

## VI-1-8 原子炉格納施設の説明書

VI-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書

## 目 次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
2.1 設計基準事故時における基本方針	1
2.2 重大事故等時における基本方針	2
3. 構造及び機能	4
3.1 原子炉格納容器の構造の概要	4
3.2 原子炉格納容器の機能	5
4. 原子炉格納施設の設計条件	5
4.1 設計上考慮すべき状態	6
4.1.1 各運転状態の定義	6
4.1.2 原子炉格納施設における運転状態	6
4.2 設計基準事故時における設計条件	7
4.2.1 圧力及び温度に関する設計条件	8
4.2.2 漏えい率に対する設計条件	10
4.2.3 最低使用温度	10
4.2.4 使用材料	11
4.2.5 耐圧試験圧力	14
4.2.6 開口部	14
4.2.7 配管貫通部	14
4.2.8 電気配線貫通部	14
4.2.9 原子炉格納容器隔離弁	15
4.2.10 原子炉格納容器体積	26
4.2.11 原子炉格納容器安全設備	26
4.2.12 圧力抑制効果を得るために必要な構造及び寸法	26
4.2.13 真空破壊装置	28
4.2.14 原子炉建物原子炉棟	28
4.2.15 可燃性ガス濃度制御設備	29
4.2.16 放射性物質濃度制御設備	29
4.2.17 原子炉格納容器調気設備	29
4.2.18 冷却材喪失事故時の荷重	30
4.2.19 逃がし安全弁作動時の荷重	34
4.2.20 地震荷重	34
4.3 重大事故等時における設計条件	34
4.3.1 原子炉格納容器の評価温度, 評価圧力	34

4.3.2	重大事故等時における原子炉格納容器の熱輸送機能	39
4.3.3	重大事故等時における原子炉格納容器冷却機能	40
4.3.4	重大事故等時における原子炉格納容器の過圧破損防止機能	41
4.3.5	重大事故等時における原子炉格納容器下部の熔融炉心冷却機能	42
4.3.6	重大事故等時における水素爆発による原子炉格納容器の破損防止機能	44
4.3.7	重大事故等時における水素爆発による原子炉建物等の損傷防止機能	45
4.3.8	重大事故等時における放射性物質拡散抑制機能	45
4.3.9	重大事故等時に加わる動荷重	45
5.	原子炉格納施設の荷重の組合せ	46
5.1	荷重の種類	46
5.2	荷重の組合せ	47
5.3	繰返し荷重に対する解析	51
6.	重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能評価及び その他影響確認	54
6.1	重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能評価	54
6.1.1	評価方針	54
6.1.2	評価対象部位及び評価対象部位における機能喪失要因	54
6.1.3	評価方法	57
6.1.4	評価結果	61
6.2	その他原子炉格納容器限界温度，圧力に対する影響確認	71
6.2.1	確認内容	71
6.2.2	確認結果	71
7.	引用文献	72
別添1 重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能健全性について		
別添2 コリウムシールドの設計		
別添3 格納容器フィルタベント系の設計		

## 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」（以下「技術基準規則」という。）第44条及びその「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）の要求に対する原子炉格納施設の設計基準事故時の設計条件について記載したものであり、最高使用圧力、最高使用温度、外圧、設計漏えい率、最低使用温度、使用材料（原子炉格納容器バウンダリの脆性破壊防止含む）、耐圧試験圧力、開口部、配管貫通部、電気配線貫通部、原子炉格納容器隔離弁、原子炉格納容器体積、原子炉格納容器安全設備、圧力抑制効果を得るために必要な構造及び寸法、真空破壊装置、原子炉建物原子炉棟、可燃性ガス濃度制御設備、放射性物質濃度制御設備、原子炉格納容器調気設備、冷却材喪失事故時の荷重、逃がし安全弁作動時の荷重、地震荷重、荷重の組合せ、繰返し荷重に対する解析について説明する資料である。

また、技術基準規則第63, 64, 65, 66, 67, 68, 70 及び71条並びにそれらの解釈の要求に対する重大事故等対処設備として原子炉格納施設の破損防止に係る機能、重大事故等時の動荷重、荷重の組合せについても説明するとともに、重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能評価についても説明する。

## 2. 基本方針

原子炉格納施設は、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の際に漏えいする放射性物質が公衆に放射線障害を及ぼすおそれがない設計とする。

### 2.1 設計基準事故時における基本方針

原子炉格納容器は、上下部半球胴部円筒形のドライウエル、円環形のサプレッションチェンバ等からなる圧力抑制形であり、残留熱除去系（格納容器冷却モード）とあいまって原子炉冷却材圧力バウンダリ配管の最も過酷な破断を想定し、これにより放出される原子炉冷却材のエネルギーによる原子炉冷却材喪失（以下「冷却材喪失」という。）時の最大の圧力、最高の温度及び設計上想定された地震荷重に耐える設計とする。

原子炉格納容器は、冷却材喪失時及び逃がし安全弁作動時において、原子炉格納容器に生じる動荷重に対して健全性を損なわない構造強度を有するように設計する。なお、原子炉格納容器に生じる動荷重に対する設計は、「BWR. MARK I型格納容器圧力抑制系に加わる動荷重の評価指針」に基づき実施する。

原子炉格納容器の開口部である出入口及び貫通部を含めて原子炉格納容器全体の漏えい率を許容値以下に保ち、冷却材喪失時及び逃がし安全弁作動時において想定される原子炉格納容器内の圧力、温度、放射線等の環境条件の下でも原子炉格納容器バウンダリの健全性を保つように設計するとともに、漏えい試験ができる設計とする。

原子炉格納容器バウンダリを構成する機器は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、原子炉格納容器バウンダリの非延性破壊（脆性破壊）及び破断を防

止する設計とする。

原子炉格納容器を貫通する各施設の配管系に設ける原子炉格納容器隔離弁は、安全保護装置からの信号により、自動的に閉鎖する動力駆動弁、チェーンロックが可能な手動弁、キーロックが可能な遠隔操作弁又は隔離機能を有する逆止弁とし、原子炉格納容器の隔離機能の確保が可能な設計とする。

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の際に生ずる原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇により原子炉格納容器の安全性を損なうことを防止するとともに、原子炉格納容器内から漏えいする放射性物質の濃度を低減する設備として、残留熱除去系（格納容器冷却モード）を設置する設計とする。

冷却材喪失時に原子炉格納容器内で発生するおそれのある水素及び酸素の燃焼反応を防止するため、可燃性ガス濃度制御系を設ける。可燃性ガス濃度制御系は、窒素ガス制御系により原子炉格納容器内に窒素を充填することとあいまって、事故後の原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を可燃限界未満に抑制できる設計とする。

冷却材喪失事故後、ドライウエル内蒸気の凝縮が進み、ドライウエル圧力がサブプレッションチェンバ圧力より低下した場合に、圧力差により自動的に働き、サブプレッションチェンバのプール水のドライウエルへの逆流及びドライウエルの破損を防止するため、真空破壊装置を設置する設計とする。

原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）は、原子炉格納容器を完全に取り囲む構造となっており、非常用ガス処理系により内部の負圧を確保し、原子炉格納容器から放射性物質の漏えいがあっても発電所周辺に直接放出されることを防止する設計とする。

## 2.2 重大事故等時における基本方針

原子炉格納容器は、重大事故等時の条件下においても放射性物質の閉じ込め機能を有する設計とする。

重大事故等時の原子炉格納容器内の熱を輸送するために用いる格納容器フィルタベント系は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを第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により放射性物質を低減させた後に原子炉建物屋上に設ける放出口から放出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を抑制しつつ、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。また、格納容器フィルタベント系は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換した状態で待機させ、使用後においても不活性ガスで置換できる設計とする。

重大事故等時の原子炉格納容器内の冷却のために用いる格納容器代替スプレイ系（常設）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、低圧原子炉代替注水ポンプ及び大量送水車によりドライウエル内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることができる設計とする。また、残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び残

留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、残留熱除去ポンプによりサプレッションチェンバのプール水をドライウェル内及びサプレッションチェンバ内にスプレイ並びに残留熱除去ポンプ及び残留熱除去系熱交換器によりサプレッションチェンバのプール水を冷却することで原子炉格納容器を冷却できる設計とする。

重大事故等時の原子炉格納容器の過圧破損防止のために用いる残留熱代替除去系は、残留熱代替除去ポンプによりサプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器にて冷却し、原子炉圧力容器へ注水するとともに、原子炉格納容器内へスプレイすることで、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。また、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及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器により放射性物質を低減させた後に原子炉建物屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

また、格納容器フィルタベント系は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防止するため、系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換した状態で待機させ、使用後においても不活性ガスで置換できる設計とする。

重大事故等時の原子炉格納容器下部の熔融炉心冷却のために用いるペDESTAL代替注水系（常設）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、低圧原子炉代替注水ポンプ及び大量送水車により、原子炉格納容器スプレイ管からドライウェル内にスプレイすることで原子炉格納容器下部へ流入し、熔融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した熔融炉心を冷却できる設計とする。また、ペDESTAL代替注水系（可搬型）は、大量送水車により、原子炉格納容器下部へ注水し、熔融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した熔融炉心を冷却できる設計とする。

また、熔融炉心が原子炉圧力容器から原子炉格納容器下部へ落下する場合に、ドライウェル機器ドレンサンプ及びドライウェル床ドレンサンプへの熔融炉心の流入を抑制するため、コリウムシールドを設ける。

熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するために用いる低圧原子炉代替注水系（常設）、低圧原子炉代替注水系（可搬型）、高圧原子炉代替注水系及びほう酸水注入系は、低圧原子炉代替注水系（常設）、低圧原子炉代替注水系（可搬型）及び高圧原子炉代替注水系のいずれかと並行してほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水を行うことで熔融炉心を冷却できる設計とする。

重大事故等時の原子炉格納容器内における水素爆発による破損防止のために用いる窒素ガス代替注入系は、原子炉格納容器内を不活性化するため、原子炉格納容器内に窒素を供給することで、ジルコニウム-水反応及び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ガス及び酸素ガスの濃度を可燃限界未満にできる設計とする。

また、格納容器フィルタベント系は、原子炉格納容器雰囲気ガスを第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により放射性物質を低減させた後に原子炉建物屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への排出を低減しつつ、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを大気に排出できる設計とし、排気中に含まれる水素ガス及び酸素ガスによる水素爆発を防止するため、系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換した状態で待機させ、使用後においても不活性ガスで置換できる設計とし、排出経路に水素ガス及び酸素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、水素ガス及び酸素ガスを連続して排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。

原子炉建物等の水素爆発による損傷を防止するために用いる静的触媒式水素処理装置は、原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内に漏えいした水素ガスと酸素ガスを触媒反応によって再結合させることで、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内の水素濃度の上昇を抑制し、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）の水素爆発を防止できる設計とする。

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至った場合において、発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために用いる原子炉建物放水設備は、大型送水ポンプ車により海水を取水し、放水砲から原子炉建物へ放水することで発電所外への放射性物質の拡散を抑制できる設計とし、原子炉建物周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するため、大型送水ポンプ車により海水を泡消火薬剤と混合しながらホースを経由して放水砲から原子炉建物周辺へ放水できる設計とする。また、海洋拡散抑制設備は、シルトフェンスを汚染水が発電所から海洋に流出する2号炉放水接合槽及び輪谷湾に設置し、放射性物質吸着材を汚染水が通過する雨水排水路集水柵に設置することで発電所外への放射性物質の拡散を抑制する設計とする。

原子炉格納容器は、想定される重大事故等時において、設計基準対象施設としての最高使用圧力及び最高使用温度を超える可能性があるが、設計基準対象施設としての最高使用圧力の2倍である限界圧力及び200℃の限界温度で閉じ込め機能を損なわない設計とする。

上記の設計のための、評価に用いる解析コードの検証及び妥当性確認等の概要については、VI-5「計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。

### 3. 構造及び機能

#### 3.1 原子炉格納容器の構造の概要

島根原子力発電所第2号機の一次格納施設は圧力抑制型格納容器で、原子炉圧力容器及び原子炉再循環系等を取り囲む上下部半球胴部円筒形のドライウエル、プール水を内蔵する円環形のサプレッションチェンバとこれを連絡するベント系からなっている。

ドライウエル、サプレッションチェンバ及びベント系は鋼製で、ドライウエル底部は、コンクリートに埋設され、サプレッションチェンバは支持脚を介して各々原子炉建物基礎スラブに支持されている。また、ベント管、ベントヘッド及びダウンコマより構成されるベント系はド



ライウエルにより支持されている。

### 3.2 原子炉格納容器の機能

原子炉格納容器は冷却材喪失事故時に放射性物質が漏えいするのを防ぐ機能を有しており、原子炉格納容器のドライウエル内で原子炉冷却材圧力バウンダリ配管が破断した場合、蒸気や炉水がドライウエル空間に放出される。その結果ドライウエル圧力が上昇し、空気又は窒素、蒸気、水の混合物はベント管を通してサブプレッションチェンバ内のプール水中へ押し出される。ここで蒸気はプール水によって冷却されて凝縮し、その結果としてドライウエル内圧力の上昇は抑制される。この圧力抑制効果を得るために必要な構造及び寸法についての記述を「4.2.12 圧力抑制効果を得るために必要な構造及び寸法」に示す。サブプレッションチェンバに押し出された非凝縮性ガスはサブプレッションチェンバ自由空間に貯えられる。また、サブプレッションチェンバは、逃がし安全弁から放出する蒸気を凝縮する機能も有している。

非常用炉心冷却設備の作動により、炉心が静水頭換算でジェットポンプのノズルの高さまで再冠水した後の余剰水の溢水や残留熱除去系（格納容器冷却モード）の起動によりドライウエルが負圧になった場合において、その負圧を解消し、原子炉格納容器の健全性を維持するために真空破壊装置を設けているが、この設備については「4.2.13 真空破壊装置」に記述する。

圧力抑制型格納容器の機能を十分に発揮するために、これらを補助する設備を設けているが、この設備については、「4.2.11 原子炉格納容器安全設備」、「4.2.15 可燃性ガス濃度制御設備」、「4.2.16 放射性物質濃度制御設備」及び「4.2.17 原子炉格納容器調気設備」に記述する。

原子炉格納容器は搬出入を行うために開口部を設けているが、この設備については「4.2.6 開口部」に記述する。

原子炉格納容器は各種配管、電気配線を貫通させるために貫通部を設けているが、この設備については「4.2.7 配管貫通部」及び「4.2.8 電気配線貫通部」に記述する。

原子炉格納容器を貫通して取り付ける管には原子炉格納容器バウンダリを構成するために原子炉格納容器隔離弁を設けているが、この設備については「4.2.9 原子炉格納容器隔離弁」に記述する。

原子炉格納容器バウンダリを構成する機器は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、非延性破壊（脆性破壊）及び破断を防止する設計とする。これを実現する材料については「4.2.4 使用材料」に記述する。

## 4. 原子炉格納施設的设计条件

原子炉格納施設的设计条件として、各運転状態の定義について述べ、設計基準事故時における設計条件と、重大事故等時における設計条件に分類し、項目ごとに説明する。

#### 4.1 設計上考慮すべき状態

##### 4.1.1 各運転状態の定義

各状態を次のように定義する。

- (1) 「運転状態Ⅰ」とは、発電用原子炉施設の通常運転時の状態をいう。
- (2) 「運転状態Ⅱ」とは、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される環境条件において、運転状態Ⅰ，運転状態Ⅲ，運転状態Ⅳ，運転状態Ⅴ及び試験状態以外の状態をいう。
- (3) 「運転状態Ⅲ」とは、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される環境条件において、発電用原子炉施設の故障，異常な作動等により発電用原子炉の運転の停止が緊急に必要とされる状態をいう。
- (4) 「運転状態Ⅳ」とは、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される環境条件において、発電用原子炉施設の安全設計上想定される異常な事態が生じている状態をいう。
- (5) 「運転状態Ⅴ」とは、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対して原子炉の安全性を損なうことがないように設計することを求められる構築物，系統及び機器がその安全機能を喪失した場合であって，炉心の著しい損傷に至るおそれがあると想定する運転状態，使用済燃料貯蔵槽内に貯蔵されている燃料の著しい損傷に至るおそれがあると想定する運転状態及び運転停止中の原子炉において燃料の著しい損傷に至るおそれがあると想定する運転状態，並びに原子炉格納容器が損傷し，放射性物質が異常な水準で工場等外へ放出されるおそれのある状態をいう。
- (6) 「運転状態Ⅴ（S）」とは，運転状態Ⅴのうち，事象発生直後の短期的に荷重が作用している状態をいう。
- (7) 「運転状態Ⅴ（L）」とは，運転状態Ⅴのうち，長期的（過渡状態を除く一連の期間）に荷重が作用している状態をいう。
- (8) 「運転状態Ⅴ（LL）」とは，運転状態Ⅴのうち，運転状態Ⅴ（L）より更に長期的に荷重が作用している状態をいう。
- (9) 「試験状態」とは，耐圧試験により発電用原子炉施設に最高使用圧力を超える圧力が加えられている状態をいう。

##### 4.1.2 原子炉格納施設における運転状態

各状態には次の事象がある。

- (1) 運転状態Ⅰ
  - a. 起動
  - b. 停止
  - c. 出力運転
  - d. 高温待機

- e. 燃料交換
- (2) 運転状態Ⅱ
  - a. 外部電源喪失
  - b. 負荷の喪失
  - c. 主蒸気隔離弁の閉鎖
  - d. 原子炉給水制御系の故障
  - e. 圧力抑制装置の故障
  - f. 全給水流量の喪失
  - g. タービントリップ
  - h. 逃がし安全弁誤作動
- (3) 運転状態Ⅲ
  - a. 過大圧力
- (4) 運転状態Ⅳ
  - a. 冷却材喪失
- (5) 運転状態Ⅴ
  - a. 重大事故等時
- (6) 試験状態
  - a. 耐圧試験

運転状態Ⅰのうち、a. 起動、b. 停止、c. 出力運転については、起動、停止、出力運転サイクルの温度変動による荷重を考慮する。

e. 燃料交換については燃料交換時の水荷重を考慮する。

運転状態Ⅱの各事象、及び運転状態Ⅲの a. 過大圧力の事象は逃がし安全弁作動が考えられるが、原子炉格納施設の設計に当たっては、最も厳しい運転状態Ⅱの c. 主蒸気隔離弁の閉鎖による事象を考慮する。

運転状態Ⅴの事象は、重大事故等時のうち原子炉格納容器内圧力及び温度が厳しくなる事象を考慮する。

#### 4.2 設計基準事故時における設計条件

原子炉格納容器の設計基準事故時の設計条件として、施設時に適用した「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」(昭和40年通商産業省令第62号)(以下「省令第62号」という。)、告示第501号「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準」(昭和55年10月30日通商産業省告示第501号)(以下「告示第501号」という。)に基づき最高使用圧力、最高使用温度、最低使用温度等を設定し、原子炉格納容器の強度評価等も含めた設計条件として使用する。

以下に設計条件として使用する項目について示す。

#### 4.2.1 圧力及び温度に関する設計条件

##### (1) 最高使用圧力及び最高使用温度

原子炉格納容器は冷却材喪失事故直後の圧力上昇に耐えうるものでなくてはならない。冷却材喪失事故時の原子炉格納容器の過渡解析では保守的なモデルを使用している。

島根原子力発電所第2号機もこの解析モデルを使って解析を行ったが、その際のインプットデータとしてはドライウエル空間容積（約7900m<sup>3</sup>）、サプレッションチェンバ空間容積（約4700m<sup>3</sup>）、サプレッションプール水量（約2800m<sup>3</sup>）などを用いている。

解析の際の初期条件は、表4-1に示す通常運転中の圧力及び温度である。

表4-1 解析に用いた初期条件

	ドライウエル	サプレッションチェンバ
圧力	5kPa	5kPa
温度	57℃	35℃

解析結果による最高圧力及び最高温度は表4-2に示す値となる。

また、解析結果による圧力変化及び温度変化を図4-1、図4-2に示す。

表4-2 解析結果による最高圧力及び最高温度\*

	ドライウエル	サプレッションチェンバ
圧力	327kPa	209kPa
温度	145℃	88℃

注記\*：昭和59年9月17日付け59資庁第8283号にて認可された工事計画の添付書類「IV-1-4 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」による。

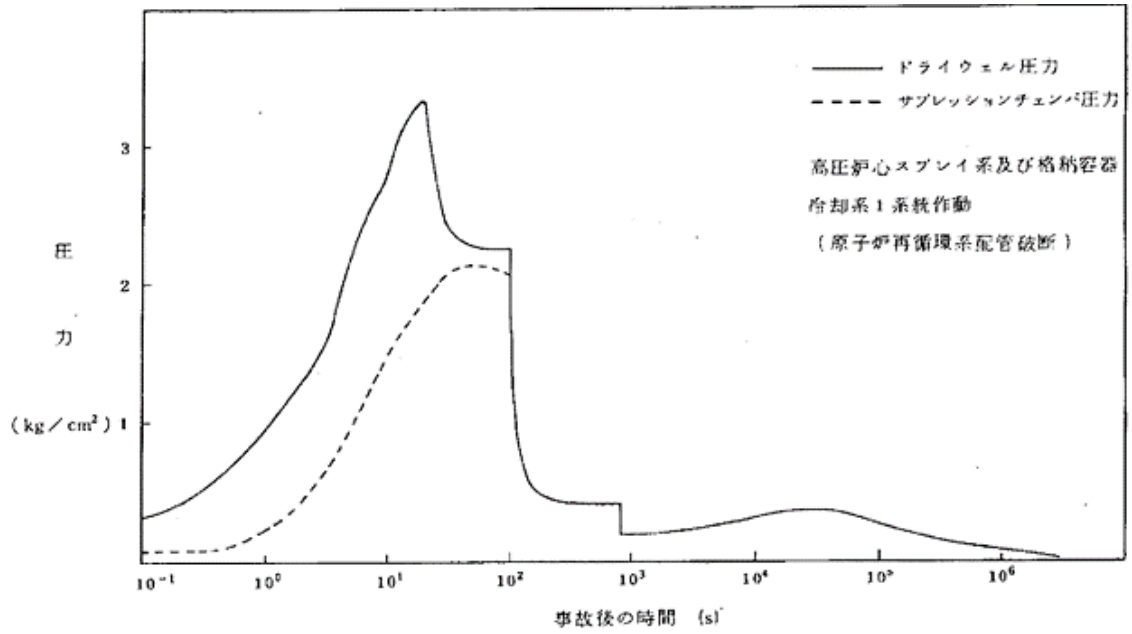


図 4-1 ドライウエル及びサプレッションチェンバの圧力変化\*

注記\* : 昭和 59 年 9 月 17 日付け 59 資庁第 8283 号にて認可された工事計画の添付書類「IV-1-4 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書」による。

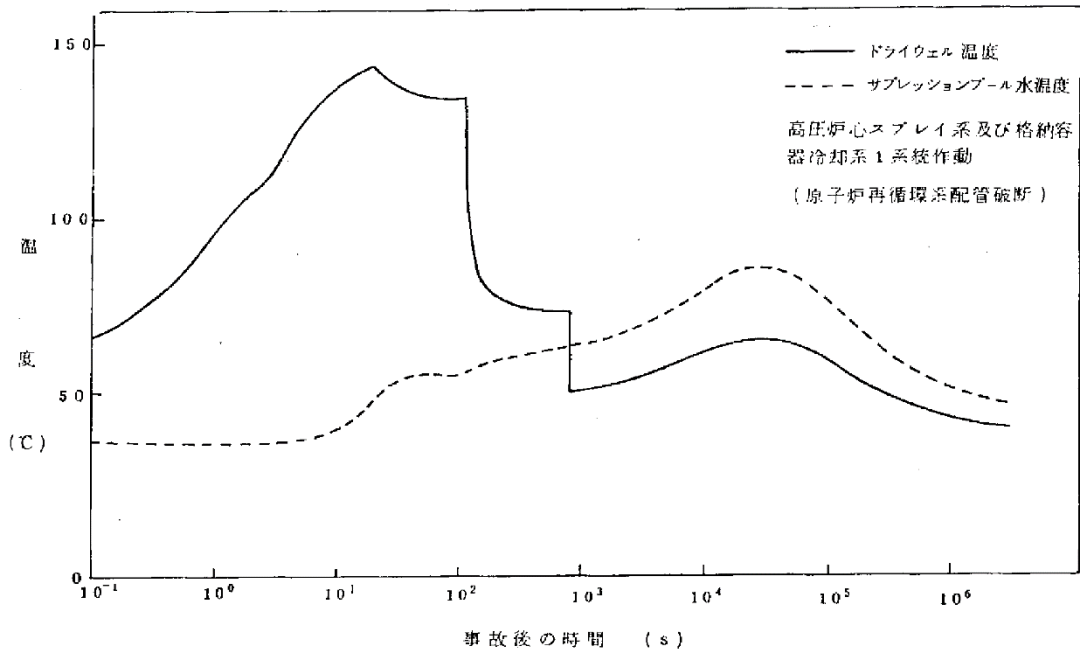


図 4-2 ドライウエル及びサプレッションチェンバの温度変化\*

注記\* : 昭和 59 年 9 月 17 日付け 59 資庁第 8283 号にて認可された工事計画の添付書類「IV-1-4 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書」による。

上記の解析結果に余裕をもたせて最高使用圧力及び最高使用温度を表 4-3 に示す値とする。

表 4-3 最高使用圧力及び最高使用温度

	ドライウエル	サブプレッションチェンバ
圧力	427kPa	427kPa
温度	171℃	104℃

## (2) 外圧

原子炉格納容器の外面にうける最高の圧力については真空破壊装置を設けることによって過大な外圧が作用しないように、原子炉格納容器を防護する設計としている。

ドライウエル及びサブプレッションチェンバの外面にうける最高の圧力は 14kPa とする。

### 4.2.2 漏えい率に対する設計条件

安全評価では、原子炉格納容器の設計漏えい率は、常温、最高使用圧力の 0.9 倍の圧力の空気において、原子炉格納容器内空間容積の 0.5%/day 以下としており、この設計漏えい率の最大値 (0.5%/day) を使用して解析し、安全評価の結果、設計基準事故時の実効線量は、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」の基準を満足している\*1。

また、重大事故等時及び仮想事故時の線量は、0.5%/day の漏えいが発生すると仮定した場合、「原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断のめやすについて」のめやす線量を下回っている\*2。

以上より、原子炉格納容器の設計漏えい率は、常温、最高使用圧力の 0.9 倍の圧力の空気において、原子炉格納容器内空気重量の 0.5%/day 以下とする。

注記\*1：令和 3 年 9 月 15 日付け「原規規発第 2109152 号」をもって許可を受けた「島根原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十 I 3. 設計基準事故解析 3.4.4 原子炉冷却材喪失 3.4.4.3.2 線量当量の評価 (3) 評価結果

\*2：平成 20 年 10 月 28 日付け「平成 18・10・23 原第 12 号」をもって許可を受けた「島根原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十 4. 重大事故及び仮想事故

### 4.2.3 最低使用温度

原子炉格納容器の最低使用温度を表 4-4 に示す。

表 4-4 原子炉格納容器の最低使用温度

	ドライウエル	サプレッションチェンバ
最低使用温度	-8℃	-8℃

最低使用温度はドライウエル，サプレッションチェンバとも同じ値とする。この最低使用温度は耐圧漏えい試験時（試験状態）を考慮して決めたものであり，建設時を除けば，原子炉建物内にあるため 10℃としても十分である。

#### 4.2.4 使用材料

原子炉格納容器バウンダリに使用するフェライト系材料は原子炉格納容器の最低使用温度に対して脆性破壊を防止するため，告示第 5 0 1 号の規定により衝撃試験又は落重試験を行い，これに合格したものを使用する。

原子炉格納容器の脆性破壊防止に関する確認事項を以下に示す。

##### (1) 原子炉格納容器の脆性破壊防止

###### a. 概要

原子炉格納容器は，施設時に適用された「告示第 5 0 1 号」及び「電気工作物の溶接に関する技術基準を定める省令」（昭和 45 年通商産業省令第 81 号，昭和 60 年 10 月改正）（以下「省令第 81 号」という。）に基づき，材料，設計及び製作において，次の試験を実施し，脆性破壊に対し十分安全であることを確認されたものを使用する。

- (a) 原子炉格納容器の材料は，告示第 5 0 1 号第 20 条第 3 項に規定する破壊靱性試験を行い，同条第 4 項に規定する合格基準に適合するものを使用する。
- (b) 原子炉格納容器の溶接部は，省令第 81 号第 28 条第 2 項に規定する試験板について第 26 条の規定に基づき，機械試験を行い，同条に規定する合格基準に適合することを確認されたものを使用する。

###### b. 脆性破壊防止のための確認事項実施要領

###### (a) 原子炉格納容器の材料に関する確認

材料に関する衝撃試験の実施要領は次のとおりである。

###### イ. 対象材料

第 2 種容器に使用する材料を対象とする。ただし，次に掲げる材料は試験を行うことを要しない。

- ① 厚さが 16mm 未満の材料
- ② 断面積が 625mm<sup>2</sup> 未満の棒の材料
- ③ 呼び径が 25mm 未満のボルト等の材料
- ④ 外径が 169mm 未満の管の材料
- ⑤ 厚さが 16mm 又は外径が 169mm 未満の管に接続されるフランジの材料及び管継

手の材料

⑥ オーステナイト系ステンレス鋼及び高ニッケル合金

ロ. 材料

原子炉格納容器において、該当する材料は次のとおりである。

--

ハ. 試験温度

試験温度は、 $-25^{\circ}\text{C}$ 以下とする。これは最低使用温度 ( $-8^{\circ}\text{C}$ ) より  $17^{\circ}\text{C}$ 以上低い温度である。

ニ. 試験片

試験片は、3個採取する。

ホ. 合格基準

試験片の吸収エネルギーが表4-5から表4-9に示す値以上であるものを合格とする。なお、再試験は告示第501号第20条の規定による。

表4-5 衝撃試験における合格基準：

吸収エネルギー	
3個の平均[J]	最小値[J]
<input type="text"/>	<input type="text"/>

表4-6 衝撃試験における合格基準：

吸収エネルギー	
3個の平均[J]	最小値[J]
<input type="text"/>	<input type="text"/>

表4-7 衝撃試験における合格基準：

吸収エネルギー	
3個の平均[J]	最小値[J]
<input type="text"/>	<input type="text"/>

表4-8 衝撃試験における合格基準：

吸収エネルギー	
3個の平均[J]	最小値[J]
<input type="text"/>	<input type="text"/>



表 4-9 衝撃試験における合格基準： 

吸収エネルギー	
3 個の平均[J]	最小値[J]
<input type="text"/>	<input type="text"/>

(b) 原子炉格納容器の溶接部に関する確認

溶接に関する衝撃試験の実施要領は次のとおりである。

イ. 対象溶接部

第 2 種容器の突合せ溶接による溶接部を対象とする。ただし次に掲げる材料は試験を行うことを要しない。

① 外形又は厚さが小さい場合の溶接部

a. 厚さが 16mm 未満の溶接部

b. 外径が 169mm 未満の管の溶接部

c. 厚さが 16mm 又は外径が 169mm 未満の管に接続されるフランジ又は管継手の溶接部

② オーステナイト系ステンレス合金、ニッケルクロム鉄合金及び非鉄金属の溶接部

ロ. 母材の材料

原子炉格納容器において、該当する材料は  及び  である。

ハ. 試験温度

試験温度は、 $-25^{\circ}\text{C}$  以下とする。これは最低使用温度 ( $-8^{\circ}\text{C}$ ) より  $17^{\circ}\text{C}$  以上低い温度である。

ニ. 試験片

試験片は溶接金属部及び熱影響部からそれぞれ 3 個採取する。

ホ. 合格基準

試験片の吸収エネルギーが表 4-10 及び表 4-11 に示す値以上であるものを合格とする。

なお、再試験は省令第 81 号第 30 条（第 13 条準用）の規定による。

表 4-10 本体溶接部に対する衝撃試験における合格基準： 

吸収エネルギー	
3 個の平均[J]	最小値[J]
<input type="text"/>	<input type="text"/>

表 4-11 本体溶接部に対する衝撃試験における合格基準： 

吸収エネルギー	
3 個の平均[J]	最小値[J]
<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

#### 4.2.5 耐圧試験圧力

原子炉格納容器の耐圧試験圧力は、施設時に適用された告示第 5 0 1 号第 104 条に基づき、最高使用圧力 427kPa (4.35kg/cm<sup>2</sup>) の 1.125 倍である 481kPa (4.9kg/cm<sup>2</sup>) で気圧試験を行い原子炉格納容器の健全性を確認する。

以上より、原子炉格納容器の耐圧試験圧力を 481kPa (4.9kg/cm<sup>2</sup>) とする。

#### 4.2.6 開口部

開口部となるドライウェル主フランジ，機器搬入口，逃がし安全弁搬出ハッチ，制御棒駆動機構搬出ハッチ，サプレッションチェンバアクセスハッチ（以下「ハッチ類」という。）及び所員用エアロックは十分な気密性を保つ設計とし，想定される漏えい量その他の漏えい試験に影響を与える環境条件として，判定基準に適切な余裕係数を見込み，日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」（J E A C 4 2 0 3）に定める漏えい試験のうち B 種試験ができる設計とする。

所員用エアロックは，扉の開閉状態を管理するため，所員用エアロックの扉が開いた場合には，中央制御室に警報を発信する。また，所員用エアロックの扉は，両方の扉が同時に開かないようにインターロックを設ける設計とする。

ハッチ類は，原子炉格納容器の貫通部にフランジ付きの胴板が溶接固定されており，ハッチ類の外周側から蓋フランジをガスケットとボルトで固定し，気密性を保つ設計とする。

#### 4.2.7 配管貫通部

原子炉格納容器配管貫通部は，冷却材喪失時において想定される原子炉格納容器内の圧力を考慮した最高使用圧力，温度を考慮した最高使用温度，湿度，放射線等の環境条件の下でも機能を発揮できる設計とする。

#### 4.2.8 電気配線貫通部

原子炉格納容器電気配線貫通部は，冷却材喪失時において想定される原子炉格納容器内の圧力を考慮した最高使用圧力，温度を考慮した最高使用温度，湿度，放射線等の環境条件の下でも機能を発揮できるよう，それらの試験条件を考慮した試験により健全性が確認されたものを使用する設計とする。

#### 4.2.9 原子炉格納容器隔離弁

原子炉格納容器隔離弁（以下「隔離弁」という。）は、施設時に適用された省令第 62 号第 32 条第 3 項に基づくとともに以下に示す設計方針及び設計仕様にに基づき設置する。

##### (1) 設計方針

原子炉格納容器を貫通する各施設の配管系に設ける隔離弁は、安全保護装置からの信号により、自動的に閉鎖する動力駆動弁、チェーンロックが可能な手動弁、キーロックが可能な遠隔操作弁又は隔離機能を有する逆止弁とし、原子炉格納容器の隔離機能の確保が可能な設計とする。

原子炉冷却材圧力バウンダリに接続するか、又は原子炉格納容器内に開口し、原子炉格納容器を貫通している各配管は、冷却材喪失事故時に必要とする配管及び計測制御系統施設に関連する小口径配管を除いて、原則として原子炉格納容器の内側に 1 個、外側に 1 個の自動隔離弁を原子炉格納容器に近接した箇所に設ける設計とする。

ただし、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設内及び原子炉格納容器内に開口部がなく、かつ、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊の際に損壊するおそれがない管又は原子炉格納容器外側で閉じた系を構成した管で、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の際に、原子炉格納容器内で水封が維持され、かつ、原子炉格納容器外へ導かれた漏えい水による放射性物質の放出量が、冷却材喪失事故時の原子炉格納容器内気相部からの漏えいによる放出量に比べ十分小さい配管については、原子炉格納容器の内側又は外側に少なくとも 1 個の隔離弁を原子炉格納容器に近接した箇所に設ける設計とする。

また、原子炉格納容器の内側で閉じた系を構成する管に設置する隔離弁は、遠隔操作にて閉止可能な弁を設置することも可能とする。

貫通箇所の内側又は外側に設置する隔離弁は、一方の側の設置箇所における管であって、湿気や水滴等により駆動機構等の機能が著しく低下するおそれがある箇所、配管が狭隘部を貫通する場合であって貫通部に近接した箇所に設置できないことによりその機能が著しく低下するような箇所には、貫通箇所の外側であって近接した箇所に 2 個の隔離弁を設ける設計とする。

原子炉格納容器を貫通する配管には、圧力開放板を設けない設計とする。

設計基準事故及び重大事故等の収束に必要な非常用炉心冷却設備及び残留熱除去系（格納容器冷却モード）で原子炉格納容器を貫通する配管、その他隔離弁を設けることにより安全性を損なうおそれがあり、かつ、当該系統の配管により原子炉格納容器の隔離機能が失われない場合は、自動隔離弁を設けない設計とする。

ただし、原則遠隔操作が可能であり、設計基準事故時及び重大事故等時に容易に閉鎖可能な隔離機能を有する弁を設置する設計とする。

また、重大事故等時に使用する窒素ガス制御系の隔離弁については、設計基準事故時の隔離機能の確保を考慮し自動隔離弁とし、重大事故等時に容易に開可能な設計とする。

原子炉格納容器を貫通する計測制御系統施設又は制御棒駆動装置に関連する小口径配管であって特に隔離弁を設けない場合には，隔離弁を設置したものと同等の隔離機能を有する設計とする。

原子炉冷却材圧力バウンダリに接続される原子炉格納容器を貫通する計測系配管に隔離弁を設けない場合には，オリフィス又は過流量防止逆止弁を設置し，流出量抑制対策を講じる設計とする。

隔離弁は，閉止後に駆動動力源が喪失した場合においても閉止状態が維持され隔離機能を喪失しない設計とする。また，隔離弁のうち，隔離信号で自動閉止するものは，隔離信号が除去されても自動開とはならない設計とする。

隔離弁は，想定される漏えい量その他の漏えい試験に影響を与える環境条件として，判定基準に適切な余裕係数を見込み，日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」（J E A C 4 2 0 3）に定める漏えい試験のうちC種試験ができる設計とする。また，隔離弁は動作試験ができる設計とする。

## (2) 設備仕様

原子炉格納容器を貫通する配管系に設ける隔離弁は，以下の項目を満足し，原子炉格納容器バウンダリを構成する。

- a. 設計基準事故及び重大事故等の収束に必要な非常用炉心冷却設備及び残留熱除去系（格納容器冷却モード）に係る配管の隔離弁は，隔離信号により自動的に閉止しないが，必要に応じて遠隔操作により閉止できる弁又は逆止弁動作により閉止する弁であり，原子炉格納容器の隔離機能を確保できる。
- b. 2 個の隔離弁を必要とする配管の弁駆動は，駆動動力源の単一故障によって両方の弁を閉止する能力を損なわない。さらに，閉止後駆動動力源の喪失によっても閉止状態が維持され，隔離機能は喪失しない。
- c. 隔離信号で自動閉止するものは，隔離信号が除去されても自動開とはならない。  
自動隔離弁への隔離信号は，原子炉水位低，ドライウェル圧力高あるいは，放射能レベル高及び手動である。

原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁の全体概要図を図 4-3 に示す。また，記号及び略号を図 4-4 に示す。

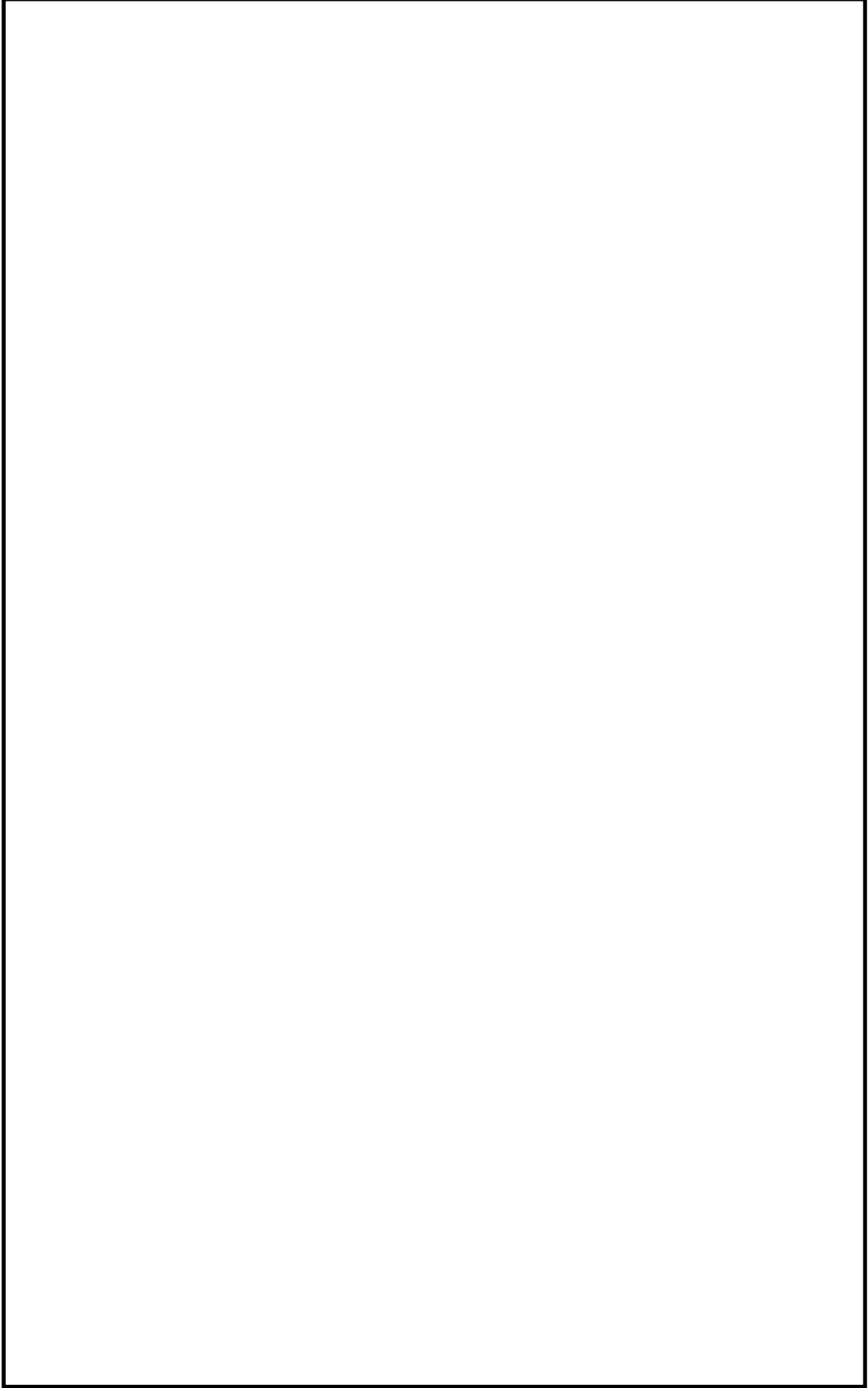


図 4-3 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図(1/7)

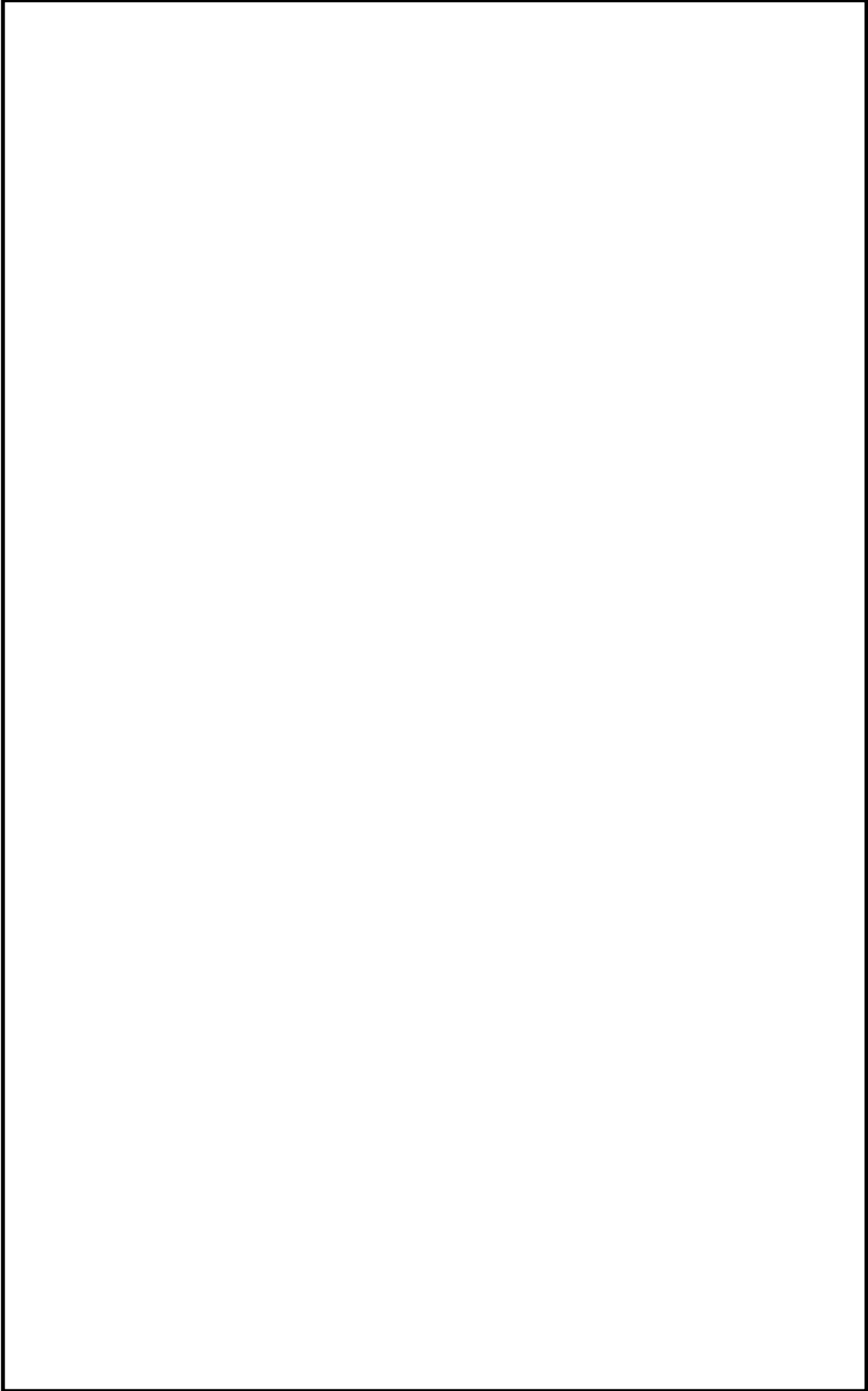


図 4-3 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図(2/7)

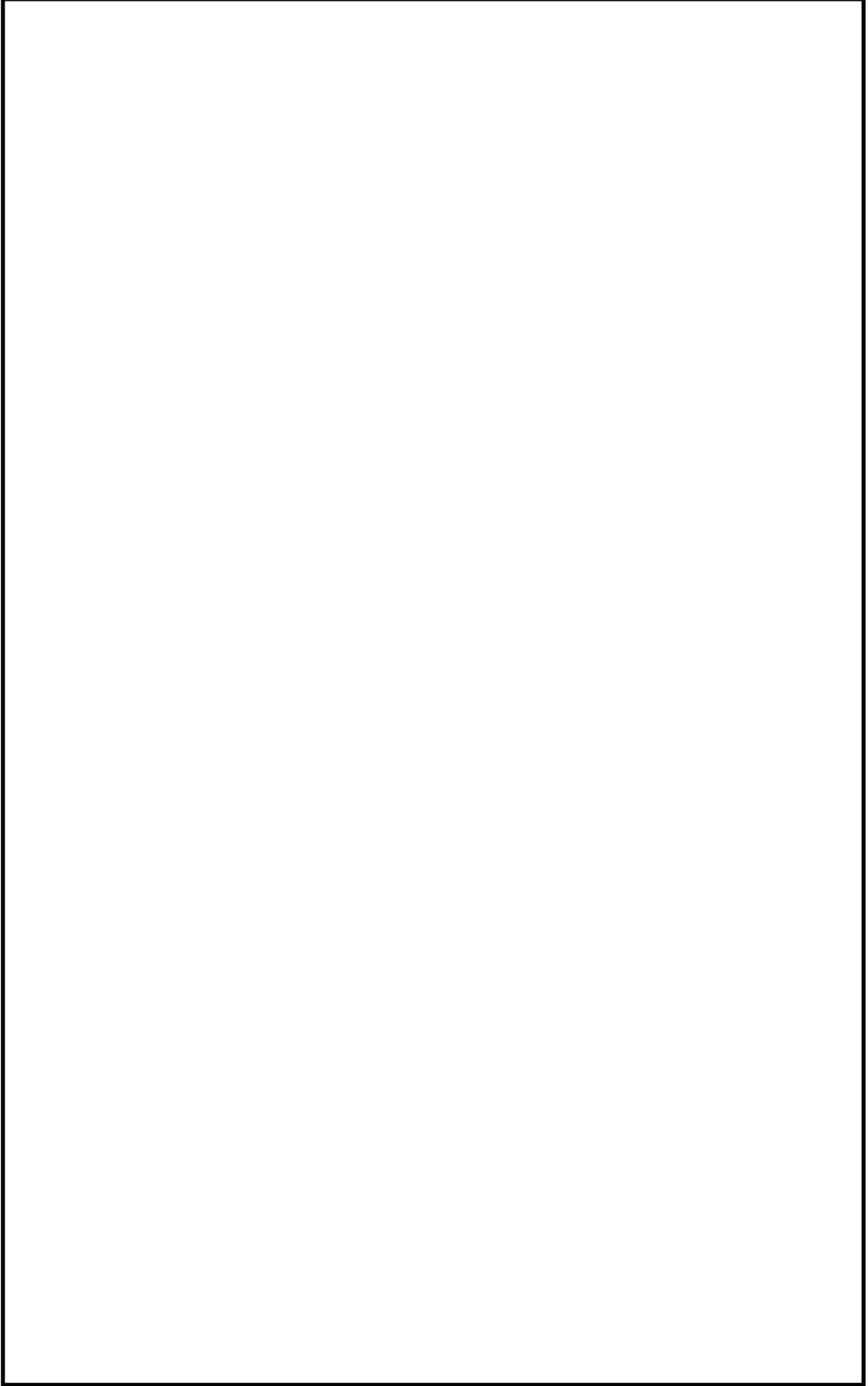


図 4-3 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図(3/7)

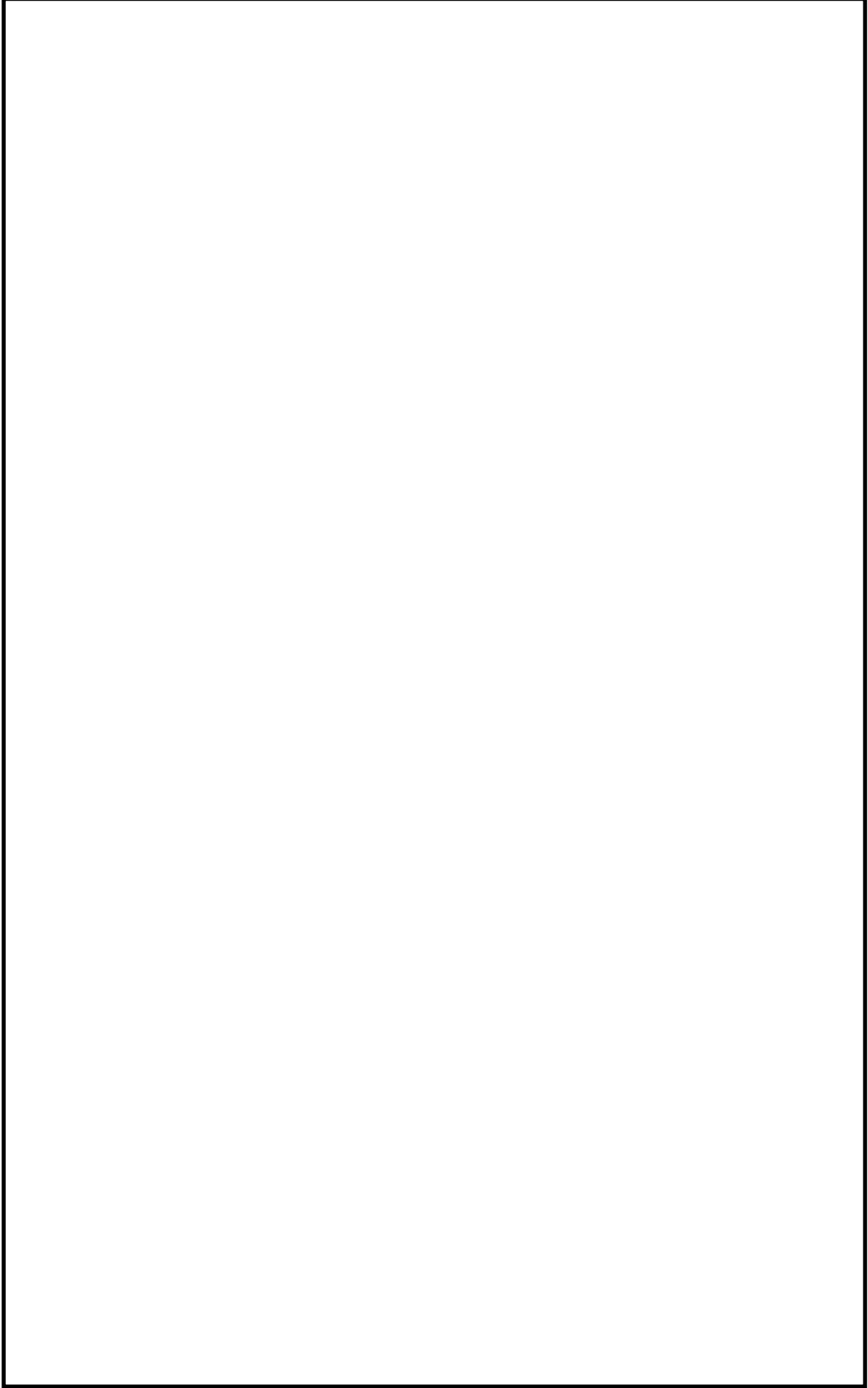


図 4-3 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図(4/7)



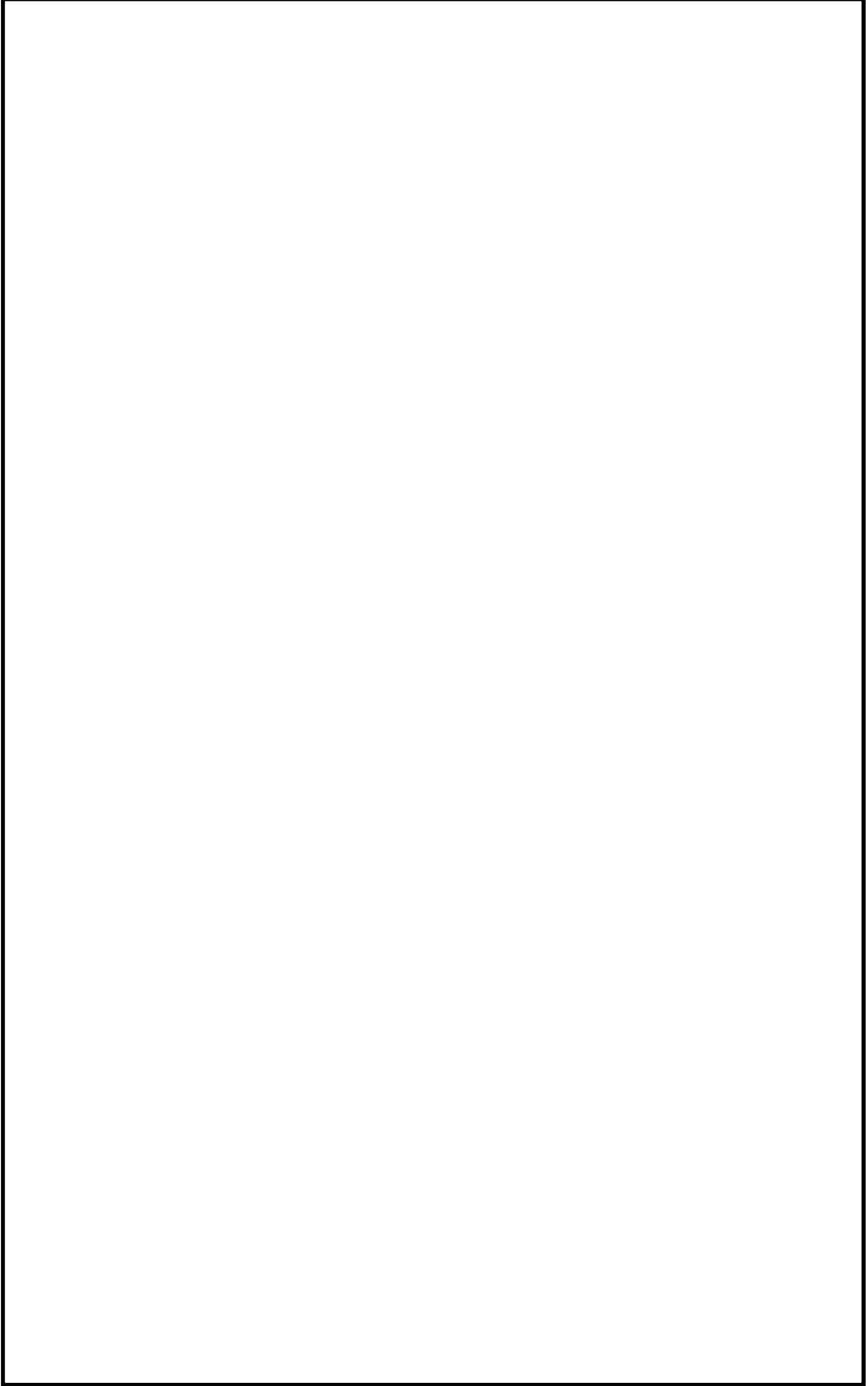


図 4-3 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図 (5/7)

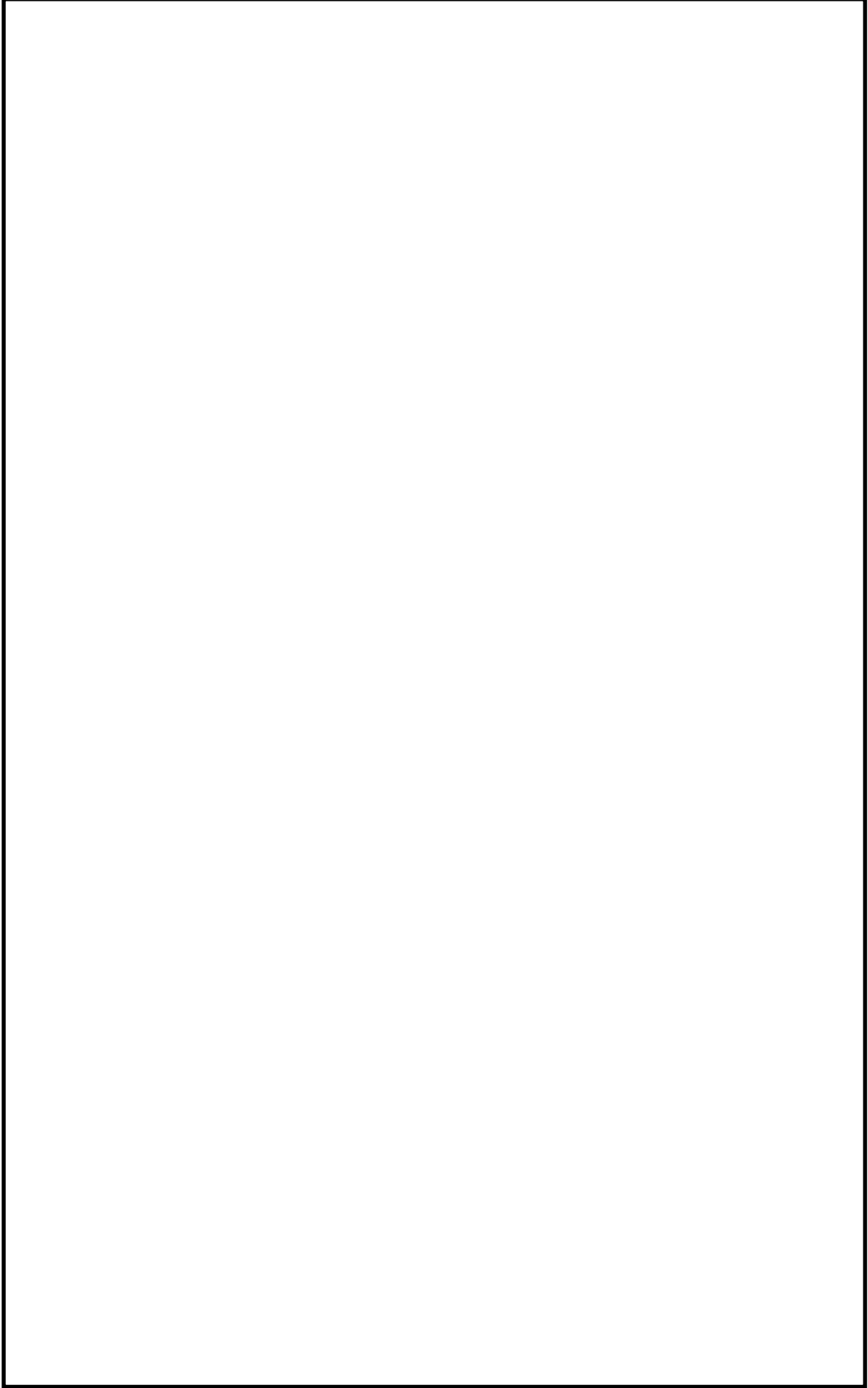


図 4-3 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図(6/7)

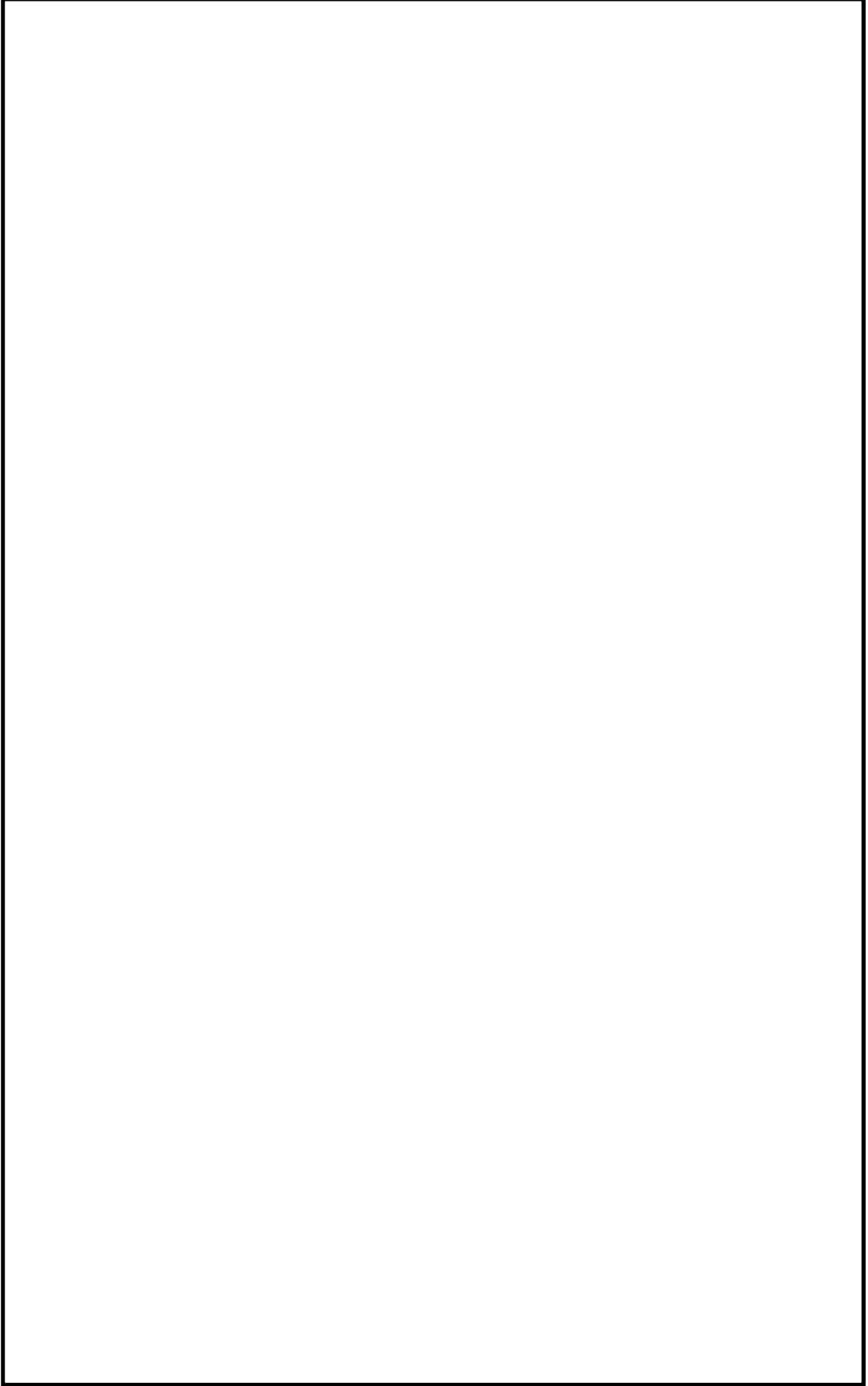
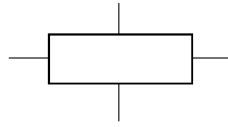


図 4-3 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図 (7/7)

(注)

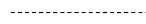
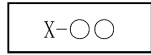
- ①：原子炉格納容器に取り付ける管の貫通箇所の内側及び外側であって近接した箇所に1個の隔離弁を設置する。
- ②：原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設内及び原子炉格納容器内に開口部がなく、かつ、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊の際に損壊するおそれがない管又は原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常の際に構造上内部に滞留する液体により原子炉格納容器内の放射性物質が外部へ漏えいするおそれがない管にあつては、貫通箇所の内側又は外側の近接した箇所に1個の隔離弁を設置する。
- ③：貫通箇所の内側又は外側に隔離弁を設ける場合には、一方の側の設置箇所における管であつて、湿気その他の隔離弁の機能に影響を与える環境条件によりその隔離弁の機能が著しく低下するおそれがあると認められるもの（湿気や水滴等により隔離弁の駆動機構等の機能が著しく低下するおそれがある管、配管が狭隘部を貫通する場合であつて貫通部に近接した箇所に設置できないことにより隔離弁の機能が著しく低下するおそれがある管）にあつては、貫通箇所の外側であつて近接した箇所に2個の隔離弁を設置する。
- ④：隔離弁を設けることを要しない箇所  
設計基準事故及び重大事故等の収束に必要な系統の配管に隔離弁を設けることにより安全性を損なうおそれがあり、かつ、当該系統の配管により原子炉格納容器の隔離機能が失われない場合。
- ⑤：隔離弁を設けることを要しない箇所  
計測制御系統施設又は制御棒駆動装置に関連する配管であつて、当該配管を通じての漏えい量が十分許容される程度に抑制されているもの。

1. 機器の表示記号

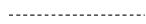


原子炉格納容器貫通部

2. 機器の略語表示

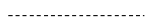
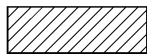


貫通部番号



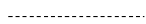
溶接キャップ

3. バウンダリの表示記号



格納容器バウンダリ

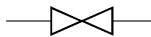
4. 弁の表示記号



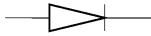
弁解放状態



弁閉止状態



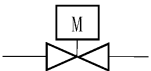
仕切弁



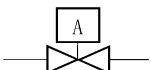
逆止弁



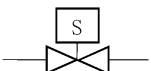
バタフライ弁



電動弁



空気作動弁



電磁弁



過流量阻止弁



安全弁または逃がし弁

図 4-4 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図の記号及び略号

#### 4.2.10 原子炉格納容器体積

設計基準事故時における冷却材喪失事故後の圧力上昇に耐えうるよう、ドライウェル空間容積（約 7900m<sup>3</sup>）、サプレッションチェンバ空間容積（約 4700m<sup>3</sup>、サプレッションプール水量が約 2800m<sup>3</sup>の場合において）の自由体積を有している。

#### 4.2.11 原子炉格納容器安全設備

設計基準対象施設としての残留熱除去系（格納容器冷却モード）は、サプレッションチェンバのプール水を原子炉格納容器内にスプレーすることにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を原子炉格納容器の最高使用圧力及び最高使用温度以下に維持できる設計とする。

サプレッションチェンバのプール水を水源とする残留熱除去ポンプは、予想される最も小さい有効吸込水頭においても、正常に機能する能力を有する設計とする\*。サプレッションチェンバは、設計基準事故及び重大事故等時に必要な水源として容量約 2800m<sup>3</sup>、個数 1 個を有する設計とする。

残留熱除去系（格納容器冷却モード）は、テストラインを構成することにより、発電用原子炉の運転中に試験ができる設計とする。また、設計基準事故時に動作する弁については、残留熱除去ポンプが停止中に開閉試験ができる設計とする。

残留熱除去系（格納容器冷却モード）は、冷却材喪失事故後、サプレッションチェンバ内のプール水をドライウェル内及びサプレッションチェンバ内にスプレーすることによって、原子炉格納容器内の温度、圧力を低減し、原子炉格納容器内に浮遊している放射性物質が漏えいするのを抑えるよう設計する。

注記\*：詳細は、VI-1-8-4「圧力低減設備その他の安全設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書」に示す。

#### 4.2.12 圧力抑制効果を得るために必要な構造及び寸法

蒸気凝縮による圧力抑制効果については、パシフィック・ガス・アンド・エレクトリック社と GE 社が米国モスランディング発電所において、フンボルトベイ及びボデガベイ原子力発電所用として行った実験結果に基づいており、この実験により圧力抑制効果を得るための必要な構造及び寸法等を定めている。

島根原子力発電所第 2 号機における構造及び寸法等と上記実験によって求められた構造及び寸法等を比較すると表 4-12 のとおりとなっており、圧力抑制効果を得るために必要な条件は満足されている。

表 4-12 島根原子力発電所第 2 号機 圧力抑制機能の構造及び寸法等

		島根原子力発電所 第 2 号機	実験結果に基づく 設計条件
1	直径 (ダウンカマ)		
2	水浸 (ダウンカマ)		
3	クリアランス (ダウンカマとサブプレッションチェンバ底部間)		
4	中心間距離 (ダウンカマ)		
5	破断面積 * ベント管流路面積		

注記\* : 破断面積 :  $A_R$

$$A_R = \text{[ ] m}^2$$

ベント管流路面積 :  $A_V$

(ベント管断面積×8 - ベント管内を貫通する逃がし安全弁排気管外径断面積)

$$A_V = \frac{\pi}{4} \times \text{[ ]} \times 8 - \text{[ ]} = \text{[ ] mm}^2 = \text{[ ] m}^2$$

ベント管内径 :  $\text{[ ] mm}$

ベント管本数 : 8 本

ベント管内を貫通する逃がし安全弁排気管外径断面積 :  $\text{[ ] mm}^2$

#### 4.2.13 真空破壊装置

##### (1) 原子炉格納容器の外圧

ドライウエルは、事故時に過大な外圧を作用させないように真空破壊装置によって保護されている。

すなわち、ドライウエル内に負圧を生じる場合は、真空破壊装置が自動的に作動して非凝縮性ガスをサブプレッションチェンバから引くことにより負圧による過大な外圧が作用しない設計とする。

##### (2) 真空破壊装置の機能

ドライウエル内の冷却材喪失事故後、ドライウエル内の蒸気の凝縮が進み、ドライウエル内圧力がサブプレッションチェンバ内圧力より下がるとサブプレッションチェンバのプール水がドライウエルに逆流し、また、負圧によってドライウエルの健全性を損なう原因となる。真空破壊装置はその作動によって両者の差圧を  kPa 以下とする。

##### (3) 真空破壊装置の容量

ドライウエルの真空破壊装置の容量は、ベント管の容量とともにモスランディング発電所における実験によって求められている。

必要な真空破壊装置の流路面積は

$$\frac{\text{真空破壊装置流路面積}}{\text{ベント管流路面積}} \geq \boxed{\phantom{00}}$$

したがって、真空破壊装置の必要流路面積  $A_B$  は

$$A_B = \frac{A_V}{\boxed{\phantom{00}}} = \boxed{\phantom{00}} \text{ m}^2$$

一方、真空破壊装置の内径は  m であるから、1 個当たりの流路面積は

$$\frac{\pi}{4} \times \boxed{\phantom{00}} = \boxed{\phantom{00}} \text{ m}^2$$

したがって、真空破壊装置の必要個数は

$$\boxed{\phantom{00}} \text{ 個}$$

実際の個数は 1 個余裕を持たせて 8 個とする。

なお、この真空破壊装置には、常時その開閉状態をチェックできる試験開閉装置を設置する。

#### 4.2.14 原子炉建物原子炉棟

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の際に原子炉格納容器から気体状の放射性物質が漏えいした場合、放射性物質の濃度を低減する設備として、原子炉



建物原子炉棟（二次格納施設）を設置する。

原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）は、原子炉格納容器を完全に取り囲む構造となっており、非常用ガス処理系により、内部の負圧を確保し、原子炉格納容器から放射性物質の漏えいがあっても発電所周辺に直接放出されることを防止する設計とする。

原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）に開口部を設ける場合には、気密性を確保する設計とする。

#### 4.2.15 可燃性ガス濃度制御設備

可燃性ガス濃度制御系は、通常運転中、窒素ガス制御系により原子炉格納容器内に窒素を充てんすることとあいまって、冷却材喪失事故後の原子炉格納容器内の水素濃度又は酸素濃度を、可燃限界に達しないための制限値である水素濃度を 4vol%未満又は酸素濃度を 5vol%未満に維持できる設計とする。

#### 4.2.16 放射性物質濃度制御設備

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の際に原子炉格納容器から気体状の放射性物質が漏えいした場合、放射性物質の濃度を低減する設備として非常用ガス処理系を設置する設計とする。

非常用ガス処理系は、冷却材喪失時に原子炉格納容器内から原子炉建物原子炉棟に漏えいした放射性よう素・粒子状核分裂生成物を除去できるように設計する。

よう素用チャコールフィルタのよう素総合除去効率は、99.97%以上となる設計とする。\*

注記\*：平成 20 年 10 月 28 日付け「平成 18・10・23 原第 12 号」をもって許可を受けた「島根原子力発電所発電用原子炉設置許可変更申請書」添付書類十 3. 事故解析  
3.4.4 原子炉冷却材喪失における解析条件

#### 4.2.17 原子炉格納容器調気設備

窒素ガス制御系は、水素及び酸素の反応を防止するため、あらかじめ原子炉格納容器内に窒素を充てんすることにより、水素濃度及び酸素濃度を可燃限界未満に保つ設計とする。

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、発電用原子炉の運転中は、原子炉格納容器内を窒素ガス制御系により常時不活性化する運用を保安規定に定めて管理する。

## 4.2.18 冷却材喪失事故時の荷重

## (1) ドライウェル内の配管破断によるジェット力

原子炉格納容器のドライウェル内で原子炉冷却材圧力バウンダリ配管が破断した場合、ドライウェル壁面は高温・高圧の飽和及び二相流の噴出流によるジェット力を受ける。

以下に F. J. MOODY の理論（引用文献(1)参照）によるジェット流の拡がりを考慮したジェット力を示す。（図 4-5 参照）

## a. 計算上の仮定

- ・配管破断は完全破断を考え、破断面は直接壁面方向を向いているものとする。
- ・破断時の原子炉内圧力は定格出力約 105%時の 7.17MPa[gage]とする。
- ・蒸気は理想気体とする。
- ・破断口の状態は臨界状態とする。
- ・破断配管の流路及び出口での摩擦損失は無視する。

## b. 対象とする配管の種類

対象とする配管は、原子炉圧力容器ヘッドスプレイ配管及び主蒸気配管とする。

## c. ジェット力

## イ. ジェット力の計算

破断口でのジェット力は引用文献(1)の(15)式より次のように計算される。

$$F_j = (1.26 \cdot P_0 - P_\infty) \cdot A_E$$

ここに、

$F_j$  : ジェット力

$P_0$  : 原子炉内圧力

$$= \boxed{\phantom{000}} \text{ MPa[abs]}$$

$P_\infty$  : 破断口より十分離れた点での圧力

$$= \boxed{\phantom{000}} \text{ MPa[abs]}$$

$A_E$  : 破断口面積

## ロ. ジェット流の拡がり面積の計算

ジェット流の拡がり面積は、引用文献(1)の(7), (15), (16)式より次のように導かれる。

$$A_\infty = \frac{V_{M\infty}}{V_{ME}} \cdot \left( 1 - \frac{P_E - P_\infty}{1.26 \cdot P_0 - P_\infty} \right) \cdot A_E$$

ここに、

$A_\infty$  : ジェット流の拡がり面積

$V_{M\infty}$  : 破断口より十分離れた点でのジェット流の比容積

$V_{ME}$  : 破断口でのジェット流の比容積

$P_E$  : 破断口での圧力

ここで、 $P_E$ 、 $V_{ME}$ 及び $V_{M\infty}$ は次のように求められる。

$P_E$ は、引用文献(1)の(14)式より、

$$P_E = P_O \cdot \left( \frac{2}{k+1} \right)^{\frac{k}{k-1}}$$

ここに、

$k$  : 断熱指数

$$= 1.3$$

一方、 $V_{ME}$ は引用文献(1)の(9)式より、

$$V_{ME} = \left\{ x \cdot V_{gE} + (1-x) \cdot K \cdot V_{fE} \right\} \cdot \left( x + \frac{1-x}{K} \right)$$

$$= 0.0435 \text{ m}^3/\text{kg}$$

ここに、

$x$  : 乾き度

$$= 0.9157$$

$V_{gE}$  : 破断口での蒸気の比容積

$$= 0.05014 \text{ m}^3/\text{kg}$$

$V_{fE}$  : 破断口での飽和水の比容積

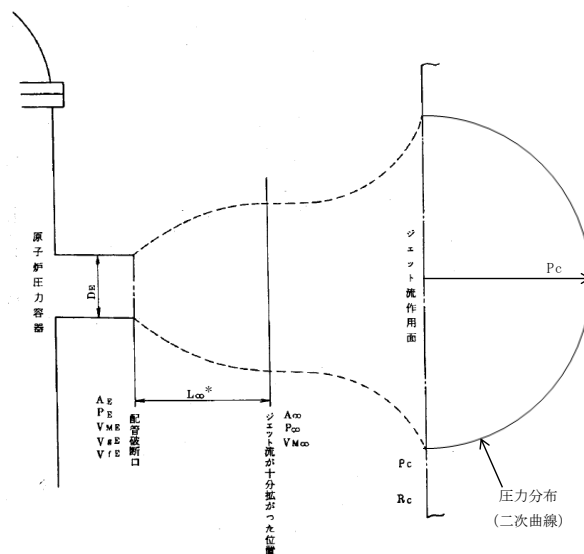
$$= 0.00125 \text{ m}^3/\text{kg}$$

$K$  : 速度比

$$= (V_{gE} / V_{fE})^{1/3}$$

$$= 3.42$$

また、 $V_{M\infty} = 1.89 \text{ m}^3/\text{kg}$



注記\* :  $L_{\infty}$ はジェット流が十分拡がる距離で  $2 \cdot D_E$ 以上である。

図 4-5 ジェット流の拡がり

## ハ. ジェット流の衝撃面での圧力及び作用半径の算出

広がったジェット流は壁面に当たって更に拡大する。また、その壁面での圧力も中心部が高く、周辺部へ行くに従って低くなる分布となる。

この圧力分布は二次曲線と仮定する。(引用文献(2)参照)

以上より作用壁面における中心圧力及び作用半径は次式により計算される。

$$P_c = \frac{F_j}{A_\infty}$$

$$R_c = \sqrt{\frac{2 \cdot F_j}{\pi \cdot P_c}} = \sqrt{\frac{2 \cdot A_\infty}{\pi}}$$

ここに、



$P_c$  : ジェット流の作用壁面における中心圧力

$R_c$  : ジェット流の作用壁面における作用半径

## d. ジェット力の計算結果

ジェット力は対象とする配管それぞれに対して表 4-13 のように求まる。

表 4-13 ジェット力

破断 配管	破断面積 $A_E$ ( $\times 10^6 \text{mm}^2$ )	ジェット力 $F_j$ ( $\times 10^4 \text{N}$ )	拡がり 面積比 $A_\infty / A_E$	拡がり面積 $A_\infty$ ( $\times 10^6 \text{mm}^2$ )	ジェット流作用面での値	
					中心圧力 $P_c$ (MPa)	作用半径 $R_c$ ( $\times 10^3 \text{mm}$ )
原子炉圧力 容器ヘッド スプレイ配管	0.007405		24.90	0.1844	0.365	0.343
主蒸気 配管	0.2357		24.90	5.869	0.365	1.93

## (2) サプレッションチェンバ内に生じる荷重

冷却材喪失事故時には、まずドライウェル内の非凝縮性ガスがベント管、ベントヘッダ及びダウンカムを経てサプレッションプール水中に押し出されるが、この非凝縮性ガスによって、サプレッションプール水中に気泡が形成され、水面の上昇（プールのウェル）が起こり、サプレッションチェンバ及び内部構造物に種々の荷重が加わる。

また、その後サプレッションプール水中に蒸気が放出され、サプレッションプール水中で凝縮する。これらにより、サプレッションチェンバ及び内部構造物に表 4-14 に示すような荷重が加わる。

図 4-6 に冷却材喪失事故時荷重の時間履歴を、表 4-14 にこれらの荷重について現象と設計評価荷重を示す。

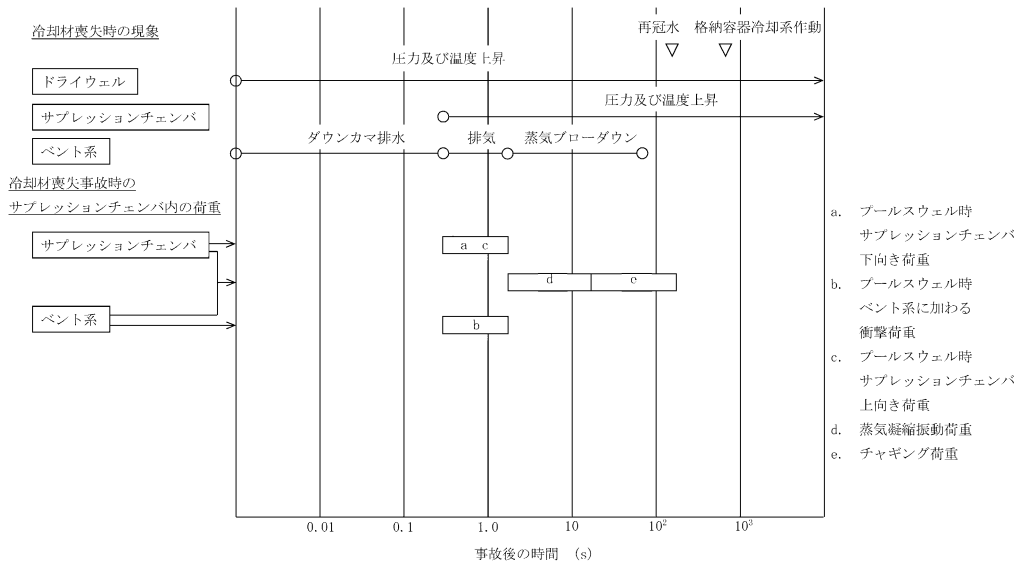


図 4-6 冷却材喪失事故時荷重の時間履歴

表 4-14 冷却材喪失事故時の荷重について

荷重	現象	設計評価荷重
a. プールのスウェル時サブプレッションチェンバ下向き荷重	ドライウエル圧力の上昇によりダウンカマ内のサブプレッションプール水がプール水中に排出される。その後ドライウエルの非凝縮性ガスがダウンカマから放出される際、気泡形成によりサブプレッションチェンバに下向き荷重が作用する。	・気泡形成によるサブプレッションチェンバ下向き荷重: <input type="text"/> kPa
b. プールのスウェル時ベント系に加わる衝撃荷重	サブプレッションプール水面が上昇する際、水面より上方にあるベント系にサブプレッションプール水が衝突し、衝撃荷重が作用する。	・衝撃荷重 ベント管一本当たり: <input type="text"/> N ベントヘッド: <input type="text"/> kPa ダウンカマ: <input type="text"/> kPa
c. プールのスウェル時サブプレッションチェンバ上向き荷重	サブプレッションプール水面の上昇によりサブプレッションプール上部の空間部が圧縮され、サブプレッションチェンバ空間部壁に上向き荷重が作用する。	・サブプレッションチェンバ空間部壁上向き荷重: <input type="text"/> kPa
d. 蒸気凝縮振動荷重	蒸気流量が多い間はダウンカマ出口で凝縮振動が起こり、サブプレッションチェンバに圧力振動荷重が加わる。また、このときダウンカマに横方向荷重が作用する。	・サブプレッションチェンバに加わる荷重 <input type="text"/> / <input type="text"/> kPa ・ダウンカマ横方向荷重 一対のダウンカマに加わる内圧 <input type="text"/> kPa 一対のダウンカマに加わる差圧 <input type="text"/> kPa
e. チャギング荷重	蒸気流量が少なくなるとダウンカマ内での間欠的な凝縮によりサブプレッションチェンバに圧力振動荷重が加わる。また、このときダウンカマに横方向荷重が作用する。	・サブプレッションチェンバに加わる荷重 <input type="text"/> / <input type="text"/> kPa ・ダウンカマ横方向荷重 <input type="text"/> N

4.2.19 逃がし安全弁作動時の荷重

逃がし安全弁作動時には排気管内の水はクエンチャよりサブプレッションプール水中に押し出される。その後排気管内の非凝縮性ガスがサブプレッションプール水中に放出され、この時サブプレッションチェンバには、表 4-15 に示すような圧力振動荷重が加わる。

表 4-15 逃がし安全弁作動時の荷重について

荷重	現象	設計評価荷重
a. 空気泡圧力の振動による荷重	逃がし安全弁作動時には排気管内の水はクエンチャよりサブプレッションプール水中に押し出される。その後排気管内の非凝縮性ガスがサブプレッションプール水中に押し出され、このときサブプレッションチェンバに圧力振動荷重が加わる。	・サブプレッションチェンバに加わる荷重 □ / □ kPa

4.2.20 地震荷重

原子炉格納施設の設計に用いる地震荷重としては、VI-2-2-1「炉心、原子炉圧力容器及び原子炉内部構造物並びに原子炉本体の基礎の地震応答計算書」及びVI-2-2-2「原子炉建物の地震応答計算書」の解析結果を用いる。

4.3 重大事故等時における設計条件

重大事故等時については、原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能の確認を行うために、原子炉格納容器の評価温度、評価圧力を設定し、構造健全性評価又は機能維持評価を行い、その環境下での原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能が損なわれることがないことを確認する。

また、重大事故等時に加わる荷重を設定し、原子炉格納容器の強度評価等も含めた設計条件として使用する。

4.3.1 原子炉格納容器の評価温度、評価圧力

(1) 原子炉格納容器の限界温度、限界圧力

重大事故等時の原子炉格納容器の破損の防止において想定する評価事故シーケンスのうち雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）について原子炉格納容器の温度、圧力を評価した結果、原子炉格納容器温度の最高値は、約 197℃（壁面最高温度約 181℃）、原子炉格納容器圧力の最高値は、約 659kPa となる。図 4-7 に原子炉格納容器温度の変化、図 4-8 に原子炉格納容器圧力の変化を示す。

重大事故等時の原子炉格納容器内の最高温度・最高圧力は、設計基準事故時における最高使用温度（171℃）、最高使用圧力（1Pd：427kPa）を上回ることから、重大事故等時の最高温度・最高圧力を上回り、かつ、産業界でシビアアクシデント時の原子炉格納容器の耐

性の指標\*として用いられている 200℃及び 2Pd (853kPa) を原子炉格納容器の限界温度、限界圧力として設定し、その環境下での原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能について評価対象部位ごとに評価することにより、その機能が損なわれることがないことを確認する。また、これにより、原子炉格納容器を重大事故等時において使用する場合の設計漏えい率は、設計基準対象施設として使用する設計漏えい率と同じ 0.5%/day (最高使用圧力の 0.9 倍の圧力において) 以下を維持できる。なお、重大事故等時の漏えい率は、原子炉格納容器圧力が設計基準対象施設としての最高使用圧力の 0.9 倍より大きい場合においても原子炉格納容器の環境条件を考慮し、適切に割増しして評価に使用しており、その設定値において被ばく評価上の基準に適合することを確認している。

注記\* : (財) 原子力発電技術機構「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」

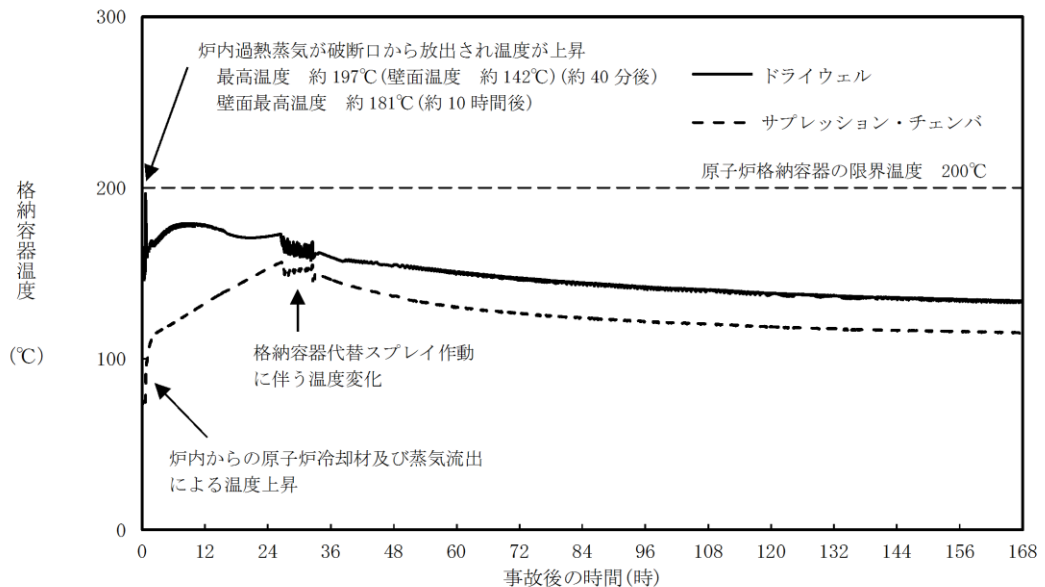


図 4-7 重大事故等時の原子炉格納容器温度の変化\*

注記\* : 令和 3 年 9 月 15 日付け「原規規発第 2109152 号」をもって許可を受けた「島根原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」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) 3.2.1.3.2 格納容器破損防止対策の有効性評価 (4) 有効性評価の結果における第 3.2.1.3-9 図 格納容器温度の推移

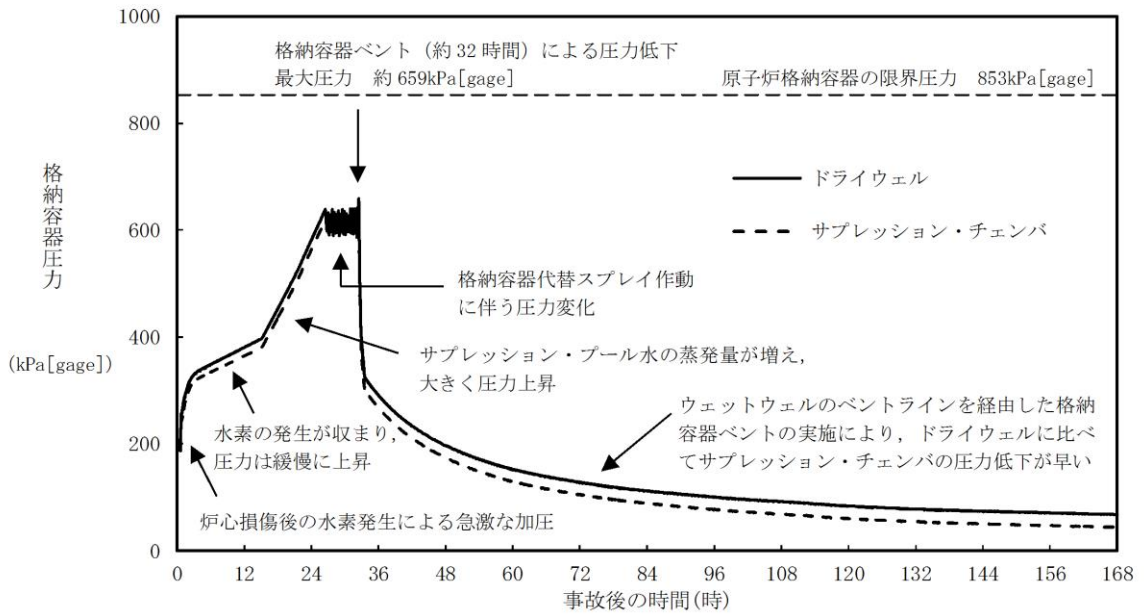


図 4-8 重大事故等時の原子炉格納容器圧力の変化\*

注記\*：令和 3 年 9 月 15 日付け「原規規発第 2109152 号」をもって許可を受けた「島根原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」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） 3.2.1.3.2 格納容器破損防止対策の有効性評価（4）有効性評価の結果における第 3.2.1.3-8 図 格納容器圧力の推移

(2) 地震力と組み合わせる原子炉格納容器の評価温度，評価圧力

重大事故等と地震力の組合せについては，VI-2-1-1「耐震設計の基本方針」において，「原子炉格納容器バウンダリを構成する施設（原子炉格納容器内の圧力，温度の条件を用いて評価を行うその他の施設を含む。）については，一旦事故が発生した場合，長時間継続する事象による荷重と弾性設計用地震動  $S_d$  による地震力とを組み合わせ，その状態から更に長期的に継続する事象による荷重と基準地震動  $S_s$  による地震力を組み合わせる」としている。

a. 弾性設計用地震動  $S_d$  と組み合わせる原子炉格納容器の評価温度，評価圧力

弾性設計用地震動  $S_d$  と組み合わせる，原子炉格納容器の評価温度，評価圧力は事象発生後  $10^{-2}$  年（約 3.5 日）後の状態として，保守的に事象発生後以降の最高となる原子炉格納容器温度，圧力とする。

重大事故等時の原子炉格納容器の破損の防止において想定する評価事故シーケンスのうち雰囲気圧力・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）について原子炉格納容器の温度，圧力を評価した結果，原子炉格納容器温度の最高値は約  $197^{\circ}\text{C}$ （壁面最高温度約  $181^{\circ}\text{C}$ ），原子炉格納容器圧力の最



高値は約 659kPa となる。図 4-7 に原子炉格納容器温度の変化，図 4-8 に原子炉格納容器圧力の変化を示す。

以上より，弾性設計用地震動  $S_d$  と組み合わせる，原子炉格納容器の評価温度は，最高温度及び約 659kPa における飽和蒸気温度を包絡する値として 200°C とする。評価圧力は，最高値を包絡する値として 660kPa とする。

b. 基準地震動  $S_s$  と組み合わせる原子炉格納容器の評価温度，評価圧力

基準地震動  $S_s$  と組み合わせる，原子炉格納容器の評価温度，評価圧力は事象発生後  $2 \times 10^{-1}$  年（約 70 日）後の原子炉格納容器温度，圧力とする。

基準地震動  $S_s$  との組合せにおいて想定する評価事故シーケンスである雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用する場合）について原子炉格納容器の温度，圧力を評価した結果，事象発生約 70 日後時点においては，原子炉格納容器温度は約 62°C，原子炉格納容器圧力は約 372kPa となる。図 4-9 に原子炉格納容器温度の変化，図 4-10 に原子炉格納容器圧力の変化を示す。

以上より，基準地震動  $S_s$  と組み合わせる原子炉格納容器の評価温度，評価圧力は，上記を包絡する値として，70°C，380kPa とする。

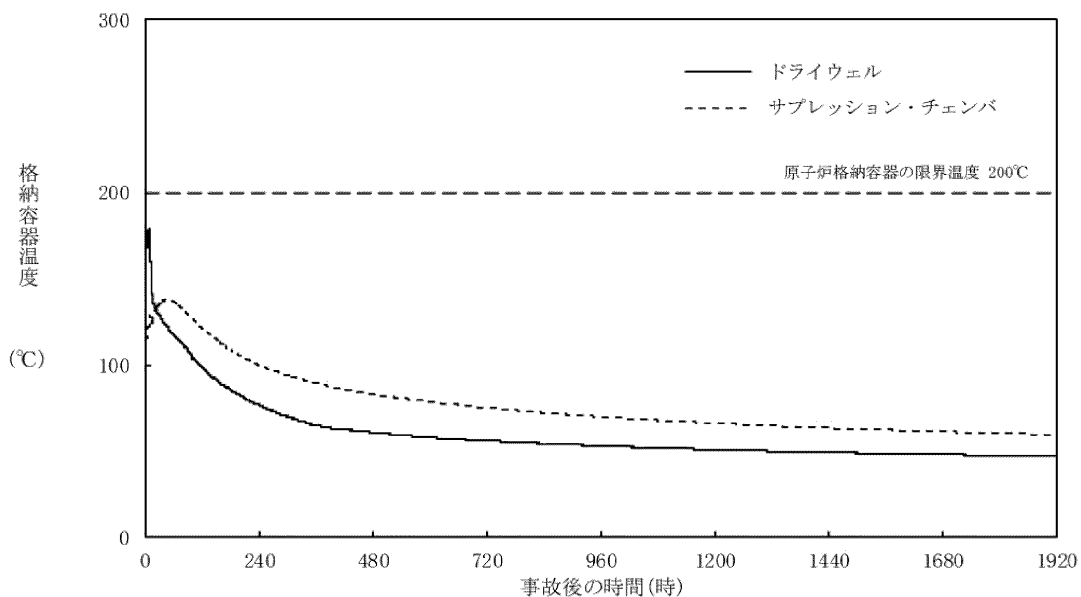


図 4-9 重大事故等時の原子炉格納容器温度の変化（長期解析）\*

注記\*：令和 3 年 9 月 15 日付け「原規規発第 2109152 号」をもって許可を受けた「島根原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」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） 3.2.1.2 残留熱代替除去系を使用する場合と同条件で実施した原子炉格納容器温度の長期解析結果

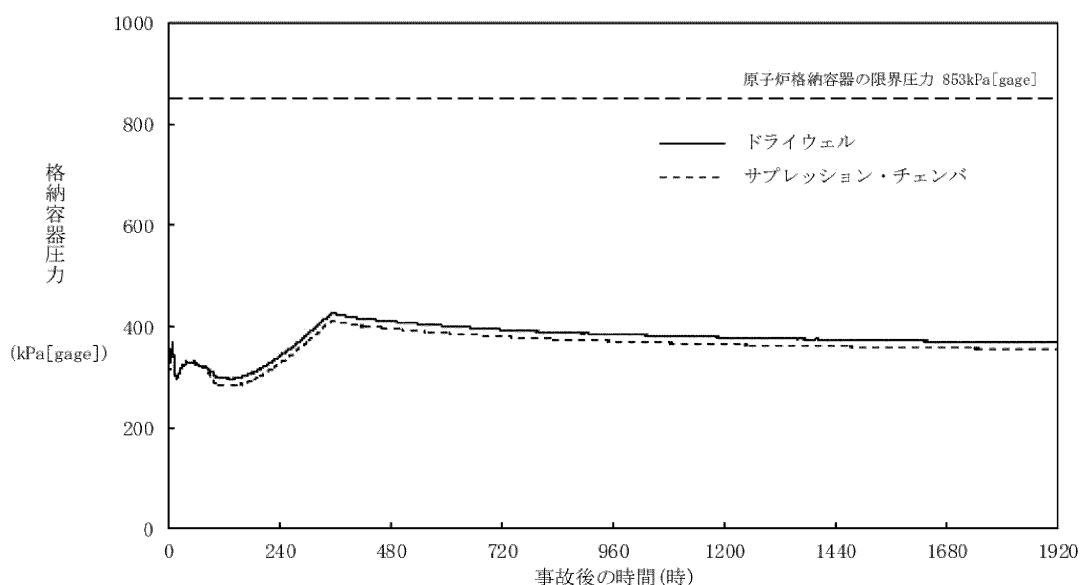


図 4-10 重大事故等時の原子炉格納容器圧力の変化（長期解析）\*

注記\*：令和 3 年 9 月 15 日付け「原規規発第 2109152 号」をもって許可を受けた「島根原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」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） 3.2.1.2 残留熱代替除去系を使用する場合と同条件で実施した原子炉格納容器圧力の長期解析結果

### (3) 重大事故等時の原子炉格納容器の評価水位

重大事故等時は原子炉格納容器外部を水源とする格納容器スプレイにより、サプレッションプール水位が上昇する。

重大事故等時の原子炉格納容器の破損の防止において想定する評価事故シーケンスのうち原子炉格納容器水位が最大となる、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）についてサプレッションプール水位を評価した結果、最高値は約 4.9m となる。図 4-11 にサプレッションプール水位の変化を示す。

重大事故対応上は、サプレッションプール水位が通常水位+約 1.3m に到達した場合に格納容器スプレイを停止するが、保守的にこれを上回る水位として、ダウンコマ取付部下端である 5.049m (EL7049mm) を重大事故等時の原子炉格納容器の評価に用いるサプレッションプール水位とする。

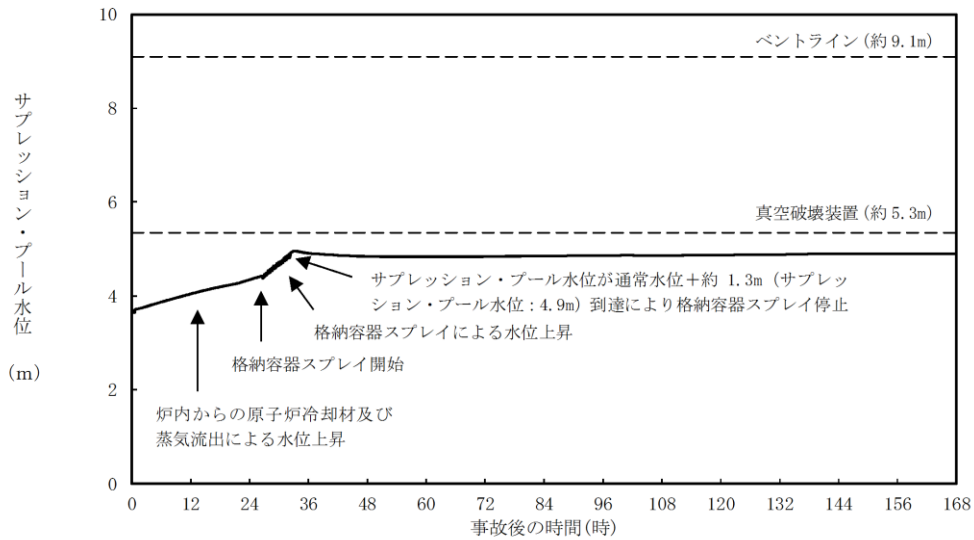


図 4-11 重大事故等時のサブプレッションプール水位の変化\*

注記\*：令和 3 年 9 月 15 日付け「原規規発第 2109152 号」をもって許可を受けた「島根原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」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） 3.2.1.3.2 格納容器破損防止対策の有効性評価（4）有効性評価の結果における第 3.2.1.3-10 図 サプレッション・プール水位の推移

#### 4.3.2 重大事故等時における原子炉格納容器の熱輸送機能

設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な重大事故等対処設備として、格納容器フィルタベント系を設ける。

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（スクラビング水、金属フィルタ）、第 1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器（銀ゼオライトフィルタ）、圧力開放板、遠隔手動弁操作機構、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、原子炉格納容器内雰囲気ガスを窒素ガス制御系等を経由して、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へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建物屋上に設ける放出口から放出（系統設計流量 9.8kg/s（1Pd において））することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を抑制しつつ、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。

格納容器フィルタベント系を使用した場合に放出される放射性物質の放出量に対して、設置（変更）許可において敷地境界での線量評価を行い、実効線量が 5mSv 以下であることを確認しており、格納容器フィルタベント系はこの評価条件を満足する設計とする。

詳細は、「4.3.4 重大事故等時における原子炉格納容器の過圧破損防止機能」に示す。

格納容器フィルタベント系は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、可搬式窒素供給装置により、系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換した状態で待機させ、使用後においても不活性ガスで置換できる設計とする。

#### 4.3.3 重大事故等時における原子炉格納容器冷却機能

設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するために原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるため、また、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の破損を防止するために原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるための重大事故等対処設備として、格納容器代替スプレイ系（常設）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）を設ける。また、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）が使用できる場合は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用できる設計とする。

格納容器代替スプレイ系（常設）は、低圧原子炉代替注水ポンプにより、低圧原子炉代替注水槽の水を残留熱除去系等を経由して原子炉格納容器スプレイ管からドライウェル内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることができる設計とする。

格納容器代替スプレイ系（常設）の水源である低圧原子炉代替注水槽は、複数の代替淡水源から淡水を供給できる設計とし、淡水が枯渇した場合に、海を利用できる設計とする。

格納容器代替スプレイ系（常設）は、非常用ディーゼル発電設備に加えて、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

格納容器代替スプレイ系（常設）は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として兼用する設計とする。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、大量送水車により、代替淡水源の水を残留熱除去系を経由して原子炉格納容器スプレイ管からドライウェル内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることができる設計とする。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）の水源は、代替淡水源が枯渇した場合に、海を利用できる設計とする。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、非常用ディーゼル発電設備に加えて、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、大量送水車は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として兼用する設計とする。

残留熱除去系（格納容器冷却モード）は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、残留熱除去ポンプによりサブプレッションチェンバのプール水をドライウエル内及びサブプレッションチェンバ内にスプレイすることで原子炉格納容器を冷却できる設計とする。

残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、残留熱除去ポンプ及び残留熱除去系熱交換器により、サブプレッションチェンバのプール水を冷却することで原子炉格納容器を冷却できる設計とする。

#### 4.3.4 重大事故等時における原子炉格納容器の過圧破損防止機能

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために必要な重大事故等対処設備として、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備である残留熱代替除去系及び原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすための設備である格納容器フィルタベント系を設ける。

残留熱代替除去系は、残留熱代替除去ポンプによりサブプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器にて冷却し、残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器へ注水するとともに、原子炉格納容器内へスプレイすることで、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

原子炉圧力容器に注水された水は、原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内配管の破断口等から流出し、原子炉格納容器内へスプレイされた水とともに、ベント管を経て、サブプレッションチェンバに戻ることで循環できる設計とする。

残留熱代替除去系は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

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（スクラビング水、金属フィルタ）、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器（銀ゼオライトフィルタ）、圧力開放板、遠隔手動弁操作機構、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、原子炉格納容器内雰囲気ガスを窒素ガス制御系等を経由して、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へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建物屋上に設ける放出口から排出（系統設計流量 9.8kg/s（1Pdにおいて））することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への排出を低減しつつ、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

第1ベントフィルタスクラバ容器は4個を並列に設置し、排気中に含まれる粒子状放射性物質及びガス状の無機よう素を除去し、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は、排気中に含まれる有機よう素を除去できる設計とする。また、無機よう素をスクラビング水中に捕集・保持するためにアルカリ性の状態（系統待機時において pH13 以上）に維持する設計とする。

格納容器フィルタベント系はサブプレッションチェンバ及びドライウエルと接続し、いずれからでも排気できる設計とする。サブプレッションチェンバ側からの排気ではサブプレッションチェンバの水面からの高さを確保し、ドライウエル側からの排気では、ドライウエル床面からの高さを確保するとともに燃料棒有効長頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。

格納容器フィルタベント系は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防止するため、系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換した状態で待機させ、使用後においても不活性ガスで置換できる設計とする。また、系統内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ことで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。

格納容器フィルタベント系は、他の発電用原子炉とは共用しない設計とする。また、格納容器フィルタベント系と他の系統・機器を隔離する弁は直列で2個設置し、格納容器フィルタベント系と他の系統・機器を確実に隔離することで、悪影響を及ぼさない設計とする。

格納容器フィルタベント系の使用後に再度、格納容器代替スプレイ系等により原子炉格納容器内にスプレイする場合は、原子炉格納容器が負圧とならないよう、原子炉格納容器が規定の圧力に達した場合には、スプレイを停止する運用を保安規定に定めて管理する。

格納容器フィルタベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁は、遠隔手動弁操作機構（個数5）によって人力により容易かつ確実に操作が可能な設計とする。

また、排出経路に設置される隔離弁の電動弁については、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により、中央制御室から操作が可能な設計とする。

系統内に設ける圧力開放板は、格納容器フィルタベント系の使用の妨げにならないよう、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力で破裂する設計とする。

可搬式窒素供給装置は、可搬式窒素供給装置用発電設備により給電できる設計とする。

#### 4.3.5 重大事故等時における原子炉格納容器下部の熔融炉心冷却機能

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の破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器下部に落下した炉心を冷却するために必要な重大事故等対処設備として、ペDESTAL代替注水系（常設）、ペDESTAL代替注水系（可搬型）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）を設ける。また、熔融炉心が原子炉格納容器下部に落下するまでに、原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保し、落下した熔融炉心を冷却が可能な設計とする。なお、熔融炉心が原子炉格納容器下部へと落下した場合に、ドライウエル機器ドレンサンプ及びドライウエル床ドレンサンプへの熔融炉心の流入を抑制するための設備として、コリウムシールドを設ける。

ペDESTAL代替注水系（常設）は、低圧原子炉代替注水ポンプにより、低圧原子炉代替注水槽の水を残留熱除去系等を経由して原子炉格納容器スプレイ管からドライウエル内に

スプレイすることで原子炉格納容器下部へ流入し、溶融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。

ペDESTAL代替注水系（常設）の水源である低圧原子炉代替注水槽は、複数の代替淡水源から淡水を供給できる設計とし、淡水が枯渇した場合に、海を利用できる設計とする。

ペDESTAL代替注水系（常設）は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

ペDESTAL代替注水系（可搬型）は、大量送水車により、代替淡水源の水をペDESTAL代替注水系を経由して原子炉格納容器下部へ注水し、溶融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。

ペDESTAL代替注水系（可搬型）の水源は、代替淡水源が枯渇した場合に、海を利用できる設計とする。

ペDESTAL代替注水系（可搬型）は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、大量送水車は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。

コリウムシールドは、溶融炉心が原子炉格納容器下部へと落下した場合において、ドライウェル機器ドレンサンプ及びドライウェル床ドレンサンプへの溶融炉心の流入を抑制し、溶融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止できる設計とする。

コリウムシールドは、寸法が厚さ 0.13m 以上、材料がジルコニア ( $ZrO_2$ )、個数が 1 個の設計とする。

炉心の著しい損傷が発生した場合に溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として、低圧原子炉代替注水系（常設）、低圧原子炉代替注水系（可搬型）、高圧原子炉代替注水系及びほう酸水注入系を設ける。

低圧原子炉代替注水系（常設）、低圧原子炉代替注水系（可搬型）、高圧原子炉代替注水系及びほう酸水注入系は、低圧原子炉代替注水系（常設）、低圧原子炉代替注水系（可搬型）及び高圧原子炉代替注水系のいずれかによる原子炉圧力容器への注水と並行してほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を行うことで溶融炉心を冷却できる設計とする。

低圧原子炉代替注水系（常設）は、低圧原子炉代替注水ポンプにより、低圧原子炉代替注水槽の水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで溶融炉心を冷却できる設計とする。

低圧原子炉代替注水系（常設）の水源である低圧原子炉代替注水槽は、複数の代替淡水源から淡水を供給できる設計とし、淡水が枯渇した場合に、海を利用できる設計とする。

低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、大量送水車により、代替淡水源の水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器に注水することで溶融炉心を冷却できる設計とする。

低圧原子炉代替注水系（可搬型）の水源は、淡水が枯渇した場合に、海を利用できる設計とする。

高圧原子炉代替注水系は、蒸気タービン駆動ポンプによりサプレッションチェンバのプール水を原子炉隔離時冷却系等を経由して、原子炉圧力容器へ注水することで熔融炉心を冷却できる設計とする。

ほう酸水注入系は、ほう酸水注入ポンプにより、ほう酸水を原子炉圧力容器へ注入することで、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止する設計とする。

#### 4.3.6 重大事故等時における水素爆発による原子炉格納容器の破損防止機能

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、原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出するための設備である格納容器フィルタベント系を設ける設計とする。

また、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、発電用原子炉の運転中は、原子炉格納容器内を窒素ガス制御系により常時不活性化する設計とする。

窒素ガス代替注入系は、可搬式窒素供給装置により、原子炉格納容器内に窒素ガスを供給することで、ジルコニウム-水反応及び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ガス及び酸素ガスの濃度を可燃限界未満にすることが可能な設計とする。

可搬式窒素供給装置は、可搬式窒素供給装置用発電設備により給電できる設計とする。

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、原子炉格納容器内雰囲気ガスを窒素ガス制御系等を経由して、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へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建物屋上に設ける放出口から排出（系統設計流量 9.8kg/s（1Pdにおいて））することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への排出を低減しつつ、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを大気に排出できる設計とする。

格納容器フィルタベント系は、排気中に含まれる水素ガス及び酸素ガスによる水素爆発を防止するため、系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換した状態で待機させ、使用後においても不活性ガスで置換できる設計とする。また、排出経路に水素ガス及び酸素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、水素ガス及び酸素ガスを連続して排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。

可搬式窒素供給装置は、可搬式窒素供給装置用発電設備により給電できる設計とする。

なお、詳細は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」に示す。



#### 4.3.7 重大事故等時における水素爆発による原子炉建物等の損傷防止機能

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（二次格納施設）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ための重大事故等対処設備として、原子炉建物水素濃度抑制設備である静的触媒式水素処理装置を設ける設計とする。

原子炉建物水素濃度抑制設備である静的触媒式水素処理装置は、運転員の起動操作を必要とせず、原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内に漏えいした水素ガスと酸素ガスを触媒反応によって再結合させることで、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内の水素濃度の上昇を抑制し、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）の水素爆発を防止できる設計とする。

なお、詳細は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」に示す。

#### 4.3.8 重大事故等時における放射性物質拡散抑制機能

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至った場合において、発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として、原子炉建物放水設備及び海洋拡散抑制設備を設ける。また、原子炉建物周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応できる設備として、原子炉建物放水設備を設ける設計とする。

大気への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として使用する原子炉建物放水設備は、大型送水ポンプ車により海水を取水し、ホースを経由して放水砲から原子炉建物へ放水できる設計とする。大型送水ポンプ車及び放水砲は、設置場所を任意に設定し、複数の方向から原子炉建物に向けて放水できる設計とする。また、原子炉建物周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するための重大事故等対処設備として使用する原子炉建物放水設備は、大型送水ポンプ車により海水を泡消火薬剤と混合しながらホースを経由して放水砲から原子炉建物周辺へ放水できる設計とする。

海洋への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として使用する海洋拡散抑制設備は、シルトフェンス、放射性物質吸着材等で構成し、シルトフェンスは、汚染水が発電所から海洋に流出する2箇所（2号機放水接合槽及び輪谷湾）に設置できる設計とする。

シルトフェンスは、海洋への放射性物質の拡散を抑制するため、設置場所に応じた高さ及び幅を有する設計とする。また、予備については、各設置場所に保管する。

放射性物質吸着材は、雨水排水路等に流入した汚染水が通過する際に放射性物質を吸着できるよう、雨水排水路集水柵3箇所に、使用時に設置できる設計とする。放射性物質吸着材は、各設置場所に必要となる保有量に加え、予備を保管する。

#### 4.3.9 重大事故等時に加わる動荷重

重大事故等時においても、原子炉冷却材圧力バウンダリ配管の破断を起因とする事象、

逃がし安全弁の作動を伴う事象において動荷重が発生する。また、重大事故等時は、設計基準事故時と事故進展が異なるため、設計基準事故時に生じる冷却材喪失時の動荷重及び逃がし安全弁作動時以外の動荷重が加わる。

そこで、炉心損傷防止対策の有効性評価における重要事故シーケンス及び格納容器破損防止対策の有効性評価における評価事故シーケンス（以下「重要事故シーケンス等」という。）ごとの事故進展を考慮し、重大事故等時の動荷重を抽出した。

その結果、設計基準事故時の動荷重である冷却材喪失時及び逃がし安全弁作動時以外に、以下の重要事故シーケンス等における動荷重を新たに抽出した。

- ・原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用時の蒸気発生に伴う圧力上昇
- ・格納容器ベントによる減圧

これらの動荷重については、影響を評価した結果、冷却材喪失時の動荷重に対して同等以下であり、設計基準事故時の動荷重に包絡されることを確認した。

一方で、以下の事故シーケンスの状態は設計基準事故時の範囲を逸脱しており、この際に生じる逃がし安全弁作動時の動荷重は設計基準事故時より大きくなる可能性が考えられる。

- ・崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）時のプール水の温度上昇時
- ・原子炉停止機能喪失時の逃がし安全弁 12 弁作動時
- ・原子炉停止機能喪失時の原子炉圧力容器圧力上昇時
- ・高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の発生防止のための逃がし安全弁作動に伴う過熱蒸気発生時

これらのうち、原子炉停止機能喪失時の原子炉圧力容器圧力上昇時の動荷重は、設計基準事故時の逃がし安全弁作動時の動荷重より大きくなる可能性があることから、重大事故等時の動荷重として、新たに考慮し、動荷重に対する構造健全性を確認する。

上記以外の状態については、影響を評価した結果、設計基準事故の逃がし安全弁の動荷重に対して同等以下であり、設計基準事故時の動荷重に包絡される。

## 5. 原子炉格納施設の荷重の組合せ

### 5.1 荷重の種類

強度に関する説明書及び耐震性に関する説明書においては、以下に示す荷重の中から、計算を行う場所と条件に合わせて荷重を選びその組合せに対して計算を行う。

- (1) 自重及び機器支持荷重
- (2) サプレッションプール水重量
- (3) 燃料交換時水重量
- (4) 機器に加わる活荷重
- (5) 逃がし安全弁作動時の荷重
- (6) 圧力

- (7) 温度
- (8) ドライウェル内の配管破断によるジェット力
- (9) 冷却材喪失事故時にサプレッションチェンバ内に生じる荷重
- (10) 地震荷重

## 5.2 荷重の組合せ

原子炉格納施設の荷重の組合せと許容応力状態を表 5-1 に示す。

なお、応力計算はそれぞれの荷重の組合せの中で最も厳しい条件について行う。また、荷重の発生する時間が明らかに異なる場合は時間のずれを考慮する。

表 5-1 荷重の組合せと許容応力状態

荷重の組合せ		許容応力状態
運転状態 <sup>*1</sup>	地震荷重	
設計条件 <sup>*2</sup>	—	設計条件 <sup>*3</sup>
運転状態 I	—	I <sub>A</sub> <sup>*4</sup>
運転状態 II	—	II <sub>A</sub> <sup>*5</sup>
運転状態 IV <sup>*6</sup>	—	IV <sub>A</sub> <sup>*7</sup>
運転状態 IV <sup>*8</sup>	—	IV <sub>A</sub> <sup>*9</sup>
運転状態 V (S)	—	V <sub>A</sub> <sup>*10</sup>
試験状態	—	試験状態 <sup>*11</sup>
運転状態 I	S d <sup>*</sup>	III <sub>A</sub> S
運転状態 I	S s	IV <sub>A</sub> S
運転状態 II	S d <sup>*</sup>	III <sub>A</sub> S
運転状態 II	S s	IV <sub>A</sub> S
運転状態 IV <sup>*12</sup>	S d <sup>*</sup>	III <sub>A</sub> S
運転状態 IV <sup>*13</sup>	S d <sup>*</sup>	IV <sub>A</sub> S <sup>*14</sup>
運転状態 V (L)	S d	V <sub>A</sub> S
運転状態 V (LL)	S s	V <sub>A</sub> S

注記\*1 : 各運転状態における荷重の組合せの詳細を表 5-2 及び表 5-3 に示す。

\*2 : 設計条件による荷重では、最高使用圧力等による荷重を考慮する。

\*3 : 設計条件における許容応力状態を示す。

\*4 : 運転状態 I における許容応力状態を示す。

\*5 : 運転状態 II における許容応力状態を示す。

\*6 : 冷却材喪失事故時のジェット力及びプールスウェルによる荷重を考慮する。

\*7 : 運転状態 IV における許容応力状態を示す。

\*8 : 冷却材喪失事故時の蒸気凝縮振動荷重等を考慮する。

\*9 : 運転状態 IV における許容応力状態を示す。ただし、クラス MC 容器については設計条件で評価する。

\*10 : 運転状態 V (S) における許容応力状態を表す。

\*11 : 試験状態における許容応力状態を表す。

\*12 : 冷却材喪失事故後 10<sup>-1</sup> 年程度以降の最大内圧を考慮するが、この内圧は小さく無視できるため、荷重の組合せとして評価しない。

\*13 : 冷却材喪失事故後の最大内圧を考慮する。また、クラス 2 容器及びクラス 2 配管については最高使用圧力を考慮する。

\*14 : クラス 2 容器及びクラス 2 配管については、III<sub>A</sub>S で評価する。

注 : 記号

S d : 弾性設計用地震動 S d により定まる地震力

S d<sup>\*</sup> : 弾性設計用地震動 S d により定まる地震力又は静的地震力

S s : 基準地震動 S s により定まる地震力

表 5-2 設計基準対象施設の荷重の組合せ

荷重の組合せ			許容応力 状態	死荷重	活荷重 (燃料交換時)	圧力*1				温度		事故時 荷重	動荷重			
No.	各運転状態による荷重	地震				最高使用 圧力	通常運 転圧力	事故時 最大圧力	試験 圧力	通常運 転温度	事故時 最大温度	ジェ ット力	逃 がし安全弁 作動時	ブ ールスウ ェル	蒸 気凝縮 振動	チ ャギン グ
1	設計条件による荷重	—	設計条件	○	—	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
2	運転状態Ⅰによる荷重	—	Ⅰ <sub>A</sub>	○	—	—	○	—	—	○	—	—	—	—	—	—
3	運転状態Ⅰによる荷重	—	Ⅰ <sub>A</sub>	○	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
4	運転状態Ⅱによる荷重	—	Ⅱ <sub>A</sub>	○	—	—	○	—	—	○	—	—	○	—	—	—
5	運転状態Ⅳによる荷重	—	Ⅳ <sub>A</sub>	○	—	—	—	—	—	—*2	—	○	—	○	—	—
6	運転状態Ⅳによる荷重	—	Ⅳ <sub>A</sub> *3	○	—	—	—	○	—	—	○	—	—	—	○	—
7	運転状態Ⅳによる荷重	—	Ⅳ <sub>A</sub> *3	○	—	—	—	○	—	—	○	—	—	—	—	○
8	運転状態Ⅳによる荷重	—	Ⅳ <sub>A</sub> *3	○	—	—	—	○	—	—	○	—	○	—	—	○
9	試験状態による荷重	—	試験状態	○	—	—	—	—	○	—	—	—	—	—	—	—
10	運転状態Ⅰによる荷重	S d*	Ⅲ <sub>A</sub> S	○	—	—	○	—	—	—*2	—	—	—	—	—	—
11	運転状態Ⅰによる荷重	S d*	Ⅲ <sub>A</sub> S	○	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
12	運転状態Ⅰによる荷重	S s	Ⅳ <sub>A</sub> S	○	—	—	○	—	—	—*2	—	—	—	—	—	—
13	運転状態Ⅰによる荷重	S s	Ⅳ <sub>A</sub> S	○	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
14	運転状態Ⅱによる荷重	S d*	Ⅲ <sub>A</sub> S	○	—	—	○	—	—	—	—	—	○	—	—	—
15	運転状態Ⅱによる荷重	S s	Ⅳ <sub>A</sub> S	○	—	—	○	—	—	—	—	—	○	—	—	—
16	運転状態Ⅳによる荷重	S d*	Ⅲ <sub>A</sub> S	○	—	—	—	○*4	—	—	—*2	—	—	—	—	—
17	運転状態Ⅳによる荷重	S d*	Ⅳ <sub>A</sub> S*5	○	—	—	—	○	—	—	—	—	—	—	—	—

注記\*1 : クラス 2 容器及びクラス 2 配管において、地震と組合せる場合は最高使用圧力を考慮する。

\*2 : 鋼構造設計規準に基づき評価する場合、熱を保守的に考慮する。

\*3 : クラス MC 容器については、設計条件で評価する。

\*4 : 冷却材喪失事故後 10<sup>-1</sup> 年程度以降の最大内圧を考慮するが、この内圧は小さく無視できるため、荷重の組合せとして評価しない。

\*5 : クラス 2 容器及びクラス 2 配管については、Ⅲ<sub>A</sub>S で評価する。

表 5-3 重大事故等時の荷重の組合せ

荷重の組合せ			許容応力 状態	死 荷重	活 荷重 (燃料交換時)	圧力				S A 温度 *5	事故時 荷重*6		動荷重	
No.	各運転状態による荷重	地震				限界圧力 *1	設計圧力 *2	S A 後 長 期 圧 力 *3	S A 後 長 々 期 圧 力 *4		ジェット力	逃がし安全弁作動時	チャギング	
V (S) -1	S A短期における荷重	—	V <sub>A</sub>	○	—	○	—	—	—	—	—	—	○	
V (S) -2	S A短期における荷重	—	V <sub>A</sub>	○	—	—	○	—	—	—	—	○	○	
V (L) -1	S A長期 (L) における荷重	S <sub>d</sub>	V <sub>A</sub> S	○	—	—	—	○	—	—	—	—	○	
V (LL) -1	S A長期 (LL) における荷重	S <sub>s</sub>	V <sub>A</sub> S	○	—	—	—	—	○	—	—	—	—	

5

注記\*1 : 評価対象設備に応じて、内圧 853kPa (限界圧力) を適用する。

\*2 : 評価対象設備に応じて、内圧 427kPa (最高使用圧力) を適用する。

\*3 : 評価対象設備に応じて、内圧 660kPa (S A後長期圧力) を適用する。

\*4 : 評価対象設備に応じて、内圧 380kPa (S A後長々期圧力) を適用する。

\*5 : 重大事故等の最大温度による影響は発生する回数が 1 回であり、疲労破壊には顕著な影響を与えないため、組み合わせない。  
疲労評価は不要であるため、一次+二次応力評価は不要とする。

\*6 : 重大事故等の事象発生直後に生じる荷重であり、設計基準事故時に考慮されているため、組み合わせない。

### 5.3 繰返し荷重に対する解析

繰返し荷重に対する解析については、設計・建設規格 PVB-3140 に示される条件を以下に示すようにいずれも満足しているので疲労解析を必要としない。

なお、疲労解析不要の条件のうち、PVB-3140(6)については、施設後の機械的荷重及び地震動による応力の変更により、疲労解析不要の条件を満足できなくなる可能性が考えられることから、満足できなくなった場合においては疲労解析を実施する。

ここで、繰返し荷重としてかかるサイクル数は便宜上、下記のように定める。

・原子炉格納容器に全体的に加わる荷重のサイクル数

圧力：原子炉格納容器に全体的に内圧が加わるのは、運転開始前試験時、定検時の漏えい試験時及び事故時である。ここで、運転開始前試験時は4回、定検時の漏えい試験時は高々40回、事故時は1回である。

温度：原子炉格納容器が全体的に最高使用温度程度まで温度が上昇するのは事故時1回である。

以上より原子炉格納容器が全体的に負荷される場合の回数は余裕をみて  回とする。

・原子炉格納容器に局部的に加わる荷重のサイクル数

原子炉格納容器に局部的に負荷されるのは原子炉の起動停止、燃料交換及び地震時である。ここで原子炉の起動停止及び燃料交換のサイクルは高々120回であるため、原子炉格納容器が局部的に負荷される場合の回数のうち温度差変動に関するものは、余裕をみて  回とする。また、地震荷重が加わるサイクル数は300回であるため、原子炉格納容器が局部的に負荷される場合の回数のうち機械的荷重に関するものは、余裕をみて  回とする。

(1) 大気圧から運転圧力になり、再び大気圧に戻るサイクル数

(設計・建設規格 PVB-3140(1))

設計・建設規格に定められる許容引張応力  $S$  の3倍の値は  $3 \times \text{} = \text{}$  MPa であり、これに対応する許容繰返し回数  $N$  は  である。ここで設計・建設規格に示される運転圧力を原子炉格納容器の最高使用圧力と対応させてみると、その回数は  回で  $N$  より小さいので本条項を満足している。

(2) 負荷運転時における圧力変動の全振幅の検討

(設計・建設規格 PVB-3140(2))

疲労解析の対象となる圧力変動の全振幅は PVB-3140(2)a. より、次のように求める。

$$A_m = \frac{1}{3} \cdot P \cdot \frac{S'}{S} = 8.80 \times 10^{-2} \text{MPa}$$

ここに、

$P$  : 最高使用圧力

= 427kPa

$S'$  : 炭素鋼の  $10^6$  回の繰返しに対する許容ピーク応力強さ

$$= \square \text{ MPa}$$

S : 許容引張応力

$$= \square \text{ MPa}$$

したがって、疲労解析が不要となる圧力変動の全振幅は負荷運転時における圧力変動の全振幅(  $\square$  MPa)より大きくなるので本条項を満足している。

(3) 起動, 運転, 停止サイクル中の任意の2点間の温度差の検討

(設計・建設規格 PVB-3140(3))

解析の対象となる任意の2点間の距離はPVB-3140(3)より, 次のように求める。

$$p = 2 \cdot \sqrt{R \cdot t} = 1245.15 \text{ mm}$$

ここに,

R : 原子炉格納容器の最大半径

$$= \square \text{ mm}$$

t : 原子炉格納容器の板厚

$$= \square \text{ mm}$$

はpの値が最大となるように選ぶ。

疲労解析が不要となる任意の2点間の最大温度差はPVB-3140(3)より, 次のように求める。

$$T = \frac{S_a}{2 \cdot E \cdot \alpha} = 181.6^\circ \text{C}$$

ここに,

S<sub>a</sub> : 炭素鋼の  $\square$  回の繰返しに対する許容ピーク応力強さ

$$= \square \text{ MPa}$$

E : 炭素鋼の縦弾性係数

$$= \square \text{ MPa} \left( \frac{\square^\circ \text{C} + \square^\circ \text{C}}{2} = \square^\circ \text{C} \text{ における値} \right)$$

α : 炭素鋼の瞬時熱膨張係数

$$= \square \text{ mm/mm} \cdot ^\circ \text{C} \left( \square^\circ \text{C} \text{ における値} \right)$$

ここで, Tは設計上の最大温度差 161°C (171°C - 10°C) より大きい。したがって, 任意の2点間の最大温度差はTの値を超えることはないので本条項を満足している。

(4) 負荷運転中の任意の2点間の温度差の変動の全振幅の検討

(設計・建設規格 PVB-3140(4))

負荷運転中の温度変動の数を  $\square$  回とすると, 疲労解析が不要となる最大温度差は(3)項に示すTと全く同じになる。

したがって, 負荷運転時の任意の2点間の最大温度差の変動の全振幅は, (3)項に示すTを超えることはないので本条項を満足している。



(5) 負荷運転時の異種材結合部の温度差の検討

(設計・建設規格 PVB-3140(5))

疲労解析の対象となる異種材結合部の最小温度差はPVB-3140(5)a.より、次のように求める。

$$T = \frac{S'}{2 \cdot (E_1 \cdot \alpha_1 - E_2 \cdot \alpha_2)}$$

$$= 51.7^\circ\text{C}$$

ここに、

$S'$  : 炭素鋼の  $10^6$  回の繰返しに対する許容ピーク応力強さ

$E_1$  : ステンレス鋼の縦弾性係数

$$= \boxed{\phantom{00000}} \text{MPa} (\boxed{\phantom{00}}^\circ\text{C} \text{における値})$$

$\alpha_1$  : ステンレス鋼の瞬時熱膨張係数

$$= \boxed{\phantom{00000}} \text{mm/mm}\cdot^\circ\text{C} (\boxed{\phantom{00}}^\circ\text{C} \text{における値})$$

$E_2$  : 炭素鋼の縦弾性係数

$$= \boxed{\phantom{00000}} \text{MPa} (\boxed{\phantom{00}}^\circ\text{C} \text{における値})$$

$\alpha_2$  : 炭素鋼の瞬時熱膨張係数

$$= \boxed{\phantom{00000}} \text{mm/mm}\cdot^\circ\text{C} (\boxed{\phantom{00}}^\circ\text{C} \text{における値})$$

上記  $T$  を超える異種材結合部温度差の変動回数を  $\boxed{\phantom{000}}$  回とすると、疲労解析が不要となる異種材結合部の最大温度差はPVB-3140(5)b.より、次のように求める。

$$T = \frac{S_a}{2 \cdot (E_1 \cdot \alpha_1 - E_2 \cdot \alpha_2)}$$

$$= 545.8^\circ\text{C}$$

ここに、

$S_a$  : 炭素鋼の  $\boxed{\phantom{000}}$  回の繰返しに対する許容ピーク応力強さ

したがって、疲労解析が不要となる異種材結合部の許容最大温度差は温度差 (161°C) より大きくなるので本条項を満足している。

(6) 容器に接続される管からの反力その他機械的荷重及び地震動による応力の全振幅の検討

(設計・建設規格 PVB-3140(6))

荷重の繰返し回数  $\boxed{\phantom{000}}$  回に対応する許容ピーク応力強さは  $\boxed{\phantom{00000}}$  MPa となる。ここで、原子炉格納容器の機械的荷重及び地震動による応力の全振幅はいかなる場所でも  $\boxed{\phantom{00000}}$  MPa を超えることのないよう設計しているので本条項を満足している。

6. 重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能評価及びその他影響確認  
重大事故等時の評価温度，評価圧力に対して原子炉格納容器の構造健全性及び機能維持について評価する。

#### 6.1 重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能評価

##### 6.1.1 評価方針

「4.3.1 原子炉格納容器の評価温度，評価圧力」に示す限界温度（200℃），限界圧力（2Pd）を用いて，その環境下での原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能について評価部位ごとに評価することにより，その機能が損なわれることがないことを確認する。

原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能を確認するため，200℃，2Pdの環境下で原子炉格納容器本体及び開口部等のリークパスとなる可能性のある部位を抽出し，規格を用いた構造健全性評価にて原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能について確認する。

さらに，福島第一原子力発電所での事故において，原子炉格納容器からの漏えい要因の一つとして指摘されている原子炉格納容器に設置されるフランジ部等のシール部についても評価部位として抽出し，試験結果を用いた機能維持評価により原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能について確認する。

##### 6.1.2 評価対象部位及び評価対象部位における機能喪失要因

図4-3「原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図」に示す原子炉格納容器バウンダリを構成する機器から，以下のとおり評価対象部位を抽出し，評価部位ごとに放射性物質の閉じ込め機能喪失の要因（以下「機能喪失要因」という。）を抽出する。

評価対象部位として200℃，2Pdの環境下で原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能が損なわれることがないよう原子炉格納容器本体（ベント管ベローズ含む）について構造健全性を評価する。また，原子炉格納容器の開口部及び貫通部については，構造上原子炉格納容器の内圧等の影響によりリークパスになる可能性があるため評価対象部位として抽出する。開口部のシール部についても，ガスケットの劣化及びシール部の変形に伴いリークパスになる可能性があるため評価対象部位とする。

原子炉格納容器本体（ベント管ベローズ含む）の機能喪失要因としては脆性破壊，疲労破壊，座屈及び延性破壊が考えられるため，これらの破損モードの中から原子炉格納容器内の環境条件等を考慮し，評価対象ごとに想定される機能喪失要因を抽出する。

機能喪失要因の詳細な抽出内容については別添1において，評価対象ごとに説明する。

以下に原子炉格納容器バウンダリ構成部である評価対象部位を示す。また，原子炉格納容器バウンダリ構成部の概要を図6-1に示す。

- ① 原子炉格納容器本体（ドライウエル，サブプレッションチェンバ，ベント管（ベント管ベローズ含む））
- ② ドライウエル主フランジ
- ③ ハッチ類（機器搬入口，所員用エアロック，逃がし安全弁搬出ハッチ，制御棒駆動機構搬出ハッチ）
- ④ 配管貫通部（接続配管，スリーブ，平板類，セーフエンド，ベローズ）
- ⑤ 電気配線貫通部
- ⑥ 原子炉格納容器隔離弁

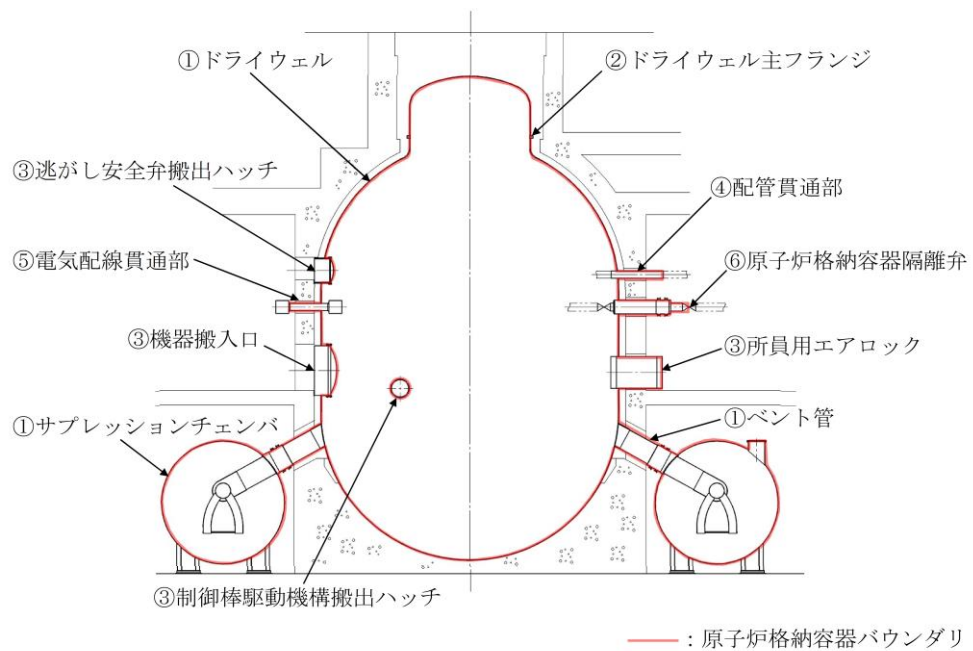


図 6-1 原子炉格納容器バウンダリ構成部の概要図

原子炉格納容器バウンダリ構成部の重大事故等時における放射性物質の閉じ込め機能喪失の要因（以下「機能喪失要因」という。）として、原子炉格納容器内の温度、圧力条件や原子炉格納容器本体の変形から、表 6-1 に示す機能喪失要因が想定される。

表 6-1 評価対象における機能喪失要因

評価対象		機能喪失要因		
		構造部	シール部	
①原子炉格納容器本体	一般部	延性破壊	—	
	構造不連続部	延性破壊	—	
	ドライウェル基部	延性破壊	—	
	ベント管ベローズ	疲労破壊	—	
②ドライウェル主フランジ	フランジ	延性破壊	変形, 高温劣化	
	ボルト	延性破壊	—	
③ハッチ類	機器搬入口	円筒胴	延性破壊	変形, 高温劣化
		鏡板	座屈	—
	所員用エアロック	円筒胴	延性破壊	—
		隔壁	延性破壊	変形, 高温劣化
	逃がし安全弁搬出ハッチ	円筒胴	延性破壊	変形, 高温劣化
		鏡板	座屈	—
	制御棒駆動機構搬出ハッチ	円筒胴	延性破壊	—
		鏡板	延性破壊	—
		フランジ	延性破壊	変形, 高温劣化
		ボルト	延性破壊	—
④配管貫通部	接続配管	延性破壊	—	
	スリーブ	延性破壊	—	
	ボルト締め平板	延性破壊	—	
	フランジ	延性破壊	変形, 高温劣化	
	ボルト	延性破壊	—	
	セーフエンド	延性破壊	—	
	ベローズ	疲労破壊	—	
⑤電気配線貫通部	アダプタ	延性破壊	—	
	ヘッダ	延性破壊	—	
	モジュール	—	高温劣化	
⑥原子炉格納容器隔離弁	耐圧部	延性破壊	—	
	シール部	—	高温劣化	

### 6.1.3 評価方法

構造健全性及びシール部の機能維持について、各設備に対し放射性物質の閉じ込め機能を確保できる判断基準を設定し、以下のいずれかの方法により評価することで、200°C、2Pdの環境下での健全性及び機能維持を確認する。

- (a) 設計・建設規格等に準拠した評価
- (b) 設計・建設規格の準用等による評価
- (c) 既往研究又は解析結果等を活用した評価

各評価対象機器の評価方法の分類を図6-2に、各評価対象機器の詳細な評価方法を表6-1に示す。

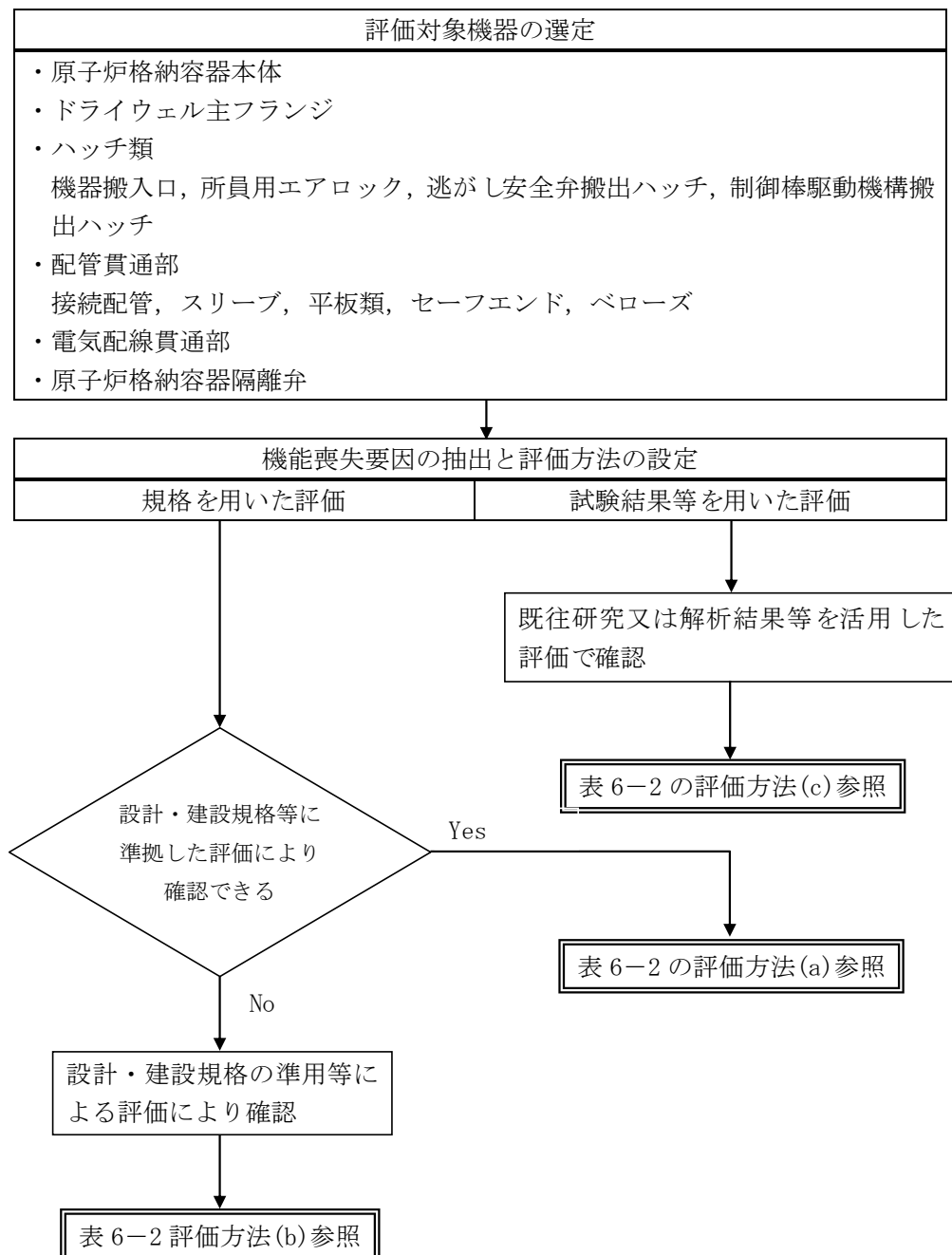


図6-2 評価方法による評価対象の分類

表 6-2 評価項目まとめ (その1)

評価対象		想定される 機能喪失要因	評価 方法	評価方法の概要	判定基準	
原子炉格納容器本体	胴部等	延性破壊 (一般部)	(b)	原子炉格納容器本体の一般構造について、設計・建設規格の評価式を準用し、200℃における 2/3 S u 値が発生するときの許容圧力を評価。	0.853MPa [gage] (2Pd) 以上	
			(a)	VI-3-3-7-1「原子炉格納容器の強度計算書」に記載。		
		延性破壊 (構造不連続部)	(a)			
	延性破壊 (ドライウエル基部)	(b)	既工事計画認可申請書の評価値を用いて 200℃, 2Pd における発生応力を評価。			
	ベント管 ベローズ	疲労破壊	(a)	VI-3-3-7-1-19「配管貫通部ベローズ及びベント管ベローズの強度計算書」に記載。		
ドライウエル 主フランジ		延性破壊 (ボルト, フランジ)	(a)	VI-3-3-7-1-1「ドライウエルの強度計算書」に記載。		
		変形, 高温劣化 (シール部)	(c)	有限要素法を用いた弾塑性解析結果による開口量評価及びガスケットの試験結果に基づき評価。	シール部が健全であること (許容開口量以下であること)	
ハッチ類	機器搬入口	延性破壊 (円筒胴)	(b)	円筒胴について、設計・建設規格の評価式を準用し、200℃における許容圧力を評価。	0.853MPa [gage] (2Pd) 以上	
		座屈 (鏡板)	(a)	鏡板について、機械工学便覧の座屈評価式を準拠し、座屈圧力を評価。	0.853MPa [gage] (2Pd) 以上	
		延性破壊 (円筒胴)	(a)	VI-3-3-7-1-7「機器搬入口の強度計算書」に記載。		
		座屈 (鏡板)	(a)			
			変形, 高温劣化 (シール部)	(c)	有限要素法を用いた弾塑性解析結果による開口量評価及びガスケットの試験結果に基づき評価。	シール部が健全であること (許容開口量以下であること)
	所員用エア ロック	延性破壊 (円筒胴)	(b)	円筒胴について、設計・建設規格の評価式を準用し、200℃における 2/3 S u 値が発生するときの許容圧力を評価。	0.853MPa [gage] (2Pd) 以上	
		延性破壊 (円筒胴, 隔壁)	(a)	V-3-3-7-1-15「所員用エアロックの強度計算書」に記載。		
		変形, 高温劣化 (扉板シール部)	(c)	機械工学便覧のはりのたわみ計算式を用いた開口量評価及びガスケットの試験結果に基づき評価。	シール部が健全であること (許容開口量以下であること)	
高温劣化 (扉以外のシール部)		(c)	ガスケットの試験結果及び材料特性により評価。	シール部が健全であること		

表 6-2 評価項目まとめ (その 2)

評価対象		想定される 機能喪失要因	評価 方法	評価方法の概要	判定基準	
ハッチ類	逃がし安全弁 搬出ハッチ	延性破壊 (円筒胴)	(b)	円筒胴について、設計・建設規格の評価式を準用し、200℃における許容圧力を評価。	0.853MPa[gage] (2Pd) 以上	
		座屈 (鏡板)	(a)	鏡板について、機械工学便覧の座屈評価式を準拠し、座屈圧力を評価。	0.853MPa[gage] (2Pd) 以上	
		延性破壊 (円筒胴)	(a)	VI-3-3-7-1-9「逃がし安全弁搬出ハッチの強度計算書」に記載。		
		座屈 (鏡板)	(a)			
		変形, 高温劣化 (シール部)	(c)	機器搬入口で代表評価。		
	制御棒駆動機 構搬出ハッチ	延性破壊 (円筒胴, 鏡板)	(b)	円筒胴, 鏡板について、設計・建設規格の評価式を準用し、200℃における $2/3 S_u$ 値が発生するときの許容圧力を評価。	0.853MPa[gage] (2Pd) 以上	
		延性破壊 (円筒胴, 鏡板, ボルト, フランジ)	(a)	VI-3-3-7-1-11「制御棒駆動機構搬出ハッチの強度計算書」に記載。		
		変形, 高温劣化 (シール部)	(c)	有限要素法を用いた弾塑性解析結果による開口量評価及びガスケットの試験結果に基づき評価。	シール部が健全であること (許容開口量以下であること)	
	配管貫通部	接続配管	延性破壊	(a)	VI-3-3-3-1「原子炉冷却材再循環設備の強度計算書」, VI-3-3-3-2「原子炉冷却材の循環設備の強度計算書」, VI-3-3-3-3「残留熱除去設備の強度計算書」, VI-3-3-3-4「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備の強度計算書」, VI-3-3-3-5「原子炉冷却材補給設備の強度計算書」, VI-3-3-4-2「制御棒駆動水圧設備の強度計算書」, VI-3-3-4-3「ほう酸水注入設備の強度計算書」, VI-3-3-4-4「制御用空気設備の強度計算書」, VI-3-3-7-2-2「原子炉格納容器安全設備の強度計算書」, VI-3-3-7-3「放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備の強度計算書」, VI-3-3-7-4「原子炉格納容器調気設備の強度計算書」, VI-3-3-7-5「圧力逃がし装置の強度計算書」に記載。	
		スリーブ	延性破壊 (スリーブ本体)	(b)	設計・建設規格の評価式を準用し、200℃における $2/3 S_u$ 値が発生するときの許容圧力を評価。	0.853MPa[gage] (2Pd) 以上
延性破壊 (スリーブ取付部)			(a)	VI-3-3-7-1-17「配管貫通部の強度計算書」に記載。		

表 6-2 評価項目まとめ (その 3)

評価対象		想定される 機能喪失要因	評価 方法	評価方法の概要	判定基準
配管貫通部	平板類	延性破壊 (ボルト締め平板)	(b)	設計・建設規格の評価式を準用し、200℃における $2/3 S_u$ 値が発生するときの許容圧力を評価。	0.853MPa[gage] (2Pd) 以上
		延性破壊 (フランジ, ボルト)	(a)	設計・建設規格 PVE-3700 に準拠し, J I S B 8 2 6 5 「圧力容器の構造一般事項」に基づいて 2Pd におけるフランジの発生応力及びボルトの必要総有効断面積を評価。	許容応力以下 総有効断面積以下
		変形, 高温劣化 (シール部)	(c)	文献の理論式を用いた開口量評価及びガスケットの試験結果に基づき評価。	シール部が健全であること (許容開口量以下であること)
	セーフエンド	延性破壊	(b)	設計・建設規格の評価式を準用し、200℃における $2/3 S_u$ 値が発生するときの許容圧力を評価。	0.853MPa[gage] (2Pd) 以上
	ベローズ	疲労評価	(a)	VI-3-3-7-1-19 「配管貫通部ベローズ及びベント管ベローズの強度計算書」に記載。	
電気配線貫通部	延性破壊 (アダプタ)	(b)	設計・建設規格の評価式を準用し、200℃における $2/3 S_u$ 値が発生するときの許容圧力を評価。	0.853MPa[gage] (2Pd) 以上	
	延性破壊 (ヘッド)				
	高温劣化 (シール部)	(c)	電共研, N U P E C 試験等で実施された電気配線貫通部のモデル試験体を用いた気密性能確認結果に基づき評価。	シール部が健全であること	
原子炉格納容器 隔離弁	延性破壊 (耐圧部)	(a)	設計・建設規格 (弁の圧力温度基準に基づく評価) に準拠し, 耐圧機能を評価。	2Pd を上回ること	
	高温劣化 (シール部)	(c)	シール部について試験結果に基づき評価。	シール部が健全であること	



#### 6.1.4 評価結果

原子炉格納容器本体，原子炉格納容器に設置されている開口部（ドライウェル主フランジ，機器搬入口，逃がし安全弁搬出ハッチ，制御棒駆動機構搬出ハッチ，サプレッションチェンバアクセスハッチ，所員用エアロック），原子炉格納容器貫通部（配管貫通部，電気配線貫通部）及び原子炉格納容器隔離弁については，規格の規格式による応力評価等を行い，判定値を満足することにより 200℃，2Pd の環境下での構造健全性を確認した。

ドライウェル主フランジ，ハッチ類等の開口部のシール部，原子炉格納容器隔離弁等については電共研等での試験結果を基に評価を行い，200℃，2Pd の環境下での機能維持が可能であることを確認した。

評価対象部位ごとの詳細な評価方法及び評価結果を表 6-3 及び別添 1 に示す。

表 6-3 評価結果まとめ (1/3)

評価対象	評価点	評価方法	評価条件	評価値*1	判定基準	評価結果
原子炉格納容器 本体	一般部	設計・建設規格を準用	200℃ 2Pd	許容圧力：1.007MPa[gage] (ドライ ウェル円筒胴)	0.853MPa[gage] (2Pd) 以上	破断せず
	構造不連続部	VI-3-3-7-1「原子炉格納容器の強度計算書」に記載。				
	ドライウェル基部	設計・建設規格 を準用	200℃ 2Pd	疲労累積係数：□	疲労累積係数 1 以下	破断せず
	ベント管ベローズ	VI-3-3-7-1-19「配管貫通部ベローズ及びベント管ベローズの強度計算書」に記載。				
ドライウェル 主フランジ	構造部 (ボルト, フランジ)	VI-3-3-7-1-1「ドライウェルの強度計算書」に記載。				
	シール部 (フランジ, ガスケット)	有限要素法 (FEM) ガスケット試験	200℃ 2Pd	開口量：□mm (内側) □mm (外側)	許容開口量：(□mm) 以 下	シール機 能維持*2
機器搬入口	構造部 (円筒胴)	設計・建設規格を準用	200℃ 2Pd	許容圧力：3.182MPa[gage]	0.853MPa[gage] (2Pd) 以上	破断せず
	構造部 (鏡板)	機械工学便覧	200℃ 2Pd	許容圧力：5.406MPa[gage]	0.853MPa[gage] (2Pd) 以上	破断せず
	構造部 (円筒胴)	VI-3-3-7-1-7「機器搬入口の強度計算書」に記載。				
	構造部 (鏡板)					
	シール部 (フランジ, ガスケット)	有限要素法 (FEM) ガスケット試験	200℃ 2Pd	開口量：□mm (内側) □mm (外側)	許容開口量：(□mm) 以 下	シール機 能維持*2
所員用エア ロック	構造部 (円筒胴)	設計・建設規格を準用	200℃ 2Pd	許容圧力：3.301MPa[gage]	0.853MPa[gage] (2Pd) 以 上	破断せず
	構造部 (円筒胴, 隔壁)	V-3-3-7-1-15「所員用エアロックの強度計算書」に記載。				
	シール部 (扉板シール部)	機械工学便覧 ガスケット試験	200℃ 2Pd	開口量：□mm	許容開口量：(□mm) 以 下	シール機 能維持*2
	シール部 (扉以外のシール部)	ガスケット試験 材料仕様	200℃	200℃以上	200℃以上	シール機 能維持*3

注記\*1：複数評価している項目はもっとも厳しい値を記載

\*2：フランジ部の形状・寸法に基づき解析等により算出した開口量が圧縮永久ひずみ試験結果及び実機フランジ模擬試験の漏えい試験結果に基づき設定した許容開口量以下であることを確認

\*3：シール材の試験結果又は材料仕様により高温環境下における耐性を確認

表 6-3 評価結果まとめ (2/3)

評価対象	評価点	評価方法	評価条件	評価値*1	判定基準	評価結果
逃がし安全弁 搬出ハッチ	構造部 (円筒胴)	設計・建設規格を準用	200℃ 2Pd	許容圧力：5.376MPa[gage]	0.853MPa[gage] (2Pd) 以上	破断せず
	構造部 (鏡板)	機械工学便覧	200℃ 2Pd	許容圧力：12.233MPa[gage]	0.853MPa[gage] (2Pd) 以上	破断せず
	構造部 (円筒胴)	VI-3-3-7-1-9 「逃がし安全弁搬出ハッチの強度計算書」に記載。				
	構造部 (鏡板)					
シール部 (フランジ, ガスケット)	機器搬入口で代表評価。					シール機能 維持*2
制御棒駆動機構 搬出ハッチ	構造部 (円筒胴)	設計・建設規格を準用	200℃ 2Pd	許容圧力：26.278MPa[gage]	0.853MPa[gage] (2Pd) 以 上	破断せず
	構造部 (鏡板)	設計・建設規格を準用	200℃ 2Pd	許容圧力：10.318MPa[gage]	0.853MPa[gage] (2Pd) 以 上	破断せず
	構造部 (円筒胴, 鏡板, ボルト, フラ ンジ)	VI-3-3-7-1-11 「制御棒駆動機構搬出ハッチの強度計算書」に記載。				
	シール部 (フランジ, ガスケット)	有限要素法 (FEM) ガスケット試験	200℃ 2Pd	開口量： <input type="text" value=""/> mm (内側) <input type="text" value=""/> mm (外側)	許容開口量：( <input type="text" value=""/> mm) 以下	シール機能 維持*2
配管貫通部	接続配管	同左	VI-3-3-3-1 「原子炉冷却材再循環設備の強度計算書」、VI-3-3-3-2 「原子炉冷却材の循環設備の強度計算書」、VI-3-3-3-3 「残留熱除去設備の強度計算書」、VI-3-3-3-4 「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備の強度計算書」、VI-3-3-3-5 「原子炉冷却材補給設備の強度計算書」、VI-3-3-4-2 「制御棒駆動水圧設備の強度計算書」、VI-3-3-4-3 「ほう酸水注入設備の強度計算書」、VI-3-3-4-4 「制御用空気設備の強度計算書」、VI-3-3-7-2-2 「原子炉格納容器安全設備の強度計算書」、VI-3-3-7-3 「放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備の強度計算書」、VI-3-3-7-4 「原子炉格納容器調気設備の強度計算書」、VI-3-3-7-5 「圧力逃がし装置の強度計算書」に記載。			

注記\*1：複数評価している項目はもっとも厳しい値を記載

\*2：フランジ部の形状・寸法に基づき解析等により算出した開口量が圧縮永久ひずみ試験結果及び実機フランジ模擬試験の漏えい試験結果に基づき設定した許容開口量以下であることを確認

\*3：シール材の試験結果又は材料仕様により高温環境下における耐性を確認

表 6-3 評価結果まとめ (3/3)

評価対象	評価点	評価方法	評価条件	評価値*1	判定基準	評価結果	
配管貫通部	スリーブ	スリーブ本体	設計・建設規格を準用	200℃ 2Pd	許容圧力：3.520MPa[gage]	0.853MPa[gage] (2Pd) 以上	破断せず
		スリーブ取付部	VI-3-3-7-1-17「配管貫通部の強度計算書」に記載。				
	平板類	構造部 (ボルト締め平板)	設計・建設規格を準用	200℃ 2Pd	許容圧力：1.923MPa[gage]	0.853MPa[gage] (2Pd) 以上	破断せず
		構造部 (フランジ, ボルト)	J I S B 8 2 6 5	200℃ 2Pd	発生応力：106MPa 必要総有効断面積：5.255×10 <sup>3</sup> mm <sup>2</sup>	許容応力：281MPa以下 総有効断面積： 9.470×10 <sup>3</sup> mm <sup>2</sup> 以下	破断せず
		シール部 (フランジ, ガasket)	文献理論式 ガスケット試験	200℃ 2Pd	開口量：□mm	許容開口量：(□)mm 以下	シール機能 維持*2
	セーフエ ンド	同左	設計・建設規格を準用	200℃ 2Pd	許容圧力：3.653MPa[gage]	0.853MPa[gage] (2Pd) 以上	破断せず
ベローズ	同左	VI-3-3-7-1-19「配管貫通部ベローズ及びベント管ベローズの強度計算書」に記載。					
電気配線貫通部	アダプタ	設計・建設規格を準用	200℃ 2Pd	許容圧力 (低圧)：17.860 MPa[gage] 許容圧力 (高圧)：29.223 MPa[gage]	0.853MPa[gage] (2Pd) 以上	破断せず	
	ヘッド	設計・建設規格を準用	200℃ 2Pd	許容圧力 (低圧)：24.563 MPa[gage] 許容圧力 (高圧)：18.368 MPa[gage]	0.853MPa[gage] (2Pd) 以上	破断せず	
	シール部 (モジュール)	電共研, NUPEC 試験等	200℃ 2Pd	漏えいなし	設計漏えい量以下	シール機能 維持*3	
原子炉格納容器 隔離弁	耐圧部	設計・建設規格 (弁の 圧力温度基準に基づく 評価) を準拠	200℃ 2Pd	許容圧力：1.32MPa [gage]	0.853MPa[gage] (2Pd) 以上	破断せず	
	シール部	ガスケット試験	200℃	200℃以上	200℃以上	シール機能 維持*3	

注記\*1：複数評価している項目はもっとも厳しい値を記載

\*2：フランジ部の形状・寸法に基づき解析等により算出した開口量が圧縮永久ひずみ試験結果及び実機フランジ模擬試験の漏えい試験結果に基づき設定した許容開口量以下であることを確認

\*3：シール材の試験結果又は材料仕様により高温環境下における耐性を確認

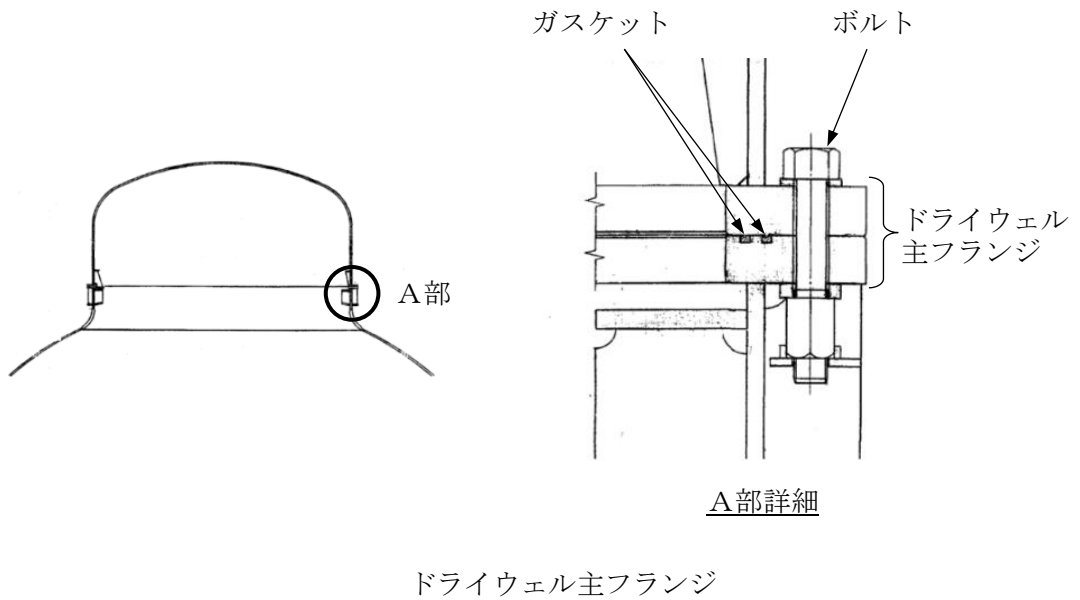
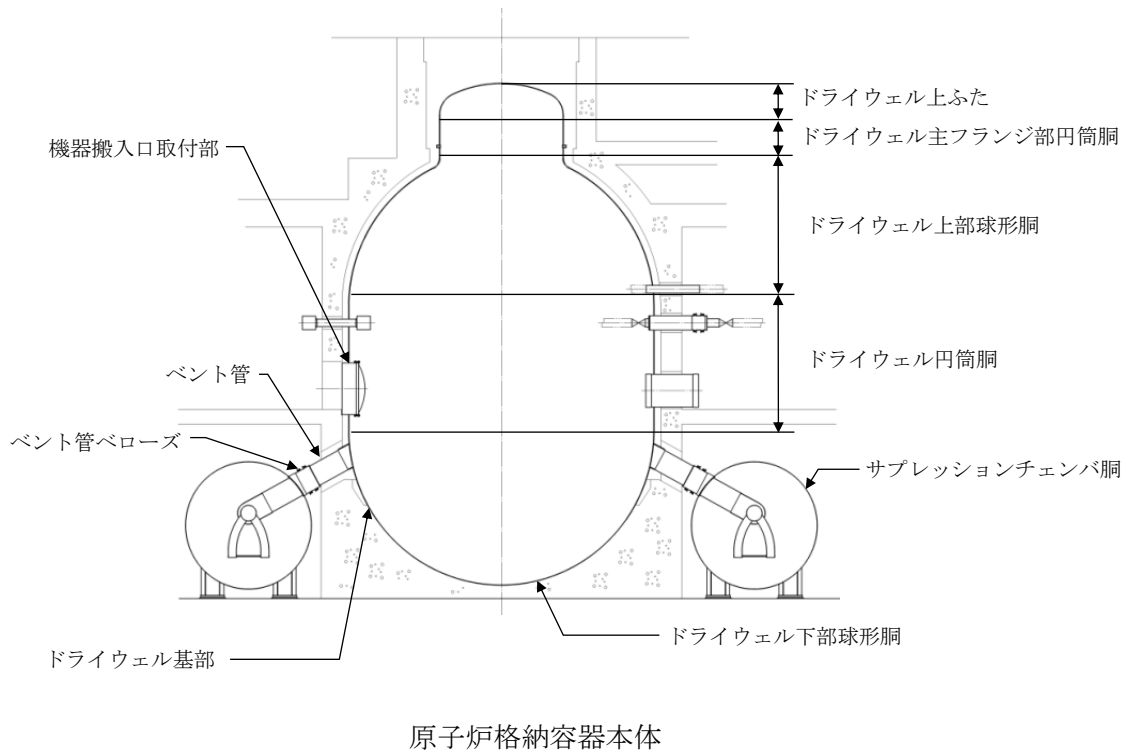
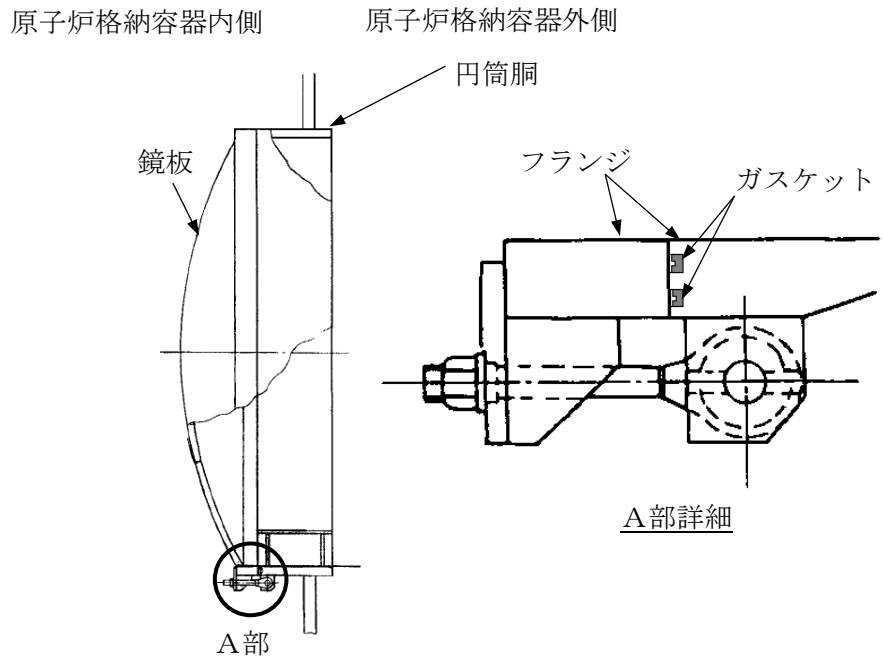
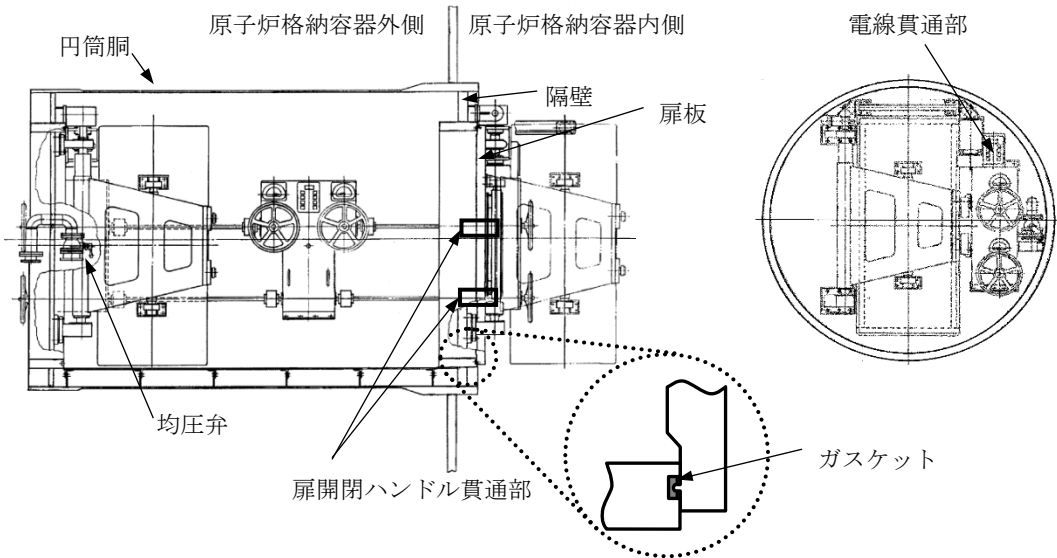


図 6-3 原子炉格納容器バウンダリ構造部概要図(1/6)

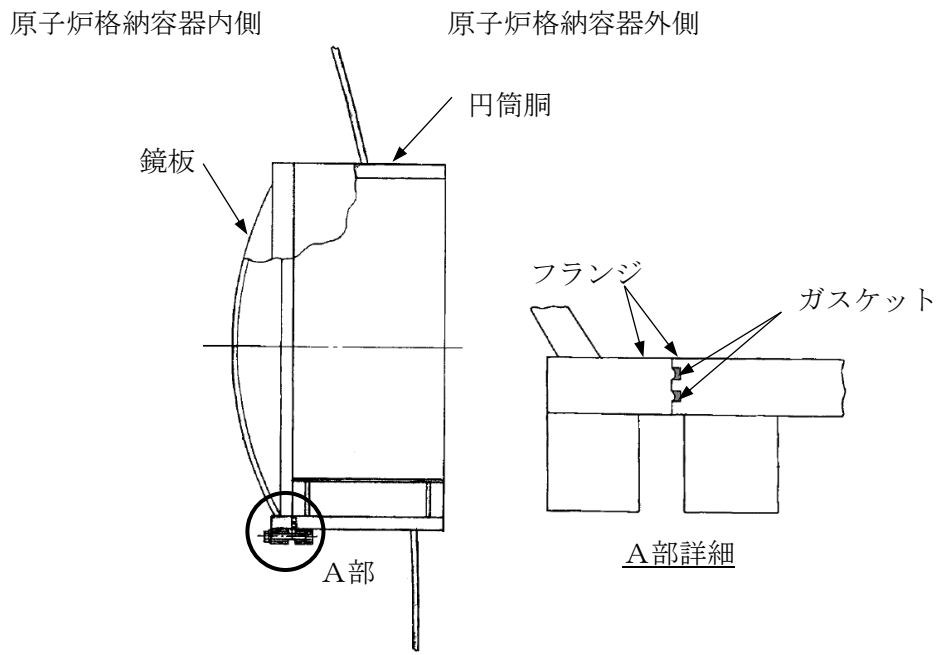


機器搬入口

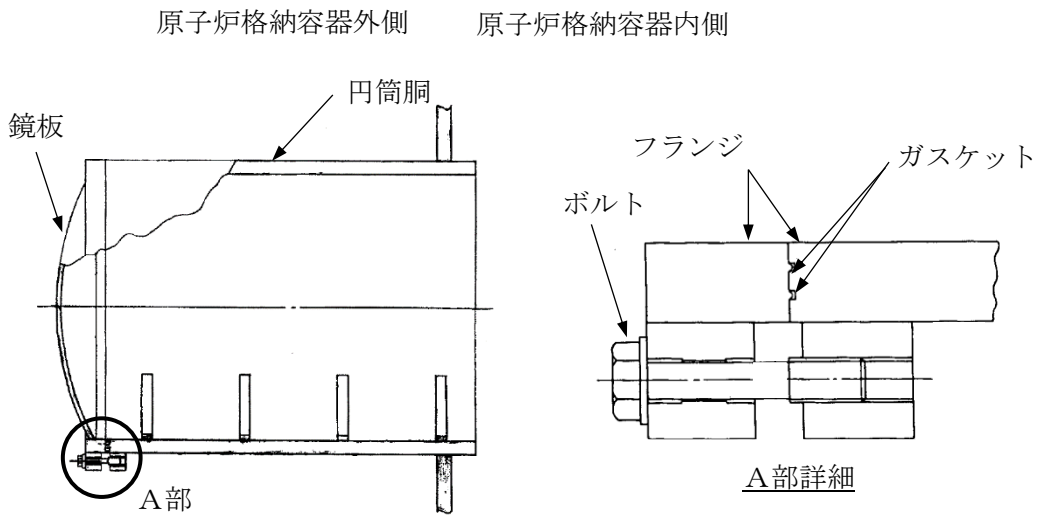


所員用エアロック

図 6-3 原子炉格納容器バウンダリ構造部概要図 (2/6)

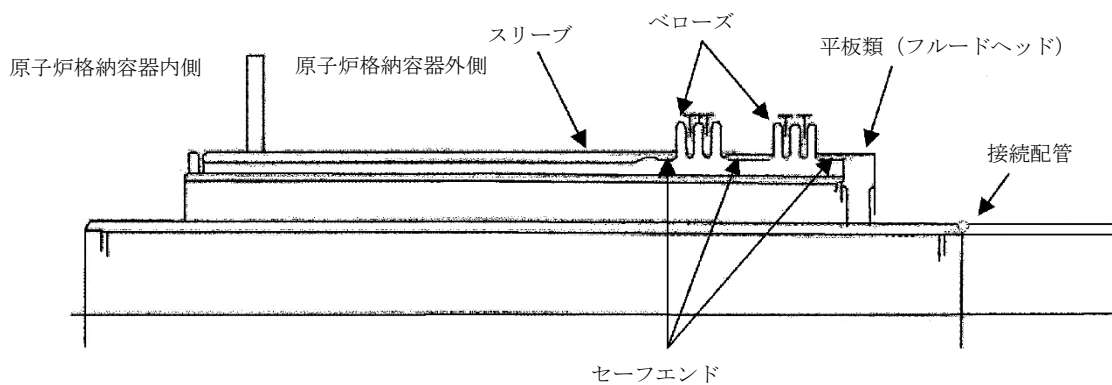


逃がし安全弁搬出ハッチ

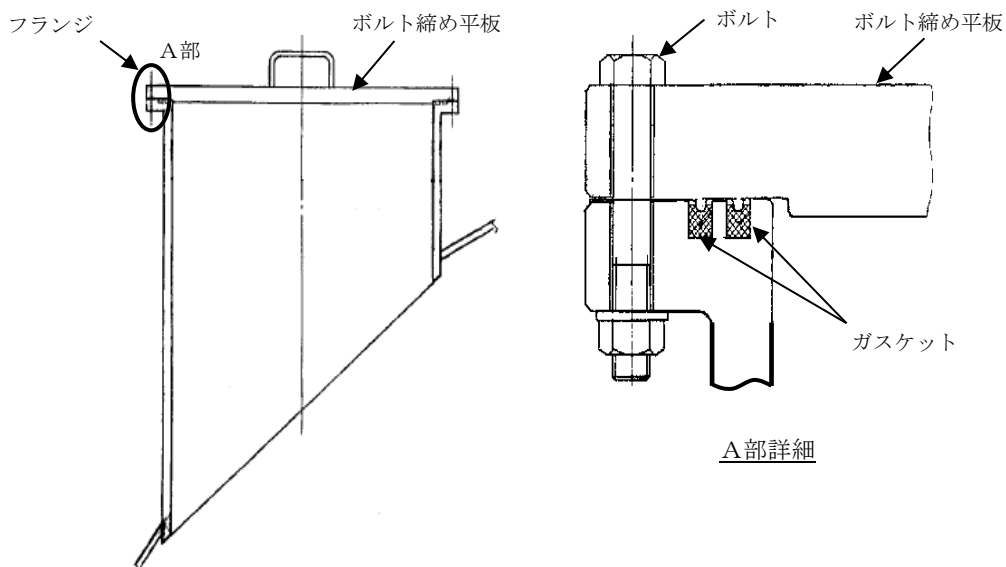


制御棒駆動機構搬出ハッチ

図 6-3 原子炉格納容器バウンダリ構造部概要図 (3/6)



