28
合計	79.13

3.4.3 可搬式窒素供給装置用発電設備

可搬式窒素供給装置用発電設備の最大所要負荷は、可搬式窒素供給装置 1 台運転時の 81.25kW である。

可搬式窒素供給装置用発電設備用発電機の出力は、十分な容量が確保できるよう、176kW の出力を有する設計とし、設定した可搬式窒素供給装置用発電設備用発電機出力を可搬式窒素供給装置用発電設備用発電機の効率で除すことにより、可搬式窒素供給装置用発電設備用ディーゼル機関の必要な出力を算出する。

最大所要負荷に基づき、可搬式窒素供給装置用発電設備用ディーゼル機関の出力及び可搬式窒素供給装置用発電設備用発電機の容量を以下のとおりとする。

なお、可搬形発電設備技術基準を準用し、「2.2 可搬型の非常用発電装置の出力に関する設計方針」に記載の設計とする。

(1) 可搬式窒素供給装置用発電設備用ディーゼル機関

可搬式窒素供給装置用発電設備用発電機の出力 176kW から、可搬式窒素供給装置用発電設備用ディーゼル機関の出力は次式により kW 以上の 230kW とする。

$$P_E \geq P \div \eta = 176 \div \text{} = \text{}$$

P_E : 可搬式窒素供給装置用発電設備用ディーゼル機関の出力

P : 可搬式窒素供給装置用発電設備用発電機の定格出力 (kW) = 176

η : 可搬式窒素供給装置用発電設備用発電機の効率 =

(2) 可搬式窒素供給装置用発電設備用発電機

可搬式窒素供給装置用発電設備用発電機の容量は、次式により 220kVA とする。

$$Q = P \div \text{pf} = 176 \div 0.80 = 220$$

Q : 可搬式窒素供給装置用発電設備用発電機の容量 (kVA)

P : 可搬式窒素供給装置用発電設備用発電機の定格出力 (kW) = 176

pf : 力率 = 0.80

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 発電用原子炉施設の電力供給確保	3
2.4 電気設備の異常の予防等に関する設計事項	3
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	12
3.1.3.3 送電線の強風対策	16
3.1.4 機器の損壊, 故障その他の異常の検知と拡大防止	16
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	18
3.2 発電機に関する設計	18
3.2.1 機器の損壊, 故障その他の異常の検知と拡大防止	18
3.2.2 電気設備の異常の予防等に関する設計事項	19
3.3 ガス絶縁開閉装置及び変圧器等に関する設計	21
3.3.1 発電用原子炉施設の電力供給確保	21
3.3.1.1 2回線喪失時の電力供給継続	21
3.3.1.2 開閉所等の基礎	24
3.3.1.3 碍子及び遮断器等の耐震性	31
3.3.1.4 碍子及び遮断器等への津波の影響	32
3.3.1.5 碍子及び遮断器等の塩害対策	33
3.3.2 機器の損壊, 故障その他の異常の検知と拡大防止	34
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	37
3.3.4 電気設備の異常の予防等に関する設計事項	39
3.4 所内電源設備に関する設計	40
3.4.1 機器の損壊, 故障その他の異常の検知と拡大防止	40
3.4.2 電気設備の異常の予防等に関する設計事項	41

1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」第 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」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 10 月 3 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所内電源系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、2 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（ロードセンタ及び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 230V 1 系統の非常用低圧母線に接続される蓄電池、充電器、直流盤等で構成し、非常用軸受油ポンプ、非常用密封油ポンプ、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。

常用の計測制御用電源設備は、一般計装母線 1 母線及び計算機用無停電交流電源装置で構成する。母線電圧は 105V 及び 210V 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検知し、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、220kV 送電線（「1, 2, 3 号機共用」（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。

66kV 送電線（「1 号機設備, 1, 2 号機共用」（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。

220kV 送電線及び 66kV 送電線において 1 相の電路の開放を保護継電器にて検知した場合は、自動又は手動で、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。

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 220kV 送電線（中国電力ネットワーク株式会社第二島根原子力幹線）1 ルート 2 回線及び受電専用の回線として 66kV 送電線（中国電力ネットワーク株式会社鹿島線を分岐した鹿島支線）1 ルート 1 回線の合計 2 ルート 3 回線にて、電力系統に接続する設計とする。

220kV 送電線 2 回線は、中国電力ネットワーク株式会社北松江変電所に連系する設計とする。また、66kV 送電線 1 回線は、中国電力ネットワーク株式会社津田変電所に連系する設計とする。

上記 2 ルート 3 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中国電力ネットワーク株式会社北松江変電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、中国電力ネットワーク株式会社の広島変電所から松江変電所及び津田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、中国電力ネットワーク株式会社津田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、中国電力ネットワーク株式会社北松江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。

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、線路の張力方向に倒壊することを考慮すると互いの架渉線に影響を与える可能性はなく、万一、影響があったとしても、近接していない健全な他の送電線から外部電源の確保が可能である。

2.3 発電用原子炉施設の電力供給確保

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発電用原子炉施設への電力の供給が停止しない設計とし、220kV 送電線 2 回線は起動変圧器を介して接続するとともに、66kV 送電線 1 回線は予備変圧器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絶縁複合開閉装置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、ガス絶縁複合開閉装置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並びに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，中国電力ネットワーク株式会社以外の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，ガス絶縁複合開閉装置，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（その 1）」及び添付図面「第 1-4-1 図 単線結線図（その 1）交流電源」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，220kV 送電線 1 ルート 2 回線及び受電専用の回線として 66kV 送電線 1 ルート 1 回線の合計 2 ルート 3 回線で電力系統に連系する。220kV 送電線 2 回線は，約 16km 離れた中国電力ネットワーク株式会社北松江変電所に接続する。また，66kV 送電線 1 回線は，約 13km 離れた中国電力ネットワーク株式会社津田変電所に接続する。

詳細は添付図面「第 1-1-1 図 送電関係一覧図（その 1）」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中国電力ネットワーク株式会社北松江変電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、中国電力ネットワーク株式会社の広島変電所から松江変電所を経由して津田変電所から受電できる設計とする。また、津田変電所が停止した場合には、北松江変電所を経由するルートで受電できる設計とする。

なお、津田変電所からの 66kV 送電線（鹿島線）は、島根原子力発電所から約 1km 離れた鹿島変電所に鹿島線 2 回線（1L, 2L）で連系しており、鹿島支線として鹿島線 2L を分岐して島根原子力発電所と連系しているため、鹿島線 2L の点検時又は事故時に鹿島線 1L から鹿島変電所を経由して連系することが可能である。

島根原子力発電所周辺の主な電力系統を図 3-1 に示し、中国電力ネットワーク株式会社北松江変電所全停電時の供給系統を図 3-2、中国電力ネットワーク株式会社津田変電所全停電時の供給系統を図 3-3、鹿島線 2L 点検時又は異常時の供給系統を図 3-4 に示す。

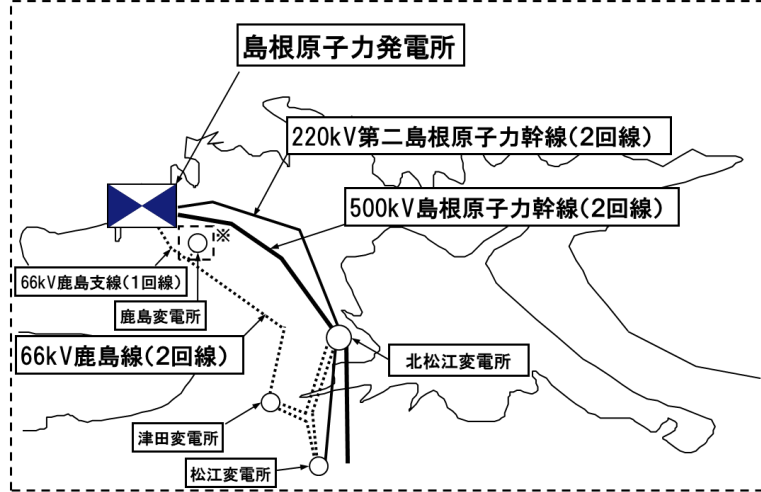
これらの電力系統は、それぞれ 1 回線で島根原子力発電所の重要安全施設がその機能を維持するために必要となる非常用ディーゼル発電機 1 台相当の約 7.3MVA が供給できる容量を有した設計とするため、表 3-1 のとおり、中国電力ネットワーク株式会社北松江変電所から受電する場合、220kV 送電線は 1 回線当たりの容量が約 1327MW の設備容量を有した設計とする。また、中国電力ネットワーク株式会社津田変電所から受電する場合、66kV 送電線において約 36MW の設備容量を有した設計とする。

また、中国電力ネットワーク株式会社北松江変電所が停止した場合の、中国電力ネットワーク株式会社広島変電所から本発電所への電力供給については、あらかじめ定められた手順、体制等に基づき、昼夜を問わず、30 分以内に確実に実施する。

表 3-1 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
220kV 第二島根原子力幹線	220kV	RS-TACSR/AC610 (2 導体)	約 1327MW×2 回線
66kV 鹿島支線	66kV	ACSR/AC97 (1 導体)	約 36MW×1 回線
変電所名称	変圧器仕様		
	電圧	設備容量	
北松江変電所	500kV/220kV	1000MVA×2 台	
津田変電所	110kV/66kV	60MVA×2 台	

【拡大図】



【※枠内拡大図】



(凡例)

— 50万V送電線	○ 変電所	□ 揚水発電所
— 22万V送電線	⊗ 開閉所	■ 火力発電所
..... 11万V以下送電線		◻ 原子力発電所
- - - 中国電力ネットワーク株式会社管外送電線		

図 3-1 島根原子力発電所周辺の主な電力系統

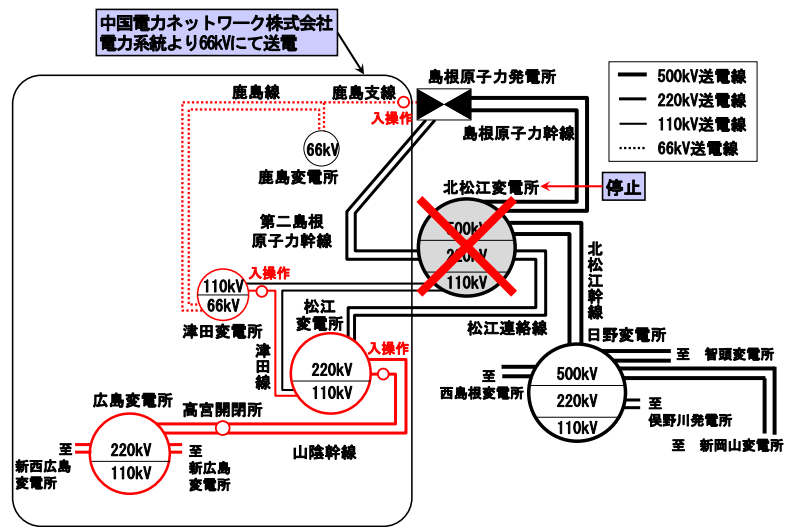


図 3-2 北松江変電所全停電時の供給系統

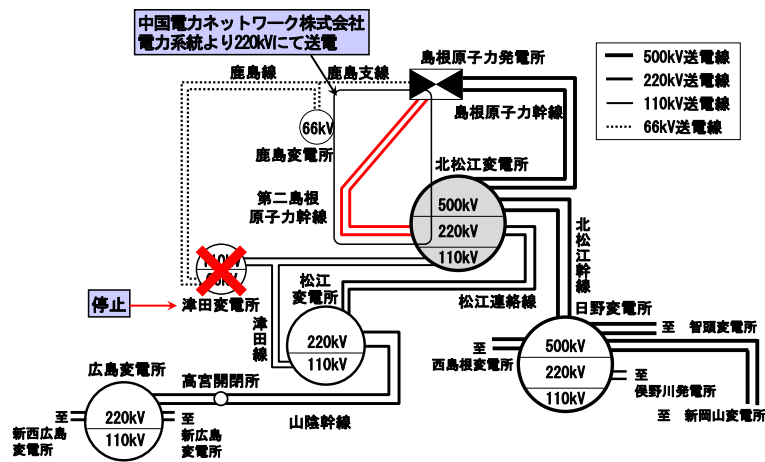


図 3-3 津田変電所全停電時の供給系統

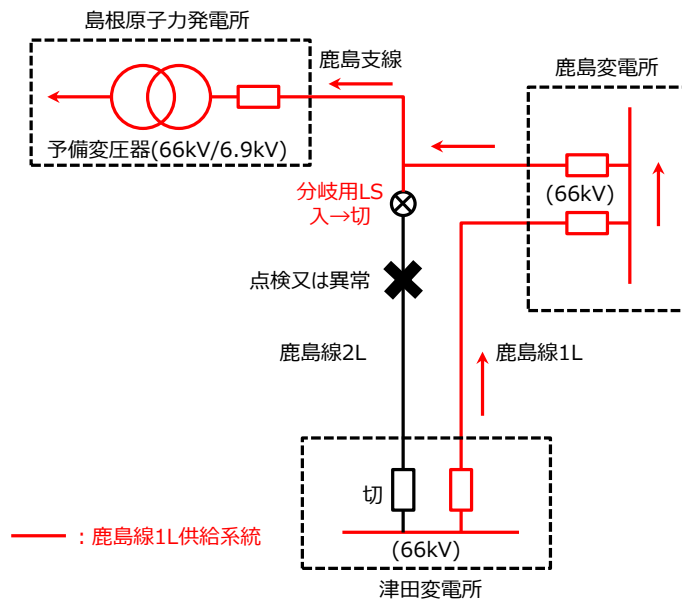


図 3-4 鹿島線 2L 点検時又は異常時の供給系統

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 220kV 送電線（220kV 第二島根原子力幹線）2 回線と 66kV 送電線（66kV 鹿島線・鹿島支線）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、220kV 第二島根原子力幹線及び 66kV 鹿島線・鹿島支線それぞれに送電鉄塔を備える設計とする。

220kV 第二島根原子力幹線及び 66kV 鹿島線・鹿島支線は、いずれも 1 回線で島根原子力発電所の停止に必要な電力を受電し得る容量があり、島根原子力発電所の外部電源系は、いずれの 2 回線が喪失しても、原子炉を安全に停止するための電力を他の 1 回線から受電できる構成とする。

島根原子力発電所に接続する 220kV 第二島根原子力幹線、66kV 鹿島支線、66kV 第 2 - 66kV 開閉所線、500kV 島根原子力幹線の近接箇所、交差箇所の状況を図 3-5 に示す。

なお、66kV 第 2 - 66kV 開閉所線は発電所構内において、66kV 鹿島支線より分岐した送電線であり、また、500kV 島根原子力幹線は島根 2 号機の申請対象ではないが、悪影響防止の観点からそれぞれ交差箇所及び近接箇所の評価対象としている。



図 3-5 送電線の交差及び近接箇所

図 3-6 に示すとおり、220kV 第二島根原子力幹線と 500kV 島根原子力幹線の近接箇所については、仮に 1 つの鉄塔が倒壊しても、線路の張力方向に倒壊することを考慮するとお互いの架渉線に影響を与える可能性はなく、万一、

500kV 島根原子力幹線が 220kV 第二島根原子力幹線側に倒壊したとしても、仮復旧も含めて近接していない 66kV 鹿島支線 1 回線にて外部電源の確保が可能である。

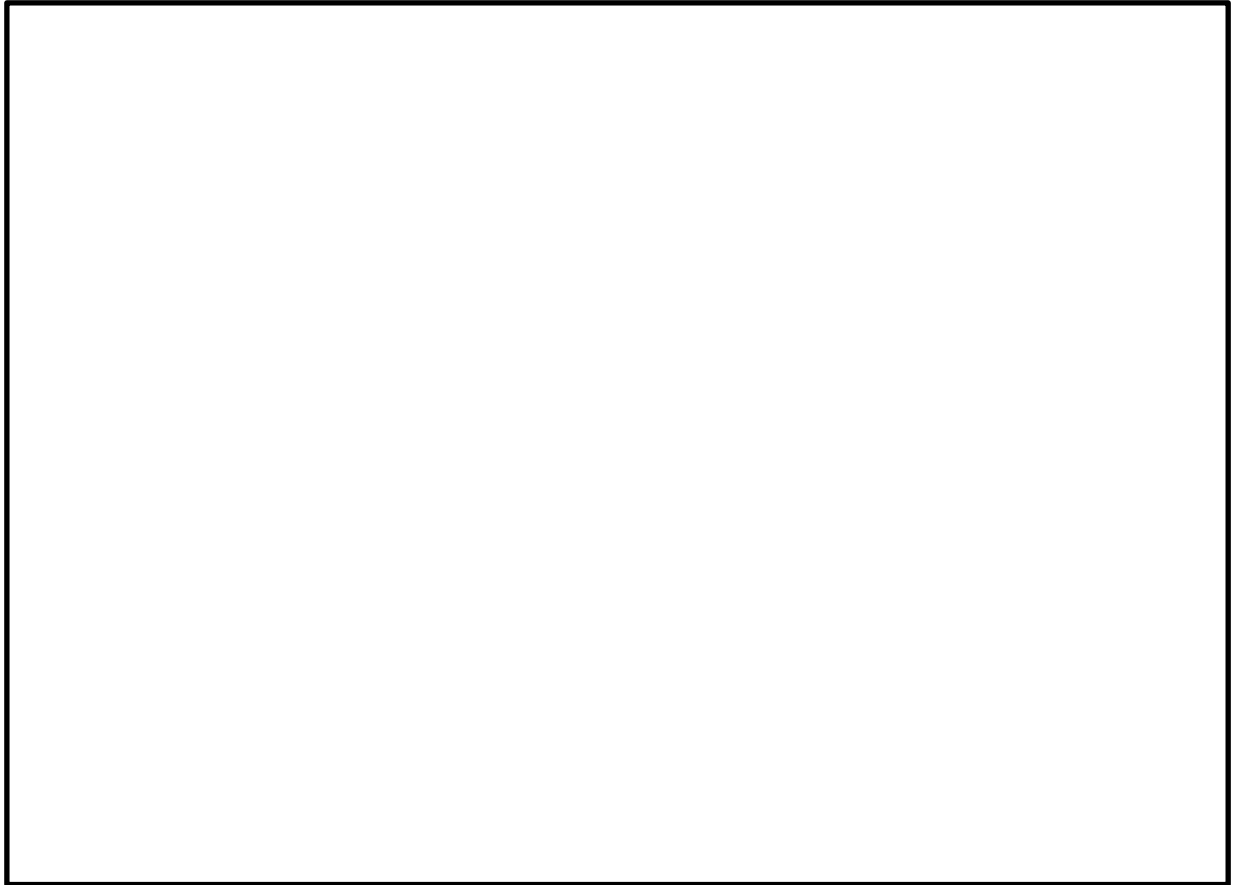


図 3-6 島根原子力発電所付近の送電線の近接箇所

島根原子力発電所に接続する 220kV 第二島根原子力幹線，66kV 鹿島支線，66kV 第 2 - 66kV 開閉所線，500kV 島根原子力幹線の交差箇所の状況を図 3-7 に，送電線交差箇所異常発生時の評価について表 3-2 に示す。



図 3-7 島根原子力発電所に接続する送電線の交差箇所 (1/2)



④220kV 第二島根原子力幹線（上部）と 66kV 第 2 - 66kV 開閉所線（下部）の詳細図
 図 3-7 島根原子力発電所に接続する送電線の交差箇所（2/2）

表 3-2 送電線交差箇所異常発生時の評価

No.	交差の状況	交差箇所での異常発生時の評価
①	220kV 第二島根原子力幹線（下部）と 500kV 島根原子力幹線（上部）	66kV 鹿島線・鹿島支線が健全
②	220kV 第二島根原子力幹線（上部）と 66kV 鹿島支線（下部）	非常用ディーゼル発電機の燃料容量の 7 日以内に 66kV 鹿島支線を仮復旧
③	66kV 鹿島支線（下部）と 500kV 島根原子力幹線（上部）	220kV 第二島根原子力幹線が健全
④	220kV 第二島根原子力幹線（上部）と 66kV 第 2 - 66kV 開閉所線（下部）	66kV 鹿島支線が健全

220kV 第二島根原子力幹線，66kV 鹿島支線，500kV 島根原子力幹線の交差箇所においては，上部の送電線の異常発生時に下部の送電線に影響を与える可能性は否定できないが，交差箇所①，③の交差箇所でも異常があっても，他のルートにより外部電源の確保が可能である。

また，交差箇所②の 220kV 第二島根原子力幹線と 66kV 鹿島支線の交差箇所において，送電線に異常があっても，災害時の復旧体制を整備しており，非常用ディーゼル発電機の燃料容量の 7 日以内に 66kV 鹿島支線を復旧することにより発電所への電源供給を確保する。

なお，④の 220kV 第二島根原子力幹線と 66kV 第 2 - 66kV 開閉所線の交差箇所は，上部の送電線である 220kV 第二島根原子力幹線 No.1，No.2 鉄塔の設計基準地震動での耐震性を評価しており，66kV 鹿島支線に影響を与えることはない。

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 220kV 送電線（220kV 第二島根原子力幹線 2 回線）と 66kV 送電線（66kV 鹿島線 2 回線及び鹿島支線 1 回線）を鉄塔基礎の安定性評価対象線路とし，図 3-8 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。

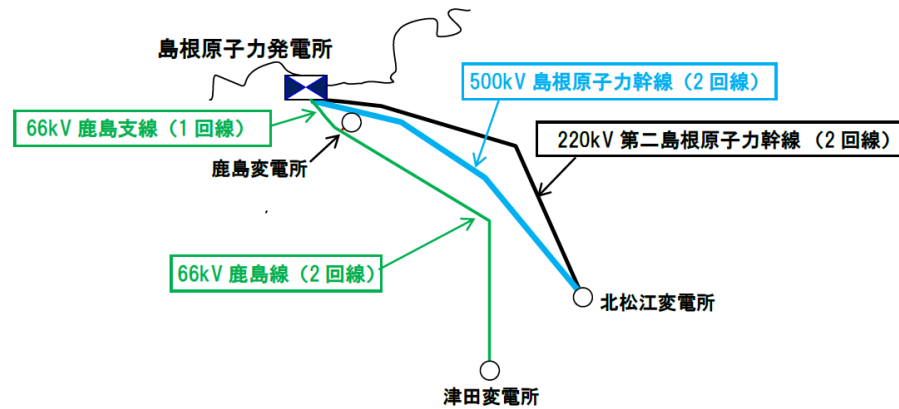


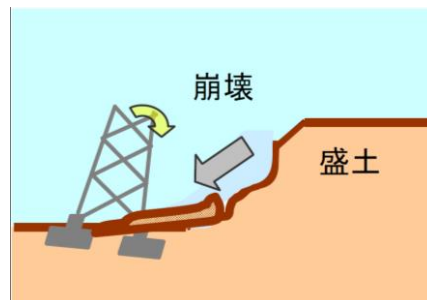
図 3-8 基礎の安定性評価対象線路

(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

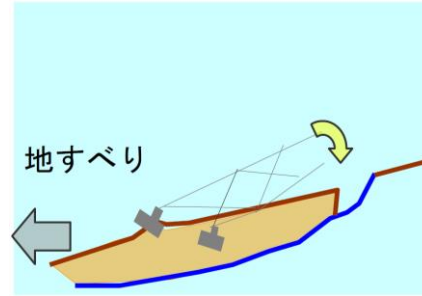
対象鉄塔周辺には盛土崩壊時に基礎の安定性に影響を与えるような大規模な盛土は存在しないこと。



【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、徒歩による巡視で直接現地状況の確認を行い、漏れのな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 147 基のうち、2 基が抽出された。対象 2 基について、当該盛土の立地状況や形状及び規模、鉄塔との距離等を確認した結果、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した。その後毎年巡視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 147 基のうち，8 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 8 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。その後毎年巡視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 147 基のうち，105 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 105 基について地質専門家による現地踏査等により，土砂崩壊時に鉄塔基礎の強度不足が想定されるようなものはなく，鉄塔基礎の安定性には問題ないことを確認した。その後毎年巡視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 3-3 に示す。

表 3-3 対象線路ごとの評価結果

線路名	鉄塔基数	現地踏査基数			対策工事対応 必要基数
		盛土	地す べり	急傾 斜地	
220kV 第二島根原子力幹線	44 基	0 基	2 基	41 基	0 基
66kV 鹿島線	54 基	2 基	2 基	39 基	0 基
66kV 鹿島支線	3 基	0 基	1 基	3 基	0 基
500kV 島根原子力幹線	46 基	0 基	3 基	22 基	0 基
4 線路	147 基	2 基	8 基	105 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, 中国電力株式会社)」)

(3) 送電鉄塔基礎安定性評価の追加実施

経済産業省原子力安全・保安院指示文書「原子力発電所の外部電源の信頼性確保について(指示)」(平成23・04・15 原院第3号)に基づく調査以降に、鉄塔移設等により新たに対象となった2基についても同様の手法により評価し、鉄塔基礎の安定性に影響がないことを確認した。

評価追加実施鉄塔を表3-4に、追加実施した基礎の安定性評価結果を表3-5に示す。

表 3-4 評価追加実施鉄塔

評価対象追加鉄塔	工事概要
66kV 鹿島支線No.2-1	発電所構内「第2-66kV 開閉所」設置に伴う鉄塔の追加(平成26年5月運転開始)
500kV 島根原子力幹線No.2	発電所構内「敷地造成」に支障となる鉄塔の移設(平成29年4月運転開始)

表 3-5 追加実施した基礎の安定性評価結果

線路名	鉄塔 基数	現地踏査基数			対策工事等 対応必要基数
		盛土	地す べり	急傾 斜地	
66kV 鹿島支線	1 基	1 基	0 基	1 基	0 基
500kV 島根原子力幹線	1 基	0 基	0 基	1 基	0 基
2 線路	2 基	1 基	0 基	2 基	0 基

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（電気学会電気規格調査会標準規格 送電用支持物設計標準「JEC-127」（以下「JEC-127」という。）、架空送電規程「JEAC6001」）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、「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

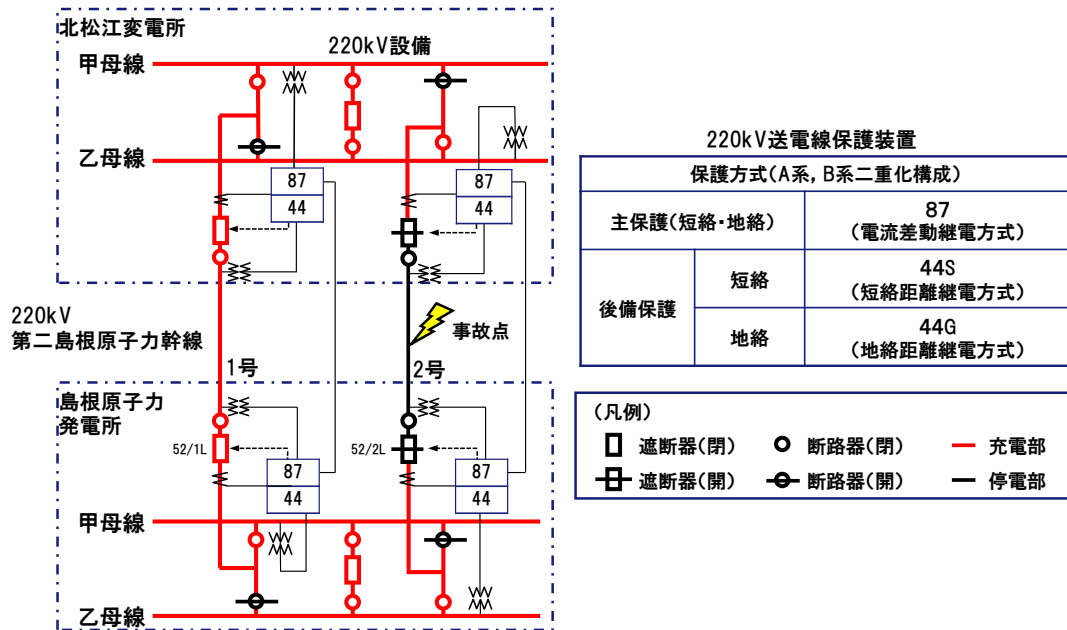
送電線は、各保護対象設備に応じた保護継電器を設ける設計とする。表 3-6 に故障要因、検知する保護継電器及び異常の拡大防止のために動作する遮断器を示す。また、主な保護の概要を図 3-9 に示す。

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又はガス絶縁複合開閉装置の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。

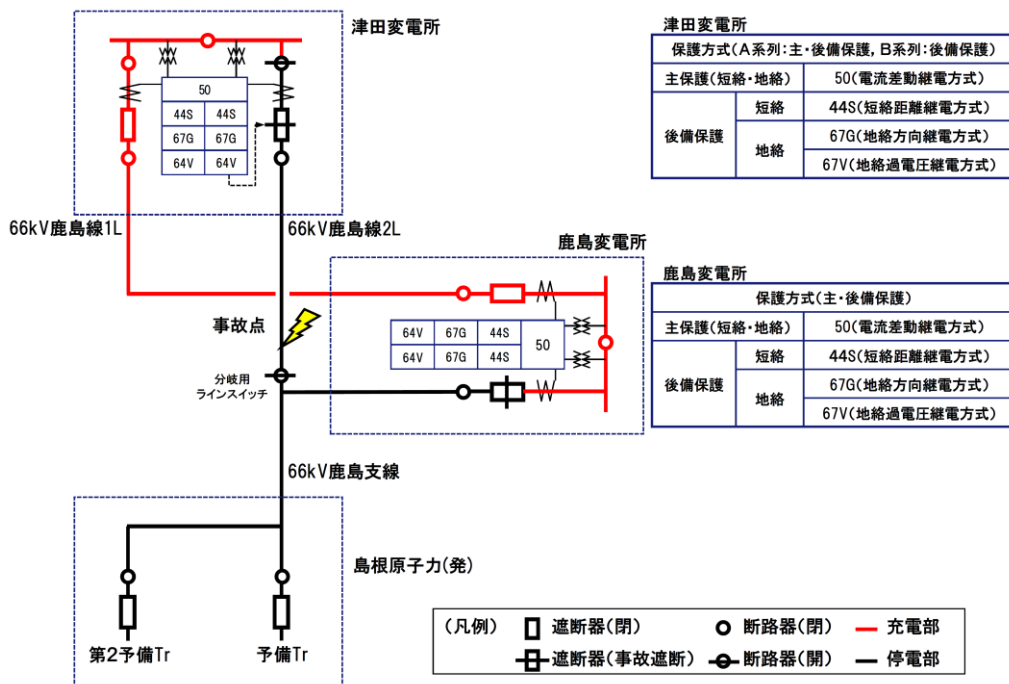
送電線は、重要安全施設の機能を維持するために必要となる電力の供給が停止することがないように、多重化した設計とし、1 系統の故障が発生した場合、遮断器にて系統分離が可能な設計とする。

表 3-6 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
220kV 送電線	短絡・地絡	電流差動継電器 (87)	52/1L, 52/2L (線路用 220kV 遮断器)
	短絡	短絡距離継電器 (44S)	
	地絡	地絡距離継電器 (44G)	
66kV 送電線	短絡・地絡	回線選択継電器 (50)	—
	短絡	短絡距離継電器 (44S)	
	地絡	地絡方向継電器 (67G)	
		地絡過電圧継電器 (64V)	



(a) 220kV 第二島根原子力幹線 2号故障時



(b) 66kV 鹿島支線故障時

図 3-9 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つては、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。

220kV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。

66kV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、220kV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3-7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3-10に示す。

表 3-7 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	発電機比率差動継電器 (87)	52/2M, 52H
	逆相，不平衡電流	発電機逆相過電流継電器 (46)	
	界磁喪失	発電機界磁喪失継電器 (40)	
	地絡	発電機接地過電圧継電器 (64)	
	事故後継続分離	距離継電器 (44)	
	電力方向，地絡方向	発電機逆電力継電器 (67)	
	過励磁	低周波過励磁継電器 (V/F)	

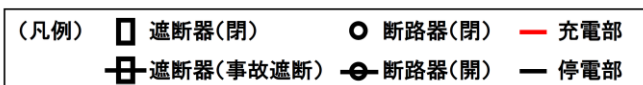
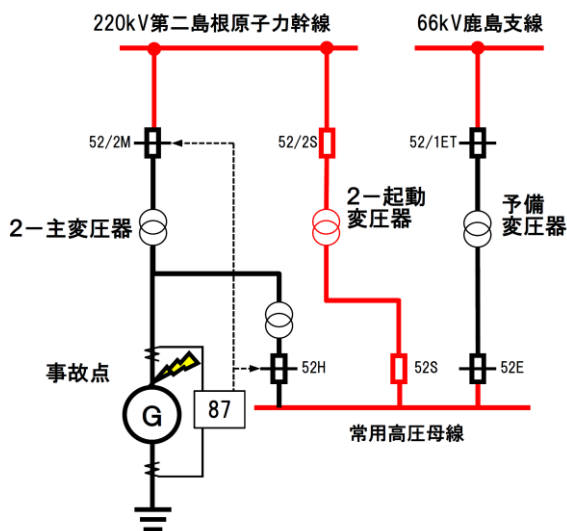


図 3-10 発電機保護

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（J E C）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。

電路の絶縁のため、発電機の電路は、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、電気学会電気規格調査会標準規格 同期機「JEC-114」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、発電所の周りには、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電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、全閉自己通風方式を採用し、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、短絡電流及び非常调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する。

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

220kV 送電線 2 回線は、220kV ガス絶縁開閉装置と連系し、起動変圧器を介して電力を島根原子力発電所へ供給する設計とする。

66kV 送電線 1 回線は、66kV ガス絶縁複合開閉装置と連系し、予備変圧器を介して接続し、電力を島根原子力発電所へ供給する設計とする。

ガス絶縁開閉装置及びガス絶縁複合開閉装置は、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 単線結線図（その 1）交流電源」に示す。また、ガス絶縁開閉装置等を設置する 220kV 開閉所、ガス絶縁複合開閉装置を設置する 66kV 開閉所（屋内）の外観を図 3-11 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 3-12 に示す。

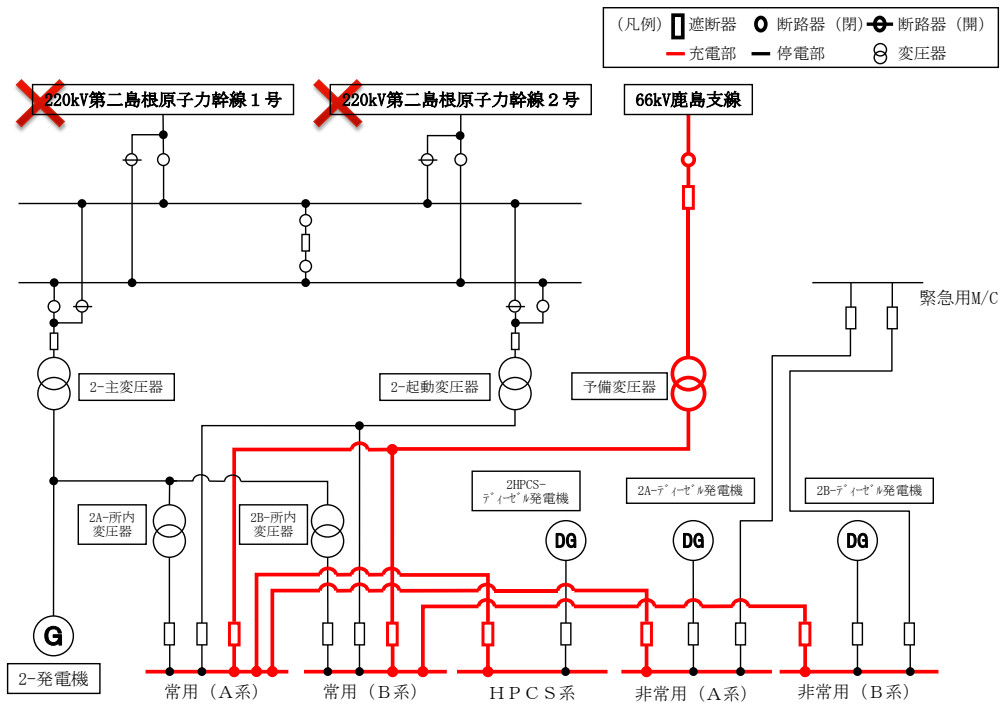


(a) 220kV 開閉所

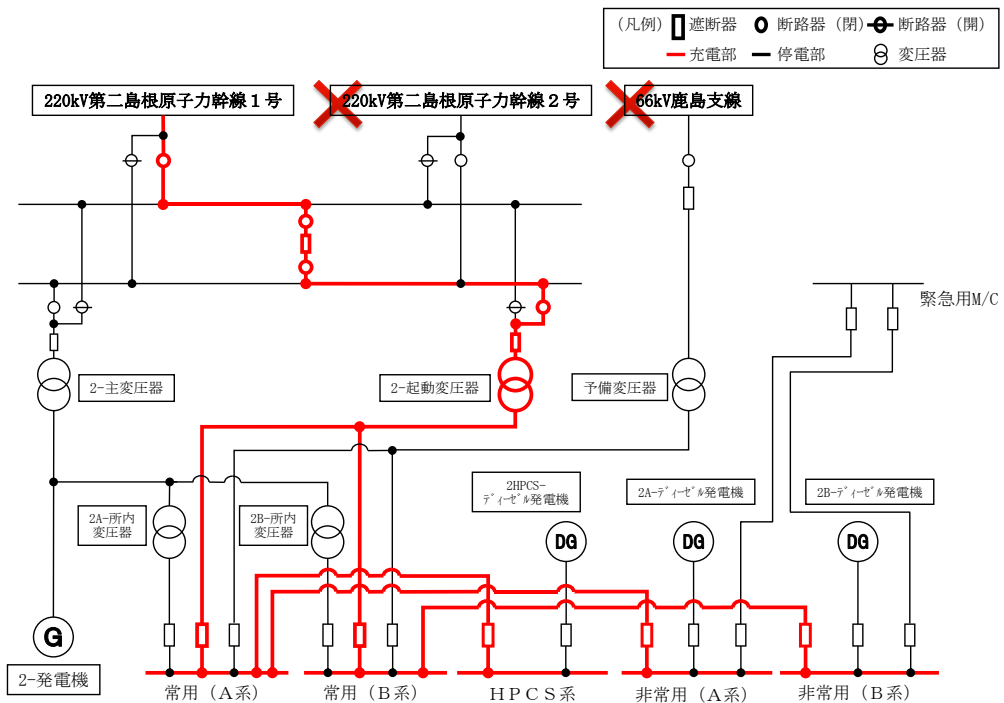


(b) 66kV 開閉所（屋内）

図 3-11 開閉所の外観

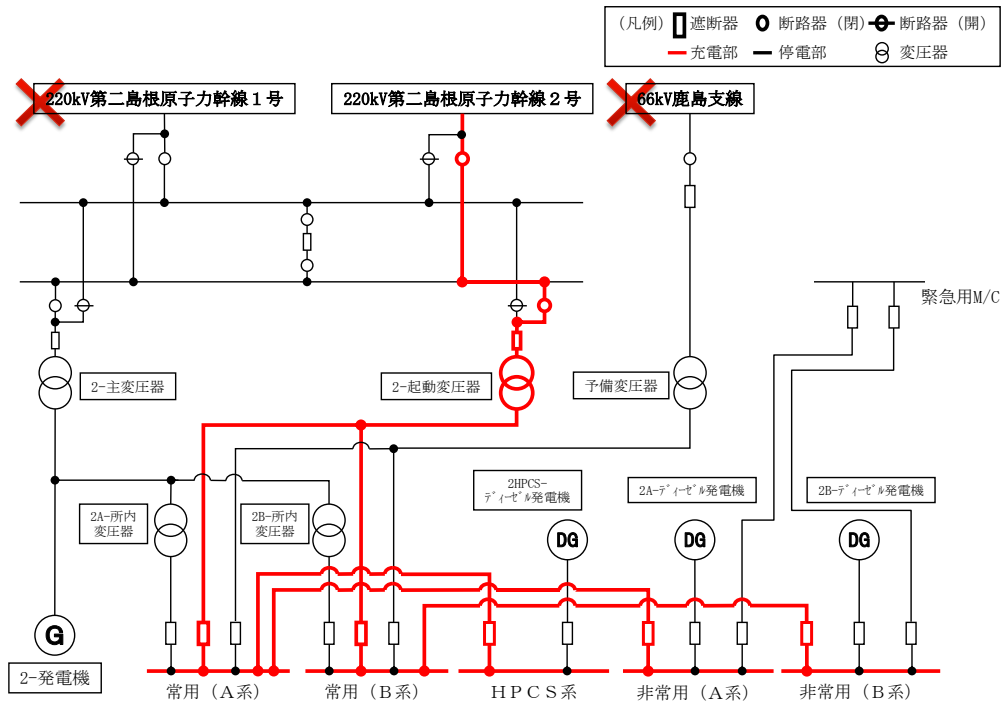


(a) 220kV 第二島根原子力幹線 2 回線停電時



(b) 220kV 第二島根原子力幹線 2 号及び 66kV 鹿島支線停電時

図 3-12 2 回線電源喪失時の電源供給例 (1/2)



(c) 220kV 第二島根原子力幹線 1 号及び 66kV 鹿島支線停電時
 図 3-12 2 回線電源喪失時の電源供給例 (2/2)

3.3.1.2 開閉所等の基礎

220kV 開閉所及び 66kV 開閉所から発電機側の送受電設備であるガス絶縁開閉装置，ガス絶縁複合開閉装置，主変圧器，起動変圧器，予備変圧器及びケーブル洞道は，不等沈下又は傾斜等が起きないように十分な支持性能を持つ地盤に設置する設計とする。

220kV 開閉所に設置されているガス絶縁開閉装置は直接基礎構造とし， $1.0C_i$ の地震力に対し十分な支持性能を確保した設計とする。

66kV 開閉所に設置されているガス絶縁複合開閉装置及び予備変圧器は直接基礎構造とし， $1.0C_i$ の地震力に対し十分な支持性能を確保した設計とする。

開閉所平面配置図を図 3-13 に，開閉所基礎図を図 3-14 に示す。

主変圧器，起動変圧器の基礎は，タービン室基礎屋上とし， $1.0C_i$ の地震力に対し十分な支持性能を確保した設計とする。予備変圧器の基礎は，杭基礎構造とし， $1.0C_i$ の地震力に対し十分な支持性能を確保した設計とする。

各種変圧器の基礎構造図を図 3-15 に示す。

ケーブル洞道は，220kV 開閉所から主変圧器及び起動変圧器までを連絡している。基礎は直接基礎構造とし， $1.0C_i$ の地震力に対し十分な支持性能を確保した設計とする。

ケーブル洞道平面図を図 3-16 に，ケーブル洞道基礎構造図を図 3-17 に示す。ケーブル洞道は開閉所から建物基礎部のダクトに連結されるまでを示しており，220kV OFケーブルは主変圧器及び起動変圧器に接続されている。

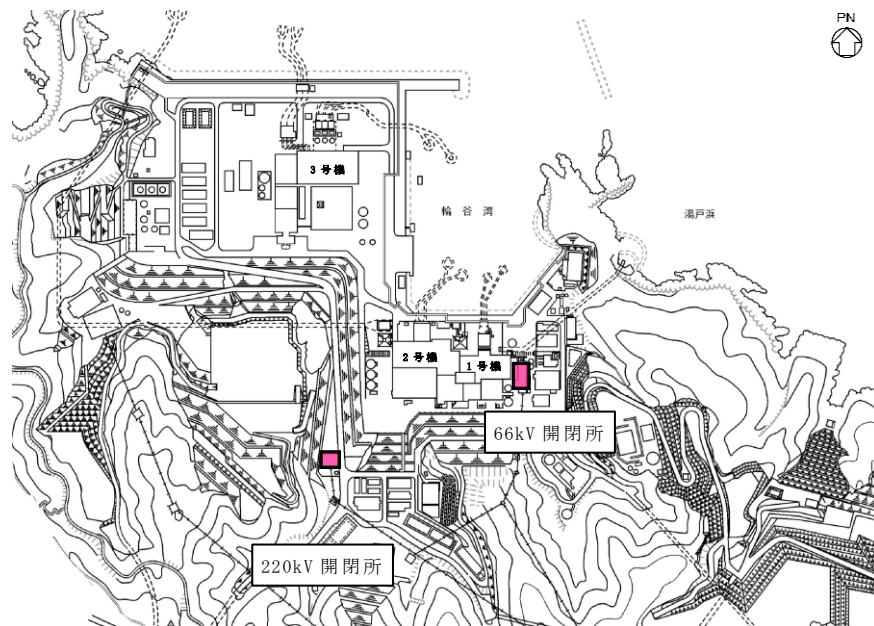
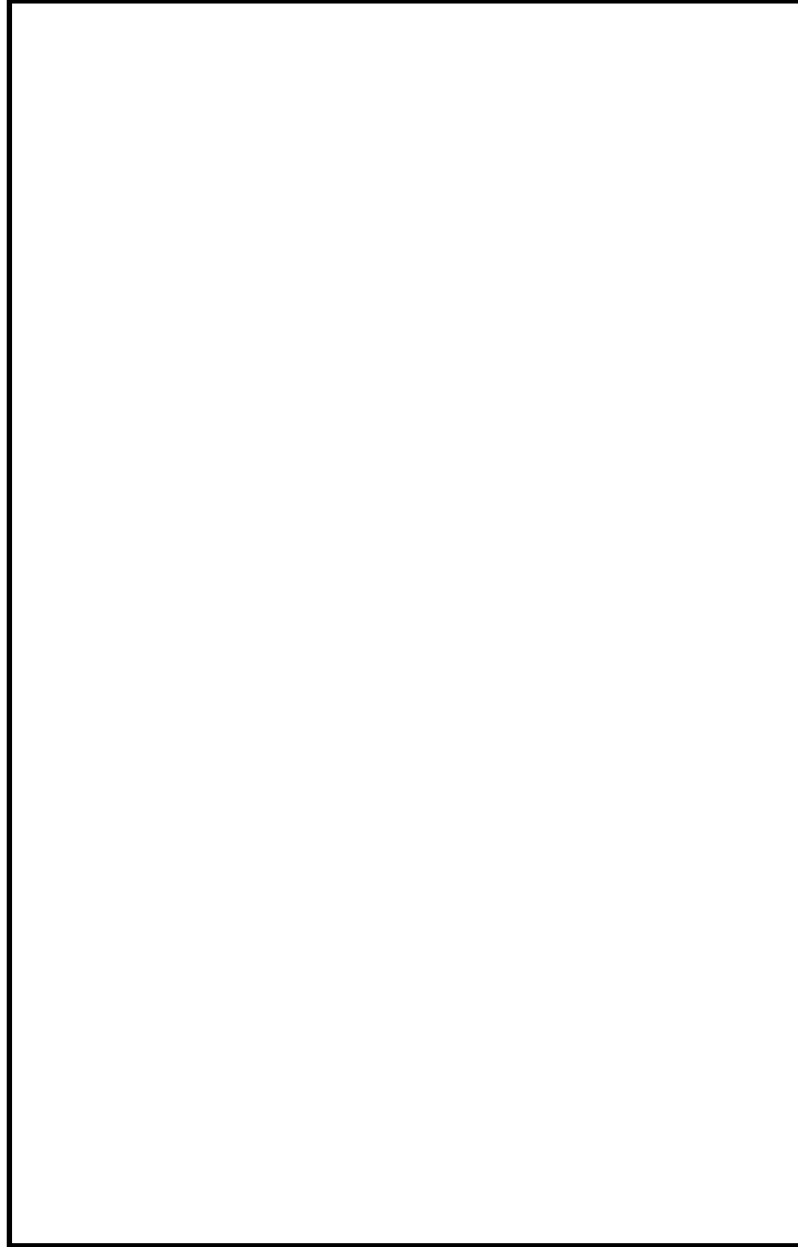
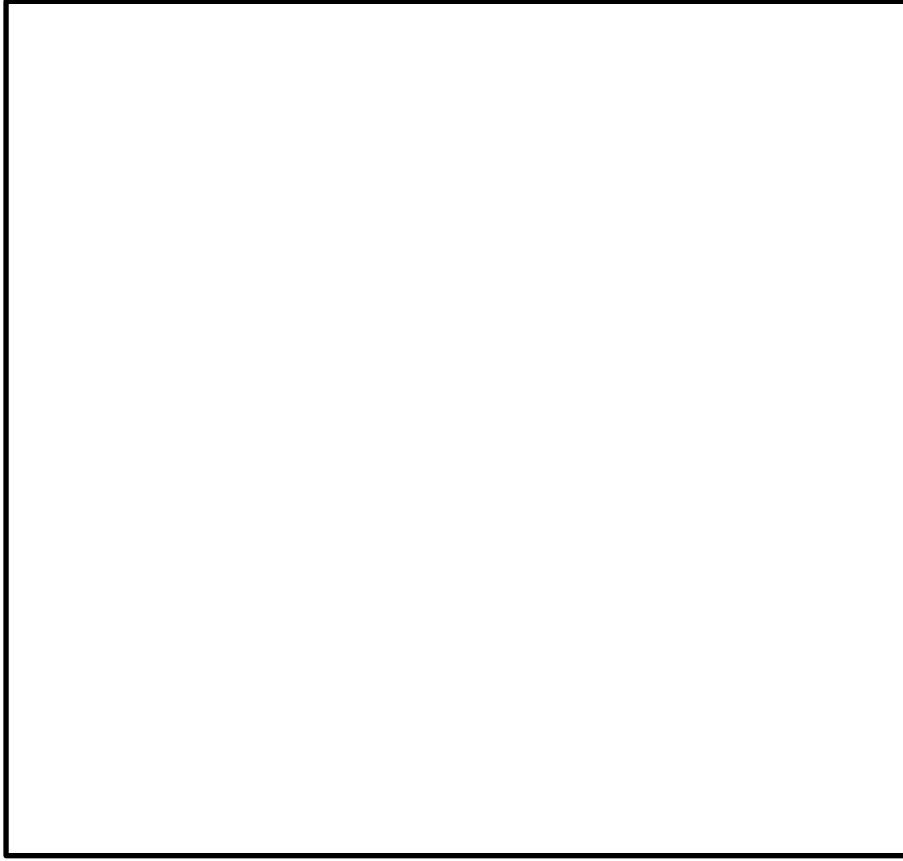


図 3-13 開閉所平面配置図



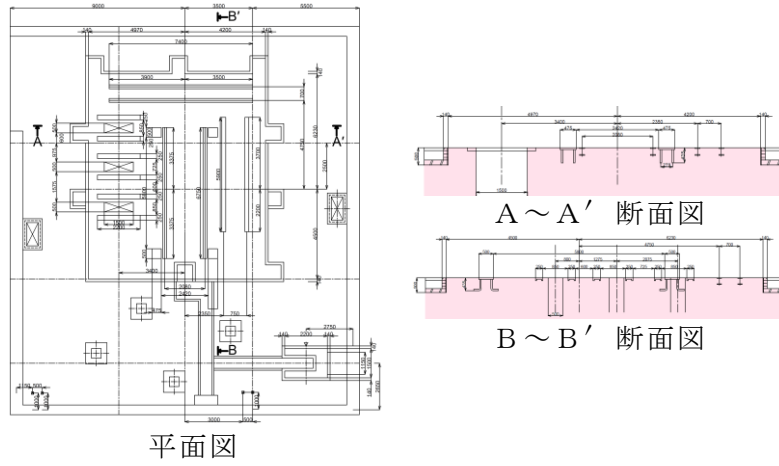
(a) 220kV 開閉所基礎構造図

図 3-14 開閉所基礎図 (1/2)

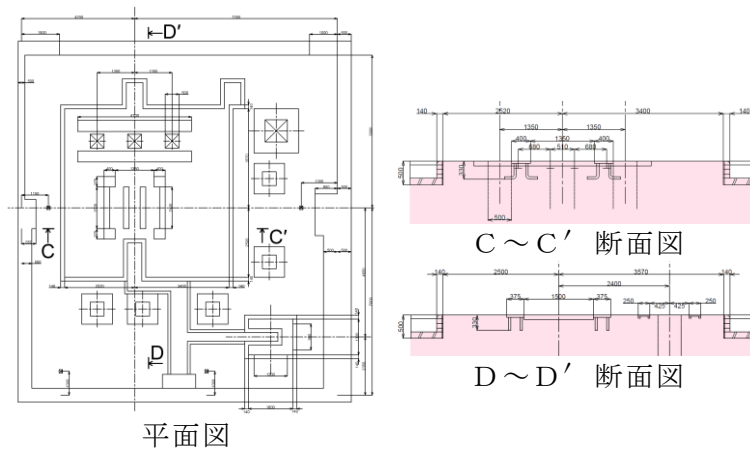


(b) 66kV 開閉所基礎構造図

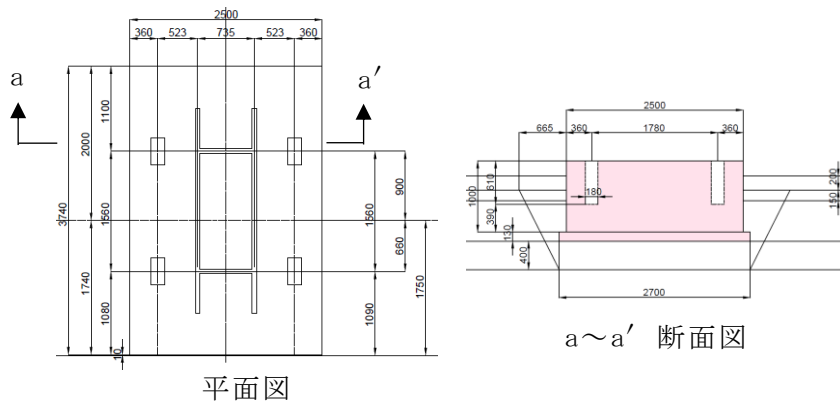
図 3-14 開閉所基礎図 (2/2)



(a) 主変圧器の基礎構造



(b) 起動変圧器の基礎構造



(c) 予備変圧器の基礎構造

図 3-15 各種変圧器の基礎構造図

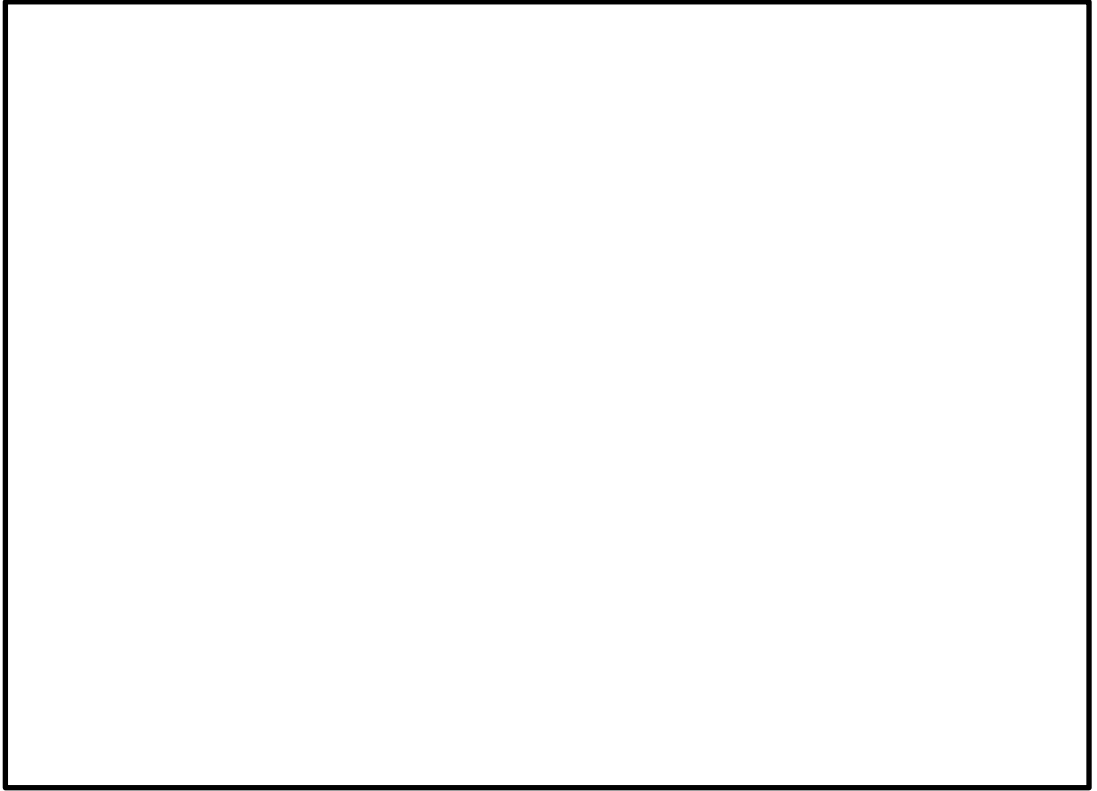
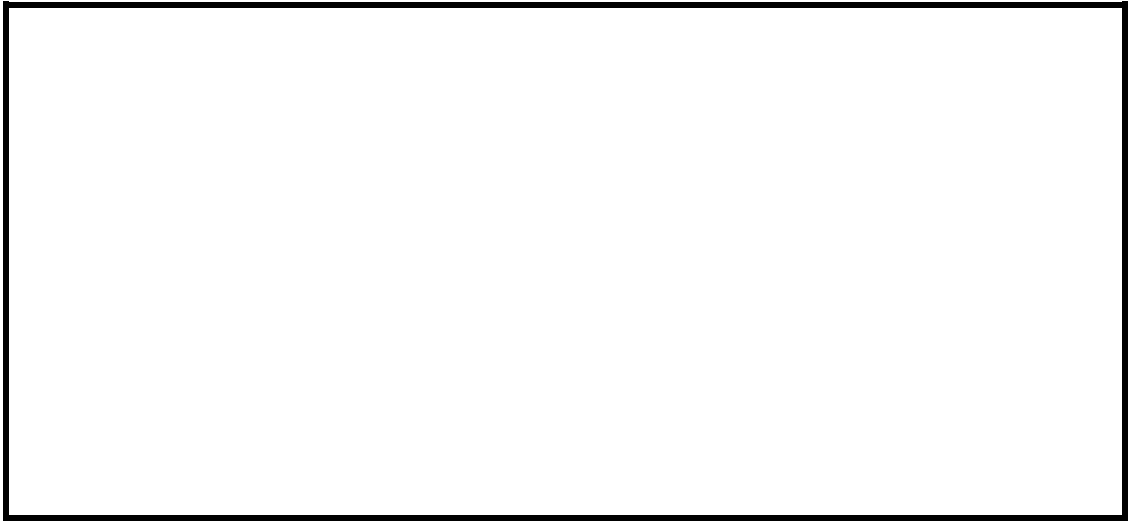


図 3-16 ケーブル洞道平面図

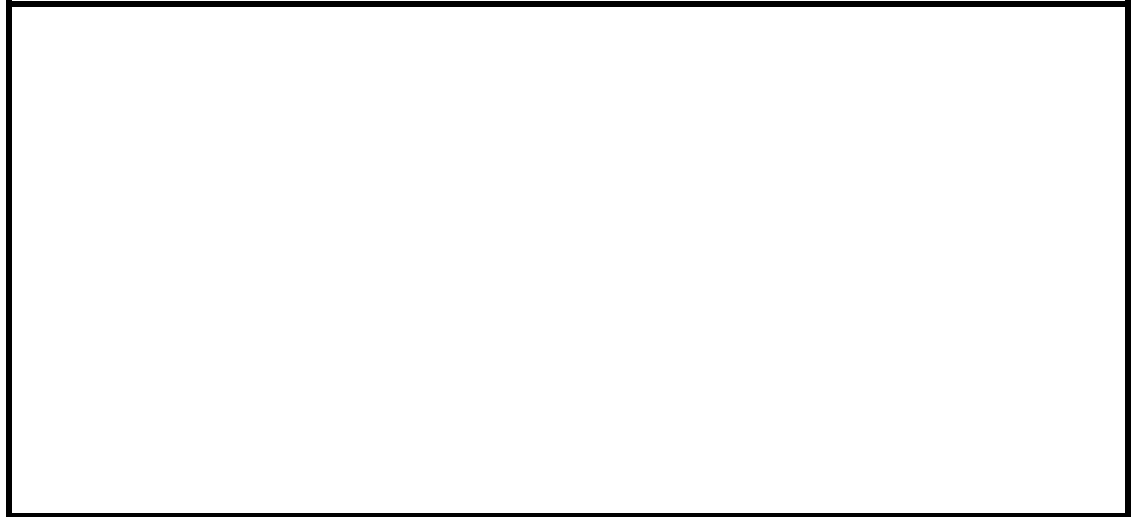


(a) 220kV 開閉所～埋設エリア (岩盤部)
ケーブル洞道位置図・断面図



(b) 220kV 開閉所～法面小段エリア
ケーブル洞道位置図・断面図

図 3-17 ケーブル洞道基礎構造図 (1/2)



(c) 220kV 開閉所～埋設エリア（埋戻土部）

ケーブル洞道位置図・断面図

図 3-17 ケーブル洞道基礎構造図（2/2）

3.3.1.3 碍子及び遮断器等の耐震性

220kV 開閉所及び 66kV 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。

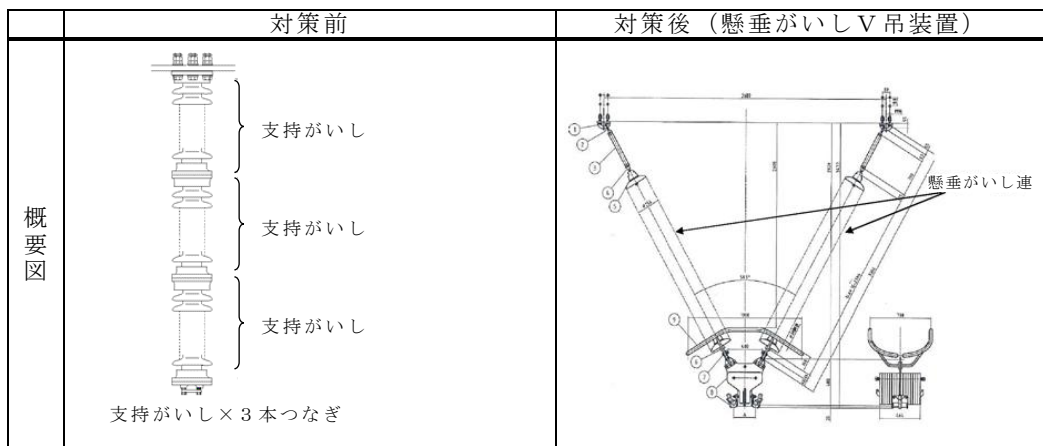
220kV 第二島根原子力幹線の碍子については、長幹支持碍子に比べ、可とう性のある懸垂碍子を使用する。

66kV 鹿島線・鹿島支線の長幹支持碍子については、鉄塔と支持碍子の間に免震金具を取り付け、耐震性を強化している。

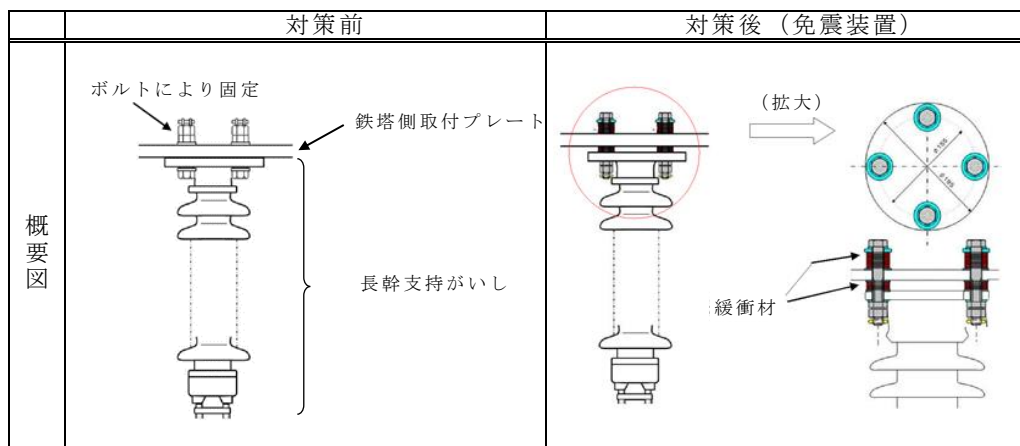
長幹支持碍子及び懸垂碍子の外観並びに免震金具について図 3-18 に示す。

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絶縁複合開閉装置を使用する。

なお、220kV 開閉所の送電線上流側接続先である中国電力ネットワーク株式会社北松江変電所までの碍子について長幹支持碍子が使用されていないことを確認しており、66kV 開閉所の送電線上流側接続先である中国電力ネットワーク株式会社津田変電所までの碍子については、免震金具を耐震対策として確認している。



(a) 220kV 第二島根原子力幹線の対策



(b) 66kV 鹿島線・鹿島支線の対策

図 3-18 長幹支持碍子及び懸垂碍子の外観並びに免震金具の例

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 220kV 開閉所及び 66kV 開閉所に設置する。

なお，2号機の外部電源受電用の起動変圧器は，EL 8.5mの高さに設置されているが，前面海域に EL 15mの防波壁及び変圧器の周囲に EL 15mの防水壁で防護している。

基準津波による発電所周辺の最高水位分布を図 3-19 に示す。

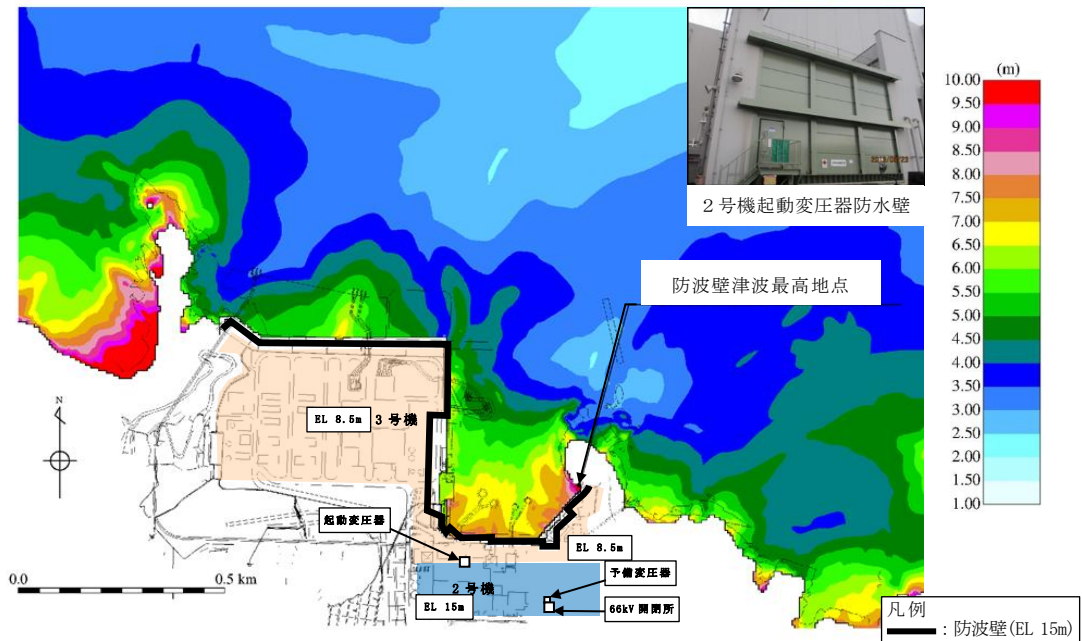
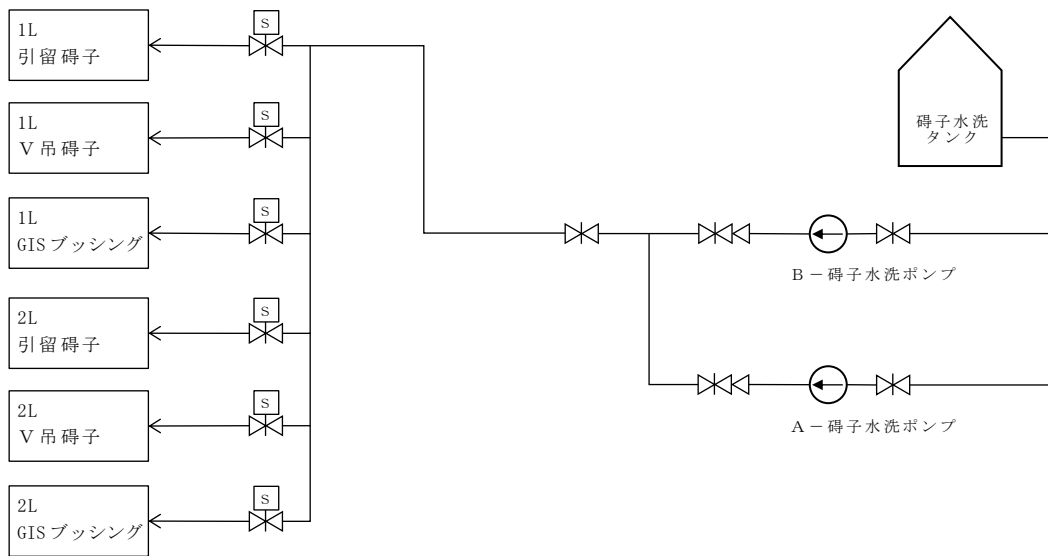


図 3-19 基準津波の最高水位分布

3.3.1.5 碍子及び遮断器等の塩害対策

220kV 送電線及び 66kV 送電線引留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 3-20、図 3-21 に示す。

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。



(a) 220kV 送電線引留部の碍子



(b) 66kV 送電線引留部の碍子

図 3-20 碍子洗浄装置の系統



220kV 送電線（開閉所出口）

66kV 送電線（開閉所出口）

図 3-21 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 3-8 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 3-22，図 3-23 に示す。

ガス絶縁開閉装置の遮断器は，送電線の引入口及び主変圧器，起動変圧器とガス絶縁開閉装置の区分箇所を設置し，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。

モニタリングポスト用発電機（1号機設備，1，2，3号機共用）及びモニタリングポスト用無停電電源装置（1号機設備，1，2，3号機共用）は，機器の過電流を検知し，機関及び装置を停止し故障箇所を隔離することによって，故障による影響を局所化できるとともに，他の安全機能へ影響のない設計とする。

表 3-8 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)	52/2M, 52H
所内変圧器	短絡，地絡	比率差動継電器(87)	52/2M, 52H
	過電流	過電流継電器(51)	
起動変圧器	短絡，地絡	比率差動継電器(87)	52/2S, 52S
	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)	52/1ET, 52E
	過電流	過電流継電器(51)	
220kV 母線	短絡，地絡	比率差動継電器(87)	52/1L, 52/2L, 52/B, 52/1MS, 52/2M, 52/2S, 52/3AT

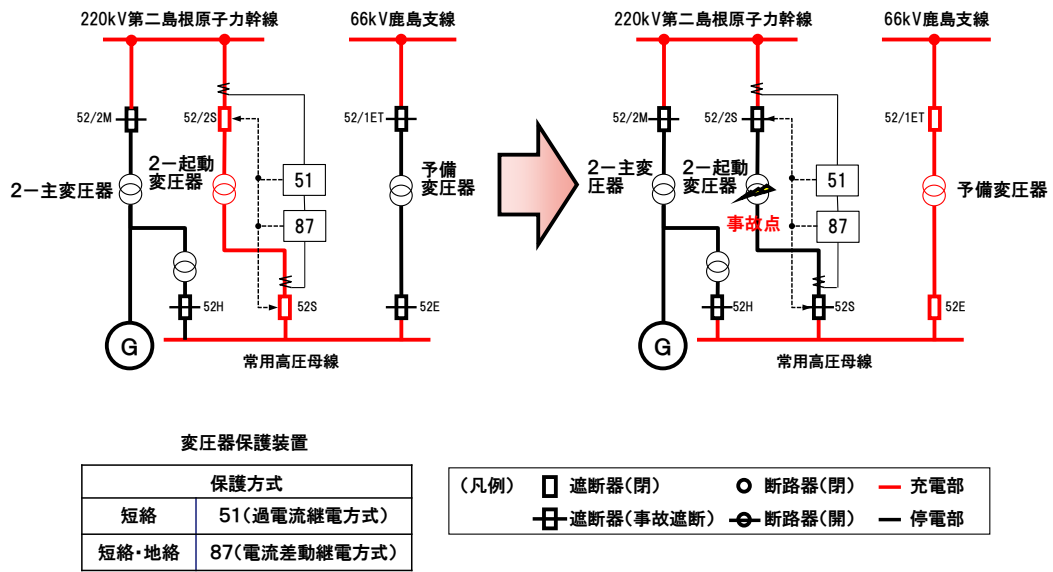


図 3-22 変圧器保護 (起動変圧器故障時)

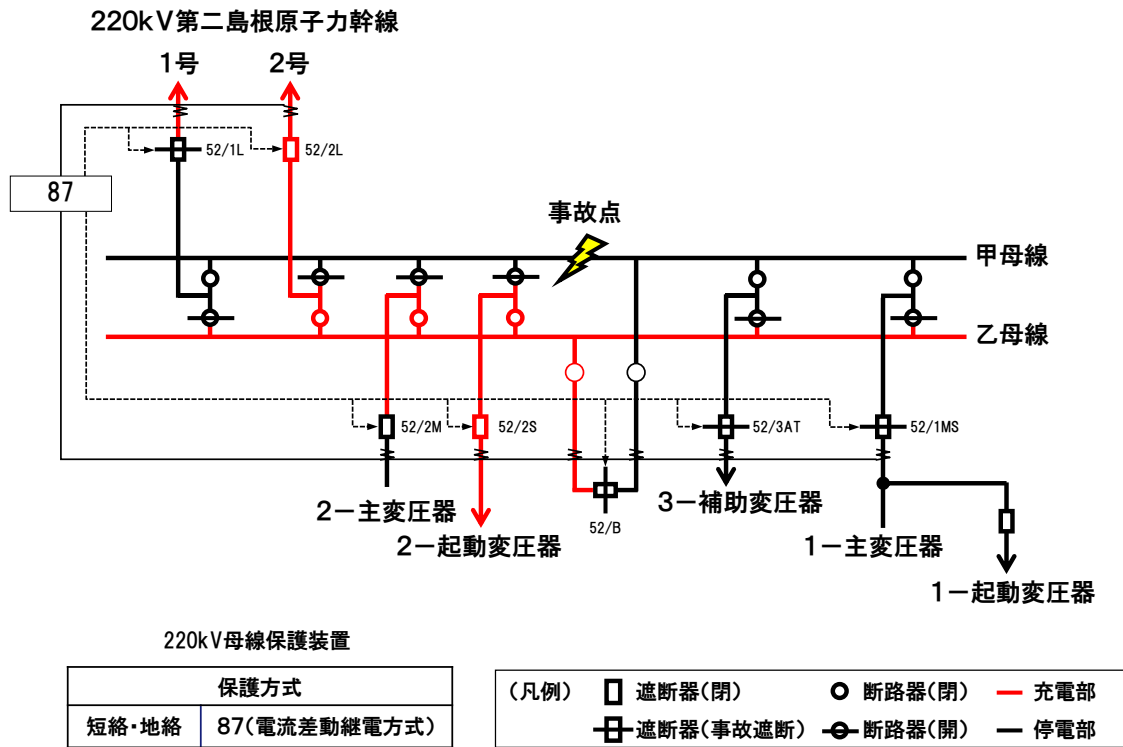


図 3-23 母線保護 (220kV 開閉所甲母線故障時)

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、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。

220kV 送電線の引込口から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、66kV 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。

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絶縁複合開閉装置を採用し、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、ガス絶縁複合開閉装置の外観及び内部構造概要図を図3-24、図3-25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、中性点過電流継電器（51G）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、中性点過電流継電器（51G）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。

ガス絶縁複合開閉装置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、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。

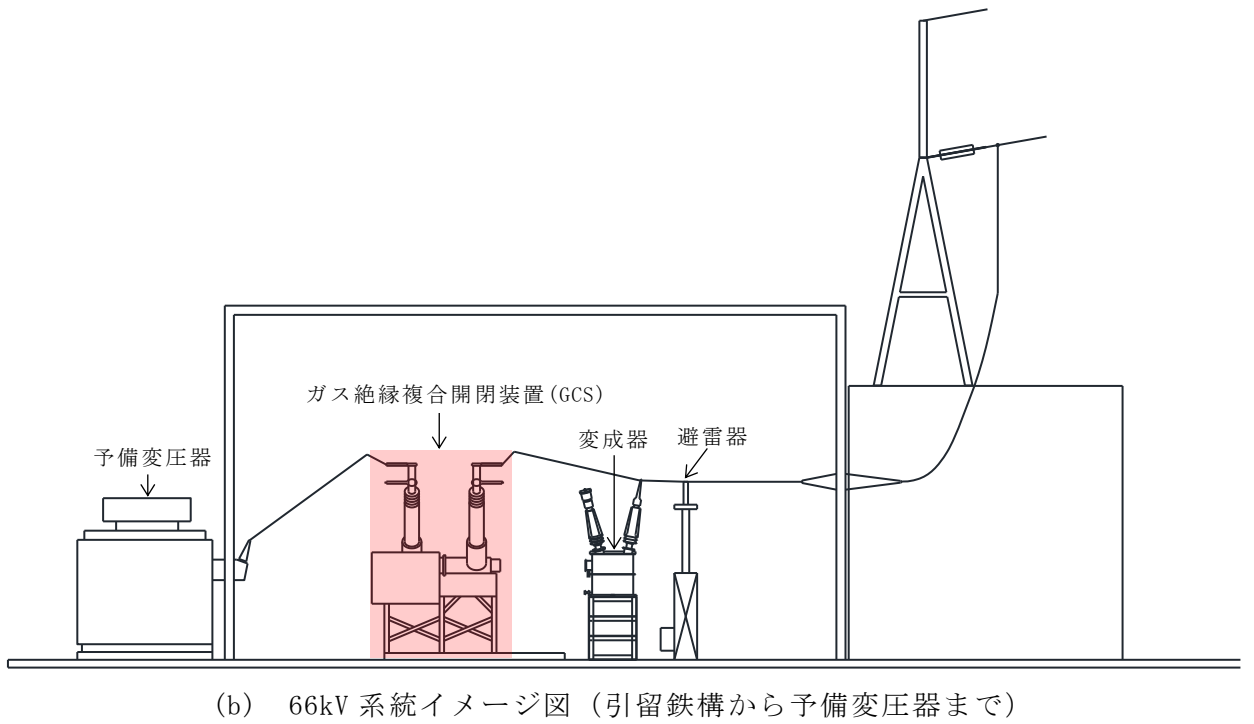
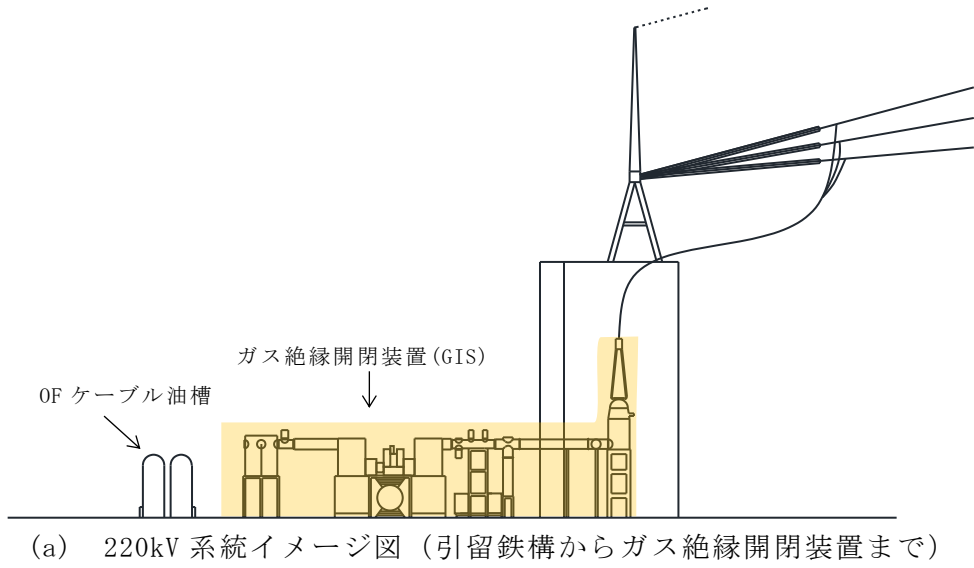
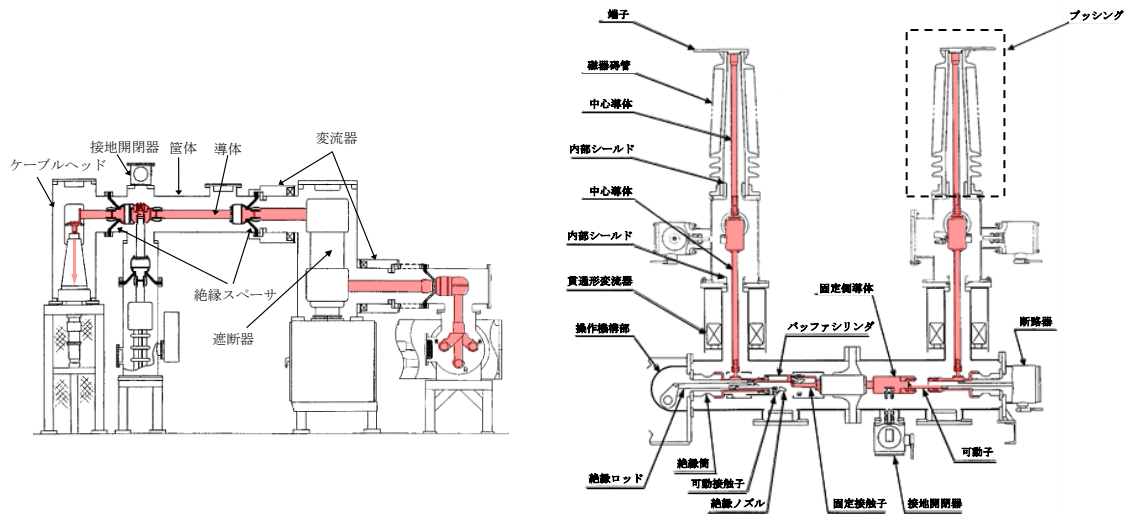


図 3-24 各設備の外観



(a) 220kV ガス絶縁開閉装置 (b) 66kV ガス絶縁複合開閉装置
 図 3-25 ガス絶縁開閉装置及びガス絶縁複合開閉装置の内部構造概要図

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、ガス絶縁開閉装置及びガス絶縁複合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、電気学会電気規格調査会標準規格 変圧器「JEC-204」（以下「JEC-204」という。）、電気学会電気規格調査会標準規格 交流しゃ断器「JEC-181」（以下「JEC-181」という。）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周りには、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じ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、漏えいがなく、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する。

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圧（15.5kV）は主変圧器にて 220kV 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（2A, 2B：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（2A1, 2A2, 2B1, 2B2：ロードセンタ及び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 単線結線図（その 1）交流電源」に示す。

常用高圧母線は、2 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 3-26「直流電源単線結線図」に示すように、非常用として直流 115V 3 系統（区分Ⅰの A-115V 系，区分Ⅱの B-115V 系，B1-115V 系，区分Ⅲの高圧炉心スプレイ系），直流 230V 1 系統（区分Ⅱの 230V 系（RCIC））及び直流 24V 2 系統（区分Ⅰの A-原子炉中性子計装用及び区分Ⅱの B-原子炉中性子計装用）の蓄電池，充電器，直流盤等で構成する。また，常用として直流 230V 1 系統（230V 系（常用））の蓄電池，充電器，直流母線等で構成する。常用の直流電源設備は，非常用軸受油ポンプ，非常用密封油ポンプ，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，必要箇所には配線用遮断器を設置し，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 3-27「計測制御用電源設備単線結線図」に示すように，一般計装母線 1 母線及び計算機用無停電交流電源装置で構成する。母線電圧は 105V 及び 210V である。また，必要箇所には配線用遮断器を設置し，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。

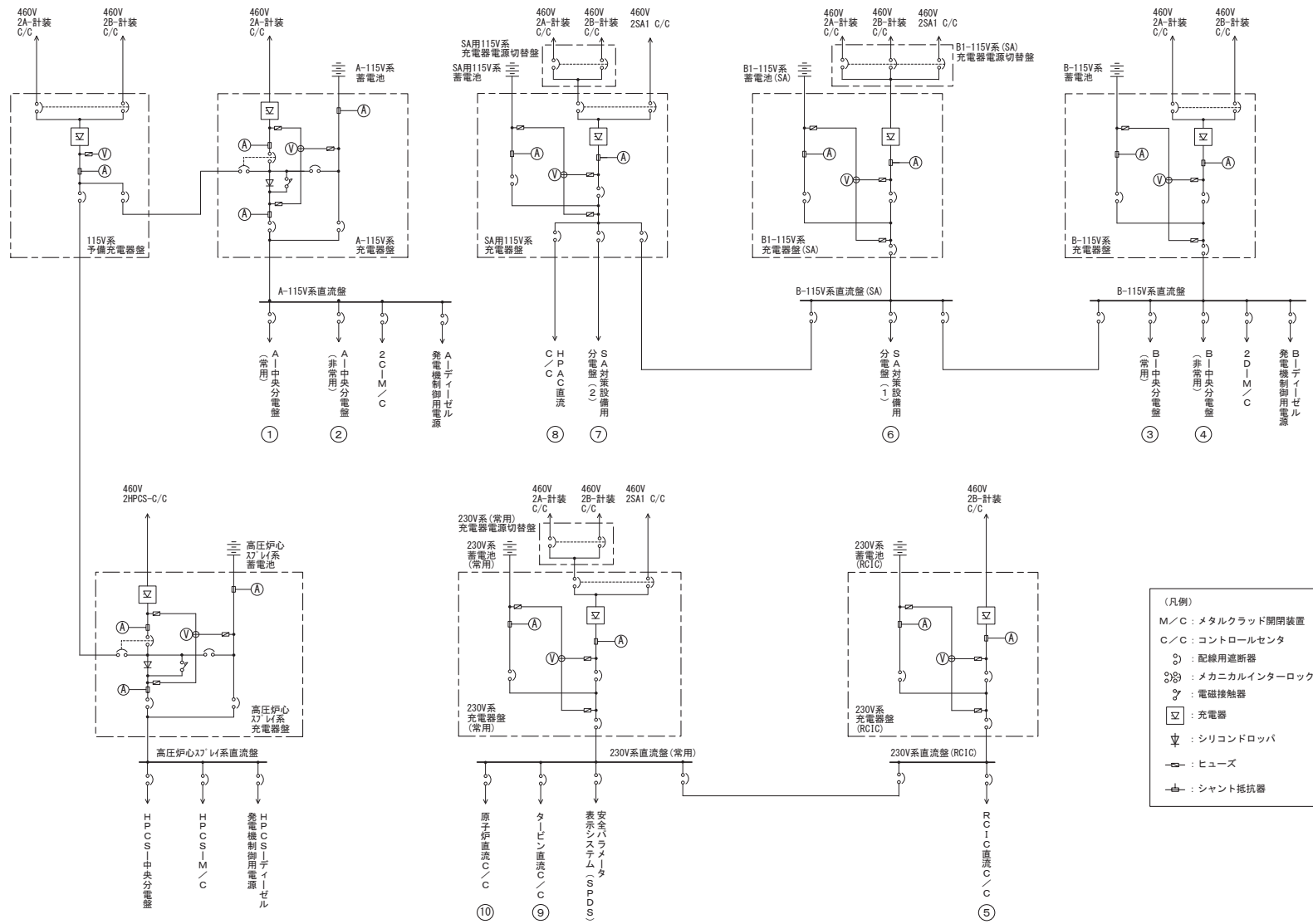


図 3-26 直流電源単線結線図 (1/2)

表 3-9 直流電源単線結線図 (1/2) 負荷リスト

供給元	負荷
① A-中央分電盤 (常用)	・計装設備 等
② A-中央分電盤 (非常用)	・A T W S 緩和設備 (代替制御棒挿入機能) ・A T W S 緩和設備 (代替原子炉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 等
③ B-中央分電盤 (常用)	・計装設備 等
④ B-中央分電盤 (非常用)	・A T W S 緩和設備 (代替制御棒挿入機能) ・A T W S 緩和設備 (代替原子炉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 等
⑤ RCIC 直流 C/C	・RCIC タービン真空ポンプ ・RCIC タービン復水ポンプ 等
⑥ SA 対策設備用分電盤 (1)	・計装設備 等
⑦ SA 対策設備用分電盤 (2)	・計装設備 等
⑧ HPAC 直流 C/C	・HPAC 注水弁 ・RCIC HPAC タービン蒸気入口弁 等
⑨ タービン直流 C/C	・非常用軸受油ポンプ ・非常用密封油ポンプ ・給水ポンプ・タービン非常用油ポンプ 等
⑩ 原子炉直流 C/C	・A-再循環ポンプ MG セット非常用潤滑油ポンプ ・B-再循環ポンプ MG セット非常用潤滑油ポンプ 等

注：C/C はコントロールセンタの略称

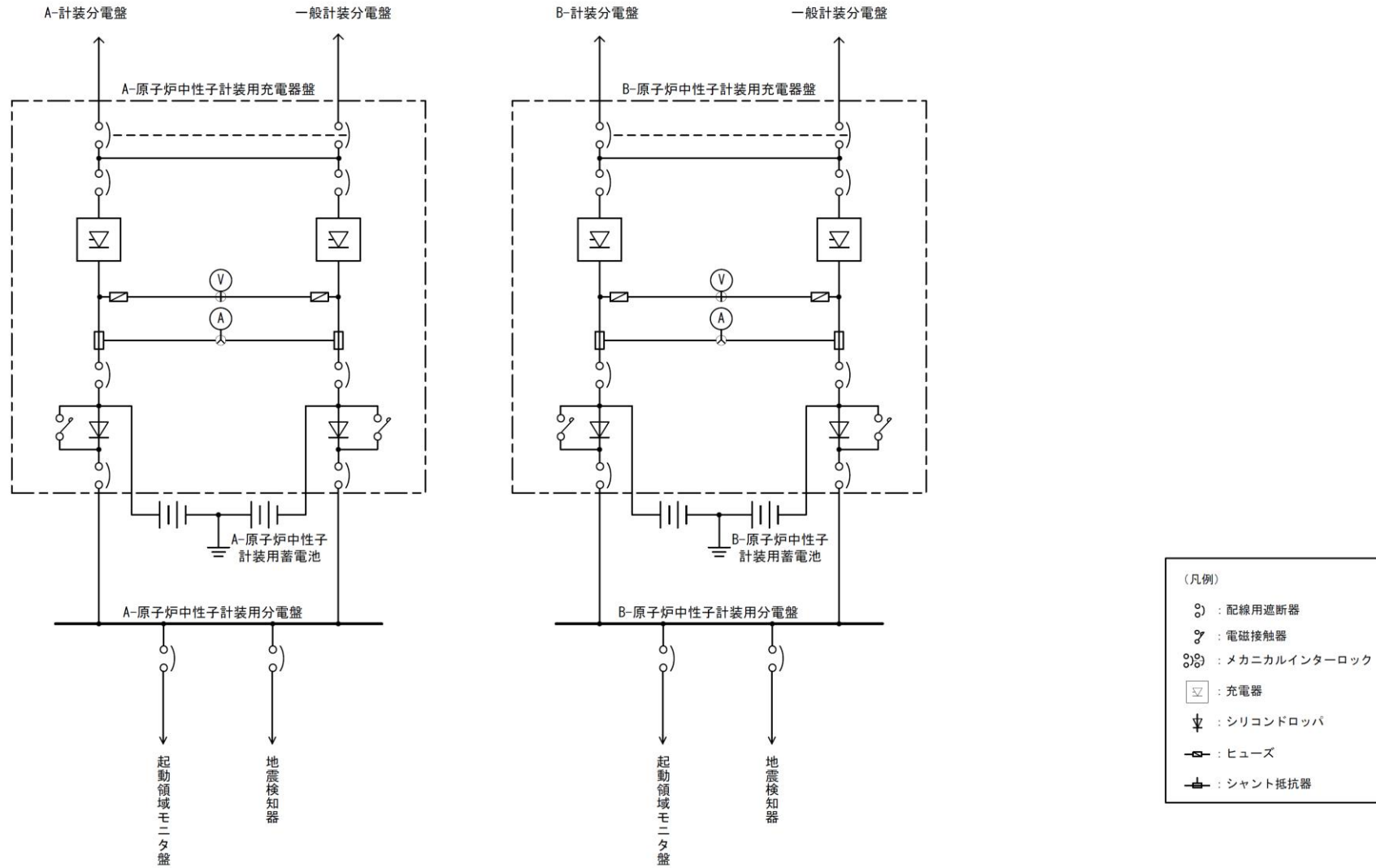


図 3-26 直流電源単線結線図 (2/2)

