

VI-1-5 計測制御系統施設の説明書

目 次

- VI-1-5-1 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
- VI-1-5-2 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
- VI-1-5-3 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
- VI-1-5-4 中央制御室の機能に関する説明書

VI-1-5-1 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

目 次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
2.1 設計基準対象施設に関する計測	1
2.1.1 計測結果の記録の保存	1
2.1.2 安全保護装置の不正アクセス行為等の被害の防止	1
2.2 重大事故等対処設備に関する計測	2
3. 計測装置の構成	3
3.1 計測装置の構成	4
3.1.1 起動領域計測装置及び出力領域計測装置	4
3.1.2 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	7
3.1.3 原子炉圧力容器本体内の圧力又は水位を計測する装置	45
3.1.4 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	57
3.1.5 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	77
3.1.6 原子炉格納容器本体への冷却材流量を計測する装置	79
3.1.7 原子炉格納容器本体の水位を計測する装置	83
3.1.8 原子炉建屋内の水素ガス濃度を計測する装置	89
3.1.9 その他重大事故等対処設備の計測装置	92
3.2 計測装置の計測結果の表示，記録及び保存	120
3.2.1 計測結果の指示又は表示	120
3.2.2 設計基準対象施設に関する計測結果の記録及び保存	120
3.2.3 重大事故等対処設備に関する計測結果の記録及び保存	120
3.3 安全保護装置	124
3.3.1 不正アクセス行為等の被害の防止	124
4. 計測装置の計測範囲及び警報動作範囲	128

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34条、第35条、第47条、第67条、第68条及び第73条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」

（以下「解釈」という。）に関わる計測制御系統施設のうち計測装置の構成、計測範囲及び警報動作範囲について説明するものである。併せて技術基準規則第34条及びその解釈に関わる計測装置の計測結果の記録の保存についても説明するとともに、計測装置の機能を有した安全保護装置に関して、技術基準規則第35条及びその解釈に関わる計測制御系統施設のうち安全保護装置の不正アクセス行為その他の電子計算機の使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止するために必要な措置について説明する。

なお、技術基準規則第34条及びその解釈に関わる計測装置のうち設計基準対象施設としてのみ使用する計測装置の構成及び計測範囲、技術基準規則第35条及びその解釈に関わる安全保護装置の不正アクセス行為等の被害の防止以外の構成並びに技術基準規則第47条の計測装置の警報動作範囲に関しては、要求事項に変更がないため、今回の申請において変更は行わない。

今回は、計測制御系統施設のうち設計基準対象施設に関する計測結果の記録の保存及び安全保護装置の不正アクセス行為等の被害の防止並びに重大事故等対処設備に関する計測装置の構成、計測範囲について説明する。

2. 基本方針

2.1 設計基準対象施設に関する計測

2.1.1 計測結果の記録の保存

技術基準規則第34条及びその解釈に基づき、発電用原子炉の停止及び炉心の冷却並びに放射性物質の閉じ込めの機能の状況を監視するために必要なパラメータの計測装置の計測結果は、原則、確実に記録計にて継続的に記録し、記録紙は取り替えて保存できる設計とし、断続的な試料の分析を行う場合は、従事者が測定結果を記録し保存できる設計とする。

2.1.2 安全保護装置の不正アクセス行為等の被害の防止

技術基準規則第35条及びその解釈に基づき、安全保護装置のうち、アナログ回路で構成する機器は、外部ネットワークとの物理的分離及び機能的分離、外部ネットワークからの遠隔操作防止、物理的及び電氣的アクセスの制限を設けることにより、システムの据付、更新、試験、保守等で、承認されていない者の操作を防止すること等の措置を講じることで、不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による

被害を防止することができる設計とする。

安全保護装置のうち、一部デジタル演算処理を行う機器は、外部ネットワークと物理的分離及び機能的分離、外部ネットワークからの遠隔操作防止及びウイルス等の侵入防止、物理的及び電氣的アクセスの制限を設けることにより、システムの据付、更新、試験、保守等で、承認されていない者の操作及びウイルス等の侵入を防止すること等の措置を講じることで、不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができる設計とする。

2.2 重大事故等対処設備に関する計測

技術基準規則第 67 条及びその解釈に基づき、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、監視設備である格納容器内雰囲気酸素濃度、格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内水素濃度は、原子炉格納容器内の雰囲気ガスの酸素濃度及び水素濃度を測定できる設計とする。また、フィルタ装置出口水素濃度は、炉心の著しい損傷が発生した場合に、原子炉格納容器外に水素ガスを排出する場合の排出経路における水素濃度を測定できる設計とする。これらの計器は交流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電が可能な設計とする。

技術基準規則第 68 条及びその解釈に基づき、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備のうち、監視設備である原子炉建屋内水素濃度は、原子炉建屋原子炉棟内に検出器を設置し、水素濃度を測定できる設計とする。

技術基準規則第 73 条及びその解釈に基づき、重大事故等が発生し、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータとして、原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量、原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度、酸素濃度、原子炉建屋内の水素濃度並びに未臨界の維持又は監視、最終ヒートシンクの確保、格納容器バイパスの監視、水源の確保に必要なパラメータの計測装置を設ける設計とするとともに、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障又は故障が疑われ、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために必要なパラメータを計測する設備を設置又は保管する設計とする。

重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータとする。

炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータの計測装置の計測範囲は、設計基準事故時に想定される変動範囲の最大値を考慮し、適切に対応するための計測範囲を有する設

計とするとともに、重大事故等が発生し、当該重大事故等に対処するために監視することが必要な原子炉压力容器内の温度、圧力及び水位並びに原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量等のパラメータの計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合に、代替パラメータによる推定の対応手段等により推定できる設計とする。

また、重大事故等時に設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握するための能力（最高計測可能温度等）の明確化をするとともに、パラメータの計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合に、代替パラメータによる推定の対応手段等、複数のパラメータの中から確からしさを考慮した優先順位を保安規定に定める設計とする。

原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度等は想定される重大事故等の対応に必要な炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータとして、計測又は監視できる設計とする。また、計測結果は、中央制御室に原則指示又は表示し、記録及び保存できる設計とする。

3. 計測装置の構成

重大事故等対処設備に関する計測装置の検出器から計測結果の指示又は表示、記録及び警報装置に至るシステム構成を設計基準対象施設も含め「3.1 計測装置の構成」に示す。

設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の計測装置による計測結果の表示、記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」にとりまとめる。

また、安全保護装置の構成及び不正アクセス行為等の被害の防止等の措置については、「3.3 安全保護装置」に示す。

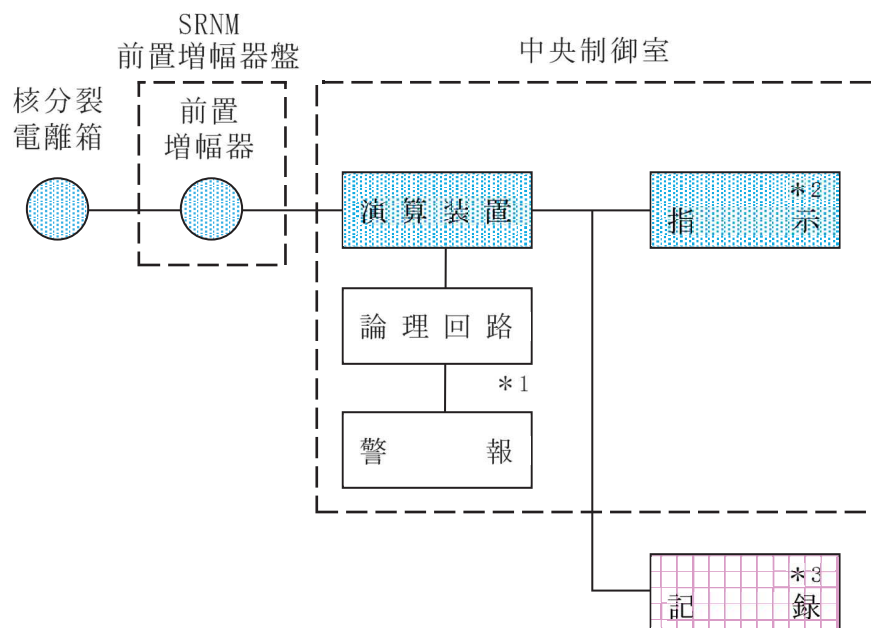
3.1 計測装置の構成

3.1.1 起動領域計測装置及び出力領域計測装置

(1) 起動領域モニタ

起動領域モニタは、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、起動領域中性子束の検出信号は、核分裂電離箱にて中性子束レベルをパルス信号として検出する。検出したパルス信号は、前置増幅器で増幅し、演算装置にて中性子束レベル信号に変換する処理を行った後、中性子束レベルを中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム伝送装置(以下「SPDS伝送装置」という。)にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図 3.1.1-1「起動領域モニタの概略構成図」及び図 3.1.1-3「検出器の構造図(起動領域モニタ、出力領域モニタ)」参照。)



- 注記*1：原子炉周期（ペリオド）短原子炉スクラム
核計測装置動作不能原子炉スクラム
- *2：記録計
- *3：SPDS 伝送装置

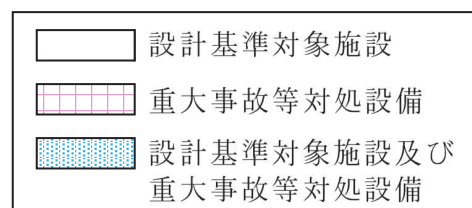
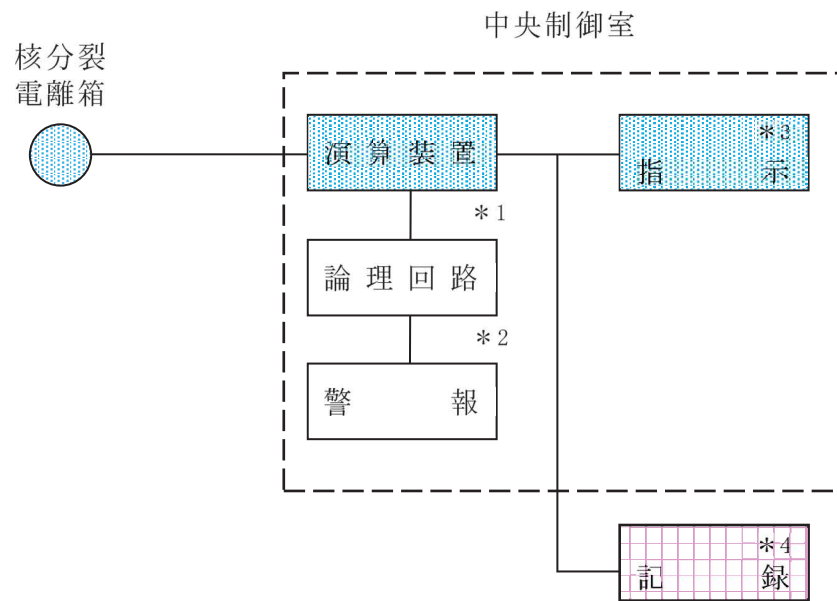


図 3.1.1-1 起動領域モニタの概略構成図

(2) 出力領域モニタ

出力領域モニタは、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、出力領域中性子束の検出信号は、核分裂電離箱にて中性子束レベルを電流信号として検出する。検出した電流信号は、演算装置にて中性子束レベル信号に変換する処理を行った後、中性子束レベルを中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図 3.1.1-2「出力領域モニタの概略構成図」及び図 3.1.1-3「検出器の構造図（起動領域モニタ，出力領域モニタ）」参照。)



- 注記*1：平均中性子束
- *2：中性子束高原子炉スクラム
核計測装置動作不能原子炉スクラム
- *3：記録計
- *4：SPDS 伝送装置

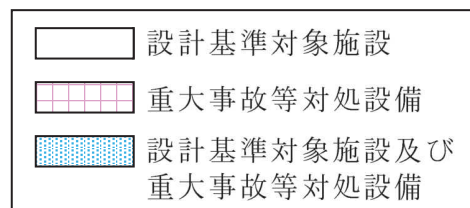
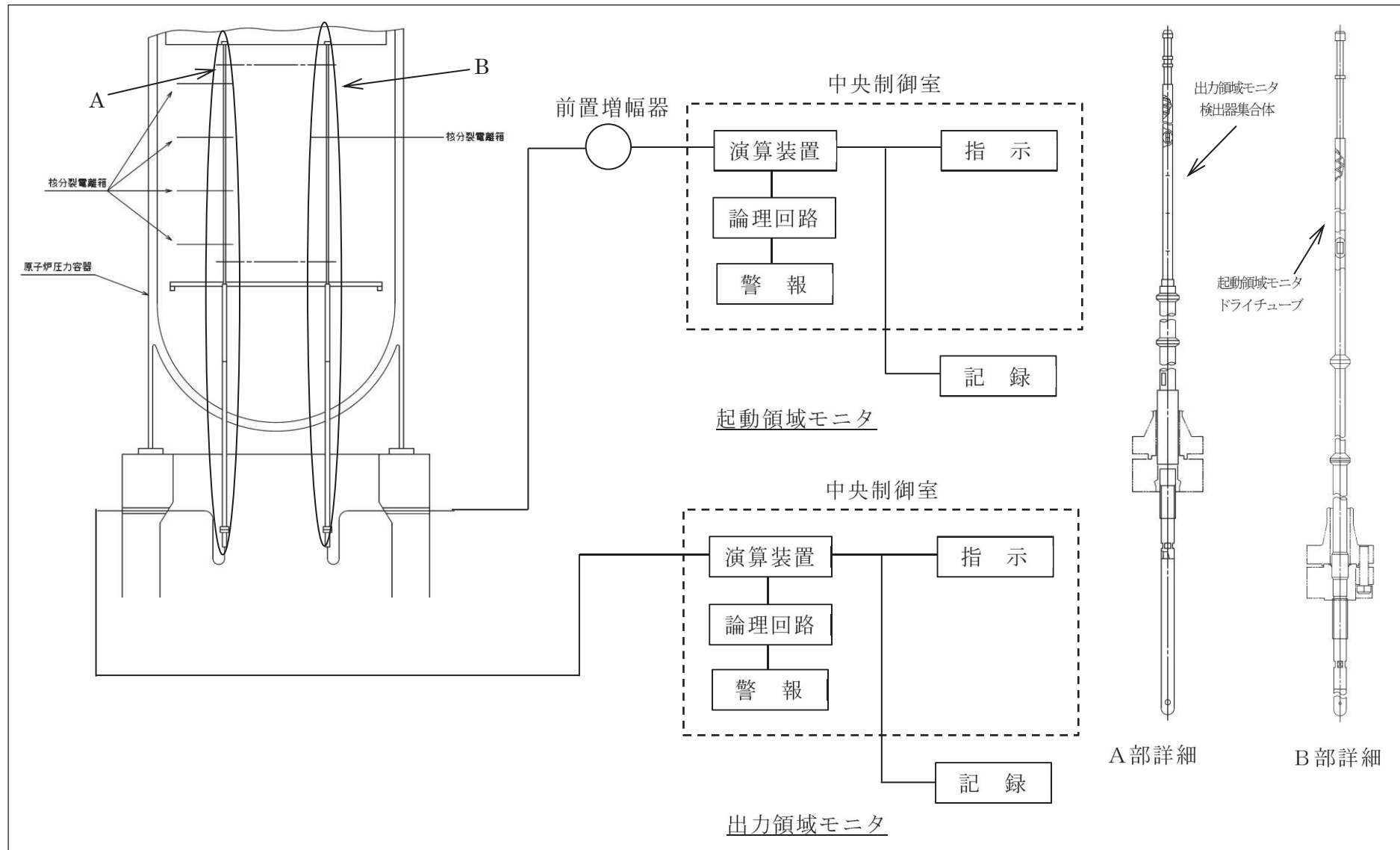


図 3.1.1-2 出力領域モニタの概略構成図



6

図 3.1.1-3 検出器の構造図（起動領域モニタ，出力領域モニタ）

3.1.2 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

(1) 高圧代替注水系ポンプ出口圧力

高圧代替注水系ポンプ出口圧力は，重大事故等対処設備としての機能を有しており，弾性圧力検出器にて圧力を電流信号として検出する。検出した電流信号は，高圧代替注水系ポンプ出口圧力として中央制御室に指示する。また，SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2 計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

（図 3.1.2-1「高圧代替注水系ポンプ出口圧力の概略構成図」及び図 3.1.2-2「検出器の構造図（高圧代替注水系ポンプ出口圧力）」参照。）

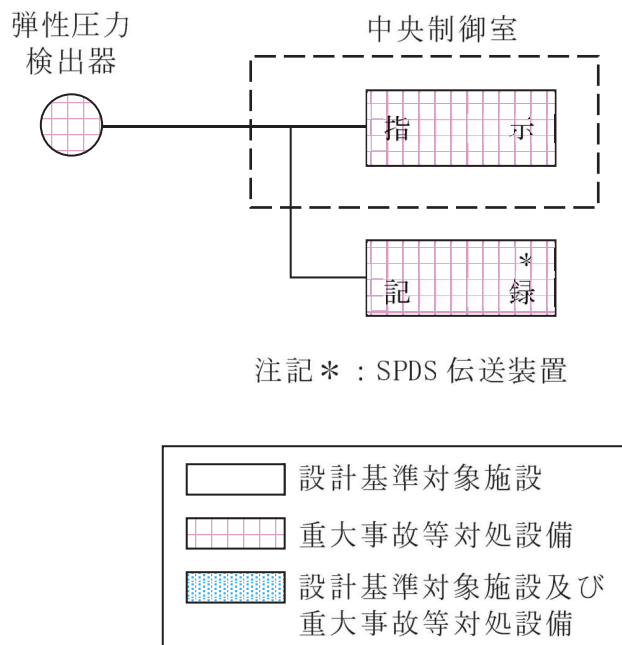


図 3.1.2-1 高圧代替注水系ポンプ出口圧力の概略構成図

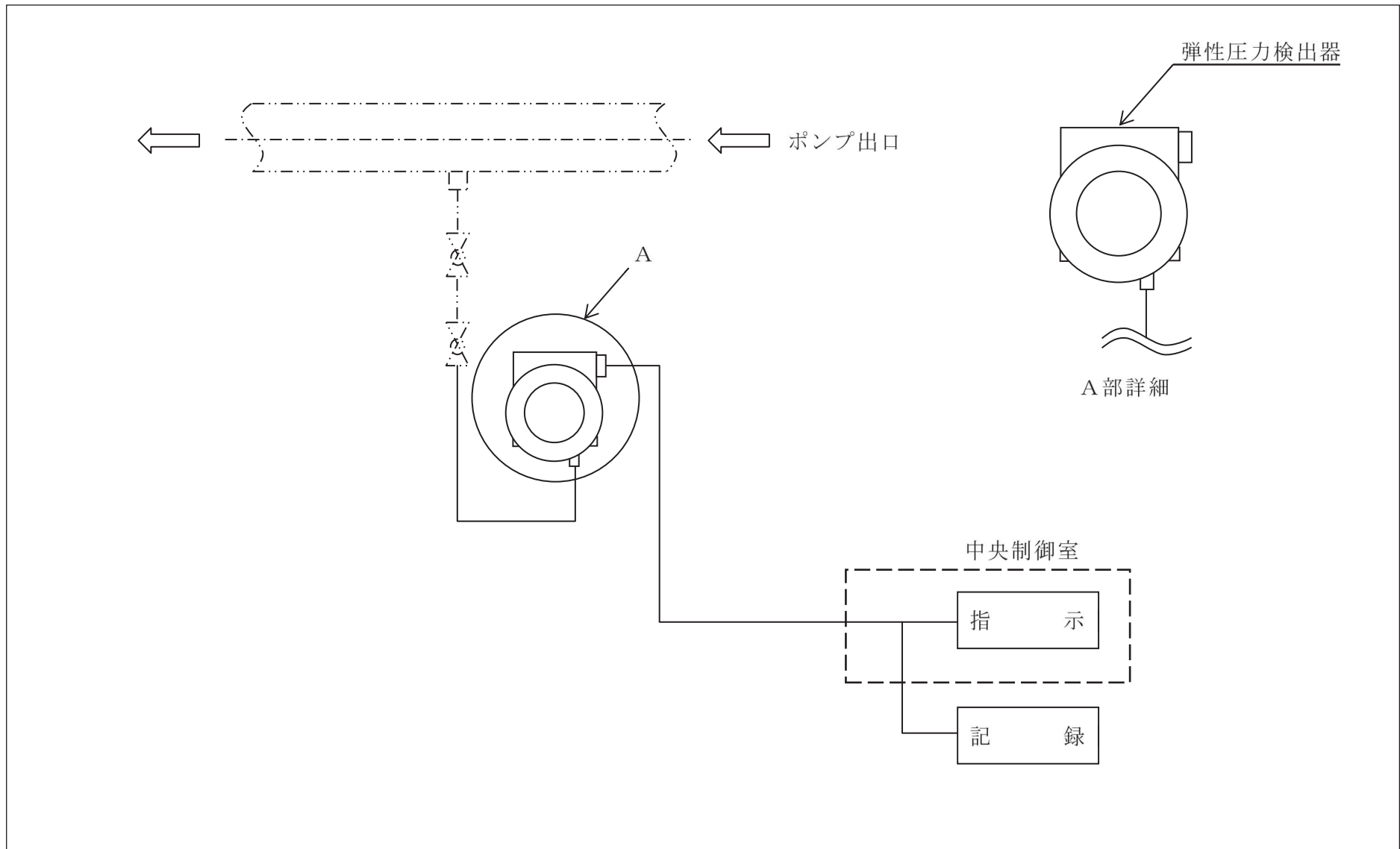


図 3.1.2-2 検出器の構造図 (高圧代替注水系ポンプ出口圧力)

(2) 直流駆動低圧注水系ポンプ出口圧力

直流駆動低圧注水系ポンプ出口圧力は、重大事故等対処設備としての機能を有しており、弾性圧力検出器にて圧力を電流信号として検出する。検出した電流信号は、直流駆動低圧注水系ポンプ出口圧力として中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図 3.1.2-3「直流駆動低圧注水系ポンプ出口圧力の概略構成図」及び図 3.1.2-4「検出器の構造図（直流駆動低圧注水系ポンプ出口圧力）」参照。)

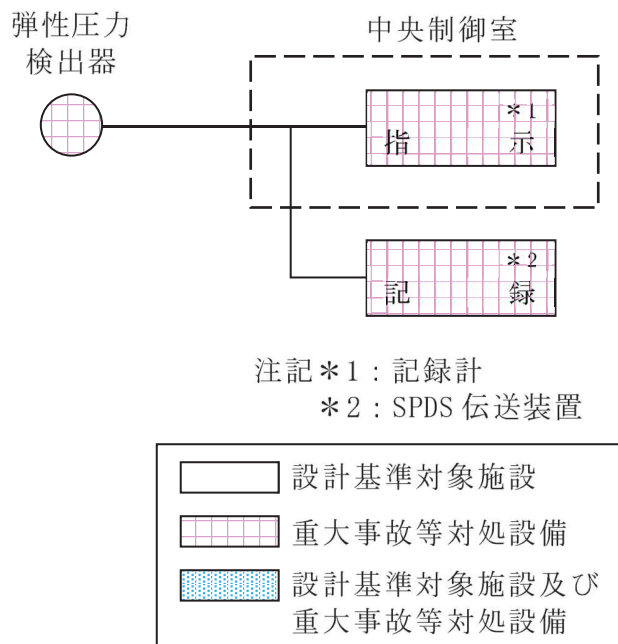


図 3.1.2-3 直流駆動低圧注水系ポンプ出口圧力の概略構成図

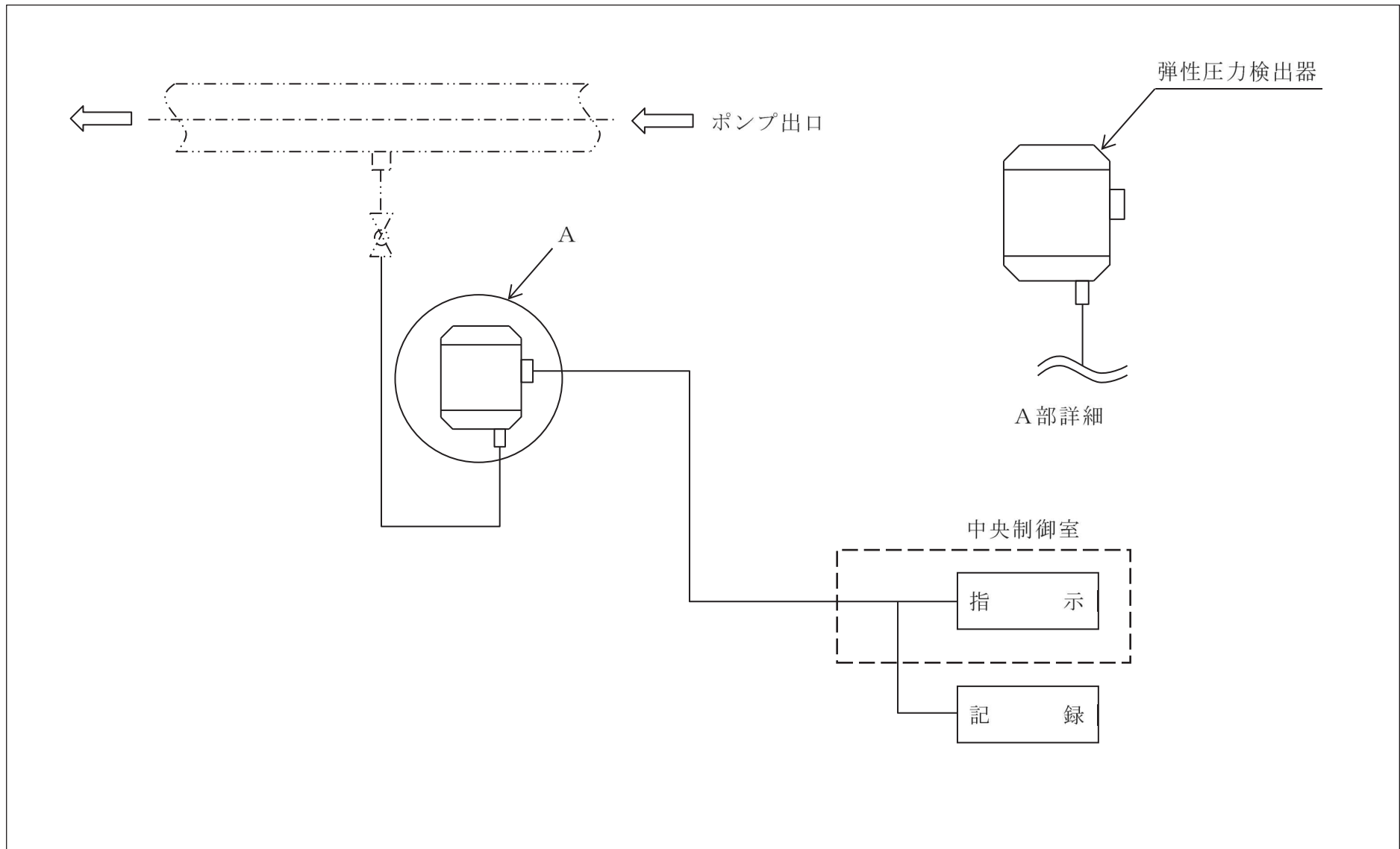
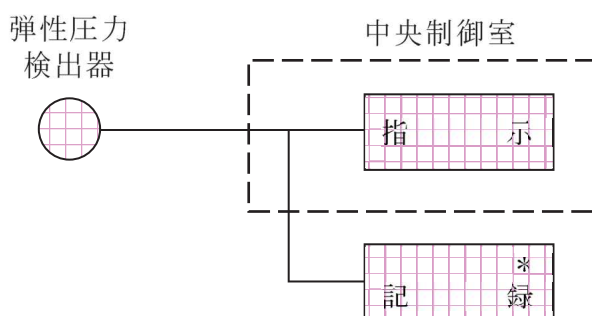


図 3.1.2-4 検出器の構造図 (直流駆動低圧注水系ポンプ出口圧力)

(3) 代替循環冷却ポンプ出口圧力

代替循環冷却ポンプ出口圧力は、重大事故等対処設備としての機能を有しており、弾性圧力検出器にて圧力を電流信号として検出する。検出した電流信号は、代替循環冷却ポンプ出口圧力として中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図 3.1.2-5「代替循環冷却ポンプ出口圧力の概略構成図」及び図 3.1.2-6「検出器の構造図(代替循環冷却ポンプ出口圧力)」参照。)



注記* : SPDS 伝送装置

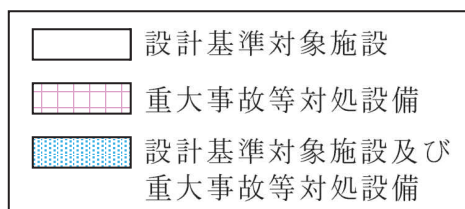


図 3.1.2-5 代替循環冷却ポンプ出口圧力の概略構成図

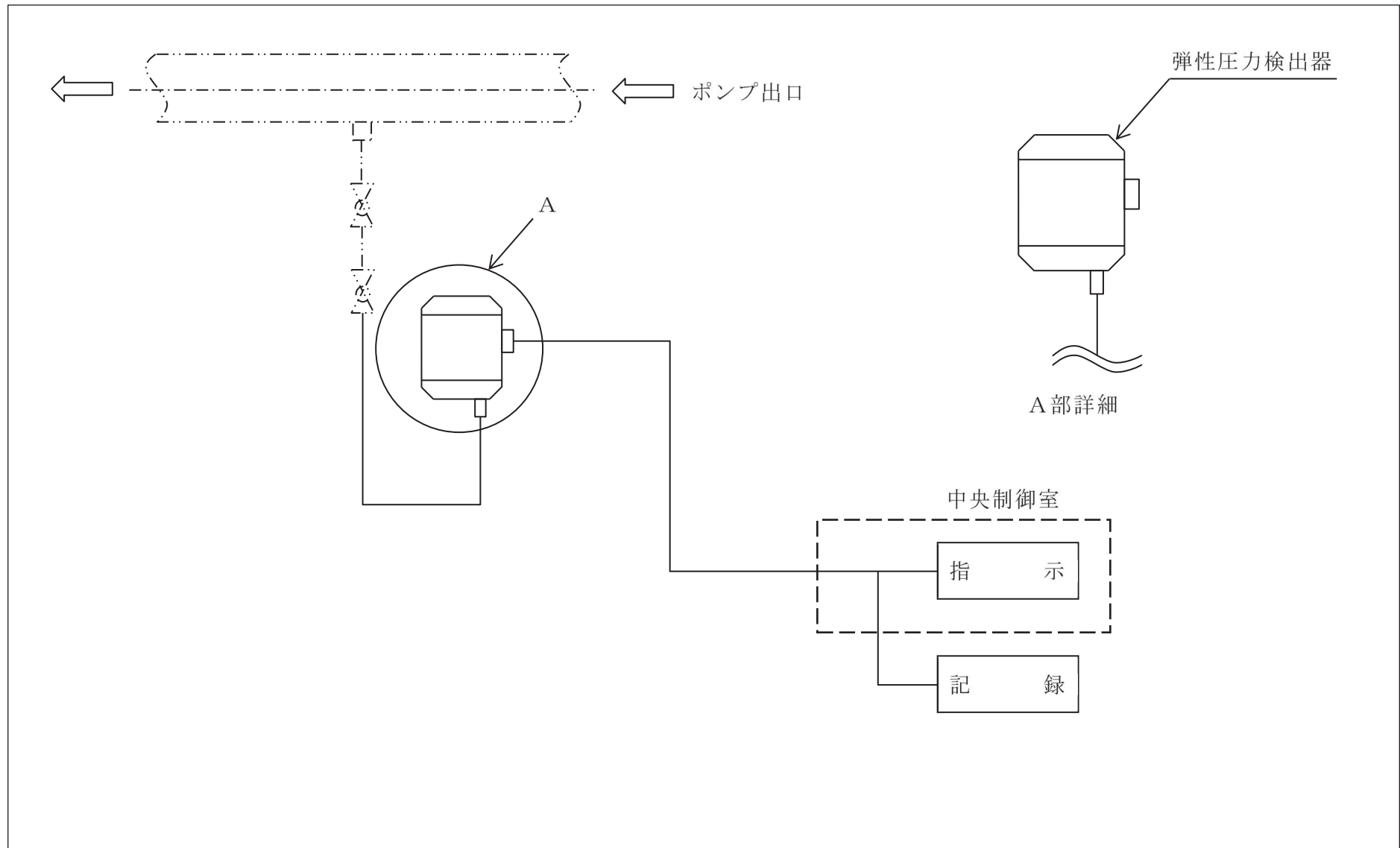
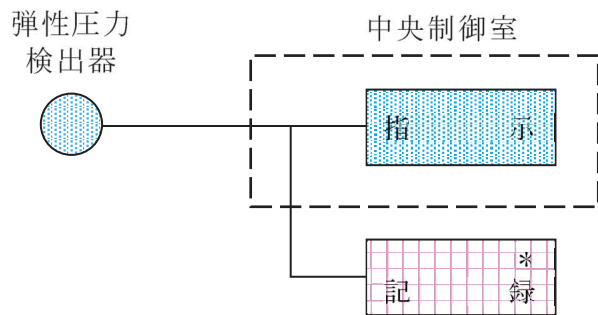


図 3.1.2-6 検出器の構造図 (代替循環冷却ポンプ出口圧力)

(4) 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力

原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備としての機能を有しており、弾性圧力検出器にて圧力を電流信号として検出する。検出した電流信号は、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力として中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図 3.1.2-7「原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力の概略構成図」及び図 3.1.2-8「検出器の構造図（原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力）」参照。)



注記* : SPDS 伝送装置

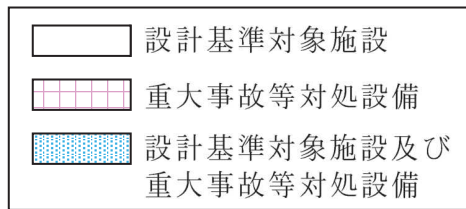


図 3.1.2-7 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力の概略構成図

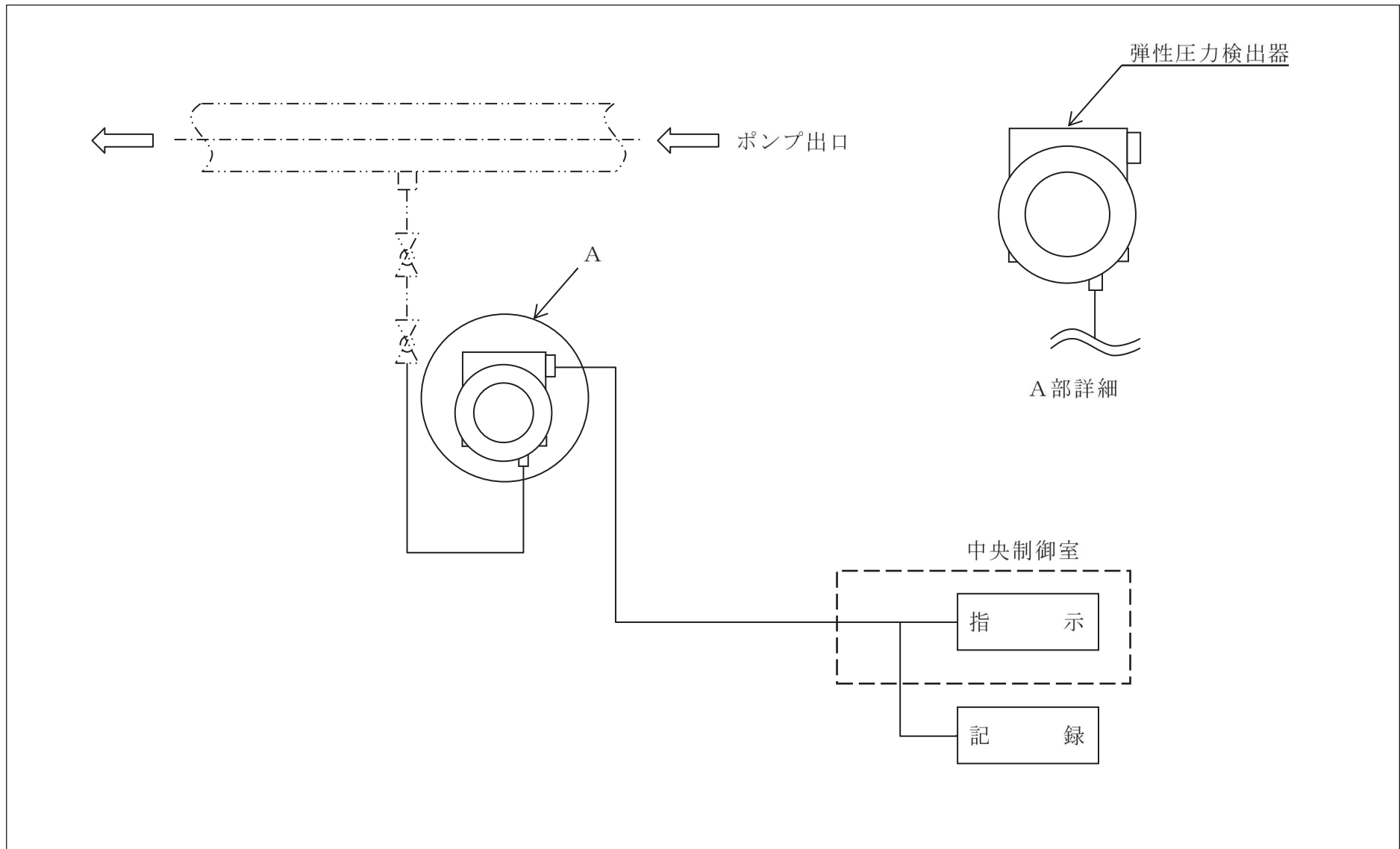
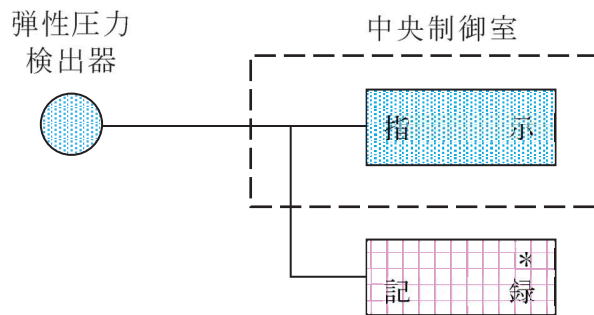


図 3.1.2-8 検出器の構造図 (原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力)

(5) 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力

高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備としての機能を有しており、弾性圧力検出器にて圧力を電流信号として検出する。検出した電流信号は、高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力として中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図 3.1.2-9「高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力の概略構成図」及び図 3.1.2-10「検出器の構造図（高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力）」参照。)



注記* : SPDS 伝送装置

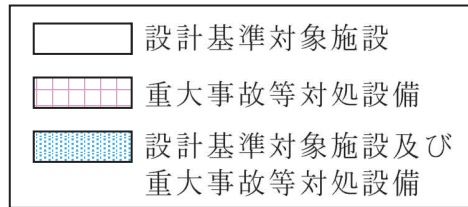


図 3.1.2-9 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力の概略構成図

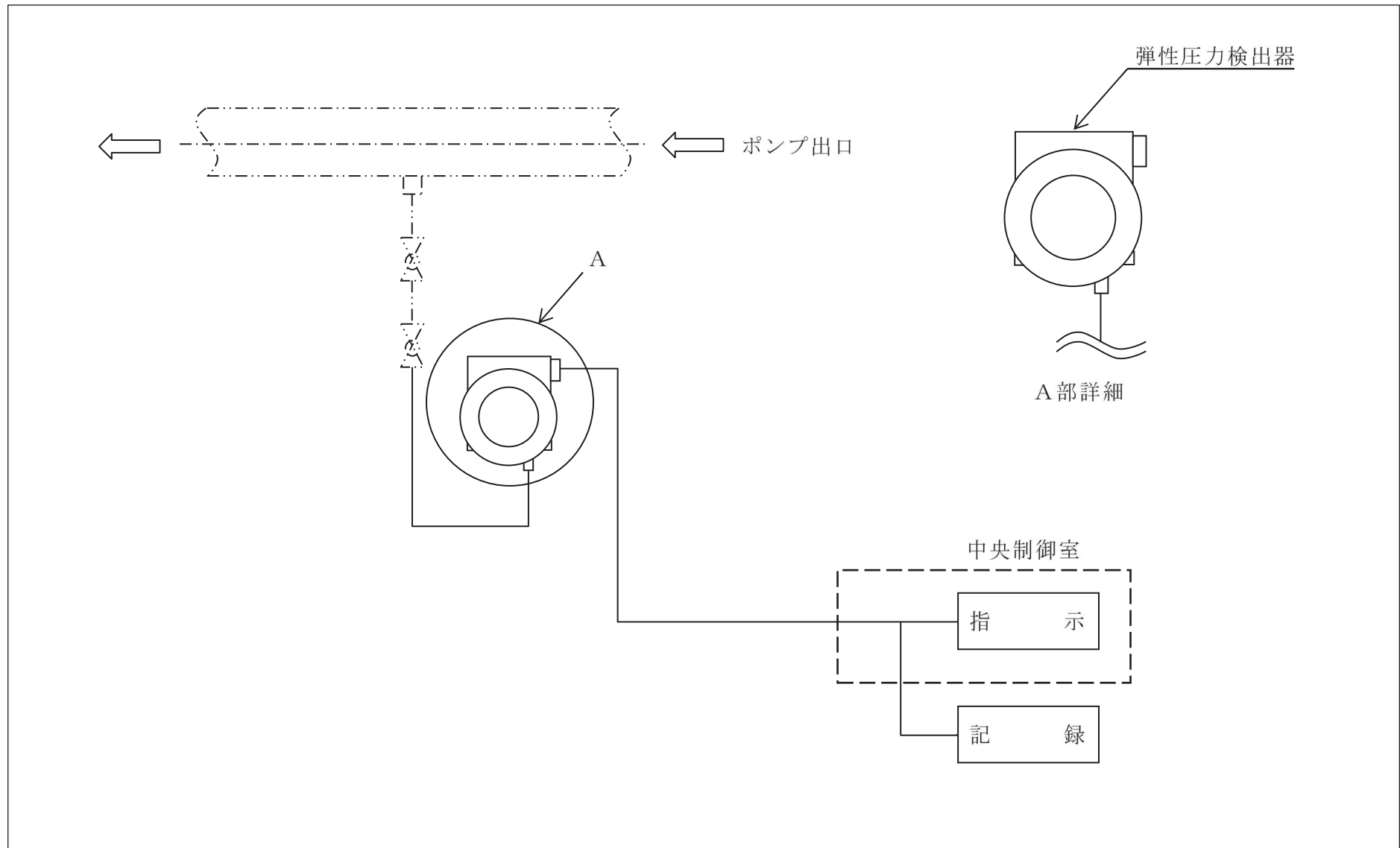
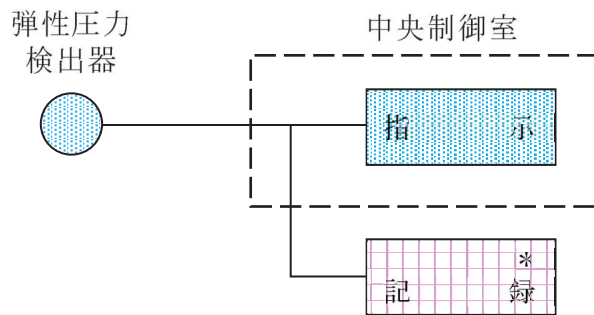


図 3.1.2-10 検出器の構造図 (高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力)

(6) 残留熱除去系ポンプ出口圧力

残留熱除去系ポンプ出口圧力は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備としての機能を有しており、弾性圧力検出器にて圧力を電流信号として検出する。検出した電流信号は、残留熱除去系ポンプ出口圧力として中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図 3.1.2-11「残留熱除去系ポンプ出口圧力の概略構成図」及び図 3.1.2-12「検出器の構造図(残留熱除去系ポンプ出口圧力)」参照。)



注記* : SPDS 伝送装置

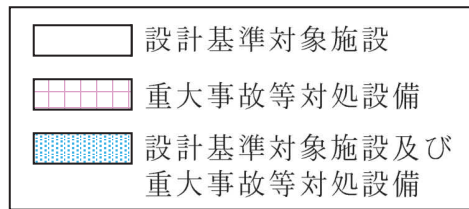


図 3.1.2-11 残留熱除去系ポンプ出口圧力の概略構成図

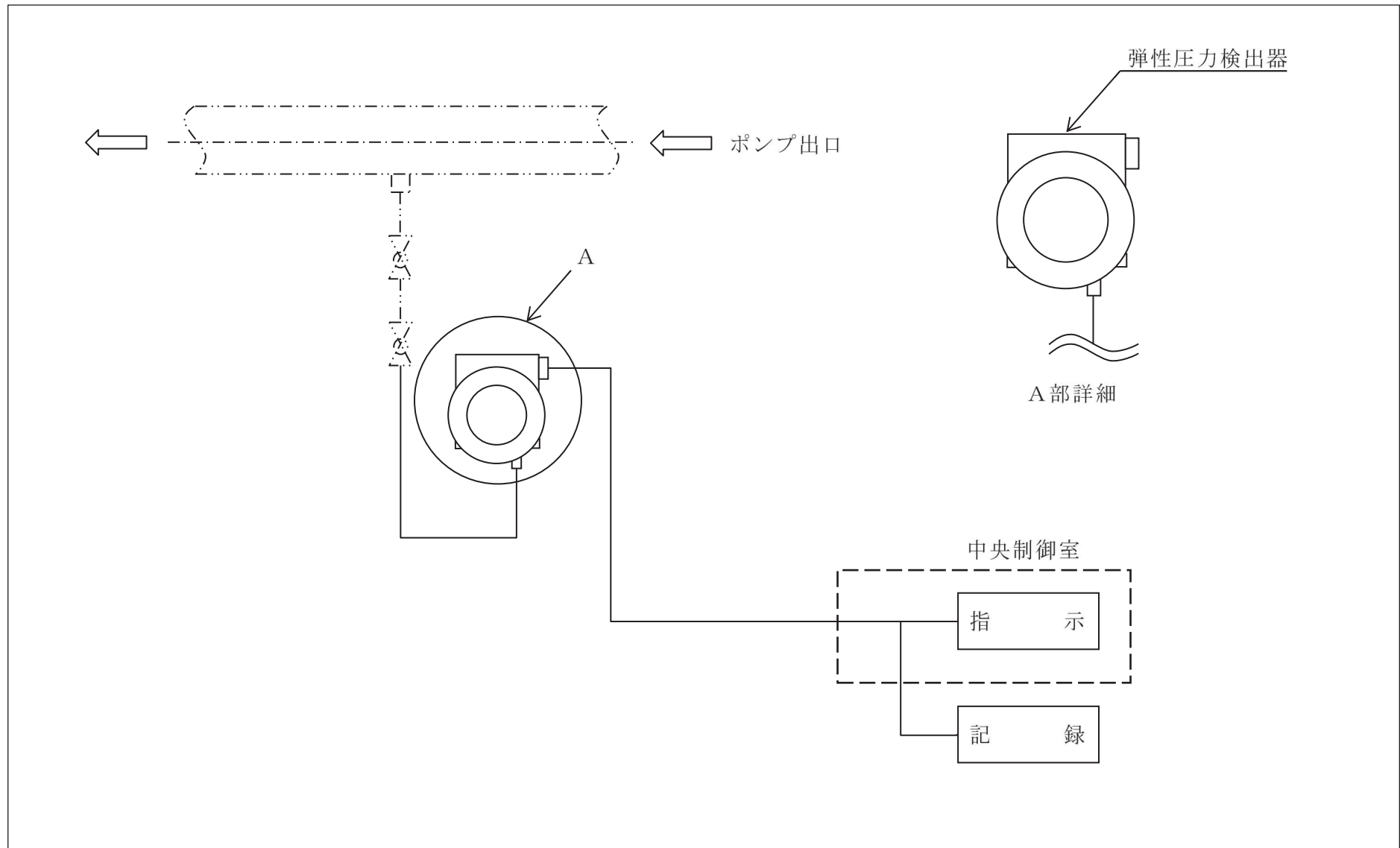


図 3.1.2-12 検出器の構造図 (残留熱除去系ポンプ出口圧力)

(7) 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力

低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備としての機能を有しており，弾性圧力検出器にて圧力を電流信号として検出する。検出した電流信号は，低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力として中央制御室に指示する。また，SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2 計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

(図 3.1.2-13「低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力の概略構成図」及び図 3.1.2-14「検出器の構造図(低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力)」参照。)

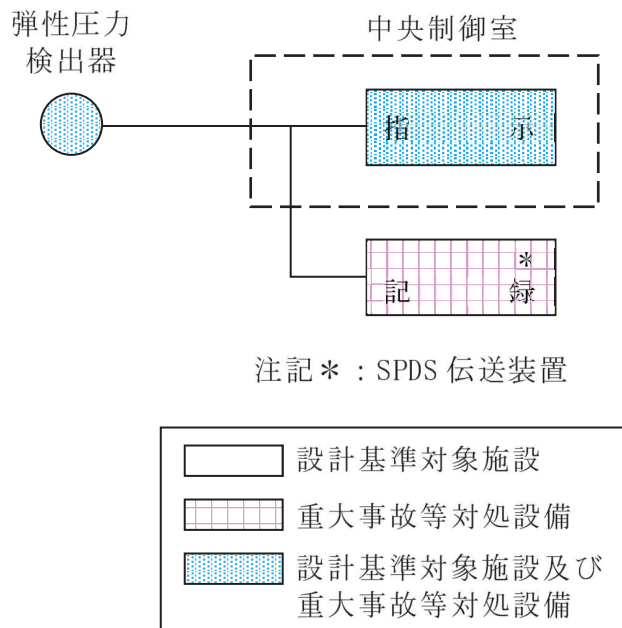
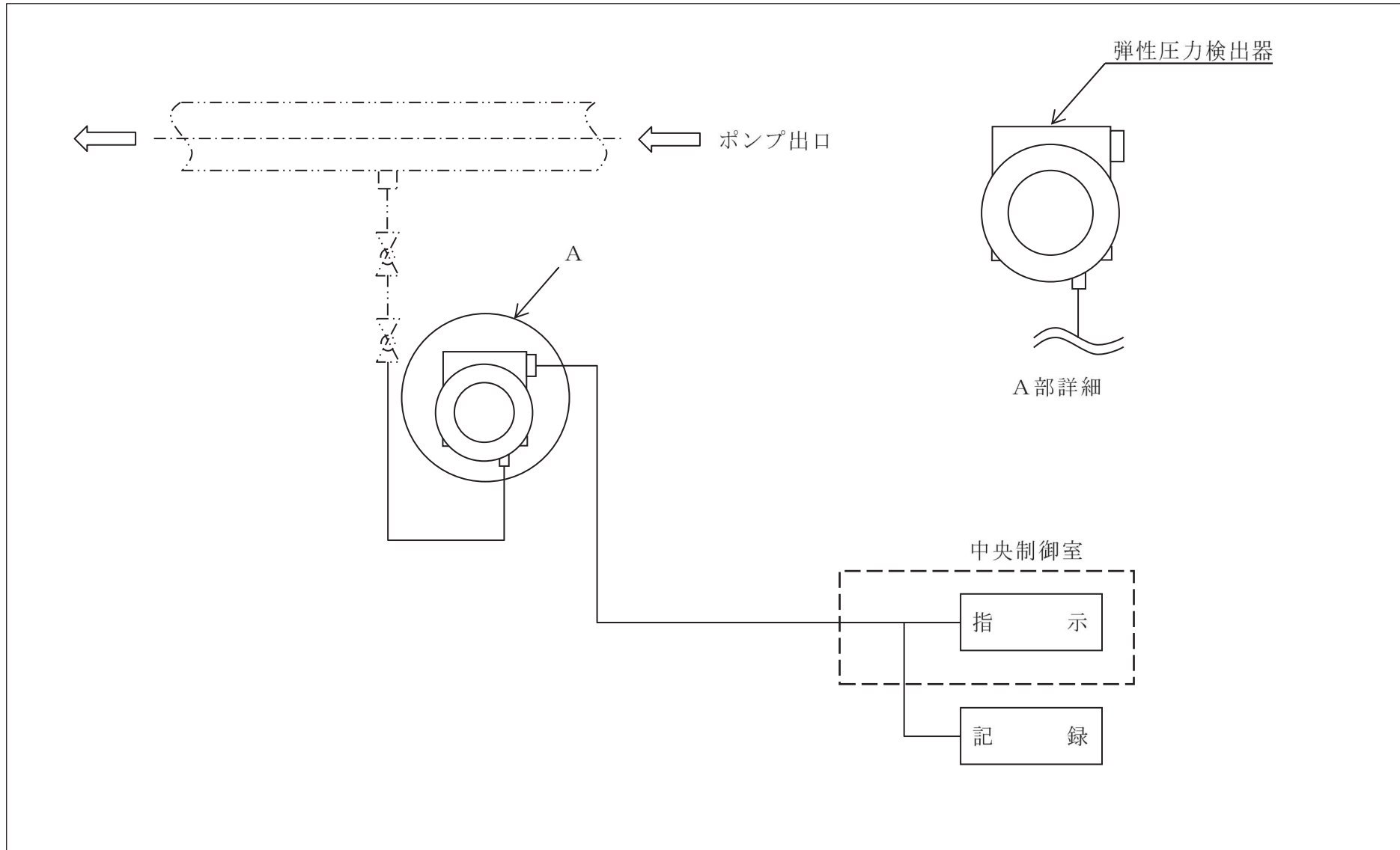


図 3.1.2-13 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力の概略構成図



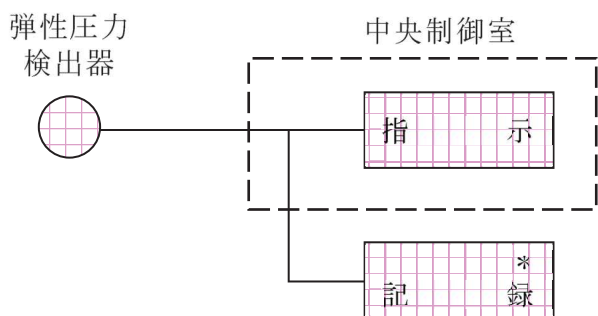
20

図 3.1.2-14 検出器の構造図 (低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力)

(8) 復水移送ポンプ出口圧力

復水移送ポンプ出口圧力は、重大事故等対処設備としての機能を有しており、弾性圧力検出器にて圧力を電流信号として検出する。検出した電流信号は、復水移送ポンプ出口圧力として中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図 3.1.2-15「復水移送ポンプ出口圧力の概略構成図」及び図 3.1.2-16「検出器の構造図（復水移送ポンプ出口圧力）」参照。)



注記* : SPDS 伝送装置

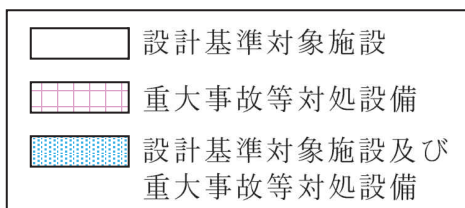


図 3.1.2-15 復水移送ポンプ出口圧力の概略構成図

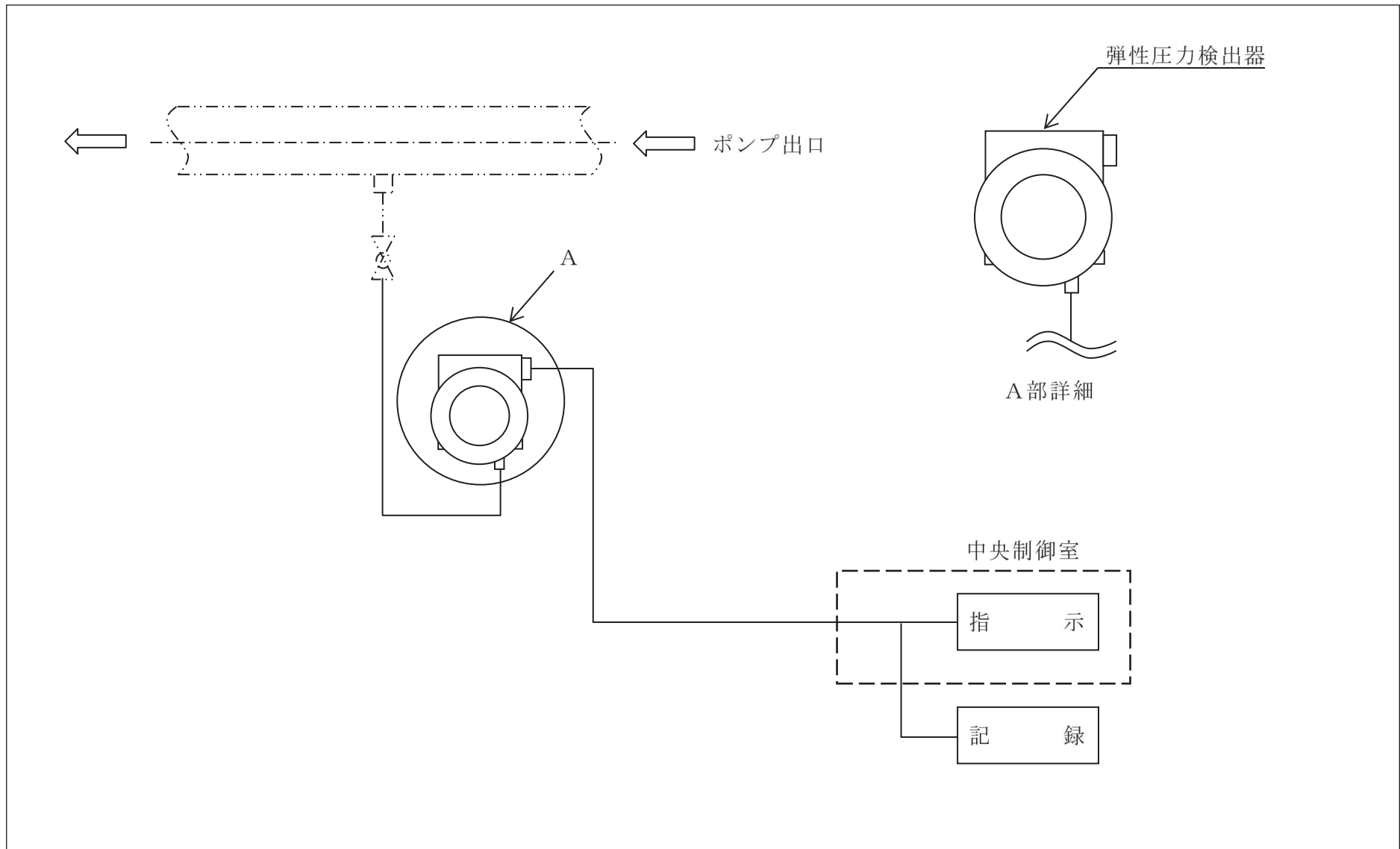
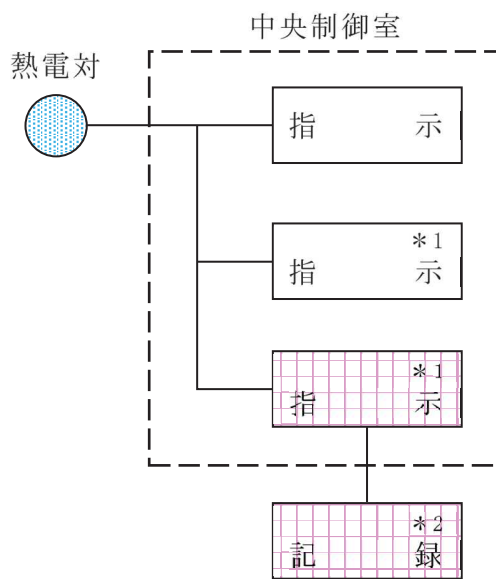


図 3.1.2-16 検出器の構造図 (復水移送ポンプ出口圧力)

(9) 残留熱除去系熱交換器入口温度

残留熱除去系熱交換器入口温度は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、熱電対にて温度を起電力として検出する。検出した起電力は、残留熱除去系熱交換器入口温度として中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図3.1.2-17「残留熱除去系熱交換器入口温度の概略構成図」及び図3.1.2-18「検出器の構造図(残留熱除去系熱交換器入口温度)」参照。)



注記*1：記録計
*2：SPDS 伝送装置

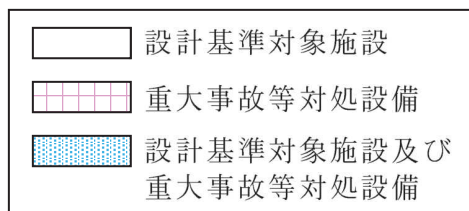


図 3. 1. 2-17 残留熱除去系熱交換器入口温度の概略構成図

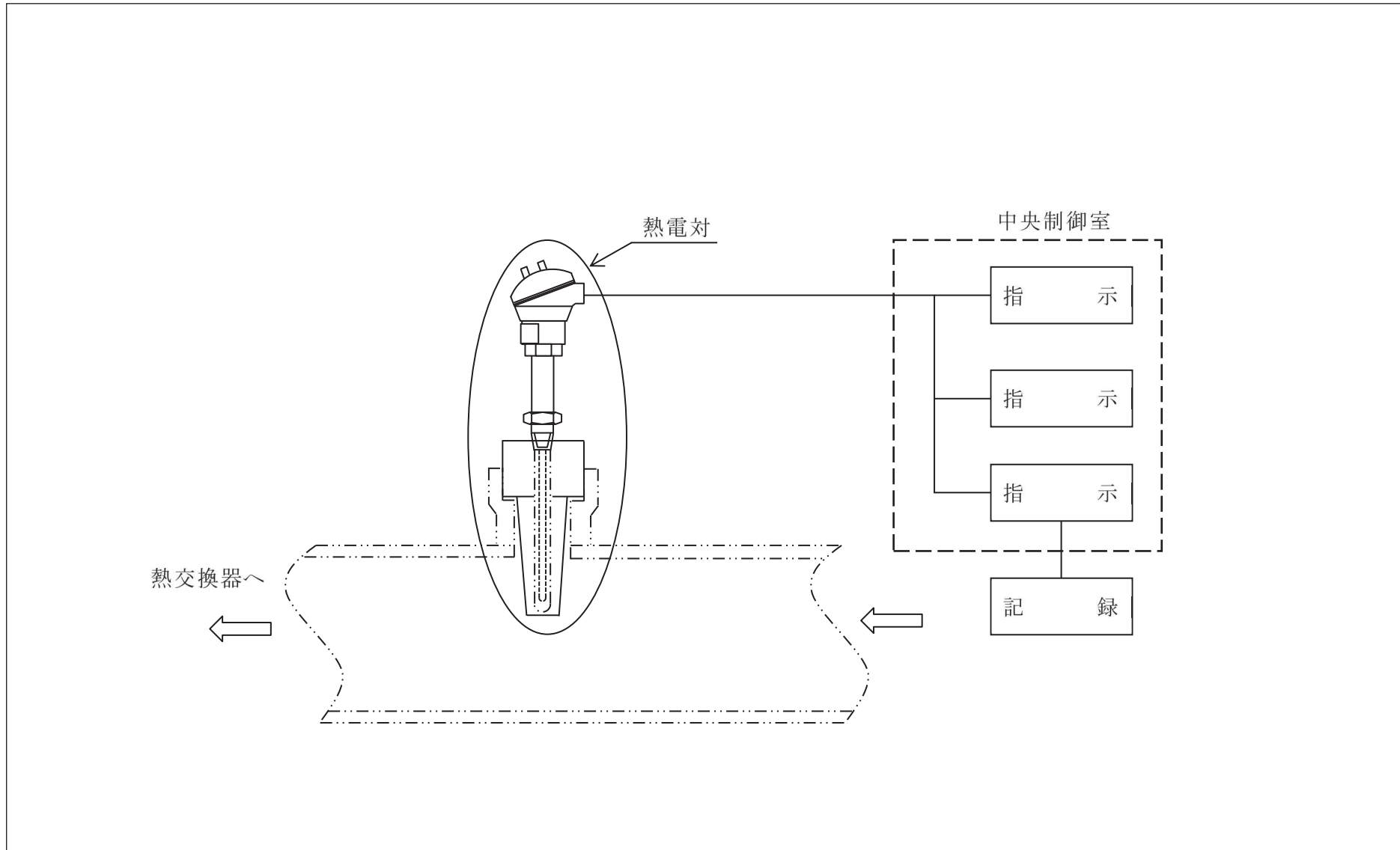
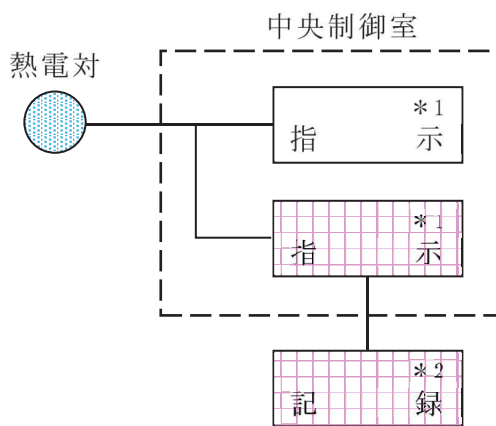


図 3.1.2-18 検出器の構造図 (残留熱除去系熱交換器入口温度)

(10) 残留熱除去系熱交換器出口温度

残留熱除去系熱交換器出口温度は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、熱電対にて温度を起電力として検出する。検出した起電力は、残留熱除去系熱交換器出口温度として中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図3.1.2-19「残留熱除去系熱交換器出口温度の概略構成図」及び図3.1.2-20「検出器の構造図(残留熱除去系熱交換器出口温度)」参照。)



注記*1：記録計
*2：SPDS 伝送装置

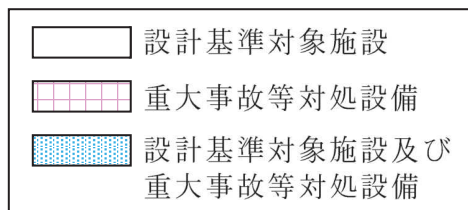


図 3.1.2-19 残留熱除去系熱交換器出口温度の概略構成図

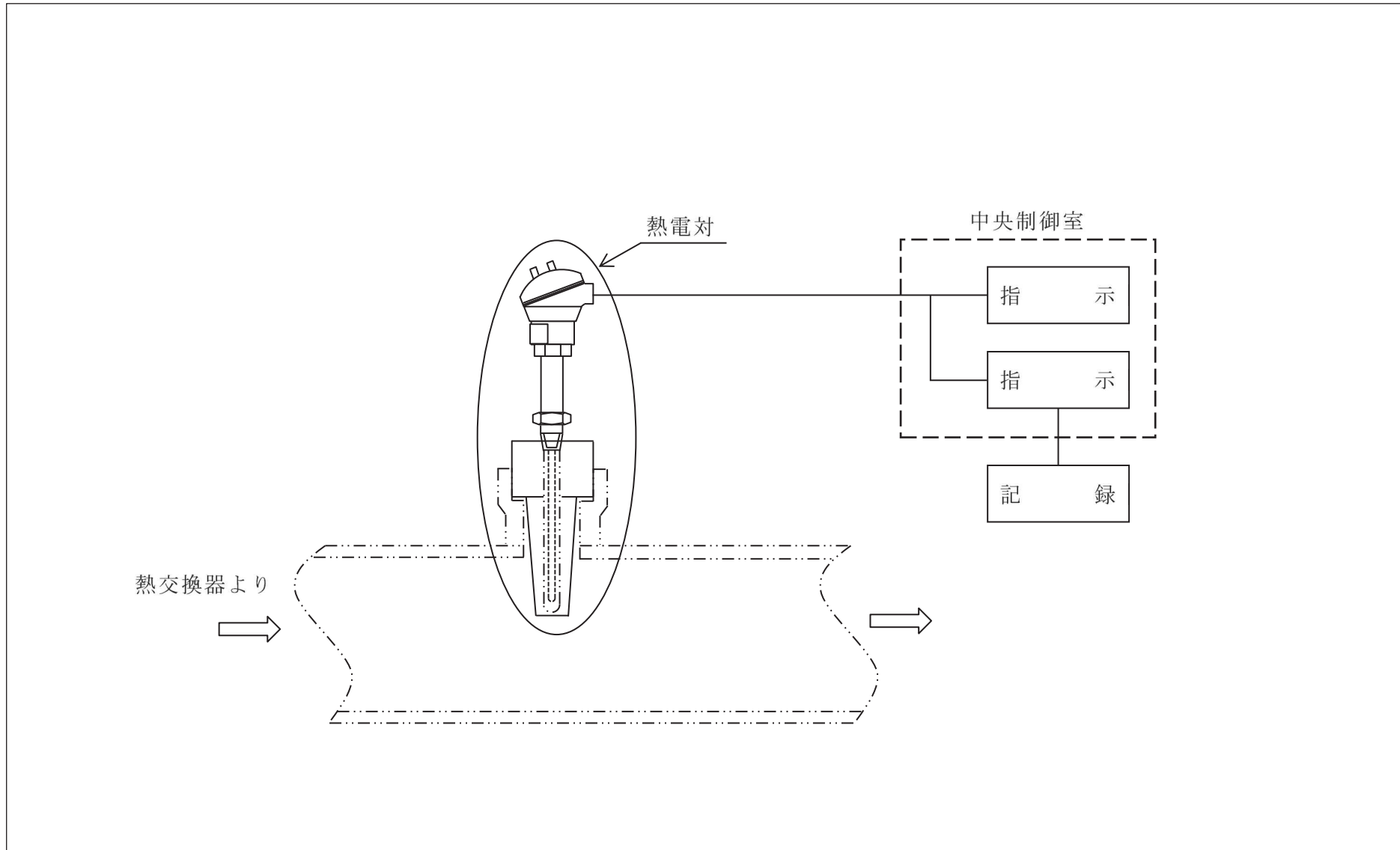


図 3.1.2-20 検出器の構造図 (残留熱除去系熱交換器出口温度)

(11) 高圧代替注水系ポンプ出口流量

高圧代替注水系ポンプ出口流量は、重大事故等対処設備の機能を有しており、差圧式流量検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号は、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、高圧代替注水系ポンプ出口流量として中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図3.1.2-21「高圧代替注水系ポンプ出口流量の概略構成図」及び図3.1.2-22「検出器の構造図（高圧代替注水系ポンプ出口流量）」参照。)

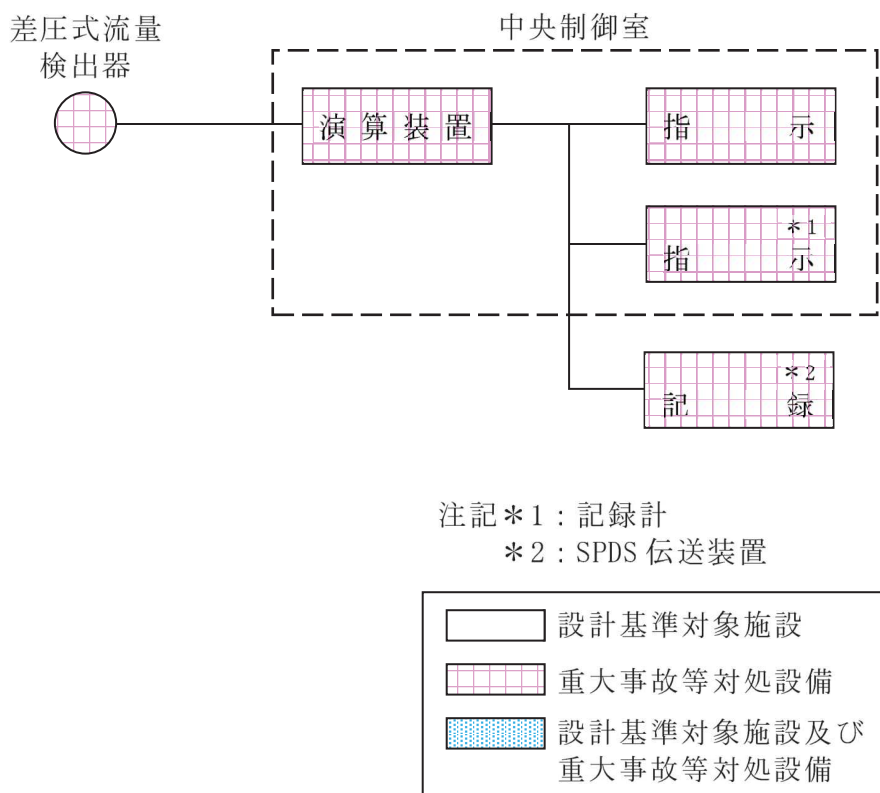


図 3.1.2-21 高圧代替注水系ポンプ出口流量の概略構成図

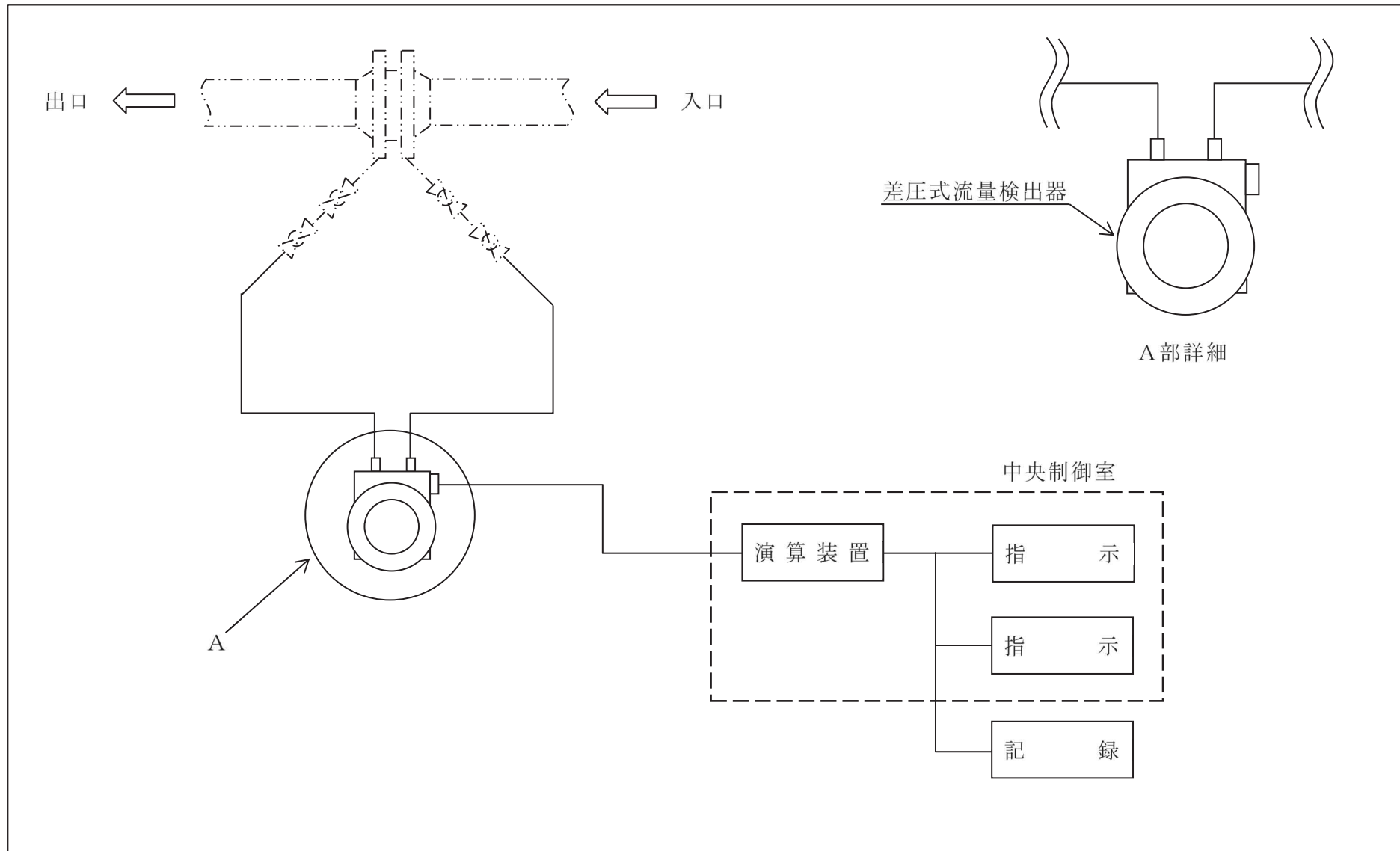
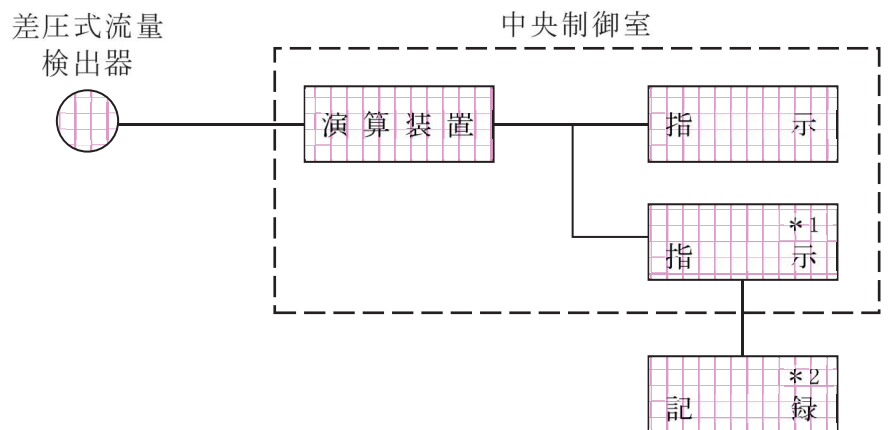


図 3.1.2-22 検出器の構造図 (高圧代替注水系ポンプ出口流量)

(12) 残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）
 残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、差圧式流量検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号は、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）として中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

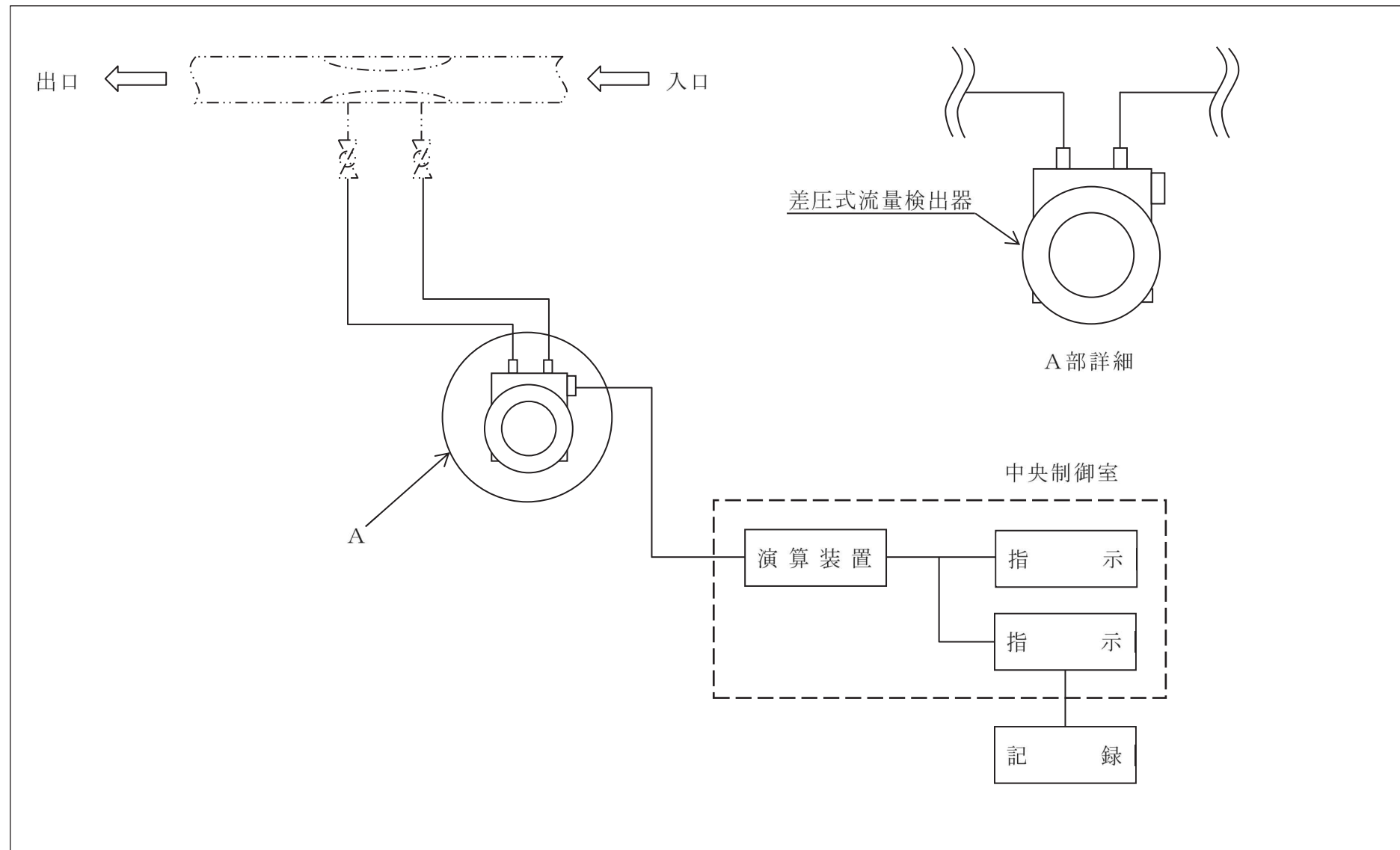
（図3.1.2-23「残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）の概略構成図」及び図3.1.2-24「検出器の構造図（残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）」参照。）



注記*1：記録計
 *2：SPDS 伝送装置



図 3.1.2-23 残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）の概略構成図



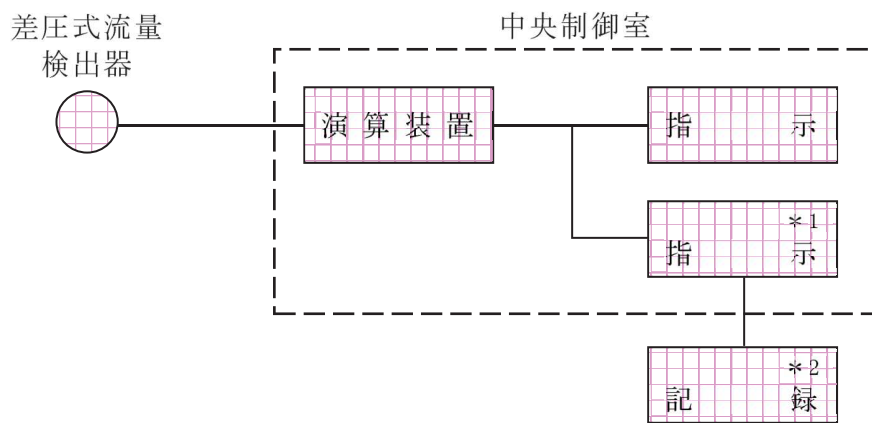
30

図 3.1.2-24 検出器の構造図 (残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量))

(13) 残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量）

残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、差圧式流量検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号は、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量）として中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

（図3.1.2-25「残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）の概略構成図」及び図3.1.2-26「検出器の構造図（残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）」参照。）



注記*1：記録計
*2：SPDS 伝送装置



図 3.1.2-25 残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量）の概略構成図

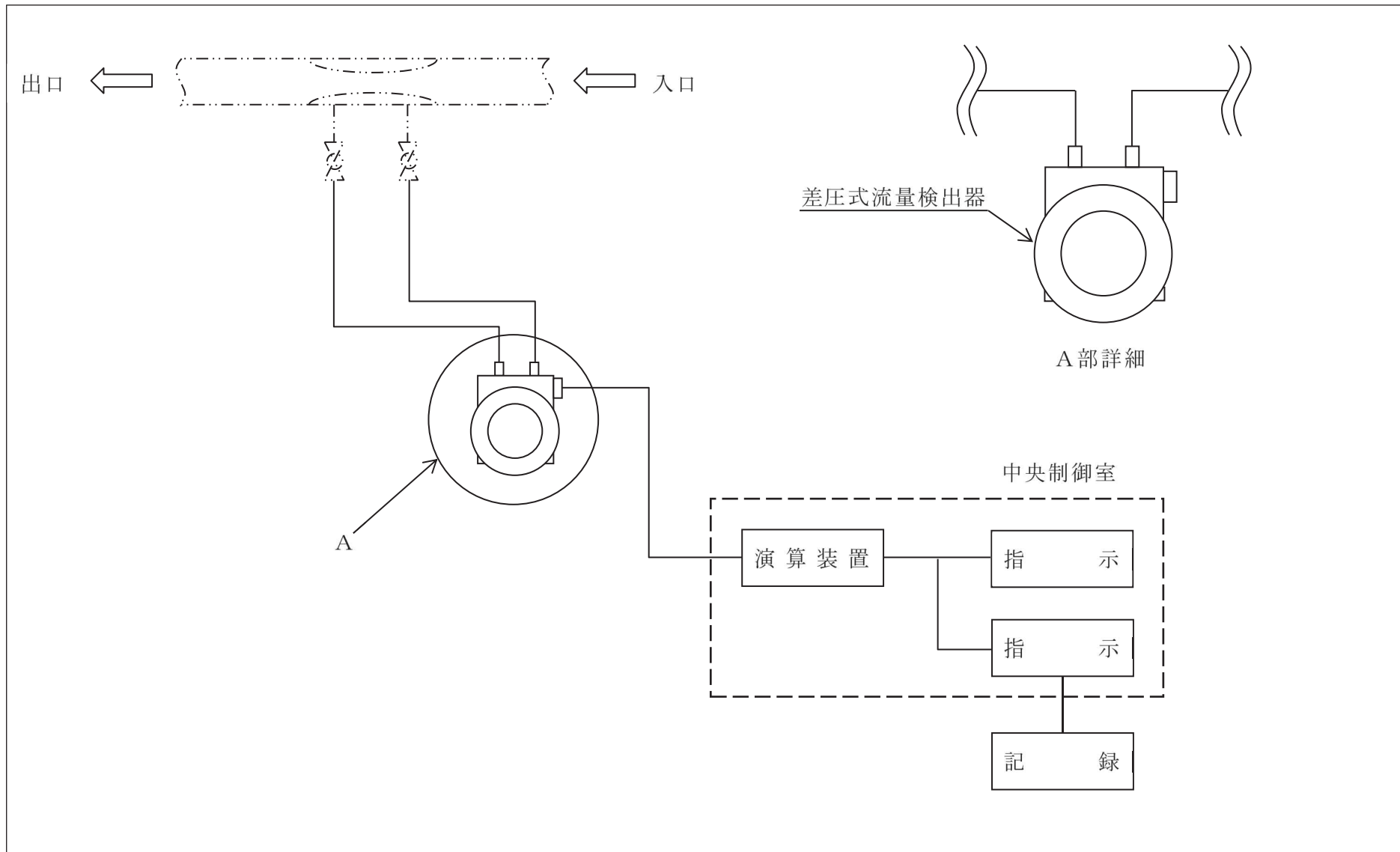


図 3.1.2-26 検出器の構造図 (残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量))

(14) 直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量

直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量は、重大事故等対処設備の機能を有しており、差圧式流量検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号は、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量として中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示, 記録及び保存」に示す。

(図3.1.2-27「直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量の概略構成図」及び図3.1.2-28「検出器の構造図(直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量)」参照。)

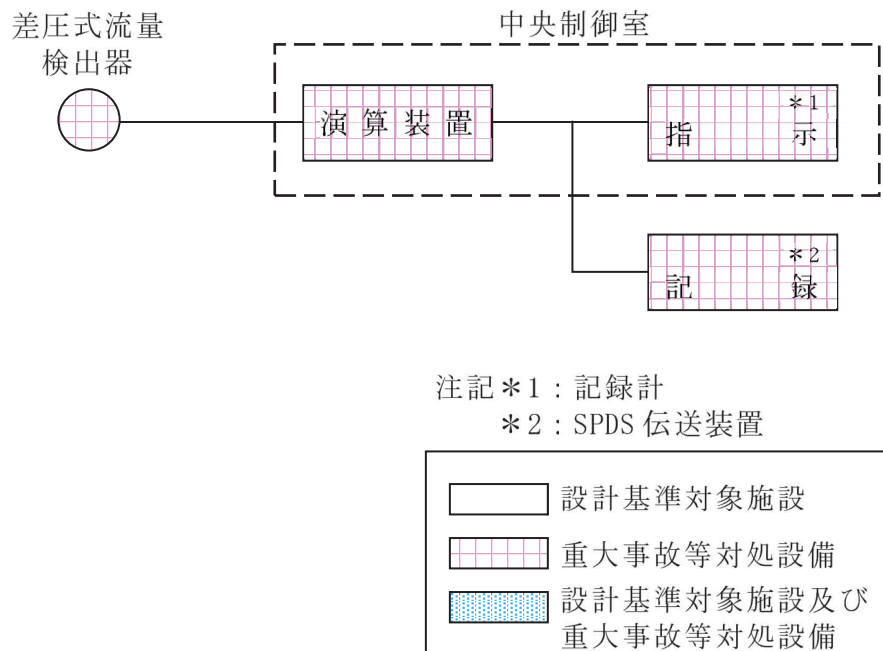


図 3. 1. 2-27 直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量の概略構成図

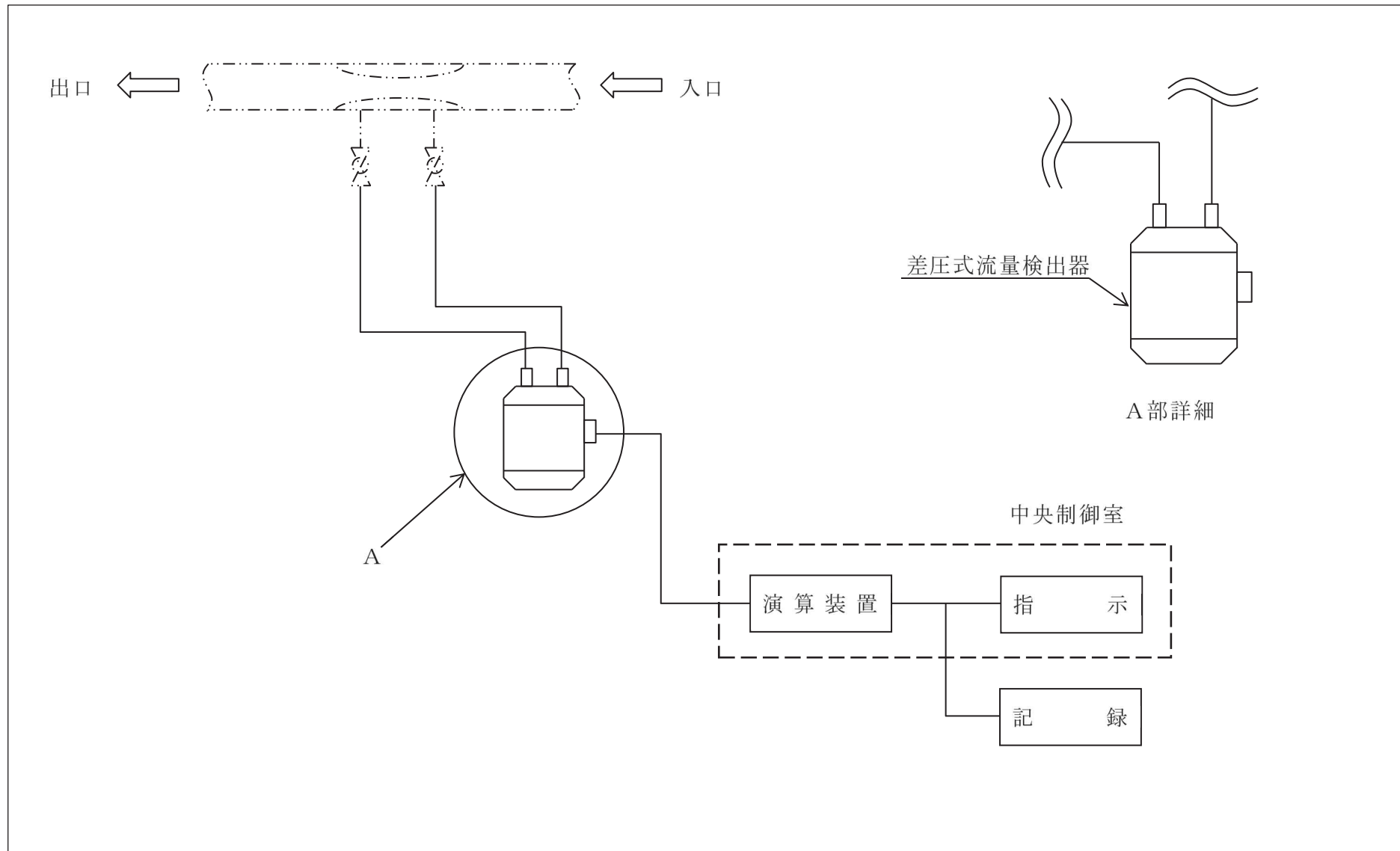


図 3.1.2-28 検出器の構造図 (直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量)

(15) 代替循環冷却ポンプ出口流量

代替循環冷却ポンプ出口流量は、重大事故等対処設備の機能を有しており、差圧式流量検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号は、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、代替循環冷却ポンプ出口流量として中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図3.1.2-29「代替循環冷却ポンプ出口流量の概略構成図」及び図3.1.2-30「検出器の構造図(代替循環冷却ポンプ出口流量)」参照。)

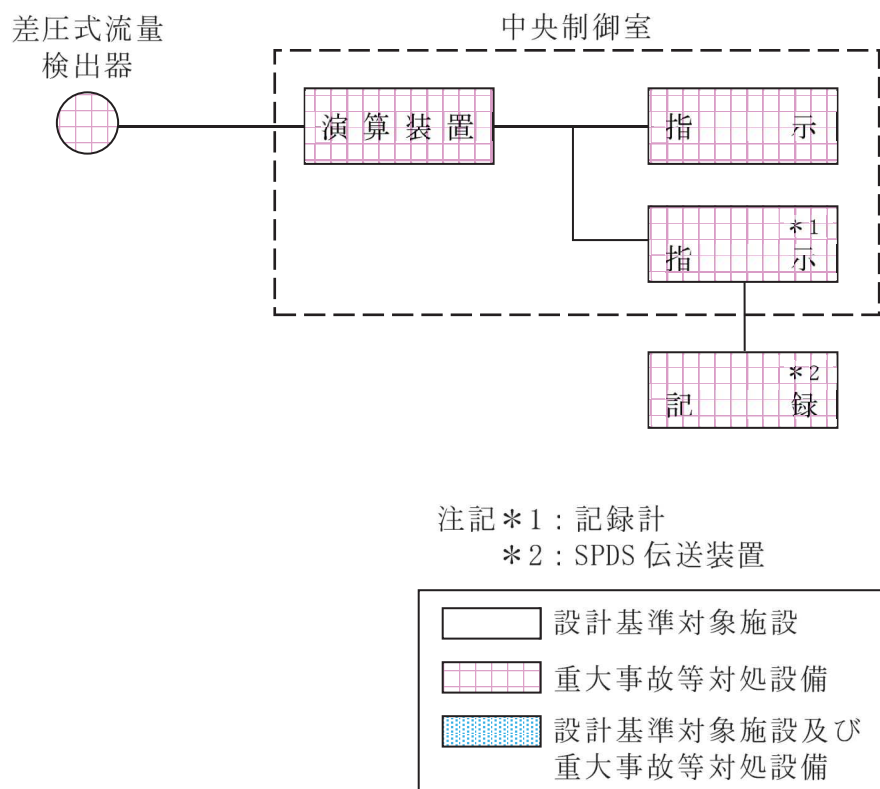


図 3.1.2-29 代替循環冷却ポンプ出口流量の概略構成図

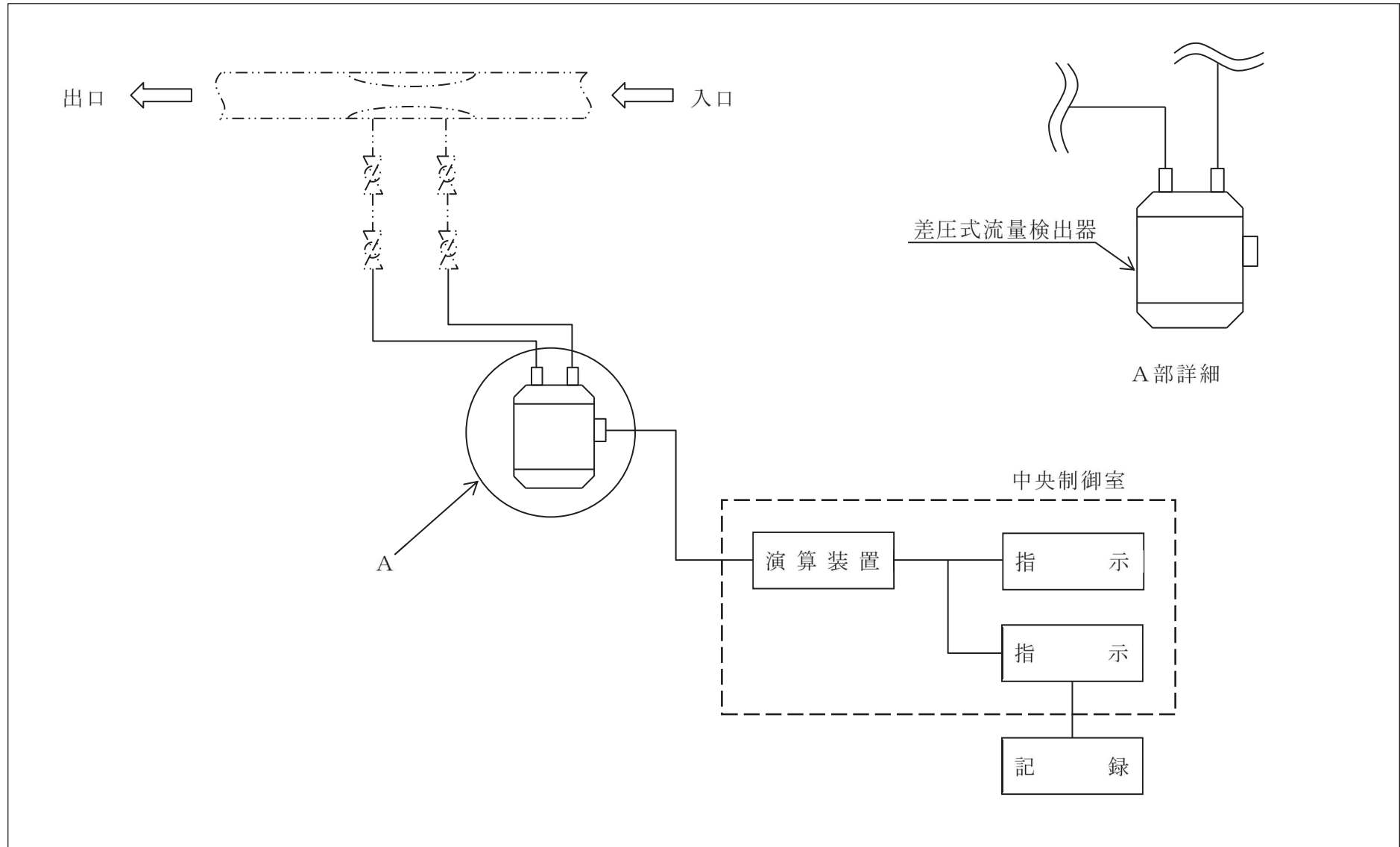


図 3.1.2-30 検出器の構造図 (代替循環冷却ポンプ出口流量)

(16) 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量

原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、差圧式流量検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号は、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量として中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図3.1.2-31「原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量の概略構成図」及び図3.1.2-32「検出器の構造図（原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量）」参照。)

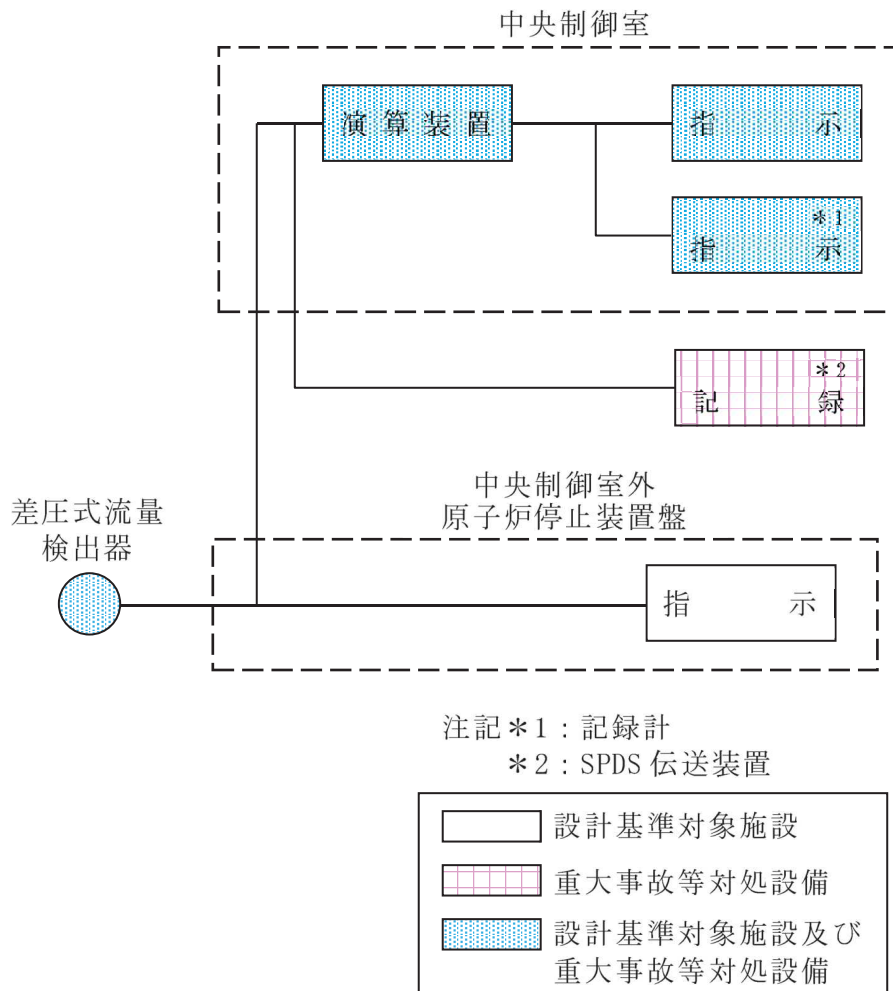


図 3.1.2-31 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量の概略構成図

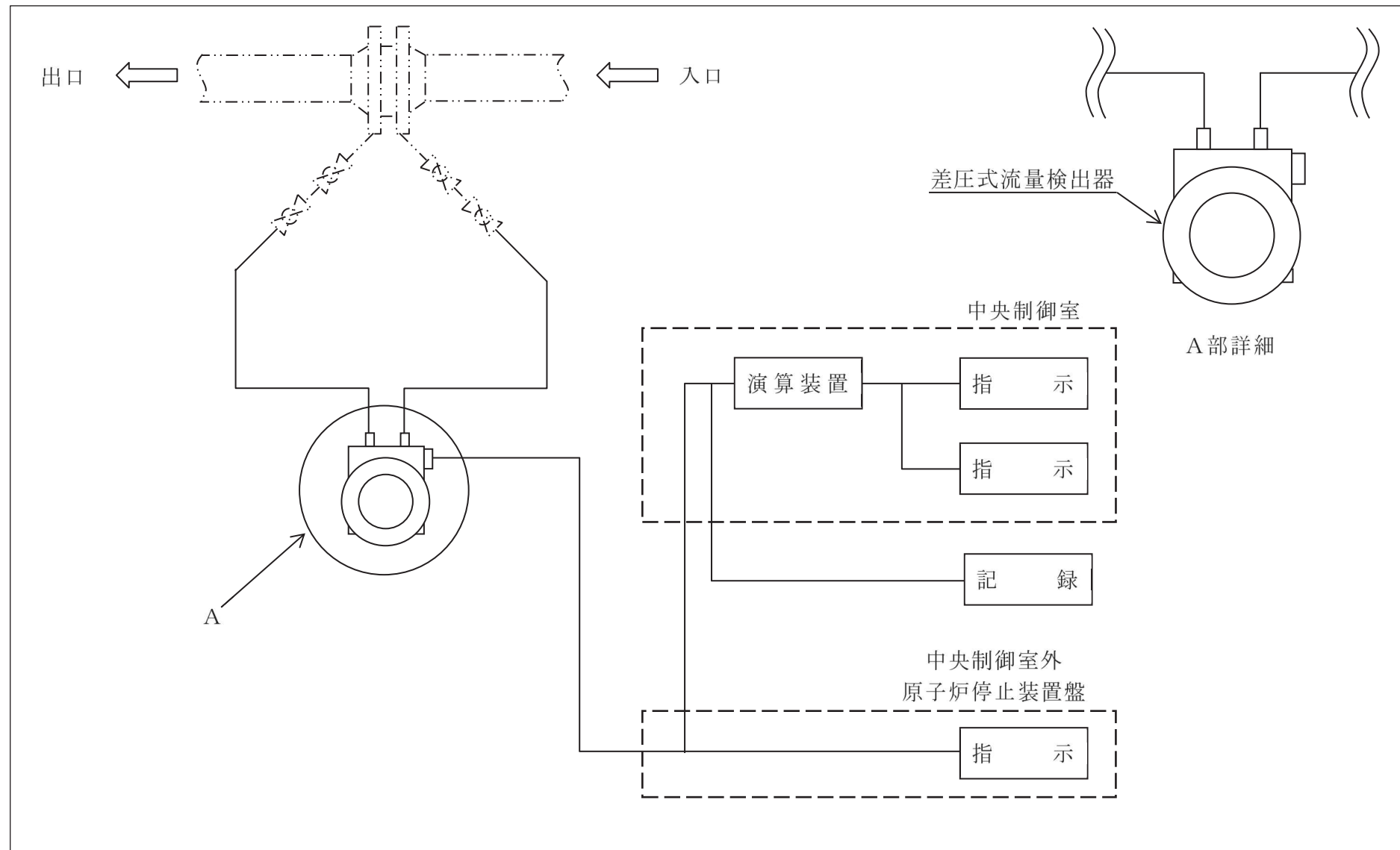


図 3.1.2-32 検出器の構造図 (原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量)

(17) 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量

高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，差圧式流量検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号は，演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後，高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量として中央制御室に指示する。また，SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2 計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

(図3.1.2-33「高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量の概略構成図」及び図3.1.2-34「検出器の構造図（高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量）」参照。)

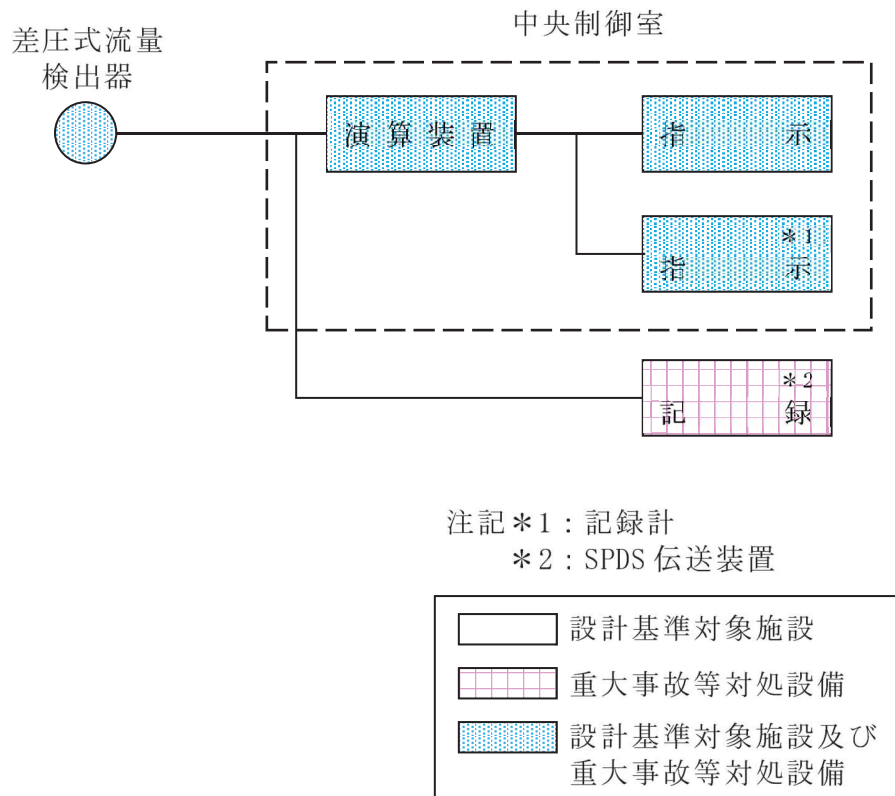


図 3.1.2-33 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量の概略構成図

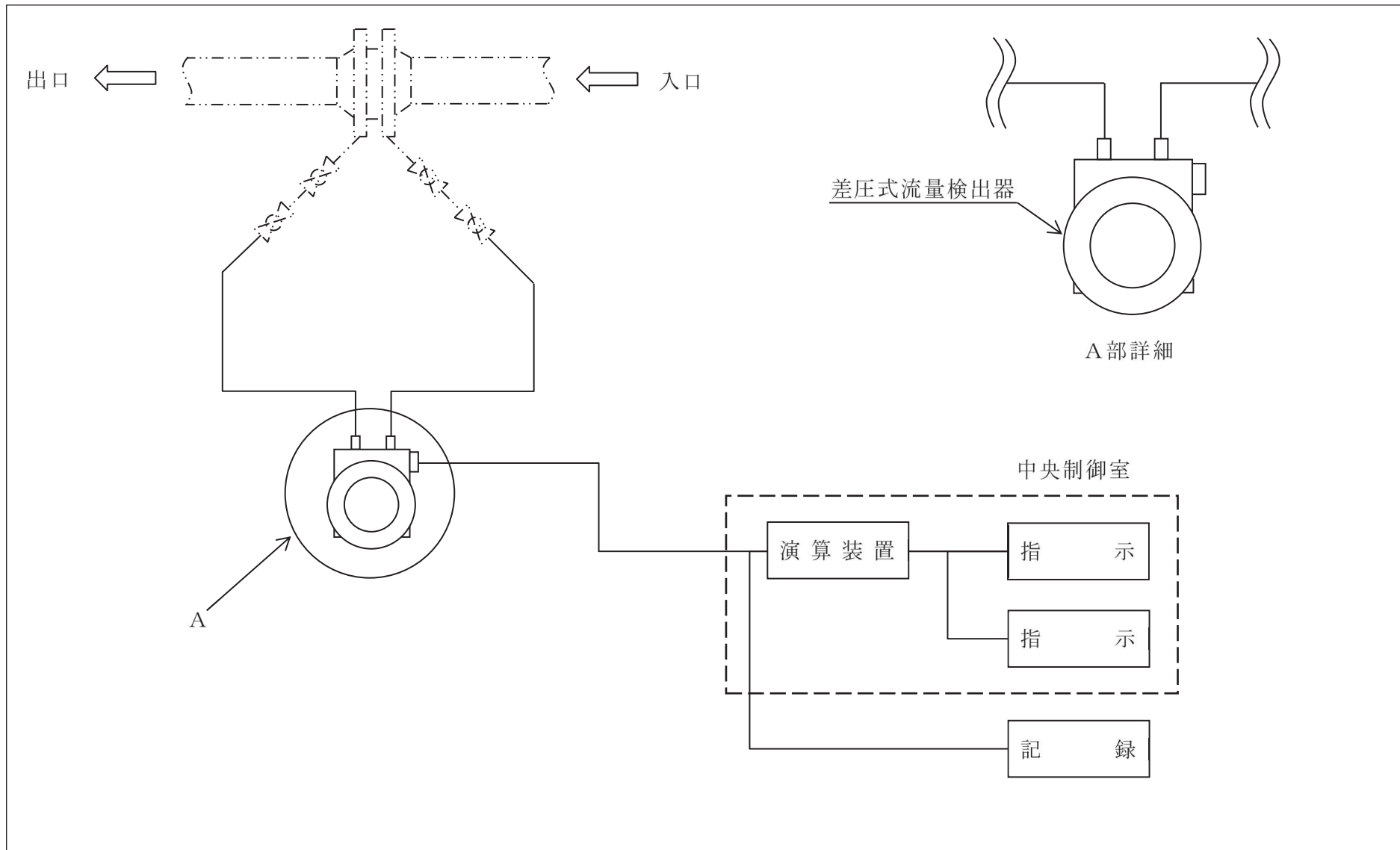


図 3.1.2-34 検出器の構造図 (高圧炉心スプレー系ポンプ出口流量)

(18) 残留熱除去系ポンプ出口流量

残留熱除去系ポンプ出口流量は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、差圧式流量検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号は、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、残留熱除去系ポンプ出口流量として中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図3.1.2-35「残留熱除去系ポンプ出口流量の概略構成図」及び図3.1.2-36「検出器の構造図（残留熱除去系ポンプ出口流量）」参照。)

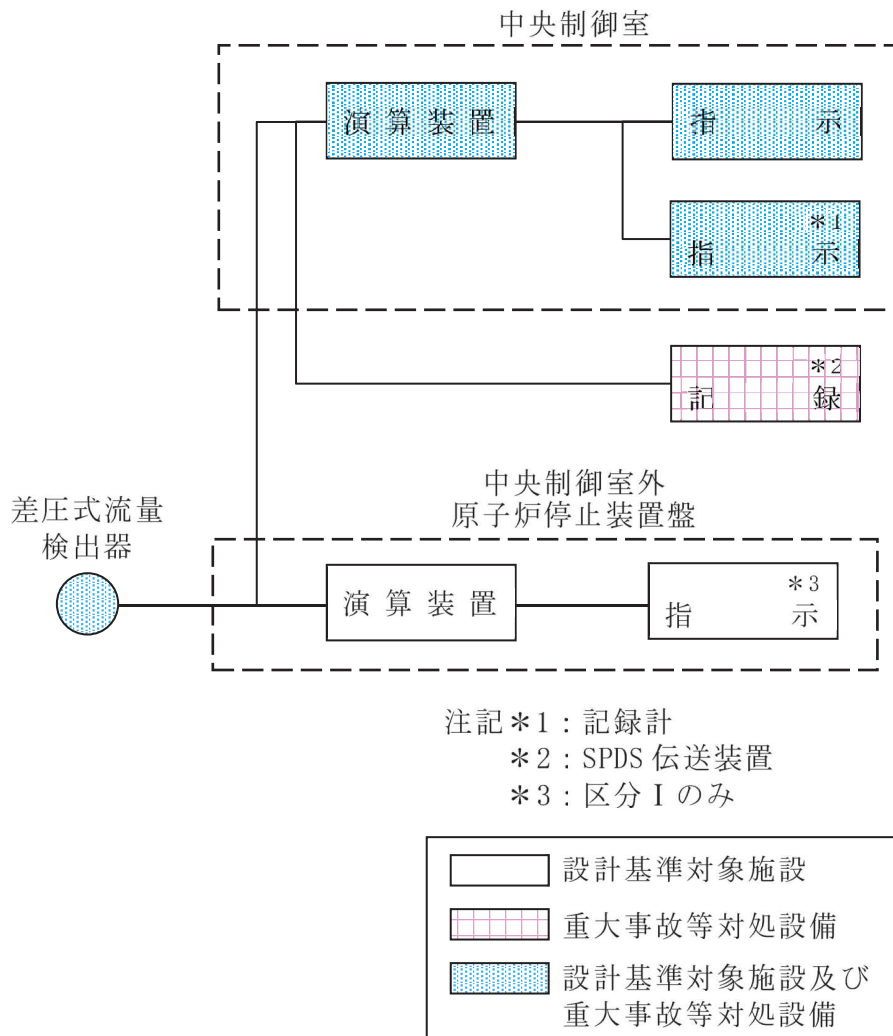


図 3.1.2-35 残留熱除去系ポンプ出口流量の概略構成図

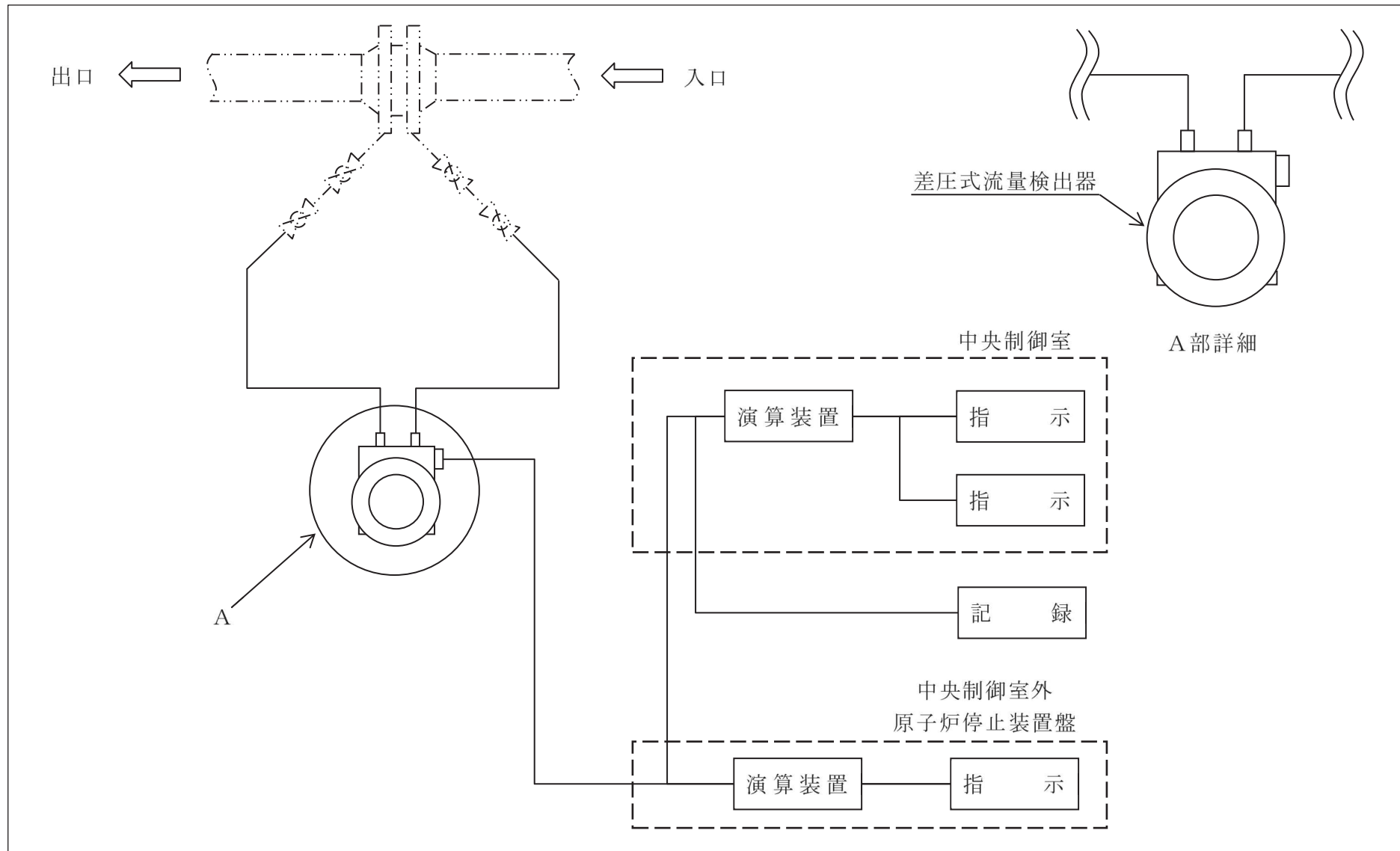


図 3.1.2-36 検出器の構造図 (残留熱除去系ポンプ出口流量)

(19) 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量

低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，差圧式流量検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号は，演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後，低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量として中央制御室に指示する。また，SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2 計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

(図3.1.2-37「低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量の概略構成図」及び図3.1.2-38「検出器の構造図（低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量）」参照。)

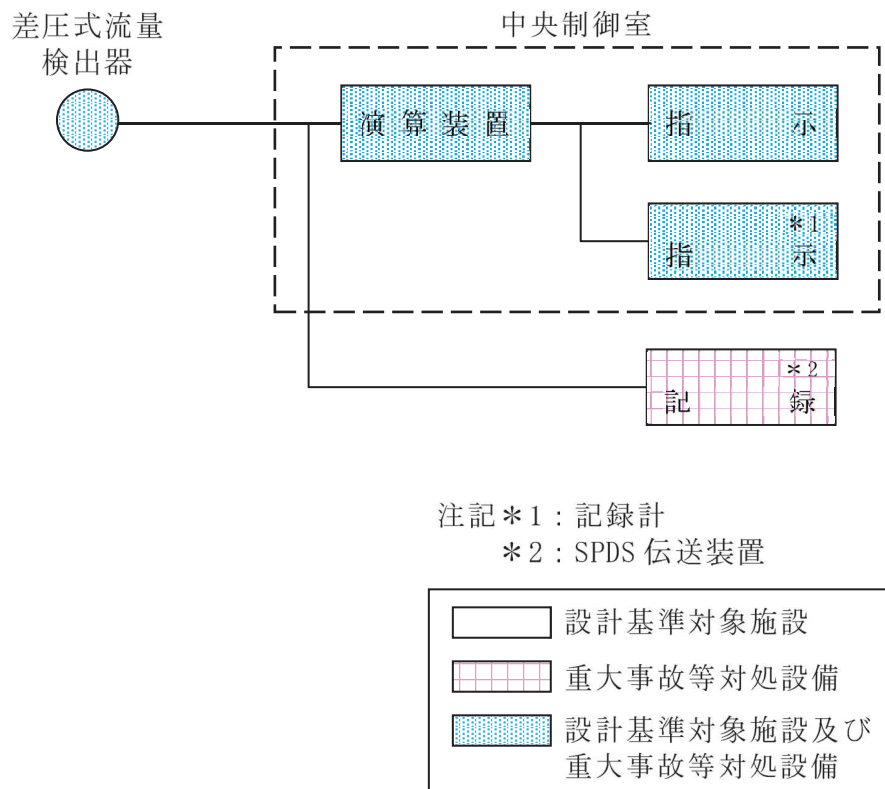


図 3.1.2-37 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量の概略構成図

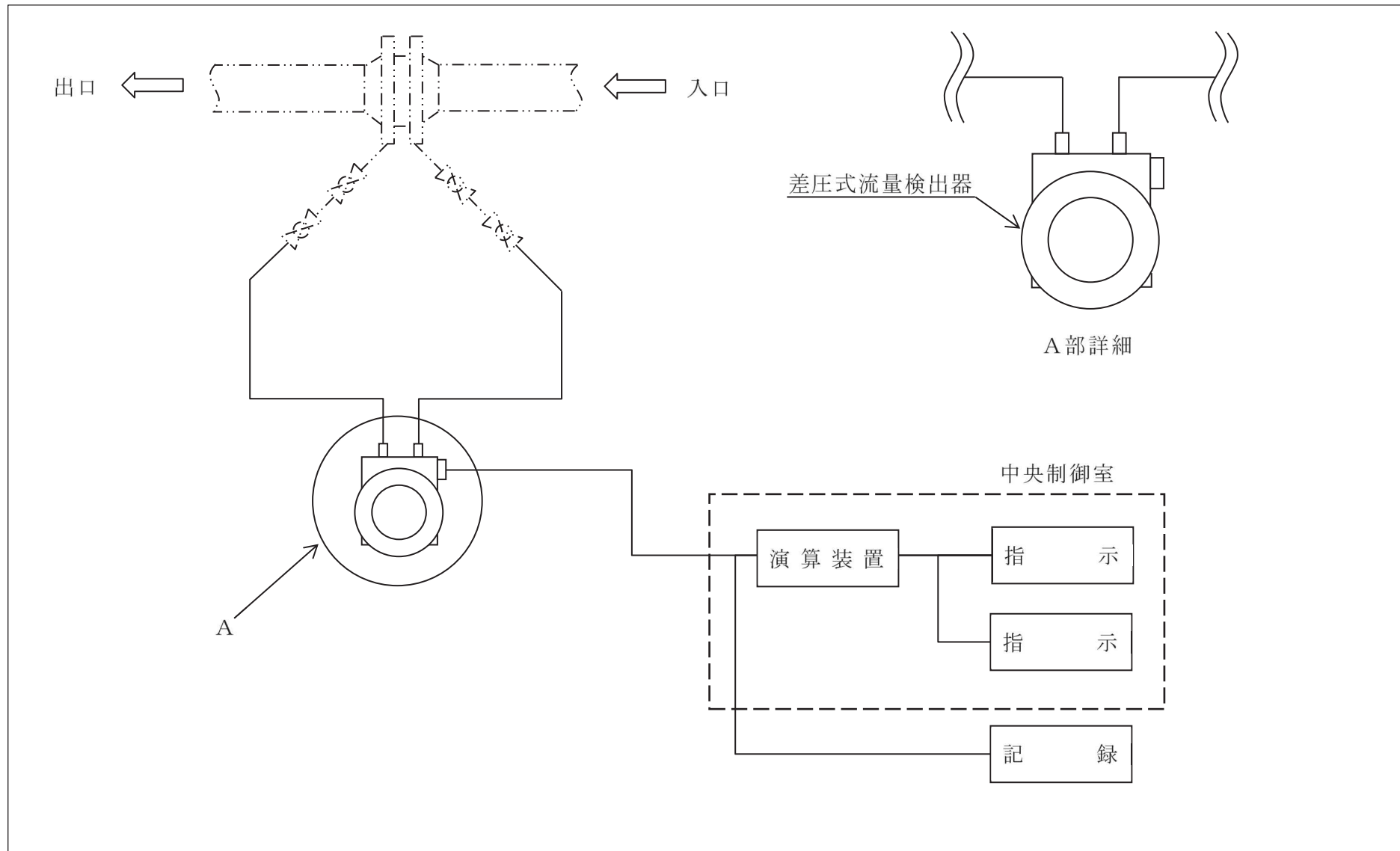


図 3.1.2-38 検出器の構造図 (低圧炉心スプレー系ポンプ出口流量)

3.1.3 原子炉压力容器本体内の圧力又は水位を計測する装置

(1) 原子炉圧力

原子炉圧力は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備としての機能を有しており、弾性圧力検出器にて圧力を電流信号として検出する。検出した電流信号は、原子炉圧力として中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図3.1.3-1「原子炉圧力の概略構成図」及び図3.1.3-2「検出器の構造図(原子炉圧力)」参照。)

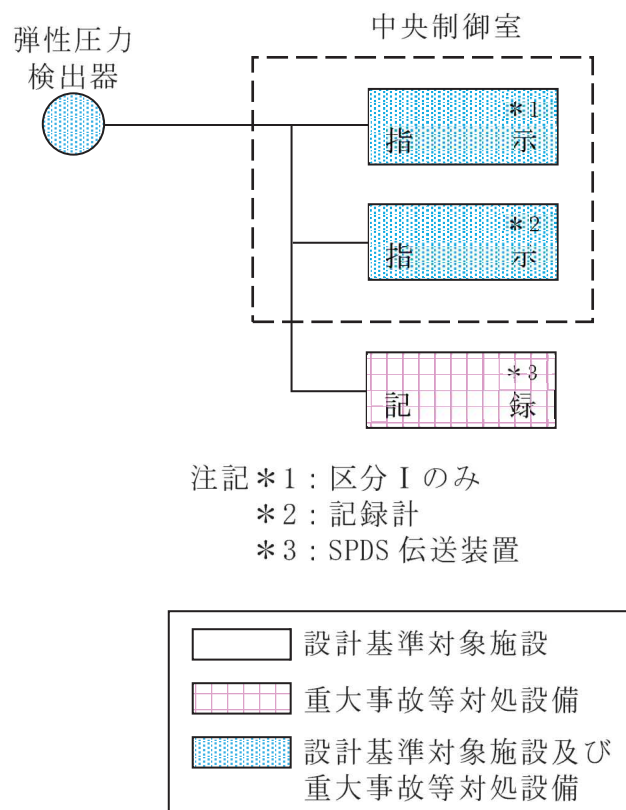


図 3.1.3-1 原子炉圧力の概略構成図

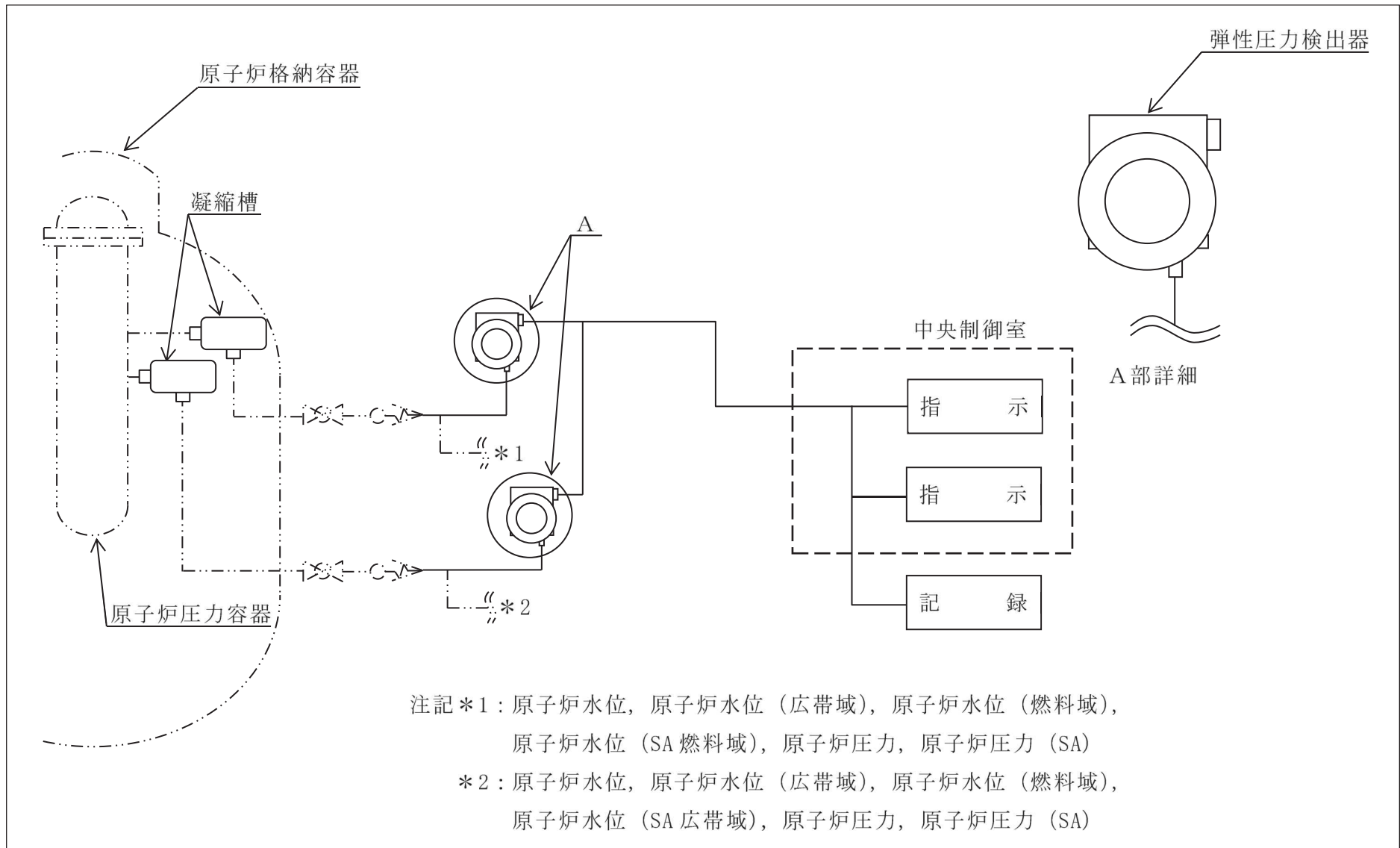


図 3.1.3-2 検出器の構造図（原子炉圧力）

(2) 原子炉圧力 (SA)

原子炉圧力 (SA) は、重大事故等対処設備としての機能を有しており、弾性圧力検出器にて圧力を電流信号として検出する。検出した電流信号は、原子炉圧力 (SA) として中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図3.1.3-3「原子炉圧力 (SA) の概略構成図」及び図3.1.3-4「検出器の構造図 (原子炉圧力 (SA))」参照。)

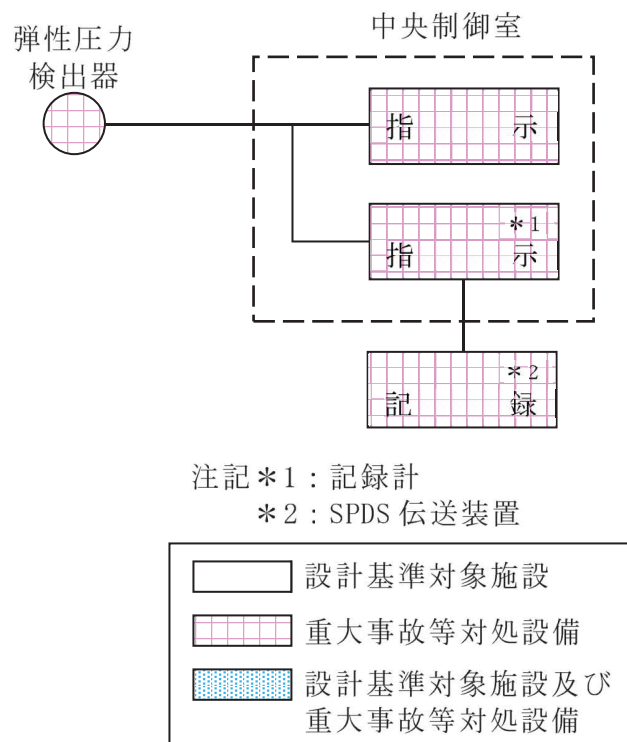


図 3.1.3-3 原子炉圧力 (SA) の概略構成図

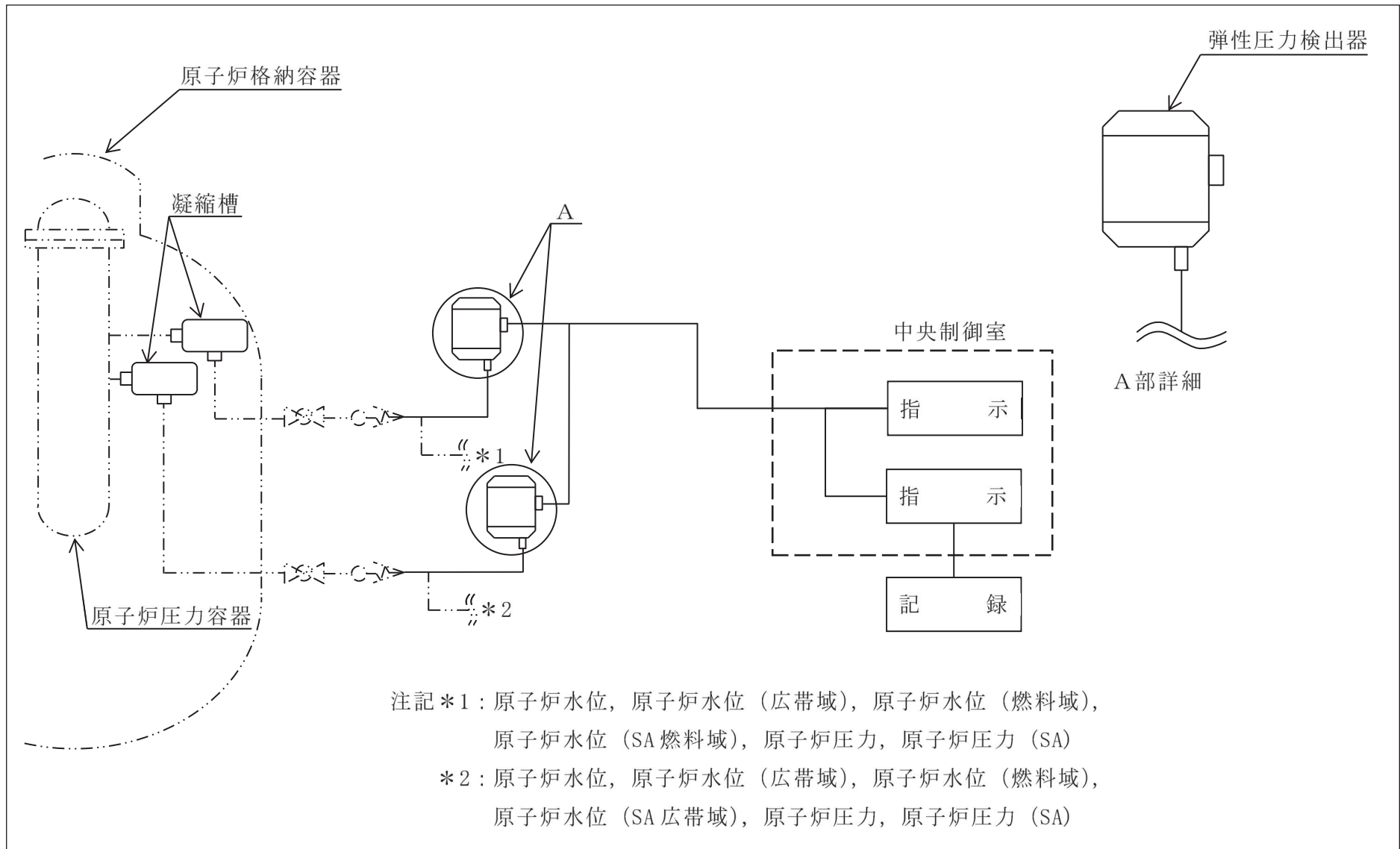


図 3.1.3-4 検出器の構造図（原子炉压力（SA））

(3) 原子炉水位（広帯域）

原子炉水位（広帯域）は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，差圧式水位検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号は，原子炉水位（広帯域）として中央制御室に指示する。また，SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2 計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

（図3.1.3-5「原子炉水位（広帯域）の概略構成図」及び図3.1.3-6「検出器の構造図（原子炉水位（広帯域）」参照。）

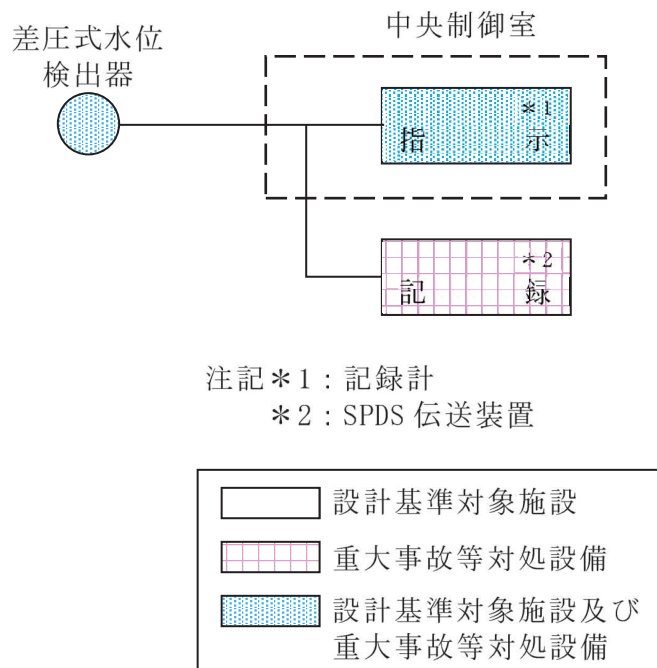


図 3.1.3-5 原子炉水位（広帯域）の概略構成図

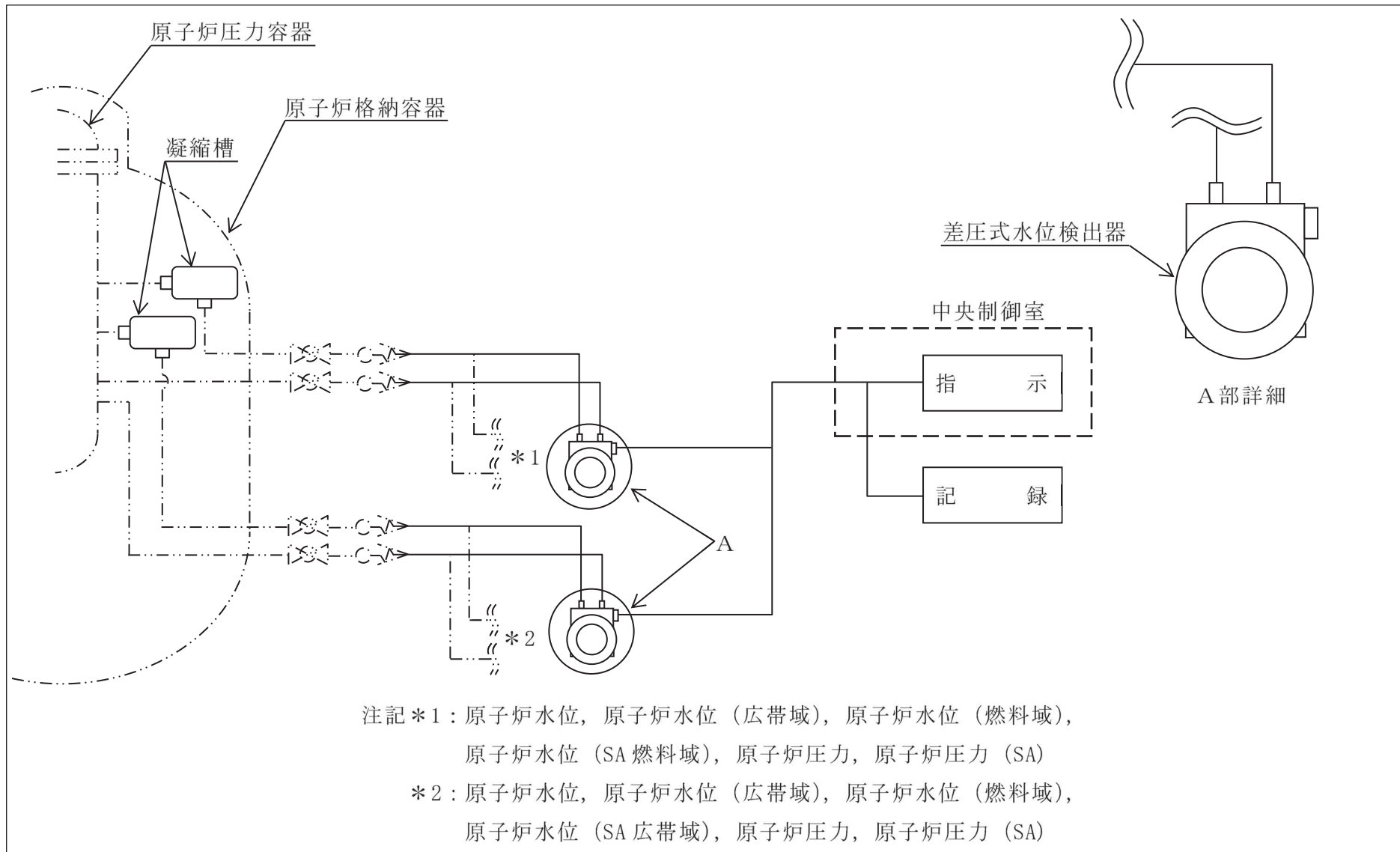


図 3.1.3-6 検出器の構造図（原子炉水位（広帯域））

(4) 原子炉水位（燃料域）

原子炉水位（燃料域）は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、差圧式水位検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号は、原子炉水位（燃料域）として中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

（図 3.1.3-7「原子炉水位（燃料域）の概略構成図」及び図 3.1.3-8「検出器の構造図（原子炉水位（燃料域）」参照。）

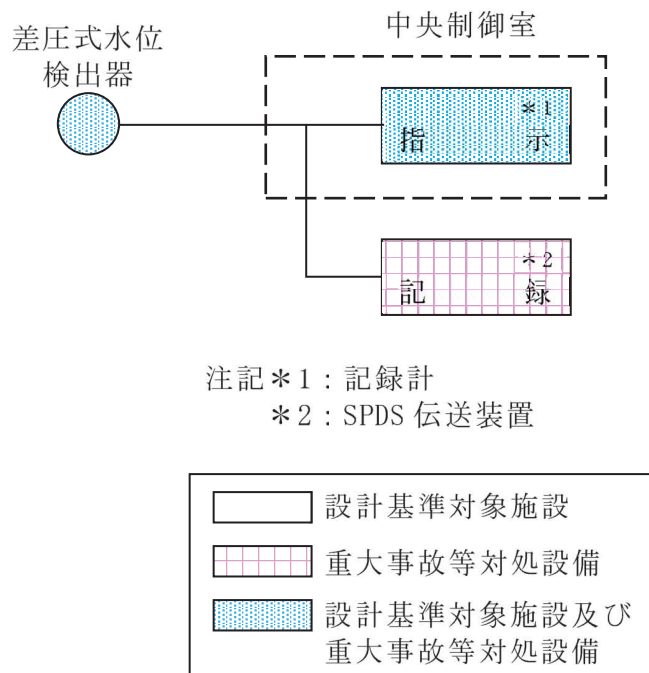


図 3.1.3-7 原子炉水位（燃料域）の概略構成図

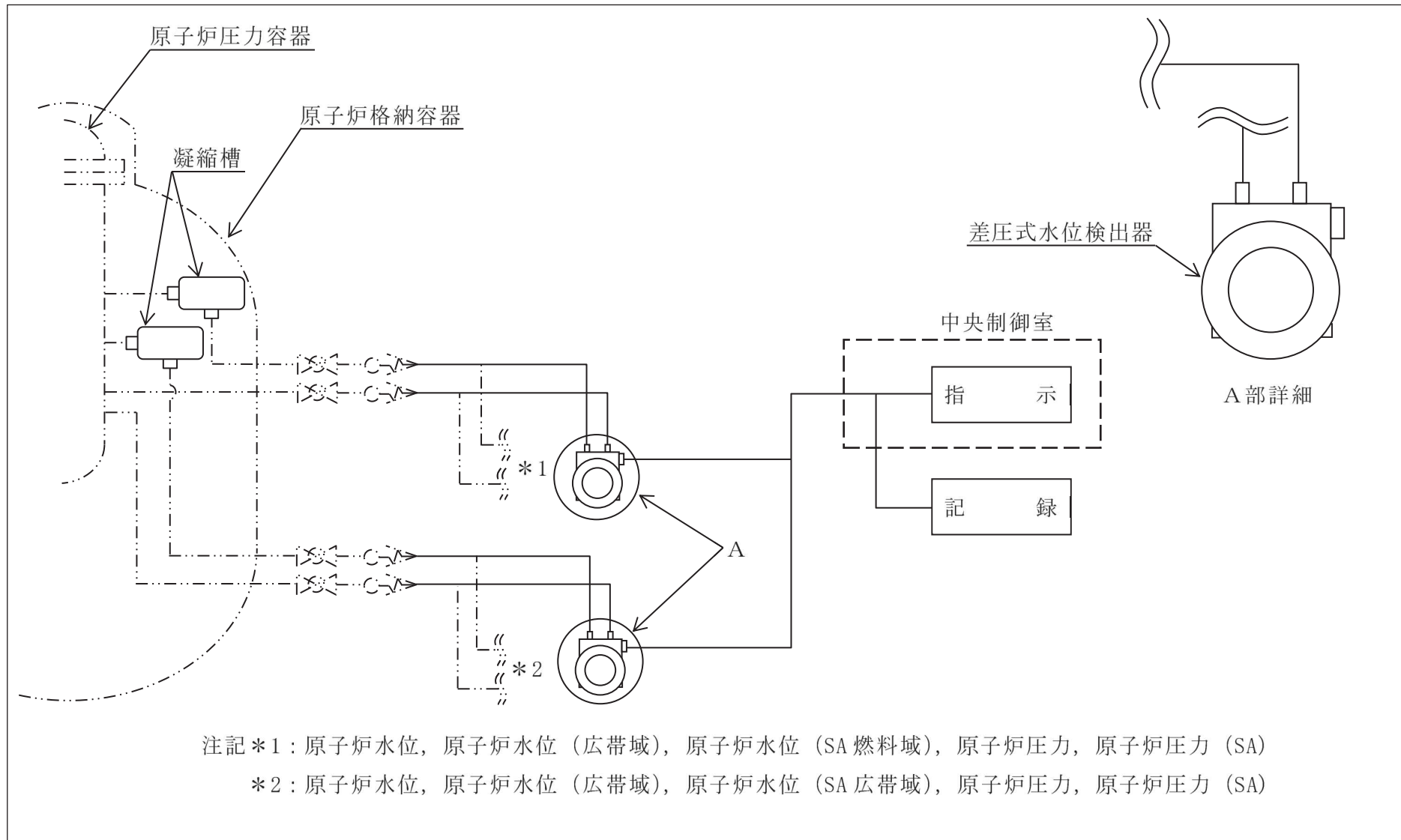


図 3.1.3-8 検出器の構造図（原子炉水位（燃料域））

(5) 原子炉水位 (SA広帯域)

原子炉水位 (SA 広帯域) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、差圧式水位検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号は、原子炉水位 (SA 広帯域) として中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図 3.1.3-9「原子炉水位 (SA 広帯域) の概略構成図」及び図 3.1.3-10「検出器の構造図 (原子炉水位 (SA 広帯域)) 参照。)

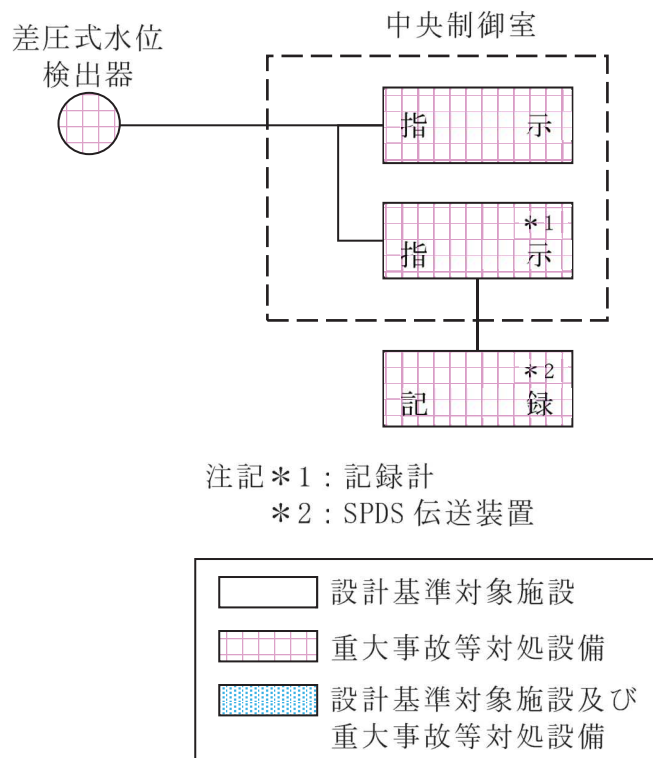


図 3.1.3-9 原子炉水位 (SA 広帯域) の概略構成図

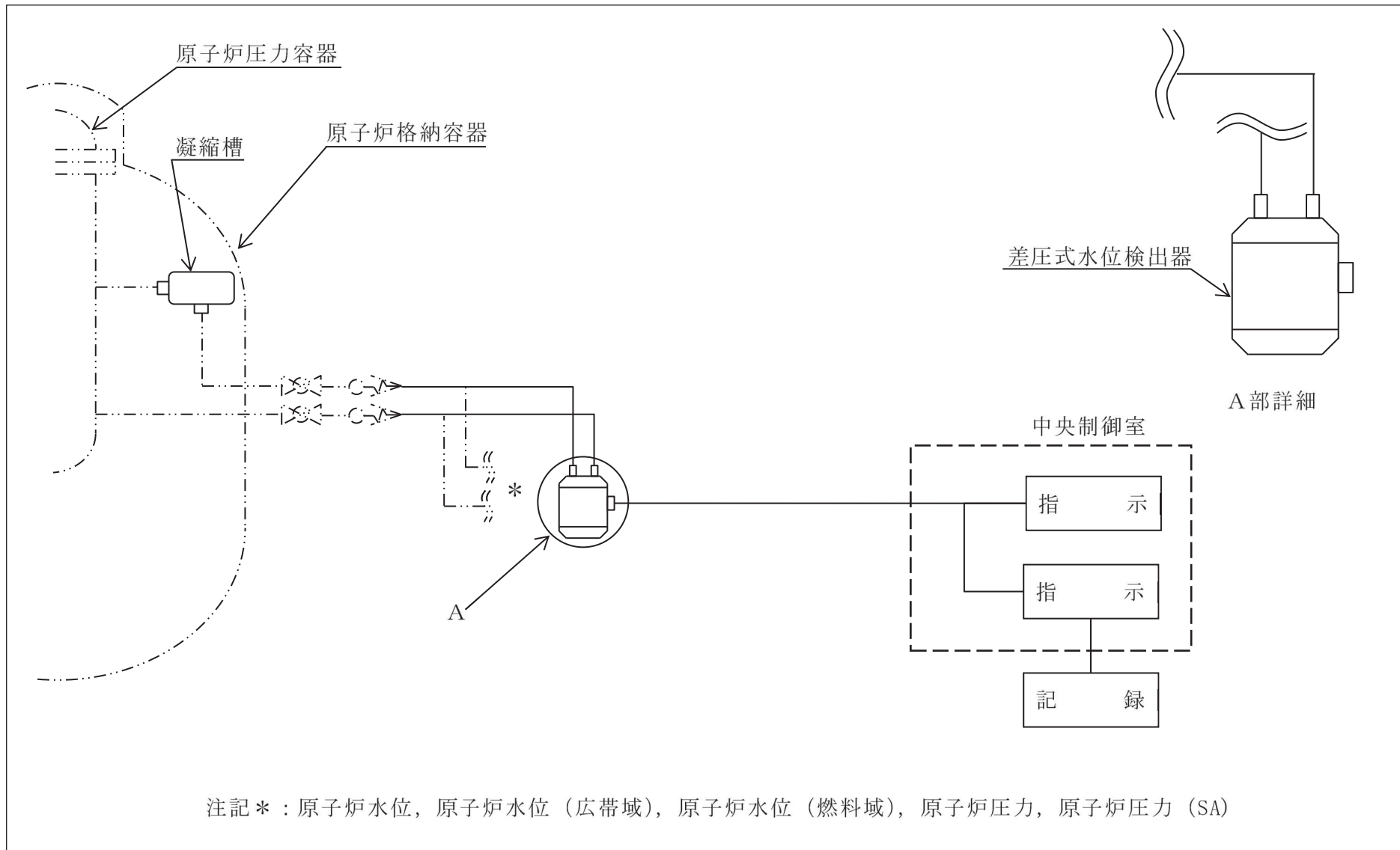


図 3.1.3-10 検出器の構造図 (原子炉水位 (SA 広帯域))

(6) 原子炉水位 (SA燃料域)

原子炉水位 (SA 燃料域) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、差圧式水位検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号は、原子炉水位 (SA 燃料域) として中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図 3.1.3-11「原子炉水位 (SA 燃料域) の概略構成図」及び図 3.1.3-12「検出器の構造図 (原子炉水位 (SA 燃料域))」参照。)

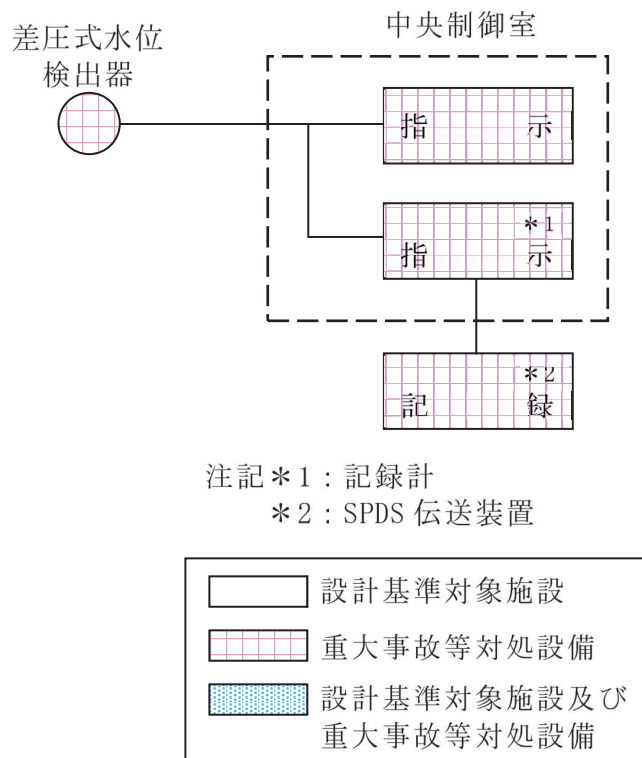


図 3.1.3-11 原子炉水位 (SA 燃料域) の概略構成図

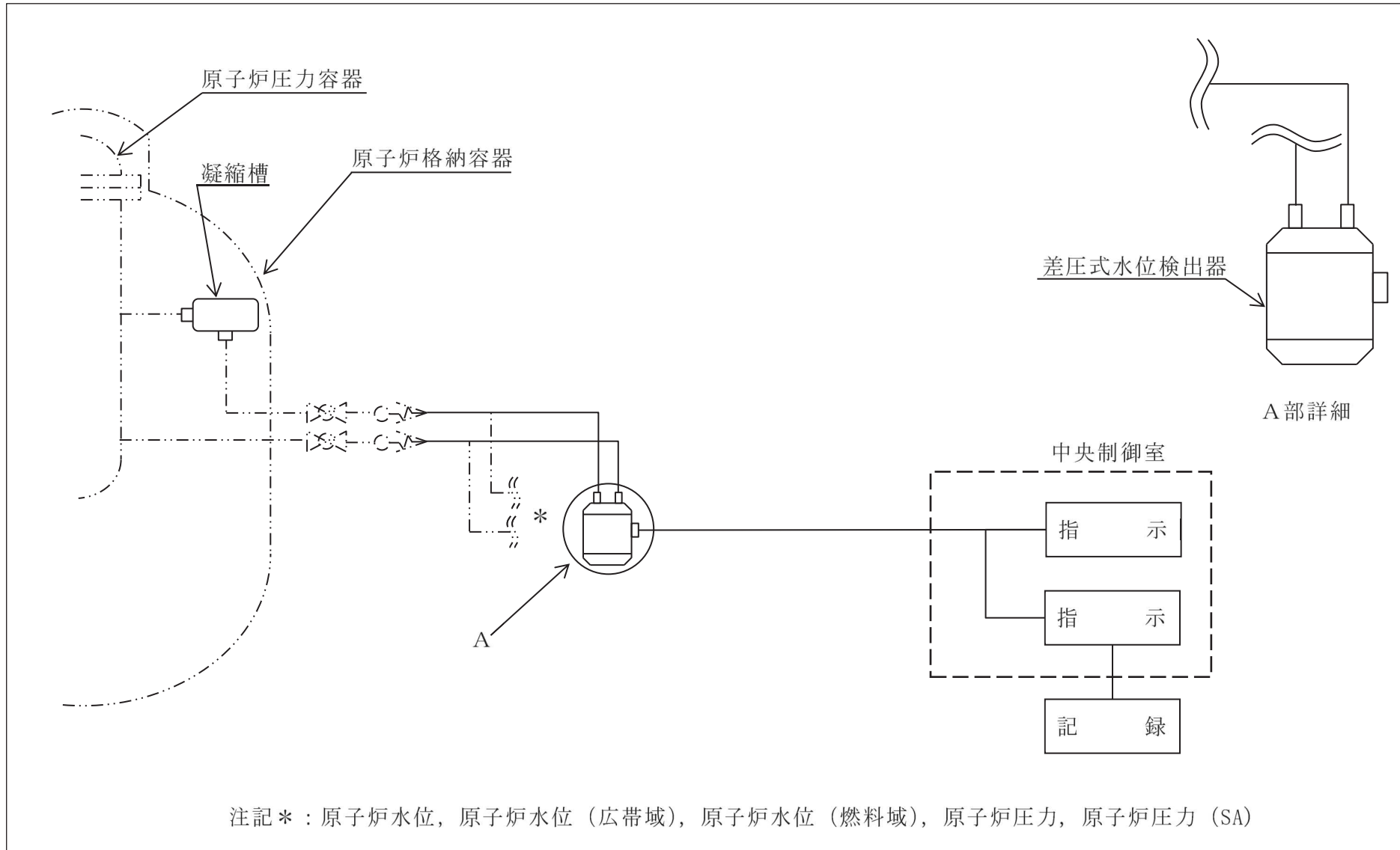


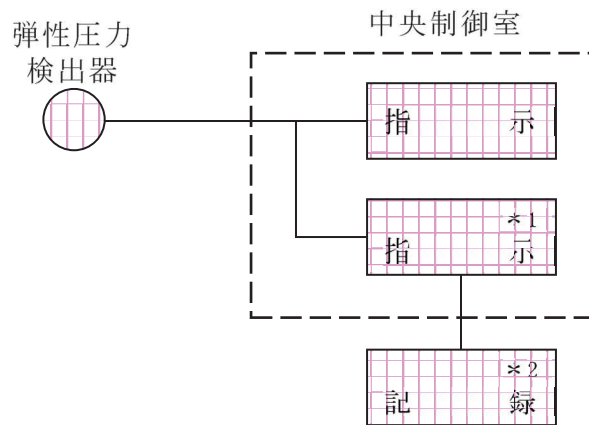
図 3.1.3-12 検出器の構造図 (原子炉水位 (SA 燃料域))

3.1.4 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

(1) ドライウェル圧力

ドライウェル圧力は，重大事故等対処設備の機能を有しており，弾性圧力検出器にて圧力を電流信号として検出する。検出した電流信号は，ドライウェル圧力として中央制御室に指示する。また，SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2 計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

(図3.1.4-1「ドライウェル圧力の概略構成図」及び図3.1.4-2「検出器の構造図（ドライウェル圧力）」参照。)



注記*1：記録計
*2：SPDS 伝送装置

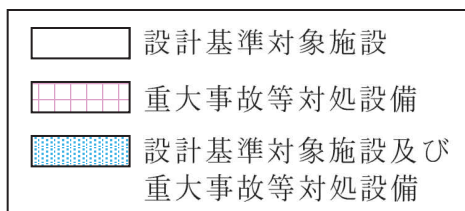


図 3.1.4-1 ドライウェル圧力の概略構成図

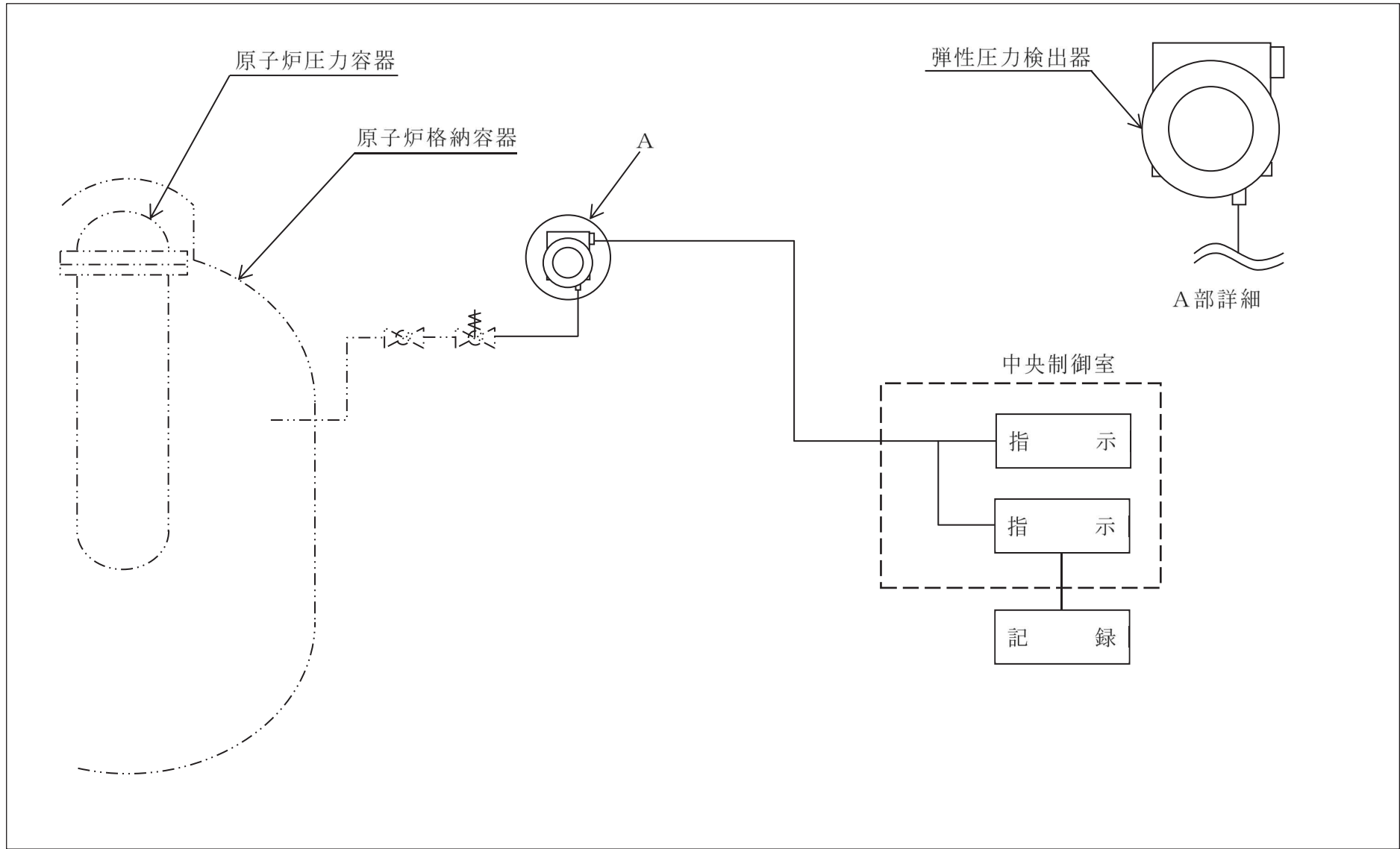
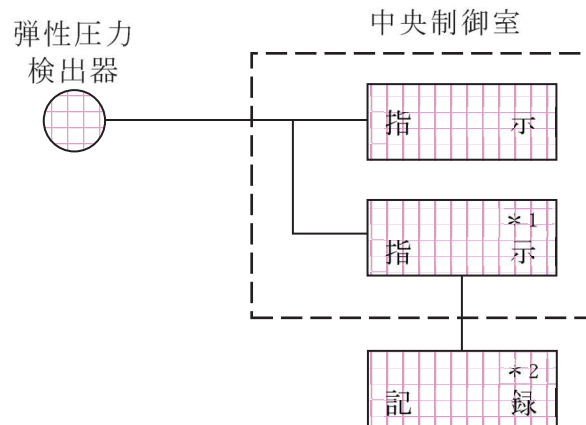


図 3.1.4-2 検出器の構造図 (ドライウェル圧力)

(2) 圧力抑制室圧力

圧力抑制室圧力は、重大事故等対処設備の機能を有しており、弾性圧力検出器にて圧力を電流信号として検出する。検出した電流信号は、圧力抑制室圧力として中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図3.1.4-3「圧力抑制室圧力の概略構成図」及び図3.1.4-4「検出器の構造図(圧力抑制室圧力)」参照。)



注記*1：記録計
*2：SPDS 伝送装置

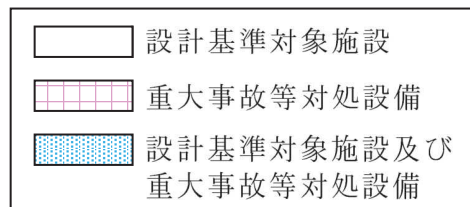


図 3.1.4-3 圧力抑制室圧力の概略構成図

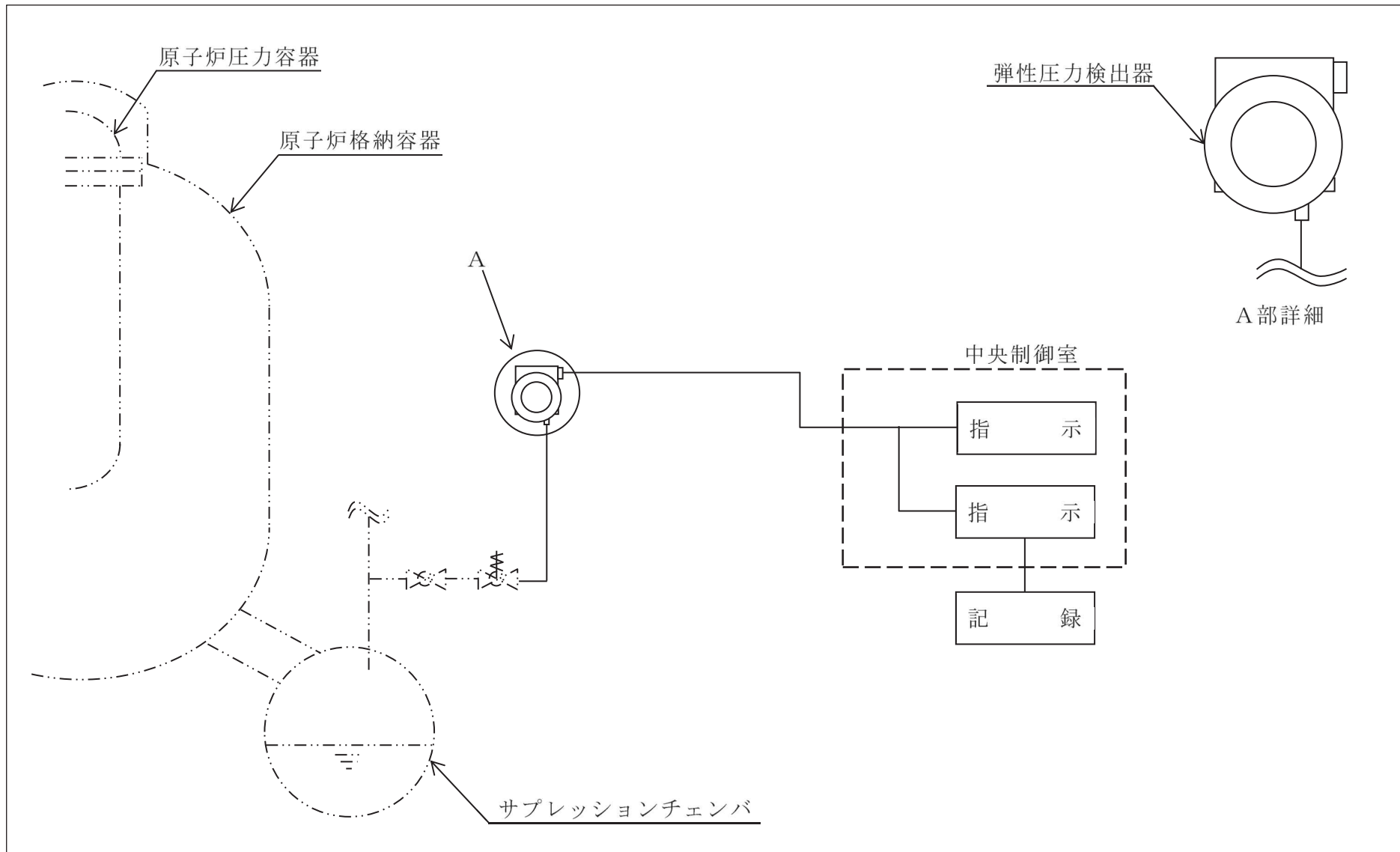


図 3.1.4-4 検出器の構造図 (圧力抑制室圧力)

(3) ドライウェル温度

ドライウェル温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、熱電対にて温度を起電力として検出する。検出した起電力は、ドライウェル温度として中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

(図3.1.4-5「ドライウェル温度の概略構成図」及び図3.1.4-6「検出器の構造図（ドライウェル温度）」参照。)

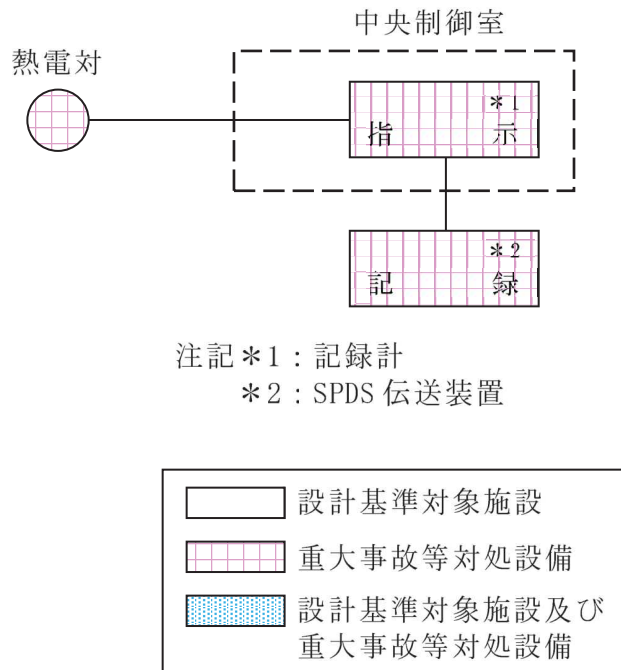


図 3.1.4-5 ドライウェル温度の概略構成図

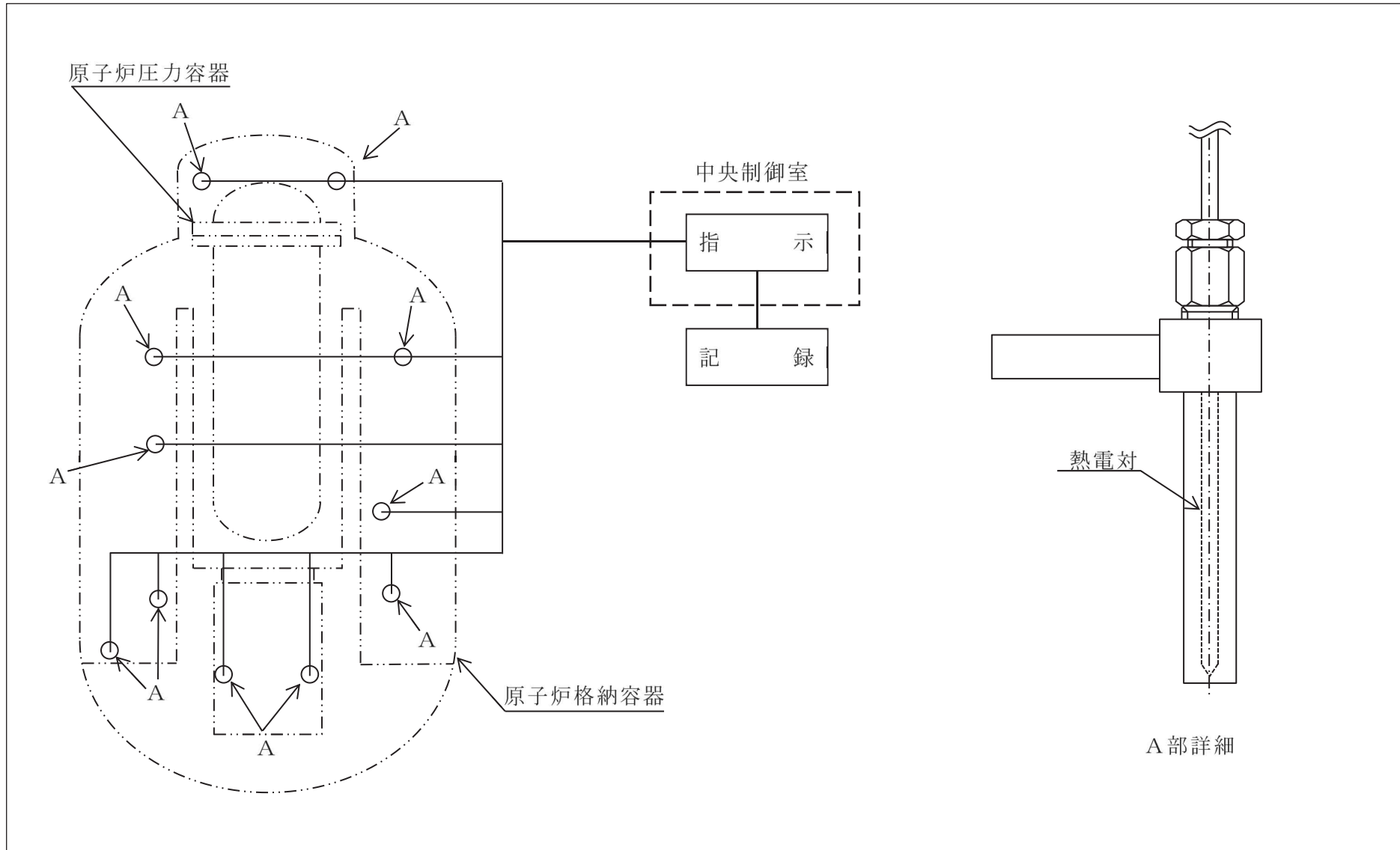
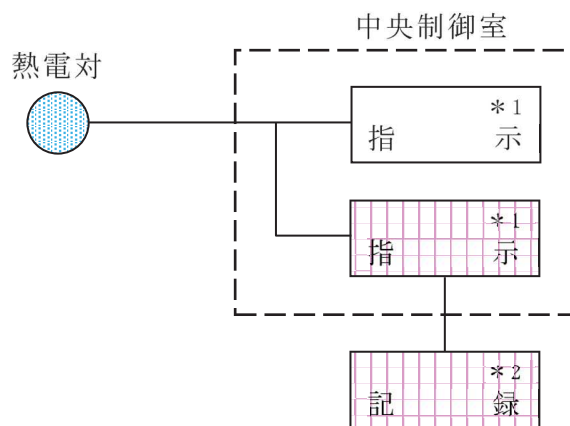


図 3.1.4-6 検出器の構造図 (ドライウェル温度)

(4) 圧力抑制室内空気温度

圧力抑制室内空気温度は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、熱電対にて温度を起電力として検出する。検出した起電力は、圧力抑制室内空気温度として中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図3.1.4-7「圧力抑制室内空気温度の概略構成図」及び図3.1.4-8「検出器の構造図(圧力抑制室内空気温度)」参照。)



注記*1：記録計
*2：SPDS 伝送装置

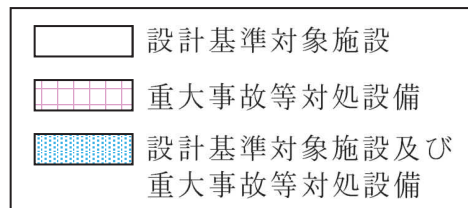


図 3.1.4-7 圧力抑制室内空気温度の概略構成図

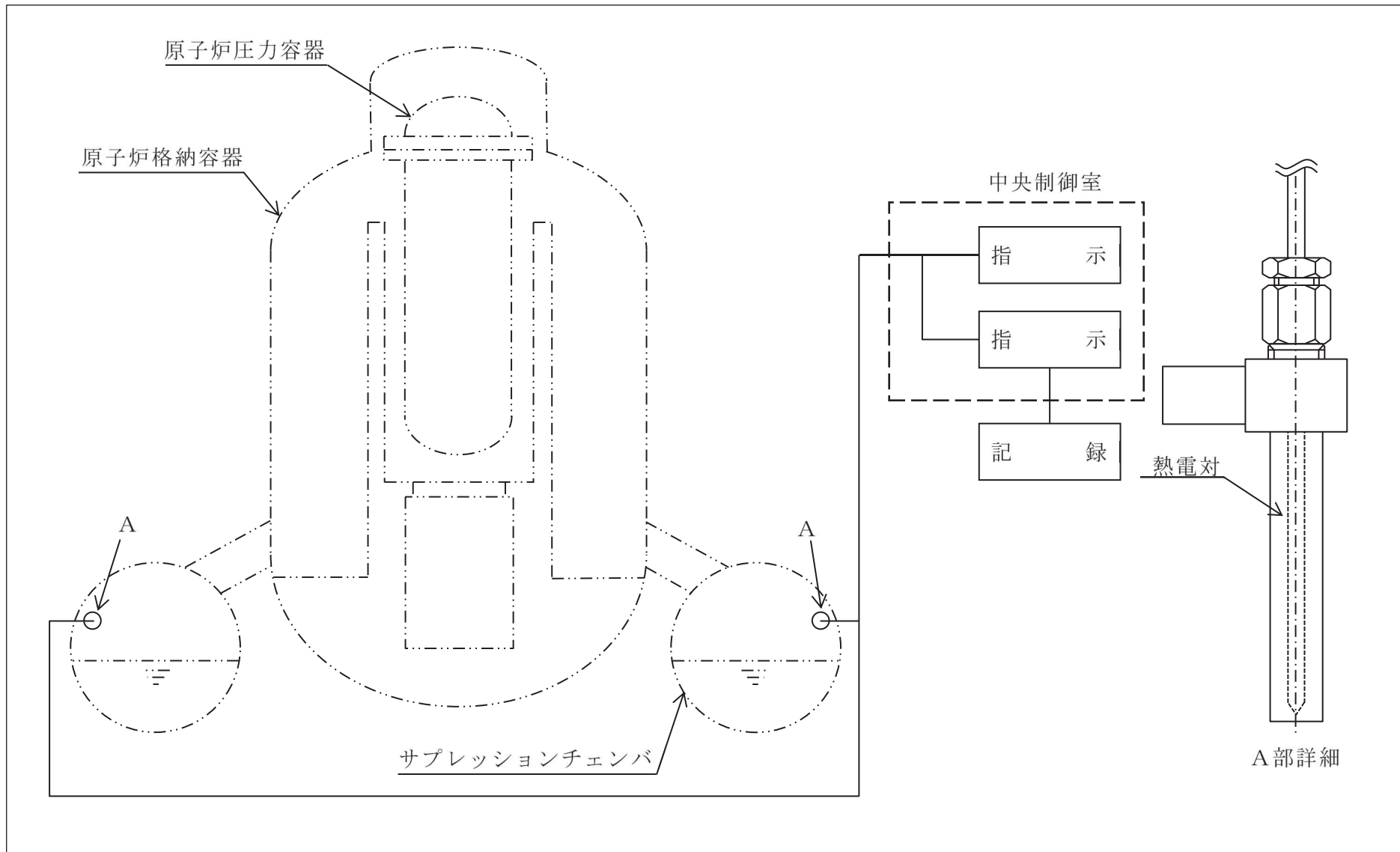
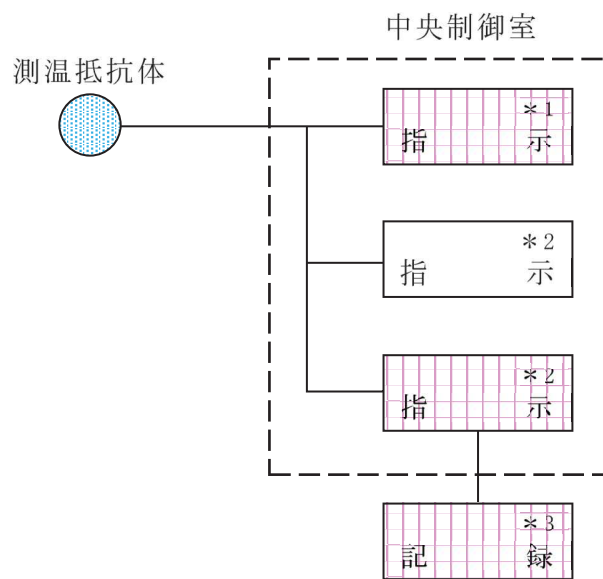


図 3.1.4-8 検出器の構造図 (圧力抑制室内空気温度)

(5) サプレッションプール水温度

サプレッションプール水温度は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，測温抵抗体にて温度を抵抗値として検出する。検出した抵抗値は，サプレッションプール水温度として中央制御室に指示する。また，SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2 計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

(図3.1.4-9「サプレッションプール水温度の概略構成図」及び図3.1.4-10「検出器の構造図（サプレッションプール水温度）」参照。)



注記 *1：測温抵抗体 16 個中 2 個のみ
 *2：記録計
 *3：SPDS 伝送装置

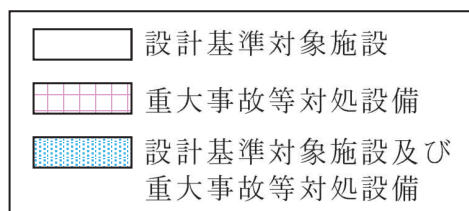


図 3.1.4-9 サプレッションプール水温度の概略構成図

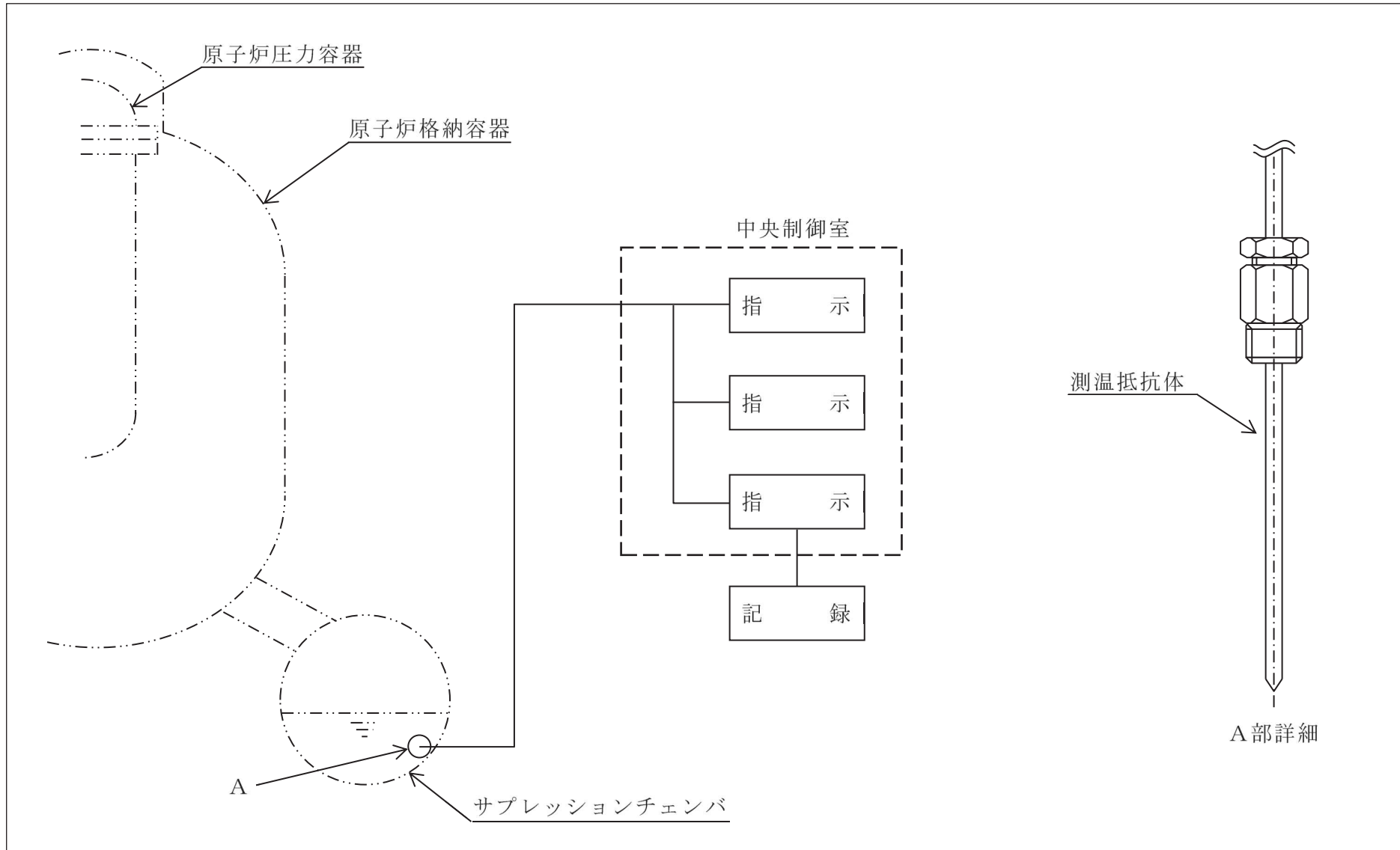


図 3.1.4-10 検出器の構造図 (サプレッションプール水温度)

(6) 原子炉格納容器下部温度

原子炉格納容器下部温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、熱電対にて温度を起電力として検出する。検出した起電力は、原子炉格納容器下部温度として中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図3.1.4-11「原子炉格納容器下部温度の概略構成図」及び図3.1.4-12「検出器の構造図(原子炉格納容器下部温度)」参照。)

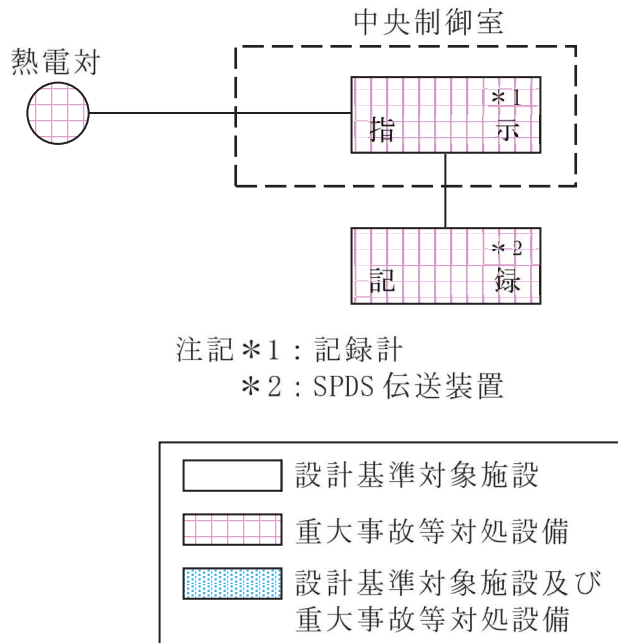


図 3.1.4-11 原子炉格納容器下部温度の概略構成図

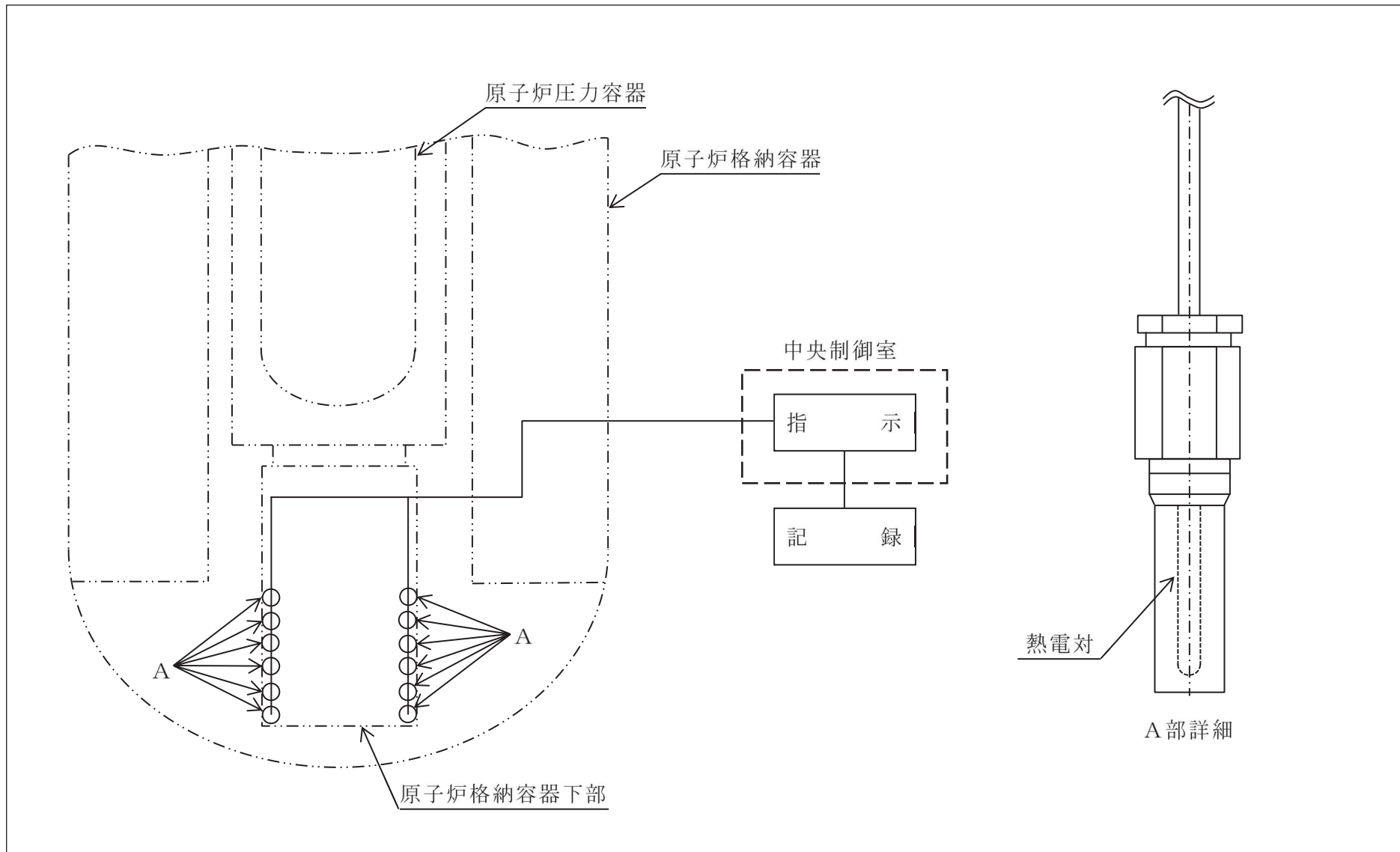


図 3.1.4-12 検出器の構造図 (原子炉格納容器下部温度)

(7) 格納容器内雰囲気酸素濃度

格納容器内雰囲気酸素濃度は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、熱磁気風式酸素検出器にて酸素濃度を電流信号として検出する。検出した電流信号は、演算装置にて酸素濃度信号に変換した後、格納容器内雰囲気酸素濃度として中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図3.1.4-13「格納容器内雰囲気酸素濃度の概略構成図」及び図3.1.4-14「検出器の構造図（格納容器内雰囲気酸素濃度）」参照。)

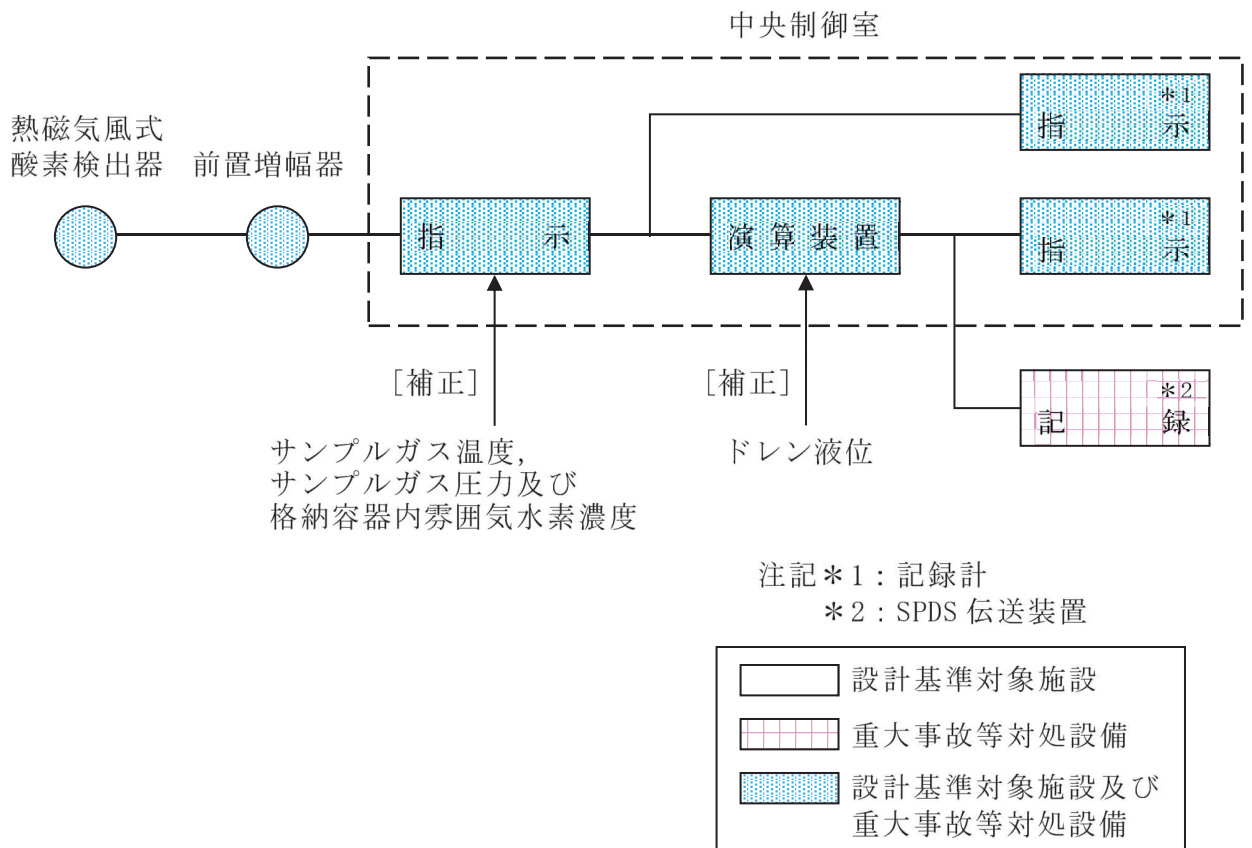


図 3.1.4-13 格納容器内雰囲気酸素濃度の概略構成図

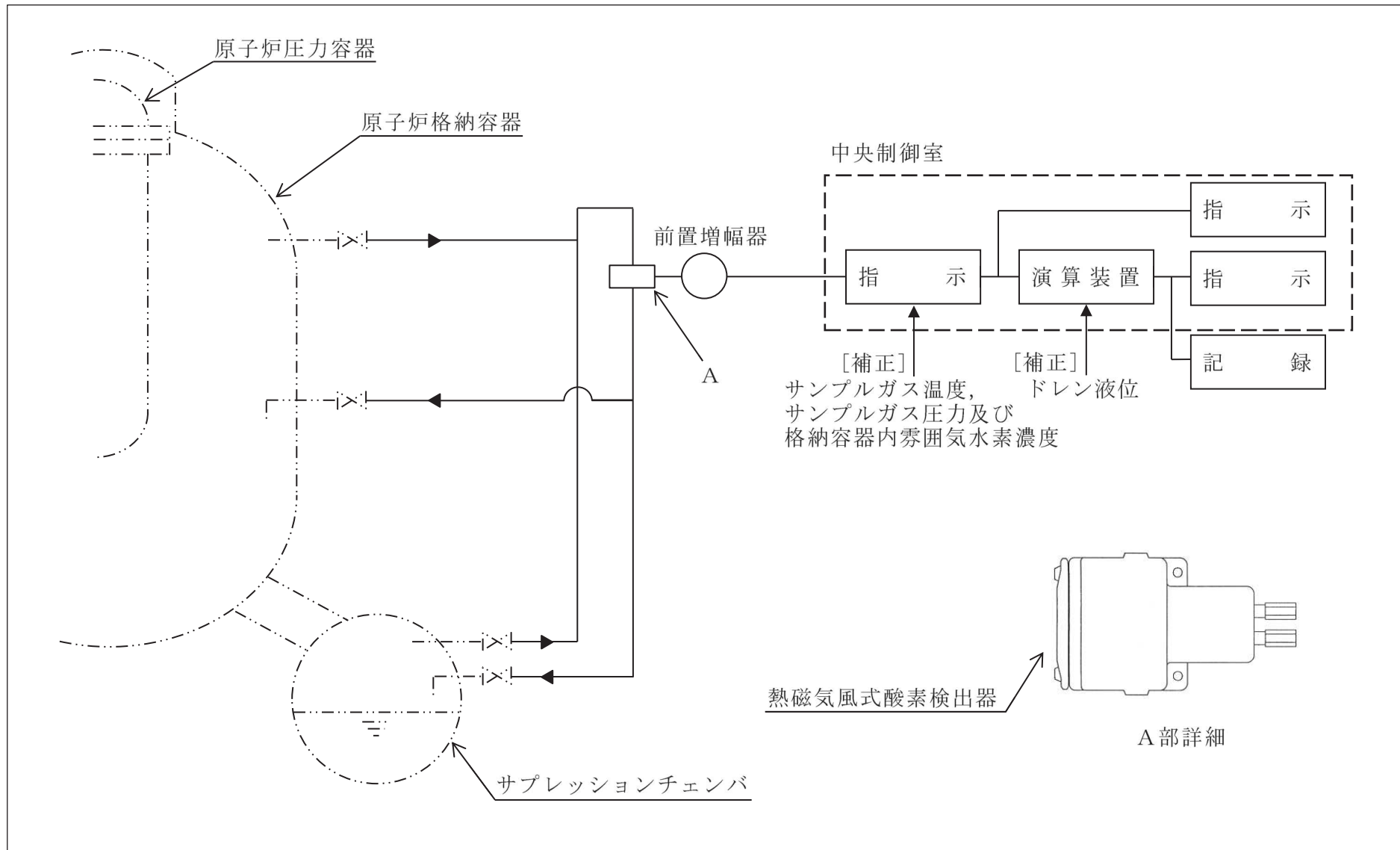


図 3.1.4-14 検出器の構造図（格納容器内雰囲気酸素濃度）

(8) 格納容器内水素濃度(D/W)