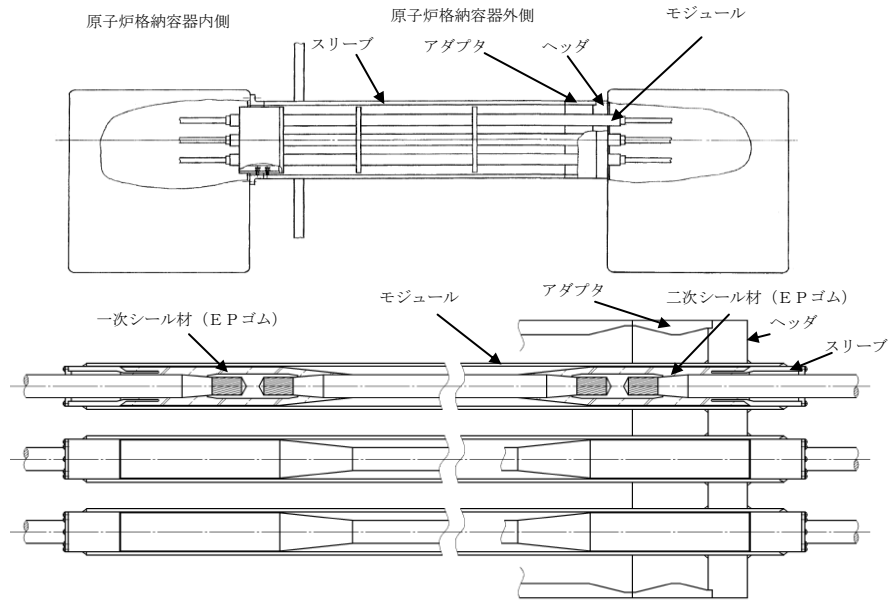
配管貫通部 (接続配管, スリーブ, セーフエンド, ベローズ)



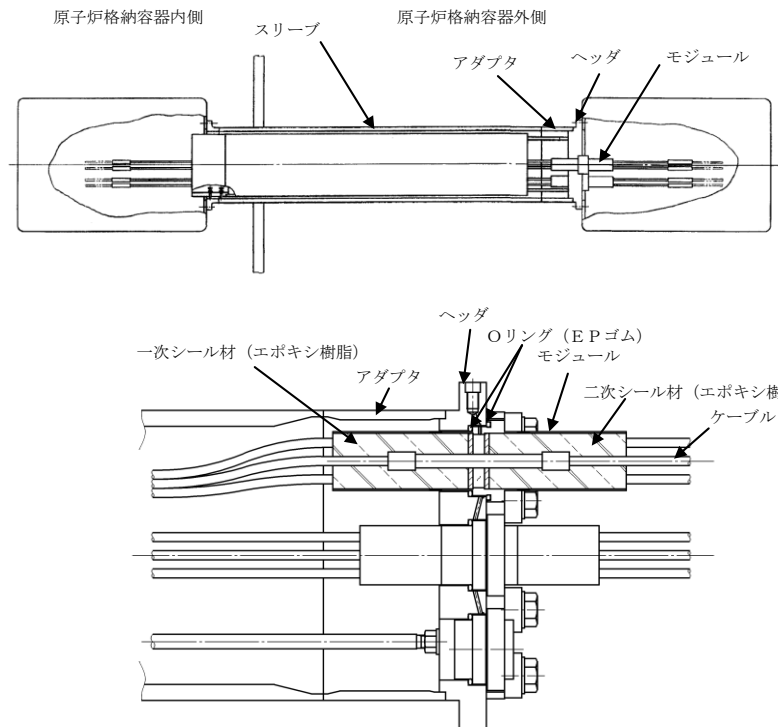
配管貫通部 (平板類)

図 6-3 原子炉格納容器バウンダリ構造部概要図 (4/6)



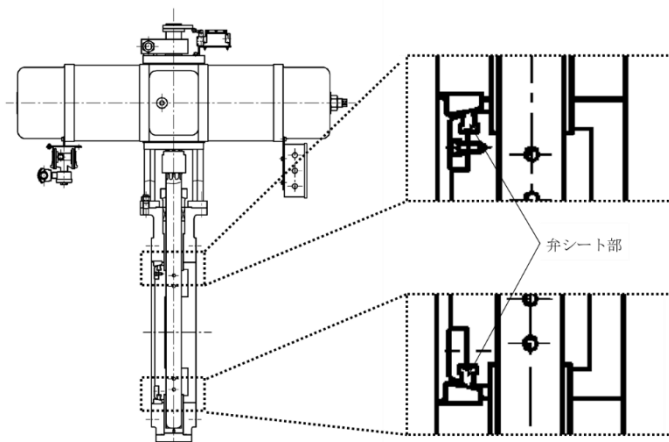


高圧用電気配線貫通部

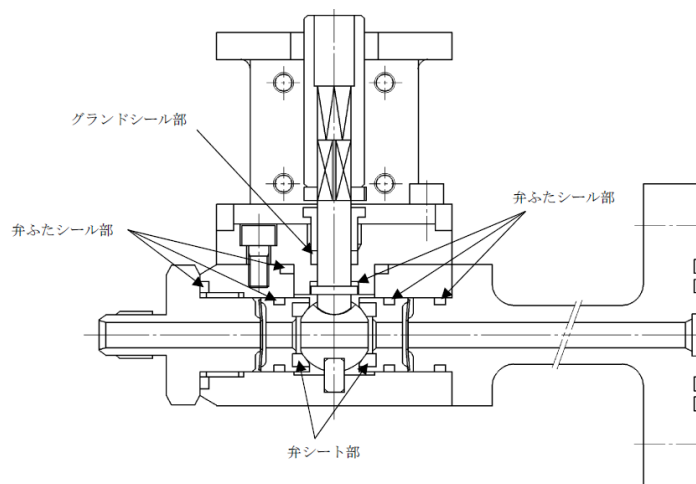


低圧用電気配線貫通部

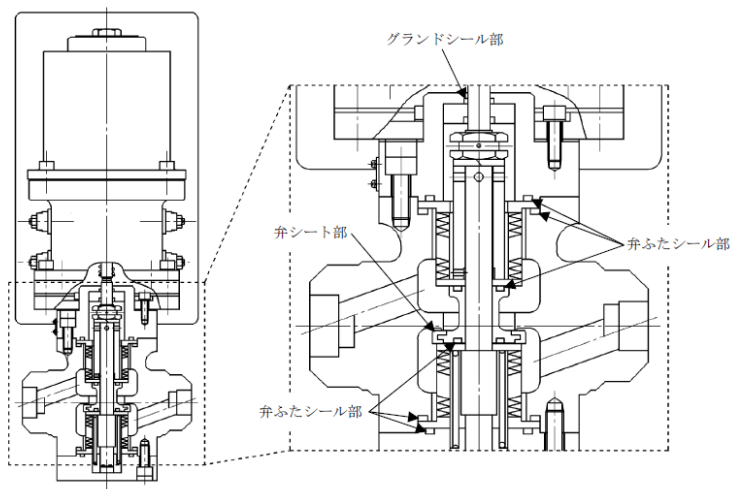
図 6-3 原子炉格納容器バウンダリ構造部概要図 (5/6)



原子炉格納容器隔離弁（窒素ガス制御系バタフライ弁）



原子炉格納容器隔離弁（T I P ボール弁）



原子炉格納容器隔離弁（T I P パージ弁）

図 6-3 原子炉格納容器バウンダリ構造部概要図(6/6)

## 6.2 その他原子炉格納容器限界温度，圧力に対する影響確認

原子炉格納容器の限界温度，圧力における評価に対して影響を及ぼす可能性のある設備の経年劣化，限界温度，圧力が負荷された後の耐震性，貫通部の核分裂生成物（以下「FP」という。）沈着について影響を確認する。

### 6.2.1 確認内容

原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能の評価に対して，影響を及ぼす可能性のある対象機器の経年劣化，限界温度，圧力負荷後の耐震性への影響等以下の内容について影響を確認する。

#### (1) 経年劣化の影響

原子炉格納容器限界温度・圧力（200℃，2Pd）時の放射性物質の閉じ込め機能の健全性が，経年劣化により低下していないことを確認する。確認方法及び確認結果の詳細は別添1別紙1に示す。

#### (2) 限界温度，圧力負荷後の耐震性への影響

原子炉格納容器が限界温度，圧力（200℃，2Pd）が負荷された後の耐震性への影響について確認する。確認方法及び確認結果の詳細は別添1別紙2に示す。

#### (3) 貫通部のFP沈着による影響

炉心熔融時，原子炉格納容器のリークパスにFPが沈着した場合の温度上昇について確認する。確認方法及び確認結果の詳細は別添1別紙3に示す。

### 6.2.2 確認結果

- (1) 原子炉格納容器の閉じ込め機能を有する箇所における経年劣化の対策について確認し，原子炉格納容器の限界温度，圧力における閉じ込め機能への影響はないことを確認した。
- (2) 重大事故等時の温度，圧力を超える限界温度，圧力（200℃，2Pd）が負荷された後の耐震性の影響評価を実施した。原子炉格納容器バウンダリの構成機器について，限界温度，圧力の条件において一次応力による残留ひずみが発生するが十分小さく，耐震評価にて考慮する許容応力は今回の評価で考慮した許容応力の制限内であり，更に限界温度，圧力負荷前と同様の挙動を示すことから，耐震性への影響はないことを確認した。
- (3) 炉心熔融時の原子炉格納容器内のFPの沈着による温度上昇について，格納容器破損防止対策の有効性評価における評価事故シーケンスのうち雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）を想定した条件にて，原子炉格納容器のリークパスへFPが飛散し，リークパス内がFPで満たされ目詰まりしたと保守的に仮定し，FEM解析により熱解析を実施した。評価結果としては，原子炉格納容器の貫通部リークパス箇所の最高温度は約183℃となり原子炉格納容器限界温度である200℃を下回ることから原子炉格納容器限界温度・圧力に影響ないことを確認した。

7. 引用文献

(1) F. J. MOODY

“PREDICTION OF BLOWDOWN THRUST AND JET FORCES”

ASME PAPER 69-HT-31

(2) 岩波講座 現代応用数学 「粘性流体の理論」

VI-1-8-1-別添 1 重大事故等時における原子炉格納容器の  
放射性物質閉じ込め機能健全性について

## 目 次

1. 概要	1
2. 原子炉格納容器本体	2
2.1 評価方針	2
2.1.1 一般構造部	2
2.1.2 構造不連続部	2
2.1.3 ベント管ベローズ	3
2.2 評価結果	4
2.2.1 一般構造部	4
2.2.2 構造不連続部	4
2.2.3 ベント管ベローズ	4
3. ドライウェル主フランジ	12
3.1 評価方針	12
3.1.1 ドライウェル主フランジ部の耐圧	13
3.1.2 ドライウェル主フランジ固定部の強度	13
3.1.3 ドライウェル主フランジのシール性能	13
3.2 評価結果	13
3.2.1 ドライウェル主フランジ部の耐圧	13
3.2.2 ドライウェル主フランジ固定部の強度	13
3.2.3 ドライウェル主フランジのシール性能	13
3.3 評価結果まとめ	15
4. 機器搬入口	16
4.1 評価方針	16
4.1.1 機器搬入口本体の耐圧	17
4.1.2 機器搬入口フランジのシール性能	17
4.2 評価結果	18
4.2.1 機器搬入口本体の耐圧	18
4.2.2 機器搬入口フランジのシール性能	19
4.3 評価結果のまとめ	21
5. 所員用エアロック	22
5.1 評価方針	22
5.1.1 所員用エアロック本体の耐圧	23
5.1.2 所員用エアロック本体のシール性能	23
5.2 評価結果	24
5.2.1 所員用エアロック本体の耐圧	24

5.2.2	所員用エアロック本体のシール性能	25
5.3	評価結果のまとめ	28
6.	逃がし安全弁搬出ハッチ	29
6.1	評価方針	29
6.1.1	逃がし安全弁搬出ハッチ本体の耐圧	30
6.1.2	逃がし安全弁搬出ハッチフランジのシール性能	30
6.2	評価結果	31
6.2.1	逃がし安全弁搬出ハッチ本体の耐圧	31
6.2.2	逃がし安全弁搬出ハッチフランジのシール性能	32
6.3	評価結果のまとめ	32
7.	制御棒駆動機構搬出ハッチ	33
7.1	評価方針	33
7.1.1	制御棒駆動機構搬出ハッチ本体の耐圧	34
7.1.2	制御棒駆動機構搬出ハッチフランジ固定部の強度	34
7.1.3	制御棒駆動機構搬出ハッチフランジのシール性能	34
7.2	評価結果	34
7.2.1	制御棒駆動機構搬出ハッチ本体の耐圧	34
7.2.2	制御棒駆動機構搬出ハッチフランジ固定部の強度	35
7.2.3	制御棒駆動機構搬出ハッチフランジのシール性能	35
7.3	評価結果のまとめ	37
8.	配管貫通部	38
8.1	概要	38
8.2	配管貫通部（接続配管）	39
8.2.1	評価方針	39
8.2.2	評価	39
8.2.3	評価結果	39
8.3	配管貫通部（スリーブ）	40
8.3.1	評価方針	40
8.3.2	評価	40
8.3.3	評価結果	41
8.4	配管貫通部（平板類）	42
8.4.1	評価方針	42
8.4.2	評価	42
8.4.3	評価結果	43
8.5	配管貫通部（セーフエンド）	47
8.5.1	評価方針	47

8.5.2	評価	47
8.5.3	評価結果	47
8.6	配管貫通部（ベローズ）	48
8.6.1	評価方針	48
8.6.2	評価結果	48
8.7	評価結果のまとめ	49
9.	電気配線貫通部	51
9.1	概要	51
9.2	電気配線貫通部（アダプタ）	52
9.2.1	評価方針	52
9.2.2	評価	52
9.2.3	評価結果	52
9.3	電気配線貫通部（ヘッド）	53
9.3.1	評価方針	53
9.3.2	評価	53
9.3.3	評価結果	53
9.4	電気配線貫通部（モジュール）	54
9.4.1	評価方針	54
9.4.2	評価	54
9.4.3	評価結果	57
10.	原子炉格納容器隔離弁	58
10.1	概要	58
10.2	原子炉格納容器隔離弁（窒素ガス制御系バタフライ弁）	58
10.2.1	評価方針	58
10.2.2	評価	59
10.2.3	評価結果	59
10.3	T I P ボール弁及びページ弁	60
10.3.1	評価方針	60
10.3.2	評価	61
10.3.3	評価結果	61
添付 1	重大事故等時条件におけるガスケット健全性について	
添付 2	原子炉格納容器隔離弁の抽出について	
別紙 1	原子炉格納容器限界温度，限界圧力に対する経年劣化の影響について	
別紙 2	原子炉格納容器限界温度，限界圧力負荷後の耐震性について	
別紙 3	原子炉格納容器貫通部の FP 沈着による影響について	



## 1. 概要

本資料は、VI-1-8-1「原子炉格納施設的设计条件に関する説明書」(以下「説明書」という。)の「6. 重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能評価及びその他影響確認」に示す重大事故等時の限界温度、限界圧力に対する原子炉格納容器の構造健全性及び機能維持の評価方法並びに評価結果を詳細に示すものである。

## 2. 原子炉格納容器本体

### 2.1 評価方針

原子炉格納容器本体は、鋼製の上下部半球胴部円筒形ドライウエル、円環形サプレッションチェンバ、これらを連結するベント管及びベント管ベローズによって構成されている。

原子炉格納容器本体（ベント管ベローズ除く）の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃、2Pd の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、座屈が発生するような圧縮力が原子炉格納容器本体に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は考慮する必要がない。

したがって、原子炉格納容器本体（ベント管ベローズ除く）の機能喪失要因は、高温状態で内圧を受けることによって生じる、過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。

また、ベント管ベローズの設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊及び疲労破壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃、2Pd の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないことから、脆性破壊は考慮する必要がない。

したがって、ベント管ベローズの 200℃、2Pd における機能喪失要因は、通常運転時に累積される低サイクル疲労に加えて重大事故等時に累積される低サイクル疲労による疲労破壊が想定される。

原子炉格納容器本体の評価対象を図 2-1 にそれぞれ示す。

#### 2.1.1 一般構造部

原子炉格納容器本体の一般構造部（設計・建設規格 PVE-3010 で規定されている部位）の評価として、設計・建設規格の PVE-3521、3230(2)a 項及び PVE-3230(2)e 項を準用し、許容引張応力に供用状態 D における一次一般膜応力の許容値である 200℃の  $\frac{2}{3} S_u$  を与えることで許容応力を算出し、限界圧力 2Pd を上回ることを確認する。なお、応力評価は、VI-3-3-7-1「原子炉格納容器の強度計算書」に記載する。

#### 2.1.2 構造不連続部

原子炉格納容器本体の構造不連続部の強度評価方法は、VI-3-3-7-1「原子炉格納容器の強度計算書」に記載する。

また、原子炉格納容器はドライウエル基部がコンクリートに拘束されているため、温度上昇時にはドライウエル基部に熱応力（二次応力）が発生する。二次応力は、応力増加に伴い局所的な塑性流れが生じ応力分布が均等化され破損を引き起こすとは考えられないが、念のため一次＋二次応力を評価する。

### 2.1.3 ベント管ベローズ

ベント管ベローズの強度評価方法は、VI-3-3-7-1-19「配管貫通部ベローズ及びベント管ベローズの強度計算書」に記載する。

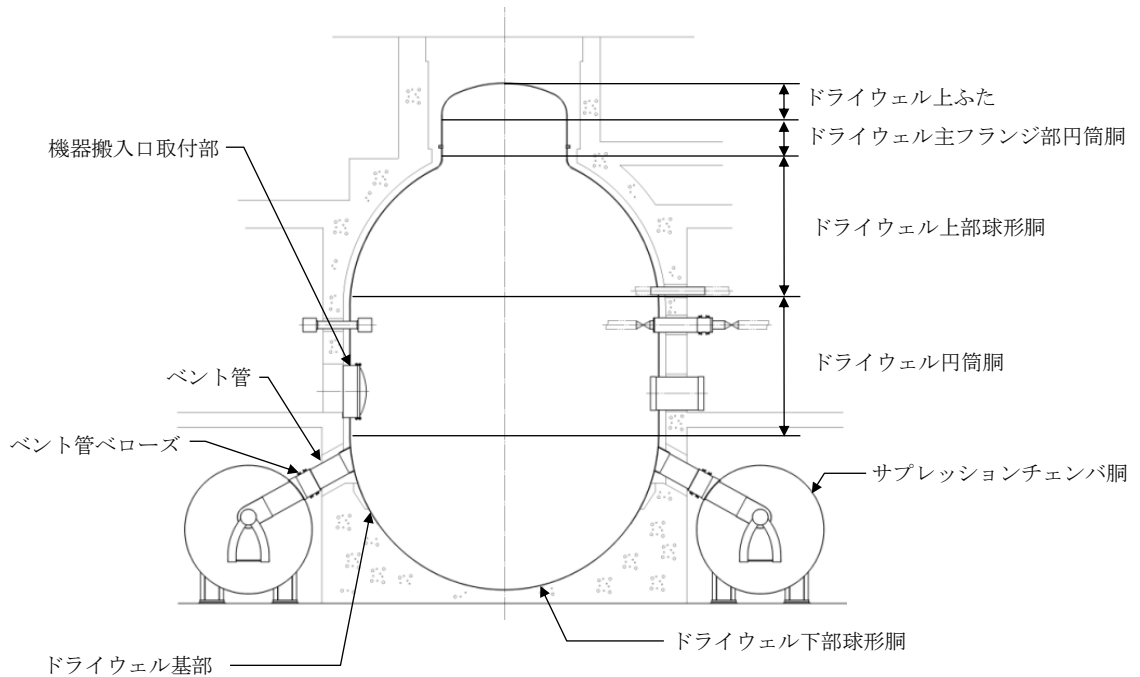


図 2-1 原子炉格納容器本体の評価対象

## 2.2 評価結果

### 2.2.1 一般構造部

原子炉格納容器本体の一般構造部について、既工認と同様の評価手法である設計・建設規格に示される必要最小板厚の式を準用し、許容圧力を求め、 $2Pd$  を上回ることを確認した。その際、部材に発生する応力強さの許容値は、今回の評価が設計基準を超えた限界温度、限界圧力の評価であることを踏まえ、設計引張強さ（ $S_u$  値）に対する割下げ率を  $P_m$ （一次一般膜応力強さ）には 1.5 として評価した。 $S_u$  値を算出する際の温度は、限界温度として設定した  $200^{\circ}\text{C}$  を用いる。評価結果の詳細を添付 2-1 に示す。

また、応力評価結果は、VI-3-3-7-1「原子炉格納容器の強度計算書」に記載する。

### 2.2.2 構造不連続部

原子炉格納容器本体の構造不連続部の応力評価結果は、VI-3-3-7-1「原子炉格納容器の強度計算書」に記載する。

また、ドライウェル基部の熱応力評価結果を添付 2-2 に示す。

### 2.2.3 ベント管ベローズ

ベント管ベローズの強度評価結果は、VI-3-3-7-1-19「配管貫通部ベローズ及びベント管ベローズの強度計算書」に記載する。

## 原子炉格納容器の許容圧力評価結果

原子炉格納容器の必要板厚は、設計・建設規格の PVE-3521, PVE-3230(2)a 項及び PVE-3230(2)e 項を用いて求めることができる。ここで求めた式の許容引張応力に 200°C での  $2/3 S_u$  を与えることで限界圧力は算出できる。

下記に評価結果を示す。

## ① ドライウェル上ふた：SGV480

許容圧力算定式：PVE-3521 を準用

$$P = 2 S \eta t / (R W + 0.2 t)$$

S	許容引張応力 (MPa) (200°Cにおける $2/3 S_u$ 値を使用)	281
$\eta$	継手効率 (-)	1.0
t	板厚 (mm)	<input type="text"/>
R	ふた板の中央部における内半径 (mm)	<input type="text"/>
W	さら形ふた板の形状による係数 (-)	1.32
P	200°Cにおける許容圧力 (MPa)	1.113
1.113 MPa > 0.853 MPa (2Pd)		

## ② ドライウェル主フランジ部円筒胴：SGV480

許容圧力算定式：PVE-3230(2)a 項を準用




$$P = 2 S \eta t / (D_i + 1.2 t)$$

S	許容引張応力 (MPa) (200°Cにおける $2/3 S_u$ 値を使用)	281
$\eta$	継手効率 (-)	1.0
t	板厚 (mm)	<input type="text"/>
$D_i$	胴内径 (mm)	<input type="text"/>
P	200°Cにおける許容圧力 (MPa)	1.924
1.924 MPa > 0.853 MPa (2Pd)		

## ③ ドライウエル上部球形胴：SPV490

許容圧力算定式：PVE-3230(2)e項を準用



$$P = 4S \eta t / (Di + 0.4t)$$

S	許容引張応力 (MPa) (200°Cにおける 2/3 S <sub>u</sub> 値を使用)	363	
η	継手効率 (-)	1.0	
t	板厚 (mm)		
Di	胴内径 (mm)		
P	200°Cにおける許容圧力 (MPa)	2.272	2.017
2.017 MPa, 2.272 MPa > 0.853 MPa (2Pd)			

## ④ ドライウエル円筒胴：SPV490

許容圧力算定式：PVE-3230(2)a項を準用




$$P = 2S \eta t / (Di + 1.2t)$$

S	許容引張応力 (MPa) (200°Cにおける 2/3 S <sub>u</sub> 値を使用)	363	
η	継手効率 (-)	1.0	
t	板厚 (mm)		
Di	胴内径 (mm)		
P	200°Cにおける許容圧力 (MPa)	1.007	
1.007 MPa > 0.853 MPa (2Pd)			

## ⑤ ドライウエル下部球形胴：SPV490, SGV480

許容圧力算定式：PVE-3230(2)e項を準用

$$P = 4S \eta t / (Di + 0.4t)$$

S	許容引張応力 (MPa) (200°Cにおける 2/3 S <sub>u</sub> 値を使用)	363	281
η	継手効率 (-)	1.0	
t	板厚 (mm)		
Di	胴内径 (mm)		
P	200°Cにおける許容圧力 (MPa)	2.017	1.093
1.093 MPa, 2.017 MPa > 0.853 MPa (2Pd)			

## ⑥ サプレッションチェンバ胴：SPV490

許容圧力算定式：PVE-3230(2)a項を準用

$$P = 2S \eta t / (Di + 1.2t)$$

S	許容引張応力 (MPa) (200°Cにおける 2/3 S <sub>u</sub> 値を使用)	363
η	継手効率 (-)	1.0
t	板厚 (mm)	<input type="text"/>
Di	胴内径 (mm)	<input type="text"/>
P	200°Cにおける許容圧力 (MPa)	1.102
1.102 MPa > 0.853 MPa (2Pd)		

## ⑦ ベント管円筒胴：SGV480

許容圧力算定式：PVE-3230(2)a項を準用

$$P = 2S \eta t / (Di + 1.2t)$$

S	許容引張応力 (MPa) (200°Cにおける 2/3 S <sub>u</sub> 値を使用)	281
η	継手効率 (-)	1.0
t	板厚 (mm)	<input type="text"/>
Di	胴内径 (mm)	<input type="text"/>
P	200°Cにおける許容圧力 (MPa)	2.515
2.515 MPa > 0.853 MPa (2Pd)		

## ドライウェル基部の評価

## 1. 概要

原子炉格納容器本体については、200℃、2Pdにおいて一次応力が発生する。また、ドライウェル基部については、熱膨張の拘束による熱応力が発生する。ここでは、既工事計画書（工事計画認可申請書（59資庁第 8283号 昭和59年 9月17日付け）の添付書類「IV-3-5-1 ドライウェルの強度計算書」の応力値を用いて、ドライウェル基部について一次応力+二次応力（ $PL + Pb + Q$ ）を評価する。

なお、原子炉格納容器の限界圧力、限界温度の確認においては、繰り返し荷重を考慮する必要はないと考えられるが、ドライウェル基部については、念のため、200℃、2Pdにおける発生応力を算出し、許容応力を下回ることを確認する。

## 2. 評価方針

発生応力は、熱により発生する二次応力に分類されることから、設計・建設規格に示される一次+二次応力の評価方法及び評価基準値に従う。

許容値は、設計・建設規格において示される原子炉格納容器（クラスMC容器）の供用状態A、Bに対する許容値と同じ3S（S値：200℃における値）とする。

一次+二次応力が制限値を超えた場合は、設計・建設規格 PVB-3315(2)に規定される疲労評価により、疲労累積係数が1以下であることを確認する。

## 3. 評価条件

## (1) 圧力及び温度

評価圧力：0.853 MPa（2Pd）

評価温度：200℃

## (2) 材料及び許容応力

材料及び許容応力を表 3-1 に示す。

表 3-1 材料の許容応力

部位	材料	一次+二次応力 (MPa)
		$PL + Pb + Q$
原子炉格納容器	SPV490	501 (=3S)



4. 応力計算

(1) 応力評価点

応力評価点を表 4-1 及び図 4-1 に示す。応力評価点は、既工事計画書の強度計算書において、一次局部膜応力+一次曲げ応力+二次応力が最大の値を示す部位を応力評価点とする。

表 4-1 応力評価点

応力評価点番号	評価項目	応力評価点
P 8	一次局部膜応力 + 一次曲げ応力 + 二次応力	ドライウエル基部

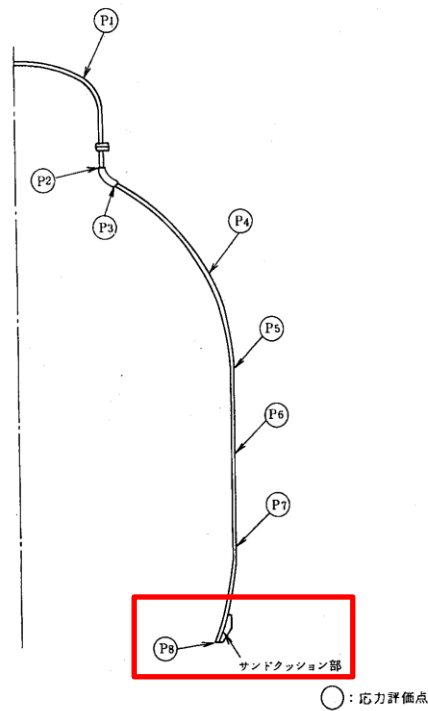


図 4-1 応力評価点

(2) 応力計算

ドライウエル基部に作用する圧力、熱荷重及び死荷重による応力は、既工事計画書で計算した応力を用い、評価荷重比の割り増しを考慮して算出する。

## 5. 応力評価

ドライウェル基部の各荷重による応力を表 5-1 に示す。また、応力の組合せ結果を表 5-2 に示す。

応力評価点の発生応力は一次+二次応力の許容値を超えたため、疲労評価を行い、疲労累積係数が 1 以下であることを確認した。疲労評価の結果を表 5-3、表 5-4 に示す。

表 5-1 各荷重による応力

荷重	一次+二次応力 (MPa)					
	P L + P b + Q					
	内面			外面		
	$\sigma_t$	$\sigma_l$	$\tau$	$\sigma_t$	$\sigma_l$	$\tau$
S A 時圧力 (2Pd)						
鉛直荷重 (通常)						
熱荷重 (S A 時 : 200°C)						

$\sigma_t$  : 円周方向応力,  $\sigma_l$  : 軸方向応力,  $\tau$  : せん断応力 (t-l 方向)

表 5-2 一次+二次応力の評価結果

応力評価点	荷重の組み合わせ	応力分類	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)
P 8	死荷重+内圧+熱	一次+二次応力	671	501

表 5-3 疲労評価結果

S <sub>n</sub>	発生応力 (MPa)	671
K	応力集中係数	<input type="checkbox"/>
K <sub>e</sub>	ピーク応力補正係数	<input type="checkbox"/>
S <sub>p</sub>	疲労解析によるピーク応力強さのサイクルにおいて、その極大値と極小値との差 (MPa)	<input type="checkbox"/>
S <sub>l</sub>	繰返しピーク応力強さ (MPa)	<input type="checkbox"/>
S <sub>l'</sub>	補正繰返しピーク応力強さ (MPa)	<input type="checkbox"/>
N <sub>a</sub>	許容繰返し回数 (回)	<input type="checkbox"/>
N <sub>c</sub>	重大事故等時の繰返し回数 (回)	1
U	疲労累積係数	<input type="checkbox"/> < 1

注：設計・建設規格 PVB-3315(2) 項を適用して評価した。

表 5-4 疲勞評估結果

一次+二次応力評価 (MPa)		疲勞評価	
一次+二次応力評価	許容応力	疲勞累積係数	許容値
671	501		1

### 3. ドライウェル主フランジ

#### 3.1 評価方針

ドライウェル主フランジは、原子炉格納容器の上ふたフランジであり、締付ボルトで固定される構造である。また、フランジ間のシールにはガスケットを使用している。フランジにはシール溝が二重に配置されており、原子炉格納容器内側・外側のそれぞれのシール溝にガスケットを取り付ける二重シール構造になっている。

ドライウェル主フランジの設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、延性破壊並びに高温、高圧に伴うフランジ部の変形及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられる。今回の評価条件である 200℃、2Pd を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないことから、脆性破壊、疲労破壊は考慮する必要がない。

したがって、ドライウェル主フランジの機能喪失要因は、原子炉格納容器内圧による過度な塑性変形に伴う延性破壊、また、フランジ部の変形及び、シール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられる。

このため、200℃、2Pd での健全性確認には以下の評価が必要である。

- ・ドライウェル主フランジ部の耐圧
- ・ドライウェル主フランジ固定部の強度
- ・ドライウェル主フランジのシール性能

図 3-1 に評価部位の概形を示す。

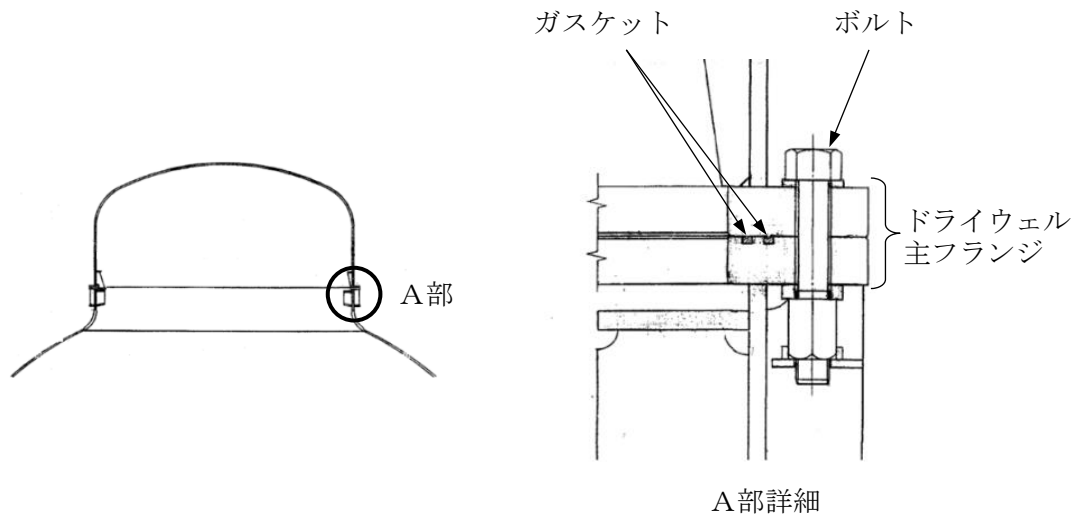


図 3-1 評価部位概形図 (ドライウェル主フランジ)

### 3.1.1 ドライウエル主フランジ部の耐圧

ドライウエル主フランジの強度評価方法は、VI-3-3-7-1-1「ドライウエルの強度計算書」に記載する。

### 3.1.2 ドライウエル主フランジ固定部の強度

ドライウエル主フランジ固定部の強度評価方法は、VI-3-3-7-1-1「ドライウエルの強度計算書」に記載する。

### 3.1.3 ドライウエル主フランジのシール性能

原子炉格納容器の限界温度，限界圧力におけるフランジ開口量を評価するために，三次元有限要素法による解析を用いてドライウエル主フランジ部における開口量を評価する。

評価した開口量は，添付1に示す重大事故等時環境におけるガスケットの健全性確認結果を基に設定した許容開口量と比較し，開口量が許容開口量を下回ることを確認する。

## 3.2 評価結果

### 3.2.1 ドライウエル主フランジ部の耐圧

ドライウエル主フランジの強度評価結果は、VI-3-3-7-1-1「ドライウエルの強度計算書」に記載する。

### 3.2.2 ドライウエル主フランジ固定部の強度

ドライウエル主フランジ固定部の強度評価結果は、VI-3-3-7-1-1「ドライウエルの強度計算書」に記載する。

### 3.2.3 ドライウエル主フランジのシール性能

ドライウエル主フランジについて，限界温度，限界圧力におけるフランジ面の開口量が許容開口量を下回ることを確認するため，三次元有限要素法モデルを用いて弾塑性解析を実施した。

図3-2に解析モデルを示す。本解析では，フランジの他，圧力作用面であるドライウエル上ふた及び原子炉格納容器胴部（ドライウエル主フランジ部円筒胴，ドライウエル球形胴及びドライウエル円筒胴）を含めてドライウエル主フランジ全体をモデル化する。

また，フランジシール部を構成する各種部材（フランジ，ボルト，ナット等）の荷重伝達経路を詳細にモデル化するため，ソリッド要素を用いて可能な限り詳細な形状をモデル化する。モデルは対称性を考慮してボルト1ピッチ分をモデル化している。荷重条件として，0から内圧を加えて開口量を解析する。

解析コードは「ABAQUS」を使用する。

本評価に用いる解析コードの検証及び妥当性確認等の概要については，VI-5「計算機プ

ログラム（解析コード）の概要」に示す。



図 3-2 ドライウェル主フランジの解析モデル

(1) 開口量評価結果

200°Cにおける圧力と開口量の関係を図 3-3 に示す。

2Pdにおける内側ガスケット部の開口量は  mm, 外側ガスケット部は  mm であった。



図 3-3 ドライウェル主フランジの圧力と開口量の関係

(2) ドライウェル主フランジの許容開口量

ドライウェル主フランジに許容される開口量について以下のように設定する。

図 3-4 に開口量とシール材のシール性との関係図を示す。ドライウェル主フランジは、タング（突起）がガスケットを押し込む構造であり、フランジの定格締付量（タング押込量）は  mm である。圧力の増加に伴いフランジ部は開口するが、添付 1 に示す改良 EPDM 製シール材の重大事故等時環境における圧縮永久ひずみ率  % をもとに、ガスケットの重大事故等時の環境における最大復元量を評価すると  mm (=  mm × (100% -  %))

となる。また、添付1に示す試験から 200℃、2Pd におけるタング押込量 0mm において、シール機能が維持されていることを確認したことから、許容開口量は、最大復元量と同じ  mm に設定する。

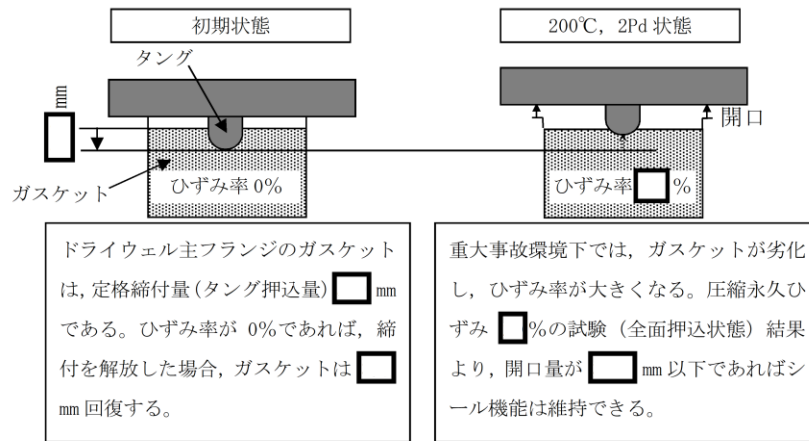


図 3-4 ひずみ率と許容開口量関係図

(3) 比較結果

内側ガスケットの開口量  mm に対して許容開口量は  mm であることから、重大事故等時環境における開口を考慮してもドライウエル主フランジからの漏えいのないことを確認した。

3.3 評価結果まとめ

ドライウエル主フランジの健全性評価結果を表 3-1 に示す。

表 3-1 ドライウエル主フランジの健全性評価結果

No.	評価項目	評価方法	評価	結果
1	ドライウエル主フランジ部の耐圧	応力評価	VI-3-3-7-1-1「ドライウエルの強度計算書」に記載。	
2	ドライウエル主フランジ固定部の強度	応力評価	VI-3-3-7-1-1「ドライウエルの強度計算書」に記載。	
3	ドライウエル主フランジのシール性能	開口量評価	シール材の重大事故等時環境における劣化特性を考慮しても、限界温度、限界圧力における開口量は許容開口量を下回ることから、シール機能が維持されることを確認した。	○

以上により、ドライウエル主フランジについては、限界温度、限界圧力環境下でも、放射性物質の閉じ込め機能を維持可能である。

## 4. 機器搬入口

### 4.1 評価方針

機器搬入口は、フランジ付きの円筒胴が原子炉格納容器内側に突き出し、この円筒胴のフランジに鏡板のフランジをボルト固定しており、フランジ間のシールにはシール溝が二重に配置されており、原子炉格納容器内側・外側のそれぞれのシール溝にガスケットを取り付ける二重シール構造になっている。なお、ドライウェル主フランジと異なり、原子炉格納容器加圧時は機器搬入口フランジがフランジ支持部に押し付けられる構造となっている。

機器搬入口（円筒胴）の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈、延性破壊並びに高温、高圧に伴うフランジ部の変形及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられる。今回の評価条件である 200℃、2Pd の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、座屈が発生するような圧縮力が円筒胴に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は考慮する必要がない。

したがって、機器搬入口（円筒胴）の機能喪失要因は、原子炉格納容器内圧による過度な塑性変形に伴う延性破壊、また、シール部については、原子炉格納容器内の圧力が上昇した際に、鏡板は円筒胴側に押し付けられる構造であるため、圧力により鏡板が開くことはないが、原子炉格納容器本体の変形に伴う円筒胴の変形、変形による開口及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられる。

また、機器搬入口（鏡板）の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃、2Pd を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、原子炉格納容器内圧による過度な塑性変形が生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び延性破壊は考慮する必要がない。

したがって、機器搬入口（鏡板）の機能喪失要因は、原子炉格納容器内圧による座屈が考えられる。

なお、シール部は原子炉格納容器内の圧力により鏡板が機器搬入口円筒胴に押し付けられる構造のため、内圧により鏡板を開く荷重が作用しないことから、ヒンジボルトの延性破壊は、評価対象外とする。

このため、200℃、2Pd での健全性確認には以下の評価が必要である。

- ・機器搬入口本体の耐圧
- ・機器搬入口フランジのシール性能

図 4-1 に評価部位の概形を示す。



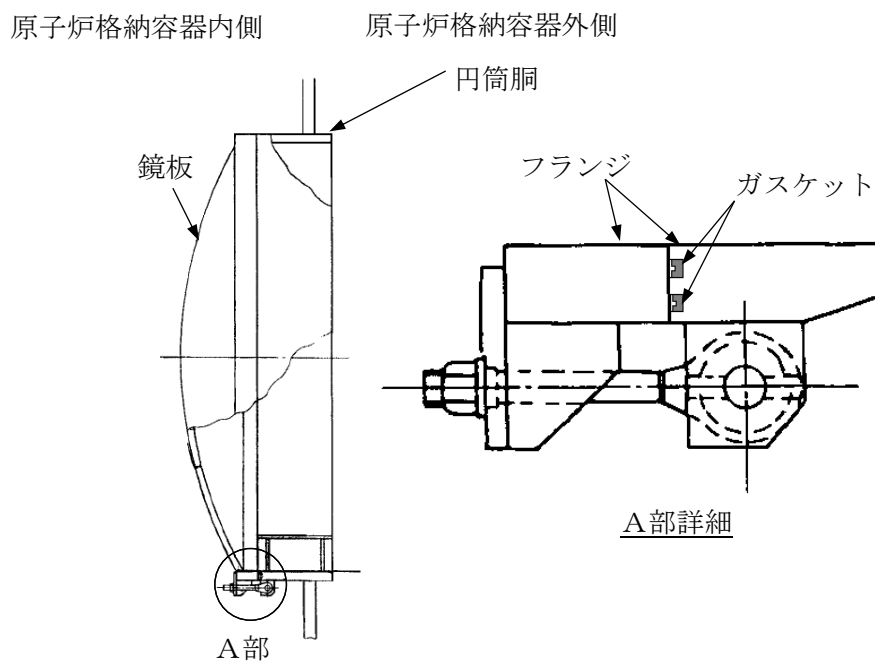


図 4-1 評価部位概形図（機器搬入口）

#### 4.1.1 機器搬入口本体の耐圧

##### (1) 応力評価

機器搬入口本体の構造健全性評価は、VI-3-3-7-1-7「機器搬入口の強度計算書」に記載する。

##### (2) 許容圧力評価

機器搬入口本体の構造健全性評価として、円筒胴については、既工認と同様の評価手法である設計・建設規格に示される必要最小板厚の式を準用し、外面に圧力を受ける円筒胴の許容圧力を求め、 $2Pd$  を上回ることを確認する。鏡板については、機械工学便覧を参照し、外圧を受ける球殻の座屈圧力の算出式を用いて許容圧力を求め、 $2Pd$  を上回ることを確認する。

#### 4.1.2 機器搬入口フランジのシール性能

原子炉格納容器の限界温度、限界圧力におけるフランジ開口量を評価するために、三次元有限要素法による解析を用いて機器搬入口フランジ部における開口量を評価する。

評価した開口量は、添付 1 に示す重大事故等時環境におけるガスケットの健全性確認結果を基に設定した許容開口量と比較し、開口量が許容開口量を下回ることを確認する。

## 4.2 評価結果

## 4.2.1 機器搬入口本体の耐圧

## (1) 応力評価

機器搬入口本体の応力評価結果は、VI-3-3-7-1-7「機器搬入口の強度計算書」に記載する。

## (2) 許容圧力評価

機器搬入口本体の構造健全性について、既工認と同様の評価手法である設計・建設規格に示される必要最小板厚の式を準用し、外面に圧力を受ける円筒胴の許容圧力を求め、2Pdを上回ることを確認した。鏡板については、機械工学便覧を参照し、外圧を受ける球殻の座屈圧力の算出式を用いて許容圧力を求め、2Pdを上回ることを確認した。

評価結果の詳細を表4-1に示す。

表4-1 機器搬入口の許容圧力評価結果

## ① 円筒胴：SGV480

許容圧力算定式：PVE-3230(2)c項を準用

$$P_e = 4Bt / 3D_o$$

B	付録材料図表による値 (200℃における値を使用)	119.8
t	板厚 (mm)	<input type="text"/>
D <sub>o</sub>	外径 (mm)	<input type="text"/>
P <sub>e</sub>	200℃における許容圧力 (MPa)	3.182
3.182 MPa > 0.853 MPa (2Pd)		

## ② 鏡板：SGV480

座屈圧力算定式：機械工学便覧

$$P_{cr} = 16.70E (t / 2R)^{2.5}$$

E	縦弾性係数 (MPa) (200℃における値を使用)	191000
t	板厚 (mm)	<input type="text"/>
R	内半径 (mm)	<input type="text"/>
P <sub>cr</sub>	座屈圧力 (MPa)	5.406
5.406 MPa > 0.853 MPa (2Pd)		

#### 4.2.2 機器搬入口フランジのシール性能

機器搬入口について、限界温度、限界圧力におけるフランジ面の開口量が許容開口量を下回ることを確認するため、三次元有限要素法モデルを用いて弾塑性解析を実施した。

図4-2に解析モデル、図4-3に変形概念図を示す。本解析では、原子炉格納容器本体と機器搬入口をモデル化する。

また、フランジシール部を構成する各種部材（フランジ、ボルト、ナット等）の荷重伝達経路を詳細にモデル化するため、ソリッド要素を用いて可能な限り詳細な形状をモデル化する。モデルは対称性を考慮して機器搬入口中心を境にしてドライウェル全体1/4ピッチ分をモデル化している。荷重条件として、0から内圧を加えて開口量を解析する。解析コードは「ABAQUS」を使用する。

本評価に用いる解析コードの検証及び妥当性確認等の概要については、VI-5「計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。

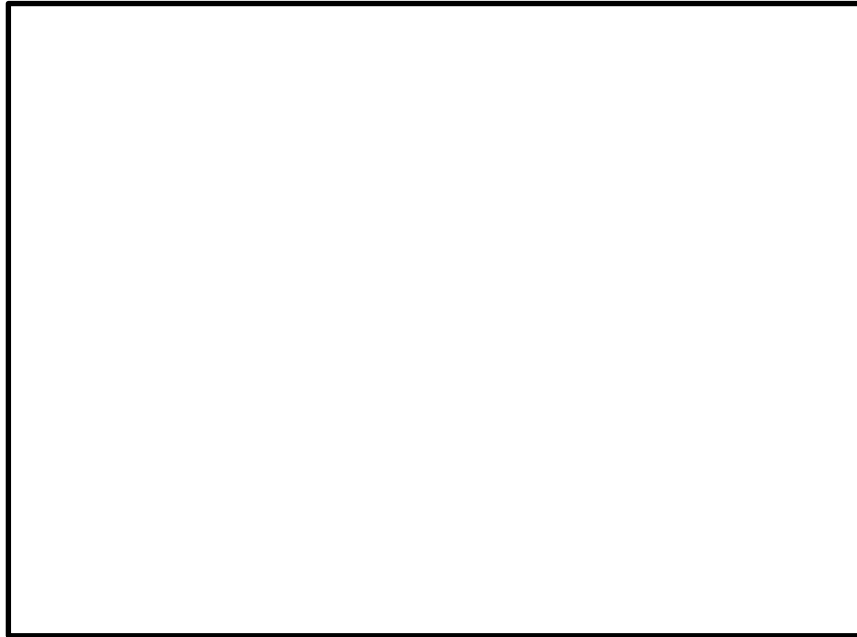


図4-2 機器搬入口の解析モデル

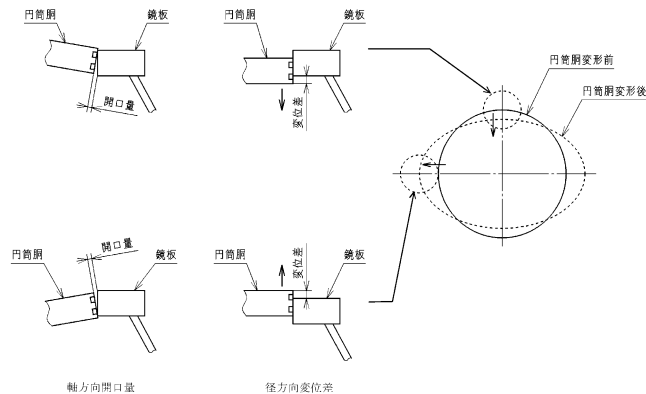


図4-3 径方向変位差と軸方向開口量の概念図

## (1) 開口量評価結果

200°Cにおける 1Pd 及び 2Pd の開口量を図 4-4 に、解析結果に表記するフランジ角度を図 4-5 に示す。

2Pd における最大開口量は、内側ガスケット部で  mm, 外側ガスケット部で  mm であった。

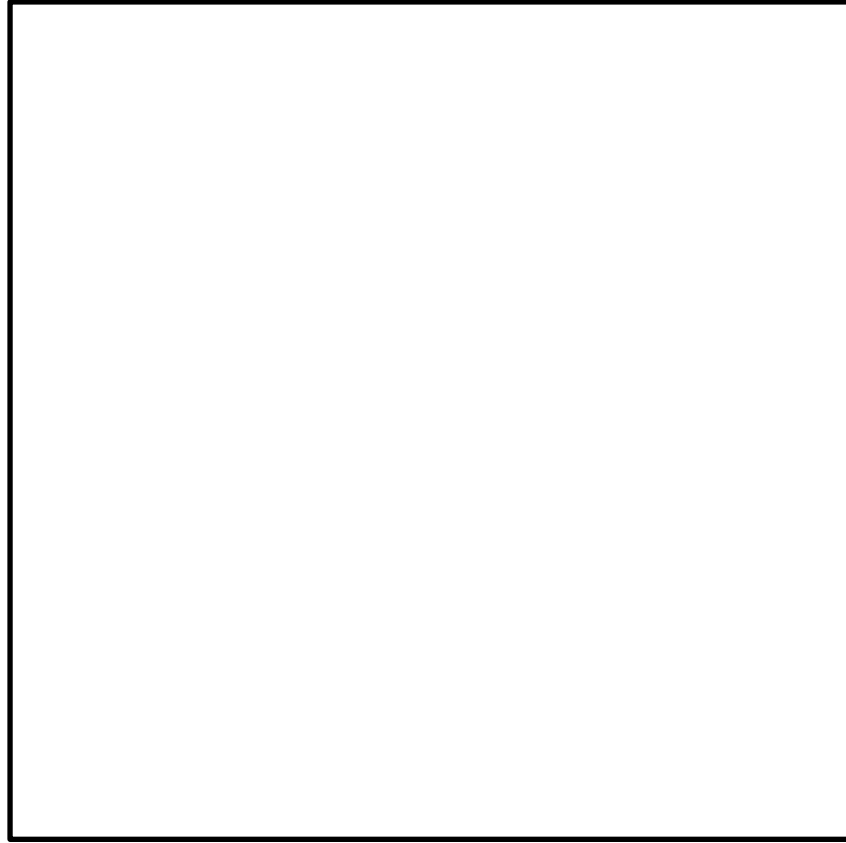


図 4-4 機器搬入口の開口量（上から 1Pd, 2Pd）



図 4-5 解析結果に表記するフランジ角度

## (2) 機器搬入口フランジの許容開口量

添付 1 に示すように、改良 EPDM 製シール材の重大事故等時環境における圧縮永久ひずみ率は  % である。シール材の初期締め付け量は  mm であるため、圧縮永久ひずみ率を考慮した許容開口量は  mm となる。

## (3) 比較結果

内側ガスケットの開口量  mm に対して許容開口量は  mm であることから、重大事故等時環境における開口を考慮しても機器搬入口フランジからの漏えいのないことを確認した。

## 4.3 評価結果のまとめ

機器搬入口の健全性評価結果を表 4-2 に示す。

表 4-2 機器搬入口の健全性評価結果

No.	評価項目	評価方法	評価	結果
1	機器搬入口本体の耐圧	①応力評価	VI-3-3-7-1-7「機器搬入口の強度計算書」に記載。	○
		②許容圧力評価	200℃における許容圧力が 2Pd 以上であることを確認した。	
2	機器搬入口フランジのシール性能	開口量評価	シール材の重大事故等時環境における劣化特性を考慮しても、限界温度、限界圧力における開口量は許容開口量を下回ることから、シール機能が維持されることを確認した。	○

以上により、機器搬入口について、限界温度、限界圧力環境下でも、放射性物質の閉じ込め機能を維持可能である。

## 5. 所員用エアロック

### 5.1 評価方針

所員用エアロックは、原子炉格納容器外側に突き出した円筒胴の両端に平板（隔壁）を溶接し、人が出入りできる開口部を設けている。この開口部に枠板（隔壁）を溶接し、枠板の前面を開閉扉で塞ぐ構造である。枠板の前面と扉間のシールにはガスケットを使用している。なお、ドライウェル主フランジと異なり、原子炉格納容器加圧時はエアロック扉が支持部に押し付けられる構造となっているため、扉板が開くことはない。

また、扉には均圧弁に繋がる配管や扉開閉ハンドル軸等が貫通しており、均圧弁、扉開閉ハンドル貫通部及び電線貫通部にシール材を使用している。

所員用エアロックの設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈、延性破壊並びに高温、高圧に伴うフランジ部の変形及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられる。今回の評価条件である 200℃、2Pd の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、座屈が発生するような圧縮力が所員用エアロックに生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は考慮する必要がない。

したがって、所員用エアロックの機能喪失要因は、高温状態で原子炉格納容器内圧を受けることによる、過度な塑性変形に伴う延性破壊が機能喪失要因として想定される。

また、シール部のうち扉板部については、原子炉格納容器内の圧力が上昇した際に、扉板は所員用エアロック本体側に押し付けられる構造であるため、圧力により扉が開くことはないが、高温状態で内圧を受けることによる扉板のわずかな変形及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が想定される。その他シール部についても高温劣化によるシール機能の低下が想定される。

このため、200℃、2Pd での健全性の確認には、以下の評価が必要である。

- ・所員用エアロック本体の耐圧
- ・所員用エアロック本体のシール性能

図 5-1 に評価部位の概形を示す。

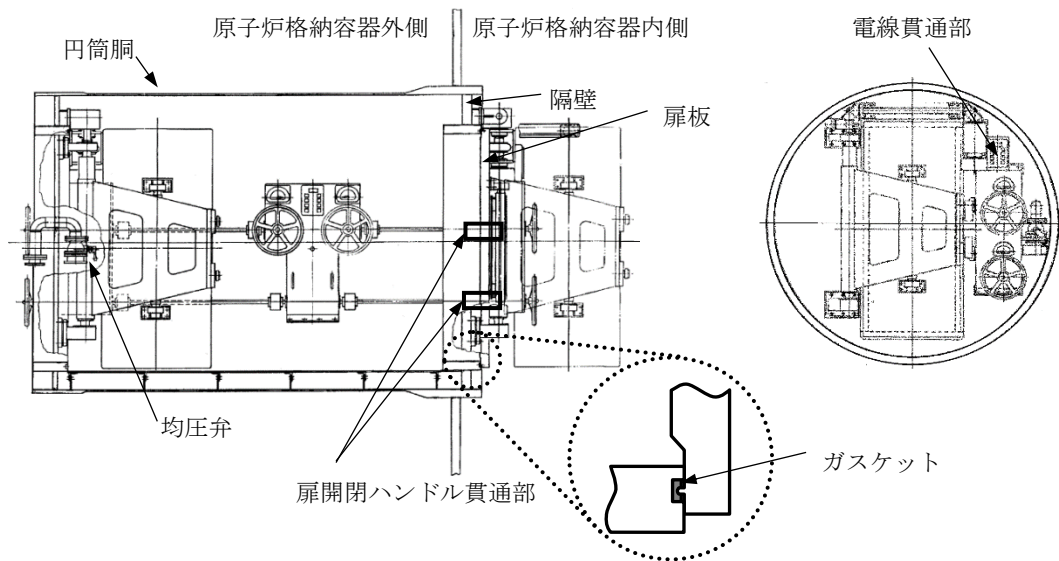


図 5-1 評価部位概形図（所員用エアロック）

### 5.1.1 所員用エアロック本体の耐圧

#### (1) 応力評価

所員用エアロック本体の構造健全性評価は、VI-3-3-7-1-15「所員用エアロックの強度計算書」に記載する。

#### (2) 許容圧力評価

所員エアロック本体の構造健全性評価として、円筒胴については、既工認と同様の評価手法である設計・建設規格に示される必要最小板厚の評価式を準用し、内面に圧力を受ける円筒胴の許容圧力を求め、 $2Pd$  を上回ることを確認する。

### 5.1.2 所員用エアロック本体のシール性能

#### (1) 扉のシール材

所員用エアロックの扉のシール材には、重大事故等時環境の耐性に優れた改良 EPDM 製シール材に変更する。所員用エアロック扉閉止時は、扉は原子炉格納容器内圧により扉板が支持部に押付けられる構造であり、圧力により扉板が開くことはない。しかし、内圧が負荷される面積が大きいことから、この原理でガスケット部の微小な開口が予想されるため、圧力による開口量を理論式に基づき評価する。

評価した開口量は、添付 1 に示す重大事故等時環境におけるガスケットの健全性確認結果を基に設定した許容開口量と比較し、開口量が許容開口量を下回ることを確認する。

#### (2) 扉以外のシール材

所員用エアロックには、扉のガスケット以外に原子炉格納容器閉じ込め機能を確保するための隔壁貫通部にシール材が使用されているが、重大事故等時環境の耐性に優れた表 5

ー1 に示すシール材に変更する。

ハンドル軸貫通部 O リングについては、より耐放射線性に優れた改良 EPDM 製のシール材に変更する。

均圧弁のシール材については、より耐放射線性に優れた PEEK 材（PEEK はポリエーテルエーテルケトンを示す。）に変更する。

電線管貫通部のシール材については、より耐環境性に優れた膨張黒鉛のシール材に変更する。

表 5-1 所員用エアロック（扉以外）のシール材

対象部位	シール材
ハンドル軸貫通部 O リング	改良 EPDM 材
電線管貫通部	黒鉛製シール材
均圧弁	PEEK 材

これらシール材について、試験結果及び一般的な材料特性を基に、200℃、2Pd の環境における健全性を評価する。

## 5.2 評価結果

### 5.2.1 所員用エアロック本体の耐圧

#### (1) 応力評価

所員用エアロック本体の応力評価結果は、VI-3-3-7-1-15「所員用エアロックの強度計算書」に記載する。

#### (2) 許容応力評価

所員エアロック本体の構造健全性について、円筒胴は既工認と同様の評価手法である設計・建設規格に示される必要最小板厚の評価式を準用し、内面に圧力を受ける円筒胴の許容圧力を求め、2Pd を上回ることを確認した。

評価結果の詳細を表 5-2 に示す。





表 5-2 所員用エアロックの許容圧力評価結果

円筒胴：SGV480

許容圧力算定式：PVE-3230(2)a項を準用

$$P = 2S \eta t / (Di + 1.2t)$$

S	許容引張応力 (MPa) (200℃における 2/3 S <sub>u</sub> 値を使用)	281
η	継手効率 (-)	1.0
t	板厚 (mm)	
Di	胴内径 (mm)	
P	200℃における許容圧力 (MPa)	3.301
3.301 MPa > 0.853 MPa (2Pd)		

### 5.2.2 所員用エアロック本体のシール性能

#### (1) 扉のシール部

所員用エアロックの扉板は、内圧を受けた場合に扉板が支持部に押付けられる構造であり、圧力により扉板が開くことはない。しかし、内圧が負荷される面積が大きいことから、この原理でガスケット部の微小な開口が予想されるため、圧力による開口量を理論式に基づき評価し、この開口が生じた場合でも、ガスケット部のシール機能が維持されることを確認する。

圧力による扉板の変形を図 5-2 に示すはりでモデル化する。このとき、ガスケット部の変位量 δ は、次式で求められる。(出典：機械工学便覧)

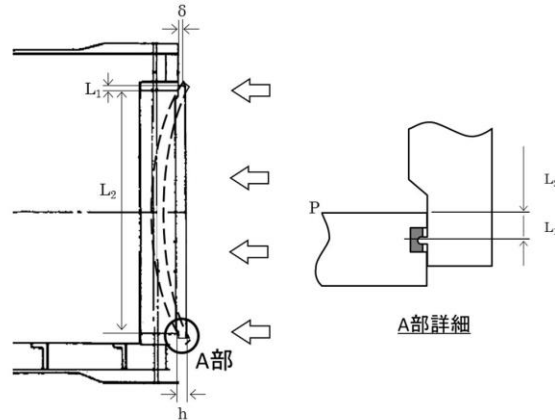
$$\delta y = w \cdot L_1 / (24 \cdot E \cdot I) \cdot (3L_1^3 + 6L_1^2 \cdot L_2 - L_2^3)$$

$$w = P \cdot b \quad (w : \text{単位荷重})$$

$$I = b \cdot h^3 / 12 \quad (I : \text{断面二次モーメント})$$

ここで、評価に使用した各数値及び計算結果を表 5-3 に示す。

(所員用エアロック扉変形概念図)



(評価モデル)

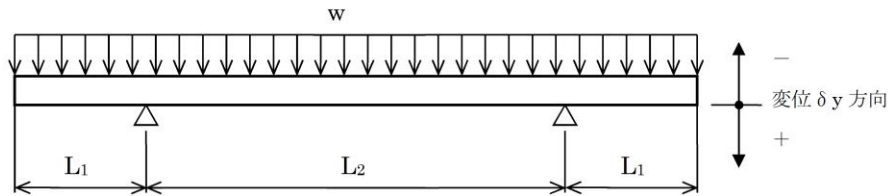


図 5-2 所員用エアロック開口量評価モデル

表 5-3 所員用エアロック（扉板）の変位量評価結果

P	圧力 (MPa)	0.853
b	扉板の幅 (mm)	□
L <sub>1</sub>	支点からシール部までの長さ (mm)	□
E	縦弾性係数 (MPa)	191000
h	扉板の厚さ (mm)	□
L <sub>2</sub>	支点間の長さ (mm)	□
δ y	変位量 (mm)	□

初期押し込み量は □ mm であり、ガスケット部の変位量 δ は □ mm となる。これは、添付 1 に示すように改良 EPDM 製シール材の重大事故等時環境における圧縮永久ひずみ試験結果 (□ %) から算出される許容開口量 □ mm に十分余裕をもった値であることから、限界温度、限界圧力である 200°C, 2Pd 条件下においてもシール機能は維持される。

(2) 扉以外のシール材

所員用エアロックには、扉のガスケット以外に原子炉格納容器閉じ込め機能を確保する

ための隔壁貫通部にシール材が表 5-1 のとおり使用されている。

ハンドル軸貫通部 O リングに使用するシール材（改良 EPDM）については、添付 1 に示す重大事故等時環境を模擬した雰囲気曝露後の圧縮ひずみ率試験結果のとおり、重大事故等時環境下における健全性を確認した。

電線管貫通部に使用する黒鉛製シール材は、表 5-4 に示す材料特性から、重大事故等時の環境下においても十分な耐性を有することを確認した。

表 5-4 黒鉛製シール材の材料特性

シール材	仕様		
	耐熱温度	最高使用圧力	耐放射線性
黒鉛製シール材	400℃程度	68.6MPa	15MGy

均圧弁に使用するシール材（フッ素樹脂）は、重大事故等時環境下の放射線による影響で、シール機能が劣化することが考えられるため、耐環境性に優れたシール材を適用した均圧弁への改良を行う。

<均圧弁シートの材質について>

均圧弁シートについて、耐環境性に優れた PEEK 材を用いた弁シートにすることの実機適用性を確認している。以下に、実機適用を確認した概要を示す。

PEEK 材の一般的な仕様を表 5-5 に示す。従来品に使用されている均圧弁のシール材であるフッ素樹脂に対し、優れた耐放射線性を有している。

表 5-5 PEEK 材の材料特性

シール材	仕様		
	耐熱温度	融点	耐放射線性
PEEK 材	250℃	334℃	約 10MGy

また、均圧弁に相当する弁を使用して、重大事故等時の原子炉格納容器内環境を模擬した表 5-6 に示す試験条件で曝露し、その後、2Pd を超える 0.9MPa で漏えい試験を行い、気密性が確保できることを確認した。よって、本均圧弁は格納容器限界温度・限界圧力（200℃、2Pd）において健全性に問題ないことを確認した。

表 5-6 均圧弁の耐環境試験条件

放射線照射	□ kGy
熱劣化	200℃, 168 時間

### 5.3 評価結果のまとめ

所員用エアロックの健全性評価結果を表 5-7 に示す。

表 5-7 所員用エアロックの健全性評価結果

No.	評価項目	評価方法	評価	結果
1	所員用エアロック本体の耐圧	①応力評価	VI-3-3-7-1-15「所員用エアロックの強度計算書」に記載。	○
		②許容圧力評価	200℃における許容圧力が 2Pd 以上であることを確認した。	
2	所員用エアロック本体のシール性能	開口量評価, シール材評価	<ul style="list-style-type: none"> <li>・扉ガスケットについて, シール材の重大事故等時環境における劣化特性を考慮しても, 限界温度, 限界圧力における開口量は許容開口量を下回ることから, シール機能が維持されることを確認した。</li> <li>・扉以外のシール材について, 試験等によりシール材の重大事故等時環境においても, シール機能が維持されることを確認した。</li> </ul>	○

以上により, 所員用エアロックについては, 限界温度, 限界圧力環境下でも, 放射性物質の閉じ込め機能を維持可能である。

## 6. 逃がし安全弁搬出ハッチ

### 6.1 評価方針

逃がし安全弁搬出ハッチは、原子炉格納容器内側に突き出した円筒胴及び鏡板によって原子炉格納容器バウンダリを構成しており、原子炉格納容器の内圧が円筒胴及び鏡板に対して外圧として作用する。また、フランジ部はボルトにより固定されており、シール部はシール溝が内外二重に配置され、それぞれにガスケットを使用している。

逃がし安全弁搬出ハッチ（円筒胴）の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈、延性破壊並びに高温、高圧に伴うフランジ部の変形及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられる。今回の評価条件である 200°C、2Pd の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、座屈が発生するような圧縮力が円筒胴に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は考慮する必要がない。

したがって、逃がし安全弁搬出ハッチ（円筒胴）の機能喪失要因は、高温状態で内圧を受けることによる過度な塑性変形に伴う延性破壊、また、シール部については、原子炉格納容器内の圧力が上昇した際に、鏡板は円筒胴側に押し付けられる構造であるため、圧力により鏡板が開くことはないが、原子炉格納容器本体の変形による円筒胴の変形、変形による開口及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が想定される。

逃がし安全弁搬出ハッチ（鏡板）の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200°C、2Pd を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、原子炉格納容器内圧による過度な塑性変形が生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び延性破壊は考慮する必要がない。

したがって、逃がし安全弁搬出ハッチ（鏡板）の機能喪失要因は、原子炉格納容器内圧による座屈が考えられる。

なお、シール部は原子炉格納容器内の圧力により鏡板が逃がし安全弁搬出ハッチ円筒胴に押し付けられる構造のため、内圧により鏡板を開く荷重が作用しないことから、ヒンジボルトの延性破壊は、評価対象外とする。

このため、200°C、2Pd での健全性の確認には、以下の評価が必要である。

- ・逃がし安全弁搬出ハッチ本体の耐圧
- ・逃がし安全弁搬出ハッチフランジのシール性能

図 6-1 に評価部位の概形を示す。

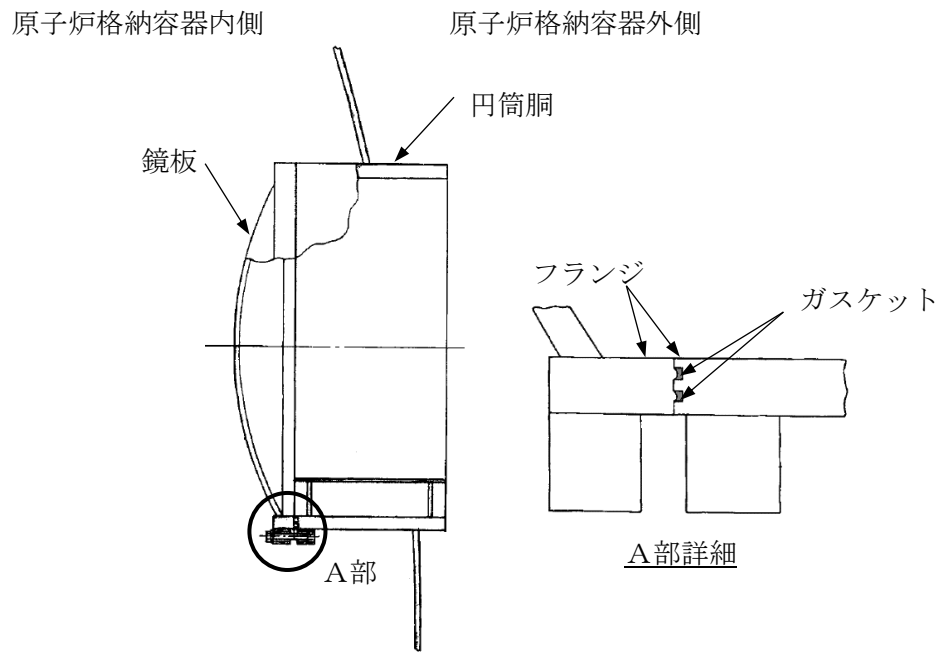


図 6-1 評価部位概形図 (逃がし安全弁搬出ハッチ)

#### 6.1.1 逃がし安全弁搬出ハッチ本体の耐圧

##### (1) 応力評価

逃がし安全弁搬出ハッチ本体の構造健全性評価は、VI-3-3-7-1-9「逃がし安全弁搬出ハッチの強度計算書」に記載する。

##### (2) 許容圧力評価

逃がし安全弁搬出ハッチ本体の構造健全性評価として、円筒胴については、既工認と同様の評価手法である設計・建設規格に示される必要最小板厚の式を準用し、外面に圧力を受ける円筒胴の許容圧力を求め、 $2Pd$  を上回ることを確認する。鏡板については、機械工学便覧を参照し、外圧を受ける球殻の座屈圧力の算出式を用いて許容圧力を求め、 $2Pd$  を上回ることを確認する。

#### 6.1.2 逃がし安全弁搬出ハッチフランジのシール性能

逃がし安全弁搬出ハッチフランジの開口量評価については、貫通部径の違いにより機器搬入口の方がフランジ部に作用する圧力荷重が大きいこと、また、機器搬入口の方が原子炉格納容器内側への突き出し長さが短く、原子炉格納容器胴部の変形の影響を受けやすいことから、機器搬入口で代表評価する。

## 6.2 評価結果

## 6.2.1 逃がし安全弁搬出ハッチ本体の耐圧

## (1) 応力評価

逃がし安全弁搬出ハッチ本体の応力評価結果は、VI-3-3-7-1-9「逃がし安全弁搬出ハッチの強度計算書」に記載する。

## (2) 許容圧力評価

逃がし安全弁搬出ハッチ本体の構造健全性について、既工認と同様の評価手法である設計・建設規格に示される必要最小板厚の式を準用し、外面に圧力を受ける円筒胴の許容圧力を求め、 $2Pd$  を上回ることを確認した。鏡板については、機械工学便覧を参照し、外圧を受ける球殻の座屈圧力の算出式を用いて許容圧力を求め、 $2Pd$  を上回ることを確認した。評価結果の詳細を表 6-1 に示す。

表 6-1 逃がし安全弁搬出ハッチの許容圧力評価結果

## ① 円筒胴：SGV480

許容圧力算定式：PVE-3230(2)c項を準用

$$P_e = 4Bt / 3D_o$$

B	付録材料図表による値 (200°Cにおける値を使用)	119.8
t	板厚 (mm)	<input type="text"/>
D <sub>o</sub>	外径 (mm)	<input type="text"/>
P <sub>e</sub>	200°Cにおける許容圧力 (MPa)	5.376
5.376 MPa > 0.853 MPa (2Pd)		

## ② 鏡板：SGV480

座屈圧力算定式：機械工学便覧

$$P_{cr} = 16.70E (t / 2R)^{2.5}$$

E	縦弾性係数 (MPa) (200°Cにおける値を使用)	191000
t	板厚 (mm)	<input type="text"/>
R	内半径 (mm)	<input type="text"/>
P <sub>cr</sub>	座屈圧力 (MPa)	12.233
12.233 MPa > 0.853 MPa (2Pd)		

### 6.2.2 逃がし安全弁搬出ハッチフランジのシール性能

逃がし安全弁搬出ハッチフランジの開口量評価については、貫通部径の違いにより機器搬入口の方がフランジ部に作用する圧力荷重が大きいこと、また、機器搬入口の方が原子炉格納容器内側への突き出し長さが短く、原子炉格納容器胴部の変形の影響を受けやすいことから、機器搬入口で代表評価を実施した。

### 6.3 評価結果まとめ

逃がし安全弁搬出ハッチの健全性評価結果を表 6-2 に示す。

表 6-2 逃がし安全弁搬出ハッチの健全性評価結果

No.	評価項目	評価方法	評価	結果
1	逃がし安全弁搬出ハッチ本体の耐圧	①応力評価	VI-3-3-7-1-9「逃がし安全弁搬出ハッチの強度計算書」に記載する。	○
		②許容圧力評価	200℃における許容圧力が 2Pd 以上であることを確認した。	
2	逃がし安全弁搬出ハッチフランジのシール性能	開口量評価	機器搬入口で代表評価を実施し、シール材の重大事故等時環境における劣化特性を考慮しても、限界温度、限界圧力における開口量は許容開口量を下回ることから、シール機能が維持されることを確認した。	○

以上により、逃がし安全弁搬出ハッチについて、限界温度、限界圧力環境下でも、放射性物質の閉じ込め機能を維持可能である。



## 7. 制御棒駆動機構搬出ハッチ

### 7.1 評価方針

制御棒駆動機構搬出ハッチは、原子炉格納容器外側に突き出した円筒胴及び鏡板によって原子炉格納容器バウンダリを構成している。また、フランジ部はボルトにより固定されており、シール部はシール溝が内外二重に配置されており、それぞれにガスケットを使用している。

制御棒駆動機構搬出ハッチの設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈、延性破壊並びに高温、高圧に伴うフランジ部の変形及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられる。今回の評価条件である 200℃、2Pd の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、座屈が発生するような圧縮力が制御棒駆動機構搬出ハッチに生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は考慮する必要がない。

したがって、制御棒駆動機構搬出ハッチの機能喪失要因は、高温状態で内圧を受け、過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。

また、シール部については、高温状態で内圧を受け、シール部が変形することによる開口及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が想定される。

このため、200℃、2Pd での健全性確認には以下の評価が必要である。

- ・制御棒駆動機構搬出ハッチ本体の耐圧
- ・制御棒駆動機構搬出ハッチフランジ固定部の強度
- ・制御棒駆動機構搬出ハッチフランジのシール性能

図 7-1 に評価部位の概形を示す。

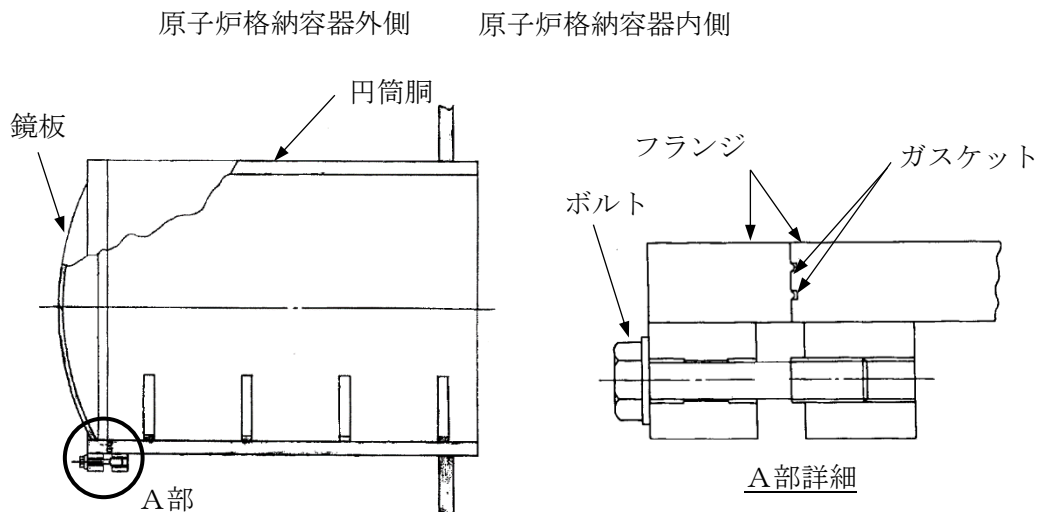


図 7-1 評価部位概形図 (制御棒駆動機構搬出ハッチ)

### 7.1.1 制御棒駆動機構搬出ハッチ本体の耐圧

#### (1) 応力評価

制御棒駆動機構搬出ハッチ本体の構造健全性評価は、VI-3-3-7-1-11「制御棒駆動機構搬出ハッチの強度計算書」に記載する。

#### (2) 許容圧力評価

制御棒駆動機構搬出ハッチ本体の構造健全性評価として、既工認と同様の評価手法である設計・建設規格に示される必要最小板厚の式を準用し、内面に圧力を受ける円筒胴及び鏡板の許容圧力を求め、 $2Pd$  を上回ることを確認する。

### 7.1.2 制御棒駆動機構搬出ハッチフランジ固定部の強度

制御棒駆動機構搬出ハッチのフランジ、ブラケット及びボルトの強度評価方法は、VI-3-3-7-1-11「制御棒駆動機構搬出ハッチの強度計算書」に記載する。

### 7.1.3 制御棒駆動機構搬出ハッチフランジのシール性能

原子炉格納容器の限界温度、限界圧力におけるフランジ開口量を評価するために、三次元有限要素法による解析を用いて制御棒駆動機構搬出ハッチフランジ部における開口量を評価する。

評価した開口量は、添付1に示す重大事故等時環境におけるガスケットの健全性確認結果を基に設定した許容開口量と比較し、開口量が許容開口量を下回ることを確認する。

## 7.2 評価結果

### 7.2.1 制御棒駆動機構搬出ハッチ本体の耐圧

#### (1) 応力評価

制御棒駆動機構搬出ハッチ本体の応力評価結果は、VI-3-3-7-1-11「制御棒駆動機構搬出ハッチの強度計算書」に記載する。

#### (2) 許容圧力評価

制御棒駆動機構搬出ハッチ本体の構造健全性について、既工認と同様の評価手法である設計・建設規格に示される必要最小板厚の式を準用し、内面に圧力を受ける円筒胴及び鏡板の許容圧力を求め、 $2Pd$  を上回ることを確認した。

評価結果の詳細を表7-1に示す。

表 7-1 制御棒駆動機構搬出ハッチの許容圧力評価結果

① 円筒胴：SGV480

許容圧力算定式：PVE-3230 (2) a 項を準用

$$P = 2S \eta t / (Di + 1.2 t)$$

S	許容引張応力 (MPa) (200℃における 2/3 S <sub>u</sub> 値を使用)	281
η	継手効率 (-)	1.0
t	板厚 (mm)	<input type="text"/>
Di	胴内径 (mm)	<input type="text"/>
P	200℃における許容圧力 (MPa)	26.278
26.278 MPa > 0.853 MPa (2Pd)		

② 鏡板：SGV480

許容圧力算定式：PVE-3230 (2) e 項を準用

$$P = 4S \eta t / (Di + 0.4 t)$$

S	許容引張応力 (MPa) (200℃における 2/3 S <sub>u</sub> 値を使用)	281
η	継手効率 (-)	1.0
t	板厚 (mm)	<input type="text"/>
Di	胴内径 (mm)	<input type="text"/>
P	200℃における許容圧力 (MPa)	10.318
10.318 MPa > 0.853 MPa (2Pd)		

7.2.2 制御棒駆動機構搬出ハッチフランジ固定部の強度

制御棒駆動機構搬出ハッチのフランジ、ブラケット及びボルトの強度評価方法は、VI-3-3-7-1-11「制御棒駆動機構搬出ハッチの強度計算書」に記載する。

7.2.3 制御棒駆動機構搬出ハッチフランジのシール性能

制御棒駆動機構搬出ハッチについて、限界温度、限界圧力におけるフランジ面の開口量が許容開口量を下回ることを確認するため、三次元有限要素法モデルを用いて弾塑性解析を実施した。

図 7-2 に解析モデルを示す。本解析では、フランジの他、圧力作用面である制御棒駆動機構搬出ハッチスリーブ及び鏡板をモデル化する。

また、フランジシール部を構成する各種部材（フランジ、ボルト、ナット等）の荷重伝

達経路を詳細にモデル化するため、ソリッド要素を用いて可能な限り詳細な形状をモデル化する。モデルは対称性を考慮してボルト 1/2 ピッチ分（円周の 1/32）をモデル化している。荷重条件として、0 から内圧を加えて開口量を解析する。解析コードは「ABAQUS」を使用する。

本評価に用いる解析コードの検証及び妥当性確認等の概要については、VI-5「計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。

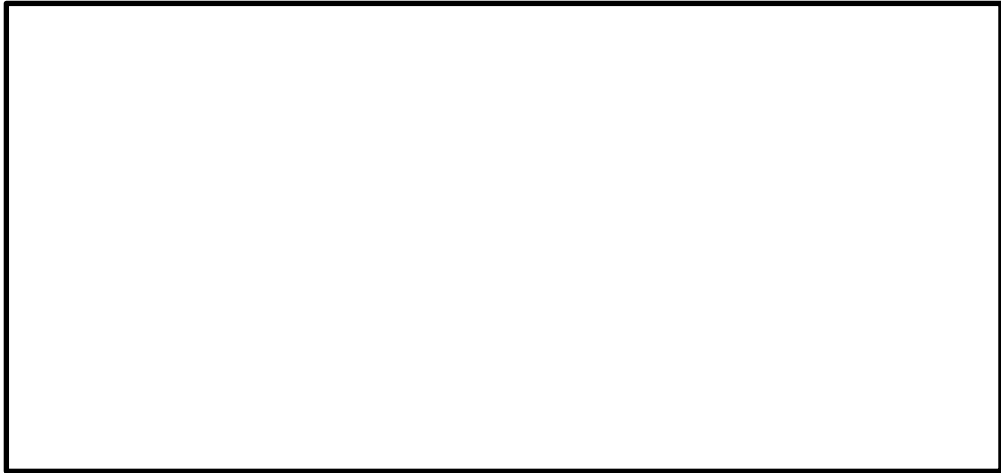


図 7-2 制御棒駆動機構搬出ハッチの解析モデル

(1) 開口量評価結果

200°Cにおける圧力と開口量の関係を図 7-3 に示す。

2Pdにおける内側ガスケット部の開口量は  mm, 外側ガスケット部は  mm であった。

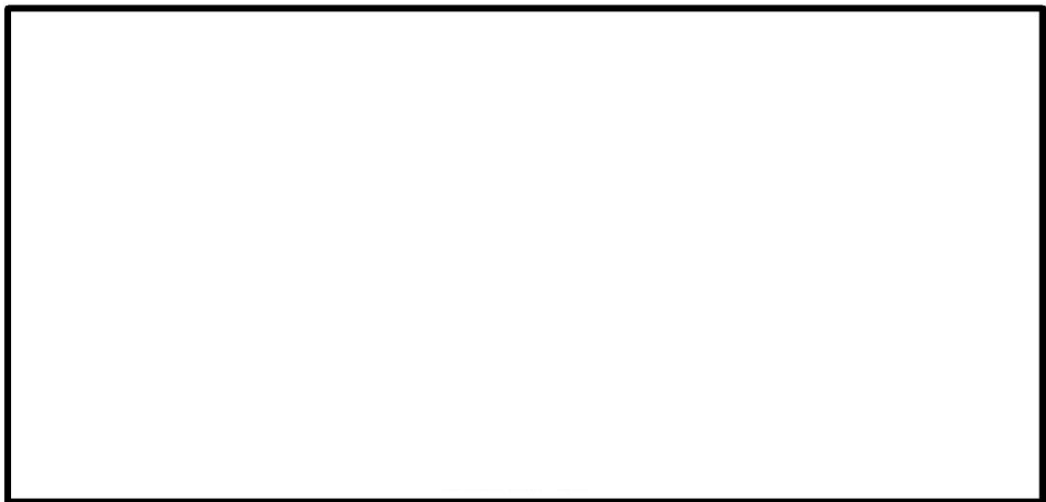


図 7-3 制御棒駆動機構搬出ハッチの開口量

## (2) 制御棒駆動機構搬出ハッチフランジの許容開口量

添付 1 に示すように、改良 EPDM 製シール材の重大事故等時環境における圧縮永久ひずみ率は  % である。シール材の初期締め付け量は  mm であるため、圧縮永久ひずみ率を考慮した許容開口量は  mm となる。

## (3) 比較結果

内側ガスケットの開口量  mm に対して許容開口量は  mm であることから、重大事故等時環境における開口を考慮しても制御棒駆動機構搬出ハッチフランジからの漏えいのないことを確認した。

## 7.3 評価結果のまとめ

制御棒駆動機構搬出ハッチの健全性評価結果を表 7-2 に示す。

表 7-2 制御棒駆動機構搬出ハッチの健全性評価結果

No.	評価項目	評価方法	評価	結果
1	制御棒駆動機構搬出ハッチ本体の耐圧	①応力評価	VI-3-3-7-1-11「制御棒駆動機構搬出ハッチの強度計算書」に記載。	○
		②許容圧力評価	200℃における許容圧力が 2Pd 以上であること確認した。	
2	制御棒駆動機構搬出ハッチフランジ固定部の強度	応力評価	VI-3-3-7-1-11「制御棒駆動機構搬出ハッチの強度計算書」に記載。	
3	制御棒駆動機構搬出ハッチフランジのシール性能	開口量評価	シール材の重大事故等時環境における劣化特性を考慮しても、限界温度、限界圧力における開口量は許容開口量を下回ることから、シール機能が維持されることを確認した。	○

以上により、制御棒駆動機構搬出ハッチについて、限界温度、限界圧力環境下でも、放射性物質の閉じ込め機能を維持可能である。

## 8. 配管貫通部

### 8.1 概要

配管貫通部の 200℃、2Pd 環境下における健全性を確認する。

配管貫通部は、スリーブと平板類（平板、穴あき平板、フランジ、ボルト締め平板及びフルードヘッド）、セーフエンド、ベローズとスリーブ等に接続する配管（接続配管）によって原子炉格納容器バウンダリを構成している。また、フランジ部はボルトにより固定されており、シール部にはガスケットを使用している。

上記を踏まえ、以下の構成で健全性を確認する。

8.2 項では、配管貫通部（接続配管）の構造健全性を確認する。

8.3 項では、配管貫通部（スリーブ）の構造健全性を確認する。

8.4 項では、配管貫通部（平板類）の構造健全性、シール部の機能維持を確認する。

8.5 項では、配管貫通部（セーフエンド）の構造健全性を確認する。

8.6 項では、配管貫通部（ベローズ）の構造健全性を確認する。

図 8-1 に評価部位の概形を示す。

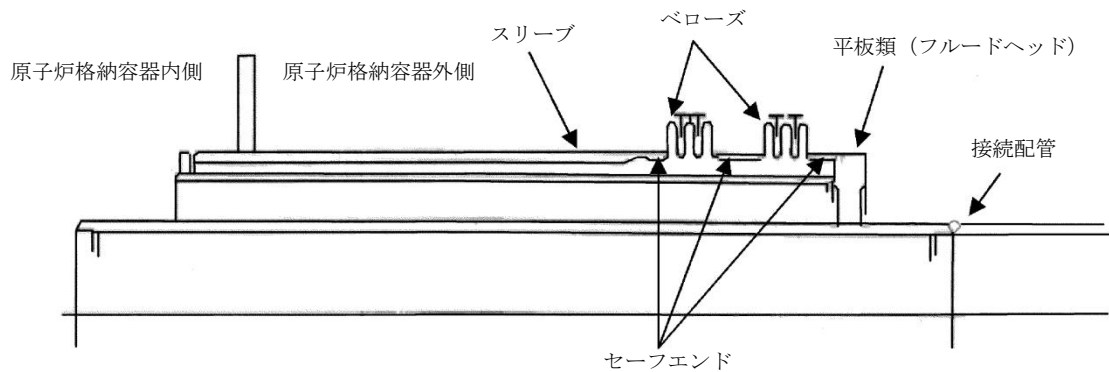


図 8-1 評価部位概形図（配管貫通部）

## 8.2 配管貫通部（接続配管）

### 8.2.1 評価方針

接続配管は、スリーブ等を介して原子炉格納容器と接続している。

接続配管の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃、2Pd の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、座屈が発生するような圧縮力が接続配管に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は考慮する必要がない。

一方、接続配管には原子炉格納容器内圧が作用し、一次応力が生じるため、接続配管における延性破壊が機能喪失要因として想定される。

このため、200℃、2Pd の環境下における構造健全性を確認する。

### 8.2.2 評価

#### (1) 応力評価

貫通配管の構造健全性評価は、VI-3-3-3-1「原子炉冷却材再循環設備の強度計算書」、VI-3-3-3-2「原子炉冷却材の循環設備の強度計算書」、VI-3-3-3-3「残留熱除去設備の強度計算書」、VI-3-3-3-4「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備の強度計算書」、VI-3-3-3-5「原子炉冷却材補給設備の強度計算書」、VI-3-3-4-2「制御棒駆動水圧設備の強度計算書」、VI-3-3-4-3「ほう酸水注入設備の強度計算書」、VI-3-3-4-4「制御用空気設備の強度計算書」、VI-3-3-7-2-2「原子炉格納容器安全設備の強度計算書」、VI-3-3-7-3「放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備の強度計算書」、VI-3-3-7-4「原子炉格納容器調気設備の強度計算書」、VI-3-3-7-5「圧力逃がし装置の強度計算書」に記載する。

### 8.2.3 評価結果

#### (1) 応力評価

貫通配管の強度評価方法及び評価結果は、VI-3-3-3-1「原子炉冷却材再循環設備の強度計算書」、VI-3-3-3-2「原子炉冷却材の循環設備の強度計算書」、VI-3-3-3-3「残留熱除去設備の強度計算書」、VI-3-3-3-4「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備の強度計算書」、VI-3-3-3-5「原子炉冷却材補給設備の強度計算書」、VI-3-3-4-2「制御棒駆動水圧設備の強度計算書」、VI-3-3-4-3「ほう酸水注入設備の強度計算書」、VI-3-3-4-4「制御用空気設備の強度計算書」、VI-3-3-7-2-2「原子炉格納容器安全設備の強度計算書」、VI-3-3-7-3「放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備の強度計算書」、VI-3-3-7-4「原子炉格納容器調気設備の強度計算書」、VI-3-3-7-5「圧力逃がし装置の強度計算書」に記載する。

### 8.3 配管貫通部（スリーブ）

#### 8.3.1 評価方針

スリーブは、原子炉格納容器本体胴を貫通する円筒形の部材で、原子炉格納容器本体胴に溶接固定されている。

スリーブの設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃、2Pd の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、内圧を受けるスリーブに座屈が発生するような圧縮力が生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は考慮する必要がない。

したがって、スリーブの機能喪失要因は、高温状態で内圧を受け、過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。また、外圧を受けるスリーブについては、座屈が想定される。

このため、200℃、2Pd の環境下における構造健全性を確認する。

スリーブ本体は、内圧による発生応力が大きくなる最大径の貫通部 X-244A～H 及び外圧を受けるスリーブのうち板厚／外径比が最小となる貫通部 X-162A, B を代表評価し、スリーブ取付部は、VI-3-3-7-1-17「配管貫通部の強度計算書」に記載する。

図 8-2 に評価部位の概形を示す。

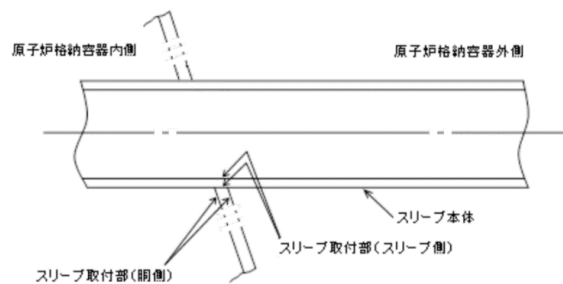


図 8-2 評価部位概形図（スリーブ）

#### 8.3.2 評価

##### (1) 応力評価

スリーブの構造健全性評価は、VI-3-3-7-1-17「配管貫通部の強度計算書」に記載する。

##### (2) 許容圧力評価

内面に圧力を受ける貫通部 X-244A～H の構造健全性評価として、既工認と同様の評価手法である設計・建設規格に示される必要最小板厚の式を準用し、内面に圧力を受けるスリーブの許容圧力を求め、2Pd を上回ることを確認する。また、外面に圧力を受ける貫通部 X-162A, B の構造健全性評価として、既工認と同様の評価手法である設計・建設規格に示される図 PVE-3612-1 に基づき、板厚及び管台外径から外面に圧力を受けるスリーブの許容圧力を求め、2Pd を上回ることを確認する。



## 8.3.3 評価結果

## (1) 応力評価

スリーブの強度評価方法及び評価結果は、VI-3-3-7-1-17「配管貫通部の強度計算書」に記載する。

## (2) 許容圧力評価

貫通部 X-244A～H 及び X-162A, B のスリーブの構造健全性について、既工認と同様の評価手法である設計・建設規格に示される必要最小板厚の式及び図 PVE-3612-1 を準用し、内面及び外面に圧力を受けるスリーブの許容圧力を求め、2Pd を上回ることを確認した。

評価結果の詳細を表 8-1, 2 に示す。

表 8-1 内面に圧力を受けるスリーブ（貫通部 X-244A～H）の許容圧力評価結果

スリーブ（貫通部 X-244A～H）：SGV480

許容圧力算定式：PVE-3611 を準用

$$P = 2S \eta t / (D_o - 0.8t)$$





S	許容引張応力 (MPa) (200°Cにおける 2/3 S <sub>u</sub> 値を使用)	281
$\eta$	継手効率 (-)	1.0
t	板厚 (mm)	
D <sub>o</sub>	管台の外径 (mm)	
P	200°Cにおける許容圧力 (MPa)	11.001
11.001 MPa > 0.853 MPa (2Pd)		

表 8-2 外面に圧力を受けるスリーブ（貫通部 X-162A, B）の許容圧力評価結果

スリーブ（貫通部 X-162A, B）：STS410

許容圧力算定：PVE-3612 を準用

S	許容引張応力 (MPa) (200°Cにおける値を使用)	114
t	板厚 (mm)	
D <sub>o</sub>	管台の外径 (mm)	
P <sub>e</sub>	200°Cにおける許容圧力 (MPa)	3.520
3.520 MPa > 0.853 MPa (2Pd)		

## 8.4 配管貫通部（平板類）

### 8.4.1 評価方針

平板類のうち、平板、穴あき平板、フランジ、フルードヘッドは、スリーブ又はセーフエンドに溶接固定されている。また、フランジ部はボルトにより固定されており、シール部にはガスケットを使用している。

平板類の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、延性破壊並びに高温、高圧に伴うフランジ部の変形及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられる。今回の評価条件である 200℃、2Pd の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないことから、脆性破壊及び疲労破壊は考慮する必要がない。

したがって、平板類の機能喪失要因は、高温状態で内圧を受け、過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。

また、シール部については、高温状態で内圧を受け、フランジ部が変形することによる開口及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が想定される。更に、シール部の開口が進むとボルトに引張応力が作用し、ボルト破損に至ることが想定される。

このため、200℃、2Pd での環境下における構造健全性を確認する。シール部については、改良 EPDM による評価を実施する。

平板類は、内圧による発生応力が大きくなる最大径の貫通部 X-7A, B を代表評価する。

図 8-2 に評価部位の概形を示す。

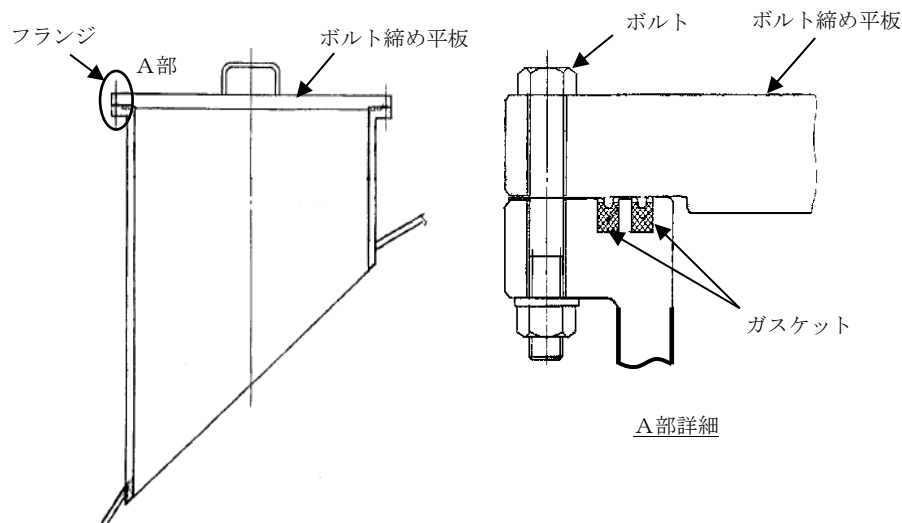


図 8-2 評価部位概形図（平板類（X-7A, B））

### 8.4.2 評価

#### (1) 構造部（ボルト締め平板）

貫通部 X-7A, B のボルト締め平板の構造健全性評価として、既工認と同様の評価手法で

ある設計・建設規格に示される必要最小板厚の式を準用し、許容圧力を求め、2Pd を上回ることを確認する。

(2) 構造部（ボルト，フランジ）

貫通部 X-7A, B のフランジ部の構造健全性評価として、既工認と同様の評価手法である設計・建設規格 PVE-3700 に準拠し、J I S B 8 2 6 5 「圧力容器の構造—一般事項」に基づいて 2Pd におけるボルト荷重を算出し、ボルトの必要総有効断面積がボルトの総有効断面積を下回ることを確認する。また、2Pd におけるフランジの発生応力が許容応力を下回ることを確認する。

(3) シール性能

貫通部 X-7A, B のフランジ部について、文献の理論式を用いて 2Pd における開口量を求め、許容開口量を下回ることを確認する。

8.4.3 評価結果

(1) 構造部（ボルト締め平板）

貫通部 X-7A, B のボルト締め平板の構造健全性について、既工認と同様の評価手法である設計・建設規格に示される必要最小板厚の式を準用し、許容圧力を求め、2Pd を上回ることを確認した。



評価結果の詳細を表 8-3 に示す。

表 8-3 ボルト締め平板（X-7A, B）の許容圧力評価結果

ボルト締め平板（X-7A, B）：SGV480

許容圧力算定式：PVE-3410 を準用

$$P = S / K (t / d)^2$$

S	許容引張応力 (MPa) (200°Cにおける 2/3 S <sub>u</sub> 値を使用)	281
K	係数	0.26
t	板厚 (mm)	
d	平板の径 (mm)	
P	200°Cにおける許容圧力 (MPa)	1.923
1.923 MPa > 0.853 MPa (2Pd)		

(2) 構造部 (ボルト, フランジ)

貫通部 X-7A, B のフランジ部の強度評価方法及び評価結果は, 既工認と同様の評価手法である設計・建設規格 PVE-3700 に準拠し, J I S B 8 2 6 5 「圧力容器の構造—一般事項」に基づいて 2Pd におけるボルト荷重を算出し, ボルトの必要総有効断面積がボルトの総有効断面積を下回ることを確認した。また, 2Pd におけるフランジの発生応力が許容応力を下回ることを確認した。

貫通部 X-7A, B のフランジ主要寸法を図 8-3, 評価条件を表 8-4 に示す。また, ボルトの評価結果を表 8-5, フランジの評価結果を表 8-6 に示す。

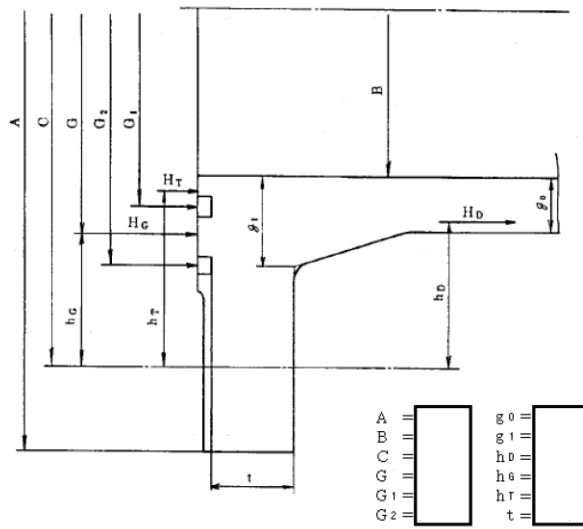


図 8-3 フランジ主要寸法 (貫通部 X-7A, B)

表 8-4 評価条件 (貫通部 X-7A, B)

項目	仕様及び値
評価圧力	0.853MPa
評価温度	200℃
フランジ材質	SGV480
フランジ内径	<input type="text"/> mm
フランジ板厚(最小厚さ)	<input type="text"/> mm
ボルト呼び径	<input type="text"/>
ボルト本数	<input type="text"/> 本

表 8-5 ボルト評価結果 (貫通部 X-7A, B)

(単位 : mm<sup>2</sup>)

荷重	必要総有効断面積 $A_m$	総有効断面積 $A_b$
2Pd	$5.255 \times 10^3$	$9.470 \times 10^3$

表 8-6 フランジ応力評価結果 (貫通部 X-7A, B)

(単位 : MPa)

荷重	応力			許容応力
	項目	式	値	
2Pd	ハブの軸方向応力	$\sigma_H$	82	422
	フランジの半径方向応力	$\sigma_R$	106	281
	フランジの周方向応力	$\sigma_T$	13	281
	組合せ応力	$\frac{\sigma_H + \sigma_R}{2}$	94	281
		$\frac{\sigma_H + \sigma_T}{2}$	48	281

(3) シール性能

貫通部 X-7A, B のフランジ部について、図 8-4 に示すようにモデル化し、文献の理論式を用いて 2Pd における開口量を求め、許容開口量を下回ることを確認した。

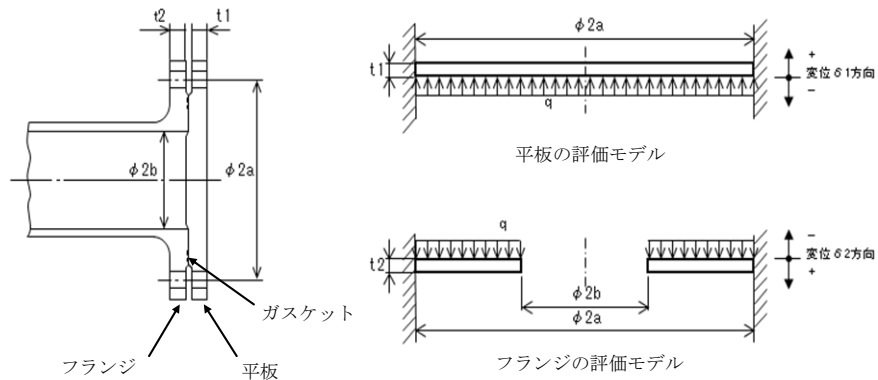


図 8-4 評価モデル

評価結果を表 8-7 に示す。初期押し込み量  mm に対してシール部の開口量は  mm である。これは、添付 1 に示す改良 EPDM 製シール材の重大事故等時環境における圧縮永

久ひずみ率  %を考慮した許容開口量  mm に十分余裕があることから、限界温度、限界圧力としている 200℃、2Pd 条件下においてもシール機能は維持される。

表 8-7 フランジ部開口量評価結果（貫通部 X-7A, B）

$a$	ボルトピッチ円半径	<input type="text"/> mm
$b$	フランジ内半径	<input type="text"/> mm
$D_1$	$= \frac{Et_1^3}{12(1-\nu^2)}$ *1	<input type="text"/> N・mm
$D_2$	$= \frac{Et_2^3}{12(1-\nu^2)}$ *1	<input type="text"/> N・mm
$E$	縦弾性係数	191000MPa
$K_{yb}$	$b/a$ から定まる係数 *1	$-1.373 \times 10^{-4}$
$q$	評価圧力	0.853MPa
$t_1$	閉止板板厚	<input type="text"/> mm
$t_2$	フランジ部板厚	<input type="text"/> mm
$\nu$	ポアソン比	0.3
$\delta_1$	$= \frac{qa^4}{64D_1}$ *1, *2	<input type="text"/> mm
$\delta_2$	$= \frac{-K_{yb} \cdot qa^4}{D_2}$ *1, *2	<input type="text"/> mm
$\delta_1 + \delta_2$	開口量合計	<input type="text"/> mm
$\delta_{ac}$	許容開口量	<input type="text"/> mm

注記\*1：出典「ROARK'S FORMULAS FOR STRESS AND STRAIN EIGHTH EDITION」

\*2：保守的に、はりの最大変位量をシール部の変位量とみなす。

## 8.5 配管貫通部（セーフエンド）

### 8.5.1 評価方針

セーフエンドは、ベローズ付貫通部に用いられる短管で、スリーブ及びベローズ等に溶接固定されている。

セーフエンドの設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である  $200^{\circ}\text{C}$ 、 $2\text{Pd}$  の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、圧縮力がセーフエンドに生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は考慮する必要がない。

したがって、セーフエンドの機能喪失要因は、高温状態で内圧を受け、過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。

このため、 $200^{\circ}\text{C}$ 、 $2\text{Pd}$  の環境下における構造健全性を確認する。

セーフエンドは、内圧による発生応力が大きくなる最大径の貫通部 X-10A～D を代表評価する。

図 8-5 に評価部位の概形を示す。

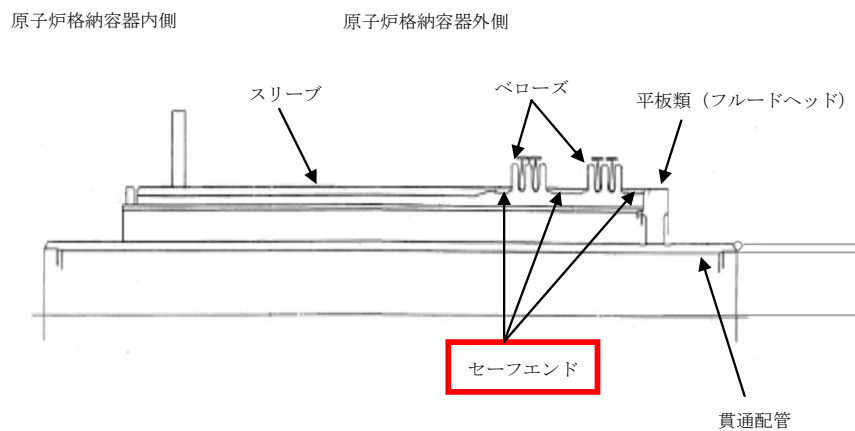


図 8-5 評価部位概形図（セーフエンド）

### 8.5.2 評価

貫通部 X-10A～D のセーフエンドの構造健全性評価として、既工認と同様の評価手法である設計・建設規格に示される必要最小板厚の式を準用し、許容圧力を求め、 $2\text{Pd}$  を上回ることを確認する。

### 8.5.3 評価結果

貫通部 X-10A～D のセーフエンドの構造健全性について、既工認と同様の評価手法である設計・建設規格に示される必要最小板厚の式を準用し、許容圧力を求め、 $2\text{Pd}$  を上回ることを確認した。



評価結果の詳細を表 8-8 に示す。

表 8-8 セーフエンド（貫通部 X-10A～D）の許容圧力評価結果

セーフエンド（貫通部 X-10A～D）：SGV480

許容圧力算定式：PVE-3230(2) a 項を準用

$$P = 2S \eta t / (Di + 1.2t)$$

S	許容引張応力 (MPa) (200°Cにおける 2/3 S <sub>u</sub> 値を使用)	281
$\eta$	継手効率 (-)	1.0
t	板厚 (mm)	
Di	胴内径 (mm)	
P	200°Cにおける許容圧力 (MPa)	3.653
3.653 MPa > 0.853 MPa (2Pd)		

## 8.6 配管貫通部（ベローズ）

### 8.6.1 評価方針

ベローズは、配管貫通部に用いられる伸縮継手で、セーフエンドに溶接固定されている。

ベローズの設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊及び疲労破壊が考えられる。今回の評価条件である 200°C、2Pd の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないことから、脆性破壊は考慮する必要がない。

したがって、ベローズの機能喪失要因は、通常運転時に累積される低サイクル疲労に加えて重大事故等時に累積される低サイクル疲労による疲労破壊が想定される。

このため、200°C、2Pd の環境下における構造健全性を確認する。

### 8.6.2 評価結果

ベローズの強度評価方法及び評価結果は、VI-3-3-7-1-19「配管貫通部ベローズ及びベント管ベローズの強度計算書」に記載する。



8.7 評価結果のまとめ

配管貫通部の健全性評価結果を表8-9に示す。

表8-9 配管貫通部の健全性評価結果

No.	評価項目	評価方法	評価	結果
1	貫通配管	応力評価	VI-3-3-3-1「原子炉冷却材再循環設備の強度計算書」、VI-3-3-3-2「原子炉冷却材の循環設備の強度計算書」、VI-3-3-3-3「残留熱除去設備の強度計算書」、VI-3-3-3-4「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備の強度計算書」、VI-3-3-3-5「原子炉冷却材補給設備の強度計算書」、VI-3-3-4-2「制御棒駆動水圧設備の強度計算書」、VI-3-3-4-3「ほう酸水注入設備の強度計算書」、VI-3-3-4-4「制御用空気設備の強度計算書」、VI-3-3-7-2-2「原子炉格納容器安全設備の強度計算書」、VI-3-3-7-3「放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備の強度計算書」、VI-3-3-7-4「原子炉格納容器調気設備の強度計算書」、VI-3-3-7-5「圧力逃がし装置の強度計算書」に記載。	
2	スリーブ	①応力評価	VI-3-3-7-1-17「配管貫通部の強度計算書」に記載。	
		②許容圧力評価	200℃における許容圧力が2Pd以上であること確認した。	○
3	ボルト締め平板 ボルト フランジ	①許容圧力評価	ボルト締め平板について200℃における許容圧力が2Pd以上であること確認した。また、200℃、2Pdにおけるボルトの必要総有効断面積が総有効断面積を下回ることを確認した。また、200℃、2Pdにおけるフランジの発生応力が許容応力を下回ることを確認した。	
		②開口量評価	シール材の重大事故等時環境における劣化特性を考慮しても、限界温度、限界圧力における開口量は許容開口量を下回ることから、シール機能が維持されることを確認した。	○

No.	評価項目	評価方法	評価	結果
4	セーフエンド	許容圧力評価	200℃における許容圧力が 2Pd 以上であること確認した。	
5	ベローズ	応力評価	VI-3-3-7-1-19「配管貫通部ベローズ及びベント管ベローズの強度計算書」に記載。	

以上により，配管貫通部について，限界温度，限界圧力環境下でも，放射性物質の閉じ込め機能を維持可能である。

## 9. 電気配線貫通部

### 9.1 概要

電気配線貫通部の 200℃, 2Pd 環境下における健全性を確認する。

電気配線貫通部は、構造上、高圧用と低圧用の 2 種類に大別される。高圧用電気配線貫通部の構造図を図 9-1、低圧用電気配線貫通部の構造図を図 9-2 に示す。

高圧用電気配線貫通部は、モジュールがヘッドに溶接されており、モジュール内に封入された EP ゴム、スリーブ及びアダプタにより気密性を維持する構造となっている。

低圧用電気配線貫通部は、ヘッドとモジュール固定部の O リング (EP ゴム)、モジュール内に封入されたエポキシ樹脂、スリーブ及びアダプタにより気密性を維持する構造となっている。

上記を踏まえ、本章では以下の構成で健全性を確認する。

9.2 項では、電気配線貫通部 (アダプタ) の構造健全性を確認する。

9.3 項では、電気配線貫通部 (ヘッド) の構造健全性を確認する。

9.4 項では、電気配線貫通部 (モジュール) のシール部の機能維持を確認する。

スリーブについては、8.3 項の配管貫通部 (スリーブ) の評価において評価している。

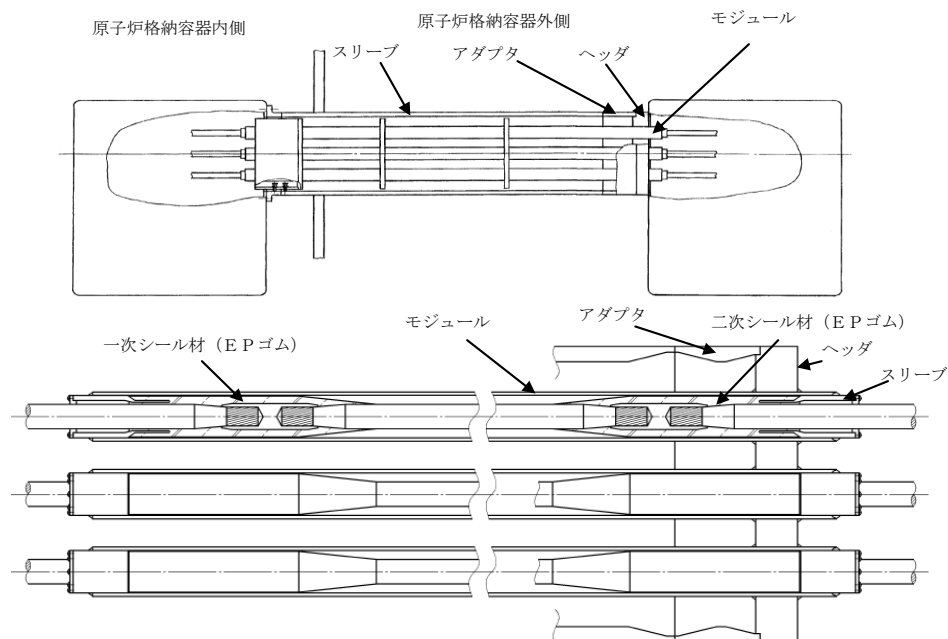


図 9-1 高圧用電気配線貫通部構造図

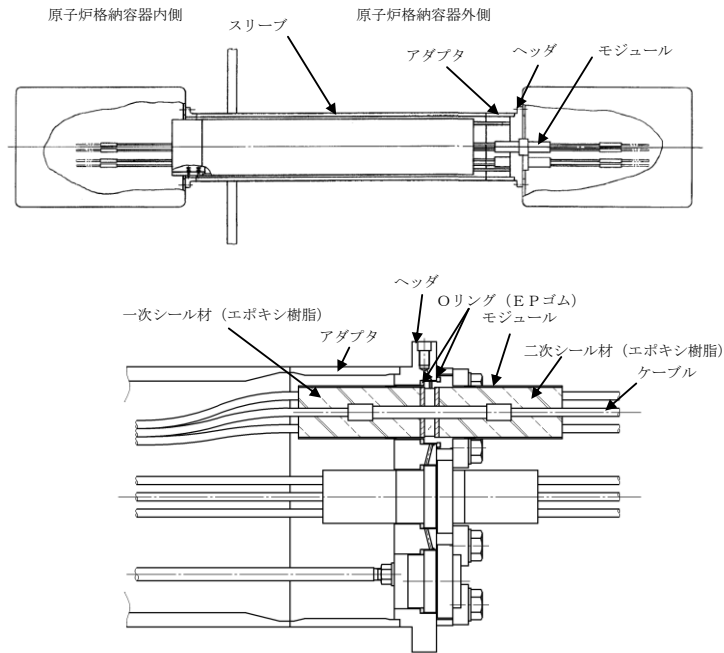


図 9-2 低圧用電気配線貫通部構造図

## 9.2 電気配線貫通部 (アダプタ)

### 9.2.1 評価方針

アダプタの設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である  $200^{\circ}\text{C}$ 、 $2\text{Pd}$  の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、座屈が発生するような圧縮力がアダプタに生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は考慮する必要がない。

したがって、アダプタの機能喪失要因は、高温状態で内圧を受け、過度な塑性変形による延性破壊が想定される。

このため、 $200^{\circ}\text{C}$ 、 $2\text{Pd}$  の環境下における構造健全性を確認する。

### 9.2.2 評価

アダプタの構造健全性評価として、設計・建設規格に示される必要最小板厚の式を準用し、許容圧力を求め、 $2\text{Pd}$  を上回ることを確認する。

### 9.2.3 評価結果

アダプタの構造健全性について、設計・建設規格に示される必要最小板厚の式を準用し、許容圧力を求め、 $2\text{Pd}$  を上回ることを確認した。

評価結果の詳細を表 9-1 に示す。

表 9-1 電気配線貫通部（アダプタ）の許容圧力評価結果

アダプタ：STS410

許容圧力算定式：PVE-3611 を準用

$$P = 2S \eta t / (D_o - 0.8 t)$$

項目		低圧用 X-101A~D, X-102A~E X-103A~C, X-104A~D X-105A~D, X-300A, B	高圧用 X-100A~D
S	許容引張応力 (MPa) (200°Cにおける 2/3 S <sub>u</sub> 値を使用)	269	269
$\eta$	継手効率 (-)	1.0	1.0
t	板厚 (mm)	□	□
D <sub>o</sub>	アダプタ外径 (mm)	□	□
P	200°Cにおける許容圧力 (MPa)	17.860	29.223
		低圧用 17.860 MPa > 0.853 MPa (2Pd)	高圧用 29.223 MPa > 0.853 MPa (2Pd)

### 9.3 電気配線貫通部（ヘッド）

#### 9.3.1 評価方針

ヘッドの設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200°C、2Pd の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、座屈が発生するような圧縮力がヘッドに生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は考慮する必要がない。

したがって、ヘッドの機能喪失要因は、高温状態で内圧を受け、過度な塑性変形による延性破壊が想定される。

このため、200°C、2Pd の環境下における構造健全性を確認する。

#### 9.3.2 評価

ヘッドの構造健全性評価として、設計・建設規格に示される必要最小板厚の式を準用し、許容圧力を求め、2Pd を上回ることを確認する。

#### 9.3.3 評価結果

ヘッドの構造健全性について、設計・建設規格に示される必要最小板厚の式を準用し、許容圧力を求め、2Pd を上回ることを確認した。





評価結果の詳細を表 9-2 に示す。

表 9-2 電気配線貫通部（ヘッダ）の許容圧力評価結果

ヘッダ：SUS304

許容圧力算定式：PVE-3410 を準用

$$P = S / K (t / d)^2$$

項目		低圧用 X-101A~D, X-102A~E X-103A~C, X-104A~D X-105A~D, X-300A, B	高圧用 X-100A~D
S	許容引張応力 (MPa) (200°Cにおける 2/3 S <sub>u</sub> 値を使用)	268	268
K	平板の取り付け方法による係数	0.33	0.33
t	板厚 (mm)		
d	平板の径または最小内のり (mm)		
P	200°Cにおける許容圧力 (MPa)	24.563	18.368
		低圧用 24.563 MPa > 0.853 MPa (2Pd)	高圧用 18.368 MPa > 0.853 MPa (2Pd)

#### 9.4 電気配線貫通部（モジュール）

##### 9.4.1 評価方針

モジュールのシール材として、高圧用モジュールには EP ゴム、低圧用モジュールにはエポキシ樹脂及び EP ゴムを使用しているため、高温劣化によるシール機能の低下が想定される。

なお、モジュールの接合部は、原子炉格納容器貫通部付け根から十分距離を確保し、原子炉格納容器胴側の変形影響が減衰する位置に設けていることから、200°C、2Pd による原子炉格納容器胴側の不均一な変形に伴う影響は及ばない。

このため、200°C、2Pd でのモジュールの健全性確認について、過去の検証試験にて気密性が確保されていることを確認する。

##### 9.4.2 評価

###### (1) 電気ペネ共研の試験結果を用いた評価

電共研「格納容器電気ペネトレーションの特性確認試験（昭和 62 年度）」（以下「電気ペネ共研」という。）において、LOCA 時の圧力、温度条件を超える条件下での、電気配線貫通部の知見を得るため、島根原子力発電所第 2 号機を含む国内 BWR 電力実機の電気配線貫通部の構造を反映した試験体を用い、電気配線貫通部モジュールの気密性能について検証を行っている。表 9-3 に試験結果を、図 9-3 に電気ペネ共研の試験概要図を示す。

表 9-3 電気ペネ共研試験結果

種類	試験条件					シール部温度(°C)/漏洩有無	
	雰囲気	温度(°C)	圧力(MPa)	放射線照射	時間(h)	一次シール	二次シール
高圧	乾熱	200(220)*	(0.61~0.79)*	なし	62	194/漏洩なし	44/漏洩なし
低圧	乾熱	200(230)*	(0.60~0.81)*	なし	62	137/漏洩なし	68/漏洩なし

注記\* : ( ) 内は記録グラフからの読み取り値

試験結果より、高圧用モジュールの EP ゴムシール部は 194°C/62 時間、低圧用モジュールの樹脂シール部は 137°C/62 時間の熱劣化に対して、漏洩がないことが確認できている。

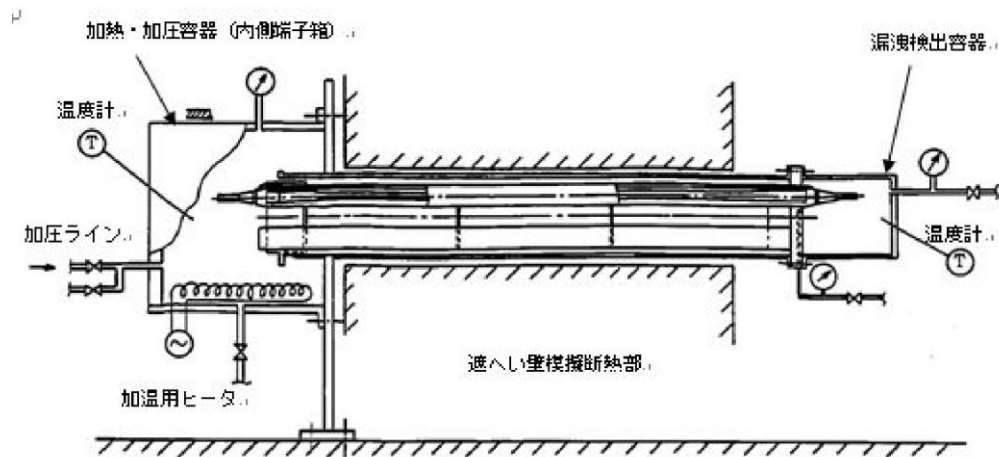


図 9-3 電気ペネ共研の試験概要図

(2) 過去の環境試験結果を用いた評価

過去の電気配線貫通部の環境試験では、低圧用電気配線貫通部及び高圧用電気配線貫通部を対象として、LOCA時の蒸気環境を模擬した性能確認試験が実施されており、シール機能の健全性が確認されている。各電気配線貫通部の二次シール部の温度、環境試験温度を図 9-4 に示す。

図 9-4 に示す試験結果は、原子炉格納容器内を模擬した電気ペネ共研の試験（二次シール部において高圧用 44°C、低圧用 68°C）よりも厳しい温度条件の下で、13 日間の健全性が確認できたことを示している。なお、当該環境試験は、経年劣化を考慮した試験体を用いて実施したものであり、劣化を考慮して表 9-4 に示す試験を実施している。



図 9-4 モジュール型電気配線貫通部の既往環境試験

表 9-4 劣化を考慮した試験方法

No.	試験項目	試験方法
1	サーマルサイクル試験	ペネトレーションを冷熱装置内に設置し、60 サイクルのサーマルサイクルを放射線照射試験の前後 2 回実施。1 サイクル $\square^{\circ}\text{C} \rightarrow \square^{\circ}\text{C} \rightarrow \square^{\circ}\text{C}$ を $\square$ 時間で変化させる。
2	放射線照射試験	ペネトレーションが 40 年間の運転期間及び L O C A 時に受ける放射線を考慮し、照射線量 $\square$ kGy として試験を実施。
3	熱劣化試験	加熱促進により、40 年間に相当する加速熱劣化として、 $\square^{\circ}\text{C}$ 、 $\square$ 日間を加える。

## (3) NUPEC 試験の試験結果

NUPEC 重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）（平成 2 年度～平成 14 年度）（以下「NUPEC 試験」という。）において、実機を模擬したモジュール試験体を使用して、高温時におけるシール部の漏洩確認試験が行われている。表 9-5 に試験結果、図 9-5 に漏洩発生温度の圧力依存性を示す。

表 9-5 漏洩発生条件確認試験結果

種類	雰囲気	圧力 (MPa)	放射線照射 (kGy)	漏洩発生温度 ( $^{\circ}\text{C}$ )
高圧	蒸気	0.8	800	400 $^{\circ}\text{C}$ まで漏洩なし
低圧	蒸気	0.4	800	284
	蒸気	0.8	800	284～303
	蒸気	0.8	なし	285
	蒸気	1.0	なし	266



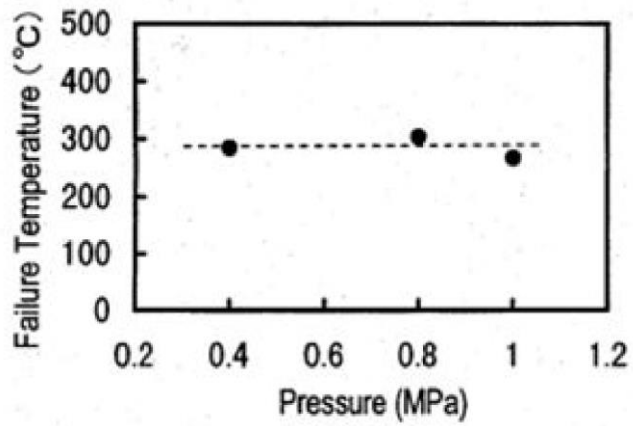


図 9-5 低圧モジュールの漏洩発生温度の圧力依存性

漏洩発生温度は、圧力が 0.4MPa～1.0MPa の範囲においては、圧力に依存せず、ほぼ一定となることが報告されている。

#### 9.4.3 評価結果

9.4.2 より、原子炉格納容器の重大事故等時環境下における劣化を考慮しても、200°C、2Pd における電気配線貫通部のシール機能が確保されていることを確認した。

## 10. 原子炉格納容器隔離弁

### 10.1 概要

原子炉格納容器隔離弁の 200℃、2Pd 環境下における健全性を確認する。

弁の耐圧部は、弁箱、弁ふた、弁体等で構成している。また、弁体、グラウンド部及び弁ふた部等には、シール材を使用している。

原子炉格納容器隔離弁のうち、窒素ガス制御系バタフライ弁、T I P ボール弁及びパージ弁には、ゴム系又は樹脂系のシール材を使用しており、高温劣化による機能低下が想定される。

また、弁の耐圧部については、機能喪失要因として、脆性破壊、疲労破壊、座屈、延性破壊並びに高温、高圧に伴うフランジ部の変形及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられるが、200℃、2Pd の環境下では、脆性破壊が生じる温度域ではないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、座屈が発生するような圧縮力が弁耐圧部に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は考慮する必要がない。

したがって、原子炉格納容器隔離弁のうち、窒素ガス制御系バタフライ弁、T I P ボール弁及びパージ弁の機能喪失要因として、高温状態で内圧を受け、過度な変形（一次応力）による延性破壊が想定される。また、シール材の高温劣化によるシール機能の低下が想定されるため、以下の構成で健全性を確認する。

10.2 項では、窒素ガス制御系バタフライ弁の機能維持を確認する。

10.3 項では、T I P ボール弁及びT I P パージ弁の機能維持を確認する。

上記以外の原子炉格納容器隔離弁については、以下の理由により 200℃、2Pd の環境下で健全性を有している。

- ・弁耐圧部の圧力クラスは各配管ラインの設計圧力に応じて適切なものが選定されており（圧力クラス：1.03MPa 以上）、耐圧上問題とならない。
- ・グラウンドシール部及び弁ふたシール部には、黒鉛製のパッキン、ガスケットを有しており、耐熱性上問題とならない。
- ・弁シート部は金属製又は黒鉛製である。

## 10.2 原子炉格納容器隔離弁（窒素ガス制御系バタフライ弁）

### 10.2.1 評価方針

窒素ガス制御系バタフライ弁は、弁シート部に EP ゴムを使用しているため、シール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられる。なお、グラウンドシール部及び弁ふたシール部においては黒鉛製のシール材を使用しており、耐熱性上問題にならないことを確認している。

このため、200℃、2Pd 環境下における健全性を確認する。また、弁耐圧部の健全性についても確認する。なお、弁シート部のシール材については、改良 EPDM による評価を実施する。

窒素ガス制御系バタフライ弁の評価対象を図 10-1 に示す。

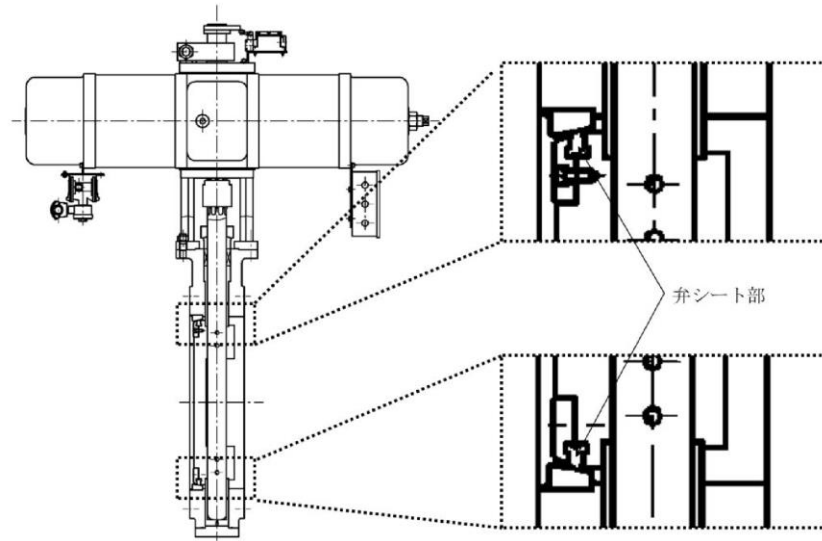


図 10-1 窒素ガス制御系バタフライ弁評価対象

### 10.2.2 評価

#### (1) 耐圧機能

弁耐圧部について、耐圧機能の評価を行う。

#### (2) 隔離機能

隔離機能は、弁シート材の耐環境性が支配的であるため、200℃、2Pd の環境下での弁シート部への影響を 600A のバタフライ弁供試体による蒸気加熱漏洩試験により確認する。試験条件を表 10-1 に示す。

表 10-1 蒸気加熱漏洩試験条件

試験圧力	0.853MPa 以上 (2Pd 以上)
試験温度	200℃
試験時間	168hr
積算放射線量	<input type="text"/> kGy

### 10.2.3 評価結果

#### (1) 耐圧機能

当該弁の圧力クラス (圧力温度基準) が 1.03MPa (150LB) であり、弁耐圧部の 200℃における許容圧力 1.40MPa は 2Pd (0.853MPa) を上回る。これにより、弁耐圧部については、200℃、2Pd 環境下において健全性が維持されることを確認した。

圧力クラス 1.03MPa の弁の温度-許容圧力を図 10-2 に示す。

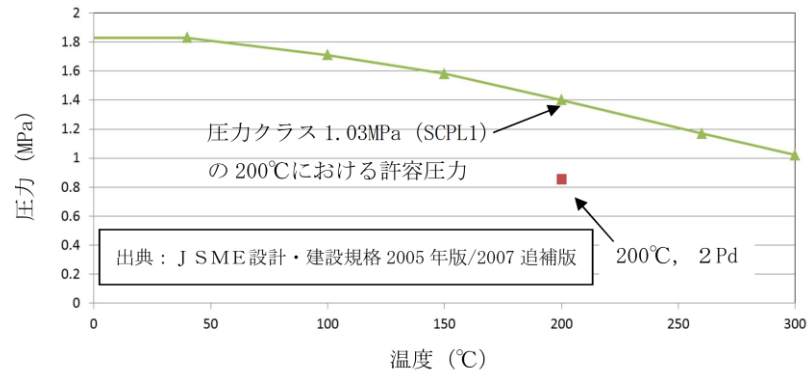


図 10-2 窒素ガス制御系バタフライ弁（圧力クラス 1.03MPa）の温度－許容圧力

## (2) 隔離機能

蒸気加熱漏洩試験を実施した結果、200°C、2Pd 環境下において、弁シート部からの漏洩はなく、弁シート部の隔離機能が維持することを確認した。

以上により、窒素ガス制御系バタフライ弁について、限界温度、限界圧力環境下でも、放射性物質の閉じ込め機能を維持可能である。

## 10.3 T I P ボール弁及びパージ弁

### 10.3.1 評価方針

T I P ボール弁は、弁シート部、グランドシール部にはフッ素樹脂、弁ふたシール部にはフッ素ゴムを使用しているため、シール材の放射線劣化によるシール機能の低下が考えられる。また、T I P パージ弁は、弁シート部、グランドシール部及び弁ふたシール部には EP ゴムを使用しているため、シール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられる。

このため、200°C、2Pd 環境下における健全性を確認する。また、弁耐圧部の健全性についても確認する。なお、弁シート部、グランドシール部及び弁ふたシール部のシール材については、変更後の改良 EPDM による評価を実施する。

T I P ボール弁及びパージ弁の評価対象を図 10-3 及び図 10-4 に示す。

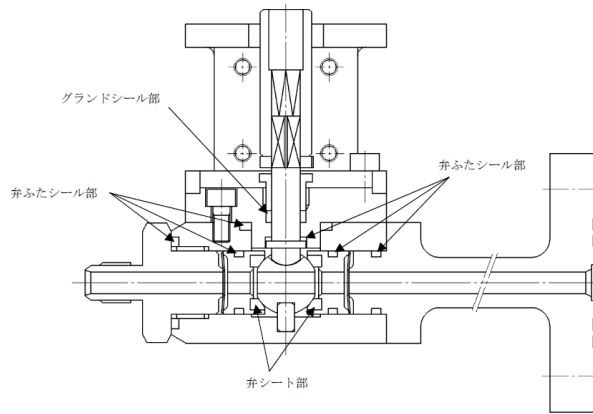


図 10-3 T I P ボール弁評価対象

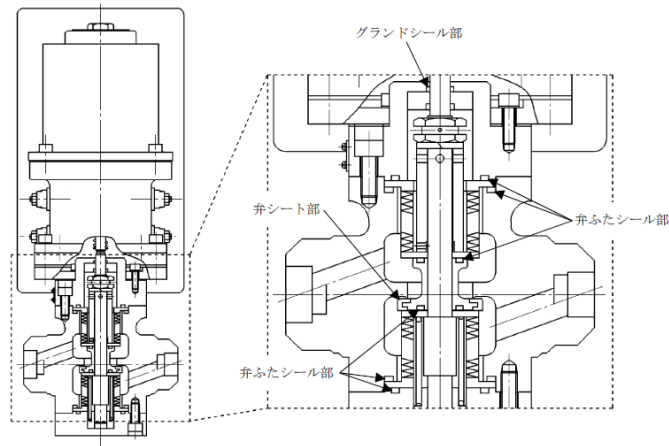


図 10-4 T I P パージ弁評価対象

### 10.3.2 評価

#### (1) 耐圧機能

弁耐圧部について、耐圧機能の評価を行う。

#### (2) 隔離機能

隔離機能は、弁シール材の耐環境性が支配的であるため、原子炉格納容器内が 200℃、2Pd の環境下におけるシール部への影響を検討する。

### 10.3.3 評価結果

#### (1) 耐圧機能

当該弁の圧力クラス（圧力温度基準）が 1.03MPa（150LB）であり、弁耐圧部の 200℃における許容圧力 1.32MPa は 2Pd（0.853MPa）を上回る。これにより、弁耐圧部については、200℃、2Pd 環境下において健全性が維持されることを確認した。

圧力クラス 1.03MPa の弁の温度－許容圧力を図 10-5 に示す。

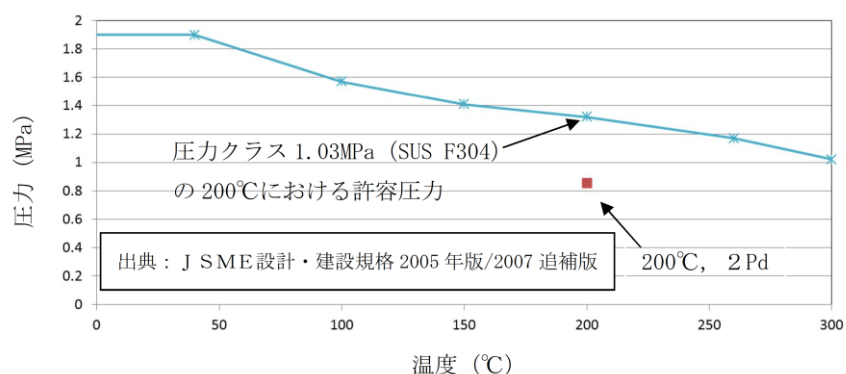


図 10-5 T I P ボール弁及びパージ弁（圧力クラス 1.03MPa）の温度－許容圧力

(2) 隔離機能

弁シート部、グランドシール部及び弁ふたシール部について、添付 1 に示す 200°C, 2Pd の環境下における圧縮永久ひずみ試験に有意な劣化が認められないことから、シール機能が維持されることを確認した。

以上により、T I P ボール弁及びパージ弁について、限界温度、限界圧力環境下でも、放射性物質の閉じ込め機能を維持可能である。

## 重大事故等時条件におけるガスケット健全性について

## 1. はじめに

原子炉格納容器のフランジシール部は、内圧が低い段階ではボルトの初期締付けにより開口は抑制されているが、内圧の上昇に伴って開口量が増加することにより、外部への漏えい経路を形成する。ただし、フランジ部が開口しても、フランジ部の密閉性を担保しているシール材が健全であれば、シール材が開口に追従するため外部への漏えいを防止することができる。しかしながら、重大事故等時の環境に曝されると、原子炉格納容器ドライウェル主フランジ等のフランジシール部に使用されているシール材が劣化し、フランジの開口に追従できなくなり原子炉格納容器閉じ込め機能を損なう可能性がでてくる。

そこで、原子炉格納容器フランジシール部に使用されているシール材（シリコンゴム）について、重大事故等時環境の耐性が優れた改良 EPDM 製シール材に変更して原子炉格納容器閉じ込め機能の強化を図る。したがって、改良 EPDM 製シール材について、重大事故等時の温度や放射線による劣化特性を試験により確認し、想定される事故シナリオにおけるシール機能を評価する。なお、フランジ部のシール材は、プラントの定期検査時に開放される場合には取り替えを実施しており、通常運転中における劣化は軽微であることから、通常運転時の劣化を考慮せず重大事故等時条件下での評価を実施する。

## 2. 改良 EPDM 製シール材の試験について

## 2.1 改良 EPDM 製シール材の圧縮永久ひずみ試験について

改良 EPDM 製シール材の重大事故等時環境における劣化特性を確認するため、J I S K 6 2 6 2 「加硫ゴム及び熱加塑性ゴムの常温・高温及び低温における圧縮永久ひずみの求め方」に準じて圧縮永久ひずみ試験を実施した。その結果を表 2-1 に示す。なお、圧縮永久ひずみ率測定とは、所定の圧縮率をかけ変形させた後、開放時の戻り量を評価するものである。完全に元の形状に戻った場合を 0% とし、全く復元せずに完全に圧縮された状態のままである状態を 100% としている。例えば、圧縮永久ひずみ率が表 2-1 で示す「%」の場合は、シール材の初期締付量が mm である場合、mm 戻ることを意味する。この場合、mm のフランジ部開口まではシール機能が確保可能と想定できる。

表 2-1 改良 EPDM 製シール材の圧縮永久ひずみ試験\*1 結果

試験温度	200℃
放射線照射量	<input type="text"/> kGy
試験雰囲気	蒸気
試験時間	168h
ひずみ率*2	<input type="text"/> %*3

注記\*1：J I S K 6 2 6 2に従い実施

\*2：試料を圧縮し完全に回復した状態が 0%，全く回復しない状態が 100%

\*3：%，%，%の平均値

## 2.2 改良 EPDM 製シール材の実機を模擬した小型フランジ性能確認試験

改良 EPDM 製シール材の性能を確認するために、圧縮永久ひずみ試験に加え、実機フランジ O リング溝を模擬した小型試験装置を用いて、重大事故等時環境に曝露した後のシール機能を確認した。試験装置を図 2-1 に示しており、実機 O リング溝の断面寸法を 1/2 スケールとして試験治具を製作し、あらかじめ $\gamma$ 線照射したシール材を用いて試験体を作り、高温環境に曝露した後に気密確認試験を実施した。

試験条件としては、重大事故等時条件を模擬するために、放射線照射量はフランジガスケット部の事故後 7 日間の累積放射線量の目安である 800kGy を用いて実施している。また、高温曝露は高温空気及び高温蒸気で曝露し、温度については、原子炉格納容器限界温度である 200℃と、さらに余裕を見た 250℃を設定し、それぞれ 7 日間(168h)一定温度で高温曝露した。また、試験治具の O リング溝は内側に 1mm の段差があり、その段差の間からシール材が高温空気又は蒸気に曝露されるため、重大事故等時の原子炉格納容器過圧に伴うフランジ開口を考慮した状態で、高温曝露ができる試験体となっている。高温曝露後は、重大事故等時に発生する水素を模擬するために、He により気密確認試験を実施している。気密確認試験では、原子炉格納容器限界圧力 2Pd 以上の気密性を確認するため最大で 0.9MPa まで加圧して気密性を確認している。また、原子炉格納容器過圧に伴うフランジ開口時のシール材の気密性を確認するために、高温曝露後の試験体フランジを 0.8mm (実機 1.6mm 相当の変位) 開口させ、その状態でも He 気密確認試験を実施し、0.9MPa 加圧時に漏えいのないことを確認している。

試験の結果は表 2-2 に示すとおり、本試験により 200℃が 168 時間継続した場合の改良 EPDM 製シール材のシール機能の健全性を確認した。

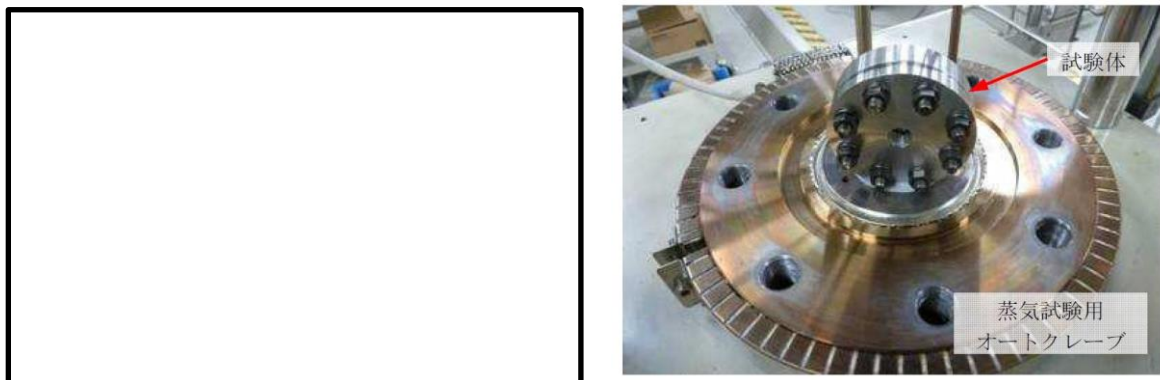


図 2-1 改良 EPDM 製シール材の性能確認試験装置



表 2-2 He 気密確認試験状況

No.	曝露条件	$\gamma$ 線照射量	変位	0.3MPa	0.65MPa	0.9MPa
1	乾熱 200℃, 168h	800kGy	無し	○	○	○
			0.8mm	○	○	○
2	蒸気 1MPa, 250℃, 168h	800kGy	無し	○	○	○
			0.8mm	○	○	○
3	蒸気 1MPa, 250℃, 168h	800kGy	無し	○	○	○
			0.8mm	○	○	○

○：リーク及び圧力降下なし

### 2.3 改良 EPDM 製シール材の実機フランジモデル性能確認試験

改良 EPDM 製シール材は前述の小型フランジ試験に加え、より大口径 (O リング径: 約 250mm) の実機フランジモデル試験も実施しており、実機条件に近い状態でのシール機能の健全性確認を実施している。試験装置は図 2-2、図 2-3 に示しており、試験フランジの溝断面形状は実機と同じとし、溝径を縮小した試験フランジとする。試験試料の断面形状は実機と同じとし、径を縮小した試験試料とする。あらかじめ $\gamma$ 線照射したシール材を用いて試験体を作り、高温環境に曝露した後に気密確認試験を実施する。

試験条件としては、重大事故等時条件を模擬するために、放射線照射量はフランジガスケット部の事故後 7 日間の累積放射線量の目安である 800kGy を用いて実施している。また、EPDM の劣化は一般的に酸素により引き起こされるとの知見に基づき、高温曝露は蒸気ではなく高温空気 (乾熱) で曝露し、温度については、原子炉格納容器限界温度である 200℃と、更に余裕を見た 250℃, 300℃とし、それぞれ定める期間を一定温度で高温曝露する。また、内圧作用時の実機フランジの開口を模擬するため、フランジ面に調整シムを挟んで押し込み量を調整できる装置にしている。

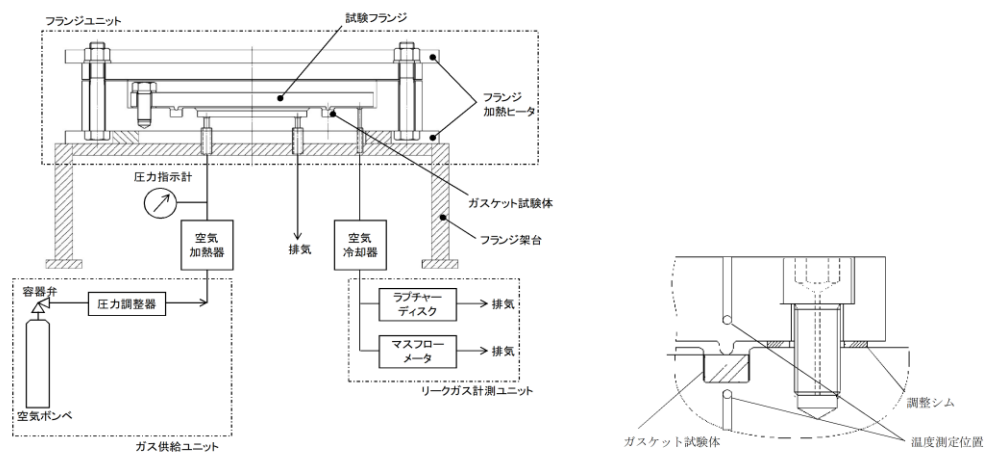


図 2-2 実機フランジモデル試験の装置概要

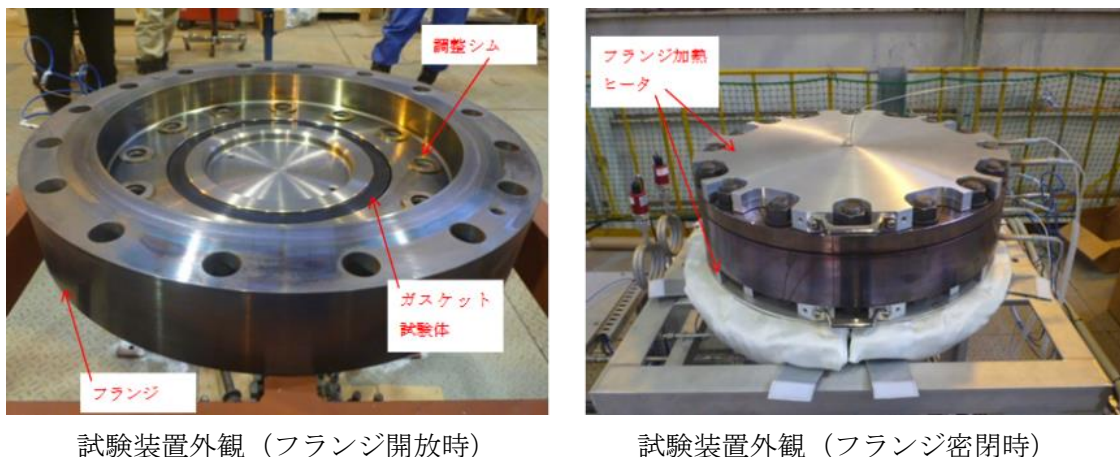


図 2-3 実機フランジモデル試験装置の外観

本試験装置によりシール材を高温曝露した後、気密確認試験を実施した。気密確認試験では、原子炉格納容器限界圧力 2Pd (0.853MPa) を包絡する圧力で気密性を確認しており、その試験結果を表 2-3 に示す。フランジによるガスケット試験体の押し込み量が最小限 (0mm) であっても有意な漏えいは発生せず、200℃・168hr, 250℃・96hr, 300℃・24hr の耐性が確認された。図 2-4 に 200℃・168hr の試験ケースにおける試験体の外観を示す。図 2-4 より、フランジとガスケット試験体との接触面を境界として劣化（表面のひび割れ）は内周側で留まり、外周側に有意な劣化が見られないことから、フランジ接触面でシール機能を維持できていることを確認した。また、断面形状より、劣化（表面のひび割れ）はガスケット試験体の表面層のみで留まっているため、有意な劣化が進行していないことを確認した。

表 2-3 実機フランジモデル試験結果\*

No.	試験体	温度	継続時間	押込量	漏洩
1	改良 EPDM (A)	200℃	168hr	0mm	無
2	改良 EPDM (A)	250℃	96hr	0mm	無
3	改良 EPDM (B)	250℃	96hr	0mm	無
4	改良 EPDM (A)	300℃	24hr	0mm	無
5	改良 EPDM (B)	300℃	24hr	0mm	無

注記\*：下記条件は全ケース共通である。

試験圧力：2Pd 以上，照射量：800kGy，過圧媒体：乾熱（空気）

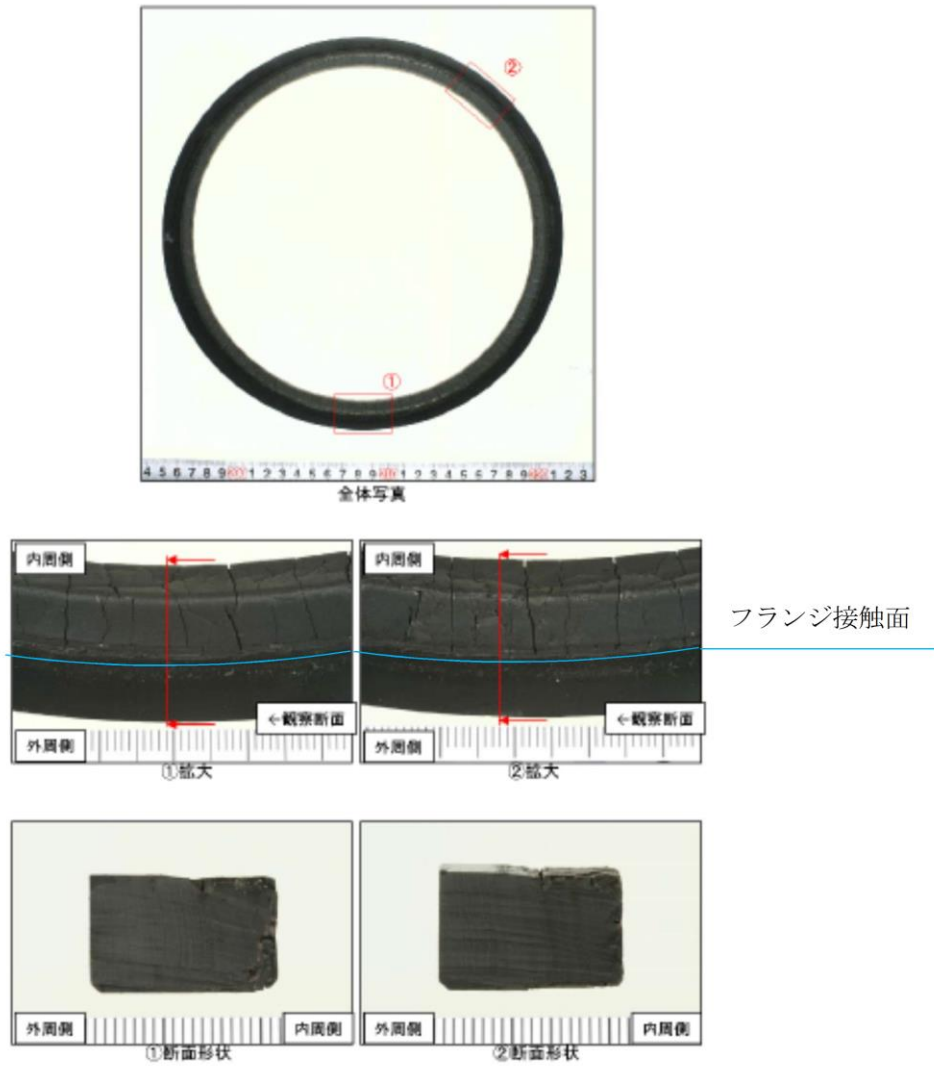


図 2-4 試験後の試験体外観 (200°C, 168 時間)

原子炉格納容器隔離弁の抽出について

原子炉格納容器隔離弁について、原子炉格納容器限界温度、限界圧力（200℃、2Pd）の健全性を確認するため、図 1-1 に従ったフローで弁を抽出した。弁設計圧力が 2Pd 以下のものはなかったため、200℃で最も影響を受けると考えられるシート部及びシール部に着目して、ゴム材が使われている弁を抽出し「窒素ガス制御系バタフライ弁」と「T I P ボール弁及びパージ弁」が抽出された。

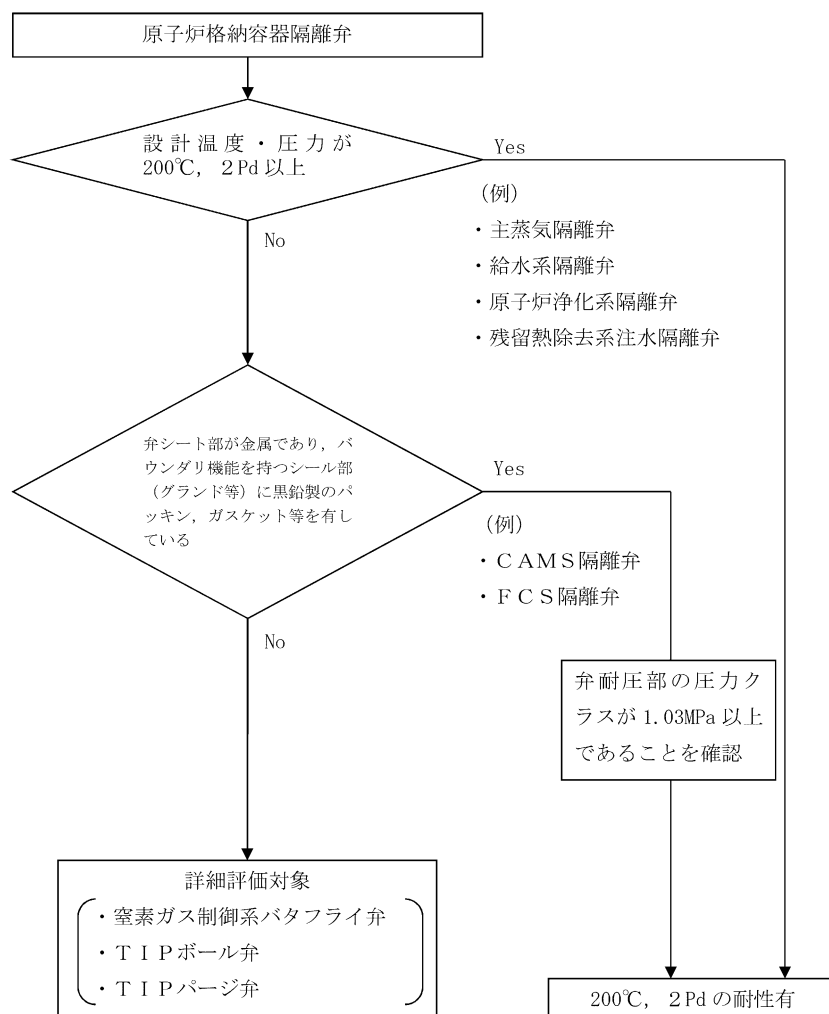


図 1-1 200℃、2Pd における原子炉格納容器隔離弁の評価フロー

## 原子炉格納容器限界温度，限界圧力に対する経年劣化の影響について

## 1. はじめに

原子炉格納容器の限界温度，限界圧力に関する評価における評価対象部位について，放射性物質の閉じ込め機能が，経年劣化により低下していないことを確認し，今回の限界温度，限界圧力に関する評価結果に影響しないことを確認する。なお，考慮する経年劣化事象については，島根原子力発電所第2号機において実施した高経年化技術評価を参考に検討する。

## 2. 原子炉格納容器本体

原子炉格納容器本体については，経年劣化事象として腐食が考えられるが，原子炉格納容器本体は，鋼板表面に防食塗装を施すとともに，保全計画に基づき，計画的に外観点検を実施し，表面の腐食，塗膜等の異常があれば，補修塗装を実施していることから，有意な劣化はないと考えられる。

なお，原子炉格納容器本体に対して，一般社団法人 日本電気協会 電気技術規程「原子炉格納容器の漏えい率試験規程（J E A C 4 2 0 3）」（以下，「J E A C 4 2 0 3」という。）に基づく，全体漏えい率試験（1回/1定検）を実施し，放射性物質の閉じ込め機能の健全性を継続的に確認している。

## 3. 原子炉格納容器本体以外

原子炉格納容器本体以外の評価部位について，考慮する経年劣化事象は以下のとおり。

- ・ステンレス鋼配管については，塩分付着による外面の応力腐食割れが考えられるが，建設時から，空調設備に中性能フィルタが設置されていること及び工場出荷前における配管養生等の塩害対策が実施されていること，また，計画的に目視確認または漏えい試験を実施していることから，有意な劣化はないと考えられる。
- ・炭素鋼配管については，流れ加速型腐食による減肉が考えられるが，社内規則に基づき計画的な肉厚測定を実施し，基準を満足しない場合は，計画的に取替えを行うなど，適切な管理を行っている。
- ・電気配線貫通部については，経年劣化事象として樹脂等の劣化が考えられる。これらの部位の経年劣化については，長期健全性試験により，健全性を確認している。
- ・原子炉格納容器隔離弁については，保全計画に基づく，計画的な分解点検，目視・表面検査を実施していることから，有意な劣化はないと考えられる。
- ・機器搬入口等に使用しているガスケットについては，保全計画に基づく定期的な取替を実施していることから，経年劣化事象とはならない。
- ・J E A C 4 2 0 3 に基づく，全体漏えい率検査（1回/1定検）を実施し，放射性物質の閉じ込め機能の健全性を継続的に確認している。

以上のことから，経年劣化による原子炉格納容器の限界温度，限界圧力に関する評価結果への影響はないと考える。

## 電気配線貫通部（エポキシ樹脂及びOリング）の経年劣化に対する長期健全性評価

## 1. 概要

島根原子力発電所第2号機に設置されているモジュール型電気配線貫通部は長期間の経年劣化を考慮した健全性試験を実施しており、この結果に基づき長期健全性評価を行う。

## 2. 長期健全性試験

## 2.1 評価項目

エポキシ樹脂及びOリングは有機物であり、熱及び放射線により経年劣化が進行するため、経年劣化に対する評価が必要である。

## 2.2 熱劣化期間算出

エポキシ樹脂及びOリングの加速熱劣化試験を実施するため、以下のアレニウスの式を用いることで、加速熱劣化の条件を設定する。（表2-1）

加速倍率算出

$$a = \exp \left[ \frac{-E}{R} \left( \frac{1}{(273 + T_{\text{exam}})} - \frac{1}{(273 + T_{\text{real}})} \right) \right]$$

熱劣化期間

$$T_{\text{acc}} = \frac{365 \cdot Z}{a}$$

加速熱劣化試験条件は、40年の運転を包絡した運転期間を想定し、余裕をみてエポキシ樹脂は  °C -  日、Oリングは  °C -  日で設定する。

表 2-1 各パラメータ

項目	記号	単位	数値	
			エポキシ樹脂	Oリング
加速倍率	a	倍		
気体定数	R	kcal/mol・K		
実機温度	T <sub>real</sub>	°C		
試験温度	T <sub>exam</sub>	°C		
部材の活性化エネルギー*	E	kcal/mol		
評価年数	Z	years		
熱劣化期間	T <sub>acc</sub>	days		

注記\*: メーカー値及び文献値であり、複数の試験温度で部材の機能が維持される期間をプロットし、直線の傾きから活性化エネルギーを算出

### 2.3 試験条件

エポキシ樹脂と O リングの長期健全性試験条件をそれぞれ表 2-2 及び表 2-3 に示す。

表 2-2 エポキシ樹脂の試験条件

No.	試験項目	試験方法
1	放射線照射試験 (通常時)	電気配線貫通部が 40 年の運転を包絡した運転期間に受ける放射線を考慮し照射線量 <input type="text"/> Gy として試験を実施。
2	サーマルサイクル試験	<input type="text"/> サイクルのサーマルサイクルを実施。1 サイクルは <input type="text"/> °C → <input type="text"/> °C → <input type="text"/> °C を変化させている。
3	熱劣化試験	加熱促進により、40 年間に相当する加速熱劣化を包絡した <input type="text"/> °C, <input type="text"/> 日間を加える。
4	放射線照射試験 (事故時)	電気配線貫通部が冷却材喪失事故時に受ける放射線を考慮し照射線量 <input type="text"/> kGy として試験を実施。
5	冷却材喪失事故 模擬試験	国内 BWR プラントの冷却材喪失事故時 (温度, 蒸気, 圧力, 時間) 条件を包絡するような条件として, <input type="text"/> °C - <input type="text"/> kPa 以上で <input type="text"/> 時間の後, <input type="text"/> °C - <input type="text"/> kPa 以上で <input type="text"/> 日間の試験を実施。

出典: 共同研究報告書 原子炉格納容器電気ペネの経年劣化評価に関する研究 Phase-II 報告書 (モジュール型ペネトレーション) 平成 23 年 3 月



表 2-3 0リングの試験条件

No	試験項目	試験方法
1	放射線照射試験	電気配線貫通部が40年の運転を包絡した運転期間に受ける放射線を考慮し照射線量 <input type="text"/> kGy として試験を実施。
2	熱劣化試験	加熱促進により、40年間に相当する加速熱劣化を包絡した <input type="text"/> °C、 <input type="text"/> 日間を加える。
3	サーマルサイクル試験	<input type="text"/> サイクルのサーマルサイクルを実施。1サイクルは <input type="text"/> °C → <input type="text"/> °C → <input type="text"/> °C を変化させている。
4	冷却材喪失事故模擬試験	国内BWRプラントの冷却材喪失事故時（温度、蒸気、圧力、時間）条件を包絡するような条件として、 <input type="text"/> °C - <input type="text"/> kPa 以上で <input type="text"/> 時間の後、 <input type="text"/> °C - <input type="text"/> kPa 以上で <input type="text"/> 日間の試験を実施。

出典：共同研究報告書 原子炉格納容器電気ペネの経年劣化評価に関する研究 Phase-II 報告書（モジュール型ペネトレーション）平成23年3月

### 3. 評価結果

40年の運転を包絡した運転期間及び冷却材喪失事故を想定した表2-2及び表2-3の試験条件を負荷した後の漏えい試験では、エポキシ樹脂と0リングの漏えい量はそれぞれ  Pa・m<sup>3</sup>/s 及び  Pa・m<sup>3</sup>/s であった。一方、電気配線貫通部のモジュール1台あたりの許容漏えい量は  Pa・m<sup>3</sup>/s であり、漏えい量は十分小さい値となっている。

このことから、電気配線貫通部は、40年間の運転を想定しても、放射性物質の閉じ込め機能を維持できると判断する。

## 原子炉格納容器限界温度，限界圧力負荷後の耐震性について

## 1. 検討方針

原子炉格納容器バウンダリ構成部の評価対象の各部位に対し，限界温度，限界圧力(200℃, 2Pd)負荷時に部材が弾性域又は塑性域のいずれにあるか，また，除荷後に残留ひずみが生じるかを確認するとともに，除荷後の残留ひずみの挙動により，耐震性への影響を評価する。

## 2. 検討結果

一次応力が  $S_y$  を超えるか否かで残留ひずみの有無を確認する。一次応力が  $S_y$  以下の場合，除荷後に残留ひずみは生じない (図 2-1,  $0 \rightarrow a \rightarrow 0$ )。  $S_y$  を超える場合は，除荷後に残留ひずみが生じる (図 2-1,  $0 \rightarrow a \rightarrow b \rightarrow c$ )。一次応力は与えられた荷重に対して決定する応力であるため，同じ荷重が作用した場合の発生応力は除荷後も同等であり，限界温度，限界圧力負荷前と同じ弾性的挙動を示す (図 2-1,  $c \rightarrow b$ )。また，設計・建設規格の許容値は荷重を変形前の断面積で割った公称応力を基に設定されているため (図 2-2)，設計・建設規格の許容値内であれば発生応力を算出する際に変形前の断面積を用いることに問題はない。

なお，材料に予めひずみが作用した場合について，作用した予ひずみ (~約 19%) だけ応力-ひずみ曲線をシフトしたものと，予ひずみが作用しない材料の応力-ひずみ曲線がほぼ一致するという知見\*が得られており，十分小さな残留ひずみであれば発生応力に与える影響はないと言える。

地震 (許容応力状態  $IV_A S$ ) の一次応力の許容応力は，供用状態 D の許容応力の制限内で同等であり，さらに限界温度，限界圧力負荷前と同様の挙動を示すことから，耐震性に影響はないと判断できる。

注記\*：一般社団法人 日本溶接協会「建築鉄骨の地震被害と鋼材セミナー (第 12 回溶接構造用鋼材に関する研究成果発表会)」 JWES-IS-9701, (1997)

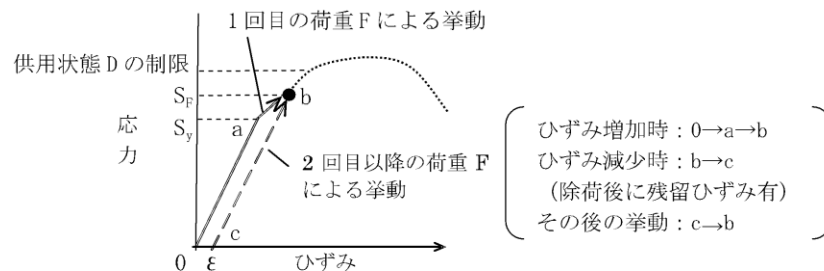


図 2-1 降伏点を越える場合のひずみ履歴イメージ (一次応力)

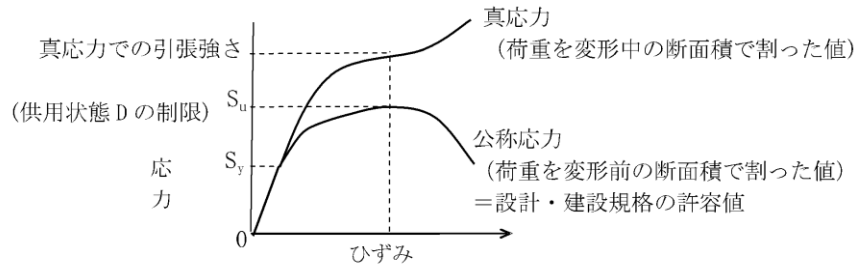


図 2-2 公称応力と真応力について

除荷後に残留ひずみが生じるかを確認するとともに、除荷後の挙動により、耐震性への影響を評価するため、一次応力が  $S_y$  以下若しくは供用状態Dの許容応力の制限内であることを確認した。確認結果を表 2-1 に示す。

原子炉格納容器隔離弁については、一次応力が判定値を超えないため、残留ひずみは生じない。

その他の評価部位については、一次応力が供用状態Dの許容応力の制限内であり、また、残留ひずみは十分小さい。

したがって、耐震評価にて考慮する許容応力に対応する地震が生じた場合、地震による外力が加わったとしても今回の評価で考慮した許容応力の制限内であり、さらに限界温度、限界圧力負荷前と同様の挙動を示すことから、耐震性への影響はないと考える。

表 2-1 各部位の限界温度，限界圧力負荷時の状況

評価部位		評価点	分類	評価値*1	判定値	残留 ひずみ 有無
ドライウエル		円筒胴	VI-3-3-7-1-1「ドライウエルの強度計算書」に記載			
サプレッションチェンバ		エビ継部	VI-3-3-7-1-3「サプレッションチェンバの強度計算書」に記載			
ベント管		ドライウエルとの結合部	VI-3-3-7-1-5「ベント管の強度計算書」に記載			
機器搬入口		補強板との結合部	VI-3-3-7-1-7「機器搬入口の強度計算書」に記載			
逃がし安全弁搬出ハッチ		補強板との結合部	VI-3-3-7-1-9「逃がし安全弁搬出ハッチの強度計算書」に記載			
制御棒駆動機構搬出ハッチ		補強板との結合部	VI-3-3-7-1-11「制御棒駆動機構搬出ハッチの強度計算書」に記載			
サプレッションチェンバアクセスハッチ		本体と補強板との結合部	VI-3-3-7-1-13「サプレッションチェンバアクセスハッチの強度計算書」に記載			
所員用エアロック		隔壁部	VI-3-3-7-1-15「所員用エアロックの強度計算書」に記載			
配管貫通部	スリーブ	同左	VI-3-3-7-1-17「配管貫通部の強度計算書」に記載			
	平板類	同左	一次	$5.255 \times 10^3 \text{mm}^2$ *2	$9.470 \times 10^3 \text{mm}^2$ *3	なし
	セーフエンド	同左	一次	0.853MPa (2Pd)	3.653MPa	なし
	ベローズ	同左	VI-3-3-7-1-19「配管貫通部ベローズ及びベント管ベローズの強度計算書」に記載			
電気配線貫通部	アダプタ	同左	一次	0.853MPa (2Pd)	17.860MPa	なし
	ヘッダ	同左	一次	0.853MPa (2Pd)	18.368MPa	なし
原子炉格納容器隔離弁		弁箱	一次	0.853MPa (2Pd)	1.32MPa*4	なし

注記\*1：判定値を超える場合，残留ひずみ有となる。

\*2：ボルト締め平板の 200℃，2Pd におけるボルトの必要総有効断面積

\*3：ボルト締め平板のボルトの総有効断面積

\*4：設計・建設規格 別表 1-1 による 200℃での弁の許容圧力

## 原子炉格納容器貫通部の FP 沈着による影響について

炉心溶融時の原子炉格納容器の各貫通部において、よう素等の核分裂生成物（以下「FP」という。）が沈着して発熱することにより、温度上昇することが考えられる。このときの温度上昇を評価し、原子炉格納容器限界温度以下となることを確認する。

## 1. 原子炉格納容器貫通部の FP 沈着による温度評価

炉心溶融時の原子炉格納容器内の FP の沈着による温度上昇について、格納容器破損防止対策の有効性評価における評価事故シーケンスのうち雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）を想定した条件にて、原子炉格納容器のリークパスへ FP が飛散し、リークパス内が FP で満たされ、目詰まりしたと保守的に仮定し、FEM解析により温度分布を確認した。

評価結果としては、原子炉格納容器の貫通部リークパス箇所の最高温度は約 183℃となり、原子炉格納容器限界温度である 200℃を下回ることから原子炉格納容器限界温度に影響ないことを確認した。

注：原子炉格納容器内の FP の挙動としては、「シビアアクシデント時格納容器内多次元熱流動及び FP 挙動解析（原子力安全基盤機構（JNES）」において、FP が飛散してもその多くは重力沈降により原子炉格納容器内の床や壁表面にとどまり原子炉格納容器自由空間に飛散しないという知見が得られているが、リークパスへ FP が飛散し導かれたと仮定する。リークパスへの FP の捕集量についての知見はないことから保守的に FP が満たされた状態と仮定する。（FP が満たされた状態は、漏えい量はゼロとなるが温度評価のため保守的に仮定する。）

## ○ 原子炉格納容器貫通部の FP 沈着による温度評価

炉心溶融時の原子炉格納容器内の FP が貫通部のリークパスに付着した場合の温度上昇について、下記条件にて評価する。イメージ図を図 1-1 に示す。

- a. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）を想定する。
- b. 重大事故等時における原子炉格納容器内の FP の飛散については「シビアアクシデント時格納容器内多次元熱流動及び FP 挙動解析（JNES）」において、FP のほとんどが重力沈降により原子炉格納容器内の床や壁表面に付着し原子炉格納容器自由空間に飛散しないという知見が得られているが、FP が飛散し貫通部リークパスへ到達したと仮定する。
- c. 貫通部の仮定するリークパスは、原子炉格納容器の漏えい試験結果をもとに約 1mm<sup>2</sup>のリークパスと仮定する。
- d. FP が飛散した場合の貫通部リークパスにおける FP の捕集量については、知見がない

ことから保守的にリークパスに FP が満たされた状態を仮定する。(リークパスへ FP が満たされた状態では、漏えい率は 0%/day となるが温度評価のため保守的に仮定する。)

- e. 原子炉格納容器貫通部リークパスに沈着した FP の発熱量は、NUREG-1465 の炉心内の FP 量に対する原子炉格納容器内への放出割合を核種ごとの発熱量に乗じて算出する。
- f. FP の発熱量は、時間経過により低下するが、本評価では保守的に沈着後の時間経過による発熱量の低下は考慮しない。よう素については事象進展により化学組成が変動することが考えられるが寄与割合の大きなセシウムについて密度の高い CsI (よう化セシウム) の密度を想定し、FP 質量の保守性を考慮し算出する。
- g. 解析コードは「ABAQUS」を使用する。

本評価に用いる解析コードの検証及び妥当性確認等の概要については、VI-5「計算機プログラム(解析コード)の概要」に示す。

上記条件による評価結果として、原子炉格納容器内壁面温度が雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)時の最大値である約 181℃となるとき、FP による温度上昇は、約 2℃であり原子炉格納容器の貫通部表面温度は、約 183℃となり原子炉格納容器限界温度(200℃)を下回ることを確認した。

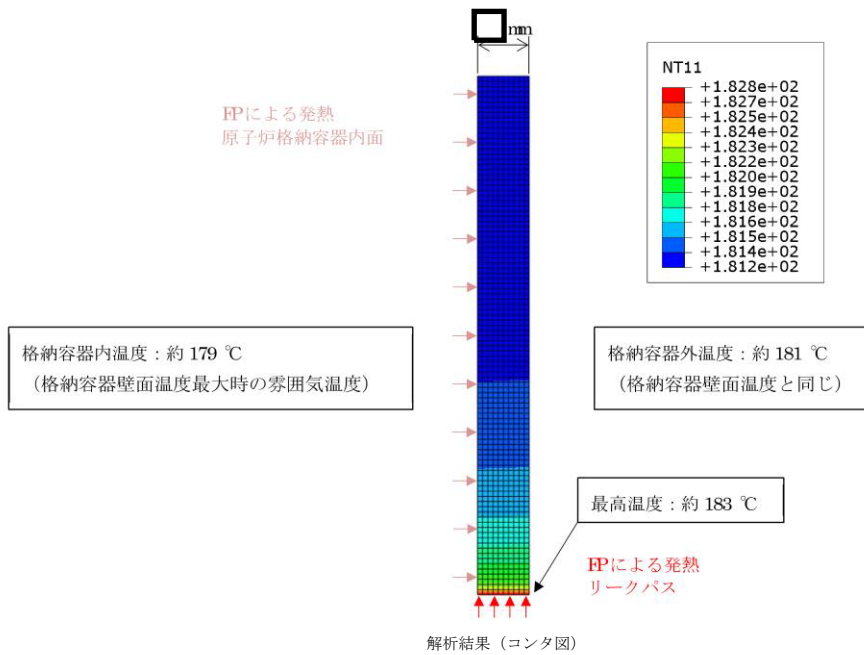
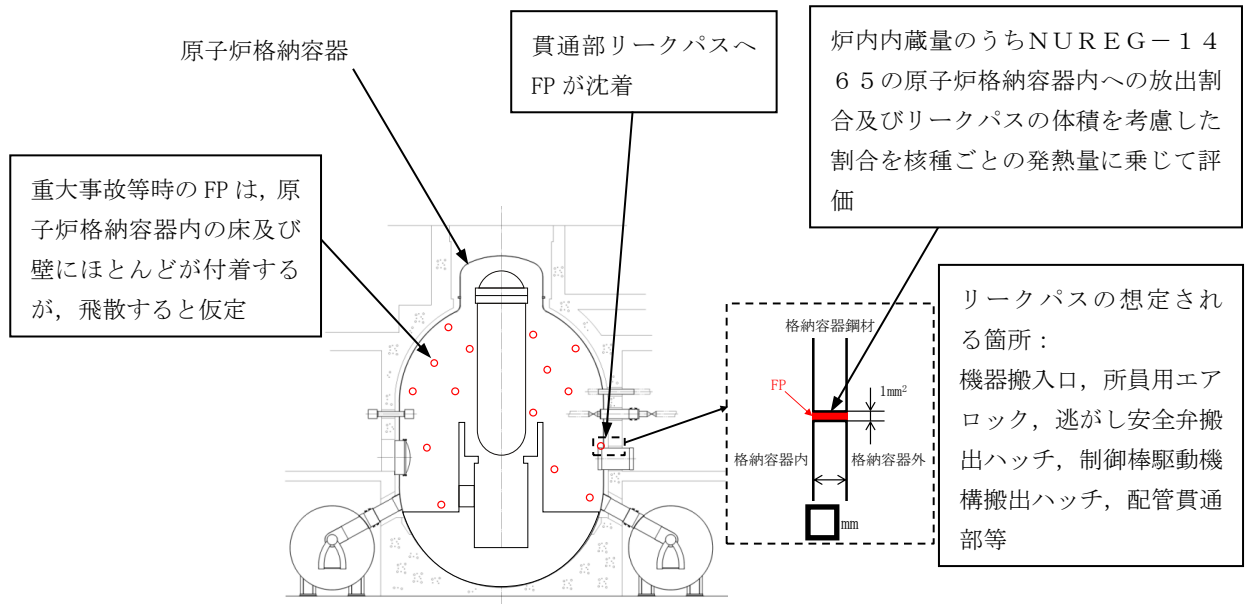


図 1-1 FP 沈着による温度上昇評価イメージ

## ○ FP 沈着による温度評価における保守性について

- ・ リークパスを 1 箇所と仮定。

原子炉格納容器のリークパスは、数箇所の可能性もあるが評価においては 1 箇所に集中して FP が捕集されたと仮定する。

- ・ リークパスに捕集される FP の量がリークパスに満たされた状態を仮定。

FP の捕集量については、原子炉格納容器信頼性実証事業 放射性物質捕集特性試験 (NUP E C) の結果より FP が配管に目詰まりする事象が確認されており、目詰まりはリークパス入口部で生じていることも確認されているが、捕集量に関しての知見は得られていないことからリークパスに FP が満たされた状態を仮定する。

- ・ リークパスに捕集される FP の質量を発熱量の寄与割合が高いものの内、密度の高い核種として算出。

発熱の寄与割合が高い核種は、CsI (よう化セシウム) であることから、FP の密度は、CsI の約  $4.5\text{g}/\text{cm}^3$  を用いて FP の質量を求める。

- ・ FP の発熱量は、発熱量が最大である事故直後の熱量、原子炉格納容器内温度は最大となる時点の温度にて評価。

FP の発熱量は、時間の経過とともに低下するが、評価においては NUREG-1465 の FP の核種の放出割合をもとに、FP の発熱量が最大となる事故直後 (プラント停止直後) の発熱量より求められた約  $4.87 \times 10^3\text{kW}$  とし、原子炉格納容器壁面温度は最高となる約 9.7 時間後の  $181^\circ\text{C}$  を使用し評価した。(9.7 時間後は、約  $2.04 \times 10^3\text{kW}$  (事故直後の約 0.4 倍))



## ○ FP 発熱における核種の寄与割合について

FP 発熱における核種の寄与割合を表 1-1 に整理する。

よう素の寄与割合が約 85.5%と高く，その他核種の発熱の寄与割合は約 14.5%であり熱量への寄与割合は低い。

表 1-1 核種グループごとの熱量の寄与割合

核種グループ	熱量寄与割合
よう素	約 85.5%
セシウム類	約 2.3%
アンチモン	約 1.5%
テルル	約 2.5%
ストロンチウム	約 4.2%
バリウム	約 2.5%
ルテニウム類	約 0.1%
セリウム類	約 0.4%
ランタン類	約 0.9%
合計	100%

- 原子炉格納容器の漏えい試験結果をもとに算出した約 1mm<sup>2</sup>のリークパスの算出方法について

今回の評価における原子炉格納容器のリークパスは、「原子炉格納容器信頼性実証事業 放射性物質捕集特性試験 (NUPEC)」及び「流体力学 実教出版株式会社 第 21 版」を参考とした下記評価方法により算出した。

$$A_e = \frac{m \cdot \sqrt{R \cdot T_o}}{P_o \cdot \sqrt{\frac{2 \cdot \gamma}{\gamma - 1} \left\{ \left( \frac{P_b}{P_o} \right)^{\frac{2}{\gamma}} - \left( \frac{P_b}{P_o} \right)^{\frac{(\gamma+1)}{\gamma}} \right\}}}$$

ここで、 $m$  : 質量流量       $A_e$  : 漏えい等価面積  
 $P_o$  : 1 次側圧力       $P_b$  : 2 次側圧力  
 $\gamma$  : 比熱比       $T_o$  : 1 次側温度  
 $R$  : ガス定数

上記式中の 1 次側及び 2 次側のパラメータは、それぞれ原子炉格納容器内外の値を使用する。

原子炉格納容器内のパラメータは、原子炉格納容器漏えい試験の圧力、温度、原子炉格納容器外の圧力は大気圧として評価する。

質量流量 ( $m$ ) は原子炉格納容器内の密度×体積×漏えい率より算出する。

○ 原子炉格納容器のリークパスに満たされた核種の割合について

今回の評価における原子炉格納容器のリークパスに満たされた核種は、表 1-1 に示す NUREG-1465 の炉心内の FP 量に対する原子炉格納容器内への放出割合を使用しリークパスにおける発熱量を評価する。

表 1-1 NUREG-1465 の原子炉格納容器内放出割合

**Table 3.12 BWR Releases Into Containment\***

	Gap Release***	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel
Duration (Hours)	0.5	1.5	3.0	10.0
Noble Gases**	0.05	0.95	0	0
Halogens	0.05	0.25	0.30	0.01
Alkali Metals	0.05	0.20	0.35	0.01
Tellurium group	0	0.05	0.25	0.005
Barium, Strontium	0	0.02	0.1	0
Noble Metals	0	0.0025	0.0025	0
Cerium group	0	0.0005	0.005	0
Lanthanides	0	0.0002	0.005	0

\* Values shown are fractions of core inventory.  
 \*\* See Table 3.8 for a listing of the elements in each group  
 \*\*\* Gap release is 3 percent if long-term fuel cooling is maintained.