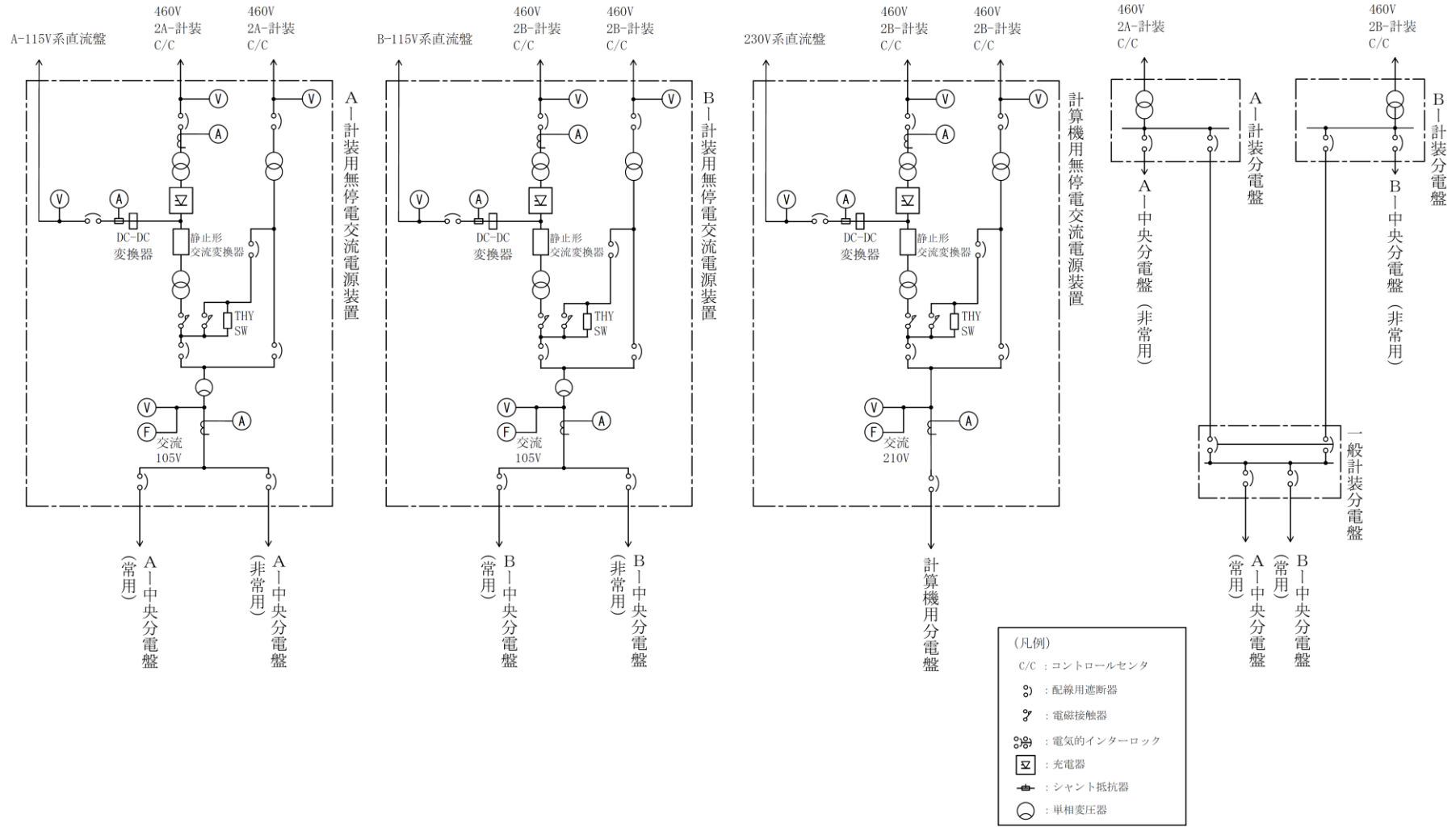


図 3-27 計測制御用電源設備単線結線図

VI-1-9-3 敷地内土木構造物の説明書

VI-1-9-3-1 斜面安定性に関する説明書

目 次

1. 基本方針	1
2. 抑止杭の耐震評価	4
3. 抑止杭を設置した斜面の安定性評価	37

1. 基本方針

保管場所のうち第3保管エリアの敷地下斜面及び屋外アクセスルートのうち第3保管エリア周辺のアクセスルート周辺斜面は、基準地震動 S_s による地震力に対して、敷地内土木構造物である抑止杭を設置することで斜面の崩壊を防止できる設計とする。

抑止杭について、代表断面における抑止杭の耐震評価及び斜面の安定性評価を実施する。

抑止杭の耐震評価については「2. 抑止杭の耐震評価」で説明し、抑止杭を反映した地震時の斜面の安定性評価については「3. 抑止杭を設置した斜面の安定性評価」で説明する。

対策工（抑止杭）を実施した斜面の安定性評価フローを図1-1に示す。必要抑止力の算定に用いる目標安全率は、評価基準値であるすべり安全率1.0に対し、一定程度の裕度を見込んで1.2を目標とする。

なお、対策工（抑止杭）を設置した斜面における抑止杭周辺地盤及び抑止杭間の岩盤については、健全性を確保していることを確認している。

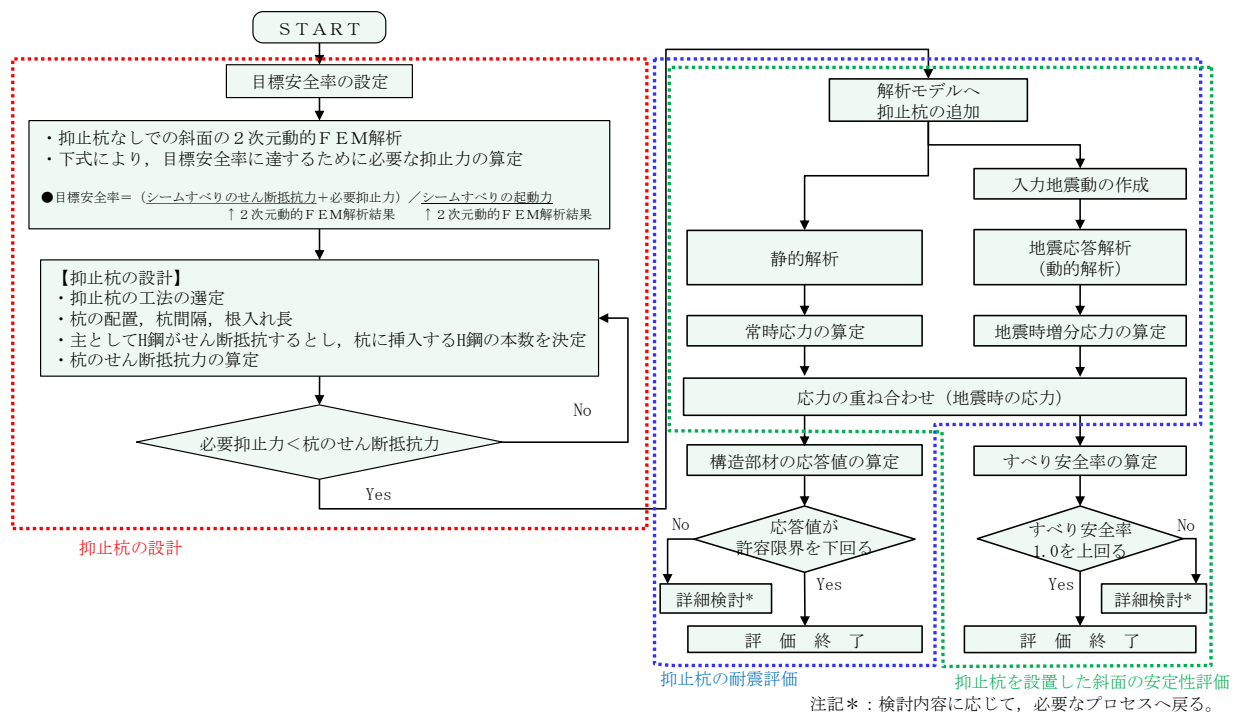


図1-1 対策工（抑止杭）を実施した斜面の安定性評価フロー

対策工（抑止杭）を実施した対象斜面の位置図を図1-2に示す。

抑止杭は、深礎杭の中にH鋼を建込んでおり、シームのすべりを抑止するため、シームのすべり方向（シームの最急勾配方向は北傾斜のため北方向となる）に対して直交するように縦列に配置している。（シームの分布は図2-2参照）

抑止杭の構造概要図を図1-3に示す。抑止杭はH鋼、コンクリート、帯鉄筋及び軸方向鉄筋で構成され、シームを通るすべりに伴うせん断力に対して、H鋼、コンクリート及び帯鉄筋が負担し、曲げモーメントにより生じる圧縮力及び引張力に対して、それぞれコンクリート及び軸方向鉄筋が負担する設計とする。

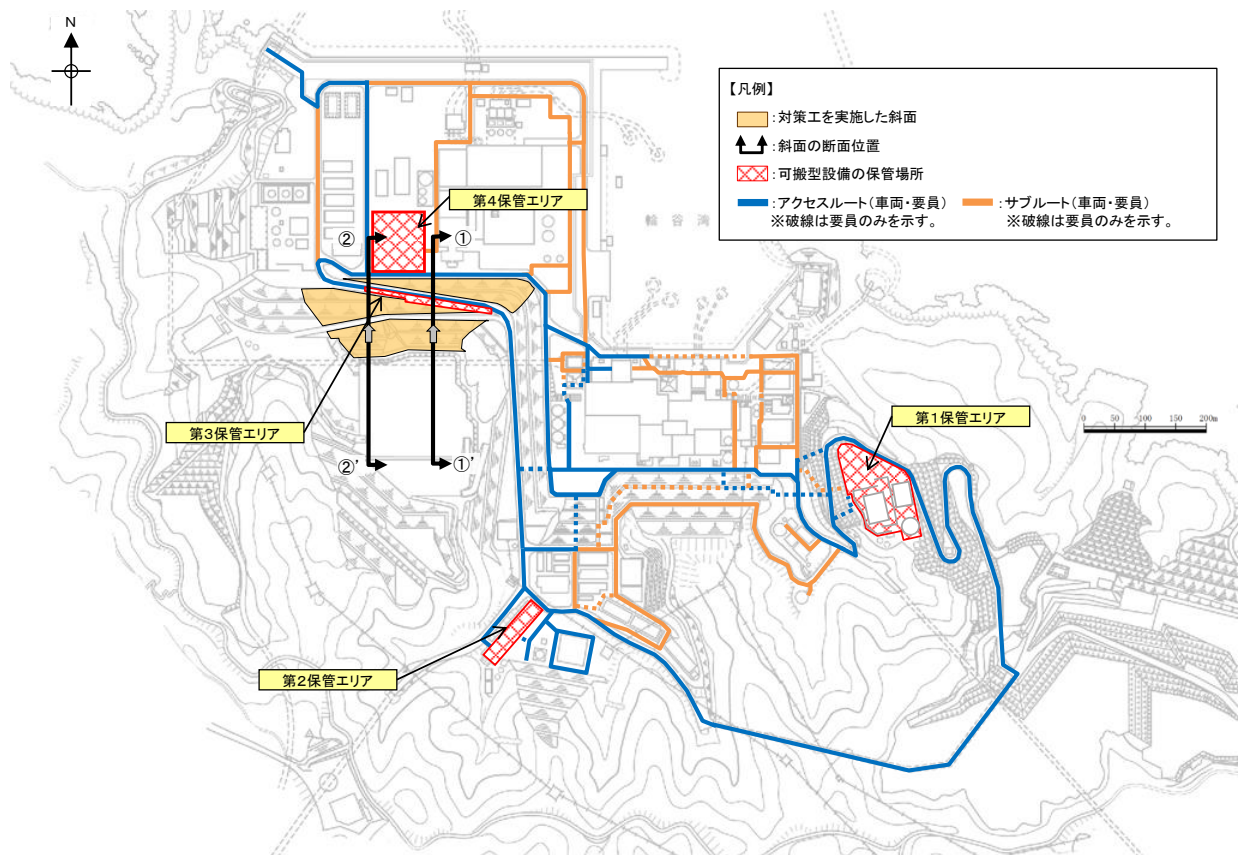
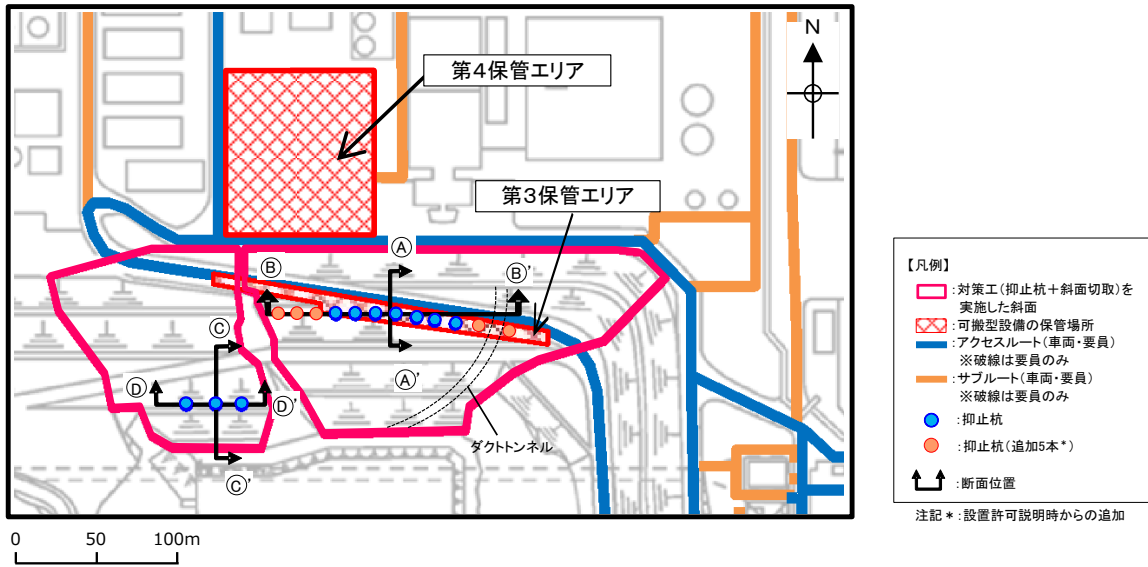


図1-2 対策工（抑止杭）を実施した対象斜面位置図



抑止杭配置平面図

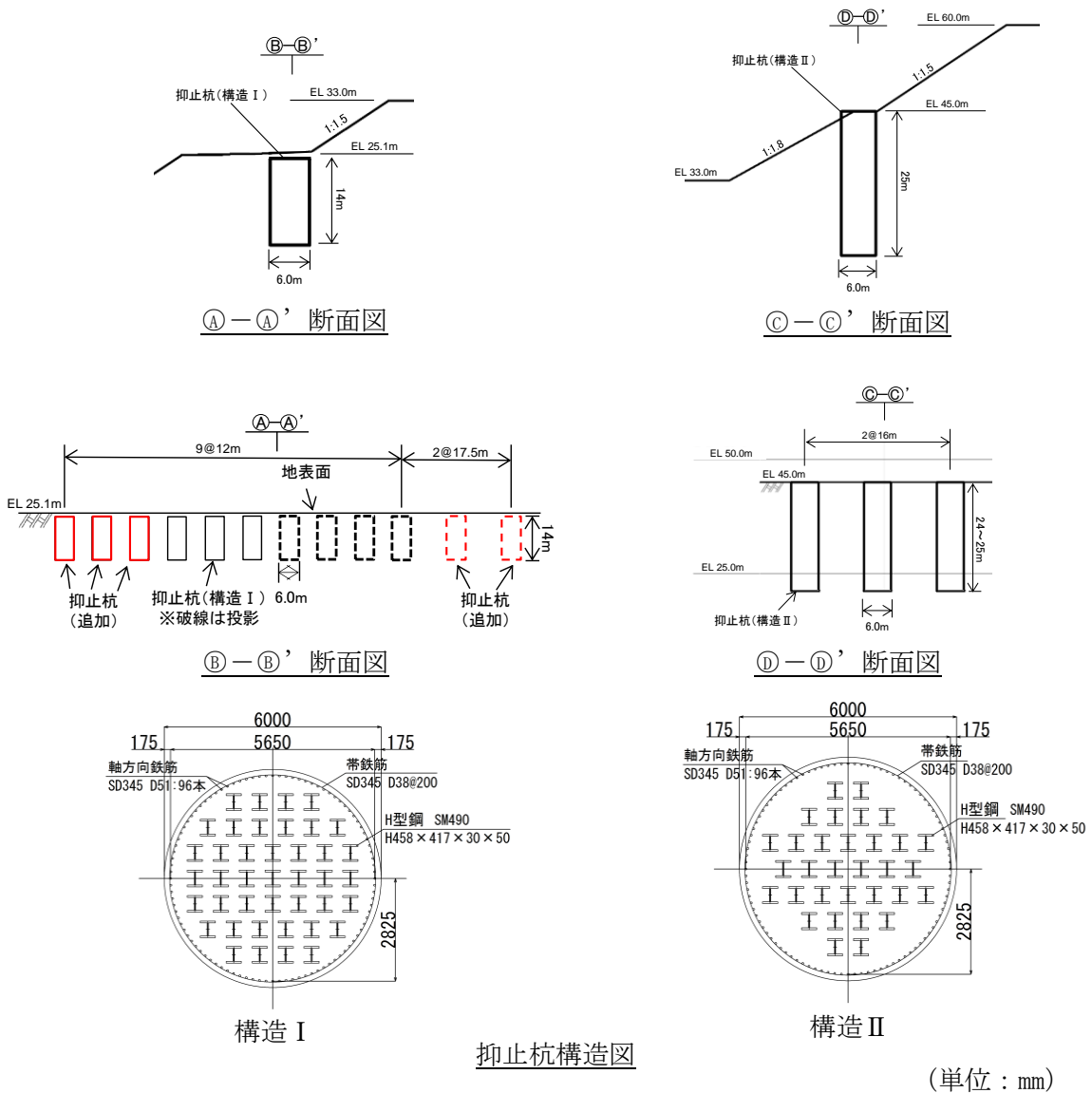


図 1-3 抑止杭概要図

(単位: mm)

2. 抑止杭の耐震評価

(1) 評価方針

基準地震動 S_s が作用した場合に、抑止杭の機能が維持されていることを確認するため、耐震評価を実施する。耐震評価においては、地震応答解析結果における照査用応答値が許容限界を下回ることを確認する。

(2) 適用規格

適用する規格，基準等を以下に示す。

- ・最新斜面・土留め技術総覧(最新斜面・土留め技術総覧編集委員会，1991年)
- ・斜面上の深礎基礎設計施工便覧((社) 日本道路協会，2012年3月)
- ・コンクリート標準示方書〔構造性能照査編〕((社) 土木学会，2002年3月)
- ・道路橋示方書(I 共通編・II 鋼橋編)・同解説((社) 日本道路協会，2002年3月)
- ・道路橋示方書(I 共通編・IV 下部構造編)・同解説((社) 日本道路協会，2002年3月)

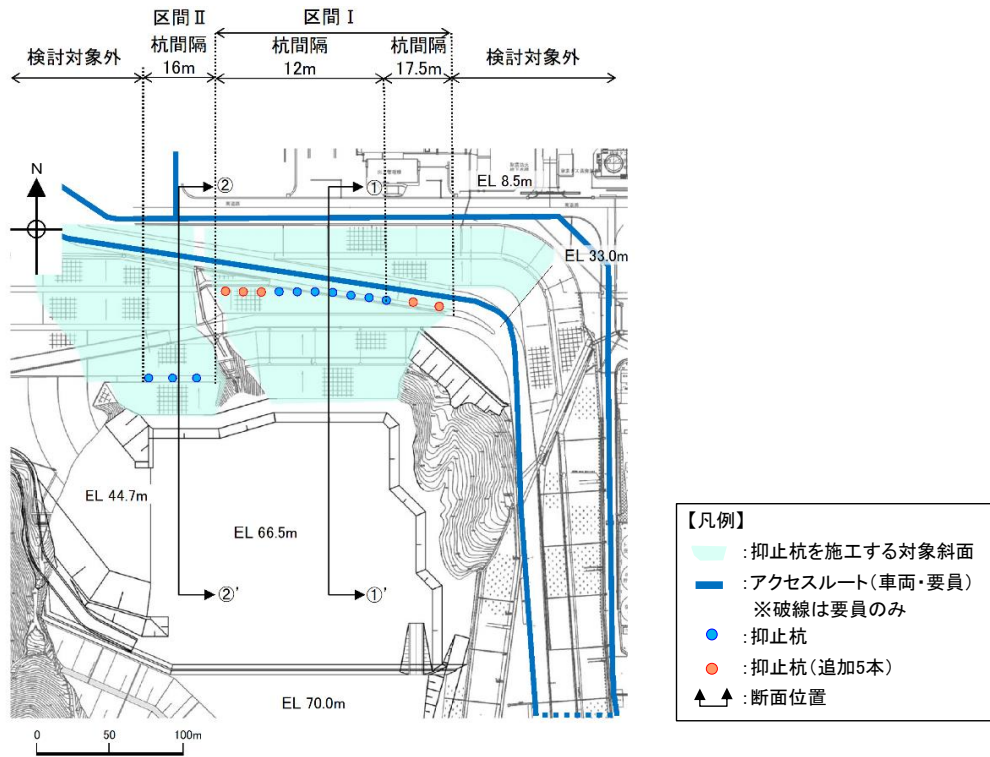
(3) 評価対象斜面及び評価断面の選定

【評価対象斜面の選定】

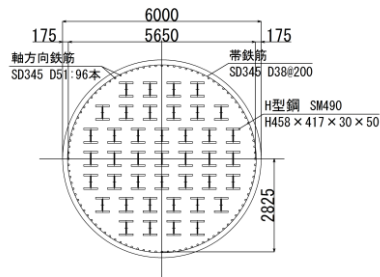
評価対象斜面について、構造物の配置，地形及び地質・地質構造を考慮し，構造物の耐震評価上，最も厳しくなると考えられる位置を選定する。

まず，構造物の配置の観点から，図2-1に示すとおり，対象斜面は以下の2つの区間に分けられる。それぞれの区間は，抑止杭の効果を期待する範囲とし，それ以外は斜面高さが低いことから除外している。

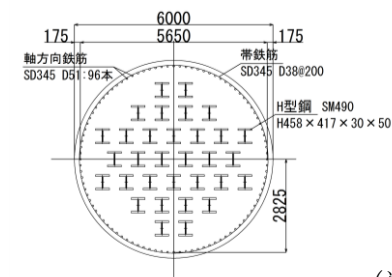
- ・区間Ⅰ：抑止杭の構造Ⅰが12本配置されている山体。12本のうち西側から10本は12m間隔，東側の2本は17.5m間隔で配置されている。
- ・区間Ⅱ：抑止杭の構造Ⅱが16m間隔で3本配置されている山体。



平面図



抑止杭構造図 (構造 I)



抑止杭構造図 (構造 II)

(単位 : mm)

図 2-1 抑止杭の配置パターン図

次に、地形及び地質・地質構造の観点から、区間Ⅰ及び区間Ⅱにおける岩級・シーム鉛直断面図を図2-2に、当該断面図を用いてそれぞれの地形及び地質・地質構造を比較した結果を表2-1に示す。

比較検討の結果、各区間において地形及び地質・地質構造が異なるため、両者を評価対象斜面に選定した。

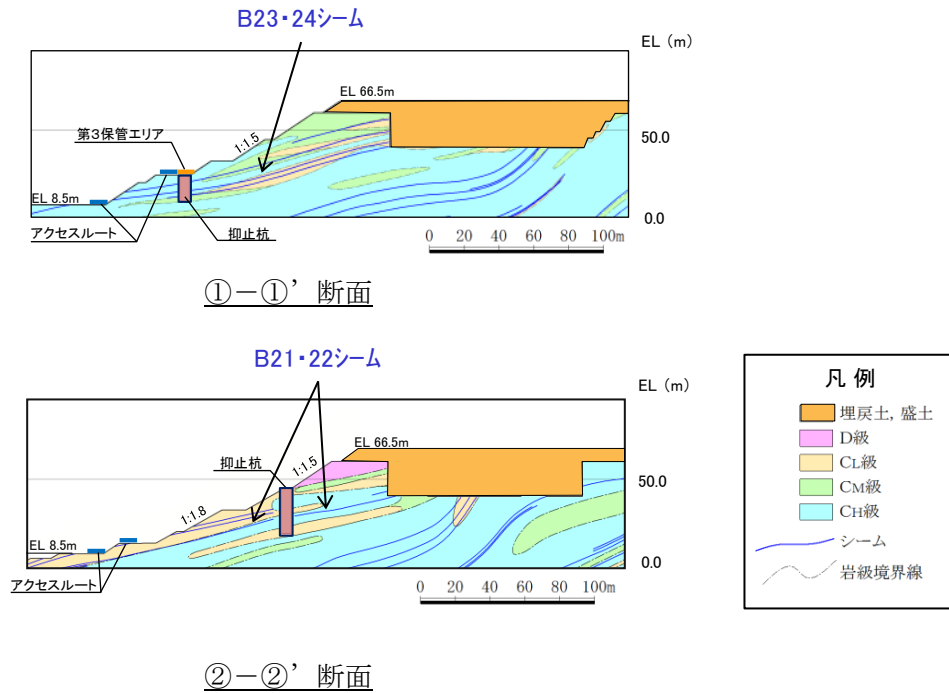


図2-2 区間Ⅰ及び区間Ⅱにおける岩級・シーム鉛直断面図

表2-1 各区間における地形及び地質・地質構造の比較結果

区間	地形		地質・地質構造	
	斜面高さ (m)	切取勾配	岩級	シームの分布
区間Ⅰ (①-①' 断面)	58	1:1.5	C _M ~C _H 級主体	B23・24シーム等が連続して分布
区間Ⅱ (②-②' 断面)	58	1:1.5 下部は 1:1.8	C _M ~C _H 級主体, 頂部に D 級が分布	B21・22シーム等が連続して分布

【評価断面の設定】

評価対象斜面に選定した区間Ⅰ及び区間Ⅱにおいて、地形及び地質・地質構造を考慮し、構造物の耐震評価上、最も厳しくなると考えられる断面位置を評価断面に設定する。

区間Ⅰ及び区間Ⅱの断面位置平面図を図2-3に、地質鉛直断面図を図2-4に、シーム分布図を図2-5に示す。

抑止杭の評価断面については、各区間において地質が東西方向におおむね一様であることを踏まえ、斜面高さが高くなる各区間の中央位置において、最急勾配となる方向に①-①'断面及び②-②'断面を設定した。

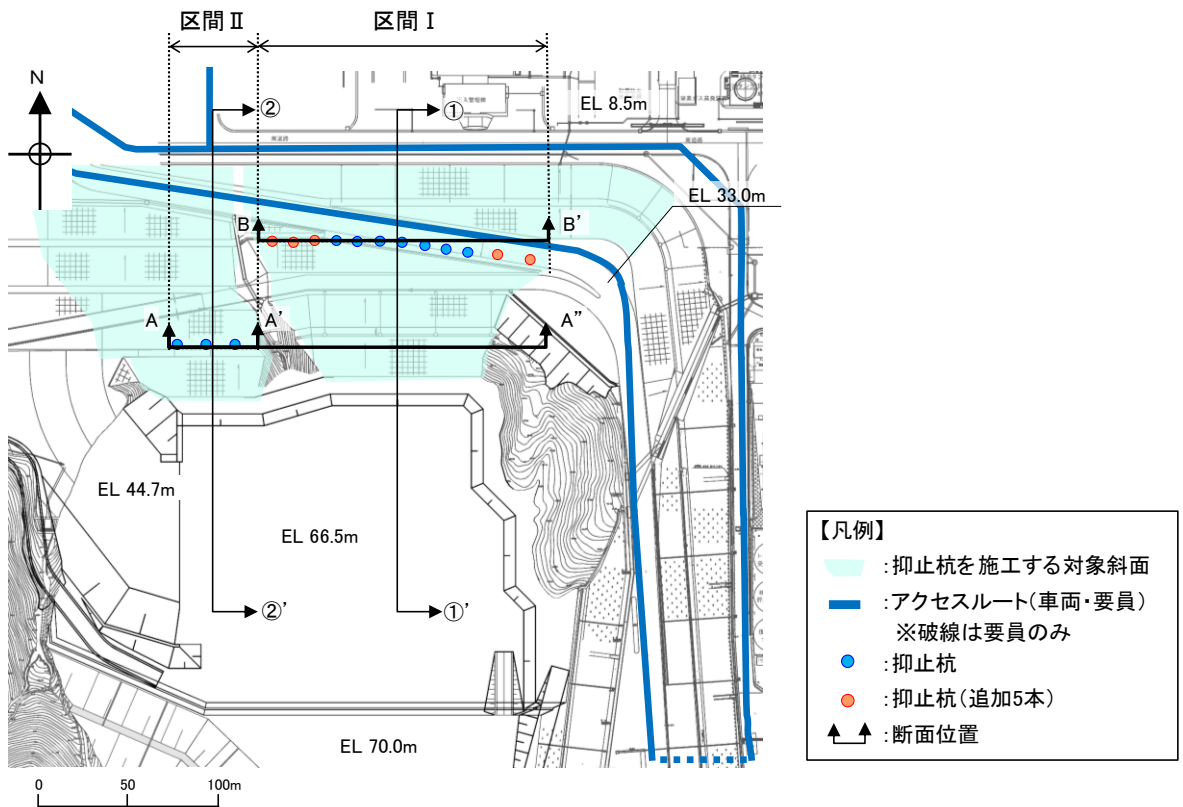
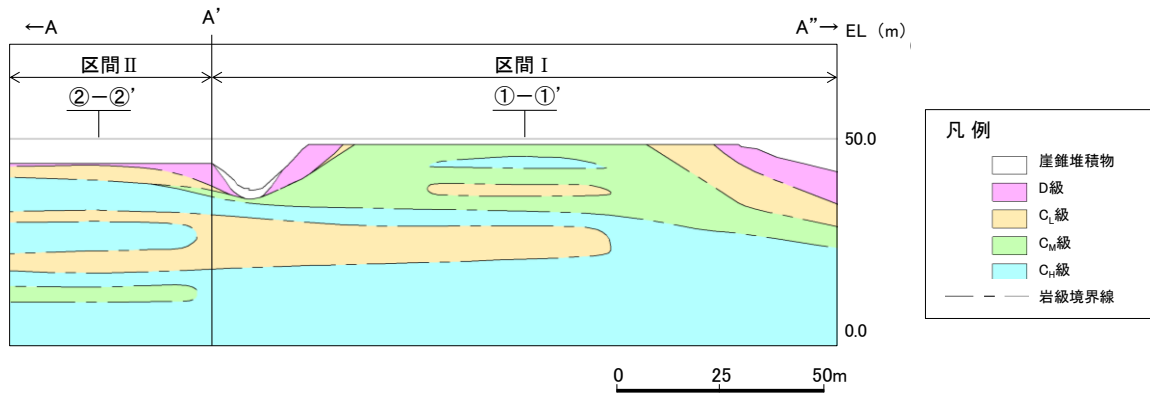
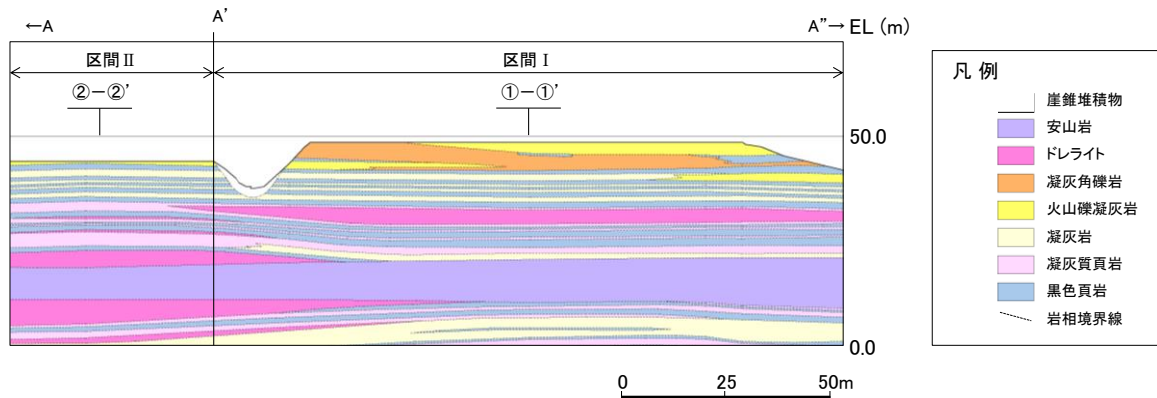


図2-3 区間Ⅰ及び区間Ⅱの断面位置平面図



岩級鉛直断面図



岩相鉛直断面図

図 2-4 区間 I 及び区間 II の地質鉛直断面図

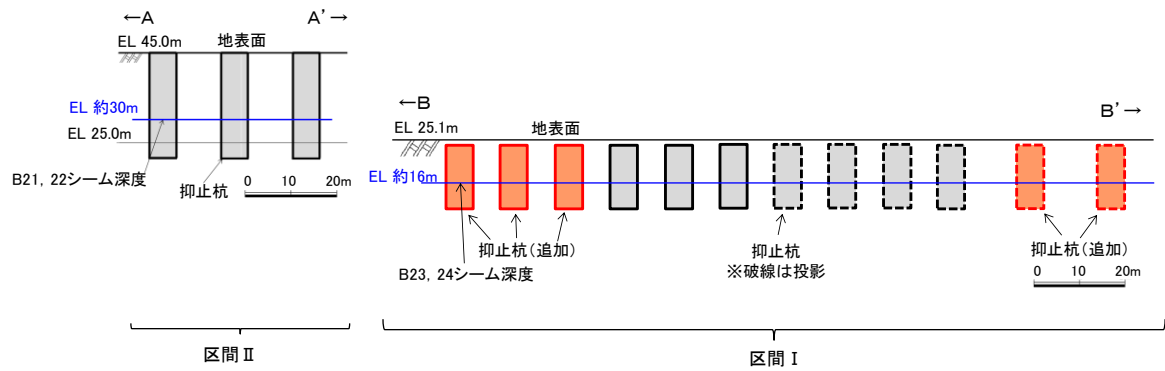


図 2-5 区間 I 及び区間 II のシーム分布図

(4) 解析用物性値（地盤）

地盤の解析用物性値は、添付書類VI-2-1-3「地盤の支持性能に係る基本方針」に基づいて設定する。

すべり安定性評価に用いる解析用物性値を表 2-2～表 2-4 に、解析用物性値の設定根拠を表 2-5 及び表 2-6 に示す。

表 2-2 解析用物性値一覧表 (岩盤①)

	物理特性	強度特性			静的変形特性		動の変形特性		減衰特性
		密度 ρ_s (g/cm ³)	せん断強度 τ_0 (N/mm ²)	内部摩擦角 ϕ (°)	残留強度 τ (N/mm ²)	静弾性係数 E ($\times 10^3$ N/mm ²)	静ポアソン比 ν_s	動せん断弾性係数 G_d ($\times 10^3$ N/mm ²)	
岩盤 (成相岩層)	頁岩	C _H 級	1.14	54	1.48 $\sigma^{0.72}$	3.74	0.19	表 2-3 参照	0.03
		C _M 級	0.92	54	0.34 $\sigma^{0.54}$	1.95	0.20		
		C _L 級	0.28	45	0.34 $\sigma^{0.54}$	0.54	0.20		
	C _H 級	1.14	54	1.28 $\sigma^{0.72}$	3.74	0.19			
	C _M 級	0.92	54	0.34 $\sigma^{0.54}$	1.95	0.20			
	C _L 級	0.28	28	0.34 $\sigma^{0.54}$	0.43	0.20			
	C _H 級	1.54	55	1.28 $\sigma^{0.72}$	7.78	0.19			
	C _M 級	1.14	47	0.34 $\sigma^{0.54}$	1.47	0.20			
	C _L 級	0.60	28	0.34 $\sigma^{0.54}$	0.43	0.25			
岩盤 (貫入岩)	ドレライト	C _H 級	2.14	52	1.56 $\sigma^{0.72}$	7.78	0.22		
		C _M 級	1.58	52	0.36 $\sigma^{0.54}$	1.47	0.25		
		C _L 級	0.83	43	0.36 $\sigma^{0.54}$	0.43	0.25		
	安山岩	C _H 級	2.14	52	1.56 $\sigma^{0.72}$	7.78	0.25		
		C _M 級	1.58	52	0.36 $\sigma^{0.54}$	1.47	0.25		
		C _L 級	0.83	43	0.36 $\sigma^{0.54}$	0.43	0.25		

表 2-3 解析用物性値一覧表 (岩盤②)

	動せん断弾性係数 $G_d (\times 10^3 \text{ N/mm}^2)$						動ポアソン比 ν_d					
	第①速度層	第②速度層	第③速度層	第④速度層	第⑤速度層	第⑥速度層	第①速度層	第②速度層	第③速度層	第④速度層	第⑤速度層	第⑥速度層
頁岩	C _H 級	0.16	2.08	6.58	9.77	10.28	14.19					
	C _M 級	0.16	2.04	6.45	9.58	10.08	13.92					
	C _L 級	0.15	1.98	6.25	9.28	9.76	13.47					
	C _H 級	0.16	2.07	6.55	9.73	10.24	14.14					
	C _M 級	0.16	2.02	6.37	9.47	9.96	13.75					
	C _L 級	0.15	1.89	5.96	8.86	9.32	12.87					
岩盤 (成相寺層)	C _H 級	0.16	2.03	6.43	9.54	10.04	13.86					
	C _M 級	0.15	1.98	6.25	9.28	9.76	13.47	0.45	0.39	0.38	0.34	0.35
	C _L 級	0.14	1.86	5.89	8.75	9.20	12.70					
凝灰岩・ 凝灰角礫岩	C _H 級	0.17	2.25	7.12	10.57	11.12	15.35					
	C _M 級	0.16	2.11	6.66	9.89	10.40	14.36					
	C _L 級	0.16	2.05	6.48	9.62	10.12	13.97					
ドレライト	C _H 級	0.17	2.17	6.86	10.19	10.72	14.80					
	C _M 級	0.17	2.17	6.86	10.19	10.72	14.80					
	C _L 級	0.16	2.10	6.63	9.85	10.36	14.30					
岩盤 (真入岩)	C _H 級	0.17	2.17	6.86	10.19	10.72	14.80					
	C _M 級	0.17	2.17	6.86	10.19	10.72	14.80					
	C _L 級	0.16	2.10	6.63	9.85	10.36	14.30					

表 2-4 解析用物性値一覧表 (土質材料)

	物理特性		強度特性			静的変形特性		動的変形特性		減衰特性
	密度 ρ_s (g/cm ³)	せん断 強度 τ_0 (N/mm ²)	内部 摩擦角 ϕ (°)	残留強度 τ (N/mm ²)	静弾性係数 E (N/mm ²)	静ポアソン 比 ν_s	動せん断 弾性係数 G_d (N/mm ²)	動ポアソン 比 ν_d	減衰定数 h	
D級岩盤	2.28	0.11	6	$0.11 + \sigma \tan 6^\circ$	$141 \sigma^{0.39}$	0.30	$G_0 = 148 \sigma^{0.49}$ (N/mm ²) $G/G_0 = 1/(1 + \gamma/0.00062)$	0.45	$\gamma \leq 1 \times 10^{-4}$: $h = 0.023$ $\gamma > 1 \times 10^{-4}$: $h = 0.023 + 0.071 \cdot \log(\gamma/0.0001)$	
シーム	2.23	0.19	18	$0.19 + \sigma \tan 18^\circ$	$G_{0.5} = 44 \sigma^{0.34}$	0.40	$G_0 = 225 \sigma^{0.31}$ (N/mm ²) $G/G_0 = 1/[1 + (\gamma/0.00149)^{0.849}]$	0.45	$h = \gamma / (2.14 \gamma + 0.017) + 0.031$	
埋戻土, 盛土	2.11	0.22	22	$0.22 + \sigma \tan 22^\circ$	$E_{0.5} = 115 \sigma^{0.61}$	0.40	$G_0 = 749 \sigma^{0.66}$ (N/mm ²) $G/G_0 = 1/(1 + \gamma/0.00027)$	0.45	$h = 0.0958 \gamma / (\gamma + 0.00020)$	
埋戻土 (購入土)	2.01	0.04	21	$0.04 + \sigma \tan 21^\circ$	$E_{0.5} = 227 \sigma^{0.75}$	0.40	$G_0 = 275 \sigma^{0.61}$ (N/mm ²) $G/G_0 = 1/(1 + \gamma/0.00048)$	0.45	$h = 0.2179 \gamma / (\gamma + 0.00085)$	
旧表土	2.00	0.03	21	$0.03 + \sigma \tan 21^\circ$	$E_{0.5} = 37 \sigma^{0.79}$	0.40	$G_0 = 240 \sigma^{0.61}$ (N/mm ²) $G/G_0 = 1/(1 + \gamma/0.0011)$	0.45	$h = 0.20 \gamma / (\gamma + 0.000413)$	
MMR	2.35	—	—	—	23,500	0.20	9,792	0.20	0.05	

表 2-5 解析用物性値の設定根拠 (岩盤)

岩種	岩級	強度特性		変形特性			減衰特性	
		ピーク強度	残留強度	静的特性		動的特性		
				静弾性係数	静ポアソン比	動せん断弾性係数	動ポアソン比	減衰定数
岩盤 (成相寺層)	頁岩	C _H 級	ブロックせん断試験	平板載荷試験	—	—	—	—
		C _M 級						
		C _L 級						
	頁岩と凝灰岩の互層	C _H 級	摩擦抵抗試験	—	—	—	—	—
		C _M 級						
		C _L 級						
凝灰岩・凝灰角礫岩	C _H 級	密度試験(飽和)	—	—	—	—	—	
	C _M 級							
	C _L 級							
岩盤 (貫入岩)	ドレライト	C _H 級	換算値	換算値	—	—	—	慣用値*
		C _M 級						
		C _L 級						
	安山岩	C _H 級	換算値	換算値	—	—	—	—
		C _M 級						
		C _L 級						

注記* : 原子力発電所耐震設計技術指針 J E A G 4 6 0 1 - 2 0 1 5 ((社) 日 本 電 気 協 会) を 参 考 に 設 定

表 2-6 解析用物性値の設定根拠（土質材料）

	強度特性		変形特性				減衰特性
	ピーク強度	残留強度	静的特性		動的特性		
			静弾性係数	静ポアソン比	動せん断弾性係数	動ポアソン比	
D 級岩盤	中型三軸圧縮試験		中型三軸圧縮試験		動的中型三軸圧縮試験	動的中型三軸圧縮試験	動的中型三軸圧縮試験
シーム	単純せん断試験		単純せん断試験		動的単純せん断試験	動的単純せん断試験	動的単純せん断試験
埋戻土、盛土	大型三軸圧縮試験	ピーク強度と同じ値	大型三軸圧縮試験	慣用値*2	動的大型三軸圧縮試験	動的大型三軸圧縮試験	動的大型三軸圧縮試験
埋戻土（購入土）	三軸圧縮試験		三軸圧縮試験			繰返し中空ねじりせん断試験	繰返し中空ねじりせん断試験
旧表土					動的三軸圧縮試験	動的三軸圧縮試験	動的三軸圧縮試験
MMR	—	—	慣用値*1	慣用値*1	慣用値*1	慣用値*1	慣用値*1

注記*1：原子力発電所屋外重要土木構造物の耐震性能照査指針・マニュアル（社）土木学会，1992年），原子力発電所屋外重要土木構造物の耐震性能照査指針・マニュアル（社）土木学会，2005年）を参考に設定

*2：設計用地盤定数の決め方-岩盤編-（社）地盤工学会，2007年）を参考に設定

*3：原子力発電所の基礎地盤及び周辺斜面の安定性評価技術（技術資料）（社）土木学会，2009年）を参考に設定

(5) 解析用物性値（抑止杭，物理特性・変形特性）

耐震評価に用いる材料定数は，設計図書及び文献等を基に設定する。抑止杭の使用材料を表 2-7 に示す。

表 2-7 抑止杭の使用材料

材 料		諸 元
抑止杭	コンクリート	設計基準強度 $f_c=24\text{N/mm}^2$
	鉄筋	SD345 D38, D51
	H 鋼	SM490 H458×417×30×50

抑止杭及び岩盤の物性値より合成した抑止杭の単位奥行当たりの解析用物性値を表 2-8 に示す。

表 2-8 合成した抑止杭の単位奥行当たりの解析用物性値

対象斜面	断面積比により合成して設定			鉄筋コンクリートの物性値を設定	
	単位体積重量 (kN/m^3)	静弾性係数 ($\times 10^3 \text{ N/mm}^2$)	動せん断弾性係数 ($\times 10^3 \text{ N/mm}^2$)	ポアソン比	減衰 (%)
①-①'	26.3	16.13	9.76	0.20	5
②-②'	25.8	12.97	5.66	0.20	5

(6) 地震応答解析手法

解析断面について、基準地震動 S_s に対する地震応答解析を2次元動的有限要素法により行う。地震応答解析は周波数応答解析手法を用い、等価線形化法により土質材料のせん断弾性係数及び減衰定数のひずみ依存性を考慮する。

地震時の応力は、静的解析による常時応力と地震応答解析による地震時増分応力を重ね合わせるにより算出する。常時応力は地盤の自重計算により求まる初期応力を考慮し、動的応力は水平地震動及び鉛直地震動による応答の同時性を考慮して求める。

地震応答解析に用いたコードを表2-9に示す。なお、解析コードの検証、妥当性確認等の概要については、添付書類VI-5「計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。

表2-9 斜面の地震応答解析に用いたコード

	解析コード
静的解析	S-STAN Ver.20_S I
地震応答解析	ADVANF Ver.4.0

常時応力は、建設過程を考慮し、図2-6に示すとおり、3ステップに分けて解析を実施する。

常時応力解析時の境界条件は、底面を固定境界とし、自重による鉛直方向の変形を拘束しないよう、側面をローラー境界とする。

- ・ステップ1：地盤の自重計算により初期応力を求める。
- ・ステップ2：敷地造成工事による切取に伴う開放力を反映する。
- ・ステップ3：抑止杭の掘削に伴う開放力及び建込みに伴う荷重を反映する。
敷地造成工事による埋戻土の荷重を反映する。

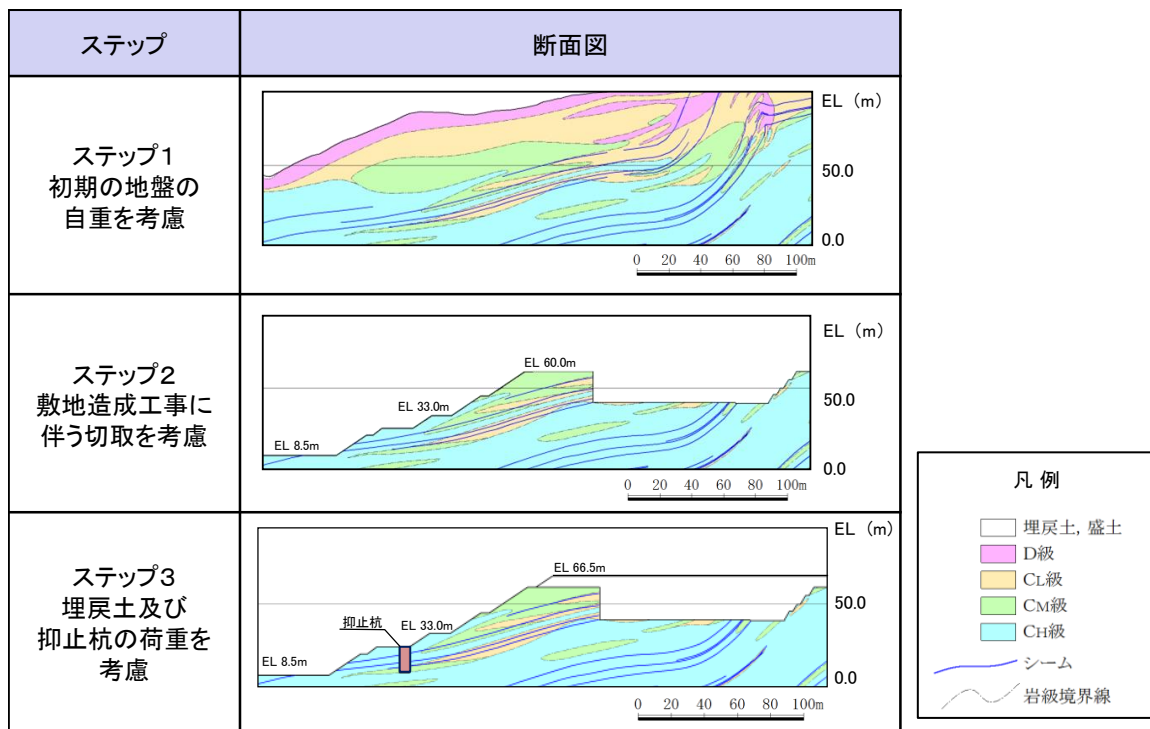


図 2-6 常時応力解析ステップ図 (例：①-①' 断面)

(7) 解析モデルの設定

①-①' 断面及び②-②' 断面の解析モデル図を図 2-7～図 2-10 に示す。解析モデルには、地盤及び抑止杭をモデル化した。

【解析領域】

側面境界及び底面境界は、斜面頂部や法尻からの距離が十分確保できる位置に設定した。

【境界条件】

エネルギーの逸散効果を評価するため、側面はエネルギー伝達境界、底面は粘性境界とした。

【地盤のモデル化】

平面ひずみ要素でモデル化する。シームはジョイント要素でモデル化する。

【抑止杭のモデル化】

平面ひずみ要素でモデル化する。

【地下水位の設定】

保守的に地表面に設定する。

【減衰特性】

「原子力発電所耐震設計技術指針 J E A G 4 6 0 1 -2015 ((社) 日本電気協会) 」に基づき、岩盤の減衰を 3% に設定する。抑止杭の減衰は、「コンクリート標準示方書〔構造性能照査編〕 ((社) 土木学会, 2002 年) 」に基づき、5% に設定する。

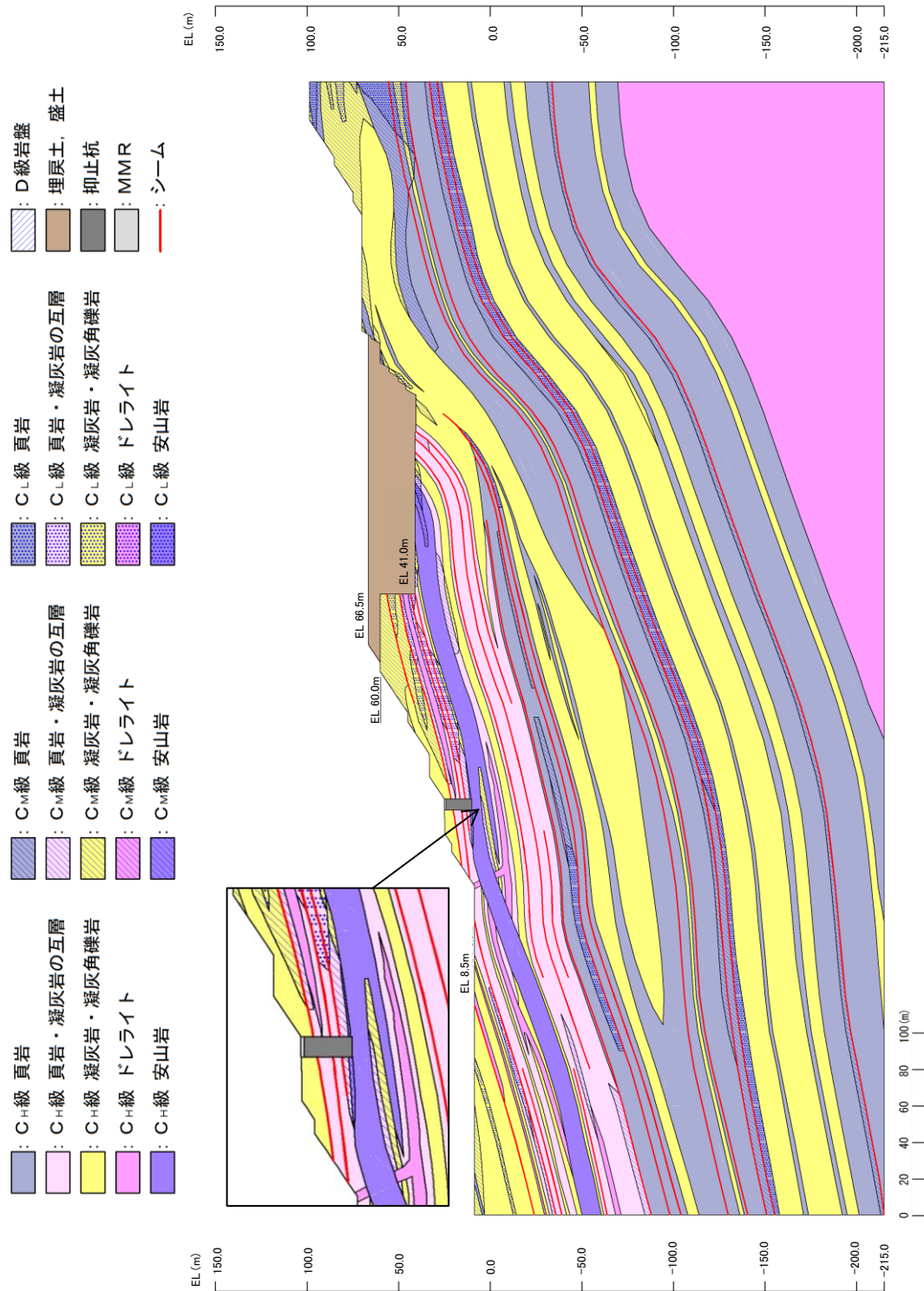


図 2-7 ①-①' 断面 解析用岩盤分類図

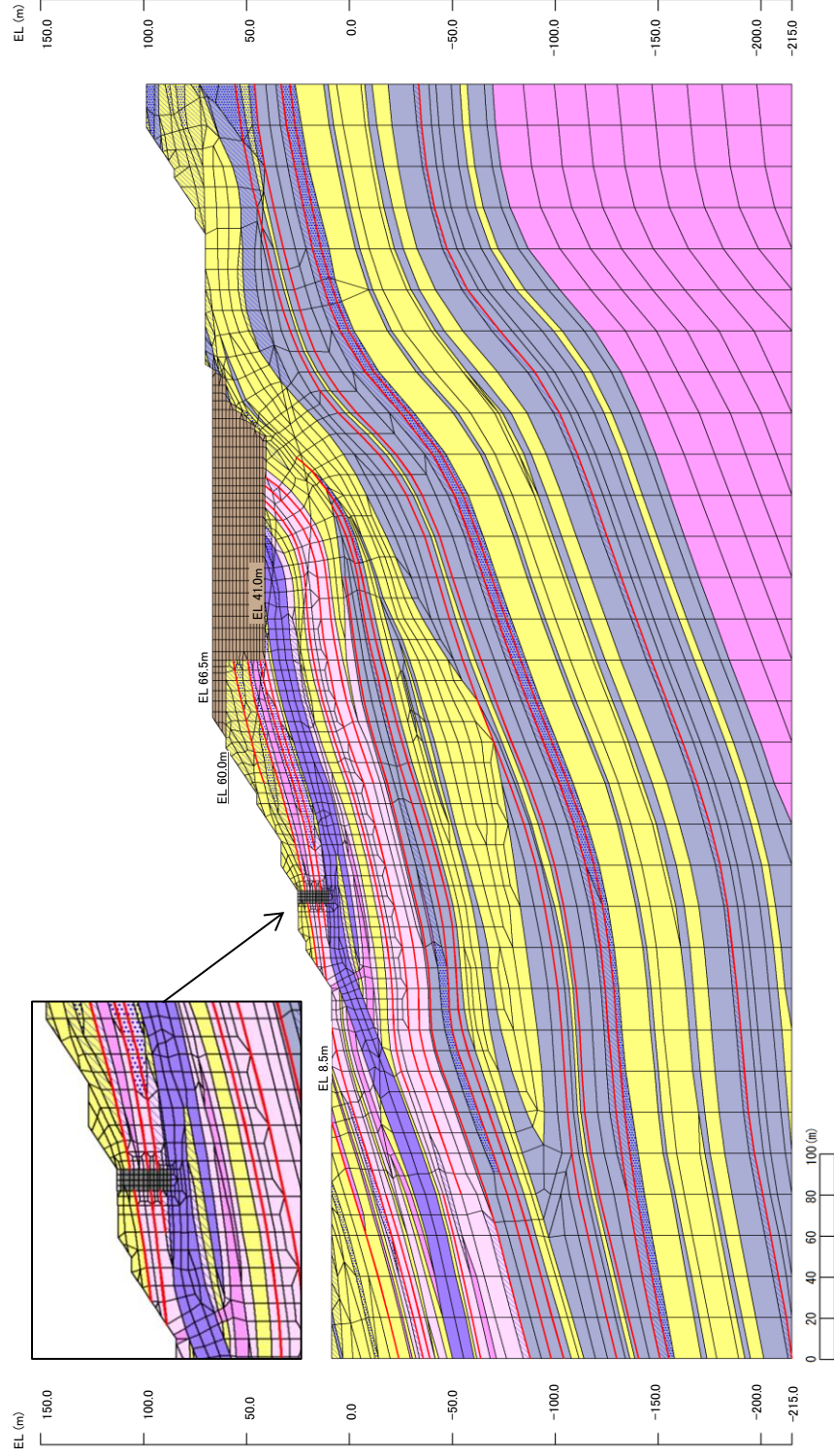
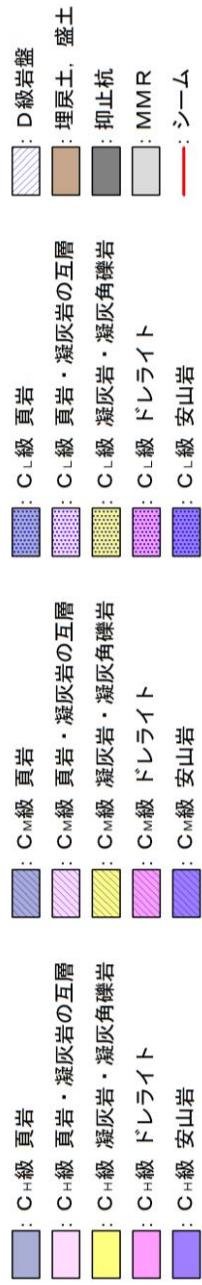


図2-8 ①-①'断面 解析用要素分割図

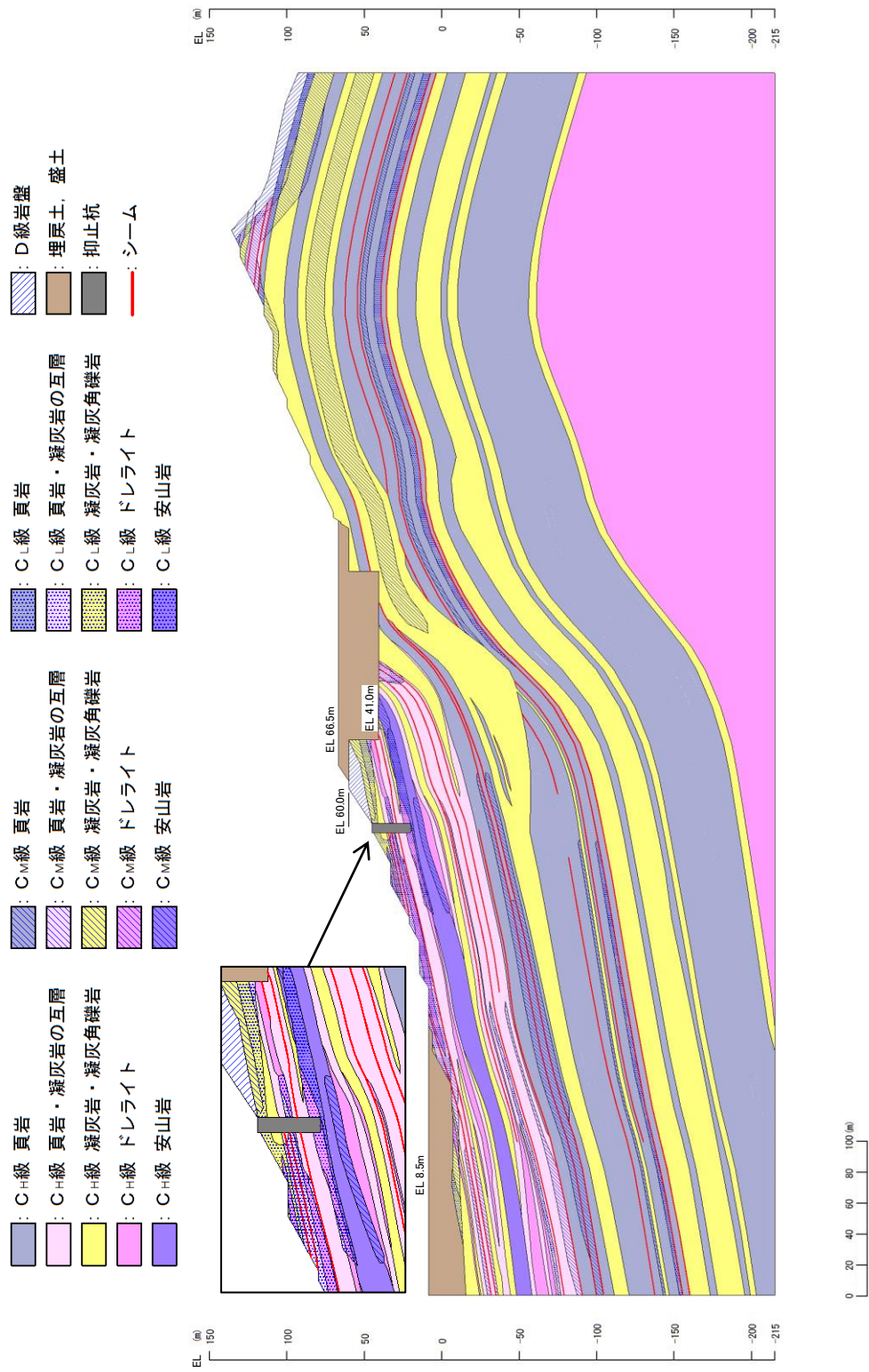


図 2-9 ②-②' 断面 解析用岩盤分類図

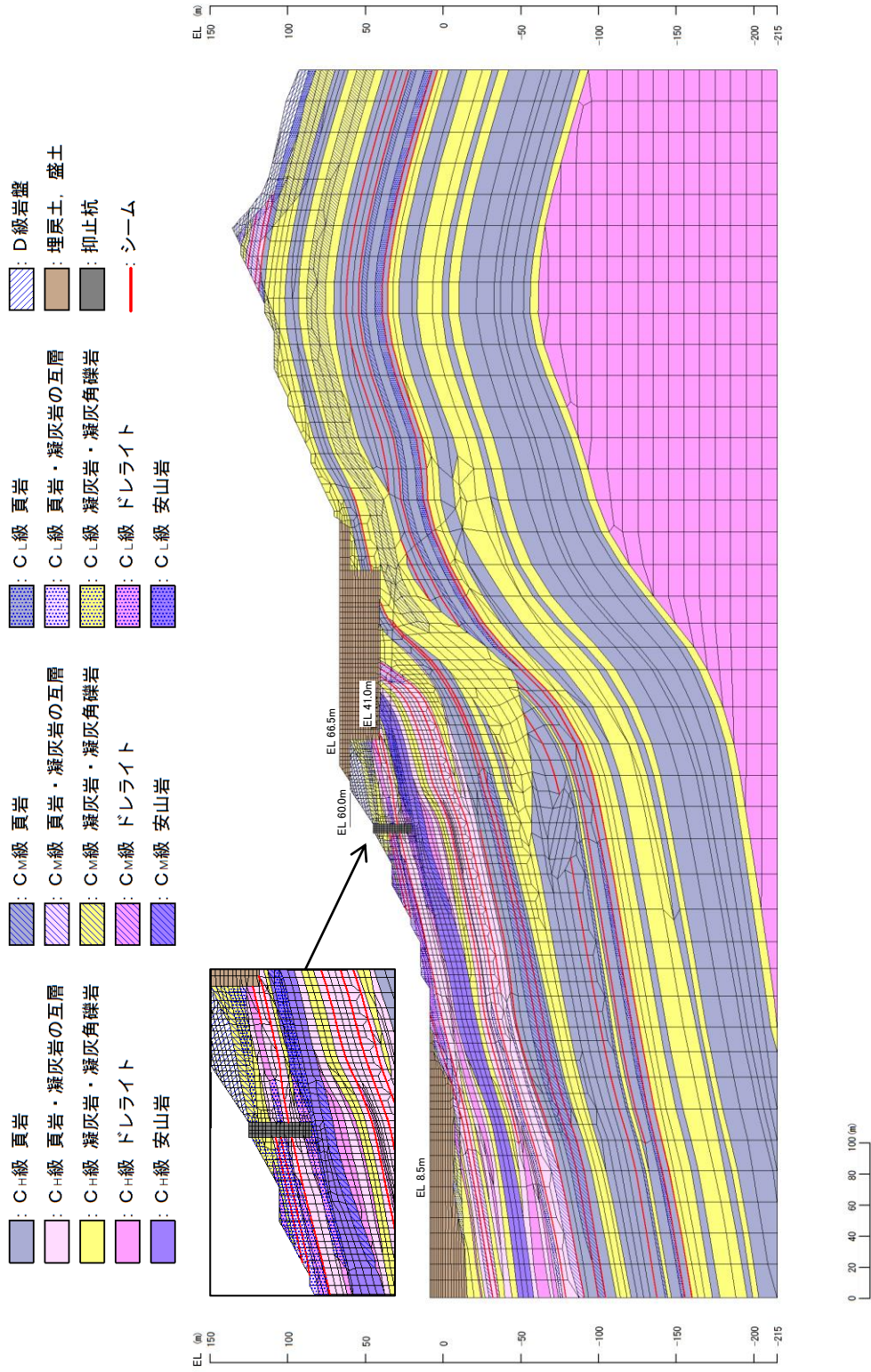


図 2-10 ②-②' 断面 解析用要素分割図

(8) 荷重及び荷重の組合せ

荷重及び荷重の組合せは、以下のとおり設定する。

【耐震計価上考慮する状態】

抑止杭の地震応答解析において、地震以外に考慮する状態を以下に示す。

(a) 運転時の状態

発電用原子炉施設が運転状態にあり、通常の条件下におかれている状態。ただし、運転時の異常な過渡変化時の影響を受けないことから考慮しない。

(b) 設計基準事故時の状態

設計基準事故時の影響を受けないことから考慮しない。

(c) 設計用自然条件

常時荷重に対して極めて小さいため、積雪の影響は考慮しない。

大部分が地中に埋設された構造物であり、地上部分が少なく風の影響をほとんど受けな
いため、風の影響は考慮しない。

(d) 重大事故等時の状態

重大事故等時の影響を受けないことから考慮しない。

【荷重】

抑止杭の地震応答解析において、考慮する荷重を以下に示す。

(a) 固定荷重 (G)

固定荷重として、自重を考慮する。

(b) 積載荷重 (P)

積雪等の影響を考慮しないことから、組合せに考慮しない。

(c) 地震荷重 (S_s)

基準地震動 S_s による荷重を考慮する。

【荷重の組合せ】

荷重の組合せを表 2-10 に示す。

表 2-10 荷重の組合せ

外力の状態	荷重の組合せ
地震時 (S _s)	G + S _s

G : 固定荷重

S_s : 地震荷重 (基準地震動 S_s)

(9) 許容限界

【断面力の算定】

抑止杭に発生する断面力は、地震応答解析から求まる抑止杭の各要素に生じる応力から、抑止杭に作用する断面力（軸力、曲げモーメント及びせん断力）を算定する。断面力算定の概念図を図 2-11 に示す。

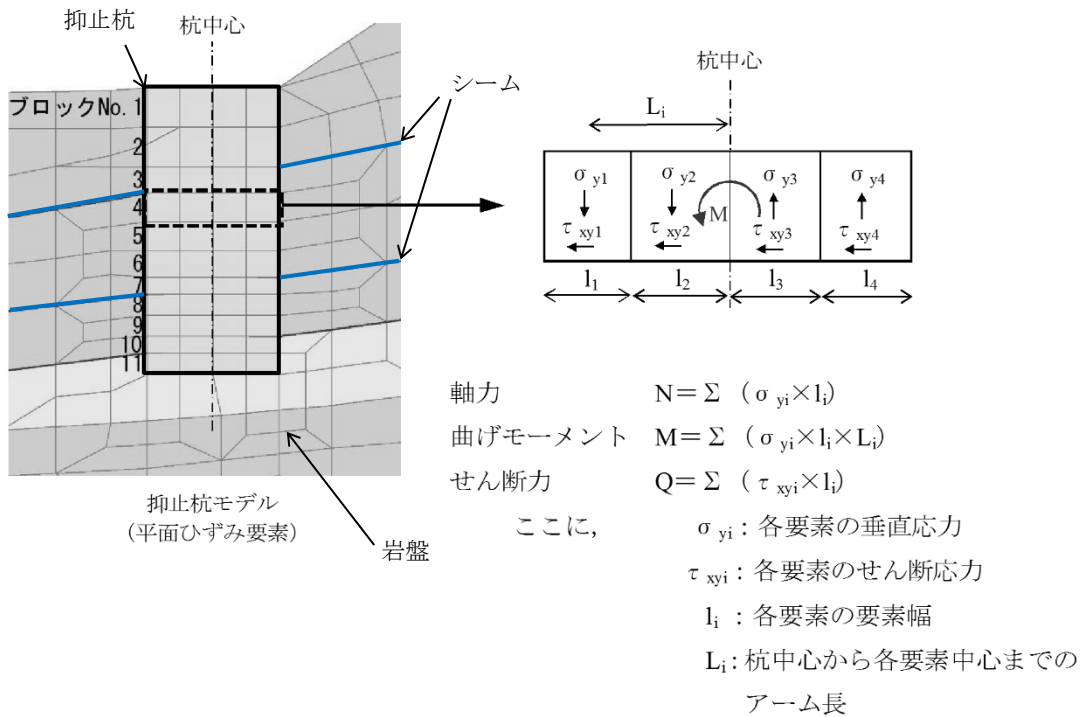


図 2-11 断面力算定の概念図

【照査方法】

「斜面上の深礎基礎設計施工便覧((社) 日本道路協会, 2012 年 3 月)」に基づき、せん断破壊に対する照査及び曲げ破壊に対する照査を実施する。

せん断破壊に対する照査は、発生する最大せん断力が抑止杭の許容せん断抵抗力(短期)を下回ることを確認する。

曲げ破壊に対する照査は、最大曲げモーメント発生時の軸力及び曲げモーメントから算定されるコンクリートの曲げ圧縮応力度及び鉄筋の引張応力度が、コンクリート及び鉄筋の許容応力度(短期)を下回ることを確認する。

【許容限界の設定】

- ・ 抑止杭の許容せん断抵抗力

抑止杭の許容せん断抵抗力は、表 2-11 の杭の 1 本当たりの許容せん断抵抗力を各区間の杭本数（区間Ⅰ：12 本，区間Ⅱ：3 本）で乗じ，各区間の抑止杭の効果を期待する範囲の幅（斜面の奥行方向幅）で除して単位奥行当たりのせん断抵抗力として算出する。

算出した抑止杭の単位奥行当たりの許容せん断抵抗力について，表 2-12 に示す。

表 2-11 抑止杭 1 本当たりの許容せん断抵抗力 S_k

材料	許容せん断応力度 (N/mm ²)	断面積 A (mm ²)		許容せん断抵抗力 (kN)	
		①-①' 断面	②-②' 断面	①-①' 断面	②-②' 断面
コンクリート	0.90* ¹	2.51×10 ⁷	2.56×10 ⁷	14256* ⁴	14526* ⁴
帯鉄筋	323* ²	1.14 ×10 ³		16585* ⁵	16585* ⁵
H 鋼	150* ³	2.167×10 ⁶ (41 本)	1.692×10 ⁶ (32 本)	325089	253728
抑止杭 (合計)				355930	284839

抑止杭 1 本当たりの許容せん断抵抗力 S_k

注記*1：「コンクリート標準示方書[構造性能照査編]（（社）土木学会，2002年）」に基づき，コンクリート ($f_c=24\text{N/mm}^2$) の許容せん断応力度：0.45 N/mm²の2倍の強度割増し（一時的な荷重又は極めてまれな荷重）を行う。

*2：「コンクリート標準示方書[構造性能照査編]（（社）土木学会，2002年）」に基づき，鉄筋 (SD345) の許容引張応力度：196 N/mm²の1.65倍の強度割増し（一時的な荷重又は極めてまれな荷重）を行う。

*3：「道路橋示方書（Ⅰ共通編・Ⅱ鋼橋編）・同解説（（社）日本道路協会，2002年）」に基づき，H鋼の許容せん断応力度：100 N/mm²の1.5倍の強度割増し（地震荷重）を行う。

*4：「道路橋示方書（Ⅰ共通編・Ⅳ下部構造編）・同解説（（社）日本道路協会，2002年）」に基づき下式により設定

$$S_c = \tau_{ca} \times 0.6 \times 1.06 \times A$$

ここで， S_c ：コンクリートの許容せん断抵抗力， τ_{ca} ：コンクリートの許容せん断応力度， A ：コンクリートの断面積

*5：「道路橋示方書（Ⅰ共通編・Ⅳ下部構造編）・同解説（（社）日本道路協会，2002年）」に基づき下式により設定

$$S_s = A_s \times \sigma_{sa} \times d (\sin 90^\circ + \cos 90^\circ) / (1.15 \times s)$$

ここで， S_s ：帯鉄筋の許容せん断抵抗力， σ_{sa} ：帯鉄筋の許容引張応力度，

A_s ：鉄筋の断面積， d ：部材断面の有効高（=5180mm）， s ：帯鉄筋の部材軸方向の間隔（=200mm）

表 2-12 抑止杭の単位奥行当たりの許容せん断抵抗力 R_K

断面	1 本当たりの 許容せん断 抵抗力 S_k (kN)	杭本数 n (本)	斜面の 奥行方向幅 L (m)	単位奥行当たりの 許容せん断 抵抗力 (kN/m)
①-①' 断面	355930	12	158.27	26986
②-②' 断面	284839	3	48.62	17576

・コンクリートの許容曲げ圧縮応力度及び鉄筋の許容引張応力度

コンクリートの許容曲げ圧縮応力度及び鉄筋の許容引張応力度は、「コンクリート標準示方書〔構造性能照査編〕（（社）土木学会，2002年）」の許容応力度法に基づいて設定する。

コンクリートの許容曲げ圧縮応力度及び鉄筋の許容引張応力度について、表 2-13 のとおり設定する。

表 2-13 コンクリートの許容曲げ圧縮応力度・鉄筋の許容引張応力度

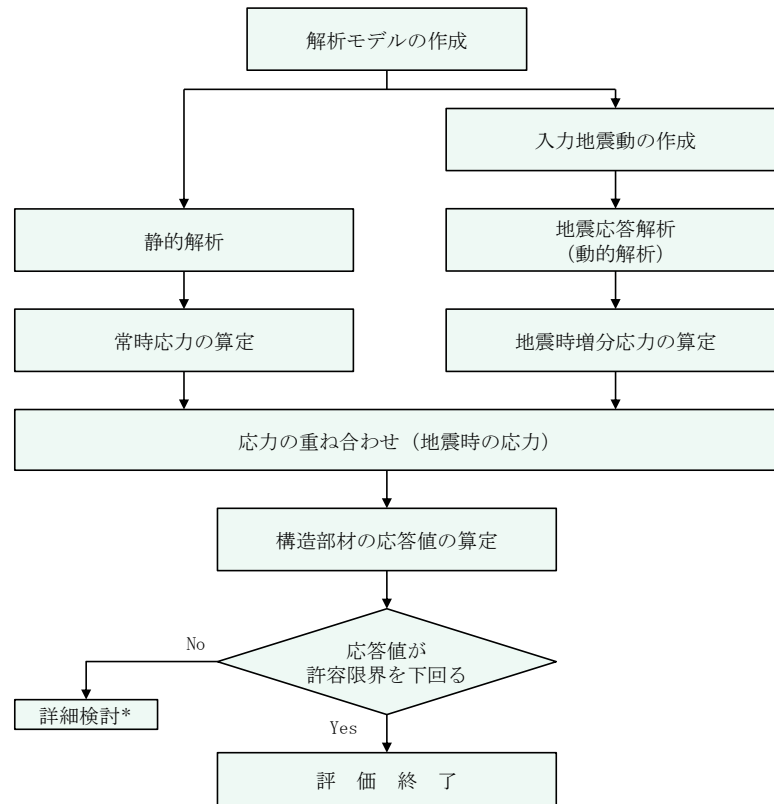
項目	許容値 (N/mm^2)
コンクリートの許容曲げ圧縮応力度*1	18
軸方向鉄筋の許容引張応力度*2	323

注記*1：「コンクリート標準示方書〔構造性能照査編〕（（社）土木学会，2002年）」に基づき、コンクリート ($f_c=24N/mm^2$) の許容曲げ圧縮応力度： $9 N/mm^2$ の 2 倍の強度割増し（一時的な荷重又は極めてまれな荷重）を行う。

*2：「コンクリート標準示方書〔構造性能照査編〕（（社）土木学会，2002年）」に基づき、鉄筋 (SD345) の許容引張応力度： $196 N/mm^2$ の 1.65 倍の強度割増し（一時的な荷重又は極めてまれな荷重）を行う。

(10) 評価手順

抑止杭の耐震評価フローを図 2-12 に示す。



注記* : 検討内容に応じて、必要なプロセスへ戻る。

図 2-12 抑止杭の耐震評価フロー

(11) 入力地震動の策定

入力地震動は、解放基盤面で定義される基準地震動 S_s を一次元波動論によって、地震応答解析モデルの入力位置で評価したものをを用いる。入力地震動は水平地震動及び鉛直地震動を同時に作用させるものとする。

応答スペクトル手法による基準地震動については、水平地震動及び鉛直地震動の位相反転を考慮する。また、震源を特定せず策定する地震動による基準地震動については、観測波であることから、鉛直地震動の位相反転を行わないが、観測点に対する起震断層の方位の不確実性を考慮し、水平地震動の位相反転を考慮する。

なお、敷地ごとに震源を特定して策定する地震動による基準地震動 $S_s - F1$ 及び $S_s - F2$ については、応答スペクトル手法による基準地震動 $S_s - D$ に包絡されるため、検討対象外とする。

入力地震動策定の概念図を図 2-13 に、基準地震動 S_s の加速度応答スペクトルと時刻歴波形を図 2-14～図 2-17 に示す。

入力地震動の策定には、解析コード「SHAKE Ver.2.0」を使用する。なお、解析コードの検証、妥当性確認等の概要については、添付書類VI-5「計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。

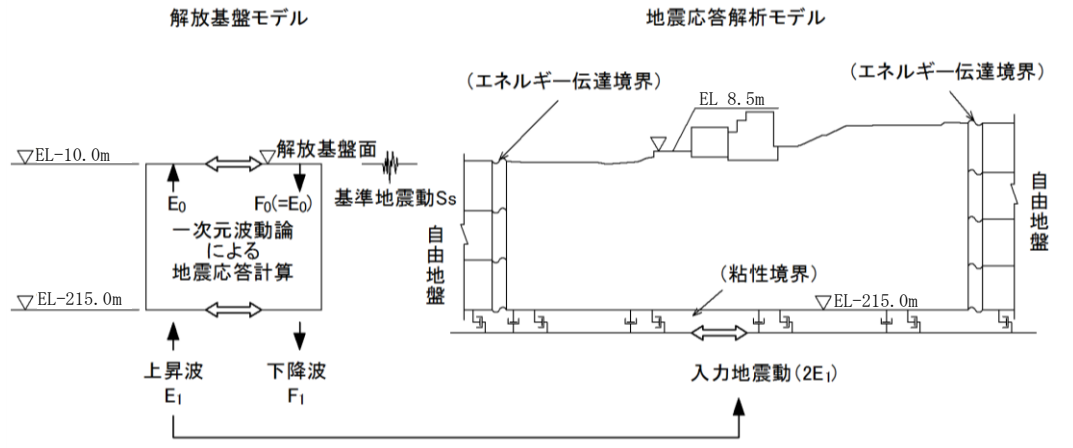


図 2-13 入力地震動策定の概念図

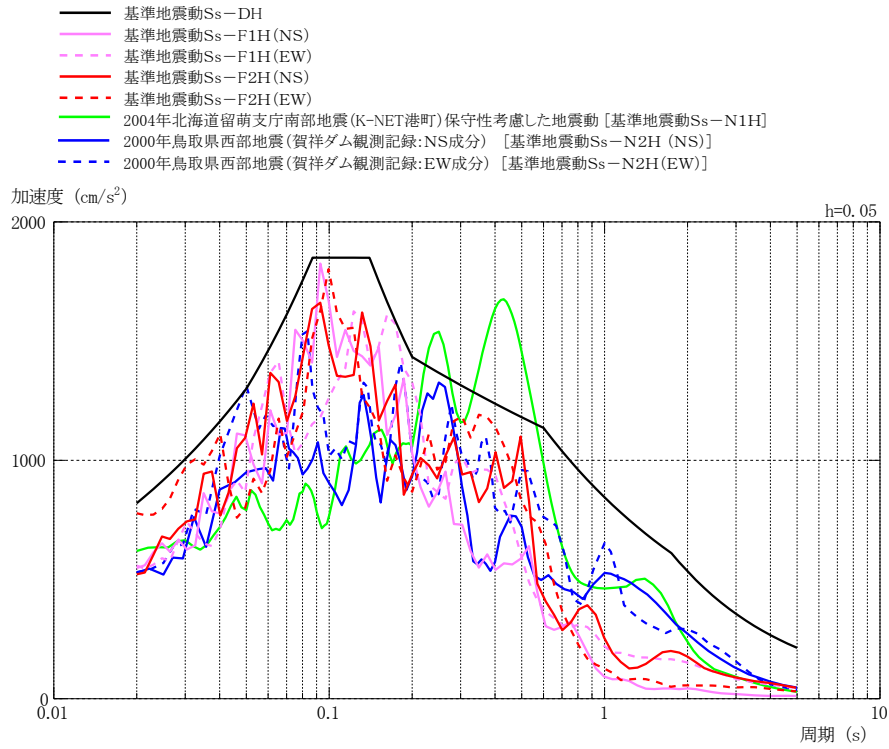
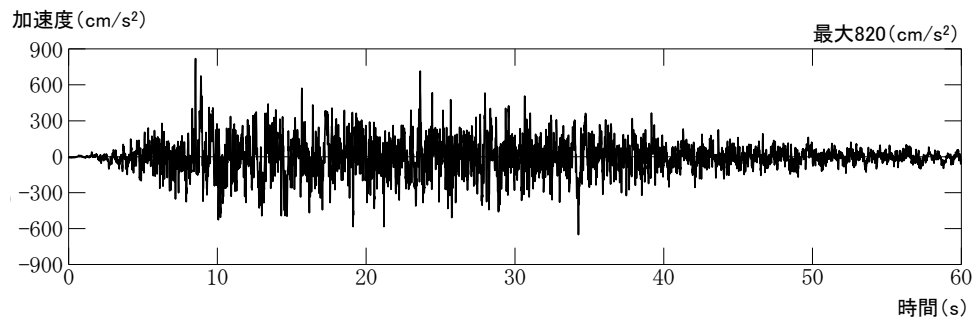
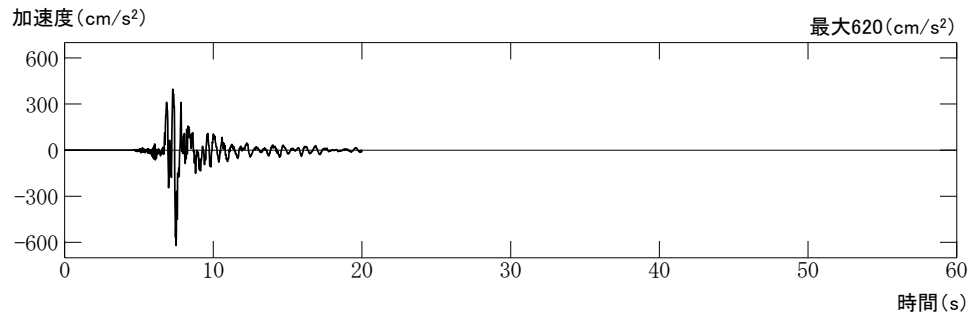


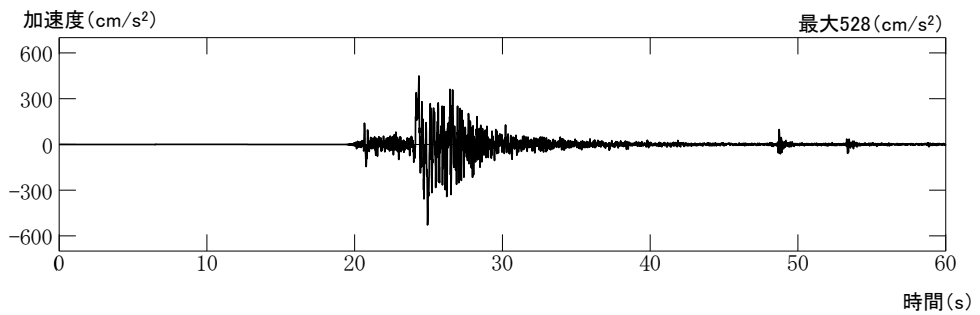
図 2-14 基準地震動 S_s の加加速度応答スペクトル (水平方向)



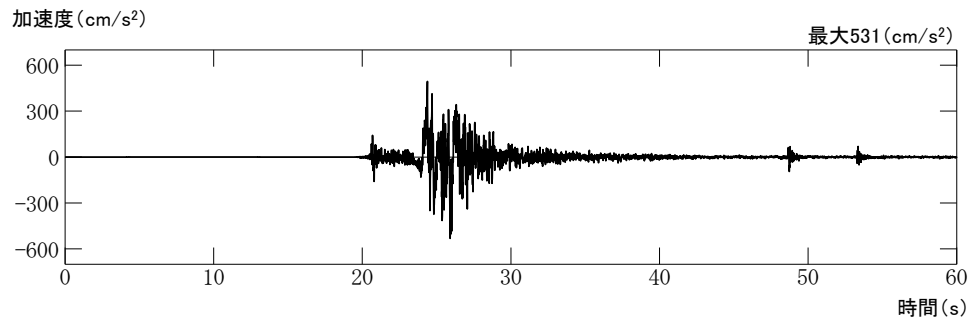
S s - D



S s - N 1



S s - N 2 (NS)



S s - N 2 (EW)

図 2-15 基準地震動 S s の加速度時刻歴波形 (水平方向)

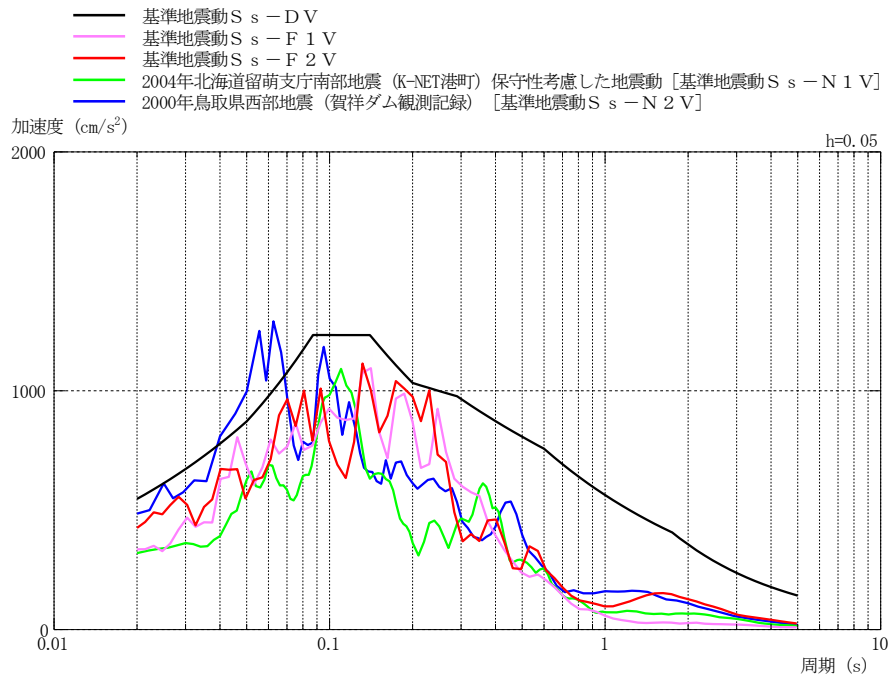
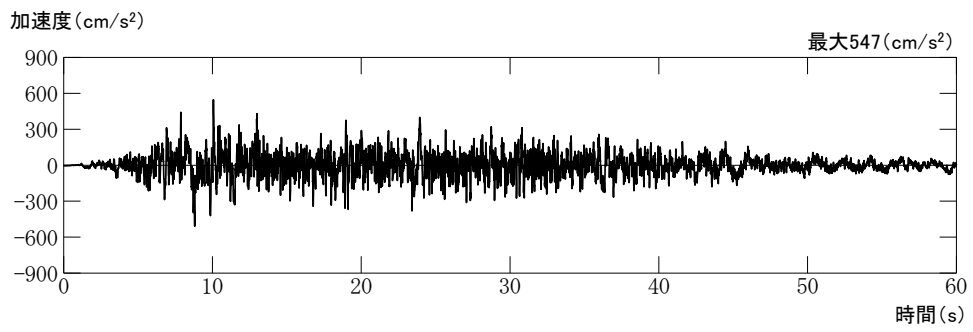
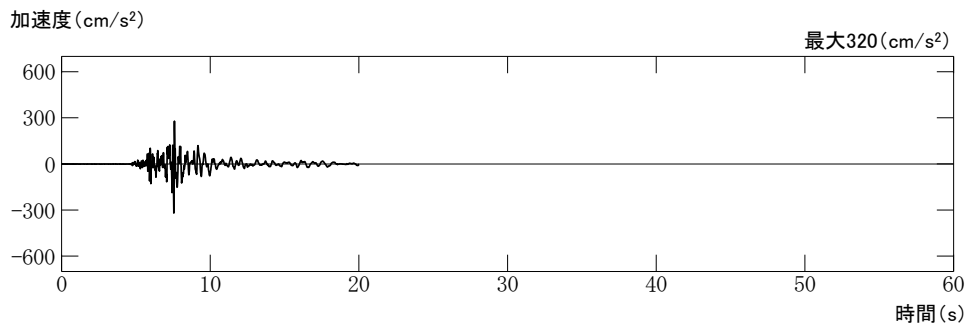


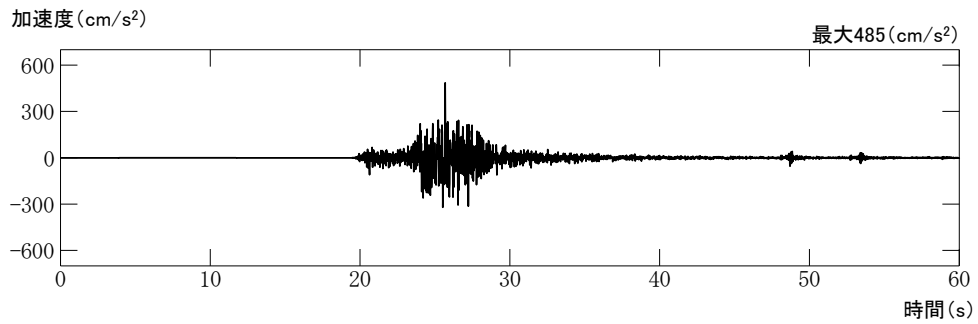
図 2-16 基準地震動 S_s の加速度応答スペクトル (鉛直方向)



S s - D



S s - N 1



S s - N 2

図 2-17 基準地震動 S s の加速度時刻歴波形 (鉛直方向)

(12) 評価結果

表 2-14～表 2-16 に、コンクリートの曲げ圧縮応力度、鉄筋の引張応力度及び抑止杭のせん断力に対する照査結果を示す。コンクリートの発生曲げ応力度、鉄筋の引張応力度、抑止杭のせん断力はいずれも許容限界を下回っていることを確認した。

表 2-14 コンクリートの曲げ圧縮応力度の照査結果

対象斜面	基準地震動	最大曲げモーメント発生時のコンクリートの曲げ圧縮応力度 (N/mm ²)	許容値 (N/mm ²)	照査値	判定
①-①'	S s - D (+-)	1.2	18	0.067	OK
	S s - D (++)	0.9	18	0.050	OK
	S s - D (---)	0.9	18	0.050	OK
	S s - D (-+)	0.9	18	0.050	OK
	S s - N 1 (++)	0.9	18	0.050	OK
	S s - N 1 (-+)	0.9	18	0.050	OK
	S s - N 2 (NS) (++)	0.9	18	0.050	OK
	S s - N 2 (NS) (-+)	0.6	18	0.034	OK
	S s - N 2 (EW) (++)	1.0	18	0.056	OK
	S s - N 2 (EW) (-+)	0.9	18	0.050	OK
②-②'	S s - D (+-)	2.4	18	0.134	OK
	S s - D (++)	2.6	18	0.145	OK
	S s - D (---)	2.6	18	0.145	OK
	S s - D (-+)	2.7	18	0.150	OK
	S s - N 1 (++)	2.0	18	0.112	OK
	S s - N 1 (-+)	1.8	18	0.100	OK
	S s - N 2 (NS) (++)	2.0	18	0.112	OK
	S s - N 2 (NS) (-+)	2.2	18	0.123	OK
	S s - N 2 (EW) (++)	1.9	18	0.106	OK
	S s - N 2 (EW) (-+)	1.8	18	0.100	OK