格納容器内水素濃度(D/W)は、重大事故等対処設備の機能を有しており、水素吸蔵材料式水素検出器にて水素濃度を抵抗値として検出する。検出した抵抗値は、演算装置にて水素濃度信号に変換した後、格納容器内水素濃度(D/W)として中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図3.1.4-15「格納容器内水素濃度(D/W)の概略構成図」及び図3.1.4-16「検出器の構造図(格納容器内水素濃度(D/W))」参照。)

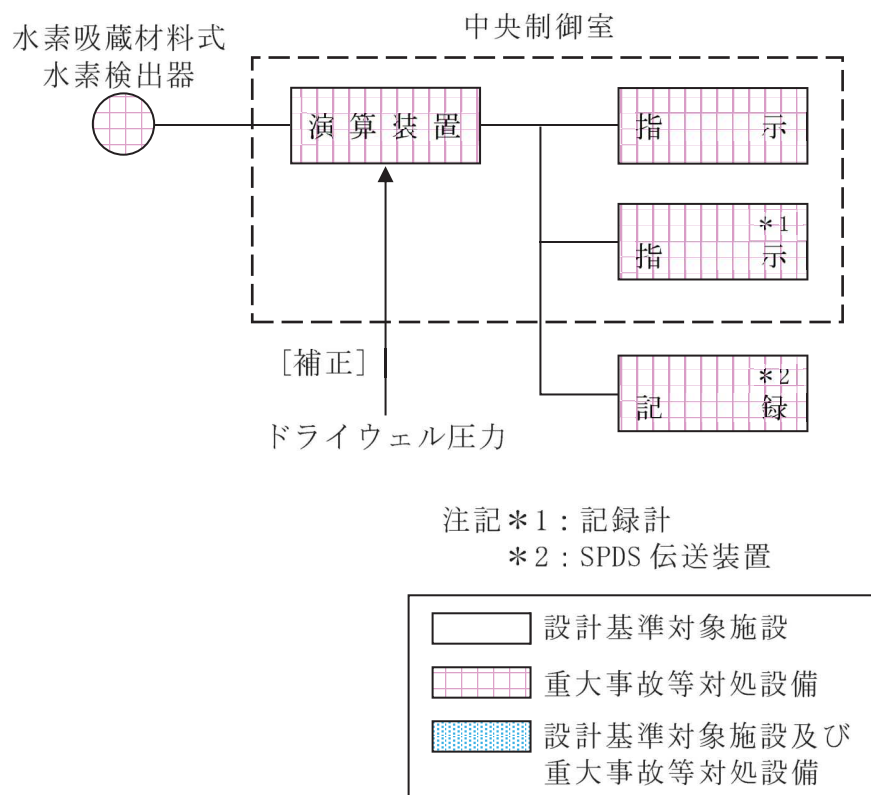


図 3.1.4-15 格納容器内水素濃度(D/W)の概略構成図

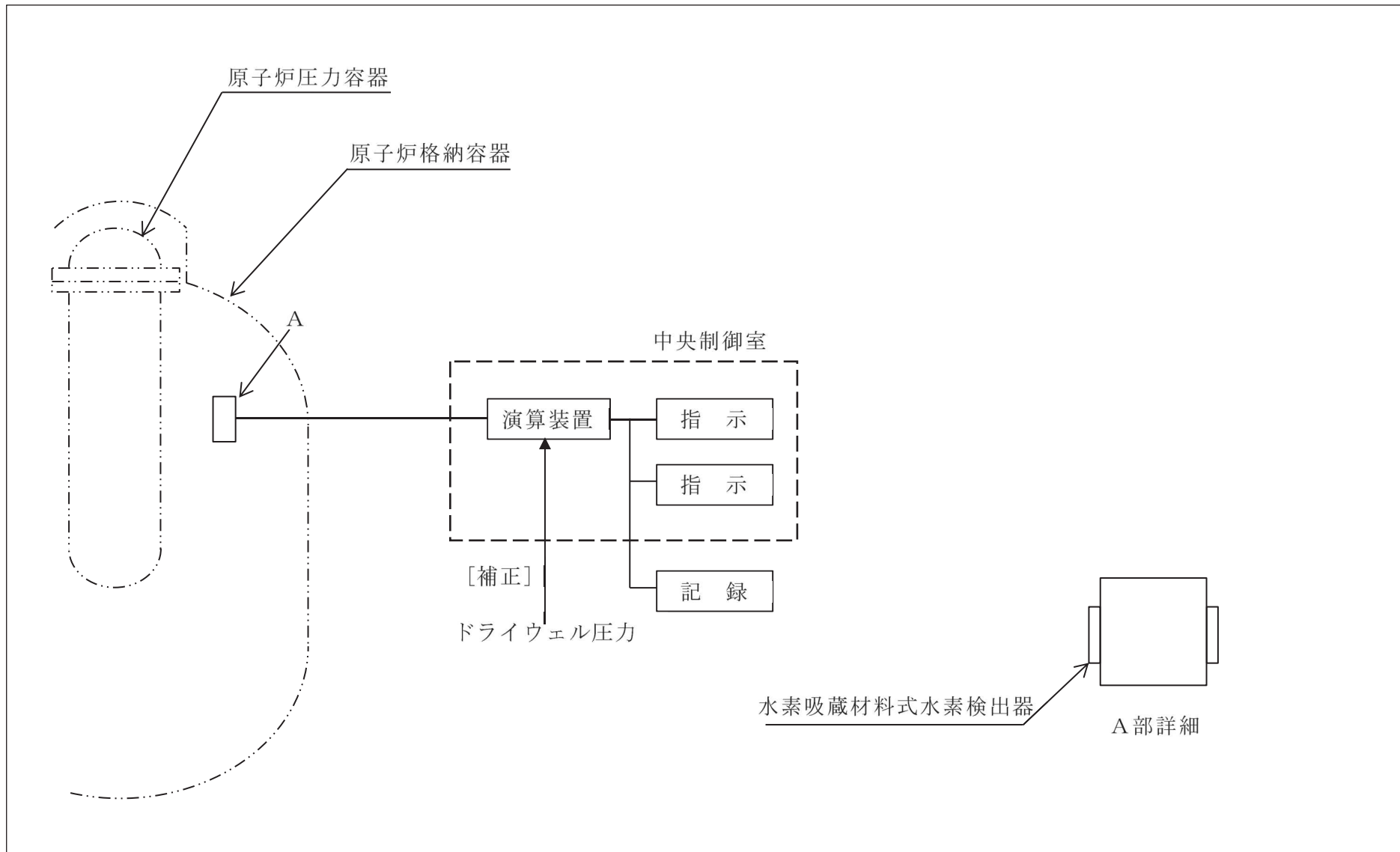


図 3.1.4-16 検出器の構造図 (格納容器内水素濃度(D/W))

(9) 格納容器内水素濃度(S/C)

格納容器内水素濃度(S/C)は、重大事故等対処設備の機能を有しており、水素吸蔵材料式水素検出器にて水素濃度を抵抗値として検出する。検出した抵抗値は、演算装置にて水素濃度信号に変換した後、格納容器内水素濃度(S/C)として中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図3.1.4-17「格納容器内水素濃度(S/C)の概略構成図」及び図3.1.4-18「検出器の構造図(格納容器内水素濃度(S/C))」参照。)

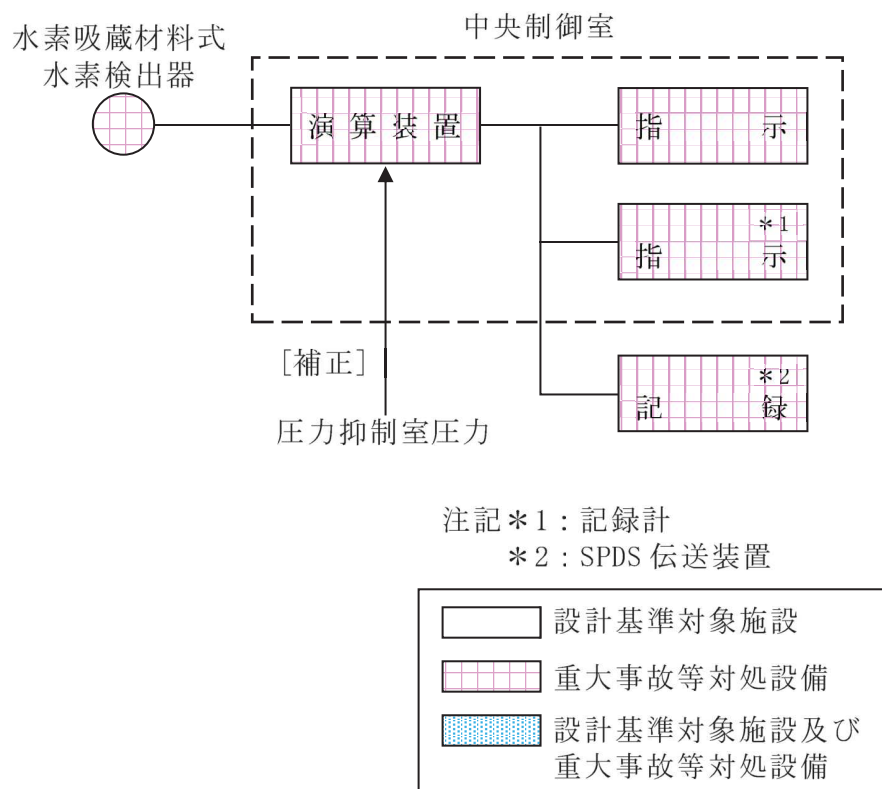


図 3.1.4-17 格納容器内水素濃度(S/C)の概略構成図

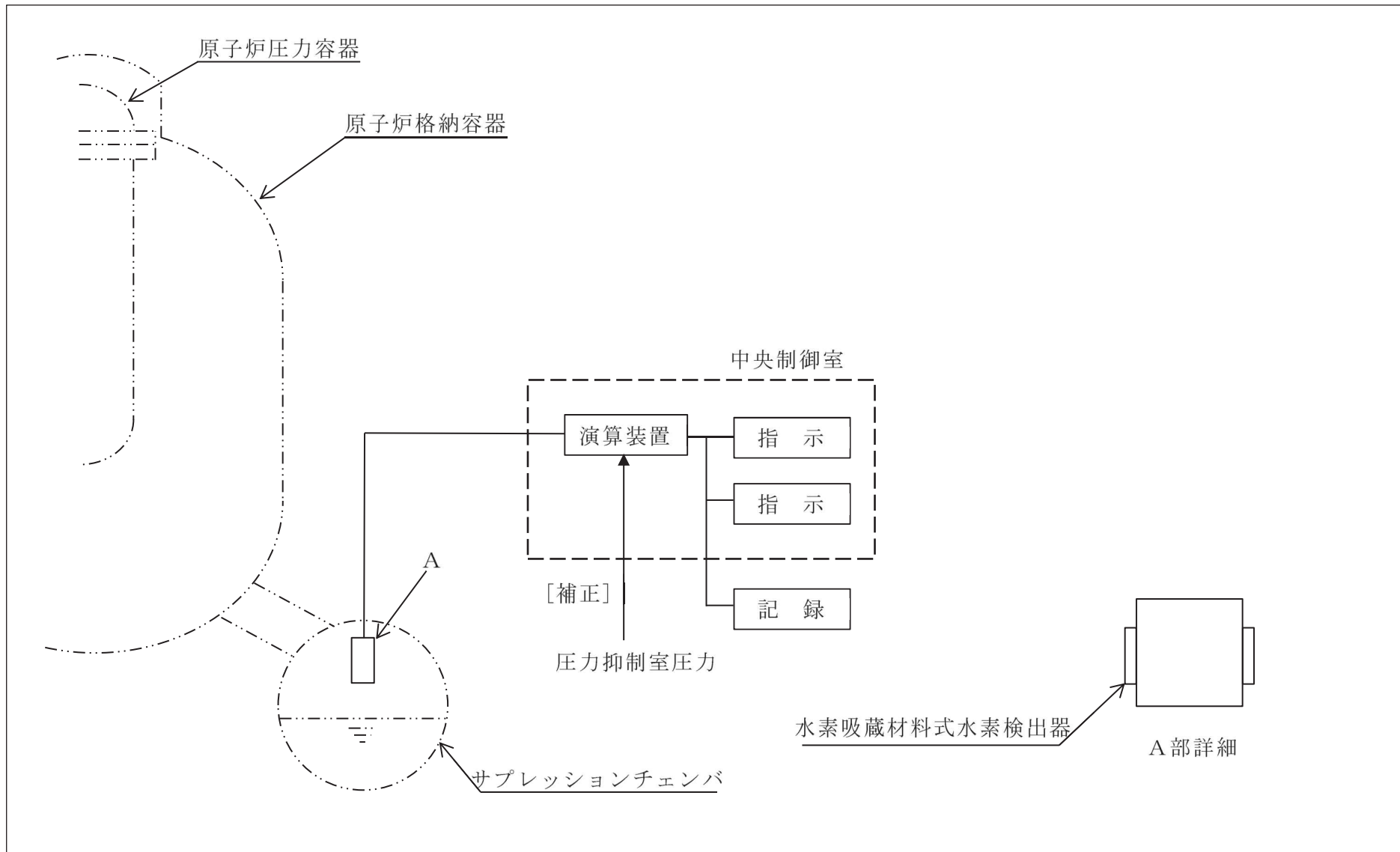
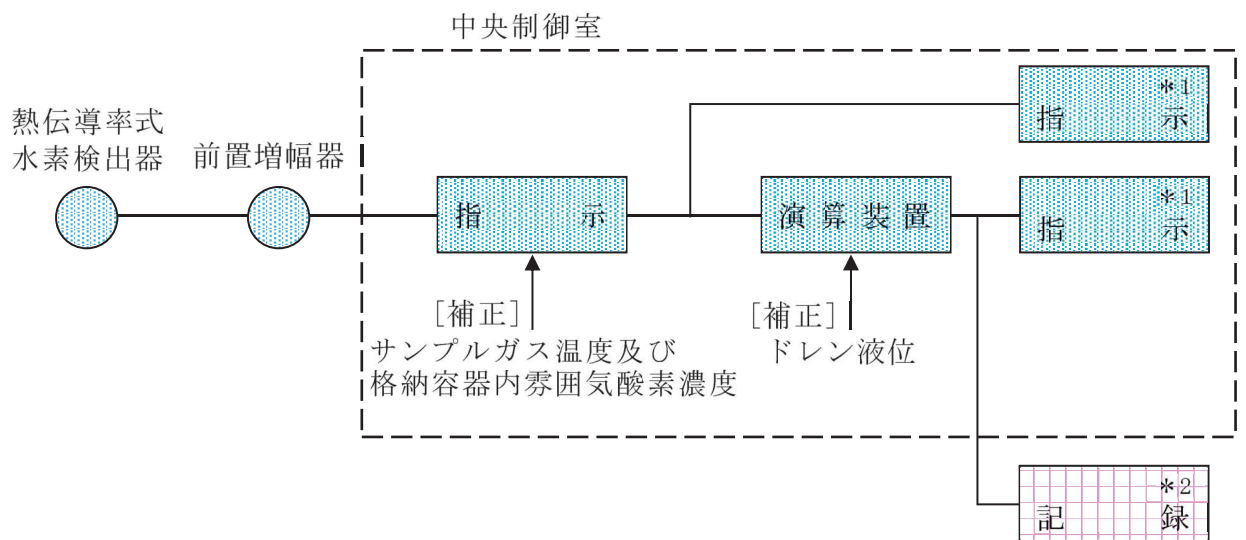


図 3.1.4-18 検出器の構造図 (格納容器内水素濃度(S/C))

(10) 格納容器内雰囲気水素濃度

格納容器内雰囲気水素濃度は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、熱伝導率式水素検出器にて水素濃度を電流信号として検出する。検出した電流信号は、演算装置にて水素濃度信号に変換した後、格納容器内雰囲気水素濃度として中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図3.1.4-19「格納容器内雰囲気水素濃度の概略構成図」及び図3.1.4-20「検出器の構造図（格納容器内雰囲気水素濃度）」参照。)



注記*1：記録計
*2：SPDS 伝送装置

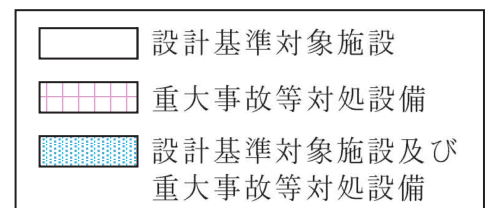


図 3.1.4-19 格納容器内雰囲気水素濃度の概略構成図

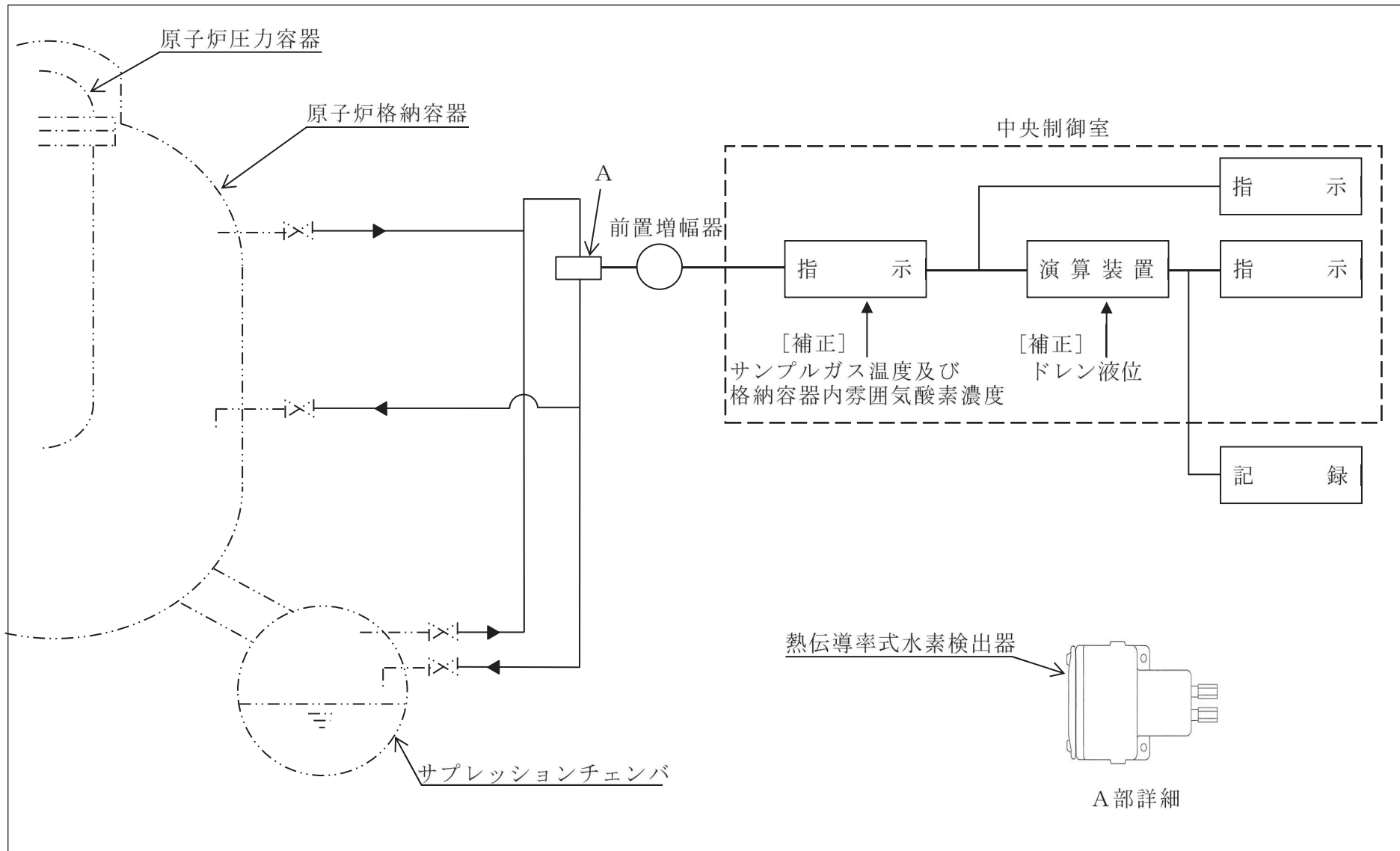


図 3.1.4-20 検出器の構造図 (格納容器内雰囲気水素濃度)

3.1.5 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

(1) 復水貯蔵タンク水位

復水貯蔵タンク水位は，重大事故等対処設備の機能を有しており，差圧式水位検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号は，復水貯蔵タンク水位として中央制御室に指示する。また，SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2 計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

(図3.1.5-1「復水貯蔵タンク水位の概略構成図」及び図3.1.5-2「検出器の構造図（復水貯蔵タンク水位）」参照。)

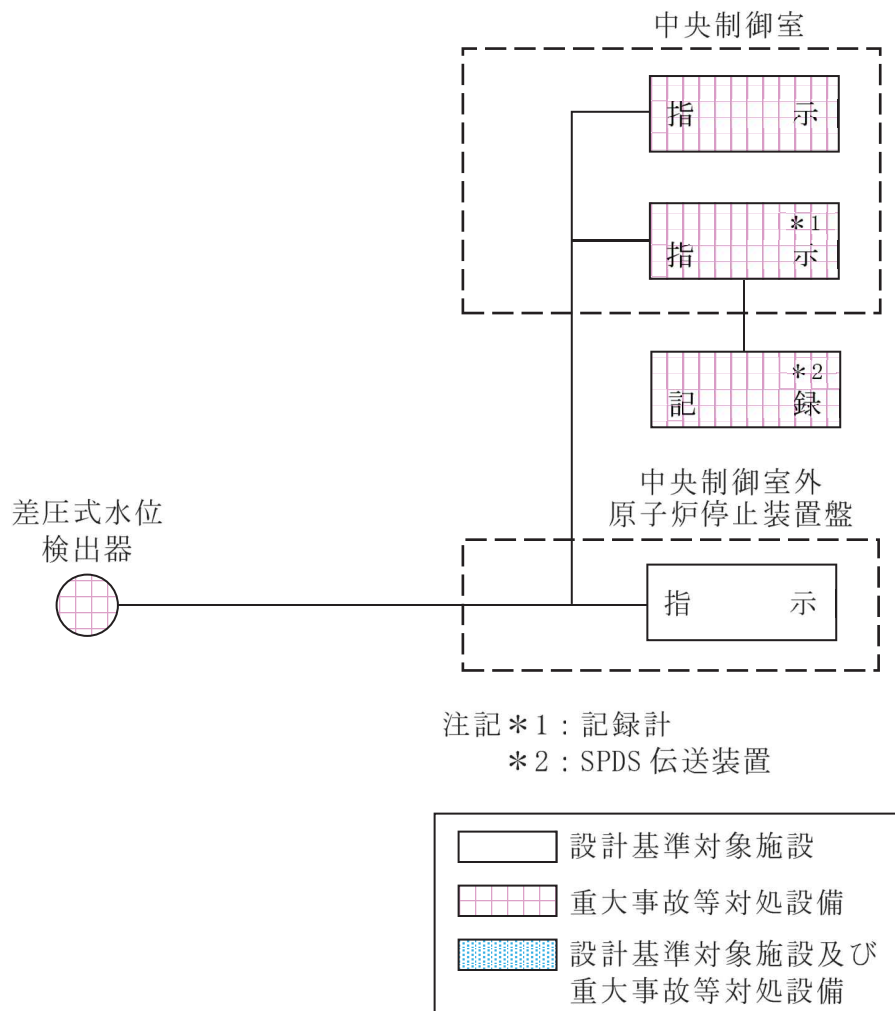


図 3.1.5-1 復水貯蔵タンク水位の概略構成図

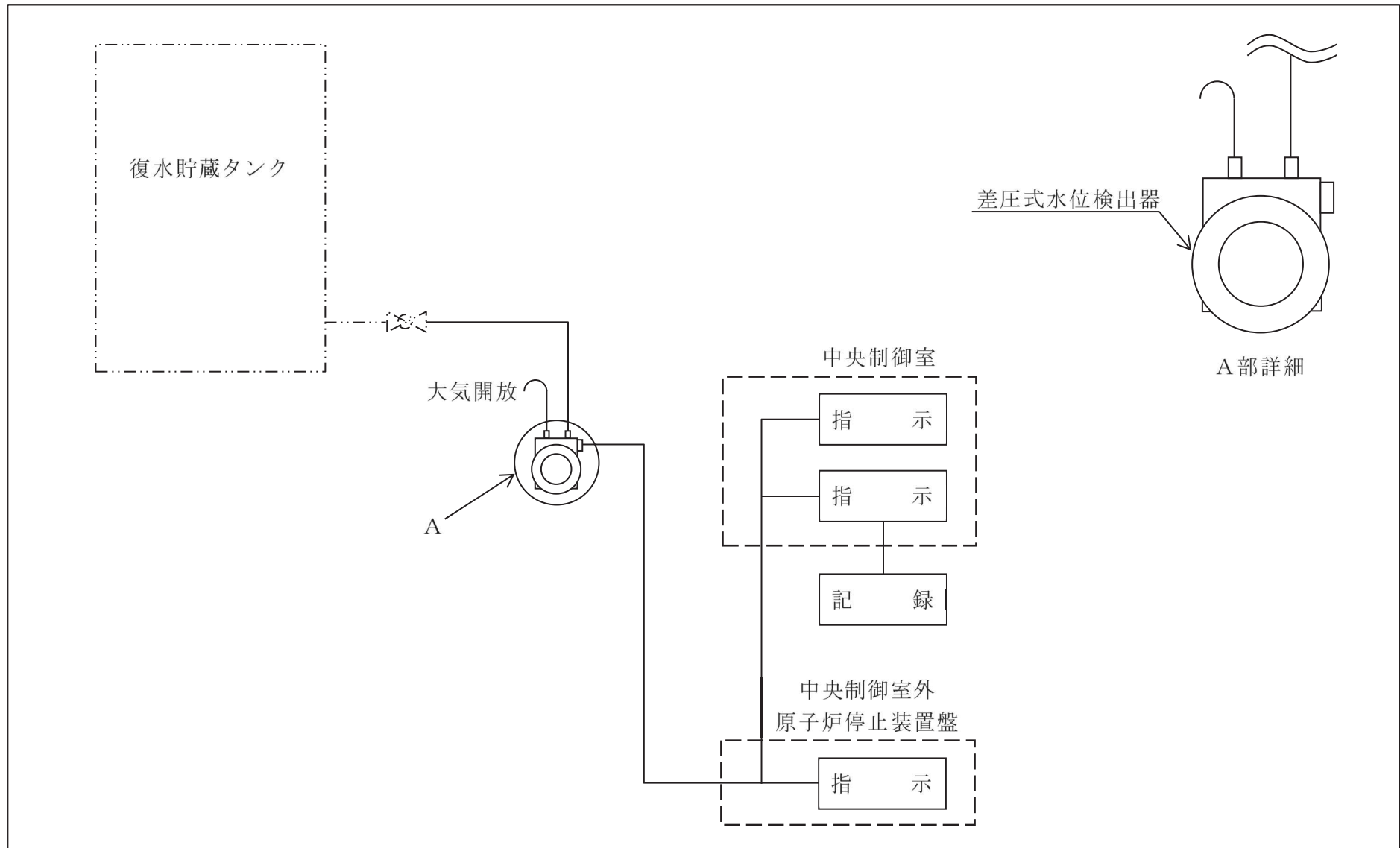


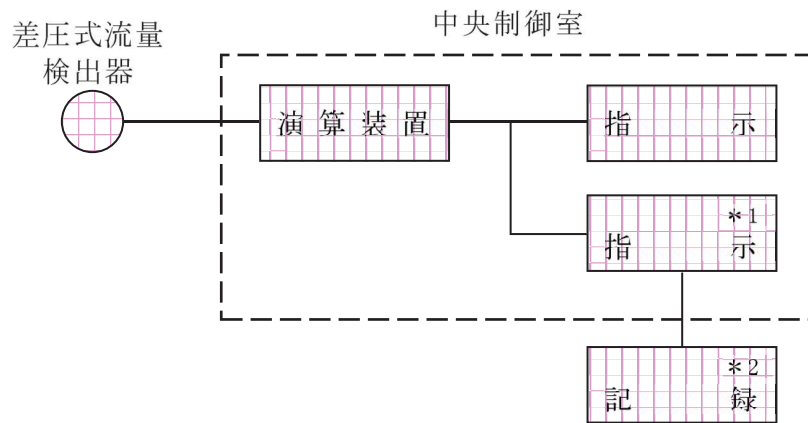
図 3.1.5-2 検出器の構造図 (復水貯蔵タンク水位)

3.1.6 原子炉格納容器本体への冷却材流量を計測する装置

(1) 原子炉格納容器代替スプレイ流量

原子炉格納容器代替スプレイ流量は、重大事故等対処設備の機能を有しており、差圧式流量検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号は、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、原子炉格納容器代替スプレイ流量として中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図 3.1.6-1「原子炉格納容器代替スプレイ流量の概略構成図」及び図 3.1.6-2「検出器の構造図（原子炉格納容器代替スプレイ流量）」参照。)



注記*1：記録計
*2：SPDS 伝送装置

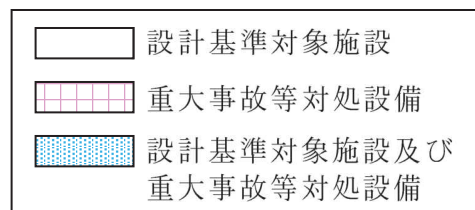


図 3.1.6-1 原子炉格納容器代替スプレイ流量の概略構成図

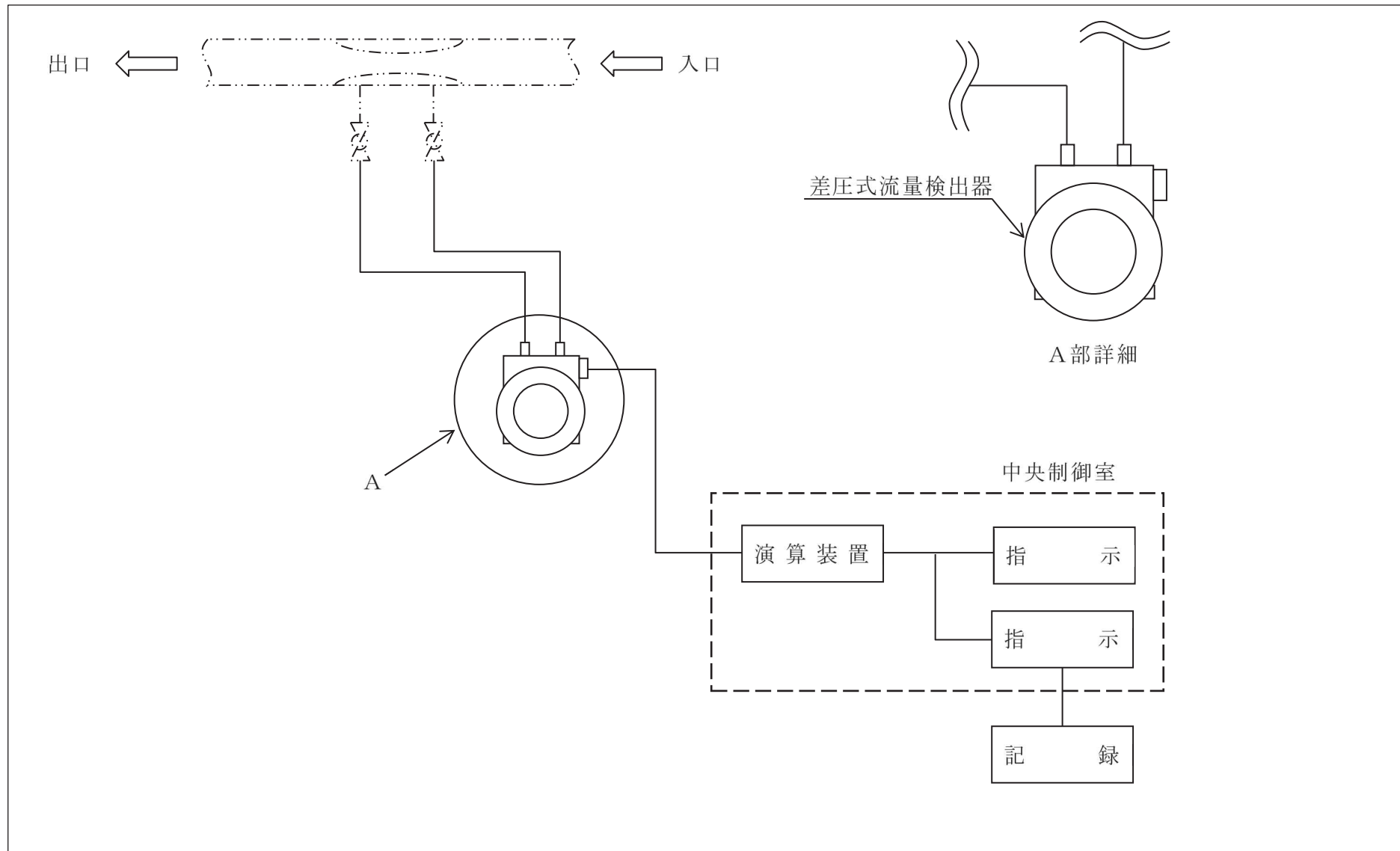
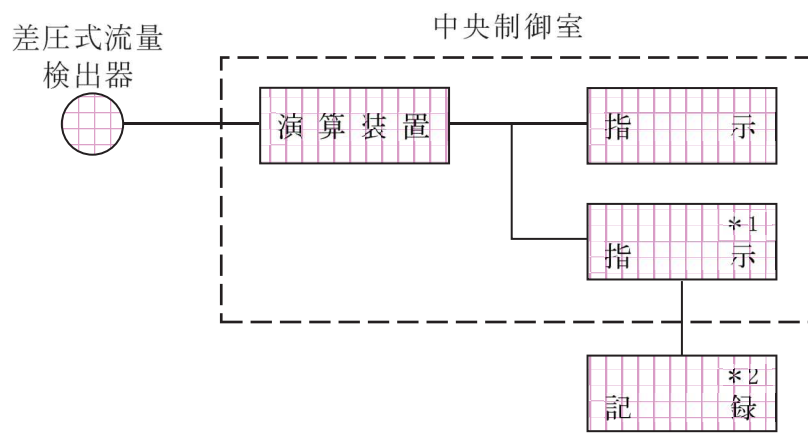


図 3.1.6-2 検出器の構造図 (原子炉格納容器代替スプレイ流量)

(2) 原子炉格納容器下部注水流量

原子炉格納容器下部注水流量は、重大事故等対処設備の機能を有しており、差圧式流量検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号は、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、原子炉格納容器下部注水流量として中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図3.1.6-3「原子炉格納容器下部注水流量の概略構成図」及び図3.1.6-4「検出器の構造図(原子炉格納容器下部注水流量)」参照。)



注記*1：記録計
*2：SPDS 伝送装置

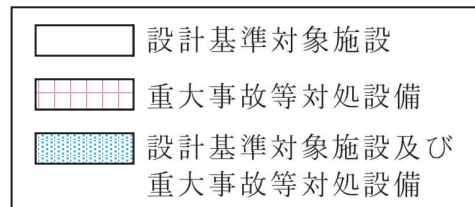


図 3.1.6-3 原子炉格納容器下部注水流量の概略構成図

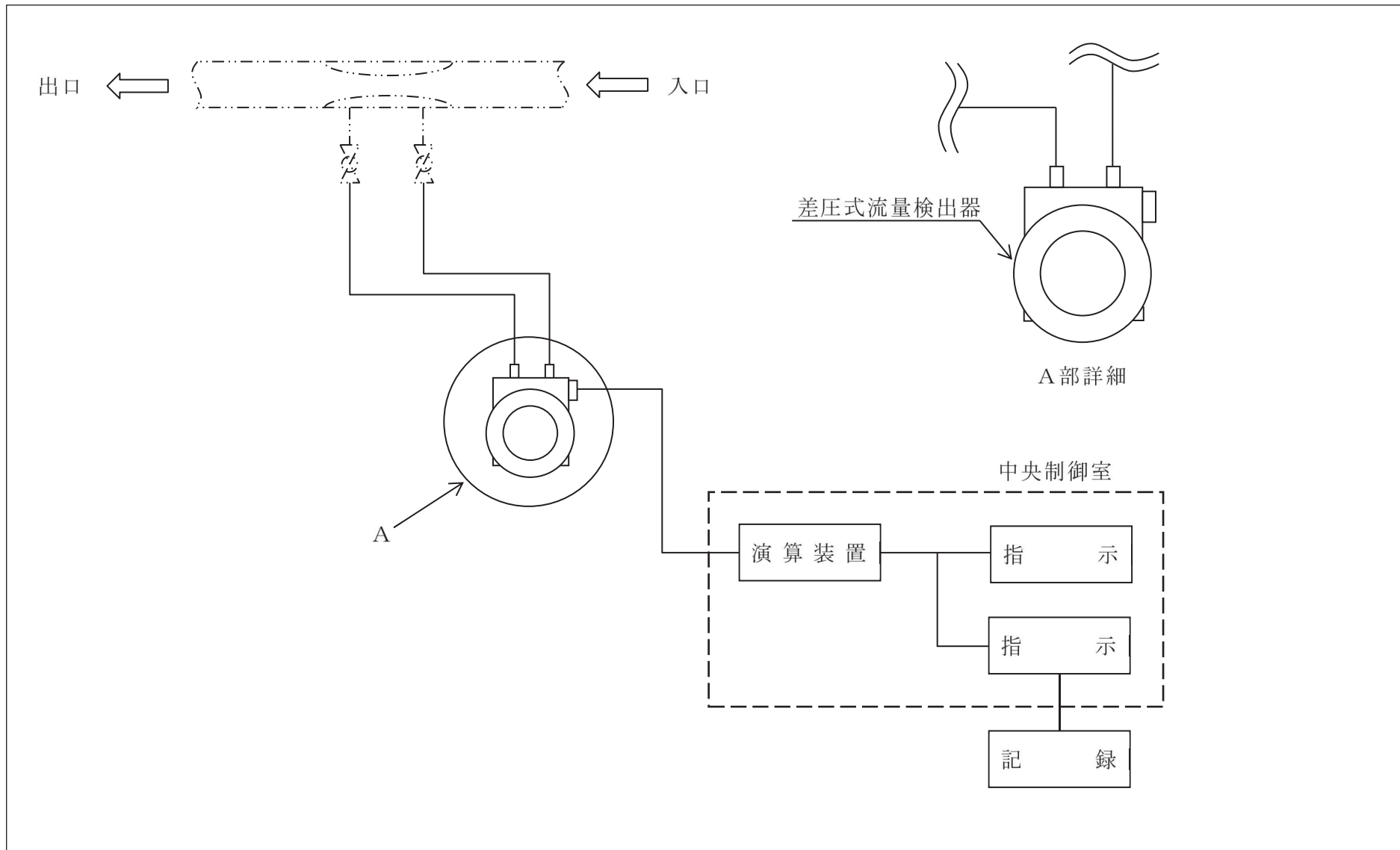


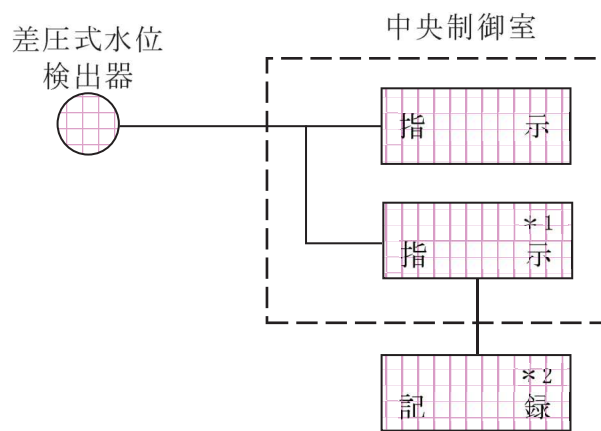
図 3.1.6-4 検出器の構造図 (原子炉格納容器下部注水流量)

3.1.7 原子炉格納容器本体の水位を計測する装置

(1) 圧力抑制室水位

圧力抑制室水位は、重大事故等対処設備の機能を有しており、差圧式水位検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号は、圧力抑制室水位として中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図3.1.7-1「圧力抑制室水位の概略構成図」及び図3.1.7-2「検出器の構造図(圧力抑制室水位)」参照。)



注記*1：記録計
*2：SPDS 伝送装置

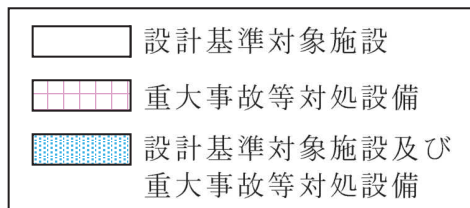


図 3.1.7-1 圧力抑制室水位の概略構成図

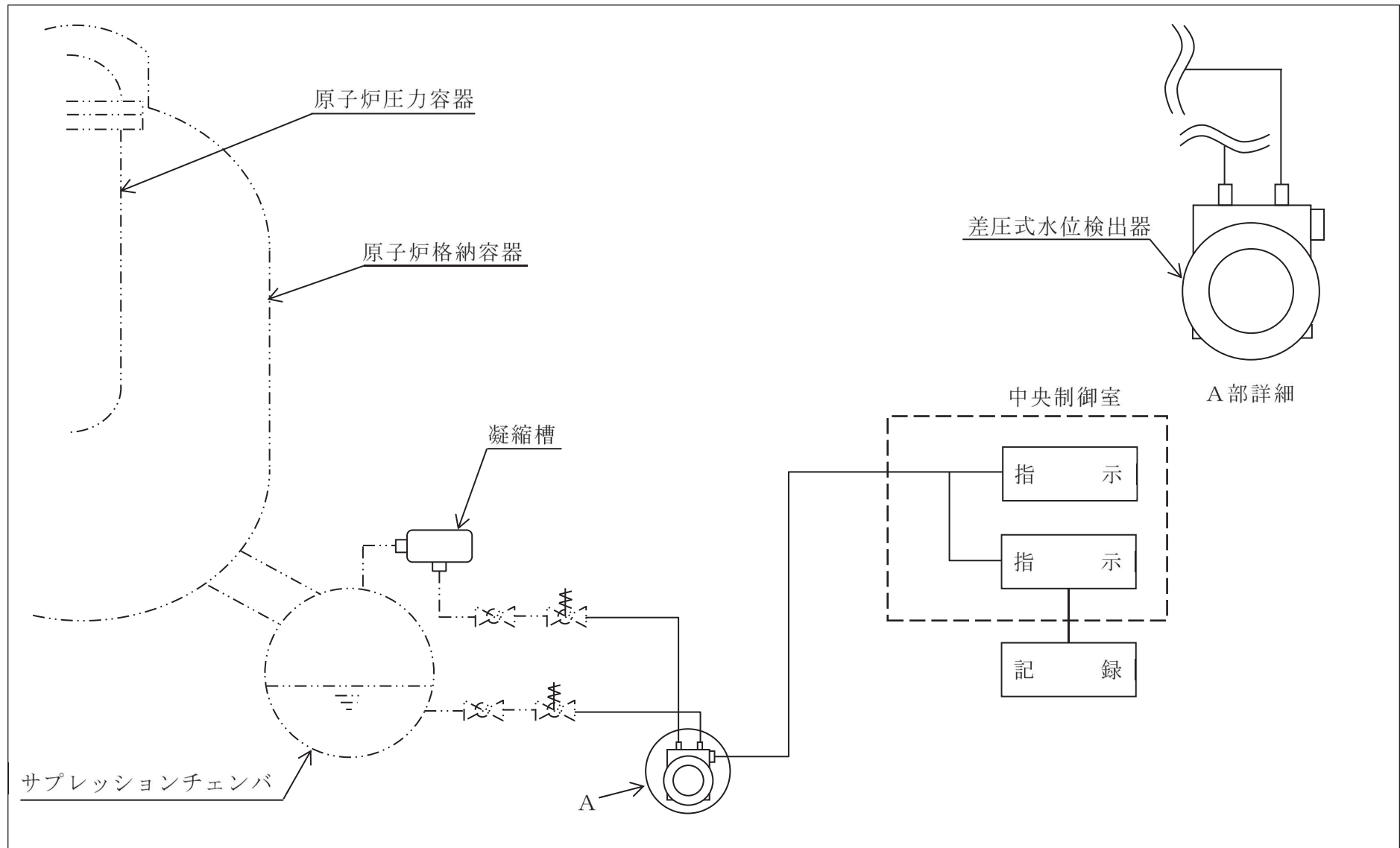


図 3.1.7-2 検出器の構造図 (圧力抑制室水位)

(2) 原子炉格納容器下部水位

原子炉格納容器下部水位は、重大事故等対処設備の機能を有しており、電極式水位検出器にて水位状態を ON-OFF 信号として検出する。検出した ON-OFF 信号は、原子炉格納容器下部水位として、中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図3.1.7-3「原子炉格納容器下部水位の概略構成図」及び図3.1.7-4「検出器の構造図(原子炉格納容器下部水位)」参照。)

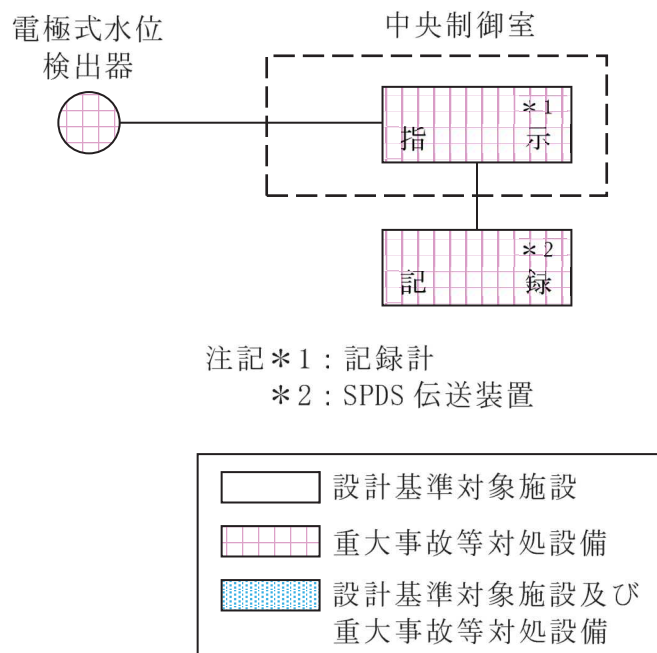


図 3.1.7-3 原子炉格納容器下部水位の概略構成図

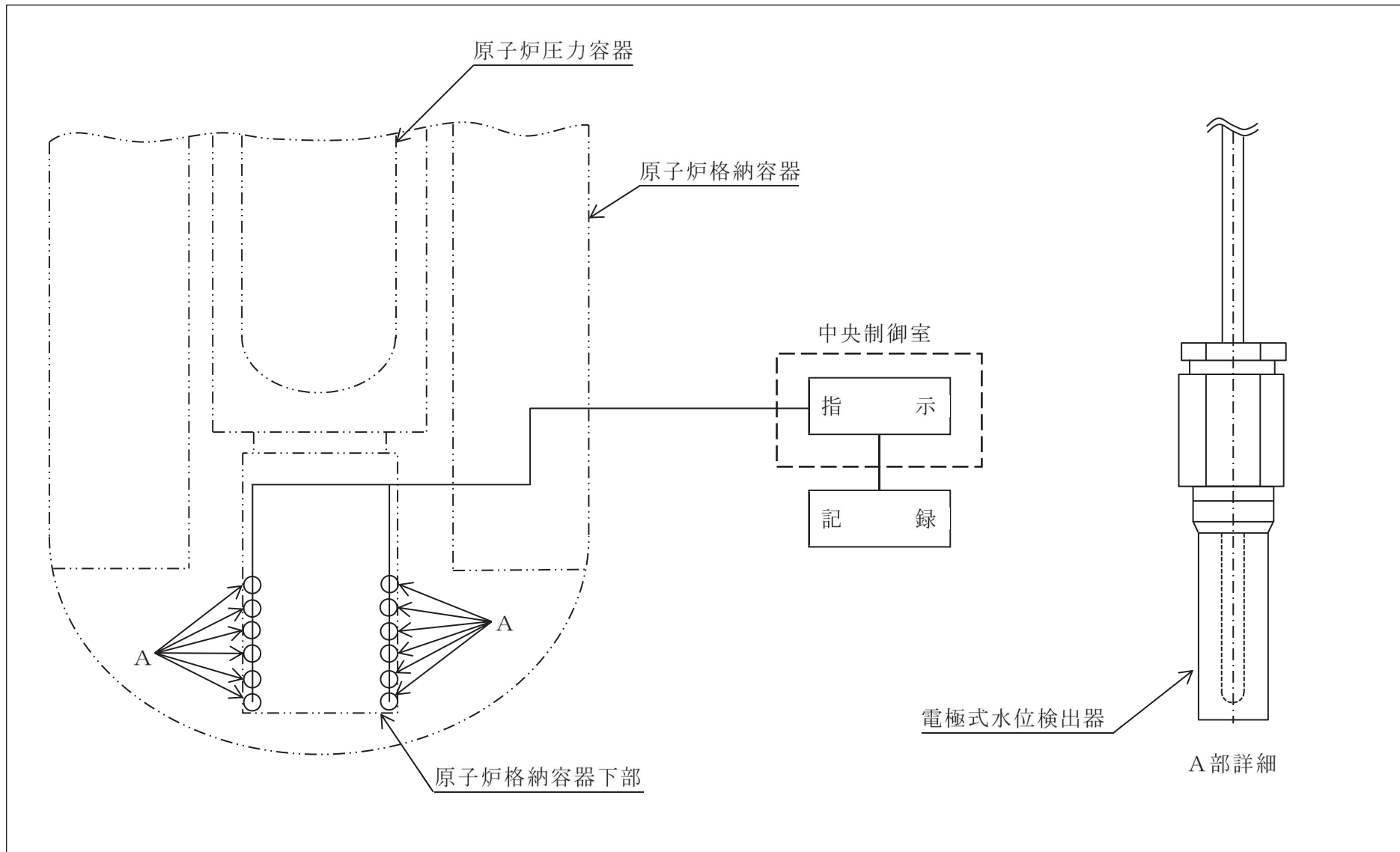


図 3.1.7-4 検出器の構造図 (原子炉格納容器下部水位)

(3) ドライウェル水位

ドライウェル水位は、重大事故等対処設備の機能を有しており、電極式水位検出器にて水位状態を ON-OFF 信号として検出する。検出した ON-OFF 信号は、ドライウェル水位として、中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図3.1.7-5「ドライウェル水位の概略構成図」及び図3.1.7-6「検出器の構造図(ドライウェル水位)」参照。)

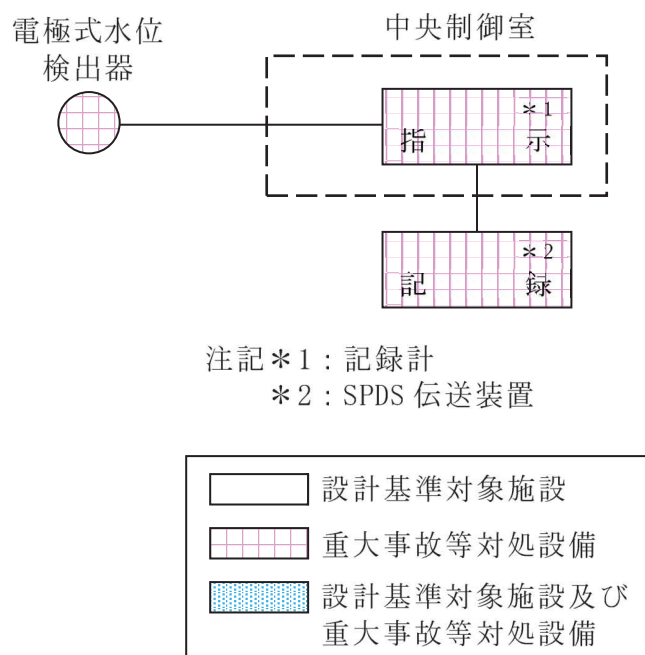


図 3.1.7-5 ドライウェル水位の概略構成図

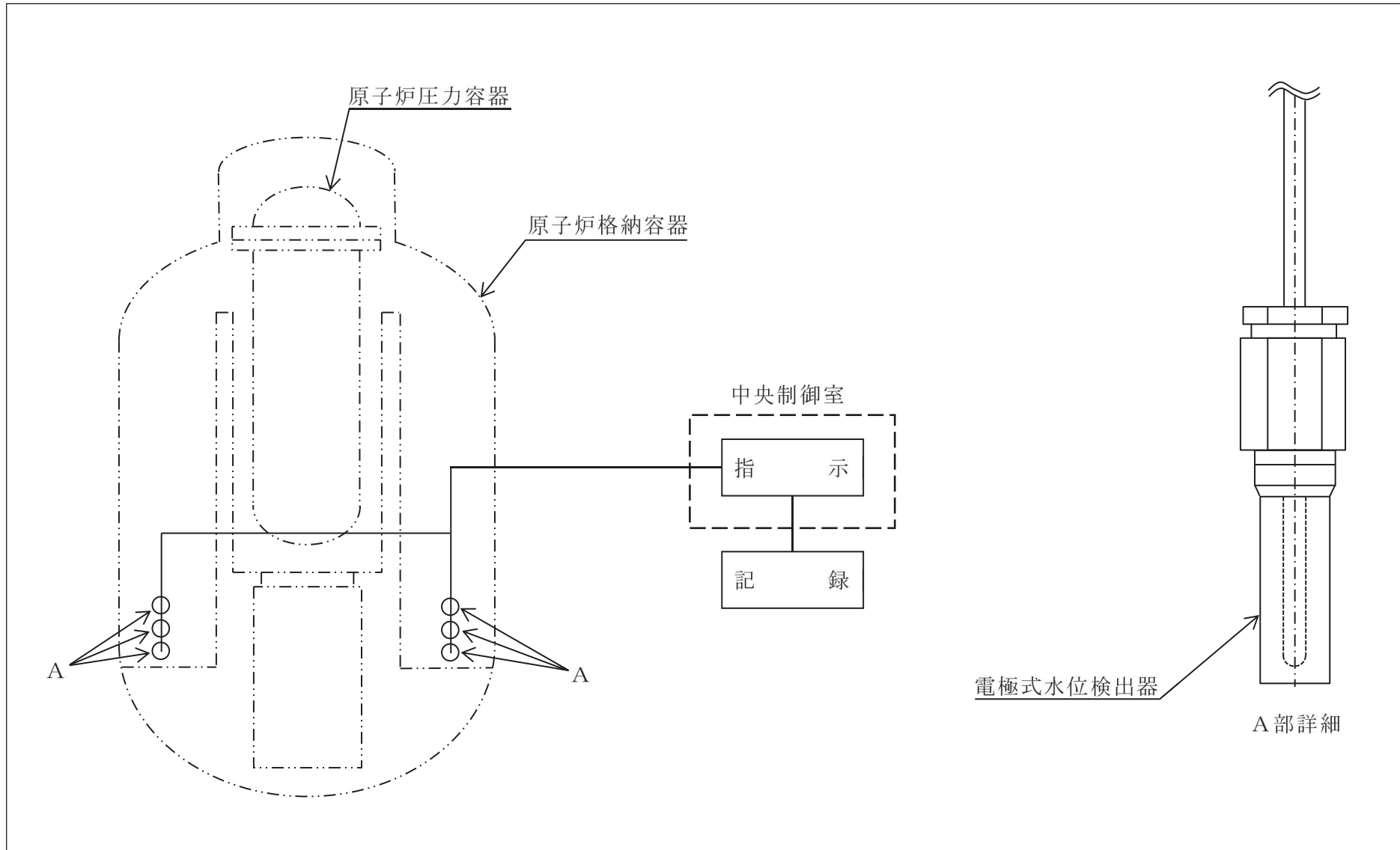


図 3.1.7-6 検出器の構造図 (ドライウェル水位)

3.1.8 原子炉建屋内の水素ガス濃度を計測する装置

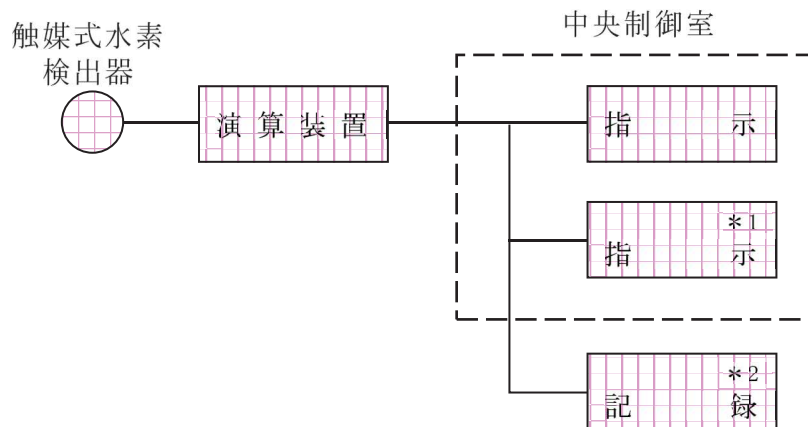
(1) 原子炉建屋内水素濃度

原子炉建屋内水素濃度(触媒式)は、重大事故等対処設備の機能を有しており、触媒式水素検出器にて水素濃度を電流信号として検出する。検出した電流信号は、演算装置にて水素濃度信号に変換した後、原子炉建屋内水素濃度として中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

(図3.1.8-1及び図3.1.8-2「原子炉建屋内水素濃度(触媒式)の概略構成図」及び図3.1.8-4「検出器の構造図(原子炉建屋内水素濃度)」参照。)

原子炉建屋内水素濃度(気体熱伝導式)は、重大事故等対処設備の機能を有しており、気体熱伝導式水素検出器にて水素濃度を電流信号として検出する。検出した電流信号は、原子炉建屋内水素濃度として中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

(図3.1.8-3「原子炉建屋内水素濃度(気体熱伝導式)の概略構成図」及び図3.1.8-4「検出器の構造図(原子炉建屋内水素濃度)」参照。)



注記*1：記録計
 *2：SPDS 伝送装置

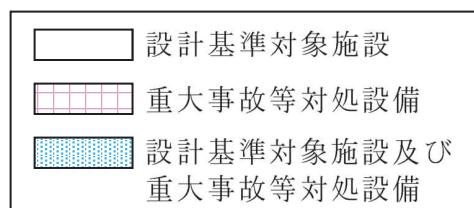


図 3.1.8-1 原子炉建屋内水素濃度(触媒式)の概略構成図
 (原子炉建屋地上3階)

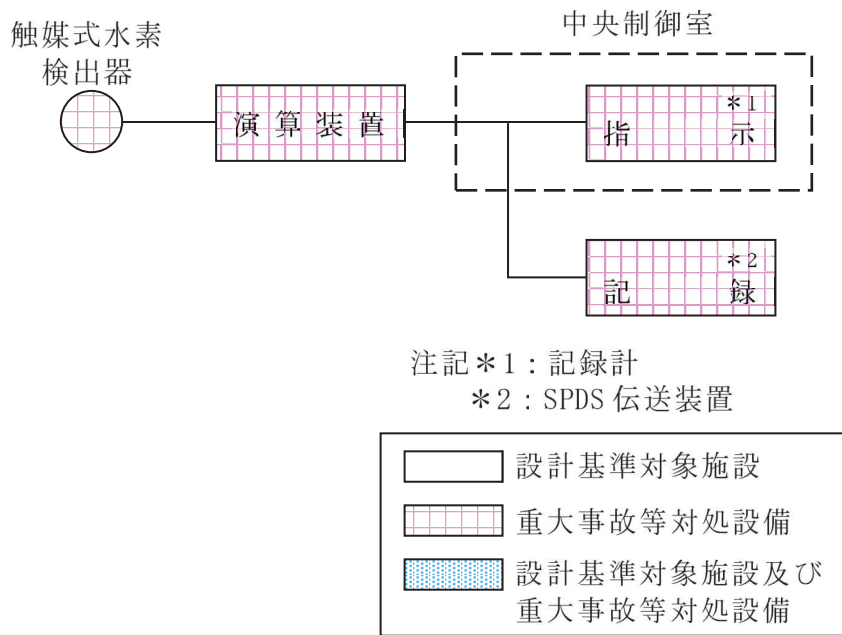


図 3.1.8-2 原子炉建屋内水素濃度(触媒式)の概略構成図
(原子炉建屋地下2階)

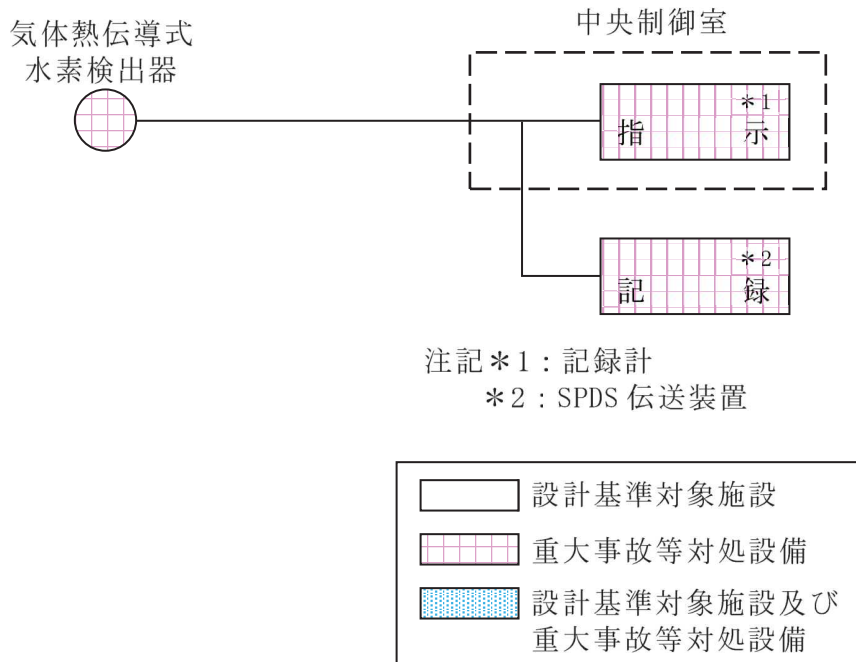


図 3.1.8-3 原子炉建屋内水素濃度(気体熱伝導式)の概略構成図
(原子炉建屋地上1階及び地下1階)

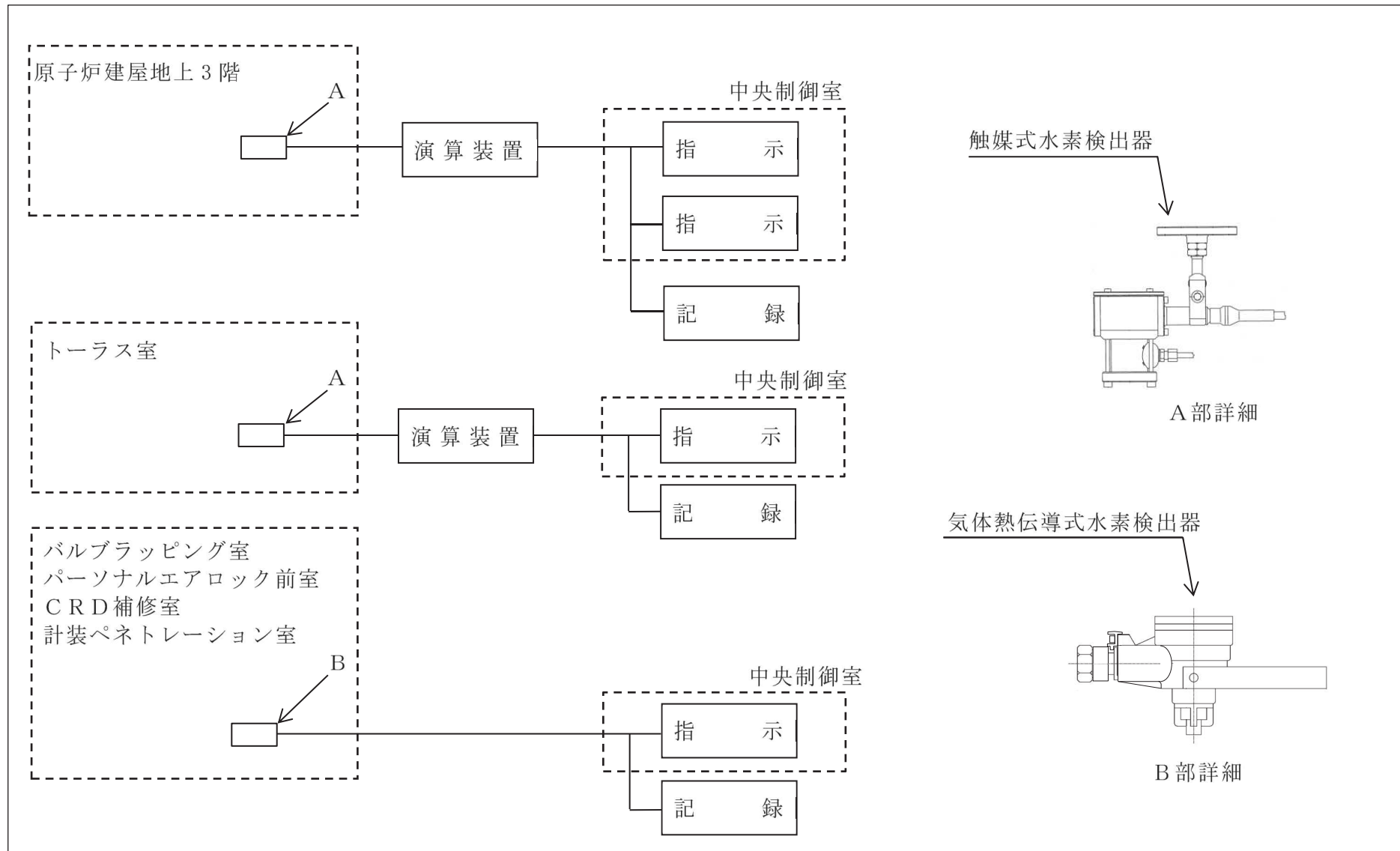


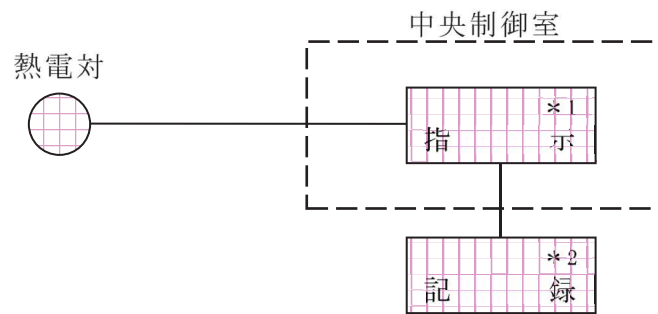
図 3.1.8-4 検出器の構造図 (原子炉建屋内水素濃度)

3.1.9 その他重大事故等対処設備の計測装置

(1) 原子炉压力容器温度

原子炉压力容器温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、熱電対にて温度を起電力として検出する。検出した起電力は、原子炉压力容器温度として中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図3.1.9-1「原子炉压力容器温度の概略構成図」及び図3.1.9-2「検出器の構造図(原子炉压力容器温度)」参照。)



注記*1：記録計
*2：SPDS 伝送装置

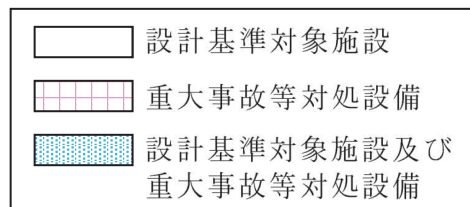


図 3.1.9-1 原子炉压力容器温度の概略構成図

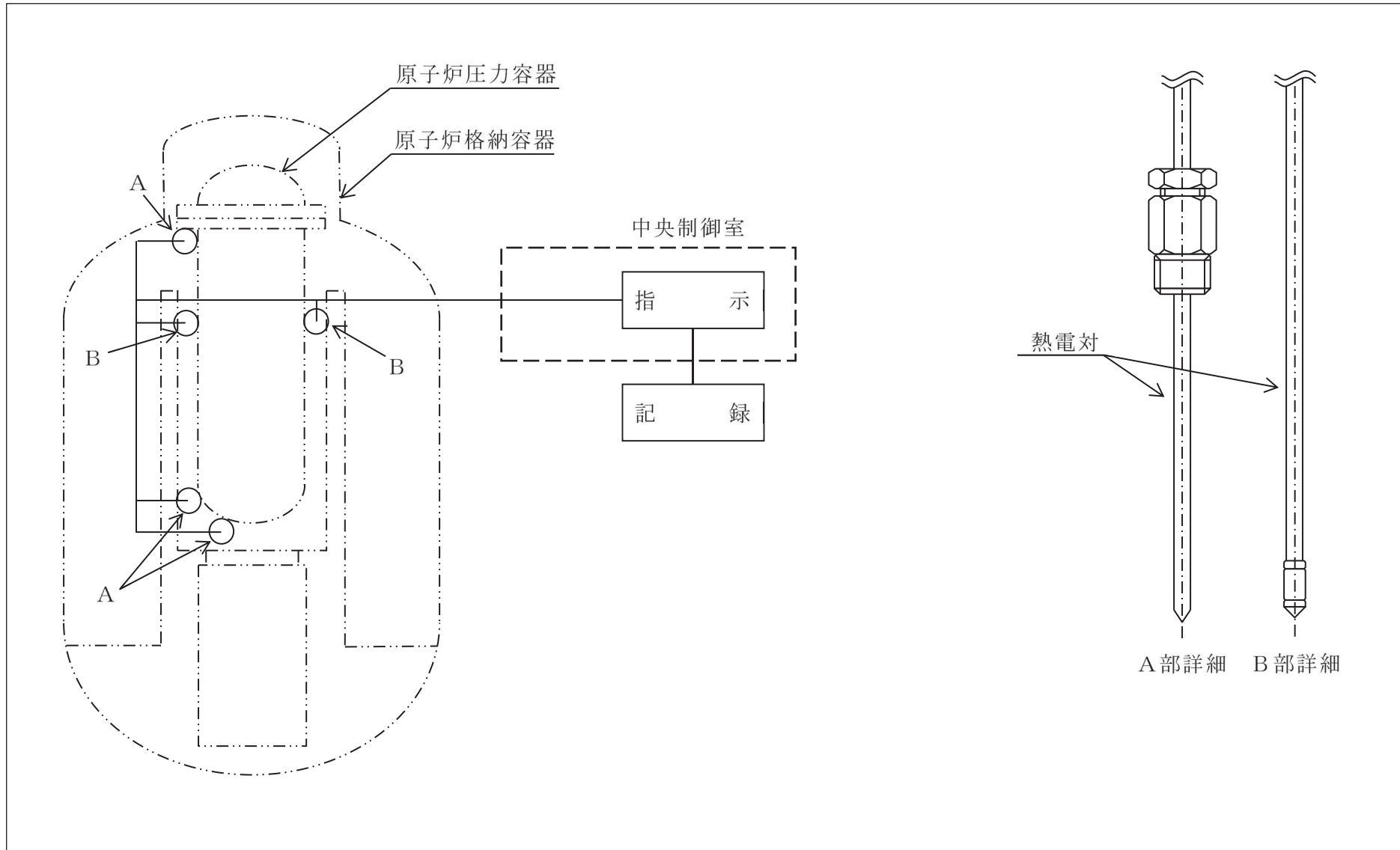
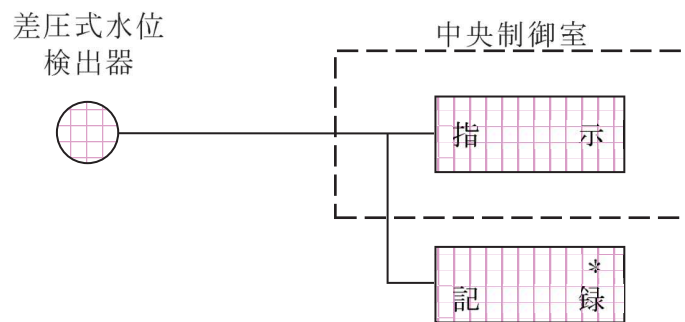


図 3.1.9-2 検出器の構造図 (原子炉压力容器温度)

(2) フィルタ装置水位（広帯域）

フィルタ装置水位（広帯域）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、差圧式水位検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号は、フィルタ装置水位（広帯域）として中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

（図3.1.9-3「フィルタ装置水位（広帯域）の概略構成図」及び図3.1.9-4「検出器の構造図（フィルタ装置水位（広帯域）」参照。）



注記* : SPDS 伝送装置

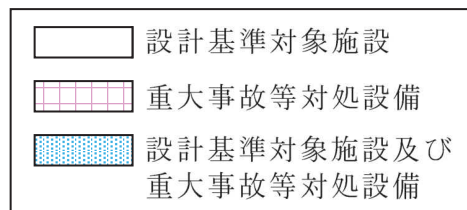


図 3.1.9-3 フィルタ装置水位（広帯域）の概略構成図

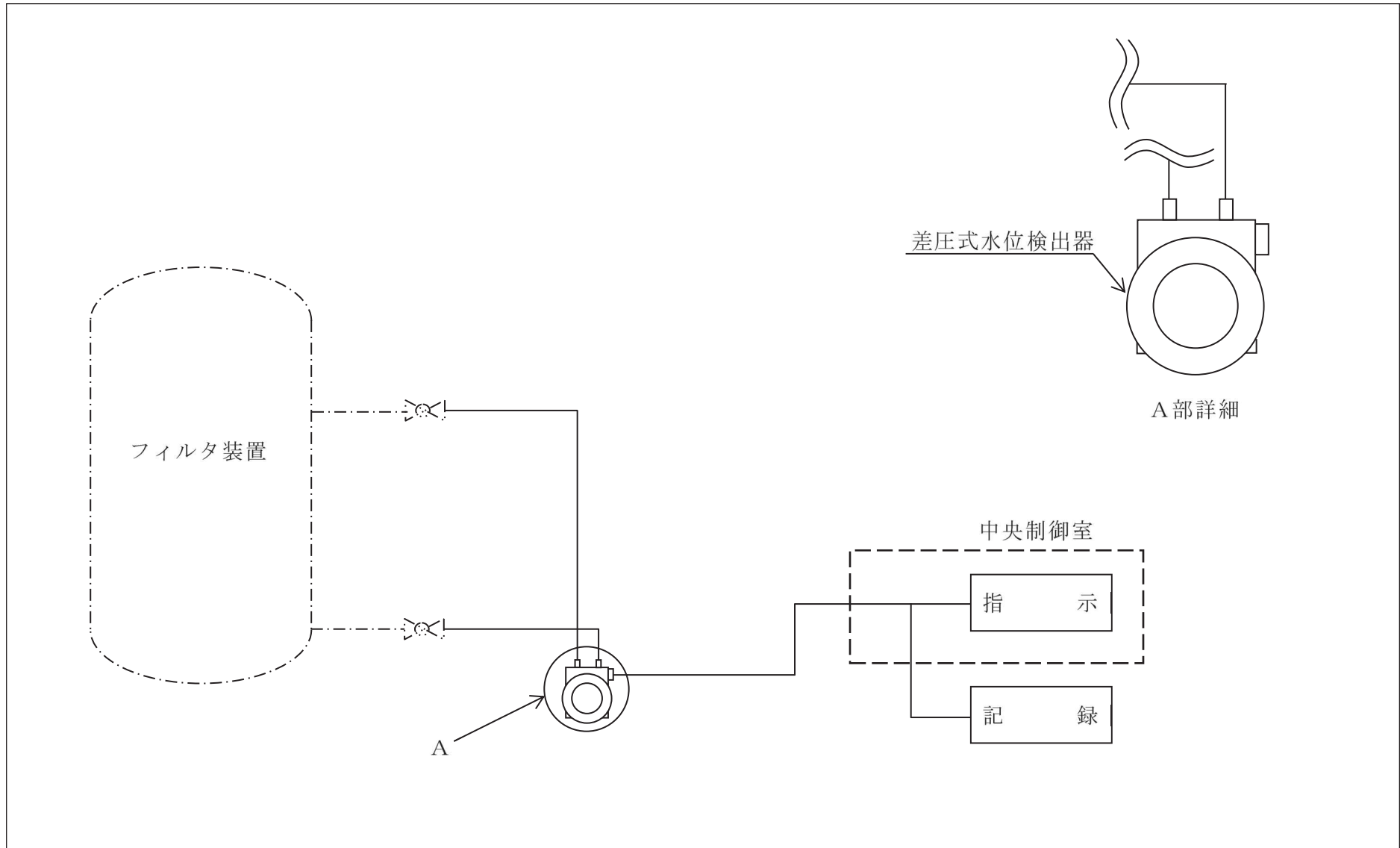
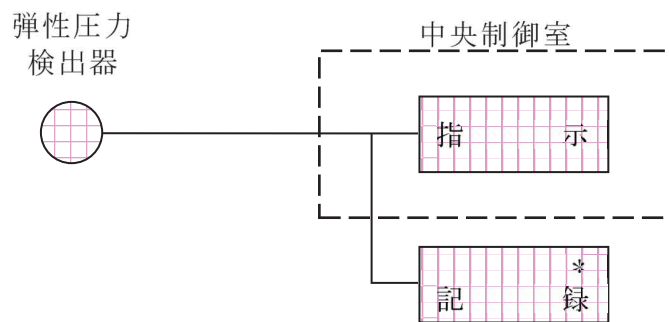


図 3.1.9-4 検出器の構造図 (フィルタ装置水位 (広帯域))

(3) フィルタ装置入口圧力（広帯域）

フィルタ装置入口圧力（広帯域）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、弾性圧力検出器にて圧力を電流信号として検出する。検出した電流信号は、フィルタ装置入口圧力（広帯域）として中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

（図3.1.9-5「フィルタ装置入口圧力（広帯域）の概略構成図」及び図3.1.9-6「検出器の構造図（フィルタ装置入口圧力（広帯域）」参照。）



注記* : SPDS 伝送装置

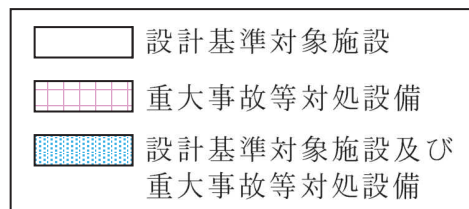


図 3.1.9-5 フィルタ装置入口圧力（広帯域）の概略構成図

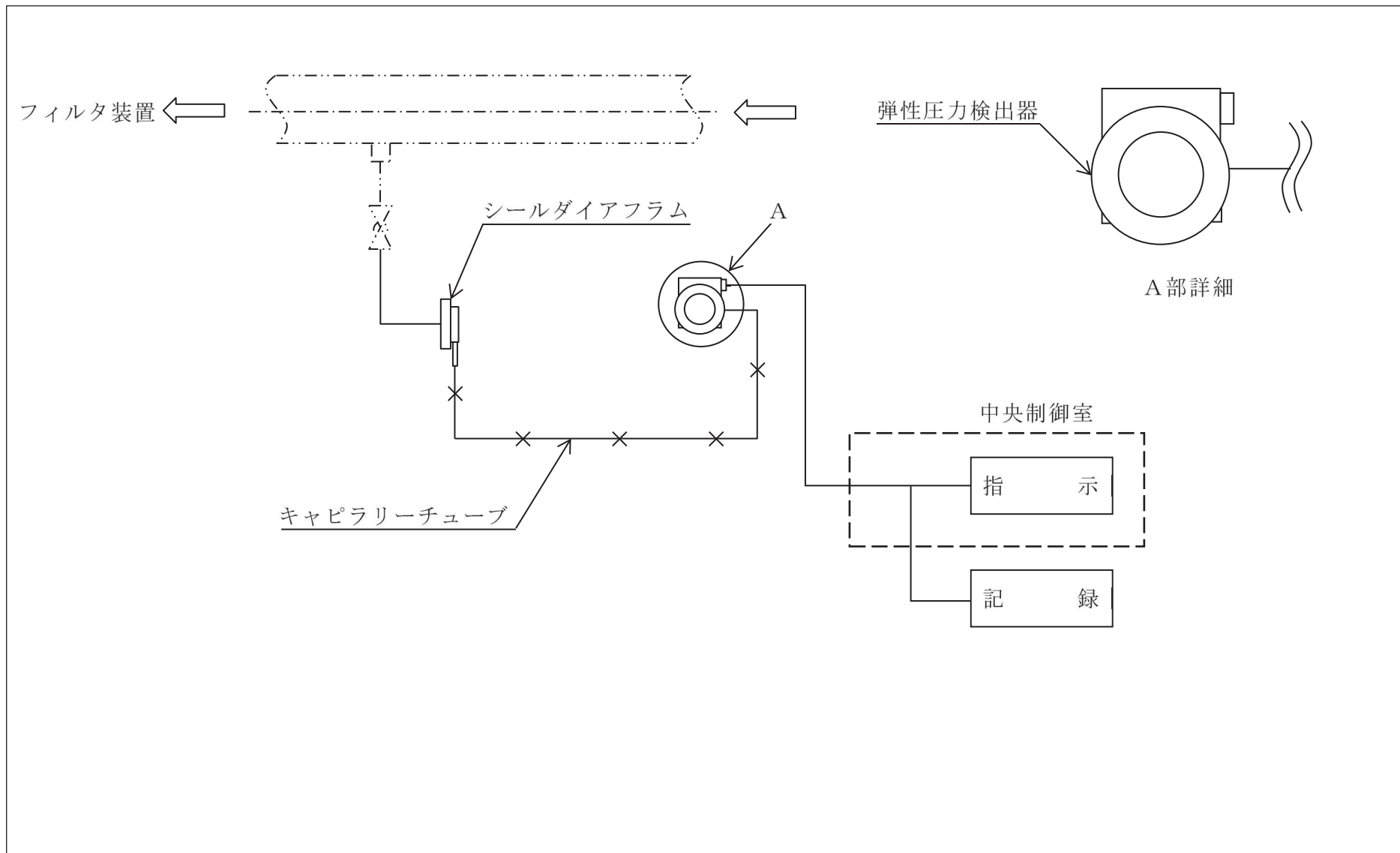
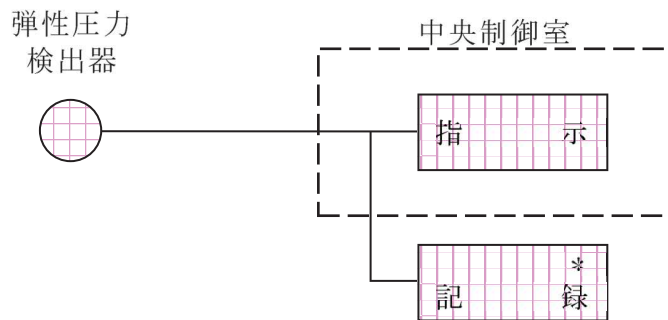


図 3.1.9-6 検出器の構造図 (フィルタ装置入口圧力 (広帯域))

(4) フィルタ装置出口圧力（広帯域）

フィルタ装置出口圧力（広帯域）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、弾性圧力検出器にて圧力を電流信号として検出する。検出した電流信号は、フィルタ装置出口圧力（広帯域）として中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

（図3.1.9-7「フィルタ装置出口圧力（広帯域）の概略構成図」及び図3.1.9-8「検出器の構造図（フィルタ装置出口圧力（広帯域）」参照。）



注記* : SPDS 伝送装置

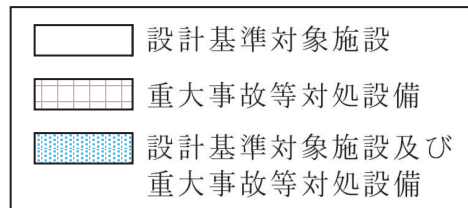


図 3.1.9-7 フィルタ装置出口圧力（広帯域）の概略構成図

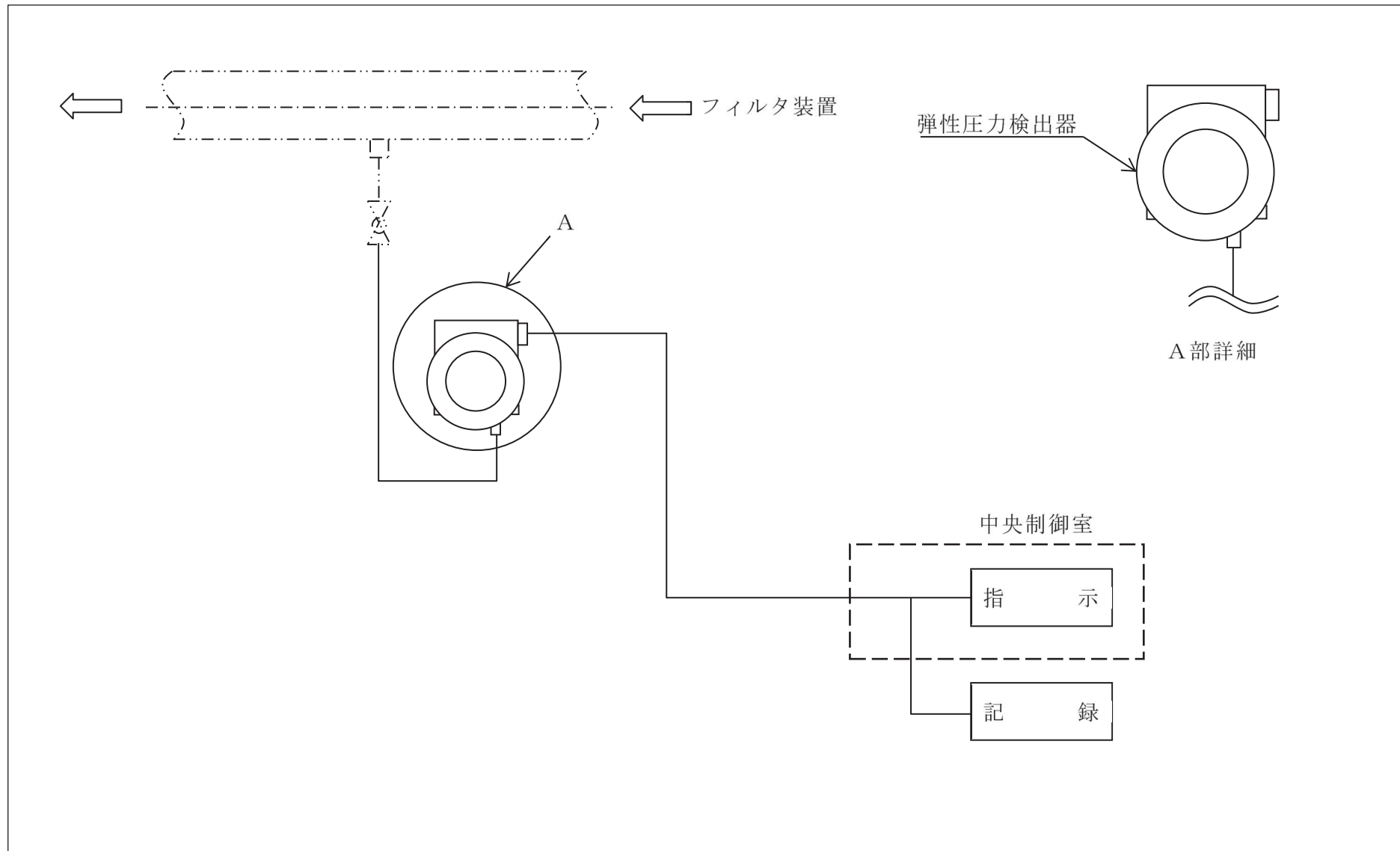
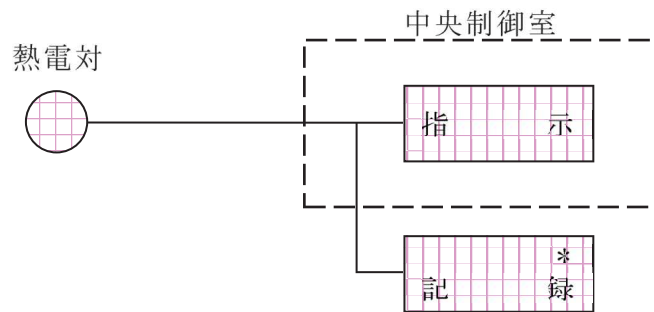


図 3.1.9-8 検出器の構造図 (フィルタ装置出口圧力 (広帯域))

(5) フィルタ装置水温度

フィルタ装置水温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、熱電対にて温度を起電力として検出する。検出した起電力は、フィルタ装置水温度として中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図3.1.9-9「フィルタ装置水温度の概略構成図」及び図3.1.9-10「検出器の構造図(フィルタ装置水温度)」参照。)



注記* : SPDS 伝送装置

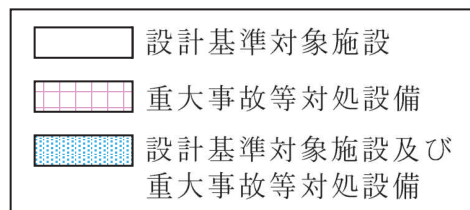


図 3.1.9-9 フィルタ装置水温度の概略構成図

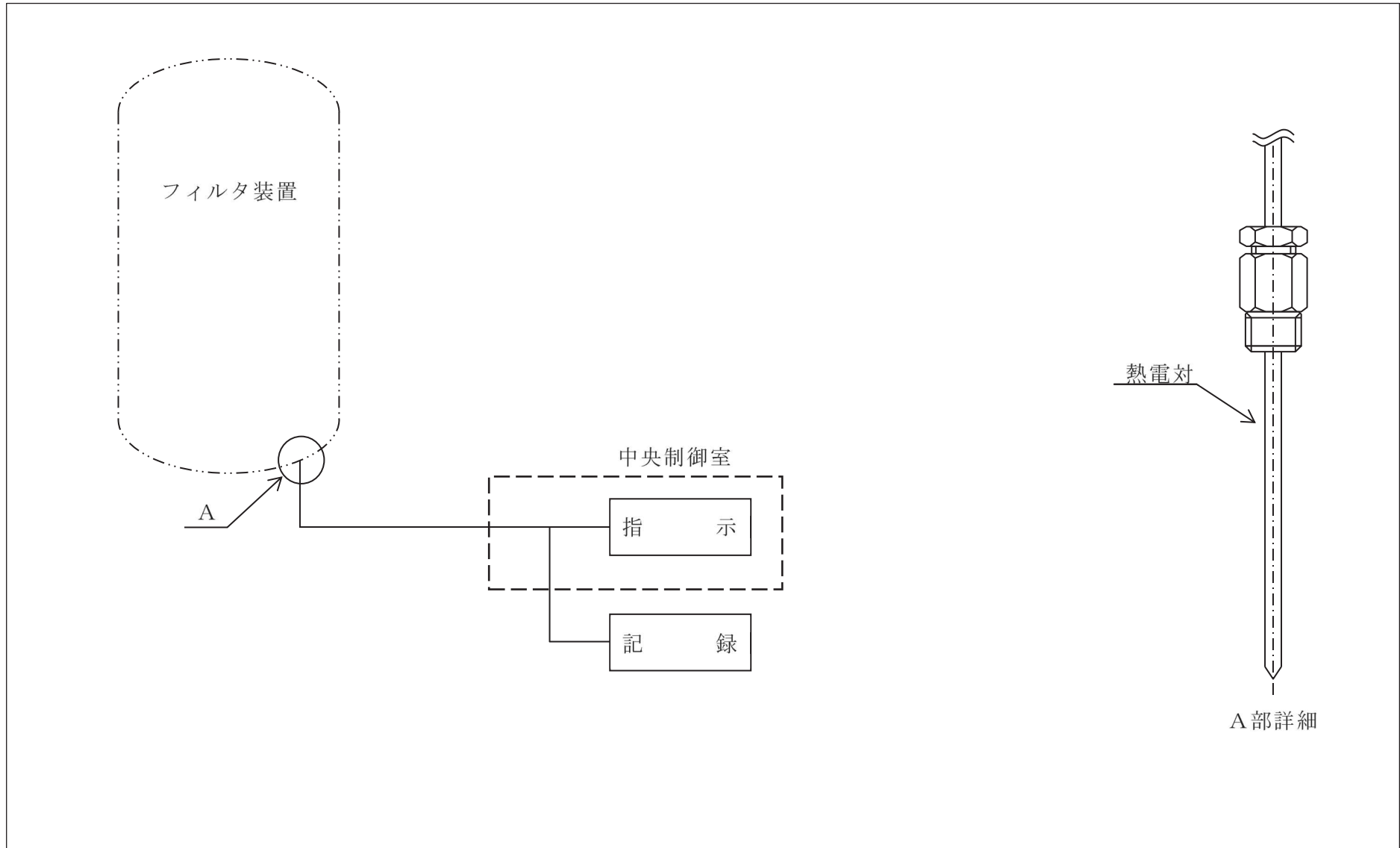
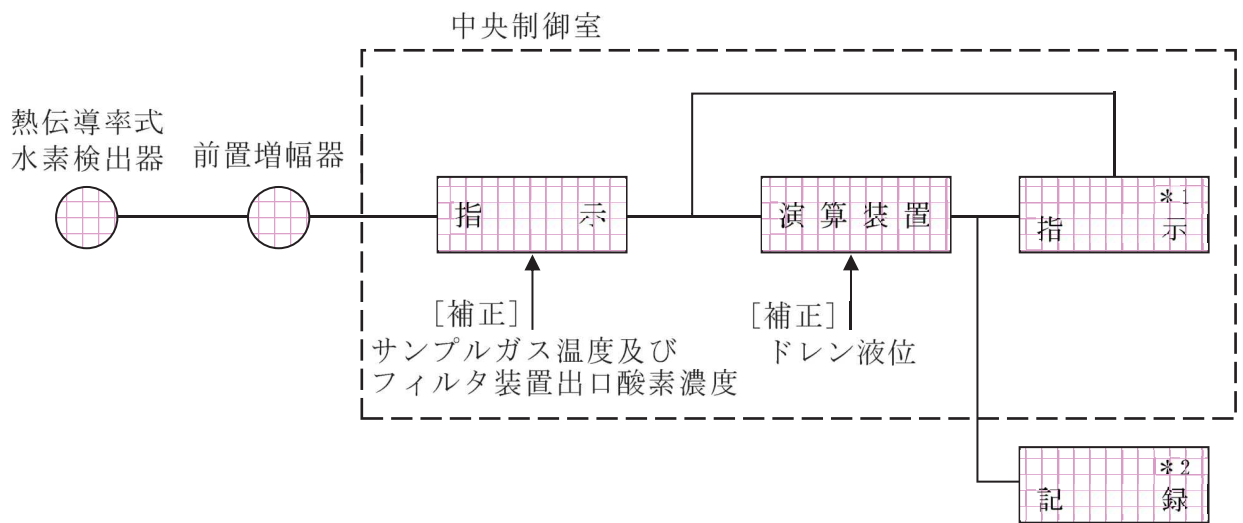


図 3.1.9-10 検出器の構造図 (フィルタ装置水温度)

(6) フィルタ装置出口水素濃度

フィルタ装置出口水素濃度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、熱伝導率式水素検出器にて水素濃度を電流信号として検出する。検出した電流信号は、演算装置にて水素濃度信号に変換した後、フィルタ装置出口水素濃度として中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図3.1.9-11「フィルタ装置出口水素濃度の概略構成図」及び図3.1.9-12「検出器の構造図（フィルタ装置出口水素濃度）」参照。)



注記*1：記録計
*2：SPDS 伝送装置

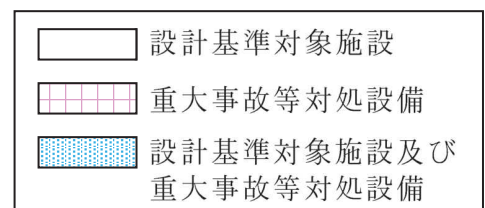


図 3.1.9-11 フィルタ装置出口水素濃度の概略構成図

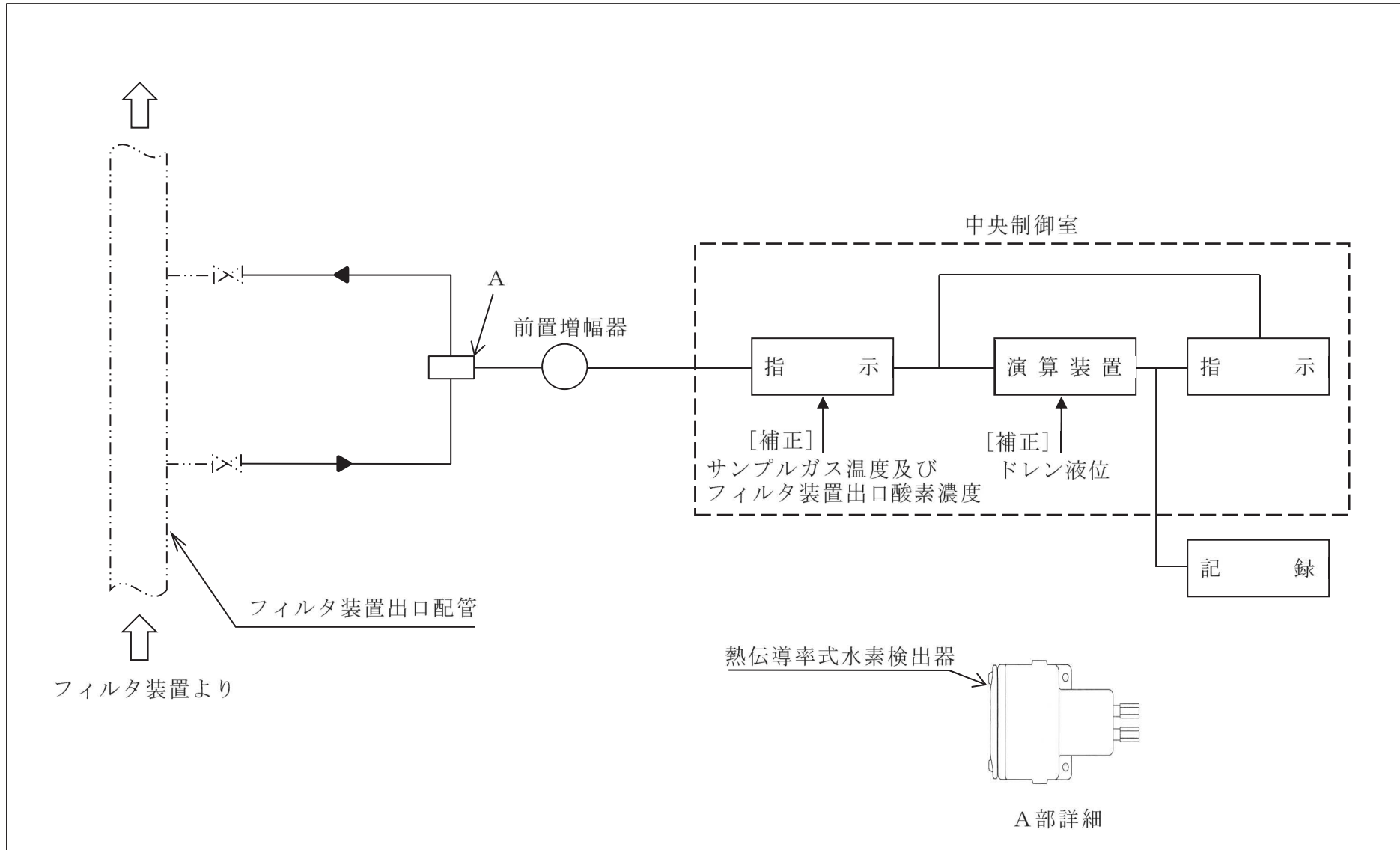


図 3.1.9-12 検出器の構造図 (フィルタ装置出口水素濃度)

(7) 原子炉補機冷却水系系統流量

原子炉補機冷却水系系統流量は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，差圧式流量検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号は，演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後，原子炉補機冷却水系系統流量として中央制御室に指示する。また，SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2 計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

(図3.1.9-13「原子炉補機冷却水系系統流量の概略構成図」及び図3.1.9-14「検出器の構造図（原子炉補機冷却水系系統流量）」参照。)

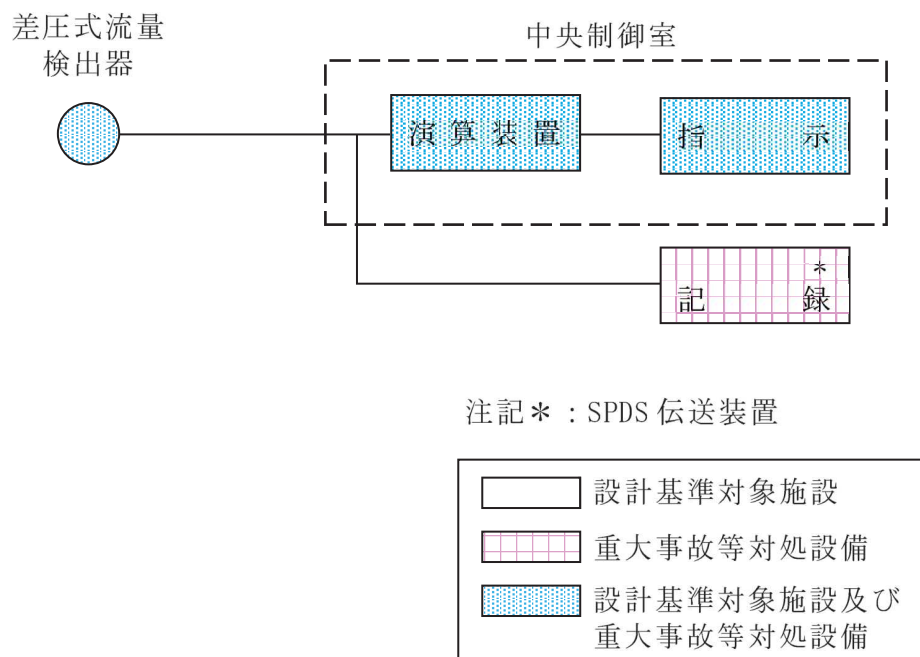


図 3.1.9-13 原子炉補機冷却水系系統流量の概略構成図

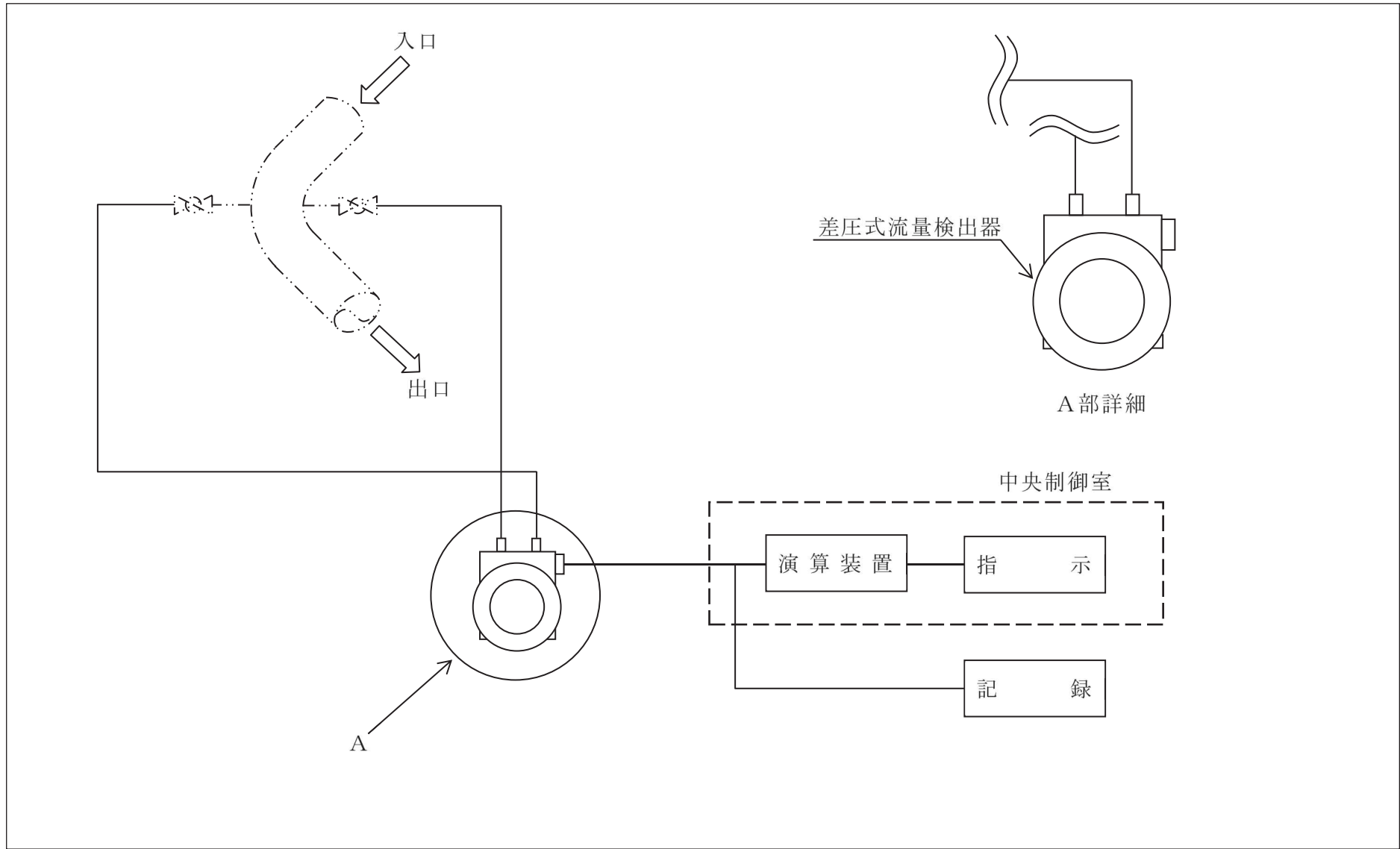
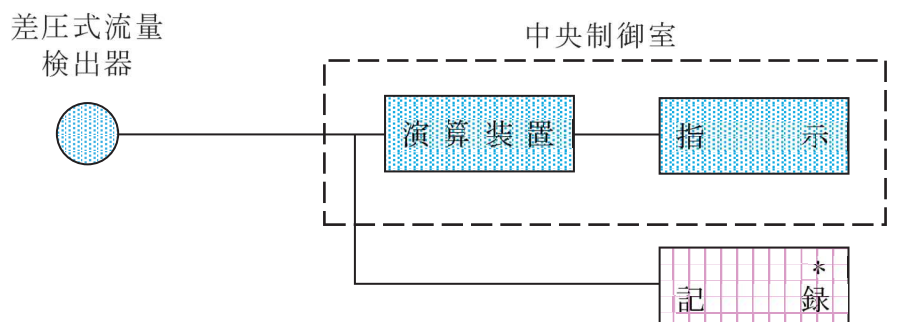


図 3.1.9-14 検出器の構造図 (原子炉補機冷却水系系統流量)

(8) 残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量

残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，差圧式流量検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号は，演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後，残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量として中央制御室に指示する。また，SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2 計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

(図3.1.9-15「残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量の概略構成図」及び図3.1.9-16「検出器の構造図（残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量）」参照。)



注記* : SPDS 伝送装置

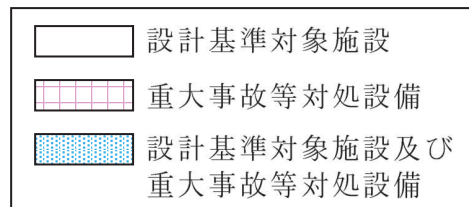


図 3.1.9-15 残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量の概略構成図

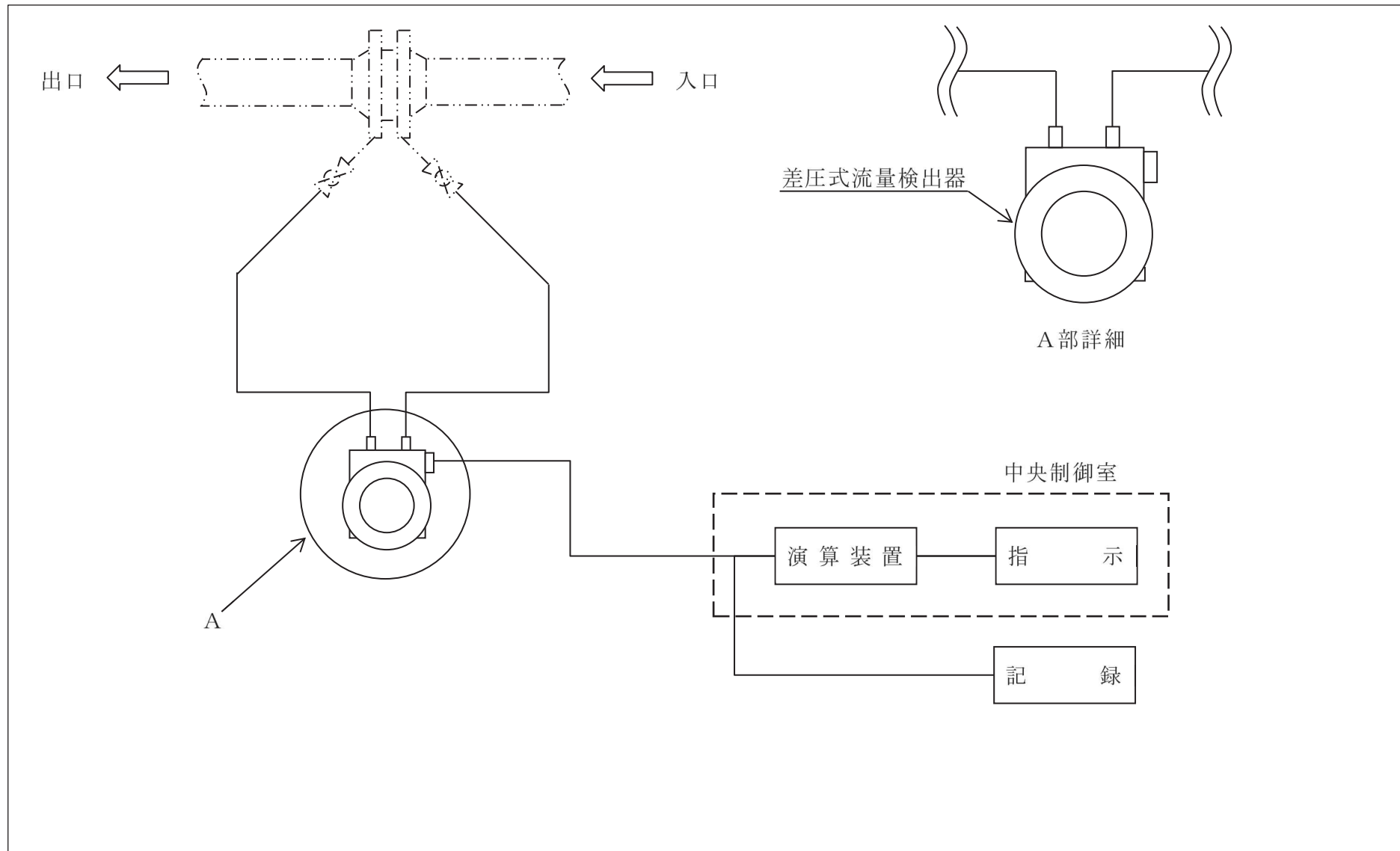
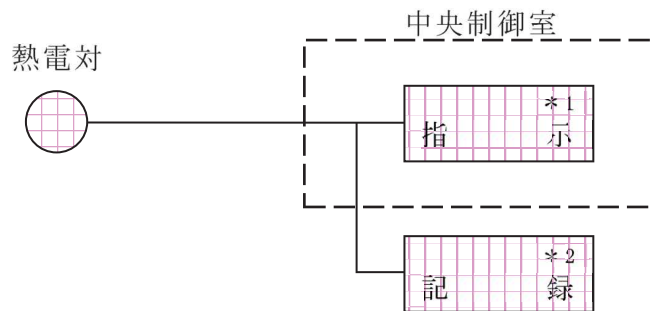


図 3.1.9-16 検出器の構造図 (残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量)

(9) 静的触媒式水素再結合装置動作監視装置

静的触媒式水素再結合装置動作監視装置は、重大事故等対処設備の機能を有しており、熱電対にて温度を起電力として検出する。検出した起電力は、静的触媒式水素再結合装置動作監視として中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

(図3.1.9-17「静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の概略構成図」及び図3.1.9-18「検出器の構造図(静的触媒式水素再結合装置動作監視装置)」参照。)



注記*1：記録計
*2：SPDS 伝送装置

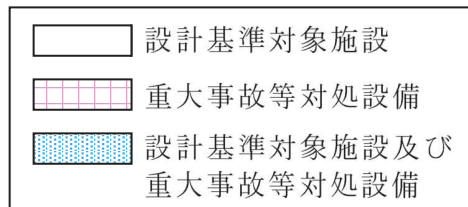


図 3.1.9-17 静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の概略構成図

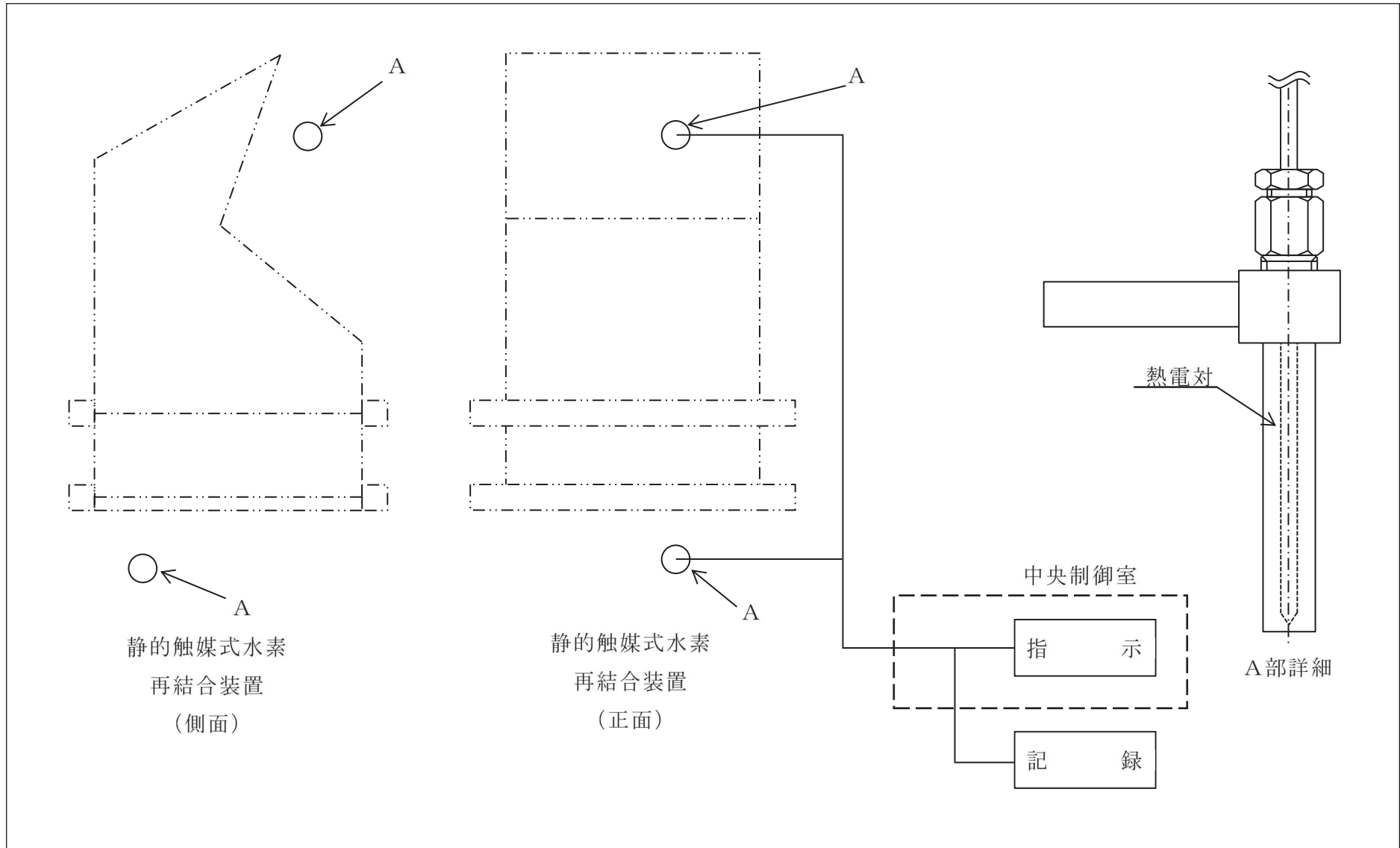
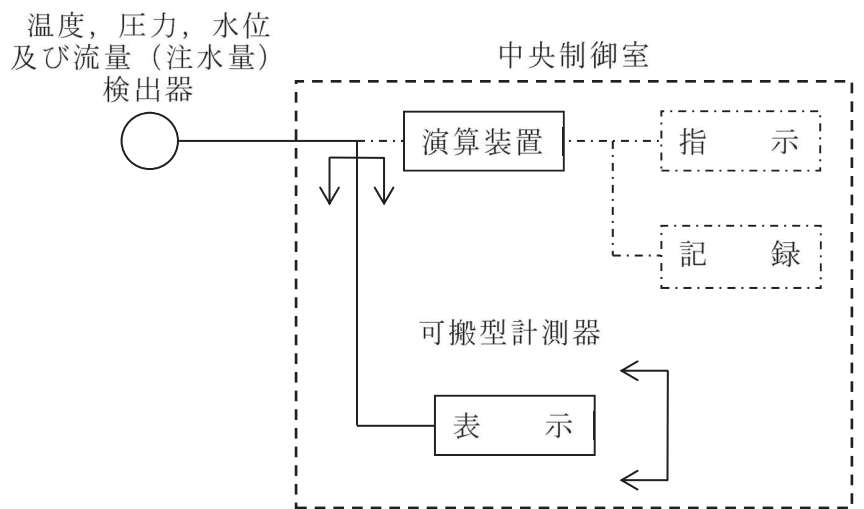


図 3.1.9-18 検出器の構造図 (静的触媒式水素再結合装置動作監視装置)

(10) 可搬型計測器

可搬型計測器は、重大事故等対処設備の機能を有しており、重大事故等が発生し、計測に必要な計器電源が喪失した場合に、当該重大事故等の対処に必要なパラメータのうち表 3.1.9-1 に示すパラメータを計測する計器について、重大事故等対応要員が可搬型計測器を検出器に接続する。重大事故等対応要員及び運転員は検出器からの温度指示の監視，又は電流信号を計測した後，換算表を用いて圧力，水位及び流量に換算して監視するとともに，記録用紙に記録し，保存する。記録及び保存については，「3.2 計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

(図 3.1.9-19「可搬型計測器の概略構成図」，表 3.1.9-1「可搬型計測器の測定対象パラメータ」，図 3.1.9-20「検出器の構造図(可搬型計測器)」，図 3.1.9-26「検出器の取付箇所を明示した図面(制御建屋 0.P.22.95m)」，図 3.1.9-27「検出器の取付箇所を明示した図面(緊急時対策建屋 0.P.51.50m)」及び表 4-2「可搬型計測器の測定範囲」参照。)



⇔⇔ 内は可搬範囲を示す。

図 3.1.9-19 可搬型計測器の概略構成図

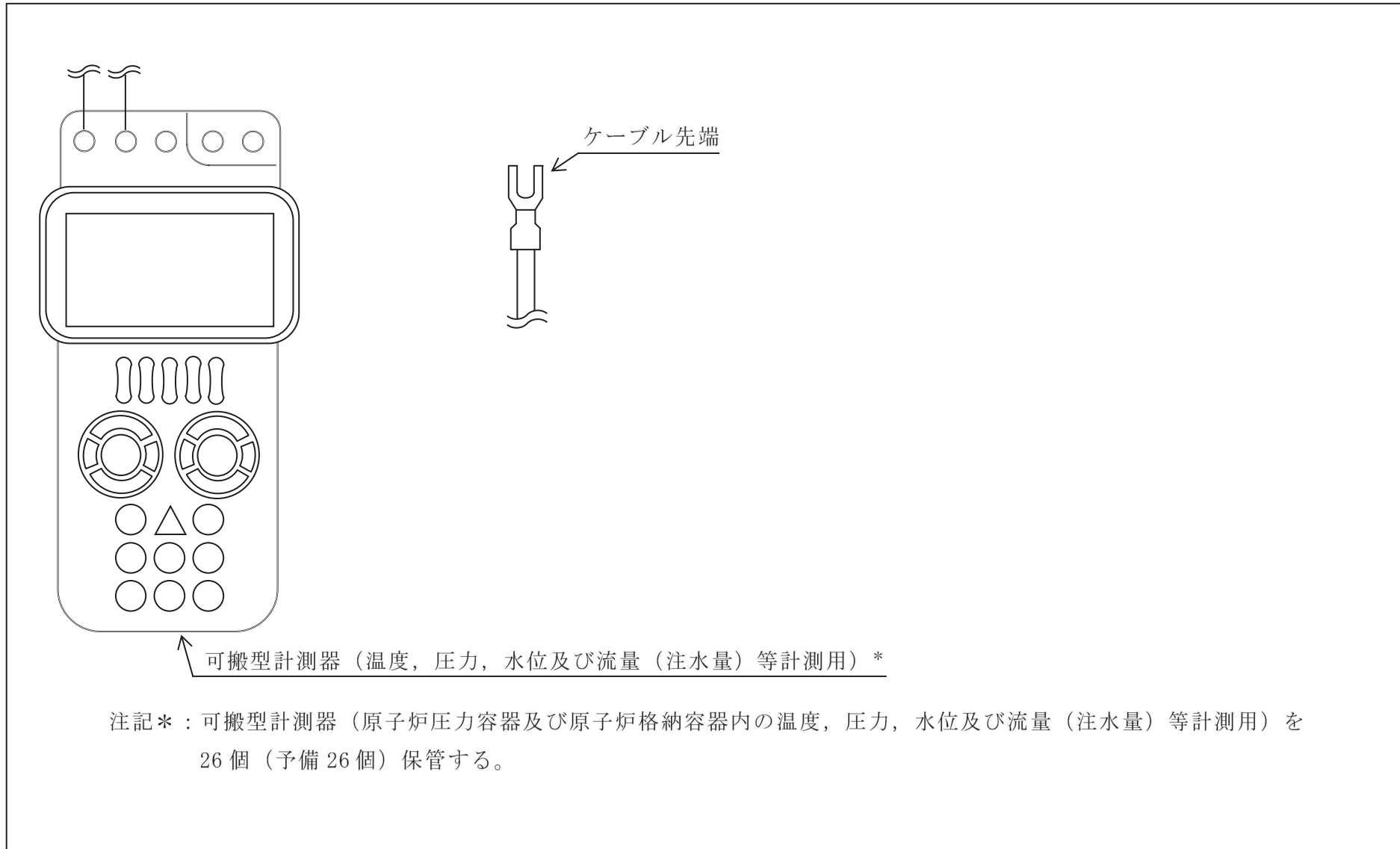


図 3.1.9-20 検出器の構造図 (可搬型計測器)

表 3.1.9-1 可搬型計測器の測定対象パラメータ

監視パラメータ	
高圧代替注水系ポンプ出口圧力	原子炉水位（燃料域）
直流駆動低圧注水系ポンプ出口圧力	原子炉水位（SA 広帯域）
代替循環冷却ポンプ出口圧力	原子炉水位（SA 燃料域）
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	ドライウエル圧力
高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	圧力抑制室圧力
残留熱除去系ポンプ出口圧力	ドライウエル温度
低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	圧力抑制室内空気温度
復水移送ポンプ出口圧力	サプレッションプール水温度
残留熱除去系熱交換器入口温度	原子炉格納容器下部温度
残留熱除去系熱交換器出口温度	復水貯蔵タンク水位
高圧代替注水系ポンプ出口流量	原子炉格納容器代替スプレイ流量
残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	原子炉格納容器下部注水流量
残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量）	圧力抑制室水位
直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量	原子炉圧力容器温度
代替循環冷却ポンプ出口流量	フィルタ装置水位（広帯域）
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	フィルタ装置入口圧力（広帯域）
高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	フィルタ装置出口圧力（広帯域）
残留熱除去系ポンプ出口流量	フィルタ装置水温度
低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	原子炉補機冷却水系系統流量
原子炉圧力	残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量
原子炉圧力（SA）	静的触媒式水素再結合装置動作監視装置
原子炉水位（広帯域）	使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）

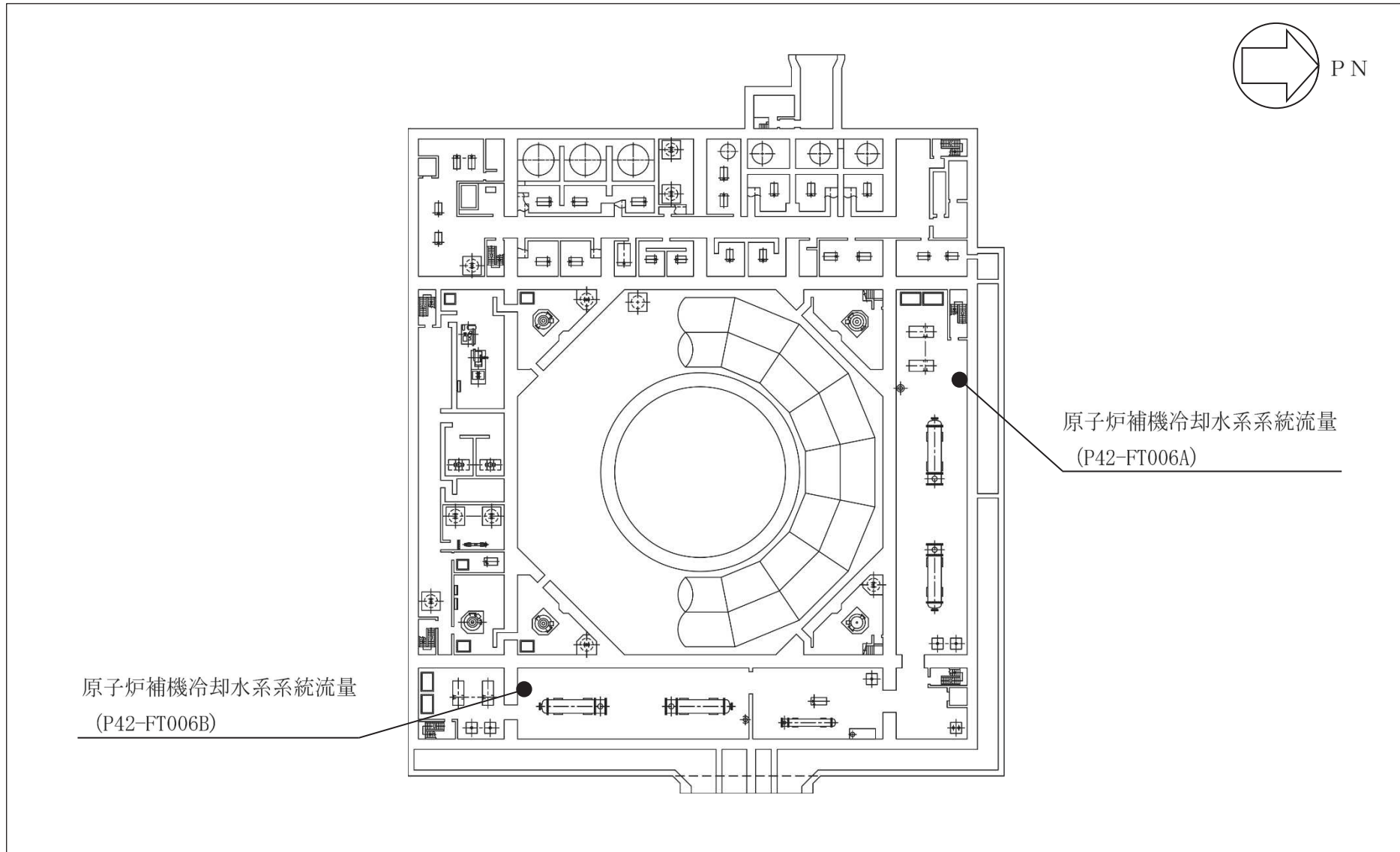


図 3.1.9-21 検出器の取付箇所を明示した図面 (原子炉建屋 O.P. -8.10m)

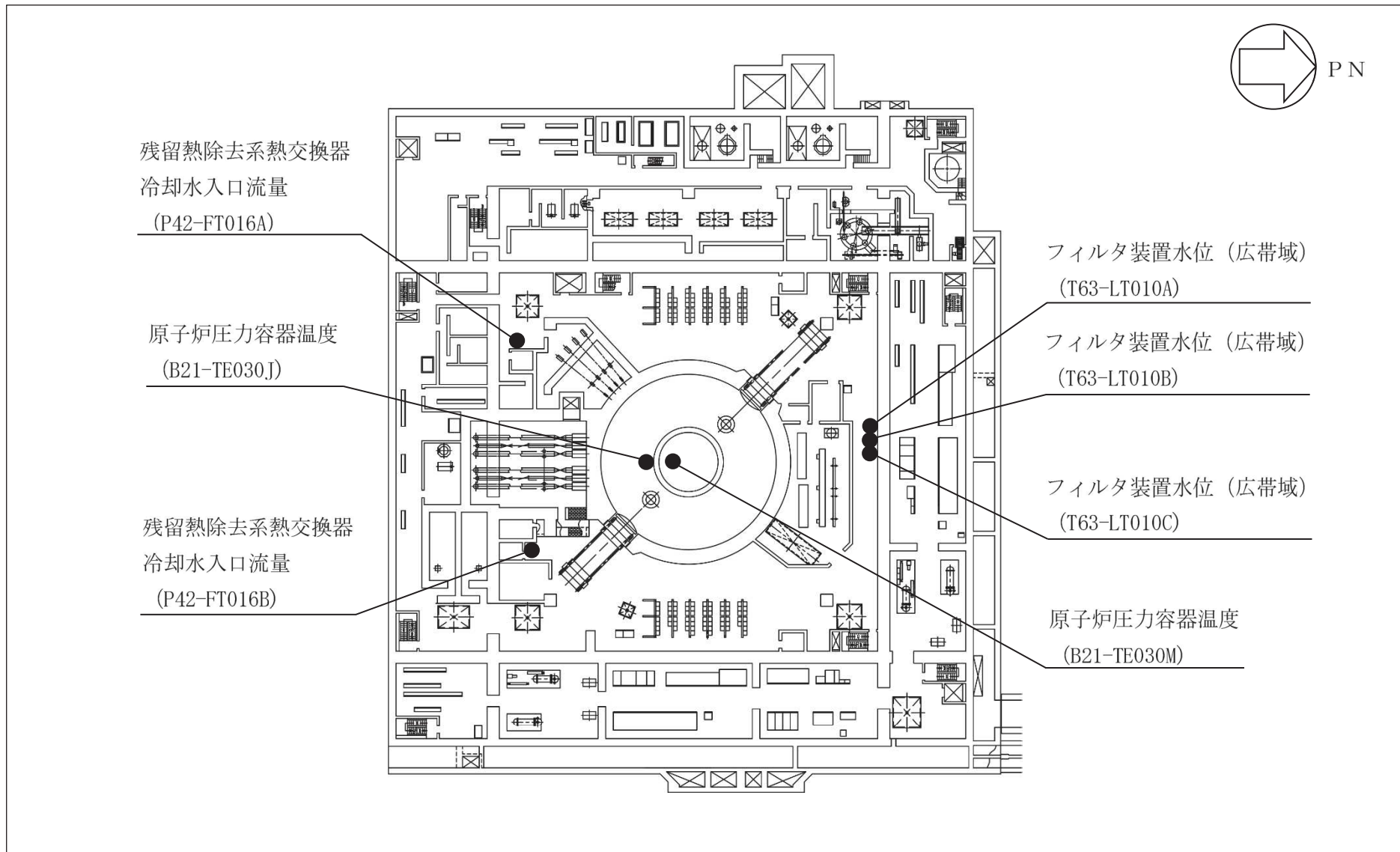


図 3.1.9-22 検出器の取付箇所を明示した図面 (原子炉建屋 0.P. 6.00m)

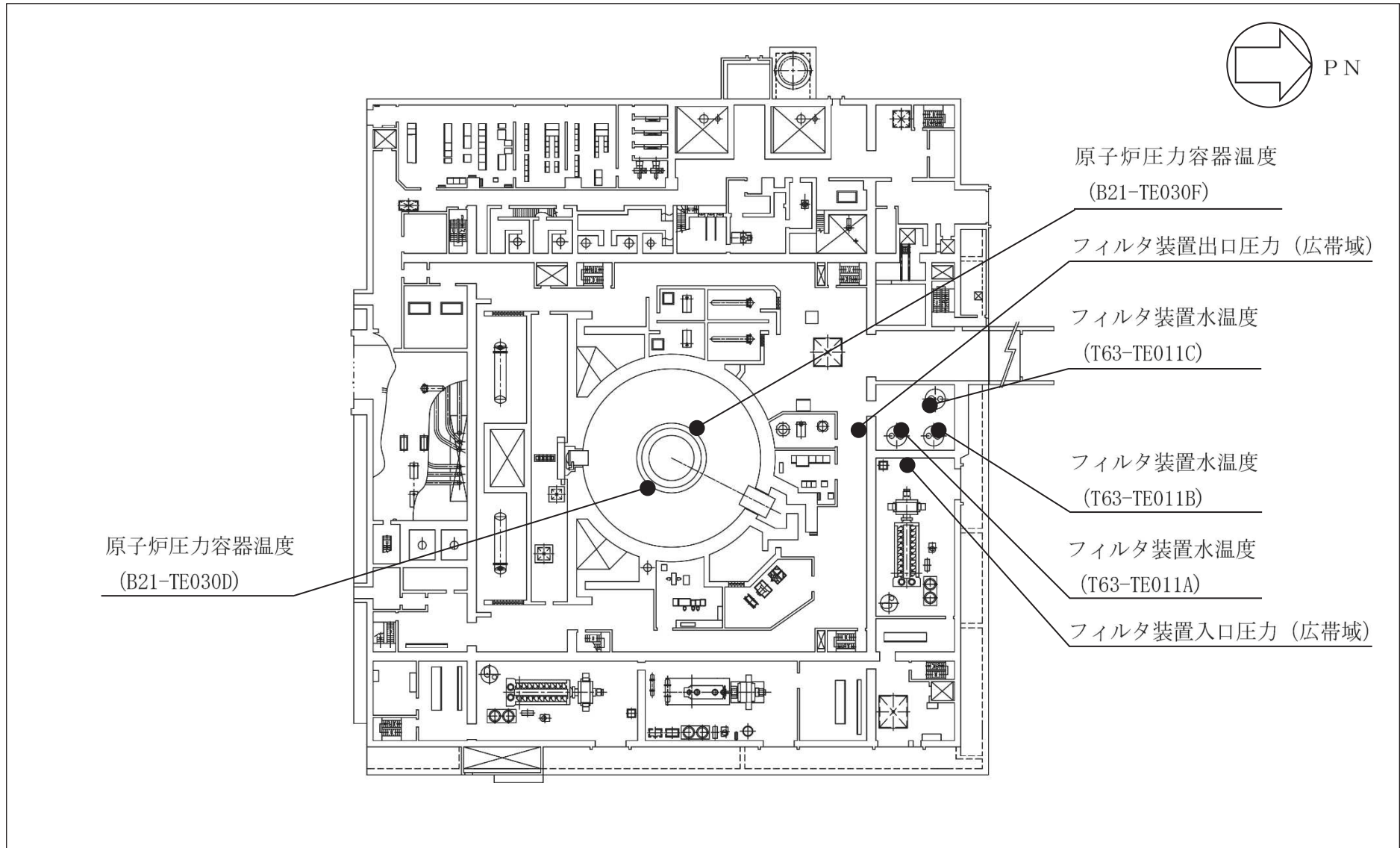


図 3.1.9-23 検出器の取付箇所を明示した図面 (原子炉建屋 0. P. 15.00m)

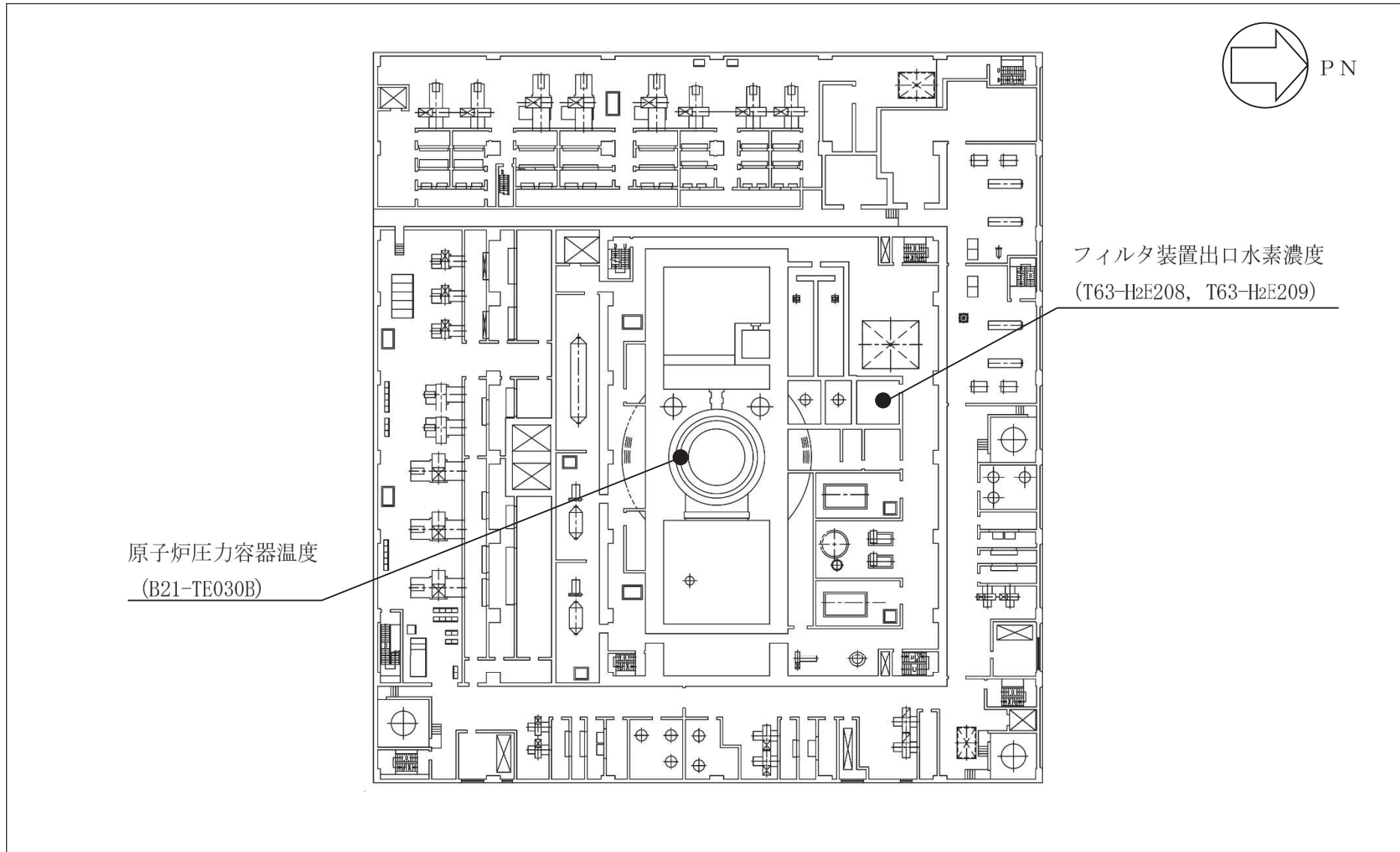


図 3.1.9-24 検出器の取付箇所を明示した図面 (原子炉建屋 0. P. 22. 50m)

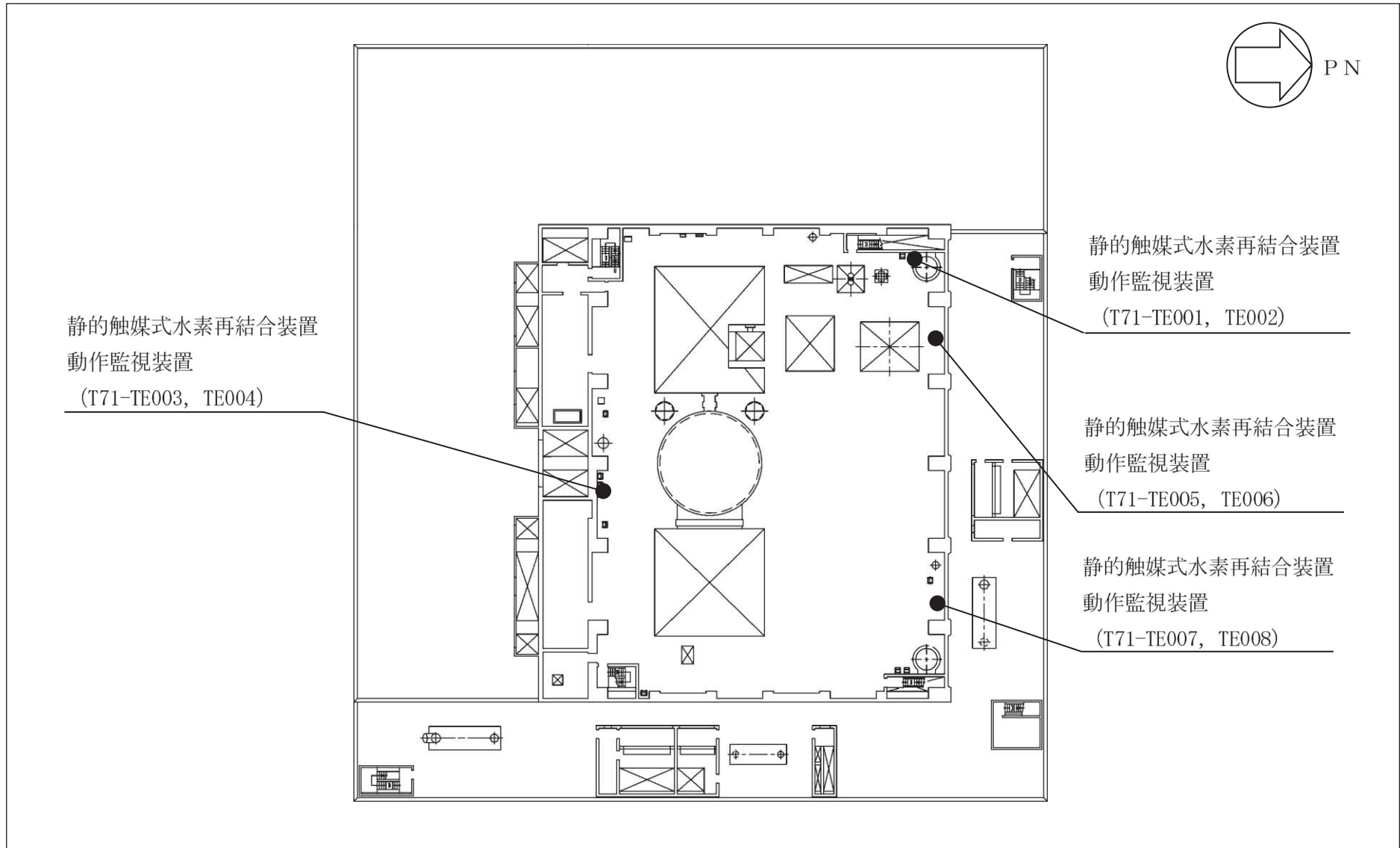


図 3.1.9-25 検出器の取付箇所を明示した図面 (原子炉建屋 0. P. 33. 20m)

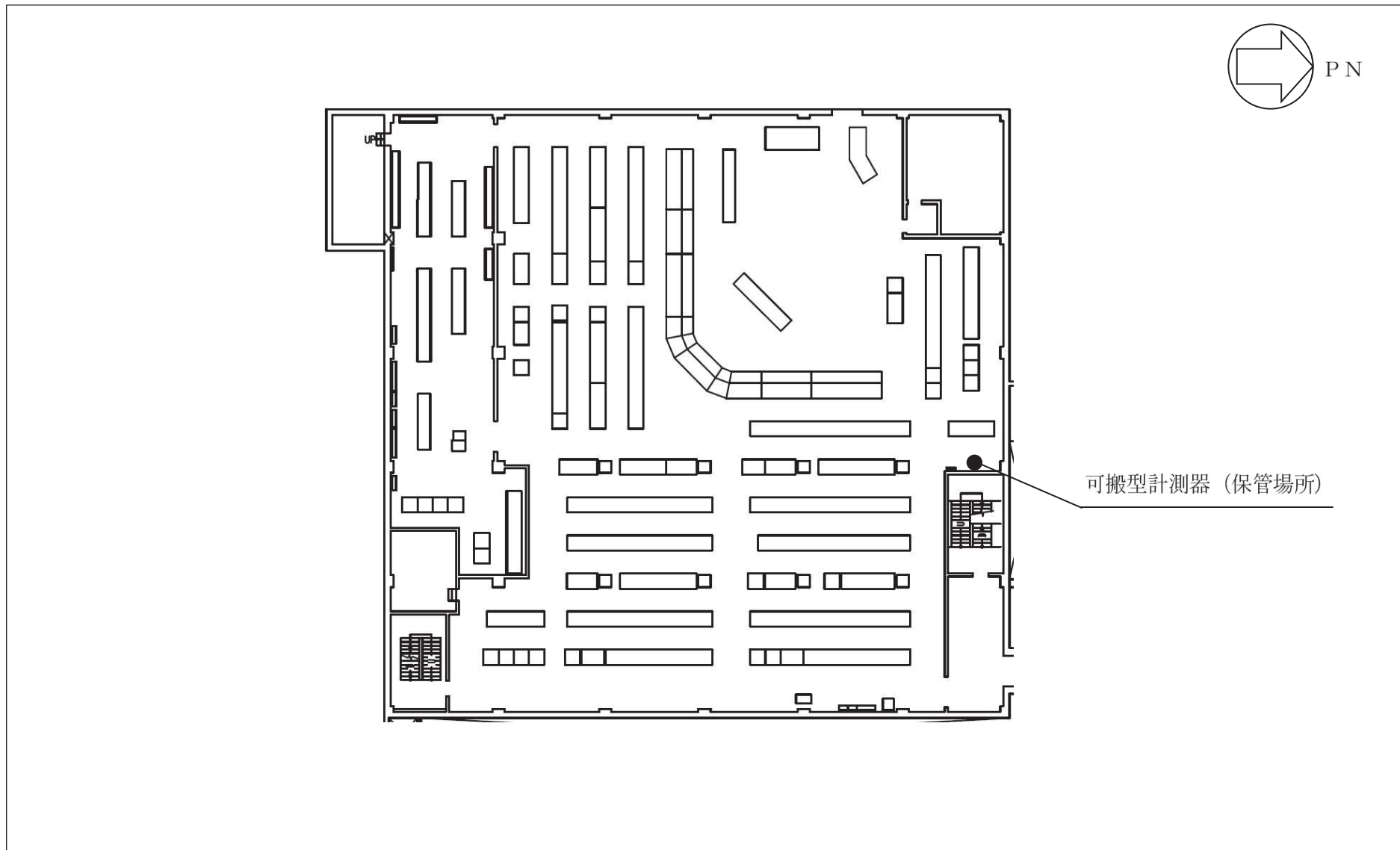


図 3.1.9-26 検出器の取付箇所を明示した図面 (制御建屋 0.P. 22. 95m)

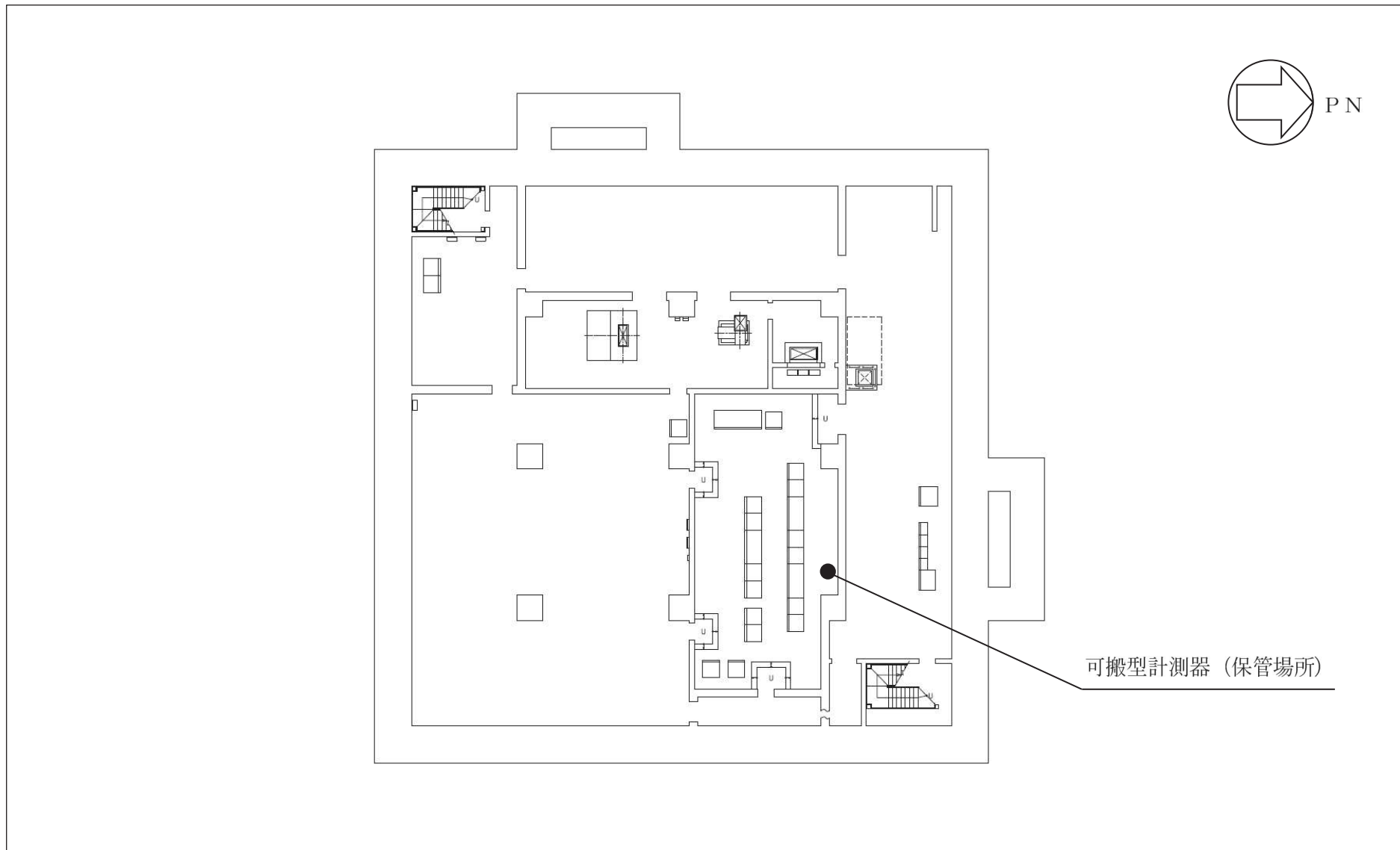


図 3. 1. 9-27 検出器の取付箇所を明示した図面 (緊急時対策建屋 0. P. 51. 50m)

3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存

3.2.1 計測結果の指示又は表示

「3.1 計測装置の構成」に示したパラメータは中央制御室に、原則、指示又は表示するとともに、SPDS 伝送装置に記録、保存できる設計とする。表 3.2.1-1 に計測装置の計測結果の指示、表示及び記録を示す。

3.2.2 設計基準対象施設に関する計測結果の記録及び保存

技術基準規則第 34 条第 4 項及びその解釈に関わる計測結果は、中央制御室に、原則、確実に記録計にて継続的に記録し、記録紙は取り替えて保存できる設計とする。表 3.2.2-1 の計測結果は、プロセス計算機から記録を帳票として出力し保存できる設計とするとともに、一次冷却材の不純物の濃度については、断続的な試料の分析を行い、従事者が測定結果を記録し保存できる設計とする。

記録を保存する計測項目と計測装置等を表 3.2.2-1 に示す。

3.2.3 重大事故等対処設備に関する計測結果の記録及び保存

重大事故等の対応に必要となるパラメータは、原則、SPDS 伝送装置に電磁的に記録、保存できる設計とする。保存した記録は、電源喪失により失われないとともに、帳票に出力できる設計とする。また、プラント状態の推移を把握するためにデータ収集周期は 1 分、記録の保存容量は計測結果を取り出すことで継続的なデータを得ることができるよう、14 日以上保存できる設計とする。

重大事故等の対応に必要となる現場のパラメータについても、可搬型計測器により記録できる設計とする。

表 3.2.1-1 計測装置の計測結果の指示、表示及び記録 (1/2)

計測装置	指示又は表示	記録*
起動領域モニタ	中央制御室	中央制御室 (記録計) SPDS 伝送装置
出力領域モニタ	中央制御室	中央制御室 (記録計) SPDS 伝送装置
高圧代替注水系ポンプ出口圧力	中央制御室	SPDS 伝送装置
直流駆動低圧注水系ポンプ出口圧力	中央制御室	SPDS 伝送装置
代替循環冷却ポンプ出口圧力	中央制御室	SPDS 伝送装置
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	中央制御室	SPDS 伝送装置
高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	中央制御室	SPDS 伝送装置
残留熱除去系ポンプ出口圧力	中央制御室	SPDS 伝送装置
低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	中央制御室	SPDS 伝送装置
復水移送ポンプ出口圧力	中央制御室	SPDS 伝送装置
残留熱除去系熱交換器入口温度	中央制御室	中央制御室 (記録計) SPDS 伝送装置
残留熱除去系熱交換器出口温度	中央制御室	中央制御室 (記録計) SPDS 伝送装置
高圧代替注水系ポンプ出口流量	中央制御室	SPDS 伝送装置
残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	中央制御室	SPDS 伝送装置
残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量)	中央制御室	SPDS 伝送装置
直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量	中央制御室	SPDS 伝送装置
代替循環冷却ポンプ出口流量	中央制御室	SPDS 伝送装置
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	中央制御室	SPDS 伝送装置
高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	中央制御室	SPDS 伝送装置
残留熱除去系ポンプ出口流量	中央制御室	SPDS 伝送装置
低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	中央制御室	SPDS 伝送装置
原子炉圧力	中央制御室	中央制御室 (記録計) SPDS 伝送装置
原子炉圧力 (SA)	中央制御室	SPDS 伝送装置
原子炉水位 (広帯域)	中央制御室	中央制御室 (記録計) SPDS 伝送装置
原子炉水位 (燃料域)	中央制御室	中央制御室 (記録計) SPDS 伝送装置
原子炉水位 (SA 広帯域)	中央制御室	SPDS 伝送装置
原子炉水位 (SA 燃料域)	中央制御室	SPDS 伝送装置

表 3.2.1-1 計測装置の計測結果の指示、表示及び記録 (2/2)

計測装置	指示又は表示	記録*
ドライウエル圧力	中央制御室	SPDS 伝送装置
圧力抑制室圧力	中央制御室	SPDS 伝送装置
ドライウエル温度	中央制御室	SPDS 伝送装置
圧力抑制室内空気温度	中央制御室	SPDS 伝送装置
サプレッションプール水温度	中央制御室	SPDS 伝送装置
原子炉格納容器下部温度	中央制御室	SPDS 伝送装置
格納容器内雰囲気酸素濃度	中央制御室	SPDS 伝送装置
格納容器内水素濃度(D/W)	中央制御室	SPDS 伝送装置
格納容器内水素濃度(S/C)	中央制御室	SPDS 伝送装置
格納容器内雰囲気水素濃度	中央制御室	SPDS 伝送装置
復水貯蔵タンク水位	中央制御室	SPDS 伝送装置
原子炉格納容器代替スプレイ流量	中央制御室	SPDS 伝送装置
原子炉格納容器下部注水流量	中央制御室	SPDS 伝送装置
圧力抑制室水位	中央制御室	SPDS 伝送装置
原子炉格納容器下部水位	中央制御室	SPDS 伝送装置
ドライウエル水位	中央制御室	SPDS 伝送装置
原子炉建屋内水素濃度	中央制御室	SPDS 伝送装置
原子炉圧力容器温度	中央制御室	SPDS 伝送装置
フィルタ装置水位 (広帯域)	中央制御室	SPDS 伝送装置
フィルタ装置入口圧力 (広帯域)	中央制御室	SPDS 伝送装置
フィルタ装置出口圧力 (広帯域)	中央制御室	SPDS 伝送装置
フィルタ装置水温度	中央制御室	SPDS 伝送装置
フィルタ装置出口水素濃度	中央制御室	SPDS 伝送装置
原子炉補機冷却水系系統流量	中央制御室	SPDS 伝送装置
残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量	中央制御室	SPDS 伝送装置
静的触媒式水素再結合装置動作監視装置	中央制御室	SPDS 伝送装置

注記*：記録計及びSPDS 伝送装置は、自動で記録する設計とし、記録計の記録紙は取り替えて保存する。SPDS 伝送装置の記録は電磁的に記録、保存し、重大事故等が発生した場合には保存容量（14 日以上）を超える前に帳票に出力し保存する。

表 3.2.2-1 記録を保存する計測項目と計測装置等

計測項目	計測装置等
炉心における中性子束密度	起動領域モニタ
	出力領域モニタ
制御棒の位置	制御棒位置
一次冷却材の不純物の濃度	原子炉水導電率
原子炉压力容器の入口及び出口における 圧力、温度及び流量	主蒸気圧力
	主蒸気温度
	主蒸気流量
	給水圧力
	給水温度
	給水流量
原子炉压力容器内の水位	原子炉水位（停止域）
	原子炉水位（燃料域）
	原子炉水位（広帯域）
	原子炉水位（狭帯域）
原子炉格納容器内の圧力、温度、可燃性ガスの濃度	格納容器圧力
	格納容器温度
	格納容器内雰囲気水素濃度
	格納容器内雰囲気酸素濃度

その他の計測項目については、工事計画認可申請書添付書類「V-1-3-1 使用済燃料貯蔵槽の温度、水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」及び添付書類「V-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。

3.3 安全保護装置

安全保護回路は、検出信号処理において一部デジタル演算処理を行う機器があるほかは、アナログ回路で構成している。また、安全保護装置とそれ以外の設備との間で用いる信号はアナログ信号（接点信号を含む。）であり、外部ネットワークを介した不正アクセス等による被害を受けることはない。

安全保護装置を構成するチャンネルは、それぞれ互いに分離し、それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないよう独立性を確保する設計とする。例として、原子炉保護系の構成例を「図 3.3-1 原子炉保護系の構成例」に示す。

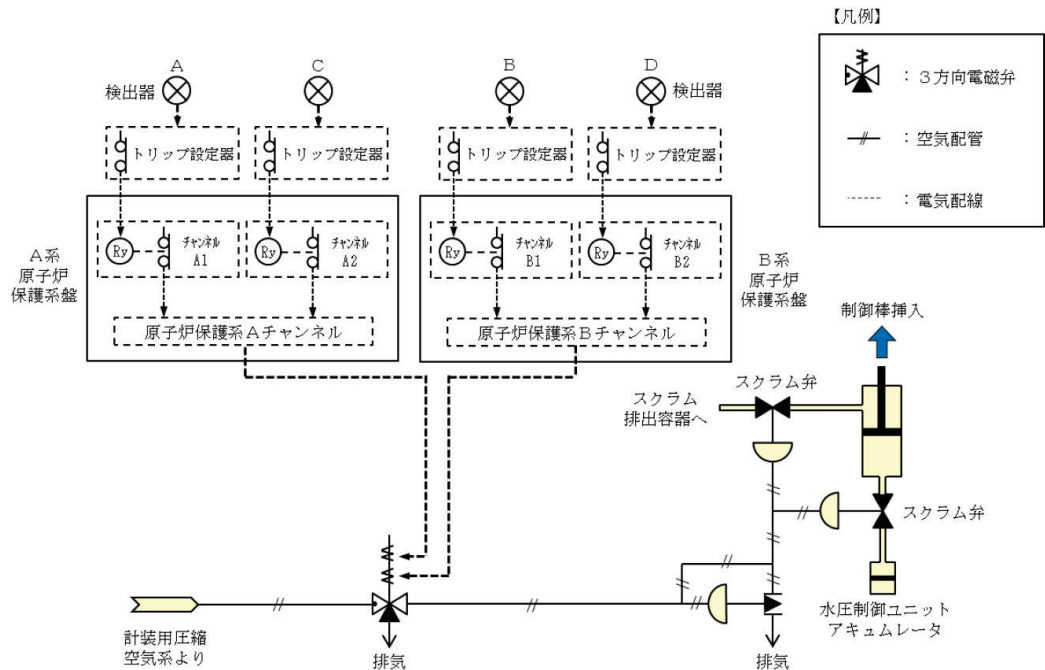


図 3.3-1 原子炉保護系の構成例

3.3.1 不正アクセス行為等の被害の防止

安全保護装置のうち、アナログ回路で構成する機器は、外部ネットワークとの物理的分離及び機能的分離、外部ネットワークからの遠隔操作防止、物理的及び電氣的アクセスの制限を設けることにより、システムの据付、更新、試験、保守等で、承認されていない者の操作を防止すること等の措置を講じることで、不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができる設計とする。

安全保護装置のうち、一部デジタル演算処理を行う機器は、外部ネットワークと物理的分離及び機能的分離、外部ネットワークからの遠隔操作防止及びウイルス等の侵入防止、物理的及び電氣的アクセスの制限を設けることにより、システムの据付、更新、試験、保守等で、承認されていない者の操作及びウイルス等の侵入を防止すること等の措置を講じることで、不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができる設計とする。

(1) 外部ネットワークと物理的な分離

安全保護装置は、盤に対する施錠によりハードウェアを直接接続させないことにより物理的に分離する設計とする。

安全保護装置は、盤の施錠等によりハードウェアを直接接続させない措置を実施することを保安規定に定める。

(2) 外部ネットワークと機能的な分離

安全保護装置は、統合原子力防災ネットワークに接続されている安全パラメータ表示システム伝送装置等外部からの侵入に対して、防護装置を介して外部への信号の流れを送信のみに制限することにより機能的に分離する設計とする。（「図 3.3.1-1 外部ネットワークとの接続構成概要図」参照）

(3) コンピュータウイルスが動作しない環境

安全保護装置のうち、一部デジタル演算処理を行う機器は、計算機固有のプログラム及び言語を使用し一般的なコンピュータウイルスが動作しない環境となる設計とする。

(4) 物理的及び電気的アクセスの制限

人的侵入や不正行為が発生しないように、発電所への入域の出入管理、盤の施錠、部屋の施錠等による物理的アクセスを制限する設計とするとともに、保守ツールの接続口自体を設けない構造にすることにより電気的アクセスを制限する設計とする。

(5) システムの導入段階、更新段階または試験段階で承認されていない変更を防ぐ対策

安全保護装置のうち、一部デジタル演算処理を行う機器は、「安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する規定」（JEAC4620-2008）及び「デジタル安全保護系の検証及び妥当性確認に関する指針」（JEAG4609-2008）に準じて、設計、製作、試験及び変更管理の各段階で検証及び妥当性確認（コンピュータウイルスの混入防止含む。）がなされたソフトウェア又はハードウェア回路を使用する設計とする。（「図 3.3.1-2 検証及び妥当性確認」及び「表 3.3.1-1 各検証項目における検証内容」参照）

(6) 有線又は無線による外部ネットワークからの遠隔操作の防止及びウイルス等の侵入防止

外部ネットワークと物理的な分離及び機能的な分離、コンピュータウイルスが動作しない環境、物理的及び電気的アクセスの制限、システムの導入段階、更新段階または試験段階で承認されていない変更を防ぐ対策を行うことにより有線又は無線による外部ネットワークからの遠隔操作及びウイルス等の侵入を防止できる設計とする。

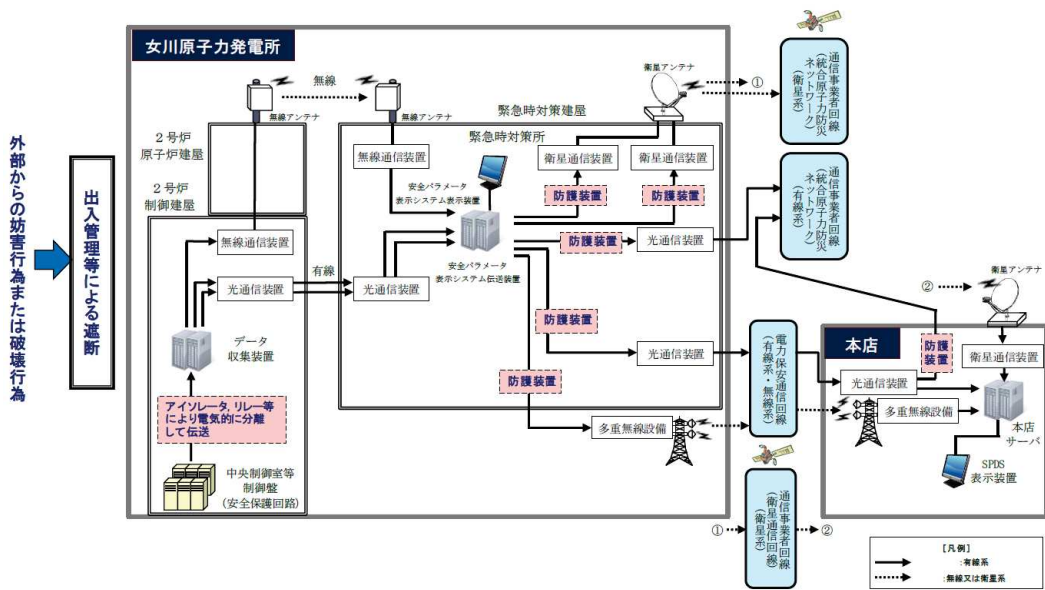
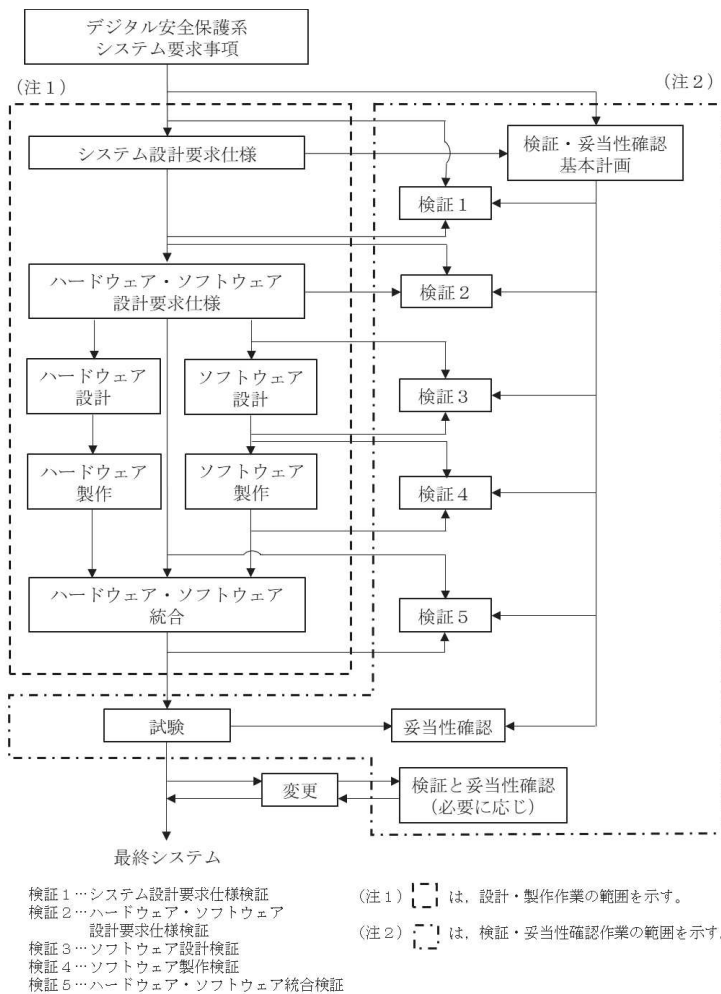


図 3.3.1-1 外部ネットワークとの接続構成概要図



注：ハードウェア回路の検証に当たっては、「ソフトウェア」の部分「ハードウェア回路」に置き換えて、検証及び妥当性確認を実施する。

図 3.3.1-2 検証及び妥当性確認

表 3.3.1-1 各検証項目における検証内容

検証項目	検証内容
検証 1	JEAC4620 のデジタル安全保護系システム要求事項が正しくシステム設計要求仕様に反映されていることを確認する。
検証 2	システム設計要求仕様が正しくハードウェア・ソフトウェア設計要求仕様に反映されていることを検証する。
検証 3	ソフトウェア設計要求仕様が正しくソフトウェア又はハードウェア回路設計に反映されていることを検証する。
検証 4	ソフトウェア又はハードウェア回路設計どおりに正しくソフトウェア又はハードウェア回路が製作されていることを検証する。
検証 5	ハードウェアとソフトウェア又はハードウェア回路を統合してハードウェア・ソフトウェア設計要求仕様どおりのシステムとなっていることを検証する。
妥当性確認	ハードウェアとソフトウェア又はハードウェア回路を統合して検証されたシステムが、JEAC4620 のデジタル安全保護系システム要求事項を満足していることを確認する。

4. 計測装置の計測範囲及び警報動作範囲

計測装置の計測範囲の設定に対する考え方については、共通する基本的な考え方について以下に示し、表 4-1「計測装置の計測範囲」にて当該パラメータの用途に応じた考え方を個別に示す。また、重大事故等が発生し、計測に必要な計器電源が喪失した場合に使用する可搬型計測器の測定範囲を表 4-2「可搬型計測器の測定範囲」に示す。

重大事故等対処設備については、重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり計測(パラメータの推定を含む)する設計としていること及び技術基準規則の要求に該当しないことから警報装置を設けない設計とする。

【計測範囲の設定に係る基本的な考え方】

計測装置の計測範囲は、計測を期待されるプラント条件において、警報設定値を包絡し、制御及び保護に必要となるプロセス量を考慮して、総合的な判断をもって設定することを基本とする。

制御及び保護に必要となるプロセス量の考慮とは、定格流量や定格出力を包絡する設定とすることや、最高使用圧力及び最高使用温度を包絡する設定とすることなどが挙げられる。

また、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータの計測装置の計測範囲は、設計基準事故時に想定される変動範囲の最大値を考慮し、適切に対応するための計測範囲を有する設計とする。

このように、いろいろな要素を総合的に勘案して計測範囲を設定することから、各パラメータにおいては、ひとつの計測対象の監視範囲として狭域及び広域を設定するような場合や、プラント状態が一時的に計測範囲を超えるような設定とする場合など、当該パラメータの用途に応じて適切に設定する。

重大事故等が発生し、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータの計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合の対応におけるパラメータの推定手段及び推定方法については、工事計画認可申請書添付書類「VI-1-1-6 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。

重大事故等時に設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握するための能力(最高計測可能温度等)を明確化するとともに、パラメータの計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合に、代替パラメータによる推定の対応手段等、複数のパラメータの中から確からしさを考慮した優先順位を保安規定に明確にし、確実に運用及び遵守できるよう手順として定めて管理する。

表 4-1 計測装置の計測範囲 (1/10)

名称	計測範囲	発電用原子炉の状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時	設計基準事故時 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
起動領域 モニタ	中性子源領域 $10^{-1} \sim 10^6 \text{cps}$ ($1 \times 10^3 \sim 1 \times 10^9 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	約 $100 \sim 10^4 \text{cps}$ 前後	定格出力の約 8 倍	定格出力の約 5%	—	原子炉の停止時から起動時の中性子束(約 $100 \sim 10^4 \text{cps}$ 前後)を測定できる範囲として $10^{-1} \sim 10^6 \text{cps}$ に設定している。重大事故等時に原子炉の停止状態の確認のためのパラメータとして用いる。停止時の変動範囲は計測範囲に包絡されている。起動領域モニタ(中性子源領域)が測定できる範囲を超えた場合は、起動領域モニタ(中間領域)、出力領域モニタによって監視可能。
	中間領域 0~40%又は 0~125%*2 ($1 \times 10^8 \sim 2 \times 10^{13} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	$1 \times 10^8 \sim 2 \times 10^{13} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$				原子炉の起動時から定格出力運転時の中性子束を測定できる範囲として、中性子源領域とのオーバーラップを考慮して $1 \times 10^8 \sim 2 \times 10^{13} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ に設定している。

表 4-1 計測装置の計測範囲 (2/10)

名称	計測範囲	発電用原子炉の状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時	設計基準事故時 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
出力領域 モニタ	0~125%*3 ($1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	0~100%	定格出力の約 8 倍	定格出力の約 6.8 倍	—	原子炉の起動時から定格出力運転時、運転時の異常な過渡変化並びに設計基準事故時の中性子束を測定できる範囲として 0~125%に設定している。 なお、設計基準事故及び重大事故等時、一時的に計測範囲を超えるが、負の反応度フィードバック効果により短期間であり、かつ出力上昇及び下降は急峻であるため、現状の計測範囲でも運転監視上影響はない。また、重大事故等時においても代替原子炉再循環ポンプトリップ機能等により中性子束は低下するため、現状の計測範囲でも対応が可能である。「中間領域中性子束」及び「中性子源領域中性子束」と併せて重大事故等時における中性子束の変動範囲を監視可能。

表 4-1 計測装置の計測範囲 (3/10)

名称	計測範囲	発電用原子炉の状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時	設計基準事故時 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
高圧代替注水系 ポンプ出口圧力	0~15MPa [gage]	—	—	最大値： 14.0MPa [gage]	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、高圧代替注水系の運転時における高圧代替注水系ポンプの最高使用圧力(14.0MPa[gage])を監視可能。
直流駆動低圧 注水系ポンプ 出口圧力	0~2MPa [gage]	—	—	最大値： 1.70MPa [gage]	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、直流駆動低圧注水系の運転時における直流駆動低圧注水系ポンプの最高使用圧力(1.70MPa[gage])を監視可能。
代替循環冷却 ポンプ出口圧力	0~4MPa [gage]	—	—	—	最大値： 3.73MPa [gage]	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、代替循環冷却系の運転時における代替循環冷却ポンプの最高使用圧力(3.73 MPa[gage])を監視可能。
原子炉隔離時 冷却系ポンプ 出口圧力	0~15MPa [gage]	0~11.8MPa [gage]	最大値： 11.8MPa[gage]	最大値： 11.8MPa [gage]	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、原子炉隔離時冷却系の運転時における原子炉隔離時冷却系ポンプの最高使用圧力(11.8MPa[gage])を監視可能。
高圧炉心 スプレイ系 ポンプ出口圧力	0~12MPa [gage]	0~10.8MPa [gage]	最大値： 10.8MPa[gage]	最大値： 10.8MPa [gage]	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、高圧炉心スプレイ系の運転時における高圧炉心スプレイ系ポンプの最高使用圧力(10.8MPa[gage])を監視可能。
残留熱除去系 ポンプ出口圧力	0~4MPa [gage]	0~3.73MPa [gage]	最大値： 3.73MPa[gage]	最大値： 3.73MPa [gage]	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、残留熱除去系運転時における残留熱除去系ポンプの最高使用圧力(3.73MPa[gage])を監視可能。

表 4-1 計測装置の計測範囲 (4/10)

名称	計測範囲	発電用原子炉の状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時	設計基準事故時 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
低圧炉心 スプレイ系 ポンプ出口圧力	0~5MPa [gage]	0~4.41MPa [gage]	最大値： 4.41MPa[gage]	最大値： 4.41MPa [gage]	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、低圧炉心スプレイ系運転時における低圧炉心スプレイ系ポンプの最高使用圧力(4.41MPa[gage])を監視可能。
復水移送ポンプ 出口圧力	0~1.5MPa [gage]	—	—	最大値： 1.37MPa [gage]	最大値： 1.37MPa [gage]	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、低圧代替注水系(常設)の運転時における復水移送ポンプの最高使用圧力(1.37MPa[gage])を監視可能。
残留熱除去系 熱交換器入口 温度	0~300℃	186℃以下	最大値：186℃	最大値： 186℃	最大値： 186℃	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系系統水の最高使用温度(186℃)を監視可能。
残留熱除去系 熱交換器出口 温度	0~300℃	186℃以下	最大値：186℃	最大値： 186℃	最大値： 186℃	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系系統水の最高使用温度(186℃)を監視可能。
高圧代替注水系 ポンプ出口流量	0~120m ³ /h	—	—	0~90.8m ³ /h	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、高圧代替注水系ポンプの最大注水量(90.8m ³ /h)に余裕を見込んだ設定とする。
残留熱除去系 洗浄ライン流量 (残留熱除去系 ヘッドスプレイ ライン洗浄 流量)	0~220m ³ /h	—	—	0~199m ³ /h	0~130m ³ /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、原子炉注水時の最大注水量(199m ³ /h)に余裕を見込んだ設定とする。

表4-1 計測装置の計測範囲 (5/10)

名称	計測範囲	発電用原子炉の状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時	設計基準事故時 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
残留熱除去系 洗浄ライン流量 (残留熱除去系 B系格納容器 冷却ライン洗浄 流量)	0~220m ³ /h	—	—	0~199m ³ /h	0~130m ³ /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、原子炉注水時の最大注水量 (199m ³ /h) に余裕を見込んだ設定とする。
直流駆動低圧 注水系ポンプ 出口流量	0~100m ³ /h	—	—	0~80m ³ /h	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、直流駆動低圧注水系ポンプの最大注水量 (80m ³ /h) に余裕を見込んだ設定とする。
代替循環冷却 ポンプ出口流量	0~200m ³ /h	—	—	—	0~150m ³ /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、代替循環冷却ポンプの最大注水量 (150m ³ /h) に余裕を見込んだ設定とする。
原子炉隔離時 冷却系ポンプ 出口流量	0~150m ³ /h	0~ 90.8m ³ /h	0~90.8m ³ /h	0~90.8m ³ /h	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、原子炉隔離時冷却系ポンプの最大注水量 (90.8m ³ /h) に余裕を見込んだ設定とする。
高圧炉心 スプレイ系 ポンプ出口流量	0~ 1500m ³ /h	0~ 1050m ³ /h	(高圧側) 0~318m ³ /h (低圧側) 0~1050m ³ /h	(高圧側) 0~318m ³ /h (低圧側) 0~1050m ³ /h	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、高圧炉心スプレイ系ポンプの最大注水量 (1050m ³ /h) に余裕を見込んだ設定とする。
残留熱除去系 ポンプ出口流量	0~ 1500m ³ /h	0~ 1136m ³ /h	0~1136m ³ /h	0~1136m ³ /h	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、残留熱除去系ポンプの最大注水量 (1136m ³ /h) に余裕を見込んだ設定とする。
低圧炉心 スプレイ系 ポンプ出口流量	0~ 1500m ³ /h	0~ 1050m ³ /h	0~1050m ³ /h	0~1050m ³ /h	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、低圧炉心スプレイ系ポンプの最大注水量 (1050m ³ /h) に余裕を見込んだ設定とする。

表4-1 計測装置の計測範囲 (6/10)

名称	計測範囲	発電用原子炉の状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時	設計基準事故時 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
原子炉圧力	0～10MPa [gage]	6.93MPa [gage]	最大値： 約8.11MPa[gage]	最大値： 約9.26MPa [gage]	最大値： 約7.40MPa [gage]	重大事故等時における原子炉圧力容器最高圧力(9.26MPa[gage])を包絡するように、原子炉圧力(0～10MPa[gage])を設定する。
原子炉圧力 (SA)	0～11MPa [gage]	6.93MPa [gage]	最大値： 約8.11MPa[gage]	最大値： 約9.26MPa [gage]	最大値： 約7.40MPa [gage]	原子炉圧力容器最高使用圧力(8.62MPa[gage])の1.2倍(10.34MPa[gage])を監視可能。
原子炉水位 (広帯域)	-3800mm～ 1500mm*4	980mm*4	有効燃料棒底部程度～レベル8 (-7832mm～1470mm)*4		980mm以下*4	炉心の冷却状態を確認する上で、原子炉水位制御範囲(レベル3～レベル8)及び有効燃料棒底部まで監視可能。
原子炉水位 (燃料域)	-3800mm～ 1300mm*5	5110mm*5	有効燃料棒底部程度～レベル8 (-3702mm～5600mm)*5		5110mm以下*5	
原子炉水位 (SA広帯域)	-3800mm～ 1500mm*4	980mm*4	有効燃料棒底部程度～レベル8 (-7832mm～1470mm)*4		980mm以下*4	
原子炉水位 (SA燃料域)	-3800mm～ 1300mm*5	5110mm*5	有効燃料棒底部程度～レベル8 (-3702mm～5600mm)*5		5110mm以下*5	
ドライウエル 圧力	0～ 1MPa[abs]	5kPa [gage]	330kPa[gage]以下	427kPa[gage] 以下	640kPa[gage] 以下	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、原子炉格納容器の限界圧力(2Pd:854kPa[gage])に余裕を見込んだ設定とする。
圧力抑制室圧力	0～ 1MPa[abs]	5kPa [gage]	210kPa[gage]以下	427kPa[gage] 以下	640kPa[gage] 以下	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、原子炉格納容器の限界圧力(2Pd:854kPa[gage])に余裕を見込んだ設定とする。

表4-1 計測装置の計測範囲 (7/10)

名称	計測範囲	発電用原子炉の状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時	設計基準事故時 (運転時の異常な 過渡変化時を含む)	重大事故等時		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
ドライウェル 温度	0~300℃	57℃以下	146℃以下	155℃以下	180℃以下	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、原子炉格納容器の限界温度 (200℃) に余裕を見込んだ設定とする。
圧力抑制室内 空気温度	0~300℃	32℃以下	97℃以下	155℃以下	153℃以下	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、原子炉格納容器の限界温度 (200℃) に余裕を見込んだ設定とする。
サプレッション プール水温度	0~200℃	32℃以下	97℃以下	155℃以下	145℃以下	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、原子炉格納容器の限界圧力 (2Pd : 854kPa[gage]) におけるサプレッションプール水の飽和温度 (約 178℃) に余裕を見込んだ設定とする。
原子炉格納容器 下部温度	0~700℃	—	—	—	最大値 : 700℃	原子炉格納容器下部に熔融炉心が落下した場合における原子炉圧力容器の破損検知が可能。
格納容器内雰囲気 酸素濃度	0~30vo1%	2.5vo1%以下	約 4.3vo1%	2.5vo1%以下	約 3.4vo1%	重大事故等時において、原子炉格納容器内の酸素濃度が変動する可能性のある範囲 (0~3.4vo1%) を監視可能。
格納容器内 水素濃度 (D/W)	0~100vo1%	0vo1%	0~1.9vo1%	0vo1%	0~23.9vo1%	重大事故等時において、原子炉格納容器内の水素燃焼の可能性 (水素濃度 : 4vo1%) を把握する上で監視可能。 炉心の著しい損傷時に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲 (0~100vo1%) を監視可能。

表4-1 計測装置の計測範囲 (8/10)

名称	計測範囲	発電用原子炉の状態 ^{*1} と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時	設計基準事故時 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
格納容器内 水素濃度(S/C)	0~100vol%	0vol%	0~1.0vol%	0vol%	0~23.9vol%	重大事故等時において、原子炉格納容器内の水素燃焼の可能性(水素濃度:4vol%)を把握する上で監視可能。 炉心の著しい損傷時に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲(0~100vol%)を監視可能。
格納容器内雰囲気 水素濃度	0~30vol% 0~100vol%	0vol%	0~1.9vol%	0vol%		
復水貯蔵タンク 水位	0~3200m ³	1600m ³ 以上	0~3173m ³	0~3173m ³	0~3173m ³	重大事故等時において、復水貯蔵タンクの底部からオーバーフローレベル(0~3173m ³)を監視可能。
原子炉格納容器 代替スプレイ 流量	0~100m ³ /h	—	—	0~88m ³ /h	0~88m ³ /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、原子炉格納容器代替スプレイ系による最大注水量(88m ³ /h)に余裕を見込んだ設定とする。
原子炉格納容器 下部注水流量	0~110m ³ /h	—	—	—	0~80m ³ /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、原子炉格納容器下部注水系による最大注水量(80m ³ /h)に余裕を見込んだ設定とする。
圧力抑制室水位	0~5m ^{*6}	0.05m ^{*6}	0.05m ^{*6}	0.05~2.27m ^{*6}	0.05~2m ^{*6}	外部水源注水量限界(通常運転水位+約2m(O.P.-1.91m))を把握する範囲を監視可能。 重大事故等時において、変動する可能性のある範囲(0.05~2.27m)に余裕を見込んだ設定とする。
原子炉格納容器 下部水位	0.5, 1.0, 1.5, 2.0, 2.5, 2.8m ^{*7, *8}	—	—	—	3.4m ^{*7, *8}	重大事故等時において、原子炉格納容器下部への注水による蓄水状況を確認できる位置に設置する。

表4-1 計測装置の計測範囲 (9/10)

名称	計測範囲	発電用原子炉の状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時	設計基準事故時 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
ドライウエル 水位	0.02, 0.23, 0.34m*8, *9	—	—	—	0.46m*8, *9	重大事故等時において、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却に必要な水深があることを確認できる位置に設置する。
原子炉建屋内 水素濃度	0~10vol%	—	—	—	4vol%以下	重大事故等時において、原子炉建屋内の水素燃焼の可能性（水素濃度：4vol%）を把握する上で監視可能である（なお、静的触媒式水素再結合装置にて、原子炉建屋の水素濃度を可燃限界である4vol%未満に低減する）。
原子炉圧力容器 温度	0~500℃	286℃	最大値：約297℃	最大値： 約307℃	最大値： 300℃	重大事故等時における損傷炉心の冷却状態を把握し、適切に対応するための判断基準（300℃）に対して、原子炉圧力容器温度（0~500℃）を設定する。
フィルタ装置 水位（広帯域）	0~3650mm	—	—	[]		原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置底部を計測範囲の零とし、フィルタ装置機能維持のための上限水位 [] 及び下限水位 [] を監視可能。
フィルタ装置 入口圧力 （広帯域）	-0.1~1MPa [gage]	—	—	最大値： 427kPa[gage]	最大値： 854kPa[gage]	原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の最高使用圧力（854kPa[gage]）を監視可能。
フィルタ装置 出口圧力 （広帯域）	-0.1~1MPa [gage]	—	—	最大値： 427kPa[gage]	最大値： 854kPa[gage]	原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の最高使用圧力（854kPa[gage]）を監視可能。
フィルタ装置 水温度	0~200℃	—	—	最大値：154℃	最大値： 178℃	原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の最高使用温度（200℃）を監視可能。

137

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 4-1 計測装置の計測範囲 (10/10)

名称	計測範囲	発電用原子炉の状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時	設計基準事故時 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
フィルタ装置 出口水素濃度	0~30vol% 0~100vol%	—	—	0vol%	0~2.4vol%	原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置による原子炉格納容器ベント後に窒素による掃気を実施し、原子炉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濃度(4vol%)未満であることを監視可能。
原子炉補機冷却水系系統流量	0~4000m ³ /h	0~1400m ³ /h	0~2800m ³ /h	0~2800m ³ /h	—	原子炉補機冷却水ポンプ 2 台の定格流量(2800m ³ /h)に余裕を見込んだ設定としている。
残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量	0~1500m ³ /h	—	0~950m ³ /h	0~950m ³ /h	0~382m ³ /h	原子炉補機冷却水ポンプでの残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量(950m ³ /h)に余裕を見込んだ設定としている。 原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系(サブプレッションプール水冷却モード)の運転を行う場合に必要な流量(382m ³ /h)を監視可能。
静的触媒式水素再結合装置動作監視装置	0~500℃	—	—	—	最大値： 300℃	重大事故等時において、静的触媒式水素再結合装置作動時に想定される温度範囲を監視可能。

注記*1：発電用原子炉の状態の定義は、以下のとおり。

- 通常運転時：計画的に行なわれる起動、停止、運転、高温停止、低温停止、燃料取替等の発電用原子炉施設の運転であって、その運転状態が所定の制限内にあるもの。
- 運転時の異常な過渡変化時：発電用原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作、及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態。
- 設計基準事故時：「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって、発生する頻度は稀であるが、発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定されるもの。

・重大事故等時：発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定される事故を超える事故の発生により、発電用原子炉の炉心の著しい損傷が発生するおそれがある状態又は炉心の著しい損傷が発生した状態。

- *2：各測定レンジにおける出力比を示す。
- *3：定格出力時の値に対する比率で示す。
- *4：基準点は、原子炉圧力容器零レベルより 1313cm 上とする（ドライヤスカート底部付近）。
- *5：基準点は、原子炉圧力容器零レベルより 900cm 上とする（有効燃料棒頂部付近）。
- *6：基準点は、通常運転水位 O.P. -3850mm。
- *7：原子炉格納容器下部床面（O.P. -2500mm）からの高さ。
- *8：水位が検出器に到達した場合に ON になる。
- *9：ドライウエル床面（O.P. 1150mm）からの高さ。

表 4-2 可搬型計測器の測定範囲 (1/3)

監視パラメータ	常設計器の測定範囲	測定範囲等
高圧代替注水系ポンプ出口 圧力	0~15MPa [gage]	0~15MPa に相当する検出器からの電気信号を計測。
直流駆動低圧注水系ポンプ 出口圧力	0~2MPa [gage]	0~2MPa に相当する検出器からの電気信号を計測。
代替循環冷却ポンプ出口圧 力	0~4MPa [gage]	0~4MPa に相当する検出器からの電気信号を計測。
原子炉隔離時冷却系ポンプ 出口圧力	0~15MPa [gage]	0~15MPa に相当する検出器からの電気信号を計測。
高圧炉心スプレイ系ポンプ 出口圧力	0~12MPa [gage]	0~12MPa に相当する検出器からの電気信号を計測。
残留熱除去系ポンプ出口圧 力	0~4MPa [gage]	0~4MPa に相当する検出器からの電気信号を計測。
低圧炉心スプレイ系ポンプ 出口圧力	0~5MPa [gage]	0~5MPa に相当する検出器からの電気信号を計測。
復水移送ポンプ出口圧力	0~1.5MPa [gage]	0~1.5MPa に相当する検出器からの電気信号を計測。
残留熱除去系熱交換器入口 温度	0~300°C	検出器内部の温度素子の耐熱温度である 350 °C程度までの温度測定が可能。
残留熱除去系熱交換器出口 温度	0~300°C	検出器内部の温度素子の耐熱温度である 350 °C程度までの温度測定が可能。
高圧代替注水系ポンプ出口 流量	0~120m ³ /h	0~120m ³ /h に相当する検出器からの電気信号を計測。
残留熱除去系洗浄ライン流 量(残留熱除去系ヘッドスプレ イライン洗浄流量)	0~220m ³ /h	0~220m ³ /h に相当する検出器からの電気信号を計測。
残留熱除去系洗浄ライン流 量(残留熱除去系 B 系格納 容器冷却ライン洗浄流量)	0~220m ³ /h	0~220m ³ /h に相当する検出器からの電気信号を計測。
直流駆動低圧注水系ポンプ 出口流量	0~100m ³ /h	0~100m ³ /h に相当する検出器からの電気信号を計測。
代替循環冷却ポンプ出口流 量	0~200m ³ /h	0~200m ³ /h に相当する検出器からの電気信号を計測。
原子炉隔離時冷却系ポンプ 出口流量	0~150m ³ /h	0~150m ³ /h に相当する検出器からの電気信号を計測。

表 4-2 可搬型計測器の測定範囲 (2/3)

監視パラメータ	常設計器の測定範囲	測定範囲等
高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	0~1500m ³ /h	0~1500m ³ /h に相当する検出器からの電気信号を計測。
残留熱除去系ポンプ出口流量	0~1500m ³ /h	0~1500m ³ /h に相当する検出器からの電気信号を計測。
低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	0~1500m ³ /h	0~1500m ³ /h に相当する検出器からの電気信号を計測。
原子炉圧力	0~10MPa[gage]	0~10MPa に相当する検出器からの電気信号を計測。
原子炉圧力 (SA)	0~11MPa[gage]	0~11MPa に相当する検出器からの電気信号を計測。
原子炉水位 (広帯域)	-3800~1500mm	-3800~1500 mm* ¹ に相当する検出器からの電気信号を計測。
原子炉水位 (燃料域)	-3800~1300 mm	-3800~1300 mm* ² に相当する検出器からの電気信号を計測。
原子炉水位 (SA 広帯域)	-3800~1500 mm	-3800~1500 mm* ¹ に相当する検出器からの電気信号を計測。
原子炉水位 (SA 燃料域)	-3800~1300 mm	-3800~1300 mm* ² に相当する検出器からの電気信号を計測。
ドライウェル圧力	0~1MPa[gage]	0~1MPa に相当する検出器からの電気信号を計測。
圧力抑制室圧力	0~1MPa[gage]	0~1MPa に相当する検出器からの電気信号を計測。
ドライウェル温度	0~300℃	検出器内部の温度素子の耐熱温度である 350℃程度までの温度測定が可能。
圧力抑制室内空気温度	0~300℃	検出器内部の温度素子の耐熱温度である 350℃程度までの温度測定が可能。
サプレッションプール水温度	0~200℃	検出器内部の温度素子の耐熱温度である 350℃程度までの温度測定が可能。
原子炉格納容器下部温度	0~700℃	検出器内部の温度素子の耐熱温度である 900℃程度までの温度測定が可能。
復水貯蔵タンク水位	0~3200m ³	0~3200m ³ に相当する検出器からの電気信号を計測。
原子炉格納容器代替スプレイ流量	0~100m ³ /h	0~100m ³ /h に相当する検出器からの電気信号を計測。

表 4-2 可搬型計測器の測定範囲 (3/3)

監視パラメータ	常設計器の測定範囲	測定範囲等
原子炉格納容器下部注水流量	0~110m ³ /h	0~110m ³ /h に相当する検出器からの電気信号を計測。
圧力抑制室水位	0~5m	0~5m* ³ に相当する検出器からの電気信号を計測。
原子炉圧力容器温度	0~500℃	検出器内部の温度素子の耐熱温度である 800℃程度までの温度測定が可能。
フィルタ装置水位 (広帯域)	0~3650mm	0~3650mm に相当する検出器からの電気信号を計測。
フィルタ装置入口圧力 (広帯域)	-0.1~1MPa[gage]	-0.1~1MPa[gage]に相当する検出器からの電気信号を計測。
フィルタ装置出口圧力 (広帯域)	-0.1~1MPa[gage]	-0.1~1MPa[gage]に相当する検出器からの電気信号を計測。
フィルタ装置水温度	0~200℃	検出器内部の温度素子の耐熱温度である 350℃程度までの温度測定が可能。
原子炉補機冷却水系系統流量	0~4000m ³ /h	0~4000m ³ /h に相当する検出器からの電気信号を計測。
残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量	0~1500m ³ /h	0~1500m ³ /h に相当する検出器からの電気信号を計測。
静的触媒式水素再結合装置動作監視装置	0~500℃	検出器内部の温度素子の耐熱温度である 800℃程度までの温度測定が可能。
使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	0~150℃	検出器内部の温度素子の耐熱温度である 350℃程度までの温度測定が可能。