出典: NUREG-1465 「Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants」

リークパスの体積は、リークパス面積  $1\text{mm}^2$  と鋼板厚さ  $\square\text{mm}$  より  $\square\text{cm}^3$  であるため、原子炉格納容器内に放出された FP のうち支配的な CsI (よう化セシウム) の密度を想定し、リークパスに詰まる FP の量は約  $\square\text{g}$  となる。

また、この量は原子炉格納容器内に放出された FP のうち約  $7.63 \times 10^{-5}\%$  が詰まっている想定となる。この割合と NUREG-1465 の放出割合を基にリークパスでの発熱量を算出する。

## VI-1-8-1-別添2 コリウムシールドの設計

## 目 次

1. コリウムシールドの概要及び設置目的	1
2. コリウムシールド材料の選定	4
3. コリウムシールド構造	6
3.1 コリウムシールド設計条件	6
3.2 コリウムシールド基本構造	7
3.3 コリウムシールド各部寸法	8
3.4 スリット部の構造について	10
4. コリウムシールドの施工について	11
4.1 コリウムシールドの施工手順	11
4.2 製造公差について	12

## 1. コリウムシールドの概要及び設置目的

島根原子力発電所第2号機における、熔融炉心・コンクリート相互作用（以下「MCCI」という。）の影響抑制を目的に設置するコリウムシールドの概要を以下に示す。

原子炉格納容器内には、原子炉格納容器内で発生した廃液を集水し、ポンプによって原子炉格納容器外へ移送するためにドライウェル機器ドレンサンプ及びドライウェル床ドレンサンプ（以下「ドライウェルサンプ」という。）が図1-1、図1-2のとおり配置されており、原子炉格納容器下部床とドライウェルサンプはドレン配管にて接続されている。

炉心損傷後に原子炉圧力容器底部が破損し、原子炉格納容器下部への熔融炉心の落下に至り、落下してきた熔融炉心がドライウェルサンプ内に流入する場合、ドライウェルサンプ壁面と圧力容器ペデスタル（外側鋼板）までの距離及びドライウェルサンプ底面から原子炉格納容器バウンダリである鋼製ライナまでの距離が短いことから、サンプ壁面及びサンプ底面コンクリートの侵食により熔融炉心が外側鋼板及び鋼製ライナに接触し、原子炉圧力容器の支持機能及び原子炉格納容器のバウンダリ機能が損なわれるおそれがある。ドライウェルサンプへの熔融炉心の流入を抑制し、かつペデスタル代替注水系他と合わせて、サンプ壁面及びサンプ底面のコンクリートの侵食を抑制し、熔融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために、原子炉格納容器下部にコリウムシールドを設置する。

図1-3に、コリウムシールドの外観を示す。また、表1-1に、コリウムシールドの仕様を示す。

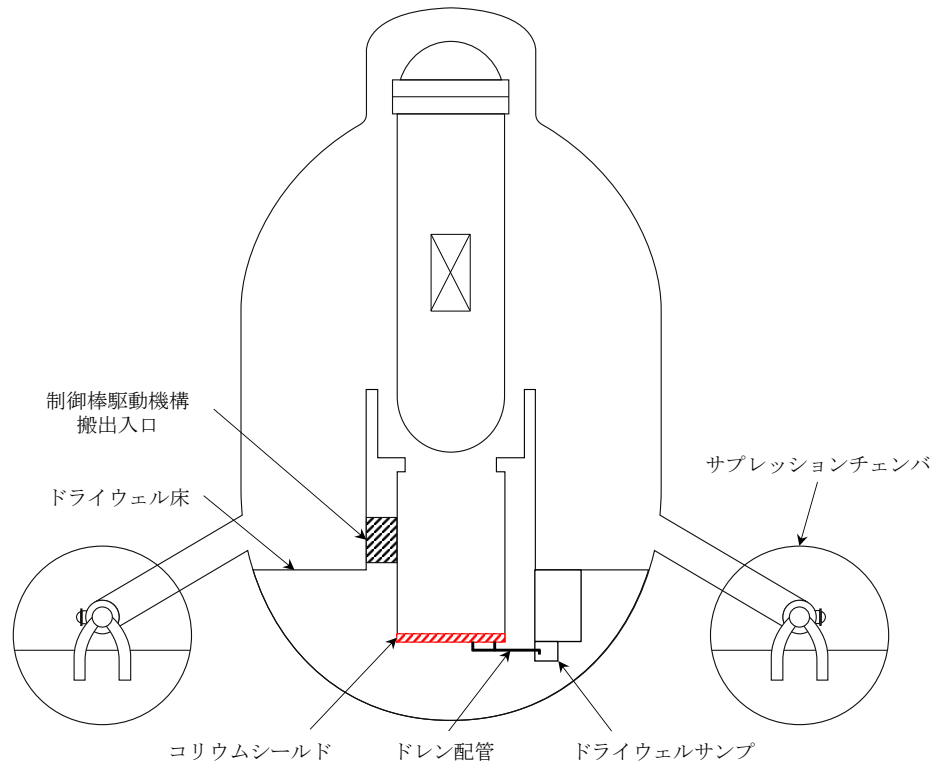


図 1-1 原子炉格納容器の概要図

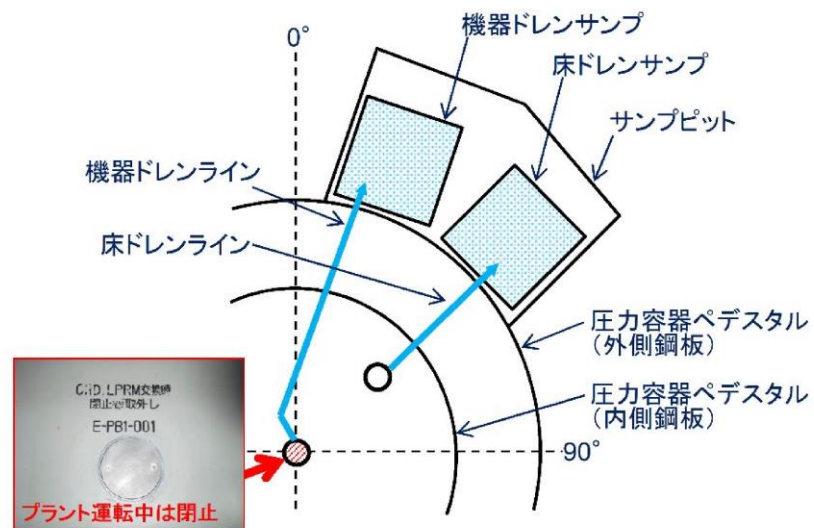


図 1-2 ドライウエルサンプルの配置

表 1-1 コリウムシールド仕様

項目		仕様
耐熱材材質	シールド材	ジルコニア ( $ZrO_2$ )
	目地材	
厚さ		0.13m 以上



図 1-3 コリウムシールド外観



## 2. コリウムシールド材料の選定

コリウムシールドの材料としては、模擬溶融炉心を用いた種々の試験結果を基に、高融点でかつ化学的安定性に優れており、溶融炉心に対して高い耐性を有していることが確認された  $ZrO_2$  を選定した。表 2-1 に、試験の概要を示す。

表 2-1 コリウムシールド材料の選定に係る試験の概要\*

試験の種類	概要
溶融 $Zr$ による耐熱材侵食試験	<p>試験目的：耐熱材の各候補材の耐侵食性を確認。</p> <p>模擬溶融炉心として、侵食量が大きくなる <math>100mol\% Zr</math> をるつぼ内で <math>2000^{\circ}C \sim 2200^{\circ}C</math> の所定温度に昇温・溶融し、<input type="text"/>, <input type="text"/>, <math>ZrO_2</math> の耐熱材試験片を上部から挿入し 5 分間保持した後、取り出して残存状態を確認。</p> <p>侵食量は <input type="text"/> &gt; <input type="text"/> &gt; <math>ZrO_2</math> となり、<math>ZrO_2</math>, <input type="text"/>, <input type="text"/> の順に耐侵食性に優れていることを確認 (図 2-1)。</p>
模擬溶融炉心による耐熱材侵食試験	<p>試験目的：<math>ZrO_2</math> 耐熱材の侵食開始温度として設定している <math>2100^{\circ}C</math> までの溶融炉心温度範囲における耐熱材の耐侵食性を確認。</p> <p>るつぼ内に円柱状に加工した <math>ZrO_2</math> 耐熱材と模擬溶融炉心粒子 (<math>UO_2 - ZrO_2 - Zr : 30mol\% - 30mol\% - 40mol\%</math>) を装荷し、模擬溶融炉心を <math>2000^{\circ}C \sim 2100^{\circ}C</math> に昇温・溶融し 10 分間保持した後、るつぼを切断し断面を確認。</p> <p><math>ZrO_2</math> 耐熱材の厚さは試験前から変化せず、模擬溶融炉心による <math>ZrO_2</math> 耐熱材の有意な侵食がないことを確認 (図 2-2)。</p>
耐熱材への模擬溶融炉心落下試験	<p>試験目的：耐熱材に溶融炉心が接触した際の短期的な相互作用を確認。</p> <p><math>ZrO_2</math> 耐熱材を内張りしたコンクリートトラップに、<math>2450^{\circ}C</math> 以上に加熱した模擬溶融炉心 (<math>UO_2 - ZrO_2 - Zr : 30mol\% - 30mol\% - 40mol\%</math>) を落下させ、耐熱材の侵食状況等を確認。</p> <p>模擬溶融炉心接触部から最大約 1cm の範囲で <math>ZrO_2</math> 耐熱材が黒色化し、その周辺部が白色化していることが確認されたものの、顕著な耐熱材の侵食及び急激な入熱 (熱衝撃) による耐熱材の割れが生じていないことを確認 (図 2-3)。</p> <p>黒色化した部分について X 線回折分析を行った結果、耐熱材表面の組成に有意な変化がないことを確認。</p>

注記\*：本試験は、中部電力 (株)、東北電力 (株)、東京電力ホールディングス (株)、北陸電力 (株)、中国電力 (株)、日本原子力発電 (株)、電源開発 (株)、(一財) エネルギー総合工学研究所、東芝エネルギーシステムズ (株)、日立 GE ニュークリア・エナジー (株) が実施した共同研究の成果の一部である。

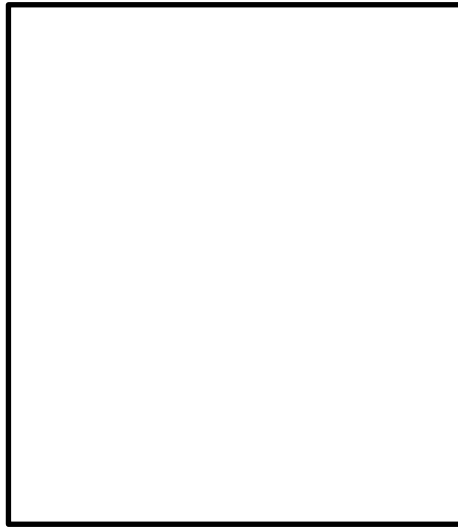


図 2-1 溶融 Zr による耐熱材侵食試験後の断面写真

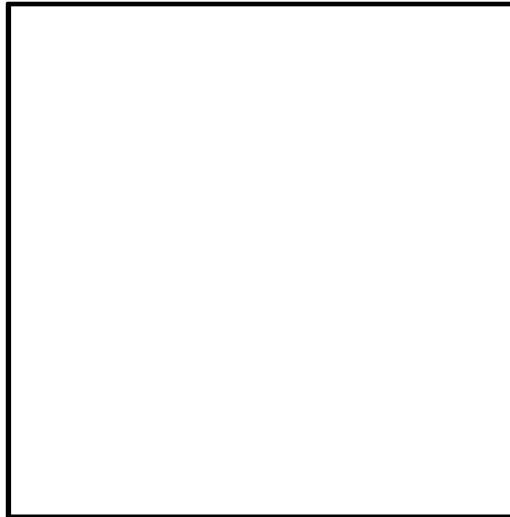


図 2-2 模擬溶融炉心による耐熱材侵食試験後の断面写真



図 2-3 耐熱材への模擬溶融炉心落下試験後の断面写真

### 3. コリウムシールド構造

コリウムシールドは、MCC I の影響抑制を目的として設置し、溶融炉心のドライウェルサンプルへの流入を防ぐため、原子炉格納容器下部床面全体を覆う構造とする。また、コリウムシールドについては、ドライウェルサンプルの漏えい検出機能を維持するため、スリットを設けることからスリット部が溶融炉心のドライウェルサンプルへの流入経路とならないよう考慮する。以下に、これらコリウムシールドの設計の考え方を示す。

#### 3.1 コリウムシールド設計条件

##### (1) 想定する事故シナリオ

コリウムシールドを設計するための前提条件となる事故シナリオは以下のとおりである。

- ・高圧・低圧注水機能喪失及び重大事故等対処設備による原子炉注水失敗を想定（令和 3 年 9 月 15 日付け「原規規発第 2109152 号」をもって許可を受けた「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。）添付書類十 3.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」における MCC I シナリオと同様）

「設置変更許可申請書 添付書類十 3.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」での MAA P 解析結果及びシュラウド下部の構造から、溶融した炉心は直下の炉心支持板を損傷し、下部プレナムに落下、それに伴い原子炉圧力容器下部鏡板の中央部（炉底部）における熱的な損傷が大きくなり、原子炉圧力容器が破損、溶融炉心が原子炉圧力容器外に流出（落下）すると想定される。原子炉圧力容器から落下した溶融炉心はそのほとんどが垂直に落下し原子炉格納容器下部に到達。その後、原子炉格納容器下部床面を水平方向に拡散し、ファンネルへ流入すると想定される。溶融炉心の総量は約  t と想定される。

表 3-1 溶融炉心組成内訳

--

## (2) コリウムシールド設計要求事項

- ・崩壊熱レベル : 事故後約 5.4 時間後に原子炉压力容器が破損することを考慮し、事故後 5 時間相当とする。(ジルコニウム-水反応熱も考慮)
- ・床面積 : コリウムシールド設置後の原子炉格納容器下部の熔融炉心拡がり面積を可能な限り減少させないように、原子炉格納容器下部全体を覆う構造とし、m<sup>2</sup>とする。
- ・熔融炉心質量 : 原子炉压力容器内の主要設備(表 3-1 に記載)の熔融を考慮し、約tとする。
- ・熔融炉心初期温度 : 「設置変更許可申請書 添付書類十 3.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」でのMAAP解析における、原子炉压力容器が破損し、熔融炉心が原子炉格納容器下部に落下した直後の温度、°Cとする。
- ・熔融炉心除熱量 : 「設置変更許可申請書 添付書類十 3.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」にて用いている値(800kW/m<sup>2</sup>)よりも保守的なkW/m<sup>2</sup>とする。
- ・初期水張条件 : 原子炉压力容器破損前から原子炉格納容器下部に注水を行うことを考慮し、MCCIの観点から保守性を持たせた高さ1mとする。

## 3.2 コリウムシールド基本構造

コリウムシールドの外形及び基本構造を図 3-1 及び図 3-2 に示す。コリウムシールドは熔融炉心のドライウェルサンプへの流入を抑制するため、原子炉格納容器下部床面全体を覆う構造とする。なお、コリウムシールドの下部には、スリットを設置する。



図 3-1 コリウムシールド外形



図 3-2 コリウムシールド基本構造

### 3.3 コリウムシールド各部寸法

#### (1) 耐熱材厚さについて

図 3-2 に示すとおり耐熱材は溶融炉心との接触に伴う熱衝撃対策として二層構造（サンプル防護材：厚さ  $\square$  m + 犠牲材：厚さ  $\square$  m）とし、 $ZrO_2$  製の耐熱モルタルにて互いを接着する。サンプル防護材の厚さについては、図 3-3 に示す耐熱材厚さ方向の熱伝導評価により、溶融炉心と接触する部分の温度時間変化を求め、最高温度が耐熱材材質である  $ZrO_2$  の融点を超えない厚さとする。

$ZrO_2$  融点については、 $ZrO_2$  単体では  $2677^\circ\text{C}$  であるが、共晶反応及び酸化還元反応・合金化反応により融点が下がることを考慮し、 $2100^\circ\text{C}$  とした。

一般に  $UO_2-ZrO_2$  の共晶温度は約  $2500^\circ\text{C}$  であることが知られており、 $UO_2-ZrO_2$  の共晶温度を考慮しても十分に低い融点を設定している。また、耐熱材の熱伝導評価においては保守的に、図 3-4 に示すとおり溶融炉心と接触する耐熱材表面の温度として、溶融炉心初期温度を上回る  $\square^\circ\text{C}$  を初期条件として与えている。加えて、溶融炉心の水への除熱量を、「設置変更許可申請書 添付書類十 3.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」にて用いている値 ( $800\text{kW}/\text{m}^2$ ) よりも小さい  $\square\text{kW}/\text{m}^2$  とすることで、溶融炉心が高温である時間が長くなり、より侵食量が増える評価条件としている。解析コード「MAAP」を使用し、溶融炉心の温度変化を求める。本評価に用いる解析コードの検証及び妥当性確認等の概要については、VI-5「計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。

なお、図 3-5 に示す評価結果から耐熱材の侵食量は  $\square$  m 以下であるが、コリウムシールド設計においては耐熱材の厚さに十分な余裕を見込み、サンプル防護材の厚さは  $\square$  m とする。

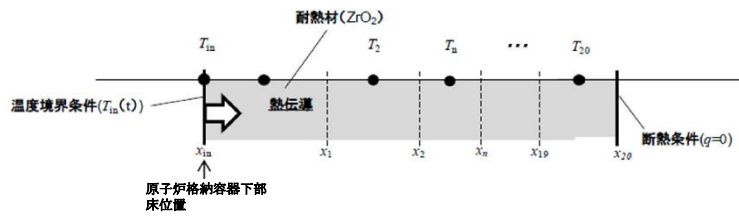


図 3-3 耐熱材の熱伝導解析モデル

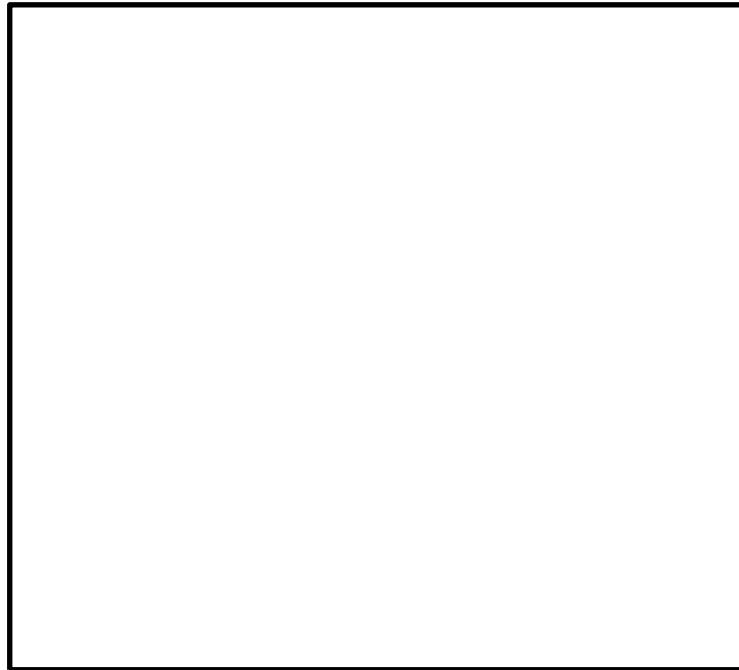


図 3-4 溶融炉心温度変化（温度境界条件  $T_{in}(t)$ ）  
 実線：コリウムシールド設計用MAAP解析結果  
 破線：解析結果を包絡する評価用温度を表す



図 3-5 溶融炉心と接触するノードの温度変化

犠牲材については、あくまでも熱衝撃を吸収するためのもの（熱衝撃による割れを許容するもの）であることから、耐熱材製造上の最小厚さ  m とする。

### 3.4 スリット部の構造について

原子炉格納容器下部床面に設置するコリウムシールドについては、ドライウェルサンプの漏えい検出機能を維持するため、コリウムシールド上部（床面）から床ドレンファンネルの間にスリットを設置する（図3-1参照）。スリット寸法については、スリット内の溶融炉心が構造物への伝熱によりドレン配管に流入する前に凝固し、水路を閉塞することを確認する。

#### (1) スリット内の溶融炉心凝固評価について

溶融炉心のスリット内凝固評価は実溶融炉心を用いた試験による確認が困難であることから、複数の評価モデルで凝固評価を実施し、各々の結果を包絡するようにスリット長さを決定する。なお、凝固評価においては、事前注水成功によりスリット内に水が存在すると考えられるものの、水は存在しないものとして評価を行った。

凝固評価に用いたモデルを表3-3に、各モデルでの凝固評価結果を表3-4に示す。モデルの違いにより溶融炉心の凝固評価結果に多少の差異があるものの、高さ  $\square$ mm のスリットであれば溶融炉心の流動距離は最大でも約  $\square$ m あれば溶融炉心はスリット内で凝固することから、溶融炉心の凝固距離に余裕を見込んで、スリット長さを  $\square$ m 以上とする。

表 3-3 溶融炉心凝固評価モデル比較

評価モデル	概要	適用実績
	平行平板間の溶融炉心が凝固し流路が平衡することを想定したモデル	<ul style="list-style-type: none"> <li>・米国NRCに認可されたモデル</li> <li>・US-ABWRは本モデルに基づき標準設計認証を取得</li> </ul>
	円管内での溶融炉心の流動距離を評価するモデル	<ul style="list-style-type: none"> <li>・MAAPのRPV下部プレナムにおける核計装配管等の貫通部配管での溶融炉心凝固評価に用いられている。</li> <li>・EPRIによって行われた模擬溶融炉心の凝固試験結果と、本モデルの評価結果とが、おおよそ一致していることが確認されている。</li> </ul>
	流路周長全体を伝熱面とし、壁面への伝熱を評価するモデル	<ul style="list-style-type: none"> <li>・溶融炉心に対する凝固評価には使用実績なし</li> <li>・鋳造分野で使用されている。</li> </ul>

表 3-4 スリット内溶融炉心凝固評価結果

評価モデル	流動距離（凝固するまでの距離）

4. コリウムシールドの施工について

4.1 コリウムシールドの施工手順

図 4-1 に施工手順の概念図を示す。

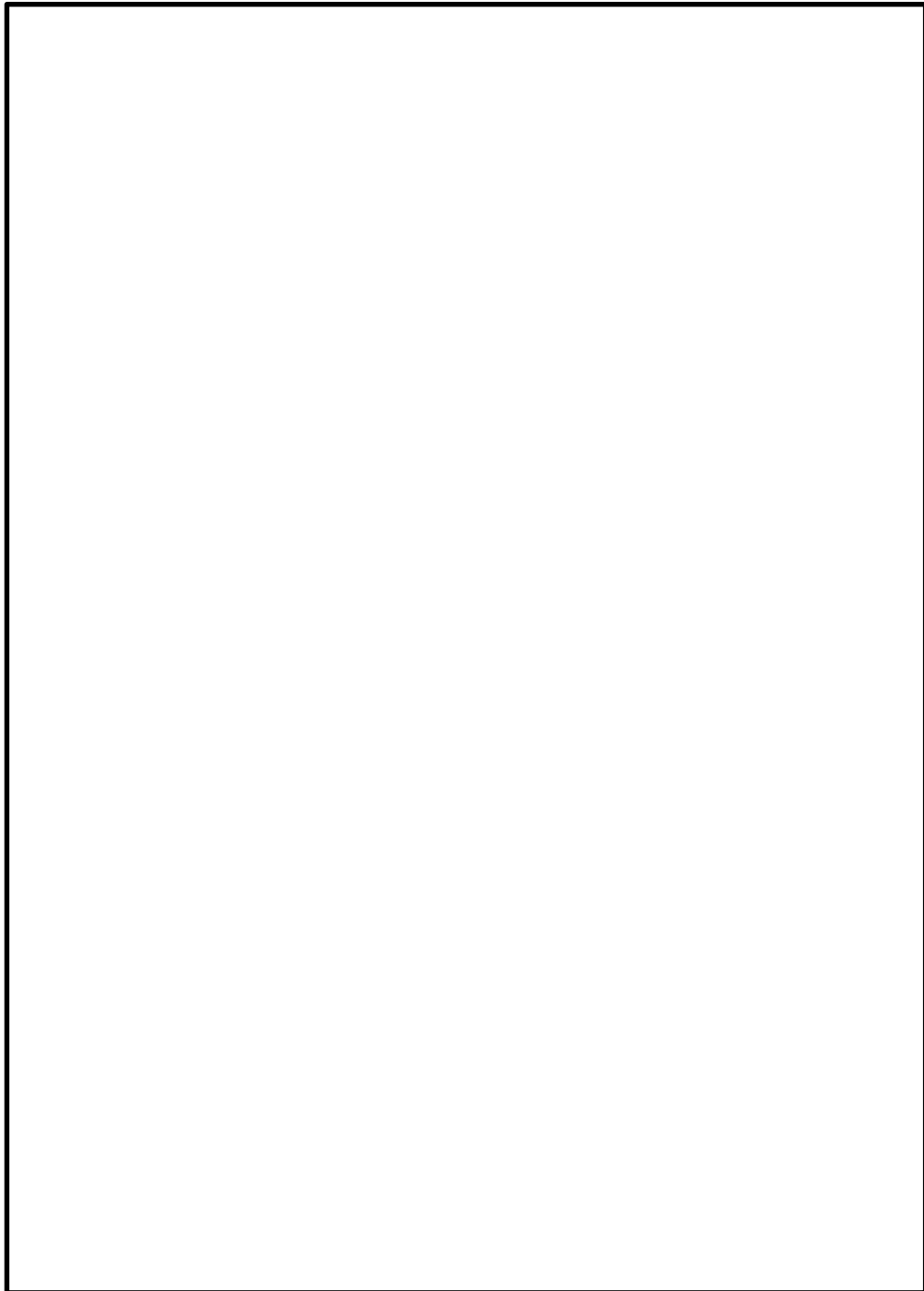


図 4-1 コリウムシールドの施工手順概念図



## 4.2 製造公差について

コリウムシールドの製造公差を表 4-1 に示す。また、製造公差による各種評価への影響を表 4-2 に示す。各部位の製造公差を考慮した場合でも、各種評価結果への有意な影響はない。

表 4-1 コリウムシールド各部位の製造公差

項目	主要寸法(mm)*		許容公差	根拠	備考
コリウムシールド	基本厚さ			製造能力, 製造実績を考慮したメーカー許容値	カバープレート厚さ <input type="text"/> mm を含む
スリット	鋼材厚さ			製造能力, 製造実績を考慮したメーカー許容値	
	幅			製造能力, 製造実績を考慮したメーカー許容値	
	高さ			製造能力, 製造実績を考慮したメーカー許容値	

注記\* : 公称値を記載

表 4-2 製造公差と各種評価への影響 (1/3)

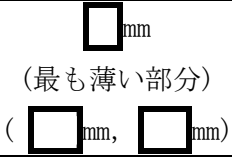
項目	コリウムシールド基本厚さ
公称値 (製造公差)	<input type="text"/> mm ( <input type="text"/> mm 以上)
溶融炉心堆積高さ・冠水維持評価	コリウムシールドが厚くなると、溶融炉心の堆積高さが増加するが、水面高さも同様に増加するため、有意な影響はない。
溶融炉心による侵食量評価	コリウムシールドが厚くなると、溶融炉心による侵食量に対する裕度が増加するため、影響なし。
溶融炉心による熱影響評価	コリウムシールドが厚くなると、溶融炉心からコンクリートへの熱伝達が緩和され裕度が増加するため、影響なし。
溶融炉心の凝固停止評価	コリウムシールド等の原子炉格納容器下部の構造物は考慮せず、原子炉格納容器下部に堆積した溶融炉心が直接スリットに流入するモデルとしているため、影響なし。

表 4-2 製造公差と各種評価への影響 (2/3)

項目	スリット高さ	スリット幅
公称値 (製造公差)		
溶融炉心堆積高さ・冠水維持評価	影響なし。	
溶融炉心による侵食量評価	影響なし。	
溶融炉心による熱影響評価	スリットの高さや幅が大きくなると、スリット内の溶融炉心の量（発熱量）が増加するが、評価モデルは 2 次元軸対象であり床スラブ内の水平面全面にスリットが存在するモデルとなっているため、この保守性に包絡される。スリットの高さや幅が小さくなると、スリット内の溶融炉心の量が減少するため、裕度が増加する。	
溶融炉心の凝固停止評価	スリット厚さが <input type="text"/> mm, スリット幅が <input type="text"/> mm 大きくなった場合、スリット内の単位長さ当たりの溶融炉心の量は約 1.2 倍となる。これにより、溶融炉心が冷却され凝固停止するまでの距離が 1.4 倍となったとしても*, その距離は約 1.8m であり、スリット長さの範囲内に留まる。	

注記\*：スリット厚さ及び幅が増加すると溶融炉心からスリットへの除熱面積も増加するため、実際には凝固停止距離は 1.4 倍より小さくなる。

表 4-2 製造公差と各種評価への影響 (3/3)

項目	スリット鋼材厚さ
公称値 (製造公差)	
溶融炉心堆積高さ・冠水維持評価	影響なし。
溶融炉心による侵食量評価	影響なし。
溶融炉心による熱影響評価	単位体積当たりの熱容量はコンクリートよりもスリット鋼材 (SUS) の方が大きいため、スリット鋼材が厚くなると熱影響 (温度上昇) は小さくなり、裕度が増加する。 スリットが薄くなる場合、熱影響は大きくなるが、有意な影響はない。
溶融炉心の凝固停止評価	影響なし。

### VI-1-8-1-別添3 格納容器フィルタベント系の設計

## 目 次

1. 概要	1
1.1 設置目的	1
1.2 基本性能	1
1.3 系統概要	1
2. 系統設計	4
2.1 設計方針	4
2.2 設計条件	8
2.3 格納容器フィルタベント系	9
2.3.1 系統構成	9
2.3.2 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	14
2.3.3 配置	25
2.4 付帯設備	37
2.4.1 計装設備	37
2.4.2 電源設備	44
2.4.3 補給設備（自主対策設備）	47
2.4.4 可搬式窒素供給装置	49
2.4.5 排水設備（自主対策設備）	52
2.4.6 排気管排水設備（自主対策設備）	54
3. フィルタ性能	55
3.1 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による放射性物質の除去原理	55
3.1.1 エアロゾルの除去原理	55
3.1.2 ガス状放射性よう素の除去原理	60
3.2 運転範囲	63
3.3 性能検証試験結果	64
3.3.1 性能検証試験の概要	64
3.3.2 エアロゾルの除去性能試験結果	69
3.3.3 ガス状放射性よう素の除去性能試験結果	75
3.3.4 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の継続使用による性能への影響	79
4. 設備の維持管理	83

- 別紙1 可燃性ガスの爆発防止対策について
- 別紙2 格納容器フィルタベント系の系統設計条件の考え方について
- 別紙3 流量制限オリフィスの設定方法について
- 別紙4 スクラビング水の水位の設定根拠及び健全性について
- 別紙5 格納容器フィルタベント系隔離弁の人力操作について
- 別紙6 ベント実施に伴う現場操作の被ばく評価について

## 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、原子炉格納容器の過圧による破損及び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、格納容器フィルタベント系を設置する。

本系統は第1ベントフィルタスクラバ容器（スクラビング水、金属フィルタ）及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器（銀ゼオライトフィルタ）を通して放射性物質を低減した上で、原子炉格納容器内の雰囲気ガスを放出することで、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるとともに、原子炉格納容器内に滞留する水素ガスを大気へ放出する機能を有する。

また、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、大気を最終ヒートシンクとして熱を輸送する機能を有する。

### 1.2 基本性能

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、原子炉格納容器内に発生するガスを、第1ベントフィルタスクラバ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、「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」の解釈の「放射性物質の総放出量は、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であること。」を確認するために、「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」で定められているCs-137の放出量が100TBqを下回ることが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、粒子状放射性物質に対して除去効率99.9%以上、ガス状放射性よう素のうち無機よう素に対して除去効率99%以上の性能を有する装置を採用する。

また、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器としては、ガス状放射性よう素のうち有機よう素に対し除去効率98%以上の性能を有する装置を採用する。

### 1.3 系統概要

図1-1に系統概要を示す。

本系統は、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、隔離弁等とこれらを接続する配管で構成する。本系統は、中央制御室からの操作で、隔離弁のうち第1弁及び第2弁を「全開」とすることにより、原子炉

格納容器内の雰囲気ガスを、ドライウェル又はサプレッションチェンバより抜き出し、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にて放射性物質を低減させた後に、排気管を通して原子炉建物屋上位置（EL約 65500mm）で放出する。

本系統は、排気ラインに圧力開放板を設け、水素爆発防止のため、系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換した状態で待機する際の大気との隔壁とする。この圧力開放板の破裂圧力は、原子炉格納容器からの排気の妨げにならないように、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い破裂圧力に設定する。

本系統は、中央制御室からの操作を可能とするため、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源からの給電を可能とするが、電源の確保ができない場合であっても、放射線量率の低い原子炉建物付属棟（二次格納施設外）より遠隔で操作することができる。

なお、原子炉格納容器からの排気時に、高線量率となる第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等からの被ばくを低減するために、必要な遮蔽等を行う。

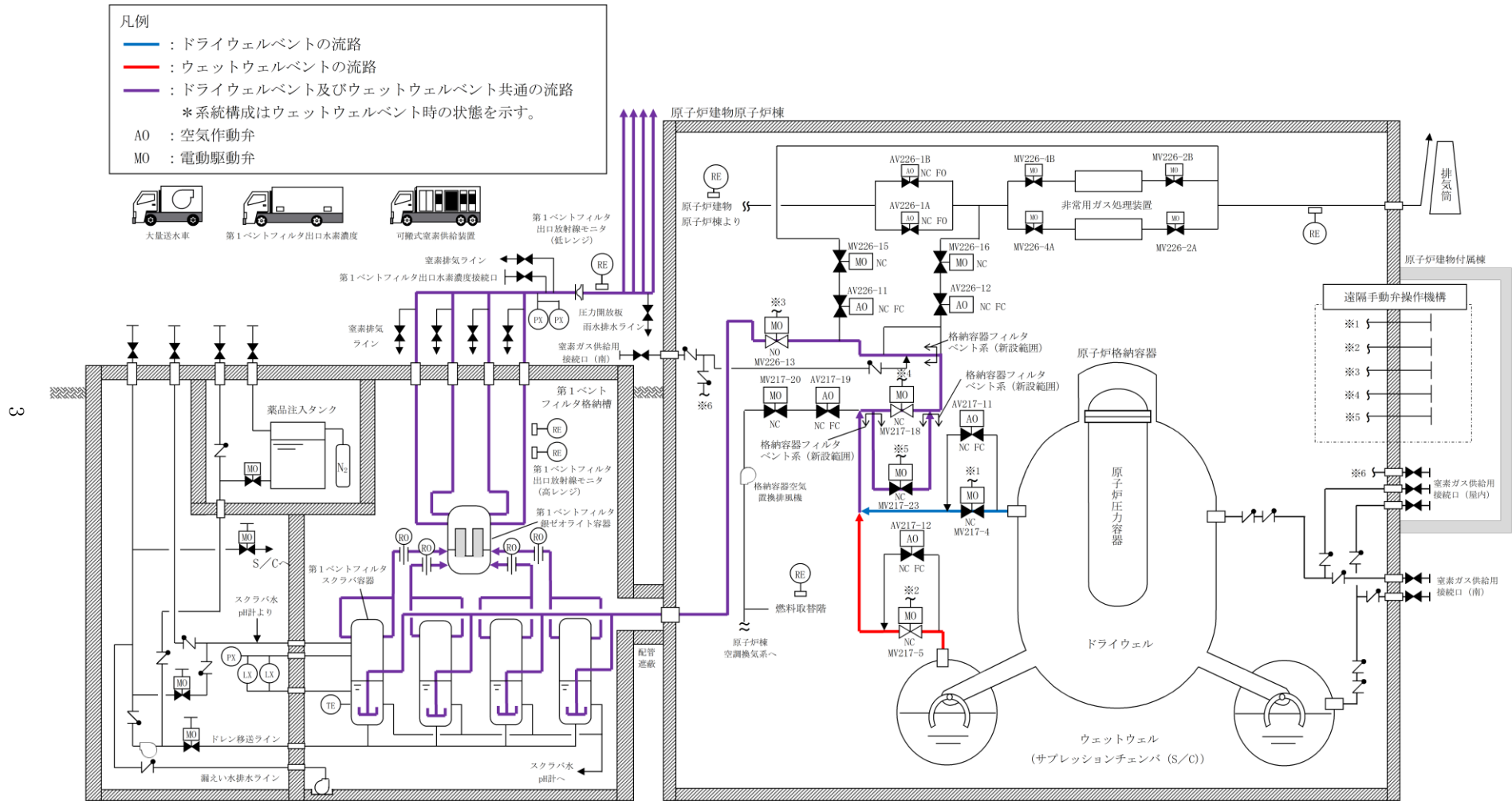


図1-1 格納容器フィルタベント系 系統概要図



## 2. 系統設計

### 2.1 設計方針

格納容器フィルタベント系は、想定される重大事故等が発生した場合において、原子炉格納容器の過圧による破損及び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とともに、大気を最終ヒートシンクとして熱を輸送できるよう、以下の事項を考慮した設計とする。

#### (1) 格納容器フィルタベント系の設置

- a. 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために必要な重大事故等対処設備のうち、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすための設備として、格納容器フィルタベント系を設ける設計とする。

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（スクラビング水、金属フィルタ）、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器（銀ゼオライトフィルタ）、圧力開放板、遠隔手動弁操作機構、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、原子炉格納容器内雰囲気ガスを窒素ガス制御系等を経由して、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へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建物屋上に設ける放出口から排出（系統設計流量9.8kg/s（格納容器圧力427kPa [gage] において））することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

また、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止するために、原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気に排出できる設計とする。

また、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送できる設計とする。

なお、炉心の著しい損傷等を防止するため、格納容器フィルタベント系を使用した場合に放出される放射性物質の放出量に対して、設置（変更）許可において敷地境界での線量評価を行い、実効線量が5mSv以下であることを確認しており、格納容器フィルタベント系はこの評価条件を満足する設計とする。

第1ベントフィルタスクラバ容器は、4個を並列に設置し、スクラバ容器1個当たりのベントガス流量が同等となる設計とし、ベントガス流量のばらつきによる影響を防止するため以下について考慮した設計とする。

- ・各スクラバ容器の設計条件（ベンチュリノズル个数，金属フィルタ个数等）を同等とする。
  - ・各スクラバ容器の気相部及び液相部をそれぞれ連結管で接続する。
  - ・すべてのスクラバ容器を近接配置する。
  - ・第1ベントフィルタスクラバ容器入口配管の分岐部をスクラバ容器近傍に設置する。
- b. 第1ベントフィルタスクラバ容器は，排気中に含まれる粒子状放射性物質及びガス状の無機よう素を除去し，第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は，排気中に含まれるガス状の有機よう素を除去できる設計とする。また，無機よう素をスクラビング水中に捕集・保持するためにアルカリ性の状態（系統待機時においてpH13以上）に維持する設計とする。放射性物質除去能力の設計条件を表2-1に示す。

表2-1 放射性物質除去能力の設計条件

	粒子状放射性物質	無機よう素	有機よう素
DF	1000以上	100以上	50以上

- c. 格納容器フィルタベント系は，サプレッションチェンバ及びドライウェルと接続し，いずれからも排気できる設計とする。サプレッションチェンバ側からの排気では，サプレッションチェンバの水面からの高さを確保し，ドライウェル側からの排気では，ドライウェル床面からの高さを確保するとともに燃料棒有効長頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで，長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。
- d. 格納容器フィルタベント系は，排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため，可搬式窒素供給装置により，系統内を不活性ガス（窒素ガス）に置換した状態で待機させ，使用後においても不活性ガスで置換できる設計とするとともに，系統内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ことで，系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。
- e. 格納容器フィルタベント系は，他の発電用原子炉施設とは共用しない設計とする。また，格納容器フィルタベント系と他の系統・機器を隔離する弁は直列で2個設置し，格納容器フィルタベント系と他の系統・機器を確実に隔離することで，悪影響を及ぼさない設計とする。
- f. 格納容器フィルタベント系の使用後に再度，格納容器代替スプレイ系等により原子炉格納容器内にスプレイする場合は，原子炉格納容器が負圧とな

らないよう、原子炉格納容器が規定の圧力に達した場合には、スプレイを停止する運用を保安規定に定めて管理する。

- g. 格納容器フィルタベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁は、遠隔手動弁操作機構（個数5）によって人力により容易かつ確実に操作が可能な設計とする。
- h. 排出経路に設置される隔離弁の電動弁については、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により、中央制御室から操作が可能な設計とする。
- i. 系統内に設ける圧力開放板は、格納容器フィルタベント系の使用の妨げにならないよう、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力で破裂する設計とする。
- j. 格納容器フィルタベント系の第1ベントフィルタスクラバ容器等は、第1ベントフィルタ格納槽内に設置し、格納容器フィルタベント系使用後に高線量となる第1ベントフィルタスクラバ容器等の周囲には遮蔽体（第1ベントフィルタ格納槽遮蔽、配管遮蔽）を設け、格納容器フィルタベント系の使用時に本系統内に蓄積される放射性物質から放出される放射線から作業員を防護する設計とする。
- k. 格納容器フィルタベント系は、水の放射線分解により発生する水素ガスが系統内に蓄積することを防止するため、格納容器フィルタベント系使用後に第1ベントフィルタスクラバ容器内のスクラビング水をドレン移送ポンプ（容量10m<sup>3</sup>/h、揚程70m、個数1）（自主対策設備）によりサプレッションチェンバへ移送できる設計とする。
- l. 格納容器フィルタベント系は、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）から、大量送水車及び補給設備（自主対策設備）により第1ベントフィルタスクラバ容器にスクラビング水を補給できる設計とする。
- m. 可搬式窒素供給装置は、可搬式窒素供給装置用発電設備により給電できる設計とする。
- n. 残留熱代替除去系及び格納容器フィルタベント系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原理の異なる冷却手段及び原子炉格納容器内の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。
- o. 格納容器フィルタベント系は、人力により排出経路に設置される隔離弁を操作できる設計とすることで、残留熱代替除去系に対して駆動源の多様性を有する設計とする。
- p. 残留熱代替除去系の残留熱代替除去ポンプは原子炉建物附属棟内に、残留熱除去系熱交換器及びサプレッションチェンバは原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内に設置し、格納容器フィルタベント系の第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は原子炉建物外の第1ベントフィルタ格納槽内に、圧力開放板は原子炉建物近傍の屋外に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

- q. 残留熱代替除去系と格納容器フィルタベント系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、流路を分離することで独立性を有する設計とする。

これらの多様性及び流路の独立性並びに位置的分散によって、残留熱代替除去系と格納容器フィルタベント系は、互いに重大事故等対処設備として可能な限りの独立性を有する設計とする。

- r. 格納容器フィルタベント系は、残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、ポンプ及び熱交換器を使用せずに最終的な熱の逃がし場である大気へ熱を輸送できる設計とすることで、残留熱除去系及び原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）に対して、多様性を有する設計とする。
- s. 格納容器フィルタベント系は、排出経路に設置される隔離弁の電動弁を常設代替交流電源設備若しくは可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作を可能とすること又は遠隔手動弁操作機構を用いた人力による遠隔操作を可能とすることで、非常用交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）に対して、多様性を有する設計とする。
- t. 格納容器フィルタベント系の第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は原子炉建物外の第1ベントフィルタ格納槽内に、圧力開放板は原子炉建物近傍の屋外に設置し、原子炉建物内の残留熱除去ポンプ、残留熱除去系熱交換器、原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却系熱交換器及び屋外の原子炉補機海水ポンプと異なる区画に設置することで、残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図った設計とする。
- u. 格納容器フィルタベント系は、除熱手段の多様性及び機器の位置的分散によって、残留熱除去系及び原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）に対して独立性を有する設計とする。

## 2.2 設計条件

本システムにおける設備の設計条件を表2-2に示す。

表2-2 設計条件

設計条件		設定根拠
最高使用圧力	853kPa [gage] (流量制限オリフィスまで)	格納容器フィルタベント系を使用する有効性評価の結果(格納容器圧力の推移)を踏まえ、格納容器の限界圧力である853kPa[gage]とする。
	427kPa [gage] (流量制限オリフィス以降)	格納容器フィルタベント系の系統圧力損失を評価した結果から、流量制限オリフィス以降に発生しうる最大の圧力を考慮し、427kPa [gage]とする。
最高使用温度	200℃	格納容器フィルタベント系を使用する有効性評価の結果(格納容器温度の推移)を踏まえ、原子炉格納容器の限界温度を考慮し、200℃とする。
設計流量	9.8kg/s (格納容器圧力427kPa [gage]において)	格納容器フィルタベント系を使用する有効性評価の結果(ベントタイミング)を踏まえ、原子炉定格熱出力の1%相当の蒸気流量(9.8kg/s(格納容器圧力427kPa [gage]において))とする。
第1ベントフィルタスクラバ容器内発熱量	370kW	想定される第1ベントフィルタスクラバ容器に捕集及び保持される放射性物質の崩壊熱に対して十分な余裕を見込み、原子炉定格熱出力の0.015%に相当する発熱量とする。
エアロゾル移行量	300kg	想定される第1ベントフィルタスクラバ容器に移行するエアロゾルの量(約28kg)に対して十分な余裕を見込み、300kgとする。
よう素の炉内内蔵量	18.1kg	BWRプラントにおける代表炉心(ABWR)の平衡炉心末期を対象としたORIGEN2コードの計算結果に対して、島根原子力発電所第2号機の熱出力(2436MW)を考慮して算出した結果、18.1kgとする。
耐震条件	基準地震動 $S_s$ にて機能維持	基準地震動 $S_s$ にて機能を維持する。

## 2.3 格納容器フィルタベント系

### 2.3.1 系統構成

本系統は、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、配管、弁、圧力開放板、遠隔手動弁操作機構、計装設備、電源設備、補給設備（自主対策設備）、可搬式窒素供給装置、排水設備（自主対策設備）及び排気管排水設備（自主対策設備）で構成される。

#### (1) 配管等の構成

原子炉格納容器から第1ベントフィルタスクラバ容器までの入口配管は、原子炉格納容器のサブプレッションチェンバ及びドライウェルに接続された窒素ガス制御系配管が合流した下流に接続する非常用ガス処理系配管から分岐し、弁を経由して4個並列に設置した第1ベントフィルタスクラバ容器に接続する。

また、4個の第1ベントフィルタスクラバ容器のスクラビング水の水位を等しくするために、各スクラバ容器の気相部及び液相部をそれぞれ連結管で接続する。

第1ベントフィルタスクラバ容器入口側及び出口側の配管は、各スクラバ容器のベントガス流量を同等とするため、圧力損失の差を小さくするように配管ルート进行設計する。

第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器から放出口までの出口配管には、系統待機時に窒素置換された系統と大気を隔離する圧力開放板を設置する。圧力開放板はベント開始時に微正圧で動作するものとし、信頼性の高いものを使用する。

第1ベントフィルタスクラバ容器には、外部からスクラビング水を補給できるよう給水配管（自主対策設備）を設置する。また、外部から系統に窒素ガスを供給できるよう窒素供給配管を設置する。また、ベント停止後の放射性物質を含むスクラビング水を原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）に移送するためのドレン移送ポンプ（自主対策設備）及び配管（自主対策設備）、さらに、万一、放射性物質を含むスクラビング水が第1ベントフィルタ格納槽内に漏えいした場合に、漏えい水を原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）に移送するための排水ポンプ（自主対策設備）及び配管（自主対策設備）を設置する。

図2-1に格納容器フィルタベント系の系統構成を示す。

#### (2) 材質及び構造

配管及び弁は、重大事故等クラス2機器として、「発電用原子力設備規格（設計・建設規格 J S M E S N C 1 - 2005（2007年追補版含む。）」（日本機械学会2007年9月）」のクラス2の規定に準拠して設計する。材質は炭素鋼を基本とするが、使用環境に応じて耐食性の高いステンレス鋼を使用する。炭素鋼配管外面には防錆のため塗装を施し、特に屋外に敷設される配管の外面については、海塩粒子の付着による腐食防止の観点から、エポキシ樹脂系等の防食塗装を行う。

遠隔手動弁操作機構については、隔離弁の操作軸にフレキシブルシャフトを接続し、原子炉建物付属棟まで延長し、端部にハンドルを取り付けて人力で操作できる構成とする。

圧力開放板については、ベント開始時の格納容器圧力（334～384kPa[gage]）と比較して十分低い圧力で動作するように設定し、材料はステンレス鋼を使用する。

系統を構成する主要な機器の仕様を表2-3に、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及び配管の材質範囲を図2-2に示す。

### (3) 系統の切替性

原子炉格納容器から第1ベントフィルタスクラバ容器へ至る配管は、ベントを実施する際に、接続する他系統と隔離し、流路を構成する必要がある。対象となる系統は、原子炉棟空調換気系及び非常用ガス処理系である。これらの系統との取合いの弁は通常全閉状態であるが、開状態の場合でも中央制御室からの操作により、速やかに閉操作が可能である。

原子炉棟空調換気系及び非常用ガス処理系との取合いの弁は、フェイルクローズの空気作動弁及びフェイルアズイズの電動弁であることから、全交流動力電源喪失時には、空気作動弁については全閉状態となり、電動弁については全閉状態を維持する。

以上より、原子炉格納容器から第1ベントフィルタスクラバ容器へ至る配管は、ベントを実施する際に、他系統と隔離し流路の構成が可能である。

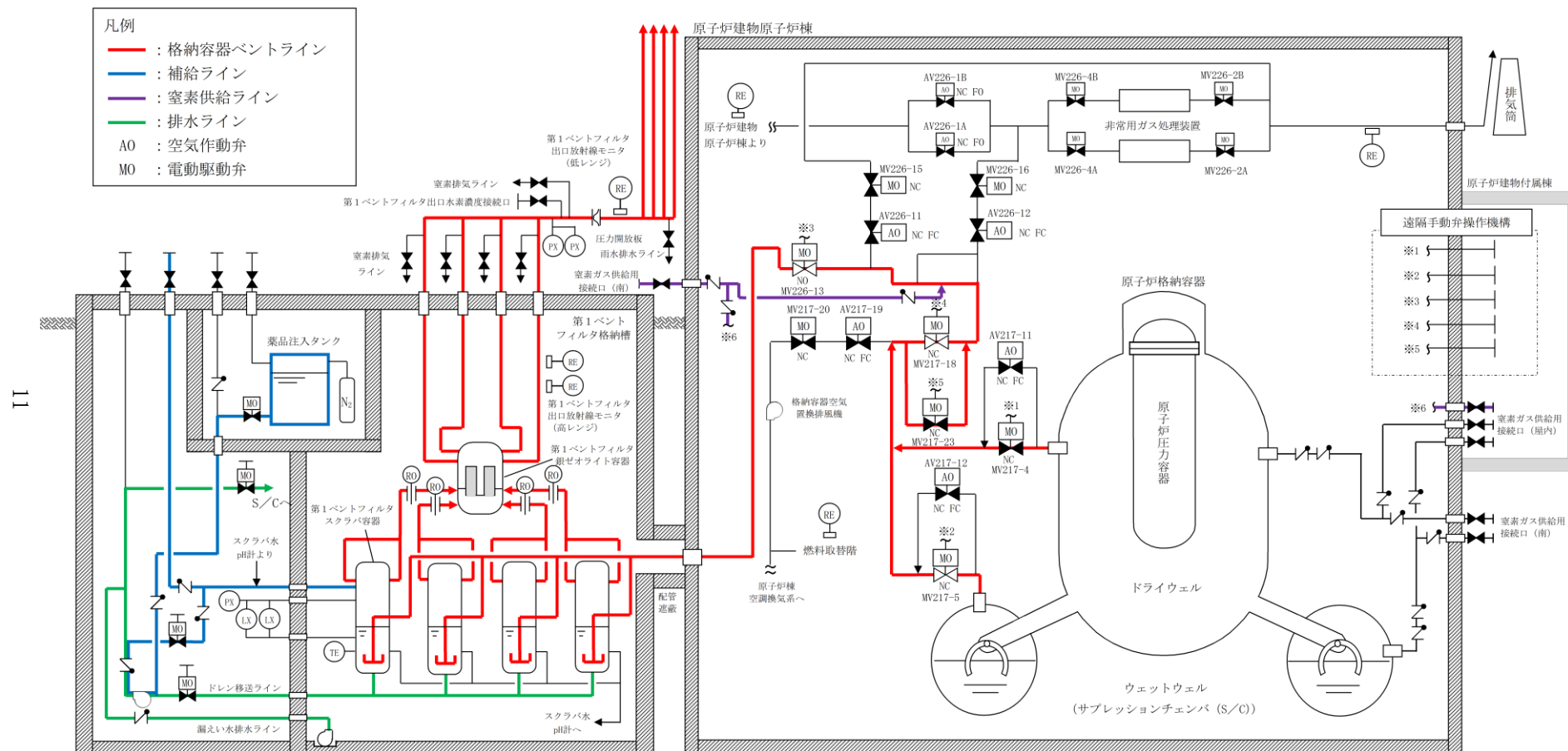


図2-1 格納容器フィルタベント系 系統概要図



表2-3 主要系統構成機器の仕様

(1) 配管

	口径	材質
a. 弁 MV217-23 入口ライン分岐部から 弁 MV217-23 出口ライン合流部	400A	炭素鋼
b. 非常用ガス処理系入口ライン分岐部から 第1 ベントフィルタスクラバ容器	200A, 250A, 300A	炭素鋼
c. 第1 ベントフィルタスクラバ容器から 第1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器	200A, 300A	ステンレス鋼
d. 第1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器から 放出口	300A, 400A	炭素鋼

(2) 隔離弁

	型式	駆動方式	口径
a. 第1 弁 (サブプレッションチェンバ側) MV217-5	バタフライ弁	電動駆動 (交流) + 遠隔手動弁操作機構	600A
b. 第1 弁 (ドライウェル側) MV217-4	バタフライ弁	電動駆動 (交流) + 遠隔手動弁操作機構	600A
c. 第2 弁 MV217-18	バタフライ弁	電動駆動 (交流) + 遠隔手動弁操作機構	400A
d. 第2 弁バイパス弁 MV217-23	バタフライ弁	電動駆動 (交流) + 遠隔手動弁操作機構	400A
e. 第3 弁 MV226-13	バタフライ弁	電動駆動 (交流) + 遠隔手動弁操作機構	300A

(3) 遠隔手動弁操作機構

	第1 弁 (サブプレッション チェンバ側) (600A)	第1 弁 (ドライウェル側) (600A)	第2 弁 (400A)	第2 弁 バイパス弁 (400A)	第3 弁 (300A)
フレキシブルシャフト長さ	約 22m	約 25m	約 21m	約 22m	約 13m
個数	1	1	1	1	1

(4) 圧力開放板

型式	設定破裂圧力	呼び径	材質	個数
反転型ラプチャディスク	80kPa	400A	ステンレス鋼	1

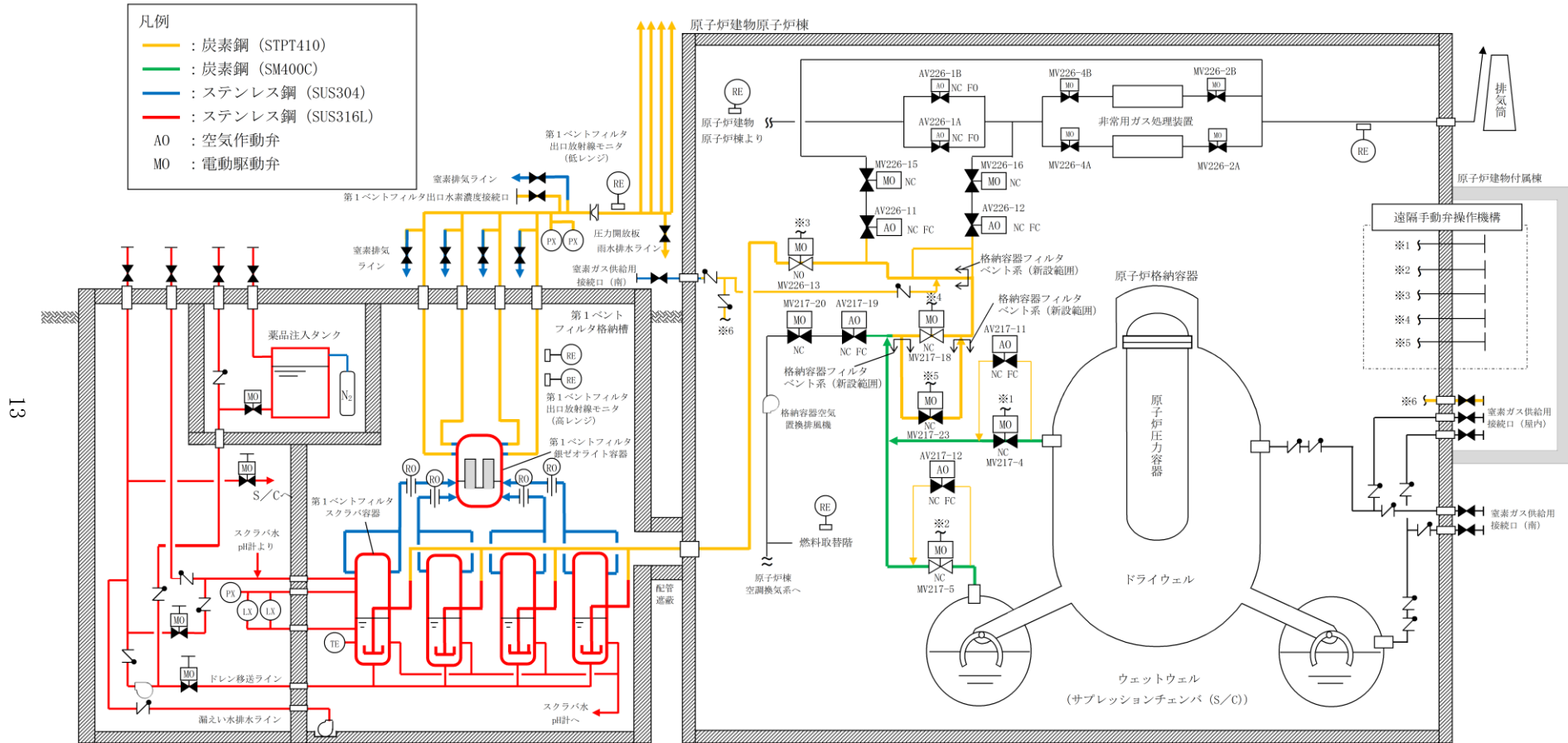


図2-2 第1ベントフィルタスクラバ容器，第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器及び配管の材料範囲

### 2.3.2 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

#### (1) 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仕様

第1ベントフィルタスクラバ容器は、スカート支持たて置き円筒形の容器であり、常時スクラビング水を貯留する。また、第1ベントフィルタスクラバ容器は4個で構成し、4個は並列に第1ベントフィルタ格納槽内に設置する。容器下部にはベンリュリスクラバ（ベンチュリノズル及びスクラビング水）、上部には金属フィルタが設置され、これらを組み合わせて粒子状放射性物質及びガス状放射性物質のうち無機よう素を除去する。

さらに、第1ベントフィルタスクラバ容器の後段に、スカート支持たて置き円筒形の容器である第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器を設け、ガス状放射性よう素のうち有機よう素を捕集する物質（銀ゼオライト）を収納している。

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の主な仕様を以下に示す。

- a. 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は、重大事故等クラス2容器として「発電用原子力設備規格（設計・建設規格 J S M E S N C 1 - 2005（2007年追補版含む。）」（日本機械学会2007年9月）」クラス2容器の規定に準拠して設計する。
- b. 第1ベントフィルタスクラバ容器内に貯留するスクラビング水量は、捕集した放射性物質の崩壊熱による減少を考慮し、設計条件であるスクラバ容器内発熱量370kWに対して、ベント開始後24時間はベンチュリスクラバによる所定の放射性物質の除去性能が確保できるように設定する。
- c. 第1ベントフィルタスクラバ容器及び内部構造物の材料は、スクラビング水に添加されるアルカリ性の薬剤に対して、耐性に優れるステンレス鋼を使用する。また、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器及び内部構造物の材料は、腐食の発生を考慮してステンレス鋼を使用する。
- d. 第1ベントフィルタスクラバ容器には、スクラビング水の減少分を補充するための補給用ノズル、各容器水位に差異が出ないようにするための連絡管用ノズル及びスクラビング水を移送するためのドレン用ノズルを設ける。なお、スクラビング水のサンプリングは、連絡管から行う設計とする。
- e. 第1ベントフィルタスクラバ容器は、ベンチュリノズル及び金属フィルタを内蔵する。
- f. 第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器には、銀ゼオライトフィルタを設け、銀ゼオライトを収納する。
- g. 第1ベントフィルタスクラバ容器から第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器までの4本の配管それぞれに流量制限オリフィスを設け、原子炉格納容器よ

り排出されるガスの体積流量をほぼ一定に保つ設計とする。

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の仕様を表2-4、表2-6に、構造を図2-3、図2-4に示す。

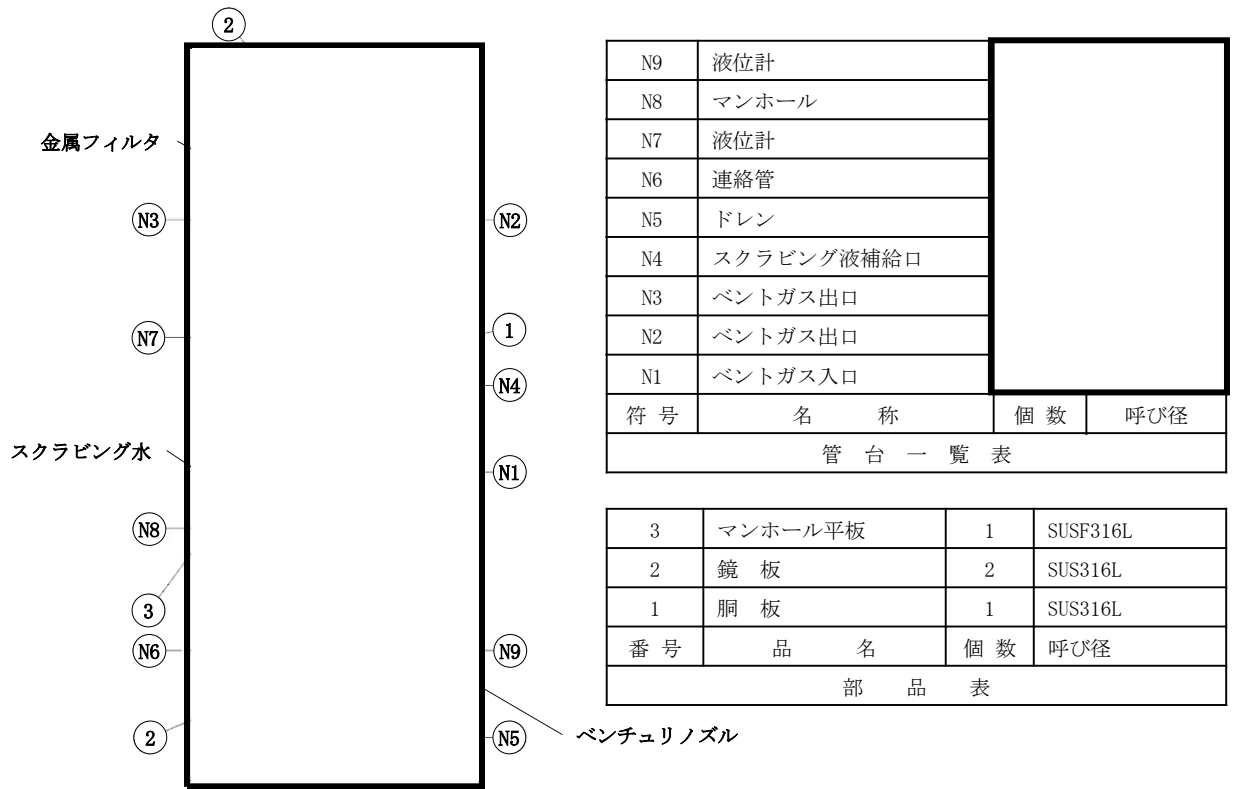


図2-3 第1 ベントフィルタスクラバ容器構造図

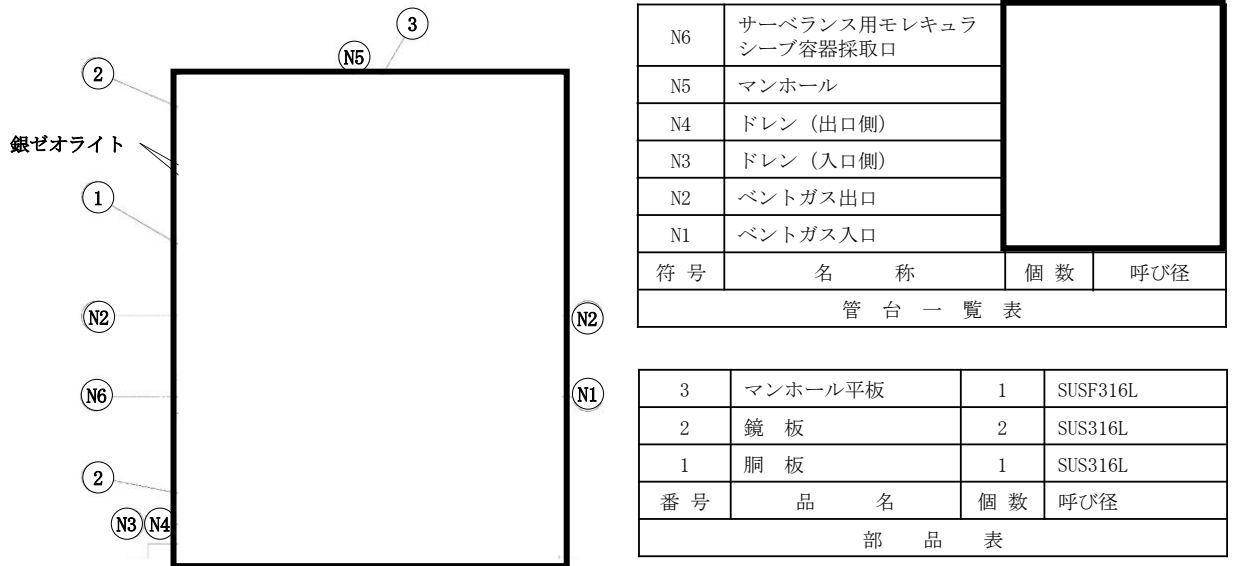


図2-4 第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器構造図

## (2) フィルタ仕様

## a. ベンチュリスクラバ

ベンチュリスクラバは、ベンチュリノズル及びスクラビング水で構成され、ベントガス中に含まれる粒子状放射性物質及び無機よう素を捕集し、スクラビング水中に保持する。

ベンチュリノズルは、上部にいくにつれて緩やかに矩形断面の流路面積を増やして断面変化させており、上端は閉じて、側面に出口開口を設けている。また、ベンチュリノズル中低部の最も流路断面面積が小さくなるスロート部の側面にスクラビング水を取り込む開口を設けている。これにより、スロート部で高流速とすることで、スロート部の圧力を周囲スクラビング水領域よりも低下させて側面開口からノズル周囲のスクラビング水を吸込み、ベンチュリノズル内に噴霧させる。ノズル内ではガスと噴霧水滴の流速の差で粒子状放射性物質の捕集効率を高め、上端吐出部からスクラビング水中に排出させる。

ベンチュリノズルは、分配管に対して直行する向きに設置し、同心円状のベンチュリノズルは、離隔距離を確保した配置とする。また、ベントガスは、スクラビング水中に [ ] に排出されたのち、減速し分配管の間を浮き上がっていく流れとなるため、隣接するベンチュリノズルへ与える影響はない。

また、スクラビング水に放射性の無機よう素 ( $I_2$ ) を捕集、保持するため、 [ ] 及び水酸化ナトリウム (NaOH) が添加される。 [ ] は、揮発性の高い無機よう素 ( $I_2$ ) を不揮発性のよう素イオン ( $I^-$ ) に変化させ、水酸化ナトリウム (NaOH) は、 [ ]

□の効果を安定させるために、スクラビング水を高アルカリ性の状態に維持する。

ベンチュリノズルの材質は、耐アルカリ性に優れたステンレス鋼とする。

ベンチュリノズルの機器仕様を表2-4に、スクラビング水の仕様を表2-7、概略を図2-5に、配置を図2-6に、ベンチュリノズルからのベントガスの流れの概要を図2-7に示す。

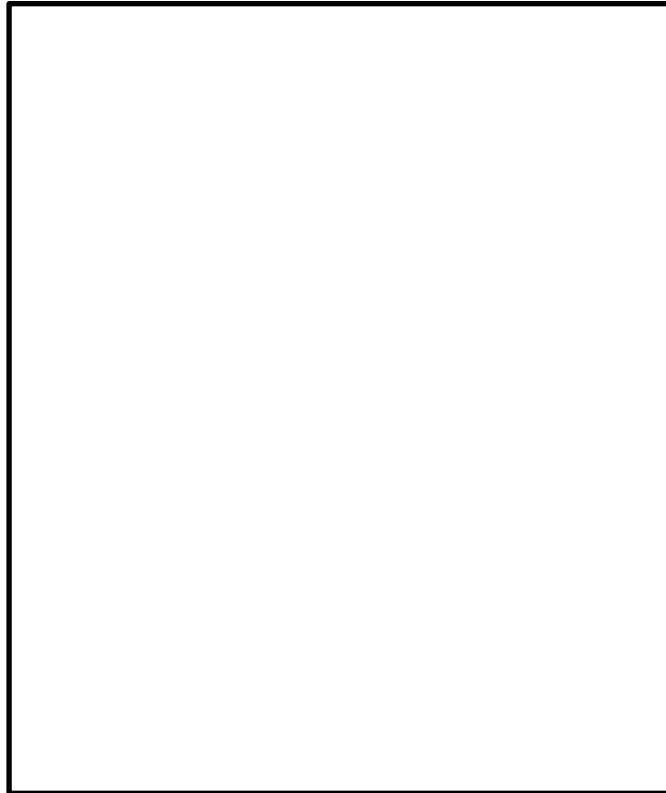


図2-5 ベンチュリノズル概略図

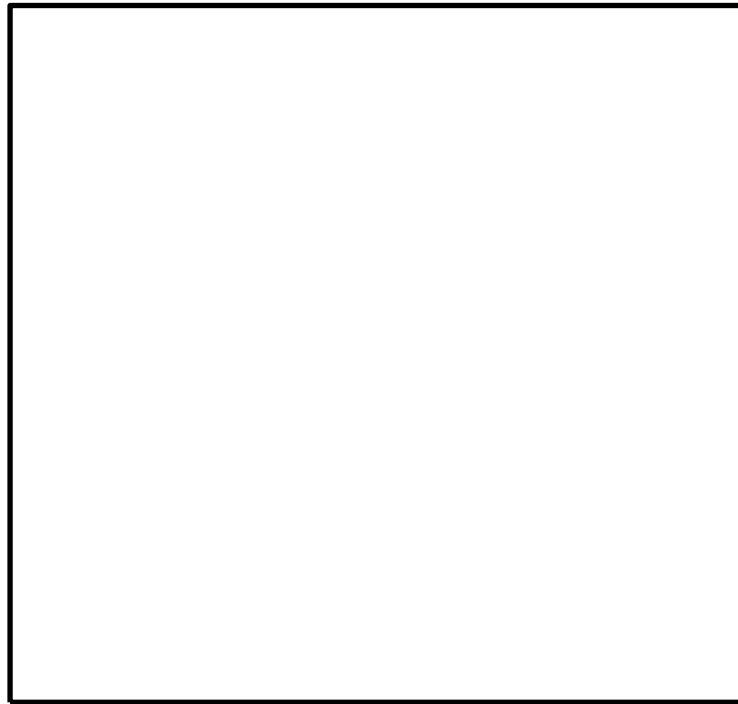


図2-6 ベンチュリノズルの配置図

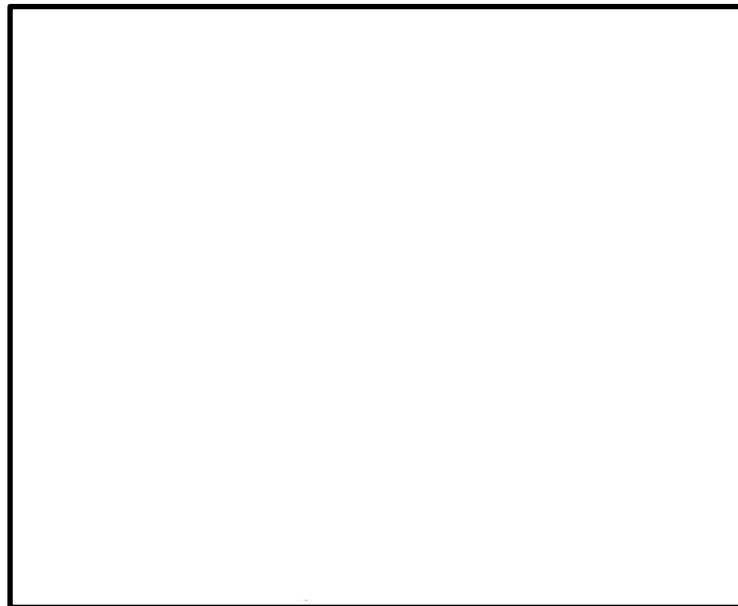


図2-7 ベンチュリノズルからのベントガスの流れの概要図

b. 金属フィルタ

金属フィルタは、ベンチュリスクラバで除去しきれなかった粒子状放射性物質を除去する。

金属フィルタは、必要なフィルタ面積と最適なガス流速が得られるように、

第1ベントフィルタスクラバ容器の上部に縦向きに配置される。金属フィルタはステンレス鋼製で、プレフィルタとメインフィルタを [ ] であり、周囲の型枠により第1ベントフィルタスクラバ容器内部に直接取り付けられる。

ベントガスは、スクラビング水を出た後、スクラビング水から生じる湿分（液滴）を含んでいる。長時間の運転でも高い除去効率を確保するため、 [ ] [ ] には湿分分離機構が設けられ、除去した液滴は、スクラビング水内にドレンされる。

金属フィルタの機器仕様を表2-4に、概略及び第1ベントフィルタスクラバ容器内の配置を図2-8及び図2-9に示す。

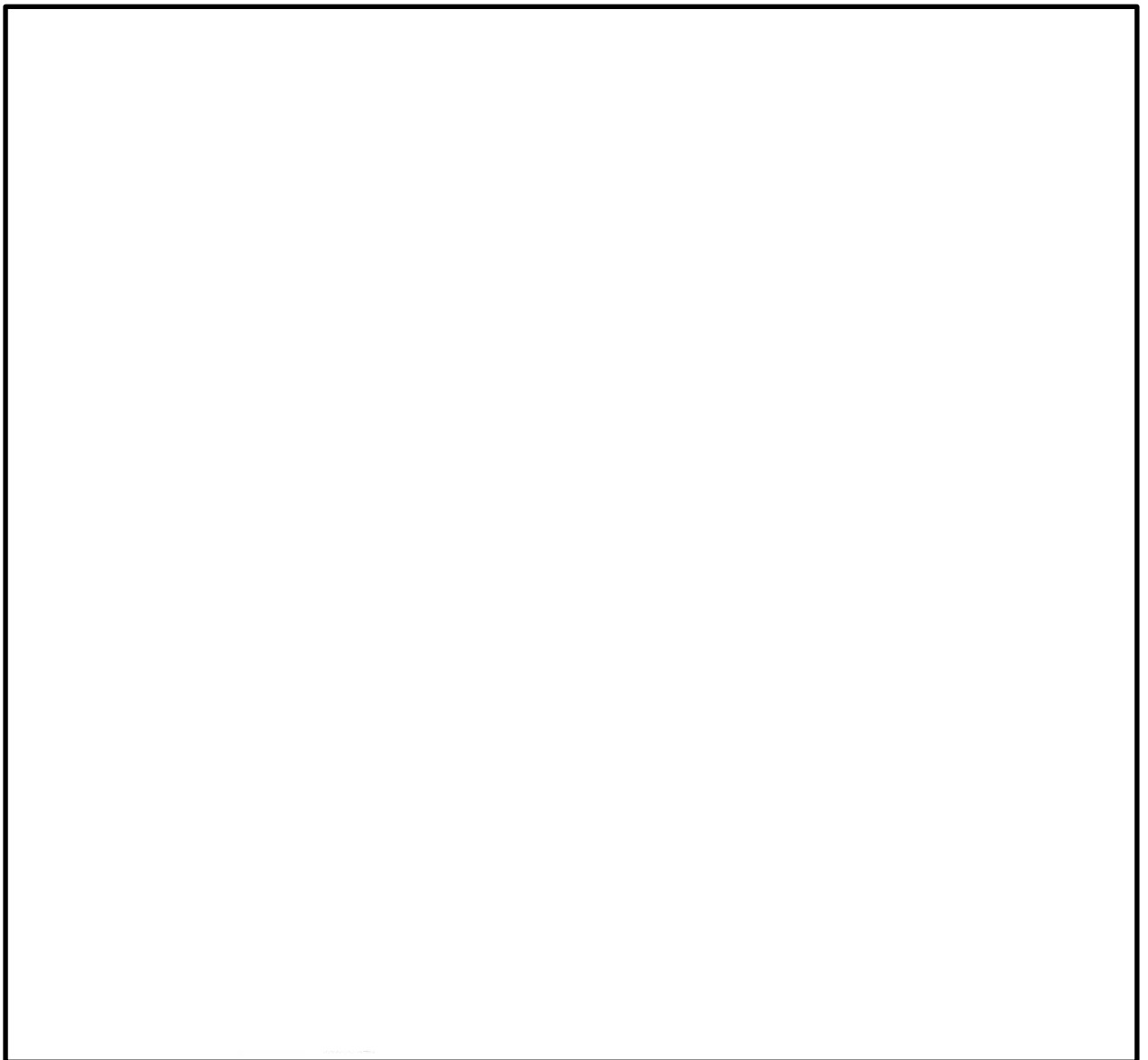


図2-8 金属フィルタ概略図



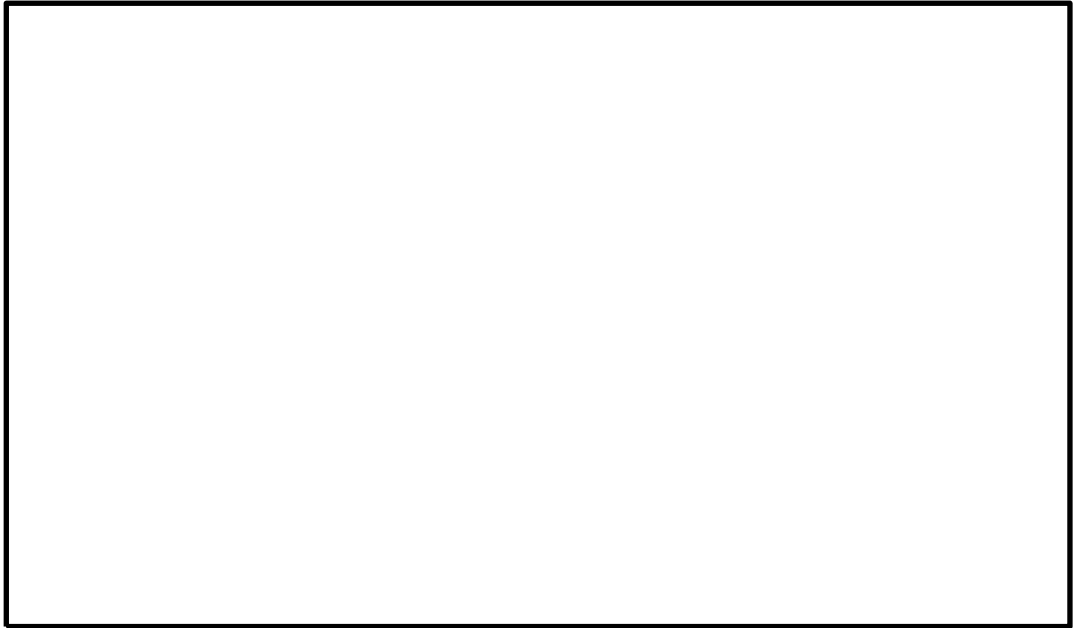


図2-9 第1ベントフィルタスクラバ容器の断面図（金属フィルタ）

(a) プレフィルタ及び湿分分離機構

プレフィルタ及び湿分分離機構は、ベントガスに含まれる液滴を凝集させる。ベントガスに含まれる液滴は、湿分分離機構（）を通過する際、し、ベントガス中から分離される。分離した液滴は、金属フィルタ下部に接続したドレン配管を介してスクラビング水中に戻る。

プレフィルタは、約 $\mu\text{m}$ の繊維径のものを使用し、になっている。繊維の材質は、ステンレス鋼を採用する。

湿分分離機構の概略を図2-10に、ドレン配管接続部の概略を図2-11に示す。



図2-10 湿分分離機構の概略図

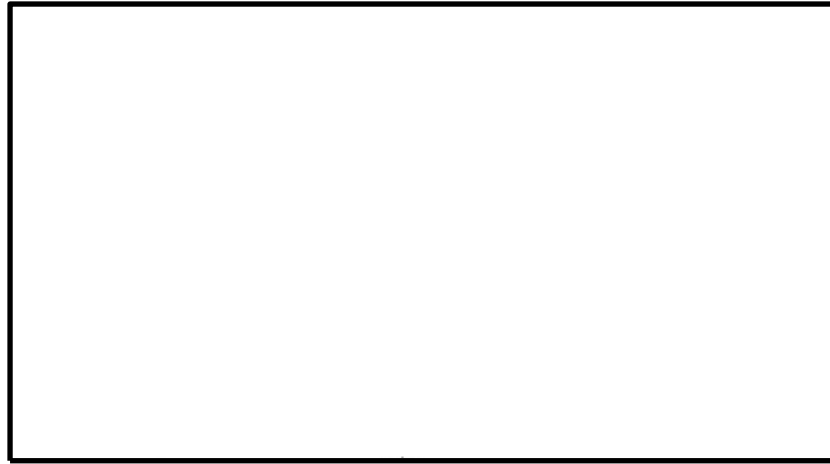


図2-11 ドレン配管接続部の概略図

(b) メインフィルタ

メインフィルタは、約 [ ]  $\mu\text{m}$ の繊維径のものを使用し、 [ ]  
[ ]になっている。繊維の材質は、 [ ]ステン  
レス鋼を採用する。

c. 流量制限オリフィス

第1ベントフィルタスクラバ容器内の体積流量をほぼ一定に保つため、第1ベントフィルタスクラバ容器から第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器までの4本の配管それぞれに流量制限オリフィスを設置する。流量制限オリフィスの穴径は、系統の圧力損失を考慮した上で、原子炉格納容器の最高使用圧力(427kPa [gage] (1Pd))において、格納容器フィルタベント系の設計流量である9.8kg/sの水蒸気が確実に排気できるよう設定する。

なお、ベントガスは、 [ ]により、 [ ]  
[ ]となり、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器に供給される。

流量制限オリフィスの仕様を表2-5に示す。

d. 銀ゼオライトフィルタ

第1ベントフィルタ銀ゼオライトフィルタ容器には、銀ゼオライトを収納し、ベントガスを通させることで、ガス中に含まれる放射性の有機よう素を除去する。

銀ゼオライトは、第1ベントフィルタ銀ゼオライトフィルタ容器内の銀ゼオライトフィルタ内に充填し、万一、銀ゼオライトの交換が必要になった場合は、

容器頂部のマンホールを介して銀ゼオライトを充填若しくは回収できる構造とする。

銀ゼオライトフィルタの仕様を表2-6に、概略を図2-12に、第1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器内の銀ゼオライトの配置を図2-13示す。

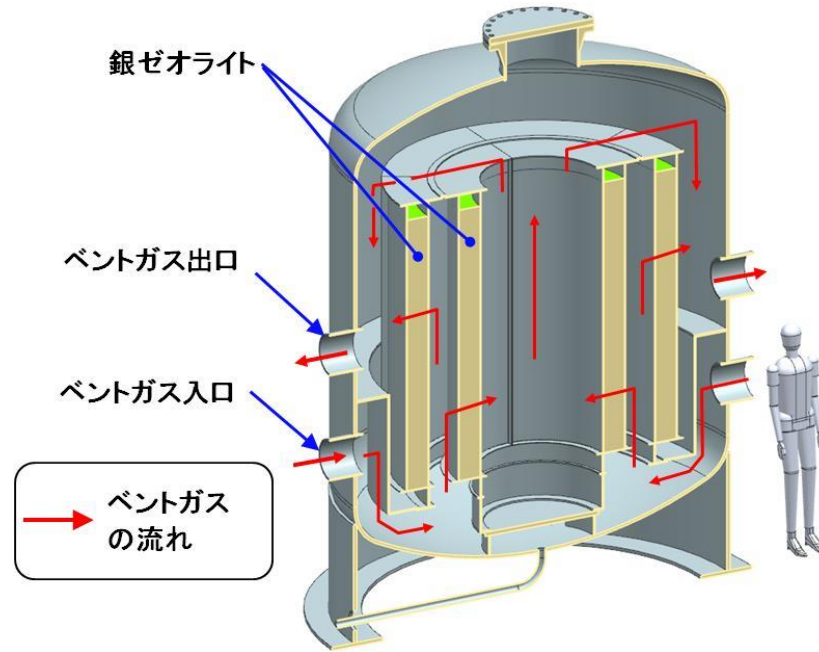


図2-12 第1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器概略図

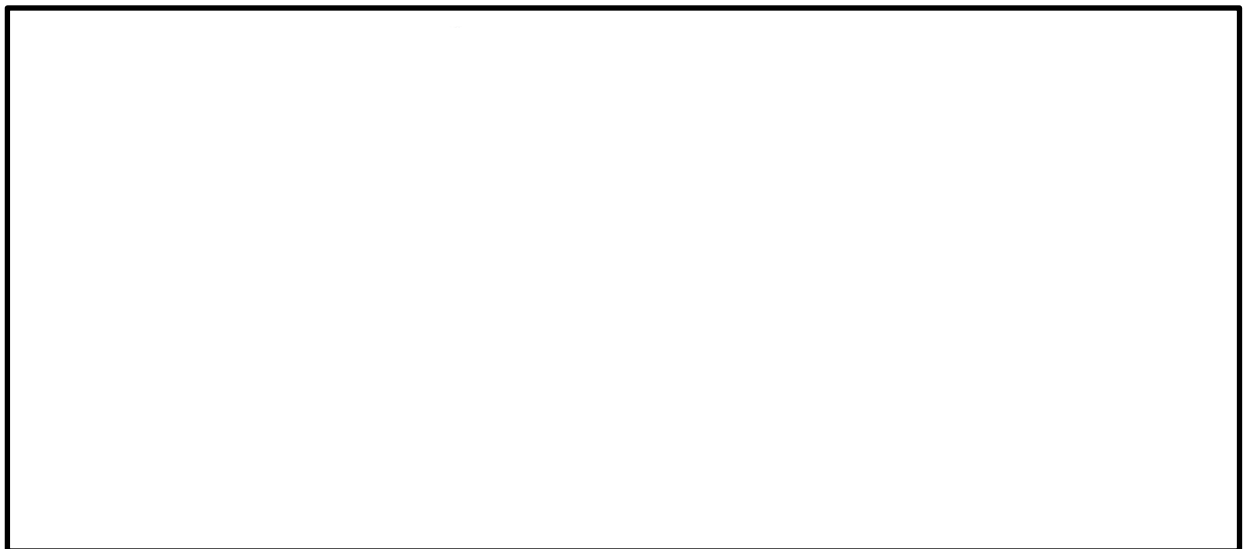


図2-13 第1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器内の銀ゼオライト配置図

表2-4 第1ベントフィルタスクラバ容器主要仕様

(1) 容器

型 式		スカート支持たて置円筒形
材 質	胴板 鏡板	ステンレス鋼 (SUS316L)
	マンホール平板	ステンレス鋼 (SUSF316L)
胴 内 径		2200mm
高 さ		7500mm
個 数		4

(2) ベンチュリノズル

材 質	ステンレス鋼 ( <input type="text"/> )
個 数	<input type="text"/>

(3) 金属フィルタ

材 質		ステンレス鋼 ( <input type="text"/> )
寸 法	高 さ	<input type="text"/> mm
	横 幅	<input type="text"/> mm
	厚 さ	<input type="text"/> mm
織 維 径	プレフィルタ	約 <input type="text"/> μ m
	メインフィルタ	約 <input type="text"/> μ m
個 数		<input type="text"/>
総 面 積		約 <input type="text"/> m <sup>2</sup> (約 <input type="text"/> m <sup>2</sup> /個)

表2-5 流量制限オリフィス主要仕様

型 式	同心オリフィス板
材 質	ステンレス鋼 ( <input type="text"/> )
個 数	4

表2-6 第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器主要仕様

(1) 容器

型 式		スカート支持たて置円筒形
材 質	胴板 鏡板	ステンレス鋼 (SUS316L)
	マンホール平板	ステンレス鋼 (SUSF316L)
胴 内 径		3000 mm
高 さ		3850 mm

(2) 銀ゼオライトフィルタ

材 質	銀ゼオライト
充 填 量	約 <input type="text"/> t
ベッド厚さ	約 <input type="text"/> mm

表2-7 スクラビング水仕様 (系統待機時)

項 目	設 定 値
<input type="text"/> 濃度	<input type="text"/>
水酸化ナトリウム (NaOH) 濃度	<input type="text"/>
水位	<input type="text"/>
pH	13 以上

### 2.3.3 配置

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は、原子炉建物外に地下埋設で設置する頑健な第1ベントフィルタ格納槽の中に設置することで、地震や津波等の自然現象及び飛来物に対する耐性を高めている。第1ベントフィルタ格納槽は、鉄筋コンクリート製であり、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に保持された放射性物質からの遮蔽を考慮した設計とする。また、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設計基準事故対処設備である残留熱除去ポンプ、残留熱除去系熱交換器、原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却系熱交換器及び原子炉補機海水ポンプ並びに重大事故等対処設備である移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車に対して位置的分散を図っている。さらに、重大事故等対処設備である残留熱代替除去ポンプに対しても位置的分散を図っている。

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の配置を図2-14、図2-15に示す。

格納容器フィルタベント系の配管については、ベント実施時に発生する蒸気凝縮で発生するドレン水による閉塞やこれに起因する水素ガス及び酸素ガスの滞留を防止するため、配置に留意する。具体的には配管ルートにUシール部ができないよう配置する。なお、新設部分については、水平配管に適切な勾配を設ける。

格納容器フィルタベント系は、サブプレッションチェンバ及びドライウエルと接続し、いずれからも排気できる設計とするため、サブプレッションチェンバ側からの排気では、重大事故等時の最大水位（EL 6900mm）よりも高い位置（EL 11117mm）に接続箇所を設け、ドライウエル側からの排気では燃料棒有効長頂部（EL 25406mm）よりも高い位置（EL 28200mm）に接続箇所を設ける。

格納容器フィルタベント系の配管ルートを図2-16～図2-34に示す。

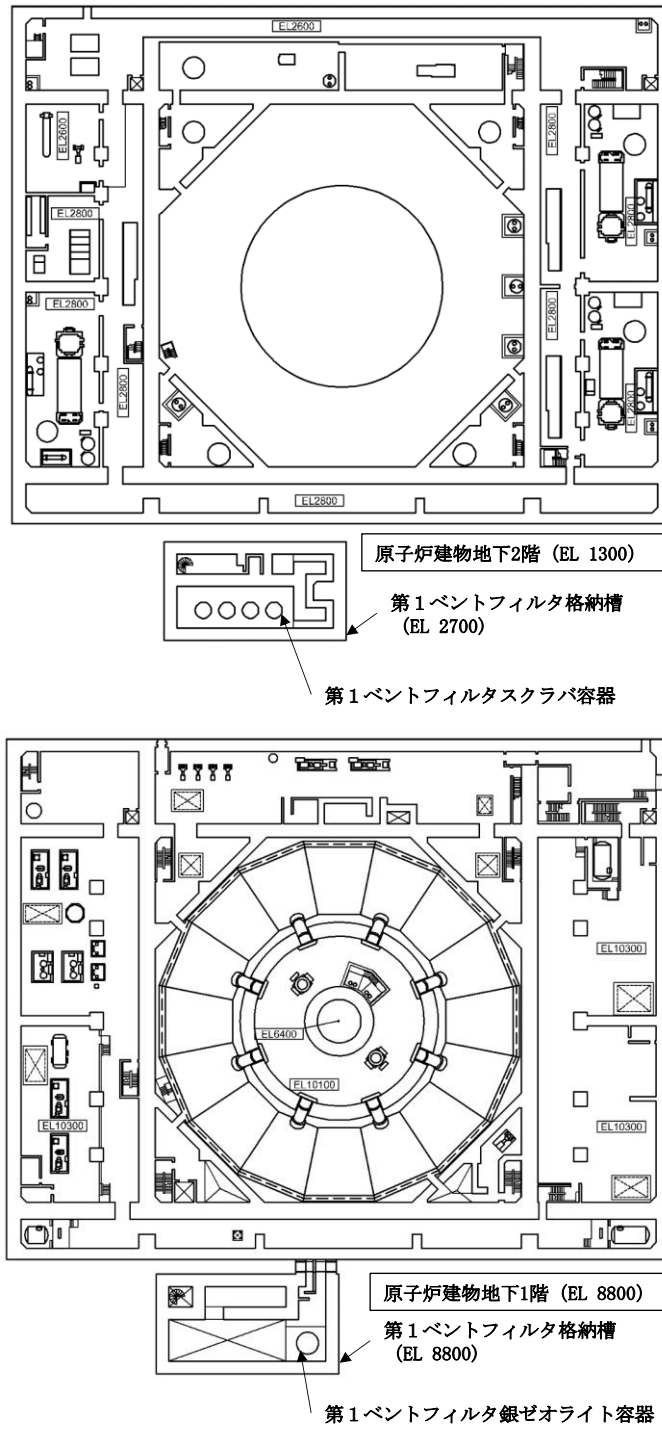


図2-14 第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器の配置図

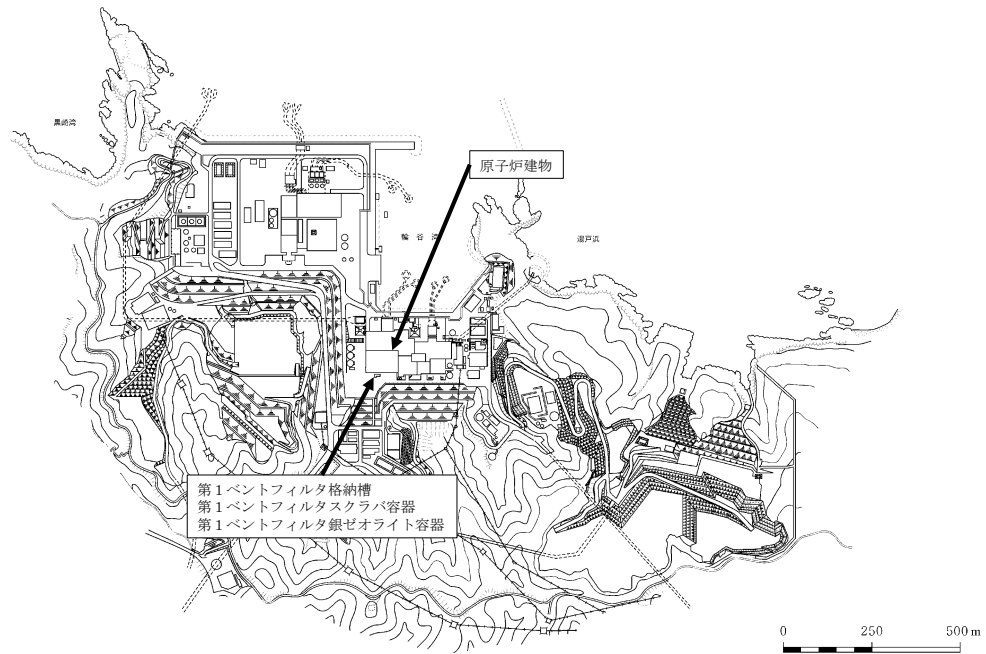


図2-15 第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器の配置図（屋外）

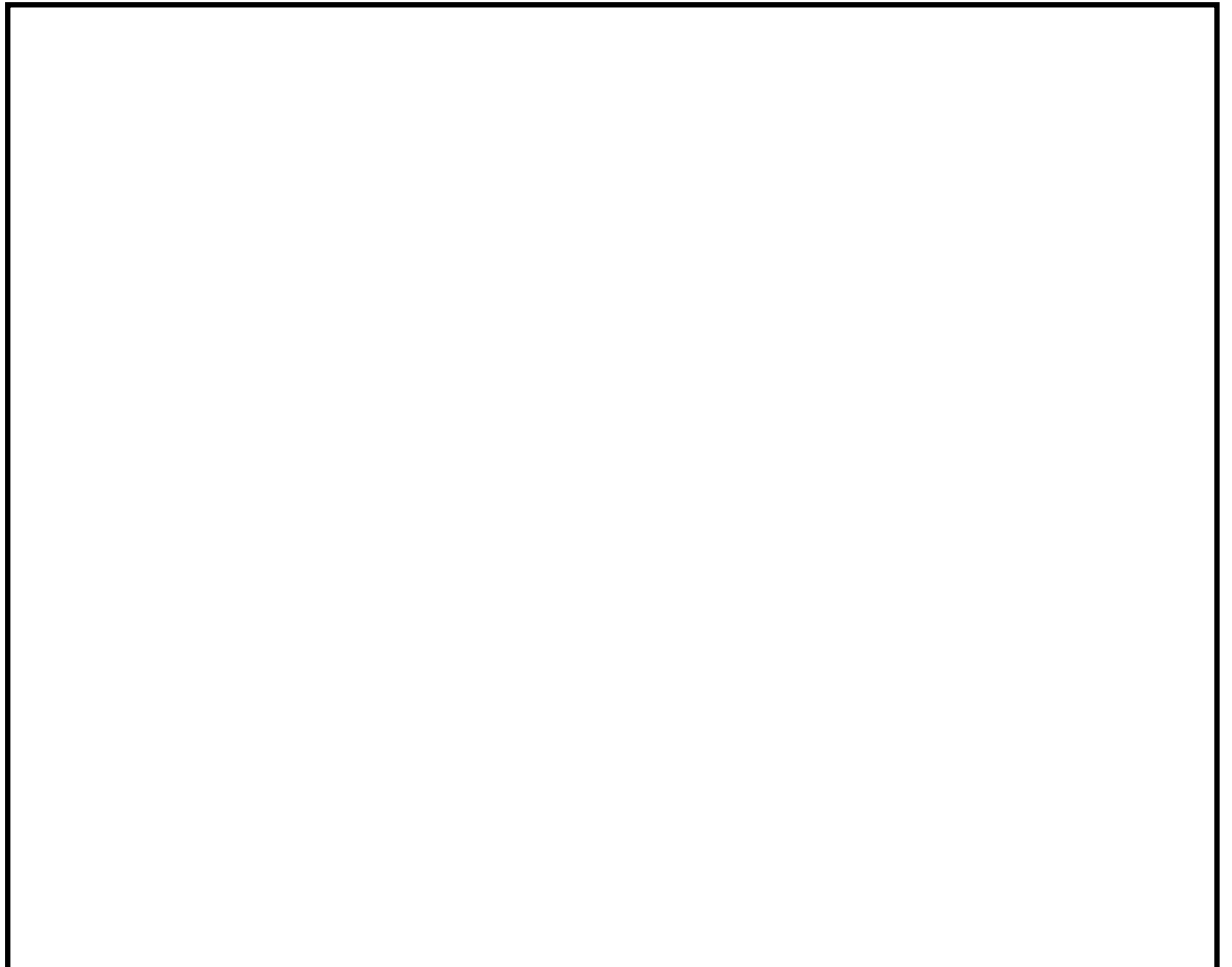


図2-16 格納容器フィルタベント系 配管ルート図（全体図）



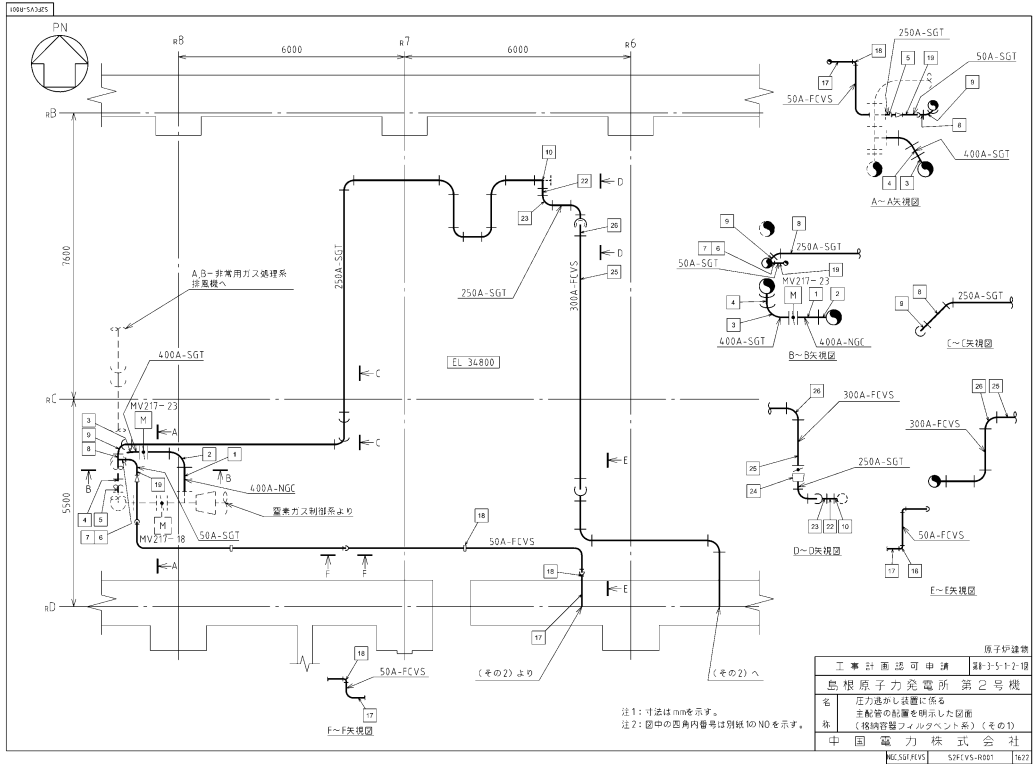


図2-17 格納容器フィルタベント系 配管ルート図 (拡大図) (1/18)

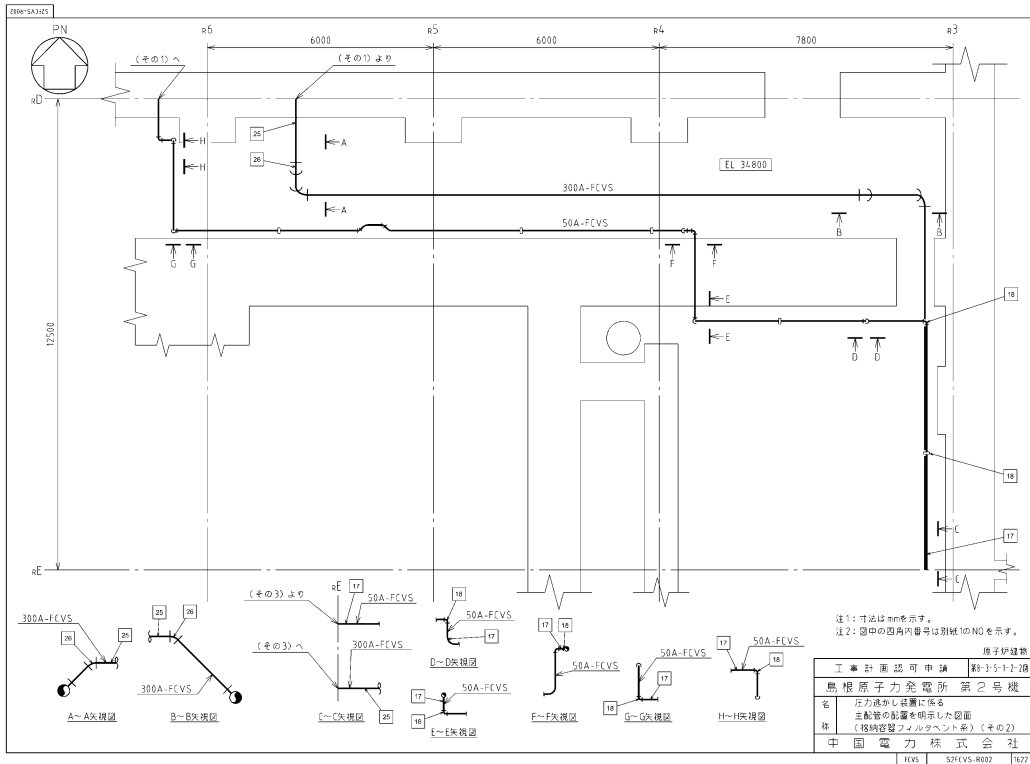


図2-18 格納容器フィルタベント系 配管ルート図 (拡大図) (2/18)

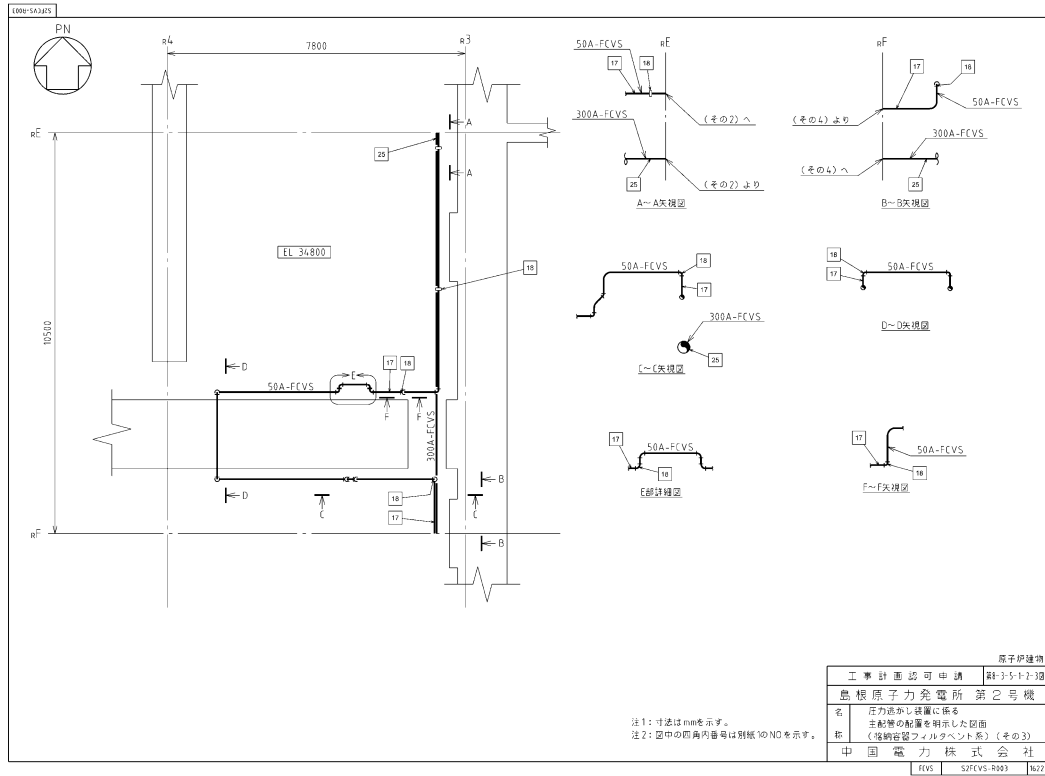


図2-19 格納容器フィルタベント系 配管ルート図（拡大図）（3/18）

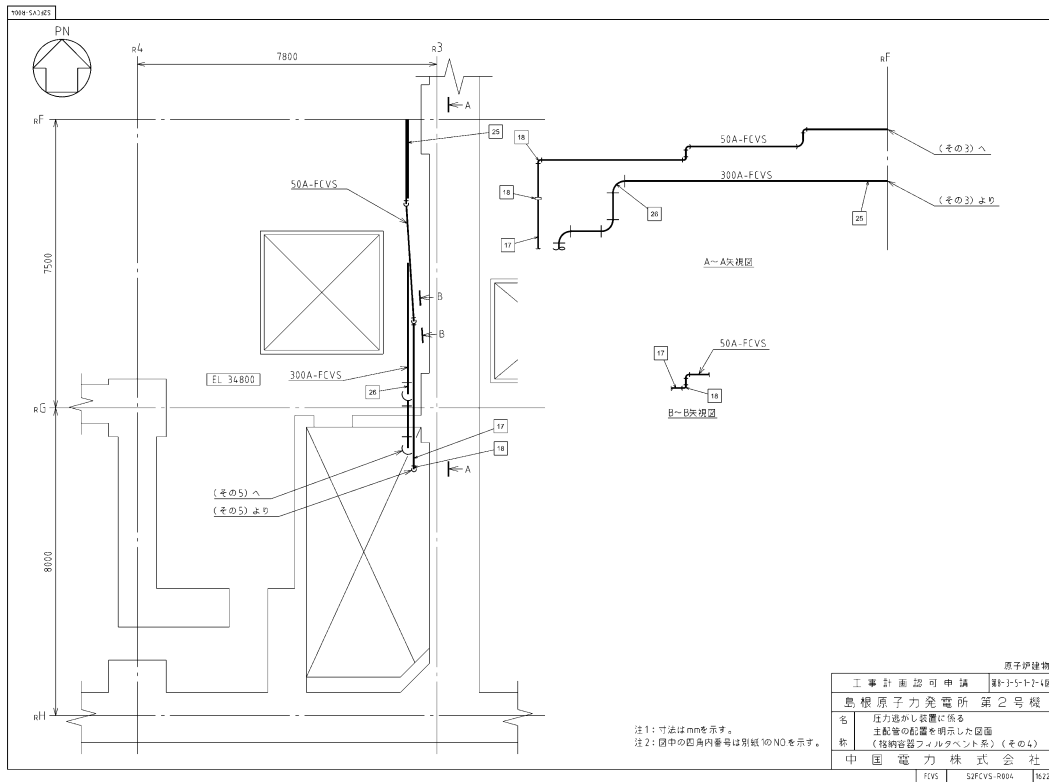


図2-20 格納容器フィルタベント系 配管ルート図（拡大図）（4/18）

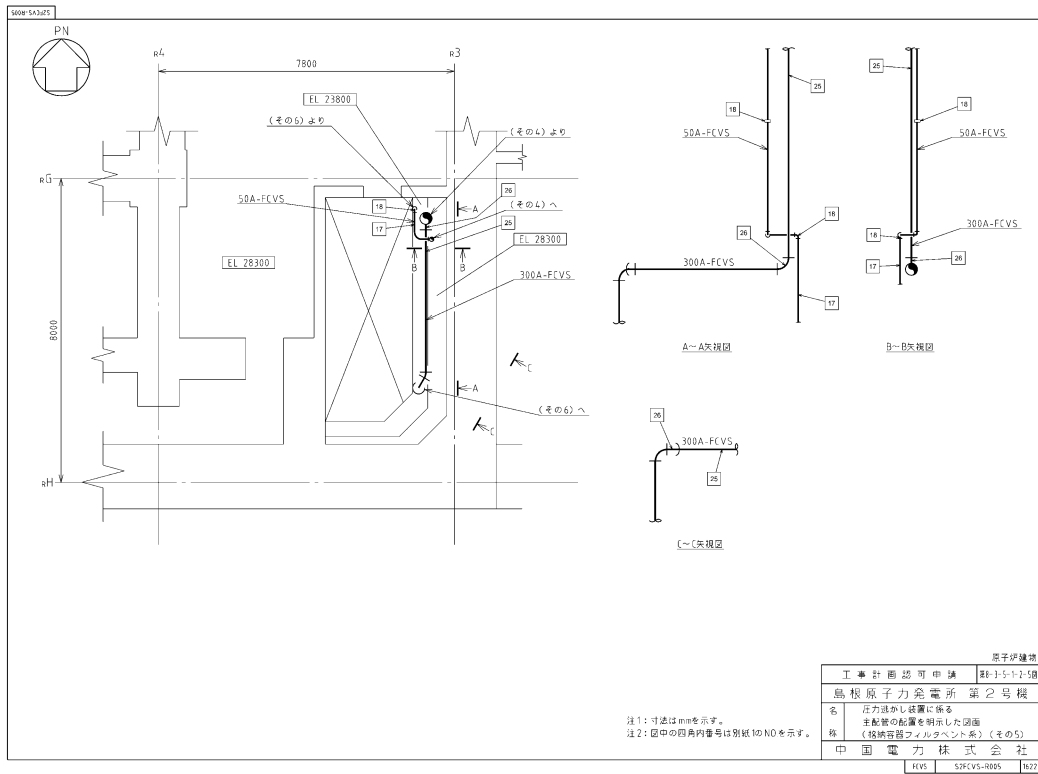


図2-21 格納容器フィルタベント系 配管ルート図（拡大図）（5/18）

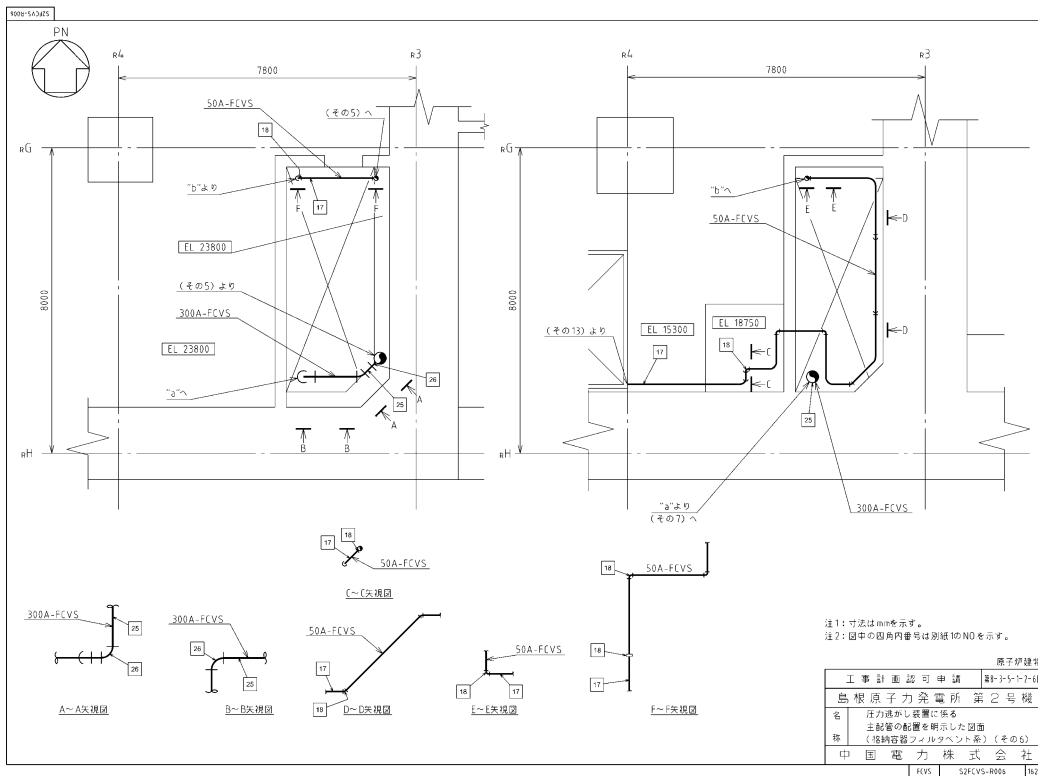


図2-22 格納容器フィルタベント系 配管ルート図（拡大図）（6/18）

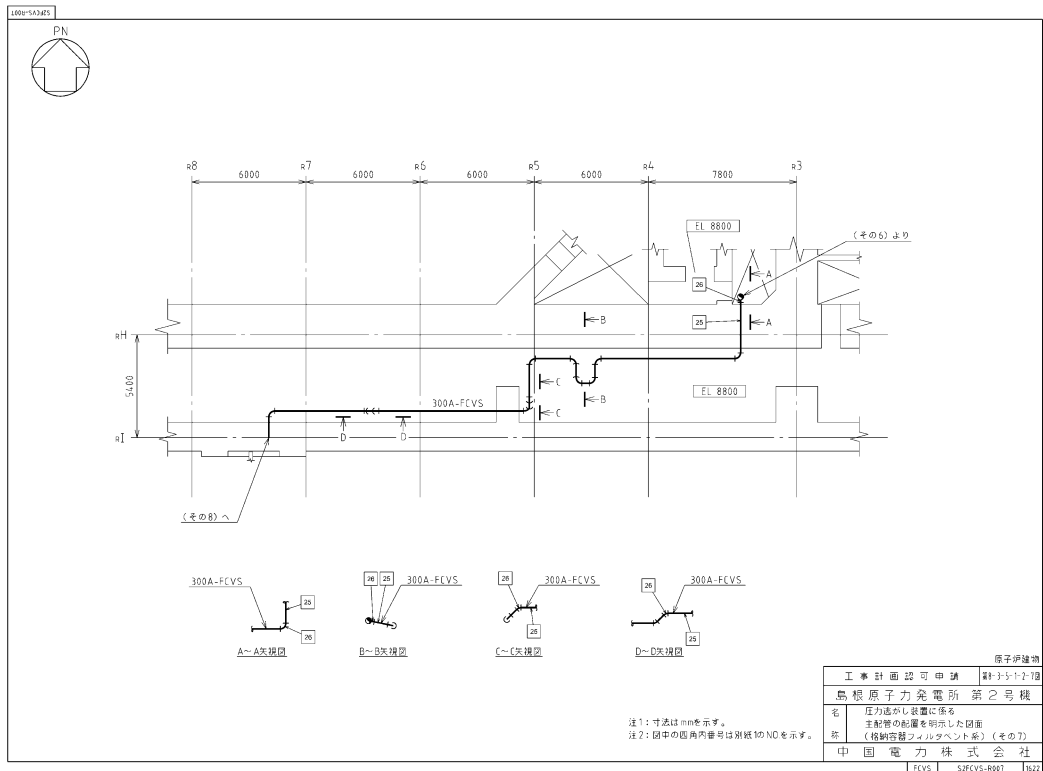


図2-23 格納容器フィルタベント系 配管ルート図 (拡大図) (7/18)

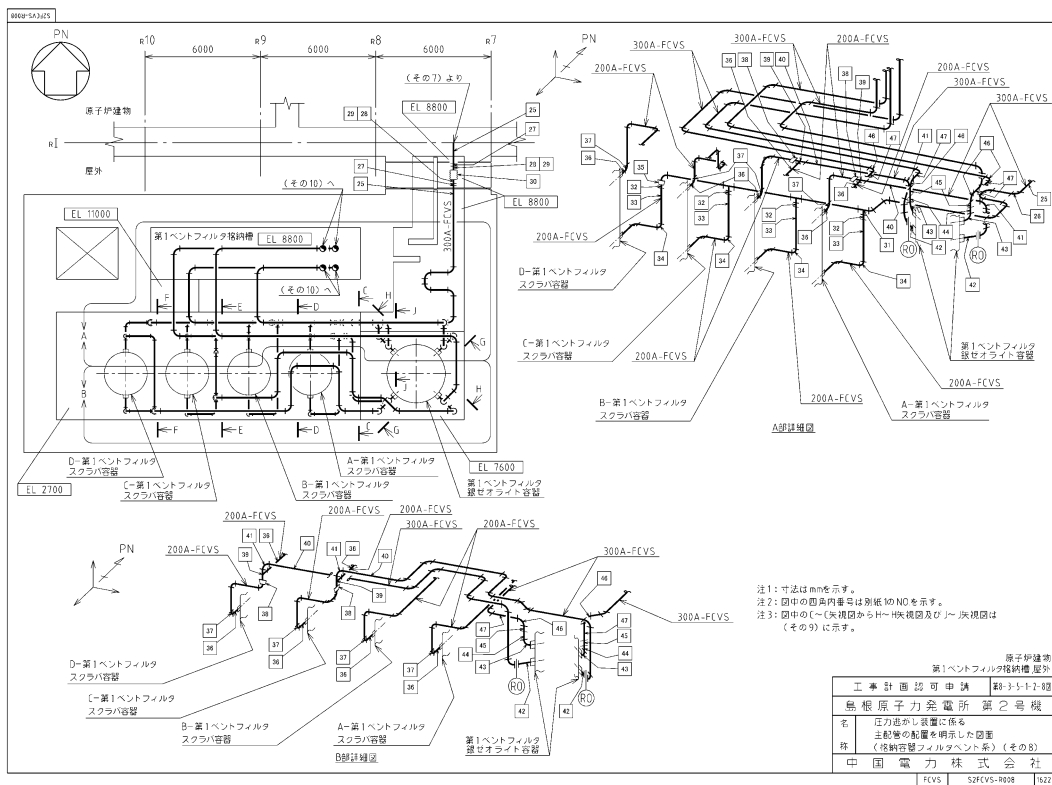


図2-24 格納容器フィルタベント系 配管ルート図 (拡大図) (8/18)

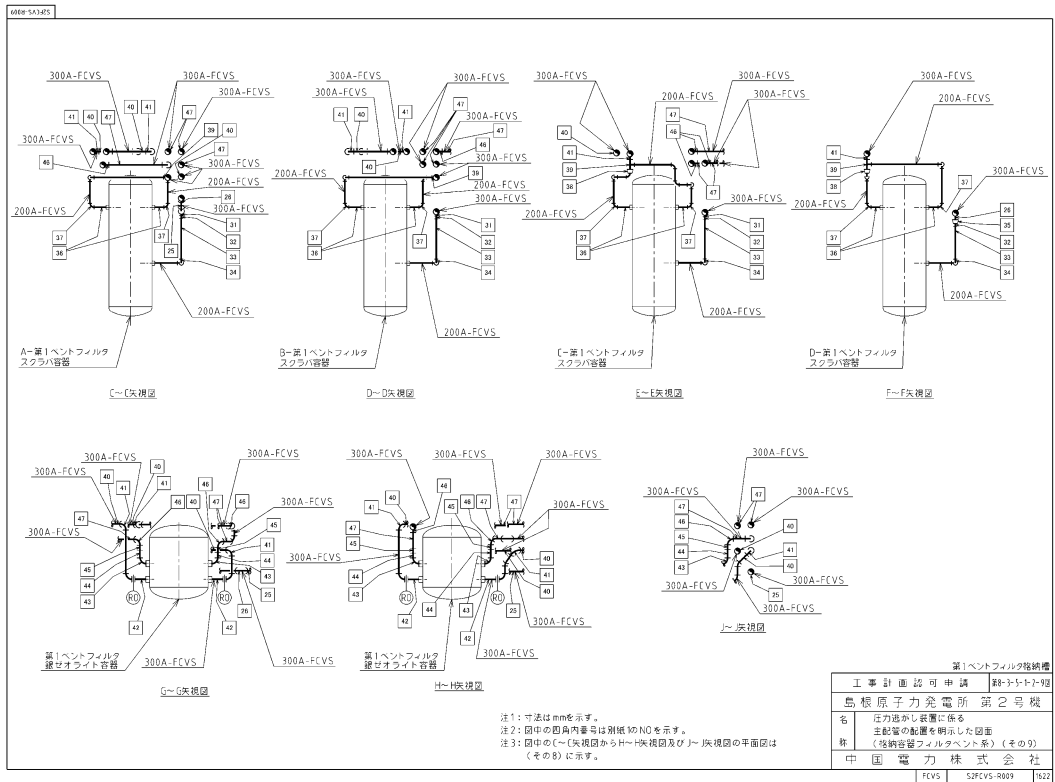


図2-25 格納容器フィルタベント系 配管ルート図 (拡大図) (9/18)

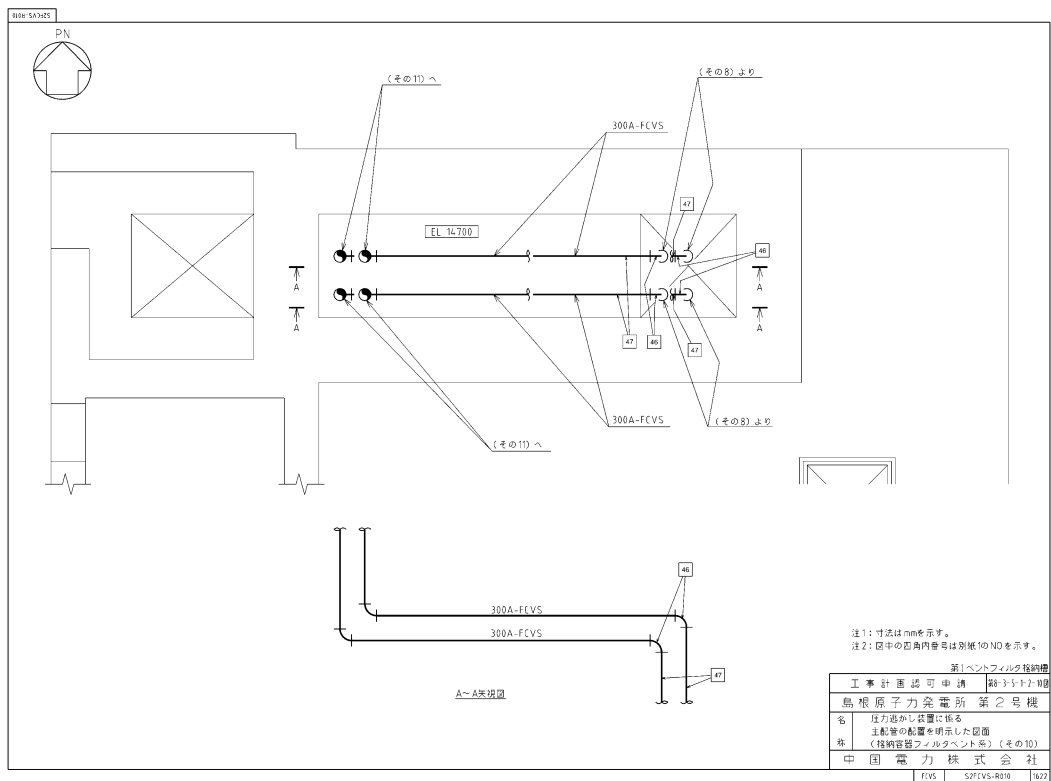


図2-26 格納容器フィルタベント系 配管ルート図 (拡大図) (10/18)

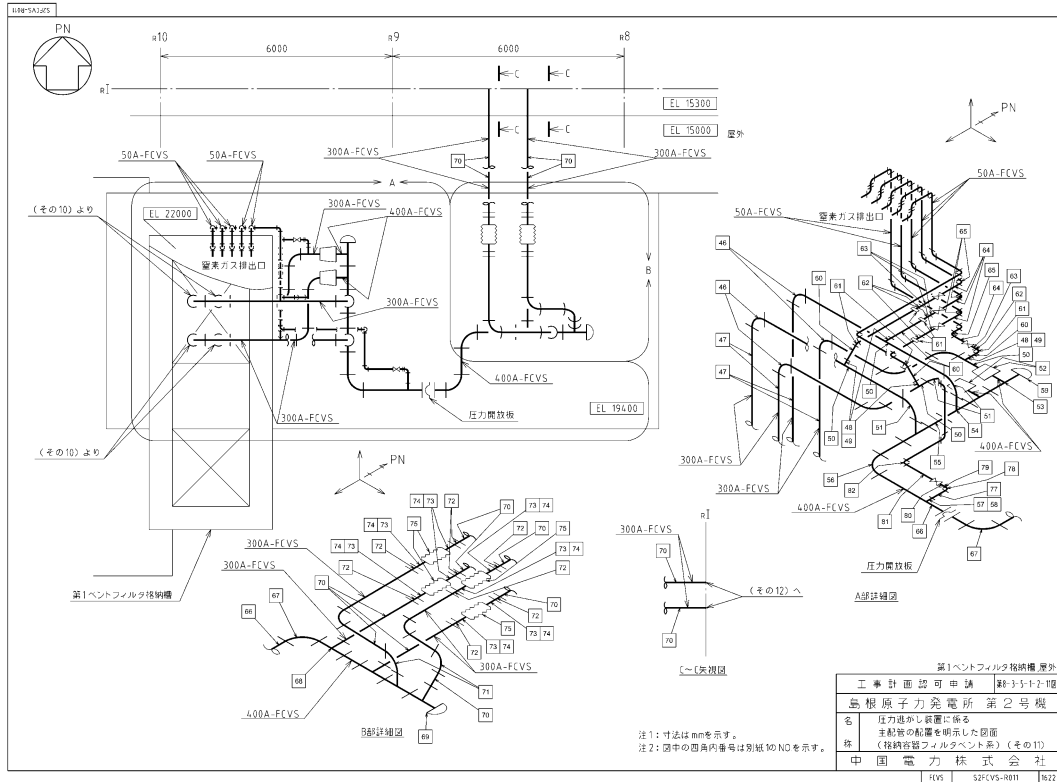


図2-27 格納容器フィルタベント系 配管ルート図 (拡大図) (11/18)

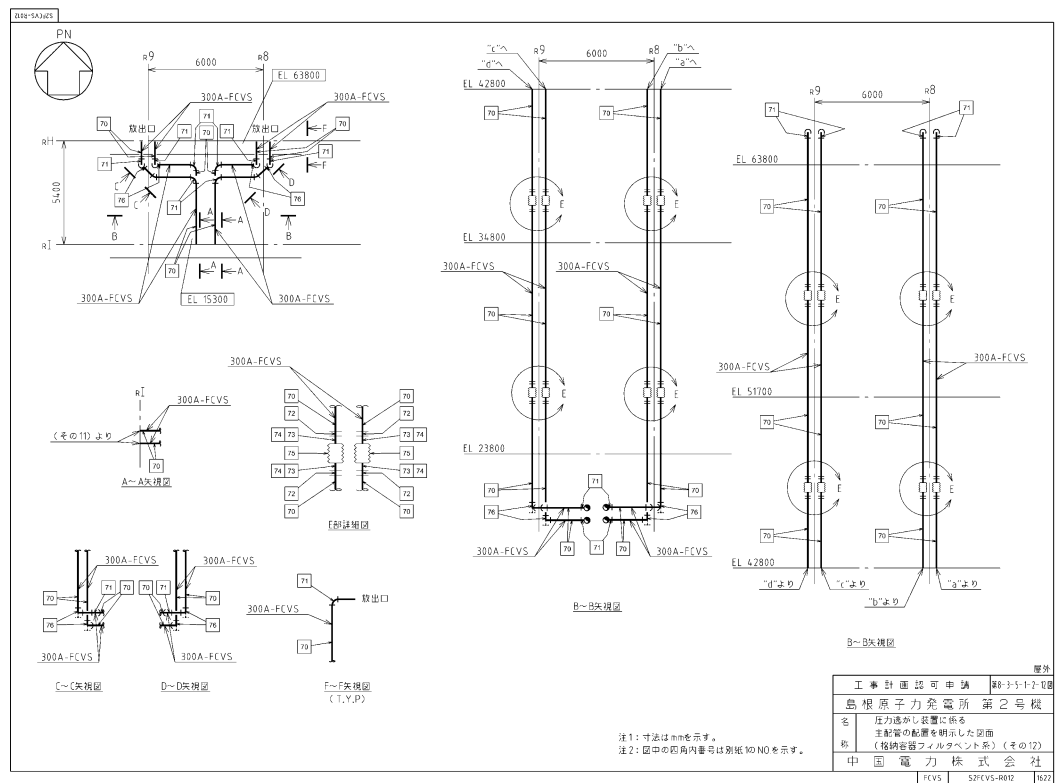


図2-28 格納容器フィルタベント系 配管ルート図 (拡大図) (12/18)

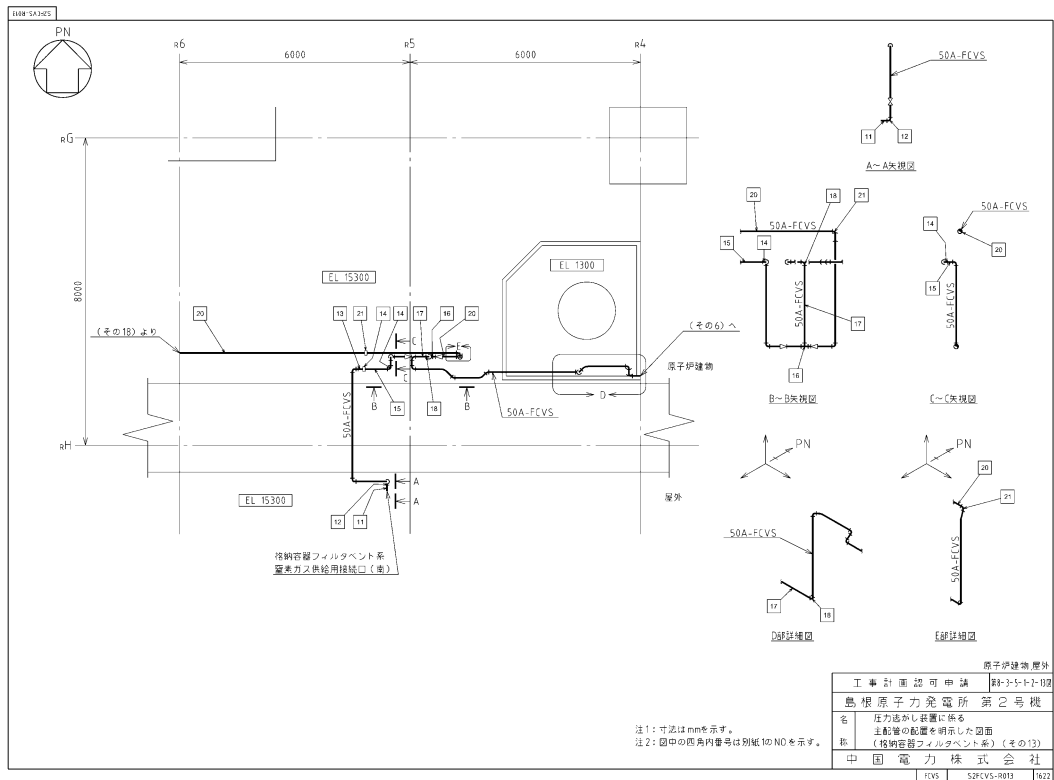


図2-29 格納容器フィルタベント系 配管ルート図 (拡大図) (13/18)

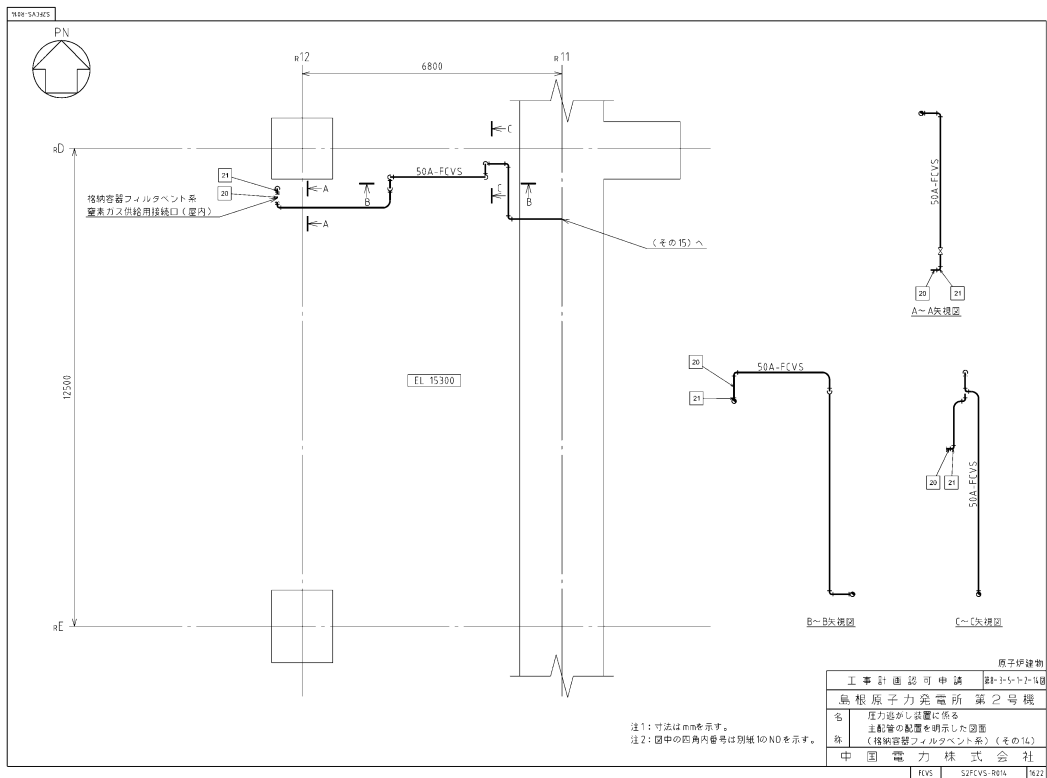


図2-30 格納容器フィルタベント系 配管ルート図 (拡大図) (14/18)

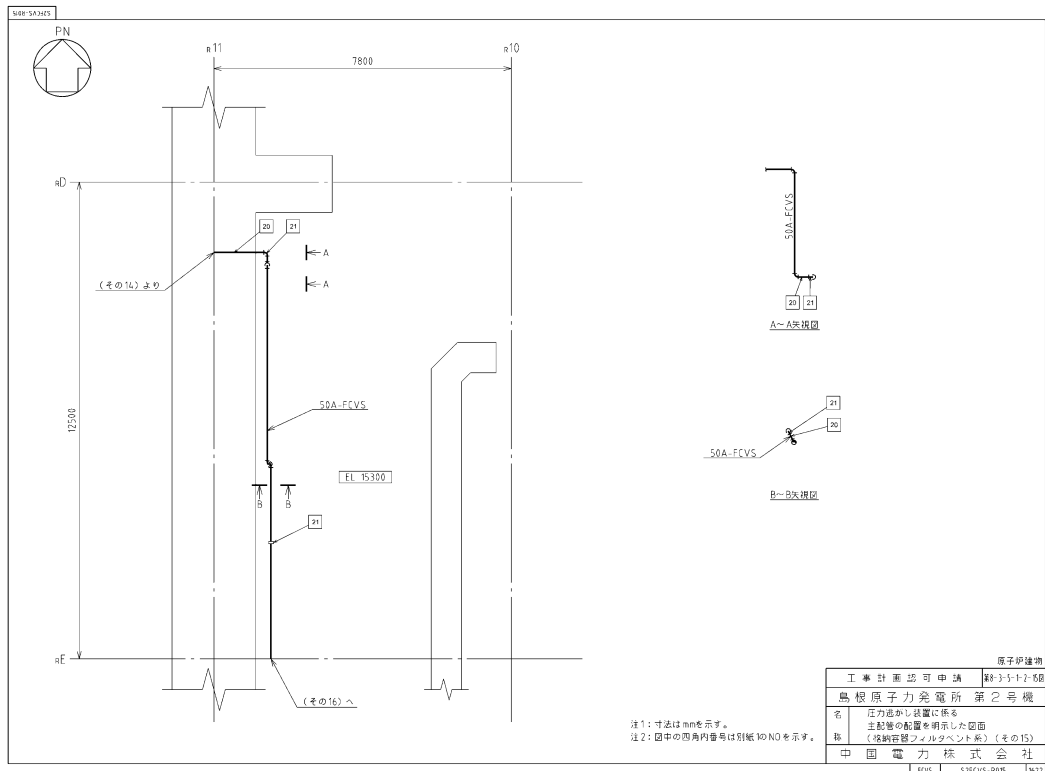


図2-31 格納容器フィルタベント系 配管ルート図 (拡大図) (15/18)

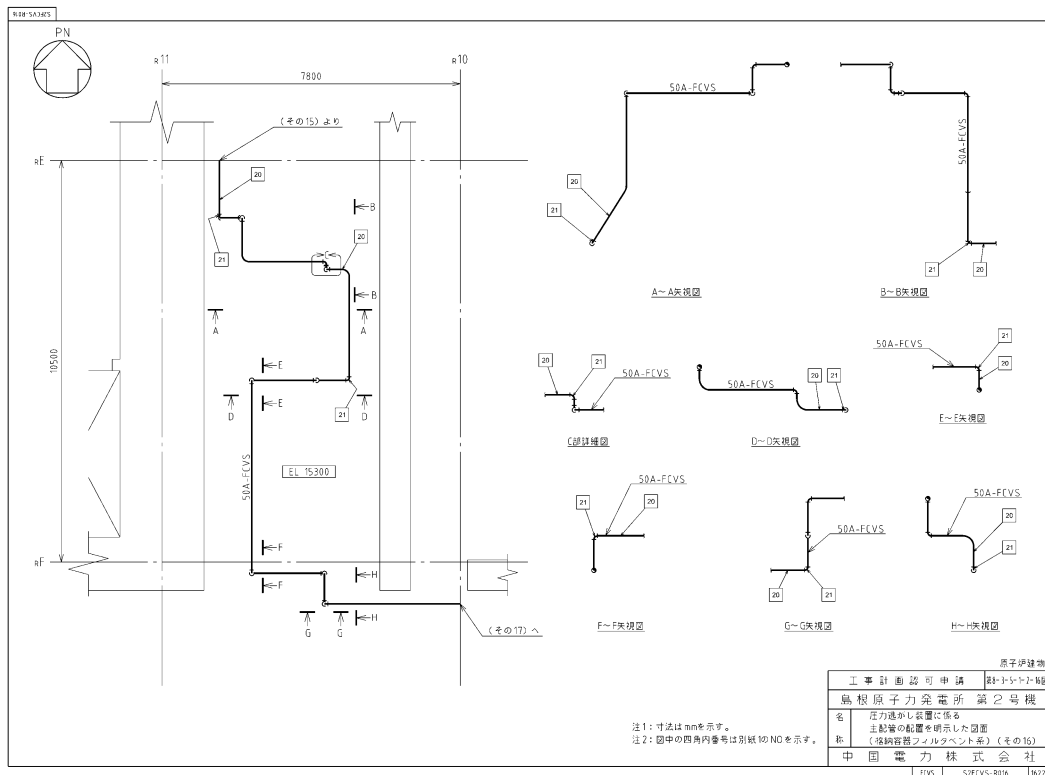


図2-32 格納容器フィルタベント系 配管ルート図 (拡大図) (16/18)



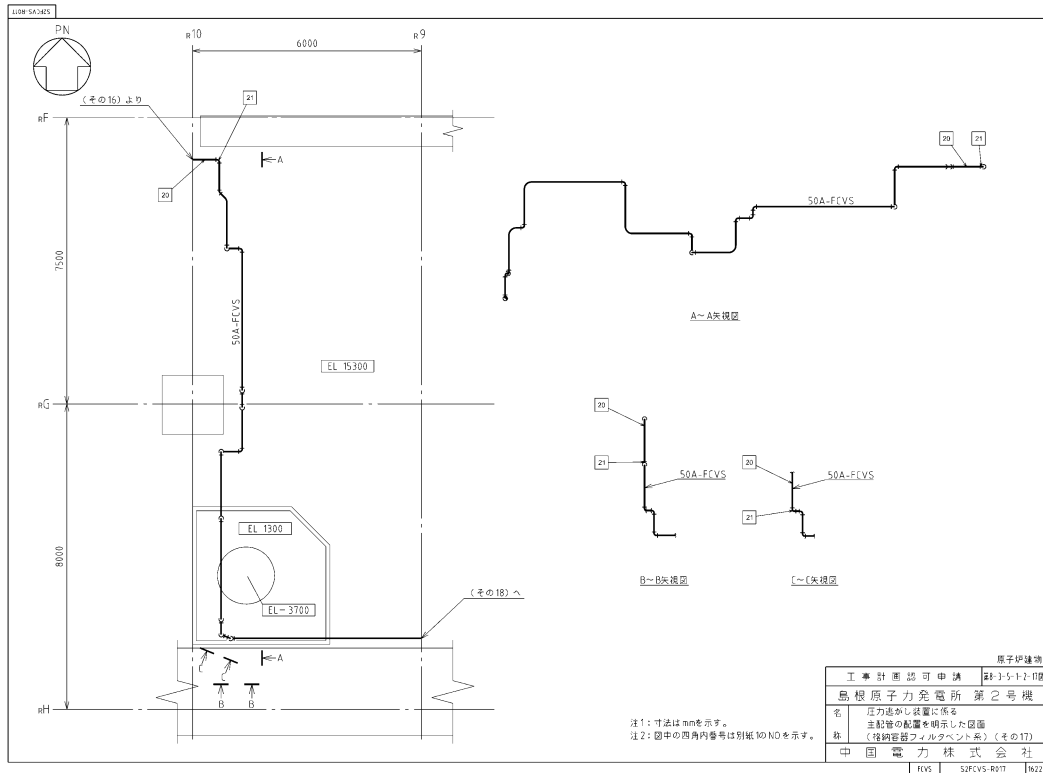


図2-33 格納容器フィルタベント系 配管ルート図 (拡大図) (17/18)

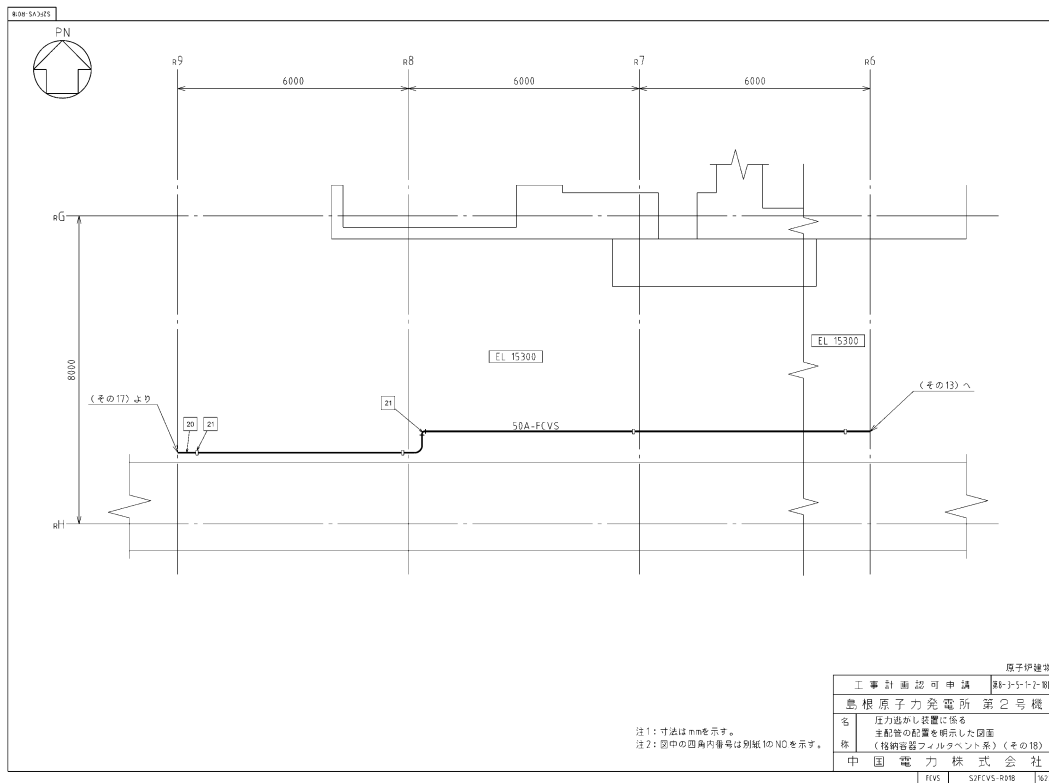


図2-34 格納容器フィルタベント系 配管ルート図 (拡大図) (18/18)

## 2.4 付帯設備

### 2.4.1 計装設備

格納容器フィルタベント系の計装設備は、各運転状態において、設備の状態を適切に監視するため、第1ベントフィルタ出口水素濃度、第1ベントフィルタ出口放射線モニタ及び第1ベントフィルタスクラバ容器周り計装設備にて構成する。

#### (1) 第1ベントフィルタ出口水素濃度

可搬型設備（車両）である第1ベントフィルタ出口水素濃度は、系統内の水素濃度が可燃限界4vol%以下に維持されていることを監視するため、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器出口配管に設置する。

ベント停止前には、第1ベントフィルタスクラバ容器入口配管に窒素ガスを供給し、ベント停止後も連続的に系統内に残留するガスを掃気することで、水素ガスが可燃限界に至ることはない。また、第1ベントフィルタスクラバ容器内の放射性物質を保持するスクラビング水より放射線分解で発生する水素ガスは、窒素ガスを供給することで第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器出口配管を通過して掃気され、可燃限界に至ることはない。

水素濃度の計測は、ベント停止前の原子炉格納容器への窒素ガス供給時に開始する。

第1ベントフィルタ出口水素濃度の計測範囲は、0～100vol%とし、0～20vol%に切り替えて計測できる設計とする。計測した水素濃度は、中央制御室及び緊急時対策所で監視可能な設計とする。

第1ベントフィルタ出口水素濃度は、重大事故等時に常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機及び可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車から給電可能な構成とする。

第1ベントフィルタ出口水素濃度の仕様を表2-8に示す。

表2-8 第1ベントフィルタ出口水素濃度の主要仕様

種 類	熱伝導式水素検出器
計測範囲	0～20vol% / 0～100vol%
個 数	1(予備1)
使用電源	交流電源

#### (2) 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ

第1ベントフィルタ出口放射線モニタは、大気へ放出する放射性物質濃度を監視する目的で、排気中の放射性物質からのγ線強度を計測するため、第1ベント

フィルタ出口配管近傍に設置する。

第1ベントフィルタ出口放射線モニタの計測範囲は、ベント実施時に想定される排気中の放射性物質が第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器出口配管に内包された時の最大の線量当量率を計測できる範囲として、炉心損傷している場合は $10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$ （高レンジ用）を、炉心損傷していない場合は $10^{-3} \sim 10^4 \text{mSv/h}$ （低レンジ用）を計測範囲としている。計測した線量当量率は、中央制御室及び緊急時対策所で監視可能な設計とする。

第1ベントフィルタ出口放射線モニタは、系統待機時には非常用所内電気設備より受電しているが、重大事故等時で非常用所内電気設備から受電できない場合には、常設代替直流電源設備であるSA用115V系蓄電池並びに可搬型直流電源設備である高圧発電機車及び常設充電器から給電可能な構成とする。

第1ベントフィルタ出口放射線モニタの仕様を表2-9に示す。

表2-9 第1ベントフィルタ出口放射線モニタの主要仕様

	高レンジ用	低レンジ用
種類	電離箱式	電離箱式
計測範囲	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	$10^{-3} \sim 10^4 \text{mSv/h}$
個数	2	1
使用電源	直流電源	直流電源

### (3) 第1ベントフィルタスクラバ容器周り計装設備

系統待機時、系統運転時及び事故収束時の各状態において、第1ベントフィルタスクラバ容器の水位、圧力及び温度並びにスクラビング水pHを監視するため、第1ベントフィルタスクラバ容器周辺に水位計、圧力計、温度計及びpH計を設置し、中央制御室、緊急時対策所及び一部現場において監視できる設計とする。

第1ベントフィルタスクラバ容器周り計装設備のうち水位計、圧力計及び温度計は、系統待機時には非常用所内電気設備より受電しているが、重大事故等時で非常用所内電気設備から受電できない場合には、常設代替直流電源設備であるSA用115V系蓄電池並びに可搬型直流電源設備である高圧発電機車及び常設充電器から給電可能な構成とする。

また、pH計は、系統待機時には代替所内電気設備より受電しており、重大事故等時は常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機及び可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車から給電可能な構成とする。

なお、第1ベントフィルタスクラバ容器周り計装設備のうち、フィルタ装置出口配管圧力計及びスクラバ水pH計は、系統待機時以外の系統運転時及び事故収束時は監視する必要がないため、自主対策設備とする。また、スクラバ容器水位計

は、中央制御室にて監視が可能であるため、現場計器は自主対策設備とする。

(4) 各状態における監視の目的

a. 系統待機状態

格納容器フィルタベント系の系統待機時の状態を、以下のとおり確認する設計とする。

(a) 第1ベントフィルタスクラバ容器の性能に影響するパラメータの確認

スクラバ容器水位計にて、スクラビング水の水位が、系統待機時の設定範囲内（1700mm～1900mm）にあることを監視することで、要求される放射性物質の除去性能が発揮できることを確認する。

系統待機時における水位の範囲は、ベント実施時のスクラビング水の水位変動を考慮しても放射性物質の除去性能を維持し、ベント実施後7日間は水補給が不要となるよう設定している。

また、スクラバ水pH計にて、pHがアルカリ性の状態（系統待機時においてpH13以上）であることを監視することで、第1ベントフィルタスクラバ容器の性能維持に影響がないことを確認する。

(b) 系統不活性状態の確認

フィルタ装置出口配管圧力計及びスクラバ容器圧力計にて、封入した窒素圧力（kPa程度）を継続監視することによって、系統内の不活性状態を確認する。

また、フィルタ装置出口配管圧力計にて、点検後の窒素置換操作を実施した際に、現場で圧力を監視することで、配管内が不活性状態になったことを把握できる。

b. 系統運転状態

格納容器フィルタベント系の運転時の状態を、以下のとおり確認する設計とする。

(a) 原子炉格納容器内の雰囲気ガスが第1ベントフィルタスクラバ容器へ導かれていることの確認

スクラバ容器圧力計にて、ベント実施により圧力が上昇し、ベント継続により原子炉格納容器の圧力に追従して圧力が低下傾向を示すことで、原子炉格納容器内の雰囲気ガスが第1ベントフィルタスクラバ容器に導かれていることを確認する。

また、スクラバ容器温度計にて、ベント実施によりスクラビング水が系統待機状態から飽和温度まで上昇することを監視することで、原子炉格納容器

のガスが第1ベントフィルタスクラバ容器に導かれていることを確認する。さらに、第1ベントフィルタ出口放射線モニタが初期値から上昇することを計測することにより、ベントガスが通気されていることを把握できる。

(b) 第1ベントフィルタスクラバ容器の性能に影響するパラメータの確認

スクラバ容器水位計にて、スクラビング水の水位が、ベント実施中の下限水位から上限水位の範囲内（）にあることを監視することで、要求される放射性物質の除去性能が維持できることを確認する。

ベント実施中における下限水位については、ベンチュリノズルが水没していることを確認するため、上限水位については、金属フィルタの性能に影響がないことを確認するためにそれぞれ設定する。

(c) ベントガスが放出されていることの確認

第1ベントフィルタ出口放射線モニタにて、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器出口を通過するガスに含まれる放射性物質からのγ線強度を計測することで、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器出口配管よりベントガスが放出されていることを確認する。

c. 事故収束状態

格納容器フィルタベント系の事故収束時の状態を以下のとおり確認する設計とする。

(a) 系統内に水素ガスが滞留していないことの確認

可搬型設備（車両）である第1ベントフィルタ出口水素濃度にて、ベント停止前の原子炉格納容器への窒素ガス供給時に測定を開始し、ベント停止後においても測定を継続し、可搬式窒素供給装置による窒素パージが確実に実施されていることを確認する。

(b) 第1ベントフィルタスクラバ容器の状態確認

第1ベントフィルタスクラバ容器に異常がないことを確認するため、スクラバ容器水位計にて、スクラビング水の水位が確保されていること（第1ベントフィルタスクラバ容器のスクラビング水の移送後を除く。）、スクラバ容器温度計にて温度の異常な上昇がないこと及び第1ベントフィルタ出口放射線モニタにて放射性物質の放出がないことを確認する。

(5) 計装設備の仕様

第1ベントフィルタスクラバ容器のスクラビング水の水位について図2-35

に，計装設備の概略構成を図2-36に，仕様を表2-10に示す。

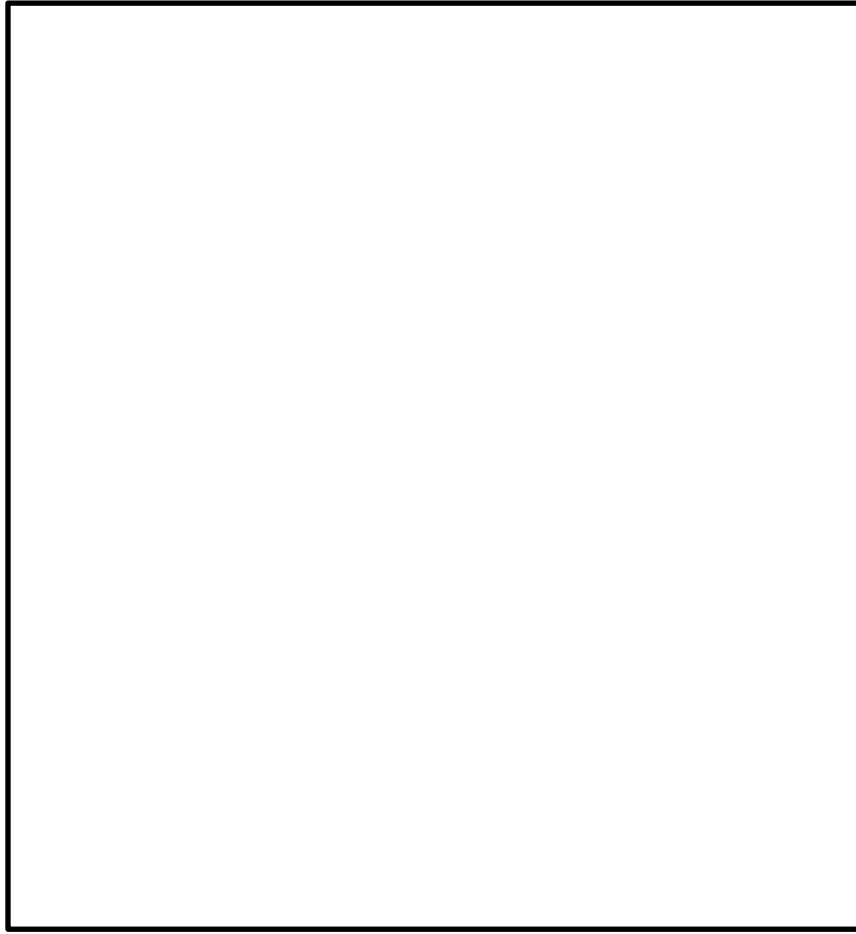


図2-35 スクラビング水の水位

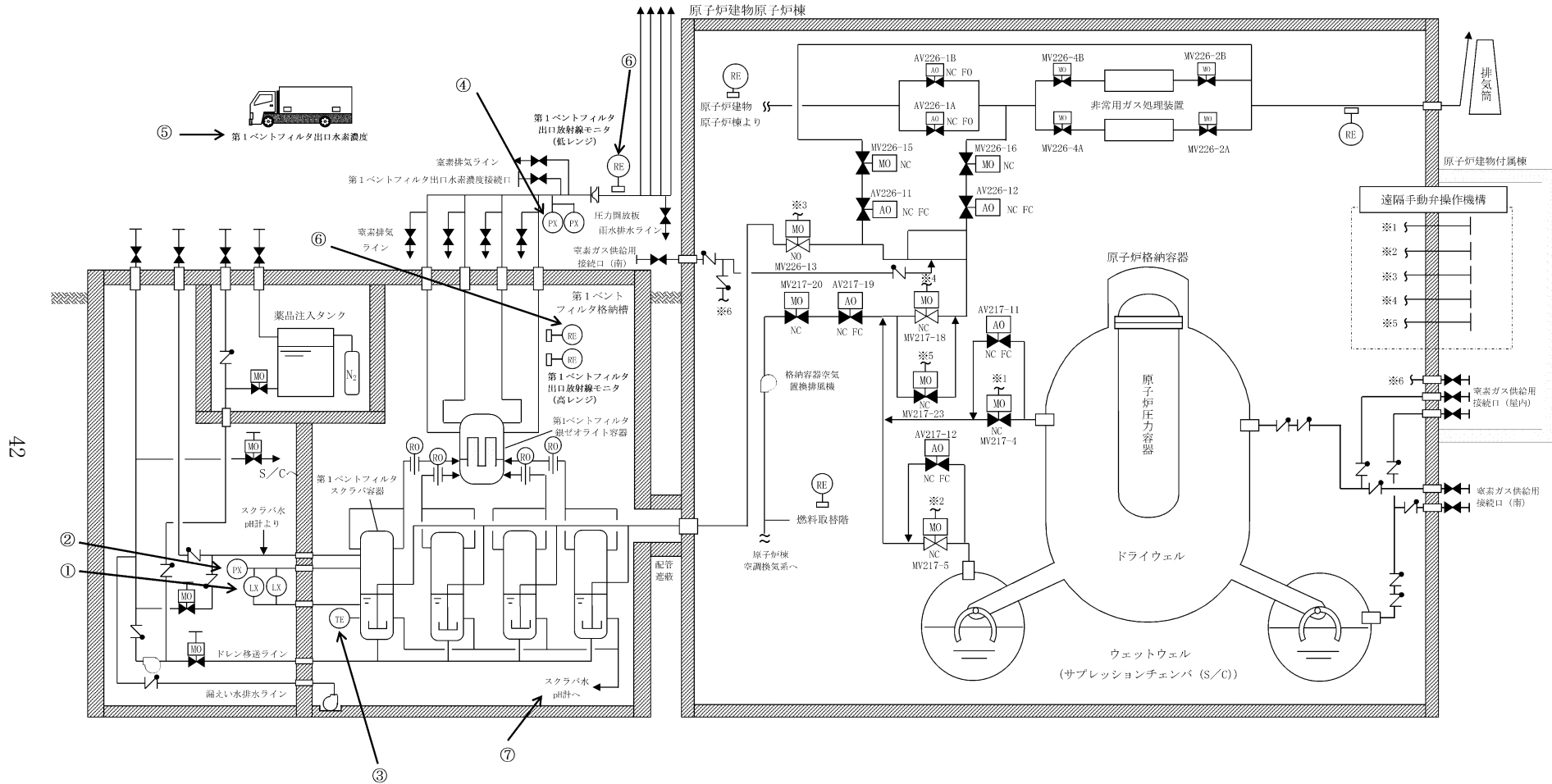


図2-36 格納容器フィルタベント系の計装設備 概略構成図

表2-10 計装設備主要仕様

監視パラメータ*1	監視目的	計測範囲	計測範囲の根拠	検出器 個数	監視場所
①スクラバ容器水位	第1ベントフィルタスクラバ容器性能維持のための水位監視	□	系統待機時における水位の範囲（1700mm～1900mm）及びベント実施時の下限水位から上限水位の範囲（□）を計測可能な範囲とする。	8	中央制御室 緊急時対策所 現場
②スクラバ容器圧力	系統運転中に格納容器内雰囲気ガスが第1ベントフィルタスクラバ容器へ導かれていることの確認	0～1MPa[gage]	系統運転中に、格納容器フィルタベント系の最高使用圧力である853kPa[gage]（2Pd）が監視可能。また、系統待機時に、窒素置換（□kPa[gage]程度）が維持されていることを計測可能な範囲とする。	4	中央制御室 緊急時対策所
③スクラバ容器温度	第1ベントフィルタスクラバ容器の温度監視	0～300℃	系統の最高使用温度（200℃）を計測可能な範囲とする。	4	中央制御室 緊急時対策所
④フィルタ装置出口配管圧力*2	系統待機時の窒素封入による不活性状態の確認	0～100kPa[gage]	系統待機時に、窒素置換（□kPa[gage]程度）が維持されていることを計測可能な範囲とする。	2	中央制御室 緊急時対策所
⑤第1ベントフィルタ出口水素濃度	事故収束時の系統内の水素濃度の確認	0～20vol%/ 0～100vol%	事故収束時に、格納容器フィルタベント系の配管内に滞留する水素濃度が可燃限界（4vol%）未満であることを計測可能な範囲とする。	1 (予備1)	中央制御室 緊急時対策所
⑥第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	系統運転中に放出される放射性物質濃度の確認	高レンジ： 10 <sup>-2</sup> ～10 <sup>5</sup> Sv/h	系統運転中に、想定される第1ベントフィルタ出口の最大放射線量率を計測可能な範囲とする。	2	中央制御室 緊急時対策所
		低レンジ： 10 <sup>-3</sup> ～10 <sup>4</sup> mSv/h		1	
⑦スクラバ水pH*2	第1ベントフィルタスクラバ容器性能維持のためのpH監視	pH 0～14	系統待機時に、スクラビング水のpH（pH 0～14）が計測可能な範囲とする。	2	中央制御室 緊急時対策所

注記\*1：監視パラメータの数字は図2-36の○数字に対応する。

\*2：自主対策設備



#### 2.4.2 電源設備

ベントガスの流路となる配管に設置される電動弁及び計装設備については，系統待機時には非常用所内電気設備又は常用電源（外部電源）を受電しているSA母線より受電しているが，重大事故等時で非常用所内電気設備およびSA母線から受電できない場合には，常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機，可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車，常設代替直流電源設備であるSA用115V系蓄電池並びに可搬型直流電源設備である高圧発電機車及び常設充電器から給電可能な構成とする。電源構成を図2-37～38に示す。

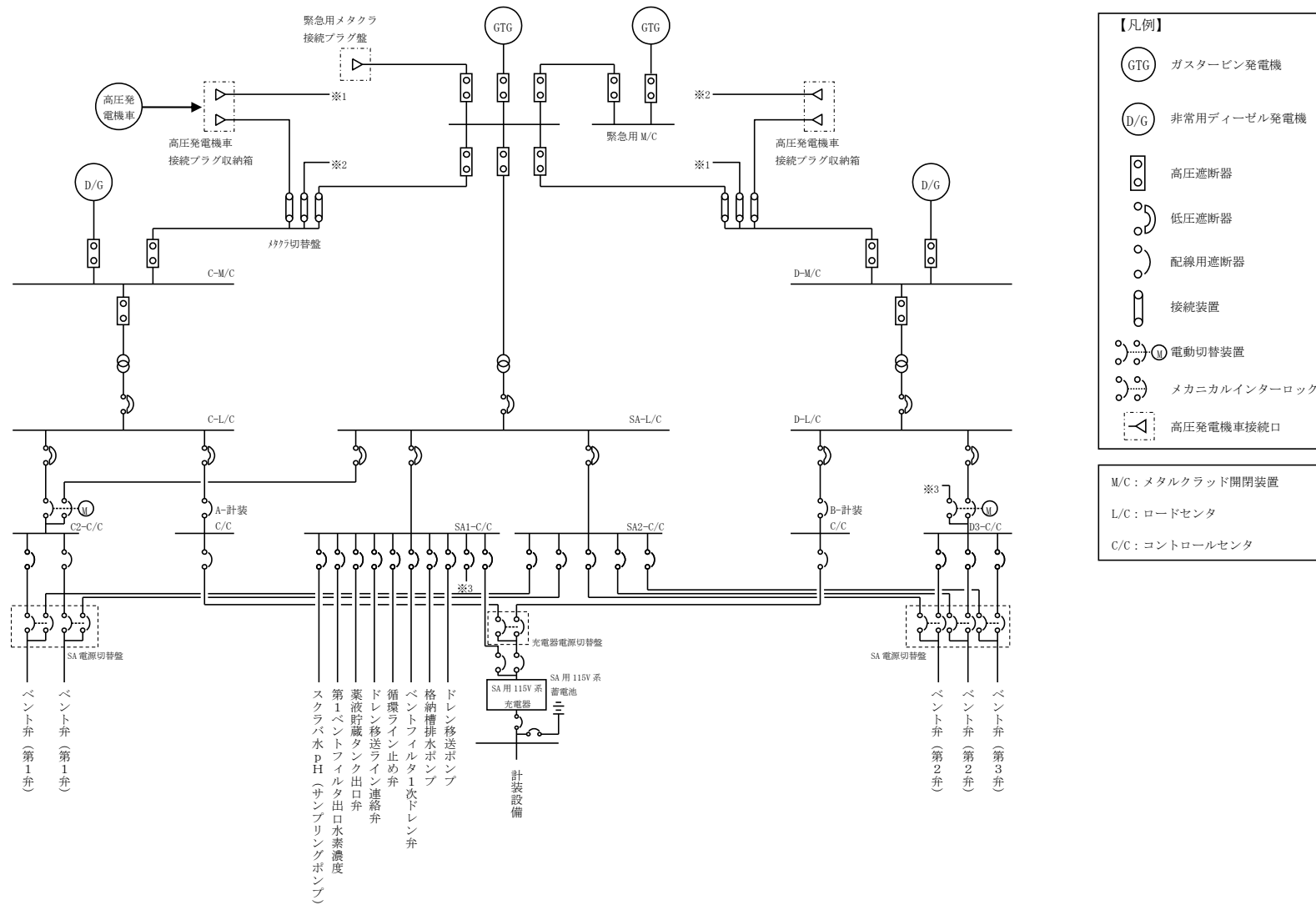


図2-37 格納容器フィルタベント系 電源構成図 (交流電源)