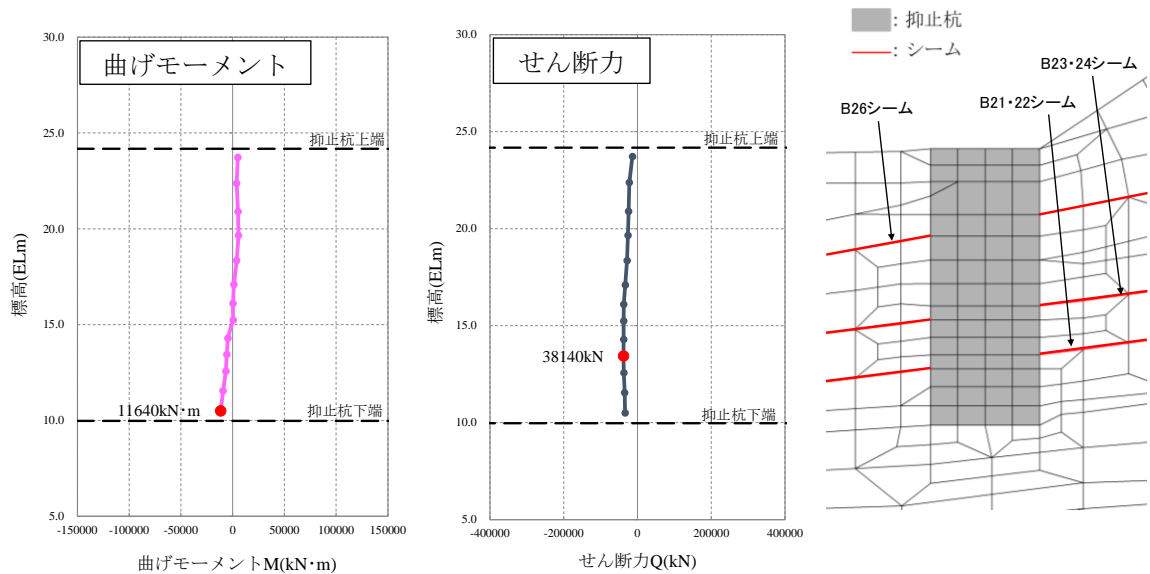
表 2-15 鉄筋の引張応力度の照査結果

対象斜面	基準地震動	最大曲げモーメント発生時の鉄筋の最大引張応力度 (N/mm ²)	許容値 (N/mm ²)	照査値	判定
①-①'	S _s -D (+-)	0.0 (全圧縮)	323	0.000	OK
	S _s -D (++)	0.2	323	0.001	OK
	S _s -D (--)	0.0 (全圧縮)	323	0.000	OK
	S _s -D (-+)	0.0 (全圧縮)	323	0.000	OK
	S _s -N1 (++)	0.0 (全圧縮)	323	0.000	OK
	S _s -N1 (-+)	0.0 (全圧縮)	323	0.000	OK
	S _s -N2 (NS) (++)	0.0 (全圧縮)	323	0.000	OK
	S _s -N2 (NS) (-+)	0.0 (全圧縮)	323	0.000	OK
	S _s -N2 (EW) (++)	0.0 (全圧縮)	323	0.000	OK
	S _s -N2 (EW) (-+)	0.0 (全圧縮)	323	0.000	OK
②-②'	S _s -D (+-)	0.8	323	0.003	OK
	S _s -D (++)	0.0 (全圧縮)	323	0.000	OK
	S _s -D (--)	64.8	323	0.201	OK
	S _s -D (-+)	70.5	323	0.219	OK
	S _s -N1 (++)	30.5	323	0.095	OK
	S _s -N1 (-+)	15.5	323	0.048	OK
	S _s -N2 (NS) (++)	36.8	323	0.114	OK
	S _s -N2 (NS) (-+)	50.0	323	0.155	OK
	S _s -N2 (EW) (++)	5.9	323	0.019	OK
	S _s -N2 (EW) (-+)	11.0	323	0.035	OK

表 2-16 抑止杭のせん断力の照査結果

対象斜面	基準地震動	発生最大せん断力 (kN)	許容値 (kN)	照査値	判定
①-①'	S s - D (+-)	38140	355930	0.108	OK
	S s - D (++)	36328	355930	0.103	OK
	S s - D (--)	35723	355930	0.101	OK
	S s - D (-+)	37536	355930	0.106	OK
	S s - N 1 (++)	27779	355930	0.079	OK
	S s - N 1 (-+)	25639	355930	0.073	OK
	S s - N 2 (NS) (++)	31374	355930	0.089	OK
	S s - N 2 (NS) (-+)	30934	355930	0.087	OK
	S s - N 2 (EW) (++)	25511	355930	0.072	OK
	S s - N 2 (EW) (-+)	27373	355930	0.077	OK
②-②'	S s - D (+-)	48425	284839	0.171	OK
	S s - D (++)	47003	284839	0.166	OK
	S s - D (--)	44208	284839	0.156	OK
	S s - D (-+)	44975	284839	0.158	OK
	S s - N 1 (++)	33828	284839	0.119	OK
	S s - N 1 (-+)	38359	284839	0.135	OK
	S s - N 2 (NS) (++)	41158	284839	0.145	OK
	S s - N 2 (NS) (-+)	37567	284839	0.132	OK
	S s - N 2 (EW) (++)	39543	284839	0.139	OK
	S s - N 2 (EW) (-+)	35639	284839	0.126	OK

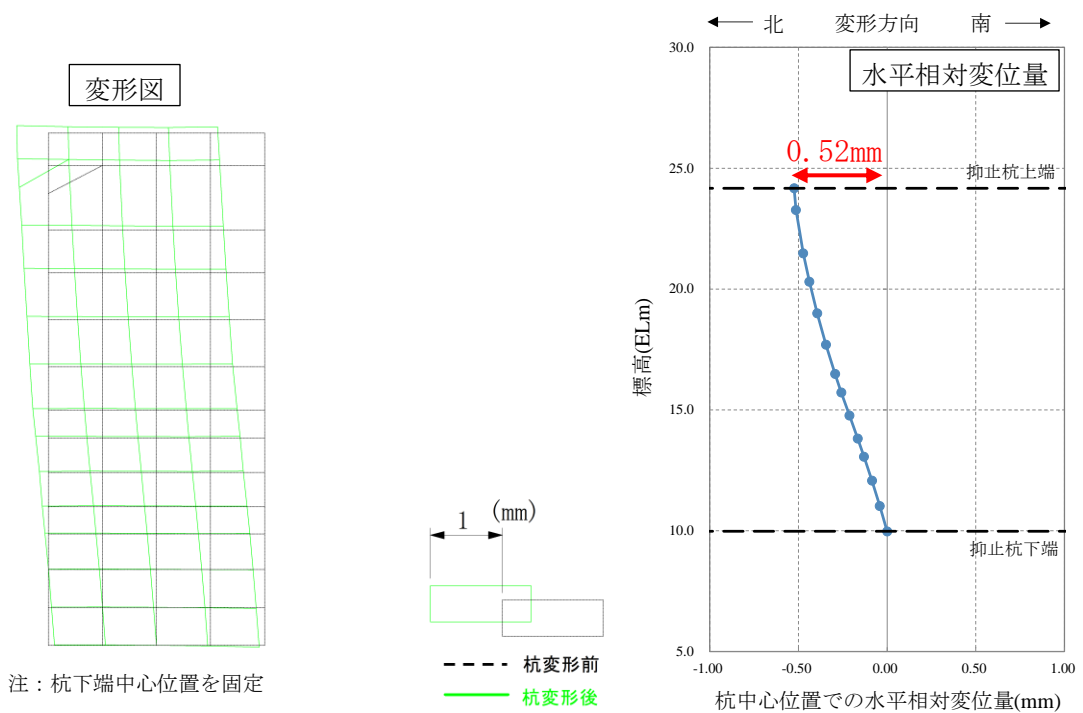
図 2-18～図 2-21 に、最大せん断力発生時における抑止杭の断面力図及び変形図を示す。



注 1：モーメントは時計回りを正とする。

注 2：●は、絶対値の最大位置を示す。

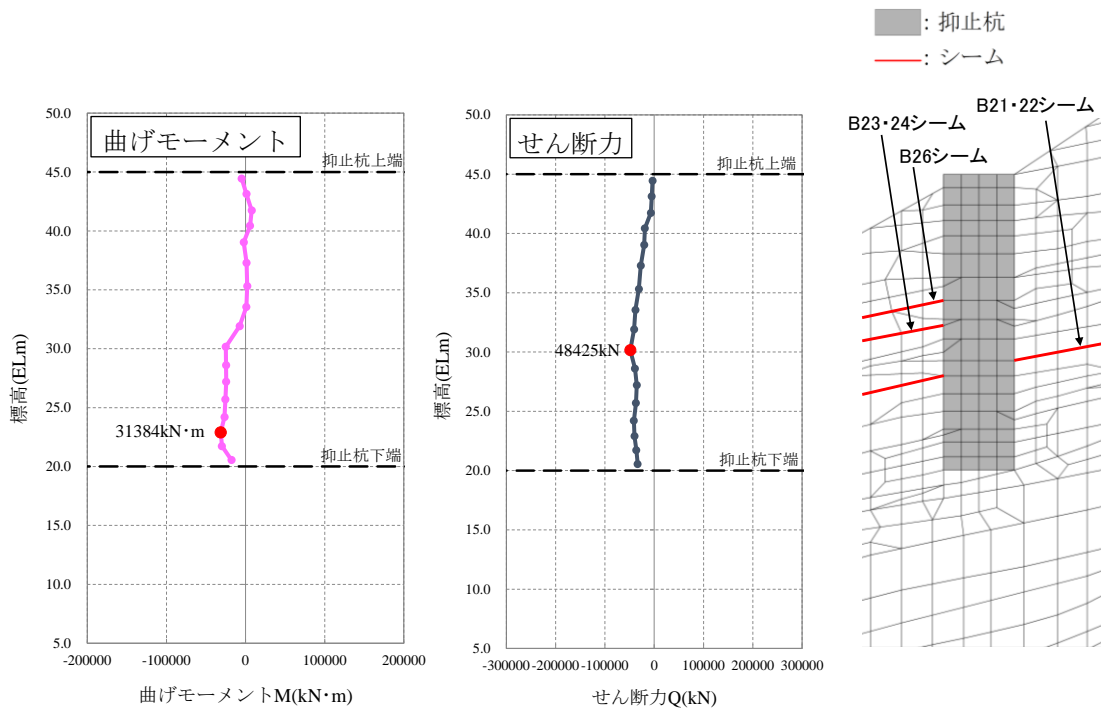
図 2-18 抑止杭 1 本当たりが発生する断面力図 (①-①' 断面)
 (S s - D (+-) ・ 8.95 秒, 抑止杭に最大せん断力が発生する地震動及び時刻*)
 注記*：抑止杭に最大曲げモーメントが発生する時刻と同一となる。



注：杭下端中心位置を固定

図 2-19 抑止杭変形図 (①-①' 断面)

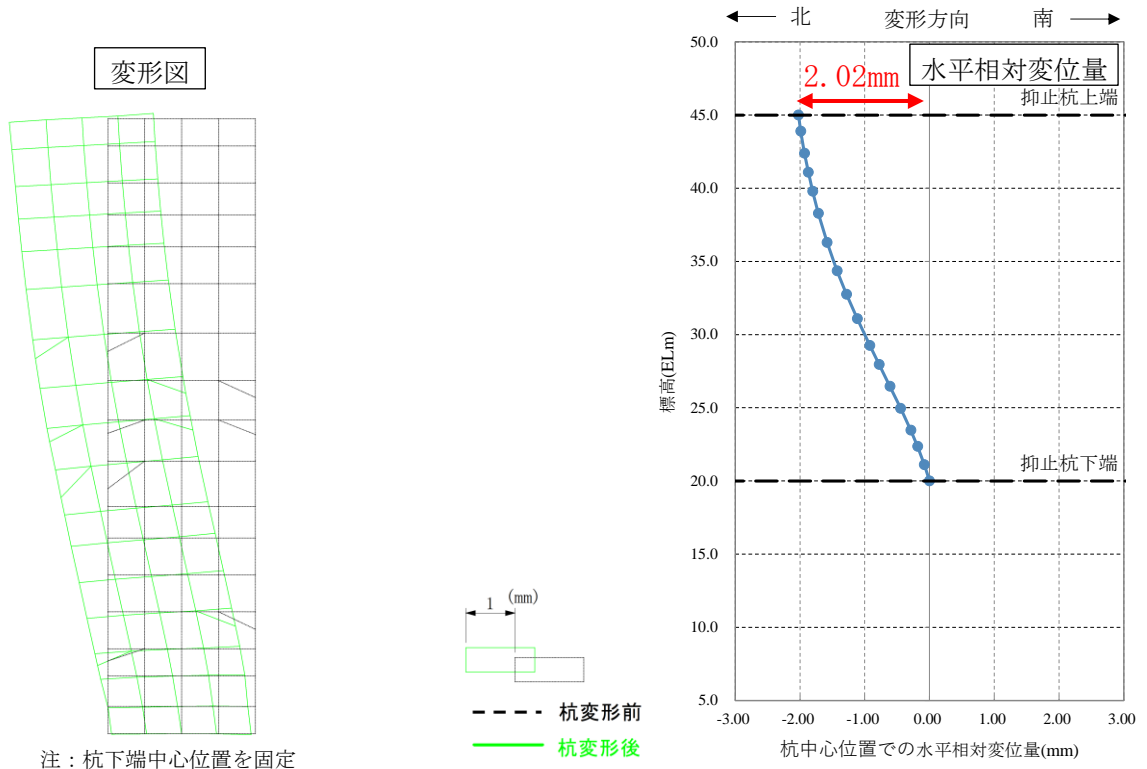
(S s - D (+-) ・ 8.95 秒, 抑止杭に最大せん断力が発生する地震動及び時刻)



注1：モーメントは時計回りを正とする。
 注2：●は、絶対値の最大位置を示す。

図2-20 抑止杭1本当たりに発生する断面力図 (②-②' 断面)
 (S s - D (+) ・ 8.96 秒, 抑止杭に最大せん断力が発生する地震動及び時刻*)

注記*：抑止杭に最大曲げモーメントが発生する時刻と異なる。(最大曲げモーメントが発生する時刻は S s - D (-+) ・ 8.95 秒)



注：杭下端中心位置を固定

図2-21 抑止杭変形図 (②-②' 断面)

(S s - D (+) ・ 8.96 秒, 抑止杭に最大せん断力が発生する地震動及び時刻)

3. 抑止杭を設置した斜面の安定性評価

(1) 基本方針

抑止杭を設置した斜面について、基準地震動 S_s によるすべり安定性評価を実施する。

すべり安定性評価については、想定すべり面上の応力状態をもとに、すべり面上のせん断抵抗力の和をすべり面上のせん断力の和で除して求めたすべり安全率が評価基準値を上回ることを確認する。

なお、適用規格は、「2. 抑止杭の耐震評価」と同じである。

(2) 評価対象斜面の選定

評価対象斜面は、「2. 抑止杭の耐震評価」と同じ断面とする。

(3) 解析用物性値，地震応答解析手法等

「2. 抑止杭の耐震評価」の地震応答解析結果の応力状態からすべり安全率を計算するため、地震応答解析手法，解析用物性値，解析モデル及び入力地震動は「2. 抑止杭の耐震評価」と同様である。

すべり安全率に対する地盤物性値のばらつきの影響については、強度特性が支配的であることから、設置（変更）許可申請書に記載した地盤安定性評価と同様、地盤物性のうち強度特性に関するばらつきについて考慮し、平均強度の解析ケースにおいて最小すべり安全率を示すケースについて、平均強度 -1σ のケースを実施する。

(4) 評価基準値の設定

すべり安定性評価では、評価対象斜面の最小すべり安全率が評価基準値 1.0 を上回ることを確認する。

(5) すべり安全率の算定方法

すべり安定性評価では、水平動・鉛直動を同時に考慮した基準地震動 S_s に対する動的解析により、評価対象斜面の最小すべり安全率が評価基準値1.0を上回ることを確認する。

すべり安全率は、想定したすべり面上の応力状態をもとに、すべり面上のせん断抵抗力の和をすべり面上のせん断力の和で除して求める。すべり面上のせん断抵抗力については、抑止杭の抵抗力を考慮する。

すべり安全率の算定には、解析コード「CPOSTSK Ver. 19.1」を使用する。なお、解析コードの検証、妥当性確認等の概要については、添付書類VI-5「計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。

$$F_s = \frac{P_1 + R_K}{P_2}$$

ここで、

- F_s : すべり安全率
- P_1 : すべり面上の地盤のせん断抵抗力の和
- P_2 : すべり面上（地盤，抑止杭）のせん断力の和
- R_K : 抑止杭の許容せん断抵抗力

抑止杭の単位奥行当たりの許容せん断抵抗力 R_K は、杭の1本当当たりの許容せん断抵抗力を各区間の杭本数（区間Ⅰ：12本，区間Ⅱ：3本）で乗じ、各区間の抑止杭の効果を期待する範囲の幅（斜面の奥行方向幅）で除して単位奥行当たりのせん断抵抗力として算出する。

$$R_K = \frac{n \times S_K + S_G}{\cos \theta} \times \frac{1}{L}$$

ここで、

- R_K : 抑止杭の単位奥行き当たりの許容せん断抵抗力
- n : 杭本数（区間Ⅰ：12本，区間Ⅱ：3本）
- S_K : 杭1本の許容せん断抵抗力
- S_G : 杭間の岩盤又はシームのせん断抵抗力
(保守的にゼロとする)
- θ : すべり面角度
- L : 抑止杭の効果を期待する範囲の幅
(斜面の奥行方向幅，区間Ⅰ：158.3m，区間Ⅱ：48.6m)

(6) 液状化範囲の検討

抑止杭を設置する斜面上部に埋戻土が存在することから、添付書類VI-2-1-3「地盤の支持性能に係る基本方針」に記載の3次元浸透流解析結果を参照し、液状化の可能性を検討する。3次元浸透流解析結果を図3-1に示す。

3次元浸透流解析の結果、抑止杭を設置する斜面の①-①'断面及び②-②'断面の埋戻土部の地下水位は、EL 15~20mであり、埋戻土層下端 (EL 41m) より十分に低いことから、液状化影響を考慮しない。

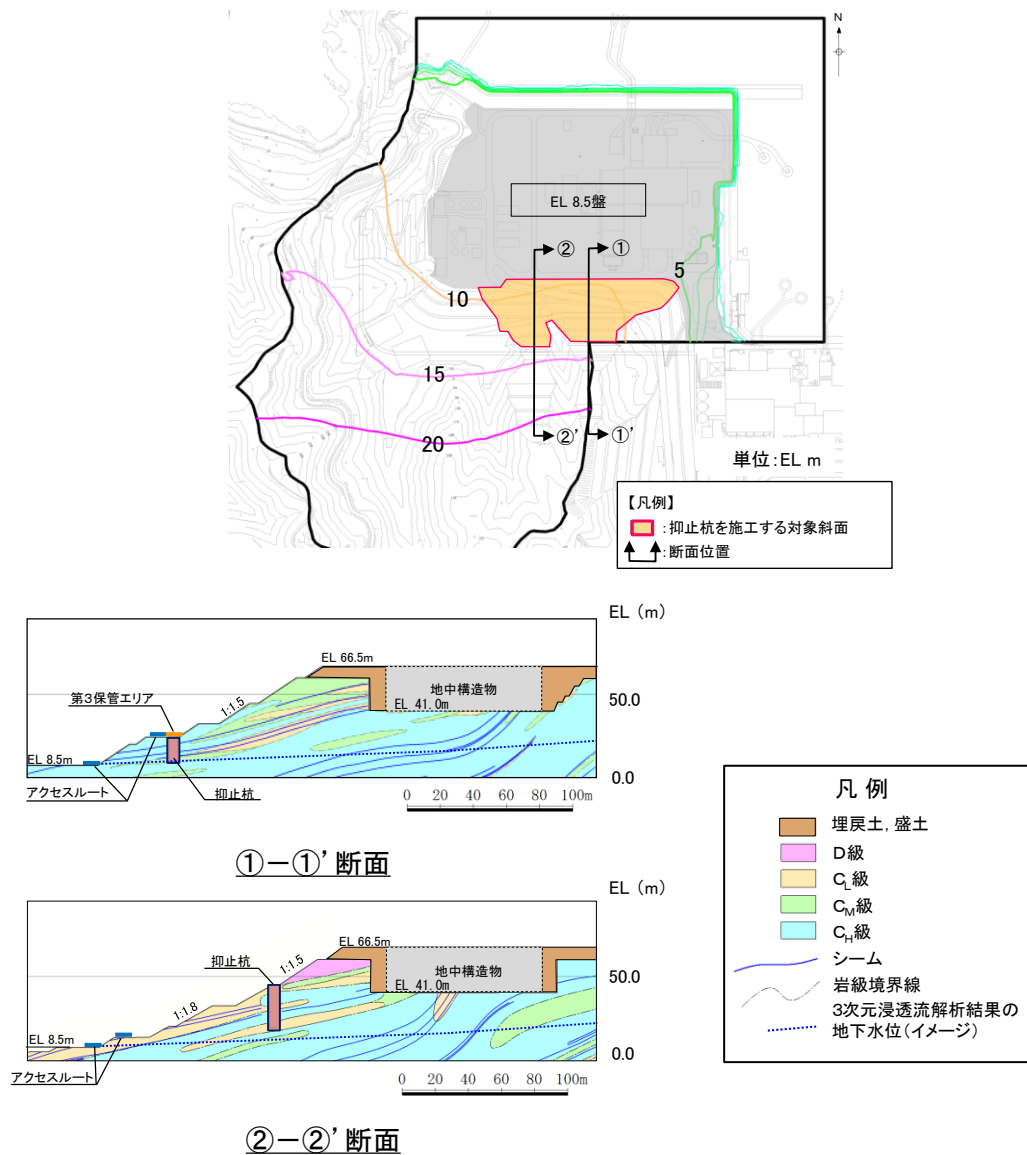
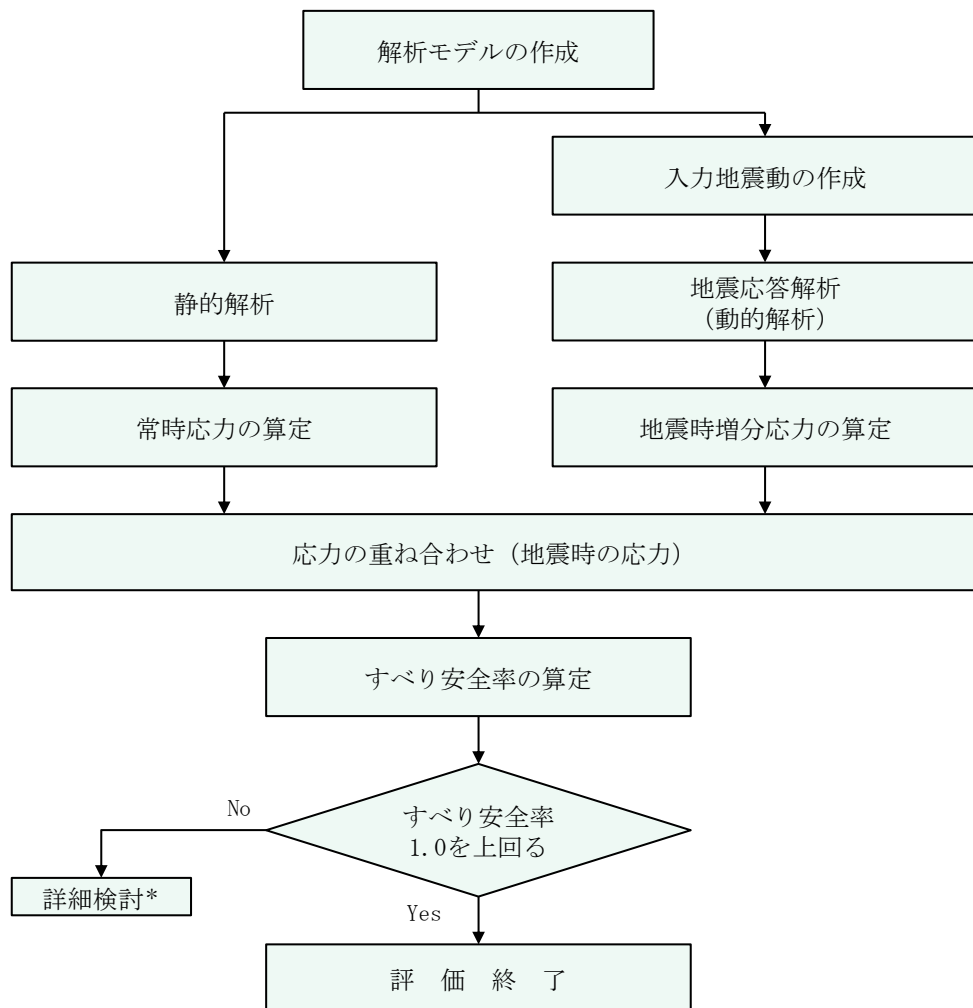


図3-1 3次元浸透流解析結果(定常解析)の等水位線図*

注記*: 添付書類VI-2-1-3「地盤の支持性能に係る基本方針」参照

(7) 評価内容

斜面安定性評価フローを図 3-2 に示す。



注記*：検討内容に応じて，必要なプロセスへ戻る。

図 3-2 斜面安定性評価フロー

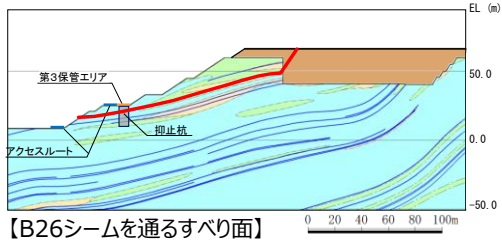
(8) 入力地震動の策定

入力地震動は「2. 抑止杭の耐震評価」と同様とする。

(9) 評価結果

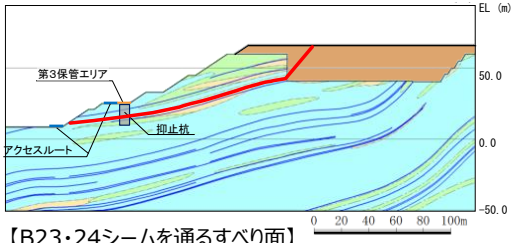
すべり安定性評価結果を図 3-3 及び図 3-4 示す。最小すべり安全率（平均強度）が評価基準値 1.0 に対し余裕を有しており，安定性を有することを確認した。

結果が最小となったケースに対して，地盤物性のばらつき（平均強度－1.0×標準偏差（ σ ））を考慮した場合でも，最小すべり安全率が評価基準値 1.0 に対し余裕を有しており，安定性を有することを確認した。



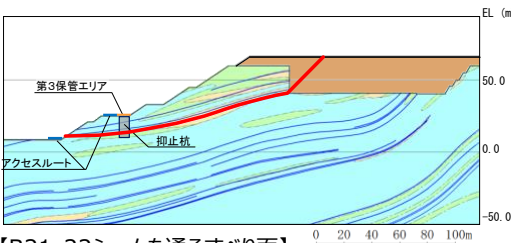
【B26シームを通るすべり面】

基準地震動 S _s	すべり安全率	【参考】 変更前 (抑止杭7本)
S _s -D	1.99	1.71
S _s -N1	2.36	2.03
S _s -N2	2.45	2.11



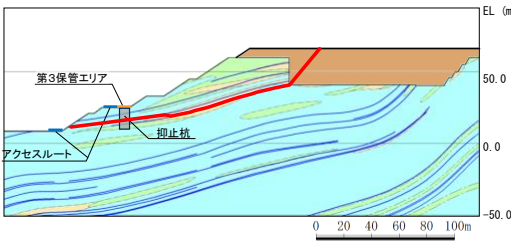
【B23・24シームを通るすべり面】

基準地震動 S _s	すべり安全率 ()内はばらつき強 度のすべり安全率	【参考】 変更前 (抑止杭7本)
S _s -D	1.56 (1.39)	1.37 (1.21)
S _s -N1	1.79	1.57
S _s -N2	1.92	1.69



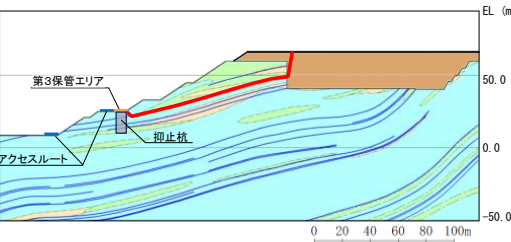
【B21・22シームを通るすべり面】

基準地震動 S _s	すべり安全率	【参考】 変更前 (抑止杭7本)
S _s -D	1.96	1.80
S _s -N1	2.17	1.99
S _s -N2	2.38	2.18



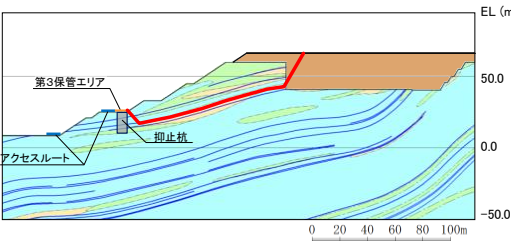
【B21・22シーム,法尻近傍のC₁級岩盤及び
B23・24シームを通過して法尻に抜けるすべり面】

基準地震動 S _s	すべり安全率 ()内はばらつき強 度のすべり安全率	【参考】 変更前 (抑止杭7本)
S _s -D	1.54 (1.39)	1.37 (1.22)
S _s -N1	1.76	1.56
S _s -N2	1.88	1.67



【B26シームを通過して抑止杭背後で切り上がるすべり面】

基準地震動 S _s	すべり安全率 ()内はばらつき強 度のすべり安全率	【参考】 変更前 (抑止杭7本)
S _s -D	1.48 (1.26)	1.48 (1.26)
S _s -N1	1.71	1.71
S _s -N2	1.86	1.86



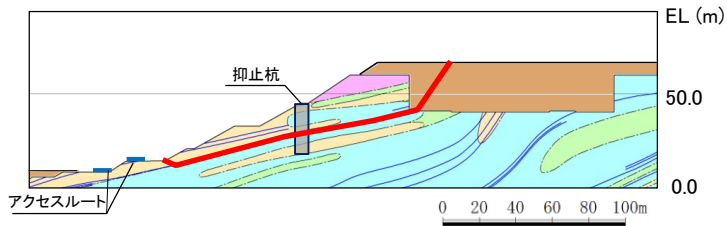
【B23・24シームを通過して抑止杭背後で切り上がるすべり面】

基準地震動 S _s	すべり安全率	【参考】 変更前 (抑止杭7本)
S _s -D	1.60	1.60
S _s -N1	1.81	1.81
S _s -N2	1.97	1.97

【凡例】

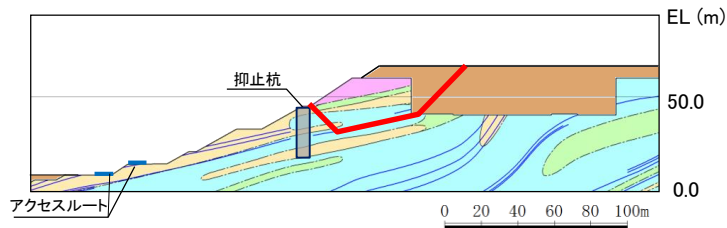
 : C ₁ 級岩盤	 : C ₂ 級岩盤	 : C ₃ 級岩盤
 : 埋戻土, 盛土	 : 抑止杭	
 : シーム	 : 最小すべり安全率のすべり面	

図 3-3 ①-①' 断面の評価結果



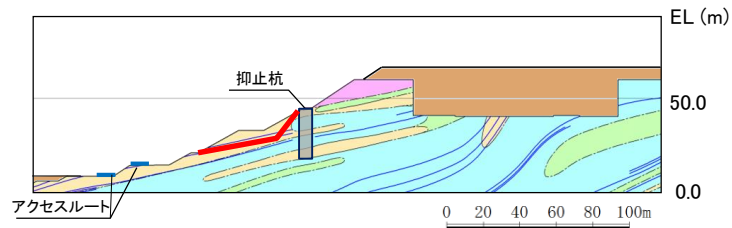
【B21・22シームを通るすべり面】

基準地震動 S _s	すべり安全率 (内はばらつき強度の すべり安全率)
S _s -D	1.66 (1.49)
S _s -N1	2.10
S _s -N2	2.08



【B21・22シームを通過して抑止杭背後で切り上がるすべり面】

基準地震動 S _s	すべり安全率
S _s -D	2.34
S _s -N1	2.51
S _s -N2	3.12



【B23シームを通過して法面に抜けるすべり面】

基準地震動 S _s	すべり安全率
S _s -D	2.28
S _s -N1	2.64
S _s -N2	3.02

【凡例】

 : C _H 級岩盤	 : C _M 級岩盤	 : C _L 級岩盤
 : 埋戻土、盛土	 : 抑止杭	 : D級岩盤
 : シーム	 : 最小すべり安全率のすべり面	

図 3-4 ②-②' 断面の評価結果

VI-1-9-4 緊急時対策所の説明書

VI-1-9-4-1 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	2
3.1 居住性の確保	4
3.1.1 換気空調系設備等	5
3.1.2 生体遮蔽装置	5
3.1.3 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計	5
3.1.4 チェンジングエリア	6
3.2 情報の把握	6
3.3 通信連絡	6
3.3.1 通信連絡設備	6
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	7

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 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に対処するため以下の設計とする。

(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（EL 11.9m）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 EL 50m 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、添付書類 VI-2-2-12「緊急時対策所の耐震性についての計算書」及び添付書類 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、添付書類 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（「1，2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、添付書類 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緊急時対策所用発電機（「屋外に設置」（以下同じ。））を燃料補給時の切替えを考慮して、合計 2 台を配備することで多重性を確保する設計とする。また、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予備機を 2 台保管する。

なお、緊急時対策所用発電機は、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。

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緊急時対策所遮蔽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式エリア放射線モニタ及び可搬式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（E R S S）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) 緊急時対策所空気浄化装置

- イ. 緊急時対策所空気浄化送風機（第1保管エリア，第4保管エリアに保管）
- ロ. 緊急時対策所空気浄化フィルタユニット（第1保管エリア，第4保管エリアに保管）
- ハ. 緊急時対策所空気浄化装置用可搬型ダクト（第1保管エリア，第4保管エリアに保管）
- ニ. 緊急時対策所空気浄化装置用配管・弁（緊急時対策所に設置）

(b) 空気ポンペ加圧設備

- イ. 空気ポンペ加圧設備（空気ポンペ）（第1保管エリア，第4保管エリアに保管）
- ロ. 空気ポンペ加圧設備用可搬型配管・弁（第1保管エリア，第4保管エリアに保管）
- ハ. 空気ポンペ加圧設備用配管・弁（緊急時対策所に設置）

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（EL 11.9m）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 EL 50m 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、緊急時対策所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、通常時の電源を非常用所内電気設備より受電可能とし、非常用所内電気設備からの受電が喪失した場合、緊急時対策所用発電機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。

緊急時対策所用発電機は 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合計 2 台を配備する設計とする。

また、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予備機を第 4 保管エリアに 2 台を保管する。

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 80kW である。

また、緊急時対策所用燃料地下タンクからタンクローリ及びホースを用いて、軽油を補給することにより、7 日以上緊急時対策所用発電機を運転可能としている。

緊急時対策所用発電機は燃料タンク（990ℓ）を内蔵しており、表 3-1 に示す負荷に対して 39 時間以上連続給電が可能であり、18 時間毎に待機予備に切り替えて運転を行う設計とする。格納容器ベント実施前に予め補給を行うことにより、格納容器ベント実施後早期に補給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緊急時対策所用発電機 1 台に加えて、もう 1 台の制御回路に電源を供給した状態で待機しておくことで、緊急時対策所内でも操作が可能となり、万一、負荷運転中の緊急時対策所用発電機が停止した場合、待機中の緊急時対策所用発電機へ切替えることによりプルーム通過時間である 10 時間以上給電可能とする。

緊急時対策所は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。情報の把握に関する機能及び通信連絡に関する機能は、必要な情報（相互のプラント状況、運転員、緊急時対策要員及び自衛消防隊の対応状況等）を共有・考慮しながら総合的な管理（事故処理を含む。）を行うことができ、また、端末を変更する場合に生じる情報共有の遅延を防止することで、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、1, 2, 3 号機で共用する設計とする。

また、情報の把握に関する機能及び通信連絡に関する機能は、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 及び図 3-5 に示すとおり、地上 1 階建の鉄筋コンクリート造の建物であり、延べ床面積約 650m²、緊急時対策本部として約 240m²を有している。

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 46 名及び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要員 23 名のうち中央制御室待避室にとどまる運転員 5 名を除く 18 名の合計 64 名を上回る最大 150 名を収容できる設計とする。

なお、緊急時対策所の配置に当たっては、図 3-5 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、緊急時対策所遮蔽、緊急時対策所空気浄化送風機、緊急時対策所空気浄化フィルタユニット及び空気ボン

ベ加圧設備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放射性物質の侵入を低減するため、重大事故等時においては、緊急時対策所空気浄化送風機を起動し、外気を緊急時対策所空気浄化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し緊急時対策所内を正圧化することで、緊急時対策所内への放射性物質の侵入を低減する設計とする。

プルーム通過時には、緊急時対策所空気浄化送風機から空気ボンベ加圧設備に切替え、緊急時対策所を正圧化することで、屋外より高い圧力とし、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。

プルーム通過後には、空気ボンベ加圧設備から緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットに切替え、緊急時対策所を正圧化することで、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行えるよう、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式エリア放射線モニタ及び可搬式モニタリングポストを保管する設計とする。

また、正圧化された緊急時対策所内と屋外との差圧を監視できる計測範囲として0～500Paを有する差圧計を設置する設計とする。

緊急時対策所換気空調系の設備構成図を図3-6に示す。

換気設備の機能については、添付書類VI-1-9-4-2「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、添付書類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

緊急時対策所遮蔽は、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、添付書類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」及び添付書類VI-1-9-4-2「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及び二酸化炭

素濃度計は、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、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、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。酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の仕様を表 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、添付書類 VI-1-9-4-2 「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 3-7 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、添付書類 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」及び添付書類 VI-1-9-4-2 「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、SPDS データ収集サーバ、SPDS 伝送サーバ及び SPDS データ表示装置で構成する安全パラメータ表示システム（SPDS）（「1, 2, 3号機共用（SPDS データ収集サーバは1, 2号機共用）」（以下同じ。)) 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 3-8 に示す。

安全パラメータ表示システム（SPDS）のうち SPDS データ収集サーバは、廃棄物処理建物内に設置し、SPDS 伝送サーバ及び SPDS データ表示装置は、緊急時対策所に設置する。

SPDS データ表示装置は、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。緊急時対策所で確認できるパラメータは、添付書類 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通信連絡設備（発電所内）及び発電所外関係箇所と専用であって有線系、無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通信連

絡設備（発電所外）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通信連絡設備（発電所内）及び通信連絡設備（発電所外）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，所内通信連絡設備（警報装置を含む。），電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS 端末及びFAX）（「1号機設備，1，2，3号機共用」（以下同じ。），衛星電話設備（固定型）（「1，2，3号機共用」（以下同じ。），衛星電話設備（携帯型）（「1，2，3号機共用」（以下同じ。），無線通信設備（固定型）（「1号機設備，1，2，3号機共用」（以下同じ。），無線通信設備（携帯型）（「1号機設備，1，2，3号機共用」（以下同じ。），局線加入電話設備（固定電話機及びFAX）（1号機設備，1，2，3号機共用），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）（1，2，3号機共用），衛星電話設備（社内向）（衛星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に接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，IP-電話機及びIP-FAX）（1，2，3号機共用）を設置又は保管する。

なお，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，添付書類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，無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（「1，2，3号機共用」（以下同じ。））として，SPDS 伝送サーバを緊急時対策所内に設置する。

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。

SPDS 伝送サーバの詳細は，添付書類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	負荷容量 (kW)
換気空調設備	48.54
必要な情報を把握できる設備, 通信連絡設備	9.27
放射線管理設備	2.04
その他設備 (照明設備等)	19.28
合計	79.13

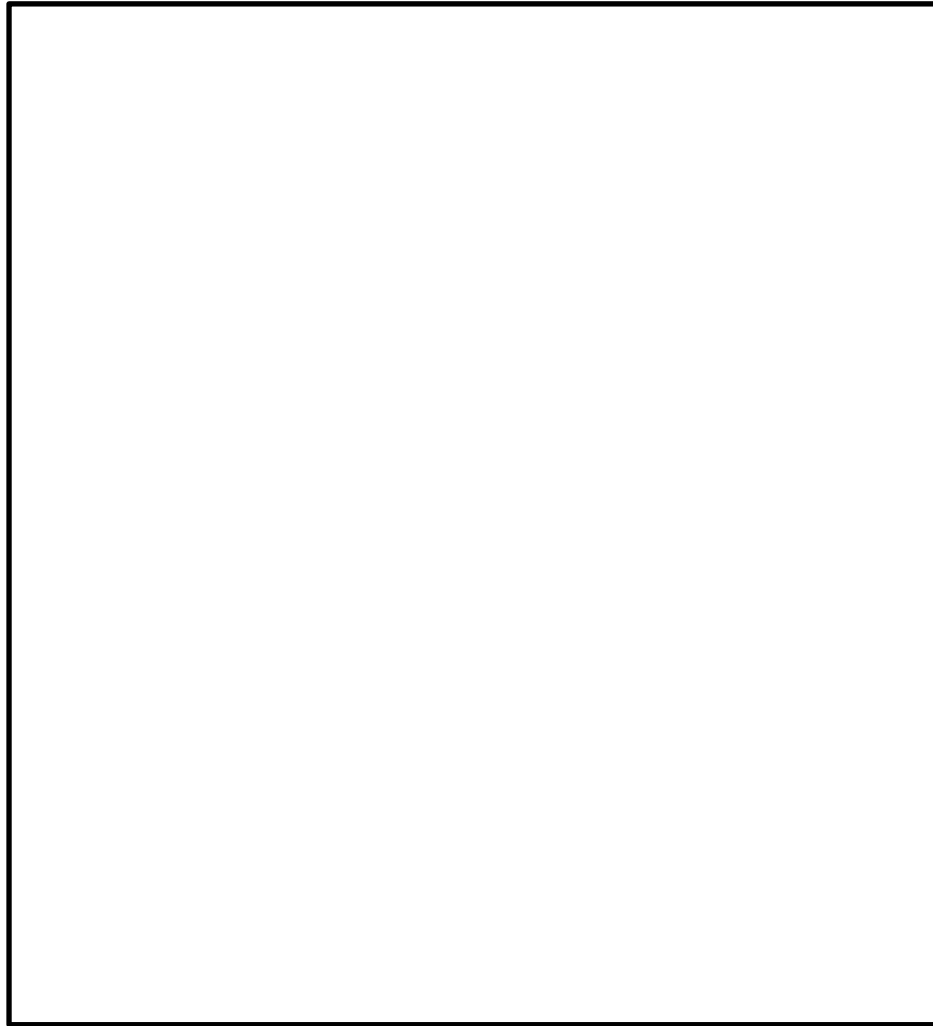
表 3-2 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計

名称	仕様等	
酸素濃度計	検知原理	ガルバニ電池式
	測定範囲	0.0~25.0vol%*
	精度	±0.5vol%
	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 15000 時間
	個数	1 個 (予備 1 個)
二酸化炭素濃度計	検知原理	赤外線式
	測定範囲	0~10000ppm*
	精度	±500ppm
	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 7 時間
	個数	1 個 (予備 1 個)

注記*: 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 (酸素濃度: 18vol%以上, 二酸化炭素濃度: 1vol% (=10000ppm) 以下) であることが把握できる測定範囲



図 3-1 緊急時対策所 配置図



緊急時対策所平面図

- 【凡例】
- : 酸素濃度計, 二酸化炭素濃度計 保管場所
 - : 可搬式エリア放射線モニタ 保管場所
 - : 酸素濃度, 二酸化炭素濃度 測定箇所
 - : 可搬式エリア放射線モニタ 測定箇所
 - : 差圧計 設置箇所

図 3-2 緊急時対策所 機器配置図 (1/3)

緊急時対策所空気浄化送風機

緊急時対策所空気浄化フィルタユニット

空気ポンベ加圧設備 (空気ポンベ)

緊急時対策所空気浄化送風機

緊急時対策所空気浄化フィルタユニット

空気ポンベ加圧設備 (空気ポンベ)

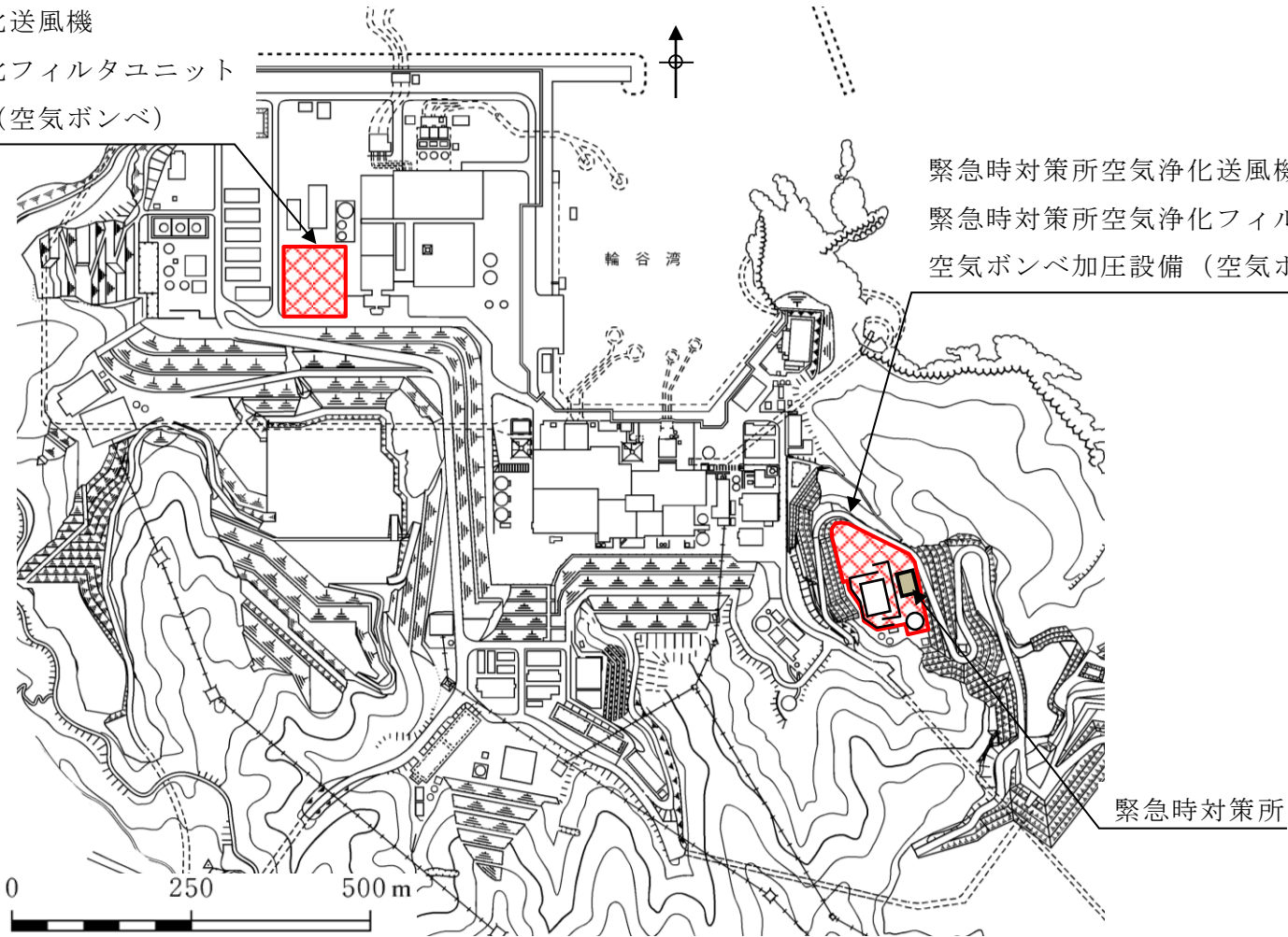


図 3-2 緊急時対策所 機器配置図 (2/3)

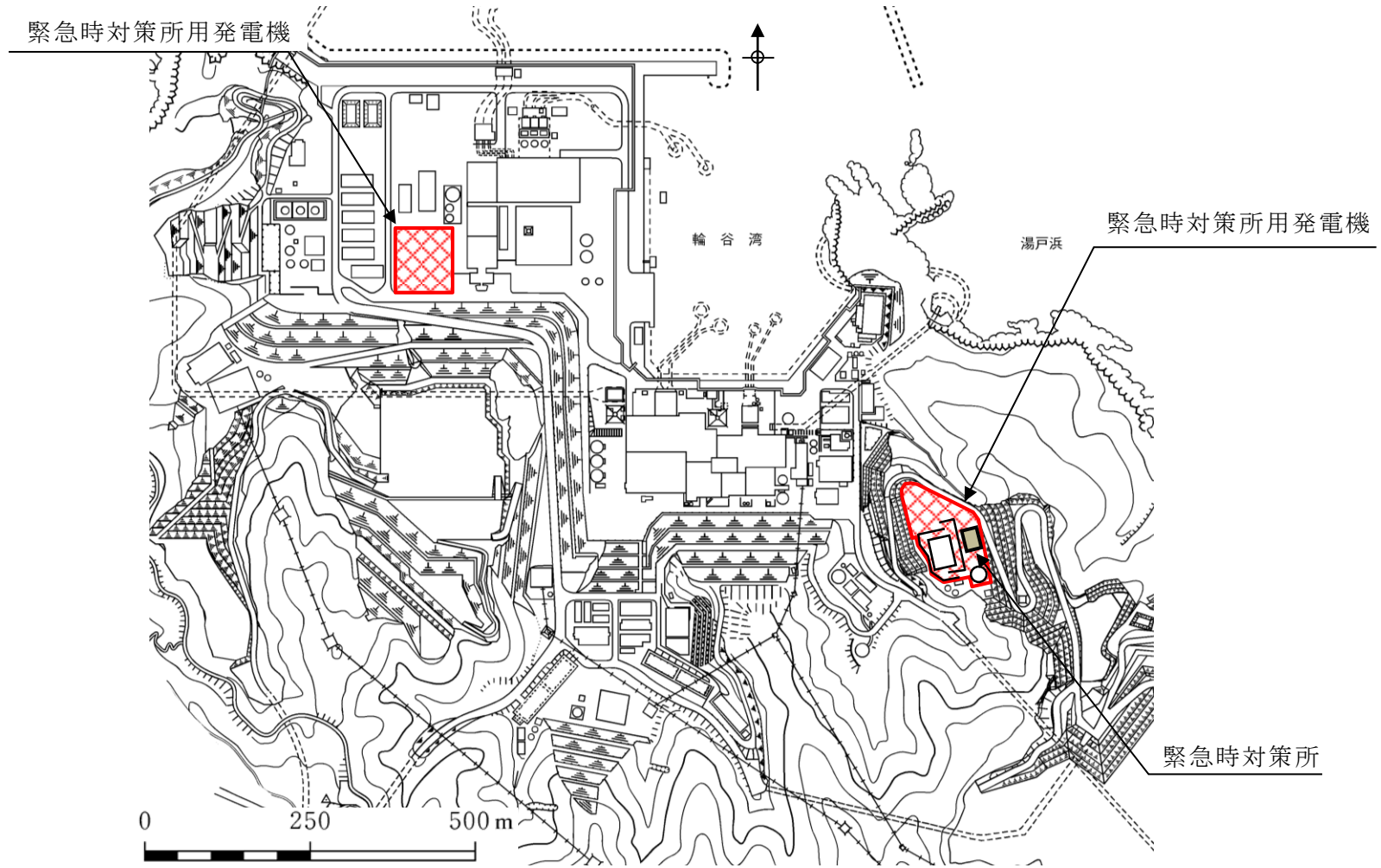


図 3-2 緊急時対策所 機器配置図 (3/3)

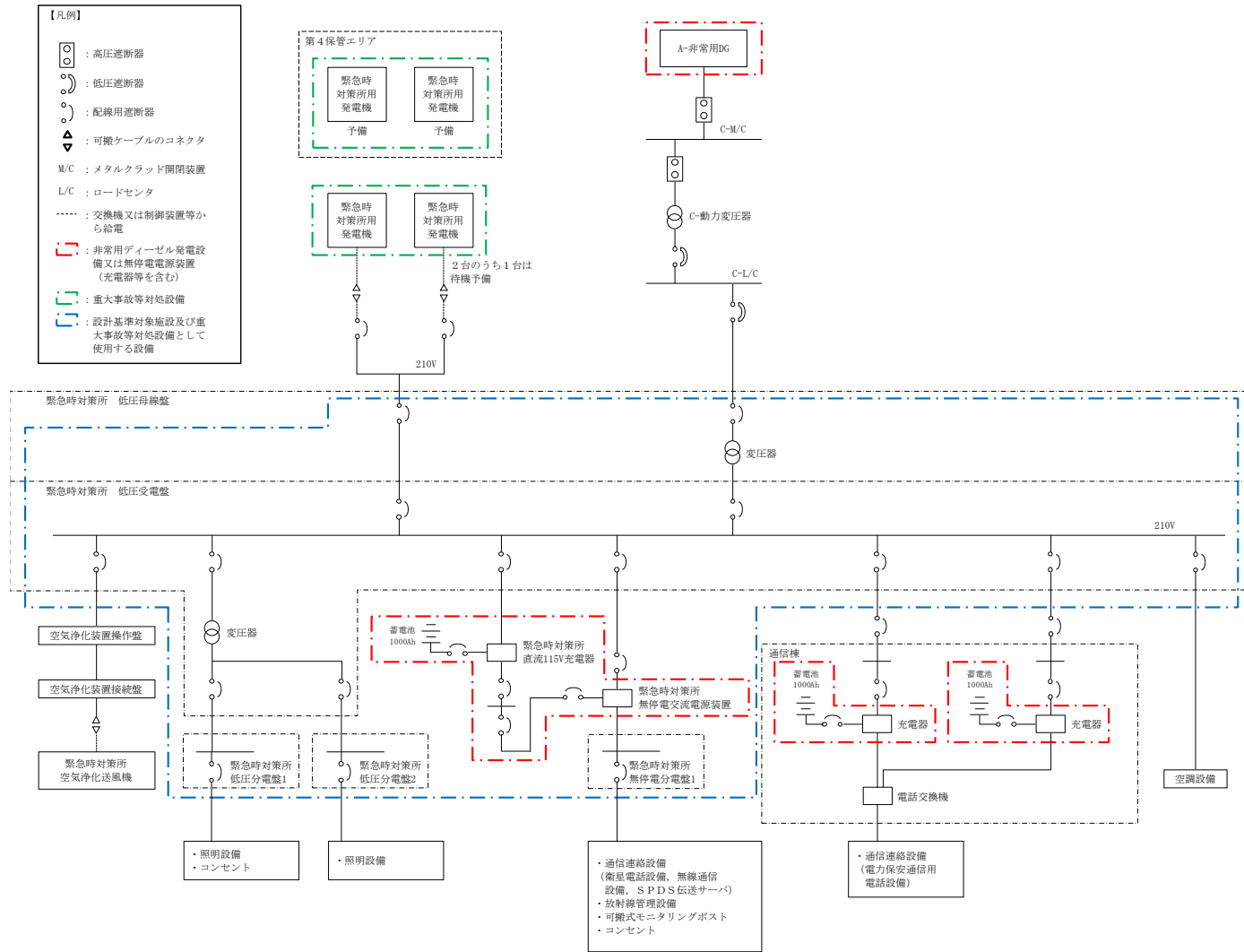


図 3-3 緊急時対策所単線結線図

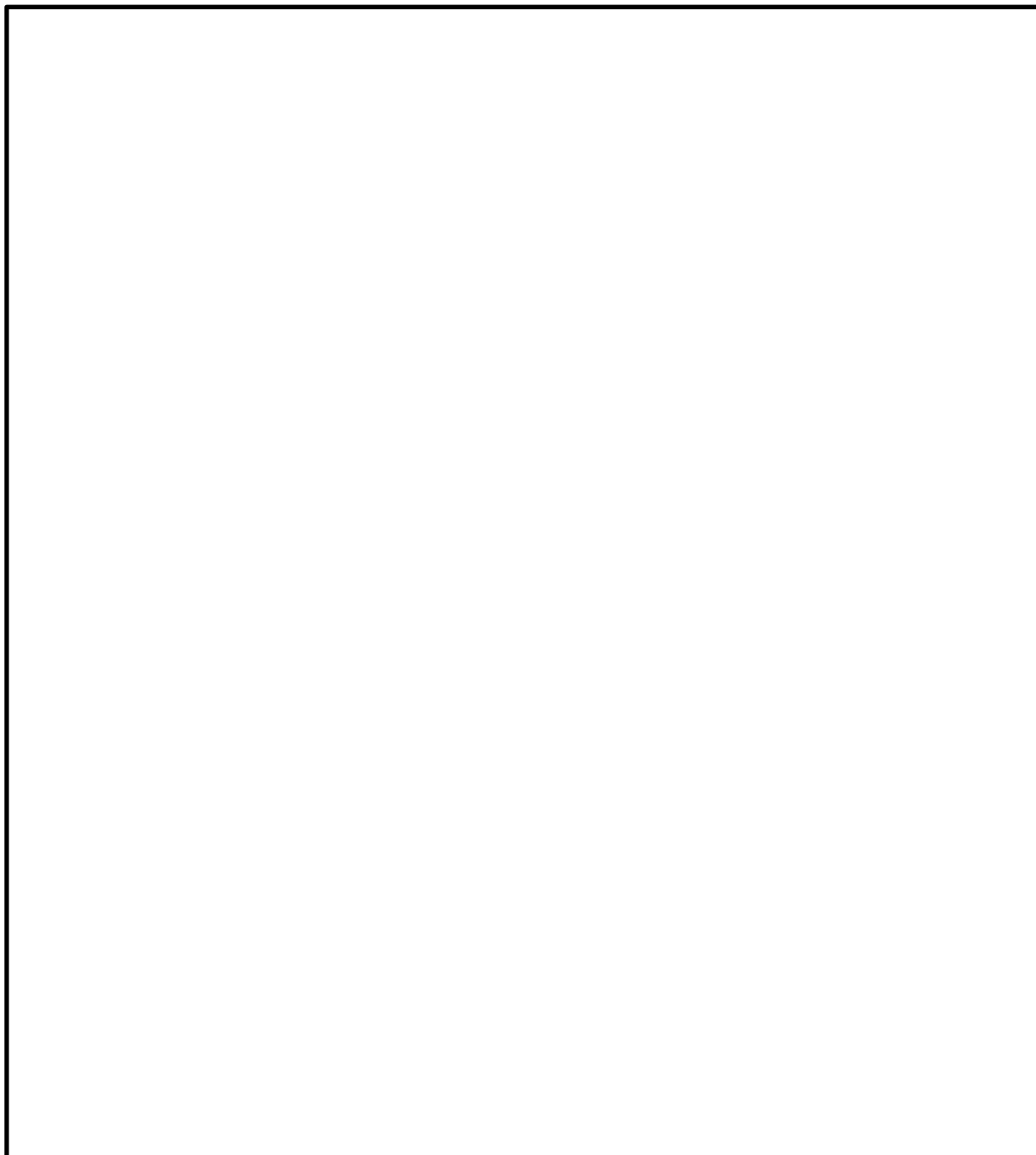
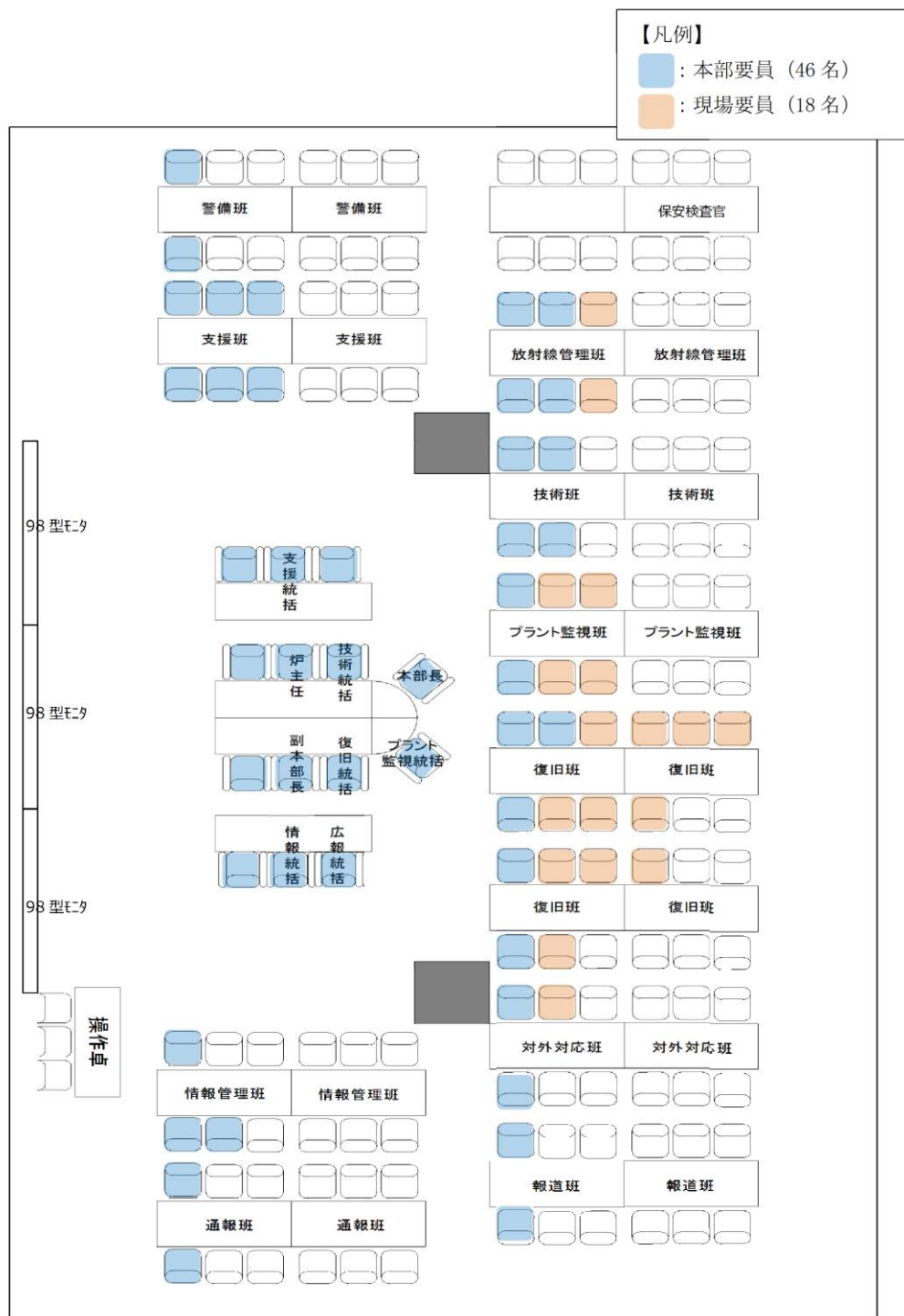


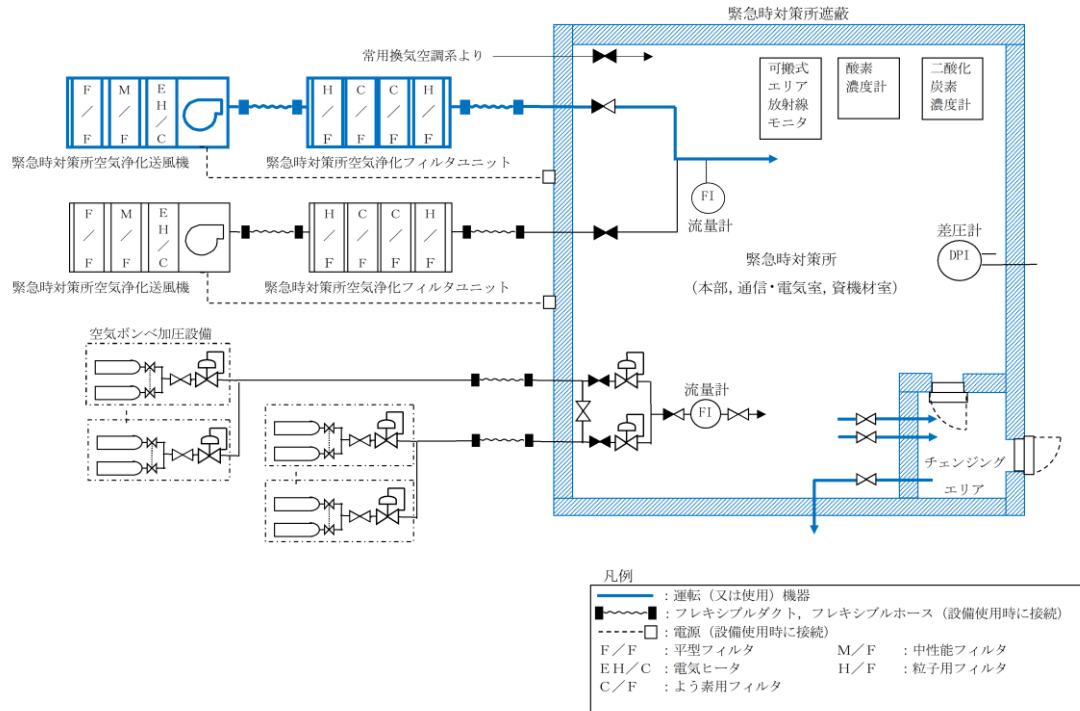
図 3-4 緊急時対策所の概要（概要図）



注：レイアウトについては，訓練等で有効性を確認し，適宜見直していく。

図 3-5 緊急時対策所レイアウト

ブルーム通過前後：空気浄化装置による正圧化



ブルーム通過中：空気ポンベ加圧設備による正圧化

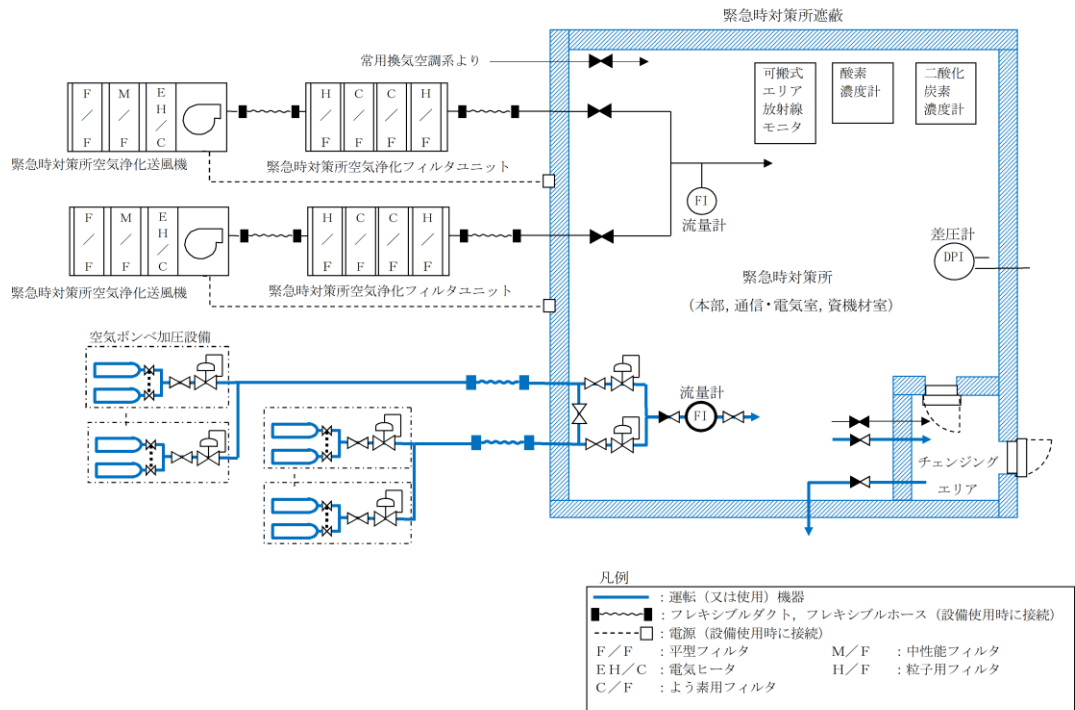


図 3-6 緊急時対策所換気空調系 設備構成図

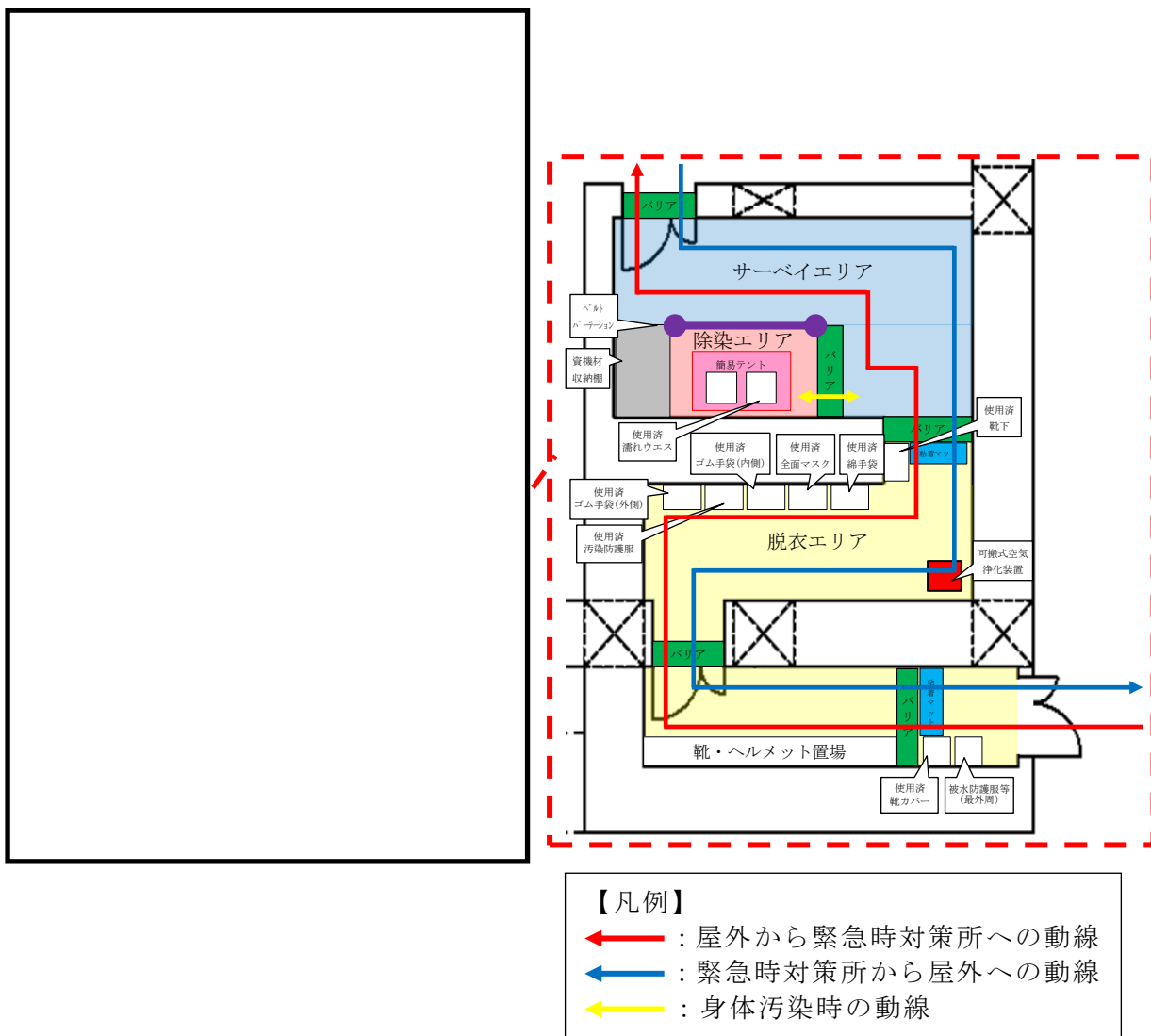
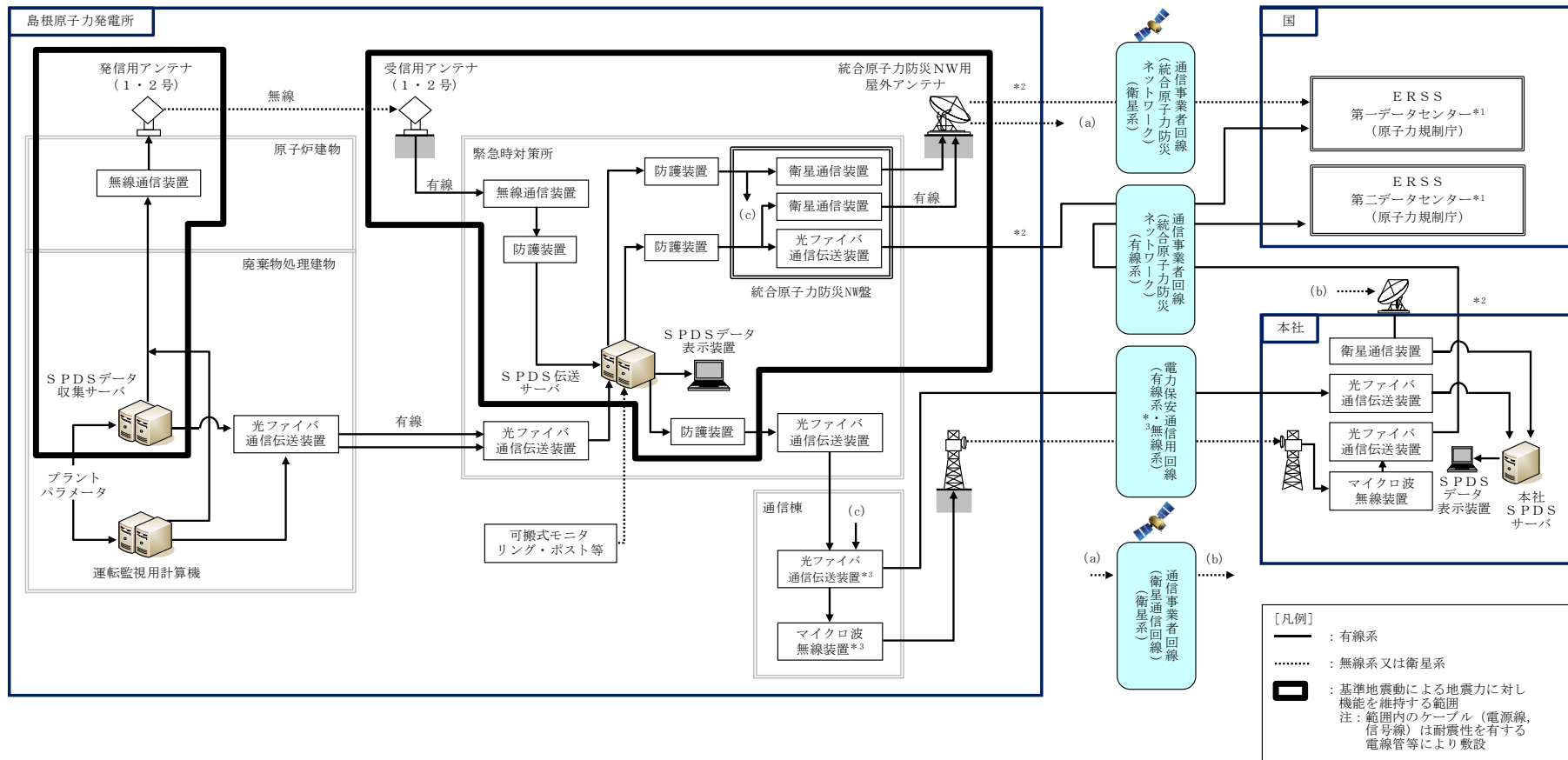


図 3-7 緊急時対策所チェンジングエリアのレイアウト



注記*1：国の緊急時対策支援システム。緊急時対策所のSPDS伝送サーバから第一データセンターへ、緊急時対策所のSPDS伝送サーバから本社経由で第二データセンターへ伝送する。

*2：通信事業者所掌の統合原子力防災ネットワークを超えた範囲から国所掌のERSSとなる。

*3：電力保安通信用回線及び回線に接続される装置は一般送配電事業者所掌となる。

図3-8 安全パラメータ表示システム（SPDS）及びデータ伝送設備の概要

(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	1
2.1 有毒ガスに対する防護措置	1
2.2 適用基準及び適用規格等	1
3. 緊急時対策所の機能に係る詳細設計	2
3.1 有毒ガスに対する防護措置	2
3.1.1 固定源に対する防護措置	2
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	9
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	10
4.3 有毒ガス濃度評価のまとめ	10

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。

本資料は、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、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。

固定源に対しては、固定源の有毒ガス防護に係る影響評価に用いる防液堤等の設置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、緊急時対策所内にとどまる重大事故等に対処するために必要な要員を防護できる設計とする。

可動源に対しては、緊急時対策所換気設備の隔離等の対策により、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、通信連絡設備による連絡、緊急時対策所換気設備の隔離、防護具の着用等により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、建物内保管、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、添付書類 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で、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。

固定源の有毒ガス影響を軽減することを期待する防液堤は、構造上更地となるような壊れ方はしないことから、現場の設置状況を踏まえ、評価条件を設定する。

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との評価については、「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、立会人の随行、通信連絡設備による連絡、緊急時対策所換気設備の隔離、防護具の着用等により指示要員を防護することで、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。

また、可動源から有毒ガスが発生した場合においては、漏えいに対する希釈等の終息活動により有毒ガスの発生を低減するための活動を実施する。

3.1.2.1 立会人の随行

発電所敷地内に可動源が入構する場合には、立会人を随行させることで、可動源から有毒ガスが発生した場合に認知可能な体制を整備する。

3.1.2.2 通信連絡

可動源から有毒ガスが発生した場合において、発電所内の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡設備（発電所内）による連絡体制を整備する。

具体的な通信連絡設備については、添付書類VI-1-1-11「通信連絡設備に関する説明書」に従う。

3.1.2.3 換気設備

可動源から発生した有毒ガスに対して、緊急時対策所換気設備の外気取入れを手動で遮断することにより、外部雰囲気から隔離できる設計とする。

具体的な換気設備の機能については、添付書類VI-1-9-4-2「緊急時対策所の居住性に関する説明書」に従う。

3.1.2.4 防護具の着用

可動源から発生した有毒ガスから指示要員を防護するため、全面マスクを配備する。全面マスクの配備予定場所を図3-1に示す。可動源から有毒ガスが発生した場合には、緊急対策本部長の指示により、緊急時対策本部要員（指示要員）は全面マスクを着用する。

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。

評価に当たっては、受動的に機能を発揮する設備として、固定源の有毒ガス影響を軽減することを期待する防液堤の開口部を評価上考慮する。

具体的な手順は以下のとおり。

- (1) 評価事象は、評価対象となる固定源から有毒化学物質が防液堤内に流出し、有毒ガスが発生することを想定する。なお、固定源について、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

評価対象とする貯蔵容器から防液堤内に有毒化学物質の全量が流出し、有毒ガスが発生することを想定する。

4.1.3 有毒ガス到達経路の選定

固定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

評価対象とする貯蔵容器すべてが損傷し、貯蔵されている有毒化学物質が全量

防液堤内に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、気体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、液体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。

固定源の評価条件を表 4-1 に、有毒化学物質に係る評価条件を表 4-2 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

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

b. 物質移動係数 K_M

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

$$S_c = \frac{v}{D_M}$$

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

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

c. 補正蒸発率 E_C

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

ここで、

E : 蒸発率 (kg/s)

E_C : 補正蒸発率 (kg/s)

A : 防液堤開口部面積 (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	: 防液堤開口部面積の等価直径 (m) ($=\sqrt{4A/\pi}$)
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_{WH_2O}	: 水の分子量 (kg/kmol)
D_0	: 水の拡散係数 ($=2.2 \times 10^{-5} \text{m}^2/\text{s}$)

(3) 評価の対象とする固定源

有毒ガス評価ガイドに従って選定した敷地内外における固定源を対象とする。

評価の対象とする敷地内外の固定源を図 4-3 及び図 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。

固定源の大気拡散計算の評価条件を表 4-3 に示す。

(1) 大気拡散評価モデル

固定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。

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

$$(\chi/Q)_i = \frac{1}{\pi \cdot \sigma_{yi} \cdot \sigma_{zi} \cdot U_i} \cdot \exp\left(-\frac{H^2}{2\sigma_{zi}^2}\right) \quad (\text{建物影響を考慮しない場合})$$

$$(\chi/Q)_i = \frac{1}{\pi \cdot \Sigma_{yi} \cdot \Sigma_{zi} \cdot U_i} \cdot \exp\left(-\frac{H^2}{2\Sigma_{zi}^2}\right) \quad (\text{建物影響を考慮する場合})$$

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* がないとき ${}_d\delta_i = 0$
 σ_{yi} : 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)
 σ_{zi} : 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)
 Σ_{yi} : $\left(\sigma_{yi}^2 + \frac{cA}{\pi}\right)^{\frac{1}{2}}$
 Σ_{zi} : $\left(\sigma_{zi}^2 + \frac{cA}{\pi}\right)^{\frac{1}{2}}$
 A : 建物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_{yi} 、 σ_{zi} 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、建物の投影面積については「(5) 建物投影面積」に示す値を、形状係数については「(6) 形状係数」に示す値を用いることとする。

σ_{yi} 及び σ_{zi} 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

2009年1月～2009年12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1月～2008年12月、2010年1月～2018年12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

固定源について、放出点から比較的近距離の場所では、建物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物としては、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建物を選定する。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物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物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有毒ガスが、巻き込みを生じる代表建物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物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物の周辺に 0.5L (L: 建物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物に近接し、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物+0.5L を含む方位を選択する。

以上により、固定源が選定条件 a.～c. にすべて該当する方位を評価対象方位と設定する。

具体的な固定源の評価対象方位は、図 4-3 及び図 4-4 に示す。

(5) 建物投影面積

建物投影面積は小さい方が厳しい結果となるため、表 4-3 に示すとおり建物投影面積を保守的に設定するものとする。

(6) 形状係数

建物の形状係数は 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)

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。

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

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

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

$C_{\text{ppm(out)}}$: 外気濃度 (ppm)

C : 外気濃度 (kg/m^3) = (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/m^3)

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、有毒化学物質ごとに設定する。固定源の有毒ガス防護のための判断基準値を表 4-4 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。

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

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

緊急時対策所の外気取入口における，固定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 4-5 に示す。

なお，各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は複数存在しないため，各固定源の評価においては，有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合は合算しない。

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 0.13 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 (1/2)

項目	評価条件	選定理由	備考
固定源の種類 (設備名)	敷地内固定源 (排水中和用 塩酸タンク)	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 固定源及び可動源の調査 (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	- 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 開口部面積	16.5m ²	有毒化学物質の貯蔵施設が設置された防液堤の開口部面積に余裕を見込んだ値として設定	- 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) - 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 4-1 固定源の評価条件 (2/2)

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 (アンモニア (冷媒))	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 固定源及び可動源の調査 (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)	アンモニア (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 開口部面積	—	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、防液堤開口部面積の設定は不要	- 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 4-2 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		文献と気象条件 (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
分子拡散係数		文献と気象条件 (温度)に基づき設定	Modeling Hydrochloric Acid Evaporation in ALOHA	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。
化学物質の分圧*	塩酸	文献と気象条件 (温度)に基づき設定	Modeling Hydrochloric Acid Evaporation in ALOHA	－有毒化学物質の漏えい量
気象資料		島根原子力発電所における1年間の気象資料 (2009.1～2009.12) ・地上風を代表する観測点(標高約28.5m)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	－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。)

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 4-3 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、プルームは風下方向に直線的に流され、プルーム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	島根原子力発電所における1年間の気象資料 (2009.1 ~ 2009.12) ・地上風を代表する観測点(標高約28.5m)の気象データ	地上風(標高約28.5m)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（昭和57年1月28日原子力安全委員会決定）

表 4-3 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）* ² 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* ¹ 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）* ² 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。

注記*1：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）

*2：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））

表 4-3 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
建物の影響	<p>(敷地内固定源)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・排水中和用塩酸タンク： 管理事務所1号館 <p>(敷地外固定源)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・アンモニア： 考慮しない 	放出点から近距離の建物の影響を受ける場合は、建物による巻き込み現象を考慮	<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>

注記*：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））

表 4-3 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物	管理事務所 1 号館	巻き込みの影響が最も大きいと考えられる 1 つの建物として選定 また、建物投影面積が小さい方が保守的な結果を与えるため、単独建物として選定	被ばく評価手法 (内規) * 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。 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 <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(結果が同じ方で代表)</td> </tr> <tr> <td>FWR 型原子炉施設</td> <td>原子炉冷却材喪失</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</td> </tr> <tr> <td></td> <td>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</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(結果が同じ方で代表)	FWR 型原子炉施設	原子炉冷却材喪失	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		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(結果が同じ方で代表)													
FWR 型原子炉施設	原子炉冷却材喪失	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													
	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													
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	有毒ガス評価ガイド 4.4.1 原子炉制御室等外評価点 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。												
発生源と評価点の距離	(敷地内固定源) ・排水中和用塩酸 タンク： 約 260m (敷地外固定源) ・アンモニア： 約 2760m	固定源と評価点の位置から保守的に設定	有毒ガス評価ガイド 3.1 固定源及び可動源の調査 (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。) - 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、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* : 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))

表 4-3 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
着目方位 ^{*1}	<p>(敷地内固定源)</p> <p>・排水中和用塩酸タンク： 2方位：ESE^{*2}, SE</p> <p>(敷地外固定源)</p> <p>・アンモニア： 1方位：ENE^{*2}</p>	<p>・建物風下側の巻込みによる拡がりを考慮し、以下の i) ~ iii) の条件に該当する方位を選定し、建物の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を選定</p> <p>i) 放出点が評価点の風上にあること</p> <p>ii) 放出点から放出された有毒ガスが、建物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</p> <p>iii) 建物の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること</p> <p>・建物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) ^{*3}</p> <p>5.1.2(3)c)1) 中央制御室の被ばく評価の計算では、代表建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる 1 方位のみを対象とするのではなく、図 5.4 に示すように、代表建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。</p> <p>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、固定源からの評価点の方位であり、評価対象とする風向とは 180° 向きが異なる。

*2：固定源と評価点とを結ぶラインが含まれる方位

*3：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))

表 4-3 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
建物投影面積	<ul style="list-style-type: none"> 排水中和用塩酸タンク 管理事務所 1 号館 ESE (850m²) SE (850m²) 	<p>保守的に巻き込みによる影響が最も大きいと考えられる 1 つの建物を代表とし、着目方位ごとの垂直な投影面積のうち最小の面積を、保守的に着目方位全てに設定</p>	<p>被ばく評価手法 (内規) *2</p> <p>5.1.2(3)d)1) 風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め、放射性物質の濃度を求めるために大気拡散式の入力とする。</p>
形状係数	1/2	<p>気象指針*1 を参考として設定</p>	<p>被ばく評価手法 (内規) *2</p> <p>5.1.1(2)b) 形状係数 c の値は、特に根拠が示されるもののほかは原則として 1/2 を用いる。</p>

注記*1: 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)

*2: 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))

表 4-4 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		

表 4-5 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 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)
敷地内	排水中和用 塩酸タンク	6.1×10^0	0.13	1.8×10^{-4}	5.3×10^{-2}	1.8×10^0
敷地外	アンモニア (冷媒)	2.2×10^{-1}	< 0.01	3.6×10^{-7}	4.2×10^{-1}	1.0×10^0

表 4-5 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：SE)

固定源		着目 方位	評価結果		
			外気取入口 濃度 (ppm)	判断基準値 との比	評価
敷地内	排水中和用 塩酸タンク	ESE	5.1×10^0	0.11	影響なし
		SE	6.1×10^0	0.13	
敷地外	アンモニア (冷媒)	ENE	2.2×10^{-1}	< 0.01	

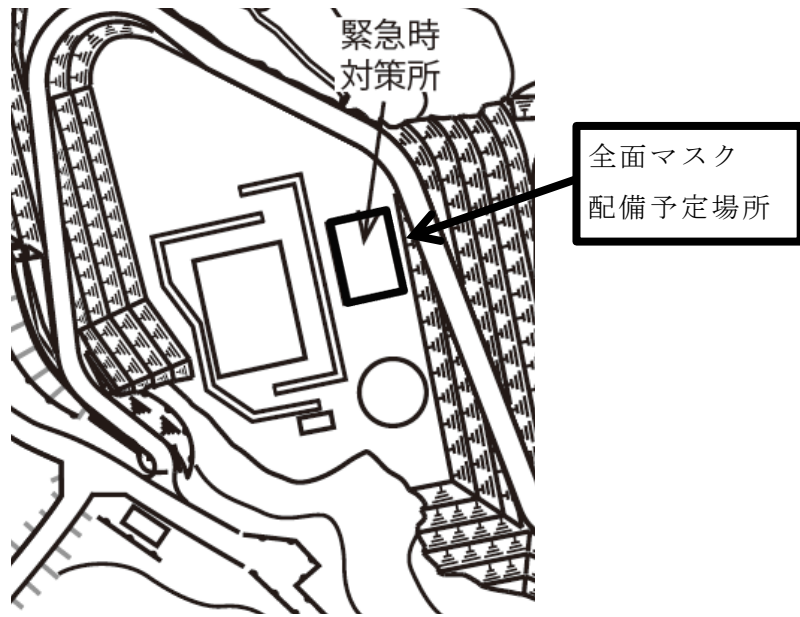


図 3-1 全面マスク配備予定場所（緊急時対策所）

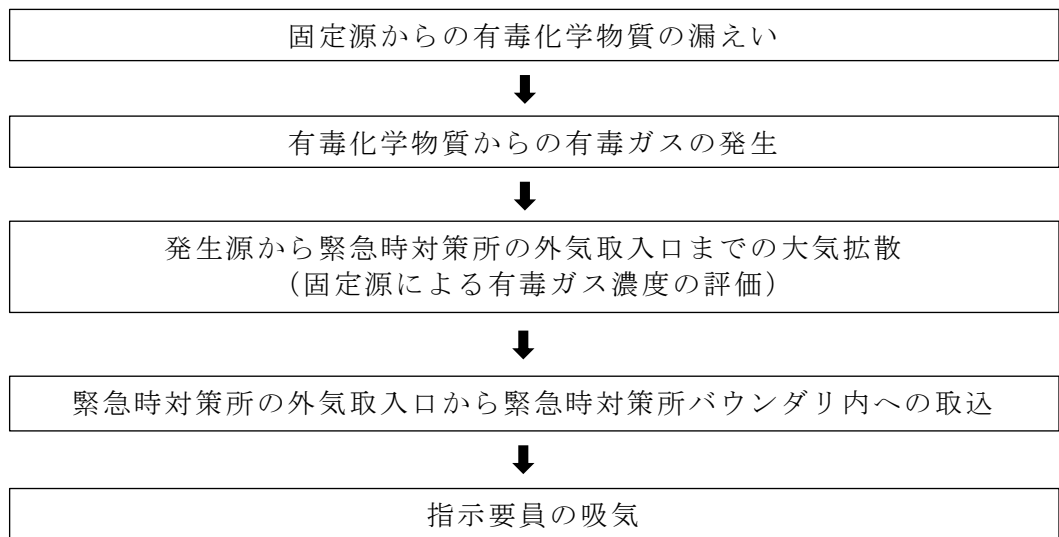
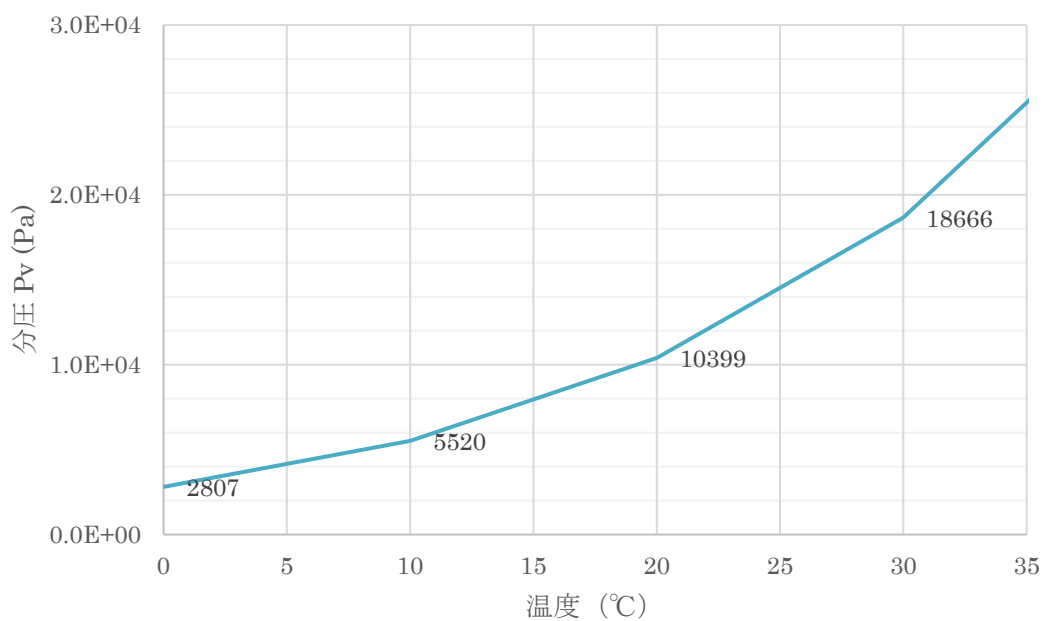


図 4-1 緊急時対策所の有毒ガスの到達経路



塩酸（35wt%）の分圧曲線*

注記*：「Mary Evans, Modeling Hydrochloric Acid Evaporation in ALOHA, USDOC(1993)」

図 4-2 有毒化学物質に係る評価条件（化学物質の分圧）

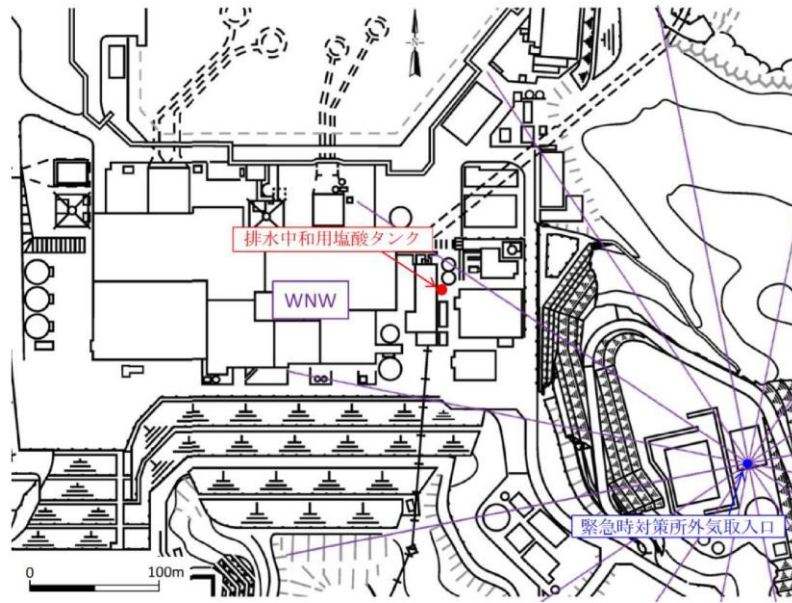


図 4-3 敷地内固定源



図 4-4 敷地外固定源（アンモニア）

VI-1-9-4-2 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	2
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設備	6
3.1.2 放射線管理用計測装置	9
3.2 生体遮蔽装置	9
3.3 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計	9
3.4 資機材及び対策要員の交替等	10
3.5 代替電源	10
4. 緊急時対策所の居住性評価	11
4.1 線量評価	11
4.1.1 評価方針	11
4.1.2 線量計算	19
4.2 酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価	25
4.2.1 評価方針	25
4.2.2 評価結果	31
4.3 緊急時対策所の居住性評価のまとめ	32
5. 熱除去の評価	33
5.1 緊急時対策所遮蔽の熱除去の評価	33
5.1.1 緊急時対策所遮蔽における入射線量の設定方法	33
5.1.2 緊急時対策所遮蔽における温度上昇の計算方法	33
5.2 原子炉二次遮蔽の熱除去の評価	33
5.2.1 原子炉二次遮蔽における入射線量の設定方法	33
5.2.2 原子炉二次遮蔽における温度上昇の計算方法	33
5.3 温度上昇のまとめ	34
別添1 緊急時対策所空気浄化フィルタユニット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	