注記*1：基準点は、原子炉圧力容器零レベルより 1,313cm 上とする (ドライヤスカート底部付近)。

*2：基準点は、原子炉圧力容器零レベルより 900cm 上とする (有効燃料棒頂部付近)。

*3：基準点は、通常運転水位 O.P. -3850mm。

VI-1-5-2 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

目 次

1. 概要.....	1
2. 基本方針.....	1
2.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備.....	1
2.2 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備.....	3
3. 施設の詳細設計方針.....	3
3.1 その他の工学的安全施設.....	3
4. 工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値根拠.....	6
4.1 ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）.....	6
4.2 ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）.....	8
4.3 ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）.....	10
4.4 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）.....	12

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 35 条、第 59 条及び第 61 条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に関わる、工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値の根拠について説明する。

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

重大事故等対処設備に関しては、工学的安全施設等の自動作動信号を発信する設備として、緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界に移行するための設備及び原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備を設置したことから、本設備から発信される作動信号の設定値の根拠について説明する。

2. 基本方針

2.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

技術基準規則第 59 条及びその解釈に基づき、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象（以下「ATWS」という。）が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行させるため、ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）により、全制御棒を全挿入させて原子炉を未臨界に移行させる。

また、ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）により、原子炉再循環ポンプを自動停止させ原子炉再循環流量の低下により原子炉出力を抑制する。

ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）は、自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の作動を阻止することによって、多量の冷水の炉心注入に伴う大きな正の反応度印加を防止し、炉心の健全性を維持する。

(1) ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）

運転時の異常な過渡変化のうち、「主蒸気隔離弁の誤閉止」のような原子炉が隔離される事象において ATWS が発生した場合、原子炉圧力の上昇に伴い、ボイドの減少による正の反応度が印加され、中性子束の上昇により表面熱流束が上昇し、燃料棒表面で沸騰遷移が生じることで燃料被覆管温度が上昇する。このような事象に対処するため、原子炉がスクラムする原子炉圧力高の信号とは別に ATWS 緩和設備用として原子炉圧力高の信号を新たに追加する。

また、原子炉水位が低下する過渡変化時において ATWS が発生する事象に対応するため、原子炉がスクラムする原子炉水位低（レベル 3）の信号とは別に ATWS 緩和設備用として原子炉水位低（レベル 2）の信号を新たに追加する。

ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、原子炉圧力高、原子炉水位低（レベル 2）のいずれかの信号により起動（作動）する。

なお、ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、原子炉保護系とは別の電磁弁からスクラム弁の空気を排出することでスクラム弁を開操作させる。原子炉保護系が動作後に ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）が動作した場合において、スクラム弁の空気はすでに原子炉保護系のスクラムパイロット弁より排出されていることから、ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の動作による悪影響はない。

(2) ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）

運転時の異常な過渡変化のうち、「主蒸気隔離弁の誤閉止」のような原子炉が隔離される事象において ATWS が発生した場合、原子炉圧力の上昇に伴い、ボイドの減少による正の反応度が印加され、中性子束の上昇により表面熱流束が上昇し、燃料棒表面で沸騰遷移が生じることで燃料被覆管温度が上昇する。このような事象に対処するため、原子炉がスクラムする原子炉圧力高の信号とは別に ATWS 緩和設備用として原子炉圧力高の信号を新たに追加する。

また、原子炉水位が低下する過渡変化時において ATWS が発生する事象に対応するため、原子炉がスクラムする原子炉水位低（レベル 3）の信号とは別に ATWS 緩和設備用として原子炉水位低（レベル 2）の信号を新たに追加する。

ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、原子炉圧力高、原子炉水位低（レベル 2）のいずれかの信号により起動（作動）する。

なお、ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、タービントリップ又は負荷遮断時の原子炉再循環ポンプのトリップ機能とは別にトリップ信号を出力することにより原子炉再循環ポンプの遮断器を動作させ、原子炉再循環ポンプ 2 台をトリップさせる。タービントリップ又は負荷遮断時の原子炉再循環ポンプのトリップ機能が動作後に ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）が動作した場合において、原子炉再循環ポンプはすでにトリップしていることから、ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の動作による悪影響はない。

(3) ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）

ATWS が発生し、原子炉出力が維持されている状態で、原子炉水位が異常に低下すると自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）が作動し、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系によって多量の冷水が炉心に注入されるため、大きな正の反応度が印加される。このような事象に対処するため、原子炉がスクラムする中性子束高の信号とは別に ATWS 緩和設備用として中性子束高の信号を新たに追加する。また、自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）が作動する原子炉水位低（レベル 1）より上の原子炉水位低（レベル 2）の信号を

新たに追加する。

ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）は中性子束高と原子炉水位低（レベル 2）の同時信号により起動（作動）する。

2.2 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

技術基準規則第 61 条及びその解釈に基づき、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）により、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動させ、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する。

(1) 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）

原子炉減圧機能喪失の要因のひとつとして、高圧注水機能が喪失し、原子炉水位のみ低下し、ドライウェル圧力高が発生しない場合がある。このような事象に対処するため、残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系ポンプの出口圧力確立を条件に原子炉水位低（レベル 1）の信号を新たに追加する。

代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は、残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系ポンプの出口圧力確立を条件に原子炉水位低（レベル 1）の信号により起動（作動）する。

3. 施設の詳細設計方針

以下の設定方法により、計装誤差を考慮して規定した設定範囲における各施設の作動が保証される。なお、設定値、セット値等の用語の説明は「表 3-1 設定値根拠の用語の説明」のとおりである。

3.1 その他の工学的安全施設

(1) ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）

以下のいずれかの信号により ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は作動する。

a. 原子炉圧力高

原子炉スクラム信号である原子炉圧力高 7.22MPa 以下及び主蒸気逃がし安全弁（逃がし弁機能）第 1 段設定圧力（7.37MPa）以下を考慮し、本設備の計装誤差を考慮して不要な作動を阻止し、かつ、確実に作動するように設定する。

b. 原子炉水位低（レベル 2）

原子炉水位低（レベル 3）による原子炉スクラムに失敗した場合に作動させることを考慮し、原子炉水位低（レベル 2）を設定値とし、本設備の計装誤差を考慮して不要な作動を阻止し、かつ、確実に作動するように設定する。

(2) ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）

以下のいずれかの信号により ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は作動する。

- a. 原子炉圧力高
3.1(1)a. と同様。
- b. 原子炉水位低（レベル 2）
3.1(1)b. と同様。

(3) ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）

以下の原子炉水位低（レベル 2）と中性子束高の同時信号により ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）は作動する。

- a. 原子炉水位低（レベル 2）
原子炉水位低（レベル 1）による自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の作動を阻止することを考慮し、原子炉水位低（レベル 2）を設定値とし、本設備の計装誤差を考慮して不要な作動を阻止し、かつ、確実に作動するように設定する。
- b. 中性子束高
自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）が作動する原子炉水位低（レベル 1）での原子炉出力を考慮し、本設備の計装誤差を考慮して不要な作動を阻止し、かつ、確実に作動するように設定する。

(4) 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）

残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転中に、以下の信号により代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は作動する。

- a. 原子炉水位低（レベル 1）
自動減圧系の代替として原子炉を減圧させるため、残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系ポンプの出口圧力確立を条件として、自動減圧系と同様の原子炉水位低（レベル 1）を設定値とし、本設備の計装誤差を考慮して不要な作動を阻止し、かつ、確実に作動するように設定する。

表 3-1 設定値根拠の用語の説明

用 語	説 明
設 定 値	工学的安全施設等の起動（作動）信号の上限値又は下限値。
設定範囲	工学的安全施設等の起動（作動）信号の許容範囲。 セット値に対して計装誤差を差し引いた値から，セット値に対して計装誤差を加算した値までの範囲。
セット値	計装誤差を含めても設定値内で作動する値。 実機の計装設備にセットする値であり，設定値に計装誤差を加算あるいは差し引いたもの。
計装誤差	検出器の計器誤差に余裕を加算したもの。

4. 工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値根拠

4.1 ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）

名 称	原子炉圧力高
目 的 / 機 能	運転時の異常な過渡変化時において、原子炉を緊急に停止することができない事象が発生した場合に、炉心の著しい損傷を防止し、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため、制御棒挿入を行う。
設 定 値	7.35MPa 以下
設 定 範 囲	7.266MPa 以上かつ、7.35MPa 以下

【設定根拠】

・作動信号の設定値

設定値は、以下の事項を考慮し 7.35MPa 以下に設定する。

1. 原子炉圧力高（スクラム）より高い圧力であること。
2. 主蒸気逃がし安全弁からの蒸気によるサプレッションプールへの熱負荷を考慮し、主蒸気逃がし安全弁（逃がし弁機能）第 1 段設定値（7.37MPa）以下であること。

・設定値に対するセット値及び設定範囲については以下のように設定する。

セット値は本設備の設定値 7.35MPa に計装誤差 0.042MPa を考慮した 7.308MPa とする。

設定範囲はセット値 7.308MPa に対して計装誤差 0.042MPa を差し引いた 7.266MPa から、計装誤差 0.042MPa を加算した 7.35MPa までの範囲とする。また、設定範囲は原子炉圧力高（スクラム）の信号に対して不要な作動を防止するため、原子炉圧力高（スクラム）の信号が最も遅れて発信される 7.22MPa 以上、かつ、主蒸気逃がし安全弁からの蒸気によるサプレッションプールへの熱負荷を考慮し、可能な限り低い値とするため 7.35MPa 以下に設定する。

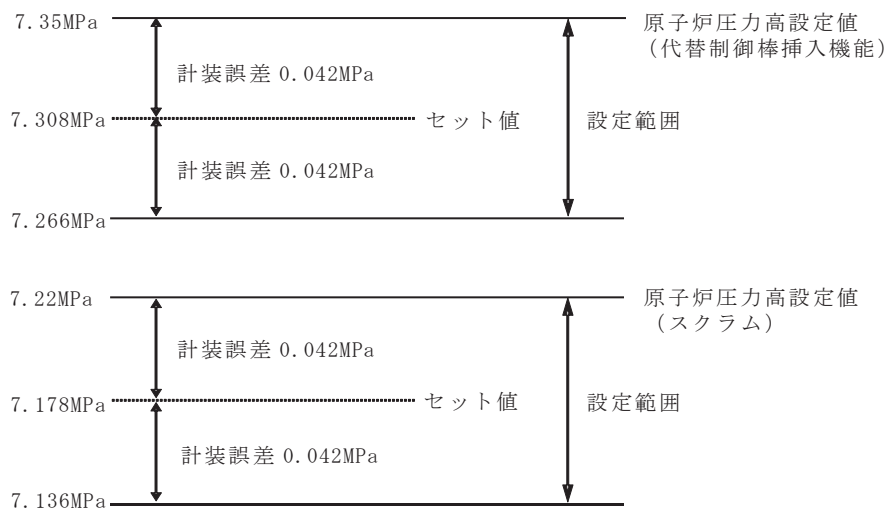


図 4.1-1 原子炉圧力高設定値の概要図

名 称	原子炉水位低（レベル 2）
目 的 / 機 能	運転時の異常な過渡変化時において、原子炉を緊急に停止することができない事象が発生した場合に、炉心の著しい損傷を防止し、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため、制御棒挿入を行う。
設 定 値	原子炉圧力容器零レベル*より 1216cm 以上
設 定 範 囲	原子炉圧力容器零レベル*より 1216cm 以上、かつ、1223.6cm 以下

【設定根拠】

・ 作動信号の設定値

設定値は、以下の事項を考慮し原子炉圧力容器零レベル*より 1216cm 以上に設定する。

1. 原子炉水位低（レベル 3）による原子炉スクラムに失敗した場合に作動させることを考慮し、原子炉水位低（レベル 3）より低い水位であること。

・ 設定値に対するセット値及び設定範囲については以下のように設定する。

セット値は本設備の設定値 1216cm に計装誤差 3.8cm を考慮した 1219.8cm とする。

設定範囲はセット値 1219.8cm に対して計装誤差 3.8cm を差し引いた 1216cm から、計装誤差 3.8cm を加算した 1223.6cm までの範囲とする。また、設定範囲は原子炉水位低（レベル 3）の信号に対して不要な作動を防止するため、原子炉水位低（レベル 3）の信号が最も遅れて発信される 1344cm より低く設定する。

注記*：原子炉圧力容器零レベルは、原子炉圧力容器基準点を示す。

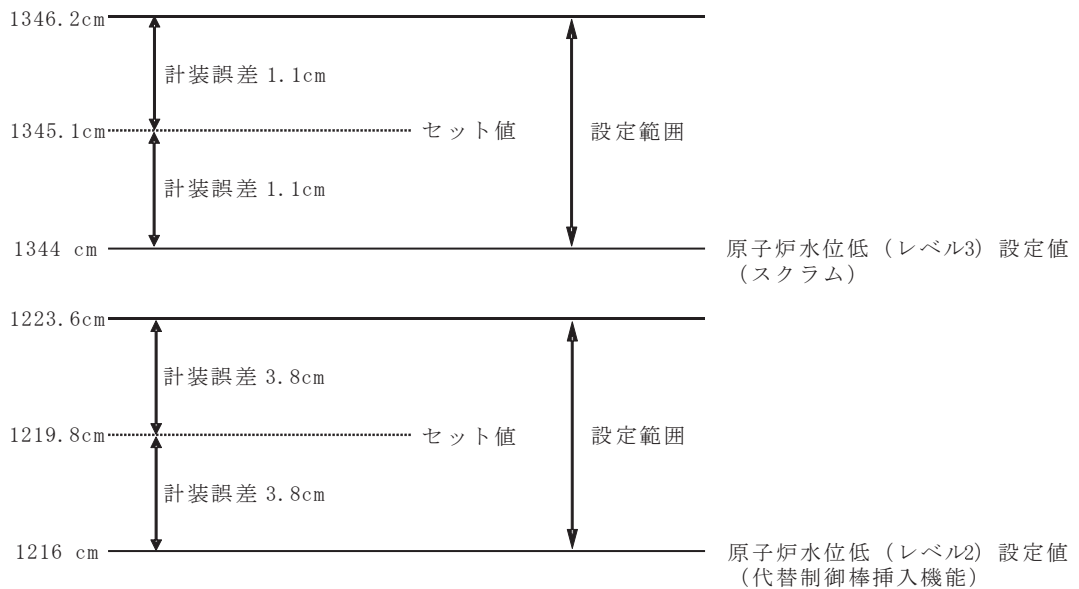


図 4.1-2 原子炉水位低（レベル 2）設定値の概要図

4.2 ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）

名 称	原子炉圧力高
目 的 / 機 能	運転時の異常な過渡変化時において、原子炉を緊急に停止することができない事象が発生した場合に、炉心の著しい損傷を防止し、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため、原子炉再循環ポンプの停止を行う。
設 定 値	7.35MPa 以下
設 定 範 囲	7.266MPa 以上かつ、7.35MPa 以下

【設定根拠】

・ 作動信号の設定値

設定値は、以下の事項を考慮し 7.35MPa 以下に設定する。

1. 原子炉圧力高（スクラム）より高い圧力であること。
2. 主蒸気逃がし安全弁からの蒸気によるサプレッションプールへの熱負荷を考慮し、主蒸気逃がし安全弁（逃がし弁機能）第1段設定値（7.37MPa）以下であること。

・ 設定値に対するセット値及び設定範囲については以下のように設定する。

セット値は本設備の設定値 7.35MPa に計装誤差 0.042MPa を考慮した 7.308MPa とする。

設定範囲はセット値 7.308MPa に対して計装誤差 0.042MPa を差し引いた 7.266MPa から、計装誤差 0.042MPa を加算した 7.35MPa までの範囲とする。また、設定範囲は原子炉圧力高（スクラム）の信号に対して不要な作動を防止するため、原子炉圧力高（スクラム）の信号が最も遅れて発信される 7.22MPa 以上、かつ、主蒸気逃がし安全弁からの蒸気によるサプレッションプールへの熱負荷を考慮し、可能な限り低い値とするため 7.35MPa 以下に設定する。

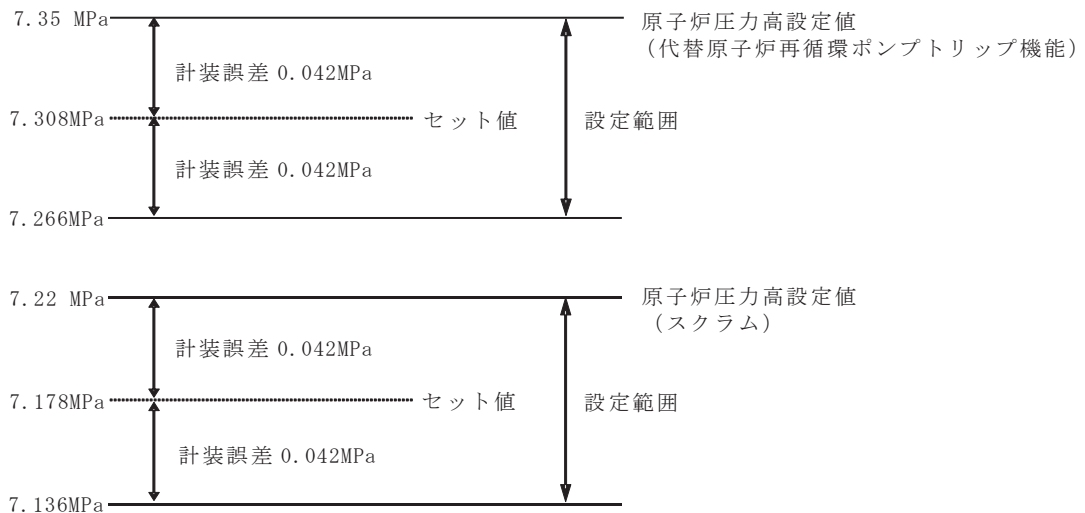


図 4.2-1 原子炉圧力高設定値の概要図

名 称	原子炉水位低（レベル 2）
目 的 / 機 能	運転時の異常な過渡変化時において、原子炉を緊急に停止することができない事象が発生した場合に、炉心の著しい損傷を防止し、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため、原子炉再循環ポンプの停止を行う。
設 定 値	原子炉圧力容器零レベル*より 1216cm 以上
設 定 範 囲	原子炉圧力容器零レベル*より 1216cm 以上、かつ、1223.6cm 以下

【設定根拠】

・ 作動信号の設定値

設定値は、以下の事項を考慮し原子炉圧力容器零レベル*より 1216cm 以上に設定する。

1. 原子炉水位低（レベル 3）による原子炉スクラムに失敗した場合に作動させることを考慮し、原子炉水位低（レベル 3）より低い水位であること。

・ 設定値に対するセット値及び設定範囲については以下のように設定する。

セット値は本設備の設定値 1216cm に計装誤差 3.8cm を考慮した 1219.8cm とする。

設定範囲はセット値 1219.8cm に対して計装誤差 3.8cm を差し引いた 1216cm から、計装誤差 3.8cm を加算した 1223.6cm までの範囲とする。また、設定範囲は原子炉水位低（レベル 3）の信号に対して不要な作動を防止するため、原子炉水位低（レベル 3）の信号が最も遅れて発信される 1344cm より低く設定する。

注記*：原子炉圧力容器零レベルは、原子炉圧力容器基準点を示す。

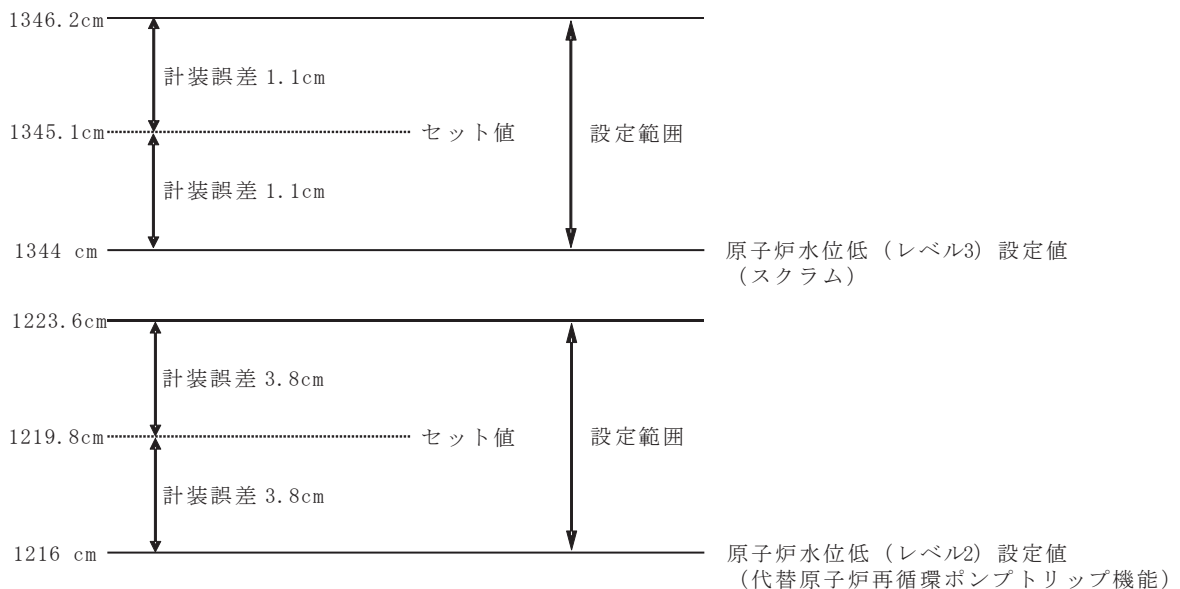


図 4.2-2 原子炉水位低（レベル 2）設定値の概要図

4.3 ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）

名 称	原子炉水位低（レベル 2）
目 的 / 機 能	運転時の異常な過渡変化時において、原子炉を緊急に停止することができない事象が発生した場合に、多量の残留熱除去系又は低圧炉心スプレイ系からの冷水の炉心注入に伴う大きな正の反応度印加を防止するため、自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の作動を阻止する。
設 定 値	原子炉圧力容器零レベル*より 1216cm 以上
設 定 範 囲	原子炉圧力容器零レベル*より 1216cm 以上、かつ、1223.6cm 以下

【設定根拠】

・作動信号の設定値

設定値は、以下の事項を考慮し原子炉圧力容器零レベル*より 1216cm 以上に設定する。

1. 原子炉スクラムに失敗し、原子炉水位が低下した場合に、自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の作動を阻止するため、作動設定水位の原子炉水位低（レベル 1）より高い水位であること。

・設定値に対するセット値及び設定範囲については以下のように設定する。

セット値は本設備の設定値 1216cm に計装誤差 3.8cm を考慮した 1219.8cm とする。

設定範囲はセット値 1219.8cm に対して計装誤差 3.8cm を差し引いた 1216cm から、計装誤差 3.8cm を加算した 1223.6cm までの範囲とする。また、設定範囲は原子炉水位低（レベル 1）より早く作動させるため、原子炉水位低（レベル 1）の信号が最も早く発信される 954.6cm より高く設定する。

注記*：原子炉圧力容器零レベルは、原子炉圧力容器基準点を示す。

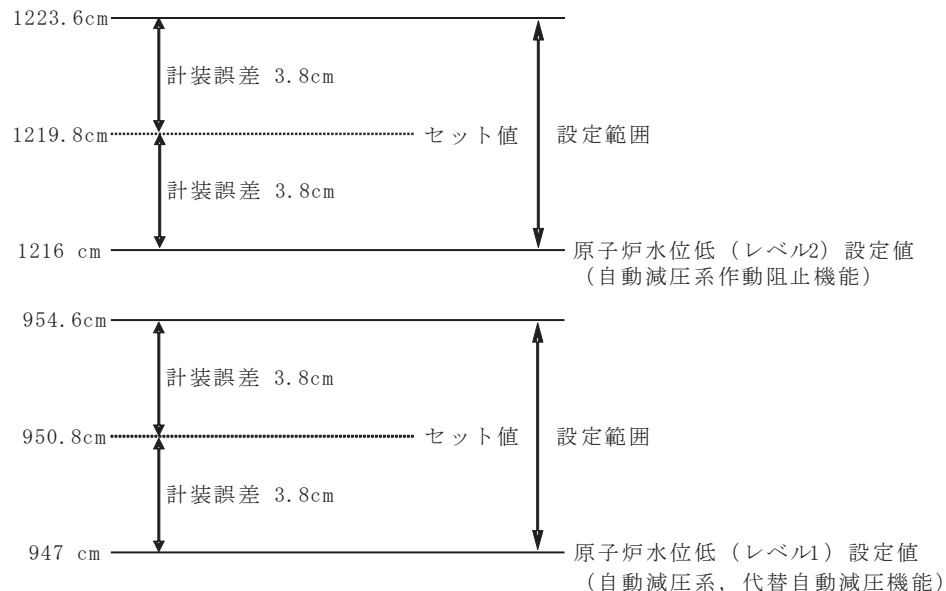


図 4.3-1 原子炉水位低（レベル 2）設定値の概要図

名 称	中性子束高
目 的 / 機 能	運転時の異常な過渡変化時において、原子炉を緊急に停止することができない事象が発生した場合に、多量の残留熱除去系又は低圧炉心スプレイ系からの冷水の炉心注入に伴う大きな正の反応度印加を防止するため、自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の作動を阻止する。
設 定 値	10%*以下
設 定 範 囲	4%*以上、かつ、10%*以下

【設定根拠】

・ 作動信号の設定値

設定値は、次の事項を考慮し 10%*以下に設定する。

1. 主蒸気隔離弁誤閉止時に全制御棒挿入に失敗した場合などの事象では、原子炉水位は原子炉水位低（レベル 1）を下回り自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の作動条件が成立するため、原子炉出力が維持されている場合は作動阻止を行う。レベル 1 での原子炉出力は 10%から 15%の範囲にあり、原子炉水位低（レベル 1）で作動する自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の作動阻止を行う原子炉出力（平均出力領域モニタの中性子束レベルに相当）として小さい値 10%*を設定値とする。

・ 設定値に対するセット値及び設定範囲については以下のように設定する。

セット値は本設備の設定値 10%*に計装誤差 3%*を考慮した 7%*とする。

設定範囲はセット値 7%*に対して計装誤差 3%*を差し引いた 4%*から、計装誤差 3%*を加算した 10%*までの範囲とする。

注記*：定格出力時の値に対する比率で示す。

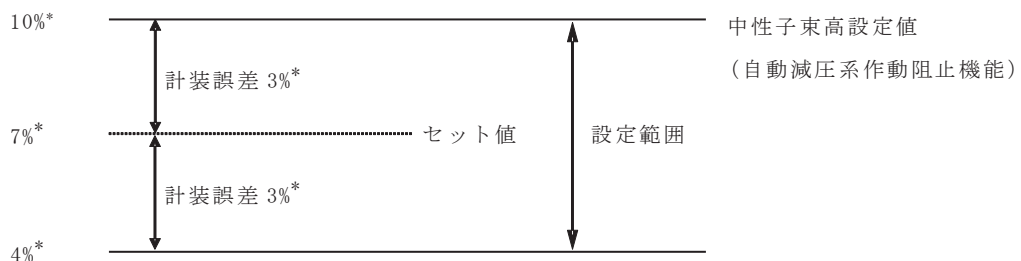


図 4.3-2 中性子束高設定値の概要図

4.4 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）

名 称	原子炉水位低(レベル1)
目 的 / 機 能	原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合であって設計基準事故対処設備の原子炉の有する減圧機能が喪失した場合に、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転状態で主蒸気逃がし安全弁を作動させる。
設 定 値	原子炉圧力容器零レベル*より 947cm 以上
設 定 範 囲	原子炉圧力容器零レベル*より 947cm 以上、かつ、954.6cm 以下

【設定根拠】

・ 作動信号の設定値

- 設定値は、以下の事項を考慮し原子炉圧力容器零レベル*より 947cm 以上に設定する。
1. 過渡事象時に高圧注水機能が喪失し、原子炉水位のみ低下していく事象では、ドライウェル圧力高が発生せず、自動減圧系が自動起動しない。そのため、自動減圧系の代替として、原子炉を減圧させるため、残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系ポンプの出口圧力確立を条件に、自動減圧系と同様の原子炉水位低（レベル1）を設定値とする。
 2. 炉心の著しい損傷を防止するためのシステムであることを考慮し、炉心が露出しないように有効燃料棒上端より高い設定とする。

・ 設定値に対するセット値及び設定範囲については以下のように設定する。

セット値は本設備の設定値 947cm に計装誤差 3.8cm を考慮した 950.8cm とする。
 設定範囲はセット値 950.8cm に対して計装誤差 3.8cm を差し引いた 947cm から、計装誤差 3.8cm を加算した 954.6cm までの範囲とする。また、設定範囲は原子炉水位低（レベル2）の信号に対して不要な作動を防止するため、原子炉水位低（レベル2）の信号が最も遅れて発信される 1216cm より低く設定する。

注記*：原子炉圧力容器零レベルは、原子炉圧力容器基準点を示す。

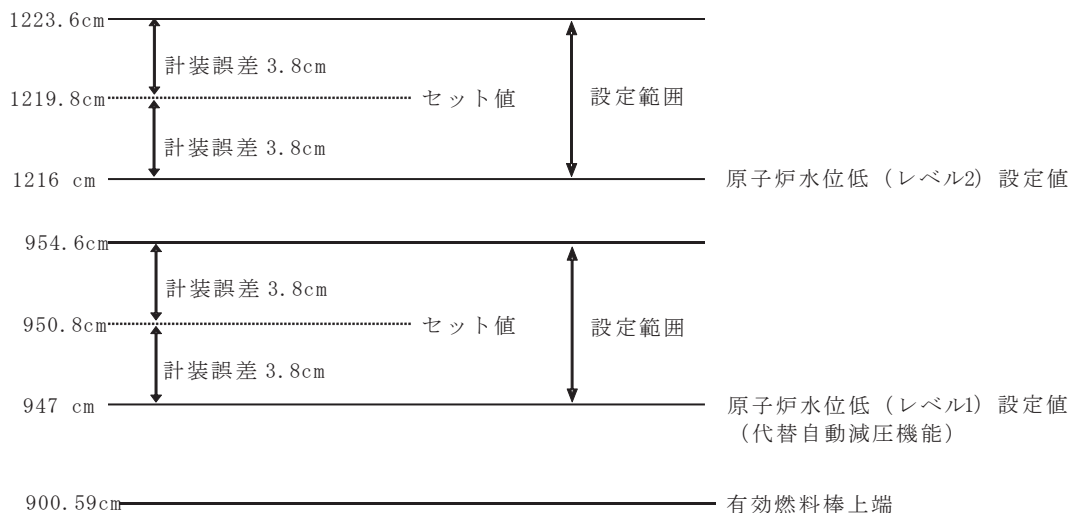


図 4.4-1 原子炉水位低（レベル1）設定値の概要図

VI-1-5-3 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

目次

1. 概要.....	1
2. 基本方針.....	1
3. 中央制御室に係る制御方法.....	2
3.1 発電用原子炉の通常運転時の出力制御.....	2
3.1.1 起動手順.....	2
3.1.2 停止手順.....	3
3.2 発電用原子炉の負荷急変時の出力制御.....	4
3.3 発電用原子炉の緊急停止.....	4
3.4 発電用原子炉の制御設備の構成等.....	4
3.4.1 原子炉出力制御.....	4
3.4.2 プロセス制御.....	6
3.4.3 安全保護系（原子炉保護系及び工学的安全施設作動回路）及びその他の工学的安全施設等の作動設備.....	6
4. 中央制御室外原子炉停止装置.....	27
4.1 制御機能.....	27
4.2 監視機能.....	27

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 38 条及び第 74 条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に関わる制御方式である中央制御方式による常時監視並びに手動及び自動制御としての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ついて説明するものである。併せて技術基準規則第 33 条、第 35 条～第 37 条、第 59 条及び第 61 条並びにそれらの解釈に関わる制御方式である発電用原子炉の出力制御（制御棒駆動制御系、原子炉再循環流量制御系）、プロセス制御（タービン制御系、原子炉給水制御系）、安全保護系（原子炉保護系及び工学的安全施設作動回路）、その他の工学的安全施設等の作動設備、発電用原子炉の起動及び停止等の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ついても説明する。

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

今回は、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のうち、工学的安全施設等の起動信号を発信する設備（緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備及び原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備）の制御方法について説明する。

2. 基本方針

女川原子力発電所第 2 号機は、原則として基底負荷用として高負荷運転を行う。発電所の出力変更は、中央給電指令所からの指令に基づく運転員の原子炉再循環ポンプ速度設定操作又は、運転員の負荷設定操作により発生する負荷要求偏差信号で原子炉出力を調整することにより行われる。

また、蒸気タービンの出力制御は、電気油圧式制御装置（速度制御、負荷制御、圧力制御、バイパス制御及び流量制御）による出力の制御並びに発電用原子炉、蒸気タービン及び発電機の自動あるいは手動トリップによる制御を各制御設備により制御する。

通常運転時（起動及び停止を含む。）、運転時の異常な過渡変化時、設計基準事故時及び重大事故等時に必要な計装及び制御装置が、中央制御室内に配置され集中管理方式による運転が行われる。

万が一中央制御室が使用不能の場合には、中央制御室外からも発電用原子炉を冷温停止することができる。

なお、その他の中央制御室の機能（中央制御盤等、外部状況把握、居住性の確保、通信連絡）については、工事計画認可申請書添付書類「VI-1-5-4 中央制御室の機能に関する説明書」に示す。

運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象（以下「ATWS」という。）が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行させるため、ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）により、全制御棒を全挿入させて発電用原子炉を未臨界に移行させる設計とする。

また、ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）により、原子炉再循環ポンプを自動停止させ原子炉再循環流量の低下により原子炉出力を抑制する設計とする。

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）により、主蒸気逃がし安全弁を動作させ、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する設計とする。

3. 中央制御室に係る制御方法

計測制御系統施設のうちプラント全体に係る制御方法は、様々な制御方式によって制御され、プラントの運転状況に応じた制御方法で自動又は手動操作により発電用原子炉の運転を管理する。

このため、プラントの運転状況に応じた制御方法である通常運転時の出力制御、その他発電用原子炉の主要な起動手順及び停止手順を「3.1 発電用原子炉の通常運転時の出力制御」、負荷急変時の出力制御を「3.2 発電用原子炉の負荷急変時の出力制御」、発電用原子炉に異常状態が生じた場合の原子炉スクラム及び蒸気タービン並びに発電機のトリップによる制御を「3.3 発電用原子炉の緊急停止」に示す。

これらの発電用原子炉の運転を制御するための設備構成等として、発電用原子炉の出力制御（制御棒位置制御等）、プロセス制御（原子炉給水制御系等）の制御設備、安全保護系（原子炉保護系及び工学的安全施設作動回路）並びにその他の工学的安全施設等の作動設備を「3.4 発電用原子炉の制御設備の構成等」に示す。また、発電用原子炉の出力制御設備を「図3-1 発電用原子炉の出力制御設備」に示す。

なお、発電用原子炉の出力制御設備の制御能力については、平成18年5月8日付け平成18・04・19原第29号にて認可された工事計画の添付書類「IV-2-2 制御能力についての計算書」による。

3.1 発電用原子炉の通常運転時の出力制御

通常運転中の発電所出力は、手動操作又は自動による原子炉再循環流量の調整あるいは手動操作による制御棒位置の調整により原子炉出力を変更することにより増減される。

また、発電用原子炉の主要な起動手順及び停止手順は以下に述べるとおりであり、初期条件、その他の要因により実際の運転操作に当たっては必ずしも以下の手順によらない場合がある。

3.1.1 起動手順

冷温停止の状態から所内負荷切替え（約20%出力状態）までの起動手順は以下のとおりである。

(1) 起動手前準備として各系統設備は次のような状態にあること。

- a. 原子炉水位が、通常運転水位に保持された状態にあり、原子炉再循環系、原子炉冷却材浄化系が運転中である。
- b. 復水器の真空度が確立された状態にある。
- c. 低圧復水ポンプが運転中であり、発電用原子炉への給水が可能な状態にある。

(2) 原子炉モードスイッチを「起動」位置にし、制御棒操作シーケンスに従って、制御棒の引抜

きを開始する。

- (3) 発電用原子炉が臨界に達したら、発電用原子炉の温度、圧力上昇を開始する。
- (4) 発電用原子炉の圧力上昇に伴い、下記の操作を実施する。
 - a. タービン発電機の保護装置をリセットし、蒸気タービンの暖機を行う。
 - b. タービングラウンドシールに用いるグラウンド蒸気発生器の加熱蒸気源を所内蒸気系蒸気より、主蒸気側に切替える。
 - c. 起動停止用蒸気式空気抽出器から蒸気式空気抽出器に切替える。
 - d. 電動機駆動原子炉給水ポンプを起動する。
 - e. 電気油圧式制御装置圧力制御機能の圧力設定値を原子炉圧力の上昇に合わせて上昇させ、最終的に原子炉定格圧力に調整する。
- (5) 引続き制御棒操作シーケンスに従って制御棒を引抜き原子炉出力を増加させ、主蒸気をタービンバイパス弁を通して復水器にバイパスする。
- (6) 原子炉出力上昇の過程で、平均出力領域モニタの監視範囲に入ったら原子炉モードスイッチを「運転」位置に切替える。
- (7) タービン発電機初期負荷に必要な主蒸気流量が得られるまで原子炉出力が増加したら、タービン発電機を起動し同期速度まで上昇させる。
- (8) タービン発電機を外部電源系統に並入し、タービンバイパス弁が閉じるまで、タービン発電機の出力を増加させる。
- (9) さらに制御棒操作シーケンスに従って制御棒を引抜き原子炉出力、タービン発電機出力を増加させ、タービン発電機出力が所内負荷以上になったら、所内電源を起動変圧器側から所内変圧器側に切替える。

3.1.2 停止手順

所内電源の切替え（定格の約 20%出力状態）から冷温停止状態までの停止要領は以下のとおりである。

- (1) 所内電源を所内変圧器側から起動変圧器側に切替える。
- (2) 制御棒操作シーケンスに従って制御棒を挿入し、原子炉出力、タービン発電機出力を減少させる。
- (3) さらに制御棒操作シーケンスに従って制御棒を挿入し、タービン発電機出力が最小となった時点で、タービン発電機を外部電源系統より解列する。
- (4) タービン発電機を停止する。
- (5) 原子炉出力減少の過程で起動領域モニタの監視範囲に入ったら、原子炉モードスイッチを「起動」位置に切替える。
- (6) 引続き制御棒操作シーケンスに従って制御棒を挿入し、全制御棒を全挿入状態にする。全挿入となったら原子炉モードスイッチを「燃料取替」又は「停止」位置に切替える。
- (7) タービンバイパス弁を使用し、原子炉圧力の減少及び発電用原子炉の冷却を開始する。

- (8) 発電用原子炉の圧力減少に伴い下記の操作を実施する。
 - a. 電動機駆動原子炉給水ポンプを停止する。
 - b. 蒸気式空気抽出器から起動停止用蒸気式空気抽出器に切替える。
 - c. タービングラウンドシールに用いるグラウンド蒸気発生器の加熱蒸気源を主蒸気側から所内蒸気系蒸気に切替える。
- (9) 引き続き原子炉圧力の減少及び発電用原子炉の冷却を行い、原子炉圧力が低下したらタービンバイパス弁を閉じ残留熱除去系を停止時冷却モードで運転し、発電用原子炉を冷温停止状態に移行させる。

3.2 発電用原子炉の負荷急変時の出力制御

発電機が定格出力の 40%以上で運転中、例えば系統事故などにより発電機負荷遮断が生じると、出力負荷アンバランス検出回路からの信号によって蒸気加減弁が急速に閉鎖し、発電用原子炉はスクラムする。

また、タービンバイパス弁が急開するとともに、原子炉圧力上昇に伴い主蒸気逃がし安全弁が開き、蒸気をそれぞれ復水器及びサブプレッションチェンバのプール水中に放出し、主蒸気圧力の調整を行う。

3.3 発電用原子炉の緊急停止

保護装置は、異常状態又は故障が生じた場合に、発電用原子炉、蒸気タービン及びタービン発電機を緊急停止する。また、必要に応じて運転員の判断によって発電用原子炉、蒸気タービン及びタービン発電機を緊急停止させることも可能である。

なお、原子炉保護系、タービン保護装置又は発電機保護装置が作動した場合、「図 3.3-1 プラントインターロック」に示すように発電所の緊急停止を行う。

3.4 発電用原子炉の制御設備の構成等

プラントの運転状況に応じた制御方式による制御設備である、制御棒の挿入位置を調節することによって反応度を制御する制御棒駆動制御系、原子炉再循環流量を調整することによって反応度を制御する原子炉再循環流量制御系、蒸気タービンの速度を制御するタービン制御系、原子炉水位を一定に保持するよう制御する原子炉給水制御系、発電用原子炉の停止等を制御する安全保護系（原子炉保護系及び工学的安全施設作動回路）及びその他の工学的安全施設等の作動設備について以下に示す。

3.4.1 原子炉出力制御

3.4.1.1 制御棒駆動制御系

制御棒位置の調整は、中央制御室から手動遠隔操作で行われる。すなわち、制御スイッチで制御棒駆動系の弁類を操作することによって行われ、通常の間操作過程では制御スイッチの 1 回

の操作ごとに、制御棒は1ノッチずつ動くようになっている。また、制御棒価値ミニマイザの許可範囲で専用スイッチにて連続引抜き・挿入が可能になるようになっている。

操作すべき制御棒は、選択スイッチで選択され、制御棒は同時に1本しか動かさないようなインターロックを有している。

なお、制御棒は次のような場合には制御棒引抜きが阻止される。

- a. 原子炉モードスイッチ「停止」の位置にあるとき。
- b. 原子炉モードスイッチ「燃料取替」の位置にある場合で、燃料取替機位置が原子炉上部にあり、荷重状態のとき。
- c. 原子炉モードスイッチ「燃料取替」の位置にある場合で、引抜かれている制御棒本数が1本のとき。
- d. 原子炉モードスイッチ「燃料取替」の位置にある場合で、スクラム排出容器水位高によるスクラム信号がバイパスされているとき。
- e. スクラム排出容器水位高による制御棒引抜き阻止信号のあるとき。
- f. 原子炉モードスイッチ「起動」の位置にある場合で、起動領域モニタの指示低、指示高、原子炉周期（ペリオド）短又は動作不能のとき。
- g. 原子炉モードスイッチ「運転」の位置にある場合で、出力領域モニタの中性子束指示低又は動作不能のとき。
- h. 出力領域モニタの指示高のとき。（ただし、ブロックは、任意の出力運転状態からの制御棒の引抜きによって、MCPR（最小限界出力比）が過渡時の限界値以下に低下することを防止するために設けられており、設定点は原子炉再循環流量の変化に対して自動的に変わるようになっている。）
- i. 制御棒価値ミニマイザによるブロック信号のあるとき。

また、原子炉再循環ポンプが1台以上トリップし、発電用原子炉が低炉心流量高出力領域（炉心流量45%相当以下、原子炉出力35%以上）に至った場合、自動的に選択制御棒を挿入するインターロックを有している。この選択制御棒は、自然循環状態で原子炉出力約35%になるように選択されている。

3.4.1.2 原子炉再循環流量制御系

原子炉再循環流量制御は、手動操作又は自動による原子炉再循環ポンプの速度調整によって行われるが、所要のポンプ速度は静止形原子炉再循環ポンプ電源装置を通し、原子炉再循環ポンプ駆動電動機の電源周波数及び電圧を変化させることにより調整される。また、原子炉高出力運転時（原子炉出力30%以上）におけるタービントリップ又は発電機負荷遮断時には、主蒸気止め弁閉又は蒸気加減弁急速閉の信号により原子炉再循環ポンプ2台を同時トリップし、タービントリップ又は発電機負荷遮断直後の原子炉出力の上昇を抑制する。

3.4.2 プロセス制御

3.4.2.1 タービン制御

通常の出力行運転中において、原子炉圧力を一定に自動制御する系統であり、蒸気加減弁とタービンバイパス弁によって手動操作又は自動により制御する。

例えば、原子炉出力が上昇すると原子炉圧力がそれに伴って上昇する。この圧力上昇は、圧力検出器により、電気信号に変換されタービン電気油圧式制御装置の一部である圧力制御機能の出力信号増加となり、蒸気加減弁のサーボ弁に伝達され、この弁開度を調整し原子炉圧力を一定にするようタービン発電機出力を増加させる。したがって、通常運転時には、タービン発電機出力は原子炉出力に従属して制御されている。

3.4.2.2 原子炉給水制御系

原子炉出力に応じ、可変速のタービン駆動原子炉給水ポンプの速度又は、給水調節弁の開度を手動操作又は自動により、原子炉水位を一定に保持するように制御される。

原子炉給水制御系が自動の場合、タービン駆動原子炉給水ポンプあるいは給水調節弁は、三要素（原子炉水位、主蒸気流量、給水流量）あるいは単要素（原子炉水位）の制御が行われる。

例えば、原子炉出力が上昇すると主蒸気流量が増大し原子炉水位が低下する。この水位低下を水位検出器により検出し、原子炉水位低下分に相当する水位制御器の出力を増加させ、この信号は、タービン駆動原子炉給水ポンプ制御装置又は給水調節弁制御装置に伝達され、タービン駆動原子炉給水ポンプの回転数の増大又は給水調節弁の開度増大となり給水流量が増大し水位を一定に保持する。また、三要素制御の場合には原子炉出力の上昇による主蒸気流量の増大を流量検出器により検出し、主蒸気流量の増大に伴う給水流量との偏差を水位低下分として水位信号に加えることにより、給水流量の制御を行う。

3.4.3 安全保護系（原子炉保護系及び工学的安全施設作動回路）及びその他の工学的安全施設等の作動設備

発電用原子炉の異常状態を検知した場合に発電用原子炉を停止させ、必要に応じて非常用炉心冷却設備を作動させることにより燃料要素の許容損傷限界を超える等のことがない設計とする原子炉保護系及び工学的安全施設等の作動設備、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象（以下「ATWS」という。）が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行させる ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）及び ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）、ATWS が発生した場合、自動減圧系又は代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）が動作すると、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系から大量の冷水が注水され、出力の急激な上昇につながるのを防止する ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）並びに原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が

有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）について以下に示す。

(1) 原子炉保護系

原子炉保護系は、発電用原子炉の安全性を損なうおそれのある運転時の異常な過渡変化あるいは設計基準事故が発生した場合又は発生が予想される場合に、それを抑制あるいは防止するため、異常を検知し発電用原子炉をスクラムさせる。

原子炉保護系は、2系統のトリップシステムによって構成され、両トリップシステム同時のトリップ信号によって制御棒が急速に挿入され、発電用原子炉はスクラムされる。

原子炉スクラム信号一覧表を「表 3.4.3-1 原子炉スクラム信号一覧表」に示すとともに、安全評価の条件である応答時間及びその内訳を「表 3.4.3-2 解析に使用する原子炉スクラム信号の応答時間」に示す。

(2) 工学的安全施設作動回路

工学的安全施設として、原子炉格納容器隔離弁、主蒸気隔離弁、非常用ガス処理系、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系、自動減圧系、格納容器スプレイ冷却系の機器を作動させる回路を設ける。

工学的安全施設起動信号一覧表を「表3.4.3-3 工学的安全施設等の起動信号一覧表」の「1. 工学的安全施設起動信号」に示すとともに、安全評価の条件である応答時間及びその内訳を「表 3.4.3-4 解析に使用する工学的安全施設の起動信号の応答時間」に示す。

(3) ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）

ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、ATWS が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行させるため、ATWS 緩和設備用として原子炉保護系とは独立した原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル2）の信号により作動させる。あるいは、操作スイッチを手動で操作することで作動させる。

ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の起動信号を「表 3.4.3-3 工学的安全施設等の起動信号一覧表」の「2. ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の起動信号」に示す。

(4) ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）

ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、ATWS が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、原子炉再循環ポンプを自動停止させ原子炉再循環流量の低下により原子炉出力を抑制するため、ATWS 緩和設備用として原子炉保護系とは独立した原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル2）の信号により作動させる。あるいは、操作スイッチを手動で操作することで代替原子炉再循環ポンプトリップ遮断器を開放させ、原子炉再循環ポンプを停止させる。

ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の起動信号を「表 3.4.3-3 工学的

安全施設等の起動信号一覧表」の「3. ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の起動信号」に示す。

(5) ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）

ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）は、ATWS が発生した場合、自動減圧系又は代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）が動作すると、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系から大量の冷水が注水され、出力の急激な上昇につながるため、原子炉水位低（レベル 2）及び中性子束高の同時信号により、自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の起動を阻止する。あるいは、操作スイッチを手動で操作することで自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の起動を阻止させる。

ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）の起動信号を「表 3.4.3-3 工学的安全施設等の起動信号一覧表」の「4. ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）の起動信号」に示す。

(6) 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）

代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉水位低（レベル 1）及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転の場合に、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）6 個のうち 2 個を作動させ、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧させる。代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は、自動減圧系が不動作時に期待される機能であるため、自動減圧系本来の安全機能と干渉しないよう、自動減圧系の減圧信号より遅く動作する必要があることから、信号発信後に自動減圧系起動信号が成立する 120 秒（タイマ動作時間のバラツキ及びセット誤差を考慮し、セット値は 秒）に起動阻止の判断操作の時間的余裕を考慮し、10 分の時間遅れを設ける。

ただし、ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）が作動した場合には、代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の起動信号は発信されない。

代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の起動信号を「表 3.4.3-3 工学的安全施設等の起動信号一覧表」の「5. 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の起動信号」に示す。

(7) タービン保護装置

タービン保護装置は、タービン設備が異常な状態へ接近することを検知して、電気式トリップ電磁弁又は機械式トリップ電磁弁により非常トリップ油をドレンし、主蒸気止め弁、中間蒸気止め弁、蒸気加減弁及びインタセプト弁を閉鎖することによりタービンをトリップさせる。

タービントリップ信号一覧表を「表 3.4.3-5 タービントリップ信号一覧表」に示す。

(8) 発電機保護装置

発電機保護装置は、発電機設備が異常な状態へ接近するのを検知して、発電機ロックアウトリレー 86G1 又は 86G2 により発電機用遮断器及び界磁遮断器を開くことにより、発電機を系統より自動遮断させる。

発電機トリップ信号一覧表を「表 3.4.3-6 発電機トリップ信号一覧表」に示す。

表3.4.3-1 原子炉スクラム信号一覧表 (1/2)

原子炉非常停止信号の種類	検出器及び起動信号				原子炉非常停止信号を発信させない条件
	検出器の種類	個数	原子炉非常停止に要する信号の個数	設定値	
原子炉圧力高	原子炉圧力検出器	4	2 ^{*1}	7.22MPa 以下	—
原子炉水位低 (レベル3)	原子炉水位検出器	4	2 ^{*1}	原子炉圧力容器零レベル ^{*2} より1344cm 以上	—
ドライウエル圧力高	ドライウエル圧力検出器	4	2 ^{*1}	13.7kPa 以下	—
中性子束高	出力領域中性子束検出器	6 ^{*3}	2 ^{*4}	原子炉モードスイッチ「運転」位置で定格出力の120%以下	—
				原子炉モードスイッチ「運転」位置以外で定格出力の15%以下	
				自動可変設定 (図3.4.3-1参照)	
原子炉周期 (ペリオド) 短	起動領域中性子束検出器	8	2 ^{*5}	10 秒以上	原子炉モードスイッチ「運転」位置
スクラム排出容器水位高	スクラム排出容器レベルスイッチ	4	2 ^{*6}	68.50/個に相当するレベル (合計1370)	原子炉モードスイッチ「燃料取替」又は「停止」位置, かつスクラム排出容器水位高バイパススイッチ「バイパス」位置
	スクラム排出容器水位検出器	4			

表3.4.3-1 原子炉スクラム信号一覧表 (2/2)

原子炉非常停止信号の種類	検出器及び起動信号				原子炉非常停止信号を 発信させない条件
	検出器の種類	個数	原子炉非常停止に要する信号の個数	設定値	
核計装装置動作不能	出力領域中性子束検出器	6 ^{*3}	2 ^{*4}	—	—
	起動領域中性子束検出器	8	2 ^{*5}	—	原子炉モードスイッチ「運転」位置
主蒸気管放射能高	主蒸気管放射能検出器	4	2 ^{*1}	通常運転時の放射能の10倍以下	—
主蒸気隔離弁閉	主蒸気隔離弁位置検出器	16	4 ^{*7}	開度90%以上	原子炉圧力4.14MPa以下、かつ原子炉モードスイッチ「運転」位置以外
主蒸気止め弁閉	主蒸気止め弁位置検出器	8	4 ^{*8}	開度90%以上	原子炉出力30%以下
蒸気加減弁急速閉	蒸気加減弁制御油圧検出器	4	2 ^{*6}	4.12MPa以上	原子炉出力30%以下
	蒸気加減弁位置検出器	4		急速作動電磁弁励磁位置	
原子炉モードスイッチ「停止」	原子炉モードスイッチ	1	1	—	—
手動	手動スイッチ	2	2	—	—
地震加速度大	地震加速度検出器	4	2 ^{*9}	水平方向 (O. P. -8.10m) 200Gal以下	—
		4		水平方向 (O. P. 6.00m) 400Gal以下	—
		4		鉛直方向 (O. P. -8.10m) 100Gal以下	—

- 注記*1：スクラム回路は、2個の検出器からなるA、B2系統のチャンネルで構成され、A、B各々に属する最低1個の検出器が同時に動作すれば、発電用原子炉はスクラムされる。
- *2：原子炉压力容器零レベルは、セパレータスカート下端より1278cm下。
- *3：個数は平均出力領域モニタのチャンネル数を示す。
- *4：スクラム回路は、3個の検出器からなるA、B2系統のチャンネルで構成され、A、B各々に属する最低1個の検出器が同時に動作すれば、発電用原子炉はスクラムされる。
- *5：スクラム回路は、4個の検出器からなるA、B2系統のチャンネルで構成され、A、B各々に属する最低1個の検出器が同時に動作すれば、発電用原子炉はスクラムされる。
- *6：スクラム回路は、各検出器2個ずつからなるA、B2系統のチャンネルで構成され、A、B各々に属する最低1個の検出器が同時に動作すれば、発電用原子炉はスクラムされる。
- *7：スクラム回路は、8個の検出器からなるA、B2系統のチャンネルで構成され、A、B各々に属する最低2個の検出器が同時に動作すれば、発電用原子炉はスクラムされる。
- *8：スクラム回路は、4個の検出器からなるA、B2系統のチャンネルで構成され、A、B各々に属する最低2個の検出器が同時に動作すれば、発電用原子炉はスクラムされる。
- *9：スクラム回路は、水平方向4個、鉛直方向2個の検出器からなるA、B2系統のチャンネルで構成され、A、B各々に属する最低1個の検出器が同時に動作すれば、発電用原子炉はスクラムされる。

表 3.4.3-2 解析に使用する原子炉スクラム信号の応答時間

原子炉非常停止信号	応答時間 (秒)		
	T1* ¹	T2* ²	合計 (T1+T2)
原子炉圧力高			0.55
原子炉水位低			1.05
中性子束高			0.09
原子炉周期 (ペリオド) 短			0.20
主蒸気隔離弁閉			0.06
主蒸気止め弁閉			0.06
蒸気加減弁急速閉			0.08

注記*1：プロセス量が設定値に達してから検出器が検知し、アナログ回路の信号がスクラム論理回路に発信されるまでの検出遅れ時間

*2：スクラム論理回路及び原子炉スクラム用電磁接触器での信号処理遅れ時間

表 3.4.3-3 工学的安全施設等の起動信号一覧表 (1/7)

1. 工学的安全施設起動信号

工学的安全施設等の 起動信号の種類		検出器及び起動信号				工学的安全施設等の 起動信号を発信 させない条件
		検出器の 種類	個数	工学的安全施設 等の起動に要す る信号の個数	設定値	
主蒸気 隔離弁	原子炉水位低 (レベル2)	原子炉水位 検出器	4	2 ^{*1}	原子炉圧力容 器零レベル ^{*2} より 1216cm以上	—
	主蒸気管 圧力低	主蒸気管 圧力検出器	4	2 ^{*1}	5.86MPa以上	原子炉モードスイ ッチ「運転」位置 以外
	主蒸気管 放射能高	主蒸気管 放射能 検出器	4	2 ^{*1}	通常運転時の 放射能の10 倍以下	—
	主蒸気管 トンネル 温度高	主蒸気管 トンネル 温度検出器	44	2 ^{*3}	通常運転最高 温度の1.5倍 以下	—
	主蒸気管 流量大	主蒸気管 流量検出器	16	2 ^{*4}	定格流量の 140%以下	—
	復水器 真空度低	復水器 真空度 検出器	4	2 ^{*1}	-28.8kPa以下	主蒸気止め弁開度 90%以下, かつ原子 炉圧力4.14MPa以 下, かつ復水器真 空度低バイパスス イッチ「バイパ ス」位置かつ原子 炉モードスイッチ 「運転」位置以外

表 3.4.3-3 工学的安全施設等の起動信号一覧表 (2/7)

工学的安全施設等の 起動信号の種類		検出器及び起動信号				工学的安全施設等の 起動信号を発信 させない条件	
		検出器の 種類	個数	工学的安全施設 等の起動に要す る信号の個数	設定値		
その他の原子炉格納容器隔離弁	*5 (1)	ドライウエル 圧力高	ドライウエル 圧力検出器	4	2*6	13.7kPa 以下	—
		原子炉水位低 (レベル3)	原子炉水位 検出器	4		原子炉圧力容器 零レベル*2より 1344cm 以上	—
	*7 (2)	原子炉水位低 (レベル3)	原子炉水位 検出器	4	2*8	原子炉圧力容器 零レベル*2より 1344cm 以上	—
		原子炉水位低 (レベル2)	原子炉水位 検出器	4		原子炉圧力容器 零レベル*2より 1216cm 以上	—
非常用ガス処理系		原子炉建屋 原子炉棟 放射能高	原子炉建屋 原子炉棟 放射能 検出器	8	2*10	通常運転時の 放射能の 10 倍以下	—
		ドライウエル 圧力高	ドライウエル 圧力検出器	4	2*11	13.7kPa 以下	—
		原子炉水位低 (レベル3)	原子炉水位 検出器	4		原子炉圧力容器 零レベル*2より 1344cm 以上	—
高圧炉心スプレイス		ドライウエル 圧力高	ドライウエル 圧力検出器	4	2*12	13.7kPa 以下	—
		原子炉水位低 (レベル2)	原子炉水位 検出器	4	2*12	原子炉圧力容器 零レベル*2より 1216cm 以上	—

表 3.4.3-3 工学的安全施設等の起動信号一覧表 (3/7)

工学的安全施設等の 起動信号の種類		検出器及び起動信号				工学的安全施設等の 起動信号を発信 させない条件
		検出器の 種類	個数	工学的安全施設 等の起動に要す る信号の個数	設定値	
低圧炉心スプレ イ系	ドライウエル 圧力高	ドライウエル 圧力検出器	2	2*13	13.7kPa 以下	—
	原子炉水位低 (レベル1)	原子炉水位 検出器	2		原子炉圧力容 器零レベル*2 より 947cm 以上	—
残留熱除去系	低圧注水系	ドライウエル 圧力高	4	2*14	13.7kPa 以下	—
		原子炉水位低 (レベル1)	4		原子炉圧力容 器零レベル*2 より 947cm 以上	—
	格納容器スプレ イ冷却系	手動	—	—	—	—
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	ドライウエル 圧力検出器	4	2*15	13.7kPa 以下	ATWS 緩和設備 (自 動減圧系作動阻止 機能) が作動した 場合
		原子炉水位 検出器	4	2*16	原子炉圧力容 器零レベル*2 より 947cm 以上	

表 3.4.3-3 工学的安全施設等の起動信号一覧表 (4/7)

2. ATWS 緩和設備 (代替制御棒挿入機能) の起動信号

工学的安全施設等の 起動信号の種類		検出器及び起動信号				工学的安全施設等 の起動信号を発信 させない条件
		検出器の 種類	個 数	工学的安全施設 等の起動に要す る信号の個数	設 定 値	
A T W S 緩 和 設 備 (代 替 制 御 棒 挿 入 機 能)	原子炉圧力高	原子炉圧力 検出器	4	2*17	7.35MPa 以下	—
	原子炉水位低 (レベル2)	原子炉水位 検出器	4		原子炉圧力容 器零レベル*2 より 1216cm 以上	

表 3.4.3-3 工学的安全施設等の起動信号一覧表 (5/7)

3. ATWS 緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプトリップ機能) の起動信号

工学的安全施設等の 起動信号の種類		検出器及び起動信号				工学的安全施設等の 起動信号を発信 させない条件
		検出器の 種類	個 数	工学的安全施設 等の起動に要す る信号の個数	設 定 値	
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	原子炉圧力 検出器	4	2*18	7.35MPa 以下	—
	原子炉水位低 (レベル 2)	原子炉水位 検出器	4		原子炉圧力容 器零レベル*2 より 1216cm 以上	

表 3.4.3-3 工学的安全施設等の起動信号一覧表 (6/7)

4. ATWS 緩和設備 (自動減圧系作動阻止機能) の起動信号

工学的安全施設等の 起動信号の種類		検出器及び起動信号				工学的安全施設等 の起動信号を発信 させない条件
		検出器の 種類	個 数	工学的安全施設 等の起動に要す る信号の個数	設 定 値	
A T W S 緩 和 設 備 (自 動 減 圧 系 作 動 阻 止 機 能)	原子炉水位低 (レベル2) と中性子束高 の同時信号	原子炉水位 検出器	6	4*19	原子炉圧力容 器零レベル*2 より 1216cm 以上	—
		出力領域 中性子束 検出器	6*20	4*21	10%*22 以下	

表 3.4.3-3 工学的安全施設等の起動信号一覧表 (7/7)

5. 代替自動減圧回路 (代替自動減圧機能) の起動信号

工学的安全施設等の 起動信号の種類		検出器及び起動信号				工学的安全施設等 の起動信号を発信 させない条件
		検出器 の種類	個 数	工学的安全施設 等の起動に要す る信号の個数	設 定 値	
代替自動減圧回路 (代替自動減圧機能)	原子炉水位低 (レベル1)	原子炉水位 検出器	4	2*23	原子炉圧力容 器零レベル*2 より 947cm 以上	ATWS 緩和設備 (自動減圧系作動 阻止機能) が作動 した場合

注記*1：主蒸気隔離弁の作動回路は、2 個の検出器からなる A, B2 系統のチャンネルで構成され、

A, B 各々に属する最低 1 個の検出器が同時に動作すれば、主蒸気隔離弁は閉となる。

*2：原子炉圧力容器零レベルは、セパレータスカート下端より 1278cm 下。

*3：主蒸気隔離弁の作動回路は、22 個の検出器からなる A, B2 系統のチャンネルで構成され、

A, B 各々に属する最低 1 個の検出器が同時に動作すれば、主蒸気隔離弁は閉となる。

*4：主蒸気隔離弁の作動回路は、8 個の検出器からなる A, B2 系統のチャンネルで構成され、

A, B 各々に属する最低 1 個の検出器が同時に動作すれば、主蒸気隔離弁は閉となる。

*5：本信号により、原子炉系、残留熱除去系、原子炉格納容器調気系、格納容器内雰囲気モニタ系、原子炉核計装系、非常用ガス処理系、可燃性ガス濃度制御系、放射線ドレン移送系に属する格納容器隔離弁が作動する。

*6：内側及び外側隔離弁の各作動回路は、各検出器 1 個ずつからなる A, B2 系統のチャンネルで構成され、A, B 各々に属する最低 1 個の検出器が同時に動作すれば、隔離弁は閉となる。

*7：本信号により、残留熱除去系に属する格納容器隔離弁が作動する。

*8：内側及び外側隔離弁の各作動回路は、検出器 1 個からなる A, B2 系統のチャンネルで構成され、A, B 各々に属する 1 個の検出器が同時に動作すれば、隔離弁は閉となる。

*9：本信号により、原子炉冷却材浄化系、計装用圧縮空気系に属する格納容器隔離弁が作動する。

*10：非常用ガス処理系 A, B の各作動回路は、燃料取替エリア放射線モニタ及び原子炉建屋原子炉棟排気放射線モニタそれぞれ 1 個ずつの検出器からなる A, B2 系統のチャンネルで構

- 成され、A、B 各々に属する最低 1 個の検出器が同時に動作すれば、非常用ガス処理系起動となる。
- *11：非常用ガス処理系 A、B の各作動回路は、各検出器 1 個ずつからなる A、B2 系統のチャンネルで構成され、A、B 各々に属する最低 1 個の検出器が同時に動作すれば、非常用ガス処理系起動となる。
 - *12：高圧炉心スプレイ系の作動回路は、4 個の検出器からなる並列の論理和回路で構成され、最低 2 個の検出器が同時に動作すれば、高圧炉心スプレイ系起動となる。
 - *13：低圧炉心スプレイ系の作動回路は、各検出器 2 個ずつの計 4 個の検出器からなる並列の論理和回路で構成され、最低 2 個の検出器が同時に動作すれば、低圧炉心スプレイ系起動となる。
 - *14：残留熱除去系低圧注水モードの作動回路は、各検出器 2 個ずつからなる A、B2 系統のチャンネルで構成され、同じチャンネルに属する最低 2 個の検出器が同時に動作すれば、1 系統以上の残留熱除去系低圧注水モード起動となる。
 - *15：自動減圧系の作動信号は、2 個の検出器からなる A、B2 系統のチャンネルで構成され、同じチャンネルに属する 2 個の検出器及び「原子炉水位低（レベル 1）」が同時に動作すれば、自動減圧系起動となる。
 - *16：自動減圧系の作動信号は、2 個の検出器からなる A、B2 系統のチャンネルで構成され、同じチャンネルに属する 2 個の検出器及び「ドライウェル圧力高」が同時に動作すれば、自動減圧系起動となる。
 - *17：ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の作動回路は、各検出器 2 個ずつからなる A、B2 系統のチャンネルで構成され、A、B 各々に属する最低 2 個の検出器が同時に動作すれば、ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）作動となる。
 - *18：ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の作動回路は、各検出器 2 個ずつからなる A、B2 系統のチャンネルで構成され、A、B 各々に属する最低 2 個の検出器が同時に動作すれば、ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）作動となる。
 - *19：ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）の作動回路は、3 個の検出器からなる A、B2 系統のチャンネルで構成され、A、B 各々に属する最低 2 個の検出器及び「中性子束高」が同時に動作すれば、ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）作動となる。
 - *20：個数は平均出力領域モニタのチャンネル数を示す。
 - *21：ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）の作動回路は、3 個の検出器からなる A、B2 系統のチャンネルで構成され、A、B 各々に属する最低 2 個の検出器及び「原子炉水位低（レベル 2）」が同時に動作すれば、ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）作動となる。
 - *22：定格出力時の値に対する比率で示す。
 - *23：代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の作動回路は、2 個の検出器からなる A、B2 系統のチャンネルで構成され、同じチャンネルに属する 2 個の検出器が同時に動作すれば、1 系統以上の代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）作動となる。

表 3.4.3-4 解析に使用する工学的安全施設の起動信号の応答時間

主蒸気隔離弁	応答時間 (秒)		
	T1' *1	T2' *2	合計 (T1' +T2')
主蒸気管流量大			0.50

注記*1：プロセス量が設定値に達してから検出器が検知し，アナログ回路の信号がロジック回路に発信されるまでの検出遅れ時間

*2：ロジック回路部での信号処理遅れ時間

表 3.4.3-5 タービントリップ信号一覧表

タービントリップ信号	検出器
バックアップ過速度大	バックアップ過速度検出器
主復水器真空度低	主復水器圧力検出器
スラスト軸受摩耗	スラスト軸受摩耗検出装置
振動大	軸振動検出器
排気室温度高	排気室温度検出器
湿分分離加熱器水位高	湿分分離加熱器水位検出器
主油ポンプ出口圧力低	主油ポンプ出口圧力検出器
高圧制御油圧力低	高圧制御油圧力検出器
発電機トリップ	発電機ロックアウトリレー
原子炉水位高 (レベル 8)	原子炉水位検出器

表 3.4.3-6 発電機トリップ信号一覧表

発電機トリップ信号	検出器
発電機比率差動	発電機比率差動継電器
発電機・主変圧器比率差動	発電機・主変圧器比率差動継電器
発電機逆電力	発電機逆電力継電器
発電機地絡	発電機地絡継電器
発電機界磁喪失	発電機界磁喪失継電器
発電機過励磁	発電機過励磁継電器
発電機逆相電流	発電機逆相電流継電器
発電機脱調	発電機脱調継電器
励磁変圧器比率差動	励磁電源変圧器比率差動継電器
励磁変圧器過電流	励磁電源変圧器過電流継電器
タービントリップ	主蒸気止め弁全閉位置検出器 中間止め弁全閉位置検出器 インタセプト弁全閉位置検出器

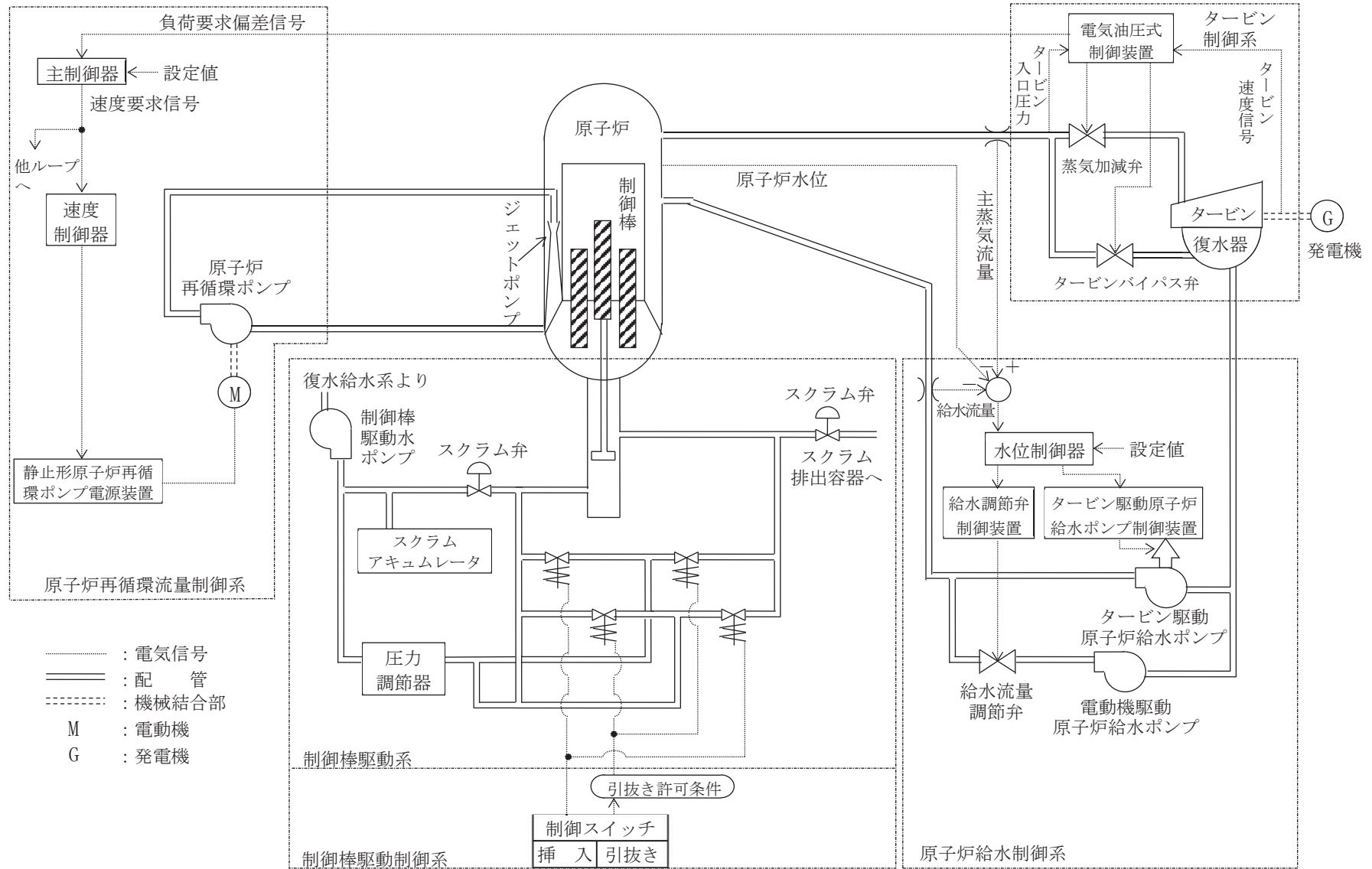
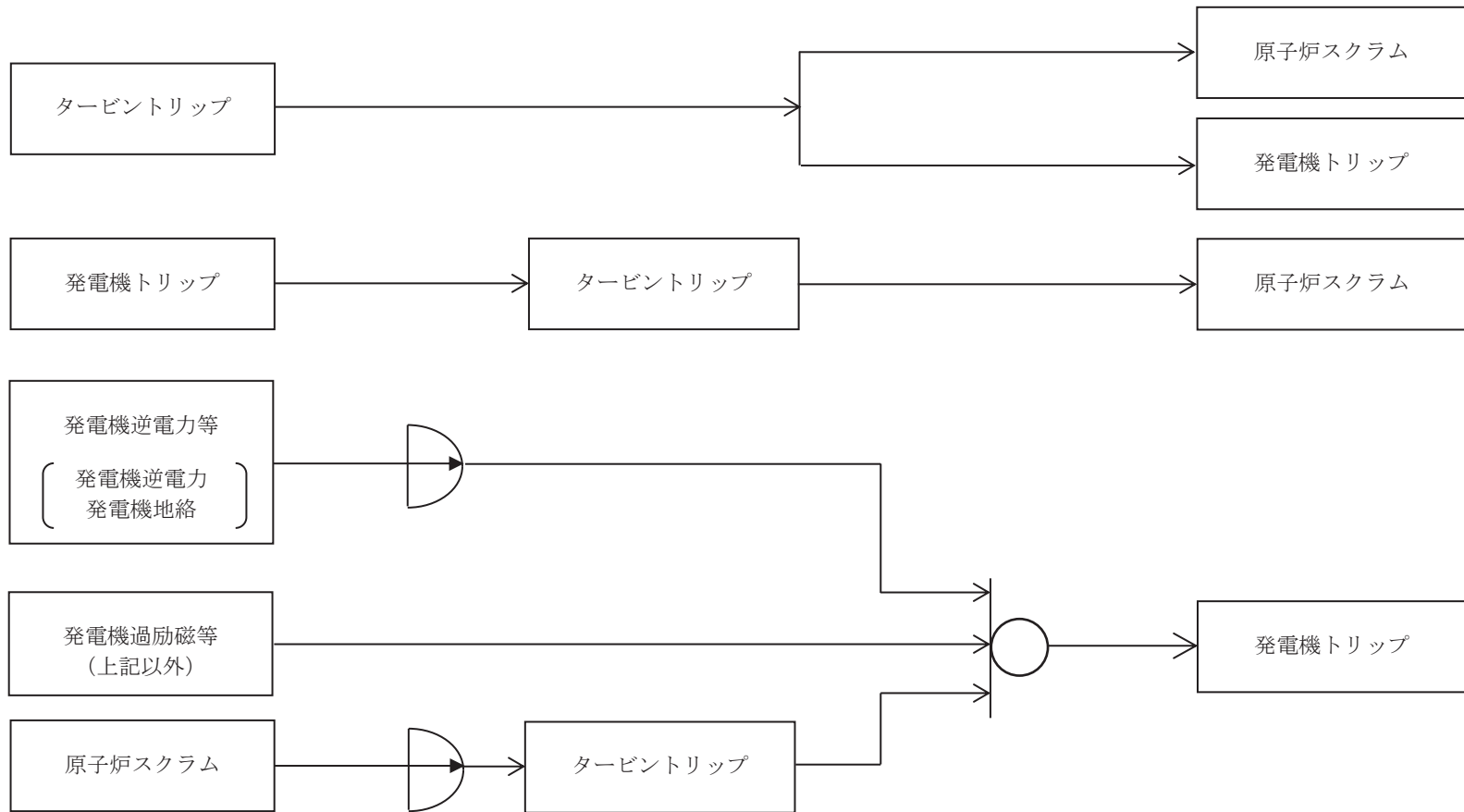


図 3-1 発電用原子炉の出力制御設備



記号説明



図 3.3-1 プラントインターロック

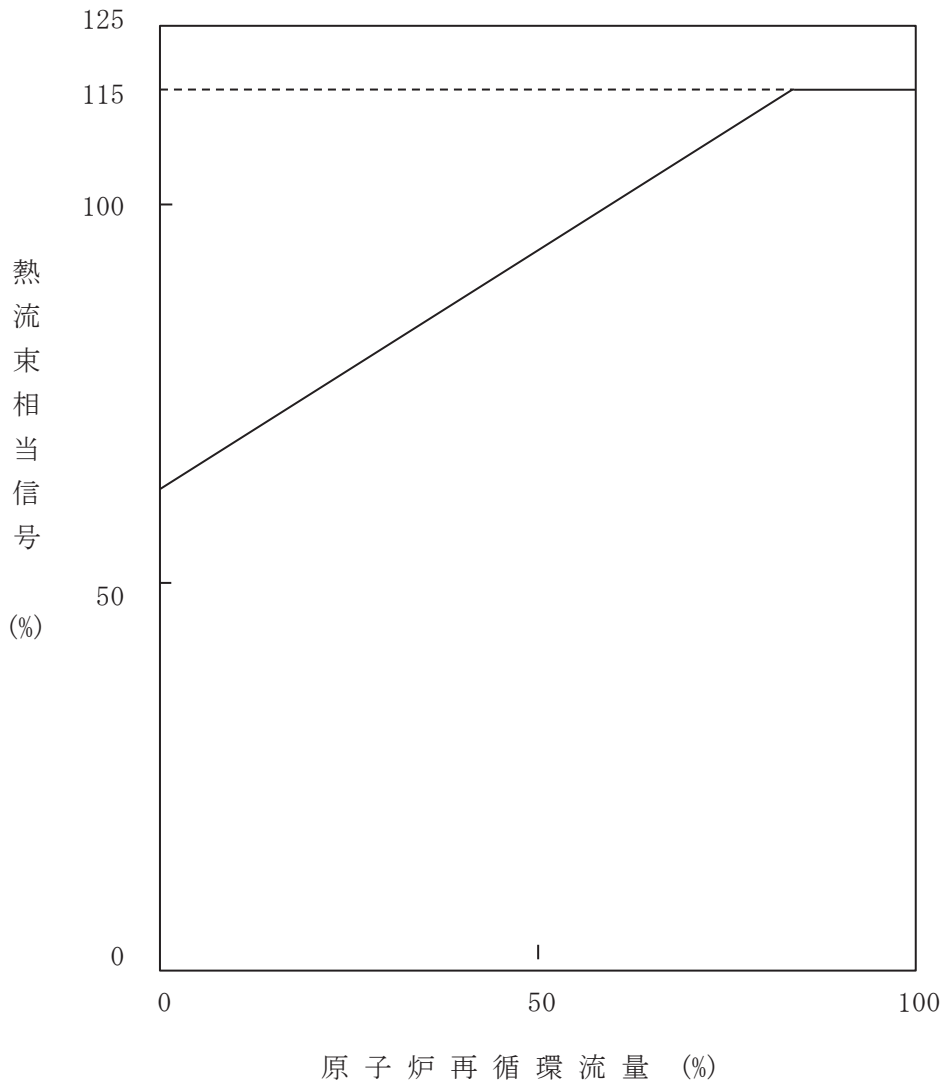


図 3.4.3-1 中性子束高一自動可変設定（熱流束相当）の原子炉非常停止信号の設定値

4. 中央制御室外原子炉停止装置

万が一中央制御室が使用不能の場合には，中央制御室外において原子炉保護系作動回路の電源を遮断すること等により発電用原子炉をスクラムさせる。

発電用原子炉を急速に停止した後，中央制御室外原子炉停止装置により発電用原子炉をスクラム後の高温状態からその後の低温状態に導く。

4.1 制御機能

発電用原子炉をスクラム後の高温状態から，その後の低温状態に導くため，原子炉冷却系統設備による残留熱除去，減圧，水位の保持を行うが，それらに必要な系統及び操作場所を表 4.1-1 に示す。

4.2 監視機能

発電用原子炉をスクラム後の高温状態から，その後の低温状態に導くために必要な計装及び指示場所を表 4.2-1 に示す。

表 4.1-1 中央制御室外原子炉停止装置系統一覧表

系 統	系統数	操 作 場 所	機 能
原子炉隔離時冷却系 主蒸気系逃がし安全弁 残留熱除去系	1 3 弁 1	中央制御室外原子炉停止装置盤	発電用原子炉をスクラム後の高温状態からその後の低温状態に導く
原子炉補機冷却水系 原子炉補機冷却海水系	2 2	中央制御室外原子炉停止装置盤	補機冷却
所内非常用電源系	2	中央制御室外原子炉停止装置盤， 現場制御盤	外部電源喪失時の非常用電源確保

表 4.2-1 中央制御室外原子炉停止装置計装一覧表

計 装	指示場所	機 能
原子炉圧力指示計	中央制御室外原子炉停止装置盤	発電用原子炉をスクラム後の高温状態から、その後の低温状態に導く場合の主要変数の監視
原子炉水位指示計		
サプレッションプール水位指示計		
サプレッションプール温度指示計		
ドライウエル圧力指示計		
ドライウエル温度指示計		
原子炉隔離時冷却系流量指示調節計		
原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用蒸気タービン速度指示計		
残留熱除去系流量指示計		
残留熱除去系熱交換器入口温度指示計		
復水貯蔵タンク水位指示計		
6.9kV 6-2C 非常用母線電圧計		
6.9kV 6-2D 非常用母線電圧計		

VI-1-5-4 中央制御室の機能に関する説明書

目 次

1.	概要	1
2.	基本方針	1
2.1	中央制御室制御盤等	1
2.2	外部状況把握	1
2.3	居住性の確保	2
2.4	通信連絡	2
3.	中央制御室の機能に係る詳細設計	3
3.1	中央制御室制御盤等	3
3.1.1	中央制御室制御盤の構成	3
3.1.2	誤操作防止	3
3.1.3	試験及び検査	4
3.1.4	信頼性	4
3.2	外部状況把握	4
3.2.1	監視カメラ	4
3.2.2	気象観測設備等	4
3.2.3	公的機関からの気象情報入手	5
3.3	居住性の確保	5
3.3.1	換気設備	5
3.3.2	生体遮蔽装置	6
3.3.3	照明	6
3.3.4	酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計	7
3.3.5	チェン징エリア	7
3.3.6	データ表示装置（待避所）	7
3.4	通信連絡	8

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 38 条及び第 74 条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（以下「解釈」という。）」に関わる原子炉制御室（以下「中央制御室」という。）のうち、中央制御室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 項及び第 5 項、第 77 条及びそれらの解釈に関わる中央制御室の通信連絡設備について説明する。

なお、技術基準規則第 38 条及びその解釈に係る発電用原子炉施設の外部の状況を把握する機能及び中央制御室に施設する酸素濃度計以外は要求事項に変更がないため、今回の申請において変更は行わない。

今回は、中央制御室の機能のうち、中央制御室制御盤等に関する機能、外部状況把握に関する機能、居住性を確保する機能及び通信連絡に関する機能について説明する。

2. 基本方針

2.1 中央制御室制御盤等

中央制御室制御盤は、反応度制御系統及び原子炉停止系統に係る設備を操作する機能、非常用炉心冷却設備等非常時に発電用原子炉の安全を確保するための設備を操作する機能、発電用原子炉及び原子炉冷却系統に係る主要な機器の動作状態を表示する機能、主要計測装置の計測結果を表示する機能及びその他の発電用原子炉を安全に運転するために必要な機能を有し、当該操作が必要となる理由となった事象が有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件及び発電用原子炉施設で有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件（地震、内部火災、内部溢水、外部電源喪失並びに中央制御室外の火災等により発生した燃焼ガス、ばい煙、有毒ガス、降下火砕物による操作雰囲気悪化及び凍結）を想定しても、誤操作することなく容易に運転操作することができる設計とする。

また、中央制御室の火災への防護としては、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないように火災の発生防止、火災の感知及び消火対策並びに火災の影響軽減対策を講じるとともに、内部溢水への防護としては、内部溢水により安全機能を損なわないために溢水源となる機器を設けない設計とする。

具体的な、火災に対する防護措置については、添付書類「VI-1-1-7 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書」、内部溢水に対する防護措置については、添付書類「VI-1-1-8 発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書」に示す。

2.2 外部状況把握

中央制御室は、発電用原子炉施設に迫る津波等の自然現象を監視カメラの映像等により昼夜にわたり監視できる装置、気象観測設備等及び公的機関から地震、津波、竜

巻情報等を入力することにより発電用原子炉施設の外部の状況を把握できる機能を有する設計とする。

なお、監視カメラのうち津波監視カメラは、地震荷重等を考慮し必要な強度を有する設計とするとともに、代替交流電源設備から給電できる設計とする。

2.3 居住性の確保

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、従事者が支障なく中央制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、中央制御室の気密性、遮蔽その他の適切な放射線防護措置、気体状の放射性物質並びに中央制御室外の火災等により発生する燃焼ガス、ばい煙、有毒ガス及び降下火砕物に対する換気設備の隔離その他の適切な防護措置を講じる。

炉心の著しい損傷が発生した場合において運転員がとどまるために必要な設備である中央制御室換気空調系、中央制御室しゃへい壁、可搬型の酸素濃度計（中央制御室用）及び二酸化炭素濃度計（中央制御室用）、並びに可搬型照明（SA）等により居住性を確保する。また、中央制御室の居住性を確保するために、原子炉建屋原子炉棟に設置された原子炉建屋ブローアウトパネルが開放した場合に、容易かつ確実に原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置により閉止できる設計とするとともに、現場においても人力により閉止操作が可能な設計とする。

中央制御室への汚染の持込みを防止するための身体の汚染検査、作業服の着替え等を行うための区画（以下「チェン징グエリア」という。）を設ける。

2.4 通信連絡

中央制御室の機能に関する通信連絡設備として、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の際に、操作等の指示、連絡を行うことができる警報装置及び多様性を確保した通信連絡設備（発電所内）並びに重大事故等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通信連絡を行うことができる通信連絡設備（発電所内）により、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡ができる機能を有する設計とする。

また、設計基準事故その他の異常の際並びに重大事故等が発生した場合において、発電所外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡を行うことができる通信連絡設備（発電所外）により、発電所外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡ができる機能を有する設計とする。

3. 中央制御室の機能に係る詳細設計

3.1 中央制御室制御盤等

3.1.1 中央制御室制御盤の構成

中央制御室制御盤は、発電用原子炉及び主要な関連設備の監視操作を可能とした中央制御室主制御盤（原子炉冷却制御盤 ESS-I・III，原子炉冷却制御盤 ESS-II，原子炉補機制御盤，原子炉制御盤，所内補機制御盤，タービン・発電機制御盤，所内電源制御盤）及び中央制御室補助盤（放射線モニタ記録計盤，常用換気空調系盤，非常用換気空調系盤等）で構成する。

中央制御室主制御盤は、プラントの起動／停止，トリップ等に関連する運転上重要な設備の監視操作，又は通常運転時において監視操作の頻度が高い設備についての監視及び操作ができる設計とする。

中央制御室補助盤は，放射線モニタの監視や，換気空調系（常用及び非常用）の監視及び操作ができる設計とする。

主要な監視及び操作の対象を第 1-1 表に示す。

また，重大事故等対処設備の遠隔監視及び操作を行うための SA 制御盤として，重大事故時監視盤，HPAC 制御盤，代替注水制御盤，DCLI 制御盤，SFP 監視盤，フィルタベント系制御盤，R/B 水素ベント・PAR 温度監視盤，代替電源制御盤を中央制御室内に設置する。対象となる補機・弁などの制御を行うとともに，監視及び操作できる設計とする。

重大事故等時の主要な監視及び操作の対象（設計基準事故対処設備と兼用する中央制御室制御盤を含む。）を第 1-2 表に示す。

3.1.2 誤操作防止

中央制御室の環境条件*，中央制御室の配置及び作業空間に留意するとともに中央制御室の盤面機器（操作器，指示計，警報表示）をシステム毎にグループ化した配列及び色分けによる識別や操作器のコーディング（色，形状，大きさ等の視覚的要素での識別）等を行うことで，通常運転，運転時の異常な過渡変化，設計基準事故時及び重大事故等時において運転員の誤操作を防止するとともに容易に操作ができる設計とする。

また，地震による中央制御室制御盤への誤接触を防止し，安全を確保できるよう，中央制御室主制御盤に手摺を設ける設計とするとともに緊急時対策所との情報伝達に不備等が生じないように，必要な情報を運転員を介さずとも確認できる装置（安全パラメータ表示システム（SPDS））を緊急時対策所に設ける設計とする。

現場盤の盤面機器も中央制御室制御盤及び SA 制御盤と同様に，システム毎にグループ化した配列及び色分けによる識別や操作器のコーディング等を行うことで，通常運転，運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時において運転員の誤

操作を防止し、容易に操作ができる設計とするとともに、設計基準事故時に操作が必要な箇所は環境条件を想定し、操作環境及び照明の確保を行うことにより容易に操作することができる設計とする。

誤操作することなく適切に運転操作するための対策を第 2 表に示す。

注記*：通常運転時の環境条件，当該操作が必要となる理由となった事象が有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件及び発電用原子炉施設で有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件（地震，内部火災，内部溢水，外部電源喪失並びに燃焼ガス，ばい煙，有毒ガス，降下火砕物による操作雰囲気悪化及び凍結）

3.1.3 試験及び検査

中央制御室制御盤，SA 制御盤及び現場盤は，中央制御室制御盤，SA 制御盤及び現場盤で監視又は操作を行う試験及び検査ができる設計とする。

3.1.4 信頼性

中央制御室制御盤，SA 制御盤及び現場盤に設置する警報機能は，一部の機能が故障した場合においても，その機能がすべて喪失しない設計とする。また，その機能が喪失したことを把握できる設計とするとともに，現場盤の警報は中央制御室に一括警報を発する設計とする。

3.2 外部状況把握

3.2.1 監視カメラ

発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性がある自然現象や発電所構内の状況（海側，山側）等を監視するため，屋外に暗視機能等を持った監視カメラを設置し，中央制御室にて遠隔操作することにより昼夜にわたり把握することができる設計とする。

監視カメラのうち津波監視カメラは耐震 S クラスの設備とし，地震，積雪，降下火砕物，降雨及び風の荷重を適切に考慮し必要な強度を有する設計とするとともに代替交流電源設備から受電する設計とする。

監視カメラで把握可能な自然現象等を第 3 表，監視カメラの仕様を第 4-1 表及び第 4-2 表，監視カメラの配置を第 1 図に示す。

具体的な監視カメラの強度及び給電の機能は，添付書類「VI-1-1-2 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。

3.2.2 気象観測設備等

発電所構内の状況の把握に有効なパラメータは，気象観測設備等で測定し中央

制御室にて確認できる設計とする。

中央制御室で入手できる外部状況把握可能なパラメータ及び計測範囲を第 5 表に示す。

なお、その他重大事故等時の対応として、第 2 保管エリア及び第 4 保管エリアに保管している代替気象観測設備により風向、風速その他の気象条件を測定し、その結果を記録することができる設計とする。

3.2.3 公的機関からの気象情報入手

中央制御室に電話、FAX 等を設置し、公的機関からの地震、津波、竜巻情報等を入手できる設計とする。

3.3 居住性の確保

3.3.1 換気設備

中央制御室換気空調系は、設計基準事故及び重大事故等が発生した場合において、フィルタを通る事故時運転モードとし、運転員を過度の放射線被ばくから防護する設計とするとともに、運転操作に適した室温（21℃～26℃）に調整可能な設計とする。

中央制御室外の火災等により発生した燃焼ガス、ばい煙、有毒ガス及び降下火砕物に対しても外気取入ダンパを閉止し、事故時運転モードに切り換えることにより、外部雰囲気から隔離できる設計とする。

また、事故時運転モードによる酸欠防止を考慮して外気取り入れの再開が可能な設計とするが、設計基準事故時 30 日間空気の取り込みを一時的に停止した場合においても、室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が事故対策のための活動に支障がない濃度を確保できるとともに、中央制御室の気密性及び中央制御室しゃへい壁の機能とあいまって、居住性に係る判断基準 100mSv を超えない設計とする。

さらに、重大事故等時 7 日間空気の取り込みを一時的に停止した場合においても、室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が事故対策のための活動に支障がない濃度を確保できるとともに、中央制御室の気密性及び中央制御室しゃへい壁の機能とあいまって、居住性に係る判断基準 100mSv を超えない設計とする。なお、原子炉格納容器フィルタベント系を作動させる場合に放出される放射性雲通過時に、中央制御室待避所を中央制御室待避所加圧設備（空気ポンプ）により正圧化することにより、放射性物質が中央制御室待避所に流入することを一定時間完全に防ぐことができる設計とするとともに、原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するため非常用ガス処理系を設ける設計とする。中央制御室待避所と中央制御室との間の正圧化に必要な差圧が確保できていることを把握するため、差圧計（中央制御室待避所用）を使用する。原子炉建屋原子炉棟に設

置された原子炉建屋ブローアウトパネルは、開放した場合に容易かつ確実に原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置により閉止できる設計とするとともに、現場においても人力により閉止操作が可能な設計とする。これらにより、中央制御室の居住性を確保する設計とする。

具体的な、換気設備の機能については、添付書類「VI-1-7-3 中央制御室の居住性に関する説明書」に、また、ブローアウトパネル閉止装置の機能・設計については、添付書類「VI-1-1-6-別添 4 ブローアウトパネル関連設備の設計方針」に示す。

中央制御室換気空調系は、地震、竜巻、風（台風）、積雪、落雷、外部火災及び降下火砕物に伴い外部電源が喪失した場合に、非常用ディーゼル発電機が起動することにより電源が確保される設計とする。また、炉心の著しい損傷が発生した場合においても必要な換気設備は、中央制御室換気空調系により確保できる設計とするとともに、非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機から給電できる設計とする。ブローアウトパネル閉止装置は、全交流動力電源喪失時においても、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機から給電できる設計とする。

具体的な、中央制御室換気空調系への給電の機能は、添付書類「VI-1-9-1-1 非常用発電装置の出力の決定に関する説明書」に示す。

3.3.2 生体遮蔽装置

中央制御室しゃへい壁は、設計基準事故が発生した場合においては事故後 30 日間とどまっても中央制御室の気密性及び中央制御室換気空調系の機能とあいまって、居住性に係る判断基準 100mSv を超えない設計とする。また、中央制御室しゃへい壁及び中央制御室待避所遮蔽は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、中央制御室の気密性、中央制御室換気空調系及び中央制御室待避所加圧設備（空気ポンプ）の機能とあいまって、運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えない設計とする。

具体的な、中央制御室の遮蔽設計、その他の適切な防護の妥当性評価は、添付書類「VI-4-2-1 中央制御室の生体遮蔽装置の放射線の遮蔽及び熱除去についての計算書」及び添付書類「VI-1-7-3 中央制御室の居住性に関する説明書」に示す。

3.3.3 照明

操作に必要な照明は、地震、竜巻、風（台風）、積雪、落雷、外部火災及び降下火砕物に伴い外部電源が喪失した場合に、非常用ディーゼル発電機が起動する

ことにより照明用電源が確保されるとともに、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機から開始される前までの間においても、中央制御室の直流照明兼非常用照明又は直流照明により、運転操作に必要な照明を確保できる設計とする。

炉心の著しい損傷が発生した場合においても、必要な照明は可搬型照明（SA）により確保できる設計とするともに、全交流動力電源喪失時においても、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機から給電できる設計とする。

具体的な、中央制御室照明及び中央制御室用可搬型照明の機能、照明設備への給電の機能は、添付書類「VI-1-1-12 非常用照明に関する説明書」に示す。

3.3.4 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時の対応として、中央制御室及び中央制御室待避所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度を確認する乾電池を電源とした可搬型の酸素濃度計（中央制御室用）及び二酸化炭素濃度計（中央制御室用）は、活動に支障がない範囲にあることの測定が可能なものを、それぞれ1個を1セットとし、1セット使用する。保有数は、設計基準事故時及び重大事故等時に必要な2セットに加えて故障時及び保守点検時による待機除外時のバックアップ用として1セットを加えた合計3セットをバックアップも含めて保管する設計とする。また、酸素濃度計（中央制御室用）及び二酸化炭素濃度計（中央制御室用）は、付属のスイッチにより容易かつ確実に操作が可能な設計とする。

可搬型の酸素濃度計（中央制御室用）及び二酸化炭素濃度計（中央制御室用）の仕様を第6表に示す。

具体的な中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価については、添付書類「VI-1-7-3 中央制御室の居住性に関する説明書」に示す。

3.3.5 チェンジングエリア

炉心の著しい損傷が発生し、中央制御室の外側が放射性物質により汚染した状況下において、中央制御室への汚染の持込みを防止することができるよう身体の汚染検査、作業服の着替え等を行うための区画を設けることができる設計とする。

具体的な、チェンジングエリアの機能については、添付書類「VI-1-7-2 管理区域の出入管理設備及び環境試料分析装置に関する説明書」に示す。

3.3.6 データ表示装置（待避所）

炉心の著しい損傷が発生した場合においても、中央制御室待避所に待避した運転員が、データ表示装置（待避所）により中央制御室待避所の外に出ることなく発電用原子炉施設の主要な計測装置の監視を行うことができる設計とする。デー

タ表示装置（待避所）は、全交流動力電源喪失時においても、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備から給電できる設計とする。

3.4 通信連絡

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の際に、中央制御室等から人が立ち入る可能性のある原子炉建屋、タービン建屋等の建屋内外各所に人に操作、作業、退避の指示、事故対策のための集合等の連絡をサイレン及び音声により行う警報装置及び音声等により行う多様性を確保した通信連絡設備（発電所内）により、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡できる設計とする。重大事故等が発生した場合において、衛星電話設備、無線連絡設備等の通信連絡設備（発電所内）により、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡ができる設計とする。

設計基準事故その他の異常の際並びに重大事故等が発生した場合において、発電所外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡を行うことができる通信連絡設備（発電所外）により、発電所外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡ができる設計とする。

具体的な通信連絡設備については、添付書類「VI-1-1-10 通信連絡設備に関する説明書」に示す。

第 1-1 表 通常運転，運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時の主要な監視及び操作の対象(1/2)

機能	監視及び操作の対象
反応度制御系統及び原子炉停止系統に係る設備の操作機能	制御棒駆動系の手動操作，原子炉スクラムの手動操作
非常用炉心冷却設備等，非常時に発電用原子炉の安全を確保するための設備の操作機能	非常用炉心冷却系設備作動の手動操作，原子炉格納容器スプレイ冷却系作動の手動操作，主蒸気ライン隔離の手動操作，原子炉格納容器隔離の手動操作，低温停止への移行の手動操作
発電用原子炉及び原子炉冷却系統に係る主要な機器又は器具の動作状態表示機能	制御棒の動作状態，発電用原子炉及び原子炉冷却系統に係る主要なポンプの動作状態，発電用原子炉及び原子炉冷却系統に係る主要な弁の開閉状態
主要計測装置の計測結果表示機能	中性子束（起動領域モニタ），制御棒位置指示系，原子炉スクラム用電磁接触器の状態，原子炉圧力，原子炉水位（広帯域，燃料域），圧力抑制室水位，サプレッションプール水温度，復水貯蔵タンク水位，原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量，高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量，残留熱除去系ポンプ出口流量，ドライウエル圧力，格納容器内雰囲気水素濃度，格納容器内雰囲気酸素濃度，格納容器内雰囲気放射線モニタ，非常用ガス処理系流量，可燃性ガス濃度制御系流量等
発電用原子炉の運転に著しい支障を及ぼすおそれが生じた場合，放射性物質の濃度若しくは線量当量率が著しく上昇した場合又は流体上の放射性廃棄物が著しく漏えいするおそれが生じた場合に当該異常状態を警報表示する機能	原子炉水位（広帯域，燃料域）の低及び高警報，原子炉圧力の高警報，中性子束レベルの高警報，プロセスモニタリング設備の高警報，エリアモニタリング設備の高警報，ドライウエル送風機コイルドレン流量測定装置及びドライウエル床ドレンサンプ水位測定装置の高警報，燃料貯蔵プール水位の低及び水温度の高警報等
安全保護装置及びそれにより駆動又は制御される機器の状態表示	原子炉スクラム信号の各チャンネルの状態表示* ¹ ，工学的安全施設作動信号の各チャンネルの状態表示* ¹ ，原子炉スクラム信号により動作する機器の状態表示* ² ，工学的安全施設作動信号により動作する機器の状態表示

注記*1：バイパス状態を含む。

*2：使用不能状態を含む。

第 1-1 表 通常運転，運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時の主要な監視及び操作の対象(2/2)

機能	監視及び操作の対象
発電用原子炉施設の外部の状況の把握機能	<ul style="list-style-type: none"> ・ 発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等（風（台風），竜巻，降水，積雪，落雷，火山の影響，外部火災（森林火災，近隣工場等の火災を含む），船舶の衝突，高潮，地震及び津波）の影響や発電用原子炉施設の外部状況 ・ 高潮，津波，風（台風），竜巻，凍結，降水等による発電用原子炉施設内の状況の把握に有効なパラメータ（潮位計，取水ピット水位，風向，風速，気温，降水量等） ・ 公的機関からの地震，津波，竜巻，落雷等の気象情報

第 1-2 表 重大事故等時の主要な監視及び操作の対象

機能	監視及び操作の対象
重大事故等対処設備の表示機能	原子炉圧力容器温度，原子炉圧力（SA），原子炉水位（SA 広帯域，SA 燃料域），高圧代替注水系ポンプ出口流量，残留熱除去系洗浄ライン流量，直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量，代替循環冷却ポンプ出口流量，原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量，高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量，残留熱除去系ポンプ出口流量，低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量，ドライウエル温度，ドライウエル圧力，圧力抑制室水位，原子炉格納容器下部水位，格納容器内雰囲気水素濃度，格納容器内雰囲気酸素濃度，格納容器雰囲気放射線モニタ，起動領域モニタ，出力領域モニタ，フィルタ装置水位（広帯域），耐圧強化ベント系放射線モニタ，原子炉建屋内水素濃度，使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式），GTG 発電機電力，GTG 発電機周波数等
重大事故等対処設備の操作機能	ATWS 緩和設備，原子炉隔離時冷却系，高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系，残留熱除去系，高圧代替注水系，低圧代替注水系，原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，原子炉格納容器下部注水系，代替循環冷却系，原子炉格納容器フィルタベント系，耐圧強化ベント系，ガスタービン発電機等

第2表 誤操作することなく適切に運転操作するための対策 (1/3)

項目	対策
環境条件	(a) 中央制御室換気空調系により，運転操作に適した室温（21℃～26℃），湿度（40～60%RH）に調整可能な設計とする。 (b) 照明反射によるインターフェイス機器監視の阻害要因を排除する。 (c) 運転員同士の会話が阻害されるような騒音を防止する。
配置及び作業空間	(a) 中央制御室の運転・操作エリアは，すべての運転状態において，運転員がそれぞれの運転タスクを適切に行えるよう，区分等を考慮する。 (b) 中央制御室は，運転員相互の視認性及び運転員間のコミュニケーションを考慮して配置する。 (c) 動作範囲は，運転員動線と運転員同士の輻輳回避を考慮する。
制御盤の盤面配置	(a) 警報窓は，運転・操作エリアから監視できるようにする。 (b) 操作頻度の高い制御機器及び緊急時に操作を必要とする制御機器は，容易に手の届く範囲に配置する。操作に関連する指示計及び表示装置は，操作を行う位置から監視できるようにする。 (c) 表示装置及び制御機器は，系統区分に従ったグループにまとめる。 (d) 系統区分に従ったグルーピングと異なるグルーピングを同時に用いる場合は，異なるグルーピングが混乱の原因とならないよう配慮する。 (e) コーディングの考え方を中央制御室全体で統一する。 (f) ラベリングは，同一プラント内で整合性をもつようにする。
表示システム	(1) 情報機能 運転員への情報提供として以下を考慮する。 (a) 通常時及び事故時の運転に必要な情報や，安全上必要な情報は，網羅して表示する。また，事故時においても，あらかじめ定められた精度及び範囲で表示する。 (b) 情報の表示は，理解し易い適切な表示方法とする。 i) 指示計，記録計を用いる場合 i a) 系統区分に従ったグループにまとめる。異なるグルーピングを同時に用いる場合は，異なるグルーピングが混乱の原因とならないよう配慮する。 i b) コーディングの考え方を中央制御室全体で統一する。 i c) ラベリングは，同一プラント内で整合性を持たせる。

第2表 誤操作することなく適切に運転操作するための対策 (2/3)

項目	対策
表示システム	<p>ii) CRT等を用いる場合</p> <p>ii a) 安全上重要な設備や、重大事故等対処設備に関する監視機能を適切な場所に設置する。</p> <p>ii b) 情報の配置、形状などの設定を一貫して適用し、個々の表示目的にふさわしい表示形式を選定する。また、タスク分析などに基づいて情報の適切な使われ方を考慮した形式で表示する。</p> <p>ii c) 運転員の慣習に適合した情報表示を行う。</p> <p>ii d) 機能分析及びタスク分析から必要とされる情報のまとまりを、極力一つの画面に表示する。</p> <p>ii e) 情報は、表示機能又は情報のまとまりごとにグループ分けする。</p> <p>(c) 制御盤や表示装置にミミックを用いる場合は、プロセスの流れ、事象の流れと整合性をとる。</p> <p>(d) 検出器などの不作動又は除外により、情報を提供できない場合は、運転員がそのことを知ることができる。</p> <p>(e) データ収集及びデータ処理において、入力信号のサンプリング周期及び処理速度が、プロセスの変化速度に十分追従できる。</p> <p>(f) 表示データの更新が、運転操作に対して十分な速度で行われる。</p> <p>(2) 警報機能 運転員への警報提供として以下を考慮する。</p> <p>(a) 警報発生に伴い、その確認と操作が運転員の負荷を過度に増加させないように考慮する。</p> <p>(b) プラント運転状態に応じた不要な警報の発生を防止し、新たに発生した警報の確認を阻害しないようにする。</p> <p>(c) 警報は、警報原因の速やかな運転対応操作ができるような場所に表示する。</p> <p>(d) 新たに発生した警報が音、点滅光等で認識できるようにする。</p> <p>(e) 警報は、確認操作により、点滅光から連続点灯等、点灯状況が変わる。</p> <p>(f) 警報原因が消滅した場合は、警報は、元の状態に復帰できる。</p>

第2表 誤操作することなく適切に運転操作するための対策 (3/3)

項目	対策
制御機能	<p>(a) 制御機器の大きさ，操作に要する力，触覚フィードバック等を考慮する。</p> <p>(b) 制御機器の操作方法は，運転員の慣習に基づく動作・方向感覚に合致したものとする。</p> <p>(c) 制御機器の色，形，大きさのコーディング方法や操作方法について一貫性を持たせる。また，安全上の重要な制御機器は，他の制御機器と識別する。</p> <p>(d) 情報の表示が制御の結果生じる状態と符合する。</p> <p>(e) 非安全な操作ができないための対応</p> <p>i) 操作器具は，不安全な操作や運転員の意図しない操作を防止するよう，操作器具の適切な配置（操作時に対象外の操作器具に触れることがないように配置），保護カバーの設置，鍵操作型スイッチの設置，ボタン型スイッチを設置する。</p> <p>ii) 操作器具の操作方法は，運転員の慣習に基づく動作・方向感覚に合致させる。</p> <p>iii) 操作器具は，大きさ，形状等，操作性を考慮して選定し，操作器具の色，形状，操作方法は一貫性を持ち，用途に応じて統一性を持たせた設計とする。また，安全上の重要な操作器具はほかの操作器具と色分けによる識別が可能な設計とする。</p>

第3表 監視カメラにより把握可能な自然現象等

自然現象等	監視カメラにより把握できる発電用原子炉施設の外の状況
地震	地震による発電所構内及び原子炉施設の損壊状況
津波	津波の襲来状況や発電所構内の浸水状況
風（台風）	風（台風）・竜巻（飛来物含む）による発電所構内及び原子炉施設の損壊状況
竜巻	
降水	発電所構内の浸水状況
積雪	発電所構内及び原子炉施設の積雪状況
落雷	発電所構内及び原子炉施設周辺の落雷状況
火山の影響	発電所構内及び原子炉施設の降下火砕物堆積状況
生物学的事象	発電所前方の海面における海生生物（クラゲ等）の襲来状況
森林火災	火災状況，ばい煙の方向確認
飛来物 （航空機落下）	飛来物による発電所構内及び原子炉施設の損壊状況
近隣工場等の火災	火災状況，ばい煙の方向確認
船舶の衝突	船舶の衝突による原子炉施設の損壊状況

第4-1表 監視カメラ（津波監視カメラ）の仕様

設置場所	2号炉原子炉建屋屋上，防潮堤北側エリア
暗視機能	あり（赤外線カメラ）
ズーム	可視光カメラ／光学ズーム 10倍程度 赤外線カメラ／デジタルズーム 4倍程度
遠隔可動	水平 360° 垂直 ±90°

第4-2表 監視カメラ（自然現象監視カメラ）の仕様

設置場所	2号炉タービン建屋屋上，1号炉排気筒，事務建屋屋上
暗視機能	あり（赤外線カメラ）
ズーム	可視光カメラ／光学ズーム 10倍程度 赤外線カメラ／デジタルズーム 4倍程度
遠隔可動	水平 360° 垂直 ±90°

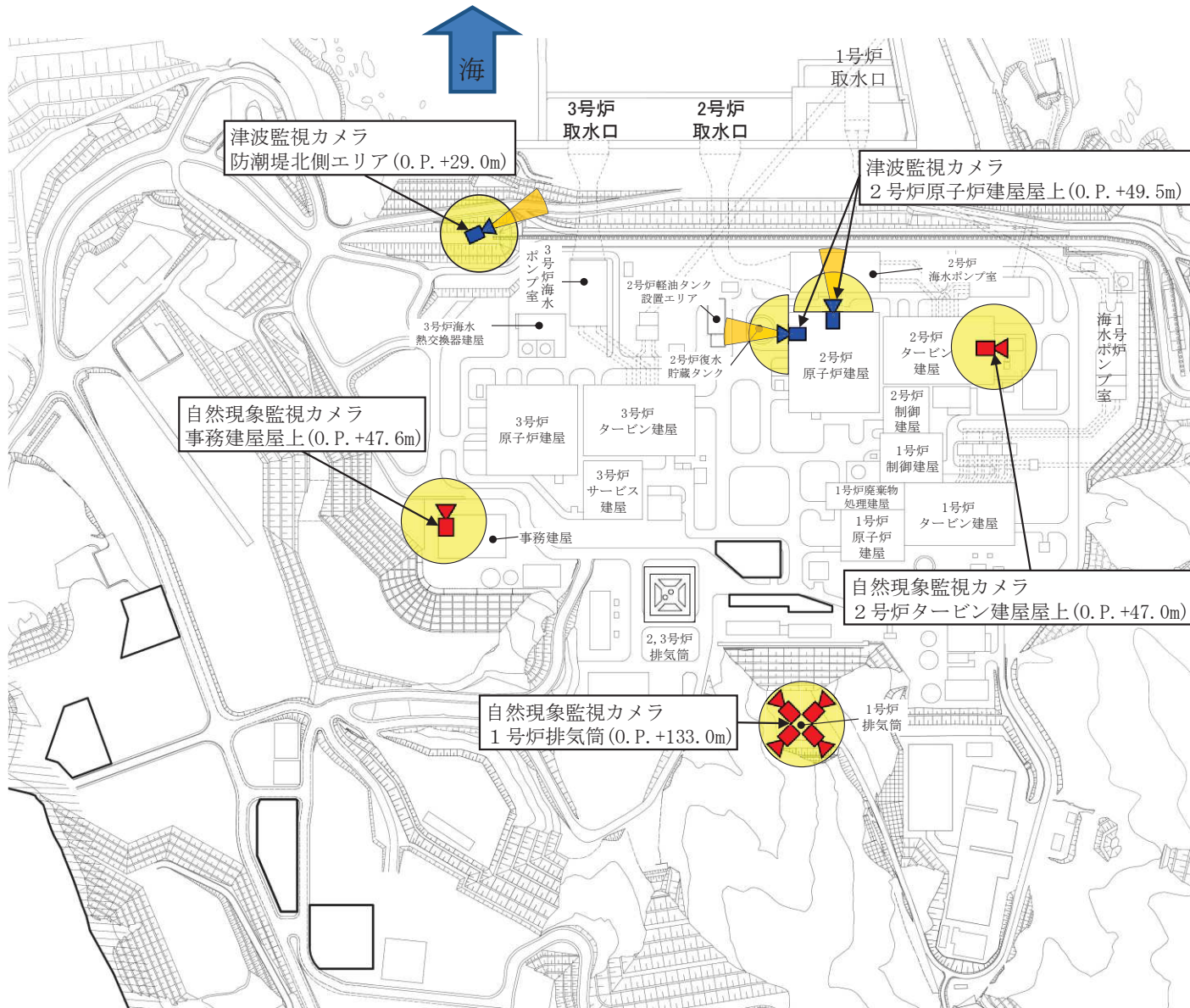
第5表 中央制御室で入手できる外部状況把握可能なパラメータ及び計測範囲

設備名	パラメータ項目	計測範囲
気象観測設備	気温	-20.0～40.0℃
	海水温度	0.0～40.0℃
	湿度	0～100%
	降水量	0～99.5mm（10分間値）
	風向 （標高 70m, 175m）	全方位
	風速 （標高 70m, 175m）	0～60.0m/s（70m） （10分間平均値）
0～30.0m/s（175m） （10分間平均値）		
津波監視設備	取水ピット水位	O.P. -11.25m～+19.00m*
固定式周辺モニタリング設備	空間放射線量率 （モニタリングポスト No.1～6）	（低レンジ） 0～2×10 ⁴ nGy/h
		（高レンジ） 10 ⁴ ～10 ⁸ nGy/h

注記*：平成23年3月11日に発生した東北地方太平洋沖地震による地殻変動に伴い、牡鹿半島全体で約1mの沈降が発生していることを考慮した設計

第6表 酸素濃度計（中央制御室用）及び二酸化炭素濃度計（中央制御室用）の仕様

名称	仕様等
酸素濃度計（中央制御室用）	<ul style="list-style-type: none"> ・ 検知範囲：0～100% ・ 表示精度：±0.5%（0.0～25.0%），±3.0%（25.1%以上） ・ 電源：乾電池（交換により容易に電源が確保できるもの）
二酸化炭素濃度計（中央制御室用）	<ul style="list-style-type: none"> ・ 検知範囲：0.04%～5.0% ・ 表示精度：±10%rdg 又は 0.01%のうち大きいほう ・ 電源：乾電池（交換により容易に電源が確保できるもの）



第1図 監視カメラの配置

VI-1-7 放射線管理施設の説明書

目 次

- 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
- 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
- VI-1-7-3 中央制御室の居住性に関する説明書

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

目 次

1.	概要	1
2.	基本方針	1
2.1	設計基準対象施設に関する計測	1
2.2	重大事故等対処設備に関する計測	2
3.	放射線管理用計測装置の構成	3
3.1	プロセスモニタリング設備	5
3.1.1	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	5
3.1.2	放射性物質により汚染するおそれがある管理区域から環境に放出する排水中又は排気中の放射性物質濃度を測定する装置	9
3.2	エリアモニタリング設備	16
3.2.1	緊急時対策所の線量当量率を計測する装置	16
3.2.2	使用済燃料貯蔵槽エリアの線量当量率を計測する装置	18
3.3	固定式周辺モニタリング設備	25
3.4	移動式周辺モニタリング設備	28
3.5	放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録及び保存	38
3.5.1	計測結果の指示又は表示	38
3.5.2	設計基準対象施設に関する計測結果の記録及び保存	38
3.5.3	重大事故等対処設備に関する計測結果の記録及び保存	38
3.6	その他	43
3.6.1	海上モニタリングについて	43
3.6.2	放射線計測器の保有等について	43
4.	放射線管理用計測装置の計測範囲及び警報動作範囲	44
4.1	放射線管理用計測装置の計測範囲	44
4.2	放射線管理用計測装置の警報作動範囲	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34条，第47条，第67条，第69条，第73条，第75条及び第76条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に関わる放射線管理施設のうち放射線管理用計測装置の構成，計測範囲及び警報動作範囲について説明するものである。併せて，技術基準規則第34条及びその解釈に関わる放射線管理用計測装置の計測結果の表示，記録，保存及び外部電源が喪失した場合の計測についても説明する。

なお，技術基準規則第34条及びその解釈に関わる放射線管理用計測装置のうち設計基準対象施設としてのみ使用する計測装置の構成，計測範囲及び技術基準規則第47条及びその解釈に関わる放射線管理用計測装置の警報機能に関しては，要求事項に変更がないため，今回の申請において変更は行わない。

今回は，設計基準対象施設に関する表示，電源，記録の保存及びデータ伝送系の多様化並びに重大事故等対処設備に関する放射線管理用計測装置について説明する。

2. 基本方針

2.1 設計基準対象施設に関する計測

周辺監視区域に隣接する地域における空間線量率を計測するための固定式周辺モニタリング設備は，非常用交流電源設備に接続するとともに，専用の無停電電源装置を有し，電源の供給元の切替時に発生する短時間の停電時においても電源を供給できる設計とする。指示値は中央制御室及び緊急時対策所へ表示し，中央制御室及び緊急時対策建屋までの伝送は多様性を有する設計とする。

管理区域内において人が常時立ち入る場所その他放射線管理を特に必要とする場所（燃料取扱場所その他の放射線業務従事者に対する放射線障害の防止のための措置を必要とする場所をいう。）の線量当量率を計測するためのエリアモニタリング設備のうち，燃料交換フロア放射線モニタ，プロセスモニタリング設備のうち，燃料取替エリア放射線モニタ及び原子炉建屋原子炉棟排気放射線モニタは，外部電源が喪失した場合でも計測できるよう，非常用所内電源系から給電できる設計とする。

技術基準規則第34条及びその解釈に基づく計測装置の計測結果は，中央制御室に原則表示し，記録計にて継続的に記録し，記録紙は取り替えて保存できる設計とする。ただし，断続的な試料の分析を行う場合は，従事者が測定結果を記録し保存できる設計とする。

2.2 重大事故等対処設備に関する計測

技術基準規則第67条及びその解釈に基づき、炉心の著しい損傷が発生した場合に、原子炉格納容器外に水素ガスを排出する場合の排出経路における放射性物質濃度を計測するための設備として、原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置出口配管にフィルタ装置出口放射線モニタを設ける設計とする。また、直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電が可能な設計とする。

技術基準規則第69条及びその解釈に基づき、燃料貯蔵設備に係る重大事故等時*に使用済燃料貯蔵プール上部空間線量率の監視に必要な設備として、使用済燃料貯蔵プール上部空間放射線モニタ（低線量）及び使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量）を設置し、燃料貯蔵設備に係る重大事故等時に変動する可能性のある範囲にわたり計測可能な設計とする。また、直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電が可能な設計とする。

技術基準規則第73条及びその解釈に基づき、重大事故等が発生し、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータとして、格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)、格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)、フィルタ装置出口放射線モニタ、耐圧強化ベント系放射線モニタ、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（低線量）及び使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量）を設ける設計とするとともに、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障又は故障が疑われ、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために必要なパラメータを計測する設備を設置する設計とする。

重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータとする。

炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータの計測装置の計測範囲は、設計基準事故時に想定される変動範囲の最大値を考慮し、適切に対応するための計測範囲を有する設計とするとともに、重大事故等が発生し、当該重大事故等に対処するために監視することが必要な原子炉格納容器内の放射線量率等のパラメータの計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合に、代替パラメータによる推定の対応手段等により推定できる設計とする。

また、重大事故等時に設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握するための能力（計測可能範囲）の明確化をするとともに、パラメータの計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合に、代替パラメータによる推定の対応手段等、複数のパラメータの中から確からしさを考慮した優先順位を保安規定に定める設計とする。

原子炉格納容器内の放射線量率等想定される重大事故等の対応に必要となる炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータとして、計測又は監視できる設計とする。また、計測結果は中央制御室に指示又は表示し、記録及び保存できる設計とする。

重大事故等の対応に必要となるパラメータは、安全パラメータ表示システム伝送装置（以下「SPDS伝送装置」という。）に電磁的に記録、保存し、電源喪失により保存した記録が失われない設計とする。また、記録については必要な容量を保存できる設計とする。

技術基準規則第75条及びその解釈に基づき、重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために、移動式周辺モニタリング設備を保管する。固定式周辺モニタリング設備は、全交流動力電源喪失時においても代替電源設備から電源供給ができる電源構成とする。固定式周辺モニタリング設備の機能が喪失した場合にその機能を代替するための計測装置を含む移動式周辺モニタリング設備は、現場にて指示又は表示を行うこととし、測定結果を記録及び保存できる設計とする。また、発電所の周辺海域の海上モニタリングを行うために海上を移動できる設備を保管する。

技術基準規則第76条及びその解釈に基づき、緊急時対策所内の放射線量を監視、計測及び記録するために緊急時対策所可搬型エリアモニタを設け、計測結果を記録及び保存できる設計とする。

注記*：燃料貯蔵設備に係る重大事故等は以下のとおり。

- a. 「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」第37条及び3-1(a)及び(b)で定義する想定事故1（使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料貯蔵槽内の水の水温が上昇し、蒸発により水位が低下する事故）及び想定事故2（サイフォン現象等により使用済燃料貯蔵槽内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料貯蔵槽の水位が低下する事故）において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下
- b. 使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽内の水位が異常に低下した場合

3. 放射線管理用計測装置の構成

設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の放射線管理用計測装置における検出器から測定値の指示、表示及び記録に至るシステム構成及び電源構成については、「3.1 プロセスモニタリング設備」、「3.2 エリアモニタリング設備」、「3.3 固定式周辺モニタリング設備」、「3.4 移動式周辺モニタリング設備」に示す。

設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の放射線管理用計測装置による計測結果の表示，記録及び保存については，「3.5 放射線管理用計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」にてとりまとめる。

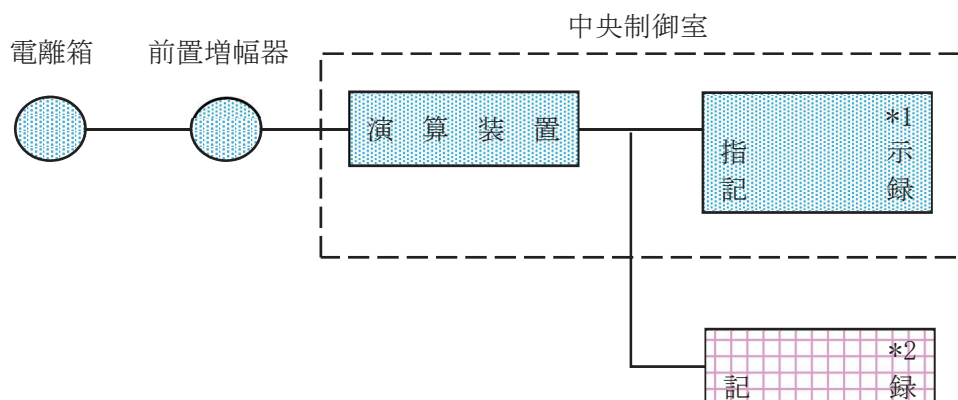
3.1 プロセスモニタリング設備

3.1.1 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

(1) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)

格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) の検出信号は、電離箱からの電気信号を前置増幅器で増幅し、演算装置にて線量当量率信号へ変換した後、線量当量率を中央制御室に指示し、記録及び保存する。また、SPDS伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.5 放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(「図3-1 格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) の概略構成図」及び「図3-2 検出器の構造図 (格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W))」参照。)



注記*1：記録計
*2：SPDS 伝送装置

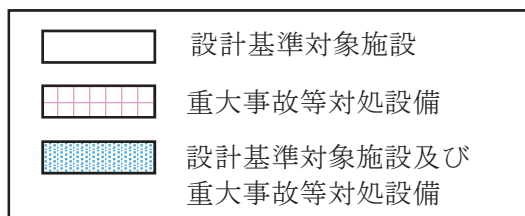


図3-1 格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) の概略構成図

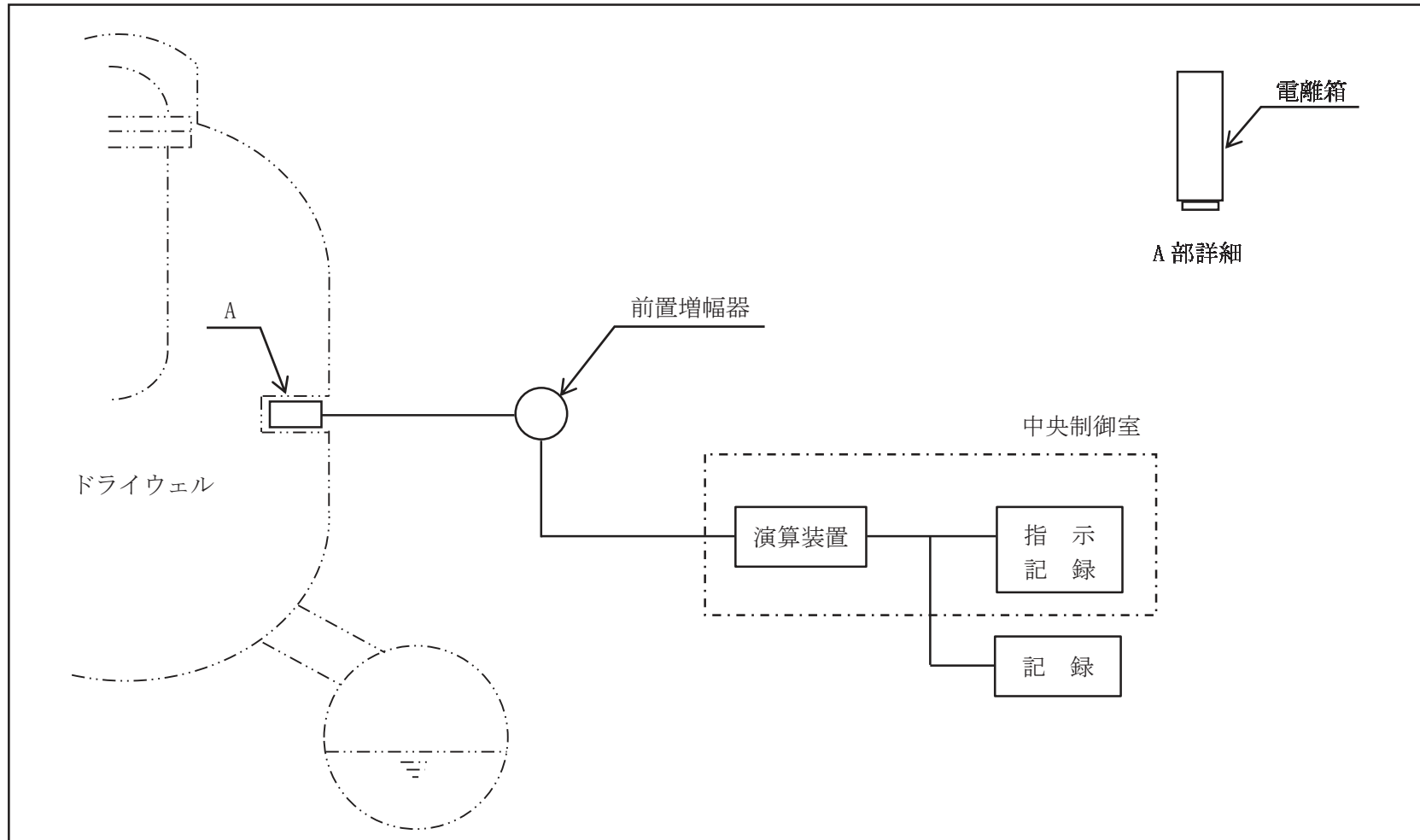
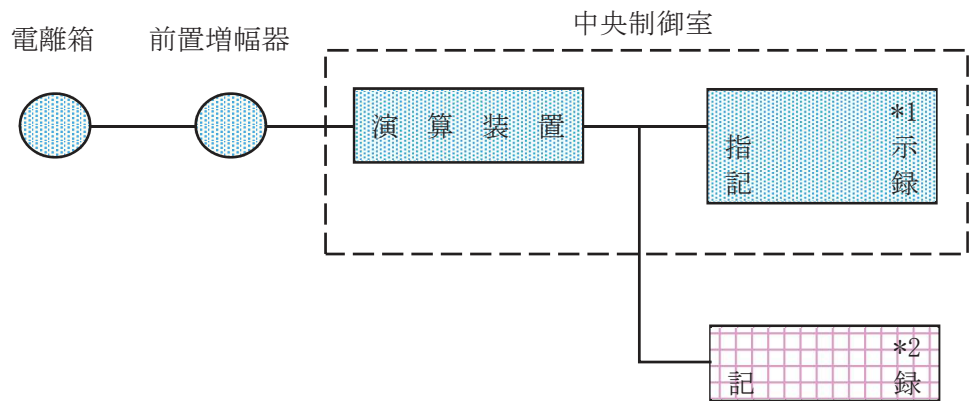


図3-2 検出器の構造図 (格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W))

(2) 格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)

格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)の検出信号は、電離箱からの電気信号を前置増幅器で増幅し、演算装置にて線量当量率信号へ変換した後、線量当量率を中央制御室に指示し、記録及び保存する。また、SPDS伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.5 放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(「図3-3 格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)の概略構成図」及び「図3-4 検出器の構造図(格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C))」参照。)



注記*1：記録計
*2：SPDS 伝送装置

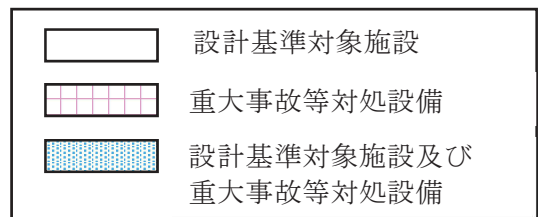


図3-3 格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)の概略構成図

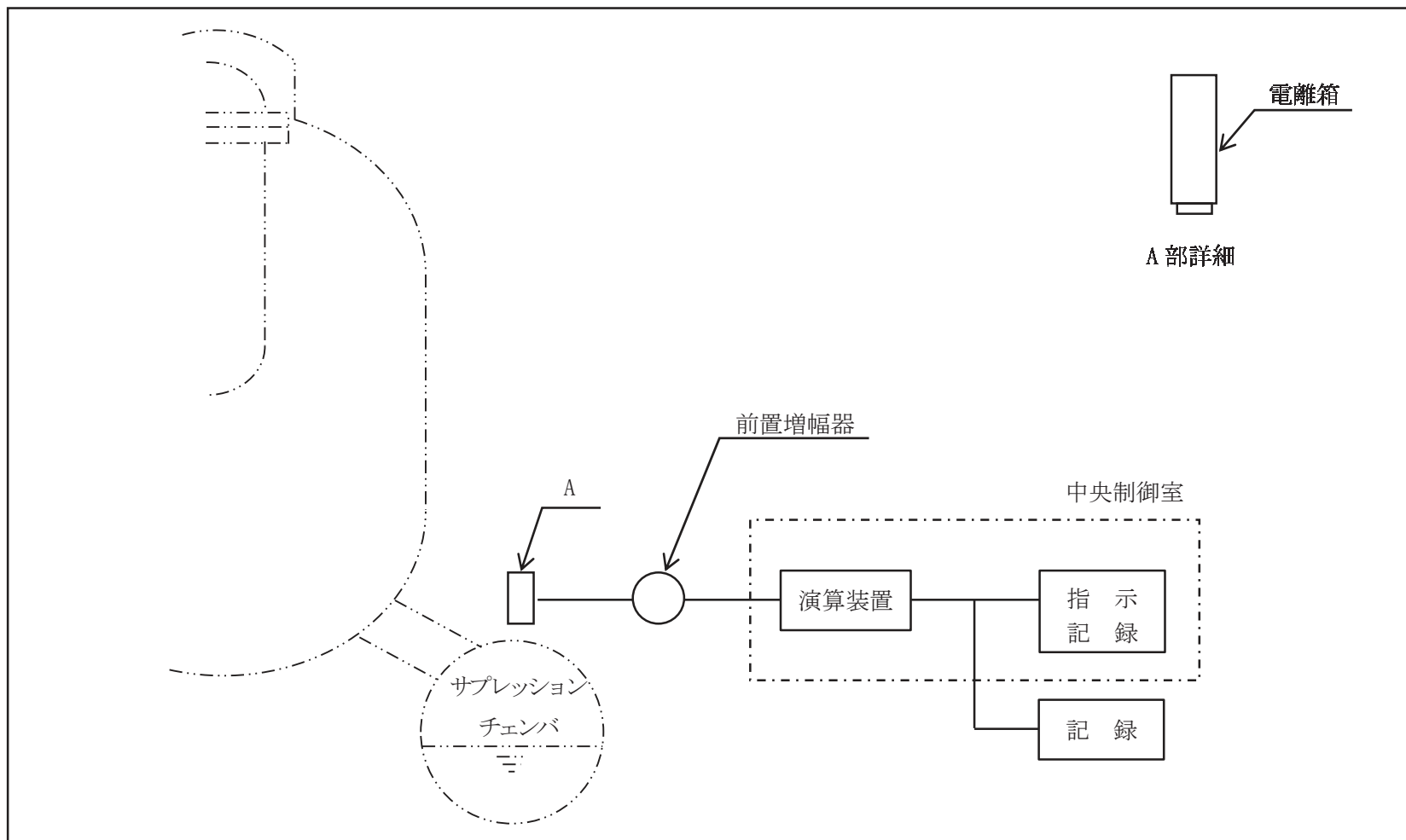


図3-4 検出器の構造図 (格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C))

3.1.2 放射性物質により汚染するおそれがある管理区域から環境に放出する排水中又は排気中の放射性物質濃度を測定する装置

(1) 燃料取替エリア放射線モニタ

設計基準対象施設の燃料取替エリア放射線モニタは、外部電源が使用できない場合においても、非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機からの電源供給により、使用済燃料貯蔵槽エリアの線量当量率を計測することができる設計とする。

(「図3-5 燃料取替エリア放射線モニタ及び原子炉建屋原子炉棟排気放射線モニタの概略電源系統図(交流電源)」参照。)

(2) 原子炉建屋原子炉棟排気放射線モニタ

設計基準対象施設の原子炉建屋原子炉棟排気放射線モニタは、外部電源が使用できない場合においても、非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機からの電源供給により、使用済燃料貯蔵槽エリアの線量当量率を計測することができる設計とする。

(「図3-5 燃料取替エリア放射線モニタ及び原子炉建屋原子炉棟排気放射線モニタの概略電源系統図(交流電源)」参照。)

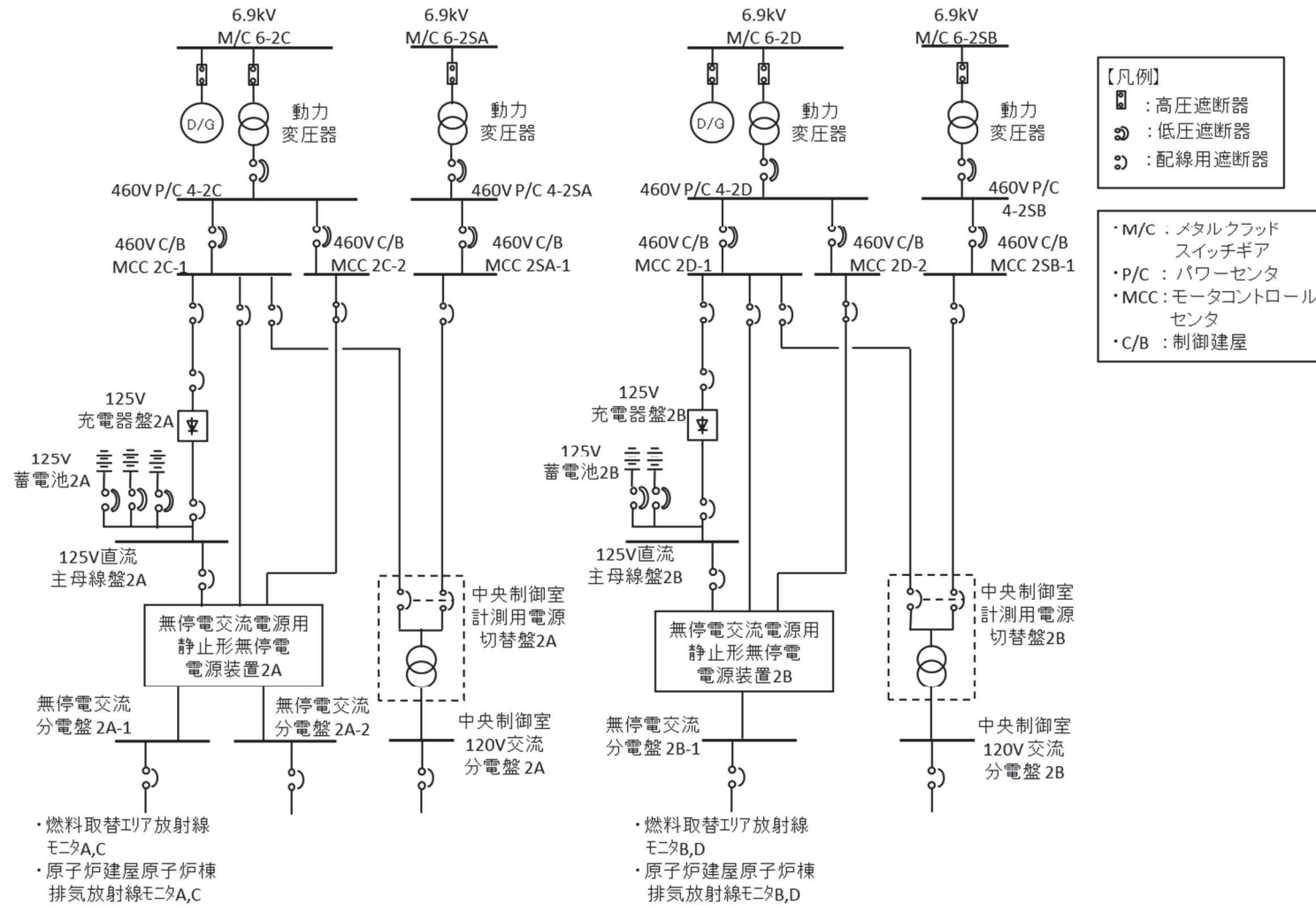


図 3-5 燃料取替エリア放射線モニタ及び原子炉建屋原子炉棟排気放射線モニタの概略電源系統図(交流電源)

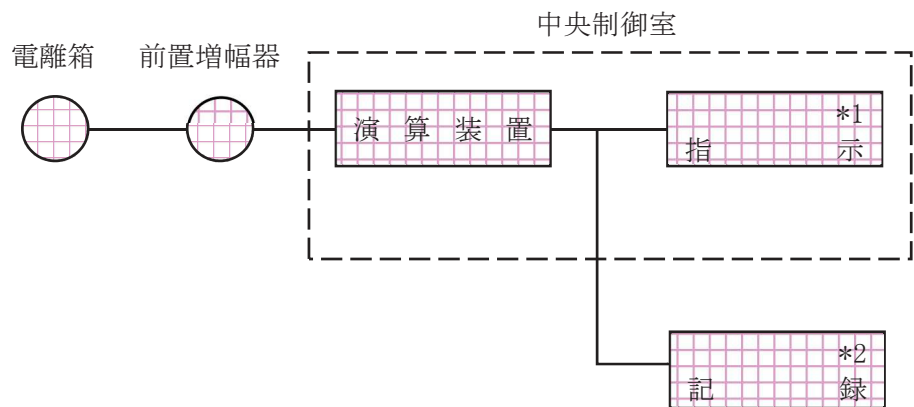
(3) フィルタ装置出口放射線モニタ

フィルタ装置出口放射線モニタは、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置出口放射線モニタの検出信号は、電離箱からの電気信号を前置増幅器で増幅し、演算装置にて線量当量率信号へ変換した後、線量当量率を中央制御室に指示する。また、SPDS伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.5 放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(「図3-6 フィルタ装置出口放射線モニタの概略構成図」及び「図3-7 検出器の構造図 (フィルタ装置出口放射線モニタ)」参照。)

直流電源が必要な場合、常設代替直流電源設備である125V代替蓄電池又は可搬型代替直流電源設備である電源車及び125V代替充電器から125V直流主母線盤を介して供給する。

(「図3-8 放射性物質により汚染するおそれがある管理区域から環境に放出する排水中又は排気中の放射性物質濃度を測定する装置の概略電源系統図 (直流電源)」参照。)



注記*1：記録計
*2：SPDS 伝送装置

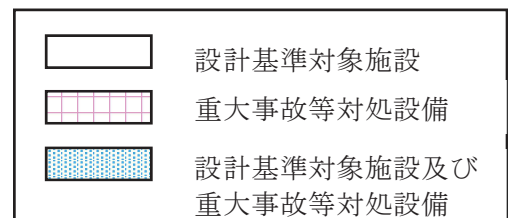


図3-6 フィルタ装置出口放射線モニタの概略構成図

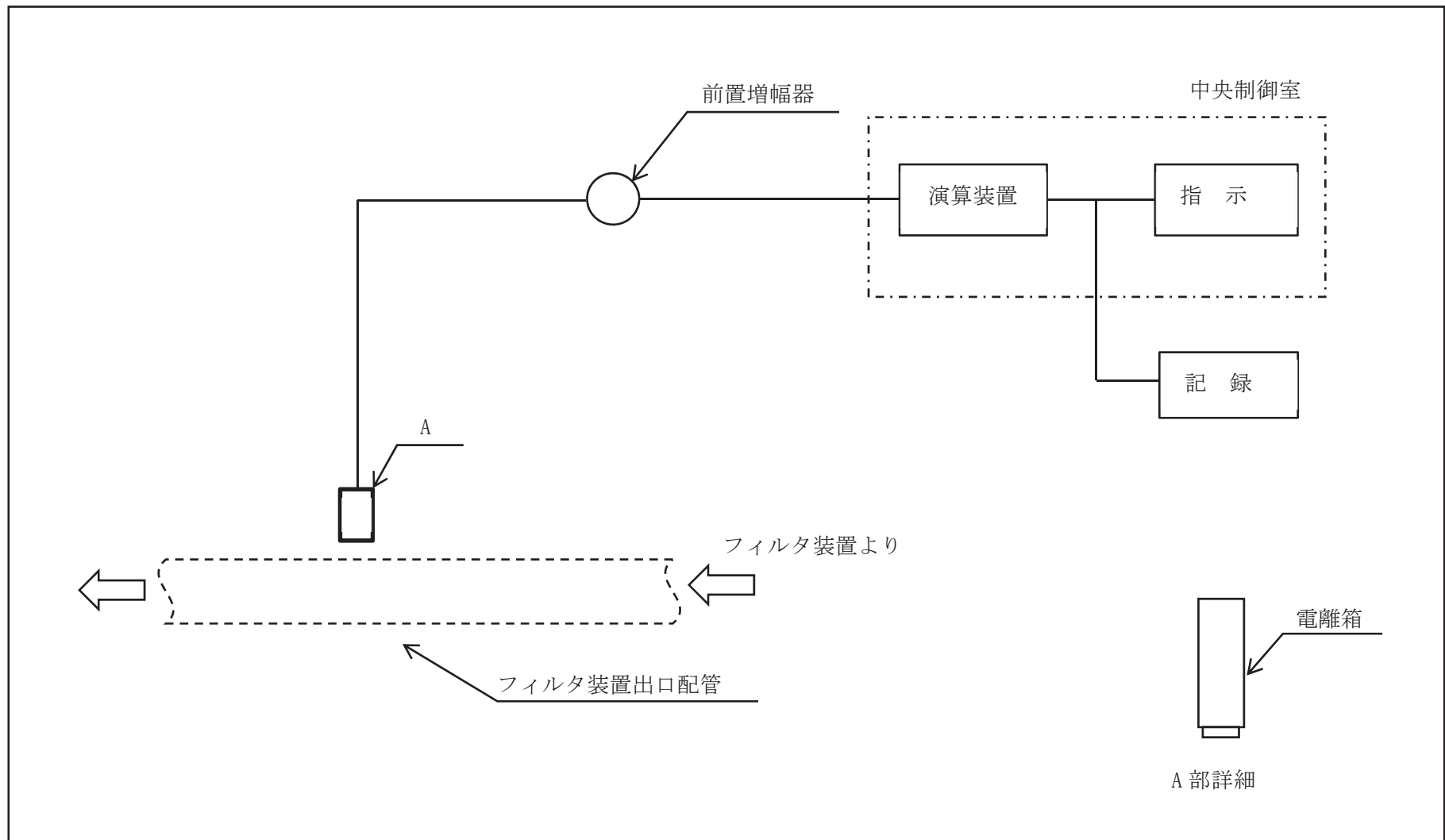


図 3-7 検出器の構造図 (フィルタ装置出口放射線モニタ)

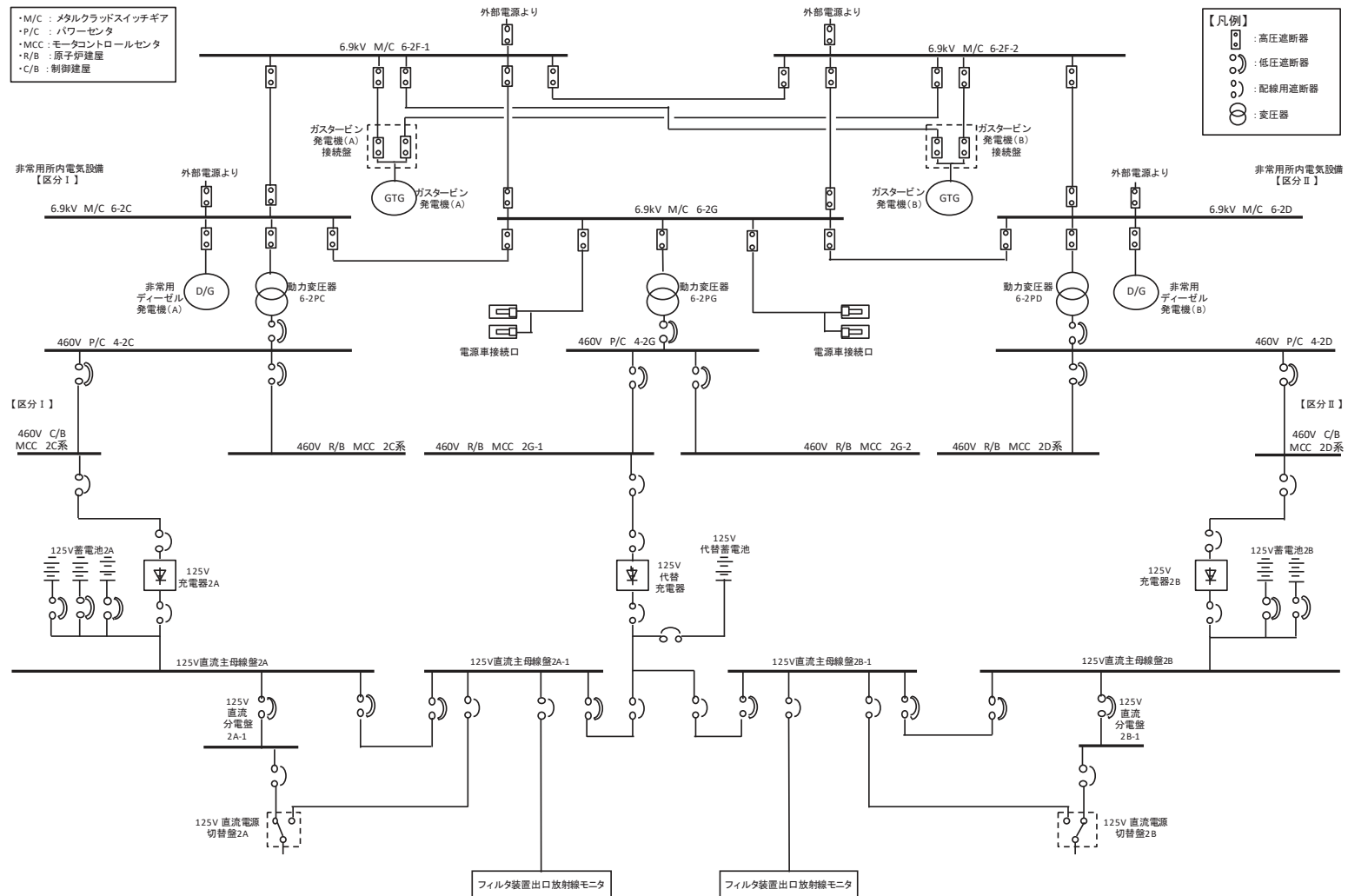
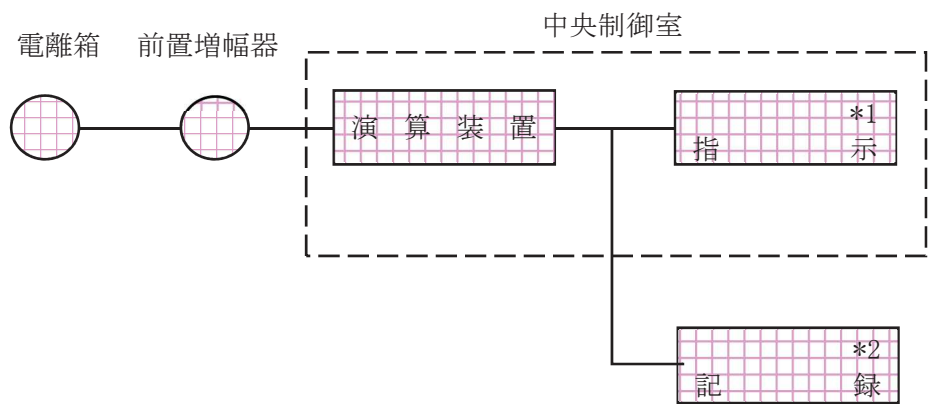


図 3-8 放射性物質により汚染するおそれがある管理区域から環境に放出する排水中又は排気中の放射性物質濃度を測定する装置の概略電源系統図 (直流電源)

(4) 耐圧強化ベント系放射線モニタ

耐圧強化ベント系放射線モニタは、重大事故等対処設備の機能を有しており、耐圧強化ベント系放射線モニタの検出信号は、電離箱からの電気信号を前置増幅器で増幅し、演算装置にて線量当量率信号に変換する処理を行った後、線量当量率を中央制御室に指示する。また、SPDS伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.5放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(「図3-9 耐圧強化ベント系放射線モニタの概略構成図」及び「図3-10 検出器の構造図(耐圧強化ベント系放射線モニタ)」参照。)



注記*1：記録計
*2：SPDS 伝送装置

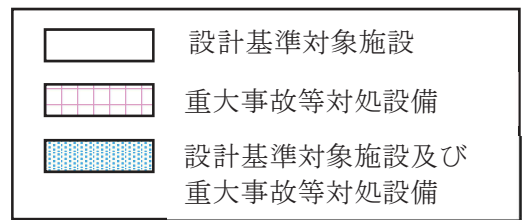


図3-9 耐圧強化ベント系放射線モニタの概略構成図

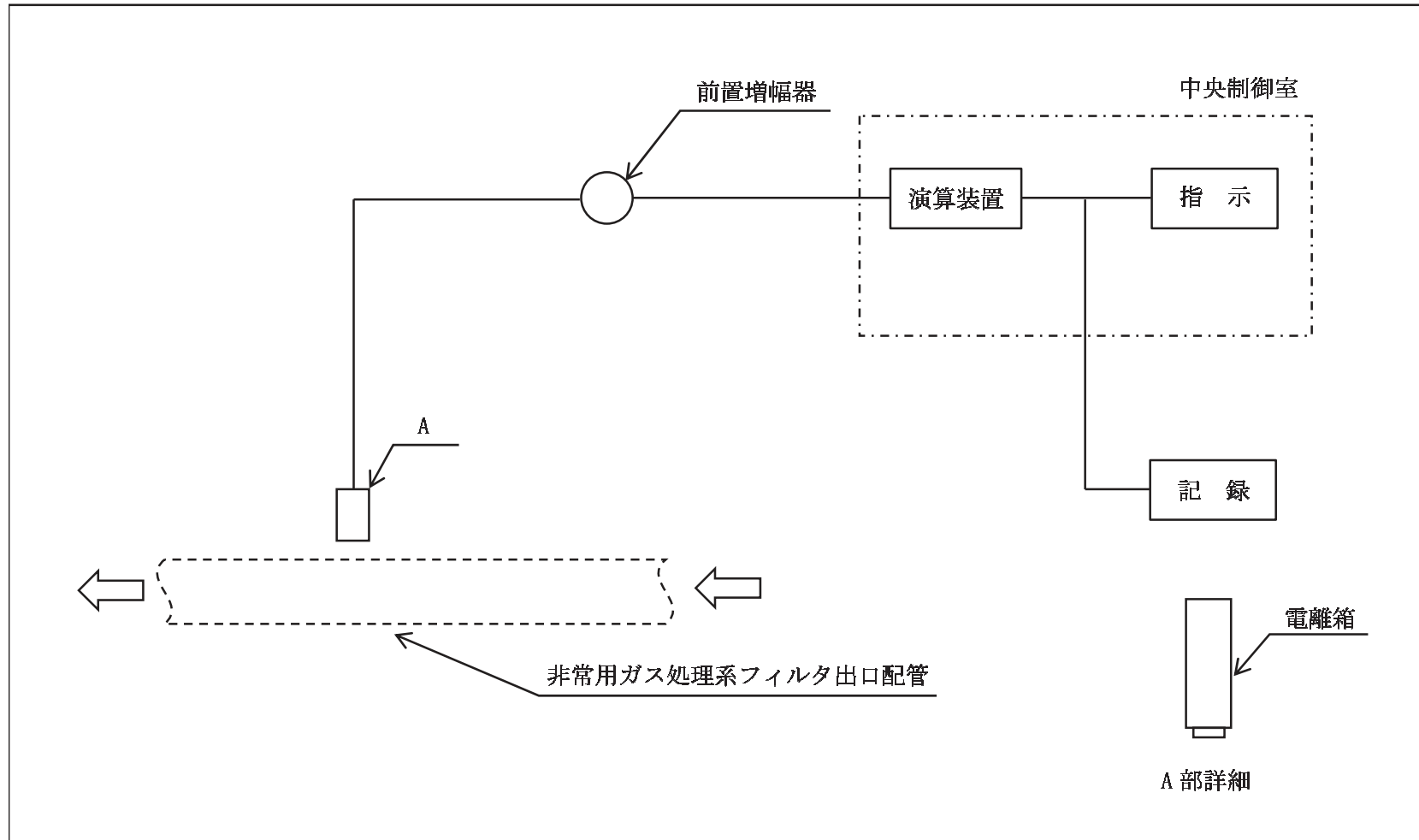


図3-10 検出器の構造図 (耐圧強化ベント系放射線モニタ)

3.2 エリアモニタリング設備

3.2.1 緊急時対策所の線量当量率を計測する装置

(1) 緊急時対策所可搬型エリアモニタ

重大事故等時に使用する緊急時対策所可搬型エリアモニタは、緊急時対策所内の線量当量率を半導体式を用いてパルス信号として検出する。検出したパルス信号を測定装置にて線量当量率へ変換する処理を行った後、線量当量率を表示する。計測結果は電磁的に記録し、保存する。記録及び保存については、「3.5 放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(「図3-11 緊急時対策所可搬型エリアモニタの概略構成図」及び「図3-12 検出器の構造図(緊急時対策所可搬型エリアモニタ)」参照。)



図3-11 緊急時対策所可搬型エリアモニタの概略構成図

緊急時対策所

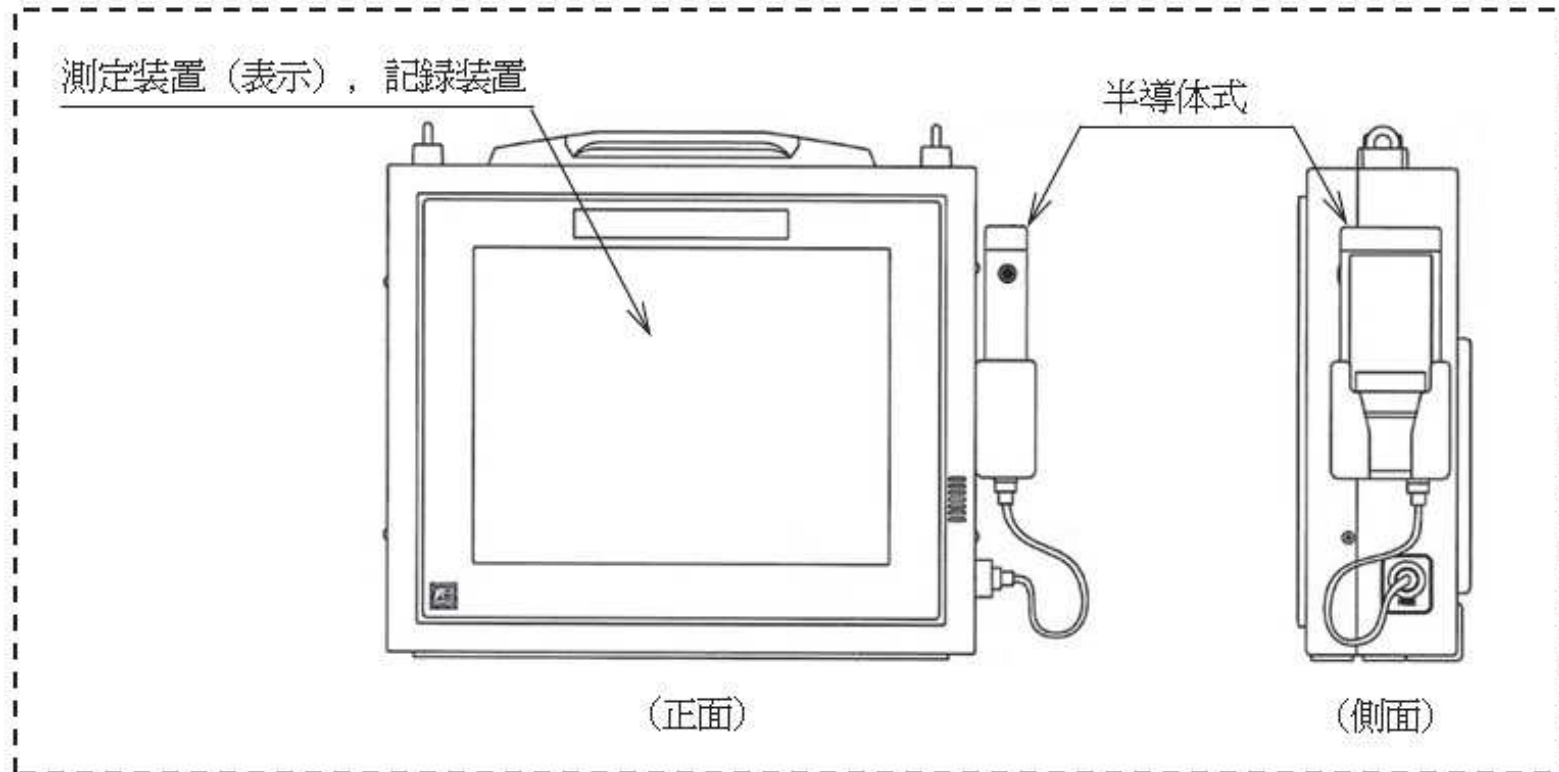


図 3-12 検出器の構造図 (緊急時対策所可搬型エリアモニタ)

3.2.2 使用済燃料貯蔵槽エリアの線量当量率を計測する装置

(1) 燃料交換フロア放射線モニタ

設計基準対象施設の燃料交換フロア放射線モニタは、外部電源が使用できない場合においても、非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機からの電源供給により、使用済燃料貯蔵槽エリアの線量当量率を計測することができる設計とする。

(「図3-13 使用済燃料貯蔵槽エリアの線量当量率を監視する装置の概略電源系統図(交流電源)」参照。)

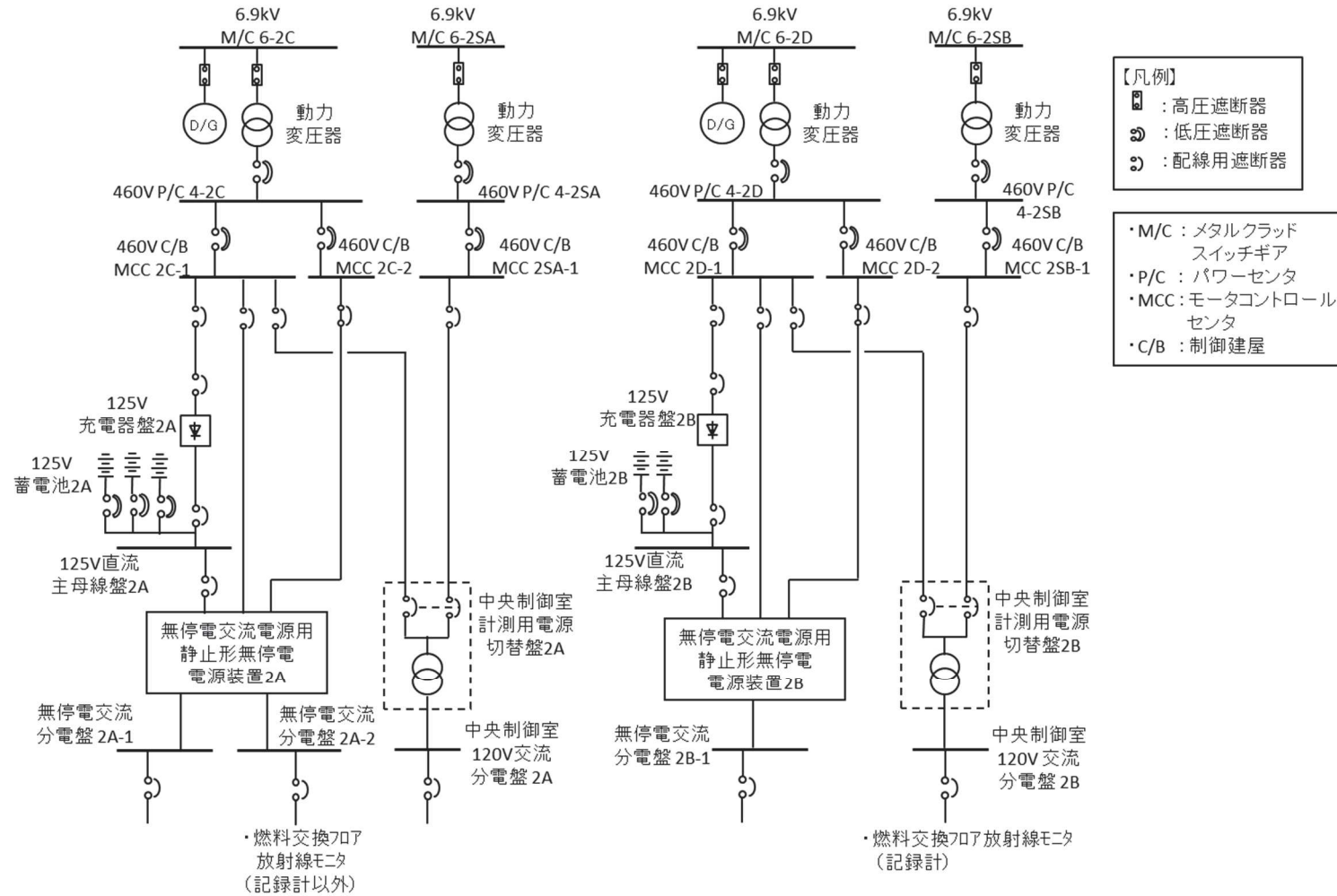


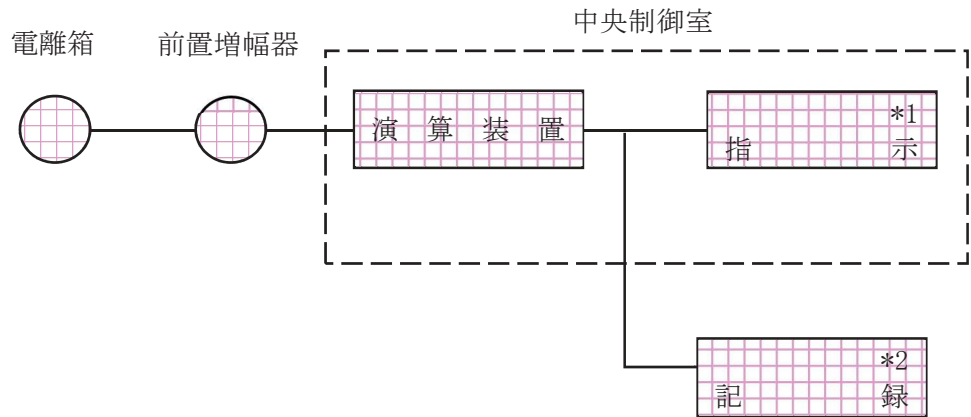
図 3-13 使用済燃料貯蔵槽エリアの線量当量率を監視する装置の概略電源系統図 (交流電源)

(2) 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（低線量）

使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（低線量）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（低線量）の検出信号は、電離箱からの電気信号を前置増幅器で増幅し、演算装置にて線量当量率信号に変換する処理を行った後、線量当量率を中央制御室に指示する。また、SPDS伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.5 放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

（「図3-14 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（低線量）の概略構成図」及び「図3-15 検出器の構造図（使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（低線量）」参照。）

直流電源が必要な場合、常設代替直流電源設備である125V代替蓄電池又は可搬型代替直流電源設備である電源車及び125V代替充電器から125V直流主母線盤を介して供給する。（「図3-18 使用済燃料貯蔵槽エリアの線量当量率を監視する装置の概略電源系統図（直流電源）」参照。）



注記*1：記録計
*2：SPDS 伝送装置

	設計基準対象施設
	重大事故等対処設備
	設計基準対象施設及び重大事故等対処設備

図3-14 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（低線量）の概略構成図

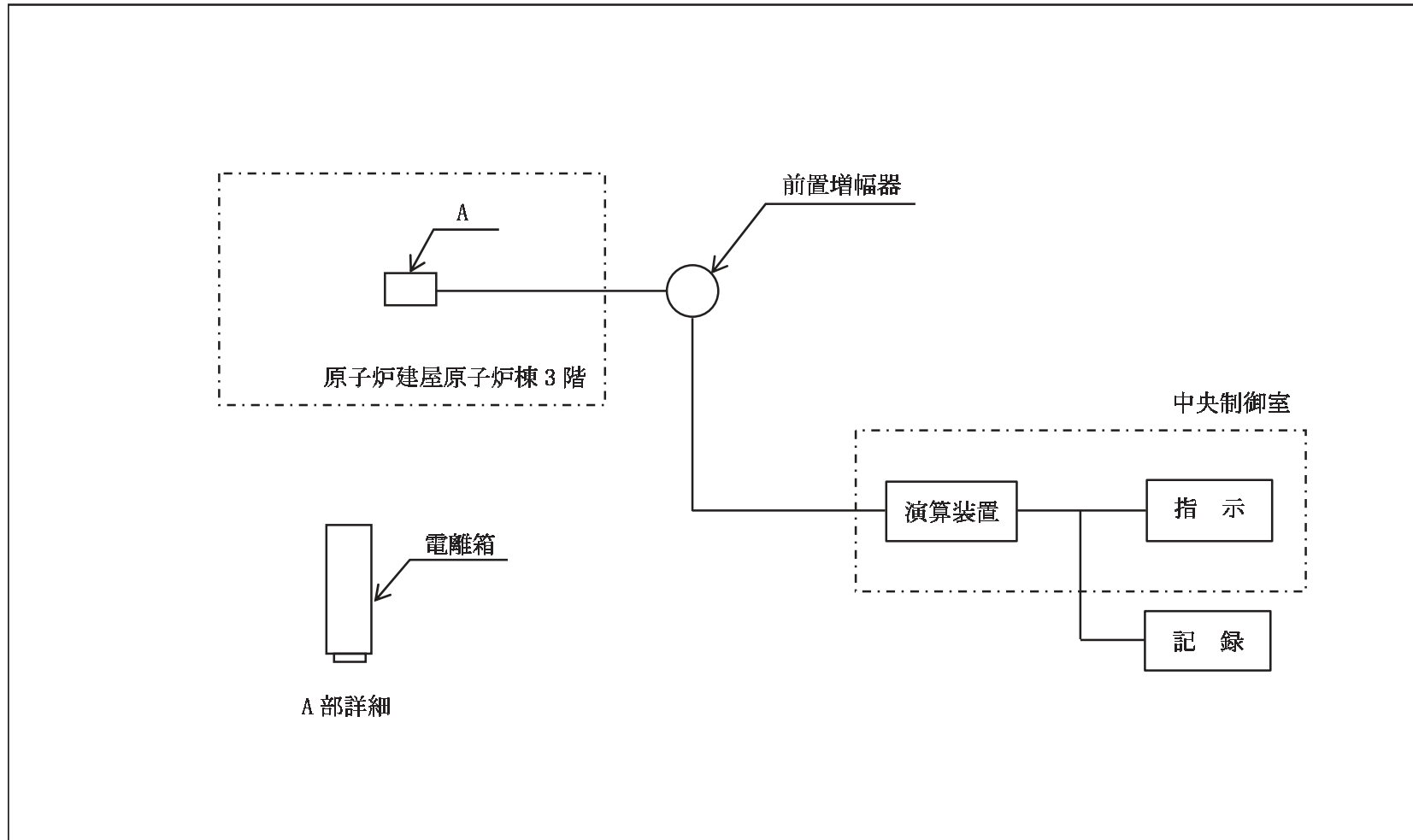


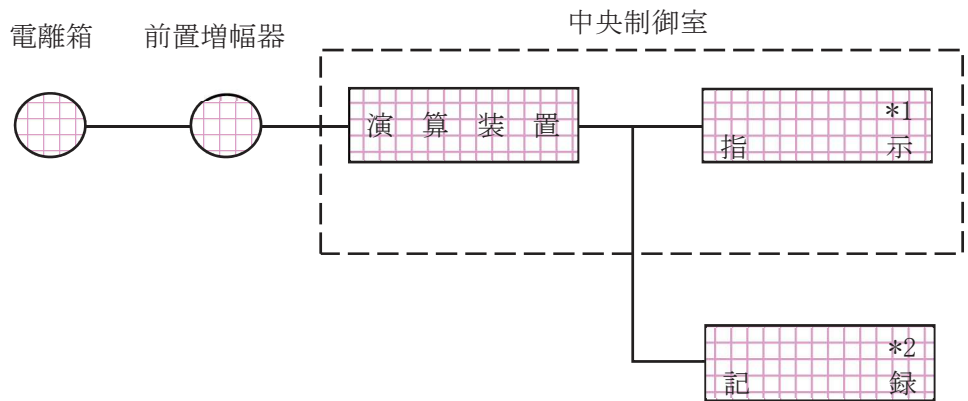
図3-15 検出器の構造図 (使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (低線量))

(3) 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量）

使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量）の検出信号は、電離箱からの電気信号を前置増幅器で増幅し、演算装置にて線量当量率信号に変換する処理を行った後、線量当量率を中央制御室に指示する。また、SPDS伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.5 放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

（「図3-16 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量）の概略構成図」及び「図3-17 検出器の構造図（使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量）」参照。）

直流電源が必要な場合、常設代替直流電源設備である125V代替蓄電池又は可搬型代替直流電源設備である電源車及び125V代替充電器から125V直流主母線盤を介して供給する。（「図3-18 使用済燃料貯蔵槽エリアの線量当量率を監視する装置の概略電源系統図（直流電源）」参照。）



注記*1：記録計
*2：SPDS 伝送装置

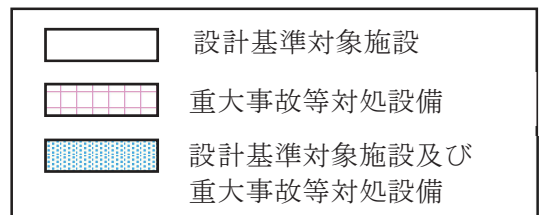


図3-16 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量）の概略構成図

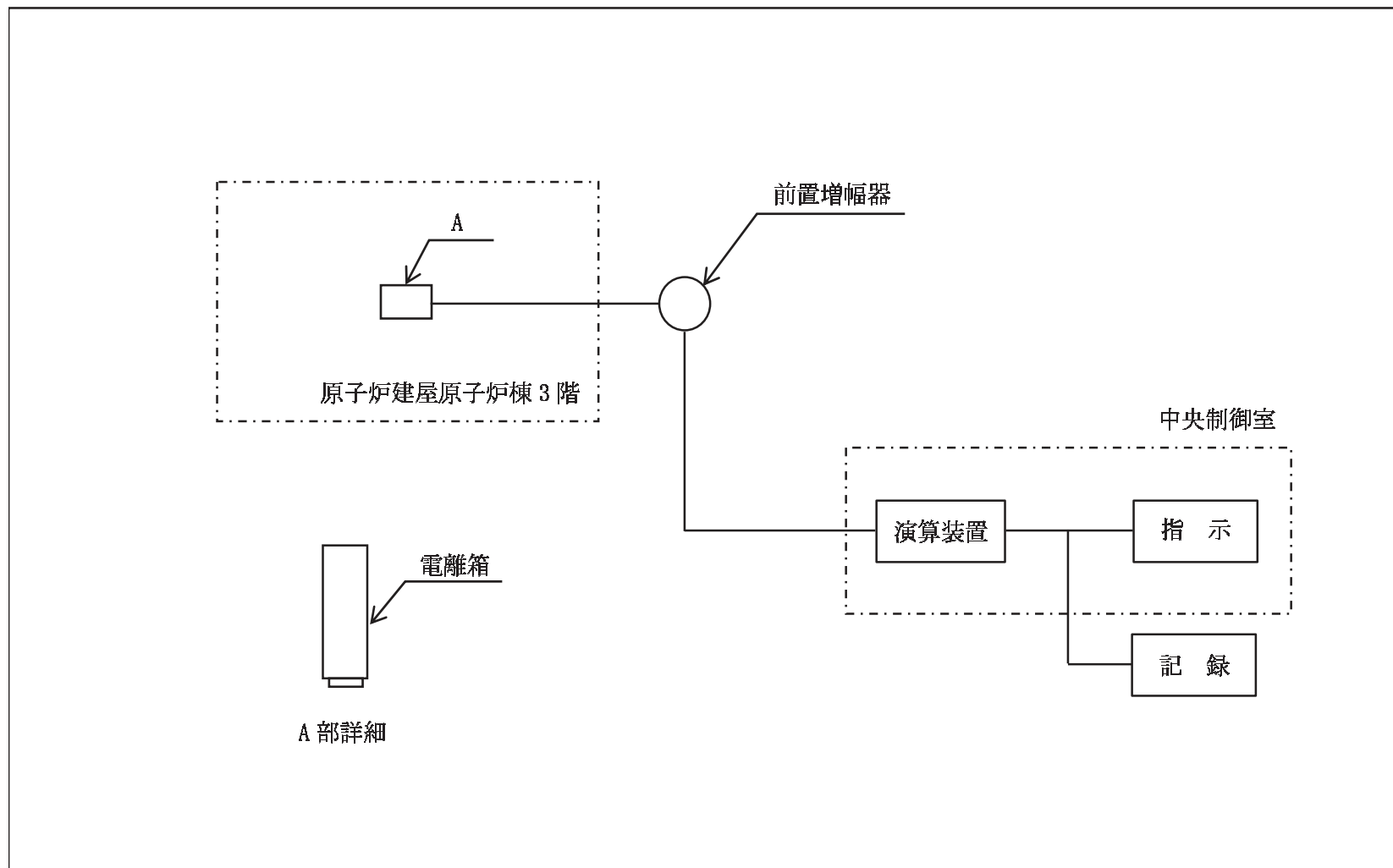


図 3-17 検出器の構造図 (使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量))

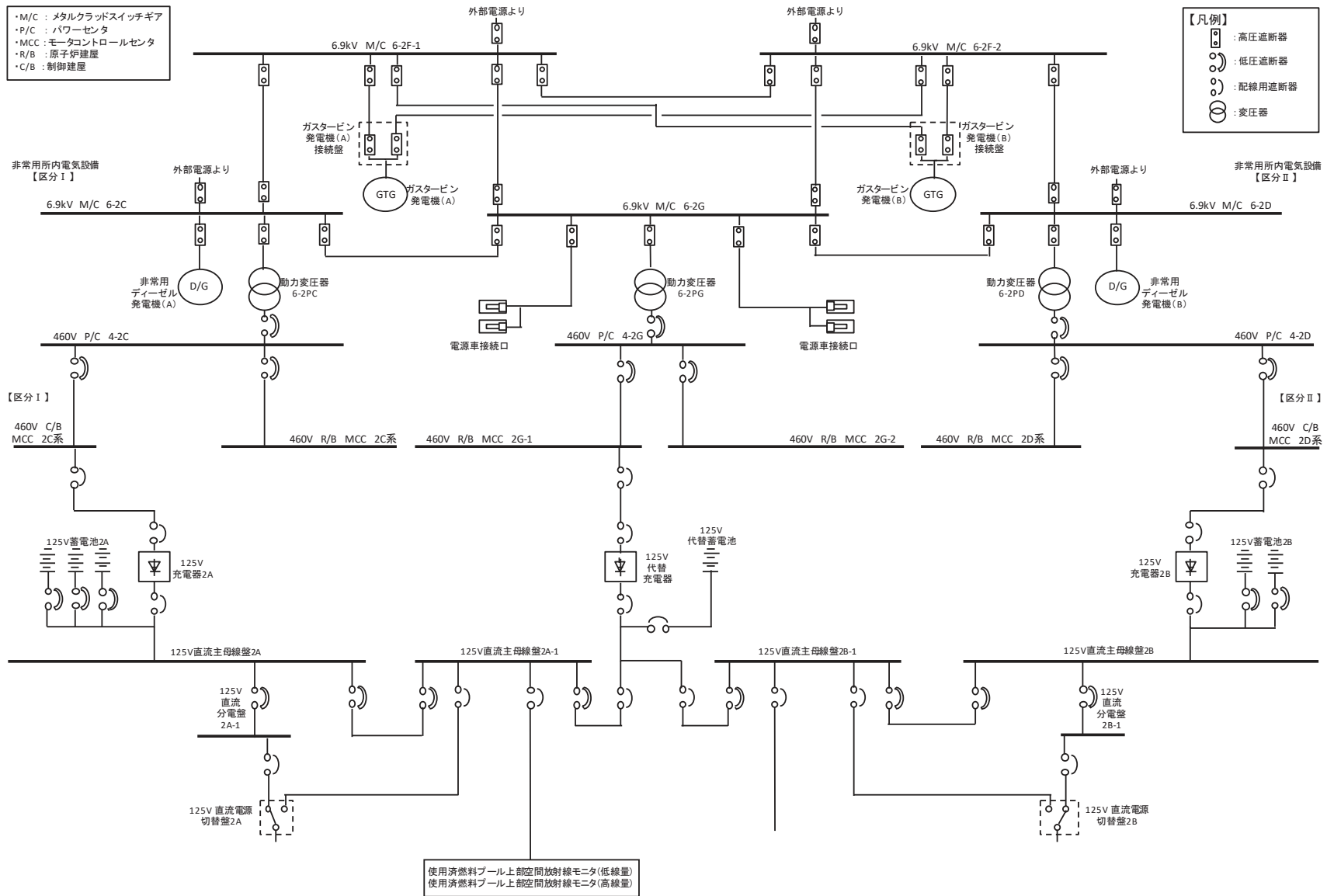


図 3-18 使用済燃料貯蔵槽エリアの線量当量率を監視する装置の概略電源系統図 (直流電源)

3.3 固定式周辺モニタリング設備

周辺監視区域に隣接する地域における空間線量率を監視，測定及び記録するために設置する固定式周辺モニタリング設備は，設計基準対象施設として，非常用交流電源設備に接続し，外部電源喪失時においても電源が復旧するまでの間，電源を供給できる設計とし，さらに専用の無停電電源装置（電源容量：約3.0kVA）を有し，電源の供給元の切替時に発生する短時間の停電時に電源を供給できる設計とする。重大事故等が発生した場合，全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備から電源供給ができる設計とする。

なお，設計基準対象施設として，中央制御室までのデータ伝送系及び緊急時対策建屋までのデータ伝送系は多様性を有する設計とする。指示値は中央制御室及び緊急時対策所に表示し，監視できる設計とする。計測結果は，中央制御室の記録計にて継続的に記録し，記録紙は取り替えて保存できる設計とする。

（「図3-19 固定式周辺モニタリング設備の概略構成図」及び「図3-20 固定式周辺モニタリング設備の概略電源系統図」参照。）

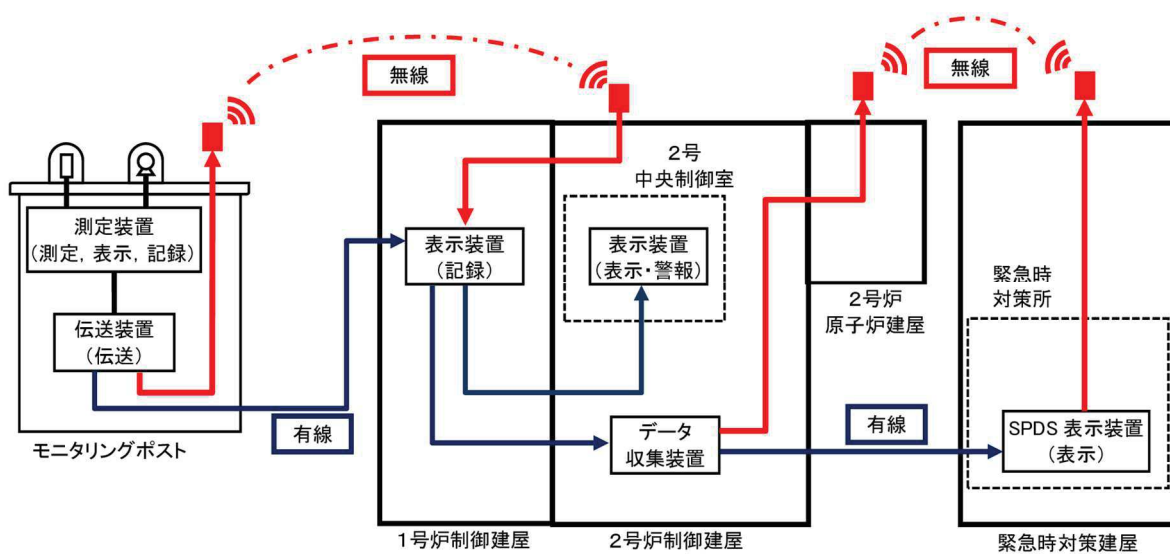


図 3-19 固定式周辺モニタリング設備の概略構成図

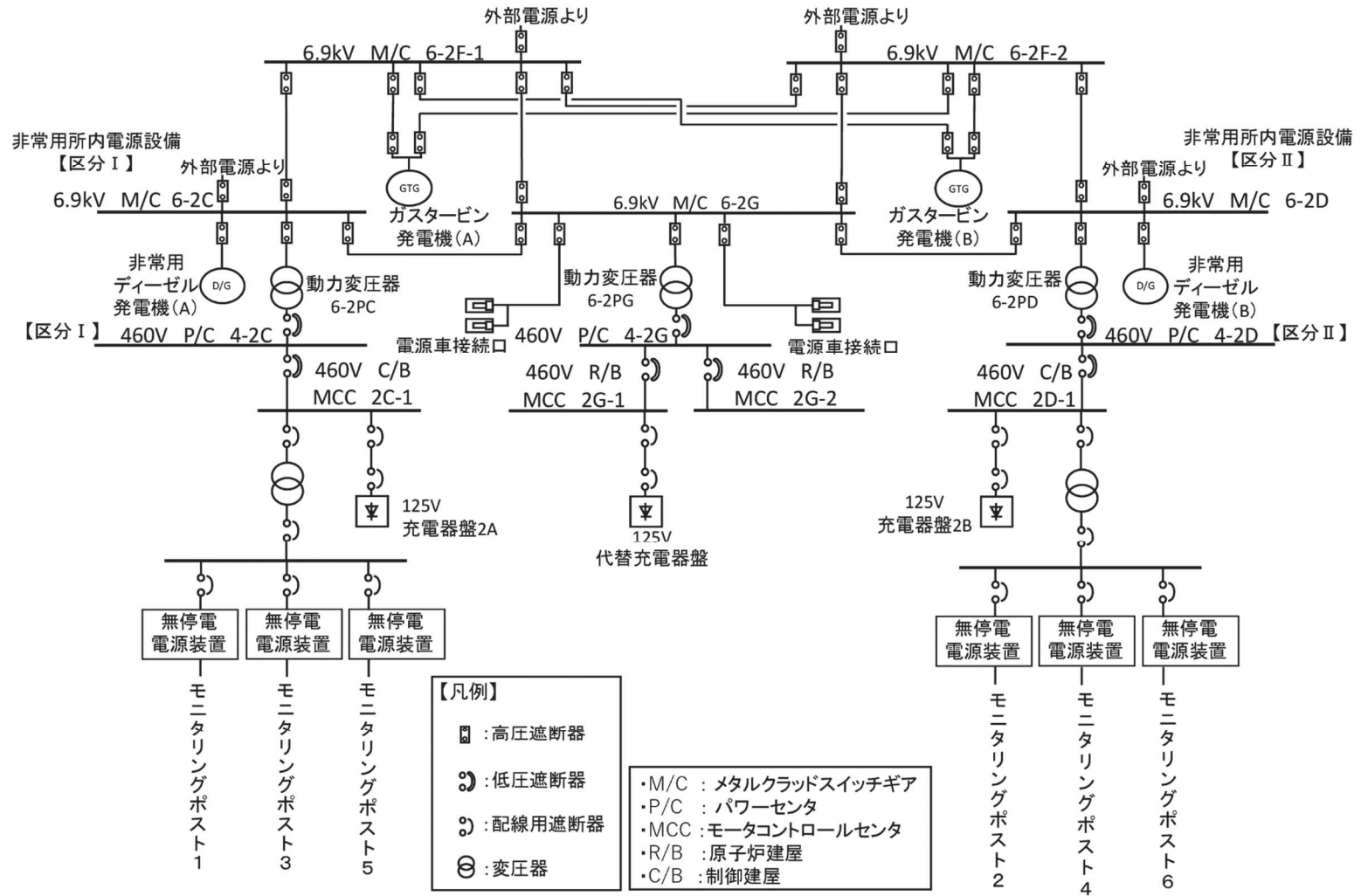


図 3-20 固定式周辺モニタリング設備の概略電源系統図

3.4 移動式周辺モニタリング設備

(1) 可搬型モニタリングポスト

重大事故等が発生した場合に、固定式周辺モニタリング設備が機能喪失した場合の代替及び発電用原子炉施設周囲の空間線量率の監視、測定及び記録するための可搬型モニタリングポストは、2種類の検出器を用いて空気吸収線量率を測定する。

NaI(Tl)シンチレーションは、検出器に入射したガンマ線により発生した光電子を光電子増倍管にて電気信号に変換、増幅した後、測定装置にて空気吸収線量率へ変換し表示する。

半導体式は、空間線量率を半導体式を用いて電気信号として検出し、検出した電気信号を測定装置にて空間線量率へ変換し表示する。また、表示される測定値は電磁的に記録し、保存する。

なお、測定値は伝送装置（衛星系回線）により、緊急時対策所へ伝送でき、緊急時対策所にて電磁的に記録し、保存できる設計とする。記録及び保存については、「3.5 放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

（「図3-21 可搬型モニタリングポストの概略構成図」及び「図3-22 検出器の構造図（可搬型モニタリングポスト）」参照。）

可搬型モニタリングポストは、緊急時対策所の加圧判断用と一部兼用とし、その使用目的等については、添付書類「VI-1-9-3-2 緊急時対策所の居住性に関する説明書」にて示し、設備の構成及び測定範囲に関する内容については、本資料にて示す。

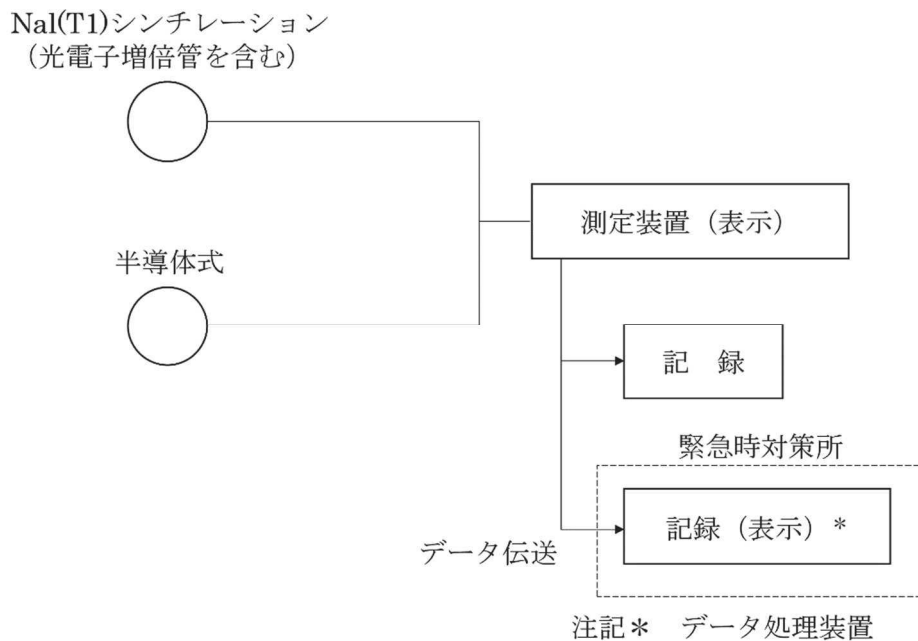


図3-21 可搬型モニタリングポストの概略構成図

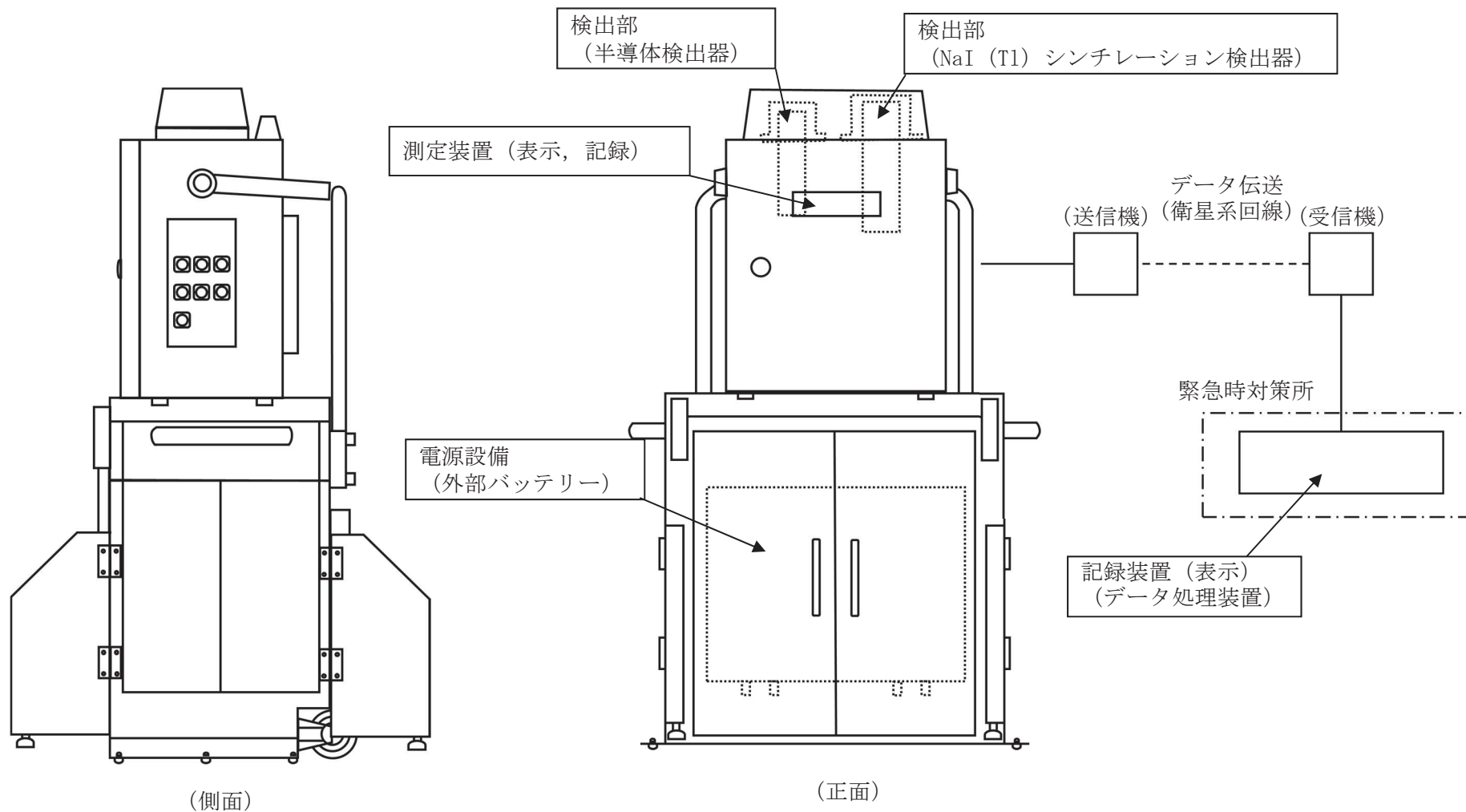


図 3-22 検出器の構造図 (可搬型モニタリングポスト)

(2) β 線サーベイメータ

重大事故等が発生した場合に、空气中、水中及び土壌中の放射性物質の濃度を監視、測定及び記録するための β 線サーベイメータは、ベータ線をGM管で検出し、ベータ線の入射によりGM管内に封入された不活性ガスが電離され、発生した電気信号を測定装置にて計数率に変換して表示する。測定結果は従事者が記録し、保存する。記録及び保存については、「3.5 放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(「図 3-23 β 線サーベイメータの概略構成図」及び「図 3-24 検出器の構造図 (β 線サーベイメータ)」参照。)

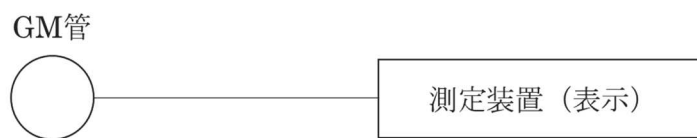


図 3-23 β 線サーベイメータの概略構成図

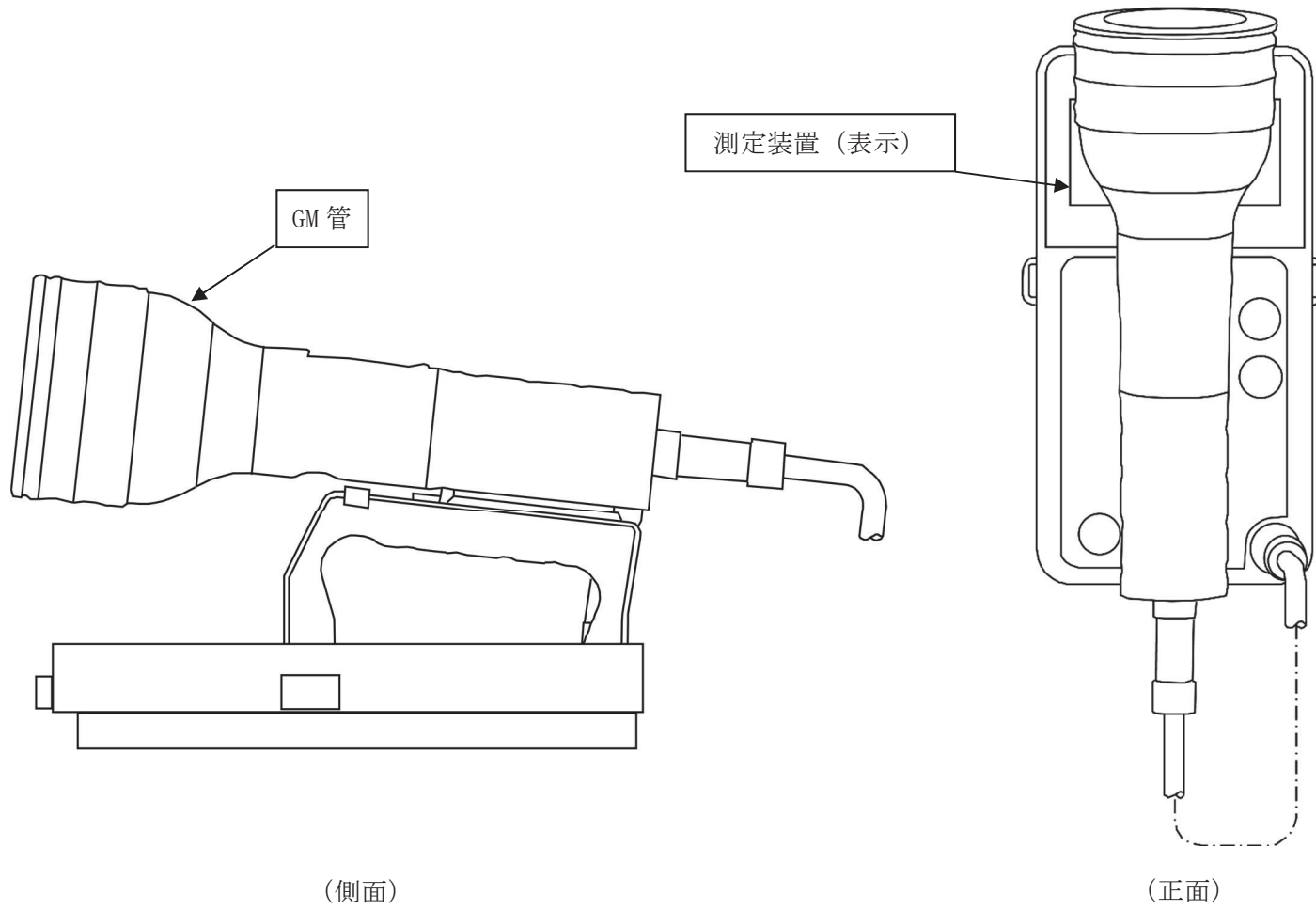


図3-24 検出器の構造図 (β線サーベイメータ)