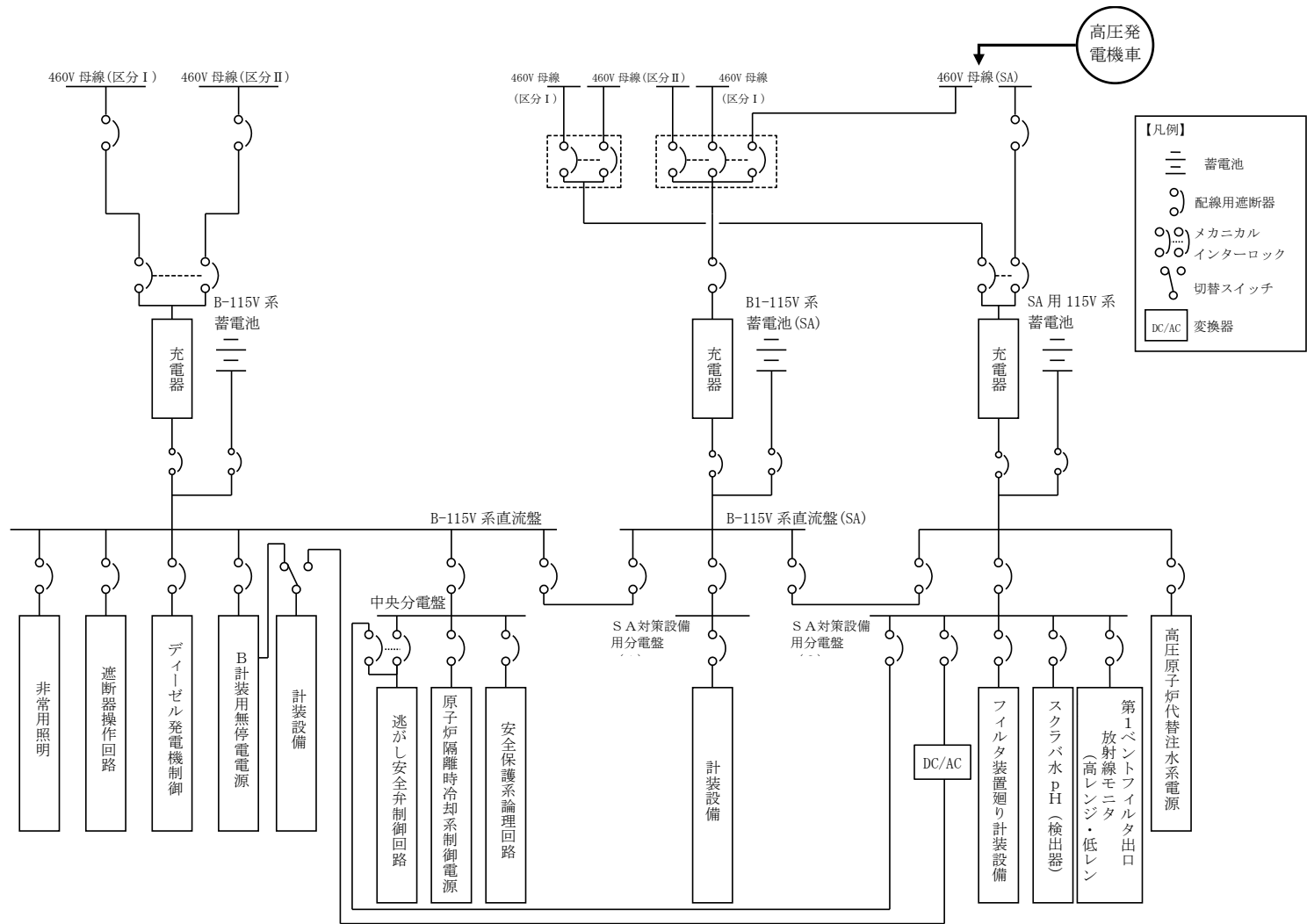


図2-38 格納容器フィルタベント系 電源構成図 (直流電源)

### 2.4.3 補給設備（自主対策設備）

系統待機状態において、第1ベントフィルタスクラバ容器はスクラビング水を貯留している状態であるが、重大事故等時において格納容器フィルタベント系を使用した場合、保持した放射性物質の崩壊熱によりスクラビング水が蒸発し、水位が低下する。このような状況に備え、第1ベントフィルタスクラバ容器には第1ベントフィルタ格納槽外から給水できるよう接続口を設け、大量送水車からのスクラビング水の補給、薬品注入タンク及びドレン移送ポンプからの薬品の補給を可能とする設計とする。

補給設備の仕様を表2-11に、概要を図2-39に示す。

表2-11 補給設備主要仕様

#### (1) 配管

口 径	100A, 80A, 50A, 25A
材 質	ステンレス鋼 (SUS316LTP)

#### (2) 薬品注入タンク

材 質	ステンレス鋼 (SUS316L)
容 量	0.83m <sup>3</sup>
基 数	1

#### (3) ドレン移送ポンプ

### 2.4.5 排水設備と兼用

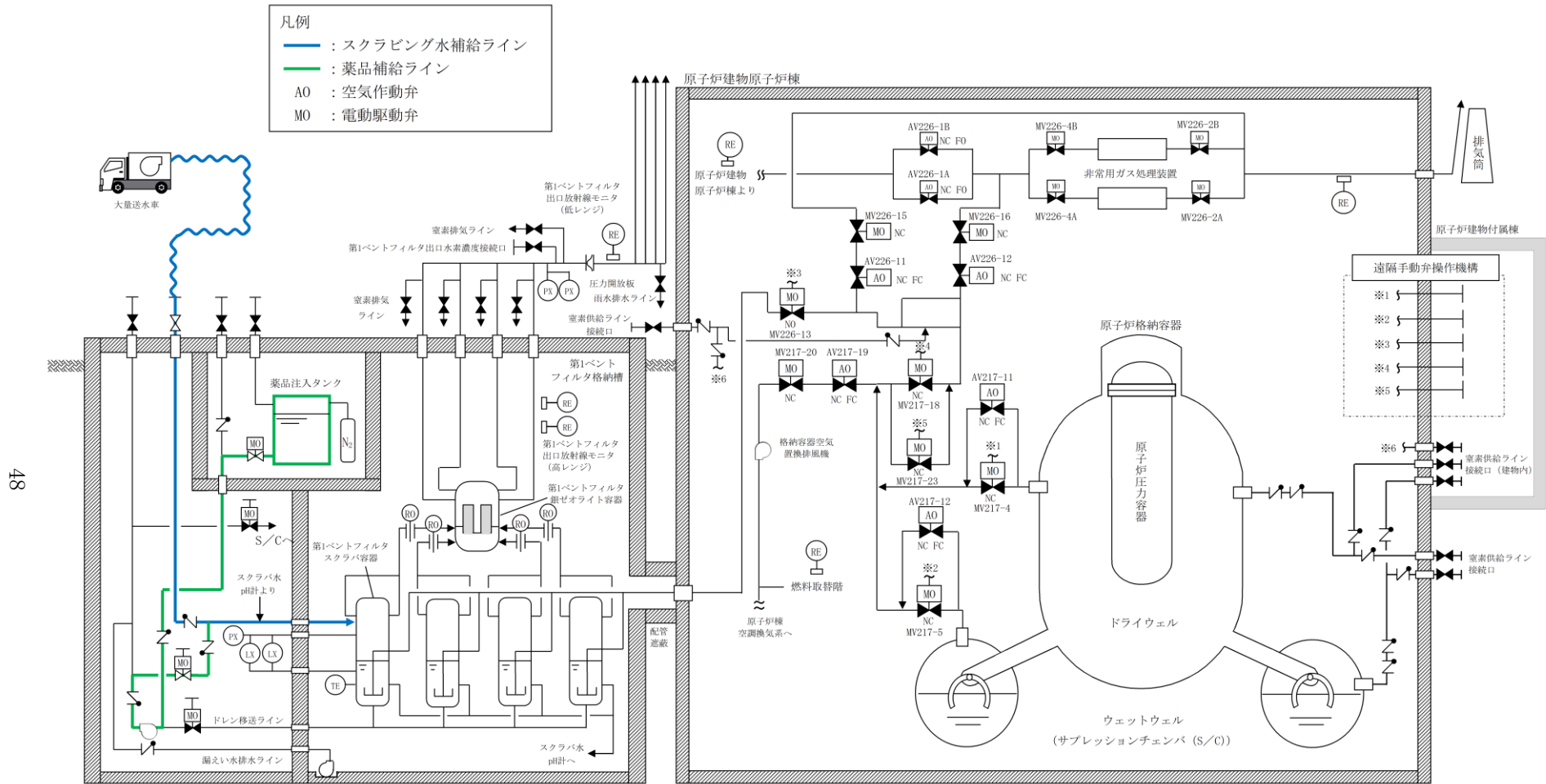


図2-39 補給設備概要図

#### 2.4.4 可搬式窒素供給装置

ベント停止後、スクラビング水の放射線分解によって発生する水素ガスにより系統内の水素濃度が上昇する可能性があるため、ベント停止前には窒素ガスを供給し、ベント停止後も連続的に系統内の水素濃度が可燃限界を超えないように希釈、掃気するために、可搬式窒素供給装置を設ける。また、系統待機時に系統内を窒素ガスで置換し、ベントガスに含まれる水素ガスによる爆発を防止するために、可搬式窒素供給装置を設ける。

窒素ガスの供給は、可搬式窒素供給装置により行う。第2弁の下流配管から窒素供給ラインを分岐し、屋外及び原子炉建物附属棟内に接続口を設け、可搬式窒素供給装置を可搬ホースにて接続する。

可搬式窒素供給装置の仕様を表2-12に、窒素供給配管の仕様を表2-13、可搬式窒素供給装置の概要を図2-40に、可搬式窒素供給装置の構造を図2-41に、可搬式窒素供給装置の構成概略を図2-42に示す。

表2-12 可搬式窒素供給装置主要仕様

種 類	圧力変動吸着式
容 量	100m <sup>3</sup> /h [normal]
純 度	99.9vol%
供給圧力	0.6MPa [gage] 以上
台 数	1 (予備 1)

表2-13 窒素供給配管主要仕様

口 径	50A
材 質	炭素鋼 (STPT410), ステンレス鋼 (SUS304TP)

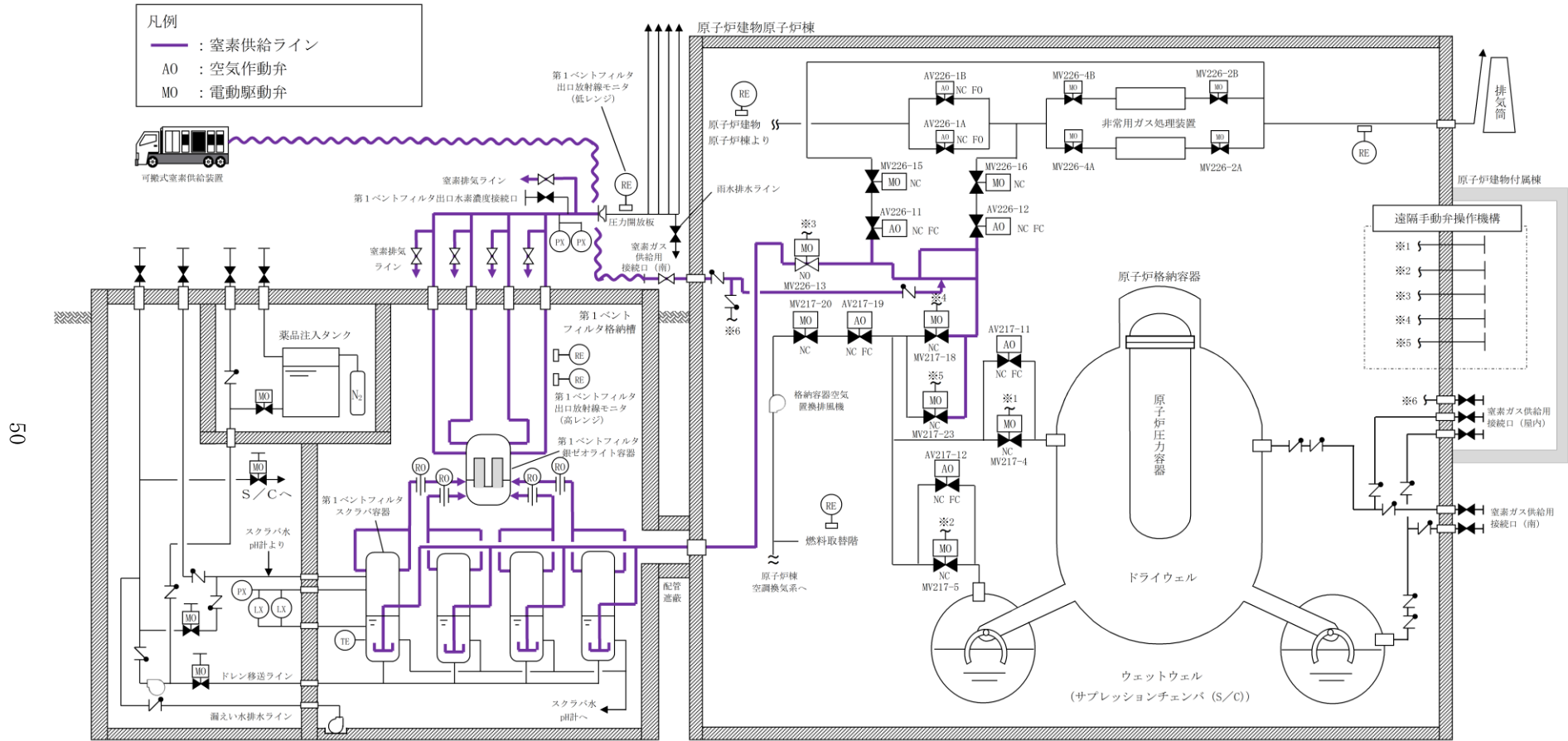


図2-40 可搬式窒素供給装置概要図

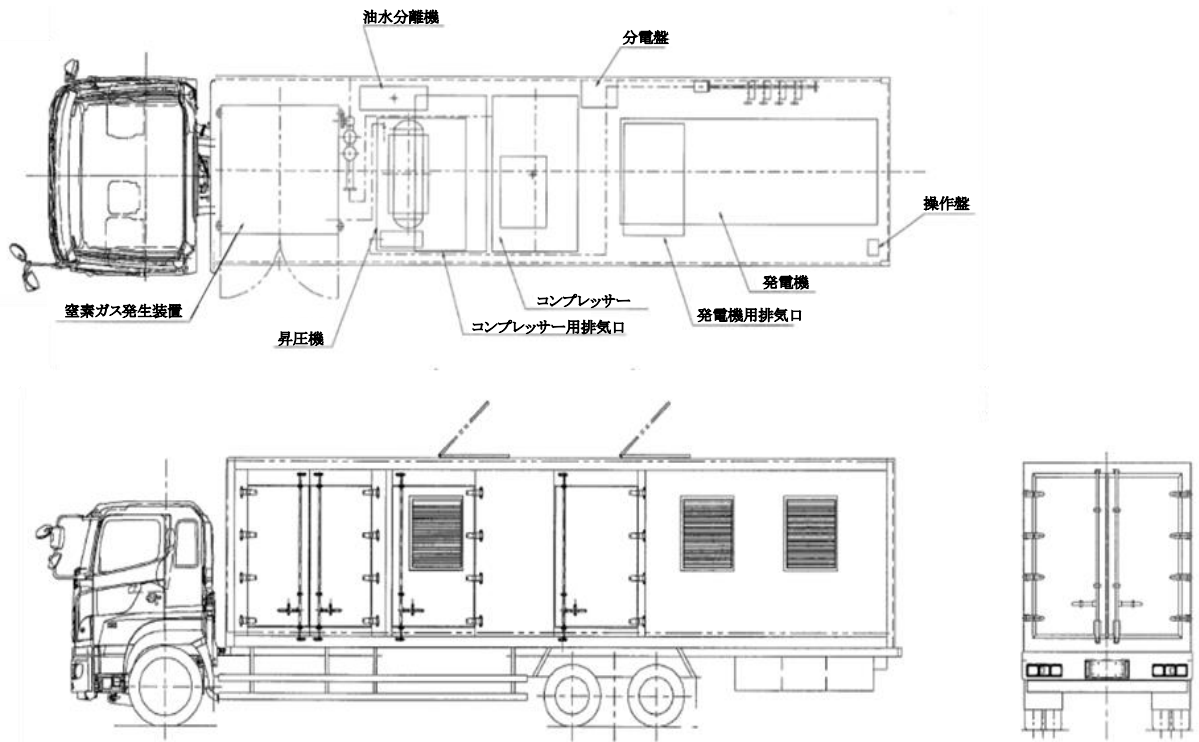


図2-41 可搬式窒素供給装置構造図

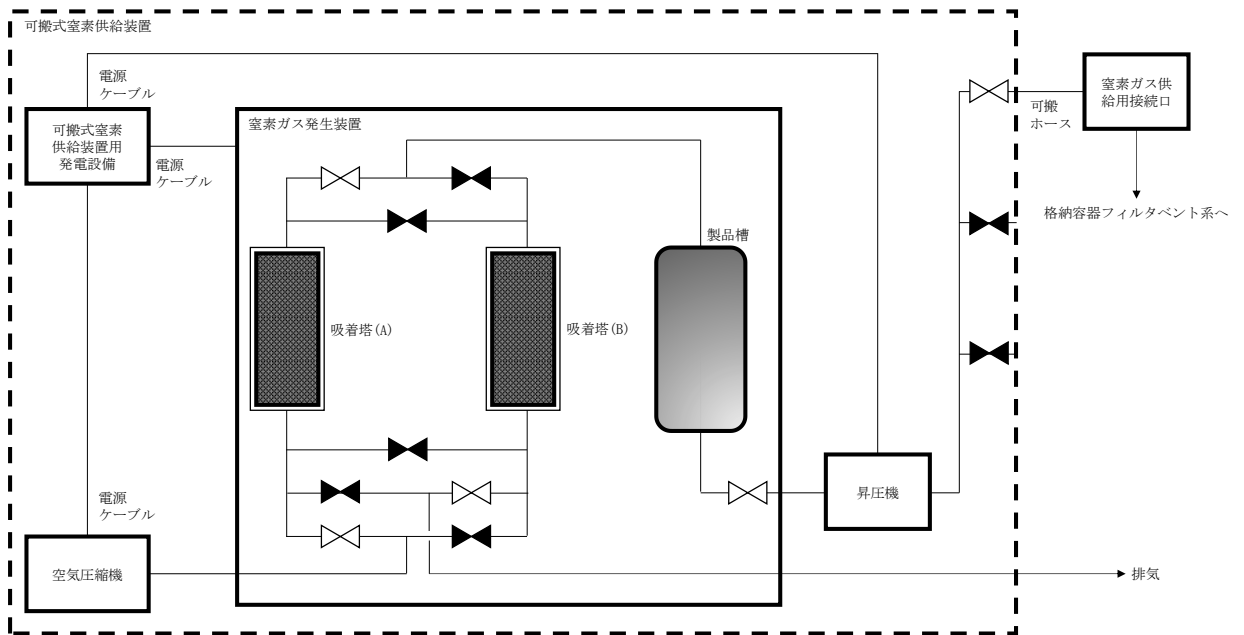


図2-42 可搬式窒素供給装置構成概略図



#### 2.4.5 排水設備（自主対策設備）

ベント停止後の放射性物質を含んだスクラビング水を原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）へ移送するためのドレン移送ポンプ及び配管，さらに，万一，放射性物質を含むスクラビング水が第1ベントフィルタ格納槽に漏えいした場合に，原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）に移送するための排水ポンプ及び配管を設置する。

排水設備の仕様を表2-14，排水設備の概要を図2-43に示す。

表2-14 排水設備主要仕様

##### (1) 配管

口 径	100A, 80A, 65A, 50A
材 質	ステンレス鋼 (SUS316LTP)

##### (2) ポンプ

	ドレン移送ポンプ	排水ポンプ
型式	キャンドポンプ	水中ポンプ
定格流量	10m <sup>3</sup> /h	2m <sup>3</sup> /min
定格揚程	70m	50m
個数	1	1
駆動方式	電動駆動（交流）	電動駆動（交流）

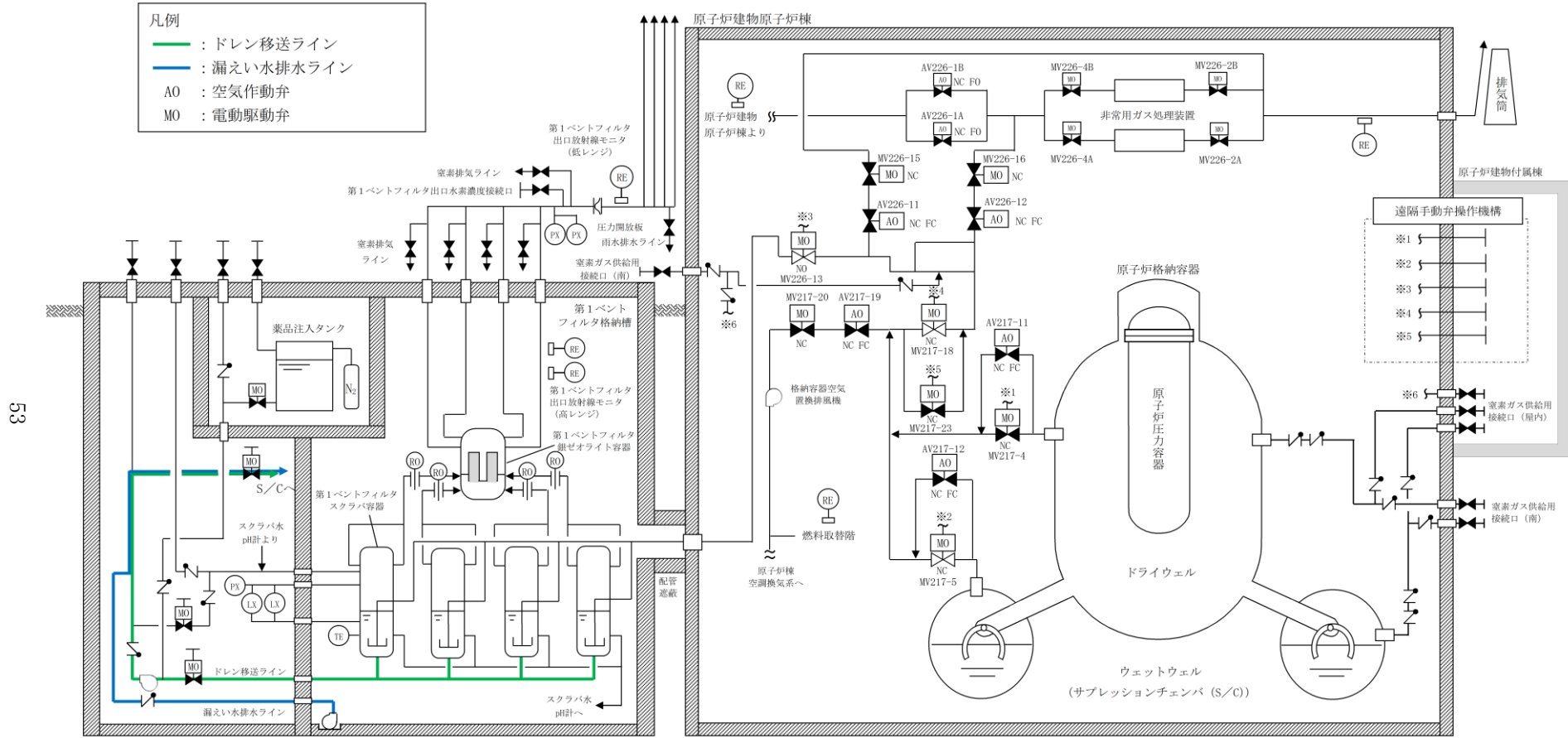


図2-43 排水設備概要図

#### 2.4.6 排気管排水設備（自主対策設備）

格納容器フィルタベント系排気管への雨水の滞留による配管腐食等を防止するため、排気管下端に設置した雨水排水ラインから、流入した雨水を排出可能な排気管排水設備（自主対策設備）を設置する。

また、雨水排水ラインの止め弁を常時開運用とすることにより、流入した雨水は排気管に蓄積せずに系外放出され、凍結による配管閉塞が生じることのない設計とする。

なお、雨水排水ラインの止め弁は、ベント実施前に人力で確実に閉操作する運用とし、ベントガスが雨水排水ラインを通して排出されることを防止する。

排気管排水設備の概要を図2-44に示す。

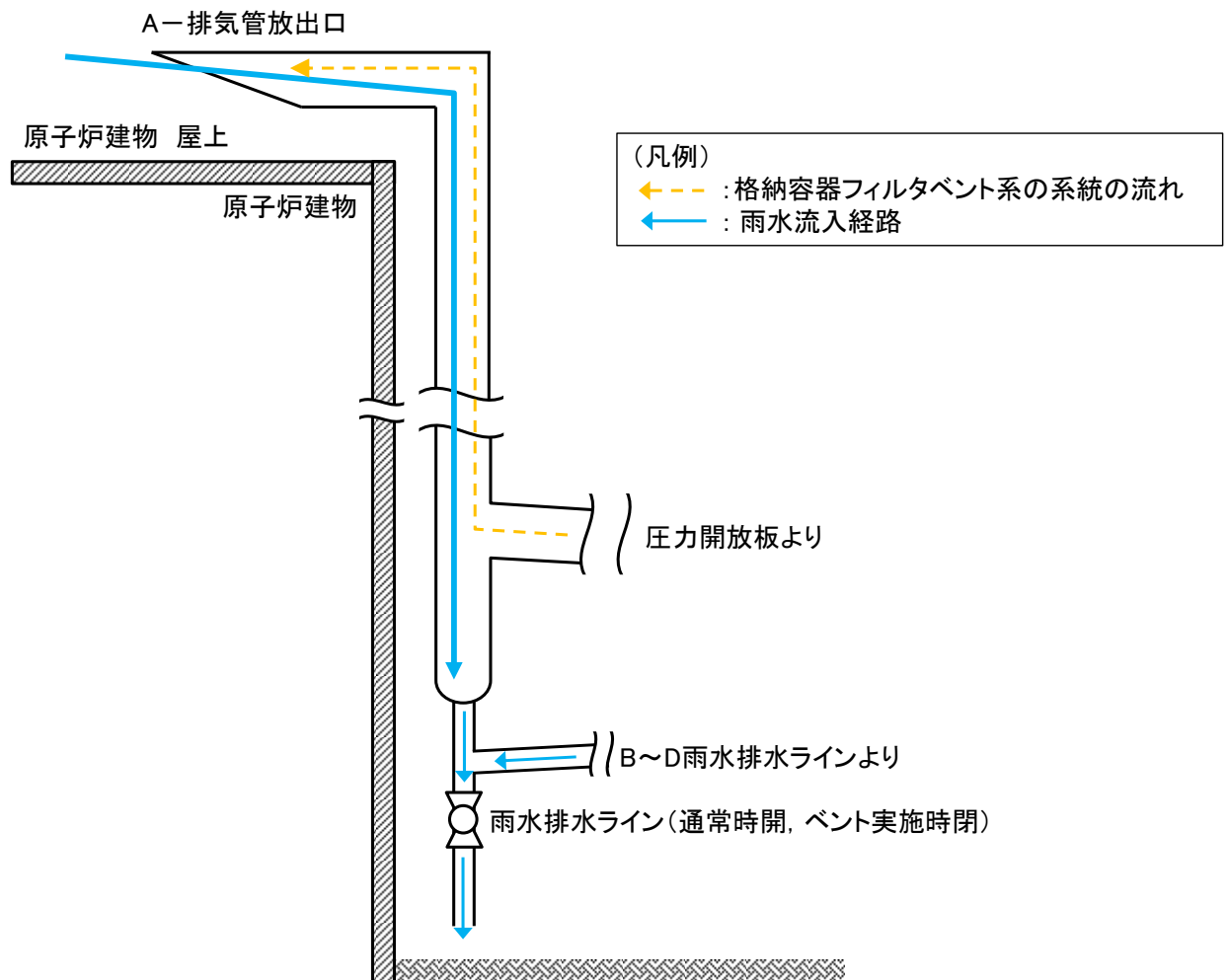


図2-44 排気管排水設備概要図

### 3. フィルタ性能

#### 3.1 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による放射性物質の除去原理

##### 3.1.1 エアロゾルの除去原理

エアロゾルの除去は、一般にフィルタ媒体（ベンチュリスクラバの場合は水滴、金属フィルタの場合は金属繊維）の種類によらず、主に以下の3つの効果の重ね合わせとして記述できる。

- ・ さえぎり効果（Interception）：粒径が大きい場合に有効
- ・ 拡散効果（Diffusion）：流速が遅い場合、粒径が小さい場合に有効
- ・ 慣性衝突効果（Inertia effect）：流速が早い場合、粒径が大きい場合に有効

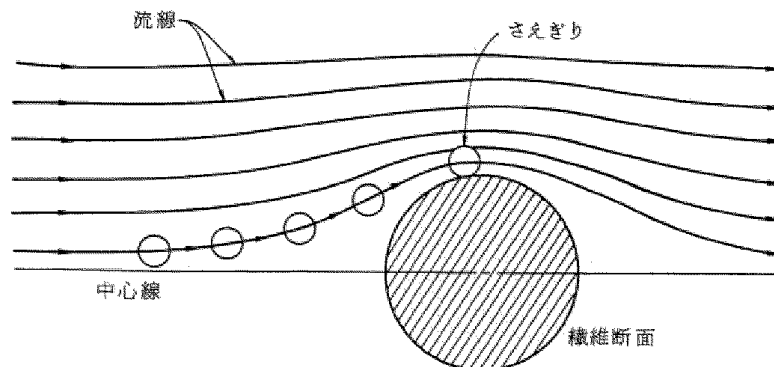
(1)～(3)に、それぞれの除去効果についてその特性を記載する。これらの除去原理はフィルタ媒体が水滴でも金属繊維でも作用するが、フィルタの種類や系統条件により効果的に除去できる粒径、流速の範囲が異なることから、幅広い粒径、流速のエアロゾルを除去するためには異なる種類のフィルタを組み合わせることが有効である。

(4)、(5)に、ベンチュリスクラバ及び金属フィルタにおけるエアロゾルの除去原理を示す。

##### (1) さえぎり効果

さえぎりによるエアロゾルの捕集は、図3-1に示すように、エアロゾルが流線にそって運動している場合に、フィルタ媒体表面から1粒子半径以内にエアロゾルが達したときに起こる。

エアロゾル粒径が大きい場合、より遠くの流線に乗っていた場合でもフィルタ媒体と接触することが可能であるため、さえぎりによる除去効果は、エアロゾル粒径が大きい程大きくなる傾向にある。



出典：W.C. ハイNZ, エアロゾルテクノロジー, (株)井上書院(1985)

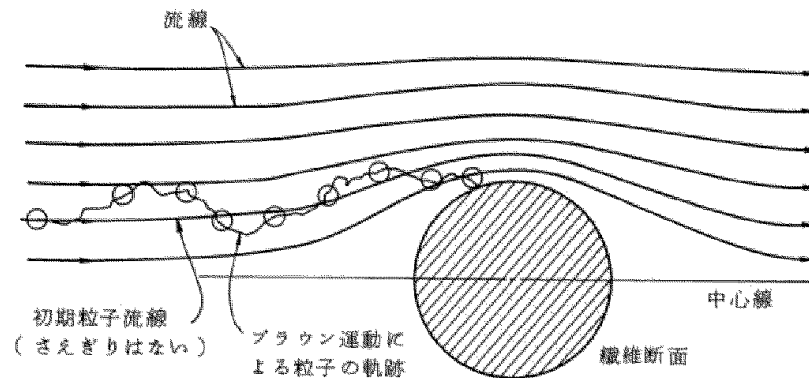
図3-1 さえぎりによる捕集

## (2) 拡散効果

拡散によるエアロゾルの捕集は、図3-2に示すように、エアロゾルがフィルタ媒体をさえぎらない流線上を移動しているときでも、フィルタ媒体近傍を通過する際に、ブラウン運動によってフィルタ媒体に衝突することで起こる。

エアロゾル粒径が小さい場合、ブラウン運動による拡散の度合いが大きくなるため、拡散による除去効果は、エアロゾル粒径が小さい程大きくなる傾向にある。

また、フィルタ媒体の近傍にエアロゾルが滞在する時間が長い程ブラウン運動によりフィルタ媒体に衝突する可能性が高まるため、流速が遅い程大きくなる傾向にある。



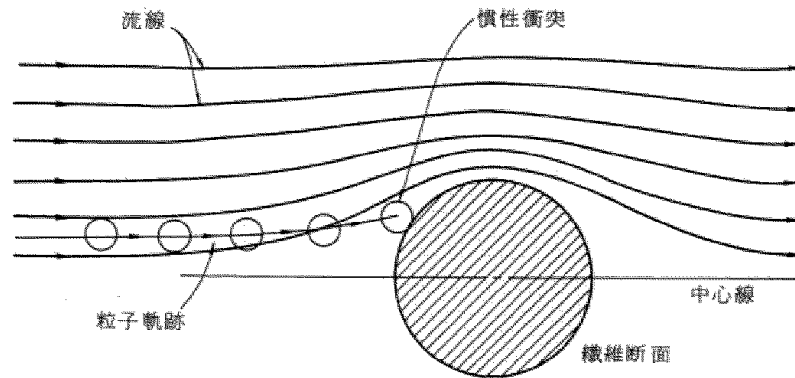
出典：W.C. ハイネズ，エアロゾルテクノロジー，(株)井上書院(1985)

図3-2 拡散による捕集

## (3) 慣性衝突効果

慣性衝突によるエアロゾルの捕集は、図3-3に示すように、エアロゾルがその慣性のために、フィルタ媒体の近傍で急に変化する流線に対応することができず、流線を横切ってフィルタ媒体に衝突するときに起こる。

エアロゾル粒径が大きい場合又はエアロゾルの流れが速い場合にエアロゾルの慣性が大きくなり、フィルタ媒体と衝突する可能性が高まるため、慣性衝突による除去効果は、エアロゾル粒径が大きい程大きく、流速が速い程大きくなる傾向にある。



出典：W.C. ハイネズ，エアロゾルテクノロジー，(株)井上書院(1985)

図3-3 慣性衝突による捕集

(4) ベンチュリスクラバにおけるエアロゾルの除去原理

ベンチュリスクラバは，断面積の小さいベンチュリノズルのスロート部にベンチトガスを通し，ガス流速を大きくすることで発生する負圧によって，ガス中にスクラビング水を噴霧（いわゆる霧吹き）し，微小水滴にすることでエアロゾルがスクラビング水と接触する面積を大きくすることにより，効果的にエアロゾルを水滴に捕集する。

ベンチュリノズルにおける除去原理を図3-4，ベンチュリノズルにおける速度模式図を図3-5に示す。

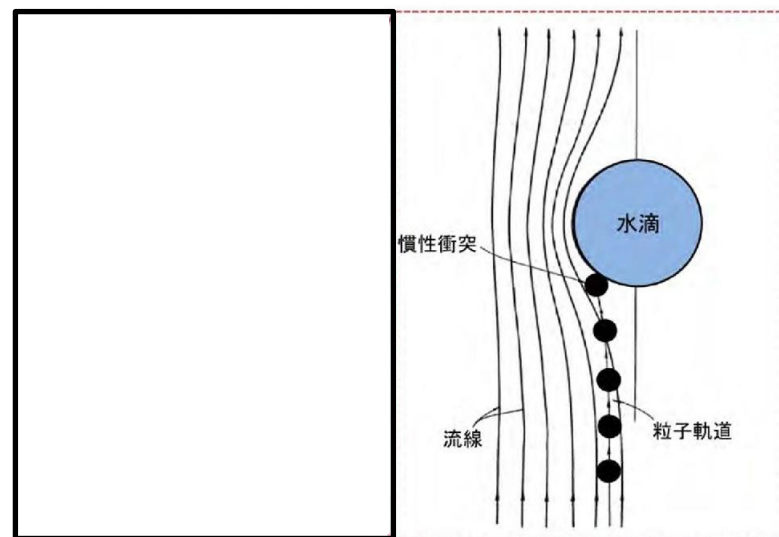


図3-4 ベンチュリノズルにおける除去原理

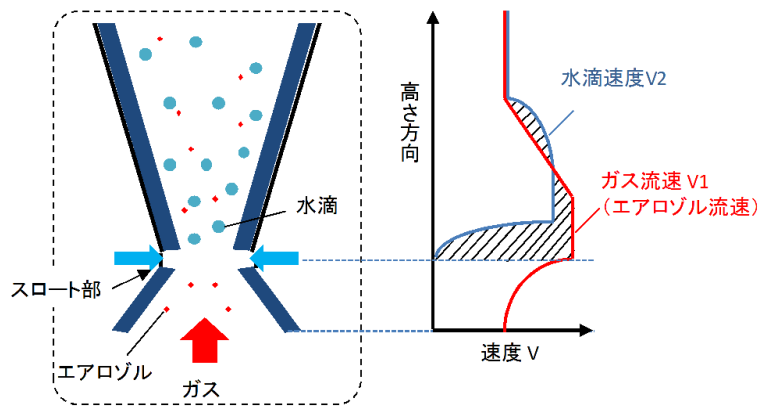


図3-5 ベンチュリノズルにおける速度模式図

図3-5に示すとおり，ベンチュリスクラバはガス流速 $V_1$ と水滴流速 $V_2$ が異なることで，ガス中のエアロゾルが水滴に衝突し付着する現象を利用していることから，慣性衝突による除去が支配的と考えられる。慣性衝突効果では「ガス流速」と「粒径」が主な影響因子である。

以上より，ベンチュリスクラバの除去性能に影響を与える可能性のある主要なパラメータは，ガス流速，水滴流速，エアロゾル粒径及び水滴の噴霧量が考えられるが，水滴流速及び水滴の噴霧量はガス流速に依存するため，ガス流速及びエアロゾル粒径が主要なパラメータとなる。

ベンチュリスクラバにおける除去原理の模式図を図3-6に示す。

- ① ベンチュリノズル下方よりベントガスが流入する。
- ② ベンチュリノズルのスロート部（絞り機構）によってベントガスが加速される。
- ③ ガス流速を大きくすることで発生する負圧によりスクラビング水が吸入され，ガス流中に水滴を噴霧（いわゆる霧吹き）する。
- ④ 噴霧によって，微小水滴にすることでエアロゾルが水と接触する面積が大きくなり，エアロゾルがフィルタ媒体と衝突し，ベントガスから捕集される。
- ⑤ ベンチュリノズルの出口に設置した板によってベントガス及び水滴の方向の方向が変わり，エアロゾルはスクラビング水中に保持される。

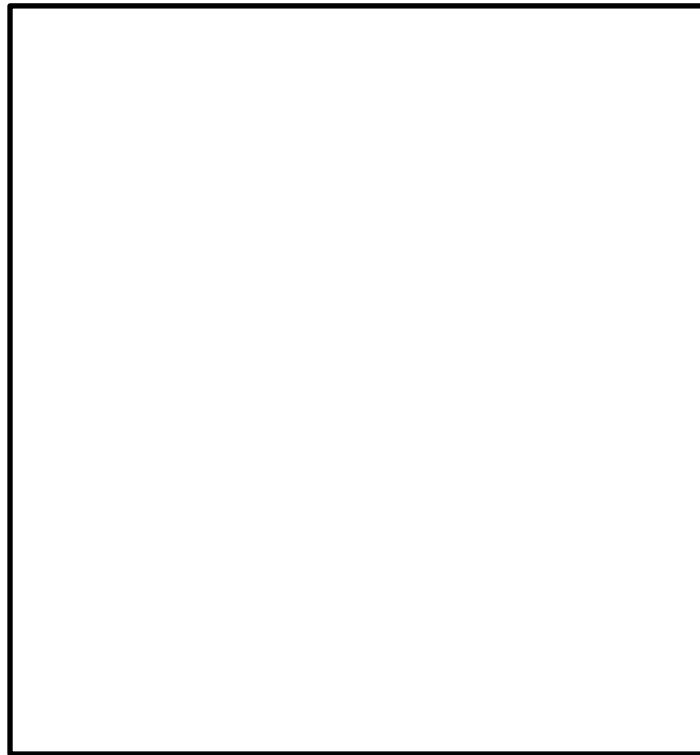


図3-6 ベンチュリスクラバにおける除去原理の模式図

(5) 金属フィルタにおけるエアロゾルの除去原理

金属フィルタは、ベンチュリスクラバの後段に設置され、より粒径の小さいエアロゾルを除去する。

金属フィルタの除去原理は、図3-7に示すように、さえぎり、拡散、慣性衝突効果の重ね合わせにより、エアロゾルを金属繊維表面に付着させ捕集する。

さえぎり、拡散、慣性衝突効果では「ガス流速」と「粒径」が主な影響因子である。

以上より、金属フィルタの除去性能に対して、影響を与える可能性のある主要なパラメータとしては、ガス流速及びエアロゾル粒径を考慮する必要がある。

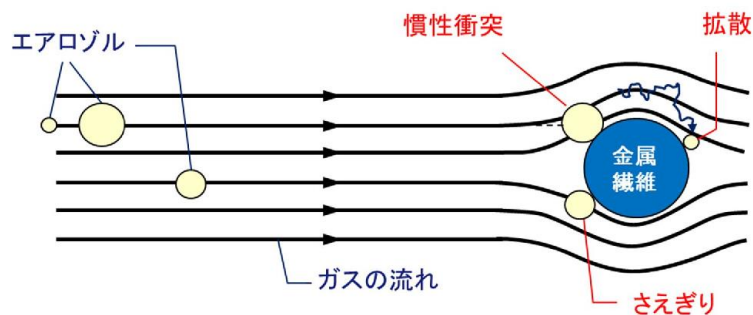


図3-7 金属フィルタにおける除去原理



### 3.1.2 ガス状放射性よう素の除去原理

重大事故等時に発生する放射性よう素は、粒子状よう素（CsI：よう化セシウム等）と、ガス状よう素として無機よう素（ $I_2$ ：元素状よう素）と有機よう素（ $CH_3I$ ：よう化メチル等）の形態をとる。大部分のよう素は粒子状よう素として原子炉格納容器内へ放出され、残りは無機よう素として原子炉格納容器内に放出されるが、無機よう素の一部は原子炉格納容器内の有機物（塗装等）と結合し、有機よう素へ転換する。粒子状よう素については、エアロゾルの除去原理に基づき、第1ベントフィルタスクラバ容器内のベンチュリスクラバと金属フィルタで捕集する。

無機よう素については、第1ベントフィルタスクラバ容器内のスクラビング水に添加された薬剤と化学反応させることによりベンチュリスクラバで捕集し、さらに第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器内の吸着剤と化学反応させることにより捕集する。有機よう素については、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器内の吸着剤と化学反応させることにより捕集する。

#### (1) 第1ベントフィルタスクラバ容器内及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器内におけるベントガスの流れ

第1ベントフィルタスクラバ容器内部の下部にベンチュリスクラバ（ベンチュリノズル、スクラビング水等）、上部に金属フィルタを設置し、下流の第1ベントフィルタスクラバ容器の出口側配管に流量制限オリフィスを介して第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器を設置する。

ベントガスの流れを図3-8に示す。

ベントガスが第1ベントフィルタスクラバ容器から第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器の間に設置している流量制限オリフィスを通過する際、となる。

流量制限オリフィス下流の排気配管は大気開放となるため、銀ゼオライトフィルタにおける圧力は大気圧に近い状態となることから、流量制限オリフィス上流の圧力が高いベント開始初期は、

流量制限オリフィス通過時の蒸気の状態変化のイメージを図3-8に示す。

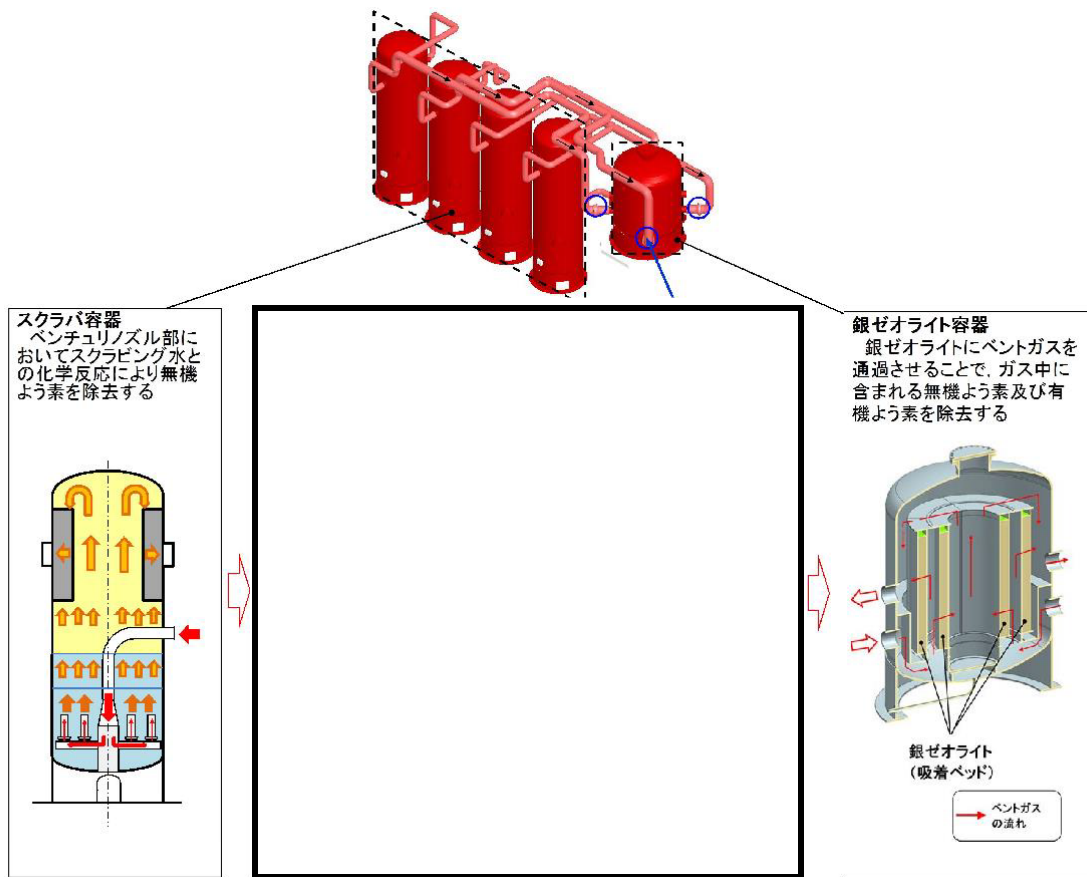


図3-8 第1ベントフィルタスクラバ容器内及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器内のベントガスの流れ

(2) ベンチュリスクラバにおけるよう素の除去

ベントガスがベンチュリスクラバを通過する際、無機よう素を化学反応によりスクラビング水中に効果的に捕集・保持するために、スクラビング水には表3-1に示す薬剤を添加する。

表3-1 スクラビング水への添加薬剤

薬 剤	化学式	目 的
<input type="text"/>	<input type="text"/>	<ul style="list-style-type: none"> <li><input type="text"/></li> <li><input type="text"/></li> </ul>
水酸化ナトリウム	NaOH	<ul style="list-style-type: none"> <li><input type="text"/>溶液を高アルカリ性とする。</li> <li>無機よう素の再揮発を防止する。</li> </ul>

ベンチュリスクラバを通過する際、揮発性の高い無機よう素は、添加薬剤との化学反応により非揮発性のよう素イオンに変化し、スクラビング水中に捕集・保

持される。以下に化学反応式を示す。



水酸化ナトリウムの添加によって、スクラビング水はアルカリ性条件下となるため、式(3.2)により、無機よう素を捕集する。

また、スクラビング水に捕集されたよう素イオンと、気相中に含まれる無機よう素の割合(気液分配係数)は、スクラビング水のpHの影響を受け、アルカリ性条件下では気液分配係数が大きいため、スクラビング水中に捕集されたよう素イオンが再び無機よう素となる再揮発が抑制される。

したがって、ベンチュリスクラバにおける無機よう素の除去効率に影響を与える主要な因子として、「スクラビング水のpH」が挙げられる。

なお、一般的に有機よう素は無機よう素に比べ活性が低く、反応しにくいいため、ベンチュリスクラバでの有機よう素の除去は期待していない。

### (3) 第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器におけるよう素の除去

第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器には、を添加した吸着剤が充填されており、有機よう素を除去するとともに、無機よう素の除去も可能である。以下に化学反応式を示す。



吸着剤は、ためににを添加して粒状に成形したもので、これを第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器内の銀ゼオライトフィルタに充填することで吸着ベッドを形成している。

ベントガスの滞留時間は、ベントガスが吸着ベッドを通過するのに要する時間であり、長い程反応の効率が高まる。また、過熱度は吸着ベッドを通過するベントガスの温度と飽和温度との差であり、

であれば、

したがって、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器におけるよう素の除去効率に影響を与える主要な因子として、「ベントガスの滞留時間」と「過熱度」を考慮する必要がある。

### 3.2 運転範囲

3.1.1で、エアロゾルの除去原理において主要なパラメータとしたガス流速及びエアロゾル粒径に加え、ベント実施中に変動するパラメータであるガス温度及びガス蒸気割合について、有効性評価に基づき、ベント実施中に想定する運転範囲を表3-2に示す。また、3.1.2で、ガス状放射性ヨウ素の除去原理において主要なパラメータとしたスクラビング水のpH及びガスの過熱度について、ベント実施中に想定する運転範囲を表3-2に示す。

表3-2 ベント実施中における想定運転範囲

パラメータ	想定変動範囲
ガス流速	ベント実施からほぼ静定した原子炉格納容器圧力に対応するベンチュリノズルのガス流速は、約 <input type="text"/> m/s*なる。 なお、金属フィルタにおけるガス流速は、適切なガス流速となるよう金属フィルタの表面積を設定している。
エアロゾル粒径	サプレッションチェンバからのベント実施時の粒径分布より、質量中央径を約 <input type="text"/> μm とする。
ガス温度	原子炉格納容器の限界温度である 200℃から温度低下率がほぼ横這いで静定した状態となる約 120℃に至る温度範囲（約 120～200℃）を格納容器フィルタベント系に流入するガス温度の想定変動範囲とする。
蒸気割合	ベント実施～事象発生 7 日後における格納容器フィルタベント系に流入する蒸気割合は約 <input type="text"/> %となる。
スクラビング水の pH	スクラビング水は高アルカリ性を保つために、水酸化ナトリウムが添加されていることから、運転範囲はアルカリ性で維持される。
ガス過熱度	原子炉格納容器の限界圧力である 853kPa[gage]及びほぼ静定した状態となる 100kPa[gage]に対応する第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器におけるベントガスの過熱度は約 <input type="text"/> Kとなる。

注記\*： m/sはベント実施からほぼ静定した時の原子炉格納容器圧力  kPa[gage]における流速であり、最大圧力（853kPa[gage]）の時の流速を  m/sとしている。

### 3.3 性能検証試験結果

#### 3.3.1 性能検証試験の概要

Framatome社製のフィルタ装置は、大規模なセクター試験装置により、実機使用条件を考慮した性能検証試験を行っており、その結果に基づき装置設計を行っている。以下に試験の概要を示す。

##### (1) エアロゾルの除去性能試験（JAVA試験）

Framatome（当時Siemens）社は、1980年代から1990年にかけて、ドイツのカールシュタインにある試験施設（以下「JAVA」という。）にて、電力会社、ドイツ原子力安全委員会（RSK）及びその他第三者機関立会の下、フィルタ装置のエアロゾルに対する除去性能試験を行っている。

試験装置には、実機に実機に設置するものと同一形状のベンチュリノズルと、実機に設置するものと同一仕様の金属フィルタを設置し、試験条件として、実機の想定事象における種々のパラメータ（圧力、温度、ガス流量等の熱水力条件及びエアロゾル粒径、濃度等のエアロゾル条件）について試験を行うことにより、フィルタ装置の使用条件において所定の性能が発揮されることを確認している。試験装置の概要を図3-9、試験条件を表3-3に示す。

試験にはエアロゾルを模擬するため、を使用している。図3-10に示すように、試験で使用したの質量中央径は約  $\mu\text{m}$ 、空气中の質量中央径は約  $\mu\text{m}$ 、蒸気中の質量中央径は約  $\mu\text{m}$ 、の質量中央径は約  $\mu\text{m}$ となっている。

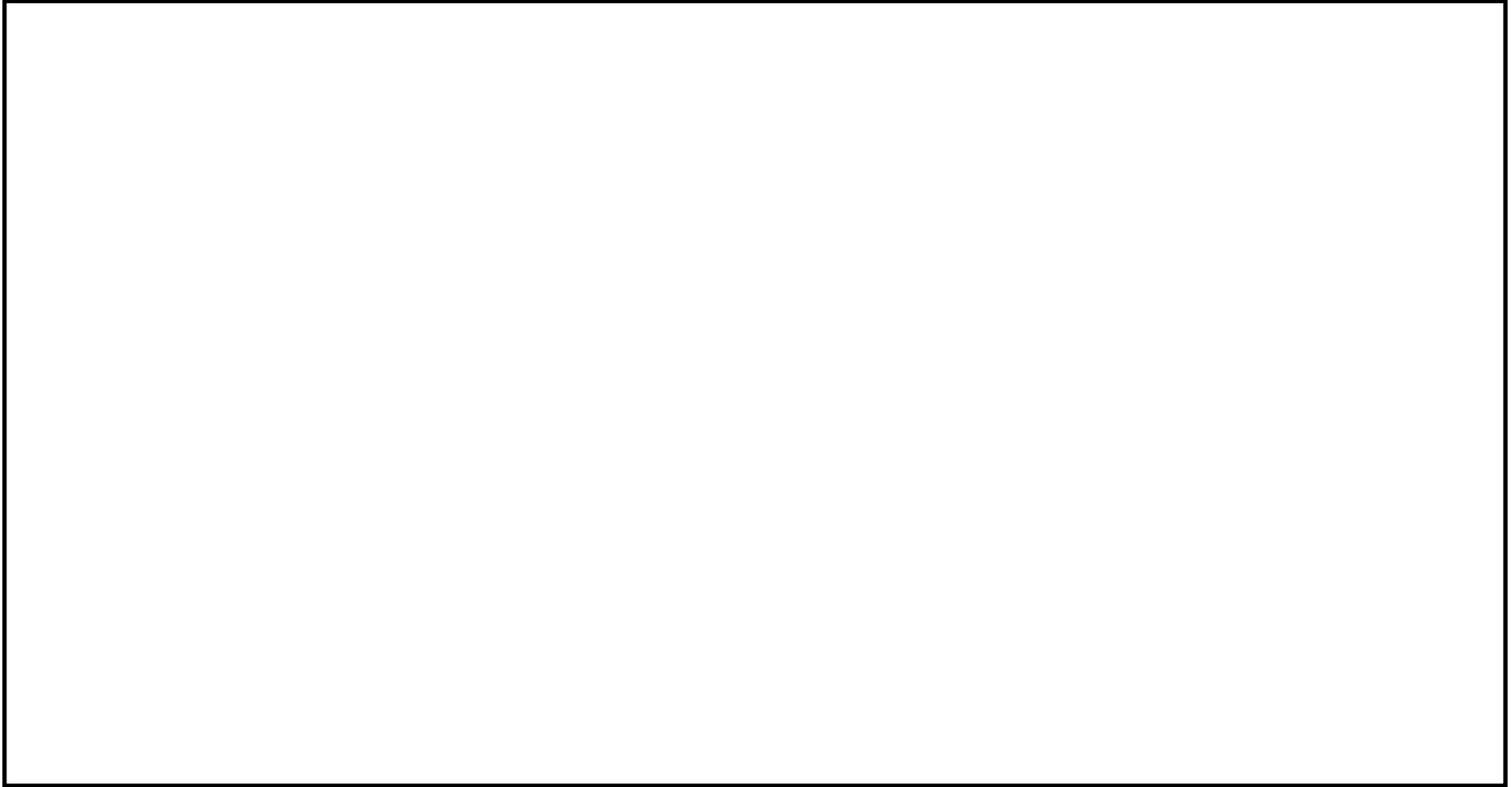


図3-9 JAVA試験装置概要

表3-3 JAVA試験条件（エアロゾル除去性能試験）

試験範囲	
圧力	約 [ ] bar[abs] (約 [ ] kPa[abs])
温度	約 [ ] °C
流量	約 [ ] m <sup>3</sup> /h
蒸気割合	[ ] %
試験用エアロゾル	[ ] [ ] [ ]

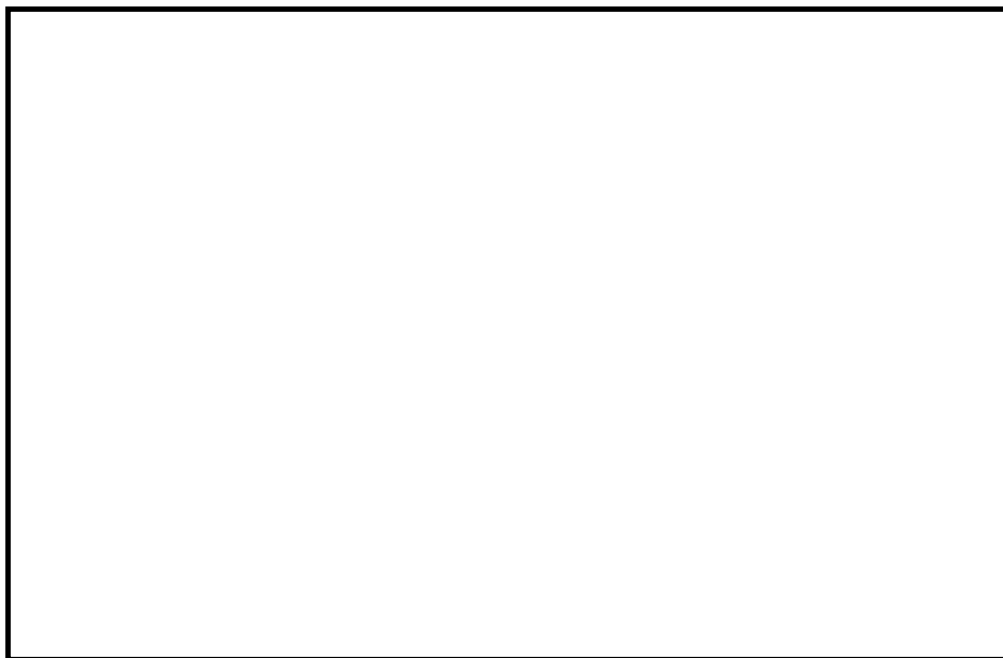


図3-10 試験用エアロゾルの粒径分布

(2) 無機よう素の除去性能試験（JAVA 試験）

Framatome社は、JAVA試験装置を使用し、(1)に示したエアロゾルの除去性能試験と同時期に電力会社、RSK及びその他第三者機関立会の下、無機よう素の除去性能試験を実施している。

試験条件として、種々のパラメータ（圧力、温度、ガス流量等の熱水力条件、スクラビング水のpH等の化学条件）にて試験を行うことにより、フィルタ装置における有機よう素の除去性能について確認している。JAVA試験における無機よう素の試験条件を表3-4に示す。

表3-4 JAVA試験条件（無機よう素除去性能試験）

試 験 範 囲	
圧 力	約 <input type="text"/> bar[abs] (約 <input type="text"/> kPa[abs])
温 度	約 <input type="text"/> °C
流 量	約 <input type="text"/> m <sup>3</sup> /h
pH	約 <input type="text"/>
試験用物質	<input type="text"/>

## (3) 有機よう素の除去性能試験（JAVA PLUS試験）

実機使用条件を想定した有機よう素の除去性能を確認するため、Framatome社はJAVA試験装置に有機よう素除去部を設けたJAVA PLUS試験装置を用いて、2013年より有機よう素の除去性能試験を実施している。

試験装置には、実機に使用する吸着材を実機と同一の密度で充填し、試験条件として、種々のパラメータ（圧力、温度、過熱度等の熱水力条件）にて試験を行うことにより、フィルタ装置の使用条件において所定の性能が発揮されることを確認している。

試験装置の概要を図3-11、試験条件を表3-5に示す。

表3-5 JAVA PLUS試験条件（有機よう素除去性能試験）

試 験 範 囲	
圧 力	約 <input type="text"/> bar[abs] (約 <input type="text"/> kPa[abs])
温 度	約 <input type="text"/> °C
流 量	約 <input type="text"/> kg/s
蒸気割合	約 <input type="text"/> %
過 熱 度	約 <input type="text"/> K
試験用物質	<input type="text"/>



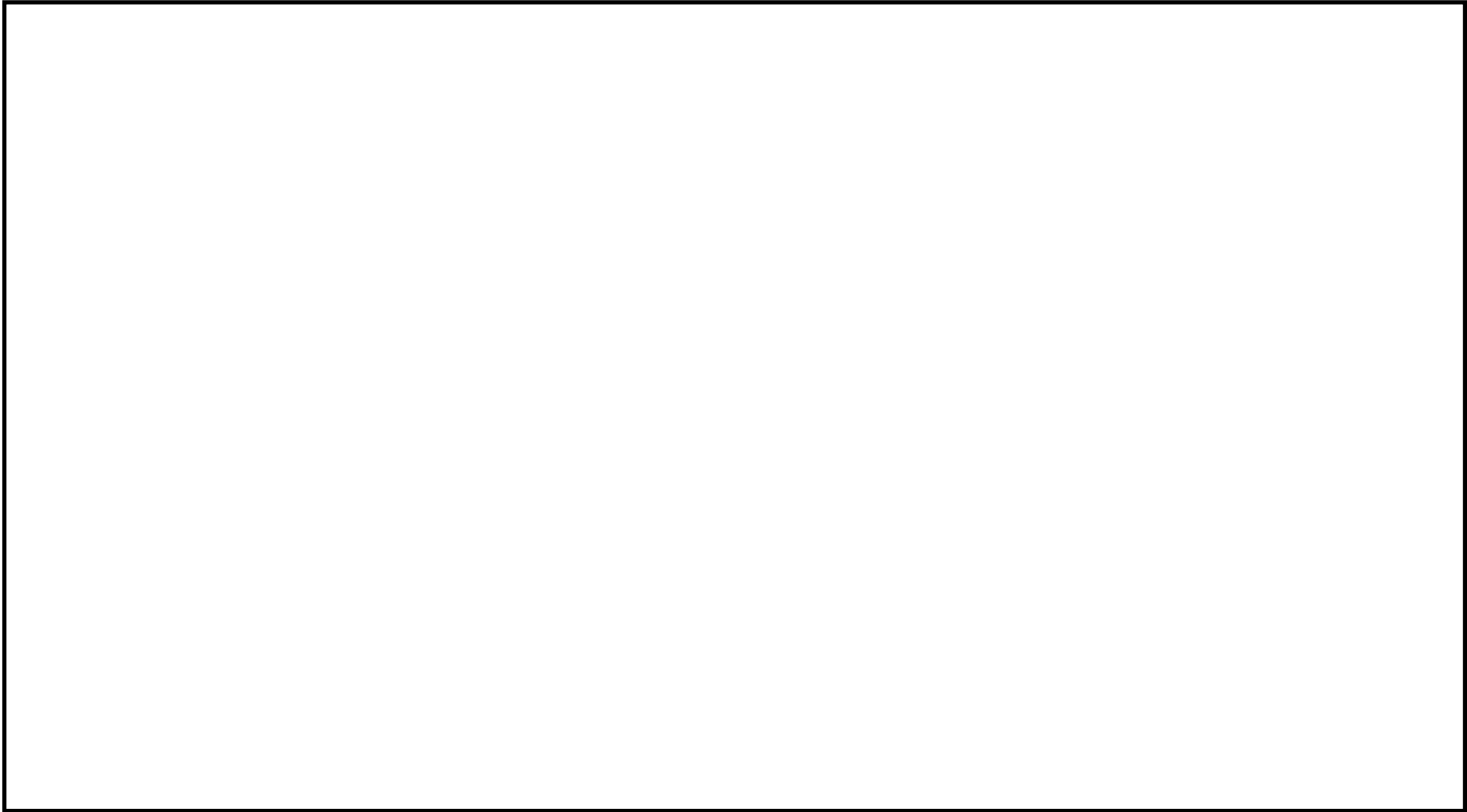


図3-11 JAVA PLUS試験装置概要

### 3.3.2 エアロゾルの除去性能試験結果

JAVA試験における性能検証試験結果を表3-6～9に示す。

エアロゾルの除去原理では、3.1.1に示すとおり、「ガス流速」及び「粒径」が主な影響因子であるため、ガス流速及びエアロゾル粒径に対しての性能評価を行った。さらに、その他の試験条件に用いたパラメータについても第1ベントフィルタスクラバ容器のエアロゾルの除去性能への影響を確認するため、ガス温度及び蒸気割合に対しての性能評価を行った。試験の結果、エアロゾルの除去能力がDF1000以上であることを確認した。

#### (1) ガス流速

ガス流速の変化による除去性能を確認するために、流量からベンチュリノズル部のガス流速と金属フィルタ部のガス流速を計算\*して確認した。

図3-12及び図3-13にベンチュリノズル部及び金属フィルタ部におけるガス流速に対して整理した性能検証試験結果を示す。DFについては、装置の入口と出口のエアロゾル濃度を測定することで算出している。

この結果から、ベンチュリスクラバ部にて想定する運転範囲（約  m/s）と金属フィルタ部にて想定する運転範囲全域にわたって要求されるDF1000以上を満足していることが分かる。

なお、運転範囲よりも小さいガス流速でもベンチュリスクラバ及び金属フィルタの組合せで、DF1000以上を満足しているため、第1ベントフィルタスクラバ容器はガス流速によらず十分な性能を示していると言える。

注記\*：ガス流速は、体積流量を、図3-14に示すベンチュリノズルの最小断面積であるスロート部の総断面積又は金属フィルタの総断面積で割ることにより、算出している。

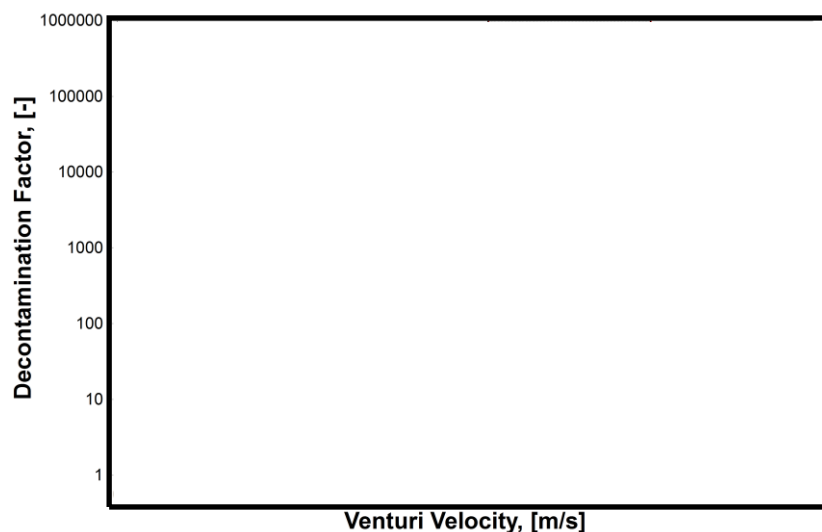


図3-12 ベンチュリノズル部におけるガス流速に対する除去係数（JAVA試験）

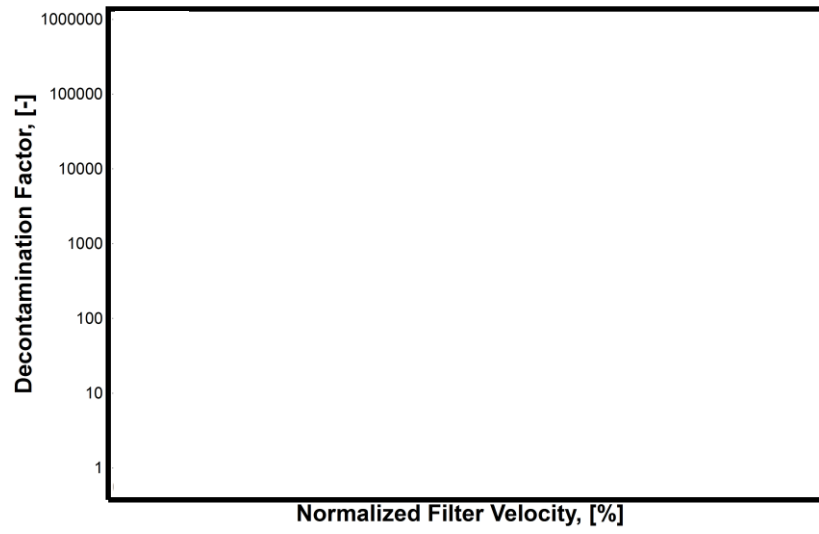


図3-13 金属フィルタ部におけるガス流速に対する除去係数（JAVA試験）

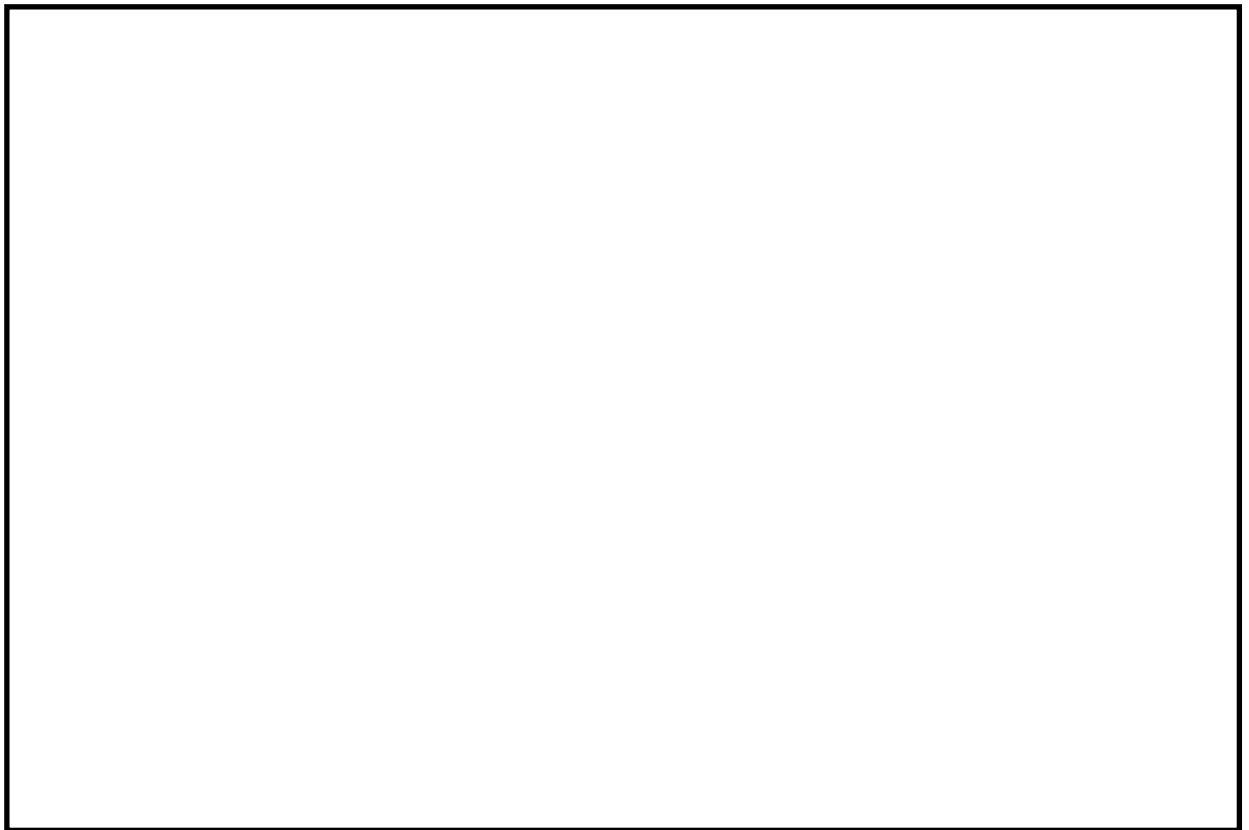


図3-14 ベンチュリノズルスロット部及び金属フィルタの断面積

## (2) エアロゾル粒径

図3-15に試験用エアロゾル（エアロゾルの粒径）に対して整理した性能検証試験結果を示す。この結果からエアロゾル粒径（質量中央径：約   $\mu\text{m}$ ）の違いによって除去性能に影響が出ているような傾向は見られず、いずれの試験結果においても要求されるDF1000以上を満足していることが分かる。

サプレッションチェンバからのベント実施時に想定する質量中央径は約   $\mu\text{m}$  である。試験用エアロゾルとして質量中央径約   $\mu\text{m}$  の  を使用し、DF1000以上を満足していることから、第1ベントフィルタスクラバ容器はエアロゾル粒径に対して十分な性能を示していると言える。

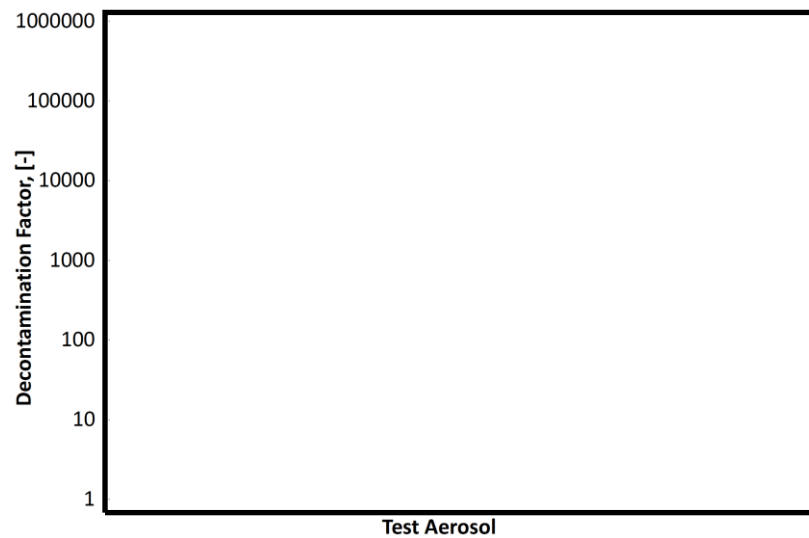


図3-15 粒径に対する除去係数（JAVA試験）

## (3) ガス温度

図3-16にガス温度に対して整理した性能検証試験結果を示す。この結果から、ガス温度の違いによって除去性能に影響が出ているような傾向は見られず、試験を実施した全域にわたって要求されるDF1000以上を満足していることが分かる。

したがって、ガス温度の運転範囲（約120～200℃）に対して、第1ベントフィルタスクラバ容器は十分な性能を示していると言える。

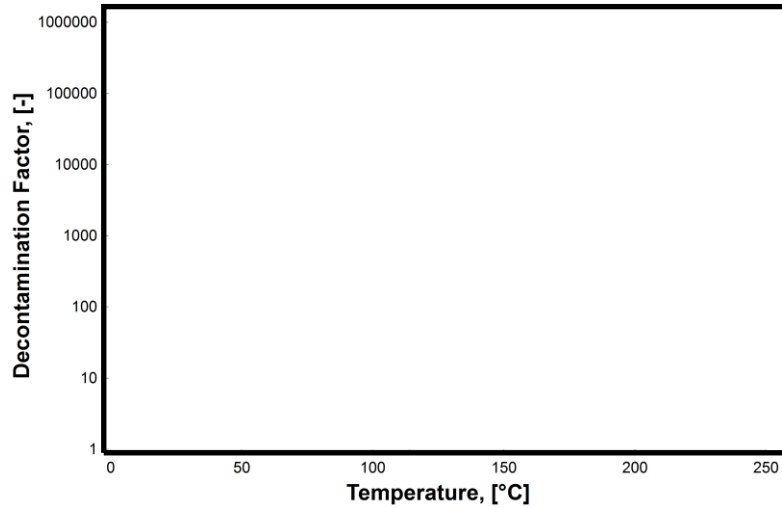


図3-16 ガス温度に対する除去係数（JAVA試験）

(4) ガス蒸気割合

図3-17にガス蒸気割合に対して整理した性能検証試験結果を示す。この結果から、ガス蒸気割合の違いによって除去性能に影響が出ているような傾向は見られず、試験を実施した全域にわたって要求されるDF1000以上を満足していることが分かる。

ガス蒸気割合の運転範囲（約  %）は性能検証試験範囲内であり、第1ベントフィルタスクラバ容器はガス蒸気割合に対して十分な性能を示していると言える。

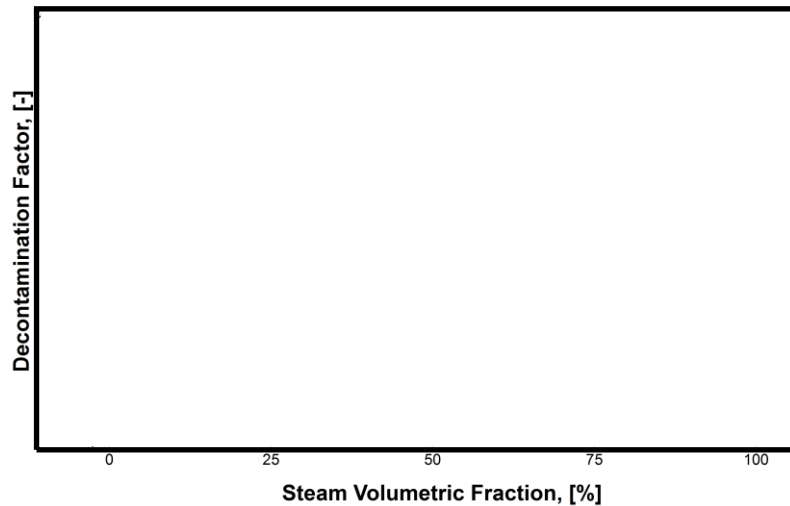


図3-17 ガス蒸気割合に対する除去係数（JAVA試験）

表3-6 エアロゾル (  ) 除去性能試験結果 (JAVA試験)

Test-No.	Test Aerosol	Pressure (bar abs)	Temp. (°C)	Gas Flow (m <sup>3</sup> /h)	Gas Composition	Contaminated Gas Concentration (mg/m <sup>3</sup> )	Total Removal Efficiency (%)

表3-7 エアロゾル (  ) 除去性能試験結果 (JAVA試験)

Test-No.	Test Aerosol	Pressure (bar abs)	Temp. (°C)	Gas Flow (m <sup>3</sup> /h)	Gas Composition	Contaminated Gas Concentration (mg/m <sup>3</sup> )	Total Removal Efficiency (%)

表3-8 エアロゾル (  ) 除去性能試験結果 (JAVA試験) (1/2)

Test-No.	Test Aerosol	Pressure (bar abs)	Temp. (°C)	Gas Flow (m <sup>3</sup> /h)	Gas Composition	Contaminated Gas Concentration (mg/m <sup>3</sup> )	Total Removal Efficiency (%)

表3-9 エアロゾル ( ) 除去性能試験結果 (JAVA試験) (2/2)

Test-No.	Gas Composition	Gas Flow (m <sup>3</sup> /h)	Pressure (bar abs)	Total Removal Efficiency (%)	Test Aerosol	Contaminated Gas Concentration (mg/m <sup>3</sup> )

### 3.3.3 ガス状放射性よう素の除去性能試験結果

#### (1) 無機よう素除去性能試験結果

JAVA試験における無機よう素除去性能試験結果を表3-10に示す。

無機よう素のベンチュリスクラバ（スクラビング水）への捕集は化学反応によるものであり，その反応に影響を与える因子は，「スクラビング水のpH」である。図3-18にスクラビング水のpHに対する無機よう素の除去性能試験結果を示す。この結果から，スクラビング水がpH  の状態においても設計条件である除去効率99%（DF100）以上であることを確認した。

一般的に無機よう素は，有機よう素と比べ活性が高く，反応しやすいため，銀ゼオライトフィルタでも捕集されやすい。したがって，ベンチュリスクラバに銀ゼオライトフィルタを組み合わせることで，さらに除去性能が高くなるものと考えられる。

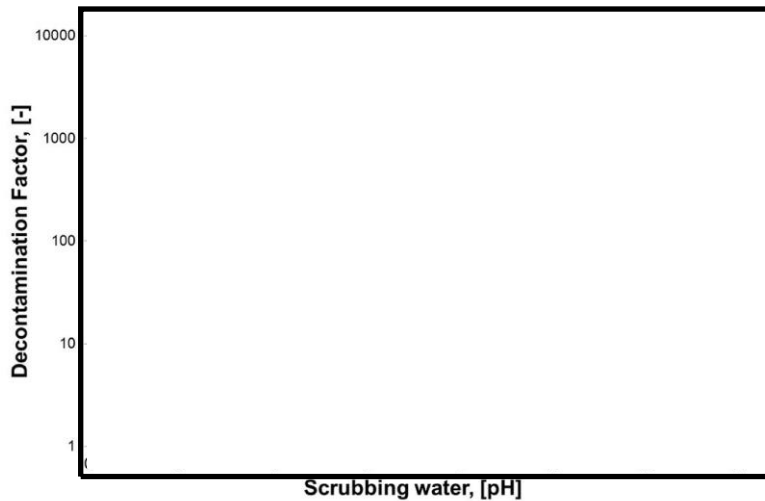


図3-18 pHに対する無機よう素の除去係数



表3-10 ベンチュリスクラバにおける無機よう素除去性能試験結果（JAVA試験）

Test-No.	Pressure (bar abs)	Temp. (°C)	Gas Flow (m <sup>3</sup> /h)	Gas Composition	Scrubbing Water (pH)	Removal Efficiency (%)

## (2) 有機よう素除去性能試験結果

JAVA PLUS試験における有機よう素の除去性能試験結果を表3-11に示す。JAVA PLUS試験で得られた除去係数を、過熱度で整理したものを図3-19に示す。

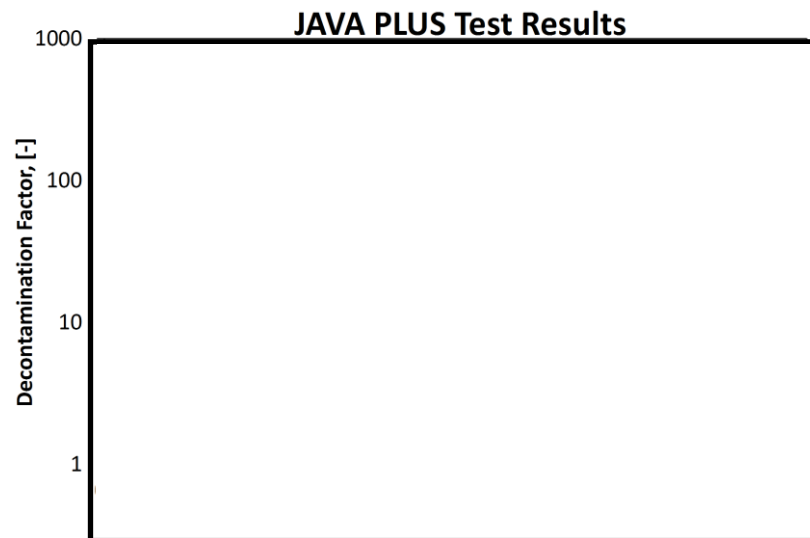


図3-19 JAVA PLUS試験結果

ここで、JAVA PLUS試験装置と実機においては、吸着ベッドの形状が異なるため、ベントガスの吸着ベッドにおける滞留時間が異なる。その補正をするために、以下に示す関係を用いる。

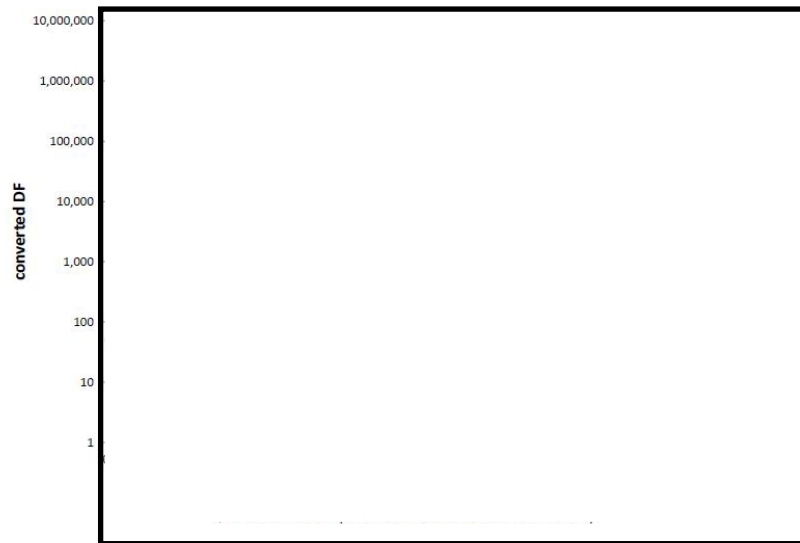


図3-20 JAVA PLUS 試験結果（補正後）

表3-11 有機よう素除去性能試験結果 (JAVA PLUS試験)

Test-No.	VSV inlet Pressure (bar abs)	Pressure in the M/S (bar abs)	Temp. (°C)	Gas Flow (kg/s)	Gas Composition (Steam:Air) (vol.%)		Removal Efficiency (%)

### 3.3.4 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の継続使用による性能への影響

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継続使用することにより、放射性物質の除去性能に影響する可能性のある因子について検討する。

#### (1) 粒子状放射性物質（エアロゾル）の再浮遊

##### a. ベンチュリスクラバ部

###### (a) 想定する状態

第1ベントフィルタスクラバ容器を継続使用すると、ベンチュリスクラバで捕集されたエアロゾルにより、ベンチュリスクラバ内のエアロゾル濃度は徐々に上昇する。スクラビング水の水面近傍には、水の沸騰やベンチュリノズルを通るベントガスによる気流により、細かい飛沫（液滴）が発生するが、その飛沫にエアロゾルが含まれていると、エアロゾルがベンチュリスクラバの後段に移行することが考えられる。

###### (b) 影響評価

ベンチュリスクラバの後段には、金属フィルタが備えられており、この金属フィルタには、ベンチュリスクラバからの飛沫（液滴）を除去するための機構（プレフィルタ及び湿分分離機構）と除去したドレン水をスクラビング水内に戻すためのドレン配管が設置されている。そのため、ベンチュリスクラバで発生した飛沫（液滴）は、メインフィルタに到達する前に除去される。また、飛沫（液滴）の微細化や蒸発によってエアロゾルが放出される可能性があるが、メインフィルタにて捕集される。

以上のとおり、第1ベントフィルタスクラバ容器は、ベンチュリスクラバでのエアロゾルの再浮遊に対して考慮した設計となっている。

##### b. 金属フィルタ部

###### (a) 想定する状態

金属フィルタで捕集されたエアロゾルが蓄積すると、崩壊熱によりフィルタ部の温度が上昇し、放射性物質の融点/沸点を超えた場合に液体/気体となる。これらの液体/気体がベントガス流により下流に流された場合、第1ベントフィルタスクラバ容器下流側にエアロゾルを放出することが考えられる。

###### (b) 影響評価

金属フィルタに捕集されたエアロゾルの崩壊熱は、ベント実施中はベント

ガスの流れによって冷却され、ベント停止後は系統内を不活性化するための窒素ガスにより冷却されることから、金属フィルタの温度が、エアロゾルの再浮遊が起こるような温度（参考：CsOHの融点：272.3℃）に対し、十分に低く抑えることができる。なお、窒素ガスを停止した場合の温度評価により金属フィルタの温度が、エアロゾルの再浮遊が起こるような温度（参考：CsOHの融点：272.3℃）を下回ることを確認している。

(2) ガス状放射性よう素の再揮発

a. ベンチュリスクラバにおける無機よう素の再揮発

(a) 想定する状態

第1ベントフィルタスクラバ容器を継続使用すると、スクラビング水の温度が上昇する。スクラビング水の温度上昇に伴い、スクラビング水中に捕集した無機よう素が気相中に再揮発することが考えられる。

さらに、酸性物質を含むベントガスが流入し、スクラビング水のpHが低下した場合、気相中への無機よう素の再揮発が促進されることが考えられる。

(b) 影響評価

気液界面（第1ベントフィルタスクラバ容器水面）における無機よう素の平衡については温度依存性があり、スクラビング水の水温が高い方が気相の無機よう素の割合が増える。しかし、アルカリ環境下では、無機よう素とよう素イオンの平衡により液相中に存在する無機よう素が極めて少なく、無機よう素の気相部への移行量は、スクラビング水の温度が上昇しても十分小さい値となる。

JAVA試験は、高温のベントガスを用いて、無機よう素が気相中に移行しやすい条件での試験を実施しており、温度上昇による影響に配慮したものとなっている。

また、スクラビング水には水酸化ナトリウムが添加されており、重大事故等時においてもスクラビング水はアルカリ性に維持される。

b. 銀ゼオライトフィルタにおけるガス状放射性よう素の再揮発

(a) 想定する状態

化学工業の分野ではゼオライトに高温の水素ガスを通気することにより捕集されているよう素を再揮発させる技術がある。銀ゼオライトフィルタに充填された銀ゼオライトに、ベントガスに含まれる水素ガスが通気されると、捕集された放射性よう素が再揮発することが考えられる。

(b) 影響評価

水素ガスによるよう素の再浮遊は400℃以上の高温状態で数時間程度、水素ガスを通気した場合に起こることが知られている。一方、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器に流入するガスは200℃以下であり、銀ゼオライトに水素ガスが通過したとしても、銀ゼオライトに捕集されているよう素が再揮発することはない。

また、銀ゼオライトで捕集した放射性よう素の崩壊熱は、ベント実施中はベントガスの流れにより冷却され、ベント停止後は系統内を不活性化するための窒素ガスにより冷却されることから、銀ゼオライトフィルタの温度が、放射性よう素の再揮発が起こるような温度（400℃以上）に対し、十分低く抑えることができる。なお、窒素ガスを停止した場合の温度評価により銀ゼオライトフィルタの温度が、放射性よう素の再揮発が起こるような温度（400℃以上）を下回ることを確認している。

(3) フィルタの閉塞

a. 想定する状態

炉心損傷後のベント実施時には、熔融炉心から発生するエアロゾルに加え、炉内構造物の過温等によるエアロゾル、コアコンクリート反応により発生するCaO<sub>2</sub>等のコンクリート材料に起因するエアロゾル及び保温材等の熱的・機械的衝撃により発生する粉塵が、第1ベントフィルタスクラバ容器に移行する可能性がある。これらのエアロゾルの影響により、ベンチュリノズルの狭隘部や金属フィルタに付着し、閉塞することが考えられる。

b. 影響評価

ベンチュリノズルの狭隘部を通過するガス流速は、高速となる。ベンチュリノズルの狭隘部寸法に対して、エアロゾルの粒子径は極めて小さく、ベンチュリノズルが閉塞することはない。

金属フィルタには、ベンチュリスクラバで捕集されなかったエアロゾルが移行する。移行するエアロゾル量は、金属フィルタの設計負荷量に対して十分小さく、金属フィルタが閉塞することはない。

(4) 薬剤の容量減少

a. 想定する状態

無機よう素はベンチュリスクラバにて薬剤（）との反応により捕集されるが、薬剤の容量を超える無機よう素が流入した場合には、無機よう素は捕集されずに下流に流出されることが考えられる。

b. 影響評価

スクラビング水に含まれる [ ] の量は、原子炉格納容器から放出される無機よう素の量に対して十分大きいことから、容量に達することはない。

(5) 吸着材の容量減少

a. 想定する状態

銀ゼオライトフィルタの吸着材として使用する銀ゼオライトが、よう素の捕捉によって吸着容量に達した場合には、ガス状放射性よう素は補足されずに系外に放出されることが考えられる。

b. 影響評価

第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器で保持が可能なガス状放射性よう素の吸着容量（銀分子数）は、原子炉格納容器から放出されるよう素量に対して十分大きいことから吸着飽和に達することはない。

(6) 吸着材の変質

a. 想定する状態

銀ゼオライトフィルタの吸着材として使用する銀ゼオライトは、放射線の照射環境、高湿度並びに光照射の環境に長期間晒されると、変質してよう素除去性能が低下することが考えられる。

b. 影響評価

放射線照射による影響については、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器で想定される照射量以上の放射線を照射した銀ゼオライトの性能試験結果から捕集性能を確認しており、よう素の除去性能への悪影響はない。

湿分による影響については、密閉容器内にスクラビング水（水酸化ナトリウム及び [ ]）と銀ゼオライトを保管し、6カ月後及び15カ月後の除去効率の測定試験を行い、性能基準（ [ ] ）を満たしていることを確認している。

光照射による影響については、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器はステンレス鋼製の容器とし、銀ゼオライトフィルタ内に充填される銀ゼオライトに光が照射されないようにするため、変質する恐れはない。

#### 4. 設備の維持管理

##### (1) 点検方法

保全方式の選定に当たっては、「原子力発電所の保守管理規定（J E A C 4209）MC-11-1-1 保全方式の選定」に基づき、適切な方針を選定することとした。

格納容器フィルタベント系は、設備の重要性から予防保全を行うことが適切である。機械設備、電気設備及び計装設備については、運転経験、劣化の進展予測等から、定期的な保全が妥当と判断するため、時間基準保全とする。

##### a. 機械設備

格納容器フィルタベント系の機械設備については、島根原子力発電所の他設備の点検実績等を参考に、設置環境や動作頻度に対する故障及び劣化モード等を考慮した適切な周期による定期的な点検（時間基準保全）により、設備性能を確保していることの確認を行う。

第1ベントフィルタスクラバ容器及び容器内部構造物については、薬液に対する劣化状況について確認するため、マンホールを開放して定期的な内部点検を行う必要がある。

スクラビング水の分析については、海外プラントにおいて窒素ガス封入環境下で約  薬液濃度の有意な変化は認められていない実績があり、性状に有意な変化はないものと考えられるが、定期事業者検査時に実施することとする。

また、銀ゼオライトフィルタに充填される銀ゼオライトについては、試験を行い、スクラビング水による飽和蒸気環境下で15カ月間保管した後も性能基準を満たしていることを確認した。

島根原子力発電所第2号機の第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器では、銀ゼオライトのサンプリングが可能な設計としており、定期的な性能確認を実施することとする。

対象機器毎の点検項目及び点検内容は、表4-1のとおりである。

なお、点検周期については、今後の保全活動を実施する中で適切な周期の見直しを行うこととする。



表4-1 機械設備の対象機器毎の点検項目及び点検内容

対象機器	点検項目	点検内容	点検周期*
第1 ベントフィルタ スクラバ容器	1. 本体	a. 開放点検	65M
	2. 機能確認	a. 漏えい確認	1C
		a. スクラビング水性状確認 試験	1C
内部構造物 ・ベンチュリノズル ・金属フィルタ ・多孔板	1. 本体	a. 開放点検	65M
第1 ベントフィルタ 銀ゼオライト容器	1. 本体	a. 開放点検	65M
	2. 機能確認	a. 漏えい確認	1C
		b. 銀ゼオライト性能確認試験	1C
伸縮継手	1. 本体	a. 外観点検	10C
	2. 機能確認	a. 漏えい確認	10C
流量制限オリフィス	1. 本体	a. 開放点検	10C
	2. 機能確認	a. 漏えい確認	10C
圧力開放板	1. 機能確認	a. 漏えい確認	5C
弁	1. 本体	a. 分解点検	78M
	2. 機能確認	a. 漏えい確認	1C, 10C
		b. 動作確認	1C
配管	1. 本体	a. 外観点検	10C
	2. 機能確認	b. 漏えい確認	1C, 10C

注記\*：点検周期のMは「月」、Cは「サイクル」を示す。

## b. 電気設備

格納容器フィルタベント系の電気設備については、島根原子力発電所の他設備の点検実績等を参考に、設置環境や動作頻度に対する故障及び劣化モード等を考慮した適切な周期による定期的な点検（時間基準保全）により、設備性能を確保していることの確認を行う。

対象機器毎の点検項目及び点検内容は、表4-2のとおりである。

なお、点検周期については、今後の保全活動を実施する中で適切な周期の見直しを行うこととする。

表4-2 電気設備の対象機器毎の点検項目及び点検内容

対象機器	点検項目	点検内容	点検周期*
電動弁アクチュエータ	1. 電気室内部	a. 分解点検	65M
		b. 部品取替	130M
	2. トルクスイッチ	a. 分解点検	65M
		b. 部品取替	130M
	3. リミットスイッチ	a. 分解点検	65M
		b. 部品取替	130M
	4. ピニオン, ギア	a. 分解点検	65M
	5. 開度計	a. 分解点検	65M
		b. 機能・性能試験	5C
	6. 駆動部	a. 分解点検	65M
		b. 機能・性能試験	5C
	7. 駆動電動機	a. 分解点検	130M
	8. 機能確認	a. 機能・性能試験	5C

注記\*：点検周期のMは「月」，Cは「サイクル」を示す。

## c. 計装設備

格納容器フィルタベント系の計装設備は、島根原子力発電所の他設備の点検実績等を参考に、設置環境や動作頻度に対する故障及び劣化モード等を考慮した適切な周期による定期的な点検（時間基準保全）により、設備性能を確保していることの確認を行う。

対象機器毎の点検項目及び点検内容は、表4-3のとおりである。

なお、点検周期については、今後の保全活動を実施する中で適切な周期の見直しを行うこととする。

表4-3 計装設備の対象機器毎の点検項目及び点検内容

対象機器	点検項目	点検内容	点検周期*
水位計	1. 外観点検	a. 外観点検	1C
	2. 特性試験	a. 校正試験	13M
		b. ループ試験	1C
圧力計	1. 外観点検	a. 外観点検	1C
	2. 特性試験	a. 校正試験	13M
		b. ループ試験	1C
温度計	1. 外観点検	a. 外観点検	1C
	2. 特性試験	a. 絶縁抵抗測定，導通試験	1C
		b. ループ試験	1C
水素濃度計	1. 外観点検	a. 外観点検	1C
	2. 特性試験	a. 標準ガス校正試験	13M
		b. ループ試験	1C
サンプリング機器	1. 外観点検	a. 外観点検	1C
	2. 分解点検	a. ポンプ分解点検	65M
	3. 機能・性能試験	a. 動作試験	1C
放射線モニタ	1. 外観点検	a. 外観点検	1C
	2. 特性試験	a. 校正試験	13M
		b. 線源校正試験	13M
pH計	1. 外観点検	a. 外観点検	1C
	2. 特性試験	a. 校正試験	13M
制御盤	1. 外観点検	a. 外観点検	1C

注記\*：点検周期のMは「月」，Cは「サイクル」を示す。

(2) 試験方法

格納容器フィルタベント系の機能検査として、「弁開閉試験」、「漏えい試験」、「スクラビング水性状確認試験」及び「銀ゼオライトフィルタ（銀ゼオライト）性能確認試験」を実施する。

a. 弁開閉試験

系統が所定の機能を発揮することを確認するため、以下の弁について開閉試験を実施する。図4-1に対象弁を示す。

(a) 電動弁（弁番号：①，②，③，④，⑤）

- ・中央制御室の操作スイッチによる弁開閉試験  
：①\*，②\*，③\*，④\*，⑤
- ・遠隔手動弁操作機構による人力での弁開閉試験  
：①，②，③，④，⑤

注記\*：当該弁の中央制御室の操作スイッチによる弁開閉試験は，原子炉格納容器隔離弁の弁開閉試験として別途実施する。

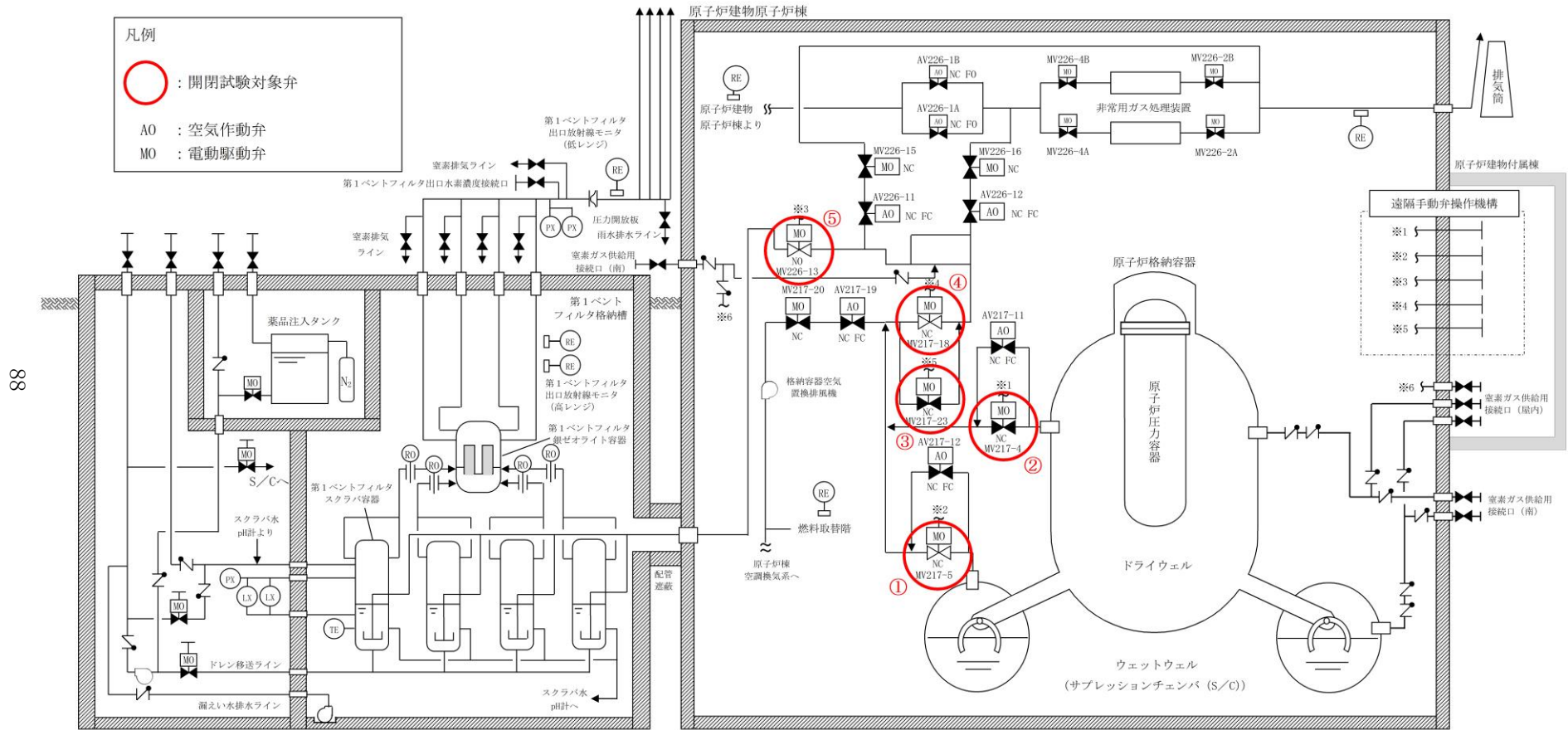


図4-1 格納容器フィルタベント系検査対象弁

b. 漏えい試験（主配管）

漏えい試験の試験条件・目的・方法を表4-4に、試験概要を図4-2に示す。

漏えい試験の各条件について下記(a)～(c)に整理する。

(a) 加圧媒体

格納容器フィルタベント系の最高使用圧力853kPa [gage] でのベント開始時の系統内は窒素ガスが支配的であること、また、ベント実施中に漏えい防止対象となる放射性物質は窒素より分子量が大きいことから、窒素ガスを加圧媒体とすることは妥当であると判断する。なお、事故時に発生する水素ガスについては、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器のフランジ部等から漏えい試験の検出限界値の水素が漏えいした場合においても、長期にわたって第1ベントフィルタ格納槽内が可燃限界に到達しないこと、系統内から水素ガスが漏えいした場合においても、建物内については静的触媒式水素処理装置による処理が、建物外については外気への拡散が期待できること、また、試験時の安全性確保の観点から、水素ガスを加圧媒体とした漏えい試験は行わない。

(b) 試験圧力

漏えい試験では、系統内が不活性状態で維持されていることの確認するため窒素封入圧力  $\square$  kPa [gage] 以上を試験圧力とする。また、系統の使用時にバウンダリ機能を維持できることを確認するため最高使用圧力853kPa [gage] 及び427kPa [gage] を試験圧力とする。

(c) 試験温度

漏えい試験では、系統の最高使用温度200℃を模擬することが困難となることから約180℃低い常温約20℃での漏えい確認となるが、試験温度については、環境温度が高い場合、配管が熱膨張した状態となり、フランジ部パッキンに圧縮荷重が付加されることによりシール性が向上するものとなることから、常温での試験環境は、保守的となる。

また、同様に系統最高使用温度での漏えい確認が困難な原子炉圧力容器の漏えい試験では、通常運転温度約280℃に対し180℃以上低い100℃以下で漏えい確認を行っていることから、常温での漏えい確認で十分であると判断する。

表4-4 漏えい試験の試験条件・目的・方法

加圧媒体	試験圧力	試験温度	周期	試験目的方法
窒素ガス	□kPa[gage] (窒素パージ圧力)	常温	1C	系統内を不活性状態に維持することを目的に、系統全体を窒素パージ圧力（系統待機状態）に加圧し、著しい漏えいのないことを確認する。
	853kPa[gage] (最高使用圧力)		10C	使用時にバウンダリ機能が維持されていることを確認するために、系統全体を最高使用圧力に加圧し、著しい漏えいのないことを確認する。 (第2弁から第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器上流側オリフィスまで)
	427kPa[gage] (最高使用圧力)		10C	使用時にバウンダリ機能が維持されていることを確認するために、系統全体を最高使用圧力に加圧し、著しい漏えいのないことを確認する。 (第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器上流側オリフィスから圧力開放板まで)

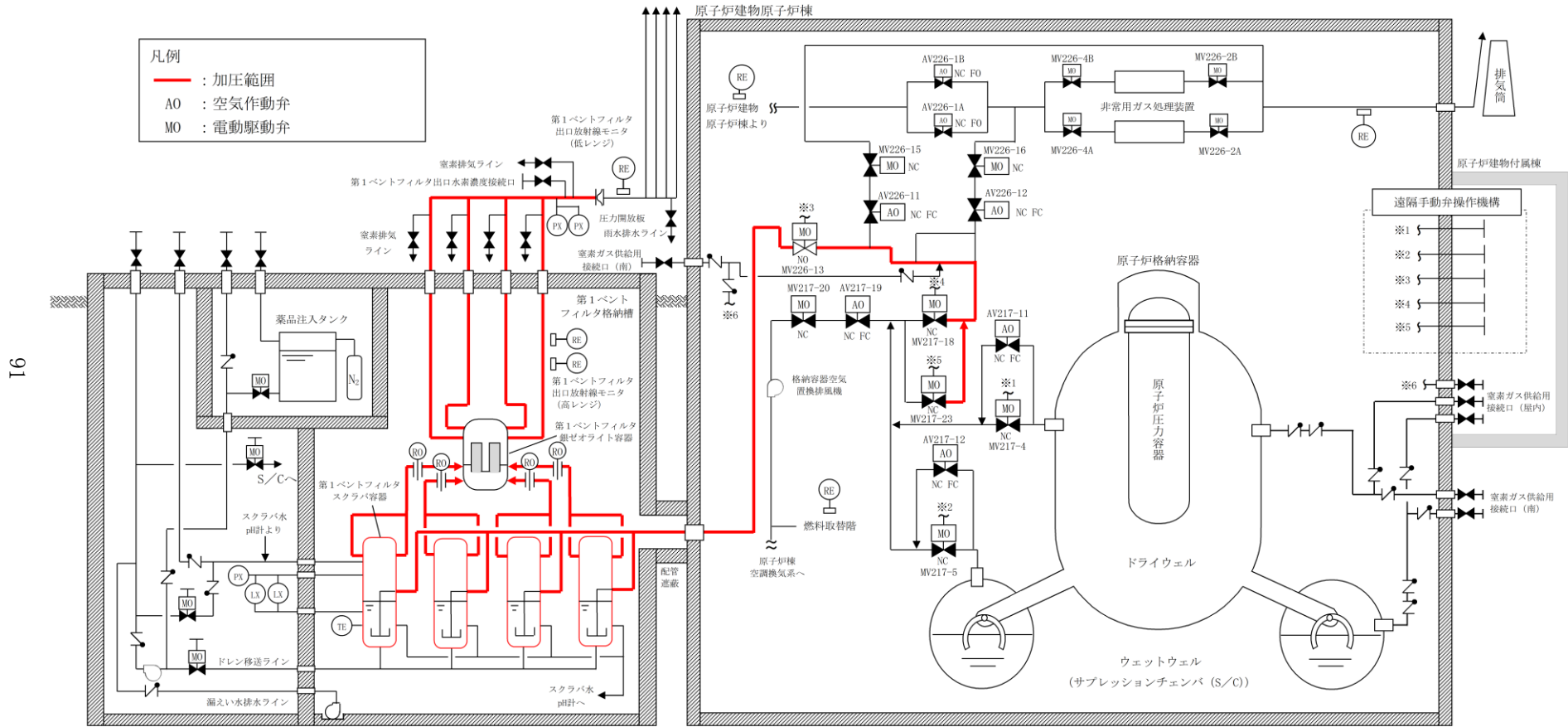


図4-2 格納容器フィルタベント系 漏えい試験概要図



c. スクラビング水性状確認試験

スクラビング水性状確認試験は，原子炉停止中に，連絡管からサンプル水の採取・分析を実施し，スクラビング水が規定の薬液濃度であることを確認する。

d. 銀ゼオライトフィルタ（銀ゼオライト）性能確認試験

銀ゼオライトフィルタに充填される銀ゼオライトについては，原子炉停止期間中に第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器内の試験用銀ゼオライトを用いてよう素除去性能確認試験を行い，規定の性能が確保されていることを確認する。

## 可燃性ガスの爆発防止対策について

## 1. 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系統内で可燃性ガスの爆発が発生した場合、当該系統に期待している放射性物質の低減効果が喪失するおそれ又は第1ベントフィルタスクラバ容器内及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器内で保持している放射性物質の外部への放出のおそれがあるため、設計及び運用により系統内での可燃性ガスの爆発を防止する。

## (1) 考慮する可燃性ガスの種類及び対策

炉心の著しい損傷を伴う重大事故等時に発生するおそれのある可燃性ガスとして、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解及び金属腐食により発生する水素ガスが考えられる\*1。これらの反応によって原子炉格納容器内水素濃度は、可燃限界濃度である4vol%を大きく上回るが、原子炉格納容器内雰囲気は系統待機時から不活性化（ドライ条件で酸素濃度2.5vol%以下に管理）することに加え、水の放射線分解によって発生する酸素ガスを考慮しても酸素濃度を可燃限界であるドライ条件で5vol%未満に管理することで、水素ガス及び酸素ガスが同時に可燃限界に到達することを防止する。格納容器フィルタベント系については、系統待機状態から系統内を窒素ガスで不活性化することにより、原子炉格納容器内の水素ガスが排出経路を通過する際における水素爆発を防止する。

また、格納容器フィルタベント系の配管については、ベント実施時に発生する蒸気凝縮で発生するドレン水による閉塞やこれに起因する水素ガス及び酸素ガスの滞留を防止するために、配管ルートにUシール部ができないように配置する。新設部分については水平配管に適切な勾配を設ける。

なお、水素爆発の条件として、水素濃度4vol%かつ酸素濃度5vol%以上の条件に加えて、着火源又は500℃以上の発熱源が必要となるが、原子炉格納容器内における着火源又は500℃以上の発熱源の不確かさが大きいいため、酸素濃度を管理することで水素爆発を防止することとしている。

注記\*1：溶融炉心・コンクリート相互作用によって、可燃性ガスである一酸化炭素が発生することが考えられるが、原子炉格納容器下部にコリウムシールドを設置するとともに溶融炉心落下前の原子炉格納容器下部への水張り及び溶融炉心落下後の原子炉格納容器下部への注水を継続することで、溶融炉心・コンクリート相互作用はほとんど発生せず、一酸化炭素の発生量は無視できるほど小さいことから、一酸化炭素は可燃性ガスとして考慮しないこととした。なお、仮に溶融炉心・コンク

リート相互作用により、原子炉格納容器下部のコンクリートが壁面で約13cm侵食した場合でも、一酸化炭素の発生量は約6kgであり、事故シナリオ「過渡事象+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+炉心損傷後の原子炉注水（重大事故等対策を含む）失敗+デブリ冷却失敗」における水素発生量422kgに対して十分に低いこと及び一酸化炭素の可燃限界濃度が空気中において12.5vol%<sup>\*2</sup>であることを踏まえると、一酸化炭素は可燃性ガスとして考慮不要と考える。

\*2：国際化学物質安全性カード（ICSC） 一酸化炭素

(2) 系統の各運転状態における設計上の考慮

a. 系統待機状態①：プラント通常運転中

(a) 水素爆発防止対策

プラント通常運転中においては、原子炉格納容器と同様に系統内を窒素ガスで不活性化する設計とする。第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器から放出口へ至る配管上には、窒素置換時に大気と隔離するため、圧力開放板を設けている。この圧力開放板は、原子炉格納容器からの排気と比較して、十分低い圧力で開放する設計とする。

(b) 系統における水素濃度監視

系統における水素濃度に関しては、水素ガスの発生がないため、監視不要である。

この系統状態における水素爆発防止対策概要を図1-1に示す。

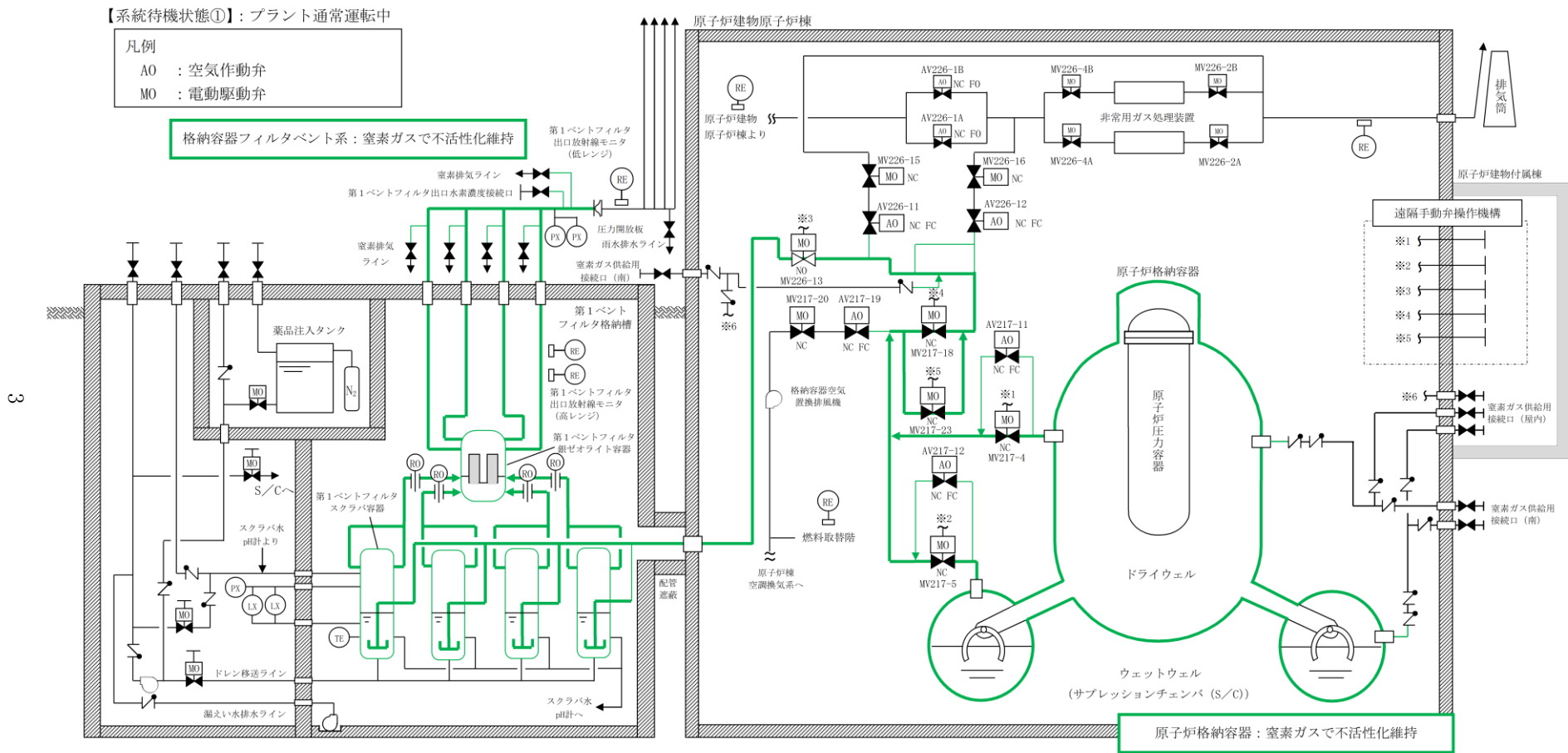


図1-1 水素爆発防止対策 (系統待機状態①)

b. 系統待機状態②：重大事故等時，ベント実施前

(a) 水素爆発防止対策

炉心の著しい損傷を伴う重大事故等時の原子炉格納容器内雰囲気は，蒸気，窒素ガス，水素ガス及び酸素ガスが混合した状態となるが，ベント実施前の系統は，原子炉格納容器からのガス流入はないため，不活性状態が保たれる。

(b) 系統における水素濃度監視

系統における水素濃度に関しては，系統内に水素ガスが持ち込まれないため，監視不要である。なお，ベント実施までに可搬型設備（車両）である第1ベントフィルタ出口水素濃度による測定の準備を実施する。

この系統状態における水素爆発防止対策概要を図1-2に示す。

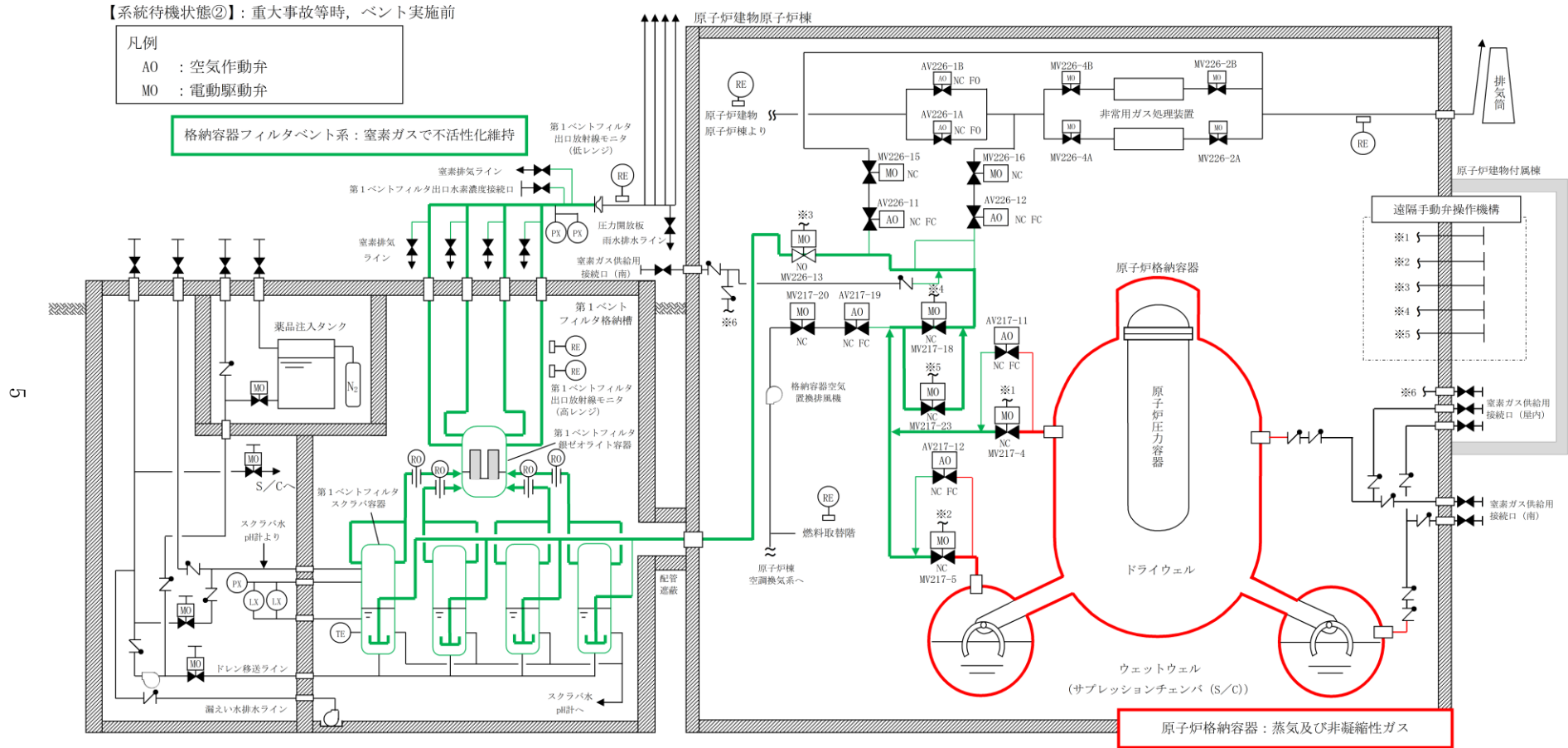


図1-2 水素爆発防止対策（系統待機状態②）

## c. 系統運転状態①：ベント実施直後

## (a) 水素爆発防止対策

ベント開始時において、ベントガス中の蒸気がスクラビング水によって凝縮された場合、酸素濃度が上昇することで、水素爆発が発生するおそれがあるが、ベント実施前から、原子炉格納容器内の酸素濃度をウェット条件及びドライ条件で監視し、ウェット条件の酸素濃度が1.5vol%に到達したこと及びドライ条件の酸素濃度4.4vol%に到達したことをベント実施の判断基準に設定していること、ベント実施直後のベントガスのモル組成としては水蒸気、水素ガス及び窒素ガスが支配的であり酸素ガスはほとんど含まれていないこと、及び格納容器フィルタベント系の系統内は不活性化されているため、仮にベントガス中の蒸気全てがスクラビング水によって凝縮された場合においても水素爆発は発生しない。なお、このベント実施判断基準については、酸素濃度の可燃限界である5vol%に対し、酸素濃度監視設備（格納容器酸素濃度（SA））の測定誤差である±0.5vol%及び0.1vol%の余裕を考慮して設定した。また、原子炉格納容器内の気体については、格納容器スプレイ及び温度差による自然対流効果によって均一に攪拌されており、濃度分布が一様となるため、酸素濃度監視設備（格納容器酸素濃度（SA））により原子炉格納容器全体の濃度を代表して監視することができる。

## (b) 系統における水素濃度監視

系統における水素濃度に関しては、原子炉格納容器から可燃限界を超えた水素ガスが流入するが、原子炉格納容器内の酸素ガスを可燃限界未満で管理していることから監視不要である。

## (c) 対向流による空気の流入

第1ベントフィルタスクラバ容器内が負圧に至るような状況下では、対向流が発生することにより、第1ベントフィルタスクラバ容器内に空気が流入するおそれがある。しかしながら、ベント実施時におけるスクラビング水沸騰までの間、ベントガス中の蒸気がスクラビング水によって凝縮された場合においても、蒸気の供給が継続的に行われるため第1ベントフィルタスクラバ容器内が負圧にならないこと及び非凝縮性ガスの排出は継続されることから、対向流は発生しない。

## (d) 枝管における水素ガス及び酸素ガスの蓄積について

原子炉格納容器内の酸素濃度については、ドライ条件に換算して、5vol%未満に管理することから、ベント実施中において、仮に枝管におけるベント

ガスの蓄積があった場合においても、枝管での水素爆発は発生しないと考えられるが、万が一、枝管内での成層化等によって混合ガスの濃度が変化した場合、枝管での水素爆発の脅威が存在する。そのため、枝管内での混合ガスの蓄積評価を実施する。枝管における水素ガス及び酸素ガスの混合ガスの蓄積の評価について「BWR配管における混合ガス(水素・酸素)の燃焼による配管損傷防止に関するガイドライン(第3版)」(日本原子力技術協会)(以下「ガイドライン」という。)に基づき、上向き枝管及び水平枝管(上り勾配)に対して評価を実施する。また、水平枝管(勾配無し)についても参考に評価を実施する。なお、ガイドラインでは、下向き枝管に対しては、水封されることで混合ガスが蓄積しないと評価されているため対象外とした。

枝管長さ(1)を枝管内径(d)で除することによって規格化した数値(1/d)によって、枝管内に混合ガスが蓄積する可能性の有無を判断する。1/dがガイドラインに規定される判定値(上向き枝管の場合は換気限界長さ、水平枝管(上り勾配)の場合は不燃限界長さ)以下であれば混合ガスの蓄積が発生しないとされている。評価結果を表1-1に示す。

非常用ガス処理系との隔離弁(AV226-12)までの配管については、上向きで分岐する組合せ枝管であることから、水素ガスが不燃限界濃度を超えて蓄積する可能性がある。そのため、図1-3～図1-5に示すように、ベント実施時に水素ガスを連続して主配管に排出させるバイパスラインを設置し、水素ガスが蓄積することのない設計とする。

また、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に接続される枝管については、1/dを考慮して、必要に応じてバイパスラインの設置等の対応措置を講ずる設計とする。

(e) 圧力開放板の下流における水素爆発について

原子炉格納容器から圧力開放板までは不活性化されていること及び原子炉格納容器内の酸素濃度をドライ条件で可燃限界未満に維持することで、高濃度の水素雰囲気においても水素爆発は発生しないが、圧力開放板以降については、不活性化していない範囲であるため、高濃度の水素ガスと空気が触れることで水素爆発のおそれがある。しかしながら、ベント実施直後は、原子炉格納容器からのベントガスによって系統内の窒素ガスが押し出され、圧力開放板以降の空気が排出されることから、放出口までの範囲で高濃度の水素ガスが空気と触れず、水素爆発が発生することはないと考えられる。また、放出口から先については、大気であるものの、大気中には着火源等がなく、水素爆発は発生しないと考えられる。



表1-1 主ラインから分岐する枝管の閉止端までの長さとお内径等

No.	分岐箇所	枝管の分類	枝管長さ l (mm)	枝管内径 d (mm)	$l/d$ (-)	不燃限界 長さの 判定値	混合ガス 蓄積の 可能性
①	ウェットウェル第1弁 バイパスライン上流側	水平分岐 下向き枝管	—	—	評価 対象外	—	無
②	ウェットウェル第1弁 バイパスライン下流側	水平分岐 下向き枝管	—	—	評価 対象外	—	無
③	ドライウェル第1弁 バイパスライン上流側	下向き枝管	—	—	評価 対象外	—	無
④	ドライウェル第1弁 バイパスライン下流側	下向き枝管	—	—	評価 対象外	—	無
⑤	第2弁バイパスライン 上流側	水平枝管 (勾配無し)	2076	387.4	5.4 (参考)	70	無
⑥	第2弁バイパスライン 下流側	水平分岐 下向き枝管	—	—	評価 対象外	—	無
⑦	第2弁ベントライン 上流側	水平枝管 (勾配無し)	379	387.4	1.0 (参考)	70	無
⑧	第2弁ベントライン 下流側	下向き枝管	—	—	評価 対象外	—	無
⑨	AV217-19上流側 (原子炉棟空調換気系 との隔離)	水平枝管 (勾配無し)	600	590.6	1.1 (参考)	70	無
⑩	AV226-12上流側 (非常用ガス処理系 との隔離)	上向き分岐 組合せ枝管	12294	387.4	—	—	有
⑪	AV226-11上流側 (耐圧強化ベント系 との隔離)	水平枝管 (勾配無し)	313	248.8	1.3 (参考)	50	無
⑫	ウェットウェル第1弁 ベントライン下流側	水平分岐 下向き枝管	—	—	評価 対象外	—	無
⑬	ドライウェル第1弁 ベントライン下流側	水平枝管 (勾配無し)	2949	590.6	5.0 (参考)	70	無

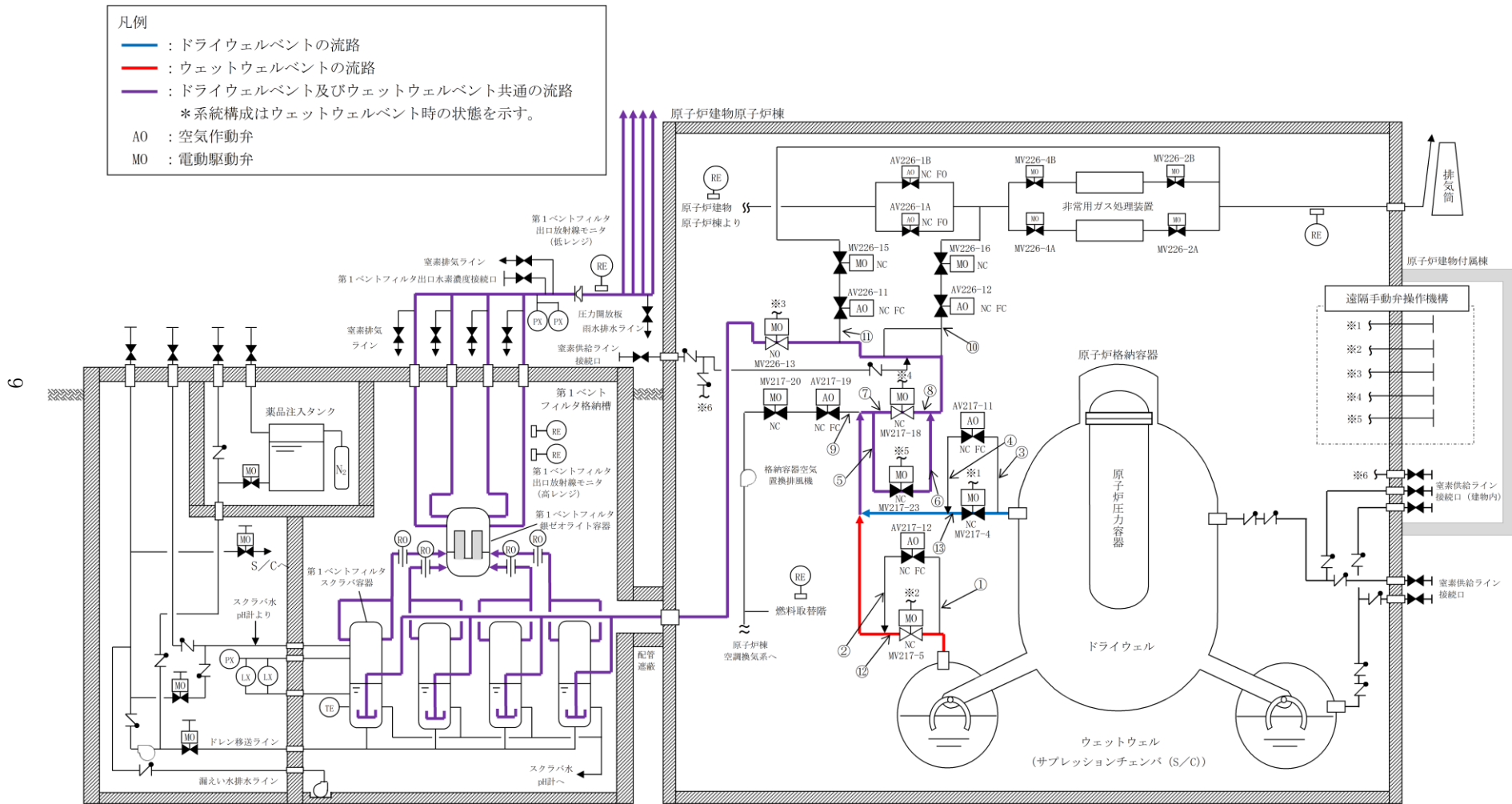


図1-3 主ラインから分岐する枝管の概要図

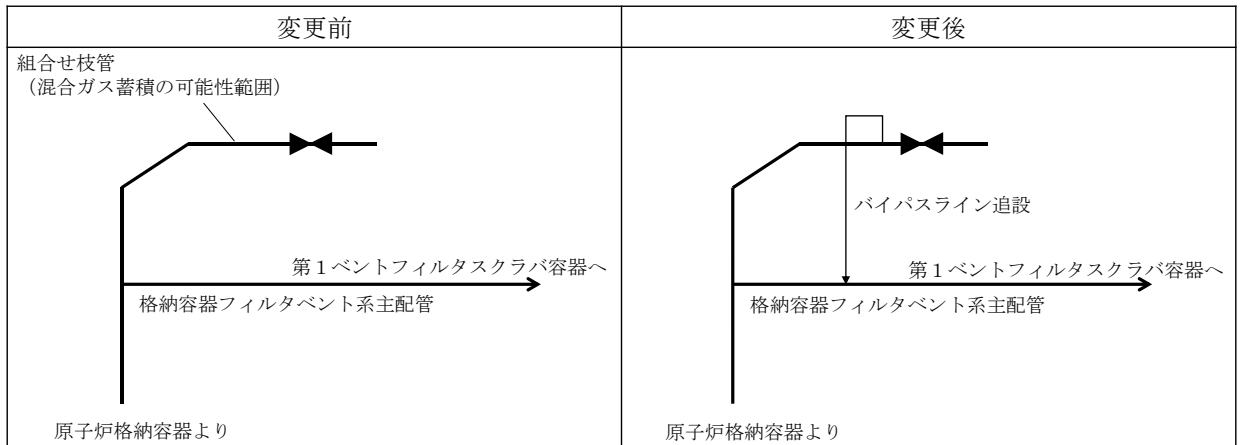


図1-4 枝管へのパイパスラインの追設（混合ガス蓄積防止）

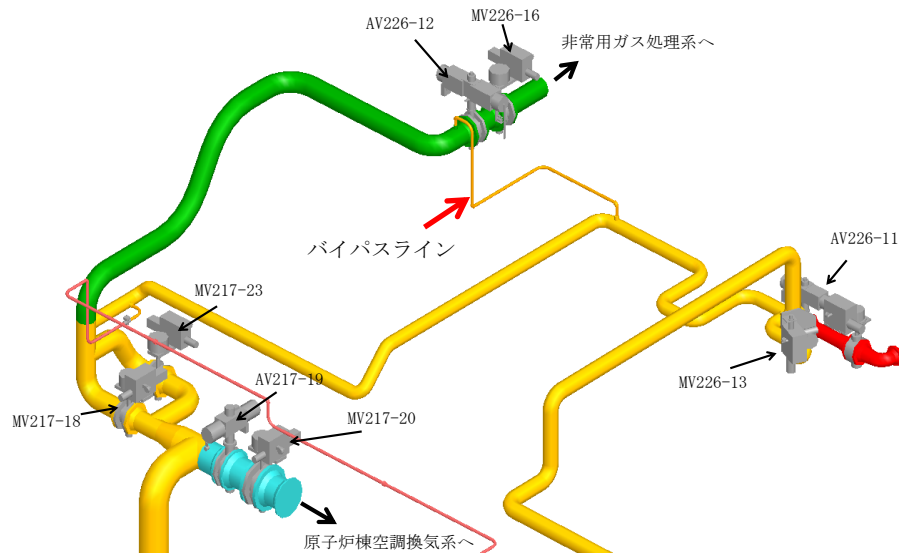


図1-5 追設するパイパスラインの鳥瞰図

この系統状態における水素爆発防止対策概要を図1-6に、酸素濃度監視設備（格納容器内酸素濃度（S A））の概要図を図1-7に、格納容器過圧・過温破損モード（冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）における原子炉格納容器の気相濃度の推移を図1-8及び図1-9示す。なお、図に示す原子炉格納容器の水素ガス及び酸素ガスの気相濃度については、MAAP解析に基づく水-ジルコニウム反応により発生する水素に加え、MAAP解析で考慮していない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ついても考慮している。

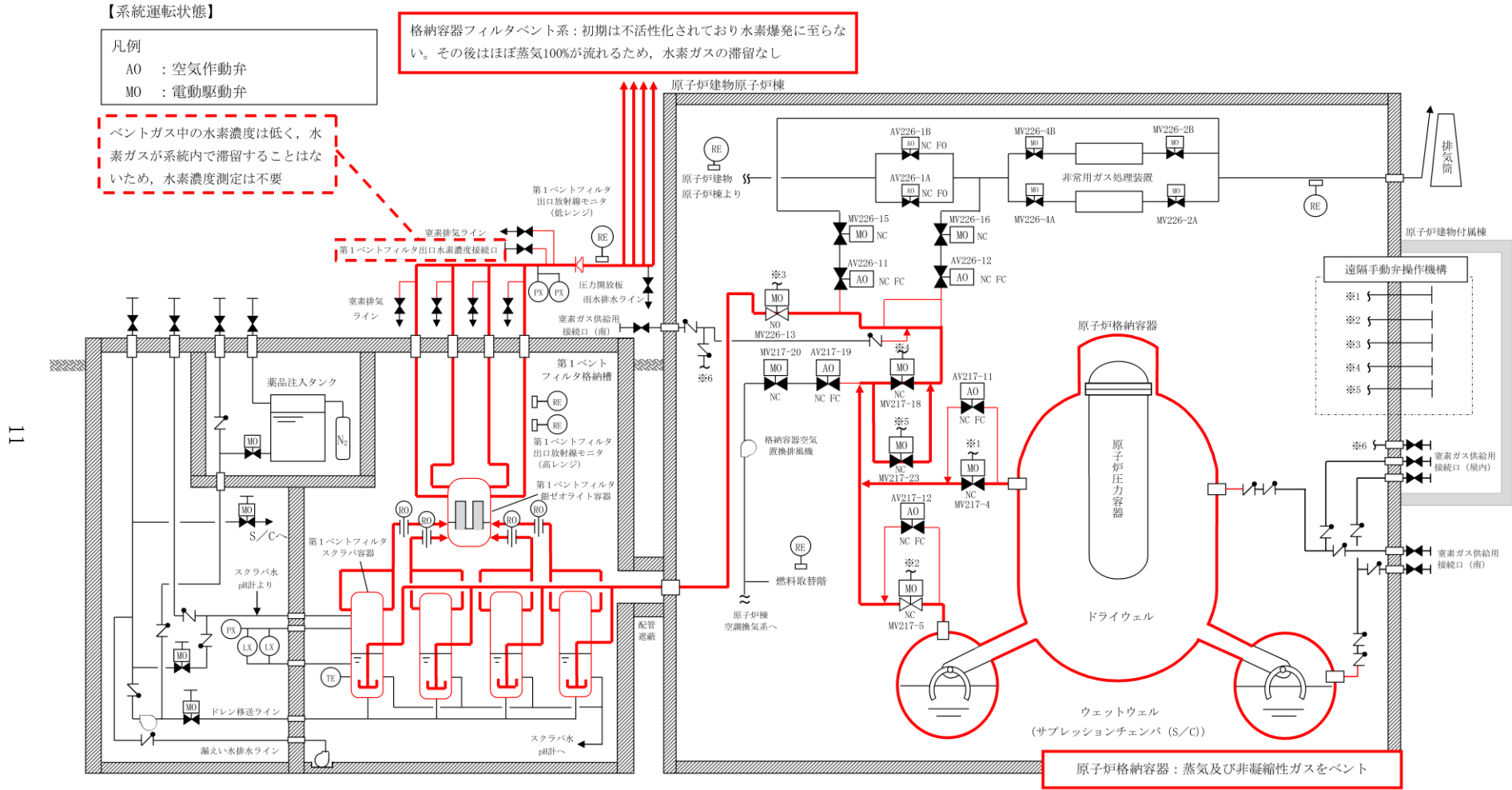


図1-6 水素爆発防止対策（系統運転状態）

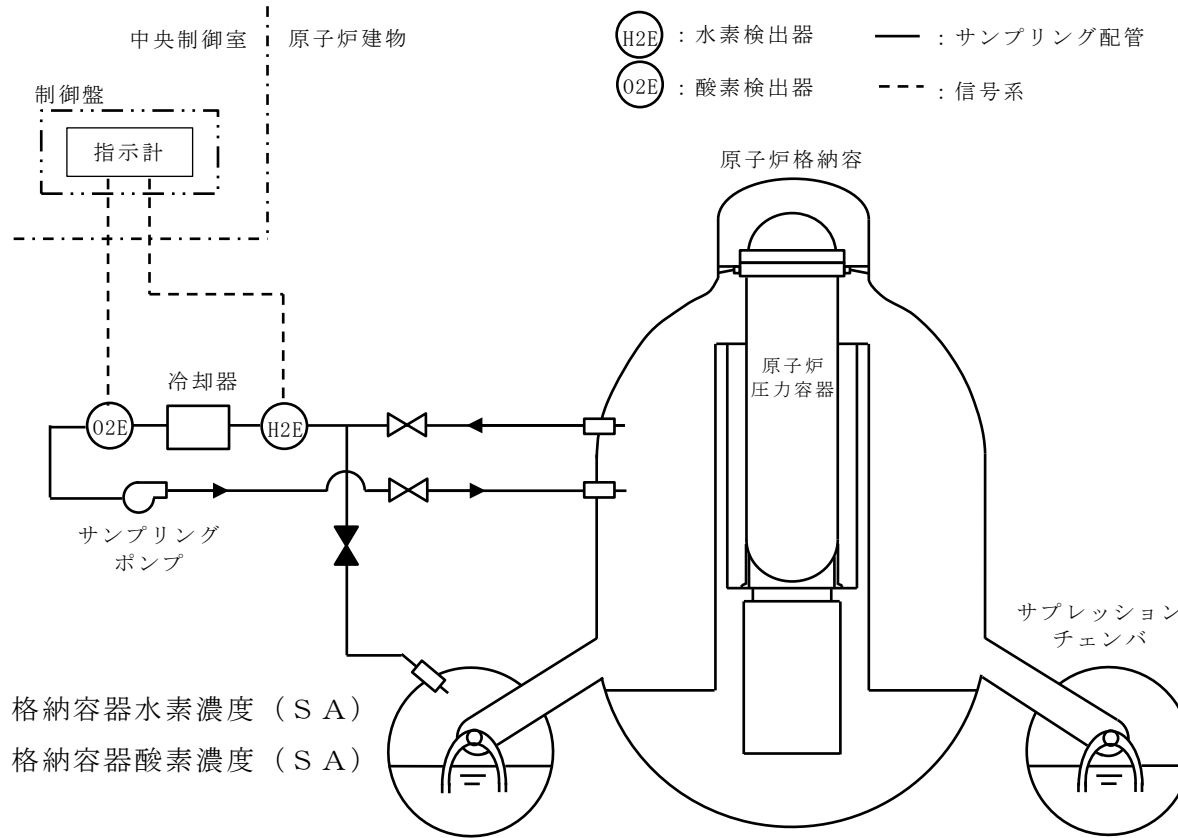


図1-7 水素濃度及び酸素濃度監視設備（格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A））に関する系統概要図

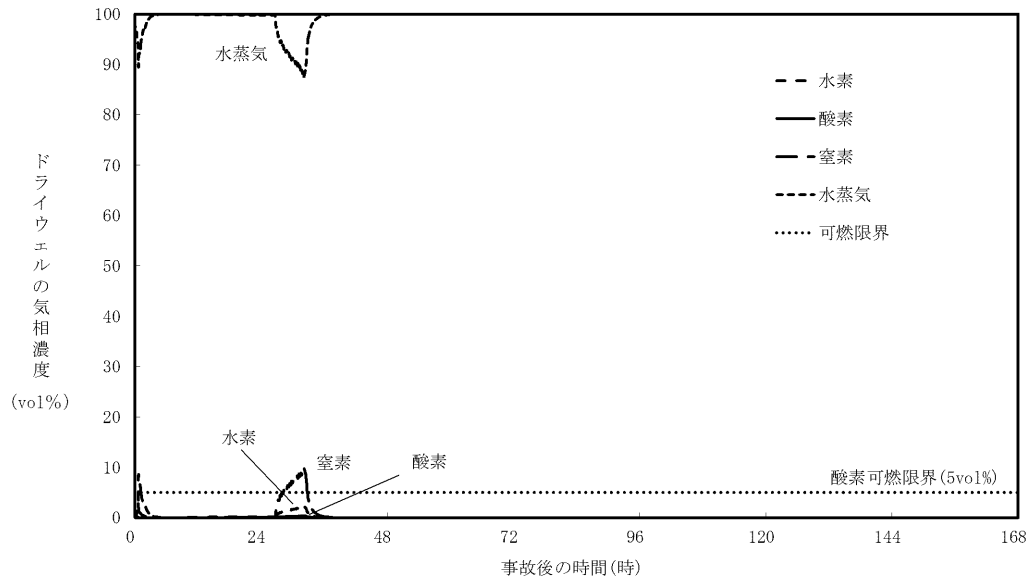


図1-8 格納容器過圧・過温破損モード（冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）におけるドライウエルの気相濃度の推移（ウェット条件）

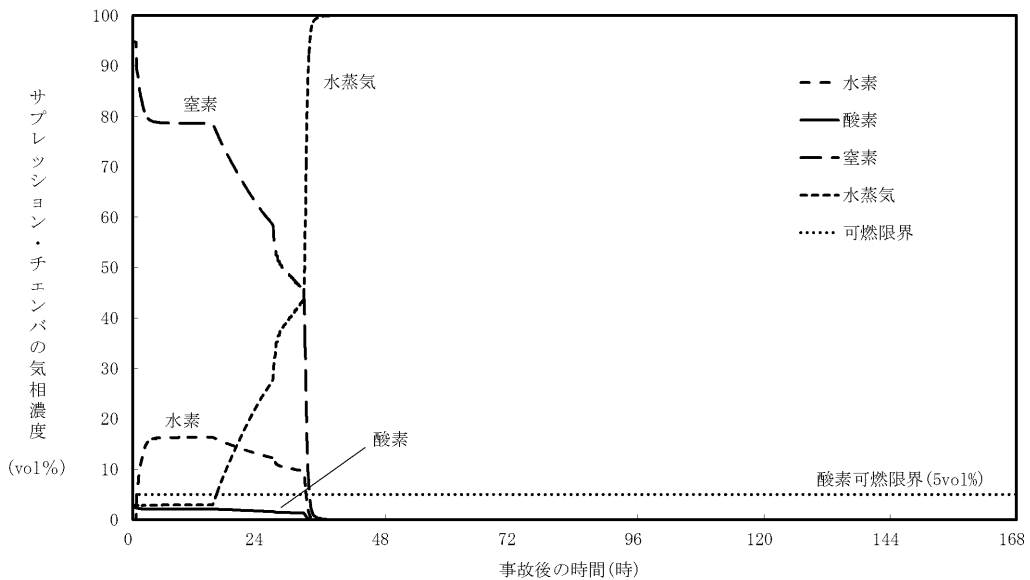


図1-9 格納容器過圧・過温破損モード（冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）におけるサプレッションチェンバの気相濃度の推移（ウェット条件）

d. 系統運転状態②：非凝縮性ガス排出（ベント開始後1時間程度）後

(a) 水素爆発防止対策

ベント実施に伴うサプレッションプール水の減圧沸騰により、可燃性ガスを含む非凝縮性ガスが排出された以降の原子炉格納容器は、ほぼ水蒸気で満たされた状態となり、系統へ流入するベントガスもほぼ水蒸気となることから、水素爆発は発生しない。

(b) 系統における水素濃度監視

系統における水素濃度については、ベントガスがほぼ蒸気となっていることから、監視不要である。

(c) 対向流による空気の流入

原子炉格納容器及び系統から非凝縮性ガスが排出された以降は、仮に対向流が発生した場合であっても、原子炉格納容器及び系統内はほぼ蒸気で満たされている状態となるため、水素爆発は発生しない。

この系統状態における水素爆発防止対策概要は図1-6と同様である。

e. 事故収束状態

(a) 水素爆発防止対策

ベント停止後、スクラビング水の放射線分解により水素ガス及び酸素ガスが発生するため、ベント停止前には可搬式窒素供給装置により窒素ガスを供給し、ベント停止後も連続的に窒素ガスを供給することで、系統のパーージを継続し、水素爆発を防止する。

(b) 系統における水素濃度監視

系統内の水素爆発を防止するために行う可搬式窒素供給装置による窒素パーージが確実に実施されていることを確認するため、可搬型設備（車両）である第1ベントフィルタ出口水素濃度により水素濃度を測定し、監視する。

(c) 系統内の水素濃度の評価

イ. ベント停止前

格納容器フィルタベント系へ流入するベントガスの水素濃度については、原子炉格納容器内における水素発生量と窒素供給量の割合から求められ、以下のとおり水素濃度は4vol%未満となるため系統内で水素爆発することはない。

- ・原子炉格納容器内における水素発生量は事象発生7日後を想定し、格納容器過圧・過温破損モード（冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）におけるMAAP解析結果より、約 $1.3\text{m}^3/\text{h}[\text{normal}]$ とする。
- ・原子炉格納容器内で発生する蒸気については、保守的に未飽和を想定し考慮しない。
- ・窒素供給量は $100\text{m}^3/\text{h}[\text{normal}]$ とする。

$$\text{○水素濃度} = \text{水素発生量} / (\text{窒素供給量} + \text{水素発生量}) \times 100 = 1.3\text{vol}\%$$

ここでは保守的にベントガスの蒸気発生量を考慮していないが、格納容器過圧・過温破損モード（冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）における蒸気発生量は、事故発生30日後においても約   $\text{m}^3/\text{h}[\text{normal}]$  であり、蒸気発生量を考慮した場合、数桁低い水素濃度となる。

ロ. ベント停止後

スクラビング水が沸騰状態である場合のスクラビング水の放射線分解によって発生する水素濃度については、スクラビング水の放射線分解による水素ガス発生量と窒素ガス供給量、同時に発生する蒸気発生量の割合から求められ、以下のとおり、水素濃度は4vol%未満となるため系統内で水素爆発することはない。

- ・水の放射線分解に寄与する熱量は、設計崩壊熱量である370kWを想定する。
- ・スクラビング水の沸騰を考慮し、水素発生量のG値は  とする。
- ・スクラビング水の放射線吸収割合  とする。
- ・窒素供給量は $100\text{m}^3/\text{h}[\text{normal}]$ とする。
- ・ $1\text{eV} = 1.602 \times 10^{-19} \text{ (J)}$ 、アボガドロ数は $6.022 \times 10^{23}$

$$\begin{aligned} \text{○蒸気発生量} &= [\text{崩壊熱 (MW)}] \times 1000 / ([\text{飽和蒸気比エンタルピー}] - [\text{飽和水比エンタルピー}]) \times 1000 / \text{分子量} \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \\ &= 0.37 \times 1000 / (2675.53 - 418.99) \times 1000 / 18 \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \\ &= 734.58\text{m}^3/\text{h}[\text{normal}] \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \text{○水素発生量} &= [\text{崩壊熱 (MW)}] \times 10^6 \times [\text{G値}] / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) \\ &\quad / (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \times [\text{放射線吸収割合}] \end{aligned}$$



$$= 0.37 \times 10^6 \times \square / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) / (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \times \square$$

$$= \square \text{ m}^3/\text{h}[\text{normal}]$$

$$\text{○水素濃度} = \text{水素発生量} / (\text{窒素供給量} + \text{蒸気発生量} + \text{水素発生量}) \times 100$$

$$= \square \text{ vol}\%$$

また、スクラビング水が未飽和となる場合のスクラビング水の放射線分解によって発生する水素濃度については、第1ベントフィルタスクラバ容器内のスクラビング水の放射線分解による水素発生量と窒素供給量の割合から求められ、以下のとおり、水素濃度は4vol%未満となるため系統内で水素爆発することはない。

- ・水の放射線分解に寄与する熱量は、保守的に設計崩壊熱量である370kWを想定する。
- ・スクラビング水は未飽和を想定し、水素発生量のG値は□とする。
- ・放射線吸収割合は□とする。
- ・窒素供給量は100m<sup>3</sup>/h[normal]とする。
- ・1eV=1.602×10<sup>-19</sup> (J)，アボガドロ数は6.022×10<sup>23</sup>

$$\text{○水素発生量} = [\text{崩壊熱 (MW)}] \times 10^6 \times [\text{G値}] / 100 / (1.602 \times 10^{-19})$$

$$/ (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \times [\text{放射線吸収割合}]$$

$$= 0.37 \times 10^6 \times \square / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) / (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \times \square$$

$$= \square \text{ m}^3/\text{h}[\text{normal}]$$

$$\text{○水素濃度} = \text{水素発生量} / (\text{窒素供給量} + \text{水素発生量}) \times 100 = \square \text{ vol}\%$$

(d) 排水設備（自主対策設備）使用時における原子炉格納容器内への空気流入の影響について

ベント停止後は、図1-10に示すとおり、ドレン移送ポンプを用いてスクラビング水をサブプレッションチェンバへ移送することとしている。スクラビング水を移送する際には、ドレン移送ポンプ下流側配管のうち水張りを行っていない範囲の空気がスクラビング水と共にサブプレッションチェンバへ流入するが、ベント停止後の原子炉格納容器は窒素ガス供給により不活性化されており、更に可燃性ガス濃度制御系によって原子炉格納容器内の水素濃度を可燃限界未満に維持するため、空気の流入による影響はない。

なお、系統待機時のドレン移送ポンプは水張りを実施しているが、保守的にドレン移送ラインの配管容積すべての空気量がサブプレッションチェンバへ

移行したとして評価した結果を以下に示す。

ドレン移送ラインの配管容積	約 0.6m <sup>3</sup>
酸素量（酸素濃度 21vol%で算出）	約 0.12m <sup>3</sup>
サプレッションチェンバの空間容積	約 3190m <sup>3</sup> （サプレッションプール 水位が通常水位+約 1.3m を考慮）

系統待機時のドレン移送ラインの空気の状態を大気圧，温度 10℃，排水時のサプレッションチェンバの状態を大気圧，温度 100℃，酸素濃度 Cvol%と仮定すると，サプレッションチェンバへの酸素流入量は約 0.164m<sup>3</sup>，空気流入量は 0.79m<sup>3</sup>，もともとのサプレッションチェンバ内の酸素量は 31.9Cm<sup>3</sup>となる。

以上より，排水後のサプレッションチェンバの酸素濃度は

$$\begin{aligned} (\text{酸素濃度}) &= (\text{酸素量}) / (\text{空気量}) \times 100 \\ &= (0.164 + 31.9C) / (0.79 + 3190) \times 100 \\ &= 0.00513 + 0.9998C \quad \text{vol\%} \end{aligned}$$

となる。よって，ドレン移送ライン配管内の酸素が流入することによる酸素濃度上昇分は

$$\begin{aligned} (\text{酸素濃度上昇分}) &= (\text{排水後酸素濃度}) - (\text{排水前酸素濃度}) \\ &= (0.00513 + 0.9998C) - C \\ &= 0.00513 - 0.0002C < 0.01\text{vol\%} \end{aligned}$$

ドレン移送ラインの配管に溜まっている空気（酸素）が全てサプレッションチェンバへ移行した場合でも酸素濃度の上昇分は最大でも 0.01vol%未満であり，酸素の可燃限界濃度である 5vol%に対して非常に小さいことから問題ない。

この系統状態における水素爆発防止対策概要を図1-11及び図1-12に示す。

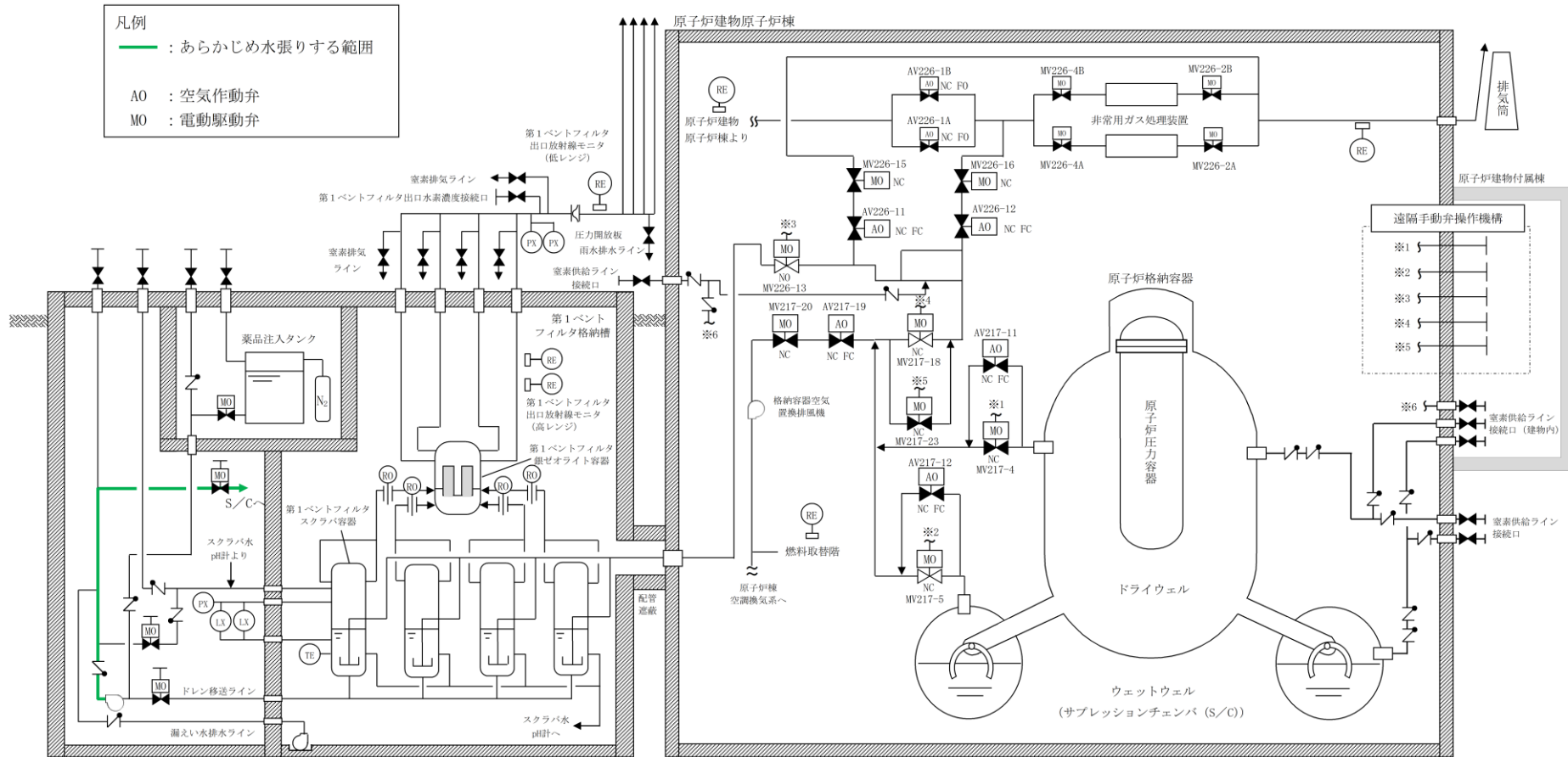


図 1-10 ドレン移送ライン水張り範囲系統図

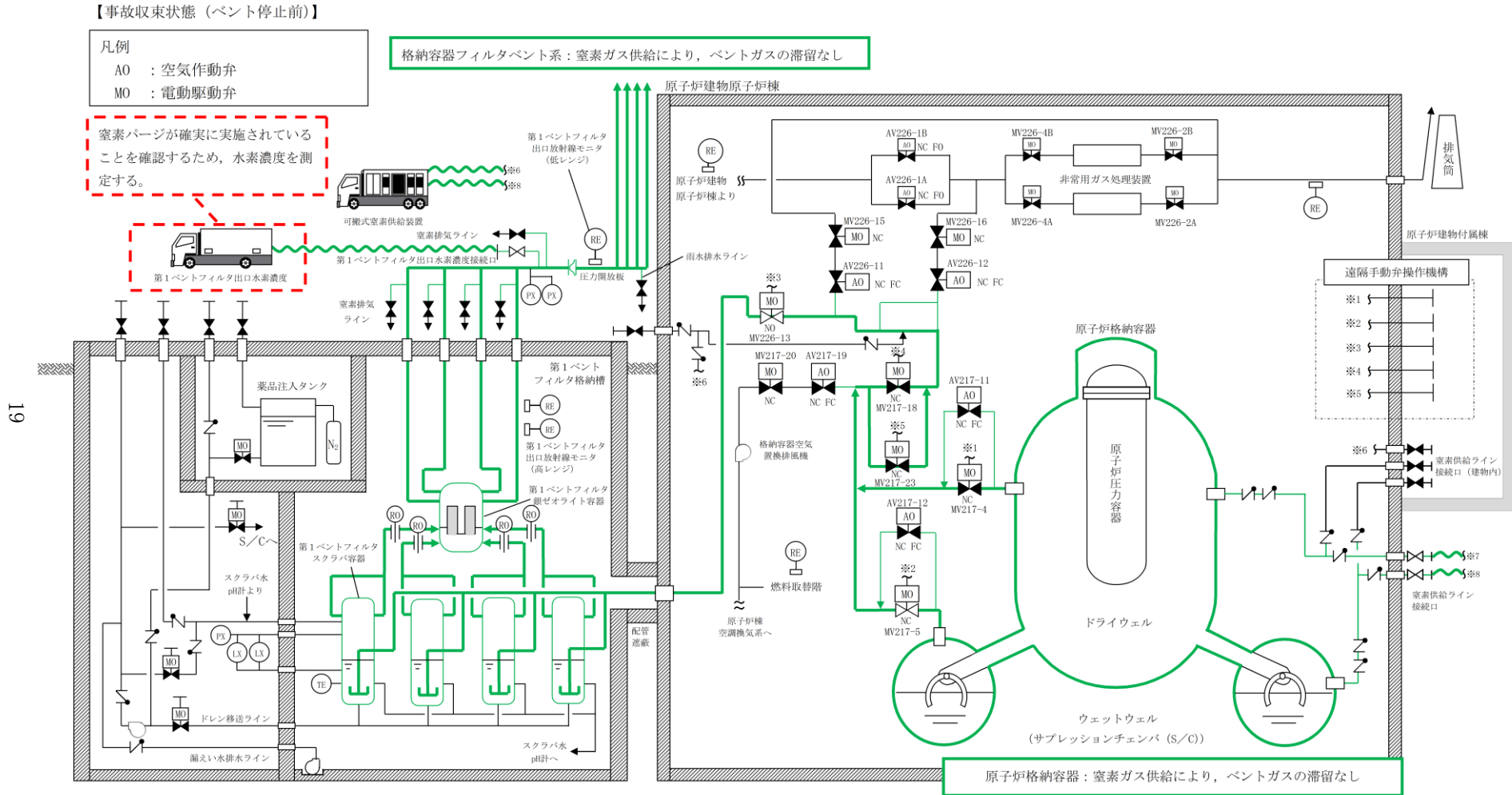


図1-11 水素爆発防止対策（事故収束状態（ベント停止前））

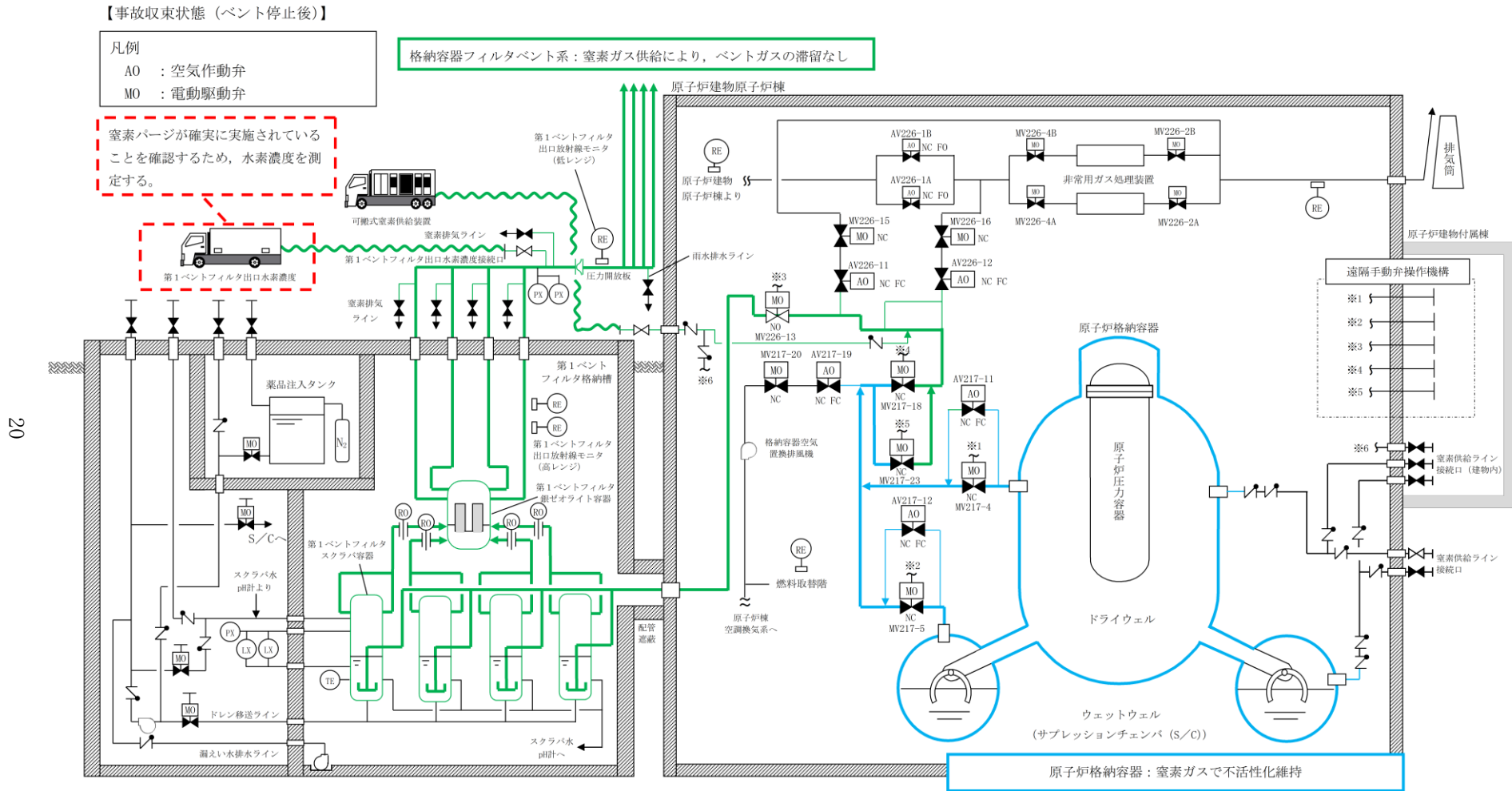


図1-12 水素爆発防止対策（事故収束状態（ベント停止後））

## 2. 第1ベントフィルタ格納槽

第1ベントフィルタスクラバ容器は溶接構造とし、水素ガス等の漏えい防止を考慮した設計としており、水素ガス等の漏えいは発生しないが、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器に設置するフランジ部に使用されるガスケットについては、ヘリウムリーク試験における石鹼水発泡法による試験を実施し、漏えいが検出されないことを確認しているものの、検出限界未満の漏えいが生じている可能性は否定できない。このため、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器フィルタベント系によるベントを実施する場合には、原子炉格納容器内又は第1ベントフィルタスクラバ容器内で発生した水素ガスが、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器から第1ベントフィルタ格納槽に漏えいし、可燃限界に到達するおそれがある。しかしながら、以下に示すとおり、保守的な条件を仮定した評価によっても、第1ベントフィルタ格納槽内の水素濃度は、事象発生7日後において、約 $2.4 \times 10^{-3}$ vol%程度であり、長期にわたり可燃限界である4vol%に到達することはない。さらに、事象発生7日後以降については、外部支援等によって、原子炉格納容器除熱機能を復旧させ、ベントの停止及びスクラビング水の移送による第1ベントフィルタ格納槽への水素漏えい防止、ハッチ及び遮蔽扉開放による第1ベントフィルタ格納槽の換気が実施できる。

以上のことから、第1ベントフィルタ格納槽で水素爆発が発生することはない。

### (1) 評価シナリオ

評価シナリオは、炉心損傷を伴う有効性評価事象のうち、ベント実施時のウェット条件における水素濃度が最も高いシナリオである「格納容器過圧・過温破損モード（冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）」とする。

また、当該シナリオでは、図2-1及び図2-2に示すとおり、ベント実施2時間程度で原子炉格納容器内雰囲気は蒸気100vol%雰囲気となるものの、保守的に高濃度の水素が7日間継続して通過することを仮定して評価を実施する。

### (2) 評価

評価条件を表2-1に示す。

#### a. 漏えい条件

漏えい条件は、「格納容器過圧・過温破損モード（冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）」におけるベント実施前の最大水素濃度である20vol%（ウェット条件）とし、その他のガス組成については、水蒸気として取り扱う。また、漏えいした水蒸気については、保守的に全て凝縮するものとして評価を実施する。なお、ベント実施時の水素濃度は、ドライ条件においても20vol%以下であり、漏えいした水蒸気の凝縮を考慮する場合、ウェット条件の方が保守的な評価となる。

漏えい率については、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器に使用されるガスケットのヘリウムリーク試験における石鹼水発泡法による試験に基づき、保守的に427kPa [gage]、200°Cの条件下において、検出限界値の水素漏えいがあるものと仮定する。

スクラビング水の放射線分解によって発生する水素については、発生量が少なく、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器を通過する水素濃度20vol%の保守性に包絡されるため、考慮しない。

b. 第1ベントフィルタ格納槽の条件

第1ベントフィルタ格納槽の条件は、乾燥空気におけるガス組成とする。空間容積については、躯体図から算出した数値（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分除く）に対し、機器配管分の低減率として、0.7を乗じて算出する。

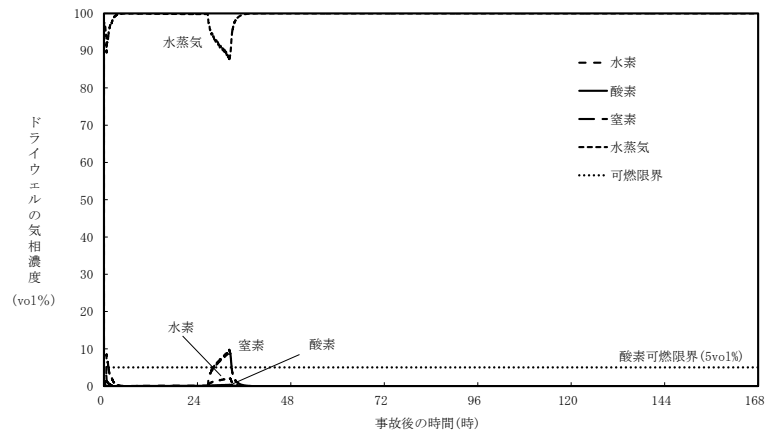


図2-1 「格納容器過圧・過温破損モード（冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）」におけるドライウエルの気相濃度の推移（ウェット条件）

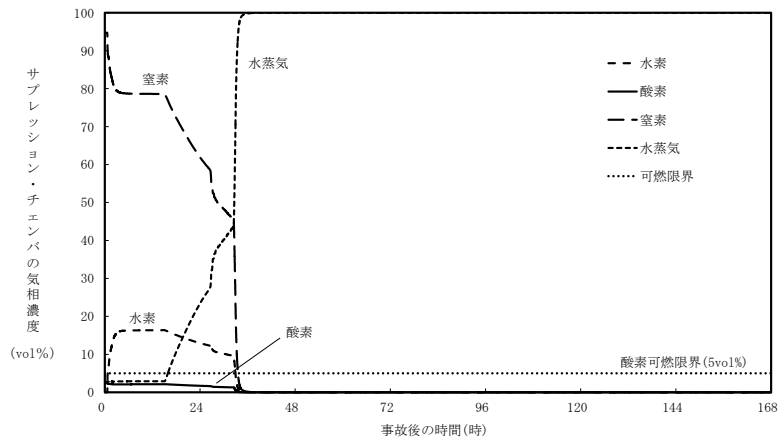


図2-2 「格納容器過圧・過温破損モード（冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）」におけるサプレッションチェンバの気相濃度の推移（ウェット条件）



表2-1 第1ベントフィルタ格納槽の水素濃度評価における評価条件

No	項目	条件	備考	
1	評価シナリオ	格納容器過圧・過温破損モード（冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）	炉心損傷を伴う事象のうち、ベント実施時のウェット条件における水素濃度が最も高いシナリオを選定。	
2	漏えい条件	水素濃度	20vol%	ベント実施前の最大水素濃度として設定
		水蒸気濃度（漏えい時）	80vol%	保守的な条件として、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器から漏えいする水素以外の気体は、すべて水蒸気として取扱い、漏えい後は水蒸気がすべて凝縮することを仮定して設定
		水蒸気濃度（漏えい後）	0vol%	
		酸素濃度	0vol%	
		窒素濃度	0vol%	
		漏えい時間	168時間	保守的に7日間継続して高濃度の水素が通過することを仮定して設定
漏えい率	$1.68 \times 10^{-1} \text{mL/s}$ $(6.05 \times 10^{-4} \text{m}^3/\text{h})$	ガスケット漏えい試験の検出限界値（427kPa, 200℃, 水素条件）を踏まえて設定		
3	第1ベントフィルタ格納槽の条件	空間容積	836m <sup>3</sup>	躯体図から算出した空間容積（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除く）に対し、機器配管分の低減率0.7を考慮して設定
		窒素濃度	79vol%	空気中のガス組成を踏まえて設定
		酸素濃度	21vol%	
4	濃度算出条件	水素の密度	0.0899kg/m <sup>3</sup>	標準状態の条件として設定
		窒素の密度	1.25kg/m <sup>3</sup>	
		酸素の密度	1.43kg/m <sup>3</sup>	
5	第1ベントフィルタ格納槽から大気への水素の漏えい	考慮しない	保守的な条件として設定	
6	スクラビング水の放射線分解によって発生する水素	考慮しない	第1ベントフィルタスクラバ容器を通過する水素濃度20vol%の保守性に包絡されることを踏まえて設定	