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。）に基づく緊急時対策所の居住性について、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) 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ための対策要員等を収容することができるとともに、それら関係対策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対策要員に加え、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対策要員を含め、重大事故等時に対処するために必要な数の対策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対策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設備

(a) 緊急時対策所空気浄化装置

- イ. 緊急時対策所空気浄化送風機（第1保管エリア，第4保管エリアに保管）
- ロ. 緊急時対策所空気浄化フィルタユニット（第1保管エリア，第4保管エリアに保管）
- ハ. 緊急時対策所空気浄化装置用可搬型ダクト（第1保管エリア，第4保管エリアに保管）

ニ. 緊急時対策所空気浄化装置用配管・弁（緊急時対策所に設置）

(b) 空気ポンプ加圧設備

- イ. 空気ポンプ加圧設備（空気ポンプ）（第1保管エリア，第4保管エリアに保管）
- ロ. 空気ポンプ加圧設備用可搬型配管・弁（第1保管エリア，第4保管エリアに保管）
- ハ. 空気ポンプ加圧設備用配管・弁（緊急時対策所に設置）

- b. 生体遮蔽装置
 - (a) 緊急時対策所遮蔽
 - (b) 原子炉二次遮蔽
 - (c) 補助遮蔽

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を保管する。また、緊急時対策所換気空調設備は、代替電源設備である緊急時対策所用発電機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」（令和3年6月23日 原規技発第2106233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日労働省令第43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）（以下「酸素欠乏症等防止規則」という。）及び「鉱山保安法（昭和24年法律第70号）鉱山保安法施行規則」（平成16年9月27日経済産業省令第96号）（以下「鉱山保安法施工規則」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

く評価手法（内規）」という。）

- ・ 鉱山保安法施行規則
- ・ 酸素欠乏症等防止規則
- ・ 事務所衛生基準規則
- ・ 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）
- ・ 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" , February 1994
- ・ 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
- ・ 2013年改定 建築工事標準仕様書・同解説 JASS 5N 原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事，日本建築学会
- ・ 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 MATXSLIB based on JENDL-3.3" , JAERI-Data/Code 2003-011 (2003)
- ・ 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 February2005 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、必要な対策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東京電力株式会社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ヨウ素剤の服用がなく、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対策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設備の使用により緊急時対策所内を正圧化し、緊急時対策所空気浄化フィルタユニットを通らない空気流入を防止することとしている。このため、緊急時対策所（遮蔽含む。）及び緊急時対策所換気空調設備の性能を維持・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設備の機能・性能試験を実施する。

資機材の保管、管理等については、添付書類VI-1-9-4-1「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、添付書類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

緊急時対策所換気空調設備（緊急時対策所空気浄化送風機、緊急時対策所空気浄化フィルタユニット及び空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ））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を確保できる設計とする。

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する対策要員及び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の抑制に必要な現場活動等に従事する対策要員、最大150名（放射性雲通過時96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及び降下火砕物に対して、外気からの空気の取り込みを一時停止することにより、対策要員を

防護できる設計とする。

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、緊急時対策所換気空調設備の確実な運転・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設備

緊急時対策所換気空調設備は、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対策要員を防護するため、緊急時対策所空気浄化フィルタユニットを通して外気を取り込むことが可能な設計とし、緊急時対策所内を正圧化することにより、フィルタユニットを通ら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、緊急時対策所空気浄化送風機を停止し、給気口を給気隔離ダンパ閉により隔離するとともに、空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）により緊急時対策所を正圧化し、外気の流入を完全に遮断可能な設計とする。

ここで、緊急時対策所内を空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）により正圧化する場合、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対策要員の窒息を防止可能な設計とする。

放射性雲通過後においては、放射性雲通過前と同様に緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットにより緊急時対策所を正圧化することにより、フィルタユニットを通らない外気の流入を防止する設計とする。

また、緊急時対策所の差圧制御は排気隔離ダンパの開度調整により行う。

緊急時対策所換気空調設備の系統概略図（放射性雲通過前及び通過後の場合）を図3-1に、系統概略図（放射性雲通過中の場合）を図3-2に示す。

緊急時対策所換気空調設備の強度に関する詳細は、添付書類VI-3-3-6-1-3「緊急時対策所換気空調系の強度計算書」に示す。

(1) 居住性確保のための換気設備運転

a. 緊急時対策所換気空調設備による正圧化

緊急時対策所は、緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニット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、緊急時対策所空気浄化送風機により正圧化されるため、緊急時対策所空気浄化フィルタユニットを通らない空気の流入はない。

b. 空気ボンベによる正圧化

緊急時対策所は、空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）により正圧化されるため、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) 緊急時対策所空気浄化送風機

緊急時対策所空気浄化送風機は、緊急時対策所内にとどまる対策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でき、1台で緊急時対策所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、緊急時対策所内の正圧維持並びに酸素濃度及び二酸化炭素濃度を維持・抑制するために必要な流量に余裕を考慮する。また、緊急時対策所空気浄化送風機は、緊急時対策所との接続が速やかに行えるよう、緊急時対策所付近に配備し、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ようにするとともに、交換ができる設計とする。さらに、外気中の放射性物質の濃度に応じて空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）との切替えができるよう、緊急時対策所内に設置された緊急時対策所空気浄化送風機の操作スイッチ及び空気ボンベ加圧設備の弁による操作が可能な設計とする。

(3) 緊急時対策所空気浄化フィルタユニット

緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは、緊急時対策所空気浄化送風機と同様、1台で必要な容量を有したものを、予備も含めて3台配備する設計とし、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「放管エリア」という。）を含め、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、粒子用フィルタとよう素用フィルタを直列2段に配列することで、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、緊急時対策所付近に配備し、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設計とするとともに、交換ができる設計とする。

緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの除去効率を表3-1に、緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの概略図を図3-3に示す。

a. フィルタ除去効率

緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの粒子用フィルタによるエアロゾルの除去効率は、99.99%以上（総合除去効率）となるように設計し、よう素用フィルタによる除去効率は、有機よう素99.75%以上（総合除去効率）及び無機よう素99.99%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、以下の性能検査を定期的実施し、確認する。

- ・微粒子／よう素除去効率検査
- ・漏えい率検査及び総合除去効率検査

(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、緊急時対策所空気浄化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。緊急時対策所空気浄化フィルタユニットのフィルタ捕集量については、別添1「緊急時対策所空気浄化フィルタユニットのフィルタ除去性能の維持について」に示す。
- (d) 原子炉格納容器から放出され、緊急時対策所空気浄化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り、その性能（除去効率）が低下しない設計とする。緊急時対策所空気浄化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「緊急時対策所空気浄化フィルタユニットのフィルタ除去性能の維持について」に示す。
- (e) 緊急時対策所空気浄化送風機の入口に平型フィルタ及び中性能フィルタを設置することで、粉塵などの影響により、緊急時対策所空気浄化フィルタユニットが目詰まりし、フィルタの差圧が過度に上昇しない設計とする。
- 緊急時対策所空気浄化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「緊急時対策所空気浄化フィルタユニットのフィルタ除去性能の維持について」に示す。

c. 緊急時対策所内の対策要員への影響

緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは、緊急時対策所空気浄化フィルタユニット自体が放射線源になることを踏まえ、緊急時対策所へ出入りする対策要員等の被ばく防護のため、緊急時対策所の出入口方向への放射線が遮蔽壁により遮られる位置に設置する。

緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの配置図を図3-4に示す。

(4) 空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）

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、空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）により緊急時対策所を正圧化し、緊急時対策所内にとどまる対策要員の被ばくの低減又は防止を図る。

空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）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、緊急時対策所を正圧化でき、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11時間の緊急時対策所の正圧化を可能とする容量として、454本以上（1本当たりの空気容量が $9.8\text{m}^3[\text{normal}]$ のもの）を配備するものとする。

正圧化された緊急時対策所内と屋外との差圧を監視できる計測範囲として0～500Pa [gage] を有する差圧計を緊急時対策所に設置する。また、空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）は、速やかに系統構成できるように、緊急時対策所近傍に配備するとともに、容易に交換ができる設計とする。

また、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、空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）出口に安全弁を設ける設計とする。

空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）の強度に関する詳細は、添付書類VI-3-3-6-1-3-1「空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）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（可搬式モニタリングポスト及び可搬式エリア放射線モニタ）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緊急時対策所正圧化判断用として可搬式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式エリア放射線モニタを配備し、各々を監視することにより、放射性雲通過時における換気設備等の操作（換気設備停止、空気ボンベ正圧化等）を実施する。

放射線管理用計測装置の仕様の詳細は、添付書類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、可搬式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兼用する。

3.2 生体遮蔽装置

緊急時対策所遮蔽，原子炉二次遮蔽及び補助遮蔽は，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対策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。

緊急時対策所遮蔽の熱除去の評価については，「5. 熱除去の評価」に示す。緊急時対策所出入口開口の設計については，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及び二酸化炭素濃度計を保管する。

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の詳細については、添付書類VI-1-9-4-1「緊急時対策所の機能に関する説明書」に示す。

3.4 資機材及び対策要員の交替等

緊急時対策所にとどまる対策要員や放射性雲通過後に屋外作業を行う対策要員の被ばく低減措置を行う場合に備えたマスク，安定ヨウ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対策要員や屋外作業を行った対策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，対策要員の汚染が確認された場合は，対策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条第1項に該当する事象又は原子力災害対策特別措置法第15条第1項に該当する事象が発生し，放射線管理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，添付書類VI-1-9-4-1「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は，添付書類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

緊急時対策所空気浄化送風機は，非常用所内電気設備からの給電が喪失した場合においても代替電源設備である緊急時対策所用発電機から給電できる設計とする。

代替電源設備の詳細については，添付書類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」及び添付書類VI-1-9-4-1「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」とし、対策要員が緊急時対策所内に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。緊急時対策所の遮蔽構造図を図4-1に、緊急時対策所換気空調設備の系統概略図を図3-1及び図3-2に示す。

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じる場合を除き、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「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。

(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 原子炉建物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物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対策要員に与える線量

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対策要員に与える線量

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対策要員に与える線量

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対策要員に与える線量（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）。

なお、本評価においては、対策要員の交替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、大気中への放出放射エネルギー評価条件を表4-1に示す。

a. 事故直前の炉内内蔵量

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るものとする。事故直前の炉内内蔵量は、電力共同研究報告書「立地審査指針改定に伴うソースタームに関する研究（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2,436MW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内蔵量の計算には、燃焼計算コード「ORIGEN2」コードを使用している。なお、評価に用いる解析コード「ORIGEN2」の検証、妥当性評価については、添付書類VI-5「計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。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内内蔵量を計算している。

- ・ 燃焼度 : 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-III 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放射性物質の炉内内蔵量を表4-2に示す。

事故直前の炉内内蔵量は、この値に原子炉熱出力である2,436MWを掛け合わせて計算する。

b. 大気中への放出量

事故直前の炉内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放射性物質の大気中への放出量を表4-3に示す。

c. 原子炉建物内の存在量

NUREG-1465*の炉内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物内に放出された放射性物質を設定する。

ここで、放射性物質の炉内内蔵量に対して、事故発生24時間後に以下の0.3倍の放射性物質が原子炉建物（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、希ガス類については大気中への放出分を考慮し、炉内内蔵量の97%（福島第一原子力発電所事故と同等と想定）が大気中へ放出されるものとし、残りが原子炉建物内に浮遊するものとする。

以上により計算した原子炉建物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、ガウスブ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基に評価点ごとに以下の式*1のとおり計算する。

$$x/Q = \frac{1}{T} \sum_{i=1}^T (x/Q)_i \cdot \delta_i^d \quad \dots \dots \dots (4.1)$$

ここで、

x/Q : 実効放出継続時間中の相対濃度 (s/m^3)

T : 実効放出継続時間 (h)

$(x/Q)_i$: 時刻 i における相対濃度 (s/m^3)

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 において風向が他の方位にあるとき $\delta_i^d = 0$

(地上放出の場合)

$$(\chi/Q)_i = \frac{2.032}{\sum_{zi} \cdot U_i \cdot x} \dots \dots \dots (4. 2)$$

$$\sum_{zi} = \sqrt{\sigma_{zi}^2 + \frac{C \cdot A}{\pi}}$$

ここで、

- U_i : 時刻*i*の放出源を代表する風速 (m/s)
- \sum_{zi} : 時刻*i*の建物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)
- σ_{zi} : 時刻*i*の濃度のz方向の拡がりパラメータ (m)
- A : 建物投影面積 (m²)*2
- C : 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 σ_{zi} 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、建物の投影面積については、「e. 建物投影面積」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。

σ_{zi} 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時間を超える為、長時間放出の場合の式を適用する。

*2: すべての方位の投影面積の中で最小面積をすべ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基に、以下の式で計算する。

$$D/Q = (K_1/Q) E \mu_0 \int_0^\infty \int_{-\infty}^\infty \int_0^\infty \frac{e^{-\mu r}}{4 \pi r^2} B(\mu r) \chi(x', y', z') dx' dy' dz' \dots \dots \dots (4. 3)$$

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 $\left(\frac{\text{dis}\cdot\text{m}^3\cdot\mu\text{Gy}}{\text{MeV}\cdot\text{Bq}\cdot\text{s}}\right) / \left(\frac{\text{Bq}}{\text{s}}\right)$

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 (m^{-1})

μ : 空気に対するガンマ線の線減衰係数 (m^{-1})

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 (-)

$$B(\mu r) = 1 + \alpha(\mu r) + \beta(\mu r)^2 + \gamma(\mu r)^3 \dots \dots \dots (4.4)$$

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') における濃度 (Bq/m³)

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

2009年1月～2009年12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、最新10年間の気象データ (2008年1月～2008年12月, 2010年1月～2018年12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

建物巻き込みの影響を受ける場合は、緊急時対策所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。放出源において建物巻き込みの影響があるものとして評価を行うため、相対濃度及び相対線量の評価点高さは、放出源高さと同じとする。

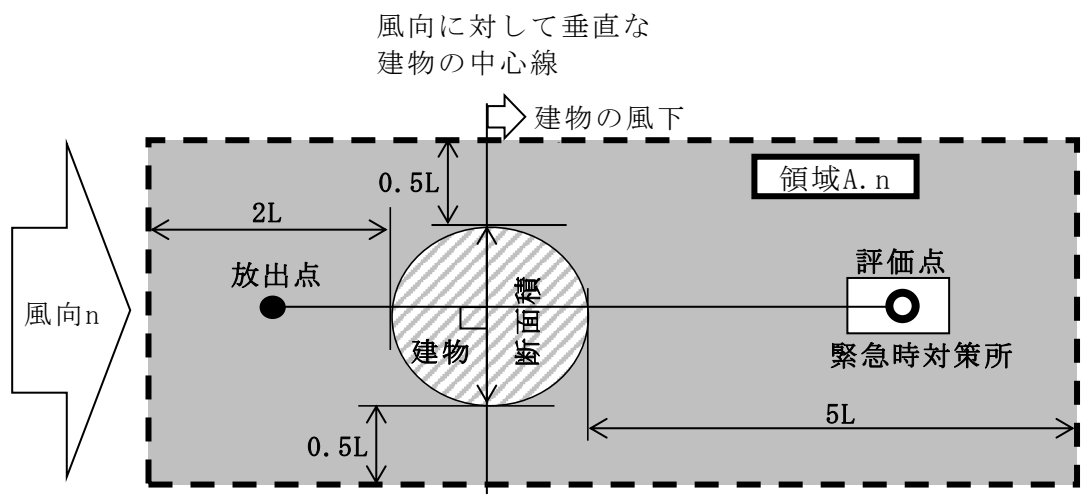
d. 評価対象方位

放出点と巻き込みを生じる建物及び評価点との位置関係によって、建物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、放出点と巻き込みを生じる建物及び

評価点との位置関係について、以下の条件すべてに該当した場合、放出点から放出された放射性物質は建物の風下側で巻き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) 放出源の高さが建物の高さの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と建物の投影形状に応じて定まる一定の範囲（下図の領域A. n）の中にある場合



注：Lは風向に垂直な建物又は建物群の投影面高さ又は投影幅の小さい方（本評価において、Lは、原子炉建物高さ（48.8m）が該当する。）

- (c) 評価点が、巻き込みを生じる建物の風下にある場合

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、建物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わ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物を仮定することから、巻き込みを生じる建物として、放出源であり、影響が大きいと考えられる「原子炉建物」を代表として選定し、建物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物の影響を受けて拡散すること及び建物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(d)～(f)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。

- (d) 放出点が評価点の風上にあること。
- (e) 放出点から放出された放射性物質が、原子炉建物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。

(f) 原子炉建物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(f)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物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、建物又は建物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、代表建物である原子炉建物の高さ(48.8m)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(e)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、放出点は原子炉建物であり、 $0.5L$ 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(f)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物+ $0.5L$ を含む方位を対象とする。

以上より、選定条件(d)～(f)の条件にすべて該当する方位は、2方位(E, ESE)となる。

評価対象とする方位を図4-3に示す。

e. 建物投影面積

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

原子炉建物の投影面積を図4-4に示す。

f. 形状係数

建物の形状係数は $1/2^{*1}$ とする。

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累積出現頻度 $97\%^{*1}$ に当たる値を用いる。

h. 評価結果

重大事故等時の緊急時対策所の居住性に係わる被ばく評価に使用する大気拡散条件を表4-5に示す。

重大事故等時の緊急時対策所の居住性に係わ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)の評価結果を下表に示す。

評価点	放出点	相対濃度*2, *3 χ / Q (s/m ³)	相対線量*3 D / Q (Gy/Bq)
緊急時対策所 中心	原子炉建物 外壁	7.2×10^{-5}	8.5×10^{-19}

注記*1：気象指針を基に設定

*2：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トシャインガンマ線の算出は、放出源の原子炉建物外壁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。

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

4.1.2 線量計算

(1) 実効線量の評価

- a. 被ばく経路①（原子炉建物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）

重大事故等時に原子炉建物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対策要員の実効線量は、施設の位置、建物の配置、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物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物（二次格納施設）内に放出される。この原子炉建物（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) 原子炉建物（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4-6に原子炉建物（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物及び緊急時対策所の評価モデルを図4-5及び図4-6に示す。直接ガンマ線の線源範囲は、原子炉建物のグラントレベル以上*1とし、保守的に各階の原子

炉建物（二次格納施設）の東西南北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、原子炉建物運転階のみ^{*2}とする。原子炉建物は保守的に建物外壁のみを考慮する。ここで、建物外壁は、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、緊急時対策所の遮蔽体として、緊急時対策所の壁及び天井を考慮し、緊急時対策所のコンクリート躯体形状を模擬する。評価で考慮する原子炉建物、緊急時対策所の壁及び天井は、公称値からマイナス側許容差（原子炉建物：mm，緊急時対策所：-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：原子炉建物運転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、建物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。

ハ． 評価点

評価点は、対策要員の滞在する区画内を想定し、図4-5及び図4-6に示すように、線量結果が厳しくなるよう原子炉建物から最短距離を設定し、評価点高さは、直接ガンマ線は原子炉建物運転階の中心高さ、スカイシャインガンマ線は天井高さとする。

ニ． 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。なお、評価に用いる解析コード「QAD-CGGP2R」、「ANISN」及び「G33-GP2R」の検証、妥当性評価については、添付書類VI-5「計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。

(b) 評価結果

以上の条件に基づき評価した原子炉建物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4-7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外部被ばく）
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対策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、「4.1.1(5) 大気拡散の評価」の「h. 評価結果」に示した下表の値を使用する。

評価点	放出点	相対線量 D/Q (Gy/Bq)
緊急時対策所 中心	原子炉建物 外壁	8.5×10^{-19}

(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、緊急時対策所遮蔽による減衰効果を考慮して計算する。

$$H_{\gamma} = \int_0^T K \cdot D/Q \cdot Q_{\gamma}(t) \cdot F \cdot dt \quad \dots \dots \dots (4.5)$$

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* (1Sv/Gy)

D/Q : 相対線量 (Gy/Bq)

$Q_{\gamma}(t)$: 時刻 t における大気中への放射能放出率 (Bq/s)

(ガンマ線エネルギー 0.5MeV 換算値)

F : 遮蔽体厚さにおける減衰率 (-)

T : 評価期間 (7日間) (s)

注記* : 「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

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（コンクリート cm*）における減衰率は、大気中への放出量を線源として、「QAD-CGGP2R」コードにより計算した下表の値を使用する。

コンクリートの 減衰率 (-)	希ガス	2×10^{-5}
	希ガス以外	8×10^{-5}

注記*：遮蔽厚さは、緊急時対策所外壁（cm）の公称値からマイナス側許容差（-5mm）を引いた値を示す。

(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4-8に示す。

- c. 被ばく経路③（地表面に沈着した放射性物質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対策要員の実効線量は、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（原子炉建物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）」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4-9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、「4.1.1(5) 大気拡散の評価」の「h. 評価結果」に示した下表の値を使用する。

評価点	放出点	相対濃度 χ/Q (s/m ³)
緊急時対策所 中心	原子炉建物 外壁	7.2×10^{-5}

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、有機よう素以外は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沈着速度が小さい*⁴ことから、地表面沈着分による影響は無視できるものと考え、評価対象外とする。また、希ガ

スについては沈着を考慮しない。

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桁程小さい。

ニ. 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。

$$\frac{d S_o^i(t)}{d t} = -\lambda_i \cdot S_o^i(t) + V_G \cdot \chi / Q \cdot f \cdot Q_i(t) \dots \dots (4.6)$$

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, 大気中に放出された放射性物質の地表面沈着濃度を表4-10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物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。グランドシャインガンマ線線源強度は表4-11に示す事故後7日間の積算値を用いる。

ロ. 幾何条件

グランドシャイン評価モデルを図4-7に示す。線源範囲は，緊急時対策所中心から東西南北400m*までとする。本評価では，緊急時対策所の屋上面，緊急時対策所の外側の地表面の2つの範囲に分割して評価する。なお，地表面は緊急時対策所屋上下面レベルと同一の高さにモデル化する。

注記*：JAEA-Technology 2011-026「汚染土壤の除染領域と線量低減効果の検討」において，評価点から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，緊急時対策所中心から400mまでを線源領域とし，グランドシャインを面線源からの被ばくと想定する場合は，全体の領域として800m×800mを設定した。

ハ. 評価点

評価点は緊急時対策所を想定し，図4-7に示すように屋上面線源及び地表面線源に対して距離が近い位置として緊急時対策所天井を設定した。

ニ. 解析コード

グランドシャインガンマ線は，「QAD-CGGP2R」コードを用いて評価する。

(c) 評価結果

以上の条件に基づき評価したグランドシャインガンマ線による実効線量を表4-12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対策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は，以下の(a)及び(b)の効果により，外気から取り込まれた放射性物質による影響は無視できるものと考え，評価対象外とする。

(a) 緊急時対策所換気空調設備による緊急時対策所の正圧化

緊急時対策所を緊急時対策所空気浄化送風機により正圧化することで，緊急時対策所への緊急時対策所空気浄化フィルタユニットを通らない外気侵入を防止する効果を考慮する。

(b) 空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）による緊急時対策所の正圧化
放射性雲通過中に緊急時対策所を空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）により正圧化することで、緊急時対策所への外気の侵入を防止する効果を考慮する。

(2) 評価結果のまとめ

重大事故等時の緊急時対策所の対策要員に及ぼす実効線量の内訳を表4-13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対策要員の被ばく評価結果を下表に示す。

これに示すように、重大事故等時の緊急時対策所の対策要員の実効線量は、7日間で約1.7mSv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。

実効線量 (mSv/7日間)
約 1.7×10^0

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

緊急時対策所空気浄化送風機を使用した場合及び空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）による正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（許容濃度未満）であることを評価する。

本評価における滞在人数、体積、評価期間等は、被ばく評価条件を基に、保守的な結果となるよう設定する。また、酸素消費量及び二酸化炭素吐出し量等は、換気設備の使用時における緊急時対策所内にとどまる対策要員の活動状況等を想定し、設定する。

(2) 酸素濃度及び二酸化炭素濃度許容濃度の設定

酸素濃度及び二酸化炭素許容濃度は、表4-14に示すとおり、換気設備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許容二酸化炭素濃度は、「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。緊急時対策所空気浄化送風機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、緊急時対策所空気浄化送風機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。

空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）による正圧化は、希ガス等の放射性物質を含む外気が緊急時対策所内に侵入しないように実施する防護措置であり、空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）による正圧化時は、緊急時対策所出入口扉を閉め、室内を密閉するという限られた環境である。

このため、空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）使用時の酸素及び二酸化炭素濃度許容濃度は、表4-14に示すとおり、限られた環境下における労働環境を規定している「鉱山保安法施行規則」に定める酸素濃度及び二酸化炭素濃度許容基準（19vol%以上及び1vol%以下）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

緊急時対策所内を正圧化し、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4-15に示す。なお、計算に使用する、呼吸量、初期酸素濃度、酸素消費量等は「空気調和・衛生工学便覧」から引用する。

被ばく評価上の空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）による正圧化時間は、審査ガイドに基づき、放射性雲通過中の10時間とする。

10時間連続で空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）により正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. 緊急時対策所空気浄化送風機を使用する場合

緊急時対策所空気浄化送風機は、設計基準事故後、放射性雲通過時を除いて恒常的に使用する設備であるため、平衡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・抑制するための条件を満足する必要がある。

(a) 緊急時対策所内の正圧維持について

緊急時対策所の正圧化バウンダリを構成する外壁等は、配置上、外気の風の影響を直接受ける屋外に設置されているため、室内へのインリークは外気の風の動圧によるものと考えられる。

緊急時対策所内の正圧化は、以下に示すとおり、60Paが必要であるため、緊急時対策所の正圧化圧力値は、余裕を考慮して100Pa [gage] 以上とする。

イ. 動圧を考慮した正圧化圧力値

緊急時対策所の動圧を下式により計算する。

$$P \text{ (動圧)} = 0.5 \times \rho \times U^2$$

ここで、

ρ : 質量密度 (空気密度の1.2を使用)

U : 想定風速(10m/s)*

注記* : 島根2009年気象の風速データより設定 (風速データの97%値である約8m/sを切上げた値)

計算の結果、緊急時対策所内の動圧は60Pa程度であるが、余裕を見込み、目標圧力は100Pa[gage]に設定する。

ロ. 緊急時対策所の正圧維持に必要な換気流量

緊急時対策所空気浄化送風機等の容量は、緊急時対策所で想定する漏えい量を上回るよう設定している。具体的には、類似施設である免震重要棟で実施した気密試験結果の漏えい率0.12回/hを参考に、緊急時対策所の漏えい率を0.15回/hと仮定して算出した漏えい量323m³/h (100Pa [gage] 正圧化時) を上回る330m³/hを緊急時対策所の正圧維持に必要な換気流量として設定している。

上記の正圧維持に必要な換気流量330m³/hは、緊急時対策所の漏えいの可能性のある箇所から算定した漏えい量224.9m³/hを上回っていることを以下のとおり確認している。

緊急時対策所はコンクリートの間仕切りで区画されることから、壁の継ぎ目からのリークはないものとする。したがって、緊急時対策所のリークポテンシャルは、ドア開口の隙間、壁貫通部 (配管、ケーブル、ダクト) である。

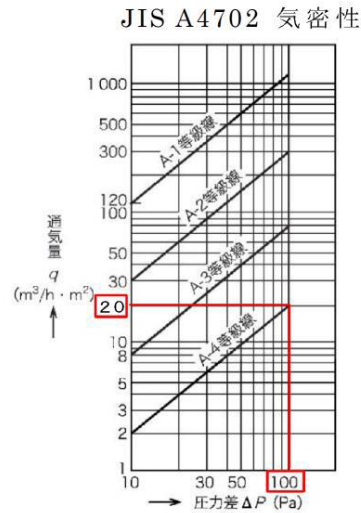
① ドア開口リーク量

気密が要求される建物/部屋に使用されるドアの気密性はJ I S A 4 7 0 2にて定義されている。緊急時対策所の屋外との差圧は設計値である+100Pa [gage]における通気量を用いる。最も気密性の高い等級A-4のドアでは、圧力差+100Pa [gage]におけるドア面積当たりの通気量が20m³/h・m²であることから (下図J I S A 4 7 0 2 気密性参照) , ドアからのリーク量は以下の式により算出できる。

$$\begin{aligned} Q_{\text{ドア}} &= S \times 20 \\ &= 8.12 \times 20 \\ &= 162.4 \text{ (m}^3\text{/h)} \end{aligned}$$

Q_{ドア} : ドアからのリーク量 (m³/h)

S : 緊急時対策所のドアの面積合計 (8.12m²)



② 壁貫通部のリーク量

当該貫通部の穴仕舞は気密性を確保するよう施工しており，漏えいの可能性は低いが，仮に1箇所当たり5mm²の穴があることで計算する。

$$\begin{aligned}
 Q_p &= A_i \times \sqrt{(2 \times \Delta p \div \rho \div \zeta)} \times 3600 \\
 &= 5 \times 10^{-6} \times \sqrt{(2 \times 100 \div 1.18 \div 0.88)} \times 3600 \\
 &\doteq 0.250 \text{ m}^3/\text{h}
 \end{aligned}$$

(空気調和衛生工学便覧の管出口局部抵抗の算定式を展開)

Q_p : 1箇所当たりのリーク量 (m³/h)

ζ : 開口部抵抗係数 (0.88 : 空気調和衛生工学便覧 (管出口) の値とする)

A_i : 開口部面積 (0.000005m²)

Δ p : 圧力差 (100Pa)

ρ : 空気の比重 (1.18 kg/m³)

上記を計算の結果0.250m³/h/箇所となり，貫通部250*箇所の合計漏えい量は62.5m³/hとなる。

注記* : 約200箇所に余裕をみた250箇所として計算する。なお，ケーブルについては保守的に，ケーブルトレイ内にまとめて敷設されるケーブルも1本ずつ貫通部としている。

①+②の合計漏えい量は224.9m³/hとなる。

また、緊急時対策所建物完成後に気密試験（約100Pa [gage] 正圧化）を実施した結果、緊急時対策所の漏えい率は0.15回/h以下であったことから、設備容量として余裕を持った設計となっていることを確認している。

(b) 緊急時対策所内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下式により計算する。

$$Q = \frac{k}{P_1 - P_0} \dots \dots \dots (4. 7)$$

ここで、

- Q : 必要換気流量(m³/h)
- k : 酸素消費量(m³/h)
- P₁ : 初期酸素濃度(-)
- P₀ : 酸素濃度下限値(-)

(c) 緊急時対策所内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下式により計算する。

$$L = \frac{M}{C - C_0} \dots \dots \dots (4. 8)$$

ここで、

- L : 必要換気流量(m³/h)
- M : 二酸化炭素発生量(m³/h)
- C : 許容二酸化炭素濃度(-)
- C₀ : 外部空気二酸化炭素濃度(-)

b. 空気ポンベ加圧設備（空気ポンベ）を10時間使用する場合

被ばく評価上の空気ポンベ正圧化時間は、審査ガイドに基づき、10時間としているが、余裕を見込み、追加で1時間の空気ポンベ正圧化を考慮する。

10時間連続で空気ポンベにより正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) 緊急時対策所内の正圧維持について

イ. 目標圧力の設定

緊急時対策所内の目標圧力は、「a. 緊急時対策所空気浄化送風機を使用する場合」と同様に100Pa[gage]とする。

ロ. 正圧維持に必要な換気流量

緊急時対策所内の圧力(100Pa[gage])を維持するために必要な換気流量

は、「a. 緊急時対策所空気浄化送風機を使用する場合」と同様に 330m³/hである。

(b) 緊急時対策所内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は、「a. 緊急時対策所空気浄化送風機を使用する場合」と同様に下式により計算する。

$$Q = \frac{k}{P_1 - P_0} \dots \dots \dots (4. 9)$$

ここで、

- Q : 必要換気流量(m³/h)
- k : 酸素消費量(m³/h)
- P₁ : 初期酸素濃度(-)
- P₀ : 酸素濃度下限値(-)

(c) 緊急時対策所内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は、「a. 緊急時対策所空気浄化送風機を使用する場合」と同様に下式により計算する。

$$L = \frac{M}{C - C_0} \dots \dots \dots (4. 10)$$

ここで、

- L : 必要換気流量(m³/h)
- M : 二酸化炭素発生量(m³/h)
- C : 許容二酸化炭素濃度(-)
- C₀ : 外部空気二酸化炭素濃度(-)

(4) 緊急時対策所内酸素濃度及び二酸化炭素濃度について

緊急時対策所内空気の空気浄化送風機使用時及び空気ポンベ使用時における酸素濃度及び二酸化炭素濃度は、下記の(4. 11)式を展開した(4. 12)式により計算する。

$$V \cdot \frac{dC}{dt} = C_0 \cdot N \cdot V + M - C \cdot N \cdot V \dots \dots \dots (4. 11)$$

$$= (C_0 - C) \cdot N \cdot V + M$$

$$= (C_0 - C) \cdot L + M$$

$$C = -\left(C_0 - C + \frac{M}{L}\right) \cdot e^{\left(\frac{L}{V} t\right)} + C_0 + \frac{M}{L} \dots \dots \dots (4. 12)$$

ここで、

- M : 室内酸素消費量(m³/h)

- V : 室内体積(m³)
- C : 室内空気酸素濃度(-)
- C₀ : 外気又はポンベの酸素濃度(-)
- C' : ポンベに切替えた際の酸素濃度(-)
- 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、二酸化炭素濃度のとき、酸素を二酸化炭素に置き換える。

また、Mは酸素の場合、負の値となり、二酸化炭素の場合は、二酸化炭素発生量と置き換える。

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. 緊急時対策所空気浄化送風機を使用する場合

緊急時対策所を正圧維持するために必要な換気流量は、330m³/hであり、また酸素濃度維持に必要な最低換気流量は334m³/h、二酸化炭素濃度抑制に必要な最低換気流量は958m³/hである。

緊急時対策所空気浄化送風機の流量を定格流量である1500m³/hとすれば、緊急時対策所内の正圧維持並びに酸素濃度及び二酸化炭素濃度を維持・抑制するための条件（一般的な事務所等の労働環境における許容酸素濃度18vol%以上及び許容二酸化炭素濃度0.5vol%以下）を満足することができる。

上記のとおり設定した1500m³/hの換気流量において、100Pa [gage] の目標圧力に達し、正圧化維持を可能とする設計とする。

b. 空気ポンベ加圧設備（空気ポンベ）を10時間使用する場合

緊急時対策所を正圧維持するために必要な換気流量は、330m³/hであり、また酸素濃度維持に必要な最低換気流量は108m³/h、二酸化炭素濃度抑制に必要な最低換気流量は218m³/hである。

空気ポンベからの流量を330m³/hとすれば、被ばく評価上の放出継続時間である10時間においても、緊急時対策所内の正圧維持並びに酸素濃度及び二酸化炭素濃度を維持・抑制するための条件（限られた労働環境における許容酸素濃度19vol%以上及び許容二酸化炭素濃度1.0vol%以下）を満足することができる。

上記のとおり設定した、330m³/h以上の換気流量において、100Pa [gage] の

目標圧力に達し、正圧化維持を可能とする設計とする。

緊急時対策所空気浄化送風機を使用した場合及び空気ポンベ加圧設備（空気ポンベ）を使用した場合における緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の推移を図4-9に示す。

(2) 必要空気ポンベ個数

「4.2.2 評価結果(1)b. 空気ポンベ加圧設備（空気ポンベ）を10時間使用する場合」より、必要な空気ポンベ本数は、1本当たりの空気容量が $9.8\text{m}^3[\text{normal}]$ のもので、使用量を $8.0\text{m}^3/\text{本}$ とした場合、454本程度となる。この本数は、被ばく評価上の放射性物質の放出継続時間10時間に余裕を加え、11時間の緊急時対策所の正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(5.1)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に示す。

$$\Delta T = Q \times 1000 / (c \cdot \rho) \quad \dots\dots\dots (5.1)$$

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(2.02g/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 原子炉二次遮蔽の熱除去の評価

5.2.1 原子炉二次遮蔽における入射線量の設定方法

原子炉二次遮蔽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物(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、原子炉二次遮蔽への入射線量を約 2.6×10^4 Gy/7日間と設定する。

5.2.2 原子炉二次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。入射線量約 2.6×10^4 Gy/7日間から、原子炉二次遮蔽表面の7日間積

算のガンマ線発熱量を求めると、約 $5.6 \times 10^{-2} \text{kJ/cm}^3$ となる。これによる温度上昇は、「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。

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約 0.2°C 、原子炉二次遮蔽で約 25°C 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°C ／周辺最高温度 149°C ）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 緊急時対策所空気浄化フィルタユニット除去効率一覧

名称		緊急時対策所空気浄化フィルタユニット		
種類		—	粒子用フィルタ	よう素用フィルタ
効率	単体除去効率	%	99.97以上 (0.15 μ m粒子)	95以上 (有機よう素) 99以上 (無機よう素)
	総合除去効率 (フィルタ2段)	%	99.99以上* (0.7 μ m粒子)	99.75以上 (有機よう素) * 99.99以上 (無機よう素) *

注記* : フィルタを直列2段構成となるように配置

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	東京電力株式会社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	2,436MWt	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 (417日)	1サイクル13か月 (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
炉内内蔵量	希ガス類 : 約 6.4×10^{18} Bq よう素類 : 約 7.7×10^{18} Bq Cs類 : 約 8.3×10^{17} Bq Te類 : 約 3.6×10^{18} Bq Ba類 : 約 7.4×10^{18} Bq Ru類 : 約 1.3×10^{19} Bq Ce類 : 約 4.2×10^{19} Bq La類 : 約 2.4×10^{19} Bq (核種ごとの炉内内蔵量を核種グループごとに集約して記載)	「単位熱出力当たりの炉内内蔵量 (24時間減衰値) (Bq/MW) × 2,436MW (定格熱出力)」 (単位熱出力当たりの炉内内蔵量 (Bq/MW) は、BWR共通条件として、島根2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)

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東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故並みを想定する。 希ガス類：97% ヨウ素類：2.78% (CsI：95%、無機ヨウ素：4.85%、有機ヨウ素：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(1)b. 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(1)b. 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 放射性物質の炉内内蔵量

核種 グループ	単位熱出力当たり の炉内内蔵量 (Bq/MW)	炉内内蔵量 (24時間減衰値) (Bq)
希ガス類	約 6.5×10^{15}	約 6.4×10^{18}
よう素類	約 8.6×10^{15}	約 7.7×10^{18}
Cs類	約 3.4×10^{14}	約 8.3×10^{17}
Te類	約 2.4×10^{15}	約 3.6×10^{18}
Ba類	約 7.3×10^{15}	約 7.4×10^{18}
Ru類	約 7.3×10^{15}	約 1.3×10^{19}
Ce類	約 2.3×10^{16}	約 4.2×10^{19}
La類	約 1.7×10^{16}	約 2.4×10^{19}

表 4-3 放射性物質の大気中への放出量

核種 グループ	炉内内蔵量 (24時間減衰値) (Bq)	放出放射能量 (Bq) (gross値)
希ガス類	約 6.4×10^{18}	約 6.2×10^{18}
よう素類	約 7.7×10^{18}	約 2.1×10^{17}
Cs類	約 8.3×10^{17}	約 1.8×10^{16}
Te類	約 3.6×10^{18}	約 5.3×10^{16}
Ba類	約 7.4×10^{18}	約 1.9×10^{15}
Ru類	約 1.3×10^{19}	約 1.0×10^{10}
Ce類	約 4.2×10^{19}	約 6.4×10^{13}
La類	約 2.4×10^{19}	約 9.2×10^{12}

表4-4 原子炉建物内の放射性物質の存在量

核種 グループ	炉内内蔵量 (24時間減衰値) (Bq)	原子炉建物内の 積算崩壊数* (Bq・s)
希ガス類	約 6.4×10^{18}	約 5.4×10^{22}
よう素類	約 7.7×10^{18}	約 2.9×10^{23}
Cs類	約 8.3×10^{17}	約 7.7×10^{22}
Te類	約 3.6×10^{18}	約 8.9×10^{22}
Ba類	約 7.4×10^{18}	約 1.1×10^{23}
Ru類	約 1.3×10^{19}	約 5.6×10^{21}
Ce類	約 4.2×10^{19}	約 2.0×10^{22}
La類	約 2.4×10^{19}	約 1.4×10^{22}

注記*：事故発生後7日間（当初24時間を除く6日間）の積算崩壊数を示す。

表 4-5 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

項目	評価条件	備考
評価点	緊急時対策所中心 (地上 0m)	—
放射性物質の放出源	原子炉建物外壁	緊急時対策所中心に対して最近接点とする。
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	430m	—
建物による巻き込み効果	建物の影響あり	—
評価方位 (同一方位と見なす方位)	E, ESE (2 方位)	放出源から評価点までの距離がある程度確保されていることから、建物+0.5L の範囲を包絡する方位を対象とする(図 4-3 参照)。
建物の風向方向の投影面積	2600m ²	建物投影面積は小さい方が厳しい結果となるため、対象となる方位の投影面積の中で最小面積(原子炉建物、短手方向)となる東(西)方向の断面積を切り下げた数値をすべての方位の計算の入力として共通に適用する(図 4-4 参照)。
建物の形状係数	0.5	気象指針どおり。
気象データ	2009 年 1 月～2009 年 12 月までに観測された地表付近を代表する標高 28.5m 地点(地上 20m)の風向、風速データを使用	建物影響を受ける大気拡散評価を行うため地上風(地上高 20m)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 2009 年 1 月～12 月の 1 年間の気象データを使用

表 4-6 原子炉建物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

群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (-)	群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (-)
1	0.01	約 1.4×10^{22}	22	1.5	約 1.1×10^{22}
2	0.02	約 1.6×10^{22}	23	1.66	約 1.2×10^{21}
3	0.03	約 7.3×10^{22}	24	2.0	約 2.5×10^{21}
4	0.045	約 3.7×10^{22}	25	2.5	約 1.6×10^{21}
5	0.06	約 7.4×10^{21}	26	3.0	約 7.8×10^{19}
6	0.07	約 4.9×10^{21}	27	3.5	約 1.8×10^{17}
7	0.075	約 4.3×10^{21}	28	4.0	約 1.8×10^{17}
8	0.1	約 2.2×10^{22}	29	4.5	約 4.7×10^{11}
9	0.15	約 1.3×10^{22}	30	5.0	約 4.7×10^{11}
10	0.2	約 3.3×10^{22}	31	5.5	約 4.7×10^{11}
11	0.3	約 6.5×10^{22}	32	6.0	約 4.7×10^{11}
12	0.4	約 9.6×10^{22}	33	6.5	約 5.5×10^{10}
13	0.45	約 4.8×10^{22}	34	7.0	約 5.5×10^{10}
14	0.51	約 6.8×10^{22}	35	7.5	約 5.5×10^{10}
15	0.512	約 2.3×10^{21}	36	8.0	約 5.5×10^{10}
16	0.6	約 1.0×10^{23}	37	10.0	約 1.7×10^{10}
17	0.7	約 1.1×10^{23}	38	12.0	約 8.4×10^9
18	0.8	約 4.9×10^{22}	39	14.0	0.0
19	1.0	約 9.8×10^{22}	40	20.0	0.0
20	1.33	約 2.2×10^{22}	41	30.0	0.0
21	1.34	約 6.8×10^{20}	42	50.0	0.0

表4-7 原子炉建物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	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	約 3.6×10^{-3}

表4-8 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	実効線量 (mSv/7日間)
クラウドシャイン	約 6.1×10^{-2}

表4-9 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 Vol2*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（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）

*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4-10 大気中に放出された放射性物質の地表面沈着濃度

核種 グループ	放出放射能 (Bq) (gross値)	地表面沈着濃度 (7日間積算値) (Bq・s/m ²)
よう素類	約 2.1×10^{17}	約 3.9×10^{16}
Cs類	約 1.8×10^{16}	約 7.7×10^{15}
Te類	約 5.3×10^{16}	約 1.2×10^{16}
Ba類	約 1.9×10^{15}	約 7.3×10^{14}
Ru類	約 1.0×10^{10}	約 2.4×10^9
Ce類	約 6.4×10^{13}	約 1.6×10^{13}
La類	約 9.2×10^{12}	約 3.0×10^{12}

表4-11 グランドシャインガンマ線評価用7日間積算線源強度

群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (cm^{-2})	群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (cm^{-2})
1	0.01	約 5.5×10^{10}	22	1.5	約 1.3×10^{11}
2	0.02	約 6.1×10^{10}	23	1.66	約 1.1×10^{10}
3	0.03	約 8.3×10^{11}	24	2.0	約 2.3×10^{10}
4	0.045	約 1.8×10^{11}	25	2.5	約 2.1×10^{10}
5	0.06	約 9.2×10^{10}	26	3.0	約 4.6×10^8
6	0.07	約 6.1×10^{10}	27	3.5	約 3.9×10^3
7	0.075	約 1.1×10^{10}	28	4.0	約 3.9×10^3
8	0.1	約 5.7×10^{10}	29	4.5	約 1.0×10^{-2}
9	0.15	約 5.3×10^{10}	30	5.0	約 1.0×10^{-2}
10	0.2	約 4.0×10^{11}	31	5.5	約 1.0×10^{-2}
11	0.3	約 7.9×10^{11}	32	6.0	約 1.0×10^{-2}
12	0.4	約 1.2×10^{12}	33	6.5	約 1.2×10^{-3}
13	0.45	約 6.0×10^{11}	34	7.0	約 1.2×10^{-3}
14	0.51	約 8.1×10^{11}	35	7.5	約 1.2×10^{-3}
15	0.512	約 2.7×10^{10}	36	8.0	約 1.2×10^{-3}
16	0.6	約 1.2×10^{12}	37	10.0	約 3.6×10^{-4}
17	0.7	約 1.4×10^{12}	38	12.0	約 1.8×10^{-4}
18	0.8	約 5.9×10^{11}	39	14.0	0.0
19	1.0	約 1.2×10^{12}	40	20.0	0.0
20	1.33	約 2.8×10^{11}	41	30.0	0.0
21	1.34	約 8.4×10^9	42	50.0	0.0

表4-12 グランドシャインガンマ線による実効線量

被ばく経路	実効線量 (mSv/7日間)
グランドシャイン	約 1.6×10^0

表4-13 重大事故等時の緊急時対策所の対策要員の実効線量の内訳

被ばく経路	実効線量 (mSv/7日間)		
	外部被ばく	内部被ばく	合計
建物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	約 3.6×10^{-3}	—	約 3.6×10^{-3}
放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 6.1×10^{-2}	—	約 6.1×10^{-2}
外気から室内に取り込まれた放射性物質による被ばく	0.0	0.0	0.0
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による被ばく	約 1.6×10^0	—	約 1.6×10^0
合計	約 1.7×10^0	0.0	約 1.7×10^0

表4-14 酸素濃度及び二酸化炭素許容濃度

項目	許容濃度	備考
酸素濃度 (空気浄化送風機使用時)	18vol%以上	「酸素欠乏症等防止規則」を準拠 (酸素欠乏危険作業に労働者を従事させる場合は、当該濃度以上の換気を要求)
二酸化炭素濃度 (空気浄化送風機使用時)	0.5vol%以下	「事務所衛生基準規則」を準拠 (労働者を常時就業させる室において、当該濃度以下とする換気を要求)
酸素濃度 (空気ボンベ使用時)	19vol%以上	「鉱山保安法施行規則」を準拠 (鉱山労働者が作業し、又は通行する坑内は、当該濃度以下とする通気の確保を要求)
二酸化炭素濃度 (空気ボンベ使用時)	1vol%以下	「鉱山保安法施行規則」を準拠 (鉱山労働者が作業し、又は通行する坑内は、当該濃度以下とする通気の確保を要求)

表4-15 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

項目	評価条件	設定理由	備考
人数 (空気浄化送風機使用時)	150人	放射性雲通過前及び通過後における緊急時対策所にとどまる対策要員数に余裕を見て設定	
人数 (空気ボンベ使用時)	96人	放射性雲通過時における緊急時対策所にとどまる対策要員数に余裕を見て設定	
体積 (緊急時対策所正圧化バウンダリ内体積)	2150m ³	緊急時対策所を正圧化する範囲のバウンダリ体積として設定	図4-8 参照
体積 (緊急時対策本部バウンダリ体積)	1220m ³	緊急時対策本部内の酸素濃度・二酸化炭素濃度評価として設定(通信電気室・資機材室、放管エリアは、通常時扉を閉止しているため、保守的に緊急時対策本部のみで設定)	図4-8 参照
評価期間	事故後 7日間	審査ガイドに示されたとおり設定	
	10時間	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に基づき設定	
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	20.95vol%	「空気調和・衛生工学便覧」の乾き空気の主な成分組成により引用	
初期二酸化炭素濃度	0.03vol%	「空気調和・衛生工学便覧」の乾き空気の主な成分組成により引用	
酸素消費量 (空気浄化送風機使用時)	65.52ℓ/h	「空気調和・衛生工学便覧」より現場作業に係る対応が考えられるため「歩行」より引用	1人当たりの消費量
酸素消費量 (空気ボンベ使用時)	21.84ℓ/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 (空気浄化送風機使用時)	30ℓ/h	「空気調和・衛生工学便覧」より現場作業に係る対応が考えられるため「軽作業」より引用	1人当たりの吐出し量
二酸化炭素吐出し量 (空気ボンベ使用時)	22ℓ/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「極軽作業」より引用	1人当たりの吐出し量

表5-1 緊急時対策所遮蔽のガンマ線による温度上昇

ガンマ線入射経路	入射線量(Gy)	ガンマ線発熱量 (kJ/cm ³)	温度上昇 (°C)
グランドシャイン ガンマ線	約 1.1×10^2	約 2.3×10^{-4}	約 1.1×10^{-1}

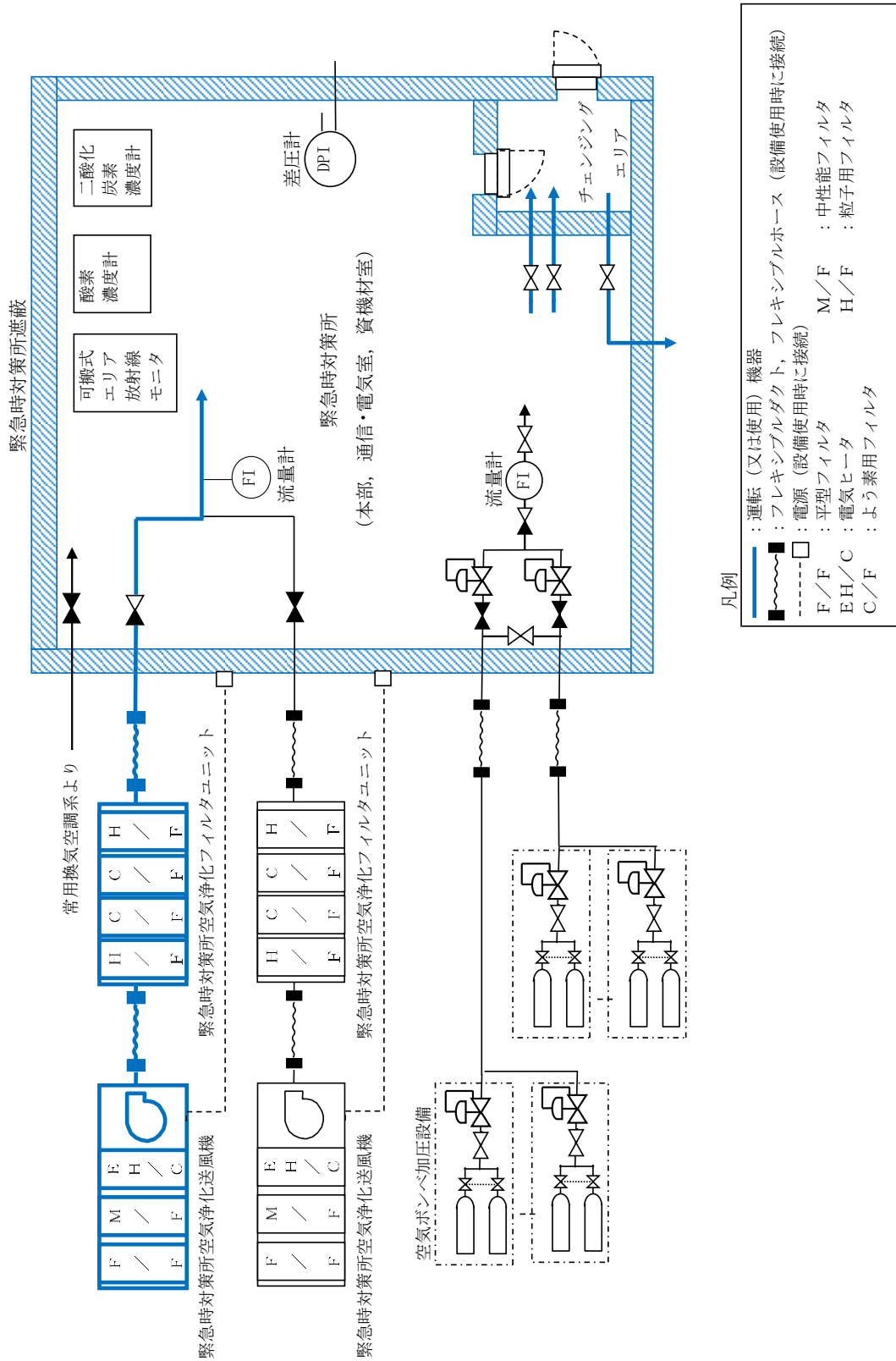


図3-1 緊急時対策所換気空調設備 系統概略図
(放射性雲通過前及び通過後：緊急時対策所空気浄化送風機による正圧化)

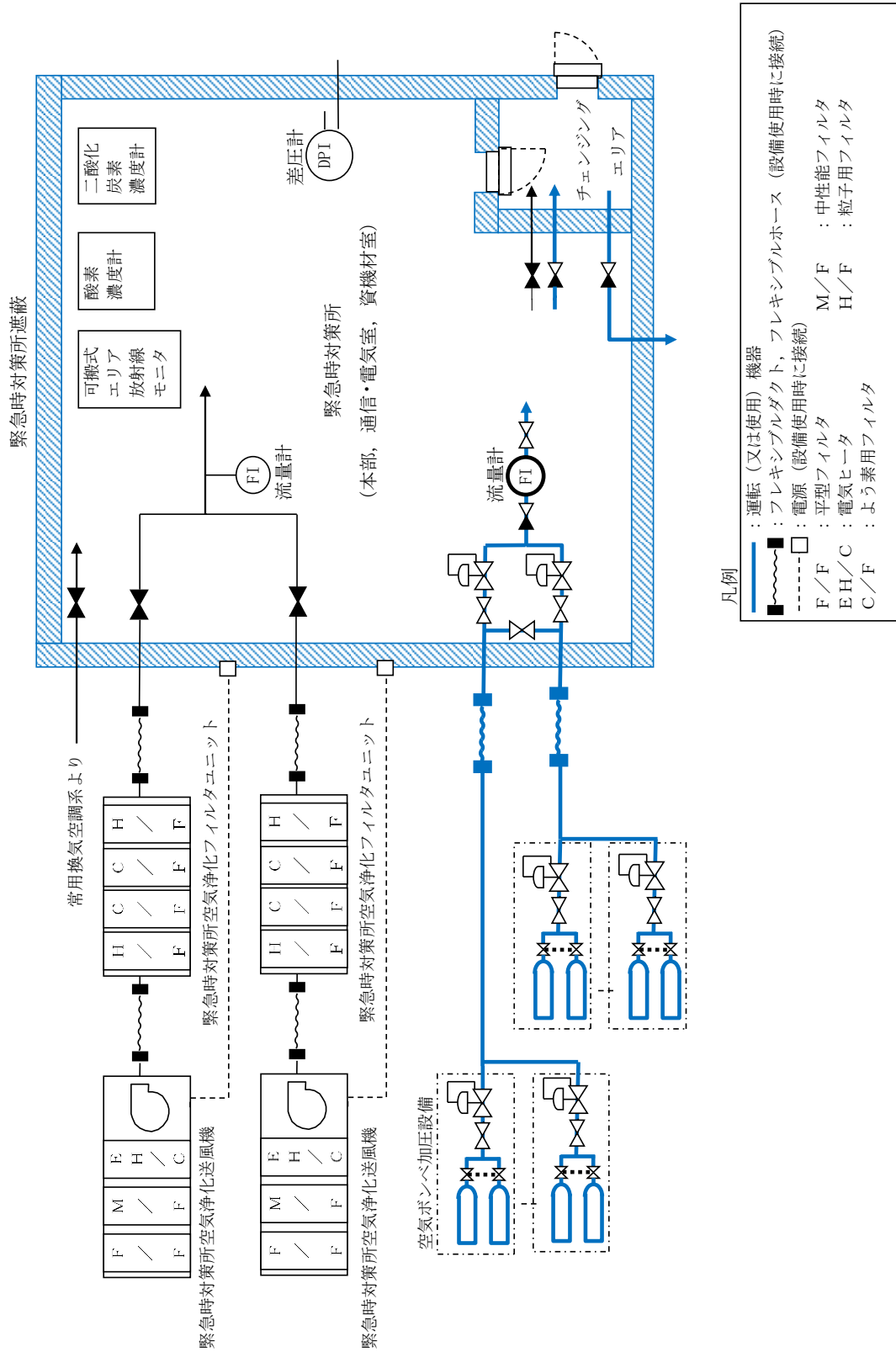


図3-2 緊急時対策所換気空調設備 系統概略図
(放射性雲通過中：空気ポンベ加圧設備（空気ポンベ）による正圧化）

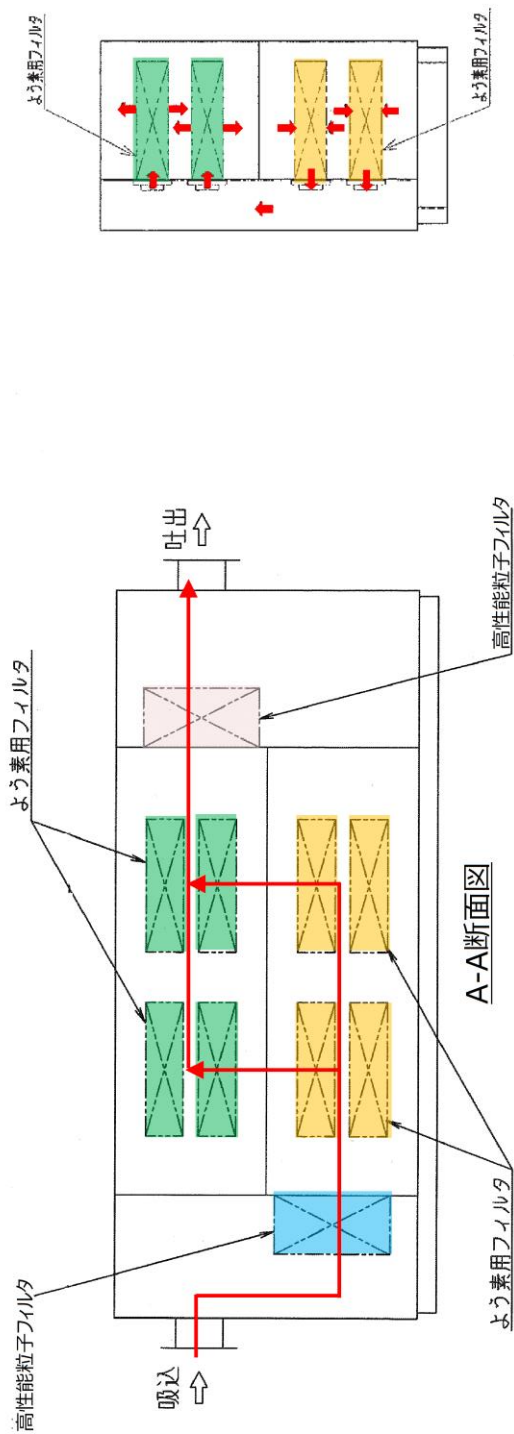
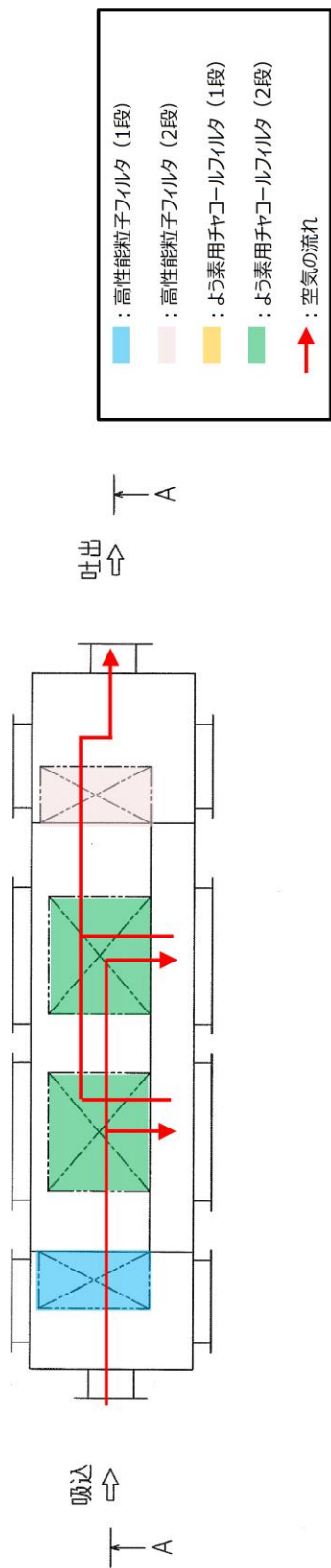


図3-3 緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの概略図

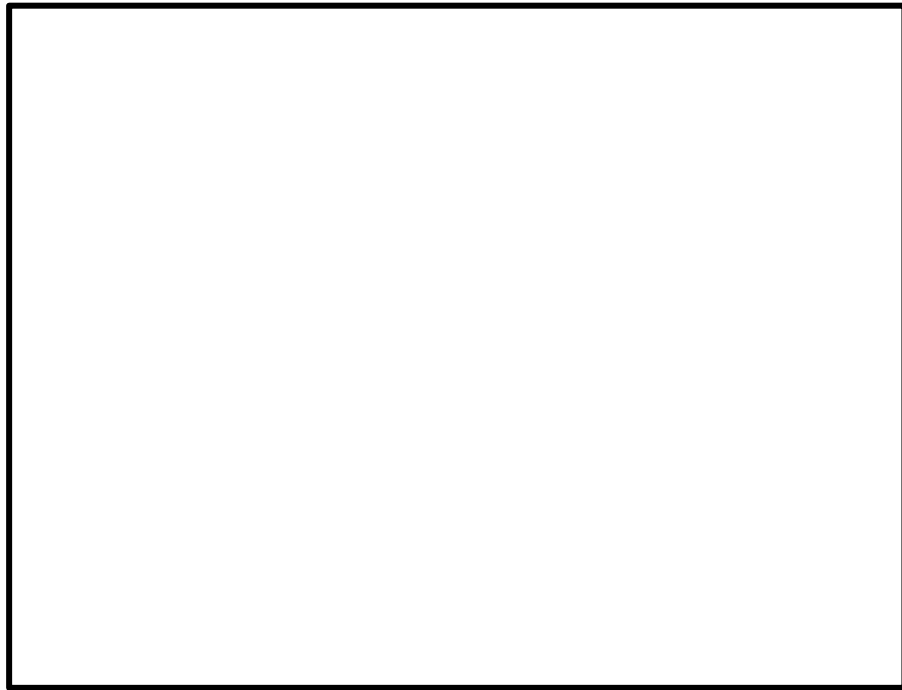


図 3-4 緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの配置図

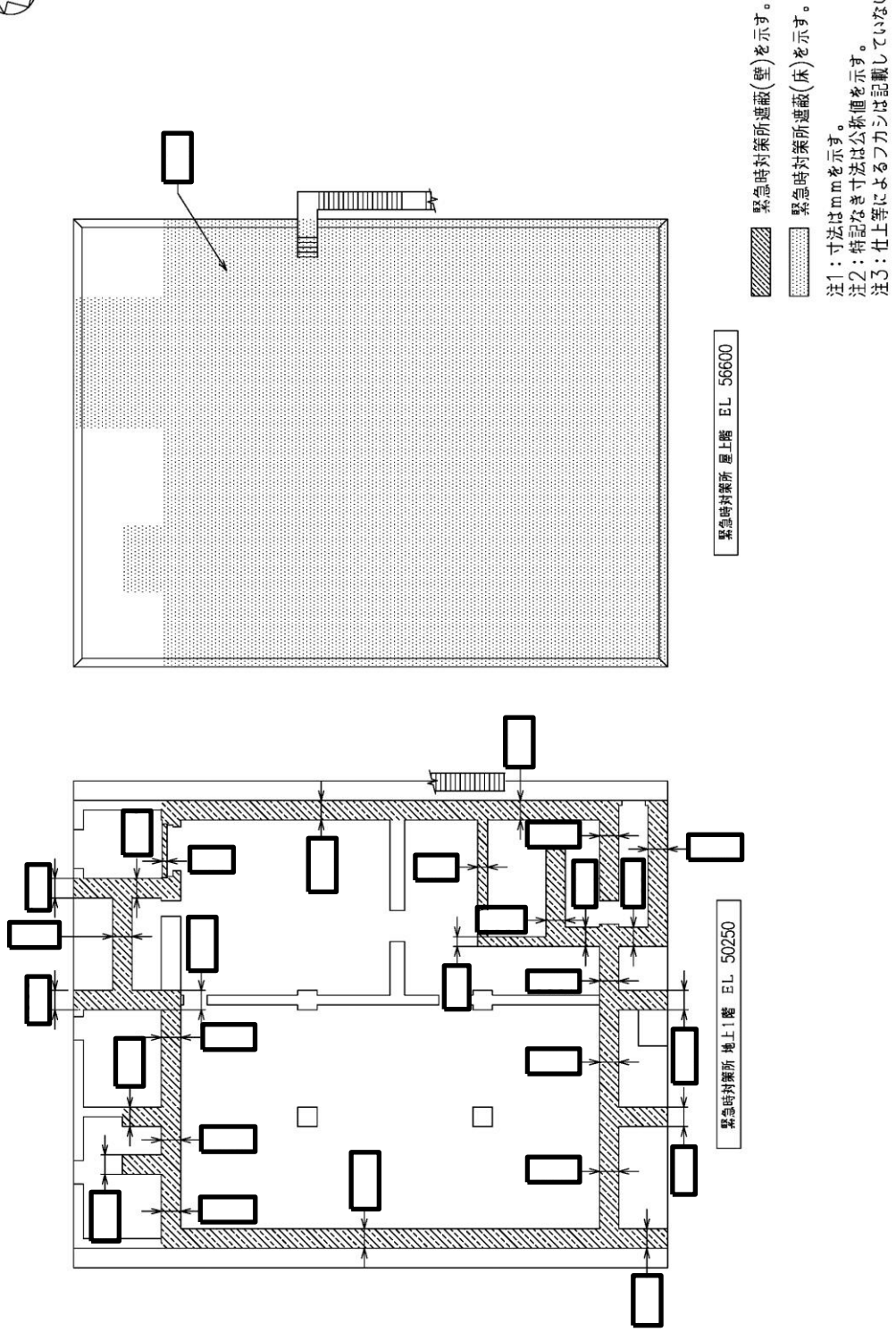


図4-1 緊急時対策所遮蔽構造 (1/2)

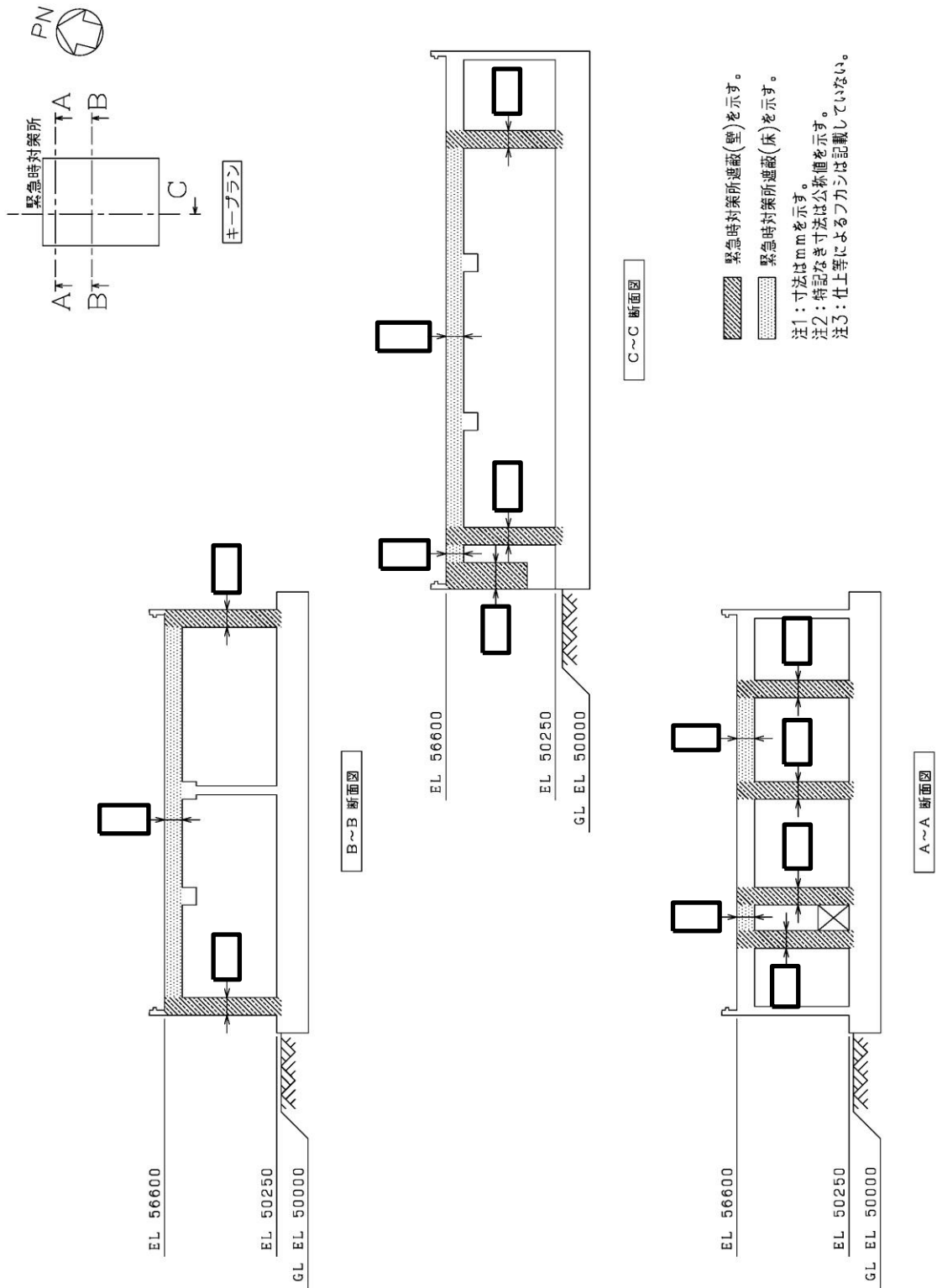


図4-1 緊急時対策所遮蔽構造 (2/2)

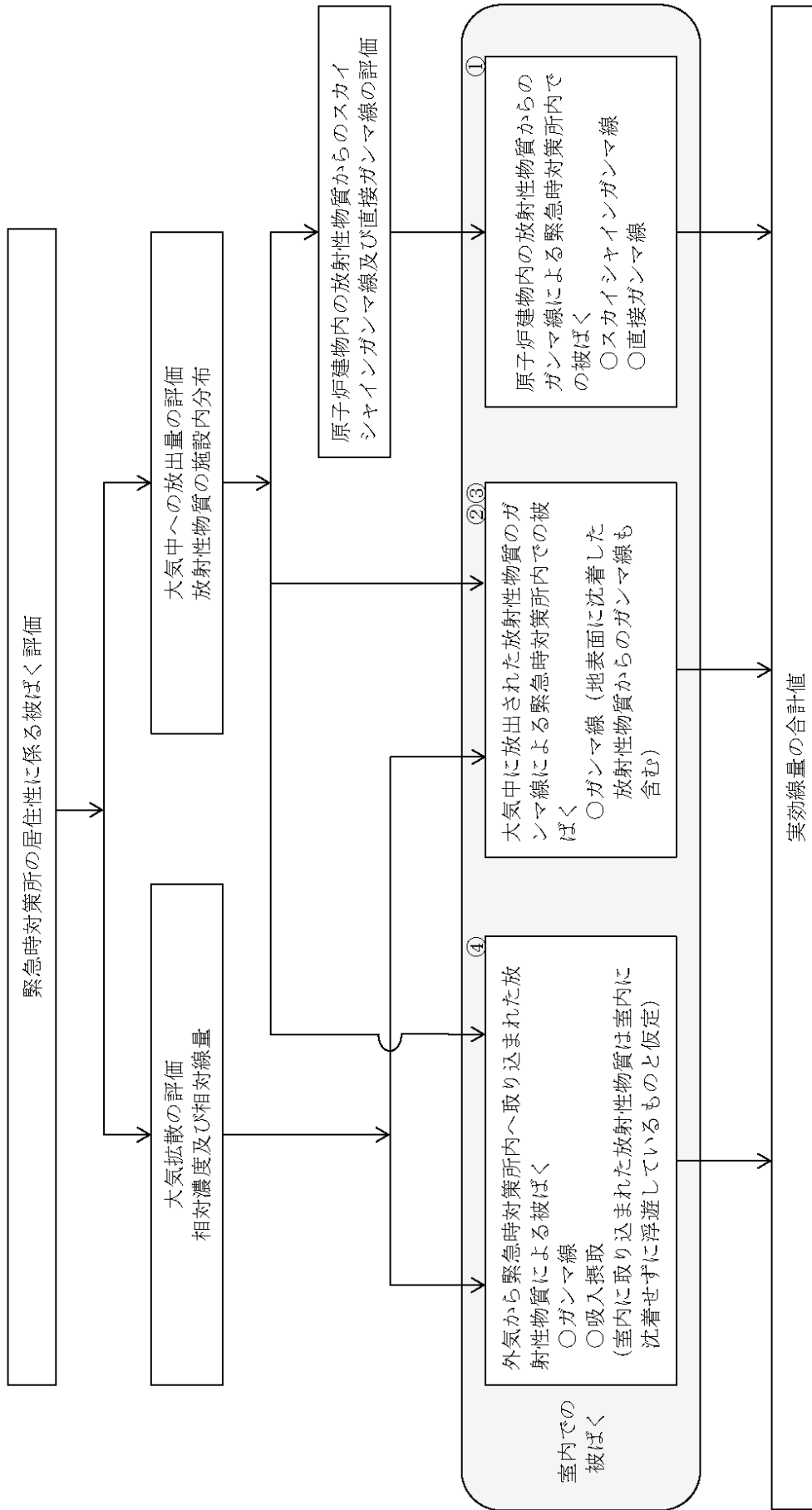


図4-2 重大事故等時の緊急時対策所の対策要員の被ばく経路

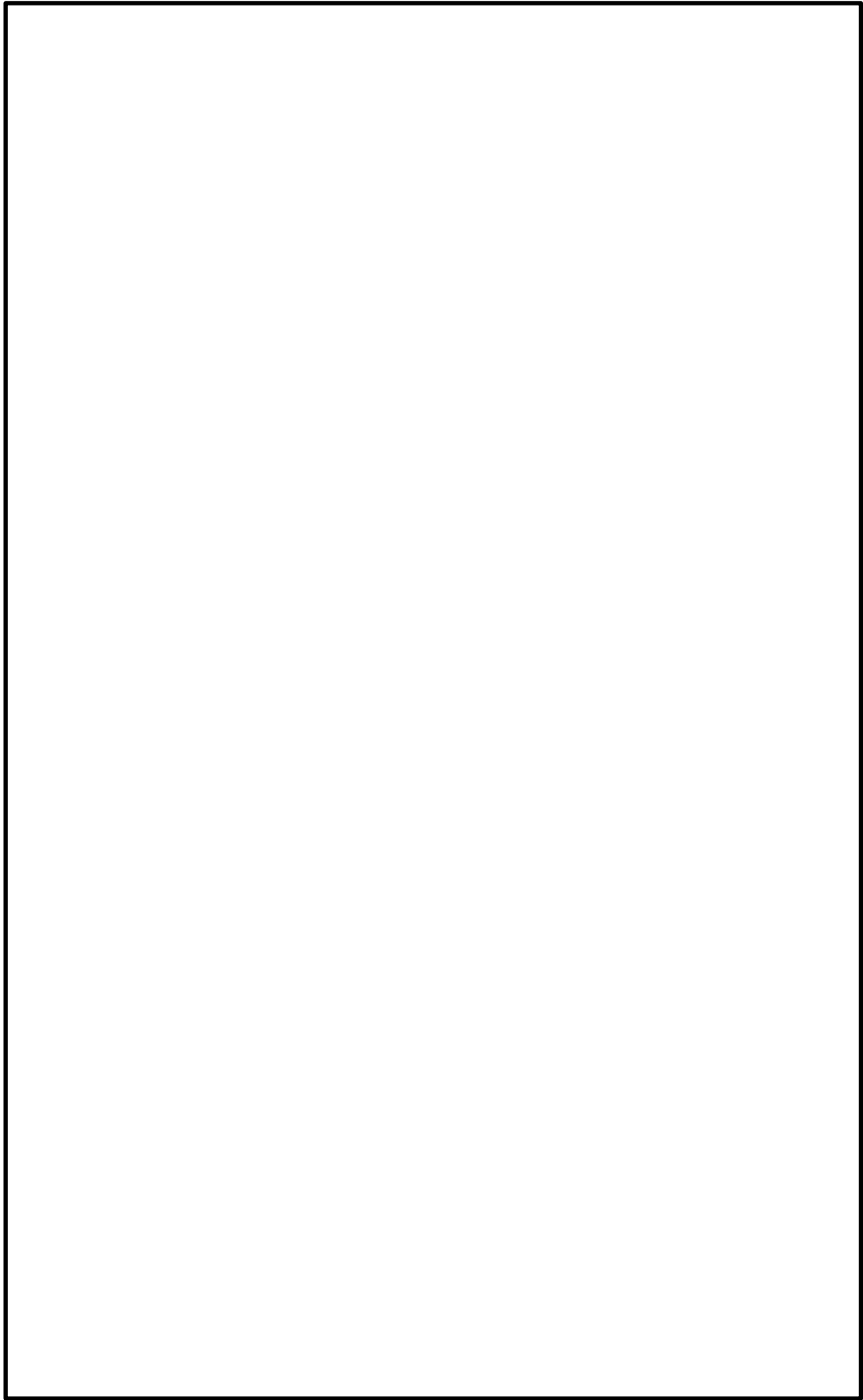


図4-3 重大事故等時の評価方位

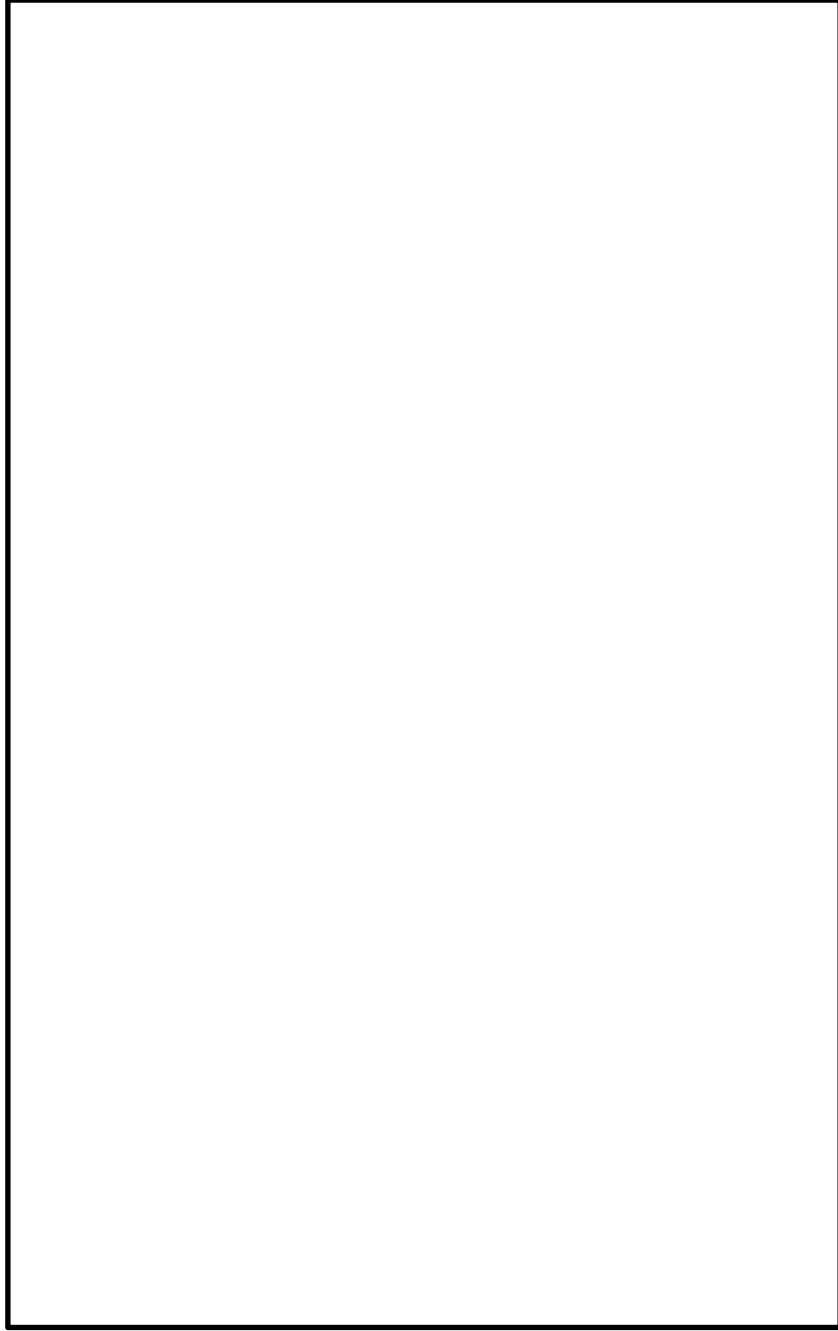


図4-4 原子炉建物断面積（投影面積）

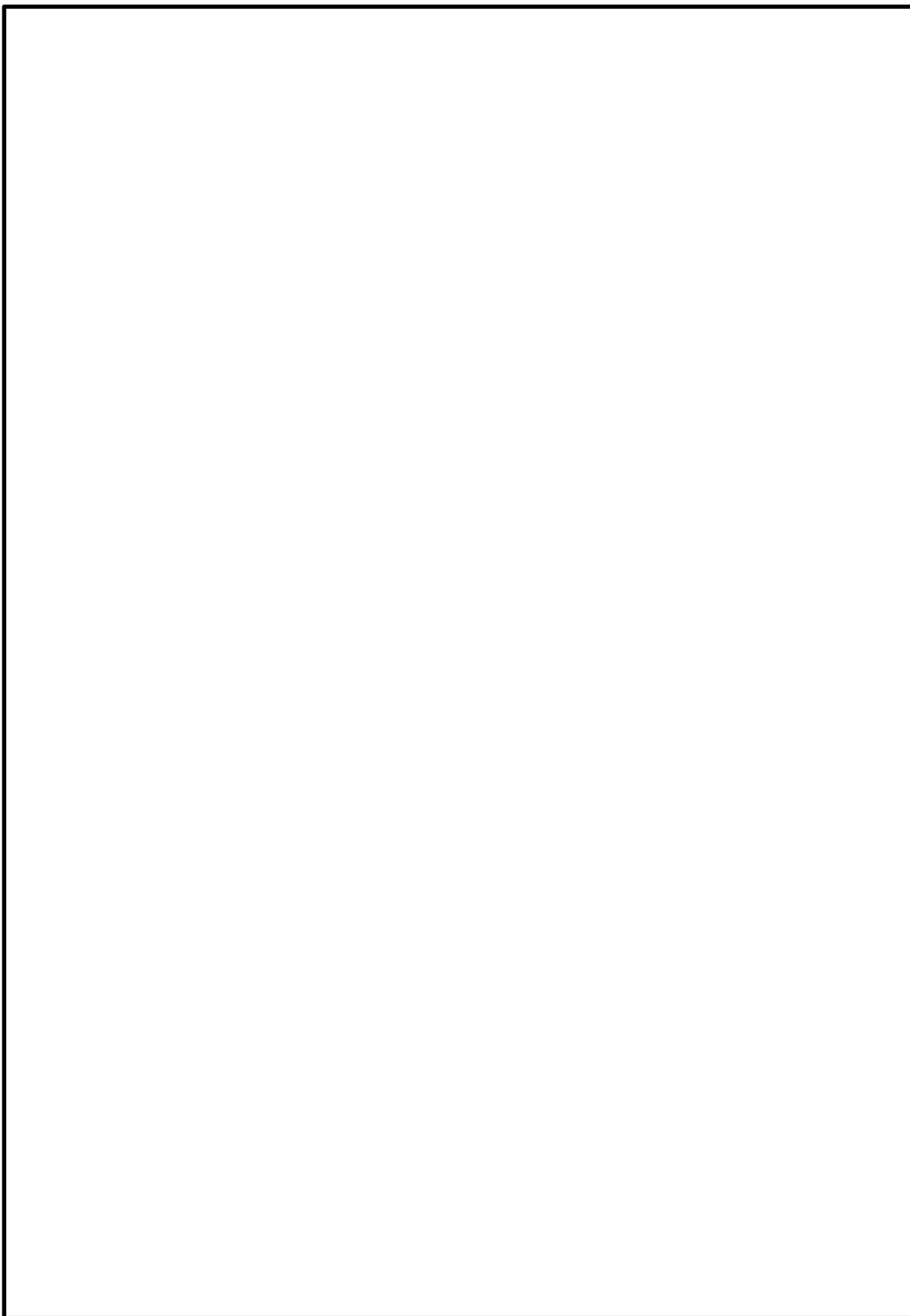


図4-5 緊急時対策所被ばく評価時の直接ガンマ線評価モデル (1/4)

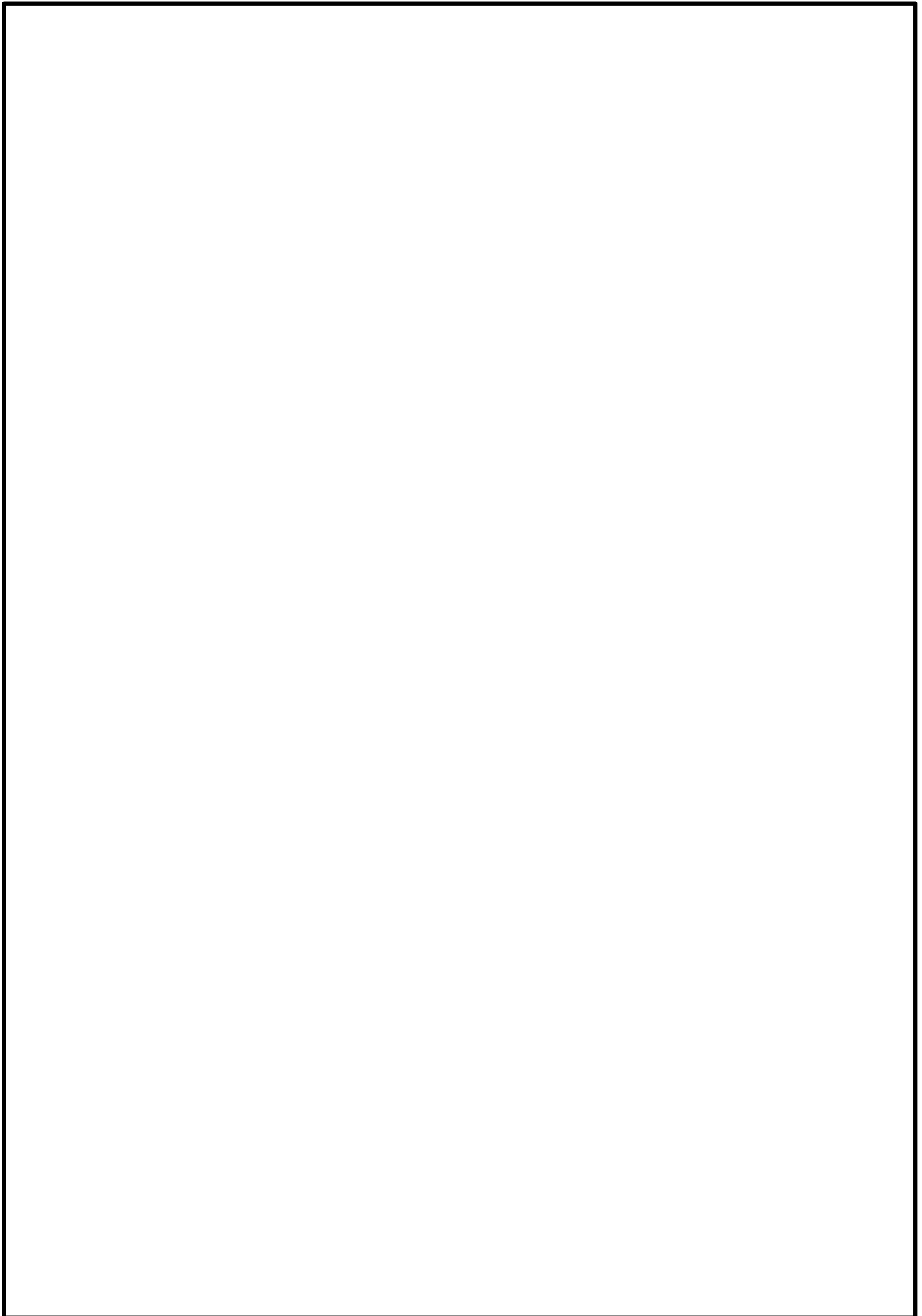


図4-5 緊急時対策所被ばく評価時の直接ガンマ線評価モデル (2/4)

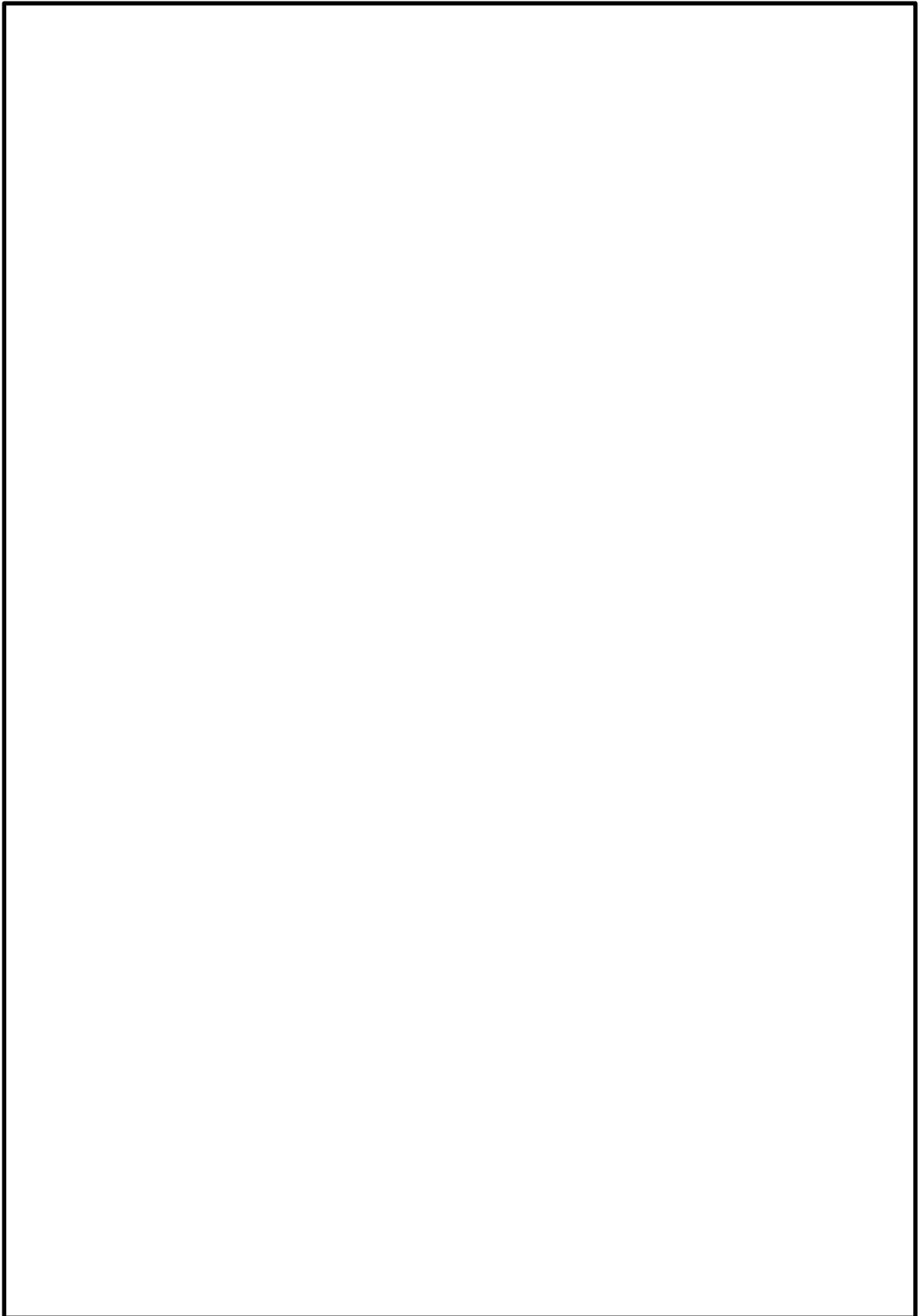


図4-5 緊急時対策所被ばく評価時の直接ガンマ線評価モデル (3/4)