(3) γ 線サーベイメータ

重大事故等が発生した場合に、空气中、水中及び土壌中の放射性物質の濃度を監視、測定及び記録するための γ 線サーベイメータは、NaI (Tl) シンチレーションに入射したガンマ線により発生した光電子を光電子増倍管にて電気信号に変換、増幅した後、測定装置にて計数率に変換して表示する。測定結果は従事者が記録し、保存する。記録及び保存については、「3.5 放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(「図 3-25 γ 線サーベイメータの概略構成図」及び「図 3-26 検出器の構造図 (γ 線サーベイメータ)」参照。)

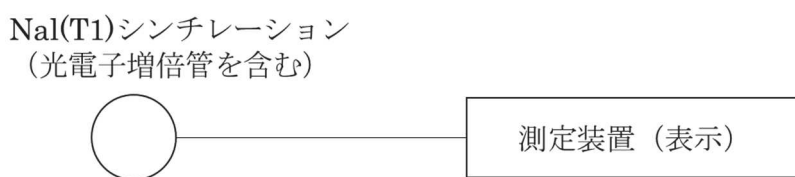


図 3-25 γ 線サーベイメータの概略構成図

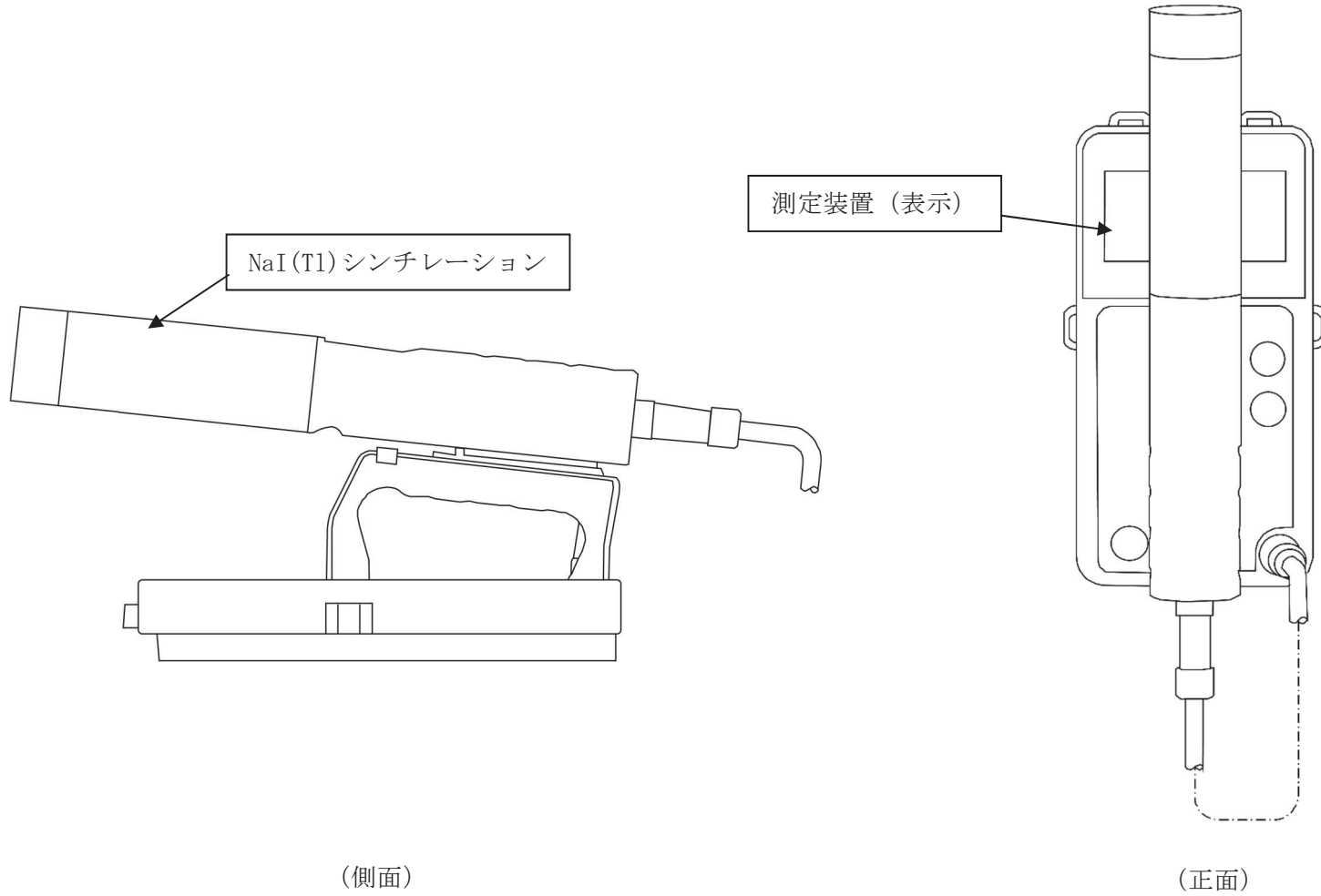


図 3-26 検出器の構造図 (γ線サーベイメータ)

(4) α 線サーベイメータ

重大事故等が発生した場合に、空气中、水中及び土壌中の放射性物質の濃度を監視、測定及び記録するための α 線サーベイメータは、ZnS(Ag)シンチレーションに入射したアルファ線により発生した光電子を光電子増倍管にて電気信号に変換、増幅した後、電気信号を測定装置にて計数率に変換し表示する。測定結果は従事者が記録し、保存する。記録及び保存については、「3.5 放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(「図 3-27 α 線サーベイメータの概略構成図」及び「図 3-28 検出器の構造図 (α 線サーベイメータ)」参照。)

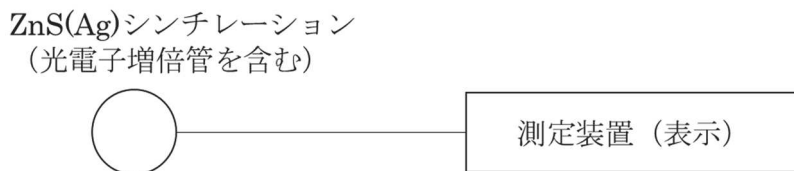


図 3-27 α 線サーベイメータの概略構成図

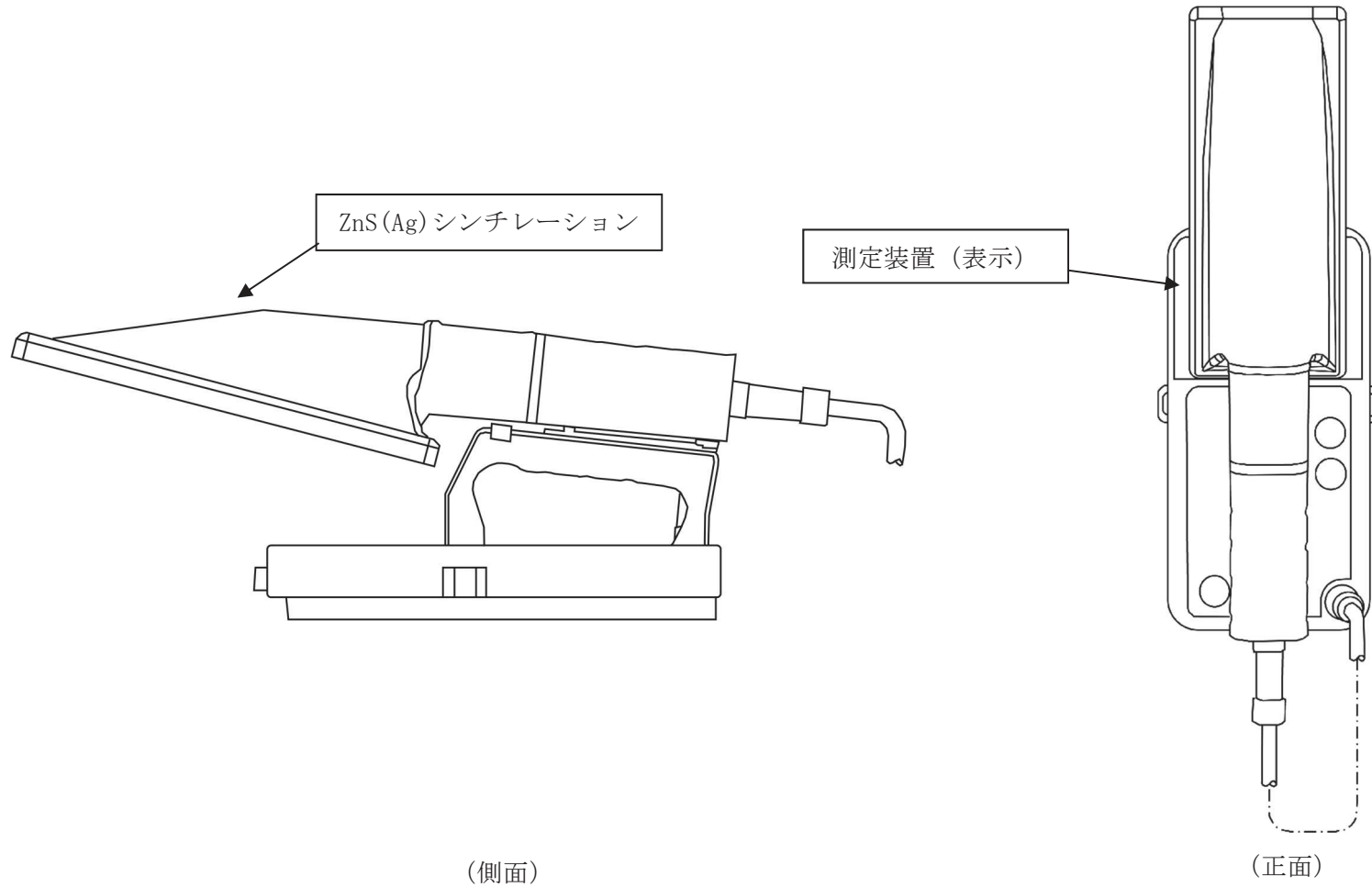


図 3-28 検出器の構造図 (α 線サーベイメータ)

(5) 電離箱サーベイメータ

重大事故等が発生した場合に，発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）の線量当量率を監視，測定及び記録するための電離箱サーベイメータは，線量当量率を電離箱を用いて電流信号として検出し，検出した電気信号を測定装置にて線量当量率へ変換し，表示する。測定結果は従事者が記録し，保存する。記録及び保存については，「3.5 放射線管理用計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

（「図 3-29 電離箱サーベイメータの概略構成図」及び「図 3-30 検出器の構造図（電離箱サーベイメータ）」参照。）

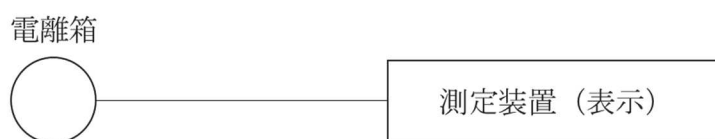


図 3-29 電離箱サーベイメータの概略構成図

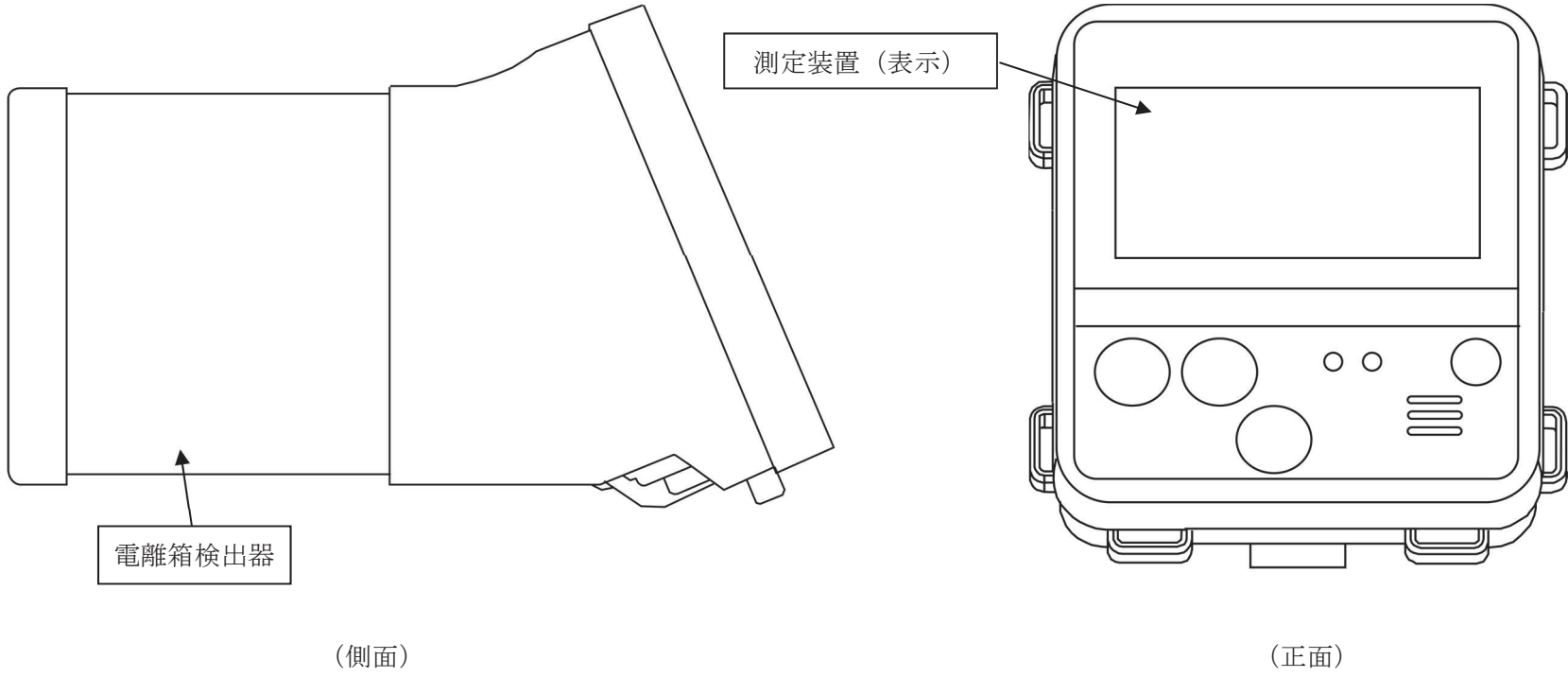


図 3-30 検出器の構造図 (電離箱サーベイメータ)

3.5 放射線管理用計測装置の計測結果の表示，記録及び保存

3.5.1 計測結果の指示又は表示

プロセスモニタリング設備，エリアモニタリング設備の計測結果は，中央制御室あるいは緊急時対策所に指示又は表示し，記録する設計とする。移動式周辺モニタリング設備については，現場にて指示又は表示し，記録する設計とする。「表3-1 放射線管理用計測装置の計測結果の指示，表示及び記録」に放射線管理用計測装置の計測結果の指示，表示及び記録場所を示す。

3.5.2 設計基準対象施設に関する計測結果の記録及び保存

技術基準規則第34条第4項及びその解釈に関わる計測結果は中央制御室に原則記録計にて継続的に記録し，記録紙は取り替えて保存できる設計とする。

一次冷却材の放射性物質の濃度，排気筒の出口又はこれに近接する箇所における排気中の放射性物質の濃度，排水口又はこれに近接する箇所における排水中の放射性物質の濃度及び周辺監視区域境界付近の放射性物質の濃度については，断続的な試料の分析を行い，従事者が測定結果を記録し，保存できる設計とする。記録の管理については，保安規定で定める。

記録を保存する計測項目と計測装置等を「表3-2 記録を保存する計測項目と計測装置等」に示す。

3.5.3 重大事故等対処設備に関する計測結果の記録及び保存

重大事故等時における各計測装置の計測結果は，計測装置に応じた記録方法により記録し，保存できる設計とする。

格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)，格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)，フィルタ装置出口放射線モニタ，耐圧強化ベント系放射線モニタ，使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（低線量）及び使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量）の計測結果は，SPDS伝送装置に電磁的に記録，保存し，全交流動力電源喪失時においても保存した記録が失われなるとともに，帳票として出力し保存できる設計とする。また，その計測結果は，プラント状態の推移を把握するためにデータ収集周期は1分とするとともに記録の保存容量は計測結果を取り出すことで継続的なデータを得ることができるよう，14日以上保存できる設計とする。

緊急時対策所可搬型エリアモニタの計測結果は記録装置にて電磁的に記録，保存し，電源喪失により保存した記録が失われな設計とする。

可搬型モニタリングポストによる計測結果は、プラント状態を適切に把握するためにデータ収集周期を1分とする。記録の保存容量は外部支援を受けるまでの期間、記録できるように7日間以上可搬型モニタリングポストの記録装置に電磁的に記録し、電源喪失により保存した記録が失われない設計とする。また、計測結果は伝送装置（衛星系回線）により、緊急時対策所へ伝送でき、緊急時対策所にて電磁的に記録し、電源喪失により保存した記録が失われない設計とする。

β 線サーベイメータ、 γ 線サーベイメータ、 α 線サーベイメータ及び電離箱サーベイメータによる測定は、従事者が測定結果を記録し、保存できる設計とする。

表3-1 放射線管理用計測装置の計測結果の指示、表示及び記録

放射線管理用計測装置		指示又は表示	記録
プロセス モニタリング設備	格納容器内雰囲気放射線 モニタ (D/W)	中央制御室	中央制御室(記録計) SPDS伝送装置
	格納容器内雰囲気放射線 モニタ (S/C)	中央制御室	中央制御室(記録計) SPDS伝送装置
	フィルタ装置出口 放射線モニタ	中央制御室	SPDS伝送装置
	耐圧強化ベント系 放射線モニタ	中央制御室	SPDS伝送装置
エリア モニタリング設備	緊急時対策所可搬型エリア モニタ	緊急時対策所	緊急時対策所(電磁的 記録)
	使用済燃料プール上部空間 放射線モニタ(低線量)	中央制御室	SPDS伝送装置
	使用済燃料プール上部空間 放射線モニタ(高線量)	中央制御室	SPDS伝送装置
移動式周辺 モニタリング設備	可搬型モニタリングポスト	現場	現場(電磁的記録)
		緊急時対策所	緊急時対策所(電磁的 記録)
	β 線サーベイメータ	現場	現場(従事者が記録)
	γ 線サーベイメータ	現場	現場(従事者が記録)
	α 線サーベイメータ	現場	現場(従事者が記録)
	電離箱サーベイメータ	現場	現場(従事者が記録)

表3-2 記録を保存する計測項目と計測装置等 (1/2)

計測項目	計測装置等
一次冷却材の放射性物質の濃度	試料放射能測定装置
原子炉格納容器内放射性物質の濃度及び線量当量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)
	格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
	格納容器内ダスト放射線モニタ
主蒸気管中及び空気抽出器その他の蒸気タービン又は復水器に接続する設備であって放射性物質を内包する設備の排ガス中の放射性物質の濃度	主蒸気管放射線モニタ
	空気エゼクタオフガス放射線モニタ
排気筒の出口又はこれに近接する箇所における排気中の放射性物質の濃度	スタック放射線モニタ
	非常用ガス処理系放射線モニタ
	試料放射能測定装置
排水口又はこれに近接する箇所における排水中の放射性物質の濃度	液体廃棄物処理系排水放射線モニタ
	試料放射能測定装置
放射性物質により汚染するおそれがある管理区域（管理区域のうち、その場所における外部放射線に係る線量のみが実用炉規則第二条第二項第四号に規定する線量を超えるおそれがある場所を除いた場所をいう。）内に開口部がある排水路の出口又はこれに近接する箇所における排水中の放射性物質の濃度	該当なし
管理区域内において人が常時立ち入る場所その他放射線管理を特に必要とする場所（燃料取扱場所その他の放射線業務従事者に対する放射線障害の防止のための措置を必要とする場所をいう。）の線量当量率	燃料取替エリア放射線モニタ
	原子炉建屋原子炉棟排気放射線モニタ
	燃料交換フロア放射線モニタ

表3-2 記録を保存する計測項目と計測装置等 (2/2)

計測項目	計測装置等
周辺監視区域に隣接する地域における空間線量率	モニタリングポスト (1・2・3号機共用)
周辺監視区域に隣接する地域における放射性物質の濃度	放射能観測車 (1・2・3号機共用)
	構内ダストモニタ (1・2・3号機共用)
敷地内における風向及び風速	気象観測設備 風向 (地上高10m, 115m) (1・2・3号機共用)
	気象観測設備 風速 (地上高10m, 115m) (1・2・3号機共用)

技術基準規則第34条第4項及びその解釈に関わるその他の計測項目については、工事計画認可申請書添付書類「VI-1-5-1 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」及び工事計画認可申請書添付書類「VI-1-3-1 使用済燃料貯蔵槽の温度、水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」に示す。

3.6 その他

3.6.1 海上モニタリングについて

「3.4 移動式周辺モニタリング設備」の設備にて、重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺における放射性物質の濃度及び線量当量率を測定する際、周辺海域においても測定するために、小型船舶を保管する。小型船舶の保管場所は「図3-31 小型船舶の保管場所」に示すとおりとする。

3.6.2 放射線計測器の保有等について

重大事故等が発生した場合、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）のモニタリングを拡充する場合に備えて、放射性物質の濃度及び線量当量率を計測する計測器を重大事故等対処設備以外にも保有しておくとともに、他の機関とも適切な連携を構築する。

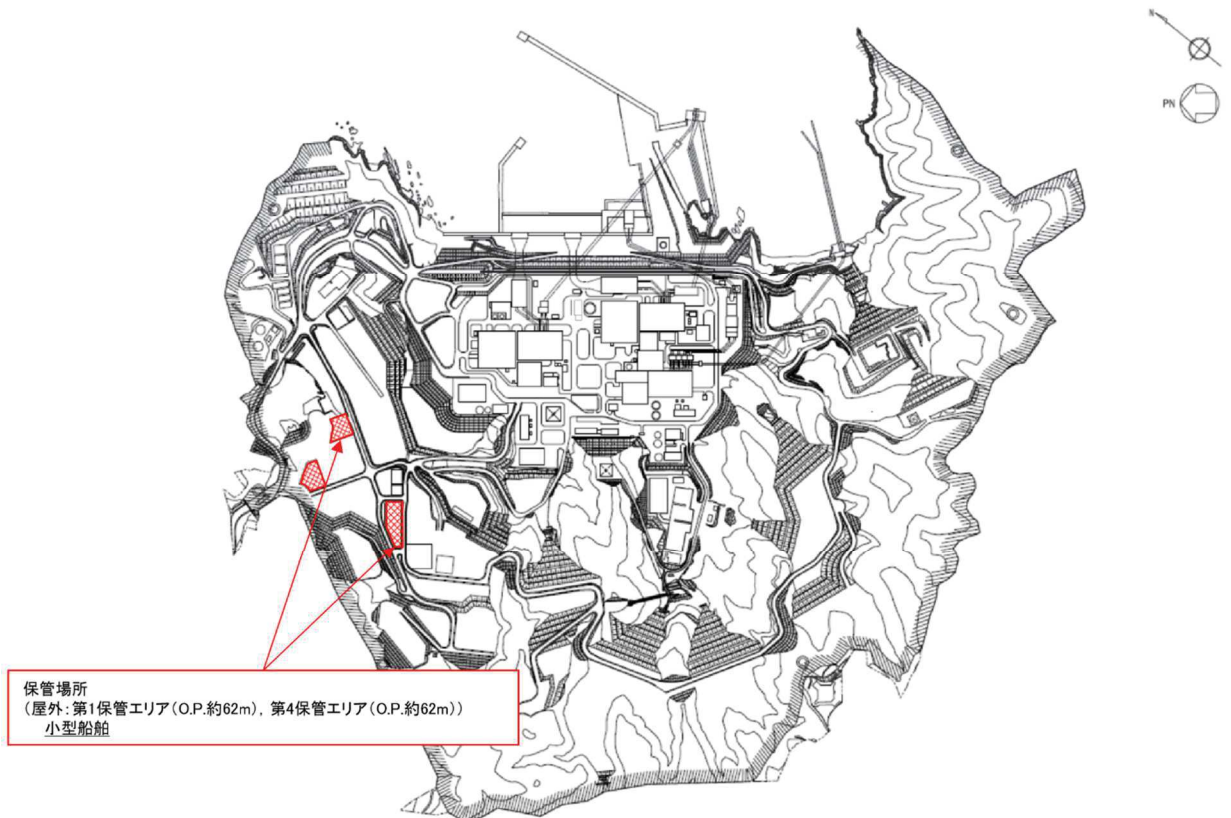


図3-31 小型船舶の保管場所

4. 放射線管理用計測装置の計測範囲及び警報動作範囲

4.1 放射線管理用計測装置の計測範囲

放射線管理用計測装置の計測範囲は、バックグラウンドレベルを包絡し、監視上必要な線量当量率を考慮し、設定する。

監視上必要な線量当量率の考慮として、以下に示すものが挙げられる。

「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」（昭和56年7月23日原子力安全委員会決定、以下「事故時放射線計測指針」という。）にて測定上限値の要求があるものについては、これを満足する設計とする。

計測対象の監視範囲が広い場合には、複数のものによりオーバーラップさせて計測が可能となるように設計する。

各放射線管理用計測装置の計測範囲を「表4-1 放射線管理用計測装置の計測範囲」に示す。

重大事故等が発生し、当該重大事故等に対処するために監視することが必要な原子炉格納容器内の放射線量率、最終ヒートシンクの確保及び使用済燃料貯蔵プールの監視に必要なパラメータを計測することが困難となった場合の対応におけるパラメータの推定手段及び推定方法については、工事計画認可申請書添付書類「VI-1-1-6 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。重大事故等時に設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握するための能力（計測可能範囲）、パラメータの計測が困難となった場合のパラメータの推定の対応手段等、複数のパラメータの中から確からしさを考慮した優先順位を保安規定に明確にし、確実に運用及び遵守できるよう手順として定めて管理する。

4.2 放射線管理用計測装置の警報動作範囲

重大事故等対処設備については、重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり計測する設計としていること及び技術基準規則の要求に該当しないことから警報装置を設ける必要はない。

表4-1 放射線管理用計測装置の計測範囲 (1/3)

(プロセスモニタリング設備)

名称	計測範囲	計測範囲の設定に関する考え方
格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	設計基準事故及び重大事故等時の変動範囲は計測範囲に包絡されており、重大事故等時においても監視可能である。計測上限値は、「事故時放射線計測指針」を満足するように設定する。
格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	設計基準事故及び重大事故等時の変動範囲は計測範囲に包絡されており、重大事故等時においても監視可能である。計測上限値は、「事故時放射線計測指針」を満足するように設定する。
フィルタ装置出口放射線モニタ	$10^{-2} \sim 10^5 \text{mSv/h}$	原子炉格納容器ベント実施時（炉心損傷している場合）に、想定されるフィルタ装置出口の最大放射線量率（ $1.9 \times 10^3 \text{mSv/h}$ ）を計測できる範囲として設定する。
耐圧強化ベント系放射線モニタ	$10^{-2} \sim 10^5 \text{mSv/h}$	耐圧強化ベント実施時（炉心損傷していない場合）に、想定される排気ラインの最大放射線量率（約 $2.0 \times 10^{-2} \text{mSv/h}$ ）を計測できる範囲として設定する。

表4-1 放射線管理用計測装置の計測範囲 (2/3)

(エリアモニタリング設備)

名称	計測範囲	計測範囲の設定に関する考え方
緊急時対策所可搬型 エリアモニタ	0.01 μ Sv/h \sim 999.9mSv/h	緊急時対策所可搬型エリアモニタは、プルーム放出後の緊急時対策所への放射性物質到達による指示値上昇 (0.1mSv/h) を検知できる設定とする。
使用済燃料プール上部 空間放射線モニタ (低線量)	10 ⁻² \sim 10 ⁵ mSv/h	重大事故等時における使用済燃料プールの変動範囲について放射線量を監視可能である。計測上限値は、重大事故等時における計測に対して使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量) の計測下限値とオーバーラップするよう設定する。
使用済燃料プール上部 空間放射線モニタ (高線量)	10 ¹ \sim 10 ⁸ mSv/h	重大事故等時における使用済燃料プールの変動範囲について放射線量を監視可能である。計測下限値は、重大事故等時における計測に対して使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (低線量) の計測上限値とオーバーラップするよう設定する。

表4-1 放射線管理用計測装置の計測範囲 (3/3)

(移動式周辺モニタリング設備)

名称	計測範囲	計測範囲の設定に関する考え方
可搬型モニタリングポスト	0~10 ⁹ nGy/h	計測下限値は、通常運転時のバックグラウンドを包絡するように設定する。 計測上限値は、「事故時放射線計測指針」を満足するように設定する。
β線サーベイメータ	0~100k min ⁻¹	計測下限値は、通常運転時のバックグラウンドを包絡するように設定する。 計測上限値は、放射性物質の放出があった場合にバックグラウンドレベルからの指示上昇を有意に検知できる範囲を包絡するように設定する。
γ線サーベイメータ	0~30k s ⁻¹	計測下限値は、通常運転時のバックグラウンドを包絡するように設定する。 計測上限値は、放射性物質の放出があった場合にバックグラウンドレベルからの指示上昇を有意に検知できる範囲を包絡するように設定する。
α線サーベイメータ	0~100k min ⁻¹	計測下限値は、通常運転時のバックグラウンドを包絡するように設定する。 計測上限値は、放射性物質の放出があった場合にバックグラウンドレベルからの指示上昇を有意に検知できる範囲を包絡するように設定する。
電離箱サーベイメータ	0.001~1000 mSv/h	計測下限値は、作業従事者に対する放射線防護の観点より管理区域境界における線量当量率限度（遮蔽区分Ⅰの上限線量当量率）から計測できるように設定する。 計測上限値は、「事故時放射線計測指針」を満足するように設定する。

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

目 次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
3. 施設の詳細設計方針	1
3.1 出入管理設備	1
3.1.1 中央制御室チェンジングエリア	1
3.1.2 緊急時対策所チェンジングエリア	2
3.2 可搬型放射線計測装置，小型船舶及び環境試料分析装置	2
3.2.1 環境試料の種類及び測定頻度	2
3.2.2 可搬型放射線計測装置及び小型船舶	2
3.2.3 環境試料分析装置	3

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8条、第74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。）」に係る放射線管理施設のうち、管理区域、中央制御室及び緊急時対策所の出入管理設備について、説明するものである。また、技術基準規則第75条及びその解釈並びに設置（変更）許可を受けた放出管理目標値の管理状況の確認に関わる環境試料分析装置について説明する。併せて環境試料の放射能測定に用いる可搬型放射線計測装置及び小型船舶についても説明する。

なお、設計基準対象施設として使用する出入管理設備、環境試料分析装置に関しては、要求事項に変更がないため、今回の申請において変更は行わない。

今回は、重大事故等時に使用する出入管理設備、可搬型放射線計測装置、小型船舶及び環境試料分析装置について説明する。

2. 基本方針

技術基準規則第74条及び第76条並びにそれらの解釈に基づき、重大事故等が発生し中央制御室及び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、中央制御室及び緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、身体の汚染検査及び作業服の着替え等を行う区画を含む出入管理設備を設置する。

技術基準規則第75条及びその解釈に基づき、重大事故等が発生した場合において、発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）において発電所から放出される放射性物質の濃度（空气中、水中、土壌中）を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するため、可搬型放射線計測装置、小型船舶及び環境試料分析装置を配備する。

3. 施設の詳細設計方針

3.1 出入管理設備

3.1.1 中央制御室チェンジングエリア

中央制御室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、中央制御室への汚染持ち込みを防止するため、制御建屋内、かつ中央制御室バウンダリに隣接した場所にチェンジングエリアを設置する。中央制御室チェンジングエリアの設置場所及び配置を図3-1「中央制御室チェンジングエリア設置場所及び配置」に示す。

チェンジングエリア内は、靴等を着脱する下足エリア、防護具の脱衣エリア、放射性物質による汚染を確認するためのサーベイエリア及び運転員等に放射性物質による汚染が確認された場合にウェットティッシュによる拭取りや簡易シャワーで除染を行う除染エリアで構成される。なお、除染で発生した汚染水は、必要に応じてウエスへ染み込ませる等により固体廃棄物として処理する。

チェンジングエリアはチェンジングエリア用資機材で区画し、表面汚染密度測定用サーベイメータ、除染用資機材、乾電池内蔵型照明を配備し、チェンジングエリア用資機材、防護具、表面汚染密度測定用サーベイメータ、除染用資機材、乾電池内蔵型照明は、迅速な対応を行うために制御建屋内に保管する。

乾電池内蔵型照明の電源、照度については、添付書類「VI-1-1-12 非常用照明に関する説明書」に示す。

3.1.2 緊急時対策所チェンジングエリア

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、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、緊急時対策建屋屋内にチェンジングエリアを設置する。緊急時対策所チェンジングエリアの設置場所及び配置を図 3-2「緊急時対策所チェンジングエリア設置場所及び配置」に示す。チェンジングエリア内は、靴等を着脱する下足エリア、防護具の脱衣エリア、放射性物質による汚染を確認するためのサーベイエリア及び要員等に放射性物質による汚染が確認された場合にウェットティッシュによる拭取りや簡易シャワーで除染を行う除染エリアで構成される。なお、除染で発生した汚染水は、必要に応じてウエスへ染み込ませる等により固体廃棄物として処理する。

チェンジングエリアはチェンジングエリア用資機材で区画し、除染用資機材、表面汚染密度測定用サーベイメータ、乾電池内蔵型照明を配備し、チェンジングエリア用資機材、防護具、除染用資機材、表面汚染密度測定用サーベイメータ、乾電池内蔵型照明は、迅速な対応を行うために緊急時対策建屋内に保管する。

3.2 可搬型放射線計測装置、小型船舶及び環境試料分析装置

重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）において発電所から放出される放射性物質の濃度を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するため、可搬型放射線計測装置、小型船舶及び環境試料分析装置を配備する。可搬型放射線計測装置、小型船舶及び環境試料分析装置は、重大事故等時に迅速に対応するために緊急時対策建屋、第 1 保管エリア又は第 4 保管エリアに保管する。（図 3-3「可搬型放射線計測装置、小型船舶及び環境試料分析装置の保管場所」参照。）

3.2.1 環境試料の種類及び測定頻度

採取する環境試料の種類及び測定頻度は表 3-1「環境試料の種類及び測定頻度」に示すとおりとする。

3.2.2 可搬型放射線計測装置及び小型船舶

可搬型放射線計測装置及び小型船舶は、環境試料の放射性物質の濃度を測定するために可搬型放射線計測装置及び小型船舶を配備する。

空気中の放射性物質の濃度を測定するために、可搬型ダスト・よう素サンプラ（個数 2（予備 1））により環境試料を採取した後、 γ 線サーベイメータにてガンマ線、 β 線サーベイメータにてベータ線、 α 線サーベイメータにてアルファ線を監視・測定する。また、測定結果をサンプリング記録用紙に記録し、保存する。

海水、排水に含まれる放射性物質の濃度を測定するために、採取用資機材により海水、排水を採取した後、 γ 線サーベイメータにてガンマ線、 β 線サーベイメータにてベータ線、 α 線サーベイメータにてアルファ線を監視・測定する。また、測定結果をサンプリング記

録用紙に記録し、保存する。

なお、周辺海域においては小型船舶を使用する。

土壌に含まれる放射性物質の濃度を測定するために、土壌を採取した後、 γ 線サーベイメータにてガンマ線、 β 線サーベイメータにてベータ線、 α 線サーベイメータにてアルファ線を監視・測定する。また、測定結果をサンプリング記録用紙に記録し、保存する。

上記の可搬型放射線計測装置及び小型船舶の種類並びに使用目的を表 3-2「可搬型放射線計測装置及び小型船舶の種類並びに使用目的」に示す。

可搬型放射線計測装置の計測範囲及び測定結果の記録については、添付書類「VI-1-7-1 放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」に示す。

3.2.3 環境試料分析装置

海水、排水に含まれる放射性物質濃度測定の前処理を行うための環境試料分析装置の種類及び使用目的は表 3-3「環境試料分析装置の種類及び使用目的」に示す。

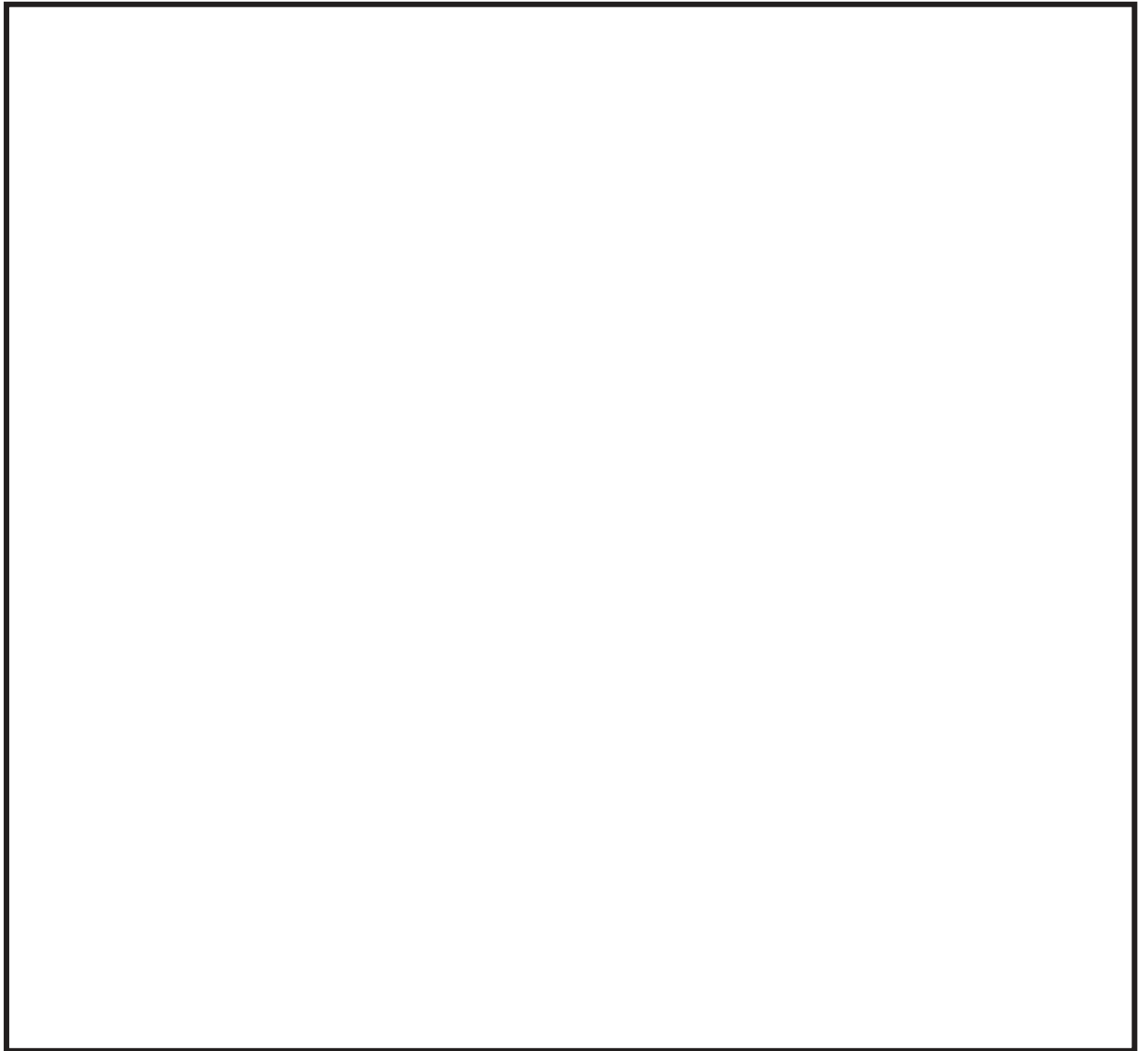


図 3-1 中央制御室チェンジングエリア設置場所及び配置

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

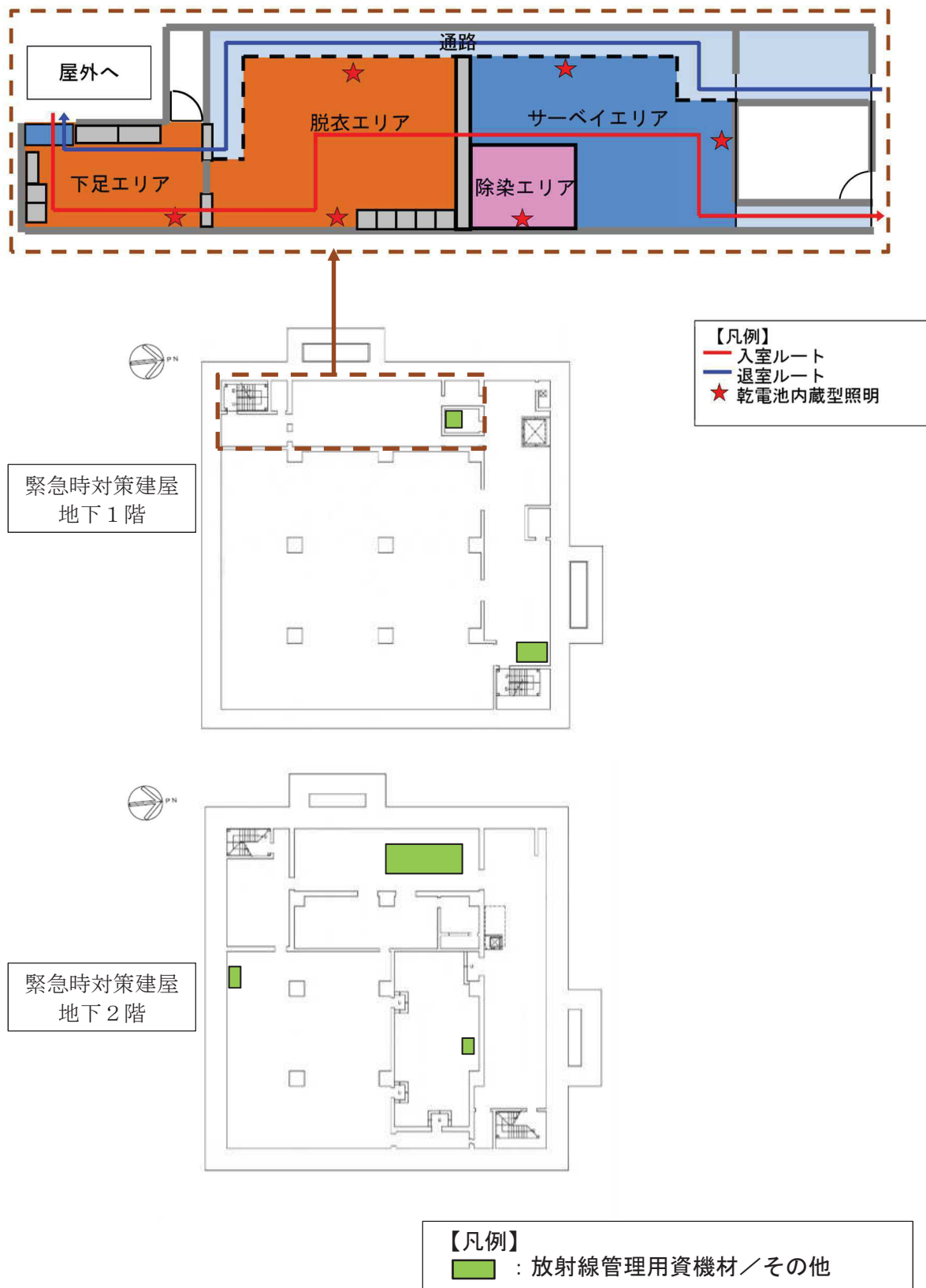


図 3-2 緊急時対策所チェンジングエリア設置場所及び配置

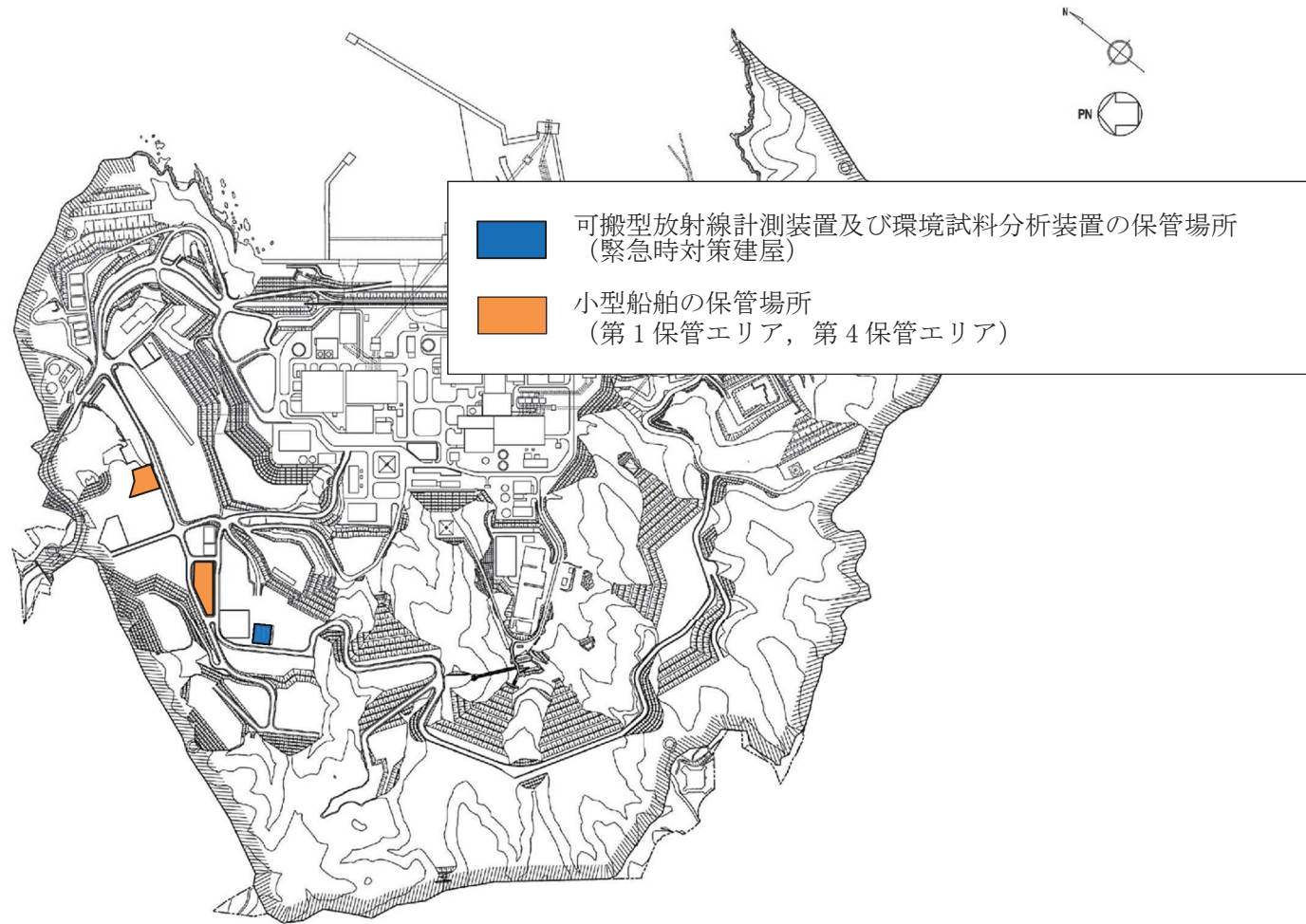


図 3-3 可搬型放射線計測装置，小型船舶及び環境試料分析装置の保管場所

表 3-1 環境試料の種類及び測定頻度

種 類	測 定 頻 度
空気中の放射性ダスト及び放射性よう素, 海水, 排水, 土壌	1 回/日以上*

注記 * : 測定頻度は発電所の状態及び放射性物質の放出状況を考慮し変更する。

表 3-2 可搬型放射線計測装置及び小型船舶の種類並びに使用目的

種 類	使 用 目 的
可搬型ダスト・よう素サンプラ	放射性物質採取
γ 線サーベイメータ	放射性よう素測定 全ガンマ放射能測定
β 線サーベイメータ	全ベータ放射能測定
α 線サーベイメータ	全アルファ放射能測定
小型船舶	放射性物質採取

表 3-3 環境試料分析装置の種類及び使用目的

種 類	使 用 目 的
ろ過装置 (ろ紙含む。)	海水, 排水のろ過

VI-1-7-3 中央制御室の居住性に関する説明書

目 次

1.	概要	1
2.	中央制御室の居住性に関する基本方針	2
2.1	基本方針	2
2.2	適用基準，適用規格等	3
3.	中央制御室の居住性を確保するための防護措置	5
3.1	換気設備	5
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，要員の交替等	8
3.5	可搬型照明	8
3.6	代替電源	8
4.	中央制御室の居住性評価	10
4.1	線量評価	10
4.2	酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価	40
4.3	中央制御室の居住性評価のまとめ	47
5.	熱除去の検討	48
5.1	中央制御室しゃへい壁の入射線量の設定方法	48
5.2	温度上昇の計算方法	48
5.3	温度上昇のまとめ	48
	別添1 中央制御室換気空調系のフィルタ除去性能の維持について	
	別添2 中央制御室の居住性評価に係る各被ばく評価における原子炉建屋ブローアウトパネルの取扱いについて	

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38条及び第74条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に基づく中央制御室の居住性について、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. 中央制御室の居住性に関する基本方針

2.1 基本方針

(1) 原子炉冷却材喪失等の設計基準事故時に、中央制御室内にとどまり必要な操作、措置を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設し、中央制御室の気密性、遮蔽その他の適切な放射線防護措置、気体状の放射性物質並びに中央制御室外の火災等により発生する燃焼ガス、ばい煙、有毒ガス及び降下火砕物に対する換気設備の隔離その他の適切な防護措置を講じる。

(2) 炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な設備を施設する。
中央制御室は、換気設備(中央制御室換気空調系)及び生体遮蔽装置(中央制御室しゃへい壁、中央制御室待避所遮蔽、補助しゃへい及び2次しゃへい壁)により居住性を確保する。

また、その他の居住性に係る設備として、計測制御系統施設の可搬型の中央制御室用の酸素濃度計(中央制御室用)及び二酸化炭素濃度計(中央制御室用)により、中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が事故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する。さらに、計測制御系統施設の可搬型照明(SA)により、炉心の著しい損傷が発生した場合に必要な照度を確保する。なお、中央制御室換気空調系及び可搬型照明(SA)は、常設代替交流電源設備であるガスタービン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酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価を行い、その結果から、中央制御室の居住性確保について評価する。

設計基準事故時における居住性評価のうち被ばく評価に当たっては、「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)(以下「被ばく評価手法(内規)」という。)に従っ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。炉心の著しい損傷が発生した場合における居住性評価のうち被ばく評価に当たっては、「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」(平成25年6月19日 原規技発第13061918号 原子力規制委員会決定)(以下「審査ガイド」という。)を参照して、放射性物質等の評価条件及び評価手法を考慮し、居住性に係る被ばく評価の判断基準を満足できることを評価する。

また、居住性評価のうち中央制御室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)労働安全衛生規則」(昭和47年9月30日労働省令第32号、最終改正令和2年3月31日厚生労働省令第66号)、「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)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

中央制御室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
- ・ 発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈 (平成17年12月16日平成17・12・15原院第5号)
- ・ 被ばく評価手法(内規)
- ・ 労働安全衛生法酸素欠乏症等防止規則
- ・ 労働安全衛生規則
- ・ 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)
- ・ 原子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規程(J E A C 4 6 2 2-2009) (平成21年6月23日制定)
- ・ 技術基準規則
- ・ Compilation of Fission Product Yields (NED0-12154-1, M. E. Meek and B. F. Rider, Vallecitos Nuclear Center, 1974)
- ・ 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 TLR-032 訂5 株式会社東芝, 平成18年2月
- ・ 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
- ・ 空気調和・衛生工学会規格 SHASE-S 116-2003(2004)
- ・ 審査ガイド
- ・ BNWL-1244, "Removal of Iodine and Particles from Containment Atmospheres by Sprays - Containment Systems Experiment Interim Report", February 1970
- ・ L. Soffer, et al., "Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants", NUREG-1465, February 1995
- ・ NUPEC 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
- J.L. Sprung, et al., "Evaluation of Severe Accident Risks: Quantification of Major Input Parameters", NUREG/CR-4551 Vol.2 Rev.1 Part 7, 1990
- R.G.1.195 "Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light Water Nuclear Power Reactors"
- Standard Review Plan 6.5.2, "Containment Spray as a Fission Product Cleanup System", March 2007
- Standard Review Plan 6.5.5, "Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System", March 2007
- R.K. HILLIARD, A.K. POSTMA, J.D. McCORMACK and L.F. COLEMAN, "Removal of iodine and particles by sprays in the containment systems experiment", Nuclear Technology, Vol. 10, p.499-519, 1971
- 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 【設計編】，土木学会
- K. Shibata, et al., "Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version 3 Revision-3: JENDL-3.3", J.Nucl.Sci.Technol., 39,1125 (2002)
- K. Kosako, N. Yamano, T. Fukahori, K. Shibata and A. Hasegawa, "The Libraries FSXLIB and MATXSLIB based on JENDL-3.3", JAERI-Data/Code 2003-011 (2003)

3. 中央制御室の居住性を確保するための防護措置

中央制御室は、原子炉冷却材喪失等の設計基準事故時に、中央制御室内にとどまり必要な操作、措置を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設し、運転員の勤務形態を考慮し、運転員が中央制御室に入り、とどまっても、中央制御室しゃへい壁を透過する放射線による線量、中央制御室内に取り込まれた外気による線量及び入退域時の線量が、中央制御室の気密性並びに中央制御室換気空調系及び中央制御室しゃへい壁、2次しゃへい壁及び補助しゃへいの機能とあいまって事故後30日間で100mSvを超えない設計とする。

また、炉心の著しい損傷の発生を想定した場合においても運転員がとどまるために必要な設備を施設し、中央制御室しゃへい壁を透過する放射線による線量、中央制御室内に取り込まれた外気による線量及び入退域時の線量が、全面マスク等の着用及び運転員の交替要員体制を考慮し、その実施のための体制を整備することで、中央制御室の気密性並びに中央制御室換気空調系及び中央制御室しゃへい壁、中央制御室待避所遮蔽、2次しゃへい壁及び補助しゃへいの機能とあいまって事故後7日間で100mSvを超えない設計とする。

さらに、中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が、事故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。

中央制御室の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以下のとおり講じる。

3.1 換気設備

中央制御室の換気設備は、通常時、中央制御室送風機及び中央制御室排風機により中央制御室の換気を行う設計とする。事故時は、外気を遮断し、中央制御室再循環フィルタ装置を通る事故時運転モードとし、フィルタを通らない空気流入により放射性物質が中央制御室内に取り込まれた場合においても、運転員を放射性物質による外部被ばく及び内部被ばくから防護することで、居住性に係る被ばく評価の判断基準を満足する設計とする。

中央制御室送風機及び再循環送風機は、設計上の空気の流入率を1.0回/hを維持する設計とする。

チャコールエアフィルタを通らない中央制御室内への空気流入率は、試験結果を踏まえ、基準地震動 S_s による地震力によるせん断ひずみを上回る建屋の最大せん断ひずみが許容限界に達した場合における空気流入率の増加を考慮しても、1.0回/hを下回るように維持及び管理を行う。耐震に関する気密性の維持の基本方針を添付書類「VI-2-1-1 耐震設計の基本方針」に示す。また、中央制御室内への空気流入率の増加の詳細については、添付書類「VI-2-8-4-2 中央制御室遮蔽の耐震性についての計算書」に示す。

炉心の著しい損傷が発生した場合における格納容器ベント時の運転員の被ばくを低減する対策として、中央制御室内に中央制御室待避所を設置する。ベント実施時には中央制御室待避所内に待機可能とし、中央制御室待避所内は中央制御室待避所加圧設備（空気ポンプ）により10時間加圧する設計とする。中央制御室待避所の正圧化された室内と中央制御室との差圧を監視できる計測範囲として0～200Paを有する差圧計を1個設置する。

中央制御室待避所は、中央制御室待避所内への放射性物質の流入を防ぐため設計上の圧力値を隣接区画に対して+20Pa[gage]に設定する。

中央制御室換気空調系は、外部電源が喪失した場合、非常用電源設備から給電される。また、炉心の著しい損傷が発生した場合にも、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機から給電できる設計とする。

中央制御室換気空調系は、中央制御室外の火災等により発生する燃焼ガス、ばい煙、有毒ガス及び降下火砕物を想定しても中央制御室換気空調系の外気取入れを手動で遮断し、事故時運転モードに切り換えることにより、運転員その他従事者を外部からの自然現象等から防護できる設計とする。

また、中央制御室換気空調系は、事故時運転モードによる酸欠防止を考慮して外気取入れの再開が可能な設計とするが、設計基準事故時の被ばく評価期間であり、かつ、火災等により発生する燃焼ガス、ばい煙、有毒ガス及び降下火砕物の継続時間を上回る30日間の中央制御室への中央制御室換気空調系による空気の取込みを一時的に停止した場合においても、室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が事故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。

さらに、炉心の著しい損傷が発生した場合においても同様に、中央制御室換気空調系の事故時運転モードにより、炉心の著しい損傷が発生した場合の被ばく評価期間である7日間の中央制御室への中央制御室換気空調系による空気の取込みを一時的に停止した場合においても、室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が事故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。

(1) 中央制御室再循環フィルタ装置高性能エアフィルタ

中央制御室再循環フィルタ装置高性能エアフィルタのろ材は、ガラス繊維をシート状にしたもので、エアロゾルを含んだ空気がろ材を通過する際に、エアロゾルがガラス繊維に衝突・接触することにより捕集される。

中央制御室再循環フィルタ装置高性能エアフィルタによる微粒子の除去効率は、99.9%となるよう設計する。この除去効率(設計値)は、線量の評価に用いるため、適切に維持及び管理を行う。

中央制御室再循環フィルタ装置高性能エアフィルタの除去効率が、炉心の著しい損傷が発生した場合の居住性に係る被ばく評価条件下においても適用できることを以下に確認する。

a. 温度及び湿度条件

中央制御室は、原子炉格納容器から離れた位置にあるため、温度や湿度が通常時に比べて大きく変わることはなく、フィルタの性能が低下するような環境にはならない。

b. 保持容量

中央制御室再循環フィルタ装置高性能エアフィルタの保持容量は約2500gである。(別添1参照)

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」で想定される事故シーケンス「大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流

動力電源喪失」シナリオにおいて大気中へ放出され、中央制御室内に流入する微粒子は約 $3.7 \times 10^3 \text{g}$ である。

これは、安定核種も踏まえて、保守的に原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置による除去効果を見逃して評価したものである。また、微粒子は原子炉格納容器フィルタベント系排気管及び原子炉建屋から放出されるものとして、大気拡散効果を考慮し、中央制御室内に取り込まれた微粒子は、全量がフィルタに捕集されるものとした。

以上のとおり、炉心の著しい損傷が発生した場合の居住性に係る被ばく評価条件下においても中央制御室再循環フィルタ装置高性能エアフィルタには、微粒子を十分に捕集できる容量があるので、粒子状放射性物質に対するフィルタ除去効率99.9%は確保できる。

(2) 中央制御室再循環フィルタ装置チャコールエアフィルタ

中央制御室再循環フィルタ装置チャコールエアフィルタによるよう素除去効率は90%となるよう設計する。この除去効率(設計値)は、線量の評価に用いるため、適切に維持及び管理を行う。

上記の中央制御室再循環フィルタ装置チャコールエアフィルタの除去効率は、炉心の著しい損傷が発生した場合の居住性に係る被ばく評価条件下においても適用できることを以下に確認する。

a. 温度及び湿度条件

中央制御室は、原子炉格納容器から離れた位置にあるため、温度や湿度が通常時に比べて大きく変わることはなく、フィルタの性能が低下するような環境にはならない。

b. 保持容量

中央制御室再循環フィルタ装置チャコールエアフィルタの保持容量は約648.75gである。(別添1 参照)

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」で想定される事故シーケンス「大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失」シナリオにおいて大気中へ放出され、中央制御室内に流入するよう素は約1.8gである。これは、「(1) 中央制御室再循環フィルタ装置高性能エアフィルタ」と同様の評価手法で評価したものである。ただし、よう素の化学形態はすべて無機よう素及び有機よう素とし、中央制御室内に取り込まれたよう素は、全量が中央制御室再循環フィルタ装置チャコールエアフィルタに捕集されるものとした。

以上のとおり、炉心の著しい損傷が発生した場合の居住性に係る被ばく評価条件下においても、中央制御室再循環フィルタ装置チャコールエアフィルタには、よう素を十分に捕集できる容量があるので、フィルタ除去効率90%は確保できる。

3.2 生体遮蔽装置

中央制御室しゃへい壁，中央制御室待避所遮蔽，2次しゃへい壁及び補助しゃへいは，中央制御室にとどまる運転員を放射線から防護するために十分な遮蔽厚さを有する設計とし，居住性に係る被ばく評価の判断基準を満足する設計とする。

中央制御室遮蔽の放射線の遮蔽及び熱除去の評価については，「5. 熱除去の検討」に示す。

3.3 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計

計測制御系統施設の酸素濃度計（中央制御室用）及び二酸化炭素濃度計（中央制御室用）により，中央制御室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把握できるようにする。

酸素濃度計（中央制御室用）及び二酸化炭素濃度計（中央制御室用）の詳細については，添付書類「VI-1-5-4 中央制御室の機能に関する説明書」に示す。

3.4 資機材，要員の交替等

資機材は，運転員の人員を考慮した数量の防護具類を配備し，原子炉格納容器内のガンマ線線量率等により炉心損傷が予想される事態になった場合又は炉心損傷の微候が見られた場合は，運転員の被ばく低減のため，発電課長の指示により全面マスク等を着用する。

炉心損傷が予測される事態となった場合又は炉心損傷の微候が見られた場合は，運転員の被ばく低減及び被ばく線量の平準化のため，また，長期的な保安の観点から運転員の交替要員体制を整備する。具体的には，通常時と同様の勤務形態を継続する。

また，運転員の当直交替に伴う移動時の放射線防護措置やチェンジングエリアにおける汚染管理を行うことで運転員の被ばく低減を図る。

チェンジングエリアの詳細については添付書類「VI-1-7-2 管理区域の出入管理設備及び環境試料分析装置に関する説明書」に示す。

3.5 可搬型照明

計測制御系統施設の可搬型照明により，炉心の著しい損傷が発生した場合に常設の照明が使用できなくなった場合においても，中央制御室の制御盤での操作及びチェンジングエリアでの身体の汚染検査，防護具の着替え等に必要な照度を確保する。

可搬型照明(SA)の詳細については，添付書類「VI-1-1-12 非常用照明に関する説明書」に示す。

3.6 代替電源

中央制御室換気空調系は，外部電源が喪失した場合，非常用電源設備から給電される。また，炉心の著しい損傷が発生した場合にも，常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機から給電できる設計とする。

可搬型照明（SA）は、炉心の著しい損傷が発生した場合にも、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機から給電できる設計とする。

代替電源の詳細については、添付書類「VI-1-9-1-1 非常用発電装置の出力の決定に関する説明書」に示す。

4. 中央制御室の居住性評価

4.1 線量評価

4.1.1 評価方針

(1) 評価の概要

設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合の評価事象を選定し、そのソースタームの設定により、被ばく経路ごとに中央制御室の居住性を確保するための設備及び運用面の対策を考慮した線量評価を行い、中央制御室に入り、とどまる運転員の実効線量の計算結果を、居住性に係る被ばく評価の判断基準と比較する。

具体的な居住性に係る被ばく評価の手順は以下のとおりであり、図4-1に示す。

- a. 評価事象は、設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合について運転員の線量結果が厳しくなるよう選定する。
- b. 評価事象に対して、原子炉施設に滞留する又は放出される放射性物質によって、中央制御室に入り、とどまる運転員の放射線被ばくをもたらず経路を選定する。
- c. 評価事象に対して、建屋内の放射性物質の存在量分布及び大気中への放出量を計算する。
- d. 原子炉建屋原子炉棟内の放射性物質の存在量分布から線源強度を計算する。
- e. 発電所敷地内の気象データを用いて、大気拡散を計算して相対濃度及び相対線量を計算する。
- f. 中央制御室内及び入退域時の運転員の被ばくを計算する。

被ばく経路ごとに評価期間中の積算線量を計算し、これを運転員の中央制御室内の滞在時間及び入退域に要する時間の割合で配分して計算する。

(a) 中央制御室内での被ばく

- イ. d.の結果を用いて、建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばくを、中央制御室しゃへい壁による遮蔽効果を考慮して計算する。
- ロ. c.及びe.の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばくを、中央制御室しゃへい壁による遮蔽効果を考慮して計算する。
- ハ. c.及びe.の結果を用いて、中央制御室内に外気から取り込まれた放射性物質の濃度を、中央制御室換気系設備による室内放射性物質の低減効果を考慮して計算し、放射性物質による被ばく(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)を計算する。

(b) 入退域時の被ばく

- イ. d.の結果を用いて、建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばくを計算する。
- ロ. c.及びe.の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質による被ばく(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)を計算する。
- g. f.の被ばく経路ごとの線量を合算し、判断基準と比較する。

(2) 評価事象の選定

設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉施設の構造及び特性並びに安全上及び格納容器破損防止の諸対策の観点から、評価事象を選定する。具体的には以下のとおりとする。

a. 設計基準事故時

設置許可を受けた際の評価において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質による敷地周辺への影響が大きくなる可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における工学的安全施設等の主として MS に属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する知見から、沸騰水型である本発電用原子炉施設の安全設計の基本方針に照らして、代表的な事象を「設計基準事故」と選定し、想定された事象が生じた場合、炉心の熔融あるいは著しい損傷のおそれがなく、かつ、事象の過程において他の異常状態の原因となるような2次的損傷が生じず、さらに放射性物質の放散に対する障壁の設計が妥当であることを確認している。

この評価結果を参考に、それらの設計基準事故の中から放射性物質の放出の拡大の可能性のある事象として、原子炉格納容器内放出に係る事故は「原子炉冷却材喪失」を、原子炉格納容器外放出に係る事故は「主蒸気管破断」を選定し、被ばく評価手法(内規)に従い、中央制御室の重要性に鑑みて、設計基準事故より放射性物質の放出量が多くなる仮想事故相当のソースタームを想定する。なお、これらの事故は個別に評価する。

また、評価期間は、被ばく評価手法(内規)に従い事故後30日間とする。

b. 炉心の著しい損傷が発生した場合

「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」第 37 条の「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」の想定する格納容器破損モードのうち、中央制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスを想定する。

中央制御室等の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスとしては、炉心損傷が早く、また、原子炉格納容器内の圧力が高く推移する「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」のうち、「格納容器過圧破損」とする。具体的には、「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失したシーケンス」とする。本発電用施設では、本事故シーケンスにおいても、格納容器ベントの実施を遅延することができるよう、代替循環冷却系を整備する。しかし、被ばく評価においては、中央制御室の居住性評価を厳しくする観点から、代替循環冷却系を使用した場合のみならず、格納容器ベントを実施した場合も想定する。

また、評価期間は、解釈に従い事故後7日間とする。

評価事象に係る設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合の共通の条件を表 4-1 に示す。

(3) 被ばく経路の選定

設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合において、運転員は、中央制御室にとどまり必要な操作、措置を行う。この時、大気中に放出された放射性物質が中央制御室内に取り込まれることなどにより、中央制御室内に滞在している運転員は被ばくする。また、運転員の当直交替に伴い入退域の移動が生じ、この入退域時にも運転員は被ばくする。

以上より、運転員の被ばく経路は、以下の被ばく経路①～⑤を考慮する。

また、評価事象ごとの対象とする被ばく経路は、それぞれの事故の形態、規模、事象進展、運転員の交替要員体制等を考慮して選定する。

運転員の被ばく経路及び中央制御室の居住性に係る被ばく経路イメージを図4-2及び図4-3に示す。

a. 中央制御室内での被ばく

(a) 被ばく経路① 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

想定事故時に建屋内に放出された放射性物質から直接的に施設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施設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、中央制御室しゃへい壁を透過して中央制御室内の運転員に与える線量。

(b) 被ばく経路② 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく

大気中へ放出された放射性物質が大気中を拡散して生ず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。)及び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「グランドシャインガンマ線」という。)が、中央制御室しゃへい壁を透過して中央制御室内の運転員に与える線量。ただし、グランドシャインガンマ線が中央制御室しゃへい壁を透過して中央制御室内の運転員に与える線量は、設計基準事故においては、炉心熔融に至っておらず、放射性物質の大気中への放出の規模を踏まえると、線量への寄与はわずかと考えられるため考慮しない。

(c) 被ばく経路③ 外気から室内に取り込まれた放射性物質による被ばく

大気中へ放出された放射性物質が、中央制御室内に取り込まれて中央制御室内の運転員に与える線量(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)。

b. 入退域時の被ばく

(a) 被ばく経路④ 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線が、入退域時の運転員に与える線量。

(b) 被ばく経路⑤ 大気中へ放出された放射性物質による被ばく

クラウドシャインガンマ線及びグランドシャインガンマ線が、入退域時の運転員に与える線量及び吸入摂取による内部被ばく線量。ただし、グランドシャインガンマ線が入退域時の運転員に与える線量は、設計基準事故時においては、炉心熔融に至っておらず、放射性物質の大気中への放出の規模を踏まえると、線量への寄与はわずかと考えられるため考慮しない。

(4) 建屋内の放射性物質の存在量分布及び大気中への放出量の計算

建屋内の放射性物質の存在量分布及び大気中への放出量の計算は、設計基準事故及び炉心の著しい損傷が発生した場合において、それぞれの事故の形態、規模により、運転員の被ばくへの影響度合いを考慮して適切に設定する。

a. 事故発生直前の状態

設計基準事故時の評価においては、事象発生直前まで、原子炉は定格出力の約105%で長期間にわたって運転されていたものとする。また、炉心の著しい損傷が発生した場合の評価においては、事象発生直前まで、定格出力で長期間にわたって運転されていたものとする。炉内内蔵量計算条件を表4-2に示す。

(a) 設計基準事故時

原子炉冷却材喪失時においては炉心内に蓄積する放射性物質の放出を考慮する。評価で使用する炉内内蔵量は、原子炉は事故発生直前まで定格出力の約 105% (熱出力 2540MW) で十分長時間(2000 日) 運転していたものとし、以下の式により算出する。事故発生直前の炉内内蔵量を表 4-3 に示す。

$$q_0^i = 3.2 \times 10^{14} \cdot P_o \cdot Y_i \cdot \left\{ 1 - e^{-\lambda_R^i \cdot T_{OP}} \right\} \quad \dots \dots \dots (4.1)$$

ここで、

- q_0^i :核種iの炉内内蔵量 (Bq)
- P_o :原子炉熱出力 (MWt)
- T_{OP} :原子炉運転時間 (s)
- Y_i :核種iの核分裂収率 (%)
- λ_R^i :核種iの崩壊定数 (s^{-1})

また、主蒸気管破断時においては、原子炉を停止したときにピンホールを有する燃料棒から原子炉圧力の低下に伴い、冷却材中に放出される放射性物質の放出を考慮する。評価で使用する原子炉圧力の低下に伴う燃料棒からの追加放出量は、I-131 については先行炉等での実測データに基づく値に安全余裕を見込んで 7.4×10^{13} Bq が冷却材中へ放出されるものとする。追加放出されるその他の放射性物質についてはその組成を平衡組成として求め、希ガスについては、よう素の2倍の放出があるものとし、以下の式により算出する。燃料棒からの追加放出量を表 4-4 に示す。

$$q_f^i = Q_{I131} \cdot \frac{Y_i}{Y_{I131}} \cdot \frac{1 - e^{-\lambda_R^i \cdot T_{OP}}}{1 - e^{-\lambda_{I131} \cdot T_{OP}}} \quad \dots \dots \dots (4.2)$$

ここで、

- q_f^i :核種iの追加放出量 (Bq)
- Q_{I131} :I-131の追加放出量 (Bq)
- Y_i :核種iの核分裂収率 (%)
- Y_{I131} :I-131の核分裂収率 (%)
- λ_R^i :核種iの崩壊定数 (s^{-1})
- λ_{I131}^i :I-131 の崩壊定数 (s^{-1})

T_{OP} :原子炉運転時間 (s)

上記のうち、 λ_r^i 及び Y_i は、「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)記載値
 を用いる。

(b) 炉心の著しい損傷が発生した場合

炉心の著しい損傷が発生した場合の評価で使用する炉内内蔵量は、ウラン燃料の9×9
 燃料炉心を条件に、燃焼計算コードORIGEN2コードにより算出する。事故発生直前
 の炉内内蔵量を表4-5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
 歴を考慮する。

燃焼度	:55000 MWd/t (燃焼期間は、5サイクルの平衡炉心を想定)
比出力	:26 MW/t
初期濃縮度	:3.8 %
核データライブラリ	:JENDL 3.2 (BWR STEP-3 VR=0, 60 Gwd/t)

b. 評価の対象とする放射性核種

(a) 設計基準事故時

運転員の被ばくに有意に寄与すると考えられる放射性希ガス(以下「希ガス」という。)
 及び放射性よう素(以下「よう素」という。)を対象とする。よう素は、有機よう素及び無
 機よう素を考慮する。

(b) 炉心の著しい損傷が発生した場合

(a)に加え、炉心損傷を想定していることを踏まえ、粒子状放射性物質も含めた放射性
 核種を対象とする。よう素は、有機よう素、無機(元素状)よう素及び粒子状よう素を考
 慮する。

c. 大気中への放出過程

対象核種ごとに、大気中への放出過程上における放射性物質の低減効果を適切に考慮
 し、大気中への放出量を計算する。

(5) 建屋内の線源強度の計算

建屋内の放射性物質の存在量分布から計算する線源強度及びその計算結果を用いた被ばく
 経路①の計算については、設計基準事故時においては被ばく評価手法(内規)に従い、炉心の
 著しい損傷が発生した場合については審査ガイドを参照する。

(6) 大気拡散の計算

設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室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「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, 一部改訂 平成13年3月29日 原子力安全委員会)」(以下「気象指針」という。)に基づき評価する。

a. 大気拡散評価モデル

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

(a) 相対濃度

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

$$\chi/Q = \frac{1}{T} \sum_{i=1}^T (\chi/Q)_i \cdot \delta_i^d \quad \dots \dots \dots (4.3)$$

ここで、

- χ/Q : 実効放出継続時間中の相対濃度 (s/m³)
- T : 実効放出継続時間 (h)
- $(\chi/Q)_i$: 時刻*i*における相対濃度 (s/m³)
- δ_i^d : 時刻*i*において風向が当該方位*d*にあるとき $\delta_i^d=1$
- : 時刻*i*において風向が他の方位にあるとき $\delta_i^d=0$

(高所放出の場合)

$$(\chi/Q)_i = \frac{1}{2\pi \cdot \sum_{yi} \cdot \sum_{zi} \cdot U_i} \cdot e^{\left(-\frac{y_i^2}{2 \cdot \sum_{yi}^2}\right)} \left[1 + e^{\left\{-\frac{(2H)^2}{2 \cdot \sum_{zi}^2}\right\}} \right] \quad \dots \dots \dots (4.4)$$

$$\sum_{yi} = \sqrt{\sigma_{yi}^2 + \frac{C \cdot A}{\pi}} \quad , \quad \sum_{zi} = \sqrt{\sigma_{zi}^2 + \frac{C \cdot A}{\pi}}$$

(地上放出の場合)

$$(\chi/Q)_i = \frac{1}{\pi \cdot \sum_{yi} \cdot \sum_{zi} \cdot U_i} \cdot e^{\left(-\frac{y_i^2}{2 \cdot \sum_{yi}^2}\right)} \quad \dots \dots \dots (4.5)$$

ここで、

- U_i : 時刻*i*の放出源を代表する風速 (m/s)
- H : 放出源高さ (m)
- \sum_{yi} : 時刻*i*の建屋の影響を加算した濃度の水平方向(y方向)の拡がりのパラメータ (m)
- \sum_{zi} : 時刻*i*の建屋の影響を加算した濃度の鉛直方向(z方向)の拡がりのパラメータ (m)
- σ_{yi} : 時刻*i*の濃度のy方向の拡がりパラメータ (m)
- σ_{zi} : 時刻*i*の濃度のz方向の拡がりパラメータ (m)
- C : 形状係数 (-)
- A : 建屋の風向方向の投影面積 (m²)

上記のうち、気象項目(風向、風速及び σ_{yi} 、 σ_{zi} を求めるために必要な大気安定度)に

については、「b. 気象データ」に示すデータを、建屋の投影面積については「e. 建屋投影面積」に示す値を、形状係数については「f. 形状係数」に示す値を用いることとし、これらは設計基準事故及び炉心の著しい損傷が発生した場合の共通の条件である。実効放出継続時間及び放出源高さは事故シーケンスに応じて求める条件であることから、個別に設定する。

σ_{yi} 及び σ_{zi} については、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」（昭和57年1月28日原子力安全委員会決定、平成13年3月29日一部改訂）における相関式を用いて計算する。

(b) 相対線量

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

$$D/Q = (K_1/Q) \cdot E \cdot \mu_0 \int_0^\infty \int_{-\infty}^\infty \int_0^\infty \frac{e^{-\mu r}}{4\pi r^2} B(\mu r) \chi(x', y', z') dx' dy' dz' \dots \dots (4.6)$$

ここで、

- D/Q : 評価地点 $(x, y, 0)$ における相対線量 (μ Gy/Bq)
- K_1/Q : 単位放出率当りの空気カーマ率への換算係数 $\left(\frac{\text{dis}\cdot\text{m}^3\cdot\mu\text{Gy}}{\text{MeV}\cdot\text{Bq}\cdot\text{s}}\right)$
- E : ガンマ線の実効エネルギー (MeV/dis)
- μ_0 : 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数 (1/m)
- μ : 空気に対するガンマ線の線減衰係数 (1/m)
- r : (x', y', z') から $(x, y, 0)$ までの距離 (m)
- $B(\mu r)$: 空気に対するガンマ線の再生係数 (-)

$$B(\mu r) = 1 + \alpha(\mu r) + \beta(\mu r)^2 + \gamma(\mu r)^3 \dots \dots (4.7)$$

ただし、 $\mu_0, \mu, \alpha, \beta, \gamma$ については、0.5 MeV のガンマ線に対する値を用い、以下のとおりとする。

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

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

$\chi(x', y', z')$: 放射性雲中の点 (x', y', z') における濃度(Bq/m³)

b. 気象データ

2012年1月～2012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、過去10年間の気象状態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

相対濃度及び相対線量の評価点は以下とする。

(a) 中央制御室内滞在時

事故時には外気取入ライン及び排気ラインを隔離すると同時に、室内空気の全量を再循環する。このとき再循環空気の一部は再循環フィルタ装置にて処理された後、空気調和装置に戻る。隔離後、運転員の判断によって少量の外気を連続的に取入れながら、その全量を再循環の還気とともに再循環フィルタ装置で処理できるようにする。中央制御室が属する建屋の屋上面を代表面として選定し、建屋巻き込みの影響を受ける場合には、中央制御室が属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ一様であるので、相対線量の評価点は中央制御室中心とする。

また、相対濃度の評価点は再循環フィルタ装置を通過した空気が直接室内へ流入すると設定するため、中央制御室換気空調系給気口を代表とする。

(b) 入退域時

入退域時の運転員の実効線量の評価に当たっては、周辺監視区域境界から出入管理所までの移動については出入管理所を代表評価点とし7分間滞在するとし、出入管理所から中央制御室までは制御建屋出入口を代表評価点とし5分間滞在するものとする。

設計基準事故時の放射性物質の放出源と評価点の位置関係を図4-4に示し、炉心の著しい損傷が発生した場合の放射性物質の放出源と評価点の位置関係を図4-5に示す。

d. 評価対象方位

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になると考えられる。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拡散の計算を行う。

中央制御室の被ばく評価においては、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屋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) 放出源の高さが建屋の高さの2.5倍に満たない場合

(b) 放出源と評価点を結んだ直線と平行で放出源を風上とした風向 n について、放出源の位置が風向 n と建屋の投影形状に応じて定まる一定の範囲(図4-6の領域 A_n)の中にある場合

(c) 評価点が、巻き込みを生じる建屋の風下にある場合

巻き込みを生じる代表建屋として、放出源から最も近く、影響が最も大きいと考えられる建屋(原子炉建屋又はタービン建屋)を選定する。そのため評価対象とする方位は、放出された放射性物質が建屋の巻き込み現象の影響を受けて拡散する方位及び建屋の巻き込み現象の影響を受けて拡散された放射性物質が評価点に届く方位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

すべての条件に該当する方位を評価対象とする。

- (a) 放出点が評価点の風上にあること。
- (b) 放出点から放出された放射性物質が、建屋(原子炉建屋又はタービン建屋)の風下側に巻き込まれるような範囲に、放出点が存在すること。
- (c) 建屋(原子炉建屋又はタービン建屋)の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること。

評価対象とする方位は、建屋(原子炉建屋又はタービン建屋)を見込む方位の範囲の両端が、それぞれの方位に垂直な投影形状の左右に 0.5L(L は対象となる複数の方位の投影面積の中の最小面積での高さ又は幅の小さい方とする)だけ幅を広げた部分を見込む方位を仮定する。

上記選定条件(b)の条件に該当する風向の方位の選定には、放出点が評価点の風上となる範囲が対象となるが、放出点は建屋(原子炉建屋又はタービン建屋)に近接し、0.5Lの拡散領域の内部にあるため、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)の条件に該当する風向の方位の選定として、評価点から建屋(原子炉建屋又はタービン建屋) +0.5L を含む方位を対象とする。

以上より、選定条件(a)～(c)の条件にすべて該当する方位は、設計基準事故時においては、評価点が中央制御室中心の場合で、放出源が原子炉建屋ブローアウトパネルの場合においては、6方位(ESE, SE, SSE, S, SSW, SW)となり、評価点が制御建屋出入口の場合、6方位(SSE, S, SSW, SW, WSW, W)となる。

炉心の著しい損傷が発生した場合においては、評価点が中央制御室中心の場合で、放出源が原子炉建屋の場合においては、6方位(ESE, SE, SSE, S, SSW, SW)となり、原子炉格納容器フィルタベント系排気管の場合、8方位(ENE, E, ESE, SE, SSE, S, SSW, SW)となる。また、評価点が制御建屋出入口の場合で、放出源が原子炉建屋の場合においては、6方位(SSE, S, SSW, SW, WSW, W)となり、原子炉格納容器フィルタベント系排気管の場合においては、6方位(SSE, S, SSW, SW, WSW, W)となる。

なお、放出源が排気筒の場合においては、放出源の高さが原子炉建屋の高さの 2.5 倍以上となることから建屋の影響を受けないものとして評価する。この場合、設計基準事故時においては、評価点が中央制御室中心、中央制御室換気空調系給気口及び制御建屋出入口ではともに ESE 方位、評価点が入管理所では SE 方位となり、炉心の著しい損傷が発生した場合においては、評価点が中央制御室中心、中央制御室換気空調系給気口及び制御建屋出入口ではともに ESE 方位、評価点が入管理所では SE 方位となる。

評価対象とする風向を図 4-7～図 4-10 に示す。

e. 建屋投影面積

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

原子炉建屋及びタービン建屋の投影面積を図4-11及び図4-12に示す。

f. 形状係数

建屋の形状係数は $1/2^*$ とする。

g. 累積出現頻度

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

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

設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合の共通の大気拡散評価条件を表4-6に示す。

(7) 線量計算

設計基準事故時の線量計算に当たっては、交替要員体制を考慮し、被ばく経路ごとに評価期間中の積算線量を運転員の中央制御室内の滞在期間及び入退域に要する時間の割合で配分し、実効線量を評価する。

一方、炉心の著しい損傷が発生した場合の線量計算に当たっては、被ばく線量が最も厳しくなる運転員の勤務体系を踏まえて中央制御室内の滞在期間及び入退域に要する時間を考慮して評価する。想定する勤務体系を表4-26に示す。

入退域時の運転員の実効線量の評価に当たっては、周辺監視区域境界から中央制御室出入口までの移動を考慮して、出入管理所に7分、制御建屋出入口に5分間滞在するものとする。

a. 中央制御室内での被ばく

(a) 被ばく経路① 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

原子炉建屋原子炉棟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運転員の実効線量は、施設の位置、建屋の配置及び形状等から評価する。

イ. 評価条件

(イ) 線源強度

設計基準事故時における想定事故時の線源強度は、次のとおりとする。

- i. 原子炉冷却材喪失時においては、事故時に炉心から原子炉格納容器内に放出された放射性物質は、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に放出され、原子炉建屋原子炉棟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。この原

子炉建屋原子炉棟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。

主蒸気管破断時においては、事故時主蒸気隔離弁閉止前に主蒸気管破断口から放出された放射性物質及び主蒸気隔離弁閉止後に主蒸気隔離弁からの漏えいにより放出された放射性物質は、全量がタービン建屋から漏えいすることなく、保守的にタービン建屋(管理区域)内の自由空間内に均一に分布するものとする。このタービン建屋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。

- ii. 事故後30日間の積算線源強度は、建屋内の放射性物質によるガンマ線を複数のガンマ線エネルギー範囲(エネルギー群)に区分して計算する。

一方、炉心の著しい損傷が発生した場合における想定事故時の線源強度は、次のとおりとする。

- i. 炉心の著しい損傷が発生した場合に炉心から原子炉格納容器内に放出された放射性物質は、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に放出され、原子炉建屋原子炉棟内の自由空間内に均一に分布するものとする。この原子炉建屋原子炉棟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。

評価に使用する積算線源強度は、事故発生時点から168時間(7日)経過時点まで24時間ごとに算出し、建屋内の放射性物質によるガンマ線を複数のガンマ線エネルギー範囲(エネルギー群)に区別して計算する。

ガンマ線エネルギー群構造は評価済核データライブラリ J E N D L - 3 . 3 * 1 から作成した輸送計算用ライブラリ M A T X S L I B - J 3 3 * 2 の42群とする。

注記*1: K. Shibata, et al., "Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version 3 Revision-3: JENDL-3.3", J. Nucl. Sci. Technol., 39, 1125 (2002)

*2: K. Kosako, N. Yamano, T. Fukahori, K. Shibata and A. Hasegawa, "The Libraries FSXLIB and MATXS LIB based on JENDL-3.3", JAERI-Data/Code 2003-011 (2003)

(ロ) 幾何条件

設計基準事故時における原子炉冷却材喪失時の中央制御室内での被ばく評価に係る直接ガンマ線の評価モデルを図4-13及び図4-14に、スカイシャインガンマ線の評価モデルを図4-15に示す。直接ガンマ線の線源範囲は、原子炉建屋原子炉棟の地上1階以上*1とし、階層ごとの幅を保持して設定する。スカイシャインガンマ線の線源範囲は、原子炉建屋燃料取替床以上のみ*2とする。

原子炉建屋は保守的に2次しゃへい壁及び補助しゃへいを、中央制御室は中央制御室しゃへい壁を考慮する。2次しゃへい壁、補助しゃへい及び中央制御室しゃへい壁において、評価で考慮する壁及び天井は、公称値からマイナス側許容差(-5mm)を引いた値とする。

注記*1: 地下階は外壁厚さが厚く、地面にも遮られるため十分無視できる。

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

設計基準事故時における主蒸気管破断時の中央制御室内での被ばく評価に係る直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価モデルをそれぞれ図4-16及び図4-17に示す。なお、中央制御室の評価モデルは原子炉冷却材喪失時と同一であり、図4-14に示す。直接ガンマ線の線源範囲は、タービン建屋の地上1階以上*3とし、階層ごとの幅を保持して設定する。スカイシャインガンマ線の線源範囲は、タービン建屋地上2階床上から建屋天井まで*4とする。中央制御室は中央制御室しゃへい壁を考慮し、タービン建屋は建屋の躯体を遮蔽として考慮する。

注記*3：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。

*4：建屋天井から放射されるガンマ線を線源とするスカイシャインガンマ線の評価では、地上2階の床により、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。

なお、2次しゃへい壁、補助しゃへい、中央制御室しゃへい壁及びタービン建屋躯体は鉄筋コンクリートであるが、評価上コンクリートのみとし、コンクリート密度は $2.15\text{g}/\text{cm}^3$ とする。また、評価で考慮する壁及び天井は、公称値からマイナス側許容差(-5mm)を引いた値とする。

炉心の著しい損傷が発生した場合の室内作業時の直接ガンマ線評価モデル及びスカイシャインガンマ線評価モデルは、原子炉建屋については設計基準事故時の原子炉冷却材喪失時と同一であり、制御建屋については設計基準事故時の原子炉冷却材喪失時のモデルに加え、図4-18に示す中央制御室待避所の壁及び天井を考慮する。

(ハ) 評価点

原子炉冷却材喪失時及び主蒸気管破断時における室内作業時の評価点は、線量結果が厳しくなるよう、直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線量合計値が最大となる図4-14に示す位置とした。

なお、炉心の著しい損傷が発生した場合の室内作業時の評価点は、設計基準事故時の原子炉冷却材喪失時と同様に、直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線量合計値が最大となる位置であり、図4-18に示す位置とした。

(ニ) 計算機コード

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及びG33-GP2Rコードを用いる。なお、評価に用いる計算機コードの検証、妥当性評価については、添付書類「VI-5-1 計算機コード概要 QAD-CGGP2R」、「VI-5-2 計算機コード概要 ANISN」及び「VI-5-3 計算機コード概要 G33-GP2R」に示す。

(b) 被ばく経路② (クラウドシャインガンマ線)

大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での運転員の外部被ばくは、以下により計算する。

イ. 線量計算

(イ) 原子炉冷却材喪失時

原子炉冷却材喪失時の大気中放射性物質からの直接ガンマ線による中央制御室内作業時の実効線量は、以下により評価する。

$$H_{\gamma} = \int_0^T K \cdot D/Q \cdot Q_{\gamma}(t) \cdot F dt \quad \dots \dots \dots (4.8)$$

ここで、

- H_{γ} :時刻Tまでの放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく (Sv)
- K :空気カーマから実効線量への換算係数 (1 Sv/Gy)
- D/Q :相対線量 (Gy/Bq)
- $Q_{\gamma}(t)$:時刻tにおける大気への放射能放出率 (Bq/s)
(ガンマ線実効エネルギー0.5 MeV 換算値)
- F :中央制御室しゃへい壁厚さにおける減衰率 (—)
- T :評価対象期間 (s)

(ロ) 主蒸気管破断時

主蒸気管破断時の大気中放射性物質からの直接ガンマ線による中央制御室内作業時の実効線量は、以下により評価する。

① 主蒸気隔離弁閉止前

主蒸気隔離弁閉止前は、破断口から放出された蒸気雲が中央制御室外側を通過する間の被ばくを考慮するものとし、以下により評価する。

$$H_{\gamma 1} = 6.2 \times 10^{-14} \cdot \frac{Q_{\gamma 1}}{V} \cdot E_{\gamma} \cdot \frac{\alpha}{u} \cdot \left\{ 1 - e^{-\mu \frac{\alpha}{2}} \right\} \cdot F \quad \dots \dots \dots (4.9)$$

ここで、

- $H_{\gamma 1}$:放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく線量 (Sv)
- $Q_{\gamma 1}$:主蒸気隔離弁閉止前の半球状雲中の放射性物質質量 (Bq)
(ガンマ線実効エネルギー0.5MeV換算値)
- V :半球状雲の体積 (m^3)
- E_{γ} :ガンマ線実効エネルギー (0.5MeV)
- α :半球状雲の直径 (m)
- u :半球状雲の移動の評価のための風速 (1m/s)
- μ :空気に対するガンマ線のエネルギー吸収係数
($3.9 \times 10^{-3} m^{-1}$)
- F :中央制御室しゃへい壁厚さにおける減衰率 (—)

② 主蒸気隔離弁閉止後

主蒸気隔離弁閉止後の大気中放射性物質からの直接ガンマ線による中央制御室内作業時の実効線量は、以下により評価する。

$$H_{\gamma 2} = \int_0^T K \cdot D/Q \cdot Q_{\gamma 2}(t) \cdot F dt \quad \dots \dots \dots (4.10)$$

ここで、

- $H_{\gamma 2}$: 時刻Tまでの放射性物質からの直接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 ($K=1$ Sv/Gy)
- D/Q : 相対線量 (Gy/Bq)
- $Q_{\gamma 2}(t)$: 時刻tにおける大気への放射能放出率 (Bq/s)
(ガンマ線実効エネルギー0.5MeV換算値)
- F : 中央制御室しゃへい壁厚さにおける減衰率 (-)
- T : 評価対象期間 (s)

なお、炉心の著しい損傷が発生した場合の放射性物質からの直接ガンマ線による中央制御室内での外部被ばくの評価方法は、設計基準事故時の原子炉冷却材喪失と同一である。

(c) 被ばく経路③

中央制御室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線量は以下により評価する。

イ. 中央制御室内の放射性物質濃度計算

(イ) 計算式

中央制御室内の放射性物質濃度の計算に当たっては、以下の式を用いて、中央制御室換気系設備等を考慮した評価を実施する。

$$\frac{d(V \cdot C_i(t))}{dt} = (1 - \eta) \cdot C_i^0(t) \cdot f_1 + C_i^0(t) \cdot f_2 - C_i(t) \cdot (f_1 + f_2 + \eta \cdot F_F) - \lambda_i \cdot V \cdot C_i(t) \quad \dots \dots \dots (4.11)$$

ここで、

- V : 中央制御室内バウンダリ体積 (m^3)
- $C_i(t)$: 時刻tにおける中央制御室内の核種iの濃度 (Bq/ m^3)
- η : フィルタの除去効率 (-)
- $C_i^0(t)$: 時刻tにおける中央制御室換気系給気口での核種iの濃度 (Bq/ m^3)
 $C_i^0(t) = Q_i(t) \cdot \chi/Q$
- $Q_i(t)$: 時刻tにおける大気への核種iの放出率 (Bq/s)
- χ/Q : 相対濃度 (s/m^3)
- f_1 : 中央制御室への外気取込量 (m^3/s)
- f_2 : 中央制御室への外気リークイン量 (m^3/s)
- F_F : 再循環フィルタを通る流量 (m^3/s)
- λ_i : 核種iの崩壊定数 (s^{-1})

(ロ) 事故時運転

原子炉冷却材喪失時においては、原子炉棟換気空調系排気放射線モニタ高の信号で、外気取入ライン及び排気ラインを隔離すると同時に、室内空気の全量を再循環する。

このとき再循環空気の一部は再循環フィルタ装置にて処理された後、空気調和装置に戻るようにする。

一方、主蒸気管破断時においては、事故後運転員が手動で中央制御室の通常時換気系の隔離弁を閉止し、中央制御室再循環送風機を起動する。

以上より、中央制御室は、事故後速やかに隔離が可能であるが、被ばく評価上は、保守的に運転員による手動隔離操作を仮定し、隔離操作に要する時間を十分に見込んだ後に、通常運転モードから事故時運転モードに切換わるものと仮定する。事故時運転モードへの切換時間は、運転員が事故を検知してから操作を開始するまでの時間的余裕(10分)を見込んで事故発生後20分とし、その間は通常時換気系により外気を取り込むものと仮定する。

炉心の著しい損傷が発生した場合、事故時運転モードの作動開始時間は、電源喪失を考慮した起動遅れ時間を見込んで事故発生後30分とする。

(ハ) 中央制御室バウンダリ体積

中央制御室バウンダリ体積は、中央制御室、計算機室の中央制御室換気空調系設備の処理対象となる区画の体積を合計して、中央制御室内の放射性物質による外部被ばくの影響をうける区画の合計を保守的に切り上げて8900m³とする。

(ニ) フィルタ除去効率

i. 設計基準事故時

中央制御室換気空調系設備のチャコールエアフィルタの効率は、設計上期待できる90%とする。

ii. 炉心の著しい損傷が発生した場合

(i) 中央制御室換気空調系設備のチャコールエアフィルタの効率は、設計上期待できる90%とする。

(ii) 中央制御室換気空調系設備の高性能エアフィルタの効率は、設計上期待できる99.9%とする。

(ホ) 中央制御室再循環フィルタ装置のフィルタ流量

中央制御室再循環送風機の起動により、流量は設計上期待できる値として8000m³/hとする。

(ヘ) 空気流入量

中央制御室へのフィルタを通らない空気流入量は、換気率換算で設計上期待できる値として1.0回/hとする。

設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合の共通の中央制御室内放射性物質濃度評価条件を表4-7に示す。

ロ. 線量計算

中央制御室内の放射性物質濃度により、以下の式を用いて外部被ばく及び内部被ばく線量を計算する。

(イ) 中央制御室内の放射性物質による外部被ばく

中央制御室は、体積が等価な半球状とし、半球の中心に運転員がいるものとする。中央制御室内に取り込まれた放射性物質のガンマ線による実効線量は、次式で計算する。

$$H_{\gamma} = \int_0^T 6.2 \times 10^{-14} \cdot E_{\gamma} \cdot C_{\gamma}(t) \cdot (1 - e^{-\mu r}) dt \quad \dots \dots \dots (4.12)$$

ここで、

- H_{γ} :時刻Tまでの放射性物質からのガンマ線による外部被ばく (Sv)
- E_{γ} :ガンマ線実効エネルギー (0.5 MeV)
- $C_{\gamma}(t)$:時刻tにおける中央制御室内の放射性物質濃度 (Bq/m³)
(ガンマ線実効エネルギー 0.5 MeV 換算値)
- μ :空気に対するガンマ線のエネルギー吸収係数
($3.9 \times 10^{-3} \text{m}^{-1}$)
- r : 中央制御室内バウンダリ体積と等価な半球の半径 (m)
$$r = \sqrt[3]{\frac{3 \cdot V}{2 \cdot \pi}}$$
- T :評価対象期間 (s)

なお、設計基準事故時の主蒸気管破断時の主蒸気隔離弁閉止前に破断口から放出された放射性物質による被ばく評価モデルは、蒸気雲が中央制御室換気系給気口付近を風速1m/sの速度で通過する間、中央制御室換気系を通して蒸気雲中の放射性物質を直接中央制御室内に取り込むものと仮定し、この取込み空気による被ばくを考慮する。この際、破断口から放出された蒸気雲が中央制御室換気系給気口付近まで移動する際の放射性物質の減衰は保守的に無視するものとする。

(ロ) 中央制御室内の放射性物質の吸入摂取による内部被ばく

中央制御室内の放射性物質の吸入摂取による内部被ばくは、次式で計算する。

$$H_I = \int_0^T R \cdot H^{\infty} \cdot C_I(t) dt \quad \dots \dots \dots (4.13)$$

ここで、

- H_I :吸入摂取による内部被ばく線量 (Sv)
- R :呼吸率 (m³/s)
(成人活動時の呼吸率 1.2m³/h)
- H^{∞} : よう素 (I-131)を1Bq 吸入摂取した場合の成人の実効線量
($2.0 \times 10^{-8} \text{Sv/Bq}$)
- $C_I(t)$:時刻tにおける中央制御室内の放射性物質濃度 (Bq/m³)
(I-131等価量-成人実効線量係数換算)
- T :評価対象期間 (s)

b. 入退域時の被ばく

(a) 被ばく経路④

入退域時における建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばくの評価方法は、被ばく経路①と同様である。ただし、入退域時は屋外を移動するため、中央制御室しゃへい壁のガンマ線の遮蔽効果を考慮しない。また、炉心の著しい損傷が発生し、格納容器ベントを実施した場合における原子炉格納容器フィルタベント系の屋外配管に付着した放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばくの評価方法も、上記と同様である。評価点位置は制御建屋出入口及び出入管理所であり、図 4-19 に示す位置とする。

(b) 被ばく経路⑤

入退域時における大気中へ放出さ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は以下により計算する。

イ. 線量計算

(イ) 放射性物質からのガンマ線による外部被ばく

大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは、以下により計算する。

$$H_{\gamma} = \int_0^T K \cdot D/Q \cdot Q_{\gamma}(t) dt \quad \dots \dots \dots (4.14)$$

ここで、

- H_{γ} :時刻Tまでの放射性物質から直接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における大気への放射能放出率 (Bq/s)
(ガンマ線実効エネルギー0.5MeV換算値)
- T :評価対象期間 (s)

(ロ) 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の吸入摂取による内部被ばくは、次式で計算する。

$$H_I = \int_0^T R \cdot H_{\infty} \cdot \chi/Q \cdot Q_I(t) dt \quad \dots \dots \dots (4.15)$$

ここで、

- H_I :時刻Tまでの放射性物質の吸入摂取による内部被ばく線量 (Sv)
- R :呼吸率 (m^3/s)
(成人活動時の呼吸率 1.2 m^3/h)
- H_{∞} :よう素 (I-131) を1Bq吸入摂取した場合の成人の実効線量
($2.0 \times 10^{-8} Sv/Bq$)
- χ/Q :相対濃度 (s/m^3)
- $Q_I(t)$:時刻tにおける大気への放射性物質の放出率 (Bq/s)
(I-131等価量-成人実効線量係数換算)
- T :評価対象期間 (s)

設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合における共通の線量計算条件を表4-8に示す。

(8) 線量の合算及び判断基準との比較

被ばく経路ごとの線量を合算し、居住性に係る被ばく評価の判断基準100mSvと比較する。

4.1.2 評価条件及び評価結果

設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合における共通の条件は、「4.1.1 評価方針」に示すとおりであるが、各々の評価事象の選定等に起因して、大気中への放射性物質の放出過程、中央制御室内の滞在期間及び入退域に要する時間並びに中央制御室換気空調設備の起動時間等の条件が異なる。

したがって、設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合において、それぞれ共通条件に加えて個別の条件を考慮して、線量を評価する。

4.1.2.1 設計基準事故時における線量評価

設計基準事故時における線量評価においては、設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合における共通条件に加えて、以下の条件を考慮する。

(1) 大気中への放出量の評価

a. 原子炉冷却材喪失

希ガス及びよう素の大気放出過程を図4-20及び図4-21に示す。放射性物質の大気中への放出量評価に関する条件を以下に示す。

- (a) 原子炉は事故発生直前まで定格出力の約105%（熱出力2540MW）で十分長時間（2000日）運転していたものとする。
- (b) 事故発生後、原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量は、炉内内蔵量に対して希ガス100%、よう素50%の割合とする。
- (c) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、有機よう素は10%とし、残りの90%は無機よう素とする。
- (d) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機よう素は、50%が原子炉格納容器内及び同容器内の機器等に沈着し、原子炉格納容器から漏えいしないものとする。有機よう素及び希ガスについてはこの効果は無視するものとする。
- (e) 格納容器スプレイによりサプレッションチェンバ内のプール水に無機よう素が溶解する効果は、分配係数（気相濃度と液相濃度の比）で100とする。有機よう素及び希ガスについてはこの効果は無視するものとする。
- (f) 原子炉格納容器内での放射性物質の崩壊を考慮する。
- (g) 通常運転時に作動している原子炉建屋の常用換気系は、原子炉水位低、ドライウェル圧力高又は原子炉建屋放射能高の信号により非常用ガス処理系に切り替え

られる。原子炉建屋原子炉棟内の放射性物質については、床、壁等に沈着することによる除去効果は無視し、崩壊のみを考える。

- (h) 格納容器スプレイ冷却系の作動により、原子炉格納容器内圧力が低下するため原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内への希ガス及びよう素の漏えいは減少するが、評価上の漏えい率は、設計上定められた最大値(0.5%/日)で一定とする。なお、非常用炉心冷却系により原子炉格納容器外へ導かれたサブプレッションチェンバ内のプール水の漏えいによる放射性物質の放出量は、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て十分小さく、有意な寄与はないためその評価を省略する。
- (i) 非常用ガス処理系チャコールエアフィルタの設計よう素除去効率は、99%以上であるが、ここでは余裕をとり、よう素の除去効率を95%とする。
- (j) 非常用ガス処理系の容量は、設計で定められた値(0.5回/日)とする。
- (k) 原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした放射性物質は、非常用ガス処理系で処理された後、排気筒から大気中へ放出されるものとする。
- b. 主蒸気管破断

希ガス及び放射性ハロゲン等(以下「ハロゲン等」という。)の大気放出過程を図4-22及び図4-23に示す。放出経路における放射性物質の移行に関する条件を以下に示す。

- (a) 主蒸気隔離弁が全閉するまでに破断口を通して流出する蒸気及び水の量は、事故解析により得られた次の値を使用する。

蒸 気 1.1×10^4 kg

水 2.0×10^4 kg

- (b) 液相として放出される冷却材中に含まれるハロゲン等の濃度は、運転上許容されるI-131の最大濃度である 1.8×10^3 Bq/gに相当するものとし、その組成を拡散組成とする。また、気相として放出される冷却材中に含まれるハロゲンの濃度は、液相中の濃度の1/50とする。
- (c) 原子炉圧力の低下に伴う燃料棒からの追加放出量は、I-131については先行炉等での実測データに基づく値に安全余裕を見込んで 7.4×10^{13} Bqが冷却材中へ放出されるものとする。追加放出されるその他の放射性物質についてはその組成を平衡組成として求め、希ガスについては、よう素の2倍の放出があるものとする。
- (d) 主蒸気隔離弁閉止前の燃料棒からの放射性物質の追加放出割合は、主蒸気隔離弁閉止前の原子炉圧力の低下割合に比例するとし、追加放出された放射性物質の1%が破断口から放出されるものとする。

- (e) 蒸気隔離弁閉止後の燃料棒からの放射性物質の追加放出に関しては、主蒸気隔離弁閉止直後にこれらのすべての放射性物質が原子炉冷却材中に放出されるものとする。
- (f) 主蒸気隔離弁閉止後の主蒸気系からの漏えいは、120%/日の漏えい率で事故評価期間中一定と仮定する。
- (g) 主蒸気隔離弁閉止後、残留熱除去系又は逃がし安全弁等を通じて崩壊熱相当の蒸気がサプレッションチェンバ内のプール水中に移行するものとし、その蒸気流量は原子炉圧力容器気相体積の100倍/日とする。この蒸気に含まれる放射性物質は被ばくには寄与しないものとする。
- (h) 燃料棒から追加放出される放射性物質のうち、希ガスはすべて瞬時に気相部へ移行するものとする。放出されたよう素のうち、有機よう素の割合は10%とし、残りの90%は無機よう素とする。有機よう素のうち10%は瞬時に気相部へ移行するものとする。有機よう素が分解したよう素、無機よう素及びよう素以外のハロゲンが気相部にキャリーオーバーされる割合は2%とする。
- (i) 主蒸気隔離弁閉止前に破断口から放出された冷却材は、完全蒸発し、同時に放出された放射性物質を均一に含む蒸気雲になるものと仮定する。主蒸気隔離弁閉止後に主蒸気系から漏えいした放射性物質は、大気中に地上放散されるものとする。

大気中への放出量評価条件の詳細について、表4-9及び表4-10に示す。また、これらの条件による大気中への放出量評価結果を表4-11に示す。

(2) 大気拡散の評価

放射性物質の大気拡散評価に関する条件を以下に示す。

- a. 原子炉冷却材喪失時
 - (a) 実効放出継続時間は、希ガスについてガンマ線エネルギー0.5MeV換算値及びよう素についてI-131等価量(成人実効線量係数換算)について計算した結果より、30日間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として、希ガス24時間、よう素24時間とする。
 - (b) すべての放射性物質は、排気筒から放出されるものとする。
- b. 主蒸気管破断時
 - (a) 実効放出継続時間は、希ガス及びハロゲン等についてガンマ線エネルギー0.5MeV換算値及びよう素についてI-131等価量(成人実効線量係数換算)について計算した結果より、30日間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として、希ガス及びハロゲン等1時間、よう素1時間とする。

- (b) すべての放射性物質は、原子炉建屋又はタービン建屋のブローアウトパネルから放出されるとする。

大気拡散評価条件の詳細について、表4-12に示す。

また、これらの条件による相対濃度及び相対線量の評価結果を表4-13及び表4-14に示す。

(3) 線量評価

運転員の勤務形態としては5直3交替を仮定し、運転員一人当たりの評価期間中の平均的な実効線量を評価する。直交替を考慮した場合の具体的な計算方法は、以下による。運転員交替考慮条件を表4-15に示す。

① 中央制御室内での被ばく評価方法

直交替を考慮した場合の室内作業時の実効線量は、中央制御室内に30日間連続滞在した場合の線量を求め、その値に直交替による滞在時間割合を掛け合わせるにより計算する。

30日間の積算線量×直交替による滞在時間割合^{*1}

注記*1:実際の交替勤務(5直3交替)の30日間勤務での最大勤務直の滞在時間割合(約0.27870)を使用する。

② 入退域での被ばく評価方法

直交替を考慮した場合の入退域時の実効線量は、中央制御室内への制御建屋出入口及び出入管理所に30日間連続滞在した場合の線量を求め、その値に入退域所要時間割合を掛け合わせるにより計算する。

30日間の積算線量×入退域所要時間割合^{*2}

注記*2:実際の交替勤務(5直3交替)の30日間勤務での最大勤務直の滞在時間割合(約0.01111)を使用する。

a. 中央制御室内での被ばく

- (a) 被ばく経路① 建屋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

原子炉冷却材喪失時及び主蒸気管破断時の直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に使用する線源強度を表4-16及び表4-17に示す。

- (b) 被ばく経路② 大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による外部被ばく

クラウドシャインガンマ線による外部被ばく評価に使用する中央制御室しゃへい壁によるコンクリート減衰率(F)は、以下の通りとする。

コンクリート厚さの減衰率は、QAD-CGGP2Rコードに基づき計算する。中央制御室しゃへい壁での減衰効果は、以下の条件により求める。

項 目	数 値
コンクリート厚さ	□ cm ^{*3}
コンクリート密度	2.15 g/cm ³
ガンマ線エネルギー	1.5 MeV

注記*3：評価で考慮する壁は、公称値からマイナス側許容差(-5mm)を引いた値とする。

これらより、被ばく評価に使用する中央制御室しゃへい壁厚さにおける減衰率は、 $F=3.45 \times 10^{-1}$ とする。

(c) 被ばく経路③ 外気から室内に取り込まれた放射性物質による被ばく

評価期間中に大気中へ放出された放射性物質の一部は外気から中央制御室内に取り込まれる。中央制御室内に取り込まれた希ガスのガンマ線による外部被ばく及びよう素の吸入摂取による内部被ばくの和として実効線量を評価する。

中央制御室内の放射性物質濃度の計算に当たっては、以下に示す中央制御室換気空調系設備等の効果を考慮して評価を実施する。中央制御室換気空調系設備等条件を表4-18に示す。

イ. 事故時運転への切り替えは、保守的に運転員による手動隔離操作を仮定し、隔離操作に要する時間を十分に見込んだ後に、中央制御室換気空調系(事故時運転モード)が作動するものと仮定する。中央制御室換気空調系(非常用再循環運転)作動開始時間は、運転員が事故を検知してから操作を開始するまでの時間的余裕(10分)を見込んで事故発生後20分とし、その間は通常時換気系により外気を取り込むものと仮定する。

ロ. 「3.4 資機材, 要員の交替等」に示すとおり、事故の状況に応じて全面マスク等を着用することとしているが、設計基準事故時においては、保守的に評価期間中マスク着用は行わないものとして評価する。

b. 入退域時の被ばく

(a) 被ばく経路④ 建屋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

評価期間中に建屋内に存在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入退域時の運転員の外部被ばく評価手法は、被ばく経路①と

同様であるが、入退域時は屋外を移動するため、中央制御室しゃへい壁のガンマ線の遮蔽効果を考慮しない。

(b) 被ばく経路⑤ 大気中へ放出された放射性物質による被ばく

クラウドシャインガンマ線による入退域時の外部被ばくの評価手法は、被ばく経路②と同様であるが、入退域時は中央制御室しゃへい壁外を移動するため、中央制御室しゃへい壁を含めた建屋壁のガンマ線の遮蔽効果を考慮しない。また、放射性物質の吸入摂取による内部被ばく評価手法は、被ばく経路③と同様であるが、入退域時は中央制御室外を移動するため、大気中の放射性物質の吸入摂取による内部被ばくを計算する。

(4) 被ばく評価結果

設計基準事故時における中央制御室の居住性に係る被ばく評価結果を表4-19及び表4-20に示す。被ばく評価結果は、実効線量で原子炉冷却材喪失時において約1.2mSv、主蒸気管破断時において約1.2mSvであり、居住性に係る被ばく評価の判断基準100mSvを超えない。

事故時における中央制御室の 運転員の実効線量(mSv)	
原子炉冷却材喪失 (仮想事故)	主蒸気管破断 (仮想事故)
約 1.2	約 1.2

4.1.2.2 炉心の著しい損傷が発生した場合における線量評価

炉心の著しい損傷が発生した場合における線量評価においては、設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合における共通条件に加えて、以下の条件を考慮する。

(1) 大気中への放出量の評価

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。放射性物質の大気放出過程を図4-24～図4-27に示す。放射性物質の大気中への放出量評価に関する条件を表4-21に示す。

a. 有効性評価におけるソースターム解析結果

有効性評価におけるソースターム解析結果として、4.1.1(2)項の想定事象で示した事故シーケンス「大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失」を想定し、代替循環冷却による事故の収束を想定した場合と格納容器圧力カバントを想定した場合のMAAP解析結果を使用する。

有効性評価のMAAP解析結果の原子炉格納容器内圧力及び温度の変化を図4-28～図4-31に示す。

被ばく評価においては、本評価から得られるMAAP解析結果の、原子炉格納容器への放出割合、原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい割合及び原子炉格納容器フィルタベント系を用いた放出割合のトレンドを使用する。

b. よう素の化学形態

よう素の化学形態は、下記を使用する。

	よう素の化学形態 ^{*1}
有機よう素	4 %
無機よう素	91 %
粒子状よう素	5 %

注記*1: R. G. 1. 195 “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light Water Nuclear Power Reactors”

c. 原子炉格納容器内での自然沈着

CSE実験^{*2}に基づき、無機よう素の原子炉格納容器内での自然沈着率を 9×10^{-4} (1/s)と設定し、カットオフDF200後は自然沈着の効果を見込まない評価とする。

注記*2: R. K. HILLIARD, A. K. POSTMA, J. D. McCORMACK and L. F. COLEMAN, “Removal of iodine and particles by sprays in the containment systems experiment”, Nuclear Technology, Vol. 10, p. 499-519, April 1971

d. サプレッションチェンバ内のプール水による除去

サプレッションチェンバ内のプール水による無機よう素の除染係数は、S. R. P. 6. 5. 5^{*3}を参考としてDF=5を仮定する。

注記*3: Standard Review Plan 6. 5. 5, “Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System”

e. 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置による除去性能

原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置による放射性物質の除染係数は、下記を使用する。

	除染係数
エアロゾル粒子	1000
無機よう素	500
有機よう素	50

上記により評価した、原子炉建屋原子炉棟から大気中への放出量及び原子炉格納容器フィルタベント系を経由した放出量を表4-22及び表4-23に示す。

(2) 大気拡散の評価

放射性物質の大気拡散評価に関する条件を以下に示す。

- a. 実効放出継続時間は、評価結果が厳しくなるように、全核種1時間とする。
- b. 放出源高さは、事故シーケンスに応じて、排気筒放出時は排気筒高さ、原子炉格納容器フィルタベント系からの放出時は排気口高さ、原子炉建屋漏えい時は地上とする。

大気拡散評価条件の詳細について、表4-24に示す。

また、これら条件による相対濃度及び相対線量の評価結果を表4-25に示す。

(3) 線量評価

運転員勤務体系としては、5直3交替とし、被ばく線量が厳しくなる運転員の勤務体系を踏まえて中央制御室の滞在期間及び入退域に要する時間を考慮して評価する。想定する勤務体系を表4-26に示す。

a. 中央制御室内での被ばく

- (a) 被ばく経路① 建屋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

炉心の著しい損傷が発生した場合の直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に使用する線源強度を表4-27及び表4-28に示す。

- (b) 被ばく経路② 大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による外部被ばく(クラウドシャインガンマ線)

中央制御室しゃへい壁厚さ(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コードにより計算する。

被ばく評価に使用する減衰率(F)を下表に示す。

代替循環冷却による事故の収束を想定した場合

	原子炉建屋からの放出	排気筒からの放出	格納容器フィルタベント系からの放出
コンクリートの減衰率	3×10^{-1}	8×10^{-2}	-

格納容器ベントを想定した場合

	原子炉建屋からの放出	排気筒からの放出	格納容器フィルタベント系からの放出
コンクリートの減衰率	3×10^{-1}	1×10^{-1}	5×10^{-2}

- (c) 被ばく経路② 大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による外部被ばく(グランドシャインガンマ線)

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(グランドシャイン)による中央制御室内での運転員の実効線量は、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、地表沈着効果及び中央制御室しゃへい壁による減衰効果を考慮して評価する。

イ. 地表面沈着濃度の計算

(イ) 計算式

$$\frac{d}{dt}S_i(t) = Q_i(t) \cdot V_G \cdot \chi/Q \cdot f - \lambda \cdot S_i(t) \quad \dots \dots (4.16)$$

ここで、

- $S_i(t)$:時刻 t における核種 i の地表面沈着濃度 (Bq/m²)
- V_G :沈着速度 (m/s)
- χ/Q :相対濃度 (s/m³)
- f :沈着した放射性物質のうち残存する割合 (1.0)
- $Q_i(t)$:時刻 t における大気への核種 i の放出率 (Bq/s)
- λ_i :核種 i の崩壊定数 (s⁻¹)

(ロ) 地表面への沈着速度

放射性物質の地表面への沈着評価では、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 4-29 に示す。

沈着速度は、有機よう素は NRPB-R322*1 を参考として 0.001cm/s、有機よう素以外は NUREG/CR-4551*2 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 倍として、有機よう素は 0.004cm/s、有機よう素以外は 1.2cm/s を設定する。

注記*1: NRPB-R322-Atmospheric Dispersion Modelling Liaison Committee Annual Report, 1998-99

注記*2: J.L. Sprung 等: Evaluation of severe accident risks: quantification of major input parameters, NUREG/CR-4551 Vol.2 Rev.1 Part 7, 1990

ロ. 線量計算

(イ) 線源強度

炉心の著しい損傷が発生した場合に、大気中へ放出され制御建屋屋上及び制御建屋周囲の地表面に沈着した放射性物質を線源とし、線源は制御建

屋屋上及び制御建屋周囲の地表面に均一分布しているものとする。

評価に使用する積算線源強度を算出し、大気中へ放出され制御建屋屋上及び制御建屋周囲の地表面に沈着した放射性物質によるガンマ線を複数のガンマ線エネルギー範囲(エネルギー群)に区別して計算する。事故後7日間のグランドシャインガンマ線の積算線源強度を表4-30及び表4-31に示す。

(ロ) 幾何条件

グランドシャインガンマ線評価モデルを図4-32に示す。グランドシャインガンマ線の線源は、制御建屋屋上と制御建屋周囲の地表面に沈着した放射性物質である。なお、地表面の線源の大きさは2000m×2000m*とし、高さは保守的に評価点の高さと同じ高さとする。中央制御室しゃへい壁で考慮する天井及び壁は、公称値からマイナス側許容差(-5mm)を引いた値とする。

注記* : JAEA-Technology 2011-026「汚染土壤の除染領域と線量低減効果の検討」において評価対象から400m離れた位置の線源が及ぼす影響度は1%以下である。これより、保守的に評価点から片側1000mまで線源領域とし、グランドシャインガンマ線を面線源からの被ばくと想定する場合は、全体の線源領域として2000m×2000mを設定する。

(ハ) 評価点

評価点は、地表面の線源からのグランドシャインガンマ線と制御建屋屋上の線源からのグランドシャインガンマ線のそれぞれに対し評価結果が最も大きくなる箇所を選定し、図4-33に示す位置とする。

(ニ) 計算コード

グランドシャインガンマ線は、QAD-CGGP2Rコードを用い評価する。

(d) 被ばく経路③ 外気から室内に取り込まれた放射性物質による被ばく

評価期間中に大気中へ放出された放射性物質の一部は外気から中央制御室内に取り込まれる。中央制御室内に取り込まれたガンマ線による外部被ばく及び吸入摂取による内部被ばくの和として実効線量を評価する。

中央制御室内の放射性物質濃度の計算に当たっては、以下に示す中央制御室換気系設備等の効果を考慮して評価を実施する。中央制御室換気系設備等条件を表4-32に示す。

イ. 中央制御室換気空調系の起動時間については、全交流電力電源喪失及び電源回復操作並びに現場での手動による隔離弁開操作を想定した起動遅れ(事

故発生後30分)を考慮し、流量8000m³/hの中央制御室再循環送風機の起動を想定する。

ロ. 「3.4 資機材, 要員の交替等」に示すとおり, 炉心損傷が予測される状態となった場合又は炉心損傷の徴候が見られた場合は, 全面マスク等を着用するため, 一部の期間についてマスク着用しているものとして評価する。このとき, 事故後1日目のみマスクの除染係数は1000とし, それ以外はマスクの除染係数は50とする。

ハ. 格納容器ベント時の運転員の被ばくを低減する対策として, 中央制御室内に中央制御室待避所を設置する。ベント実施時には中央制御室待避所内に待避する。また, 中央制御室待避所内は空気ボンベにより10時間加圧する。

被ばく評価に使用する中央制御室待避所による減衰率は, 事故時の中央制御室バウンダリ内の放射能濃度を用いて, QAD-CGGP2Rコードにより計算する。

	中央制御室待避所 (コンクリート cm)
減衰率	2×10^{-2}

b. 入退域時の被ばく

(a) 被ばく経路④ 建屋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

炉心の著しい損傷が発生した場合の直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に使用する線源強度は被ばく経路①の評価と同一であり, 同様な手法で評価する。また, 格納容器ベントを実施した場合は, 原子炉格納容器フィルタベント系の屋外配管に付着した放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばくも上記と同様な手法で実効線量を評価する。

(b) 被ばく経路⑤ 大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による外部被ばく

入退域時におけるクラウドシャインガンマ線による外部被ばくの評価手法は, 被ばく経路②と同様であるが, 入退域時は中央制御室しゃへい壁を移動するため, 中央制御室しゃへい壁を含めた建屋壁のガンマ線の遮蔽効果を考慮しない。放射性物質の吸入による内部被ばく評価手法は, 被ばく経路③と同様であるが, 入退域時は中央制御室外を移動するため, 大気中の放射性物質の吸入摂取による内部被ばくを計算する。また, グランドシャインガンマ線による外部被ばくの評

価方法は、被ばく経路②と同様であるが、入退域時は中央制御室しゃへい壁外を移動するため、中央制御室しゃへい壁のガンマ線の遮蔽効果は考慮しない。異なる条件を以下に示す。

① 大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質を線源とし、線源は地表面に均一分布しているものとする。

なお、評価に使用する積算線源強度は、入退域時の評価点である制御建屋出入口及び出入管理所それぞれについて算出する。グランドシャインガンマ線の評価に使用する線源強度を表4-33から表4-36に示す。

② 各建屋によるグランドシャインガンマ線の遮蔽効果を期待しない。入退域時の被ばく評価時におけるグランドシャインガンマ線評価モデルを図4-34に示す。

③ 評価点は図4-34に示す線源領域の中心上とする。

(4) 被ばく評価結果

炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性に係る各班直毎の被ばく評価結果を下表に示す。各班直毎の被ばく経路の明細を、代替循環冷却系による事象の収束を想定した場合を表4-37(マスク着用あり)、表4-38(マスク着用なし)に、格納容器ベントの実施を想定する場合を表4-39(マスク着用あり)、表4-40(マスク着用なし)に示す。また、各班7日間の被ばく評価結果を、代替循環冷却系による事象の収束を想定した場合を表4-41(マスク着用あり)、表4-42(マスク着用なし)に、格納容器ベントの実施を想定する場合を表4-43(マスク着用あり)、表4-44(マスク着用なし)に示す。

これに示すように、炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の運転員に及ぼす実効線量は、マスク着用の防護措置を講じる場合で約51mSvである。

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

(代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合 マスク着用あり)

(単位：mSv)

	実効線量							合計
	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	
A班	約6.2	約2.7	約1.4		約1.3	約1.2		約13
B班	約5.3		約1.9	約1.5			約0.87	約9.5
C班								0
D班	約46	約2.9			約1.1	約1.2	約0.47	約51
E班			約1.6	約1.6	約0.92		約1.3	約5.3

(代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合 マスク着用なし)

(単位：mSv)

	実効線量							合計
	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	
A班	約7.1	約4.8	約2.3		約3.2	約2.9		約21
B班	約6.0		約3.8	約3.5			約2.0	約16
C班								0
D班	約520	約4.6			約2.4	約3.1	約1.2	約530
E班			約3.0	約3.8	約1.8		約2.9	約12

(格納容器ベント系を用いて事象を収束する場合 マスク着用あり)

(単位：mSv)

	実効線量							合計
	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	
A班	約6.2	約21	約1.4		約1.1	約0.84		約31
B班	約5.3		約1.8	約1.4			約0.65	約9.0
C班								0
D班	約46	約2.9			約0.88	約0.84	約0.34	約51
E班			約1.6	約1.3	約0.79		約0.98	約4.6

(格納容器ベント系を用いて事象を収束する場合 マスク着用なし)

(単位：mSv)

	実効線量							合計
	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	
A班	約7.1	約25	約2.0		約1.6	約1.2		約37
B班	約6.0		約3.0	約2.4			約0.75	約13
C班								0
D班	約520	約4.7			約1.2	約1.1	約0.39	約520
E班			約2.7	約2.2	約0.97		約1.2	約7.0

4.2 酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価

4.2.1 設計基準事故時における中央制御室内酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価方針

(1) 評価の概要

技術基準規則第38条第5項の解釈13に規定する「換気設備の隔離その他の適切な防護装置」として、中央制御室換気空調系は、外気から遮断する事故時運転モードとすることができる。

事故時運転モードにより、中央制御室への空気の取込みを一時的に停止した場合の室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が、事故対策のための活動に支障がない濃度であることを確認する。

本評価における滞在人数、体積、評価期間等は、被ばく評価条件を参考に、保守的な結果となるよう設定する。また、酸素消費量、二酸化炭素吐出し量等は、中央制御室内にとどまる運転員の活動状況等を想定し、設定する。

(2) 酸素及び二酸化炭素許容濃度の設定

酸素及び二酸化炭素許容濃度は、表4-45に示すとおり、中央制御室内で想定される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。

中央制御室の許容酸素濃度は、労働安全衛生法酸素欠乏症等防止規則に定める18 vol%以上、許容二酸化炭素濃度は、労働安全衛生規則に記載の「坑内の作業場における炭酸ガス濃度を、一・五パーセント以下としなければならない。」に余裕をみて1.0 vol%以下とする。

(3) 酸素及び二酸化炭素濃度の計算

中央制御室内の事故時の滞在人数及び酸素消費量及び二酸化炭素吐出し量等は、中央制御室内にとどまる運転員の活動状況等を想定し、呼吸率等を踏まえ、中央制御室換気空調系隔離時の酸素濃度及び二酸化炭素濃度を以下の計算式を基に計算する。

中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価条件を表4-46に示す。

中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価モデルを図 4-38に示す。

各室の酸素濃度/二酸化炭素濃度を算出する式を以下に示す。

室XにおけるY秒後の酸素/二酸化炭素濃度 C_{XY} を、酸素/二酸化炭素収支バランス式を用いて単位時間毎に計算することにより、経時変化を求める。通常時、空調停止時、事故時運転モード時（外気遮断、又は少量外気取入）における中央制御室の酸素/二酸化炭素濃度は、評価開始1秒後を例として、以下で求められる。

$$C_{11} = \{C_{10} \times (V_1 + V_3) \div 100 + (Q_{SA1} \times C_{SA1} - Q_{RA1} \times C_{10} - Q_{EX1} \times C_{10}) \div 3600 \div 100 + Ge \times P \div 3600\} \div (V_1 + V_3) \times 100 \quad \dots \dots (4.17)$$

また中央制御室計算機室の酸素/二酸化炭素濃度は、評価開始1秒後を例として、以下で求められる。

$$C_{21} = \{C_{20} \times V_2 \div 100 + (Q_{SA2} \times C_{SA1} - Q_{RA2} \times C_{20} - Q_{EX2} \times C_{20}) \div 3600 \div 100\} \div V_2 \times 100 \quad \dots \dots (4.18)$$

ここで、

C_{XY} : 室 X における Y 秒後の酸素/二酸化炭素濃度 (vol%)
 但し、
 室 1 : 中央制御室
 室 2 : 中央制御室計算機室
 室 3 : 中央制御室待避所

$$C_{SA1} = \{C_{10} \times Q_{RA1} \div 100 + C_{20} \times Q_{RA2} \div 100 + C_{\text{外気}} \times Q_{OA} \div 100\} \div (Q_{RA1} + Q_{RA2} + Q_{OA}) \times 100 \quad \dots \dots (4.19)$$

4.2.2 設計基準事故時における中央制御室内酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価結果

(1) 酸素濃度

事故時に中央制御室換気空調系を外気から遮断した場合、酸素濃度が18%を下回るおそれがある場合には、中央制御室換気空調系を事故時運転モード（少量外気取入）とし、外気をフィルタにて浄化しながら取り入れ、中央制御室内の酸素濃度を改善する。

この場合において、事故時運転モード（少量外気取入）による酸素の供給量及び中央制御室内の運転員による酸素の消費量の比較により、室内の酸素濃度を確実に改善できる結果となった。

a. 評価条件

- ・換気風量 500 m³/h
- ・外気の酸素濃度 20.95%
- ・酸素消費量 0.066 m³/h/人
 （「空調調和・衛生工学便覧」における歩行時の呼吸量24L/min に基づき算出）
- ・在室人員 7 名
- ・空気流入はないものとする

b. 評価

事故時運転モード（少量外気取入）による酸素供給量

$$500 \text{ [m}^3\text{/h]} \times 0.2095 = 104.75 \text{ [m}^3\text{/h]}$$

中央制御室内の運転員による酸素の消費量

$$0.066 \text{ [m}^3\text{/h]} \times 7 \text{ [名]} = 0.462 \text{ [m}^3\text{/h]}$$

酸素供給量 > 酸素消費量であることから事故時運転モード（少量外気取入）

により、室内の酸素濃度を改善することが可能。

(2) 二酸化炭素濃度

事故時に中央制御室換気空調系を外気から遮断した場合、二酸化炭素濃度が1.0%を上回るおそれがある場合には、中央制御室換気空調系を事故時運転モード（少量外気取入）とし、外気をフィルタにて浄化しながら取り入れ、中央制御室内の二酸化炭素濃度を改善する。

この場合において、事故時運転モード（少量外気取入）による二酸化炭素の排気量及び中央制御室内の運転員による二酸化炭素の吐出量の比較により、室内の二酸化炭素濃度を確実に改善できる結果となった。

a. 評価条件

- ・換気風量 500 m³/h
- ・室内の二酸化炭素濃度 1.0%（二酸化炭素濃度の管理値）
- ・二酸化炭素吐出量 0.030 m³/h/人

（「空調調和・衛生工学便覧」における軽作業時の二酸化炭素吐出量）

- ・在室人員 7 名
- ・空気流入はないものとする

b. 評価

事故時運転モード（少量外気取入）による二酸化炭素排気量

$$500 \text{ [m}^3\text{/h]} \times 0.01 = 5 \text{ [m}^3\text{/h]}$$

中央制御室内の運転員による二酸化炭素吐出量

$$0.030 \text{ [m}^3\text{/h]} \times 7 \text{ [名]} = 0.210 \text{ [m}^3\text{/h]}$$

二酸化炭素排気量 > 二酸化炭素吐出量であることから事故時運転モード

（少量外気取入）により、室内の二酸化炭素濃度を改善することが可能。

4.2.3 炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室内酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価方針

(1) 評価の概要

技術基準規則第74条の解釈に規定する「運転員がとどまるために必要な設備」として、中央制御室換気空調系は、外気から遮断する事故時運転モードとすることができる。

事故時運転モードにより、中央制御室への空気の入込みを一時的に停止した場合の室内酸素濃度及び二酸化炭素濃度が、事故対策のための活動に支障がない濃度である事を確認する。

本評価における滞在人数、体積、評価期間等は、被ばく評価条件を参考に、保守的な結果となるよう設定する。また酸素消費量、二酸化炭素吐出し量等は、設計基準事故時の評価と同様に、中央制御室内にとどまる運転員の活動状況等を想定し、評価する。

(2) 酸素及び二酸化炭素許容濃度の設定

酸素及び二酸化炭素許容濃度は、設計基準事故時の評価と同様に、表4-45に示すとおり、中央制御室内で想定される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。

(3) 酸素及び二酸化炭素濃度の計算

中央制御室内の事故時の滞在人数、酸素消費量、二酸化炭素吐出し量等は室内にとどまる運転員の活動状況等を想定し、呼吸率等を踏まえ、中央制御室換気空調系隔離時の酸素濃度及び二酸化炭素濃度を設計基準事故時の評価と同様に計算する。

ただし、本評価においては、事故後 0.5 時間のファンの停止を想定し、事故後 0.5 時間以降はファンの運転を想定する。中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価条件を表4-46に示す。

4.2.4 炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室内酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価結果

(1) 酸素濃度

a. 事故後0.5 時間

計算の結果、0.5 時間後の酸素濃度は、20.9 vol%となる。

b. 0.5 時間～7 日間

計算の結果、中央制御室換気系隔離時の被ばく評価上の使用期間における酸素濃度は約 19.5 vol%となり、限られた労働環境における許容基準濃度である 18 vol%以上を満足しているため中央制御室での作業環境に影響を与えないと評価する。

(2) 二酸化炭素濃度

a. 事故後0.5 時間

計算の結果、0.5 時間後の二酸化炭素濃度は、0.04 vol%となる。

b. 0.5 時間～7 日間

計算の結果、中央制御室換気空調系隔離時の被ばく評価上の使用期間における二酸化炭素濃度は 0.67 vol%となり、「労働安全衛生規則」に余裕を考慮（坑内の炭酸ガス濃度の基準 1.5%に余裕を考慮）した 1.0 vol%以下を満足しているため中央制御室での作業環境に影響を与えないと評価する。

4.2.5 炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室待避所内酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価方針

(1) 評価の概要

中央制御室待避所加圧設備（空気ポンプ）による加圧を実施した場合において、中央制御室待避所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない濃度であることを評価する。

本評価における滞在人数、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、中央制御室の評価と同様に加圧設備の使用時における中央制御室待避所内にとどまる要員の活動状況等を想定し、設定する。

(2) 酸素及び二酸化炭素許容濃度の設定

酸素及び二酸化炭素許容濃度は、中央制御室の評価と同様に、表4-45に示すとおり、中央制御室待避所で想定される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。

中央制御室待避所加圧設備（空気ポンプ）による加圧は、希ガス等の放射性物質を含む外気が中央制御室待避所内に侵入しないように実施する防護措置であり、加圧時は、中央制御室待避所内を密閉するという限られた環境である。このため、中央制御室の評価条件と同様に、許容酸素濃度は、労働安全衛生法酸素欠乏症等防止規則に定める18 vol%以上、許容二酸化炭素濃度は、労働安全衛生規則に記載の「坑内の作業場における炭酸ガス濃度を、一・五パーセント以下としなければならない。」に余裕をみて1.0 vol%以下を設計値とする。

(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

中央制御室待避所内を加圧し、中央制御室待避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。中央制御室待避所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度計算条件を表4-47に示す。

なお、被ばく評価にて、原子炉格納容器フィルタベント系使用開始から10時間までポンプにて加圧した中央制御室待避所内に滞在することとしているため、加圧時間は10時間とする。

時間連続で空気ポンプにて加圧する場合において、中央制御室待避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. 中央制御室待避所内の正圧維持

(a) 目標圧力の設定

中央制御室待避所は、配置上、風の影響を直接受けない屋内に設置されているため、中央制御室待避所内へのインリークは、隣接区画との温度差によるものが考えられる。

炉心の著しい損傷が発生した場合の室内の温度を、中央制御室のある制御建屋の設計最高温度 40.0℃、隣接区画を設計最低温度-4.9℃と仮定すると、中央制御室待避所の階層高さは最大 3.3m であることから、温度の影響を無視できる圧力差を下式により計算する。

$$\begin{aligned} \Delta P &= \{(-4.9^{\circ}\text{Cの乾き空気の密度}) - (+40.0^{\circ}\text{Cの乾き空気の密度})\} \times (\text{階層高さ}) \\ &= (1.316 - 1.127) \times 3.3 \\ &= 0.189 \times 3.3 \\ &= 0.6237 \text{ (kg/m}^3\text{)} \\ &\approx 7.0 \text{ (Pa)} \end{aligned}$$

計算の結果、温度の影響を無視できる圧力差は約 7.0Pa であるが、余裕を見込み、目標圧力は 20 Pa[gage]に設定する。

(b) 必要最低換気量

中央制御室待避所内に供給する換気量は、次項に示す酸素濃度維持及び二酸化炭素濃度抑制に必要な最低換気流量として 30.0m³/h に設定するとともに、30.0m³/h の流量を流した場合、目標圧力に達し正圧維持を可能とする設計とする。

b. 中央制御室待避所内酸素濃度維持

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。

$$Q = \frac{k}{P_1 - P_0} \quad \dots \dots \dots (4.20)$$

- Q : 必要換気流量 (m³/h)
- k : 酸素消費量 (m³/h)
- P₁ : 初期酸素濃度 (vol%)
- P₀ : 許容酸素濃度 (vol%)

計算の結果、必要な最低換気流量は 9.0m³/h となる。

c. 中央制御室待避所内二酸化炭素濃度抑制

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。

$$L = \frac{M}{C - C_0} \quad \dots \dots \dots (4.21)$$

- L : 必要換気流量 (m³/h)
- M : 二酸化炭素発生量 (m³/h)
- C : 許容二酸化炭素濃度 (vol%)
- C₀ : 初期二酸化炭素濃度 (vol%)

計算の結果、必要な最低換気流量は 27.2m³/h となる。

(2) 酸素濃度及び二酸化炭素濃度の計算

中央制御室待避所内空気の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、以下の計算式を基に計算する。

中央制御室待避所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価条件を表4-47に示す。

$$C_{31} = \left\{ C_{30} \times V_3 \div 100 + (Q_{加圧} \times C_{外気} - Q_{加圧} \times C_{30}) \div 3600 \div 100 + G_e \times P \div 3600 \right\} \div V_3 \times 100 \quad \dots \dots (4.22)$$

ここで、

- C_{XY} : 室 X における Y 秒後の酸素/二酸化炭素濃度 (vol%)
- 但し、
- 室 1 : 中央制御室
- 室 2 : 中央制御室計算機室
- 室 3 : 中央制御室待避所

$$C_{SA1} = \left\{ C_{10} \times Q_{RA1} \div 100 + C_{20} \times Q_{RA2} \div 100 + C_{外気} \times Q_{OA} \div 100 \right\} \div (Q_{RA1} + Q_{RA2} + Q_{OA}) \times 100 \quad \dots \dots (4.23)$$

4.2.6 炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室待避所内酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価結果

(1) 酸素濃度維持及び二酸化炭素濃度抑制に必要な流量

空気ポンベからの流量を30.0m³/hとすれば、空気ポンベによる加圧10時間後の酸素濃度は20.16vol%，二酸化炭素濃度は0.793vol%となり、中央制御室待避所内の正圧維持並びに労働安全衛生法に定める酸素濃度及び二酸化炭素濃度の許容濃度である18vol%以上及び1.0vol%以下をそれぞれ満足することができる。

(2) 必要空気ポンベ本数

4.2.5節の炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室待避所内酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価方針より、必要な空気ポンベ本数は、1個当たりの空気容量が46.7Lのもので、使用量を7.5m³/本とした場合、40個程度となる。なお、中央制御室待避所内を加圧するために必要な容量を確保するだけでなく、故障時及び保守点検による待機除外を考慮した予備を確保する。

4.3 中央制御室の居住性評価のまとめ

中央制御室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、中央制御室の居住性を確保できると評価する。

5. 熱除去の検討

熱除去の検討では、伝熱理論に基づいた解析手法により遮蔽体中の温度上昇が最も厳しい箇所において評価する。

5.1 中央制御室しゃへい壁の入射線量の設定方法

中央制御室しゃへい壁の表面に入射するガンマ線は、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、グラウンドシャインガンマ線及び外気から室内に取り込まれた放射性物質からのガンマ線がある。遮蔽体表面に入射するガンマ線はグラウンドシャインガンマ線とクラウドシャインガンマ線が支配的であるため、グラウンドシャインガンマ線とクラウドシャインガンマ線の入射線量を設定する。

評価点は各被ばく経路において入射線量が最大となる位置とする。

5.2 温度上昇の計算方法

遮蔽体は主にコンクリートで構成されており、評価上、コンクリートのみとして評価する。炉心の著しい損傷が発生した場合における7日間積算の各被ばく経路に基づく、中央制御室しゃへい壁への入射線量は約5.7 Gyであり、当該入射線量から中央制御室しゃへい壁表面の7日間積算のガンマ発熱量を求めると、約 1.2×10^{-5} kJ/cm³*1となる。これによる温度上昇は、次式で算出する。

$$\Delta T = Q \times 1000 / (c \cdot \rho) \quad \dots \dots (4.24)$$

ΔT	: 温度上昇 (°C)
Q	: 7 日間積算のガンマ発熱量 (約 1.2×10^{-5} (kJ/cm ³))
c	: コンクリートの比熱 (1.05 (kJ/ (kg・°C)) *2)
ρ	: コンクリートの密度 (2.15 (g/cm ³))

これにより、中央制御室しゃへい壁の外側及び内側表面の熱伝達を保守的に断熱状態としても、遮蔽体（コンクリート）の温度上昇は0.01°C以下となる。

注記*1：入射線量及びコンクリートの密度より算出（5.7 (J/kg) × 2.15 (g/cm³)

*2：2007年制定 コンクリート標準示方書【設計編】，土木学会

5.3 温度上昇のまとめ

中央制御室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0.01°C以下となり、「遮蔽設計基準等に関する現状調査報告（1977年，日本原子力学会）」において示されているガンマ線に対するコンクリート温度制限値（内部最高温度177°C／周辺最高温度149°C）以下であることを確認した。

表4-1 評価事象に係る条件

項目	評価条件	選定理由	備考
事故の 評価期間	[設計基準事故時] 事故後 30 日間	被ばく評価手法(内規)に 基づき設定	被ばく評価手法(内規) 解説 3.2 評価期間は、事 故発生後 30 日間とする。
	[炉心の著しい損傷が発 生した場合] 事故後 7 日間	解釈に基づき評価期間を 設定	審査ガイド 3. (解釈より抜粋) 第 74 条 (原子炉制御室) 1 b)④ 判断基準は、運転 員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと。
評価事象	[設計基準事故時] 原子炉冷却材喪失 (仮想事故相当) 外部電源喪失を考慮する	設置許可を受けた際の評 価結果を参考に、それら の設計基準事故の中から 放射性物質の放出の拡大 の可能性がある事故とし て、原子炉格納容器内放 出に係る事故は「原子炉 冷却材喪失」を、格納容 器外放出に係る事故は 「主蒸気管破断」を選定 し、これらの事故につい て放射性物質の放出量が より多くなる仮想事故相 当のソースタームを想定 大気中への放射性物質の 放出量の観点から、外部 電源がない場合の方がよ り難しい	被ばく評価手法(内規) 4.1 原子炉冷却材喪失及 び主蒸気管破断を対象と する。原子炉冷却材喪失 及び主蒸気管破断は、一 方の事故で包絡できる場 合は、いずれかで代表し てもよい。 4.1.2(5) 事象発生と同時 に、外部電源は喪失する と仮定する。
	[設計基準事故時] 主蒸気管破断 (仮想事故相当) 外部電源喪失を考慮する		
	[炉心の著しい損傷が発 生した場合] 大破断LOCA時に高 圧炉心冷却及び低圧炉心 冷却に失敗する事故 全交流動力電源喪失を考 慮する。	被ばく評価においては、 中央制御室の居住性評価 を厳しくする観点から選 定、代替循環冷却系を使 用した場合と、格納容器 ベントを実施した場合を 想定する	審査ガイド 3. (解釈より抜粋) 第 74 条 (原子炉制御室) 1 b)① 設置許可基準規則 解釈第 37 条の想定する 格納容器破損モードのう ち、原子炉制御室の運転 員の被ばくの観点から結 果が最も厳しくなる事故 収束に成功した事故シー ケンスを想定すること。

表 4-2 炉内内蔵量計算条件

項目	評価条件	選定理由	備考
炉心熱出力	<p>[設計基準事故時] 2540MW (定格 2436MW の約 105%)</p> <p>[炉心の著しい損傷が発生した場合] 2436MW</p>	<p>[設計基準事故時] 定格値に余裕を見た値を設定</p> <p>[炉心の著しい損傷が発生した場合] 定格値</p>	<p>被ばく評価手法(内規) 4.1.1(1) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたとする。</p> <p>審査ガイド 4.3(1)a. 原子炉格納容器内への放射性物質の放出割合は、4.1(2)a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。</p>
運転時間	<p>[設計基準事故時] 2000 日</p> <p>[炉心の著しい損傷が発生した場合] 1 サイクル：10000h 2 サイクル：20000h 3 サイクル：30000h 4 サイクル：40000h 5 サイクル：50000h</p>	<p>[設計基準事故時] —</p> <p>[炉心の著しい損傷が発生した場合] 1 サイクル 13 ヶ月 (395 日) を考慮して、燃料の最高取出燃焼度に余裕を持たせ長めに設定</p>	—
取替炉心の燃料装荷割合	<p>[設計基準事故時] —</p> <p>[炉心の著しい損傷が発生した場合] 1 サイクル：0.229(200 本) 2 サイクル：0.229(200 本) 3 サイクル：0.229(200 本) 4 サイクル：0.229(200 本) 5 サイクル：0.084(72 本)</p>	<p>[設計基準事故時] —</p> <p>[炉心の著しい損傷が発生した場合] 取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定</p>	—

表 4-3 炉内内蔵量(原子炉冷却材喪失) (設計基準事故時)

核種グループ	炉内内蔵量(Bq) (gross 値)
希ガス	約 2.4×10^{19}
よう素	約 2.3×10^{19}

表 4-4 追加放出量(主蒸気管破断) (設計基準事故時)

核種グループ	追加放出量(Bq) (gross 値)
希ガス	約 1.5×10^{15}
ハロゲン等	約 1.1×10^{15}

表 4-5 炉内内蔵量(炉心の著しい損傷が発生した場合)

核種グループ	炉内内蔵量(Bq) (gross 値)
希ガス類	約 1.6×10^{19}
よう素類	約 2.1×10^{19}
Cs 類	約 8.4×10^{17}
Te 類	約 6.0×10^{18}
Ba 類	約 1.8×10^{19}
Ru 類	約 1.8×10^{19}
Ce 類	約 5.5×10^{19}
La 類	約 4.1×10^{19}

表 4-6 大気拡散条件(1/6)

項目	評価条件	選定理由	備考
<p>大気拡散 評価モデル</p>	<p>ガウスプルームモデル</p>	<p>気象指針を参考として、放射性雲は風下に直線的に流され、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</p>	<p>被ばく評価手法(内規) 5.1.1(1)a)1) 放射性物質の空气中濃度は、放出源高さ、風向、風速、大気安定度に応じて、空間濃度分布が水平方向、鉛直方向ともに正規分布になると仮定した次のガウスプルームモデルを適用して計算する。</p> <p>審査ガイド 4.2(2)a. 放射性物質の空气中濃度は、放出源高さ及び気象条件に応じて、空間濃度分布が水平方向及び鉛直方向ともに正規分布になると仮定したガウスプルームモデルを適用して計算する。</p>
<p>気象データ</p>	<p>女川原子力発電所における1年間の気象データ (2012.1~2012.12)</p> <p>(地上風を代表する地上高10m(標高70m)及び排気筒付近を代表する地上高71m(標高175m)の気象データ)</p>	<p>建屋影響を受ける大気拡散評価を行う場合は保守的に地上高10m(標高70m)の気象データを使用 排気筒からの放出の場合は、建屋影響を受けないため地上高71m(標高175m)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2012年1月~2012年12月の1年間の気象データを使用</p>	<p>被ばく評価手法(内規) 5.1.1(1)c) 風向、風速、大気安定度等の観測項目を、現地において少なくとも1年間観測して得られた気象資料を拡散式に用いる。</p> <p>5.1.1(2)d) 建屋影響は、放出源高さから地上高さに渡る気象条件の影響を受けるため、地上高さに相当する比較的低風速の気象データ(地上10m高さで測定)を採用するのは保守的かつ適切である。</p> <p>審査ガイド4.2(2)a. 風向、風速、大気安定度及び降雨の観測項目を、現地において少なくとも1年間観測して得られた気象資料を大気拡散式に用いる。</p>

表 4-6 大気拡散条件(2/6)

項目	評価条件	選定理由	備考
累積出現頻度	小さい方から 97%	気象指針を参考として、年間の相対濃度又は相対線量を昇順に並べ替え、累積出現頻度が 97%に当たる値を設定	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。 審査ガイド 4.2(2)c. 評価点の相対濃度又は相対線量は、毎時刻の相対濃度又は相対線量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%に当たる値とする。
建屋影響	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器フィルタベント系排気管：考慮する ・原子炉建屋ブローアウトパネル：考慮する ・タービン建屋ブローアウトパネル：考慮する ・排気筒：考慮しない 	<p>放出点から近距離の建屋の影響を受けるため、建屋による巻き込み現象を考慮</p> <p>排気筒については高さが周囲の建屋の 2.5 倍以上あるため巻き込みの影響を受けない</p>	<p>被ばく評価手法(内規) 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> <p>審査ガイド 4.2(2)a. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性評価で特徴的な放出点から近距離の建屋の影響を受ける場合には、建屋による巻き込み現象を考慮した大気拡散による拡散パラメータを用いる。</p>

表 4-6 大気拡散条件(3/6)

項目	評価条件	選定理由	備考													
<p>巻き込みを生じる代表建屋</p>	<p>【設計基準事故時】 (主蒸気管破断) 原子炉建屋ブローアウトパネルからの放出：原子炉建屋 タービン建屋ブローアウトパネルからの放出：タービン建屋</p> <p>【炉心の著しい損傷が発生した場合】 ・原子炉格納容器フィルタベント系排気管，原子炉建屋ブローアウトパネルからの放出：原子炉建屋</p>	<p>放出源から最も近く，巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋として選定 また，建屋投影面積が小さい方が保守的な結果を与えるため，単独建屋として設定</p>	<p>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。</p> <p>表 5.1 放射性物質の巻き込み対象とする代表建屋の選定例</p> <table border="1" data-bbox="1141 607 1468 1155"> <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 rowspan="2">BWR 型原子炉施設</td> <td>原子炉冷却材喪失</td> <td>原子炉建屋(建屋影響がある場合)</td> </tr> <tr> <td>主蒸気管破断</td> <td>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 rowspan="2">PWR 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>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> <p>審査ガイド 4.2(2)b. 巻き込みを生じる代表建屋 2) 巻き込みを生じる建屋として，原子炉格納容器、原子炉建屋、原子炉補助建屋、タービン建屋、コントロール建屋及び燃料取り扱い建屋等、原則として放出源の近隣に存在するすべての建屋が対象となるが，巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を代表建屋とすることは，保守的な結果を与える。</p>	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	原子炉建屋(建屋影響がある場合)	主蒸気管破断	原子炉建屋又はタービン建屋(結果が厳しい方で代表)	PWR 型原子炉施設	原子炉冷却材喪失	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	原子炉建屋(建屋影響がある場合)														
	主蒸気管破断	原子炉建屋又はタービン建屋(結果が厳しい方で代表)														
PWR 型原子炉施設	原子炉冷却材喪失	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														

表 4-6 大気拡散条件(4/6)

項目	評価条件	選定理由	備考
<p>放射性物質濃度の評価点</p>	<p>【中央制御室内】 中央制御室換気空調系給気口 中央制御室中心</p> <p>【入退域時】 出入管理所 制御建屋入口</p>	<p>【中央制御室内】 中央制御室換気空調系により事故時運転モード（少量外気取入）を前提とし、フィルタを通過した空気が直接室内へ流入すると設定するため、中央制御室換気空調系給気口を設定 また、インリークによって、評価期間中はフィルタを通らない空気が直接室内へ流入する場合についても、中央制御室換気空調系給気口を代表点として設定 地表に沈着した線源評価のための濃度評価点については、建屋の巻き込みの影響を受けるなど、中央制御室の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ同様であるので、中央制御室内の中心を代表点として設定</p> <p>【入退域時】 入退域時の移動経路に従った適切な評価点を設定</p>	<p>被ばく評価手法(内規) 【中央制御室内】 5.1.2(3)b)3) i) 建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、中央制御室の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ同様と考えられるので、評価点は厳密に定める必要はない。屋上面を代表とする場合、例えば中央制御室の中心点を評価点とするのは妥当である。 7.3.2(5)相対濃度 χ/Q の評価点は、外気取入れを行う場合は中央制御室の外気取入口とする。また、外気を遮断する場合は中央制御室の中心点とする。 【入退域時】 7.5.1(5)b)入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合、移動に伴って、複数の評価点を設定してもよい。 審査ガイド 【中央制御室内】 4.2(2)b. 放射性物質濃度の評価点 3) i) 建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ同様と考えられるので、評価点は厳密に定める必要はない。 【入退域時】 —</p>

表 4-6 大気拡散条件 (5/6)

項目	評価条件	選定理由	備考
<p>着目方位</p>	<p>中央制御室滞在時： 【原子炉格納容器フィルタベント系排気管】 中央制御室換気空調系給気口：5 方位 (SE, SSE, S, SSW, SW) 中央制御室中心：8 方位 (ENE, E, ESE, SE, SSE, S, SSW, SW) 【原子炉建屋ブローアウトパネル】 中央制御室換気空調系給気口：5 方位 (SE, SSE, S, SSW, SW) 中央制御室中心：6 方位 (ESE, SE, SSE, S, SSW, SW) 【タービン建屋ブローアウトパネル】 中央制御室換気空調系給気口：7 方位 (SSE, S, SSW, SW, WSW, W, WNW) 中央制御室中心：7 方位 (SSE, S, SSW, SW, WSW, W, WNW) 【排気筒】 中央制御室換気空調系給気口：1 方位 (ESE) 中央制御室中心：1 方位 (ESE)</p> <p>入退域時： 【原子炉格納容器フィルタベント系排気管】 出入管理所：4 方位 (SSW, SW, WSW, W) 制御建屋出入口：6 方位 (SSE, S, SSW, SW, WSW, W) 【原子炉建屋ブローアウトパネル】 出入管理所：4 方位 (SSW, SW, WSW, W) 制御建屋出入口：6 方位 (SSE, S, SSW, SW, WSW, W) 【タービン建屋ブローアウトパネル】 出入管理所：2 方位 (WSW, W) 制御建屋出入口：4 方位 (SW, WSW, W, WNW) 【排気筒】 出入管理所：1 方位 (SE) 制御建屋出入口：1 方位 (ESE)</p>	<p>原子炉建屋又はタービン建屋建屋後流での巻き込みが生じる条件としては、放出点と巻き込みが生じる建屋及び評価点との位置関係について、次に示す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屋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。</p> <p>(a) 放出源の高さが建屋の高さの 2.5 倍に満たない場合 (b) 放出源と評価点を結んだ直線と平行で放出源を風上とした風向について、放出源の位置が風向と建屋の投影形状に応じて定まる一定の範囲の中にある場合 (c) 評価点が巻き込みを生じる建屋の風下側にある場合建屋風下側の巻き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選定</p> <p>i) 放出点が評価点の風上にあること ii) 放出点から放出された放射性物質が、建屋の風下側に巻き込まれるような範囲に放出点が存在すること iii) 建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること</p>	<p>被ばく評価手法(内規) 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>審査ガイド 4.2(2)a. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、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 に示すように、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>

表 4-6 大気拡散条件 (6/6)

項目	評価条件	選定理由	備考
建屋投影面積	<p>[原子炉建屋ブローアウトパネルからの放出] 2050m² (原子炉建屋, 短手方向)</p> <p>[タービン建屋ブローアウトパネルからの放出] 1630m² (タービン建屋, 短手方向)</p> <p>[原子炉格納容器フィルタベント系排気管からの放出] 2050m² (原子炉建屋, 短手方向)</p>	<p>建屋投影面積は小さい方が厳しい結果となるため, 対象となる複数の方位の投影面積の中で最小面積として, 原子炉建屋の短手方向となる南(北)方向の断面積及びタービン建屋の短手方向となる東(西)方向の断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。</p>	<p>被ばく評価手法(内規) 5.1.2(3)d)1) 図 5.9 に示すとおり, 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の入力とする。 5.1.2(3)d)2) 建屋の影響がある場合の多くは複数の風向を対象に計算する必要があるため, 風向の方位ごとに垂直な投影面積を求める。ただし, 対象となる複数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ことは, 合理的であり保守的である。</p> <p>審査ガイド 4.2(2)b. 建屋投影面積 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。 2) 建屋の影響がある場合の多くは複数の風向を対象に計算する必要があるため, 風向の方位ごとに垂直な投影面積を求める。ただし, 対象となる複数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ことは, 合理的であり保守的である。</p>
形状係数	1/2	気象指針を参考として設定	<p>被ばく評価手法(内規) 5.1.1(2)b) 形状係数 c の値は, 特に根拠が示されるもののほかは原則として 1/2 を用いる。</p> <p>審査ガイド 4.2(2)a. 放射性物質の大気拡散の詳細は, 「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)」による。</p>

表 4-7 中央制御室内放射性物質濃度評価条件(1/3)

項目	評価条件	選定理由	備考
<p>事故時におけるフィルタを通した外気取り込み</p>	<p>[事故時運転モード] 少量外気取入</p> <p>[外気取り込み量] (少量取込時)500m³/h</p> <p>[事故時運転モードへの切替時間] 【設計基準事故時】 事故後 20分 【炉心の著しい損傷が発生した場合】 事故後 30分</p>	<p>事故後、中央制御室換気空調系による少量外気取入を前提とし、更に、中央制御室換気空調系を通過せずに直接室内に流入することを考慮する。</p>	<p>被ばく評価手法(内規) 7.3.2(1) 建屋の表面空気中から、次の a) 及び b) の経路で放射性物質が外気から取り込まれることを想定する。 a) 中央制御室の非常用換気空調によって室内に取り入れること b) 中央制御室内に直接、流入すること</p> <p>審査ガイド 4.2(2)e. 原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所の建屋の表面空気中から、次の二つの経路で放射性物質が外気から取り込まれることを仮定する。 一 原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所の非常用換気空調設備によって室内に取り入れること(外気取入) 二 原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所内に直接流入すること(空気流入)</p>
<p>中央制御室 バウンダリ 体積</p>	<p>8900m³</p>	<p>中央制御室、計算機室等の中央制御室換気空調系の処理対象となる区画の体積を合計して保守的に大きめに設定</p>	<p>被ばく評価手法(内規) 7.3.2(7)a) 中央制御室内への取り込み空気放射能濃度に基づき、空調システムの設計に従って中央制御室内の放射能濃度を求める。</p> <p>審査ガイド 4.2(2)e. 原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所内に取り込まれる放射性物質の空気流入量は、空気流入率及び原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所バウンダリ体積(容積)を用いて計算する。</p>

表 4-7 中央制御室内放射性物質濃度評価条件(2/3)

項目	評価条件	選定理由	備考
外部ガンマ線による全身に対する線量評価時の自由体積	8900m ³	中央制御室バウンダリ体積である約8866m ³ を保守的に切り上げて設定	被ばく評価手法(内規) 7.3.4(3)b) ガンマ線による被ばくの計算では、中央制御室と異なる階層部分のエンベロープについて、階層間の天井等による遮へいがあるので、中央制御室の容積から除外してもよい。 審査ガイド 4.2(2)e. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれる放射性物質の空気流入量は、空気流入率及び原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所バウンダリ体積(容積)を用いて計算する。
中央制御室チャコールエアフィルタによる除去効率	[設計基準事故時] 90%	設計値(90%以上)	被ばく評価手法(内規) 7.3.2(3) 中央制御室換気系フィルタの効率は、設計値又は管理値を用いる。 審査ガイド 4.2(1)a. ヨウ素類及びエアロゾルのフィルタ効率は、使用条件での設計値を基に設定する。 なお、フィルタ効率の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。
	[炉心の著しい損傷が発生した場合] 90%	設計値(90%以上)	
中央制御室換気系高性能エアフィルタによる除去効率	[炉心の著しい損傷が発生した場合] 99.9%	設計値(99.9%以上)	
中央制御室再循環フィルタ装置のフィルタ流量	8000m ³ /h	設計上期待できる値を設定	被ばく評価手法(内規) 7.3.2(7)a) 中央制御室内への取り込み空気放射能濃度に基づき、空調システムの設計に従って中央制御室内の放射能濃度を求める。 審査ガイド4.2(2)e. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急対策所内への外気取入による放射性物質の取り込みについては、非常用換気空調設備の設計及び運転条件に従って計算する。

表 4-7 中央制御室内放射性物質濃度評価条件(3/3)

項目	評価条件	選定理由	備考
空気流入率	1.0回/h	設計上期待できる値を設定	<p>被ばく評価手法(内規) 7.3(1)なお、中央制御室の空気流入率については、「原子力発電所の中央制御室の空気流入率測定試験手法」に従うこと。</p> <p>審査ガイド 4.2(1)b. 既設の場合では、空気流入率は、空気流入率測定試験結果を基に設定する。</p>

表 4-8 線量計算条件

項目	評価条件	選定理由	備考
線量換算係数	[設計基準事故時] よう素の吸入摂取に対して，成人実効線量換算係数を使用 I-131 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq I-132 : 3.1×10^{-10} Sv/Bq I-133 : 4.0×10^{-9} Sv/Bq I-134 : 1.5×10^{-10} Sv/Bq I-135 : 9.2×10^{-10} Sv/Bq	ICRP Publication 71 に基づく	—
	[炉心の著しい損傷が発生した場合] 成人実効線量換算係数を使用 (主な核種を以下に示す) I-131 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq I-132 : 3.1×10^{-10} Sv/Bq I-133 : 4.0×10^{-9} Sv/Bq I-134 : 1.5×10^{-10} Sv/Bq I-135 : 9.2×10^{-10} Sv/Bq Cs-134 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq Cs-136 : 2.8×10^{-9} Sv/Bq Cs-137 : 3.9×10^{-8} Sv/Bq 上記以外の核種は ICRP Pub. 71, 72 に基づく	ICRP Publication 71, 72 に基づく	
呼吸率	1.2m ³ /h	成人活動時の呼吸率を設定 ICRP Publication 71 に基づく	被ばく評価手法(内規) 7.3.3(4) 吸入摂取による運転員の内部被ばく線量は，次のとおり計算する。 $H_I = \int_0^T R \cdot H_\infty \cdot C_I(t) dt$ H _I : よう素の吸入摂取の内部被ばくによる実効線量(Sv) R : 呼吸率(成人活動時) (m ³ /s) H _∞ : よう素 (I-131) 吸入摂取時の成人の実効線量への換算係数(Sv/Bq) C _I (t) : 時刻 t における中央制御室内の放射能濃度 (I-131 等価量) (Bq/m ³) T : 計算期間(s)

表 4-9 大気中への放出量評価条件(原子炉冷却材喪失)(設計基準事故時)(1/2)

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法(内規)での記載
原子炉格納容器内に放出される放射性物質	炉内内蔵量に対して 希ガス：100% よう素：50%	被ばく評価手法(内規)に基づき設定。	4.1.1(2)b) 事象発生後、原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量は、炉心内蓄積量に対して希ガス100%、よう素50%の割合とする。
よう素の形態	無機よう素：90% 有機よう素：10%	同上	4.1.1(2)c) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、有機よう素は10%とし、残りの90%は無機よう素とする。
原子炉格納容器内での無機よう素の沈着する割合	50% (有機よう素及び希ガスは、沈着効果を見ない)	同上	4.1.1(2)d) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機よう素は、50%が原子炉格納容器内及び同容器内の機器等に沈着し、原子炉格納容器からの漏えいに寄与しないとする。有機よう素及び希ガスは、この効果を見ないとする。
サプレッションチェンバ内のプール水への分配	無機よう素：100 有機よう素：0 希ガス：0	同上	4.1.1(2)e) サプレッションプール水に無機よう素が溶解する割合は、分配係数で100とする。有機よう素及び希ガスは、この効果を見ないとする。
原子炉格納容器からの漏えい率	0.5%/日一定	原子炉格納容器からの漏えい率は、原子炉格納容器の設計漏えい率並びに原子炉格納容器内の圧力及び温度に対応した漏えい率に余裕を見込んで設定する。	4.1.1(2)f) 希ガス及びよう素は、原子炉格納容器からの漏えいを計算する。原子炉格納容器からの漏えいは、原子炉格納容器の設計漏えい率及び原子炉格納容器内の圧力に対応した漏えい率に余裕を見込んだ値とする。
非常用ガス処理系の起動時間	事故直後瞬時に起動	通常運転時に作動している原子炉建屋の常用換気系は、原子炉水位低、ドライウェル圧力高又は原子炉建屋放射能高の信号等により非常用ガス処理系に切り替えられる。	4.1.1(2)g) 原子炉建屋の非常用換気系等(フィルタを含む。)は、起動するまでの十分な時間的余裕を見込む。
非常用ガス処理系の容量	換気率：0.5回/日	設計上期待できる値を設定	4.1.1(2)g) 非常用換気系等の容量は、設計で定められた値とする。
非常用ガス処理系フィルタの除去効率	よう素用 チャコールフィルタ効率 95%	非常用ガス処理系の設計値(99%以上)に余裕を見込んだ値として設定	4.1.1(2)g) フィルタのよう素除去効率は設計値に余裕を見込んだ値とする。

表 4-9 大気中への放出量評価条件(原子炉冷却材喪失)(設計基準事故時)(2/2)

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法(内規)での記載
原子炉建屋原子炉棟内での放射性物質の自然減衰	考慮する	被ばく評価手法(内規)に基づき設定	4.1.1(2)g)原子炉建屋における沈着による放射性物質の除去効果は無視し、自然崩壊のみを考える。
再循環水の漏えいによる寄与	評価を省略する	非常用炉心冷却系により格納容器外へ導かれたサプレッションチェンバのプール水の漏えいによる放射性物質の放出量は、格納容器内気相部からの漏えいによる放出量に比べて十分小さく、有意な寄与はないためその評価を省略する。	4.1.1(2)h)ECCS が再循環モードで運転され、原子炉格納容器内の水が原子炉格納容器外に導かれる場合には、原子炉格納容器外において設計漏えい率に余裕を見込んだ漏えい率での再循環水の漏えいがあると仮定する。再循環水中には、事象発生直後、よう素の炉心内蓄積量の50%が溶解するとし、ECCS の再循環系から原子炉建屋に漏えいしたよう素の気相への移行率は5%、原子炉建屋内でのよう素の沈着率は50%と仮定する。
放出位置	排気筒	被ばく評価手法(内規)に基づき設定	4.1.1(2)i)原子炉格納容器から原子炉建屋内に漏えいした放射性物質は、原子炉建屋内非常用ガス処理系で処理された後、排気筒を経由して環境に放出されるとする。

表 4-10 大気中への放出量評価条件(主蒸気管破断)(設計基準事故時)(1/2)

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法(内規)での記載
冷却材中のよう素濃度	I-131 を $1.8 \times 10^3 \text{Bq/g}$ とし、それに応じ他のよう素の組成を拡散組成として考慮。蒸気相中のハロゲン濃度は、液相の濃度の 1/50 とする。	運転上許容される最大値として設定	4.1.2(7)b) 事象発生前の原子炉冷却材中の放射性物質の濃度は、運転上許容される I-131 の最大濃度に相当する濃度とし、その組成は拡散組成とする。蒸気相中のハロゲン濃度は、液相の濃度の 1/50 とする。
燃料棒から追加放出される放射性物質質量	I-131 を $7.4 \times 10^{13} \text{Bq}$ とし、それに応じ他のよう素及び希ガスの組成を平衡組成として考慮。希ガスについてはよう素の 2 倍とする。	先行炉等での実測値に基づく値に安全余裕を見込んで設定	4.1.2(7)c) 原子炉圧力の減少に伴う燃料棒からの追加放出量を、I-131 は先行炉等での実測データに基づく値に安全余裕を見込んだ値とし、その他の放射性物質はその組成を平衡組成として求める。希ガスはよう素の 2 倍の放出量とする。
主蒸気隔離弁閉止前に破断口より放出される放射性物質	追加放出された放射性物質の 1%	被ばく評価手法(内規)に基づき設定	4.1.2(7)d) 主蒸気隔離弁閉止前の燃料棒からの放射性物質の追加放出割合は、主蒸気隔離弁閉止前の原子炉圧力の低下割合に比例するとし、追加放出された放射性物質の 1% が破断口から放出する。
主蒸気隔離弁閉止後の燃料棒からの追加放出	主蒸気隔離弁閉止直後にすべて原子炉冷却材中に放出	被ばく評価手法(内規)に基づき設定	4.1.2(7)e) 主蒸気隔離弁閉止後の燃料棒からの放射性物質の追加放出は、主蒸気隔離弁閉止直後に、これらすべての放射性物質が瞬時に原子炉冷却材中へ放出する。
よう素の形態	有機よう素：10% 無機よう素：90%	被ばく評価手法(内規)に基づき設定	4.1.2(7)f) 燃料棒から放出されたよう素のうち、有機よう素は 10% とし、残りの 90% は無機よう素とする。
有機よう素が気相部に移行する割合	10% なお、希ガスはすべて瞬時に気相部へ移行	被ばく評価手法(内規)に基づき設定	4.1.2(7)f) 有機よう素のうち 10% は瞬時に気相部に移行する。 希ガスは、すべて瞬時に気相部に移行する。
有機よう素が分解したよう素、無機よう素及びよう素以外のハロゲンのキャリーオーバー割合	2%	被ばく評価手法(内規)に基づき設定	4.1.2(7)f) 残りのよう素及びその他のハロゲンが気相部にキャリーオーバーされる割合は、2% とする。

表 4-10 大気中への放出量評価条件(主蒸気管破断)(設計基準事故時)(2/2)

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法(内規)での記載
放射性物質の大気拡散	(主蒸気隔離弁閉止前) 蒸気雲の大きさ 半球状雲の体積 : $2.64 \times 10^6 \text{ m}^3$ 半球状雲の直径 : 216 m 移動速度 : 1 m/s	被ばく評価手法 (内規)に基づき設定	4.1.2(7)g 主蒸気隔離弁閉止前に放出された原子炉冷却材は、完全蒸発し、同時に放出された放射性物質を均一に含む蒸気雲になるとする。隔離弁閉止後に放出された放射性物質は、大気中に地上放散する。
主蒸気隔離弁漏えい率	120%/日 (一定)	弁 1 個当たりの漏えい率 (設計漏えい率の上限値 10%/日 (1 個当たり)) を基に、弁 1 個が閉止しないと仮定し、4 倍の余裕をみて設定した値	4.1.2(7)h 主蒸気隔離弁は、1 個が閉止しないと。閉止した隔離弁からは、蒸気が漏えいする。閉止した主蒸気隔離弁の漏えい率は設計値に余裕を見込んだ値とし、この漏えい率は一定とする。
原子炉圧力容器からサプレッションチェンバへの換気率	原子炉圧力容器気相体積の 100 倍/日	崩壊熱相当の蒸気がサプレッションチェンバ内のプール水中に移行する割合を等価的に表した値	4.1.2(7)i 主蒸気隔離弁閉止後は、残留熱除去系又は逃がし安全弁等を通して、崩壊熱相当の蒸気が、サプレッションプールに移行する。

表 4-11 大気中への放出量評価結果(事故後 30 日間積算)(設計基準事故)

想定事象	核分裂生成物		放出量(Bq)
原子炉冷却材喪失	希ガス (ガンマ線実効エネルギー 0.5MeV 換算値)		約 1.7×10^{16}
	よう素 (I-131 等価量-成人実効線量係数換算)		約 3.1×10^{14}
主蒸気管破断	希ガス+ハロゲン等 (ガンマ線実効エネルギー 0.5 MeV 換算値)	主蒸気隔離弁 閉止前	約 1.5×10^{13}
		主蒸気隔離弁 閉止後	約 2.0×10^{13}
	よう素 (I-131 等価量-成人実効 線量係数換算)	主蒸気隔離弁 閉止前	約 3.0×10^{11}
		主蒸気隔離弁 閉止後	約 4.6×10^{11}

表 4-12 大気拡散評価条件(設計基準事故時)

項目	評価条件	選 定 理 由	被ばく評価手法(内規)での記載
実効放出 継続時間	<p>【原子炉冷却材喪失】 希ガス：24時間 よう素：24時間 【主蒸気管破断】 希ガス及びハロゲン等 ：1時間 よう素：1時間</p>	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として設定	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。
放出源及び放出 源高さ	<p>【原子炉冷却材喪失】 排気筒 80m 【主蒸気管破断】 原子炉建屋または タービン建屋 ブローアウ トパネル 0m</p>	原子炉冷却材喪失は、排気筒から放出、主蒸気管破断は、保守的に地上放出として設定	<p>4.1.1(2)i) 原子炉格納容器から原子炉建屋内に漏えいした放射性物質は、原子炉建屋内非常用ガス処理系で処理された後、排気筒を経由して環境に放出されるとする。</p> <p>4.1.2(7)g) 主蒸気隔離弁閉止前に放出された原子炉冷却材は、完全蒸発し、同時に放出された放射性物質を均一に含む蒸気雲になるとする。隔離弁閉止後に放出された放射性物質は、大気中に地上放散する。</p>
大気拡散評価地 点及び評価距離	<p>【原子炉冷却材喪失】 中央制御室換気空調系の給 気口 評価距離：256m 中央制御室中心評価距離： 244m 出入管理所 評価距離：120m 制御建屋出入口 評価距離：198m 【主蒸気管破断】 中央制御室換気空調系の給 気口 評価距離：92m(R/B) 評価距離：89m(T/B) 中央制御室中心 評価距離：64m(R/B) 評価距離：64m(T/B) 出入管理所 評価距離：181m(R/B) 評価距離：200m(T/B) 制御建屋出入口 評価距離：87m(R/B) 評価距離：101m(T/B)</p>	放出源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として設定	<p>【中央制御室内】 5.1.2(3)b)3)i) 建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、中央制御室の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ一様と考えられるので、評価点は厳密に定める必要はない。屋上面を代表とする場合、例えば中央制御室の中心点を評価点とするのは妥当である。</p> <p>7.2(3) 相対線量D/Qの評価点は、中央制御室内の中心、操作盤位置等の代表点とする。室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としてもよい。</p> <p>7.3.2(5) 相対濃度 χ/Q の評価点は、外気取入れを行う場合は中央制御室の外気取入口とする。また、外気を遮断する場合は中央制御室の中心点とする。</p> <p>【入退域時】 7.5.1(5)b) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合、移動に伴って、複数の評価点を設定してもよい。</p>

表 4-13 相対濃度及び相対線量の評価結果(原子炉冷却材喪失)(設計基準事故)

評価対象	評価点	評価距離 (m)	相対濃度 χ/Q (s/m ³)	相対線量 D/Q (Gy/Bq)
室内作業時	中央制御室換気 空調系給気口	約 256	約 1.4×10^{-6}	—
室内作業時	中央制御室中心	約 244	—	約 5.7×10^{-20}
入退域時	出入管理所	約 120	約 1.4×10^{-6}	約 7.5×10^{-20}
入退域時	制御建屋出入口	約 198	約 1.4×10^{-6}	約 5.7×10^{-20}

表 4-14 相対濃度及び相対線量の評価結果(主蒸気管破断)(設計基準事故)

評価対象	評価点	評価距離 (m)	相対濃度 χ/Q (s/m ³)	相対線量 D/Q (Gy/Bq)
室内作業時	中央制御室換気空 調系給気口	約 89	約 2.0×10^{-3}	—
室内作業時	中央制御室中心	約 64	—	約 7.0×10^{-18}
入退域時	出入管理所	約 181	約 9.9×10^{-4}	約 4.4×10^{-18}
入退域時	制御建屋出入口	約 87	—	約 6.0×10^{-18}
		約 101	約 1.5×10^{-3}	—

表 4-15 運転員交替考慮条件(設計基準事故時)

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	被ばく評価手法(内規)での記載
中央制御室滞在 時間割合	0.27870	運転員の勤務形態として5直3交替とし、事故時には放射線管理上の措置として被ばく線量の平均化が図られることを仮定した滞在時間割合として設定	7.1.1(1)e) 中央制御室内の滞在期間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。
入退域 所要時間割合	0.01111	<p>運転員の勤務形態として5直3交替とし、事故時には放射線管理上の措置として被ばく線量の平均化が図られることを仮定した入退域所要時間割合として設定</p> <p>入退域1回あたり、入退域の経路に沿って、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 出入管理所に7分 ・ 制御建屋入口に5分とどまるものとして評価 	<p>7.4.1(1)d) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分する。</p> <p>7.4.1(1)e)2) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合、移動に伴って、複数の評価点を設定してもよい。</p>

表 4-16 原子炉冷却材喪失(仮想事故)時の原子炉建屋内の放射性物質からの
エネルギー群別ガンマ線積算線源強度(30日間積算値)

群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (-)	群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (-)
1	0.01	約 9.67×10^{16}	22	1.5	約 6.43×10^{19}
2	0.02	約 1.72×10^{15}	23	1.66	約 4.60×10^{18}
3	0.03	約 5.72×10^{17}	24	2.0	約 1.25×10^{19}
4	0.045	約 7.78×10^{14}	25	2.5	約 2.77×10^{19}
5	0.06	0.0	26	3.0	約 8.24×10^{17}
6	0.07	0.0	27	3.5	約 2.23×10^{16}
7	0.075	0.0	28	4.0	0.0
8	0.10	約 8.21×10^{21}	29	4.5	0.0
9	0.15	約 1.48×10^{18}	30	5.0	0.0
10	0.20	約 4.92×10^{19}	31	5.5	0.0
11	0.30	約 5.02×10^{20}	32	6.0	0.0
12	0.40	約 7.93×10^{20}	33	6.5	0.0
13	0.45	約 1.50×10^{19}	34	7.0	0.0
14	0.51	約 3.54×10^{19}	35	7.5	0.0
15	0.512	約 2.03×10^{18}	36	8.0	0.0
16	0.60	約 2.05×10^{20}	37	10.0	0.0
17	0.70	約 7.86×10^{20}	38	12.0	0.0
18	0.80	約 4.91×10^{20}	39	14.0	0.0
19	1.0	約 1.74×10^{20}	40	20.0	0.0
20	1.33	約 7.22×10^{19}	41	30.0	0.0
21	1.34	約 4.02×10^{16}	42	50.0	0.0

表 4-17 主蒸気管破断(仮想事故)時のタービン建屋内の放射性物質からの
エネルギー群別ガンマ線積算線源強度(30日間積算値)

群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (-)	群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (-)
1	0.01	約 1.50×10^{14}	22	1.5	約 3.99×10^{15}
2	0.02	約 1.33×10^{13}	23	1.66	約 5.20×10^{15}
3	0.03	約 5.99×10^{14}	24	2.0	約 6.33×10^{15}
4	0.045	約 1.42×10^{16}	25	2.5	約 2.10×10^{16}
5	0.06	0.0	26	3.0	約 1.49×10^{15}
6	0.07	0.0	27	3.5	約 7.08×10^{13}
7	0.075	0.0	28	4.0	約 2.31×10^{13}
8	0.10	約 9.27×10^{17}	29	4.5	約 8.63×10^{11}
9	0.15	約 2.36×10^{17}	30	5.0	0.0
10	0.20	約 2.46×10^{17}	31	5.5	0.0
11	0.30	約 1.94×10^{17}	32	6.0	0.0
12	0.40	約 3.76×10^{17}	33	6.5	0.0
13	0.45	約 8.34×10^{15}	34	7.0	0.0
14	0.51	約 2.40×10^{15}	35	7.5	0.0
15	0.512	約 1.15×10^{15}	36	8.0	0.0
16	0.60	約 6.65×10^{16}	37	10.0	0.0
17	0.70	約 4.70×10^{16}	38	12.0	0.0
18	0.80	約 4.73×10^{16}	39	14.0	0.0
19	1.0	約 2.08×10^{16}	40	20.0	0.0
20	1.33	約 2.11×10^{16}	41	30.0	0.0
21	1.34	約 8.54×10^{13}	42	50.0	0.0

表 4-18 中央制御室換気系設備等条件(設計基準事故時)

項目	評価条件	選 定 理 由	被ばく評価手法(内規)での記載
非常時運転モードへの切替時間	20分	運転員による手動隔離操作を仮定し、隔離操作に要する時間を十分見込んだ後に、事故時運転モードに切り替わるものとして設定	7.3.2(6)中央制御室の自動隔離を期待する場合には、その起動信号を明確にするとともに隔離に要する時間を見込む。また、隔離のために手動操作が必要な場合には、隔離に要する時間に加えて運転員が事故を検知してから操作を開始するまで10分以上の時間的余裕を見込んで計算する。

表4-19 原子炉冷却材喪失(仮想事故)時における中央制御室の運転員の実効線量の内訳

被ばく経路		実効線量 (mSv)			備考
		希ガスのガンマ線による外部被ばく	よう素の吸入による内部被ばく	合計	
室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	約 6.6×10^{-2}	—	約 6.6×10^{-2}	事故後30日まで5直3交替で室内作業を行うものとする。
	大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 9.2×10^{-2}	—	約 9.2×10^{-2}	
	室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	約 1.3×10^{-2}	約 4.5×10^{-1}	約 4.6×10^{-1}	
	小計	約 1.7×10^{-1}	約 4.5×10^{-1}	約 6.2×10^{-1}	
入退域時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	約 4.8×10^{-1}	—	約 4.8×10^{-1}	事故後30日まで5直3交替で入退域するものとする。入退域所要時間は、片道12分を仮定する。
	大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 1.3×10^{-2}	約 3.3×10^{-2}	約 4.5×10^{-2}	
	小計	約 5.0×10^{-1}	約 3.3×10^{-2}	約 5.3×10^{-1}	
合計		約 6.7×10^{-1}	約 4.8×10^{-1}	約1.2	

表 4-20 主蒸気管破断(仮想事故)時における中央制御室の運転員の実効線量の内訳

被ばく経路		実効線量 (mSv)			備考
		希ガスのガンマ線による外部被ばく	よう素の吸入による内部被ばく	合計	
室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	約 6.7×10^{-3}	—	約 6.7×10^{-3}	事故後30日まで5直3交替で室内作業を行うものとする。
	大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 1.8×10^{-2}	—	約 1.8×10^{-2}	
	室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	約 1.9×10^{-2}	約1.1	約1.1	
	小計	約 4.4×10^{-2}	約1.1	約1.2	
入退域時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	約 5.8×10^{-4}	—	約 5.8×10^{-4}	事故後30日まで5直3交替で入退域するものとする。 入退域所要時間は、片道12分を仮定する。
	大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 1.2×10^{-3}	約 4.1×10^{-2}	約 4.2×10^{-2}	
	小計	約 1.7×10^{-3}	約 4.1×10^{-2}	約 4.3×10^{-2}	
合計		約 4.5×10^{-2}	約1.2	約1.2	

表 4-21 大気中への放出量評価条件(炉心の著しい損傷が発生した場合)(1/4)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドの記載
評価事象	大破断 LOCA + HPCS 失敗 + 低圧 ECCS 失敗 + 全交流動力電源喪失	審査ガイドに示されたとおり、運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故シーケンスとして選定。	4.1(2)a. 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価では、格納容器破損防止対策の有効性評価で想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員又は対策要員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス(この場合、格納容器破損防止対策が有効に働くため、格納容器は健全である)のソースターム解析を基に、大気中への放射性物質放出量及び原子炉施設内の放射性物質存在量分布を設定する。
炉心熱出力	2436MW	定格熱出力	—
運転時間	1 サイクルあたり 10000 時間(約 416 日)	1 サイクル 13 ヶ月 (395 日)を考慮して設定	—
取替炉心の装荷割合	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	取替燃料炉心の燃料装荷割合に基づき設定	
炉心内蔵量	希ガス類 : 1.6×10^{19} Bq ヨウ素類 : 2.1×10^{19} Bq Cs 類 : 8.4×10^{17} Bq Te 類 : 6.0×10^{18} Bq Ba 類 : 1.8×10^{19} Bq Ru 類 : 1.8×10^{19} Bq Ce 類 : 5.5×10^{19} Bq La 類 : 4.1×10^{19} Bq (核種毎の炉心内蔵量を核種グループ毎に集約して記載)	「単位熱出力当たりの炉心内蔵量 (Bq/MW)」 × 「2436MW(定格熱出力)」 (単位熱出力当たりの炉心内蔵量 (Bq/MW) は、BWR 共通条件として、女川 2 号機と同じ装荷燃料(9×9 燃料)、運転時間(10000 時間)で算出した A BWR のサイクル末期の値を使用)。	4.3(1)a. 希ガス類、ヨウ素類、Cs 類、Te 類、Ba 類、Ru 類、Ce 類及び La 類を考慮する。
放出開始時間	原子炉格納容器漏えい : 事故発生直後(なお、放射性物質は、MAAP 解析に基づき事故発生約 5 分後から漏えい) 格納容器ベント : 事故発生から約 45 時間後 原子炉建屋原子炉棟漏えい : 事故発生直後 非常用ガス処理系による放出 : 事故発生から 70 分後	原子炉格納容器漏えい : MAAP 解析に基づく 格納容器ベント : MAAP 解析に基づく 原子炉建屋原子炉棟漏えい : 原子炉建屋原子炉棟の負圧達成までの期間 非常用ガス処理系による放出 : 原子炉建屋原子炉棟の負圧達成時刻	4.3(4)a. 放射性物質の大気中への放出開始時刻及び放出継続時間は、4.1(2)a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。
格納容器内 pH 制御の効果	考慮しない	原子炉格納容器内の pH 制御設備は、重大事故等対処設備と位置付けていないため考慮しない。	4.3(1)a. 原子炉格納容器内への放出割合の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。

表 4-21 大気中への放出量評価条件(炉心の著しい損傷が発生した場合)(2/4)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドの記載
原子炉圧力容器から原子炉格納容器に放出されるよう素の形態	粒子状よう素：5% 無機よう素：91% 有機よう素：4%	原子炉格納容器内のpH制御の効果に期待しないため、R. G. 1. 195 ^{*1} に基づき設定。	4. 3(1)a. 原子炉格納容器内への放出割合の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。
格納容器から原子炉建屋への漏えい率(希ガス, エアロゾル粒子及び有機よう素)	開口面積を原子炉格納容器の圧力に応じ設定。MAAP 解析上で、原子炉格納容器の圧力に応じ漏えい率が変化するものとした。 【開口面積】 1Pd以下:1.0Pdで0.9%/日 1~1.5Pd:1.5Pdで1.1%/日 1.5~2Pd:2.0Pdで1.3%/日 に相当する開口面積	MAAP 解析にて原子炉格納容器の開口面積を設定し格納容器圧力に応じ漏えい率が変化するものとし、原子炉格納容器の設計漏えい率(0.9Pdで0.5%/日)及びAECの式等に基づき設定	4. 3(3)e. 原子炉格納容器漏えい率は、4.1(2)aで選定した事故シーケンスの事故進展解析結果を基に設定する。
格納容器から原子炉建屋への漏えい率(無機よう素)	1Pd以下:0.9%/日 1~1.5Pd:1.1%/日 1.5~2Pd:1.3%/日	MAAP 解析, 原子炉格納容器の設計漏えい率, AECの式等に基づき設定	
原子炉格納容器からの漏えいに関する捕集効果(DF)	希ガス:1 エアロゾル粒子:10 無機よう素:1 有機よう素:1	粒子状物質に対しては、原子炉格納容器からの漏えいに関する捕集効果を考慮	—
原子炉格納容器内での粒子状放射性物質の除去効果	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器スプレイによる除去効果 自然沈着による除去効果 サプレッションチェンバ内のプール水でのスクラビングによる除去効果 上記をMAAP 解析で評価	選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定	4. 3(3)c. 原子炉格納容器スプレイの作動については、4.1(2)aで選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。 4. 3(3)d. 原子炉格納容器内の自然沈着率については、実験等から得られた適切なモデルを基に設定する。
格納容器内での有機よう素の除去効果	考慮しない	保守的に考慮しない	—
格納容器内での無機よう素の除去効果	自然沈着率： 9×10^{-4} (1/s) (格納容器内への積算放出量の1/200まで)	CSE 実験及び Standard Review Plan 6.5.2 ^{*2} に基づき設定	4. 3(3)d. 原子炉格納容器内の自然沈着率については、実験等から得られた適切なモデルを基に設定する。
	サプレッションプールのスクラビングによる除去効果：5	Standard Review Plan 6.5.5 ^{*3} に基づき設定	—

表 4-21 大気中への放出量評価条件(炉心の著しい損傷が発生した場合) (3/4)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドの記載
格納容器から原子炉建屋への漏えい割合	<p>格納容器ベントの実施を想定する場合： 停止時炉内内蔵量に対して、 希ガス類：約 2.2×10^{-2} よう素類：約 8.3×10^{-4} Cs 類：約 3.1×10^{-6} Te 類：約 6.3×10^{-7} Ba 類：約 2.5×10^{-7} Ru 類：約 3.1×10^{-8} La 類：約 2.5×10^{-9} Ce 類：約 6.3×10^{-9}</p> <p>代替循環冷却系を用いて事象を収束することを想定する場合： 停止時炉内内蔵量に対して、 希ガス類：約 6.0×10^{-2} よう素類：約 2.2×10^{-3} Cs 類：約 3.1×10^{-6} Te 類：約 6.2×10^{-7} Ba 類：約 2.5×10^{-7} Ru 類：約 3.1×10^{-8} La 類：約 2.5×10^{-9} Ce 類：約 6.2×10^{-9}</p>	<p>MAAP 解析結果及び NUREG-1465*4 の知見に基づき設定。</p> <p>よう素類についてはよう素の化学形態に応じた原子炉格納容器内での除去のされかたの違いを考慮。</p>	—
原子炉建屋原子炉棟の換気率	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋原子炉棟負圧維持期間以外：無限大[回/日] 原子炉建屋原子炉棟負圧維持期間：非常用ガス処理系を用いた場合の設計換気率 0.5[回/日]により屋外に放出 	<p>非常用ガス処理系により負圧維持していない期間は原子炉建屋原子炉棟内に放射性物質が保持されないものとした。</p> <p>非常用ガス処理系により負圧維持している期間は非常用ガス処理系を用いている場合の設計換気率を基に設定。</p>	—
非常用ガス処理系の起動時間	事故発生から 60 分後	運用を基に設定	—
非常用ガス処理系のフィルタ除去係数	希ガス：1 有機よう素：1 無機よう素：1 エアロゾル粒子：1	保守的に考慮しない	—

表 4-21 大気中への放出量評価条件(炉心の著しい損傷が発生した場合)(4/4)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドの記載
原子炉格納容器からベントラインへの流入割合	停止時炉内内蔵量に対して, 希ガス類: 約 9.5×10^{-1} よう素類: 約 3.0×10^{-2} Cs 類: 約 1.2×10^{-6} Te 類: 約 2.4×10^{-7} Ba 類: 約 9.4×10^{-8} Ru 類: 約 1.2×10^{-8} La 類: 約 9.4×10^{-10} Ce 類: 約 2.4×10^{-9}	MAAP解析結果 びNUREG-1465 ^{*4} の 知見に基づき設定 よう素類については, よう素の化学形態に 応じた原子炉格納容 器内での除去のされか たの違いを考慮。	4.3(4)a. 放射性物質の大気中への放出開始時刻及び放出継続時間は、4.1(2)aで選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。
原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置による除去係数	希ガス: 1 有機よう素: 50 無機よう素: 500 エアロゾル粒子: 1000	設計値に基づき設定	—
事故の評価期間	7日間	審査ガイドに基づき設定	3. (解釈より抜粋) 第74条(原子炉制御室) 1b)④判断基準は、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。

注記 *1: R.G. 1.195 “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological

Consequences of Design Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors”

*2: Standard Review Plan 6.5.2, “Containment Spray as a Fission Product Cleanup System”

*3: Standard Review Plan 6.5.5, “Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System”

*4: NUREG-1465, “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants”

表 4-22 大気中への放出量評価結果(事故後 7 日間積算) (炉心の著しい損傷が発生した場合)

(代替循環冷却系により事象を収束することを想定する場合)

核種グループ	停止時炉内内蔵量 [Bq] (gross 値)	放出放射エネルギー[Bq] (gross 値)	
		原子炉建屋原子炉棟からの放出 及び排気筒からの放出	
希ガス類	約 1.6×10^{19}	約 1.6×10^{17}	
よう素類	約 2.1×10^{19}	約 4.5×10^{15}	
Cs 類	約 8.4×10^{17}	約 2.5×10^{12}	
Te 類	約 6.0×10^{18}	約 2.7×10^{12}	
Ba 類	約 1.8×10^{19}	約 2.9×10^{12}	
Ru 類	約 1.8×10^{19}	約 4.2×10^{11}	
Ce 類	約 5.5×10^{19}	約 2.8×10^{11}	
La 類	約 4.1×10^{19}	約 7.5×10^{10}	

表 4-23 大気中への放出量評価結果(事故後 7 日間積算) (炉心の著しい損傷が発生した場合)

(格納容器ベントの実施を想定する場合)

核種グループ	停止時炉内内蔵量 [Bq] (gross 値)	放出放射エネルギー[Bq] (gross 値)	
		原子炉格納容器フィルタベント系を 経由した放出	原子炉建屋原子炉棟 からの放出及び排気筒 からの放出
希ガス類	約 1.6×10^{19}	約 4.6×10^{18}	約 8.9×10^{16}
よう素類	約 2.1×10^{19}	約 3.3×10^{15}	約 3.0×10^{15}
Cs 類	約 8.4×10^{17}	約 9.6×10^8	約 2.5×10^{12}
Te 類	約 6.0×10^{18}	約 6.7×10^8	約 2.7×10^{12}
Ba 類	約 1.8×10^{19}	約 6.3×10^8	約 2.9×10^{12}
Ru 類	約 1.8×10^{19}	約 1.3×10^8	約 4.2×10^{11}
Ce 類	約 5.5×10^{19}	約 7.9×10^7	約 2.8×10^{11}
La 類	約 4.1×10^{19}	約 2.0×10^7	約 7.5×10^{10}

表 4-24 大気拡散評価条件(炉心の著しい損傷が発生した場合)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
実効放出 継続時間	全放出源：1時間	保守的に最も短い実効放出継続時間を設定	4.2(2)c. 相対濃度は、短時間放出又は長時間放出に応じて、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計算する。
放出源及び放出 源高さ	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋漏えい：地上 0m ・排気筒からの放出：地上 80m ・原子炉格納容器フィルタベント系排気管からの放出：地上 36m 	排気筒放出は有効高さ及び原子炉格納容器フィルタベント系排気管からの放出は原子炉建屋屋上、地上放出時は地上高さを使用	4.3(4)b. 放出源高さは、4.1(2)aで選定した事故シーケンスに応じた放出口からの放出を仮定する。4.1(2)aで選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に、放出エネルギーを考慮してもよい。
大気拡散評価地点及び評価距離	<p>原子炉建屋漏えい 中央制御室給気口：92m 中央制御室中心：64m 制御建屋入口：87m 出入管理所：181m</p> <p>排気筒からの放出 中央制御室給気口：256m 中央制御室中心：244m 制御建屋入口：198m 出入管理所：120m</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系排気管からの放出 中央制御室空調系給気口：129m 中央制御室中心：100m 制御建屋入口：105m 出入管理所：178m</p>	放出源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として設定	<p>4.2(2)b. 放射性物質濃度の評価点</p> <p>2)i) 評価期間中も給気口から外気を取入れることを前提とする場合は、給気口が設置されている原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の表面とする。</p> <p>3)i) 建屋の巻き込みの影響を受けられる場合には、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ一様と考えられるので、評価点は厳密に定める必要はない。</p> <p>屋上面を代表とする場合、例えば原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の中心点を評価点とするのは妥当である。</p>

表 4-25 相対濃度及び相対線量の評価結果(炉心の著しい損傷が発生した場合)

放出源	評価点	相対濃度(s/m ³)	相対線量(Gy/Bq)
原子炉格納容器フィルタベント系排気管	中央制御室 換気空調系給気口	5.8×10^{-4}	4.6×10^{-18}
	中央制御室中心	8.6×10^{-4}	6.6×10^{-18}
	出入管理所	5.0×10^{-4}	4.3×10^{-18}
	制御建屋出入口	7.1×10^{-4}	5.6×10^{-18}
原子炉建屋 ブローアウトパネル	中央制御室 換気空調系給気口	1.3×10^{-3}	5.0×10^{-18}
	中央制御室中心	1.6×10^{-3}	6.3×10^{-18}
	出入管理所	9.9×10^{-4}	4.4×10^{-18}
	制御建屋出入口	1.5×10^{-3}	6.0×10^{-18}
排気筒	中央制御室 換気空調系給気口	2.8×10^{-6}	1.0×10^{-19}
	中央制御室中心	2.8×10^{-6}	1.0×10^{-19}
	出入管理所	4.0×10^{-6}	1.4×10^{-19}
	制御建屋出入口	2.8×10^{-6}	1.0×10^{-19}

表 4-26 運転員交替考慮条件(炉心の著しい損傷が発生した場合)

	中央制御室の滞在時間
1 直	21:30~9:00
2 直	8:40~16:50
3 直	16:30~21:50
2・3 直	8:40~21:50

	1 日目	2 目	3 日目	4 日目	5 日目	6 日目	7 日目
A班*	2	23	3	/	1	1	休
B班	3	/	1	1	休	休	2
C班	日勤						
D班	1	1	休	休	2	23	3
E班*	休	休	2	23	3	/	1

注記* : 1 : 1直, 2 : 2直, 3 : 3直, 23 : 2・3直,
休 : 休日, 日勤 : 事務所勤務日

表 4-27 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線評価に用いる原子炉建屋原子炉棟内の
エネルギー群別ガンマ線積算線源強度(代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合)