## c. 第1 ベントフィルタ格納槽への漏えい評価

第1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器から第1 ベントフィルタ格納槽へ漏えいする水素量は、以下の式で算出する。

$$\begin{aligned} \text{水素漏えい量} &= \text{漏えい率} \times \text{水素濃度} \times \text{漏えい時間} \cdots \cdots \cdots (2.1) \\ &= 6.05 \times 10^{-4} \times 0.2 \times 168 \\ &= \text{約} 2.0 \times 10^{-2} \text{m}^3 \end{aligned}$$

第1 ベントフィルタ格納槽内での水素濃度を評価するため、式(2.1)で得た結果をmol数に換算する。

$$\begin{aligned} \text{水素の物質質量} &= \text{密度} \times \text{体積} \times \text{割合} / \text{分子量} \cdots \cdots \cdots (2.2) \\ &= 0.0899 \times 2.0 \times 10^{-2} \times 1 / (2 \times 10^{-3}) \\ &= \text{約} 0.9 \text{mol} \end{aligned}$$

次に、第1 ベントフィルタ格納槽側の気体の物質質量を算出する。

$$\begin{aligned} \text{酸素の物質質量} &= \text{密度} \times \text{体積} \times \text{割合} / \text{分子量} \cdots \cdots \cdots (2.3) \\ &= 1.43 \times 836 \times 0.21 / (32 \times 10^{-3}) \\ &= \text{約} 7.8 \times 10^3 \text{mol} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \text{窒素の物質質量} &= \text{密度} \times \text{体積} \times \text{割合} / \text{分子量} \cdots \cdots \cdots (2.4) \\ &= 1.25 \times 836 \times 0.79 / (28 \times 10^{-3}) \\ &= \text{約} 2.9 \times 10^4 \text{mol} \end{aligned}$$

式(2.1)～式(2.4)の結果を踏まえ、第1 ベントフィルタ格納槽の水素濃度は以下のとおりとなる。

$$\begin{aligned} \text{水素濃度} &= \text{水素の物質質量} / (\text{水素の物質質量} + \text{酸素の物質質量} + \text{窒素の物質質量}) \times 100 \\ &\cdots \cdots \cdots (2.5) \\ &= 0.9 / (0.9 + 7.8 \times 10^3 + 2.9 \times 10^4) \times 100 \\ &= \text{約} 2.4 \times 10^{-3} \text{vol}\% \end{aligned}$$

### 3. 可搬式窒素供給装置の容量

可搬式窒素供給装置の容量は、下記①②を考慮して設定している。

- ① 残留熱代替除去系又は残留熱除去系による原子炉注水及び格納容器除熱を実施した場合、原子炉格納容器内の酸素濃度を5vol%（水素を燃焼させる下限濃度）未満に維持
- ② ベント停止後の格納容器フィルタベント系における水素滞留防止のため、窒素ガスの供給を行い、格納容器フィルタベント系の系統内の水素濃度を4vol%（水素の可燃限界濃度）未満あるいは酸素濃度を5vol%（水素を燃焼させる下限濃度）未満に維持

可搬式窒素供給装置の主要な仕様を表3-1に示す。

表3-1 可搬式窒素供給装置の主要仕様

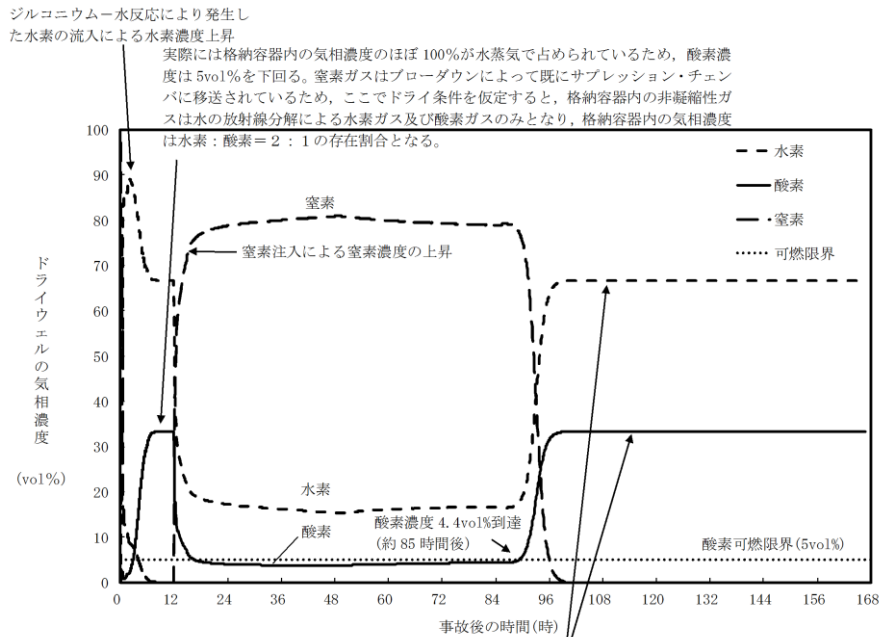
容 量	100m <sup>3</sup> /h [normal]
純 度	99.9vol%
供給圧力	0.6MPa [gage] 以上

以下に、可搬式窒素供給装置の窒素供給量の設定について示す。

#### (1) 原子炉格納容器における可搬式窒素供給装置の容量

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、原子炉格納容器内における水の放射線分解によって発生する酸素ガスの濃度上昇を抑制可能な設計とし、残留熱代替除去系又は残留熱除去系による除熱を開始した時点で原子炉格納容器内への窒素供給を実施する。

有効性評価シナリオ「水素燃焼」において、設計基準事故等対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能評価で使用しているG値を採用した場合のドライウエル及びサプレッションチェンバの気相濃度の推移を図3-1及び図3-2に示す。事象発生12時間後にドライウエルへの窒素ガス供給を開始し、100m<sup>3</sup>/h[normal]にて窒素ガス供給を実施する。事象発生約85時間後にドライウエルの酸素濃度がドライ条件で4.4vol%に達すれば、格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器内の水素及び酸素を排出することによって、原子炉格納容器内の酸素濃度は低下し、事象発生から168時間後においても、原子炉格納容器の酸素濃度が可燃限界である5.0vol%に到達することはない。



約85時間後にドライウェル気相部の酸素濃度が4.4vol%に到達するため、ウェットウェルベントラインを開放。これに伴い格納容器内の気体が格納容器外に排出される。開放後、現実的には格納容器内で発生し続ける水蒸気が格納容器内の気相濃度のほぼ100%を占め続けるが、ここでドライ条件を仮定すると、格納容器内の非凝縮性ガスは水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスのみとなるため、格納容器内の気相濃度は水素：酸素=2：1の存在割合となる。

図3-1 「水素燃焼」において可燃性ガス濃度制御系の性能評価で使用しているG値を採用した場合のドライウェルの気相濃度の推移（ドライ条件）

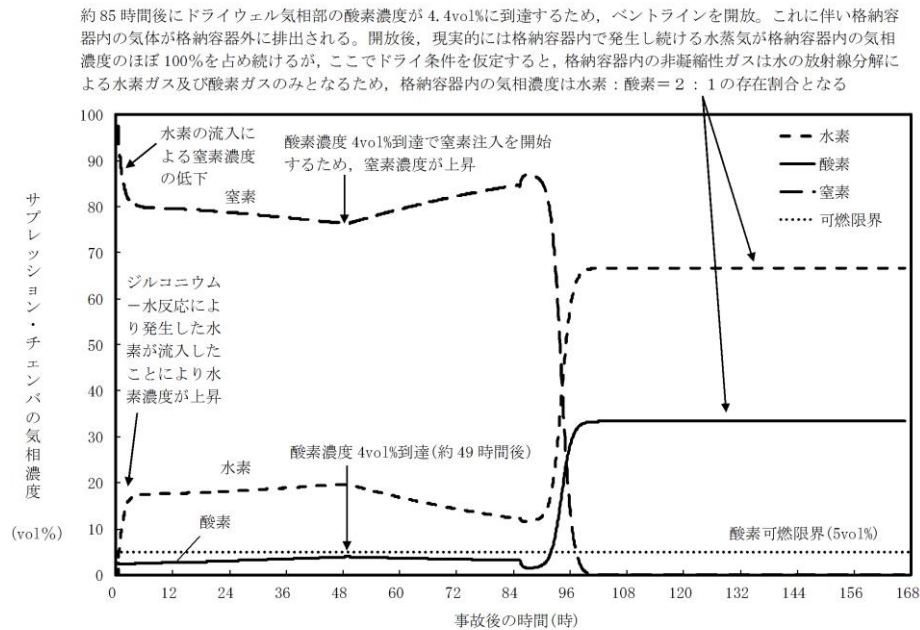


図3-2 「水素燃焼」において可燃性ガス濃度制御系の性能評価で使用しているG値を採用した場合のサブプレッションチェンバの気相濃度の推移（ドライ条件）

## (2) 格納容器フィルタベント系における可搬式窒素供給装置の容量

可搬式窒素供給装置の容量は、格納容器過圧・過温破損モード（冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）における原子炉格納容器内の水素発生量に対して、系統内の水素濃度を可燃限界である4vol%未満に希釈できる十分な窒素供給量とするよう設定している。

計算条件を以下に示す。

- ・水素発生量は事象発生7日後を想定し、約1.3m<sup>3</sup>/h[normal]とする。
- ・酸素発生量は事象発生7日後を想定し、約0.65m<sup>3</sup>/h[normal]とする。

$$\begin{aligned} \text{必要窒素供給量} &= (\text{水素発生量} - \text{水素発生量} \times 0.04 - \text{酸素発生量} \times 0.04) \div 0.04 \\ &= (1.3 - 1.3 \times 0.04 - 0.65 \times 0.04) \div 0.04 \\ &= 30.6 (\text{m}^3/\text{h}[\text{normal}]) \end{aligned}$$

可搬式窒素供給装置の容量は、上記の必要窒素供給量に余裕を見込み、100m<sup>3</sup>/h[normal]と設定している。容量設定においてはベントガスの蒸気発生量を考慮していないため、十分保守的な設定である。

なお、系統内の全空間容積は約202m<sup>3</sup>であり、窒素供給量100m<sup>3</sup>/h[normal]で約7時間通気することで、系統内の酸素濃度を5vol%から1vol%まで低下させることが可能である。

## 格納容器フィルタベント系の系統設計条件の考え方について

## 1. 系統設計条件

格納容器フィルタベント系については、想定される重大事故等での使用条件下において、性能を発揮できる設計とするため、系統設計条件を定めている。主な系統設計条件を表1-1に示す。

表1-1 格納容器フィルタベント系の系統設計条件

設計条件		設定根拠
最高使用圧力	853kPa [gage] (流量制限オリフィスまで)	格納容器フィルタベント系を使用する有効性評価の結果（格納容器圧力の推移）を踏まえ、格納容器の限界圧力である853kPa[gage]とする。
	427kPa [gage] (流量制限オリフィス以降)	格納容器フィルタベント系の系統圧力損失を評価した結果から、流量制限オリフィス以降に発生しうる最大の圧力を考慮し、427kPa [gage] とする。
最高使用温度	200℃	格納容器フィルタベント系を使用する有効性評価の結果（格納容器温度の推移）を踏まえ、原子炉格納容器の限界温度を考慮し、200℃とする。
設計流量	9.8kg/s (格納容器圧力427kPa [gage]において)	格納容器フィルタベント系を使用する有効性評価の結果（ベントタイミング）を踏まえ、原子炉定格熱出力の1%相当の蒸気流量（9.8kg/s（格納容器圧力 427kPa [gage]において））とする。
第1ベントフィルタスクラバ容器内発熱量	370kW	想定される第1ベントフィルタスクラバ容器に捕集及び保持される放射性物質の崩壊熱に対して十分な余裕を見込み、原子炉定格熱出力の0.015%に相当する発熱量とする。
エアロゾル移行量	300kg	想定される第1ベントフィルタスクラバ容器に移行するエアロゾルの量（約28kg）に対して十分な余裕を見込み、300kgとする。
よう素の炉内内蔵量	18.1kg	BWRプラントにおける代表炉心（ABWR）の平衡炉心末期を対象としたORIGEN2コードの計算結果に対して、島根原子力発電所第2号機の熱出力（2436MW）を考慮して算出した結果、18.1kgとする。
耐震条件	基準地震動S <sub>s</sub> にて機能維持	基準地震動S <sub>s</sub> にて機能を維持する。

格納容器フィルタベント系の各設計条件の考え方を2.以降に示す。

## 2. 最高使用圧力及び最高使用温度

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、原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内のガスを排気することにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とし、原子炉格納容器内の圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍の圧力である853kPa[gage]に到達するまでにベント操作を実施することとしている。

そのため、格納容器フィルタベント系のうち、原子炉格納容器から流量制限オリフィスまでの範囲については、最高使用圧力を853kPa[gage]とする。また、流量制限オリフィスから放出口までの範囲については、格納容器フィルタベント系使用時の系統圧力損失を評価した結果から、流量制限オリフィスの下流以降に発生しうる最大の圧力を考慮し、427kPa[gage]とする。一方、最高使用温度については、有効性評価における格納容器温度の推移を踏まえ、原子炉格納容器の限界温度を考慮し、200℃とする。

原子炉格納容器の圧力が853kPa[gage]のときに、ベント経路にある弁を全て全開とした場合の系統各部の圧力の評価結果を、図2-1に示す。格納容器フィルタベント系の圧力は圧力損失により徐々に小さくなり、流量制限オリフィスの下流側では約  kPa[gage]となる。

また、有効性評価のうち格納容器過圧・過温破損モード（冷却材喪失（大破断LOCA）+ ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）における格納容器圧力及び格納容器温度の推移は図2-2及び図2-3に示すとおり、ベント開始後の原子炉格納容器内の圧力及び雰囲気温度は853kPa[gage]及び200℃以下となる。そのため、格納容器フィルタベント系使用時の圧力及び温度は、最高使用圧力及び最高使用温度以下となる。

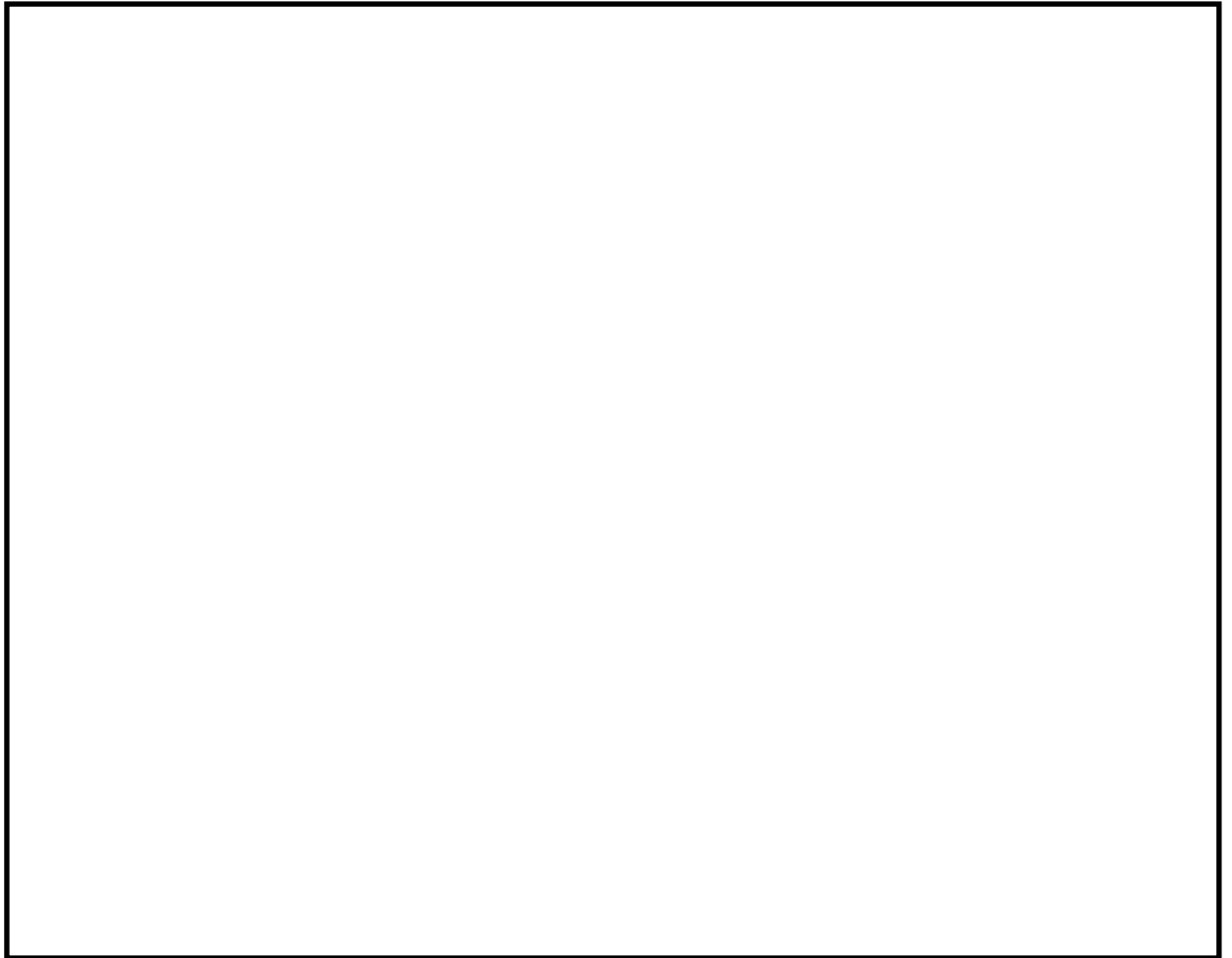


図2-1 格納容器フィルタベント系 各部の圧力

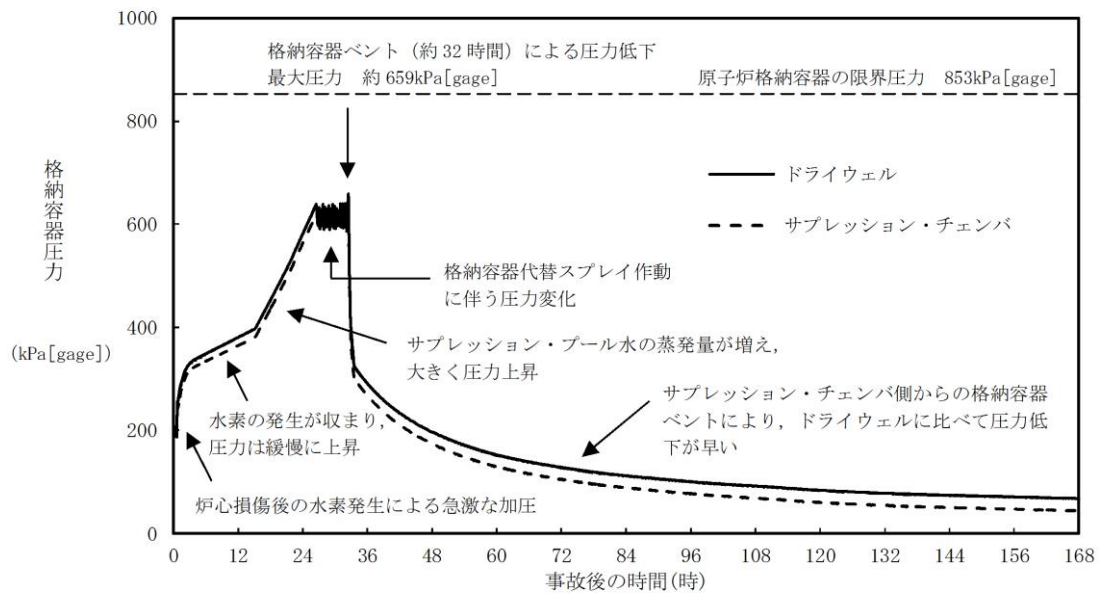


図2-2 「冷却材喪失(大破断LOCA) + ECCS注水機能喪失 + 全交流動力電源喪失」時における格納容器圧力の推移



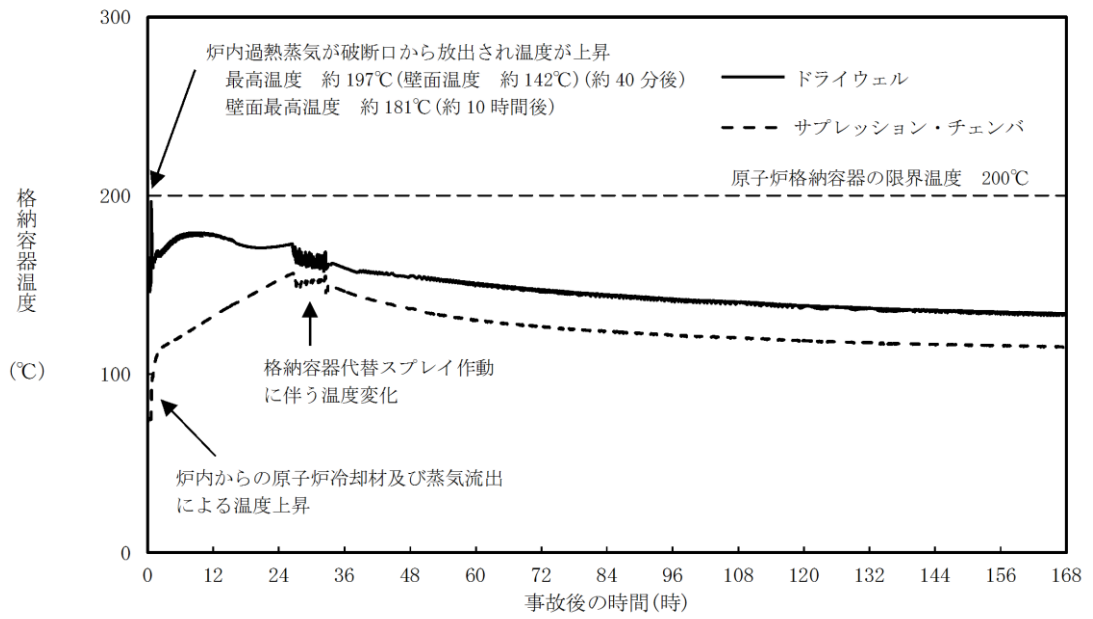


図2-3 「冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」時における格納容器温度の推移

### 3. 系統流量（ベントガス流量）

格納容器フィルタベント系の系統流量は、原子炉定格熱出力の1%相当の蒸気流量を、格納容器圧力427kPa[gage]（原子炉格納容器の最高使用圧力（1Pd））において排出できるよう、以下のとおり設定している。

#### (1) 蒸気流量の設定

重大事故等発生後の数時間で格納容器フィルタベント系が使用されることはないが、保守的に原子炉停止後2時間～3時間後に格納容器フィルタベント系が使用されると考え、その時点での原子炉の崩壊熱として原子炉定格熱出力の1%を設定し、それに相当する蒸気流量とする。

#### (2) 系統流量の算出

崩壊熱は、保守的に注水された水を蒸発させるエネルギーに全て寄与するものと評価とし、サプレッションチェンバ等への熱の移行は考慮しない。さらに、原子炉圧力容器に注水された水の蒸発によって発生した蒸気についても、保守的にサプレッションチェンバ等による凝縮を考慮せず、系統流量として取り扱うこととする。

$$W_{Vent} = Q_R \times 0.01 / (h_s - h_w) \dots\dots\dots (3.1)$$

ここで、

$W_{Vent}$  : 系統流量 (kg/s)

$Q_R$  : 定格熱出力 (2436×10<sup>3</sup>kW)

$h_s$  : 1Pdにおける飽和蒸気の比エンタルピ (2750.55kJ/kg)

$h_w$  : 60℃\*における飽和水の比エンタルピ (251.15kJ/kg)

注記\* : 原子炉格納容器内に注水する水温を保守的に高めに設定した温度（重大事故等対処設備として期待する水源（最大35℃）を包含する値）

以上より、保守的に切り上げた9.8kg/sを格納容器圧力1Pdの時の系統流量とする。系統流量は、配管設計やオリフィスの設計条件として使用される。

なお、格納容器圧力が1Pdより高い圧力でベントする場合には、その時の格納容器圧力と系統全体の圧力損失から系統流量が決まり、格納容器圧力が1Pd以上になれば系統流量も9.8kg/s以上となり、より蒸気を排出しやすい状況となる。

#### 4. 第1ベントフィルタスクラバ容器内発熱量

格納容器フィルタベント系の第1ベントフィルタスクラバ容器内発熱量は、原子炉定格熱出力の0.015%に相当する崩壊熱である370kWに設定している。

NUREG-1465における原子炉格納容器ソースタームに基づき、ドライウェルベント時に原子炉格納容器から第1ベントフィルタスクラバ容器に移行するFPによる崩壊熱を評価する。

第1ベントフィルタスクラバ容器内発熱量は以下の式で表される。

【第1ベントフィルタスクラバ容器内発熱量】

= 【①ベント実施時の原子炉の崩壊熱】

× 【②FPの原子炉格納容器への放出割合】

÷ 【③原子炉格納容器内のDF】

× 【④第1ベントフィルタスクラバ容器に蓄積するFPの崩壊熱への寄与割合】

##### ① ベント実施時の原子炉の崩壊熱

重大事故等発生後の数時間で格納容器フィルタベント系が使用されることはないが、保守的に原子炉停止後約2時間～3時間後に格納容器フィルタベント系が使用されると考え、その時点での原子炉の崩壊熱として、原子炉定格熱出力の1%とする。

##### ② FPの原子炉格納容器への放出割合

NUREG-1465に基づき、揮発性核種のうち原子炉格納容器への放出割合が最も大きいHalogen (I) の放出割合である61%で代表させる。(表4-1)

##### ③ 原子炉格納容器内のDF

海外で行われたFPエアロゾルの自然除去効果に関する試験 (NSPP試験等) では、原子炉格納容器のエアロゾルは数時間程度で1/10程度まで減少している結果が得られており、原子炉格納容器内のエアロゾルに対する除去効果として、ドライウェルベント時はDF10\*とする。

注記\*：事象発生から約32時間 (有効性評価におけるベント開始時間) 後のMAAP解析における感度解析の結果からDF10000程度であることを確認しており、DF10としている発熱量評価の設定は保守的である。

##### ④ 第1ベントフィルタスクラバ容器に蓄積するFPの崩壊熱への寄与割合

NUREG-1465に基づき、揮発性が比較的高く、炉心損傷を伴う事故時に有意な放出割合となり、第1ベントフィルタスクラバ容器に蓄積する核種として、Halogen (I), Alkali metal (Cs), Te, Ba及びSrを想定し、これら核種の崩壊熱への寄与割合は22%とする。(表4-2)

したがって、定格熱出力に対する崩壊熱は以下のように評価される。

$$\text{ドライウェルベント} : 0.01 \times 0.61 \div 10 \times 0.22 = 0.01342\%$$

以上より、第1ベントフィルタスクラバ容器内発熱量は、上記割合を包絡する条件とし、原子炉定格熱出力の0.015%である370kW (2436MW×0.015%) と設定する。

第1ベントフィルタスクラバ容器内発熱量は、スクラビング水の初期保有量及び第1ベントフィルタスクラバ容器の寸法設定に使用される。

表4-1 NUREG-1465における原子炉格納容器内への放出割合

元素グループ	Gap Release	Early-In -vessel	Ex-vessel	Late-In -vessel	合計
Noble Gases*	0.05	0.95	0	0	1.00
Halogen (I)	0.05	0.25	0.30	0.01	0.61
Alkali metal (Cs)	0.05	0.20	0.35	0.01	0.61
Te	0	0.05	0.25	0.005	0.305
Ba, Sr	0	0.02	0.1	0	0.12
Noble metals (Mo, Ru, Sb)	0	0.0025	0.0025	0	0.005
Ce	0	0.0005	0.005	0	0.0055
La	0	0.0002	0.005	0	0.0052

注記\*：希ガスは第1ベントフィルタスクラバ容器内に蓄積しないため、評価対象外とする。

表4-2 放出割合が大きい揮発性核種の崩壊熱寄与割合

元素グループ*	放出割合	①放出割合 (ハロゲン比)	②崩壊熱寄与割合 (炉停止後約2~3時間)	崩壊熱寄与割合 ①×②
Halogen (I)	0.61	1.0	0.18	0.18
Alkali metal (Cs)	0.61	1.0	0.02	0.02
Te	0.305	0.5	0.02	0.01
Ba, Sr	0.12	0.2	0.06	0.01
			合計	0.22

注記\*：希ガスは第1ベントフィルタスクラバ容器内に蓄積しないため、評価対象外とする。また、放出割合が小さい核種は放出量として無視できるため、評価対象外とする。

## 5. エアロゾル移行量

有効性評価シナリオのうち、エアロゾル移行量の最も厳しい格納容器過圧・過温破損モード（冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）における原子炉格納容器から第1ベントフィルタスクラバ容器に移行するエアロゾルの重量を表5-1に示す。（参考）

表5-1 原子炉格納容器から第1ベントフィルタスクラバ容器に移行するエアロゾル重量

シーケンス（事象）	エアロゾル重量	
	ウェットウェルベント	ドライウェルベント
格納容器過圧・過温破損モード （冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失）	約0.0018kg	約3.5kg

一方、原子炉格納容器からのエアロゾルの移行量を保守的に評価するため、サブプレッションプール水によるスクラビング効果がないドライウェルベント時の原子炉格納容器から第1ベントフィルタスクラバ容器に移行するエアロゾル量について、核分裂生成物の炉内内蔵量とNUREG-1465に基づく炉心から原子炉格納容器へ放出される核分裂生成物の割合を用いて評価した結果、約28kgとなるが、エアロゾルに係る海外規制の規定を踏まえ、さらにそれらを上回る300kgとして設計する。

想定するエアロゾル移行量の評価方法と海外規制におけるエアロゾル移行量を以下に示す。

## (1) 核分裂生成物の炉内内蔵量

各核種グループのFPの炉内内蔵量を表5-2に示す。

## (2) 核分裂生成物の原子炉格納容器への放出割合

NUREG-1465に基づき、各核種グループの放出割合を設定する。

（表4-1、表5-2）

## (3) 原子炉格納容器内のDF

保守的にドライウェルベントの場合を想定し、崩壊熱の設定と同様に、DF10とする。

以上より、想定するエアロゾル量を計算した結果、約28kgとなる。

評価式を以下に示す。

## 【エアロゾル量】

$$\sum_{\text{全核種グループ}} [ (\text{核種グループの炉内内蔵量}) \times (\text{核種グループの原子炉格納容器への放出割合}) / 10 ]$$

## (4) 海外規制におけるエアロゾル移行量

ドイツRSKの勧告では、フィルタ装置に移行するエアロゾル量としてPWRについては60kg、BWRについては30kgとしている。また、スイスの原子力施設ガイドラインにおいては、エアロゾル量は150kgと規定されている。

表5-2 核分裂生成物の炉内内蔵量

核種 グループ	代表 化学形態	炉内内蔵量 (kg)	格納容器への放 出割合 (-)	第1 ベントフィルタスク ラバ容器へ流入するエア ロゾル量* (kg)
Halogens	CsI		0.61	
Alkali metal	CsOH		0.61	
Te	TeO <sub>2</sub> , Sb		0.305	
Ba, Sr	BaO, SrO		0.12	
Noble metals	MoO <sub>2</sub>		0.005	
Ce	CeO <sub>2</sub>		0.0055	
La	La <sub>2</sub> O <sub>3</sub>		0.0052	
			合計	2.8E+01

注記\* : エアロゾル移行量は、金属フィルタの総面積の設定に使用される。

## 《参考図書》

1. NUREG-1465 “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants”  
, 1995
2. “Aerosol Release and Transport Program Semiannual Progress Report For October 1983  
- March 1984”, NUREG/CR-3830 Vol1, ORNL/TM-9217/V1

## 1. エアロゾルの保守性について

## (1) 格納容器フィルタベント系の設計条件について

格納容器フィルタベント系の設計条件としては、エアロゾル移行量を300kgに設定している。

## (2) 事故シナリオに応じたエアロゾル移行量について

## a. エアロゾルが発生する事故シナリオの選定について

ベント実施時には、希ガスやガス状よう素（無機よう素及び有機よう素）を除く核分裂生成物及び構造材がエアロゾルとして格納容器フィルタベント系に流入する。エアロゾルが発生する事故シナリオは、格納容器破損防止対策の有効性評価の対象とする事故シーケンスのうち、以下に示すMAAP解析上の特徴を踏まえ、原子炉圧力容器が健全な事故シーケンスである「格納容器過圧・過温破損モード（冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）」を選定している。

(a) 原子炉圧力容器内に溶融炉心が存在する場合は、炉心が再冠水し溶融炉心の外周部が固化した後でも、溶融炉心中心部は溶融プール状態を維持する。一方、原子炉圧力容器破損時は、原子炉圧力容器破損前に水張りしたペDESTAL部で溶融炉心の一部が粒子化するとともに、最終的にはクエンチする。エアロゾル移行量は溶融炉心の温度が高い方がより多くなるため、原子炉圧力容器が健全な場合がより保守的な評価となる。

(b) 原子炉圧力容器内に溶融炉心が存在する場合は、溶融炉心冠水時において溶融炉心上部の水によるスクラビング効果を考慮していない。一方、溶融炉心がペDESTAL部に存在する場合は、溶融炉心上部の水によるスクラビング効果を考慮している。以上より、スクラビング効果を考慮していない原子炉圧力容器が健全な場合がより保守的な評価となる。

## b. 対象シーケンスにおけるエアロゾル移行量について

「格納容器過圧・過温破損モード（冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）」における格納容器フィルタベント系へ流入するエアロゾル移行量を表1-1に示す。本シーケンスの有効性評価ではウェットウェルベントを優先して実施することとしているが、ここではドライウェルベントを実施した場合のエアロゾル移行量も併せて示している。表1-1より、エアロゾル移行量はウェットウェルベント時よりドライウェルベント時の方が多く約3.5kgであるが、格納容器フィルタベント系で設計上想定するエアロゾル移行量はこれを十分上回る300kgである。

表1-1 格納容器過圧・過温破損モード（冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）におけるFPエアロゾル移行量

放出する系統	FPエアロゾル移行量
ウェットウェルベント	約0.0018kg
ドライウェルベント	約3.5kg



## 流量制限オリフィスの設定方法について

## 1. 流量制限オリフィスの設定方法

格納容器フィルタベント系は、原子炉格納容器の過圧破損を防止するため、原子炉格納容器内で発生する蒸気量以上のガスをベントできる必要がある。

一方、格納容器圧力の上昇に伴い、ベントガスの質量流量が増加する場合においても、ベンチュリノズル部の流速を適正な条件に保持するため、第1ベントフィルタスクラバ容器の下流に流量制限オリフィスを設置することにより、体積流量をほぼ一定に保つ構成としている。

流量制限オリフィスについては、原子炉格納容器の最高使用圧力（427kPa[gage]（1Pd））において、原子炉定格熱出力の1%相当の蒸気を排出できるよう、以下のとおり設定する。

なお、格納容器圧力1Pdで必要量を排出可能な設計としているため、より差圧が大きくなる格納容器圧力2Pdによるベントの場合においても必要量は排出できる。

- ① 流量制限オリフィス上流の流路の圧力損失を計算し、流量制限オリフィス上流の圧力を算出する。
- ② 流量制限オリフィス下流の流路の圧力損失を計算し、流量制限オリフィス下流の圧力を算出する。
- ③ ①及び②で算出した流量制限オリフィスの上流及び下流の圧力条件下で、原子炉定格熱出力1%相当の蒸気を排出できるような流出断面積を算出する。

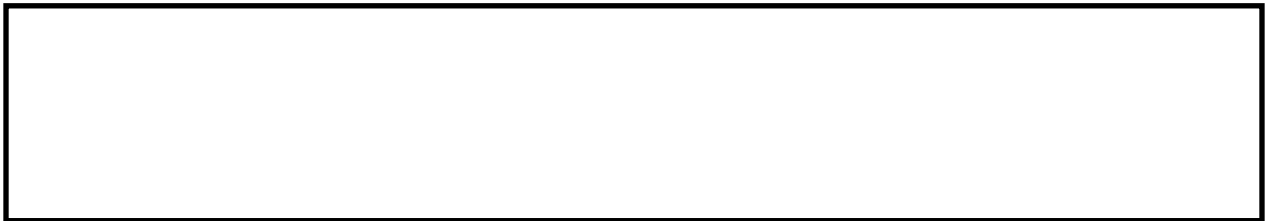
オリフィスの流出断面積は、以下の式に基づき計算する。



ここで、



概算評価結果を表1-1及び図1-1に、格納容器圧力とベンチュリノズル部における体積流量の関係を図1-2に示す。



2. 流量制限オリフィス以外の圧力損失

流量制限オリフィス以外の圧力損失については、以下に示す。

(1) 入口配管，出口配管

配管の圧損は、損失係数に実機を想定して直管部，エルボ，ティー及び弁等を考慮して以下の式に基づき計算する。



ここで



(2) 第1ベントフィルタスクラバ容器

第1ベントフィルタスクラバ容器の圧力損失は、JAVA試験の結果から導出した以下の実験式に基づき計算する。

ここで、

(3) 第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器

第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器の圧力損失は、試験結果に基づき   kPa (1Pd時) とする。

表1-1 格納容器圧力に対する体積流量

格納容器圧力 (kPa[gage])	各部圧力損失 (kPa)						質量流量 (kg/s) (相対比) *1	体積流量 (m <sup>3</sup> /s) (相対比) *1
	第1ベント フィルタ スクラバ容器 入口側配管	第1ベント フィルタ スクラバ容器	第1ベント フィルタ スクラバ容器 出口側配管	流量制限 オリフィス	第1ベント フィルタ 銀ゼオライト 容器	第1ベント フィルタ 銀ゼオライト容器 出口側配管		
853*2 (2Pd)								
427 (1Pd)								
100								

注記\*1：格納容器圧力 1Pd の時の圧力を基準とした値

\*2：格納容器圧力2Pdは853kPa[gage]であるが、機器設計上、格納容器圧力1Pd (427kPa[gage]) の2倍である854kPa[gage] (954kPa[abs]) までの範囲を確認しており、図1-1及び図1-2における954kPa[abs]の値を記載

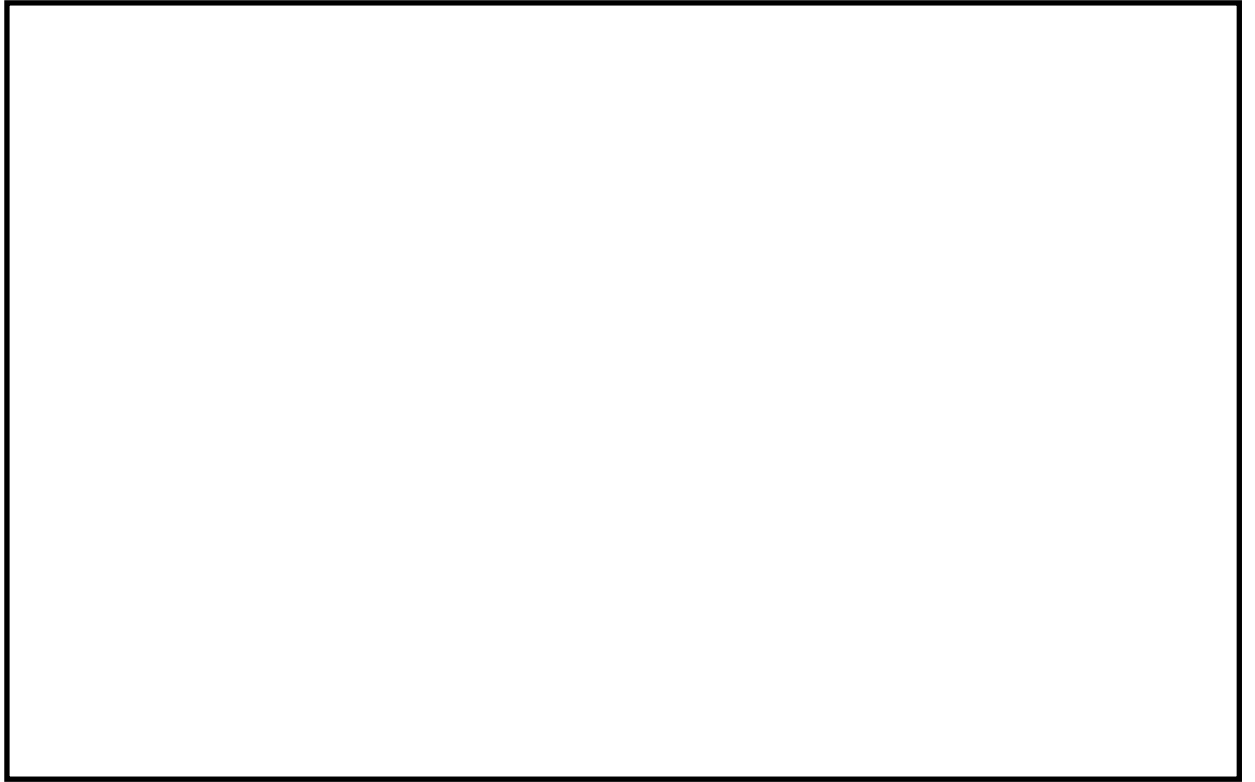


図1-1 圧力勾配概要

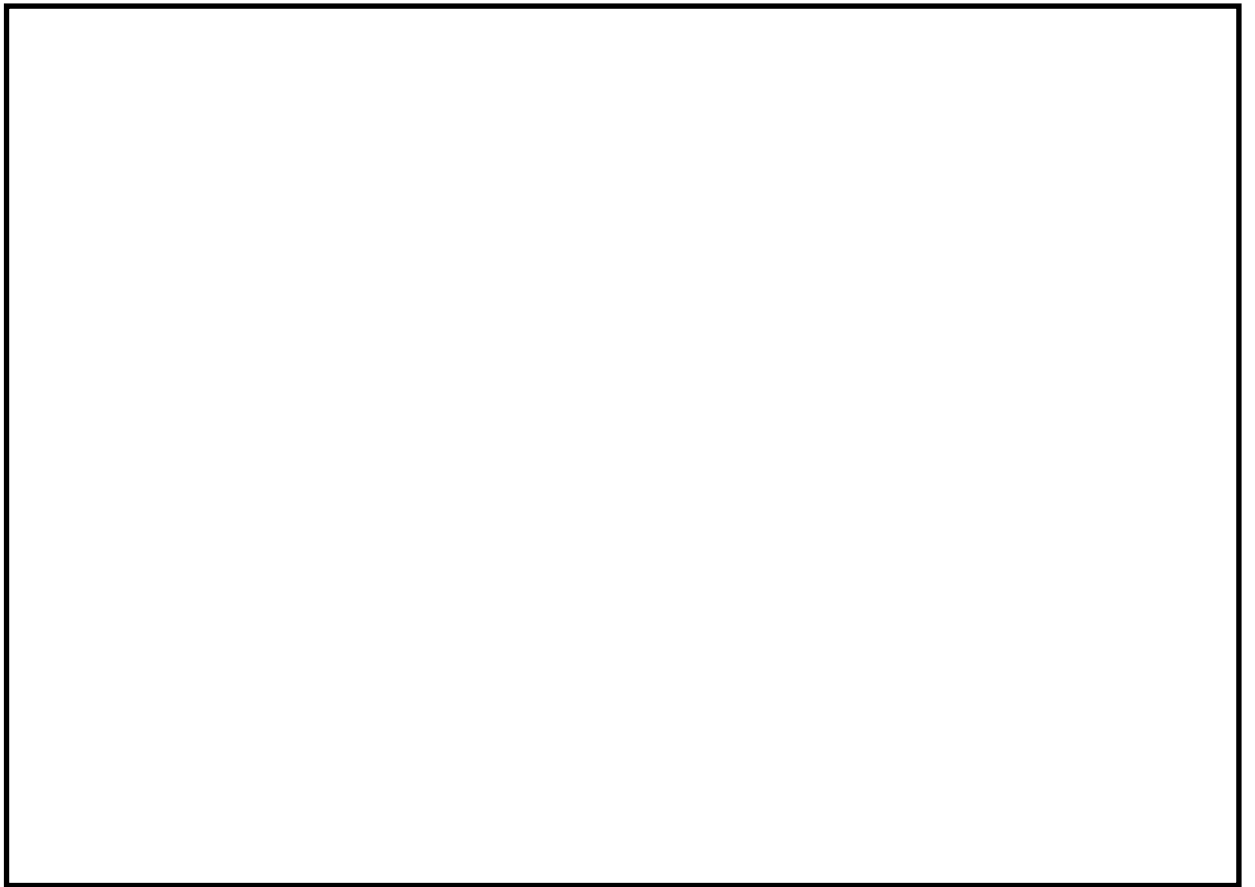


図1-2 格納容器フィルタベント系の流量特性

スクラビング水の水位の設定根拠及び健全性について

ベンチュリスクラバのスクラビング水について、その水位の設定根拠を示すとともに、その健全性が維持されることを確認する。

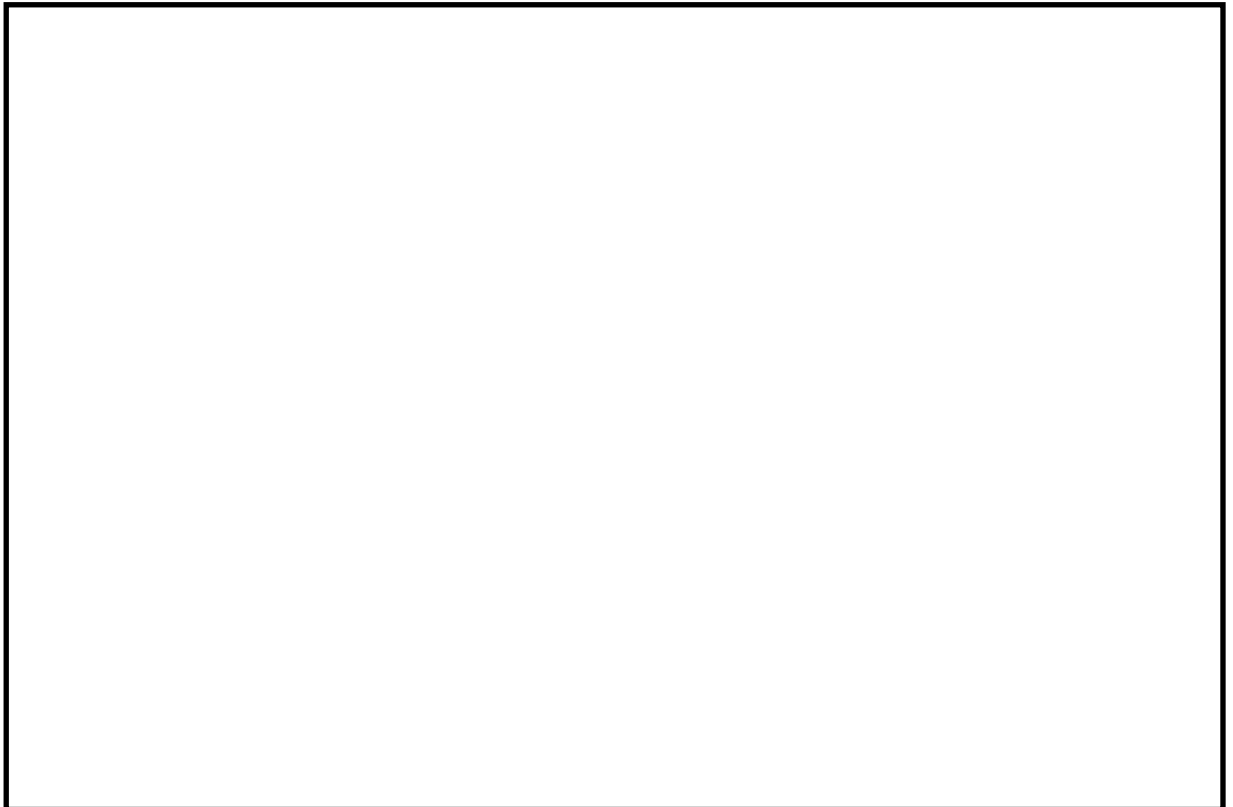
1. 保有水位の設定根拠

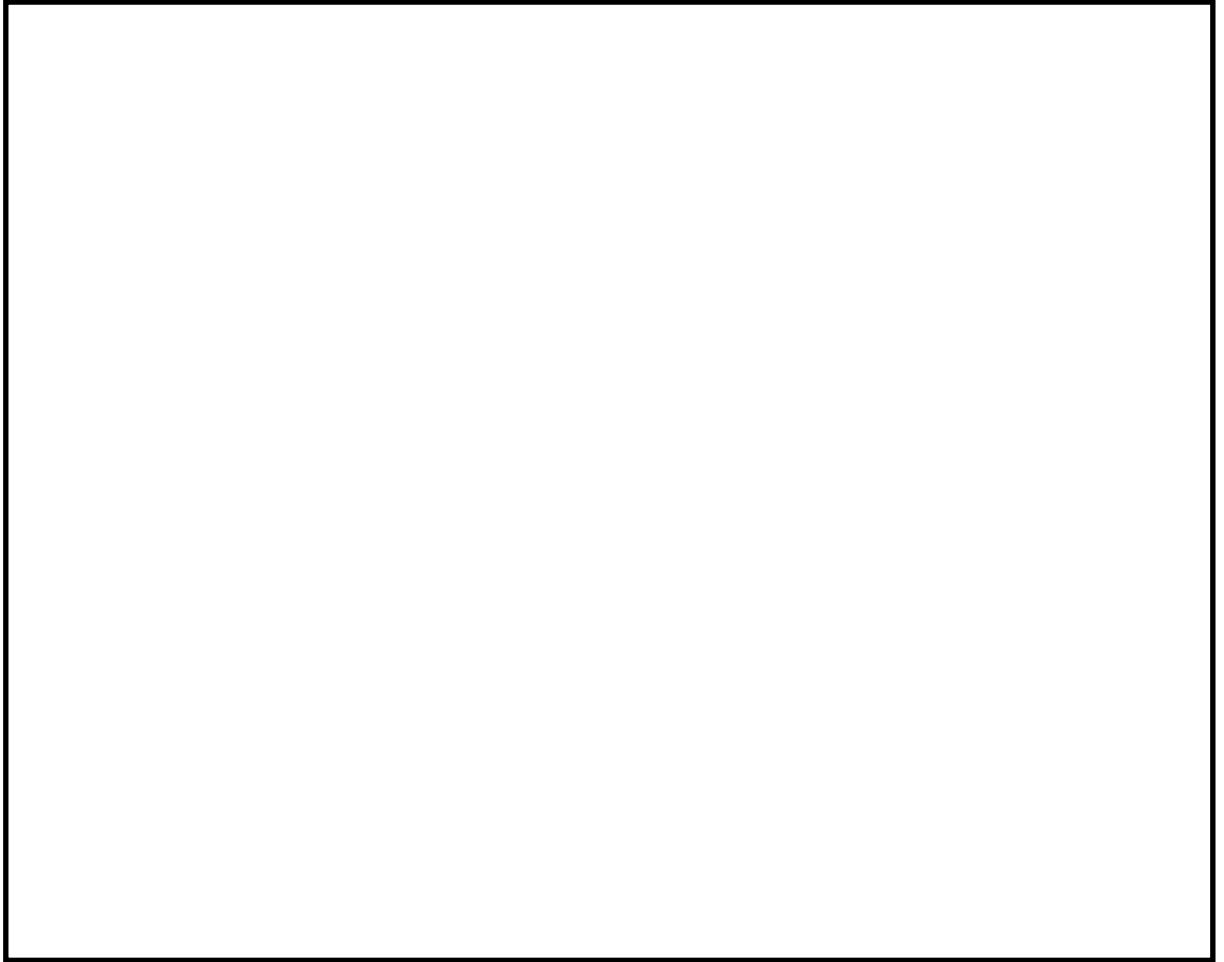
スクラビング水の初期水位（系統待機時）は、ベント開始後24時間はベンチュリスクラバによる所定の放射性物質の除去性能が得られる下限水位と、ベント開始初期に発生する蒸気凝縮による水位上昇時において、金属フィルタが水没しない上限水位を考慮して、管理値を  と設定している。

スクラビング水の水位の設定根拠を以下に示す。また、第1ベントフィルタスクラバ容器水位の概略を図1-1に示す。

1.1 管理値（水位高）について

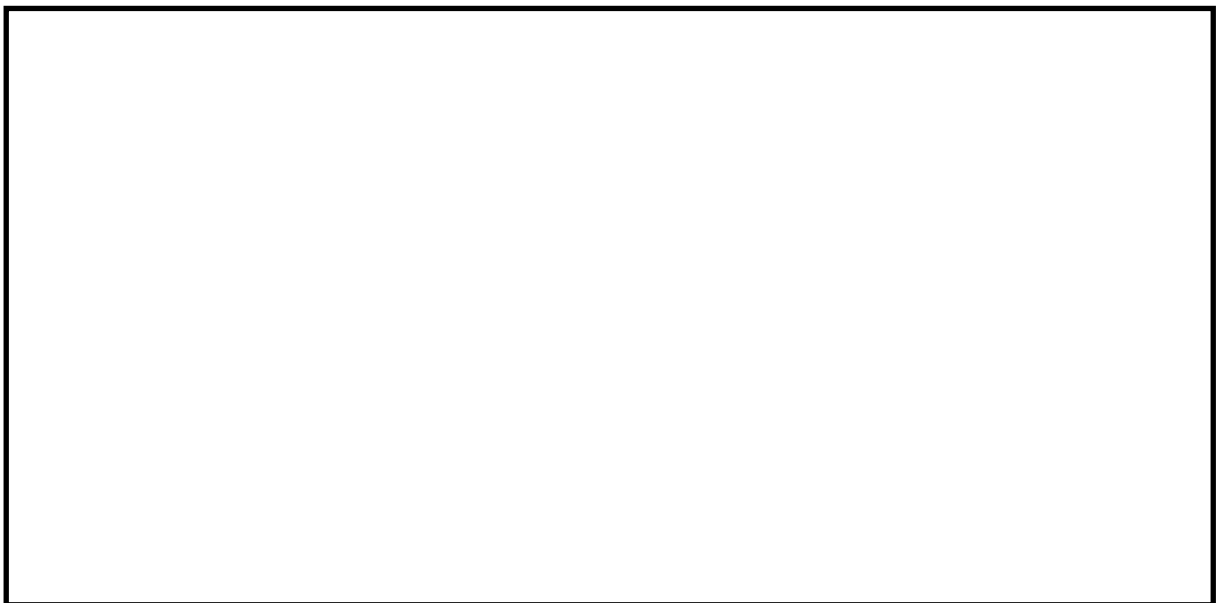
管理値（水位高）は、ベント開始初期における凝縮による水位上昇を考慮しても、上限水位に至らない水位として設定している。

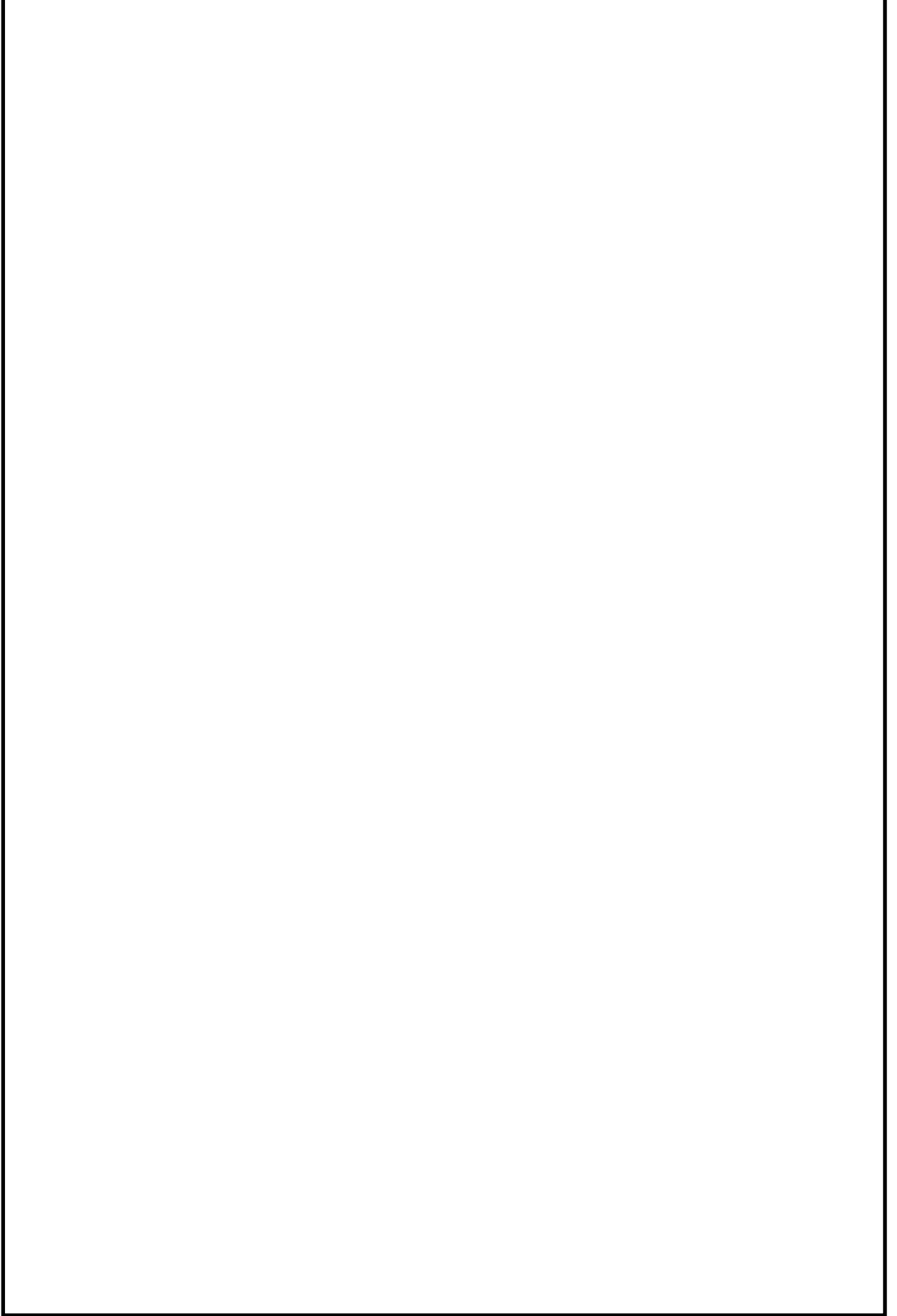




1.2 管理値（水位低）について

管理値（水位低）は、系統設計条件である第1ベントフィルタスクラバ容器内発熱量（370kW）における水位低下が24時間以上継続しても、下限水位に至らないことを確認し、設定している。





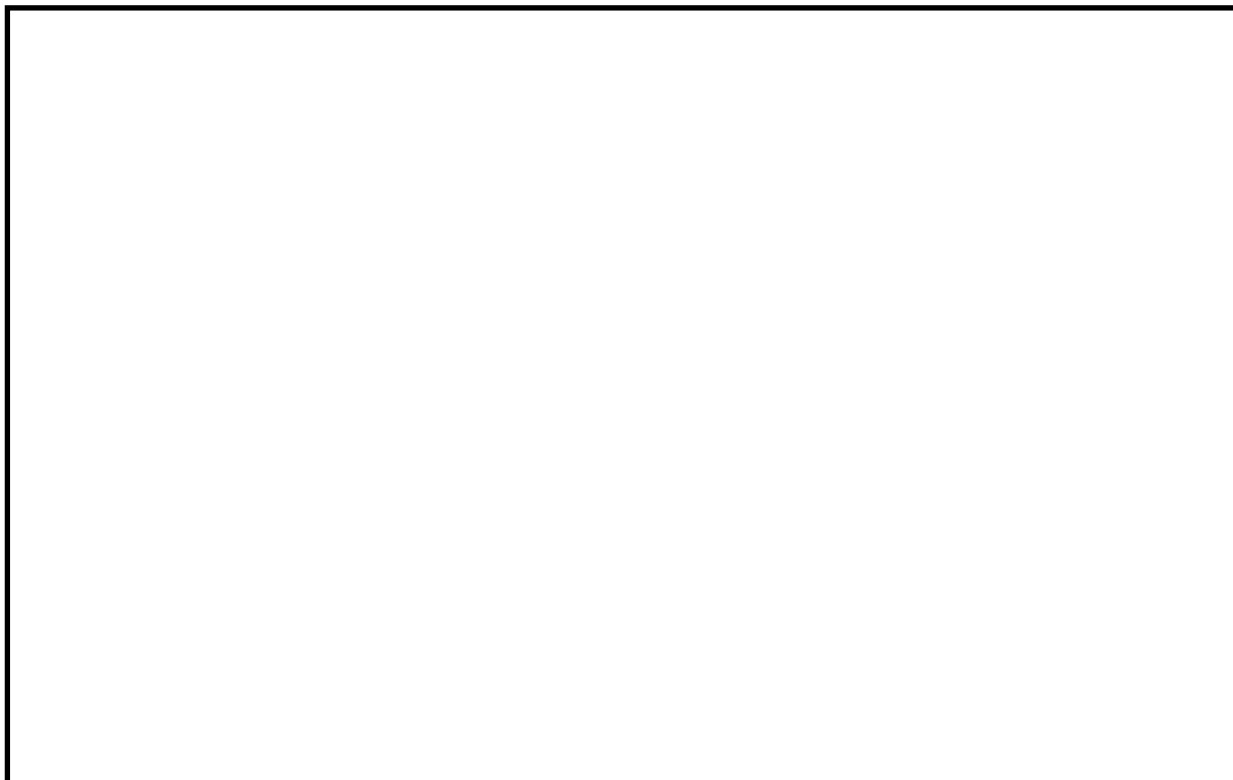


図1-1 第1ベントフィルタスクラバ容器水位の概略図

### 1.3 スクラビング水の補給期間について

第1ベントフィルタスクラバ容器の設計条件に基づいているスクラビング水の初期水位（第1ベントフィルタスクラバ容器の寸法）は、他の設計条件と同様に、大きな保守性を確保し設定（設計）している。一方、スクラビング水の補給期間は、運用に係るものであり、有効性評価に基づく運用を考慮して評価することとし、有効性評価のうち格納容器過圧・過温破損モード（冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）における第1ベントフィルタスクラバ容器内の発熱量を用いたスクラビング水の水位挙動より評価する。（表1-1）

スクラビング水の補給期間の評価条件及び評価結果を以下に示す。

#### (1) 評価条件

- a. 初期水位：
- b. 室温：25℃\*<sup>1</sup>（系統待機時），60℃\*<sup>2</sup>（ベント実施中）
- c. ベント実施時の格納容器圧力：図1-2のとおり
- d. 第1ベントフィルタスクラバ容器内発熱量：\*<sup>3</sup>（冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失事象）

注記\*1：ベント実施前のスクラビング水の初期水温としても使用。スクラビング水の蒸発量を多く見込むため、暖房用地中温度（空気調和ハンドブック）に余裕を見た値である18℃に余裕を見込み、高めに設定した値



\*2：室外温度（地中）を暖房用地中温度（空気調和ハンドブック）に余裕を見た値である18℃とした場合，第1ベントフィルタスクラバ容器他からの放熱による温度上昇を考慮した室内の平衡温度は約58℃となり，その値に余裕を見込み，高めに設定した値  
室内の平衡温度  $T_r$  は次式により算出している。

$$q = \sum K \times A (T_r - T_o)$$

$q$  : 第1ベントフィルタスクラバ容器他発熱量 (W)

$K$  : 熱通過率 (W/ (m<sup>2</sup>・℃))

$A$  : 第1ベントフィルタ格納槽面積 (m<sup>2</sup>)

$T_r$  : 室内平衡温度 (℃)

$T_o$  : 室外温度 (℃)

\*3：32時間ベントの解析結果にNUREG補正した原子炉格納容器外へ放出された放射性物質（希ガスを除く）の発熱量

(2) 評価結果

スクラビング水位挙動を図1-3に示す。ベント実施中のスクラビング水の水位は上限水位，下限水位に至らず，想定事故においては事象発生後7日間（168時間）運転員による水の補給操作は不要となる。

表1-1 設備設計と運用の主な条件設定の差異

	設計条件 【第1ベントフィルタスクラバ容器寸法】	運用 【水補給の運用評価】
ベント時間	2時間～3時間後 【原子炉定格出力の1%相当の時間】	32時間後 【有効性評価結果より】
第1ベントフィルタ スクラバ容器内発熱量	370kW 【ベント時間：2時間～3時間後ベース】	<span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">    </span> kW* 【ベント時間：32時間ベース】

注記\*：水補給の運用の評価のほか，被ばく評価もベント時間32時間ベース

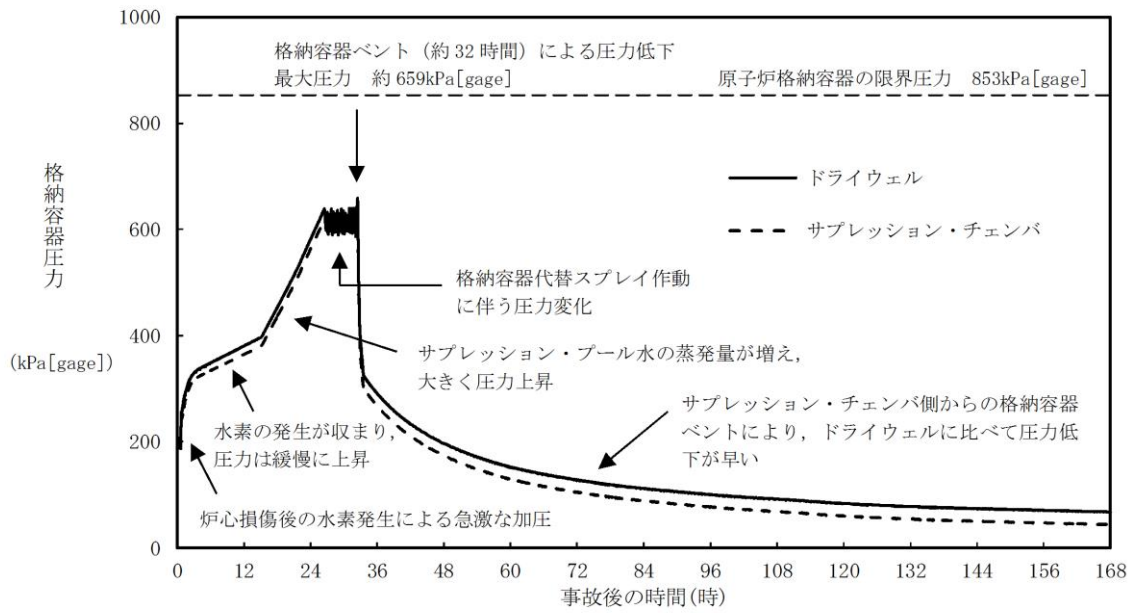


図1-2 ベント実施中の格納容器圧力推移

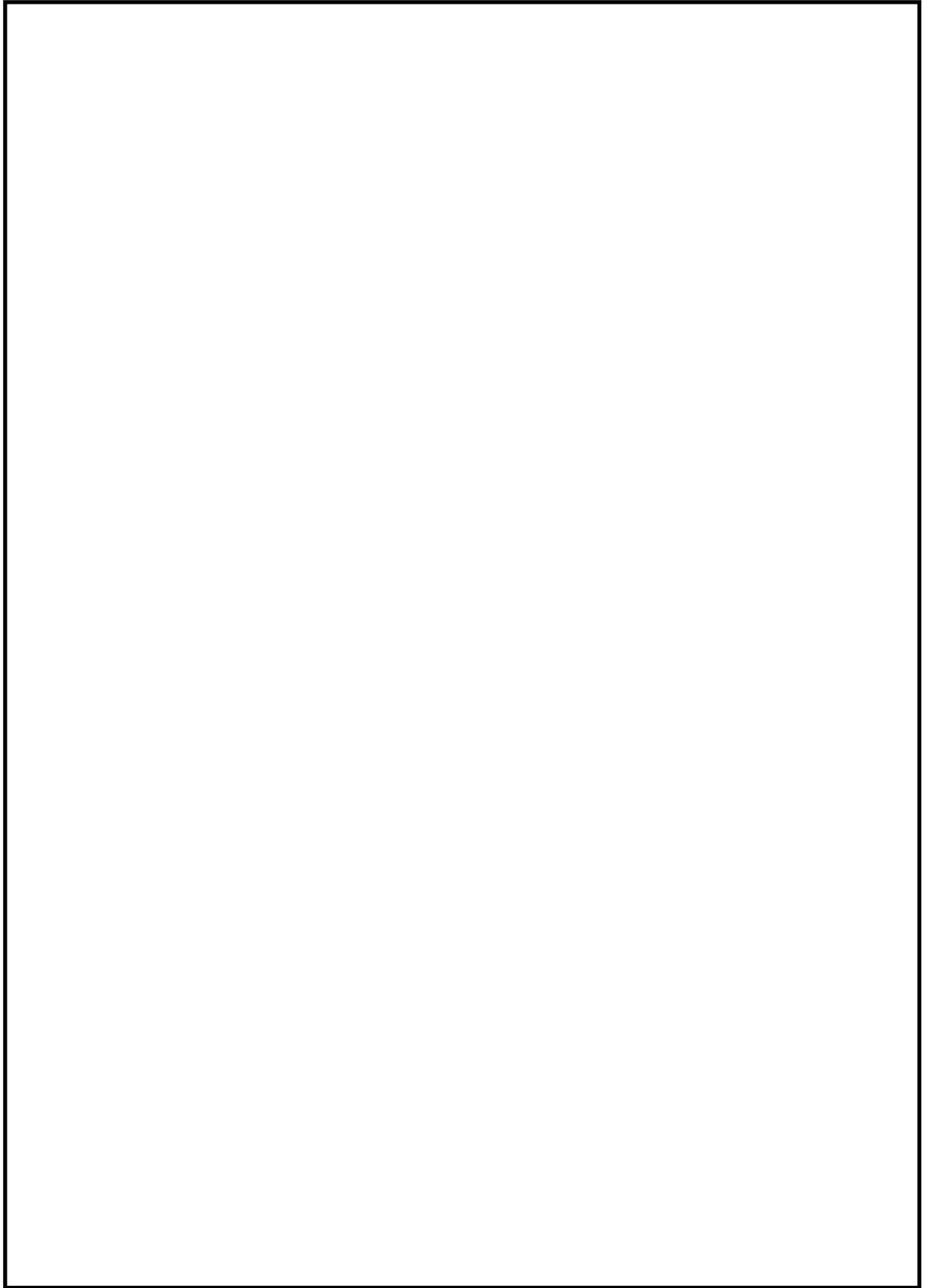


図1-3 スクラビング水位挙動（冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）

## 2. スクラビング水の健全性

### 2.1 スクラビング水のpH

スクラビング水は、無機よう素をスクラビング水中に捕集・保持するためにアルカリ性の状態（pH7以上）に維持する必要があるが、重大事故等時には、原子炉格納容器内のケーブルから放射線分解、熱分解等により塩化水素（HCl）等の酸として放出され、ベント実施により原子炉格納容器から第1ベントフィルタスクラバ容器（スクラビング水）に移行するため、pHが低下する可能性がある。また、第1ベントフィルタスクラバ容器に流入する凝縮水による希釈により、pHが低下する。

これに対して、スクラビング水は、系統待機時において重大事故等時に第1ベントフィルタスクラバ容器に流入する可能性がある酸の量及び凝縮水による希釈に対して十分な塩基量を確保することにより、ベント実施後のドレン移送操作を実施するまでの間、pH監視を実施することなく、確実にアルカリ性の状態を維持することとしている。

なお、スクラビング水のpHについては、pHが規定の値以上となっていることを原子炉停止中に適宜確認する。

#### (1) 原子炉格納容器内から第1ベントフィルタスクラバ容器に移行する酸性物質

重大事故等時に原子炉格納容器内において発生する主な酸性物質については、NUREG/C R-5950において検討が実施されており、その発生源として燃料（核分裂生成物）、サプレッションプール水溶存窒素、原子炉格納容器内塩素含有被覆材ケーブル、原子炉格納容器下部コンクリートが掲げられている。これに加え、原子炉格納容器内の塗料についても成分元素に窒素が含まれており、硝酸の発生源となる可能性がある。原子炉格納容器内で発生する主な酸性物質を発生源ごとに表2-1に示す。

表2-1 主な酸性物質

発生源	酸性物質
燃料（核分裂生成物）	よう化水素（HI）
サプレッションプール水溶存窒素	硝酸（HNO <sub>3</sub> ）
原子炉格納容器内布設ケーブル	塩化水素（HCl）
原子炉格納容器内コンクリート（熔融炉心落下時）	二酸化炭素（CO <sub>2</sub> ）
原子炉格納容器内塗装	硝酸（HNO <sub>3</sub> ）

これらのうち、原子炉格納容器内での発生量が多くなると考えられる原子炉格納容器内のケーブルから発生する塩化水素、サプレッションプール水で発生する硝酸及び原子炉格納容器下部コンクリートから発生する二酸化炭素に加え、スクラビング水中で分解する際に塩基を消費する[ ]について検討を行い、スクラビング水への酸性物質の流入量及び消費される塩基の量を評価する。

a. 原子炉格納容器内ケーブル及びサプレッションプール水の放射線分解による酸の発生量

原子炉格納容器内のケーブルについて、放射線分解により発生する塩化水素量をNUREG/CR-5950の放射線分解モデルに基づき評価した。なお、ケーブル量については、実機調査を行った。

また、窒素が溶存するサプレッションプール水が放射線分解することにより生成する硝酸についても評価対象とした。

有効性評価シナリオ「格納容器過圧・過温破損モード（冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）」において、ベント実施時（事象発生から32時間後）には約[ ]mol、7日後（168時間後）には約[ ]mol、60日後（1440時間後）には約[ ]molの酸性物質が原子炉格納容器内で生成されると評価した。

b. 原子炉格納容器内ケーブルの被覆材の熱分解による酸の発生量

熱分解については、原子炉圧力容器損傷前の原子炉格納容器内環境（200℃以下）ではケーブルからの塩酸の発生はほとんどないことから、炉心損傷などによるデブリ接近によりケーブル温度が著しく上昇した場合を想定した酸性物質の放出量を評価した。

ここでは、原子炉格納容器ペDESTAL内に配置された塩素を含有するケーブルの被覆材から塩化水素が放出されると仮定し、ペDESTAL内ケーブルの塩酸含有量約[ ]kgの全量が放出されるものとして、約[ ]mol（= [ ]g/36.5g/mol）の酸が発生すると評価した。

なお、ペDESTAL内のケーブル量は、保守的にペDESTAL内に接続されるケーブルの全長（ペDESTAL外も含む）を集計した。

c. 溶融炉心・コンクリート相互作用により発生する二酸化炭素の発生量

溶融炉心・コンクリート相互作用発生時において、原子炉格納容器下部コンクリートから二酸化炭素が発生した場合、二酸化炭素は水中で水と結合し酸性物質である炭酸（ $H_2CO_3$ ）が生成される。

島根原子力発電所第2号機の事故進展解析においては、仮に溶融炉心・コンクリート相互作用により、ペDESTALのコンクリートが壁面で約13cm侵食した場合でも、二酸化

炭素の発生量は約1kg未満（二酸化炭素の分子量44.01g/molを踏まえると22.7mol未満）であり、熔融炉心・コンクリート相互作用発生時においても、二酸化炭素の発生量は無視し得る程度と評価している。このことから、スクラビング水への二酸化炭素の流入量は小さく、前述の塩化水素の移行量と比べて無視し得る程度と考えられる。

d. [ ]の分解により消費される塩基の量

スクラビング水に含まれる[ ]は、酸素が存在する場合、水酸化物イオンと下記の反応により分解することが知られており、分解される[ ]の量は、スクラビング水の積算吸収線量の増加に伴って増加する。

[ ]

ここでは、スクラビング水の積算吸収線量によらず、また、無機よう素の捕集により消費される[ ]の量を見込まず、スクラビング水に含まれる[ ] [ ]全量が分解したとして、塩基の消費量を評価した結果、[ ] [ ]の分解により消費される塩基の量は約[ ]molとなる。

(スクラビング水に含まれる[ ]の量)

[ ]

([ ]の分解により消費される塩基の量)

[ ]

(2) 第1ベントフィルタスクラバ容器での塩基の消費量

(1)で生成した酸性物質は、ほとんどが液相に溶解してサプレッションプール水中に移行し、ベント実施時にはサプレッションプール水中に残留して第1ベントフィルタスクラバ容器には移行しない可能性もあるが、保守的に全量が移行するとして評価する。スクラビング水の消費される塩基の量は、以下のとおりとなる。

【7日後の塩基の消費量（約[ ] [mol]）】

- ・放射線分解の酸性物質生成で消費される塩基の量：約[ ] [mol]
- ・ケーブルの熱分解による塩化水素で消費される塩基の量：約[ ] [mol]
- ・[ ]の分解により消費される塩基性物質の量：約[ ] mol

【60日後（1440時間）の塩基の消費量（約[ ] [mol]）】

- ・放射線分解による酸性物質生成で消費される塩基の量：約[ ] [mol]
- ・ケーブルの熱分解による塩化水素で消費される塩基の量：約[ ] [mol]
- ・[ ]の分解により消費される塩基の量：約[ ] mol

(3) 水位変動によるスクラビング水の希釈について

系統待機時のスクラビング水の通常水位における水量は約[ ]tである。スクラビング水の最大水量は約[ ]tであるため、ベントガスの凝縮により、スクラビング水の薬液濃度

は [ ] 倍に希釈される。

(4) スクラビング水のpH評価結果

第1ベントフィルタスクラバ容器は無機よう素 ( $I_2$ ) を捕集及び保持するものであるため、2カ月でよう素が十分減衰することを考慮し、スクラビング水には保守的に設定した60日後の塩基の消費量 (約 [ ] [mol]) を考慮する。

第1ベントフィルタスクラバ容器においては、上記に更に余裕をみて水酸化ナトリウム濃度を通常水位 (約 [ ] t) において [ ] wt% とすることとしている。

[ ]  
通常水位における水酸化ナトリウム濃度が [ ] wt% のとき、酸性物質の移行量を考慮し、かつベントガスによるスクラビング水の希釈も考慮した場合のスクラビング水の水酸化ナトリウム濃度は、

[ ]  
となり、十分にアルカリ性を維持できる。

事故後のスクラビング水のpH挙動評価を図2-1に示す。

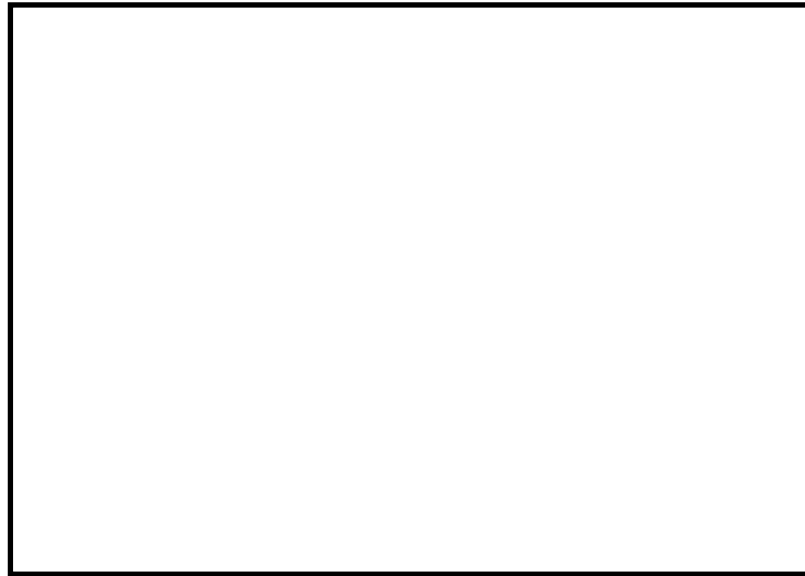


図2-1 事故後スクラビング水のpH挙動評価

ここで、スクラビング水のpH挙動への影響が小さいとして上記で考慮していない酸性物質について以下のとおり検討した。

原子炉格納容器内のケーブルに含まれるすべての酸性物質を想定した場合、追加される酸性物質の発生量は、約 [ ] [mol] となる。

[ ]  
核分裂生成物については酸性物質としてよう化水素が出てくるが、水酸化セシウム等の塩基性物質の生成量の方が大きくなると考えられる。また、原子炉格納容器壁面の塗料等

の有機物が水中へ溶出した場合は、有機酸を生成する可能性があるが、一般に有機酸は弱酸であり水中でほとんど解離せず、塩酸等の強酸の共存下ではその影響は無視できると考えられる。

上記を更に保守的に考慮した場合でも、薬品注入タンクから薬剤を追加することで、ベント実施後長期に渡ってアルカリ性を維持できる。

#### (5) 薬液の劣化・濃度均一性

第1ベントフィルタスクラバ容器スクラビング水に添加する水酸化ナトリウムの水系の相平衡については、『Gmelins Handbuch der anorganischer Chemie, Natrium, 8 Auflage, Verlag Chemie, Berlin 1928』より、図2-2のとおり示されている。図2-2より、スクラビング水の添加濃度である水酸化ナトリウム  [wt%] では、水温が0℃以上であれば相変化は起こらない（つまり析出することはない）ことがわかる。第1ベントフィルタスクラバ容器は第1ベントフィルタ格納槽内に設置しており、スクラビング水は0℃以上となる。よって、格納容器フィルタベント系の待機中に水酸化ナトリウムが析出することはない。

また、水酸化ナトリウムは非常に安定な化学種であり、格納容器フィルタベント系の系統待機中、第1ベントフィルタスクラバ容器内部は圧力開放板より外界と隔離され、窒素雰囲気になされることから、格納容器フィルタベント系系統待機中において、薬液が変質することはない。

また、第1ベントフィルタスクラバ容器を使用すると、ベンチュリノズルから噴射されるベントガスによりバブリングされ、水酸化ナトリウムは均一に拡散されると考えられる。

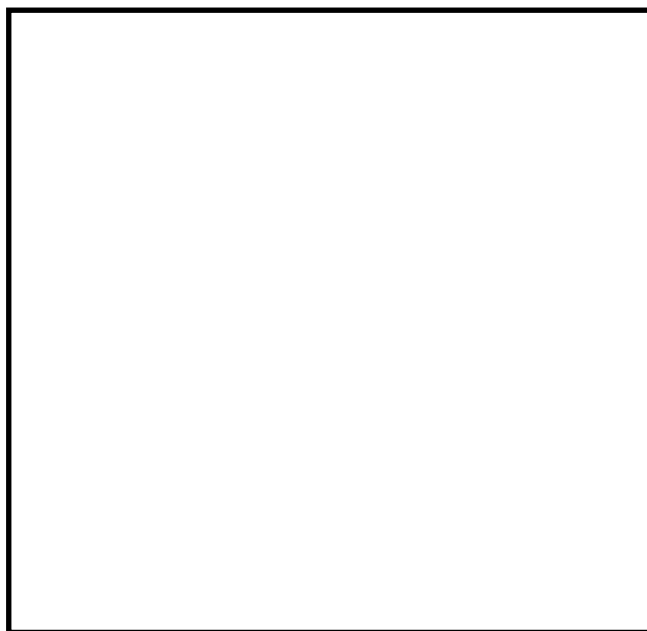


図2-2 水酸化ナトリウムの水系相平衡図



## (6) スクラビング水の管理について

(4)に記載したとおり，スクラビング水は系統待機時に十分な薬剤の量を確保しておくことで，ベントを実施した際に原子炉格納容器から酸が移行した場合においても，スクラビング水はpH7以上を維持できる。以上を踏まえ，スクラビング水の管理について以下に示す。なお，系統待機時の管理については，原子炉施設保安規定に規定する。

## a. 系統待機時の管理

- ・定期事業者検査時に水酸化ナトリウムの濃度が□wt%以上であること及びpHが13以上であることを確認する。
- ・スクラビング水が通常水位の範囲内であることを確認する。

## b. ベント実施中の管理

- ・スクラビング水の水位を監視し，水位低に至る場合においては，水を補給する。
- ・スクラビング水の水位を監視し，水位高に至る場合においては，スクラビング水をサプレッションチェンバへ移送した後，薬剤の補給を行う。

## c. ベント停止後（隔離弁閉止後）

- ・ベント停止後において，第1ベントフィルタスクラバ容器に異常がないことを確認するため，スクラバ容器水位にて，スクラビング水の水位が確保されていること（第1ベントフィルタスクラバ容器のスクラビング水の移送後を除く）を確認する。

## 2.2 スクラビング水の粘性

ベント実施により原子炉格納容器から第1ベントフィルタスクラバ容器にエアロゾルが移行すると，スクラビング水の粘性は，エアロゾルが可溶性の場合はそのエアロゾルの水和性と溶解する量によって，不溶性の場合はスクラビング水に分散する固体粒子の量によって変化する。可溶性エアロゾル又は不溶性エアロゾルの影響によるスクラビング水の粘性率の変化を保守的に評価した結果，その変化は十分小さく，DFへの影響がないことを確認した。

## (1) 第1ベントフィルタスクラバ容器内に移行するエアロゾル等の影響

重大事故等時に原子炉格納容器内へ放出されるエアロゾルがベント実施により第1ベントフィルタスクラバ容器に移行することから，NUREG-1465に記載されている原子炉格納容器への放出割合を参照し，第1ベントフィルタスクラバ容器内へ移行するエアロゾル量を基にスクラビング水への影響を評価する。なお，NUREG-1465では原子炉格納容器への放出過程（EarlyIn-Vessel, LateIn-Vessel等）ごとに原子炉格納容器への移行割合を与えており，本評価では事故後長期にわたってスクラビング水への影響を評価するため，放出過程ごとの放出割合の合計値をエアロゾル移行量の算出に使用している。

ベント実施後のスクラビング水には，可溶性エアロゾルと不溶性エアロゾルがそれぞれ

存在することとなる。エアロゾルの種類と溶解の可否を表2-1に示す。

表2-1 エアロゾル（設計条件）の種類と溶解の可否

核種グループ	代表化学形態	FPエアロゾル移行量 (kg)	溶解の可否
Halogens	CsI		可溶性
Alkali metal	CsOH		可溶性
Te	TeO <sub>2</sub> , Sb		不溶性
Ba, Sr	BaO, SrO		可溶性
Noble metals	MoO <sub>2</sub>		不溶性
Ce	CeO <sub>2</sub>		不溶性
La	La <sub>2</sub> O <sub>3</sub>		不溶性
構造物	SiO <sub>2</sub> 等	267.65	大半は不溶性
	合計	300	—

可溶性エアロゾルと不溶性エアロゾルでは、スクラビング水の粘性に与える影響はそれぞれ異なることから、可溶性エアロゾル、不溶性エアロゾルに分けて粘性に与える影響を確認する。

なお、流体が流動する際の抵抗を示す粘性の大きさは、粘性率 $\eta$  [mPa・s] で表され、水の粘性率は水温10℃の場合は約1.3mPa・s、80℃の場合は約0.3mPa・sである。(引用文献(3))

a. 可溶性エアロゾルによる影響

エアロゾルがスクラビング水に溶解すると、分解してイオンとして存在し、溶解したイオンの周囲に水分子が水和しやすい場合には、イオンと水分子が集団として振る舞うため移動しにくくなり、粘性率が大きくなる。一方、溶解したイオンの周囲に水分子が水和しにくい場合には、イオンや水分子が移動しやすくなり、粘性率が小さくなる。

(引用文献(4))

ベント実施後に第1ベントフィルタスクラバ容器に含まれる主な陽イオンにはNa<sup>+</sup>, K<sup>+</sup>, Cs<sup>+</sup>があり、陰イオンにはOH<sup>-</sup>, Cl<sup>-</sup>, Br<sup>-</sup>, I<sup>-</sup>, CO<sub>3</sub><sup>2-</sup>, HCO<sub>3</sub><sup>-</sup>, SO<sub>4</sub><sup>2-</sup>がある。これらイオンのうち、水和しやすく粘性率の増加に最も寄与する陽イオンはNa<sup>+</sup>, 陰イオンはOH<sup>-</sup>であり、水和しにくく粘性率の減少に寄与する陽イオンはCs<sup>+</sup>, 陰イオンはI<sup>-</sup>であると考えられる。(引用文献(3), (5))

このため、第1ベントフィルタスクラバ容器にエアロゾルが移行した場合の粘性率は、エアロゾルの全量を水酸化ナトリウム (NaOH) として評価したとき最も大きく、よう化セシウム (CsI) として評価したときは小さくなる。スクラビング水として低温 (粘性

率が高い) の 25°Cにおける可溶性のアルカリ成分及び中性塩成分が共存した場合の粘性率の変化を図 2-3 及び図 2-4 に示す。

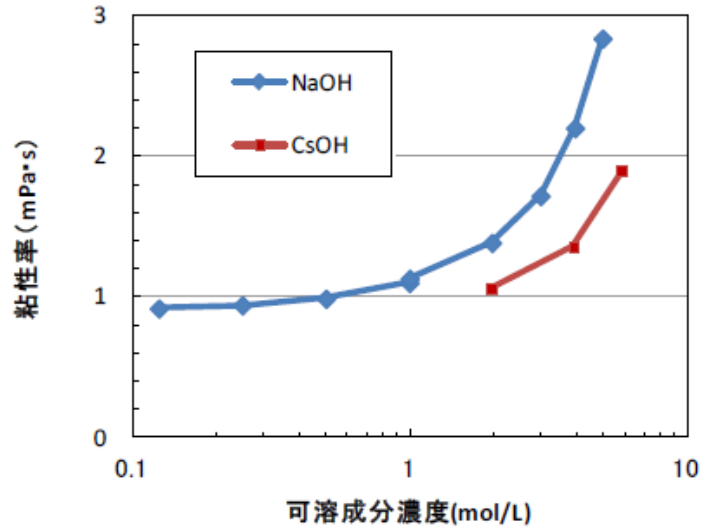


図2-3 可溶性のアルカリ成分が共存した場合の粘性率の変化 (25°C)  
(NaOH : 参考図書3, 7, CsOH : 参考図書7)

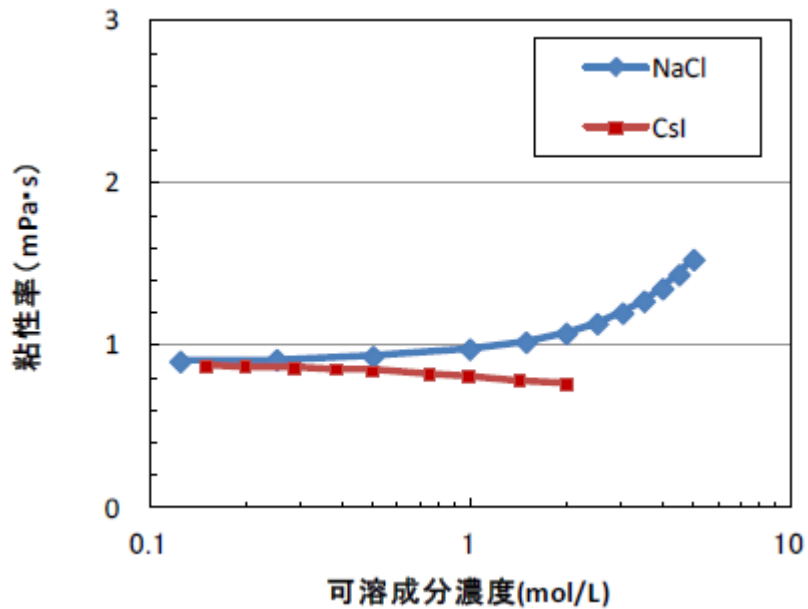


図2-4 可溶性の中性塩成分が共存した場合の粘性率の変化 (25°C)  
(NaCl : 参考図書8, CsI : 参考図書9)

スクラビング水に添加している化学薬剤の濃度は、通常水位（約 [ ] t）で水酸化ナトリウムが約 [ ] wt%， [ ] が約 [ ] wt%であり、下限水位（約 [ ] t）ではそれぞれ約 [ ] mol/L，約 [ ] mol/L に相当し、化学薬剤を全て水酸化ナトリウムとして評価すると、図2-3より約 [ ] mPa・sとなる。

また、スクラビング水の粘性率の変化を保守的に評価するため、仮に第1ベントフィルタスクラバ容器に移行するエアロゾルが全てセシウム元素（300kg=約 2258mol）と想定とすると、その溶液のモル濃度は約 [ ] mol/L 上昇し、約 [ ] mol/L（=（2258 + [ ]） /（[ ]））となり、可溶性エアロゾルを全て水酸化ナトリウムとして評価すると下限水位におけるスクラビング水の粘性率は、図2-3より約 [ ] mPa・sとなる。

以上より、可溶性エアロゾルが溶解した場合のスクラビング水の粘性率の変化は、溶解前のスクラビング水の粘性率に比べて、わずかに（約 [ ] mPa・s）大きくなると評価できる。

なお、JAVA試験における初期のスクラビング水に含まれる化学薬剤の質量パーセント濃度は、 [ ] wt%であり、これらのモル濃度はそれぞれ約 [ ] mol/Lとなることから、このスクラビング水の粘性率は、化学薬剤が全て水酸化ナトリウムとして評価すると、図2-3より約 [ ] mPa・sとなる。

#### b. 不溶性エアロゾルによる影響

エアロゾルが不溶性の場合、スクラビング水中ではコロイド等の懸濁粒子濃度が上昇すると考えられる。このような懸濁粒子が分散した溶液の粘性率はアインシュタインの粘度式によって評価することができる（参考図書3）。

$$\eta / \eta_0 = 1 + 2.5 \phi$$

ここで

$\eta$  : 懸濁粒子溶液の粘性率

$\eta_0$  : 分散溶媒の粘性率（25℃における水の粘性率0.8902mPa・s）

$\phi$  : 懸濁粒子の容積分率

上式を用いて、懸濁粒子濃度が粘性率に及ぼす影響を評価した結果を図2-5に示す（アインシュタインの粘度式の成立限界である容積分率2%までを記載）。

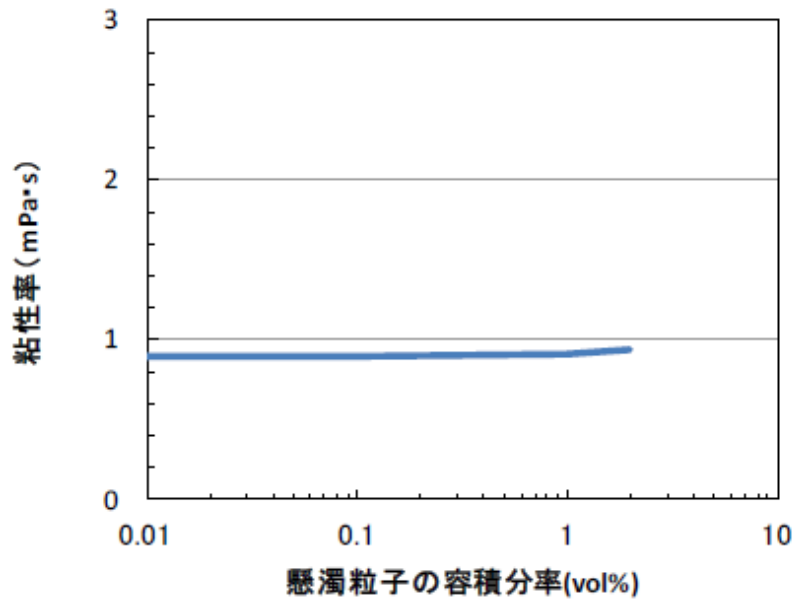


図2-5 不溶成分が共存した場合の粘性率の変化 (25°C)

スクラビング水の粘性率の変化を保守的に評価するため、仮に第1ベントフィルタスクラバ容器に移行するエアロゾルを全て不溶性のエアロゾル（密度 $2.2\text{g}/\text{cm}^3$ （コア・コンクリート反応で発生する可能性のある $\text{SiO}_2$ の比重：参考図書6）とし、下限水位の水量の $\square$ tに加わったとして懸濁粒子の容積分率を算出すると、約 $\square$ vol%（= $\square$   
 $\square$ ）となる。図2-5によると懸濁粒子の容積分率2vol%程度まで粘性率がほとんど上昇していないため、不溶性エアロゾルによるスクラビング水の粘性率の変化はほとんどないと評価できる。

なお、上記の密度 $2.2\text{g}/\text{cm}^3$ は、コア・コンクリート反応で発生するコンクリート由来のエアロゾルを想定したものであり、 $\text{TeO}_2$ （密度約 $5.7\text{g}/\text{cm}^3$ ）等の密度の大きいエアロゾルを想定するよりも懸濁粒子の容積分率を大きく算定するため、保守的な評価となっている。

### (3) 評価結果

粘性率の増加量は、粘性率の変化が大きい可溶性エアロゾルの場合においても下記のとおりであり、図2-6に示す純水の温度変化に伴う粘性率の変化量と同等であるため、この粘性率の変化は十分小さい。よって、格納容器フィルタベント系を長期に使用する場合においても、スクラビング水の粘性のDFへの影響はないと考えられる。

- ・可溶性エアロゾル（セシウム元素 300kg）が溶解した場合のスクラビング水の粘性率の変化は、溶解前のスクラビング水に比べて、わずかに（約 $\square$ mPa·s）大きくなる。

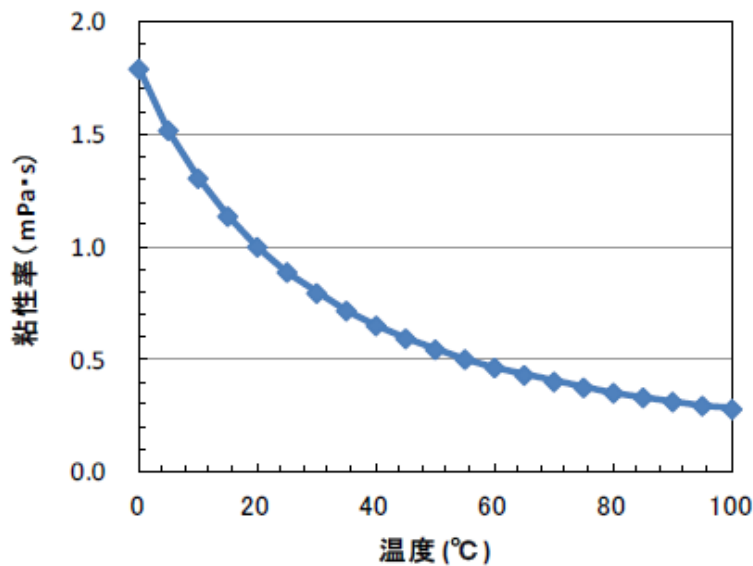


図2-6 純水の粘性率の温度依存性 (参考図書3)

なお、エアロゾルには有機物が含まれていないため、温度が上昇した場合にも粘性率を著しく大きくさせることはない。

### 2.3 スクラビング水の逆流防止

第1ベントフィルタスクラバ容器の金属フィルタのプレフィルタ部における圧損が大きい場合、金属フィルタに設置されるドレン配管において逆流が発生し、金属フィルタにスクラビング水が流入する可能性がある。

第1ベントフィルタスクラバ容器の設計では、プレフィルタの圧損を考慮しており、想定される圧損に対して余裕のある値として  kPaの圧損を考慮している。具体的には、ドレン配管から金属フィルタにスクラビング水が流入しないよう、金属フィルタ下端から下方約  mの位置に第1ベントフィルタスクラバ容器水位の上限を設定している。

実機ではプレフィルタ部の圧損は  であり、ドレン配管における逆流を考慮しても、スクラビング水が金属フィルタ部に流入するおそれはないと評価できる。

なお、系統待機時、ベント実施中を通して、第1ベントフィルタスクラバ容器の水位は水位計により監視し、水位が上限水位となる前に排水する運用としている。また、金属フィルタのドレン配管の内径は約  mmであり、金属フィルタに流入するベントガスに含まれるエアロゾルの粒径は極めて小さい () ことから、ドレン配管の閉塞が発生するおそれはないと言える。

第1ベントフィルタスクラバ容器のスクラバ容器水位の概要を図2-7に示す。

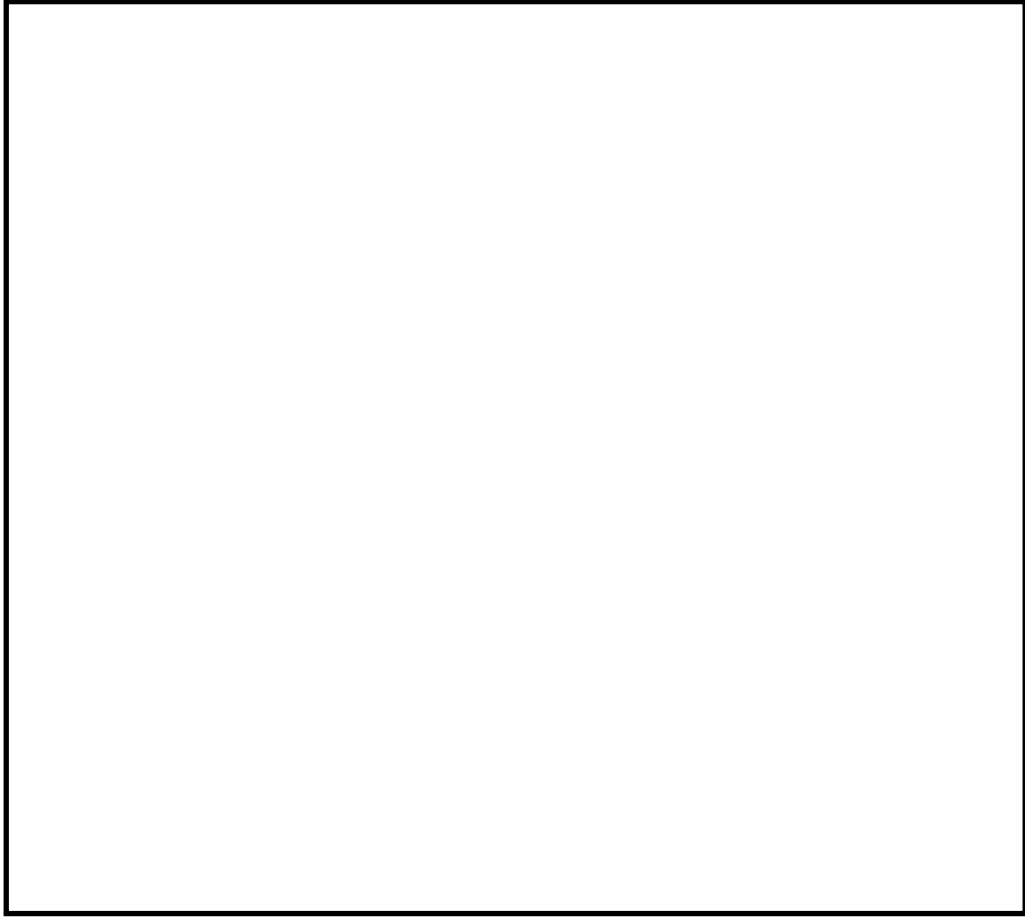


図2-7 第1 ベントフィルタスクラバ容器のスクラバ容器水位

《参考図書》

1. NUREG/CR-5950 “Iodine Evolution and pH Control”, Dec. 1992
2. NUREG/CR-5564 “Core-Concrete Interactions Using Molten UO<sub>2</sub> With Zirconium on A Basaltic Basement”, Apr. 1992
3. 化学便覧改訂3版基礎編Ⅱ
4. 上平恒, 「水の分子工学」
5. 横山晴彦, 田端正明 「錯体の溶液化学」
6. 岩波理化学辞典第3版
7. Pal M. Sipos, Glenn Hefter, and Peter M. May, Viscosities and Densities of Highly Concentrated Aqueous MOH Solutions (M<sup>+</sup>) Na<sup>+</sup>, K<sup>+</sup>, Li<sup>+</sup>, Cs<sup>+</sup>, (CH<sub>3</sub>)<sub>4</sub>N<sup>+</sup>) at 25.0°C, J. Chem. Eng. Data, 45, 613-617 (2000)
8. Joseph Kestin, H. Ezzat Khalifa and Robert J. Correia, Tables of the Dynamic and Kinematic Viscosity of Aqueous NaCl Solution in the Temperature Range 20-150°C and the Pressure Range 0.1-35MPa, J. Phys. Chem. Ref. Data, Vol.10, No.1 (1981)
9. Grinnell Jones and Holmes J. Fornwalt, The Viscosity of Aqueous Solutions of Electrolytes as a Function of the Concentration. III. Cesium Iodide and Potassium Permanganate, J. Am. Chem. Soc., 58 (4), 619-625 (1936)



島根原子力発電所第2号機 原子炉格納容器内ケーブル量調査

1. 原子炉格納容器内ケーブル量調査

pH 低下に寄与する支配的な物質とされるケーブルに含有される塩化水素量を評価するため、原子炉格納容器内のケーブル量を建設記録及び工事記録により調査を行った。

[原子炉格納容器内のケーブル量調査フロー]

①建設記録よりケーブル量を調査・集計

(線種, サイズごとに本数と長さを集計)

↓

②工事記録におけるケーブル取替, 敷設実績を調査・反映

↓

③原子炉格納容器下部に限定したケーブル量の調査・集計

(原子炉格納容器下部に接続されるケーブルの全長を保守的に集計)

↓

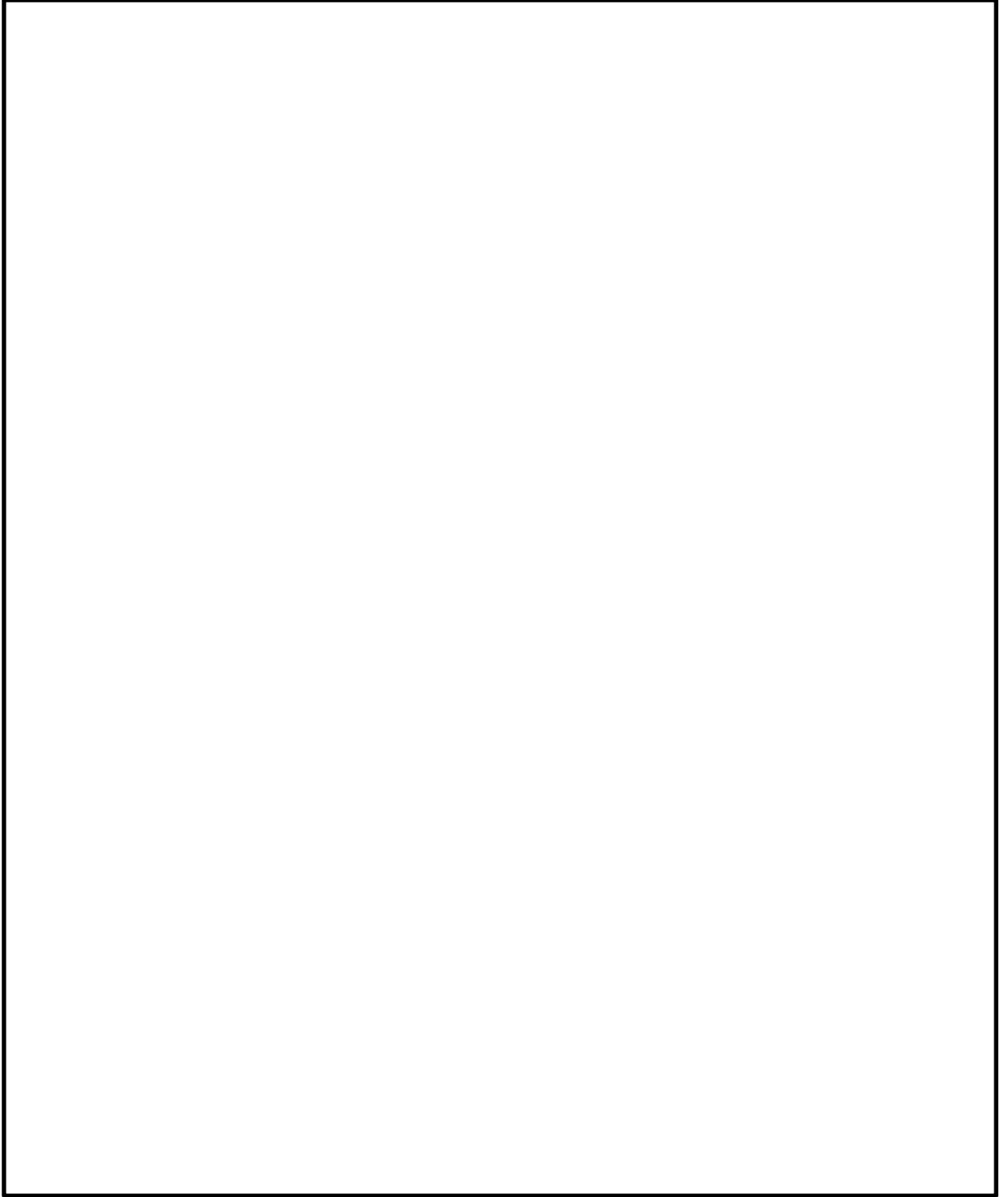
④ケーブル被覆材ごとに表面積, 塩化水素含有量を算出

(今後の設備更新等を想定し, 保守的に算出)

以上により, 集計した原子炉格納容器内のケーブル量調査結果を表 1-1 に示す。

表 1-1 原子炉格納容器内のケーブル量調査結果

--



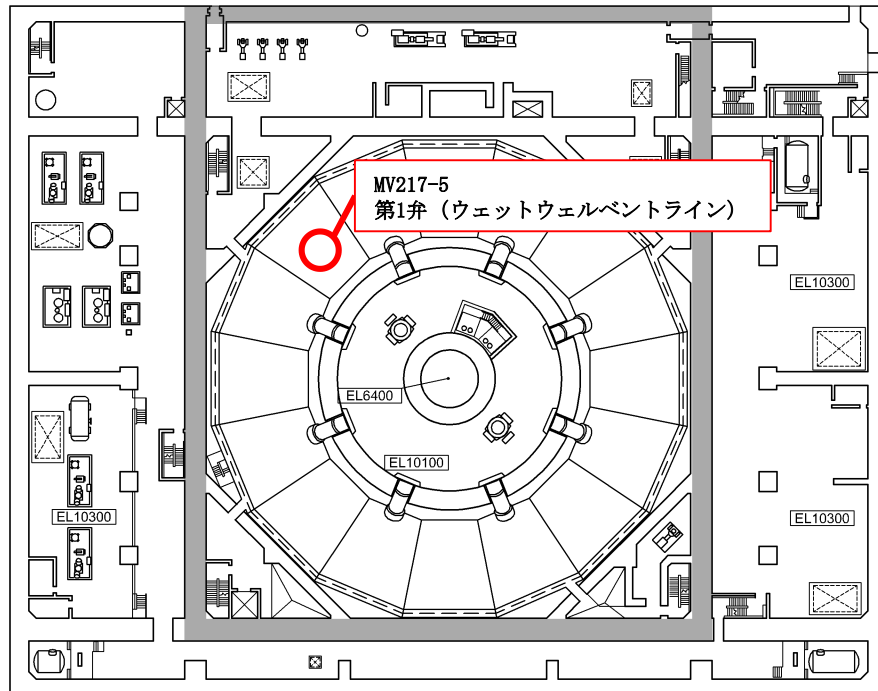
格納容器フィルタベント系隔離弁の人力操作について

1. 格納容器フィルタベント系隔離弁の人力操作

格納容器フィルタベント系の隔離弁は，中央制御室からの操作ができない場合には，現場の隔離弁操作場所から遠隔手動弁操作機構を介して弁操作を実施する。ベント実施に必要な弁の位置と操作場所について，図1-1～図1-4に示す。

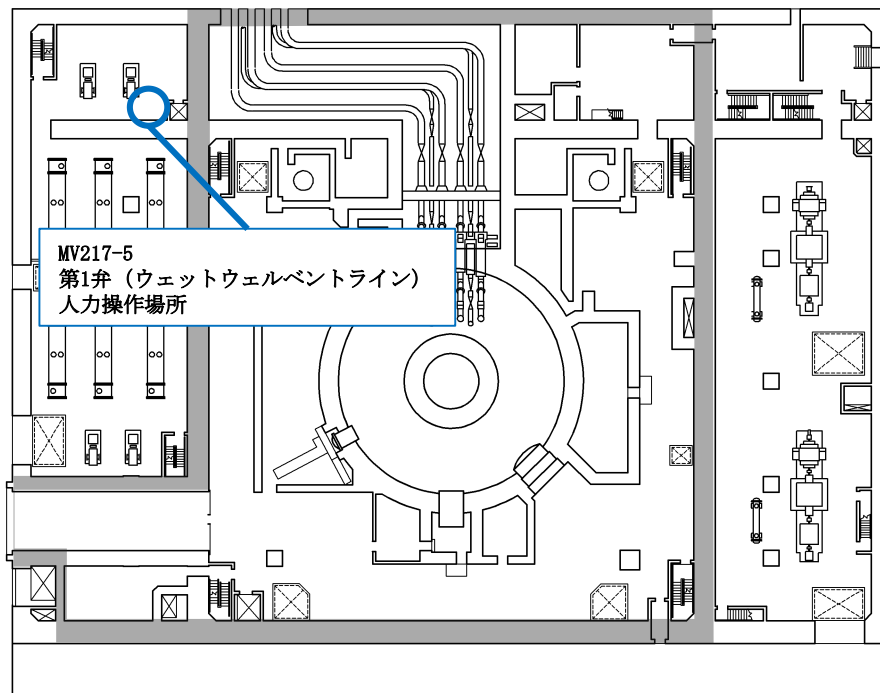
隔離弁は，駆動部に遠隔手動弁操作機構を設け，人力にて容易に遠隔操作できる設計とする。

なお，遠隔手動弁操作機構による操作は，原子炉建物付属棟から実施可能であり，重大事故等時の作業員の放射線防護を考慮した設計とする。



原子炉建物 EL 8800

図1-1 隔離弁の操作場所 (原子炉建物地下1階)



原子炉建物 EL 15300

図1-2 隔離弁の操作場所 (原子炉建物1階)

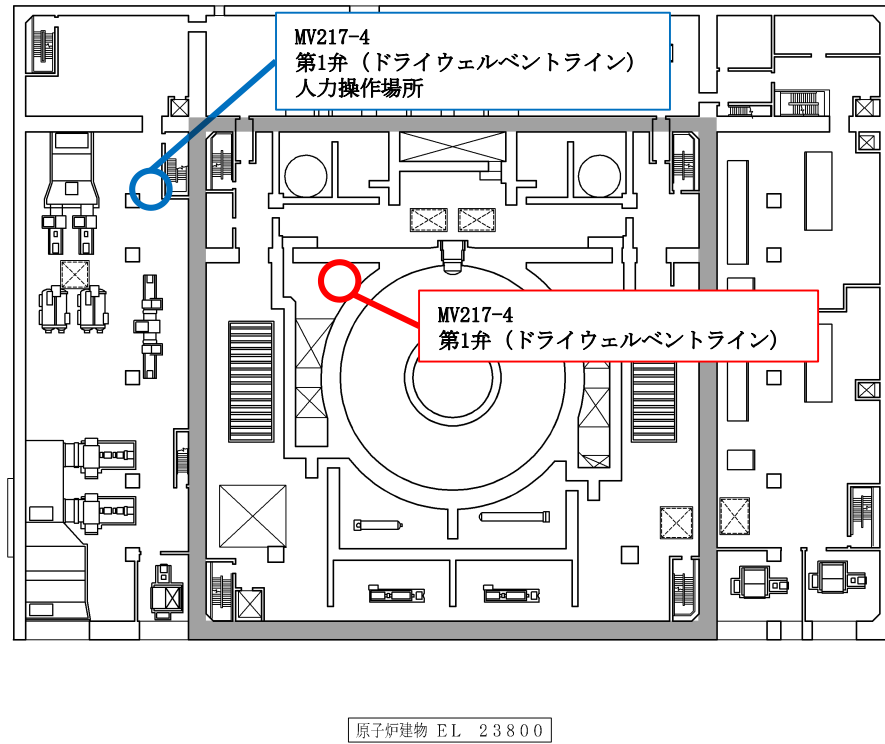


図1-3 隔離弁の操作場所 (原子炉建物2階)

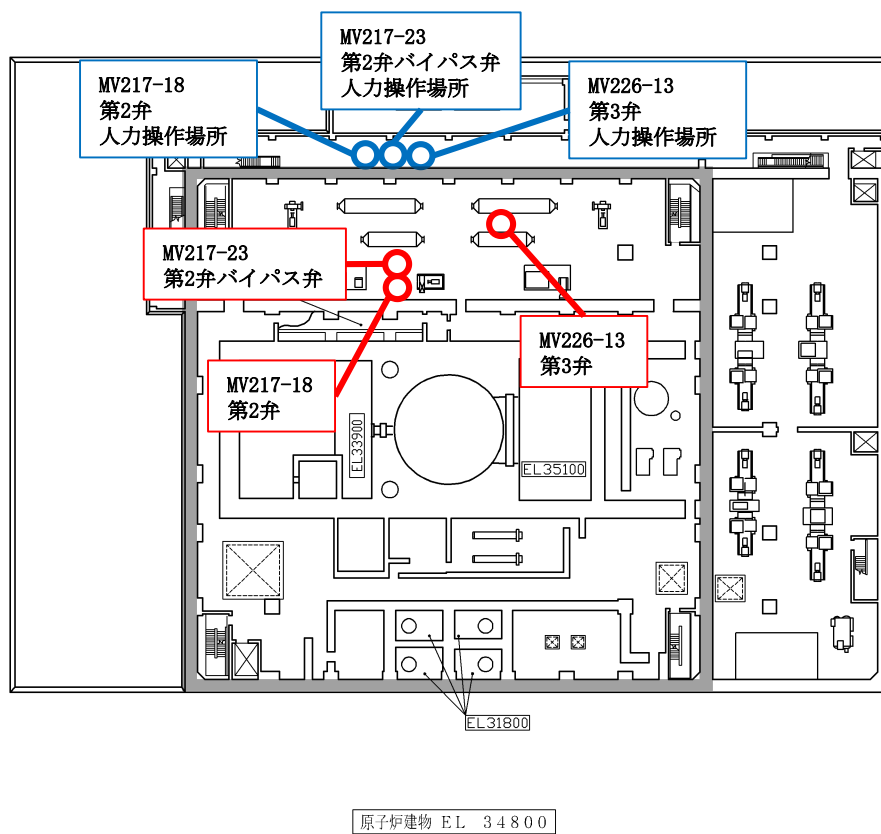


図1-4 隔離弁の操作場所 (原子炉建物3階)

## ベント実施に伴う現場操作の被ばく評価について

ベント実施に伴う現場作業は放射線環境下での作業となることから、作業の成立性を確認するために、各作業の被ばく評価を実施する。なお、中央制御室又は現場のいずれにおいても同等の操作が可能な場合については、高線量環境が予想される現場での作業線量のみについて記載する。

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」（以下「審査ガイド」という。）を参照した。

## 1. 想定する作業と作業時間帯、作業エリア

評価対象は、ベント実施に伴う作業とする。ベント実施前及び実施後における作業の作業場所、作業時間帯及び評価時間を表1-1及び図1-1～図1-5に示す。

各作業の評価時間には、作業場所への往復時間を含める。

## 2. 想定シナリオ

想定シナリオは以下のとおりとした。

- ・ 発災プラント：島根原子力発電所第2号機
- ・ 想定事象：冷却材喪失（大破断LOCA）＋ECCS注水機能喪失＋全交流動力電源喪失
- ・ 2 ケースについて評価
  - 事象発生約 32 時間後にウェットウェルベントを実施するケース
  - 事象発生約 32 時間後にドライウェルベントを実施するケース

## 3. 放出放射エネルギー

大気中への放出放射エネルギーは、VI-1-7-3「中央制御室の居住性に関する説明書」と同様の評価方法にて評価した。ただし、ドライウェルベント時においては、ベントライン経由で放出される無機イオン素に対しサプレッションプール水のスクラビング効果を見込まないものとした。評価結果を表3-1、表3-2に示す。また、放射性物質の大気放出過程を図3-1～図3-4に示す。

## 4. 大気拡散評価

大気拡散評価の条件は、評価点を除き、VI-1-7-3「中央制御室の居住性に関する説明書」と同じとした。評価条件を表4-1に示す。

放射性物質の大気拡散評価の評価結果を表4-2に示す。この大気拡散評価の評価結果を、本別紙のすべての現場作業の被ばく評価に適用する。

屋内作業における評価点は、人力によるベント操作を行う作業地点として以下の場所とし、移動中（往路、復路）の評価点は、1階～3階において最も評価結果が厳しくなる原子炉建物付属棟3階の第2弁操作位置で代表した。

- ・第1弁（ウェットウェルベントライン）操作位置（原子炉建物附属棟 1階）
- ・第1弁（ドライウェルベントライン）操作位置（原子炉建物附属棟 2階）
- ・第2弁操作位置（原子炉建物附属棟 3階）

また、屋外作業における評価点は、作業地点である2号機原子炉建物南側作業場所とし、移動中（往路，復路）の評価点は44m盤事務所付近作業場所で代表した。

## 5. 評価経路

被ばく経路の概念図を図5-1及び図5-2に示す。

## 6. 評価方法

### (1) 原子炉建物外での作業

#### a. 原子炉建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

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は、原子炉建物内の放射性物質の積算線源強度、施設の位置、遮蔽構造、評価点の位置等を踏まえて評価した。直接ガンマ線は解析コード「QAD-CGGP2R」を用い、スカイシャインガンマ線は解析コード「ANISN」及び解析コード「G33-GP2R」を用いて評価した。

#### b. 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく

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は、事故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を踏まえ評価した。

#### c. 放射性雲中の放射性物質を吸入摂取することによる被ばく

放射性雲中の放射性物質を吸入摂取することによる内部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量及び大気拡散効果を踏まえ評価した。なお、評価に当たってはマスクの着用を考慮した。

#### d. 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

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は、事故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、地表面沈着効果を踏まえて評価した。

#### e. 格納容器フィルタベント系の配管内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

格納容器フィルタベント系の配管内の放射性物質による被ばくは、配管内の放射性物質からの直接ガンマ線による実効線量を、作業エリアの位置、配管の位置と形状を考慮して評価した。評価には、解析コード「QAD-CGGP2R」を用いた。

線源としては、格納容器フィルタベント系出口配管内の放射性物質を考慮した。線源の評価で想定する放射性物質の付着量は、配管を流れる放射性物質（希ガスを除く）が、配管長100mあたり10%の割合で付着するものとした。

(2) 原子炉建物内での作業

a. 原子炉建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

原子炉建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばくは、「作業エリア内の放射性物質からのガンマ線による被ばく」と「二次格納施設内の放射性物質からガンマ線による被ばく」を評価した。

作業エリア内の放射性物質からのガンマ線による被ばくは、作業エリアの放射性物質濃度が外気と同濃度\*になると仮定し、サブマージョンモデルの評価式を用いて評価した。なお、サブマージョンモデルでの計算に用いる空間容積は、2号機の第1弁、第2弁の作業エリアの空間容積を包絡する原子炉建物西側エリアの最下階から最上階までの値  m<sup>3</sup>を設定した。

二次格納施設内の放射性物質からのガンマ線については、原子炉建物内の放射性物質の積算線源強度、遮蔽構造、評価点の位置等を踏まえて評価した。評価には解析コード「QAD-CGGP2R」を用いた。

b. 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく

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は、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に、大気拡散効果と建物による遮蔽効果を踏まえて評価した。

c. 原子炉建物内に浮遊する放射性物質を吸入摂取することによる被ばく

原子炉建物内に浮遊する放射性物質を吸入摂取することによる内部被ばくは、作業エリアの放射性物質濃度が外気と同濃度\*になると仮定して評価した。なお、評価に当たってはマスクの着用を考慮した。

d. 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

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は、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に、建物外壁による遮蔽、大気拡散効果、地表面沈着効果を踏まえて評価した。

e. 格納容器フィルタベント系の配管内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

原子炉建物内の配管内の放射性物質からのガンマ線による作業エリアでの被ばくは、配管内の放射性物質からの直接ガンマ線による実効線量を、作業エリアの位置、配管の位置及び



形状並びに作業エリアを囲む壁等によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し、評価した。評価に当たっては、解析コード「QAD-CGGP2R」を用いた。

なお、格納容器フィルタベント系の第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及び屋外の配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは、第1ベントフィルタ格納槽躯体厚による遮蔽が十分厚いことから影響は軽微であるとし、評価の対象外とした。

また、原子炉建物内の配管においても、配管と作業エリアとの間に十分厚い遮蔽が存在する場合は、影響は軽微であるとし評価の対象外とした。

f. 非常用ガス処理系フィルタの放射性物質からのガンマ線による被ばく

非常用ガス処理系フィルタの放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは、第1弁操作前及び第1弁開放後に蓄積した放射性物質の量を基に、作業エリアの位置及び作業エリアを囲む壁等によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し評価した。

注記\*：ベント実施時に格納容器フィルタベント系排気管（EL 65m）から放出されたベント流体は、熱エネルギーを持つため放出後に上昇し、さらに風の影響を受け原子炉建物から時間と共に離れていくものと考えられる。また、ベント流体の放出口（EL 65m）と第1弁の開操作場所（ウェットウェルベント時：原子炉建物付属棟1階（EL 15.3m）、ドライウェルベント時：原子炉建物付属棟2階（EL 23.8m））は少なくとも40m程度の高低差があることから、放出されたベント流体が第1弁の開操作場所に直接流入することはほとんどないものと考えられる。このことから、第1弁の開操作に伴う被ばくの評価においては、ベント流体が原子炉建物内に流入することによる影響を考慮しないものとした。

7. 評価条件

大気中への放出量及び大気拡散評価以外に関する主な評価条件を表7-1に示す。

8. 評価結果

ウェットウェルベントの実施前及び実施後の作業における被ばく線量の評価結果を表8-1に示す。また、ドライウェルベントの実施前及び実施後の作業における被ばく線量の評価結果を表8-2に示す。

最も被ばく線量が大きくなる作業においては約13mSvとなった。したがって、緊急時作業に係る線量限度100mSvに照らしても、作業可能であることを確認した。

なお、表8-1及び表8-2の評価結果は、表1-1に示す各作業の作業開始時間の範囲のうち、評価結果が最も大きくなる時間帯で作業を実施した場合の被ばく線量となり、その他の時間帯に

おける被ばく線量は前述の評価結果以下となる。したがって、表 1-1 に示す各作業の作業開始時間の範囲のいずれの時間帯においても作業可能であると考えられる。

また、炉心損傷前ベント後に炉心損傷の兆候が見られた場合における隔離弁の閉操作等の作業については、当該作業に係る被ばく線量が、炉心損傷後のベント実施に伴う作業時の被ばくに包含されるものと考えられるため、作業可能である。

表 1-1 ベント実施前後の作業

	ベント実施前				ベント実施後	
	第1ベントフィルタ 出口水素濃度準備 ／可搬式窒素供給装 置準備	FCVS 排気ライ ンドレン排出弁 閉止操作	第2弁開操作	第1弁開操作	ベント弁閉操作	水素濃度測定操作 ／窒素供給操作
	屋外	屋外	屋内	屋内	屋内	屋外
作業開始時間 (事象開始後)	約 27 時間～ 約 32 時間	約 27 時間～ 約 32 時間	約 27 時間～ 約 32 時間	約 32 時間	168 時間後以降	168 時間後以降
作業時間	移動(往) : 35 分 作業 : 75 分 移動(復) : 35 分	移動(往) : 30 分 作業 : 10 分 移動(復) : 30 分	移動(往) : 10 分 作業 : 60 分 移動(復) : 10 分	移動(往) : 15 分 作業 : 60 分 移動(復) : 15 分	移動(往) : 15 分 作業 : 60 分 移動(復) : 15 分	移動(往) : 35 分 作業 : 10 分 移動(復) : 35 分

表 3-1 大気中への放出放射能量 (7 日間積算値)

(ウェットウェルベントの実施を想定する場合)

核種類	停止時炉内内蔵量 [Bq] (gross 値)	放出放射能量[Bq] (gross 値)	
		格納容器フィルタベント系 を經由した放出	原子炉建物から大気中への 放出
希ガス類	約 $1.6 \times 10^{19}$	約 $5.1 \times 10^{18}$	約 $2.3 \times 10^{16}$
よう素類	約 $2.1 \times 10^{19}$	約 $4.2 \times 10^{15}$	約 $1.9 \times 10^{15}$
CsOH類	約 $8.3 \times 10^{17}$	約 $5.5 \times 10^9$	約 $3.4 \times 10^{12}$
Sb類	約 $9.5 \times 10^{17}$	約 $2.2 \times 10^8$	約 $3.1 \times 10^{11}$
TeO <sub>2</sub> 類	約 $5.0 \times 10^{18}$	約 $4.2 \times 10^9$	約 $2.9 \times 10^{12}$
SrO類	約 $9.0 \times 10^{18}$	約 $1.6 \times 10^9$	約 $1.5 \times 10^{12}$
BaO類	約 $8.8 \times 10^{18}$	約 $2.2 \times 10^9$	約 $1.6 \times 10^{12}$
MoO <sub>2</sub> 類	約 $1.8 \times 10^{19}$	約 $8.4 \times 10^8$	約 $5.5 \times 10^{11}$
CeO <sub>2</sub> 類	約 $5.5 \times 10^{19}$	約 $5.3 \times 10^8$	約 $3.4 \times 10^{11}$
La <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 類	約 $4.1 \times 10^{19}$	約 $1.2 \times 10^8$	約 $9.1 \times 10^{10}$

表 3-2 大気中への放出放射エネルギー (7 日間積算値)  
(ドライウェルベントの実施を想定する場合)

核種類	停止時炉内内蔵量 [Bq] (gross 値)	放出放射エネルギー[Bq] (gross 値)	
		格納容器フィルタベント系 を經由した放出	原子炉建物から大気中への 放出
希ガス類	約 $1.6 \times 10^{19}$	約 $5.0 \times 10^{18}$	約 $2.5 \times 10^{16}$
よう素類	約 $2.1 \times 10^{19}$	約 $4.6 \times 10^{15}$	約 $2.0 \times 10^{15}$
CsOH類	約 $8.3 \times 10^{17}$	約 $1.3 \times 10^{13}$	約 $3.4 \times 10^{12}$
Sb類	約 $9.5 \times 10^{17}$	約 $5.1 \times 10^{11}$	約 $3.1 \times 10^{11}$
TeO <sub>2</sub> 類	約 $5.0 \times 10^{18}$	約 $9.7 \times 10^{12}$	約 $2.9 \times 10^{12}$
SrO類	約 $9.0 \times 10^{18}$	約 $3.7 \times 10^{12}$	約 $1.5 \times 10^{12}$
BaO類	約 $8.8 \times 10^{18}$	約 $5.1 \times 10^{12}$	約 $1.6 \times 10^{12}$
MoO <sub>2</sub> 類	約 $1.8 \times 10^{19}$	約 $1.9 \times 10^{12}$	約 $5.6 \times 10^{11}$
CeO <sub>2</sub> 類	約 $5.5 \times 10^{19}$	約 $1.2 \times 10^{12}$	約 $3.4 \times 10^{11}$
La <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 類	約 $4.1 \times 10^{19}$	約 $2.9 \times 10^{11}$	約 $9.2 \times 10^{10}$

表 4-1 放射性物質の大気拡散評価条件 (1/2)

項目	評価条件	選定理由
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（以下「気象指針」という。）に基づき評価
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年1月～2009年12月)	建物影響を受ける大気拡散評価を行うため保守的に地上風（地上約20m）の気象データを使用 審査ガイドに示されたとおり、発電所において観測された1年間の気象データを使用
放出源及び放出源高さ	原子炉建物 : 地上0m 格納容器フィルタベント系排気管 : 地上50m 非常用ガス処理系排気管 : 地上110m	実高さを参照 なお、放出エネルギーによる影響は未考慮
実効放出継続時間	原子炉建物 : 1時間 格納容器フィルタベント系排気管 : 1時間 非常用ガス処理系排気管 : 30時間	格納容器フィルタベント系排気管及び原子炉建物からの放出については保守的に1時間と設定。SGT排気管からの放出は、気象指針に従い、全放出量を最大放出量で除した値を保守的に丸めた値とする。
累積出現頻度	小さい方から累積して97%	気象指針を参照
建物巻き込み	考慮する	放出点から近距離の建物の影響を受けるため、建物による巻き込み現象を考慮
巻き込みを生じる代表建物	2号機原子炉建物及び2号機タービン建物	放出源又は放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建物として設定
放射性物質濃度の評価点	図1-1～図1-5参照	屋外移動時は、44m盤事務所付近作業場所で設定 屋内移動時は、1階～3階において最も評価結果が厳しくなる原子炉建物3階の第2弁操作位置で設定
建物投影面積	2号機原子炉建物 : 2600m <sup>2</sup> (原子炉建物、格納容器フィルタベント系放出時) 2号機タービン建物 : 2100m <sup>2</sup> (非常用ガス処理系排気管放出時)	審査ガイドに示されたとおり設定 風向に垂直な投影面積のうち最も小さいもの
形状係数	0.5	審査ガイドに示された評価方法を参照し設定

表 4-1 放射性物質の大気拡散評価条件 (2/2)

項目	評価条件		選定理由
着目方位	第1弁 (ウェットウェル ベントライン) 操作位置	<b>【原子炉建物放出時】</b> 9 方位 (SW, WSW, W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE) <b>【非常用ガス処理系排気管放出時】</b> 9 方位 (ENE, E, ESE, SE, SSE, S, SSW, SW, WSW) <b>【格納容器フィルタベント系排気管放出時】</b> 9 方位 (WSW, W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE)	審査ガイドに示された評価方法に基づき設定
	第1弁 (ドライウェルベ ントライン) 操作位置	<b>【原子炉建物放出時】</b> 9 方位 (SSW, SW, WSW, W, WNW, NW, NNW, N, NNE) <b>【非常用ガス処理系排気管放出時】</b> 9 方位 (ENE, E, ESE, SE, SSE, S, SSW, SW, WSW) <b>【格納容器フィルタベント系排気管放出時】</b> 9 方位 (WSW, W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE)	
	第2弁操作位置	<b>【原子炉建物放出時】</b> 9 方位 (WSW, W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE) <b>【非常用ガス処理系排気管放出時】</b> 9 方位 (NE, ENE, E, ESE, SE, SSE, S, SSW, SW) <b>【格納容器フィルタベント系排気管放出時】</b> 9 方位 (W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E)	
	2号機 原子炉建物 南側作業場所	<b>【原子炉建物放出時】</b> 9 方位 (E, ESE, SE, SSE, S, SSW, SW, WSW, W) <b>【非常用ガス処理系排気管放出時】</b> 6 方位 (SE, SSE, S, SSW, SW, WSW) <b>【格納容器フィルタベント系排気管放出時】</b> 9 方位 (NE, ENE, E, ESE, SE, SSE, S, SSW, SW)	
	44m 盤事務所付近 作業場所	<b>【原子炉建物放出時】</b> 3 方位 (S, SSW, SW) <b>【非常用ガス処理系排気管放出時】</b> 3 方位 (S, SSW, SW) <b>【格納容器フィルタベント系排気管放出時】</b> 3 方位 (S, SSW, SW)	

表 4-2 相対濃度及び相対線量

評価点	放出点及び放出高さ	相対濃度 [ $s/m^3$ ]	相対線量 [ $Gy/Bq$ ]
第1弁（ウェットウェル ベントライン） 操作位置	原子炉建物中心 （地上 0m）	$1.6 \times 10^{-3}$	$6.0 \times 10^{-18}$
	非常用ガス処理系排気管 （地上 110m）	$3.5 \times 10^{-4}$	$2.8 \times 10^{-18}$
	格納容器フィルタベント系 排気管 （地上 50m）	$7.4 \times 10^{-4}$	$6.2 \times 10^{-18}$
第1弁（ドライウェル ベントライン） 操作位置	原子炉建物中心 （地上 0m）	$1.6 \times 10^{-3}$	$5.9 \times 10^{-18}$
	非常用ガス処理系排気管 （地上 110m）	$3.5 \times 10^{-4}$	$2.8 \times 10^{-18}$
	格納容器フィルタベント系 排気管 （地上 50m）	$7.5 \times 10^{-4}$	$6.1 \times 10^{-18}$
第2弁操作位置	原子炉建物中心 （地上 0m）	$1.6 \times 10^{-3}$	$5.8 \times 10^{-18}$
	非常用ガス処理系排気管 （地上 110m）	$3.5 \times 10^{-4}$	$2.8 \times 10^{-18}$
	格納容器フィルタベント系 排気管 （地上 50m）	$7.5 \times 10^{-4}$	$6.1 \times 10^{-18}$
2号機原子炉建物 南側作業場所	原子炉建物中心 （地上 0m）	$1.5 \times 10^{-3}$	$5.7 \times 10^{-18}$
	非常用ガス処理系排気管 （地上 110m）	$2.0 \times 10^{-4}$	$1.8 \times 10^{-18}$
	格納容器フィルタベント系 排気管 （地上 50m）	$7.7 \times 10^{-4}$	$5.7 \times 10^{-18}$
44m 盤事務所付近 作業場所	原子炉建物中心 （地上 0m）	$1.2 \times 10^{-4}$	$8.6 \times 10^{-19}$
	非常用ガス処理系排気管 （地上 110m）	$2.8 \times 10^{-5}$	$3.0 \times 10^{-19}$
	格納容器フィルタベント系 排気管 （地上 50m）	$7.1 \times 10^{-5}$	$9.7 \times 10^{-19}$

表 7-1 線量換算係数, 呼吸率, 防護措置及び地表面への沈着速度

項目	評価条件	選定理由
線量換算係数	成人実効線量換算係数使用 (主な核種を以下に示す) I-131 : $2.0 \times 10^{-8}$ Sv/Bq I-132 : $3.1 \times 10^{-10}$ Sv/Bq I-133 : $4.0 \times 10^{-9}$ Sv/Bq I-134 : $1.5 \times 10^{-10}$ Sv/Bq I-135 : $9.2 \times 10^{-10}$ Sv/Bq Cs-134 : $2.0 \times 10^{-8}$ Sv/Bq Cs-136 : $2.8 \times 10^{-9}$ Sv/Bq Cs-137 : $3.9 \times 10^{-8}$ Sv/Bq 上記以外の核種は ICRP Pub. 71 等に基づく	ICRP Publication 71 等に基づき設定
呼吸率	1.2m <sup>3</sup> /h	「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」の第2表の成人活動時の呼吸率を設定
マスクによる 防護係数	50	着用を考慮し, 期待できる防護係数として設定した。
ヨウ素剤	考慮しない	保守的に考慮しないものとした。
防護服	考慮しない	同上
地表への 沈着速度	エアロゾル : 0.5 cm/s 無機よう素 : 0.5 cm/s 有機よう素 : $1.7 \times 10^{-3}$ cm/s 希ガス : 沈着無し	湿性沈着を考慮し設定



表 8-1 ベント（ウェットウェルベント）実施に伴う被ばく評価結果（単位：mSv）

評価内容	ベント実施前				ベント実施後	
	第1ベントフィルタ出口水素濃度準備／可搬式窒素供給装置準備*1	FCVS 排気ラインドレン排出弁閉止操作	第2弁開操作*1	第1弁開操作	ベント弁閉操作*1	水素濃度測定操作／窒素供給操作
	屋外	屋外	屋内	屋内	屋内	屋外
原子炉建物原子炉棟内の放射性物質からの直接線・スカイシャイン線による外部被ばく	$1.1 \times 10^0$	$5.4 \times 10^{-1}$	$9.2 \times 10^{-1}$	$1.4 \times 10^0$	$2.5 \times 10^0$	$6.2 \times 10^{-1}$
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	$5.1 \times 10^{-1}$	$1.2 \times 10^{-1}$	$7.6 \times 10^{-1}$	$1.5 \times 10^0$	$1.6 \times 10^0$	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下
建物内に取込まれた放射性物質による外部被ばく及び内部被ばく*2	$6.1 \times 10^{-1}$	$1.3 \times 10^{-1}$	$1.0 \times 10^0$	$1.5 \times 10^0$ *3	$1.6 \times 10^0$	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下
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	$7.4 \times 10^0$	$1.5 \times 10^0$	$9.4 \times 10^0$	$1.8 \times 10^0$	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	$1.1 \times 10^0$
ベント系配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	—	—	—	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	$1.6 \times 10^{-1}$ *4
SGT フィルタの放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	—*5	—*5	$2.6 \times 10^{-1}$	$4.8 \times 10^{-2}$	—*5	—*5
被ばく線量	約 10	約 3	約 13	約 7	約 6	約 2

注記\*1：被ばく線量が最も大きくなる時間帯で作業を実施した場合の被ばく線量を記載

\*2：マスク着用（PF50）による防護効果を考慮する。

\*3：ベント流体が原子炉建物内に流入することによる影響は考慮しない。

\*4：ベント系配管内に浮遊及び沈着した放射性物質を考慮する。なお、ベント配管内に沈着した放射性物質がドレンだまりに蓄積するものとして評価する。

\*5：線源との間に十分な遮蔽があるため、影響は軽微であり、評価の対象外とした。

表 8-2 ベント（ドライウェルベント）実施に伴う被ばく評価結果（単位：mSv）

評価内容	ベント実施前				ベント実施後	
	第1ベントフィルタ出口水素濃度準備／可搬式窒素供給装置準備*1	FCVS 排気ラインドレン排出弁閉止操作	第2弁開操作*1	第1弁開操作	ベント弁閉操作*1	水素濃度測定操作／窒素供給操作
	屋外	屋外	屋内	屋内	屋内	屋外
原子炉建物原子炉棟内の放射性物質からの直接線・スカイシャイン線による外部被ばく	$1.1 \times 10^0$	$5.5 \times 10^{-1}$	$9.3 \times 10^{-1}$	$1.5 \times 10^0$	$2.6 \times 10^0$	$6.3 \times 10^{-1}$
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	$5.1 \times 10^{-1}$	$1.2 \times 10^{-1}$	$7.6 \times 10^{-1}$	$7.3 \times 10^{-1}$	$7.0 \times 10^{-1}$	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下
建物内に取込まれた放射性物質による外部被ばく及び内部被ばく*2	$6.1 \times 10^{-1}$	$1.3 \times 10^{-1}$	$1.0 \times 10^0$	$1.5 \times 10^0$ *3	$1.6 \times 10^0$	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下
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	$7.4 \times 10^0$	$1.5 \times 10^0$	$9.4 \times 10^0$	$1.8 \times 10^0$	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	$2.2 \times 10^0$
ベント系配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	—	—	—	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	$1.0 \times 10^{-2}$ 以下	$7.8 \times 10^{-1}$ *4
SGT フィルタの放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	—*5	—*5	$2.7 \times 10^{-1}$	$5.1 \times 10^{-2}$	—*5	—*5
被ばく線量	約 10	約 3	約 13	約 6	約 5	約 4

注記\*1：被ばく線量が最も大きくなる時間帯で作業を実施した場合の被ばく線量を記載

\*2：マスク着用（PF50）による防護効果を考慮する。

\*3：ベント流体が原子炉建物内に流入することによる影響は考慮しない。

\*4：ベント系配管内に浮遊及び沈着した放射性物質を考慮する。なお、ベント配管内に沈着した放射性物質がドレンだまりに蓄積するものとして評価する。

\*5：線源との間に十分な遮蔽があるため、影響は軽微であり、評価の対象外とした。

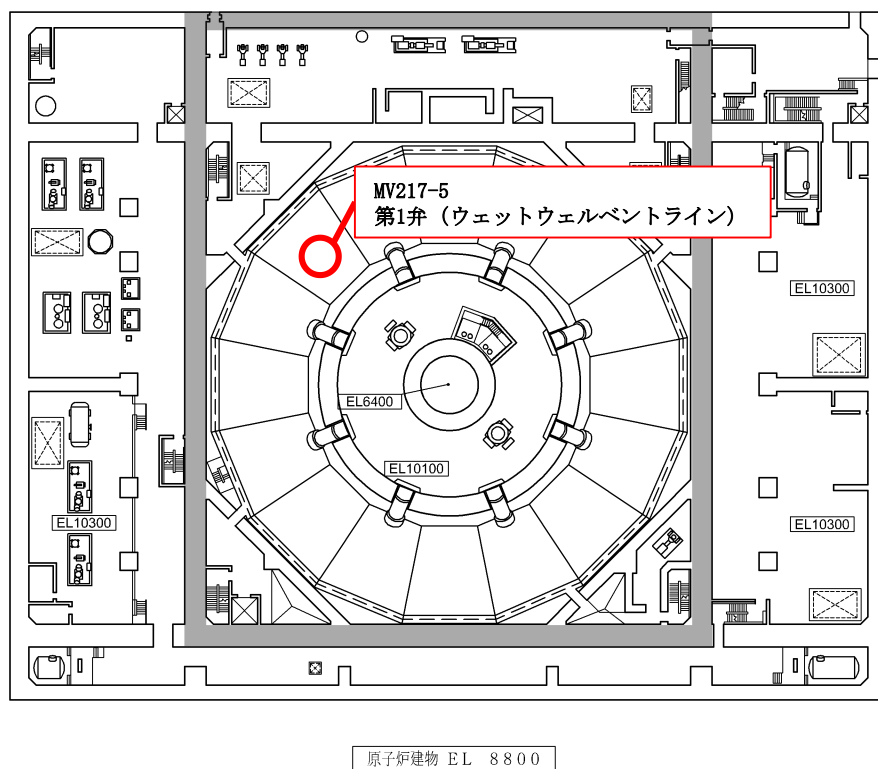


図1-1 第1弁 (ウェットウェルベントライン) 操作対象弁場所 (原子炉建物地下1階)

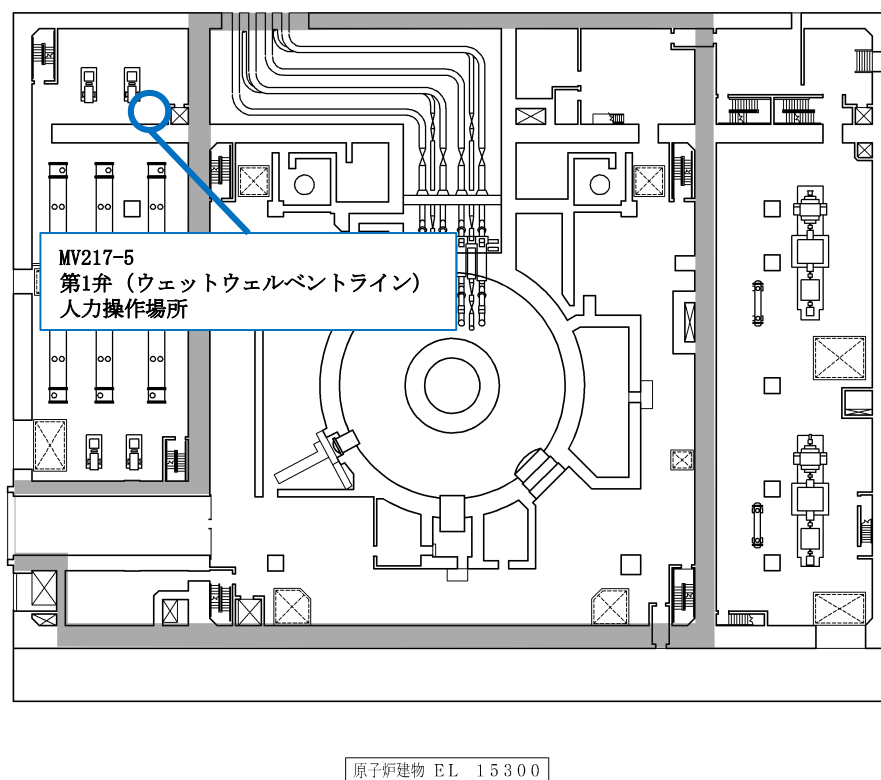


図1-2 第1弁 (ウェットウェルベントライン) 操作場所 (原子炉建物1階)

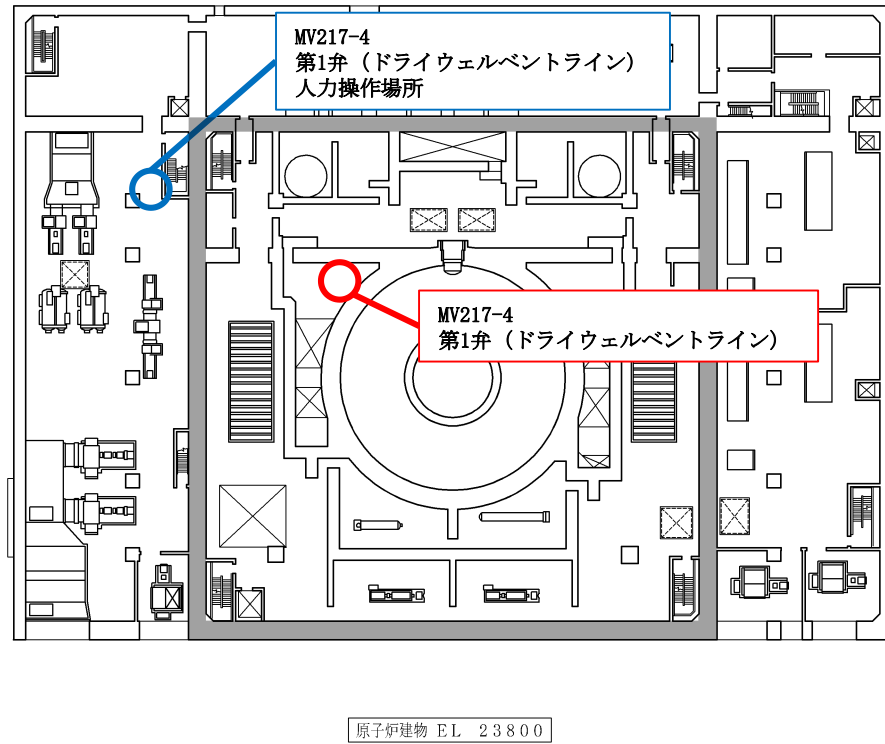


図1-3 第1弁 (ドライウェルベントライン) 操作場所及び操作対象弁 (原子炉建物2階)

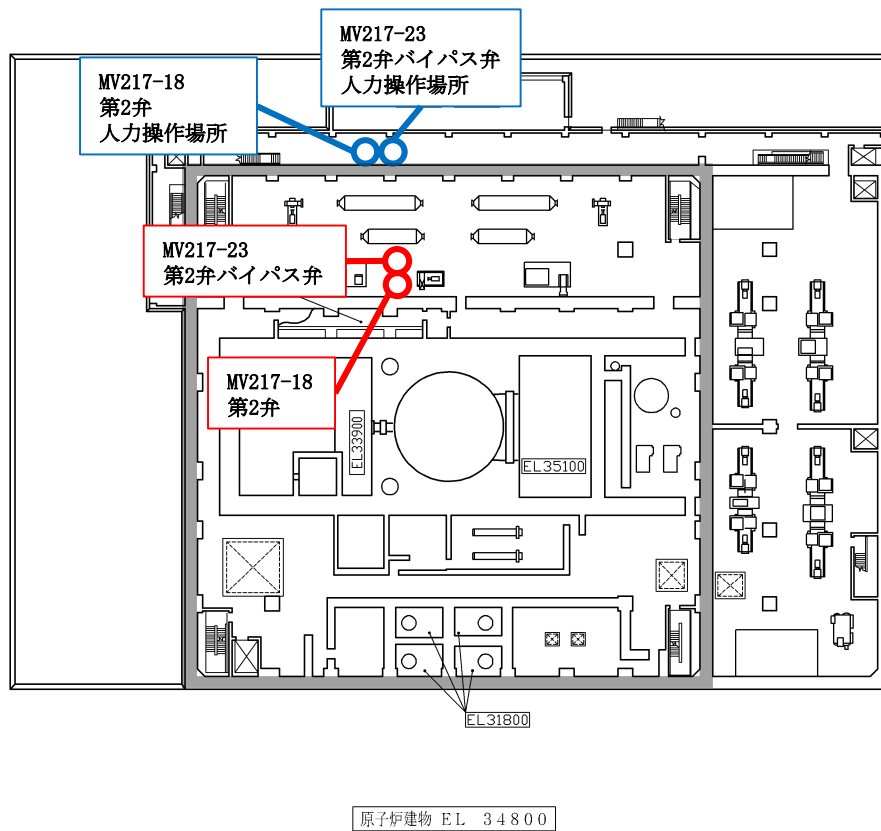


図1-4 第2弁操作場所及び操作対象弁 (原子炉建物3階)

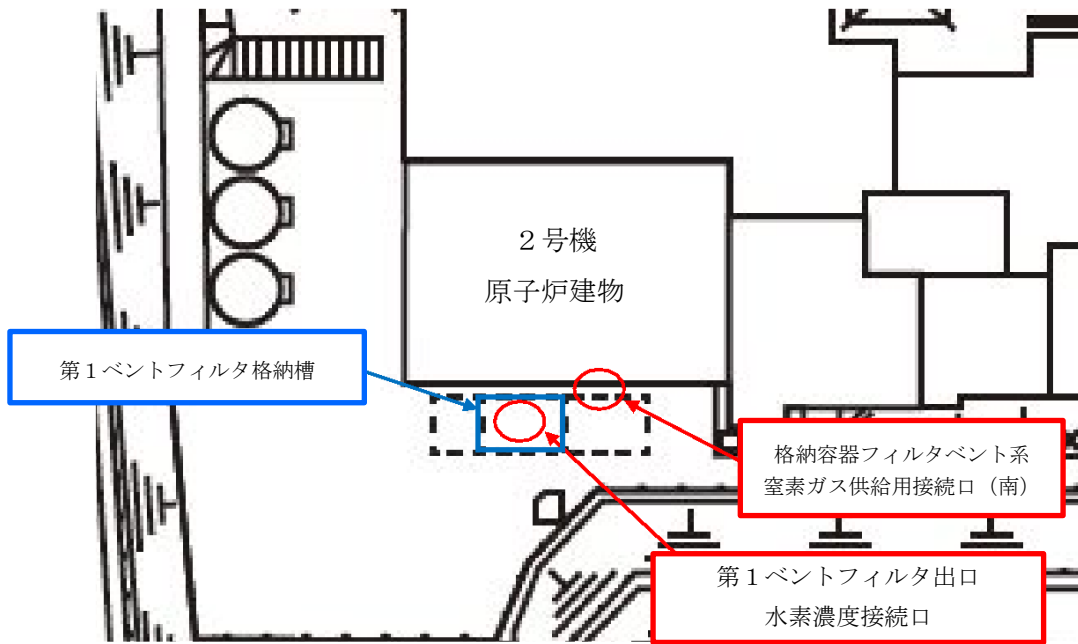
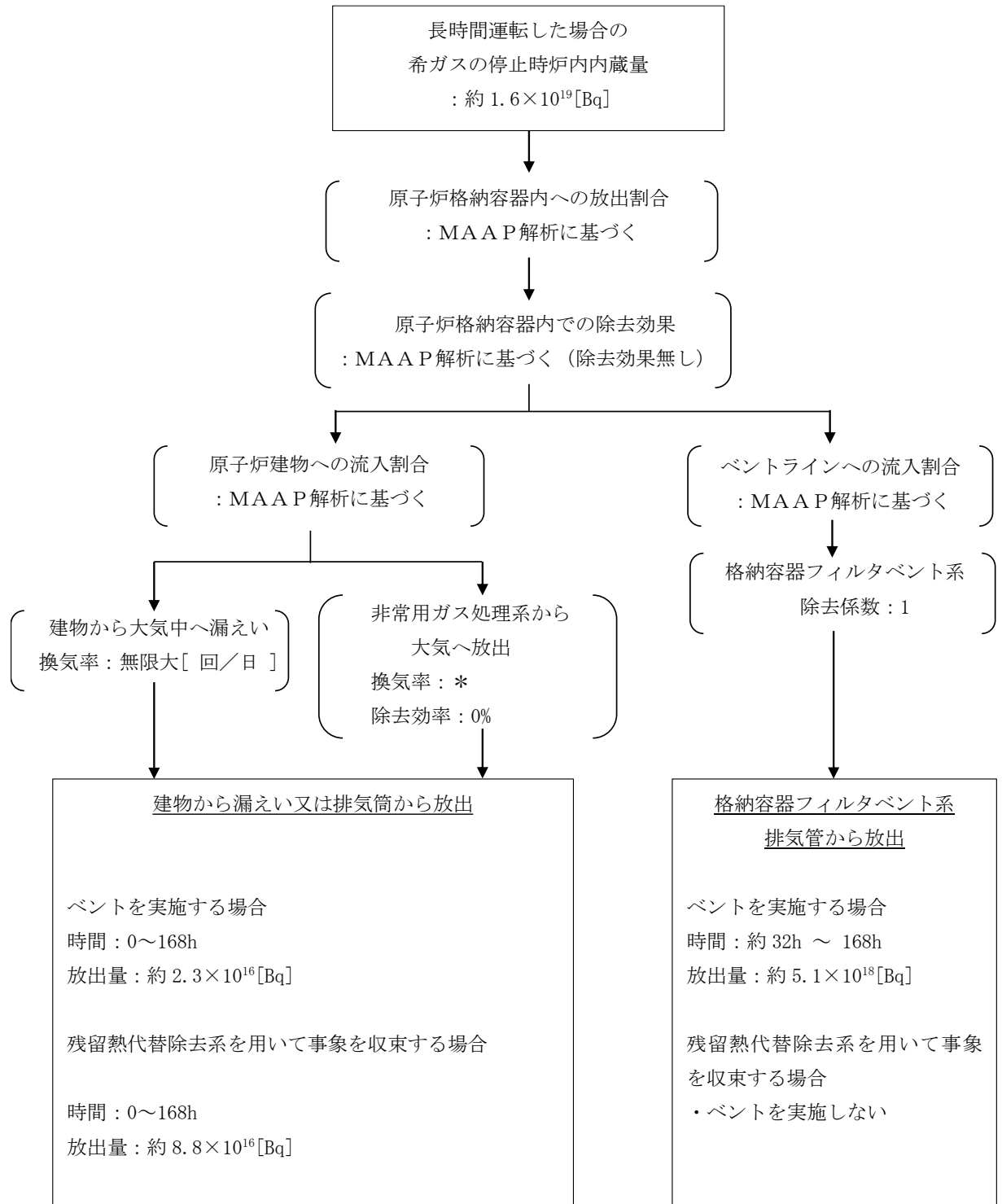
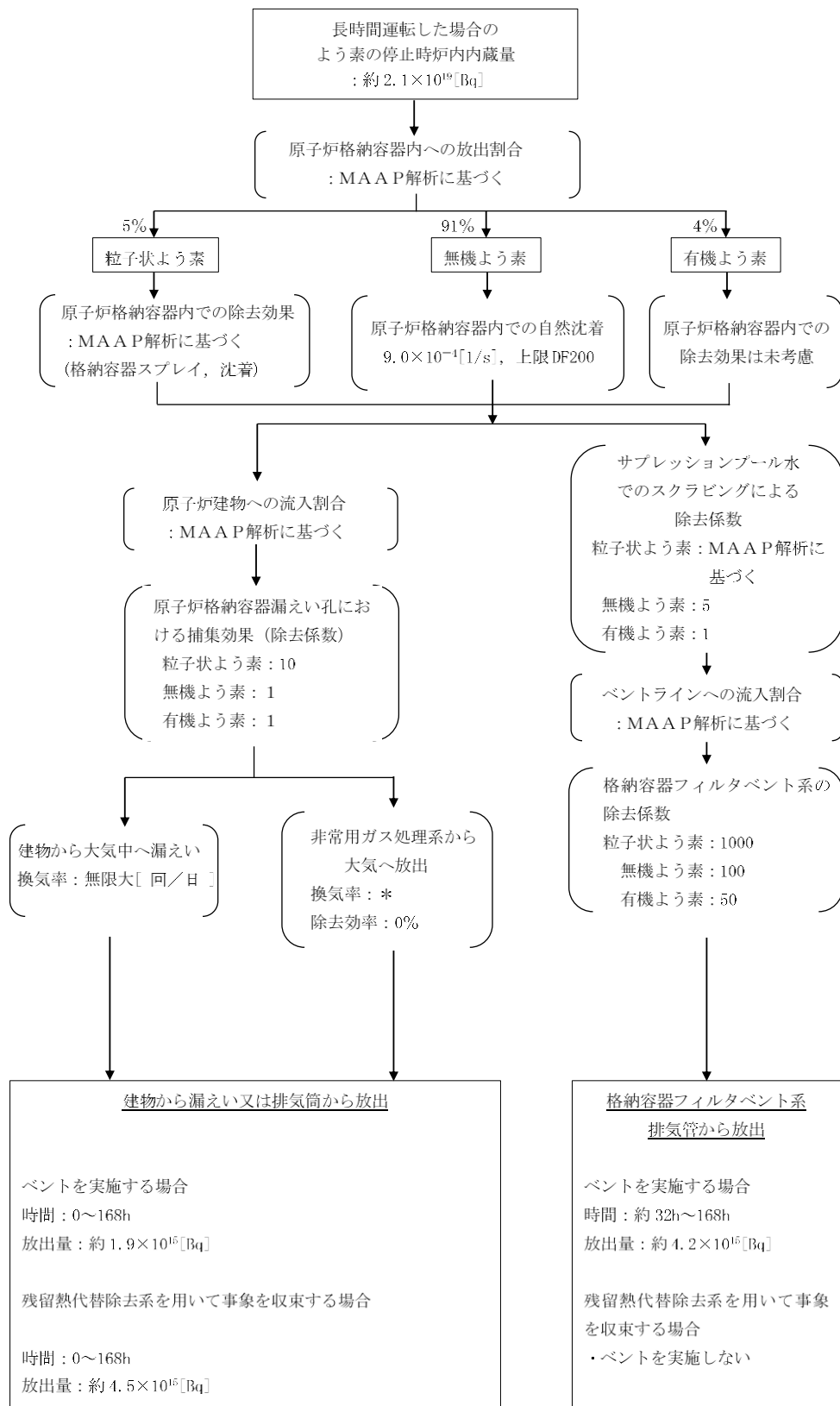


図1-5 屋外作業場所



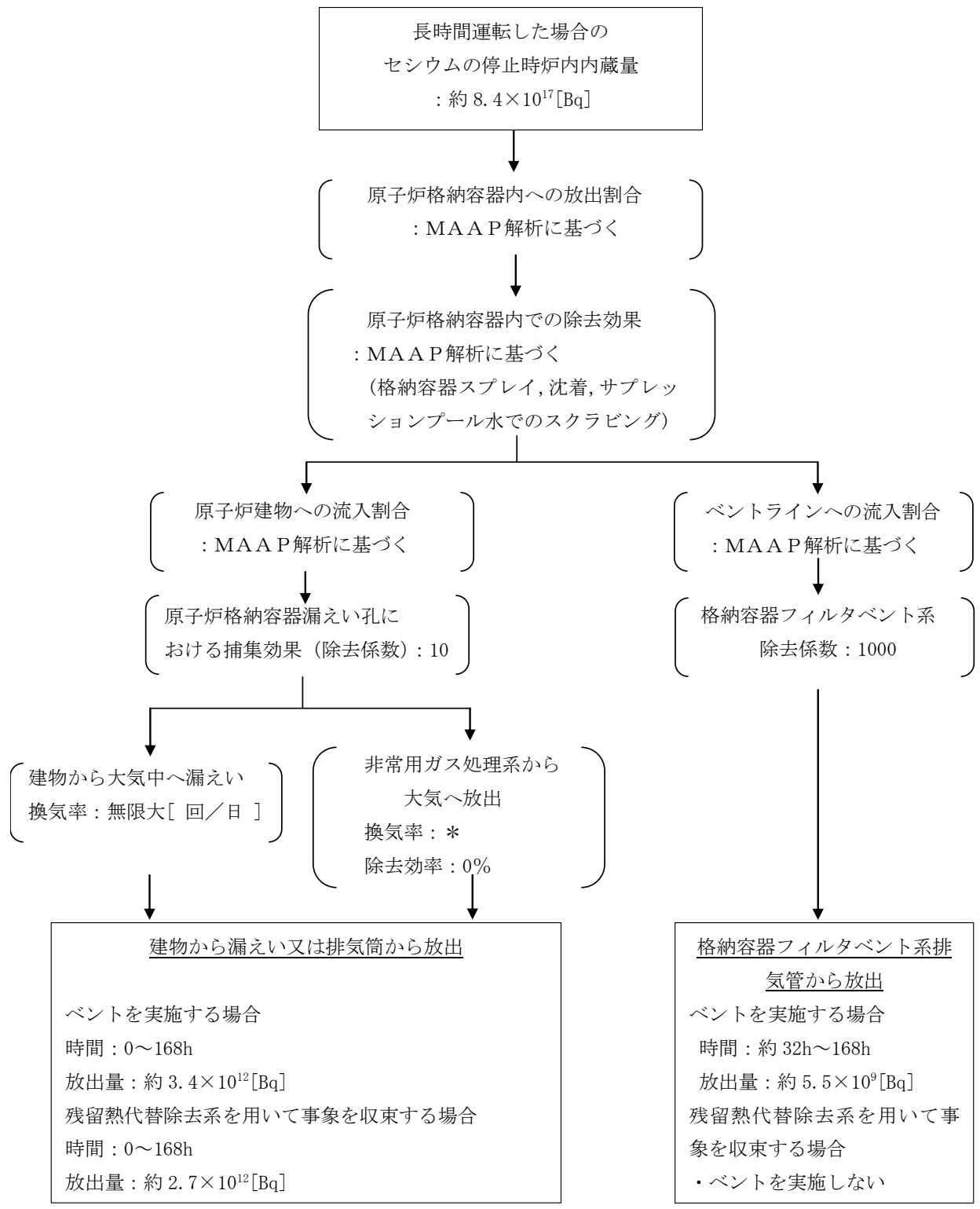
注記\* : 非常用ガス処理系の定格風量 4400m<sup>3</sup>/h による換気率 1 回/日により屋外に放出

図 3-1 希ガスの大気放出過程



注記\* : 非常用ガス処理系の定格風量 4400m<sup>3</sup>/h による換気率 1 回/日により屋外へ放出

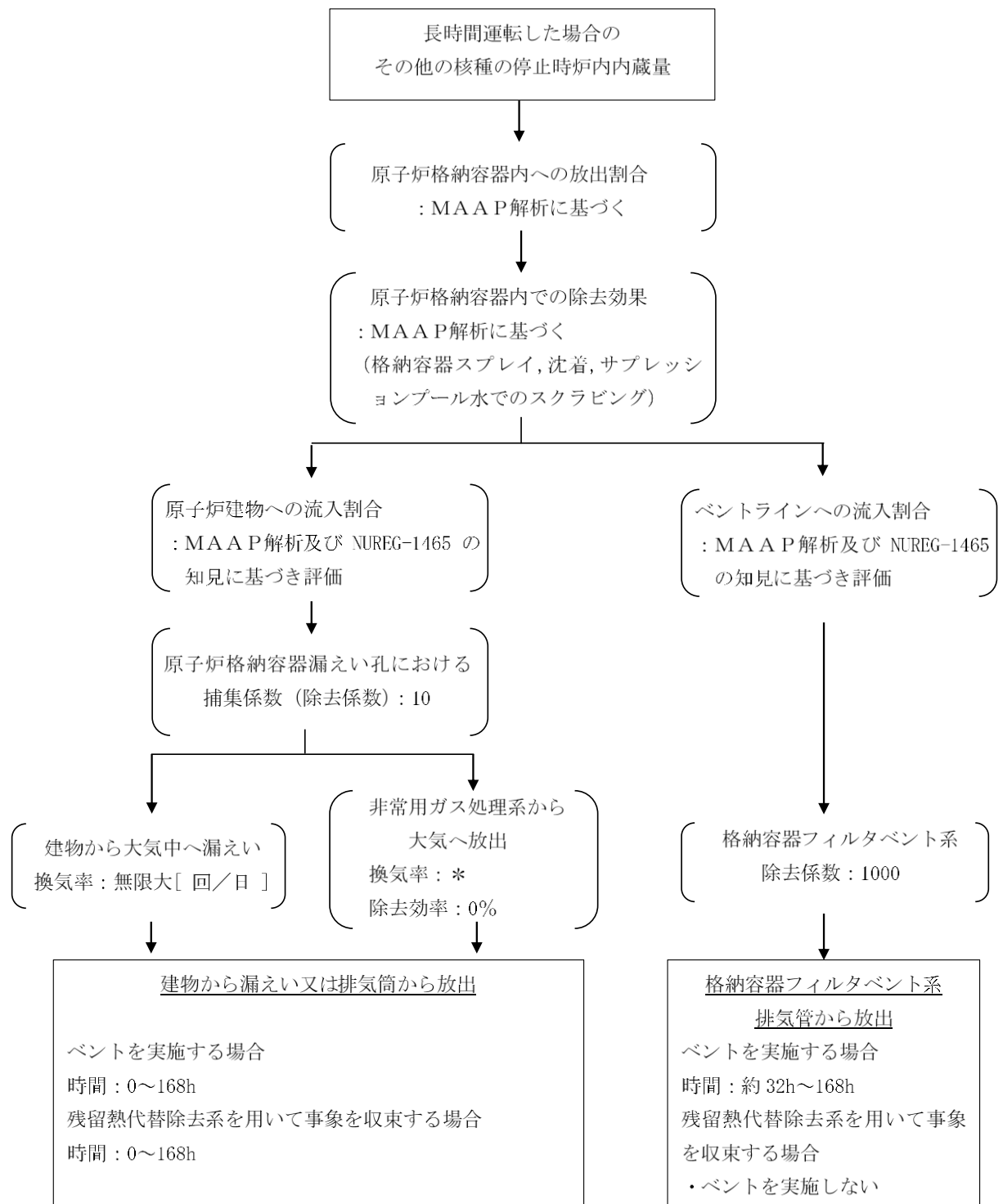
図 3-2 よう素の大気放出過程



注記\* : 非常用ガス処理系の定格風量 4400m<sup>3</sup>/h による換気率 1 回/日により屋外に放出

図 3-3 セシウムの大気放出過程





注記\* : 非常用ガス処理系の定格風量 1400m<sup>3</sup>/h による換気率 1 回/日により屋外に放出

図 3-4 その他核種の大気放出過程

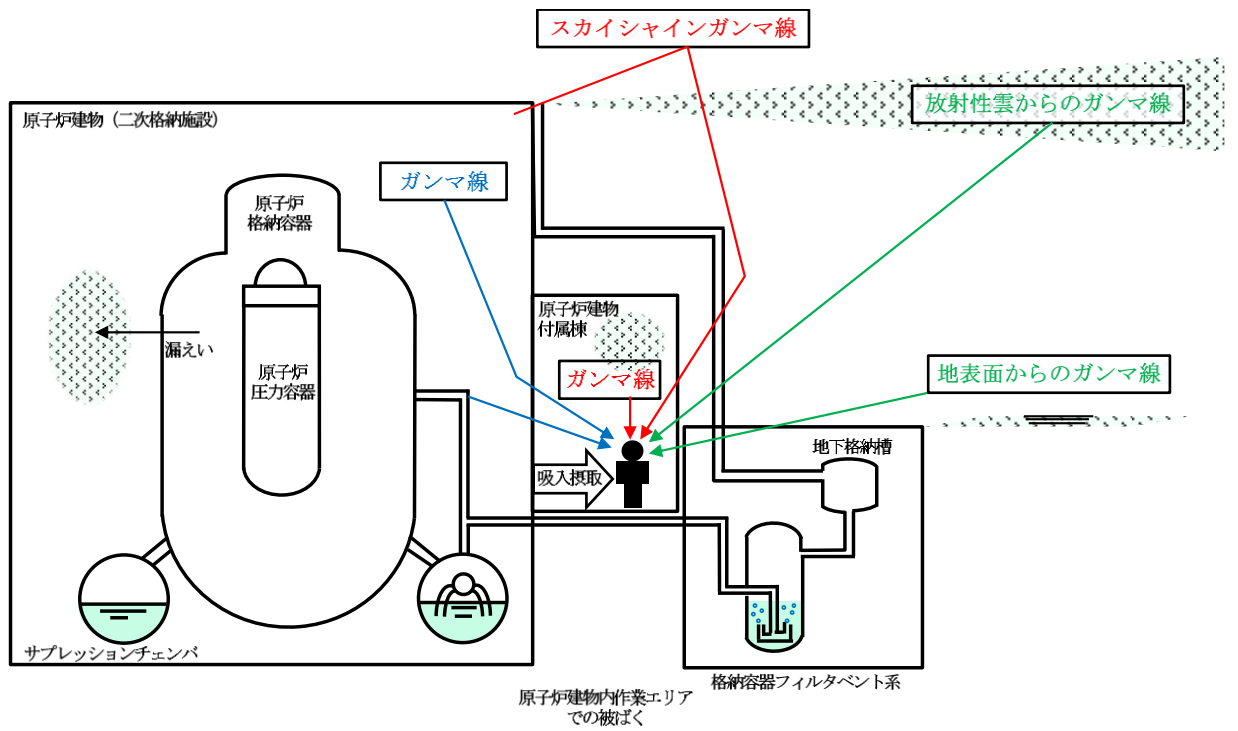


図 5-1 被ばく経路概念図（屋内）

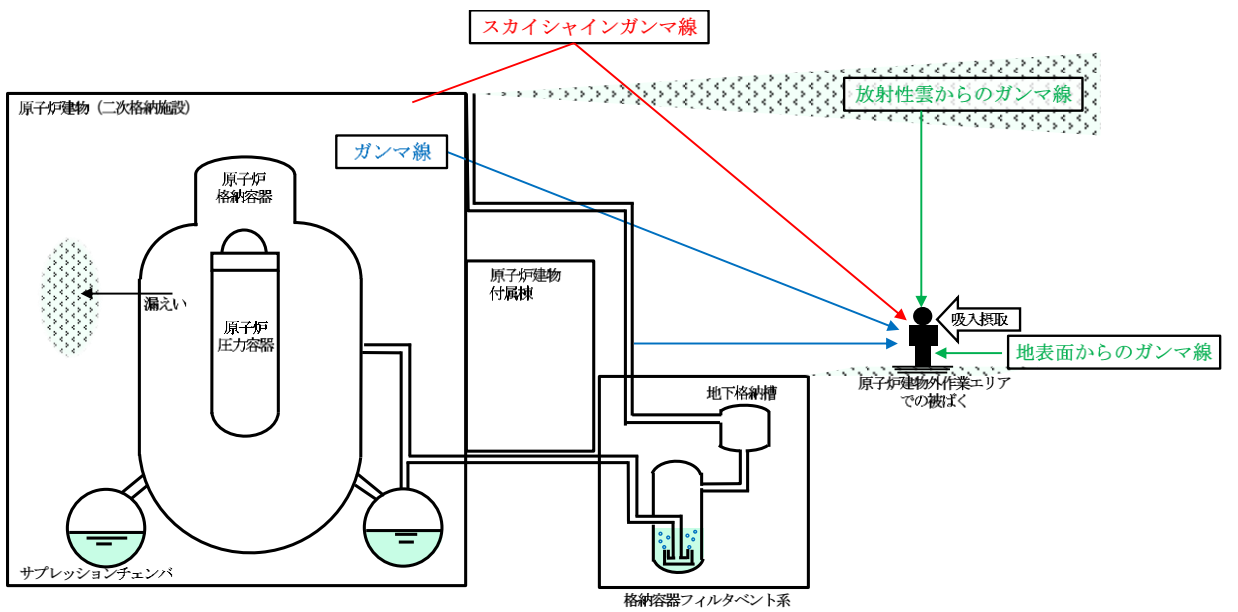


図 5-2 被ばく経路概念図（屋外）

## 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	3
2.2.1 静的触媒式水素処理装置	4
2.2.2 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	9
4. 原子炉格納施設の水素濃度低減設備の詳細設計	9
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	9
4.1.1 可燃性ガス濃度制御系	9
4.1.2 窒素ガス代替注入系	9
4.1.3 格納容器フィルタベント系	10
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）	11
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	12
4.2.1 静的触媒式水素処理装置	12
4.2.2 原子炉建物水素濃度	15
4.3 水素濃度低減設備に係る電源	15
4.3.1 可燃性ガス濃度制御系	15
4.3.2 窒素ガス代替注入系	16
4.3.3 格納容器フィルタベント系	16
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）	16
4.3.5 静的触媒式水素処理装置	16
4.3.6 原子炉建物水素濃度	16