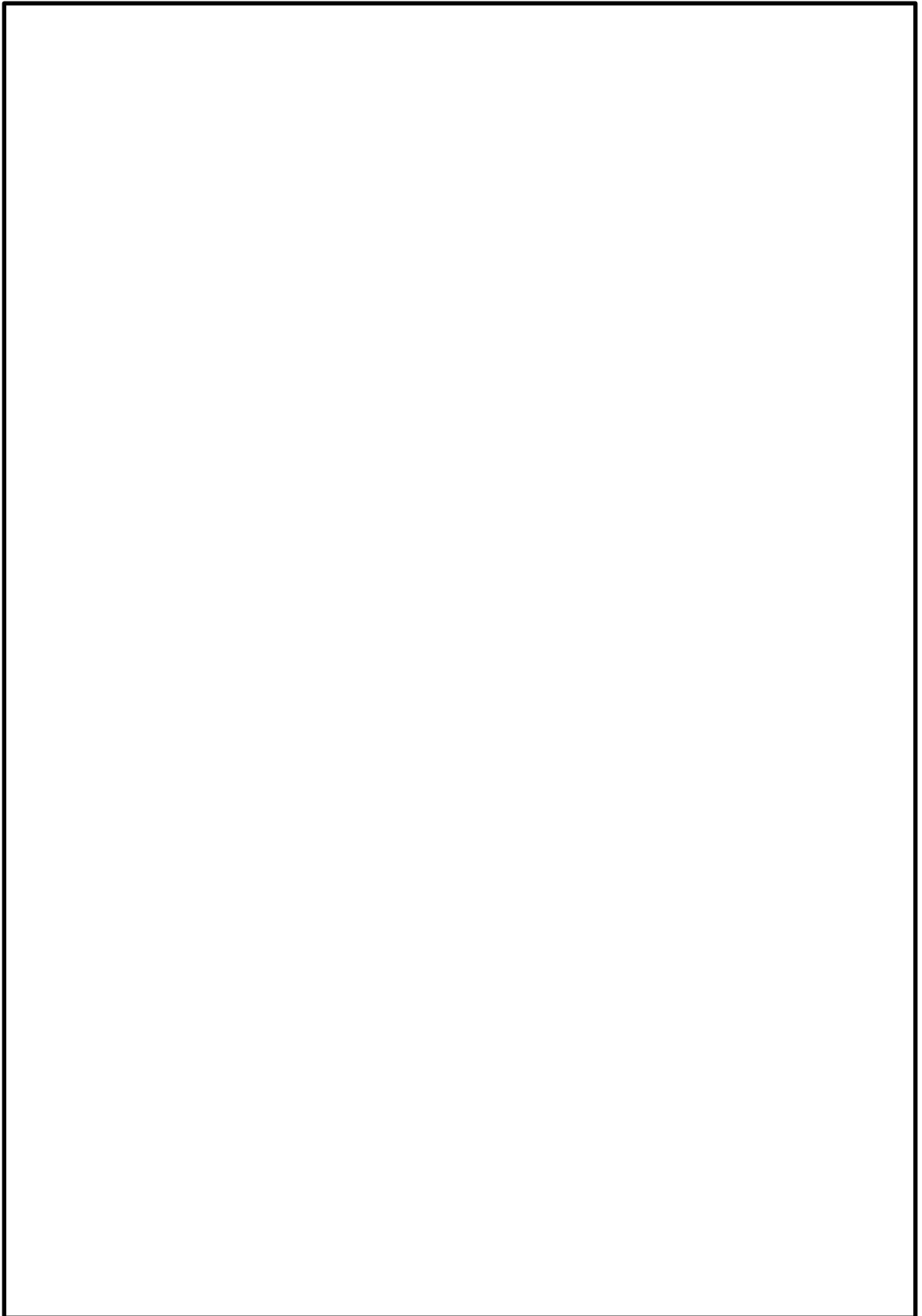


図4-5 緊急時対策所被ばく評価時の直接ガンマ線評価モデル (4/4)

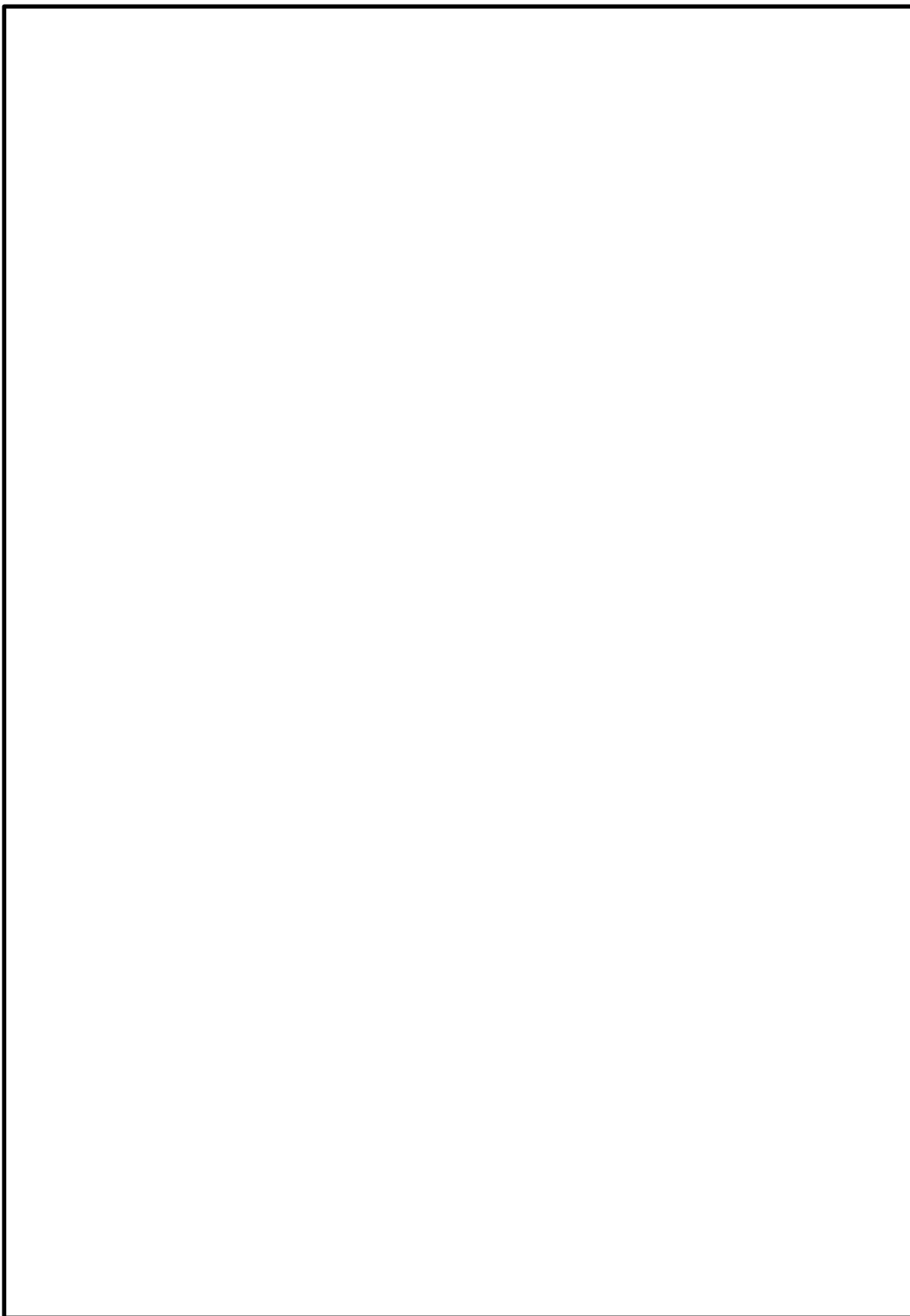


図4-6 緊急時対策所被ばく評価時のスカイシャインガンマ線評価モデル (1/3)

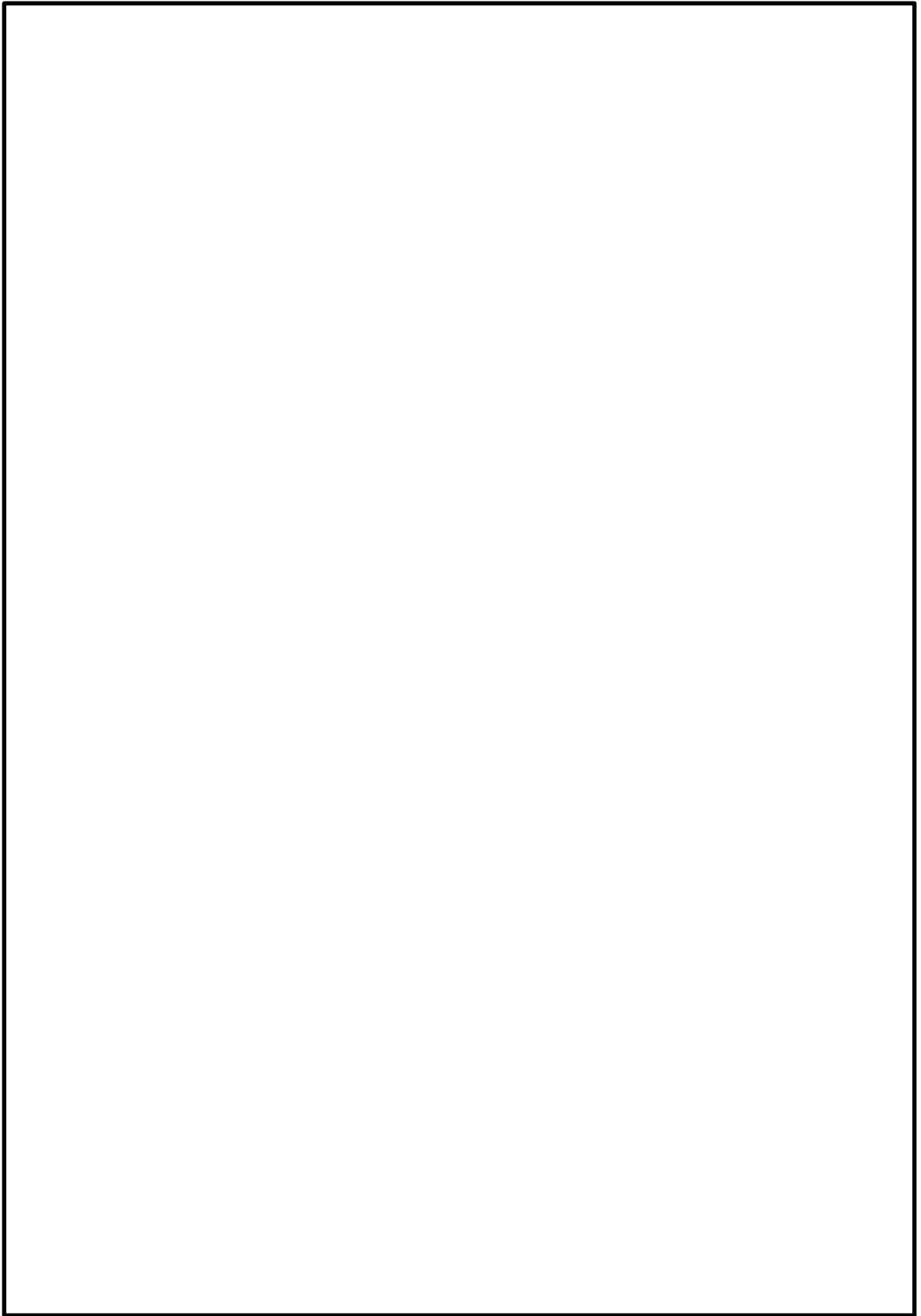


図4-6 緊急時対策所被ばく評価時のスカイシャインガンマ線評価モデル (2/3)

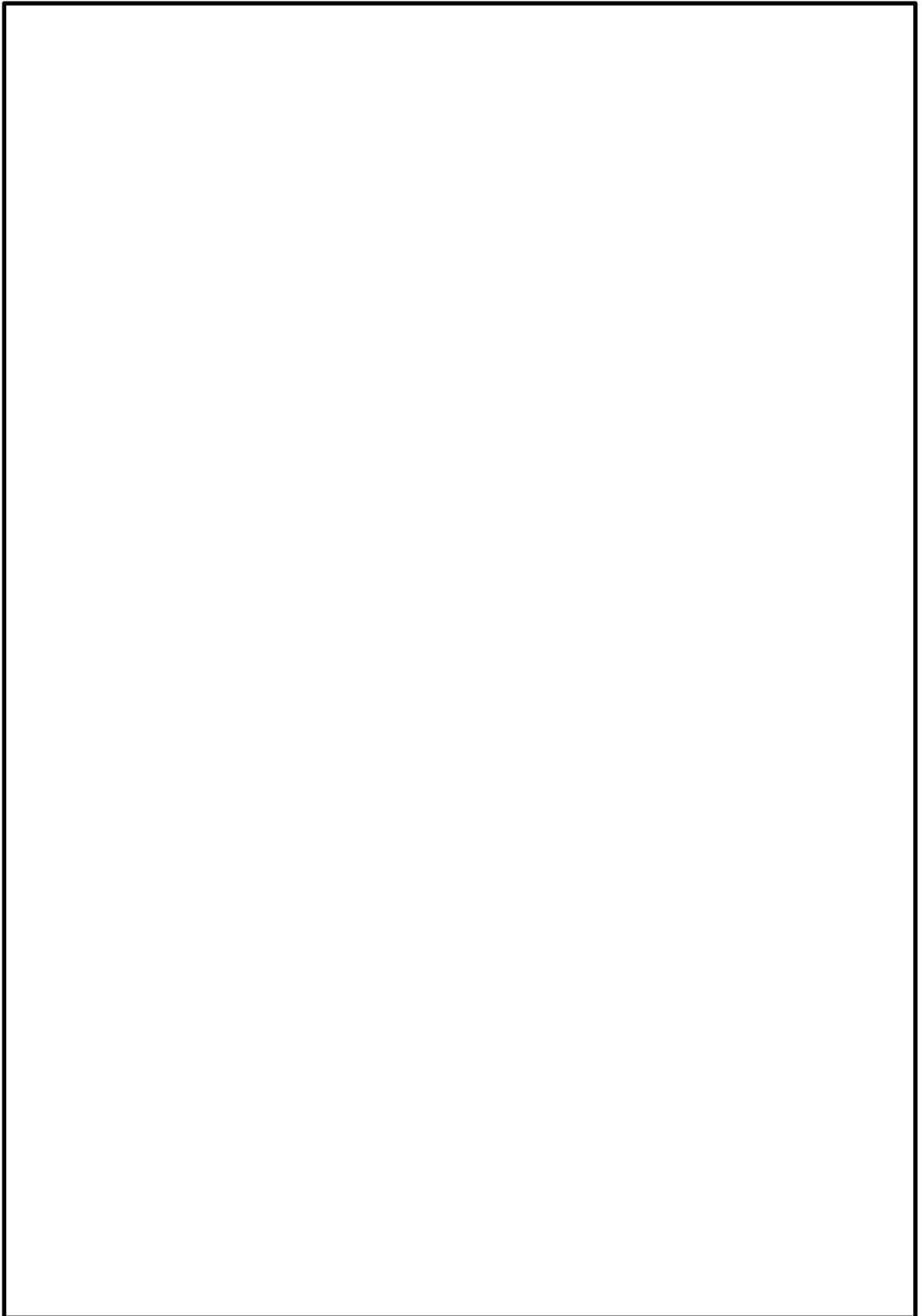


図4-6 緊急時対策所被ばく評価時のスカイシャインガンマ線評価モデル (3/3)

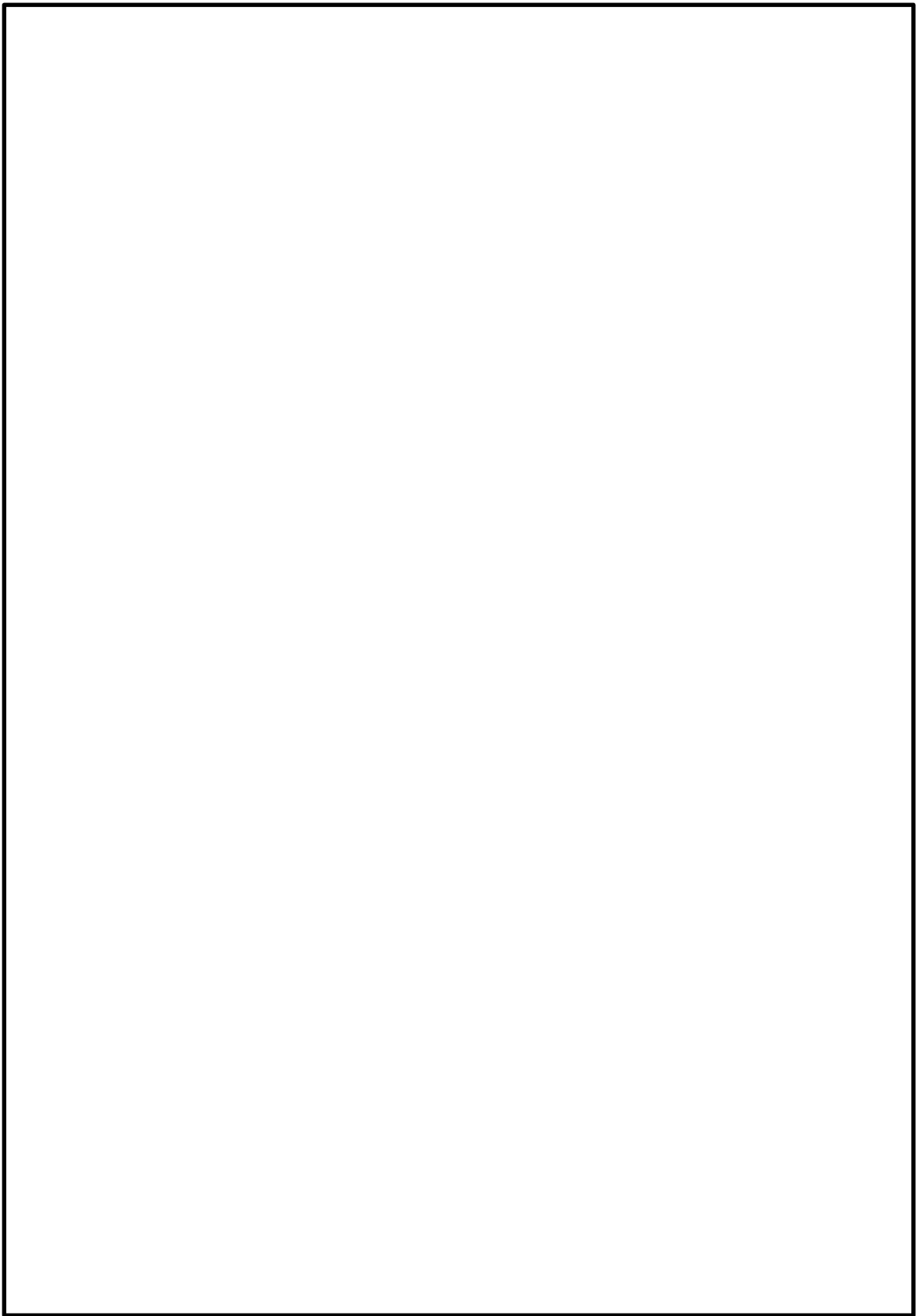


図4-7 グランドシャインガンマ線評価モデル (1/3)

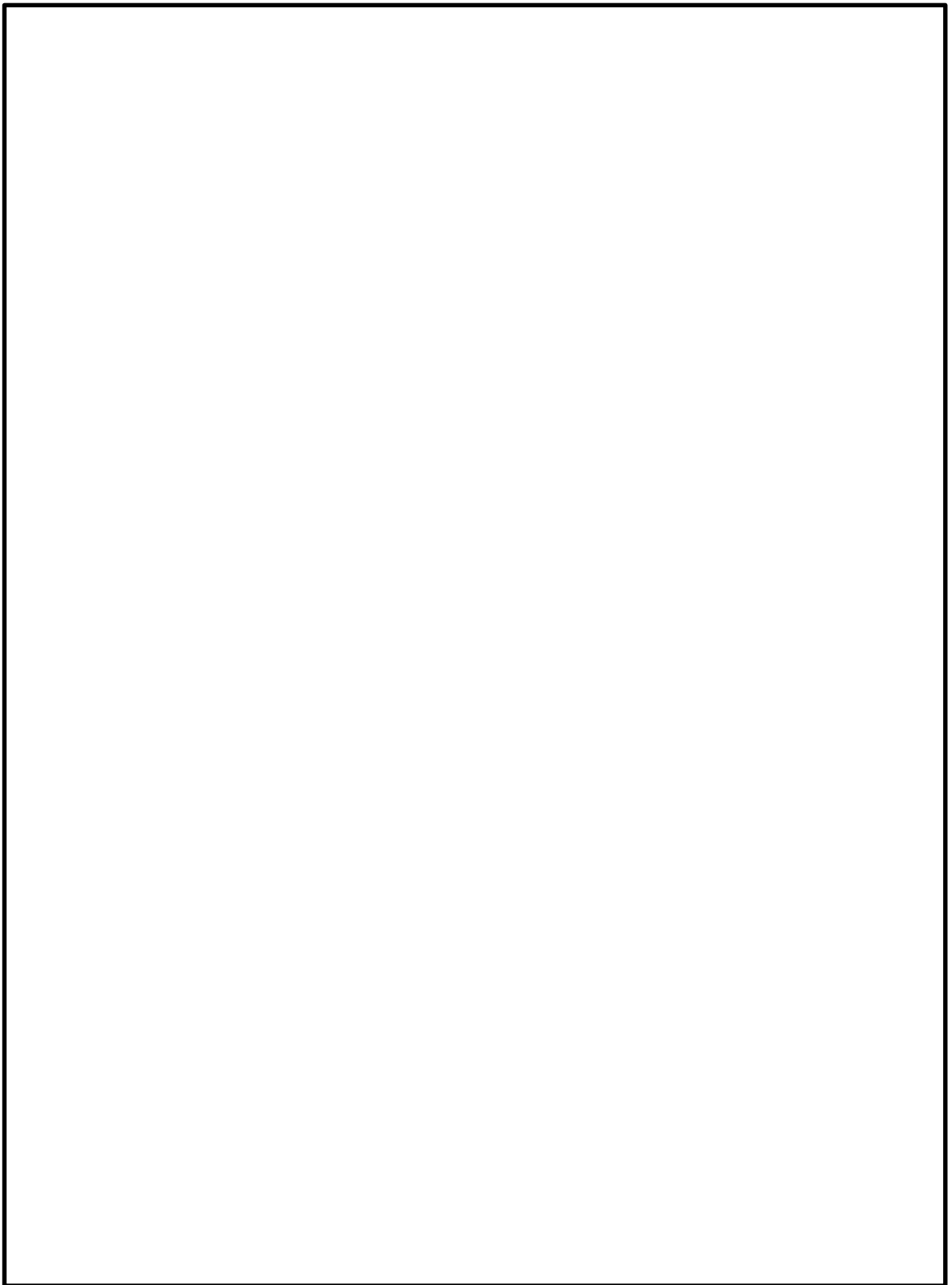


図4-7 グランドシャインガンマ線評価モデル (2/3)

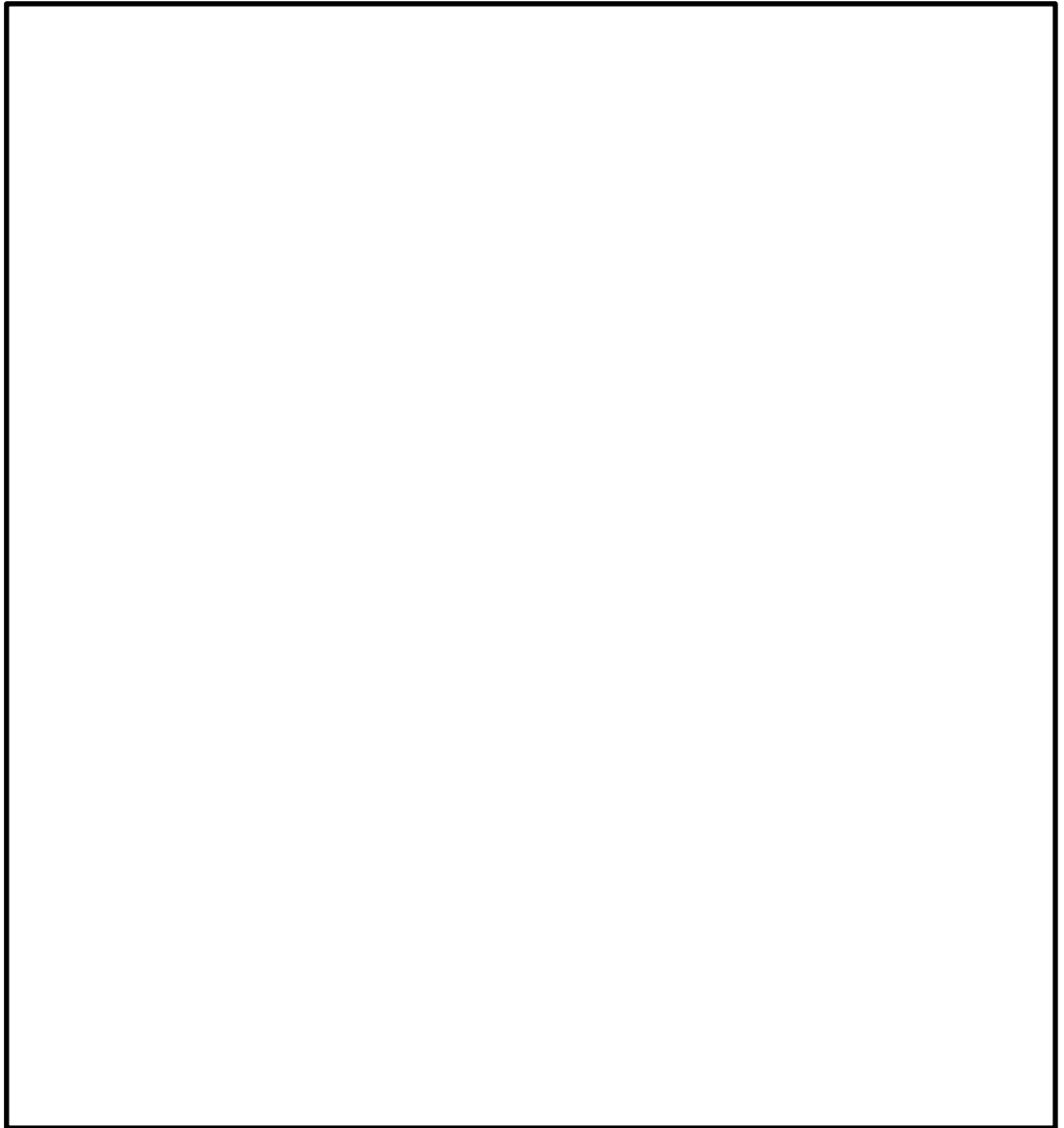


図4-7 グランドシャインガンマ線評価モデル (3/3)

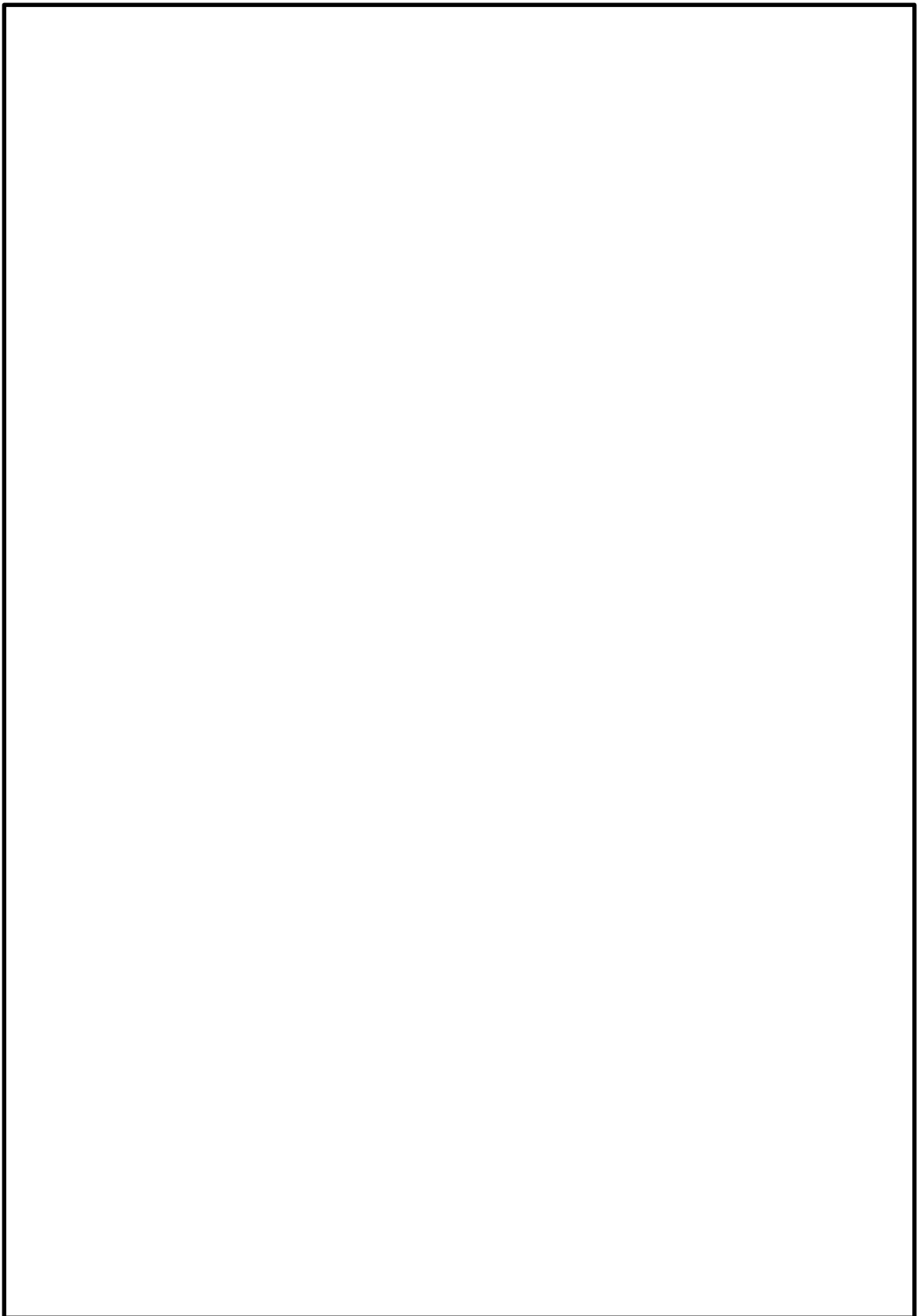


図4-8 緊急時対策所のバウンダリ体積

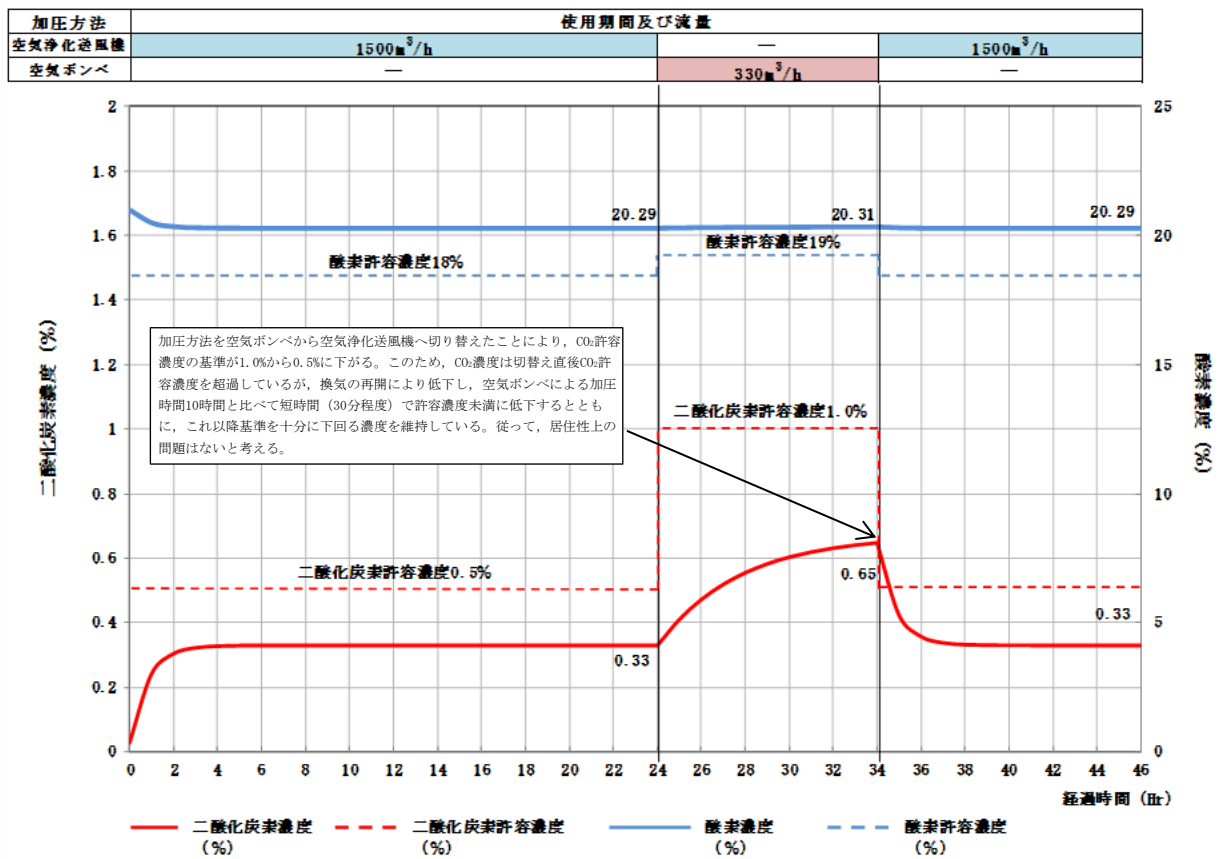


図4-9 緊急時対策所本部内酸素濃度及び二酸化炭素濃度推移
 (放射性雲通過中、10時間空気ポンペ加圧設備（空気ポンペ）に切替える場合)

VI-1-9-4-2-別添1 緊急時対策所空気浄化フィルタユニットのフィルタ除去性能の維持について

緊急時対策所空気浄化フィルタユニットのフィルタ除去性能の維持について

緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは、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

緊急時対策所空気浄化フィルタユニットのフィルタ捕集量は、表1-1に示す炉内内蔵量及び図1-1に示す過程による評価の結果、核分裂生成物のうち粒子状物質量は約 $8.5 \times 10^{-2} \text{g}$ 、よう素量は約 $1.5 \times 10^{-2} \text{g}$ である。

粒子用フィルタの粉塵保持容量は、900g/枚であり、粒子用フィルタの枚数は、2枚/基のうちよう素用フィルタより前置している枚数は1枚/基となり、保持容量は900gとなる。

よう素用フィルタの保持容量は、保守的に考え保持容量の小さいヨウ化カリウム添着炭の2.5mg/gを保持できるものとする。活性炭充填量は約13kg/枚であり、8枚/台設置しているため、保持容量は260gとなる。

緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの捕集量並びに保持容量及び吸着容量を表1-2に示す。

2. フィルタに付着した核分裂生成物崩壊熱による温度上昇

(1) フィルタに付着した核分裂生成物崩壊熱による発熱量

フィルタの発熱量 Q_F は、線量評価における割合で大気に放出された核分裂生成物（希ガス除く）が、緊急時対策所空気浄化フィルタユニットにより全量捕集されるものとし、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を乗じて全吸収による発熱量 Q_F を下式により計算する。

フィルタに蓄積する最大放射能を表2-1に示す。

$$Q_F = \sum_i q_{Fi} \times (\text{アルファ線全吸収エネルギー} + \text{ベータ線全吸収エネルギー} \\ \times \text{ガンマ線全吸収エネルギー}) \times 1.6 \times 10^{-19}$$

$$q_{Fi} = \int_0^T q_{li}(t) \cdot \chi / Q \cdot L_F \cdot F_i(t) dt$$

ここで

q_{Fi} : 核種iのフィルタに蓄積する最大放射能 (Bq)

$q_{li}(t)$: 核種iの事故後t時間における放出量 (Bq/s)

χ / Q : 緊急時対策所における相対濃度 (s/m³)

- L_F : 送風機稼動中の風量(1500m³/h)
 $F_i(t)$: 核種iの減衰率(「ORIGEN2」により計算)
 T : 送風機稼動時間(h)

以上から $Q_F = \text{約}1.7\text{W}$ となり、保守的に10Wとして温度評価を行う。

(2) フィルタに付着した核分裂生成物崩壊熱による温度上昇

崩壊熱による発熱量($Q_F = 10\text{W}$)と、緊急時対策所空気浄化フィルタユニット(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。

$$q = K \times A \times \Delta T$$

ここで

- ΔT : ケーシングの上昇温度(°C)
 K : 熱貫流率(約6.4W/(m²・°C))
 ($K = 1 / (1 / \alpha_i + d / \lambda + 1 / \alpha_o)$)
 α_i : 表面熱伝達率(内側)(9W/(m²・°C))
 α_o : 表面熱伝達率(外側)(23W/(m²・°C))
 d : ケーシング板厚(0.005m)
 λ : ケーシング熱伝導率(10W/(m・°C))
 A : ケーシング伝熱面積(20m²)

この式と、発熱量と放熱量のバランス($Q_F = q$)より、 $\Delta T \doteq 0.1^\circ\text{C}$ となる。

緊急時対策所空気浄化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量は、「フィルタ捕集量」より約 $1.0 \times 10^{-1}\text{g}$ であり、この核分裂生成物の発熱量と緊急時対策所空気浄化フィルタユニット(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、核分裂生成物による温度上昇は約 0.1°C となり、温度上昇はほとんどない。

緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの使用可能温度は設計上 50°C であること及び核分裂生成物による温度上昇はほとんどないことから、除去効率(性能)が低下することはない。

表1-1 炉内内蔵量（安定核種含む）

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	炉内内蔵量 (安定核種含む) (kg)
CsI	I類	約 <input type="text"/>
TeO ₂	Te類	約 <input type="text"/>
SrO	Ba類	約 <input type="text"/>
MoO ₂	Ru類	約 <input type="text"/>
CsOH	Cs類	約 <input type="text"/>
BaO	Ba類	約 <input type="text"/>
La ₂ O ₂	La類	約 <input type="text"/>
CeO ₂	Ce類	約 <input type="text"/>
Sb	Te類	約 <input type="text"/>
UO ₂	Ce類	約 <input type="text"/>
合 計		約 <input type="text"/>

表1-2 緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの捕集量並びに
保持容量及び吸着容量

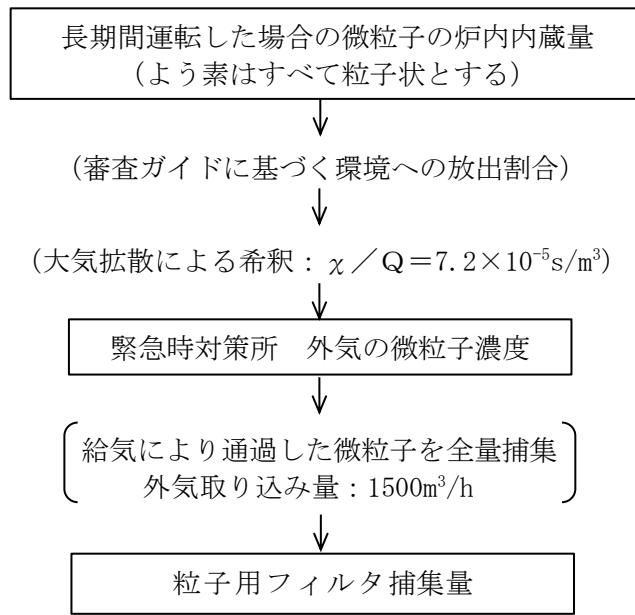
(単位：g)

	捕集量	保持容量／吸着容量*
粒子用フィルタ	約 8.5×10^{-2}	900
よう素用フィルタ	約 1.5×10^{-2}	260

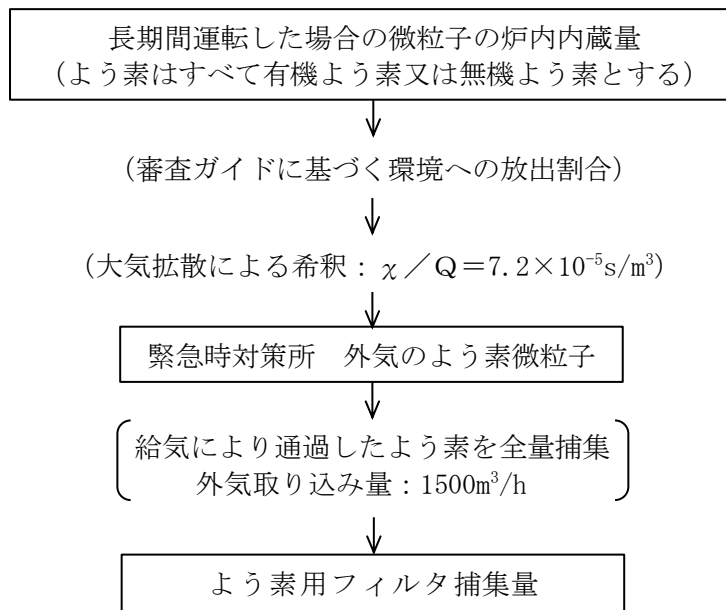
注記*：緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの保持容量（粒子用フィルタ）及び吸着容量（よう素用フィルタ）

表2-1 緊急時対策所空気浄化フィルタユニットに蓄積する最大放射能

核種	放射能量 (Bq)	核種	放射能量 (Bq)
I-131	約 1.8×10^{12}	Ru-103	約 7.9×10^4
I-132	約 2.2×10^{12}	Ru-105	約 6.5×10^2
I-133	約 1.6×10^{12}	Ru-106	約 2.8×10^4
I-134	約 1.3×10^4	Rh-105	約 3.2×10^4
I-135	約 1.9×10^{11}	Ce-141	約 1.8×10^8
Rb-86	約 3.6×10^9	Ce-143	約 9.4×10^7
Cs-134	約 2.5×10^{11}	Ce-144	約 1.4×10^8
Cs-136	約 6.6×10^{10}	Np-239	約 1.4×10^9
Cs-137	約 2.1×10^{11}	Pu-238	約 2.8×10^5
Sb-127	約 7.2×10^{10}	Pu-239	約 3.7×10^4
Sb-129	約 3.5×10^9	Pu-240	約 4.1×10^4
Te-127	約 7.6×10^{10}	Pu-241	約 1.5×10^7
Te-127m	約 6.1×10^9	Y-90	約 2.9×10^6
Te-129	約 2.9×10^{10}	Y-91	約 3.6×10^7
Te-129m	約 3.3×10^{10}	Y-92	約 5.2×10^5
Te-131m	約 1.3×10^{11}	Y-93	約 6.1×10^6
Te-132	約 1.2×10^{12}	Zr-95	約 4.7×10^7
Sr-89	約 1.9×10^{10}	Zr-97	約 1.5×10^7
Sr-90	約 1.9×10^9	Nb-95	約 4.8×10^7
Sr-91	約 3.0×10^9	La-140	約 5.1×10^7
Sr-92	約 2.0×10^7	La-141	約 3.4×10^5
Ba-139	約 4.5×10^4	La-142	約 2.4×10^2
Ba-140	約 3.3×10^{10}	Pr-143	約 4.2×10^7
Co-58	約 1.5×10^3	Nd-147	約 1.7×10^7
Co-60	約 6.6×10^2	Am-241	約 4.6×10^3
Mo-99	約 7.4×10^4	Cm-242	約 1.4×10^6
Tc-99m	約 7.1×10^4	Cm-244	約 9.4×10^4



緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの粒子用フィルタ捕集量評価の過程



緊急時対策所空気浄化フィルタユニットのよう素用フィルタ捕集量評価の過程

図1-1 緊急時対策所空気浄化フィルタユニット（粒子用フィルタ及びよう素用フィルタ）捕集量評価の過程

VI-1-9-4-2-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

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正圧化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正圧化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) 出入口開口部は、原則として開口部を通して線源が直接見通せないよう迷路構造又は、遮蔽扉とする。
- (2) 出入口開口部の大きさは、可能な限り小さくする。

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正圧化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。

- (1) 貫通部は、原則として床上2m以上の位置に設置する。
- (2) 貫通部は、原則として貫通部を通して線源が直接見通せない位置に設置する。
- (3) 隣接する貫通部は、可能な限り間隔を開ける。
- (4) 貫通部の大きさは、可能な限り小さくする。
- (5) ケーブル貫通部に対して、鉛毛詰め等の処理を施す。

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

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。）	4
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	5
3.1.3 調達に係る組織	5
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	10
3.2.1 設計及び工事のグレード分けの適用	10
3.2.2 設計，工事及び検査の各段階とそのレビュー	10
3.3 設計に係る品質管理の方法	14
3.3.1 適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化	14
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	14
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	17
3.3.4 設計における変更	28
3.4 工事に係る品質管理の方法	28
3.4.1 設工認に基づく具体的な設備の設計の実施（設計3）	28
3.4.2 具体的な設備の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
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
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
3.6 設工認における調達管理の方法	40
3.6.1 供給者の技術的評価	40
3.6.2 供給者の選定	40
3.6.3 調達製品の調達管理	40
3.6.4 社外監査	43
3.6.5 設工認における調達管理の特例	43
3.7 記録，識別管理，トレーサビリティ	44
3.7.1 文書及び記録の管理	44
3.7.2 識別管理及びトレーサビリティ	48
3.8 不適合管理	48
4. 適合性確認対象設備の施設管理	48
4.1 使用開始前の適合性確認対象設備の保全	48

4.1.1	新規制基準施行以前に設置している設備	49
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	49
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	49
4.2	使用開始後の適合性確認対象設備の保全	49
様式-1	設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画（例）	51
様式-2(1/2)～(2/2)	設備リスト（例）	52
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）	54
様式-4(1/2)～(2/2)	施設と条文の対比一覧表（例）	55
様式-5	設工認添付書類星取表（例）	57
様式-6	各条文の設計の考え方（例）	58
様式-7	要求事項との対比表（例）	59
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）	60
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）	61
添付1	建設当時からの品質マネジメントシステム体制	62
添付2	当社におけるグレード分けの考え方	65
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	72
添付4	設工認における解析管理について	74
添付5	当社における設計管理・調達管理について	80

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。）及び島根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（平成 25 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」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。）を用いて添付書類 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」～添付書類 VI-1-10-17「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」に示す。

- ・「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（昭和 53 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」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、組織等についての具体的な計画を、様式-1を用いて添付書類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」～添付書類VI-1-10-17「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」に示す。

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 原子力の安全の確保の重視」），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. 評価および改善」）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「建設当時の品質マネジメントシステム体制」の「別表1」参照）

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

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アクセス権限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、図 3-1 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表 3-1 に示す。

表 3-1 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。

図 3-1 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、意思疎通を図る。

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、図 3-2 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、本設工認に係る設計の対象は広範囲に及ぶため、電源事業本部部長（原子力管理）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、図 3-2 に示す体制を定めて設計に係る活動を実施する。

図 3-2 に示す体制の各グループが作成した設計資料については、これらを作成した各グループにおいて、「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」に示すとおりの設計結果となっていることを審査し、図 3-2 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 を用いて添付書類 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」～添付書類 VI-1-10-17 「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」に示す。

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、表 3-1 に示す工事を主管する箇所及び検査を担当する箇所で実施する。

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 を用いて添付書類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」～添付書類VI-1-10-17「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」に示す。

3.1.3 調達に係る組織

設工認に基づく調達は、表 3-1 に示す本社組織及び発電所組織の調達を主管する箇所で実施する。

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 を用いて示す。

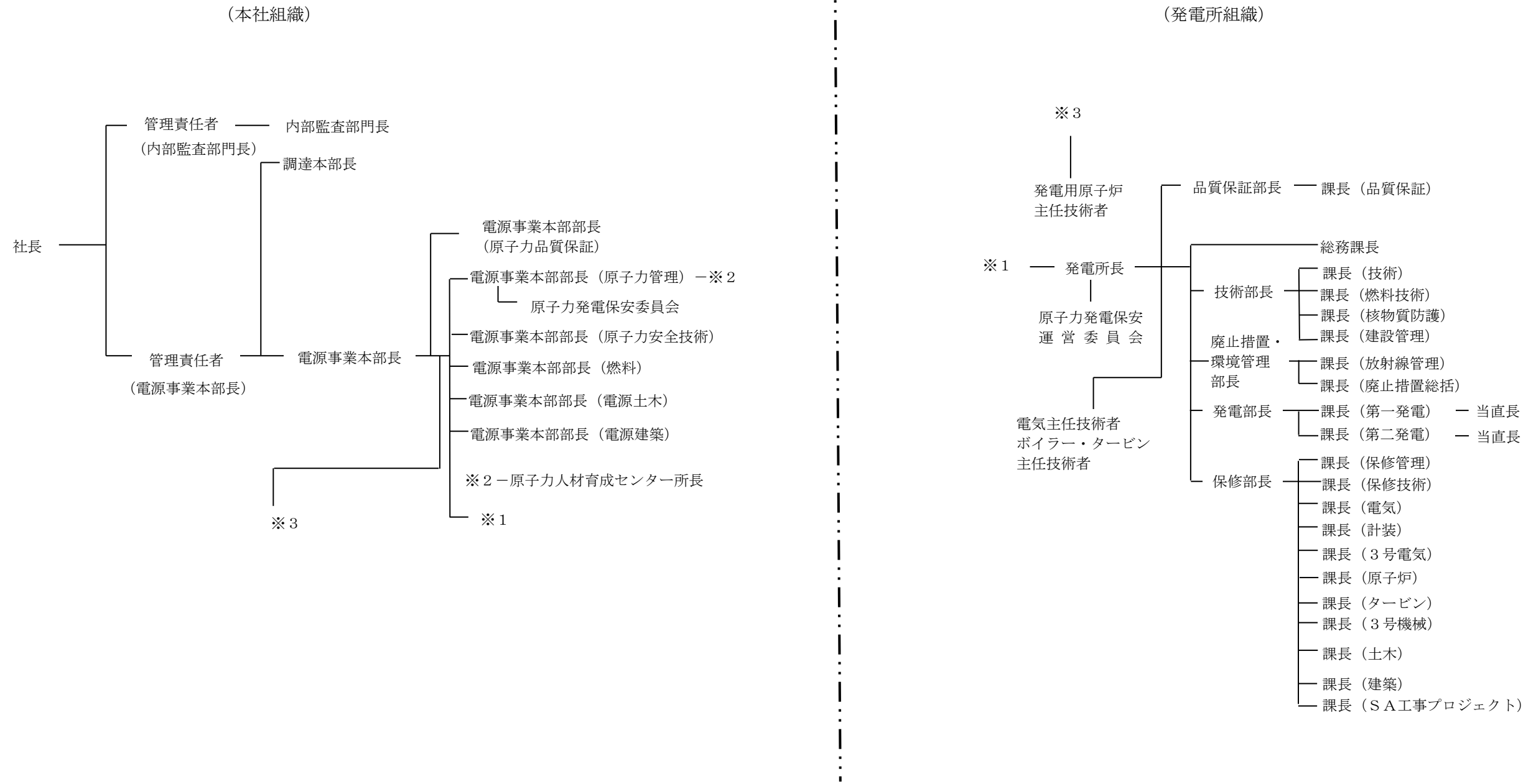
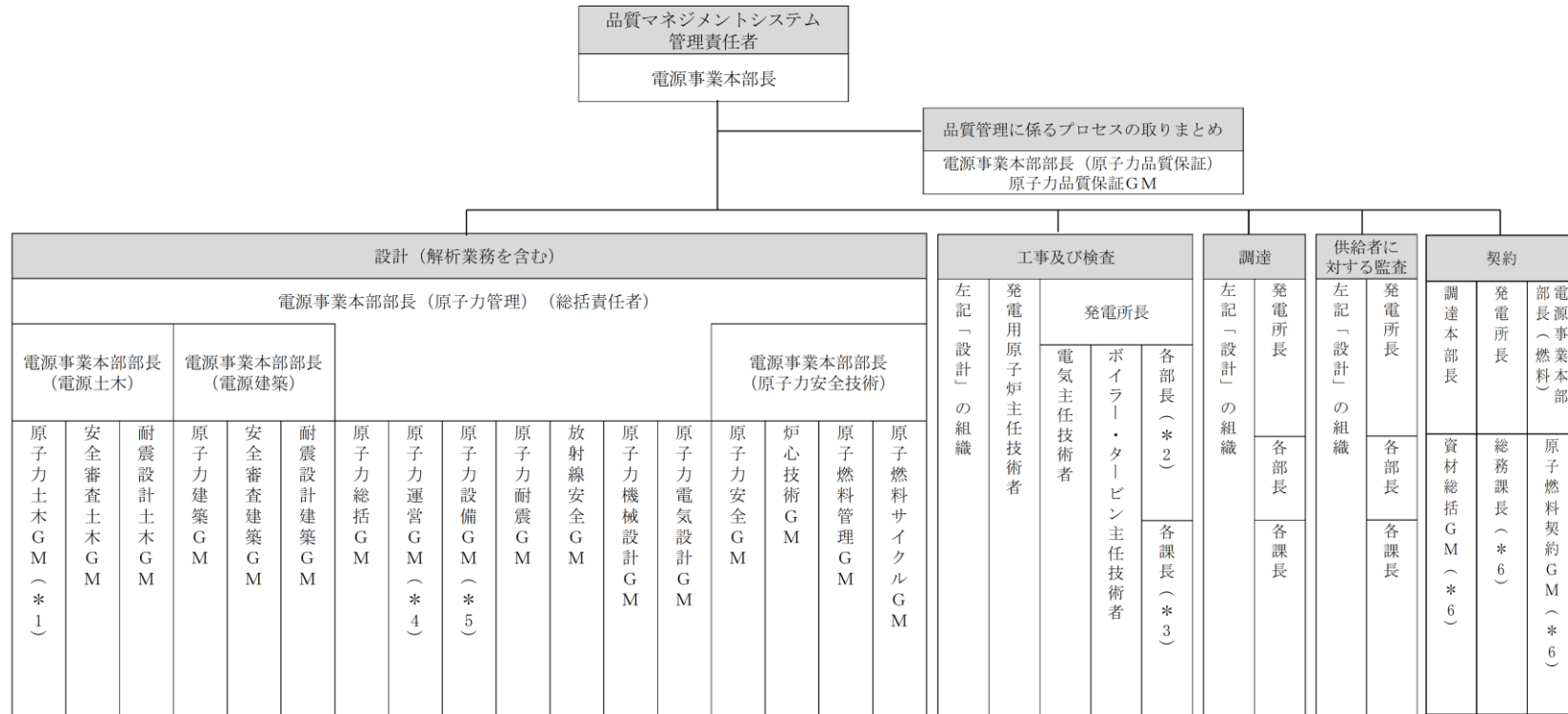


図 3-1 本社組織及び発電所組織に係る体制



注記*1: 「GM」は「グループマネージャー」をいう。

- *2: 検査総括責任者は、発電所組織の品質保証部長
- *3: 発電所組織における品質保証活動を総括する箇所の長は、課長 (品質保証)
- *4: 本社組織の保安規定の取りまとめを主管する箇所の長
- *5: 設工認申請書の取りまとめを主管する箇所の長
- *6: これ以外の箇所で行う契約においては、各GM又は各課長

図 3-2 設工認の各プロセスに関する体制

表 3-1 各プロセスを主管する箇所 (1/2)

プロセス		主管箇所
3.3	設計に係る品質管理の方法	本社 電源事業本部 (原子力管理) 本社 電源事業本部 (原子力安全技術) 本社 電源事業本部 (電源土木) 本社 電源事業本部 (電源建築)
3.4 3.5	工事に係る品質管理の方法 使用前事業者検査の方法	本社 電源事業本部 (電源土木) 本社 電源事業本部 (電源建築) 発電所 品質保証部 (品質保証) 発電所 技術部 (技術) 発電所 技術部 (燃料技術) 発電所 技術部 (核物質防護) 発電所 技術部 (建設管理) 発電所 廃止措置・環境管理部 (放射線管理) 発電所 発電部 (第一発電) 発電所 発電部 (第二発電) 発電所 保修部 (保修管理) 発電所 保修部 (保修技術) 発電所 保修部 (電気) 発電所 保修部 (計装) 発電所 保修部 (3号電気) 発電所 保修部 (原子炉) 発電所 保修部 (タービン) 発電所 保修部 (3号機械) 発電所 保修部 (土木) 発電所 保修部 (建築) 発電所 保修部 (SA工事プロジェクト)

表 3-1 各プロセスを主管する箇所 (2/2)

プロセス		主管箇所
3.6	設工認における調達管理の方法	本社 電源事業本部 (原子力管理)
		本社 電源事業本部 (原子力安全技術)
		本社 電源事業本部 (電源土木)
		本社 電源事業本部 (電源建築)
		発電所 品質保証部 (品質保証)
		発電所 技術部 (技術)
		発電所 技術部 (燃料技術)
		発電所 技術部 (核物質防護)
		発電所 技術部 (建設管理)
		発電所 廃止措置・環境管理部 (放射線管理)
		発電所 発電部 (第一発電)
		発電所 発電部 (第二発電)
		発電所 保修部 (保修管理)
		発電所 保修部 (保修技術)
		発電所 保修部 (電気)
		発電所 保修部 (計装)
		発電所 保修部 (3号電気)
		発電所 保修部 (原子炉)
		発電所 保修部 (タービン)
		発電所 保修部 (3号機械)
発電所 保修部 (土木)		
発電所 保修部 (建築)		
発電所 保修部 (SA工事プロジェクト)		

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。

ただし，本設工認における設計は，新規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。

したがって，本設工認の設計には，設計及び工事のグレード分けによらず，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。

なお，「3.4.1 設工認に基づく具体的な設備の設計の実施（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表3-2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図3-3に示す。

設計，工事を主管する箇所の長又は検査実施責任者は，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は，表3-2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図3-2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・記録管理基本要領」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表3-2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（表 3-2 における「3.4.1 設工認に基づく具体的な設備の設計の実施（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。

表 3-2 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 設計開発に用いる情報 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	7.3.2 設計開発に用いる情報 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 設計開発の結果に係る情報 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 設計開発の結果に係る情報 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 基準適合性を確保するための設計の妥当性のチェック
	3.3.4*	設計における変更	7.3.7 設計開発の変更の管理 設計対象の追加や変更時の対応
工事及び検査	3.4.1*	設工認に基づく具体的な設備の設計の実施（設計3）	7.3.3 設計開発の結果に係る情報 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	具体的な設備の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 個別業務に必要なプロセスの計画 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を確認するための使用前事業者検査の計画と方法の決定
	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プロセスの管理
	3.5.5	使用前事業者検査の実施	7.3.6 設計開発の妥当性確認 8.2.4 機器等の検査等 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
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設計，工事及び検査に係る調達管理

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 設計開発レビュー」の対応項目

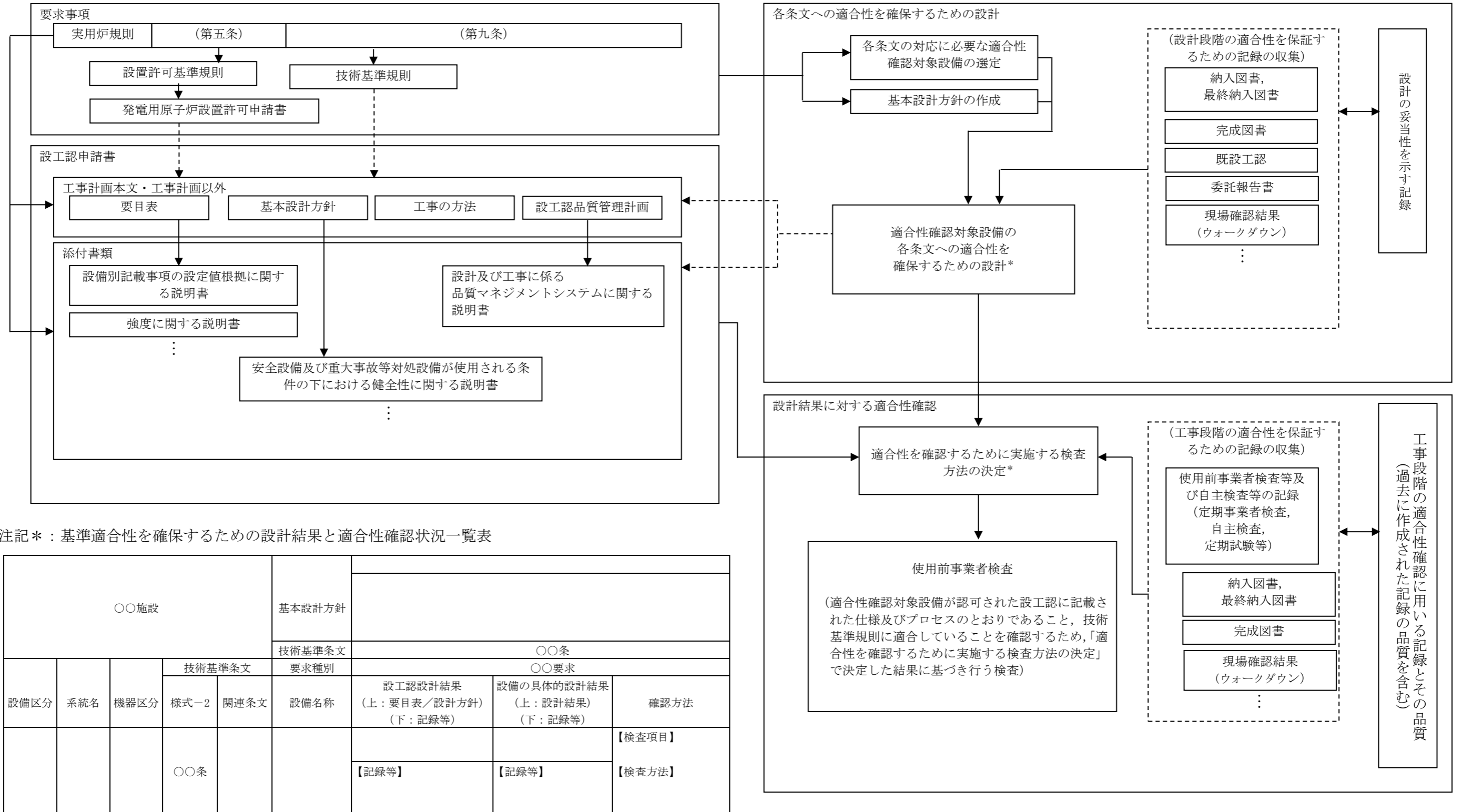


図 3-3 適合性確認に必要な作業と検査の繋がり

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として、「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（平成25年6月28日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「島根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、図3-4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、設置変更許可申請書添付書類八での主要設備記載の有無等を、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、設置変更許可申請書添付書類八での設備仕様記載の有無，系統機能，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。

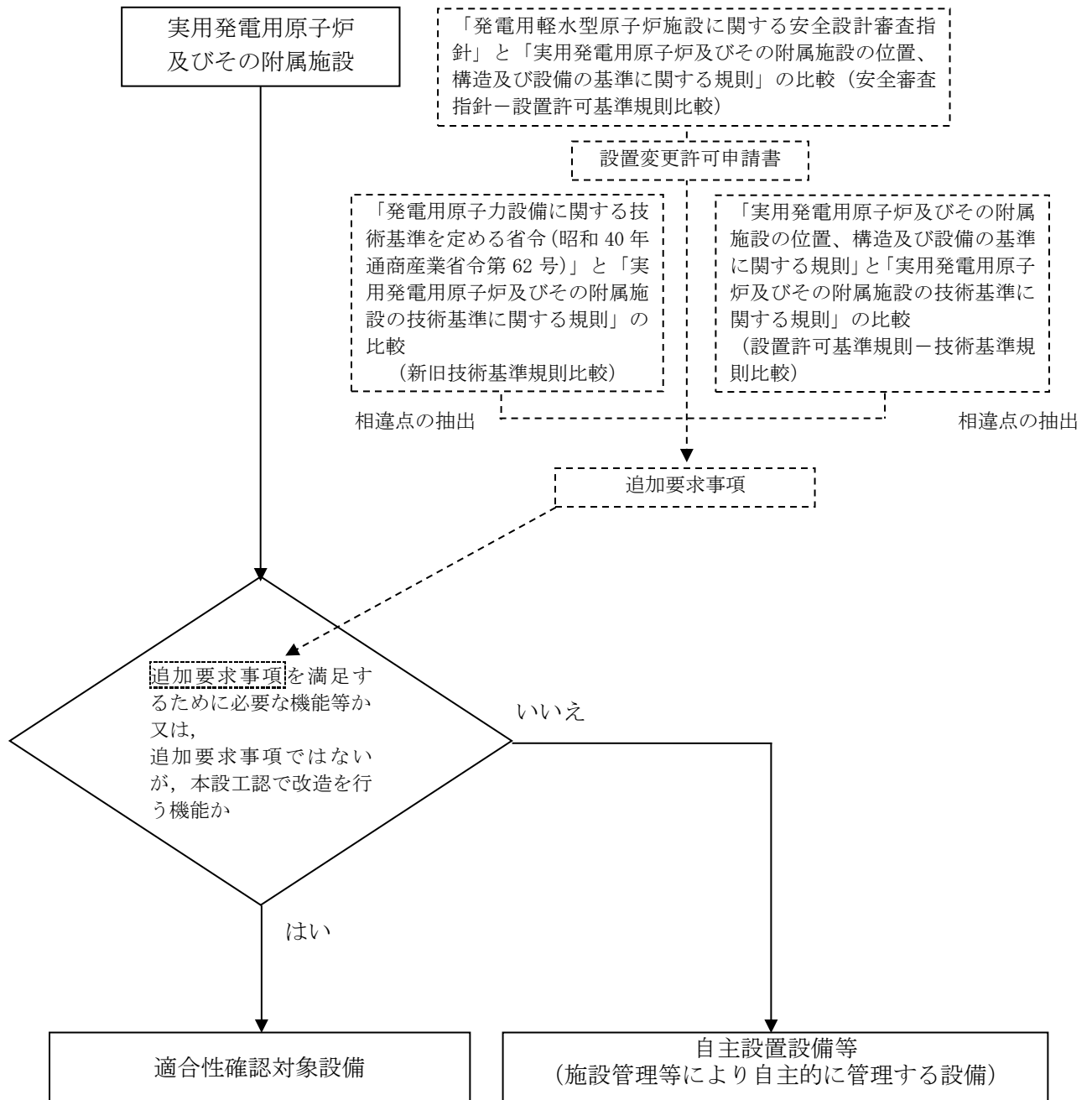


図 3-4 適合性確認対象設備の抽出について

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「設工認添付書類星取表（例）」（以下「様式-5」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申請書の添付書類との関連性を様式-5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表3-3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）

- 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図3-5に示す。

- (a) 表3-3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」に従った供給者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。

ニ. 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を用いて添付書類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」～添付書類VI-1-10-17「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」に示すとともに、設計結果を、様式-8の「設工認設計結果」欄に整理する。

- (c) 表3-3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。

表 3-3 要求種別ごとの適合性の確保に必要となる主な設計事項と
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った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	<ul style="list-style-type: none"> 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	<ul style="list-style-type: none"> 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（耐震評価，耐環境評価） 	<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。） 解析計画（解析方針） 委託報告書（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	—	

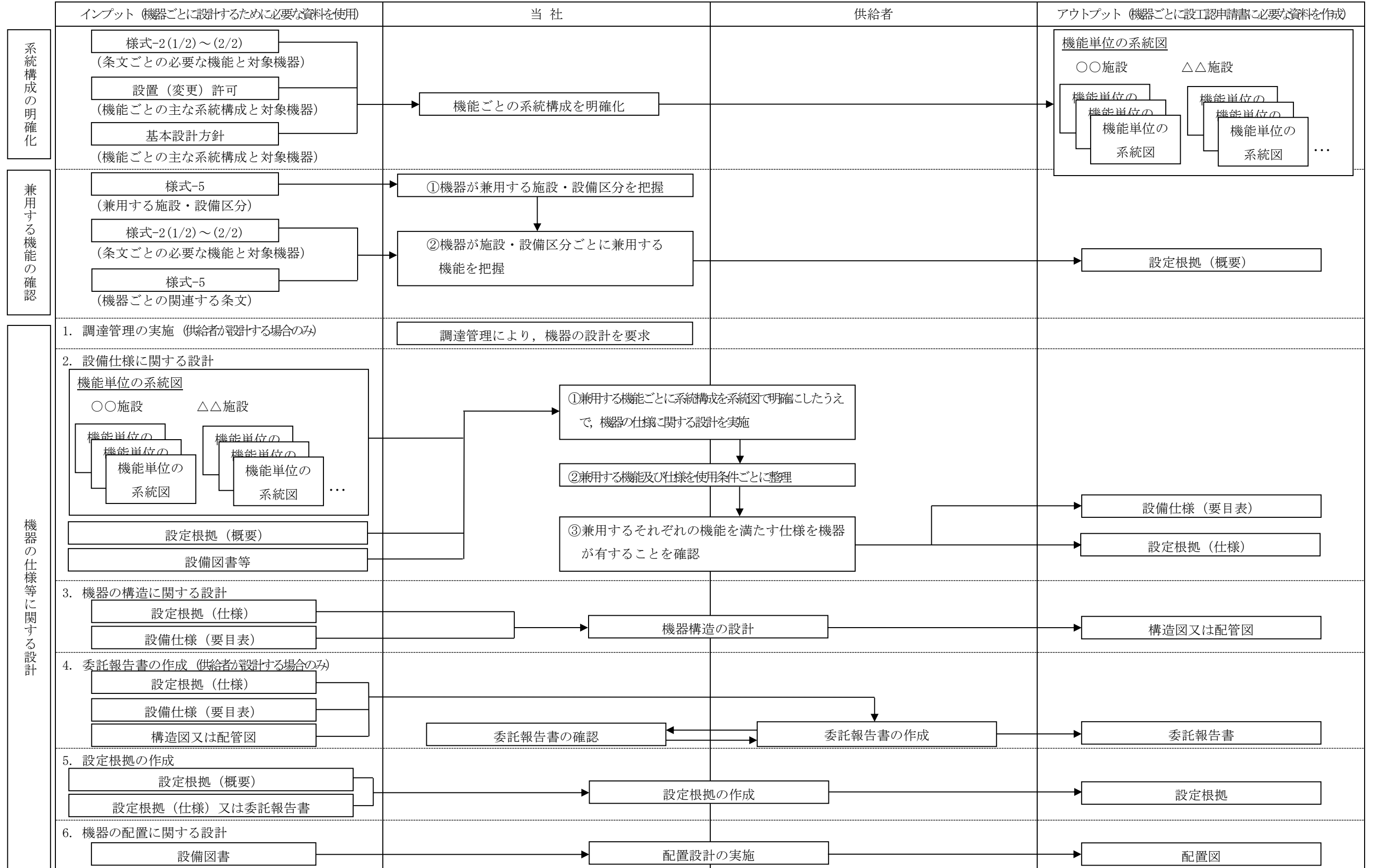


図 3-5 主要な設備の設計

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（令和3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。

- ・ 解析の目的，内容，実施体制
- ・ 解析業務の作業手順（デザインレビュー，審査方法，時期等を含む）
- ・ 解析結果の検証
- ・ 業務報告書の確認
- ・ 解析業務の変更管理

(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の管理

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

設計を主管する箇所の長は、「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図3-6及び図3-7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

設計を主管する箇所の長は、作成した設工認申請書案について、以下の要領で関係箇所のチェックを受ける。

- (a) 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) 関係箇所からチェックの結果として、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。

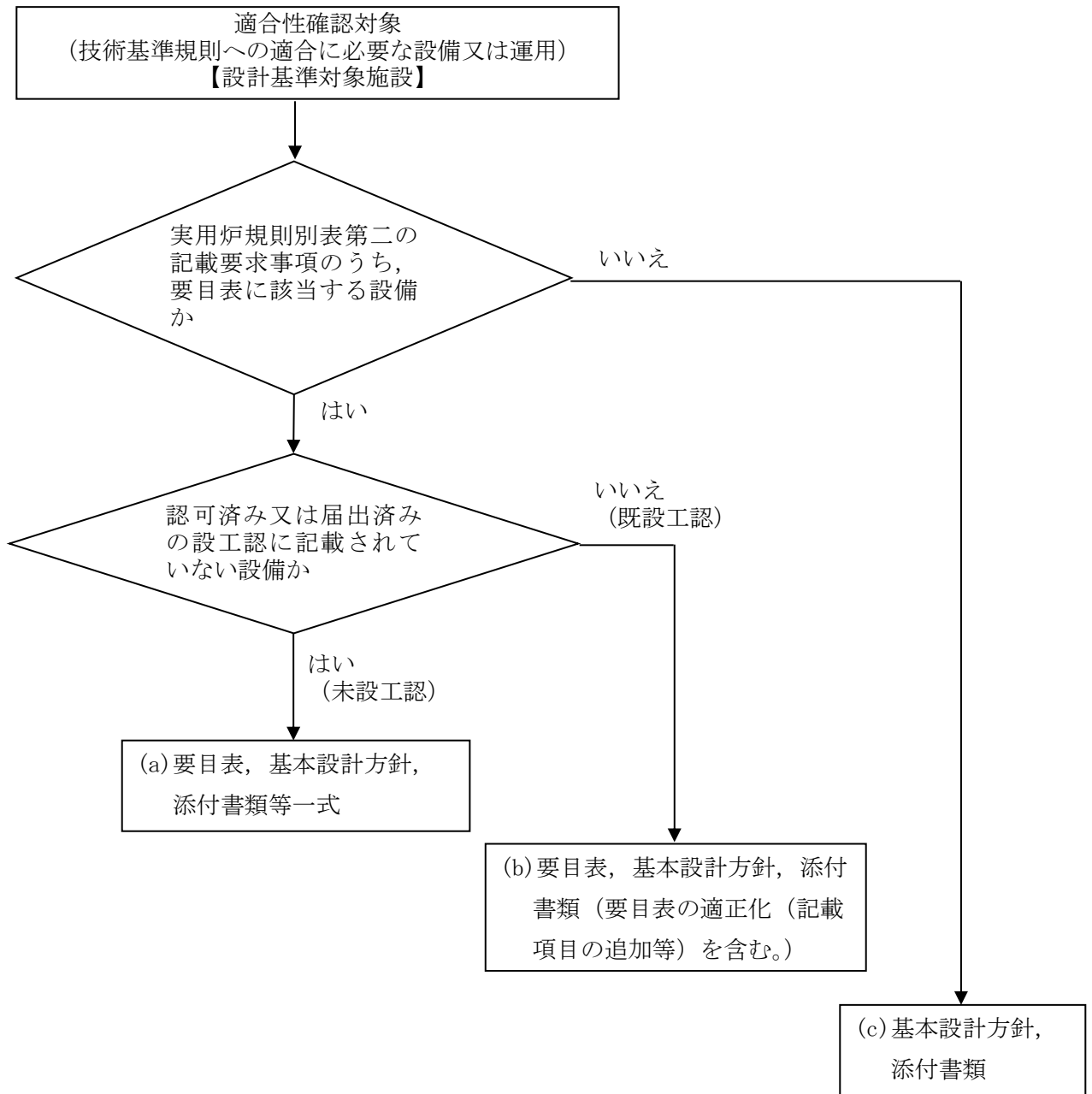


図 3-6 適合性確認対象設備の設工認に記載する箇所の選定 (設計基準対象施設)

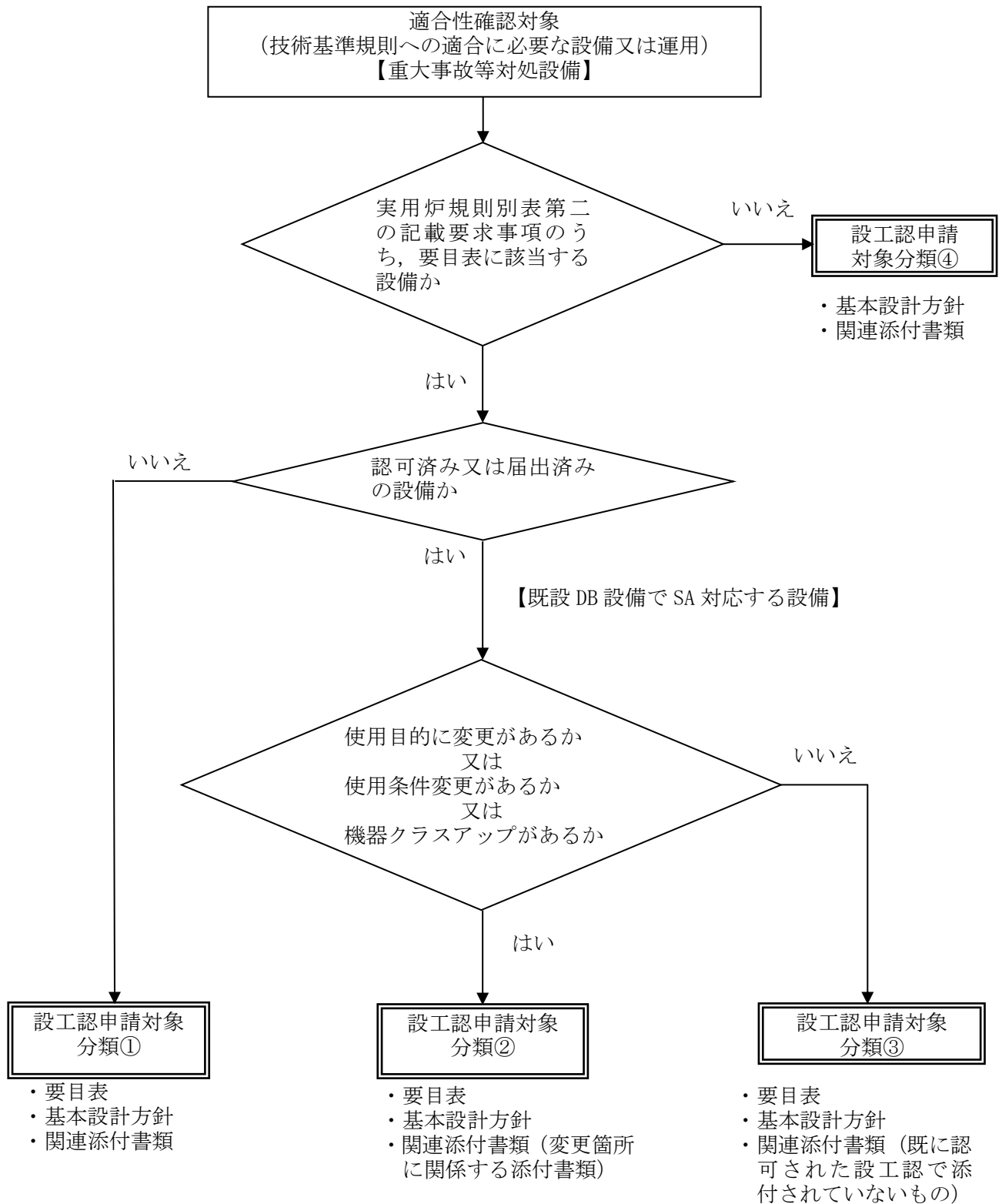


図 3-7 適合性確認対象設備の設工認に記載する箇所の選定 (重大事故等対処設備)

(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、設工認申請書の取りまとめを主管する箇所の長は、設計を主管する箇所の長が作成した資料を取りまとめ、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の審議及び確認を得た後に、設工認申請書について、電源事業本部部長（原子力管理）の承認を得る。

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、設工認に基づく具体的な設備の設計の実施（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 設工認に基づく具体的な設備の設計の実施（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具体的な設備の設計（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 具体的な設備の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

検査総括責任者（品質保証部長）*は、工事を主管する箇所から組織的に独立した箇所の者を、検査実施責任者として指名する。

工事を主管する箇所の長は、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。

検査実施責任者は、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、「検査管理要領」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。

注記*：品質保証部に検査総括担当と品質保証担当が属することから、検査に係る運用業務及び品質保証活動を総括する検査総括責任者は、品質保証部長が担う。

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実施責任者が検査を実施する。

- (1) 実設備の仕様の適合性確認
- (2) 実施した工事が、「3.4.1 設工認に基づく具体的な設備の設計の実施（設計3）」及び「3.4.2 具体的な設備の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)を表3-4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。）が実施する検査の、記録（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」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、「検査管理要領」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表 3-3 の要求種別ごとに表 3-4 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。

検査実施責任者は、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、適切な時期に設定されていること。

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」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。

表 3-4 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	設計要求どおりの名称, 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
		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)	要目表の記載ど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
			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。 <ul style="list-style-type: none"> ・据付検査 ・状態確認検査 ・耐圧検査 ・漏えい検査 ・特性検査 ・機能・性能検査
		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表 3-3 の要求種別ごとに定めた表 3-4 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得、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、表 3-4 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表 3-5 に示す。

- a. 様式-8 の「設工認設計結果」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、表 3-5 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

表 3-5 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。
	・評価要求に対する入力条件（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 J I S

*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

主要な耐圧部の溶接部に係る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

検査実施責任者は、「検査管理要領」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

検査総括責任者は、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

検査実施責任者は、検査要領書で明確にする使用前事業者検査の体制を、図 3-8 に示す当該検査における力量を有する者で構成する。

a. 発電所長

発電所長は、発電所における保安に関する業務を統括する。

b. 検査総括責任者

検査総括責任者は、検査に係る運用業務及び品質保証活動を統括する。また、検査実施責任者及び代行者を選任する。

- c. 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。
- d. 品質保証部長
品質保証部長は、品質管理上の観点から、検査内容等への指導・助言を行う。
- e. 検査実施責任者
検査実施責任者は、検査体制を承認するとともに、検査員を選任する。
検査要領書を承認するとともに、それに基づいて検査に係る作業を実施するように検査受検担当者へ指示する。
検査の可否判定を行って次工程へのリリースを行うとともに、検査成績書を承認する。
- f. 検査員
検査員は、検査要領書及び検査成績書を作成する。検査員が各検査項目の良否判定を行った場合は、検査結果が判定基準を満足していることを確認のうえ検査記録をとりまとめ、検査実施責任者に報告する。
- g. 運転操作担当者及び運転操作補助者
運転操作担当は、検査員又は検査受検担当者の指示に基づき、検査関係運転操作を実施する。
運転操作補助者は、運転操作担当者の指示に基づき、検査関係運転操作を実施する。
- h. 検査受検担当者
検査受検担当者は、検査実施責任者又は検査員の指示に基づき、検査に係る作業を実施する。
- (4) 使用前事業者検査の検査要領書の作成
検査員は、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、「検査管理要領」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作成する。

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、検査成績書（様式）を記載する。

検査実施責任者は、検査員が作成した検査要領書を、品質保証部及び主任技術者の確認を経て承認する。

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

検査実施責任者は、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。

- (a) 耐圧検査で圧力を加えることができない場合
- (b) 構造上外観が確認できない場合
- (c) 系統に実注入ができない場合
- (d) 電路に通電できない場合
- (e) 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）*

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

検査実施責任者は、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」で作成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。

- (a) 設備名称
- (b) 検査項目
- (c) 検査目的
- (d) 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
- (e) 代替検査の手法及び判定基準
- (f) 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, 検査員を指揮して, 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。

検査員は, 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。

検査実施責任者は, 検査の合否判定を行うとともに, 検査員からの報告により検査の実施において変更した処置の復旧を確認し, 次工程へのリリースを行う。

検査実施責任者は, 検査員が実施した確認・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, 検査成績書を承認する。その後, 検査報告書について, 主任技術者の確認を受け, 検査実施責任者が承認し, 検査の取りまとめを主管する箇所の長に提出する。

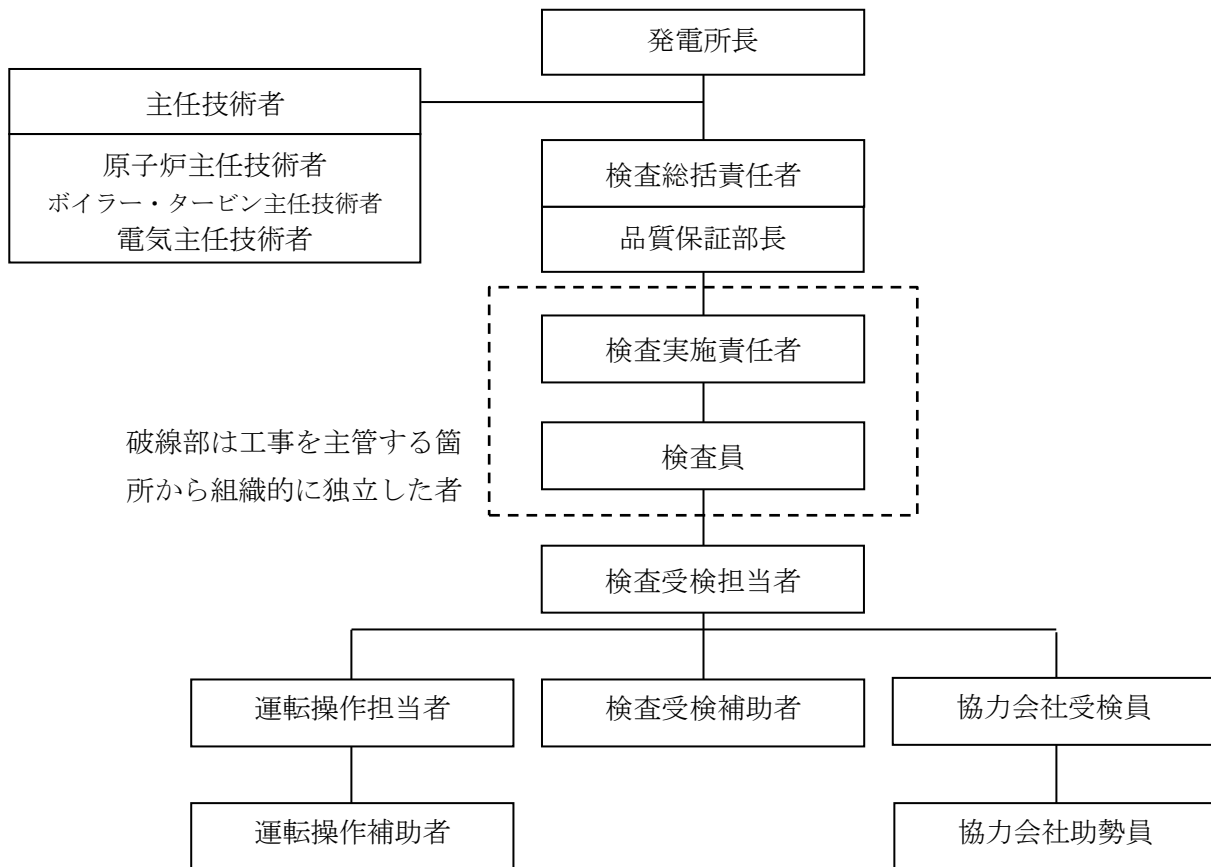


図 3-8 検査実施体制 (例)

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、「調達管理基本要領」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。)を用いて添付書類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」～添付書類VI-1-10-17「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」に示す。

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.～q. 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. 適用法令等
- b. 工事仕様、購入品目及び数量、業務内容
- c. 施工場所あるいは納入場所
- d. 社給・貸与品、供給者の実施すべき管理項目
- e. 労働安全衛生（作業安全確保、放射線管理）
- f. 品質保証計画書の提出に関する事項
- g. 設計管理、材料管理、識別、品質履歴（記録トレーサビリティ）
- h. 検査等
- i. 実施体制
- j. 提出図書
- k. 供給者の要員（供給者の発注先（以下「外注先」という。）の要員を含む）の力量、供給者の要員の教育
 - l. 不適合の報告及び処理に関する要求事項
 - m. 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
 - n. 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）
 - o. 検収条件
 - p. 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
 - q. 供給者の工場等で検査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 2」に示す品質保証ランク A, B, I, II 及び III 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実施責任者は、「調達管理基本要領」、「検査管理要領」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実施責任者は、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実施責任者は、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、グレード分け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 社外監査」参照）

3.6.4 社外監査

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、社外監査を実施する。

（社外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」に示す重要度分類 Ma, Mb の設備に関わる供給者に対して、定期的（3年周期（年度）を目的）に社外監査を行う。

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、外注先について、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を用いて添付書類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」～添付書類VI-1-10-17「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」に示す。

(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含む。）」の表3-1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・記録管理基本要領」に基づき管理する。

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表3-6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図3-9に示す。

設工認では、主に図3-9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、島根原子力発電所第2号機の建設当時（1984年2月工事着工）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「原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則（令和2年1月23日原子力規制委員会規則第2号）」（以下「品管規則」という。）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表 3-6 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

検査実施責任者は、使用前事業者検査として、記録確認検査を実施する場合、表 3-6 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。

表 3-6 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
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
最終納入図書	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)
委託報告書	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

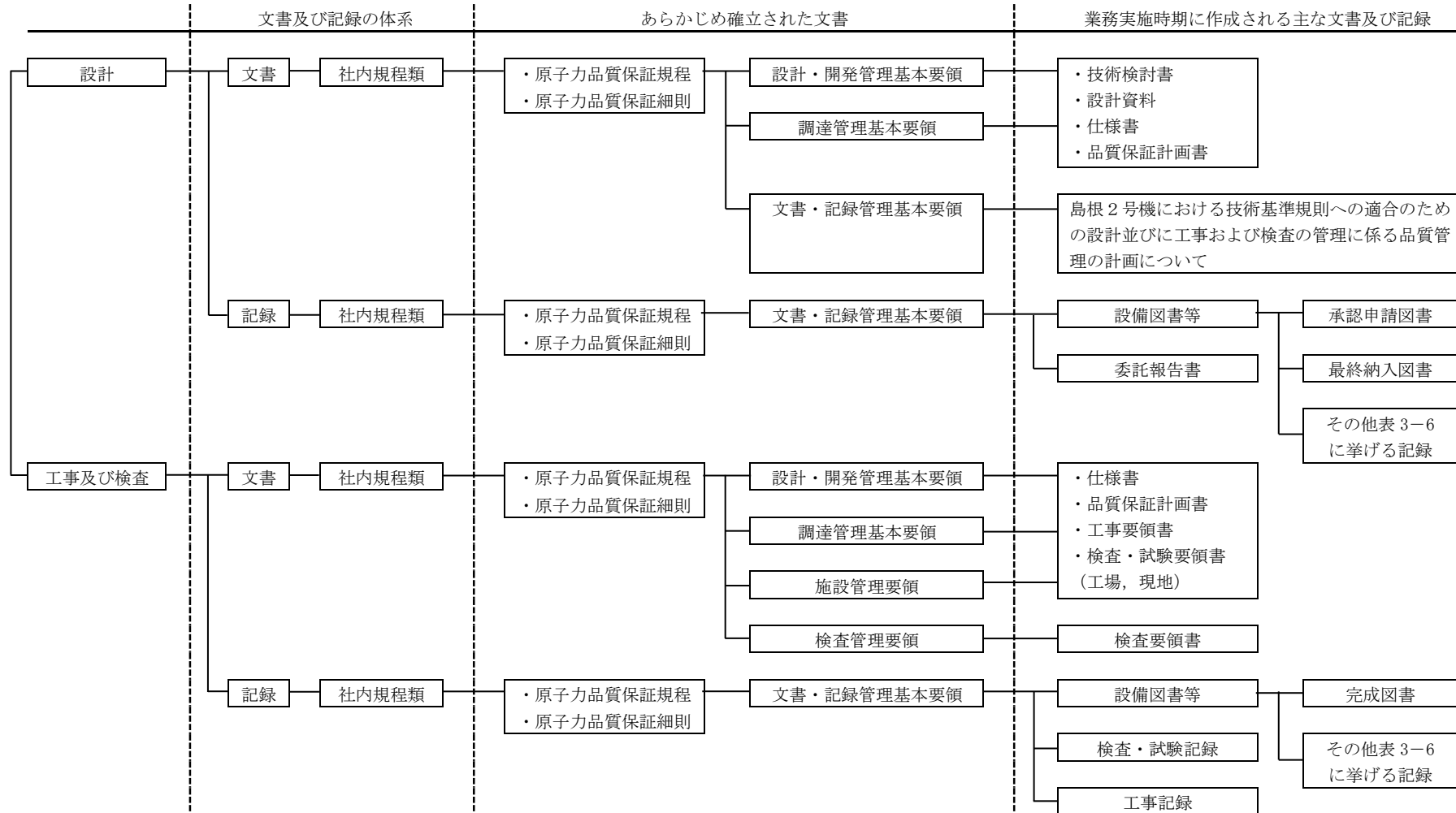


図 3-9 設計, 工事及び検査に係る品質マネジメントシステムに関する文書体系

3.7.2 識別管理及びトレーサビリティ

(1) 測定機器の管理

a. 当社所有の測定機器の管理

(a) 校正・検証

工事を主管する箇所の長は、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. 測定機器管理台帳による識別

工事を主管する箇所の長は、測定機器管理台帳に、校正日及び校正周期を記載し、有効期限内であることを識別し管理する。

なお、測定機器が故障等で使用できない場合は、不適合管理による識別を実施し、速やかに修理等を行う。

ロ. 定期点検済証等による識別

工事を主管する箇所の長は、測定機器の校正の状態を明確にするため、定期点検済証等に必要事項を記載して測定機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. 当社所有以外の測定機器の管理