群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度(-)						
		24時間後 時点	48時間後 時点	72時間後 時点	96時間後 時点	120時間後 時点	144時間後 時点	168時間後 時点
1	0.01	約 1.2×10 ²⁰	約 3.2×10 ²⁰	約 5.2×10 ²⁰	約 7.0×10 ²⁰	約 8.8×10 ²⁰	約 1.0×10 ²¹	約 1.2×10 ²¹
2	0.02	約 1.3×10 ²⁰	約 3.5×10 ²⁰	約 5.7×10 ²⁰	約 7.8×10 ²⁰	約 9.8×10 ²⁰	約 1.2×10 ²¹	約 1.3×10 ²¹
3	0.03	約 7.1×10 ¹⁹	約 2.0×10 ²⁰	約 3.3×10 ²⁰	約 4.4×10 ²⁰	約 5.5×10 ²⁰	約 6.4×10 ²⁰	約 7.2×10 ²⁰
4	0.045	約 6.7×10 ²⁰	約 2.3×10 ²¹	約 4.1×10 ²¹	約 5.9×10 ²¹	約 7.6×10 ²¹	約 9.1×10 ²¹	約 1.1×10 ²²
5	0.06	約 1.8×10 ¹⁹	約 4.3×10 ¹⁹	約 6.5×10 ¹⁹	約 8.4×10 ¹⁹	約 1.0×10 ²⁰	約 1.2×10 ²⁰	約 1.3×10 ²⁰
6	0.07	約 1.2×10 ¹⁹	約 2.9×10 ¹⁹	約 4.3×10 ¹⁹	約 5.6×10 ¹⁹	約 6.8×10 ¹⁹	約 7.9×10 ¹⁹	約 8.9×10 ¹⁹
7	0.075	約 9.6×10 ¹⁹	約 3.3×10 ²⁰	約 6.0×10 ²⁰	約 8.7×10 ²⁰	約 1.1×10 ²¹	約 1.3×10 ²¹	約 1.6×10 ²¹
8	0.10	約 4.8×10 ²⁰	約 1.6×10 ²¹	約 3.0×10 ²¹	約 4.3×10 ²¹	約 5.6×10 ²¹	約 6.7×10 ²¹	約 7.8×10 ²¹
9	0.15	約 8.6×10 ¹⁸	約 1.8×10 ¹⁹	約 2.5×10 ¹⁹	約 3.1×10 ¹⁹	約 3.7×10 ¹⁹	約 4.2×10 ¹⁹	約 4.6×10 ¹⁹
10	0.20	約 1.5×10 ²⁰	約 2.9×10 ²⁰	約 3.3×10 ²⁰	約 3.5×10 ²⁰	約 3.6×10 ²⁰	約 3.6×10 ²⁰	約 3.7×10 ²⁰
11	0.30	約 3.0×10 ²⁰	約 5.8×10 ²⁰	約 6.7×10 ²⁰	約 7.0×10 ²⁰	約 7.1×10 ²⁰	約 7.2×10 ²⁰	約 7.3×10 ²⁰
12	0.40	約 2.8×10 ¹⁹	約 6.9×10 ¹⁹	約 1.1×10 ²⁰	約 1.6×10 ²⁰	約 2.0×10 ²⁰	約 2.4×10 ²⁰	約 2.7×10 ²⁰
13	0.45	約 1.4×10 ¹⁹	約 3.5×10 ¹⁹	約 5.6×10 ¹⁹	約 7.8×10 ¹⁹	約 9.9×10 ¹⁹	約 1.2×10 ²⁰	約 1.4×10 ²⁰
14	0.51	約 2.1×10 ¹⁹	約 3.9×10 ¹⁹	約 5.0×10 ¹⁹	約 5.6×10 ¹⁹	約 6.1×10 ¹⁹	約 6.4×10 ¹⁹	約 6.7×10 ¹⁹
15	0.512	約 6.8×10 ¹⁷	約 1.3×10 ¹⁸	約 1.7×10 ¹⁸	約 1.9×10 ¹⁸	約 2.0×10 ¹⁸	約 2.1×10 ¹⁸	約 2.2×10 ¹⁸
16	0.60	約 3.0×10 ¹⁹	約 5.7×10 ¹⁹	約 7.3×10 ¹⁹	約 8.3×10 ¹⁹	約 8.9×10 ¹⁹	約 9.4×10 ¹⁹	約 9.8×10 ¹⁹
17	0.70	約 3.4×10 ¹⁹	約 6.5×10 ¹⁹	約 8.3×10 ¹⁹	約 9.4×10 ¹⁹	約 1.0×10 ²⁰	約 1.1×10 ²⁰	約 1.1×10 ²⁰
18	0.80	約 9.4×10 ¹⁸	約 1.5×10 ¹⁹	約 1.8×10 ¹⁹	約 2.1×10 ¹⁹	約 2.3×10 ¹⁹	約 2.4×10 ¹⁹	約 2.6×10 ¹⁹
19	1.0	約 1.9×10 ¹⁹	約 2.9×10 ¹⁹	約 3.6×10 ¹⁹	約 4.1×10 ¹⁹	約 4.5×10 ¹⁹	約 4.9×10 ¹⁹	約 5.1×10 ¹⁹
20	1.33	約 1.5×10 ¹⁹	約 2.0×10 ¹⁹	約 2.2×10 ¹⁹	約 2.3×10 ¹⁹	約 2.4×10 ¹⁹	約 2.5×10 ¹⁹	約 2.5×10 ¹⁹
21	1.34	約 4.5×10 ¹⁷	約 6.0×10 ¹⁷	約 6.6×10 ¹⁷	約 7.0×10 ¹⁷	約 7.3×10 ¹⁷	約 7.4×10 ¹⁷	約 7.6×10 ¹⁷
22	1.5	約 7.2×10 ¹⁸	約 9.6×10 ¹⁸	約 1.1×10 ¹⁹	約 1.1×10 ¹⁹	約 1.2×10 ¹⁹	約 1.2×10 ¹⁹	約 1.2×10 ¹⁹
23	1.66	約 3.0×10 ¹⁸	約 3.4×10 ¹⁸	約 3.5×10 ¹⁸	約 3.5×10 ¹⁸	約 3.6×10 ¹⁸	約 3.6×10 ¹⁸	約 3.6×10 ¹⁸
24	2.0	約 6.3×10 ¹⁸	約 7.2×10 ¹⁸	約 7.4×10 ¹⁸	約 7.5×10 ¹⁸	約 7.5×10 ¹⁸	約 7.6×10 ¹⁸	約 7.6×10 ¹⁸
25	2.5	約 1.9×10 ¹⁹	約 2.0×10 ¹⁹	約 2.0×10 ¹⁹	約 2.0×10 ¹⁹	約 2.0×10 ¹⁹	約 2.0×10 ¹⁹	約 2.1×10 ¹⁹
26	3.0	約 7.3×10 ¹⁷	約 7.4×10 ¹⁷	約 7.5×10 ¹⁷	約 7.5×10 ¹⁷	約 7.5×10 ¹⁷	約 7.5×10 ¹⁷	約 7.5×10 ¹⁷
27	3.5	約 9.7×10 ¹⁵	約 9.7×10 ¹⁵	約 9.7×10 ¹⁵	約 9.7×10 ¹⁵	約 9.7×10 ¹⁵	約 9.7×10 ¹⁵	約 9.7×10 ¹⁵
28	4.0	約 9.7×10 ¹⁵	約 9.7×10 ¹⁵	約 9.7×10 ¹⁵	約 9.7×10 ¹⁵	約 9.7×10 ¹⁵	約 9.7×10 ¹⁵	約 9.7×10 ¹⁵
29	4.5	約 9.6×10 ⁴	約 1.6×10 ⁵	約 2.0×10 ⁵	約 2.2×10 ⁵	約 2.3×10 ⁵	約 2.4×10 ⁵	約 2.5×10 ⁵
30	5.0	約 9.6×10 ⁴	約 1.6×10 ⁵	約 2.0×10 ⁵	約 2.2×10 ⁵	約 2.3×10 ⁵	約 2.4×10 ⁵	約 2.5×10 ⁵
31	5.5	約 9.6×10 ⁴	約 1.6×10 ⁵	約 2.0×10 ⁵	約 2.2×10 ⁵	約 2.3×10 ⁵	約 2.4×10 ⁵	約 2.5×10 ⁵
32	6.0	約 9.6×10 ⁴	約 1.6×10 ⁵	約 2.0×10 ⁵	約 2.2×10 ⁵	約 2.3×10 ⁵	約 2.4×10 ⁵	約 2.5×10 ⁵
33	6.5	約 1.1×10 ⁴	約 1.8×10 ⁴	約 2.3×10 ⁴	約 2.5×10 ⁴	約 2.7×10 ⁴	約 2.8×10 ⁴	約 2.8×10 ⁴
34	7.0	約 1.1×10 ⁴	約 1.8×10 ⁴	約 2.3×10 ⁴	約 2.5×10 ⁴	約 2.7×10 ⁴	約 2.8×10 ⁴	約 2.8×10 ⁴
35	7.5	約 1.1×10 ⁴	約 1.8×10 ⁴	約 2.3×10 ⁴	約 2.5×10 ⁴	約 2.7×10 ⁴	約 2.8×10 ⁴	約 2.8×10 ⁴
36	8.0	約 1.1×10 ⁴	約 1.8×10 ⁴	約 2.3×10 ⁴	約 2.5×10 ⁴	約 2.7×10 ⁴	約 2.8×10 ⁴	約 2.8×10 ⁴
37	10.0	約 3.4×10 ³	約 5.6×10 ³	約 6.9×10 ³	約 7.8×10 ³	約 8.2×10 ³	約 8.5×10 ³	約 8.7×10 ³
38	12.0	約 1.7×10 ³	約 2.8×10 ³	約 3.5×10 ³	約 3.9×10 ³	約 4.1×10 ³	約 4.3×10 ³	約 4.4×10 ³
39	14.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
40	20.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
41	30.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
42	50.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0

表 4-28 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線評価に用いる原子炉建屋原子炉棟内の
エネルギー群別ガンマ線積算線源強度(原子炉格納容器ベントの実施を想定する場合)

群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度(-)						
		24時間後 時点	48時間後 時点	72時間後 時点	96時間後 時点	120時間後 時点	144時間後 時点	168時間後 時点
1	0.01	約 1.2×10 ²⁰	約 3.5×10 ²⁰	約 5.2×10 ²⁰	約 6.1×10 ²⁰	約 6.5×10 ²⁰	約 6.8×10 ²⁰	約 6.9×10 ²⁰
2	0.02	約 1.3×10 ²⁰	約 3.9×10 ²⁰	約 5.8×10 ²⁰	約 6.7×10 ²⁰	約 7.2×10 ²⁰	約 7.5×10 ²⁰	約 7.6×10 ²⁰
3	0.03	約 7.1×10 ¹⁹	約 2.2×10 ²⁰	約 3.3×10 ²⁰	約 3.8×10 ²⁰	約 4.1×10 ²⁰	約 4.2×10 ²⁰	約 4.3×10 ²⁰
4	0.045	約 6.7×10 ²⁰	約 2.5×10 ²¹	約 4.1×10 ²¹	約 4.9×10 ²¹	約 5.3×10 ²¹	約 5.6×10 ²¹	約 5.7×10 ²¹
5	0.06	約 1.8×10 ¹⁹	約 4.7×10 ¹⁹	約 6.6×10 ¹⁹	約 7.5×10 ¹⁹	約 7.9×10 ¹⁹	約 8.2×10 ¹⁹	約 8.3×10 ¹⁹
6	0.07	約 1.2×10 ¹⁹	約 3.1×10 ¹⁹	約 4.4×10 ¹⁹	約 5.0×10 ¹⁹	約 5.3×10 ¹⁹	約 5.4×10 ¹⁹	約 5.5×10 ¹⁹
7	0.075	約 9.6×10 ¹⁹	約 3.7×10 ²⁰	約 6.0×10 ²⁰	約 7.2×10 ²⁰	約 7.9×10 ²⁰	約 8.2×10 ²⁰	約 8.4×10 ²⁰
8	0.10	約 4.8×10 ²⁰	約 1.8×10 ²¹	約 3.0×10 ²¹	約 3.6×10 ²¹	約 3.9×10 ²¹	約 4.1×10 ²¹	約 4.2×10 ²¹
9	0.15	約 8.6×10 ¹⁸	約 2.0×10 ¹⁹	約 2.6×10 ¹⁹	約 2.9×10 ¹⁹	約 3.0×10 ¹⁹	約 3.1×10 ¹⁹	約 3.1×10 ¹⁹
10	0.20	約 1.5×10 ²⁰	約 3.1×10 ²⁰	約 3.5×10 ²⁰	約 3.6×10 ²⁰	約 3.6×10 ²⁰	約 3.6×10 ²⁰	約 3.6×10 ²⁰
11	0.30	約 3.0×10 ²⁰	約 6.2×10 ²⁰	約 7.0×10 ²⁰	約 7.2×10 ²⁰	約 7.2×10 ²⁰	約 7.2×10 ²⁰	約 7.2×10 ²⁰
12	0.40	約 2.8×10 ¹⁹	約 7.5×10 ¹⁹	約 1.1×10 ²⁰	約 1.3×10 ²⁰	約 1.4×10 ²⁰	約 1.5×10 ²⁰	約 1.5×10 ²⁰
13	0.45	約 1.4×10 ¹⁹	約 3.7×10 ¹⁹	約 5.6×10 ¹⁹	約 6.6×10 ¹⁹	約 7.2×10 ¹⁹	約 7.5×10 ¹⁹	約 7.7×10 ¹⁹
14	0.51	約 2.1×10 ¹⁹	約 4.2×10 ¹⁹	約 5.0×10 ¹⁹	約 5.2×10 ¹⁹	約 5.3×10 ¹⁹	約 5.3×10 ¹⁹	約 5.3×10 ¹⁹
15	0.512	約 6.8×10 ¹⁷	約 1.4×10 ¹⁸	約 1.7×10 ¹⁸	約 1.7×10 ¹⁸	約 1.8×10 ¹⁸	約 1.8×10 ¹⁸	約 1.8×10 ¹⁸
16	0.60	約 3.0×10 ¹⁹	約 6.2×10 ¹⁹	約 7.3×10 ¹⁹	約 7.6×10 ¹⁹	約 7.7×10 ¹⁹	約 7.8×10 ¹⁹	約 7.8×10 ¹⁹
17	0.70	約 3.4×10 ¹⁹	約 7.0×10 ¹⁹	約 8.3×10 ¹⁹	約 8.7×10 ¹⁹	約 8.8×10 ¹⁹	約 8.9×10 ¹⁹	約 8.9×10 ¹⁹
18	0.80	約 9.4×10 ¹⁸	約 1.6×10 ¹⁹	約 1.7×10 ¹⁹	約 1.8×10 ¹⁹	約 1.8×10 ¹⁹	約 1.8×10 ¹⁹	約 1.8×10 ¹⁹
19	1.0	約 1.9×10 ¹⁹	約 3.2×10 ¹⁹	約 3.5×10 ¹⁹	約 3.6×10 ¹⁹	約 3.6×10 ¹⁹	約 3.6×10 ¹⁹	約 3.6×10 ¹⁹
20	1.33	約 1.5×10 ¹⁹	約 2.1×10 ¹⁹	約 2.2×10 ¹⁹	約 2.2×10 ¹⁹	約 2.2×10 ¹⁹	約 2.2×10 ¹⁹	約 2.2×10 ¹⁹
21	1.34	約 4.5×10 ¹⁷	約 6.3×10 ¹⁷	約 6.6×10 ¹⁷	約 6.7×10 ¹⁷	約 6.7×10 ¹⁷	約 6.7×10 ¹⁷	約 6.7×10 ¹⁷
22	1.5	約 7.2×10 ¹⁸	約 1.0×10 ¹⁹	約 1.1×10 ¹⁹	約 1.1×10 ¹⁹	約 1.1×10 ¹⁹	約 1.1×10 ¹⁹	約 1.1×10 ¹⁹
23	1.66	約 3.0×10 ¹⁸	約 3.4×10 ¹⁸	約 3.5×10 ¹⁸	約 3.5×10 ¹⁸	約 3.5×10 ¹⁸	約 3.5×10 ¹⁸	約 3.5×10 ¹⁸
24	2.0	約 6.3×10 ¹⁸	約 7.3×10 ¹⁸	約 7.4×10 ¹⁸	約 7.4×10 ¹⁸	約 7.4×10 ¹⁸	約 7.4×10 ¹⁸	約 7.4×10 ¹⁸
25	2.5	約 1.9×10 ¹⁹	約 2.0×10 ¹⁹	約 2.0×10 ¹⁹	約 2.0×10 ¹⁹	約 2.0×10 ¹⁹	約 2.0×10 ¹⁹	約 2.0×10 ¹⁹
26	3.0	約 7.3×10 ¹⁷	約 7.4×10 ¹⁷	約 7.5×10 ¹⁷	約 7.5×10 ¹⁷	約 7.5×10 ¹⁷	約 7.5×10 ¹⁷	約 7.5×10 ¹⁷
27	3.5	約 9.7×10 ¹⁵	約 9.7×10 ¹⁵	約 9.7×10 ¹⁵	約 9.7×10 ¹⁵	約 9.7×10 ¹⁵	約 9.7×10 ¹⁵	約 9.7×10 ¹⁵
28	4.0	約 9.7×10 ¹⁵	約 9.7×10 ¹⁵	約 9.7×10 ¹⁵	約 9.7×10 ¹⁵	約 9.7×10 ¹⁵	約 9.7×10 ¹⁵	約 9.7×10 ¹⁵
29	4.5	約 9.6×10 ⁴	約 1.6×10 ⁵	約 2.0×10 ⁵	約 2.2×10 ⁵	約 2.3×10 ⁵	約 2.4×10 ⁵	約 2.5×10 ⁵
30	5.0	約 9.6×10 ⁴	約 1.6×10 ⁵	約 2.0×10 ⁵	約 2.2×10 ⁵	約 2.3×10 ⁵	約 2.4×10 ⁵	約 2.5×10 ⁵
31	5.5	約 9.6×10 ⁴	約 1.6×10 ⁵	約 2.0×10 ⁵	約 2.2×10 ⁵	約 2.3×10 ⁵	約 2.4×10 ⁵	約 2.5×10 ⁵
32	6.0	約 9.6×10 ⁴	約 1.6×10 ⁵	約 2.0×10 ⁵	約 2.2×10 ⁵	約 2.3×10 ⁵	約 2.4×10 ⁵	約 2.5×10 ⁵
33	6.5	約 1.1×10 ⁴	約 1.8×10 ⁴	約 2.3×10 ⁴	約 2.5×10 ⁴	約 2.7×10 ⁴	約 2.8×10 ⁴	約 2.9×10 ⁴
34	7.0	約 1.1×10 ⁴	約 1.8×10 ⁴	約 2.3×10 ⁴	約 2.5×10 ⁴	約 2.7×10 ⁴	約 2.8×10 ⁴	約 2.9×10 ⁴
35	7.5	約 1.1×10 ⁴	約 1.8×10 ⁴	約 2.3×10 ⁴	約 2.5×10 ⁴	約 2.7×10 ⁴	約 2.8×10 ⁴	約 2.9×10 ⁴
36	8.0	約 1.1×10 ⁴	約 1.8×10 ⁴	約 2.3×10 ⁴	約 2.5×10 ⁴	約 2.7×10 ⁴	約 2.8×10 ⁴	約 2.9×10 ⁴
37	10.0	約 3.4×10 ³	約 5.6×10 ³	約 7.0×10 ³	約 7.8×10 ³	約 8.3×10 ³	約 8.6×10 ³	約 8.8×10 ³
38	12.0	約 1.7×10 ³	約 2.8×10 ³	約 3.5×10 ³	約 3.9×10 ³	約 4.1×10 ³	約 4.3×10 ³	約 4.4×10 ³
39	14.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
40	20.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
41	30.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
42	50.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0

表 4-29 地表面への沈着速度の条件(炉心の著しい損傷が発生した場合)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
地表面への沈着速度	エアロゾル粒子： 1.2cm/s 無機よう素：1.2cm/s 有機よう素： 4.0×10 ⁻³ cm/s 希ガス：沈着無し	線量目標値評価指針 ^{*1} を参考に、湿性沈着を考慮して乾性沈着速度(0.3cm/s)の4倍を設定 エアロゾル及び無機よう素の乾性沈着速度はNUREG/CR-4551 Vol.2 ^{*2} より設定 有機よう素の乾性沈着速度はNRPB-R322 ^{*3} より設定	4.2.(2)d 放射性物質の地表面への沈着評価では、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。

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-Atmospheric Dispersion Modelling Liaison Committee Annual Report, 1998-99

表 4-30 グランドシャインガンマ線評価に用いる制御建屋屋上及び制御建屋周囲の地表面に沈着した放射性物質からのエネルギー群別ガンマ線積算線源強度(7日間積算値)
(中央制御室中心, 代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合)

群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (m^{-2})	群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (m^{-2})
1	0.01	約 6.1×10^{13}	22	1.5	約 2.1×10^{13}
2	0.02	約 6.8×10^{13}	23	1.66	約 6.6×10^{12}
3	0.03	約 5.1×10^{13}	24	2.0	約 1.4×10^{13}
4	0.045	約 2.1×10^{13}	25	2.5	約 2.1×10^{12}
5	0.06	約 1.4×10^{13}	26	3.0	約 2.0×10^{11}
6	0.07	約 9.1×10^{12}	27	3.5	約 7.4×10^8
7	0.075	約 3.9×10^{12}	28	4.0	約 7.4×10^8
8	0.10	約 1.9×10^{13}	29	4.5	約 8.4×10^0
9	0.15	約 8.7×10^{12}	30	5.0	約 8.4×10^0
10	0.20	約 1.9×10^{13}	31	5.5	約 8.4×10^0
11	0.30	約 3.7×10^{13}	32	6.0	約 8.4×10^0
12	0.40	約 2.4×10^{14}	33	6.5	約 9.7×10^{-1}
13	0.45	約 1.2×10^{14}	34	7.0	約 9.7×10^{-1}
14	0.51	約 6.7×10^{13}	35	7.5	約 9.7×10^{-1}
15	0.512	約 2.2×10^{12}	36	8.0	約 9.7×10^{-1}
16	0.60	約 9.9×10^{13}	37	10.0	約 3.0×10^{-1}
17	0.70	約 1.1×10^{14}	38	12.0	約 1.5×10^{-1}
18	0.80	約 2.6×10^{13}	39	14.0	0.0
19	1.0	約 5.2×10^{13}	40	20.0	0.0
20	1.33	約 4.2×10^{13}	41	30.0	0.0
21	1.34	約 1.3×10^{12}	42	50.0	0.0

表 4-31 グランドシャインガンマ線評価に用いる制御建屋屋上及び制御建屋周囲の地表面に沈着した放射性物質からのエネルギー群別ガンマ線積算線源強度(7日間積算値)
(中央制御室中心, 原子炉格納容器ベントの実施を想定する場合)

群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (m^{-2})	群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (m^{-2})
1	0.01	約 6.3×10^{13}	22	1.5	約 2.1×10^{13}
2	0.02	約 7.0×10^{13}	23	1.66	約 6.6×10^{12}
3	0.03	約 5.3×10^{13}	24	2.0	約 1.4×10^{13}
4	0.045	約 2.2×10^{13}	25	2.5	約 2.1×10^{12}
5	0.06	約 1.4×10^{13}	26	3.0	約 2.0×10^{11}
6	0.07	約 9.3×10^{12}	27	3.5	約 7.4×10^8
7	0.075	約 4.0×10^{12}	28	4.0	約 7.4×10^8
8	0.10	約 2.0×10^{13}	29	4.5	約 8.4×10^0
9	0.15	約 8.9×10^{12}	30	5.0	約 8.4×10^0
10	0.20	約 1.9×10^{13}	31	5.5	約 8.4×10^0
11	0.30	約 3.9×10^{13}	32	6.0	約 8.4×10^0
12	0.40	約 2.6×10^{14}	33	6.5	約 9.7×10^{-1}
13	0.45	約 1.3×10^{14}	34	7.0	約 9.7×10^{-1}
14	0.51	約 6.9×10^{13}	35	7.5	約 9.7×10^{-1}
15	0.512	約 2.3×10^{12}	36	8.0	約 9.7×10^{-1}
16	0.60	約 1.0×10^{14}	37	10.0	約 3.0×10^{-1}
17	0.70	約 1.1×10^{14}	38	12.0	約 1.5×10^{-1}
18	0.80	約 2.7×10^{13}	39	14.0	0.0
19	1.0	約 5.3×10^{13}	40	20.0	0.0
20	1.33	約 4.3×10^{13}	41	30.0	0.0
21	1.34	約 1.3×10^{12}	42	50.0	0.0

表 4-32 中央制御室換気空調系設備等条件(炉心の著しい損傷が発生した場合)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
中央制御室換気空調系再循環運転の起動遅れ時間	事象発生から 30 分	選定した事故シーケンスに基づき、非常用電源の復旧を見込んだ作動時間	4.3(3)f. 原子炉制御室の非常用換気空調設備の作動については、非常用電源の作動状態を基に設定する。

表 4-33 グランドシャインガンマ線評価に用いる制御建屋周囲の地表面に沈着した放射性物質からのエネルギー群別ガンマ線積算線源強度(7日間積算値)
(入退域時(出入管理所), 代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合)

群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (m^{-2})	群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (m^{-2})
1	0.01	約 3.8×10^{13}	22	1.5	約 1.3×10^{13}
2	0.02	約 4.2×10^{13}	23	1.66	約 4.1×10^{12}
3	0.03	約 3.2×10^{13}	24	2.0	約 8.7×10^{12}
4	0.045	約 1.3×10^{13}	25	2.5	約 1.3×10^{12}
5	0.06	約 8.5×10^{12}	26	3.0	約 1.2×10^{11}
6	0.07	約 5.6×10^{12}	27	3.5	約 4.6×10^8
7	0.075	約 2.4×10^{12}	28	4.0	約 4.6×10^8
8	0.10	約 1.2×10^{13}	29	4.5	約 5.2×10^0
9	0.15	約 5.4×10^{12}	30	5.0	約 5.2×10^0
10	0.20	約 1.2×10^{13}	31	5.5	約 5.2×10^0
11	0.30	約 2.3×10^{13}	32	6.0	約 5.2×10^0
12	0.40	約 1.5×10^{14}	33	6.5	約 6.0×10^{-1}
13	0.45	約 7.6×10^{13}	34	7.0	約 6.0×10^{-1}
14	0.51	約 4.2×10^{13}	35	7.5	約 6.0×10^{-1}
15	0.512	約 1.4×10^{12}	36	8.0	約 6.0×10^{-1}
16	0.60	約 6.1×10^{13}	37	10.0	約 1.8×10^{-1}
17	0.70	約 7.0×10^{13}	38	12.0	約 9.2×10^{-2}
18	0.80	約 1.6×10^{13}	39	14.0	0.0
19	1.0	約 3.3×10^{13}	40	20.0	0.0
20	1.33	約 2.6×10^{13}	41	30.0	0.0
21	1.34	約 8.0×10^{11}	42	50.0	0.0

表 4-34 グランドシャインガンマ線評価に用いる制御建屋周囲の地表面に沈着した放射性物質からのエネルギー群別ガンマ線積算線源強度(7日間積算値)
(入退域時(制御建屋出入口), 代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合)

群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (m^{-2})	群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (m^{-2})
1	0.01	約 5.7×10^{13}	22	1.5	約 1.9×10^{13}
2	0.02	約 6.4×10^{13}	23	1.66	約 6.2×10^{12}
3	0.03	約 4.8×10^{13}	24	2.0	約 1.3×10^{13}
4	0.045	約 2.0×10^{13}	25	2.5	約 2.0×10^{12}
5	0.06	約 1.3×10^{13}	26	3.0	約 1.9×10^{11}
6	0.07	約 8.5×10^{12}	27	3.5	約 6.9×10^8
7	0.075	約 3.6×10^{12}	28	4.0	約 6.9×10^8
8	0.10	約 1.8×10^{13}	29	4.5	約 7.9×10^0
9	0.15	約 8.1×10^{12}	30	5.0	約 7.9×10^0
10	0.20	約 1.8×10^{13}	31	5.5	約 7.9×10^0
11	0.30	約 3.5×10^{13}	32	6.0	約 7.9×10^0
12	0.40	約 2.3×10^{14}	33	6.5	約 9.1×10^{-1}
13	0.45	約 1.1×10^{14}	34	7.0	約 9.1×10^{-1}
14	0.51	約 6.3×10^{13}	35	7.5	約 9.1×10^{-1}
15	0.512	約 2.1×10^{12}	36	8.0	約 9.1×10^{-1}
16	0.60	約 9.2×10^{13}	37	10.0	約 2.8×10^{-1}
17	0.70	約 1.1×10^{14}	38	12.0	約 1.4×10^{-1}
18	0.80	約 2.5×10^{13}	39	14.0	0.0
19	1.0	約 4.9×10^{13}	40	20.0	0.0
20	1.33	約 4.0×10^{13}	41	30.0	0.0
21	1.34	約 1.2×10^{12}	42	50.0	0.0

表 4-35 グランドシャインガンマ線評価に用いる制御建屋周囲の地表面に沈着した放射性物質からのエネルギー群別ガンマ線積算線源強度(7日間積算値)
(入退域時(出入管理所), 原子炉格納容器ベントの実施を想定する場合)

群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (m^{-2})	群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (m^{-2})
1	0.01	約 3.9×10^{13}	22	1.5	約 1.3×10^{13}
2	0.02	約 4.3×10^{13}	23	1.66	約 4.1×10^{12}
3	0.03	約 3.3×10^{13}	24	2.0	約 8.7×10^{12}
4	0.045	約 1.4×10^{13}	25	2.5	約 1.3×10^{12}
5	0.06	約 8.7×10^{12}	26	3.0	約 1.2×10^{11}
6	0.07	約 5.8×10^{12}	27	3.5	約 4.6×10^8
7	0.075	約 2.5×10^{12}	28	4.0	約 4.6×10^8
8	0.10	約 1.2×10^{13}	29	4.5	約 5.2×10^0
9	0.15	約 5.5×10^{12}	30	5.0	約 5.2×10^0
10	0.20	約 1.2×10^{13}	31	5.5	約 5.2×10^0
11	0.30	約 2.4×10^{13}	32	6.0	約 5.2×10^0
12	0.40	約 1.6×10^{14}	33	6.5	約 6.0×10^{-1}
13	0.45	約 7.9×10^{13}	34	7.0	約 6.0×10^{-1}
14	0.51	約 4.3×10^{13}	35	7.5	約 6.0×10^{-1}
15	0.512	約 1.4×10^{12}	36	8.0	約 6.0×10^{-1}
16	0.60	約 6.3×10^{13}	37	10.0	約 1.8×10^{-1}
17	0.70	約 7.1×10^{13}	38	12.0	約 9.2×10^{-2}
18	0.80	約 1.7×10^{13}	39	14.0	0.0
19	1.0	約 3.3×10^{13}	40	20.0	0.0
20	1.33	約 2.6×10^{13}	41	30.0	0.0
21	1.34	約 8.0×10^{11}	42	50.0	0.0

表 4-36 グランドシャインガンマ線評価に用いる制御建屋周囲の地表面に沈着した放射性物質からのエネルギー群別ガンマ線積算線源強度(7日間積算値)
(入退域時(制御建屋出入口), 原子炉格納容器ベントの実施を想定する場合)

群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (m ⁻²)	群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (m ⁻²)
1	0.01	約 5.9×10 ¹³	22	1.5	約 1.9×10 ¹³
2	0.02	約 6.5×10 ¹³	23	1.66	約 6.2×10 ¹²
3	0.03	約 5.0×10 ¹³	24	2.0	約 1.3×10 ¹³
4	0.045	約 2.0×10 ¹³	25	2.5	約 2.0×10 ¹²
5	0.06	約 1.3×10 ¹³	26	3.0	約 1.9×10 ¹¹
6	0.07	約 8.7×10 ¹²	27	3.5	約 6.9×10 ⁸
7	0.075	約 3.7×10 ¹²	28	4.0	約 6.9×10 ⁸
8	0.10	約 1.9×10 ¹³	29	4.5	約 7.9×10 ⁰
9	0.15	約 8.3×10 ¹²	30	5.0	約 7.9×10 ⁰
10	0.20	約 1.8×10 ¹³	31	5.5	約 7.9×10 ⁰
11	0.30	約 3.6×10 ¹³	32	6.0	約 7.9×10 ⁰
12	0.40	約 2.4×10 ¹⁴	33	6.5	約 9.1×10 ⁻¹
13	0.45	約 1.2×10 ¹⁴	34	7.0	約 9.1×10 ⁻¹
14	0.51	約 6.4×10 ¹³	35	7.5	約 9.1×10 ⁻¹
15	0.512	約 2.1×10 ¹²	36	8.0	約 9.1×10 ⁻¹
16	0.60	約 9.4×10 ¹³	37	10.0	約 2.8×10 ⁻¹
17	0.70	約 1.1×10 ¹⁴	38	12.0	約 1.4×10 ⁻¹
18	0.80	約 2.5×10 ¹³	39	14.0	0.0
19	1.0	約 5.0×10 ¹³	40	20.0	0.0
20	1.33	約 4.0×10 ¹³	41	30.0	0.0
21	1.34	約 1.2×10 ¹²	42	50.0	0.0

表 4-37 各班の7日間の中央制御室の居住性(炉心の著しい損傷が発生した場合)に係る被ばく評価結果の内訳(マスク着用あり)

(代替循環冷却系により事象を収束することを想定する場合)

			実効線量 (mSv)								
			1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計	
A 班	室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	約 1.1×10^{-2}	約 1.4×10^{-3}	約 2.4×10^{-4}		約 3.3×10^{-4}	約 2.5×10^{-4}		約 1.3×10^{-2}	
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 2.2×10^{-2}	約 1.8×10^{-2}	約 4.0×10^{-3}		約 6.1×10^{-3}	約 5.1×10^{-3}		約 5.5×10^{-2}	
		室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	約 5.7×10^{-2}	約 4.9×10^{-1}	約 2.1×10^{-1}		約 4.3×10^{-1}	約 4.0×10^{-1}		約 1.6×10^0	
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	約 1.5×10^0	約 6.2×10^{-1}	約 1.4×10^{-1}		約 2.2×10^{-1}	約 1.8×10^{-1}		約 2.7×10^0	
		小計	約 1.6×10^0	約 2.2×10^0	約 3.5×10^{-1}		約 6.5×10^{-1}	約 5.9×10^{-1}		約 4.3×10^0	
	入退城時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	約 1.1×10^{-1}	約 5.1×10^{-2}	約 2.8×10^{-2}		約 1.6×10^{-2}	約 1.3×10^{-2}		約 2.2×10^{-1}	
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 7.9×10^{-3}	約 1.2×10^{-2}	約 1.1×10^{-2}		約 9.1×10^{-3}	約 8.3×10^{-3}		約 4.8×10^{-2}	
		室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	約 4.5×10^0	約 1.5×10^0	約 9.5×10^{-1}		約 6.2×10^{-1}	約 5.4×10^{-1}		約 8.1×10^0	
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	約 4.6×10^0	約 1.6×10^0	約 9.9×10^{-1}		約 6.4×10^{-1}	約 5.6×10^{-1}		約 8.3×10^0	
		合計	約 6.2×10^0	約 2.7×10^0	約 1.4×10^0		約 1.3×10^0	約 1.2×10^0		約 1.3×10^1	
B 班	室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	約 3.0×10^{-3}		約 7.5×10^{-4}	約 4.6×10^{-4}				約 1.3×10^{-3}	約 4.3×10^{-3}
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 1.3×10^{-2}		約 1.2×10^{-2}	約 7.8×10^{-3}				約 2.9×10^{-3}	約 3.5×10^{-2}
		室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	約 4.6×10^{-2}		約 4.5×10^{-1}	約 4.5×10^{-1}				約 2.5×10^{-1}	約 1.2×10^0
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	約 6.2×10^{-1}		約 4.0×10^{-1}	約 2.7×10^{-1}				約 1.1×10^0	約 1.4×10^0
		小計	約 6.8×10^{-1}		約 8.6×10^{-1}	約 7.3×10^{-1}				約 3.6×10^{-1}	約 2.6×10^0
	入退城時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	約 1.1×10^{-1}		約 2.8×10^{-2}	約 2.0×10^{-2}				約 1.1×10^{-2}	約 1.7×10^{-1}
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 7.9×10^{-3}		約 1.1×10^{-2}	約 9.9×10^{-3}				約 7.5×10^{-3}	約 3.6×10^{-2}
		室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	約 4.5×10^0		約 9.5×10^{-1}	約 7.3×10^{-1}				約 4.9×10^0	約 6.6×10^0
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	約 4.6×10^0		約 9.9×10^{-1}	約 7.6×10^{-1}				約 5.1×10^0	約 6.8×10^0
		合計	約 5.3×10^0		約 1.9×10^0	約 1.5×10^0				約 8.7×10^{-1}	約 9.5×10^0
C 班	室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく									
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく									
		室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく									
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく									
		小計									
	入退城時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく									
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく									
		室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく									
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく									
		合計									
D 班	室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	約 3.8×10^{-2}	約 2.8×10^{-3}			約 2.1×10^{-4}	約 2.6×10^{-4}	約 7.4×10^{-5}	約 4.1×10^{-2}	
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 7.0×10^0	約 2.2×10^{-2}			約 4.0×10^{-3}	約 5.4×10^{-3}	約 1.8×10^{-3}	約 7.0×10^0	
		室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	約 3.1×10^1	約 4.0×10^{-1}			約 3.0×10^{-1}	約 4.4×10^{-1}	約 1.5×10^{-1}	約 3.2×10^1	
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	約 5.5×10^0	約 8.7×10^{-1}			約 1.4×10^{-1}	約 2.0×10^{-1}	約 6.5×10^{-2}	約 6.7×10^0	
		小計	約 4.3×10^1	約 1.3×10^0			約 4.4×10^{-1}	約 6.4×10^{-1}	約 2.2×10^{-1}	約 4.6×10^1	
	入退城時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	約 5.3×10^{-2}	約 5.1×10^{-2}			約 1.6×10^{-2}	約 1.3×10^{-2}	約 5.6×10^{-3}	約 1.4×10^{-1}	
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 4.0×10^{-3}	約 1.2×10^{-2}			約 9.1×10^{-3}	約 8.3×10^{-3}	約 5.6×10^{-3}	約 3.7×10^{-2}	
		室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	約 2.3×10^0	約 1.5×10^0			約 6.2×10^{-1}	約 5.4×10^{-1}	約 2.5×10^{-1}	約 5.1×10^0	
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	約 2.3×10^0	約 1.6×10^0			約 6.4×10^{-1}	約 5.6×10^{-1}	約 2.5×10^{-1}	約 5.3×10^0	
		合計	約 4.6×10^1	約 2.9×10^0			約 1.1×10^0	約 1.2×10^0	約 4.7×10^{-1}	約 5.1×10^1	
E 班	室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく			約 4.2×10^{-4}	約 4.4×10^{-4}	約 1.3×10^{-4}			約 2.0×10^{-4}	約 1.2×10^{-3}
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく			約 6.8×10^{-3}	約 7.7×10^{-3}	約 2.5×10^{-3}			約 4.4×10^{-3}	約 2.2×10^{-2}
		室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく			約 3.2×10^{-1}	約 5.0×10^{-1}	約 1.9×10^{-1}			約 3.7×10^{-1}	約 1.4×10^0
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく			約 2.4×10^{-1}	約 2.7×10^{-1}	約 8.8×10^{-2}			約 1.6×10^{-1}	約 7.5×10^{-1}
		小計			約 5.6×10^{-1}	約 7.8×10^{-1}	約 2.8×10^{-1}			約 5.3×10^{-1}	約 2.2×10^0
	入退城時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく			約 2.8×10^{-2}	約 2.0×10^{-2}	約 1.6×10^{-2}			約 1.7×10^{-2}	約 8.0×10^{-2}
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく			約 1.1×10^{-2}	約 9.9×10^{-3}	約 9.1×10^{-3}			約 1.2×10^{-2}	約 4.1×10^{-2}
		室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく			約 9.5×10^{-1}	約 7.3×10^{-1}	約 6.2×10^{-1}			約 7.3×10^{-1}	約 3.1×10^0
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく			約 9.9×10^{-1}	約 7.6×10^{-1}	約 6.4×10^{-1}			約 7.6×10^{-1}	約 3.2×10^0
		合計			約 1.6×10^0	約 1.6×10^0	約 9.2×10^{-1}			約 1.3×10^0	約 5.3×10^0

表4-38 各班の7日間の中央制御室の居住性(炉心の著しい損傷が発生した場合)に係る被ばく評価結果の内訳(マスク着用なし)

(代替循環冷却系により事象を収束することを想定する場合)

			実効線量 (mSv)							
			1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	約1.1×10 ⁻²	約1.4×10 ⁻³	約2.4×10 ⁻⁴		約3.3×10 ⁻⁴	約2.5×10 ⁻⁴		約1.3×10 ⁻²
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約2.2×10 ⁻²	約1.8×10 ⁻²	約4.0×10 ⁻³		約6.1×10 ⁻³	約5.1×10 ⁻³		約5.5×10 ⁻²
		室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	約1.0×10 ⁰	約2.7×10 ⁰	約1.2×10 ⁰		約2.3×10 ⁰	約2.2×10 ⁰		約9.2×10 ⁰
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	約1.5×10 ⁰	約6.2×10 ⁻¹	約1.4×10 ⁻¹		約2.2×10 ⁻¹	約1.8×10 ⁻¹		約2.7×10 ⁰
		小計	約2.5×10 ⁰	約3.3×10 ⁰	約1.3×10 ⁰		約2.6×10 ⁰	約2.4×10 ⁰		約1.2×10 ¹
	入退城時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	約1.1×10 ⁻¹	約5.1×10 ⁻²	約2.8×10 ⁻²		約1.6×10 ⁻²	約1.3×10 ⁻²		約2.2×10 ⁻¹
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約7.9×10 ⁻³	約1.2×10 ⁻²	約1.1×10 ⁻²		約9.1×10 ⁻³	約8.3×10 ⁻³		約4.8×10 ⁻²
		室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	約4.5×10 ⁰	約1.5×10 ⁰	約9.5×10 ⁻¹		約6.2×10 ⁻¹	約5.4×10 ⁻¹		約8.1×10 ⁰
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	約4.6×10 ⁰	約1.6×10 ⁰	約9.9×10 ⁻¹		約6.4×10 ⁻¹	約5.6×10 ⁻¹		約8.3×10 ⁰
		合計	約7.1×10 ⁰	約4.8×10 ⁰	約2.3×10 ⁰		約3.2×10 ⁰	約2.9×10 ⁰		約2.1×10 ¹
B班	室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	約3.0×10 ⁻³		約7.5×10 ⁻⁴	約4.6×10 ⁻⁴			約1.3×10 ⁻⁴	約4.3×10 ⁻³
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約1.3×10 ⁻²		約1.2×10 ⁻²	約7.8×10 ⁻³			約2.9×10 ⁻³	約3.5×10 ⁻²
		室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	約8.3×10 ⁻¹		約2.4×10 ⁰	約2.4×10 ⁰			約1.4×10 ⁰	約7.0×10 ⁰
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	約6.2×10 ⁻¹		約4.0×10 ⁻¹	約2.7×10 ⁻¹			約1.1×10 ⁻¹	約1.4×10 ⁰
		小計	約1.5×10 ⁰		約2.8×10 ⁰	約2.7×10 ⁰			約1.5×10 ⁰	約8.4×10 ⁰
	入退城時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	約1.1×10 ⁻¹		約2.8×10 ⁻²	約2.0×10 ⁻²			約1.1×10 ⁻²	約1.7×10 ⁻¹
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約7.9×10 ⁻³		約1.1×10 ⁻²	約9.9×10 ⁻³			約7.5×10 ⁻³	約3.6×10 ⁻²
		室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	約4.5×10 ⁰		約9.5×10 ⁻¹	約7.3×10 ⁻¹			約4.9×10 ⁻¹	約6.6×10 ⁰
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	約4.6×10 ⁰		約9.9×10 ⁻¹	約7.6×10 ⁻¹			約5.1×10 ⁻¹	約6.8×10 ⁰
		合計	約6.0×10 ⁰		約3.8×10 ⁰	約3.5×10 ⁰			約2.0×10 ⁰	約1.6×10 ¹
C班	室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく								
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく								
		室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく								
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく								
		小計								
	入退城時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく								
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく								
		室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく								
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく								
		合計								
D班	室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	約3.8×10 ⁻²	約2.8×10 ⁻³			約2.1×10 ⁻⁴	約2.6×10 ⁻⁴	約7.4×10 ⁻⁵	約4.1×10 ⁻²
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約7.0×10 ⁰	約2.2×10 ⁻²			約4.0×10 ⁻³	約5.4×10 ⁻³	約1.8×10 ⁻³	約7.0×10 ⁰
		室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	約5.0×10 ²	約2.2×10 ⁰			約1.6×10 ⁰	約2.4×10 ⁰	約8.1×10 ⁻¹	約5.1×10 ²
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	約5.5×10 ⁰	約8.7×10 ⁻¹			約1.4×10 ⁻¹	約2.0×10 ⁻¹	約6.5×10 ⁻²	約6.7×10 ⁰
		小計	約5.1×10 ²	約3.0×10 ⁰			約1.8×10 ⁰	約2.6×10 ⁰	約8.8×10 ⁻¹	約5.2×10 ²
	入退城時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	約5.3×10 ⁻²	約5.1×10 ⁻²			約1.6×10 ⁻²	約1.3×10 ⁻²	約5.6×10 ⁻³	約1.4×10 ⁻¹
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約4.0×10 ⁻³	約1.2×10 ⁻²			約9.1×10 ⁻³	約8.3×10 ⁻³	約3.8×10 ⁻³	約3.7×10 ⁻²
		室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	約2.3×10 ⁰	約1.5×10 ⁰			約6.2×10 ⁻¹	約5.4×10 ⁻¹	約2.5×10 ⁻¹	約5.1×10 ⁰
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	約2.3×10 ⁰	約1.6×10 ⁰			約6.4×10 ⁻¹	約5.6×10 ⁻¹	約2.5×10 ⁻¹	約5.3×10 ⁰
		合計	約5.2×10 ²	約4.6×10 ⁰			約2.4×10 ⁰	約3.1×10 ⁰	約1.2×10 ⁰	約5.3×10 ²
E班	室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく			約4.2×10 ⁻⁴	約4.4×10 ⁻⁴	約1.3×10 ⁻⁴		約2.0×10 ⁻⁴	約1.2×10 ⁻³
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく			約6.8×10 ⁻³	約7.7×10 ⁻³	約2.5×10 ⁻³		約4.4×10 ⁻³	約2.2×10 ⁻²
		室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく			約1.7×10 ⁰	約2.7×10 ⁰	約1.1×10 ⁰		約2.0×10 ⁰	約7.4×10 ⁰
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく			約2.4×10 ⁻¹	約2.7×10 ⁻¹	約1.1×10 ⁻¹		約1.6×10 ⁻¹	約7.5×10 ⁻¹
		小計			約2.0×10 ⁰	約3.0×10 ⁰	約1.1×10 ⁰		約2.2×10 ⁰	約8.2×10 ⁰
	入退城時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく			約2.8×10 ⁻²	約2.0×10 ⁻²	約1.6×10 ⁻²		約1.7×10 ⁻²	約8.0×10 ⁻²
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく			約1.1×10 ⁻²	約9.9×10 ⁻³	約9.1×10 ⁻³		約9.1×10 ⁻³	約4.1×10 ⁻²
		室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく			約9.5×10 ⁻¹	約7.3×10 ⁻¹	約6.2×10 ⁻¹		約7.3×10 ⁻¹	約3.1×10 ⁰
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく			約9.9×10 ⁻¹	約7.6×10 ⁻¹	約6.4×10 ⁻¹		約7.6×10 ⁻¹	約3.2×10 ⁰
		合計			約3.0×10 ⁰	約3.8×10 ⁰	約1.8×10 ⁰		約2.9×10 ⁰	約1.2×10 ¹

表 4-39 各班の7日間の中央制御室の居住性(炉心の著しい損傷が発生した場合)に係る被ばく評価結果の内訳(マスク着用あり)
(格納容器ベントの実施を想定する場合)

			実効線量(mSv)							
			1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	約1.1×10 ⁻²	約1.8×10 ⁻³	約6.7×10 ⁻³		約3.6×10 ⁻⁵	約1.6×10 ⁻⁵		約1.3×10 ⁻²
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約2.2×10 ⁻²	約7.0×10 ⁰	約2.1×10 ⁻³		約1.5×10 ⁻³	約7.2×10 ⁻⁴		約7.0×10 ⁰
		室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	約5.7×10 ⁻²	約1.2×10 ¹	約1.4×10 ⁻¹		約1.4×10 ⁻¹	約7.3×10 ⁻²		約1.2×10 ¹
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	約1.5×10 ⁰	約8.1×10 ⁻¹	約1.5×10 ⁻¹		約2.3×10 ⁻¹	約1.9×10 ⁻¹		約2.9×10 ⁰
		小計	約1.6×10 ⁰	約2.0×10 ¹	約2.9×10 ⁻¹		約3.6×10 ⁻¹	約2.7×10 ⁻¹		約2.2×10 ¹
	入退域時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	約1.1×10 ⁻¹	約6.0×10 ⁻²	約2.1×10 ⁻²		約3.3×10 ⁻³	約1.8×10 ⁻³		約1.9×10 ⁻¹
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約7.9×10 ⁻³	約1.4×10 ⁻²	約1.5×10 ⁻²		約2.4×10 ⁻³	約1.3×10 ⁻³		約4.0×10 ⁻²
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	約4.5×10 ⁰	約1.5×10 ⁰	約1.1×10 ⁰		約6.5×10 ⁻¹	約5.7×10 ⁻¹		約8.2×10 ⁰
小計		約4.6×10 ⁰	約1.6×10 ⁰	約1.1×10 ⁰		約6.6×10 ⁻¹	約5.7×10 ⁻¹		約8.4×10 ⁰	
	合計	約6.2×10 ⁰	約2.1×10 ¹	約1.4×10 ⁰		約1.1×10 ⁰	約8.4×10 ⁻¹		約3.1×10 ¹	
B班	室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	約3.0×10 ⁻³	約1.3×10 ⁻²	約1.1×10 ⁻⁴	約9.8×10 ⁻⁵			約4.2×10 ⁻⁶	約3.2×10 ⁻³
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約1.3×10 ⁻²	約1.5×10 ⁻²	約3.2×10 ⁻³				約2.1×10 ⁻⁴	約3.1×10 ⁻²
		室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	約4.6×10 ⁻²	約5.8×10 ⁻¹	約2.5×10 ⁻¹				約2.3×10 ⁻²	約8.9×10 ⁻¹
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	約6.2×10 ⁻¹	約7.3×10 ⁻¹	約1.4×10 ⁻¹				約1.2×10 ⁻¹	約1.2×10 ⁰
		小計	約6.8×10 ⁻¹	約8.7×10 ⁻¹	約2.9×10 ⁻¹			約2.5×10 ⁻¹	約1.4×10 ⁻¹	約3.1×10 ⁰
	入退域時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	約1.1×10 ⁻¹	約2.1×10 ⁻²	約7.1×10 ⁻³				約9.7×10 ⁻⁴	約1.4×10 ⁻¹
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約7.9×10 ⁻³	約1.5×10 ⁻²	約4.5×10 ⁻³				約6.8×10 ⁻⁴	約2.8×10 ⁻²
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	約4.5×10 ⁰	約1.1×10 ⁰	約7.8×10 ⁻¹				約5.1×10 ⁻¹	約6.8×10 ⁰
小計		約4.6×10 ⁰	約1.1×10 ⁰	約7.9×10 ⁻¹				約5.1×10 ⁻¹	約7.0×10 ⁰	
	合計	約5.3×10 ⁰	約1.8×10 ⁰	約1.4×10 ⁰				約6.5×10 ⁻¹	約9.0×10 ⁰	
C班	室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく								
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく								
		室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく								
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく								
		小計								
	入退域時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく								
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく								
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく								
小計										
	合計									
D班	室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	約3.8×10 ⁻²	約3.0×10 ⁻³			約1.8×10 ⁻⁵	約1.3×10 ⁻⁵	約2.2×10 ⁻⁶	約4.1×10 ⁻²
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約7.0×10 ⁰	約2.5×10 ⁻²			約7.6×10 ⁻⁴	約5.9×10 ⁻⁴	約1.1×10 ⁻⁴	約7.0×10 ⁰
		室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	約3.1×10 ¹	約4.3×10 ⁻¹			約7.4×10 ⁻²	約6.2×10 ⁻²	約1.2×10 ⁻²	約3.2×10 ¹
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	約5.5×10 ⁰	約8.7×10 ⁻¹			約1.5×10 ⁻¹	約2.0×10 ⁻¹	約1.2×10 ⁻²	約6.7×10 ⁰
		小計	約4.3×10 ¹	約1.4×10 ⁰			約2.2×10 ⁻¹	約2.7×10 ⁻¹	約8.0×10 ⁻²	約4.5×10 ¹
	入退域時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	約5.3×10 ⁻²	約6.0×10 ⁻²			約3.3×10 ⁻³	約1.8×10 ⁻³	約4.9×10 ⁻⁴	約1.2×10 ⁻¹
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約4.0×10 ⁻³	約1.4×10 ⁻²			約2.4×10 ⁻³	約1.3×10 ⁻³	約3.4×10 ⁻⁴	約2.2×10 ⁻²
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	約2.3×10 ⁰	約1.5×10 ⁰			約6.5×10 ⁻¹	約5.7×10 ⁻¹	約2.6×10 ⁻¹	約5.2×10 ⁰
小計		約2.3×10 ⁰	約1.6×10 ⁰			約6.6×10 ⁻¹	約5.7×10 ⁻¹	約2.6×10 ⁻¹	約5.4×10 ⁰	
	合計	約4.6×10 ¹	約2.9×10 ⁰			約8.8×10 ⁻¹	約8.4×10 ⁻¹	約3.4×10 ⁻¹	約5.1×10 ¹	
E班	室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく			約1.5×10 ⁻⁴	約6.6×10 ⁻⁵	約9.4×10 ⁻⁶		約7.7×10 ⁻⁶	約2.4×10 ⁻⁴
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく			約4.2×10 ⁻³	約2.4×10 ⁻³	約4.2×10 ⁻⁴		約3.8×10 ⁻⁴	約7.3×10 ⁻³
		室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく			約2.6×10 ⁻¹	約2.1×10 ⁻¹	約4.1×10 ⁻²		約4.1×10 ⁻²	約5.5×10 ⁻¹
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく			約2.5×10 ⁻¹	約2.9×10 ⁻¹	約9.2×10 ⁻²		約1.7×10 ⁻¹	約7.9×10 ⁻¹
		小計			約5.1×10 ⁻¹	約4.9×10 ⁻¹	約1.4×10 ⁻¹		約2.1×10 ⁻¹	約1.4×10 ⁰
	入退域時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく			約2.1×10 ⁻²	約7.1×10 ⁻³	約3.3×10 ⁻³		約1.5×10 ⁻³	約3.3×10 ⁻²
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく			約1.5×10 ⁻²	約4.5×10 ⁻³	約2.4×10 ⁻³		約1.1×10 ⁻³	約2.3×10 ⁻²
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく			約1.1×10 ⁰	約7.8×10 ⁻¹	約6.5×10 ⁻¹		約7.7×10 ⁻¹	約3.3×10 ⁰
小計				約1.1×10 ⁰	約7.9×10 ⁻¹	約6.6×10 ⁻¹		約7.7×10 ⁻¹	約3.3×10 ⁰	
	合計			約1.6×10 ⁰	約1.3×10 ⁰	約7.9×10 ⁻¹		約9.8×10 ⁻¹	約4.6×10 ⁰	

表4-40 各班の7日間の中央制御室の居住性(炉心の著しい損傷が発生した場合)に係る被ばく評価結果の内訳(マスク着用なし)

(格納容器ベントの実施を想定する場合)

			実効線量 (mSv)							
			1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	約1.1×10 ⁻²	約1.8×10 ⁻³	約6.7×10 ⁻⁵		約3.6×10 ⁻⁵	約1.6×10 ⁻⁵		約1.3×10 ⁻²
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約2.2×10 ⁻²	約7.0×10 ⁰	約2.1×10 ⁻³		約1.5×10 ⁻³	約7.2×10 ⁻⁴		約7.0×10 ⁰
		室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	約1.0×10 ⁰	約1.6×10 ¹	約7.4×10 ⁻¹		約7.2×10 ⁻¹	約4.0×10 ⁻¹		約1.9×10 ¹
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	約1.5×10 ⁰	約8.1×10 ⁻¹	約1.5×10 ⁻¹		約2.3×10 ⁻¹	約1.9×10 ⁻¹		約2.9×10 ⁰
	小計		約2.5×10 ⁰	約2.4×10 ¹	約8.9×10 ⁻¹		約9.4×10 ⁻¹	約5.9×10 ⁻¹		約2.9×10 ¹
	入退城時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	約1.1×10 ⁻¹	約6.0×10 ⁻²	約2.1×10 ⁻²		約3.3×10 ⁻³	約1.8×10 ⁻³		約1.9×10 ⁻¹
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約7.9×10 ⁻³	約1.4×10 ⁻²	約1.5×10 ⁻²		約2.4×10 ⁻³	約1.3×10 ⁻³		約4.0×10 ⁻²
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	約4.5×10 ⁰	約1.5×10 ⁰	約1.1×10 ⁰		約6.5×10 ⁻¹	約5.7×10 ⁻¹		約8.2×10 ⁰
小計		約4.6×10 ⁰	約1.6×10 ⁰	約1.1×10 ⁰		約6.6×10 ⁻¹	約5.7×10 ⁻¹		約8.4×10 ⁰	
合計		約7.1×10 ⁰	約2.5×10 ¹	約2.0×10 ⁰		約1.6×10 ⁰	約1.2×10 ⁰		約3.7×10 ¹	
B班	室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	約3.0×10 ⁻³		約1.1×10 ⁻⁴	約9.8×10 ⁻⁵			約4.2×10 ⁻⁶	約3.2×10 ⁻³
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約1.3×10 ⁻²		約1.5×10 ⁻²	約3.2×10 ⁻³			約2.1×10 ⁻⁴	約3.1×10 ⁻²
		室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	約8.2×10 ⁻¹		約1.8×10 ⁰	約1.3×10 ⁰			約1.3×10 ⁻¹	約4.1×10 ⁰
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	約6.2×10 ⁻¹		約1.4×10 ⁻¹	約2.9×10 ⁻¹			約2.4×10 ⁻¹	約1.2×10 ⁰
	小計		約1.5×10 ⁰		約2.0×10 ⁰	約1.6×10 ⁰			約2.4×10 ⁻¹	約5.2×10 ⁰
	入退城時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	約1.1×10 ⁻¹		約2.1×10 ⁻²	約7.1×10 ⁻³			約9.7×10 ⁻⁴	約1.4×10 ⁻¹
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約7.9×10 ⁻³		約1.5×10 ⁻²	約4.5×10 ⁻³			約6.8×10 ⁻⁴	約2.8×10 ⁻²
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	約4.5×10 ⁰		約1.1×10 ⁰	約7.8×10 ⁻¹			約5.1×10 ⁻¹	約6.8×10 ⁰
小計		約4.6×10 ⁰		約1.1×10 ⁰	約7.9×10 ⁻¹			約5.1×10 ⁻¹	約7.0×10 ⁰	
合計		約6.0×10 ⁰		約3.0×10 ⁰	約2.4×10 ⁰			約7.5×10 ⁻¹	約1.3×10 ¹	
C班	室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく								
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく								
		室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく								
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく								
	小計									
	入退城時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく								
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく								
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく								
小計										
合計										
D班	室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	約3.8×10 ⁻²	約3.0×10 ⁻³			約1.8×10 ⁻⁵	約1.3×10 ⁻⁵	約2.2×10 ⁻⁶	約4.1×10 ⁻²
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約7.0×10 ⁰	約2.5×10 ⁻²			約7.6×10 ⁻⁴	約5.9×10 ⁻⁴	約1.1×10 ⁻⁴	約7.0×10 ⁰
		室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	約5.0×10 ²	約2.3×10 ⁰			約4.0×10 ⁻¹	約3.4×10 ⁻¹	約6.5×10 ⁻²	約5.0×10 ²
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	約5.5×10 ⁰	約8.7×10 ⁻¹			約1.5×10 ⁻¹	約2.0×10 ⁻¹	約6.8×10 ⁻²	約6.7×10 ⁰
	小計		約5.1×10 ²	約3.2×10 ⁰			約5.5×10 ⁻¹	約5.4×10 ⁻¹	約1.4×10 ⁻¹	約5.2×10 ²
	入退城時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	約5.3×10 ⁻²	約6.0×10 ⁻²			約3.3×10 ⁻³	約1.8×10 ⁻³	約4.9×10 ⁻⁴	約1.2×10 ⁻¹
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約4.0×10 ⁻³	約1.4×10 ⁻²			約2.4×10 ⁻³	約1.3×10 ⁻³	約3.4×10 ⁻⁴	約2.2×10 ⁻²
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	約2.3×10 ⁰	約1.5×10 ⁰			約6.5×10 ⁻¹	約5.7×10 ⁻¹	約2.6×10 ⁻¹	約5.2×10 ⁰
小計		約2.3×10 ⁰	約1.6×10 ⁰			約6.6×10 ⁻¹	約5.7×10 ⁻¹	約2.6×10 ⁻¹	約5.4×10 ⁰	
合計		約5.2×10 ²	約4.7×10 ⁰			約1.2×10 ⁰	約1.1×10 ⁰	約3.9×10 ⁻¹	約5.2×10 ²	
E班	室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく			約1.5×10 ⁻⁴	約6.6×10 ⁻⁵	約9.4×10 ⁻⁶		約7.7×10 ⁻⁶	約2.4×10 ⁻⁴
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく			約4.2×10 ⁻³	約2.4×10 ⁻³	約4.2×10 ⁻⁴		約3.8×10 ⁻⁴	約7.3×10 ⁻³
		室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく			約1.4×10 ⁰	約1.1×10 ⁰	約2.2×10 ⁻¹		約2.2×10 ⁻¹	約2.9×10 ⁰
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく			約2.5×10 ⁻¹	約2.9×10 ⁻¹	約9.2×10 ⁻²		約1.7×10 ⁻¹	約7.9×10 ⁻¹
	小計				約1.6×10 ⁰	約1.4×10 ⁰	約3.2×10 ⁻¹		約3.9×10 ⁻¹	約3.7×10 ⁰
	入退城時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	約2.1×10 ⁻²		約7.1×10 ⁻³	約3.3×10 ⁻³			約1.5×10 ⁻³	約3.3×10 ⁻²
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約1.5×10 ⁻²		約4.5×10 ⁻³	約2.4×10 ⁻³			約1.1×10 ⁻³	約2.3×10 ⁻²
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	約1.1×10 ⁰		約7.8×10 ⁻¹	約6.5×10 ⁻¹			約7.7×10 ⁻¹	約3.3×10 ⁰
小計		約1.1×10 ⁰		約7.9×10 ⁻¹	約6.6×10 ⁻¹			約7.7×10 ⁻¹	約3.3×10 ⁰	
合計		約2.7×10 ⁰		約2.2×10 ⁰	約9.7×10 ⁻¹			約1.2×10 ⁰	約7.0×10 ⁰	

表 4-41 中央制御室(炉心の著しい損傷が発生した場合)の運転員に及ぼす実効線量の内訳(マスク着用あり)
(代替循環冷却系により事象を収束することを想定する場合)

被ばく経路		実効線量(mSv/7日間)					
		A班	B班	C班	D班	E班	
室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	約 1.3×10^{-2}	約 4.3×10^{-3}	-	約 4.1×10^{-2}	約 1.2×10^{-3}	
	大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 5.5×10^{-2}	約 3.5×10^{-2}	-	約 7.0×10^0	約 2.2×10^{-2}	
	室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	(内部被ばく)	約 1.6×10^0	約 1.2×10^0	-	約 2.7×10^1	約 1.4×10^0
		(外部被ばく)	約 3.2×10^{-2}	約 2.3×10^{-2}	-	約 5.6×10^0	約 2.1×10^{-2}
		合計	約 1.6×10^0	約 1.2×10^0	-	約 3.2×10^1	約 1.4×10^0
	大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	約 2.7×10^0	約 1.4×10^0	-	約 6.7×10^0	約 7.5×10^{-1}	
	小計	約 4.3×10^0	約 2.6×10^0	0.0	約 4.6×10^1	約 2.2×10^0	
入退域時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	約 2.2×10^{-1}	約 1.7×10^{-1}	-	約 1.4×10^{-1}	約 8.0×10^{-2}	
	大気中へ放出された放射性物質による被ばく	(内部被ばく)	約 1.5×10^{-2}	約 1.1×10^{-2}	-	約 1.2×10^{-2}	約 1.6×10^{-2}
		(外部被ばく)	約 3.4×10^{-2}	約 2.6×10^{-2}	-	約 2.5×10^{-2}	約 2.6×10^{-2}
		合計	約 4.8×10^{-2}	約 3.6×10^{-2}	-	約 3.7×10^{-2}	約 4.1×10^{-2}
	大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	約 8.1×10^0	約 6.6×10^0	-	約 5.1×10^0	約 3.1×10^0	
小計	約 8.3×10^0	約 6.8×10^0	0.0	約 5.3×10^0	約 3.2×10^0		
合計		約 1.3×10^1	約 9.5×10^0	0.0	約 5.1×10^1	約 5.3×10^0	

表4-42 中央制御室(炉心の著しい損傷が発生した場合)の運転員に及ぼす実効線量の内訳(マスク着用なし)
(代替循環冷却系により事象を収束することを想定する場合)

被ばく経路		実効線量(mSv/7日間)					
		A班	B班	C班	D班	E班	
室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	約 1.3×10^{-2}	約 4.3×10^{-3}	-	約 4.1×10^{-2}	約 1.2×10^{-3}	
	大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 5.5×10^{-2}	約 3.5×10^{-2}	-	約 7.0×10^0	約 2.2×10^{-2}	
	室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	(内部被ばく)	約 9.2×10^0	約 7.0×10^0	-	約 5.0×10^2	約 7.4×10^0
		(外部被ばく)	約 3.2×10^{-2}	約 2.3×10^{-2}	-	約 5.6×10^0	約 2.1×10^{-2}
		合計	約 9.2×10^0	約 7.0×10^0	-	約 5.1×10^2	約 7.4×10^0
	大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	約 2.7×10^0	約 1.4×10^0	-	約 6.7×10^0	約 7.5×10^{-1}	
小計	約 1.2×10^1	約 8.4×10^0	0.0	約 5.2×10^2	約 8.2×10^0		
入退域時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	約 2.2×10^{-1}	約 1.7×10^{-1}	-	約 1.4×10^{-1}	約 8.0×10^{-2}	
	大気中へ放出された放射性物質による被ばく	(内部被ばく)	約 1.5×10^{-2}	約 1.1×10^{-2}	-	約 1.2×10^{-2}	約 1.6×10^{-2}
		(外部被ばく)	約 3.4×10^{-2}	約 2.6×10^{-2}	-	約 2.5×10^{-2}	約 2.6×10^{-2}
		合計	約 4.8×10^{-2}	約 3.6×10^{-2}	-	約 3.7×10^{-2}	約 4.1×10^{-2}
	大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	約 8.1×10^0	約 6.6×10^0	-	約 5.1×10^0	約 3.1×10^0	
小計	約 8.3×10^0	約 6.8×10^0	0.0	約 5.3×10^0	約 3.2×10^0		
合計		約 2.1×10^1	約 1.6×10^1	0.0	約 5.3×10^2	約 1.2×10^1	

表 4-43 中央制御室(炉心の著しい損傷が発生した場合)の運転員に及ぼす実効線量の内訳(マスク着用あり)
(格納容器ベントの実施を想定する場合)

被ばく経路		実効線量(mSv/7日間)					
		A班	B班	C班	D班	E班	
室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	約 1.3×10^{-2}	約 3.2×10^{-3}	-	約 4.1×10^{-2}	約 2.4×10^{-4}	
	大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 7.0×10^0	約 3.1×10^{-2}	-	約 7.0×10^0	約 7.3×10^{-3}	
	室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	(内部被ばく)	約 1.4×10^0	約 5.8×10^{-1}	-	約 2.6×10^1	約 5.3×10^{-1}
		(外部被ばく)	約 1.1×10^1	約 3.2×10^{-1}	-	約 5.6×10^0	約 1.7×10^{-2}
		合計	約 1.2×10^1	約 8.9×10^{-1}	-	約 3.2×10^1	約 5.5×10^{-1}
	大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	約 2.9×10^0	約 1.2×10^0	-	約 6.7×10^0	約 7.9×10^{-1}	
	小計	約 2.2×10^1	約 2.1×10^0	0.0	約 4.5×10^1	約 1.4×10^0	
入退域時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	約 1.9×10^{-1}	約 1.4×10^{-1}	-	約 1.2×10^{-1}	約 3.3×10^{-2}	
	大気中へ放出された放射性物質による被ばく	(内部被ばく)	約 8.8×10^{-3}	約 5.4×10^{-3}	-	約 5.7×10^{-3}	約 6.4×10^{-3}
		(外部被ばく)	約 3.1×10^{-2}	約 2.3×10^{-2}	-	約 1.6×10^{-2}	約 1.6×10^{-2}
		合計	約 4.0×10^{-2}	約 2.8×10^{-2}	-	約 2.2×10^{-2}	約 2.3×10^{-2}
	大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	約 8.2×10^0	約 6.8×10^0	-	約 5.2×10^0	約 3.3×10^0	
小計	約 8.4×10^0	約 7.0×10^0	0.0	約 5.4×10^0	約 3.3×10^0		
合計		約 3.1×10^1	約 9.0×10^0	0.0	約 5.1×10^1	約 4.6×10^0	

表 4-44 中央制御室(炉心の著しい損傷が発生した場合)の運転員に及ぼす実効線量の内訳(マスク着用なし)
(格納容器ベントの実施を想定する場合)

被ばく経路		実効線量(mSv/7日間)					
		A班	B班	C班	D班	E班	
室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	約 1.3×10^{-2}	約 3.2×10^{-3}	-	約 4.1×10^{-2}	約 2.4×10^{-4}	
	大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 7.0×10^0	約 3.1×10^{-2}	-	約 7.0×10^0	約 7.3×10^{-3}	
	室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	(内部被ばく)	約 8.0×10^0	約 3.8×10^0	-	約 5.0×10^2	約 2.9×10^0
		(外部被ばく)	約 1.1×10^1	約 3.2×10^{-1}	-	約 5.6×10^0	約 1.7×10^{-2}
		合計	約 1.9×10^1	約 4.1×10^0	-	約 5.0×10^2	約 2.9×10^0
	大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	約 2.9×10^0	約 1.2×10^0	-	約 6.7×10^0	約 7.9×10^{-1}	
	小計	約 2.9×10^1	約 5.2×10^0	0.0	約 5.2×10^2	約 3.7×10^0	
入退域時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	約 1.9×10^{-1}	約 1.4×10^{-1}	-	約 1.2×10^{-1}	約 3.3×10^{-2}	
	大気中へ放出された放射性物質による被ばく	(内部被ばく)	約 8.8×10^{-3}	約 5.4×10^{-3}	-	約 5.7×10^{-3}	約 6.4×10^{-3}
		(外部被ばく)	約 3.1×10^{-2}	約 2.3×10^{-2}	-	約 1.6×10^{-2}	約 1.6×10^{-2}
		合計	約 4.0×10^{-2}	約 2.8×10^{-2}	-	約 2.2×10^{-2}	約 2.3×10^{-2}
	大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	約 8.2×10^0	約 6.8×10^0	-	約 5.2×10^0	約 3.3×10^0	
小計	約 8.4×10^0	約 7.0×10^0	0.0	約 5.4×10^0	約 3.3×10^0		
合計		約 3.7×10^1	約 1.3×10^1	0.0	約 5.2×10^2	約 7.0×10^0	

表 4-45 酸素及び二酸化炭素濃度許容濃度

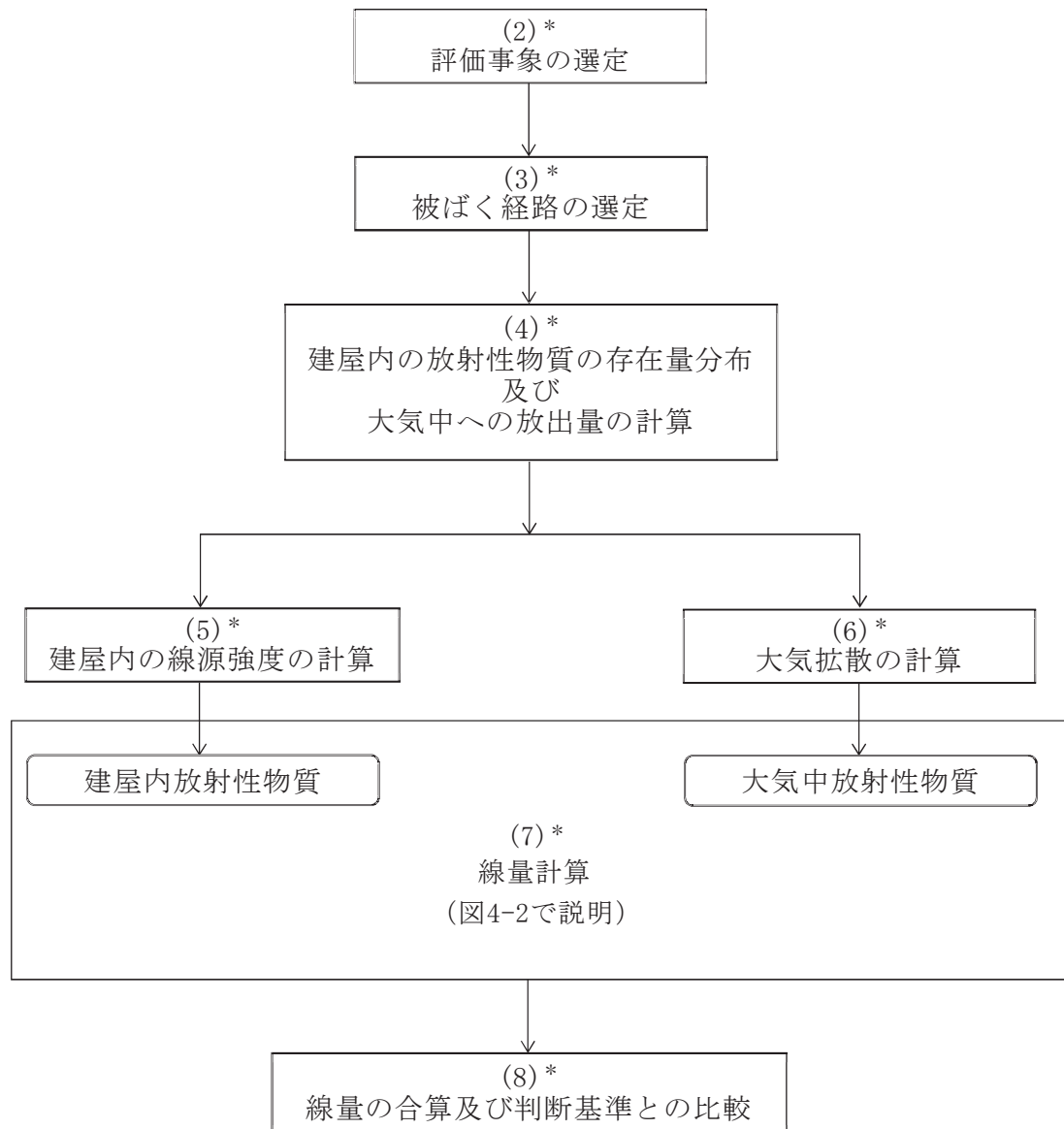
項目	許容濃度	備考
酸素濃度	18 Vol% 以上	「労働安全衛生法酸素欠乏症等防止規則」を準拠（労働者を従事させる場合の空気中の最低酸素濃度）
二酸化炭素濃度	1.0 Vol% 以下	「労働安全衛生規則」に余裕を考慮（坑内の炭酸ガス濃度の基準 1.5%に余裕を考慮）

表 4-46 中央制御室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	設計基準事故時	7人		運転員の人数	—
	炉心の著しい損傷が発生した場合	12人		運転員の人数	—
評価期間	設計基準事故時	事故後 30日間		設計基準事故時の被ばく評価期間	—
	炉心の著しい損傷が発生した場合	事故後 7日間		炉心の著しい損傷が発生した場合の被ばく評価期間	—
空気流入	設計基準事故時	0.0回/h		外気の遮断を想定 (但し、必要に応じて500 m ³ /hの外気取入れを行う)	—
	炉心の著しい損傷が発生した場合	~ 0.5h	0.0回/h	全交流動力電源喪失によるファン停止を想定	—
		0.5 h ~	0.0回/h	設計基準事故時に同じ外気の遮断を想定 (但し、必要に応じて500 m ³ /hの外気取入れを行う)	—
中央制御室バウンダリ体積		8153m ³		中央制御室換気系の処理対象となる区画の体積である8153 m ³ を採用	図4-37参照
初期酸素濃度		20.95Vo1%		「空気調和・衛生工学便覧」の成人の呼吸気・肺胞気の組成の値を使用	—
初期二酸化炭素濃度		0.03Vo1%		「空気調和・衛生工学便覧」の外気の汚染物質濃度より引用	—
酸素消費量		プルーム通過前後 66 L/h	プルーム通過中 22 L/h	プルーム通過前後 「空気調和・衛生工学便覧」より「歩行」より引用 プルーム通過中 「空気調和・衛生工学便覧」より「静座」より引用	1人当たりの消費量
二酸化炭素吐出し量		プルーム通過前後 30 L/h	プルーム通過中 22 L/h	プルーム通過前後 「空気調和・衛生工学便覧」より「軽作業」より引用 プルーム通過中 「空気調和・衛生工学便覧」より「極軽作業」より引用	1人当たりの吐出し量

表 4-47 中央制御室待避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	12 人	中央制御室待避所内にとどまる要員数	—
中央制御室待避所パウ ンダリ体積	162m ³	処理対象となる区画の体積	図4-37 参照
評価期間	10 時間	被ばく評価上, 中央制御室待避所内にと どまる期間	—
初期酸素濃度	20.95Vo1%	「空気調和・衛生工学便覧」の成人の呼 吸気・肺胞気の組成の値を使用	—
初期二酸化炭素濃度	0.03Vo1%	「空気調和・衛生工学便覧」の外気の汚染 物質濃度より引用	—
酸素消費量 (空気ポンベ使用時)	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 「静座」より引用	1 人あたり の消費量
二酸化炭素吐出し量 (空気ポンベ使用時)	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 人あたり の吐出し量



注記 * : 「4.1.1 評価方針」の項番号を示す。

図4-1 居住性に係る被ばく評価の手順

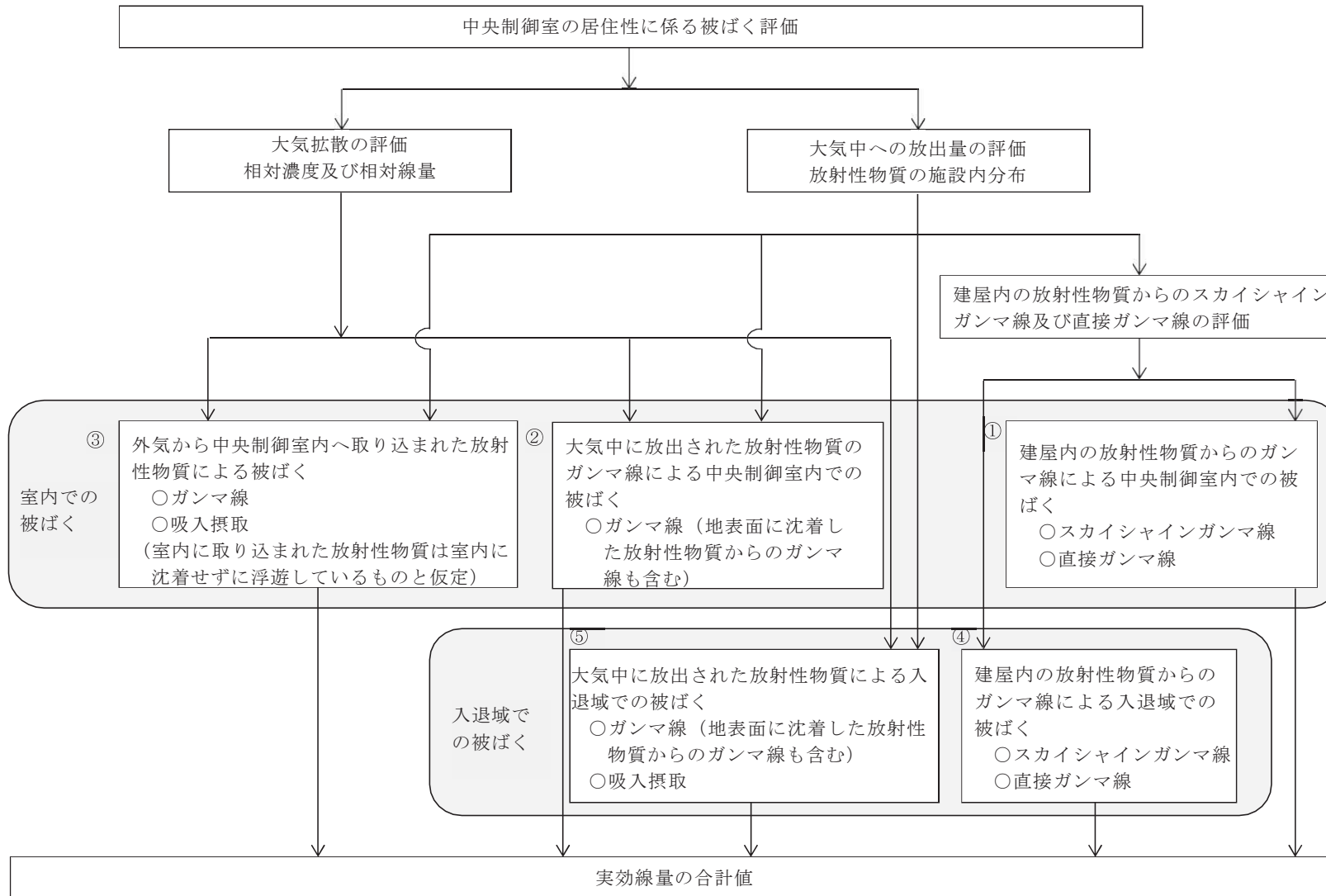


図4-2 中央制御室の運転員の被ばく経路

中央制御室内での被ばく	① 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく (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)
	② 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく (クラウドシャインガンマ線及びグランドシャインガンマ線による外部被ばく)
	③ 外気から室内に取り込まれた放射性物質による被ばく (吸入摂取による内部被ばく及び室内に浮遊している放射性物質からのガンマ線による外部被ばく)
入退域時の被ばく	④ 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく (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)
	⑤ 大気中へ放出された放射性物質による被ばく (クラウドシャインガンマ線及びグランドシャインガンマ線による外部被ばく並びに吸入摂取による内部被ばく)

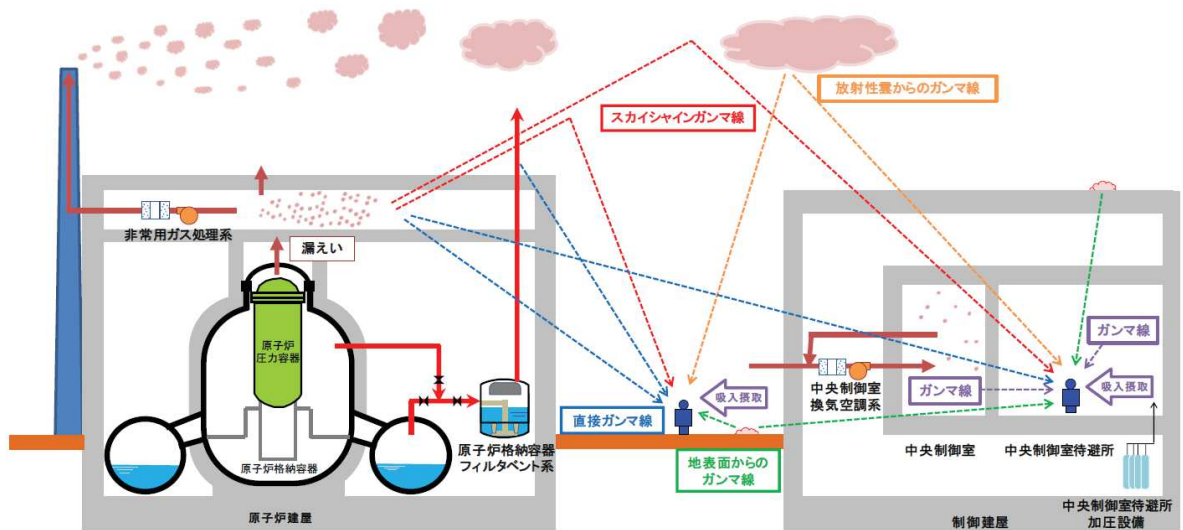


図4-3 中央制御室の居住性に係る被ばく経路イメージ

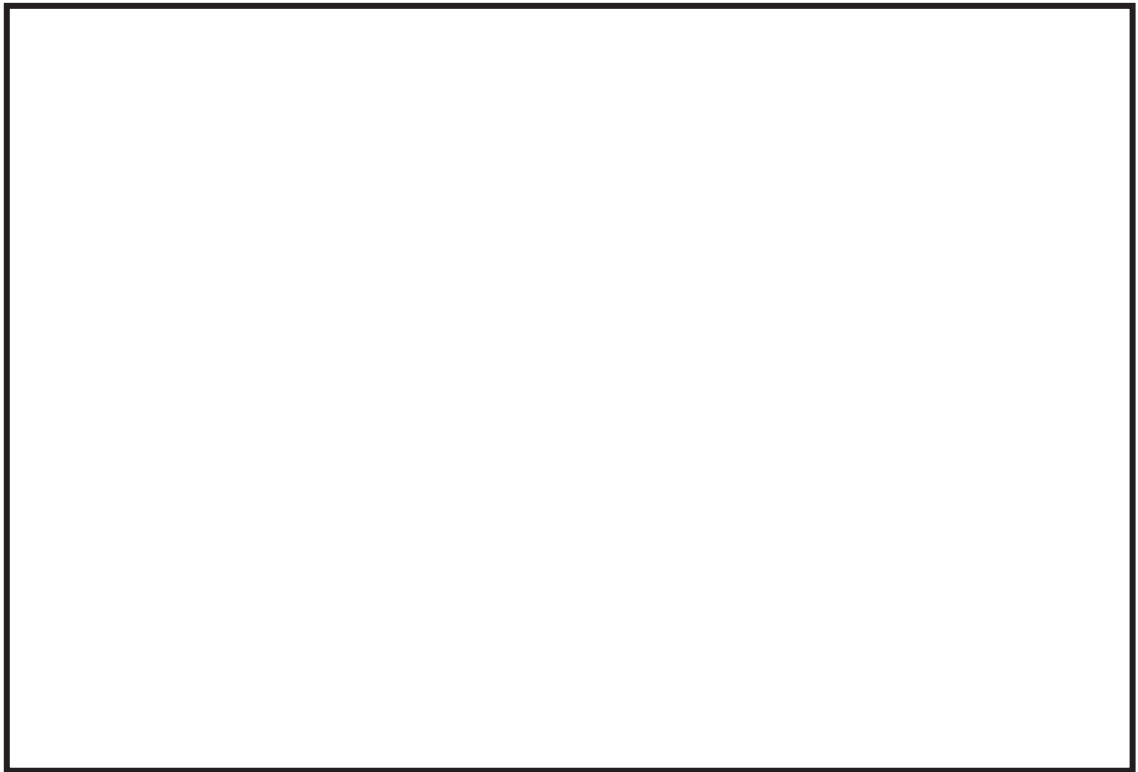


図4-4 放射性物質の放出源と評価点の位置関係（設計基準事故時）

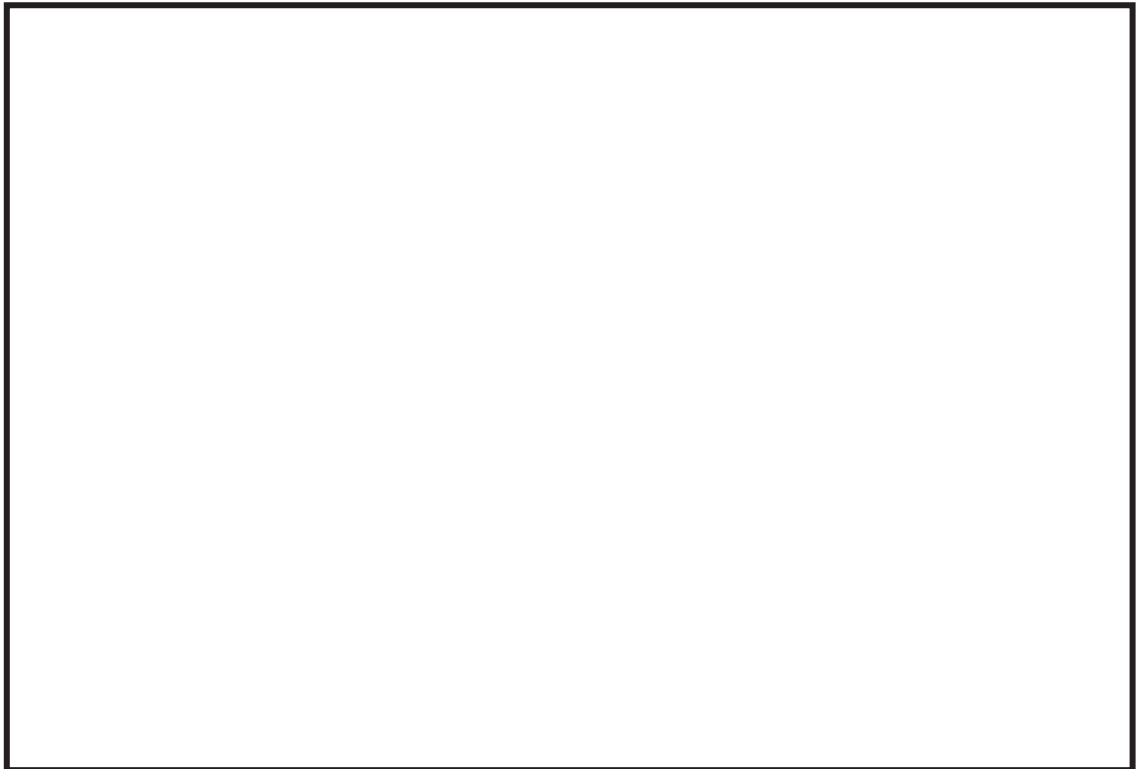
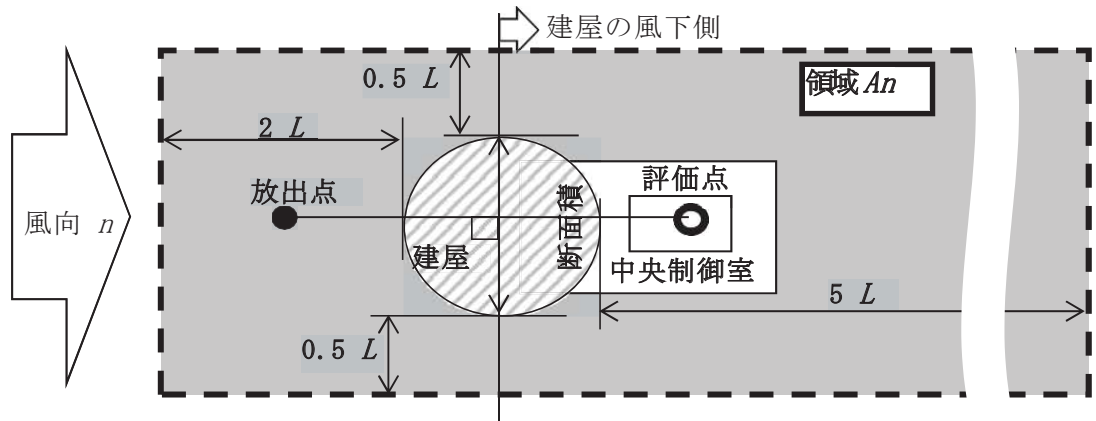


図4-5 放射性物質の放出源と評価点の位置関係（炉心の著しい損傷が発生した場合）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

風向に対して垂直な
建屋の中心線



注： L は風向に垂直な建屋又は建屋群の、投影面高さ又は投影幅の小さい方

図4-6 建屋影響を考慮する条件（水平断面での位置関係）



図4-7 評価対象方位の選定(1/4) (排気筒→中央制御室中心)

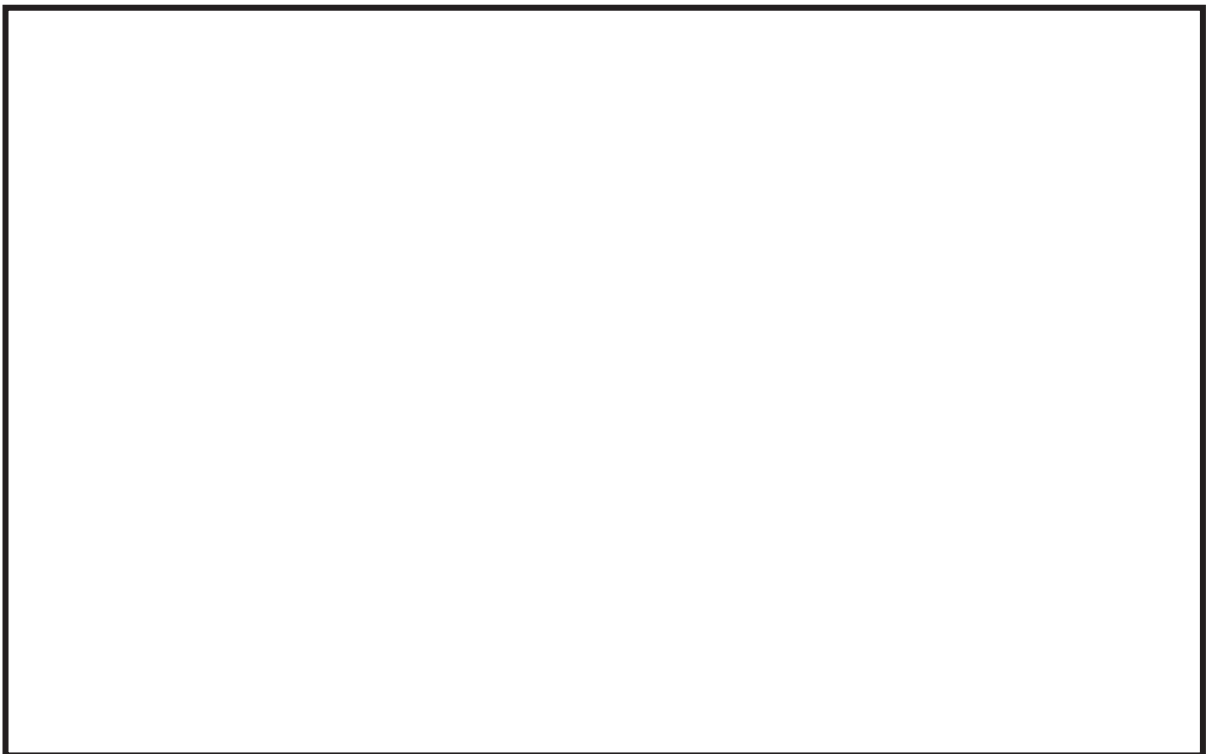


図4-7 評価対象方位の選定(2/4) (排気筒→中央制御室換気空調系給気口)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



図4-7 評価対象方位の選定(3/4) (排気筒→出入管理所)

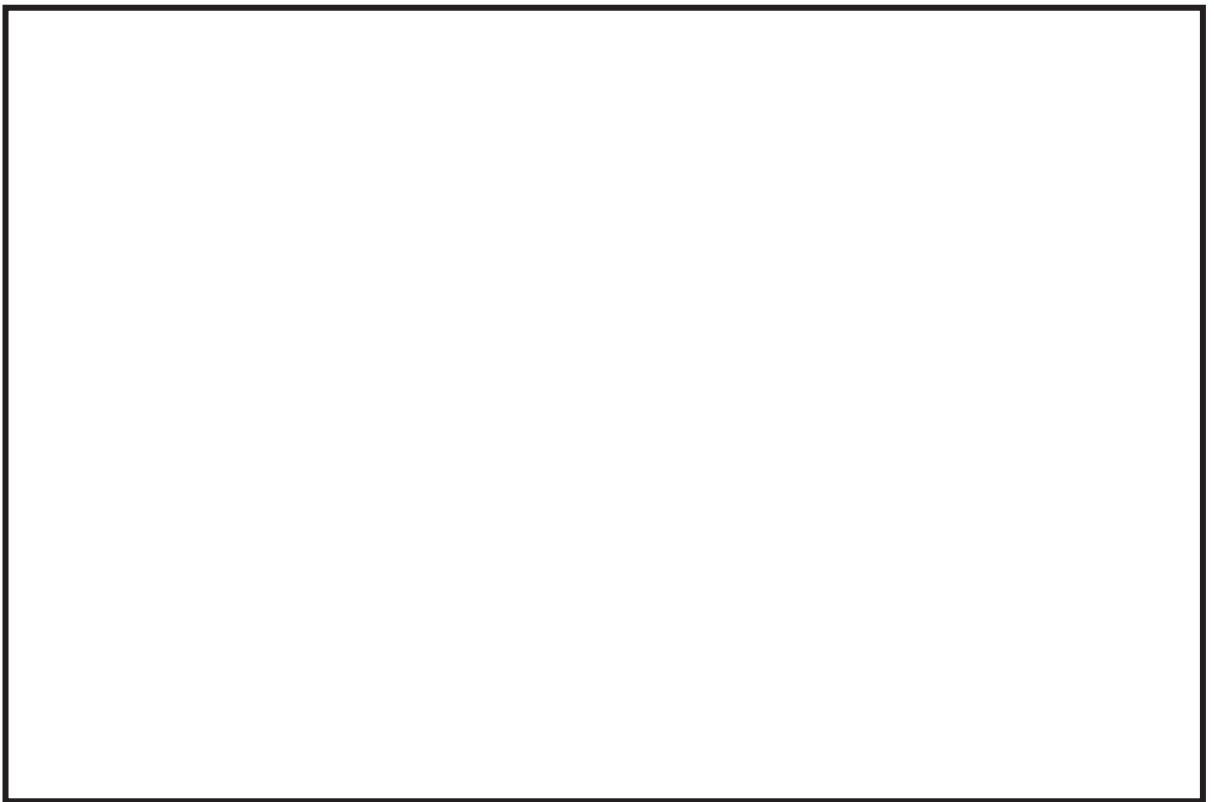


図4-7 評価対象方位の選定(4/4) (排気筒→制御建屋出入口)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

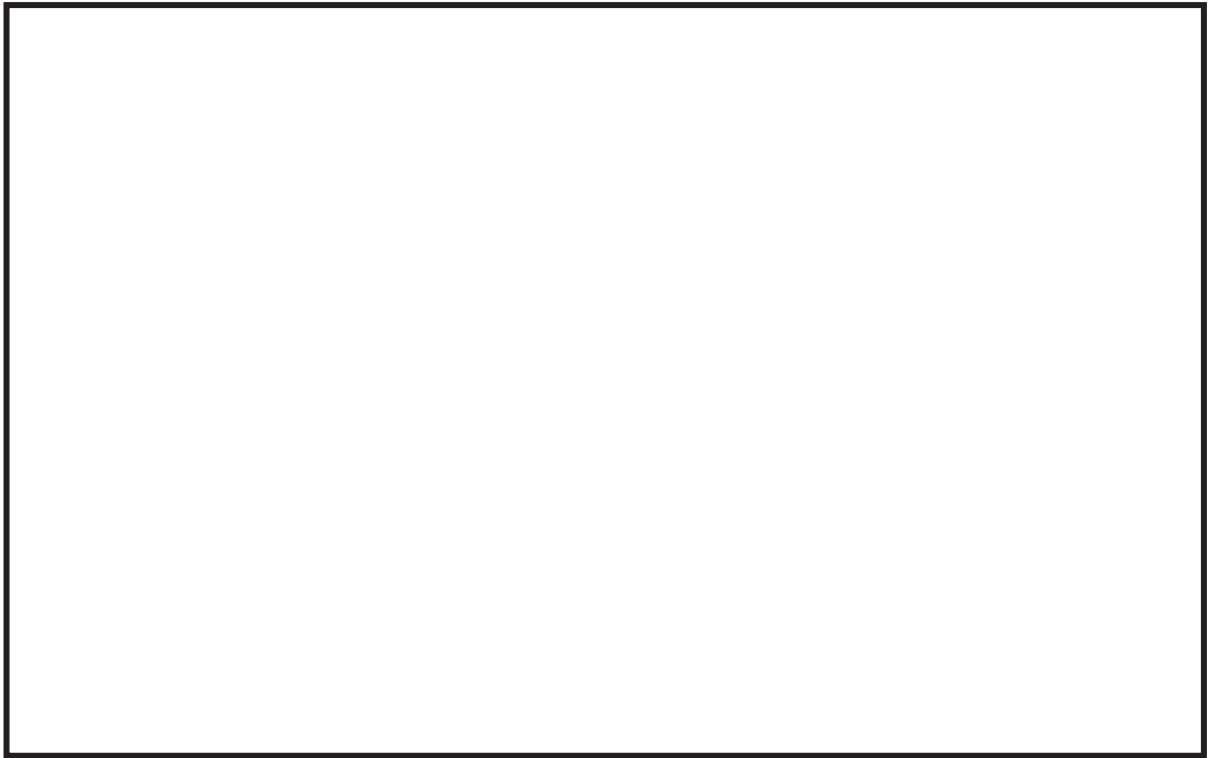


図4-8 評価対象方位の選定 (1/4) (原子炉建屋ブローアウトパネル→中央制御室中心)

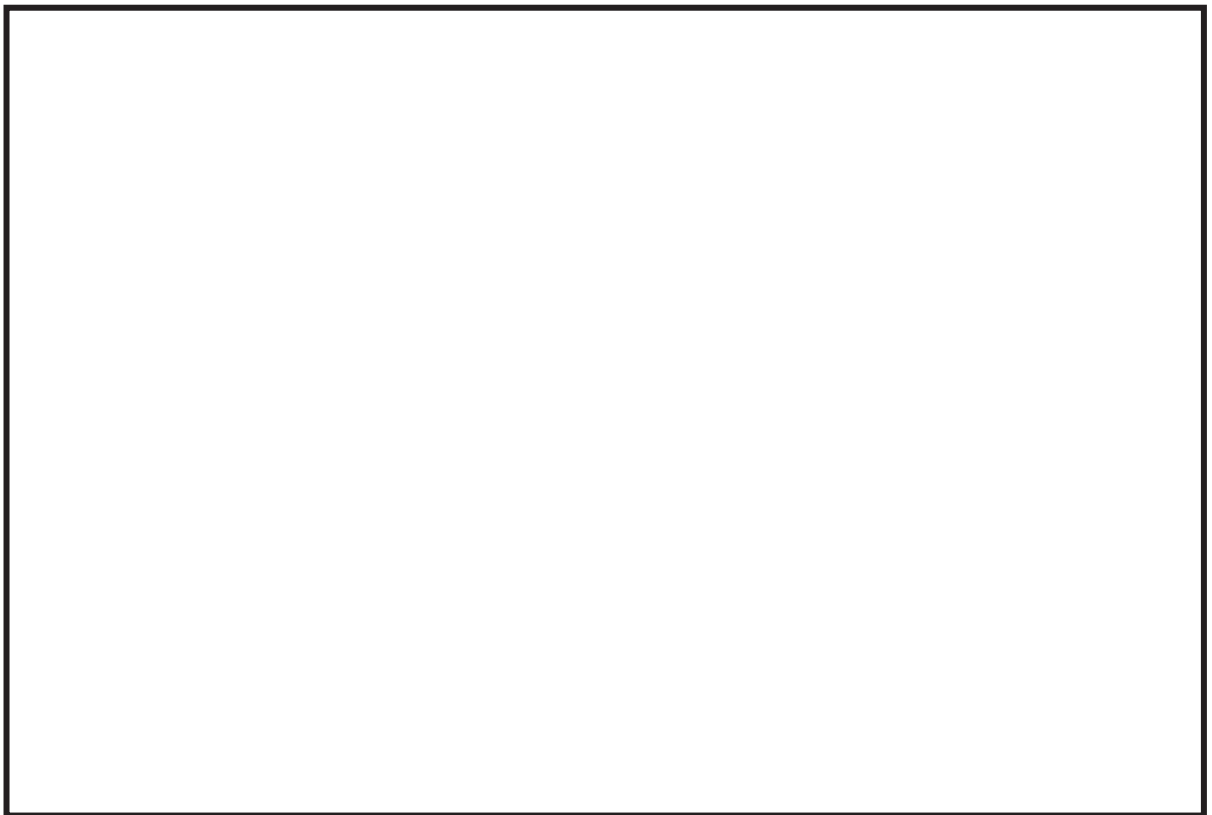


図4-8 評価対象方位の選定 (2/4)
(原子炉建屋ブローアウトパネル→中央制御室換気空調系給気口)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

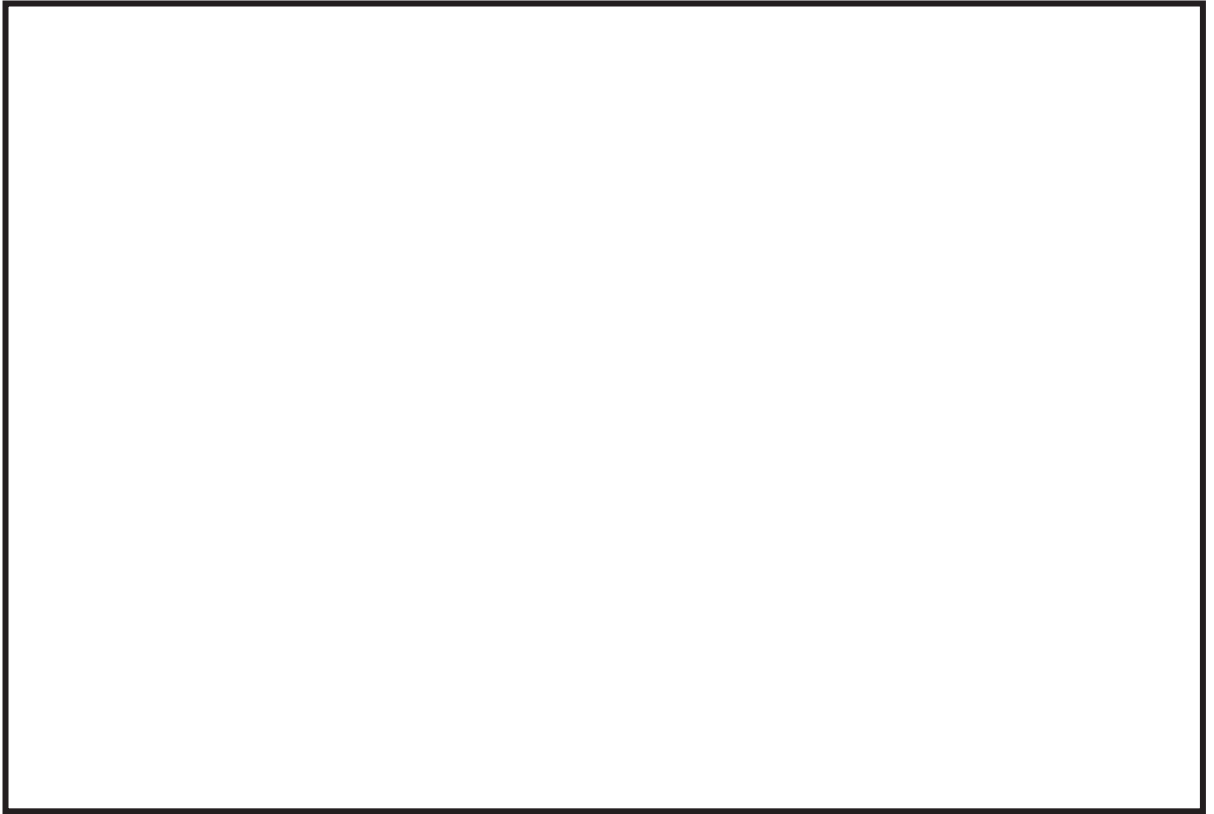


図4-8 評価対象方位の選定(3/4) (原子炉建屋ブローアウトパネル→出入管理所)

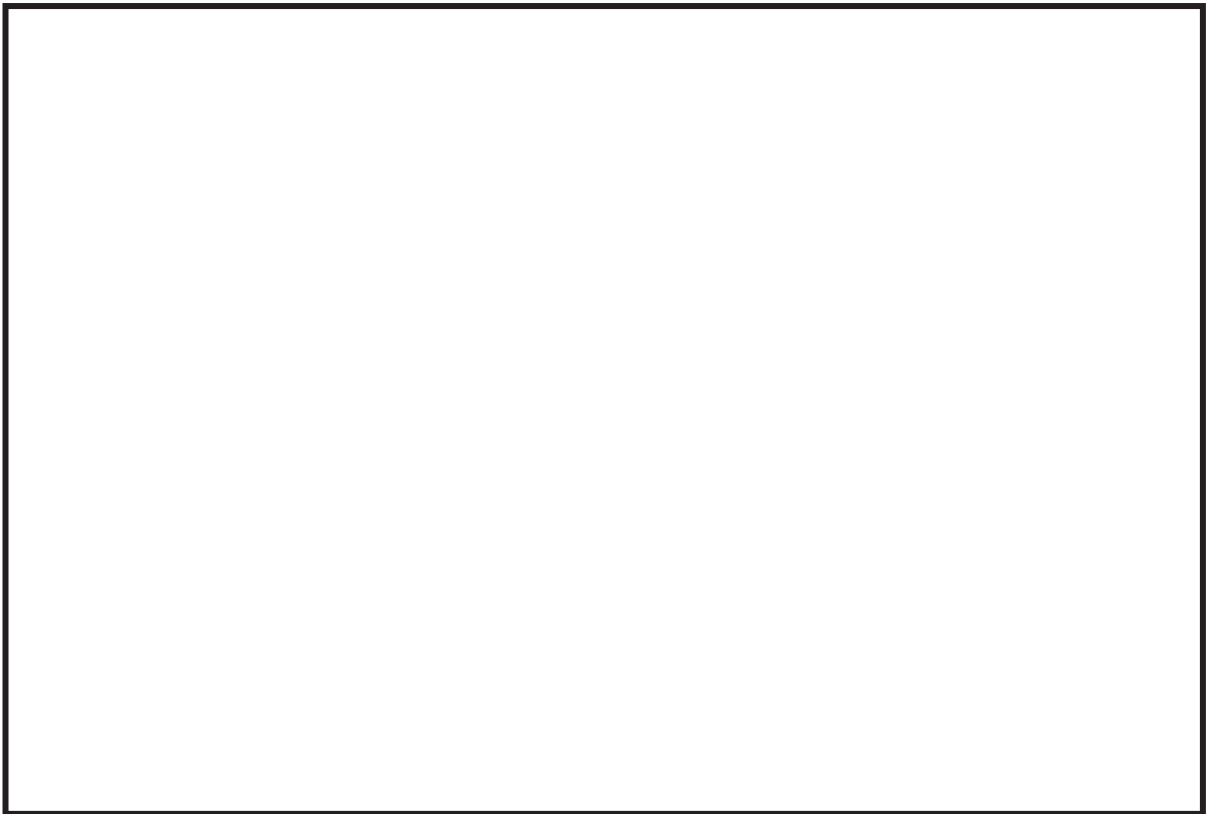


図4-8 評価対象方位の選定(4/4) (原子炉建屋ブローアウトパネル→制御建屋出入口)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

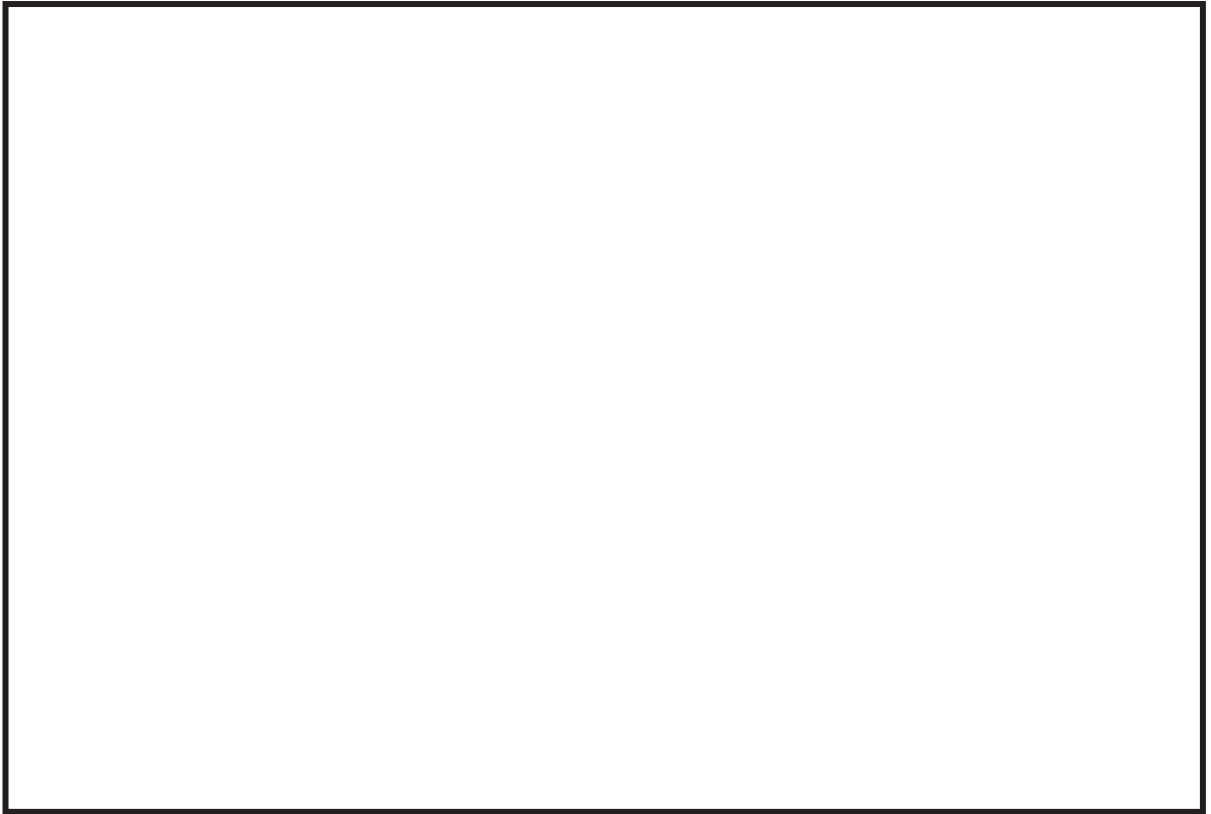


図4-9 評価対象方位の選定(1/4) (タービン建屋ブローアウトパネル→中央制御室中心)

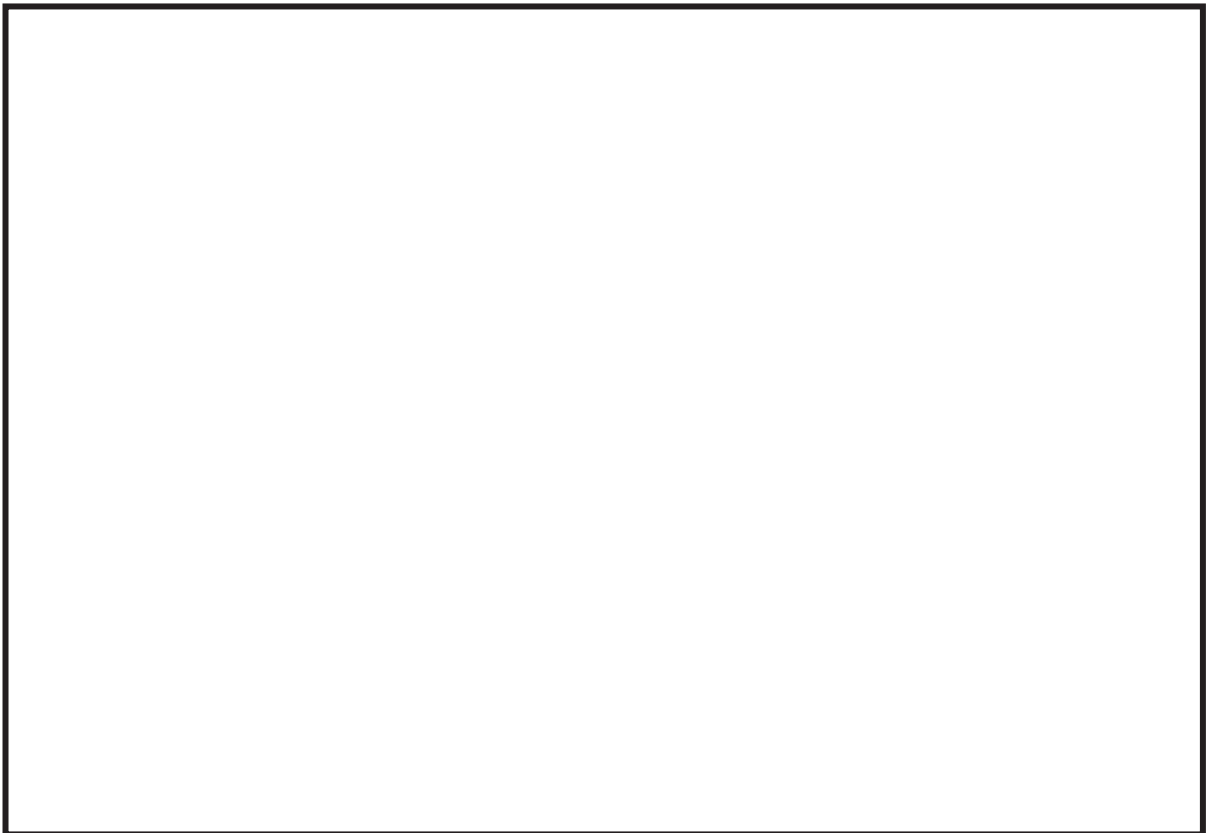


図4-9 評価対象方位の選定(2/4)
(タービン建屋ブローアウトパネル→中央制御室換気空調系給気口)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

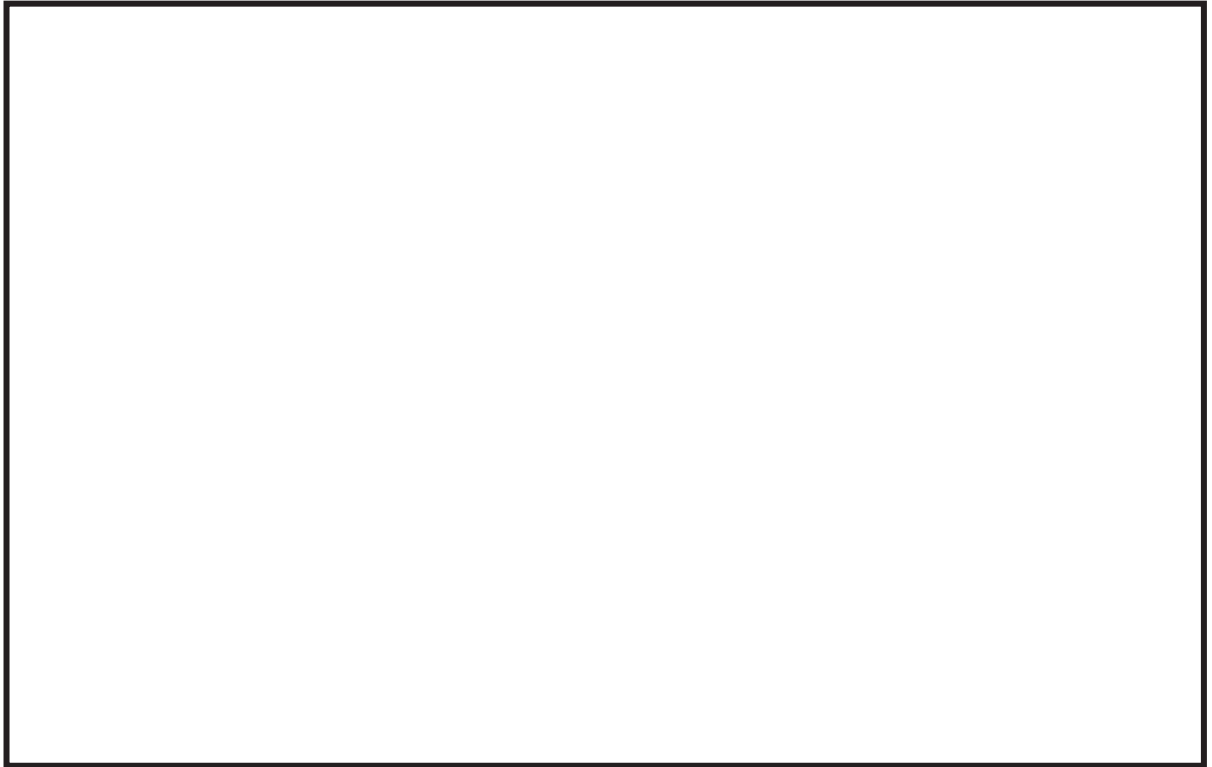


図4-9 評価対象方位の選定 (3/4) (タービン建屋ブローアウトパネル→出入管理所)

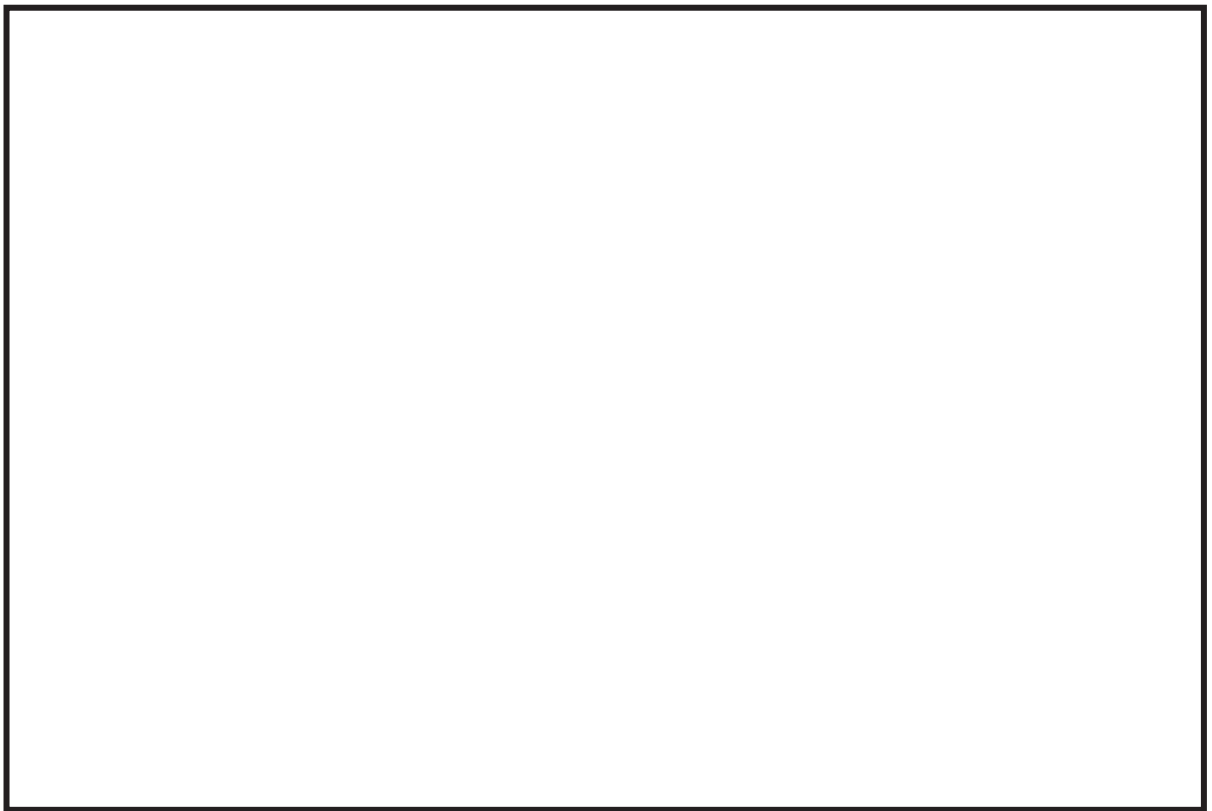


図4-9 評価対象方位の選定 (4/4) (タービン建屋ブローアウトパネル→制御建屋出入口)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

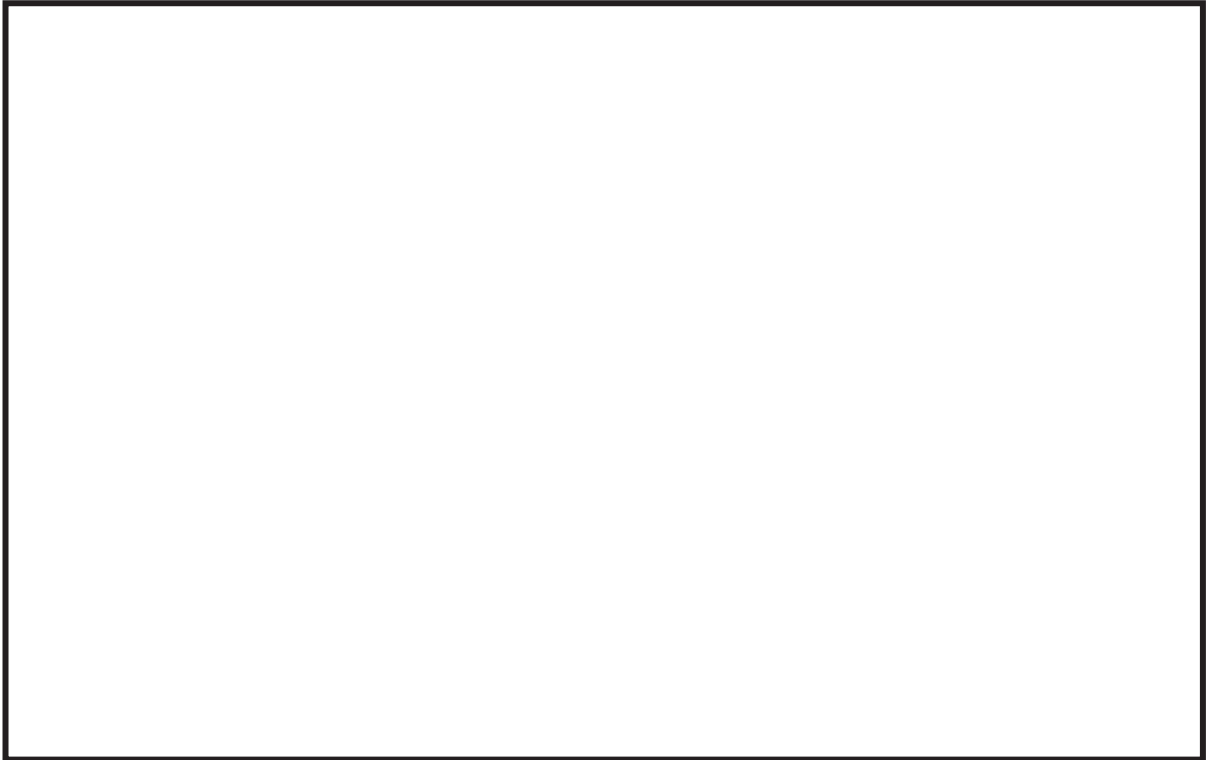


図4-10 評価対象方位の選定(1/4)
(原子炉格納容器フィルタベント系排気管→中央制御室中心)

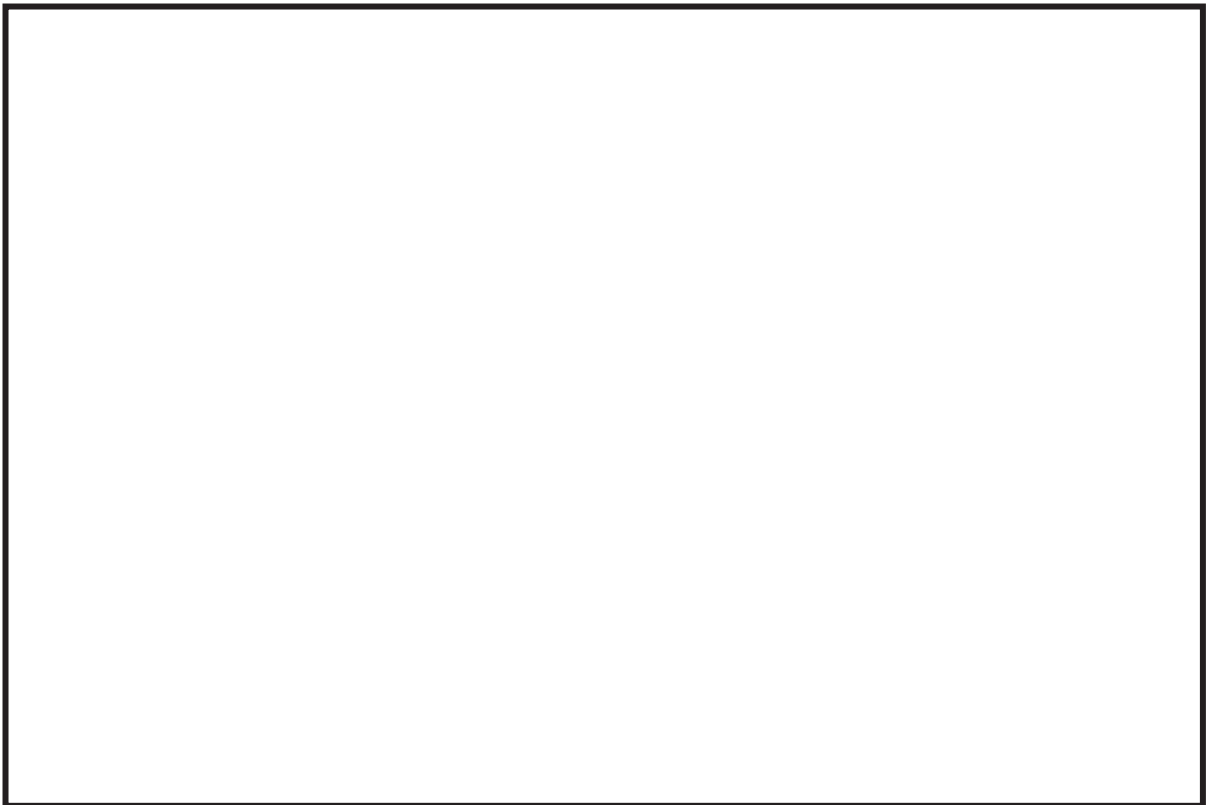


図4-10 評価対象方位の選定(2/4)
(原子炉格納容器フィルタベント系排気管→中央制御室換気空調系給気口)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

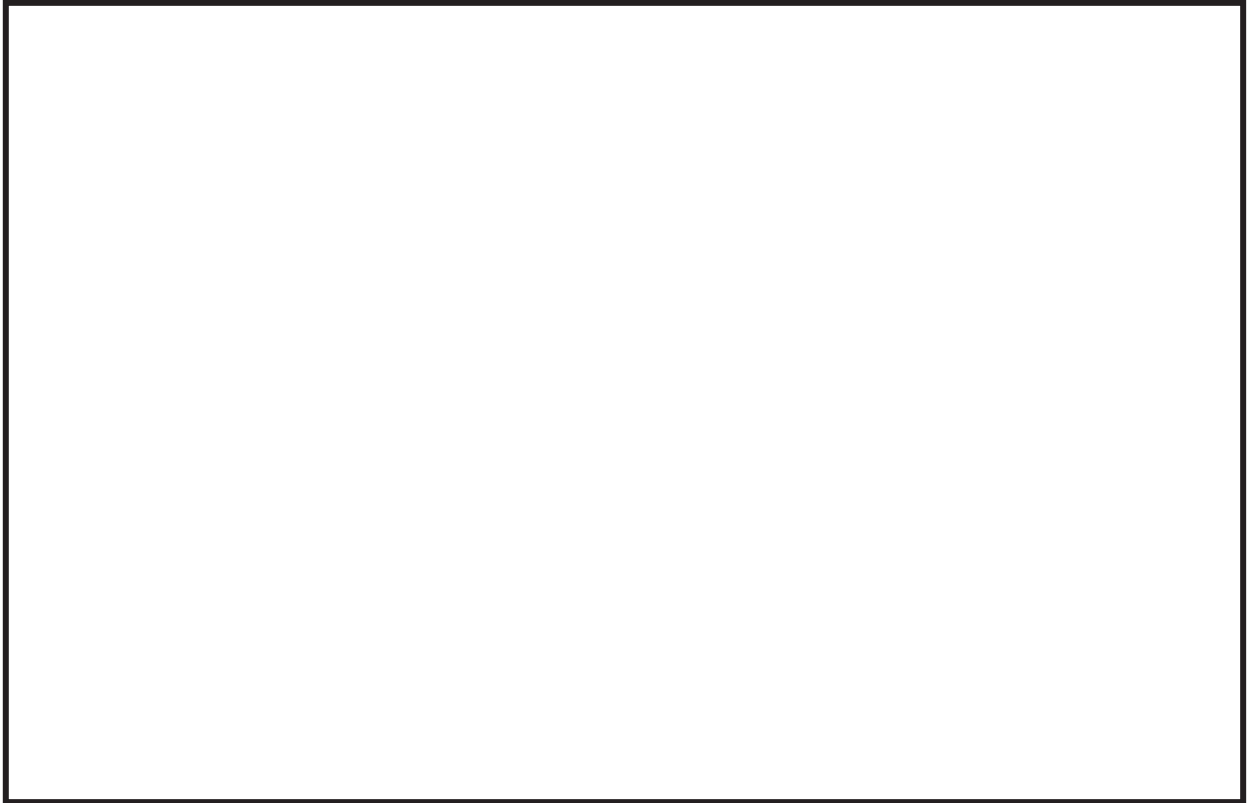


図4-10 評価対象方位の選定(3/4)
(原子炉格納容器フィルタベント系排気管→出入管理所)



図4-10 評価対象方位の選定(4/4)
(原子炉格納容器フィルタベント系排気管→制御建屋出入口)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



図4-11 原子炉建屋断面積（投影面積）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

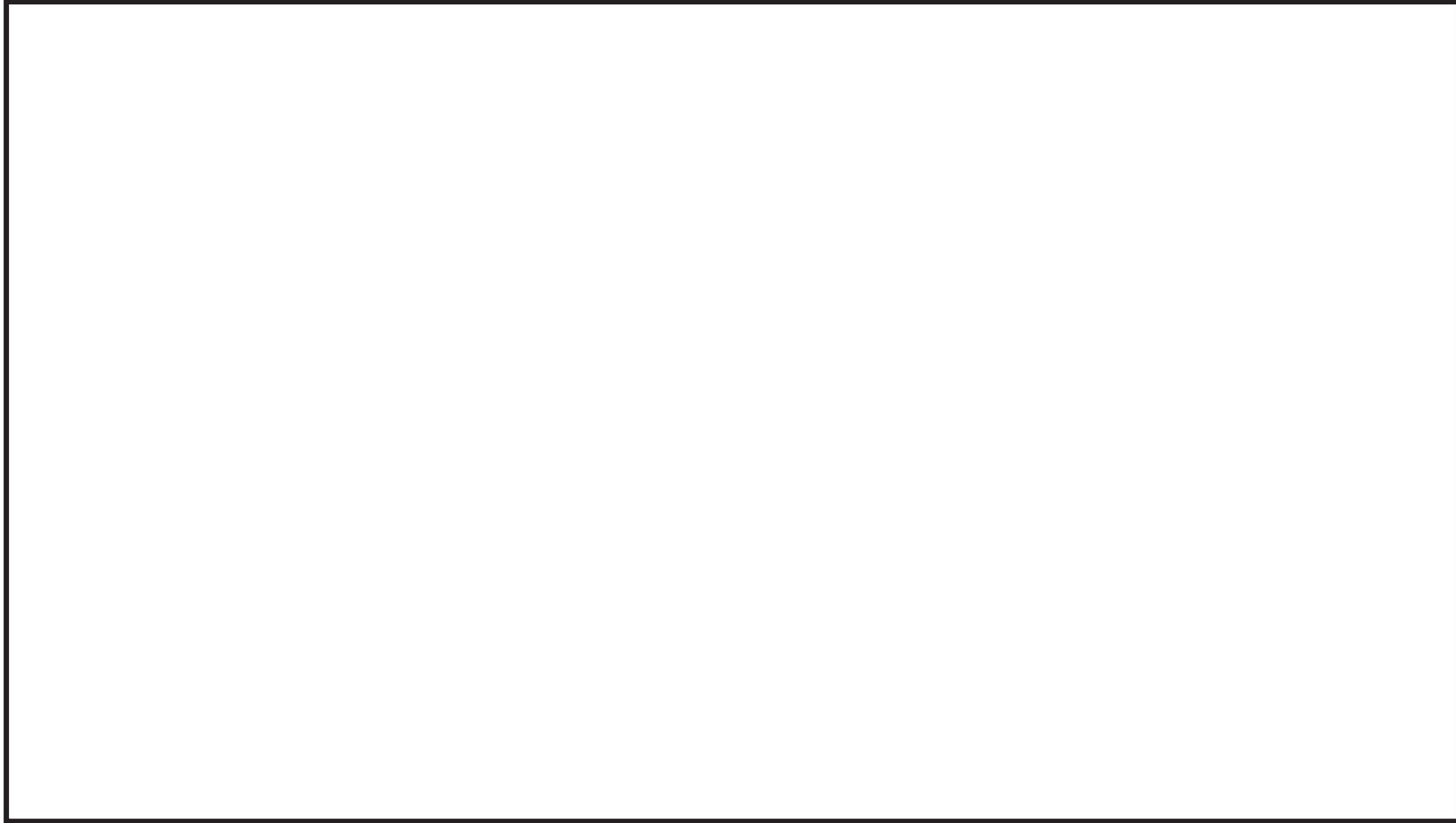


図4-12 タービン建屋断面積（投影面積）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

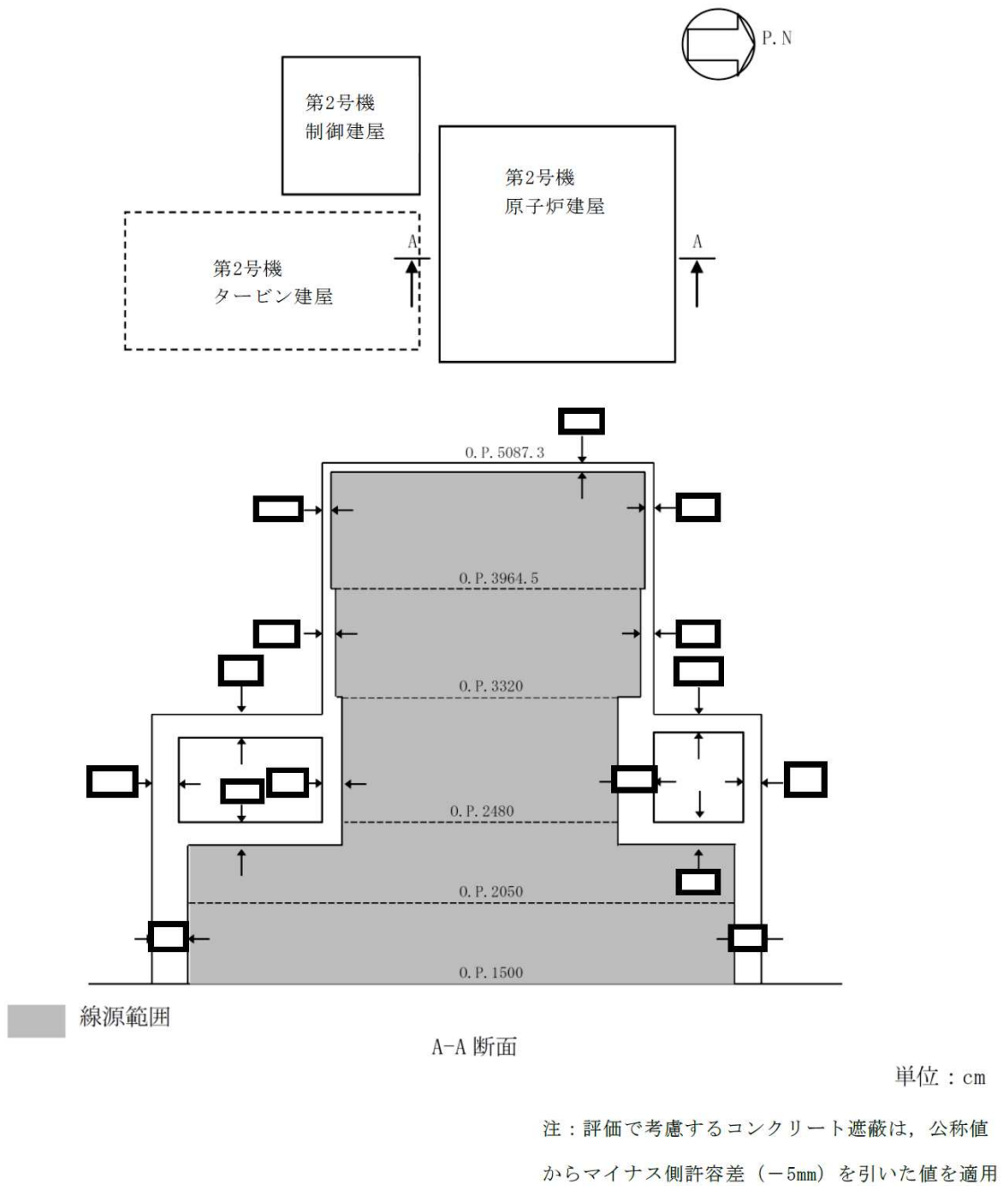
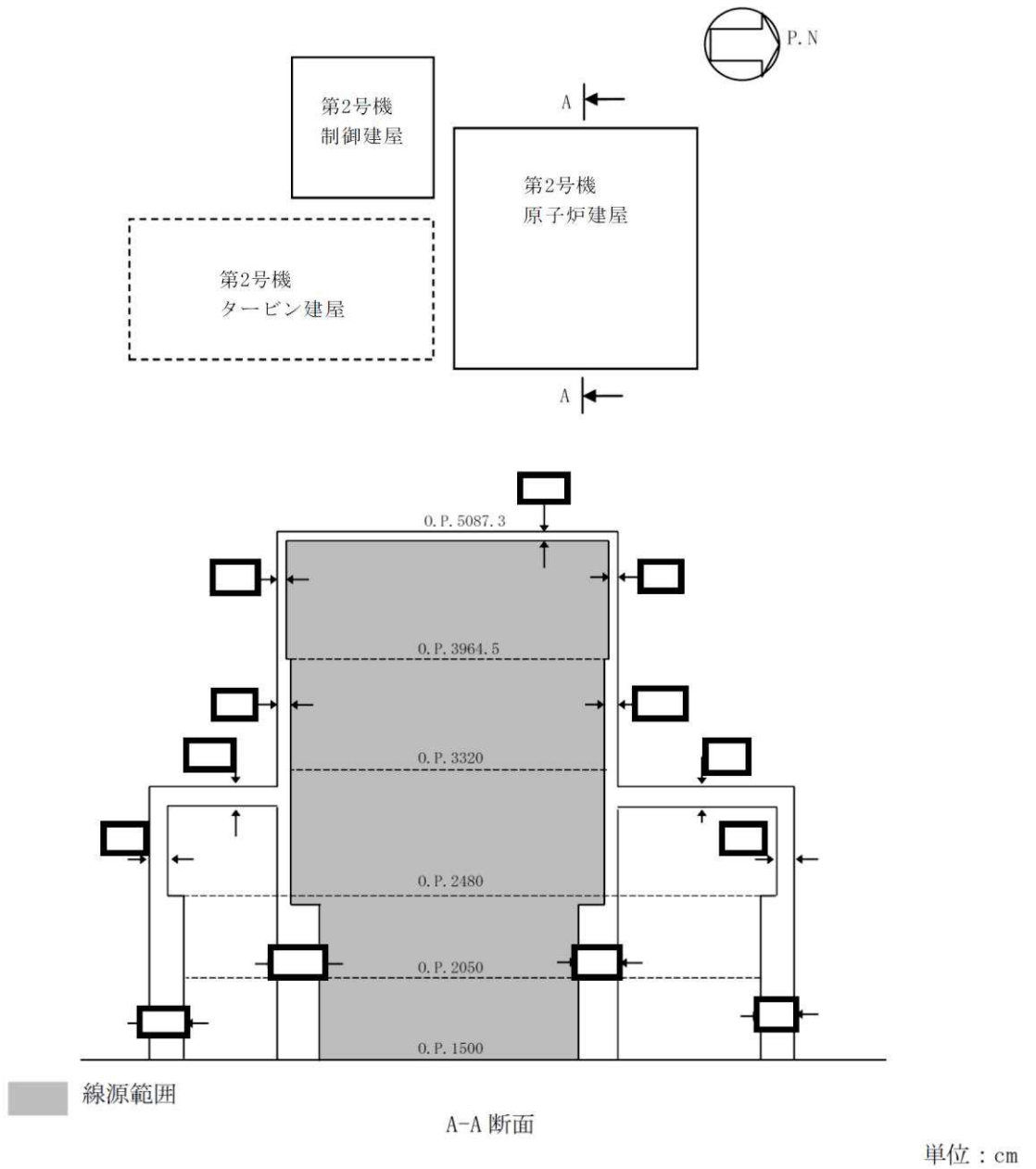


図4-13 原子炉冷却材喪失時の直接ガンマ線評価モデル（原子炉建屋）（1/2）

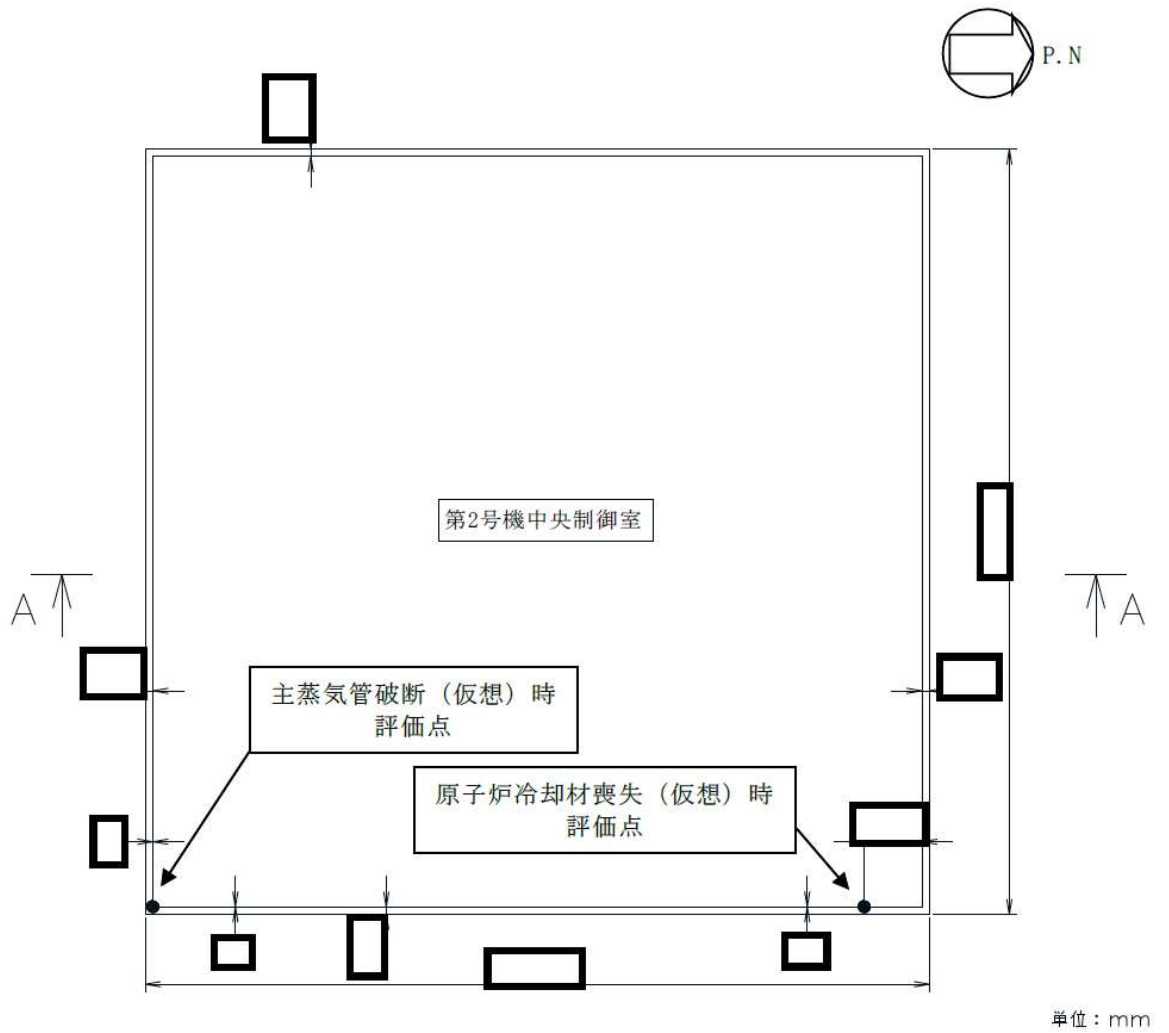
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



注：評価で考慮する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4-13 原子炉冷却材喪失時の直接ガンマ線評価モデル（原子炉建屋）（2/2）

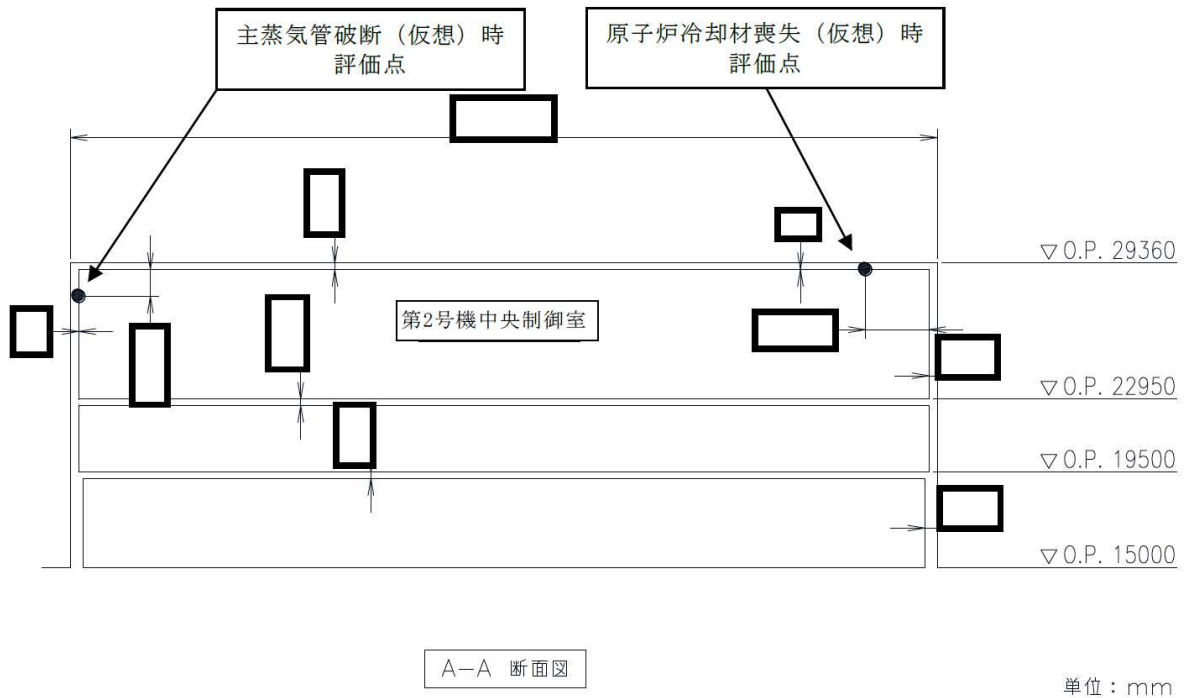
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



注: 評価で考慮する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4-14 原子炉冷却材喪失時及び主蒸気管破断時の直接ガンマ線及びスカイラインガンマ線評価モデル (制御建屋) (1/2)

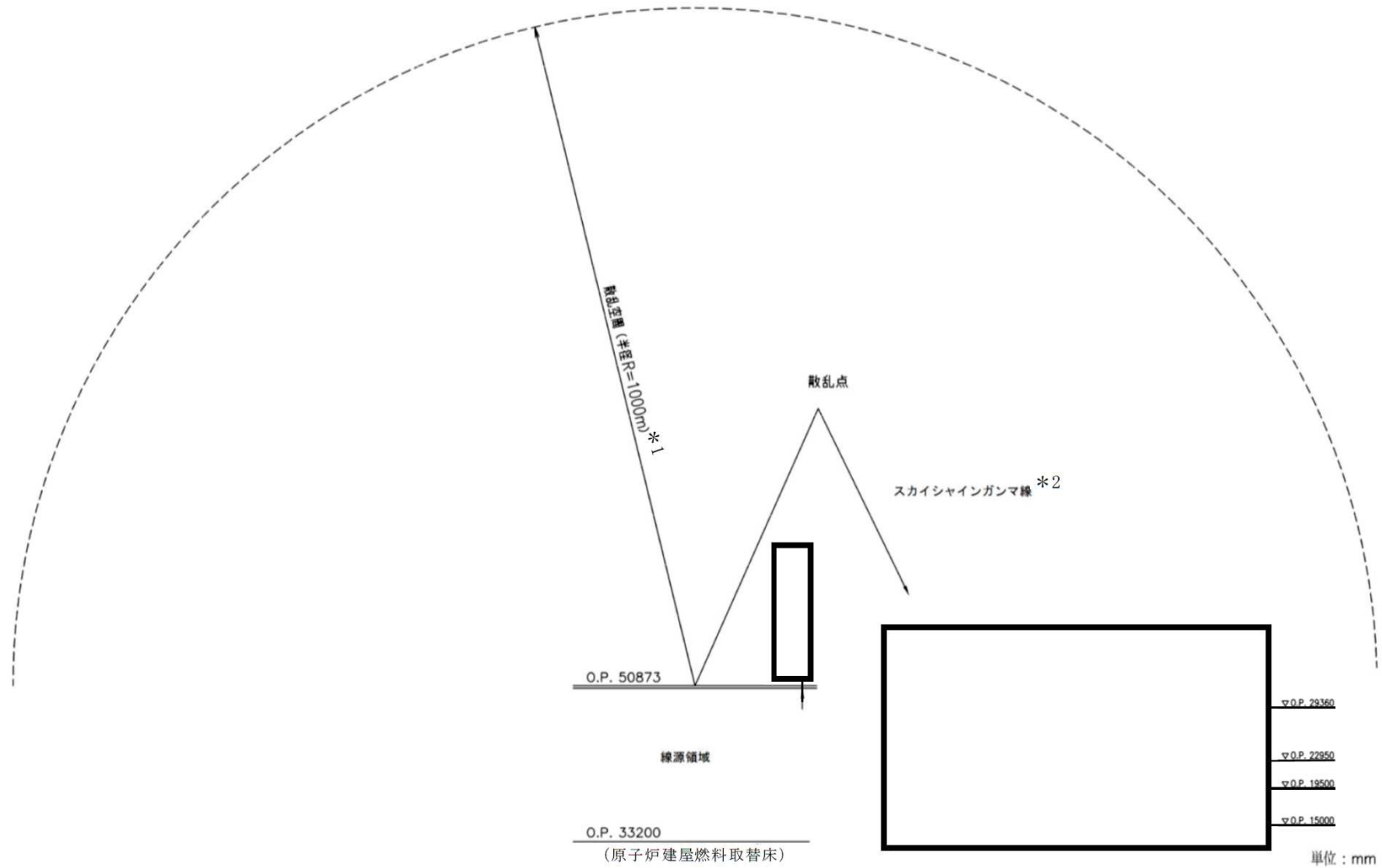
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



注：評価で考慮する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4-14 原子炉冷却材喪失時及び主蒸気管破断時の直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線評価モデル（制御建屋）（2/2）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



注記*1: 散乱空間は原子炉建屋から制御建屋までを包絡する距離として設定
*2: 本評価モデルはスカイシャインガンマ線の評価モデル

図4-15 原子炉冷却材喪失時のスカイシャインガンマ線評価モデル

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

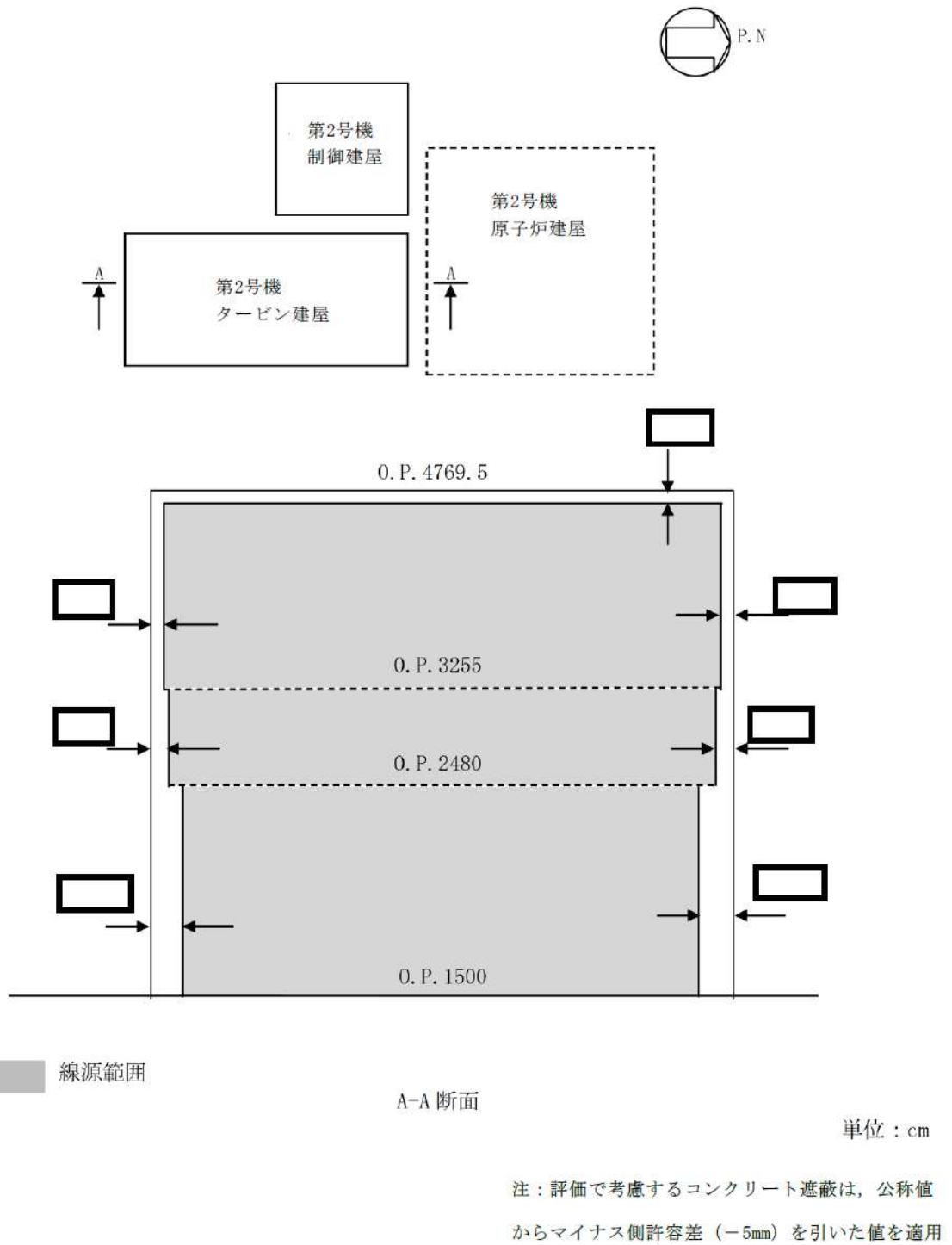
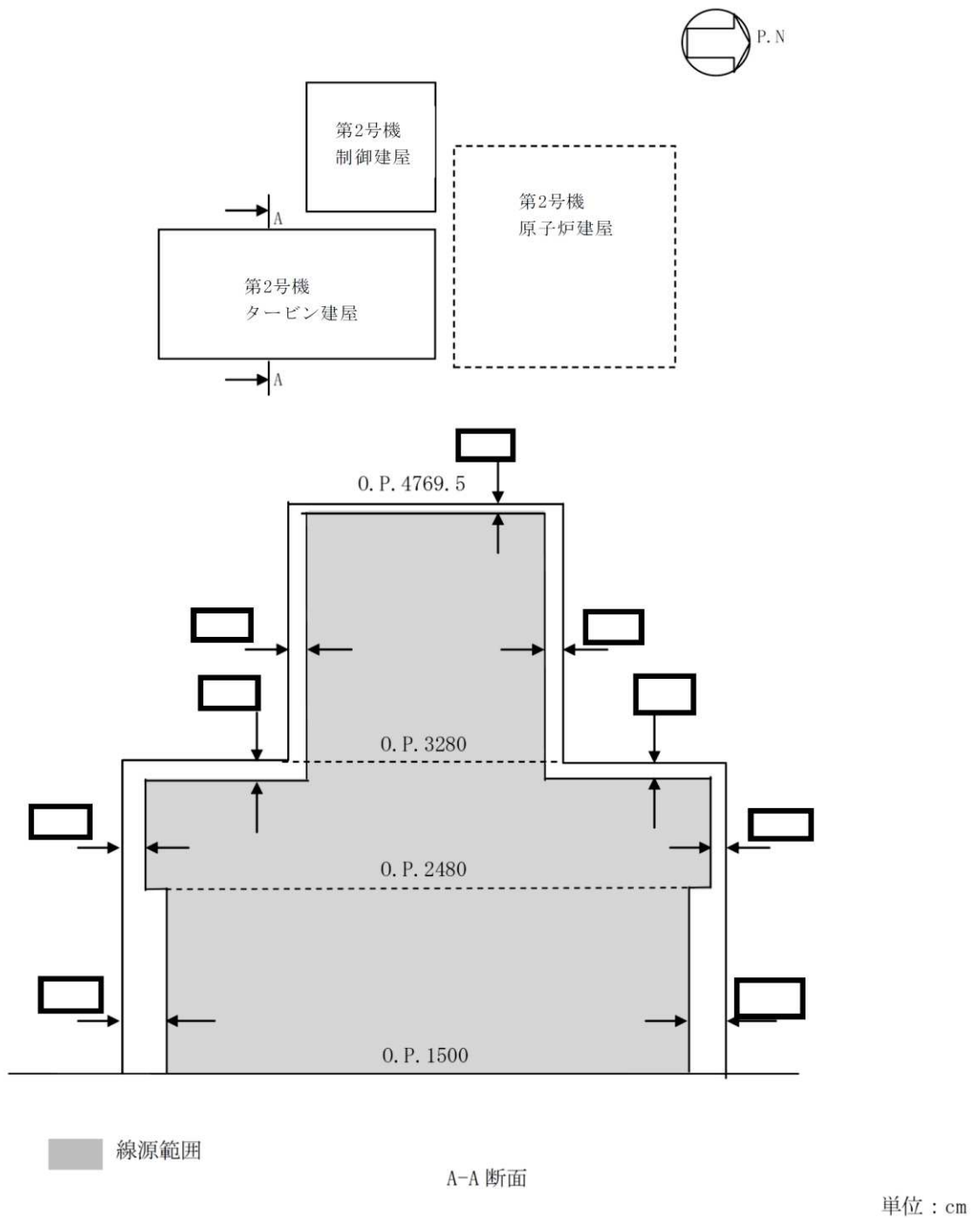


図4-16 主蒸気管破断時の直接ガンマ線評価モデル（タービン建屋）（1/2）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



注：評価で考慮する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4-16 主蒸気管破断時の直接ガンマ線評価モデル（タービン建屋）（2/2）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

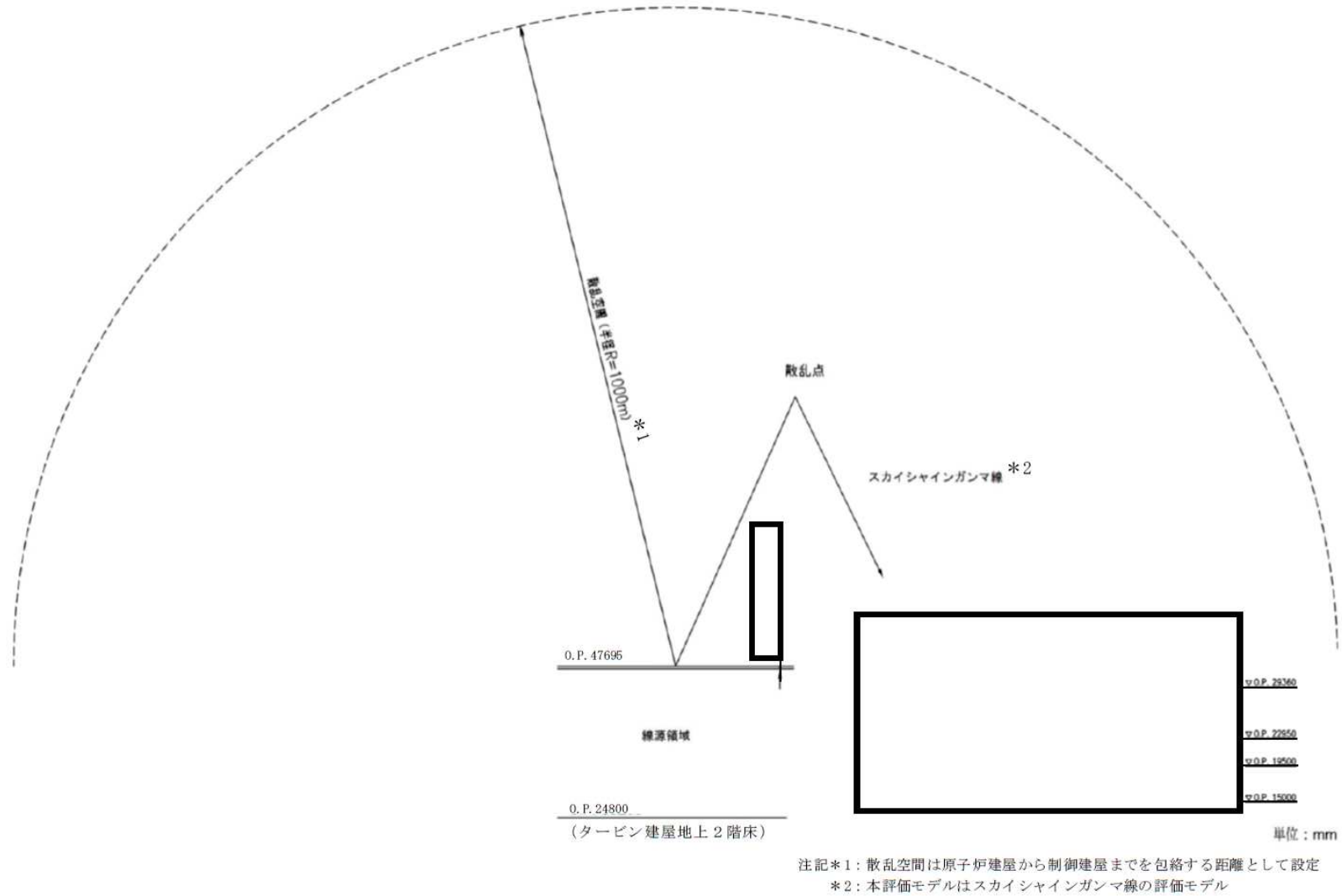
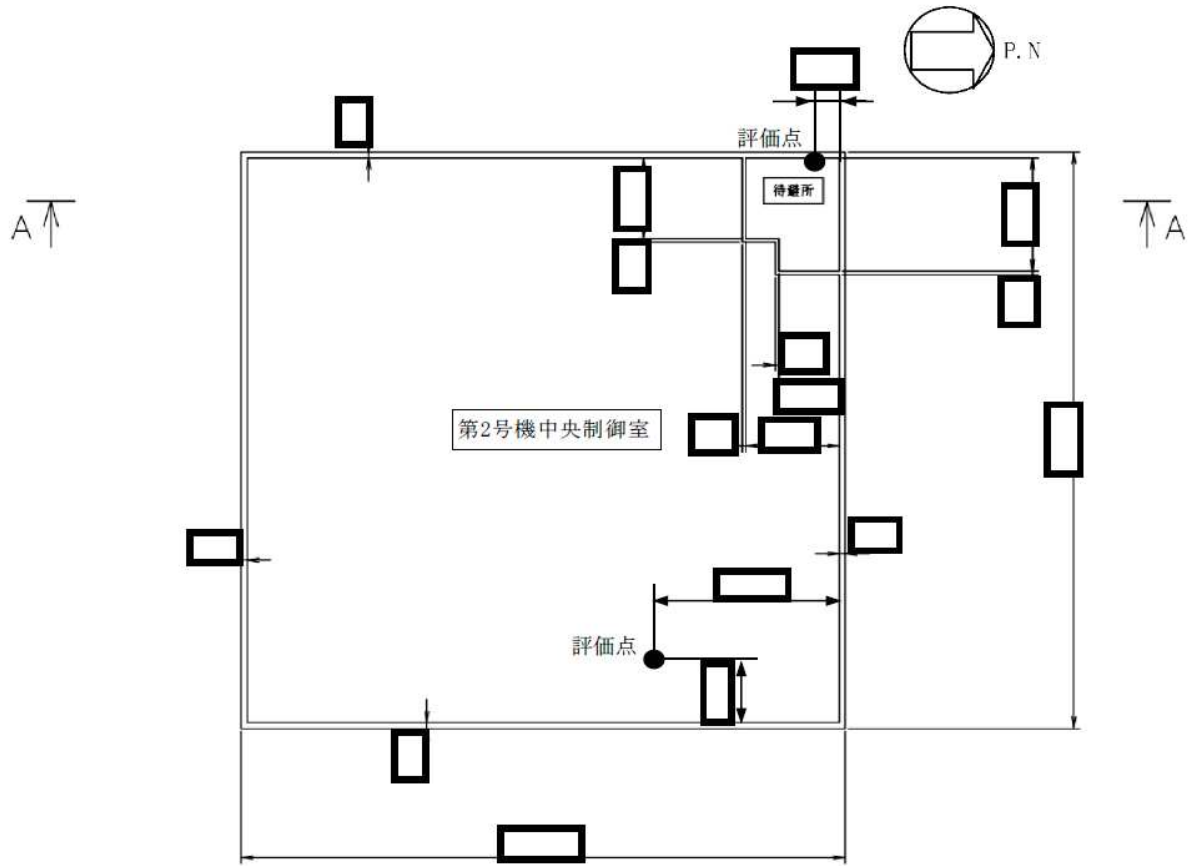


図4-17 主蒸気管破断時のスカイシャインガンマ線評価モデル

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

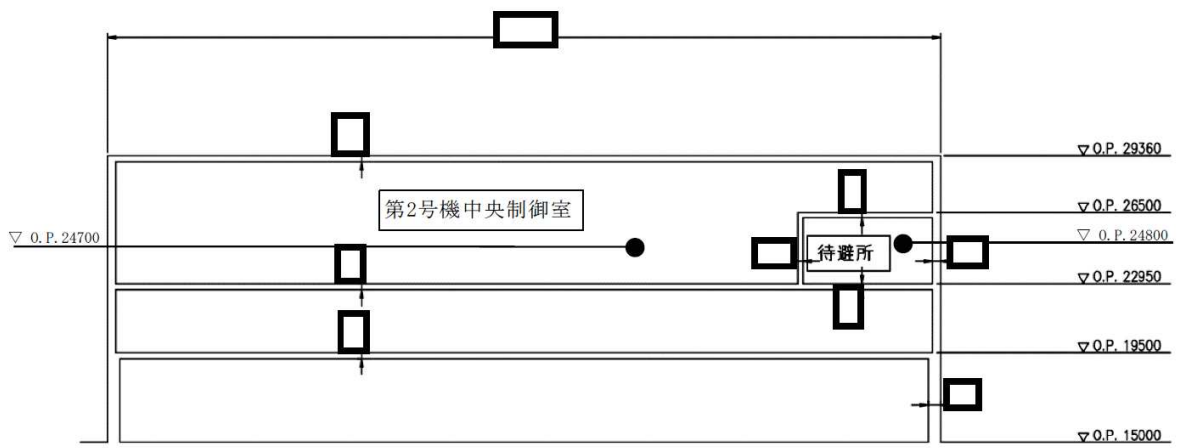


単位:mm

注：評価で考慮する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4-18 炉心の著しい損傷が発生した場合の
直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線評価モデル（制御建屋）（1/2）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



A-A 断面図

単位：mm

注：評価で考慮する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4-18 炉心の著しい損傷が発生した場合の
直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線評価モデル（制御建屋）（2/2）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

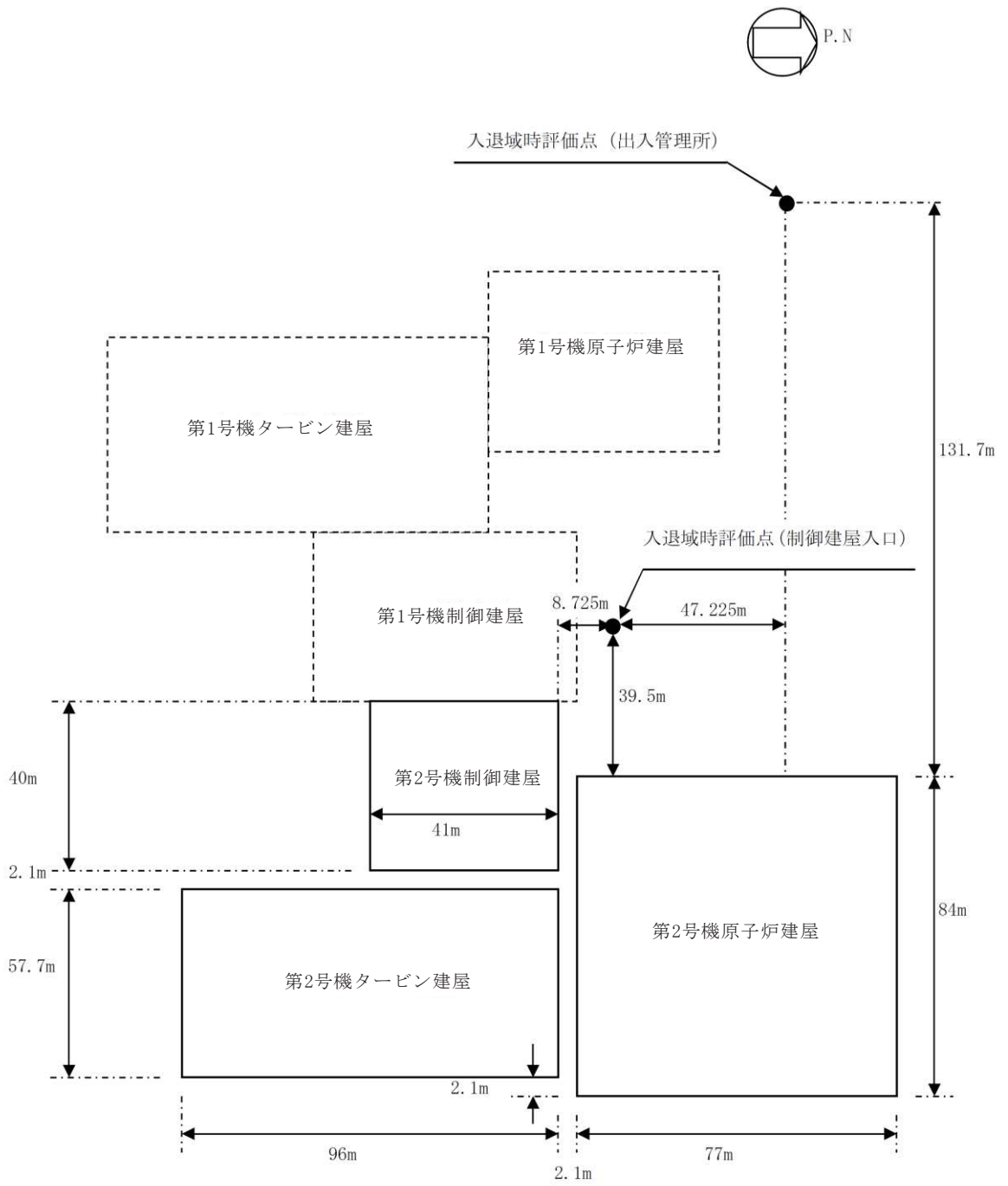


図4-19 入退域時における評価点

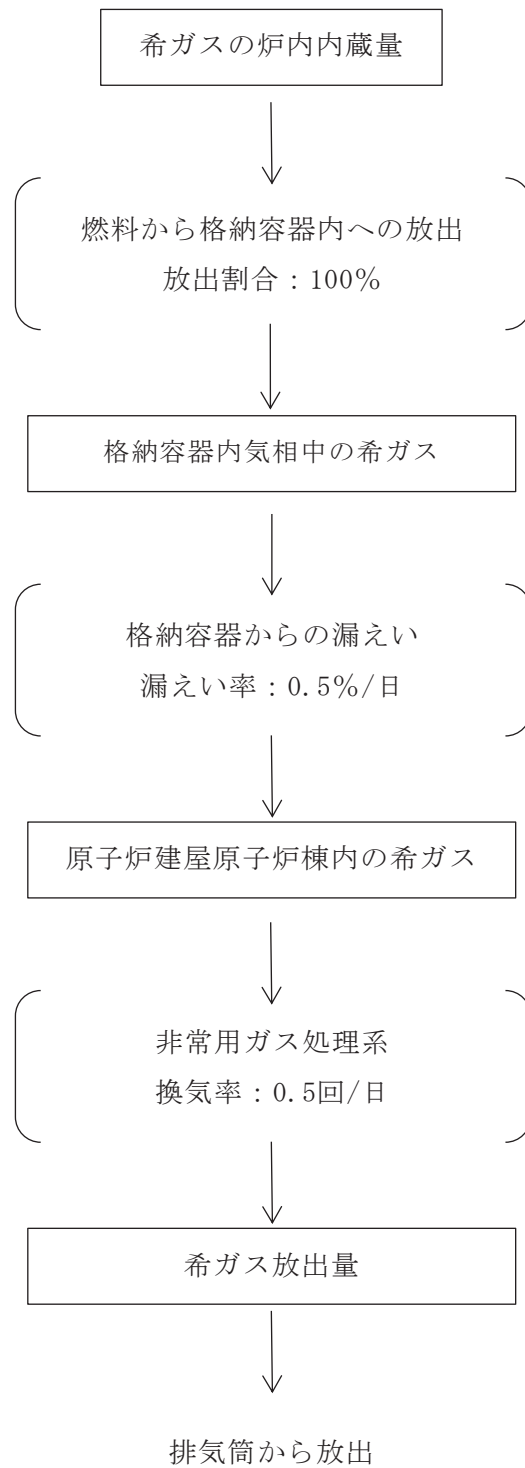


図4-20 原子炉冷却材喪失時の希ガスの大気放出過程（設計基準事故時）

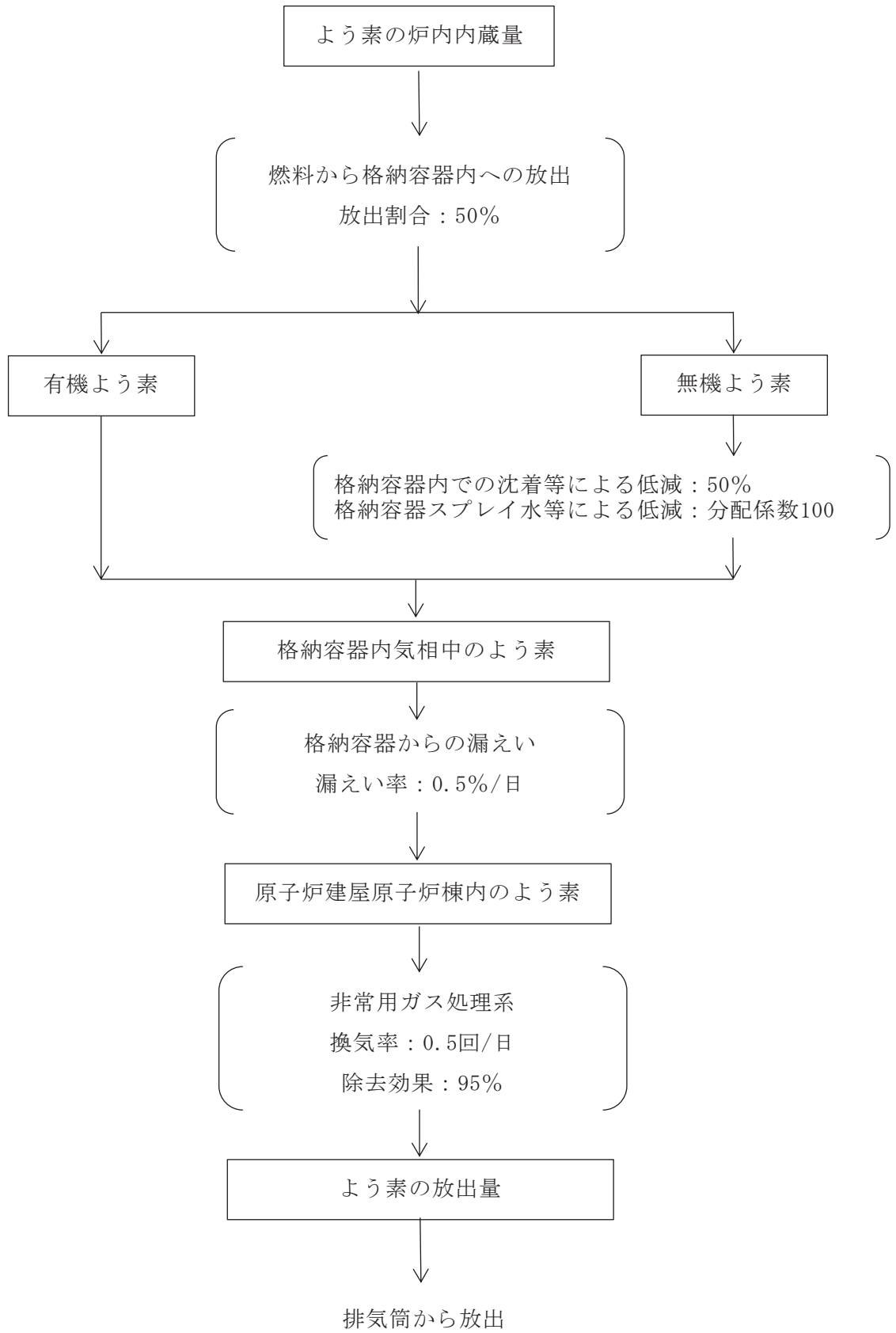


図4-21 原子炉冷却材喪失時のよう素の大気放出過程（設計基準事故時）

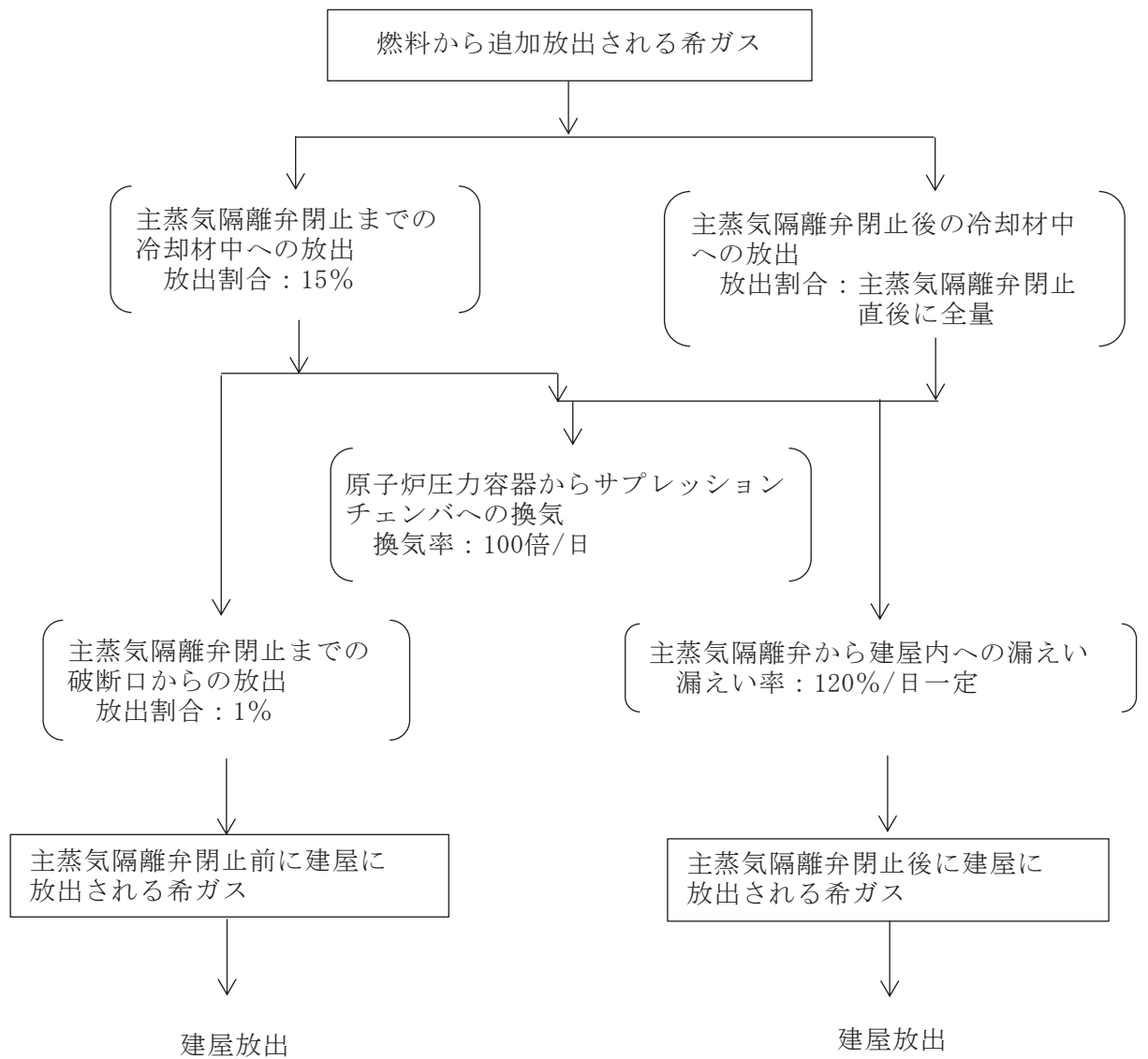


図4-22 主蒸気管破断時の希ガスの大気放出過程（設計基準事故時）

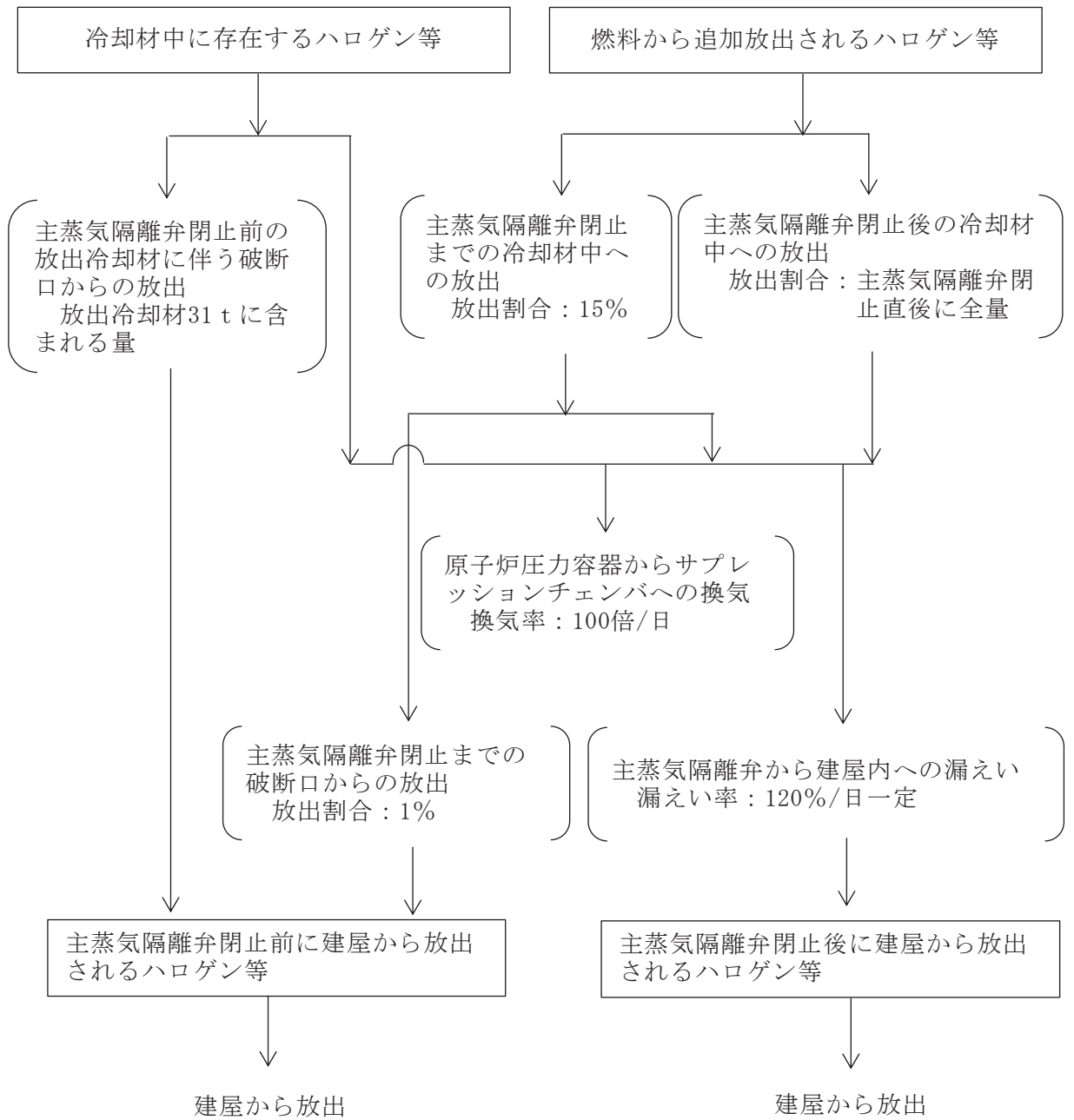


図4-23 主蒸気管破断時のハロゲン等の大気放出過程（設計基準事故時）

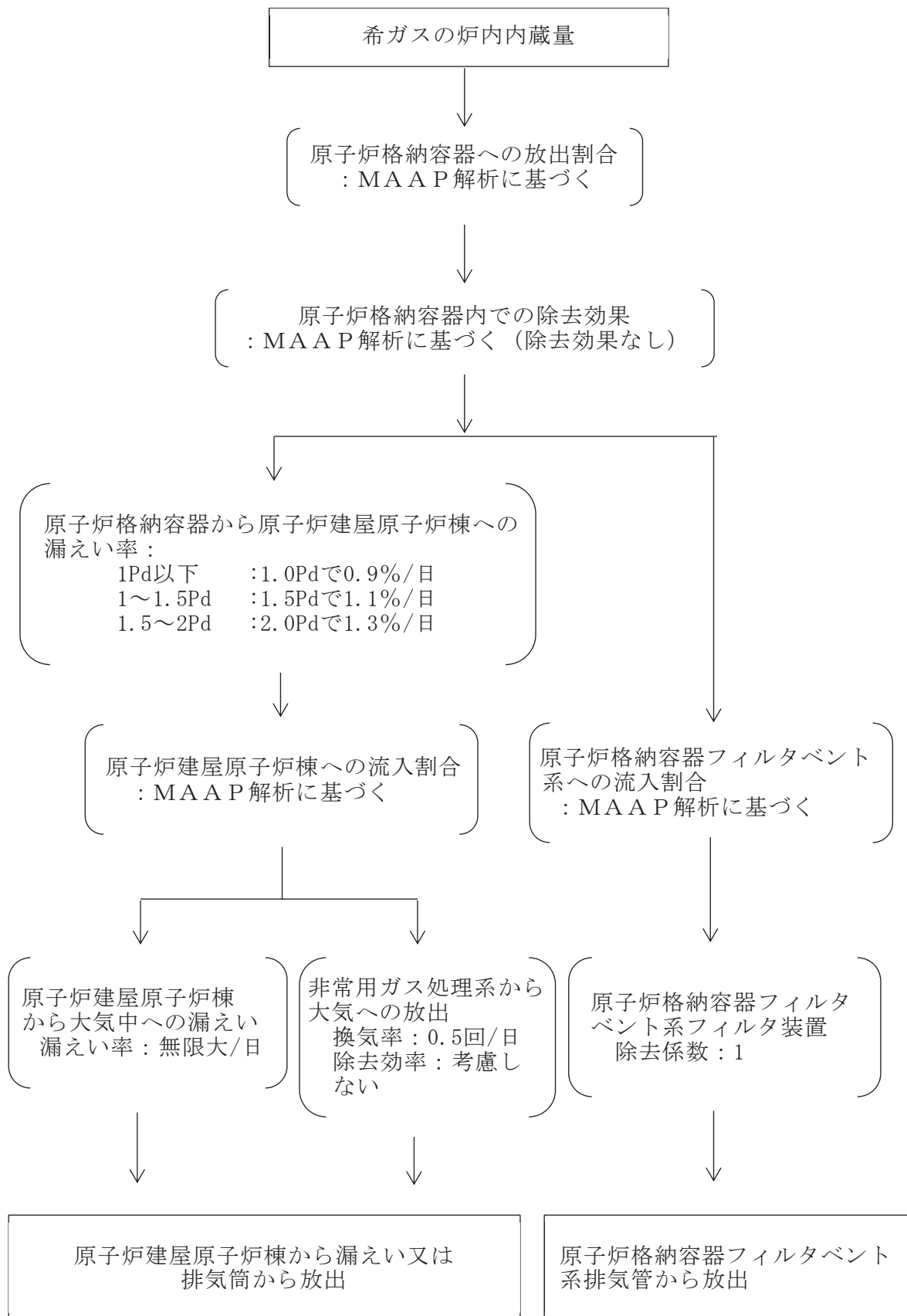


図4-24 希ガスの大気放出過程 (炉心の著しい損傷が発生した場合)

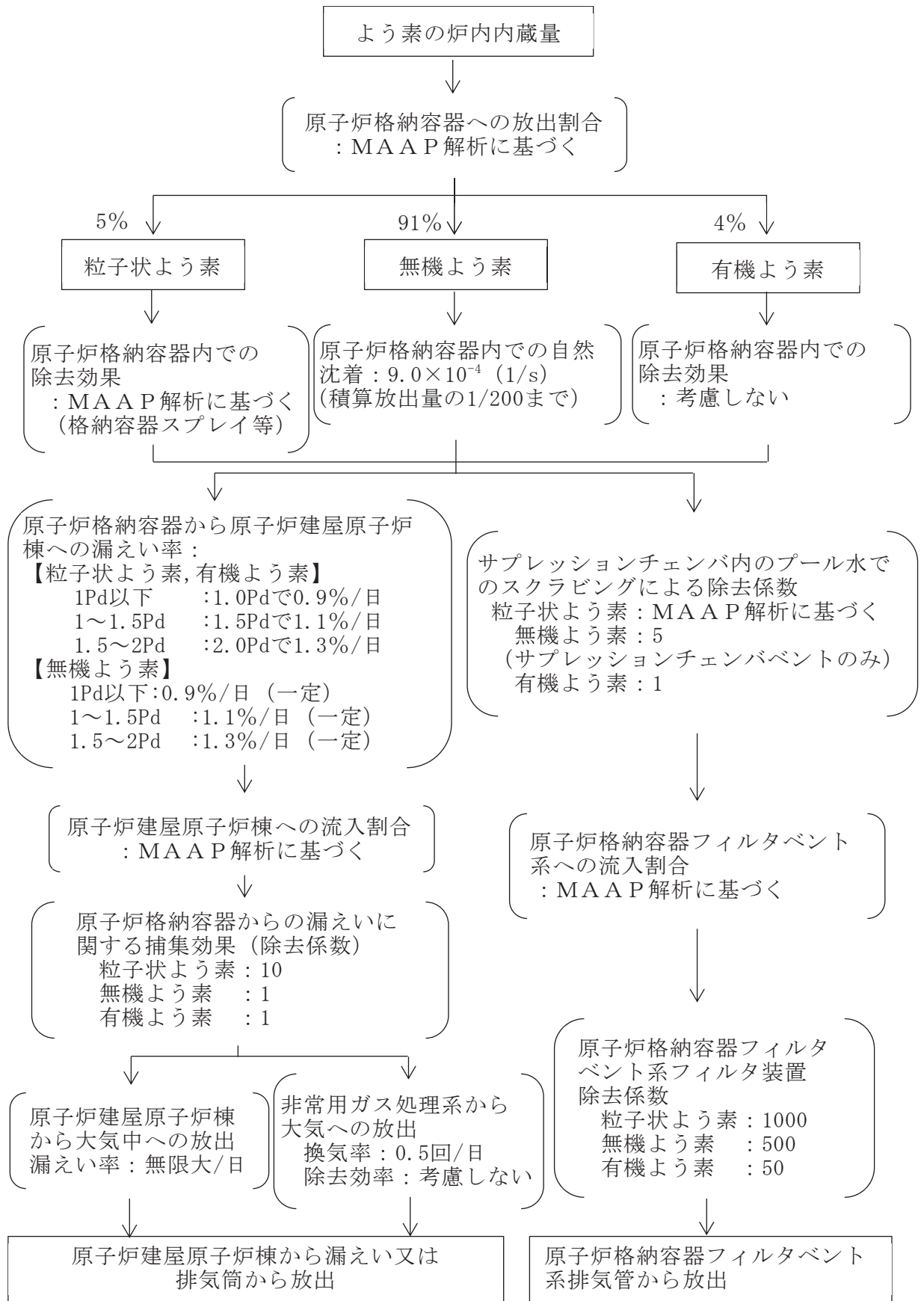


図4-25 よう素の大気放出過程 (炉心の著しい損傷が発生した場合)