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、VI-1-8-1「原子炉格納施設的设计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、水の放射線分解によって発生する水素及び酸素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、水素及び酸素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及び酸素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及び酸素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 4vol%未満又は酸素濃度を 5vol%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 4vol%未満又は酸素濃度 5vol%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燃焼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と酸素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及び酸素によって、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) 排出経路における放射線量率を測定し、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。

#### 2.1.4 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、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 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。

### 2.2.2 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。



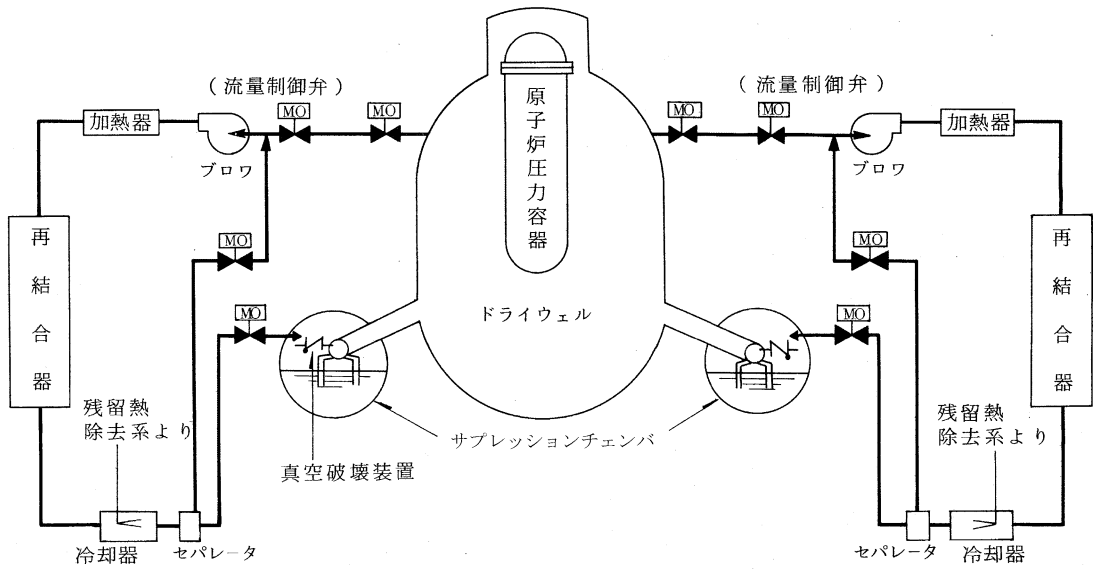


図 2-1 可燃性ガス濃度制御系の系統概略図

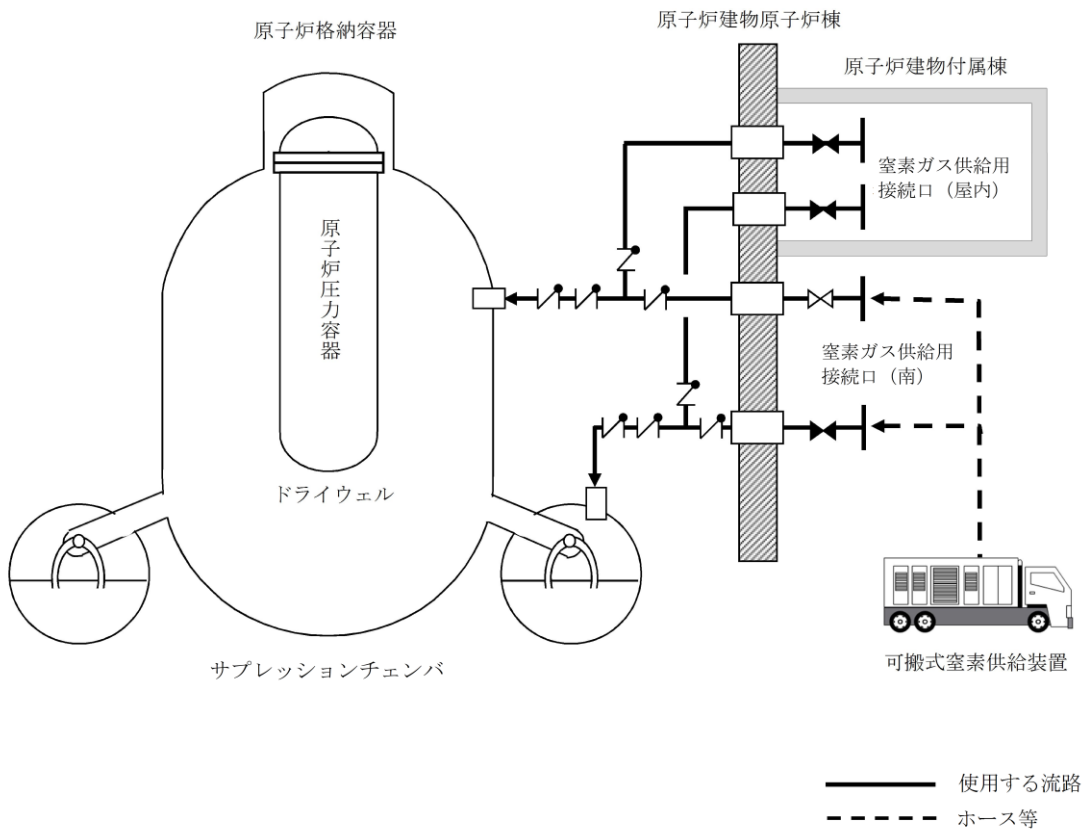


図 2-2 窒素ガス代替注入系の系統概略図

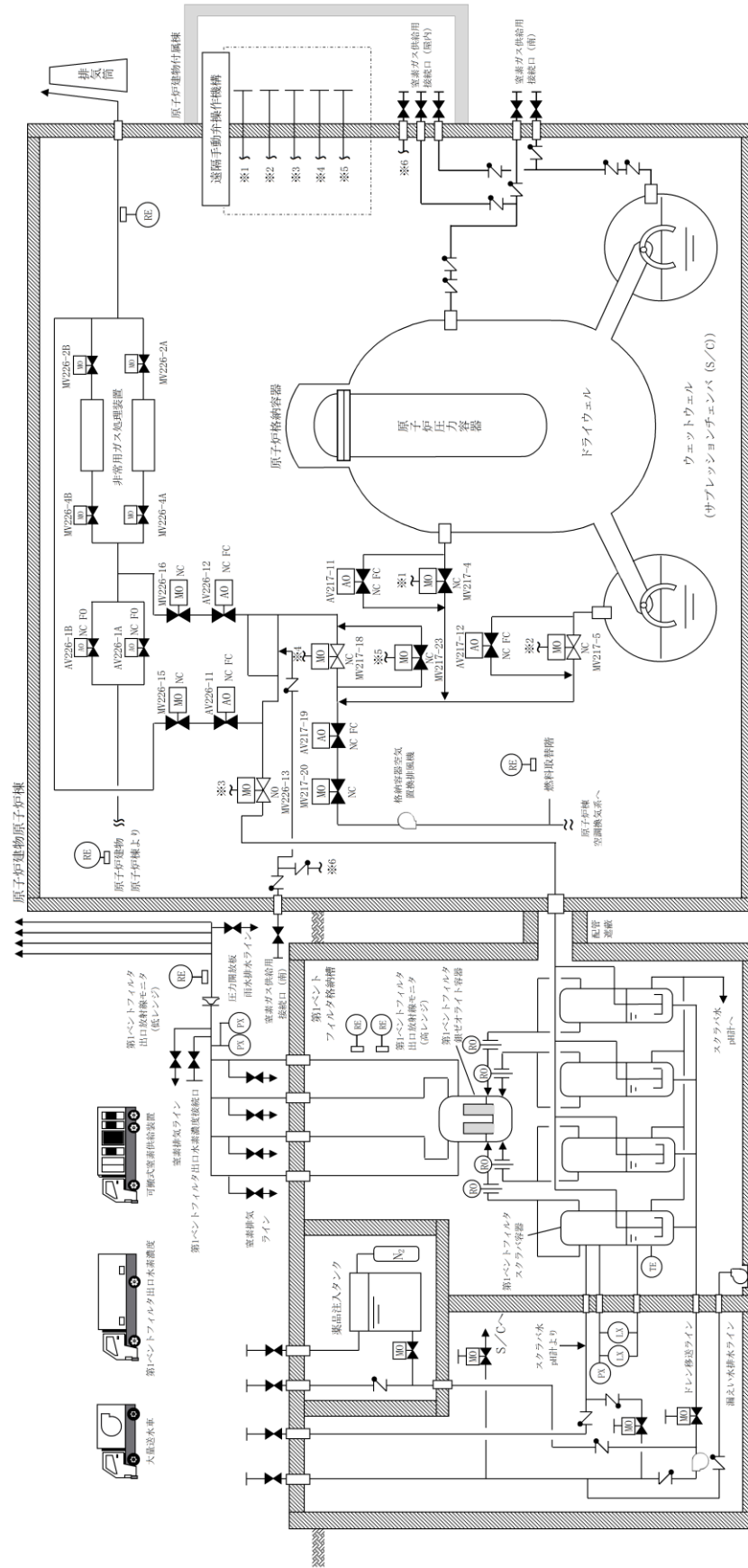


図 2-3 格納容器フィルタベント系の系統概略図

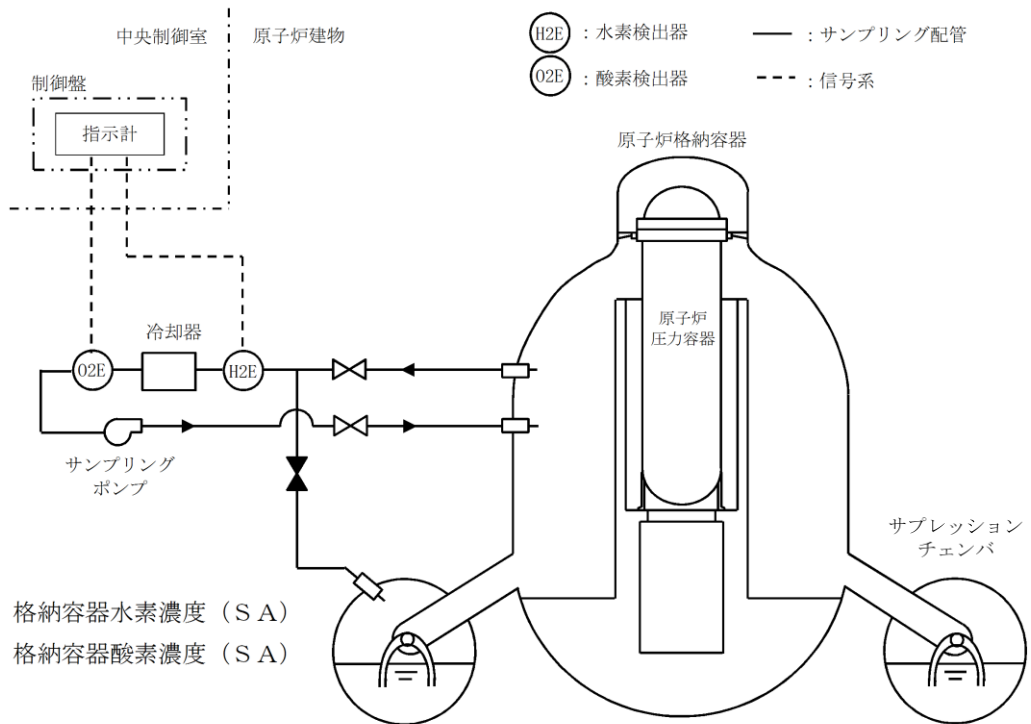
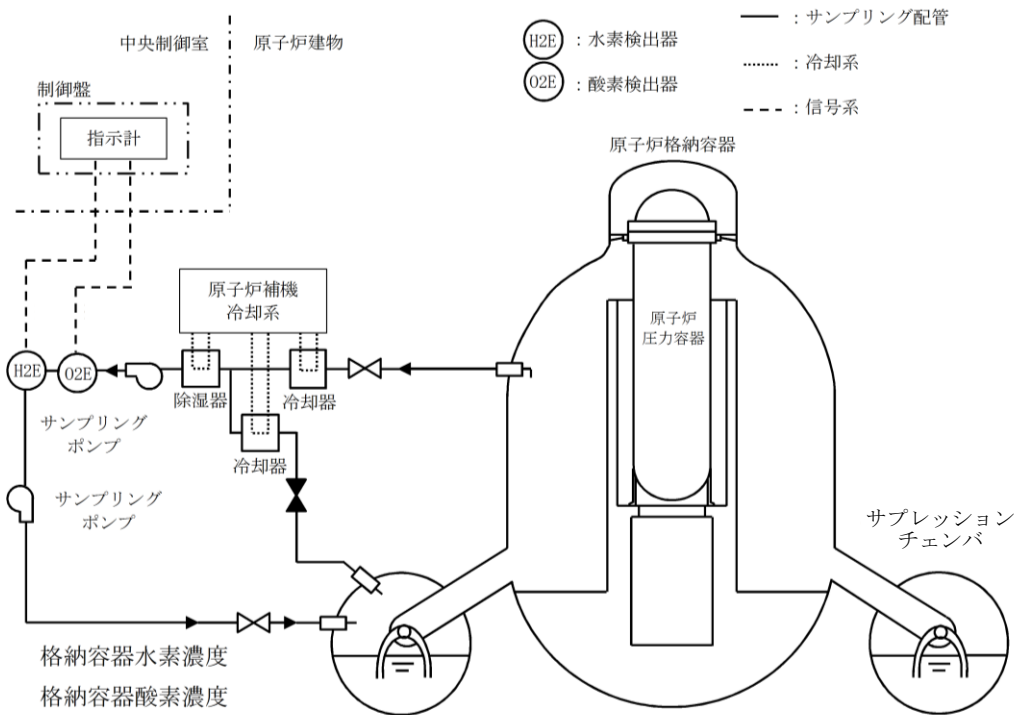


図 2-4 格納容器水素濃度 (S A) 及び格納容器酸素濃度 (S A) の系統概略図



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

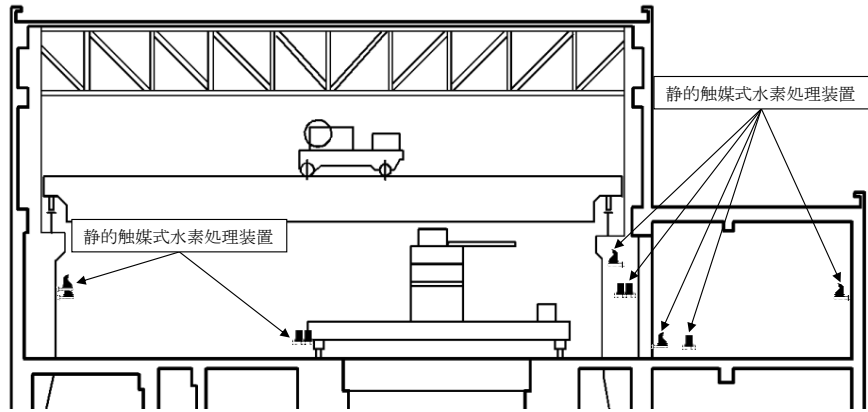


図 2-6 静的触媒式水素処理装置の概略設置図

凡例

—	信号系
H <sub>2</sub> E	水素検出器(原子炉建物水素濃度)

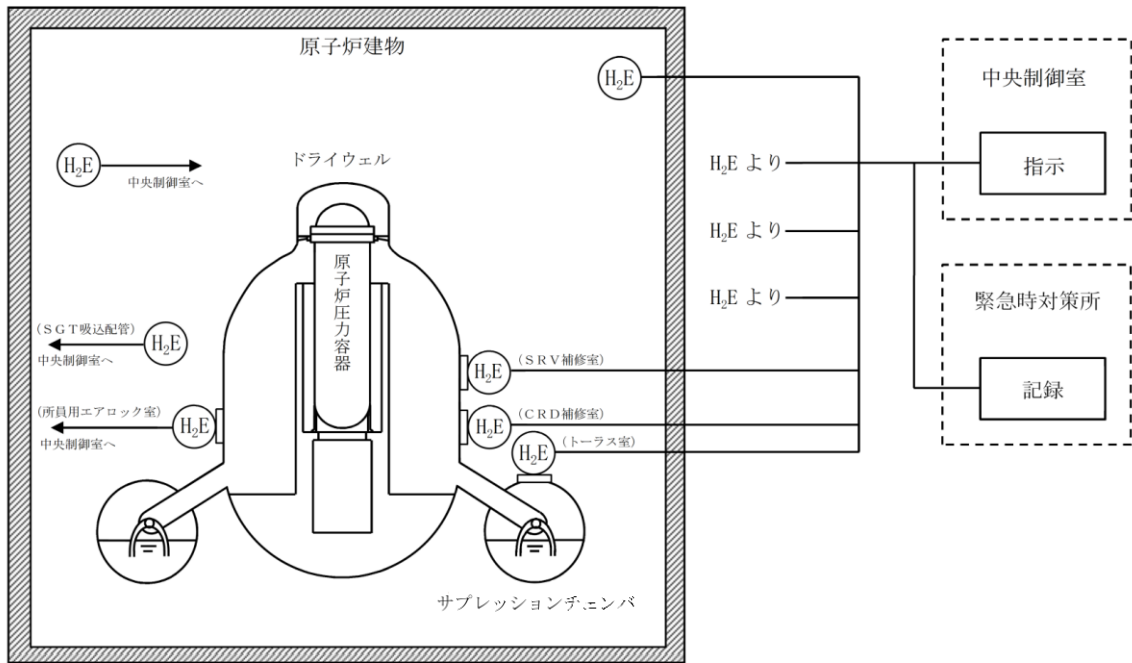


図 2-7 原子炉建物水素濃度の系統概略図

### 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の評価については、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、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 100m<sup>3</sup>/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及び酸素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、水素及び酸素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 を下回ることが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）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 5vol%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及び酸素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並びに格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）の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）」においてはこの時点では原子炉格納容器内の酸素濃度は 5vol%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）」においては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 5vol%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 0～5vol%/0～100vol%において、計器仕様は最大±0.16vol%/±3.2vol%（ウェット）、±0.13vol%/±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 0～5vol%/0～25vol%において、計器仕様は最大±0.16vol%/±0.78vol%（ウェット）、±0.13vol%/±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、格納容器酸素濃度の最大計測誤差は、ドライ条件において±0.13vol%、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 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に設計する。

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く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 階への漏えい量が十分に小さいことに加え，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 以上の隔離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 に熱電対の取り付け位置を示す。

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 4vol%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、触媒充填前後のカートリッジ質量を測定し、触媒充填量を確認する。

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。

4.2.2 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 階及び 2 階、非常用ガス処理系吸込配管近傍に設置し、水素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。

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。

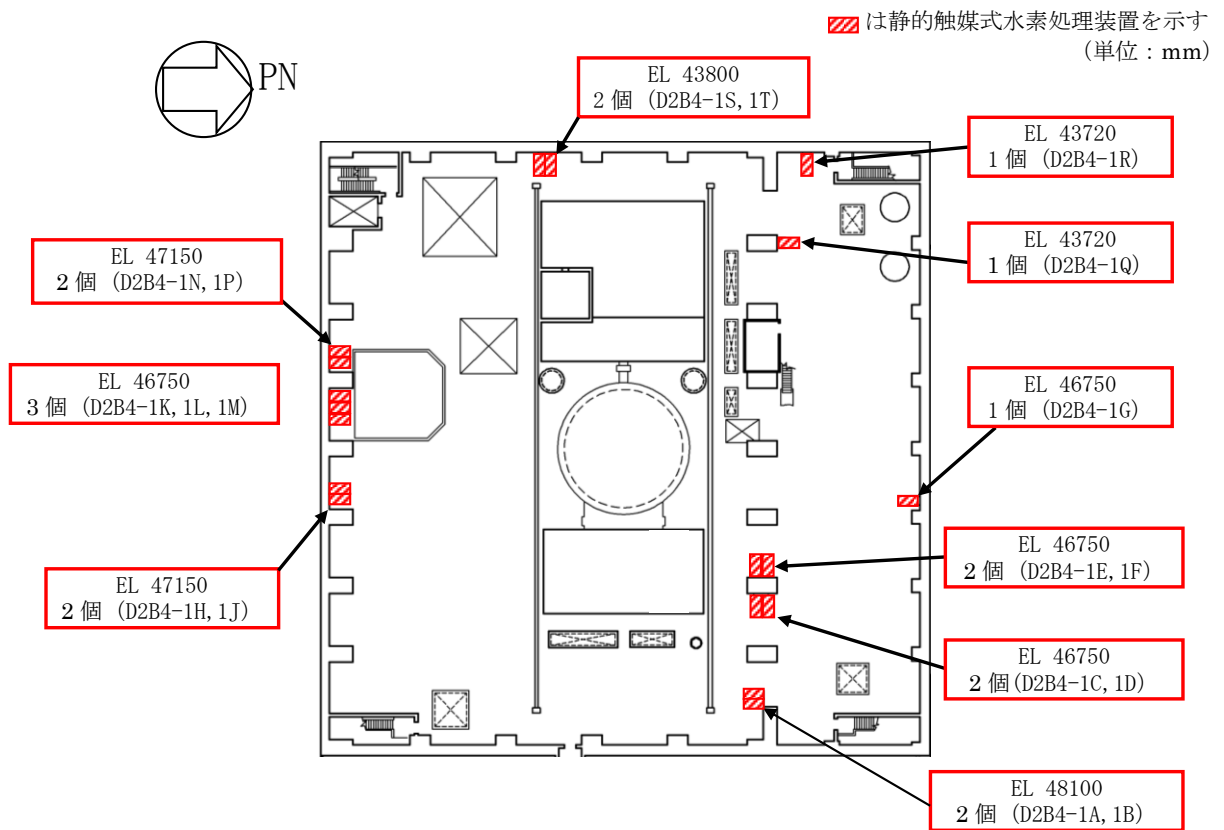


図 4-1 静的触媒式水素処理装置の概略設置図 (1/2)

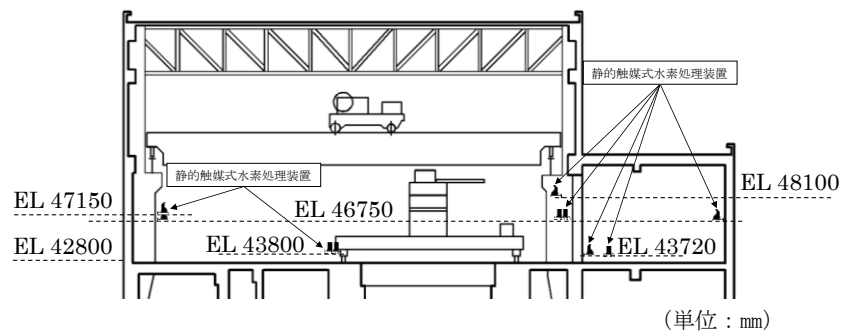


図 4-1 静的触媒式水素処理装置の概略設置図 (2/2)

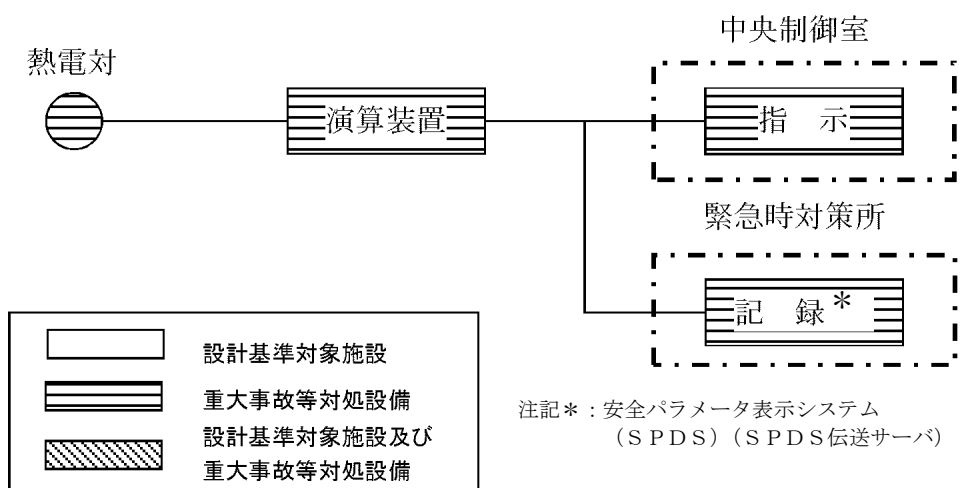


図 4-2 静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度の概略構成図

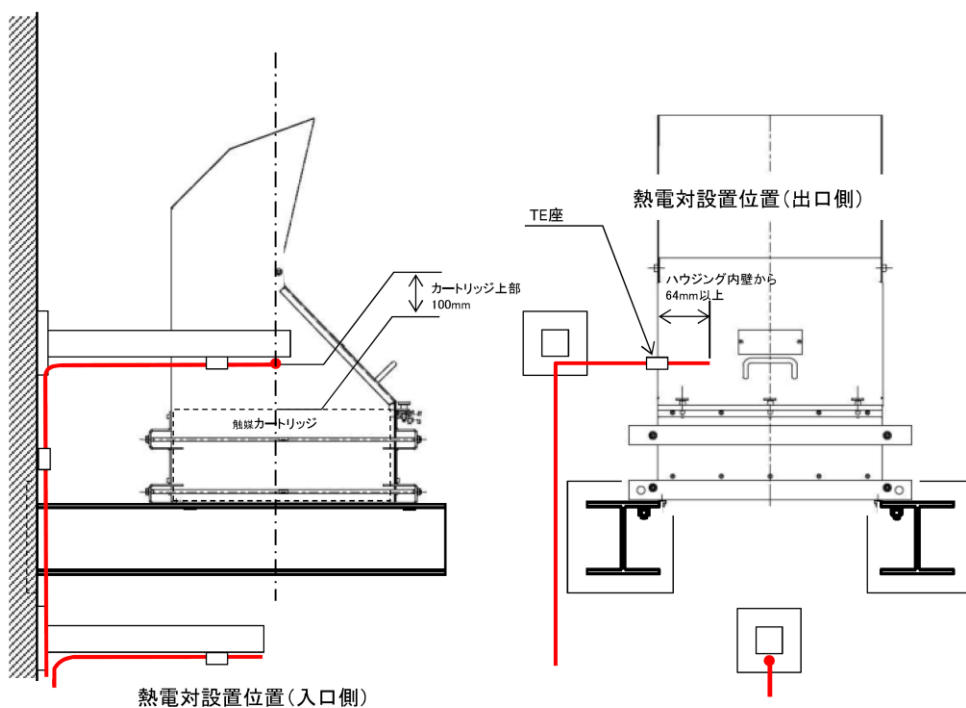


図 4-3 静的触媒式水素処理装置への熱電対取付位置概要図

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 $C_{H_2}$	水素の可燃限界温度 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、酸素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、周囲の水素の濃度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	

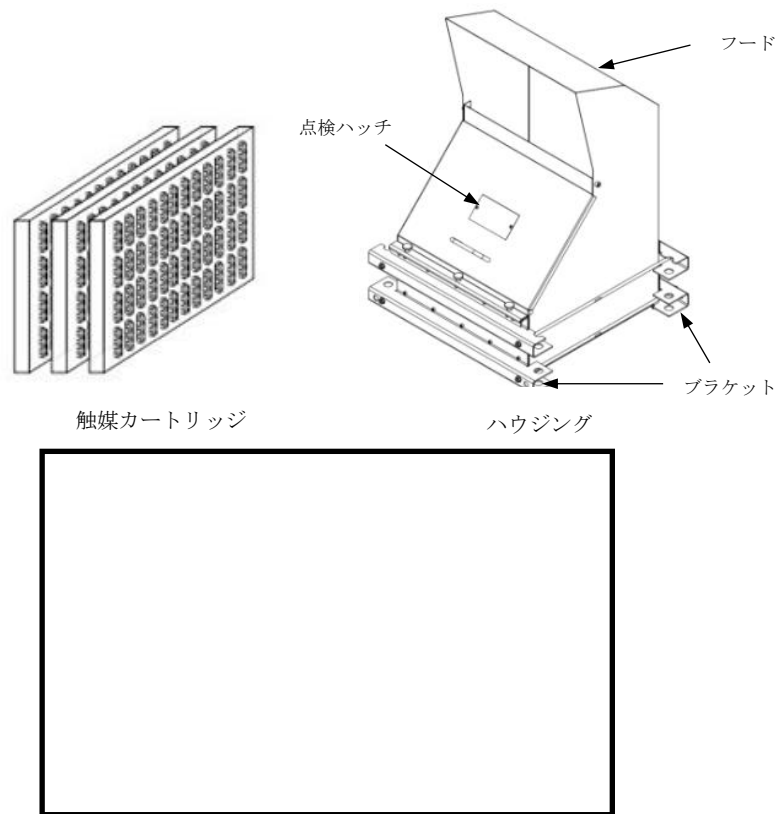


図 2-1 PAR の概要図

### 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

L<sub>0</sub> : 設計漏えい率

P<sub>t</sub> : 原子炉格納容器内圧力

P<sub>a</sub> : 原子炉格納容器外圧力

P<sub>b</sub> : 原子炉格納容器設計圧力

R<sub>t</sub> : 事故時の気体定数

R<sub>b</sub> : 空気の気体定数

T<sub>t</sub> : 原子炉格納容器内温度

T<sub>b</sub> : 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°C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[10<sup>5</sup>Pa]

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、酸素と結合し水蒸気になる水素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°C) 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 (1.01325×10 <sup>5</sup> Pa) とする。
温度T	保守的に 100℃ (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。

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

- 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<sup>5</sup>Pa]
- 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、GOTHIC コードによる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 個あたり)] A : 定数 <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 20px; height: 15px; vertical-align: middle;"></span> $C_{H_2}$ : PAR 入口水素濃度 [vol%] P : 圧力 [10 <sup>5</sup> 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 $F_{lowO_2}$	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 $C_{H_2on}$	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 $C_{O_2on}$	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 <sup>3</sup> 3 階 : 9000m <sup>3</sup> 2 階 : 10900m <sup>3</sup> 1 階 : 13700m <sup>3</sup> 地下階 : 18400m <sup>3</sup> 4 階-3 階 : 39m <sup>2</sup> 3 階-2 階 : 39m <sup>2</sup> 2 階-1 階 : 39m <sup>2</sup> 1 階-地下階 : 3.24m <sup>2</sup>	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 <sup>3</sup> 5W/m <sup>2</sup> /K  40℃ 下部壁 : 478.82m <sup>2</sup> , 474.37m <sup>2</sup> 上部壁 : 634.84m <sup>2</sup> , 470.82m <sup>2</sup> 天井 : 2146.62m <sup>2</sup> , 720.92m <sup>2</sup>	GOTHIC コード内のモデルを使用 ・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

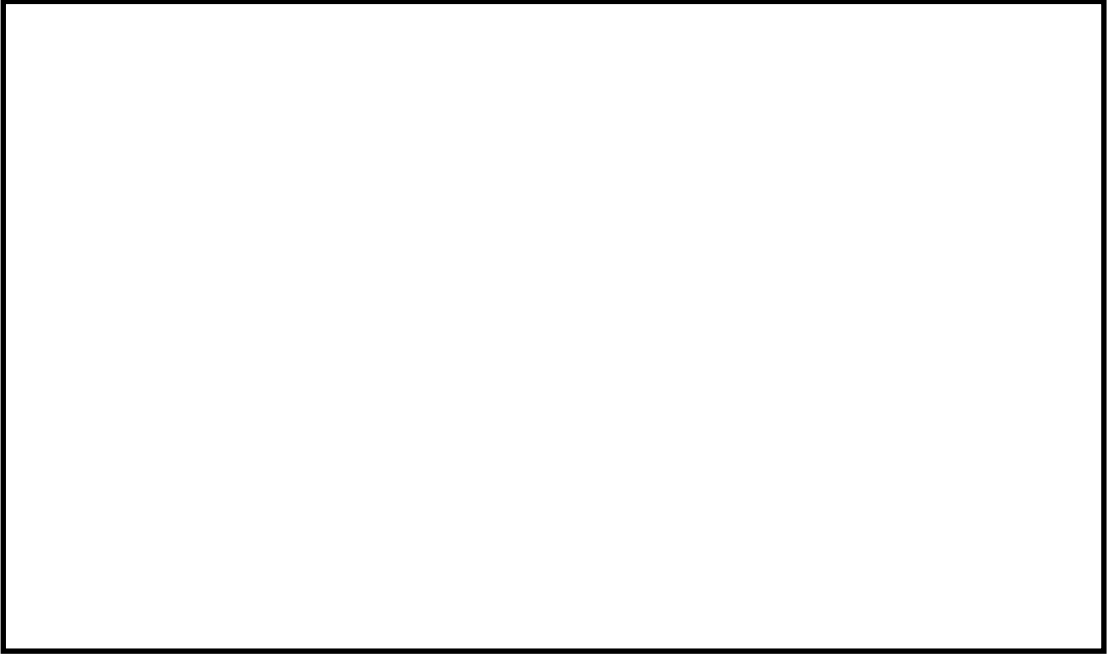


図 2-2 GOTHIC 解析モデル

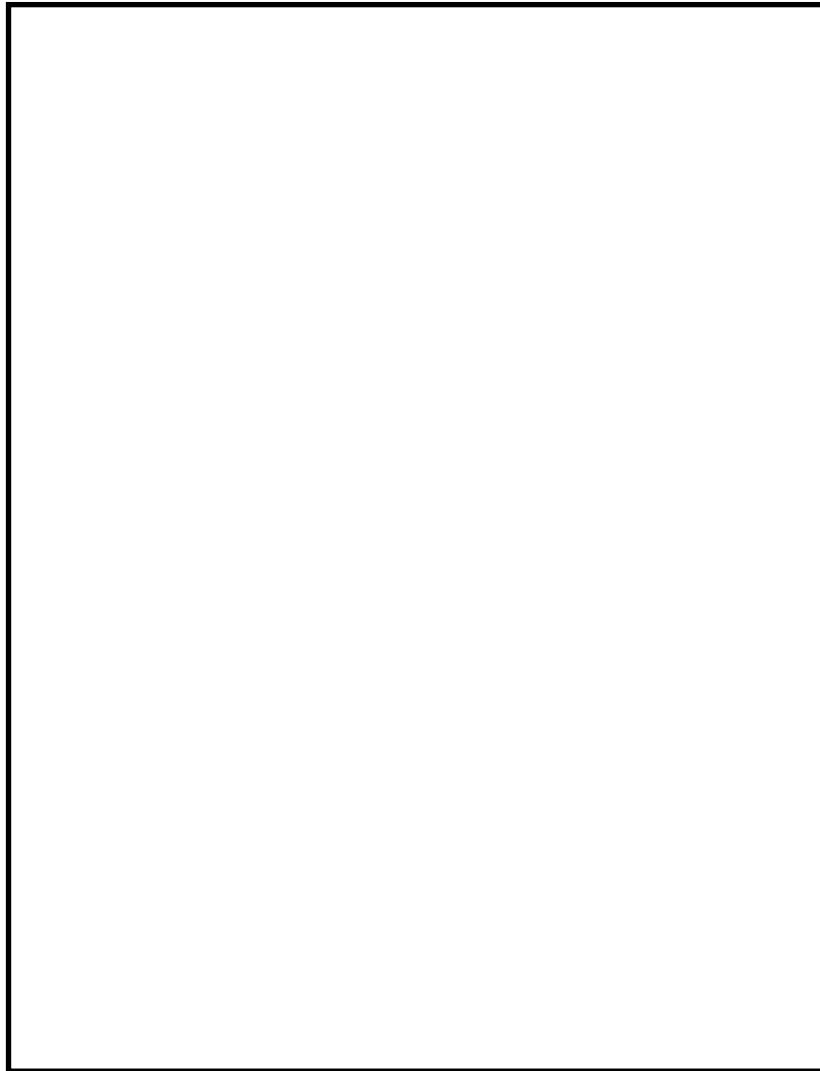


図 2-3 原子炉建物原子炉棟 4 階サブボリューム分割図

## 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℃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℃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 MAAP 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 MAAP 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 MAAP 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 MAAP 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、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											
	D/W						S/C					
	0～ 2h	2～ 15h	15～ 40h	40～ 48h	48～ 96h	96h～	0～ 2h	2～ 15h	15～ 40h	40～ 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	90 vol%	96vol%		92vol%		100 vol%	83vol%				92 vol%	100 vol%
水素分率	10 vol%	4vol%		8vol%		0vol%	17vol%				8 vol%	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							
	D/W				S/C			
	0～1h	1～15h	15～ 24h	24h～	0～1h	1～15h	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%			85 vol%
水素分率	15vol%	7vol%			20vol%			15 vol%
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℃	
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	

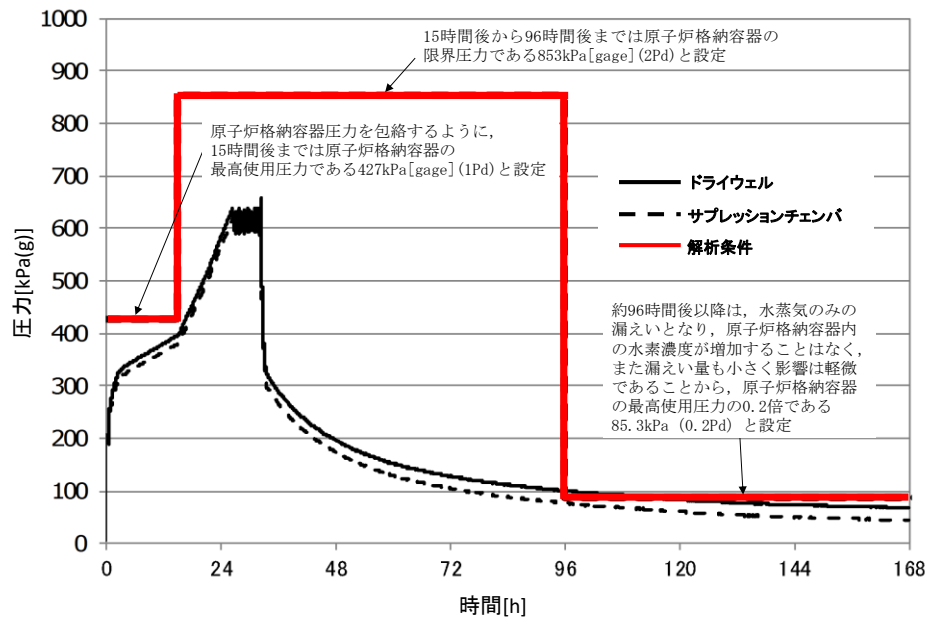


図 2-4 原子炉格納容器圧力（有効性評価シナリオ（残留熱代替除去系を使用しない場合）条件）

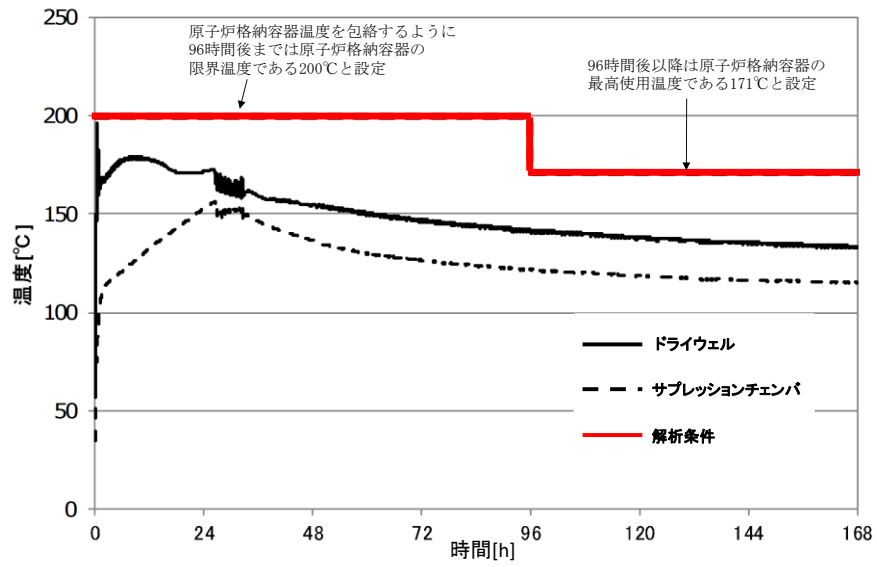


図 2-5 原子炉格納容器温度（有効性評価シナリオ（残留熱代替除去系を使用しない場合）条件）

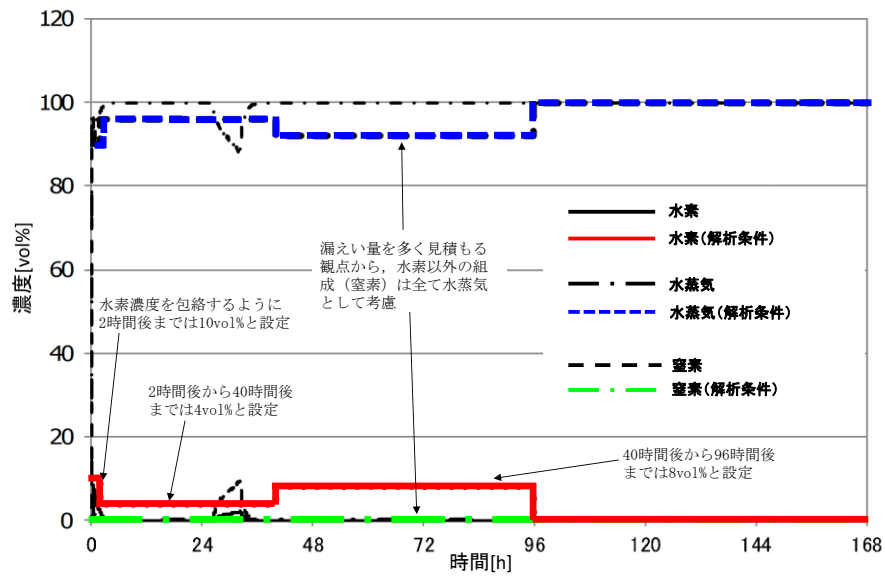


図 2-6 ドライウエルガス組成（有効性評価シナリオ（残留熱代替除去系を使用しない場合）条件）

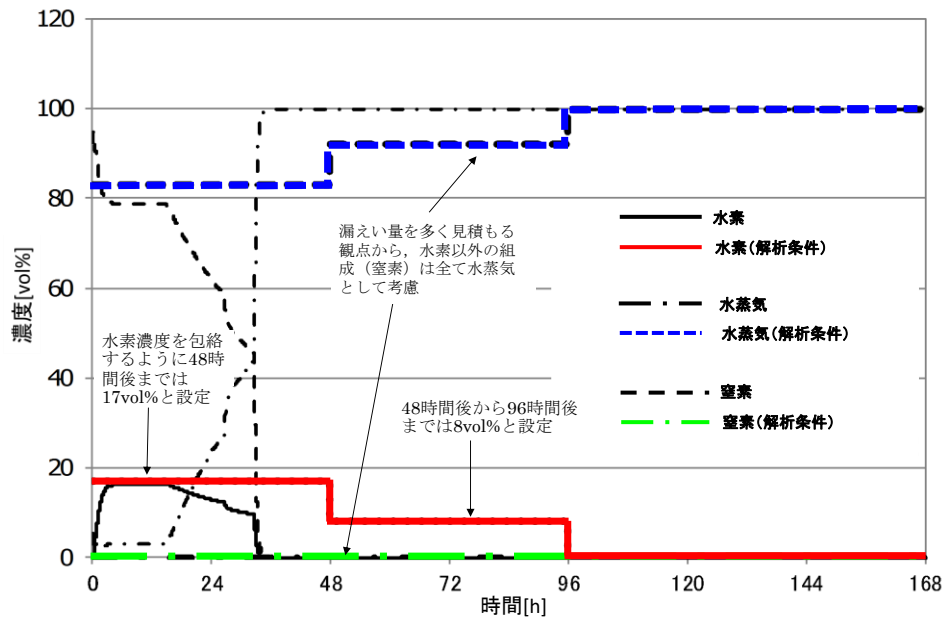


図 2-7 サプレッションチェンバガス組成（有効性評価シナリオ（残留熱代替除去系を使用しない場合）条件）

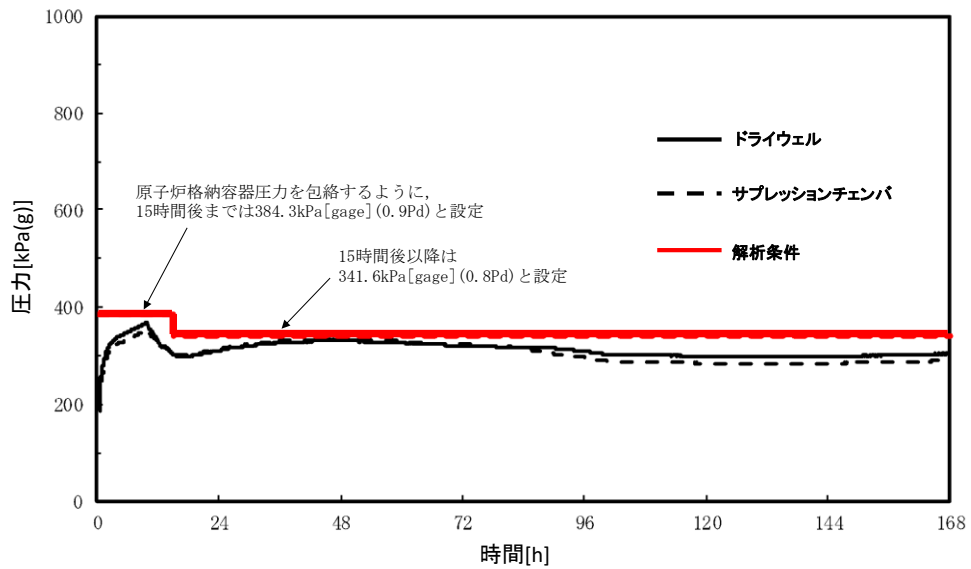


図 2-8 原子炉格納容器圧力（有効性評価シナリオ（残留熱代替除去系を使用する場合）条件）



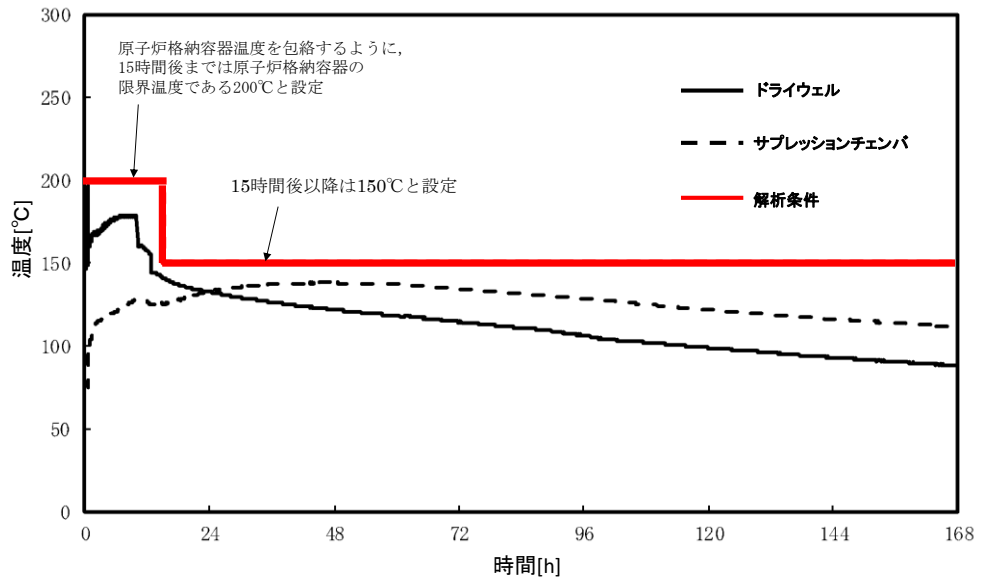


図 2-9 原子炉格納容器温度（有効性評価シナリオ（残留熱代替除去系を使用する場合）条件）

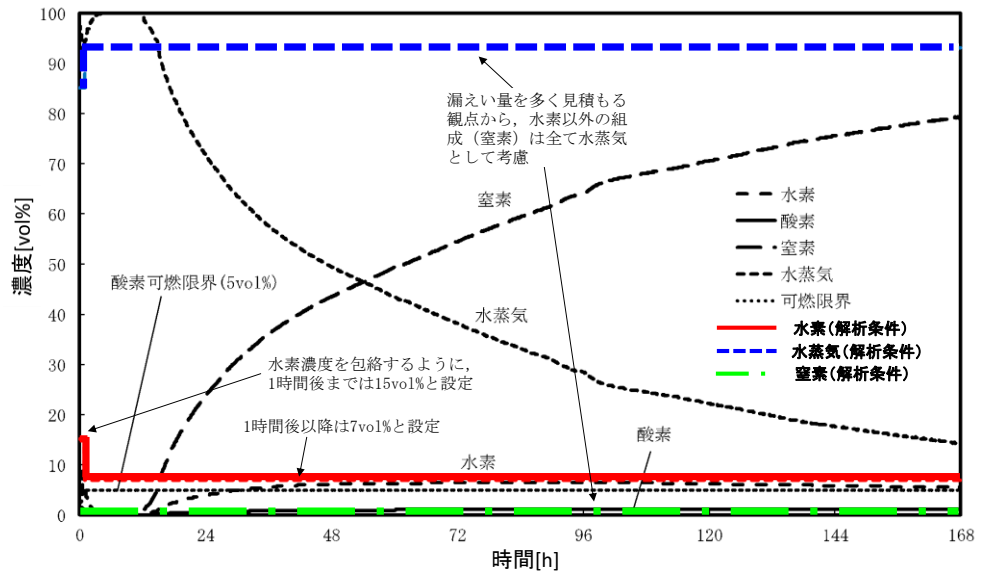


図 2-10 ドライウェルガス組成（有効性評価シナリオ（残留熱代替除去系を使用する場合）条件）

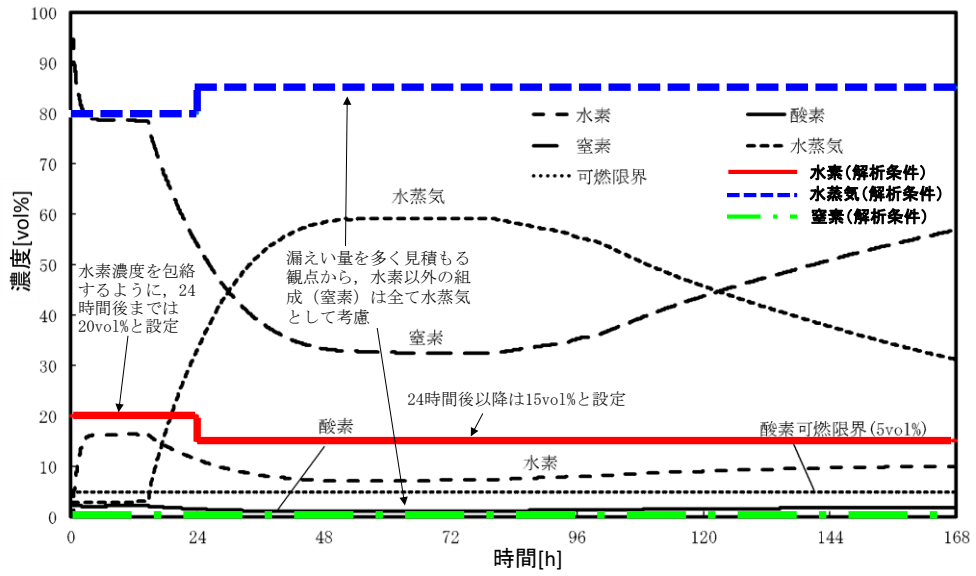


図 2-11 サプレッションチェンバガス組成 (有効性評価シナリオ (残留熱代替除去系を使用する場合) 条件)

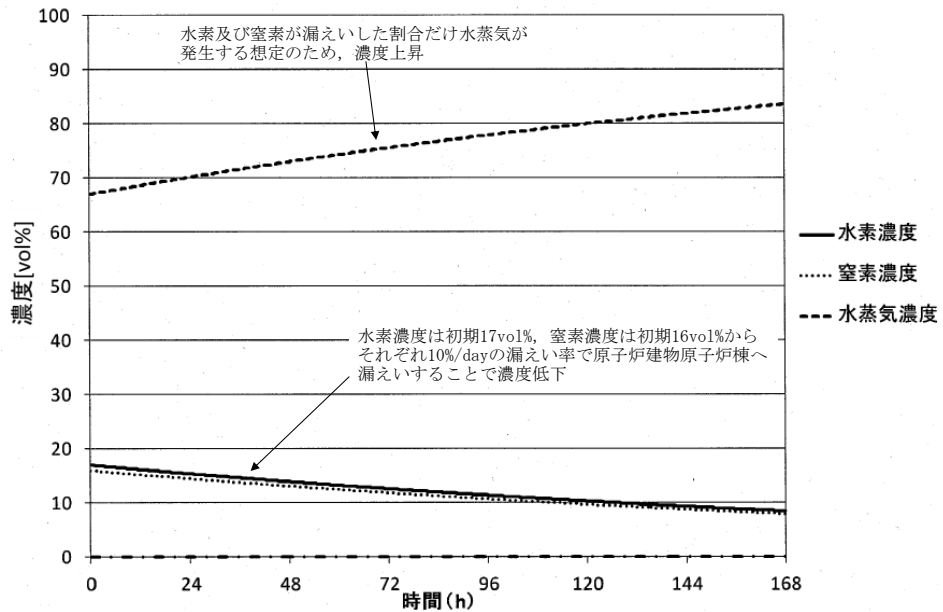


図 2-12 漏えいガス組成の時間変化 (設計条件)

## (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階）

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。

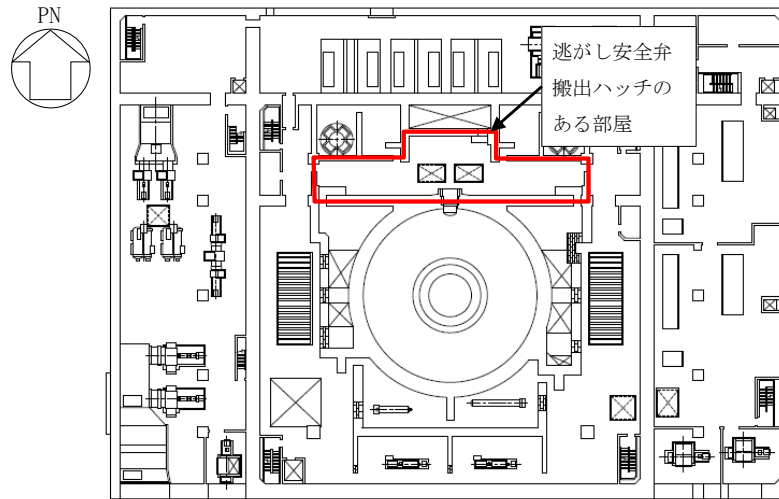


図 2-13 原子炉建物原子炉棟 2 階

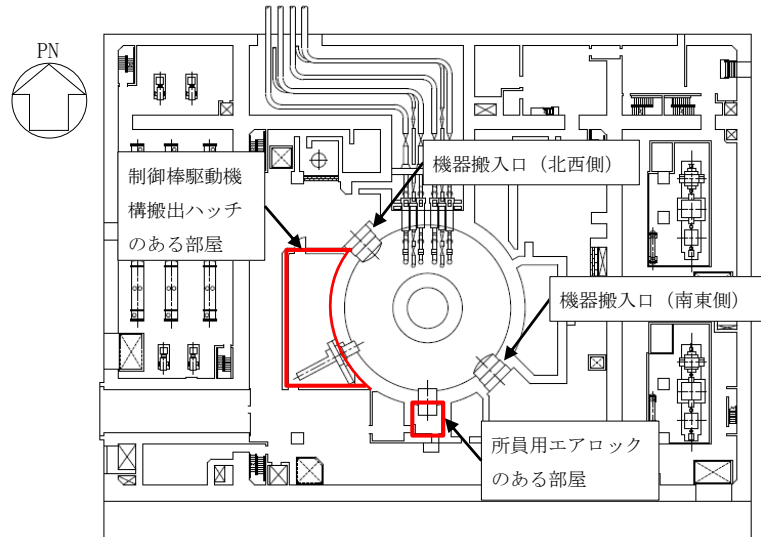


図 2-14 原子炉建物原子炉棟 1 階

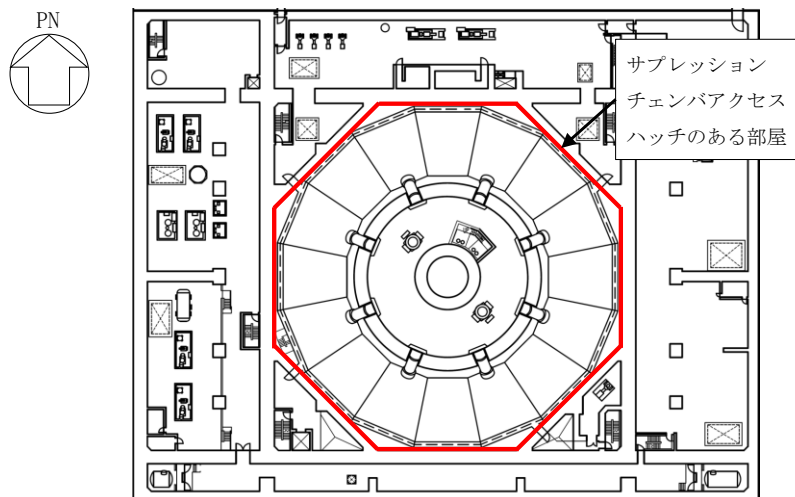


図 2-15 原子炉建物原子炉棟地下 1 階

## 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。

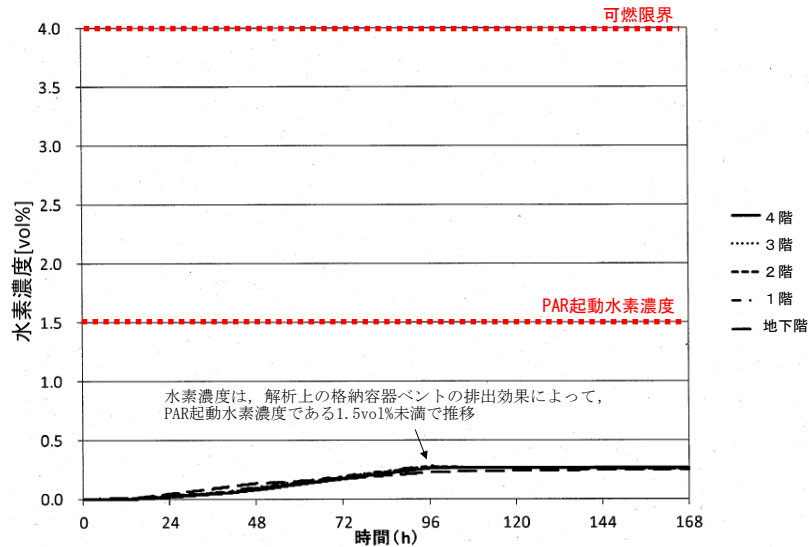


図 2-16 ケース 1 水素濃度の時間変化（原子炉建物原子炉棟全域）

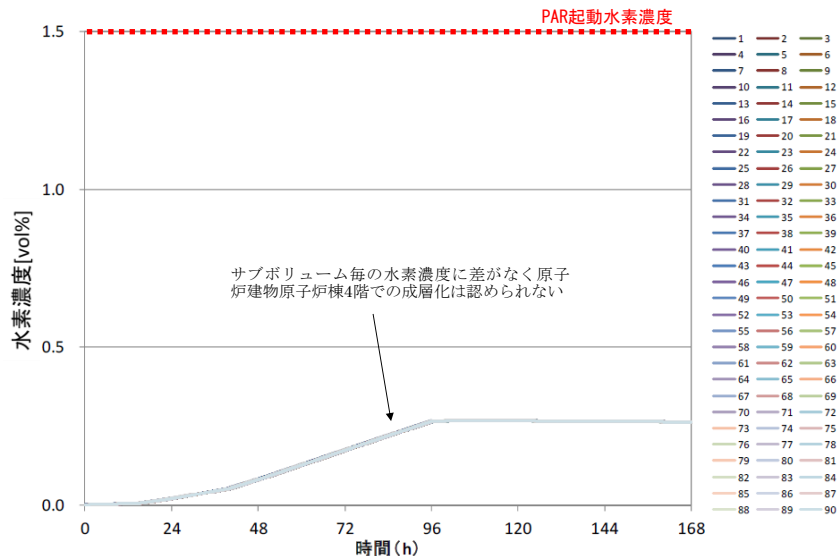


図 2-17 ケース 1 水素濃度の時間変化（サブボリューム別）

(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%未満となる結果となった。

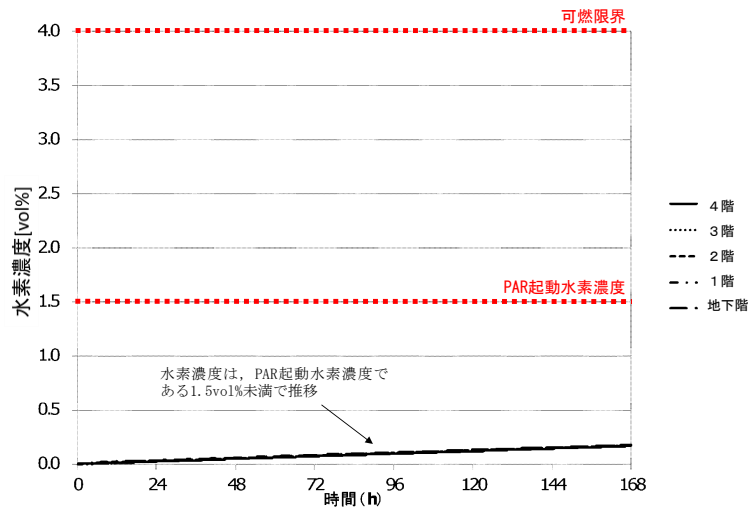


図 2-18 ケース 2 水素濃度の時間変化（原子炉建物原子炉棟全域）

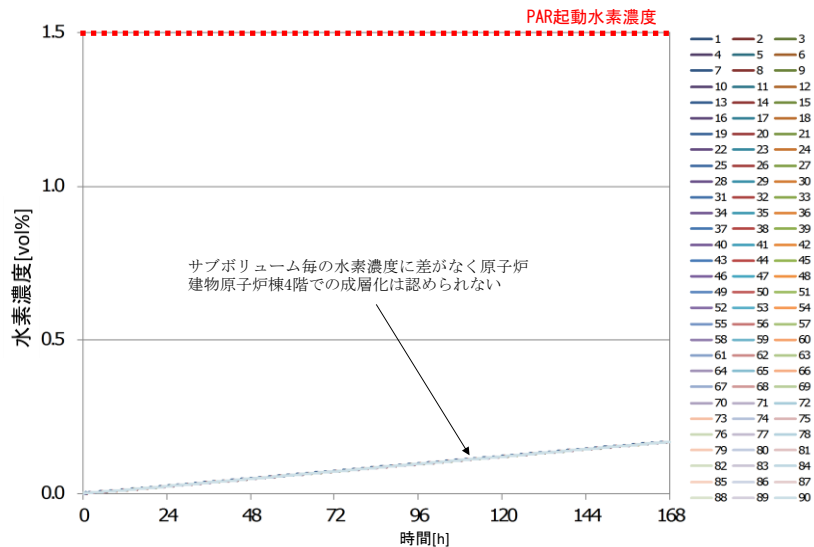


図 2-19 ケース 2 水素濃度の時間変化（サブボリューム別）

## (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、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。

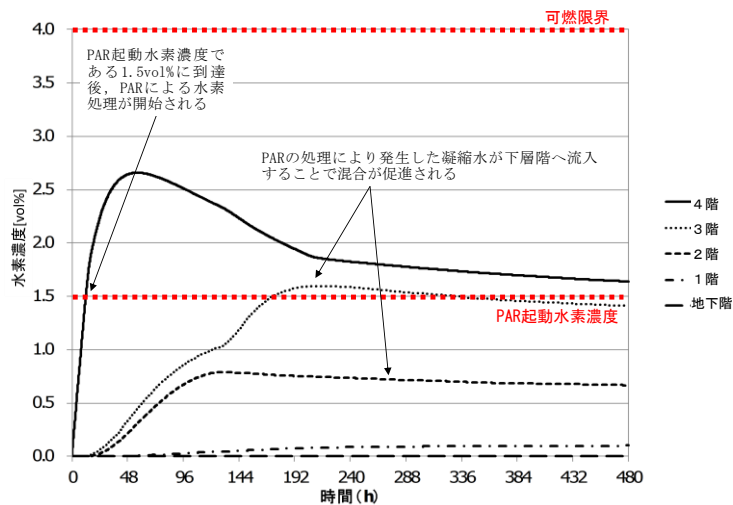


図 2-20 ケース 3 水素濃度の時間変化 (原子炉建物原子炉棟全域)



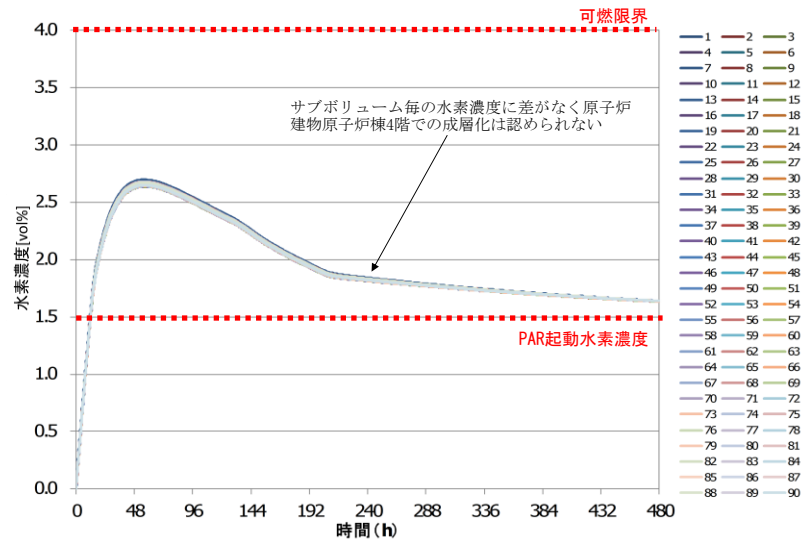
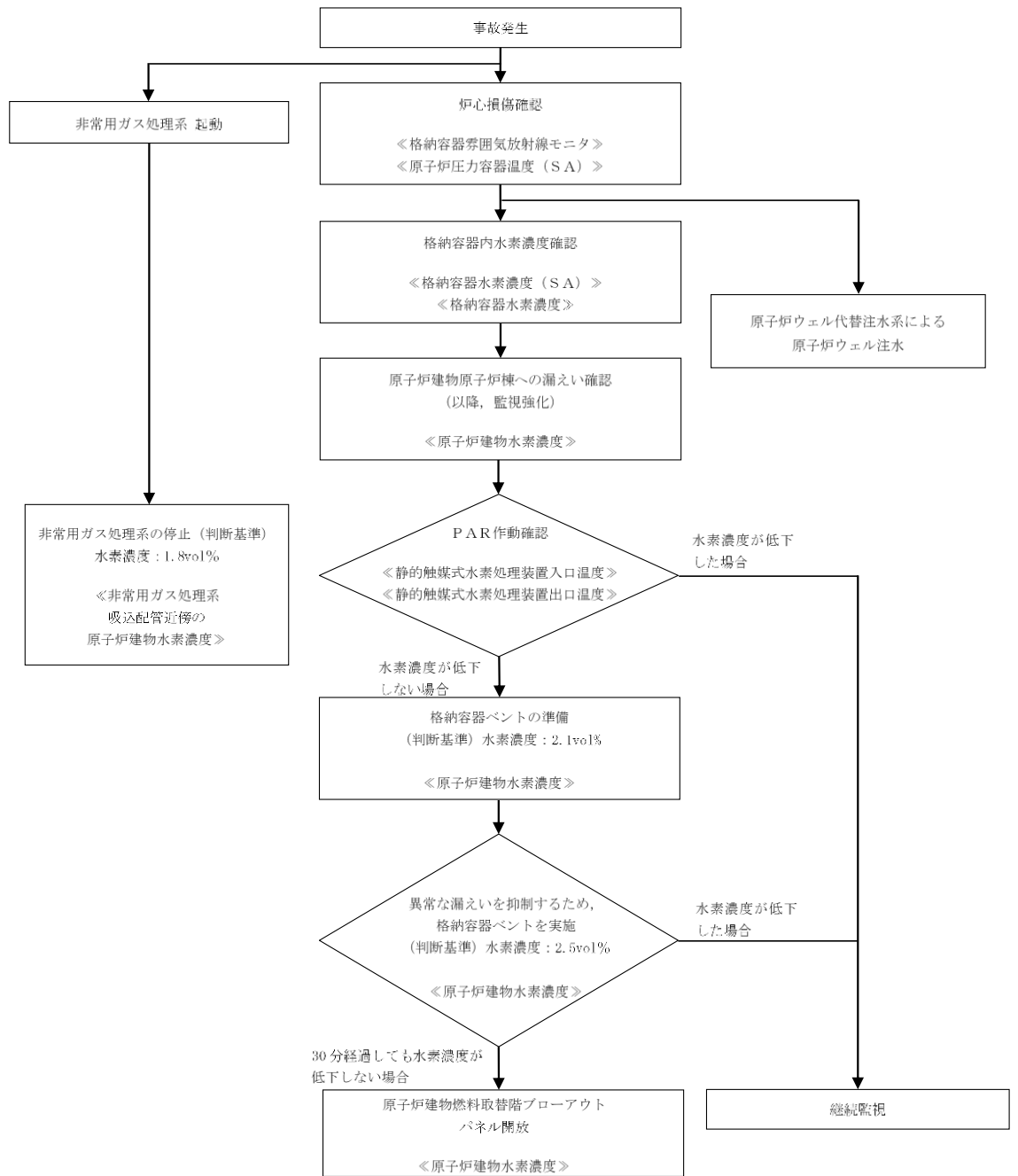


図 2-21 ケース 3 水素濃度の時間変化 (サブボリューム別)



※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が漏えいする可能性のある箇所での水素濃度と、水素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。

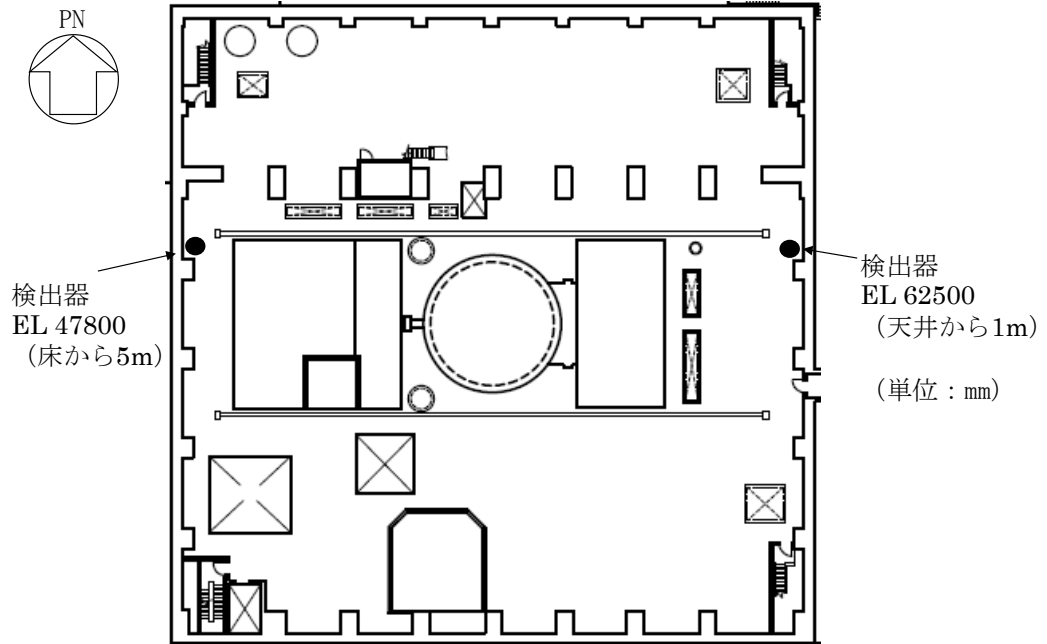


図 2-23 原子炉建物水素濃度検出器配置図 (原子炉建物原子炉棟 4 階)

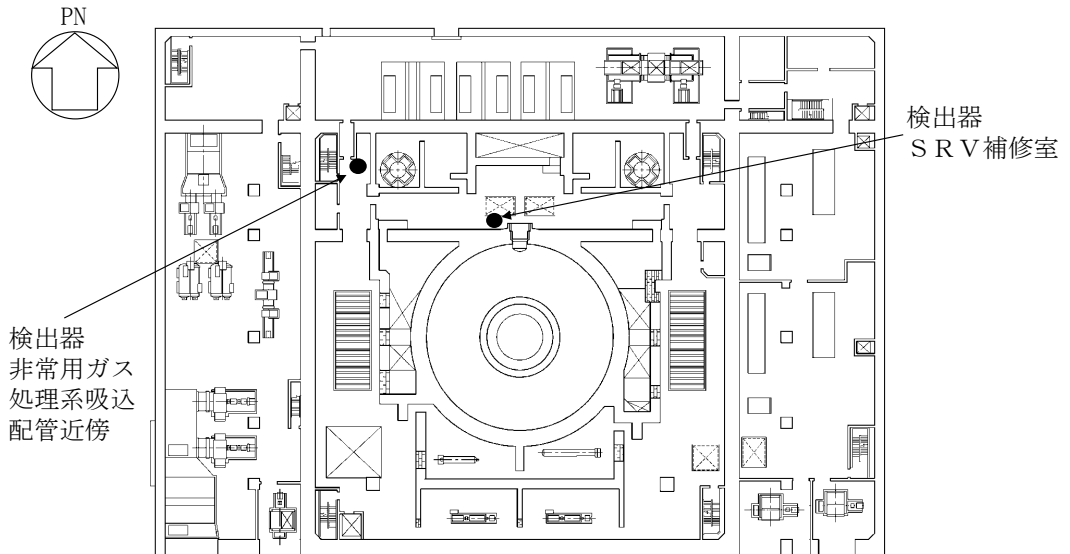


図 2-24 原子炉建物水素濃度検出器配置図 (原子炉建物原子炉棟 2 階)

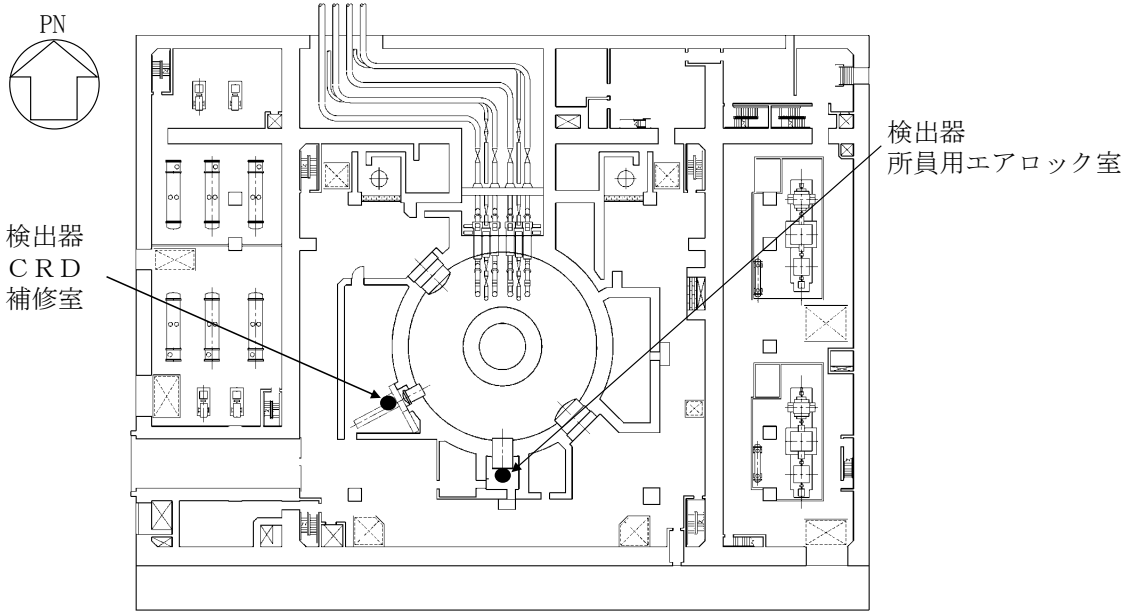


図 2-25 原子炉建物水素濃度検出器配置図 (原子炉建物原子炉棟 1 階)

S2 補 VI-1-8-2-別添1 R0

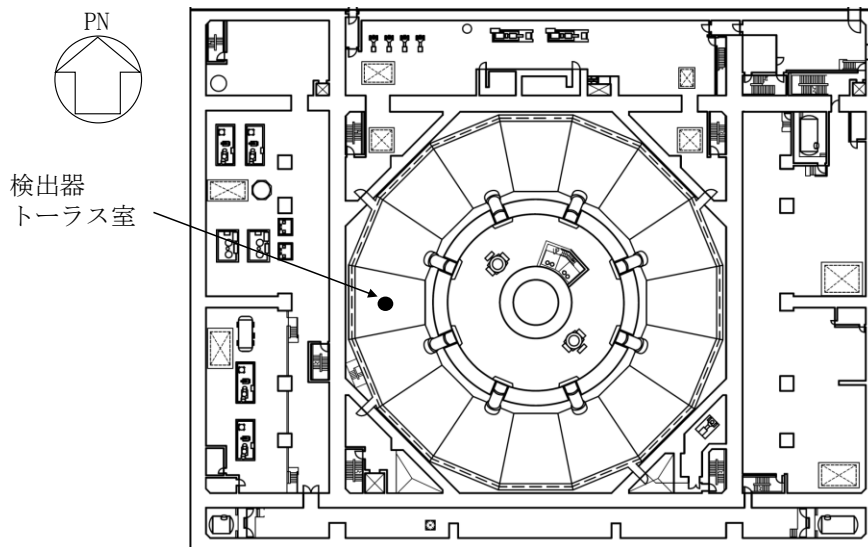


図 2-26 原子炉建物水素濃度検出器配置図 (原子炉建物原子炉棟地下 1 階)

(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、熱伝導式水素検出器にて水素濃度を検出し、演算装置にて電気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及び緊急時対策所に指示し、記録する。概略構成図を図 2-27 及び図 2-28 に示す。

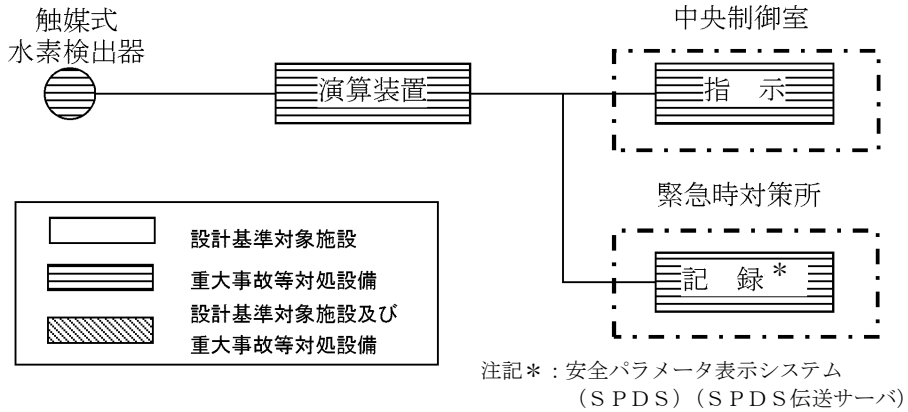


図 2-27 原子炉建物水素濃度（触媒式）の概略構成図

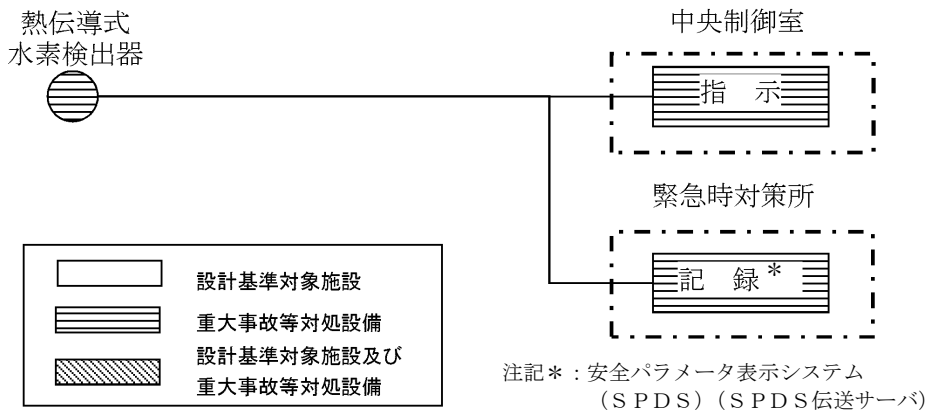


図 2-28 原子炉建物水素濃度（熱伝導式）の概略構成図

(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）。

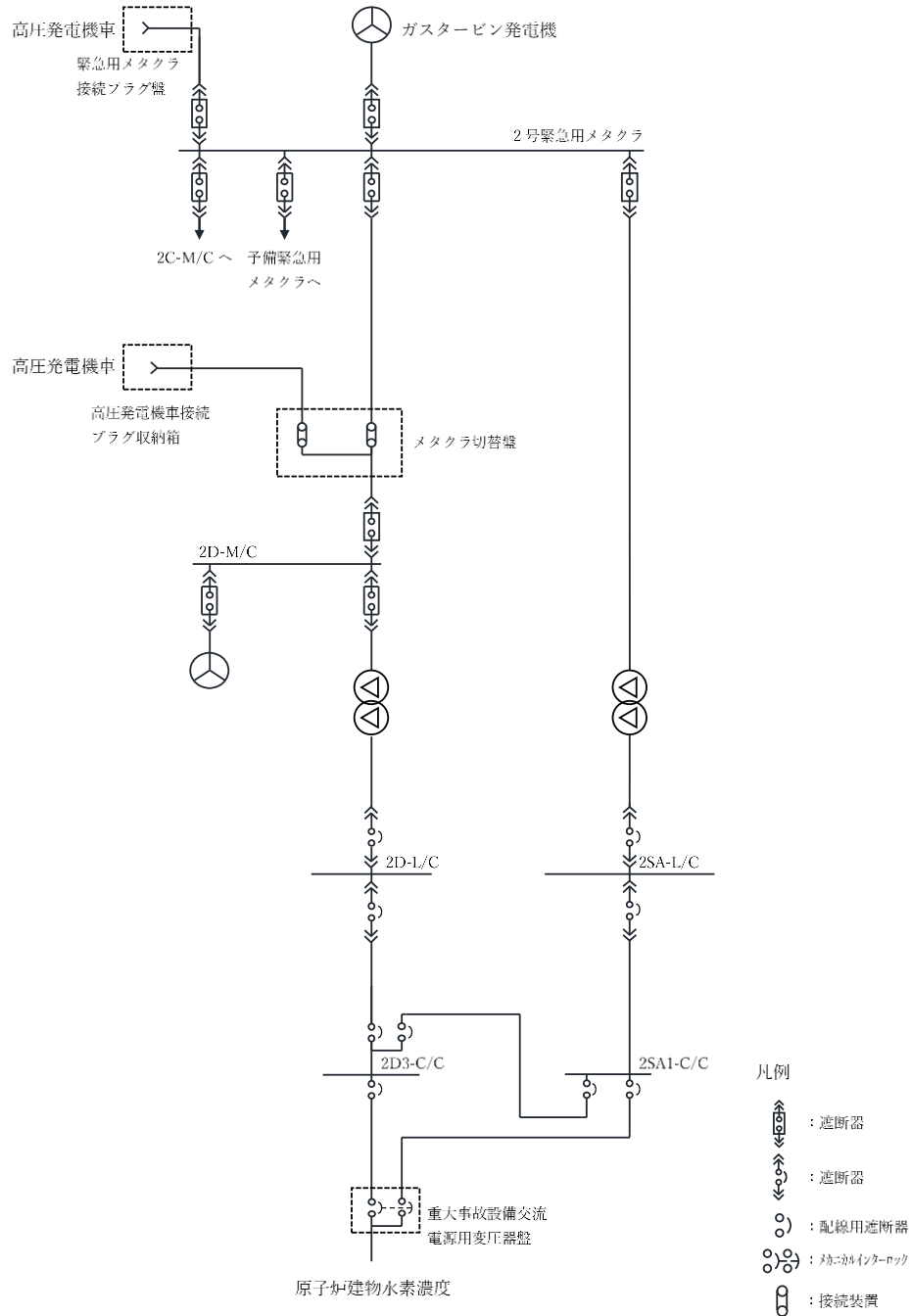


図 2-29 単線結線図

## 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[m<sup>3</sup>/s]
- C<sub>H<sub>2</sub></sub> : 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/m<sup>3</sup>]
- 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 [m<sup>3</sup>]

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。



$$b = 0.307$$

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 [10<sup>5</sup>Pa]  
 $T$  : 温度 [K]  
 $R_{H_2}$  : 水素の気体定数 [10<sup>5</sup>J/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。

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

$$\frac{a \cdot \eta}{R_{H_2}} = A = \text{[Redacted Box]}, \quad b + 1 = 1.307$$

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

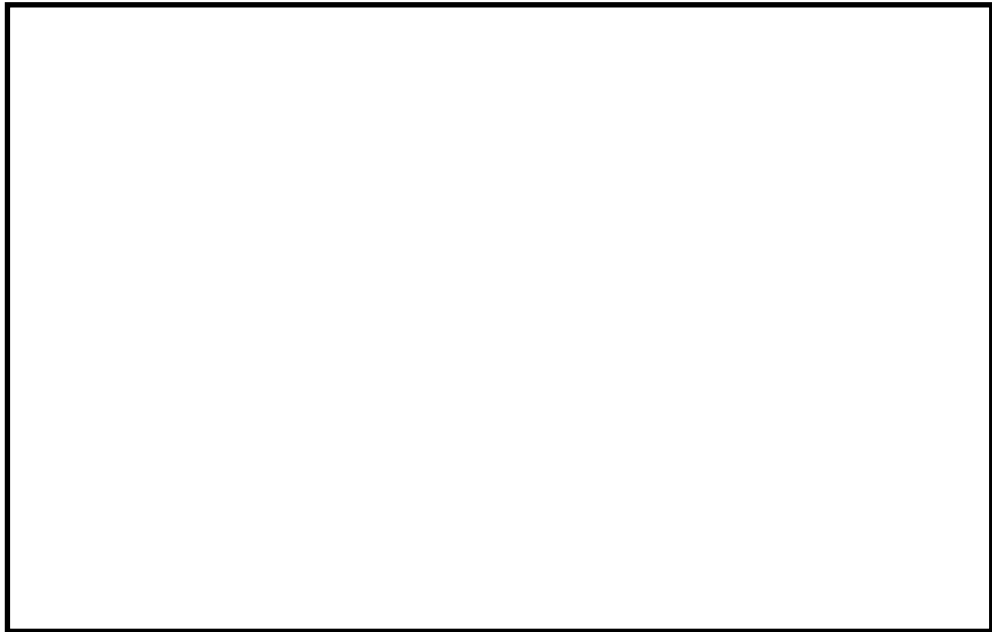


図 1-3 試験結果 (各部屋の水素濃度変化)



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 2-2 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 2-2 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 2-3 に示す。

図 2-3 のとおり、重大事故等時において、水蒸気濃度は、50vol% 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蒸気が発生した場合、蒸気により水素は、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。

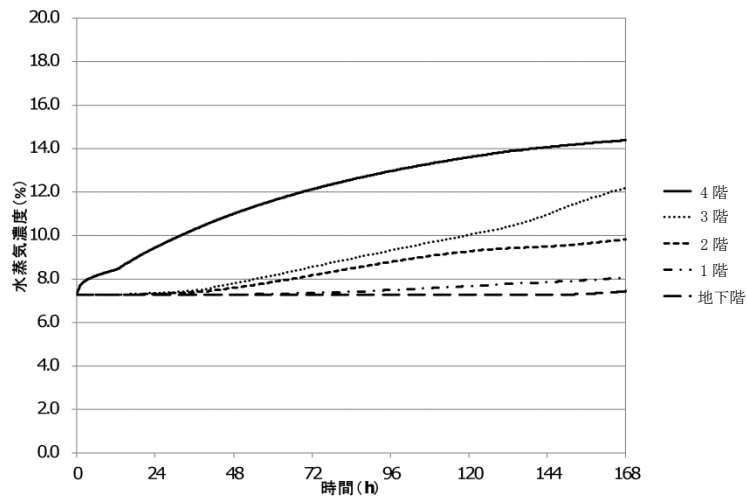


図 2-3 原子炉建物原子炉棟 4 階の水蒸気濃度 (10%/day 漏えい条件)

(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 2-4 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

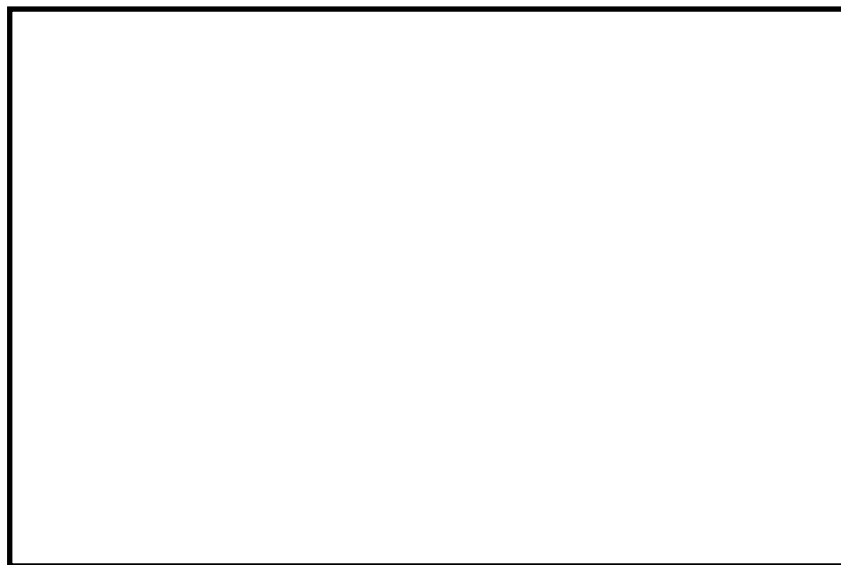


図 2-4 試験結果 (高水蒸気濃度環境下における疎水コーティングの有無の影響)

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 2-4 に示すとおり、0.5kg/h 以上の処理容量を有している。なお、図 2-4 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 2-5 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 2-5 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				

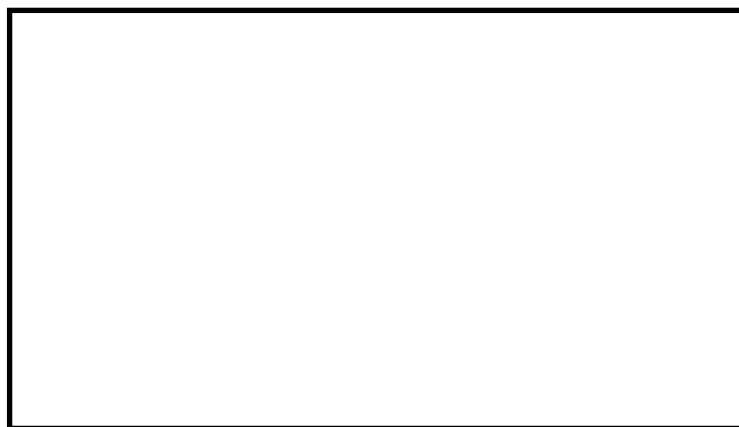


図 2-5 試験結果（酸素濃度による影響）

### 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。

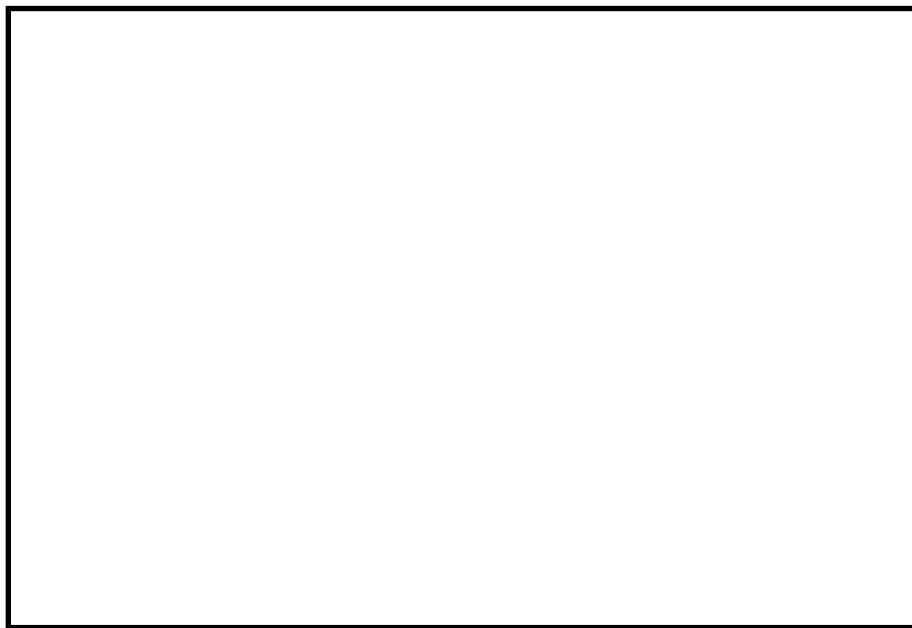


図 3-1 KALI 試験結果と基本性能評価式との比較



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 1vol%未満で PAR による結合反応を開始している。

GOTHIC による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	2.1	17	0	21	0.3
PAR-2	2.1	24	0	21	0.15
PAR-3	2.1	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、注入口から水素を供給して試験装置内の水素濃度を上昇させた後、水素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 4vol% 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。

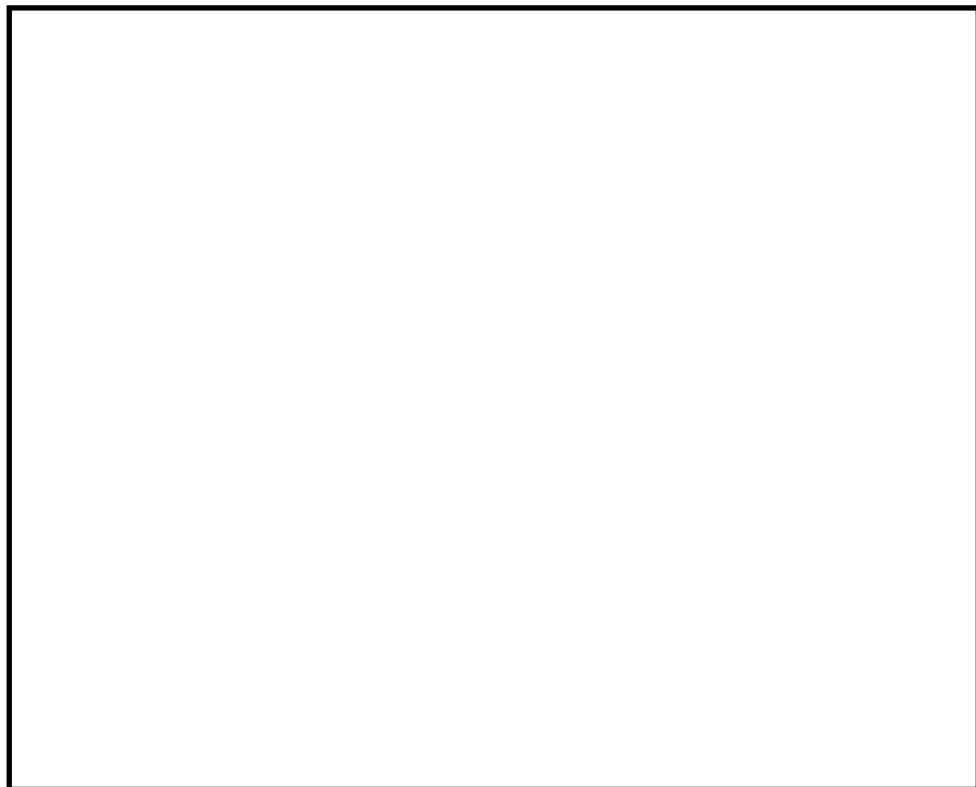


図 5-1 試験装置及び試験体の概要

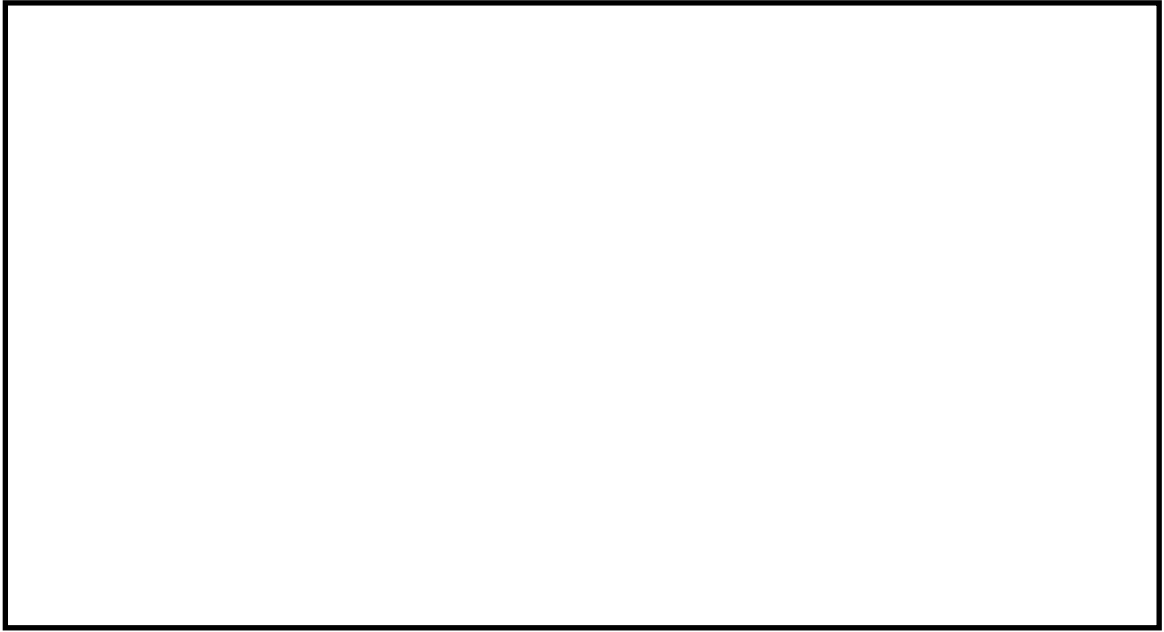


図 5-2 試験体の温度計測点

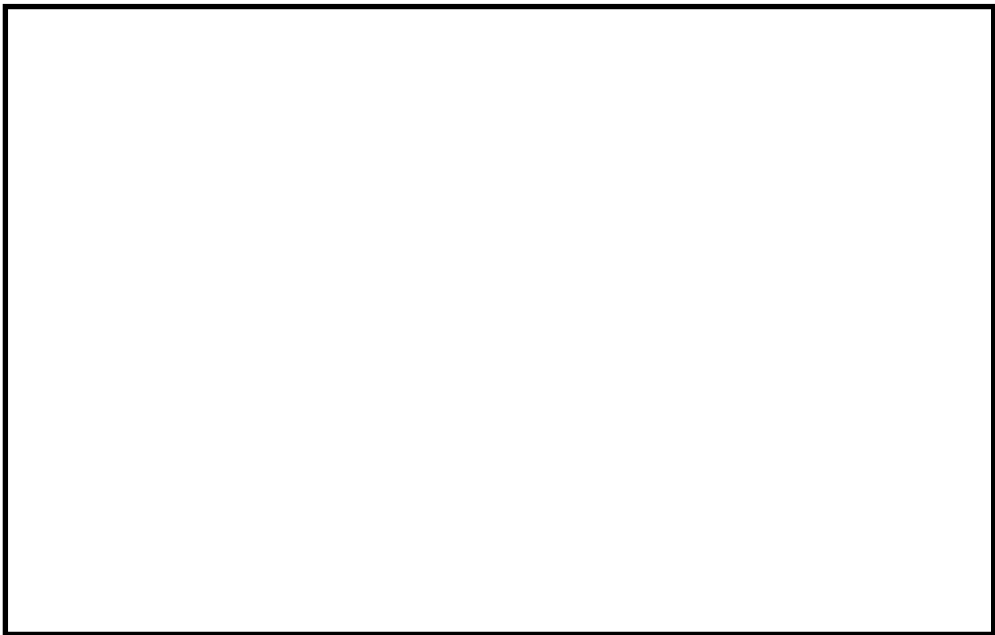


図 5-3 温度及び PAR 入口水素濃度の時間変化

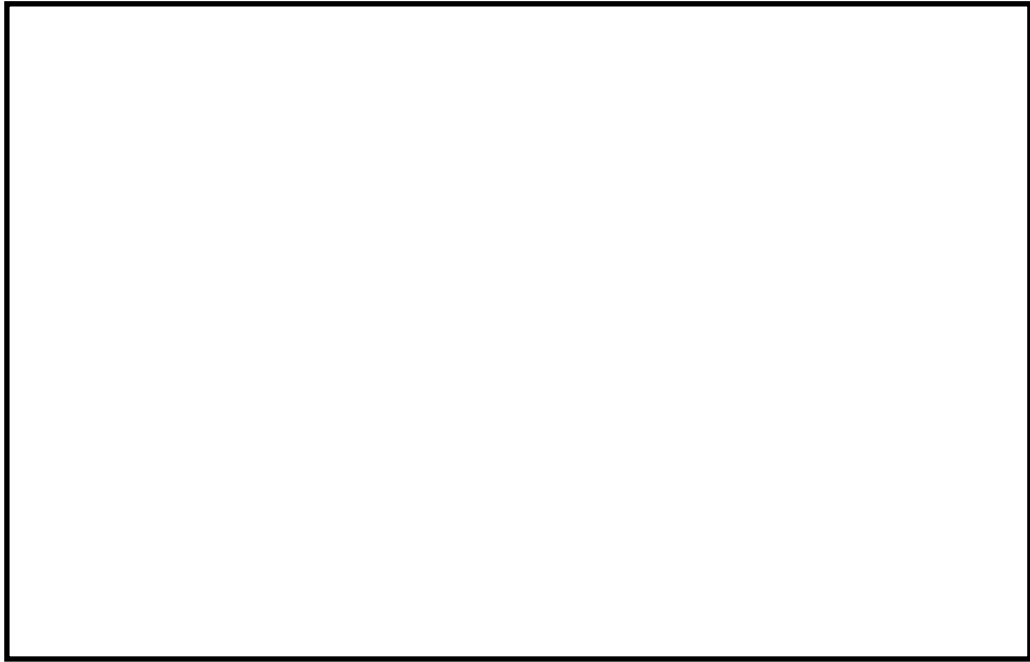


図 5-4 温度及び PAR 入口水素濃度の関係

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 <sup>3</sup>

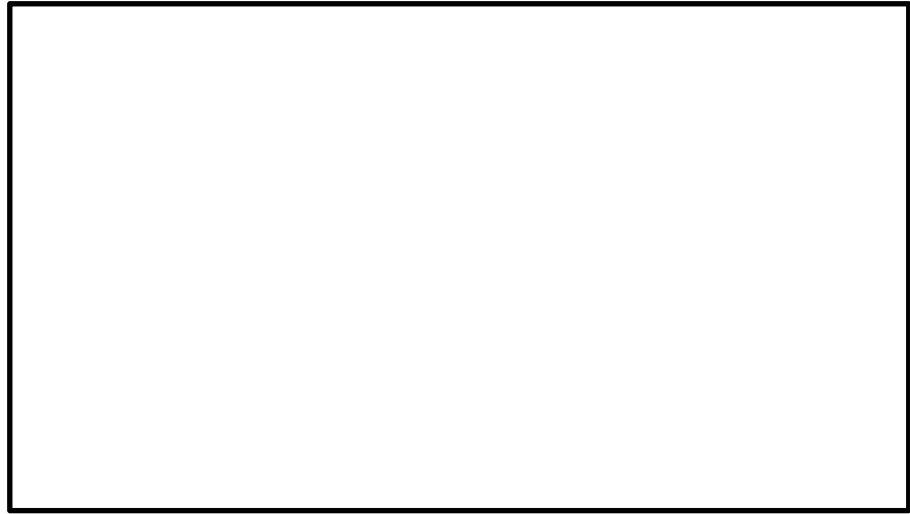


図1-1 試験結果（よう素の影響）

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られないため、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。

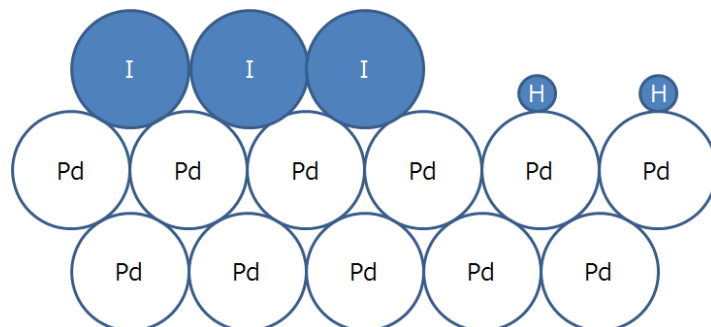


図1-2 パラジウムへのよう素の結合の概略図

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/(m<sup>2</sup>・K)となる。したがって、熱伝達率は 5.6W/(m<sup>2</sup>・K)及び 11.6W/(m<sup>2</sup>・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/(m<sup>2</sup>・K)の場合 0.8m、11.6 W/(m<sup>2</sup>・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 GOTHIC コードによる解析においても、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。

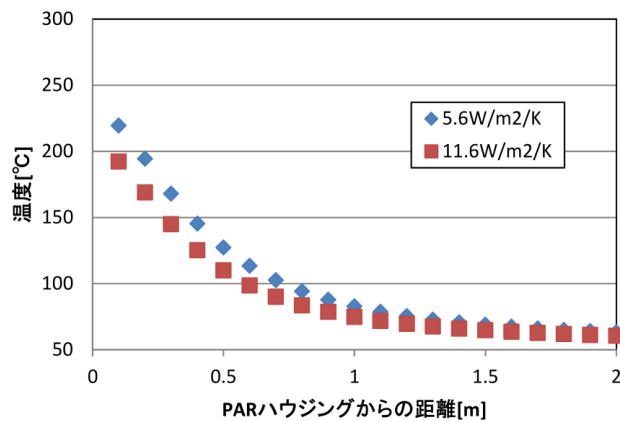


図 1-1 PAR 輻射熱による温度影響と距離の関係について

## 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 以上の隔離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。

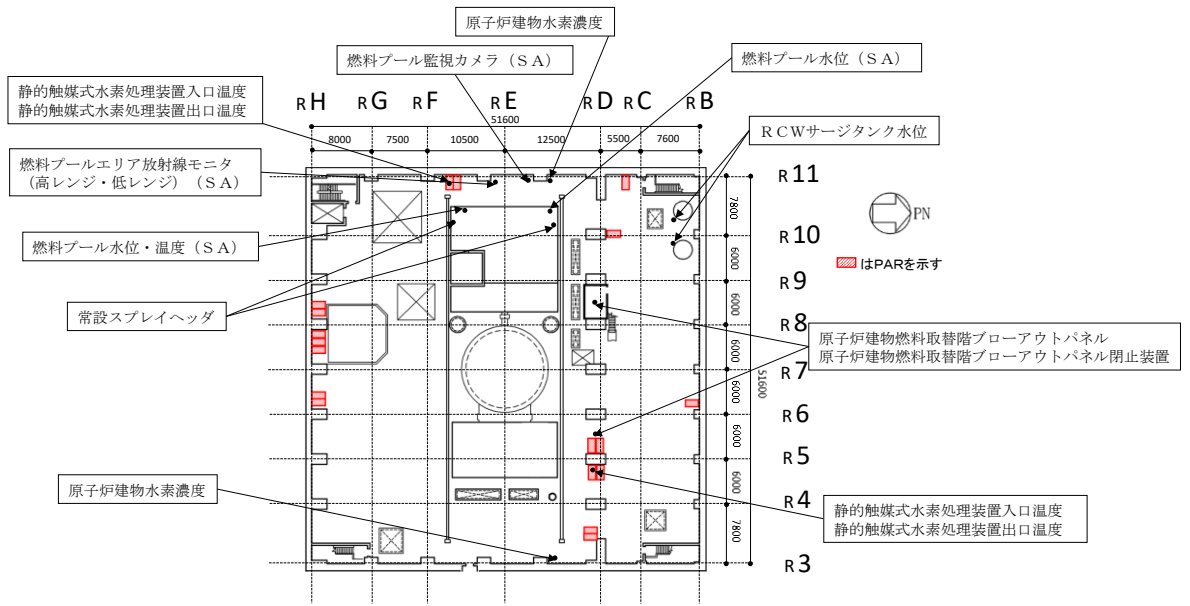


図 3-1 原子炉建物原子炉棟 4 階における重大事故等対処設備の機器配置(1/2)

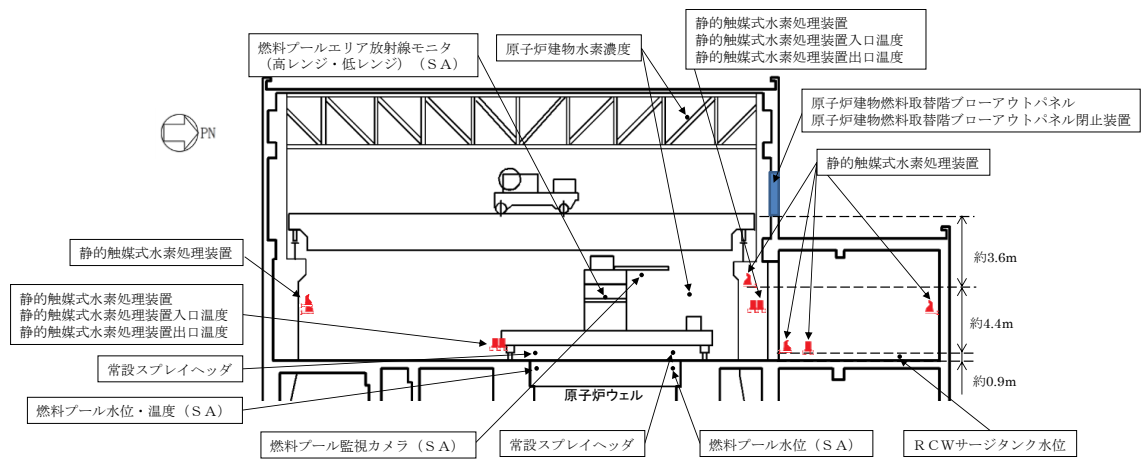


図 3-1 原子炉建物原子炉棟 4 階における重大事故等対処設備の機器配置(2/2)

## 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。

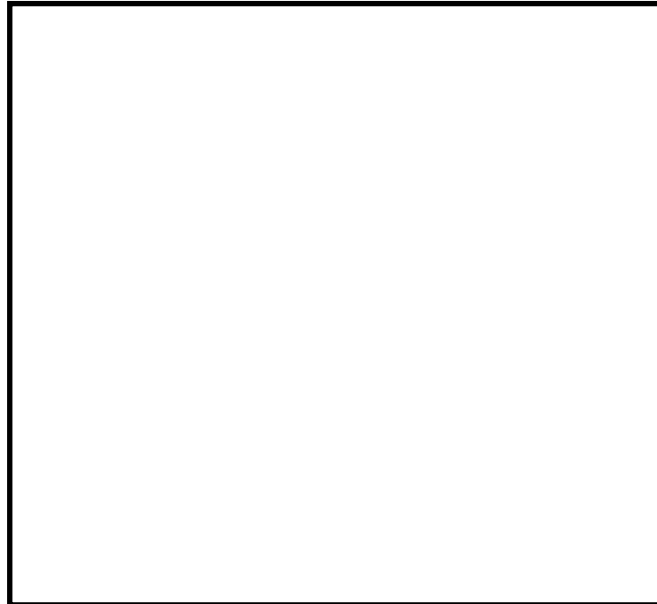


図 1-1 SNL で行われた試験用 PAR の概要図



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）。

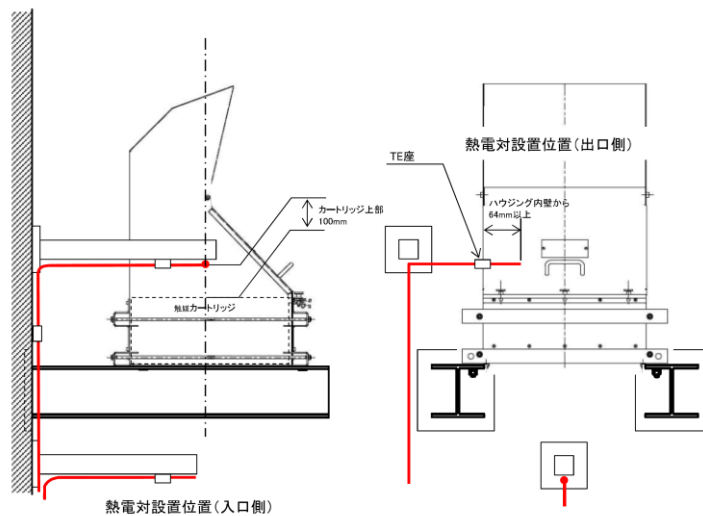


図 2-1 PAR への熱電対取付位置概要図

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

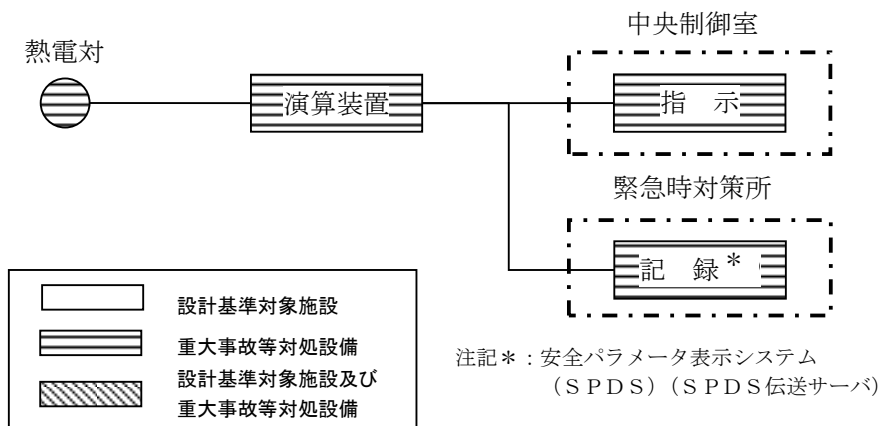


図 2-2 静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度の概略系統図

### 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。

以上を考慮して、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の設置場所は、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）。

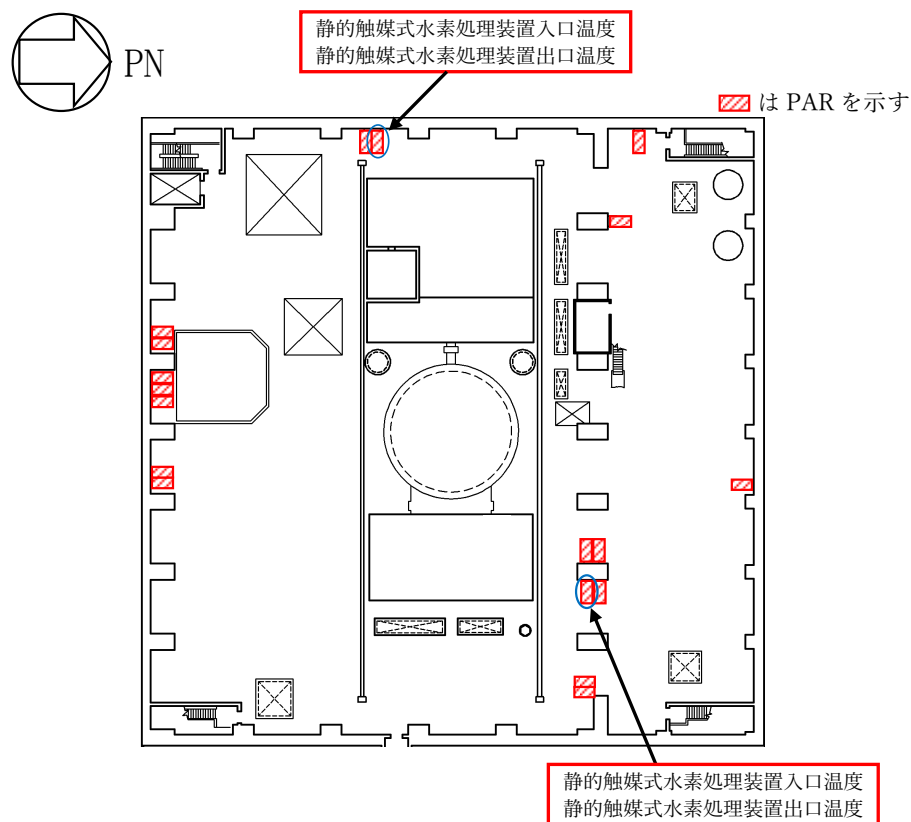


図 3-1 静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度の概略配置図

### 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	
	比表面積	
触媒	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、化学薬剂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き取り数については、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-1-9 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 ガスタービン機関	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 ガスタービン機関	31
3.3.2 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 条及び第 67 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機関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、HPCS 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、重大事故等時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、原子炉補機代替冷却系へ接続することで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設備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設備に施設する非常用発電装置であるガスタービン発電機(ガスタービン機関及び内燃機関については、燃料系を含める。)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」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、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 ガスタービン機関

ガスタービン機関は、火力省令を準用し、以下の設計とする。

##### (1) ガスタービン機関等の構造

ガスタービン機関は、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ガスタービン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

内燃機関は、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

発電機は、感電防止のため接地し、また、充電部分に容易に接触できない設計とする。電路は大地から絶縁する設計とし、絶縁抵抗測定等により異常のないことを確認する。電線の接続箇所は、端子台等により接続することで電気抵抗を増加させないとともに、絶縁性能の低下及び通常の使用状態において断線のおそれがない設計とする。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、金属製の筐体に格納することで可燃性のものと隔離し、外箱等は接地を施す設計とする。電気設備は、適切な接地工事を施す設計とする。取扱者以外の者の立入を防止するため、発電所には人が容易に構内に立ち入るおそれがないようフェンスを設ける設計とする。

#### (2) 異常の予防及び保護対策

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

(3) 電氣的，磁氣的障害の防止

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

(4) 供給支障の防止

発電設備等の損傷による供給支障の防止のため，過電流等を生じた場合，保護継電器にて検知し，遮断器を開放して自動的に発電機を電路から遮断する設計とする。発電機は，短絡電流及び非常調速装置が動作して達する回転速度に対して，十分な機械的強度を有する設計とし，三相短絡試験等により異常のないことを確認する。発電所構内には，発電機の運転に必要な知識及び技能を有する者が常時駐在することとし，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。電路は大地から絶縁する設計とし，絶縁抵抗測定等により異常のないことを確認する。電線の接続箇所は，端子台等により接続することで電気抵抗を増加させないとともに，絶縁性能の低下及び通常の使用状態において断線のおそれがない設計とする。遮断器は，J E S C E 7 0 0 2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

$V_{\text{arc}}$  : HEAF 試験の結果から得られたアーク電圧の平均値

$I_{\text{arc}}$  : 三相短絡電流の平均値

$t_{\text{arc}}$  : 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とし、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及び接続用ボルト・ナット等により、電線の接続箇所については、接続板と接続用ボルト・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設計とし、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立ち入るおそれがない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、母線及びそれらを支持する碍子は、短絡電流により生じ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とし、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			
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			
コ ン ト ロ ー ル セ ン タ	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。

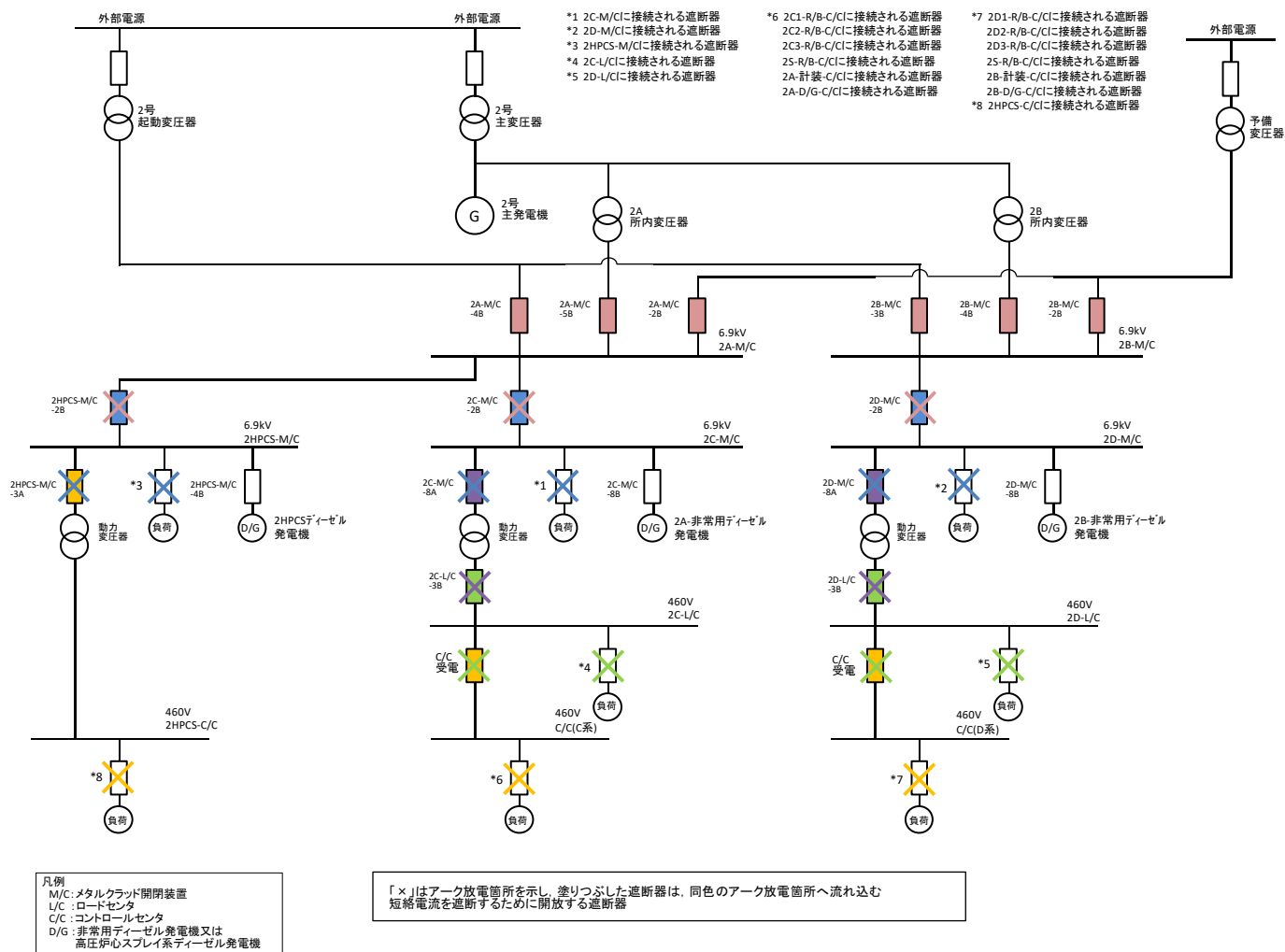
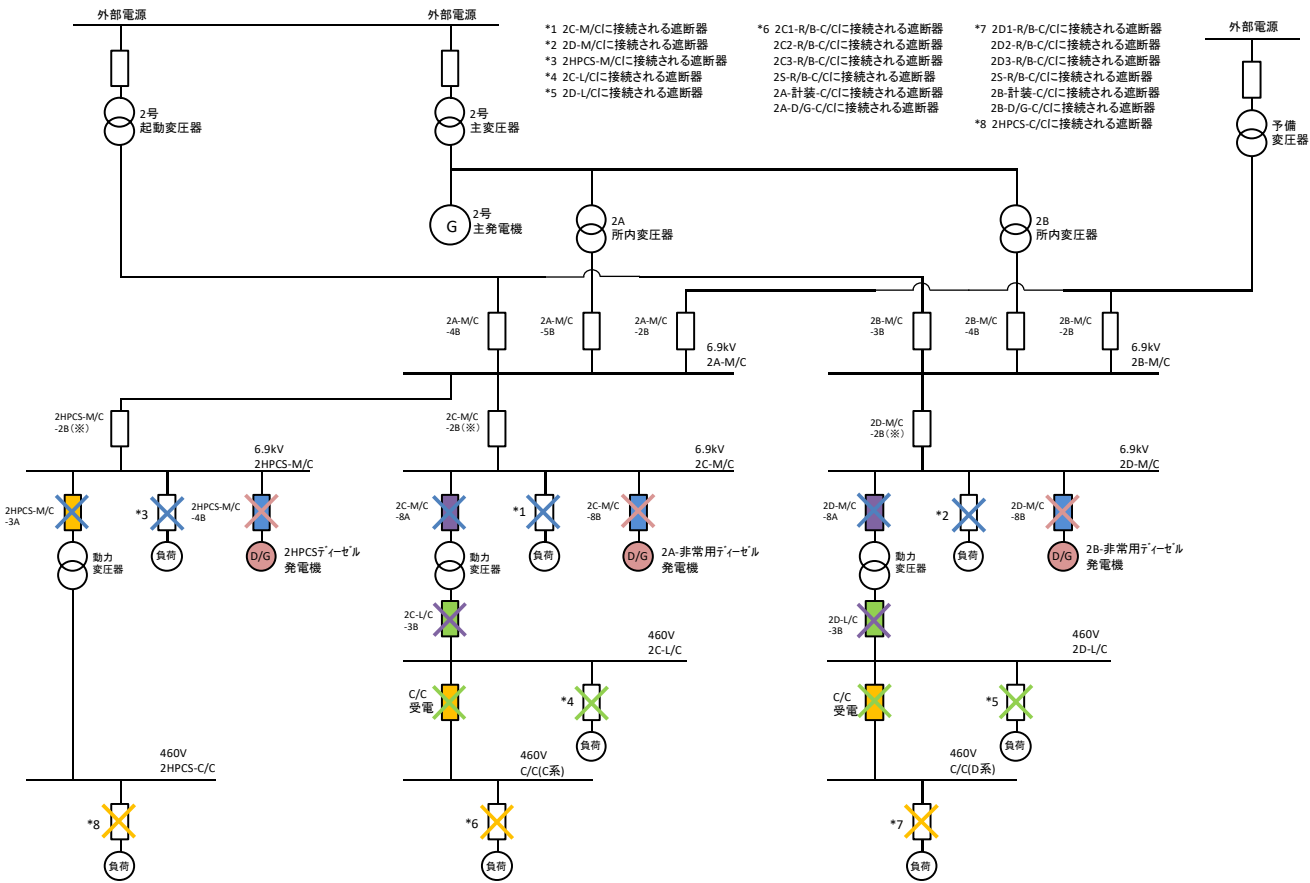


図 2-1 アーク放電発生箇所とアーク放電を遮断する遮断器

(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)



凡例  
M/C:メタルクラッド開閉装置  
L/C:ロードセンタ  
C/C:コントロールセンタ  
D/G: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

「x」はアーク放電箇所を示し、塗りつぶした遮断器は、同色のアーク放電箇所へ流れ込む  
短絡電流を遮断するために開放する遮断器(D/G受電遮断器はD/G停止により短絡電流を遮断)  
※D/G給電時には、当該遮断器は開放状態のため評価対象外

図 2-2 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)

## 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、重大事故等時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。

高圧発電機は、常設充電器と組み合わせて使用することにより、重大事故等時の対応に必要な直流設備に電力を供給できる設計とする。

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、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（NEGA C 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调速装置及び軸受が異常な摩耗、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、潤滑油圧力及び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调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、「2.1.1 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内燃機関の出力及び発電機の容量は以下のとおりとする。

##### 3.1.1.1 内燃機関

発電機の出力 5840kW から、内燃機関の出力は次式により 6148kW 以上の 6150kW とする。

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

$P_E$  : 内燃機関の出力 (kW)

$P$  : 発電機の定格出力 (kW) = 5840

$\eta$  : 発電機の効率 = 0.95

##### 3.1.1.2 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

$\text{pf}$  : 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*	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	192
計装用無停電交流電源装置	20
その他の非常用負荷*	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*	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、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	192
計装用無停電交流電源装置	20
その他の非常用負荷*	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ブロワ等を起動する。

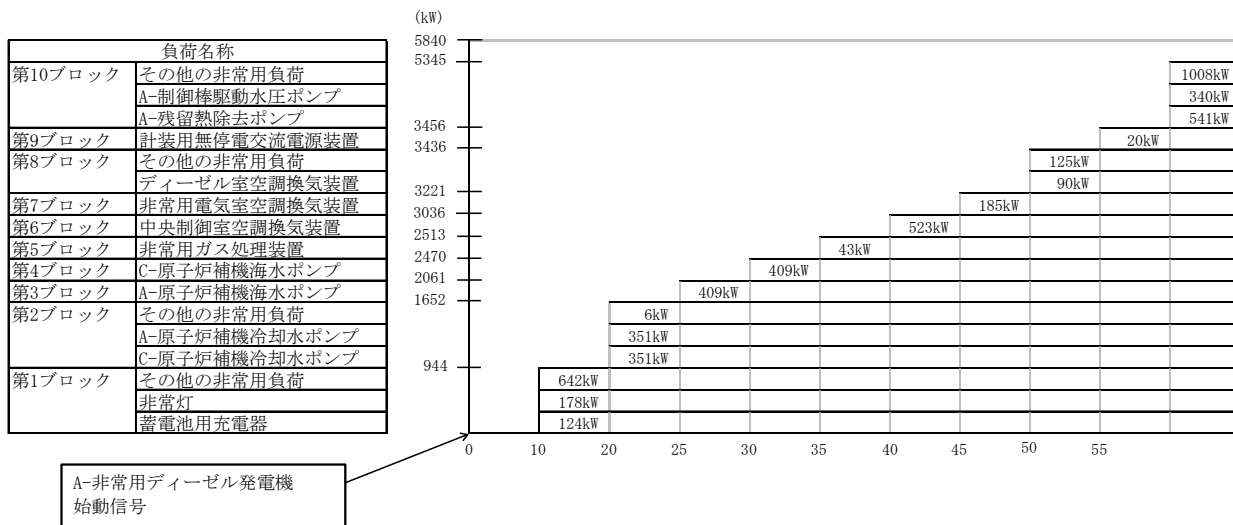


図 3-1 発電所を安全に停止するために必要な負荷  
(A-非常用ディーゼル発電機) 積算イメージ

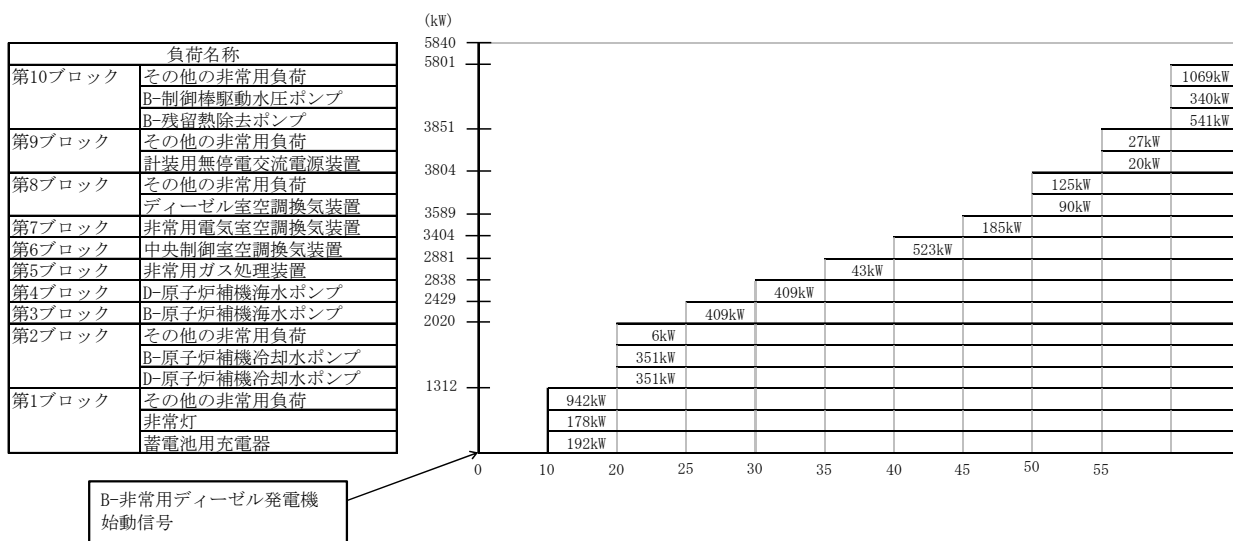


図 3-2 発電所を安全に停止するために必要な負荷  
(B-非常用ディーゼル発電機) 積算イメージ

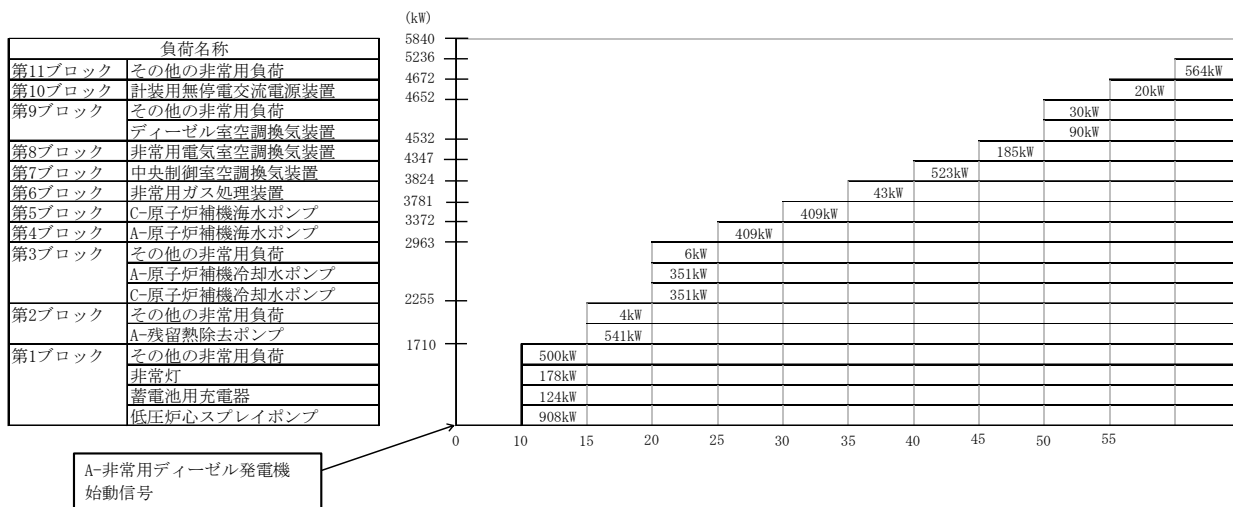


図 3-3 工学的安全施設の作動時に必要な負荷  
(A-非常用ディーゼル発電機) 積算イメージ

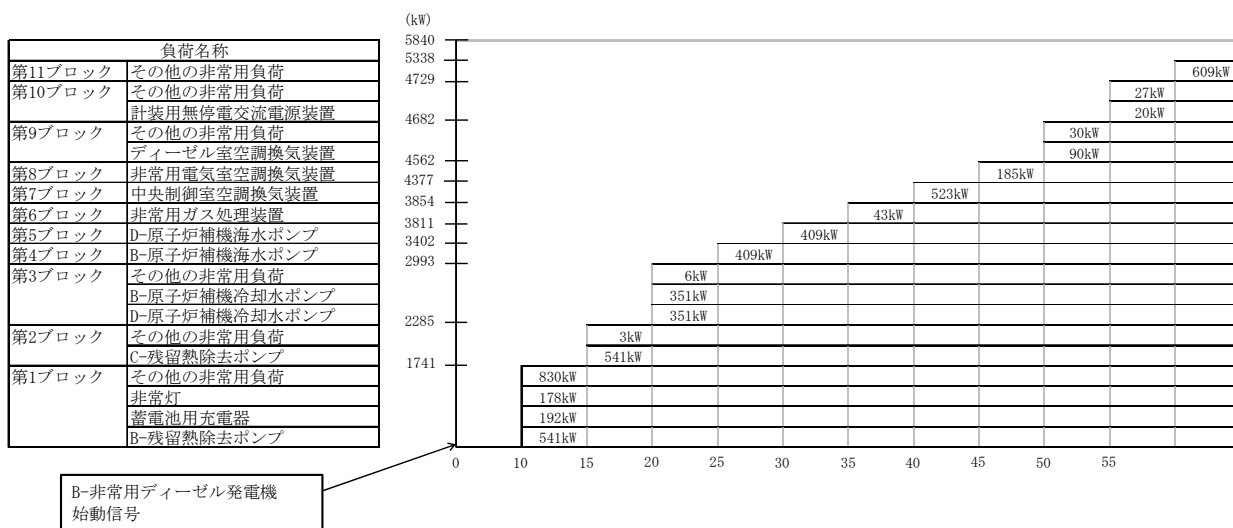


図 3-4 工学的安全施設の作動時に必要な負荷  
(B-非常用ディーゼル発電機) 積算イメージ



### 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、「2.1.1 内燃機関」及び「2.1.3 発電機」に記載の設計とする。

技術基準規則第 59～64 条，第 66～69 条，第 73 条，第 74 条及び第 77 条の各条文に基づく重大事故等時の対応において、非常用ディーゼル発電機から電力供給を期待する重大事故等対処設備の負荷を表 3-5 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）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。

非常用ディーゼル発電機の内燃機関の出力及び発電機の容量は、3.1.1.1 項の「内燃機関」及び 3.1.1.2 項の「発電機」に示す。

表 3-5 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	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	192	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

### 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、「2.1.1 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し、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内燃機関の出力及び発電機の容量は以下のとおりとする。

##### 3.2.1.1 内燃機関

発電機の出力 3200kW から、内燃機関の出力は次式により 3479kW 以上の 3480kW とする。

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

$P_E$  : 内燃機関の出力 (kW)

$P$  : 発電機の定格出力 (kW) = 3200

$\eta$  : 発電機の効率 = 0.92

##### 3.2.1.2 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

$\text{pf}$  : 力率 = 0.80

表 3-6 工学的安全施設の作動時に必要な負荷（高圧炉心スプレー系ディーゼル発電機）

設備・機器名	負荷容量(kW)
高圧炉心スプレーポンプ	2135
ディーゼル室換気装置	55
高圧炉心スプレー補機冷却水ポンプ	34
高圧炉心スプレー補機海水ポンプ	61
蓄電池用充電器	11
その他の非常用負荷	199
合計	2495

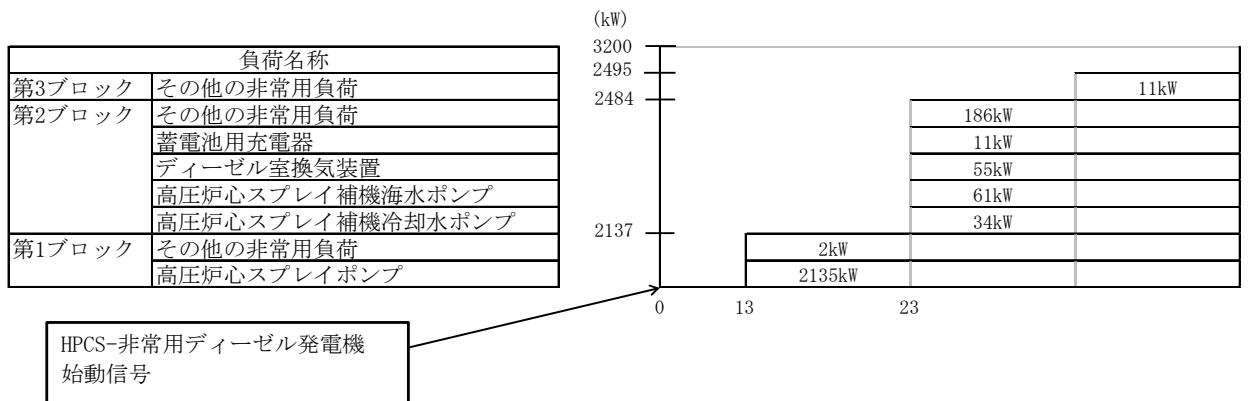


図 3-5 工学的安全施設の作動時に必要な負荷（HPSCS-非常用ディーゼル発電機）積算イメージ

### 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、「2.1.1 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。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(2232kW)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。

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の内燃機関の出力及び発電機の容量は、3.2.1.1項の「内燃機関」及び3.2.1.2項の「発電機」に示す。

表3-7 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グループにおいて、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）」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。

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、設定した発電機出力を発電機の効率で除すことにより、ガスタービン機関の必要な出力を算出する。

最大所要負荷に基づき、ガスタービン機関の出力及び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、「2.1.2 ガスタービン」及び「2.1.3 発電機」に記載の設計とする。

#### 3.3.1 ガスタービン機関

発電機の出力4800kWから、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。

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

$P_E$  : ガスタービン機関の出力 (kW)  
 $P$  : 発電機の定格出力 (kW) = 4800  
 $\eta$  : 発電機の効率 =

#### 3.3.2 発電機

発電機の容量は、次式により6000kVAとする。

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

$Q$  : 発電機の容量 (kVA)  
 $P$  : 発電機の定格出力 (kW) = 4800  
 $\text{pf}$  : 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。

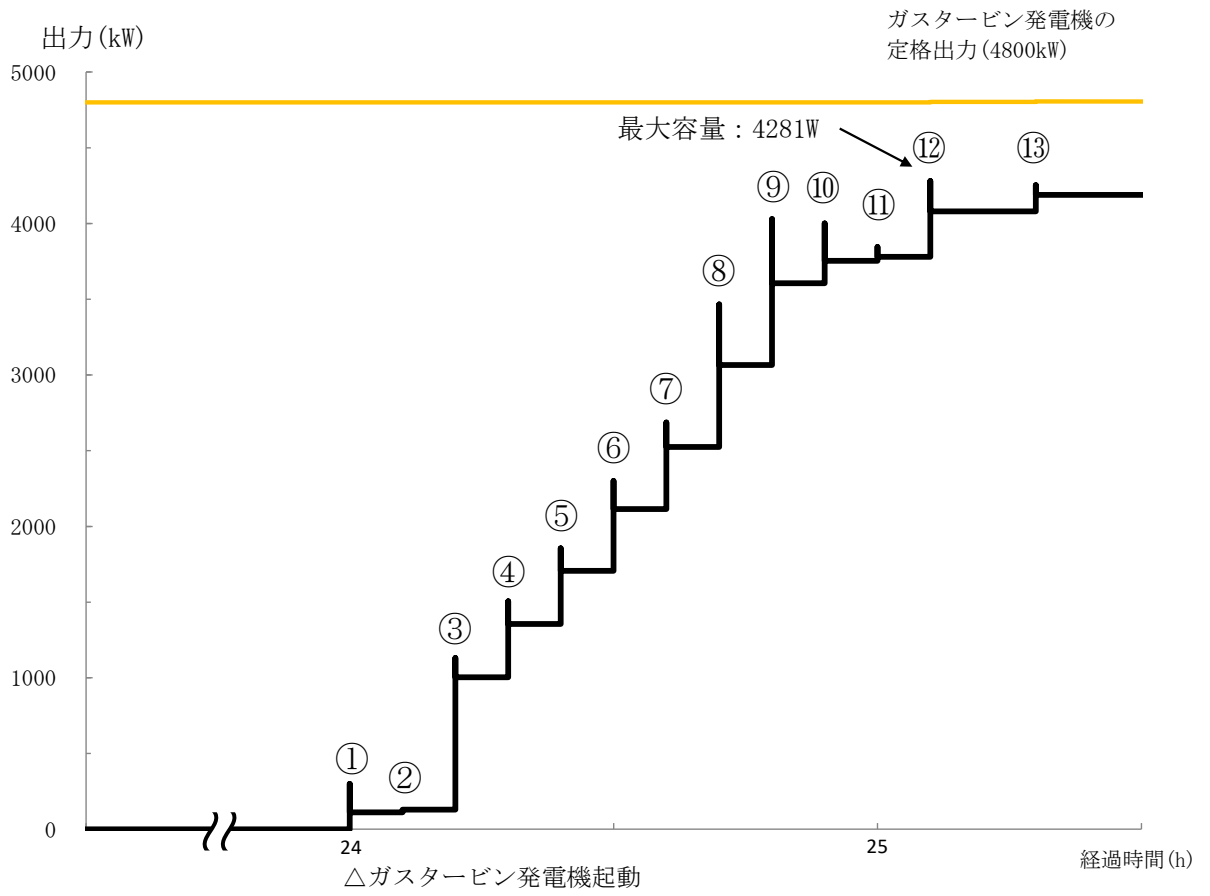


図 3-6 重大事故等時に想定される事故シーケンスのうちの  
最大負荷「全交流動力電源喪失（長期TB）」積算イメージ



### 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。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 1200kW（400kW×3 台）の出力を有する設計とし、設定した発電機出力を発電機の効率で除すことにより、内燃機関の必要な出力を算出する。

高圧発電機車用内燃機関の出力及び発電機の容量を以下のとおりとする。

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) 内燃機関

- a. 発電機の出力 1200kW から、内燃機関の出力は次式により  kW 以上の 1320kW（440kW×3 台）とする。

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

$P_E$  : 内燃機関の出力 (kW)

$P$  : 発電機の定格出力 (kW) = 1200

$\eta$  : 発電機の効率 =

- b. 発電機の出力 1200kW から、内燃機関の出力は次式により 1310kW 以上の 1455kW（485kW×3 台）とする。

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

$P_E$  : 内燃機関の出力 (kW)

$P$  : 発電機の定格出力 (kW) = 1200

$\eta$  : 発電機の効率 = 0.916

#### (2) 発電機

発電機の容量は、次式により 1500kVA（500kVA×3 台）とする。

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

$Q$  : 発電機の容量 (kVA)

$P$  : 発電機の定格出力 (kW) = 1200

$\text{pf}$  : 力率 = 0.80

表 3-9 高圧発電機車の負荷リスト

設備・機器名	負荷容量(kW) <sup>*1</sup>
通信連絡設備	8
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)	24
SA 用 115V 系充電器	24
230V 系充電器 (RCIC)	48
230V 系充電器 (常用)	48
B-非常用ガス処理系排風機 ( ) 内は起動時	22 (88)
B-中央制御室非常用再循環送風機 ( ) 内は起動時	25 (92)
B-中央制御室送風機 ( ) 内は起動時	148 (395)
電源内蔵型照明電源盤 <sup>*2</sup>	30
原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置 <sup>*3</sup>	15
その他必要な負荷 <sup>*4</sup>	77
合計 連続最大負荷 ( ) 内は最大負荷	537 (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：ブローアウトパネル閉止装置の状態監視を含む。

\*4：その他必要な負荷は，代替所内電気設備負荷（自動投入負荷），非常用所内電気設備負荷（自動投入負荷），重大事故設備交流電源用変圧器盤（建物水素，TDR 水位計），格納容器水素/酸素分析計である。



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 57.59kW である。負荷リストを表 3-10 に示す。

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、設定した発電機出力を発電機の効率で除すことにより、内燃機関の必要な出力を算出する。

最大所要負荷に基づき、内燃機関の出力及び発電機の容量を以下のとおりとする。

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) 内燃機関

発電機の出力 176kW から、内燃機関の出力は次式により 230kW 以上とする。

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

$P_E$  : 内燃機関の出力 (kW)

$P$  : 発電機の定格出力 (kW) = 176

$\eta$  : 発電機の効率 = 0.7652

#### (2) 発電機

発電機の容量は、次式により 220kVA とする。

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

$Q$  : 発電機の容量 (kVA)

$P$  : 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	28.14
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)	18.14
合計	57.59

### 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。

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、設定した発電機出力を発電機の効率で除すことにより、内燃機関の必要な出力を算出する。

最大所要負荷に基づき、内燃機関の出力及び発電機の容量を以下のとおりとする。

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) 内燃機関

発電機の出力 176kW から、内燃機関の出力は次式により  kW 以上の 230kW とする。

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

$P_E$  : 内燃機関の出力

$P$  : 発電機の定格出力 (kW) = 176

$\eta$  : 発電機の効率 =

#### (2) 発電機

発電機の容量は、次式により 220kVA とする。

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

$Q$  : 発電機の容量 (kVA)

$P$  : 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	3
2.3 発電用原子炉施設の電力供給確保	4
2.4 電気設備の異常の予防等に関する設計事項	4
3. 施設の詳細設計方針	5
3.1 外部電源に関する設計	5
3.1.1 電力系統の概要	5
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	9
3.1.3.1 送電線の物理的分離	9
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	19
3.2.1 機器の損壊，故障その他の異常の検知と拡大防止	19
3.2.2 電気設備の異常の予防等に関する設計事項	20
3.3 ガス絶縁開閉装置及び変圧器等に関する設計	22
3.3.1 発電用原子炉施設の電力供給確保	22
3.3.1.1 2回線喪失時の電力供給継続	22
3.3.1.2 開閉所等の基礎	25
3.3.1.3 碍子及び遮断器等の耐震性	32
3.3.1.4 碍子及び遮断器等への津波の影響	33
3.3.1.5 碍子及び遮断器等の塩害対策	34
3.3.2 機器の損壊，故障その他の異常の検知と拡大防止	35
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	38
3.3.4 電気設備の異常の予防等に関する設計事項	41
3.4 所内電源設備に関する設計	43
3.4.1 機器の損壊，故障その他の異常の検知と拡大防止	43
3.4.2 電気設備の異常の予防等に関する設計事項	44



## 1. 概要

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

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

なお、常用電源設備の冷却能力等を踏まえた運転制限等の評価により設備の健全性を維持するための電気出力上限については、平成15年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230V1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（「1，2 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，故障箇所の隔離又は非常用母線の受電切替ができる設計とし，電力の供給の安定性を回復できる設計とする。

## 2.2 電線路の独立性及び物理的分離

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

設計基準対象施設は、送受電可能な回線として 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（「1, 2, 3 号機共用」（以下同じ。））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（「1, 2 号機共用」（以下同じ。））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る設計とする。

### 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及び重心の低いガス絶縁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又はガス絶縁複合開閉装置を設置し、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

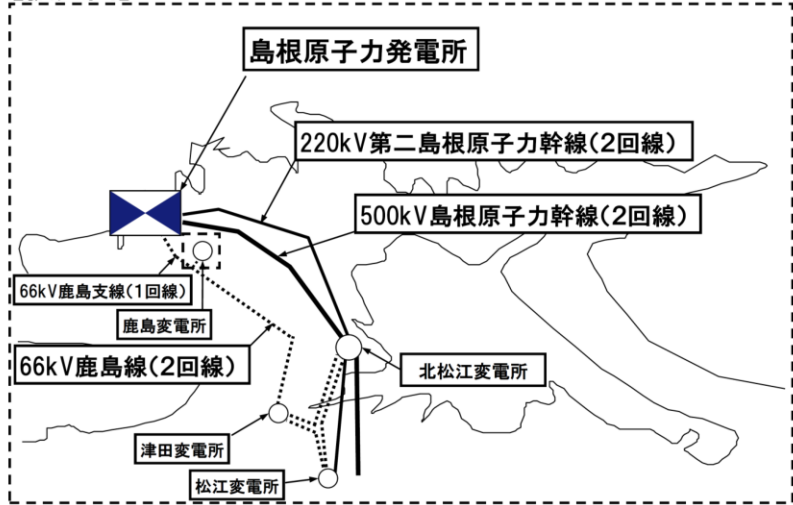
ーク株式会社北松江変電所から受電する場合、220kV 送電線は1回線当たりの容量が約1327MWの設備容量を有した設計とする。また、中国電力ネットワーク株式会社津田変電所から受電する場合、66kV 送電線において約36MWの設備容量を有した設計とする。

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、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】



北九州  
(九州)

(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

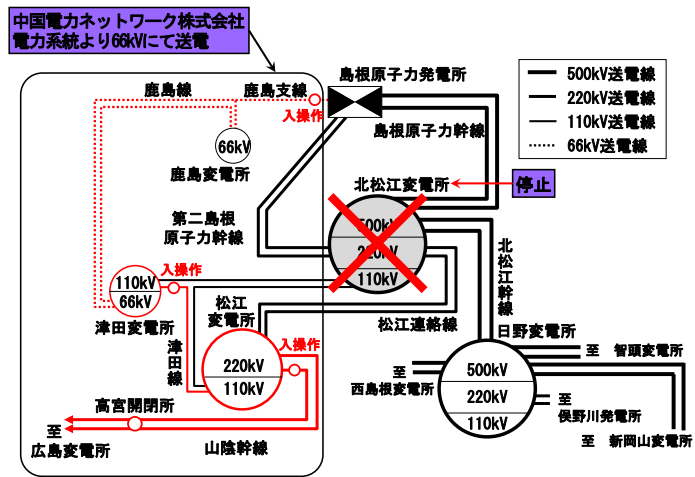


図 3-2 北松江変電所全停電時の供給系統

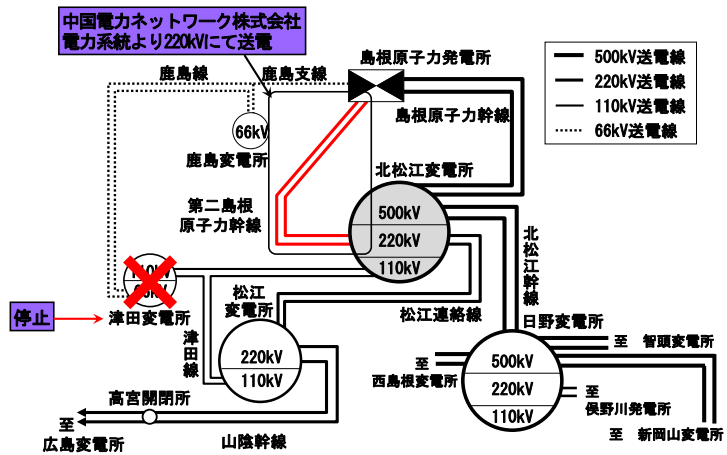


図 3-3 津田変電所全停電時の供給系統

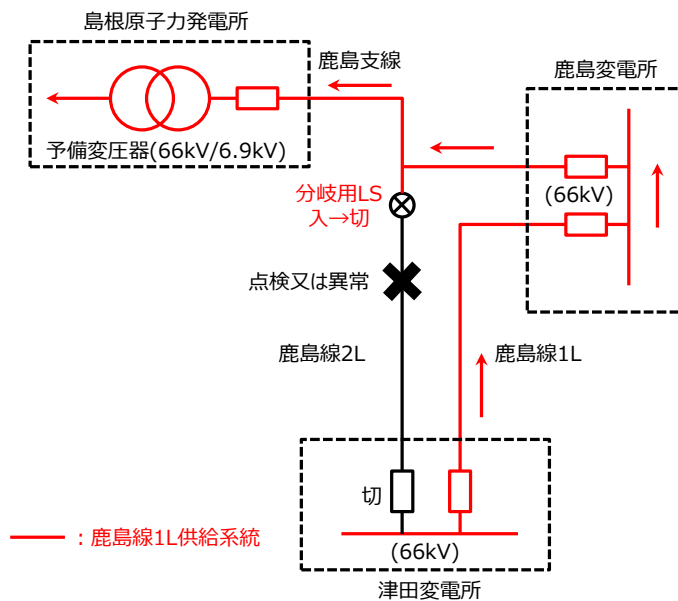


図 3-4 鹿島線 2L 点検時又は異常時の供給系統



### 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。

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。

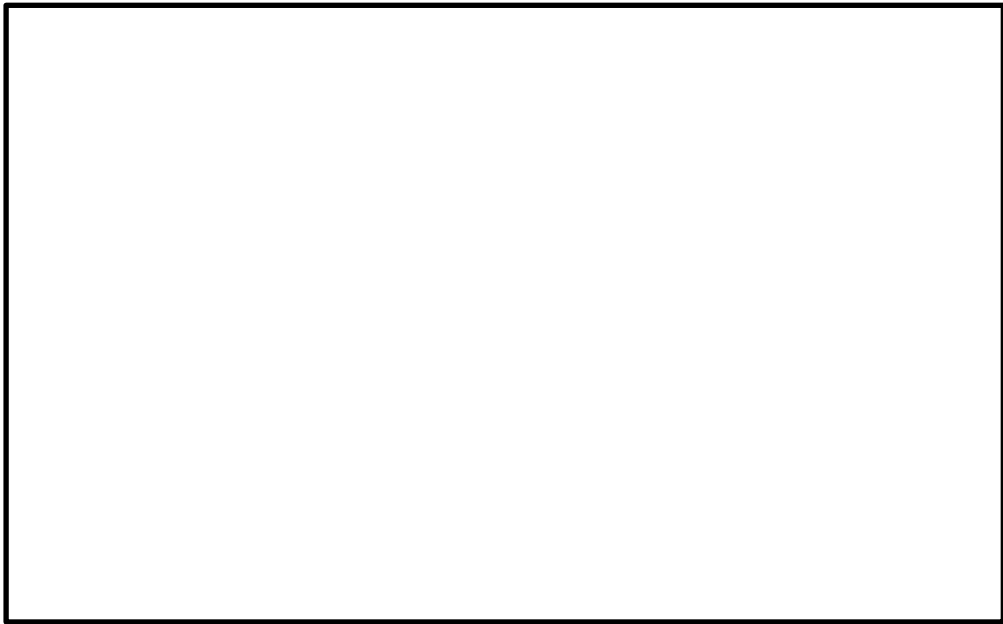


図 3-5 送電線の交差及び近接箇所

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 66kV 鹿島支線 1 回線にて外部電源の確保が可能である。

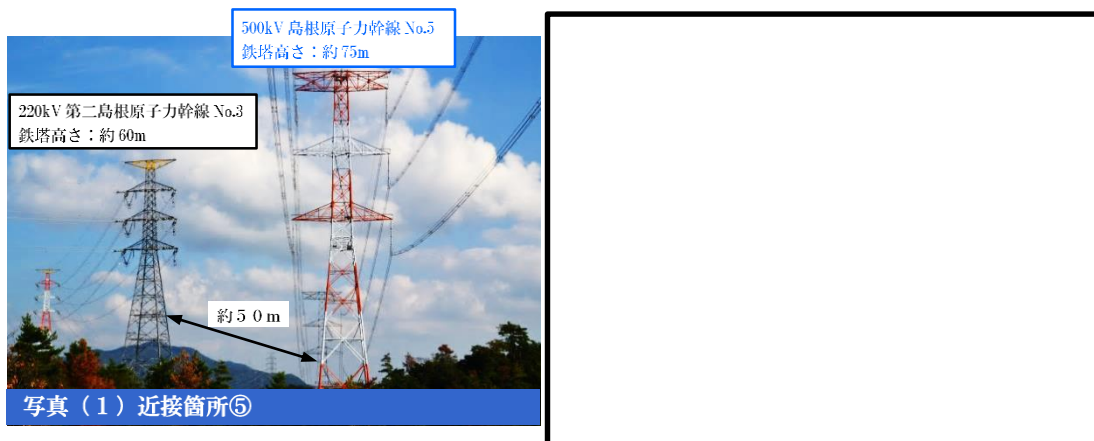


図 3-6 島根原子力発電所付近の送電線の近接箇所

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。

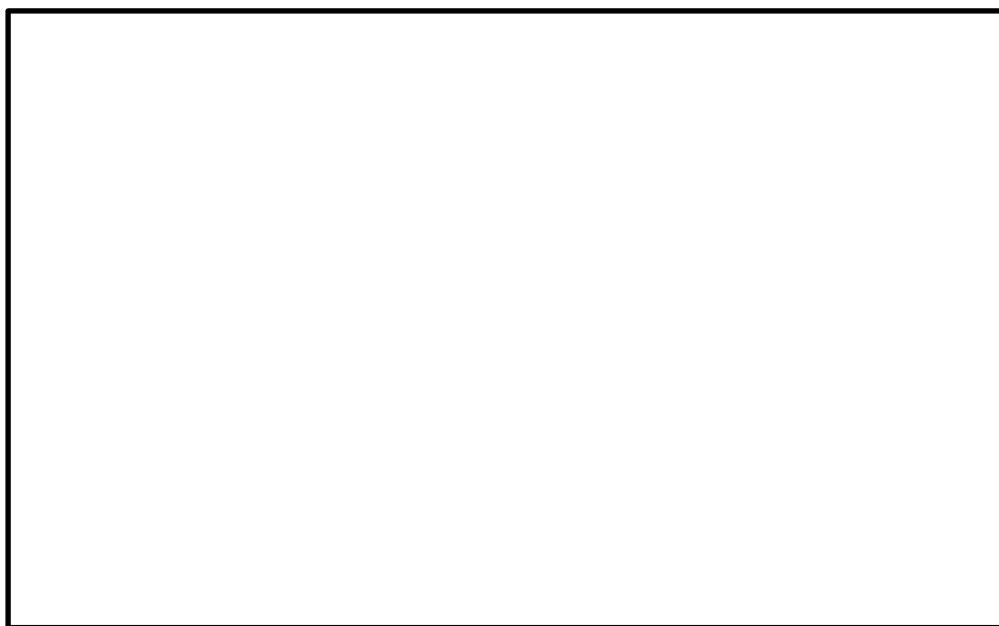


図 3-7 島根原子力発電所に接続する送電線の交差箇所

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。

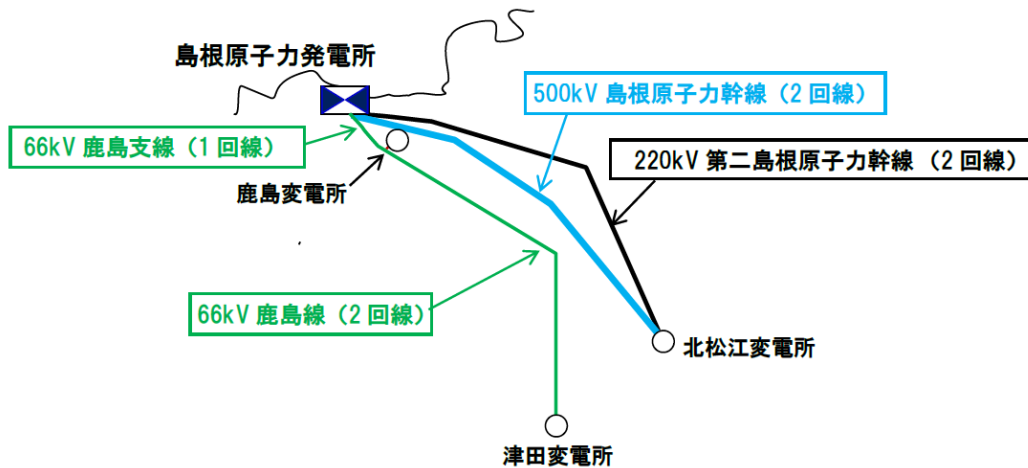


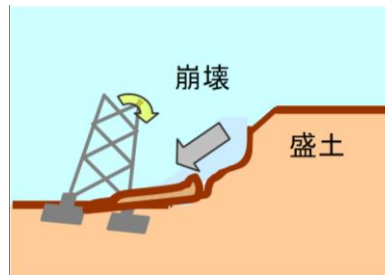
図 3-8 基礎の安定性評価対象線

## (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

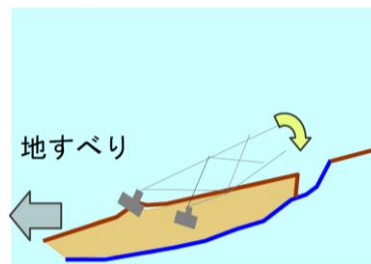
対象鉄塔周辺には盛土崩壊時に基礎の安定性に影響を与えるような大規模な盛土は存在しないこと。



【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変化がないこと。



【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変化がないこと。



【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、鉄塔との距離等が確認した結果、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（送電用支持物設計標準「JEC-127」、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、送電用支持物設計標準「JEC-127」に基づいた設計とする他、架渉線への着氷雪対策として難着雪リング等が設置されている。

### 3.1.4 機器の損壊、故障その他の異常の検知と拡大防止

送電線は、各保護対象設備に応じた保護継電器を設ける設計とする。表 3-6 に故障要因、検知する保護継電器を示す。また、主な保護の概要を図 3-9 に示す。

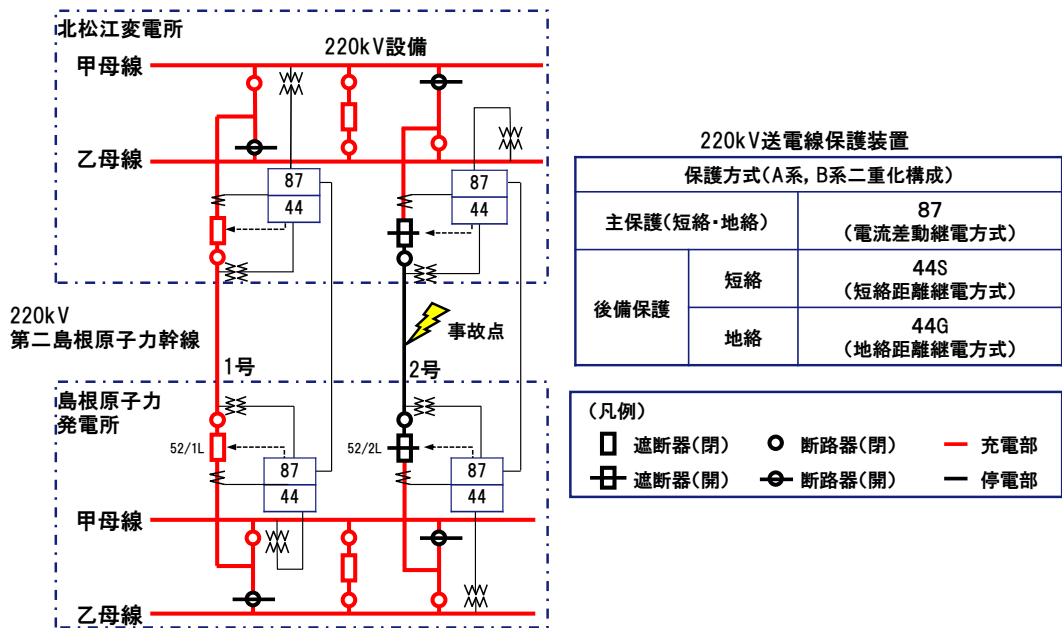
異常を検知した場合は、送電線の引込部に設置するガス絶縁開閉装置の遮断器が自動的に開放されることにより、故障等の拡大を防止する設計とする。

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。



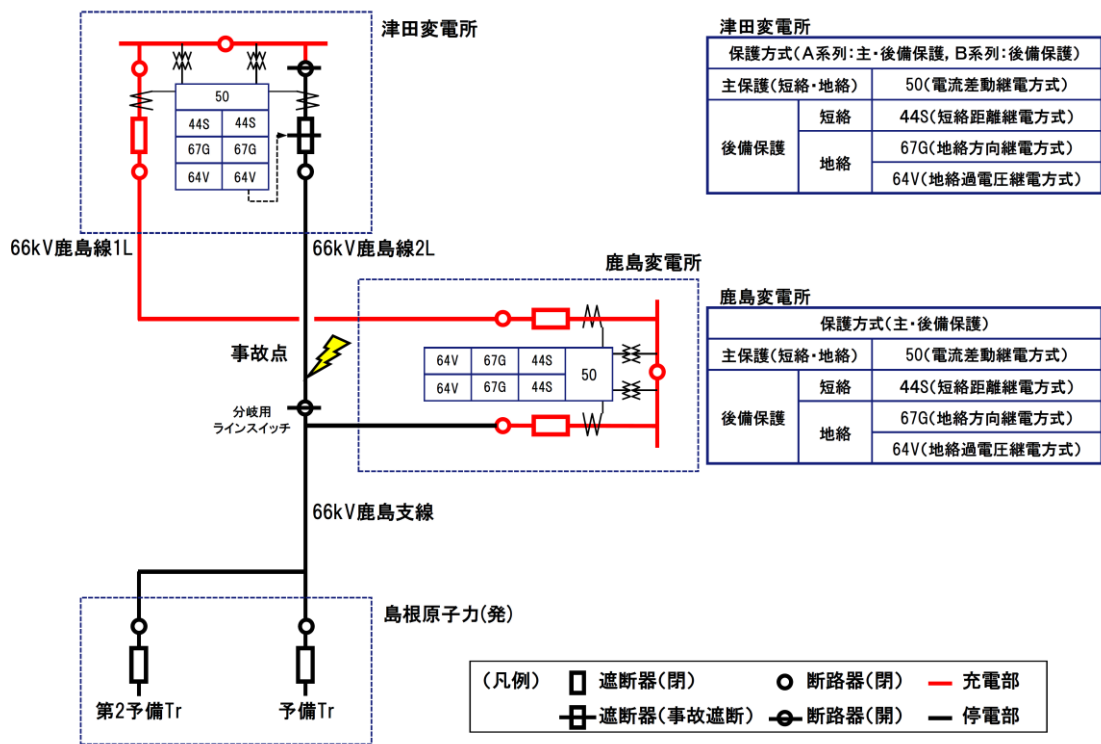
表 3-6 保護継電装置の機能について

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

図 3-9 送電線保護装置 (1/2)



(b) 66kV 鹿島支線故障時

図 3-9 送電線保護装置 (2/2)

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)	

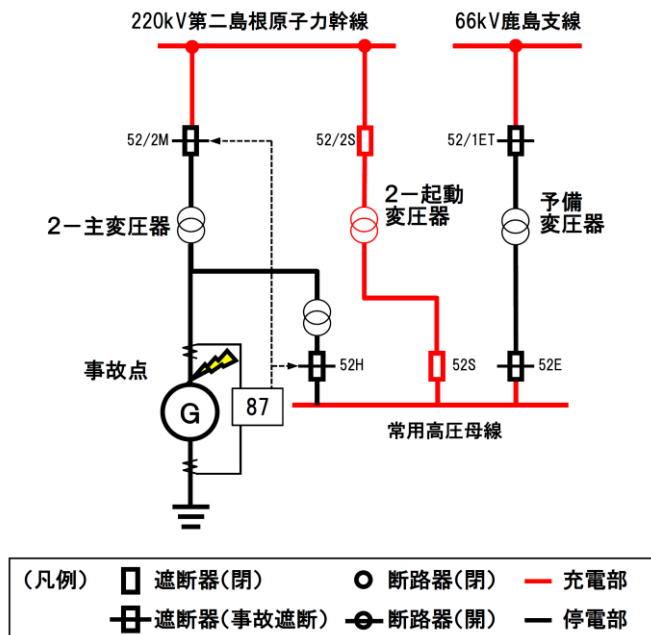


図 3-10 発電機保護

### 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（JEC）等で定められた適切な仕様のもを設置し、具体的には以下の設計とする。

#### (1) 感電、火災等の防止

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

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

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

発電機の冷却方法は固定子コイルを水冷却、回転子コイルを水素直接冷却する設計とし、「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回路から遮断するための遮断器を施設する設計とする。

#### (3) 電氣的、磁氣的障害の防止

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

#### (4) 高圧ガス等による危険の防止

発電機は、水素の漏えい又は空気が混入するおそれのないよう、全閉自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、短絡電流及び非常調速装置が動作した際に達する回転速度に対して、十分な機械的強度を有する設計とする。また、発電機は、軸受又は軸に発生しうる最大の振動に対して構造上十分な機械的強度を有した設計とする。

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

### 3.3 ガス絶縁開閉装置及び変圧器等に関する設計

#### 3.3.1 発電用原子炉施設の電力供給確保

##### 3.3.1.1 2回線喪失時の電力供給継続

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 交流全体単線結線図（その 1）」に示す。また、ガス絶縁開閉装置等を設置する 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。

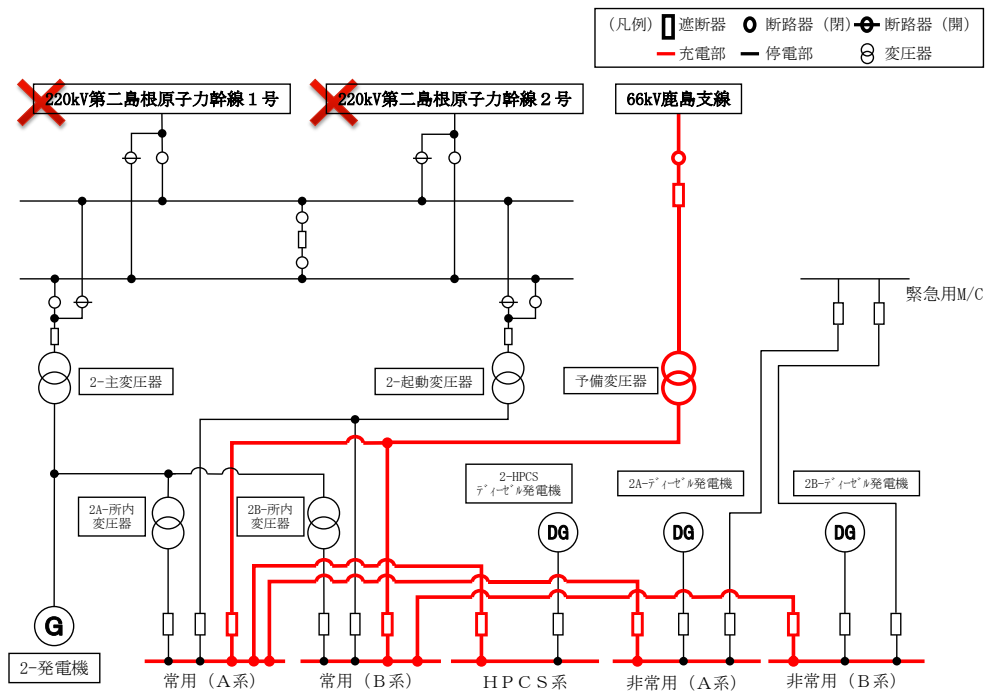


(a) 220kV 開閉所

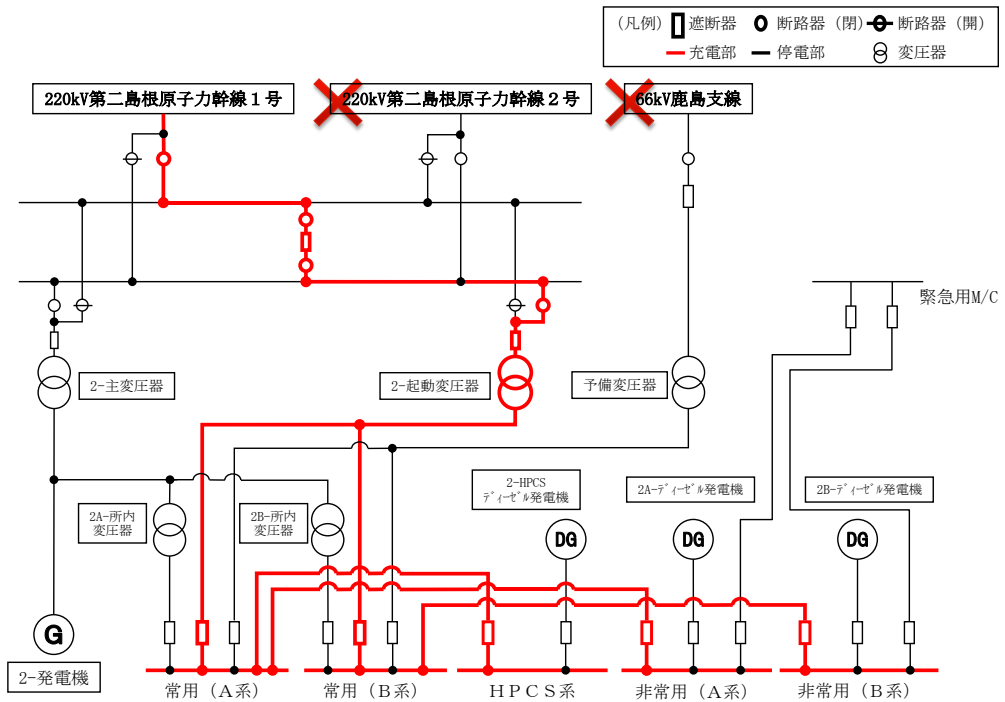


(b) 66kV 開閉所（屋内）

図 3-11 開閉所の外観

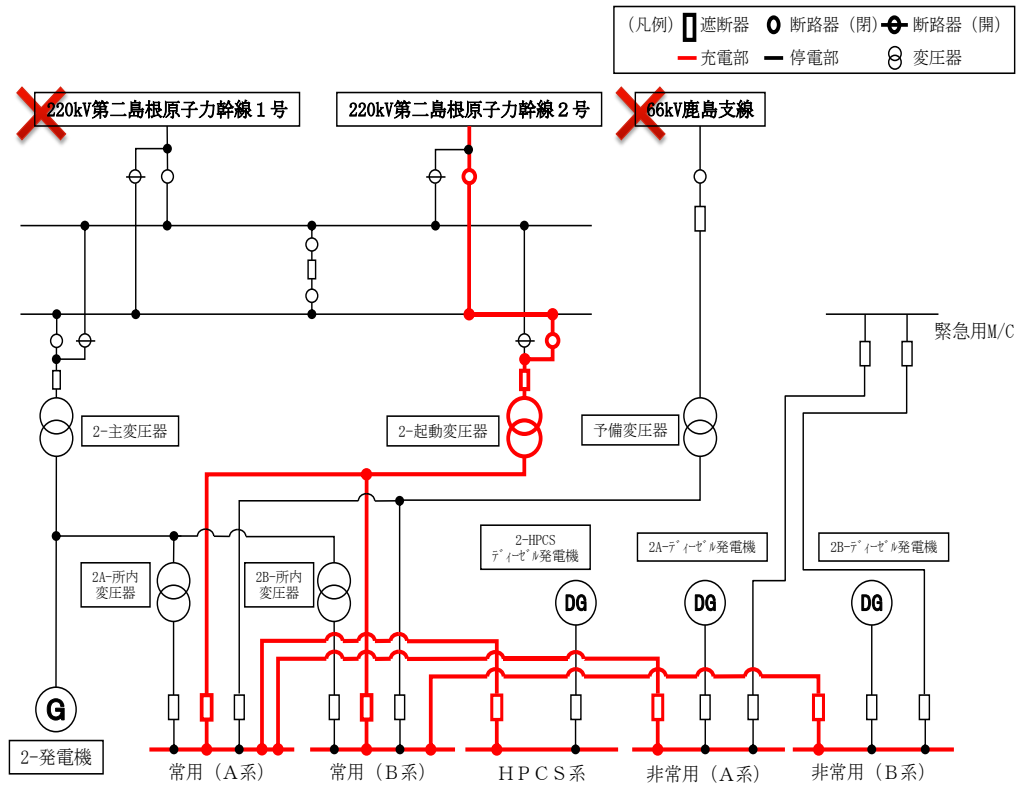


(a) 220kV 第二島根原子力幹線 2 回線停電時



(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， $1.0Ci$  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， $1.0Ci$  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， $1.0Ci$  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， $1.0Ci$  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， $1.0Ci$  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。