工事を主管する箇所の長又は検査実施責任者は、供給者所有の測定機器を使用する場合、「施設管理要領」に基づき、測定機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「不適合等管理基本要領」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、「施設管理要領」の「保全計画の策定」の中の「設計およ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。

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図4-1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、「施設管理要領」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保全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。

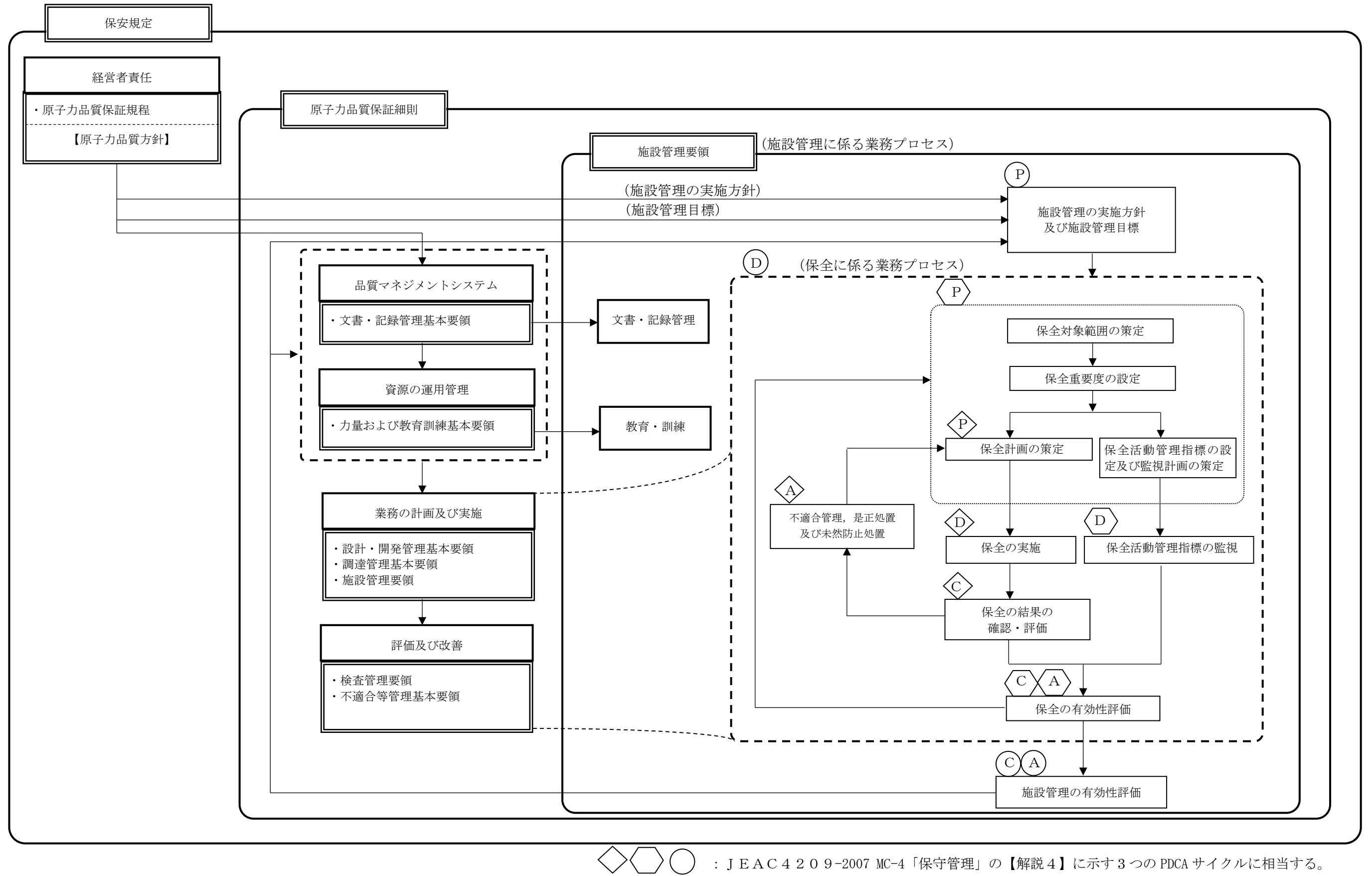


図 4-1 施設管理に係る業務プロセスと品質マネジメントシステムの文書との関連

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	設工認に基づく具体的な設備の設計の実施（設計3）					
	3.4.2	具体的な設備の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)		条文の分類 (〇〇〇〇)	
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		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	
対象施設	適用可否判断		理由
	〇項		
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基本設計方針のみ記載の施設（安全避難通路，火山，外部火災防護施設，竜巻防護施設）			
[記号説明]		○：条文要求に追加・変更がある，又は追加設備がある。 □：保安規定等にて維持・管理が必要な追加設備がある。 △：条文要求に追加・変更がなく，追加設備もない。 -：条文の適用を受ける設備がない。	

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																														
		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	
条文		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	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基本設計方針のみ記載の施設（安全避難通路、火山、外部火災防護施設、竜巻防護施設）																																
【備考欄】		○：条文要求に追加・変更がある，又は追加設備がある。 □：保安規定等にて維持・管理が必要な追加設備がある。 △：条文要求に追加・変更がなく，追加設備もない。 -：条文の適用を受ける設備がない。																														

各条文の設計の考え方 (例)

第〇条 (〇)					
1. 技術基準の条文, 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								
			関連条文		○○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	設備名称	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】
								【記録等】	【記録等】	【検査方法】	【記録等】
			△△条					【検査項目】			【検査項目】
								【記録等】	【記録等】	【検査方法】	【記録等】
			○○条					【検査項目】			【検査項目】
								【記録等】	【記録等】	【検査方法】	【記録等】
技術基準規則要求設備（要目表として記載要求のない設備）			□□条					【検査項目】			【検査項目】
								【記録等】	【記録等】	【検査方法】	【記録等】
			△△条					【検査項目】			【検査項目】
								【記録等】	【記録等】	【検査方法】	【記録等】

建設当時から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 Plants 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指針」（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、島根原子力発電所第2号機（1984年2月工事着工）の建設当時から、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（平成25年6月28日原子力規制委員会規則第8号）」（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（平成29年4月14日法律第15号）」の施行に伴い、品管規則が施行され、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。

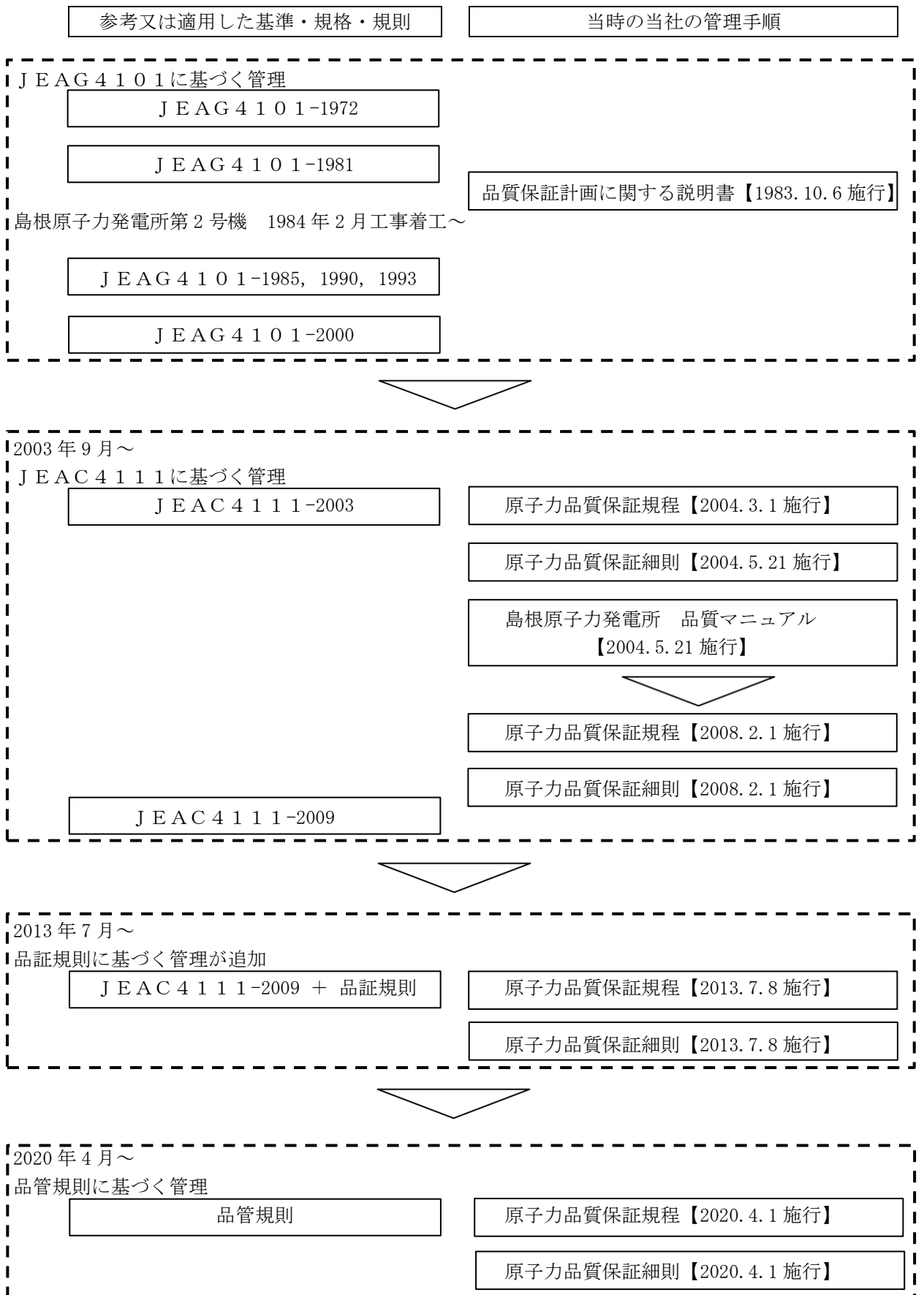
このような品質保証活動の中で、一貫して行ってきた根幹となる品質保証活動について、健全な安全文化を育成及び維持するための活動につながる視点を用いて整理した結果を別表1に示す。

また、建設当時から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管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

	品管規則解釈	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及び評価・醸成活動の展開全般。 【PA】誰もが安全に対して個人として責任を負っている。
2	風通しの良い組織文化が形成されている。	【WE】信頼と敬意が組織に浸透し、相互尊重の職場環境が形成されている。 【CO】コミュニケーションは原子力安全に焦点をあて続けている。
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】誰もが安全に対して個人として責任を負っている。
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】原子力安全を支える、あるいは影響する意思決定は、体系的、厳格で、徹底したものである。
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】すべての要員は自己満足に陥ることなく、現在の状態、前提、異常、活動に絶えず疑問を持ち続け、エラーや不適切な行動に至るかもしれない矛盾を摘出している。
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】安全性に影響を与える可能性がある問題は、その重要性に応じて、速やかに摘出され、十分に評価され、速やかに対処、是正されている。
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】継続して学習する機会が重視され、探し求められ、実施されている。
8	原子力の安全には、セキュリティが関係する可能性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】コミュニケーションは原子力安全に焦点をあて続けている。

凡例【 】：「原子力安全文化醸成基本要領」安全文化の行動基準の特性



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. 当社におけるグレード分けの考え方

当社におけるグレード分けの考え方は、「原子力品質保証細則」に規定しており、その内容を別表 1 に示す。

「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、重要度分類（Ma, Mb, Mc 及び Mc 未満）を行っている。

グレード分けは、重要度分類に応じて行っており、別表 2 のとおり品質保証ランク（A～D, I～Ⅲ）に区分している。

また、重大事故等対処設備（以下「SA設備」という。）の品質保証ランクについては、「A」又は「I」を原則とする。ただし、SA設備の中で原子力特有の技術仕様を要求しないものを調達する場合は、「A」又は「I」以外とすることを許容し、その場合は、調達文書において重要度を明確にする。

2. 設備の設計管理・調達管理におけるグレード分けの適用

設備の設計・調達の各段階において「設計・開発管理基本要領」及び「調達管理基本要領」に基づき設計管理及び調達管理を実施している。

設計管理及び調達管理におけるグレード分けは、1. 項の重要度分類（Ma, Mb, Mc 及び Mc 未満）に基づき、品質保証ランク（A～D, I～Ⅲ）に区分し、グレード分けを実施している。

調達対象物のグレード分けに応じた管理項目について、別表 3 に示す。

なお、具体的な適用は個々の設備により異なることから、仕様書で明確にしている。

保安規定品質マネジメントシステム計画「7.3 設計開発」を適用する場合の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。また、保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4 調達」を適用する場合の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 安全上の重要度と供給信頼性の観点から定めた重要度分類

定義	重要度分類
安全機能の重要度分類がクラス 1	Ma
安全機能の重要度分類がクラス 2 又は 安全機能の重要度分類がクラス 3, かつ供給信頼性重要度が 1	Mb
安全機能の重要度分類がクラス 3, かつ供給信頼性重要度が 2	Mc
その他 (供給信頼性重要度が 2, かつ安全機能の重要度分類がクラス 3 未満)	Mc 未満

		安全上の機能別重要度区分						
		クラス 1		クラス 2		クラス 3		その他
		PS-1	MS-1	PS-2	MS-2	PS-3	MS-3	
供給信頼性重要度	1	Ma		Mb				
	2			Mc		Mc 未満		

- 1 : 当該構築物, 系統又は機器の故障により, 直接減停電へ移行するおそれのあるもの
 2 : 当該構築物, 系統又は機器の故障により, 直接影響のないもの

別表2 品質保証ランク

グレード分け（電気機械等設備関係）

種別	品質保証ランク
(1) 「Ma」に該当する工事 (2) 「Ma」未満であって、以下に該当する工事 ・設工認対象工事 ・設置変更許可対象工事 ・使用前事業者検査を行う必要がある設備に該当する工事 ・新規制基準施行に伴う設備のうち「技術基準規則」の設置要求に基づく設備の工事	A
「Mb」に該当する工事	B
「Mc」に該当する工事	C
「Mc未満」及び「重要度分類指針に基づく重要度設定ができない設備」に該当する工事	D

グレード分け（土木建築関係）

種別	品質保証ランク
「Ma」に該当する工事	I
「Mb」, 「Mc」に該当する工事	II
「Mc未満」に該当する工事	III

別表3 調達対象物のグレード分けに応じた管理項目

「調達管理基本要領」の管理項目		重要度分類		Ma	Mb	Mc	Mc 未満	
		品質保証ランク		A	B	C	D	
				I	II		III	
調達先の評価・選定				○	○	○	○	
調達物 品等要 求事項	(1) 調達計画				○	○	○	
	(2) 調達 文書	基本 事項	(a) 調達先の業務範囲					
			(b) 施工期間あるいは納期					
			(c) 施工場所あるいは納入場所	○	○	○	○	
			(d) 検収条件					
			(e) 保証（かし担保）事項					
		共通 事項	(a) 品質保証計画書	○	○	△	△	
			(b) 適用すべき法令・規格・基準等	○	○	○	×	
			(c) 実施体制，調達先の要員の力 量，調達先の要員の教育	○	○	○	×	
			(d) 外注先の管理	○	○	×	×	
	(e) 不適合管理		○	○	○	×		
	(f) 設計管理，材料管理，識別，品 質履歴		○	△	△	×		
	(g) 当社による監査		○	○	△	△		
	(h) 労働安全衛生		○	○	○	○		
	(i) 提出文書	○	○	○	○			
	調 達 物 品 等 の 明 細	(a) 員数，仕様	○	○	○	○		
		(b) 検査・試験，立会の実施	○	○	○	×		
(c) 過去の不適合事例への対策		○	○	△	×			
(d) 工場製作後の出荷の方法		○	○	×	×			
(e) 社給・貸与品		○	○	○	○			
(3) 初品調査				○	△	△	×	
(4) 調達物品等要求事項の明確化に関わる記録の 保管				○	○	△	△	
調 達 物 品 等 の 検 証	(1) 検証活動				○	○	○	△
	(2) 検査・試験および監査				○	○	○	△
	(3) 調達物品等要求事項のすべてを満足している ことを確認できない状態での検収				○	○	○	○
	(4) 調達物品等の検証に関わる記録の保管				○	○	△	△
調達物品の受入後の管理				○	△	△	×	

(凡例) ○：原則適用，△：選択適用，×：原則適用しない

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*	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 設計開発計画	・ 設計検討書
調達 のための 設計 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検討書等を作成する。	・ 7.3.2 設計開発に用いる情報 ・ 7.3.3 設計開発の結果に係る情報 ・ 7.3.4 設計開発レビュー ・ 7.3.5 設計開発の検証	・ 設計検討書
	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、レビューを受ける。		・ 設計検討書
	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。		・ 設計検討書
	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。		・ 設計検討書
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			◎	◎	◎	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。	・ 7.3.5 設計開発の検証	・ 品質保証計画書 ・ 設計図書
工事及び 検査			—	◎	◎	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)
						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
						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。		・ 設計検討書 ・ 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 ○：関係箇所			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。	<ul style="list-style-type: none"> 7.4.1 調達プロセス 7.4.2 調達物品等要求事項 	<ul style="list-style-type: none"> 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。		
設備の詳細設計			◎	◎	◎	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。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。	<ul style="list-style-type: none"> 7.4.3 調達物品等の検証 	<ul style="list-style-type: none"> 品質保証計画書 設計図書
工事及び検査			—	◎	◎	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。		<ul style="list-style-type: none"> 検査等の要領書(工場)
						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。		<ul style="list-style-type: none"> 作業要領書
						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。	<ul style="list-style-type: none"> 検査等の要領書(現地) 	
						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。	<ul style="list-style-type: none"> 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

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*	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: 5px; width: fit-content; margin: 0 auto;">原子炉施設の設計・開発に関する計画</div>		◎	◎	—	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。	<ul style="list-style-type: none"> ・ 7.4.1 調達プロセス ・ 7.4.2 調達物品等要求事項 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 仕様書
調達	<div style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content; margin: 0 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。		
工事及び検査	<div style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content; margin: 0 auto;">調達物品等の検証</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 調達物品等の検証 	<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

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の対象とする。
 - ・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 各項目のうち、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と呼び込む場合は、対応する本文のタイトルと呼び込む。なお、文書名と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，令和3年6月改定）」に示される要求事項を踏まえて策定した「調達管理基本要領」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，「調達管理基本要領」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業務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。

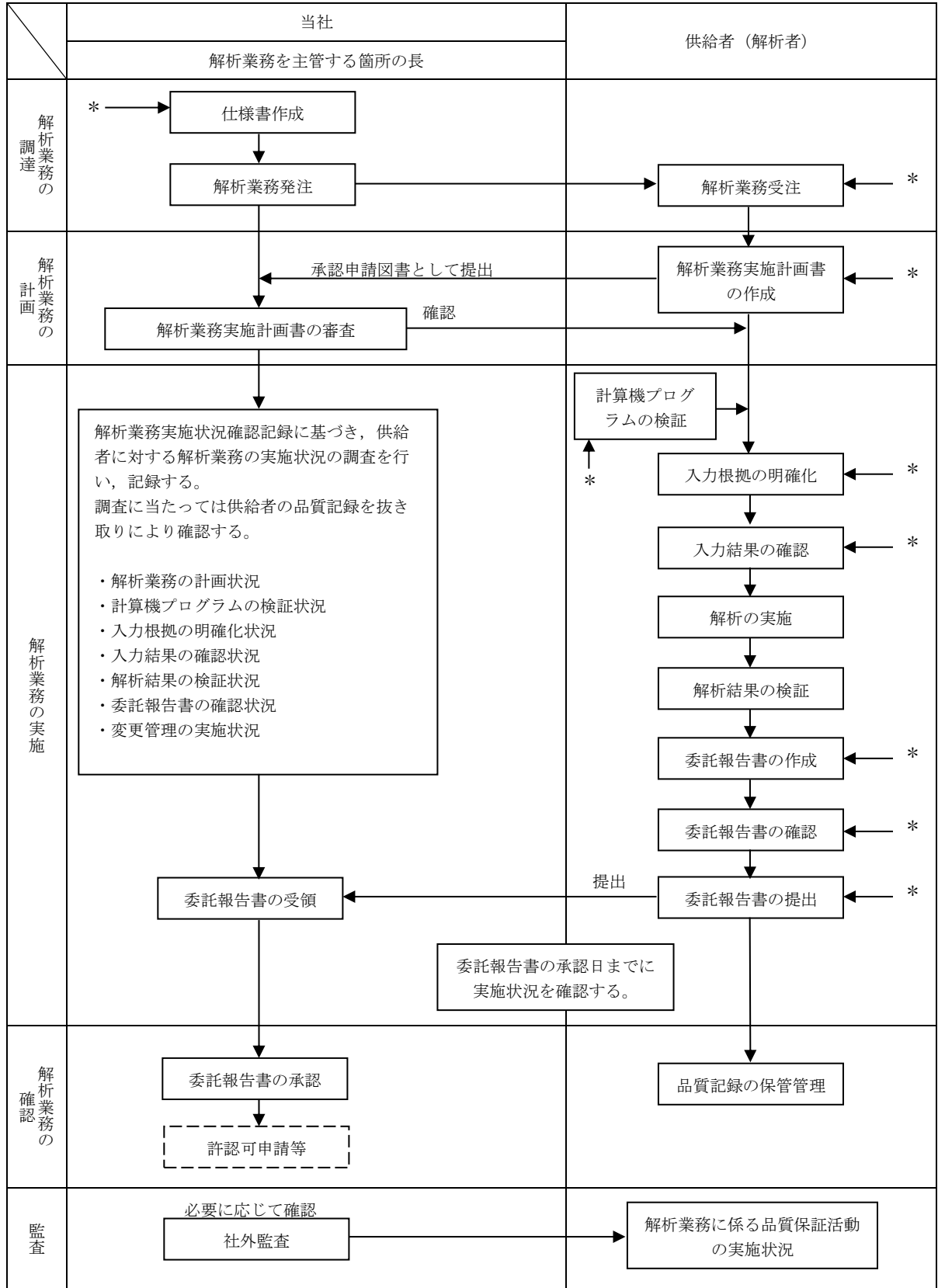
3. 解析業務の実施

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結果に基づき「解析業務実施状況確認記録」を作成する。

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 	<ul style="list-style-type: none"> ・(委託・工事・購入)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 	<ul style="list-style-type: none"> ・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「解析業務実施状況確認記録」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/委託報告書の確認状況/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 	<ul style="list-style-type: none"> ・解析業務実施状況確認記録
委託報告書の確認	委託報告書の承認	委託報告書の作成、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「委託報告書」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 	<ul style="list-style-type: none"> ・委託報告書(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(1/2) 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	2008年4月
	件名	島根原子力発電所における配管の構造強度計算誤り
	事象	<p>島根原子力発電所の工事計画書等の配管分岐部の構造強度評価に使用している応力計算プログラムの一部に誤りがあることを確認した。</p> <p>再評価の結果、いずれも許容値を十分満足しており、構造強度に問題がないことを確認した。</p> <p>原因として、プラントメーカーの計算機プログラム作成時に、補助プログラム間の受け渡しデータの仕様を明確にして、整合性を確認する具体的要領が不明確だった。また、告示等の応力評価の考え方や計算式が変更された時の計算機プログラムに対する影響評価・検討が不十分であった。</p> <p>当社がこの誤りを確認できなかった原因を調査した結果、メーカーに解析業務を委託する際に入出力データ等の確認は行うとしていたが、プログラムそのものの妥当性を確認するルールになっていなかった。</p>
対策実施状況	<p>【当社】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・許認可解析を調達する際には、メーカーに対して、業務計画書を定めそれに従うこと、入力根拠書を作成すること、プログラム間のデータの受け渡しを適切に行うこと、計算機からの出力の転記ミスを防止する手順とすること等をメーカーに対する要求事項とした。 <p>【メーカー】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・計算機プログラム作成業務において、補助プログラム間のデータ受け渡しが確実に行われるように、チェックシートを運用することとした。 ・告示等の応力評価の考え方や計算式が変更された際には、計算機プログラムに対する影響評価・検討を十分に実施することとした。 	

別表 1(2/2) 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	2019年8月
	件名	島根原子力発電所2号機の有効性評価等の解析における入力値の誤り
	事象	<p>島根原子力発電所2号機の新規制基準への適合性審査における有効性評価および原子炉設置変更許可申請での解析における入力値の一部に誤りがあることを確認した。</p> <p>当該誤りを修正した再解析を行い、安全性への影響がないことを確認した。</p> <p>原因として、プラントメーカーは新規に作成したデータについては確認を行っていたが、過去に作成したデータを転用する場合に使用するデータが適切なものであることの確認・検証を実施しないまま使用していた。</p> <p>また、解析コードが特殊な使用方法を有するものとなっていたが使用方法を明文化しておらず、設置変更許可申請書と解析条件書、解析の計算機の入力値の照合も実施していなかった。</p>
対策実施状況	<p>【当社】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・メーカーと点検を行い、本事象と同様な誤りがないことを確認した。 <p>【メーカー】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・過去に作成したデータを転用する場合にも、使用するデータが適切なものであることの確認・検証を実施した上で使用することとした。 ・特殊な使用方法を有する解析コードについては、使用方法を明文化することとした。 ・設置変更許可申請書と解析条件書の記載内容が計算機に正確に入力されていることの確認を実施することとした。 	

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。 ・作成された委託報告書が、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、供給者の評価、登録及び再評価を「調達管理基本要領」に基づき実施する。

供給者の評価、登録及び再評価の基準は、「調達管理基本要領」に以下のとおり定めている。

1.1 供給者の評価

契約を主管する箇所の長は、供給者に対し、契約前に供給する能力、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評価を実施する。また、供給者の経営内容及び技術力を総合的に判断し、登録の可否を判定する。

なお、技術審査は「調達管理基本要領」に基づき、設計及び工事を主管する箇所並びに検査を担当する箇所に依頼して実施する。

1.2 供給者の登録

契約を主管する箇所の長は、評価の結果、認定を受けた供給者について、リストに登録し、維持管理する。

1.3 供給者の再評価

契約を主管する箇所の長は、登録済みの供給者の再評価にあたり供給者の経営内容及び技術力に関する情報を入手することにより、3年周期（年度）を目途に実施する。

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・開発管理基本要領」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、「調達管理基本要領」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、設計検討書等を作成する。

- ・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 インプット作成段階のレビュー

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、レビューを実施する。

なお、レビューへ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「調達管理基本要領」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

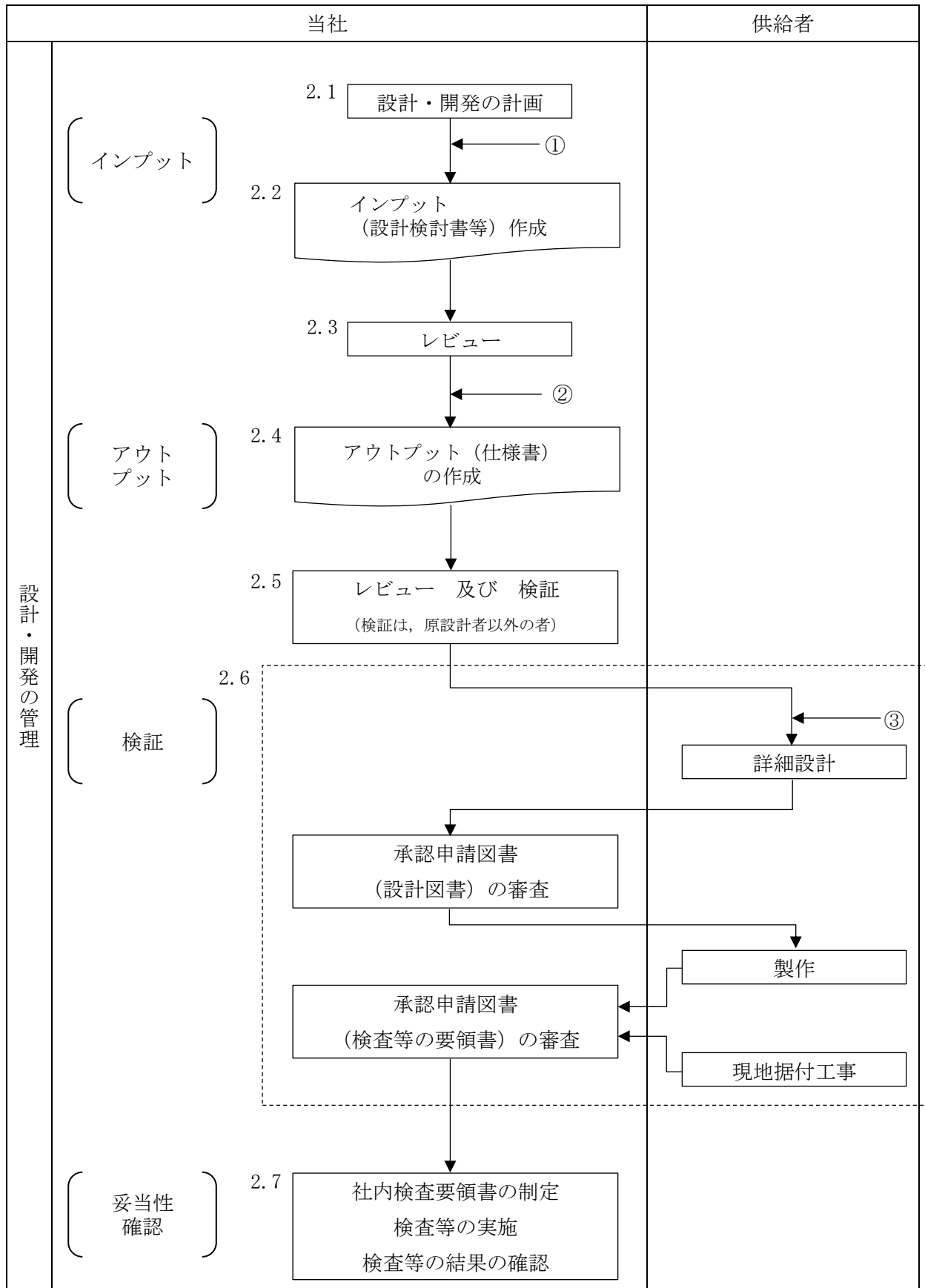
結果として得られる業務・原子炉施設が、指定された用途又は意図された用途に応じた要求事項を満たしていることを確実にするために、計画した方法に従って実施する検査等の結果等により、設計・開発の妥当性を確認する。

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。

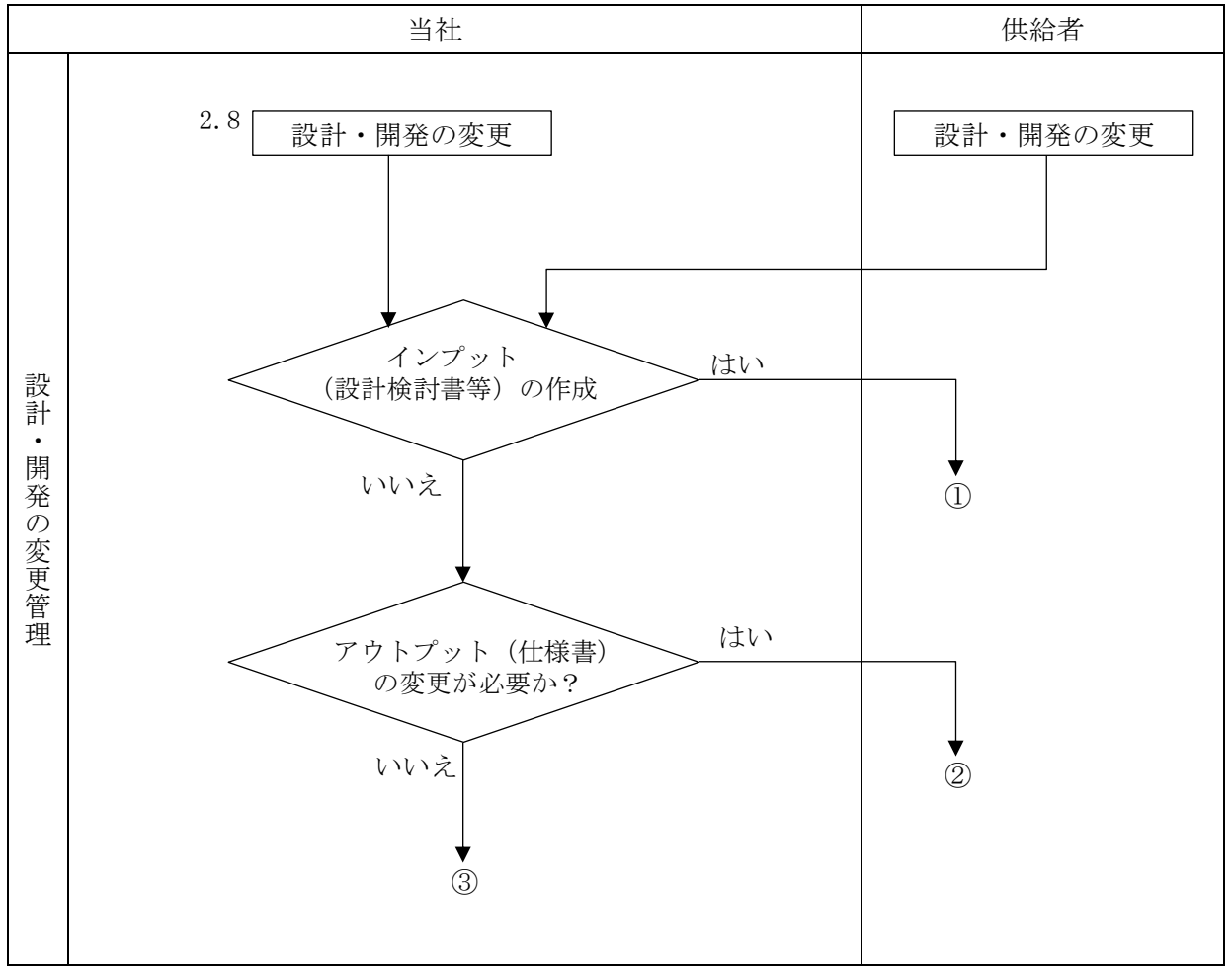
2.8 設計・開発の変更管理

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

島根原子力発電所第2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、島根原子力発電所第2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

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			インプット	アウトプット	他の記録類		
		◎：主担当 ○：関連							
		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 ・技術基準規則	—		
	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 ・安全審査指針 ・技術基準規則 ・旧技術基準規則	・様式-2		
	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	・様式-3 ・様式-4	—	
						・様式-2 ・様式-4 ・実用炉規則別表第二 ・技術基準規則	・様式-5		
						・設置変更許可申請書 ・設置許可基準規則 ・技術基準規則	・様式-6 ・様式-7		
						・基本設計方針	・様式-5		
	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 ・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	—	
						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
						2. 原子炉本体の設計	◎	—	—
	3. 原子炉压力容器の脆性破壊防止に係る設計	◎	—	○	・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	・原子炉压力容器の脆性破壊防止に関する説明書	・仕様書		

設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画

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			インプット	アウトプット	他の記録類
			◎：主担当 ○：関連					
			本社	発電所	供給者			
設計	3.3.3 (2)	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系統の明確化及び兼用する機能の確認	◎	—	—	・様式-2 ・様式-5 ・基本設計方針 ・設置変更許可申請書	・機能単位の系統図 ・設定根拠の「(概要)」部分	—
		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 原子炉压力容器	◎	—	○	・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 ・構造図	・仕様書
		5. 原子炉本体の基礎に関する設計	◎	—	○	・基本設計方針 ・設備図書 ・既工認 ・業務報告書 ・VI-1-10-8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 ・VI-1-10-4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	・原子炉本体の基礎に関する説明書	・仕様書 ・解析業務実施状況確認記録
	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	—	—
	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	・工事計画認可申請書(補正)妥当性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	・立案・決定票	
工事及び検査	3.4.1	設工認に基づく具体的な設備の設計の実施(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	具体的な設備の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	—

設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画

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			インプット	アウトプット	他の記録類	
		◎：主担当 ○：関連						
		本社	発電所	供給者				
工事 及 び 検 査	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	品質保証ランク	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.3 設計開発」の適用業務	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4 調達」の適用業務	備考		
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 (初装荷及び取替えの別並びに燃料材, 燃料要素及び燃料集合体の別に記載すること。)及び核燃料物質の最大装荷量	—*	燃料体最高燃焼度 (初装荷及び取替えの別並びに燃料材, 燃料要素及び燃料集合体の別に記載すること。)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。		
			熱的制限値 (最小限界出力比及び最大線出力密度)	—*	熱的制限値 (最小限界出力比及び最大線出力密度)				既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。		
	燃料体	—*	—*	—*	取替燃料タイプ1 (高燃焼度 8×8 燃料)				既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。		
					取替燃料タイプ2 (9×9 燃料 (A型))				既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。		
					取替燃料タイプ3 (9×9 燃料 (B型))				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。		
	原子炉压力容器	—*	—*	—*	原子炉压力容器本体	—*	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。	
					原子炉压力容器支持構造物	支持構造物		原子炉压力容器支持スカート			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		原子炉压力容器基礎ボルト			既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。
					原子炉压力容器スタビライザ	原子炉压力容器スタビライザ		原子炉压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。
						原子炉格納容器スタビライザ		原子炉格納容器スタビライザ			既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。
					原子炉压力容器付属構造物	中性子束計測ハウジング		原子炉中性子計測ハウジング			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。	
ジェットポンプ計測管貫通部シール		ジェットポンプ計測管貫通部シール				既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。					
差圧検出・ほう酸水注入配管		差圧検出・ほう酸水注入配管 (ティーより N11 ノズルまでの外管)				既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。					

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別	設備区分	系統名	機器区分		機器名称	品質保証ランク	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.3 設計開発」の適用業務	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4 調達」の適用業務	備考
原子炉本体	原子炉压力容器	—*	原子炉压力容器内部構造物	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				
			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。				
			ジェットポンプ	ジェットポンプ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
			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。				
				高圧炉心スプレイスパージャ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				低圧炉心スプレイスパージャ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				低圧注水系配管（原子炉压力容器内部）	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				高圧炉心スプレイ系配管（原子炉压力容器内部）	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				低圧炉心スプレイ系配管（原子炉压力容器内部）	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉压力容器内部）	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
			中性子束計測案内管	原子炉中性子計装案内管	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				

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-1-10-3 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

島根原子力発電所第2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、島根原子力発電所第2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

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			インプット	アウトプット	他の記録類						
		◎：主担当 ○：関連											
		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 ・技術基準規則	—						
	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 ・安全審査指針 ・技術基準規則 ・旧技術基準規則	・様式-2						
	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	・様式-3 ・様式-4	—					
						・様式-2 ・様式-4 ・実用炉規則別表第二 ・技術基準規則	・様式-5						
						・設置変更許可申請書 ・設置許可基準規則 ・技術基準規則	・様式-6 ・様式-7						
						・基本設計方針	・様式-5						
	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 ・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	—					
						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		
						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系統の明確化及び兼用する機能の確認	◎		—	—	・様式-2 ・様式-5 ・基本設計方針 ・設置変更許可申請書	・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 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 ・燃料プールスプレイ系 ・原子炉建物放水設備	◎	—	○	・機能単位の系統図 ・設定根拠の「（概要）」部分 ・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 ・機器の配置を明示した図面 ・構造図	・仕様書							

設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画

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			インプット	アウトプット	他の記録類	
			◎：主担当 ○：関連						
			本社	発電所	供給者				
設計	3.3.3 (2)	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 ・機能単位の系統図 	<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系統図 	—	
		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 ・「模擬燃料集合体の気中落下試験」 	<ul style="list-style-type: none"> ・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 	<ul style="list-style-type: none"> ・仕様書 	
		4. 燃料プール監視の設計	◎	—	—	<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 ・VI-1-10-9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 ・使用済燃料貯蔵設備の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. 燃料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 燃料プールのスプレイ系の設計							
		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 	<ul style="list-style-type: none"> ・仕様書 	
		5.1.2 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 	<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 	—	

設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画

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			インプット	アウトプット	他の記録類
			◎：主担当 ○：関連					
			本社	発電所	供給者			
設計 3.3.3 (2)	5.2	臨界防止に関する設計	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 基本設計方針 既工認 	<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 	—
	5.3	放射線遮蔽機能維持のための配管設計	◎	—	—	<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 	<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 使用済燃料貯蔵槽の水深の遮蔽能力に関する説明書 	—
	5.4 原子炉補機代替冷却系を用いた燃料プール冷却系の冷却に関する設計							
	5.4.1	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 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 構造図 	<ul style="list-style-type: none"> 仕様書
	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 	<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 	—
	6. 燃料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 燃料プールのスプレイ系の設計							
	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 構造図 	<ul style="list-style-type: none"> 仕様書

設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画

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			インプット	アウトプット	他の記録類
			◎：主担当 ○：関連					
			本社	発電所	供給者			
設計	3.3.3 (2)	6.1.2 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	・使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書	—
		6.2 臨界防止に関する設計	◎	—	—	・基本設計方針 ・設備図書 ・設置変更許可申請書	・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	—
	7. 発電所外への放射性物質の拡散抑制のための設計							
	3.3.3 (3)	7.1 原子炉建物放水設備の設計	◎	—	○	・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 ・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 ・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	・仕様書
		設計のアウトプットに対する検証	◎	—	—	・様式-2～様式-8	—	—
	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	・工事計画認可申請書（補正）妥当性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	・立案・決定票
工事及び検査	3.4.1	設工認に基づく具体的な設備の設計の実施（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	具体的な設備の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	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質保証ランク	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4 調達」の適用業務			備考			
						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	既設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。							
				原子炉建物天井クレーン	既設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。							
				チャンネル着脱装置	既設備であり、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	—*	使用済燃料貯蔵槽の温度、水位及び漏えいを監視する装置	使用済燃料貯蔵槽	燃料プール	既設備であり、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	キャスク置場	既設備であり、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	既設備であり、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・破損燃料貯蔵ラック	既設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。						
				制御棒貯蔵ラック								
				制御棒貯蔵ハンガ	制御棒貯蔵ハンガ	既設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。						
				燃料プール温度	既設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。							
				燃料プール冷却ポンプ入口温度	既設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。							
				燃料プール水位・温度 (SA)	C	○	○					
				燃料プール水位	既設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。							
				燃料プール水位 (SA)	A	○	○					
				燃料プールライナドレン漏えい水位	既設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。							
				使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備	燃料プール冷却系	主配管 (スプレイヘッドを含む。)	熱交換器	燃料プール冷却系熱交換器	既設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
							ポンプ	燃料プール冷却ポンプ	既設備であり、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	既設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
	スキマサージタンク～残留熱除去系分岐部	既設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。										
	残留熱除去系分岐部～燃料プール冷却ポンプ	既設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。										
	残留熱除去系分岐部～弁 V222-10	既設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。										
	燃料プール冷却ポンプ～燃料プール冷却系ろ過脱塩装置ろ過脱塩器入口ライン分岐部	既設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。										
	燃料プール冷却系ろ過脱塩装置ろ過脱塩器入口ライン分岐部～燃料プール冷却系ろ過脱塩装置ろ過脱塩器	既設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。										
	燃料プール冷却系ろ過脱塩装置ろ過脱塩器入口ライン分岐部～燃料プール冷却系ろ過脱塩装置ろ過脱塩器出口ライン合流部	既設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。										
	燃料プール冷却系ろ過脱塩装置ろ過脱塩器出口ライン合流部～燃料プール冷却系ろ過脱塩装置ろ過脱塩器	既設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。										
	燃料プール冷却系ろ過脱塩装置ろ過脱塩器出口ライン合流部～燃料プール冷却系熱交換器	既設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。										
	燃料プール冷却系熱交換器～弁 V216-9	既設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。										
	弁 V216-9～南側散水管分岐部	既設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。										
	南側散水管分岐部～残留熱除去系合流部	既設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。										
	残留熱除去系合流部～燃料プール	既設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。										

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	品質保証ランク	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4 調達」の適用業務			備考	
						保安規定品質マネジメントシステム計画	「7.4 調達」の適用業務	「7.3 設計開発」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	燃料プール冷却系	主配管 (スプレイヘッドを含む。)	南側散水管分岐部～燃料プール	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
				弁 V222-13～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。					
		燃料プールのスプレイ系	主配管 (スプレイヘッドを含む。)	ポンプ	大量送水車	C	○	○		
				ろ過装置	可搬型ストレーナ	C	○	○		
				燃料プールのスプレイ系	主配管 (スプレイヘッドを含む。)	燃料プールスプレイ系 (常設スプレイヘッド) 接続口 (南) 及び (西) ～スプレイライン連絡管合流部	A	○	○	
						スプレイライン連絡管合流部～燃料プールスプレイ管	A	○	○	
						スプレイライン連絡管	A	○	○	
						大量送水車入口ライン取水用 10m ホース	C	○	○	
						大量送水車入口ライン取水用 10m 吸水管	C	○	○	
						大量送水車入口ライン取水用 10m ホース	C	○	○	
						大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース	C	○	○	
						大量送水車出口ライン送水用 20m, 5m, 2m, 1m ホース	C	○	○	
						大量送水車出口ライン送水用 20m ホース	C	○	○	
		可搬型スプレイノズル	C	○	○					
		原子炉建物放水設備	ポンプ	大型送水ポンプ車	C	○	○			
				大型送水ポンプ車	C	○	○			
			主配管 (スプレイヘッドを含む。)	大型送水ポンプ車入口ライン取水用 20m, 5m, 1m ホース	C	○	○			
				大型送水ポンプ車出口ライン送水用 50m, 5m, 2m ホース	C	○	○			
				放水砲	C	○	○			
				大型送水ポンプ車入口ライン取水用 20m, 5m, 1m ホース	C	○	○			
		大型送水ポンプ車出口ライン送水用 50m, 5m, 2m ホース	C	○	○					

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-1-10-4 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

島根原子力発電所第2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、島根原子力発電所第2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

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			インプット	アウトプット	他の記録類	
		◎：主担当 ○：関連						
		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 ・技術基準規則	—	—
	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 ・安全審査指針 ・技術基準規則 ・旧技術基準規則	・様式-2	—
	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	・様式-3 ・様式-4	—
						・様式-2 ・様式-4 ・実用炉規則別表第二 ・技術基準規則	・様式-5	
						・設置変更許可申請書 ・設置許可基準規則 ・技術基準規則	・様式-6 ・様式-7	
						・基本設計方針	・様式-5	
	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 ・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	—
		1. 設計に係る解析業務の管理	◎	—	○	・仕様書	・業務報告書	—
		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 ・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		◎	—	—	・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 ・適用規格	・耐震性に関する説明書	—	
4.1 耐震設計の基本方針								

設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画

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			インプット	アウトプット	他の記録類
			◎：主担当 ○：関連					
			本社	発電所	供給者			
設計 3.3.3 (2)	4.2	基準地震動 S _s ，弾性設計用地震動 S _d の概要	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 基本設計方針 設置変更許可申請書 設置変更許可時の設計資料 	<ul style="list-style-type: none"> 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	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 基本設計方針 設置変更許可申請書 設置変更許可時の設計資料 	<ul style="list-style-type: none"> 耐震性に関する説明書 	—
	4.4	耐震設計を行う設備の抽出	◎	○	—	<ul style="list-style-type: none"> 様式-5 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 解析業務実施状況確認記録
	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 解析業務実施状況確認記録
	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 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 解析業務実施状況確認記録

設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画

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			インプット	アウトプット	他の記録類	
			◎：主担当 ○：関連						
			本社	発電所	供給者				
設計	3.3.3 (2)	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 解析業務実施状況確認記録 	
		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 解析業務実施状況確認記録 	
		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 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 解析業務実施状況確認記録 	
		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 「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 	—	

設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画

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			インプット	アウトプット	他の記録類
			◎：主担当 ○：関連					
			本社	発電所	供給者			
設計 3.3.3 (2)	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 	—
	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 業務報告書 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 	<ul style="list-style-type: none"> 仕様書 解析業務実施状況確認記録
	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 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 解析業務実施状況確認記録
	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 基本設計方針 技術基準規則 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 解析業務実施状況確認記録

設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画

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			インプット	アウトプット	他の記録類
			◎：主担当 ○：関連					
			本社	発電所	供給者			
設計	3.3.3 (2)	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 解析業務実施状況確認記録
		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 解析業務実施状況確認記録
		12.4 津波又は溢水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 VI-1-10-13 の「2. 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 VI-1-10-13 の「3. 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"> 要目表 強度に関する説明書 	<ul style="list-style-type: none"> 仕様書 解析業務実施状況確認記録
		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 解析業務実施状況確認記録
		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"> 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 適用規格 業務報告書 	<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 解析業務実施状況確認記録
		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 適用規格 業務報告書 	<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 解析業務実施状況確認記録

設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画

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			インプット	アウトプット	他の記録類
		◎：主担当 ○：関連					
		本社	発電所	供給者			
設計 3.3.3 (2)	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 「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
	16. 逆止め弁の設計	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 基本設計方針 設備図書 	—	—
	17. 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 「発電用火力設備に関する技術基準を定める省令」 「可搬形発電設備技術基準」 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 	—
	18. 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を定める命令」 「電気設備に関する技術基準を定める省令」 「可搬形発電設備技術基準」 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 常用電源設備の健全性に関する説明書 	—
	19. 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 	<ul style="list-style-type: none"> 機器の配置を明示した図面 構造図 	—

設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画

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			インプット	アウトプット	他の記録類	
		◎：主担当 ○：関連						
		本社	発電所	供給者				
設計	3.3.3 (2)	20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計						
		20.1 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 ・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 	—
		20.2 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 原子炉冷却材再循環設備 <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉再循環系 ② 原子炉冷却材の循環設備 <ul style="list-style-type: none"> ・主蒸気系 ・給水系 ③ 残留熱除去設備 <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系 ④ 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 <ul style="list-style-type: none"> ・高圧原子炉代替注水系 ・低圧原子炉代替注水系 ⑤ 原子炉冷却材補給設備 <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉隔離時冷却系 ⑥ 原子炉補機冷却設備 <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。） ・原子炉補機代替冷却系 ⑦ 原子炉冷却材浄化設備 <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉浄化系 						
	20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕様等に関する設計	◎	—	○	<ul style="list-style-type: none"> ・機能単位の系統図 ・設定根拠の「(概要)」部分 ・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 ・機器の配置を明示した図面 ・構造図 	・仕様書	
	20.2.2 各機器固有の設計	◎	—	○	<ul style="list-style-type: none"> ・基本設計方針 ・設備図書 ・既工認 ・適用規格 ・業務報告書 ・VI-1-10-9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"> ・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 ・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 	・仕様書	

設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画

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			インプット	アウトプット	他の記録類
			◎：主担当 ○：関連					
			本社	発電所	供給者			
設計 3.3.3 (2)	20.3	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 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 	—
	21.	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
	22.	低圧炉心スプレイ系に関する設計	◎	—	○	<ul style="list-style-type: none"> 基本設計方針 設備図書 業務報告書 	<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
	23.	地下水位低下設備の設計	◎	—	—	<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 	—
	24.	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 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 構造図 耐震性に関する説明書 単線結線図 	<ul style="list-style-type: none"> 仕様書
	25.	原子炉補機代替冷却系の設計	◎	—	○	<ul style="list-style-type: none"> 基本設計方針 設備図書 業務報告書 VI-1-10-9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 構造図 	<ul style="list-style-type: none"> 仕様書

設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画

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			インプット	アウトプット	他の記録類	
		◎：主担当 ○：関連						
		本社	発電所	供給者				
設計	3.3.3 (2)	26. 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 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系統図 構造図 	<ul style="list-style-type: none"> 仕様書
		27. 原子炉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 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系統図 構造図 	<ul style="list-style-type: none"> 仕様書
		28. 高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）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 	<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
		29. 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	「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	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 様式-2～様式-8 	—	—
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"> 工事計画認可申請書（補正）妥当性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"> 立案・決定票 	

設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画

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			インプット	アウトプット	他の記録類
		◎：主担当 ○：関連					
		本社	発電所	供給者			
工事 及 び 検 査	3.4.1	設工認に基づく具体的な設備の設計の実施（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	具体的な設備の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	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質保証ランク	「7.3 設計開発」の適用業務 保安規定品質マネジメント システム計画	「7.4 調達」の適用業務 保安規定品質マネジメント システム計画	備考
原子炉冷却材再循環設備	原子炉冷却材再循環設備	原子炉再循環系	ポンプ	原子炉再循環ポンプ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
			主配管	原子炉压力容器～停止時冷却モード入口ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				停止時冷却モード入口ライン分岐部～原子炉浄化系入口ライン分岐部 (A-再循環ループ側)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉浄化系入口ライン分岐部 (A-再循環ループ側)～A-原子炉再循環ポンプ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉压力容器～原子炉浄化系入口ライン分岐部 (B-再循環ループ側)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉浄化系入口ライン分岐部 (B-再循環ループ側)～B-原子炉再循環ポンプ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				停止時冷却モード入口ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉浄化系入口ライン分岐部 (A-再循環ループ側)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉浄化系入口ライン分岐部 (B-再循環ループ側)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉再循環ポンプ～停止時冷却モード戻りライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				停止時冷却モード戻りライン合流部～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。			
				停止時冷却モード戻りライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉冷却系統施設	容器	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。	
	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。						
	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。					
	安全弁及び逃がし弁	RV202-1A, B, C, D, E, F, G, H, J, K, L, M	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	AV202-1A, 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。					
		AV202-2A, 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。					
	主配管	原子炉压力容器～D-逃がし安全弁入口ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
		D-逃がし安全弁入口ライン分岐部～C-逃がし安全弁入口ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
		C-逃がし安全弁入口ライン分岐部～B-逃がし安全弁入口ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
		B-逃がし安全弁入口ライン分岐部～A-逃がし安全弁入口ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
		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。					
		原子炉隔離時冷却系分岐部～F-逃がし安全弁入口ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
		F-逃がし安全弁入口ライン分岐部～E-逃がし安全弁入口ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
		原子炉压力容器～H-逃がし安全弁入口ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
		H-逃がし安全弁入口ライン分岐部～G-逃がし安全弁入口ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
原子炉压力容器～M-逃がし安全弁入口ライン分岐部		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。						
M-逃がし安全弁入口ライン分岐部～L-逃がし安全弁入口ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。							
L-逃がし安全弁入口ライン分岐部～K-逃がし安全弁入口ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。							

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	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質保証リンク	「7.3 設計開発」の適用業務 保安規定品質マネジメント システム計画	「7.4 調達」の適用業務 保安規定品質マネジメント システム計画	備考
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	K-逃がし安全弁入口ライン分岐部～J-逃がし安全弁入口ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				A, E, G, J-逃がし安全弁入口ライン分岐部～原子炉格納容器外側主蒸気隔離弁	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				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。			
				A, B, C, D, E, F, G, H, J, K, L, M-逃がし安全弁入口ライン分岐部～逃がし安全弁	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				逃がし安全弁（自動減圧機能）～格納容器配管貫通部（貫通部番号 X-280A, D, F, G, J, M）	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				格納容器配管貫通部（貫通部番号 X-280A, D, F, G, J, M）～サブプレッションチェンバ内排気管	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				逃がし安全弁（自動減圧機能を有するものを除く）～格納容器配管貫通部（貫通部番号 X-280B, C, E, H, K, L）	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				格納容器配管貫通部（貫通部番号 X-280B, C, E, H, K, L）～サブプレッションチェンバ内排気管	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ～窒素ガス供給ライン逃がし安全弁自動減圧機能側合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				窒素ガス供給ライン逃がし安全弁自動減圧機能側合流部～逃がし安全弁	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ～窒素ガス供給ライン逃がし安全弁逃がし弁機能側合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				窒素ガス供給ライン逃がし安全弁逃がし弁機能側合流部～逃がし安全弁	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉格納容器外側主蒸気隔離弁～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。			
				主蒸気ヘッド～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。			
				主蒸気ヘッド～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。			
		タービンバイパス弁～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。					
		主蒸気ヘッド～弁 MV202-201	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
		復水系	主配管	弁 MV203-1001A, B, C, D, E, F, G, H～復水ろ過脱塩装置ろ過脱塩器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水ろ過脱塩装置ろ過脱塩器～復水ろ過脱塩装置ストレーナ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水ろ過脱塩装置ストレーナ～復水脱塩装置脱塩器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水脱塩装置脱塩器～弁 MV203-1502A, B, C, D, E, F, G, 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。			
				弁 V203-20～弁 V203-46	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				弁 V203-3A, B, C～復水昇圧ポンプ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水昇圧ポンプ～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。			
				第1給水加熱器～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。			
				第2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。			
				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。			
				第4給水加熱器～タービン駆動原子炉給水ポンプ及び電動機駆動原子炉給水ポンプ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				弁 V203-28～弁 V203-30	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）

発電用原子炉施設の種類の	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質保証リンク	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4 調達」の適用業務	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.3 設計開発」の適用業務	備考
原子炉冷却系統施設	原子炉冷却材の循環設備	給水系	主要弁	AV204-101A, 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。			
				V204-101A, 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	A-タービン駆動原子炉給水ポンプ～A-タービン駆動原子炉給水ポンプ出口ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				A-タービン駆動原子炉給水ポンプ出口ライン合流部～B-タービン駆動原子炉給水ポンプ出口ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				B-タービン駆動原子炉給水ポンプ～B-タービン駆動原子炉給水ポンプ出口ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				B-タービン駆動原子炉給水ポンプ出口ライン合流部～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。			
				電動機駆動原子炉給水ポンプ～A-タービン駆動原子炉給水ポンプ出口ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				第5給水加熱器～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。			
				第6給水加熱器～弁 V204-103A, 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。			
				弁 V204-103A, B～原子炉浄化系合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉浄化系合流部～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。			
				原子炉浄化系合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
			主配管	弁 AV241-1A, B～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。			
				弁 AV241-2A, B～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。			
				弁 AV241-3A, B～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。			
		弁 AV241-4A, B～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。				
		低圧タービン～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。				
		低圧タービン～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。				
		弁 V241-1～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。					
		タービンヒータベント系	主配管	第6給水加熱器～第6給水加熱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。			
				第5給水加熱器～第5給水加熱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。			
				第4給水加熱器～第4給水加熱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。			
				第3給水加熱器～第3給水加熱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。			
				第2給水加熱器復水器内開放管	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				第1給水加熱器復水器内開放管	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
		タービンヒータドレン系	主配管	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。			
				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。			
				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。			
				第3給水加熱器～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。			
				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。			

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	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質保証ランク	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4 調達」の適用業務	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.3 設計開発」の適用業務	備考
原子炉冷却材の循環設備	原子炉冷却材の循環設備	ドレーン系ヒータ	主配管	第1給水加熱器～弁 CV244-6A, 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。			
				弁 V244-1A, B～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。			
	補助蒸気系	主配管	弁 MV202-201～タービングランド蒸気系入口ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
			タービングランド蒸気系入口ライン分岐部～原子炉給水ポンプ駆動用蒸気タービン入口ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
			原子炉給水ポンプ駆動用蒸気タービン入口ライン分岐部～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。				
			タービングランド蒸気系入口ライン分岐部～弁 CV231-1	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
			原子炉給水ポンプ駆動用蒸気タービン入口ライン分岐部～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。				
	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	RV222-1A, 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。			
				RV222-2	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
			主要弁	MV222-2A, 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。			
				MV222-3A, 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。			
				MV222-4A, 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。			
				MV222-5A, 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。			
				MV222-6	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				MV222-7	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				MV222-11A, 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。			
				MV222-13	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				MV222-14	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				MV222-15A, 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。			
				MV222-16A, 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。			
				AV222-1A, 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。			
			AV222-3A, 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。				
			V222-7	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（使用済燃料貯蔵槽の補給及び冷却に用いるものを含む。）	停止時冷却モード入口ライン分岐部～弁 MV222-6	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
弁 MV222-6～弁 MV222-7	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。							
弁 MV222-7～B-停止時冷却モード入口ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。							
B-停止時冷却モード入口ライン分岐部～A-燃料プール冷却入口ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。							

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	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質保証ランク	「7.3 設計開発」の適用業務 保安規定品質マネジメント システム計画	「7.4 調達」の適用業務 保安規定品質マネジメント システム計画	備考
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(使用済燃料貯蔵槽の補給及び冷却に用いるものを含む。)	A-燃料プール冷却入口ライン合流部~A-停止時冷却モード入口ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				A-停止時冷却モード入口ライン合流部~A-残留熱除去ポンプ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				弁 V222-10~燃料プール冷却入口ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				燃料プール冷却入口ライン合流部~A-燃料プール冷却入口ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				燃料プール冷却入口ライン合流部~残留熱代替除去ポンプ入口ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱代替除去ポンプ入口ライン分岐部~B-燃料プール冷却入口ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				A-残留熱除去ポンプ~A-残留熱除去系熱交換器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。			
				A-残留熱除去系熱交換器バイパスライン分岐部~A-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。			
				A-残留熱除去系熱交換器~A-残留熱除去系熱交換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。			
				A-残留熱除去系熱交換器バイパスライン合流部~A-停止時冷却戻りライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				A-停止時冷却戻りライン分岐部~A-サブプレッションプール冷却ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				A-サブプレッションプール冷却ライン分岐部~A-サブプレッションチェンバスプレイライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				A-サブプレッションチェンバスプレイライン分岐部~弁 MV222-11A	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				弁 MV222-11A~弁 AV222-3A	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				弁 AV222-3A~A-停止時冷却モード戻りライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				B-停止時冷却モード入口ライン分岐部~B-燃料プール冷却入口ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				B-燃料プール冷却入口ライン合流部~B-停止時冷却モード入口ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				B-停止時冷却モード入口ライン合流部~B-残留熱除去ポンプ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				B-残留熱除去ポンプ~残留熱代替除去ポンプ注水ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱代替除去ポンプ注水ライン合流部~B-残留熱除去系熱交換器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。			
				B-残留熱除去系熱交換器バイパスライン分岐部~B-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。			
				B-残留熱除去系熱交換器~B-残留熱除去系熱交換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。			
				B-残留熱除去系熱交換器バイパスライン合流部~B-低圧注水ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				B-低圧注水ライン分岐部~B-サブプレッションチェンバスプレイライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				B-サブプレッションチェンバスプレイライン分岐部~弁 MV222-11B	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				弁 MV222-11B~弁 AV222-3B	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				弁 AV222-3B~B-停止時冷却モード戻りライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				A-停止時冷却戻りライン分岐部~A-燃料プール冷却ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				A-燃料プール冷却ライン分岐部~原子炉圧力容器ヘッドスプレイライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉圧力容器ヘッドスプレイライン分岐部~弁 MV222-14	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）

発電用原子炉施設の種類の	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質保証リンク	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4 調達」の適用業務	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.3 設計開発」の適用業務	備考
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（使用済燃料貯蔵槽の補給及び冷却に用いるものを含む。）	弁 MV222-14～弁 V222-7	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				弁 V222-7～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。			
				A-燃料プール冷却ライン分岐部～B-燃料プール冷却ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				B-燃料プール冷却ライン合流部～弁 V222-13	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				A-残留熱除去系ストレーナ～A-停止時冷却モード入口ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				A-残留熱除去系熱交換器バイパスライン分岐部～A-残留熱除去系熱交換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。			
				原子炉压力容器ヘッドスプレイライン分岐部～A-原子炉压力容器注入ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				A-原子炉压力容器注入ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				A-原子炉压力容器注入ライン分岐部～低圧原子炉代替注水ポンプ注水ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				低圧原子炉代替注水ポンプ注水ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				低圧原子炉代替注水ポンプ注水ライン合流部～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。			
				B-残留熱除去系ストレーナ～B-停止時冷却モード入口ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				B-残留熱除去系熱交換器バイパスライン分岐部～B-残留熱除去系熱交換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。			
				B-低圧注水ライン分岐部～B-ドライウェルスプレイライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				B-ドライウェルスプレイライン分岐部～低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）注水ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）注水ライン合流部～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。			
				C-残留熱除去系ストレーナ～高圧原子炉代替注水ポンプ入口ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				高圧原子炉代替注水ポンプ入口ライン分岐部～C-残留熱除去ポンプ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				高圧原子炉代替注水ポンプ入口ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				C-残留熱除去ポンプ～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。			
				A-原子炉压力容器注入ライン分岐部～A-格納容器代替スプレイライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				A-格納容器代替スプレイライン合流部～A-ドライウェルスプレイ管	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				A-格納容器代替スプレイライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				B-ドライウェルスプレイライン分岐部～B-燃料プール冷却ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				B-燃料プール冷却ライン分岐部～B-サプレッションプール冷却ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				B-サプレッションプール冷却ライン分岐部～残留熱代替除去系原子炉注水ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱代替除去系原子炉注水ライン分岐部～残留熱代替除去系スプレイライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱代替除去系スプレイライン分岐部～B-格納容器代替スプレイライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				B-格納容器代替スプレイライン合流部～B-ドライウェルスプレイ管	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				B-燃料プール冷却ライン分岐部～B-燃料プール冷却ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			

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	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質保証リンク			備考		
					「7.3 設計開発」の適用業務	保安規定品質マネジメントシステム計画	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4 調達」の適用業務			
原子炉冷却系統施設	残留熱除去系		主配管 (使用済燃料貯蔵槽の補給及び冷却に用いるものを含む。)	B-格納容器代替スプレイライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
				A-サプレッションチェンバスプレイライン分岐部～サプレッションチェンバスプレイ管	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
				B-サプレッションチェンバスプレイライン分岐部～サプレッションチェンバスプレイ管	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
				A-サプレッションプール冷却ライン分岐部～A-サプレッションチェンバ内放出管	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
				B-サプレッションプール冷却ライン分岐部～B-サプレッションチェンバ内放出管	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
				原子炉压力容器～停止時冷却モード入口ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
				停止時冷却モード入口ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
				停止時冷却モード戻りライン合流部～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。					
				停止時冷却モード戻りライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
				A-ドライウェルスプレイ管	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
				B-ドライウェルスプレイ管	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
				サプレッションチェンバスプレイ管	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
				格納容器フィルタベント系	圧縮機	可搬式窒素供給装置	C	○	○	
					主要弁	MV217-4	A	○	○	
	MV217-5	A	○			○				
	MV217-18	A	○			○				
	MV217-23	A	○			○				
	主配管 (使用済燃料貯蔵槽の補給及び冷却に用いるものを含む。)	弁 MV217-18～弁 MV217-23 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。							
		弁 MV217-23 出口ライン合流部～非常用ガス処理系入口ライン分岐部	A		○	○				
		ドライウェル～サプレッションチェンバ出口ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。							
		サプレッションチェンバ出口ライン合流部～原子炉棟空調換気系分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。							
		サプレッションチェンバ～サプレッションチェンバ出口ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。							
		原子炉棟空調換気系分岐部～弁 MV217-23 入口ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。							
		弁 MV217-23 入口ライン分岐部～弁 MV217-18	A		○	○				
		弁 MV217-23 入口ライン分岐部～弁 MV217-23	A		○	○				
		弁 MV217-23～弁 MV217-23 出口ライン合流部	A		○	○				
		非常用ガス処理系入口ライン分岐部～格納容器フィルタベント系窒素ガス供給ライン合流部	A		○	○				
		格納容器フィルタベント系窒素ガス供給ライン合流部～耐圧強化ベントライン分岐部	A		○	○				
		格納容器フィルタベント系窒素ガス供給用接続口 (南)～格納容器フィルタベント系窒素ガス供給用接続口 (屋内) ライン合流部	A		○	○				
	格納容器フィルタベント系窒素ガス供給用接続口 (屋内) ライン合流部～弁 V226-14	A	○		○					

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	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質保証ランク	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.3 設計開発」の適用業務	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4 調達」の適用業務	備考
原子炉冷却系統施設	残留熱除去設備	格納容器フィルタベント系	主配管 (使用済燃料貯蔵槽の補給及び冷却に用いるものを含む。)	弁 V226-14~格納容器フィルタベント系窒素ガス供給ライン合流部	A	○	○	
				格納容器フィルタベント系窒素ガス供給用接続口 (屋内) ~格納容器フィルタベント系窒素ガス供給用接続口 (屋内) ライン合流部	A	○	○	
				耐圧強化ベントライン分岐部~弁 MV226-13	A	○	○	
				弁 MV226-13~第1ベントフィルタスクラバ容器	A	○	○	
				第1ベントフィルタスクラバ容器~第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器	A	○	○	
				第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器~窒素ガス排出ライン分岐部	A	○	○	
				窒素ガス排出ライン分岐部~窒素ガス排出ライン分岐部 (ヘッド部)	A	○	○	
				窒素ガス排出ライン分岐部~窒素ガス排出口	A	○	○	
				窒素ガス排出ライン分岐部 (ヘッド部) ~放出口	A	○	○	
				窒素ガス排出ライン分岐部 (ヘッド部) ~窒素ガス排出口	A	○	○	
				可搬式窒素供給装置用 10m ホース	C	○	○	
				可搬式窒素供給装置用 20m ホース	C	○	○	
				可搬式窒素供給装置用 2m ホース	C	○	○	
	非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備	高圧炉心スプレイ系	ポンプ	高圧炉心スプレイポンプ	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	高圧炉心スプレイ系ストレーナ	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	RV224-1	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				主要弁	MV224-2	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
					MV224-3	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
		主配管	AV224-1	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
			弁 V271-235~弁 MV224-1	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
			弁 MV224-1~復水貯蔵タンク出口ライン合流部 (高圧炉心スプレイ系)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
			復水貯蔵タンク出口ライン合流部 (高圧炉心スプレイ系) ~高圧炉心スプレイポンプ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
			高圧炉心スプレイ系ストレーナ~復水貯蔵タンク出口ライン合流部 (高圧炉心スプレイ系)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
高圧炉心スプレイポンプ~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。							
低圧炉心スプレイ系	ポンプ	低圧炉心スプレイポンプ	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	低圧炉心スプレイ系ストレーナ	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	RV223-1	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
		主要弁	MV223-2	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
			AV223-1	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				

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別	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質保証ランク	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4 調達」の適用業務			備考	
						「7.3 設計開発」の適用業務	保安規定品質マネジメントシステム計画	「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	低圧炉心スプレイス	主配管	低圧炉心スプレイスストレーナ～低圧炉心スプレイポンプ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
				低圧炉心スプレイポンプ～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。					
		高圧原子炉代替注水系	ポンプ	高圧原子炉代替注水ポンプ	A	○	○			
			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。					
			主配管	高圧原子炉代替注水ポンプ（駆動用蒸気タービン）入口ライン分岐部～高圧原子炉代替注水ポンプ（駆動用蒸気タービン）	A	○	○			
				高圧原子炉代替注水ポンプ（駆動用蒸気タービン）～高圧原子炉代替注水ポンプ（駆動用蒸気タービン）出口ライン合流部	A	○	○			
				高圧原子炉代替注水ポンプ入口ライン分岐部～高圧原子炉代替注水ポンプ入口ライン合流部	A	○	○			
				高圧原子炉代替注水ポンプ入口ライン合流部～高圧原子炉代替注水ポンプ	A	○	○			
				高圧原子炉代替注水ポンプ～高圧原子炉代替注水ポンプ出口ライン合流部	A	○	○			
				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。					
				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。					
				原子炉浄化系合流部～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。					
				原子炉浄化系合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
				C-残留熱除去系ストレーナ～高圧原子炉代替注水ポンプ入口ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
				高圧原子炉代替注水ポンプ入口ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
				原子炉隔離時冷却系分岐部～高圧原子炉代替注水ポンプ（駆動用蒸気タービン）入口ライン分岐部	A	○	○			
				高圧原子炉代替注水ポンプ（駆動用蒸気タービン）出口ライン合流部～サブプレッションチェンバ内排気管	A	○	○			
				高圧原子炉代替注水ポンプ出口ライン合流部～原子炉隔離時冷却系合流部	A	○	○			
				原子炉隔離時冷却系合流部～原子炉浄化系合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
				原子炉隔離時冷却系合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
				原子炉隔離時冷却系	ポンプ	原子炉隔離時冷却ポンプ	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	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		RV221-1	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
			主配管		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。				
					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。				
					原子炉浄化系合流部～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。				
					原子炉浄化系合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
					原子炉隔離時冷却系分岐部～高圧原子炉代替注水ポンプ（駆動用蒸気タービン）入口ライン分岐部	A	○	○		
					高圧原子炉代替注水ポンプ（駆動用蒸気タービン）入口ライン分岐部～原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービン入口側ドレンポット入口ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
					原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービン入口側ドレンポット入口ライン分岐部～原子炉隔離時冷却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。				

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	品質保証ランク	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4 調達」の適用業務			備考	
						「7.3 設計開発」の適用業務	保安規定品質マネジメントシステム計画	「7.4 調達」の適用業務		
原子炉冷却系統施設	原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系	主配管	原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービン～原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービン出口側ドレンポット入口ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
				原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービン出口側ドレンポット入口ライン分岐部～高圧原子炉代替注水ポンプ（駆動用蒸気タービン）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。					
				高圧原子炉代替注水ポンプ（駆動用蒸気タービン）出口ライン合流部～サブプレッションチェンバ内排気管	A	○	○			
				原子炉隔離時冷却系ストレーナ～復水貯蔵タンク出口ライン合流部（原子炉隔離時冷却系）	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
				復水貯蔵タンク出口ライン合流部（原子炉隔離時冷却系）～原子炉隔離時冷却ポンプ	A	○	○			
				原子炉隔離時冷却ポンプ～高圧原子炉代替注水ポンプ出口ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
				高圧原子炉代替注水ポンプ出口ライン合流部～原子炉隔離時冷却系合流部	A	○	○			
				原子炉隔離時冷却系合流部～原子炉浄化系合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
				原子炉隔離時冷却系合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
				非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備	ポンプ	低圧原子炉代替注水ポンプ	A	○	○	
						大量送水車	C	○	○	
					貯蔵槽	低圧原子炉代替注水槽	I	○	○	
					ろ過装置	可搬型ストレーナ	C	○	○	
					安全弁及び逃がし弁	RV222-1A, 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	低圧原子炉代替注水槽～低圧原子炉代替注水ポンプ	A	○	○	
	低圧原子炉代替注水ポンプ～低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）ライン合流部	A	○			○				
	低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）ライン合流部～残留熱代替除去系原子炉注水ライン合流部	A	○			○				
	残留熱代替除去系原子炉注水ライン合流部～低圧原子炉代替注水ポンプ出口ライン合流部	A	○			○				
	低圧原子炉代替注水ポンプ出口ライン合流部～低圧原子炉代替注水ポンプ注水ライン合流部	A	○			○				
	低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）～低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）ライン合流部	A	○			○				
	低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）～低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部	A	○			○				
	低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部～低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）ライン合流部	A	○			○				
	低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）ライン合流部～低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）注水ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。								
	低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（屋内）～低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部	A	○			○				
	低圧原子炉代替注水ポンプ注水ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。								
	低圧原子炉代替注水ポンプ注水ライン合流部～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。								
	低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）注水ライン合流部～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。								
	大量送水車出口ライン送水用 10m ホース	C	○	○						
	大量送水車入口ライン取水用 10m ホース	C	○	○						
	大量送水車入口ライン取水用 10m 吸水管	C	○	○						

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	品質保証ランク	「7.3 設計開発」の適用業務 保安規定品質マネジメント システム計画	「7.4 調達」の適用業務 保安規定品質マネジメント システム計画	備考		
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	低圧原子炉代替注水系	主配管	大量送水車入口ライン取水用 10m ホース	C	○	○			
				大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース	C	○	○			
				大量送水車出口ライン送水用 20m, 5m, 2m, 1m ホース	C	○	○			
		残留熱除去系	主配管	ポンプ	残留熱除去ポンプ	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	RV222-1A, 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。				
				A-停止時冷却モード入口ライン合流部～A-残留熱除去ポンプ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
				A-残留熱除去ポンプ～A-残留熱除去系熱交換器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。					
				A-残留熱除去系熱交換器バイパスライン分岐部～A-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。					
				A-残留熱除去系熱交換器～A-残留熱除去系熱交換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。					
				A-残留熱除去系熱交換器バイパスライン合流部～A-停止時冷却戻りライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
				B-停止時冷却モード入口ライン合流部～B-残留熱除去ポンプ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
				B-残留熱除去ポンプ～残留熱代替除去ポンプ注水ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
				残留熱代替除去ポンプ注水ライン合流部～B-残留熱除去系熱交換器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。					
				B-残留熱除去系熱交換器バイパスライン分岐部～B-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。					
				B-残留熱除去系熱交換器～B-残留熱除去系熱交換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。					
				B-残留熱除去系熱交換器バイパスライン合流部～B-低圧注水ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
				A-停止時冷却戻りライン分岐部～A-燃料プール冷却ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
				A-燃料プール冷却ライン分岐部～原子炉圧力容器ヘッドスプレイライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
				A-残留熱除去系ストレーナ～A-停止時冷却モード入口ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
				A-残留熱除去系熱交換器バイパスライン分岐部～A-残留熱除去系熱交換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。					
				原子炉圧力容器ヘッドスプレイライン分岐部～A-原子炉圧力容器注入ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
				A-原子炉圧力容器注入ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
				A-原子炉圧力容器注入ライン分岐部～低圧原子炉代替注水ポンプ注水ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
				低圧原子炉代替注水ポンプ注水ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
				低圧原子炉代替注水ポンプ注水ライン合流部～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。					
				B-残留熱除去系ストレーナ～B-停止時冷却モード入口ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
				B-残留熱除去系熱交換器バイパスライン分岐部～B-残留熱除去系熱交換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。					
				B-低圧注水ライン分岐部～B-ドライウェルスプレイライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
				B-ドライウェルスプレイライン分岐部～低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）注水ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					

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	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質保証リンク			備考	
					「7.3 設計開発」の適用業務	保安規定品質マネジメントシステム計画	保安規定品質マネジメントシステム計画「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	残留熱除去系	主配管	低圧原子炉代替注水系 (可搬型) 接続口 (西) 注水ライン合流部～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。				
				C-残留熱除去系ストレーナ～高圧原子炉代替注水ポンプ入口ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				高圧原子炉代替注水ポンプ入口ライン分岐部～C-残留熱除去ポンプ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				C-残留熱除去ポンプ～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。				
		ほう酸水注入系	ポンプ	ほう酸水注入ポンプ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				主配管	ほう酸水貯蔵タンク	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		RV225-1A, 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。			
			ほう酸水貯蔵タンク～ほう酸水注入ポンプ		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
			ほう酸水注入ポンプ～差圧検出・ほう酸水注入系配管 (ティールより N11 ノズルまでの外管)		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
			ほう酸水注入ポンプ出口連絡管	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
		水の供給設備	ポンプ	大量送水車	C	○	○		
				主配管	ほう酸水貯蔵タンク	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		低圧原子炉代替注水槽	I	○	○	
			ろ過装置		可搬型ストレーナ	C	○	○	
	大量送水車入口ライン取水用 10m ホース		C		○	○			
	大量送水車入口ライン取水用 10m 吸水管		C		○	○			
	大量送水車入口ライン取水用 10m ホース		C		○	○			
	大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース		C	○	○				
	大量送水車出口ライン送水用 20m, 5m, 2m, 1m ホース		C	○	○				
	原子炉隔離時冷却系		ポンプ	原子炉隔離時冷却ポンプ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				主要弁	MV221-20	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
			MV221-21		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分岐部～高圧原子炉代替注水ポンプ (駆動用蒸気タービン) 入口ライン分岐部	A	○	○			
			高圧原子炉代替注水ポンプ (駆動用蒸気タービン) 入口ライン分岐部～原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービン入口側ドレンポット入口ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
			原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービン入口側ドレンポット入口ライン分岐部～原子炉隔離時冷却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。					
			原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービン入口側ドレンポット入口ライン分岐部～ドレンポット	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
			原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービン～原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービン出口側ドレンポット入口ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
			原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービン出口側ドレンポット入口ライン分岐部～高圧原子炉代替注水ポンプ (駆動用蒸気タービン) 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。					
			原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービン出口側ドレンポット入口ライン分岐部～ドレンポット	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
			高圧原子炉代替注水ポンプ (駆動用蒸気タービン) 出口ライン合流部～サブプレッションチェンバ内排気管	A	○	○			

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	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質保証ランク	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4 調達」の適用業務			備考
						「7.3 設計開発」の適用業務	品質保証ランク	品質保証ランク	
原子炉冷却系統施設	原子炉冷却材補給設備	原子炉隔離時冷却系	主配管	原子炉隔離時冷却系ストレーナ～復水貯蔵タンク出口ライン合流部 (原子炉隔離時冷却系)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				復水貯蔵タンク出口ライン合流部 (原子炉隔離時冷却系)～原子炉隔離時冷却ポンプ	A	○	○		
				弁 V271-236～弁 MV221-1	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				弁 MV221-1～復水貯蔵タンク出口ライン合流部(原子炉隔離時冷却系)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				原子炉隔離時冷却ポンプ～高圧原子炉代替注水ポンプ出口ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				高圧原子炉代替注水ポンプ出口ライン合流部～原子炉隔離時冷却系合流部	A	○	○		
		復水輸送系	容器	復水貯蔵タンク	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				補助復水貯蔵タンク	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
			主配管	復水貯蔵タンク及び補助復水貯蔵タンク～復水輸送ポンプ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				A-復水輸送ポンプ～A-復水輸送ポンプ出口ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				B-復水輸送ポンプ～B-復水輸送ポンプ出口ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				C-復水輸送ポンプ～C-復水輸送ポンプ出口ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				A-復水輸送ポンプ出口ライン合流部～B-復水輸送ポンプ出口ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				B-復水輸送ポンプ出口ライン合流部～C-復水輸送ポンプ出口ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				A-復水輸送ポンプ出口ライン合流部～各洗浄水配管及び水張管合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
	C-復水輸送ポンプ出口ライン合流部～復水器補給水入口ライン分岐部			既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
	復水器補給水入口ライン分岐部～廃棄物処理建物内母管			既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
	復水器補給水入口ライン分岐部～弁 V203-28			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	熱交換器	原子炉補機冷却系熱交換器	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。					
		ポンプ	原子炉補機海水ポンプ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
			原子炉補機冷却系サージタンク	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	原子炉補機海水ストレーナ	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	MV214-1A, 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。					
	MV214-7A, 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	A, C-原子炉補機冷却水ポンプ～A-1, A-2, A-3 原子炉補機冷却系熱交換器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。						
		A-1 原子炉補機冷却系熱交換器～A-1 原子炉補機冷却系熱交換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。						

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別	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質保証ランク	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4 調達」の適用業務			備考
						「7.3 設計開発」の適用業務	保安規定品質マネジメントシステム計画	「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	原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む)	主配管	A-2 原子炉補機冷却系熱交換器～A-2 原子炉補機冷却系熱交換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。				
				A-3 原子炉補機冷却系熱交換器～A-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部(原子炉建物西側)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				A-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部(原子炉建物西側)～A-2 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部	A	○	○		
				A-2 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部～A-1 原子炉補機冷却系熱交換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。				
				A-1 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部～A-残留熱除去系熱交換器入口ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				A-残留熱除去系熱交換器入口ライン分岐部～弁 AV214-1A, B 入口ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				弁 AV214-1A, B 入口ライン分岐部～弁 AV214-1C, D 入口ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				弁 AV214-1A, B 入口ライン分岐部～弁 AV214-1A, 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。				
				弁 AV214-1C, D 入口ライン分岐部～弁 AV214-1C, 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。				
				弁 V214-10A～A-残留熱除去系熱交換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。				
				A-残留熱除去系熱交換器出口ライン合流部～A-原子炉補機冷却系サージタンク出口ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				A-原子炉補機冷却系サージタンク出口ライン合流部～A-原子炉補機冷却水ポンプ入口ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				A-原子炉補機冷却水ポンプ入口ライン分岐部～A-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部(原子炉建物西側)	A	○	○		
				A-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部(原子炉建物西側)～A-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。				
				A-原子炉補機冷却水ポンプ入口ライン分岐部～C-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。				
				A-原子炉補機冷却系サージタンク～A-原子炉補機冷却系サージタンク出口ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				弁 V214-10B 入口ライン分岐部～弁 V214-10B	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				弁 V214-10B～B-残留熱除去系熱交換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。				
				B-残留熱除去系熱交換器出口ライン合流部～B-原子炉補機冷却系サージタンク出口ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				B-原子炉補機冷却系サージタンク出口ライン合流部～B, D-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。				
				B, D-原子炉補機冷却水ポンプ～B-1, B-2, B-3 原子炉補機冷却系熱交換器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				B-1 原子炉補機冷却系熱交換器～B-1 原子炉補機冷却系熱交換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。				
				B-2 原子炉補機冷却系熱交換器～B-2 原子炉補機冷却系熱交換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。				
				B-3 原子炉補機冷却系熱交換器～B-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部(原子炉建物西側)	A	○	○		
				B-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部(原子炉建物西側)～B-2 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部	A	○	○		
				B-2 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部～B-1 原子炉補機冷却系熱交換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。				
				B-1 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部～B-残留熱除去系熱交換器入口ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				B-残留熱除去系熱交換器入口ライン分岐部～弁 AV214-1C, D 入口ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				B-原子炉補機冷却系サージタンク～B-原子炉補機冷却系サージタンク出口ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				B-1, B-2 原子炉再循環ポンプ電動機空気冷却器入口ライン分岐部～B-1, B-2 原子炉再循環ポンプ電動機空気冷却器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				

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	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質保証リンク			備考
					「7.3 設計開発」の適用業務	保安規定品質マネジメントシステム計画	「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	原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)	主配管	B-1, B-2 原子炉再循環ポンプ電動機空気冷却器～B-1, B-2 原子炉再循環ポンプ電動機空気冷却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。			
				A-残留熱除去系熱交換器入口ライン分岐部～A-燃料プール冷却系熱交換器入口ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				A-燃料プール冷却系熱交換器入口ライン分岐部～A-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。			
				A-残留熱除去系熱交換器～A-燃料プール冷却系熱交換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。			
				A-燃料プール冷却系熱交換器出口ライン合流部～A-残留熱除去系熱交換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。			
				A-燃料プール冷却系熱交換器入口ライン分岐部～A-非常用ディーゼル発電設備潤滑油冷却器入口ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				A-非常用ディーゼル発電設備潤滑油冷却器入口ライン分岐部～A-中央制御室空調換気設備冷却水系冷凍機入口ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				A-中央制御室空調換気設備冷却水系冷凍機入口ライン分岐部～A-中央制御室空調換気設備冷却水系冷凍機	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				A-中央制御室空調換気設備冷却水系冷凍機～A-中央制御室空調換気設備冷却水系冷凍機出口ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				A-中央制御室空調換気設備冷却水系冷凍機出口ライン合流部～A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却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。			
				A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器出口ライン合流部～A-燃料プール冷却系熱交換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。			
				A-非常用ディーゼル発電設備潤滑油冷却器入口ライン分岐部～A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器(L列)入口ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器(L列)入口ライン分岐部～A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器(R列)入口ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器(R列)入口ライン分岐部～A-非常用ディーゼル発電設備潤滑油冷却器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器(L列)入口ライン分岐部～A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器(L列)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器(R列)入口ライン分岐部～A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器(R列)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				A-非常用ディーゼル発電設備潤滑油冷却器～A-非常用ディーゼル発電設備1次水冷却器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				A-非常用ディーゼル発電設備1次水冷却器～A-非常用ディーゼル発電設備1次水冷却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。			
				A-非常用ディーゼル発電設備1次水冷却器出口ライン合流部～A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器(L列)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。			
				A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器(L列)出口ライン合流部～A-中央制御室空調換気設備冷却水系冷凍機出口ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器(R列)～A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器(R列)出口ラインレギュレーサ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器(R列)出口ラインレギュレーサ～A-非常用ディーゼル発電設備1次水冷却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。			
				A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器(L列)～A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器(L列)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。			
				A-中央制御室空調換気設備冷却水系冷凍機入口ライン分岐部～A-燃料プール冷却系熱交換器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				A-燃料プール冷却系熱交換器～A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却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。			
				B-残留熱除去系熱交換器入口ライン分岐部～B-燃料プール冷却系熱交換器入口ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				B-燃料プール冷却系熱交換器入口ライン分岐部～B-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。			
				B-残留熱除去系熱交換器～B-燃料プール冷却系熱交換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。			
				B-燃料プール冷却系熱交換器出口ライン合流部～B-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部(原子炉建物西側)	A	○	○	

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	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質保証ランク	「7.3 設計開発」の適用業務	「7.4 調達」の適用業務	保安規定品質マネジメントシステム計画	備考
原子炉冷却系統施設	原子炉補機冷却設備	原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)	主配管	B-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部(原子炉建物西側)～B-残留熱除去系熱交換器出口ライン合流部	A	○	○		
				B-燃料プール冷却系熱交換器入口ライン分岐部～B-非常用ディーゼル発電設備潤滑油冷却器入口ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				B-非常用ディーゼル発電設備潤滑油冷却器入口ライン分岐部～B-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部(原子炉建物南側)	A	○	○		
				B-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部(原子炉建物南側)～原子炉浄化系補助熱交換器入口ライン分岐部(胴側)	A	○	○		
				原子炉浄化系補助熱交換器入口ライン分岐部(胴側)～B-中央制御室空調換気設備冷却水系冷凍機入口ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				B-中央制御室空調換気設備冷却水系冷凍機入口ライン分岐部～B-中央制御室空調換気設備冷却水系冷凍機	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				B-中央制御室空調換気設備冷却水系冷凍機～B-中央制御室空調換気設備冷却水系冷凍機出口ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				B-中央制御室空調換気設備冷却水系冷凍機出口ライン合流部～B-燃料プール冷却系熱交換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。				
				B-非常用ディーゼル発電設備潤滑油冷却器入口ライン分岐部～B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器(L列)入口ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器(L列)入口ライン分岐部～B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器(R列)入口ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器(R列)入口ライン分岐部～B-非常用ディーゼル発電設備潤滑油冷却器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器(L列)入口ライン分岐部～B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器(L列)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器(R列)入口ライン分岐部～B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器(R列)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				B-非常用ディーゼル発電設備潤滑油冷却器～B-非常用ディーゼル発電設備1次水冷却器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				B-非常用ディーゼル発電設備1次水冷却器～B-非常用ディーゼル発電設備1次水冷却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。				
				B-非常用ディーゼル発電設備1次水冷却器出口ライン合流部～B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器(L列)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。				
				B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器(L列)出口ライン合流部～B-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部(原子炉建物南側)	A	○	○		
				B-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部(原子炉建物南側)～B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器出口ライン合流部	A	○	○		
				B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器出口ライン合流部～B-中央制御室空調換気設備冷却水系冷凍機出口ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器(R列)～B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器(R列)出口ラインレギュレーサ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器(R列)出口ラインレギュレーサ～B-非常用ディーゼル発電設備1次水冷却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。				
				B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器(L列)～B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器(L列)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。				
				B-中央制御室空調換気設備冷却水系冷凍機入口ライン分岐部～B-燃料プール冷却系熱交換器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				B-燃料プール冷却系熱交換器～原子炉浄化系補助熱交換器出口ライン合流部(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。				
				原子炉浄化系補助熱交換器出口ライン合流部(胴側)～B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却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。				
				原子炉浄化系補助熱交換器入口ライン分岐部(胴側)～原子炉浄化系補助熱交換器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				原子炉浄化系補助熱交換器～原子炉浄化系補助熱交換器出口ライン合流部(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。				
				原子炉補機海水ポンプ～原子炉補機海水ストレーナ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				原子炉補機海水ストレーナ～原子炉補機冷却系熱交換器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				

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	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質保証ランク			備考				
					「7.3 設計開発」の適用業務	保安規定品質マネジメントシステム計画	保安規定品質マネジメントシステム計画「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	原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む)	主配管	A-1, A-2, A-3 原子炉補機冷却系熱交換器～高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換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。							
				高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器出口ライン合流部～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。							
				B-1, B-2, B-3 原子炉補機冷却系熱交換器～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。							
				高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換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。							
		高圧炉心スプレイ補機冷却系(高圧炉心スプレイ補機海水系を含む)	主配管	熱交換器	高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器	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	高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
						高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
					容器	高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンク	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	高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
					原子炉補機代替冷却系	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。				
							移動式代替熱交換設備プレート式熱交換器	C	○	○		
							ポンプ	移動式代替熱交換設備淡水ポンプ	C	○	○	
								大型送水ポンプ車	C	○	○	
							容器	原子炉補機冷却系サージタンク	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			

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	品質保証ランク	「7.3 設計開発」の適用業務 保安規定品質マネジメント システム計画	「7.4 調達」の適用業務 保安規定品質マネジメント システム計画	備考
原子炉冷却系統施設	原子炉補機冷却設備	原子炉補機代替冷却系	ろ過装置	移動式代替熱交換設備ストレーナ	C	○	○	
			主配管	原子炉補機代替冷却系接続口 (西) 供給側～B-原子炉補機代替冷却供給ライン分岐部 (原子炉建物西側)	A	○	○	
				B-原子炉補機代替冷却供給ライン分岐部 (原子炉建物西側)～A-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部 (原子炉建物西側)	A	○	○	
				B-原子炉補機代替冷却供給ライン分岐部 (原子炉建物西側)～原子炉補機代替冷却系接続口 (屋内) ライン合流部	A	○	○	
				原子炉補機代替冷却系接続口 (屋内) ライン合流部～B-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部 (原子炉建物西側)	A	○	○	
				原子炉補機代替冷却系接続口 (屋内)～原子炉補機代替冷却系接続口 (屋内) ライン合流部	A	○	○	
				A-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部 (原子炉建物西側)～A-原子炉補機代替冷却戻りライン合流部 (原子炉建物西側)	A	○	○	
				A-原子炉補機代替冷却戻りライン合流部 (原子炉建物西側)～原子炉補機代替冷却系接続口 (西) 戻り側	A	○	○	
				B-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部 (原子炉建物西側)～A-原子炉補機代替冷却戻りライン合流部 (原子炉建物西側)	A	○	○	
				原子炉補機代替冷却系接続口 (南) 供給側～B-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部 (原子炉建物南側)	A	○	○	
				B-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部 (原子炉建物南側)～原子炉補機代替冷却系接続口 (南) 戻り側	A	○	○	
				A-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部 (原子炉建物西側)～A-2 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部	A	○	○	
				A-2 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部～A-1 原子炉補機冷却系熱交換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。			
				A-1 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部～A-残留熱除去系熱交換器入口ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				A-残留熱除去系熱交換器出口ライン合流部～A-原子炉補機冷却系サージタンク出口ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				A-原子炉補機冷却系サージタンク出口ライン合流部～A-原子炉補機冷却水ポンプ入口ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				A-原子炉補機冷却水ポンプ入口ライン分岐部～A-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部 (原子炉建物西側)	A	○	○	
				A-原子炉補機冷却系サージタンク～A-原子炉補機冷却系サージタンク出口ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				B-残留熱除去系熱交換器出口ライン合流部～B-原子炉補機冷却系サージタンク出口ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				B-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部 (原子炉建物西側)～B-2 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部	A	○	○	
				B-2 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部～B-1 原子炉補機冷却系熱交換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。			
				B-1 原子炉補機冷却系熱交換器出口ライン合流部～B-残留熱除去系熱交換器入口ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				B-原子炉補機冷却系サージタンク～B-原子炉補機冷却系サージタンク出口ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				A-残留熱除去系熱交換器入口ライン分岐部～A-燃料プール冷却系熱交換器入口ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				A-燃料プール冷却系熱交換器入口ライン分岐部～A-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。			
				A-残留熱除去系熱交換器～A-燃料プール冷却系熱交換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。			
				A-燃料プール冷却系熱交換器出口ライン合流部～A-残留熱除去系熱交換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。			
				A-燃料プール冷却系熱交換器入口ライン分岐部～A-非常用ディーゼル発電設備潤滑油冷却器入口ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				A-非常用ディーゼル発電設備潤滑油冷却器入口ライン分岐部～A-中央制御室空調換気設備冷却水系冷凍機入口ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
			A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器出口ライン合流部～A-燃料プール冷却系熱交換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。				