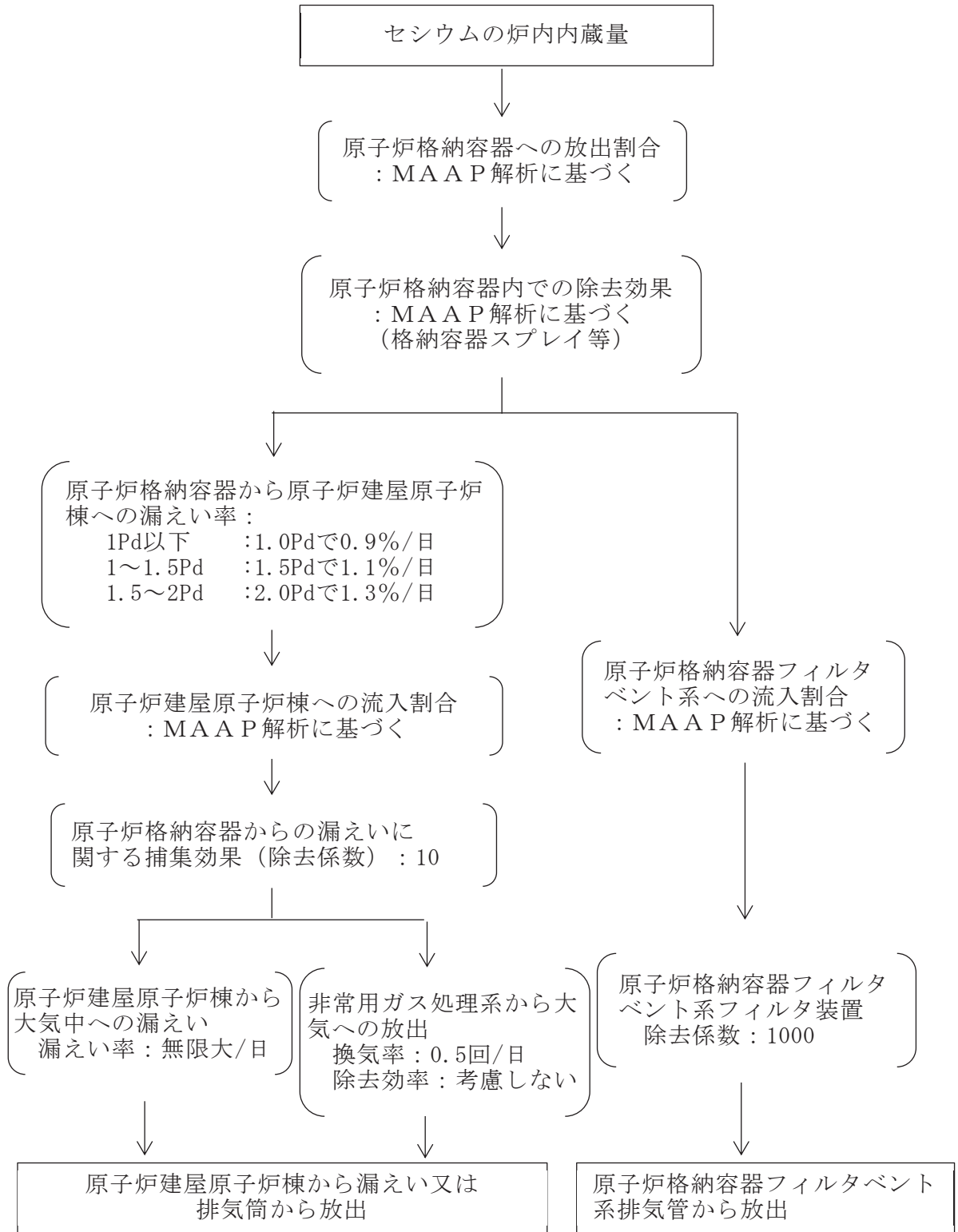


図4-26 セシウムの大気放出過程 (炉心の著しい損傷が発生した場合)

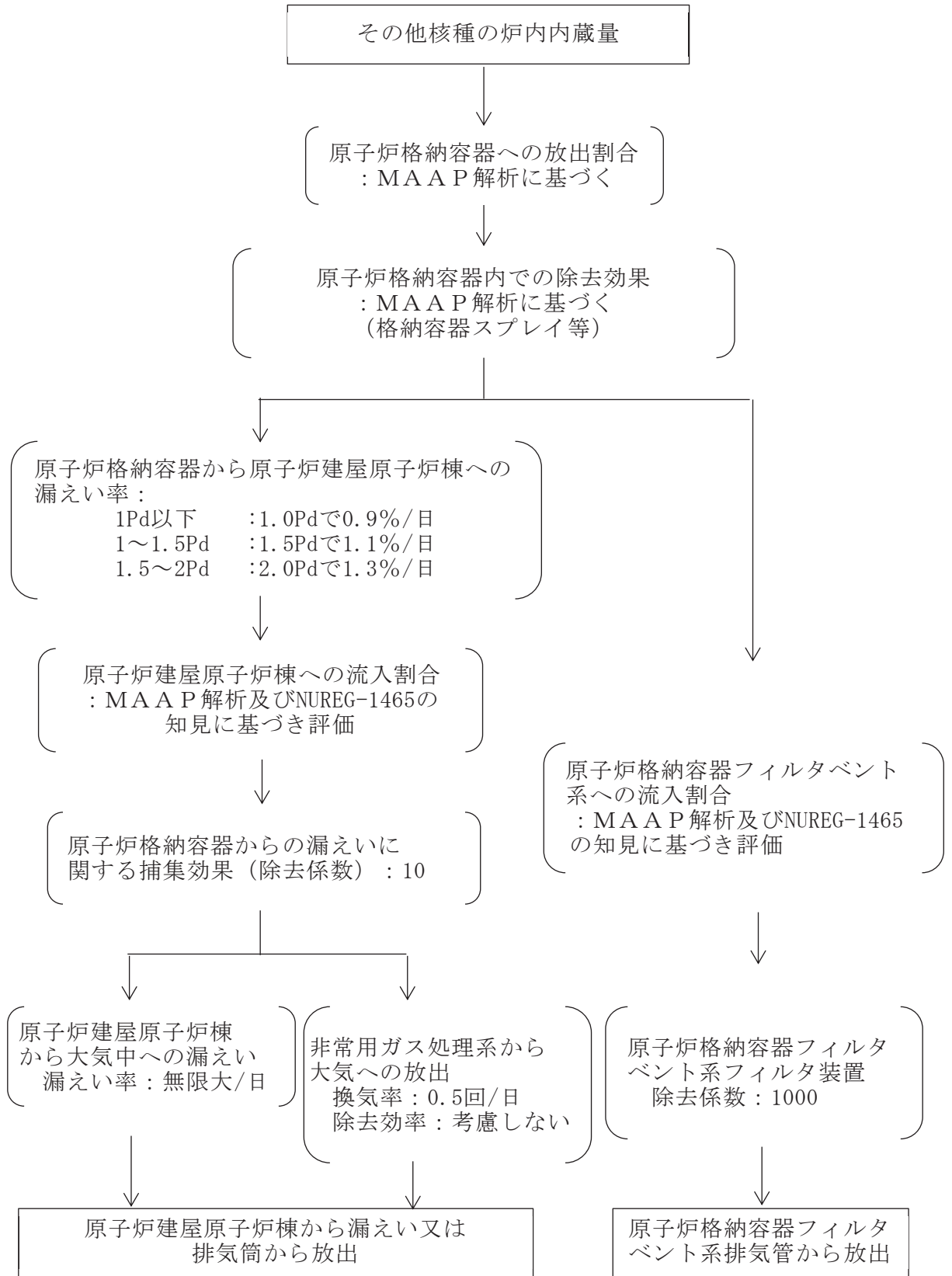


図4-27 その他核種の大気放出過程 (炉心の著しい損傷が発生した場合)

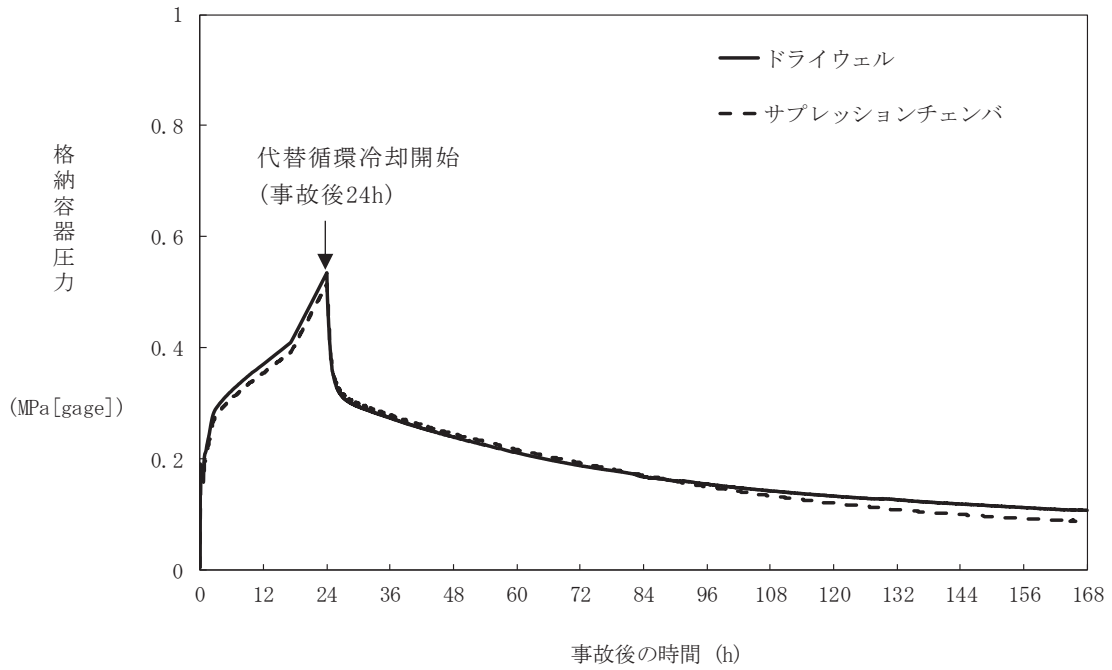


図4-28 格納容器内圧力の変化

(炉心の著しい損傷が発生し代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合)

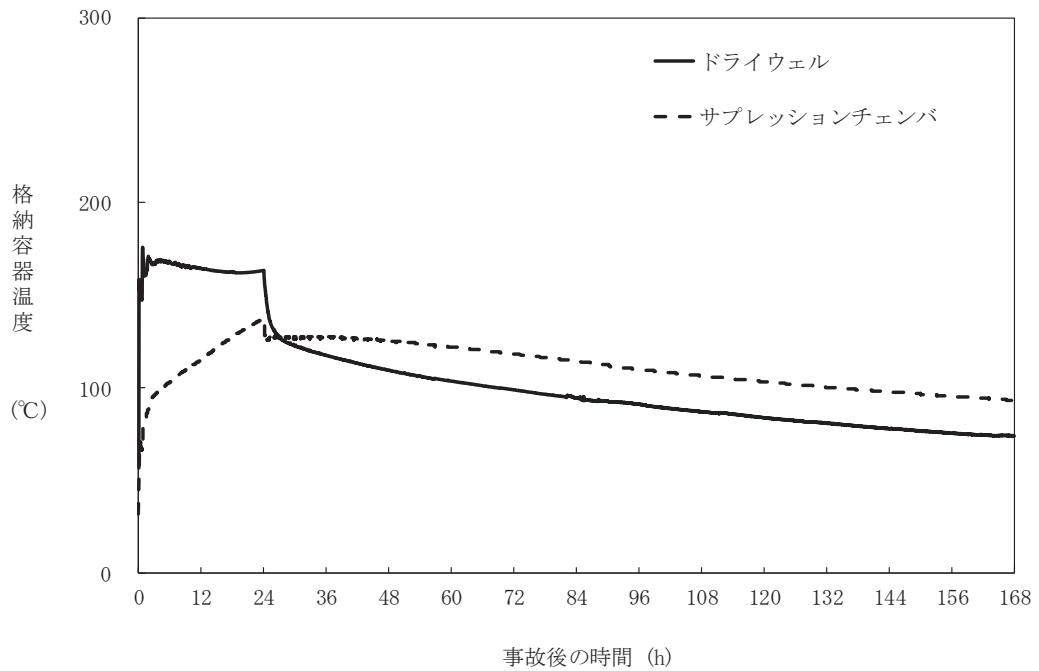


図4-29 格納容器内温度の変化

(炉心の著しい損傷が発生し代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合)

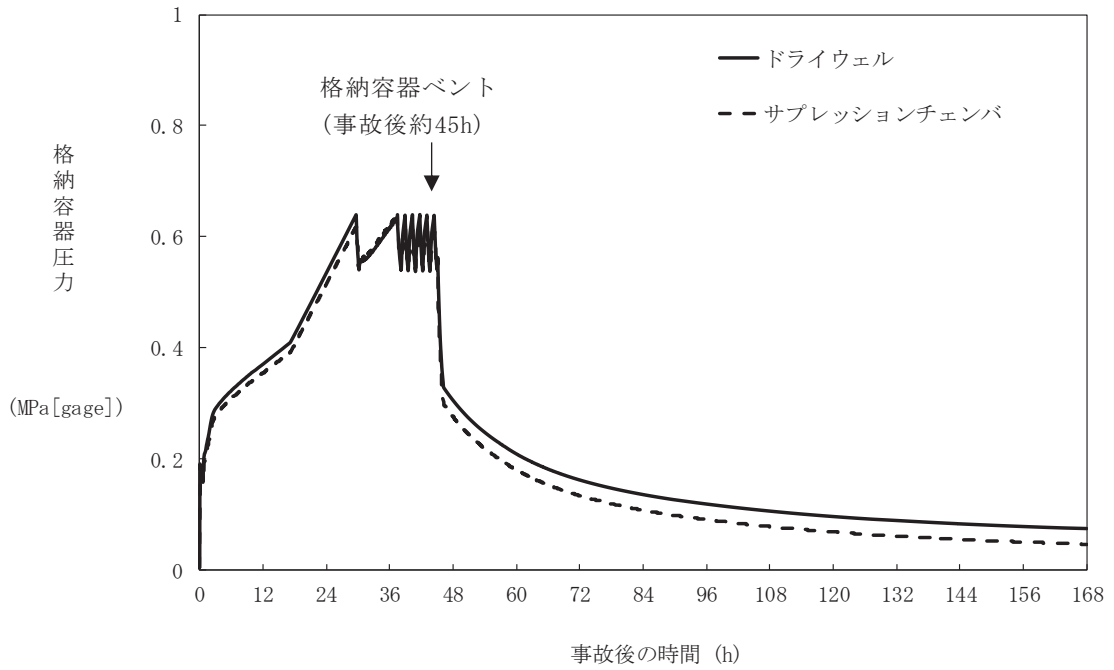


図4-30 格納容器内圧力の変化

(炉心の著しい損傷が発生し格納容器ベントの実施を想定する場合)

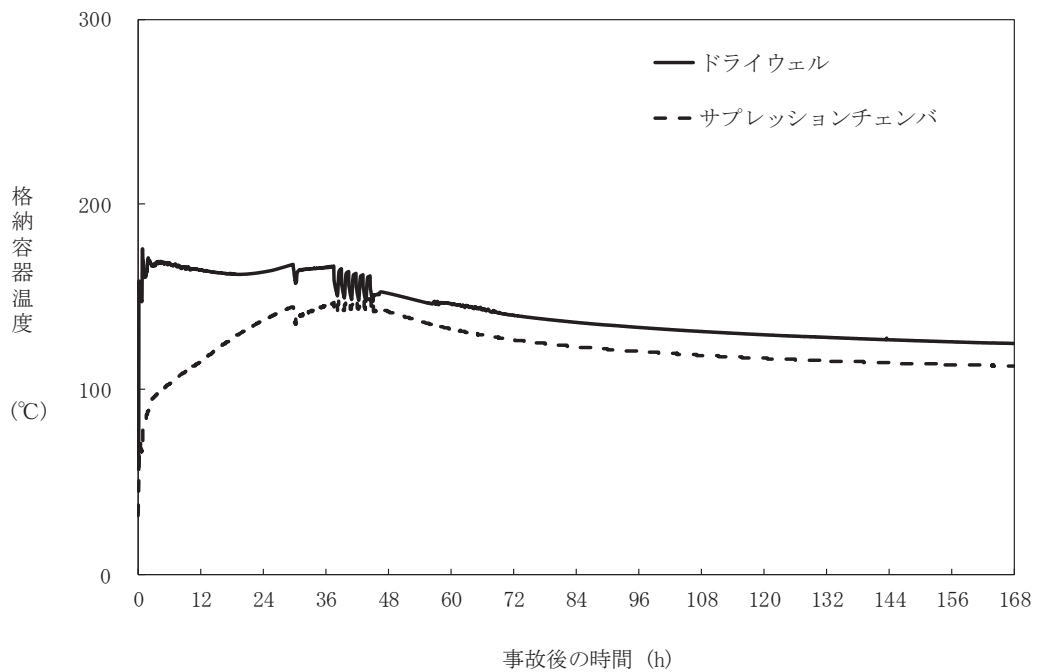
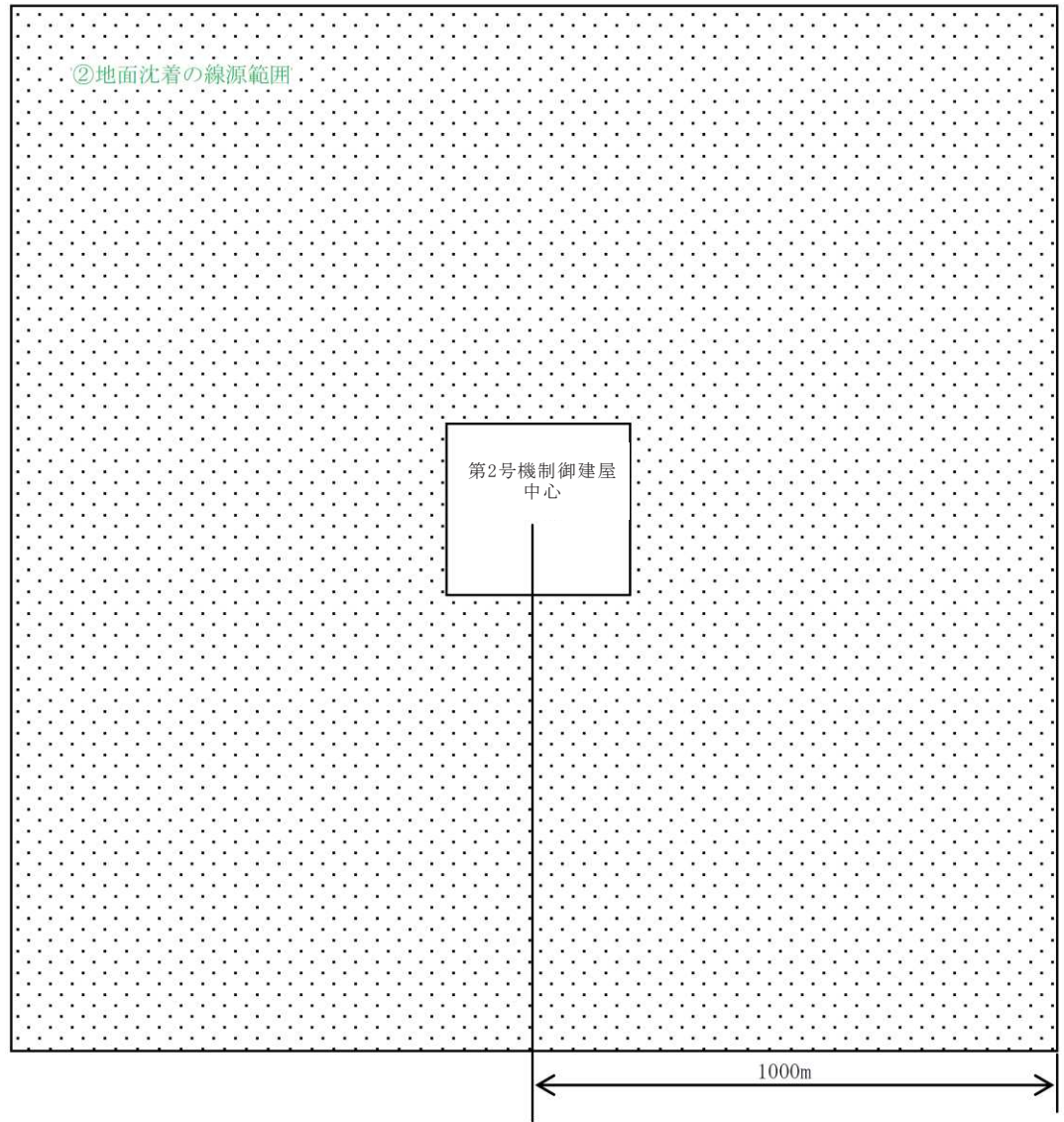
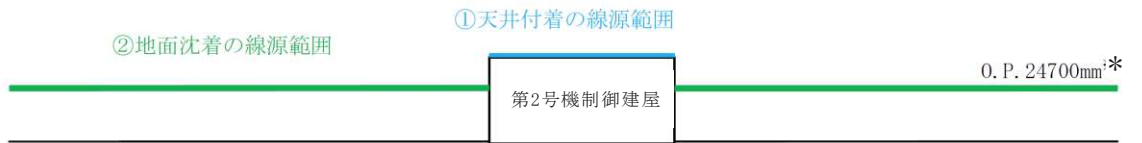


図4-31 格納容器内温度の変化

(炉心の著しい損傷が発生し格納容器ベントの実施を想定する場合)



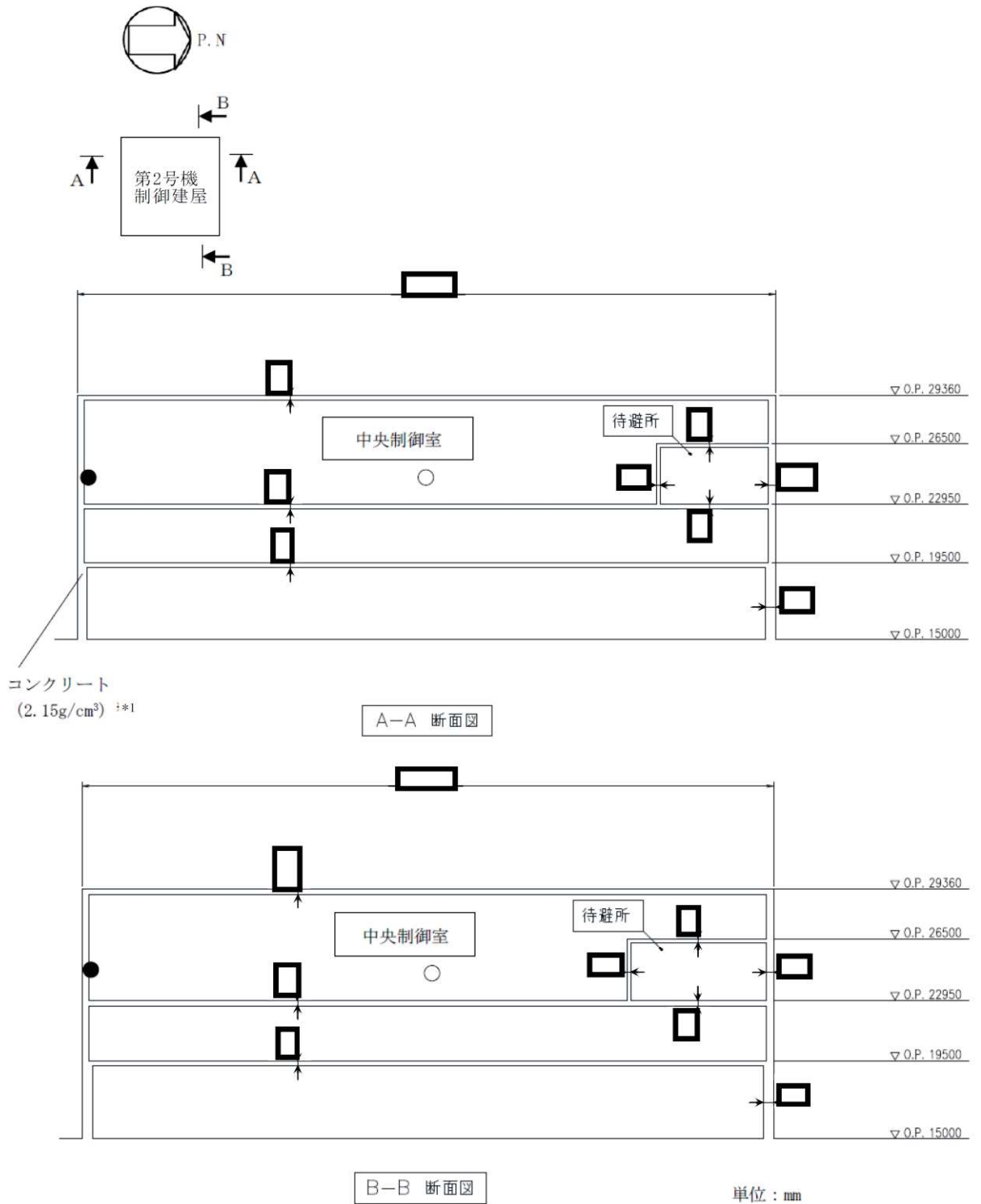
【平面図】



【断面図】

注記* 中央制御室内を評価する際の線源範囲の高さを表す。待避所内を評価する際は O.P. 24800mm とする。

図4-32 中央制御室内の被ばく評価時のグランドシャインガンマ線評価モデル

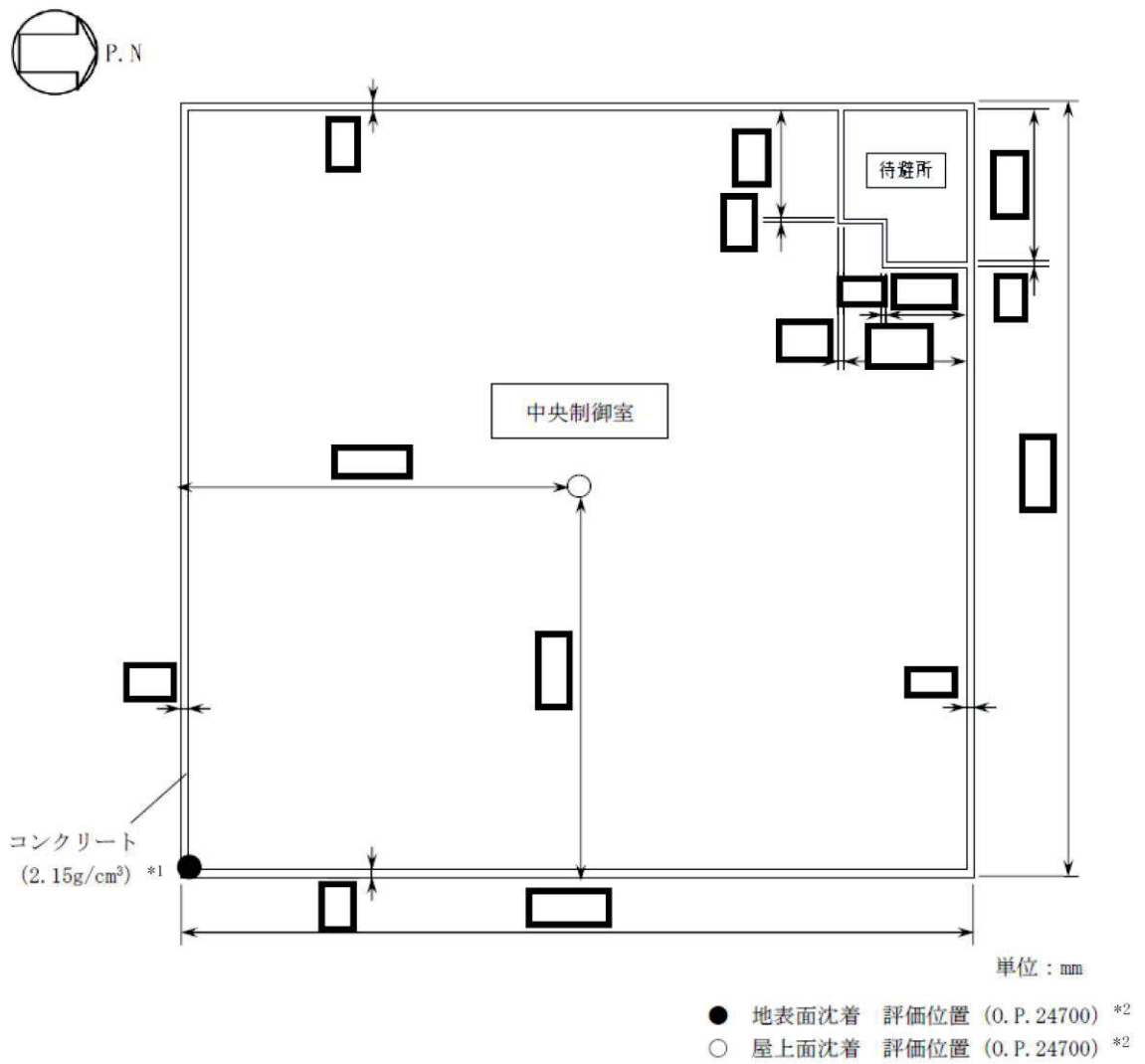


注記*1： 評価モデルはコンクリートの施工誤差を考慮して設定

*2： 床面（フリーアクセスフロア）から1.2mの高さ

図4-33 中央制御室内の被ばく評価時のグランドシャインガンマ線
評価点位置（中央制御室滞在時）（1/4）

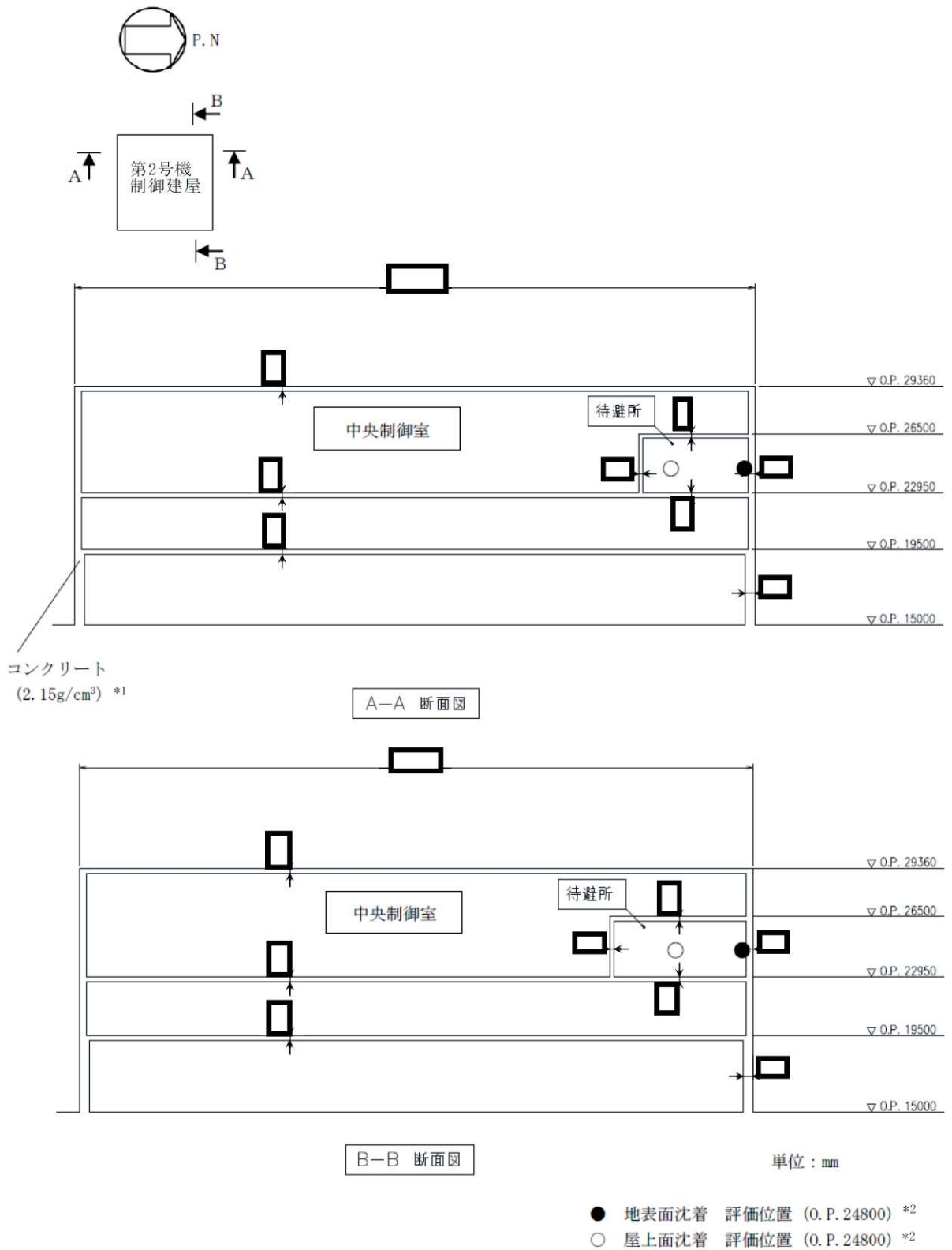
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



注記*1： 評価モデルはコンクリートの施工誤差を考慮して設定

*2： 床面（フリーアクセスフロア）から1.2mの高さ

図4-33 中央制御室内の被ばく評価時のグランドシャインガンマ線
評価点位置（中央制御室滞在時）（2/4）

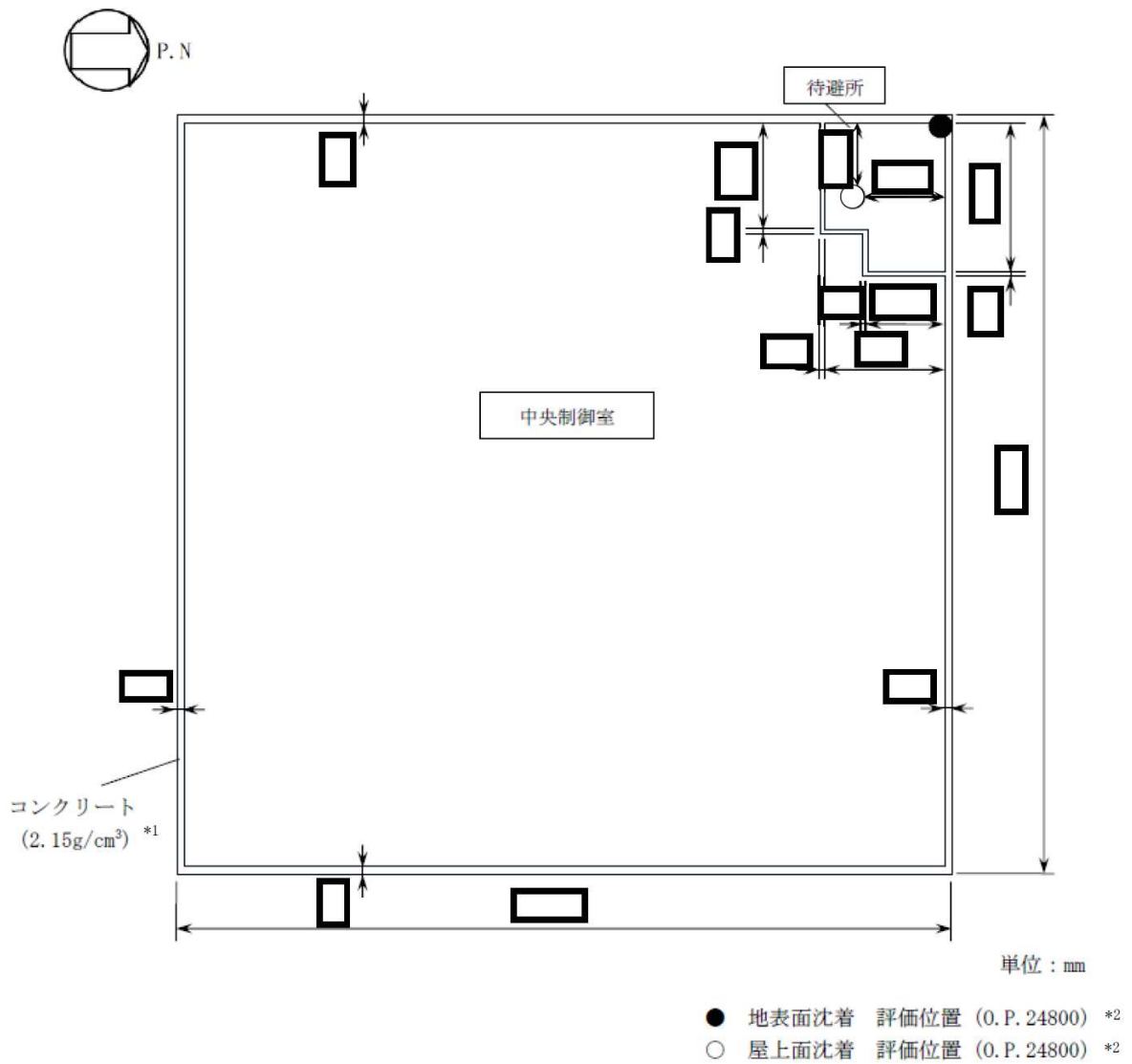


注記*1： 評価モデルはコンクリートの施工誤差を考慮して設定

*2： 床面（フリーアクセスフロア）から1.2mの高さ

図4-33 中央制御室内の被ばく評価時のグランドシャインガンマ線
評価点位置（中央制御室待避所滞在時）（3/4）

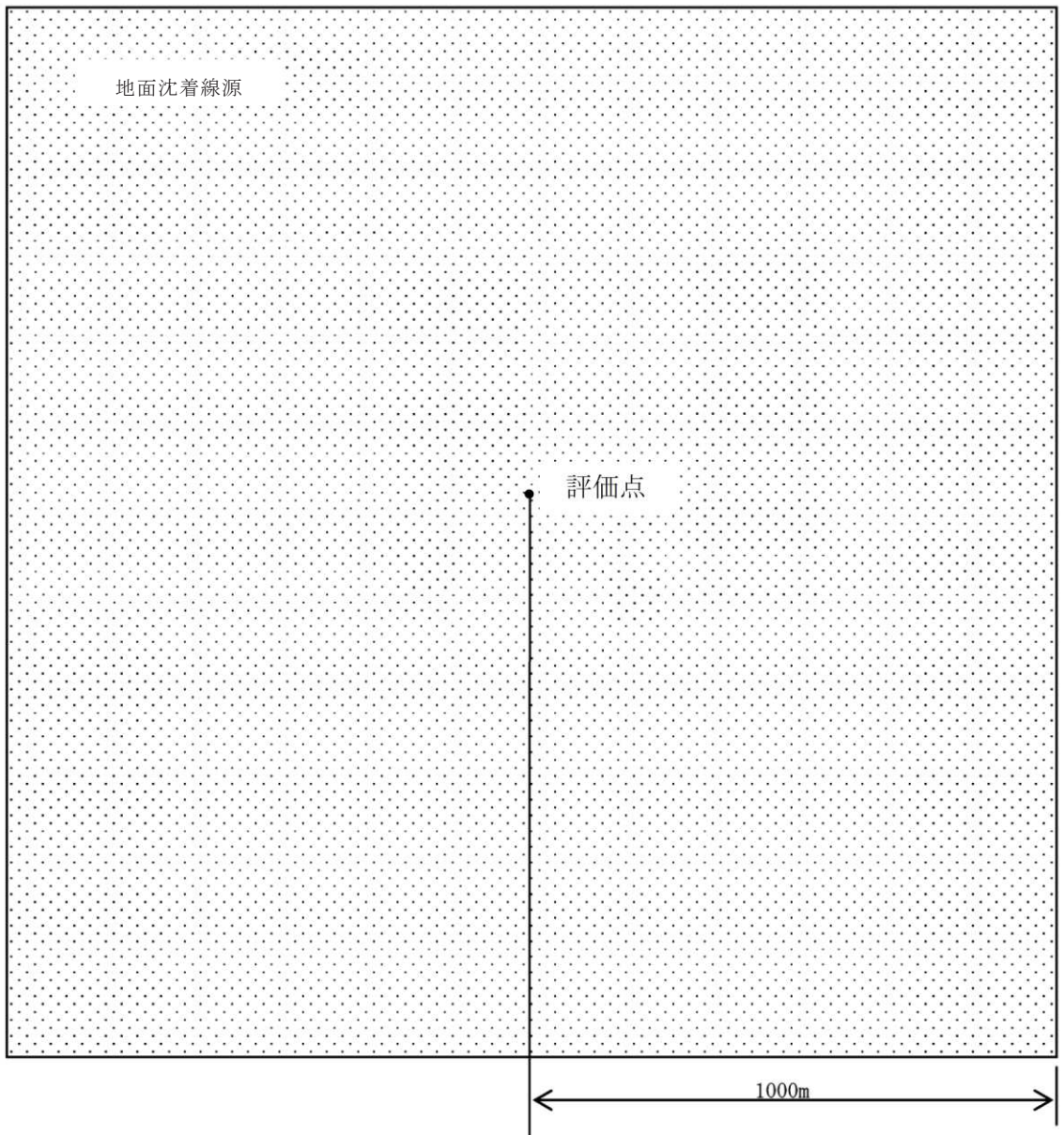
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



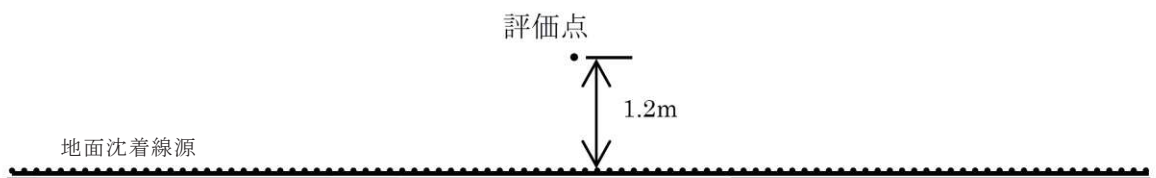
注記*1： 評価モデルはコンクリートの施工誤差を考慮して設定

*2： 床面（フリーアクセスフロア）から1.2mの高さ

図4-33 中央制御室内の被ばく評価時のグランドシャインガンマ線
評価点位置（中央制御室待避所滞在時）（4/4）



【平面図】



【断面図】

図4-34 入退域時の被ばく評価時のグランドシャインガンマ線評価モデル

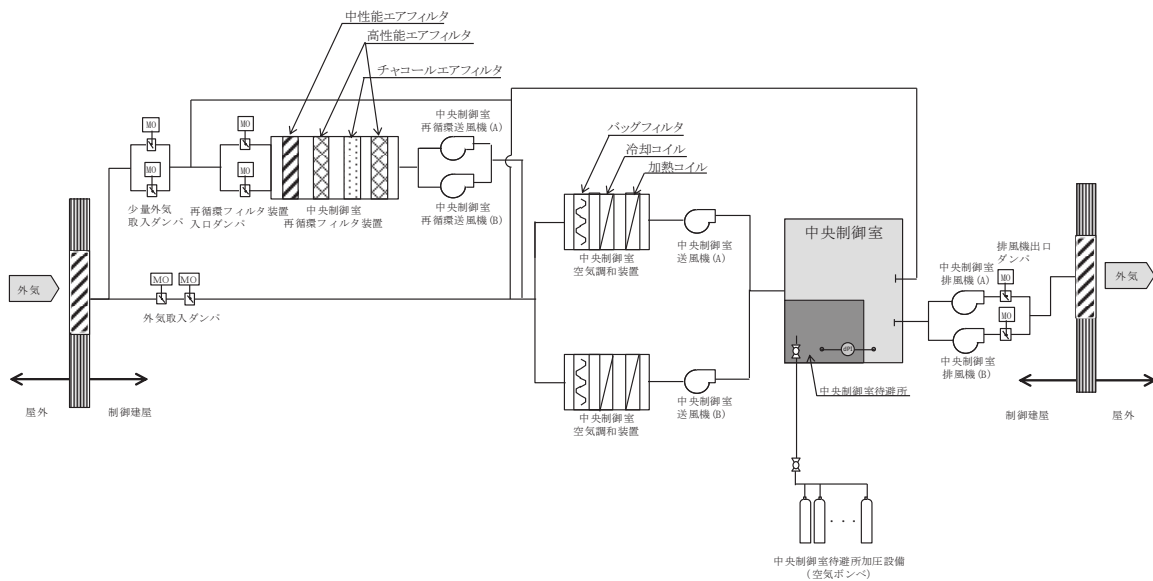


図4-35 中央制御室換気空調系系統図

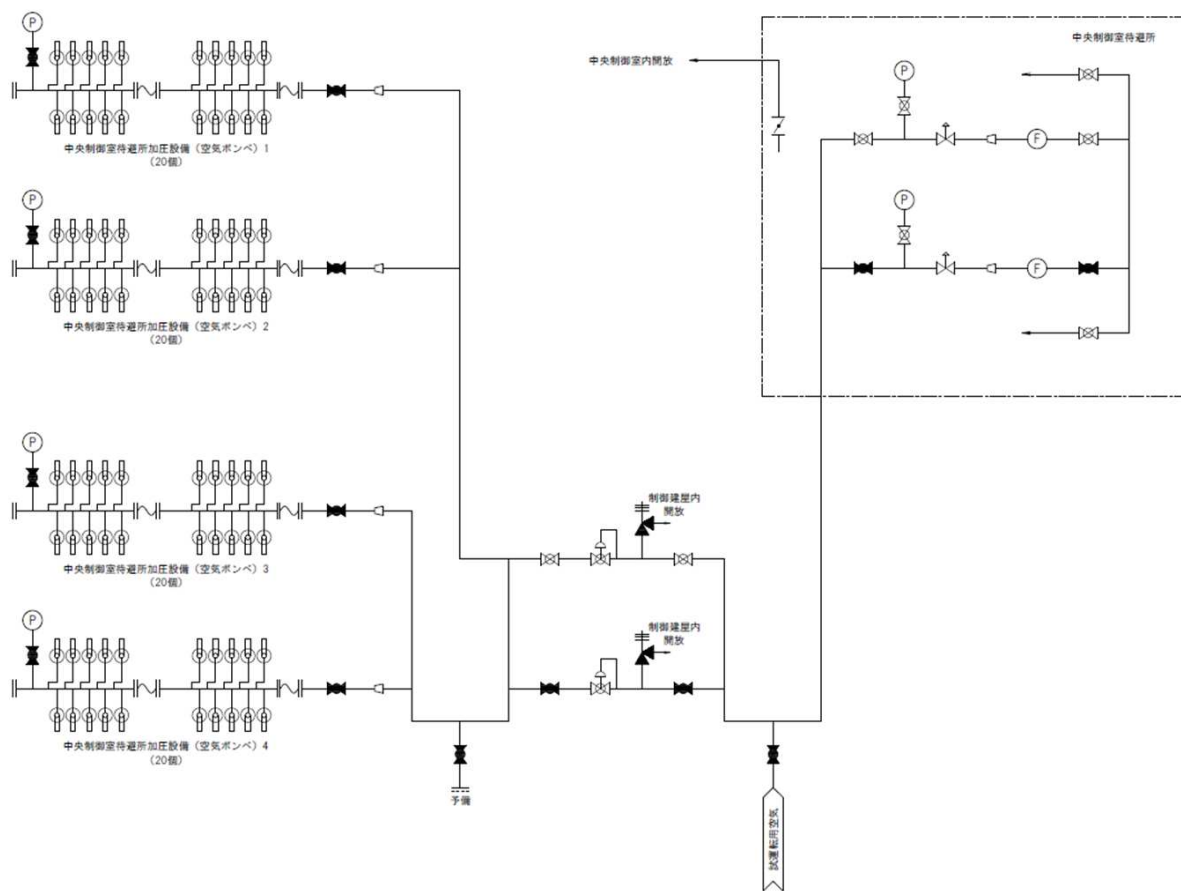


図4-36 中央制御室待避所加圧空気供給系系統図

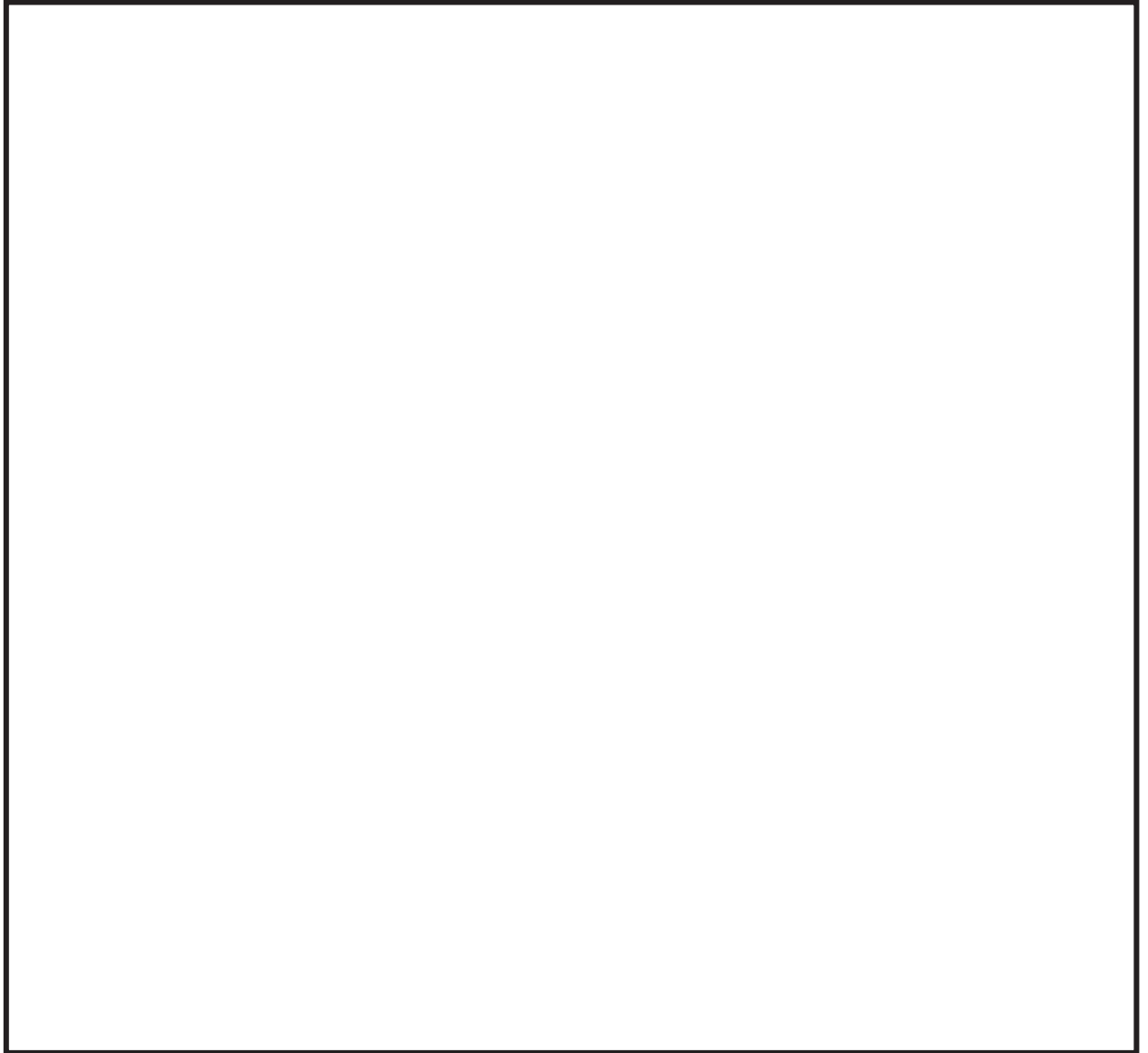
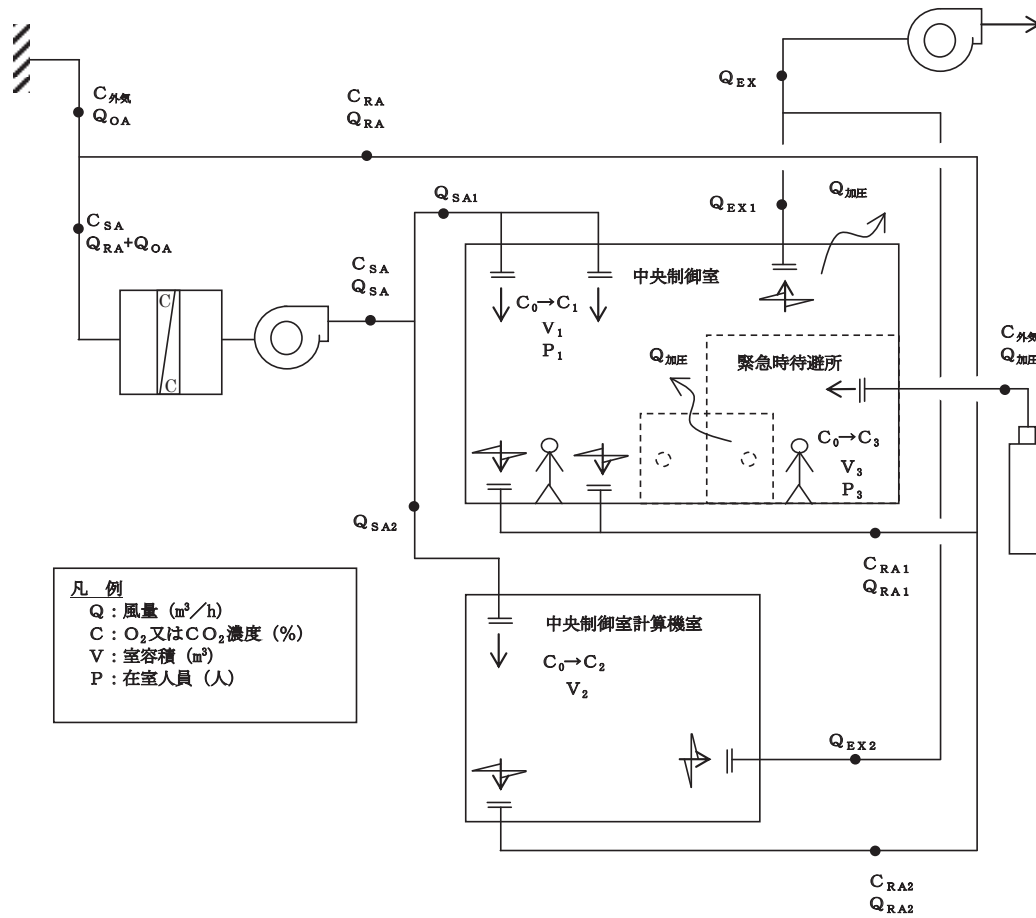


図4-37 中央制御室及び中央制御室待避所バウンダリ体積

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



C_0 : 初期酸素濃度/二酸化炭素濃度 [%]

C_1, C_2, C_3 : それぞれ中央制御室, 中央制御室計算機室, 中央制御室待避所の酸素/二酸化炭素濃度 [%]

V_1, V_2, V_3 : それぞれ中央制御室, 中央制御室計算機室, 中央制御室待避所の容積 [m^3]

P_1, P_2, P_3 : それぞれ中央制御室, 中央制御室計算機室, 中央制御室待避所の在室人員 [人]

Ge : 人員 1 人あたり二酸化炭素発生量, 若しくは酸素消費量 [$m^3/h/人$]

図4-38 酸素濃度/二酸化炭素濃度評価モデル

中央制御室換気空調系のフィルタ除去性能の維持について

中央制御室再循環フィルタ装置のエアフィルタは十分な保持容量及び吸着容量を有する設計とする。以下に放射性微粒子保持容量及びよう素吸着容量を示す。

1. 中央制御室再循環フィルタ装置高性能エアフィルタの放射性微粒子保持容量

中央制御室再循環フィルタ装置高性能エアフィルタの放射性微粒子の保持容量は、500g/枚であり、中央制御室再循環フィルタ装置高性能エアフィルタの枚数は、5枚（1系統）で、保持容量は2500gとなる。

2. 中央制御室再循環フィルタ装置チャコールエアフィルタのよう素吸着容量

中央制御室再循環フィルタ装置チャコールエアフィルタの活性炭充てん量は、17.3kg/トレイ×15個で259.5kgであり、吸着容量は、648.75g（2.5g/kg×259.5kg）となる。

中央制御室再循環フィルタ装置のエアフィルタ保持容量及び吸着容量を表1-1に示す。

表1-1 中央制御室再循環フィルタ装置のエアフィルタ保持容量及び吸着容量

	保持容量／吸着容量
高性能エアフィルタ	2500g
チャコールエアフィルタ	648.75g

中央制御室の居住性評価に係る各被ばく評価における原子炉建屋
ブローアウトパネルの取扱いについて

原子炉建屋ブローアウトパネルは、原子炉格納容器外の一次系配管の破断を想定した場合、破断口より放出される蒸気が原子炉建屋原子炉棟内に充満し圧力上昇を引き起こす。この原子炉棟内の圧力上昇により原子炉格納容器に作用する外圧が原子炉格納容器の最高使用外圧を超えないように、原子炉棟外に圧力を逃がすことを目的に設置している。また、主蒸気管破断のようにプラント運転中に原子炉格納容器外で配管が破断した場合等に、高圧の蒸気が原子炉建屋原子炉棟内に漏えい、拡散することにより生じる建屋内の圧力上昇によって建屋内の天井・外壁等が破損することを防止するため、建屋内の圧力を開放する目的もある。

原子炉建屋ブローアウトパネルの開放により開口部が生じた場合、非常用ガス処理系起動時に原子炉建屋原子炉棟内を負圧に維持することが困難となり、放射性物質の放出経路としては排気筒ではなく地上放出相当となる。

中央制御室の居住性評価に係る各被ばく評価における、原子炉建屋ブローアウトパネルの状態と評価条件（放出位置）との関係を以下に示す。

1. 中央制御室の居住性評価（設計基準事故）に係る被ばく評価

(1) 原子炉冷却材喪失

a. 評価条件（放出位置）

排気筒出口

被ばく評価手法（内規）では排気筒と原子炉建屋とされている。（表2-1参照）

b. 原子炉建屋ブローアウトパネルの状態

原子炉冷却材喪失時には原子炉建屋原子炉棟内で原子炉建屋ブローアウトパネルが開放するほどの圧力上昇は大きくないことから、原子炉建屋外側ブローアウトパネルは開放しない。また、破断口からの冷却材流出によって原子炉水位が低下し、原子炉水位低（レベル3）信号設定点に到達することで、非常用ガス処理系が自動起動することから、放出経路は排気筒となる。

c. 結論

ブローアウトパネルの状態を考慮しても、放射性物質の放出位置として排気筒とすることは妥当である。

(2) 主蒸気管破断

a. 評価条件（放出位置）

地上放出（評価点に近接するブローアウトパネル）

被ばく評価手法（内規）ではブローアウトパネルと原子炉建屋又はタービン建屋とされている。（表2-1参照）

b. 原子炉建屋ブローアウトパネルの状態

建屋内の圧力上昇によりブローアウトパネルが開放する。開放するのは原子炉建屋ブローアウトパネルを想定する。そのため、非常用ガス処理系起動時に原子炉建屋原子炉棟内を負圧に維持することが困難となり、放射性物質の放出経路は排気筒ではなく地上放出相当として評価点(中央制御室)に近接するブローアウトパネルを放出位置として設定する。

なお、「原子炉設置許可申請書 添付書類十 4.2 仮想事故 4.2.2 主蒸気管破断」の周辺公衆の線量評価においては、タービン建屋から地上放出するとしており、原子炉建屋ブローアウトパネルの状態に関係はなく、原子炉設置許可申請書の線量評価結果に影響はない。

c. 結論

ブローアウトパネルの状態を考慮しても、放射性物質の放出経路として地上放出を設定することは妥当である。

2. 中央制御室の居住性評価（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価

a. 評価条件（放出位置）

事象発生から70分まで：地上放出（評価点に近接するブローアウトパネル）

事象発生から70分以降：非常用ガス処理系経由の排気筒

ベント実施時：原子炉格納容器フィルタベント系排気管

審査ガイドでは「選定した事故シーケンスの事故進展解析結果を基に設定」とされている。

b. 原子炉建屋ブローアウトパネルの状態

居住性評価にあたって選定した事象である原子炉冷却材喪失時には原子炉建屋原子炉棟内で原子炉建屋ブローアウトパネルが開放するほどの圧力上昇は生じないことから、原子炉建屋ブローアウトパネルは開放しない。

しかし、全交流動力電源喪失を想定しており、事象発生70分までは非常用ガス処理系に期待できないことから、地上放出相当とし、放出点としては放射性物質が漏えいする可能性がある評価点(中央制御室)に近接しているブローアウトパネル位置を設定している。

事象発生70分以降、常設代替交流電源設備によって電源が復旧し、非常用ガス処理系を起動することを想定し、放出経路は排気筒としている。

なお、ベント実施時には原子炉格納容器フィルタベント系排気管からの放出を想定する。

c. 結論

原子炉建屋ブローアウトパネルの状態を考慮しても、放射性物質の放出経路として地上放出、排気筒及び原子炉格納容器フィルタベント系排気管を設定しており妥当である。

表 2-1 放出点の代表例(被ばく評価手法(内規)解説表 5.8.1 抜粋)

型式	事故	放出点の位置
BWR型原子炉施設	原子炉冷却材喪失	建屋+0.5Lの範囲内 (排気筒と原子炉建屋)
	主蒸気管破断	建屋+0.5Lの範囲内 (ブローアウトパネルと 原子炉建屋又はタービン 建屋)

VI-1-8 原子炉格納施設の説明書

目 次

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

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 可搬型窒素ガス供給装置	2
2.1.3 原子炉格納容器フィルタベント系	2
2.1.4 格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)並びに格納容器内雰囲気 水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度	3
2.2 原子炉建屋等の損傷を防止するための水素濃度低減設備	3
2.2.1 静的触媒式水素再結合装置	4
2.2.2 原子炉建屋内水素濃度	4
3. 原子炉格納施設の水素濃度低減性能の評価	11
4. 原子炉格納施設の水素濃度低減設備の詳細設計	11
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	11
4.1.1 可燃性ガス濃度制御系	11
4.1.2 可搬型窒素ガス供給装置	11
4.1.3 原子炉格納容器フィルタベント系	12
4.1.4 格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)並びに格納容器内雰囲気 水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度	13
4.2 原子炉建屋等の破損を防止するための水素濃度低減設備	13
4.2.1 静的触媒式水素再結合装置	13
4.2.2 原子炉建屋内水素濃度	16
4.3 水素濃度低減設備に係る電源	17
4.3.1 可燃性ガス濃度制御系	17
4.3.2 可搬型窒素ガス供給装置	17
4.3.3 原子炉格納容器フィルタベント系	17
4.3.4 格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)並びに格納容器内雰囲気 水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度	17
4.3.5 静的触媒式水素再結合装置	17
4.3.6 原子炉建屋内水素濃度	17

別添1 静的触媒式水素再結合装置の設計

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、第68条及び第73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可搬型窒素ガス供給装置及び原子炉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屋等の損傷を防止するための設備である静的触媒式水素再結合装置の水素濃度低減性能及び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、原子炉格納容器フィルタベント系については、添付書類「VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」で詳細に述べる。

2. 基本方針

原子炉格納施設の水素濃度を低減し、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、可搬型窒素ガス供給装置及び原子炉格納容器フィルタベント系を、原子炉建屋等の損傷を防止する設備として静的触媒式水素再結合装置を設置する。

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、原子炉格納容器調気系により、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添付書類「VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」で示す。

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、原子炉格納容器調気系により、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、可搬型窒素ガス供給装置及び原子炉格納容器フィルタベント系を設置する。

可搬型窒素ガス供給装置は、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。

原子炉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 2.1.1-1 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、原子炉格納容器に原子炉格納容器調気系により窒素を充填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 可搬型窒素ガス供給装置

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、可搬型窒素ガス供給装置を設置する。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、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。可搬型窒素ガス供給装置は、発電機を搭載することで、外部からの電源供給は不要な設計とする。

可搬型窒素ガス供給装置の系統概略図を図 2.1.2-1 に示す。

2.1.3 原子炉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、原子炉格納容器フィルタベント系を設置する。

原子炉格納容器フィルタベント系の系統概略図を図 2.1.3-1 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及び酸素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、通常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) ベント停止後にフィルタ装置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) 排出経路にフィルタ装置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、フィルタ装置出口配管にフィルタ装置出口放射線モニタ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、フィルタ装置出口配管にフィルタ装置出口水素濃度を設ける設計とする。
- (6) 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。また、フィルタ装置から放出口へ至る配管は、放出口のある原子炉建屋屋上に向かって連続上り勾配とし、可燃性ガスの滞留を防止する設計とする。
- (7) 原子炉格納容器フィルタベント系の電源については、重大事故等対処設備である常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から給電が可能な設計とする。

2.1.4 格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)並びに格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度

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、格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)を設ける設計とする。

また、原子炉格納容器内の水素濃度監視及び酸素濃度監視を行うための設備として、格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度を設ける設計とする。

格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)の電源については、重大事故等対処設備である所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から給電が可能とし、格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸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。また、中央制御室及び緊急時対策所において原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能な設計とする。

格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)並びに格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度の系統概略図を図2.1.4-1に示す。

2.2 原子炉建屋等の損傷を防止するための水素濃度低減設備

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するために、水素濃度抑制系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 静的触媒式水素再結合装置

水素濃度抑制系として原子炉建屋地上3階（原子炉建屋燃料取替床）に静的触媒式水素再結合装置を設置し、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屋原子炉棟内へ漏えいした場合において、原子炉建屋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、原子炉建屋原子炉棟での水素爆発を防止する設計とする。

また、静的触媒式水素再結合装置は、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。

静的触媒式水素再結合装置は、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。

静的触媒式水素再結合装置は、静的触媒式水素再結合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。

静的触媒式水素再結合装置の動作確認を行うため、静的触媒式水素再結合装置動作監視装置として静的触媒式水素再結合装置の入口側及び出口側に温度計を設置し、静的触媒式水素再結合装置の動作状態を中央制御室及び緊急時対策所にて監視可能な設計とする。また、静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の電源については、重大事故等対処設備である所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から給電が可能な設計とする。

静的触媒式水素再結合装置の概略設置図を図2.2.1-1に示す。

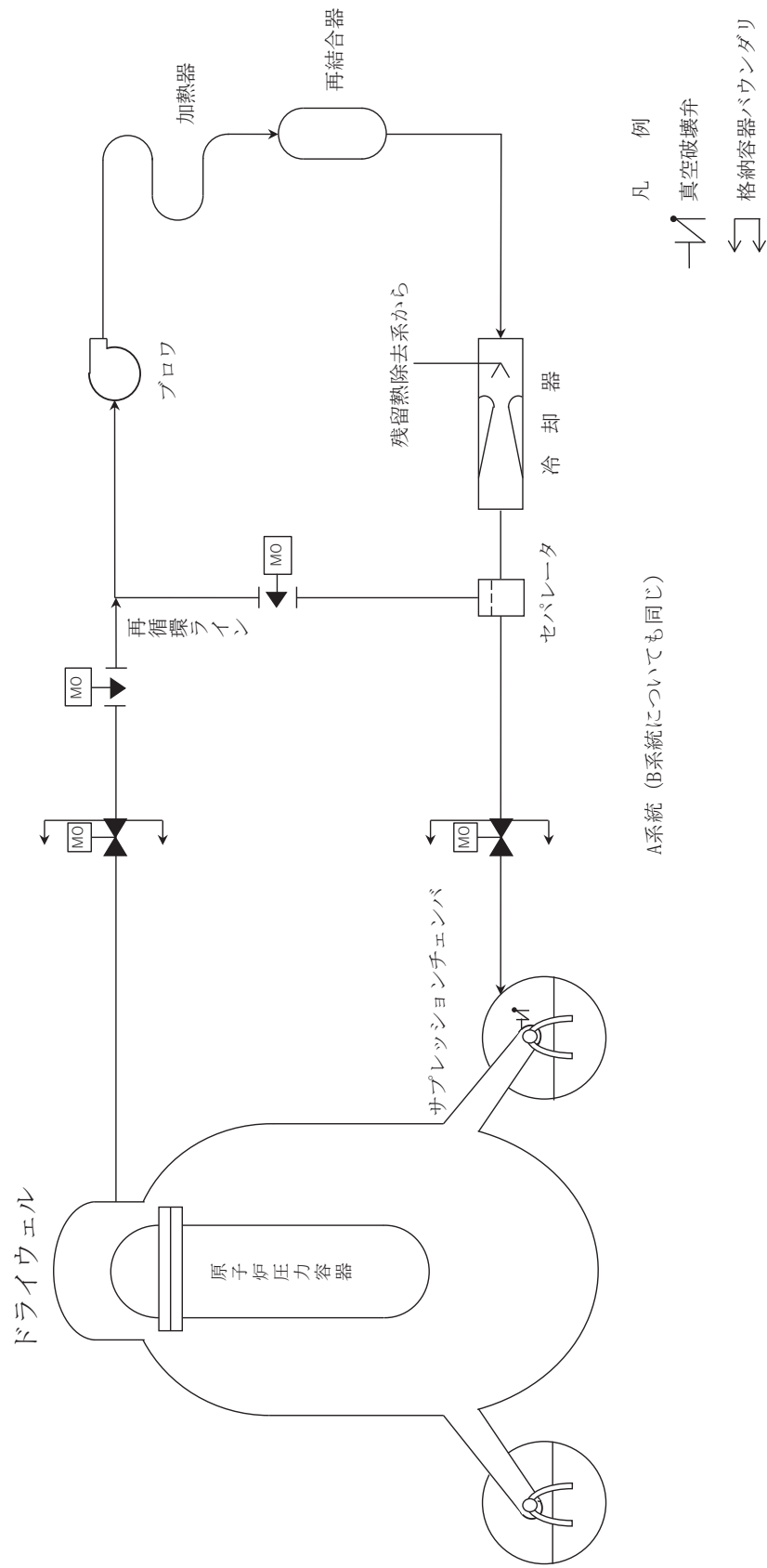
2.2.2 原子炉建屋内水素濃度

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内へ漏えいした水素の濃度を測定するため、想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる設備として、原子炉建屋内水素濃度を設置する。

原子炉建屋内水素濃度は、原子炉建屋原子炉棟に設置し、中央制御室及び緊急時対策所にて原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度を連続監視できる設計とする。原子炉建屋内水素濃度のうち、原子炉建屋地上3階（原子炉建屋燃料取替床）及び原子炉建屋地下2階に設置するものについては、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及び所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電が可能な設計とする。

また、原子炉建屋内水素濃度のうち、原子炉建屋地上1階及び原子炉建屋地下1階に設置するものについては、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電が可能な設計とする。

原子炉建屋内水素濃度の系統概略図を図2.2.2-1に示す。



A系統 (B系統についても同じ)

図 2.1.1-1 可燃性ガス濃度制御系の系統概略図

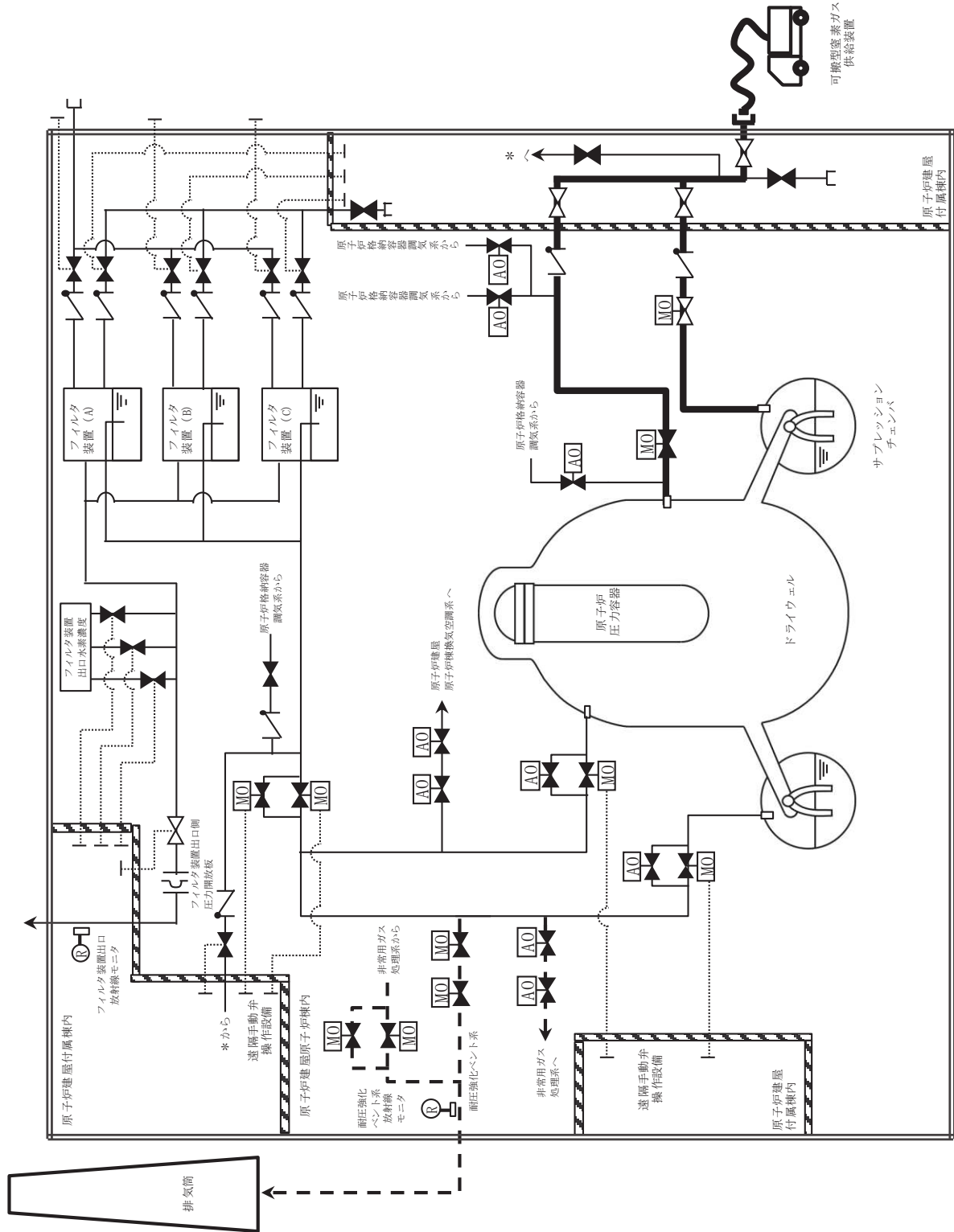
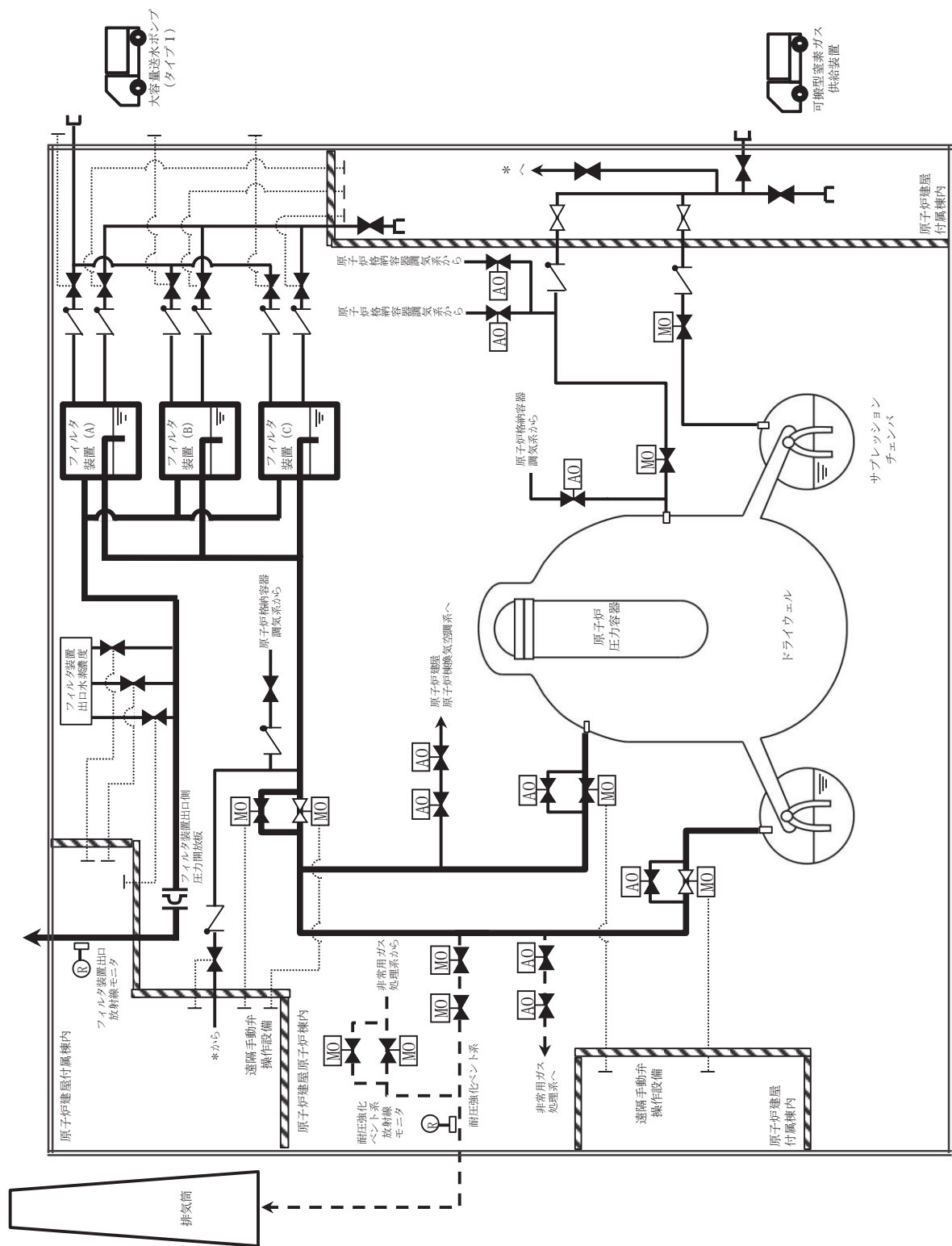


図 2.1.2-1 可搬型窒素ガス供給装置の系統概略図

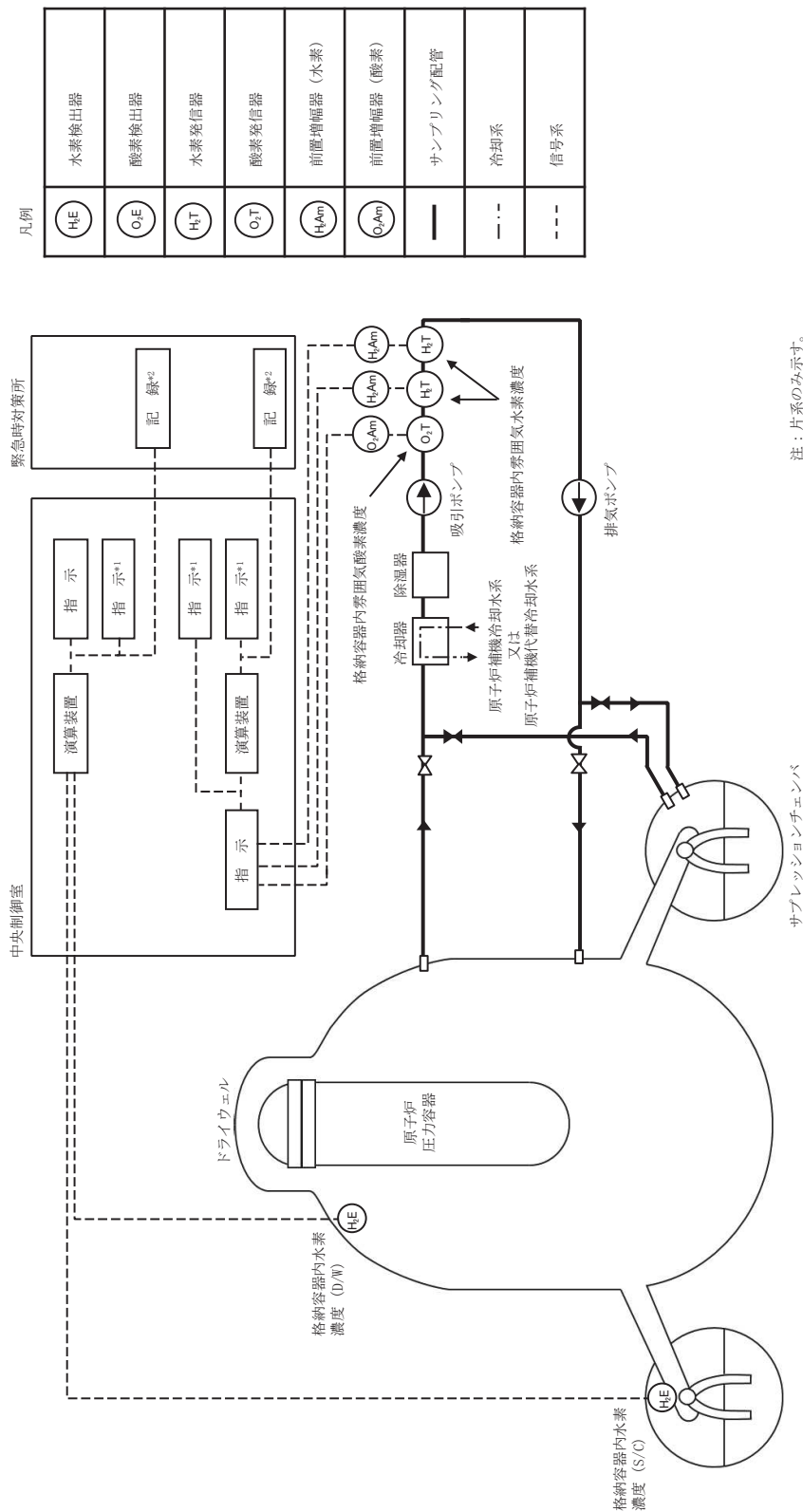
サブプレッションチェンバ側からの窒素供給時の系統状態を示す。



サブプレッションチェンバ側からの排気時の系統状態を示す。

図 2.1.3-1 原子炉格納容器フィルタベント系の系統概略図

注記*1: 記録計
*2: 安全パラメータ表示システム伝送装置



注: 片系のみ示す。

図 2.1.4-1 格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)並びに格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度の系統概略図

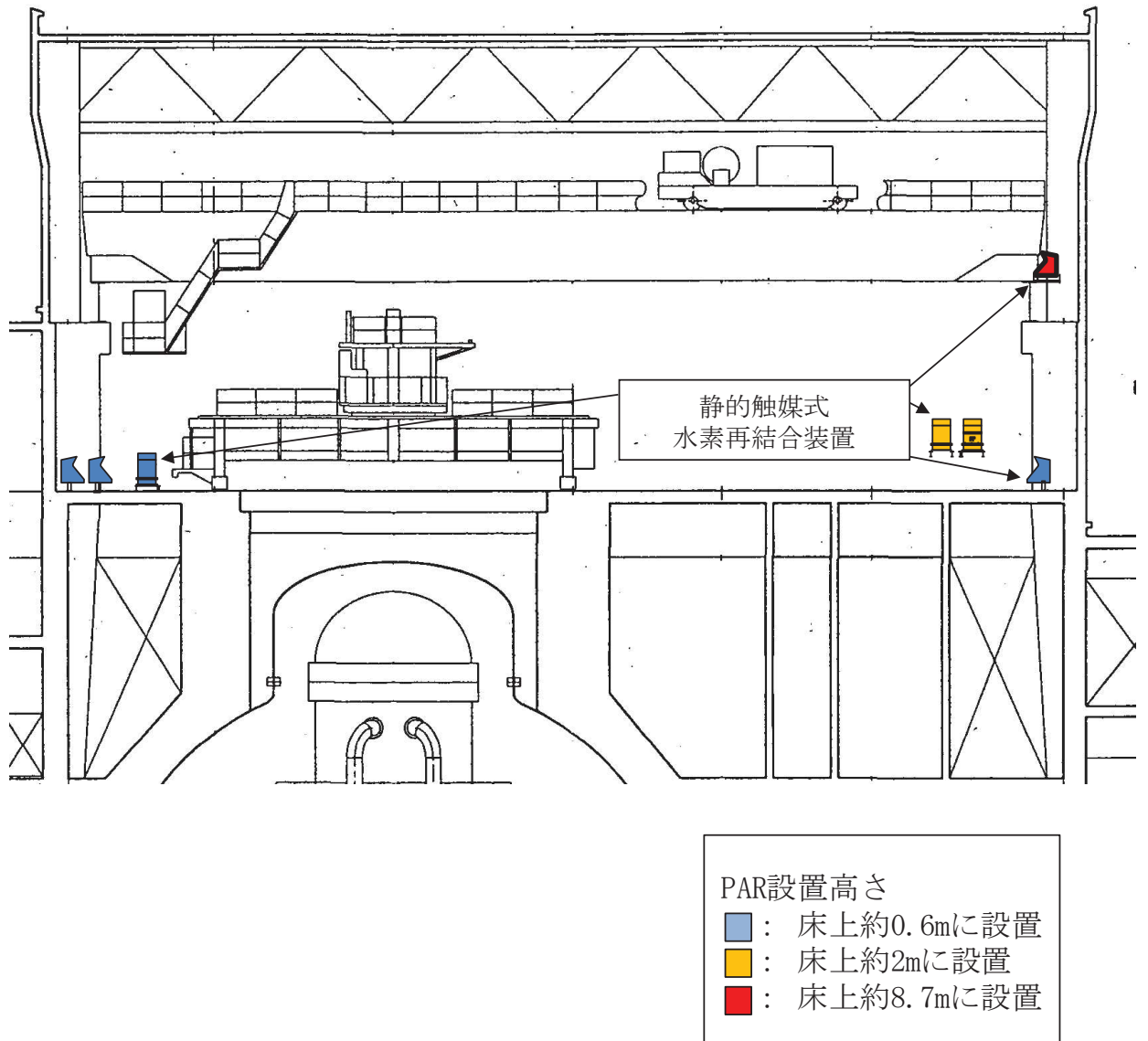


図 2.2.1-1 静的触媒式水素再結合装置の概略設置図

注記*1：記録計
*2：安全パラメータ表示システム伝送装置

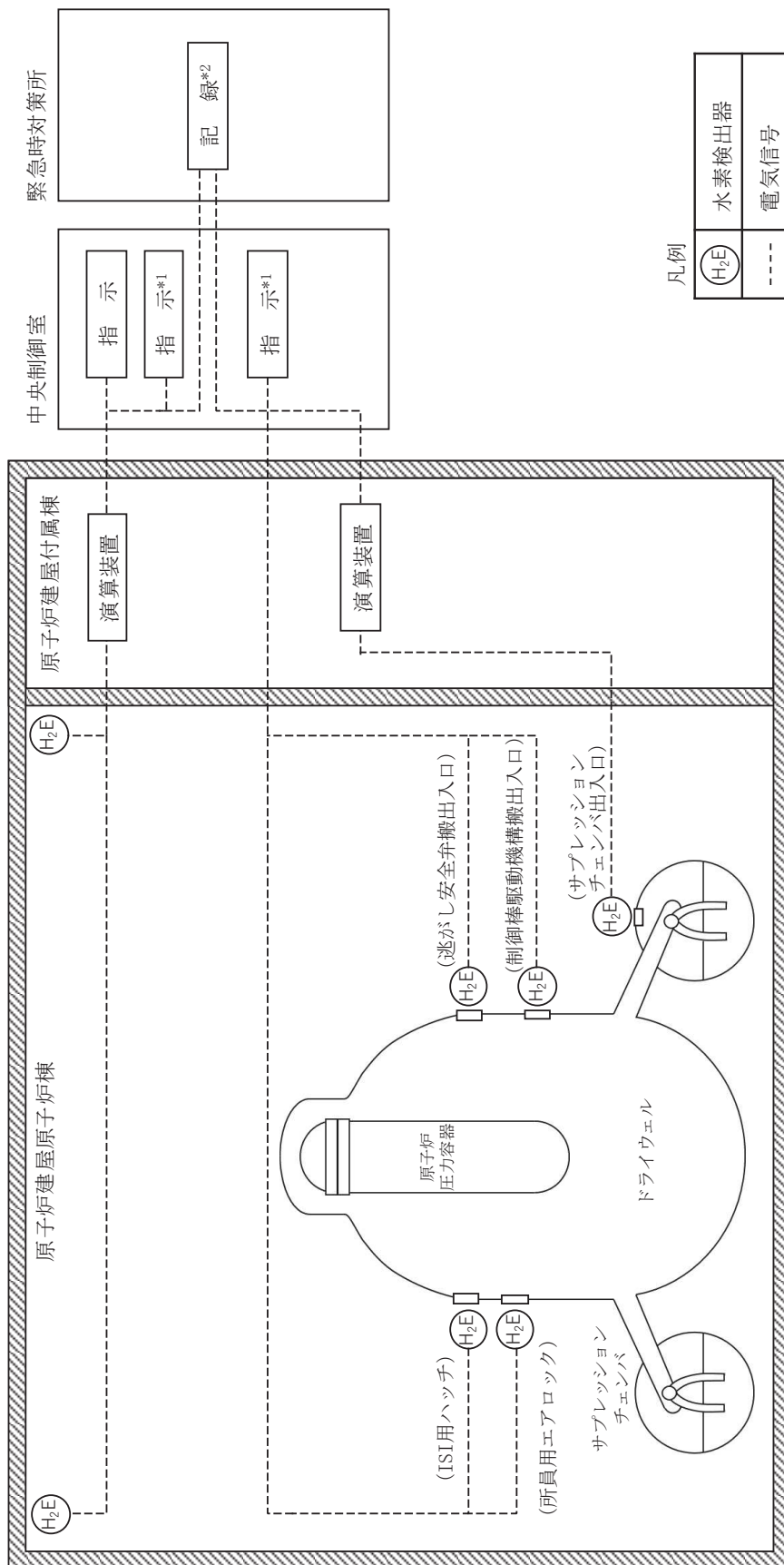


図 2.2.2-1 原子炉建屋内水素濃度の系統概略図

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 可燃性ガスの発生」において確認している。

また、可搬型窒素ガス供給装置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 7.2.4 水素燃焼」における「添付書類十 7.2.4.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価」において確認している。

原子炉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 7.2.1 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、「7.2.1.3 代替循環冷却系を使用できない場合」において確認している。

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

4. 原子炉格納施設の水素濃度低減設備の詳細設計

4.1 原子炉格納容器の破損を防止するための水素濃度低減設備

4.1.1 可燃性ガス濃度制御系

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

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

可燃性ガス濃度制御系は、熱反応式再結合装置であるため、再結合器のガス温度によって性能が決まることから、再結合器内に挿入された温度計によりガス温度を検出し、温度調整器によって電気ヒータの出力を制御できる設計とする。

4.1.2 可搬型窒素ガス供給装置

可搬型窒素ガス供給装置は、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 220m³/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。

可搬型窒素ガス供給装置は、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セット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 原子炉格納容器フィルタベント系

原子炉格納容器フィルタベント系は、フィルタ装置、フィルタ装置出口側ラプチャディスク、可搬型窒素ガス供給装置、配管・弁類、計測制御装置等によって構成する。また、原子炉格納容器フィルタベント系のうち、フィルタ装置は、フィルタ容器、スクラバ溶液、金属繊維フィルタ及び放射性よう素フィルタから構成する。

原子炉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

原子炉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、フィルタ装置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。

フィルタ装置としては、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装置を採用する。

また、フィルタ装置は、ガス状放射性よう素の除去効率として、無機よう素は99.8%以上、有機よう素は98%以上の性能を有する。

(2) 水素爆発を防止する機能

原子炉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、原子炉格納容器フィルタベント系の使用後は、可搬型窒素ガス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、原子炉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。

原子炉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バ溶液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、また原子炉格納容器フィルタベント系の使用を継続することから、原子炉格納容器フィルタベント系で可燃性ガス濃度が可燃域に達することはない。

原子炉格納容器フィルタベント系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 格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)並びに格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度

格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)並びに格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度は、炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器内に発生する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。

格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)は、原子炉格納容器内に検出器を設置することにより原子炉格納容器内の水素濃度を測定し、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。

格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度は、格納容器内雰囲気ガス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屋原子炉棟内へ導き、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。

格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)については代替電源設備からの給電により事故初期から原子炉格納容器内の水素濃度の監視が可能である。また、格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度においては、原子炉補機代替冷却水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「水素燃焼」においては原子炉補機代替冷却水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。

格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度は、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度をトレンドにて連続的に監視できる設計とする。また、原子炉格納容器の水素爆発を防止するための原子炉格納容器ベントの判断等に使用する（原子炉格納容器ベント基準：格納容器内雰囲気酸素濃度 4.3vol%（ドライ条件）かつ 1.5vol%（ウェット条件））。

なお、格納容器内雰囲気酸素濃度の計測誤差は、ドライ条件において±0.6vol%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 原子炉建屋等の破損を防止するための水素濃度低減設備

4.2.1 静的触媒式水素再結合装置

静的触媒式水素再結合装置は、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、静的触媒式水素再結合装置動作監視装置は、静的触媒式水素再結合装置の動作状況を温度上昇により確認できるよう設計する。

PARの設計仕様を表4.2.1-1に、水素処理容量設定の条件を表4.2.1-2に示す。

(1) 静的触媒式水素再結合装置の性能

a. 性能評価式

静的触媒式水素再結合装置は、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°C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、女川原子力発電所第 2 号機で使用する静的触媒式水素再結合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。

静的触媒式水素再結合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「PAR の性能確認試験について」に示す。

b. 環境条件の配慮

炉心損傷を伴う重大事故等時において、原子炉格納容器内による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、これらが原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋燃料取替床) 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、原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋燃料取替床) 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。

原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋燃料取替床) 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「PAR 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) 静的触媒式水素再結合装置の個数及び配置

静的触媒式水素再結合装置は、以下の考えに基づき、設置（変更）許可における個数（19 個）を設置することとし、配置においては、静的触媒式水素再結合装置の触媒反応時の高温ガスの排出が重大事故等時の対処に重要な計器・機器に悪影響がないよう 3m 以上の離隔距離を設ける設計とする。

炉心の著しい損傷が発生し、原子炉格納容器内に水素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屋原子炉棟内に漏えいする可能性がある。原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素は、比重の関係で原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋燃料取替床）まで上昇し、原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋燃料取替床）に滞留することが想定されるため、原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋燃料取替床）に 19 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 4.2.1-1 に示す。

静的触媒式水素再結合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「PAR の周辺機器に対する悪影響防止について」に示す。

(3) 静的触媒式水素再結合装置動作監視装置

静的触媒式水素再結合装置動作監視装置は、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、原子炉建屋原子炉棟内に設置されている静的触媒式水素再結合装置（4 個）に熱電対を入口側と出口側に取り付ける設計とする。

静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の概略構成図について図 4.2.1-2 に示す。

静的触媒式水素再結合装置は、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、静的触媒式水素再結合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、静的触媒式水素再結合装置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る設計とする。図 4.2.1-3 に熱電対の取り付け位置を示す。

静的触媒式水素再結合装置の動作時に想定される範囲の温度は、触媒カートリッジの出入口温度を測定した試験結果より、可燃限界水素濃度である水素濃度 4vol%程度で約 170K である。

静的触媒式水素再結合装置動作監視装置は、これを包含する 0~500℃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、静的触媒式水素再結合装置内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よう熱電対シースを十分小さくする設計とする。仕様について表 4.2.1-3 に示す。

静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の詳細について、別添 1 別紙 4「PAR 動作監視装置について」に示す。

(4) 静的触媒式水素再結合装置の性能確認方法

静的触媒式水素再結合装置は、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。

静的触媒式水素再結合装置は、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、静的触媒式水素再結合装置は、静的触媒式水素再結合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再結合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、静的触媒式水素再結合装置が性能評価式 (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℃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再結合装置のハウジングが設計どお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再結合装置の性能確認方法について, 別添 1 別紙 5 「PAR の性能維持管理について」に示す。

4.2.2 原子炉建屋内水素濃度

原子炉建屋内水素濃度は, 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屋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, 0~10vol%を計測可能な設計とする。また, 原子炉建屋内水素濃度は, 水素が最終的に滞留する原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋燃料取替床) の天井付近に位置的分散を考慮して設置するとともに, 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屋地上 1 階, 地下 1 階及び地下 2 階にも設置し, 水素の早期検知及び滞留状況把握のため, 0~10vol%を計測可能な設計とする。

原子炉建屋内水素濃度は, 触媒式及び気体熱伝導式であり, 同一目的の水素爆発による原子炉建屋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再結合装置動作監視装置とは多様性を有した計測方式とする。また, 原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋燃料取替床) の天井付近, 地上 1 階, 地下 1 階及び地下 2 階に設置する原子炉建屋内水素濃度に対して, 静的触媒式水素再結合装置動作監視装置は原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋燃料取替床) に分散配置された静的触媒式水素再結合装置から互いに離れた位置にある 4 個を選定し, 設置することで, 位置的分散を図る設計とする。

原子炉建屋内水素濃度は、原子炉建屋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 可搬型窒素ガス供給装置

可搬型窒素ガス供給装置は、発電機を搭載することで、外部からの電源供給は不要な設計とする。

4.3.3 原子炉格納容器フィルタベント系

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

4.3.4 格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)並びに格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度

格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)の電源については、重大事故等対処設備である所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から給電が可能とする。

格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸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。

4.3.5 静的触媒式水素再結合装置

静的触媒式水素再結合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、静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の電源については、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から給電が可能な設計とする。

4.3.6 原子炉建屋内水素濃度

原子炉建屋内水素濃度のうち、原子炉建屋地上3階(原子炉建屋燃料取替床)及び原子炉建屋地下2階に設置するものについては、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及び所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電が可能な設計とする。

また、原子炉建屋内水素濃度のうち、原子炉建屋地上1階及び原子炉建屋地下1階に設置するものについては、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電が可能な設計とする。

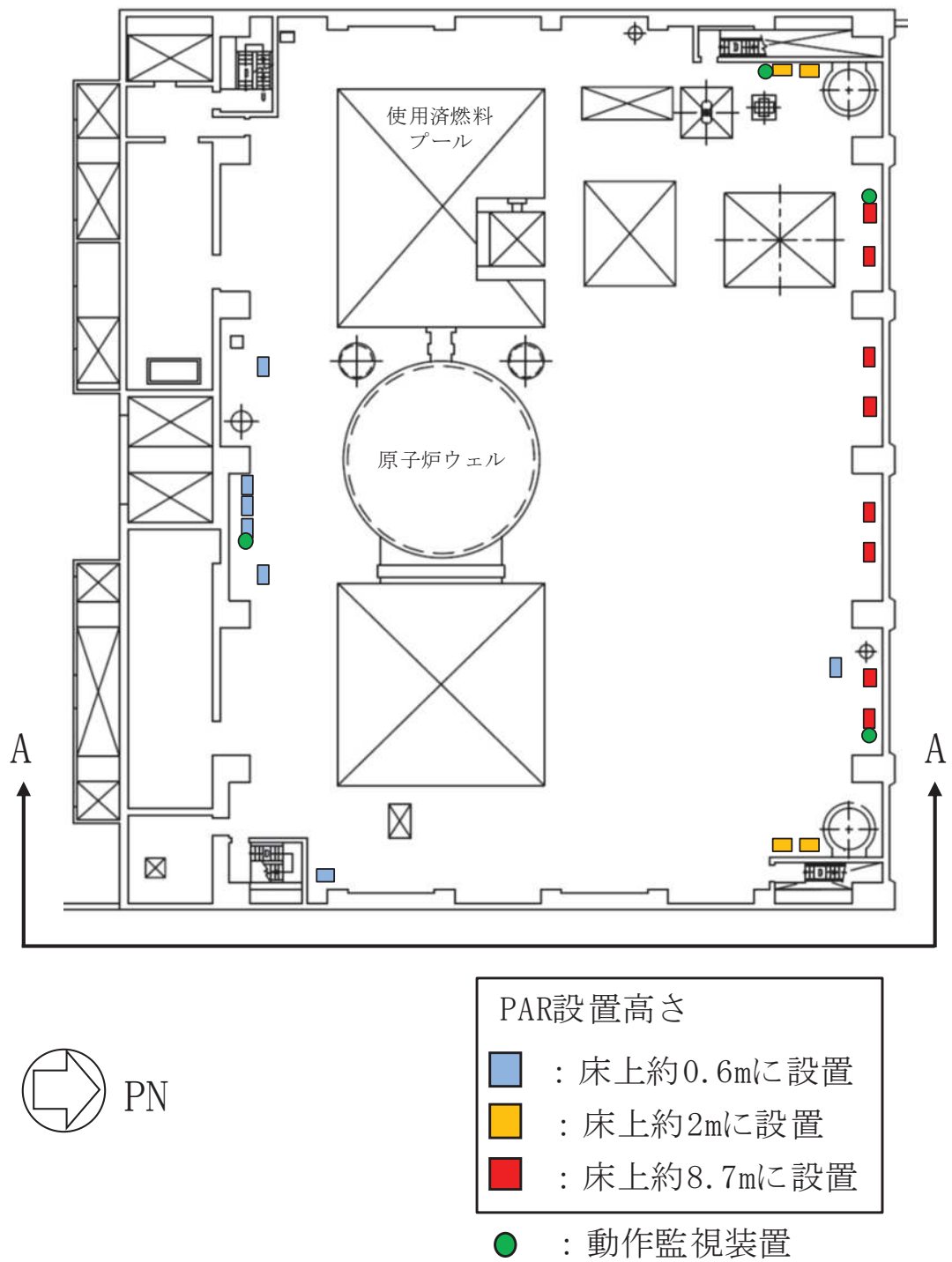


図 4.2.1-1 静的触媒式水素再結合装置の概略設置図 (1/2)

A-A断面

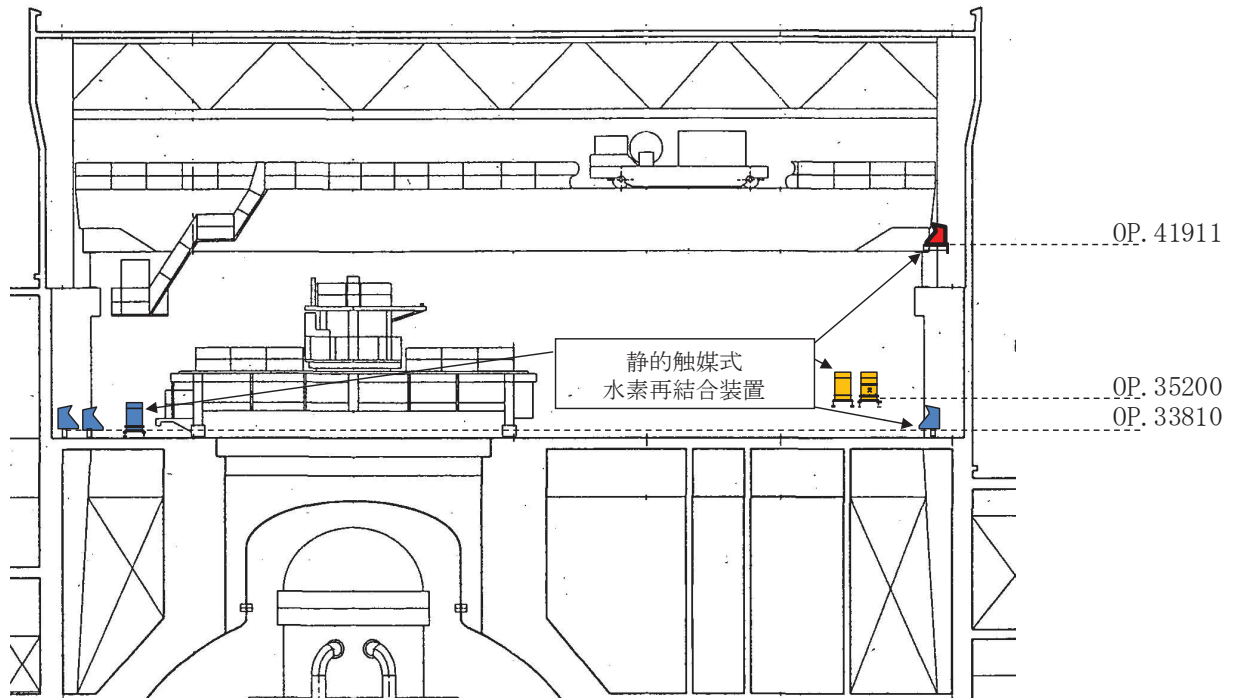
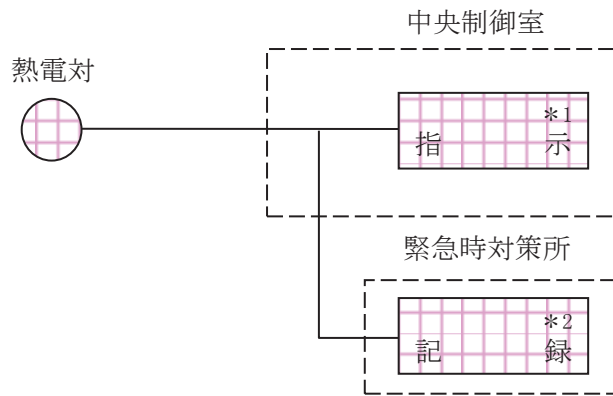


图 4.2.1-1 靜的觸媒式水素再結合裝置概略設置圖 (2/2)



注記*1：記録計
*2：安全パラメータ表示システム伝送装置

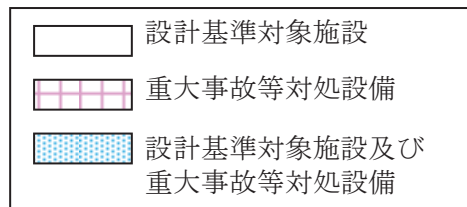
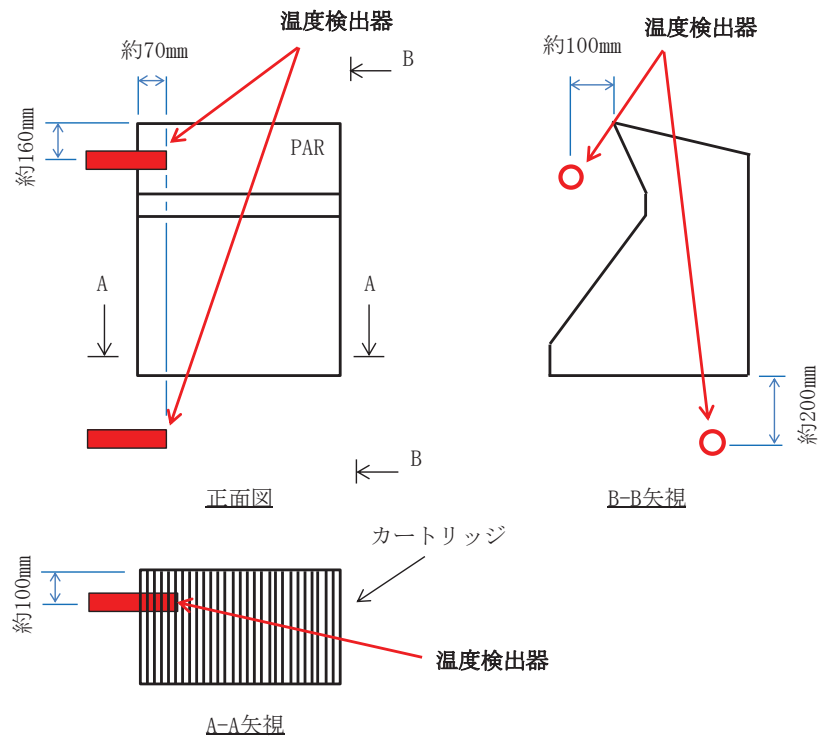


図 4.2.1-2 静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の概略構成図



※設置場所により右側に温度検出器を設置するものもある。

図 4.2.1-3 静的触媒式水素再結合装置への熱電対取付位置概要図

表 4.2.1-1 静的触媒式水素再結合装置設計仕様

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)
静的触媒式水素再結合装置 設置個数	19 個
設置個所	原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋燃料取替床)

表 4.2.1-2 水素処理容量設定の条件

項目	設定の条件
水素濃度 C_{H_2}	水素の可燃限界濃度 4vol%未満に低減するため, 4vol%とする。
圧力 P	重大事故等発生時の原子炉建屋原子炉棟の圧力は, 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 (1.01325bar = 1.01325×10^5 Pa) とする。
温度 T	保守的に 100°C (373.15K) とする。

表 4.2.1-3 静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の仕様

検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
熱電対	0°C~500°C	8*	原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋燃料取替床)

注記 * : 4 個の静的触媒式水素再結合装置に対して出入口に 1 個設置

静的触媒式水素再結合装置の設計

目次

1. 概要	別添 1-1
1.1 設置目的	別添 1-1
2. 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備	別添 1-1
2.1 水素濃度抑制系	別添 1-1
2.1.1 水素濃度抑制系の主要仕様	別添 1-1
2.1.2 水素濃度抑制系の設計方針	別添 1-3
2.1.3 水素濃度抑制系の設計仕様	別添 1-5
2.2 原子炉建屋原子炉棟の水素挙動	別添 1-6
2.2.1 解析条件	別添 1-11
2.2.2 解析結果	別添 1-21
2.3 水素濃度監視設備	別添 1-29
2.3.1 水素濃度監視設備の概要	別添 1-29
2.3.2 水素濃度監視設備の主要仕様	別添 1-29

別紙

- 別紙 1 PAR 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 PAR の周辺機器に対する悪影響防止について
- 別紙 4 PAR 動作監視装置について
- 別紙 5 PAR 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屋原子炉棟の損傷を防止するため、水素濃度抑制系及び水素濃度監視設備を設置する。

(1) 水素濃度抑制系

水素濃度抑制系として静的触媒式水素再結合装置（以下「PAR」という。）を設置し、原子炉建屋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 には静的触媒式水素再結合装置動作監視装置（以下「PAR 動作監視装置」という。）を設置する。PAR 動作監視装置は、中央制御室等にて監視可能であり、代替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

原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視設備として原子炉建屋内水素濃度を設置し、想定される事故時に水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。

原子炉建屋内水素濃度は、中央制御室及び緊急時対策所にて監視可能であり、代替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屋等の損傷を防止するための設備

2.1 水素濃度抑制系

2.1.1 水素濃度抑制系の主要仕様

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建屋原子炉棟の水素爆発による損傷を防止するため、水素濃度抑制系として 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填しており、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、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2.1.1-1、概要図を図2.1.1-1に示す。

表 2.1.1-1 PARの主要仕様

- (1)ハウジング
- | | |
|----|-----------------------------|
| 全高 | <input type="text"/> |
| 幅 | <input type="text"/> |
| 奥行 | <input type="text"/> |
| 材料 | ステンレス鋼 <input type="text"/> |
- (2)触媒カートリッジ
- | | |
|----|-----------------------------|
| 全高 | <input type="text"/> |
| 幅 | <input type="text"/> |
| 奥行 | <input type="text"/> |
| 材料 | ステンレス鋼 <input type="text"/> |
| 数量 | 22枚 (PAR1 個当たり) |
- (3)触媒
- | | |
|------|----------|
| 触媒基材 | 酸化アルミニウム |
| 触媒 | パラジウム |
- (4)水素処理容量 約0.50kg/h (1個当たり)
(水素濃度4.0vol%, 大気圧, 温度100℃において)
- (5)最高使用温度 300℃

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

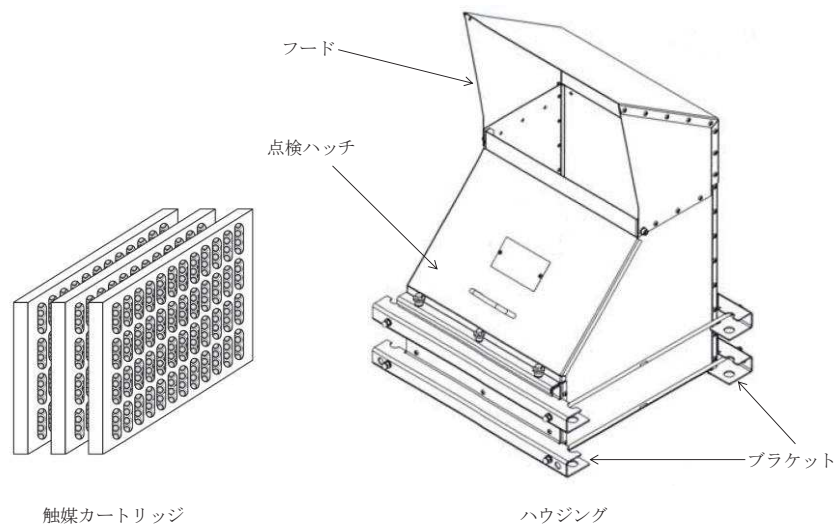


図 2.1.1-1 PAR の概要図

2.1.2 水素濃度抑制系の設計方針

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屋原子炉棟へ漏えいする過酷な状態を想定した場合に、原子炉建屋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屋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、原子炉建屋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。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(1) 水素漏えい条件

水素漏えい条件は、表 2.1.2-1 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 2.1.2-1 PAR 設計条件における水素漏えい条件

項目	PAR 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 990kg (AFC (燃料有効部被覆管) 100%相当)	約 282kg (AFC 約 13%相当)
原子炉格納容器 漏えい率	10%/day (一定)	約 1.0%/day (最大)

a. 水素発生量について

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 282kg (AFC 約 13%相当の水素発生量) であるが、更に過酷な条件として、約 990 kg (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

重大事故等発生時に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。重大事故等発生時は、原子炉格納容器圧力が設計圧力の 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°C、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：16%、窒素：16%、水蒸気：68%) 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)

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

L : 原子炉格納容器漏えい率

L_o : 設計漏えい率

P_t : 原子炉格納容器内圧力

P_a : 原子炉格納容器外圧力

P_b : 原子炉格納容器設計圧力

R_t : 事故時の気体定数

R_b : 空気の気体定数

T_t : 原子炉格納容器内温度

T_b : 原子炉格納容器設計温度

2.1.3 水素濃度抑制系の設計仕様

PAR 設計方針に基づき設定した PAR の設計仕様を表 2.1.3-1 に示す。

表 2.1.3-1 PAR 設計仕様

項目	仕様
水素処理容量	0.50kg/h (1 個当たり) (水素濃度 4.0vol%, 大気圧, 温度 100℃において)
PAR 設置個数	19 個
設置個所	原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋燃料取替床)

(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。

$$DR = A \times \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right)^{\square} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF \text{ 式 (2.1)}$$

DR : 水素処理容量 [kg/h (1 個当たり)]

A : 定数 \square

C_{H_2} : PAR 入口水素濃度 [vol%]

P : 圧力 [10^5 Pa]

T : 温度 [K]

SF : スケールファクタ [-]

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。女川原子力発電所第 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 2.1.3-2 の条件を設定し、PAR の水素処理容量は、0.50 kg/h (1 個当たり) (水素濃度 4.0vol%, 大気圧, 100℃) とする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 2.1.3-2 水素処理容量設定の条件

項目	設定の条件
水素濃度 C_{H_2}	水素の可燃限界濃度 4vol%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屋原子炉棟の圧力は、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 (1.01325bar=1.01325×10 ⁵ 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、女川原子力発電所第 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 (0.50 kg/h (1 個あたり)) に 0.5 を乗じた 0.25 kg/h (1 個あたり) とする。

$$DR = A \times \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right) \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF \times F_{inhibit} \dots \dots \dots \text{式 (2.2)}$$

- 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 [10⁵Pa]
- 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 2.1.2-1 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 19 個設置する。

$$\begin{aligned} \text{PAR 必要個数} &= \text{水素発生量} \times \text{原子炉格納容器漏えい率} / 24 \text{ [h/day]} / \text{設計水素処理容量} \\ &= 990 \text{ [kg]} \times 10 \text{ [%/day]} / 24 \text{ [h/day]} / 0.25 \text{ [kg/h (1 個あたり)]} \\ &= 16.5 \text{ [個]} \end{aligned}$$

2.2 原子炉建屋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屋原子炉棟の水素挙動を確認する。

解析条件を表 2.2-1 及び表 2.2-2 に、原子炉建屋原子炉棟の解析モデルを図 2.2-1 に、解析モデルにおける原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋燃料取替床) の PAR の配置を図 2.2-2 に示す。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

PAR を設置している原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋燃料取替床）においては、 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。

大物搬入口及び各階段領域については、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 2.2-1 PAR の解析条件

No	項目	説明	入力値
1	PAR の性能 (NIS 製 PAR-22)		—
	(1) 水素処理容量 DR	$DR = A \times \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right)^{\text{ } \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF$ DR : 水素処理容量 [kg/h (1 個あたり)] A : 定数 C _{H2} : PAR 入口水素濃度 [vol%] P : 圧力 [10 ⁵ Pa] T : 温度 [K] SF : スケールファクタ	—
	(2) 反応阻害物 ファクタ F _{inhibit}	プラント通常運転中及び事故時の劣化余裕を考慮する	0.5 (事故初期より一定)
	(3) 低酸素 ファクタ F _{lowO2}	低酸素ファクタは、以下のとおりとする。ただし、1 以上の場合は全て 1 とし、0 未満の場合は全て 0 とする $F_{lowO_2} = 0.7421 \left(\frac{C_{O_2}}{C_{H_2}} \right)^3 - 0.6090 \left(\frac{C_{O_2}}{C_{H_2}} \right)^2 + 0.7046 \left(\frac{C_{O_2}}{C_{H_2}} \right) - 0.026$ C _{O2} : 酸素濃度 [vol%]	—
	(4) 起動水素濃度 C _{H2on}	国内試験で起動が確認されている範囲に余裕を見た値	1.5vol%
	(5) 起動酸素濃度 C _{O2on}	同上	2.5vol%
	(6) 起動遅れ	考慮しない	—
2	PAR 個数	実際の設置個数	19 個
3	PAR 設置位置	図 2.2-2 参照	—

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 2.2-2 その他解析条件

No	項目	解析条件	備考
1	原子炉建屋原子炉棟の条件 (1) 圧力 (初期条件)	大気圧	原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋燃料取替床) 中心高さにおける圧力を 101.325kPa とし, 原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋燃料取替床) より空気の水頭差を考慮した値とする。
	(2) 温度 (初期条件)	40℃	通常運転時の環境仕様温度の最大値として設定
	(3) 組成 (初期条件)	相対湿度 100%の空気	同上
	(4) 空間容積 (固定)	原子炉建屋燃料取替床 : 3000m ³ 2 階 : 3100m ³ 1 階 : 3100m ³ 地下 1 階 : 8700m ³ トールス室 : 7300m ³ 大物搬入口ハッチ : 1900m ³ 階段室 (西側) : 280m ³ 階段室 (南側) : 120m ³	空間の構造物を除いた容積として設定
	(5) 開口面積 (固定)	原子炉建屋燃料取替床-2 階 : 2 階-1 階 : 階段室開口面積 : バルブラッピング室-1 階 : 計装ペネ室-1 階 : エアロック室-1 階 : CRD 補修室-地下 1 階 :	
2	圧力境界条件 (1) 圧力 (固定)	101.325kPa	大気圧
	(2) 温度 (固定)	40℃	通常運転時の環境仕様温度の最大値として設定
	(3) 酸素濃度 (固定)	19.5vol%	相対湿度 100%の空気として設定
	(4) 窒素濃度 (固定)	73.2vol%	同上
	(5) 水蒸気濃度 (固定)	7.3vol%	同上
3	流出条件 (1) 位置	原子炉建屋燃料取替床	—
4	放熱条件 (1) 内壁熱伝達 (原子炉建屋燃料取替床-壁面)	凝縮熱伝達及び自然対流熱伝達を考慮	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), 水平平板 (天井)
	(2) 壁厚さ (固定)	下部壁 : 上部壁 : 天井 :	躯体図より算出
	(3) 壁内熱伝導率 (固定)	1.74W/m/K	コンクリートの物性
	(4) 壁の比熱 (固定)	0.963kJ/kg/K	同上
	(5) 壁の密度 (固定)	2400kg/m ³	同上
	(6) 外壁熱伝達率 (壁面-外気)	5 W/m ² /K	原子炉建屋の外壁面における自然対流熱伝達率を想定
	(7) 外気温 (固定)	40℃	建屋温度と同じとして設定
	(8) 放熱面積	4000m ²	原子炉建屋燃料取替床の外壁が外気と接触している面積として設定

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

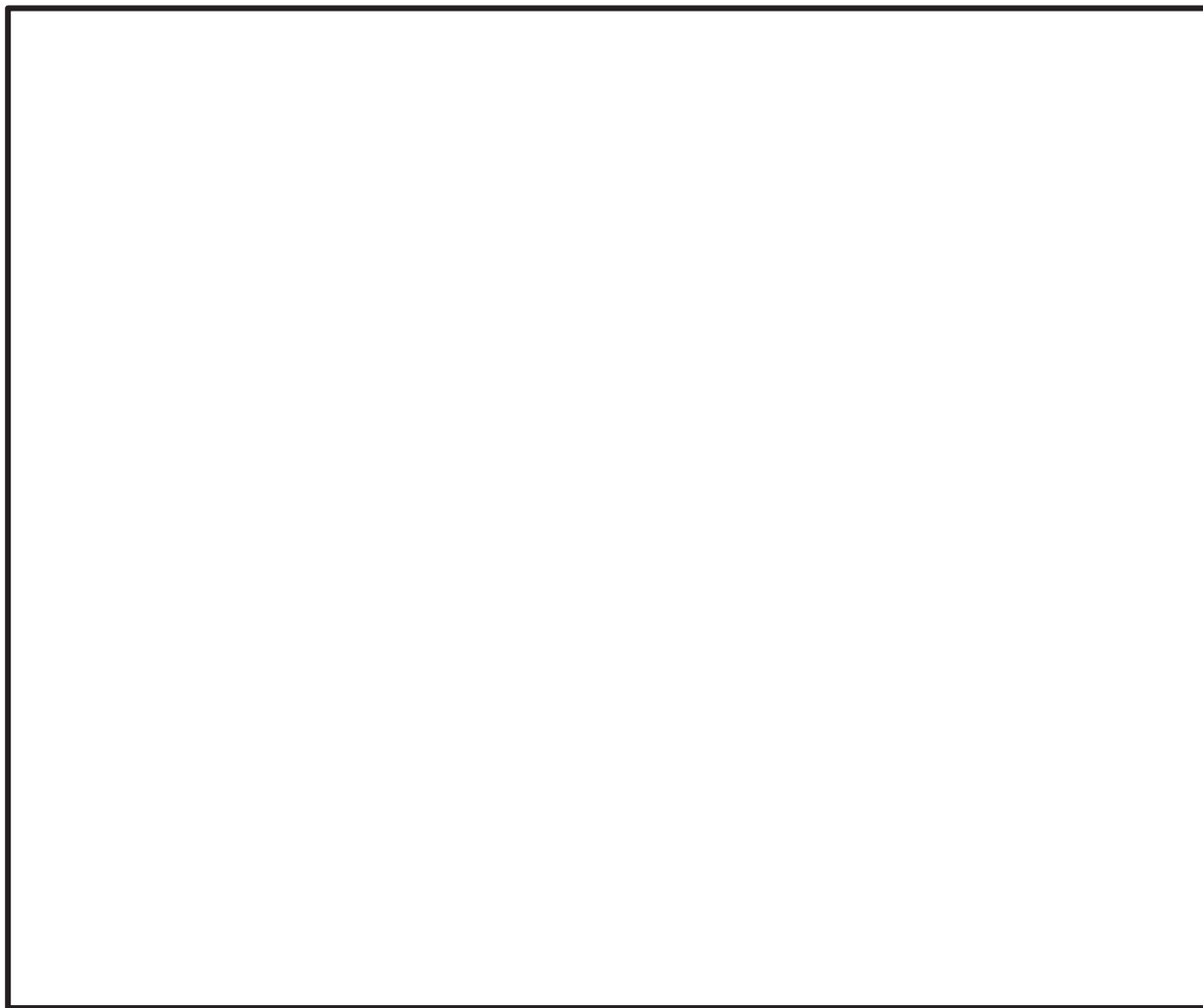


図 2.2-1 GOTHIC 解析モデル

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

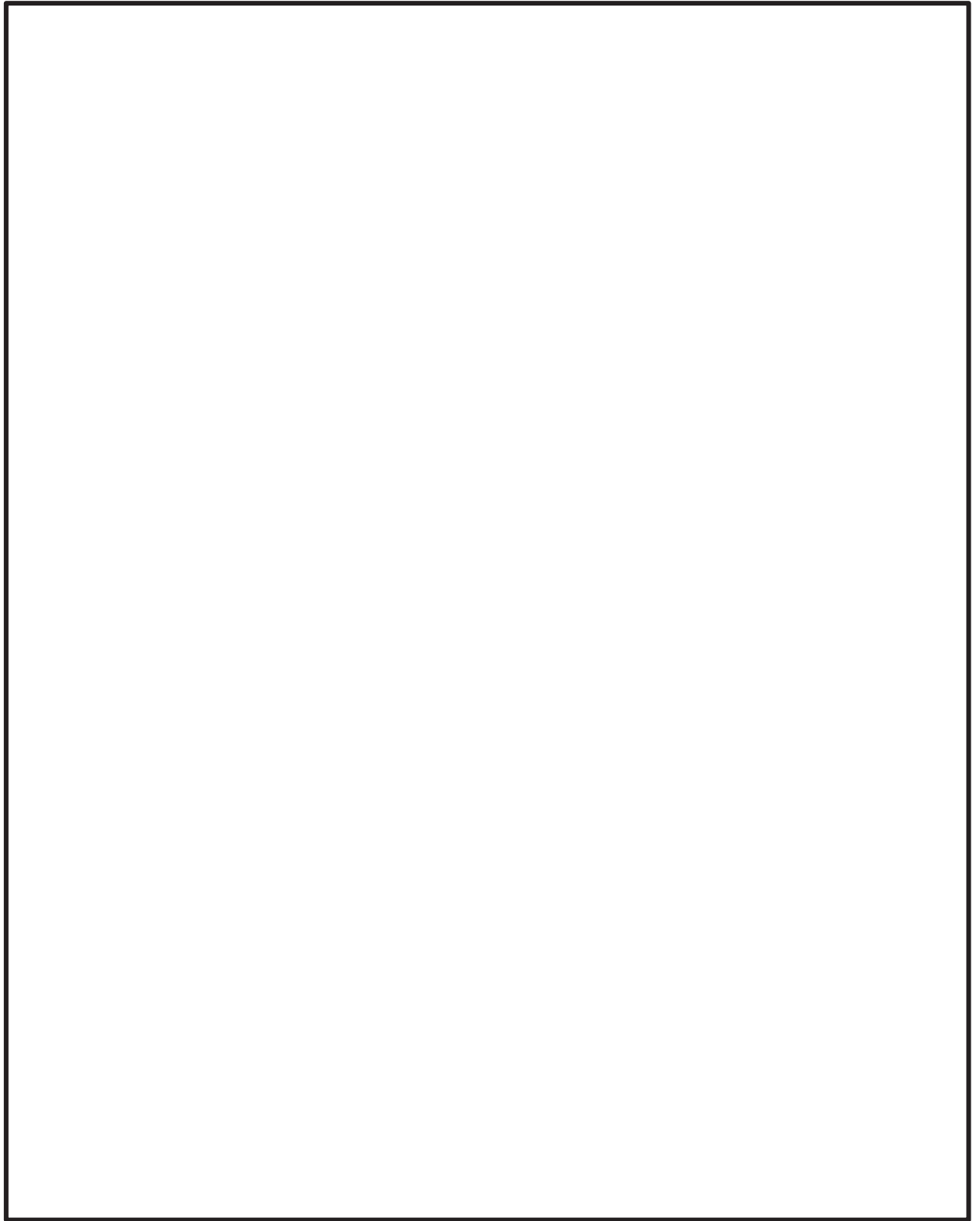


図 2.2-2 解析モデルにおける原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋燃料取替床）の PAR の配置

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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屋原子炉棟への漏えい条件として、「a. 設計条件」又は「b. 有効性評価シナリオ条件」のいずれかを用いる。

a. 設計条件

原子炉格納容器からの漏えい条件を表 2.2.1-1 に示す。原子炉格納容器ベントは、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を設定する。

b. 有効性評価シナリオ条件

(a) 代替循環冷却系を使用する場合

原子炉格納容器からの漏えい条件を表 2.2.1-2 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 2.2.1-1 から図 2.2.1-4 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）（代替循環冷却系を使用する場合）」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保守側に包絡するように設定する。

原子炉格納容器漏えい率については、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から、AEC の式より算出した値を包絡する値である 1.3%/day（0～36 時間）、0.7%/day（36～48 時間）、0.65%/day（48～72 時間）、0.6%/day（72 時間以降）とする。

(b) 代替循環冷却系を使用しない場合（原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合）

原子炉格納容器からの漏えい条件を表 2.2.1-3 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 2.2.1-5 から図 2.2.1-8 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）（代替循環冷却系を使用しない場合）（原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合）」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保守側に包絡するように設定する。

原子炉格納容器漏えい率については、原子炉格納容器ベント想定時刻までは、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から、AEC の式より算出した値を包絡する値である 1.3%/day とする。原子炉格納容器ベント想定時刻以降は、原子炉格納容器設計漏えい率より 0.5%/day とする。

表 2.2.1-1 設計条件における漏えい条件

項目	解析条件
圧力[kPa[gage]]	854 (2Pd)
温度[°C]	200
水素分率[vol%]	16
窒素分率[vol%]	16
水蒸気分率[vol%]	68
原子炉格納容器漏えい率[%/day]	10

表 2.2.1-2 有効性評価シナリオ条件（代替循環冷却系を使用する場合）における漏えい条件

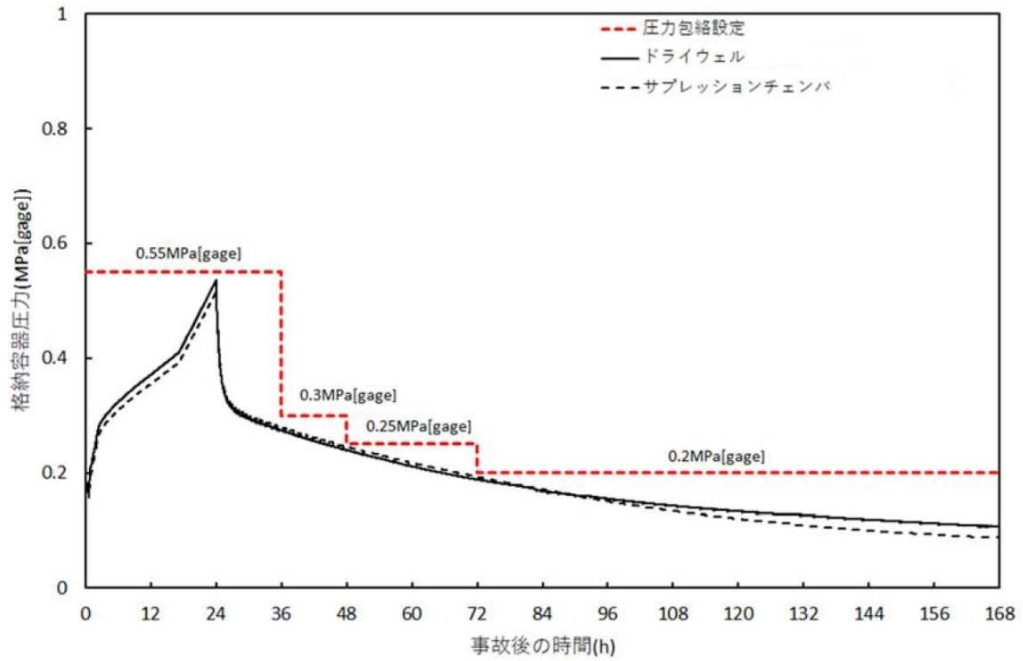
項目		条件					
		0～6h	6～24h	24～36h	36～48h	48～72h	72～168h
ドライウエル	原子炉格納容器 圧力 (kPa[gage])	550			300	250	200
	原子炉格納容器 温度 (°C)	200			171		
	水素分率 (vol%)	10		15	20		
	窒素分率 (vol%)	0	10		35		
	水蒸気分率 (vol%)	90	80	75	45		
	原子炉格納容器 漏えい率* (%/day)	1.3			0.7	0.65	0.6
サプレッション チェンバ	原子炉格納容器 圧力 (kPa[gage])	550			300	250	200
	原子炉格納容器 温度 (°C)	200			171		
	水素分率 (vol%)	25		20	15		
	窒素分率 (vol%)	30			25		
	水蒸気分率 (vol%)	45		50	60		
	原子炉格納容器 漏えい率* (%/day)	1.3			0.7	0.65	0.6

*：原子炉格納容器漏えい率は、AEC式により算出される値に余裕を考慮した値とする。

表 2.2.1-3 有効性評価シナリオ条件（代替循環冷却系を使用しない場合（原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合））における漏えい条件

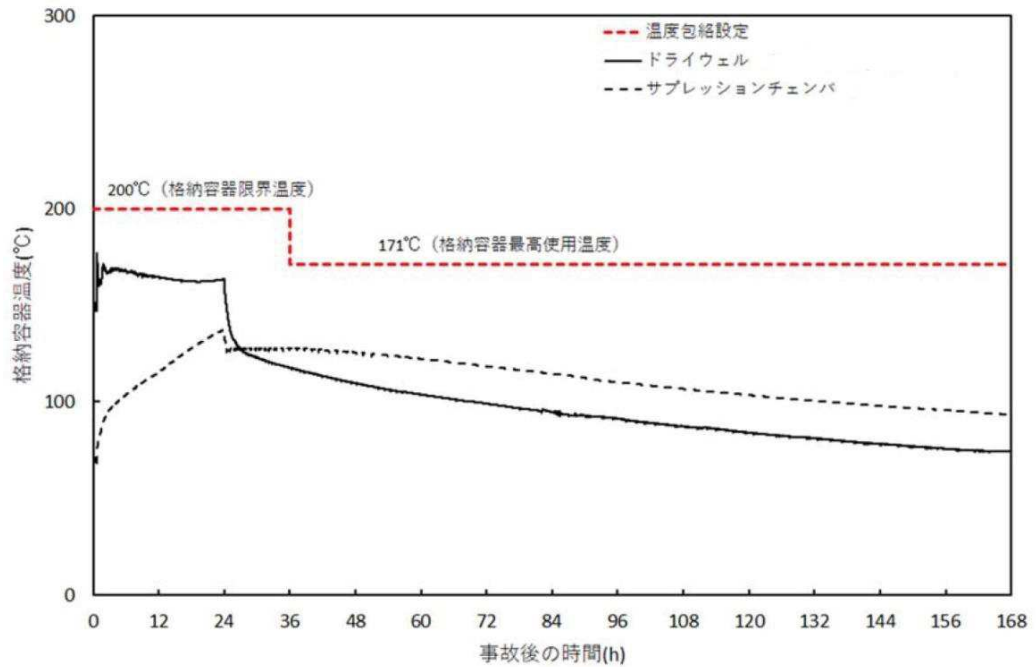
項目		条件		
		0～6h	6～60h	60～168h
ドライウエル	原子炉格納容器圧力 (kPa[gage])	854		50
	原子炉格納容器温度 (°C)	200		171
	水素分率 (vol%)	10		0
	窒素分率 (vol%)	0	10	0
	水蒸気分率 (vol%)	90	80	100
	原子炉格納容器 漏えい率* (%/day)	1.3		0.5 (設計漏えい率)
サプレッションチェンバ	原子炉格納容器圧力 (kPa[gage])	854		50
	原子炉格納容器温度 (°C)	200		171
	水素分率 (vol%)	25		0
	窒素分率 (vol%)	30		0
	水蒸気分率 (vol%)	45		100
	原子炉格納容器 漏えい率* (%/day)	1.3		0.5 (設計漏えい率)

*：原子炉格納容器漏えい率は、AEC式により算出される値に余裕を考慮した値とする。



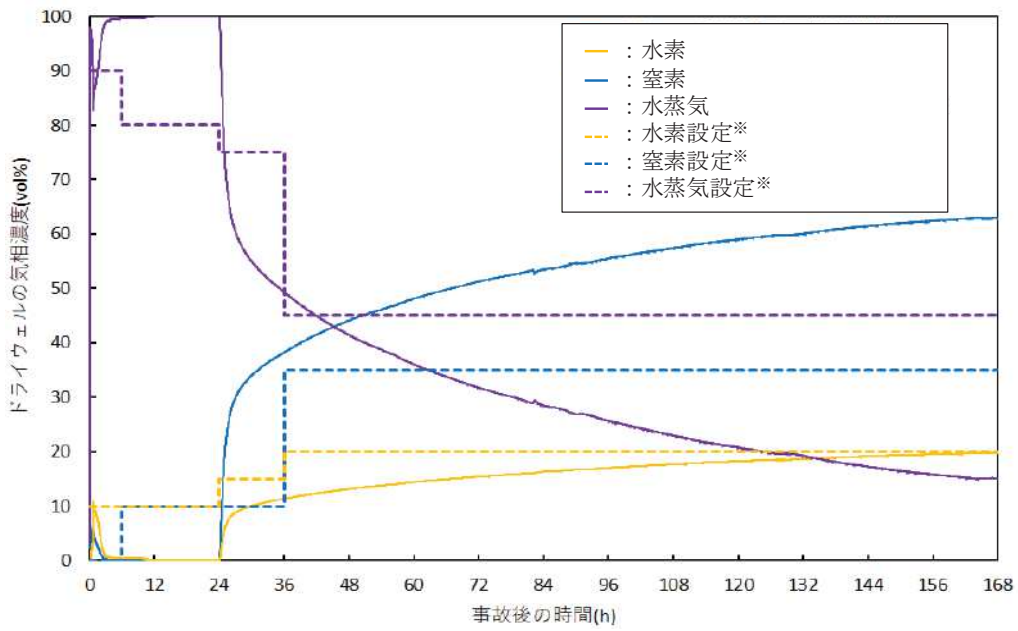
※：水素の漏えい量が多くなる条件として原子炉格納容器圧力は高い側に包絡する。

図 2.2.1-1 原子炉格納容器圧力（有効性評価シナリオ条件（代替循環冷却系を使用する場合））



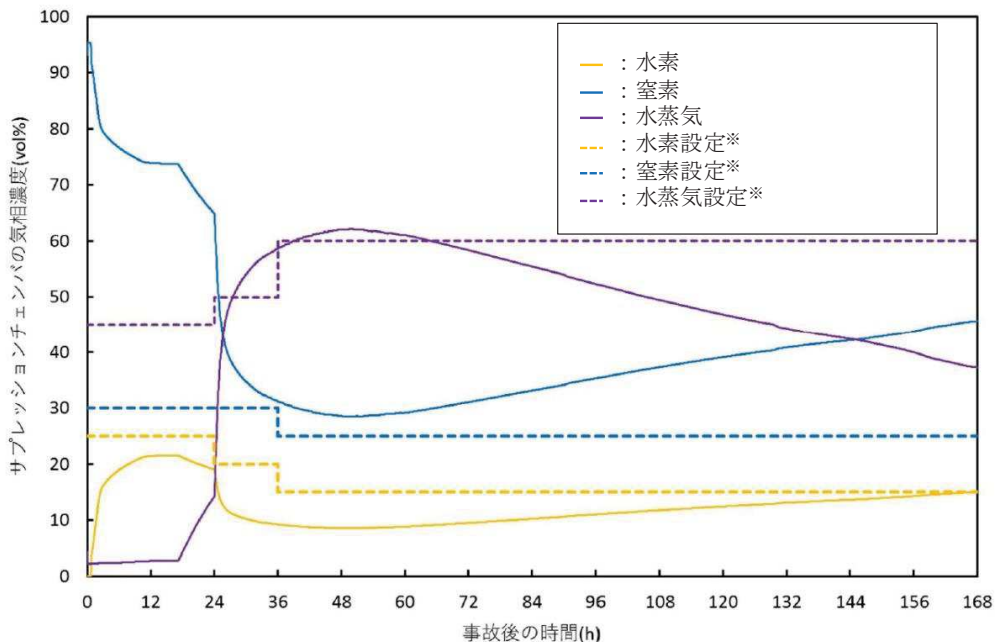
※：漏えいした水蒸気が凝縮し易く原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が高くなる条件として原子炉格納容器温度は高い側に包絡する。

図 2.2.1-2 原子炉格納容器温度（有効性評価シナリオ条件（代替循環冷却系を使用する場合））



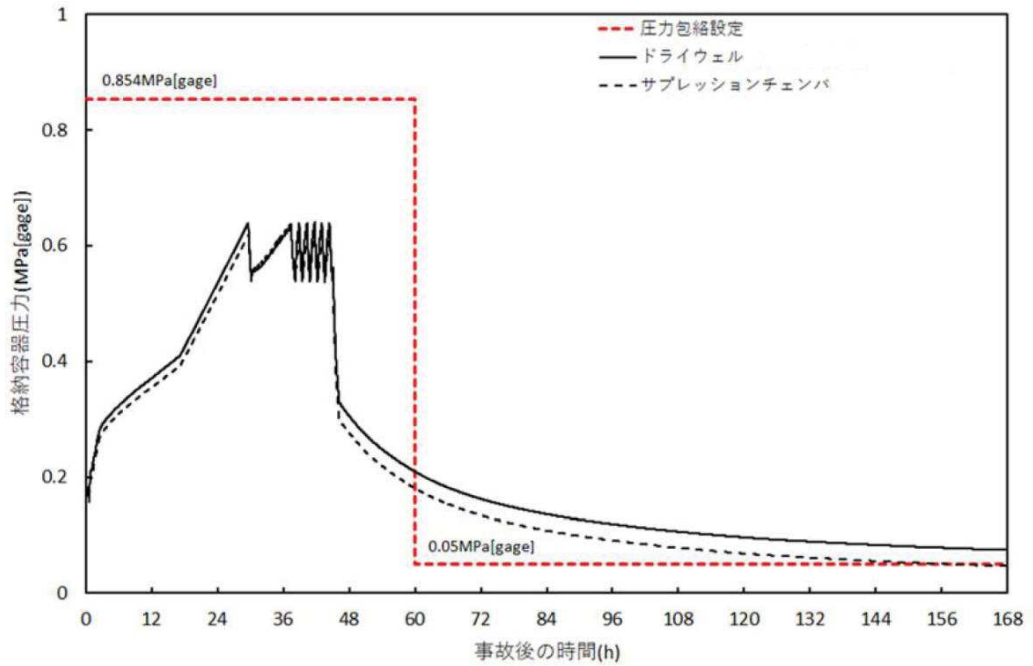
※：水素の漏えい量が多くなる条件として水素は高い側に包絡する。また、窒素は低い側に包絡し、残りを水蒸気とする。なお、6時間から24時間の間において水素及び窒素は、0vol%程度であるが、保守的に水素を10vol%と設定し、その場合ドライウェルに同量以上存在する窒素についても10vol%として設定する。

図 2. 2. 1-3 ドライウェルガス組成 (有効性評価シナリオ条件 (代替循環冷却系を使用する場合))



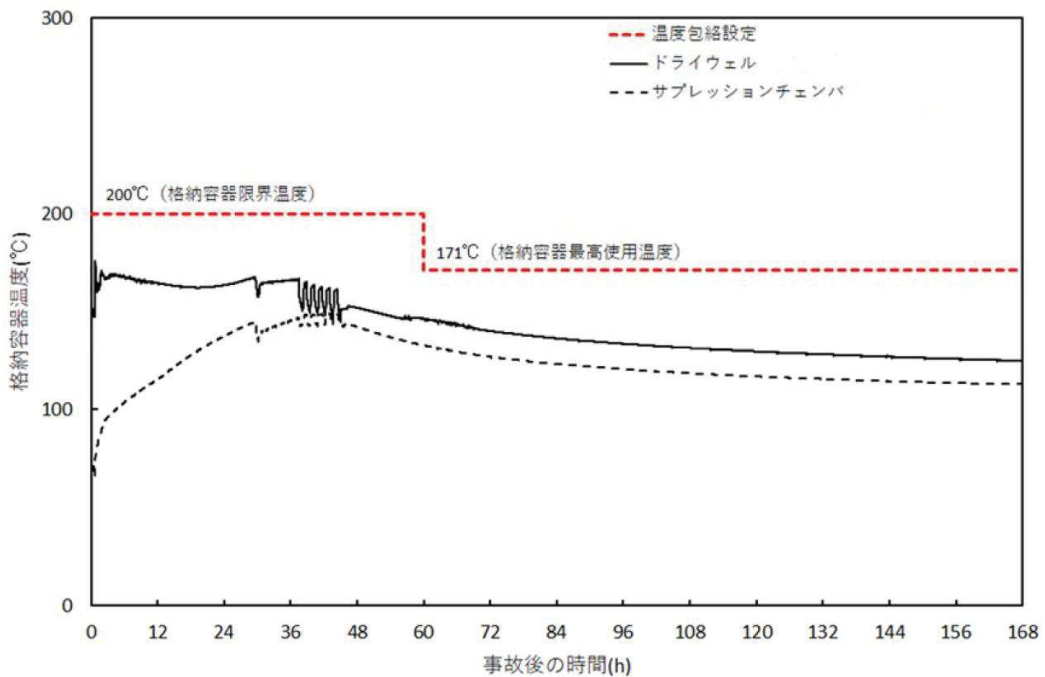
※：水素の漏えい量が多くなる条件として水素は高い側に包絡する。また、窒素は低い側に包絡し、残りを水蒸気とする。

図 2. 2. 1-4 サプレッションチェンバガス組成 (有効性評価シナリオ条件 (代替循環冷却系を使用する場合))



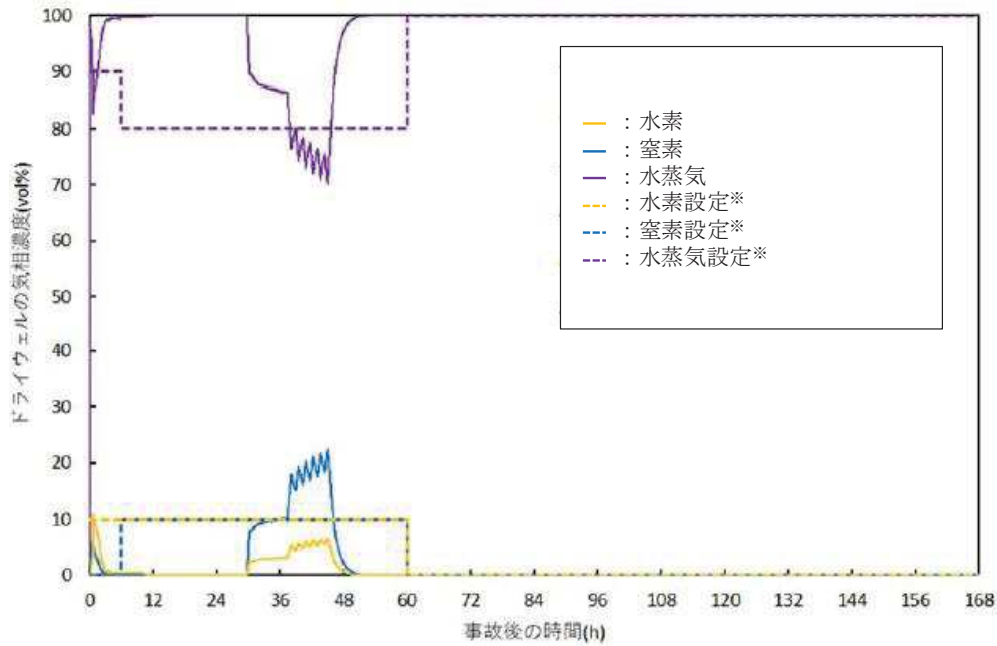
※：解析上の原子炉格納容器ベント時間（60時間）まで水素の漏えい量が多くなる条件として原子炉格納容器圧力は高い側に包絡し，原子炉格納容器ベント後は原子炉格納容器内の水素がなくなるため原子炉建屋原子炉棟への漏えいガスが少なくなる条件として原子炉格納容器圧力は低い側を包絡する。

図 2.2.1-5 原子炉格納容器圧力（有効性評価シナリオ条件（代替循環冷却系を使用しない場合（原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合）））



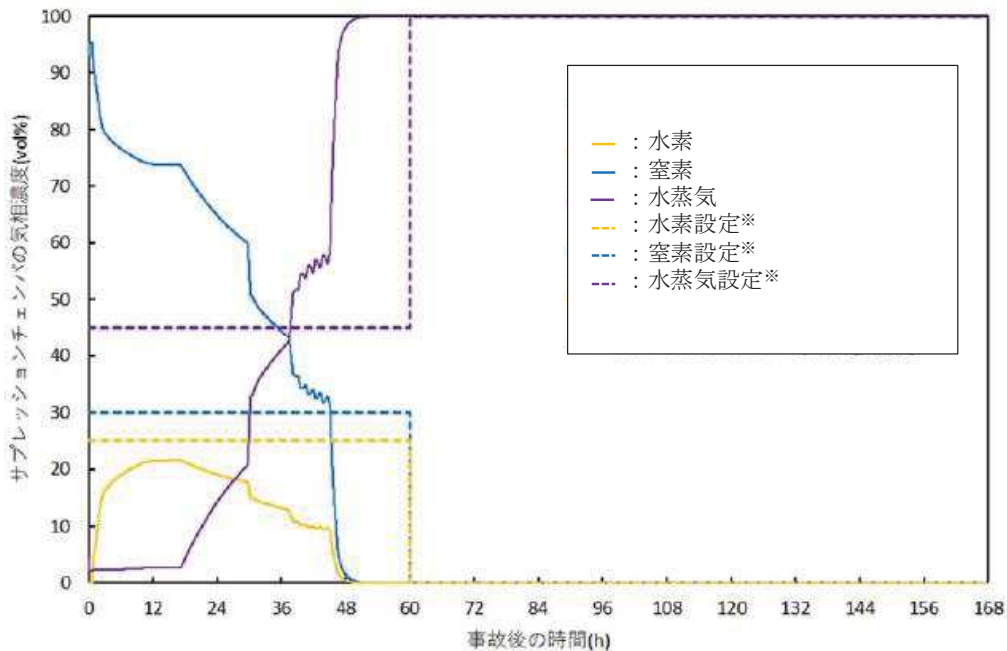
※：漏えいした水蒸気が凝縮し易く原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が高くなる条件として原子炉格納容器温度は高い側に包絡する。

図 2.2.1-6 原子炉格納容器温度（有効性評価シナリオ条件（代替循環冷却系を使用しない場合（原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合）））



※：水素の漏えい量が多くなる条件として水素は高い側に包絡する。また、窒素は低い側に包絡し、残りを水蒸気とする。なお、6時間から約30時間及び約48時間から60時間の間において水素及び窒素は、0vol%程度であるが、保守的に水素を10vol%と設定し、その場合ドライウエルに同量以上存在する窒素についても10vol%として設定する。

図 2.2.1-7 ドライウエルガス組成（有効性評価条件（代替循環冷却系を使用しない場合（原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合）））



※：水素の漏えい量が多くなる条件として水素は高い側に包絡する。また、窒素は低い側に包絡し、残りを水蒸気とする。なお、約48時間から60時間の間において水素及び窒素は、0vol%程度であるが、保守的に水素を25vol%と設定し、その場合サブプレッションチェンバに同量以上存在する窒素については30vol%として設定する。

図 2.2.1-8 サプレッションチェンバガス組成（有効性評価条件（代替循環冷却系を使用しない場合（原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合）））

(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（原子炉建屋地上3階（原子炉建屋燃料取替床））
- ・逃がし安全弁搬出入口（原子炉建屋地上1階南側）
- ・所員用エアロック（原子炉建屋地上1階北側）
- ・ISI用ハッチ（原子炉建屋地上1階北東側）
- ・機器搬出入用ハッチ（2箇所）（原子炉建屋地下1階南東側及び北西側）
- ・制御棒駆動機構搬出入口（原子炉建屋地下1階北東側）
- ・サプレッションチェンバ出入口（2箇所）（原子炉建屋地下2階南東側及び北西側）

原子炉建屋地上3階（原子炉建屋燃料取替床）（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2.2.1-4に示す。

部屋の位置を図2.2.1-9から図2.2.1-11に示す。

表2.2.1-4 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	漏えいの対象とする局所エリア
原子炉建屋 地上3階 (原子炉建屋燃料 取替床)		ドライウエル 主フランジ					—
地上1階	南側	逃がし安全弁 搬出入口					バルブラッピング 室
	北側	所員用エアロ ック					所員用エアロ ック前室
	北東側	ISI用ハッチ					計装ペネトレー ション室
地下1階	南東側 北西側	機器搬出入用 ハッチ					—
	北東側	制御棒駆動機 構搬出入口					CRD 補修室
地下2階	南東側	サプレッショ ンチェンバ出 入口					トーラス室
	北西側						

*1：所員用エアロックの周長は、エアロック扉内側の矩形部分の周長とする。その他の周長は、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/全漏えい箇所の周長合計値にて算出する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

- *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。
- *4: 漏えい個所 1 個当たりの値を示す。

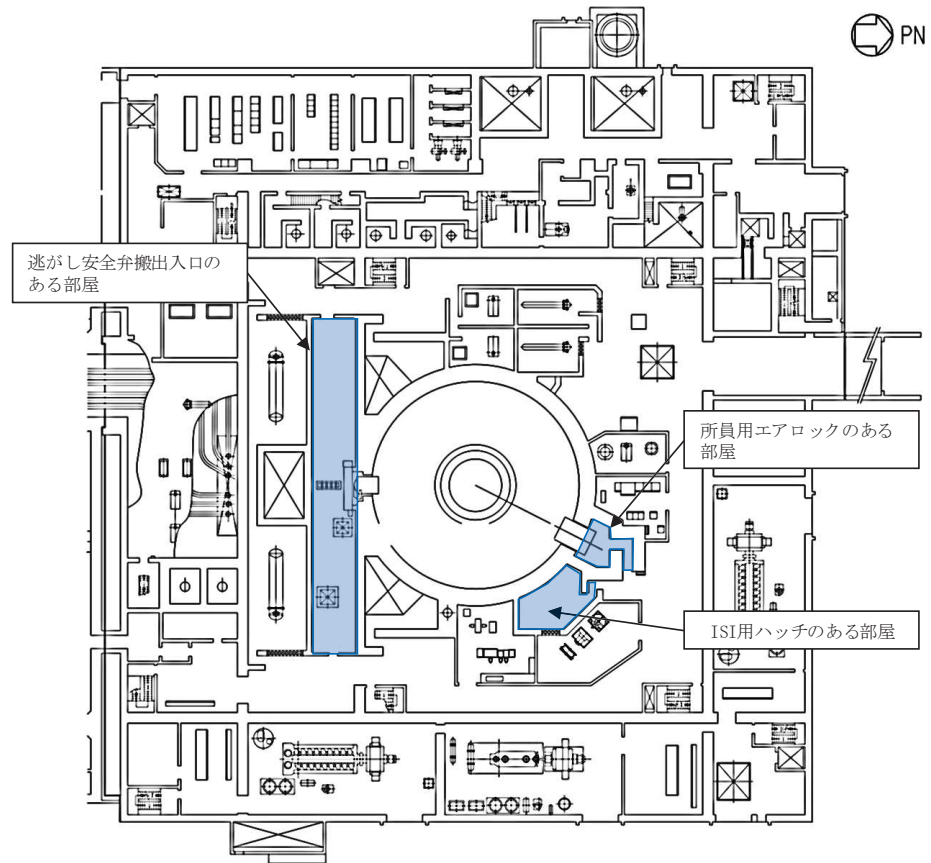
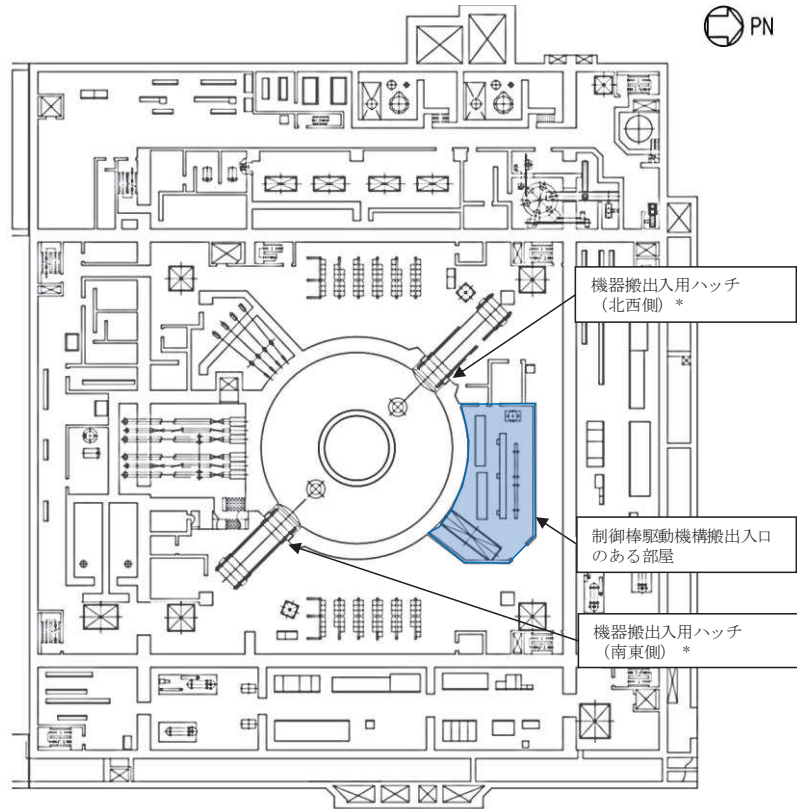


図 2.2.1-9 原子炉建屋原子炉棟地上 1 階



* : 機器搬出入用ハッチからの漏えいについては、地下1階全体として水素濃度の評価を実施

図 2.2.1-10 原子炉建屋原子炉棟地下1階

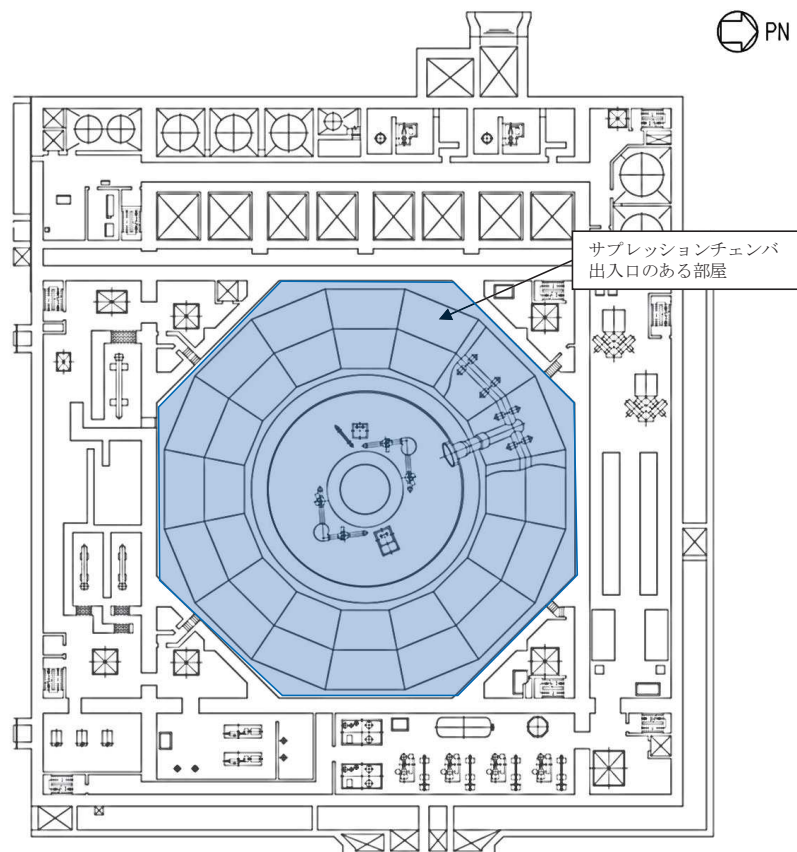


図 2.2.1-11 原子炉建屋原子炉棟地下2階

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 2.2.2-1 に示す 3 ケースを選定し、解析を行った。

表 2.2.2-1 解析ケース

	ケース 1	ケース 2	ケース 3
モデル	原子炉建屋原子炉棟 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) (代替循環冷却系を使用する場合)	有効性評価シナリオ (格納容器過圧・過温) (代替循環冷却系を使用しない場合(原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合))	設計条件
漏えい箇所	原子炉建屋地上 3 階(原子炉建屋燃料取替床), 地上 1 階, 地下 1 階及び地下 2 階	原子炉建屋地上 3 階(原子炉建屋燃料取替床), 地上 1 階, 地下 1 階及び地下 2 階	原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋燃料取替床)
原子炉格納容器漏えい率	1.3%/day	1.3%/day	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)(代替循環冷却系を使用する場合)」において、各フロアに水素が漏えいした場合の建屋内挙動を確認するため、全漏えい量を原子炉建屋地上 3 階(原子炉建屋燃料取替床)及び下層階(地上 1 階, 地下 1 階及び地下 2 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)(代替循環冷却系を使用しない場合(原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合))」において、各フロアに水素が漏えいした場合の建屋内挙動を確認するため、全漏えい量を原子炉建屋地上 3 階(原子炉建屋燃料取替床)及び下層階(地上 1 階, 地下 1 階及び地下 2 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屋地上 3 階(原子炉建屋燃料取替床)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）（代替循環冷却系を使用する場合）」において、各フロアに水素が漏えいした場合の建屋内挙動を確認するため、原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋燃料取替床）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 2.2.2-1 に示す。

また、原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋燃料取替床）における水素の成層化を確認するため、原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋燃料取替床）を 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 2.2.2-2 に示す。

図 2.2.2-1 に示すように、代替循環冷却系を使用する事故発生後 36 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、原子炉建屋原子炉棟の水素濃度は 1vol%未満であり、PAR 起動水素濃度である 1.5vol%未満となる結果となった。

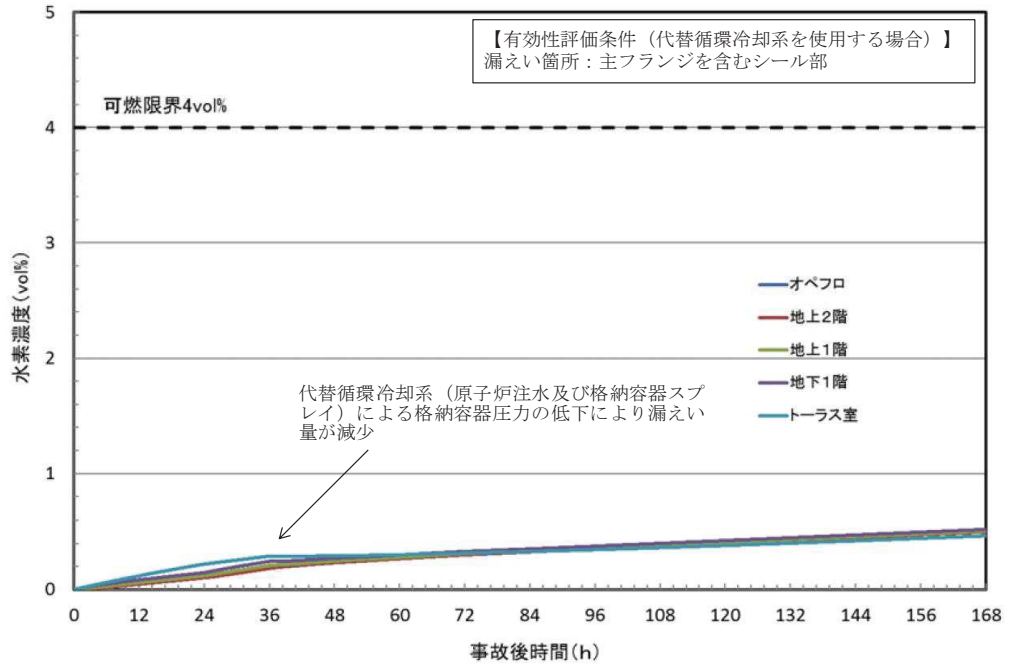


図 2.2.2-1 ケース 1 水素濃度の時間変化（原子炉建屋原子炉棟全域）

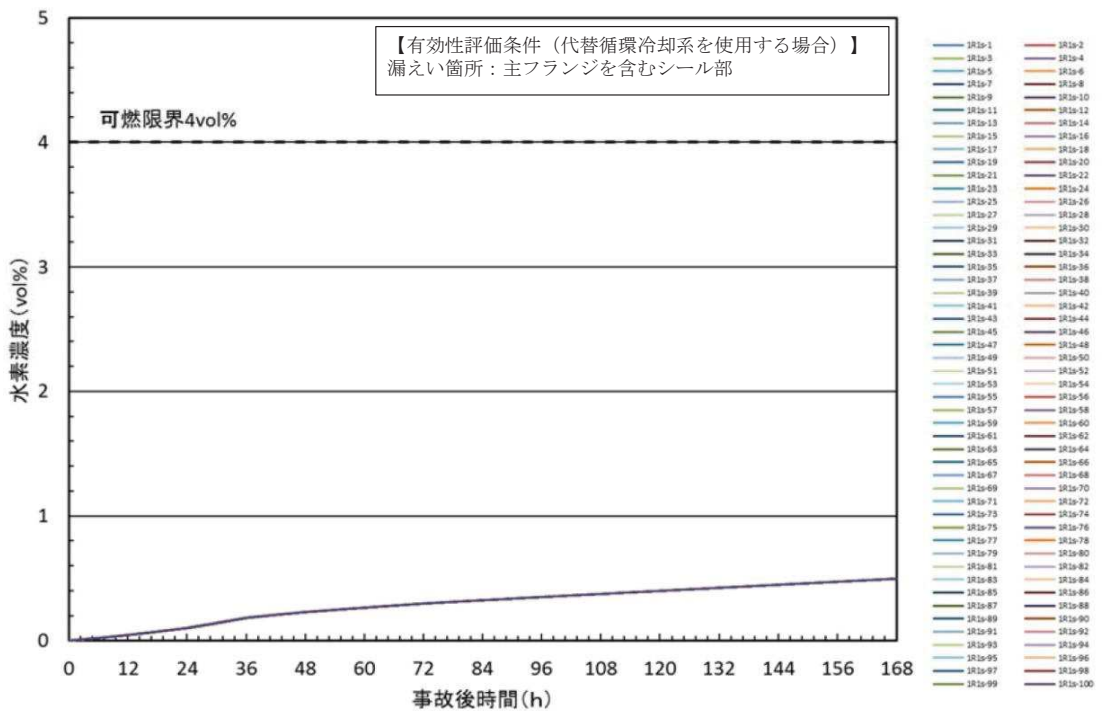


図 2.2.2-2 ケース 1 水素濃度の時間変化（サブボリューム別）

(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）（代替循環冷却系を使用しない場合（原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合）」において、各フロアに水素が漏えいした場合の建屋内挙動を確認するため、原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋燃料取替床）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 2.2.2-3 に示す。

また、原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋燃料取替床）におけるサブボリューム別の水素濃度の時間変化を図 2.2.2-4 に示す。

図 2.2.2-3 に示すように、事故発生後 60 時間に原子炉格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器内に蓄積した水素が排出されるため、原子炉建屋原子炉棟の水素濃度は 1vol%未満であり、PAR 起動水素濃度である 1.5vol%未満となる結果となった。

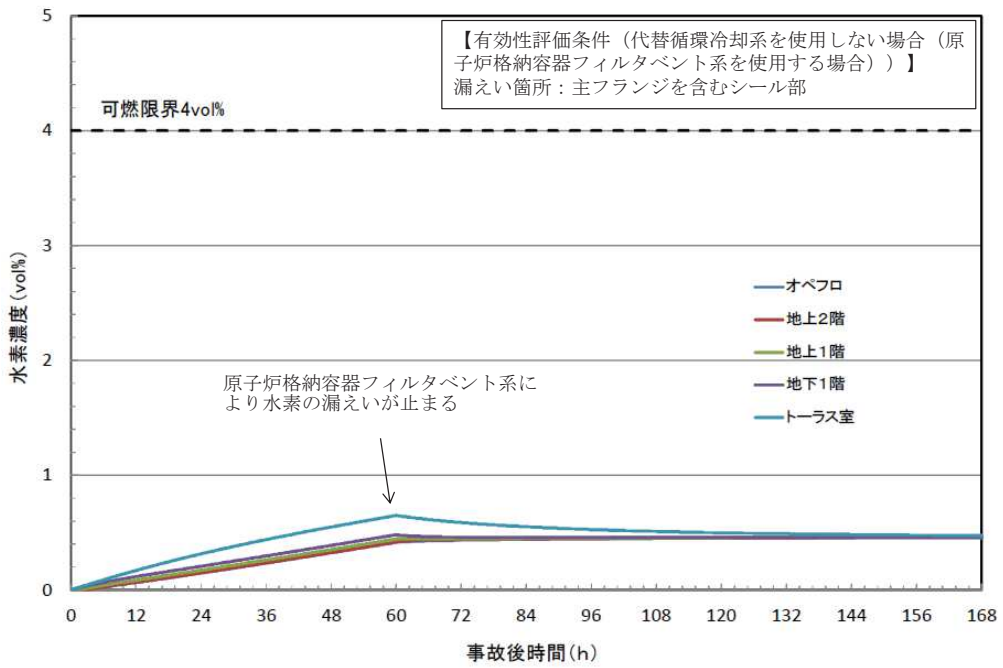


図 2.2.2-3 ケース 2 水素濃度の時間変化（原子炉建屋原子炉棟全域）

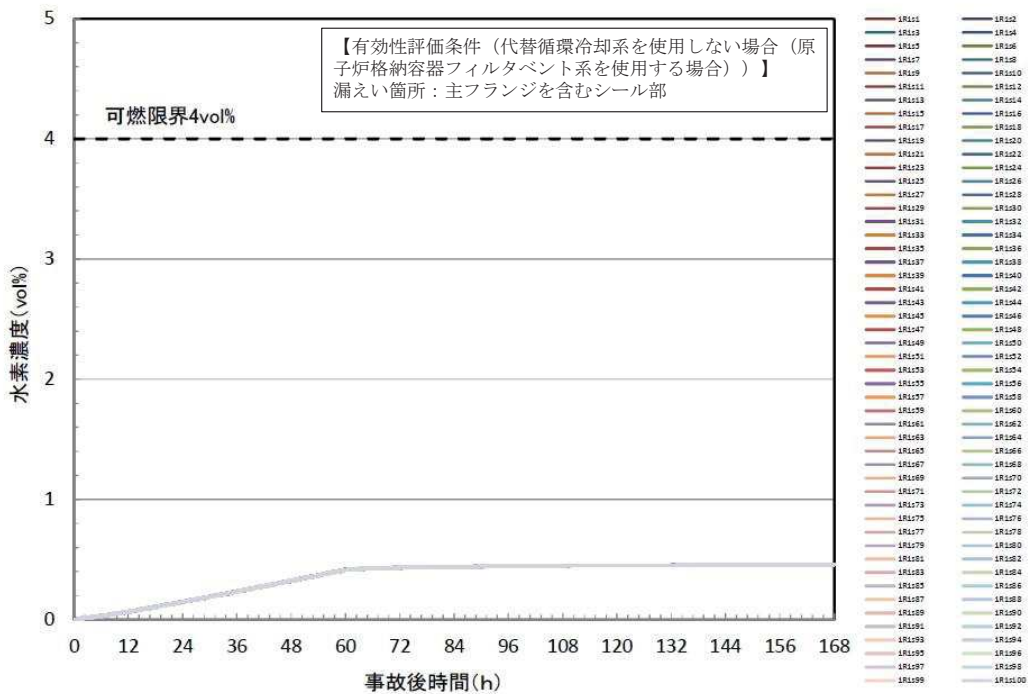


図 2.2.2-4 ケース 2 水素濃度の時間変化（サブボリューム別）

(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屋地上 3 階（原子炉建屋燃料取替床）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 2.2.2-5 に示す。

また、原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋燃料取替床）におけるサブボリューム別の水素濃度の時間変化を図 2.2.2-6 に示す。

図 2.2.2-5 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、原子炉建屋原子炉棟の水素濃度上昇が抑制され、可燃限界に至ることはない。なお、事象発生後 148 時間程度から原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋燃料取替床）で水素濃度の上昇が発生しているが、これは大量に発生した水素を処理し続けた結果、酸素が欠乏したことにより、PAR の反応開始酸素濃度（2.5vol%）を下回ってしまい、PAR による水素処理が停止したことで起こっているものである。なお、この状態においても酸素濃度が可燃限界未満であることから、水素燃焼が発生することはない。

さらに、原子炉建屋水素濃度（原子炉建屋燃料取替床）が 2.3vol%に到達した場合、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントを実施する運用としており、原子炉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 2.2.2-7 に示す。

また、図 2.2.2-6 に示すとおり、原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋燃料取替床）は、均一化されており、成層化しない。

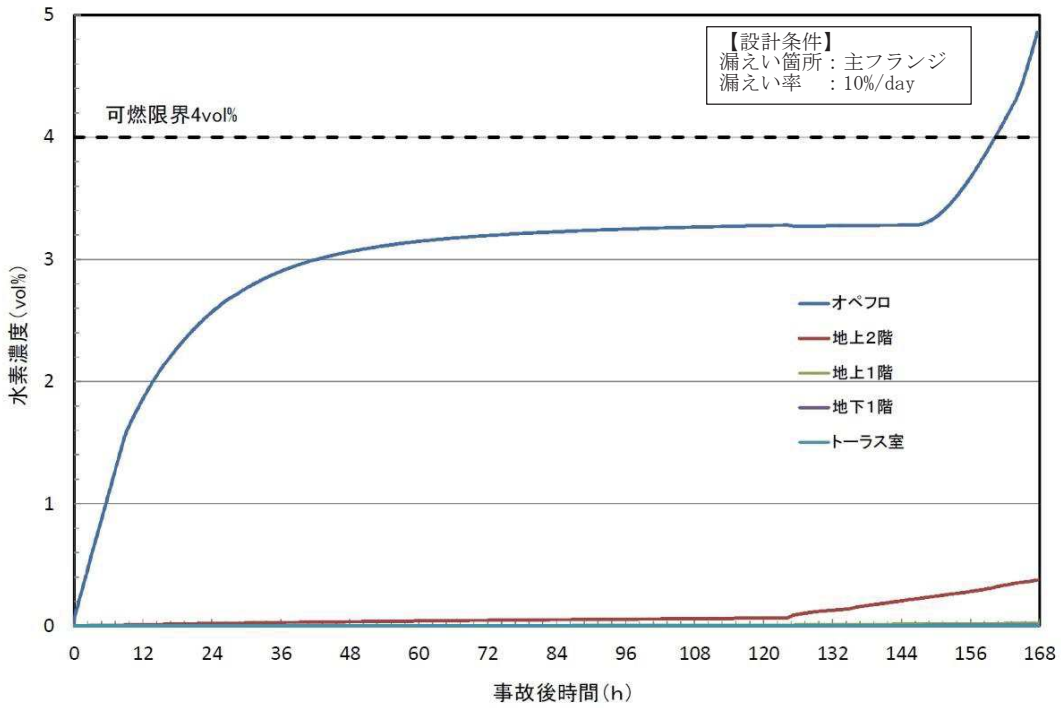


図 2.2.2-5 ケース 3 水素濃度の時間変化 (原子炉建屋原子炉棟全域)

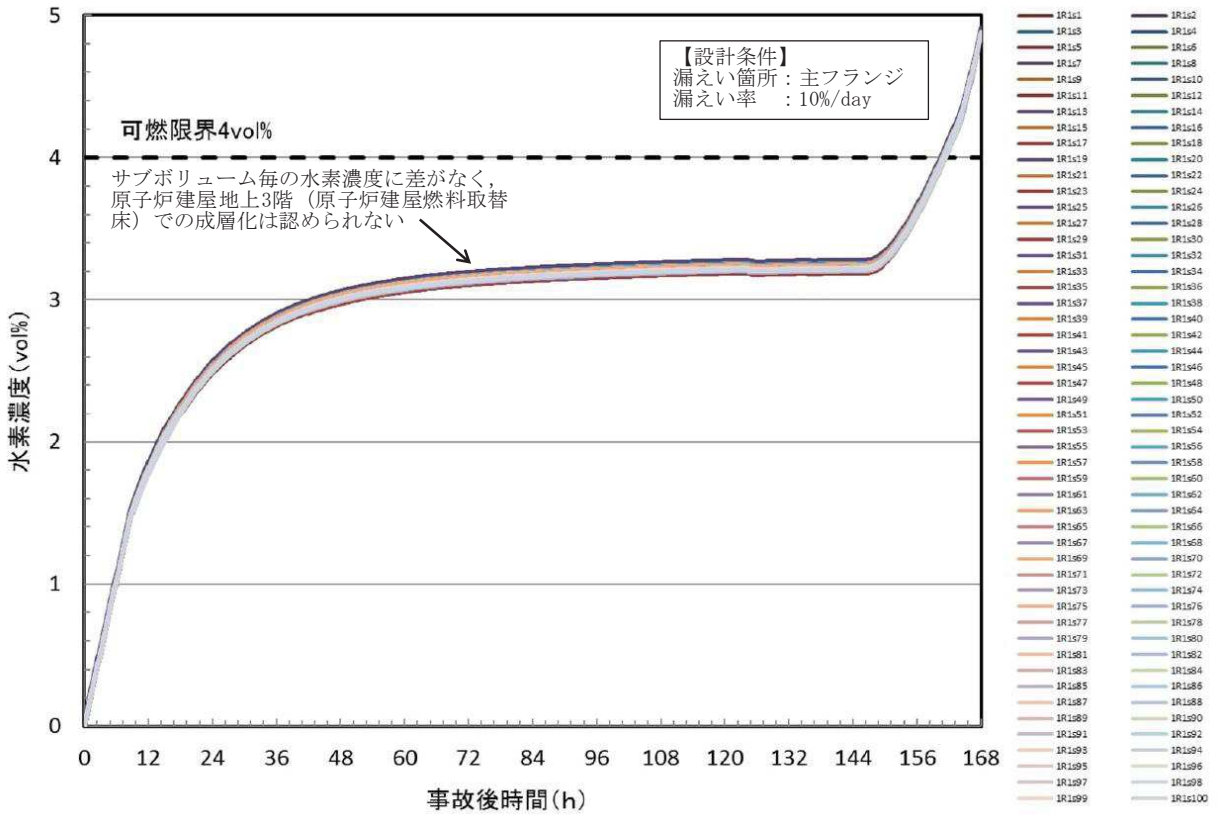
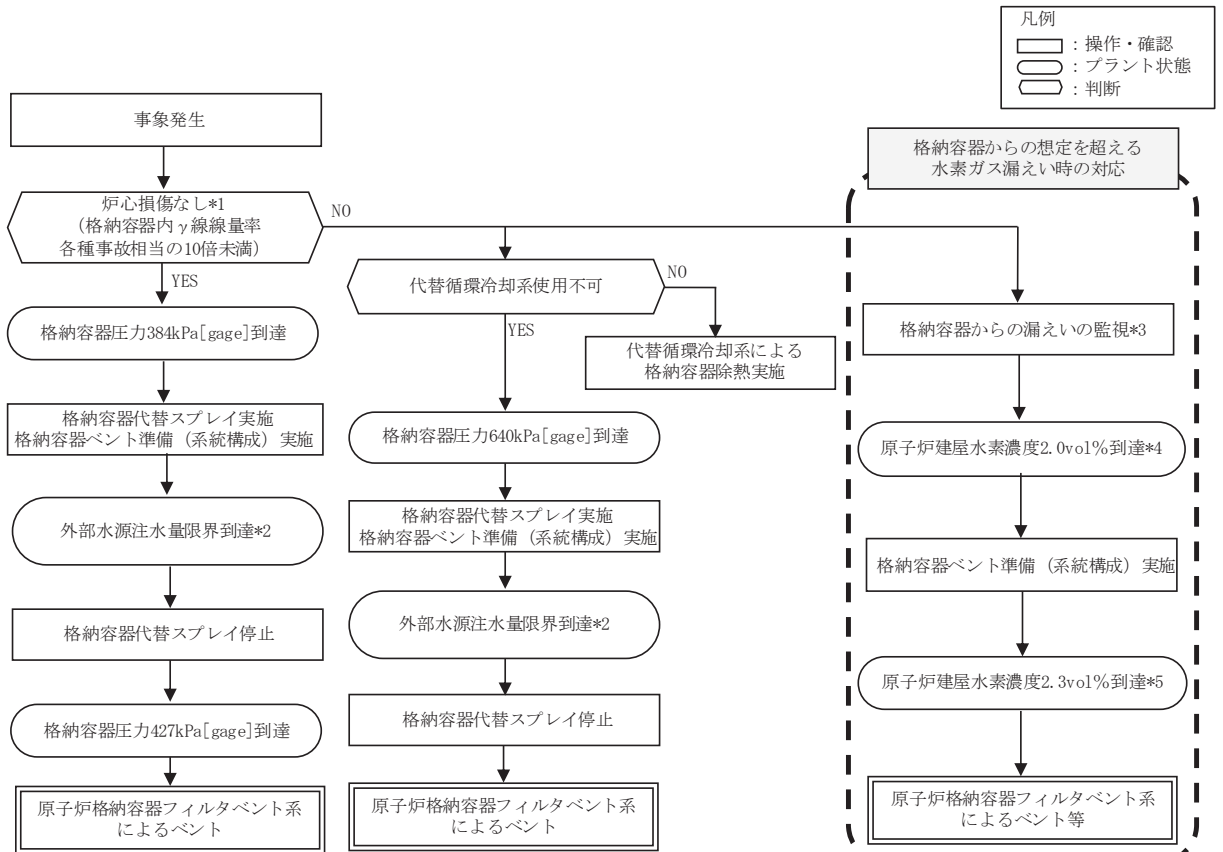


図 2.2.2-6 ケース 3 水素濃度の時間変化 (サブボリューム別)



- *1：格納容器内雰囲気放射線モニタが使用不能の場合においては、原子炉圧力容器表面温度300℃以上で炉心損傷を判断する。炉心損傷前ベント準備中に炉心損傷を判断した場合、以降の対応は炉心損傷後の判断基準に従う
- *2：外部注水量限界到達はサプレッションプール水位が「通常運転水位+約2m」に到達したことにより判断する
- *3：原子炉建屋内水素濃度（触媒式：地上3階・地下2階，気体熱伝導式：地上1階・地下1階），PAR動作監視装置，可搬型モニタリングポスト（使用可能な場合はモニタリングポスト），原子炉建屋内各種放射線モニタにより確認する
- *4：原子炉建屋水素濃度（原子炉建屋燃料取替床）2.0vol%到達により，水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するため，格納容器ベント準備を実施する
- *5：原子炉建屋水素濃度（原子炉建屋燃料取替床）2.3vol%到達により，水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するため，ベント実施を判断する

図 2.2.2-7 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（原子炉格納容器フィルタベント系によるベント実施フロー）

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、原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するために原子炉建屋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、原子炉建屋内水素濃度を設ける設計とする。

原子炉建屋内水素濃度は、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。

原子炉建屋内水素濃度は、代替電源設備から給電が可能な設計とする。

原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素は、比重の関係で原子炉建屋地上3階（原子炉建屋燃料取替床）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、原子炉建屋地上3階（原子炉建屋燃料取替床）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屋地上3階（原子炉建屋燃料取替床）の天井付近とする（図2.3.1-1参照）。

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屋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屋内水素濃度を設置し、事故時の監視性能を向上させる（図2.3.1-2から図2.3.1-4参照）。

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屋地上3階（原子炉建屋燃料取替床）での濃度の両方が監視できることとなり、原子炉建屋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. 原子炉建屋内水素濃度（原子炉建屋地上3階（原子炉建屋燃料取替床）、原子炉建屋地下2階）

種類：触媒式水素検出器

計測範囲：0～10vol%

個数：3

- b. 原子炉建屋内水素濃度（原子炉建屋地上1階、原子炉建屋地下1階）

種類：気体熱伝導式水素検出器

計測範囲：0～10vol%

個数：4

(2) 配置場所

水素濃度検出器の配置場所を図2.3.1-1から図2.3.1-4に示す。

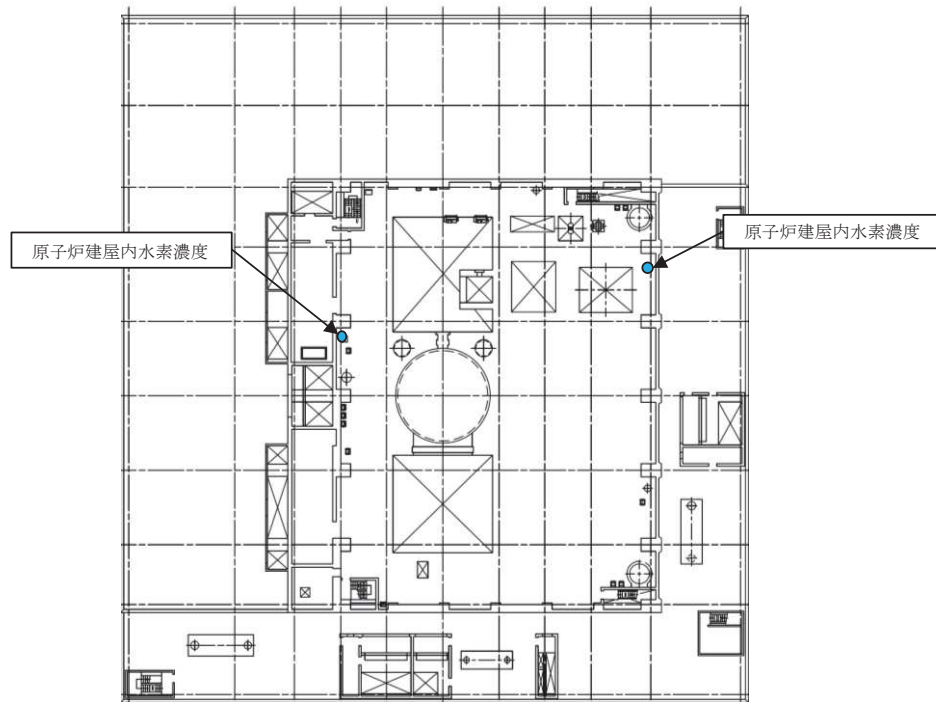


图 2.3.1-1 原子炉建屋内水素濃度検出器配置図 (原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋燃料取替床))

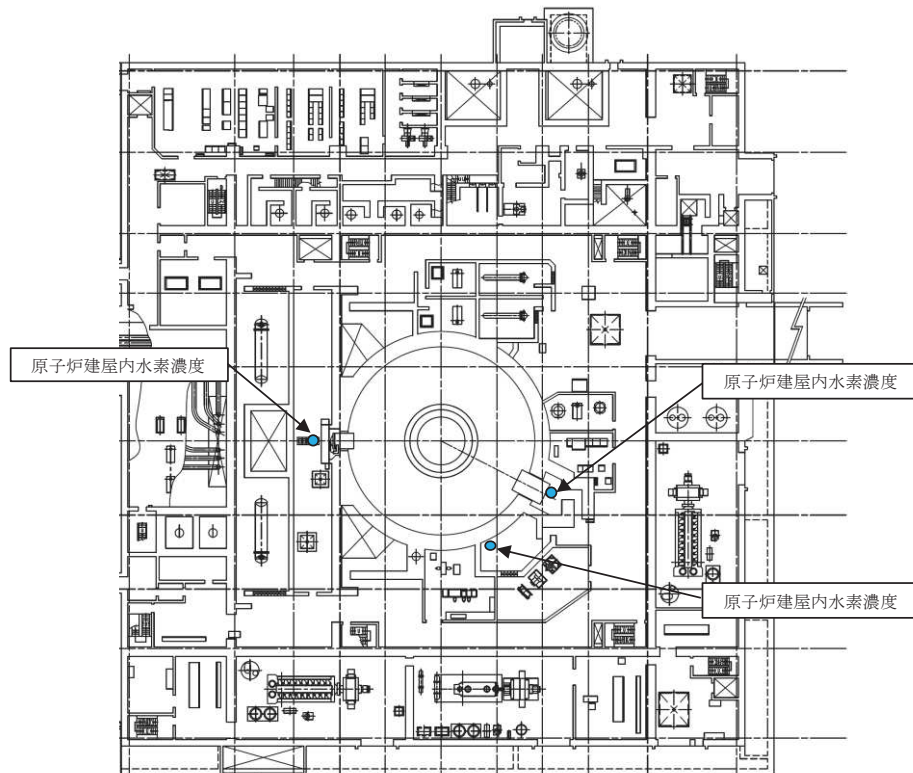


图 2.3.1-2 原子炉建屋内水素濃度検出器配置図 (原子炉建屋地上1階)

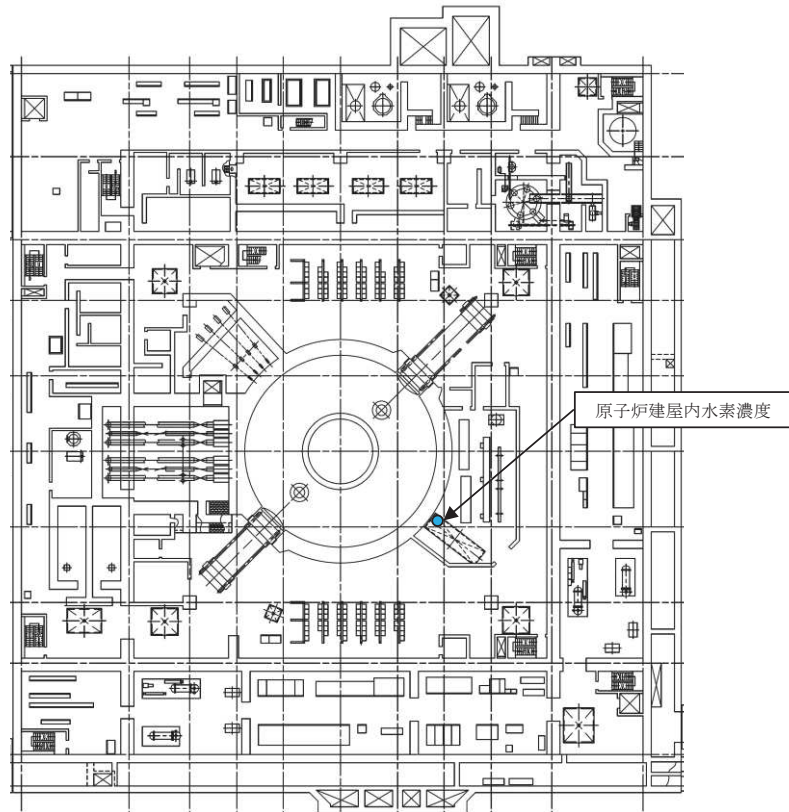


图 2.3.1-3 原子炉建屋内水素濃度検出器配置図（原子炉建屋地下1階）

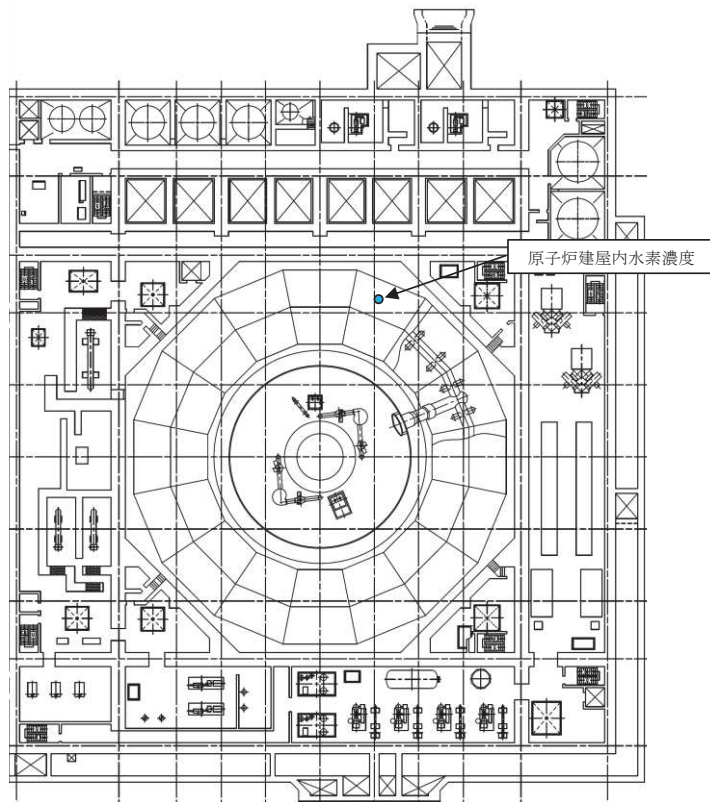
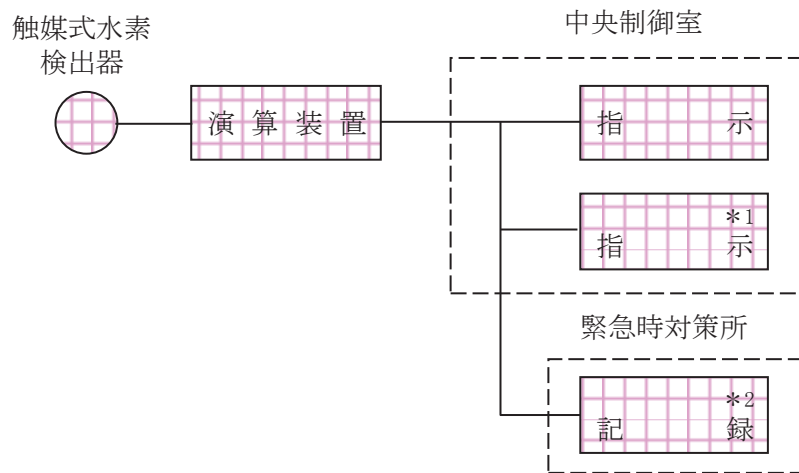


图 2.3.1-4 原子炉建屋内水素濃度検出器配置図（原子炉建屋地下2階）

(3) システム構成

原子炉建屋内水素濃度（触媒式）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、触媒式水素検出器にて水素濃度を電流信号として検出する。検出した電流信号は、演算装置にて水素濃度信号に変換した後、原子炉建屋内水素濃度として中央制御室に指示し、記録する。また、緊急時対策所の表示装置で指示値を監視できる。概略構成図を図 2.3.2-1 及び図 2.3.2-2 に示す。

原子炉建屋内水素濃度（気体熱伝導式）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、気体熱伝導式水素検出器にて水素濃度を電流信号として検出する。検出した電流信号は、原子炉建屋内水素濃度として中央制御室に指示し、記録する。また、緊急時対策所の表示装置で指示値を監視できる。概略構成図を図 2.3.2-3 に示す。



注記*1：記録計

*2：安全パラメータ表示システム伝送装置

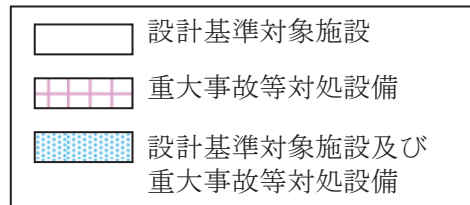
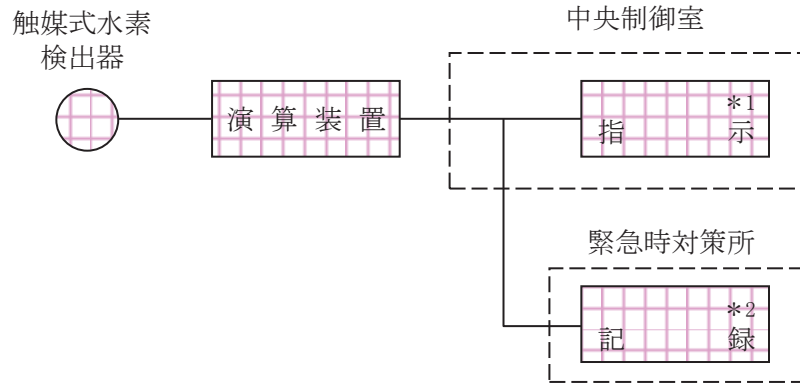


図 2.3.2-1 原子炉建屋内水素濃度（触媒式）の概略構成図（原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋燃料取替床））



注記*1：記録計
*2：安全パラメータ表示システム伝送装置

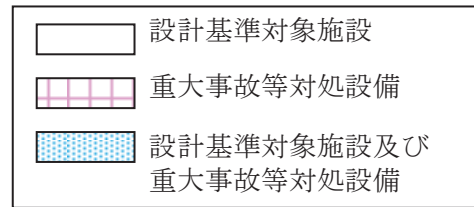
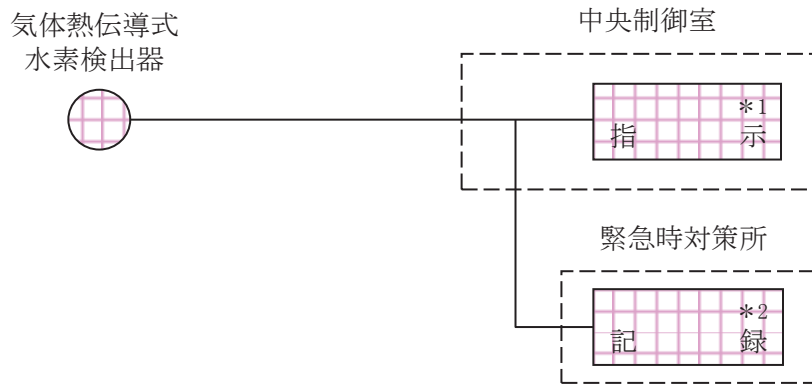


図 2.3.2-2 原子炉建屋内水素濃度（触媒式）の概略構成図（原子炉建屋地下 2 階）



注記*1：記録計
*2：安全パラメータ表示システム伝送装置

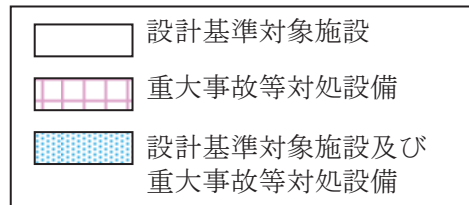


図 2.3.2-3 原子炉建屋内水素濃度（気体熱伝導式）の概略構成図（原子炉建屋地上 1 階及び地下 1 階）

(4) 代替電源の確保

原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度を測定するために必要な原子炉建屋内水素濃度のうち、原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋燃料取替床）及び原子炉建屋地下 2 階に設置するものについては、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及び所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、原子炉建屋内水素濃度のうち、原子炉建屋地上 1 階及び原子炉建屋地下 1 階に設置するものについては、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電が可能な設計とする（図 2.3.2-4, 図 2.3.2-5 参照）。