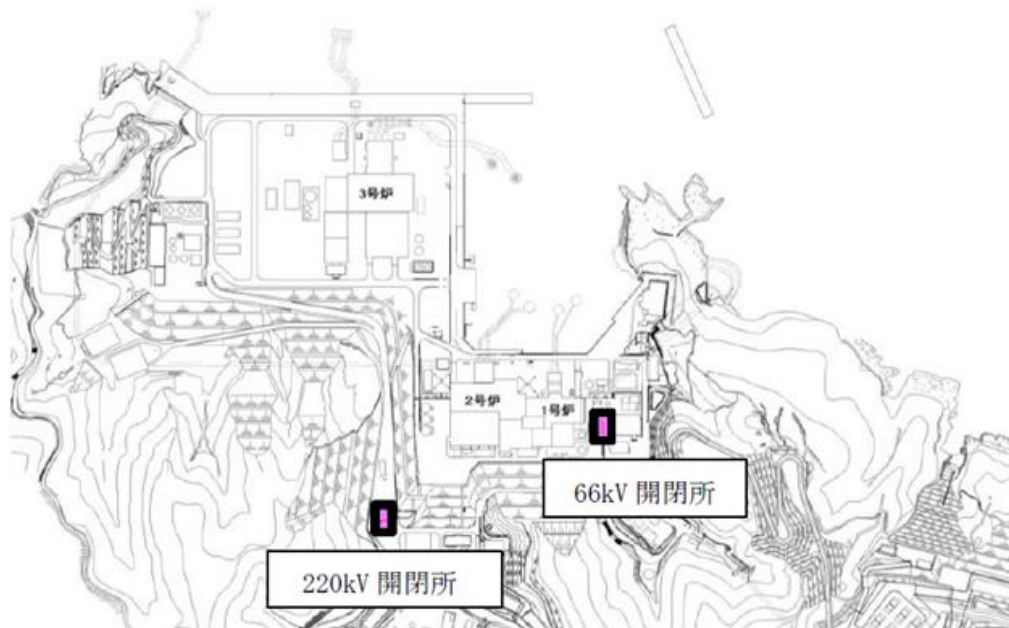
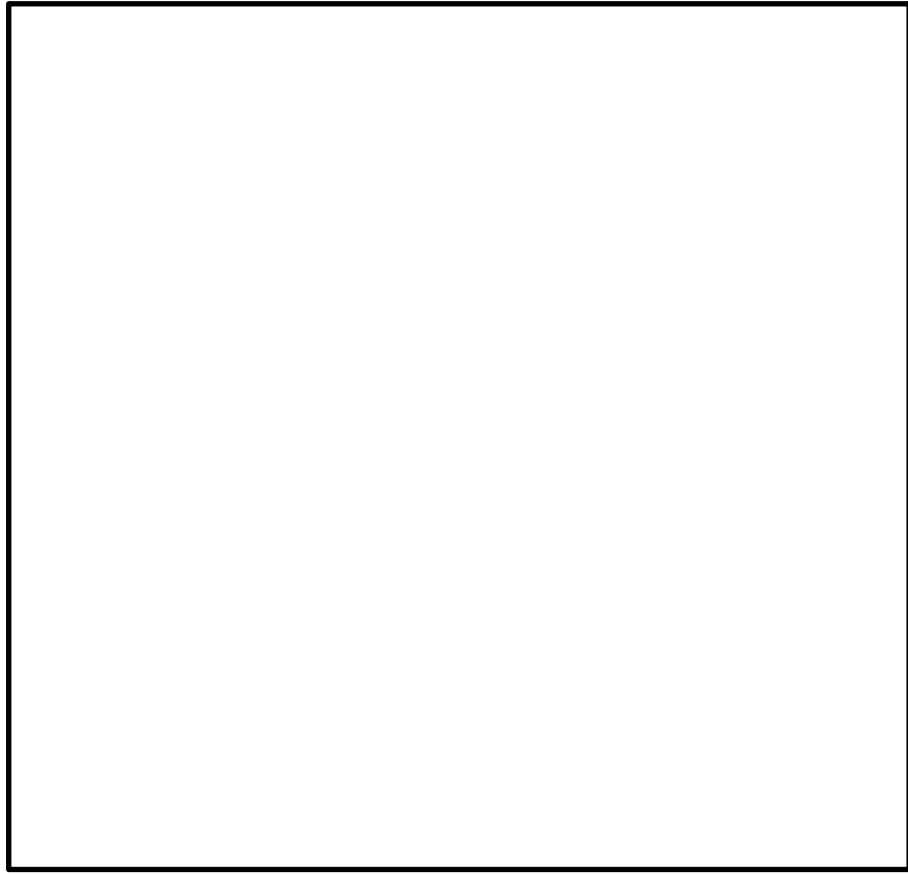


図 3-13 開閉所平面配置図



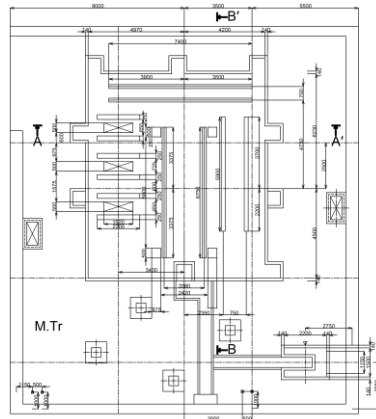
(a) 220kV 開閉所基礎構造図

図 3-14 開閉所基礎図 (1/2)



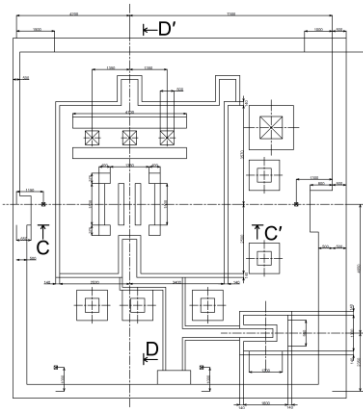
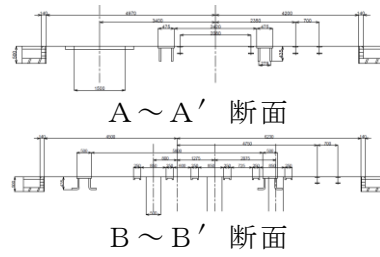
(b) 66kV 開閉所基礎構造図

図 3-14 開閉所基礎図 (2/2)



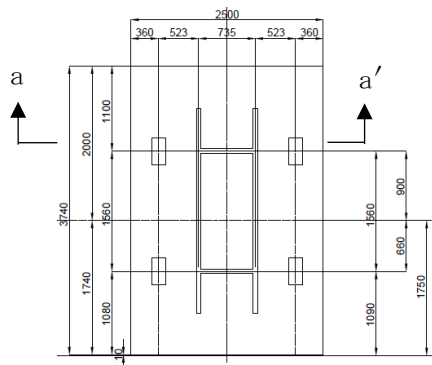
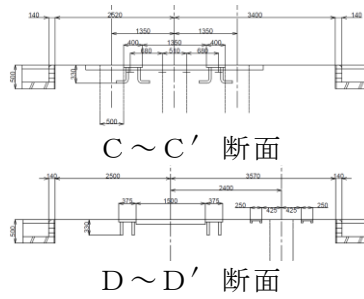
平面図

(a) 主変圧器の基礎構造



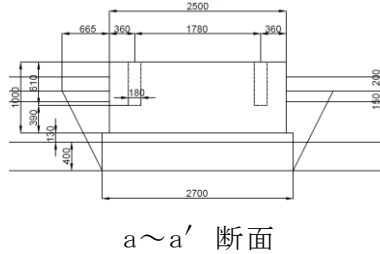
平面図

(b) 起動変圧器の基礎構造



平面図

(c) 予備変圧器の基礎構造



a~a' 断面

図 3-15 各種変圧器の基礎構造図

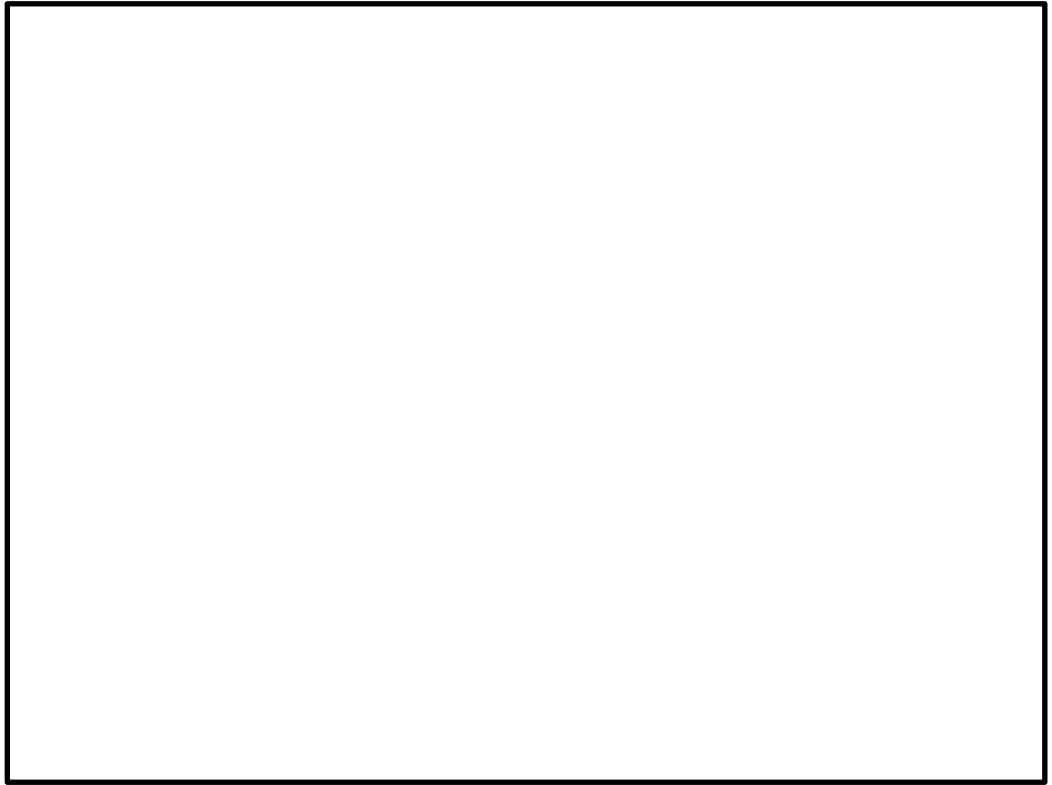
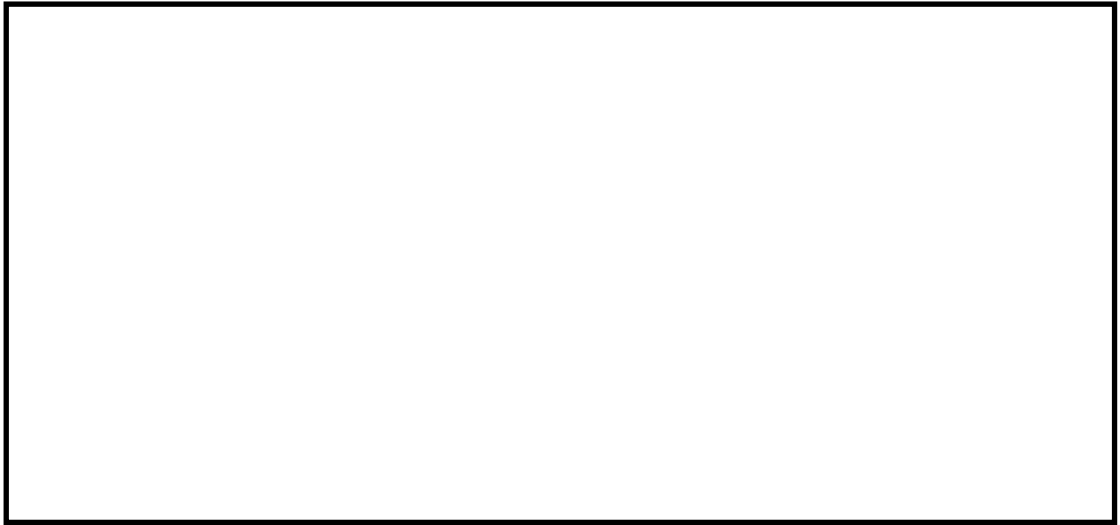
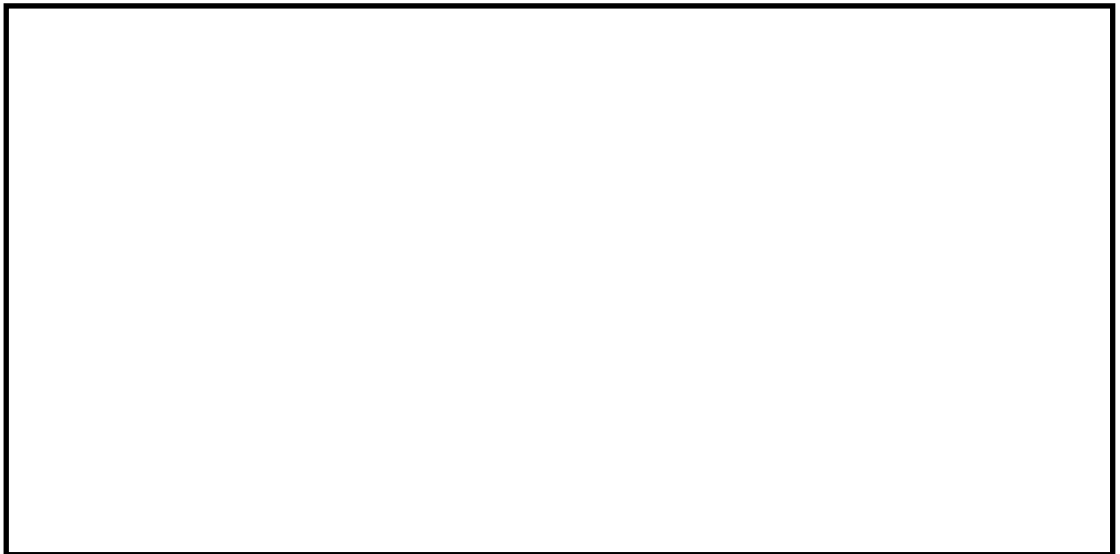


図 3-16 ケーブル洞道平面図

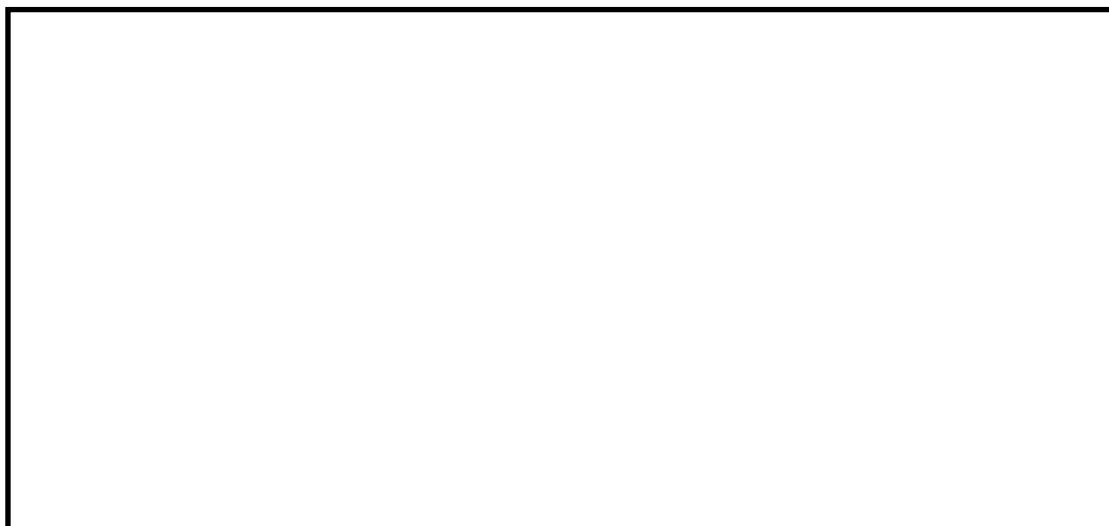


(a) 220kV 開閉所～埋設エリア (岩盤部)  
ケーブル洞道位置図・断面図



(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。

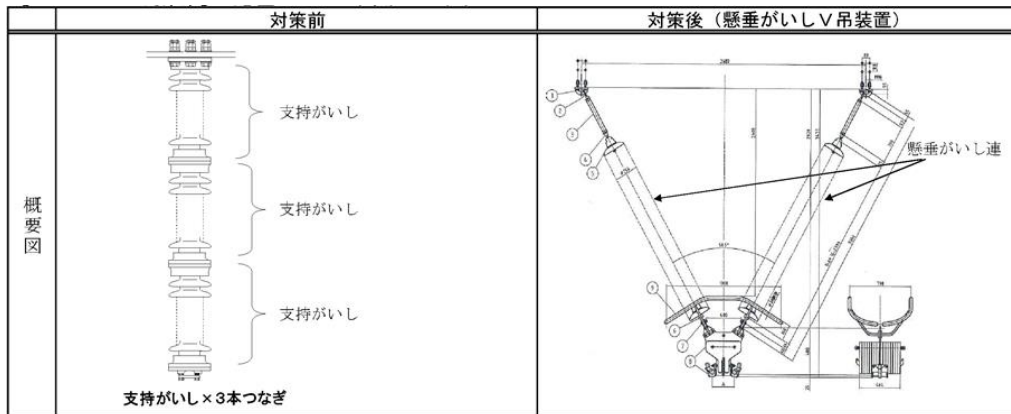
220kV 第二島根原子力幹線の碍子については、長幹支持碍子に比べ、可とう性のある懸垂碍子を使用する。

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。

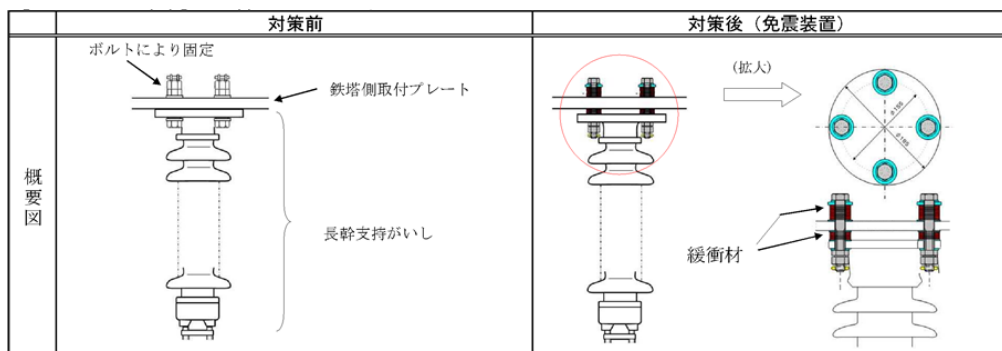
長幹支持碍子及び懸垂碍子の外観並びに免震金具について図 3-18 に示す。

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

2号機の外部電源受電用の起動変圧器は、EL8.5mの高さに設置されているが、前面海域にEL15mの防波壁及び変圧器の周囲にEL15mの防水壁で防護しており、外部から浸水の影響を受けることはない。

また、外部電源受電に関係する開閉所及び予備変圧器はEL15m以上の高所に位置しており、碍子及び遮断器等は津波の影響を受けることはない。

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。

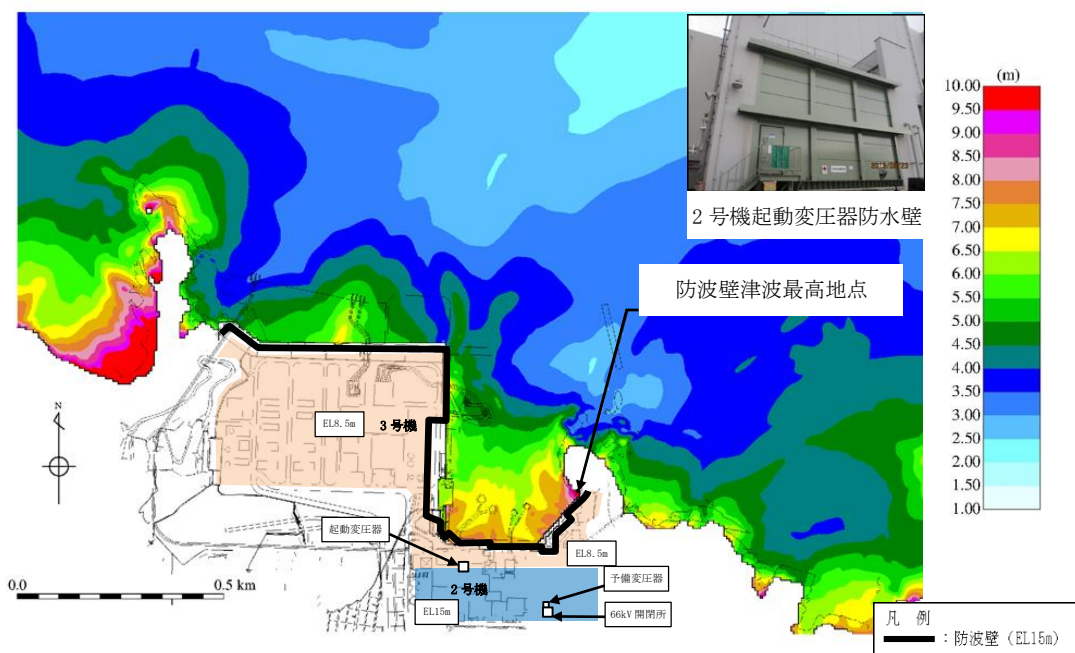
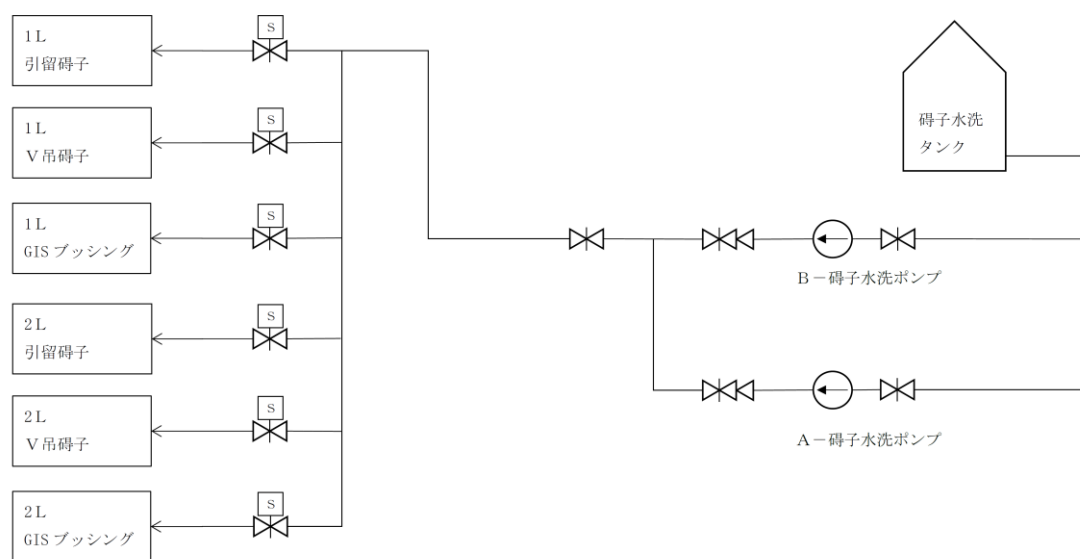


図3-19 基準津波の最高水位分布

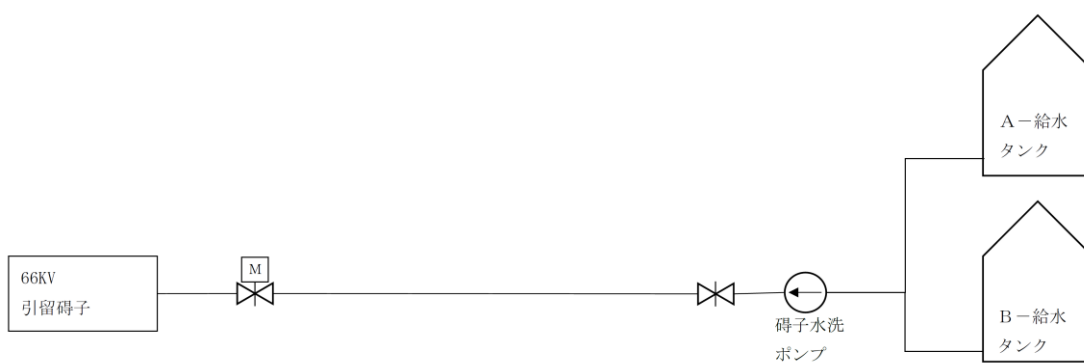
### 3.3.1.5 碍子及び遮断器等の塩害対策

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

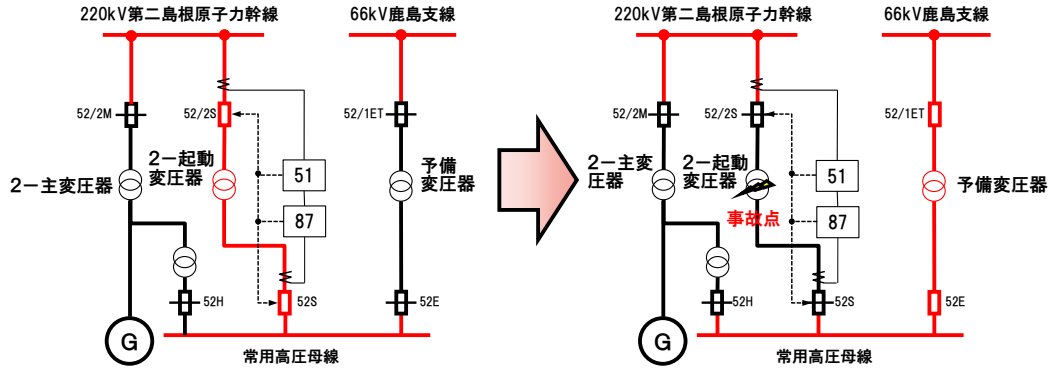
保安電源設備は，機器の損壊，故障その他の異常を検知するため，変圧器，母線等の各保護対象設備に応じた保護継電器を設ける設計とする。表 3-8 に故障要因，検知する保護継電器及び異常の拡大防止のために動作する遮断器を示す。また，主な保護の概要を図 3-22，図 3-23 に示す。

ガス絶縁開閉装置の遮断器は，送電線の引込口及び主変圧器，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。

モニタリングポスト用発電機及びモニタリングポスト用無停電電源装置は，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

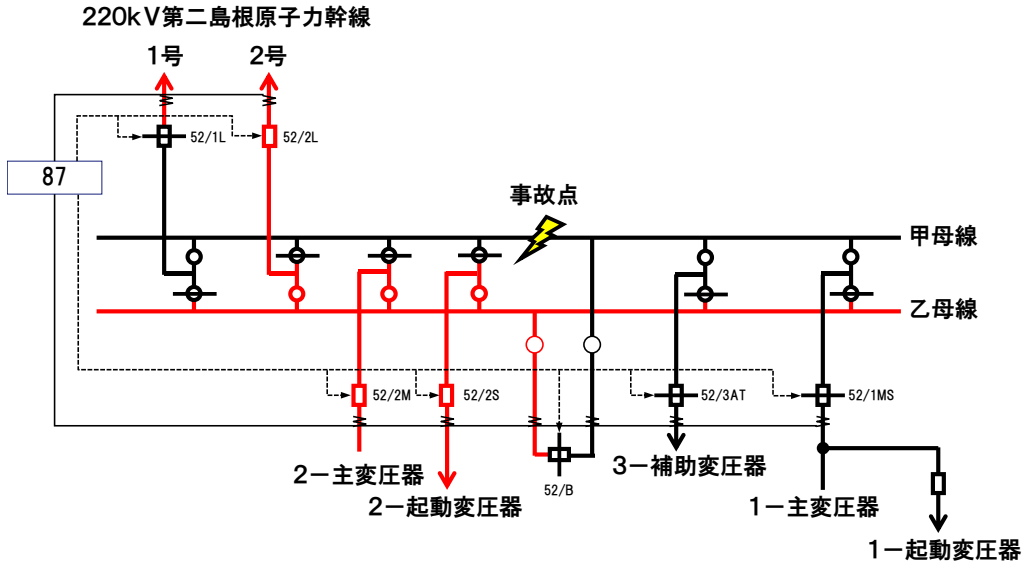


変圧器保護装置

保護方式	
短絡	51(過電流繼電方式)
短絡・地絡	87(電流差動繼電方式)

(凡例)	□ 遮断器(閉)	○ 断路器(閉)	— 充電部
	⊞ 遮断器(事故遮断)	⊙ 断路器(開)	— 停電部

図 3-22 変圧器保護装置 (起動変圧器故障時)



220kV母線保護装置

保護方式	
短絡・地絡	87(電流差動繼電方式)

(凡例)	□ 遮断器(閉)	○ 断路器(閉)	— 充電部
	⊞ 遮断器(事故遮断)	⊙ 断路器(開)	— 停電部

220kV 開閉所甲母線故障時

図 3-23 母線保護

### 3.3.3 1相の電路の開放に対する検知及び電力の安定性回復

外部電源に直接接続する変圧器として、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。

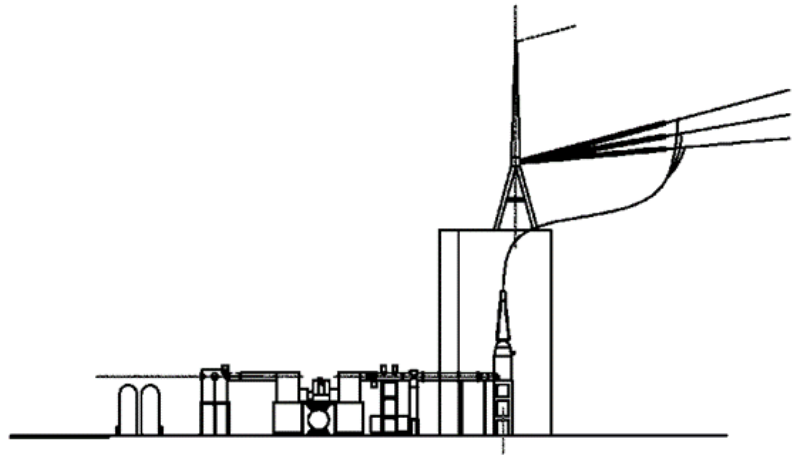
起動変圧器は、変圧器一次側の接続部位に架線の碍子を用いず、接地された筐体内に設置するとともに、断線が発生しにくい設計とする。また、予備変圧器一次側の架線は屋内に設置する設計とする。

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。

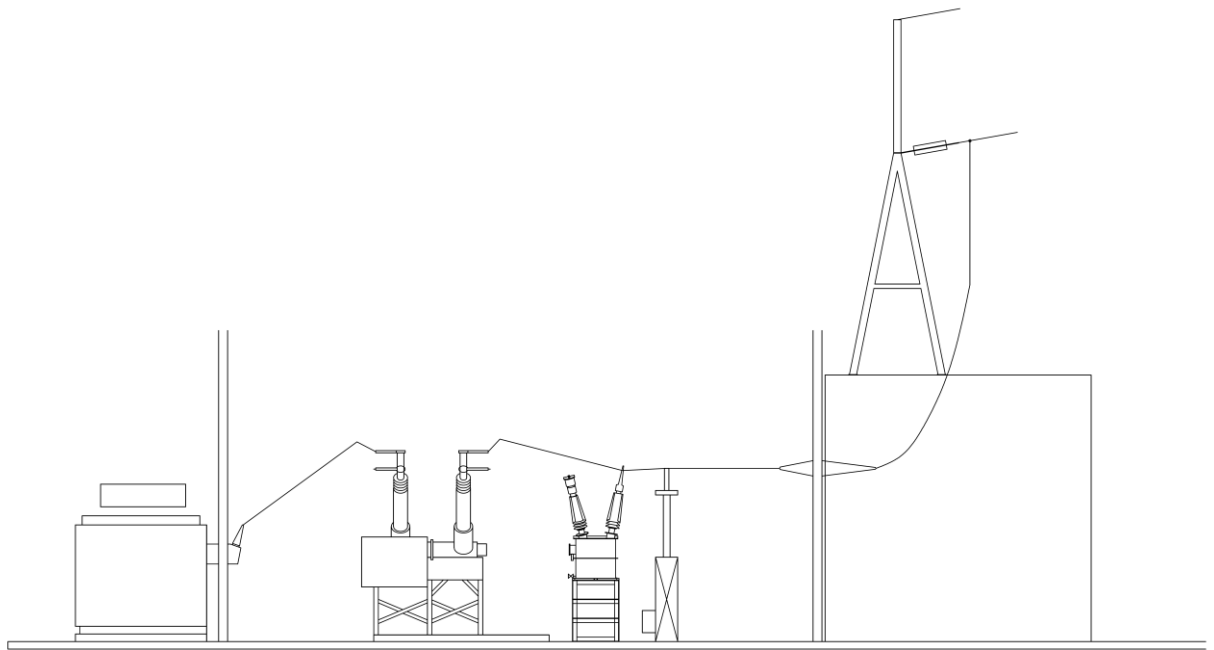
変圧器の内部において断線した場合、アークの発生により接地された筐体を通じ地絡が生じることで、中性点過電流継電器(51G)あるいは比率差動継電器(87)が動作する等、保護継電器にて異常の検知が可能な設計とする。異常を検知した場合は、遮断器の自動動作により故障箇所が隔離され、非常用母線への供給は、自動的に健全な電源からの受電へ切り替わることができるインターロック回路を有する設計とする。

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、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。電路の開放故障を検知した場合は、遮断器の自動動作により故障箇所が隔離され、非常用母線への供給は、自動的に健全な電源からの受電へ切り替わることができるインターロック回路を有する設計とする。

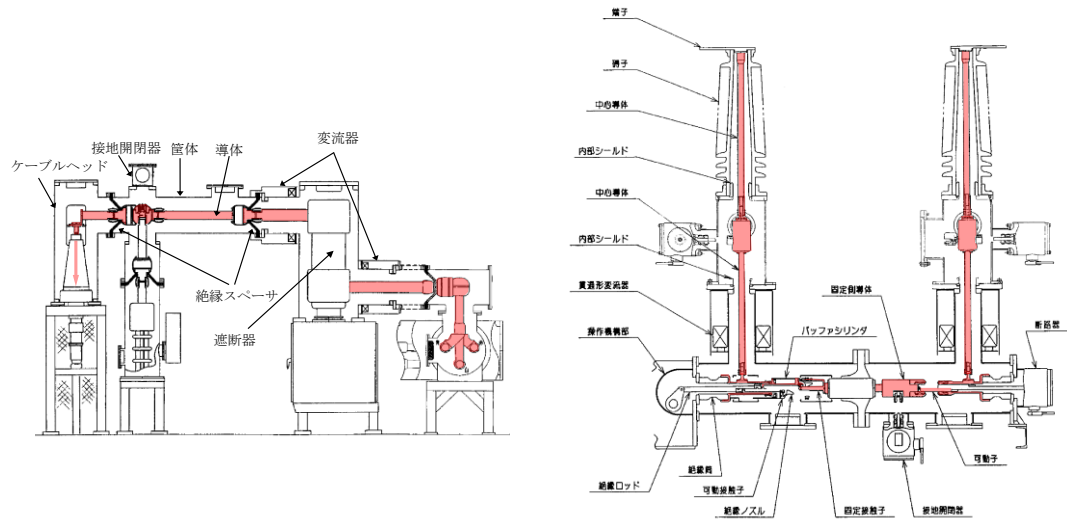


(a) 220kV 系統イメージ図 (引留鉄構からガス絶縁開閉装置まで)



(b) 66kV 系統イメージ図 (引留鉄構から予備変圧器まで)

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，「JEC-204」，「JEC-181」等に規定する耐電圧試験により絶縁耐力が確保された設計とする。

電線の接続箇所は，端子台等により接続することで電気抵抗を増加させないとともに，絶縁性能の低下及び期待される使用状態において断線のおそれがない設計とする。「JEC-204」，「JEC-181」等に規定する熱的強度に適合する設計とする。

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

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

また，取扱者以外の者が容易に立入らないよう，発電所及び特別高圧設備の周りには，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している。

### 3.4 所内電源設備に関する設計

#### 3.4.1 機器の損壊，故障その他の異常の検知と拡大防止

##### (1) 所内高圧系統及び所内低圧系統

発電機からの発生電圧（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 交流全体単線結線図（その 1）」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，直流 230V 1 系統及び直流 24V 2 系統の蓄電池，充電器，直流盤等で構成する。また，常用として直流 230V 1 系統の蓄電池，充電器，直流盤等で構成する。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，必要箇所には配電用遮断器を設置し，異常の拡大防止を行う設計とする。

##### (3) 計測制御用電源設備

常用の計測制御用電源設備は，図 3-27「計測制御用電源単線結線図」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，必要箇所には配電用遮断器を設置し，異常の拡大防止を行う設計とする。

##### (4) ケーブル

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

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

### 3.4.2 電気設備の異常の予防等に関する設計事項

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

S2 補 VI-1-9-2-1 R0

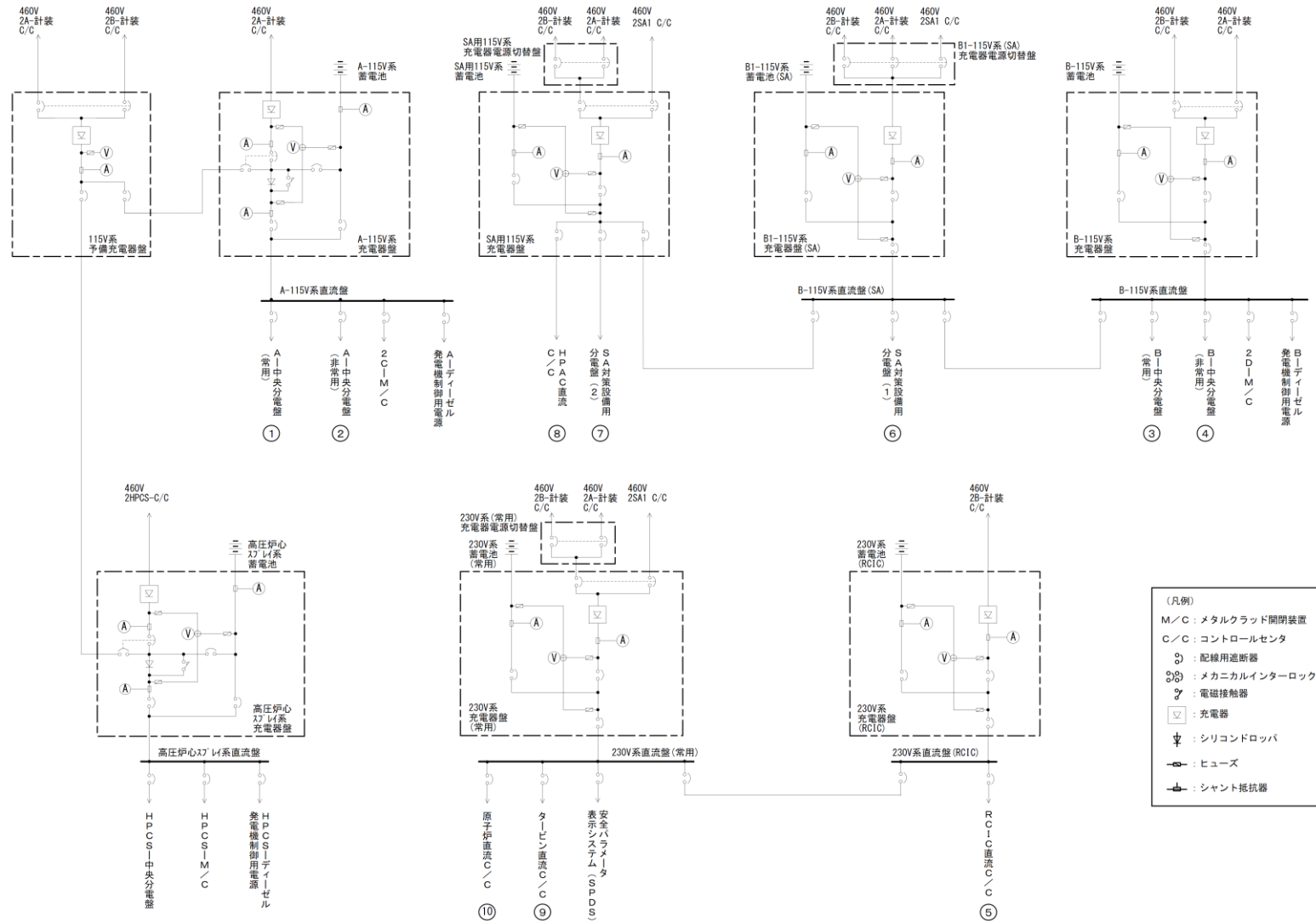


図 3-26 直流電源単線結線図 (1/2)

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

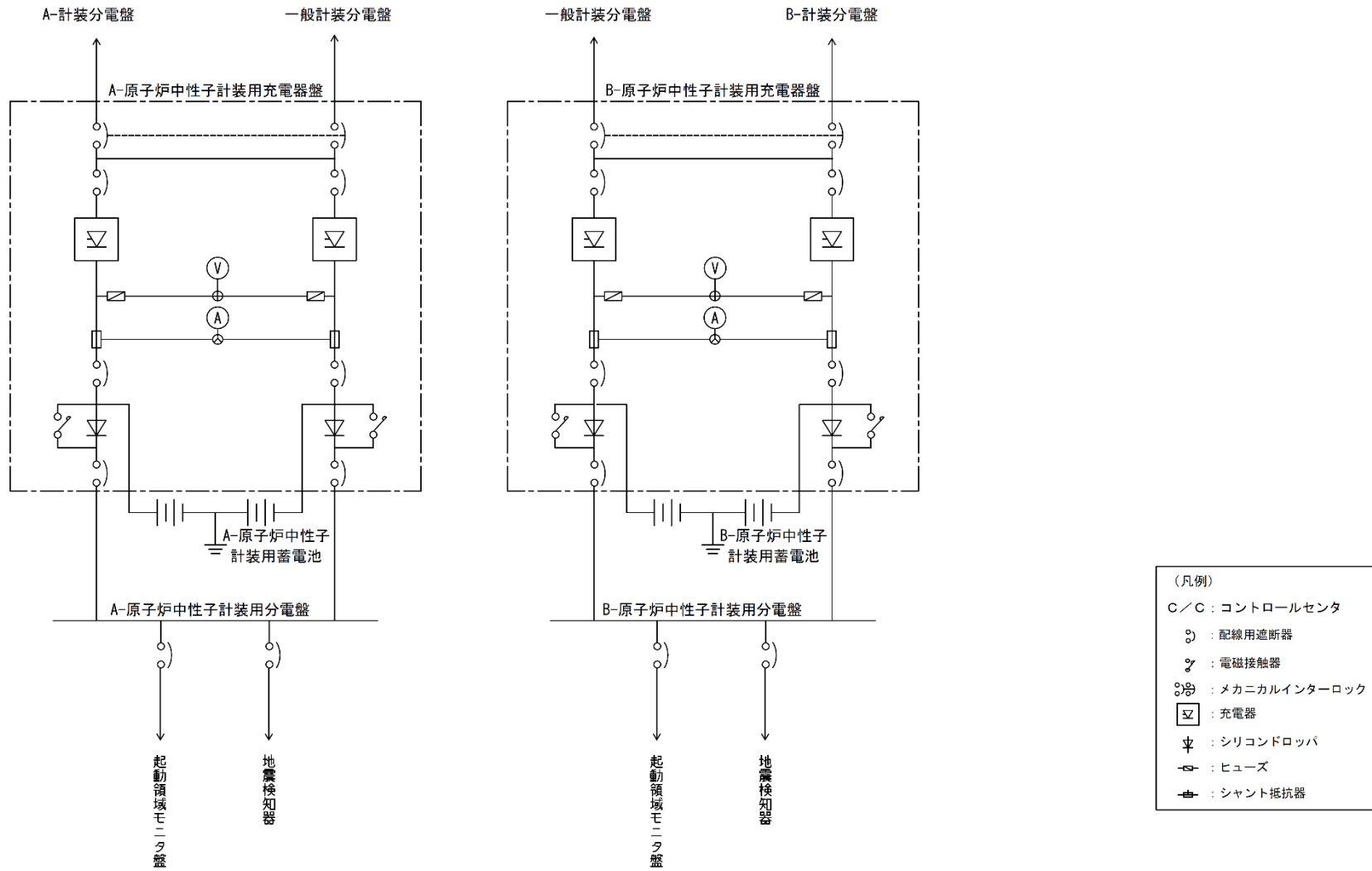


図 3-26 直流電源単線結線図 (2/2)

S2 補 VI-1-9-2-1 ROE

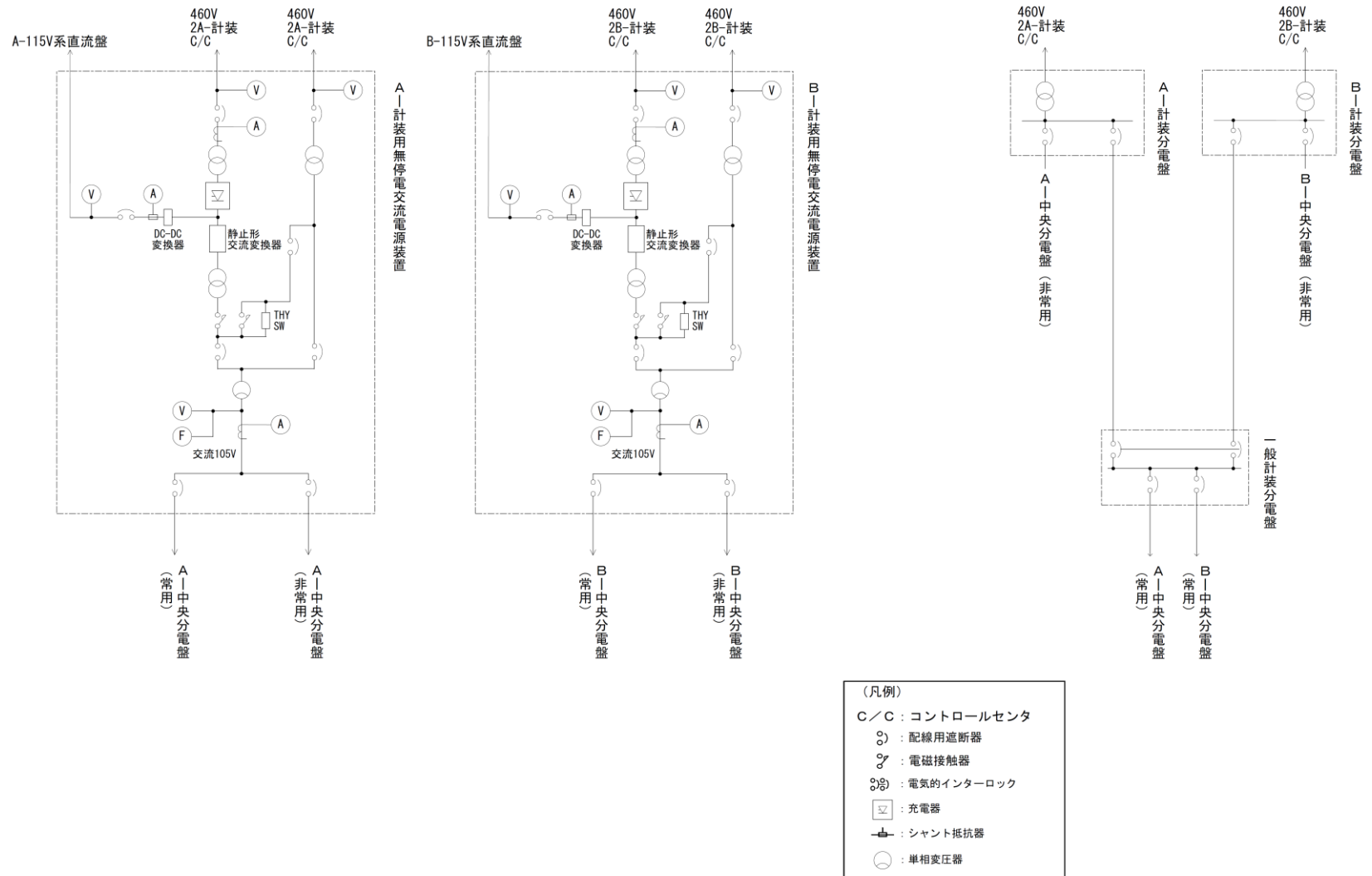


図 3-27 計測制御用電源設備単線結線図



### VI-1-9-3 緊急時対策所の説明書

## VI-1-9-3-1 緊急時対策所の機能に関する説明書

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

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

## 目次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
3. 緊急時対策所の機能に係る詳細設計	2
3.1 居住性の確保	4
3.1.1 換気空調系設備等	4
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	5
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（EL11.9m）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 EL50m に設置することにより、津波による影響を受けない設計とする。

耐震性に関する詳細は、VI-2-2-12「緊急時対策所の耐震性についての計算書」及びVI-1-1-7「安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」、自然現象への配慮等の詳細は、VI-1-1-3「発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」に示す。

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

位置的分散に関する詳細は、VI-1-1-7「安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」に示す。

- (3) 緊急時対策所は、代替電源設備からの給電を可能な設計とし、1 台で緊急時対策所に給電するために必要な発電機容量を有する緊急時対策所用発電機（屋外に設置（以下同じ。）を燃料給油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（ERSS）等へ必要なデータを伝送することができるものとする。

3. 緊急時対策所の機能に係る詳細設計

緊急時対策所は、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) 空気ポンベ加圧設備
    - イ. 空気ポンベ加圧設備（空気ポンベ）（第1保管エリア，第4保管エリアに保管）
    - ロ. 空気ポンベ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. 空気ポンベ加圧設備用配管・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（EL11.9m）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 EL50m 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 58kW 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を用いて，軽油を給油することにより，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 41 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給油を行うことにより、格納容器ベント実施後早期に給油が必要となることはない。

なお、格納容器ベント実施前に負荷運転中の緊急時対策所用発電機 1 台に加えて、もう 1 台の制御回路を起動した状態にて待機しておくことで、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 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。

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 650m<sup>2</sup>、緊急時対策本部として約 240m<sup>2</sup>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ポンプ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。

放射性雲通過時には、緊急時対策所空気浄化送風機から空気ポ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。

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、VI-1-9-3-2「緊急時対策所の居住性に関する説明書」、放射線管理計測装置の仕様等は、VI-1-7-1「放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」に示す。

### 3.1.2 生体遮蔽装置

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、VI-4-2-2「緊急時対策所の生体遮蔽装置の放射線の遮蔽及び熱除去についての計算書」及びVI-1-9-3-2「緊急時対策所の居住性に関する説明書」に示す。

### 3.1.3 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計

設計基準事故時及び重大事故等が発生した場合の対応として、緊急時対策所内の酸素及び二酸化炭素濃度を確認する電池式の可搬型の酸素濃度計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、VI-1-9-3-2「緊急時対策所の居住性に関する説明書」に示す。

### 3.1.4 チェンジングエリア

重大事故等が発生し、緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、要員が緊急時対策所の外側から緊急時対策所内に放射性物質に

よる汚染を持ち込むことを防止するため、図 3-7 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、VI-1-7-2「管理区域の出入管理設備及び環境試料分析装置に関する説明書」及びVI-1-9-3-2「緊急時対策所の居住性に関する説明書」に示す。

### 3.2 情報の把握

緊急時対策所において、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）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、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、自治体、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）、衛星電話設備（固定型）、衛星電話設備（携帯型）、無線通信設備（固定型）、無線通信設備（携帯型）、

局線加入電話設備（固定電話機及びFAX）、テレビ会議システム（社内向）、専用電話設備（専用電話設備（ホットライン）（地方公共団体他向））、衛星電話設備（社内向）（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）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、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、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	28.14
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）	18.14
合計	57.59

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）

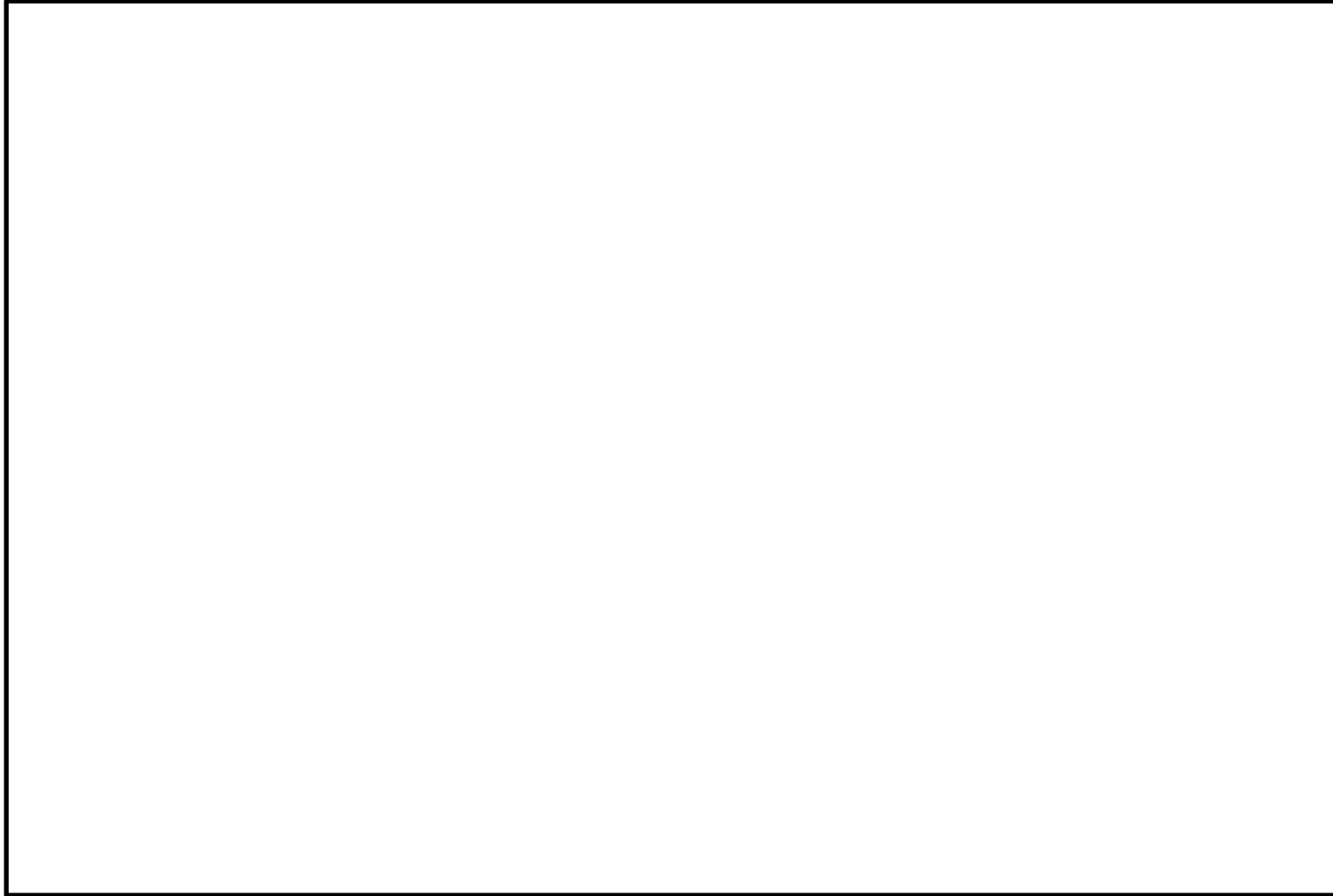
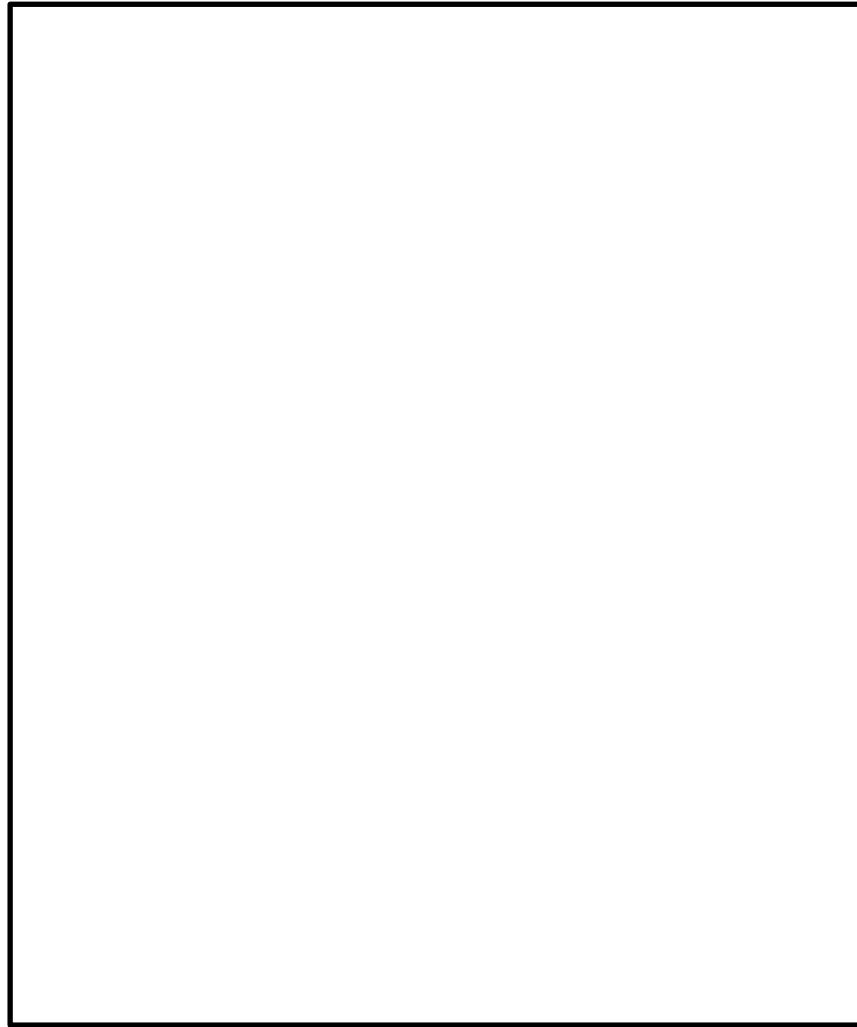


図 3-1 緊急時対策所 配置図



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

空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）

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

空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）

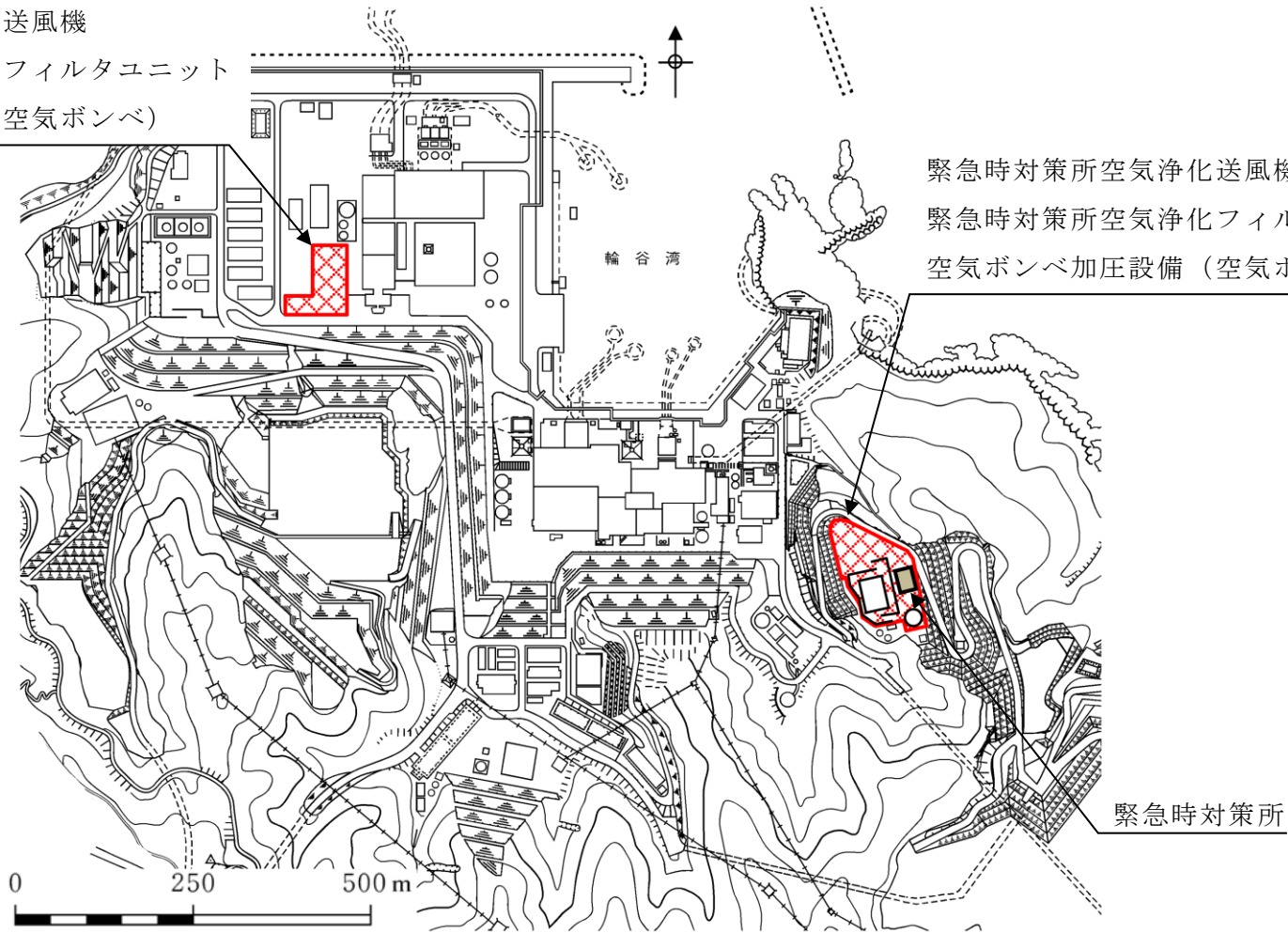


図 3-2 緊急時対策所 機器配置図 (2/3)



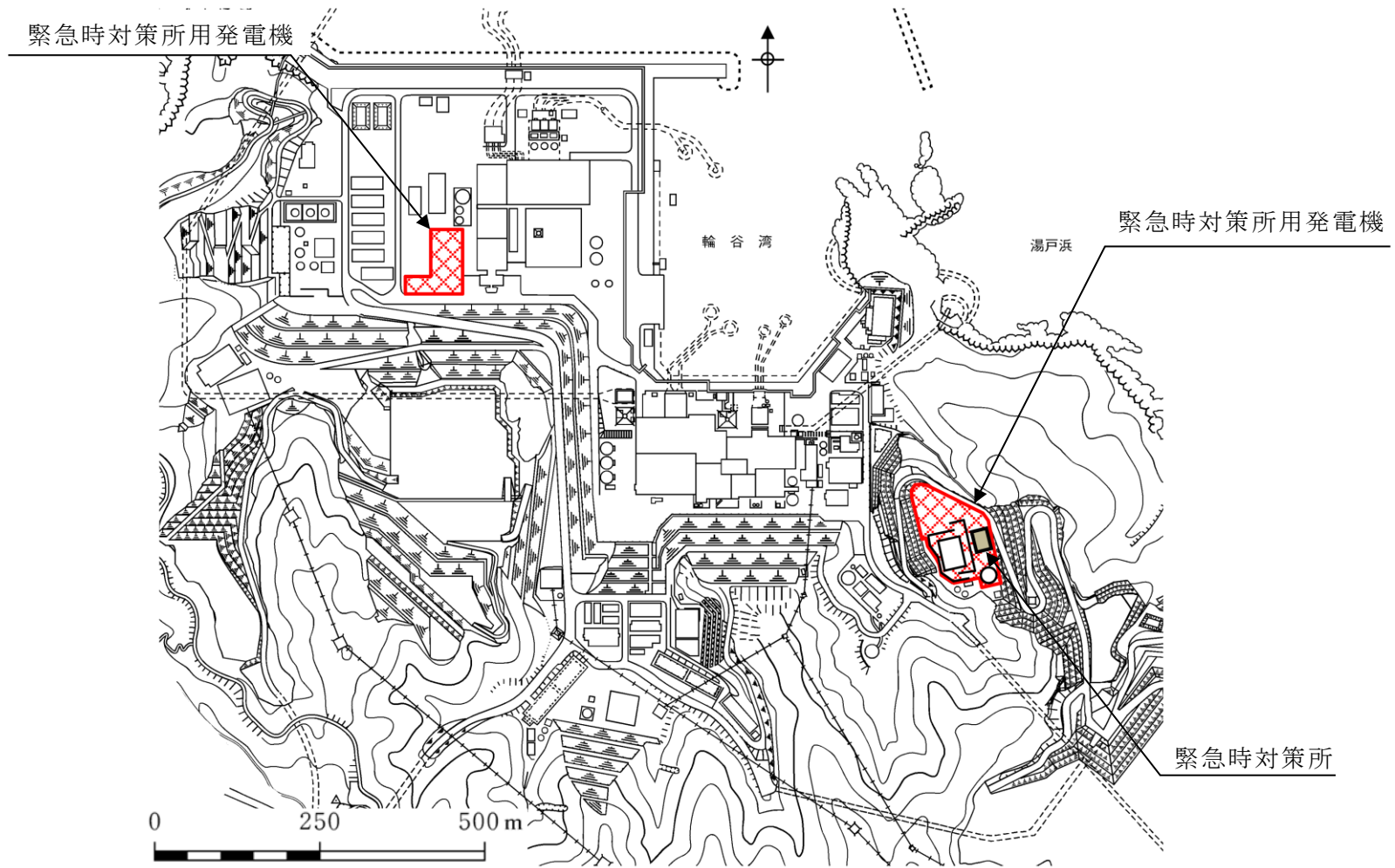


図 3-2 緊急時対策所 機器配置図 (3/3)

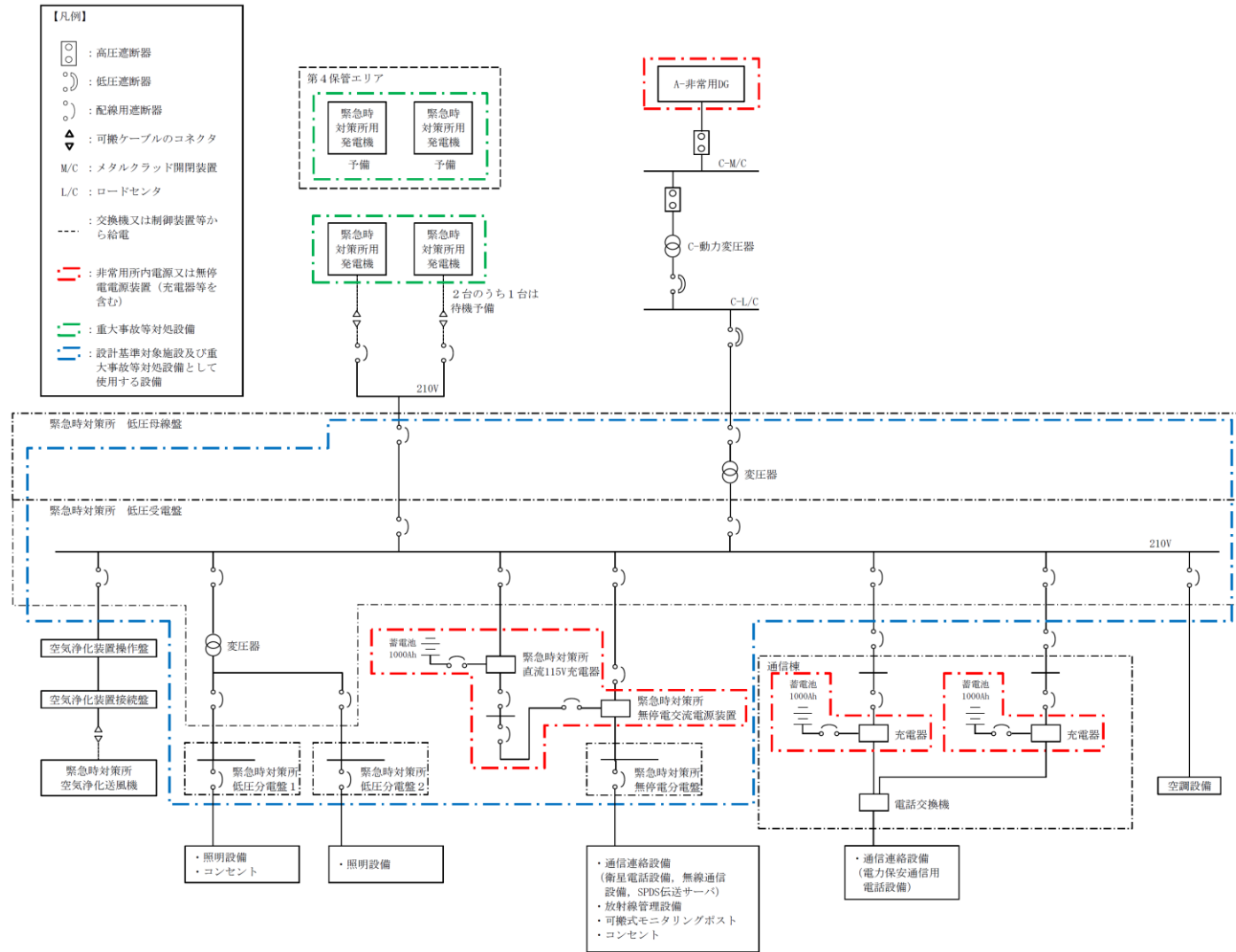


図 3-3 緊急時対策所単線結線図

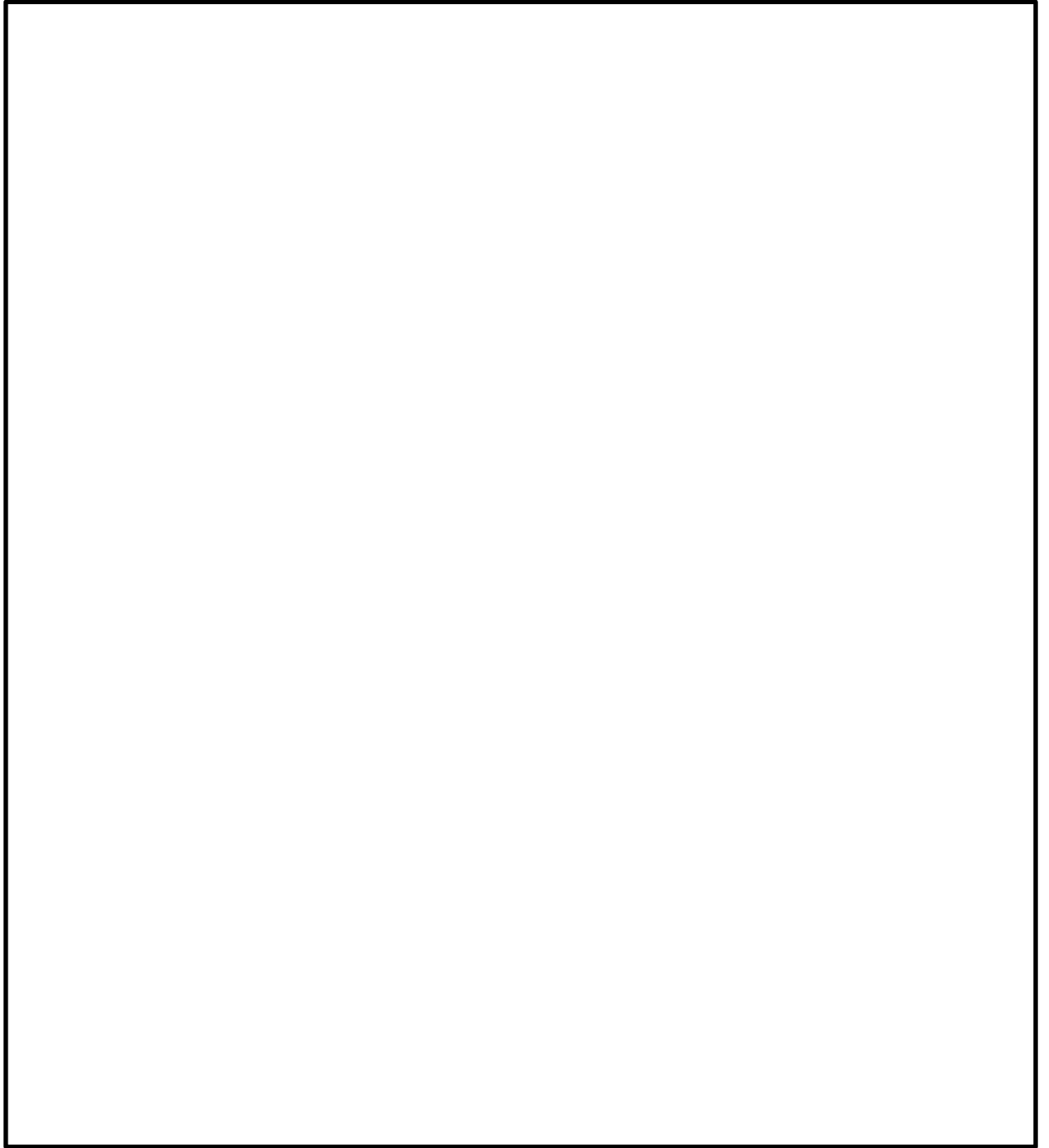
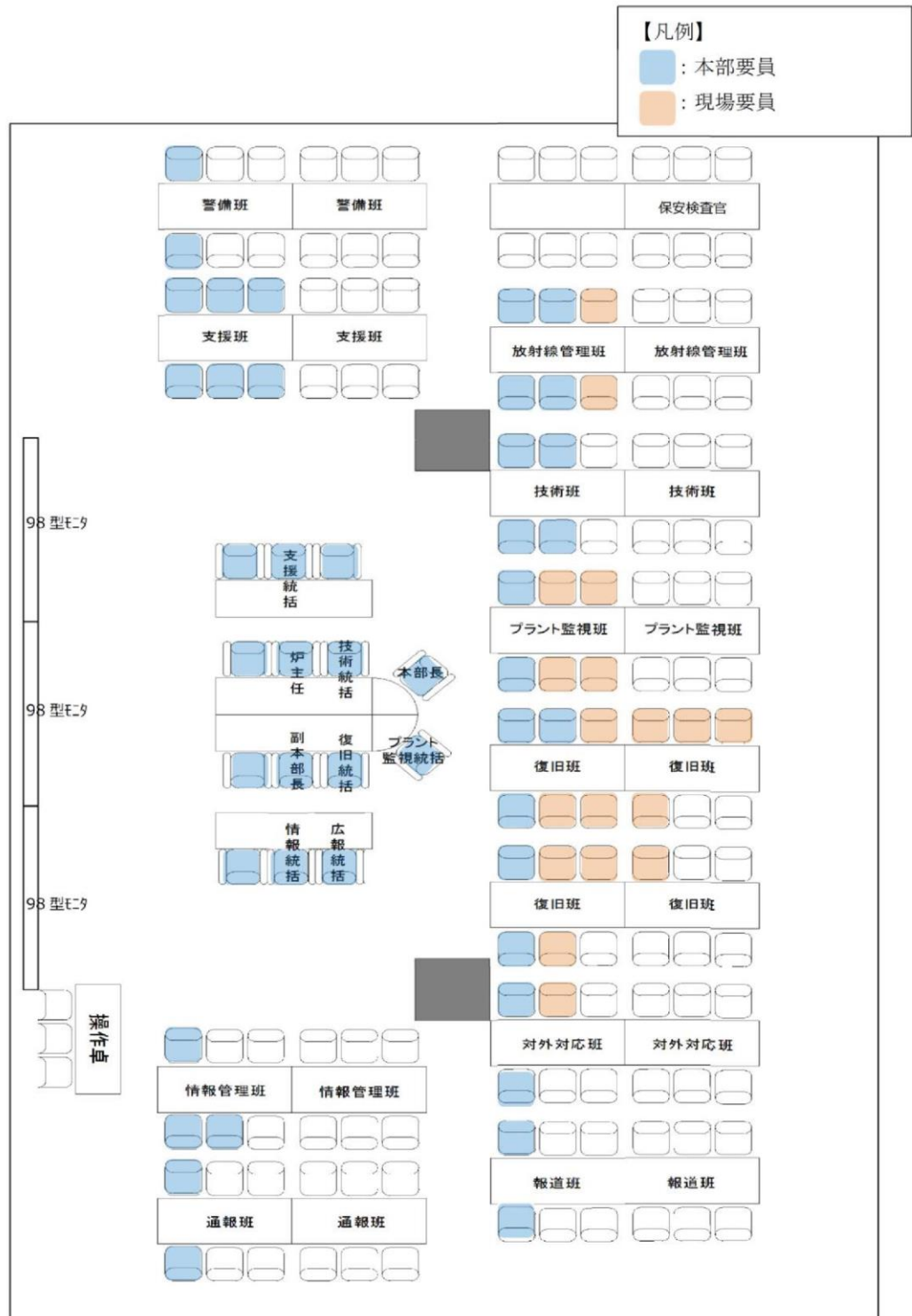


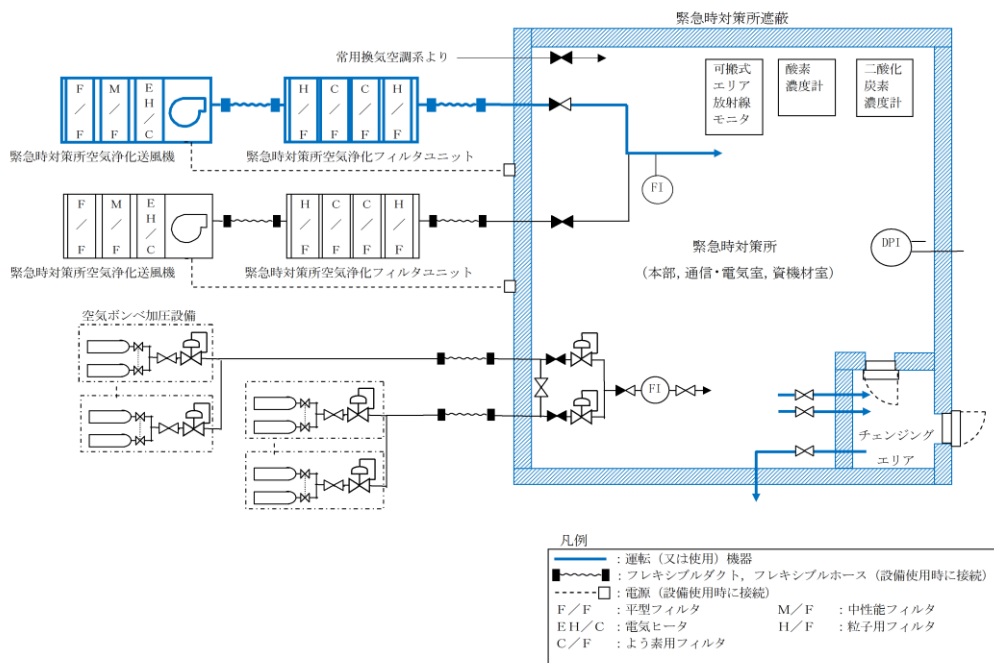
図 3-4 緊急時対策所の概要（概要図）



注記\* : 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

放射性雲通過後：空気浄化装置による正圧化



放射性雲通過中：空気ボンベ加圧設備による正圧化

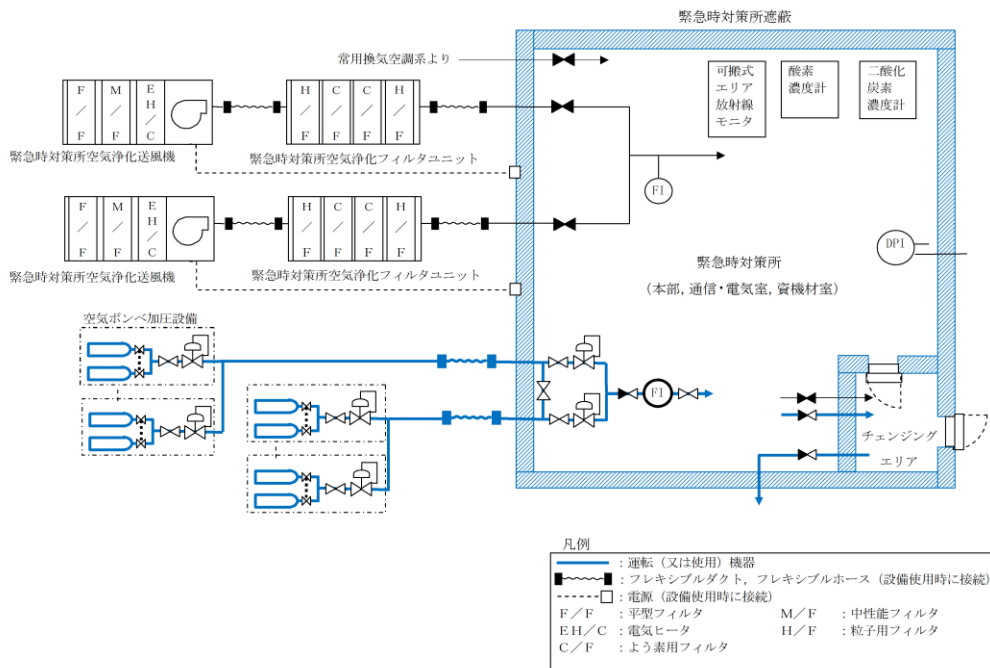


図 3-6 緊急時対策所換気空調系 設備構成図

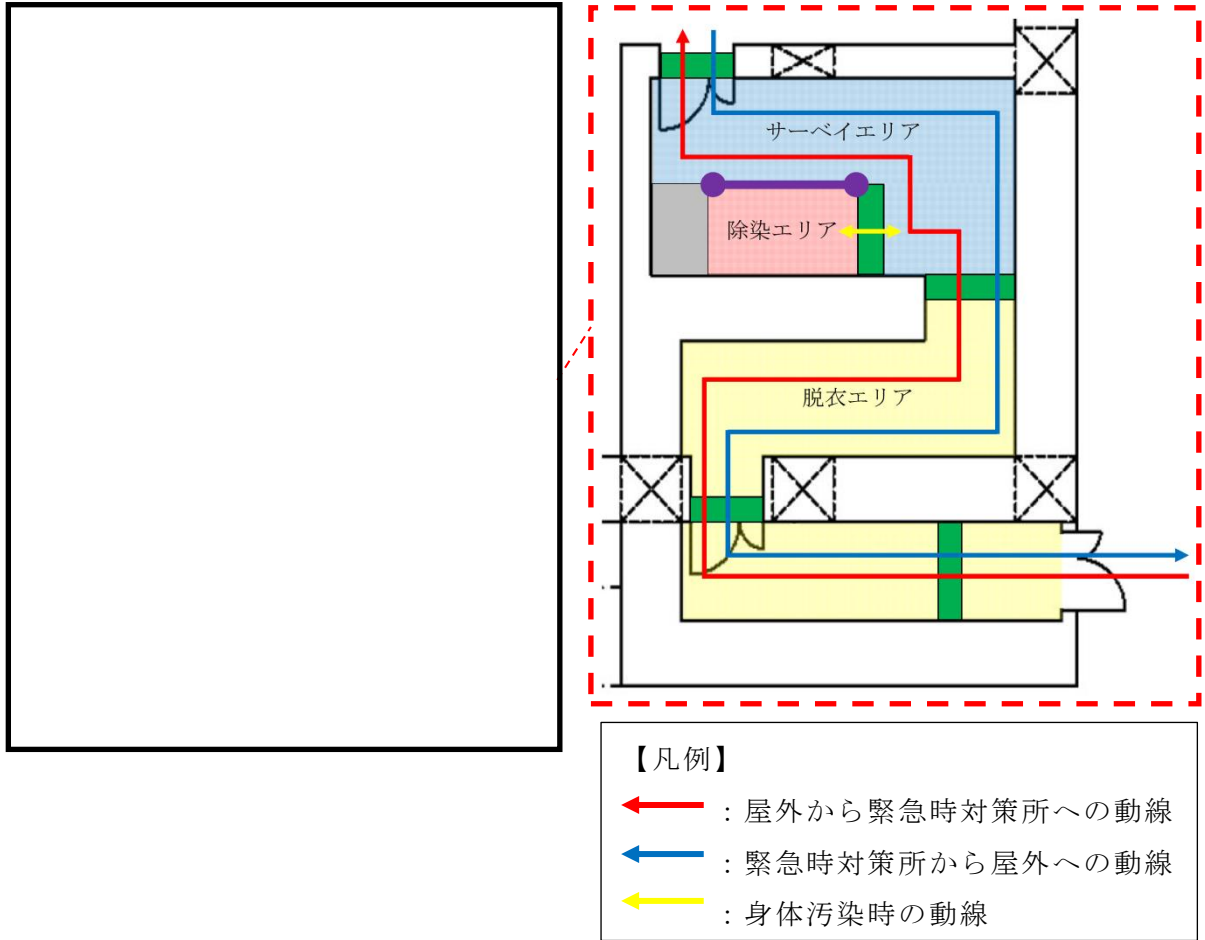
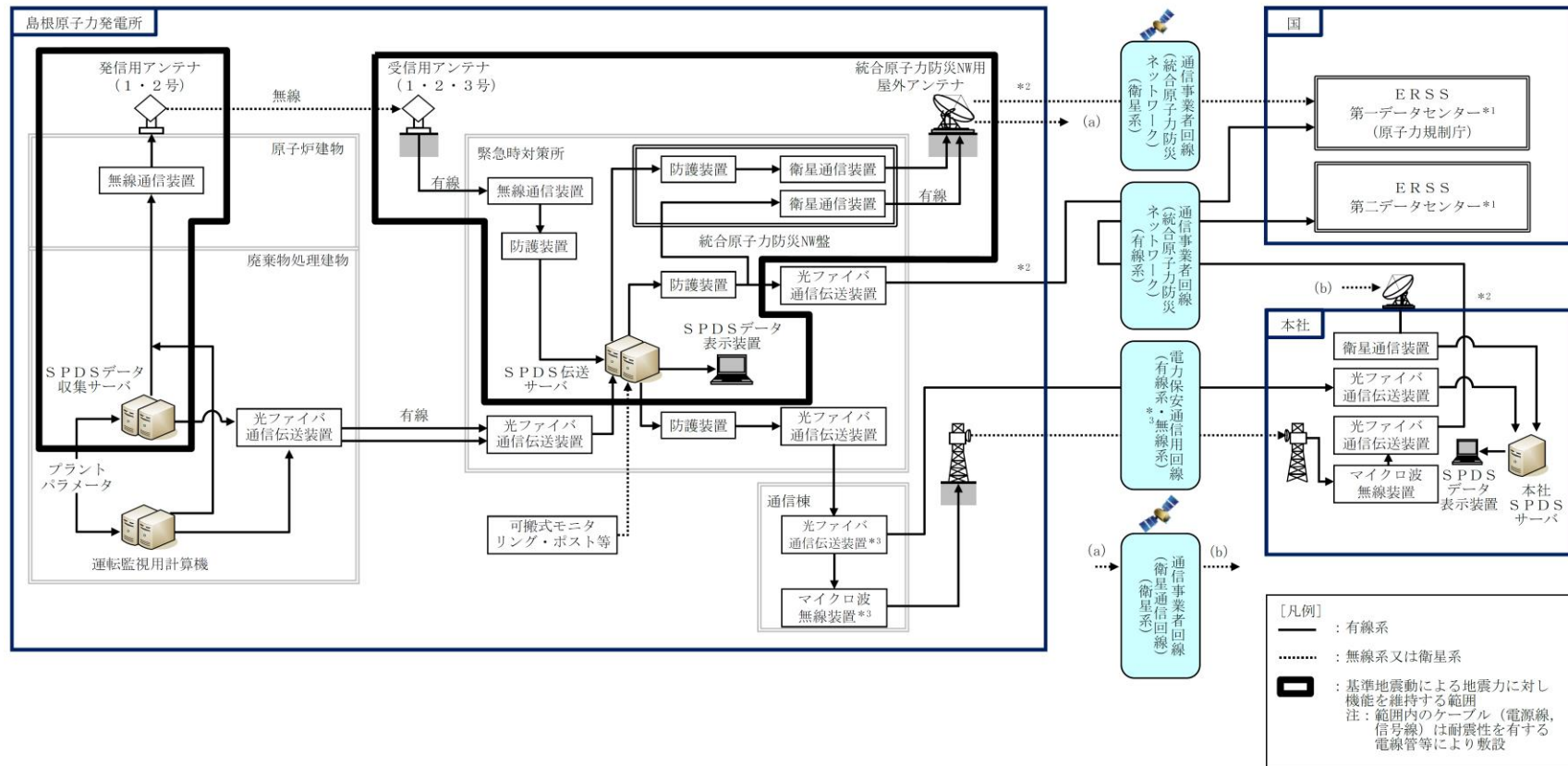


図 3-7 緊急時対策所チェンジングエリアのレイアウト



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	3
4.1 評価条件	3
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	7
4.1.6 有毒ガス濃度評価	9
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	10
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	10
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、指示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、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することで、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。

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。

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。

### 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、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、VI-1-9-3-2「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，固定源及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

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

b. 物質移動係数  $K_M$ 

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

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

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

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

c. 補正蒸発率  $E_c$ 

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

ここで、

E	: 蒸発率 (kg/s)
$E_c$	: 補正蒸発率 (kg/s)
A	: 防液堤開口部面積 (m <sup>2</sup> )
$K_M$	: 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
$\nu$	: 動粘性係数 (m <sup>2</sup> /s)
$D_M$	: 化学物質の分子拡散係数 (m <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /s)
$M_{WH_2O}$	: 水の分子量 (kg/kmol)
$D_0$	: 水の拡散係数 (= $2.2 \times 10^{-5}$ m <sup>2</sup> /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。

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

$$(\chi/Q)_i = \frac{1}{\pi \cdot \sigma_{yi} \cdot \sigma_{zi} \cdot U_i} \cdot \exp\left(-\frac{H^2}{2\sigma_{zi}^2}\right) \quad (\text{建物影響を考慮しない場合})$$

$$(\chi/Q)_i = \frac{1}{\pi \cdot \sigma_{yi} \cdot \Sigma_{zi} \cdot U_i} \cdot \exp\left(-\frac{H^2}{2\Sigma_{zi}^2}\right) \quad (\text{建物影響を考慮する場合})$$

$\chi/Q$  : 実効放出継続時間中の相対濃度 (s/m<sup>3</sup>)

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/m<sup>3</sup>)

${}_d \delta_i$  : 時刻*i*において風向が当該方位*d*にあるとき  ${}_d \delta_i = 1$

時刻*i*において風向が当該方位*d*にないとき  ${}_d \delta_i = 0$

$\sigma_{yi}$  : 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)

$\sigma_{zi}$  : 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)

$$\Sigma_{yi} : \left(\sigma_{yi}^2 + \frac{cA}{\pi}\right)^{1/2}$$

$$\Sigma_{zi} : \left(\sigma_{zi}^2 + \frac{cA}{\pi}\right)^{1/2}$$

A : 建物等の風向方向の投影面積 (m<sup>2</sup>)

C : 形状係数

上記のうち、気象項目（風向、風速及び $\sigma_{yi}$ 、 $\sigma_{zi}$ 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。

$\sigma_{yi}$  及び  $\sigma_{zi}$  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、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。

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

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

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

$C_{ppm}$  : 外気濃度 (ppm)

$C$  : 外気濃度 (kg/m<sup>3</sup>) = (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)

$\frac{X}{Q}$  : 相対濃度 (s/m<sup>3</sup>)

## 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。

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 <sup>2</sup>	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、放射性雲は風下方向に直線的に流され、放射性雲の軸のまわりに正規分布に拡がっていくと仮定するガウスプルームモデルを適用。	有毒ガス評価ガイド 4.4.2 原子炉制御室等外評価点及び重要操作地点での濃度評価 2) 次の項目から判断して、有毒ガスの性状、放出形態に応じて、大気拡散モデルが適切に用いられていること。 -大気拡散の解析モデルは、検証されたものであり、かつ適用範囲内で用いられていること（選定した解析モデルの妥当性、不確かさ等が試験解析、ベンチマーク解析等により確認されていること。）。
気象資料	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(原子力安全委員会)

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

注記\*：発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（原子力安全委員会）



表 4-3 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"> <li>・排水中和用塩酸タンク：</li> <li>管理事務所1号館</li> </ul> <p>(敷地外固定源)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・アンモニア：</li> <li>考慮しない</li> </ul>	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>

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(結果が厳しい方で代表)</td> </tr> <tr> <td>FAIR 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(結果が厳しい方で代表)	FAIR 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(結果が厳しい方で代表)													
FAIR 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に、有毒ガス発生抑制等の効果が見込める設備(例えば、防液堤内のフロート等)(解説-5)												

表 4-3 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 <sup>*1</sup>	<p>(敷地内固定源)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>排水中和用塩酸タンク： 2方位：ESE<sup>*2</sup>, SE</li> </ul> <p>(敷地外固定源)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>アンモニア： 1方位：ENE<sup>*2</sup></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>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 <ul style="list-style-type: none"> <li>i) 放出点が評価点の風上にあること</li> <li>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</li> <li>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</li> </ul> </li> <li>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。</li> </ul>	<p>被ばく評価手法 (内規)</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。

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"> <li>排水中和用塩酸タンク</li> <li>管理事務所 1 号館</li> <li>ESE (850m<sup>2</sup>)</li> <li>SE (850m<sup>2</sup>)</li> </ul>	<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)</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*を参考として設定</p>	<p>被ばく評価手法 (内規)</p> <p>5.1.1(2)b) 形状係数 <math>c</math> 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\* : 発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針 (原子力安全委員会)

表 4-4 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 <sup>3</sup> )	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	$6.1 \times 10^0$	0.13	$1.8 \times 10^{-4}$	$5.3 \times 10^{-2}$	$1.8 \times 10^0$
敷地外	アンモニア (冷媒)	$2.2 \times 10^{-1}$	< 0.01	$3.6 \times 10^{-7}$	$4.2 \times 10^{-1}$	$1.0 \times 10^0$

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	$5.1 \times 10^0$	0.11	影響なし
		SE	$6.1 \times 10^0$	0.13	
敷地外	アンモニア (冷媒)	ENE	$2.2 \times 10^{-1}$	< 0.01	

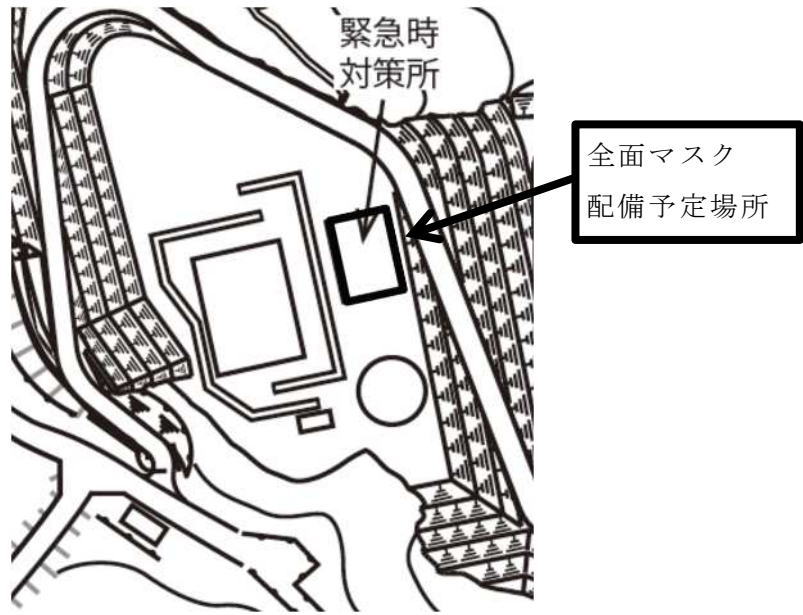


図 3-1 全面マスク配備予定場所（緊急時対策所）

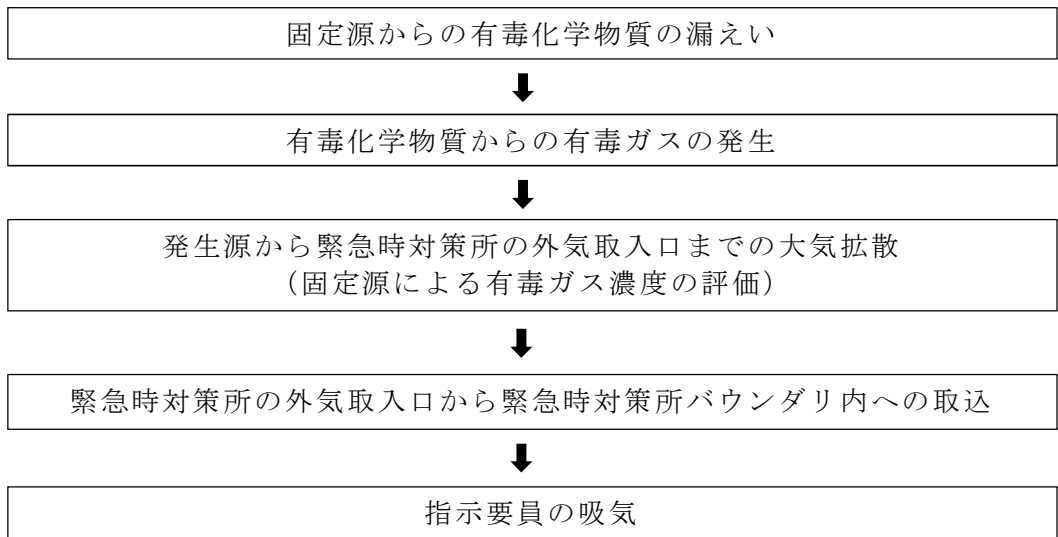
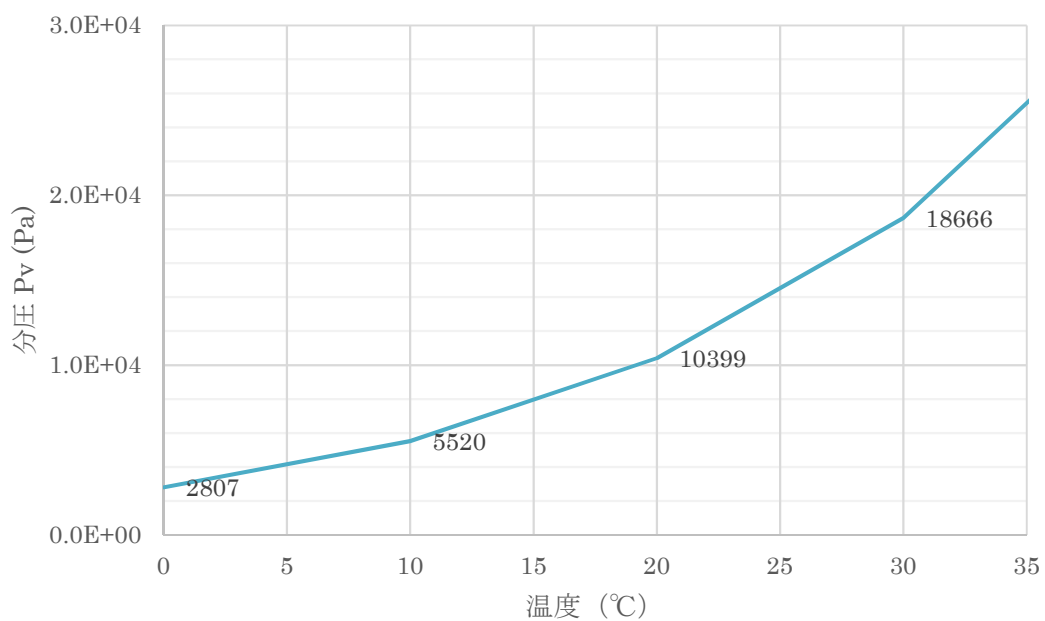


図 4-1 緊急時対策所の有毒ガスの到達経路



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）



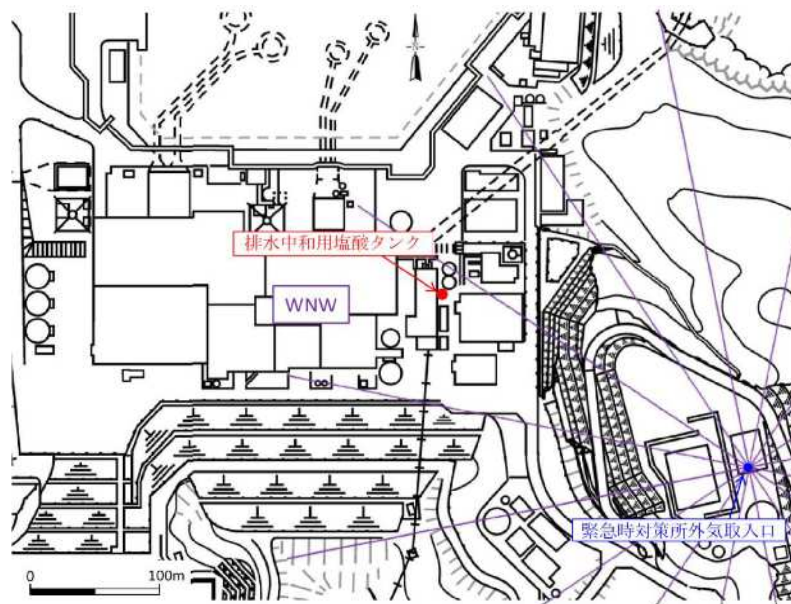


図 4-3 敷地内固定源



図 4-4 敷地外固定源（アンモニア）

## VI-1-9-3-2 緊急時対策所の居住性に関する説明書

## 目 次

1.	概要	1
2.	緊急時対策所の居住性に関する基本方針	1
2.1	基本方針	1
2.2	適用基準，適用規格等	2
3.	緊急時対策所の居住性を確保するための防護措置	4
3.1	換気設備等	4
3.1.1	緊急時対策所換気空調設備	5
3.1.2	放射線管理用計測装置	8
3.2	生体遮蔽装置	8
3.3	酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計	8
3.4	資機材及び対策要員の交替等	9
3.5	代替電源	9
4.	緊急時対策所の居住性評価	10
4.1	線量評価	10
4.1.1	評価方針	10
4.1.2	線量計算	18
4.2	酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価	24
4.2.1	評価方針	24
4.2.2	評価結果	28
4.3	緊急時対策所の居住性評価のまとめ	29
5.	熱除去の評価	30
5.1	緊急時対策所遮蔽の熱除去の評価	30
5.1.1	緊急時対策所遮蔽における入射線量の設定方法	30
5.1.2	緊急時対策所遮蔽における温度上昇の計算方法	30
5.2	原子炉二次遮蔽の熱除去の評価	30
5.2.1	原子炉二次遮蔽における入射線量の設定方法	30
5.2.2	原子炉二次遮蔽における温度上昇の計算方法	30
5.3	温度上昇のまとめ	31
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) 空気ポンベ加圧設備

- イ. 空気ポンベ加圧設備（空気ポンベ）（第1保管エリア，第4保管エリアに保管）
- ロ. 空気ポンベ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. 空気ポンベ加圧設備用配管・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」（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，最終改正平成26年7月30日厚生労働省令第87号）（以下「事務所衛生基準規則」という。），「労働安全衛生法（昭和47年法律第57号）酸素欠乏症等防止規則」（昭和47年9月30日労働省令第42号，最終改正平成30年6月19日厚生労働省令第75号）（以下「酸素欠乏症等防止規則」という。）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，最終改正令和3年4月8日経済産業省令第40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）
  - ・ 沸騰水型原子力発電所 事故時の被ばく評価手法について HLR-021訂9 株式会社日立製作所，平成16年1月
  - ・ 「放射線施設のしゃへい計算 実務マニュアル 2015」のデータ集「放射線施設の遮蔽計算実務（放射線）データ集 2015」（公益財団法人原子力安全技術センター）
  - ・ ICRP Publication 71, "Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part 4 Inhalation Dose Coefficients", 1995
  - ・ ICRP Publication 72, "Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part 5 Compilation of Ingestion and Inhalation Dose Coefficients", 1996
  - ・ 審査ガイド
  - ・ JENDL-3.2に基づくORIGEN2用ライブラリ：ORLIBJ32（JAERI-Data/Code 99-003（1999年2月））
  - ・ L. Soffer, et al., "Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants", NUREG-1465, February 1995
  - ・ 原子力発電技術機構 平成9年度 NUREG-1465のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書（平成10年3月）
  - ・ 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

- R.G.1.195 “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light Water Nuclear Power Reactors”
- 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

### 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、希ガスを含む放射性物質の侵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、VI-1-9-3-1「緊急時対策所の機能に関する説明書」に、身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画（以下「チェンジングエリア」という。）の詳細については、VI-1-7-2「管理区域の出入管理設備及び環境試料分析装置に関する説明書」に示す。

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

#### 3.1 換気設備等

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ポンベ加圧設備（空気ポンベ））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、フィルタを介さない外気の流入を防止する設計とする。

放射性雲通過中においては、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、フィルタを介さ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、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を考慮した位置に設置する。

(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 $9.8\text{m}^3$  [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 $0\sim 500\text{Pa}$  [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（空気ポンペ）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、空気ポンペ加圧設備（空気ポンペ）出口に安全弁を設ける設計とする。

空気ポンペ加圧設備（空気ポンペ）の強度に関する詳細は、VI-3-3-6-1-3-1「空気ポンペ加圧設備（空気ポンペ）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、空気ポンペ正圧化等）を実施する。

放射線管理用計測装置の仕様の詳細は、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ー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、VI-1-9-3-1「緊急時対策所の

機能に関する説明書」に示す。

### 3.4 資機材及び対策要員の交替等

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，VI-1-9-3-1「緊急時対策所の機能に関する説明書」に，チェンジングエリアの詳細は，VI-1-7-2「管理区域の出入管理設備及び環境試料分析装置に関する説明書」に示す。

### 3.5 代替電源

緊急時対策所空気浄化送風機は，常用電源設備からの給電が喪失した場合においても代替交流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。

代替交流電源設備の詳細については，VI-1-9-1-1「非常用発電装置の出力の決定に関する説明書」及びVI-1-9-3-1「緊急時対策所の機能に関する説明書」に示す。

#### 4. 緊急時対策所の居住性評価

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

##### 4.1 線量評価

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

評価対象は、「緊急時対策所」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線量評価条件を表4-1に示す。

- a. 事故直前の炉内蓄積量

事故発生直前まで、原子炉は定格熱出力で長期間にわたって運転されているものとする。事故直前の炉内蓄積量は、電力共同研究報告書「立地審査指針改定に伴うソース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蓄積量の計算には、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、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蓄積量を計算する。

- ・燃焼度 : 55,000MWd/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蓄積量を表4-2に示す。

事故直前の炉内蓄積量は、この値に原子炉熱出力である2,436MWを掛け合わせて計算する。

b. 大気中への放出量

事故直前の炉内蓄積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%  
(Cs I : 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「炉内蓄積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、放射性物質の炉内蓄積量に対して、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、炉内蓄積量の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<sup>3</sup>)

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<sup>3</sup>)

$\delta_i^d$  : 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水平方向 (z 方向) の拡がりのパラメータ (m)
- $\sigma_{zi}$  : 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 (m<sup>2</sup>)\*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  $\sigma_{zi}$  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。

$\sigma_{zi}$  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 ( $\mu \text{ Gy/Bq}$ )

$(K_1/Q)$  : 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 ( $\text{MeV/dis}$ )

$\mu_0$  : 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数 ( $\text{m}^{-1}$ )

$\mu$  : 空気に対するガンマ線の線減衰係数 ( $\text{m}^{-1}$ )

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

$B(\mu r)$  : 空気に対するガンマ線の再生係数 (—)

$$B(\mu r) = 1 + \alpha(\mu r) + \beta(\mu r)^2 + \gamma(\mu r)^3 \quad \dots \dots \dots (4. 4)$$

ただし、 $\mu_0$ ,  $\mu$ ,  $\alpha$ ,  $\beta$ ,  $\gamma$ , 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 ( $\text{Bq/m}^3$ )

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

#### b. 気象データ

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。

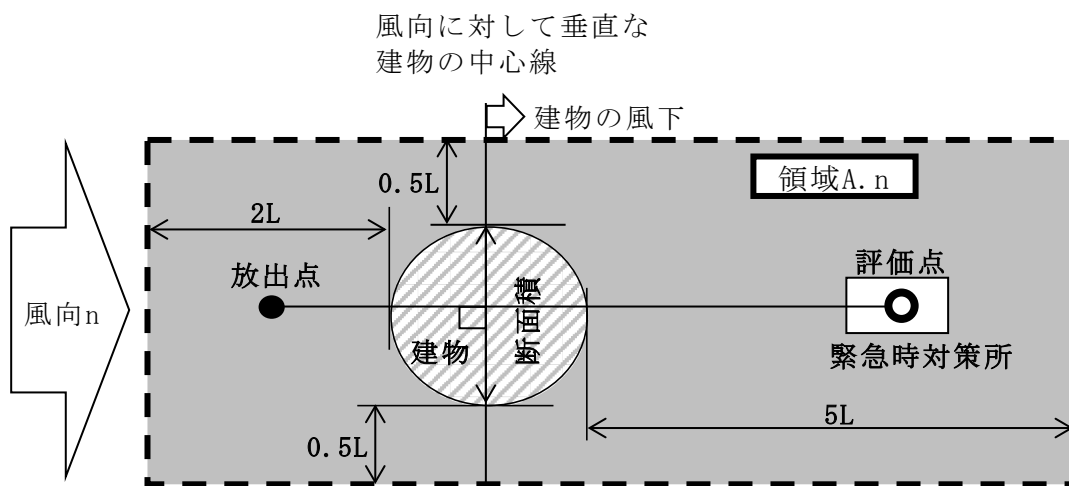
#### d. 評価対象方位

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 ( $\chi/Q$ ) 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 $\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	相対線量*3 $D/Q$ (Gy/Bq)
緊急時対策所 中心	原子炉建物 外壁	$7.2 \times 10^{-5}$	$8.5 \times 10^{-19}$

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, 平成13年3月29日一部改訂

\*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ド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 $\chi/Q$ 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、原子炉建物のグラウンドレベル以上\*<sup>1</sup>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\*<sup>2</sup>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：mm）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、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	$8.5 \times 10^{-19}$

(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、

- $H_{\gamma}$  : 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	$2 \times 10^{-5}$
	希ガス以外	$8 \times 10^{-5}$

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（mm）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（グランドシヤイン）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ヤ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（ $\chi / Q$ ）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 $\chi / Q$ (s/m <sup>3</sup> )
緊急時対策所 中心	原子炉建物 外壁	$7.2 \times 10^{-5}$

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\*<sup>1</sup>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\*<sup>2</sup>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\*<sup>3</sup>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。

$$GC_i = \frac{V_G \cdot \chi / Q \cdot f \cdot Q_i}{\lambda_i} \cdot (1 - e^{-\lambda_i \cdot T}) \quad \dots \dots (4.6)$$

ここで、

$GC_i$  : 核種iの地表面沈着濃度 (積算値) (Bq/m<sup>2</sup>)

$V_G$  : 沈着速度 (m/s)

$\chi / Q$  : 相対濃度 (s/m<sup>3</sup>)

$f$  : 沈着した放射性物質のうち残存する割合 (1.0)

$Q_i$  : 核種iの積算放出量 (Bq)

$\lambda_i$  : 核種iの崩壊定数 (1/s)

$T$  : 被ばく評価期間 (5.184×10<sup>5</sup>s) [当初24時間を除く6日間 (24h  
～168h)]

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。グラウンドシ

ラ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

グラウ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、グラウンドシャインを面線源からの被ばくと想定する場合は、全体の領域として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

グラウンドシャインガンマ線は、QAD-CGGP2Rコードを用い評価する。

(c) 評価結果

以上の条件に基づき評価したグラウンドシャイン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経由し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)
1.7×10 <sup>0</sup>

## 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ポンベ加圧設備（空気ポンベ）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、余裕を考慮して屋外より、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。

$$P（動圧）=0.5 \times \rho \times U^2$$

ここで、

$\rho$  : 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. 緊急時対策所の設計漏えい量について

緊急時対策所の設計漏えい量は, 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から想定 of 設計漏えい率0.15回/hとして算出した漏えい量323m<sup>3</sup>/hに余裕をみた330m<sup>3</sup>/hとしている。

緊急時対策所内の圧力(100Pa[gage])を維持するために必要な最低換気量を下式により計算する。

$$\begin{aligned} \text{最低換気量} &= \text{アウトリーク率} \times \text{建物体積} \\ &= 0.15 \times 2150 \\ &\approx 323\text{m}^3/\text{h} \end{aligned}$$

ここで,

アウトリーク率 : 0.15回/h  
建物体積 : 2150m<sup>3</sup>

上記の設計漏えい率は, 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, 合計漏えい量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。

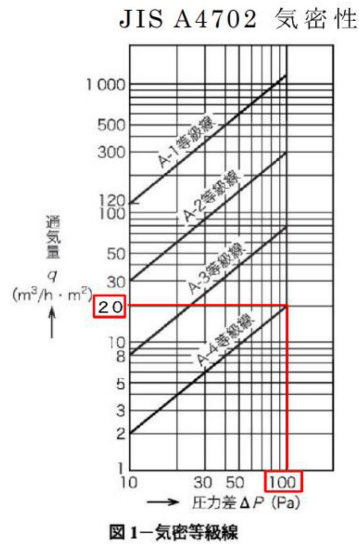
① ドア開口リーク量

気密が要求される建屋/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 20m<sup>3</sup>/h・m<sup>2</sup> 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。

$$\begin{aligned}
 Q_{\text{ドア}} &= S \times 20 \\
 &= 8.12 \times 20 \\
 &= 162.4 (\text{m}^3/\text{h})
 \end{aligned}$$

$Q_{\text{ドア}}$  : ドアからのリーク量 ( $\text{m}^3/\text{h}$ )

$S$  : 緊急時対策所のドアの面積合計 ( $8.12\text{m}^2$ )



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  $5 \text{mm}^2$  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 ( $\text{m}^3/\text{h}$ )
- $\zeta$  : 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 ( $0.000005\text{m}^2$ )
- $\Delta p$  : 圧力差 (100Pa)
- $\rho$  : 空気の比重 ( $1.18 \text{kg}/\text{m}^3$ )

上記を計算の結果  $0.250\text{m}^3/\text{h}/\text{箇所}$  となり、貫通部 250\*箇所の合計漏えい量は  $62.5\text{m}^3/\text{h}$  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224.9m<sup>3</sup>/hを上回る、設計漏えい率0.15回/hを用いた場合の設計漏えい量330m<sup>3</sup>/hを保守的に適用している。

(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(m<sup>3</sup>/h)

k : 酸素消費量(m<sup>3</sup>/h)

P<sub>1</sub> : 初期酸素濃度(-)

P<sub>0</sub> : 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(m<sup>3</sup>/h)

M : 二酸化炭素発生量(m<sup>3</sup>/h)

C : 許容二酸化炭素濃度(-)

C<sub>0</sub> : 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. 必要最低換気量

緊急時対策所内の圧力(100Pa[gage])を維持するために必要な最低換気量は、「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。

最低換気量＝アウトリーク率×建物体積

ここで、

アウトリーク率 : 0.15回/h

建物体積 : 2150m<sup>3</sup>

(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(m<sup>3</sup>/h)

k : 酸素消費量(m<sup>3</sup>/h)

P<sub>1</sub> : 初期酸素濃度(-)

P<sub>0</sub> : 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(m<sup>3</sup>/h)

M : 二酸化炭素発生量(m<sup>3</sup>/h)

C : 許容二酸化炭素濃度(-)

C<sub>0</sub> : 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。

$$\begin{aligned}
 V \frac{dC}{dt} &= C_0 \cdot N \cdot V + M - C \cdot N \cdot V \quad \dots \dots \dots (4. 11) \\
 &= (C_0 - C) \cdot N \cdot V + M \\
 &= (C_0 - C) \cdot L + M
 \end{aligned}$$

$$C = -\left(C_0 - C' + \frac{M}{L}\right) \cdot e^{\left(-\frac{L}{V}t'\right)} + C_0 + \frac{M}{L} \quad \dots \dots \dots (4. 12)$$

ここで、

- M : 室内酸素消費量 (m<sup>3</sup>/h)
- V : 室内体積 (m<sup>3</sup>)
- C : 室内空気酸素濃度 (-)
- C<sub>0</sub> : 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) (m<sup>3</sup>/h)
- t : 時間 (h)
- t' : ポンベ切替以降の時間 (h)

M, C, C<sub>0</sub>, 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、330m<sup>3</sup>/hであり、また酸素濃度維持に必要な最低換気流量は334m<sup>3</sup>/h、二酸化炭素濃度抑制に必要な最低換気流量は958m<sup>3</sup>/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1500m<sup>3</sup>/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1500m<sup>3</sup>/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、 $330\text{m}^3/\text{h}$ であり、また酸素濃度維持に必要な最低換気流量は $108\text{m}^3/\text{h}$ 、二酸化炭素濃度抑制に必要な最低換気流量は $218\text{m}^3/\text{h}$ である。

空気ポンベからの流量を $330\text{m}^3/\text{h}$ 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、 $330\text{m}^3/\text{h}$ 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。

$$\Delta T = Q \times 1000 / (c \cdot \rho) \quad \dots\dots\dots (5.1)$$

$\Delta T$  : 温度上昇(°C)

$Q$  : 7日間積算のガンマ線発熱量(kJ/cm<sup>3</sup>)

$c$  : コンクリートの比熱(1.05kJ/(kg・°C))\*

$\rho$  : コンクリートの密度(2.02g/cm<sup>3</sup>)

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 $2.6 \times 10^4$ 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 $2.6 \times 10^4$ 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 $0.2^\circ\text{C}$ 、原子炉二次遮蔽で約 $25^\circ\text{C}$ 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 $177^\circ\text{C}$ ／周辺最高温度 $149^\circ\text{C}$ ）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
炉心蓄積量	希ガス類 : $6.4 \times 10^{18}$ Bq よう素類 : $7.7 \times 10^{18}$ Bq Cs類 : $8.3 \times 10^{17}$ Bq Te類 : $3.6 \times 10^{18}$ Bq Ba類 : $7.4 \times 10^{18}$ Bq Ru類 : $1.3 \times 10^{19}$ Bq Ce類 : $4.2 \times 10^{19}$ Bq La類 : $2.4 \times 10^{19}$ Bq (核種ごとの炉内蓄積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蓄積量 (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蓄積量 (Bq/MW) は, BWR 共通条件として, 島根2号炉と同じ装荷燃料 (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：7.53×10 <sup>-8</sup> % Ce類：1.51×10 <sup>-4</sup> % La類：3.87×10 <sup>-5</sup> %	審査ガイドに示されたとおり設定 4.4(1)a. 事故直前の炉内蓄積量に対する放射性物質の大気中への放出割合は、原子炉格納容器が破損したと考えられる福島第一原子力発電所事故並みを想定する。 希ガス類：97% よう素類：2.78% (Cs I：95%，無機よう素：4.85%，有機よう素：0.15%) (NUREG-1465を参考に設定) Cs類：2.13% Te類：1.47% Ba類：0.0264% Ru類：7.53×10 <sup>-8</sup> % Ce類：1.51×10 <sup>-4</sup> % La類：3.87×10 <sup>-5</sup> %
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 放射性物質の炉内蓄積量

核種 グループ	単位熱出力当たり の炉内蓄積量 (Bq/MW)	炉内蓄積量 (24時間減衰値) (Bq)
希ガス類	$6.5 \times 10^{15}$	$6.4 \times 10^{18}$
よう素類	$8.6 \times 10^{15}$	$7.7 \times 10^{18}$
Cs類	$3.4 \times 10^{14}$	$8.3 \times 10^{17}$
Te類	$2.4 \times 10^{15}$	$3.6 \times 10^{18}$
Ba類	$7.3 \times 10^{15}$	$7.4 \times 10^{18}$
Ru類	$7.3 \times 10^{15}$	$1.3 \times 10^{19}$
Ce類	$2.3 \times 10^{16}$	$4.2 \times 10^{19}$
La類	$1.7 \times 10^{16}$	$2.4 \times 10^{19}$

表4-3 放射性物質の大気中への放出量

核種 グループ	炉内蓄積量 (24時間減衰値) (Bq)	放出放射能 (Bq) (gross値)
希ガス類	$6.4 \times 10^{18}$	$6.2 \times 10^{18}$
よう素類	$7.7 \times 10^{18}$	$2.1 \times 10^{17}$
Cs類	$8.3 \times 10^{17}$	$1.8 \times 10^{16}$
Te類	$3.6 \times 10^{18}$	$5.3 \times 10^{16}$
Ba類	$7.4 \times 10^{18}$	$1.9 \times 10^{15}$
Ru類	$1.3 \times 10^{19}$	$1.0 \times 10^{10}$
Ce類	$4.2 \times 10^{19}$	$6.4 \times 10^{13}$
La類	$2.4 \times 10^{19}$	$9.2 \times 10^{12}$

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	炉内蓄積量 (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	$6.4 \times 10^{18}$	$5.4 \times 10^{22}$
よう素類	$7.7 \times 10^{18}$	$2.9 \times 10^{23}$
Cs類	$8.3 \times 10^{17}$	$7.7 \times 10^{22}$
Te類	$3.6 \times 10^{18}$	$8.9 \times 10^{22}$
Ba類	$7.4 \times 10^{18}$	$1.1 \times 10^{23}$
Ru類	$1.3 \times 10^{19}$	$5.6 \times 10^{21}$
Ce類	$4.2 \times 10^{19}$	$2.0 \times 10^{22}$
La類	$2.4 \times 10^{19}$	$1.4 \times 10^{22}$

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 <sup>2</sup>	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	気象指針とおり。
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	$1.4 \times 10^{22}$	22	1.5	$1.1 \times 10^{22}$
2	0.02	$1.6 \times 10^{22}$	23	1.66	$1.2 \times 10^{21}$
3	0.03	$7.3 \times 10^{22}$	24	2.0	$2.5 \times 10^{21}$
4	0.045	$3.7 \times 10^{22}$	25	2.5	$1.6 \times 10^{21}$
5	0.06	$7.4 \times 10^{21}$	26	3.0	$7.8 \times 10^{19}$
6	0.07	$4.9 \times 10^{21}$	27	3.5	$1.8 \times 10^{17}$
7	0.075	$4.3 \times 10^{21}$	28	4.0	$1.8 \times 10^{17}$
8	0.1	$2.2 \times 10^{22}$	29	4.5	$4.7 \times 10^{11}$
9	0.15	$1.3 \times 10^{22}$	30	5.0	$4.7 \times 10^{11}$
10	0.2	$3.3 \times 10^{22}$	31	5.5	$4.7 \times 10^{11}$
11	0.3	$6.5 \times 10^{22}$	32	6.0	$4.7 \times 10^{11}$
12	0.4	$9.6 \times 10^{22}$	33	6.5	$5.5 \times 10^{10}$
13	0.45	$4.8 \times 10^{22}$	34	7.0	$5.5 \times 10^{10}$
14	0.51	$6.8 \times 10^{22}$	35	7.5	$5.5 \times 10^{10}$
15	0.512	$2.3 \times 10^{21}$	36	8.0	$5.5 \times 10^{10}$
16	0.6	$1.0 \times 10^{23}$	37	10.0	$1.7 \times 10^{10}$
17	0.7	$1.1 \times 10^{23}$	38	12.0	$8.4 \times 10^9$
18	0.8	$4.9 \times 10^{22}$	39	14.0	0.0
19	1.0	$9.8 \times 10^{22}$	40	20.0	0.0
20	1.33	$2.2 \times 10^{22}$	41	30.0	0.0
21	1.34	$6.8 \times 10^{20}$	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	$3.6 \times 10^{-3}$

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	$6.1 \times 10^{-2}$

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* <sup>1</sup> 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* <sup>2</sup> より設定 NRPB-R322* <sup>3</sup> によると有機よう素の 乾性沈着速度は0.001cm/sであ り、エアロゾルや無機よう素の沈 着速度に比べて小さく、地表面沈 着による影響は無視できるものと 考え、評価対象外とする。

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

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

\*3：NRPB-R322-Atmosphere 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 <sup>2</sup> )
よう素類	$2.1 \times 10^{17}$	$3.9 \times 10^{16}$
Cs類	$1.8 \times 10^{16}$	$7.7 \times 10^{15}$
Te類	$5.3 \times 10^{16}$	$1.2 \times 10^{16}$
Ba類	$1.9 \times 10^{15}$	$7.3 \times 10^{14}$
Ru類	$1.0 \times 10^{10}$	$2.4 \times 10^9$
Ce類	$6.4 \times 10^{13}$	$1.6 \times 10^{13}$
La類	$9.2 \times 10^{12}$	$3.0 \times 10^{12}$

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 ( $\text{cm}^{-2}$ )	群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 ( $\text{cm}^{-2}$ )
1	0.01	$5.5 \times 10^{10}$	22	1.5	$1.3 \times 10^{11}$
2	0.02	$6.1 \times 10^{10}$	23	1.66	$1.1 \times 10^{10}$
3	0.03	$8.3 \times 10^{11}$	24	2.0	$2.3 \times 10^{10}$
4	0.045	$1.8 \times 10^{11}$	25	2.5	$2.1 \times 10^{10}$
5	0.06	$9.2 \times 10^{10}$	26	3.0	$4.6 \times 10^8$
6	0.07	$6.1 \times 10^{10}$	27	3.5	$3.9 \times 10^3$
7	0.075	$1.1 \times 10^{10}$	28	4.0	$3.9 \times 10^3$
8	0.1	$5.7 \times 10^{10}$	29	4.5	$1.0 \times 10^{-2}$
9	0.15	$5.3 \times 10^{10}$	30	5.0	$1.0 \times 10^{-2}$
10	0.2	$4.0 \times 10^{11}$	31	5.5	$1.0 \times 10^{-2}$
11	0.3	$7.9 \times 10^{11}$	32	6.0	$1.0 \times 10^{-2}$
12	0.4	$1.2 \times 10^{12}$	33	6.5	$1.2 \times 10^{-3}$
13	0.45	$6.0 \times 10^{11}$	34	7.0	$1.2 \times 10^{-3}$
14	0.51	$8.1 \times 10^{11}$	35	7.5	$1.2 \times 10^{-3}$
15	0.512	$2.7 \times 10^{10}$	36	8.0	$1.2 \times 10^{-3}$
16	0.6	$1.2 \times 10^{12}$	37	10.0	$3.6 \times 10^{-4}$
17	0.7	$1.4 \times 10^{12}$	38	12.0	$1.8 \times 10^{-4}$
18	0.8	$5.9 \times 10^{11}$	39	14.0	0.0
19	1.0	$1.2 \times 10^{12}$	40	20.0	0.0
20	1.33	$2.8 \times 10^{11}$	41	30.0	0.0
21	1.34	$8.4 \times 10^9$	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	$1.6 \times 10^0$

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	$3.6 \times 10^{-3}$	—	$3.6 \times 10^{-3}$
放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく	$6.1 \times 10^{-2}$	—	$6.1 \times 10^{-2}$
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	$1.6 \times 10^0$	—	$1.6 \times 10^0$
合計	$1.7 \times 10^0$	0.0	$1.7 \times 10^0$

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 <sup>3</sup>	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 <sup>3</sup>	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 <sup>3</sup> )	温度上昇(°C)
グランドシャイン ガンマ線	$1.1 \times 10^2$	$2.3 \times 10^{-4}$	$1.1 \times 10^{-1}$

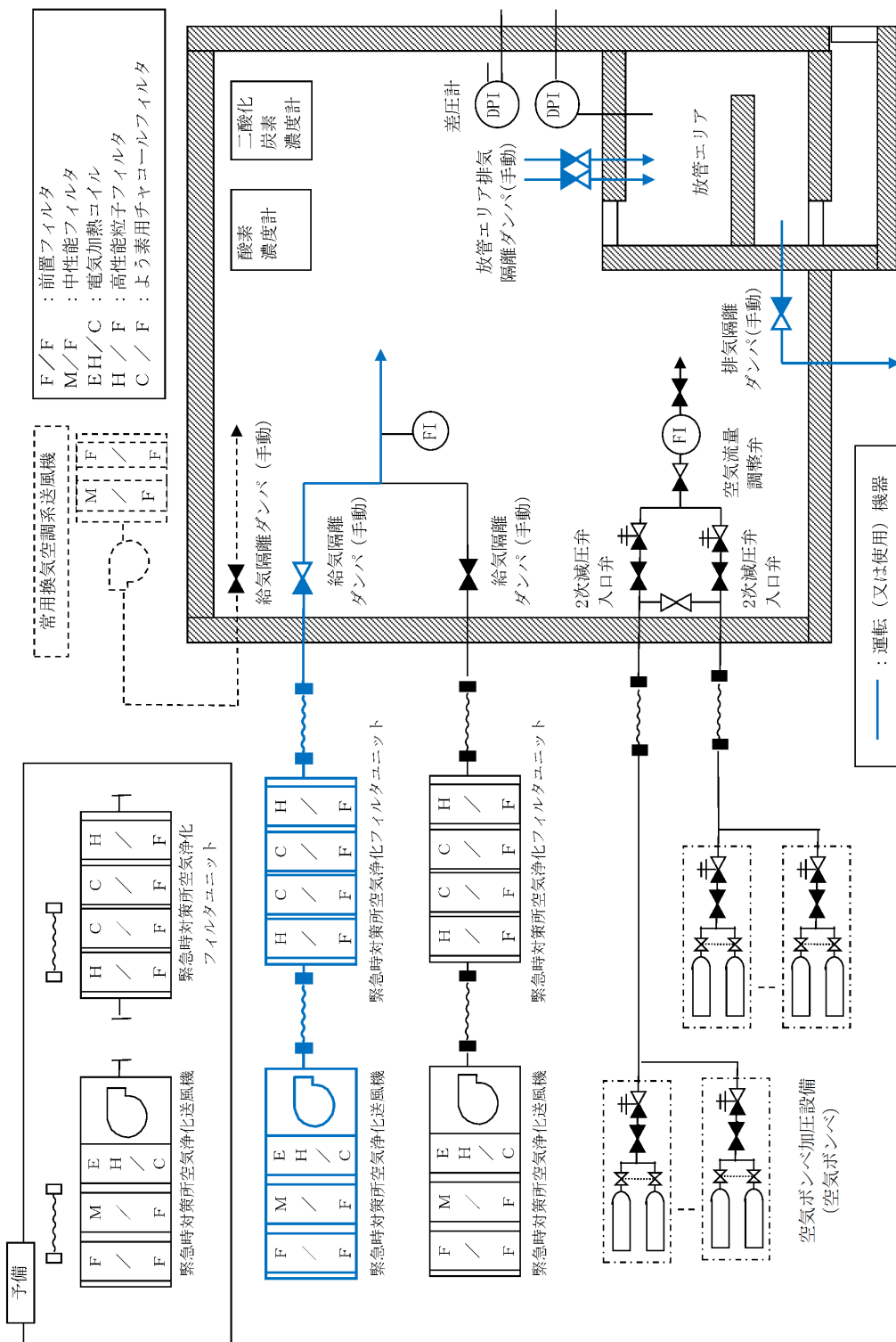


図3-1 緊急時対策所換気空調設備 系統概略図  
 (放射性雲通過前及び通過後：緊急時対策所空気浄化送風機による正圧化)

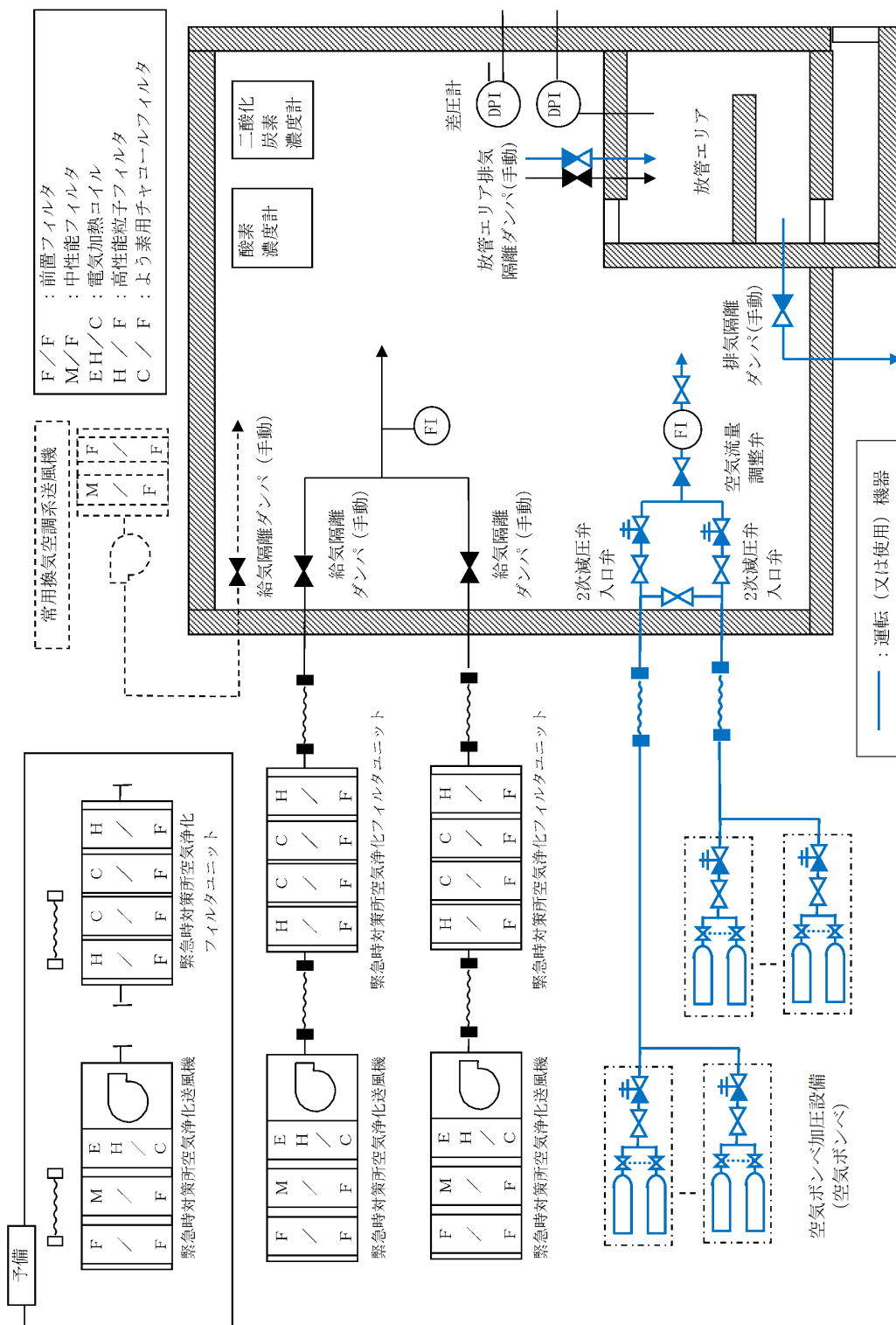


図3-2 緊急時対策所換気空調設備 系統概略図  
(放射性雲通過中：空気ポンベ加圧設備 (空気ポンベ) による正圧化)

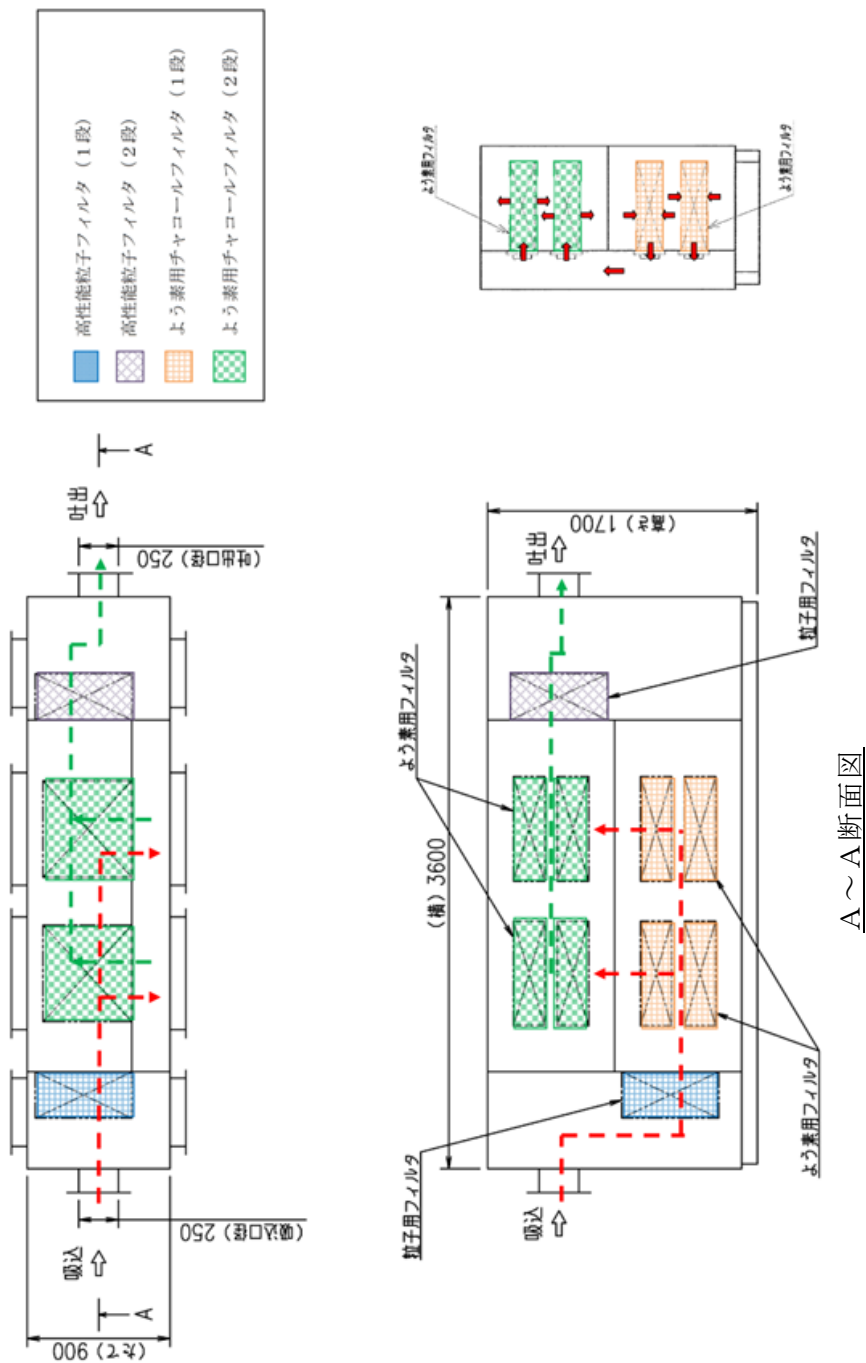


図 3-3 緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの概略図

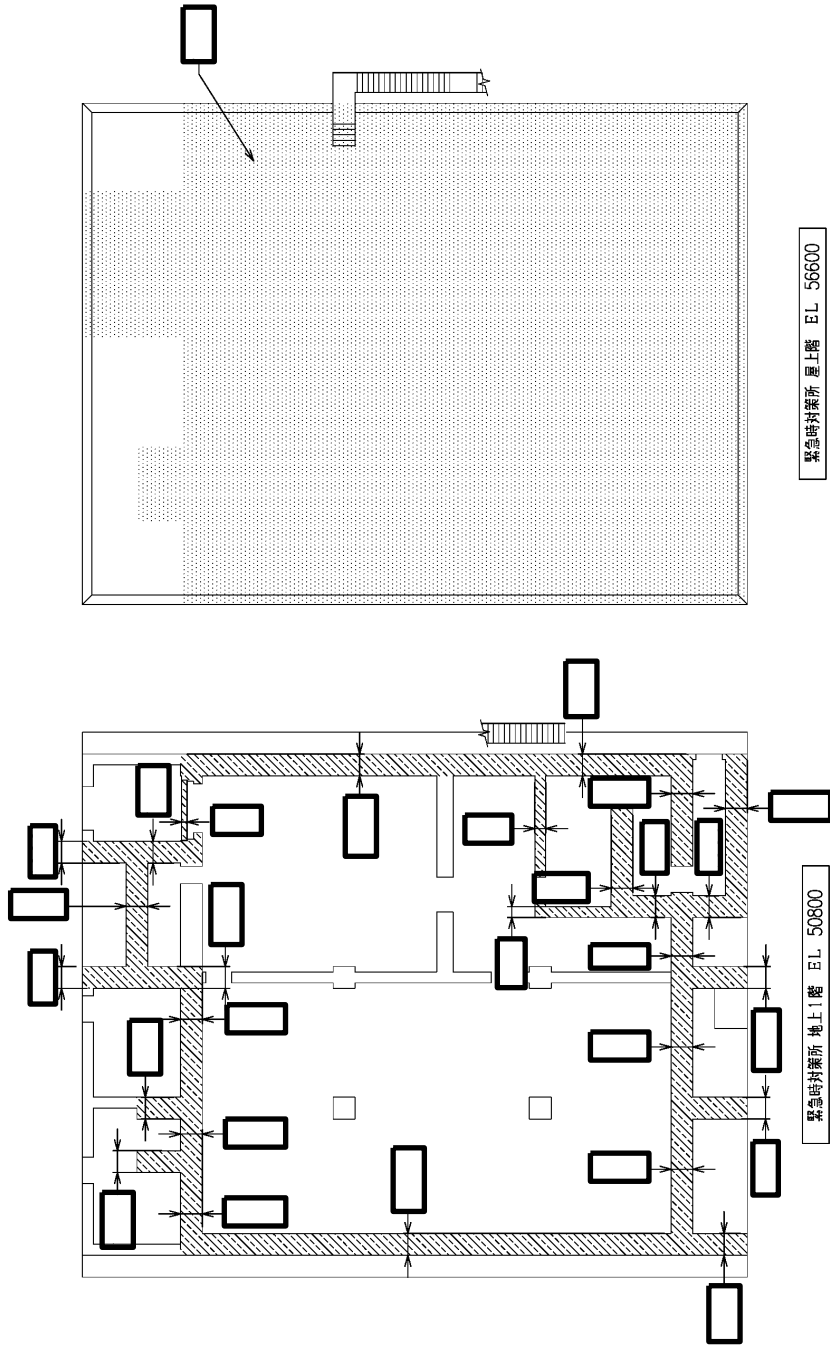


図4-1 緊急時対策所遮蔽構造 (1/2)

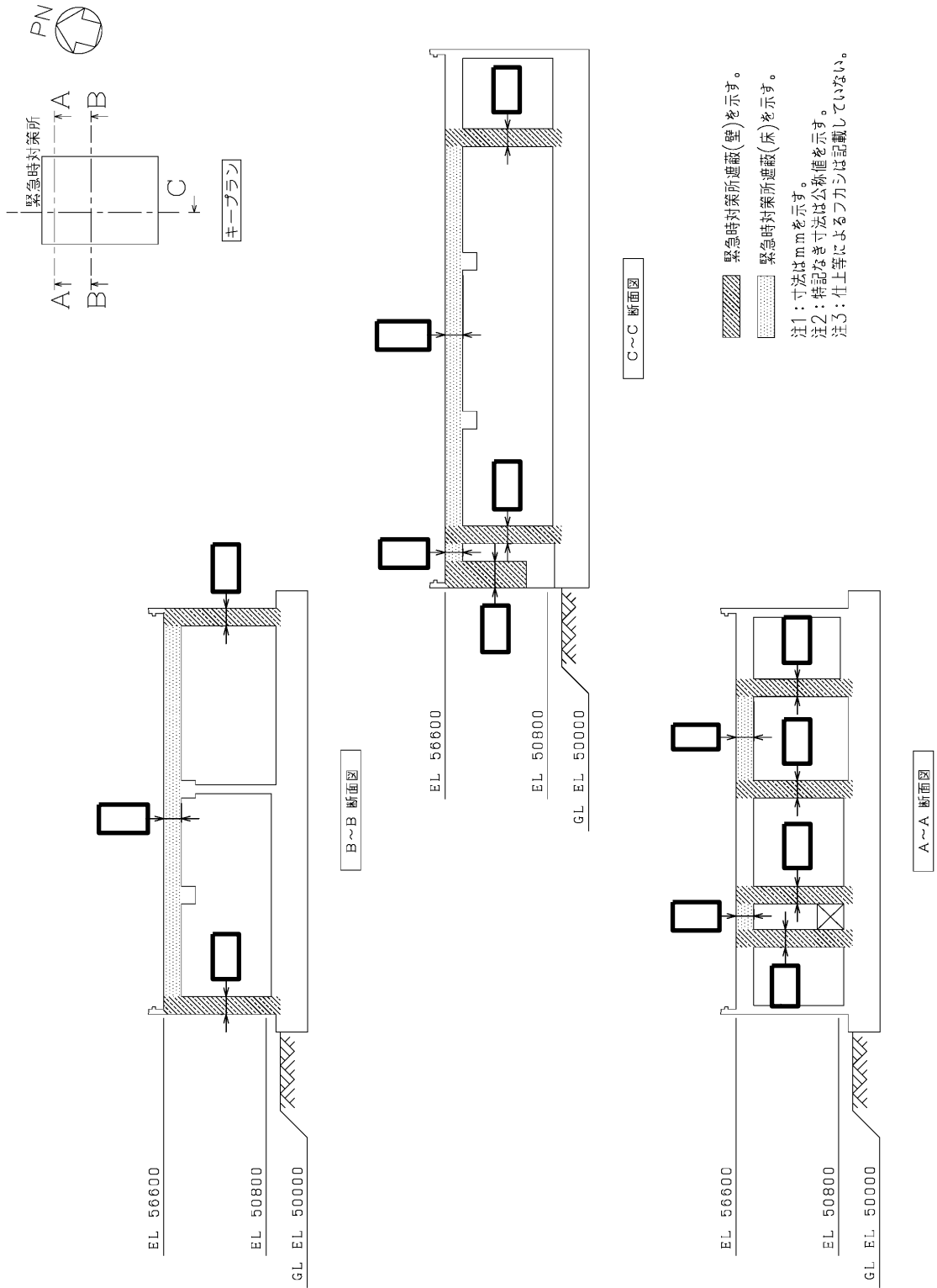


図4-1 緊急時対策所遮蔽構造 (2/2)

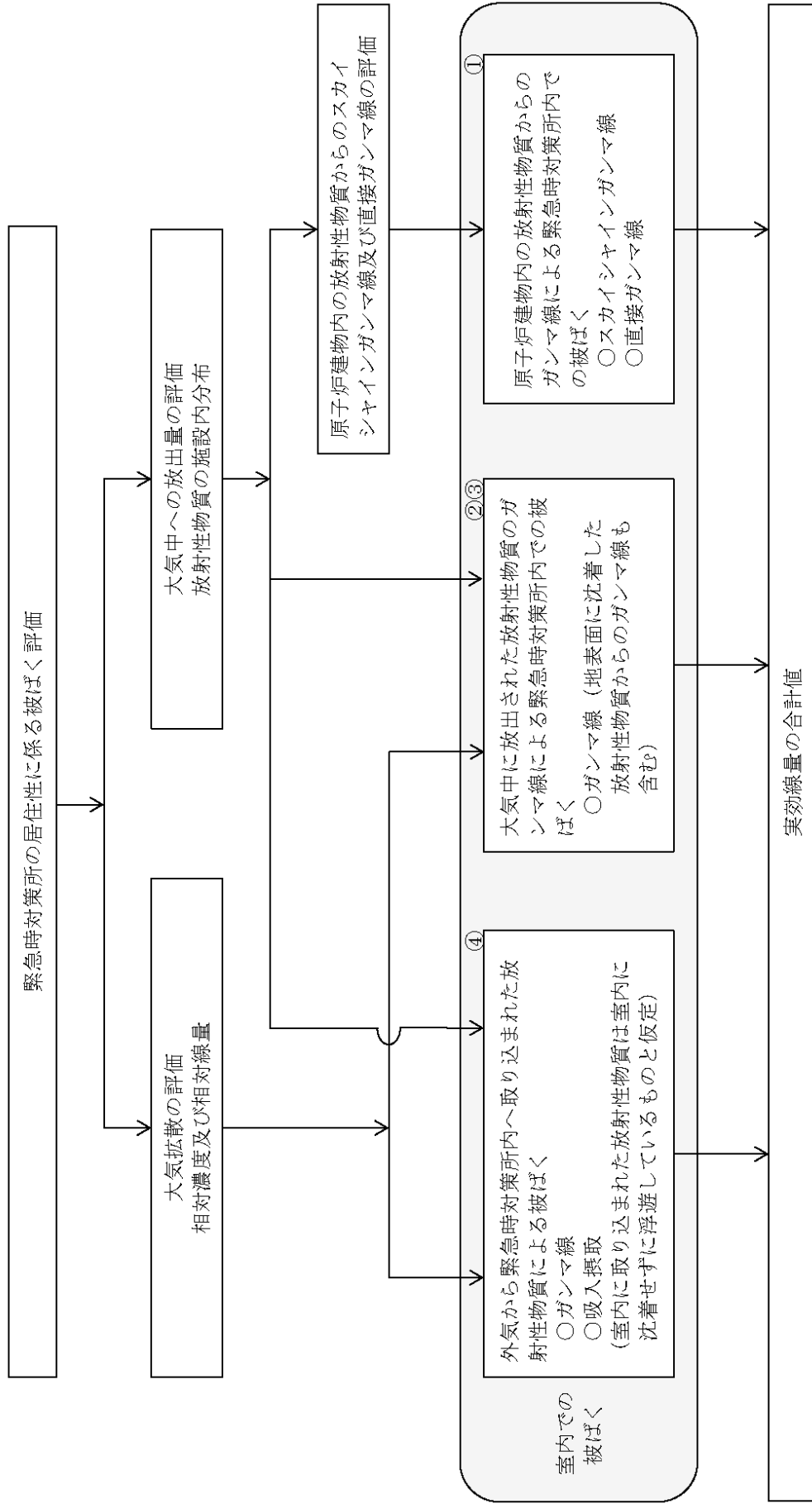


図4-2 重大事故等時の緊急時対策所の対策要員の被ばく経路



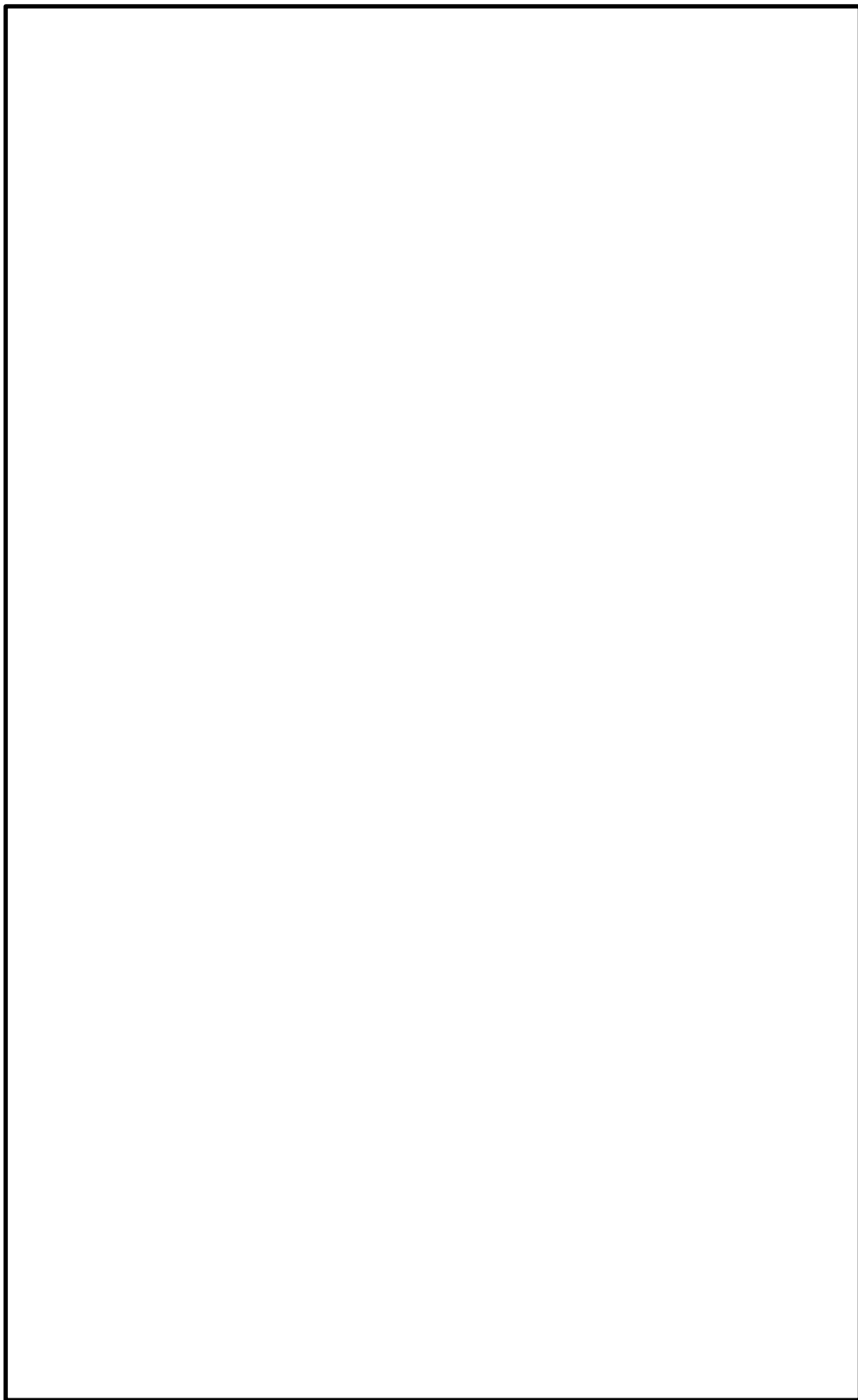


図4-3 重大事故等時の評価方位

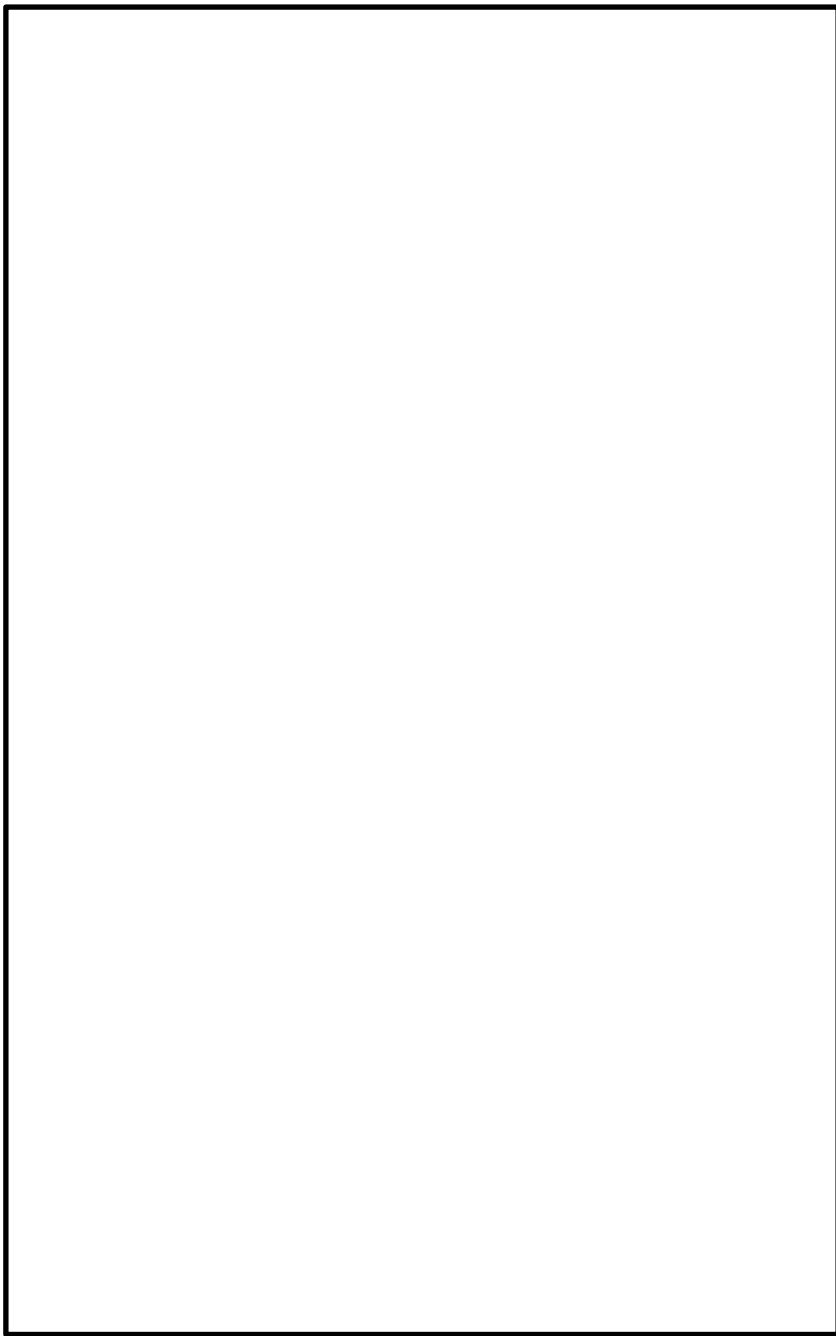


図4-4 原子炉建物断面積（投影面積）

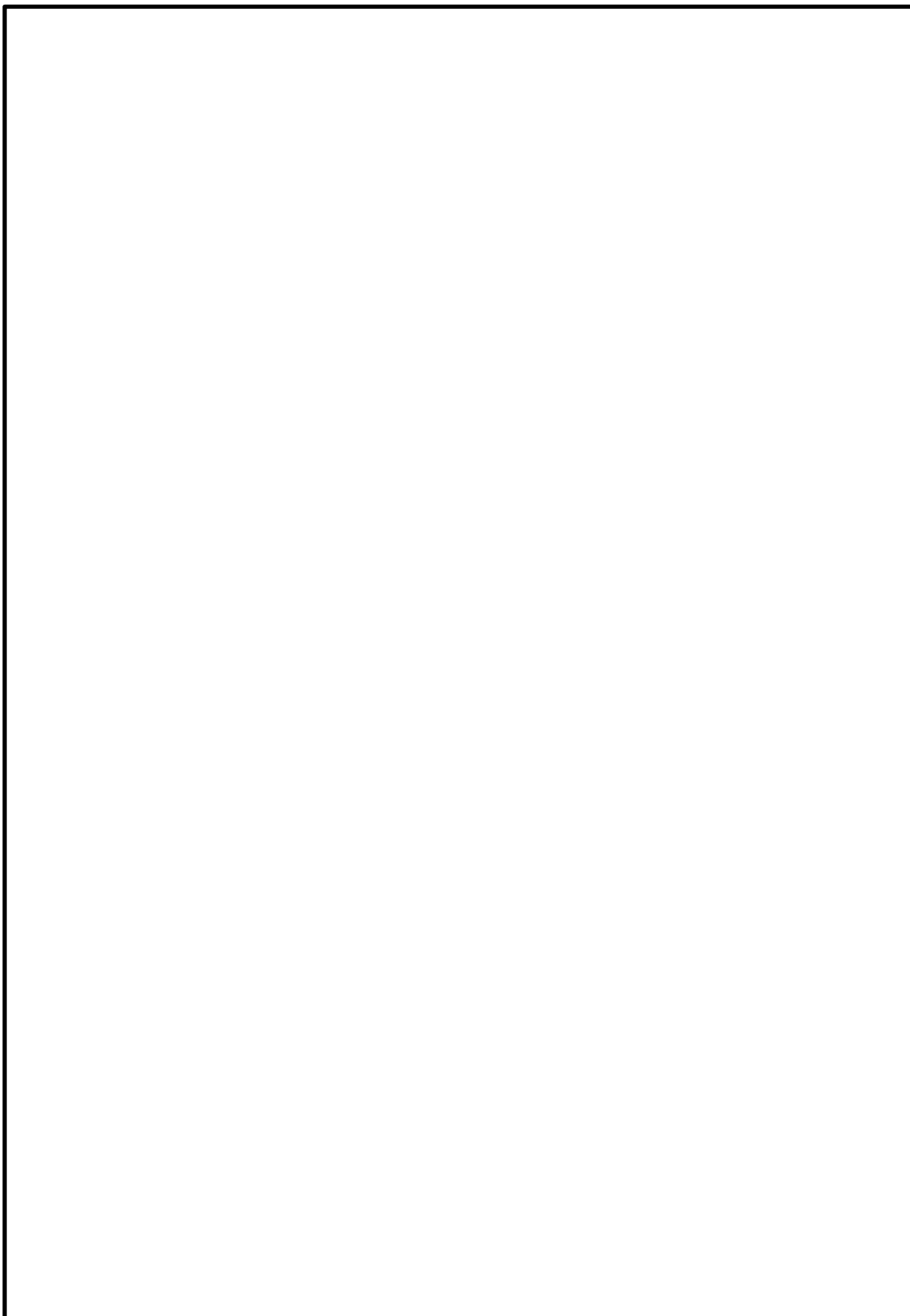


図4-5 緊急時対策所被ばく評価時の直接ガンマ線評価モデル (1/3)

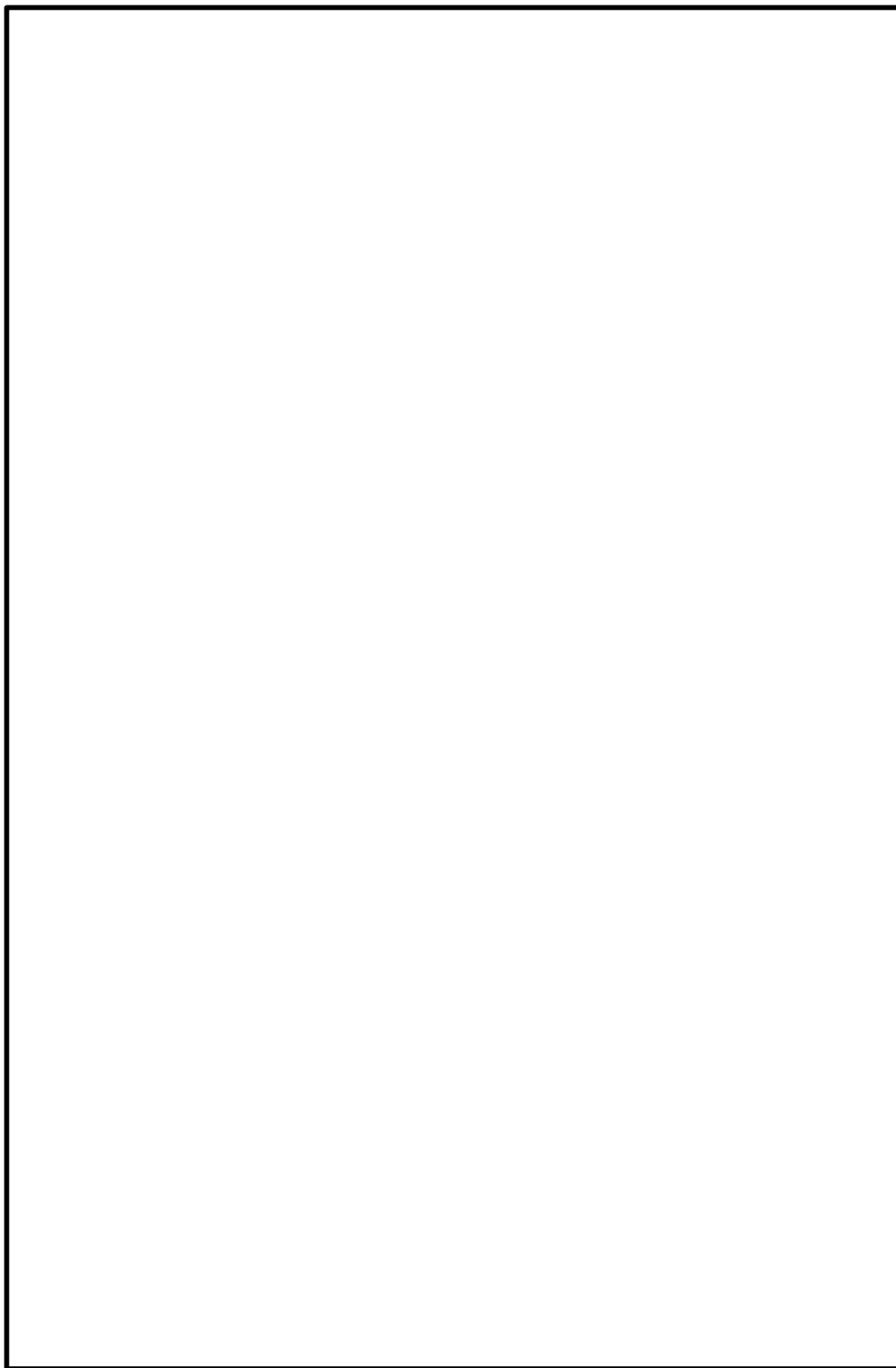


図4-5 緊急時対策所被ばく評価時の直接ガンマ線評価モデル (2/3)

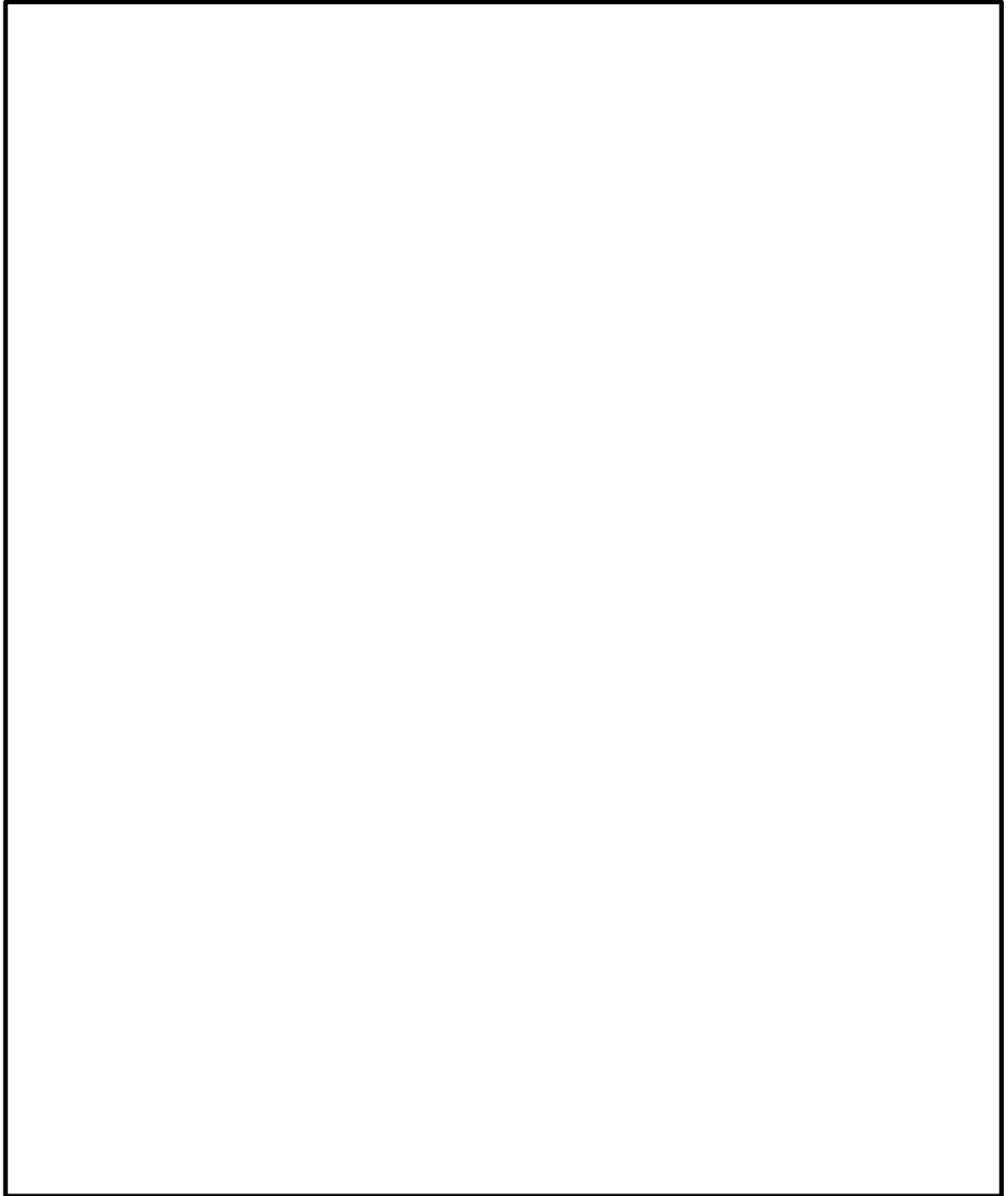


図4-5 緊急時対策所被ばく評価時の直接ガンマ線評価モデル (3/3)

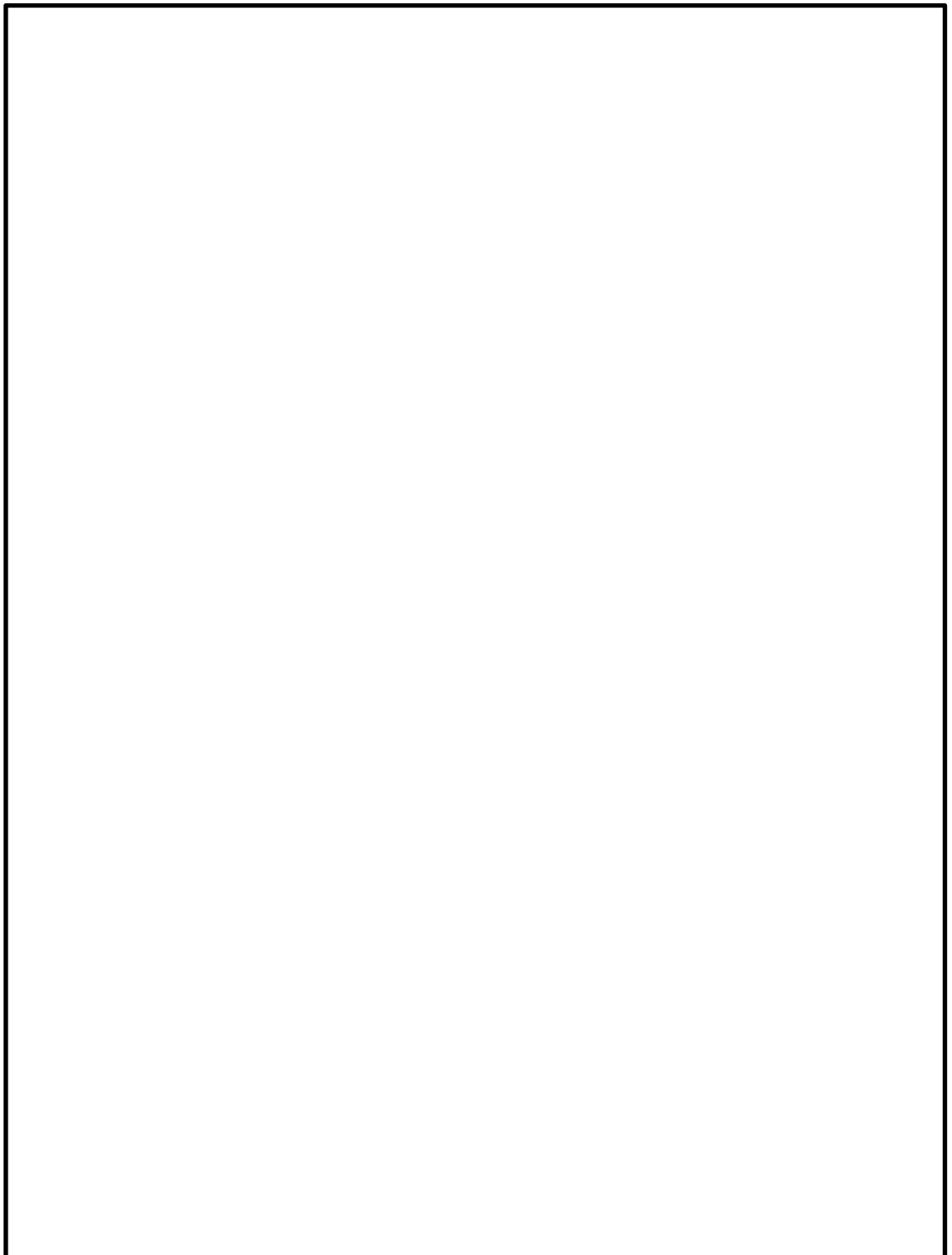


図4-6 緊急時対策所被ばく評価時のスカイシャインガンマ線評価モデル (1/3)