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	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質保証ランク			備考			
					「7.3 設計開発」の適用業務	保安規定品質マネジメントシステム計画	「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	原子炉補機代替冷却系	主配管	A-中央制御室空調換気設備冷却水系冷凍機入口ライン分岐部～A-燃料プール冷却系熱交換器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。						
				A-燃料プール冷却系熱交換器～A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却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。						
				B-残留熱除去系熱交換器入口ライン分岐部～B-燃料プール冷却系熱交換器入口ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。						
				B-燃料プール冷却系熱交換器入口ライン分岐部～B-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。						
				B-残留熱除去系熱交換器～B-燃料プール冷却系熱交換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。						
				B-燃料プール冷却系熱交換器出口ライン合流部～B-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部(原子炉建物西側)	A	○	○				
				B-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部(原子炉建物西側)～B-残留熱除去系熱交換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。						
				B-燃料プール冷却系熱交換器入口ライン分岐部～B-非常用ディーゼル発電設備潤滑油冷却器入口ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。						
				B-非常用ディーゼル発電設備潤滑油冷却器入口ライン分岐部～B-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部(原子炉建物南側)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。						
				B-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部(原子炉建物南側)～原子炉浄化系補助熱交換器入口ライン分岐部(胴側)	A	○	○				
				原子炉浄化系補助熱交換器入口ライン分岐部(胴側)～B-中央制御室空調換気設備冷却水系冷凍機入口ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。						
				B-中央制御室空調換気設備冷却水系冷凍機出口ライン合流部～B-燃料プール冷却系熱交換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。						
				B-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部(原子炉建物南側)～B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器出口ライン合流部	A	○	○				
				B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器出口ライン合流部～B-中央制御室空調換気設備冷却水系冷凍機出口ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。						
				B-中央制御室空調換気設備冷却水系冷凍機入口ライン分岐部～B-燃料プール冷却系熱交換器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。						
				B-燃料プール冷却系熱交換器～原子炉浄化系補助熱交換器出口ライン合流部(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。						
				原子炉浄化系補助熱交換器出口ライン合流部(胴側)～B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却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。						
				大型送水ポンプ車入口ライン取水用 20m, 5m, 1m ホース	C	○	○				
				大型送水ポンプ車出口ライン送水用 50m, 5m, 2m ホース	C	○	○				
				大型送水ポンプ車出口ライン送水用 15m ホース	C	○	○				
				大型送水ポンプ車出口ライン送水用 10m, 5m ホース	C	○	○				
				大型送水ポンプ車出口ライン送水用 1m ホース	C	○	○				
				移動式代替熱交換設備入口ライン戻り用 5m ホース	C	○	○				
				移動式代替熱交換設備出口ライン供給用 5m ホース	C	○	○				
				原子炉冷却材浄化設備	原子炉浄化系	熱交換器	原子炉浄化系補助熱交換器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
						安全弁及び逃がし弁	RV213-1	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
							RV213-3	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
							RV213-4	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
						主要弁	MV213-3	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
							MV213-4	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			

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	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質保証ランク	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4 調達」の適用業務	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.3 設計開発」の適用業務	備考
原子炉冷却系統施設	原子炉冷却材浄化設備	原子炉浄化系	主配管	原子炉浄化系入ライン分岐部（A-再循環ループ側）～原子炉再循環系合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉浄化系入ライン分岐部（B-再循環ループ側）～原子炉圧力容器ボトムドレンライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉圧力容器ボトムドレンライン合流部～原子炉再循環系合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉再循環系合流部～弁 MV213-4	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				弁 MV213-4～原子炉浄化補助ポンプ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。			
				原子炉浄化補助ポンプバイパスライン分岐部～原子炉浄化補助ポンプ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉圧力容器～原子炉圧力容器ボトムドレンライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉浄化補助ポンプ～原子炉浄化補助ポンプ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。			
				原子炉浄化補助ポンプバイパスライン合流部～原子炉浄化系補助熱交換器入ライン分岐部（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。			
				原子炉浄化系補助熱交換器入ライン分岐部（管側）～原子炉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。			
				原子炉浄化補助ポンプバイパスライン分岐部～原子炉浄化補助ポンプ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。			
				原子炉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。			
				原子炉浄化系再生熱交換器～原子炉浄化系再生熱交換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。			
				原子炉浄化系再生熱交換器出口ライン合流部～原子炉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。			
				原子炉浄化系補助熱交換器入ライン分岐部（管側）～原子炉浄化系補助熱交換器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉浄化系補助熱交換器～原子炉浄化系再生熱交換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。			
				原子炉浄化系非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。			
				原子炉浄化系非再生熱交換器～原子炉浄化系ろ過脱塩装置ろ過脱塩器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉浄化系ろ過脱塩装置ろ過脱塩器～原子炉浄化系脱塩装置脱塩器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉浄化系脱塩装置脱塩器～B-原子炉浄化循環ポンプ入ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				B-原子炉浄化循環ポンプ入ライン分岐部～A-原子炉浄化循環ポンプ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				B-原子炉浄化循環ポンプ入ライン分岐部～原子炉浄化循環ポンプ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。			
				原子炉浄化循環ポンプバイパスライン分岐部～B-原子炉浄化循環ポンプ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				A-原子炉浄化循環ポンプ～A-原子炉浄化循環ポンプ出口ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				B-原子炉浄化循環ポンプ～原子炉浄化循環ポンプ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。			
				原子炉浄化循環ポンプバイパスライン合流部～A-原子炉浄化循環ポンプ出口ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				A-原子炉浄化循環ポンプ出口ライン合流部～原子炉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。			
				原子炉浄化循環ポンプバイパスライン分岐部～原子炉浄化循環ポンプ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。			
				原子炉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。			
				原子炉浄化系再生熱交換器～弁 V213-19	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			

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	品質保証ランク	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4 調達」の適用業務	備考
						保安規定品質マネジメントシステム計画「7.3 設計開発」の適用業務	
原子炉冷却系統施設	原子炉冷却材 浄化設備	原子炉浄化系	主配管	弁 V213-19～原子炉隔離時冷却系合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
				原子炉隔離時冷却系合流部～原子炉浄化系合流部			
				原子炉隔離時冷却系合流部			

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	設備区分	系統名	機器区分		機器名称	品質保証リンク	保安規定品質マネジメントシステム計画 「7.4 調達」の適用業務 保安規定品質マネジメントシステム計画 「7.3 設計開発」の適用業務	備考	
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	—*	蒸気加減弁～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。			
					高圧タービン～A, B-第5 給水加熱器入口ライン分岐部	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。			
					A, B-第5 給水加熱器入口ライン分岐部～湿分分離器	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。			
					湿分分離器～弁 RV241-1A, B, C, D, E 入口ライン分岐部	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。			
					B-湿分分離器～弁 V241-1 入口ライン分岐部	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。			
					弁 V241-1 入口ライン分岐部～弁 RV241-1F 入口ライン分岐部	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。			
					弁 RV241-1A, B, C, D, E, F 入口ライン分岐部～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。			
					弁 RV241-1A, B, C, D, E, F 入口ライン分岐部～弁 RV241-1A, 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。			
					弁 V241-1 入口ライン分岐部	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。			
					組合せ中間弁～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。			
					高圧タービン第4 段抽気出口～弁 AV241-1A, 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。			
					A-第5 給水加熱器入口ライン分岐部～弁 AV241-2A 入口ライン分岐部	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。			
					弁 AV241-2A 入口ライン分岐部～弁 AV241-2A	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。			
					B-第5 給水加熱器入口ライン分岐部～弁 AV241-2B	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。			
					弁 AV241-2A 入口ライン分岐部～弁 MV231-2	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。			
					低圧タービン第7 段抽気出口～弁 AV241-3A, 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。			
					低圧タービン第8 段抽気出口～弁 AV241-4A, 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。			
					調速装置及び非常調速装置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。	
	蒸気タービンの附属設備	—*	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。				
				空気抽出器, 復水ポンプ及び冷却水ポンプ	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。				
			熱交換器 (湿分分離器を含む。)	湿分分離器	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。				
		補助蒸気系	管等	主配管	弁 RV248-1～C-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。			
					弁 V241-1 入口ライン分岐部～弁 V241-1	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。			
		抽気系	管等	主配管	弁 RV241-1A, B, C, D, E, F～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。			
					原子炉給水ポンプ駆動用蒸気タービン～復水器 (排気ライン)	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。			
					原子炉給水ポンプ駆動用蒸気タービン～復水器 (車室ドレンライン)	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。			
					弁 RV241-10A, B～A-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。			

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	設備区分	系統名	機器区分		機器名称	品質保証リンク 「7.3 設計開発」の適用業務 保安規定品質マネジメント システム計画 「7.4 調達」の適用業務	備考
			管等	主配管			
原子炉冷却系統施設	蒸気タービンの附属設備	抽気系	管等	主配管	弁 RV241-11A, B~A-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。	
					弁 RV241-12A, B~A-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。	
					弁 RV241-13A, B~A-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	管等	主配管	弁 CV231-1, 弁 MV231-1~弁 RV231-1C 入口ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。	
					弁 RV231-1C 入口ライン分岐部~弁 RV231-1B 入口ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。	
					弁 RV231-1B 入口ライン分岐部~弁 RV231-1A 入口ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。	
					弁 RV231-1A 入口ライン分岐部~弁 CV231-1, 弁 MV231-1 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。	
					弁 CV231-1, 弁 MV231-1 出口ライン合流部~グランド蒸気発生器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。	
					弁 MV231-2~弁 CV231-1, 弁 MV231-1 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。	
					弁 RV231-1C 入口ライン分岐部~弁 RV231-1C	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。	
					弁 RV231-1B 入口ライン分岐部~弁 RV231-1B	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。	
					弁 RV231-1A 入口ライン分岐部~弁 RV231-1A	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。	
					弁 RV231-1A, B, C~C-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。	
					グランド蒸気発生器~弁 RV231-2A, 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。	
					弁 RV231-2A, B~C-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。	
					弁 CV231-7~C-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。	
					グランド蒸気発生器~弁 MV231-8 入口ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。	
					弁 MV231-8 入口ライン分岐部~弁 MV231-8 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。	
					弁 MV231-8 出口ライン合流部~弁 MV231-101A, B 入口ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。	
					弁 MV231-101A, B 入口ライン分岐部~低圧タービン及び弁 RV231-100A, 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。	
					弁 MV231-8 入口ライン分岐部~弁 CV231-5, 弁 MV231-10 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。	
					弁 CV231-5, 弁 MV231-10 出口ライン合流部~弁 MV231-8 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。	
					弁 CV231-5, 弁 MV231-10~弁 CV231-5, 弁 MV231-10 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。	
					弁 MV231-101A, B 入口ライン分岐部~弁 MV231-101A, 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。	
					弁 RV231-100A, B~A-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。	
					高圧タービン~A-低圧タービン出口ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。	
					A-低圧タービン出口ライン合流部~A, B-低圧タービン出口ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。	
					A, B-低圧タービン出口ライン合流部~B, C-低圧タービン出口ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。	
					B, C-低圧タービン出口ライン合流部~C-低圧タービン出口ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。	
					C-低圧タービン出口ライン合流部~弁 MV231-102A, B 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。	

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	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質保証リンク	保安規定品質マネジメントシステム計画 「7.4 調達」の適用業務	備考	
								保安規定品質マネジメントシステム計画 「7.3 設計開発」の適用業務
原子炉冷却系統施設	タービン・グランド蒸気系	管等	主配管	弁 MV231-102A, B 出口ライン合流部～グランド蒸気復水器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				A-低圧タービン～A-低圧タービン出口ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				A, B-低圧タービン～A, B-低圧タービン出口ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				B, C-低圧タービン～B, C-低圧タービン出口ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				C-低圧タービン～C-低圧タービン出口ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				弁 MV231-102A, B～弁 MV231-102A, B 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。			
				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。			
				グランド蒸気排風機～弁 MV231-12A, 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。			
				高圧タービン～A-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。			
				高圧タービン～弁 MV231-107A, 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。			
				弁 MV231-103A, B～B, C-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。			
				主蒸気止め弁～A-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	復水器～復水器真空ポンプ入口ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水器真空ポンプ入口ライン分岐部～復水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。			
				復水器～復水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。			
				復水器出口ライン合流部～空気抽出器（第1段）	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				復水器真空ポンプ入口ライン分岐部～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。			
				復水器真空ポンプ～弁 V249-2	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				空気抽出器復水器～空気抽出器（第2段）	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				空気抽出器（第2段）～弁 MV249-3A, 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。					
		復水系	管等	主配管	復水器～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。		
					復水ポンプ～弁 MV203-2 入口ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
					弁 MV203-2 入口ライン分岐部～弁 MV203-1001A, B, C, D, E, F, G, 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。		
	弁 MV203-2 入口ライン分岐部～弁 MV203-2				既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
	弁 MV203-1502A, B, C, D, E, F, G, H～弁 MV203-1502A, B, C, D, E, F, G, H 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。			
	弁 MV203-1502A, B, C, D, E, F, G, H 出口ライン合流部～空気抽出器復水器				既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
	弁 MV203-3～弁 MV203-1502A, B, C, D, E, F, G, H 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。			
	空気抽出器復水器～グランド蒸気復水器				既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
	グランド蒸気復水器～復水昇圧ポンプ入口ライン復水再循環分岐部				既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			

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	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質保証リンク	保安規定品質マネジメントシステム計画 「7.4 調達」の適用業務	備考
原子炉冷却系統施設	蒸気タービンの附属設備	復水系	管等	主配管	復水昇圧ポンプ入口ライン復水再循環分岐部～復水昇圧ポンプ入口ライン復水器アテンペレータスプレイ分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。	
					復水昇圧ポンプ入口ライン復水器アテンペレータスプレイ分岐部～復水昇圧ポンプ入口ライン制御棒駆動水分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。	
					復水昇圧ポンプ入口ライン制御棒駆動水分岐部～弁 V203-3A, 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。	
					復水昇圧ポンプ入口ライン復水再循環分岐部～弁 V203-11A, B (復水再循環)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。	
					弁 V203-13A, B, C, D, E, F～復水器 (復水再循環)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。	
					復水昇圧ポンプ入口ライン復水器アテンペレータスプレイ分岐部～復水器 (復水器アテンペレータスプレイ)	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。	
					復水昇圧ポンプ入口ライン制御棒駆動水分岐部～弁 V203-20	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。	
					封水回収タンク～封水回収タンク出口ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。	
					封水回収タンク出口ライン合流部～封水回収ポンプ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。	
					封水回収ポンプ～封水回収ポンプ出口ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。	
					封水回収ポンプ出口ライン合流部～C-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。	
					封水回収タンク出口ライン合流部～封水回収ポンプ出口ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。	
					弁 V203-30～A-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。	
		タービンヒータドレン系	管等	主配管	弁 CV244-7A, B～A-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。	
					弁 CV244-8A, B～A-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。	
					弁 CV244-9A, B～A-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。	
					弁 CV244-11A, B, C～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。	
					弁 CV244-6A, B, C～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。	
					弁 CV244-12A, B, C～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。	
					A-湿水分離器～A-湿水分離器ドレンライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。	
					B-湿水分離器～B-湿水分離器ドレンライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。	
					A-湿水分離器ドレンライン分岐部～A-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。	
					B-湿水分離器ドレンライン分岐部～A-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。	
		—*	管等	安全弁及び逃し弁	RV241-10A, 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。	
					RV241-11A, 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。	
					RV241-12A, 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。	
					RV241-13A, 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。	

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

島根原子力発電所第2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、島根原子力発電所第2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

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			インプット	アウトプット	他の記録類			
		◎：主担当 ○：関連								
		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 ・技術基準規則	—			
	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 ・安全審査指針 ・技術基準規則 ・旧技術基準規則	・様式-2			
	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	・様式-3 ・様式-4	—		
						・様式-2 ・様式-4 ・実用炉規則別表第二 ・技術基準規則	・様式-5			
						・設置変更許可申請書 ・設置許可基準規則 ・技術基準規則	・様式-6 ・様式-7			
						・基本設計方針	・様式-5			
	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 ・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	—		
						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
						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	◎		—	—
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 ・残留熱除去ポンプ出口流量 ・代替注水流量（常設）	◎	—	○	・機能単位の系統図 ・設定根拠の「（概要）」部分 ・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 ・機器の配置を明示した図面 ・構造図	・仕様書				

設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画

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			インプット	アウトプット	他の記録類
			◎：主担当 ○：関連					
			本社	発電所	供給者			
設計	3.3.3 (2)	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 ・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 ・既工認 ・VI-1-10-9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 ・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 ・計測装置系統図 	—
		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 	<ul style="list-style-type: none"> ・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 	—

設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画

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			インプット	アウトプット	他の記録類
			◎：主担当 ○：関連					
			本社	発電所	供給者			
設計	3.3.3 (2)	7. ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能），ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）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 	<ul style="list-style-type: none"> 仕様書
		8. 通信連絡設備に関する設計	◎	—	—	<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 中央制御室機能仕様 VI-1-10-9の「2.1 非常用発電装置」及びVI-1-10-9の「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 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. 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）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 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
		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	「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 環境測定装置の構造図 	—

設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画

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			インプット	アウトプット	他の記録類
			◎：主担当 ○：関連					
			本社	発電所	供給者			
設計	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	—	—
	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	・工事計画認可申請書（補正）妥当性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	・立案・決定票
工事 及び 検査	3.4.1	設工認に基づく具体的な設備の設計の実施（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	具体的な設備の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	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質保証ランク	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.3 設計開発」の適用業務	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4 調達」の適用業務	備考	
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, ほう酸水注入の制御方式, 発電用原子炉の圧力の制御方式, 発電用原子炉の水位の制御方式及び安全保護系等の制御方式	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。				
			発電用原子炉の制御方法	制御棒の位置の制御方法, 原子炉再循環流量の制御方法, ほう酸水注入設備の制御方法, 発電用原子炉の圧力の制御方法, 給水の制御方法及び安全保護系等の制御方法	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。				
	制御材	—*	制御棒	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	制御棒駆動水圧系	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 (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。			
					水圧制御ユニット (窒素容器)	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。			
					スクラム排水容器	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。			
				ろ過装置	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。			
				主要弁	AV212-126	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。			
					AV212-127	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	弁 V271-222~復水貯蔵タンク出口ライン合流部 (制御棒駆動水圧系)	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。			
					復水貯蔵タンク出口ライン合流部 (制御棒駆動水圧系) ~復水系合流部	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。			
					復水系合流部~制御棒駆動水圧ポンプ	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。			
					弁 V271-223~復水貯蔵タンク出口ライン合流部 (制御棒駆動水圧系)	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。			
					弁 V203-46~復水系合流部	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。			
					制御棒駆動水圧ポンプ~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。			
					制御棒駆動水フィルタ~充てん水ライン分岐部	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。			
					充てん水ライン分岐部~駆動水ライン分岐部	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。			
					充てん水ライン分岐部~水圧制御ユニット (充てん水入口)	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。			
					駆動水ライン分岐部~弁 SV212-1A, B 入口ライン分岐部	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。			
					駆動水ライン分岐部~水圧制御ユニット (駆動水入口)	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。			
					弁 SV212-1A, B 入口ライン分岐部~弁 SV212-1A, B 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。			
					弁 SV212-1A, B 入口ライン分岐部~弁 SV212-1A, B 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。			
	弁 SV212-1A, B 出口ライン合流部~排水ライン合流部	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。							
	弁 SV212-1A, B~弁 SV212-1A, B 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。							
	排水ライン合流部~水圧制御ユニット (冷却水入口)	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。							
	水圧制御ユニット (排水出口) ~排水ライン合流部	既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。							
	弁 V212-101~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。							

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	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質保証ランク	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.3 設計開発」の適用業務	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4 調達」の適用業務	備考
計測制御系統施設	制御材駆動装置	制御棒駆動水圧系	主配管	制御棒駆動機構ハウジング～弁 V212-102	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				水圧制御ユニット（スクラム排水出口）～スクラム排水容器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				水圧制御ユニット（充てん水入口）～弁 V212-115	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				水圧制御ユニット（駆動水入口）～マニホールド	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				水圧制御ユニット（冷却水入口）～弁 V212-138	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				弁 V212-115～充てん水ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				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。			
				アキュムレータ～充てん水ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				充てん水ライン合流部～弁 AV212-126	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				弁 AV212-126～弁 V212-101	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				弁 V212-138～弁 AV212-126	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				マニホールド～弁 AV212-126	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				弁 V212-102～弁 AV212-127	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				弁 AV212-127～マニホールド	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				弁 AV212-127～弁 V212-114	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
弁 V212-114～水圧制御ユニット（スクラム排水出口）	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。							
マニホールド～水圧制御ユニット（排水出口）	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。							
ほう酸水注入設備	ほう酸水注入系	ポンプ	ほう酸水注入ポンプ	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	RV225-1A, 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	ほう酸水貯蔵タンク～ほう酸水注入ポンプ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
			ほう酸水注入ポンプ～差圧検出・ほう酸水注入系配管（ティーより N11 ノズルまでの外管）	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
			ほう酸水注入ポンプ出口連絡管	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
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	中性子源領域計装	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
		中間領域計装	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
		出力領域計装	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	残留熱除去ポンプ出口圧力	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
		低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	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。					

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	品質保証ランク	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4 調達」の適用業務			備考
						「7.3 設計開発」の適用業務	品質保証マネジメントシステム計画	保安規定品質マネジメントシステム計画	
計測制御系統施設	計測装置	—*	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	残留熱除去ポンプ出口流量	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				高圧炉心スプレイポンプ出口流量	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				低圧炉心スプレイポンプ出口流量	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				高圧原子炉代替注水流量	A	○	○		
				代替注水流量（常設）	A	○	○		
				低圧原子炉代替注水流量	A	○	○		
				低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）	A	○	○		
				残留熱代替除去系原子炉注水流量	A	○	○		
			原子炉压力容器本体内の圧力又は水位を計測する装置	原子炉圧力	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				原子炉圧力（SA）	A	○	○		
				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（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（SA）	A	○	○		
			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	ドライウェル圧力	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				サブプレッションチェンバ圧力	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				ドライウェル圧力（SA）	A	○	○		
				サブプレッションチェンバ圧力（SA）	A	○	○		
				サブプレッションプール水温度	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				ドライウェル温度（SA）	A	○	○		
				ペDESTAL温度（SA）	A	○	○		
				ペDESTAL水温度（SA）	A	○	○		
				サブプレッションチェンバ温度（SA）	A	○	○		
				サブプレッションプール水温度（SA）	A	○	○		
				格納容器酸素濃度	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				

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	品質保証ランク	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4 調達」の適用業務			備考	
						「7.3 設計開発」の適用業務	品質保証マネジメントシステム計画	保安規定品質マネジメントシステム計画		
計測制御系統施設	計測装置	—*	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	格納容器酸素濃度（SA）	A	○	○			
				格納容器水素濃度	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。					
			格納容器水素濃度（SA）	A	○	○				
			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	低圧原子炉代替注水槽水位	A	○	○			
			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	原子炉再循環ポンプ入口流量	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への冷却材流量を計測する装置	残留熱除去ポンプ出口流量	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。					
				代替注水流量（常設）	A	○	○			
				格納容器代替スプレイ流量	A	○	○			
				ペDESTAL代替注水流量	A	○	○			
				ペDESTAL代替注水流量（狭帯域用）	A	○	○			
				残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	A	○	○			
			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。					
				ドライウェル水位	A	○	○			
				サブプレッションプール水位（SA）	A	○	○			
				ペDESTAL水位	A	○	○			
			原子炉建屋内の水素ガス濃度を計測する装置	原子炉建物水素濃度	A	○	○			
			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。			
						ドライウェル圧力高	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
						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。			
						スクラム排出水容器水位高	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
						中性子束計装不動作	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。			
						原子炉モードスイッチ「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。			
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	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。					
				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。					

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	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質保証ランク	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4 調達」の適用業務			備考
						「7.3 設計開発」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	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。				
				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	(1)	ドライウェル圧力高	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					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。			
				(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。			
					—	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		原子炉棟放射能高	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					燃料取替階放射能高	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					ドライウェル圧力高	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					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。			
					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。			
			高圧炉心スプレイ系		ドライウェル圧力高	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					原子炉水位低（レベル1 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。			
					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。			
			低圧炉心スプレイ系		ドライウェル圧力高	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					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。			
					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	低圧注水系	ドライウェル圧力高	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					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。			
					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。			
				格納容器冷却系	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		原子炉水位低（レベル1）とドライウェル圧力高の同時信号	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。			
			ATWS緩和設備 (代替制御棒挿入機能)		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（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。			
					手動	A	○	○	
ATWS緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプトリップ機能)		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（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。						
		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。						

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	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質保証ランク	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4 調達」の適用業務			備考
						「7.3 設計開発」の適用業務	品質保証ランク	品質保証ランク	
計測制御系統施設	工学的安全施設等の起動信号	—*	代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）	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。				
			逃がし安全弁窒素ガス供給系	容器	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。			
	逃がし安全弁用窒素ガスポンベ	A			○	○			
	安全弁	RV227-1A, 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	MV227-2A, 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	窒素ガスポンベ連結管接続口～逃がし安全弁窒素ガス供給装置出口ライン合流部		A	○	○			
		窒素ガス制御供給ライン合流部及び逃がし安全弁窒素ガス供給装置出口ライン合流部～弁MV227-3		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
		弁 MV227-3～弁 V227-6		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
		弁V227-6～弁V202-12A, B, C, D, E, F, G, H, J, K, L, M		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
		弁V202-12A, B, C, D, E, F, G, H, J, K, L, M～窒素ガス供給ライン逃がし安全弁逃がし弁機能側合流部		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
		逃がし安全弁窒素ガス供給装置出口ライン合流部～弁 MV227-1A, 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。					
		MV227-1A, B～弁 V227-3A, 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。					
		弁V227-3A, B～弁V202-13B, D, E, G, K, M		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
		弁V202-13B, D, E, G, K, M～窒素ガス供給ライン逃がし安全弁自動減圧機能側合流部		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
		逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ～窒素ガス供給ライン逃がし安全弁逃がし弁機能側合流部		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
	窒素ガス供給ライン逃がし安全弁逃がし弁機能側合流部～逃がし安全弁	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。							
	窒素ガスポンベ連結管～窒素ガスポンベ連結管接続口	A		○	○				
	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	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				中央制御室機能及び中央制御室外原子炉停止機能	中央制御室機能	A	○	○	
			中央制御室外原子炉停止機能		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				

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-1-10-6 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

島根原子力発電所第2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、島根原子力発電所第2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

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			インプット	アウトプット	他の記録類	
		◎：主担当 ○：関連						
		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 ・技術基準規則	—	
	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 ・安全審査指針 ・技術基準規則 ・旧技術基準規則	・様式-2	
	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	・様式-3 ・様式-4	—
						・様式-2 ・様式-4 ・実用炉規則別表第二 ・技術基準規則	・様式-5	
						・設置変更許可申請書 ・設置許可基準規則 ・技術基準規則	・様式-6 ・様式-7	
						・基本設計方針	・様式-5	
	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 ・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	—
		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	◎	—	—	・様式-2 ・基本設計方針	・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		◎	—	—	・様式-2 ・様式-5 ・基本設計方針 ・設置変更許可申請書	・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 ・排気筒	◎	—	—	・設備図書 ・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	—		

設工認に係る設計の実績、工事及び検査の計画

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	3.3.3 (3) 設計のアウトプットに対する検証	◎	—	—	・様式-2～様式-8	—	—
	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	・工事計画認可申請書（補正）妥当性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	・立案・決定票
工事及び検査	3.4.1 設工認に基づく具体的な設備の設計の実施（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 具体的な設備の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	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質保証ランク	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.3 設計開発」の適用業務	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4 調達」の適用業務	備考	
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	固体廃棄物貯蔵設備	容器	原子炉浄化系樹脂貯蔵タンク（1，2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。				
				復水スラッジ分離タンク（1，2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。				
				機器ドレンスラッジ分離タンク（1，2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。				
				復水系スラッジ貯蔵タンク（1，2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。				
				復水系樹脂貯蔵タンク（1，2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。				
		固体廃棄物貯蔵設備（サイトバンカ設備）	貯蔵槽	貯蔵プール（1号機設備，1，2，3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。				
		気体廃棄物処理系	ろ過装置	排ガスメッシュフィルタ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				主配管	弁 MV249-3A, B～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。			
					排ガス予熱器～排ガス再結合器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					排ガス再結合器～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。			
					排ガス復水器～排ガス除湿冷却器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					排ガス除湿冷却器～排ガス脱湿塔	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					排ガス脱湿塔～排ガスメッシュフィルタ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					排ガスメッシュフィルタ～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。			
					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。			
					活性炭式希ガスホールドアップ塔～空気抽出器排ガスフィルタ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					空気抽出器排ガスフィルタ～排ガスブロワ入口ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					排ガスブロワ入口ライン分岐部～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。			
					排ガス抽出器～排ガスブロワ後置冷却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。			
					排ガスブロワ後置冷却器出口ライン合流部～グラント蒸気排ガスフィルタ出口ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					グラント蒸気排ガスフィルタ出口ライン合流部～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。			
					排ガスブロワ入口ライン分岐部～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。			
					排ガスブロワ～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。			
					排ガスブロワ後置冷却器連絡管	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					排ガスブロワ後置冷却器～排ガスブロワ後置冷却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。			
					弁 MV231-12A, B～グラント蒸気排ガスフィルタ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
		グラント蒸気排ガスフィルタ～グラント蒸気排ガスフィルタ出口ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。						
		液体廃棄物処理系	ドレン移送系	貯蔵槽	ドライウェル機器ドレンサンプ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				主要弁	MV252-1	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			

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	品質保証ランク	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.3 設計開発」の適用業務	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4 調達」の適用業務	備考	
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	ドレン移送系	主要弁	MV252-2	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					MV252-3	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					MV252-4	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				主配管		ドライウェル機器ドレンサンプポンプ～弁 MV252-1	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
						弁 MV252-1～弁 MV252-2	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
						弁 MV252-2～原子炉建物機器ドレンサンプポンプ出口ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
						原子炉建物機器ドレンサンプポンプ出口ライン合流部～機器ドレンタンク入口収集管	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
						原子炉建物機器ドレンサンプポンプ～原子炉建物機器ドレンサンプポンプ出口ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
						弁 MV252-3～弁 MV252-4	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
						弁 MV252-4～弁 V252-3040A, B 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。		
						弁 V252-3040A, B 出口ライン合流部～弁 V252-3025A, B 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。		
						弁 V252-3025A, B 出口ライン合流部～床ドレンタンク・化学廃液タンク入口収集管	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
						弁 V252-3040A, B～弁 V252-3035A, B 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。		
						弁 V252-3035A, B 出口ライン合流部～弁 V252-3040A, B 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。		
						弁 V252-3035A, B～弁 V252-3035A, B 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。		
						弁 V252-3025A, B～弁 V252-3030A, B 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。		
						弁 V252-3030A, B 出口ライン合流部～弁 V252-3025A, B 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。		
						弁 V252-3030A, B～弁 V252-3030A, B 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。		
						タービン建物発電機架台北機器ドレンサンプポンプ～タービン建物復水器室機器ドレンサンプポンプ出口ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
						タービン建物復水器室機器ドレンサンプポンプ出口ライン合流部～機器ドレンタンク入口収集管	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
						タービン建物復水器室機器ドレンサンプポンプ～タービン建物復水器室機器ドレンサンプポンプ出口ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
						弁 V252-3211A, B～弁 V252-3219 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。		
						弁 V252-3219 出口ライン合流部～タービン建物床ドレンサンプ移送ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
						タービン建物床ドレンサンプ移送ライン合流部～床ドレンタンク・化学廃液タンク入口収集管	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
						弁 V252-3219～弁 V252-3219 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。		
						廃棄物処理建物機器ドレンサンプポンプ～機器ドレンタンク入口収集管	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
						弁 V252-3404A, B～床ドレンタンク・化学廃液タンク入口収集管	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
						廃棄物処理建物化学廃液サンプポンプ～床ドレンタンク・化学廃液タンク入口収集管	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
						R H R フラッシング用サンプポンプ～弁 AV252-101 入口ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
						弁 AV252-101 入口ライン分岐部～弁 AV252-10	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		

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	品質保証ランク	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.3 設計開発」の適用業務	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4 調達」の適用業務	備考
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	ドレン移送系	主配管	弁 AV252-101 入口ライン分岐部～弁 AV252-101	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	機器ドレンタンク (1, 2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。			
				トーラス水受入タンク (1, 2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。			
			機器ドレン系	主配管	機器ドレンタンク入口収集管 (1, 2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。		
					弁AV252-10～機器ドレンタンク入口収集管 (1, 2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。		
					機器ドレンタンク～機器ドレンポンプ (1, 2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。		
					A-機器ドレンポンプ～A-機器ドレンポンプ出口ライン合流部 (1, 2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。		
					B-機器ドレンポンプ～B-機器ドレンポンプ出口ライン合流部 (1, 2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。		
					A-機器ドレンポンプ出口ライン合流部～B-機器ドレンポンプ出口ライン合流部 (1, 2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。		
					A-機器ドレンポンプ出口ライン合流部～機器ドレンろ過脱塩器 (1, 2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。		
					機器ドレンろ過脱塩器～機器ドレン脱塩器 (1, 2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。		
					機器ドレンろ過脱塩器～凝縮ろ過脱塩器出口ライン合流部 (1, 2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。		
					凝縮ろ過脱塩器出口ライン合流部～機器ドレンろ過脱塩装置逆洗水受入タンク (1, 2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。		
					機器ドレン脱塩器～弁AV252-44 (1, 2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。		
					機器ドレン脱塩器～凝縮水脱塩器出口ライン合流部 (1, 2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。		
					凝縮水脱塩器出口ライン合流部～弁V253-302 (1, 2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。		
					弁AV252-5A, B～機器ドレンタンク (1, 2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。		
					弁V252-37～復水貯蔵タンク入口ライン分岐部 (1, 2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。		
					復水貯蔵タンク入口ライン分岐部～弁V271-224 (1, 2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。		
					弁V252-30～機器ドレンタンク入口収集管 (1, 2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。		
					復水貯蔵タンク入口ライン分岐部～弁V271-225 (1, 2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。		
					弁V52-5501入口ライン分岐部～弁V252-116出口ライン合流部 (1, 2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。		
					弁V252-116出口ライン合流部～機器ドレンポンプ出口1号機補助サージタンク入口ライン合流部 (1, 2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。		
					機器ドレンポンプ出口1号機補助サージタンク入口ライン合流部～トーラス水受入タンク出口機器ドレンタンク入口ライン分岐部 (1, 2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。		
					トーラス水受入タンク出口機器ドレンタンク入口ライン分岐部～弁252-21 (1, 2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。		
					弁252-21～機器ドレンポンプ出口トーラス水受入タンク移送ライン合流部 (1, 2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。		
			機器ドレンポンプ出口トーラス水受入タンク移送ライン合流部～トーラス水受入タンク出口ライン合流部 (1, 2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。				
			トーラス水受入タンク出口ライン合流部～トーラス水受入タンク (1, 2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。				
			トーラス水受入タンク～トーラス水受入タンク出口ライン合流部 (1, 2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。				

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	品質保証ランク	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.3 設計開発」の適用業務	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4 調達」の適用業務	備考
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	機器ドレン系	主配管	弁V52-5501 入口ライン分岐部～弁V52-5501 (1, 2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。		
					B-機器ドレンポンプ出口ライン合流部～機器ドレンポンプ出口ライン合流部 (1, 2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。		
					機器ドレンポンプ出口ライン合流部～弁V252-118 出口ライン合流部 (1, 2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。		
					弁V252-118 出口ライン合流部～機器ドレンポンプ出口トラス水受入タンク移送ライン合流部 (1, 2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。		
					機器ドレンポンプ出口ライン合流部～機器ドレンポンプ出口1号機補助サージタンク入口ライン合流部 (1, 2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。		
					弁V252-118～弁V252-118 出口ライン合流部 (1, 2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。		
					弁V252-116～弁V252-116 出口ライン合流部 (1, 2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。		
					トラス水受入タンク出口機器ドレンタンク入口ライン分岐部～トラス水受入タンク出口機器ドレンタンク移送ライン分岐部 (1, 2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。		
					トラス水受入タンク出口機器ドレンタンク移送ライン分岐部～機器ドレンタンク入口収集管 (1, 2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。		
					トラス水受入タンク出口機器ドレンタンク移送ライン分岐部～床ドレンタンク・化学廃液タンク入口収集管 (1, 2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	床ドレン濃縮器 (1, 2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。			
				化学廃液濃縮器 (加熱器) (1, 2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	床ドレンタンク (1, 2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。			
				化学廃液タンク (1, 2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。			
			ろ過装置	化学廃液濃縮器 (蒸発器) (1, 2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。			
			床ドレン化学廃液系	主配管	床ドレンタンク・化学廃液タンク入口収集管 (1, 2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。		
					弁AV252-101～床ドレンタンク・化学廃液タンク入口収集管 (1, 2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。		
					弁AV52-5501～床ドレンタンク・化学廃液タンク入口収集管 (1, 2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。		
		床ドレンタンク～床ドレンポンプ (1, 2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。			
		A-床ドレンポンプ～弁AV252-104A 入口ライン分岐部 (1, 2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。			
		B-床ドレンポンプ～弁AV252-104B 入口ライン分岐部 (1, 2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。			
		弁AV252-104A, B 入口ライン分岐部～化学廃液ポンプ出口ライン合流部 (1, 2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。			
		化学廃液ポンプ出口ライン合流部～濃縮廃液タンク入口ライン分岐部 (1, 2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。			
		濃縮廃液タンク入口ライン分岐部～床ドレン濃縮器 (1, 2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。			
		弁AV252-104A 入口ライン分岐部～床ドレンポンプ出口ライン合流部 (1, 2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。			
		弁AV252-104B 入口ライン分岐部～床ドレンポンプ出口ライン合流部 (1, 2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。			
		床ドレンポンプ出口ライン合流部～トラス水受入タンク入口ライン分岐部 (1, 2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。			
		トラス水受入タンク入口ライン分岐部～弁V252-118 (1, 2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。			
		濃縮廃液タンク入口ライン分岐部～弁AV252-107A, B (1, 2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。			

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	品質保証ランク	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.3 設計開発」の適用業務	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4 調達」の適用業務	備考
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	床ドレン化学廃液系	主配管	床ドレン濃縮器～床ドレン濃縮器復水器（1，2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。		
					床ドレン濃縮器復水器～弁AV252-111A，B（1，2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。		
					弁AV252-111A，B～弁AV252-111A，B出口ライン合流部（1，2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。		
					弁AV252-111A，B出口ライン合流部～弁AV252-115出口ライン合流部（1，2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。		
					弁AV252-115出口ライン合流部～床ドレンタンク・化学廃液タンク入口収集管（1，2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。		
					化学廃液タンク～化学廃液ポンプ（1，2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。		
					化学廃液ポンプ～床ドレン濃縮器入口ライン分岐部（1，2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。		
					床ドレン濃縮器入口ライン分岐部～弁AV252-112入口ライン分岐部（1，2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。		
					弁AV252-112入口ライン分岐部～化学廃液濃縮器（蒸発器）入口及び出口ライン分岐部（1，2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。		
					化学廃液濃縮器（蒸発器）～化学廃液濃縮器（蒸発器）入口及び出口ライン分岐部（1，2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。		
					化学廃液濃縮器（蒸発器）入口及び出口ライン分岐部～化学廃液濃縮器循環ポンプ（1，2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。		
					化学廃液濃縮器循環ポンプ～化学廃液濃縮器（加熱器）（1，2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。		
					化学廃液濃縮器（加熱器）～化学廃液濃縮器（蒸発器）（1，2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。		
					床ドレン濃縮器入口ライン分岐部～化学廃液ポンプ出口ライン合流部（1，2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。		
					弁AV252-112入口ライン分岐部～弁AV252-112（1，2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。		
					化学廃液濃縮器（蒸発器）～化学廃液濃縮器復水器（1，2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。		
					化学廃液濃縮器復水器～弁AV252-115（1，2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。		
					弁AV252-115～弁AV252-115出口ライン合流部（1，2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。		
					弁AV252-1010～凝縮ろ過脱塩器出口ライン合流部（1，2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。		
					弁AV252-120～機器ドレンタンク入口収集管（1，2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。		
		弁AV252-1023～凝縮ろ過脱塩器出口ライン合流部（1，2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	使用済樹脂・フィルタスラッジ系	主配管	復水ろ過脱塩装置逆洗水受タンク～復水ろ過脱塩装置逆洗水ポンプ（1，2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。		
					復水ろ過脱塩装置逆洗水ポンプ～機器ドレンスラッジ分離タンク入口ライン分岐部（1，2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。		
					機器ドレンスラッジ分離タンク入口ライン分岐部～復水スラッジ分離タンク（1，2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。		
					機器ドレンスラッジ分離タンク入口ライン分岐部～機器ドレンスラッジ分離タンク（1，2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。		
					機器ドレンろ過脱塩装置逆洗水受タンク～機器ドレンろ過脱塩装置逆洗水ポンプ（1，2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。		
					機器ドレンろ過脱塩装置逆洗水ポンプ～弁V253-116（1，2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。		
					弁V253-116～弁V253-126出口ライン合流部（1，2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。		
					弁V253-126出口ライン合流部～A-復水スラッジ分離タンク入口ライン分岐部（1，2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。		
					A-復水スラッジ分離タンク入口ライン分岐部～B-復水スラッジ分離タンク入口ライン分岐部（1，2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。		

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	品質保証ランク	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4 調達」の適用業務	備考
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	使用済樹脂・フィルタスラッジ系	主配管	B-復水スラッジ分離タンク入口ライン分岐部～機器ドレンスラッジ分離タンク（1，2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。	
					A-復水スラッジ分離タンク入口ライン分岐部～A-復水スラッジ分離タンク（1，2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。	
					B-復水スラッジ分離タンク入口ライン分岐部～B-復水スラッジ分離タンク（1，2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。	
					弁 V253-116～機器ドレンろ過脱塩装置逆洗水ポンプ出口ライン合流部（1，2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。	
					機器ドレンスラッジ分離タンク～B-復水スラッジ分離タンクフィルタスラッジ出口ライン合流部（1，2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。	
					B-復水スラッジ分離タンクフィルタスラッジ出口ライン合流部～A-復水スラッジ分離タンクフィルタスラッジ出口ライン合流部（1，2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。	
					A-復水スラッジ分離タンクフィルタスラッジ出口ライン合流部～復水スラッジポンプ（1，2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。	
					A-復水スラッジ分離タンク～A-復水スラッジ分離タンクフィルタスラッジ出口ライン合流部（1，2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。	
					B-復水スラッジ分離タンク～B-復水スラッジ分離タンクフィルタスラッジ出口ライン合流部（1，2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。	
					復水スラッジポンプ～復水系スラッジ貯蔵タンク入口ライン分岐部（1，2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。	
					復水系スラッジ貯蔵タンク入口ライン分岐部～弁 V253-132（1，2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。	
					復水系スラッジ貯蔵タンク入口ライン分岐部～機器ドレンろ過脱塩装置逆洗水ポンプ出口ライン合流部（1，2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。	
					機器ドレンろ過脱塩装置逆洗水ポンプ出口ライン合流部～B，C-復水系スラッジ貯蔵タンク入口ライン分岐部（1，2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。	
					B，C-復水系スラッジ貯蔵タンク入口ライン分岐部～第1号機復水スラッジポンプ出口ライン合流部（1，2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。	
					第1号機復水スラッジポンプ出口ライン合流部～A-復水系スラッジ貯蔵タンク（1，2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。	
					B，C-復水系スラッジ貯蔵タンク入口ライン分岐部～B，C-復水系スラッジ貯蔵タンク（1，2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。	
					弁 V53-5502～1号機へのスラッジ移送ライン合流部（1，2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。	
					1号機へのスラッジ移送ライン合流部～弁 V253-126（1，2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。	
					弁 V253-126～弁 V253-126 出口ライン合流部（1，2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。	
					弁 V253-126～第1号機復水スラッジポンプ出口ライン合流部（1，2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。	
					A，B-復水スラッジ分離タンク～機器ドレンスラッジ分離タンク第二分離水出口ライン合流部（1，2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。	
					A-復水スラッジ分離タンク～A-復水スラッジ分離タンク第一分離水出口ライン合流部（1，2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。	
					B-復水スラッジ分離タンク～B-復水スラッジ分離タンク第一分離水出口ライン合流部（1，2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。	
					機器ドレンスラッジ分離タンク第二分離水出口ライン合流部～B-復水スラッジ分離タンク第一分離水出口ライン合流部（1，2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。	
					B-復水スラッジ分離タンク第一分離水出口ライン合流部～A-復水スラッジ分離タンク第一分離水出口ライン合流部（1，2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。	
					A-復水スラッジ分離タンク第一分離水出口ライン合流部～機器ドレンスラッジ分離タンク第一分離水出口ライン合流部（1，2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。	
					機器ドレンスラッジ分離タンク第一分離水出口ライン合流部～復水スラッジ分離水ポンプ（1，2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。	
					機器ドレンスラッジ分離タンク～機器ドレンスラッジ分離タンク第二分離水出口ライン合流部（1，2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。	

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	品質保証ランク	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.3 設計開発」の適用業務	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4 調達」の適用業務	備考		
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	使用済樹脂・フィルタスラッジ系	主配管	機器ドレンスラッジ分離タンク～機器ドレンスラッジ分離タンク第一分離水出口ライン合流部（1，2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。				
					復水スラッジ分離水ポンプ～機器ドレンタンク入口収集管（1，2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。				
					A-復水系スラッジ貯蔵タンク～復水系樹脂貯蔵タンク出口ライン合流部（1，2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。				
					B, C-復水系スラッジ貯蔵タンク～B, C-復水系スラッジ貯蔵タンク出口ライン合流部（1，2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。				
					復水系樹脂貯蔵タンク出口ライン合流部～B, C-復水系スラッジ貯蔵タンク出口ライン合流部（1，2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。				
					B, C-復水系スラッジ貯蔵タンク出口ライン合流部～原子炉浄化系樹脂貯蔵タンク出口ライン合流部（1，2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。				
					原子炉浄化系樹脂貯蔵タンク出口ライン合流部～機器ドレンタンク入口収集管（1，2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。				
					原子炉浄化系スラッジ貯蔵タンク～原子炉浄化系スラッジ分離水ポンプ（1，2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。				
					原子炉浄化系スラッジ分離水ポンプ～機器ドレンタンク入口収集管（1，2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。				
					弁 V253-301～原子炉浄化系樹脂貯蔵タンク（1，2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。				
					弁 V53-5501～弁 V253-303（1，2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。				
					弁 V253-303～原子炉浄化系樹脂貯蔵タンク（1，2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。				
					弁 V253-303～復水系樹脂貯蔵タンク（1，2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。				
					原子炉浄化系樹脂貯蔵タンク～原子炉浄化系樹脂貯蔵タンク出口ライン合流部（1，2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。				
					弁 V253-302～復水系樹脂貯蔵タンク（1，2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。				
					復水系樹脂貯蔵タンク～復水系樹脂貯蔵タンク出口ライン合流部（1，2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	容器	濃縮廃液タンク（1，2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	弁 AV252-107A, B～弁 AV252-107A, B 出口ライン合流部（1，2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。		
		弁 AV252-112～弁 AV252-112 出口ライン合流部（1，2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。							
		弁 AV252-107A, B 出口ライン合流部及び弁 AV252-112 出口ライン合流部～濃縮廃液タンク（1，2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。							
		弁 V53-227～弁 AV252-112 出口ライン合流部（1，2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～濃縮廃液ポンプ（1，2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。							
		濃縮廃液ポンプ～弁 AV253-2000（1，2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。							
		固化系	主配管	スラッジ抜出装置～乾燥機供給タンク（1，2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。					
				スラッジ抜出装置～1号機へのスラッジ移送ライン合流部（1，2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。					
				弁 V253-132～乾燥機供給タンク（1，2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。					
				弁 AV253-2000～乾燥機供給タンク（1，2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。					
				乾燥機供給タンク～乾燥機供給タンク循環ポンプ（1，2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。					
				乾燥機供給タンク循環ポンプ～乾燥機供給ポンプ（1，2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。					
				乾燥機供給ポンプ～乾燥機（1，2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。					

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	品質保証ランク	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4 調達」の適用業務			備考		
						「7.3 設計開発」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	固化系	主配管	乾燥機～粉体貯槽供給機（1，2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。			
				粉体貯槽～粉体計量槽供給機（1，2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。			
				粉体計量槽供給機～粉体計量槽（1，2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。			
				粉体計量槽～混合器（1，2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。			
				混合器排出管（1，2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。			
				乾燥機～乾燥機ミストセパレータ（1，2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。			
				乾燥機ミストセパレータ～乾燥機復水器（1，2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。			
				乾燥機復水器～乾燥機ミストセパレータ（1，2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。			
				乾燥機ミストセパレータ～乾燥機凝縮水タンク（1，2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。			
				乾燥機凝縮水タンク～乾燥機凝縮水ポンプ（1，2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。			
				乾燥機凝縮水ポンプ～乾燥機凝縮水冷却器（1，2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。			
				乾燥機凝縮水冷却器～化学廃液タンク入口ライン分岐部（1，2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。			
				化学廃液タンク入口ライン分岐部～床ドレンタンク・化学廃液タンク入口収集管（床ドレン化学廃液系床ドレンタンク）（1，2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。			
				化学廃液タンク入口ライン分岐部～床ドレンタンク・化学廃液タンク入口収集管（床ドレン化学廃液系化学廃液タンク）（1，2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	主配管	貯蔵プール～スキマサージタンク（1号機設備，1，2，3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。	
						スキマサージタンク～弁V58-1（1号機設備，1，2，3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。	
		弁V58-1～プール水循環ポンプ（1号機設備，1，2，3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。			
		プール水循環ポンプ～プール水ろ過脱塩器（1号機設備，1，2，3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。			
		プール水ろ過脱塩器～貯蔵プール（1号機設備，1，2，3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。			
		プール水ろ過脱塩器～スラッジ貯蔵タンク（1号機設備，1，2，3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。			
		スラッジ貯蔵タンク～弁V58-8，9，10（1号機設備，1，2，3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。			
		弁V58-8，9，10～スラッジデカントポンプ（1号機設備，1，2，3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。			
		スラッジデカントポンプ～スラッジデカントポンプ出口ライン合流部（1号機設備，1，2，3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。			
		スラッジデカントポンプ出口ライン合流部～スキマサージタンク（1号機設備，1，2，3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。			
		機器ドレンサンプポンプ～機器ドレンサンプポンプ出口ライン合流部（1号機設備，1，2，3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。			
		機器ドレンサンプポンプ出口ライン合流部～スラッジデカントポンプ出口ライン合流部（1号機設備，1，2，3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。			
		機器ドレンサンプポンプ出口ライン合流部～床ドレンサンプポンプ出口ライン合流部（1号機設備，1，2，3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。			
		床ドレンサンプポンプ～床ドレンサンプポンプ出口ライン合流部（1号機設備，1，2，3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。			
		床ドレンサンプポンプ出口ライン合流部～タービン建物床ドレンサンプ移送ライン合流部（1，2，3号機共用）	C			○	○				
		床ドレン移送用予備配管（1号機設備，1，2，3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。			

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

島根原子力発電所第2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、島根原子力発電所第2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

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			インプット	アウトプット	他の記録類			
		◎：主担当 ○：関連								
		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 ・技術基準規則	—			
	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 ・安全審査指針 ・技術基準規則 ・旧技術基準規則	・様式-2			
	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	・様式-3 ・様式-4	—		
						・様式-2 ・様式-4 ・実用炉規則別表第二 ・技術基準規則	・様式-5			
						・設置変更許可申請書 ・設置許可基準規則 ・技術基準規則	・様式-6 ・様式-7			
						・基本設計方針	・様式-5			
	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 ・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	—		
						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
						2. プロセスモニタリング設備に関する設計				
	3.3.3 (2)	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	◎	—	—	・基本設計方針 ・設備図書 ・既工認	・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	—		
2.1.1 格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）、格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッションチェンバ）										

設工認に係る設計の実績、工事及び検査の計画

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	3.3.3 (2)	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計測する装置							
		2.2.1 燃料取替階放射線モニタ	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 基本設計方針 設備図書 既工認 VI-1-10-9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 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (低レンジ, 高レンジ)	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 基本設計方針 設備図書 設置変更許可申請書 設置変更許可時の設計資料 VI-1-10-9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 	—	
		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 可搬式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 	<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 	—	
		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 原子炉建物放射線モニタ（燃料取替階エリア）	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 基本設計方針 設備図書 既工認 VI-1-10-9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 	—			

設工認に係る設計の実績、工事及び検査の計画

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			インプット	アウトプット	他の記録類	
			◎：主担当 ○：関連						
			本社	発電所	供給者				
設計	3.3.3 (2)	3.2.2 燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ，高レンジ）（SA）	◎	—	—	<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 VI-1-10-9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 VI-1-10-9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 可搬式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 	—	
		5.2 GM汚染サーベイメータ，NaIシンチレーションサーベイメータ， α ・ β 線サーベイメータ及び電離箱サーベイメータ	◎	—	—	<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 	—	
		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	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 基本設計方針 設備図書 	<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 	—	

設工認に係る設計の実績、工事及び検査の計画

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	3.3.3 (2)	7. 重大事故等時の気象観測設備に関する設計	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 基本設計方針 設置変更許可時の設計資料 	<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 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 環境測定装置（放射線管理用計測装置に係るものを除く。）の構造図 	—
		8. 出入管理設備に関する設計	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 基本設計方針 設置変更許可時の設計資料 	<ul style="list-style-type: none"> 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. 放射能測定装置、小型船舶及び環境試料分析装置に関する設計	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 基本設計方針 設備図書 	<ul style="list-style-type: none"> 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 	—
		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 VI-1-10-5 の「11. 中央制御室の機能の設計」において設計した結果 VI-1-10-9 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気象データ、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） 	<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 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 解析業務実施状況確認記録

設工認に係る設計の実績、工事及び検査の計画

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	3.3.3 (2)	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 VI-1-10-17の「2.1 設置場所等に関する設計」において設計した結果 VI-1-10-17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 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 	・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 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 中央制御室の居住性に関する説明書 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 	・仕様書
		12. 原子力発電所内の線量に関する設計	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 基本設計方針 設備図書 既工認 	<ul style="list-style-type: none"> 人が常時勤務し、又は頻繁に出入する原子力発電所内の場所における線量に関する説明書 	—
	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	—	—
	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	・工事計画認可申請書（補正）妥当性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	・立案・決定票

設工認に係る設計の実績、工事及び検査の計画

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	設工認に基づく具体的な設備の設計の実施（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	具体的な設備の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	設備区分	系統名	機器区分		機器名称	品質保証ランク	「7.4 調達」の適用業務			備考	
							保安規定品質マネジメントシステム計画	「7.3 設計開発」の適用業務	保安規定品質マネジメントシステム計画		
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	格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル）	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
					格納容器雰囲気放射線モニタ（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。					
					排気筒低レンジ放射線モニタ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
				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	燃料取替階放射線モニタ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
					原子炉棟排気高レンジ放射線モニタ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
					非常用ガス処理系排ガス高レンジ放射線モニタ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
					第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（低レンジ）	A	○	○			
					第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）	A	○	○			
					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	可搬式エリア放射線モニタ	C	○	○	
			使用済燃料貯蔵槽エリアの線量当量率を計測する装置	原子炉建物放射線モニタ（燃料取替階エリア）		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
				燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）（SA）		A	○	○			
				燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）（SA）	A	○	○				
			固定式周辺モニタリング設備		モニタリングポスト（1号機設備、1、2、3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		可搬式モニタリングポスト	C	○	○			
					GM汚染サーバイメータ	A	○	○			
					NaIシンチレーションサーバイメータ	A	○	○			
					α・β線サーバイメータ	A	○	○			
					電離箱サーバイメータ	A	○	○			
			換気設備	中央制御室空調換気系	廃棄物処理建物	フィルター	廃棄物処理建物排気処理装置	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					主配管	外気取入口～中央制御室非常用再循環処理装置フィルタ入口ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
						中央制御室非常用再循環処理装置フィルタ入口ライン分岐部～中央制御室非常用再循環処理装置フィルタ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
						中央制御室非常用再循環処理装置フィルタ～中央制御室非常用再循環送風機	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
						中央制御室非常用再循環送風機～中央制御室送風機	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
						中央制御室送風機～中央制御室入口	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
						中央制御室出口～中央制御室非常用再循環処理装置フィルタ入口ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
					送風機	中央制御室送風機	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
中央制御室非常用再循環送風機	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	中央制御室非常用再循環処理装置フィルタ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。									

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	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質保証ランク	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4 調達」の適用業務			備考
						「7.3 設計開発」の適用業務	システム計画	保安規定品質マネジメント	
放射線管理施設	換気設備	中央制御室空気供給系	容器	中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンベ）	A	○	○		
			主配管	空気ポンベ連結管接続口～弁 CV2F7-1A, B	A	○	○		
				弁 CV2F7-1A, B～中央制御室待避室内開放	A	○	○		
				空気供給装置連結管	A	○	○		
		緊急時対策所換気空調系	容器	空気ポンベ加圧設備（空気ポンベ）	A	○	○		
			主配管	建物加圧空気配管接続口～緊急時対策所内開放	A	○	○		
				建物ダクト接続口～緊急時対策所内開放	A	○	○		
				空気ポンベ加圧設備空気ポンベ連結管～空気ポンベ加圧設備空気ポンベ連結管接続口	A	○	○		
				空気ポンベ加圧設備空気ポンベ連結管接続口～フレキシブルチューブ接続口（上流側）	A	○	○		
				空気ポンベ加圧設備用 1.5m フレキシブルチューブ	A	○	○		
				フレキシブルチューブ接続口（下流側）～建物加圧空気配管接続口（上流側）	A	○	○		
				空気ポンベ加圧設備用 2.3m フレキシブルホース	A	○	○		
				緊急時対策所空気浄化装置用 2.5m, 1.5m 可搬型ダクト	A	○	○		
			送風機	緊急時対策所空気浄化送風機	A	○	○		
		フィルター	緊急時対策所空気浄化フィルタユニット	A	○	○			
		生体遮蔽装置	—*	—*	原子炉遮蔽（ガンマ線遮蔽壁）	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					原子炉二次遮蔽	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（原子炉建物）	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
	補助遮蔽（タービン建物）				既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
	補助遮蔽（制御室建物）				既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
	補助遮蔽（屋外配管ダクト（ディーゼル燃料貯蔵タンク～原子炉建物））				I	○	○		
	中央制御室遮蔽（1号機設備, 1, 2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				A	○	○		
	緊急時対策所遮蔽				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、該当する機器区分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

島根原子力発電所第2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、島根原子力発電所第2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

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			インプット	アウトプット	他の記録類			
		◎：主担当 ○：関連								
		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	◎	—	—	・様式-2	—			
	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	・様式-3 ・様式-4	—		
						・様式-2 ・様式-4	・様式-5			
						・実用炉規則別表第二 ・技術基準規則	・様式-6 ・様式-7			
						・設置変更許可申請書 ・設置許可基準規則 ・技術基準規則	・様式-5			
	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 ・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	—		
						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
						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系統の明確化及び兼用する機能の確認	◎	—	—	・様式-2 ・様式-5 ・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	・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	—		

設工認に係る設計の実績、工事及び検査の計画

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			インプット	アウトプット	他の記録類	
		◎：主担当	○：関連					
		本社	発電所	供給者				
設計	3.3.3 (2)	2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計						
		① 原子炉格納容器 ・原子炉格納容器本体 ・原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部 ② 原子炉建屋 ③ 原子炉格納容器安全設備 ・原子炉格納容器スプレイ設備（残留熱除去系（格納容器冷却モード）） ・格納容器代替スプレイ系 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 ・非常用ガス処理系 ・窒素ガス代替注入系 ⑤ 原子炉格納容器調気設備 ・窒素ガス制御系 ⑥ 圧力逃がし装置 ・格納容器フィルタベント系						
		2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の様等に関する設計	◎	—	○	・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 ・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 ・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	◎	—	○	・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） ・業務報告書 ・VI-1-10-9の「2.1 非常用発電装置」において設計した結果	・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
	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	◎	—	—	・様式-2 ・様式-5 ・機能単位の系統図	・原子炉格納施設に係る系統図	—	

設工認に係る設計の実績、工事及び検査の計画

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	3.3.3 (2)	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 	<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 	—
		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 	<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 	—
		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 	<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 	<ul style="list-style-type: none"> 仕様書 解析業務実施状況確認記録
		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	◎	—	○	<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 原子炉格納施設の設計条件 業務報告書 	<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 	<ul style="list-style-type: none"> 仕様書 	

設工認に係る設計の実績、工事及び検査の計画

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			インプット	アウトプット	他の記録類		
			◎：主担当	○：関連	本社				発電所	供給者
設計	3.3.3 (2)	3.4.2 格納容器フィルタベント系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 原子炉格納施設的设计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 原子炉建物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 		
		4. その他原子炉格納施設に係る設計								
		4.1 放射性物質濃度制御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 				

設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画

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			インプット	アウトプット	他の記録類
			◎：主担当 ○：関連					
			本社	発電所	供給者			
設計	3.3.3 (2)	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 解析業務実施状況確認記録
		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 	—
		4.6 残留熱代替除去系の設計	◎	—	○	<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 	—
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 	—	—	
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"> 工事計画認可申請書（補正）妥当性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"> 立案・決定票 	

設工認に係る設計の実績、工事及び検査の計画

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	設工認に基づく具体的な設備の設計の実施（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	具体的な設備の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別	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質保証ランク	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4 調達」の適用業務	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.3 設計開発」の適用業務	備考
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	機器搬入口	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				逃がし安全弁搬出ハッチ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				制御棒駆動機構搬出ハッチ	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アクセスハッチ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
			エアロック	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	X-10A 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。			
				X-10B 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。			
				X-12A 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。			
				X-33	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				X-31A	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				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。			
				X-34	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				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。			
				X-32A X-32B	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				X-35	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				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。			
				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。			
				X-39	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				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。			
				X-244A X-244B X-244C X-244D X-244E X-244F X-244G X-244H	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				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。			
				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。			
				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。			
				X-201 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。			
				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。			
			X-208	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
			X-210	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
			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。				

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別	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質保証ランク	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4 調達」の適用業務	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.3 設計開発」の適用業務	備考
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	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。		
				X-90A		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
				X-90B		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
				X-92		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
				X-250 X-251 X-253 X-254 X-255 X-256		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
				X-30A		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
				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。		
				X-61 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。		
				X-106		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
				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。		
				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。		
				X-204 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。		
				X-209		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
				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。		
				X-233		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
				X-505A X-505B X-505C X-505D		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
				X-98 X-99		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
				X-107		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
				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。		
				X-242A X-242B		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
				X-82A		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
				X-82B		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
				X-200A 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。		
				X-212A		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
				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。		
				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。		
				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。		
				X-67		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
X-68A X-68B		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。						

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）

発電用原子炉施設の種別	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質保証ランク	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4 調達」の適用業務	備考
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	X-68C		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。	
				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。	
				X-83		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。	
				X-84		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。	
				X-13A		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。	
				X-13B		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。	
				X-14		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。	
				X-130 X-131 X-132 X-133 X-134 X-137 X-138A X-141A X-146B 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。	
				X-135		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。	
				X-136		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。	
				X-138B		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。	
				X-140		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。	
				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。	
				X-145A X-145B X-145C X-145D X-145E X-145F		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。	
				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。	
				X-164A		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。	
				X-183		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。	
				X-164B		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。	
				X-180 X-181		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。	
				X-182		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。	
				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。	
				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。	
				X-36		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。	
				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。	
				X-142B X-142C 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。	

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	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質保証ランク	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4 調達」の適用業務	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.3 設計開発」の適用業務	備考
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	X-143A X-143B X-143C X-143D X-144A X-144D X-146A 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。			
				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。			
				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。			
				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。			
				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。			
				X-165	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				X-212B	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				X-20A X-20B X-20C X-20D	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				X-23A	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				X-23B	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				X-23C	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				X-23D	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				X-23E	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				X-21A X-21B X-21C X-21D	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				X-320A	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				X-320B X-322C 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。			
				X-321A X-321B X-322A X-322B X-322E X-322F X-332A X-332B X-340 X-350 X-351	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				X-100A X-100B X-100C 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。			
				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。			
				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。			
				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。			
				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。			
				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。			
				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。			

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	品質保証ランク	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4 調達」の適用業務	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.3 設計開発」の適用業務	備考
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	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。			
				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。			
				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。			
				X-103A X-104C 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。			
				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。			
				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。			
				X-104A 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。			
				X-105A X-105B 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。			
				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。			
				X-300A 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	原子炉建物原子炉棟（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	原子炉建物機器搬出入口	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	原子炉建物エアロック	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	原子炉建物基礎スラブ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
	真空破壊装置	—*	真空破壊装置	真空破壊装置	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
			ダウンカム	ダウンカム	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
			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。			
				ベント管ベローズ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
			ベントヘッダ	ベントヘッダ	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	原子炉格納容器安全設備	原子炉格納容器スプレイ設備（残留熱除去系格納容器冷却モード）	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	RV222-1A, 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（スプレイヘッダを含む。）	A-ドライウェルスプレイ管	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
					B-ドライウェルスプレイ管	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
					サブプレッションチェンバスプレイ管	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
					A-停止時冷却モード入口ライン合流部～A-残留熱除去ポンプ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
					A-残留熱除去ポンプ～A-残留熱除去系熱交換器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。		
					A-残留熱除去系熱交換器バイパスライン分岐部～A-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。		
				A-残留熱除去系熱交換器～A-残留熱除去系熱交換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。			

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別	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質保証ランク	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4 調達」の適用業務	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.3 設計開発」の適用業務	備考
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	原子炉格納容器スプレイ設備（残留熱除去系（格納容器冷却モード））	主配管（スプレイヘッダを含む。）	A-残留熱除去系熱交換器バイパスライン合流部～A-停止時冷却戻りライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
					A-停止時冷却戻りライン分岐部～A-サブプレッションプル冷却ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
					A-サブプレッションプル冷却ライン分岐部～A-サブプレッションチェンバस्पレイライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
					B-停止時冷却モード入口ライン合流部～B-残留熱除去ポンプ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
					B-残留熱除去ポンプ～残留熱代替除去ポンプ注水ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
					残留熱代替除去ポンプ注水ライン合流部～B-残留熱除去系熱交換器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。		
					B-残留熱除去系熱交換器バイパスライン分岐部～B-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。		
					B-残留熱除去系熱交換器～B-残留熱除去系熱交換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。		
					B-残留熱除去系熱交換器バイパスライン合流部～B-低圧注水ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
					B-低圧注水ライン分岐部～B-サブプレッションチェンバस्पレイライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
					A-停止時冷却戻りライン分岐部～A-燃料プールの冷却ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
					A-燃料プールの冷却ライン分岐部～原子炉压力容器ヘッドスプレイライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
					A-残留熱除去系ストレーナ～A-停止時冷却モード入口ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
					原子炉压力容器ヘッドスプレイライン分岐部～A-原子炉压力容器注水ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
					A-原子炉压力容器注水ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
					B-残留熱除去系ストレーナ～B-停止時冷却モード入口ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
					B-低圧注水ライン分岐部～B-ドライウェルスプレイライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
					A-原子炉压力容器注水ライン分岐部～A-格納容器代替スプレイライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
					A-格納容器代替スプレイライン合流部～A-ドライウェルスプレイ管	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
					B-ドライウェルスプレイライン分岐部～B-燃料プールの冷却ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
					B-燃料プールの冷却ライン分岐部～B-サブプレッションプル冷却ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
					B-サブプレッションプル冷却ライン分岐部～残留熱代替除去系原子炉注水ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
					残留熱代替除去系原子炉注水ライン分岐部～残留熱代替除去系スプレイライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
					残留熱代替除去系スプレイライン分岐部～B-格納容器代替スプレイライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
					B-格納容器代替スプレイライン合流部～B-ドライウェルスプレイ管	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
					A-サブプレッションチェンバस्पレイライン分岐部～サブプレッションチェンバस्पレイ管	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
					B-サブプレッションチェンバस्पレイライン分岐部～サブプレッションチェンバस्पレイ管	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		

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別	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質保証ランク			備考
					「7.3 設計開発」の適用業務	保安規定品質マネジメントシステム計画	保安規定品質マネジメントシステム計画「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	原子炉格納容器スプレイ設備（残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード））	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	RV222-1A, 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（スプレイヘッダを含む。）	A-停止時冷却モード入口ライン合流部～A-残留熱除去ポンプ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				A-残留熱除去ポンプ～A-残留熱除去系熱交換器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。			
				A-残留熱除去系熱交換器バイパスライン分岐部～A-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。			
			主配管（スプレイヘッダを含む。）	A-残留熱除去系熱交換器～A-残留熱除去系熱交換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。			
				A-残留熱除去系熱交換器バイパスライン合流部～A-停止時冷却戻りライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				A-停止時冷却戻りライン分岐部～A-サブプレッションプール冷却ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				B-停止時冷却モード入口ライン合流部～B-残留熱除去ポンプ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				B-残留熱除去ポンプ～残留熱代替除去ポンプ注水ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱代替除去ポンプ注水ライン合流部～B-残留熱除去系熱交換器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。			
				B-残留熱除去系熱交換器バイパスライン分岐部～B-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。			
				B-残留熱除去系熱交換器～B-残留熱除去系熱交換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。			
				B-残留熱除去系熱交換器バイパスライン合流部～B-低圧注水ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				A-残留熱除去系ストレーナ～A-停止時冷却モード入口ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				B-残留熱除去系ストレーナ～B-停止時冷却モード入口ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				B-低圧注水ライン分岐部～B-ドライウェルスプレイライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				B-ドライウェルスプレイライン分岐部～B-燃料プール冷却ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				B-燃料プール冷却ライン分岐部～B-サブプレッションプール冷却ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				A-サブプレッションプール冷却ライン分岐部～A-サブプレッションチェンバ内放出管	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
			B-サブプレッションプール冷却ライン分岐部～B-サブプレッションチェンバ内放出管	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
			ポンプ	低圧原子炉代替注水ポンプ	A	○	○	
				大量送水車	C	○	○	
			貯蔵槽	低圧原子炉代替注水槽	I	○	○	
			ろ過装置	可搬型ストレーナ	C	○	○	
			安全弁及び逃がし弁	RV222-1A, 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（スプレイヘッダを含む。）	格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（南）～A-格納容器代替スプレイライン合流部	A	○	○	
				格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（西）～格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部	A	○	○	

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	品質保証ランク	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4 調達」の適用業務			備考
						保安規定品質マネジメントシステム計画「7.3 設計開発」の適用業務	品質保証ランク	品質保証ランク	
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	格納容器代替スプレイ系	格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部～残留熱代替除去系スプレイライン合流部	A	○	○		
				残留熱代替除去系スプレイライン合流部～B-格納容器代替スプレイライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（屋内）～格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部	A	○	○		
				A-原子炉圧力容器注入ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				A-原子炉圧力容器注入ライン分岐部～低圧原子炉代替注水ポンプ注水ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				低圧原子炉代替注水ポンプ注水ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				A-原子炉圧力容器注入ライン分岐部～A-格納容器代替スプレイライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				A-格納容器代替スプレイライン合流部～A-ドライウェルスプレイ管	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				A-格納容器代替スプレイライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				B-格納容器代替スプレイライン合流部～B-ドライウェルスプレイ管	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				B-格納容器代替スプレイライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				主配管（スプレイヘッダを含む。）					
				低圧原子炉代替注水槽～低圧原子炉代替注水ポンプ	A	○	○		
				低圧原子炉代替注水ポンプ～低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）ライン合流部	A	○	○		
				低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）ライン合流部～残留熱代替除去系原子炉注水ライン合流部	A	○	○		
				残留熱代替除去系原子炉注水ライン合流部～低圧原子炉代替注水ポンプ出口ライン合流部	A	○	○		
				低圧原子炉代替注水ポンプ出口ライン合流部～低圧原子炉代替注水ポンプ注水ライン合流部	A	○	○		
				A-ドライウェルスプレイ管	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				B-ドライウェルスプレイ管	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				大量送水車入口ライン取水用 10m ホース	C	○	○		
				大量送水車入口ライン取水用 10m 吸水管	C	○	○		
				大量送水車入口ライン取水用 10m ホース	C	○	○		
				大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース	C	○	○		
				大量送水車出口ライン送水用 20m, 5m, 2m, 1m ホース	C	○	○		
				大量送水車出口ライン送水用 10m ホース	C	○	○		
				ポンプ					
				低圧原子炉代替注水ポンプ	A	○	○		
				大量送水車	C	○	○		
				貯蔵槽					
				低圧原子炉代替注水槽	I	○	○		
				ろ過装置					
				可搬型ストレーナ	C	○	○		
				安全弁及び逃がし弁					
RV222-1A, 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（スプレイヘッダを含む。）									
ベDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（南）～ベDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（西）ライン合流部	A	○	○						

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別	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質保証ランク	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4 調達」の適用業務			備考	
						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	ペDESTAL代替注水系	ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（西）ライン合流部～ペDESTAL代替注水系合流部	A	○	○			
				ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（西）～ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部	A	○	○			
				ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部～ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（西）ライン合流部	A	○	○			
				ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（屋内）～ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部	A	○	○			
				ペDESTAL代替注水系合流部～弁 MV272-196	A	○	○			
				弁 MV272-196～弁 V272-3	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
				弁 V272-3～原子炉格納容器下部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
				A-原子炉圧力容器注入ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
				A-原子炉圧力容器注入ライン分岐部～低圧原子炉代替注水ポンプ注水ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
				低圧原子炉代替注水ポンプ注水ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
				A-原子炉圧力容器注入ライン分岐部～A-格納容器代替スプレイライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
				A-格納容器代替スプレイライン合流部～A-ドライウェルスプレイ管	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
				低圧原子炉代替注水槽～低圧原子炉代替注水ポンプ	A	○	○			
				低圧原子炉代替注水ポンプ～低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）ライン合流部	A	○	○			
				低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）ライン合流部～残留熱代替除去系原子炉注水ライン合流部	A	○	○			
				残留熱代替除去系原子炉注水ライン合流部～低圧原子炉代替注水ポンプ出口ライン合流部	A	○	○			
				低圧原子炉代替注水ポンプ出口ライン合流部～低圧原子炉代替注水ポンプ注水ライン合流部	A	○	○			
				A-ドライウェルスプレイ管	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
				大量送水車入口ライン取水用 10m ホース	C	○	○			
				大量送水車入口ライン取水用 10m 吸水管	C	○	○			
				大量送水車入口ライン取水用 10m ホース	C	○	○			
				大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース	C	○	○			
				大量送水車出口ライン送水用 20m, 5m, 2m, 1m ホース	C	○	○			
				大量送水車出口ライン送水用 10m ホース	C	○	○			
				原子炉建物放水設備	ポンプ	大型送水ポンプ車	C	○	○	
				大型送水ポンプ車		C	○	○		

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別	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質保証ランク	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4 調達」の適用業務			備考
						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	原子炉建物放水設備	主配管（スプレイヘッダを含む。）	放水砲	C	○	○		
				大型送水ポンプ車入口ライン取水用 20m, 5m, 1m ホース	C	○	○		
				大型送水ポンプ車出口ライン送水用 50m, 5m, 2m ホース	C	○	○		
				大型送水ポンプ車入口ライン取水用 20m, 5m, 1m ホース	C	○	○		
				大型送水ポンプ車出口ライン送水用 50m, 5m, 2m ホース	C	○	○		
		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	残留熱代替除去ポンプ	A	○	○			
		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	RV222-1A, 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。					
		残留熱代替除去系	主配管（スプレイヘッダを含む。）	残留熱代替除去ポンプ入口ライン分岐部～残留熱代替除去ポンプ	A	○	○		
				残留熱代替除去ポンプ～残留熱代替除去ポンプ出口ライン合流部	A	○	○		
				残留熱代替除去ポンプ出口ライン合流部～残留熱代替除去ポンプ注水ライン合流部	A	○	○		
				残留熱代替除去系原子炉注水ライン分岐部～残留熱代替除去系原子炉注水ライン合流部	A	○	○		
				残留熱代替除去系スプレイライン分岐部～残留熱代替除去系スプレイライン合流部	A	○	○		
				残留熱代替除去ポンプ入口ライン分岐部～B-燃料プール冷却入口ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				B-燃料プール冷却入口ライン合流部～B-停止時冷却モード入口ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				残留熱代替除去ポンプ注水ライン合流部～B-残留熱除去系熱交換器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。				
				B-残留熱除去系熱交換器バイパスライン分岐部～B-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。				
				B-残留熱除去系熱交換器～B-残留熱除去系熱交換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。				
				B-残留熱除去系熱交換器バイパスライン合流部～B-低圧注水ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				低圧原子炉代替注水ポンプ注水ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				低圧原子炉代替注水ポンプ注水ライン合流部～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。				
				B-残留熱除去系ストレーナ～B-停止時冷却モード入口ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				B-低圧注水ライン分岐部～B-ドライウェルスプレイライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				B-ドライウェルスプレイライン分岐部～B-燃料プール冷却ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				B-燃料プール冷却ライン分岐部～B-サプレッションプール冷却ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				B-サプレッションプール冷却ライン分岐部～残留熱代替除去系原子炉注水ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
		残留熱代替除去系原子炉注水ライン分岐部～残留熱代替除去系スプレイライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。						
		B-格納容器代替スプレイライン合流部～B-ドライウェルスプレイ管	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。						
		B-格納容器代替スプレイライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。						

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別	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質保証ランク	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4 調達」の適用業務			備考	
						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	残留熱代替除去系	残留熱代替除去系原子炉注水ライン合流部～低圧原子炉代替注水ポンプ出口ライン合流部	A	○	○			
				低圧原子炉代替注水ポンプ出口ライン合流部～低圧原子炉代替注水ポンプ注水ライン合流部	A	○	○			
				B-ドライウェルスプレイ管	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
				残留熱代替除去系スプレイライン合流部～B-格納容器代替スプレイライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
			高圧原子炉代替注水系	ポンプ	高圧原子炉代替注水ポンプ	A	○	○		
				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。				
				主配管（スプレイヘッダを含む。）	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。				
					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。				
					原子炉浄化系合流部～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。				
					原子炉浄化系合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
					C-残留熱除去系ストレーナ～高圧原子炉代替注水ポンプ入口ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
					高圧原子炉代替注水ポンプ入口ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
					高圧原子炉代替注水ポンプ（駆動用蒸気タービン）入口ライン分岐部～高圧原子炉代替注水ポンプ（駆動用蒸気タービン）	A	○	○		
					高圧原子炉代替注水ポンプ（駆動用蒸気タービン）～高圧原子炉代替注水ポンプ（駆動用蒸気タービン）出口ライン合流部	A	○	○		
					高圧原子炉代替注水ポンプ入口ライン分岐部～高圧原子炉代替注水ポンプ入口ライン合流部	A	○	○		
					高圧原子炉代替注水ポンプ入口ライン合流部～高圧原子炉代替注水ポンプ	A	○	○		
					高圧原子炉代替注水ポンプ～高圧原子炉代替注水ポンプ出口ライン合流部	A	○	○		
					原子炉隔離時冷却系分岐部～高圧原子炉代替注水ポンプ（駆動用蒸気タービン）入口ライン分岐部	A	○	○		
					高圧原子炉代替注水ポンプ（駆動用蒸気タービン）出口ライン合流部～サブプレッションチェンバ内排気管	A	○	○		
					高圧原子炉代替注水ポンプ出口ライン合流部～原子炉隔離時冷却系合流部	A	○	○		
				原子炉隔離時冷却系合流部～原子炉浄化系合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
				原子炉隔離時冷却系合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
				低圧原子炉代替注水系	ポンプ	低圧原子炉代替注水ポンプ	A	○	○	
						大量送水車	C	○	○	
			貯蔵槽		低圧原子炉代替注水槽	I	○	○		
			ろ過装置		可搬型ストレーナ	C	○	○		
			安全弁及び逃がし弁		RV222-1A, 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（スプレイヘッダを含む。）		低圧原子炉代替注水ポンプ注水ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				低圧原子炉代替注水ポンプ注水ライン合流部～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。					
				低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）注水ライン合流部～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。					

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別	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質保証ランク	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4 調達」の適用業務			備考
						保安規定品質マネジメントシステム計画「7.3 設計開発」の適用業務	○	○	
原子炉格納施設	圧力低減設備その他の安全設備	低圧原子炉代替注水系	主配管（スプレイヘッダを含む。）	低圧原子炉代替注水槽～低圧原子炉代替注水ポンプ	A	○	○		
				低圧原子炉代替注水ポンプ～低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）ライン合流部	A	○	○		
				低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）ライン合流部～残留熱代替除去系原子炉注水ライン合流部	A	○	○		
				残留熱代替除去系原子炉注水ライン合流部～低圧原子炉代替注水ポンプ出口ライン合流部	A	○	○		
				低圧原子炉代替注水ポンプ出口ライン合流部～低圧原子炉代替注水ポンプ注水ライン合流部	A	○	○		
				低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）～低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）ライン合流部	A	○	○		
				低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）～低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部	A	○	○		
				低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部～低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）ライン合流部	A	○	○		
				低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）ライン合流部～低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）注水ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（屋内）～低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部	A	○	○		
				大量送水車入口ライン取水用 10m ホース	C	○	○		
				大量送水車入口ライン取水用 10m 吸水管	C	○	○		
				大量送水車入口ライン取水用 10m ホース	C	○	○		
				大量送水車出口ライン送水用 50m, 10m, 5m, 1m ホース	C	○	○		
				大量送水車出口ライン送水用 20m, 5m, 2m, 1m ホース	C	○	○		
		大量送水車出口ライン送水用 10m ホース	C	○	○				
		ほう酸水注入系	ポンプ	ほう酸水注入ポンプ	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	RV225-1A, 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（スプレイヘッダを含む。）	ほう酸水貯蔵タンク～ほう酸水注入ポンプ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
		ほう酸水注入ポンプ～差圧検出・ほう酸水注入系配管（ティーより N11 ノズルまでの外管）		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
		ほう酸水注入ポンプ出口連絡管		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
		非常用ガス処理系	主要弁	AV226-1A, 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	原子炉建物開放口～窒素ガス制御系合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				窒素ガス制御系合流部～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。				
				弁 MV217-18～弁 MV217-23 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。				
				弁 MV217-23 出口ライン合流部～非常用ガス処理系入口ライン分岐部	A	○	○		
				非常用ガス処理系入口ライン分岐部～窒素ガス制御系合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
		非常用ガス処理系排風機～非常用ガス処理系前置ガス処理装置	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。						

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別	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質保証ランク			備考		
					「7.3 設計開発」の適用業務	保安規定品質マネジメントシステム計画	保安規定品質マネジメントシステム計画「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	非常用ガス処理系	主配管	非常用ガス処理系前置ガス処理装置	既設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
				非常用ガス処理系前置ガス処理装置～非常用ガス処理系後置ガス処理装置	既設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
				非常用ガス処理系後置ガス処理装置	既設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
				非常用ガス処理系後置ガス処理装置～排気筒	既設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
			排風機	非常用ガス処理系排風機	既設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
				フィルター	非常用ガス処理系前置ガス処理装置フィルター	既設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
			非常用ガス処理系後置ガス処理装置フィルター		既設備であり、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	既設備であり、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	RV229-1A, B	既設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				主要弁	MV229-1A, B	既設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
					MV229-2A, B	既設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				主配管	ドライウエル～可燃性ガス濃度制御系再結合装置	既設備であり、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再結合装置～サプレッションチェンバ	既設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				ブロワ	可燃性ガス濃度制御系再結合装置ブロワ	既設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
		再結合装置		可燃性ガス濃度制御系再結合装置	既設備であり、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再結合装置入口～可燃性ガス濃度制御系再結合装置気水分離器出口ライン合流部	既設備であり、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再結合装置気水分離器出口ライン合流部～可燃性ガス濃度制御系再結合装置ブロワ	既設備であり、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再結合装置ブロワ～可燃性ガス濃度制御系再結合装置加熱器	既設備であり、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再結合装置再結合器	既設備であり、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再結合装置冷却器	既設備であり、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再結合装置冷却器～可燃性ガス濃度制御系再結合装置気水分離器	既設備であり、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出口	既設備であり、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気水分離器出口ライン合流部	既設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
				原子炉建物水素濃度抑制設備	再結合装置	静的触媒式水素処理装置	A	○	○	
		窒素ガス代替注入系		圧縮機	可搬式窒素供給装置	空気圧縮機	C	○	○	
						昇圧機	C	○	○	
			主配管	窒素ガス代替注入系ドライウエル側供給用接続口（南）～窒素ガス代替注入系ドライウエル側供給用接続口（屋内）ライン合流部	A	○	○			

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別	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質保証ランク	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4 調達」の適用業務			備考
						保安規定品質マネジメントシステム計画「7.3 設計開発」の適用業務	○	○	
原子炉格納施設	圧力低減設備その他の安全設備	窒素ガス代替注入系	主配管	窒素ガス代替注入系ドライウエル側供給用接続口（屋内）ライン合流部～ドライウエル	A	○	○		
				窒素ガス代替注入系ドライウエル側供給用接続口（屋内）～窒素ガス代替注入系ドライウエル側供給用接続口（屋内）ライン合流部	A	○	○		
				窒素ガス代替注入系サブプレッションチェンバ側供給用接続口（南）～窒素ガス代替注入系サブプレッションチェンバ側供給用接続口（屋内）ライン合流部	A	○	○		
				窒素ガス代替注入系サブプレッションチェンバ側供給用接続口（屋内）ライン合流部～サブプレッションチェンバ	A	○	○		
				窒素ガス代替注入系サブプレッションチェンバ側供給用接続口（屋内）～窒素ガス代替注入系サブプレッションチェンバ側供給用接続口（屋内）ライン合流部	A	○	○		
				可搬式窒素供給装置用 10m ホース	C	○	○		
				可搬式窒素供給装置用 20m ホース	C	○	○		
				可搬式窒素供給装置用 2m ホース	C	○	○		
			圧縮機	可搬式窒素供給装置	空気圧縮機	C	○	○	
					昇圧機	C	○	○	
			容器	第1 ベントフィルタ	スクラバ容器	A	○	○	
				第1 ベントフィルタ	銀ゼオライト容器	A	○	○	
			主要弁	MV217-4		A	○	○	
				MV217-5		A	○	○	
		MV217-18			A	○	○		
		MV217-23			A	○	○		
		主配管	弁 MV217-18～弁 MV217-23 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。			
			弁 MV217-23 出口ライン合流部～非常用ガス処理系入口ライン分岐部			A	○	○	
			ドライウエル～サブプレッションチェンバ出口ライン合流部			既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
			サブプレッションチェンバ出口ライン合流部～原子炉棟空調換気系分岐部			既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
			サブプレッションチェンバ～サブプレッションチェンバ出口ライン合流部			既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
			原子炉棟空調換気系分岐部～弁 MV217-23 入口ライン分岐部			既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
			弁 MV217-23 入口ライン分岐部～弁 MV217-18			A	○	○	
			弁 MV217-23 入口ライン分岐部～弁 MV217-23			A	○	○	
			弁 MV217-23～弁 MV217-23 出口ライン合流部			A	○	○	
			非常用ガス処理系入口ライン分岐部～格納容器フィルタベント系窒素ガス供給ライン合流部			A	○	○	
			格納容器フィルタベント系窒素ガス供給ライン合流部～耐圧強化ベントライン分岐部			A	○	○	
			格納容器フィルタベント系窒素ガス供給用接続口（南）～格納容器フィルタベント系窒素ガス供給用接続口（屋内）ライン合流部			A	○	○	
		格納容器フィルタベント系窒素ガス供給用接続口（屋内）ライン合流部～弁 V226-14			A	○	○		

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別	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質保証ランク	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4 調達」の適用業務			備考		
						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	格納容器フィルタベント系	主配管	弁 V226-14～格納容器フィルタベント系窒素ガス供給ライン合流部	A	○	○			
					格納容器フィルタベント系窒素ガス供給用接続口（屋内）～格納容器フィルタベント系窒素ガス供給用接続口（屋内）ライン合流部	A	○	○			
					耐圧強化ベントライン分岐部～弁 MV226-13	A	○	○			
					弁 MV226-13～第1ベントフィルタスクラバ容器	A	○	○			
					第1ベントフィルタスクラバ容器～第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器	A	○	○			
					第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器～窒素ガス排出ライン分岐部	A	○	○			
					窒素ガス排出ライン分岐部～窒素ガス排出ライン分岐部（ヘッド部）	A	○	○			
					窒素ガス排出ライン分岐部～窒素ガス排出口	A	○	○			
					窒素ガス排出ライン分岐部（ヘッド部）～放出口	A	○	○			
					窒素ガス排出ライン分岐部（ヘッド部）～窒素ガス排出口	A	○	○			
					可搬式窒素供給装置用 10m ホース	C	○	○			
					可搬式窒素供給装置用 20m ホース	C	○	○			
					可搬式窒素供給装置用 2m ホース	C	○	○			
					フィルター	第1ベントフィルタ	スクラバ容器	A	○	○	
		銀ゼオライト容器	A	○			○				
		原子炉格納施設	圧力低減設備その他の安全設備	窒素ガス制御系	主要弁	AV217-2	既設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
						AV217-3	既設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
						MV217-4	A	○	○		
						MV217-5	A	○	○		
						AV217-7	既設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
						AV217-8A, B	既設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
						AV217-10A, B	既設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
						MV217-18	A	○	○		
						AV217-19	既設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
						主配管	弁 AV217-2～弁 AV217-8A 出口ライン合流部	既設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
							弁 AV217-8A 出口ライン合流部～ドライウエル	既設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
							弁 AV217-3～弁 AV217-8B 出口ライン合流部	既設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
弁 AV217-8B 出口ライン合流部～弁 AV217-10A 出口ライン合流部	既設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。										
弁 AV217-10A 出口ライン合流部～弁 AV217-10B 出口ライン合流部	既設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。										
弁 AV217-10B 出口ライン合流部～サプレッションチェンバ	既設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。										

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）

発電用原子炉施設の種別	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質保証ランク			備考		
					「7.3 設計開発」の適用業務	保安規定品質マネジメントシステム計画	保安規定品質マネジメントシステム計画「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	窒素ガス制御系	主配管	弁 AV217-10A, B～弁 AV217-10A, B 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。					
				弁 AV217-7～弁 AV217-8B 入口ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
				弁 AV217-8B 入口ライン分岐部～弁 AV217-8A 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。					
				弁 AV217-8B 入口ライン分岐部～弁 AV217-8B 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。					
				ドライウェル～サブプレッションチェンバ出口ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
				サブプレッションチェンバ出口ライン合流部～原子炉棟空調換気系分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
				原子炉棟空調換気系分岐部～弁 AV217-19	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～サブプレッションチェンバ出口ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
				原子炉棟空調換気系分岐部～弁 MV217-23 入口ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
				弁 MV217-23 入口ライン分岐部～弁 MV217-18	A	○	○			
	圧力低減設備その他の安全設備	圧力逃がし装置	格納容器フィルタベント系	容器	第1ベントフィルタ	スクラバ容器	A	○	○	
					銀ゼオライト容器	A	○	○		
				主要弁	MV217-23	A	○	○		
					MV217-4	A	○	○		
					MV217-5	A	○	○		
					MV217-18	A	○	○		
				圧力開放板	圧力開放板	A	○	○		
				主配管	弁 MV217-23 入口ライン分岐部～弁 MV217-23	A	○	○		
					弁 MV217-23～弁 MV217-23 出口ライン合流部	A	○	○		
					非常用ガス処理系入口ライン分岐部～格納容器フィルタベント系窒素ガス供給ライン合流部	A	○	○		
					格納容器フィルタベント系窒素ガス供給ライン合流部～耐圧強化ベントライン分岐部	A	○	○		
					格納容器フィルタベント系窒素ガス供給用接続口（南）～格納容器フィルタベント系窒素ガス供給用接続口（屋内）ライン合流部	A	○	○		
					格納容器フィルタベント系窒素ガス供給用接続口（屋内）ライン合流部～弁 V226-14	A	○	○		
					弁 V226-14～格納容器フィルタベント系窒素ガス供給ライン合流部	A	○	○		
					格納容器フィルタベント系窒素ガス供給用接続口（屋内）～格納容器フィルタベント系窒素ガス供給用接続口（屋内）ライン合流部	A	○	○		
					耐圧強化ベントライン分岐部～弁 MV226-13	A	○	○		
					弁 MV226-13～第1ベントフィルタスクラバ容器	A	○	○		
					第1ベントフィルタスクラバ容器～第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器	A	○	○		
					第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器～窒素ガス排出ライン分岐部	A	○	○		
					窒素ガス排出ライン分岐部～窒素ガス排出ライン分岐部（ヘッド部）	A	○	○		