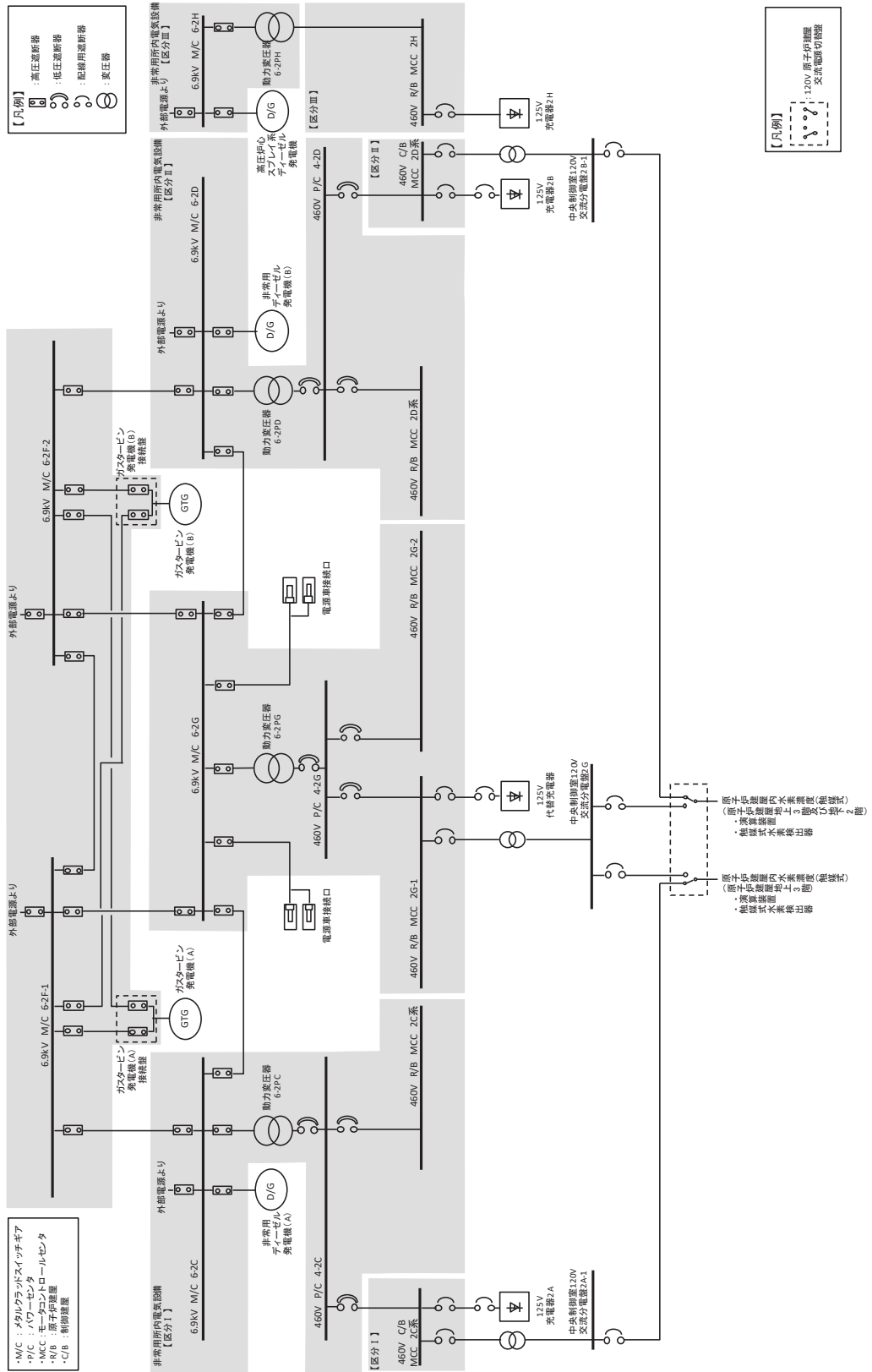


図 2.3.2-4 単線結線図 (交流)

PAR 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 PAR 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。

$$Q = a \times \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right)^b \dots \dots \dots \text{式(1)}$$

Q : PAR への流入量 (m³/s)

C_{H₂} : 水素濃度 (vol%)

a : 定数

b : 定数

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

$$DR = Q \times \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right) \times \gamma \times \eta \dots \dots \dots \text{式(2)}$$

DR : 水素処理容量 (kg/s)

γ : 水素密度 (kg/m³)

η : 再結合効率

試験における測定値による水素処理容量は、以下となる。

$$DR = \frac{d C_{H_2}}{d t} \times V_c \times \gamma \dots\dots\dots \text{式(3)}$$

$\frac{d C_{H_2}}{d t}$: 水素濃度変化率

V_c : 試験容器体積 (m³)

式(2)及び式(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。

$$Q = \frac{d C_{H_2}}{d t} \times V_c \left/ \left(\frac{C_{H_2}}{100} \times \eta \right) \right. \dots\dots\dots \text{式(4)}$$

式(4)による流入量と、その時の水素濃度のデータより、式(1)の定数 a, b は、フィッティングにより決定される。

a =

b =

式(1)、式(2)より水素処理速度は、以下のように表される。

$$DR = a \times \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right)^{b+1} \times \gamma \times \eta \dots\dots\dots \text{式(5)}$$

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。

$$\gamma = \frac{P}{T \times R_{H_2}} \dots\dots\dots \text{式(6)}$$

P : 圧力 (10⁵ Pa)

T : 温度 (K)

R_{H2} : 水素の気体定数 (10⁵ J/kg・K)

式(5)、式(6)により、PAR の水素処理容量は、次式で表される。

$$DR = \frac{a \times \eta}{R_{H_2}} \times \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right)^{b+1} \times \frac{P}{T} \dots\dots\dots \text{式(7)}$$

$$\frac{a \times \eta}{R_{H_2}} = A = \text{, } b + 1 = \text{$$

式(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。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 1-1 試験条件



図 1-1 試験体概要

図 1-2 試験概要

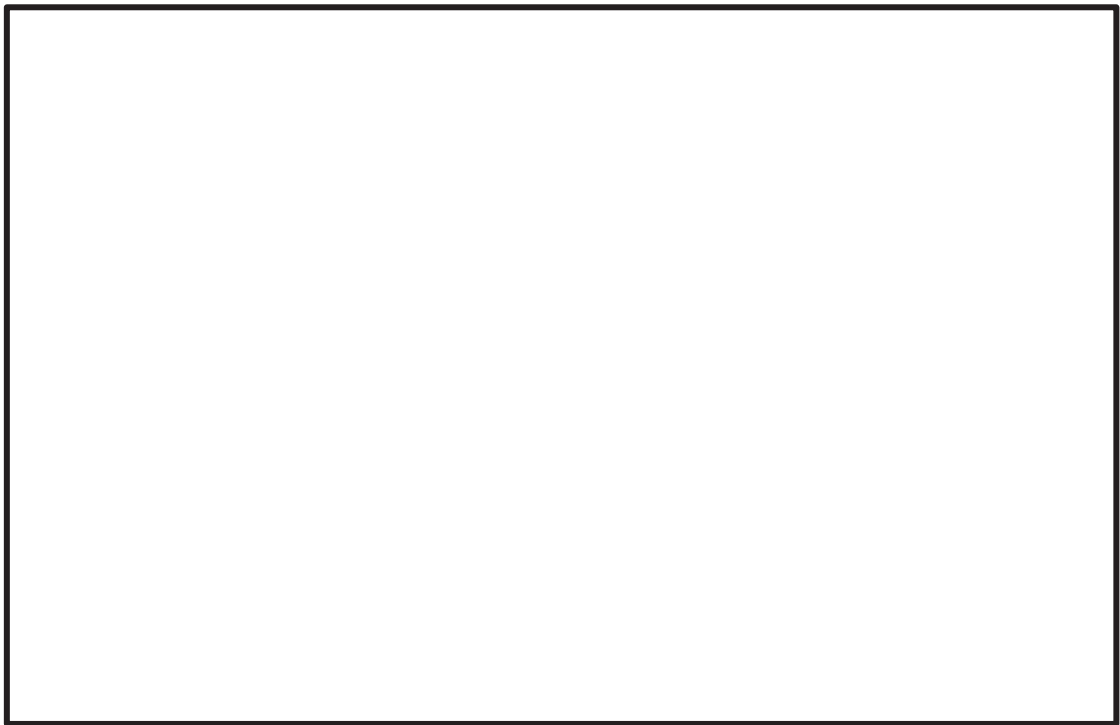


図 1-3 試験結果（各部屋の水素濃度変化）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

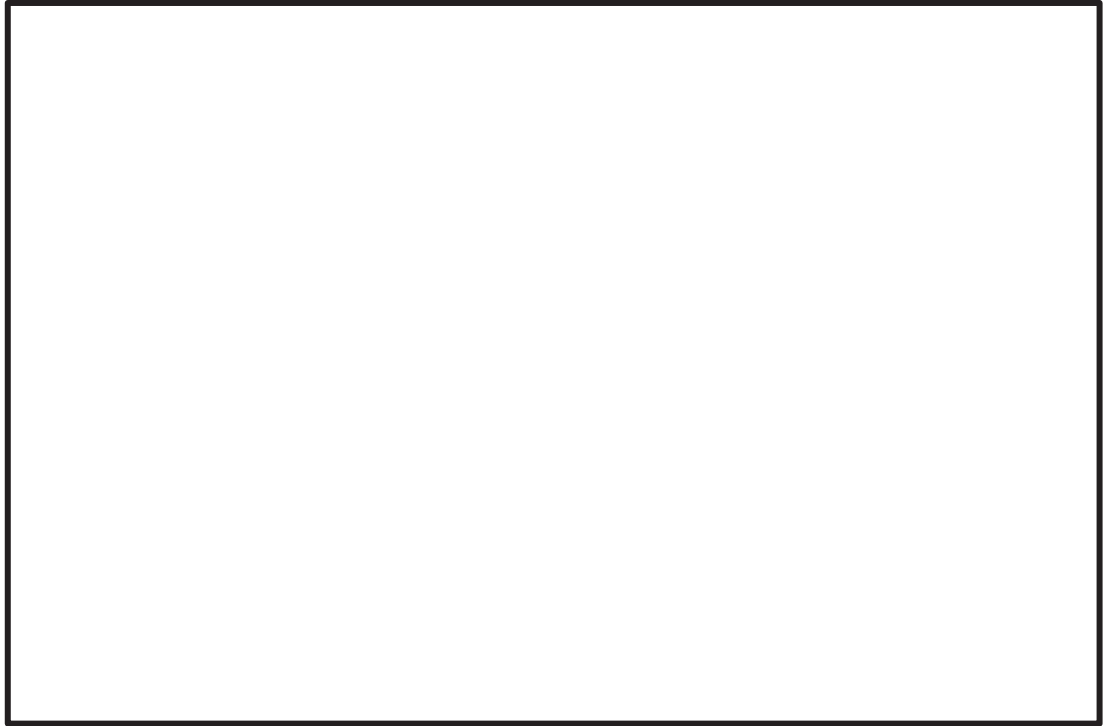


図 1-4 試験結果（再結合効率の算出）

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



枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



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 2.1-1 に、試験結果を図 2.1-1 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 2.1-1 試験条件 (蒸気環境による影響)

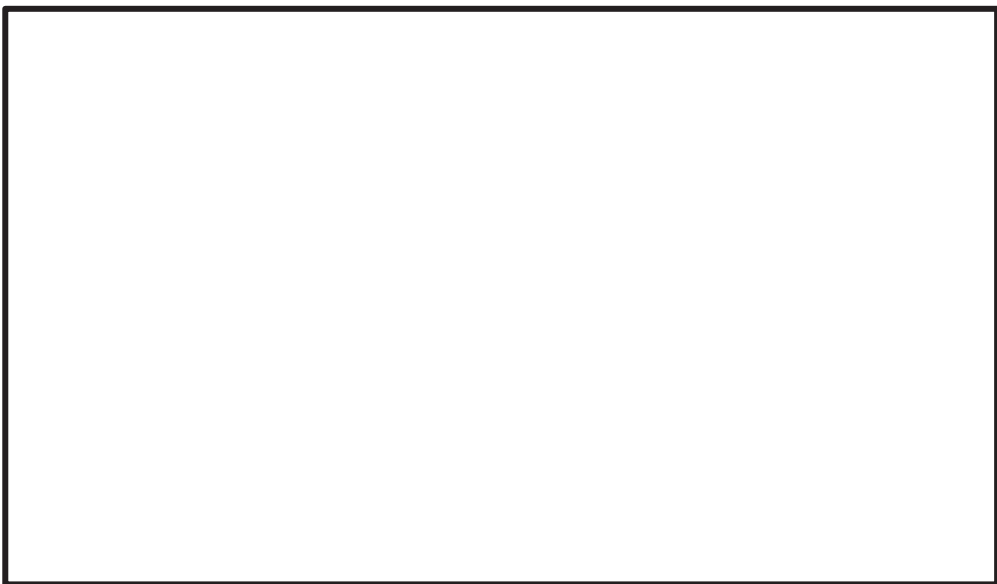


図 2.1-1 試験結果 (蒸気環境下での影響)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

水蒸気濃度 50vol%において、PAR の性能に影響がないことから、重大事故等時の条件下で水蒸気濃度が 50vol%に満たないことを確認する。重大事故等時に原子炉格納容器から 10%/day でガスが原子炉建屋原子炉棟に漏えいした場合の原子炉建屋原子炉棟の水蒸気濃度を図 2.1-2 に示す。

図 2.1-2 のとおり、重大事故等時において、水蒸気濃度は、50vol%に達することはなく、水蒸気による影響はないと考えられる。

また、使用済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、原子炉建屋原子炉棟内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る。

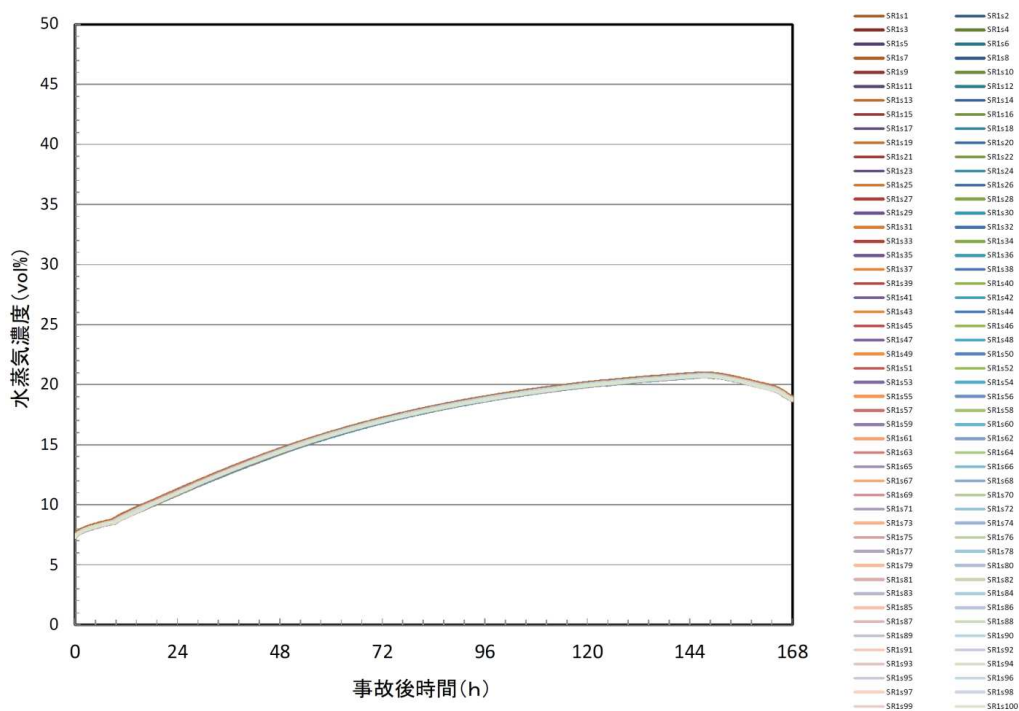


図 2.1-2 原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋燃料取替床）水蒸気濃度（10%/day 漏えい条件）

(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 の処理能力に与える影響については、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 2.1-2、試験結果を図 2.1-3 に示す。

表 2.1-2 SNL 試験の試験条件

試験番号	圧力 (bar)	温度 (℃)	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 2.1-3 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 2.1-2 に示すとおり、PAR-8R については、1/8 スケール、高水蒸気濃度環境下及び疎水コーティングを施していない状態での試験であるが、図 2.1-3 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 2.1-3 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 2.2-1 に、試験結果を図 2.2-1 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 2.2-1 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。

女川原子力発電所第 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 2.2-1 試験条件（酸素濃度による影響）

Empty table content

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



図 2.2-1 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（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 3-1 は KALI 試験の結果に、スケールファクタを考慮している基本性能評価式（別添 1 2.1.3 の式（2.1））により得られる値をプロットしたものであり、試験結果と基本性能評価式により得られたプロットはほぼ一致していることからスケールファクタの考え方は妥当である。

Battelle MC 試験、KALI 試験及び女川原子力発電所第 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。女川原子力発電所第 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。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

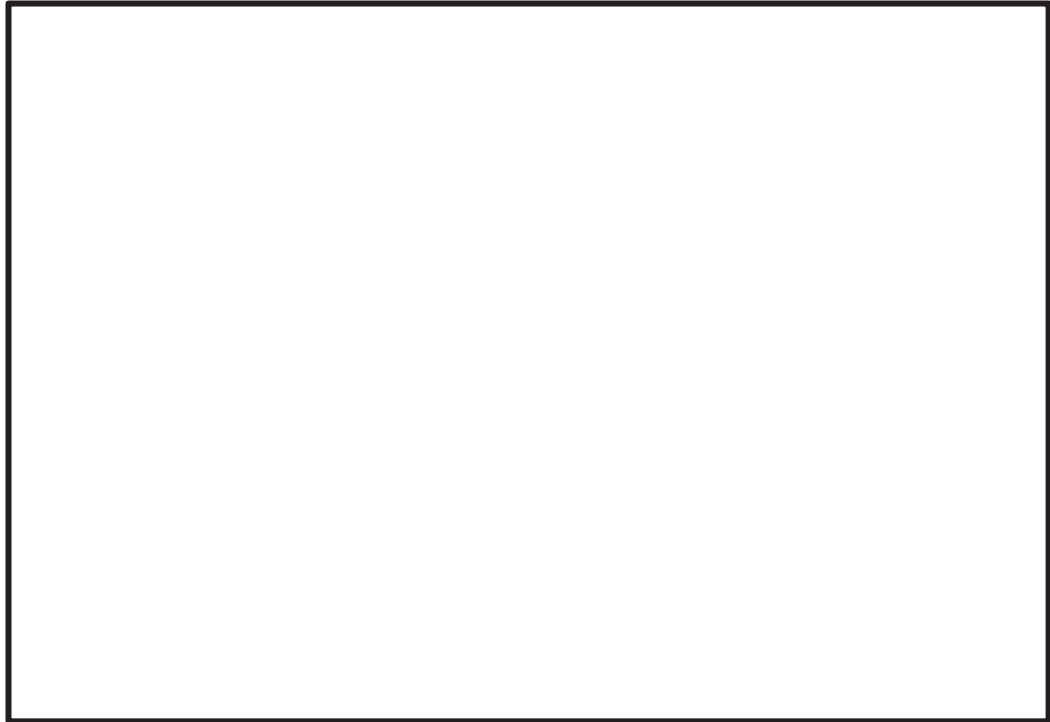


図 3-1 KALI 試験結果と基本性能評価式との比較

表 3-1 PAR の仕様比較

	Battelle MC 試験	KALI 試験	女川原子力発電所 第 2 号機
PAR モデル			PAR-22
触媒カートリッジ枚数			22 枚
ハウジング開口面積			1892 cm ²
スケールファクタ			0.25
延長チムニの有無			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 による原子炉建屋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、原子炉建屋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。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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 (mol%)
	空気	蒸気				
PAR-1	2	0	22	0	21	0.3
PAR-2	2	0	22	0	21	0.15
PAR-3	1	1	102	52	10	0.4

5. PAR の最高使用温度

女川原子力発電所第 2 号機で設置する PAR ハウジング部の最高使用温度は、THAI 試験の結果に基づき設定している。THAI 試験は、OECD/NEA 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 (359 KTF 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、女川原子力発電所第 2 号機に設置する PAR の最高使用温度を 300°C とすることは妥当と考えられる。

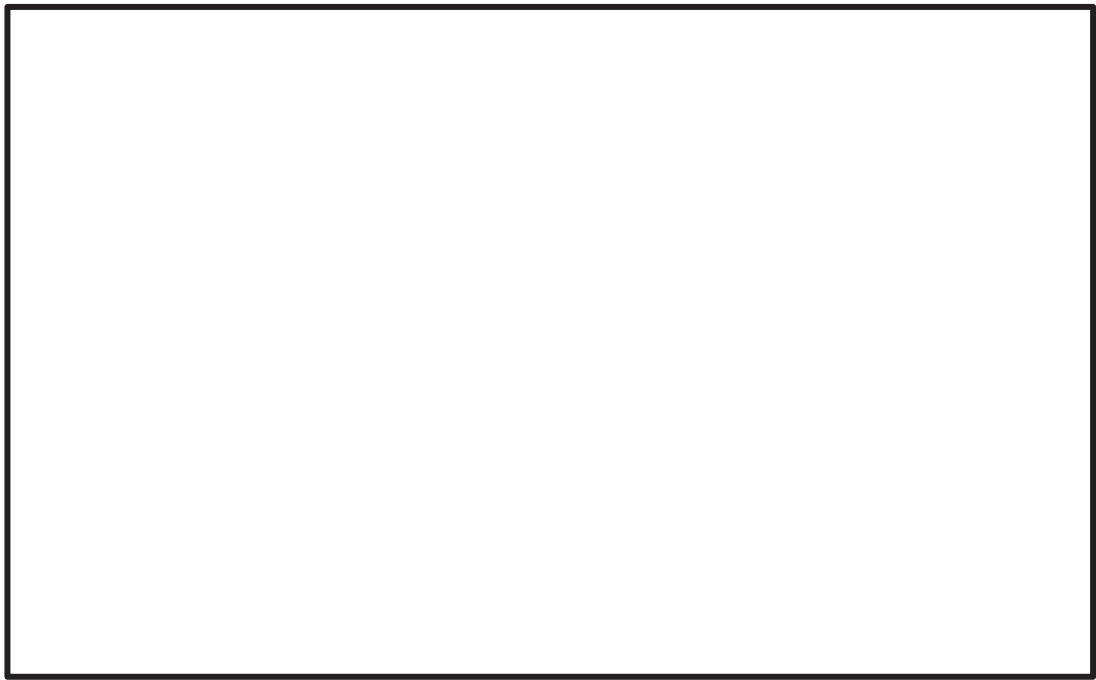


図 5-1 試験装置及び試験体の概要

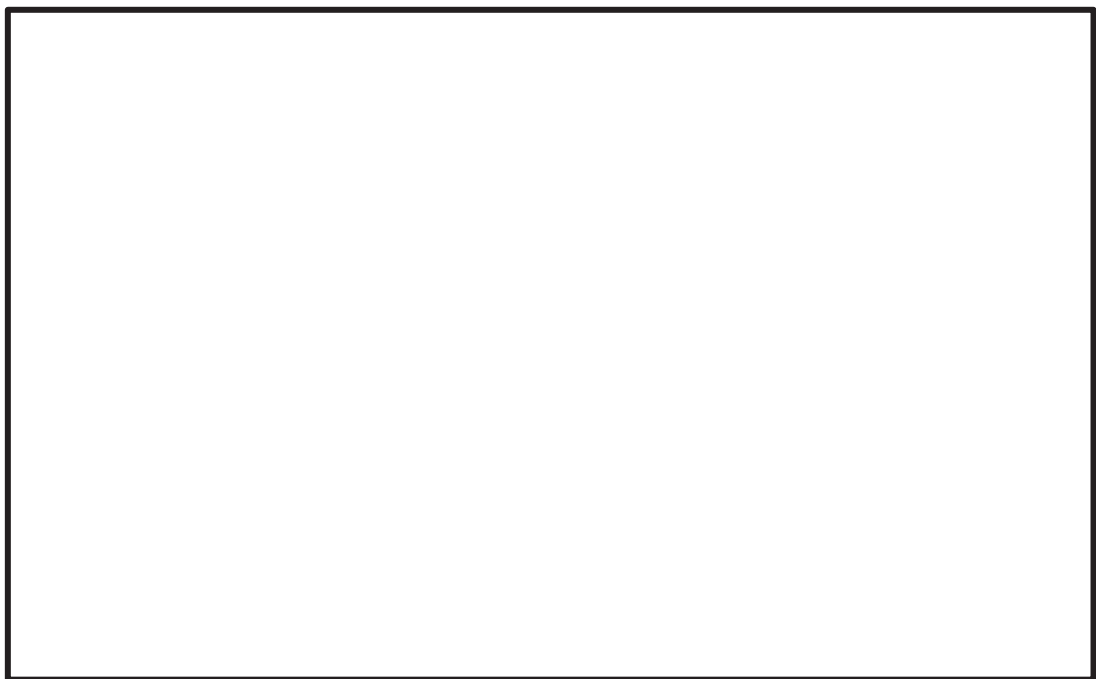


図 5-2 試験体の温度計測点

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

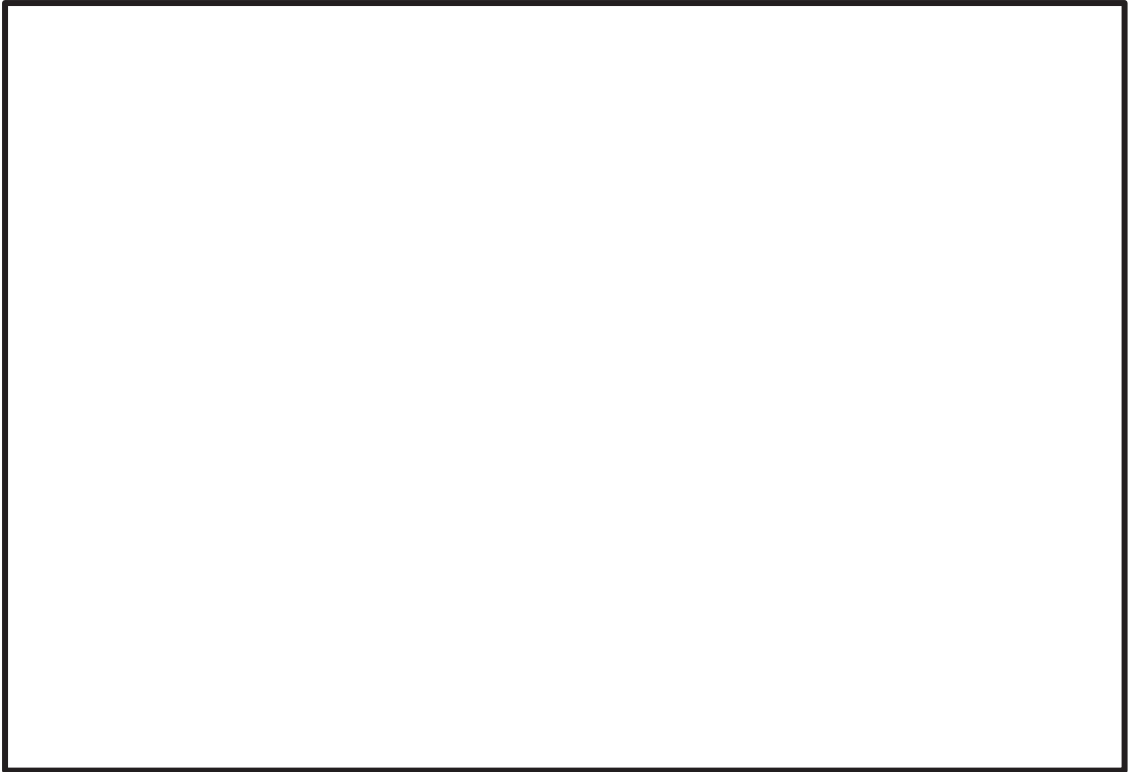


図 5-3 温度及び PAR 入口水素濃度の時間変化

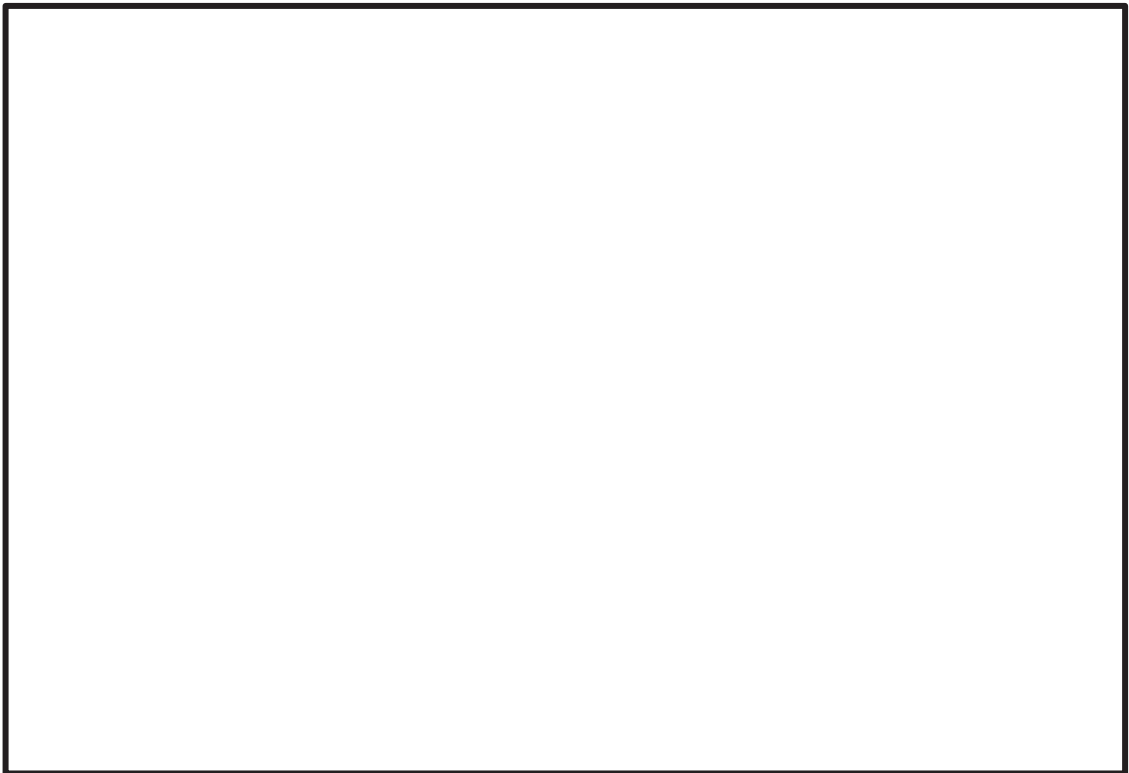


図 5-4 温度及び PAR 入口水素濃度の関係

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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。

女川原子力発電所第 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) Experimental Studies of the Behavior of the Catalyzer Module Developed By NIS And Tested on A 1:1 Scale Under Various System ConDitions in the Model Containment, Battele-Europe, Frankfurt am Main (1991)
- (2) Generic Tests of Passive Autocatalytic Recombiners(PARs) for Combustible Gas Control in Nuclear Power Plants Volume.1 Program Description, EPRI (1997)
- (3) Generic Tests of Passive Autocatalytic Recombiners(PARs) for Combustible Gas Control in Nuclear Power Plants Volume2 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) Karsten T Fischer, “Qualification of a Passive Catalytic Module for Hydrogen Mitigation” , Nuclear Technology vol.112, (1995)
- (6) Reactor Safety Research Project 150 1326 OECD/NEA THAI Project (contract 18 July 2007) Quick Look Report Hydrogen Recombiner Tests HR-14 to HR-16 (Tests using a NIS PAR), Areva, AECL and NIS PAR Comparison October 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。これらが原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋燃料取替床）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ーにより除去されることから、原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋燃料取替床）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、 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屋原子炉棟の 460Gy/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 18.7kg 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、原子炉格納容器内の自然沈着による除去効果については、CSE での実験結果に基づき 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 として原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋燃料取替床）へ全量漏えいすると仮定した場合、ガス状よう素は、約 15mg/m³ 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 300mg/m³ で実施しており約 25% 性能低下していることが確認されている。

試験条件と比べて女川原子力発電所第 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、付着するよう素の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）

--

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



図1-1 試験結果（よう素の影響）

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

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

また、本試験条件は、女川原子力発電所第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。

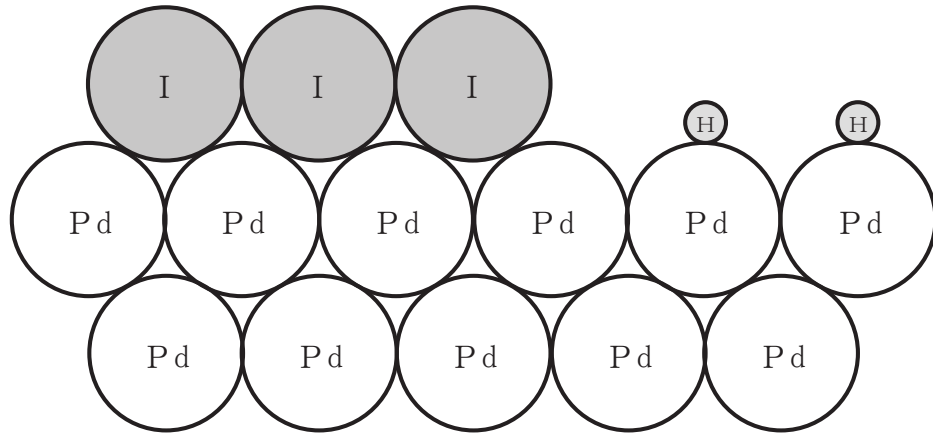


図 1-2 パラジウムへのよう素の結合の概略図

一方、温度については、触媒周りの温度が 200 °C 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°C 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。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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)

PAR の周辺機器に対する悪影響防止について

PAR 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、原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋燃料取替床）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。

$$h = 5.6 + 4.0 u$$

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 のケースにおける気流速度の最大値が約 0.3m/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/($m^2 \cdot K$) となる。したがって、熱伝達率は、5.6W/($m^2 \cdot K$) 及び 11.6W/($m^2 \cdot K$) 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、評価結果の厳しい 5.6W/($m^2 \cdot K$) の場合であっても、PAR から 0.8m 離れたところで 100℃を下回り、1m の地点では 83℃まで低下する。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、原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋燃料取替床）の水素濃度は 4vol% 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。

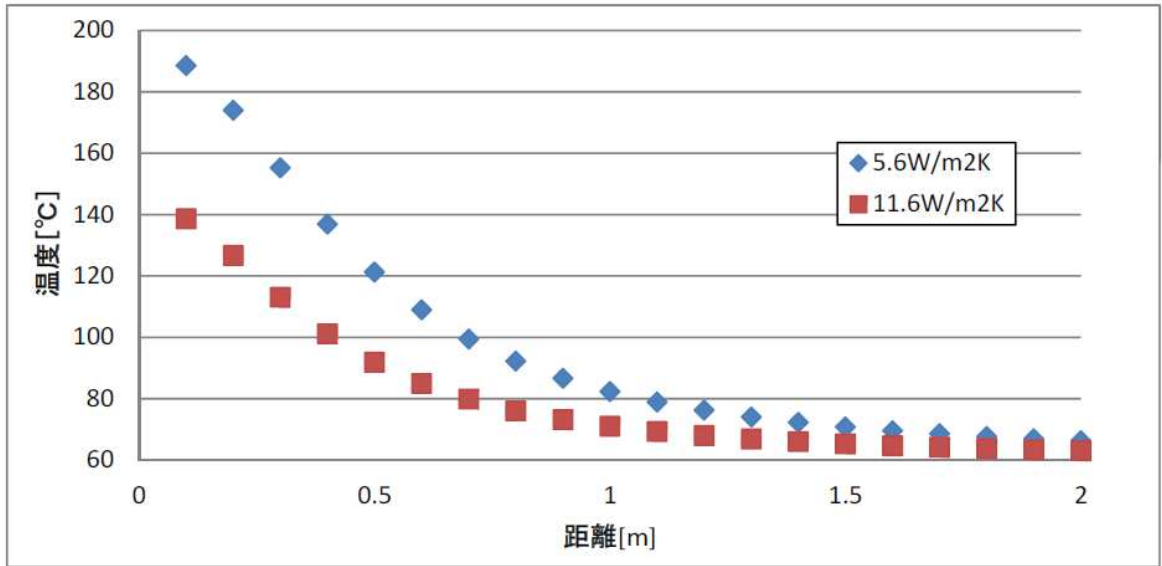


図 1-1 周辺機器の PAR からの距離と温度の関係

2. PAR 排気ガスによる熱影響評価

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

上記 1., 2. の結果から、PAR 配置検討に当たっては、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. 原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋燃料取替床）に設置する重大事故等対処設備及び影響評価

原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋燃料取替床）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。PAR 動作監視装置を除く計装設備について、排気口から 7m 以上離れているため、PAR の温度上昇による水素濃度監視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。

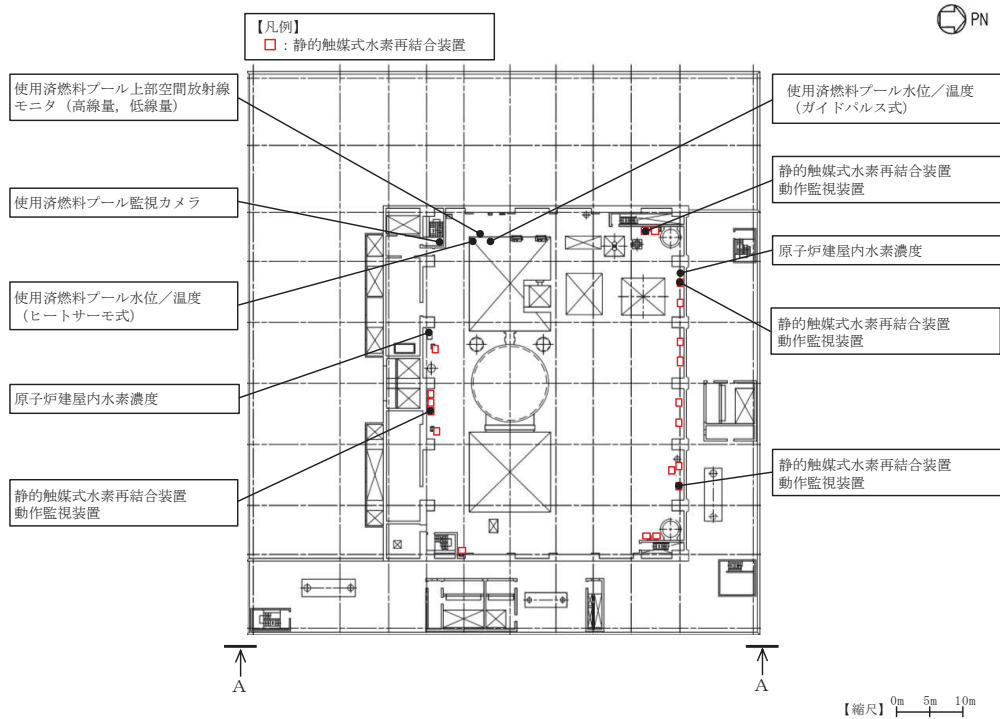


図 3-1 原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋燃料取替床）における重大事故等対処設備の機器配置図 (1/2)

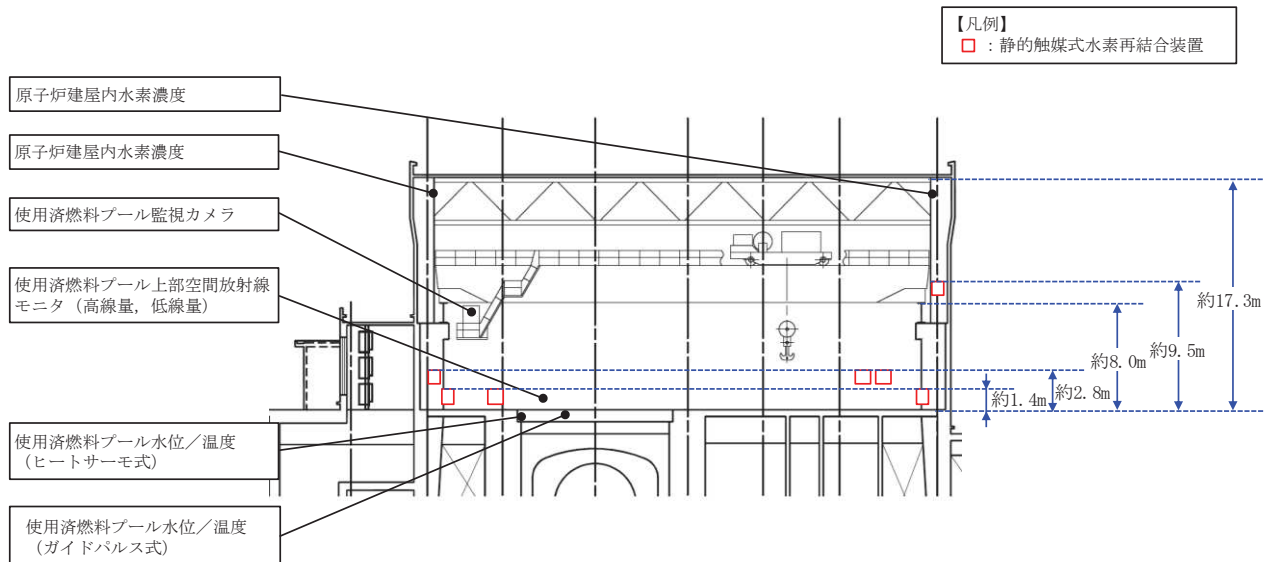


図 3-1 原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋燃料取替床）における重大事故等対処設備の機器配置図 (2/2)

PAR 動作監視装置について

1. 目的

PAR は、原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋燃料取替床）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、水素濃度の上昇に従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、重大事故対処時の有効な情報となる。

このことから、原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋燃料取替床）に設置されている PAR（4 個）の入口側及び出口側に温度検出器（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。

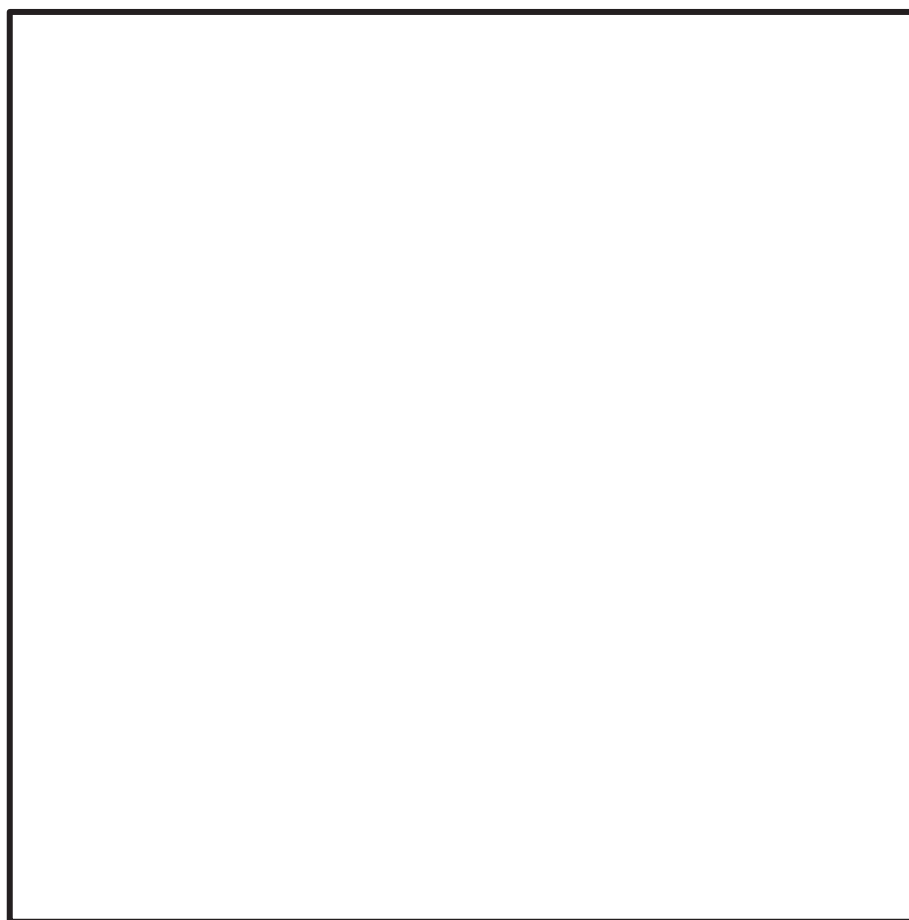


図 1-1 SNL で行われた試験用 PAR の概要図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



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

PAR19 個のうち 4 個に対して、入口側と出口側に温度検出器 (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)。

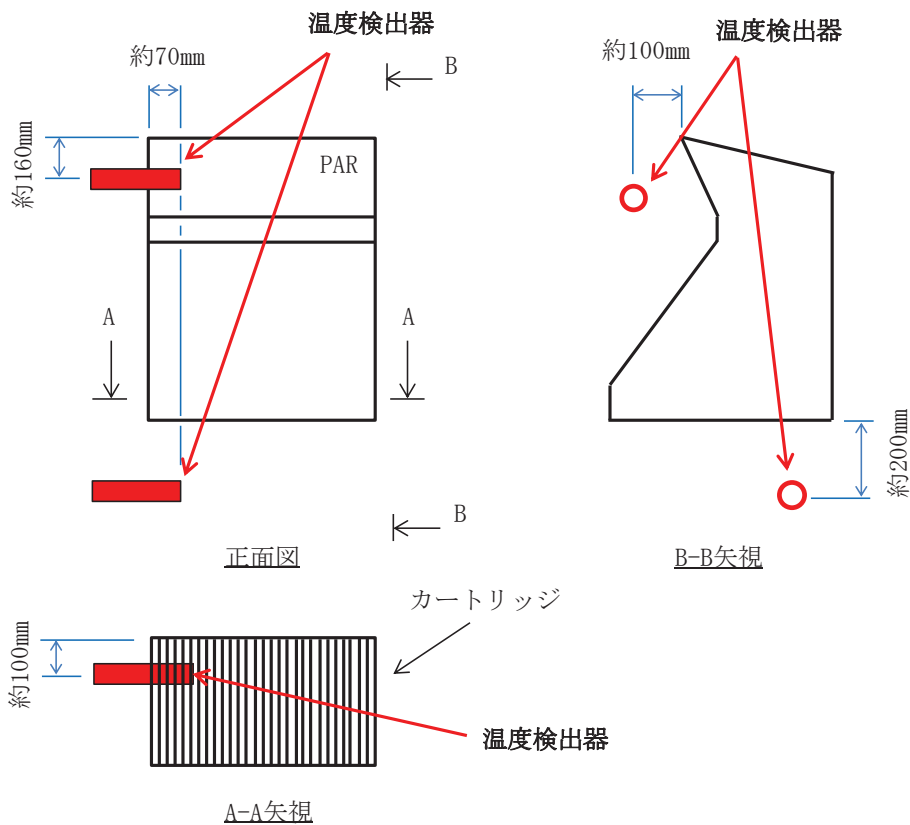
温度検出器 (熱電対) の設置位置は、PAR 入口及び出口近傍に熱電対シースを取付け、ガス温度を測定できる設計とする。

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 については環境温度は 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 への温度検出器 (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、保守性等を考慮して 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)。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



※設置場所により右側に温度検出器を設置するものもある。

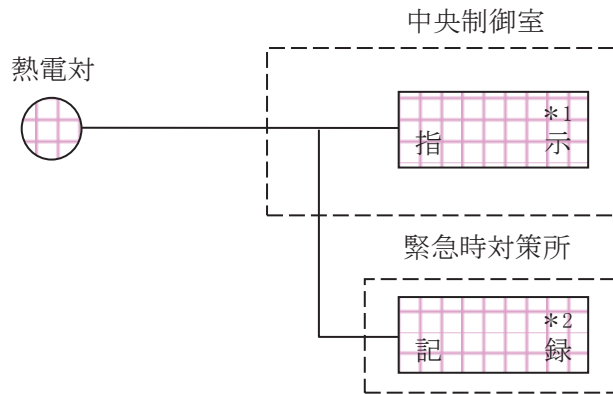
図 2-1 PAR と温度検出器の位置関係

熱電対シースは、外径 21.7mm で孔が空いた構造の保護管内に設置され、熱電対シース自体の外径は 4.8mm であり、PAR への流路影響の観点から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 PAR 動作監視装置の主要仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
PAR 動作監視装置	熱電対	0~500℃	8*	原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋燃料取替床)

注記 * : 4 個の静的触媒式水素再結合装置に対して出入口に 1 個設置



注記*1：記録計
*2：安全パラメータ表示システム伝送装置

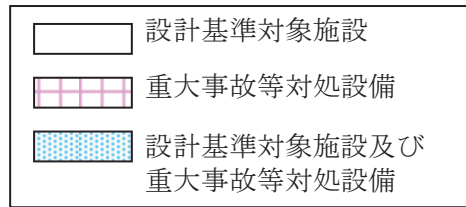
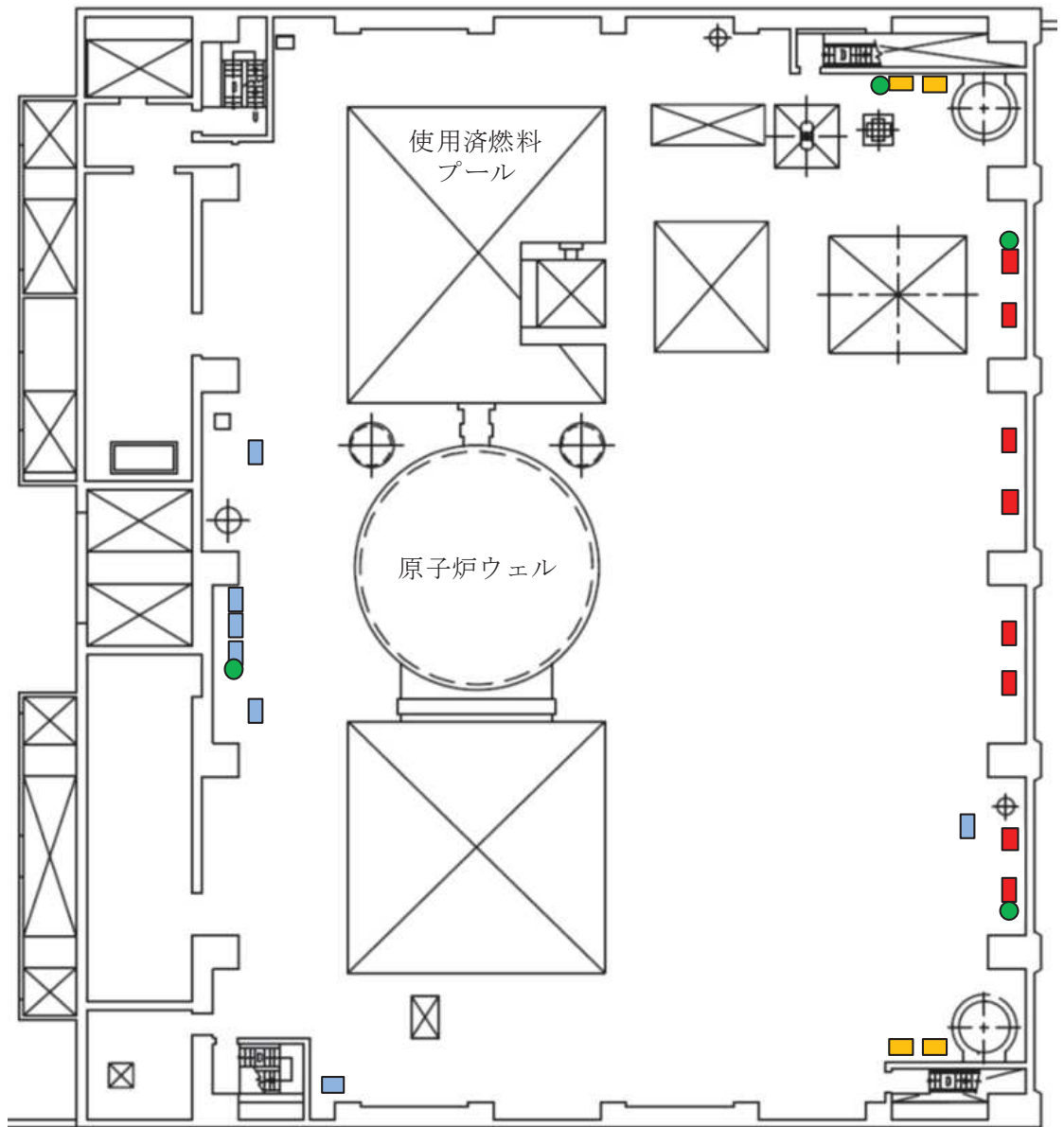


図 2-2 PAR 動作監視装置の概略構成図

3. PAR 動作監視装置の設置場所

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、原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋燃料取替床）の水素が自然対流を起こし拡散されることから、原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋燃料取替床）の水平方向及び上下方向それぞれに分散配置した 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、PAR 動作監視装置の設置場所は、位置的分散を考慮して原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋燃料取替床）に分散配置された PAR から互いに離れた位置にある 4 個を選定し、温度検出器（熱電対）を設置する（図 3-1 参照）。



PN





PAR設置高さ	
	: 床上約0.6mに設置
	: 床上約2mに設置
	: 床上約8.7mに設置
	: 動作監視装置

図 3-1 PAR 動作監視装置の概略配置図

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

PAR の性能維持管理について

設置段階及び供用開始以降の PAR 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となる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	触媒充填量について，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	外観点検	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填する際には，規定量が充填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填された触媒カートリッジの性能は同様である。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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	触媒充填量	
触媒	比表面積	
	直 径	
	パラジウム含有量	
	健全性	水素を含む試験ガスを通気後、20 分以内に 10℃以上上昇又は 30 分以内に 20℃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屋地上 3 階（原子炉建屋燃料取替床）の雰囲気環境は空気、室温条件であり、化学薬剤等の触媒の活性を低下させるような要因はないことから、触媒にとって良好な環境条件であるが、供用開始後の経年劣化の有無を評価するため、触媒の健全性を確認する必要がある。

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

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

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

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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 又は 20℃以上/30分	10℃以上/20分 又は 20℃以上/30分	10℃以上/20分 又は 20℃以上/30分



図 4-1 検査装置概要図

VI-1-9 その他発電用原子炉の附属施設の説明書

目 次

VI-1-9-2 常用電源設備の説明書

VI-1-9-3 緊急時対策所の説明書

VI-1-9-2 常用電源設備の説明書

目 次

VI-1-9-2-1 常用電源設備の健全性に関する説明書

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	複数号機を設置する場合における電力供給確保	3
2.4	電気設備の異常の予防等に関する設計事項	4
3.	施設の詳細設計方針	4
3.1	外部電源に関する設計	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	10
3.1.3.3	送電線の強風対策	14
3.1.4	機器の損壊，故障その他の異常の検知と拡大防止	14
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	16
3.2	発電機に関する設計	16
3.2.1	機器の損壊，故障その他の異常の検知と拡大防止	16
3.2.2	電気設備の異常の予防等に関する設計事項	18
3.3	ガス絶縁開閉装置及び変圧器等に関する設計	19
3.3.1	発電用原子炉施設の電力供給確保	19
3.3.1.1	2回線喪失時の電力供給継続	19
3.3.1.2	開閉所等の基礎	23
3.3.1.3	碍子及び遮断器等の耐震性	33
3.3.1.4	碍子及び遮断器等への津波の影響	35
3.3.1.5	碍子及び遮断器等の塩害対策	35
3.3.2	機器の損壊，故障その他の異常の検知と拡大防止	36
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	40
3.4	所内電源設備に関する設計	41
3.4.1	機器の損壊，故障その他の異常の検知と拡大防止	41
3.4.2	電気設備の異常の予防等に関する設計事項	42

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14年12月26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及び非常用電源設備から安全施設への電力の供給が停止することがないように、発電機、送電線、変圧器、母線等に保護継電器を設置し、機器の損壊、故障その他の異常を検知するとともに、異常を検知した場合は、ガス絶縁開閉装置あるいはメタルクラッド開閉装置等の遮断器が動作することにより、その拡大を防止する設計とする。

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

常用高圧母線（メタルクラッド開閉装置で構成）は、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変圧器を通して降圧し、常用低圧母線（パワーセンタ及びモータコントロールセンタで構成）へ給電する。

共通用高圧母線（メタルクラッド開閉装置で構成）は、2母線で構成し、それぞれの母線から動力変圧器を通して降圧し、共通用低圧母線（パワーセンタ及びモータコントロールセンタで構成）へ給電する。

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

常用の直流電源設備は、直流 250V 1 系統の非常用低圧母線に接続される蓄電池、充電器、直流主母線盤等で構成する。常用の直流電源設備は、主タービン非常用油ポンプ及び発電機の非常用密封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、120V 計測母線 1 母線で構成する。母線電圧は 120V である。

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

2.1.2 1 相の電路の開放に対する検知及び電力の安定性回復

変圧器一次側において 3 相のうちの 1 相の電路の開放が生じた場合に検知できるよう、変圧器一次側の電路は、電路を筐体に内包する変圧器やガス絶縁開閉装置等により構成し、3 相のうちの 1 相の電路の開放が生じた場合に保護継電器にて自動検知できる設計とする。1 相の電路の開放を検知した場合は自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。

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、275kV 送電線は 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、一部の保護装置等による検知が期待できない箇所の 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、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。

275kV 送電線及び 66kV 送電線において 1 相の電路の開放を検知した場合は、自動又は手動で故障箇所の隔離及び非常用母線の受電切替ができる設計とし、電力の供給の安定性を回復できる設計とする。

2.2 電線路の独立性及び物理的分離

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

設計基準対象施設は、送受電可能な回線として、275kV 送電線（東北電力ネットワーク株式会社牡鹿幹線（以下「牡鹿幹線」という。））1 ルート 2 回線，275kV 送電線（東北電力ネットワーク株式会社松島幹線（以下「松島幹線」という。））1 ルート 2 回線及び受電専用の回線として 66kV 送電線（東北電力ネットワーク株式会社塚浜支線（以下「塚浜支線」という。））（東北電力ネットワーク株式会社鮎川線（以下「鮎川線」という。）1 号を一部含む。）及び東北電力ネットワーク株式会社万石線（以下「万石線」という。））1 ルート 1 回線の合計 3 ルート 5 回線にて、電力系統に接続する。

275kV 送電線は、275kV 送電線（牡鹿幹線）2 回線が東北電力ネットワーク株式会社石巻変電所（以下「石巻変電所」という。）に、275kV 送電線（松島幹線）2 回線が東北電力ネットワーク株式会社宮城中央変電所（以下「宮城中央変電所」という。）にそれぞれ連系する設計とする。また、66kV 送電線（塚浜支線（鮎川線 1 号を一部含む。））1 回線は東北電力ネットワーク株式会社女川変電所（以下「女川変電所」という。）及び万石線を経由し、その上流接続先である東北電力ネットワーク株式会社西石巻変電所（以下「西石巻変電所」という。）に連系する。

上記 3 ルート 5 回線の送電線の独立性を確保するため、万一、送電線の上流側接続先である石巻変電所が停止した場合でも、外部電源から電力供給が可能となるよう、宮城中央変電所又は女川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、宮城中央変電所が停止した場合には、石巻変電所又は女川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。さらに、女川変電所が停止した場合には、石巻変電所又は宮城中央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又は着氷雪の事故防止対策が図られ、さらに、送電線の接近・交差・併架箇所において必要な離隔距離が確保された送電線から受電する設計とする。

2.3 複数号機を設置する場合における電力供給確保

設計基準対象施設に接続する電線路は、いずれの 2 回線が喪失した場合においても電力系統から同一の発電所内の発電用原子力施設への電力の供給が同時に停止しない設計とし、275kV 送電線 4 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、防潮堤等により津波の影響を受けないエリアに設置するとともに、塩害を考慮し、275kV 送電線引留部の碍子に対しては、碍子洗浄できる設計とし、遮断器等に対しては、電路がタンクに内包されているガス絶縁開閉装置を採用する。

2.4 電気設備の異常の予防等に関する設計事項

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

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

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

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

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

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

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

3. 施設の詳細設計方針

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

本章では、基本方針に示す内容に対する各設備の詳細設計方針を「3.1 外部電源に関する設計」、「3.2 発電機に関する設計」、「3.3 ガス絶縁開閉装置及び変圧器等に関する設計」及び「3.4 所内電源設備に関する設計」にて説明する。なお、系統の詳細

については、添付図面「第 1-1-1 図 送電関係一覧図」及び添付図面「第 1-4-1 図 単線結線図 (1/5)」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、275kV 送電線（牡鹿幹線及び松島幹線）2 ルート各 2 回線及び受電専用の回線として 66kV 送電線（塚浜支線（鮎川 1 号を一部含む。)) 1 ルート 1 回線の合計 3 ルート 5 回線で電力系統に連系する。275kV 送電線（牡鹿幹線）1 ルート 2 回線は、約 28km 離れた石巻変電所に、275kV 送電線（松島幹線）1 ルート 2 回線は、約 84km 離れた宮城中央変電所に接続する。また、66kV 送電線（塚浜支線（鮎川 1 号を一部含む。)) 1 ルート 1 回線は約 8km 離れた女川変電所及び万石線を経由し、その上流接続先である約 22km 離れた西石巻変電所に接続する。

詳細は添付図面「第 1-1-1 図 送電関係一覧図」に示す。

3.1.2 独立性が確保された電線路からの受電

送電線の独立性を確保するため、万一、送電線の上流側接続先である石巻変電所、宮城中央変電所又は女川変電所のいずれか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、当該発電用原子炉施設に接続された送電線がすべて停止する事態に至らない設計とする。

女川原子力発電所周辺の主な電力系統を図 1 に示し、石巻変電所全停電時の供給系統を図 2 に宮城中央変電所全停電時の供給系統を図 3 に女川変電所全停電時の供給系統を図 4 に示す。

これらの電力系統は、それぞれ 1 回線で女川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 3 台（1 号機 1 台、2 号機 1 台、3 号機 1 台）相当の約 21MVA 以上が供給できる容量を有した設計とするため、表 1 のとおり、石巻変電所から受電する場合、275kV 送電線（牡鹿幹線）は 1 回線当たりの容量が約 1,548MW の設備容量を有した設計とする。宮城中央変電所から受電する場合、275kV 送電線（松島幹線）は 1 回線当たりの容量が約 1,078MW の設備容量を有した設計とする。また、66kV 送電線の西石巻変電所、女川変電所から受電する場合、66kV 送電線（万石線）は約 58MW、66kV 送電線（塚浜支線（鮎川線 1 号を一部含む。)) は約 49MW の設備容量を有した設計とする。

表 1 送変電設備一覧

送電線名称	電 圧 仕 様		
	電 圧	線 種 (導 体 数)	設 備 容 量
牡鹿幹線	275kV	TACSR/23EAC 610 (2 導体) TACSR/EGS 610 (2 導体) TACSR 610 (2 導体)	約 1,548MW×2 回線
松島幹線	275kV	Z2SBACSR/UGS 780 (2 導体) Z2LN-SBACSR/EGS 810 (2 導体) SBACSR/UGS 780 (2 導体) LN-SBACSR/EGS 810 (2 導体)	約 1,078MW×2 回線
塚浜支線	66kV	SBACSR/UAC 150 (1 導体)	約 49MW×1 回線
鮎川線	66kV	SBACSR/UAC 150 (1 導体)	約 49MW×2 回線
万石線	66kV	ACSR 330 (1 導体) ACSR/EAC 330 (1 導体) Z2ACSR/EAC 330 (1 導体) SBTACSR/UGS 320 (1 導体) SBACSR/EAC 190 (1 導体)	約 58MW×2 回線
変電所名称	変 圧 器 仕 様		
	電 圧	設 備 容 量	
石巻変電所	275/154kV	300MVA×3 台	
宮城中央変電所	525/275kV	1,500MVA×1 台 1,000MVA×1 台	
女川変電所	66/6.9kV	15MVA×1 台 10MVA×1 台	
西石巻変電所	154/66kV	150MVA×2 台 100MVA×2 台	

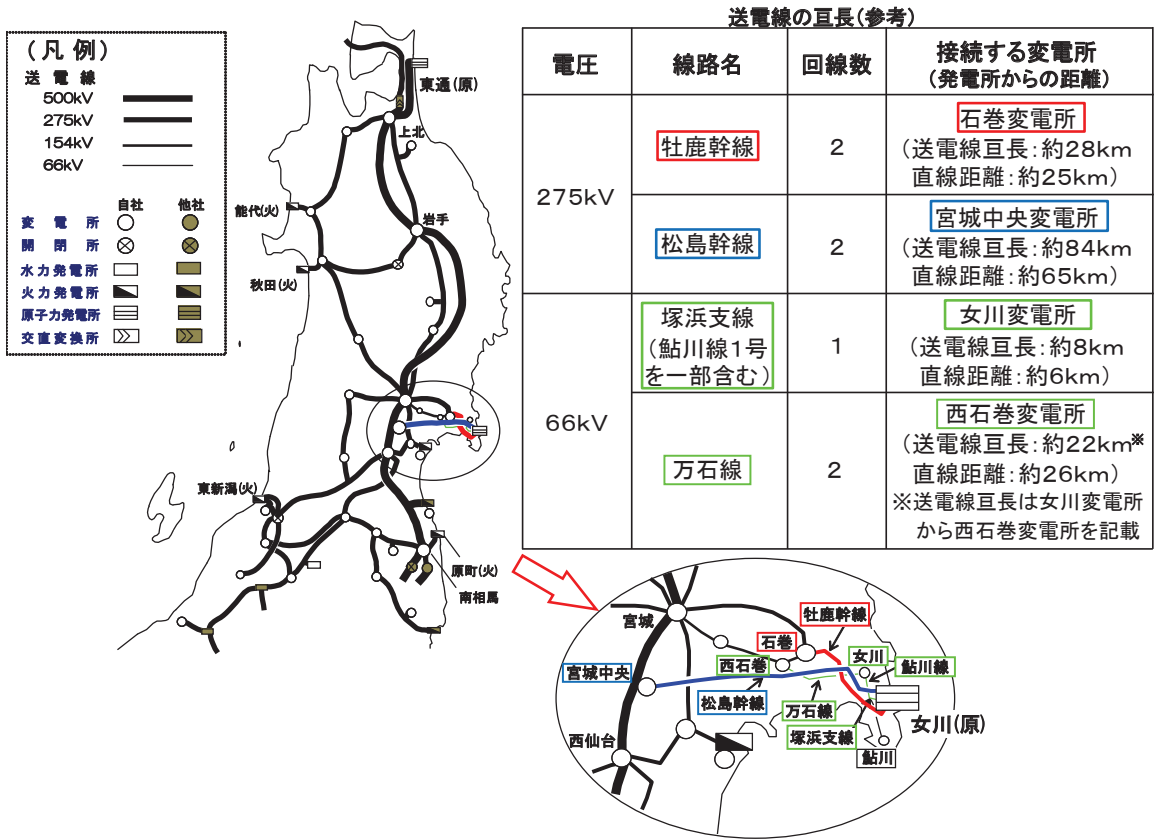


図1 女川原子力発電所周辺の主な電力系統

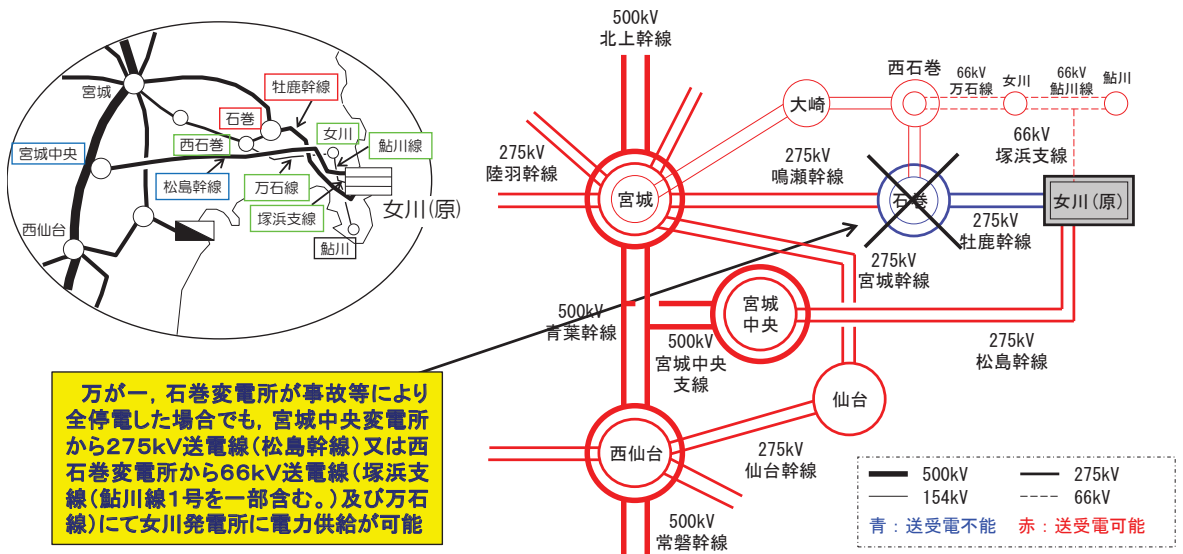


図2 石巻変電所全停時の供給系統

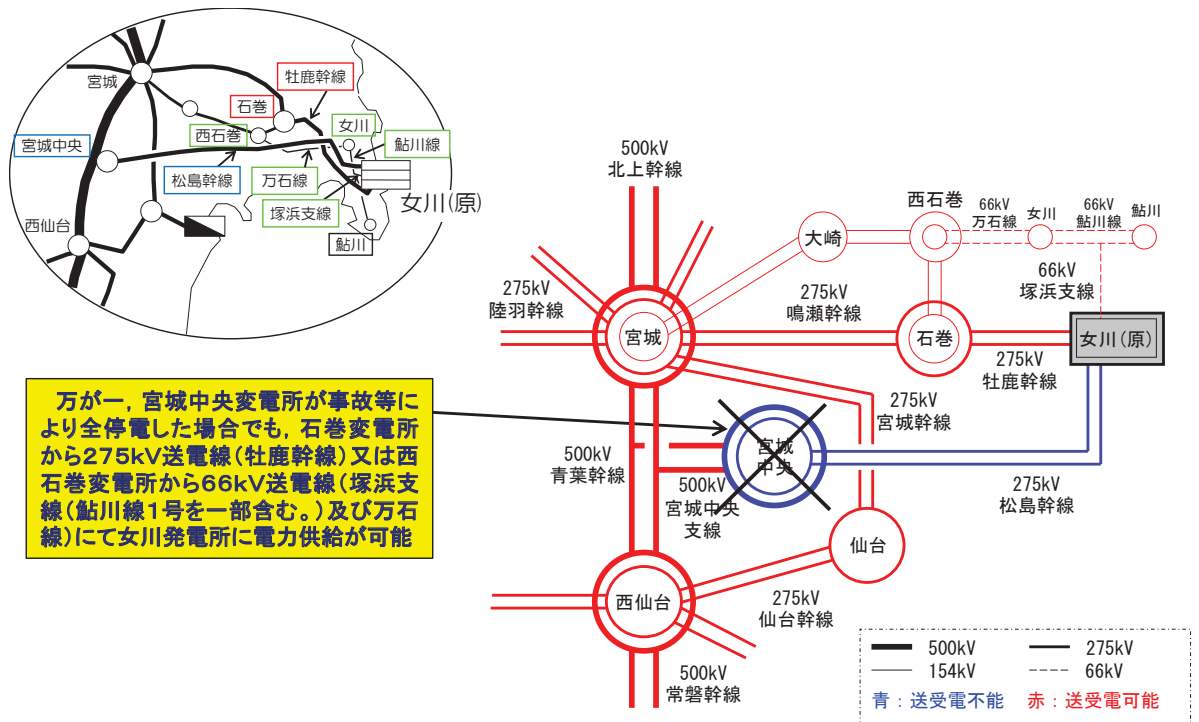


図 3 宮城中央変電所全停時の供給系統

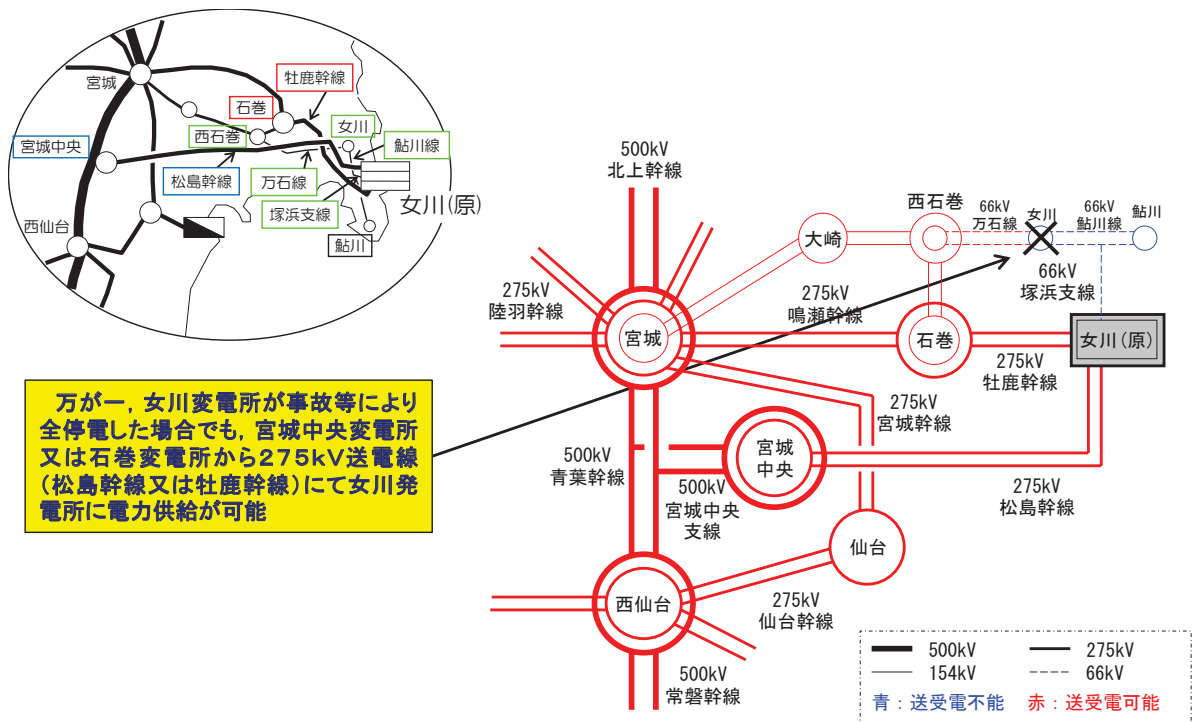


図 4 女川変電所全停時の供給系統

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 275kV 送電線 2 ルート 4 回線（275kV 送電線（牡鹿幹線）2 回線及び 275kV 送電線（松島幹線）2 回線）と 66kV 送電線 1 回線（66kV 送電線（塚浜支線（鮎川線 1 号を一部含む。）及び万石線）は、異なるルートを通過し、全ての送電線が同一鉄塔に架線されている箇所はなく、物理的に分離した設計とする。

275kV 送電線（牡鹿幹線）、275kV 送電線（松島幹線）及び 66kV 送電線（塚浜支線（鮎川線 1 号を一部含む）及び万石線）のルートを図 5 に示す。

275kV 送電線（牡鹿幹線）及び 275kV 送電線（松島幹線）と 66kV 送電線（塚浜支線（鮎川線 1 号を一部含む。）及び万石線）の接近・交差・併架箇所については、仮に 1 つの鉄塔が倒壊しても、全ての送電線が同時に機能喪失しない絶縁距離及び水平距離を確保する設計とし、水平距離が満足できない場合は、電線の張力方向によって全ての送電線が同時に機能喪失しない鉄塔の配置となる設計とする。

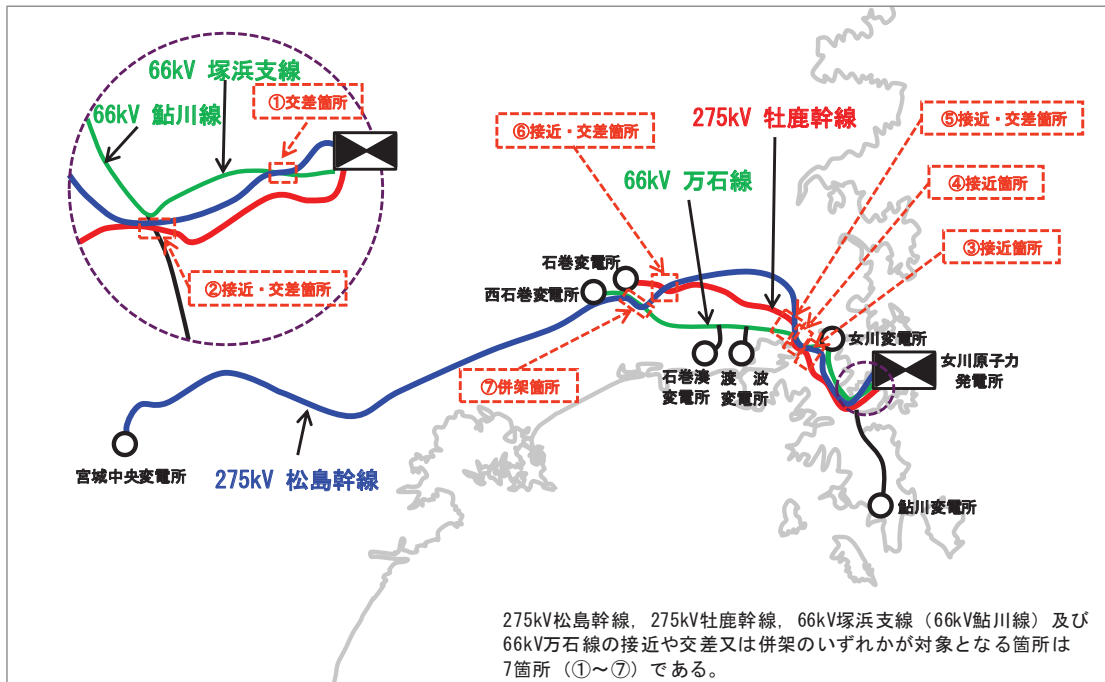


図 5 275kV 送電線（牡鹿幹線）、275kV 送電線（松島幹線）及び 66kV 送電線（塚浜支線（鮎川線 1 号を一部含む）及び万石線）等のルート

3.1.3.2 鉄塔基礎の安定性

設計基準対象施設に連系する 275kV 送電線 2 ルート 4 回線（275kV 送電線（牡鹿幹線）2 回線及び 275kV 送電線（松島幹線）2 回線）と 66kV 送電線 1 ルート 1 回線（66kV 送電線（塚浜支線（鮎川線 1 号を一部含む。）及び万石線））を鉄塔基礎の安定性評価対象線路とし、図 6 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無いことを確認し、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。具体的な評価項目と評価方法及び評価結果については以下のとおり。

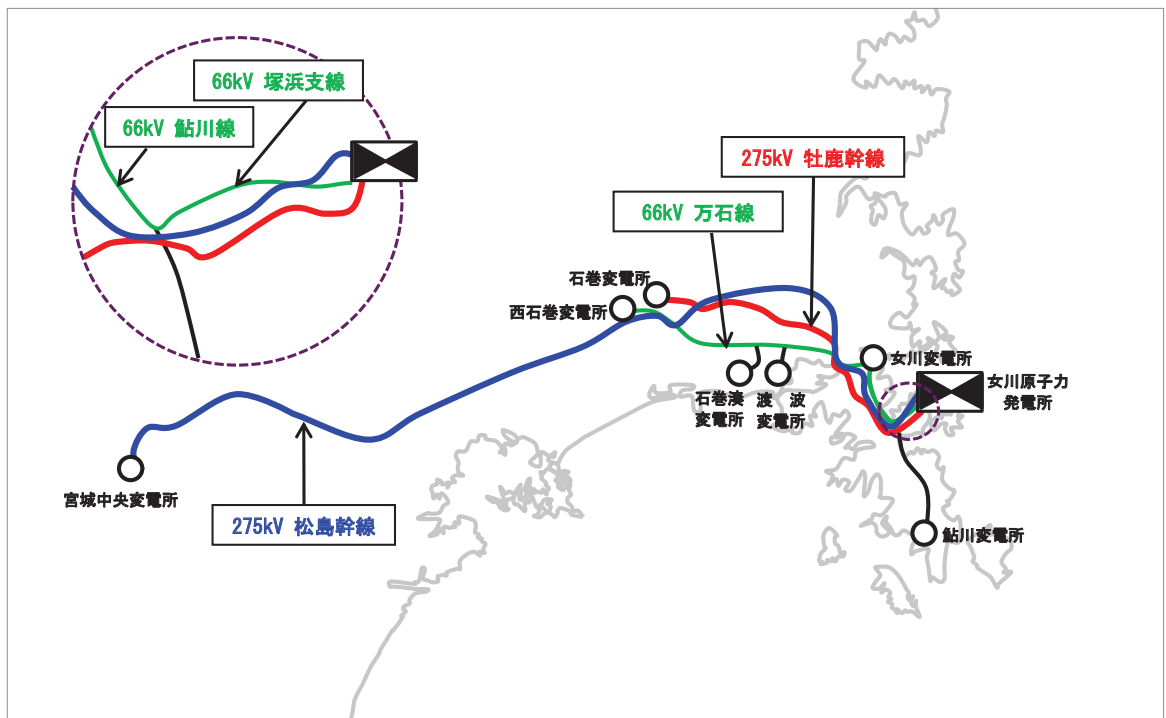


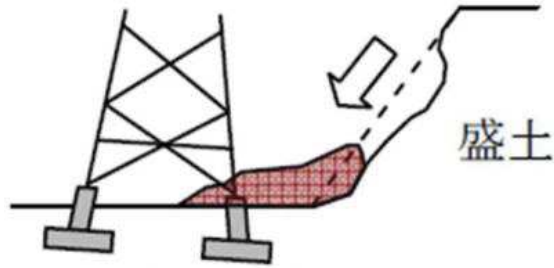
図 6 基礎の安定性評価対象線路

(1) 評価内容

鉄塔敷地周辺で基礎の安定性に影響を与える3つの事象について評価する。

a. 大規模な盛土の崩壊

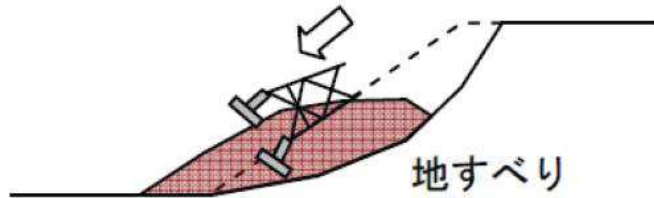
対象鉄塔周辺には盛土崩壊時に基礎の安定性に影響を与えるような大規模な盛土は存在しないこと。



【大規模な盛土崩壊】

b. 大規模な地すべり

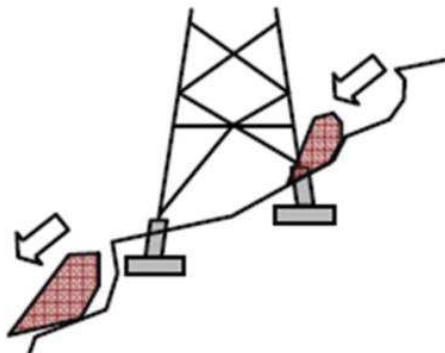
大規模な地すべりを誘発する地盤の亀裂及び切土等の地形改変はないこと。



【大規模な地すべり】

c. 急傾斜地の崩壊

急傾斜地の崩壊を誘発する地盤の亀裂及び切土等の地形改変はないこと。



【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、地表地質の専門家による空中写真判読や現地巡視で直接現地状況の確認を行い、漏れの無いよう盛土箇所を抽出する。

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

b. 評価結果

抽出の結果、鉄塔 476 基のうち、275kV 送電線（牡鹿幹線）で 4 基、66kV 送電線（万石線）で 1 基が抽出された。対象鉄塔 5 基について、現地踏査を実施した結果、崩壊の危険性を有する盛土のり面は認められず、鉄塔基礎の安定性に問題ないことを確認した。その後も年 2 回実施する普通巡視及び大雨、地震後等に必要に応じて行う予防巡視により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 476 基のうち、275kV 送電線（牡鹿幹線）で 3 基、275kV 送電線（松島幹線）で 14 基、66kV 送電線（鮎川線）で 5 基、66kV 送電線（万石線）で 2 基が抽出された。対象鉄塔 24 基について、地すべりの変状、地形特性に基づき各鉄塔を評価した結果、鉄塔基礎の安定性に影響はないと判断された。その後も年 2 回実施する普通巡視及び大雨、地震後等に必要に応じて行う予防巡視により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 476 基のうち、275kV 送電線（牡鹿幹線）で 21 基、275kV 送電線（松島幹線）で 41 基、66kV 送電線（塚浜支線）で 4 基、66kV 送電線（鮎川線）で 35 基、66kV 送電線（万石線）で 17 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 118 基について地質の専門家による現地踏査等により、斜面勾配等の地形条件、斜面上の変状の有無、植生状況、地下水や表流水の集水条件等に基づき各鉄塔を評価した結果、鉄塔基礎の安定性に問題がないことを確認した。その後も年 2 回実施する普通巡視及び大雨、地震後等に必要に応じて行う予防巡視により前年と変化がないことを確認している。

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

表 2 基礎の安定性評価結果

対象線路	対象基数	現地踏査基数			追加対策が必要な基数
		盛土の崩壊	地すべり	急傾斜地の崩壊	
275kV 牡鹿幹線	86 基	4 基	3 基	21 基	0 基
275kV 松島幹線	233 基	0 基	14 基	41 基	0 基
66kV 塚浜支線	10 基	0 基	0 基	4 基	0 基
66kV 鮎川線	70 基	0 基	5 基	35 基	0 基
66kV 万石線	77 基	1 基	2 基	17 基	0 基
5 線路合計	476 基	5 基	24 基	118 基	0 基

（経済産業省原子力安全・保安院報告「原子力発電所等に対する供給信頼性向上対策ならびに原子力発電所等電源線の送電鉄塔基礎の安定性等評価報告書（平成24年2月17日，東北電力株式会社）」）

3.1.3.3 送電線の強風対策

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

275kV 送電線は、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、275kV 送電線は、送電用支持物設計標準「JEC-127」に基づいた設計とする他、架渉線への着氷雪対策として難着雪リング等が設置されている。

3.1.4 機器の損壊、故障その他の異常の検知と拡大防止

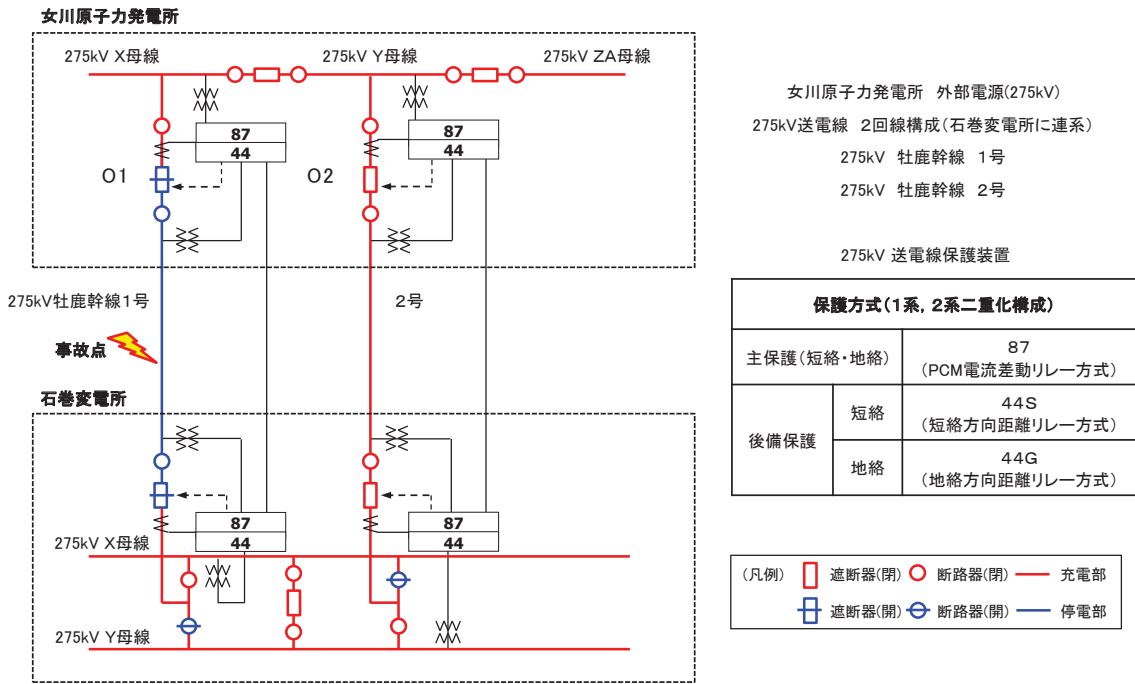
送電線は、各保護対象設備に応じた保護継電器を設ける設計とする。表 3 に故障要因、検知する保護継電器及び異常の拡大防止のために動作する遮断器を示す。また、主な保護の概要を図 7 に示す。

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。

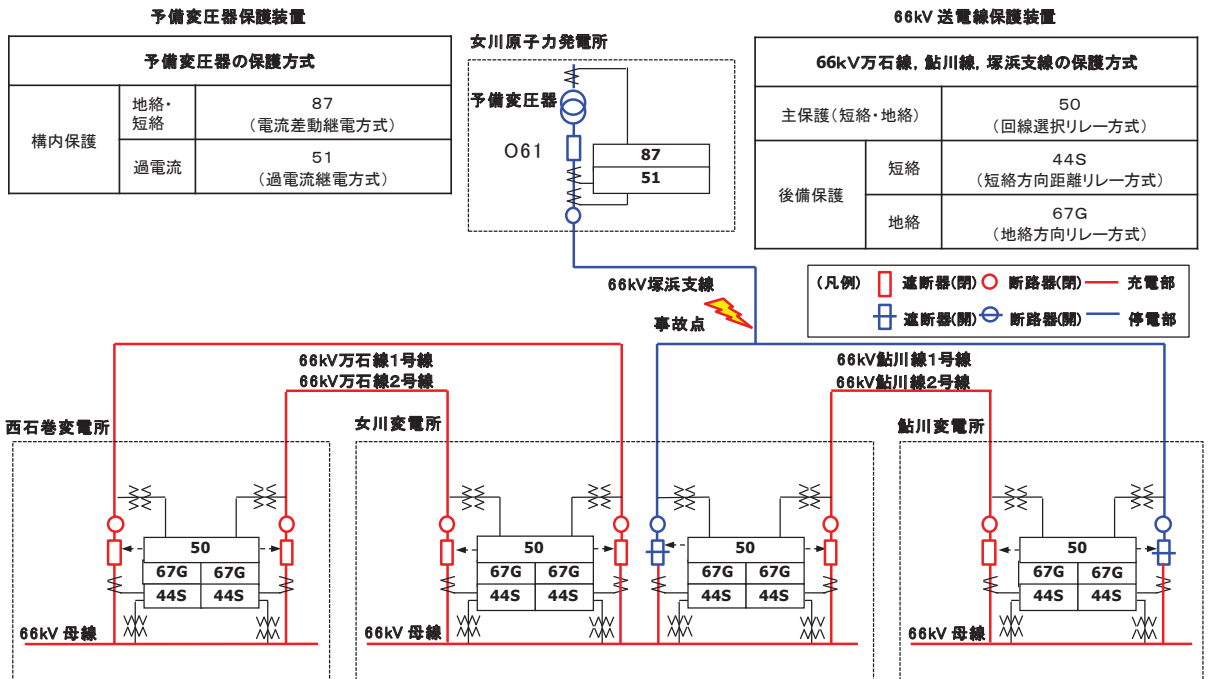
送電線は、重要安全施設の機能を維持するために必要となる電力の供給が停止することがないように、多重化した設計とし、1 系統の故障が発生した場合、遮断器にて系統分離が可能な設計とする。

表 3 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
275kV 送電線	短絡・地絡	電流差動継電器(87)	01, 02, 03, 04 (線路用 275kV 遮断器)
		距離継電器(44)	
66kV 送電線	短絡・地絡	電流差動継電器(87)	061 (予備変圧器受電用 66kV 遮断器)
	過電流	過電流継電器(51)	



(a) 送電線保護装置 (275kV送電線(牡鹿幹線)1号線故障時)



(b) 送電線保護装置 (66kV送電線(塚浜支線)故障時)

図7 送電線保護

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。

275kV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（塚浜支線（鮎川線1号を一部含む。）及び万石線）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、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。

また、275kV送電線は多重化した設計であるため、1回線で1相開放故障が発生した場合においても、残りの健全な回線で正常な電力が供給可能であり、安全施設への電力の供給が不安定になることはない。

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

3.2 発電機に関する設計

3.2.1 機器の損壊，故障その他の異常の検知と拡大防止

発電機は、機器の損壊，故障その他の異常を検知するため、保護対象設備に応じた保護継電器を設ける設計とする。表4に故障要因，検知する保護継電器及び異常の拡大防止のために動作する遮断器を示す。また，主な保護の概要を図8に示す。

表 4 保護継電装置の機能について

設備名	故障要因	保護継電器	動作する遮断器
発電機	地絡，短絡	比率差動継電器(87)	012 (発電機並列用 275kV遮断器)， 所内母線受電用 6.9kV遮断器
	逆相，不平衡電流	逆相電流継電器(46)	
	界磁喪失	界磁喪失継電器(40)	
	地絡	地絡継電器(64)	
	過電流	距離継電器(44)	
	電力方向，地絡方向	逆電力継電器(67)	
	過励磁	過励磁継電器(59/95)	
	脱調検出	脱調継電器(56)	
	過電圧	過電圧継電器(59)	
	不足電圧	不足電圧継電器(27)	
	周波数変動	周波数継電器(95)	
	発電機固定子冷却水喪失	固定子冷却水喪失検出装置	
	スラスト軸受摩耗	スラスト軸受摩耗検出装置	

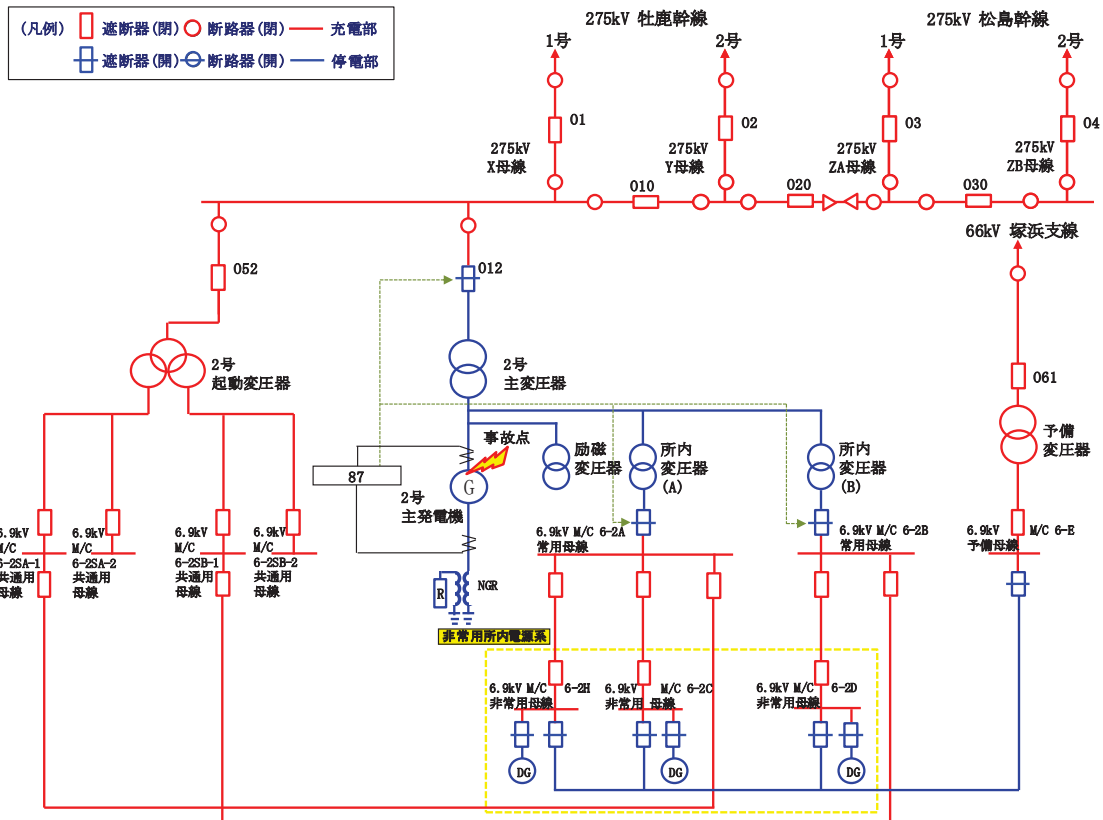


図 8 発電機保護

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，固定子コイルに水冷却，回転子コイルに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，発電所の回りには，フェンスを設ける設計とする。

(2) 異常の予防及び保護対策

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

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

(3) 電氣的，磁氣的障害の防止

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

(4) 高圧ガス等による危険の防止

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

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

発電機内の水素の純度，圧力及び温度を計測し，異常を検知した場合は警報

を発信する設計とする。

(5) 供給支障の防止

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

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

3.3 ガス絶縁開閉装置及び変圧器等に関する設計

3.3.1 発電用原子炉施設の電力供給確保

3.3.1.1 2回線喪失時の電力供給継続

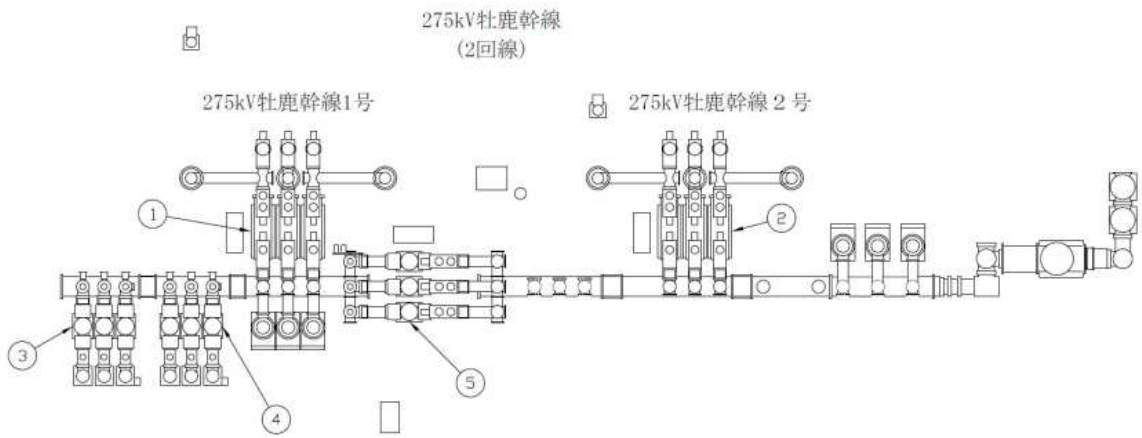
275kV 送電線 4 回線は、275kV ガス絶縁開閉装置と連系し、起動変圧器を介して電力を女川原子力発電所へ供給する設計とする。

66kV 送電線 1 回線は、66kV ガス絶縁開閉装置と連系し、予備変圧器を介して電力を女川原子力発電所へ供給する設計とする。

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

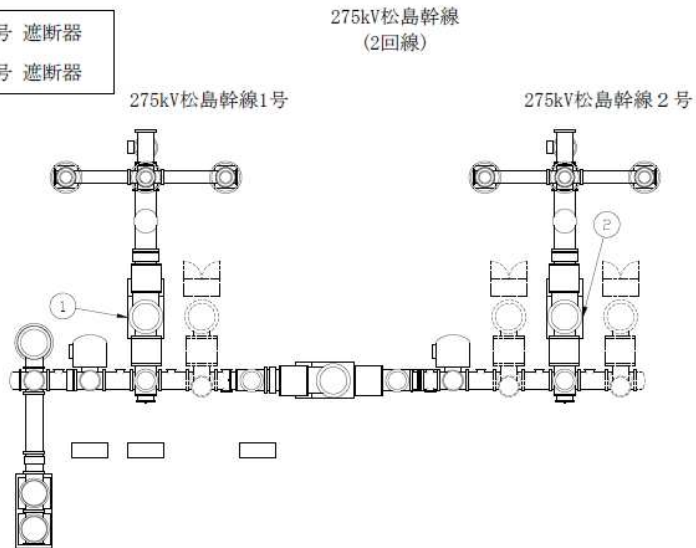
これらの詳細な系統を、添付図面「第 1-4-1 図 単線結線図 (1/5)」に示す。また、ガス絶縁開閉装置等を設置する 275kV 開閉所の平面図を図 9 に示し、2 回線喪失時における電力供給の継続について非常用母線への供給を例に図 10 から図 13 に示す。

- | | |
|---|-----------------|
| ① | 275kV牡鹿幹線1号 遮断器 |
| ② | 275kV牡鹿幹線2号 遮断器 |
| ③ | 2号機 起動変圧器 遮断器 |
| ④ | 2号機 主変圧器 遮断器 |
| ⑤ | 母線連絡 遮断器 |



(a) 275kV 開閉所 (牡鹿幹線)

- | | |
|---|-----------------|
| ① | 275kV松島幹線1号 遮断器 |
| ② | 275kV松島幹線2号 遮断器 |



(b) 275kV 開閉所 (松島幹線)

図 9 275kV 開閉所の平面図

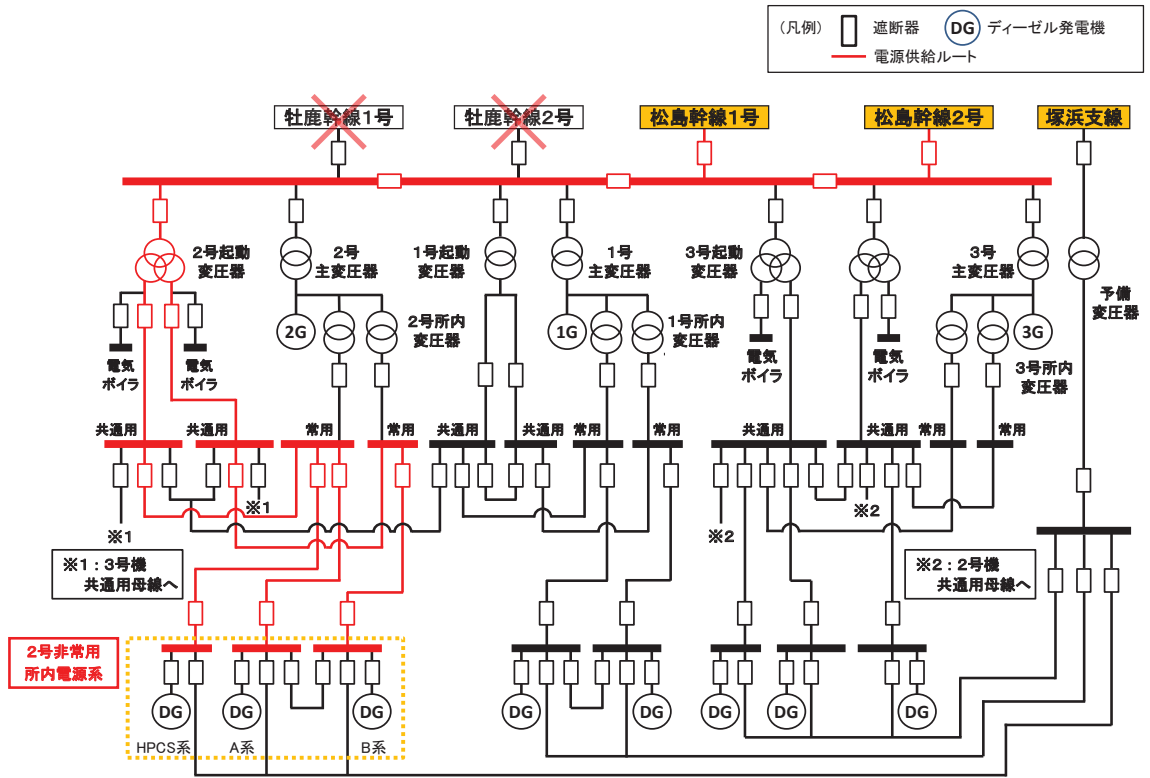


図 10 275kV 送電線（牡鹿幹線）2 回線電源喪失時の電源供給

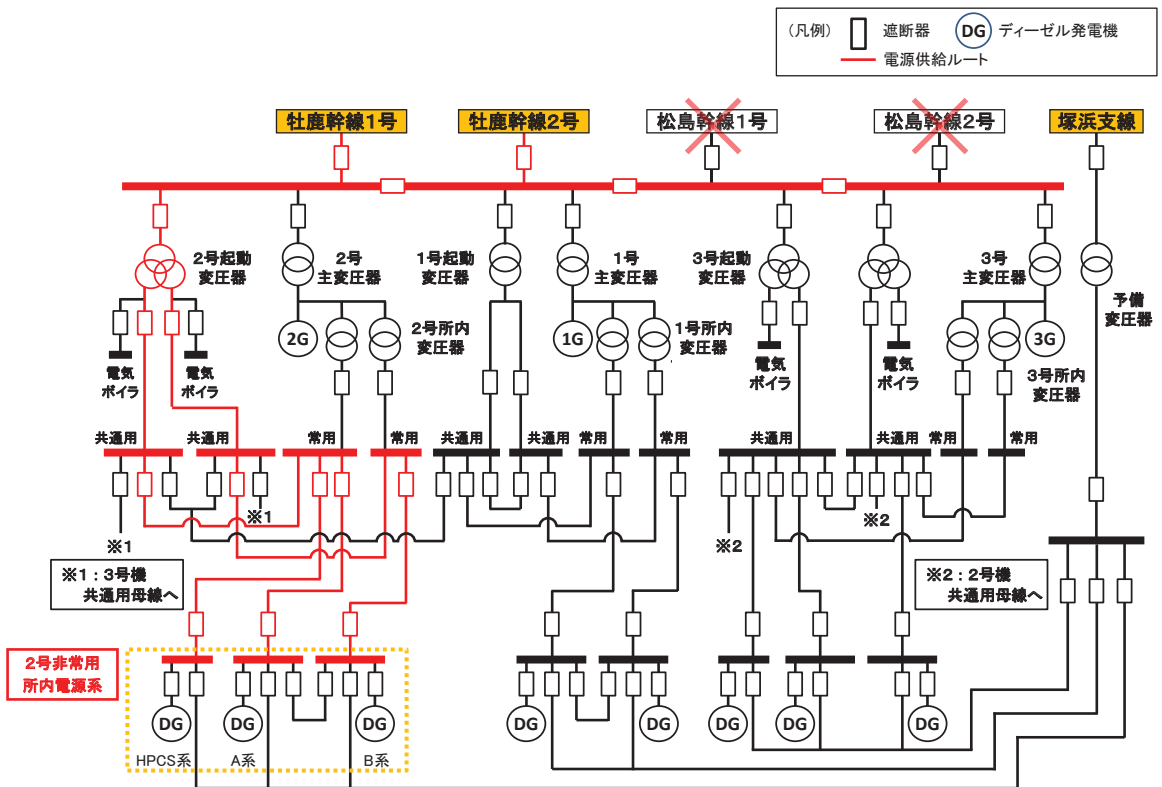


図 11 275kV 送電線（松島幹線）2 回線電源喪失時の電源供給

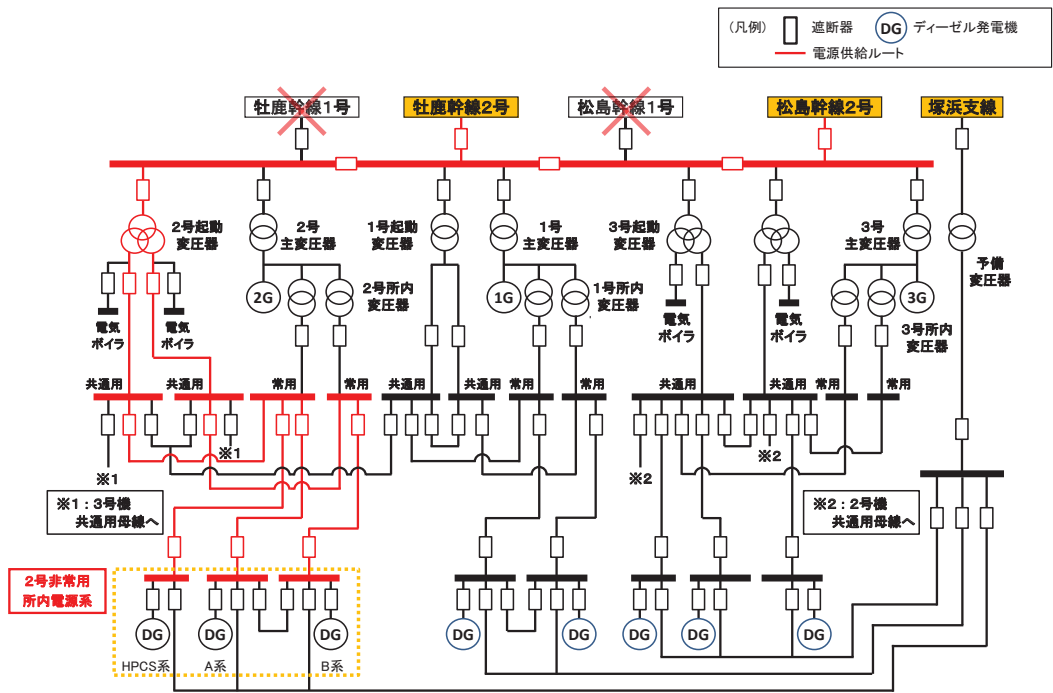


図12 275kV送電線（牡鹿幹線）1回線及び
275kV送電線（松島幹線）1回線
電源喪失時の電源供給

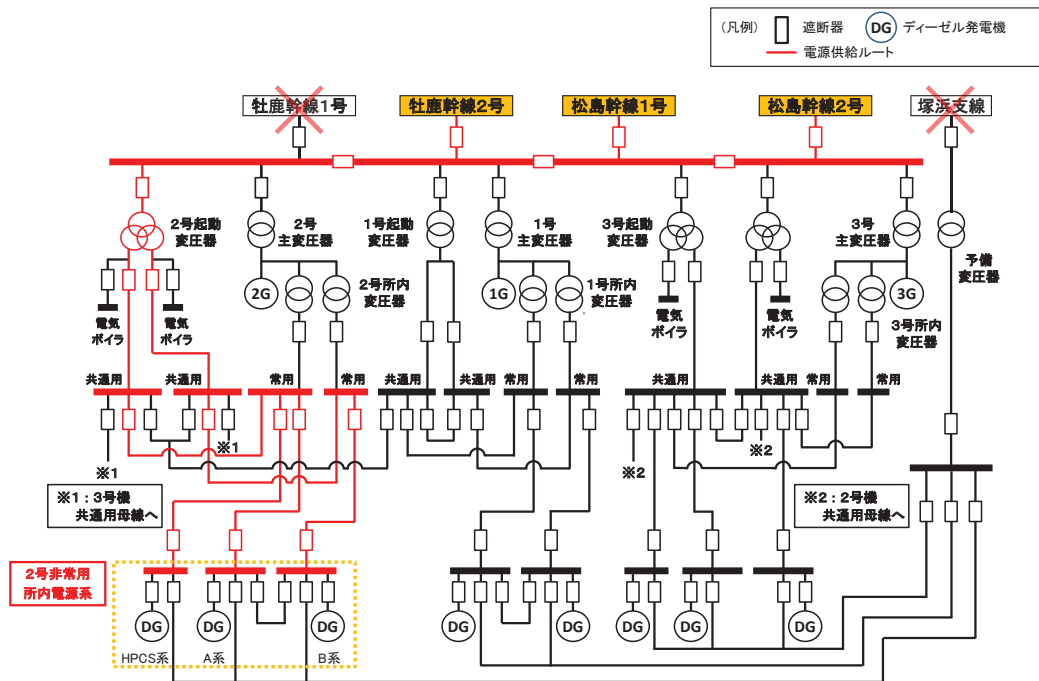


図13 275kV送電線（牡鹿幹線又は松島幹線）1回線及び
66kV送電線（塚浜支線（鮎川線1号を一部含む。）及び万石線）1回線
電源喪失時の電源供給

3.3.1.2 開閉所等の基礎

275kV開閉所（牡鹿幹線）及び275kV開閉所（松島幹線）、66kV開閉所（塚浜支線（予備変圧器含む。））から発電機側の送受電設備であるガス絶縁開閉装置、主変圧器、所内変圧器、起動変圧器、ケーブル洞道及び電線管路は、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。

275kV開閉所（牡鹿幹線）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。また、275kV開閉所（松島幹線）に設置されているガス絶縁開閉装置は杭基礎構造とし、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。

66kV開閉所（塚浜支線）に設置されているガス絶縁開閉装置、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14に、275kV開閉所（牡鹿幹線）の基礎図を図15に、275kV開閉所（松島幹線）の基礎図を図16に、66kV開閉所（塚浜支線（予備変圧器含む））の基礎図を図17に示す。

主変圧器及び所内変圧器の基礎は直接基礎及び杭基礎構造とし、杭基礎構造部分は杭を介して岩盤支持する設計とする。

起動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。

275kV開閉所（牡鹿幹線）から275kV開閉所（松島幹線）までを連絡する275kV開閉所連絡洞道、275kV開閉所（牡鹿幹線）から主変圧器及び起動変圧器までを連絡する0Fケーブル洞道、起動変圧器から制御建屋までを連絡するT/B西側ケーブル洞道及び66kV開閉所（塚浜支線）から275kV開閉所（牡鹿幹線）までを連絡する電線管路の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。

変圧器、ケーブル洞道及び電線管路配置図を図18に、主変圧器及び所内変圧器の基礎図を図19、起動変圧器の基礎図を図20、275kV開閉所連絡洞道の基礎図を図21、0Fケーブル洞道の基礎図を図22、T/B西側ケーブル洞道の基礎図を図23及び電線管路の基礎図を図24に示す。

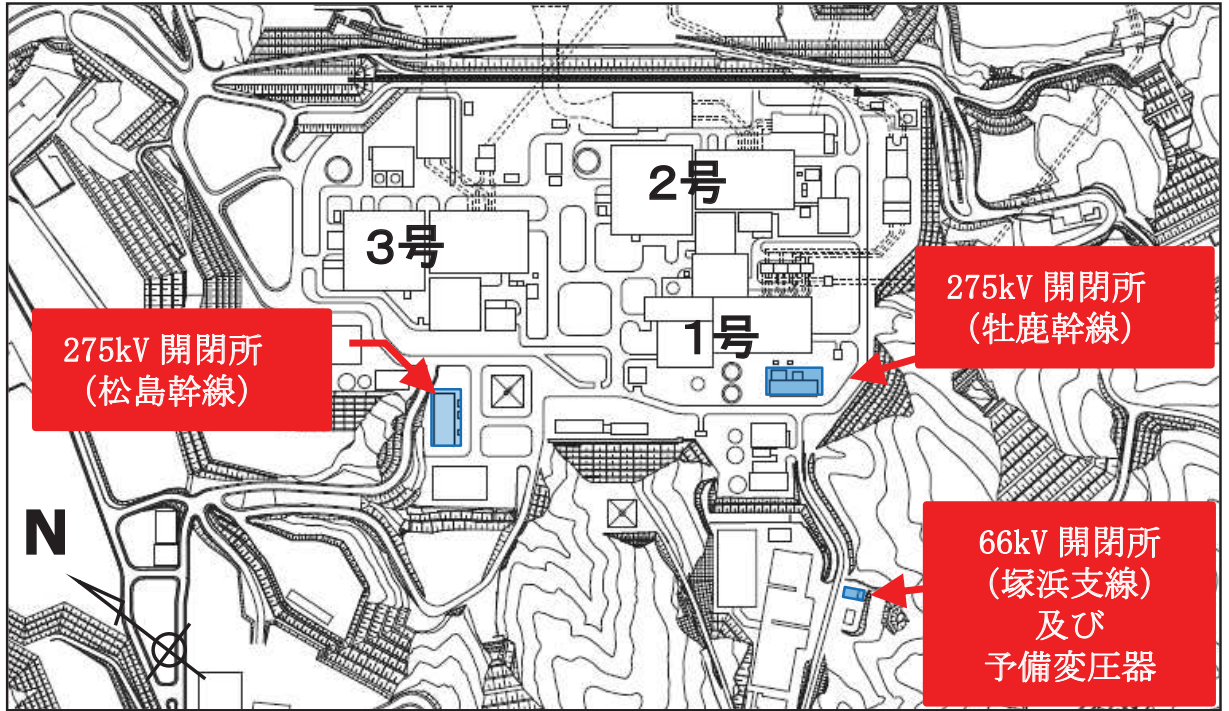
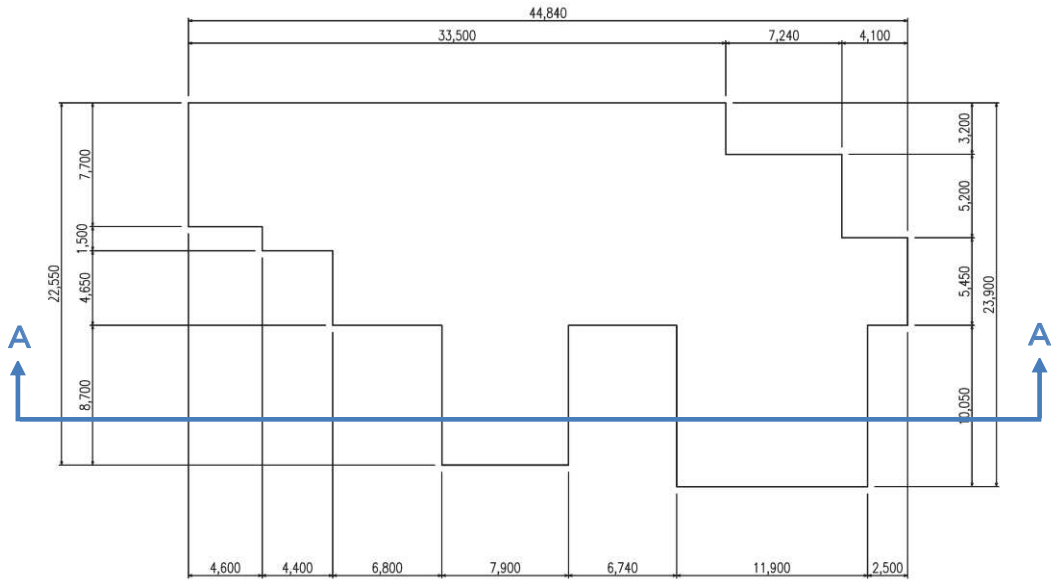
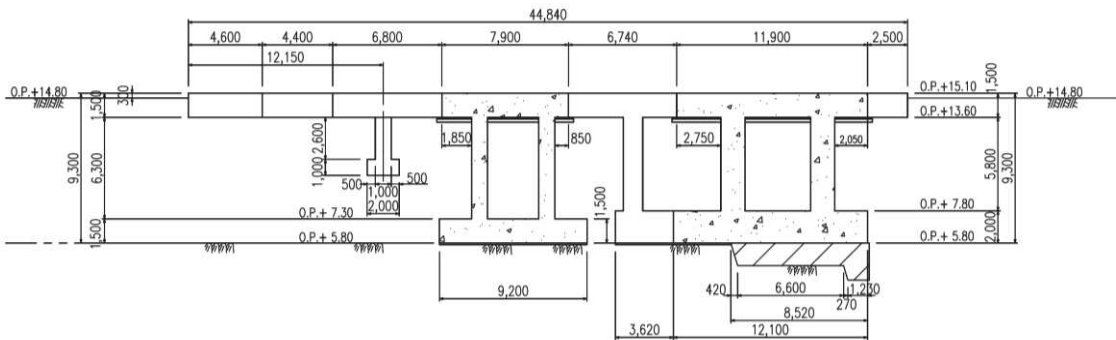


図 14 開閉所平面配置図

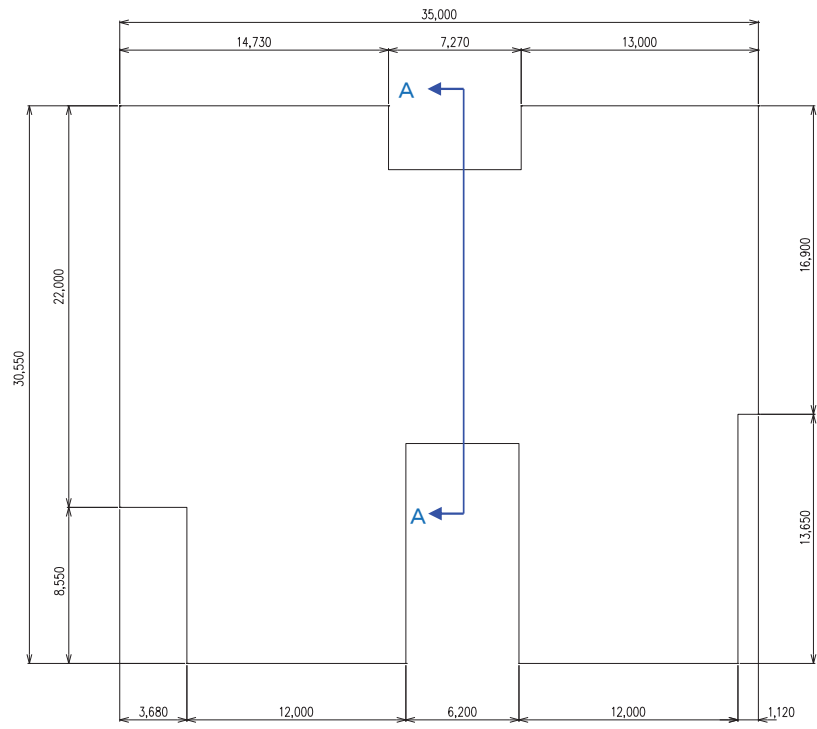


平面図

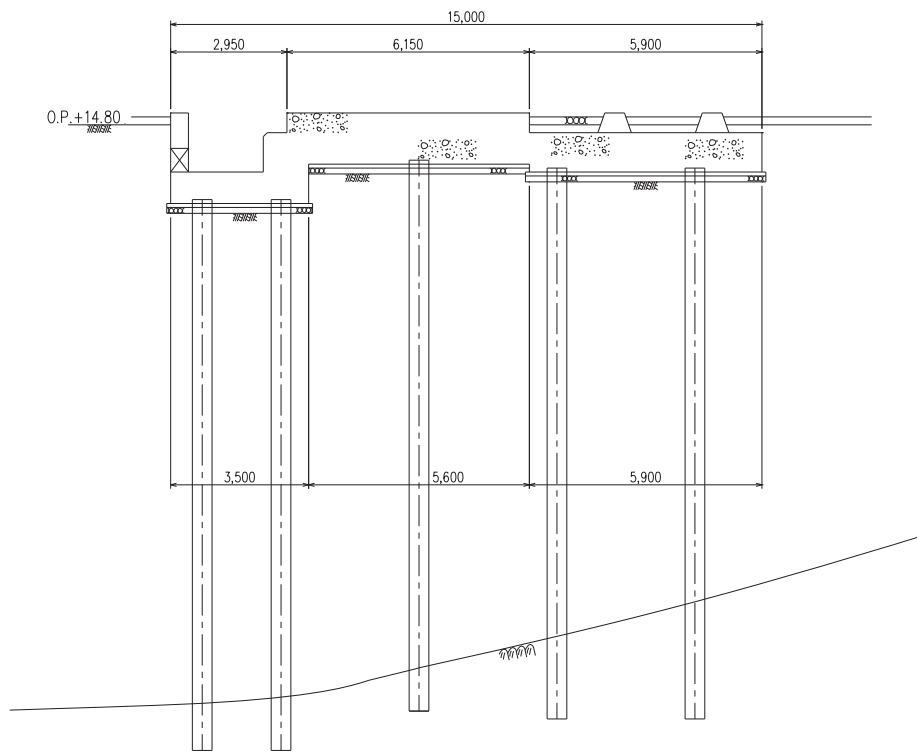


A-A 断面図

図 15 275kV 開閉所(牡鹿幹線)基礎図 (直接基礎)

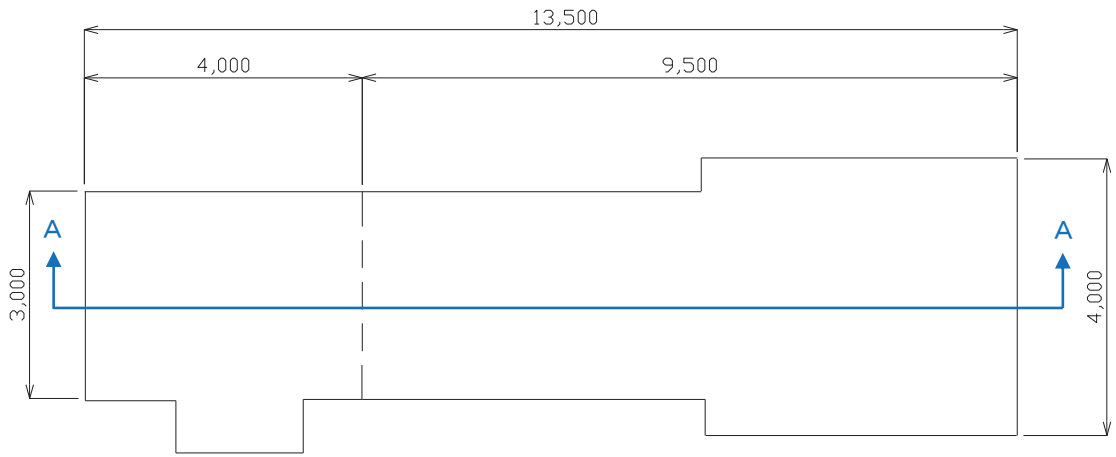


平面図

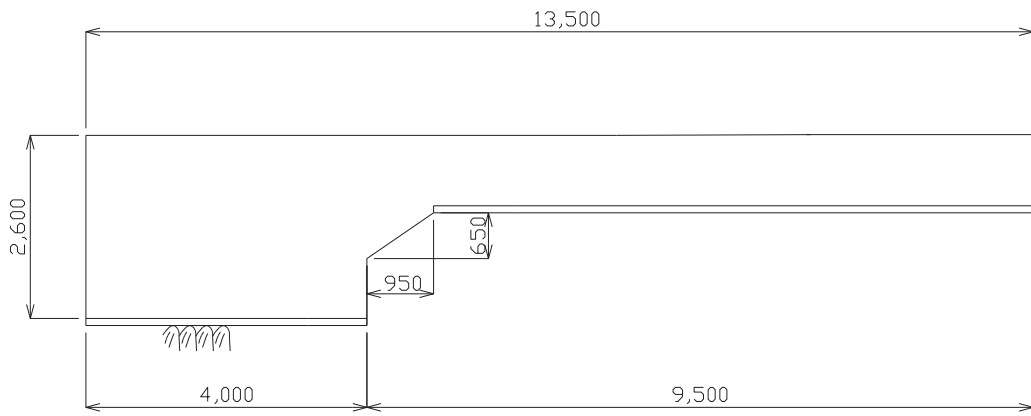


A-A 断面図

図 16 275kV 開閉所(松島幹線)基礎図 (杭基礎)



平面図



A-A 断面図

図 17 66kV 開閉所(塚浜支線(予備変圧器含む))基礎図 (直接基礎)

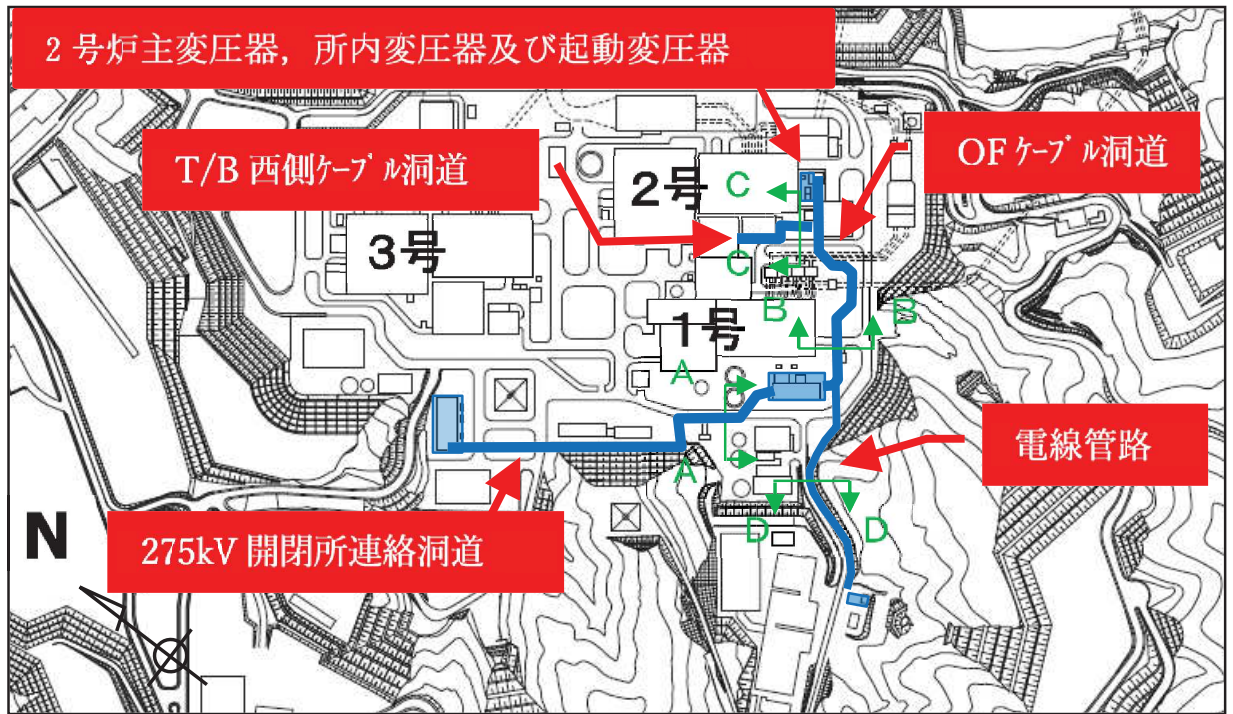
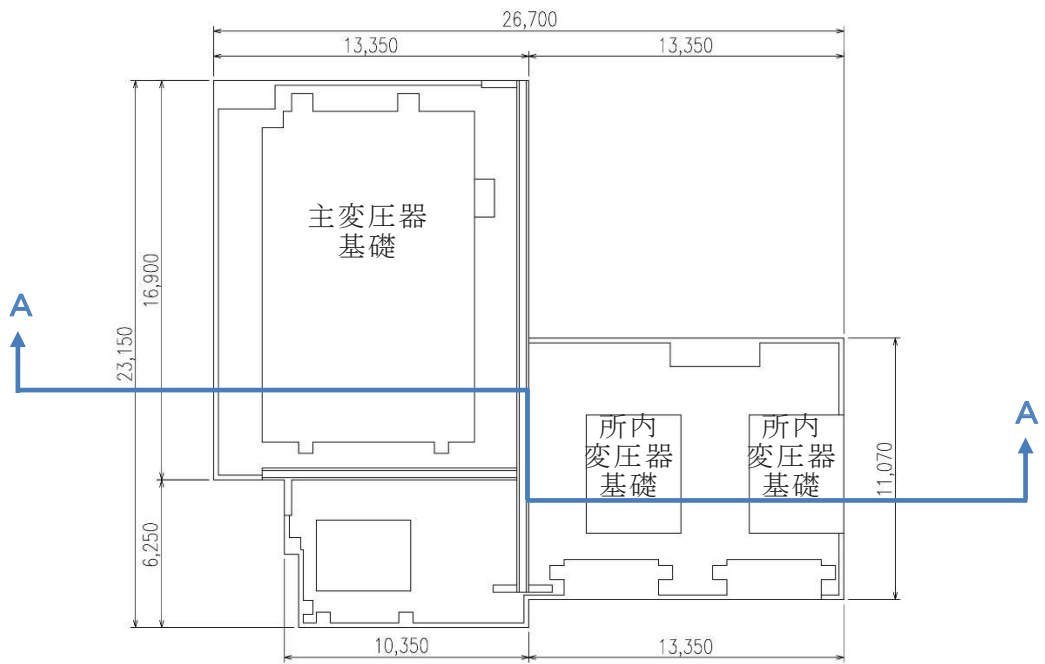
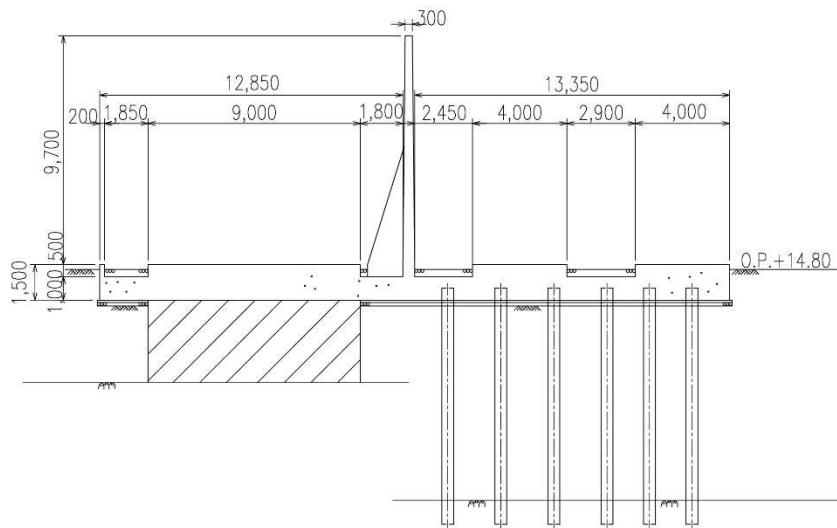


図 18 変圧器，ケーブル洞道及び電線管路配置図

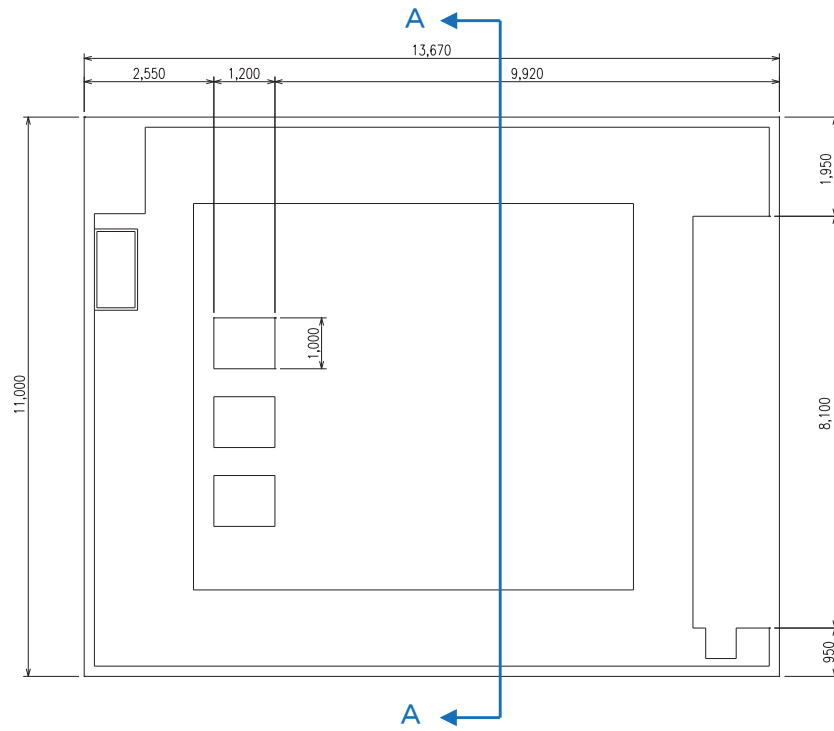


平面図

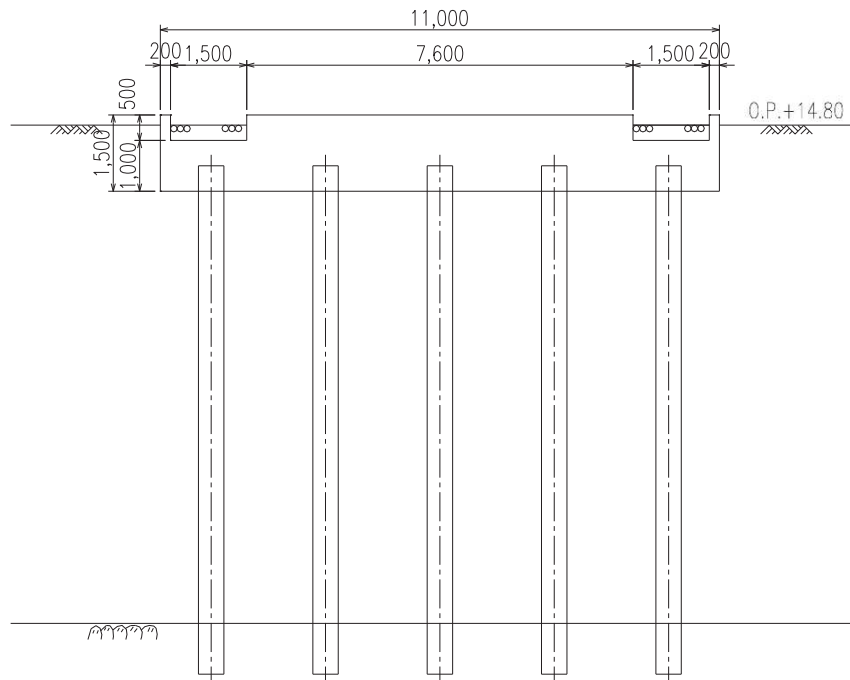


A-A 断面図

図 19 主変圧器及び所内変圧器基礎図（直接基礎及び杭基礎）



平面図



A-A 断面図

図 20 起動変圧器基礎図 (杭基礎)

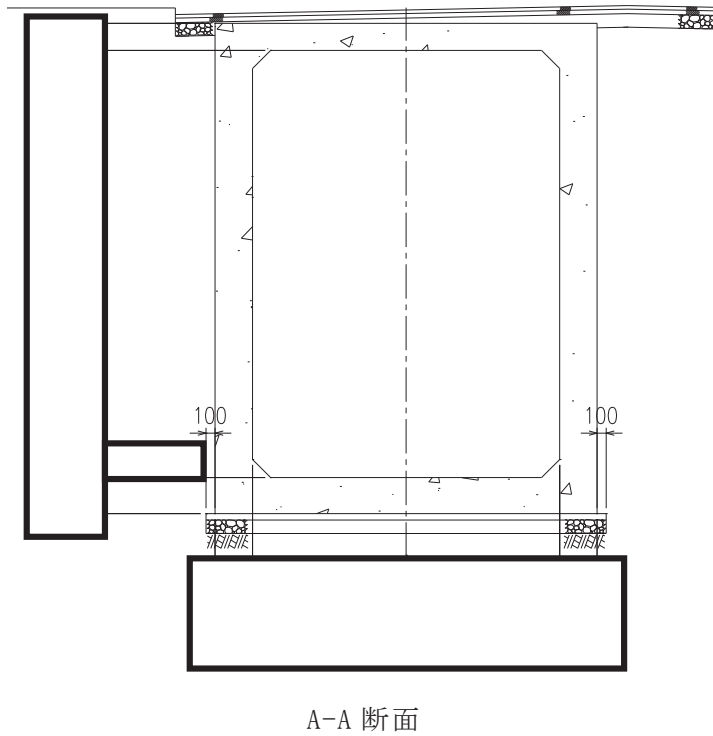


図 21 275kV 開閉所連絡洞道基礎図 (直接基礎)

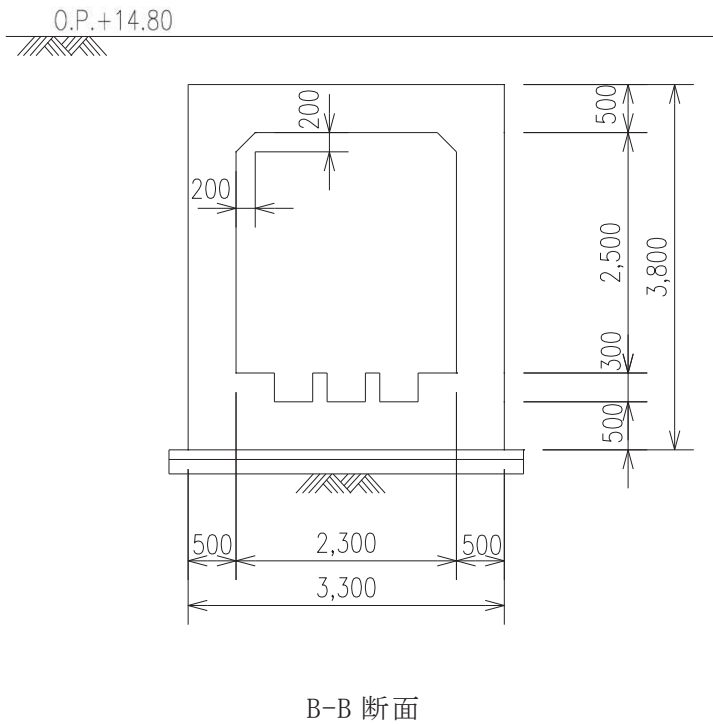


図 22 OF ケーブル洞道基礎図 (直接基礎)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

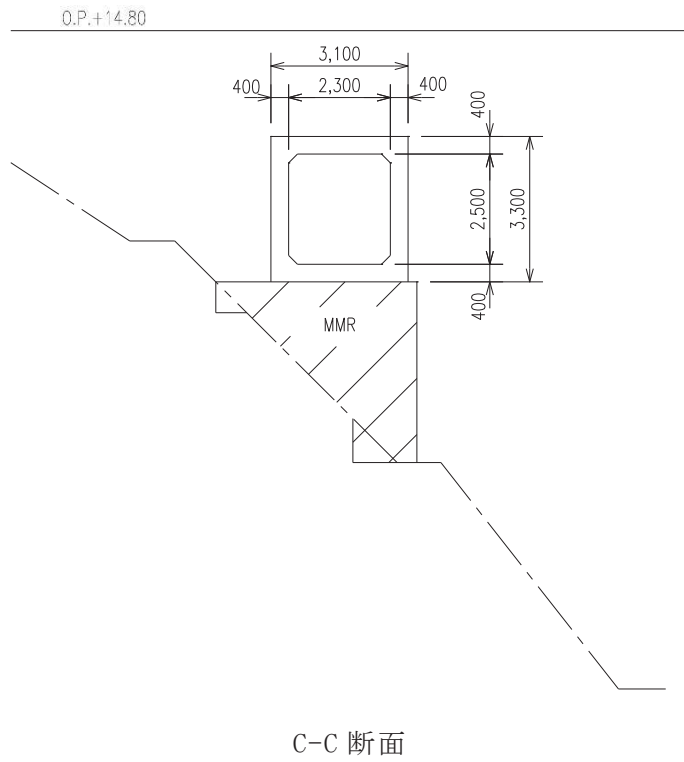


図 23 T/B 西側ケーブル洞道基礎図 (直接基礎)

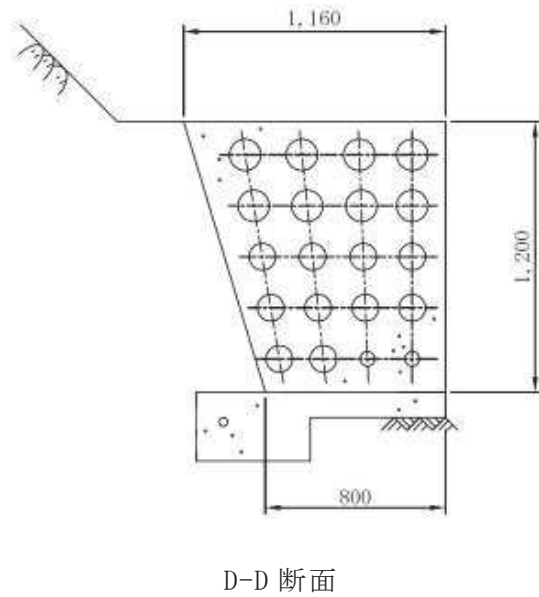


図 24 電線管路基礎図 (直接基礎)

3.3.1.3 碍子及び遮断器等の耐震性

275kV 開閉所，66kV 開閉所及び 275kV 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。

275kV の送電線で使用する碍子は，長幹碍子に比べ，可とう性のある懸垂碍子を使用する。また，66kV の送電線で使用する長幹碍子は，ロックピン式の免震金具を使用する。

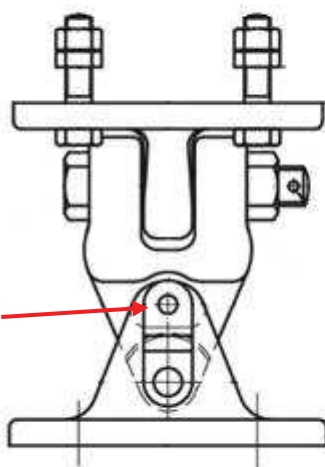
長幹碍子及び懸垂碍子を図 25 に示す。また，ロックピン式免震金具を図 26 に示す。

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を使用する。



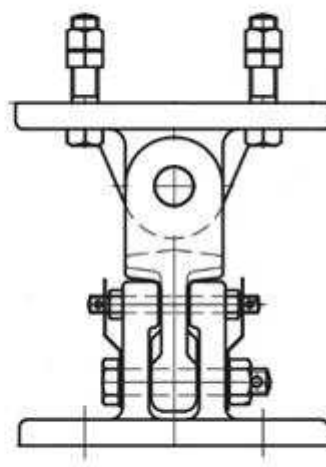
図 25 長幹碍子及び懸垂碍子

<免震金具取付>



ロックピン

線路方向



線路直角方向

地震による荷重が加わると免震機能が動作（ロックピンが破断）し、長幹碍子に働く曲げ荷重を逃すことで、長幹碍子の折損を防止できる。なお、震度5強以上の地震が発生した場合、ロックピンが破断する可能性があることから、必要の都度臨時点検を行い、破損の有無等を確認する。

図 26 ロックピン式免震金具

3.3.1.4 碍子及び遮断器等への津波の影響

碍子及び遮断器等は，防潮堤等を設置することにより基準津波の影響を受けないエリアとなる 275kV 開閉所及び 66kV 開閉所に設置する。基準津波による発電所周辺の最高水位分布を図 27 に示す。

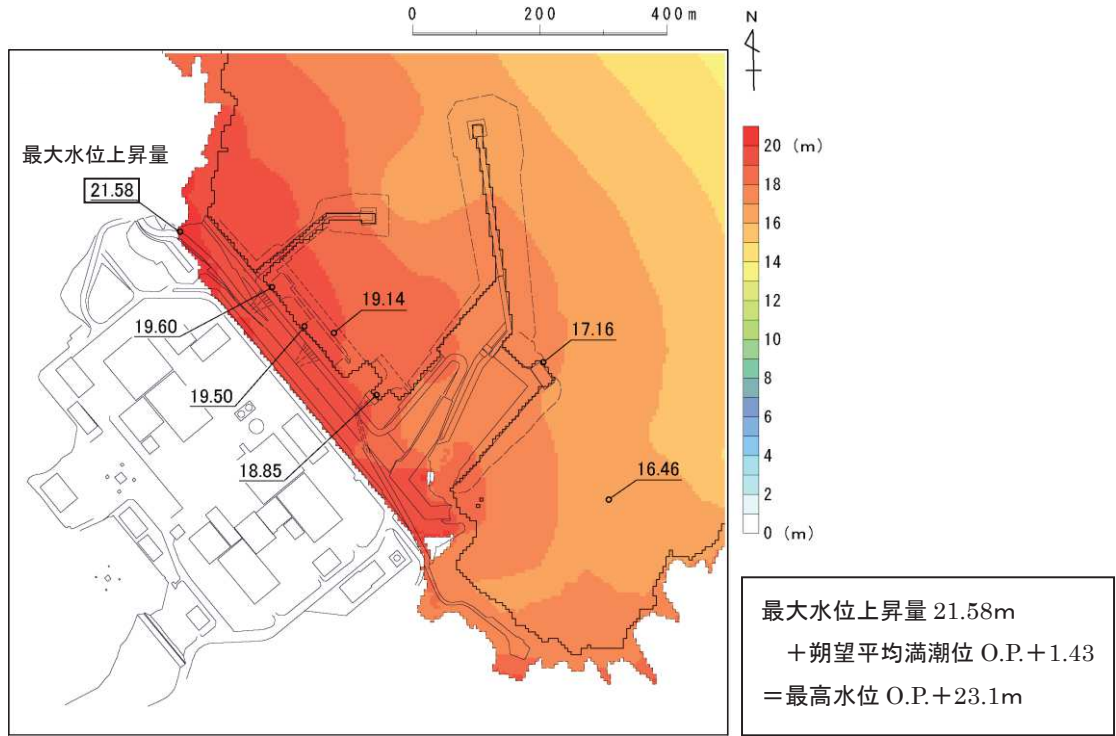


図 27 基準津波による発電所周辺の最高水位分布

3.3.1.5 碍子及び遮断器等の塩害対策

275kV 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。66kV 送電線引留部の碍子は，「電気協同研究第 35 巻第 3 号変電設備の対塩設計（電気協同研究会）」にて，想定塩分付着密度から設定される汚損地区と電圧階級に応じ，必要となる塩害対策の考え方が定められおり，66kV 開閉所は碍子の絶縁強化で対策が可能である。また，これまでの碍子の塩分付着密度測定実績より，汚損地区の選定に問題がないことを確認していることから，碍子洗浄は不要である。碍子洗浄装置外観を，図 28 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。



図 28 碍子洗浄装置外観

3.3.2 機器の損壊，故障その他の異常の検知と拡大防止

保安電源設備は，機器の損壊，故障その他の異常を検知するため，変圧器，母線等の各保護対象設備に応じた保護継電器を設ける設計とする。表 5 に故障要因，検知する保護継電器及び異常の拡大防止のために動作する遮断器を示す。また，主な保護の概要を図 29，図 30 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。

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

表 5 保護継電装置の機能について

設備名	故障要因	保護継電器	動作する遮断器
主変圧器	短絡, 地絡	比率差動継電器 (87)	012(発電機並列用 275kV 遮断器), 所内母線受電用 6.9kV 遮断器
	過電流	距離継電器 (44)	
	地絡	過電流継電器 (51)	
所内変圧器	短絡, 地絡	比率差動継電器 (87)	012(発電機並列用 275kV 遮断器), 所内母線受電用 6.9kV 遮断器
	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)	052(起動変圧器受電用 275kV 遮断器), 起動母線受電用 6.9kV 遮断器
	過電流	過電流継電器 (51)	
予備変圧器	短絡, 地絡	比率差動継電器 (87)	061(予備変圧器受電用 66kV 遮断器)
	過電流	過電流継電器 (51)	
母線*	短絡, 地絡	電流差動継電器 (87)	01(線路用 275kV 遮断器), 010(母線連絡用 275kV 遮断器), 012(発電機並列用 275kV 遮断器), 052(起動変圧器受電用 275kV 遮断器)

*: 2号機が接続している 275kV X 母線の例

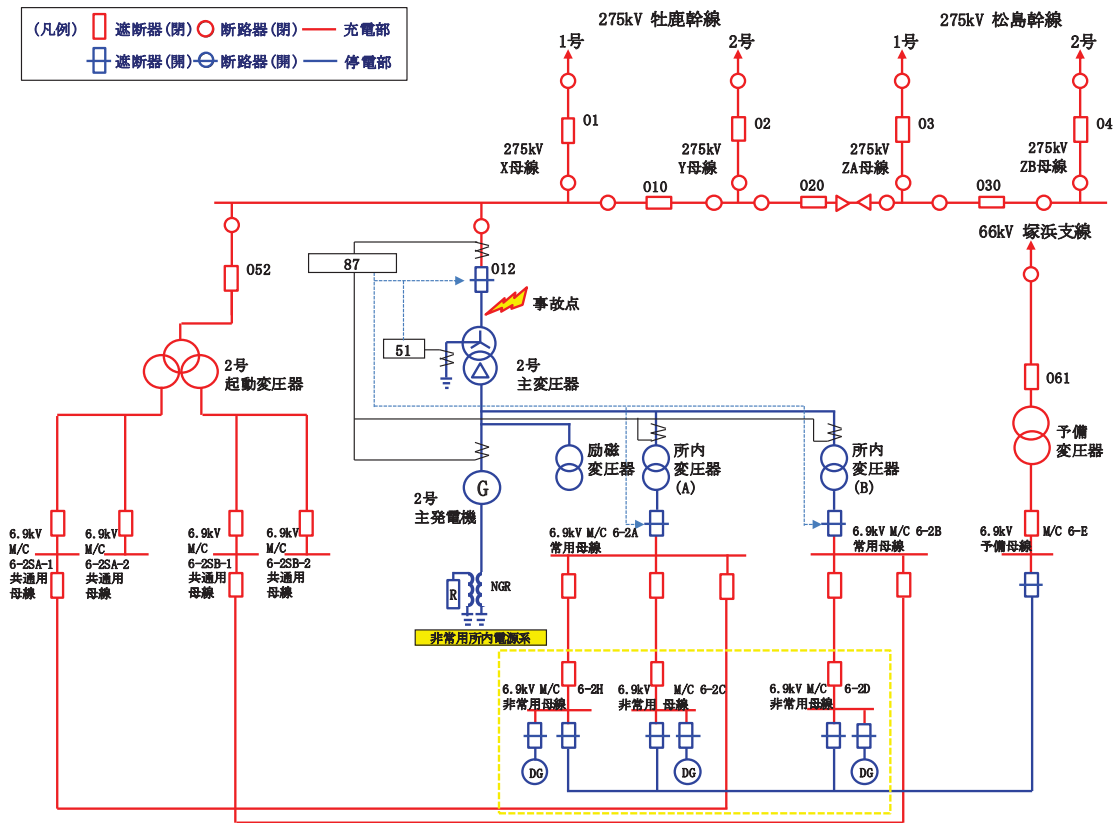


図 29 変圧器保護 (主変圧器の故障時)

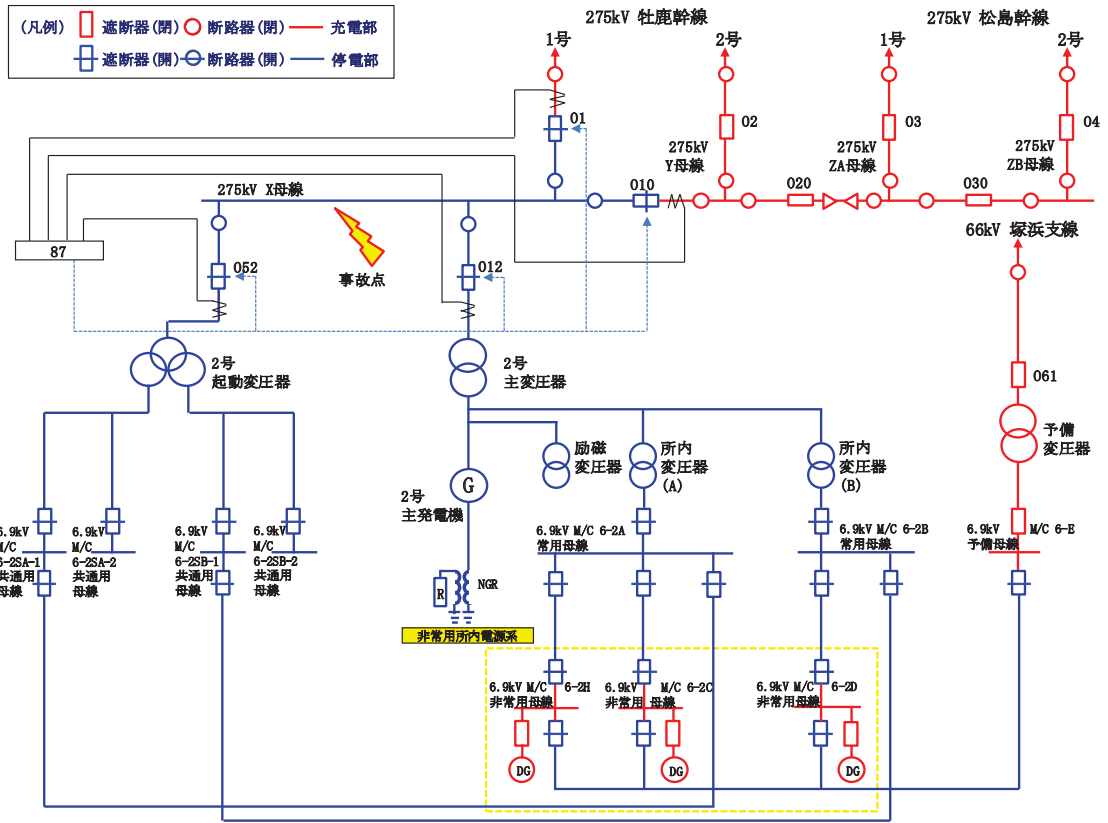


図 30 母線保護

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）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り替え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。

送電線の引込口から変圧器1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。

起動変圧器及び予備変圧器は、変圧器1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。

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。

接地された筐体内等に導体が収納された構造の例としてガス絶縁開閉装置の内部構造概要図を図31に示す。

変圧器の内部において断線した場合、アークの発生により接地された筐体を通

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

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

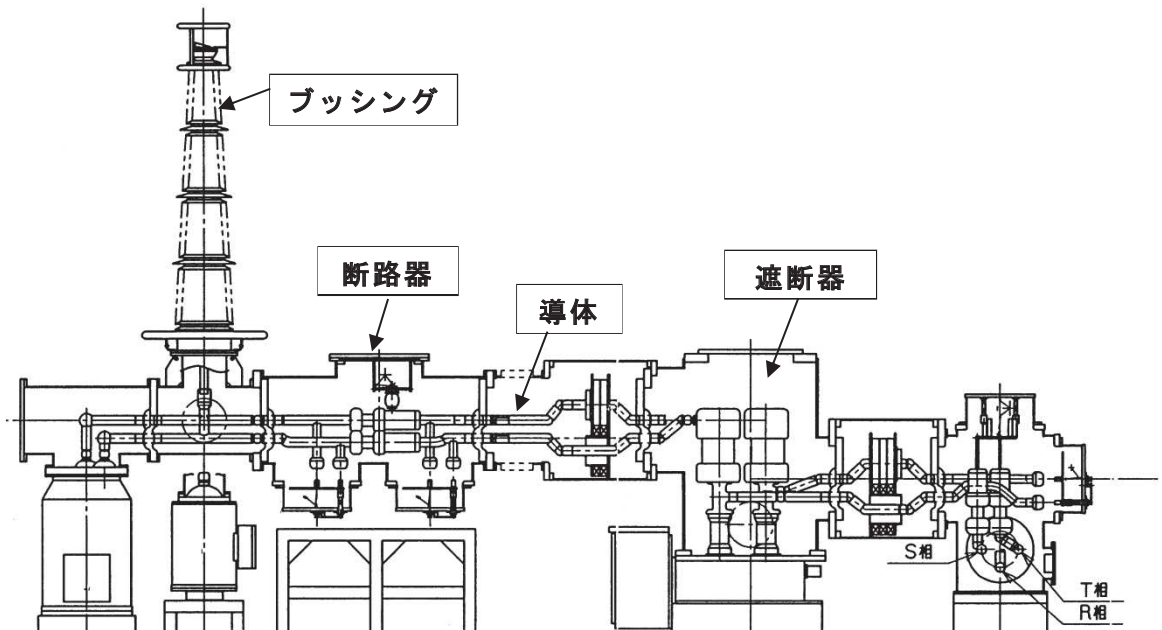


図 31 ガス絶縁開閉装置内部構造概要図

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（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，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，露出箇所がない設計とする。

電路の絶縁のため，変圧器内の電路は，絶縁油内に設置する設計とし，ガス絶縁開閉装置内の電路は，SF6 ガスを充てんしたタンク内に設置することで，電路の絶縁を確保する設計とし，「J E C-204」，「J E C-2300」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。

「J E C-204」，「J E C-2300」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ち入らないよう，発電所及び特別高圧設備の回りには，フェンスを設ける設計とする。

(2) 異常の予防及び保護対策

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

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

(3) 電氣的，磁氣的障害の防止

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

(4) 高圧ガス等による危険の防止

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

(5) 供給支障の防止

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

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

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

3.4 所内電源設備に関する設計

3.4.1 機器の損壊、故障その他の異常の検知と拡大防止

(1) 所内高圧系統及び所内低圧系統

発電機からの発生電力(17kV)は主変圧器にて 275kV 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(6-2A, 6-2B: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である常用低圧母線(4-2A, 4-2B:パワーセンタ及びモータコントロールセンタで構成)の構成に関して、添付図面「第 1-4-1 図 単線結線図(1/5)」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 32 に示すように、非常用として直流 125V 3 系統の蓄電池、充電器、直流主母線盤等で構成する。また、常用として直流 250V 1 系統の蓄電池、充電器、直流主母線盤等で構成する。常用の直流電源設備は、タービンの非常用油ポンプ、発電機の非常用密封油ポンプ等へ給電する設計とする。また、必要箇所には配線用遮断器を設置し、異常の拡大防止を行う設計とする。

(3) 計測制御用電源設備

計測制御用電源設備は、図 33 に示すように、5 母線(非常用 120V 計測母線 2 母線, 非常用 120V 無停電交流母線 2 母線, 常用 120V 計測母線 1 母線)で構成し、母線電圧は 120V である。また、必要箇所には、配線用遮断器を設置し、異常の拡大防止を行う設計とする。

(4) ケーブル

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

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

3.4.2 電気設備の異常の予防等に関する設計事項

所内電源設備は、原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準を準用する設計とし、電気学会電気規格調査会にて定められた規格（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ち入らないよう、発電所の周囲にはフェンスを設ける設計とし、各電源設備の操作、点検等のために使用する扉等は施錠できる設計とする。

(2) 異常の予防及び保護対策

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

所内電源設備から電力供給を行う各補機には、過電流を検知できるよう保護継電器を設置し、過電流を検出した場合は、自動的に遮断器を開放する設計とすることにより、電気機械器具の損傷並びに火災の発生を防止する設計とする。

(3) 電氣的、磁氣的障害の防止

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

(4) 供給支障の防止

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

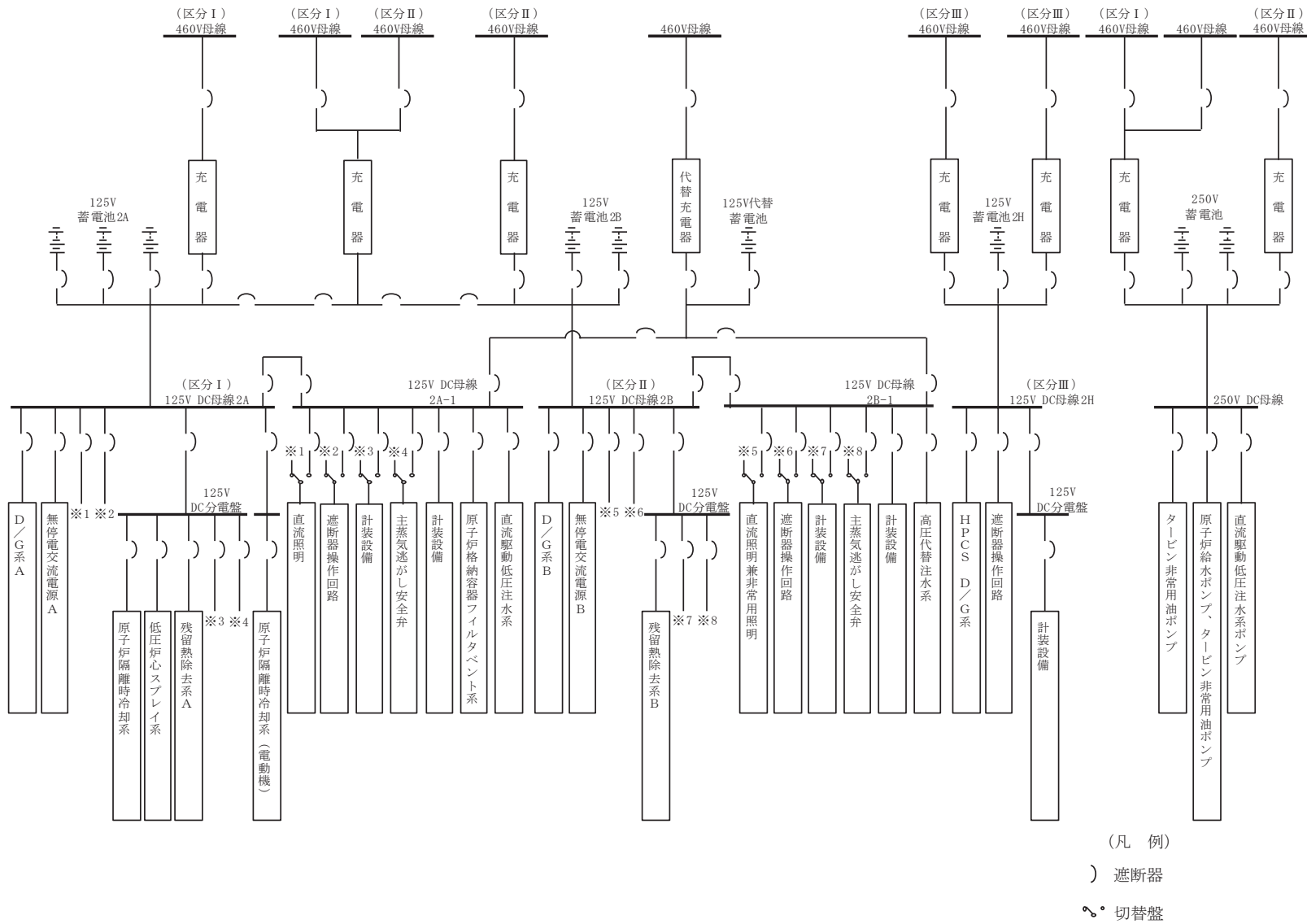


図 32 直流電源設備単線結線図

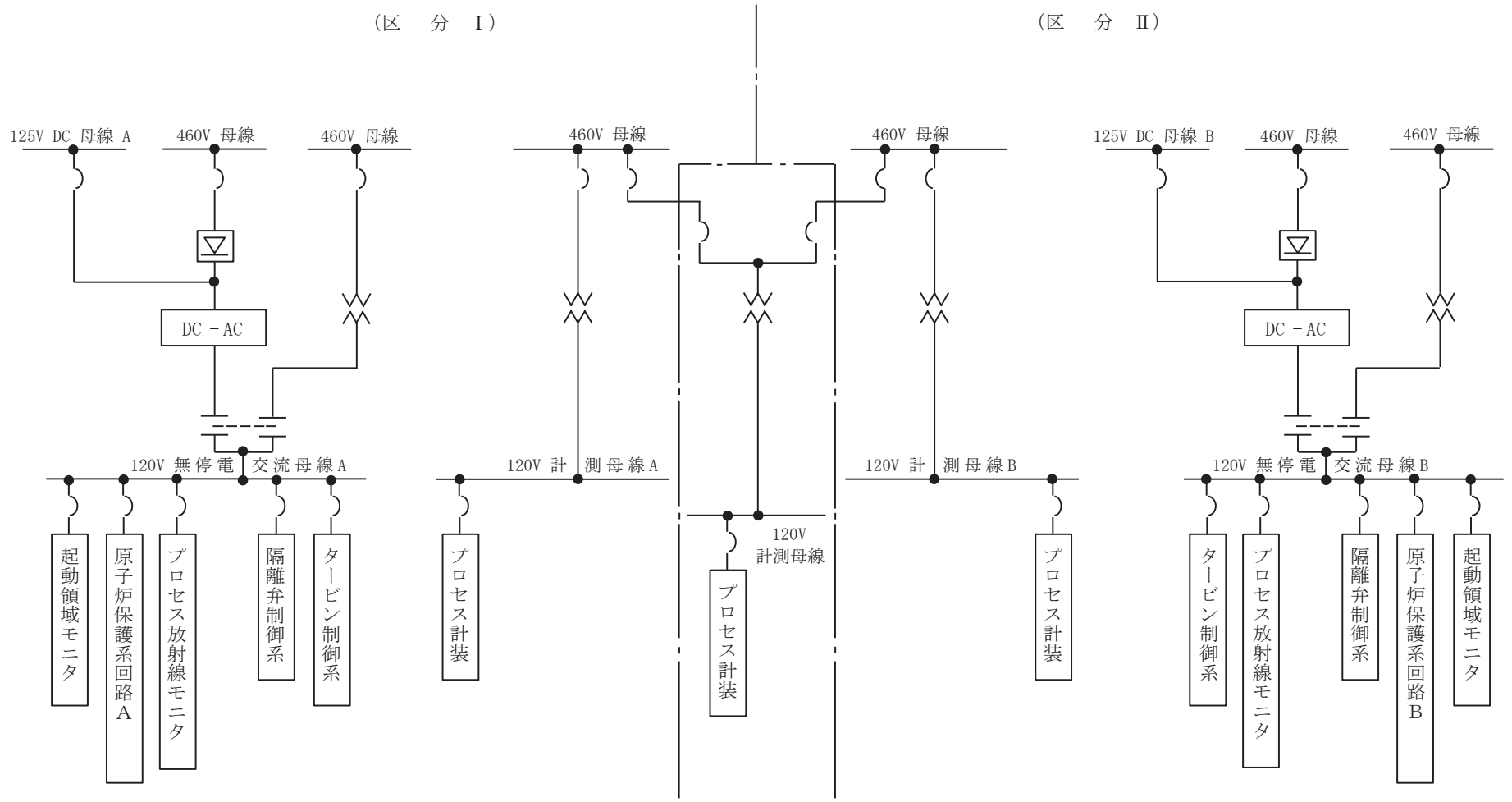


図 33 計測制御用電源設備単線結線図

VI-1-9-3 緊急時対策所の説明書

目次

VI-1-9-3-1 緊急時対策所の機能に関する説明書

VI-1-9-3-2 緊急時対策所の居住性に関する説明書

VI-1-9-3-1 緊急時対策所の機能に関する説明書

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	3
3.1.1 換気空調系設備等	4
3.1.2 生体遮蔽装置	4
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	5
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)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。なお、緊急時対策所は、緊急対策室及び SPDS 室から構成され、緊急時対策建屋に設置する設計とする。

(1) 緊急時対策建屋は、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、敷地高さ O.P.+62m に設置し、基準津波（O.P.+23.1m 程度）の影響を受けない設計とする。耐震性に関する詳細は、添付書類「VI-2-10-5 緊急時対策所の耐震性についての計算書」及び添付書類「VI-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」、自然現象への配慮等の詳細は、添付書類「VI-1-1-2 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、機能に係る設備を含め中央制御室との共通要因により同時に機能喪失しないよう、中央制御室に対して独立性を有する設計とするとともに、中央制御室から離れた位置に設ける設計とする。

位置的分散に関する詳細は、添付書類「VI-1-1-6 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、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機及び緊急時対策所用代替交流電源設備である電源車（緊急時対策所用）により多様性を確保する設計とする。

なお、ガスタービン発電機及び電源車（緊急時対策所用）は、希ガス等の放射性物質の放出時等に緊急時対策建屋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，測定する緊急時対策所可搬型エリアモニタ及び可搬型モニタリングポストを保管することができるものとする。

原子炉冷却材喪失事故等及び重大事故等が発生した場合において，緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるものとする。

(2) 情報の把握に関する機能

原子炉冷却材喪失事故等が発生した場合において，中央制御室の運転員を介さずに事故状態等を正確，かつ速やかに把握できるとともに，重大事故等が発生した場合においても，当該事故等に対処するために必要な情報を把握できるように，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）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

緊急時対策所の建物は，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，緊急時対策所換気空調系及び緊急時対策所加圧空気供給系の性能とあいまって十分な気密性を確保するとともに，遮蔽性能が喪失しない設計とする。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。

緊急時対策建屋は，第 1 図に示すとおり，中央制御室から離れた場所で防潮堤内側の敷地 O.P. +62m に設置し，基準津波（O.P. +23.1m 程度）の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，第 1 図に示すとおり，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、第 2 図に示すとおり、通常時、外部電源から非常用高圧母線を介して受電する設計とする。外部電源喪失等により非常用高圧母線の電圧が低下した場合は、非常用ディーゼル発電機が自動起動し緊急時対策所へ電源供給を行う設計とする。また、非常用ディーゼル発電機の機能喪失を考慮し、緊急時対策所は常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機又は緊急時対策所用代替交流電源設備である電源車（緊急時対策所用）からの多様性を有した代替電源からの受電が可能な設計とする。また、緊急時対策所の運用に必要なとなる電源容量は、第 1 表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 358kVA である。

緊急時対策所軽油タンクは、緊急時対策建屋内に設置し、重大事故等時に電源車（緊急時対策所用）を用いて緊急時対策建屋に電源供給（保守的に定格運転を想定）した場合、緊急時対策所軽油タンク 2 基にて 7 日間の連続運転が可能な容量を有する設計とする。

緊急時対策建屋の機器配置図を第 3 図に示す。

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。

緊急時対策建屋は、第 3 図及び第 4 図に示すとおり、地上 2 階、地下 2 階建て、延べ床面積約 4300m²を有する建屋とし、緊急時対策所は、指揮、命令、連絡等を行う緊急時対策室と SPDS 室の 2 つのエリアで構成し約 460m²（有効面積：約 430m²）を有する設計とする。

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等合計 83 名が活動することを想定し、十分な広さと機能を有した設計とする。また、プルーム通過前後において休憩・仮眠する要員のための休憩エリアが隣接した設計とする。

なお、机等の配置にあたっては、第 5 図に示すとおり、最大人数を収容した場合においても、必要な各作業班用の机等や設備等を配置しても活動に必要な広さを有した設計とする。

緊急時対策所は、重大事故等時において、緊急時対策所の遮蔽、緊急時対策所の気密性、緊急時対策所換気空調系及び緊急時対策所加圧空気供給系の性能とあいまって、

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

3.1.1 換気空調系設備等

緊急時対策所内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するため適切な換気を行う設計とする。

重大事故等発生時のプルーム通過前においては、緊急時対策所非常用送風機及び緊急時対策所非常用フィルタ装置で緊急時対策所を含む緊急時対策建屋地下階を正圧化し、フィルタを介さない外気の流入を低減する設計とする。

プルーム通過中においては、緊急時対策所非常用送風機及び緊急時対策所非常用フィルタ装置による緊急時対策所への給気を隔離弁により隔離するとともに、緊急時対策所加圧設備（空気ボンベ）により緊急時対策所等を正圧化し、外気の流入を完全に遮断可能な設計とする。

プルーム通過後においては、プルーム通過前と同様に緊急時対策所非常用送風機及び緊急時対策所非常用フィルタ装置により緊急時対策所を含む緊急時対策建屋地下階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低減する設計とする。

また、緊急時対策所の差圧制御として、緊急時対策所を含む地下階の差圧制御は給排気隔離弁（建屋差圧排気隔離弁）、緊急時対策所の差圧制御は給排気隔離弁（緊急対策室室圧調整）の開度調整により行う。

なお、給排気隔離弁（建屋差圧排気隔離弁）及び給排気隔離弁（緊急対策室室圧調整）は手動にて開度調整が可能な設計とする。

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、測定するための緊急時対策所可搬型エリアモニタ及び可搬型モニタリングポストを保管する設計とする。

緊急時対策所換気空調系等の設備構成図を第 6 図に示す。

換気装置の機能については、添付書類「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、添付書類「VI-1-7-1 放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」に示す。

3.1.2 生体遮蔽装置

緊急時対策所遮蔽は、居住性に係る被ばく評価の判断基準を超えない設計とする。

遮蔽設計の詳細は、添付書類「VI-4-2-2 緊急時対策所の生体遮蔽装置の放射

線の遮蔽及び熱除去についての計算書」及び添付書類「VI-1-9-3-2 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乾電池を電源とした可搬型の酸素濃度計（緊急時対策所用）及び二酸化炭素濃度計（緊急時対策所用）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（緊急時対策所用）及び二酸化炭素濃度計（緊急時対策所用）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（緊急時対策所用）及び二酸化炭素濃度計（緊急時対策所用）の仕様を第2表に示す。

緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価については、添付書類「VI-1-9-3-2 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、第7図に示すとおり、身体の汚染検査及び作業服の着替え等を行うための区画（以下「チェンジングエリア」という。）を設置する設計とする。

チェンジングエリアの詳細は、添付書類「VI-1-7-2 管理区域の出入管理設備及び環境試料分析装置に関する説明書」及び添付書類「VI-1-9-3-2 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、必要なパラメータ等のデータを収集及び表示するための情報収集設備を設置する。

情報収集設備の構成を第8図、安全パラメータ表示システム（SPDS）の構成を第9図に示す。

情報収集設備として、緊急時において事故状態を把握するために必要なパラメータ等を収集するため、パラメータのデータを伝送するデータ収集装置を制御建屋に設置する。また、データ収集装置からのデータを収集する SPDS 伝送装置及びデータを表示するための SPDS 表示装置を緊急時対策所内に設置する。

SPDS 表示装置は、プラントの状態確認に必要な主要パラメータ及び主要な補機の作動状態を確認することができるようにする。また、データ収集装置へのデータ入力のうち、監視上重要なパラメータは、重大事故時監視盤、重大事故時モニタ盤等からのプラントパラメータを直接収集し、伝送できるようにする。

緊急時対策所で確認できるパラメータ等は、添付書類「VI-1-1-10 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、計測制御系設備のうち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の通信連絡ができるようにする。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、屋内外の作業場所、本店、国、地方公共団体、その他関係機関等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、発電所内外の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡ができるようにする。

緊急時対策所の通信連絡設備として、送受話器（ページング）（警報装置を含む。）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS 端末、FAX 及び衛星保安電話（固定型））、衛星電話設備（固定型）、衛星電話設備（携帯型）、無線連絡設備（固定型）、無線連絡設備（携帯型）、移動無線設備（固定型）、移動無線設備（車載型）、社内テレビ会議システム、局線加入電話設備（加入電話機及び加入 FAX）、専用電話設備（地方公共団体向ホットライン）及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム、IP 電話及び IP-FAX）を設置又は保管する。

通信連絡設備の詳細は、添付書類「VI-1-1-10 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）へのデータ伝送設備

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



緊急時対策支援システム（ERSS）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。

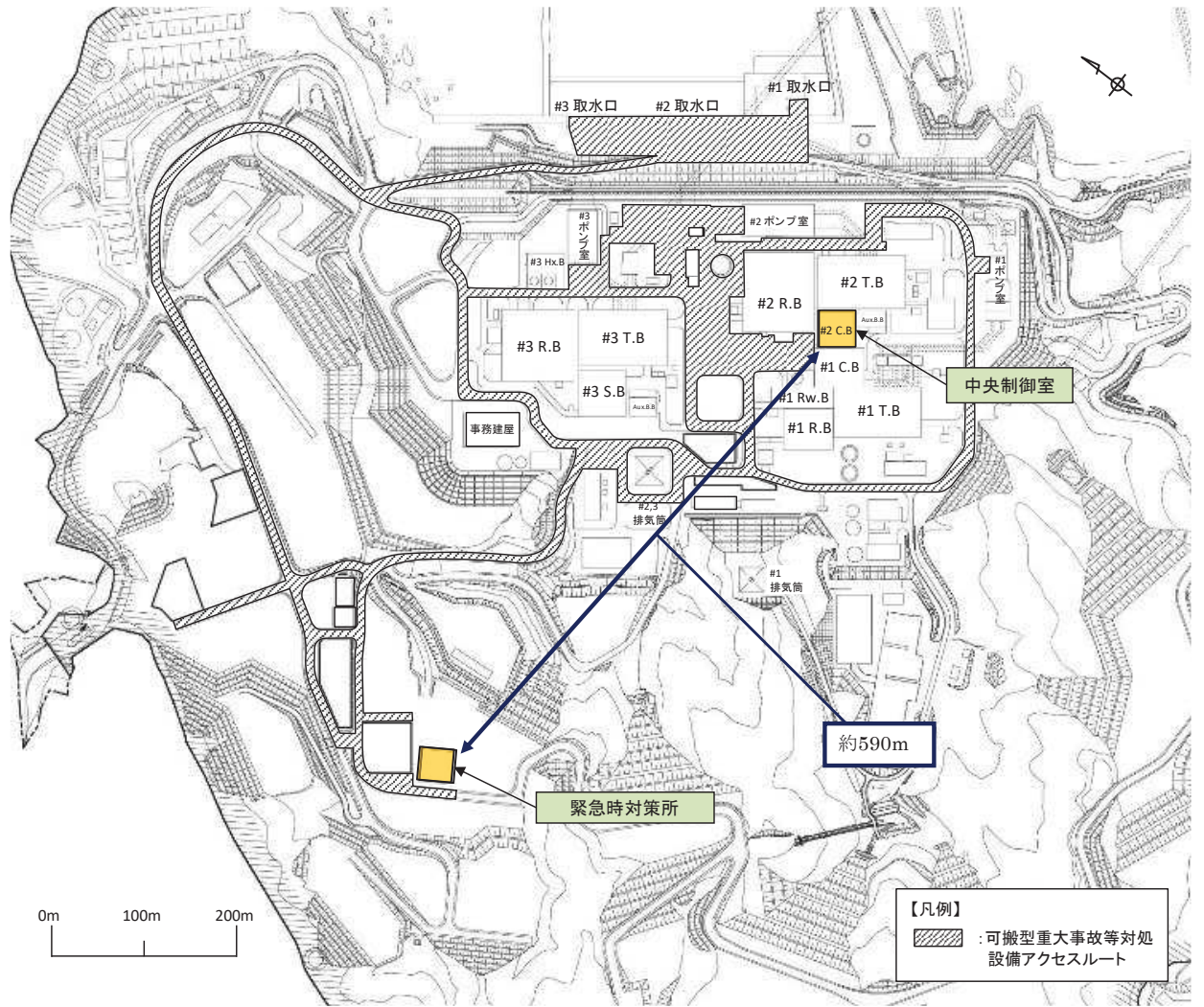
緊急時対策支援システム伝送装置の詳細は、添付書類「VI-1-1-10 通信連絡設備に関する説明書」に示す。

第1表 緊急時の指揮命令に必要とされる負荷内訳

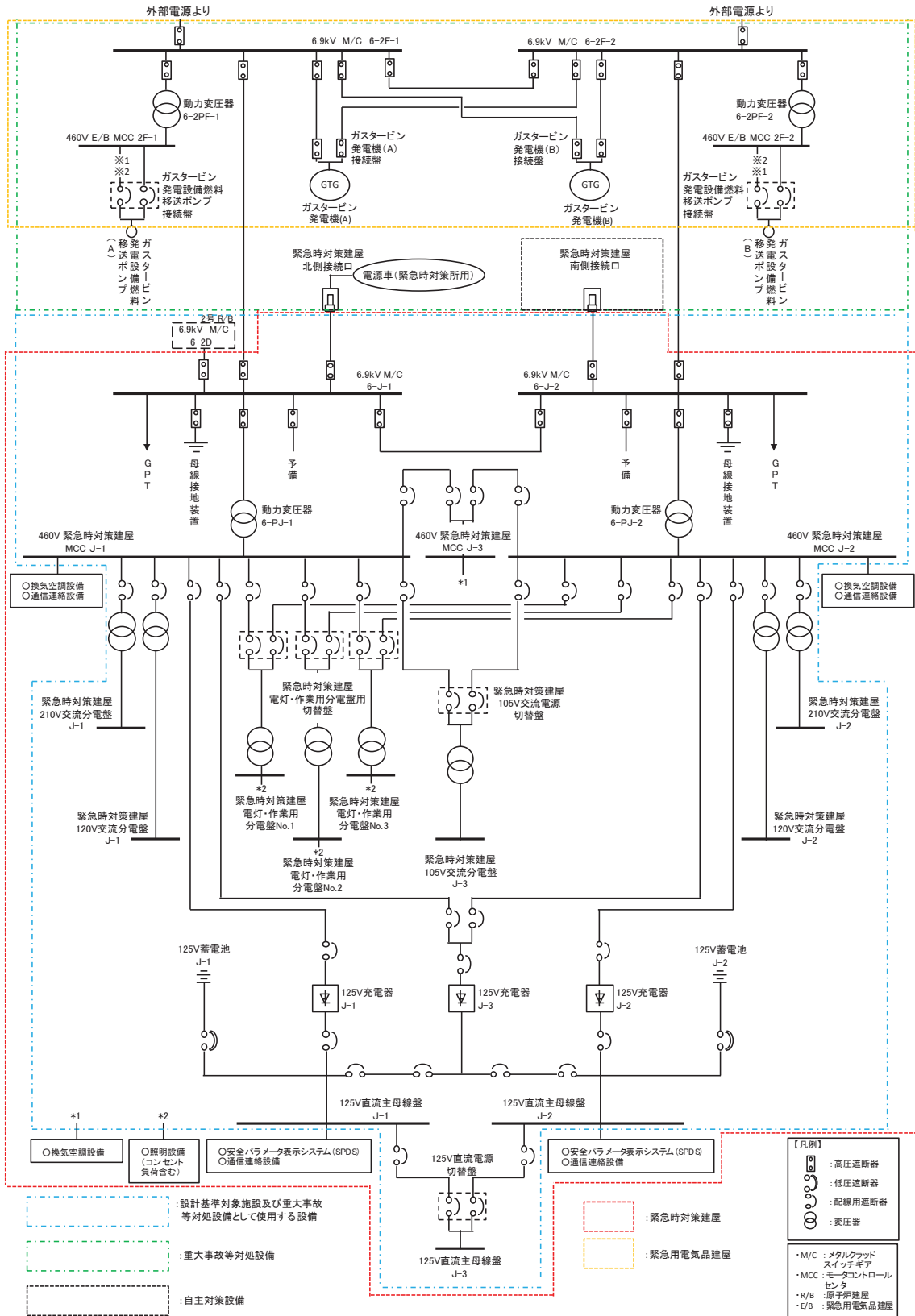
負荷名称	負荷容量(kVA)
換気空調設備	約 200kVA
照明設備（コンセント負荷含む）	約 47kVA
通信連絡設備	約 5kVA
充電器（安全パラメータ表示システム（SPDS）、通信連絡設備含む）	約 79kVA
その他負荷	約 27kVA
合計	約 358kVA

第2表 酸素濃度計（緊急時対策所用）及び二酸化炭素濃度計（緊急時対策所用）

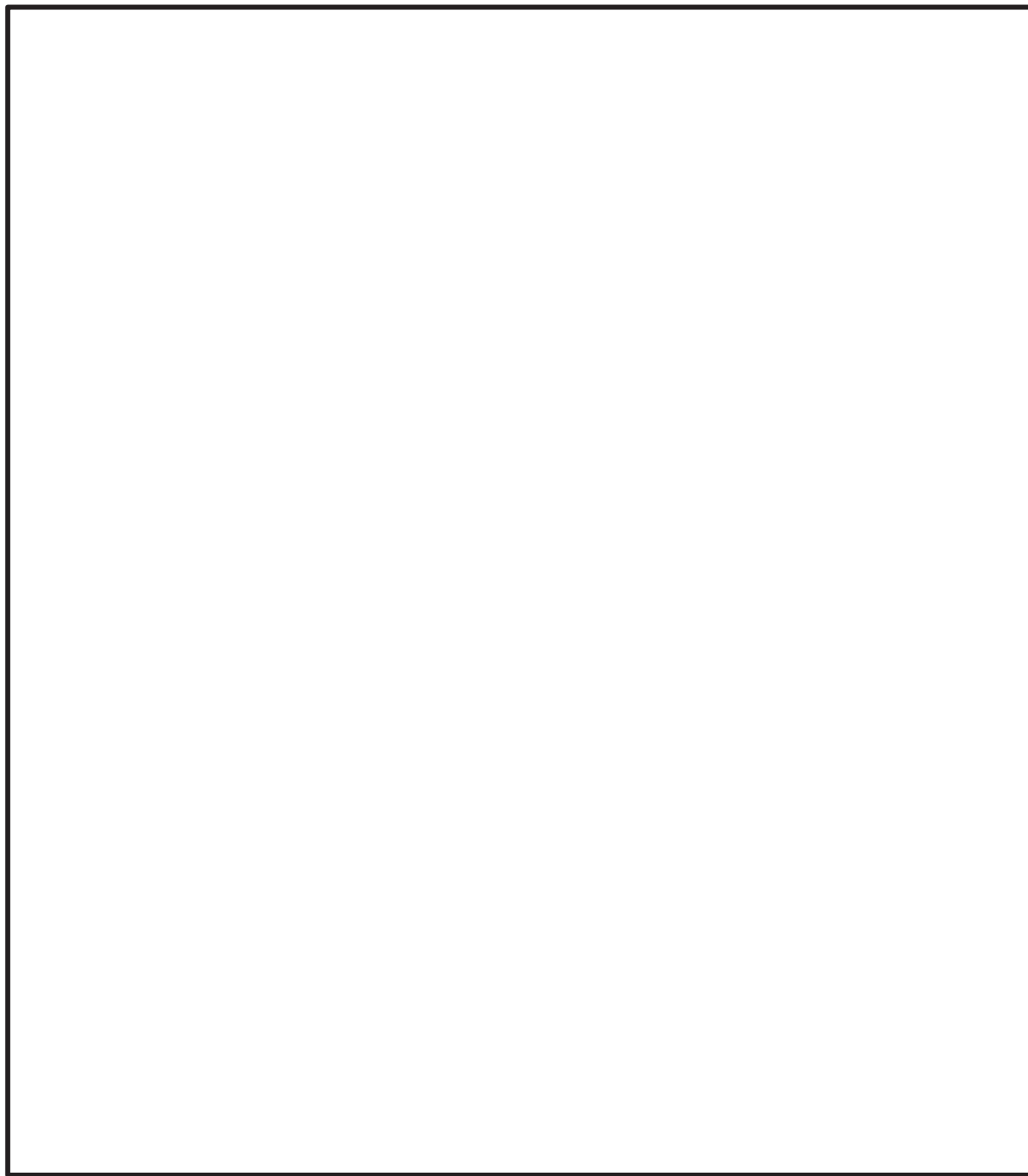
機器名称及び外観	仕様等	
<p>酸素濃度計 (緊急時対策所用)</p> 	検知原理	ガルバニ電池式
	測定範囲	0～100%
	測定精度	±0.5% (0～25.0%) ±3.0% (25.1%以上)
	電源	単3形乾電池4本 (乾電池切れの場合、乾電池交換を実施する。)
	個数	1個 (故障時及び保守点検による待機除外時の予備として1個を保有する。)
<p>二酸化炭素濃度計 (緊急時対策所用)</p> 	検知原理	非分散形赤外線式 (NDIR)
	測定範囲	0.04%～5.0%
	測定精度	±10%rdg 又は 0.01%のうち大きいほう
	電源	単3形乾電池4本 (乾電池切れの場合、乾電池交換を実施する。)
	個数	1個 (故障時及び保守点検による待機除外時の予備として1個を保有する。)



第1図 緊急時対策所配置図

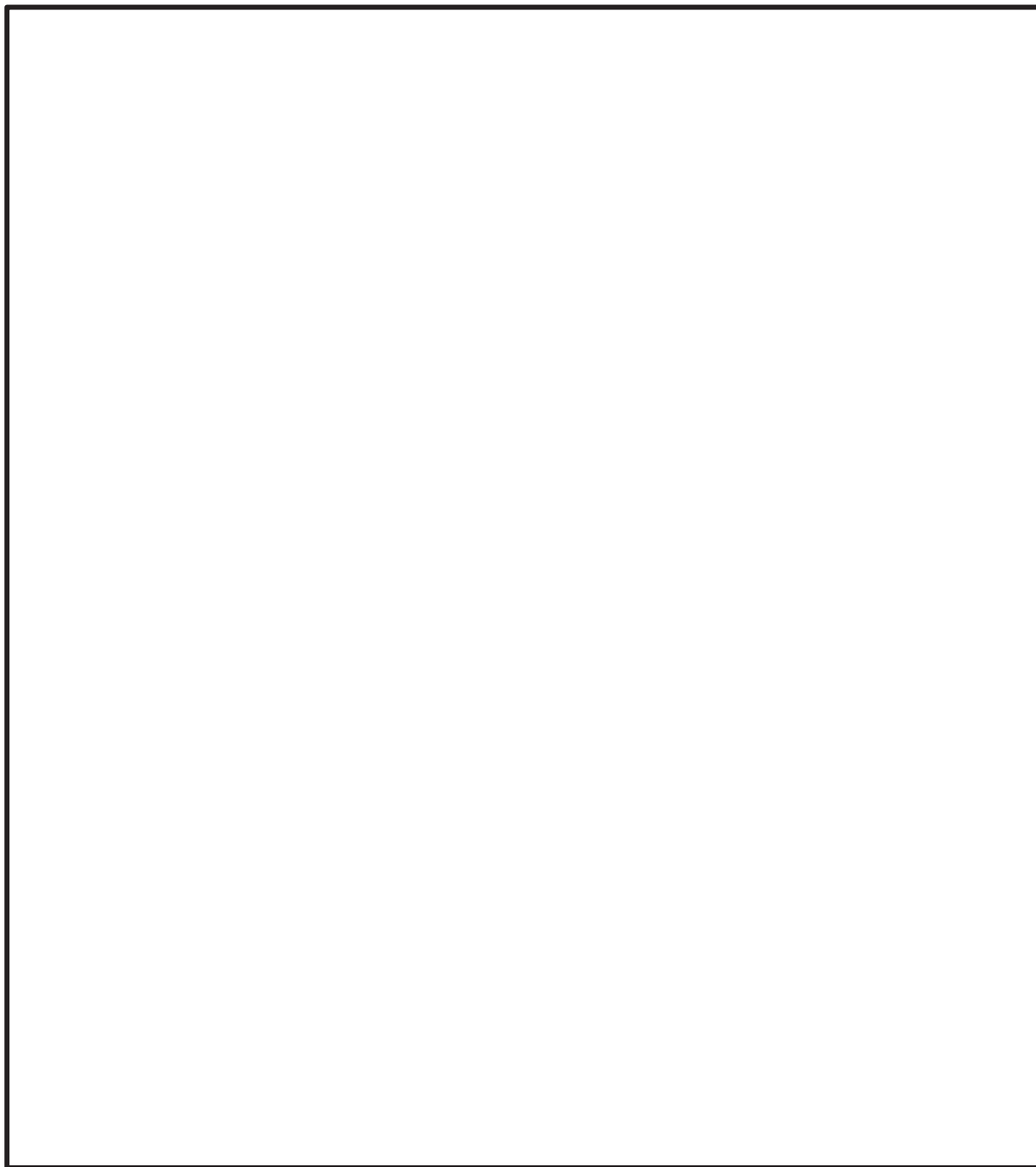


第2図 緊急時対策所 単線結線図



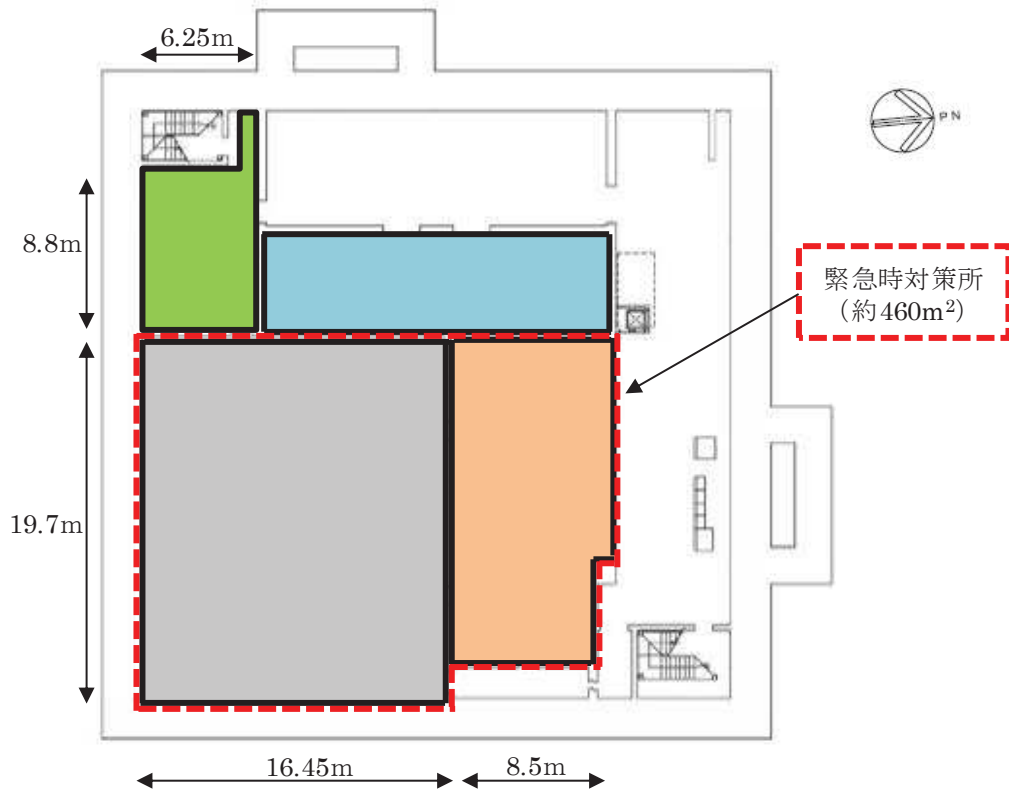
第3図 緊急時対策建屋機器配置図(1/2)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第3図 緊急時対策建屋機器配置図(2/2)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