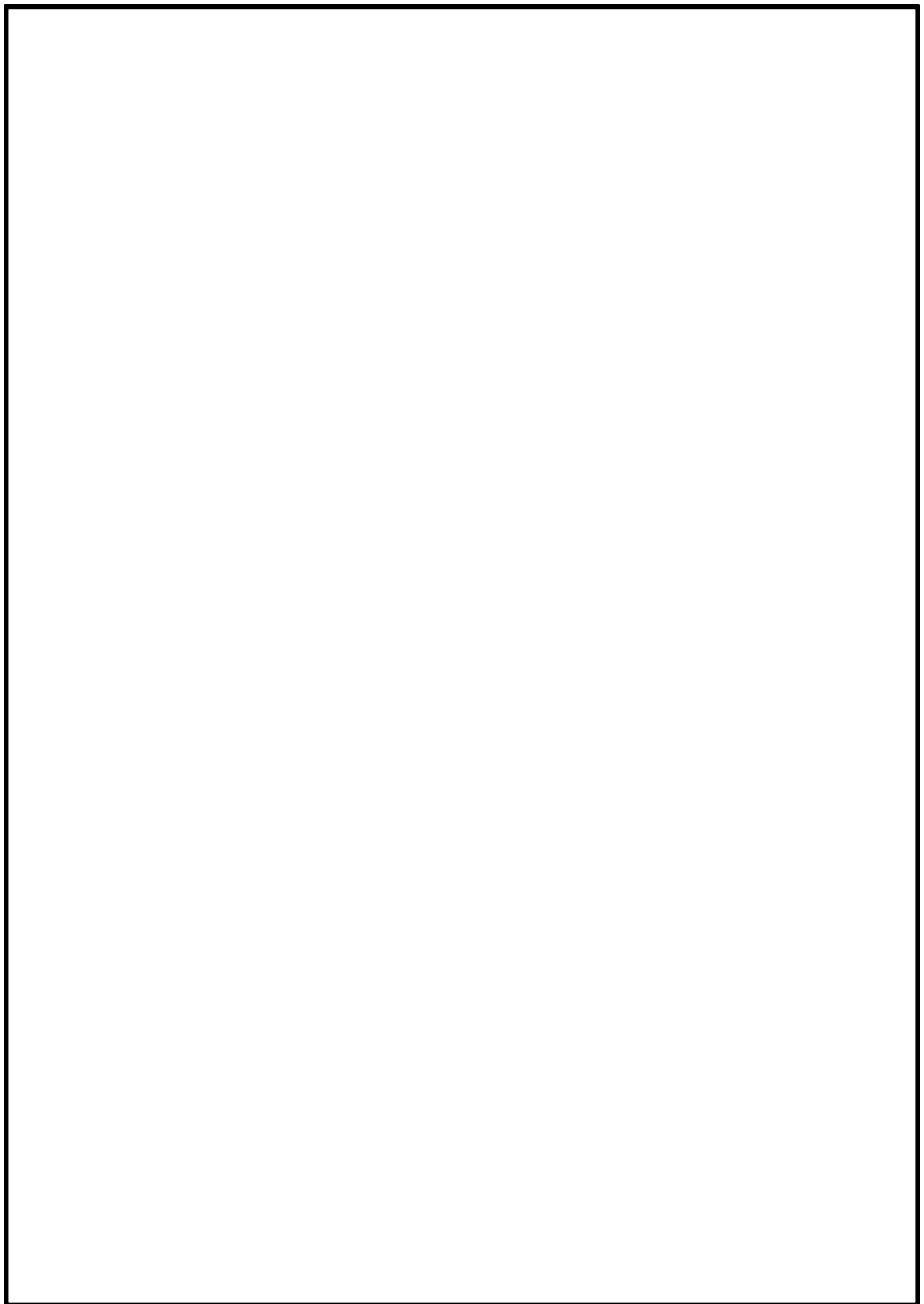


図4-6 緊急時対策所被ばく評価時のスカイシャインガンマ線評価モデル (2/3)

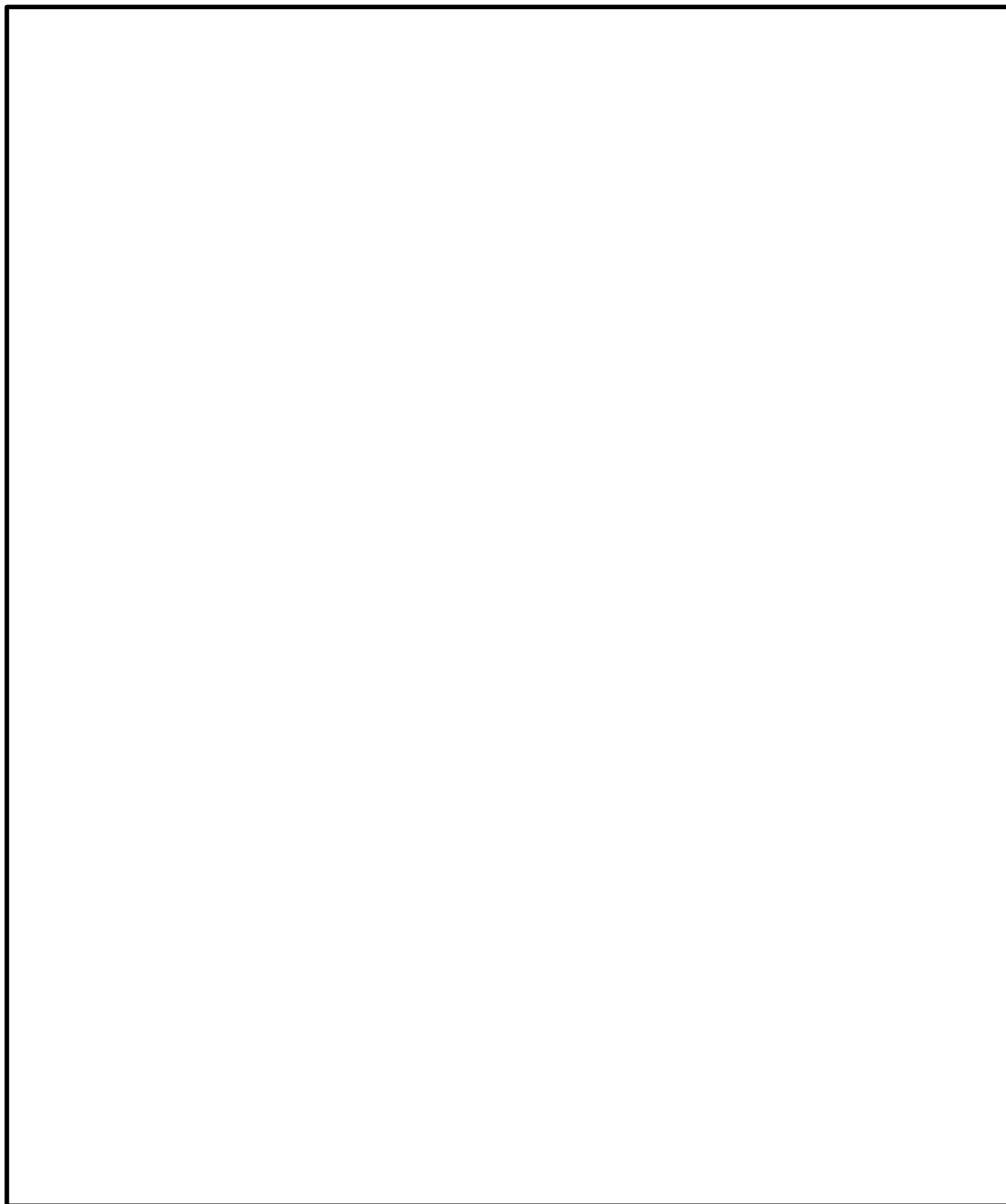


図4-6 緊急時対策所被ばく評価時のスカイシャインガンマ線評価モデル (3/3)



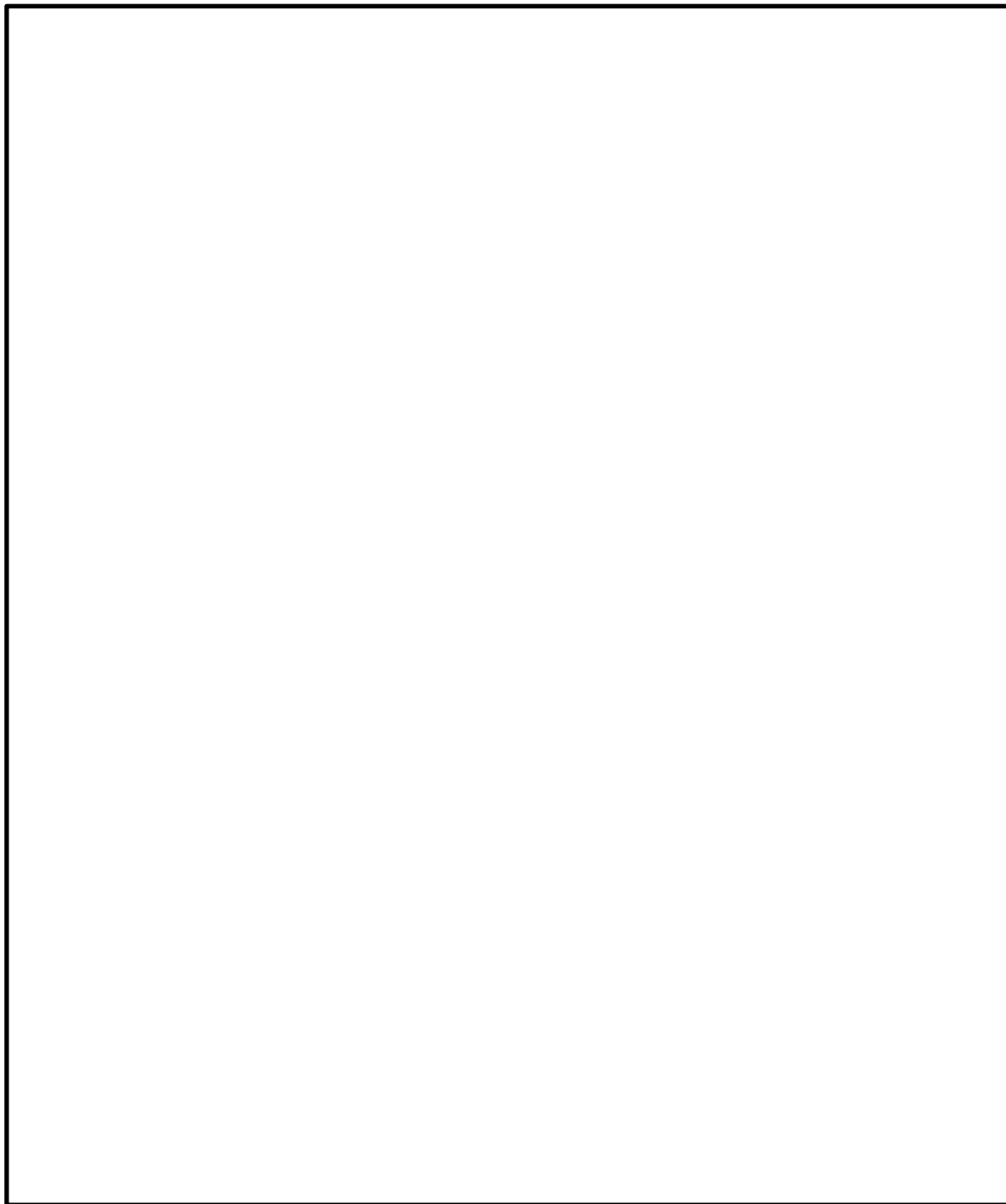
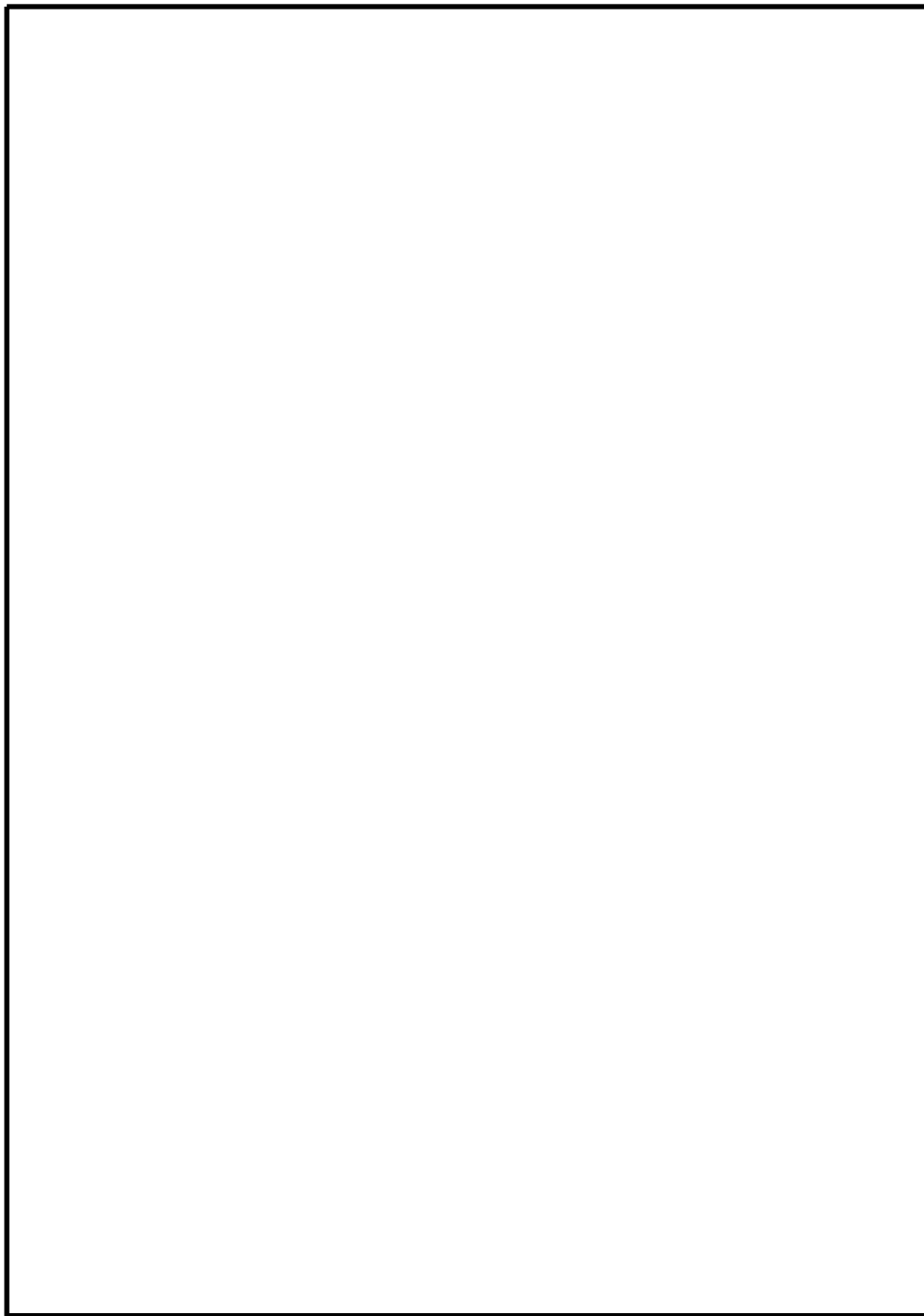


図4-7 グランドシャインガンマ線評価モデル (1/3)



×：評価点

(単位：mm)

▨は計算上考慮する壁・天井を示す。

コンクリート



注：特記なき寸法は公称値を示す。

評価で考慮する緊急時対策所コンクリート遮蔽は、  
公称値からマイナス側許容差（-5mm）を引いた値  
を適用

図4-7 グランドシャインガンマ線評価モデル（2/3）

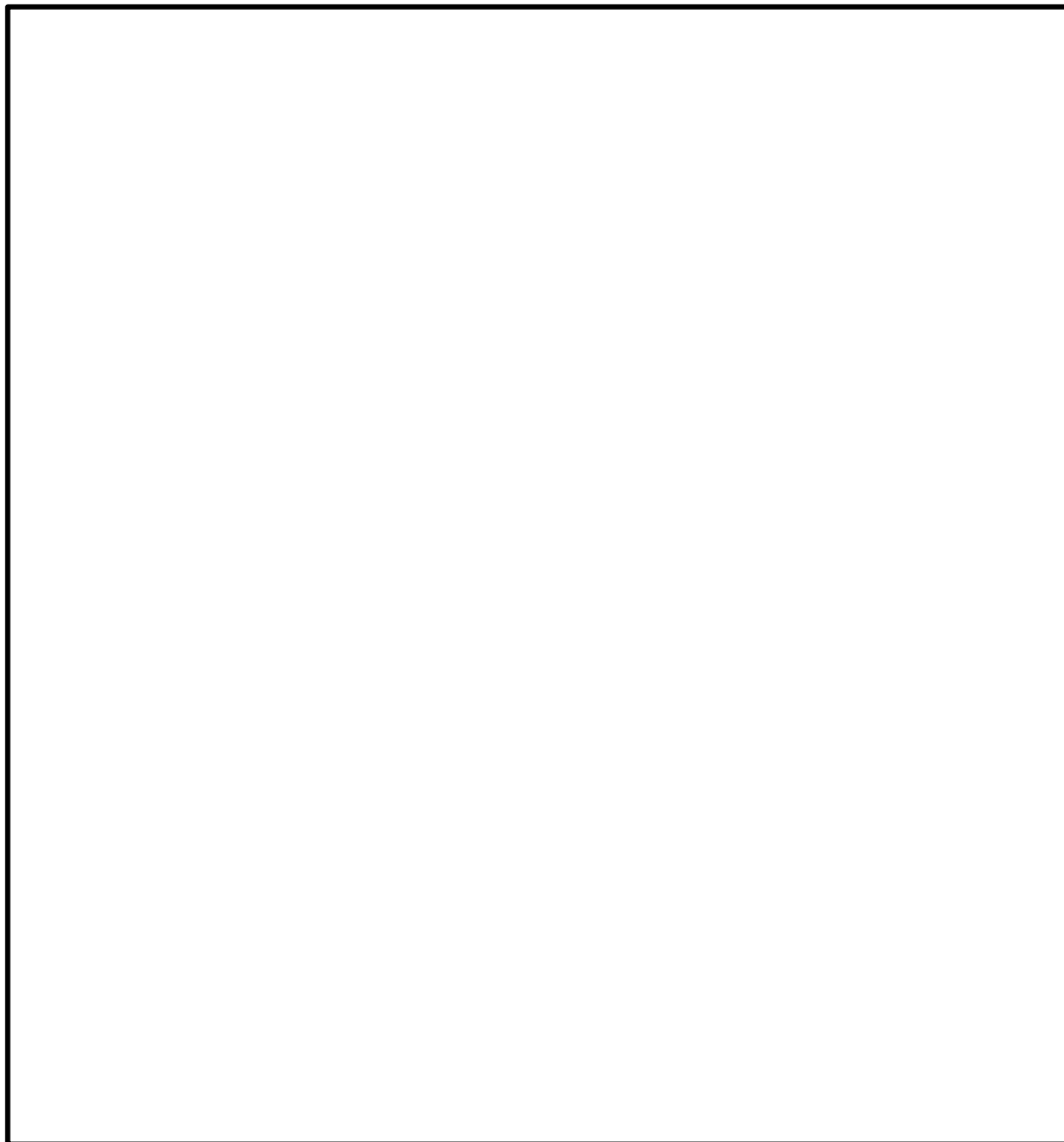


図4-7 グランドシャインガンマ線評価モデル (3/3)

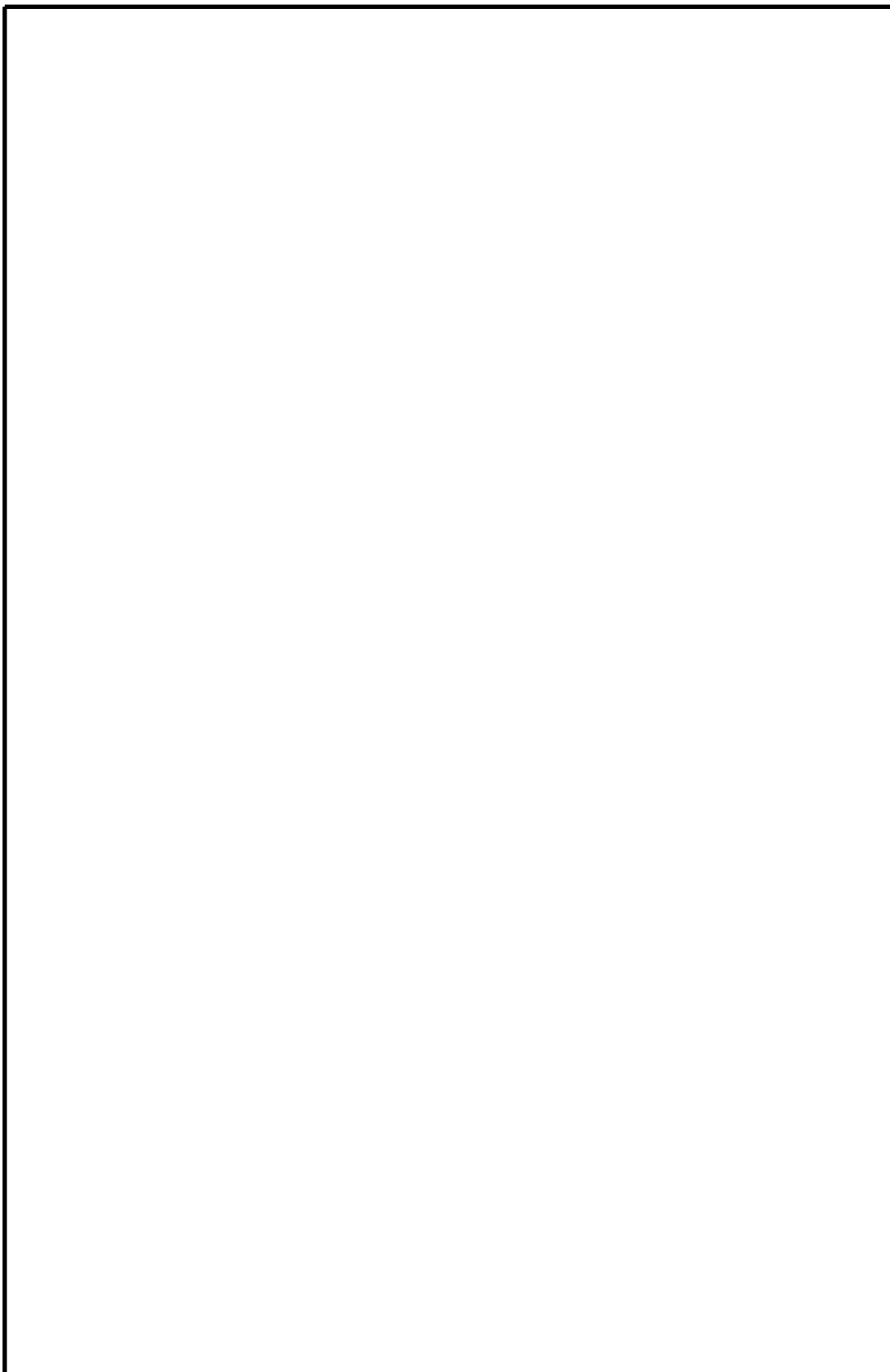


図4-8 緊急時対策所のバウンダリ体積

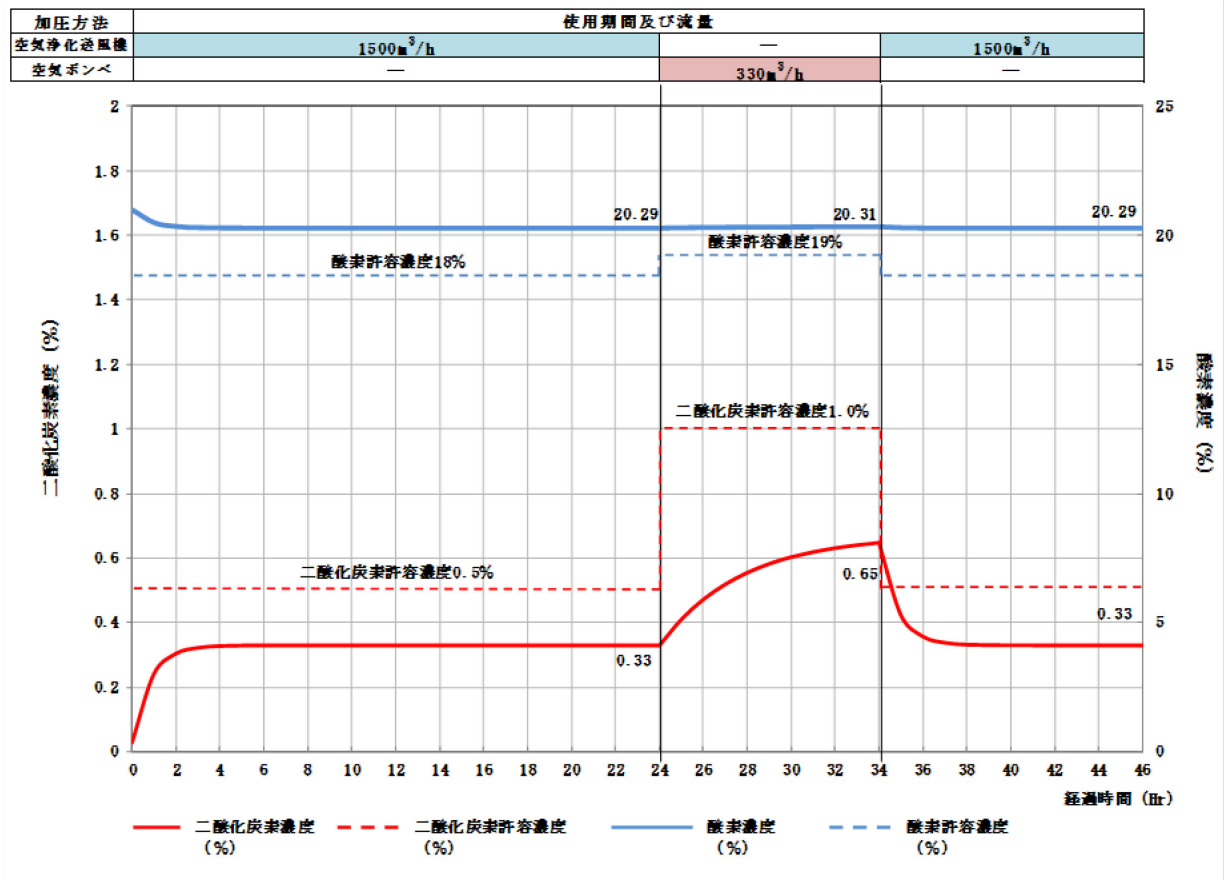


図4-9 緊急時対策所本部内酸素濃度及び二酸化炭素濃度推移  
 (放射性雲通過中, 10時間空気ポンプ加圧設備 (空気ポンプ) に切替える場合)

VI-1-9-3-2-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に示す炉心内蓄積質量及び図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)

$\chi / Q$  : 緊急時対策所における相対濃度 ( $\text{s/m}^3$ )

- $L_F$  : 送風機稼動中の風量(1500m<sup>3</sup>/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

- $\Delta T$  : ケーシングの上昇温度(°C)  
 $K$  : 熱貫流率(約6.4W/(m<sup>2</sup>・°C))  
 $(K = 1 / (1 / \alpha_i + d / \lambda + 1 / \alpha_o))$   
 $\alpha_i$  : 表面熱伝達率 (内側) (9W/(m<sup>2</sup>・°C))  
 $\alpha_o$  : 表面熱伝達率 (外側) (23W/(m<sup>2</sup>・°C))  
 $d$  : ケーシング板厚(0.005m)  
 $\lambda$  : ケーシング熱伝導率(10W/(m・°C))  
 $A$  : ケーシング伝熱面積(20m<sup>2</sup>)

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 $0.1^\circ\text{C}$ 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 $50^\circ\text{C}$ 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 炉心内蓄積量（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	炉心内蓄積量 (kg)
CsI	I類	<input type="text"/>
TeO <sub>2</sub> , Te <sub>2</sub>	Te類	<input type="text"/>
SrO	Sr類	<input type="text"/>
MoO <sub>2</sub>	Ru類	<input type="text"/>
CsOH	Cs類	<input type="text"/>
BaO	Ba類	<input type="text"/>
La <sub>2</sub> O <sub>2</sub>	La類	<input type="text"/>
CeO <sub>2</sub>	Ce類	<input type="text"/>
Sb	Sb類	<input type="text"/>
UO <sub>2</sub>	U類	<input type="text"/>
合計		<input type="text"/>

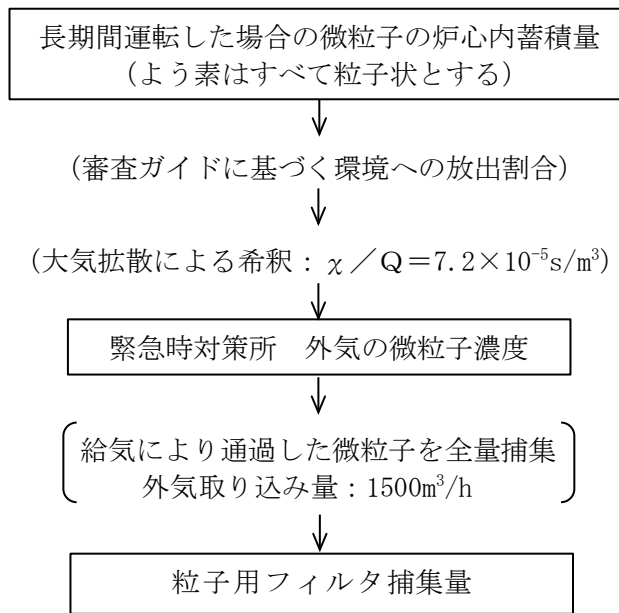
表1-2 緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの捕集量並びに  
保持容量及び吸着容量

	捕集量	保持容量／吸着容量*
粒子用フィルタ	$8.5 \times 10^{-2} \text{g}$	900g
よう素用フィルタ	$1.5 \times 10^{-2} \text{g}$	260g

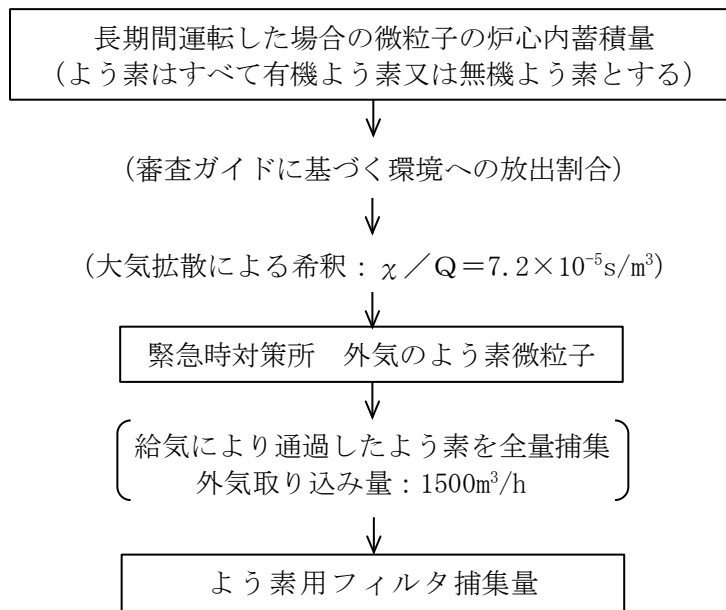
注記\*：緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの保持容量（粒子用フィルタ）及び吸着容量（よう素用フィルタ）

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	$1.8 \times 10^{12}$	Ru-103	$7.9 \times 10^4$
I-132	$2.2 \times 10^{12}$	Ru-105	$6.5 \times 10^2$
I-133	$1.6 \times 10^{12}$	Ru-106	$2.8 \times 10^4$
I-134	$1.3 \times 10^4$	Rh-105	$3.2 \times 10^4$
I-135	$1.9 \times 10^{11}$	Ce-141	$1.8 \times 10^8$
Rb-86	$3.6 \times 10^9$	Ce-143	$9.4 \times 10^7$
Cs-134	$2.5 \times 10^{11}$	Ce-144	$1.4 \times 10^8$
Cs-136	$6.6 \times 10^{10}$	Np-239	$1.4 \times 10^9$
Cs-137	$2.1 \times 10^{11}$	Pu-238	$2.8 \times 10^5$
Sb-127	$7.2 \times 10^{10}$	Pu-239	$3.7 \times 10^4$
Sb-129	$3.5 \times 10^9$	Pu-240	$4.1 \times 10^4$
Te-127	$7.6 \times 10^{10}$	Pu-241	$1.5 \times 10^7$
Te-127m	$6.1 \times 10^9$	Y-90	$2.9 \times 10^6$
Te-129	$2.9 \times 10^{10}$	Y-91	$3.6 \times 10^7$
Te-129m	$3.3 \times 10^{10}$	Y-92	$5.2 \times 10^5$
Te-131m	$1.3 \times 10^{11}$	Y-93	$6.1 \times 10^6$
Te-132	$1.2 \times 10^{12}$	Zr-95	$4.7 \times 10^7$
Sr-89	$1.9 \times 10^{10}$	Zr-97	$1.5 \times 10^7$
Sr-90	$1.9 \times 10^9$	Nb-95	$4.8 \times 10^7$
Sr-91	$3.0 \times 10^9$	La-140	$5.1 \times 10^7$
Sr-92	$2.0 \times 10^7$	La-141	$3.4 \times 10^5$
Ba-139	$4.5 \times 10^4$	La-142	$2.4 \times 10^2$
Ba-140	$3.3 \times 10^{10}$	Pr-143	$4.2 \times 10^7$
Co-58	$1.5 \times 10^3$	Nd-147	$1.7 \times 10^7$
Co-60	$6.6 \times 10^2$	Am-241	$4.6 \times 10^3$
Mo-99	$7.4 \times 10^4$	Cm-242	$1.4 \times 10^6$
Tc-99m	$7.1 \times 10^4$	Cm-244	$9.4 \times 10^4$



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-1-9-3-2-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

## 目 次

VI-1-10-1	設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書	
VI-1-10-2	設工認に係る設計の実績, 工事及び検査の計画	原子炉本体
VI-1-10-3	設工認に係る設計の実績, 工事及び検査の計画	核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設
VI-1-10-4	設工認に係る設計の実績, 工事及び検査の計画	原子炉冷却系統施設
VI-1-10-5	設工認に係る設計の実績, 工事及び検査の計画	計測制御系統施設
VI-1-10-6	設工認に係る設計の実績, 工事及び検査の計画	放射性廃棄物の廃棄施設
VI-1-10-7	設工認に係る設計の実績, 工事及び検査の計画	放射線管理施設
VI-1-10-8	設工認に係る設計の実績, 工事及び検査の計画	原子炉格納施設
VI-1-10-9	設工認に係る設計の実績, 工事及び検査の計画	非常用電源設備
VI-1-10-10	設工認に係る設計の実績, 工事及び検査の計画	常用電源設備
VI-1-10-11	設工認に係る設計の実績, 工事及び検査の計画	補助ボイラー
VI-1-10-14	設工認に係る設計の実績, 工事及び検査の計画 及び補助ボイラーに係るものを除く。	補機駆動用燃料設備 (非常用電源設備)
VI-1-10-15	設工認に係る設計の実績, 工事及び検査の計画	非常用取水設備
VI-1-10-16	設工認に係る設計の実績, 工事及び検査の計画	緊急時対策所

VI-1-10-1 設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する  
説明書



## 目 次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
3. 設計及び工事の計画における設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等	3
3.1 設計，工事及び検査に係る組織（組織内外の相互関係及び情報伝達含む）	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	49

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「VI-1-10-2 設工認に係る設計の実績、工事及び検査の計画 原子炉本体」～「VI-1-10-16 設工認に係る設計の実績、工事及び検査の計画 緊急時対策所」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（届出）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（届出）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「VI-1-10-2 設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画 原子炉本体」～「VI-1-10-16 設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画 緊急時対策所」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（届出）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（届出）時点で設置している設備の中には，現在のような健全な安全文化を育成及び維持するための活動を意識した活動となっていなかった時代に導入している設備もあるが，それらの設備についても現在の健全な安全文化を育成及び維持するための活動につながる様々な品質保証活動を行っている。（添付1「建設当時から品質マネジメントシステム体制」の「別表1」参照）

### 3. 設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、責任及び権限を持つ。

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、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）（総括責任者）の責任の下に、設計に必要な資料（以下「設計資料」という。）の作成を行うため、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」に示すと通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「VI-1-10-2 設工認に係る設計の実績、

工事及び検査の計画 原子炉本体」～「VI-1-10-16 設工認に係る設計の実績，  
工事及び検査の計画 緊急時対策所」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「VI-1-10-2 設工認に係る設計  
の実績，工事及び検査の計画 原子炉本体」～「VI-1-10-16 設工認に係る設計  
の実績，工事及び検査の計画 緊急時対策所」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 「設工認に係る設計の実績，工事及  
び検査の計画（例）」を用いて示す。

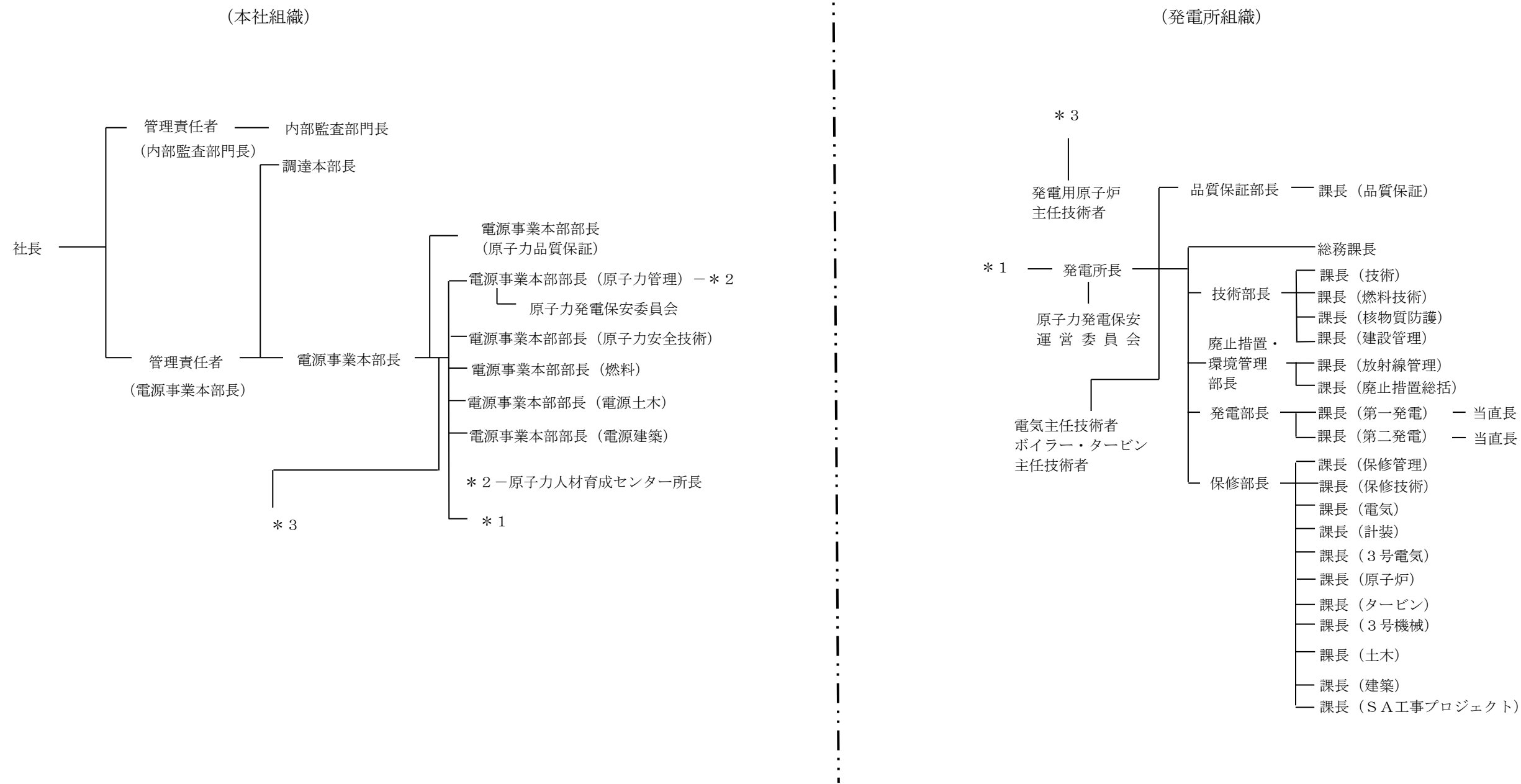
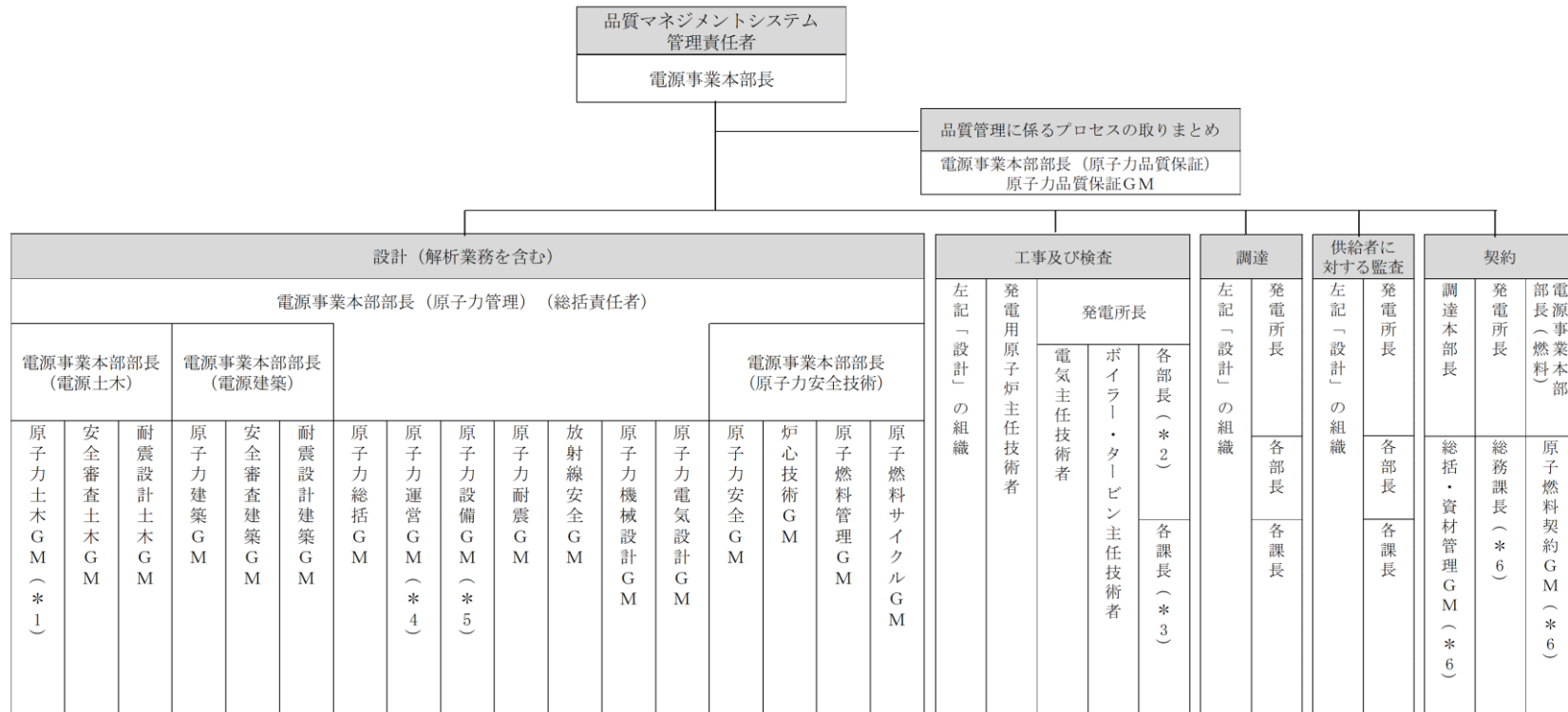


図 3-1 本社組織及び発電所組織に係る体制





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

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）

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を担当する箇所の長は、設計、工事及び検査の各段階において要求事項に対する適合性を確認した上で、次の段階に進める。

また、設計、工事を主管する箇所の長又は検査を担当する箇所の長は、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

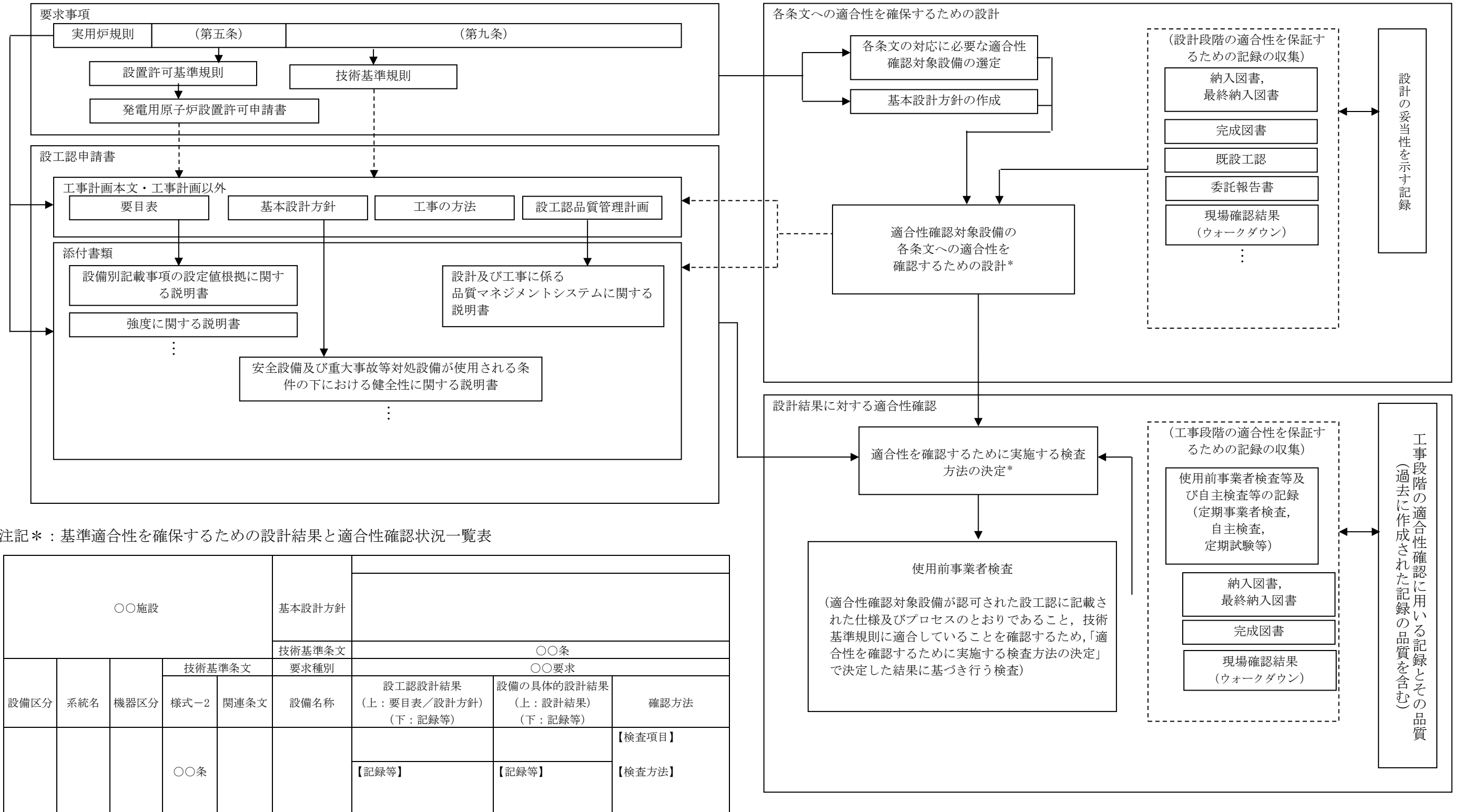


図 3-3 適合性確認に必要な作業と検査の繋がり

### 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／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／新設，常設／可搬），設備／運用，詳細設計に係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。

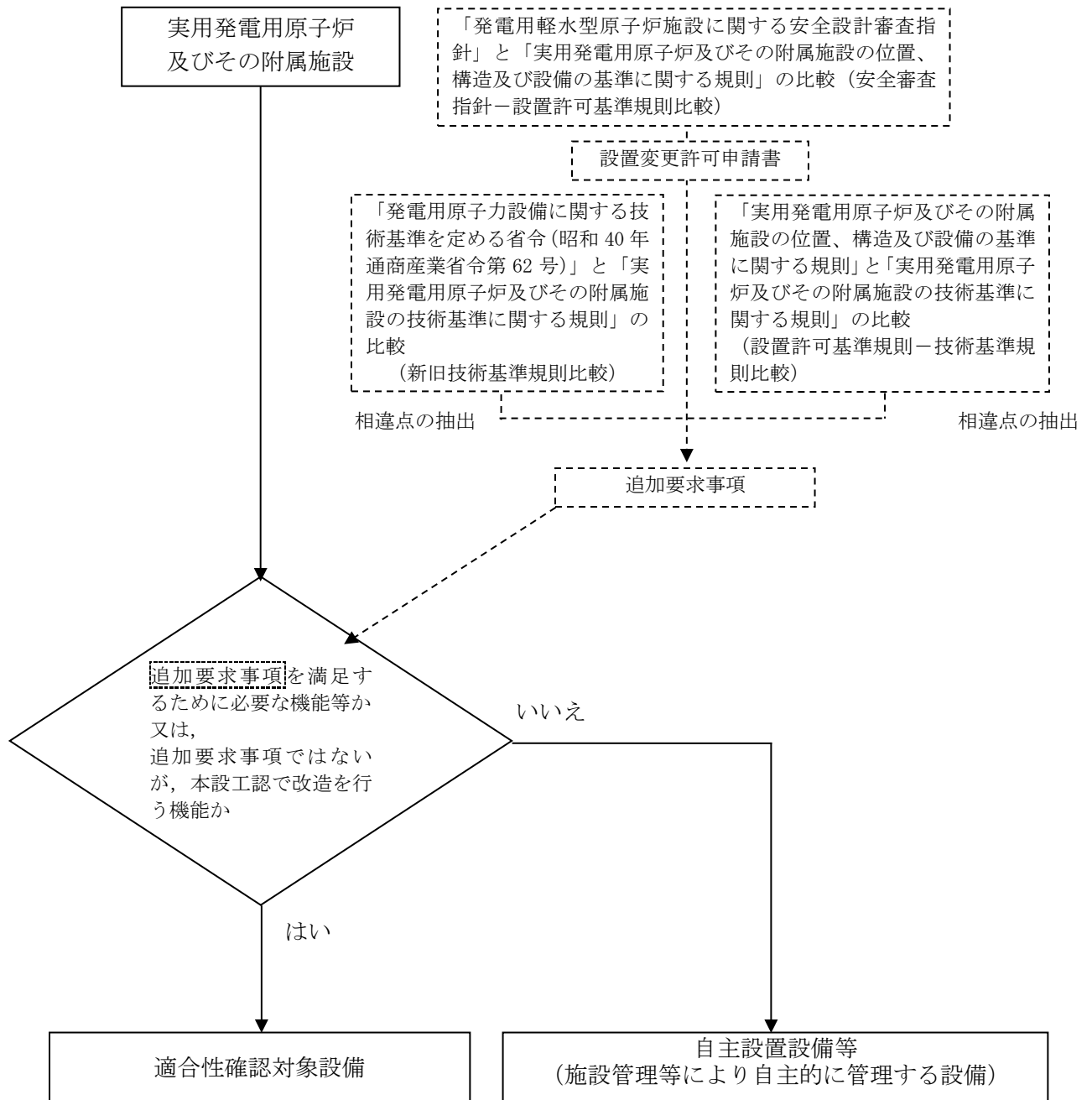


図 3-4 適合性確認対象設備の抽出について

### 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（届出）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「VI-1-10-2 設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画 原子炉本体」～「VI-1-10-16 設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画 緊急時対策所」に示すとともに、設計結果を、様式-8の「設工認設計結果（要目表／設計方針）」欄に整理する。

- (c) 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"> <li>設計資料</li> <li>設備図書（図面，構造図，仕様書）等</li> </ul>
		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"> <li>設計資料</li> <li>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）</li> <li>系統図</li> <li>設備図書（図面，構造図，仕様書）等</li> </ul>
		機能 要求	目的とする機能・性能を実際に発揮させるために必要な設備の具体的な仕様	仕様設計 構造設計 強度設計（クラスに応じて） 耐震設計（クラスに応じて） 耐環境設計 配置設計	<ul style="list-style-type: none"> <li>設計資料</li> <li>設備図書（図面，構造図，仕様書）</li> <li>インターロック線図</li> <li>算出根拠（計算式等）</li> <li>カタログ 等</li> </ul>
		評価 要求	対象設備が目的とする機能・性能を持つことを示すための方法とそれに基づく評価	仕様決定のための解析 条件設定のための解析 実証試験 技術基準規則に適合していることを確認するための解析（耐震評価，耐環境評価）	<ul style="list-style-type: none"> <li>設計資料</li> <li>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。）</li> <li>解析計画（解析方針）</li> <li>委託報告書（解析結果）</li> <li>手計算結果 等</li> </ul>
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	—	

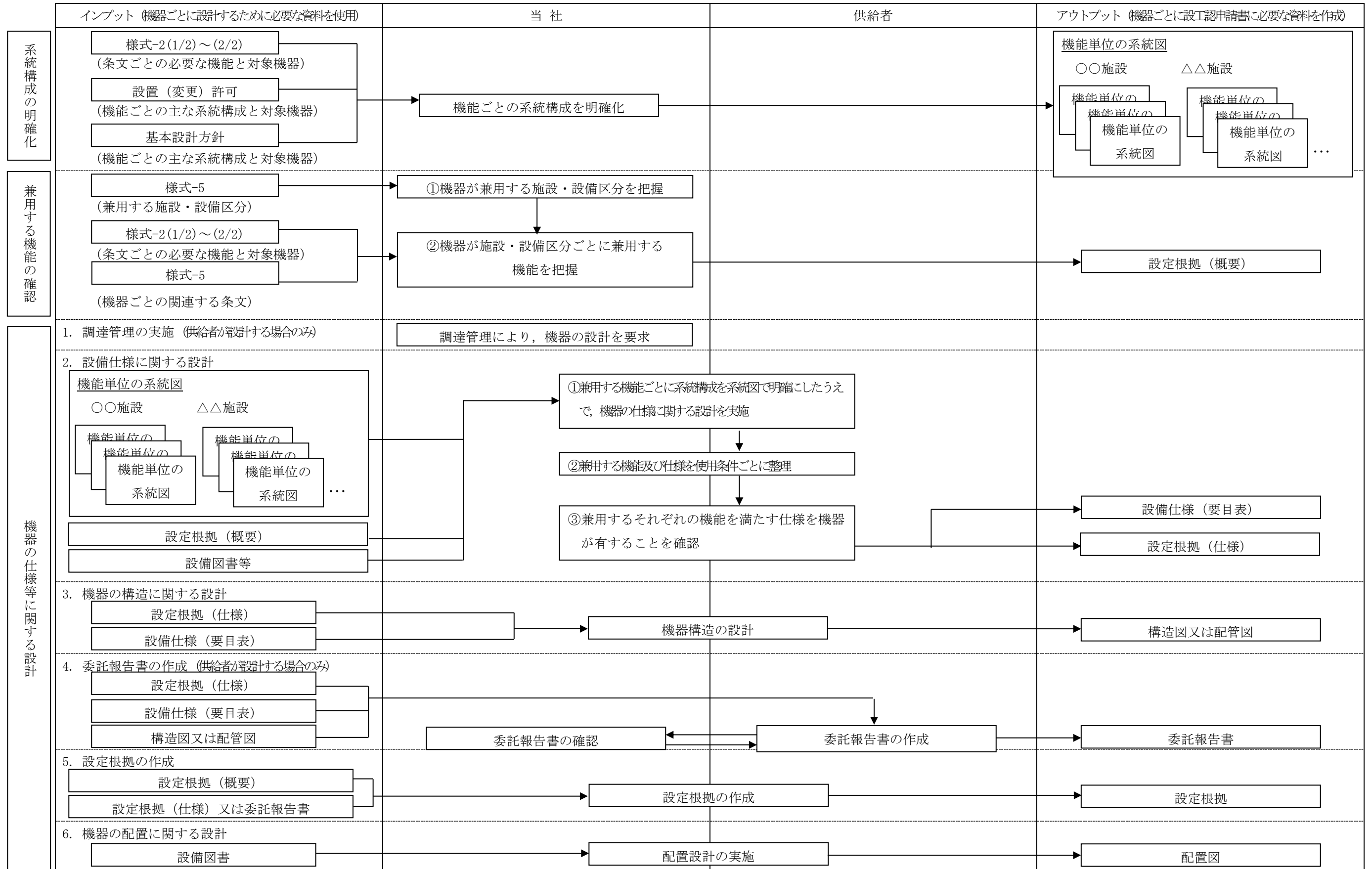


図 3-5 主要な設備の設計



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

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（届出）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（届出）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（届出）書案について、要員を指揮して、以下の要領でチェックする。

- (a) 設計を主管する箇所でのチェック分担を明確にしてチェックする。
- (b) 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（届出）書案のチェックを完了する。

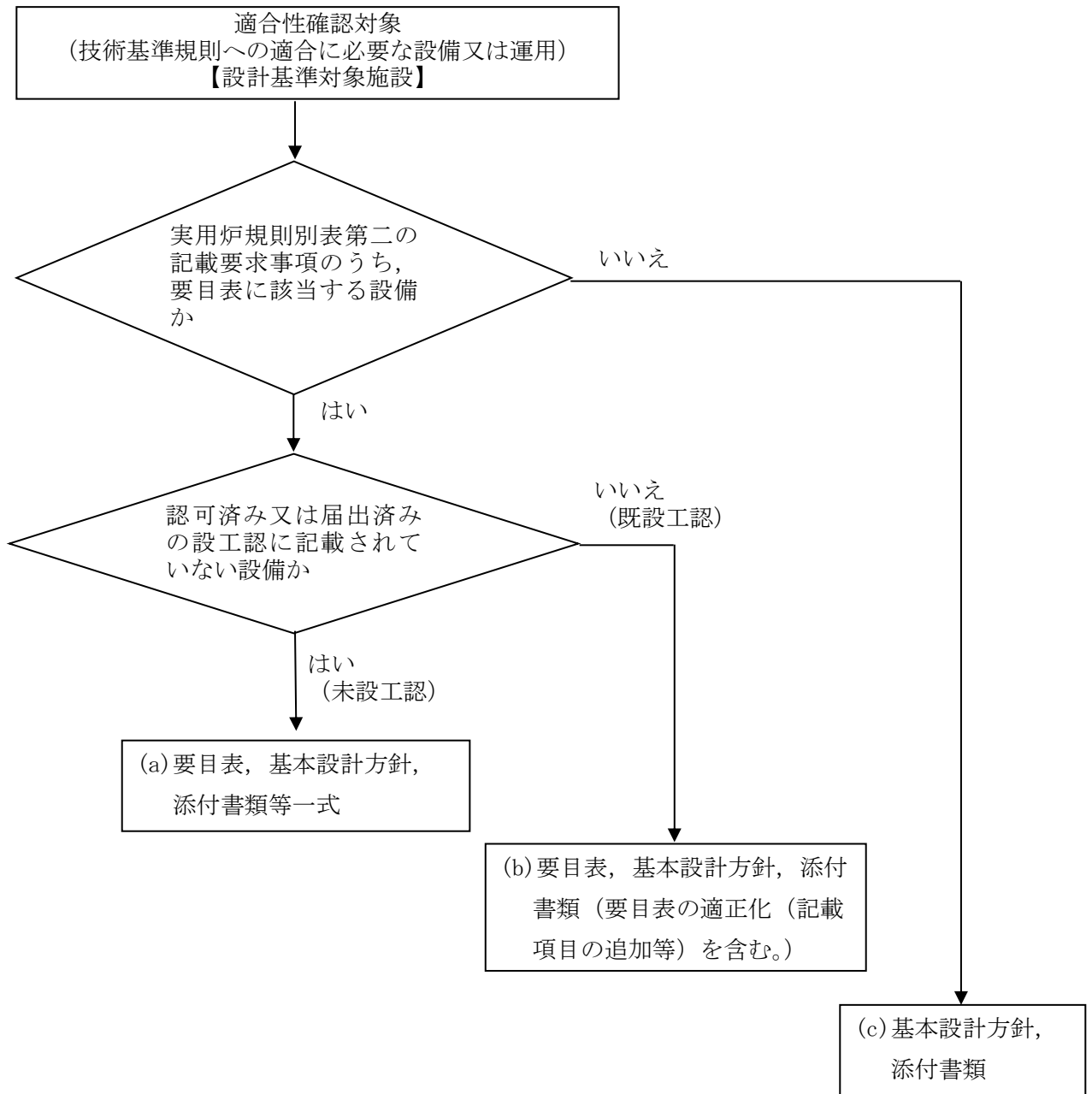


図 3-6 適合性確認対象設備の設工認に記載する箇所の選定 (設計基準対象施設)

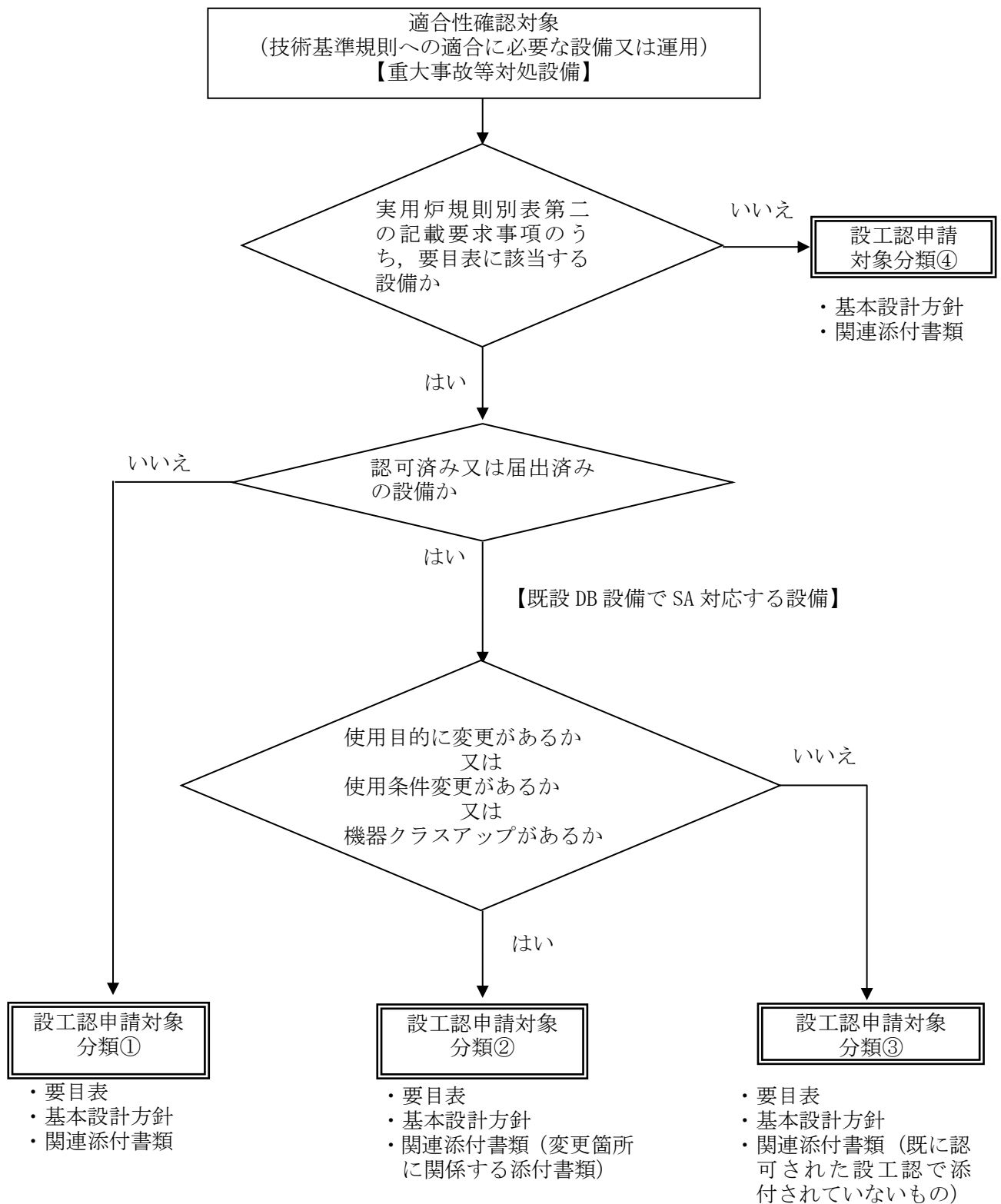


図 3-7 適合性確認対象設備の設工認に記載する箇所の選定（重大事故等対処設備）

#### (5) 設工認申請（届出）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（届出）書案のチェック」を実施した設工認申請（届出）書案について、設工認申請（届出）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、原子力発電保安委員会へ付議し、審議及び確認を得る。また、設工認申請（届出）書の提出手続きを主管する箇所の長は、原子炉発電保安委員会の審議及び確認を得た設工認申請（届出）書について、原子力規制委員会及び経済産業大臣への提出手続きを承認する。

#### 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いる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

検査総括責任者は、工事を主管する箇所から独立した箇所の者を、検査実施責任者として指名する。

検査に係るプロセスの取りまとめ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総括に関する業務を行う。

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。

#### 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

検査を担当する箇所の長は、適合性確認対象設備が認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認するため、技術基準規則に適合するよう実施した設計結果を示した様式-8の「設工認設計結果（要目表／設計方針）」欄ごとに設計の妥当性確認を含む使用前事業者検査を「確認方法」欄に取りまとめ、検査項目、検査方法を明確にする。ただし、主要な耐圧部の溶接部に係る使



用前事業者検査については、「検査管理要領」に従い対象範囲を確認し、検査実施時期を決定する。

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 「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、検査を担当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 「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）」に示された「設工認設計結果（要目表／設計方針）」欄によらず、定格熱出力一定運転時の主要パラメータを確認することによる使用前事業者検査（負荷検査）の計画を必要に応じて策定する。

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"> <li>・据付検査</li> <li>・状態確認検査</li> <li>・外観検査</li> </ul>
		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"> <li>・機能・性能検査</li> </ul>
		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"> <li>・材料検査</li> <li>・寸法検査</li> <li>・建物・構築物構造検査</li> <li>・外観検査</li> </ul>
			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"> <li>・据付検査</li> <li>・状態確認検査</li> <li>・耐圧検査</li> <li>・漏えい検査</li> <li>・特性検査</li> <li>・機能・性能検査</li> </ul>
		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"> <li>・状態確認検査</li> </ul>
			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"> <li>・内容に応じて, 設置要求, 系統構成, 機能要求の検査を適用</li> </ul>
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"> <li>・状態確認検査</li> </ul>	

(1) 使用前事業者検査の方法の決定

検査実施責任者は、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って、確認項目ごとの設計結果に関する具体的な検査概要を以下の手順により使用前事業者検査の方法として明確にする。

なお、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（要目表／設計方針）」欄及び「設備の具体的設計結果」欄に記載された内容と該当する要求種別を基に、検査項目を決定する。
- b. 決定された検査項目より、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JIS

\*2：設計の際に採用した適用基準又は適用規格

\*3：通水検査を分割して検査を実施する等、使用時の系統での通水ができない場合に実施（通水検査と同系統である場合には、検査時に系統構成を確認するため不要）

\*4：検査対象機器の動作確認は、機能・性能検査を主とするが、技術基準規則 54 条の検査として、適用可能な手順を用いて動作できることの確認を行う場合は、その操作が可能な構造であることを状態確認検査で確認する。

\*5：基本設計方針のうち、各検査項目で確認できない事項を対象とする。

### 3.5.3 検査計画の管理

検査に係るプロセス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計画を作成し、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

使用前事業者検査を実施する者は、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を総括する。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（発電用原子炉主任技術者、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。
- ・発電用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. 発電所における品質保証活動を総括する箇所の長
- 発電所における品質保証活動を総括する箇所の長は、品質保証活動の総括及び使用前事業者検査等の総括に関する業務を行う。
- 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。
- 検査の合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. 工事を主管する箇所の長
- 工事を主管する箇所の長は、検査要領書（案）を作成する。
- 検査受検担当者及び検査補助者を選任するとともに、検査実施責任者からの指示に基づき、検査判定以外の作業を検査受検担当者へ指示する。
- また、検査関係箇所の長又は運転操作を担当する箇所の長に検査関係作業を依頼する。
- 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、検査判定以外の作業を実施する。

## (4) 使用前事業者検査の検査要領書の作成

検査を担当する箇所の長は、適合性確認対象設備が認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認するため、「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、検査成績書の事項等を記載し、検査実施責任者が承認する。

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」で制定する検査要領書の一部とする。

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

(6) 使用前事業者検査の実施

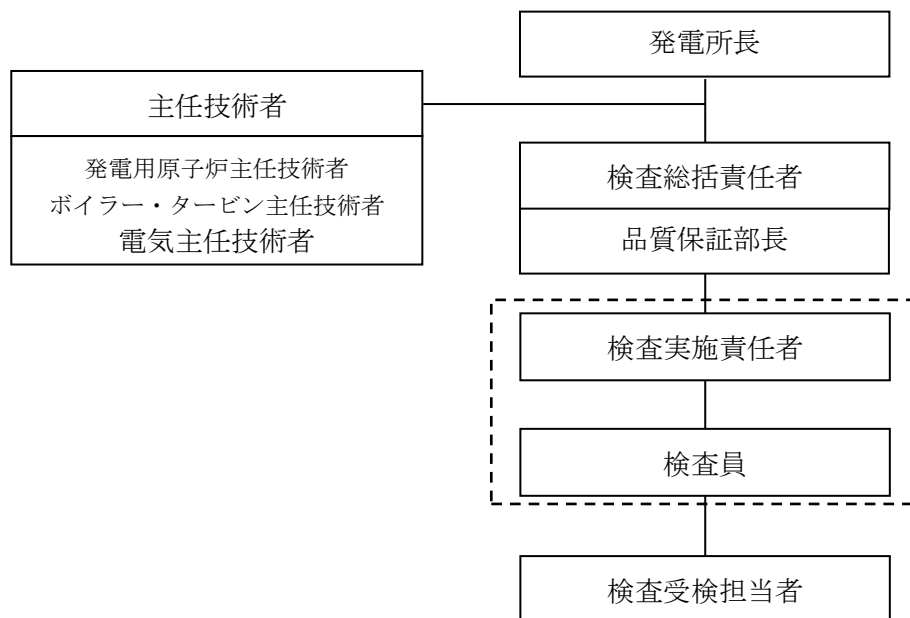
検査実施責任者は、検査員を指揮して、検査要領書に基づき、確立された検査体制の下で使用前事業者検査を実施する。

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、検査に係るプロセスの取りまとめを主管する箇所の長に提出する。





破線部は工事を主管する箇所から組織的に独立した者

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

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、平成23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「VI-1-10-2 設工認に係る設計の実績, 工事及び検査の計画 原子炉本体」～「VI-1-10-16 設工認に係る設計の実績, 工事及び検査の計画 緊急時対策所」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. 調達を主管する箇所の長が供給先で検査を行う際における原子力規制委員会の職員による供給者工場等への立入り

### (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を担当する箇所の長は、「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を担当する箇所の長は、当社が立会又は記録確認を行う検査等に関して、供給者に以下の項目を例として必要な項目を含む要領書を提出させ、それを当社が事前に審査し、承認した上で、その要領書に基づく検査等を実施する。

- ・対象機器名（品名）
- ・検査等の項目
- ・適用法令，基準，規格
- ・検査等の装置仕様
- ・検査等の方法，手順，記録項目
- ・作業記録，作業実施状況，検査データの確認時期，頻度
- ・準備内容及び復旧内容の整合性
- ・判定基準
- ・検査等の成績書の様式
- ・測定機器，試験装置の校正
- ・検査員の資格

調達を主管する箇所の長又は検査を担当する箇所の長は、設工認に基づく使用前事業者検査として必要な検査等を適合性確認対象設備ごとに実施又は計画し、グレード分けの区分に応じて管理の程度を決めたのち、「3.5.5 使用前事業者検査の実施」に基づき実施する。

可搬式ポンプ等の一般産業用工業品を購入する場合で、設備個々の機能・性能を調達段階の工事又は検査の段階の中で確認できないものについては、当社にて受入後に、機能・性能を確認するための検査等を実施する。

b. 受入検査の実施

調達を主管する箇所の長又は検査を担当する箇所の長は、製品の受入れにあたり、受入検査を実施し、現品及び記録の確認を行う。

c. 記録の確認

調達を主管する箇所の長又は検査を担当する箇所の長は、工事記録等調達した役務の実施状況を確認できる書類により検証を行う。

d. 報告書の確認

調達を主管する箇所の長又は検査を担当する箇所の長は、調達した役務に関する実施結果を取りまとめた報告書の内容を確認することにより検証を行う。

この内、設計を調達した場合は供給者から提出させる提出図書に対して設計の検証を実施する。

e. 作業中のコミュニケーション

調達を主管する箇所の長又は検査を担当する箇所の長は、調達した役務の実施中に、適宜コミュニケーションを実施すること及び立会等を実施することにより検証を行う。

f. 供給者に対する品質監査（「3.6.4 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、确实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、供給者の発注先（以下「外注先」という。）について、以下に該当する場合は、直接外注先に監査を行う場合がある。

- ・当社が行う供給者に対する監査において、供給者における外注先の品質保証活動の確認が不十分と認められる場合
- ・トラブル等で必要と認めた場合

### 3.6.5 設工認における調達管理の特例

設工認の対象となる適合性確認対象設備は、「3.6 設工認における調達管理の方法」を以下のとおり適用する。

なお、要目表に示す適合性確認対象設備で、平成23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「VI-1-10-2 設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画 原子炉本体」～「VI-1-10-16 設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画 緊急時対策所」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平成23年の福島第一原子力発電所の事故を受けた緊急安全対策として導入していた設備等、新規制基準施行以前に設置している適合性確認対象設備は、設置当時に調達を完了しているため、「3.6 設工認における調達管理の方法」に基づく管理は適用しない。

## (2) 既に工事を着手し設置を完了し調達製品の検証段階の適合性確認対象設備

設工認の対象となる設備のうち、既に工事を着手し設置を完了し調達製品の検証段階の適合性確認対象設備は、「3.6.1 供給者の技術的評価」から「3.6.3(2) 調達製品の管理」まで、調達当時のグレード分けの考え方（添付2「当社におけるグレード分けの考え方」参照）で管理を完了しているため、「3.6.3(3) 調達製品の検証」以降の管理を設工認に基づき管理する。

## (3) 既に工事を着手し工事を継続している適合性確認対象設備

設工認の対象となる設備のうち、既に工事を着手し工事を継続している適合性確認対象設備は、「3.6.1 供給者の技術的評価」から「3.6.3(1) 仕様書の作成」まで、調達当時のグレード分けの考え方（添付2「当社におけるグレード分けの考え方」参照）で管理を完了しているため、「3.6.3(2) 調達製品の管理」以降の管理を設工認に基づき管理する。

## 3.7 記録、識別管理、トレーサビリティ

## 3.7.1 文書及び記録の管理

## (1) 適合性確認対象設備の設計、工事及び検査に係る文書及び記録

「3.1 設計、工事及び検査に係る組織（組織内外の相互関係及び情報伝達を含む）」の表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（昭和59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」（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（届出）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（届出）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		
<table border="1" style="width: 100%;"> <tr> <td style="width: 150px;">最終納入図書</td> <td>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</td> </tr> </table>	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	
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		



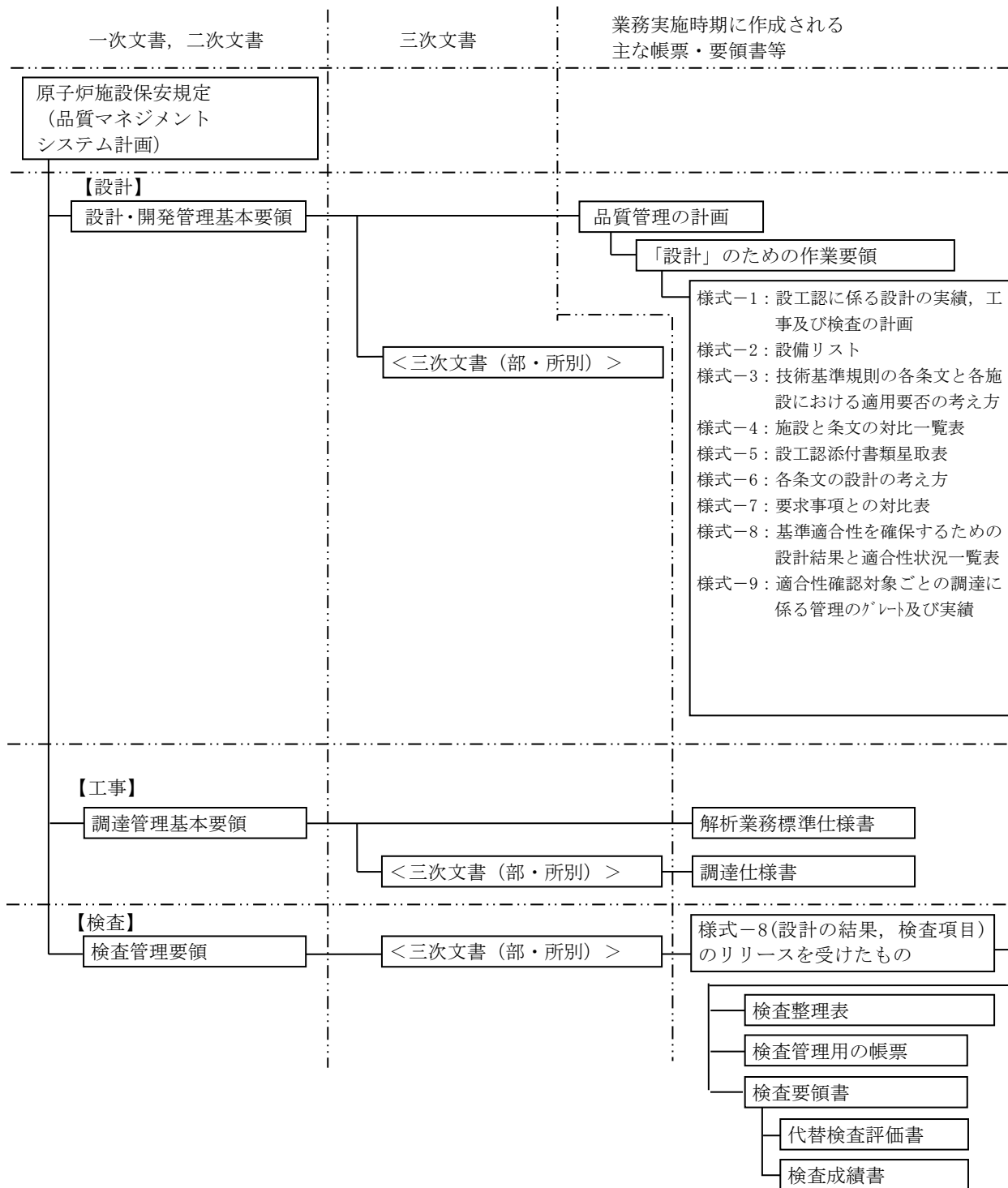


図 3-9 設計, 工事及び検査に係る品質マネジメントシステムに関する文書体系

### 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又は検査を担当する箇所の長は、校正の周期を定め管理するとともに、国際又は国家計量標準にトレーサブルな計量標準に照らして校正若しくは検証又はその両方を行う。

なお、そのような標準が存在しない場合には、校正又は検証に用いた基準を記録する。

###### (b) 識別管理

###### イ. 測定機器管理台帳による識別

工事を主管する箇所の長又は検査を担当する箇所の長は、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又は検査を担当する箇所の長は、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を担当する箇所の長は、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

工事を主管する箇所の長は、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

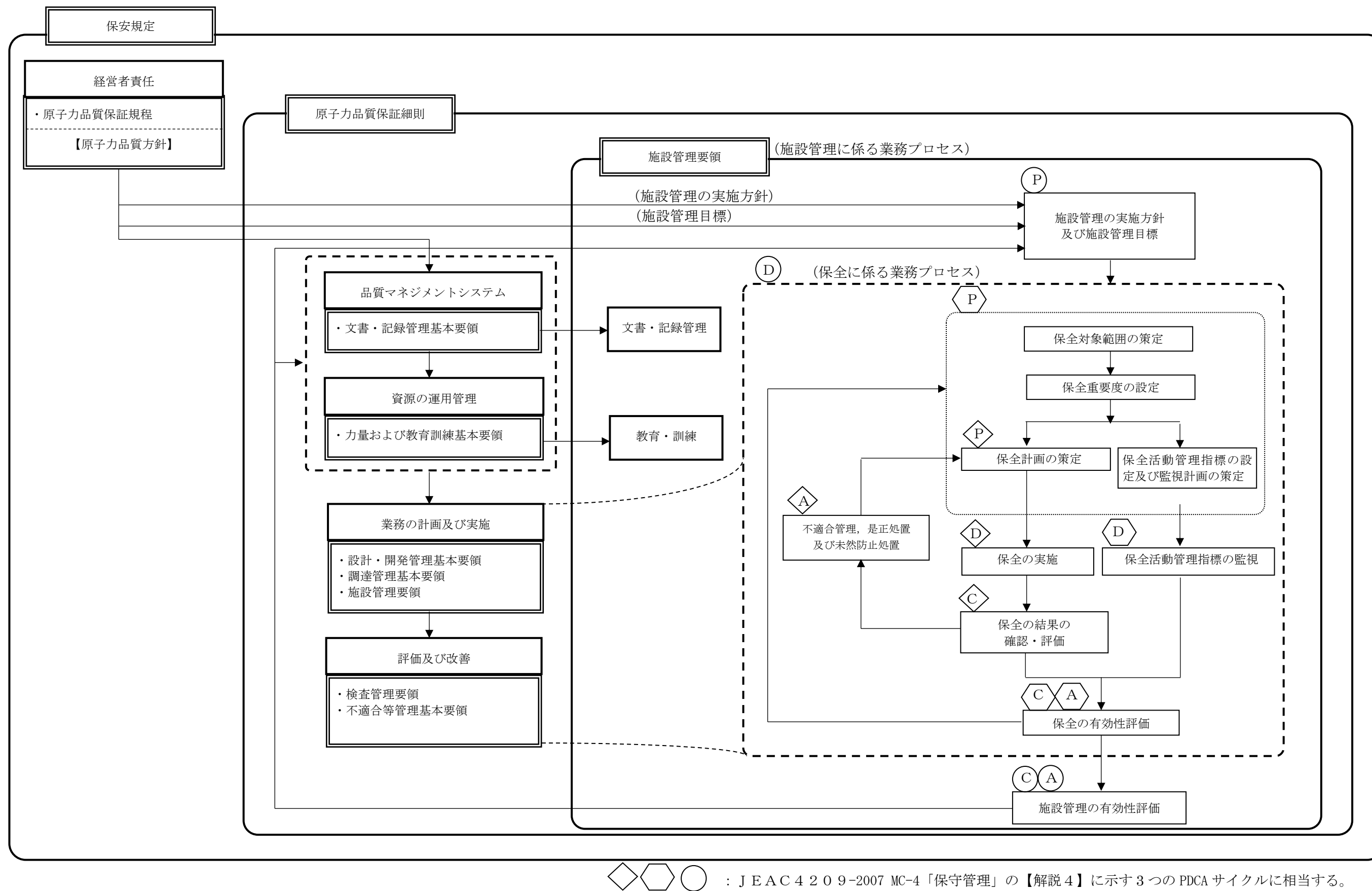
工事を着手し、設置が完了している常設又は可搬の設備は、巡視点検又は日常の保守点検（月次の外観点検、動作確認等）の計画を定め、設備の状態を点検し、異常のないことを確認する。

##### 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。



◇ ○ : J E A C 4 2 0 9-2007 MC-4「保守管理」の【解説4】に示す3つのPDCAサイクルに相当する。

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					

設備リスト (設計基準対象施設) (例)

設置許可基準規則 / 技術基準規則	設置許可基準規則及び解釈	技術基準規則及び解釈	必要な機能等	設備等	設備 / 運用	既設 / 新設	追加要求事項に 対して必須の設 備, 運用か (○, ×)	実用炉規則別表 第二のうち, 要 目表に該当する 設備か (○, ×, -)	既工認に記載が されていないか (○, ×, -)	必要な対策が (a) (b) (c) (d)の うち, どこに対 応するか	実用炉規則別表二に関連する施設・設備・機 器区分					設置変更許 可申請書 添付人 主要設備 記載有無	備考	

設備リスト（重大事故等対処設備）（例）

設置許可基準規則	技術基準規則	条文名称	技術基準規則及び解釈	設備等	添付人設備仕様記載	系統機能	設備種別		設備 ／ 運用	詳細設計に係る事項					フローによる分類	実用炉規則別表第二に関連する施設・設備・機器区分					設工認記載分類 ○：要目表+基本設計方針+関連添付 △：基本設計方針	備考				
							既設 ／ 新設	常設 ／ 可搬		実用炉規則別表第二のうち、要目表に該当する設備か 対象：○ 対象外：×	既設工認に記載されているか 記載有：○ 記載無：× 対象外：-	使用目的が DB と異なるか 異なる：○ 同じ：× 対象外：-	使用条件が DB と異なるか 異なる：○ 同じ：× 対象外：-	重大事故クラスが DB と異なるか 異なる：○ 同じ：× 対象外：-												

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		
	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。	

S2 補 VI-1-10-1 R0





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																															
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。																														

設工認添付書類星取表 (例)

別表第二 施設共通	添付書類		備考																		
	各施設																				
島根原子力発電所第〇号機 申請対象設備				基本設計方針					要目表												
				<p>【耐震重要度分類】* 耐震重要度分類については、「設工認添付書類星取表略語の定義」参照</p> <p>【機器クラス】* 機器クラスについては、「設工認添付書類星取表略語の定義」参照</p> <p>注記*：運用及び可搬型のSA設備については斜線とする。</p> <p>【申請区分】 D-1：耐震基準変更（耐震Sクラス）           (B, CクラスのSクラスへの波及的影響)           (共振のおそれのある耐震Bクラス設備) D-2：RCPB 範囲拡大 D-3：基準変更・追加又は別表変更・追加 D-4：別表該当なし D-5：記載の適正化 D-6：使用前検査未完了分 D-7：DB 従来要求適合確認対象</p>					<p>【設備分類】 設備分類については、「設工認添付書類星取表略語の定義」参照</p> <p>【機器クラス】 機器クラスについては、「設工認添付書類星取表略語の定義」参照</p> <p>【申請区分】 S-1：SA 新設（既設の新規登録含む） S-2：DBのSA使用（条件変更なし） S-3：SA 既設条件アップ S-4：SA 既設クラスアップ S-5：SA 既設使用目的変更 S-6：基本設計方針 S-7：SA 別表追加等</p>												
別表第二		機器名	技術基準条文	兼用する場合の施設・設備区分		設計基準対象施設 (DB)			重大事故等対処設備 (SA)			<p>「◎」申請対象（新規） 「○」申請対象（既設工認登録済み） 「□」申請対象（設工認登録なし） 「△」記載の適正化 「×」無</p>									
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	様式-2	関連条文	主登録	兼用登録	耐震重要度分類	機器クラス	申請区分	設備分類	機器クラス	申請区分							

S2 補 VI-1-1-10-1 R0

## 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）

〇〇施設			基本設計方針								
			関連条文		〇〇条						
設備区分	系統名	機器区分	技術基準条文		要求種別	〇〇要求					
			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】
			〇〇条					【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

当社は、島根原子力発電所第2号機（昭和59年2月工事着工）の建設当時から、日本電気協会が原子力発電所の品質保証活動推進のために民間指針として制定した「原子力発電所の品質保証指針」（JEAG4101-1981）を参考とした品質保証活動を実施し、これ以降もJEAG4101の改正を適宜反映しながら、発電所の活動に関する品質を確保してきた。

平成15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、JEAG4101からJEAC4111「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。

平成25年には「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の設計及び工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織の技術基準に関する規則」（以下「品証規則」という。）が施行され、当社の品質マネジメントシステム体制に品証規則に基づく管理を追加した。

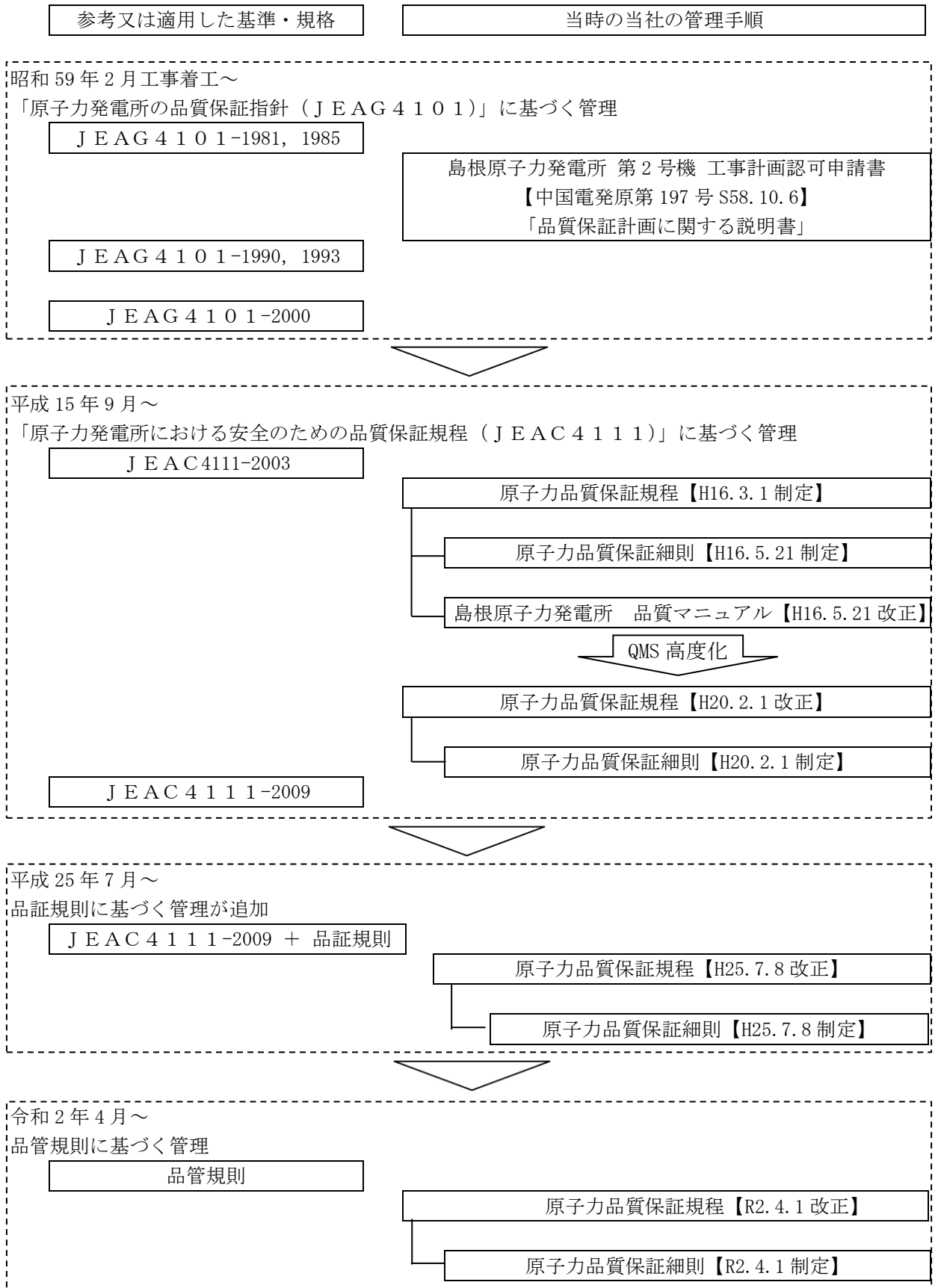
令和2年には、「原子力利用における安全対策の強化のための核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律等の一部を改正する法律（平成29年法律第15号）」の施行に伴い、品管規則が施行され、当社の品質マネジメントシステム体制は現在に至っている。

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

	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主な視点	対応する主な社内活動
1	原子力安全に対する個人及び集団としての決意の表明と実践	<ul style="list-style-type: none"> <li>品質保証体制の確立と確実な遂行の確認</li> <li>マイブラント意識の高揚（現場パトロール等）</li> </ul>
2	原子力安全に対する当事者意識の高揚	
3	コミュニケーションの奨励と人的・組織的問題の報告を重視する開かれた文化の構築	<ul style="list-style-type: none"> <li>必要な会議の実施</li> <li>挨拶運動、報告・連絡・相談、TBM（ツール・ボックス・ミーティング）や現場立会いで注意喚起とコミュニケーション</li> <li>社員、協力会社表彰活動</li> </ul>
4	構築物、系統及び機器の欠陥に関する報告	<ul style="list-style-type: none"> <li>懸案事項とその処置の検討</li> <li>不適合に対する処置と是正処置の確認</li> <li>業務改善や設備改善提案に対する対応</li> </ul>
5	特定された問題及び改善提案に対する迅速な対応	
6	継続的に安全と安全文化を高め、改善するための手段	<ul style="list-style-type: none"> <li>安全に関する基本的設計条件を満たすことの確認</li> <li>試験時の安全管理</li> <li>工事報告書における供給者改善要望事項の記入</li> </ul>
7	組織及び個人の責任と説明責任	<ul style="list-style-type: none"> <li>組織及び業務分担の明確化</li> </ul>
8	問い掛ける姿勢及び学習する姿勢の奨励と慢心を戒める方策の模索と実施	<ul style="list-style-type: none"> <li>品質管理に関する教育の実施</li> <li>定検反省会の実施</li> </ul>
9	安全及び安全文化に関する重要な要素についての共通の理解の促進	<ul style="list-style-type: none"> <li>業務の各段階におけるルールの明確化</li> <li>試験時の安全管理</li> </ul>
10	自らの業務及び職場環境に関連したリスクの意識と起こりうる結果の理解の促進	<ul style="list-style-type: none"> <li>問題点、懸案事項に対する検討と処置</li> <li>KY 活動（危険予知活動）</li> </ul>
11	すべての活動における慎重な意思決定	<ul style="list-style-type: none"> <li>レビュー・承認の明確化</li> <li>供給者に対する管理方法の明確化</li> </ul>



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、原子力安全に及ぼす影響に応じて、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						その他
		クラス1		クラス2		クラス3		
		PS-1	MS-1	PS-2	MS-2	PS-3	MS-3	
供給信頼性重要度	1	Ma		Mb				Mc未満
	2			Mc				

- 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				○	○	○		
	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			○	○	○	○	
			(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 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	設計・開発の妥当性確認 (工場での検査等)		—	◎	◎	工事を主管する箇所の長は、「検査等の要領書 (工場)」に基づき、供給者が実施する検査等について、その結果を立会い又は記録確認により確認する。	・7.3.6 設計開発の妥当性確認	・検査等の要領書 (工場)
	図書の審査					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
	設計・開発の妥当性確認 (現地での検査等)					工事を主管する箇所の長は、「検査等の要領書 (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。		
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。	<ul style="list-style-type: none"> <li>7.4.1 調達プロセス</li> <li>7.4.2 調達物品等要求事項</li> </ul>	・仕様書
設備の詳細設計	<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 45%;">調達物品等の検証</div> <div style="width: 45%;">                     供給者の設計 ↓ 詳細設計図書                 </div> </div>		◎	◎	◎	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"> <li>品質保証計画書</li> <li>設計図書</li> </ul>
工事及び検査	調達物品等の妥当性確認 (工場での検査等)		—	◎	◎	工事を主管する箇所の長は、「検査等の要領書(工場)」に基づき、供給者が実施する検査等について、その結果を立会い又は記録確認により確認する。	7.4.3 調達物品等の検証	・検査等の要領書(工場)
	図書の審査					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
	調達物品等の妥当性確認 (現地での検査等)					工事を主管する箇所の長は、「検査等の要領書(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)
		現地据付工事			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"> <li>検査等の要領書</li> <li>工事記録</li> </ul>	

注記\*：一般産業用工業品の調達管理も同フローにて対応

別図1(2/3) 調達管理フロー(1)



管理の段階	設計・工事及び検査の業務フロー		組織内外の相互関係 ◎：主管箇所 ○：関係箇所			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"> <li>・7.4.1 調達プロセス</li> <li>・7.4.2 調達物品等要求事項</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・仕様書</li> </ul>
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"> <li>・7.4.3 調達物品等の検証</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・検査等の要領書</li> <li>・検査成績書</li> </ul>

注記\*：一般産業用工業品の調達管理も同フローにて対応

別図 1(3/3) 調達管理フロー(2)

## 技術基準規則ごとの基本設計方針の作成に当たっての基本的な考え方

1. 設置変更許可申請書との整合性を確保する観点から、設置変更許可申請書本文に記載している、適合性確認対象設備に関する設置許可基準規則に適合させるための「設備の設計方針」、及び設備と一体となって適合性を担保するための「運用」を基にした詳細設計が必要な設計要求事項を記載する。
2. 技術基準規則の本文及び解釈への適合性を確保する観点で、設置変更許可申請書本文以外で詳細設計が必要な設計要求事項がある場合は、その理由を様式-6に明確にした上で記載する。
3. 自主的に設置したものは、原則記載しない。
4. 基本設計方針は、必要に応じて並び替えることにより、技術基準規則の記載順となるように構成し、箇条書きにする等表現を工夫する。
5. 基本設計方針の作成に当たっては、必要に応じ、以下に示す考え方で作成する。
  - 5.1 設置変更許可申請書本文の記載事項のうち、「性能」を記載している設計方針は、技術基準規則への適合性を確保する上で、その「性能」を持たせるための手段が特定できるように記載する。  
 また、技術基準規則への適合性の観点で、設置変更許可申請書本文に対応した事項以外に必要な運用を付加する場合も同様に記載する。  
 なお、手段となる「仕様」が要目表で明確な場合は記載しない。
  - 5.2 設置変更許可申請書本文の記載事項のうち「運用」は、「基本設計方針」として、運用の継続的改善を阻害しない範囲で必ず遵守しなければならない条件が分かる程度の記載を行うとともに、運用を定める箇所（品質マネジメントシステムの二次文書で定める場合は「保安規定」を記載する。）の呼び込みを記載し、必要に応じ、当該施設に関連する実用炉規則別表第二に示す添付書類の中でその運用の詳細を記載する。  
 また、技術基準規則の本文及び解釈への適合性の観点で、設置変更許可申請書本文に対応した事項以外に必要な運用を付加する場合も同様に記載する。
  - 5.3 設置変更許可申請書本文で評価を伴う記載がある場合は、設工認申請書の添付書類として担保する条件を以下の方法を使い分けることにより記載する。
    - ・評価結果が示されている場合、評価結果を受けて必要となった措置のみを設工認申請の対象とする。
    - ・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。

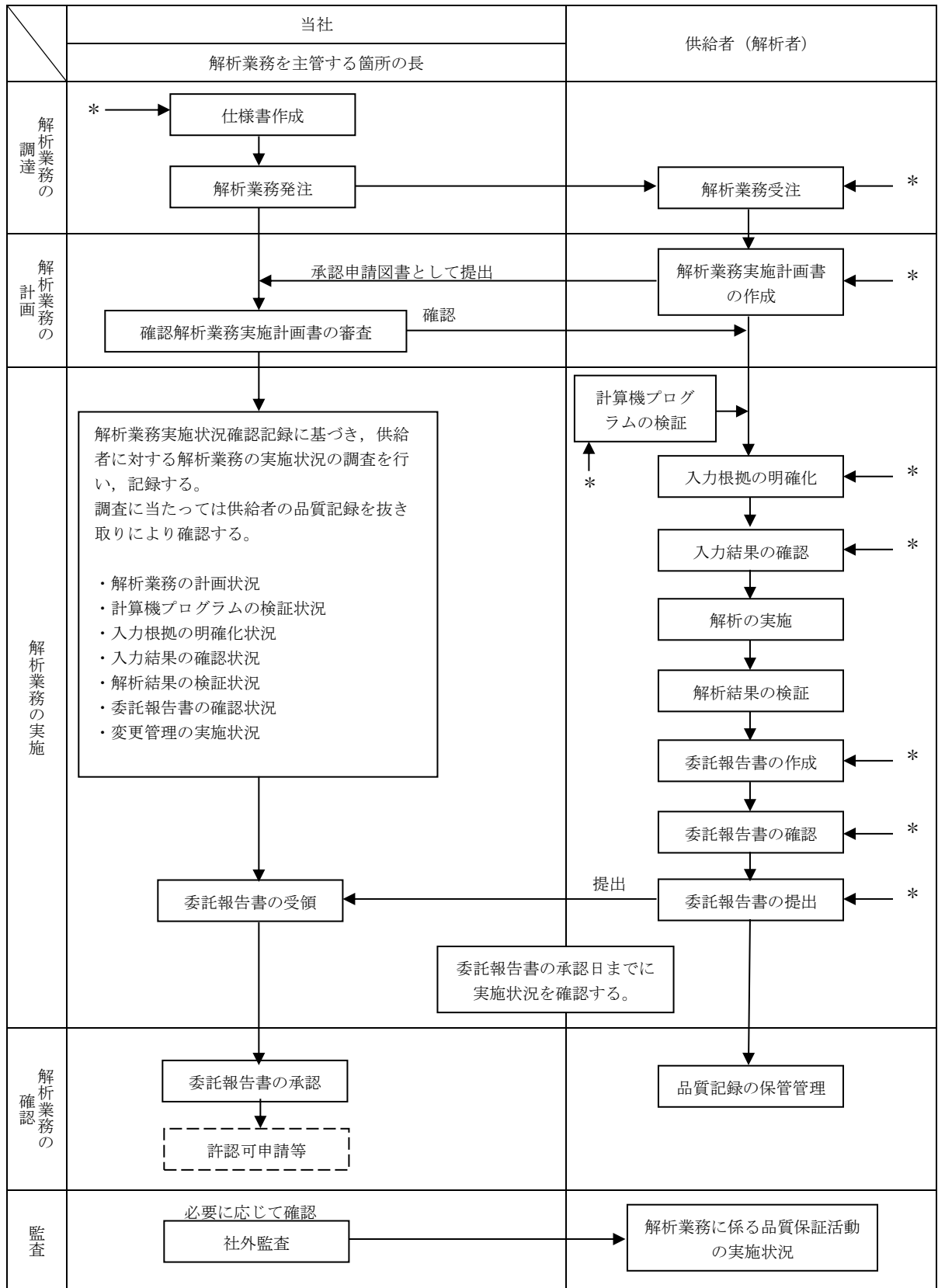
## 3. 解析業務の実施

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"> <li>3.6.1 供給者の技術的評価</li> <li>3.6.2 供給者の選定</li> <li>3.6.3 調達製品の調達管理</li> </ul>	・(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"> <li>3.6.3 調達製品の調達管理</li> </ul>	・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"> <li>3.6.3 調達製品の調達管理</li> </ul>	・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"> <li>3.6.3 調達製品の調達管理</li> </ul>	・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	平成 20 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><b>【当社】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> </ul> <p><b>【メーカー】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> <li>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。</li> </ul>	

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	令和元年 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><b>【当社】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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。</li> </ul> <p><b>【メーカー】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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。</li> <li>・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。</li> <li>・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。</li> </ul>	



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"> <li>・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。</li> <li>・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。</li> <li>・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。</li> </ul>
2	計算機プログラムの検証状況	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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）</li> <li>・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。</li> </ul>
3	入力根拠の明確化状況	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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。</li> </ul>
4	入力結果の確認状況	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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。</li> </ul>
5	解析結果の検証状況	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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。</li> </ul>
6	業務報告書の確認状況	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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。</li> <li>・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。</li> </ul>
7	変更管理の実施状況	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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。</li> </ul>

## 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

設計を主管する箇所の長並びに検査を担当する箇所の長は、保安規定品質マネジメントシステム計画「7.3 設計開発」を適用する場合は、「設計・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

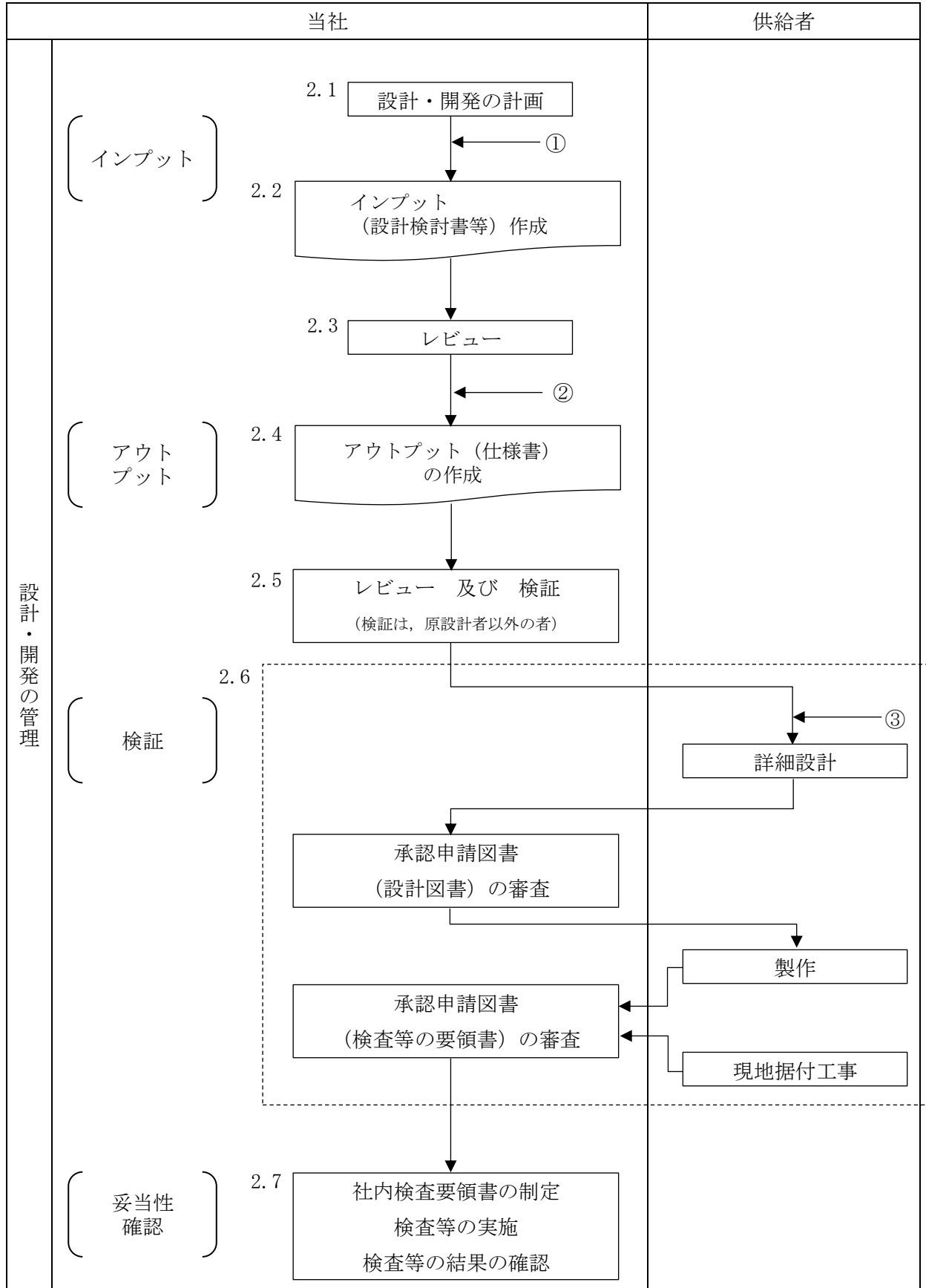
結果として得られる業務・原子炉施設が、指定された用途又は意図された用途に応じた要求事項を満たしていることを確実にするために、計画した方法に従って実施する検査等の結果等により、設計・開発の妥当性を確認する。

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。

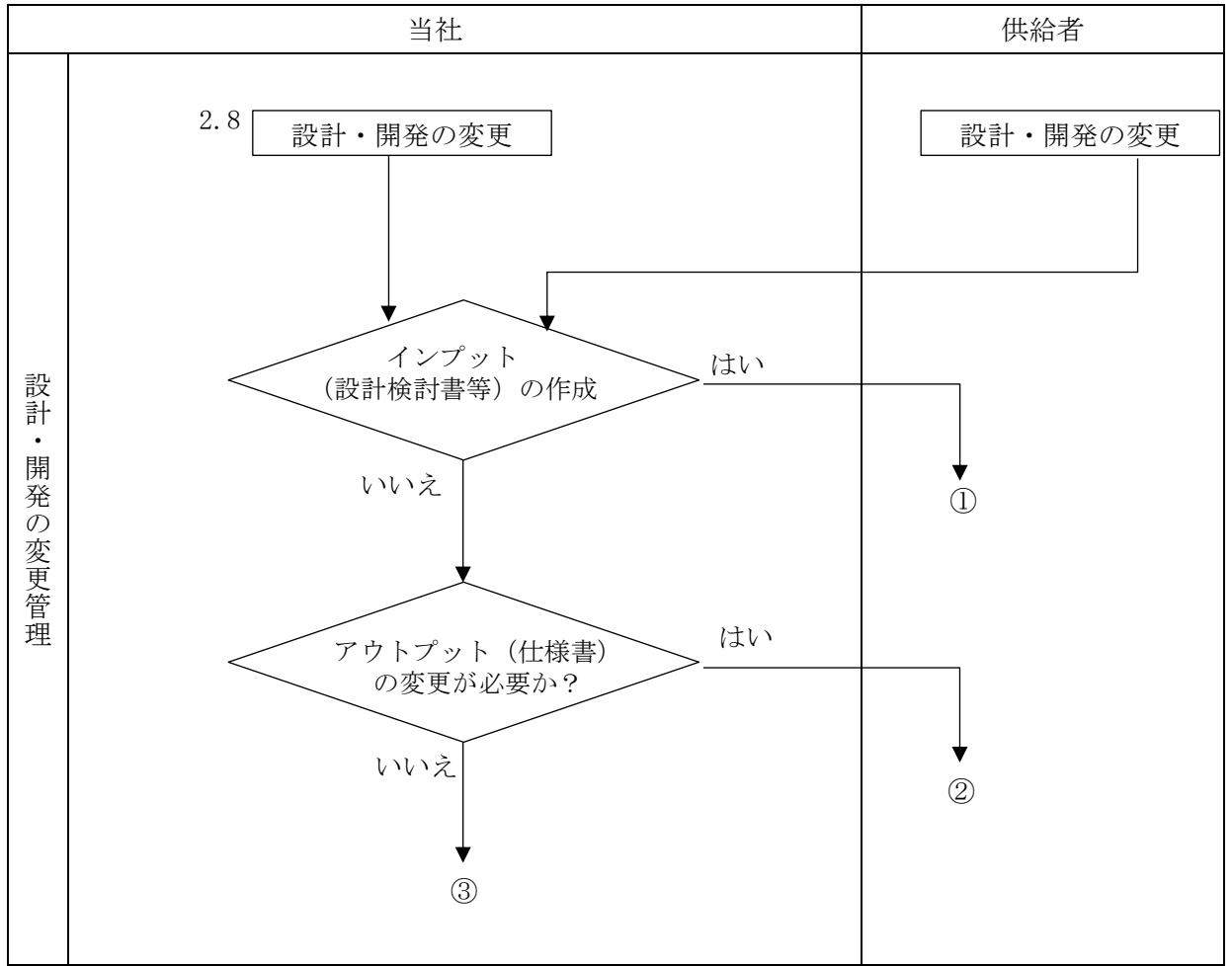
## 2.8 設計・開発の変更管理

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」 ・「JEAC 4201-2007」 ・「JEAC 4201-2007（2010年追補版）」 ・「JEAC 4201-2007（2013年追補版）」 ・「JEAC 4206-2007」 ・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 ・機器の配置を明示した図面 ・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	—*	—*	—*	燃料体				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				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		
		—*	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。
	原子炉圧力容器	—*	原子炉圧力容器本体	—*	原子炉圧力容器				既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。
		—*	原子炉圧力容器支持構造物	支持構造物	原子炉圧力容器支持スカート				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	原子炉圧力容器基礎ボルト				既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。
		—*	原子炉圧力容器付属構造物	原子炉圧力容器スタビライザ	原子炉圧力容器スタビライザ				既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。
				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。
				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。
		—*	原子炉圧力容器内部構造物	蒸気乾燥器の蒸気乾燥器ユニット及び蒸気乾燥器ハウジング	蒸気乾燥器ユニット				既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。
	蒸気乾燥器ハウジング			蒸気乾燥器ハウジング				既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。	

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	原子炉压力容器	—*	原子炉压力容器内部構造物	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	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。		
				スパーージャ及び内部配管	給水スパーージャ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
					高圧炉心スプレイスパーージャ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
					低圧炉心スプレイスパーージャ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
					低圧注水系配管（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	「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						
	3.3.3 (2)	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 ・燃料プールのプレイ系 ・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"> <li>・様式-2</li> <li>・様式-5</li> <li>・機能単位の系統図</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る系統図</li> </ul>	—	
		3. 重量物の落下防止設計	◎	—	○	<ul style="list-style-type: none"> <li>・基本設計方針</li> <li>・設備図書</li> <li>・設置変更許可時の設計資料</li> <li>・業務報告書</li> <li>・「模擬燃料集合体の気中落下試験」</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・仕様書</li> </ul>	
		4. 燃料プール監視の設計	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>・基本設計方針</li> <li>・設備図書</li> <li>・設置変更許可時の設計資料</li> <li>・VI-1-10-9の「2.1 非常用発電装置」において設計した結果</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・要目表</li> <li>・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書</li> <li>・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</li> <li>・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</li> </ul>	—	
		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"> <li>・基本設計方針</li> <li>・設備図書</li> <li>・設置変更許可申請書</li> <li>・設置変更許可時の設計資料</li> <li>・業務報告書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・要目表</li> <li>・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書</li> <li>・使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書</li> <li>・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</li> <li>・核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る系統図</li> <li>・構造図</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・仕様書</li> </ul>	
5.1.2 各機器固有の設計	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>・設備図書</li> <li>・設置変更許可申請書</li> <li>・設置変更許可時の設計資料</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書</li> </ul>	—			

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"> <li>基本設計方針</li> <li>既工認</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>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</li> </ul>	—
	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"> <li>基本設計方針</li> <li>設備図書</li> <li>設置変更許可申請書</li> <li>設置変更許可時の設計資料</li> <li>既工認</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書</li> <li>使用済燃料貯蔵槽の水深の遮蔽能力に関する説明書</li> </ul>	—
	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"> <li>基本設計方針</li> <li>設備図書</li> <li>設置変更許可時の設計資料</li> <li>既工認</li> <li>業務報告書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>要目表</li> <li>設備別記載事項の設定根拠に関する説明書</li> <li>使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書</li> <li>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</li> <li>核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る系統図</li> <li>構造図</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>仕様書</li> </ul>
	5.4.2 各機器固有の設計		◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>設備図書</li> <li>設置変更許可申請書</li> <li>設置変更許可時の設計資料</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書</li> </ul>	—
	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"> <li>基本設計方針</li> <li>設備図書</li> <li>設置変更許可申請書</li> <li>設置変更許可時の設計資料</li> <li>業務報告書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>要目表</li> <li>設備別記載事項の設定根拠に関する説明書</li> <li>使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書</li> <li>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</li> <li>核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る系統図</li> <li>構造図</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>仕様書</li> </ul>

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	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>・設備図書</li> <li>・設置変更許可申請書</li> <li>・設置変更許可時の設計資料</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書</li> </ul>	—
		6.2 臨界防止に関する設計	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>・基本設計方針</li> <li>・設備図書</li> <li>・設置変更許可申請書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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</li> </ul>	—
	3.3.3 (3)	7. 発電所外への放射性物質の拡散抑制のための設計						
		7.1 原子炉建物放水設備の設計	◎	—	○	<ul style="list-style-type: none"> <li>・基本設計方針</li> <li>・設備図書</li> <li>・設置変更許可申請書</li> <li>・設置変更許可時の設計資料</li> <li>・業務報告書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・要目表</li> <li>・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書</li> <li>・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</li> <li>・核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る系統図</li> <li>・原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面</li> <li>・原子炉格納施設に係る系統図</li> <li>・構造図</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・仕様書</li> </ul>
		設計のアウトプットに対する検証	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>・様式-2～様式-8</li> </ul>	—	—
	3.3.3 (4)	設工認申請書の作成	◎	○	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>・設計 1</li> <li>・設計 2</li> <li>・工事の方法</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・設工認申請書案</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・工事計画認可申請書（補正）妥当性確認チェックシート</li> </ul>
3.3.3 (5)	設工認申請書の承認	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>・設工認申請書案</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・設工認申請書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・立案・決定票</li> </ul>	

## 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			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」の適用業務	保安規定「品質マネジメントシステム計画」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	既設設備であり、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	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。						
				使用済燃料運搬用容器ピット	キャスク置場	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。						
				使用済燃料貯蔵ラック	使用済燃料貯蔵ラック	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。						
				破損燃料貯蔵ラック	制御棒・破損燃料貯蔵ラック	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。						
				制御棒貯蔵ラック								
				制御棒貯蔵ハンガ	制御棒貯蔵ハンガ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。						
				使用済燃料貯蔵槽の温度、水位及び漏えいを監視する装置	燃料プール温度	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。						
					燃料プール冷却ポンプ入口温度	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。						
					燃料プール水位・温度 (S A)	C	○	○				
					燃料プール水位	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。						
					燃料プール水位 (S A)	A	○	○				
				燃料プールラインドレン漏えい水位	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。							
				使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備	燃料プール冷却系		熱交換器	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。			
							ポンプ	燃料プール冷却ポンプ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
							スキマサージ槽	スキマサージタンク	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
	主配管 (スプレイヘッドを含む。)	スキマサージタンク～残留熱除去系分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。									
		残留熱除去系分岐部～燃料プール冷却ポンプ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。									
		残留熱除去系分岐部～弁 V222-10	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。									
		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出口ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。									
		燃料プール冷却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	
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	・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				—			

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 <sub>s</sub> ，弾性設計用地震動 S <sub>d</sub> の概要	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>基本設計方針</li> <li>設置変更許可申請書</li> <li>設置変更許可時の設計資料</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>耐震性に関する説明書</li> </ul>	—
	4.3	地盤の支持性能に係る基本方針	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>基本設計方針</li> <li>設置変更許可申請書</li> <li>設置変更許可時の設計資料</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>耐震性に関する説明書</li> </ul>	—
	4.4	耐震設計を行う設備の抽出	◎	○	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>様式-5</li> <li>ウォークダウンの実施報告書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>耐震性に関する説明書</li> </ul>	—
	4.5	耐震設計方針の明確化	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>基本設計方針</li> <li>設置変更許可申請書</li> <li>設置変更許可時の設計資料</li> <li>既工認</li> <li>適用規格</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>耐震性に関する説明書</li> </ul>	—
	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"> <li>基本設計方針</li> <li>設備図書</li> <li>設置変更許可申請書</li> <li>設置変更許可時の設計資料</li> <li>既工認</li> <li>適用規格</li> <li>業務報告書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>耐震性に関する説明書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>仕様書</li> <li>解析業務実施状況確認記録</li> </ul>
	4.7	設計用床応答曲線の作成	◎	—	○	<ul style="list-style-type: none"> <li>基本設計方針</li> <li>設備図書</li> <li>設置変更許可申請書</li> <li>設置変更許可時の設計資料</li> <li>既工認</li> <li>業務報告書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>耐震性に関する説明書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>仕様書</li> <li>解析業務実施状況確認記録</li> </ul>
	4.8	申請設備の耐震設計	◎	—	○	<ul style="list-style-type: none"> <li>基本設計方針</li> <li>設備図書</li> <li>設置変更許可申請書</li> <li>設置変更許可時の設計資料</li> <li>既工認</li> <li>適用規格</li> <li>業務報告書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>耐震性に関する説明書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>仕様書</li> <li>解析業務実施状況確認記録</li> </ul>

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"> <li>基本設計方針</li> <li>設備図書</li> <li>設置変更許可申請書</li> <li>設置変更許可時の設計資料</li> <li>既工認</li> <li>適用規格</li> <li>業務報告書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>耐震性に関する説明書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>仕様書</li> <li>解析業務実施状況確認記録</li> </ul>	
		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"> <li>基本設計方針</li> <li>設備図書</li> <li>設置変更許可申請書</li> <li>設置変更許可時の設計資料</li> <li>既工認</li> <li>適用規格</li> <li>業務報告書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>耐震性に関する説明書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>仕様書</li> <li>解析業務実施状況確認記録</li> </ul>	
		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"> <li>基本設計方針</li> <li>設備図書</li> <li>設置変更許可申請書</li> <li>設置変更許可時の設計資料</li> <li>既工認</li> <li>適用規格</li> <li>業務報告書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>耐震性に関する説明書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>仕様書</li> <li>解析業務実施状況確認記録</li> </ul>	
		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"> <li>基本設計方針</li> <li>設置変更許可申請書</li> <li>設置変更許可申請時の設計資料</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>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</li> </ul>	—	
		6.2 外部事象防護対象施設の範囲	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>基本設計方針</li> <li>設置変更許可申請書</li> <li>技術基準規則</li> <li>「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」</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>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</li> </ul>	—	
		6.3 竜巻	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>基本設計方針</li> <li>設備図書</li> <li>設置変更許可申請書</li> <li>適用規格</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>基本設計方針機器</li> <li>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</li> <li>強度に関する説明書</li> </ul>	—	

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"> <li>基本設計方針</li> <li>設備図書</li> <li>設置変更許可申請書</li> <li>適用規格</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>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</li> <li>強度に関する説明書</li> </ul>	—
	6.5	外部火災	◎	—	○	<ul style="list-style-type: none"> <li>基本設計方針</li> <li>設備図書</li> <li>設置変更許可申請書</li> <li>設置変更許可時の設計資料</li> <li>業務報告書</li> <li>適用規格</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>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</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>仕様書</li> <li>解析業務実施状況確認記録</li> </ul>
	7.	立ち入りの防止に係る設計	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>基本設計方針</li> </ul>	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉施設保安規定</li> </ul>
	8.	不法な侵入等の防止設計	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>基本設計方針</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>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</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>核物質防護規定</li> </ul>
	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"> <li>様式-5</li> <li>基本設計方針</li> <li>設備図書</li> <li>適用規格</li> <li>「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」</li> <li>定期事業者検査要領書</li> <li>保全プログラム</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>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</li> <li>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</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>仕様書</li> <li>解析業務実施状況確認記録</li> </ul>
	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"> <li>様式-5</li> <li>基本設計方針</li> <li>技術基準規則</li> <li>既工認</li> <li>「通商産業省告示第452号」</li> <li>「通商産業省告示第501号」</li> <li>「高圧ガス保安法」</li> <li>「消防法」</li> <li>適用規格</li> <li>業務報告書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>要目表</li> <li>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</li> <li>強度に関する説明書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>仕様書</li> <li>解析業務実施状況確認記録</li> </ul>

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"> <li>基本設計方針</li> <li>設備図書</li> <li>設置変更許可申請書</li> <li>適用規格</li> <li>業務報告書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>強度に関する説明書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>仕様書</li> <li>解析業務実施状況確認記録</li> </ul>
	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"> <li>基本設計方針</li> <li>設備図書</li> <li>設置変更許可申請書</li> <li>適用規格</li> <li>業務報告書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>強度に関する説明書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>仕様書</li> <li>解析業務実施状況確認記録</li> </ul>
	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"> <li>基本設計方針</li> <li>設備図書</li> <li>設置変更許可申請書</li> <li>適用規格</li> <li>業務報告書</li> <li>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</li> <li>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</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>要目表</li> <li>強度に関する説明書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>仕様書</li> <li>解析業務実施状況確認記録</li> </ul>
	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"> <li>基本設計方針</li> <li>設備図書</li> <li>「発電用火力設備に関する技術基準を定める省令」</li> <li>「消防法」</li> <li>業務報告書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>要目表</li> <li>非常用発電装置の出力の決定に関する説明書</li> <li>強度に関する説明書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>仕様書</li> <li>解析業務実施状況確認記録</li> </ul>
	12.6	非常用発電装置（可搬型）の強度評価	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>基本設計方針</li> <li>設備図書</li> <li>適用規格</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>要目表</li> <li>非常用発電装置の出力の決定に関する説明書</li> <li>強度に関する説明書</li> </ul>	—
	12.7	炉心支持構造物の強度評価	◎	—	○	<ul style="list-style-type: none"> <li>基本設計方針</li> <li>既工認</li> <li>適用規格</li> <li>業務報告書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>要目表</li> <li>強度に関する説明書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>仕様書</li> <li>解析業務実施状況確認記録</li> </ul>

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"> <li>基本設計方針</li> <li>「建築基準法」</li> <li>「消防法」</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>安全避難通路に関する説明書</li> <li>安全避難通路を明示した図面</li> </ul>	—
	14. 非常用照明に係る設計	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>基本設計方針</li> <li>設備図書</li> <li>「建築基準法」</li> <li>「消防法」</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>非常用照明に関する説明書</li> <li>非常用照明の取付箇所を明示した図面</li> </ul>	—
	15. 安全弁等の設計	◎	—	○	<ul style="list-style-type: none"> <li>基本設計方針</li> <li>設備図書</li> <li>設置変更許可申請書</li> <li>適用規格</li> <li>業務報告書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>要目表</li> <li>設備別記載事項の設定根拠に関する説明書</li> <li>機器の配置を明示した図面</li> <li>系統図</li> <li>構造図</li> <li>安全弁及び逃がし弁の吹出量計算書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>仕様書</li> </ul>
	16. 逆止め弁の設計	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>基本設計方針</li> <li>設備図書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>系統図</li> </ul>	—
	17. 内燃機関及びガスタービンの設計	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>基本設計方針</li> <li>設備図書</li> <li>「発電用火力設備に関する技術基準を定める省令」</li> <li>「可搬形発電設備技術基準」</li> <li>適用規格</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>要目表</li> <li>発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書</li> <li>非常用発電装置の出力の決定に関する説明書</li> <li>強度に関する説明書</li> </ul>	—
	18. 電気設備の設計	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>基本設計方針</li> <li>設備図書</li> <li>「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」</li> <li>「電気設備に関する技術基準を定める省令」</li> <li>「可搬形発電設備技術基準」</li> <li>適用規格</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>要目表</li> <li>非常用発電装置の出力の決定に関する説明書</li> </ul>	—
	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"> <li>基本設計方針</li> <li>設備図書</li> <li>設置変更許可時の設計資料</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>機器の配置を明示した図面</li> <li>構造図</li> </ul>	—

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"> <li>・様式-2</li> <li>・様式-5</li> <li>・基本設計方針</li> <li>・設置変更許可申請書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・機能単位の系統図</li> <li>・設定根拠の「(概要)」部分</li> </ul>	—
		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"> <li>① 原子炉冷却材再循環設備 <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉再循環系</li> </ul> </li> <li>② 原子炉冷却材の循環設備 <ul style="list-style-type: none"> <li>・主蒸気系</li> <li>・給水系</li> </ul> </li> <li>③ 残留熱除去設備 <ul style="list-style-type: none"> <li>・残留熱除去系</li> </ul> </li> <li>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"> <li>・高圧原子炉代替注水系</li> <li>・低圧原子炉代替注水系</li> </ul> </li> <li>⑤ 原子炉冷却材補給設備 <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉隔離時冷却系</li> </ul> </li> <li>⑥ 原子炉補機冷却設備 <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）</li> <li>・原子炉補機代替冷却系</li> </ul> </li> <li>⑦ 原子炉冷却材浄化設備 <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉浄化系</li> </ul> </li> </ul>						
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"> <li>・機能単位の系統図</li> <li>・設定根拠の「(概要)」部分</li> <li>・設備図書</li> <li>・業務報告書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・要目表</li> <li>・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書</li> <li>・機器の配置を明示した図面</li> <li>・構造図</li> </ul>	・仕様書		
20.2.2 各機器固有の設計	◎	—	○	<ul style="list-style-type: none"> <li>・基本設計方針</li> <li>・設備図書</li> <li>・既工認</li> <li>・適用規格</li> <li>・業務報告書</li> <li>・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</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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</li> <li>・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</li> <li>・原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</li> </ul>	・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"> <li>・様式-2</li> <li>・様式-5</li> <li>・機能単位の系統図</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉冷却系統施設に係る系統図</li> </ul>	—
	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"> <li>・基本設計方針</li> <li>・設備図書</li> <li>・設置変更許可申請書</li> <li>・既工認</li> <li>・業務報告書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・要目表</li> <li>・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書</li> <li>・原子炉冷却系統施設に係る機器の配置を明示した図面</li> <li>・原子炉冷却系統施設に係る系統図</li> <li>・構造図</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・仕様書</li> </ul>
	22.	低圧炉心スプレイ系に関する設計	◎	—	○	<ul style="list-style-type: none"> <li>・基本設計方針</li> <li>・設備図書</li> <li>・業務報告書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・要目表</li> <li>・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書</li> <li>・原子炉冷却系統施設に係る機器の配置を明示した図面</li> <li>・原子炉冷却系統施設に係る系統図</li> <li>・構造図</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・仕様書</li> </ul>
	23.	地下水位低下設備の設計	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>・基本設計方針</li> <li>・設備図書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・基本設計方針機器</li> <li>・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書</li> </ul>	—
	24.	水の供給設備の設計	◎	—	○	<ul style="list-style-type: none"> <li>・基本設計方針</li> <li>・設備図書</li> <li>・業務報告書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・要目表</li> <li>・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書</li> <li>・原子炉冷却系統施設に係る機器の配置を明示した図面</li> <li>・原子炉冷却系統施設に係る系統図</li> <li>・構造図</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・仕様書</li> </ul>
	25.	原子炉補機代替冷却系の設計	◎	—	○	<ul style="list-style-type: none"> <li>・基本設計方針</li> <li>・設備図書</li> <li>・業務報告書</li> <li>・VI-1-10-9の「2.1 非常用発電装置」で設計した結果</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・要目表</li> <li>・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書</li> <li>・原子炉冷却系統施設に係る機器の配置を明示した図面</li> <li>・原子炉冷却系統施設に係る系統図</li> <li>・構造図</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・仕様書</li> </ul>



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	26. 残留熱除去系に関する設計	◎	—	○	<ul style="list-style-type: none"> <li>基本設計方針</li> <li>設備図書</li> <li>適用規格</li> <li>業務報告書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>要目表</li> <li>設備別記載事項の設定根拠に関する説明書</li> <li>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</li> <li>原子炉冷却系統施設に係る系統図</li> <li>構造図</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>仕様書</li> </ul>
	27. 原子炉浄化系に関する設計	◎	—	○	<ul style="list-style-type: none"> <li>基本設計方針</li> <li>設備図書</li> <li>適用規格</li> <li>業務報告書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>要目表</li> <li>設備別記載事項の設定根拠に関する説明書</li> <li>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</li> <li>原子炉冷却系統施設に係る系統図</li> <li>構造図</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>仕様書</li> </ul>
	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"> <li>基本設計方針</li> <li>設備図書</li> <li>業務報告書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>要目表</li> <li>設備別記載事項の設定根拠に関する説明書</li> <li>原子炉冷却系統施設に係る機器の配置を明示した図面</li> <li>原子炉冷却系統施設に係る系統図</li> <li>構造図</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>仕様書</li> </ul>
	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	◎	—	—	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"> <li>設計 1</li> <li>設計 2</li> <li>工事の方法</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>設工認申請書案</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>工事計画認可申請書（補正）妥当性確認チェックシート</li> </ul>
3.3.3(5)	設工認申請書の承認	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>設工認申請書案</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>設工認申請書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>立案・決定票</li> </ul>

## 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ライン分岐部～原子炉浄化系入ライン分岐部 (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	原子炉冷却材の循環設備	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-逃がし安全弁入ライン分岐部～C-逃がし安全弁入ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
		C-逃がし安全弁入ライン分岐部～B-逃がし安全弁入ライン分岐部	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-逃がし安全弁入ライン分岐部～A-逃がし安全弁入ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
		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-逃がし安全弁入ライン分岐部～E-逃がし安全弁入ライン分岐部		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。						
原子炉压力容器～H-逃がし安全弁入ライン分岐部		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。						
H-逃がし安全弁入ライン分岐部～G-逃がし安全弁入ライン分岐部		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。						
原子炉压力容器～M-逃がし安全弁入ライン分岐部		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。						
M-逃がし安全弁入ライン分岐部～L-逃がし安全弁入ライン分岐部		既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。						
L-逃がし安全弁入ライン分岐部～K-逃がし安全弁入ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。							

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	備考
						「7.4 調達」の適用業務	
原子炉冷却系統施設	原子炉冷却材の循環設備	主蒸気系	主配管	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。		
				主蒸気ヘッダ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
				主蒸気ヘッダ~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。		
				主蒸気ヘッダ~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。		
				主蒸気ヘッダ~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。		
				原子炉格納容器外側主蒸気隔離弁~サブプレッションチェンバ内排気管及び原子炉建物開放出口ライン合流部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
				原子炉建物開放出口ライン合流部~原子炉建物開放	既設設備であり、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以降主蒸気系母管分岐点~サブプレッションチェンバ内排気管及び原子炉建物開放出口ライン合流部	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。		

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	復水系	主配管	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。				
		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。				
			抽気系	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	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。				

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	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	タービンヒータドレン系	主配管	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。				
				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。							
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。							

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
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 MV222-7~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。	
				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。	

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
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。	
				原子炉压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。	
				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。	



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	保安規定品質マネジメントシステム計画		
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。)	B-格納容器代替スプレイライン合流部～B-ドライウエルススプレイ管	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。				
				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-サブプレッションチェンバススプレイライン分岐部～サブプレッションチェンバススプレイ管	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-サブプレッションチェンバススプレイライン分岐部～サブプレッションチェンバススプレイ管	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。				
				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-ドライウエルススプレイ管	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-ドライウエルススプレイ管	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	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。)	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	○	○	
		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			○	○		

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	「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。)	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	○	○	
				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		MV224-1	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
				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。			
				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。			
		主配管	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。					

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	非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備	低圧炉心スプレイ系	主要弁	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。			
			主配管	低圧炉心スプレイ系ストレーナ～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	C-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。					

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	○	○				
原子炉冷却系統施設	非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備	原子炉隔離時冷却系	主配管	原子炉隔離時冷却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～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	原子炉代替注水系	主配管	低压原子炉代替注水ポンプ	A	○	○		
							大量送水車	C	○	○		
							貯蔵槽	低压原子炉代替注水槽	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。			
							低压原子炉代替注水槽～低压原子炉代替注水ポンプ	A	○	○		
	低压原子炉代替注水ポンプ～低压原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）ライン合流部	A	○				○					
	低压原子炉代替注水系（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～低压原子炉代替注水ポンプ出口ライン合流部	A	○				○					
	低压原子炉代替注水ポンプ出口ライン合流部～低压原子炉代替注水ポンプ注水ライン合流部	A	○				○					
	低压原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）～低压原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）ライン合流部	A	○				○					
	低压原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）～低压原子炉代替注水系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部	A	○				○					
	低压原子炉代替注水系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部～低压原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）ライン合流部	A	○				○					
	低压原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）ライン合流部～低压原子炉代替注水系（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。										
	低压原子炉代替注水系（可搬型）接続口（屋内）～低压原子炉代替注水系（可搬型）接続口（屋内）ライン合流部	A	○				○					
	低压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。										
	低压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。										
	低压原子炉代替注水系（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	○	○								

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	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 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	○	○		
		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-原子炉圧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-原子炉圧力容器注水ライン分岐部～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。			

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	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	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。				
				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。				
				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 (ディーより 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。				
		水の供給設備	ポンプ	大量送水車	C	○	○		
				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。			
			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	○	○	
				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	○	○				
	原子炉隔離時冷却設備		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。					

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	原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系	主配管	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	○	○		
				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	○	○		
		原子炉冷却材補給設備	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。					
	復水貯蔵タンク～弁 V271-222			既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
	弁 V271-224～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。					
	弁 V271-237～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。							
	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。						

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	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。			
				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 AV214-1A, B, C, D～A, B-床ドレン濃縮器復水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-床ドレン濃縮器復水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-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～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。			
				原子炉浄化系非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。			
				原子炉浄化系非再生熱交換器～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。			
				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～A, B-床ドレン濃縮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。			
				A, B-床ドレン濃縮器復水器出口ライン合流部～弁 V214-10B 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 V214-10B 入口ライン分岐部～弁 V214-10A	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
				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。			



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	品質保証リンク	品質保証リンク	
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 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。				
				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。				

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」の適用業務	「7.4 調達」の適用業務	
原子炉冷却系統施設	原子炉補機冷却設備	原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。)	主配管	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	○	○	
				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。			

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	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	原子炉補機冷却系	原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。)	主配管	B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器 (R列) 出口ラインレギュラサ～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。			
				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。			
				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。					
	主配管	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。)	高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ～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。				
			高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器～高圧炉心スプレイ系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。				
			高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備潤滑油冷却器入口ライン分岐部～高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備機関付空気冷却器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
			高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備潤滑油冷却器入口ライン分岐部～高圧炉心スプレイ系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。				
			高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備潤滑油冷却器～高圧炉心スプレイ系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。				
			高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備機関付空気冷却器～高圧炉心スプレイ系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。				
			高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備1次水冷却器出口ライン合流部～高圧炉心スプレイ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。				
			高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンク出口ライン合流部～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。				
			高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備1次水冷却器～高圧炉心スプレイ系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。				
			高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンク～高圧炉心スプレイ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。				
			高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ～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。				

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			
原子炉冷却系統施設	原子炉補機冷却設備	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	高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナ～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。				
				高圧炉心スプレイ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。				
				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。				
		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。					
		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。					
			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	○	○			
			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。						

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	保安規定品質マネジメントシステム計画	
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-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。			
				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-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	○	○	

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「7.3 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	原子炉補機冷却設備	原子炉補機代替冷却系	主配管	移動式代替熱交換設備出口ライン供給用 5m 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	○	○				
	原子炉浄化系	原子炉浄化系	主配管	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。					
				原子炉浄化系	原子炉浄化系	主配管	原子炉浄化系入口ライン分岐部 (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。			
							原子炉浄化系入口ライン分岐部 (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口ライン分岐部 (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口ライン分岐部 ~ 原子炉浄化系再生熱交換器 (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口ライン分岐部 (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-原子炉浄化循環ポンプ入口ライン分岐部 ~ 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口ライン分岐部 ~ 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。						

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。			
				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	既設設備であり、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。			

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	—*	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。				
				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	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。		
		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。			
				抽気系	管等	主配管	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。	
		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
			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 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	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 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-湿分離器～A-湿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-湿分離器～B-湿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			
	3.3.3 (2)	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 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

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"> <li>・様式-2</li> <li>・様式-5</li> <li>・機能単位の系統図</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・計測制御系統施設に係る系統図</li> </ul>	—
		3. ほう酸水注入系に係る設計	◎	—	○	<ul style="list-style-type: none"> <li>・基本設計方針</li> <li>・設備図書</li> <li>・既工認</li> <li>・業務報告書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・要目表</li> <li>・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書</li> <li>・計測制御系統施設に係る機器の配置を明示した図面</li> <li>・計測制御系統施設に係る系統図</li> <li>・構造図</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・仕様書</li> </ul>
		4. 計測装置の設計	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>・基本設計方針</li> <li>・設備図書</li> <li>・設置変更許可時の設計資料</li> <li>・既工認</li> <li>・VI-1-10-9の「2.1 非常用発電装置」において設計した結果</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・要目表</li> <li>・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書</li> <li>・計測装置の検出器の取付箇所を明示した図面</li> <li>・原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書</li> <li>・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</li> <li>・計測制御系統図</li> </ul>	—
		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"> <li>・基本設計方針</li> <li>・設備図書</li> <li>・設置変更許可時の設計資料</li> <li>・業務報告書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・基本設計方針機器</li> <li>・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書</li> <li>・原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・仕様書</li> </ul>
		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"> <li>・基本設計方針</li> <li>・設備図書</li> <li>・設置変更許可時の設計資料</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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</li> </ul>	—

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"> <li>基本設計方針</li> <li>設備図書</li> <li>設置変更許可申請書</li> <li>設置変更許可時の設計資料</li> <li>既工認</li> <li>業務報告書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>要目表</li> <li>設備別記載事項の設定根拠に関する説明書</li> <li>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</li> <li>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</li> <li>計測制御系統施設に係る機器の配置を明示した図面</li> <li>計測制御系統施設に係る系統図</li> <li>構造図</li> <li>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</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>仕様書</li> </ul>
		8. 通信連絡設備に関する設計	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>基本設計方針</li> <li>設備図書</li> <li>設置変更許可時の設計資料</li> <li>中央制御室機能仕様</li> <li>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</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>通信連絡設備に関する説明書</li> <li>通信連絡設備の取付箇所を明示した図面</li> </ul>	—
		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"> <li>基本設計方針</li> <li>設備図書</li> <li>業務報告書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>要目表</li> <li>設備別記載事項の設定根拠に関する説明書</li> <li>計測制御系統施設に係る機器の配置を明示した図面</li> <li>計測制御系統施設に係る系統図</li> <li>構造図</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>仕様書</li> </ul>
		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"> <li>様式-7</li> <li>設備図書</li> <li>設置変更許可時の設計資料</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>要目表</li> <li>非常用照明に関する説明書</li> <li>中央制御室の機能に関する説明書</li> <li>環境測定装置の取付箇所を明示した図面</li> <li>環境測定装置の構造図</li> </ul>	—



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	制御棒駆動水圧系	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		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「7.4 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	制御棒駆動水圧設備	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。			
		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	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	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				原子炉圧力	既設設備であり、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（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（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	ドライウエル圧力	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。				
				ドライウエル圧力（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。				
				ドライウエル温度（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	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	
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	低压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。				
				主蒸気止め弁閉	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				蒸気加減弁急速閉	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
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。								

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	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。					
					主蒸気管圧力低	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
					主蒸気管放射能高	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
					主蒸気管トンネル温度高	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。					
					復水器真空度低	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
					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)	ドライウエル圧力高	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
						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。			
							ドライウエル圧力高	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
							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			ドライウエル圧力高	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
							原子炉水位低（レベル1H）	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			ドライウエル圧力高	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
							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		ドライウエル圧力高	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
							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）とドライウエ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	○	○								

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
計測制御系統施設	工学的安全施設等の起動信号	—*	—*	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。				
						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。		
	制御用空気設備	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。				
	制御用空気設備	逃がし安全弁窒素ガス供給系	主配管	弁 V227-4～窒素ガス制御供給ライン合流部	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	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。					
		排気筒	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。				
		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	「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
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	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	ドライウエ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。			
				ドライウエル床ドレンサンプポンプ～弁 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。			
				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。			
				H P C S ポンプ室床ドレンサンプポンプ～弁 V252-3040A, 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 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。			
				R H R ポンプ室床ドレンサンプポンプ～弁 V252-3035A, 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 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。			
				原子炉建物床ドレンサンプポンプ～弁 V252-3025A, 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 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。			
				L P C S ポンプ室床ドレンサンプポンプ～弁 V252-3030A, 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 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。			
				タービン建物逆洗水ポンプ室床ドレンサンプポンプ～弁 V252-3211A, 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 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。			

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	「7.4 調達」の適用業務	
放射性廃棄物の廃棄施設	気体、液体又は固体廃棄物処理設備	液体廃棄物処理系	ドレン移送系	主配管	タービン建物配管室床ドレンサンプポンプ～弁V252-3219		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。	
					廃棄物処理建物床ドレンサンプポンプ～弁V252-3404A, 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 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。	
					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。	
			機器ドレン系	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。	
				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～凝縮水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。			
		凝縮水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。			
		弁AV252-44～弁AV252-3（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AV252-3～機器ドレン処理水タンク（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。				
		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AV252-3～弁AV252-5A, 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AV252-5A, 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。				
		機器ドレン処理水ポンプ～弁V252-30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V252-30入口ライン分岐部～弁V252-37（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		
								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	
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V252-198～弁V252-198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V252-198出口ライン合流部～弁V252-30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V252-198出口ライン合流部～弁V252-30（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ラス水受入タンク移送ライン合流部～ト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。			
					トラス水受入タンク出口ライン合流部～トラス水受入タンク（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。			
					トラス水受入タンク～ト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。			
					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。			
					床ドレン化学廃液系	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。					

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	
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	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。	
				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～トー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。			
					トーラス水受入タンク入口ライン分岐部～弁V252-116（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。			
					トー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。			
					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～化学廃液濃縮器復水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。			
					化学廃液濃縮器復水器出口ライン合流部～凝縮水受タンク（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。				



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	液体廃棄物処理系	床ドレン化学廃液系	主配管	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～化学廃液濃縮器復水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AV252-115～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。	
					凝縮水ポンプ～凝縮水ポンプ出口ライン分岐部(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。	
					凝縮水ポンプ出口ライン分岐部～凝縮水ろ過脱塩器(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。	
					凝縮水ろ過脱塩器～弁AV252-1010(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～凝縮水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。	
					凝縮水脱塩器～凝縮水脱塩器出口ライン分岐部(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。	
					凝縮水脱塩器出口ライン分岐部～弁AV252-120(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～処理水タンク(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。	
					凝縮水脱塩器出口ライン分岐部～凝縮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。	
					凝縮水ポンプ出口ライン合流部～凝縮水受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。	
					凝縮水受タンク入口ライン分岐部～弁V52-5505(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。	
					凝縮水受タンク入口ライン分岐部～凝縮水受タンク(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。	
					凝縮水ポンプ出口ライン分岐部～凝縮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。	
					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。	
		凝縮水脱塩器～弁AV252-1023(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。				
		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。	

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	「7.4 調達」の適用業務	
放射性廃棄物の廃棄施設	気体、液体又は固体廃棄物処理設備	固体廃棄物処理系	使用済樹脂・フィルタスラッジ系	主配管	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。		
					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。		

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	
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	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。						
				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	スラッジ抽出装置～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。						
				スラッジ抽出装置～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。						

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。				
				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"> <li>基本設計方針</li> <li>設備図書</li> <li>既工認</li> <li>VI-1-10-9の「2.1 非常用発電装置」において設計した結果</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>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</li> </ul>	—
		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"> <li>基本設計方針</li> <li>設備図書</li> <li>設置変更許可申請書</li> <li>設置変更許可時の設計資料</li> <li>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</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>要目表</li> <li>設備別記載事項の設定根拠に関する説明書</li> <li>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</li> <li>原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書</li> <li>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</li> <li>放射線管理用計測装置の系統図</li> </ul>	—
		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"> <li>基本設計方針</li> <li>設備図書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>要目表</li> <li>設備別記載事項の設定根拠に関する説明書</li> <li>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</li> <li>構造図</li> </ul>	—
		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"> <li>基本設計方針</li> <li>設備図書</li> <li>既工認</li> <li>VI-1-10-9の「2.1 非常用発電装置」において設計した結果</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>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</li> </ul>	—		



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)	3.2.2 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"> <li>基本設計方針</li> <li>設備図書</li> <li>設置変更許可申請書</li> <li>設置変更許可時の設計資料</li> <li>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</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>要目表</li> <li>設備別記載事項の設定根拠に関する説明書</li> <li>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</li> <li>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</li> </ul>	—	
		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"> <li>基本設計方針</li> <li>設置変更許可時の設計資料</li> <li>既工認</li> <li>VI-1-10-9の「2.1 非常用発電装置」において設計した結果</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>要目表</li> <li>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</li> </ul>	—	
		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"> <li>基本設計方針</li> <li>設置変更許可時の設計資料</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>要目表</li> <li>設備別記載事項の設定根拠に関する説明書</li> <li>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</li> <li>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</li> <li>構造図</li> </ul>	—	
		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， $\alpha$ ・ $\beta$ 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"> <li>基本設計方針</li> <li>設備図書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>要目表</li> <li>設備別記載事項の設定根拠に関する説明書</li> <li>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</li> <li>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</li> <li>構造図</li> </ul>	—	
		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"> <li>基本設計方針</li> <li>設備図書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>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</li> </ul>	—	

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"> <li>基本設計方針</li> <li>設置変更許可時の設計資料</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>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</li> <li>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</li> <li>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</li> </ul>	—
		8. 出入管理設備に関する設計	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>基本設計方針</li> <li>設置変更許可時の設計資料</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>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</li> </ul>	—
		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"> <li>基本設計方針</li> <li>設備図書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>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</li> </ul>	—
		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"> <li>基本設計方針</li> <li>設備図書</li> <li>設置変更許可時の設計資料</li> <li>既工認</li> <li>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）</li> <li>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</li> <li>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</li> <li>評価上参考となる公的規格</li> <li>業務報告書</li> <li>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</li> <li>VI-1-10-9 の「2.1 非常用発電装置」において設計した結果</li> <li>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）</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>要目表</li> <li>設備別記載事項の設定根拠に関する説明書</li> <li>中央制御室の居住性に関する説明書</li> <li>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</li> <li>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</li> <li>構造図</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>仕様書</li> <li>解析業務実施状況確認記録</li> </ul>

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"> <li>基本設計方針</li> <li>設備図書</li> <li>設置変更許可申請書</li> <li>設置変更許可時の設計資料</li> <li>VI-1-10-16の「2.1 設置場所等に関する設計」において設計した結果</li> <li>VI-1-10-16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</li> <li>業務報告書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>要目表</li> <li>設備別記載事項の設定根拠に関する説明書</li> <li>緊急時対策所の居住性に関する説明書</li> <li>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</li> <li>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</li> <li>構造図</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>仕様書</li> </ul>
		11. 中央制御室待避室に関する設計	◎	—	○	<ul style="list-style-type: none"> <li>基本設計方針</li> <li>設備図書</li> <li>設置変更許可申請書</li> <li>設置変更許可時の設計資料</li> <li>業務報告書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>要目表</li> <li>設備別記載事項の設定根拠に関する説明書</li> <li>中央制御室の居住性に関する説明書</li> <li>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</li> <li>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</li> <li>構造図</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>仕様書</li> </ul>
		12. 原子力発電所内の線量に関する設計	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>基本設計方針</li> <li>設備図書</li> <li>既工認</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>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</li> </ul>	—
		13. 設備共用の設計	「原子炉冷却系統施設」参照			「原子炉冷却系統施設」参照	「原子炉冷却系統施設」参照	「原子炉冷却系統施設」参照
	3.3.3 (3)	設計のアウトプットに対する検証	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>様式-2～様式-8</li> </ul>	—	—
	3.3.3 (4)	設工認申請書の作成	◎	○	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>設計 1</li> <li>設計 2</li> <li>工事の方法</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>設工認申請書案</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>工事計画認可申請書（補正）妥当性確認チェックシート</li> </ul>
	3.3.3 (5)	設工認申請書の承認	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>設工認申請書案</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>設工認申請書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>立案・決定票</li> </ul>

## 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	「7.4 調達」の適用業務		
放射線管理施設	放射線管理用計測装置	—*	プロセスモニタリング設備	主蒸気管中の放射性物質濃度を計測する装置	主蒸気管放射線モニタ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
				原子炉格納容器本体内の放射性物質濃度を計測する装置	格納容器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	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
						「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	
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）南壁）	I	○	○		
				中央制御室遮蔽（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	◎	—	—	・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 ◎：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 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仕様等に関する設計	◎	—	○	・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"> <li>基本設計方針</li> <li>設備図書</li> <li>設置変更許可時の解析結果</li> <li>既工認</li> <li>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</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</li> </ul>	—
		3.2 原子炉格納容器隔離弁に係る設計	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>基本設計方針</li> <li>設備図書</li> <li>原子炉格納施設の設計条件</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</li> </ul>	—
		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"> <li>基本設計方針</li> <li>設備図書</li> <li>既工認</li> <li>発電用原子力設備規格 設計・建設規格</li> <li>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</li> <li>自社研等での試験結果</li> <li>業務報告書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>仕様書</li> <li>解析業務実施状況確認記録</li> </ul>
		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"> <li>基本設計方針</li> <li>設備図書</li> <li>設置変更許可申請書</li> <li>原子炉格納施設の設計条件</li> <li>業務報告書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>要目表</li> <li>設備別記載事項の設定根拠に関する説明書</li> <li>原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</li> <li>原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書</li> <li>原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面</li> <li>原子炉格納施設に係る系統図</li> <li>構造図</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>仕様書</li> </ul>	

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
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"> <li>基本設計方針</li> <li>設備図書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>基本設計方針機器</li> <li>原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</li> <li>原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書</li> </ul>	—	
		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"> <li>基本設計方針</li> <li>設備図書</li> <li>設置変更許可申請書</li> <li>設置変更許可時の設計資料</li> <li>業務報告書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>要目表</li> <li>設備別記載事項の設定根拠に関する説明書</li> <li>原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書</li> <li>原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面</li> <li>構造図</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>仕様書</li> </ul>	
		3.6 真空破壊装置の設計	◎	—	○	<ul style="list-style-type: none"> <li>基本設計方針</li> <li>設備図書</li> <li>業務報告書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>要目表</li> <li>設備別記載事項の設定根拠に関する説明書</li> <li>原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面</li> <li>構造図</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>仕様書</li> </ul>	
	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	
	4.2 非常用ガス処理系の設計	◎	—	○	<ul style="list-style-type: none"> <li>基本設計方針</li> <li>設備図書</li> <li>設置変更許可時の設計資料</li> <li>業務報告書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>要目表</li> <li>設備別記載事項の設定根拠に関する説明書</li> <li>原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書</li> <li>原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面</li> <li>原子炉格納施設に係る系統図</li> <li>構造図</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>仕様書</li> </ul>		

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 プローアウトパネル関連設備の設計	◎	—	○	<ul style="list-style-type: none"> <li>基本設計方針</li> <li>業務報告書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>基本設計方針機器</li> <li>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</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>仕様書</li> <li>解析業務実施状況確認記録</li> </ul>
		4.4 コリウムシールドの設計	◎	—	○	<ul style="list-style-type: none"> <li>基本設計方針</li> <li>設備図書</li> <li>設置変更許可時の設計資料</li> <li>業務報告書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>基本設計方針機器</li> <li>原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>仕様書</li> </ul>
		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"> <li>基本設計方針</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</li> </ul>	—
		4.6 残留熱代替除去系の設計	◎	—	○	<ul style="list-style-type: none"> <li>基本設計方針</li> <li>設備図書</li> <li>業務報告書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>要目表</li> <li>設備別記載事項の設定根拠に関する説明書</li> <li>原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</li> <li>原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面</li> <li>原子炉格納施設に係る系統図</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>仕様書</li> </ul>
		4.7 航空機燃料火災に関する設計	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>基本設計方針</li> <li>設備図書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>要目表</li> <li>設備別記載事項の設定根拠に関する説明書</li> </ul>	—
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"> <li>様式-2～様式-8</li> </ul>	—	—	
3.3.3 (4)	設工認申請書の作成	◎	○	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>設計 1</li> <li>設計 2</li> <li>工事の方法</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>設工認申請書案</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>工事計画認可申請書（補正）妥当性確認チェックシート</li> </ul>	
3.3.3 (5)	設工認申請書の承認	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>設工認申請書案</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>設工認申請書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>立案・決定票</li> </ul>	

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種類	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	「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	保安規定品質マネジメントシステム計画	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	備考
						「7.4 調達」の適用業務	
原子炉格納施設	原子炉格納容器	—*	原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部	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 「7.3 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	備考
						「7.4 調達」の適用業務	
原子炉格納施設	原子炉格納容器	—*	原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部	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。				
	圧力低減設備その他の安全設備	—*	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。				
			ダウンカマ	ダウンカマ	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。				
		原子炉格納容器安全設備		原子炉格納容器安全設備	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ースプレイ管	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。		
						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。			

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（格納容器冷却モード））	原子炉格納容器安全設備	主配管（スプレイヘッダを含む。）	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-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-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-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。		
					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。		
					B-サブ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。		
					A-サブプレッションチェンバススプレイライン分岐部～サブプレッションチェンバススプレイ管	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-サブプレッションチェンバススプレイライン分岐部～サブプレッションチェンバススプレイ管	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。		
					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。				

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冷却モード））	原子炉格納容器安全設備	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。			
					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	○	○			
			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。						

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			
原子炉格納施設	圧力低減設備その他の安全設備	格納容器代替スプレイ系	原子炉格納容器安全設備	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。				
				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。						
	ペDESTAL代替注水系	主配管（スプレイヘッダを含む。）	ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（南）～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（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。					

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	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	
原子炉格納施設	圧力低減設備その他の安全設備	ベデスタル代替注水系	原子炉格納容器安全設備	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	○	○				
		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。）	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	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。					
		ポンプ	残留熱代替除去ポンプ	A	○	○			
		ろ過装置	B-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。					

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
原子炉格納施設	圧力低減設備その他の安全設備	残留熱代替除去系	原子炉格納容器安全設備	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-サブ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。				
		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。							
		ポンプ	高圧原子炉代替注水ポンプ	A	○	○				
		ろ過装置	C-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。）	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	○	○				



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	「7.4 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	
原子炉格納施設	圧力低減設備その他の安全設備	高圧原子炉代替注水系	主配管（スプレイヘッドを含む。）	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。				
				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。						
		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（スプレイヘッドを含む。）	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。					
			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	○	○				

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
						「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	
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	原子炉格納容器安全設備	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（スプレイヘッドを含む。）	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	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	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。			
					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。			
					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	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。			
		加熱器	可燃性ガス濃度制御系再結合装置加熱器	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
		安全弁及び逃がし弁	RV229-1A, 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。					
		濃度制御系	可燃性ガス						

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	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	
原子炉格納施設	圧力低減設備その他の安全設備	可燃性ガス濃度制御系	主要弁	MV229-1A, 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。				
				MV229-2A, 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	ドライウエル～可燃性ガス濃度制御系再結合装置	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				可燃性ガス濃度制御系再結合装置～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。				
			ブロワ	可燃性ガス濃度制御系再結合装置ブロワ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
			再結合装置	可燃性ガス濃度制御系再結合装置	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。				
				可燃性ガス濃度制御系再結合装置入口～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	静的触媒式水素処理装置	A	○	○		
		圧縮機	可搬式窒素供給装置	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	○	○			
			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	C	○	○			
		容器	第1ベントフィルタ	スクラバ容器	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		
原子炉格納施設	圧力低減設備その他の安全設備	格納容器フィルタベント系	容器	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	○	○	
				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（ヘッダ部）				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（ヘッダ部）～放出口				A	○	○	
				窒素ガス排出ライン分岐部（ヘッダ部）～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	○	○		

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	
原子炉格納施設	圧力低減設備その他の安全設備	格納容器フィルター系	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	主配管	可搬式窒素供給装置用 2m ホース	C	○	○				
				フィルター	第1ペントフィルタ	スクラバ容器	A	○	○			
						銀ゼオライト容器	A	○	○			
		窒素ガス制御系	原子炉格納容器調気設備	主要弁	AV217-2	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。						
					AV217-3	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。						
					MV217-4	A	○	○				
					MV217-5	A	○	○				
					AV217-7	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。						
					AV217-8A, 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。						
					AV217-10A, 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。						
					MV217-18	A	○	○				
					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。						
				主配管	窒素ガス制御系サージタンク～第1号機不活性ガス発生装置（置換用）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1号機不活性ガス発生装置（置換用）出口ライン合流部～弁 AV217-6 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 AV217-6 出口ライン合流部～弁 AV217-3 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 AV217-3 入口ライン分岐部～弁 AV217-2	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 AV217-2～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 AV217-8A 出口ライン合流部～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。						
					弁 V17-201～第1号機不活性ガス発生装置（置換用）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 AV217-3 入口ライン分岐部～弁 AV217-3	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 AV217-3～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。						
					弁 AV217-8B 出口ライン合流部～弁 AV217-10A 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 AV217-10A 出口ライン合流部～弁 AV217-10B 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 AV217-10B 出口ライン合流部～サブプレッションチェンバ	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。						
					弁 AV217-9A, B～弁 AV217-10A, 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。						
					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。						
					窒素ガス制御系窒素ガス補給装置～逃がし安全弁窒素ガス供給ライン分岐部	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。						
					逃がし安全弁窒素ガス供給ライン分岐部～弁 AV217-7	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 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。						

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	
						「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	窒素ガス制御系	原子炉格納容器調気設備	主配管	逃がし安全弁窒素ガス供給ライン分岐部～弁 V227-4	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 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。				
					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	○	○		
		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	○	○				
		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	○	○					

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
原子炉格納施設	圧力低減設備その他の安全設備	格納容器フィルタベント系	圧力逃がし装置	主配管	窒素ガス排出ライン分岐部（ヘッダ部）～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 ◎：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)	2.1.2 高压炉心スプレイ系ディーゼル発電設備	◎	—	○	<ul style="list-style-type: none"> <li>基本設計方針</li> <li>設備図書</li> <li>既工認</li> <li>業務報告書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>要目表</li> <li>設備別記載事項の設定根拠に関する説明書</li> <li>非常用発電装置の出力の決定に関する説明書</li> <li>非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面</li> <li>非常用電源設備に係る系統図</li> <li>構造図</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>仕様書</li> </ul>
	2.1.3 ガスタービン発電機	◎	—	○	<ul style="list-style-type: none"> <li>基本設計方針</li> <li>設備図書</li> <li>業務報告書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>要目表</li> <li>設備別記載事項の設定根拠に関する説明書</li> <li>非常用発電装置の出力の決定に関する説明書</li> <li>非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面</li> <li>単線結線図</li> <li>構造図</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>仕様書</li> </ul>
	2.1.4 高压発電機車	◎	—	○	<ul style="list-style-type: none"> <li>基本設計方針</li> <li>設備図書</li> <li>業務報告書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>要目表</li> <li>設備別記載事項の設定根拠に関する説明書</li> <li>非常用発電装置の出力の決定に関する説明書</li> <li>非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面</li> <li>単線結線図</li> <li>非常用電源設備に係る系統図</li> <li>構造図</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>仕様書</li> </ul>
	2.1.5 可搬式窒素供給装置用発電設備	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>基本設計方針</li> <li>設備図書</li> <li>設置変更許可時の設計資料</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>要目表</li> <li>設備別記載事項の設定根拠に関する説明書</li> <li>非常用発電装置の出力の決定に関する説明書</li> <li>非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面</li> <li>構造図</li> </ul>	—

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"> <li>基本設計方針</li> <li>設備図書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>要目表</li> <li>設備別記載事項の設定根拠に関する説明書</li> <li>非常用発電装置の出力の決定に関する説明書</li> <li>非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面</li> <li>単線結線図</li> <li>非常用電源設備に係る系統図</li> <li>構造図</li> </ul>	—		
		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"> <li>基本設計方針</li> <li>設備図書</li> <li>既工認</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>要目表</li> <li>設備別記載事項の設定根拠に関する説明書</li> <li>非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面</li> <li>単線結線図</li> <li>構造図</li> </ul>	—		
		2.2.2 A-115V系蓄電池	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>基本設計方針</li> <li>設備図書</li> <li>既工認</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>要目表</li> <li>設備別記載事項の設定根拠に関する説明書</li> <li>非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面</li> <li>単線結線図</li> <li>構造図</li> </ul>	—		
		2.2.3 B-115V系蓄電池	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>基本設計方針</li> <li>設備図書</li> <li>既工認</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>要目表</li> <li>設備別記載事項の設定根拠に関する説明書</li> <li>非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面</li> <li>単線結線図</li> <li>構造図</li> </ul>	—		

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"> <li>基本設計方針</li> <li>設備図書</li> <li>業務報告書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>要目表</li> <li>設備別記載事項の設定根拠に関する説明書</li> <li>非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面</li> <li>単線結線図</li> <li>構造図</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>仕様書</li> </ul>
		2.2.5 SA用115V系蓄電池	◎	—	○	<ul style="list-style-type: none"> <li>基本設計方針</li> <li>設備図書</li> <li>業務報告書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>要目表</li> <li>設備別記載事項の設定根拠に関する説明書</li> <li>非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面</li> <li>単線結線図</li> <li>構造図</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>仕様書</li> </ul>
		2.2.6 高圧炉心スプレイ系蓄電池	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>基本設計方針</li> <li>設備図書</li> <li>既工認</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>要目表</li> <li>設備別記載事項の設定根拠に関する説明書</li> <li>非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面</li> <li>単線結線図</li> <li>構造図</li> </ul>	—
		2.2.7 原子炉中性子計装用蓄電池	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>基本設計方針</li> <li>設備図書</li> <li>既工認</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>要目表</li> <li>設備別記載事項の設定根拠に関する説明書</li> <li>非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面</li> <li>単線結線図</li> <li>構造図</li> </ul>	—
		2.2.8 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池	◎	—	○	<ul style="list-style-type: none"> <li>基本設計方針</li> <li>設備図書</li> <li>業務報告書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>要目表</li> <li>設備別記載事項の設定根拠に関する説明書</li> <li>非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面</li> <li>単線結線図</li> <li>構造図</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>仕様書</li> </ul>

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 HPAC直流コントロールセンタ	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>基本設計方針</li> <li>設備図書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>基本設計方針機器</li> <li>設備別記載事項の設定根拠に関する説明書</li> <li>単線結線図</li> </ul>	—	
		2.2.10 SRV用電源切替盤	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>基本設計方針</li> <li>設備図書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>基本設計方針機器</li> <li>設備別記載事項の設定根拠に関する説明書</li> </ul>	—	
		2.2.11 計装用無停電交流電源装置	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>設備図書</li> <li>既工認</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>要目表</li> </ul>	—	
		2.3 燃料設備							
		2.3.1 ガスタービン発電機用サービス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"> <li>基本設計方針</li> <li>設備図書</li> <li>設置変更許可時の設計資料</li> <li>J I S</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>要目表</li> <li>設備別記載事項の設定根拠に関する説明書</li> <li>非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面</li> <li>非常用電源設備に係る系統図</li> <li>構造図</li> </ul>	—	
		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							
		(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"> <li>様式-2</li> <li>様式-5</li> <li>基本設計方針</li> <li>設置変更許可申請書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>機能単位の系統図</li> <li>設定根拠の「(概要)」部分</li> </ul>	—	
		(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"> <li>機能単位の系統図</li> <li>設定根拠の「(概要)」部分</li> <li>基本設計方針</li> <li>設備図書</li> <li>設置変更許可時の設計資料</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>要目表</li> <li>設備別記載事項の設定根拠に関する説明書</li> <li>非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面</li> <li>補機駆動用燃料設備に係る機器の配置を明示した図面</li> <li>構造図</li> </ul>	—	
		(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"> <li>機能単位の系統図</li> <li>様式-2</li> <li>様式-5</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>単線結線図</li> <li>非常用電源設備に係る系統図</li> </ul>	—	

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)		2.3.3 タンクローリ	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>基本設計方針</li> <li>設備図書</li> <li>設置変更許可時の設計資料</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>要目表</li> <li>設備別記載事項の設定根拠に関する説明書</li> <li>非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面</li> <li>非常用電源設備に係る系統図</li> <li>構造図</li> </ul>	—		
			2.4 代替所内電気設備								
			2.4.1 代替所内電気設備	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>基本設計方針</li> <li>設備図書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>要目表</li> <li>設備別記載事項の設定根拠に関する説明書</li> <li>単線結線図</li> </ul>	—		
			2.5 非常用電源系統	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>設備図書</li> <li>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）</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>非常用発電装置の出力の決定に関する説明書</li> </ul>	—		
	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	「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			◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>様式-2～様式-8</li> </ul>	—	—	
	3.3.3 (4)	設工認申請書の作成			◎	○	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>設計 1</li> <li>設計 2</li> <li>工事の方法</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>設工認申請書案</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>工事計画認可申請書（補正）妥当性確認チェックシート</li> </ul>	
3.3.3 (5)	設工認申請書の承認			◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>設工認申請書案</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>設工認申請書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>立案・決定票</li> </ul>		
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"> <li>設計資料</li> <li>業務報告書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>様式-8 の「設備の具体的な設計結果」欄</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>仕様書</li> </ul>	
	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"> <li>仕様書</li> <li>工事の方法</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>工事記録</li> </ul>	—	
	3.5.2	使用前事業者検査の計画			—	◎	○	<ul style="list-style-type: none"> <li>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</li> <li>工事の方法</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>様式-8 の「確認方法」欄</li> </ul>	—	
	3.5.3	検査計画の管理			—	◎	○	<ul style="list-style-type: none"> <li>使用前事業者検査工程表</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>検査成績書</li> </ul>	—	
	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			—	◎	○	<ul style="list-style-type: none"> <li>溶接部詳細一覧表</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>工事記録</li> </ul>	—	
	3.5.5	使用前事業者検査の実施			—	◎	○	<ul style="list-style-type: none"> <li>様式-8 の「確認方法」欄</li> <li>工事の方法</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>検査要領書</li> </ul>	—	
—					◎	○	<ul style="list-style-type: none"> <li>検査要領書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>検査記録</li> </ul>	—		
3.7.2	識別管理及びトレーサビリティ			—	◎	○	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>検査記録</li> </ul>	—		

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	常用電源設備との切替方法	—*	非常用ディーゼル発電設備		自動及び手動	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
			高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電設備		自動及び手動	既設設備であり、当時の調達管理に基づき実施している。					
			ガスタービン発電機		手動	A	○	○			
			高圧発電機車		手動	C	○	○			
			可搬式窒素供給装置用発電設備		手動	C	○	○			
			緊急時対策所用発電機		手動	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。				
				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	○	○		
					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	○	○		
				容器	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	○	○				
			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		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。							
高圧炉心スプレィ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	「7. 3 設計開発」の適用業務			備考
			内燃機関に附属する空気圧縮設備	空気だめ			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	
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		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。				
			ガスタービン発電機	ガスタービン	ガスタービン	ガスタービン機関	A	○	○	
					調速装置及び非常調速装置	調速装置	A	○	○	
						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～将来設置ライン分岐部	A	○	○	
						将来設置ライン分岐部～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	発電機	A	○	○		
				励磁装置	励磁装置	A	○	○		
				保護継電装置	保護継電装置	A	○	○		
				原動機との連結方法	発電機（原動機との連結方法）	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
						「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	非常用発電装置 非常用電源設備	高圧発電機車	内燃機関	機関並びに過給機	ディーゼル機関	C	○	○	
				調速装置及び非常調速装置	調速装置	C	○	○	
					非常調速装置	C	○	○	
				内燃機関に附属する冷却水設備	冷却水ポンプ	C	○	○	
				燃料デイトンク又はサービスタンク	高圧発電機車付燃料タンク	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	発電機	C	○	○	
				励磁装置	励磁装置	C	○	○	
				保護継電装置	保護継電装置	C	○	○	
		原動機との連結方法		発電機（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	ディーゼル機関	C	○	○	
				調速装置及び非常調速装置	調速装置	C	○	○	
					非常調速装置	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	発電機	C	○	○	
				励磁装置	励磁装置	C	○	○	
				保護継電装置	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	
			機器区分	機器区分							
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	発電機（原動機との連結方法）	C	○	○			
		緊急時対策所用発電機	内燃機関	機関並びに過給機	ディーゼル機関	A	○	○			
				調速装置及び非常調速装置	調速装置	A	○	○			
					非常調速装置	A	○	○			
				内燃機関に附属する冷却水設備	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	発電機	A	○	○			
				励磁装置	励磁装置	A	○	○			
				保護継電装置	保護継電装置	A	○	○			
	原動機との連結方法			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 ◎：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. 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"> <li>基本設計方針</li> <li>設置変更許可時の設計資料</li> <li>既工認</li> <li>中国電力ネットワーク株式会社から受領した設備図書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>常用電源設備の健全性に関する説明書</li> <li>送電関係一覧図</li> <li>単線結線図</li> </ul>	—
		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"> <li>基本設計方針</li> <li>設置変更許可時の設計資料</li> <li>既工認</li> <li>中国電力ネットワーク株式会社から受領した設備図書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>常用電源設備の健全性に関する説明書</li> </ul>	—
	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"> <li>基本設計方針</li> <li>設備図書</li> <li>設置変更許可時の設計資料</li> <li>既工認</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>要目表</li> <li>常用電源設備の健全性に関する説明書</li> <li>常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面</li> </ul>	—
		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"> <li>基本設計方針</li> <li>設備図書</li> <li>設置変更許可時の設計資料</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>要目表</li> <li>常用電源設備の健全性に関する説明書</li> <li>常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面</li> </ul>	—
	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"> <li>様式-2～様式-8</li> </ul>	—	—
3.3.3 (5)	設工認申請書の作成	◎	○	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>設計 1</li> <li>設計 2</li> <li>工事の方法</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>設工認申請書案</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>工事計画認可申請書（補正）妥当性確認チェックシート</li> </ul>	
3.3.3 (5)	設工認申請書の承認	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>設工認申請書案</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>設工認申請書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>立案・決定票</li> </ul>	
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"> <li>設計資料</li> <li>業務報告書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>様式-8 の「設備の具体的設計結果」欄</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>仕様書</li> </ul>	
	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"> <li>仕様書</li> <li>工事の方法</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>工事記録</li> </ul>	—	

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	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	常用電源設備	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	タービン軸直結		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	機関直結		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	補助ボイラー		対象施設なし				

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			
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. 設備共用の設計	「原子炉冷却系統施設」参照			「原子炉冷却系統施設」参照	「原子炉冷却系統施設」参照	「原子炉冷却系統施設」参照
	3.3.3 (3)	設計のアウトプットに対する検証	◎	—	—	・様式-2～様式-8	—	—
	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
						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	適用状況	
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	—
		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	「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 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

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	・緊急時対策所の機能に関する説明書 ・緊急時対策所の設置場所を明示した図面
	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"> <li>基本設計方針</li> <li>設備図書</li> <li>設置変更許可時の設計資料</li> <li>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）</li> <li>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</li> <li>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</li> <li>評価上参考となる公的規格</li> <li>業務報告書</li> <li>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</li> <li>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</li> <li>VI-1-10-7 の「10.2 緊急時対策所」において設計した結果</li> <li>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）</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>要目表</li> <li>緊急時対策所の機能に関する説明書</li> <li>緊急時対策所の居住性に関する説明書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>仕様書</li> <li>解析業務実施状況確認記録</li> </ul>
		3.2 情報の把握に関する設計	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>基本設計方針</li> <li>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</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>要目表</li> <li>通信連絡設備に関する説明書</li> </ul>	—
		3.3 通信連絡に関する設計	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>基本設計方針</li> <li>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</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>要目表</li> <li>通信連絡設備に関する説明書</li> </ul>	—
		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"> <li>基本設計方針</li> <li>設置変更許可時の設計資料</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>要目表</li> <li>緊急時対策所の機能に関する説明書</li> </ul>	—
	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	—
	3.5.5 使用前事業者検査の実施	—	◎	○	・様式-8 の「確認方法」欄 ・工事の方法	・検査要領書	—
		—	◎	○	・検査要領書	・検査記録	—
3.7.2 識別管理及びトレーサビリティ	—	◎	○	—	・検査記録	—	

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）

発電用原子炉施設の種類の種類		設備区分	系統名	機器区分	機器名称	品質保証ランク	「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	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。