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別	設備区分		系統名	機器区分	機器名称	品質保証ランク	「7.3 設計開発」の適用業務	保安規定品質マネジメントシステム計画 「7.4 調達」の適用業務	保安規定品質マネジメントシステム計画	備考	
	圧力低減設備その他の安全設備	圧力逃がし装置									
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	格納容器フィルタベント系	主配管	窒素ガス排出ライン分岐部～窒素ガス排出口	A	○	○			
					窒素ガス排出ライン分岐部（ヘッド部）～放出口	A	○	○			
					窒素ガス排出ライン分岐部（ヘッド部）～窒素ガス排出口	A	○	○			
					弁 MV217-18～弁 MV217-23 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。					
					弁 MV217-23 出口ライン合流部～非常用ガス処理系入口ライン分岐部	A	○	○			
					ドライウェル～サブプレッションチェンバ出口ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
					サブプレッションチェンバ出口ライン合流部～原子炉棟空調換気系分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
					サブプレッションチェンバ～サブプレッションチェンバ出口ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
					原子炉棟空調換気系分岐部～弁 MV217-23 入口ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
					弁 MV217-23 入口ライン分岐部～弁 MV217-18	A	○	○			
					可搬式窒素供給装置用 10m ホース	C	○	○			
					可搬式窒素供給装置用 20m ホース	C	○	○			
					可搬式窒素供給装置用 2m ホース	C	○	○			
				フィルター	第1ベントフィルタ	スクラバ容器	A	○	○		
						銀ゼオライト容器	A	○	○		

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-1-10-9 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

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

島根原子力発電所第2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、島根原子力発電所第2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

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			インプット	アウトプット	他の記録類	
		◎：主担当 ○：関連						
		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 ・技術基準規則	—	
	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 ・安全審査指針 ・技術基準規則 ・旧技術基準規則	・様式-2	
	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	・様式-3 ・様式-4	—
						・様式-2 ・様式-4 ・実用炉規則別表第二 ・技術基準規則	・様式-5	
						・設置変更許可申請書 ・設置許可基準規則 ・技術基準規則	・様式-6 ・様式-7	
						・基本設計方針	・様式-5	
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 ・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	—	
					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
					2. 非常用電源設備の設計			
3.3.3 (2)	2.1 非常用発電装置	◎	—	○	・基本設計方針 ・設備図書 ・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 ・非常用発電装置の出力の決定に関する説明書 ・非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面 ・非常用電源設備に係る系統図 ・構造図	・仕様書	
								2.1.1 非常用ディーゼル発電設備

設工認に係る設計の実績、工事及び検査の計画

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			インプット	アウトプット	他の記録類	
				◎：主担当 ○：関連						
				本社	発電所	供給者				
設計	3.3.3 (2)			2.1.2 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備	◎	—	○	<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 非常用発電装置の出力の決定に関する説明書 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面 非常用電源設備に係る系統図 構造図 	<ul style="list-style-type: none"> 仕様書
				2.1.3 ガスタービン発電機	◎	—	○	<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 非常用発電装置の出力の決定に関する説明書 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面 単線結線図 構造図 	<ul style="list-style-type: none"> 仕様書
				2.1.4 高圧発電機車	◎	—	○	<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 非常用発電装置の出力の決定に関する説明書 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面 単線結線図 非常用電源設備に係る系統図 構造図 	<ul style="list-style-type: none"> 仕様書
				2.1.5 可搬式窒素供給装置用発電設備	◎	—	—	<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 非常用発電装置の出力の決定に関する説明書 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面 構造図 	—

設工認に係る設計の実績、工事及び検査の計画

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			インプット	アウトプット	他の記録類			
				◎：主担当 ○：関連								
				本社	発電所	供給者						
設計	3.3.3 (2)		2.1.6 緊急時対策所用発電機	◎	—	—	<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 非常用発電装置の出力の決定に関する説明書 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面 単線結線図 非常用電源設備に係る系統図 構造図 	—			
				2.2 直流電源設備及び計測制御用電源設備								
				2.2.1 230V系蓄電池(RCIC)	◎	—	—	<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 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面 単線結線図 構造図 	—		
				2.2.2 A-115V系蓄電池	◎	—	—	<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 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面 単線結線図 構造図 	—		
			2.2.3 B-115V系蓄電池	◎	—	—	<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 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面 単線結線図 構造図 	—			

設工認に係る設計の実績、工事及び検査の計画

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			インプット	アウトプット	他の記録類
					◎：主担当 ○：関連					
					本社	発電所	供給者			
設計	3.3.3 (2)			2.2.4 B1-115V系蓄電池(SA)	◎	—	○	<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 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面 単線結線図 構造図 	<ul style="list-style-type: none"> 仕様書
					◎	—	○	<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 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面 単線結線図 構造図 	<ul style="list-style-type: none"> 仕様書
					◎	—	—	<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 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面 単線結線図 構造図 	—
					◎	—	—	<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 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面 単線結線図 構造図 	—
					◎	—	○	<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 単線結線図 構造図 	<ul style="list-style-type: none"> 仕様書

設工認に係る設計の実績、工事及び検査の計画

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			インプット	アウトプット	他の記録類
			◎：主担当 ○：関連					
			本社	発電所	供給者			
設計	3.3.3 (2)	2.2.9 B1-115V系充電器（SA）	◎	—	○	<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 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面 単線結線図 構造図 	<ul style="list-style-type: none"> 仕様書
		2.2.10 SA用115V系充電器	◎	—	○	<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 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面 単線結線図 構造図 	<ul style="list-style-type: none"> 仕様書
		2.2.11 230V系充電器（常用）	◎	—	○	<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 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面 単線結線図 構造図 	<ul style="list-style-type: none"> 仕様書
		2.2.12 HPAC直流コントロールセンタ	◎	—	—	<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 単線結線図 	—
		2.2.13 SRV用電源切替盤	◎	—	—	<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 	—
		2.2.14 計装用無停電交流電源装置	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 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 単線結線図 構造図 	—
		2.3 燃料設備						
		2.3.1 ガスタービン発電機用軽油タンク及びガスタービン発電機用燃料移送ポンプ	◎	—	○	<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 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面 非常用電源設備に係る系統図 構造図 	<ul style="list-style-type: none"> 仕様書

設工認に係る設計の実績、工事及び検査の計画

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			インプット	アウトプット	他の記録類	
			◎：主担当 ○：関連						
			本社	発電所	供給者				
設計	3.3.3 (2)	2.3.2 タンクローリ（高圧発電機車）	◎	—	—	<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 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面 非常用電源設備に係る系統図 構造図 	—	
		2.3.3 ディーゼル燃料貯蔵タンク、ガスタービン発電機用軽油タンク及びタンクローリ							
		(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 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) 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 ① 燃料設備 ・A-ディーゼル燃料貯蔵タンク ・B-ディーゼル燃料貯蔵タンク ・ディーゼル燃料貯蔵タンク ・ガスタービン発電機用軽油タンク ・タンクローリ	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 機能単位の系統図 設定根拠の「(概要)」部分 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 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面 構造図 	—	
		(3) 機能を兼用する機器を含む非常用電源設備の系統図に関する取りまとめ	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 機能単位の系統図 様式-2 様式-5 	<ul style="list-style-type: none"> 非常用電源設備に係る系統図 	—	
		2.3.4 緊急時対策所用燃料地下タンク	◎	—	○	<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 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面 非常用電源設備に係る系統図 構造図 	・仕様書	
2.3.5 タンクローリ（緊急時対策所用発電機）	◎	—	—	<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 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面 非常用電源設備に係る系統図 構造図 	—			

設工認に係る設計の実績、工事及び検査の計画

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	2.4 代替所内電気設備							
	2.4.1 代替所内電気設備	◎	—	—	・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 ・非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面 ・単線結線図	—	
	2.5 非常用電源系統	◎	—	—	・設備図書 ・HEAF火災が発生するアークエネルギーの閾値の評価に用いるデータ（研究報告書）	・非常用発電装置の出力の決定に関する説明書	—	
	3. 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	
	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	—	—
	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	・工事計画認可申請書（補正）妥当性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	・立案・決定票
工事及び検査	3.4.1	設工認に基づく具体的な設備の設計の実施（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	具体的な設備の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	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質保証ランク	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4 調達」の適用業務			備考		
						「7.3 設計開発」の適用業務	保安規定品質マネジメントシステム計画	「7.4 調達」の適用業務			
その他発電用原子炉の附属施設	常用電源設備との切替方法	—*	非常用ディーゼル発電設備	非常用ディーゼル発電設備（常用電源設備との切替方法）	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。						
			高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備（常用電源設備との切替方法）	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。						
			ガスタービン発電機	ガスタービン発電機（常用電源設備との切替方法）	A	○	○				
			高圧発電機車	高圧発電機車（常用電源設備との切替方法）	C	○	○				
			可搬式窒素供給装置用発電設備	可搬式窒素供給装置用発電設備（常用電源設備との切替方法）	C	○	○				
			緊急時対策用発電機	緊急時対策用発電機（常用電源設備との切替方法）	A	○	○				
	非常用電源設備	非常用発電装置	非常用ディーゼル発電設備	内燃機関	機関並びに過給機	ディーゼル機関	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
					調速装置及び非常調速装置	調速装置	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
						非常調速装置	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
					内燃機関に附属する冷却水設備	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。				
					内燃機関に附属する空気圧縮設備	空気だめ	空気だめ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
						空気だめの安全弁	RV280-300A, B RV280-301A, 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。			
				燃料デイトンク又はサービスタンク	ディーゼル燃料デイトンク	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
				燃料設備	ポンプ	A-ディーゼル燃料移送ポンプ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
						B-ディーゼル燃料移送ポンプ	B	○	○		
					容器	A-ディーゼル燃料貯蔵タンク	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
						B-ディーゼル燃料貯蔵タンク	B	○	○		
				主配管	A-ディーゼル燃料貯蔵タンク～A-ディーゼル燃料移送ポンプ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
			A-ディーゼル燃料移送ポンプ～A-ディーゼル燃料デイトンク		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。						
			B-ディーゼル燃料貯蔵タンク～B-ディーゼル燃料移送ポンプ		B	○	○				
			B-ディーゼル燃料移送ポンプ～B-ディーゼル燃料デイトンク		B	○	○				
			発電機	発電機	発電機	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
				励磁装置	励磁装置	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
				保護継電装置	保護継電装置	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
				原動機との連結方法	非常用ディーゼル発電設備（原動機との連結方法）	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
			高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備	内燃機関	機関並びに過給機	ディーゼル機関	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
					調速装置及び非常調速装置	調速装置	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
非常調速装置	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。										
内燃機関に附属する冷却水設備	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。									

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別	設備区分	系統名	機器区分		機器名称	品質保証ランク	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4 調達」の適用業務			備考
							「7.3 設計開発」の適用業務	保安規定品質マネジメントシステム計画	保安規定品質マネジメントシステム計画	
その他発電用原子炉の附属施設	非常用電源装置	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備	内燃機関	空気だめ	空気だめ					既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。
				空気だめの安全弁	RV280-300H, RV280-301H				既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。	
				燃料デイトンク又はサービスタンク	ディーゼル燃料デイトンク				既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。	
			燃料設備	ポンプ	ディーゼル燃料移送ポンプ				既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。	
				容器	ディーゼル燃料貯蔵タンク				既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。	
				主配管	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料貯蔵タンク～高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプ				既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。	
					高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプ～高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料デイトンク				既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。	
			発電機	発電機	発電機				既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。	
				励磁装置	励磁装置				既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。	
				保護継電装置	保護継電装置				既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。	
				原動機との連結方法	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備（原動機との連結方法）				既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。	
			ガスタービン発電機	ガスタービン	ガスタービン	ガスタービン発電機用ガスタービン機関	A	○	○	
					調速装置及び非常調速装置	ガスタービン発電機用調速装置	A	○	○	
						ガスタービン発電機用非常調速装置	A	○	○	
				燃料設備	ポンプ	ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ	A	○	○	
		容器			ガスタービン発電機用軽油タンク	A	○	○		
					ガスタービン発電機用サービスタンク	A	○	○		
		主配管			ガスタービン発電機用軽油タンク～2号-ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ入口ライン分岐部	A	○	○		
					2号-ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ入口ライン分岐部～2号-ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ	A	○	○		
					2号-ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ入口ライン分岐部～予備-ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ	A	○	○		
					2号-ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ～2号-ガスタービン発電機用サービスタンク	A	○	○		
					2号-ガスタービン発電機用サービスタンク～2号-ガスタービン発電機用ガスタービン発電機	A	○	○		
					予備-ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ～予備-ガスタービン発電機用サービスタンク	A	○	○		
		予備-ガスタービン発電機用サービスタンク～予備-ガスタービン発電機用ガスタービン発電機		A	○	○				
		発電機		発電機	ガスタービン発電機用発電機	A	○	○		
				励磁装置	ガスタービン発電機用励磁装置	A	○	○		
			保護継電装置	ガスタービン発電機用保護継電装置	A	○	○			
			原動機との連結方法	ガスタービン発電機（原動機との連結方法）	A	○	○			
		高圧発電機車	内燃機関	機関並びに過給機	高圧発電機車用ディーゼル機関	C	○	○		

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別	設備区分	系統名	機器区分		機器名称	品質保証ランク	保安規定品質マネジメントシステム計画 「7.3 設計開発」の適用業務	保安規定品質マネジメントシステム計画 「7.4 調達」の適用業務	備考	
その他発電用原子炉の附属施設	非常用電源設備	非常用発電装置	高圧発電機車	内燃機関	高圧発電機車用調速装置	C	○	○		
					高圧発電機車用非常調速装置	C	○	○		
					内燃機関に附属する冷却水設備	C	○	○		
					燃料デイトンク又はサービスタンク	C	○	○		
				燃料設備	容器	A-ディーゼル燃料貯蔵タンク	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
						B-ディーゼル燃料貯蔵タンク	B	○	○	
					ディーゼル燃料貯蔵タンク	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
					ガスタービン発電機用軽油タンク	A	○	○		
					タンクローリ	C	○	○		
					主配管	タンクローリ給油用 20m, 7m ホース	C	○	○	
				タンクローリ送油用 20m ホース		C	○	○		
				発電機	発電機	高圧発電機車用発電機	C	○	○	
					励磁装置	高圧発電機車用励磁装置	C	○	○	
					保護継電装置	高圧発電機車用保護継電装置	C	○	○	
					原動機との連結方法	高圧発電機車（原動機との連結方法）	C	○	○	
				可搬式窒素供給装置用発電設備	内燃機関	機関並びに過給機	可搬式窒素供給装置用発電設備用ディーゼル機関	C	○	○
			調速装置及び非常調速装置			可搬式窒素供給装置用発電設備用調速装置	C	○	○	
						可搬式窒素供給装置用発電設備用非常調速装置	C	○	○	
			内燃機関に附属する冷却水設備			可搬式窒素供給装置用発電設備用機関付冷却水ポンプ	C	○	○	
			燃料デイトンク又はサービスタンク		可搬式窒素供給装置用発電設備付燃料タンク	C	○	○		
			燃料設備		容器	A-ディーゼル燃料貯蔵タンク	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
						B-ディーゼル燃料貯蔵タンク	B	○	○	
					ディーゼル燃料貯蔵タンク	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				ガスタービン発電機用軽油タンク	A	○	○			
				タンクローリ	C	○	○			
				主配管	タンクローリ給油用 20m, 7m ホース	C	○	○		
			タンクローリ送油用 20m ホース		C	○	○			
			発電機	発電機	可搬式窒素供給装置用発電設備用発電機	C	○	○		
				励磁装置	可搬式窒素供給装置用発電設備用励磁装置	C	○	○		
			可搬式窒素供給装置用発電設備	発電機	保護継電装置	可搬式窒素供給装置用発電設備用保護継電装置	C	○	○	

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別	設備区分	系統名	機器区分		機器名称	品質保証ランク	「7.3 設計開発」の適用業務 保安規定品質マネジメント システム計画	「7.4 調達」の適用業務 保安規定品質マネジメント システム計画	備考
			機器区分	機器名称					
その他発電用原子炉の附属施設	非常用発電装置	可搬式窒素供給装置用発電設備	発電機	原動機との連結方法	可搬式窒素供給装置用発電設備（原動機との連結方法）	C	○	○	
				機関並びに過給機	緊急時対策所用発電機用ディーゼル機関	A	○	○	
		内燃機関	調速装置及び非常調速装置	緊急時対策所用発電機用調速装置	A	○	○		
				緊急時対策所用発電機用非常調速装置	A	○	○		
			内燃機関に附属する冷却水設備	緊急時対策所用発電機用機関付冷却水ポンプ	A	○	○		
			燃料デイトンク又はサービスタンク	緊急時対策所用発電機付燃料タンク	A	○	○		
		燃料設備	容器	タンクローリ	C	○	○		
				タンクローリ	C	○	○		
			貯蔵槽	緊急時対策所用燃料地下タンク	I	○	○		
			主配管	タンクローリ給油用 7m ホース	C	○	○		
				タンクローリ送油用 20m ホース	C	○	○		
				タンクローリ送油用 20m ホース	C	○	○		
		発電機	発電機	緊急時対策所用発電機用発電機	A	○	○		
			励磁装置	緊急時対策所用発電機用励磁装置	A	○	○		
	保護継電装置		緊急時対策所用発電機用保護継電装置	A	○	○			
	原動機との連結方法		緊急時対策所用発電機（原動機との連結方法）	A	○	○			
	その他の電源装置（非常用のものに限る。）	無停電電源装置	計装用無停電交流電源装置	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
			230V 系充電器（常用）	C	○	○			
			B1-115V 系充電器（SA）	C	○	○			
			SA 用 115V 系充電器	C	○	○			
		電力貯蔵装置	230V 系蓄電池（RCIC）	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
			A-115V 系蓄電池	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
			B-115V 系蓄電池	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
			B1-115V 系蓄電池（SA）	C	○	○			
			SA 用 115V 系蓄電池	C	○	○			
			高圧炉心スプレイ系蓄電池	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
			原子炉中性子計装用蓄電池	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用蓄電池（補助盤室）		A	○	○					

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-1-10-10 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

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

島根原子力発電所第2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、島根原子力発電所第2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

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			インプット	アウトプット	他の記録類				
		◎：主担当 ○：関連									
		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 ・技術基準規則	—				
	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 ・安全審査指針 ・技術基準規則 ・旧技術基準規則	・様式-2				
	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	・様式-3 ・様式-4	—			
						・様式-2 ・様式-4 ・実用炉規則別表第二 ・技術基準規則	・様式-5				
						・設置変更許可申請書 ・設置許可基準規則 ・技術基準規則	・様式-6 ・様式-7				
						・基本設計方針	・様式-5				
	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 ・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	—			
						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
						2. 発電所構内における電気系統の信頼性確保に関する設計					
						2.1 機器の損壊，故障その他の異常の検知と拡大防止に関する設計	◎		—	—	・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
	2.2 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	・要目表 ・常用電源設備の健全性に関する説明書 ・送電関係一覧図 ・単線結線図 ・常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面	—				

設工認に係る設計の実績、工事及び検査の計画

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			インプット	アウトプット	他の記録類		
		◎：主担当	○：関連						
		本社	発電所	供給者					
設計	3. 電線路の独立性及び物理的分離に関する設計								
	3.3.3 (2)	3.1 送電システムの独立性に関する設計	◎	—	—	<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 中国電力ネットワーク株式会社から受領した設備図書 	<ul style="list-style-type: none"> 常用電源設備の健全性に関する説明書 送電関係一覧図 単線結線図 	—	
		3.2 送電システムの物理的分離に関する設計	◎	—	—	<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 中国電力ネットワーク株式会社から受領した設備図書 	<ul style="list-style-type: none"> 常用電源設備の健全性に関する説明書 	—	
	4. 発電用原子炉施設への電力供給確保に関する設計								
	3.3.3 (3)	4.1 電力の供給が同時に停止しない設計	◎	—	—	<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 	<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 常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面 	—	
		4.2 送受電設備の耐震性、津波の影響及び塩害対策に関する設計	◎	—	—	<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 	<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 常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面 	—	
	3.3.3 (4)	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 	—	—	
3.3.3 (5)	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"> 工事計画認可申請書（補正）妥当性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"> 立案・決定票 		
工事 及 び 検 査	3.4.1	設工認に基づく具体的な設備の設計の実施（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	具体的な設備の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 	—

設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画

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	3.5.2	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 —
	3.5.5	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	品質保証ランク	「7.3 設計開発」の適用業務 保安規定品質マネジメント システム計画 「7.4 調達」の適用業務	備考
その他発電用原子炉の附属施設	常用電源設備	—*	発電機	発電機	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
			励磁装置	励磁装置	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
			保護継電装置	保護継電装置	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
			原動機との連結方法	発電機（原動機との連結方法）	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
			発電機	モニタリングポスト用発電機（1号機設備、1、2、3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。		
			励磁装置	励磁装置（1号機設備、1、2、3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。		
			保護継電装置	保護継電装置（1号機設備、1、2、3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。		
			原動機との連結方法	モニタリングポスト用発電機（原動機との連結方法）	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
	変圧器	—*	変圧器	主変圧器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
			保護継電装置	保護継電装置	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
	遮断器	—*	遮断器	220kV 送電線用遮断器（1、2、3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。		
			保護継電装置	保護継電装置（1、2、3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、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-1-10-11 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

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

島根原子力発電所第2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、島根原子力発電所第2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

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			インプット	アウトプット	他の記録類	
		◎：主担当 ○：関連						
		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 ・技術基準規則	—	
	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 ・安全審査指針 ・技術基準規則 ・旧技術基準規則	・様式-2	
	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	・様式-3 ・様式-4	—
						・様式-2 ・様式-4 ・実用炉規則別表第二 ・技術基準規則	・様式-5	
						・設置変更許可申請書 ・設置許可基準規則 ・技術基準規則	・様式-6 ・様式-7	
						・基本設計方針	・様式-5	
	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 ・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	—
						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
		2. 補助ボイラーの設計	◎	—	—	・様式-2 ・基本設計方針	—	—
	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	—	—
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	・工事計画認可申請書（補正）妥当性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	・立案・決定票	

設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画

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 設工認に基づく具体的な設備の設計の実施（設計 3）	—	◎	—	・設計資料	・様式-8 の「設備の具体的な設計結果」欄	—
	3.4.2 具体的な設備の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	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質保証ランク	保安規定品質マネジメントシステム計画 「7.4 調達」の適用業務 保安規定品質マネジメントシステム計画 「7.3 設計開発」の適用業務	備考
その他発電用原子炉の附属施設	補助ボイラー		対象施設なし				

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

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

島根原子力発電所第2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、島根原子力発電所第2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

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			インプット	アウトプット	他の記録類			
		◎：主担当 ○：関連								
		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 ・技術基準規則	—			
	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 ・安全審査指針 ・技術基準規則 ・旧技術基準規則	・様式-2			
	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	・様式-3 ・様式-4	—		
						・様式-2 ・様式-4 ・実用炉規則別表第二 ・技術基準規則	・様式-5			
						・設置変更許可申請書 ・設置許可基準規則 ・技術基準規則	・様式-6 ・様式-7			
						・基本設計方針	・様式-5			
	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 ・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	—		
						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
						2. 火災防護対策を行う機器等の選定	◎		—	—
		3. 火災区域及び火災区画の設定	◎	—	—	・基本設計方針 ・設備図書 ・設置変更許可時の設計資料 ・適用規格	・要目表 ・発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書 ・火災防護設備に係る機器の配置を明示した図面及び構造図	—		

設工認に係る設計の実績、工事及び検査の計画

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			インプット	アウトプット	他の記録類	
		◎：主担当 ○：関連						
		本社	発電所	供給者				
設計	3.3.3 (2)	4. 火災の発生防止						
		4.1 火災の発生防止対策の設計	◎	—	—	・基本設計方針 ・設備図書 ・設置変更許可時の設計資料 ・適用規格	・発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書	—
		4.2 不燃性材料又は難燃性材料の使用	◎	—	—	・基本設計方針 ・設備図書 ・設置変更許可時の設計資料 ・適用規格 ・技術資料（燃焼試験結果）	・発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書	—
		4.3 落雷・地震等の自然現象による火災発生の防止について	◎	—	—	・基本設計方針 ・設備図書 ・設置変更許可時の設計資料 ・適用規格	・発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書	—
		5. 火災の感知及び消火						
		5.1 要求機能及び性能目標	◎	—	—	・基本設計方針 ・設置変更許可時の設計資料	・発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書	—
		5.2 火災感知設備	◎	—	—	・基本設計方針 ・設備図書 ・設置変更許可時の設計資料 ・適用規格	・発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書	—
		5.3 消火設備	◎	—	—	・基本設計方針 ・設備図書 ・設置変更許可時の設計資料 ・適用規格	・要目表 ・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 ・発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書 ・火災防護設備に係る機器の配置を明示した図面及び系統図 ・構造図	—
		6. 火災の影響軽減対策						
		6.1 火災の影響軽減対策が必要な火災区域の分離	◎	—	—	・基本設計方針 ・設備図書 ・設置変更許可時の設計資料 ・適用規格	・要目表 ・発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書 ・火災防護設備に係る機器の配置を明示した図面及び構造図	—

設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画

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	3.3.3 (2)	6.2 火災の影響軽減のうち火災防護対象機器等の系統分離	◎	—	—	・基本設計方針 ・設備図書 ・設置変更許可時の設計資料 ・適用規格	・発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書	—	
		6.3 換気設備に対する火災の影響軽減対策	◎	—	—	・基本設計方針 ・設備図書 ・設置変更許可時の設計資料	・発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書	—	
		6.4 煙に対する火災の影響軽減対策	◎	—	—	・基本設計方針 ・設備図書 ・設置変更許可時の設計資料 ・適用規格	・発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書	—	
		6.5 油タンクに対する火災の影響軽減対策	◎	—	—	・基本設計方針 ・設備図書 ・設置変更許可時の設計資料	・発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書	—	
		6.6 ケーブル処理室に対する火災の影響軽減対策	◎	—	—	・基本設計方針 ・設備図書 ・設置変更許可時の設計資料	・発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書	—	
		7. 原子炉の安全確保							
		7.1 原子炉の安全停止対策	◎	—	—	・基本設計方針 ・設置変更許可時の設計資料 ・適用規格	・発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書	—	
		7.2 火災の影響評価	◎	—	—	・基本設計方針 ・設備図書 ・設置変更許可時の設計資料 ・適用規格	・発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書	—	
8. 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		

設工認に係る設計の実績、工事及び検査の計画

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	3.3.3 (3)	設計のアウトプットに対する検証	◎	—	—	・様式-2～様式-8	—
	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 ・工事計画認可申請書（補正）妥当性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 ・立案・決定票
工事及び検査	3.4.1	設工認に基づく具体的な設備の設計の実施（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	具体的な設備の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 —
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	品質保証ランク	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4 調達」の適用業務			備考			
						保安規定品質マネジメントシステム計画「7.3 設計開発」の適用業務						
その他発電用原子炉の附属施設	火災区域構造物及び火災区画構造物	—*	—*	原子炉建物	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。							
				廃棄物処理建物	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。							
				制御室建物	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。							
				タービン建物	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。							
				取水エリア	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。							
				ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクエリア	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。							
				固体廃棄物貯蔵所	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。							
				サイトバンカ建物	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。							
				格納槽	I	○	○					
				ガスタービン発電機建物	I	○	○					
				緊急時対策所	I	○	○					
	火災防護設備	消火設備	消火系	水消火設備	2号炉廻り	ポンプ	補助消火ポンプ	A	○	○		
					貯蔵槽	補助消火水槽	I	○	○			
					主配管	補助消火水槽～補助消火ポンプ		A	○	○		
						補助消火ポンプ～原子炉建物内第1分岐点		A	○	○		
						原子炉建物内循環ライン		C	○	○		
						廃棄物処理建物供給ライン分岐点～廃棄物処理建物内第1分岐点		C	○	○		
						廃棄物処理建物内第1分岐点～廃棄物処理建物南側エリア供給ライン分岐点		C	○	○		
						タービン建物供給ライン分岐点～タービン建物内第1分岐点		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
						タービン建物内第1分岐点～タービン建物北東側エリア供給ライン分岐点		C	○	○		
						制御室建物供給ライン分岐点～制御室建物内第1弁		C	○	○		
						ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクエリア及びタービン建物屋内消火栓供給ライン分岐点～ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクエリア供給ライン分岐点		C	○	○		
					サイトバンカ建物	ポンプ	サイトバンカ建物消火ポンプ	C	○	○		
						容器	サイトバンカ建物消火タンク	C	○	○		
						主配管	サイトバンカ建物消火タンク～サイトバンカ建物消火ポンプ		C	○	○	
							サイトバンカ建物消火ポンプ～サイトバンカ建物内第1分岐点		C	○	○	
					44m盤	ポンプ	44m盤消火ポンプ	C	○	○		
容器	44m盤消火タンク	C	○	○								
主配管	44m盤消火タンク～44m盤消火ポンプ		C	○		○						
	44m盤消火ポンプ～原子炉建物南側配管室・B-非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク室エリア供給ライン分岐点		C	○		○						

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	品質保証ランク	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4 調達」の適用業務			備考	
						保安規定品質マネジメントシステム計画「7.3 設計開発」の適用業務	○	○		
その他発電用原子炉の附属施設	火災防護設備	消火設備	水消火設備	4 4 m 盤 主配管	2号及び予備-ガスタービン発電機建物エリア供給ライン分岐点～予備-ガスタービン発電機建物エリア供給ライン分岐点	A	○	○		
					2号及び予備-ガスタービン発電機建物供給ライン分岐点～予備-ガスタービン発電機建物内第1弁 (F0201)	A	○	○		
					2号-ガスタービン発電機建物供給ライン分岐点～2号-ガスタービン発電機建物内第1弁 (F2201)	A	○	○		
					2号-ガスタービン発電機建物3階屋内消火栓供給ライン分岐点～2号-ガスタービン発電機建物内第1フランジ	A	○	○		
					予備-ガスタービン発電機建物3階屋内消火栓供給ライン分岐点～予備-ガスタービン発電機建物内第1フランジ	A	○	○		
				4 5 m 盤	ポンプ	4 5 m 盤消火ポンプ	C	○	○	
					容器	4 5 m 盤消火タンク	C	○	○	
					主配管	4 5 m 盤消火タンク～4 5 m 盤消火ポンプ	C	○	○	
						4 5 m 盤消火ポンプ～固体廃棄物貯蔵所D棟エリア供給ライン分岐点	C	○	○	
				5 0 m 盤	ポンプ	5 0 m 盤消火ポンプ	A	○	○	
					容器	5 0 m 盤消火タンク	A	○	○	
					主配管	5 0 m 盤消火タンク～5 0 m 盤消火ポンプ	A	○	○	
						5 0 m 盤消火ポンプ～固体廃棄物貯蔵所A棟エリア供給ライン分岐点	A	○	○	
						緊急時対策所用燃料地下タンク室エリア及び通信棟エリア供給ライン分岐点～緊急時対策所用燃料地下タンク室エリア供給ライン分岐点	A	○	○	
				ハロゲン化物消火設備	原子炉建物	容器	RCIC ポンプ室, CRD ポンプ室, B-RHR ポンプ室冷却機室, 原子炉建物北東側階段室 (RCIC ポンプ室東側) 用ハロゲン化物ポンベ	A	○	○
			B-RHR ポンプ室, A-RHR ポンプ室, HPCS ポンプ室, HPCS ポンプ室冷却機室, LPCS ポンプ室, LPCS ポンプ室冷却機室, A-RHR ポンプ室冷却機室用ハロゲン化物ポンベ				A	○	○	
			原子炉建物地下1階南側通路, 原子炉建物南東側階段室 (B-非常用ディーゼル発電機電気室南側) 用ハロゲン化物ポンベ				A	○	○	
			原子炉建物西側・南側配管ダクト室用ハロゲン化物ポンベ				A	○	○	
			原子炉建物地下2階南側通路用ハロゲン化物ポンベ				A	○	○	
			原子炉建物地下2階北側通路, HPCS-ディーゼル発電機電気室, HPCW 熱交換器室, HPCS バッテリ室, HPCS 電気室, HPCW サージタンク室用ハロゲン化物ポンベ				A	○	○	
			HPCS-ディーゼル発電機室用ハロゲン化物ポンベ				既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。			
			HPCS-ディーゼル発電機燃料デイトンク室用ハロゲン化物ポンベ				既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。			
			C-RHR ポンプ室用ハロゲン化物ポンベ				A	○	○	
			A-非常用ディーゼル発電機室, B-非常用ディーゼル発電機室用ハロゲン化物ポンベ				既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。			
			PLR ポンプ MG セット室用ハロゲン化物ポンベ				既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。			
			A-非常用ディーゼル発電機燃料デイトンク室用ハロゲン化物ポンベ				既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。			
			B-非常用ディーゼル発電機燃料デイトンク室用ハロゲン化物ポンベ				既設設備であり, 当時の調達管理に基づき実施している。			
			B-RHR 熱交換器室, 主蒸気管室, 格納容器内漏洩検出モニタ室, A-RHR 熱交換器室, A-RHR バルブ室用ハロゲン化物ポンベ				A	○	○	
			原子炉建物常用コントロールセンタ室, 原子炉建物3階北西側通路用ハロゲン化物ポンベ				A	○	○	
			CRD 保管室, 西側 PCV ペネトレーション室, CUW 再生熱交換器室, CRD 補修室用ハロゲン化物ポンベ				A	○	○	

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	品質保証ランク	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4 調達」の適用業務	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.3 設計開発」の適用業務	備考			
その他発電用原子炉の附属施設	火災防護設備	消火設備	消火系	ハロゲン化物消火設備	原子炉建物	容器	CUW ホールディングポンプ室, FPC ポンプ室, 原子炉建物中 2 階南側通路用ハロゲン化物ポンベ	A	○	○	
							原子炉建物地下 1 階北東側通路, A-事故時サンプリング室, 原子炉棟排気モニタ室, A-格納容器内雰囲気モニタ校正室, 原子炉建物北東側階段室 (エアロック室前) 用ハロゲン化物ポンベ	A	○	○	
							原子炉棟排風機室用ハロゲン化物ポンベ	A	○	○	
							B-制御棒位置信号変換器盤室用ハロゲン化物ポンベ	A	○	○	
							A-非常用ディーゼル発電機電気室, B-非常用ディーゼル発電機電気室, 再循環 MG 盤・コントロールセンタ室, A-非常用電気室送風機室, B-非常用電気室送風機室用ハロゲン化物ポンベ	A	○	○	
							原子炉建物中 2 階工具室, B-原子炉格納容器 H2・O2 分析計ラック室用ハロゲン化物ポンベ	A	○	○	
							IA 空気圧縮機室, I-RCW ポンプ熱交換器室, II-RCW ポンプ熱交換器室, 原子炉棟送風機室, RCW バルブ室用ハロゲン化物ポンベ	A	○	○	
							原子炉建物 2 階制御盤室用ハロゲン化物ポンベ	A	○	○	
							B-RHR バルブ室・熱交換器室, 東側 PCV ベネトレーション室, 配管室, バルブ室, CUW バルブ室, A-RHR バルブ室・熱交換器室, 原子炉建物北東側階段室 (A-RHR ポンプ室東側) 用ハロゲン化物ポンベ	A	○	○	
							A-制御棒駆動応答盤室用ハロゲン化物ポンベ	A	○	○	
							原子炉建物北東側階段室 (エレベータ前), A-非常用電気室, B-非常用電気室, 第 2 チェックポイント, 原子炉建物 3 階北側連絡通路, 原子炉建物非常用コントロールセンタ室用ハロゲン化物ポンベ	A	○	○	
							FPC 熱交換器室用ハロゲン化物ポンベ	A	○	○	
							B-R/B ガストモニタ室・主蒸気管室冷却機室, 原子炉建物 1 階東側通路用ハロゲン化物ポンベ	A	○	○	
							A-CUW 循環ポンプ室, スクラム排出水容器室用ハロゲン化物ポンベ	A	○	○	
							原子炉建物中 2 階東側通路, 原子炉浄化サージタンク室, SLC ポンプ室, 原子炉建物 3 階東側通路用ハロゲン化物ポンベ	A	○	○	
							原子炉建物 1 階西側通路, SRV 補修室用ハロゲン化物ポンベ	A	○	○	
							A-原子炉格納容器 H2・O2 分析計ラック室, 非常用ガス処理装置室, 原子炉建物 3 階西側通路用ハロゲン化物ポンベ	A	○	○	
							B-CUW 循環ポンプ室, CRD・HCU 室素充填装置室用ハロゲン化物ポンベ	A	○	○	
							FPC ポンプ室冷却機室, 原子炉建物 3 階西側通路用ハロゲン化物ポンベ	A	○	○	
							トーラス室 (2) 用ハロゲン化物ポンベ	A	○	○	
						トーラス室 (1), CST 連絡ダクト, B-RHR バルブ室用ハロゲン化物ポンベ	A	○	○		
						トーラス室 (3) 用ハロゲン化物ポンベ	A	○	○		
						ケーブルトレイ (C1R4003) 用ハロゲン化物ポンベ	A	○	○		
						ケーブルトレイ (P2R4001) 用ハロゲン化物ポンベ	A	○	○		
						ケーブルトレイ (C2R4001) 用ハロゲン化物ポンベ	A	○	○		
						主配管	RCIC ポンプ室, CRD ポンプ室, B-RHR ポンプ室冷却機室, 原子炉建物北東側階段室 (RCIC ポンプ室東側) 用ハロゲン化物ポンベ出口ヘッダ管	A	○	○	
							CRD ポンプ室, B-RHR ポンプ室冷却機室供給ライン分岐点~CRD ポンプ室, B-RHR ポンプ室冷却機室	A	○	○	
							RCIC ポンプ室供給ライン分岐点~RCIC ポンプ室	A	○	○	
							原子炉建物北東側階段室 (RCIC ポンプ室東側) 供給ライン分岐点~原子炉建物北東側階段室 (RCIC ポンプ室東側)	A	○	○	
							B-RHR ポンプ室, A-RHR ポンプ室, HPCS ポンプ室, HPCS ポンプ室冷却機室, LPCS ポンプ室, LPCS ポンプ室冷却機室, A-RHR ポンプ室冷却機室用ハロゲン化物ポンベ出口ヘッダ管	A	○	○	

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	品質保証ランク	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4 調達」の適用業務		備考			
						「7.3 設計開発」の適用業務					
その他発電用原子炉の附属施設	火災防護設備	消火設備	消火系	ハロゲン化物消火設備	原子炉建物	主配管	B-RHR ポンプ室供給ライン分岐点～B-RHR ポンプ室	A	○	○	
							A-RHR ポンプ室冷却機室供給ライン分岐点～A-RHR ポンプ室冷却機室	A	○	○	
							A-RHR ポンプ室供給ライン分岐点～A-RHR ポンプ室	A	○	○	
							LPCS ポンプ室, LPCS ポンプ室冷却機室供給ライン分岐点～LPCS ポンプ室, LPCS ポンプ室冷却機室	A	○	○	
							HPCS ポンプ室, HPCS ポンプ室冷却機室供給ライン分岐点～HPCS ポンプ室, HPCS ポンプ室冷却機室	A	○	○	
							原子炉建物地下 1 階南側通路, 原子炉建物南東側階段室 (B-非常用ディーゼル発電機電気室南側) 用ハロゲン化物ポンベ出口ヘッダ管	A	○	○	
							原子炉建物地下 1 階南側通路供給ライン分岐点～原子炉建物地下 1 階南側通路	A	○	○	
							原子炉建物南東側階段室 (B-非常用ディーゼル発電機電気室南側) 供給ライン分岐点～原子炉建物南東側階段室 (B-非常用ディーゼル発電機電気室南側)	A	○	○	
							原子炉建物西側・南側配管ダクト室用ハロゲン化物ポンベ～原子炉建物西側・南側配管ダクト室	A	○	○	
							原子炉建物地下 2 階南側通路用ハロゲン化物ポンベ～原子炉建物地下 2 階南側通路	A	○	○	
							原子炉建物地下 2 階北側通路, HPCS-ディーゼル発電機電気室, HPCW 熱交換器室, HPCS バッテリー室, HPCS 電気室, HPCW サージタンク室用ハロゲン化物ポンベ出口ヘッダ管	A	○	○	
							HPCS バッテリー室供給ライン分岐点～HPCS バッテリー室	A	○	○	
							HPCS 電気室供給ライン分岐点～HPCS 電気室	A	○	○	
							HPCS-ディーゼル発電機電気室供給ライン分岐点～HPCS-ディーゼル発電機電気室	A	○	○	
							HPCW 熱交換器室供給ライン分岐点～HPCW 熱交換器室	A	○	○	
							原子炉建物地下 2 階北側通路供給ライン分岐点～原子炉建物地下 2 階北側通路	A	○	○	
							HPCW サージタンク室供給ライン分岐点～HPCW サージタンク室	A	○	○	
							HPCS-ディーゼル発電機室用ハロゲン化物ポンベ～HPCS-ディーゼル発電機室	A	○	○	
							HPCS-ディーゼル発電機燃料デイトンク室用ハロゲン化物ポンベ～HPCS-ディーゼル発電機燃料デイトンク室	A	○	○	
							C-RHR ポンプ室用ハロゲン化物ポンベ～C-RHR ポンプ室	A	○	○	
							A-非常用ディーゼル発電機室, B-非常用ディーゼル発電機室用ハロゲン化物ポンベ出口ヘッダ管	A	○	○	
							A-非常用ディーゼル発電機室供給ライン分岐点～A-非常用ディーゼル発電機室	A	○	○	
							B-非常用ディーゼル発電機室供給ライン分岐点～B-非常用ディーゼル発電機室	A	○	○	
							PLR ポンプ MG セット室用ハロゲン化物ポンベ～PLR ポンプ MG セット室	A	○	○	
							A-非常用ディーゼル発電機燃料デイトンク室用ハロゲン化物ポンベ～A-非常用ディーゼル発電機燃料デイトンク室	A	○	○	
							B-非常用ディーゼル発電機燃料デイトンク室用ハロゲン化物ポンベ～B-非常用ディーゼル発電機燃料デイトンク室	A	○	○	
							B-RHR 熱交換器室, 主蒸気管室, 格納容器内漏洩検出モニタ室, A-RHR 熱交換器室, A-RHR バルブ室用ハロゲン化物ポンベ出口ヘッダ管	A	○	○	
							主蒸気管室供給ライン分岐点～主蒸気管室	A	○	○	
							B-RHR 熱交換器室供給ライン分岐点～B-RHR 熱交換器室	A	○	○	
							格納容器内漏洩検出モニタ室供給ライン分岐点～格納容器内漏洩検出モニタ室	A	○	○	

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別	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質保証ランク	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4 調達」の適用業務	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.3 設計開発」の適用業務	備考			
その他発電用原子炉の附属施設	火災防護設備	消火設備	消火系	ハロゲン化物消火設備	原子炉建物	主配管	A-RHR 熱交換器室供給ライン分岐点～A-RHR 熱交換器室	A	○	○	
							A-RHR バルブ室供給ライン分岐点～A-RHR バルブ室	A	○	○	
							原子炉建物常用コントロールセンタ室, 原子炉建物 3 階北西側通路用ハロゲン化物ポンベ出口ヘッダ管	A	○	○	
							原子炉建物常用コントロールセンタ室供給ライン分岐点～原子炉建物常用コントロールセンタ室	A	○	○	
							原子炉建物 3 階北西側通路供給ライン分岐点～原子炉建物 3 階北西側通路	A	○	○	
							CRD 保管室, 西側 PCV ベネトレーション室, CUW 再生熱交換器室, CRD 補修室用ハロゲン化物ポンベ出口ヘッダ管	A	○	○	
							CUW 再生熱交換器室供給ライン分岐点～CUW 再生熱交換器室	A	○	○	
							西側 PCV ベネトレーション室供給ライン分岐点～西側 PCV ベネトレーション室	A	○	○	
							CRD 保管室供給ライン分岐点～CRD 保管室	A	○	○	
							CRD 補修室供給ライン分岐点～CRD 補修室	A	○	○	
							CUW ホールディングポンプ室, FPC ポンプ室, 原子炉建物中 2 階南側通路用ハロゲン化物ポンベ～CUW ホールディングポンプ室, FPC ポンプ室, 原子炉建物中 2 階南側通路	A	○	○	
							原子炉建物地下 1 階北東側通路, A-事故時サンプリング室, 原子炉棟排気モニタ室, A-格納容器内雰囲気モニタ校正室, 原子炉建物北東側階段室 (エアロック室前) 用ハロゲン化物ポンベ出口ヘッダ管	A	○	○	
							A-格納容器内雰囲気モニタ校正室供給ライン分岐点～A-格納容器内雰囲気モニタ校正室	A	○	○	
							原子炉棟排気モニタ室供給ライン分岐点～原子炉棟排気モニタ室	A	○	○	
							原子炉建物地下 1 階北東側通路供給ライン分岐点～原子炉建物地下 1 階北東側通路	A	○	○	
							A-事故時サンプリング室供給ライン分岐点～A-事故時サンプリング室	A	○	○	
							原子炉建物北東側階段室 (エアロック室前) 供給ライン分岐点～原子炉建物北東側階段室 (エアロック室前)	A	○	○	
							原子炉棟排風機室用ハロゲン化物ポンベ～原子炉棟排風機室	A	○	○	
							B-制御棒位置信号変換器盤室用ハロゲン化物ポンベ～B-制御棒位置信号変換器盤室	A	○	○	
							A-非常用ディーゼル発電機電気室, B-非常用ディーゼル発電機電気室, 再循環 MG 盤・コントロールセンタ室, A-非常用電気室送風機室, B-非常用電気室送風機室用ハロゲン化物ポンベ出口ヘッダ管	A	○	○	
							A-非常用電気室送風機室供給ライン分岐点～A-非常用電気室送風機室	A	○	○	
							B-非常用電気室送風機室供給ライン分岐点～B-非常用電気室送風機室	A	○	○	
							A-非常用ディーゼル発電機電気室供給ライン分岐点～A-非常用ディーゼル発電機電気室	A	○	○	
							B-非常用ディーゼル発電機電気室供給ライン分岐点～B-非常用ディーゼル発電機電気室	A	○	○	
							再循環 MG 盤・コントロールセンタ室供給ライン分岐点～再循環 MG 盤・コントロールセンタ室	A	○	○	
							原子炉建物中 2 階工具室, B-原子炉格納容器 H2・02 分析計ラック室用ハロゲン化物ポンベ出口ヘッダ管	A	○	○	
							原子炉建物中 2 階工具室供給ライン分岐点～原子炉建物中 2 階工具室	A	○	○	
							B-原子炉格納容器 H2・02 分析計ラック室供給ライン分岐点～B-原子炉格納容器 H2・02 分析計ラック室	A	○	○	
							IA 空気圧縮機室, I-RCW ポンプ熱交換器室, II-RCW ポンプ熱交換器室, 原子炉棟送風機室, RCW バルブ室用ハロゲン化物ポンベ出口ヘッダ管	A	○	○	
							原子炉棟送風機室供給ライン分岐点～原子炉棟送風機室	A	○	○	

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	品質保証ランク	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4 調達」の適用業務	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.3 設計開発」の適用業務	備考			
その他発電用原子炉の附属施設	火災防護設備	消火設備	消火系	ハロゲン化物消火設備	原子炉建物	主配管	IA 空気圧縮機室供給ライン分岐点～IA 空気圧縮機室	A	○	○	
							II-RCW ポンプ熱交換器室供給ライン分岐点～II-RCW ポンプ熱交換器室	A	○	○	
							I-RCW ポンプ熱交換器室供給ライン分岐点～I-RCW ポンプ熱交換器室	A	○	○	
							RCW バルブ室供給ライン分岐点～RCW バルブ室	A	○	○	
							原子炉建物2階制御盤室用ハロゲン化物ポンベ～原子炉建物2階制御盤室	A	○	○	
							B-RHR バルブ室・熱交換器室, 東側 PCV ペネトレーション室, 配管室, バルブ室, CUW バルブ室, A-RHR バルブ室・熱交換器室, 原子炉建物北東側階段室 (A-RHR ポンプ室東側) 用ハロゲン化物ポンベ出口ヘッダ管	A	○	○	
							原子炉建物北東側階段室 (A-RHR ポンプ室東側) 供給ライン分岐点～原子炉建物北東側階段室 (A-RHR ポンプ室東側)	A	○	○	
							B-RHR バルブ室・熱交換器室供給ライン分岐点～B-RHR バルブ室・熱交換器室	A	○	○	
							A-RHR バルブ室・熱交換器室供給ライン分岐点～A-RHR バルブ室・熱交換器室	A	○	○	
							東側 PCV ペネトレーション室, 配管室, バルブ室, CUW バルブ室供給ライン分岐点～東側 PCV ペネトレーション室, 配管室, バルブ室, CUW バルブ室	A	○	○	
							A-制御棒駆動応答盤室用ハロゲン化物ポンベ～A-制御棒駆動応答盤室	A	○	○	
							原子炉建物北東側階段室 (エレベータ前), A-非常用電気室, B-非常用電気室, 第2チェックポイント, 原子炉建物3階北側連絡通路, 原子炉建物非常用コントロールセンタ室用ハロゲン化物ポンベ出口ヘッダ管	A	○	○	
							原子炉建物北東側階段室 (エレベータ前) 供給ライン分岐点～原子炉建物北東側階段室 (エレベータ前)	A	○	○	
							原子炉建物3階北側連絡通路供給ライン分岐点～原子炉建物3階北側連絡通路	A	○	○	
							原子炉建物非常用コントロールセンタ室供給ライン分岐点～原子炉建物非常用コントロールセンタ室	A	○	○	
							第2チェックポイント供給ライン分岐点～第2チェックポイント	A	○	○	
							A-非常用電気室供給ライン分岐点～A-非常用電気室	A	○	○	
							B-非常用電気室供給ライン分岐点～B-非常用電気室	A	○	○	
							FPC 熱交換器室用ハロゲン化物ポンベ～FPC 熱交換器室	A	○	○	
							B-R/B ダストモニタ室・主蒸気管室冷却機室, 原子炉建物1階東側通路用ハロゲン化物ポンベ～B-R/B ダストモニタ室・主蒸気管室冷却機室, 原子炉建物1階東側通路	A	○	○	
							A-CUW 循環ポンプ室, スクラム排水容器室用ハロゲン化物ポンベ～A-CUW 循環ポンプ室, スクラム排水容器室	A	○	○	
							原子炉建物中2階東側通路, 原子炉浄化サージタンク室, SLC ポンプ室, 原子炉建物3階東側通路用ハロゲン化物ポンベ～原子炉建物中2階東側通路, 原子炉浄化サージタンク室, SLC ポンプ室, 原子炉建物3階東側通路	A	○	○	
							原子炉建物1階西側通路, SRV 補修室用ハロゲン化物ポンベ出口ヘッダ管	A	○	○	
							SRV 補修室供給ライン分岐点～SRV 補修室	A	○	○	
							原子炉建物1階西側通路供給ライン分岐点～原子炉建物1階西側通路	A	○	○	
							A-原子炉格納容器 H2・O2 分析計ラック室, 非常用ガス処理装置室, 原子炉建物3階西側通路用ハロゲン化物ポンベ～A-原子炉格納容器 H2・O2 分析計ラック室, 非常用ガス処理装置室, 原子炉建物3階西側通路	A	○	○	
							B-CUW 循環ポンプ室, CRD・HCU 窒素充填装置室用ハロゲン化物ポンベ～B-CUW 循環ポンプ室, CRD・HCU 窒素充填装置室	A	○	○	
							FPC ポンプ室冷却機室, 原子炉建物3階西側通路用ハロゲン化物ポンベ～FPC ポンプ室冷却機室, 原子炉建物3階西側通路	A	○	○	

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	品質保証ランク	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4 調達」の適用業務	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.3 設計開発」の適用業務	備考					
その他発電用原子炉の附属施設	火災防護設備	消火設備	消火系	ハロゲン化物消火設備	原子炉建物	主配管	トーラス室(2)用ハロゲン化物ポンベ〜トーラス室(2)	A	○	○			
							トーラス室(1), CST 連絡ダクト, B-RHR バルブ室用ハロゲン化物ポンベ〜トーラス室(1), CST 連絡ダクト, B-RHR バルブ室	A	○	○			
							トーラス室(3)用ハロゲン化物ポンベ〜トーラス室(3)	A	○	○			
							ケーブルトレイ (C1R4003) 用ハロゲン化物ポンベ〜ケーブルトレイ (C1R4003)	A	○	○			
							ケーブルトレイ (P2R4001) 用ハロゲン化物ポンベ〜ケーブルトレイ (P2R4001)	A	○	○			
							ケーブルトレイ (C2R4001) 用ハロゲン化物ポンベ〜ケーブルトレイ (C2R4001)	A	○	○			
					廃棄物処理建物	容器	廃棄物処理建物地下 1 階北側通路用ハロゲン化物ポンベ	A	○	○			
							B-計装用電気室, B-バッテリー室, 230V バッテリー室, 充電器室用ハロゲン化物ポンベ	A	○	○			
							廃棄物処理建物 A-ケーブル処理室, 廃棄物処理建物 B-ケーブル処理室用ハロゲン化物ポンベ	A	○	○			
							ケーブルシャフトスペース (SI), ケーブルシャフトスペース (SII), A-計装用電気室, A-バッテリー室, 廃棄物処理建物計算機室, 会議室, 運転員控室, 予備室, 補助盤室前通路用ハロゲン化物ポンベ	A	○	○			
							中央制御室送風機室用ハロゲン化物ポンベ	A	○	○			
							中央制御室非常用再循環送風機室用ハロゲン化物ポンベ	A	○	○			
							コールド計器室用ハロゲン化物ポンベ	A	○	○			
							補助盤室用ハロゲン化物ポンベ	A	○	○			
							廃棄物処理建物西側階段室, ベント処理装置室, 廃棄物処理建物排風機室用ハロゲン化物ポンベ	A	○	○			
							廃棄物処理建物	主配管	廃棄物処理建物地下 1 階北側通路用ハロゲン化物ポンベ〜廃棄物処理建物地下 1 階北側通路	A	○	○	
									B-計装用電気室, B-バッテリー室, 230V バッテリー室, 充電器室用ハロゲン化物ポンベ出口ヘッダ管	A	○	○	
									B-バッテリー室供給ライン分岐点〜B-バッテリー室	A	○	○	
									230V バッテリー室供給ライン分岐点〜230V バッテリー室	A	○	○	
									充電器室供給ライン分岐点〜充電器室	A	○	○	
									B-計装用電気室供給ライン分岐点〜B-計装用電気室	A	○	○	
									廃棄物処理建物 A-ケーブル処理室, 廃棄物処理建物 B-ケーブル処理室用ハロゲン化物ポンベ出口ヘッダ管	A	○	○	
									廃棄物処理建物 A-ケーブル処理室供給ライン分岐点〜廃棄物処理建物 A-ケーブル処理室	A	○	○	
									廃棄物処理建物 B-ケーブル処理室供給ライン分岐点〜廃棄物処理建物 B-ケーブル処理室	A	○	○	
					ケーブルシャフトスペース (SI), ケーブルシャフトスペース (SII), A-計装用電気室, A-バッテリー室, 廃棄物処理建物計算機室, 会議室, 運転員控室, 予備室, 補助盤室前通路用ハロゲン化物ポンベ出口ヘッダ管	A			○	○			
					ケーブルシャフトスペース (SI) 供給ライン分岐点〜ケーブルシャフトスペース (SI)	A			○	○			
					ケーブルシャフトスペース (SII) 供給ライン分岐点〜ケーブルシャフトスペース (SII)	A			○	○			
					A-バッテリー室供給ライン分岐点〜A-バッテリー室	A	○	○					
					A-計装用電気室供給ライン分岐点〜A-計装用電気室	A	○	○					
					廃棄物処理建物計算機室供給ライン分岐点〜廃棄物処理建物計算機室	A	○	○					

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	品質保証ランク	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4 調達」の適用業務	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.3 設計開発」の適用業務	備考				
その他発電用原子炉の附属施設	火災防護設備	消火設備	消火系	ハロゲン化物消火設備	廃棄物処理建物	主配管	会議室供給ライン分岐点～会議室	A	○	○		
							予備室供給ライン分岐点～予備室	A	○	○		
							補助盤室前通路供給ライン分岐点～補助盤室前通路	A	○	○		
							運転員控室供給ライン分岐点～運転員控室	A	○	○		
							中央制御室送風機室用ハロゲン化物ボンベ～中央制御室送風機室	A	○	○		
							中央制御室非常用再循環送風機室用ハロゲン化物ボンベ～中央制御室非常用再循環送風機室	A	○	○		
							コールド計器室用ハロゲン化物ボンベ～コールド計器室	A	○	○		
							補助盤室用ハロゲン化物ボンベ～補助盤室	A	○	○		
							廃棄物処理建物西側階段室, ベント処理装置室, 廃棄物処理建物排風機室用ハロゲン化物ボンベ出口ヘッダ管	A	○	○		
							廃棄物処理建物西側階段室供給ライン分岐点～廃棄物処理建物西側階段室	A	○	○		
							ベント処理装置室供給ライン分岐点～ベント処理装置室	A	○	○		
							廃棄物処理建物排風機室供給ライン分岐点～廃棄物処理建物排風機室	A	○	○		
					制御室建物	容器	制御室建物計算機室西側通路, 制御室建物計算機室用ハロゲン化物ボンベ	A	○	○		
							制御室建物 A-ケーブル処理室, 制御室建物 B-ケーブル処理室用ハロゲン化物ボンベ	A	○	○		
						主配管	制御室建物計算機室西側通路, 制御室建物計算機室用ハロゲン化物ボンベ～制御室建物計算機室西側通路, 制御室建物計算機室	A	○	○		
							制御室建物 A-ケーブル処理室, 制御室建物 B-ケーブル処理室用ハロゲン化物ボンベ出口ヘッダ管	A	○	○		
							制御室建物 A-ケーブル処理室供給ライン分岐点～制御室建物 A-ケーブル処理室	A	○	○		
							制御室建物 B-ケーブル処理室供給ライン分岐点～制御室建物 B-ケーブル処理室	A	○	○		
						タービン建物	容器	SI ケーブルダクト室, SII ケーブルダクト室用ハロゲン化物ボンベ	A	○	○	
								タービン建物地下1階工具室, 封水回収ポンプ室, 復水系配管室用ハロゲン化物ボンベ	A	○	○	
								グラント蒸気排ガスフィルタ室, SGT 配管ダクト室用ハロゲン化物ボンベ	A	○	○	
								電動機駆動原子炉給水ポンプ南西ケーブル室用ハロゲン化物ボンベ	A	○	○	
								海水配管室, TCW 熱交換器室用ハロゲン化物ボンベ	A	○	○	
								タービン建物南西側階段室用ハロゲン化物ボンベ	A	○	○	
					主配管	SI ケーブルダクト室, SII ケーブルダクト室用ハロゲン化物ボンベ出口ヘッダ管	A	○	○			
						SII ケーブルダクト室供給ライン分岐点～SII ケーブルダクト室	A	○	○			
						SI ケーブルダクト室供給ライン分岐点～SI ケーブルダクト室	A	○	○			
						タービン建物地下1階工具室, 封水回収ポンプ室, 復水系配管室用ハロゲン化物ボンベ出口ヘッダ管	A	○	○			
						タービン建物地下1階工具室供給ライン分岐点～タービン建物地下1階工具室	A	○	○			
						封水回収ポンプ室供給ライン分岐点～封水回収ポンプ室	A	○	○			

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別	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質保証ランク	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4 調達」の適用業務	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.3 設計開発」の適用業務	備考			
その他発電用原子炉の附属施設	火災防護設備	消火設備	消火系	ハロゲン化物消火設備	タービン建物 主配管	復水系配管室供給ライン分岐点～復水系配管室	A	○	○		
						グラント蒸気排ガスフィルタ室, SGT 配管ダクト室用ハロゲン化物ポンベ出口ヘッダ管	A	○	○		
						グラント蒸気排ガスフィルタ室供給ライン分岐点～グラント蒸気排ガスフィルタ室	A	○	○		
						SGT 配管ダクト室供給ライン分岐点～SGT 配管ダクト室	A	○	○		
						電動機駆動原子炉給水ポンプ南西ケーブル室用ハロゲン化物ポンベ出口ヘッダ管	A	○	○		
						電動機駆動原子炉給水ポンプ南西ケーブル室供給ライン分岐点～電動機駆動原子炉給水ポンプ南西ケーブル室	A	○	○		
						海水配管室, TCW 熱交換器室用ハロゲン化物ポンベ～TCW 熱交換器室, 海水配管室	A	○	○		
						タービン建物南西側階段室用ハロゲン化物ポンベ～タービン建物南西側階段室	A	○	○		
					ディーゼル発電機燃料貯蔵 タンクエリア	容器	B-非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ室, B-非常用ディーゼル発電機燃料移送配管トレンチ用ハロゲン化物ポンベ	A	○	○	
							B-非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ室, B-非常用ディーゼル発電機燃料移送配管トレンチ用ハロゲン化物ポンベ出口ヘッダ管	A	○	○	
						主配管	B-非常用ディーゼル発電機燃料移送配管トレンチ供給ライン分岐点～B-非常用ディーゼル発電機燃料移送配管トレンチ	A	○	○	
					B-非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ室供給ライン分岐点～B-非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ室		A	○	○		
					格納槽	容器	第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器室用ハロゲン化物ポンベ	A	○	○	
							第1ベントフィルタ格納槽, 低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽用ハロゲン化物ポンベ	A	○	○	
						主配管	第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器室用ハロゲン化物ポンベ～第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器室	A	○	○	
							第1ベントフィルタ格納槽, 低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽用ハロゲン化物ポンベ出口ヘッダ管	A	○	○	
							第1ベントフィルタ格納槽供給ライン分岐点～第1ベントフィルタ格納槽	A	○	○	
					低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽供給ライン分岐点～低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽	A	○	○			
					ガスタービン発電機建物	容器	2号-ガスタービン発電機制御盤室, 2号-蓄電池室(北側), 2号-蓄電池室(南側), 2号-ハッチ室, 2号-蓄電池室空調機室, 2号-電気品室, 2号-常用空調機室用ハロゲン化物ポンベ	A	○	○	
							2号-ガスタービン発電機室用ハロゲン化物ポンベ	A	○	○	
							予備-ガスタービン発電機制御盤室, 予備-蓄電池室(北側), 予備-蓄電池室(南側), 予備-ハッチ室, 予備-蓄電池室空調機室, 予備-電気品室, 予備-常用空調機室用ハロゲン化物ポンベ	A	○	○	
							予備-ガスタービン発電機室用ハロゲン化物ポンベ	A	○	○	
						主配管	2号-ガスタービン発電機制御盤室, 2号-蓄電池室(北側), 2号-蓄電池室(南側), 2号-ハッチ室, 2号-蓄電池室空調機室, 2号-電気品室, 2号-常用空調機室用ハロゲン化物ポンベ出口ヘッダ管	A	○	○	
							2号-常用空調機室供給ライン分岐点～2号-常用空調機室	A	○	○	
							2号-電気品室供給ライン分岐点～2号-電気品室	A	○	○	
							2号-ガスタービン発電機制御盤室供給ライン分岐点～2号-ガスタービン発電機制御盤室	A	○	○	
							2号-蓄電池室(北側)供給ライン分岐点～2号-蓄電池室(北側)	A	○	○	
							2号-ハッチ室, 2号-蓄電池室空調機室供給ライン分岐点～2号-ハッチ室, 2号-蓄電池室空調機室	A	○	○	
							2号-蓄電池室(南側)供給ライン分岐点～2号-蓄電池室(南側)	A	○	○	
							2号-ガスタービン発電機室用ハロゲン化物ポンベ～2号-ガスタービン発電機室	A	○	○	

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別	設備区分	系統名		機器区分	機器名称	品質保証ランク	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4 調達」の適用業務	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.3 設計開発」の適用業務	備考		
その他発電用原子炉の附属施設	火災防護設備	消火設備	消火系	ハロゲン化物消火設備	ガスタービン発電機建物	主配管	予備-ガスタービン発電機制御盤室, 予備-蓄電池室(北側), 予備-蓄電池室(南側), 予備-ハッチ室, 予備-蓄電池室空調機室, 予備-電気品室, 予備-常用空調機室用ハロゲン化物ボンベ出口ヘッダ管	A	○	○	
							予備-常用空調機室供給ライン分岐点~予備-常用空調機室	A	○	○	
							予備-電気品室供給ライン分岐点~予備-電気品室	A	○	○	
							予備-ガスタービン発電機制御盤室供給ライン分岐点~予備-ガスタービン発電機制御盤室	A	○	○	
							予備-蓄電池室(北側)供給ライン分岐点~予備-蓄電池室(北側)	A	○	○	
							予備-ハッチ室, 予備-蓄電池室空調機室供給ライン分岐点~予備-ハッチ室, 予備-蓄電池室空調機室	A	○	○	
							予備-蓄電池室(南側)供給ライン分岐点~予備-蓄電池室(南側)	A	○	○	
							予備-ガスタービン発電機室用ハロゲン化物ボンベ~予備-ガスタービン発電機室	A	○	○	
					緊急時対策所	容器	緊急時対策本部, 前室A, 通信・電気室, 資機材室, チェンジングブレース, 蓄電池室用ハロゲン化物ボンベ	C	○	○	
							前室B用ハロゲン化物ボンベ	C	○	○	
						主配管	緊急時対策本部, 前室A, 通信・電気室, 資機材室, チェンジングブレース, 蓄電池室用ハロゲン化物ボンベ出口ヘッダ管	C	○	○	
							緊急時対策本部, 前室A, 通信・電気室, 資機材室, チェンジングブレース供給ライン分岐点~緊急時対策本部, 前室A, 通信・電気室, 資機材室, チェンジングブレース	C	○	○	
							蓄電池室供給ライン分岐点~蓄電池室	C	○	○	
							前室B用ハロゲン化物ボンベ~前室B	C	○	○	

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-1-10-13 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

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

島根原子力発電所第2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、島根原子力発電所第2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

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 ・技術基準規則	—			
	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 ・安全審査指針 ・技術基準規則 ・旧技術基準規則	・様式-2			
	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	・様式-3 ・様式-4	—		
						・様式-2 ・様式-4 ・実用炉規則別表第二 ・技術基準規則	・様式-5			
						・設置変更許可申請書 ・設置許可基準規則 ・技術基準規則	・様式-6 ・様式-7			
						・基本設計方針	・様式-5			
	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 ・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	—		
						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
						2. 耐津波設計				
	3.3.3 (2)	2.1 耐津波設計の基本方針の設定	◎	—	—	・基本設計方針 ・VI-1-10-4 の「6.1 自然現象等への配慮に関する基本方針」で定めた設計方針	・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	—		
2.2 津波防護対象設備の選定						◎	—		—	・様式-5 ・基本設計方針 ・「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」 ・VI-1-10-4 の「6.1 自然現象等への配慮に関する基本方針」で定めた基本方針

設工認に係る設計の実績、工事及び検査の計画

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	3.3.3 (2)	2.3 入力津波の設定	◎	○	○	<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 ウォークダウンの実施報告書 業務報告書 敷地及び敷地周辺の地図 敷地前面海域における適用可能な通過船舶航路 	<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 	<ul style="list-style-type: none"> 仕様書 解析業務実施状況確認記録 	
		2.4 入力津波による津波防護対象設備への影響評価の実施	◎	—	○	<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"> 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 	<ul style="list-style-type: none"> 仕様書 解析業務実施状況確認記録 	
		2.5 津波防護に関する施設の設計方針の設定	◎	○	—	<ul style="list-style-type: none"> 基本設計方針 設備図書 ウォークダウンの実施報告書 VI-1-10-9 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"> 要目表 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 環境測定装置の構造図及び取付箇所を明示した図面 浸水防護施設に係る機器の配置を明示した図面 構造図 	—	
		3. 溢水防護に関する設計							
		3.1 基本方針の設定	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 基本設計方針 原子力発電所の内部溢水評価ガイド（令和2年3月31日原規規発第 20033110 号原子力規制委員会） 	<ul style="list-style-type: none"> 発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書 	—	
		3.2 防護すべき設備の設定	◎	○	—	<ul style="list-style-type: none"> 基本設計方針 設備図書 ウォークダウンの実施報告書 	<ul style="list-style-type: none"> 発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書 	—	
		3.3 溢水評価の実施	◎	○	○	<ul style="list-style-type: none"> 基本設計方針 設備図書 ウォークダウンの実施報告書 業務報告書 	<ul style="list-style-type: none"> 発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書 	<ul style="list-style-type: none"> 仕様書 解析業務実施状況確認記録 	
		3.4 溢水防護施設の詳細設計	◎	—	—	<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溢水防護に関する説明書 浸水防護施設に係る機器の配置を明示した図面 構造図 	—	

設工認に係る設計の実績、工事及び検査の計画

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	3.3.3 (3)	設計のアウトプットに対する検証	◎	—	—	・様式-2～様式-8	—
	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 ・工事計画認可申請書（補正）妥当性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 ・立案・決定票
工事 及び 検査	3.4.1	設工認に基づく具体的な設備の設計の実施（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	具体的な設備の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別	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質保証ランク	「7.3 設計開発」の適用業務 保安規定品質マネジメント システム計画	「7.4 調達」の適用業務 保安規定品質マネジメント システム計画	備考
その他発電用原子炉の附属施設	外郭浸水防護設備 浸水防護施設	—*	—*	防波壁（多重鋼管杭式擁壁）	I	○	○	
				防波壁（逆T擁壁）	I	○	○	
				防波壁（波返重力擁壁）	I	○	○	
				防波壁通路防波扉（1号機北側）	II	○	○	
				防波壁通路防波扉（2号機北側）	II	○	○	
				防波壁通路防波扉（荷揚場南）	II	○	○	
				防波壁通路防波扉（3号機東側）	II	○	○	
				屋外排水路逆止弁①	I	○	○	
				屋外排水路逆止弁②	I	○	○	
				屋外排水路逆止弁③	I	○	○	
				屋外排水路逆止弁④	I	○	○	
				屋外排水路逆止弁⑤	I	○	○	
				屋外排水路逆止弁⑥	I	○	○	
				屋外排水路逆止弁⑦	I	○	○	
				屋外排水路逆止弁⑧-1	I	○	○	
				屋外排水路逆止弁⑧-2	I	○	○	
				屋外排水路逆止弁⑨	I	○	○	
				屋外排水路逆止弁⑩	I	○	○	
				屋外排水路逆止弁⑪	I	○	○	
				屋外排水路逆止弁⑫	I	○	○	
				屋外排水路逆止弁⑬	I	○	○	
				取水槽除じん機エリア防水壁	I	○	○	
				取水槽除じん機エリア水密扉（東）	I	○	○	
				取水槽除じん機エリア水密扉（西）	I	○	○	
				取水槽除じん機エリア水密扉（北）	I	○	○	
				1号機取水槽流路縮小工	I	○	○	
				内郭浸水防護設備	—*	防水区画構造物	タービン建物 地下1階 復水系配管室防水壁	I
	タービン建物 地下1階 復水器室北西側防水壁	I	○				○	
	タービン建物 地下1階 復水器室北側防水壁	I	○				○	
	タービン建物 地下1階 復水器室北東側防水壁	I	○				○	

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別	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質保証ランク	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4 調達」の適用業務			備考
						「7.3 設計開発」の適用業務	品質保証ランク	品質保証ランク	
その他発電用原子炉の附属施設	浸水防護施設	内郭浸水防護設備	—*	防水区画構造物	取水槽海水ポンプエリア防護対策設備防水壁	I	○	○	
					ディーゼル燃料移送ポンプエリア防護対策設備北側防水壁	I	○	○	
					ディーゼル燃料移送ポンプエリア防護対策設備南側防水壁	I	○	○	
					タービン建物 地下1階 復水系配管室北側水密扉	I	○	○	
					タービン建物 地下1階 復水系配管室南側水密扉	I	○	○	
					タービン建物 地下1階 復水系配管室南東側水密扉	I	○	○	
					タービン建物 地下1階 封水回収ポンプ室北側水密扉	I	○	○	
					取水槽海水ポンプエリア水密扉（西）	I	○	○	
					取水槽海水ポンプエリア水密扉（中）	I	○	○	
					取水槽海水ポンプエリア水密扉（東）	I	○	○	
					ディーゼル燃料移送ポンプエリア防護対策設備北側水密扉	I	○	○	
					ディーゼル燃料移送ポンプエリア防護対策設備南側水密扉	I	○	○	
					復水貯蔵タンク水密扉	I	○	○	
					補助復水貯蔵タンク水密扉	I	○	○	
					トーラス水受入タンク水密扉	I	○	○	
					屋外配管ダクト（B-ディーゼル燃料貯蔵タンク～原子炉建物）水密扉	I	○	○	
					原子炉建物 地下2階 A-DG 制御盤室北側水密扉	I	○	○	
					原子炉建物 地下2階 A-RHR ポンプ室北側水密扉	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					原子炉建物 地下2階 トーラス室北東水密扉	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					原子炉建物 地下2階 トーラス室南東水密扉	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					原子炉建物 地下2階 トーラス室北西水密扉	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					原子炉建物 地下2階 トーラス室南西水密扉	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
					原子炉建物 地下2階 H-DG 制御盤室南側水密扉	I	○	○	
					原子炉建物 地下2階 H-DG 制御盤室北側水密扉	I	○	○	
					原子炉建物 地下2階 RCIC ポンプ室西側水密扉	I	○	○	
					原子炉建物 地下2階 A-DG 制御盤室南側水密扉	I	○	○	
					原子炉建物 地下2階 C-RHR ポンプ室南側水密扉	I	○	○	
					原子炉建物 地下1階 CRD ポンプ室南側水密扉	I	○	○	
					原子炉建物 地下1階 CRD ポンプ室東側水密扉	I	○	○	
					原子炉建物 地下1階 IA 圧縮機室水密扉（階段室）	I	○	○	

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別	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質保証ランク	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.3 設計開発」の適用業務	保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4 調達」の適用業務	備考	
その他発電用原子炉の附属施設	浸水防護施設	内郭浸水防護設備	—*	防水区画構造物	原子炉建物 地下1階 IA 圧縮機室水密扉（南側）	I	○	○	
					原子炉建物 地下1階 東側エアロック前水密扉	I	○	○	
					原子炉建物 1階 RCW 熱交換器室南側水密扉	I	○	○	
					原子炉建物 1階 大物搬入口水密扉	I	○	○	
					タービン建物 地下1階 TCW 熱交換器室南側水密扉	I	○	○	
					タービン建物 1階 西側エアロック前水密扉	I	○	○	
					タービン建物 2階 常用電気室南側水密扉	I	○	○	
					タービン建物 2階 離相母線室南側水密扉	I	○	○	
					タービン建物 2階 大物搬入口水密扉	I	○	○	
					制御室建物 2階 チェックポイント連絡水密扉	I	○	○	
					廃棄物処理建物 地下1階 被服置場北側水密扉	I	○	○	
					廃棄物処理建物 1階 大物搬入口水密扉	I	○	○	
					廃棄物処理建物 1階 ドラム缶搬入口水密扉	I	○	○	
					廃棄物処理建物 2階 非常用再循環送風機室東側水密扉	I	○	○	
					サイトバンカ建物 1階 南東側ポンプ室水密扉	I	○	○	
					原子炉建物 地下2階 B-非常用 DG 電気室南側浸水防止堰	I	○	○	
					原子炉建物 地下1階 RCIC 直流 C/C 浸水防止堰	I	○	○	
					原子炉建物 地下1階 HPCS 給気消音器フィルタ室浸水防止堰	I	○	○	
					原子炉建物 地下1階 南側通路浸水防止堰	I	○	○	
					原子炉建物 地下1階 北西階段浸水防止堰	I	○	○	
					原子炉建物 地下1階 DG 室給気ダクト室南側階段浸水防止堰	I	○	○	
					原子炉建物 地下1階 第3チェックポイント浸水防止堰	I	○	○	
					原子炉建物 1階 北東階段浸水防止堰	I	○	○	
					原子炉建物 1階 北西階段浸水防止堰	I	○	○	
					原子炉建物 1階 PLR ポンプMGセット室南西階段浸水防止堰	I	○	○	
					原子炉建物 1階 エアロック前浸水防止堰	I	○	○	
					原子炉建物 1階 南東階段浸水防止堰	I	○	○	
					原子炉建物 1階 南西階段浸水防止堰	I	○	○	
					原子炉建物 1階 第2チェックポイント浸水防止堰（非管理区域側）	I	○	○	
					原子炉建物 1階 第2チェックポイント浸水防止堰（管理区域側）	I	○	○	

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別	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質保証ランク	「7.3 設計開発」の適用業務	「7.4 調達」の適用業務	備考	
						保安規定品質マネジメントシステム計画	保安規定品質マネジメントシステム計画		
その他発電用原子炉の附属施設	浸水防護施設	内郭浸水防護設備	—*	防水区画構造物	原子炉建物 2階 原子炉棟送風機室南側階段浸水防止堰	I	○	○	
					原子炉建物 2階 北東階段浸水防止堰	I	○	○	
					原子炉建物 2階 北西階段浸水防止堰	I	○	○	
					原子炉建物 2階 A-原子炉格納容器 H2・O2 分析計ボンベラック室西側浸水防止堰	I	○	○	
					原子炉建物 2階 A-非常用電気室南側浸水防止堰	I	○	○	
					原子炉建物 2階 B-非常用電気室北側浸水防止堰	I	○	○	
					原子炉建物 2階 A-非常用 DG 室送風機室浸水防止堰	I	○	○	
					原子炉建物 2階 東側 PCV ペネトレーション室北側浸水防止堰	I	○	○	
					原子炉建物 2階 南東階段浸水防止堰	I	○	○	
					原子炉建物 2階 西側 PCV ペネトレーション室北側浸水防止堰	I	○	○	
					原子炉建物 2階 南西階段浸水防止堰	I	○	○	
					原子炉建物 2階 非常用電気室北側浸水防止堰	I	○	○	
					原子炉建物 2階 A-逃がし安全弁室素ガス供給装置横浸水防止堰	I	○	○	
					原子炉建物 2階 B-RHR バルブ室北側浸水防止堰	I	○	○	
					原子炉建物 2階 RCW バルブ室東側浸水防止堰	I	○	○	
					原子炉建物 2階 A-原子炉格納容器 H2・O2 分析計ボンベラック室東側浸水防止堰	I	○	○	
					原子炉建物 中2階 北東階段浸水防止堰	I	○	○	
					原子炉建物 中2階 エアロック前浸水防止堰	I	○	○	
					原子炉建物 中2階 CUW バルブ室東側浸水防止堰	I	○	○	
					原子炉建物 中2階 CUW サージタンク室浸水防止堰	I	○	○	
					原子炉建物 中2階 南東階段浸水防止堰	I	○	○	
					原子炉建物 中2階 南西階段浸水防止堰	I	○	○	
					原子炉建物 3階 北東階段浸水防止堰	I	○	○	
					原子炉建物 3階 北西階段浸水防止堰	I	○	○	
					原子炉建物 3階 南東階段浸水防止堰	I	○	○	
					原子炉建物 3階 南西階段浸水防止堰	I	○	○	
					原子炉建物 3階 A-CAMS 室前浸水防止堰（通路側）	I	○	○	
					原子炉建物 3階 A-CAMS 室前浸水防止堰（SGT 室側）	I	○	○	
					原子炉建物 3階 B-CAMS 室前浸水防止堰	I	○	○	
					原子炉建物 3階 北西側階段室浸水防止堰	I	○	○	

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別	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質保証ランク	「7.3 設計開発」の適用業務	「7.4 調達」の適用業務	備考	
						保安規定品質マネジメントシステム計画	保安規定品質マネジメントシステム計画		
その他発電用原子炉の附属施設	浸水防護施設	内郭浸水防護設備	—*	防水区画構造物	原子炉建物 4階 北東階段浸水防止堰	I	○	○	
					原子炉建物 4階 エアロック浸水防止堰	I	○	○	
					原子炉建物 4階 南東階段浸水防止堰	I	○	○	
					原子炉建物 4階 北西階段浸水防止堰	I	○	○	
					原子炉建物 4階 大物搬入口浸水防止堰	I	○	○	
					タービン建物 1階 給水加熱器室南西浸水防止堰	I	○	○	
					タービン建物 1階 給水加熱器室開口部浸水防止堰	I	○	○	
					タービン建物 2階 復水器室南西階段浸水防止堰	I	○	○	
					タービン建物 3階 タービン建物ダストサンブラ室西側浸水防止堰	I	○	○	
					タービン建物 3階 オペフロ南側階段浸水防止堰	I	○	○	
					タービン建物 3階 オペフロ北西階段浸水防止堰	I	○	○	
					タービン建物 3階 オペフロ南西階段浸水防止堰	I	○	○	
					タービン建物 3階 オペフロ南東階段浸水防止堰	I	○	○	
					タービン建物 3階 大物搬入口浸水防止堰	I	○	○	
					タービン建物 3階 常用電気室送風機室南側浸水防止堰	I	○	○	
					タービン建物 3階 タービン建物送風機室南側浸水防止堰	I	○	○	
					タービン建物 4階 工具室浸水防止堰	I	○	○	
					制御室建物 2階 第1チェックポイント東側浸水防止堰	I	○	○	
					制御室建物 2階 第1チェックポイント中央浸水防止堰	I	○	○	
					[Redacted]	I	○	○	
					[Redacted]	I	○	○	
					[Redacted]	I	○	○	
					廃棄物処理建物 地下1階 通路東側浸水防止堰	I	○	○	
					廃棄物処理建物 1階 補助盤室東側通路南側浸水防止堰	I	○	○	
					廃棄物処理建物 1階 補助盤室東側（北）浸水防止堰	I	○	○	
					廃棄物処理建物 1階 補助盤室東側（中）浸水防止堰	I	○	○	
					廃棄物処理建物 1階 補助盤室東側（南）浸水防止堰	I	○	○	
					廃棄物処理建物 1階 補助盤室前浸水防止堰	I	○	○	
					廃棄物処理建物 1階 中央制御室横会議室浸水防止堰（補助盤室側）	I	○	○	
					廃棄物処理建物 1階 中央制御室横会議室浸水防止堰（予備室側）	I	○	○	

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別	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質保証ランク	「7.3 設計開発」の適用業務	保安規定品質マネジメントシステム計画 「7.4 調達」の適用業務	備考
その他発電用原子炉の附属施設	浸水防護施設	—*	防水区画構造物	廃棄物処理建物 1階 中央制御室横会議室浸水防止堰（運転員控室側）	I	○	○	
				廃棄物処理建物 2階 中央制御室送風機室階段浸水防止堰	I	○	○	
				廃棄物処理建物 2階 計算機室連絡扉前浸水防止堰	I	○	○	
				廃棄物処理建物 4階 廃棄物処理建物送風機室南側浸水防止堰（非管理区域側）	I	○	○	
				廃棄物処理建物 4階 廃棄物処理建物送風機室南側浸水防止堰（管理区域側）	I	○	○	
				廃棄物処理建物 4階 南側シャッター前浸水防止堰	I	○	○	
				サイトバンカ建物 1階 南側大物搬入口浸水防止堰	I	○	○	
				サイトバンカ建物 1階 排風機室北側浸水防止堰	I	○	○	
				サイトバンカ建物 1階 北側大物搬入口浸水防止堰	I	○	○	
				サイトバンカ建物 1階 北西側階段室浸水防止堰	I	○	○	
				サイトバンカ建物 1階 建物出入口浸水防止堰	I	○	○	
				サイトバンカ建物 2階 ブリコート室浸水防止堰	I	○	○	
				サイトバンカ建物 3階 固体廃棄物貯蔵プール室北東側浸水防止堰	I	○	○	
				サイトバンカ建物 3階 固体廃棄物貯蔵プール室東側浸水防止堰	I	○	○	
				サイトバンカ建物 3階 固体廃棄物貯蔵プール室南東側浸水防止堰	I	○	○	
				サイトバンカ建物 3階 固体廃棄物貯蔵プール室北西側浸水防止堰	I	○	○	
				サイトバンカ建物 3階 固体廃棄物貯蔵プール室南西側浸水防止堰	I	○	○	
				サイトバンカ建物 3階 固体廃棄物貯蔵プール室機器搬入口浸水防止堰	I	○	○	
				サイトバンカ建物 3階 溶融物搬入機室浸水防止堰	I	○	○	
				原子炉建物 3階 新燃料検査台ピット室防水板	I	○	○	
				タービン建物 2階 固定子冷却装置室西側防水板（非管理区域側）	I	○	○	
				タービン建物 2階 固定子冷却装置室西側防水板（管理区域側）	I	○	○	
				廃棄物処理建物 2階 廃棄物処理建物 C/C 室防水板（非管理区域側）	I	○	○	
				廃棄物処理建物 2階 廃棄物処理建物 C/C 室防水板（管理区域側）	I	○	○	
				廃棄物処理建物 2階 A-原子炉浄化樹脂貯蔵タンク水中ポンプ操作室防水板（非管理区域側）	I	○	○	
				廃棄物処理建物 2階 A-原子炉浄化樹脂貯蔵タンク水中ポンプ操作室防水板（管理区域側）	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、該当する機器区分が存在しない場合を示す。

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。）

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

島根原子力発電所第2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、島根原子力発電所第2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

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			インプット	アウトプット	他の記録類	
		◎：主担当 ○：関連						
		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 ・技術基準規則	—	
	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 ・安全審査指針 ・技術基準規則 ・旧技術基準規則	・様式-2	
	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	・様式-3 ・様式-4	—
						・様式-2 ・様式-4 ・実用炉規則別表第二 ・技術基準規則	・様式-5	
						・設置変更許可申請書 ・設置許可基準規則 ・技術基準規則	・様式-6 ・様式-7	
						・基本設計方針	・様式-5	
	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 ・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	—
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. 補機駆動用燃料設備の設計								
	2.1 ディーゼル燃料貯蔵タンク，ガスタービン発電機用軽油タンク及びタンクローリ	◎	—	—	・様式-2 ・様式-5 ・VI-1-10-9 の「2.3.2 ディーゼル燃料貯蔵タンク，ガスタービン発電機用軽油タンク及びタンクローリ」で取りまとめた機能単位の系統図	・補機駆動用燃料設備に係る系統図	—	

設工認に係る設計の実績、工事及び検査の計画

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			インプット	アウトプット	他の記録類
			◎：主担当 ○：関連					
			本社	発電所	供給者			
設計	3.3.3 (2)	2.2 大量送水車付燃料タンク及び大型送水ポンプ車付燃料タンク	◎	—	—	・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 ・補機駆動用燃料設備に係る機器の配置を明示した図面 ・補機駆動用燃料設備に係る系統図 ・構造図	—
	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	—	—
	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	・工事計画認可申請書（補正）妥当性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	・立案・決定票
工事及び検査	3.4.1	設工認に基づく具体的な設備の設計の実施（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	具体的な設備の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	—
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別	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質保証ランク			備考	
					品質保証ランク	「7.3 設計開発」の適用業務	「7.4 調達」の適用業務		
その他発電用原子炉の附属施設	補機駆動用燃料設備	—*	容器	A-ディーゼル燃料貯蔵タンク	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				B-ディーゼル燃料貯蔵タンク	B	○	○		
				ディーゼル燃料貯蔵タンク	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				ガスタービン発電機用軽油タンク	A	○	○		
				大量送水車付燃料タンク	C	○	○		
				大型送水ポンプ車付燃料タンク	C	○	○		
				大型送水ポンプ車付燃料タンク	C	○	○		
				タンクローリ	C	○	○		
				主配管	タンクローリ給油用 20m, 7m ホース	C	○	○	
					タンクローリ送油用 20m ホース	C	○	○	

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-1-10-15 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

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

島根原子力発電所第2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、島根原子力発電所第2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

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			インプット	アウトプット	他の記録類	
		◎：主担当 ○：関連						
		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 ・技術基準規則	—	
	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 ・安全審査指針 ・技術基準規則 ・旧技術基準規則	・様式-2	
	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	・様式-3 ・様式-4	—
						・様式-2 ・様式-4 ・実用炉規則別表第二 ・技術基準規則	・様式-5	
						・設置変更許可申請書 ・設置許可基準規則 ・技術基準規則	・様式-6 ・様式-7	
						・基本設計方針	・様式-5	
	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 ・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	—
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. 冷却水を確保するための設計	◎	—	—	・基本設計方針 ・設備図書 ・冷却に必要な海水量 ・VI-1-10-13 の「2.4 入力津波による津波防護対象設備への影響評価の実施」において実施した評価結果	・要目表 ・取水口及び放水口に関する説明書 ・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 ・非常用取水設備の配置を明示した図面 ・構造図	—	

設工認に係る設計の実績、工事及び検査の計画

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	3.3.3 (3) 設計のアウトプットに対する検証	◎	—	—	・様式-2～様式-8	—	—
	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	・工事計画認可申請書（補正）妥当性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	・立案・決定票
工事 及び 検査	3.4.1 設工認に基づく具体的な設備の設計の実施（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 具体的な設備の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	—
	3.5.5 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別	設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質保証ランク	保安規定品質マネジメントシステム計画 「7.4 調達」の適用業務 保安規定品質マネジメントシステム計画 「7.3 設計開発」の適用業務	備考
その他発電用原子炉の附属施設 非常用取水設備	取水設備	—*	—*	取水槽		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。	
				取水管		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。	
				取水口		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。	

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-1-10-16 設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画

敷地内土木構造物

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

島根原子力発電所第2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、島根原子力発電所第2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

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			インプット	アウトプット	他の記録類		
		◎：主担当 ○：関連							
		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 ・技術基準規則	—	—	
	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 ・安全審査指針 ・技術基準規則 ・旧技術基準規則	・様式-2	—	
	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	・様式-3 ・様式-4	—	
						・様式-2 ・様式-4 ・実用炉規則別表第二 ・技術基準規則	・様式-5		
						・設置変更許可申請書 ・設置許可基準規則 ・技術基準規則	・様式-6 ・様式-7		
						・基本設計方針	・様式-5		
	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 ・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	—	
						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
						2. 敷地内土木構造物の設計	◎	—	—
	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	—	—	
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	・工事計画認可申請書（補正）妥当性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	・立案・決定票		

設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画

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 設工認に基づく具体的な設備の設計の実施（設計 3）	—	◎	—	・設計資料	・様式-8 の「設備の具体的な設計結果」欄	—
	3.4.2 具体的な設備の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	—
	3.5.5 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別		設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質保証ランク	「7.3 設計開発」の適用業務 保安規定品質マネジメント システム計画	「7.4 調達」の適用業務 保安規定品質マネジメント システム計画	備考
その他発電用原子炉の附属施設	敷地内土木構造物	敷地内土木構造物	—*	—*	抑止杭	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、該当する機器区分が存在しない場合を示す。

VI-1-10-17 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

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

島根原子力発電所第2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、島根原子力発電所第2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

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			インプット	アウトプット	他の記録類				
		◎：主担当 ○：関連									
		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 ・技術基準規則	—				
	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 ・安全審査指針 ・技術基準規則 ・旧技術基準規則	・様式-2				
	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	・様式-3 ・様式-4	—			
						・様式-2 ・様式-4 ・実用炉規則別表第二 ・技術基準規則	・様式-5				
						・設置変更許可申請書 ・設置許可基準規則 ・技術基準規則	・様式-6 ・様式-7				
						・基本設計方針	・様式-5				
	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 ・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	—			
						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
						2. 緊急時対策所の設置等に関する設計					
						2.1 設置場所等に関する設計	◎		—	—	・基本設計方針 ・設備図書 ・設置変更許可時の設計資料 ・VI-1-10-4 の「4. 地震による損傷防止に関する設計」において設計した結果 ・VI-1-10-13 の「2.3 入力津波の設定」において設定した入力津波の情報
	2.2 代替電源設備に関する設計	◎	—	—	・基本設計方針 ・設置変更許可時の設計資料 ・VI-1-10-9 の「2.1.6 緊急時対策所用発電機」において設計した結果	・緊急時対策所の機能に関する説明書	—				

設工認に係る設計の実績、工事及び検査の計画

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	3.3.3 (2)	3. 緊急時対策所機能に係る設計						
		3.1 居住性の確保に関する設計	◎	—	○	<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 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 VI-1-10-7 の「3.1.1 可搬式エリア放射線モニタ」において設計した結果 VI-1-10-7 の「8. 出入管理設備に関する設計」において設計した結果 VI-1-10-7 の「10.2 緊急時対策所」において設計した結果 解析の入力条件となる情報（発電所で収集している気象データ、要員の滞在及びマスクの運用並びに評価点の位置及び滞在時間） 	<ul style="list-style-type: none"> 要目表 緊急時対策所の機能に関する説明書 緊急時対策所の居住性に関する説明書 	<ul style="list-style-type: none"> 仕様書 解析業務実施状況確認記録
		3.2 情報の把握に関する設計	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 基本設計方針 VI-1-10-5 の「8. 通信連絡設備に関する設計」において設計した結果 	<ul style="list-style-type: none"> 要目表 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 	—
		3.3 通信連絡に関する設計	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 基本設計方針 VI-1-10-5 の「8. 通信連絡設備に関する設計」において設計した結果 	<ul style="list-style-type: none"> 要目表 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 	—
		3.4 有毒ガスに対する防護措置に関する設計	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 基本設計方針 設置変更許可時の設計資料 	<ul style="list-style-type: none"> 要目表 緊急時対策所の機能に関する説明書 	—
	4. 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	

設工認に係る設計の実績、工事及び検査の計画

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	3.3.3 (3) 設計のアウトプットに対する検証	◎	—	—	・様式-2～様式-8	—	—
	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	・工事計画認可申請書（補正）妥当性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	・立案・決定票
工事 及び 検査	3.4.1 設工認に基づく具体的な設備の設計の実施（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 具体的な設備の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	—
	3.5.5 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	品質保証ランク	保安規定品質マネジメントシステム計画 「7.4 調達」の適用業務 保安規定品質マネジメントシステム計画 「7.3 設計開発」の適用業務	備考	
								品質保証ランク
その他発電用原子炉の附属施設	緊急時対策所	緊急時対策所機能	—*	—*	緊急時対策所機能	A, 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、該当する機器区分が存在しない場合を示す。