- ：緊急対策室**
 対策要員がとどまり、指揮・命令・連絡等を行う箇所。
- ：SPDS室**
 緊急時対策所に係わる機器の起動停止操作を行う箇所。機器の異常警報はSPDS室に発報する設計とする。また、空調の切替操作等の際に人の出入を想定。休憩・仮眠する要員のため、設備の監視・操作に影響のないスペースに可搬型の寝具類を配備することとしている。
- ：緊急対策エリア用空調機械室**
 緊急対策室及びSPDS室の環境維持（室温調整）のための空調機を設置する箇所。また、簡易トイレの使用を想定。
- ：休憩エリア**
 仮眠・休憩する要員のため、可搬型の寝具類を配備することとしている。

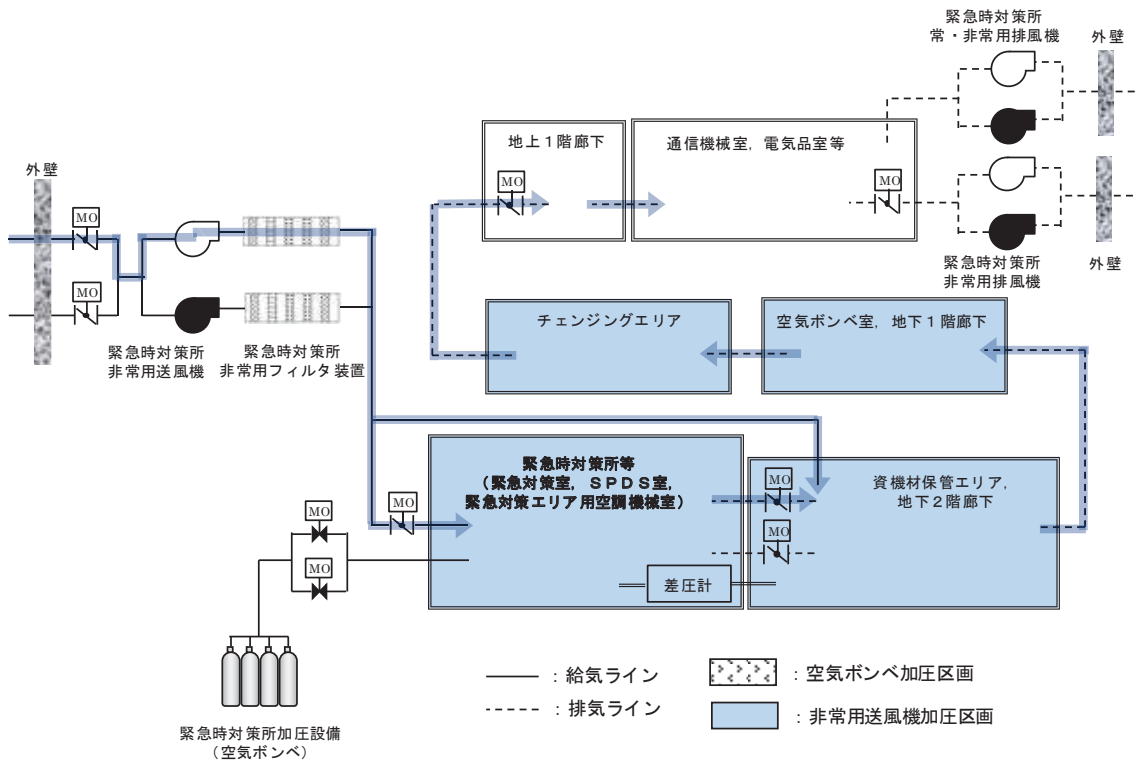
緊急時対策建屋 地下2階

第4図 緊急時対策所 部屋見取り図

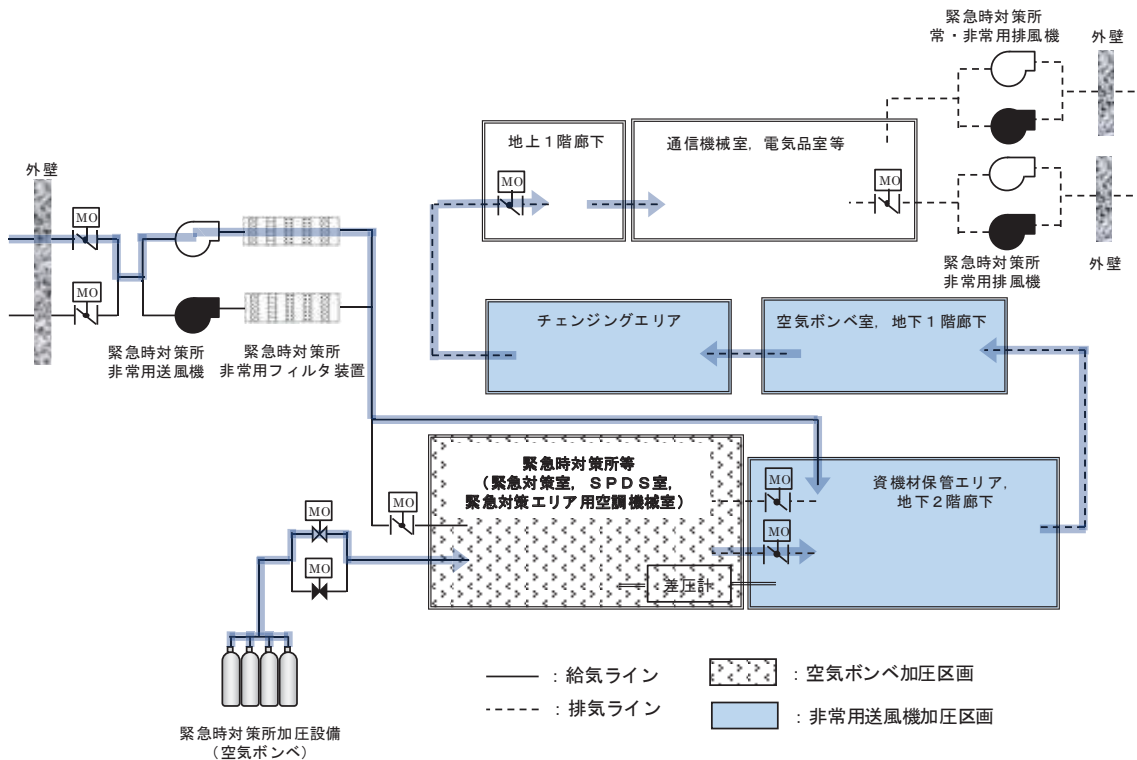


第 5 図 緊急時対策所レイアウト

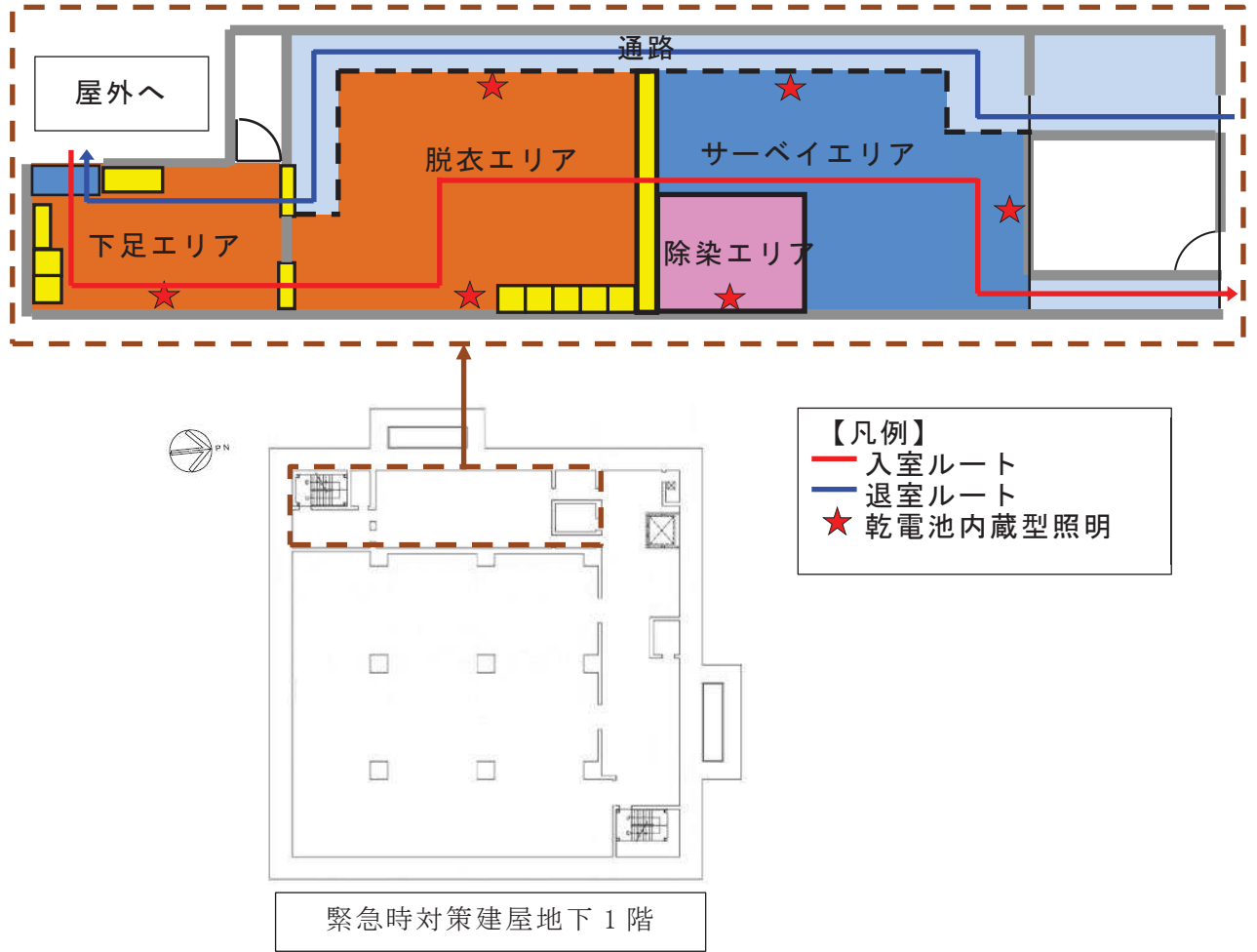
注： レイアウトについては，訓練等で有効性を確認し適宜見直していく。



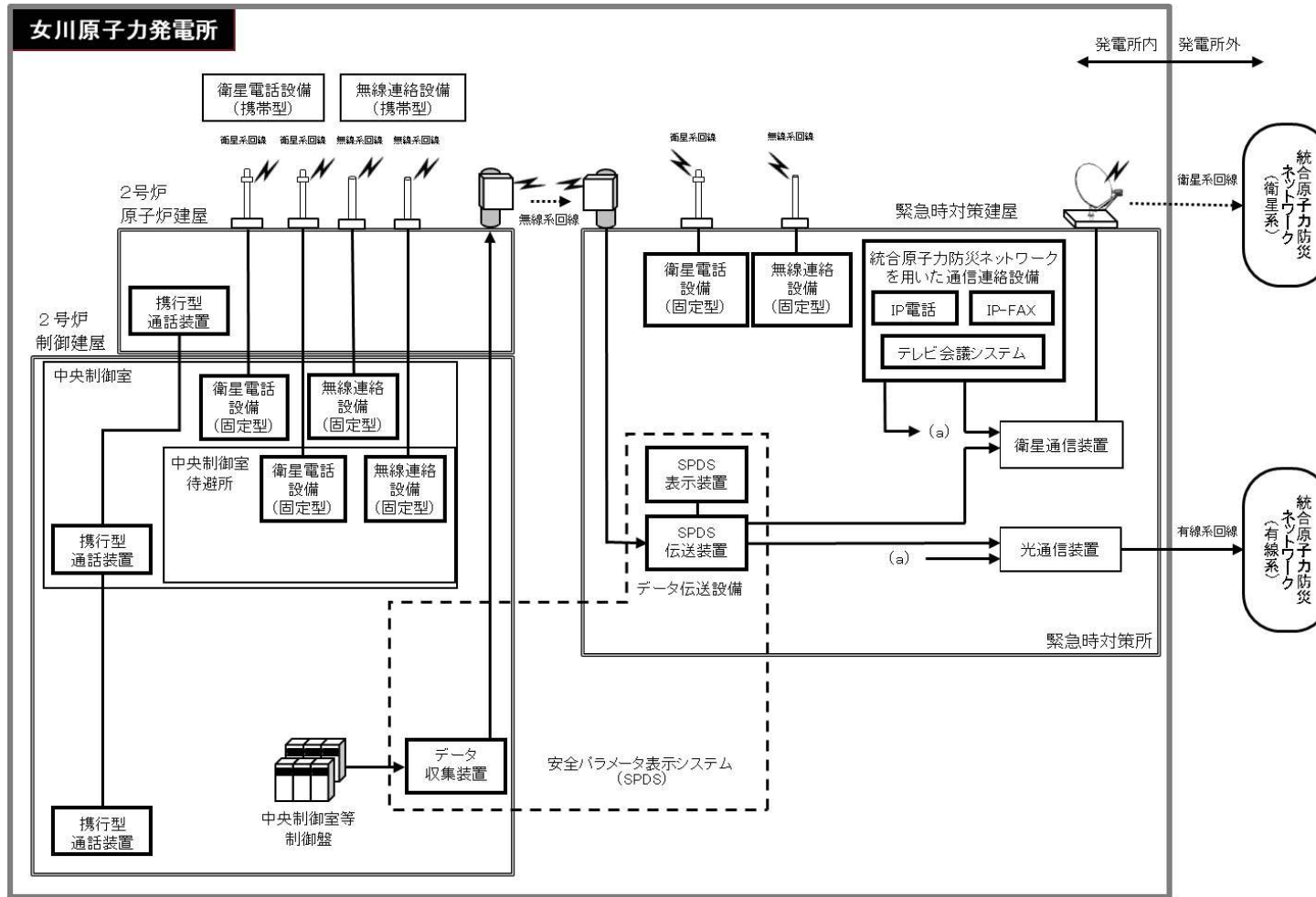
第6図 緊急時対策所 換気設備等の設備構成図(1/2)
(プルーム通過前及び通過後：非常用送風機による正圧化)



第6図 緊急時対策所 換気設備等の設備構成図(2/2)
(プルーム通過中：緊急時対策所加圧設備（空気ポンベ）による正圧化)



第7図 緊急時対策所チェンジングエリアのレイアウト



第 8 図 緊急時対策所情報収集設備

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
3.2 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 資機材及び要員の交替等	8
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
4.2 酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価	26
4.3 緊急時対策所の居住性評価のまとめ	29
5. 熱除去の検討	30
5.1 緊急時対策所遮蔽壁入射線量の設定方法	30
5.2 温度上昇の計算方法	30
5.3 温度上昇のまとめ	31
別添1 緊急時対策所非常用フィルタ装置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要員等を収容できるとともに，それら関係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時に対処するために必要な指示を行う要員に加え，原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含め，重大事故等時に対処するために必要な数の要員を収容できるとともに，当該事故等時に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう，適切な遮蔽設計及び換気設計を行い，緊急時対策所の居住性を確保する。

緊急時対策所は，緊急時対策所換気空調系，緊急時対策所加圧空気供給系，緊急時対策所遮蔽，2次しゃへい壁及び補助しゃへいにより居住性を確保する。

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（緊急時対策所用）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（緊急時対策所用）を保管する。また，緊急時対策所換気空調系及び緊急時対策所加圧空気供給系は，常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機又は緊急時対策所用代替交流電源設備である電源車（緊急時対策所用）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）労働安全衛生規則」（昭和47年9月30日労働省令32号，最終改正令和2年3月31日厚生労働省令第66号），「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42号，最終改正平成30年6月19日厚生労働省令第75号）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）
- ・ 労働安全衛生規則
- ・ 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）
- ・ 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）
- ・ 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）
- ・ 空気調和・衛生工学会規格 SHASE-S 116-2003（2004）
- ・ 労働安全衛生法酸素欠乏症等防止規則
- ・ ICRP Publication 71, "Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part4 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
- ・ L. Soffer, et al., "Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants", NUREG-1465, February 1995

- NRPB-R322-Atmospheric Dispersion Modelling Liaison Committee Annual Report, 1998-99
- J.L. Sprung, et al., “Evaluation of Severe Accident Risks: Quantification of Major Input Parameters”, NUREG/CR-4551 Vol.2 Rev.1 Part 7, 1990
- 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 【設計編】，土木学会

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よう素剤の服用がなく、仮設設備を考慮しない要件においても、緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が事故後7日間で100mSvを超えない設計とする。

居住性に係る被ばく評価では、放射性物質が大気中へ放出されている間は、緊急時対策所換気空調系及び緊急時対策所加圧空気供給系の使用により緊急時対策所内を加圧し、希ガスを含む放射性物質の侵入を低減又は防止することとしている。このため、緊急時対策建屋（遮蔽含む。）、緊急時対策所換気空調系及び緊急時対策所加圧空気供給系の性能を維持・管理することで、被ばく評価条件を満足する設計とする。また、被ばく評価条件並びに酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価条件を満足するよう、緊急時対策所換気空調系及び緊急時対策所加圧空気供給系の機能・性能試験を実施する。

資機材の保管、管理等については、添付書類「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、添付書類「VI-1-7-2 管理区域の出入管理設備及び環境試料分析装置に関する説明書」に示す。

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

3.1 換気設備等

緊急時対策所換気空調系（緊急時対策所非常用送風機、緊急時対策所非常用フィルタ装置）及び緊急時対策所加圧空気供給系は、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、合計83名を上回る最大200名を収容できる設計とする。

また、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、ダンパを閉止し外気の入込みを一時停止することにより、対策要員を防護する。

重大事故等時に大気中に放出された放射性物質の状況に応じ、緊急時対策所換気空調系及び緊急時対策所加圧空気供給系の確実な運転・切替操作ができるよう、緊急時対策所内にて放射線量を監視できる設計とする。

3.1.1 緊急時対策所換気空調系及び緊急時対策所加圧空気供給系

緊急時対策所換気空調系は、重大事故等時に大気中に放出された放射性物質による放射線被ばくから緊急時対策所内にとどまる要員を防護するため、緊急時対策所換気空調系の運転状態を高性能エアフィルタ及びチャコールエアフィルタを通して外気を取込む重大事故時（プルーム通過前・後）運転（緊急時対策建屋地下階加圧モード）に切り換え、緊急時対策建屋の地下階を加圧することにより、緊急時対策所非常用フィルタ装置を通らない空気の緊急時対策建屋地下階への侵入を防止する設計とする。

プルーム通過時には、緊急時対策所換気空調系の運転状態を重大事故時（プルーム通過中）運転（緊急対策室等加圧モード）に切替え、緊急時対策所等を緊急時対策所加圧空気供給系にて加圧することで、周辺エリアより高い圧力とし、緊急時対策所内への希ガス等の放射性物質の侵入を防止する設計とする。

プルーム通過後には、重大事故時（プルーム通過中）運転を解除し、重大事故時（プルーム通過前・後）運転に切り替える。

緊急時対策所換気空調系及び緊急時対策所加圧空気供給系の構成図を図3-1に示す。また、緊急時対策所換気空調系及び緊急時対策所加圧空気供給系の運転モードごとの構成図を図3-2及び図3-3に示す。

緊急時対策所換気空調系の強度に関する詳細は、添付書類「VI-3-3-5-1-2 緊急時対策所換気空調系の強度計算書」に、緊急時対策所加圧空気供給系の強度に関する詳細は、添付書類「VI-3-3-5-1-4 緊急時対策所加圧空気供給系の強度計算書」に示す。

(1) 居住性確保のための換気設備運転

a. 重大事故時運転

緊急時対策所は、緊急時対策所非常用送風機及び緊急時対策所非常用フィルタ装置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、緊急時対策建屋地下階は、緊急時対策所非常用送風機により地上階よりも正圧に維持されるため、緊急時対策所非常用フィルタ装置を通らない空気の流入はない。

b. 緊急時対策所加圧設備（空気ポンベ）による加圧

緊急時対策所等は、緊急時対策所加圧空気設備（空気ポンベ）により正圧化されるため、プルーム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) 緊急時対策所非常用送風機

緊急時対策所非常用送風機は、緊急時対策所内にとどまる要員の被ばくを低減し、かつ、酸素濃度及び二酸化炭素濃度を活動に支障がない濃度に維持でき、1個で緊急時対策所内を換気するために必要な容量を有する設計とする。容量の設定に当たっては、緊急時対策所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容量を考慮する。また、緊急時対策所非常用送風機は、緊急時対策建屋内に設置し、外気中の放射性物質の濃度に応じて緊急時対策所加圧設備（空気ポンプ）との切替えができるよう、緊急時対策所内のスイッチによる操作が可能な設計とする。

(3) 緊急時対策所非常用フィルタ装置

緊急時対策所非常用フィルタ装置は、緊急時対策所非常用送風機と同様、1個で必要な容量を有する設計とするとともに、チェンジングエリアを含め、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、高性能エアフィルタとチャコールエアフィルタを直列に配列することで、除去効率を高める設計とする。

緊急時対策所非常用フィルタ装置の除去効率を表3-1に、緊急時対策所非常用フィルタ装置の概略図を図3-4に示す。

a. フィルタ除去効率

緊急時対策所非常用フィルタ装置の高性能エアフィルタによるエアロゾルの除去効率は、99.99%以上（フィルタ前置・後置直列の総合除去効率）となるように設計し、チャコールエアフィルタによるヨウ素の除去効率は、99.75%以上（フィルタ前置・後置直列の総合除去効率）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／ヨウ素除去効率検査
- ・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、緊急時対策建屋内にて使用する。

(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、緊急時対策所非常用フィルタ装置は十分な保持容量及び吸着容量を有する設計とする。緊急時対策所非常用フィルタ装置のフィルタ捕集量については、別添1「緊急時対策所非常用フィルタ装置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、緊急時対策所非常用フィルタ装置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。緊急時対策所非常用フィルタ装置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「緊急時対策所非常用フィルタ装置のフィルタ除去性能の維持について」に示す。

- (e) 緊急時対策所非常用フィルタ装置は、高性能エアフィルタを設置することで、粉塵等の影響によるチャコールエアフィルタの目詰まりを防止し、チャコールエアフィルタの差圧が過度に上昇しない設計とする。

緊急時対策所非常用フィルタ装置のフィルタ除去性能の維持については、別添1「緊急時対策所非常用フィルタ装置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

緊急時対策所非常用フィルタ装置は、緊急時対策所非常用フィルタ装置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の被ばく防護のため、緊急時対策所遮蔽普通コンクリート（厚さ ）より外側の緊急時対策建屋内に設置する。

- (4) 緊急時対策所加圧設備（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、緊急時対策所加圧設備（空気ボンベ）により緊急時対策所等を加圧し、緊急時対策所内にとどまる要員の被ばくの低減又は防止を図る。

緊急時対策所加圧設備（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に加圧でき、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540個（1個当たりの空気容量が46.7Lのもの）を配備するものとする。

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、緊急時対策所加圧設備（空気ボンベ）出口に安全弁を設ける設計とする。

緊急時対策所加圧設備（空気ボンベ）の強度に関する詳細は、添付書類「VI-3-3-5-1-4-1 緊急時対策所加圧設備（空気ボンベ）の強度評価書」に示す。

- (5) 差圧計（緊急時対策所用）

差圧計（緊急時対策所用）は、正圧化された緊急時対策所内と周辺エリアとの差圧を監視できる計測範囲として-100～500Paを有するものを1個設置する。

3.1.2 放射線管理用計測装置

緊急時対策所内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するため、換気設備の操作に係る確実な判断ができるように放射線管理施設の放射線管理用計測装

置（可搬型モニタリングポスト及び緊急時対策所可搬型エリアモニタ）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。

緊急時対策建屋屋上に加圧判断用として可搬型モニタリングポストを、緊急時対策所内に緊急時対策所可搬型エリアモニタを設置し、各々を監視することにより、ブルーム通過時に緊急時対策所換気空調系及び緊急時対策所加圧空気供給系の操作を実施する。

放射線管理用計測装置の仕様の詳細は、添付書類「VI-1-7-1 放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」に示す。

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

3.2 生体遮蔽装置

緊急時対策所遮蔽，2次しゃへい壁及び補助しゃへいは，基準地震動 S_s による地震力に対し，機能を喪失しないようにするとともに，緊急時対策所内にとどまる要員を放射線から防護するための十分な遮蔽厚さを有する設計とし，「3. 緊急時対策所の居住性を確保するための防護措置」に示す居住性に係る被ばく評価の判断基準を超えない設計とする。

緊急時対策所遮蔽の放射線の遮蔽及び熱除去の評価については，「5. 熱除去の検討」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（緊急時対策所用）及び二酸化炭素濃度計（緊急時対策所用）を保管する。

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

3.4 資機材及び要員の交替等

緊急時対策所にとどまる要員やブルーム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，安定よう素剤等の防護具類やチェンジングエリアを運営するために必要な資機材を配備する。

重大事故等が発生し，緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において，状況に応じて交替する要員や屋外作業を行った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条特定事象が発生し、災害対策本部長代理の指示があった場合、あらかじめ配備している資機材により運用する。

資機材の保管、管理等については、添付書類「VI-1-9-3-1 緊急時対策所の機能に関する説明書」に、チェンジングエリアの詳細については、添付書類「VI-1-7-2 管理区域の出入管理設備及び環境試料分析装置に関する説明書」に示す。

3.5 代替電源

緊急時対策所非常用送風機は、常用電源設備からの給電が喪失した場合においても常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機又は緊急時対策所用代替交流電源設備である電源車（緊急時対策所用）から給電できる設計とする。

代替電源の詳細については、添付書類「VI-1-9-1-1 非常用発電装置の出力の決定に関する説明書」及び添付書類「VI-1-9-3-1 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

4.1 線量評価

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「東京電力ホールディングス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4-1に、緊急時対策所の居住性に係る被ばく経路を示す。

- a. 被ばく経路① 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく

- 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（クラウドシャインガンマ線）
- 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ガンマ線）
- 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

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、大気中への放出量評価条件を表4-1に示す。

a. 事故直前の炉内内蔵量

事故直前の炉内内蔵量の計算には、燃焼計算コードORIGEN2コードを使用する。計算に当たっては、9×9燃料炉心の代表的な燃焼度、比出力、初期濃縮度及び運転履歴を考慮して炉心内蔵量を計算する。

- ・燃焼度 : 55000MWd/t（燃焼期間は、5サイクルの平衡炉心を想定）
- ・比出力 : 26MW/t
- ・初期濃縮度 : 3.8%
- ・核データライブラリ : JENDL3.2 (BWRSTEP-3 VR=0%, 60Gwd/t)

以上により計算した標準9×9燃料炉心の単位熱出力当たりの炉内内蔵量を表4-2に示す。

事故直前の炉内内蔵量は、この値に原子炉熱出力である2436MWを掛け合わせて計算する。

b. 大気中への放出量

事故直前の炉心内蔵量に対する放射性物質の大気中への放出割合は、原子炉格納容器が破損したと考えられる東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所事故と同等と想定する。

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

- 希ガス類 : 97%
- よう素類 : 2.78%
(CsI : 95%, 無機よう素 : 4.85%, 有機よう素 : 0.15%)
- Cs類 : 2.13%
- Te類 : 1.47%
- Ba類 : 0.0264%

Ru類	: $7.53 \times 10^{-8}\%$
Ce類	: $1.51 \times 10^{-4}\%$
La類	: $3.87 \times 10^{-5}\%$

以上により計算した大気中への放出量を表4-3に示す。

c. 原子炉建屋内の存在量

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

ここで、放射性物質の炉内内蔵量に対して、事故発生直後に以下の0.3倍の放射性物質が原子炉建屋原子炉棟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、希ガス類についても他の放射性物質と同様に大気中への放出分を考慮しないものとする。

以上により計算した原子炉建屋原子炉棟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、旧原子力安全・保安院、平成21・07・27原院第1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年8月12日)及び「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、一部改訂平成13年3月29日原子力安全委員会)」(以下「気象指針」という。)に基づき評価する。

a. 大気拡散評価モデル

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

(a) 相対濃度

(b) 相対線量

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

$$D/Q = (K_1/Q) \cdot E \cdot \mu_0 \int_0^\infty \int_{-\infty}^\infty \int_0^\infty \frac{e^{-\mu r}}{4\pi r^2} B(\mu r) \chi(x', y', z') dx' dy' dz' \dots \dots \dots (4.3)$$

ここで、

- D/Q : 評価地点 $(x, y, 0)$ における相対線量 (μ Gy/Bq)
- (K_1/Q) : 単位放出率当りの空気カーマ率への換算係数 $\left(\frac{\text{dis}\cdot\text{m}^3\cdot\mu\text{Gy}}{\text{MeV}\cdot\text{Bq}^2}\right)$
- E : ガンマ線の実効エネルギー (MeV/dis)
- μ_0 : 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数 (1/m)
- μ : 空気に対するガンマ線の線減衰係数 (1/m)
- r : (x', y', z') から $(x, y, 0)$ までの距離 (m)
- $B(\mu r)$: 空気に対するガンマ線の再生係数 (-)

$$B(\mu r) = 1 + \alpha(\mu r) + \beta(\mu r)^2 + \gamma(\mu r)^3 \dots \dots \dots (4.4)$$

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、以下のとおりにする。

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

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

$\chi(x', y', z')$: 放射性雲中の点 (x', y', z') における濃度 (Bq/m³)

b. 気象データ

2012年1月～2012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、過去10年間の気象状態と比較して異常でないことを確認している。

c. 相対濃度及び相対線量の評価点

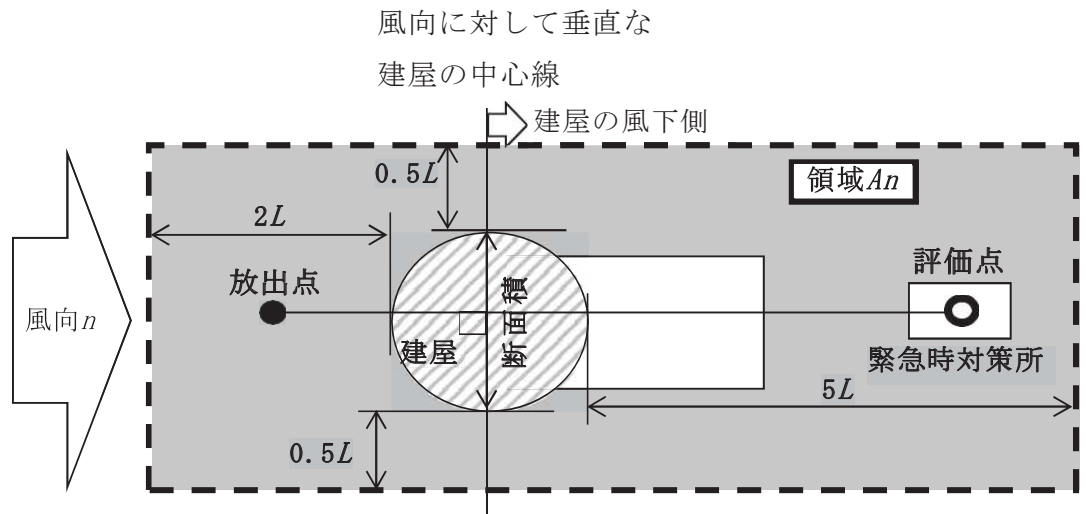
建屋巻き込みの影響を受ける場合には、緊急時対策所が属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性が小さくほぼ一様であるので、相対濃度の評価点は緊急時対策所中心を代表とする。また、相対線量の評価点も緊急時対策所中心とする。

d. 評価対象方位

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、建屋の影響を考慮して拡散の計算を行う。

緊急時対策所の被ばく評価においては、放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係について、以下の条件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屋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) 放出点の高さが建屋の高さの2.5倍に満たない場合
- (b) 放出点と評価点を結んだ直線と平行で放出点を風上とした風向nについて、放出点の位置が風向nと建屋の投影形状に応じて定まる一定の範囲（下図の領域An）の中にある場合



注：Lは風向に垂直な建屋又は建屋群の投影面高さ又は投影幅の小さい方

- (c) 評価点が、巻き込みを生じる建屋の風下にある場合

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

緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価においては、放射性物質の放出源として原子炉建屋を仮定することから、建屋の影響があるものとして評価を行う。評価対象とする方位は、放出された放射性物質が建屋の影響を受けて拡散すること及び建屋の影響を受けて拡散された放射性物質が評価点に届くことの両方に該当する方位とする。具体的には、全16方位のうち以下の(a)

～(c)の条件に該当する方位を選定し、すべての条件に該当する方位を評価対象とする。

- (a) 放出点が評価点の風上にあること。
- (b) 放出点から放出された放射性物質が、原子炉建屋の風下側に巻き込まれるような範囲に放出点が存在すること。
- (c) 原子炉建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること。

評価対象とする方位は、原子炉建屋を見込む方位の範囲の両端が、それぞれの方位に垂直な投影形状の左右に $0.5L$ (L は対象となる複数の方位の投影面の高さ又は幅の中の最小のものとする)だけ幅を広げた部分を見込む方位を仮定する。

上記選定条件(b)の条件に該当する風向の方位の選定には、放出点が評価点の風上となる範囲が対象となり、選定条件(c)の条件に該当する風向の方位の選定として、評価点から原子炉建屋 $+0.5L$ を含む方位を対象とする。

以上より、選定条件(a)～(c)の条件にすべて該当する方位は、1方位(W)となる。

評価対象とする方位を図4-2に示す。

e. 建屋投影面積

建屋投影面積は小さい方が厳しい結果となるため、投影面積の中で最小面積を計算の入力として適用する。

原子炉建屋の投影面積を図4-3に示す。

f. 形状係数

建屋の形状係数は $1/2^*$ 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とき累積出現頻度 $97\%^*$ 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る被ばく評価に使用する大気拡散評価条件を表4-5に示す。

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

項 目	評価条件	
緊急時対策所 (滞在時)	$\chi/Q(s/m^3)$	4.9×10^{-5}
	$D/Q(Gy/Bq)$	8.0×10^{-19}

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

4.1.2 線量計算

(1) 実効線量の評価

- a. 被ばく経路① (原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく)

重大事故等時に原子炉建屋原子炉棟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，建屋の配置，形状等から評価する。以下，評価条件及び評価結果を示す。

(a) 評価条件

イ. 線源強度

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

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

(ロ) 原子炉建屋原子炉棟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に原子炉建屋原子炉棟内に浮遊する放射性物質による事故後7日間の積算線源強度を示す。

ロ. 幾何条件

直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線評価における原子炉建屋の評価モデルを図4-4及び図4-5に示す。直接ガンマ線の線源範囲は，原子炉建屋の地上1階以上*1とし，保守的に各階の原子炉建屋原子炉棟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，原子炉建屋燃料取替床以上のみ*2とする。原子炉建屋は2次しゃへい壁及び補助しゃへいを考

慮する。ここで、壁厚は、各階ごとに東西南北をそれぞれ最小厚さで代表する。

また、直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線評価における緊急時対策所の評価モデルを図4-6に示す。緊急時対策所遮蔽のコンクリート密度は $2.15\text{g}/\text{cm}^3$ とする。緊急時対策所の遮蔽体として、緊急時対策所の壁、床及び天井を考慮し、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屋、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(-5mm)を引いた値とする。

注記*1：地下階は外壁厚さが厚く、地面にも遮られるため十分無視できる。

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

ハ. 評価点

評価点は、緊急時対策所内の作業エリアを想定し、図4-6に示すように、線量結果が厳しくなるよう原子炉建屋から最短距離とする。また、評価点高さはフリーアクセスフロア面（緊急対策室床上0.1m）から1.2mとする。

ニ. 計算コード

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及びG33-GP2Rコードを用いる。なお、評価に用いる計算機コードの検証、妥当性評価については、添付書類「VI-5-3 計算機コード概要 QAD-CGGP2R」、「VI-5-6 計算機コード概要 ANISN」及び「VI-5-7 計算機コード概要 G33-GP2R」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屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による実効線量を表4-7に示す。

b. 被ばく経路②（放射性雲中の放射性物質のガンマ線による被ばく）

大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による緊急時対策所内での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。

D/Q (Gy/Bq)	8.0×10^{-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、遮蔽壁による減衰効果を考慮して計算する。

$$H_{\gamma} = \sum_i (Q_i \cdot D/Q \cdot K) \cdot F \cdot \dots \dots \dots (4.5)$$

ここで、

- H_{γ} : 放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量 (Sv)
- K : 空気カーマから実効線量への換算係数 (1 Sv/Gy)
- D/Q : 相対線量 (Gy/Bq)
- Q_i : 核種iの大気中への放出量 (Bq)
(ガンマ線実効エネルギー0.5MeV換算値)
- F : 遮蔽壁厚さにおける減衰率 (-)

ここで、緊急時対策所の遮蔽壁厚さ(コンクリート *)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	約 5×10^{-4}
----------------	----------------------

注記* : 遮蔽壁厚さは、緊急時対策所天井()の公称値からマイナス側許容差(-5mm)を引いた値を示す。

(c) 評価結果

放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による実効線量を表4-8に示す。

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

大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線(グランドシャイン)による緊急時対策所での外部被ばくによる対策要員の実効線量は、評価期

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

間中の大気中への放射性物質の放出量を基に大気拡散効果，地表沈着効果及び4.1.2(1)項の実効線量の評価の「a. 被ばく経路①（原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく」で考慮した緊急時対策所の遮蔽体によるガンマ線の遮蔽効果を考慮して評価する。

(a) 放射性物質の地表沈着量

大気中へ放出された放射性物質の地表面への沈着量評価では，地表面への乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を計算する。地表面への沈着速度の条件を表4-9に示す。

イ. 放射性物質の放出量

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

ロ. 大気拡散条件

線量評価に使用する相対濃度(χ/Q)は，「4.1.1(5)大気拡散の評価」の「h. 評価結果」に示した下表の値を使用する。

χ/Q (s/m^{-3})	4.9×10^{-5}
----------------------------	----------------------

ハ. 地表面への沈着速度

沈着速度は，有機よう素はNRPB-R322*1を参考として0.001cm/s，有機よう素以外はNUREG/CR-4551*2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*3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*4として，有機よう素は0.004cm/s，有機よう素以外は1.2cm/sとする。

注記*1：NRPB-R322：Atmospheric Dispersion Modelling Liaison Committee Annual Report, 1998/99

*2：J.L. Sprung等：Evaluation of Severe Accident Risks：Quantification of Major Input Parameters, NUREG/CR-4551 Vol.2 Rev.1 Part 7, 1990

*3：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）

*4：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

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。

$$GC_i = \frac{V_G \cdot x/Q \cdot f \cdot Q_i}{\Delta T} \cdot \frac{(1 - e^{-\lambda_i \cdot \Delta T})}{\lambda_i} \cdot \frac{(1 - e^{-\lambda_i \cdot T})}{\lambda_i} \dots \dots \dots (4.6)$$

ここで、

GC_i :核種 i の地表面沈着濃度 (積算値) ($Bq \cdot s/m^2$)

V_G :沈着速度 (m/s)

x/Q :相対濃度 (s/m^3)

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)

ΔT :核種 i の放出期間 (36000s=10h)

λ_i :核種 i の崩壊定数 (1/s)

T :被ばく評価期間 (5.184×10^5 s) [当初24時間を除く6日間 (24h~168h)]

以上により計算した、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屋屋上に沈着した放射性物質を線源とし、地表面等に均一に分布しているものとする。グランドシャインガンマ線の線源強度は表4-11に示す事故後7日間の積算値を用いる。

ロ. 幾何条件

グランドシャインガンマ線の評価モデルを図4-7及び図4-8に示す。地表面の線源の大きさは2000m×2000m*とする。本評価では、緊急時対策所建屋の屋上面、緊急時対策所建屋の外側の傾斜部を含む地表面を4つの範囲に分割して評価する。なお、傾斜部は地面に対して垂直方向と水平方向の領域に分布するとして評価する。

注記* : JAEA-Technology 2011-026 「汚染土壌の除染領域と線量低減効果の検討」において評価対象から400m離れた位置の線源が及ぼす影響度は1%以下である。これより、保守側に評価点から片側1000mまで線源領域とし、グランドシャインガンマ線を面線源からの被ばくと想定する場合は、全体の線源領域として2000m×2000mを設定した。

ハ. 評価点

評価点は緊急時対策所を想定し、図4-8に示すように、実効線量が最大となる位置とする。評価点高さはフリーアクセスフロア面 (SPDS室床上0.35m) から1.2m上の高さとした。

ニ. 計算コード

グラ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ント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及び内部被ばく線量を以下に評価する。

(a) 評価条件

イ. 放射性物質の放出量

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

ロ. 大気拡散条件

線量評価に使用する相対濃度(χ/Q)は、「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。

χ/Q (s/m ³)	4.9×10^{-5}
---------------------------------	----------------------

ハ. 換気設備条件

緊急時対策所及び隣接区画の換気設備条件は、表4-13の値を使用する。

(b) 評価方法

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

イ. 緊急時対策所及び隣接区画内放射能濃度の評価

緊急時対策所及び隣接区画内の放射能濃度は、次式により評価する。

$$\frac{d(V \cdot C_i(t))}{dt} = (1 - \eta) \cdot C_i^0(t) \cdot f_1 + C_i^0(t) \cdot f_2 - C_i(t) \cdot (f_1 + f_2) \dots \dots \dots (4.7)$$

ここで、

- $C_i(t)$: 時刻 t における緊急時対策所及び隣接区画内の核種 i の濃度 (Bq/m³)
- V : 換気設備処理空間容積 (m³)
- η : フィルタ装置の除去効率 (-)
- $C_i^0(t)$: 時刻 t における外気取入れ口での核種 i の濃度 (Bq/m³)
 $C_i^0(t) = Q_i(t) \cdot \chi/Q$
- $Q_i(t)$: 時刻 t における大気への核種 i の放出率 (Bq/s)
- χ/Q : 相対濃度 (m³/s)
- f_1 : 外気取込量 (m³/s)

f_2 : 外気リークイン量 (m^3/s)

ロ. 実効線量の評価

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

(イ) 放射性物質の吸入摂取による内部被ばく

放射性物質の吸入摂取による内部被ばくは、次式で評価する。

$$H_I = \int_0^T R \cdot H_{\infty} \cdot C_I(t) dt \cdot \dots \cdot \dots \cdot (4.8)$$

ここで、

H_I : 核種*i*の吸入摂取の内部被ばくによる実効線量 (Sv)

R : 呼吸率 (m^3/s)
(成人活動時の呼吸率 $1.2m^3/h$)

H_{∞} : 核種*i*の吸入摂取による成人の実効線量係数 (Sv/Bq)

$C_I(t)$: 時刻*t*における緊急時対策所内の放射性物質濃度 (Bq/m^3)

T : 評価期間 (s) 被ばく評価期間 ($5.184 \times 10^5 s$) [当初24時間を除く6日間(24h~168h)]

緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質による実効線量の線量計算条件を表4-14に示す。

(ロ) 緊急時対策所へ取り込まれた放射性物質のガンマ線による外部被ばく

放射性物質のガンマ線による外部被ばくは、次式で計算する。

$$H_Y = \int_0^T 6.2 \times 10^{-14} \cdot E_Y \cdot C_Y(t) \cdot (1 - e^{-\mu r}) dt \cdot \dots \cdot \dots \cdot (4.9)$$

ここで、

6.2×10^{-14} : 半球状モデルによる線量への換算係数 ($\frac{dis \cdot m \cdot Gy}{MeV \cdot Bq \cdot s}$)

H_Y : 核種*i*のガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv)

E_Y : ガンマ線実効エネルギー (MeV/dis)

$C_Y(t)$: 時刻*t*における緊急時対策所内の放射性物質濃度 (Bq/m^3)

μ : 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数
($3.9 \times 10^{-3}/m$)

r : 外部被ばくに係る空間と等価な半球の半径 (m)

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

V_s : 外部被ばくに係る空間体積 (m^3) *

$C_Y(t)$: 時刻*t*における緊急時対策所内の放射性物質濃度 (Bq/m^3)

T :評価期間(s) 被ばく評価期間(5.184×10⁵s)[当初24時間を除く6日間(24h~168h)]

ここで、緊急時対策所滞在時の隣接区画内に取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは以下により評価する。

i 評価の概要

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

ii 隣接区画内放射能濃度

隣接区画内の放射性物質濃度は、隣接区画の換気条件に基づいて計算する。

iii 隣接区画内放射性物質の想定

隣接区画内雰囲気中での放射性物質は一様混合し、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。

iv 線源強度

評価で設定した隣接区画内のガンマ線線源強度(7日間積算値)を表4-14に示す。事故後7日間のガンマ線積算線源強度は、隣接区画内の放射性物質のガンマ線エネルギーを、エネルギー範囲によって区分して計算する。

v 評価モデル

評価モデルを図4-9に示す。線源範囲は、緊急時対策所に隣接する区画とする。評価上考慮する遮蔽は、緊急時対策所遮蔽とする。

vi 評価点

評価点は緊急時対策所を想定し、図4-9に示すように、実効線量が最大となる位置とする。評価点高さは緊急時対策所床上1.2m上の高さとする。

vii 解析コードは、QAD-CGGP2Rコードを用いる。

注記*：緊急時対策所に滞在する要員が外部被ばくの影響をうける区画として、緊急時対策所の体積を保守的に切り上げた値を設定(緊急時対策所：2900m³)。

緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質による実効線量の線量計算条件を表4-15に示す。

(2) 評価結果のまとめ

重大事故等時の緊急時対策所の対策要員に及ぼす実効線量の内訳を表4-17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0.7mSvである。

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

実効線量 (mSv/7日間)
約 7.0×10^{-1}

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

緊急時対策所加圧設備（空気ポンベ）による加圧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，評価期間等は，保守的な結果となるよう設定する。また，酸素消費量，二酸化炭素吐出し量等は，緊急時対策所加圧設備（空気ポンベ）の使用時に緊急時対策所内にとどまる要員の活動状況等を想定し，設定する。

(2) 酸素及び二酸化炭素濃度許容濃度の設定

緊急時対策所加圧設備（空気ポンベ）による加圧は，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，緊急時対策所加圧設備（空気ポンベ）による加圧時は，緊急時対策所出入口扉を閉め，緊急時対策所内を密閉するという限られた環境である。

このため，表4-18に示すとおり，許容酸素濃度は，労働安全衛生法酸素欠乏症等防止規則に定める18vol%以上，許容二酸化炭素濃度は，労働安全衛生規則に記載の「坑内の作業場における炭酸ガス濃度を，一・五パーセント以下としなければならない。（第583条抜粋）」に余裕をみて1.0vol%以下とする。

(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

緊急時対策所等を加圧し，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4-19に示す。なお，計算に使用する，呼吸量，酸素消費量等は「空気調和・衛生工学便覧」から引用する。

被ばく評価上の緊急時対策所加圧空気供給系による加圧時間は，審査ガイドに基づき，プルーム通過中の10時間とする。

10時間連続で緊急時対策所加圧設備（空気ポンベ）により加圧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. 緊急時対策所内の正圧維持について

緊急時対策建屋内に設置する緊急時対策所のインリークは，周辺エリアとの温度差によって生じる圧力差を考慮すれば良い。このインリークを防止するため，緊急時対策所内を周辺エリアより高い圧力に加圧する。

緊急時対策所内の加圧は、以下に示すとおり約10.7Paが必要であるため、緊急時対策所の加圧目標は、余裕を考慮して周辺エリアより+20Pa以上とする。

(a) 温度差を考慮した加圧値

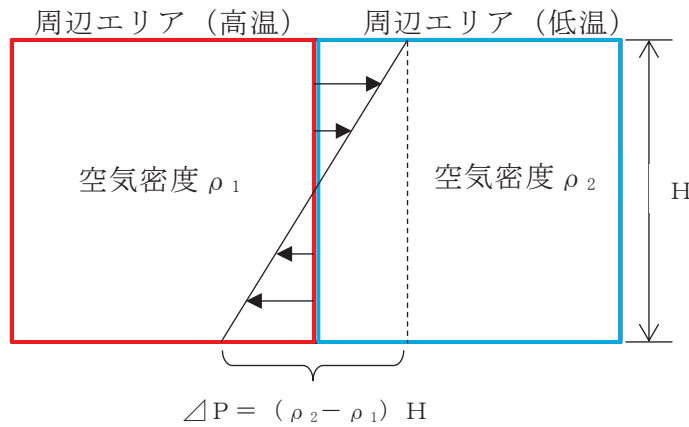
緊急時対策所と周辺エリアとの境界壁間に隙間がある場合は、両区画に温度差があると、下図の圧力分布に示すように空気の密度差に起因して高温区画の上部から低温区画へ空気が流入し、低温区画の下部から高温区画へ空気が流れ込む。

これら各々の方向に生じる圧力差の合計 ΔP は次の式で表される。

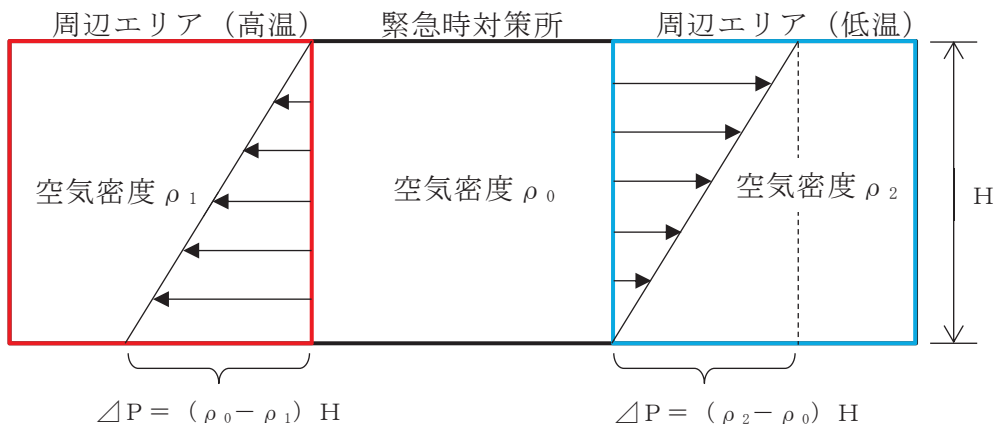
$$\Delta P = (\rho_2 - \rho_1) \times H \dots \dots \dots (4.10)$$

ここで、

- ρ : 空気密度
- H : 緊急時対策所の階層高さ



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



重大事故等時の緊急時対策所及び周辺エリアの温度は、外気的气象観測データ（過去の観測記録）を基に最高温度を40.0℃、最低温度を-4.9℃とする。緊

急時対策所の天井高さは約5.8mであるため、以下のとおり約10.7Pa以上の圧力差があれば温度の影響を受けたとしても、正圧を維持できる。

$$\begin{aligned} \Delta P &= \{(-4.9^{\circ}\text{Cの乾き空気の密度}) - (40.0^{\circ}\text{Cの乾き空気の密度})\} \\ &\quad \times \text{高低差} \\ &= (1.317 - 1.128) \times 5.8 \\ &= 1.096(\text{kg/m}^2) \\ &\cong 10.7(\text{Pa}) \dots \dots \dots (4.11) \end{aligned}$$

(b) 正圧維持に必要な空気供給量

緊急時対策所の気密性は設計漏えい量282m³/h以下（20Pa正圧化時）の設計とすることから、282m³/h以上を、正圧維持に必要な空気供給量とする。

b. 酸素濃度維持に必要な空気供給量

許容酸素濃度は18vol%以上、滞在人数は83人、酸素消費量は成人の呼吸量（静座時）とし、許容酸素濃度以上に維持できる空気供給量は以下のとおりである。

$$Q = \frac{G_a \times P}{K - K_0} \times 100 = \frac{-0.066 \times 83}{18.00 - 20.95} \times 100 \cong 186\text{m}^3/\text{h} \dots \dots \dots (4.12)$$

G_a : 酸素発生量(-0.066m³/h/人)

P : 人員(83人)

K₀ : 供給空气中酸素濃度(20.95vol%)

K : 許容最低酸素濃度(18.00vol%)

c. 二酸化炭素濃度抑制に必要な空気供給量

許容二酸化炭素濃度は1.0vol%以下、取入れ外気中の二酸化炭素量は0.03vol%、滞在人数83人の二酸化炭素吐出量は、計器監視等を行う程度の作業時（軽作業）の量とし、許容二酸化炭素濃度以下に維持できる空気供給量は以下のとおりである。

$$Q = \frac{G_a \times P}{K - K_0} \times 100 = \frac{0.03 \times 83}{1.0 - 0.03} \times 100 \cong 257\text{m}^3/\text{h} \dots \dots \dots (4.13)$$

G_a : 二酸化炭素発生量(0.03m³/h/人)

P : 人員(83人)

K₀ : 供給空气中二酸化炭素濃度(0.03vol%)

K : 許容最高二酸化炭素濃度(1.0vol%)

$$\begin{aligned} K_t &= K_0 + (K_1 - K_0) \times e^{-\frac{Q}{V} \times t} + G_a \times \frac{P}{Q} \left(1 - e^{-\frac{Q}{V} \times t}\right) \\ &= \left(K_1 - K_0 - G_a \times \frac{P}{Q}\right) \times e^{-\frac{Q}{V} \times t} + \left(K_0 + G_a \times \frac{P}{Q}\right) \dots \dots \dots (4.14) \end{aligned}$$

- K_t : t 時間後の二酸化炭素濃度 (vol%)
- K_1 : 緊急時対策所内初期二酸化炭素濃度 (0.276vol%)
- K_0 : 供給空気中二酸化炭素濃度 (0.03vol%)
- G_a : 二酸化炭素発生量 (0.03m³/h/人)
- P : 人員 (83人)
- Q : 空気供給量 (m³/h)
- V : 緊急時対策所バウンダリ体積 (2811.6m³)

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空気供給量

緊急時対策所を正圧維持するために必要な空気供給量は約282m³/hであり、また、酸素濃度維持に必要な空気供給量は約186m³/h、二酸化炭素濃度抑制に必要な空気供給量は約257m³/hである。緊急時対策所加圧設備（空気ポンベ）からの空気供給量は、これらに余裕を見た290m³/hとすれば、緊急時対策所加圧設備（空気ポンベ）による加圧10時間後の酸素濃度は約19.5vol%、二酸化炭素濃度は約0.7vol%となり、被ばく評価上の緊急時対策所加圧設備（空気ポンベ）による加圧時間である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18vol%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。

緊急時対策所加圧設備（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4-11に示す。

(2) 必要空気ポンベ個数

必要な空気ポンベ個数は、1個当たりの空気容量が46.7Lのもので、使用量を7.0m³/個とした場合、415個程度となる。この個数は、被ばく評価上の放射性物質の放出継続時間10時間の緊急時対策所の加圧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. 熱除去の検討

熱除去の検討では，伝熱理論に基づいた解析手法により遮蔽体中の温度上昇が最も厳しい箇所において評価する。

5.1 緊急時対策所遮蔽壁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ある。緊急時対策所遮蔽体を透過するガンマ線はグラウンドシャインガンマ線及びクラウドシャインガンマ線が支配的であることから，遮蔽体表面に入射するガンマ線としてグラウンドシャインガンマ線及びクラウドシャインガンマ線の入射線量を設定する。

評価点は各被ばく経路において入射線量が最大となる位置とする。

5.2 温度上昇の計算方法

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

重大事故等時における7日間積算のグラウンドシャインガンマ線及びクラウドシャインガンマ線線源に基づく，緊急時対策所遮蔽壁への入射線量は約 $1.4 \times 10^2 \text{Gy}$ であり，当該入射線量から緊急時対策所遮蔽壁表面の7日間積算のガンマ発熱量を求めると，約 $3.0 \times 10^{-4} \text{kJ/cm}^3$ *1となる。これによる温度上昇は次式で算出する。

$$\Delta T = Q \times 1000 / (c \cdot \rho) \cdots \cdots (5.1)$$

ΔT : 温度上昇(°C)

Q : 7日間積算のガンマ発熱量(約 $3.0 \times 10^{-4} \text{kJ/cm}^3$)

c : コンクリートの比熱($1.05 \text{kJ/(kg} \cdot \text{°C)}$) *2

ρ : コンクリートの密度(2.15g/cm^3)

これより，緊急時対策所遮蔽の外側及び内側表面の熱伝達を保守的に断熱状態としても，遮蔽体(コンクリート)の温度上昇は 0.2°C 以下となる。

注記*1：入射線量及びコンクリートの密度より算出

$$(1.4 \times 10^2 \text{ (J/kg)} \times 2.15 \text{ (g/cm}^3 \text{)})$$

*2：2007年制定 コンクリート標準示方書【設計編】，土木学会

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 0.2°C 以下となり、「遮蔽設計基準等に関する現状調査報告（1977年，日本原子力学会）」において示されているガンマ線に対するコンクリート温度制限値（内部最高温度 177°C ／周辺最高温度 149°C ）以下であることを確認した。

表3-1 緊急時対策所非常用フィルタ装置除去効率一覧

名称	緊急時対策所非常用フィルタ装置	
種類	高性能エアフィルタ	チャコールフィルタ
単体除去効率 (%)	99.97以上 (0.15 μ mPAO粒子に対して)	96.0以上 (相対湿度70 %以下, 温度 10°C以上において)
総合除去効率* (%)	99.99以上 (0.5 μ mPAO粒子に対して)	99.75以上 (相対湿度70 %以下, 温度 10°C以上において)

注記* : フィルタ前置・後置直列の除去効率

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	2436MWt	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 (416日)	1サイクル13ヶ月(約395日)を考慮して設定
取替炉心の燃料装荷割合	1サイクル : 0.229 2サイクル : 0.229 3サイクル : 0.229 4サイクル : 0.229 5サイクル : 0.084	取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定
炉内内蔵量 (24時間減衰値)	希ガス類 : 約 6.2×10^{18} Bq よう素類 : 約 7.7×10^{18} Bq Cs類 : 約 8.3×10^{17} Bq Te類 : 約 3.6×10^{18} Bq Ba類 : 約 7.4×10^{18} Bq Ru類 : 約 1.3×10^{19} Bq Ce類 : 約 4.3×10^{19} Bq La類 : 約 2.4×10^{19} Bq (核種毎の炉内内蔵量を核種グループ毎に集約して記載)	「単位熱出力当たりの炉内内蔵量 (24時間減衰値) (Bq/MW)」×「2436MW (定格熱出力)」 (単位熱出力当たりの炉内内蔵量 (Bq/MW) は、BWR共通条件として、女川2号機と同じ装荷燃料 (9×9燃料)、運転時間 (10,000時間) で算出したABWRのサイクル末期の値を使用) 審査ガイドに示されたとおり設定 4.4(4)a. 放射性物質の大気中への放出開始時刻は、事故 (原子炉スクラム) 発生24時間後と仮定する。

表4-1 大気中への放出放射エネルギー評価条件 (2/2)

項目	評価条件	選定理由
放射性物質の大気中への放出割合	希ガス類：97% よう素類：2.78% Cs類：2.13% Te類：1.47% Ba類：0.0264% Ru類： $7.53 \times 10^{-8}\%$ Ce類： $1.51 \times 10^{-4}\%$ La類： $3.87 \times 10^{-5}\%$	審査ガイドに示されたとおり設定 4.4(1)a. 事故直前の炉心内蔵量に対する放射性物質の大気中への放出割合は、原子炉格納容器が破損したと考えられる福島第一原子力発電所事故並みを想定する。 希ガス類：97% ヨウ素類：2.78% (CsI：95%，無機ヨウ素：4.85%，有機ヨウ素：0.15%) (NUREG-1465を参考に設定) Cs類：2.13% Te類：1.47% Ba類：0.0264% Ru類： $7.53 \times 10^{-8}\%$ Ce類： $1.51 \times 10^{-4}\%$ La類： $3.87 \times 10^{-5}\%$
よう素の形態	粒子状よう素：95% 無機よう素：4.85% 有機よう素：0.15%	同上
放出開始時刻	24時間後	審査ガイドに示されたとおり設定 4.4(4)a. 放射性物質の大気中への放出開始時刻は、事故（原子炉スクラム）発生24時間後と仮定する。
放出継続時間	10時間	審査ガイドに示されたとおり設定 4.4(4)a. 放射性物質の大気中への放出継続時間は、保守的な結果となるように10時間と仮定する。
事故の評価期間	7日間	審査ガイドに示されたとおり設定 3.（解釈より抜粋）第76条（緊急時対策所） 1 e) 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。

表4-2 放射性物質の炉内内蔵量

核種 グループ	単位熱出力当たりの 炉内内蔵量 (Bq/MW)	炉内内蔵量 (24時間減衰値) (Bq)
希ガス類	約 6.6×10^{15}	約 6.2×10^{18}
よう素類	約 8.6×10^{15}	約 7.7×10^{18}
Cs類	約 3.4×10^{14}	約 8.3×10^{17}
Te類	約 2.4×10^{15}	約 3.6×10^{18}
Ba類	約 7.3×10^{15}	約 7.4×10^{18}
Ru類	約 7.3×10^{15}	約 1.3×10^{19}
Ce類	約 2.3×10^{16}	約 4.3×10^{19}
La類	約 1.7×10^{16}	約 2.4×10^{19}

表4-3 放射性物質の大気中への放出量

核種 グループ	炉内内蔵量 (24時間減衰値) (Bq)	大気中への放出量 (Bq)
希ガス類	約 6.2×10^{18}	約 6.0×10^{18}
よう素類	約 7.7×10^{18}	約 2.2×10^{17}
Cs類	約 8.3×10^{17}	約 1.8×10^{16}
Te類	約 3.6×10^{18}	約 5.3×10^{16}
Ba類	約 7.4×10^{18}	約 2.0×10^{15}
Ru類	約 1.3×10^{19}	約 1.0×10^{10}
Ce類	約 4.3×10^{19}	約 6.5×10^{13}
La類	約 2.4×10^{19}	約 9.2×10^{12}

表4-4 原子炉建屋内の放射性物質の存在量

核種 グループ	炉内内蔵量 (0時間減衰値) (Bq)	原子炉建屋内の積算 崩壊数* (Bq・s)
希ガス類	約 1.6×10^{19}	約 7.3×10^{23}
よう素類	約 2.1×10^{19}	約 4.4×10^{23}
Cs類	約 8.3×10^{17}	約 9.0×10^{22}
Te類	約 5.9×10^{18}	約 1.3×10^{23}
Ba類	約 1.8×10^{19}	約 1.4×10^{23}
Ru類	約 1.8×10^{19}	約 8.7×10^{21}
Ce類	約 5.5×10^{19}	約 2.7×10^{22}
La類	約 4.1×10^{19}	約 1.0×10^{23}

注記*：事故発生後7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	審査ガイドに示されたとおり設定
放射性物質の放出源	原子炉建屋 ブローアウトパネル	同上
放出源の有効高さ	地上放出を仮定	同上
実効放出継続時間	10時間	同上
評価距離	約630m	同上
建屋による巻き込み効果	建屋の影響あり	同上
評価方位	W (1方位)	同上
建屋の風向方向の 投影面積	2050m ²	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。
建屋の形状係数	1/2	気象指針どおり。
気象データ	2012年1月～2012年12月までに観測された地表付近を代表する地上高10m(標高70m)地点の風向, 風速データを使用	建屋影響を受ける大気拡散評価を行うため地上風(地上高10m)の気象データを使用過去10年間の気象状態と比較して異常がなく, 気象データの代表性が確認された2012年1月～2012年12月の1年間の気象データを使用。

表4-6 原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャイン
ガンマ線評価用7日間積算線源強度

群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (-)	群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (-)
1	0.01	約 1.3×10^{23}	22	1.5	約 2.3×10^{22}
2	0.02	約 1.4×10^{23}	23	1.66	約 2.6×10^{22}
3	0.03	約 1.5×10^{23}	24	2.0	約 5.6×10^{22}
4	0.045	約 3.0×10^{23}	25	2.5	約 8.8×10^{21}
5	0.06	約 3.1×10^{22}	26	3.0	約 3.1×10^{21}
6	0.07	約 2.1×10^{22}	27	3.5	約 1.9×10^{19}
7	0.075	約 4.2×10^{22}	28	4.0	約 1.9×10^{19}
8	0.1	約 2.1×10^{23}	29	4.5	約 5.5×10^{11}
9	0.15	約 3.1×10^{22}	30	5.0	約 5.5×10^{11}
10	0.2	約 6.7×10^{22}	31	5.5	約 5.5×10^{11}
11	0.3	約 1.3×10^{23}	32	6.0	約 5.5×10^{11}
12	0.4	約 1.3×10^{23}	33	6.5	約 6.4×10^{10}
13	0.45	約 6.7×10^{22}	34	7.0	約 6.4×10^{10}
14	0.51	約 1.0×10^{23}	35	7.5	約 6.4×10^{10}
15	0.512	約 3.5×10^{21}	36	8.0	約 6.4×10^{10}
16	0.6	約 1.5×10^{23}	37	10.0	約 2.0×10^{10}
17	0.7	約 1.7×10^{23}	38	12.0	約 9.8×10^9
18	0.8	約 8.1×10^{22}	39	14.0	0.0
19	1.0	約 1.6×10^{23}	40	20.0	0.0
20	1.33	約 4.7×10^{22}	41	30.0	0.0
21	1.34	約 1.4×10^{21}	42	50.0	0.0

表4-7 原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及び
スカイシャインガンマ線による実効線量

被ばく経路	実効線量 (mSv/7日間)
直接ガンマ線及び スカイシャインガンマ線	約 1.2×10^{-7}

表4-8 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による実効線量

被ばく経路	実効線量 (mSv/7日間)
クラウドシャイン	約 6.7×10^{-1}

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 : 4.0×10^{-3} cm/s 希ガス : 沈着無し	線量目標値評価指針*1を参考に、湿性沈着を考慮して乾性沈着速度 (0.3cm/s) の4倍を設定 沈着速度はNUREG/CR-4551 Vol2*2より設定 有機よう素の乾性沈着速度はNRPB-R322*3より設定

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-Atmospheric Dispersion Modelling Liaison Committee Annual Report, 1998-99

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	大気中への 放出量 (Bq)	地表面沈着濃度 (7日間積算値) (Bq・s/m ²)
よう素類	約 2.2×10^{17}	約 2.5×10^{16}
Cs類	約 1.8×10^{16}	約 5.3×10^{15}
Te類	約 5.3×10^{16}	約 8.5×10^{15}
Ba類	約 2.0×10^{15}	約 4.9×10^{14}
Ru類	約 1.0×10^{10}	約 1.9×10^9
Ce類	約 6.5×10^{13}	約 1.0×10^{13}
La類	約 9.2×10^{12}	約 3.0×10^{14}

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 (m^{-2})	群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (m^{-2})
1	0.01	約 2.7×10^{15}	22	1.5	約 8.3×10^{14}
2	0.02	約 3.1×10^{15}	23	1.66	約 1.4×10^{14}
3	0.03	約 6.4×10^{15}	24	2.0	約 3.0×10^{14}
4	0.045	約 1.8×10^{15}	25	2.5	約 1.3×10^{14}
5	0.06	約 1.1×10^{15}	26	3.0	約 1.2×10^{13}
6	0.07	約 7.4×10^{14}	27	3.5	約 3.8×10^{10}
7	0.075	約 1.5×10^{14}	28	4.0	約 3.8×10^{10}
8	0.1	約 7.7×10^{14}	29	4.5	約 7.0×10^1
9	0.15	約 6.2×10^{14}	30	5.0	約 7.0×10^1
10	0.2	約 2.7×10^{15}	31	5.5	約 7.0×10^1
11	0.3	約 5.4×10^{15}	32	6.0	約 7.0×10^1
12	0.4	約 8.2×10^{15}	33	6.5	約 8.0×10^0
13	0.45	約 4.1×10^{15}	34	7.0	約 8.0×10^0
14	0.51	約 5.1×10^{15}	35	7.5	約 8.0×10^0
15	0.512	約 1.7×10^{14}	36	8.0	約 8.0×10^0
16	0.6	約 7.5×10^{15}	37	10.0	約 2.5×10^0
17	0.7	約 8.6×10^{15}	38	12.0	約 1.2×10^0
18	0.8	約 3.8×10^{15}	39	14.0	0.0
19	1.0	約 7.5×10^{15}	40	20.0	0.0
20	1.33	約 1.7×10^{15}	41	30.0	0.0
21	1.34	約 5.2×10^{13}	42	50.0	0.0

表4-12 グランドシャインガンマ線による実効線量

被ばく経路	実効線量 (mSv/7日間)
グランドシャイン	約 2.8×10^{-5}

表4-13 緊急時対策所の換気設備条件

期間		事象発生～24h	24h～34h	34h～168h
放射性物質放出の状況 (○：放出，×：放出なし)	希ガス	×	○	×
	希ガス以外	×	○	×
緊急時対策所 加圧空気供給系	加圧方式	—	空気ポンベ	—
	処理空間容積	—	2811.6 m ³ (緊急時対策所)	—
	リークイン(m ³ /h)	—	0 m ³ /h (0回/h)	—
緊急時対策所 換気空調系	運転モード	重大事故時 (プルーム通過前・後) 運転	重大事故時 (プルーム通過中) 運転	重大事故時 (プルーム通過前・後) 運転
	処理空間容積	10210 m ³ (緊急時対策所及び浄化エリア)	7398.4 m ³ (浄化エリア)	10210 m ³ (緊急時対策所及び浄化エリア)
	外気取込み量(m ³ /h)	1000 m ³ /h		
	チャコールエアフィルタ効率	99.75 %		
	高性能エアフィルタ効率	99.99 %		
	リークイン(m ³ /h)	0 m ³ /h (0回/h)		
緊急時対策所の 浄化エリアに 対する遮蔽体	コンクリート厚さ			
	コンクリート密度		2.15g/cm ³	
	減衰率	—	QAD-CGGP2Rにより直接算出	—
運転モードイメージ図*1, *2 *1: 浄化エリアとは、緊急時対策所換気空調系により、高性能エアフィルタ及びチャコールエアフィルタを通して外気を取り込むエリア *2: 運転モードイメージ図中網掛け部は、線源範囲を示す。				
備考*3 *3: 事象発生～24hは、室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばくの影響は無い。24h～168h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の評価方法等は5.1.2(1)d.に示す。		【緊急時対策所, 浄化エリア】 ・緊急時対策所非常用送風機を起動し、高性能エアフィルタ及びチャコールエアフィルタにて浄化した空気を緊急時対策所内に取り込む非常用運転を実施 ・建屋内は正圧維持	【緊急時対策所】 ・緊急時対策所非常用送風機を起動し、緊急時対策所加圧空気供給系による加圧運転を実施し、緊急時対策所内への放射性物質の流入を防止する。 【浄化エリア】 ・緊急時対策所非常用送風機を起動し、高性能エアフィルタ及びチャコールエアフィルタにて浄化した空気を緊急時対策所内に取り込む非常用運転を実施 ・建屋内は正圧維持	【緊急時対策所】 ・緊急時対策所加圧空気供給系による加圧運転を停止 【浄化エリア】 ・緊急時対策所換気空調系の外気取込みにより建屋内の放射性物質の排出を継続 ・建屋内は正圧維持

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表4-14 隣接区画内に取り込まれた放射性物質のガンマ線による
被ばく評価用の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 (m^{-3})	群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (m^{-3})
1	0.01	約 2.1×10^{13}	22	1.5	約 1.1×10^{10}
2	0.02	約 2.4×10^{13}	23	1.66	約 1.6×10^{10}
3	0.03	約 1.4×10^{13}	24	2.0	約 3.4×10^{10}
4	0.045	約 1.4×10^{14}	25	2.5	約 2.4×10^{11}
5	0.06	約 3.0×10^{12}	26	3.0	約 3.0×10^9
6	0.07	約 2.0×10^{12}	27	3.5	約 4.9×10^5
7	0.075	約 2.0×10^{13}	28	4.0	約 4.9×10^5
8	0.1	約 1.0×10^{14}	29	4.5	約 1.7×10^{-6}
9	0.15	約 1.3×10^{12}	30	5.0	約 1.7×10^{-6}
10	0.2	約 3.0×10^{13}	31	5.5	約 1.7×10^{-6}
11	0.3	約 6.1×10^{13}	32	6.0	約 1.7×10^{-6}
12	0.4	約 6.5×10^{11}	33	6.5	約 2.0×10^{-7}
13	0.45	約 3.2×10^{11}	34	7.0	約 2.0×10^{-7}
14	0.51	約 1.5×10^{12}	35	7.5	約 2.0×10^{-7}
15	0.512	約 5.0×10^{10}	36	8.0	約 2.0×10^{-7}
16	0.6	約 2.2×10^{12}	37	10.0	約 6.1×10^{-8}
17	0.7	約 2.5×10^{12}	38	12.0	約 3.0×10^{-8}
18	0.8	約 5.6×10^{10}	39	14.0	0.0
19	1.0	約 1.1×10^{11}	40	20.0	0.0
20	1.33	約 2.2×10^{10}	41	30.0	0.0
21	1.34	約 6.7×10^8	42	50.0	0.0

表4-15 線量計算条件

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

注記 *1: ICRP Publication 71, "Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part4 Inhalation Dose Coefficients", 1995

*2: ICRP Publication 72, "Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part5 Compilation of Ingestion and Inhalation Dose Coefficients", 1996

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

表4-16 外気から室内に取り込まれた放射性物質による実効線量

	実効線量 (mSv/7日間)
緊急時対策所内の放射性物質の吸入摂取による内部被ばく	0.0
緊急時対策所内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	0.0
隣接区画内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約 3.0×10^{-2}
合 計	約 3.0×10^{-2}

表4-17 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

	実効線量 (mSv/7日間)		
	外部被ばく	内部被ばく	合 計
建屋からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	約 9.7×10^{-8}	—	約 9.7×10^{-8}
放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 6.7×10^{-1}	—	約 6.7×10^{-1}
外気から室内に取り込まれた放射性物質による被ばく	約 3.0×10^{-2}	0.0	約 3.0×10^{-2}
大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 2.6×10^{-5}	—	約 2.6×10^{-5}
合 計	約 7.0×10^{-1}	0.0	約 7.0×10^{-1}

表4-18 酸素及び二酸化炭素許容濃度

項目	許容濃度	備考
酸素濃度	18 vol%以上	「労働安全衛生法酸素欠乏症等防止規則」を準拠（労働者を従事させる場合の空気中の最低酸素濃度）
二酸化炭素濃度	1.0 vol%以下	「労働安全衛生規則」を準拠（坑内の炭酸ガス濃度の基準1.5%に余裕を考慮）

表4-19 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	83 人	プルーム通過時に緊急時対策所にとどまる要員数を設定。	
体積 (緊急時対策所 バウンダリ体積)	2811.6 m ³	緊急時対策所等を加圧する範囲のバウンダリ体積として設定(緊急対策室, SPDS室及び緊急対策エリア用空調機械室の体積を合計した数値)。	図4-10 参照
評価期間	10 時間	被ばく評価上, 緊急時対策所を緊急時対策所加圧空気供給系により正圧化する期間。	
空気流入	なし	保守的な評価となるため考慮しない。	
初期酸素濃度	20.40vol%	緊急時対策所加圧空気供給系による加圧前の緊急時対策所の外気取入量を基に設定。	
初期二酸化炭素濃度	0.276 vol%	緊急時対策所加圧空気供給系による加圧前の緊急時対策所の外気取入量を基に設定。	
酸素消費量	65.52 L/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「歩行」より引用。	1人当たりの消費量
二酸化炭素吐出し量	30 L/h	「空気調和・衛生工学便覧」より準備を含む現場作業対応がないため「軽作業」より引用。	1人当たりの吐出し量

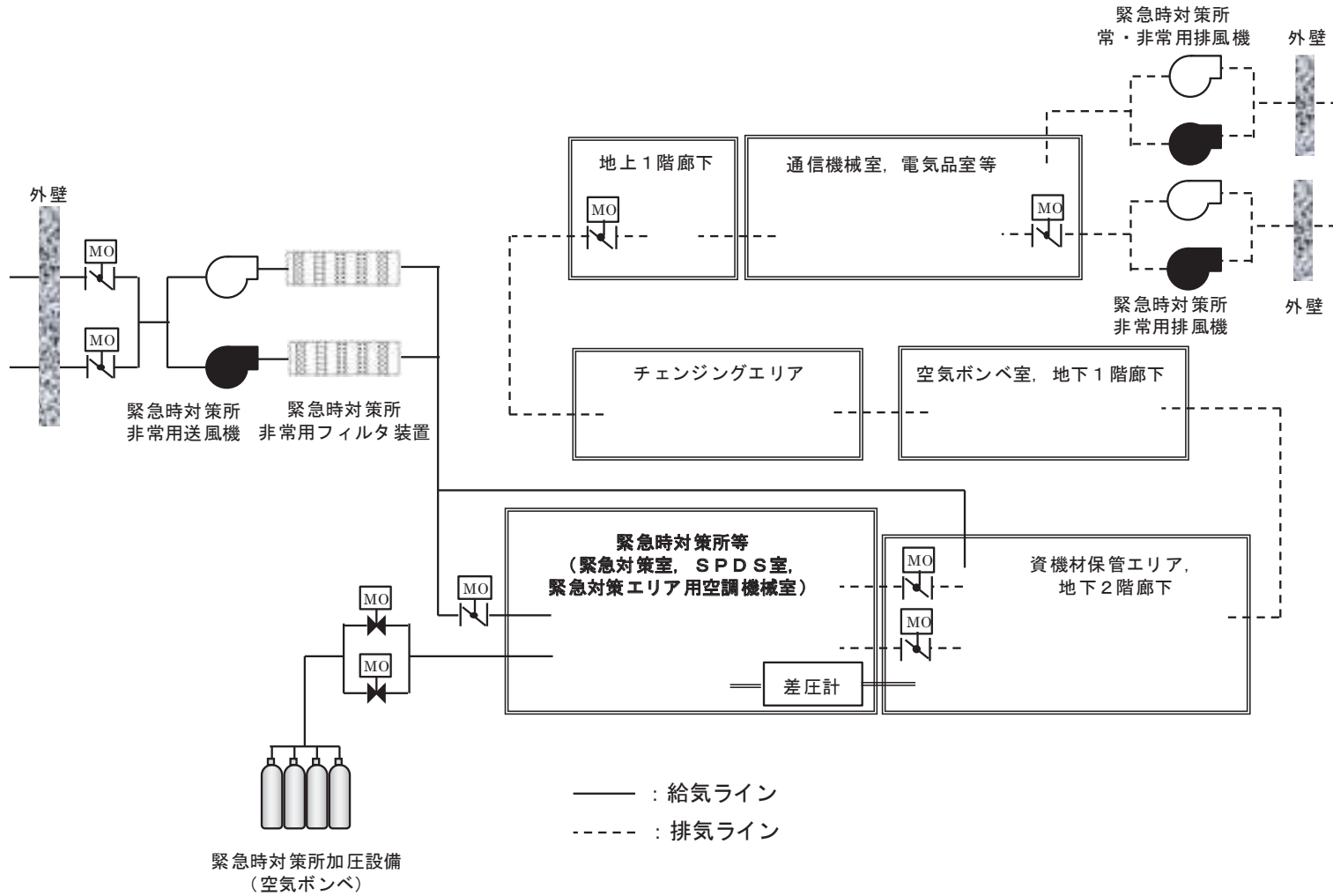


図3-1 緊急時対策所換気空調系及び緊急時対策所加圧空気供給系構成図

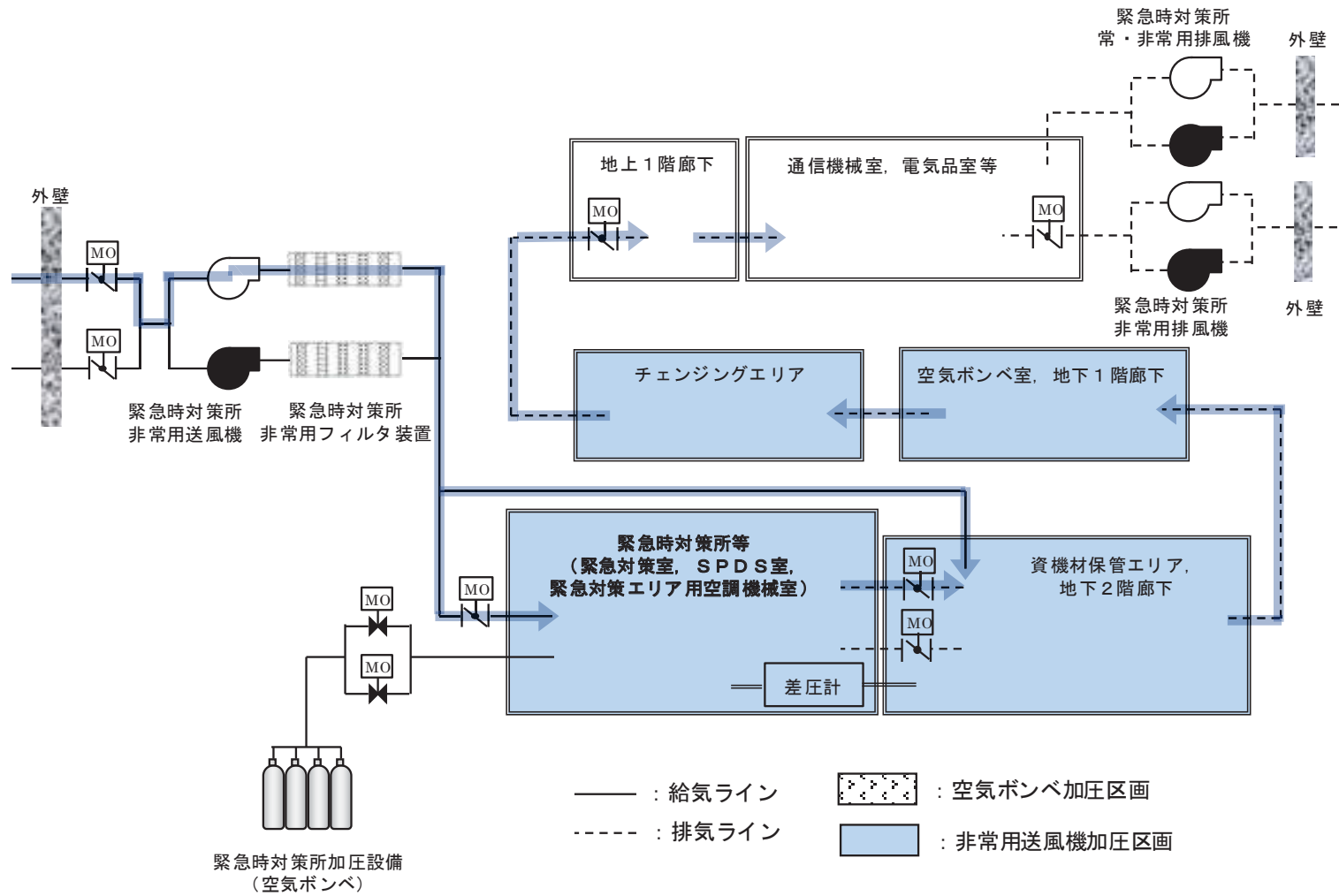


図3-2 緊急時対策所換気空調系及び緊急時対策所加圧空気供給系構成図 (重大事故時 (ブルーム通過前・後) 運転)

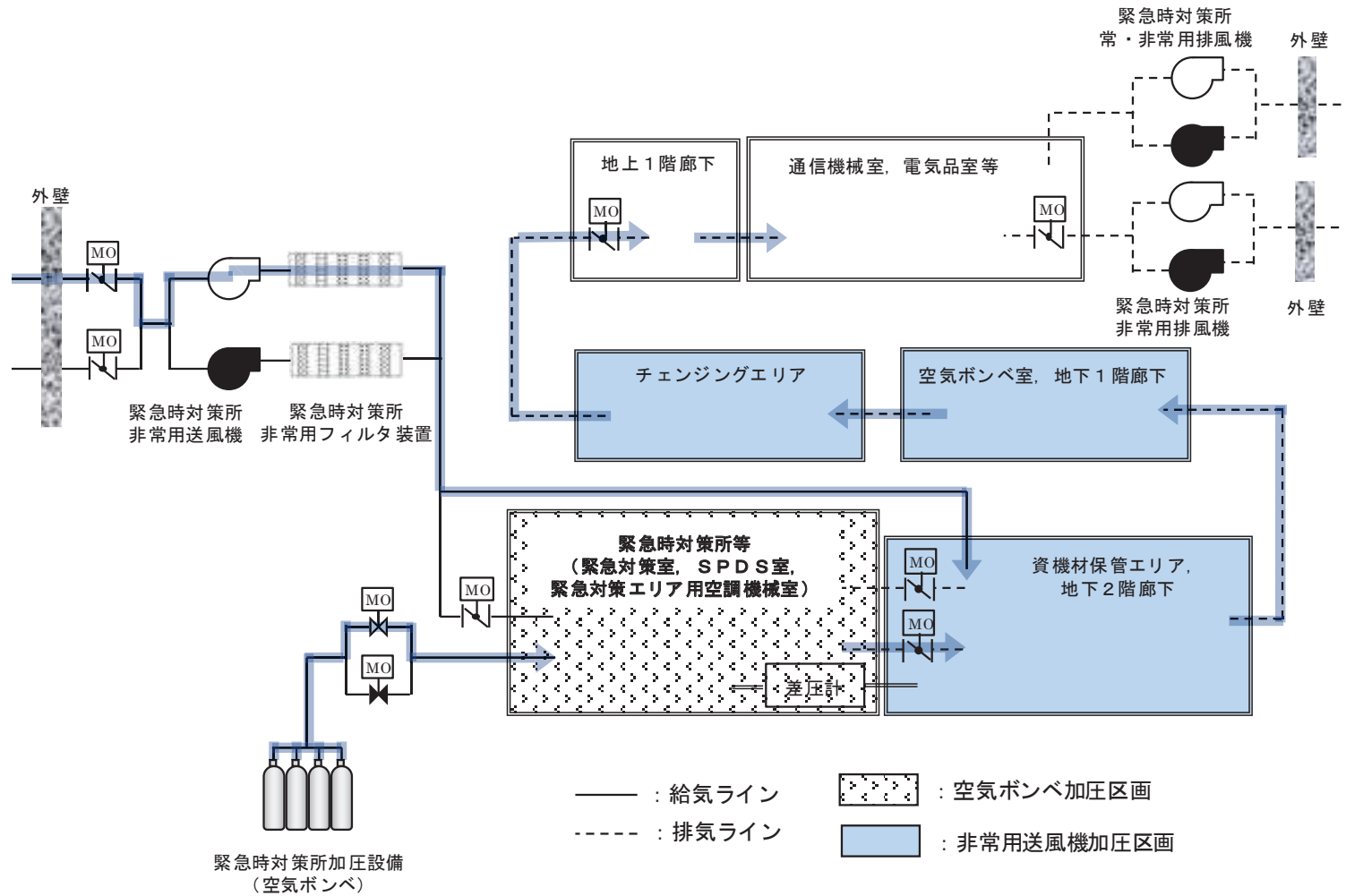


図3-3 緊急時対策所換気空調系及び緊急時対策所加圧空気供給系構成図 (重大事故時 (プルーム通過中) 運転)

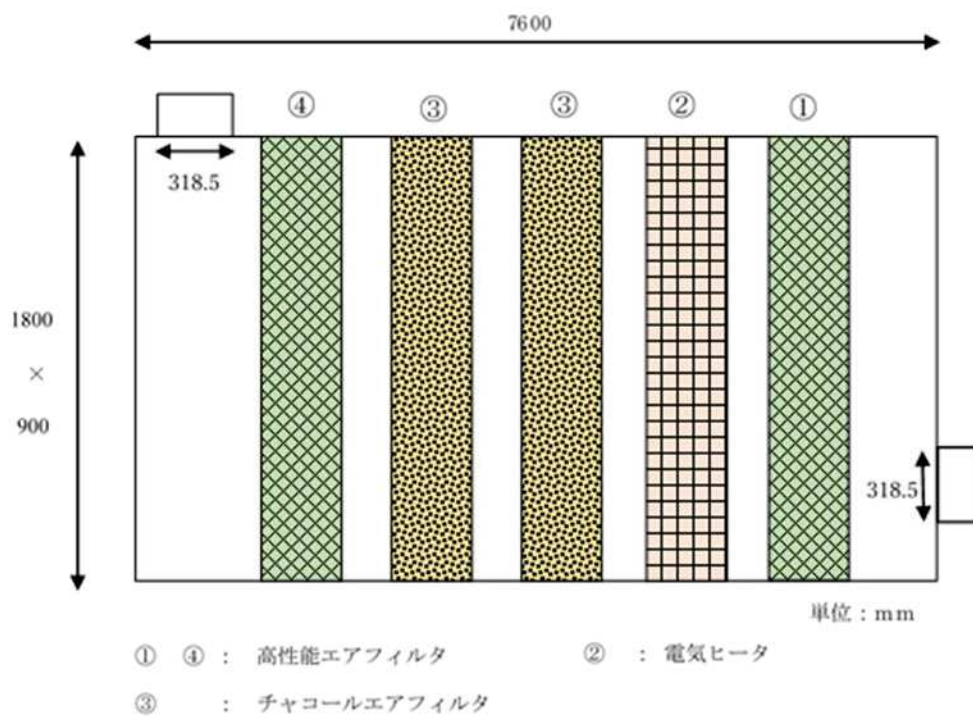


図3-4 緊急時対策所非常用フィルタ装置概略図

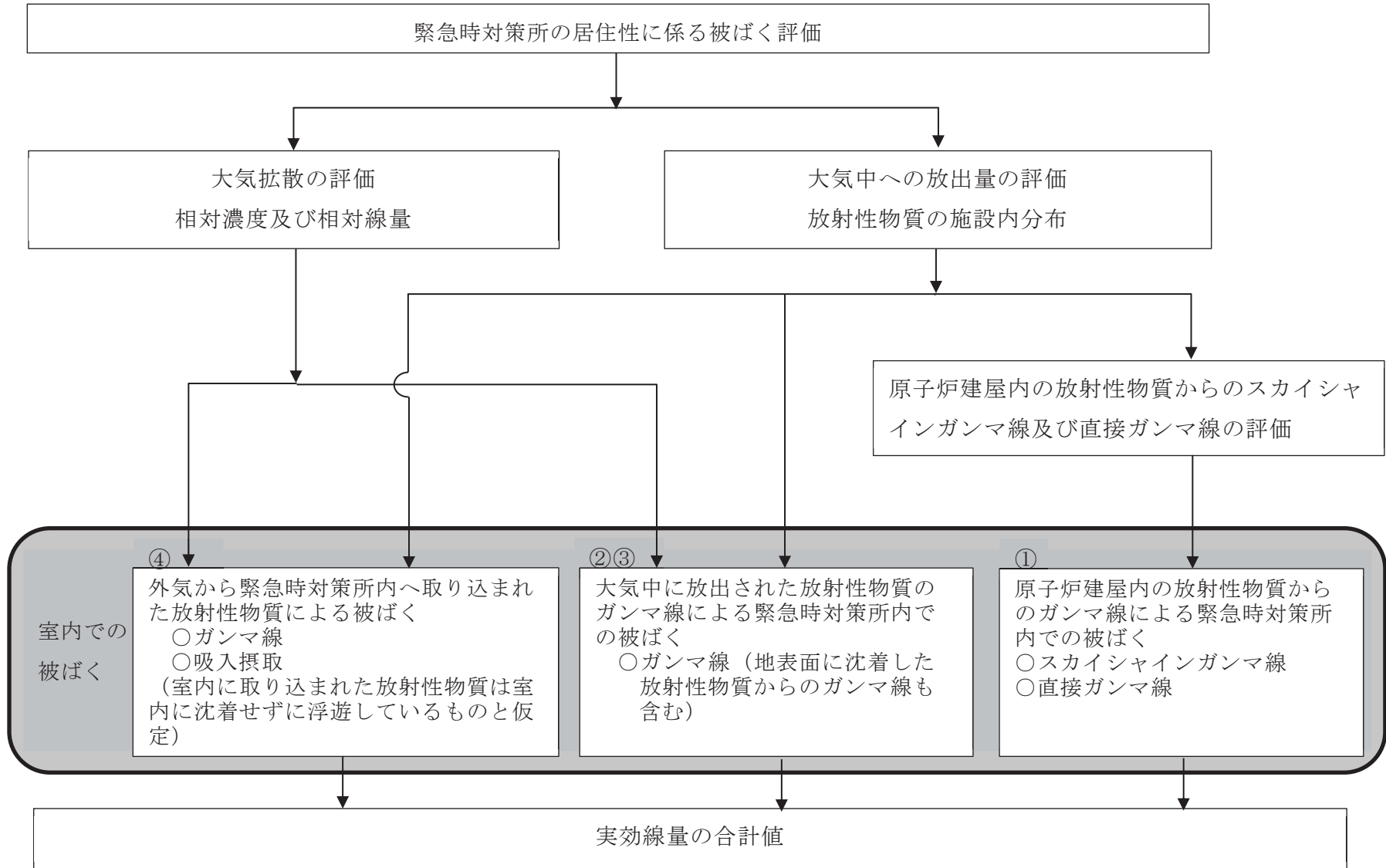


図4-1 重大事故等時の緊急時対策所の対策要員の被ばく経路

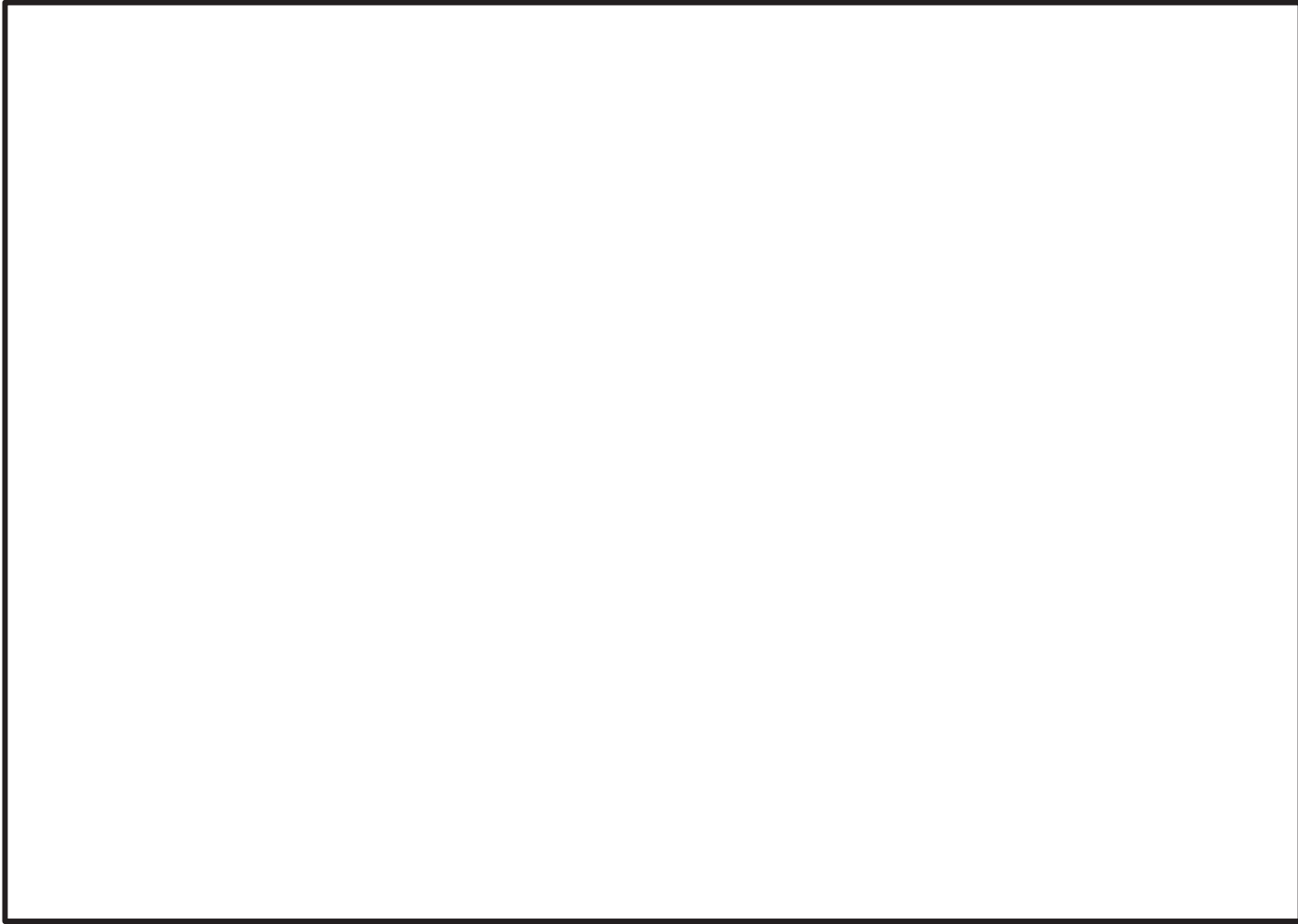


図4-2 重大事故等時の評価対象とする方位

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

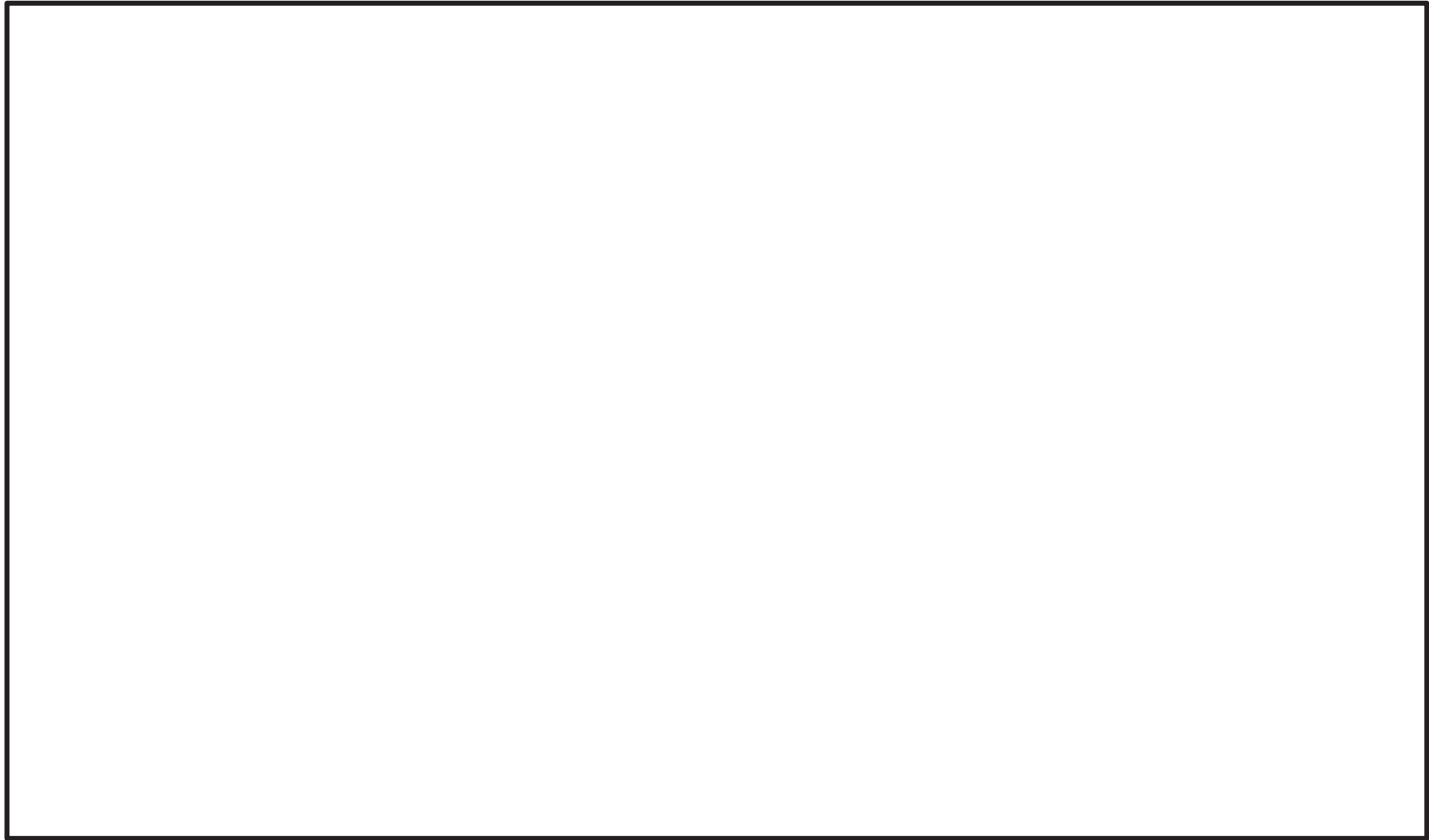
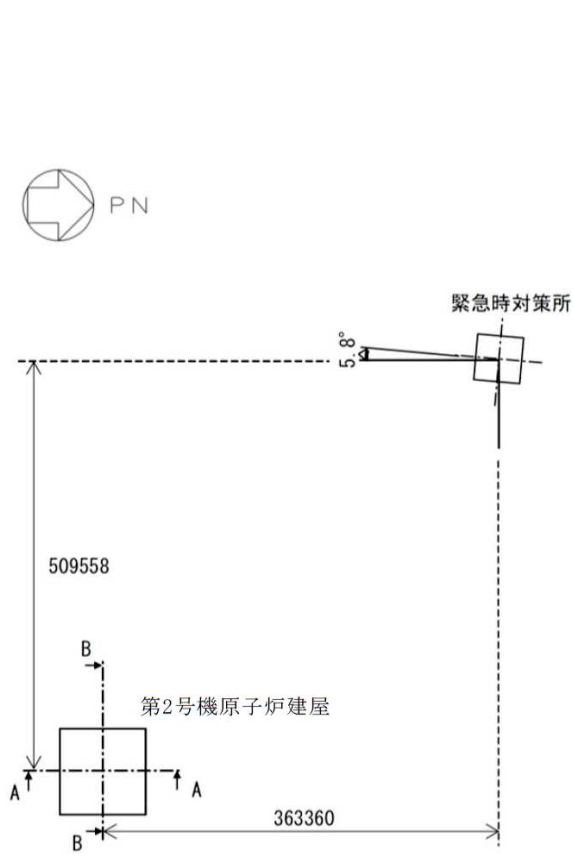


図4-3 原子炉建屋断面積（投影面積）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



単位：mm

- 注記*1：線源領域は原子炉建屋に均一に分布
 *2：密度は空気： $1.2049 \times 10^{-3} \text{g/cm}^3$ ，コンクリート： 2.15g/cm^3
 *3：評価で考慮する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

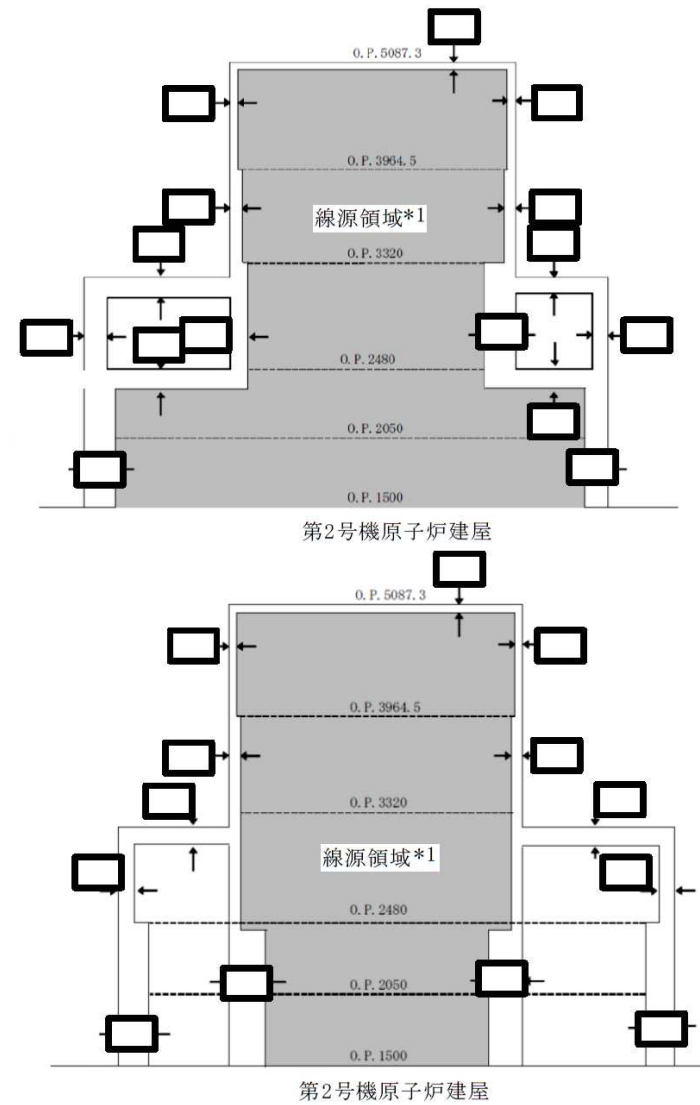
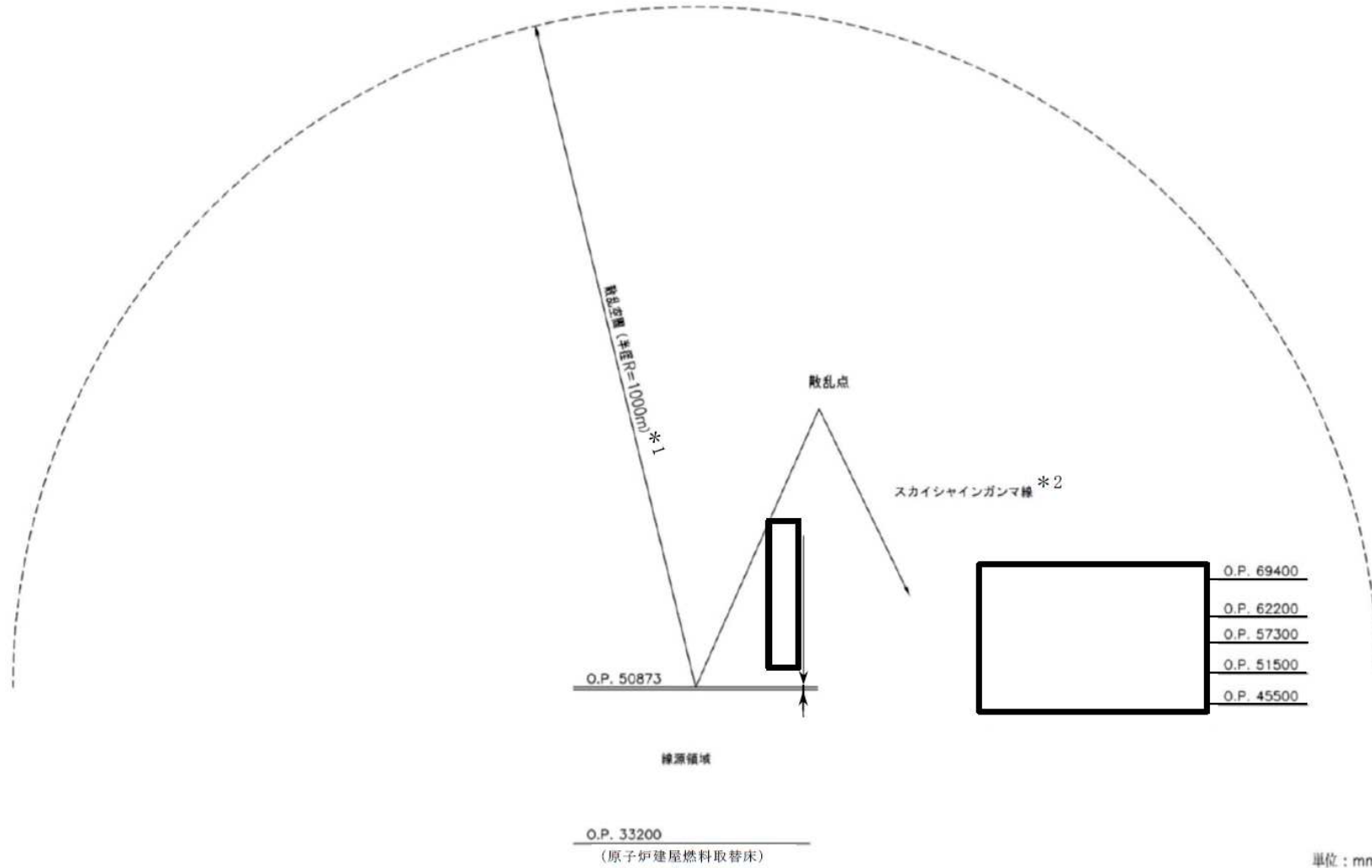


図4-4 直接ガンマ線の評価モデル

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



注記*1: 散乱空間は原子炉建屋から緊急時対策所までを包絡する距離として設定
 *2: 本評価モデルはスカイシャインガンマ線の評価モデル
 *3: 評価で考慮する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4-5 スカイシャインガンマ線の評価モデル

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

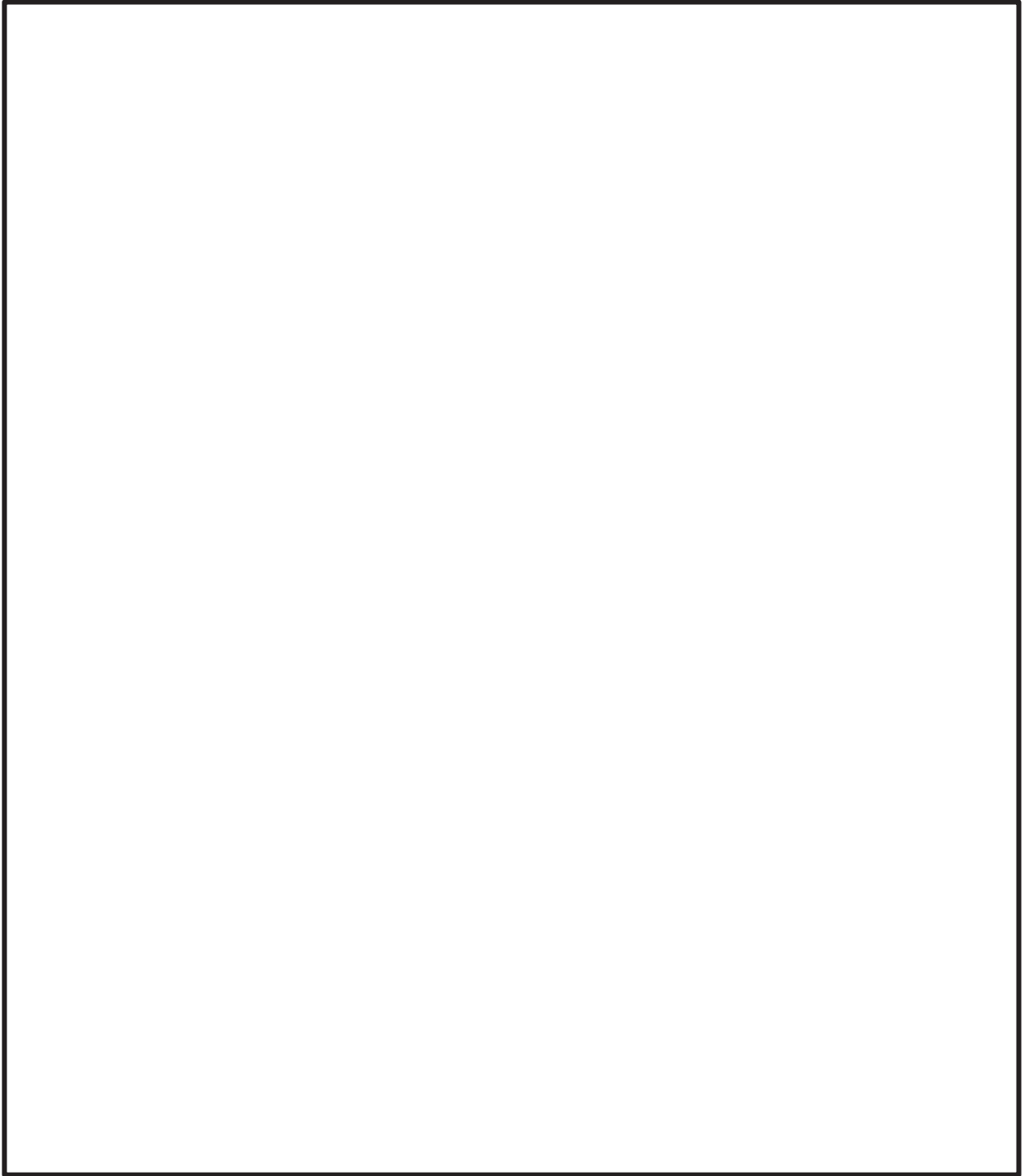


図4-6 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価モデル(1/4)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

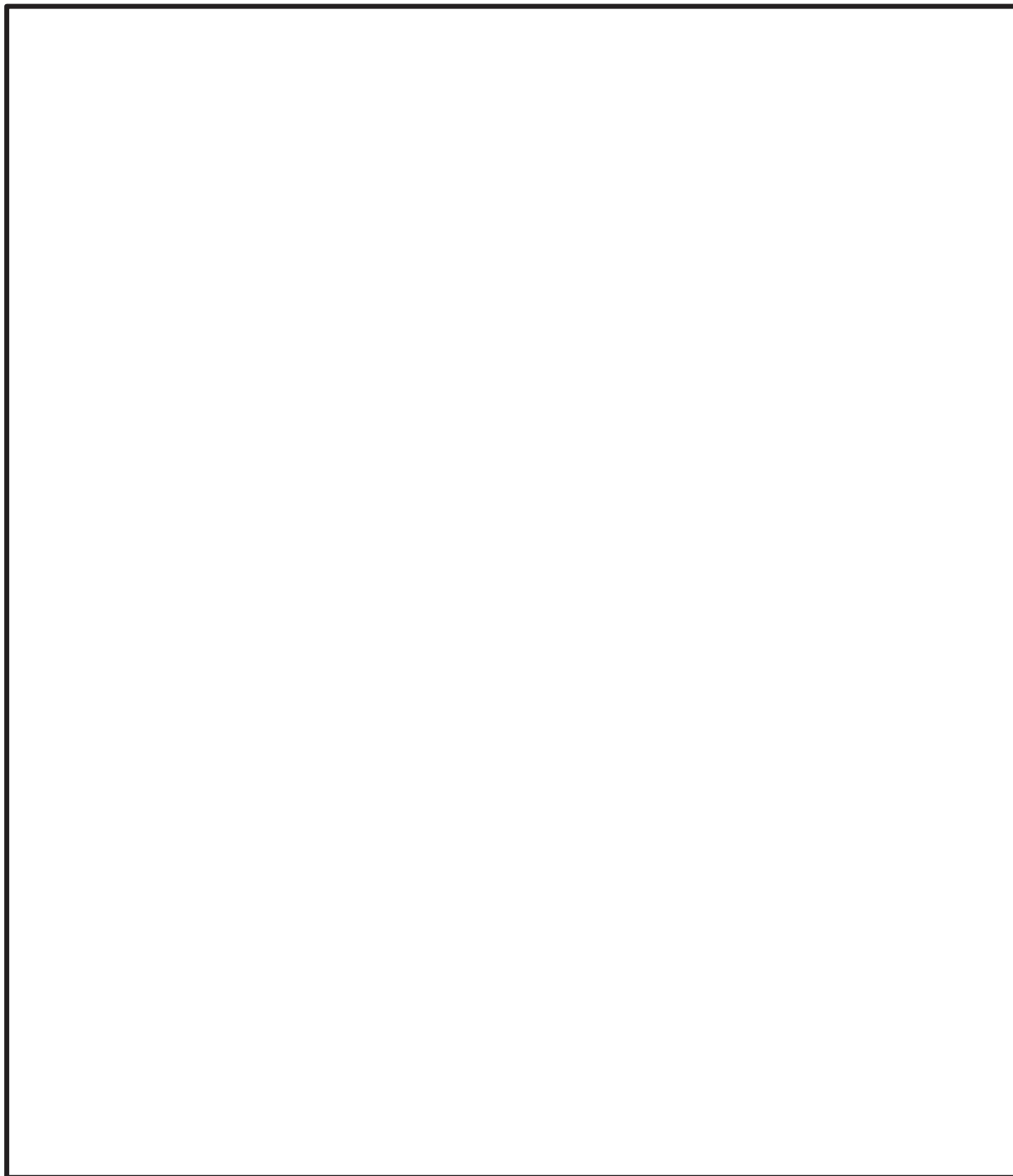


図4-6 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価モデル(2/4)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

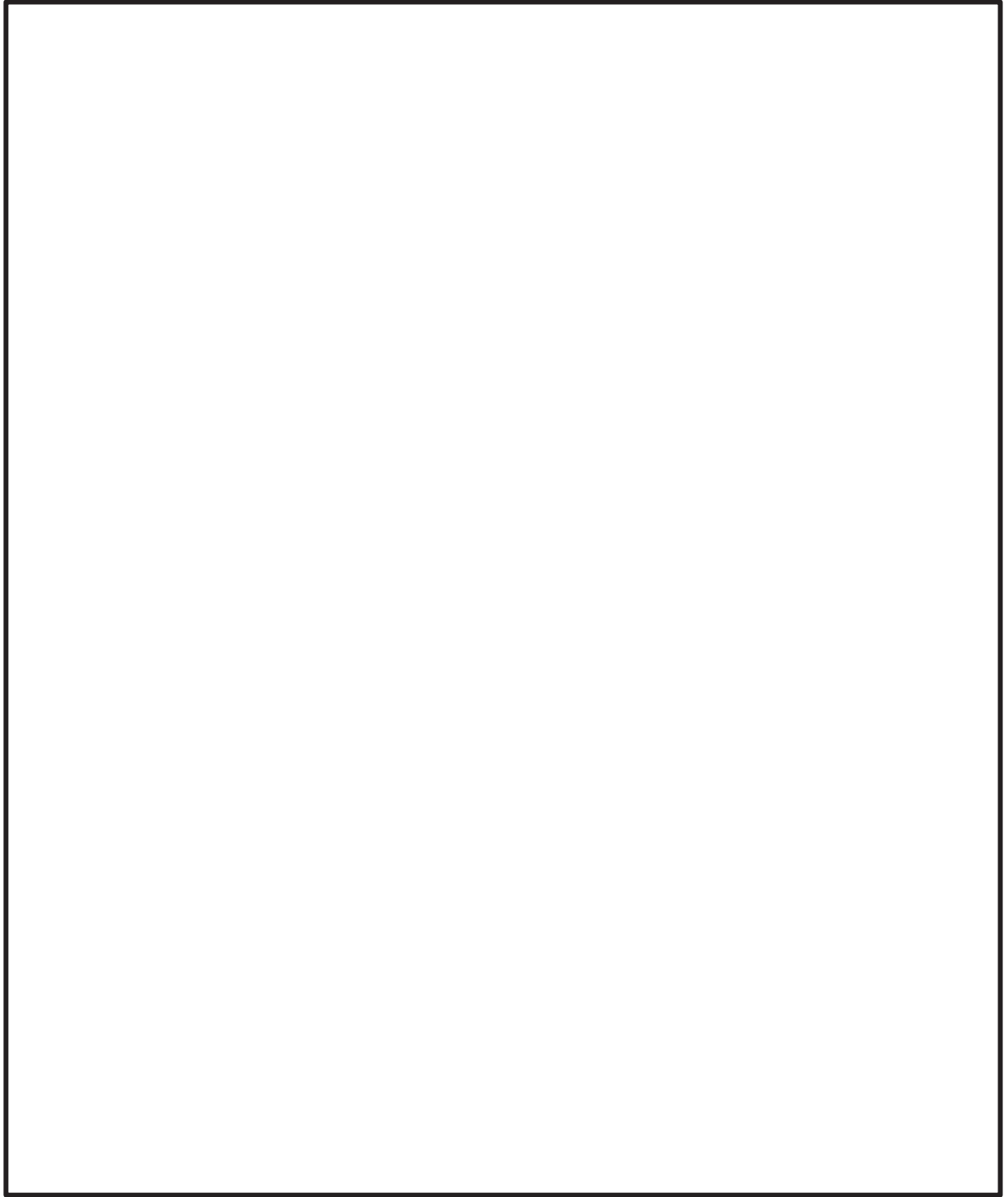
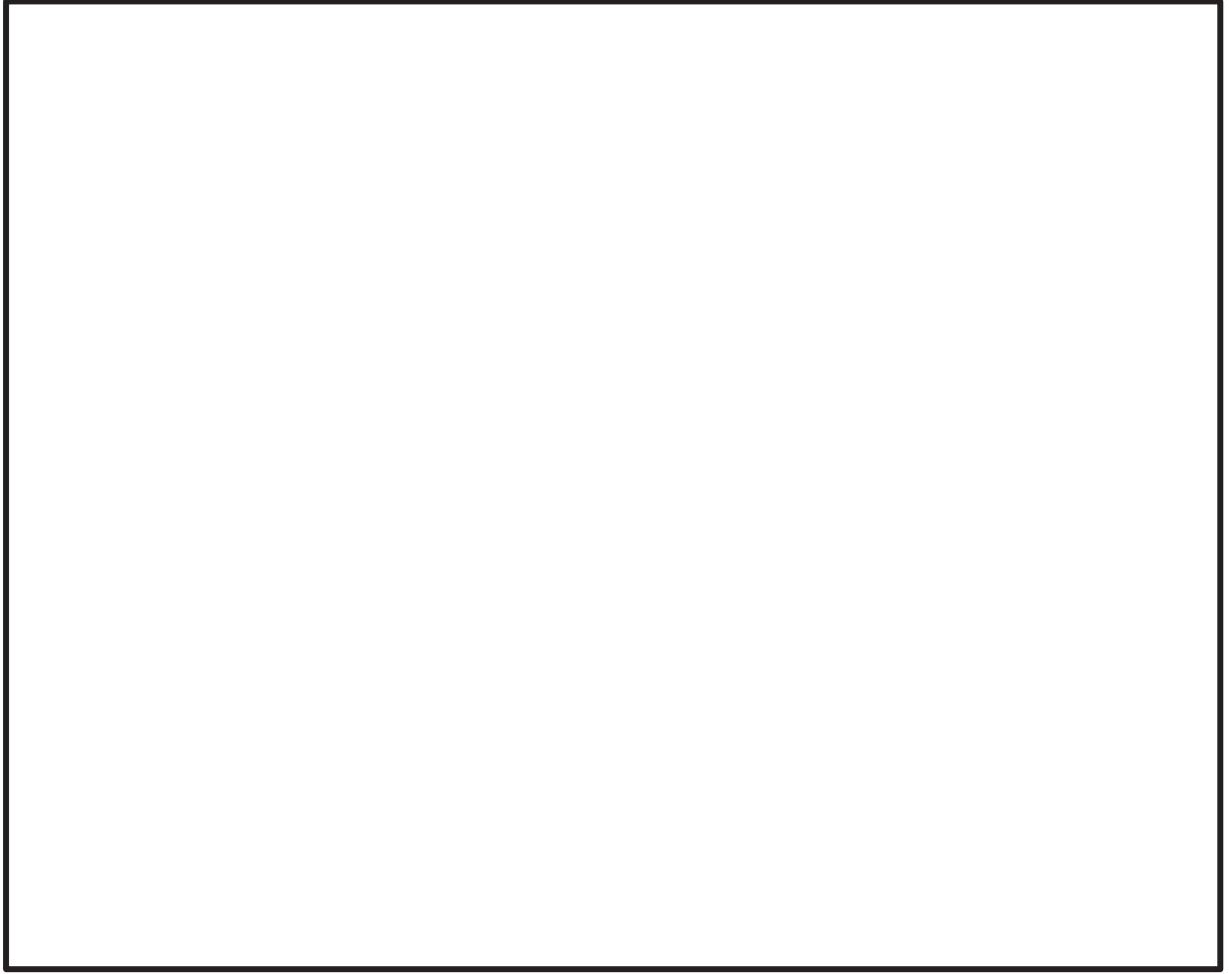


図4-6 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価モデル(3/4)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



緊急時対策建屋 断面図

図4-6 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価モデル(4/4)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

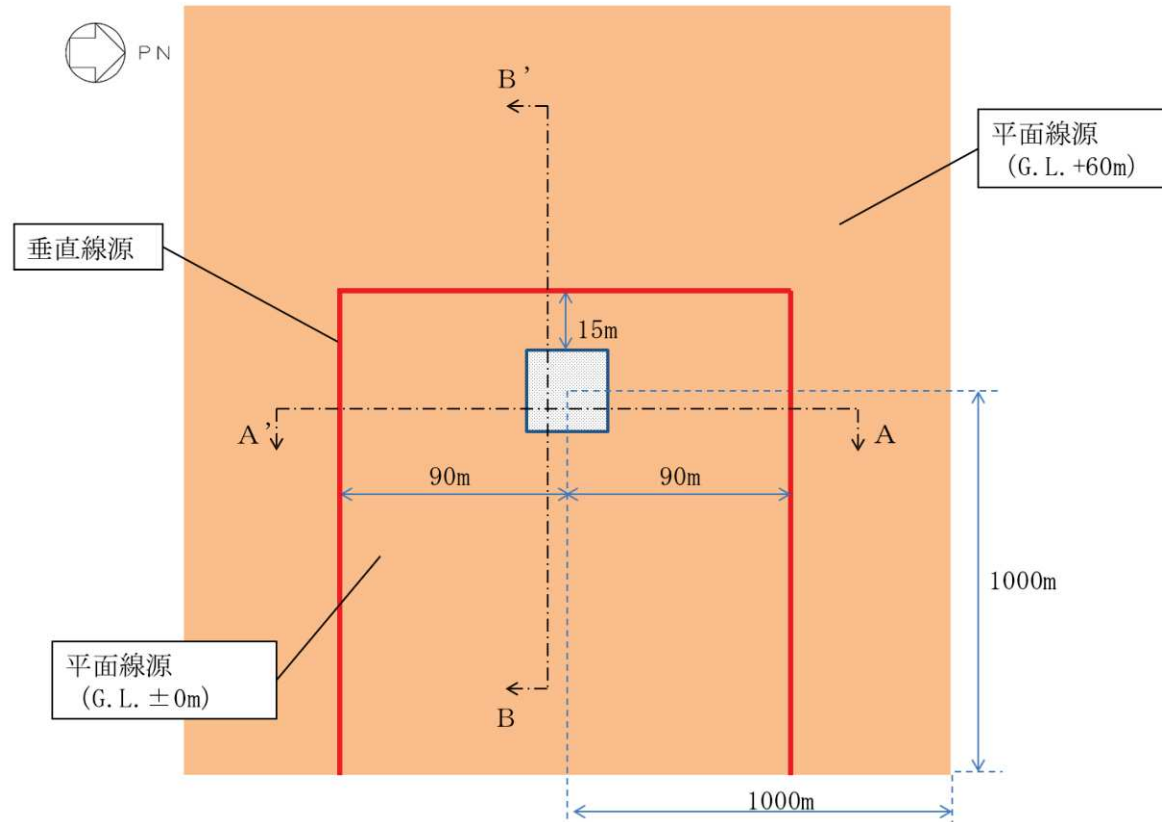


図4-7 緊急時対策建屋周辺のグランドシャインガンマ線の評価モデル(1/3)

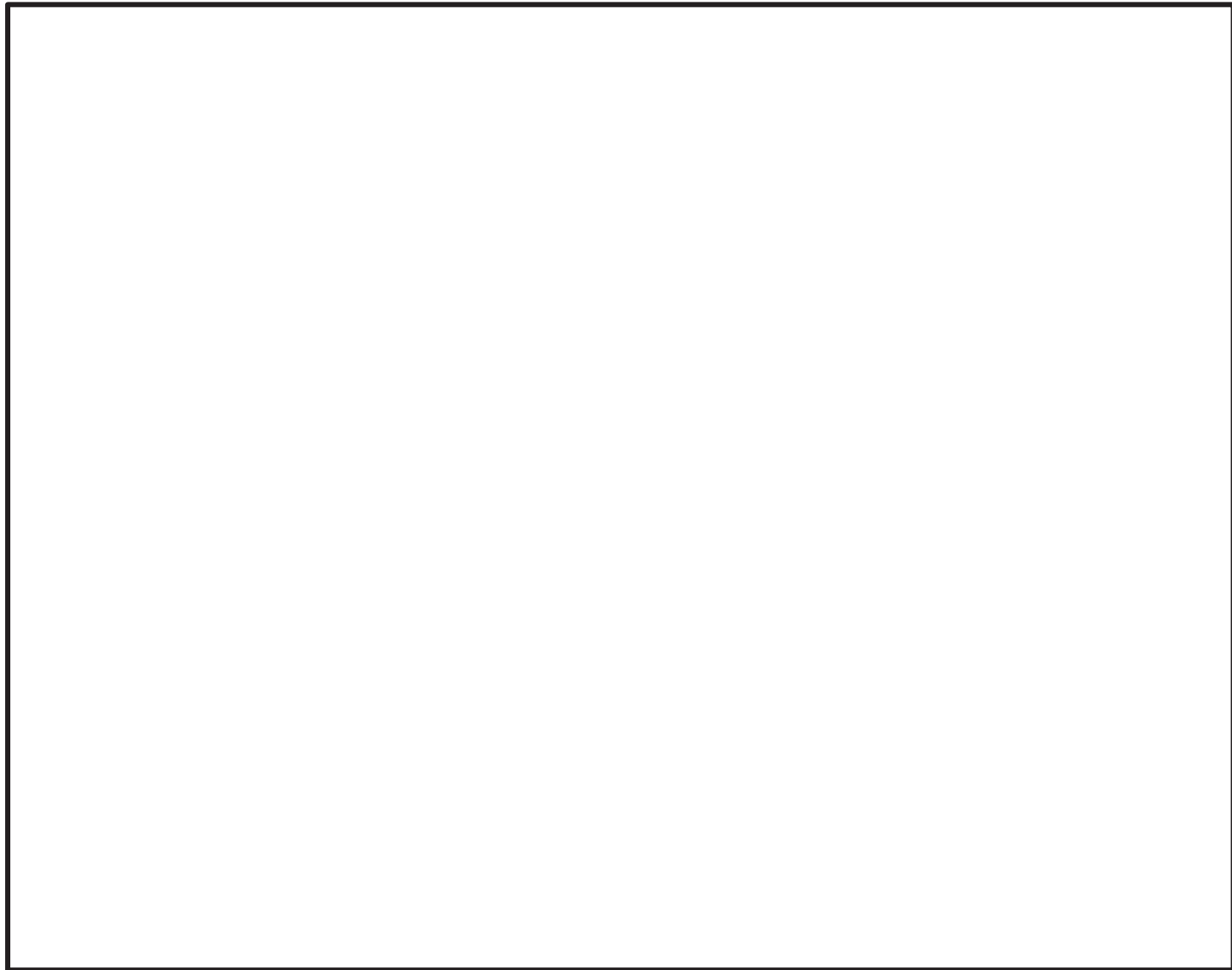


図4-7 緊急時対策建屋周辺のグランドシャインガンマ線の評価モデル(2/3)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

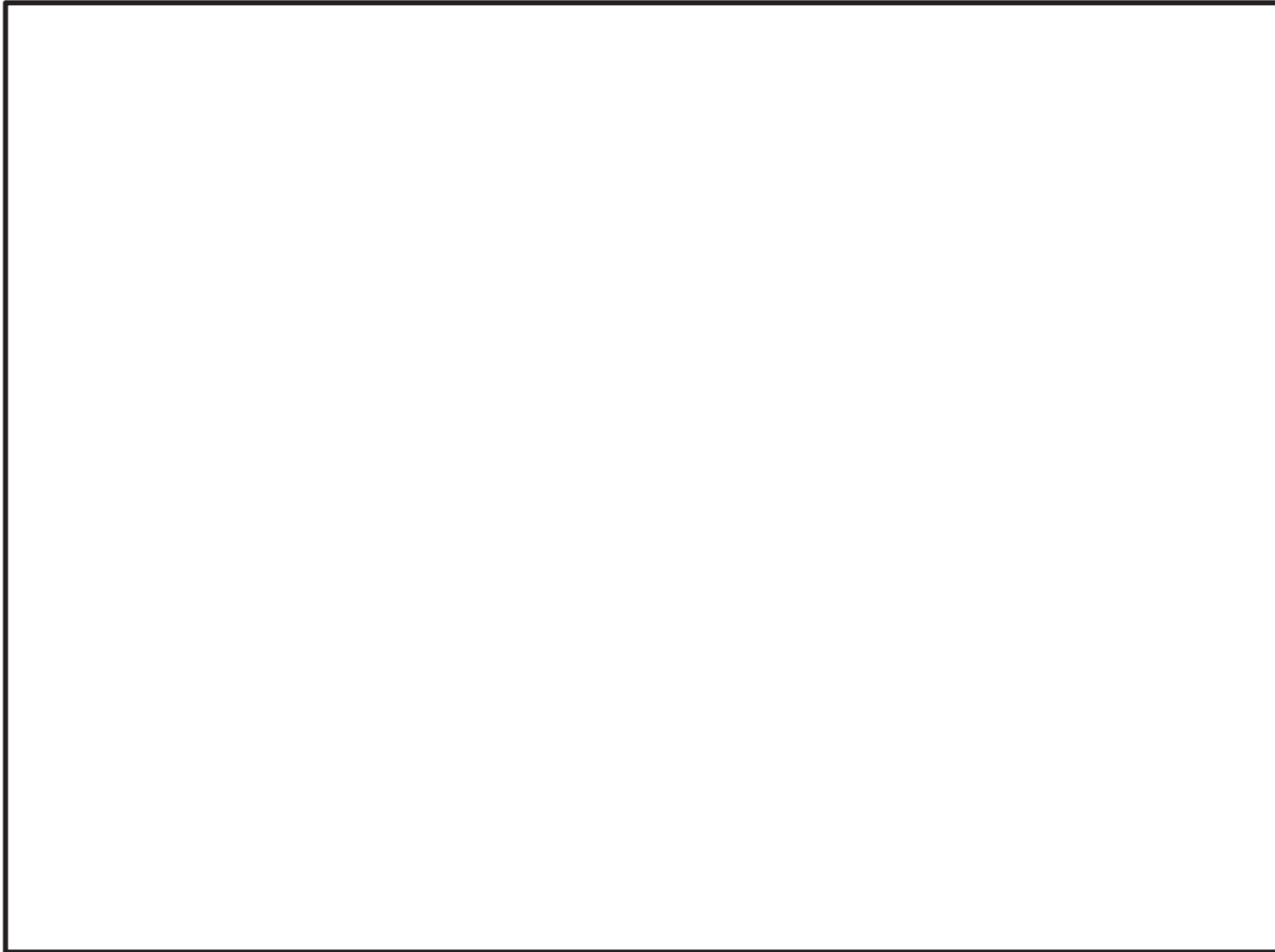


図4-7 緊急時対策建屋周辺のグランドシャインガンマ線の評価モデル(3/3)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

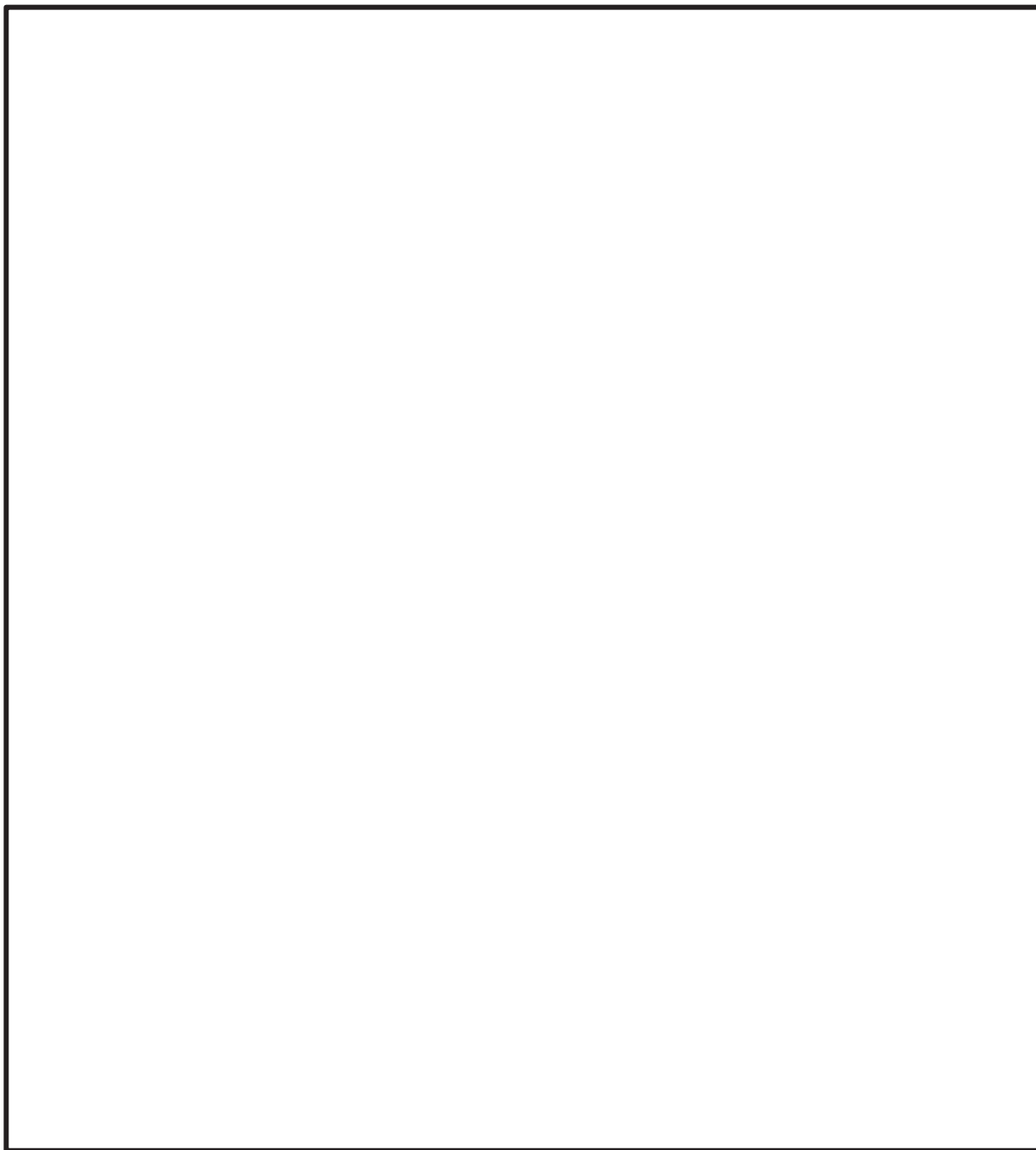


図4-8 グランドシャインガンマ線の評価モデル (1/4)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

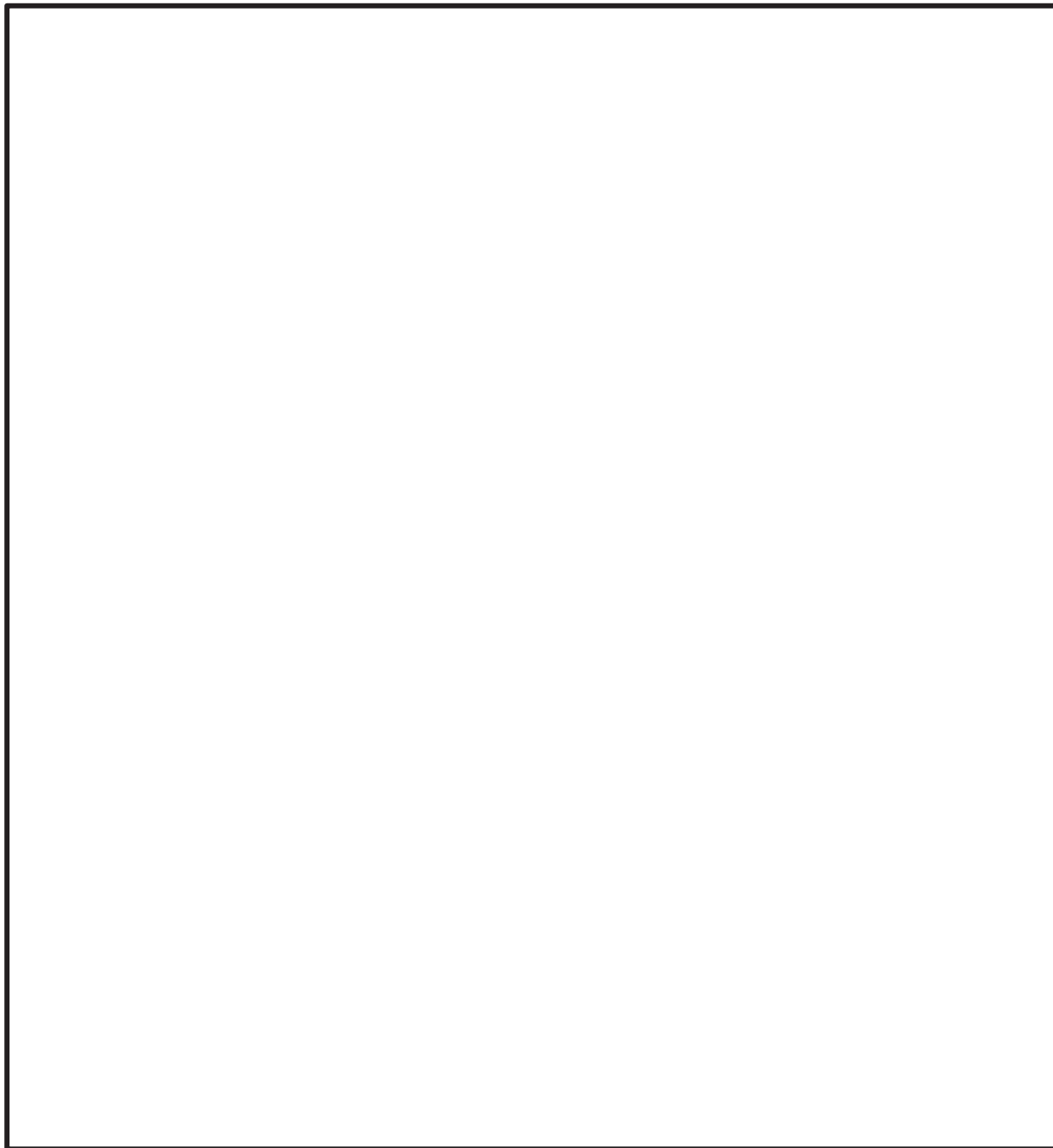


図4-8 グランドシャインガンマ線の評価モデル (2/4)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

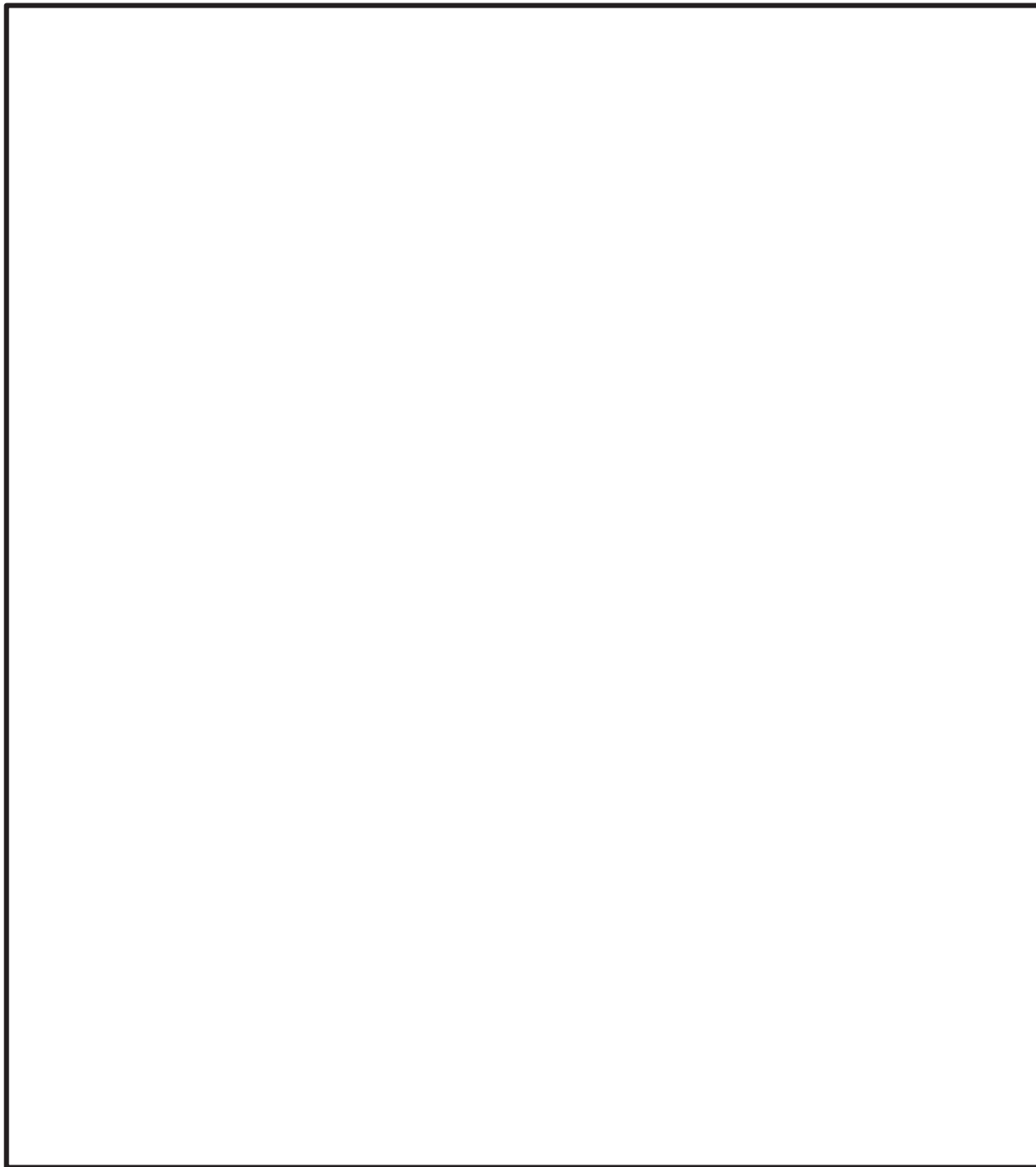
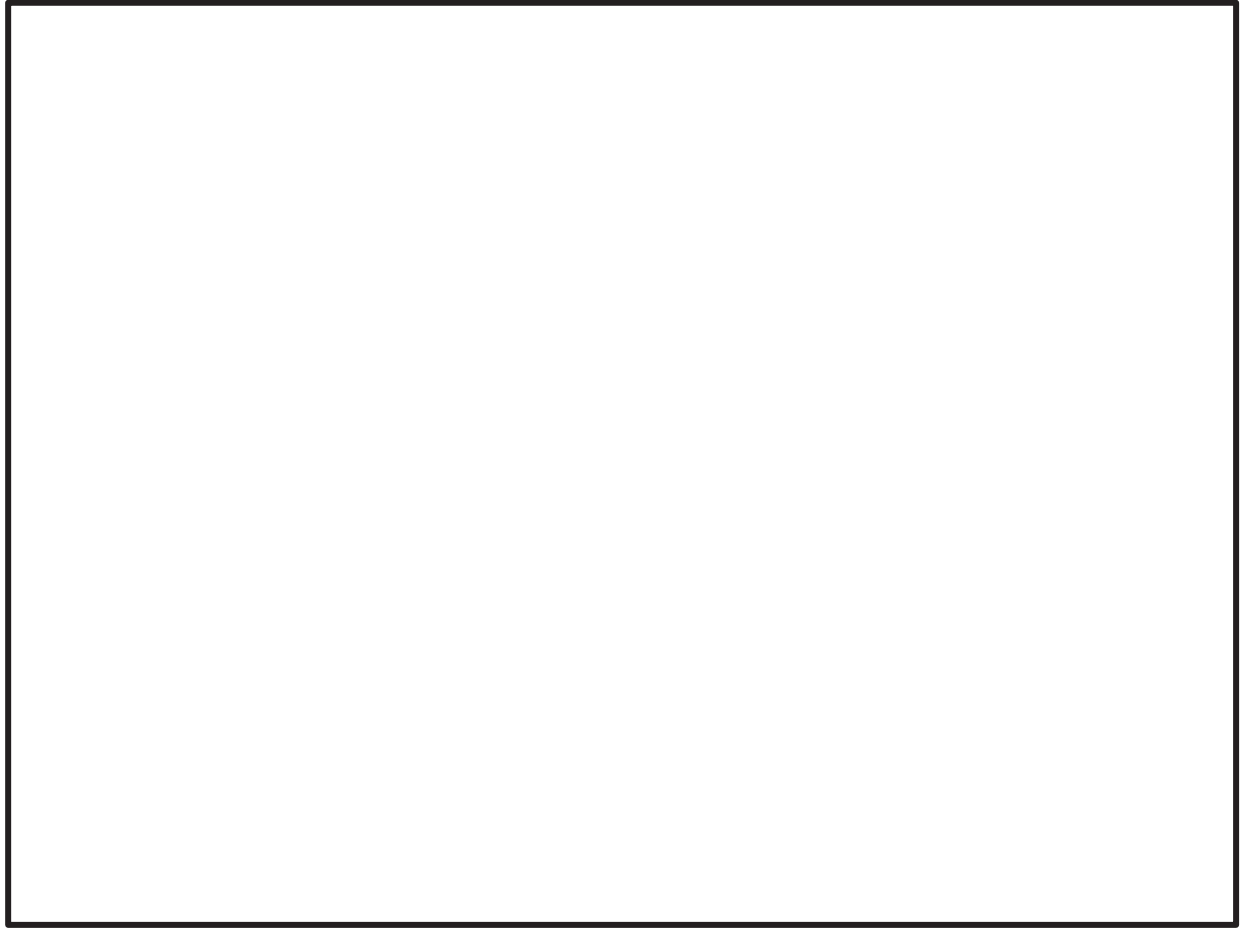


図4-8 グランドシャインガンマ線の評価モデル (3/4)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



緊急時対策建屋 断面図

図4-8 グランドシャインガンマ線の評価モデル (4/4)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

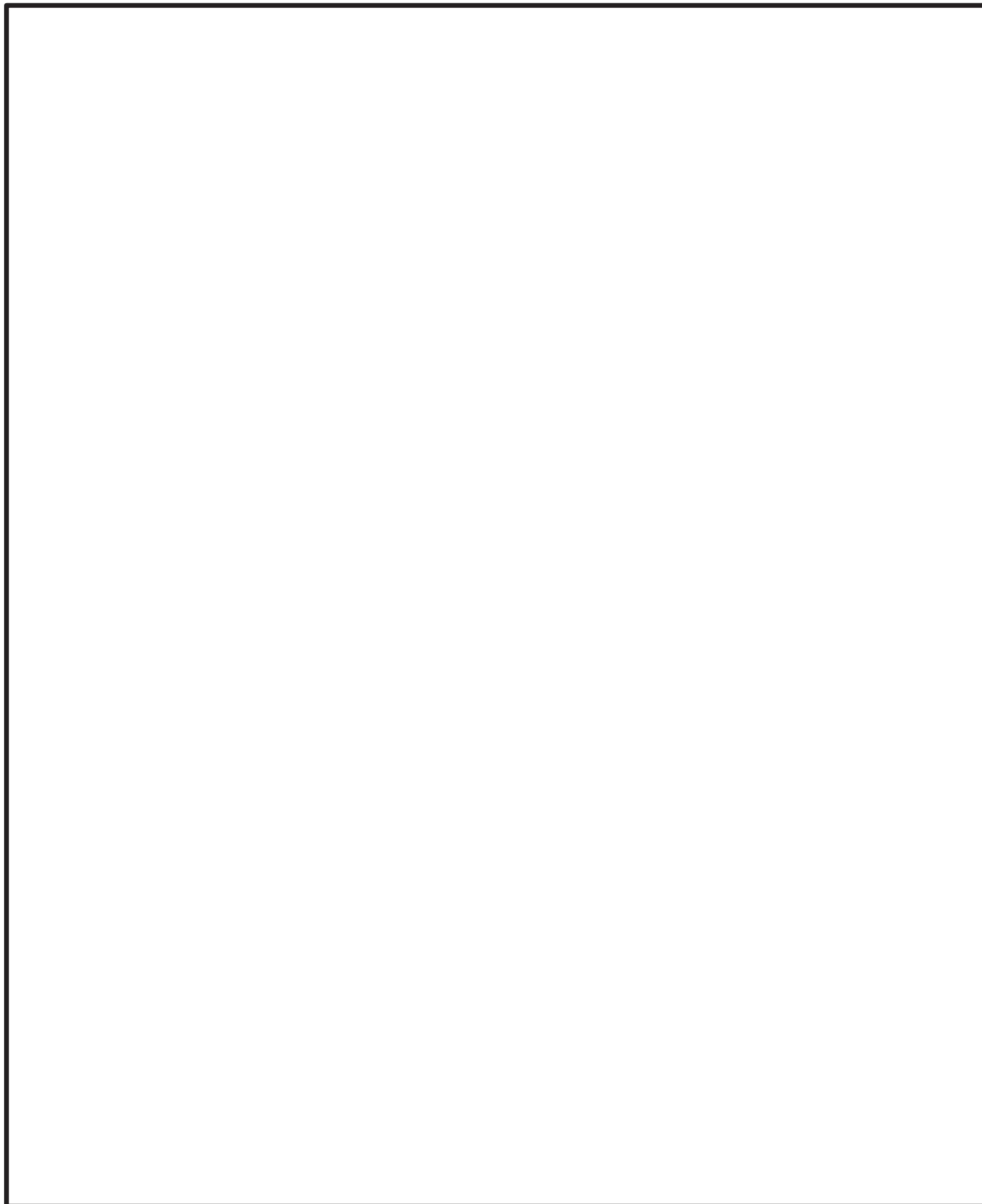


図4-9 隣接区画内に取り込まれた放射性物質の直接ガンマ線による被ばくの評価モデル(1/3)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

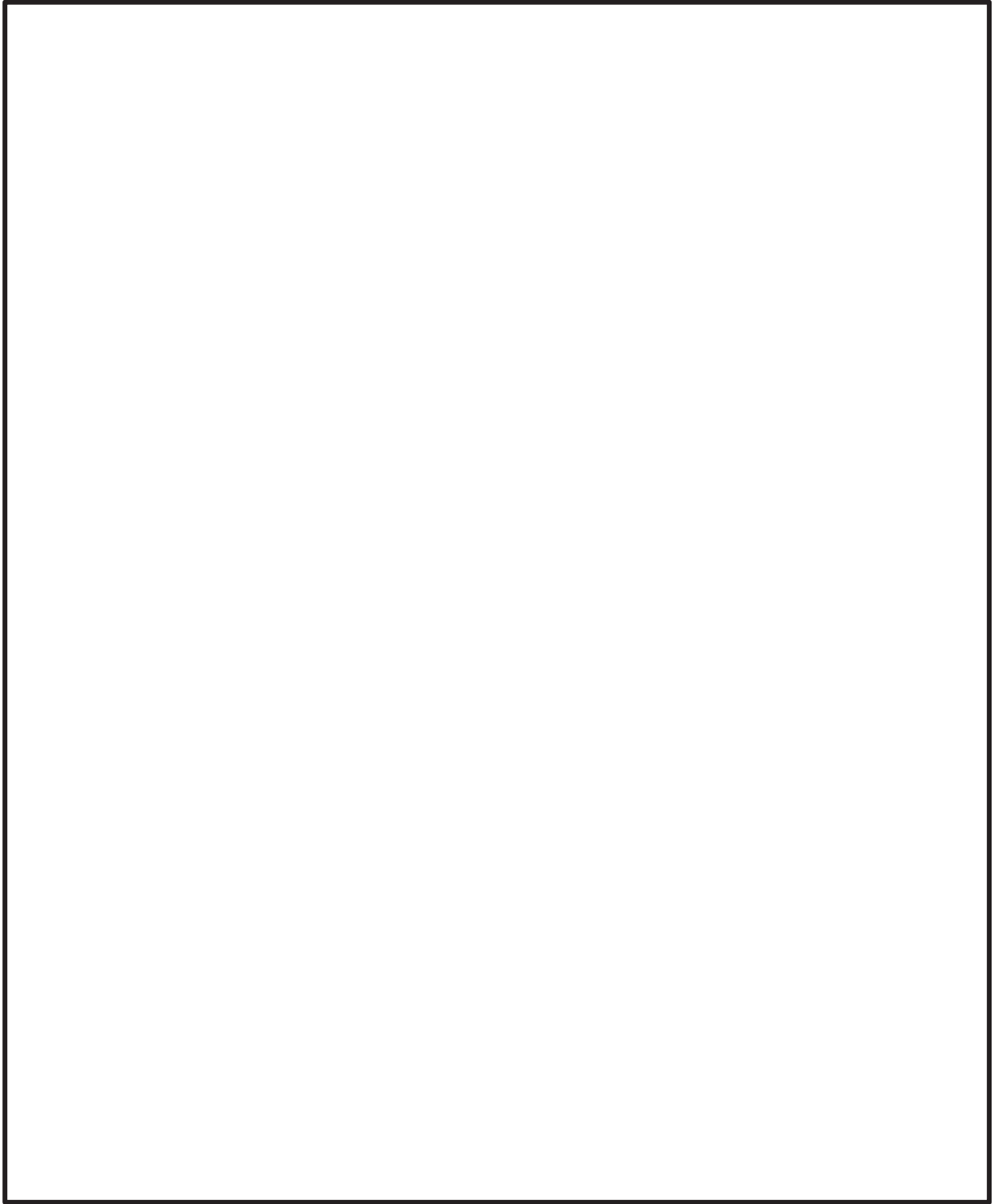
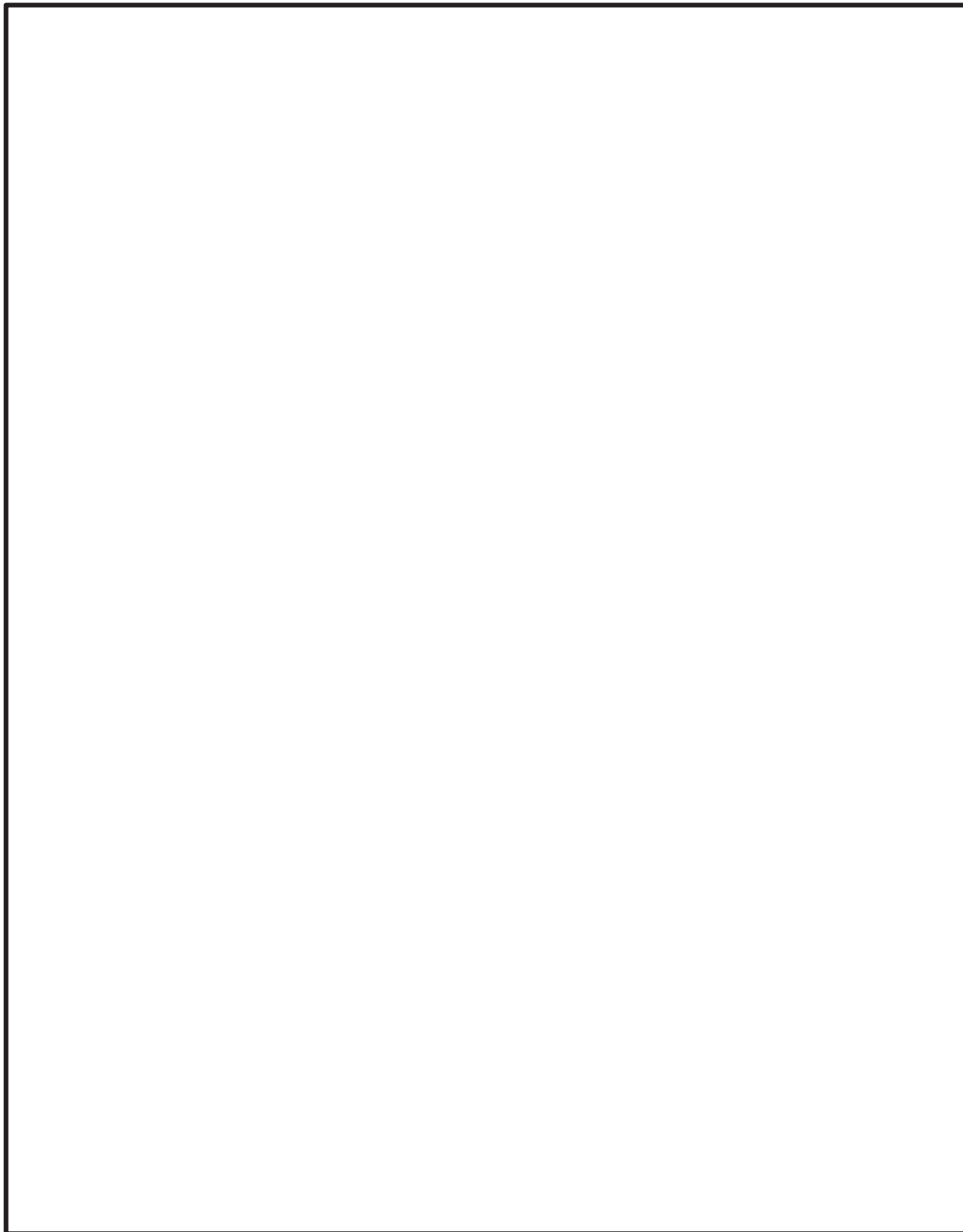


図4-9 隣接区画内に取り込まれた放射性物質の直接ガンマ線による被ばくの評価モデル(2/3)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



緊急時対策建屋 断面図

図4-9 隣接区画内に取り込まれた放射性物質の直接ガンマ線による
被ばくの評価モデル(3/3)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

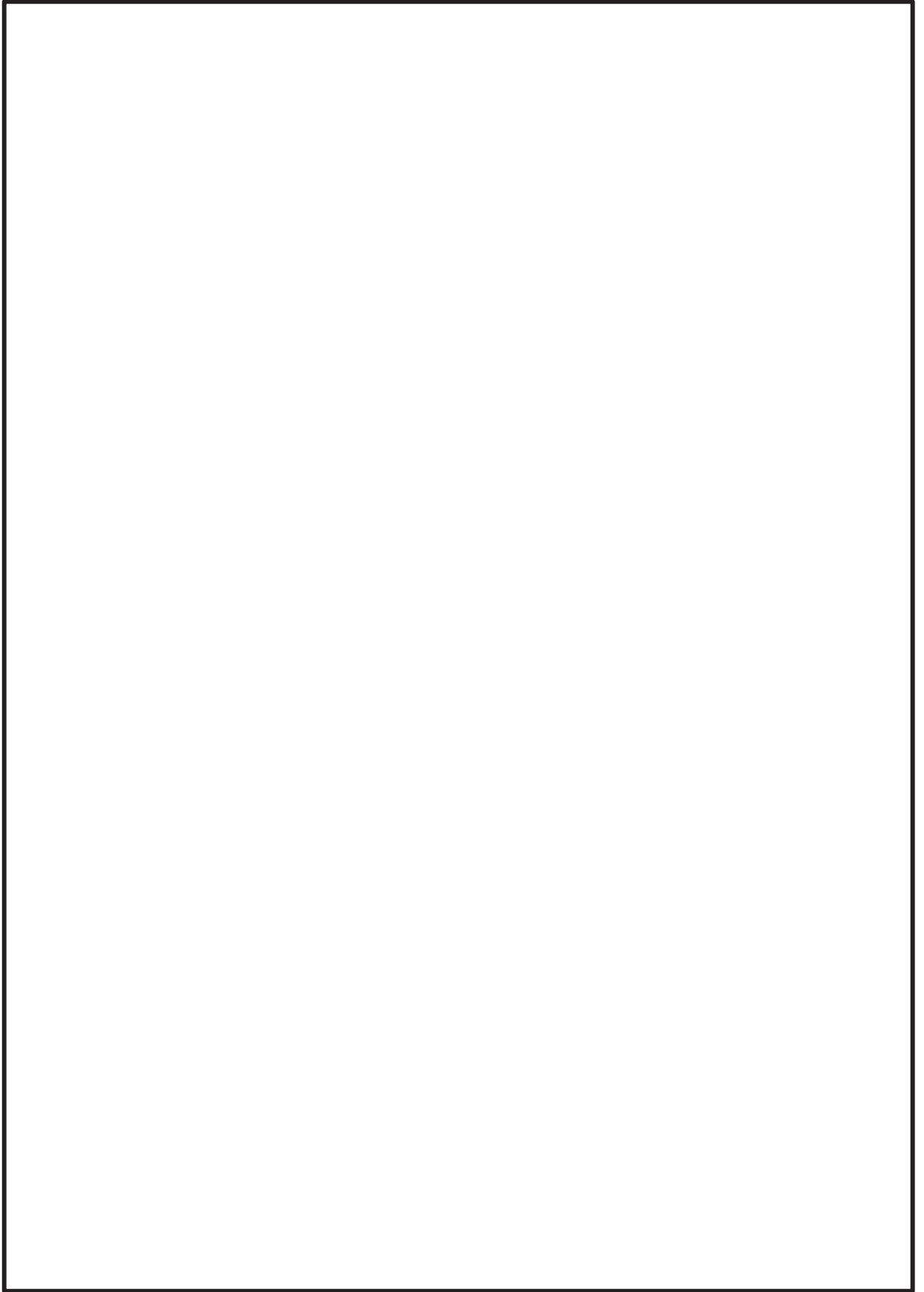


図4-10 緊急時対策所のバウンダリ体積

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

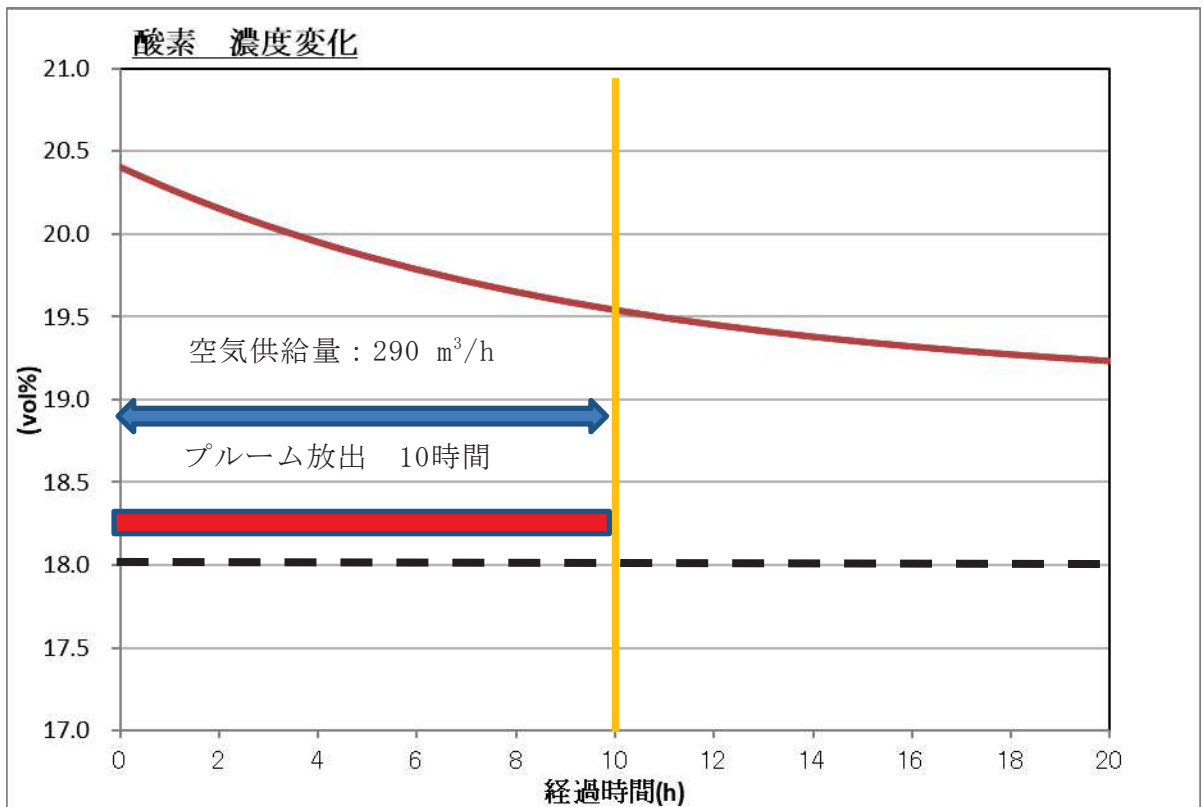
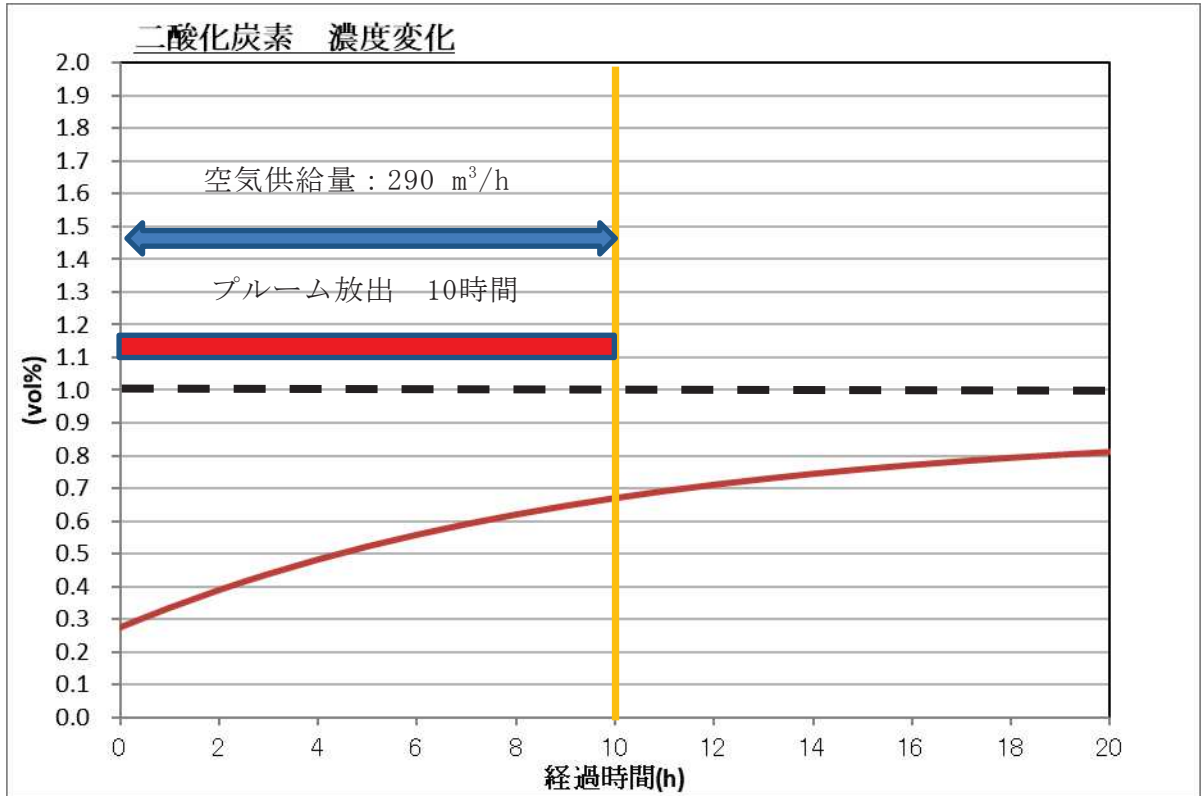


図4-11 緊急時対策所内酸素濃度及び二酸化炭素濃度推移

緊急時対策所非常用フィルタ装置のフィルタ除去性能の維持について

緊急時対策所非常用フィルタ装置は、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核分裂生成物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

緊急時対策所非常用フィルタ装置のフィルタ捕集量は、表1-1に示す炉内内蔵量及び図1-1に示す過程による評価の結果、エアロゾル粒子量は約 $1 \times 10^{-1} \text{g}$ 、よう素量は約 0.7mg である。

高性能エアフィルタの粉塵保持容量は、約 370g/枚 であり、高性能エアフィルタの枚数は、2枚/基のうちチャコールより前置している枚数は1枚/基となり、保持容量は約 370g となる。

チャコールエア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 $100 \mu \text{g/g}$ を保持できるものとする。活性炭充填量は 17.3kg/トレイ で、6トレイ/基設置しており、うち2枚はテストキャニスタ用につき計4枚/基が使用可能であるが、前置している枚数は2枚/基となり、保持容量は 3.46g となる。

緊急時対策所非常用フィルタ装置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、緊急時対策所非常用フィルタ装置のフィルタ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及び最大発熱量を表1-3に示す。

$$Q_F = q_F \times (\text{アルファ線全吸収エネルギー} + \text{ベータ線全吸収エネルギー} + \text{ガンマ線全吸収エネルギー}) \times 1.6 \times 10^{-19}$$

$$q_F = \int^T q_1(t) \cdot \chi/Q \cdot L_F dt$$

ここで

q_F : フィルタに蓄積する最大放射能 (Bq)

$q_1(t)$: 事故後 t 時間における放出率 (Bq/s)

χ/Q : 緊急時対策所における相対濃度 (s/m^3)

L_F : 送風機稼動中の風量 ($1000 \text{m}^3/\text{h}$)

T :送風機稼動時間(h)

以上から $Q_F = 1.6W$ 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($Q_F = 10W$)と、非常用フィルタ装置(ケーシング)の放熱量 q がバランスするときの温度上昇を求める。

ケーシングからの放熱量 q は一般的に下式により求められる。

$$q = K \times A \times \Delta T$$

ここで

ΔT :ケーシングの上昇温度($^{\circ}C$)

K :熱貫流率(約 $4.5W/(m^2 \cdot ^{\circ}C)$)

$$K = 1/(1/\alpha_i + d/\lambda + 1/\alpha_o)$$

α_i :表面熱伝達率(内側) ($9W/(m^2 \cdot ^{\circ}C)$)

α_o :表面熱伝達率(外側) ($9W/(m^2 \cdot ^{\circ}C)$)

d :ケーシング板厚 ($0.006m$)

λ :ケーシング熱伝達率 ($16.3W/(m \cdot ^{\circ}C)$)

A :ケーシング伝熱面積($37.44m^2$)

この式と、発熱量と放熱量のバランス($Q_F = q$)より、 $\Delta T \cong 5.9 \times 10^{-2}^{\circ}C$ となる。

緊急時対策所非常用フィルタ装置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 $0.1g$ であり、この核分裂生成物の発熱量とフィルタユニット(ケーシング)から屋外への放熱量とのバランスを考慮すると、核分裂生成物による温度上昇は約 $5.9 \times 10^{-2}^{\circ}C$ となり、温度上昇は殆どない。

フィルタ装置の使用可能温度は設計上 $40^{\circ}C$ であること及び核分裂生成物による温度上昇は殆どないことから、除去効率(性能)が低下することはない。

表1-1 炉内内蔵量（安定核種を含む）

核種グループ	核種類	炉内内蔵量 (kg)
CsI	I 類	約 3.8×10^1
TeO ₂ , Te ₂	Te 類	約 3.8×10^1
SrO	Ba 類	約 9.3×10^1
MoO ₂	Ru 類	約 7.4×10^2
CsOH	Cs 類	約 2.8×10^2
BaO	Ba 類	約 1.3×10^2
La ₂ O ₃	La 類	約 1.2×10^3
CeO ₂	Ce 類	約 1.1×10^3
Sb	Te 類	約 2.2×10^0
UO ₂	Ce 類	約 1.1×10^5

表1-2 緊急時対策所非常用フィルタ装置の捕集量並びに保持容量及び吸着容量（1段当たり）

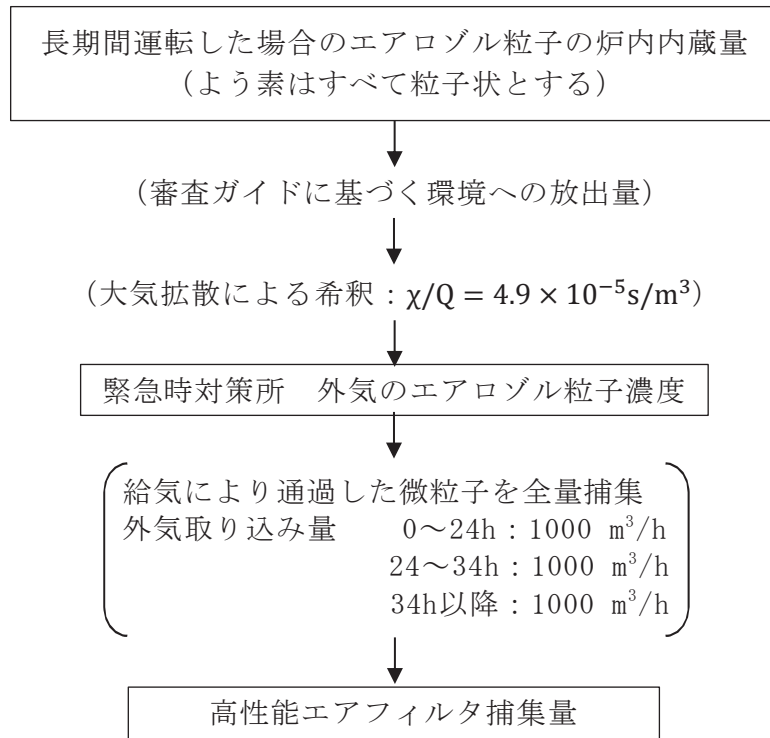
	捕集量	保持容量/吸着容量*
エアロゾル粒子	約0.1g	約370g/台
よう素	約0.7mg	約1.7g/台

注記*：緊急時対策所非常用フィルタ装置の保持容量（高性能エアフィルタ）及び吸着容量（チャコールエアフィルタ）

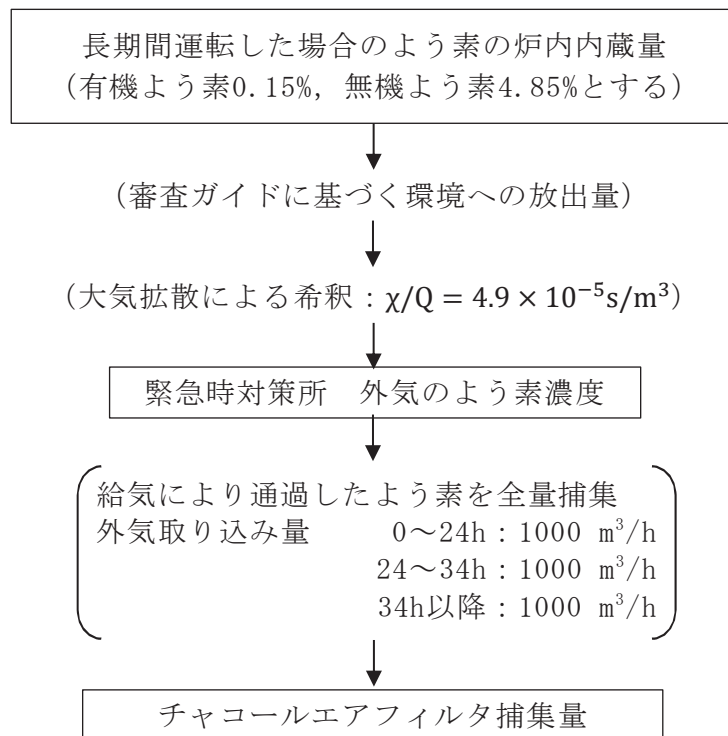
表1-3 フィルタに蓄積する最大放射能及び最大発熱量

核種	蓄積放射能 量 (Bq)	アルファ線 エネルギー* (eV)	ベータ線 エネルギー* (eV)	ガンマ線 エネルギー* (eV)	発熱量 (W)
Co-58	7.0×10^2	—	3.4×10^4	9.7×10^5	1.1×10^{-10}
Co-60	3.0×10^2	—	9.7×10^4	2.5×10^6	1.2×10^{-10}
Rb-86	1.6×10^9	—	6.7×10^5	9.3×10^4	2.0×10^{-4}
Sr-89	8.7×10^9	—	5.8×10^5	—	8.2×10^{-4}
Sr-90	8.7×10^8	—	2.0×10^5	—	2.7×10^{-5}
Sr-91	1.9×10^9	—	6.5×10^5	7.1×10^5	4.1×10^{-4}
Sr-92	2.5×10^7	—	2.0×10^5	1.3×10^6	6.2×10^{-6}
Y-90	1.3×10^6	—	9.3×10^5	1.3×10^0	2.0×10^{-7}
Y-91	1.6×10^7	—	6.0×10^5	3.1×10^3	1.6×10^{-6}
Y-92	5.4×10^5	—	1.5×10^6	2.5×10^5	1.5×10^{-7}
Y-93	3.8×10^6	—	1.2×10^6	9.6×10^4	7.7×10^{-7}
Zr-95	2.2×10^7	—	1.2×10^5	7.3×10^5	2.9×10^{-6}
Zr-97	8.0×10^6	—	7.1×10^5	1.9×10^5	1.1×10^{-6}
Nb-95	2.2×10^7	—	4.5×10^4	7.6×10^5	2.8×10^{-6}
Mo-99	3.5×10^4	—	3.9×10^5	1.5×10^5	3.1×10^{-9}
Tc-99m	3.4×10^4	—	1.5×10^4	1.3×10^5	7.7×10^{-10}
Ru-103	3.6×10^4	—	6.7×10^4	5.0×10^5	3.3×10^{-9}
Ru-105	5.9×10^2	—	4.1×10^5	7.4×10^5	1.1×10^{-10}
Ru-106	1.3×10^4	—	1.0×10^4	—	2.0×10^{-11}
Rh-105	1.6×10^4	—	1.5×10^5	7.7×10^4	6.0×10^{-10}
Sb-127	3.4×10^{10}	—	3.1×10^5	6.9×10^5	5.5×10^{-3}
Sb-129	3.2×10^9	—	4.0×10^5	1.4×10^6	9.1×10^{-4}
Te-127	3.4×10^{10}	—	2.2×10^5	4.9×10^3	1.3×10^{-3}
Te-127m	2.8×10^9	—	7.6×10^4	1.1×10^4	3.8×10^{-5}
Te-129	1.4×10^{10}	—	5.4×10^5	6.2×10^4	1.3×10^{-3}
Te-129m	1.5×10^{10}	—	2.7×10^5	3.7×10^4	7.4×10^{-4}
Te-131m	6.4×10^{10}	—	1.6×10^5	1.4×10^6	1.6×10^{-2}
Te-132	5.5×10^{11}	—	9.7×10^4	2.3×10^5	2.9×10^{-2}
I-131	1.7×10^{12}	—	1.9×10^5	3.8×10^5	1.5×10^{-1}
I-132	2.1×10^{12}	—	4.9×10^5	2.3×10^6	9.5×10^{-1}
I-133	1.7×10^{12}	—	4.1×10^5	6.1×10^5	2.8×10^{-1}
I-134	9.7×10^4	—	6.3×10^5	2.6×10^6	5.1×10^{-8}
I-135	2.8×10^{11}	—	3.4×10^5	1.6×10^6	8.6×10^{-2}
Cs-134	1.1×10^{11}	—	1.6×10^5	1.6×10^6	3.2×10^{-2}
Cs-136	3.0×10^{10}	—	1.3×10^5	1.4×10^6	7.6×10^{-3}
Cs-137	9.4×10^{10}	—	2.5×10^5	5.6×10^5	1.2×10^{-2}
Ba-139	1.0×10^5	—	9.0×10^5	4.6×10^4	1.6×10^{-8}
Ba-140	1.5×10^{10}	—	3.2×10^5	1.8×10^5	1.2×10^{-3}
La-140	2.4×10^7	—	5.4×10^5	2.3×10^6	1.1×10^{-5}
La-141	3.3×10^5	—	9.6×10^5	2.7×10^4	5.3×10^{-8}
La-142	4.9×10^2	—	8.7×10^5	2.4×10^6	2.5×10^{-10}
Ce-141	8.1×10^7	—	1.7×10^5	7.7×10^4	3.2×10^{-6}
Ce-143	4.7×10^7	—	4.3×10^5	2.8×10^5	5.4×10^{-6}
Ce-144	6.3×10^7	—	9.1×10^4	1.9×10^4	1.1×10^{-6}
Pr-143	1.9×10^7	—	3.2×10^5	9.0×10^{-3}	9.7×10^{-7}
Nd-147	7.9×10^6	—	2.7×10^5	1.4×10^5	5.2×10^{-7}
Np-239	6.8×10^8	—	2.6×10^5	1.8×10^5	4.8×10^{-5}
Pu-238	1.3×10^5	5.5×10^6	1.1×10^4	2.1×10^3	1.1×10^{-7}
Pu-239	1.7×10^4	5.1×10^6	7.5×10^3	1.1×10^3	1.4×10^{-8}
Pu-240	1.9×10^4	5.2×10^6	1.1×10^4	1.9×10^3	1.5×10^{-8}
Pu-241	6.7×10^6	1.2×10^2	5.2×10^3	1.8×10^0	5.7×10^{-9}
Am-241	2.1×10^3	5.5×10^6	3.7×10^4	2.9×10^4	1.9×10^{-9}
Cm-242	6.6×10^5	6.1×10^6	9.6×10^3	2.0×10^3	6.4×10^{-7}
Cm-244	4.2×10^4	5.8×10^6	7.9×10^3	1.7×10^3	3.9×10^{-8}

注記* : JAEA-Data/Code 2011-025 「JENDL FP Decay Data File 2011 and Fission Yields Data File 2011」 March 2012 日本原子力研究開発機構
 JAERI 1347 「Nuclear Decay Data for Dosimetry Calculation Revised Data of ICRP Publication 38」 February 2005 日本原子力研究所



緊急時対策所非常用フィルタ装置の高性能エアフィルタ捕集量評価の過程



緊急時対策所非常用フィルタ装置のチャコールエアフィルタ捕集量評価の過程

図1-1 緊急時対策所非常用フィルタ装置（高性能エアフィルタ及びチャコールエアフィルタ）捕集量評価の過程

緊急時対策所遮蔽に係るストリーミングの考慮について

緊急時対策所に設置する出入口開口部又は配管その他の貫通部から、緊急時対策所遮蔽を透過せず、散乱等によるストリーミングが加圧エリアに影響を与えないよう、放射線の漏えい防止措置を講ずる。

1. 出入口開口部に対する考慮

緊急時対策所の出入口開口からのストリーミングが加圧エリアに影響を与えないよう、遮蔽扉とする。

2. 配管その他の貫通部に対する考慮

緊急時対策所の配管その他の貫通部からのストリーミングが加圧エリアに影響を与えないよう、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、可能な限り間隔を空ける。
- (4) 貫通部の大きさは、可能な限り小さくする。

VI-1-10 設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書

目 次

VI-1-10-1 設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書

VI-1-10-1 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

	頁
1. 概要.....	1
2. 基本方針.....	1
3. 設計及び工事の計画における設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等.....	3
3.1 設計，工事及び検査に係る組織（組織内外の相互関係及び情報伝達含む）.....	3
3.1.1 設計に係る組織.....	3
3.1.2 工事及び検査に係る組織.....	4
3.1.3 調達に係る組織.....	4
3.2 設工認における設計，工事及び検査の各段階とその審査.....	8
3.2.1 設計及び工事のグレード分けの適用.....	8
3.2.2 設計，工事及び検査の各段階とその審査.....	8
3.3 設計に係る品質管理の方法.....	11
3.3.1 適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化.....	11
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.....	11
3.3.3 設工認における設計及び設計のアウトプットに対する検証.....	15
3.3.4 設計における変更.....	25
3.4 工事に係る品質管理の方法.....	26
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）.....	26
3.4.2 具体的な設備の設計に基づく工事の実施.....	27
3.5 使用前事業者検査の方法.....	27
3.5.1 使用前事業者検査での確認事項.....	27
3.5.2 使用前事業者検査の計画.....	28
3.5.3 検査計画の管理.....	32
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.....	32
3.5.5 使用前事業者検査の実施.....	32
3.6 設工認における調達管理の方法.....	37
3.6.1 供給者の技術的評価.....	37
3.6.2 供給者の選定.....	37
3.6.3 調達製品の調達管理.....	37
3.6.4 供給者に対する品質監査.....	40
3.6.5 設工認における調達管理の特例.....	40
3.7 記録，識別管理，トレーサビリティ.....	41
3.7.1 文書及び記録の管理.....	41
3.7.2 識別管理及びトレーサビリティ.....	45
3.8 不適合管理.....	45

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。）に基づき、設計に係る品質管理の方法により行った管理の実績又は行おうとしている管理の計画、並び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により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により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により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審査」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、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、これらの方法により行った管理の具体的な実績を、様式-1「設工認に係る設計の実績、工事及び検査の計画（例）」（以下「様式-1」という。）に取りまとめる。

- a. 実用炉規則別表第二対象設備のうち、設工認対象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
- b. 前項a. で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、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審査に関する事項、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審査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）時点で設置されている設備，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審査」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，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に取りまとめる。

工事及び検査に係る記載事項には，工事及び検査に係る要求事項として明確にする事項及びその審査に関する事項，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

適合性確認対象設備は，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もとで実施するため，上記以外の責任と権限，原子力安全の重視，必要な要員の力量管理を含む資源の管理及び不適合管理を含む評価及び改善については，「女川原子力発電所原子炉施設保安規定」の品質マネジメントシステム計画（以下「保安規定品質マネジメントシステム計画」という。）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し、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。

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，品質マネジメントシステム及び保安規定品質マネジメントシステム計画に基づき実施する。

以下に，設計，工事及び検査，調達管理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3.1-1に示す本店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3.1-1に示す。

表3.1-1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。

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。

設計から工事及び検査への設計結果の伝達，当社から供給者への情報伝達等，組織内外や組織間の情報伝達については，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，表3.1-1に示す主管箇所のうち，「3.3 設計に係る品質管理の方法」に係る箇所が設計を主管する箇所として実施する。

この設計に必要な資料の作成を行うため，図3.1-1に示す体制を定めて設計に係る活動を実施する。

なお，本設工認に係る設計の対象は広範囲に及ぶことから，全体責任者の責任の下に，設計に必要な資料の作成を行うため，図3.1-2に示す設工認対応チームの体制を定めて設計に係る活動を実施する。

設工認対応チームの各チームが作成した設工認申請書を構成する各個別図書については，これらを作成した各チームにおいて審査し，図3.1-1に示す設計を主管する箇所において承認する体制とする。

また，設工認に基づき実施した施設ごとの具体的な体制について，設工認に示す設計の段階ごとに様式-1に取りまとめる。

3.1.2 工事及び検査に係る組織

設工認に基づく工事は，表3.1-1に示す主管箇所のうち，「3.4 工事に係る品質管理の方法」に係る箇所が工事を主管する箇所として実施する。

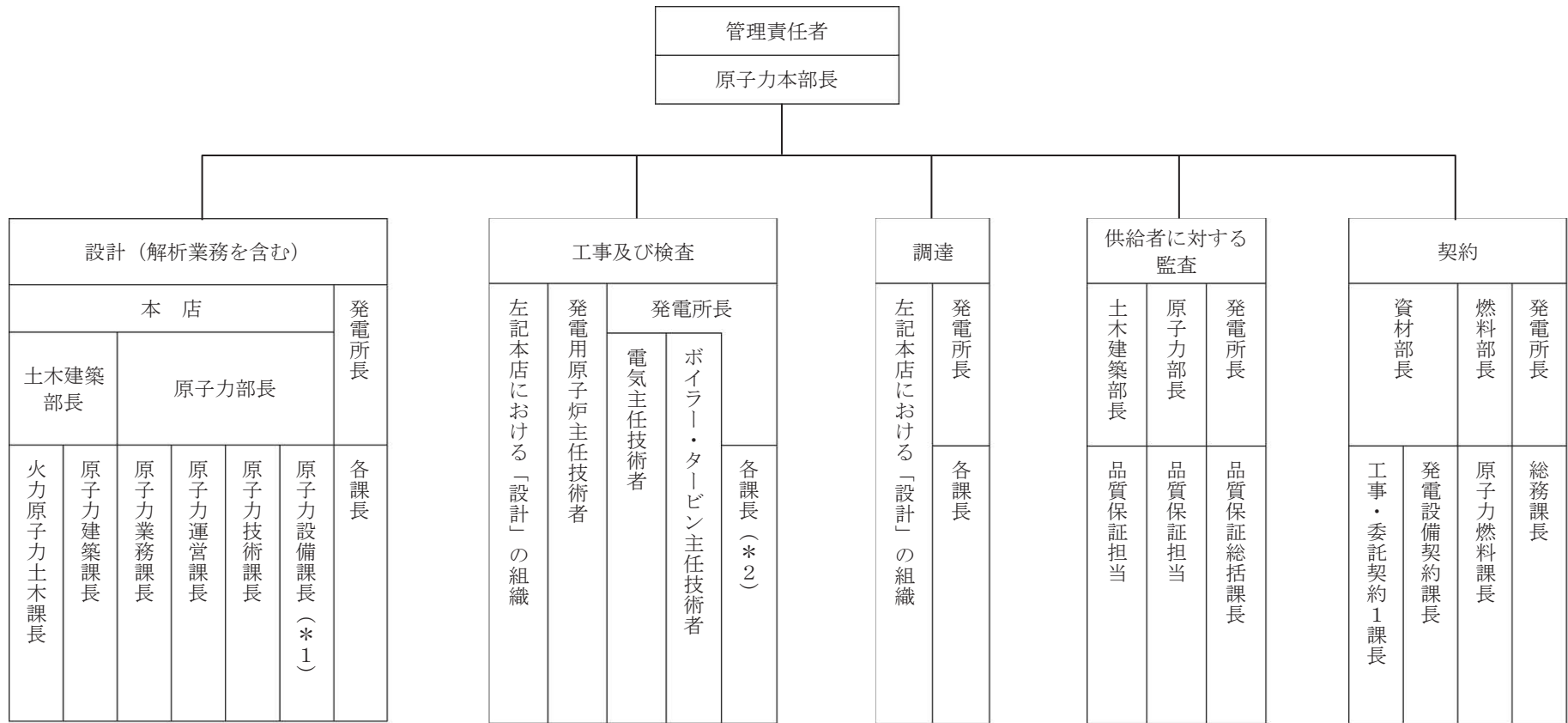
設工認に基づく検査は，表3.1-1に示す主管箇所のうち，「3.5 使用前事業者検査の方法」に係る箇所が検査を担当する箇所として実施する。

また，設工認に基づき実施した施設ごとの具体的な体制について，設工認に示す工事及び検査の段階ごとに様式-1に取りまとめる。

3.1.3 調達に係る組織

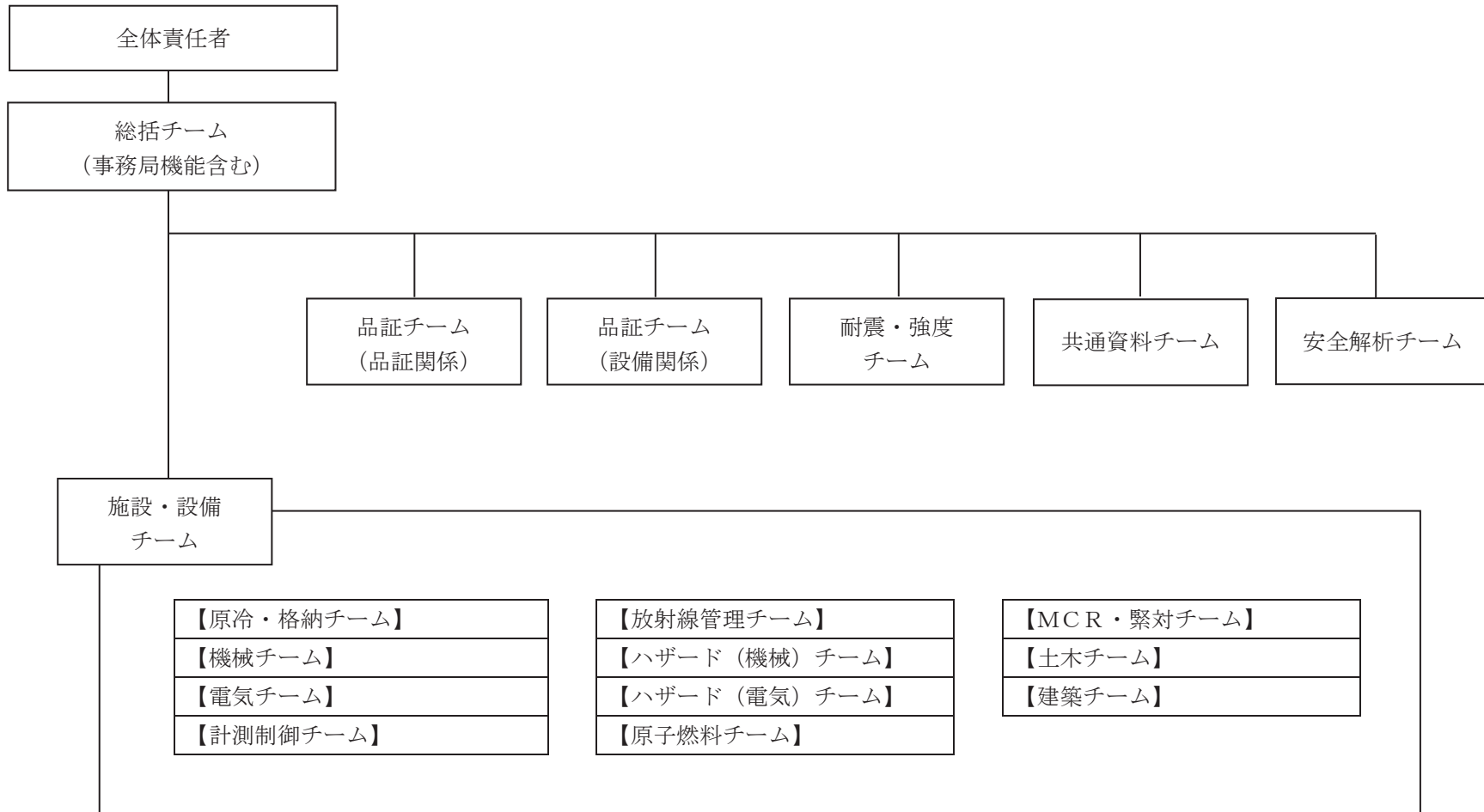
設工認に基づく調達は，表3.1-1に示す本店組織及び発電所組織の調達を主管する箇所で行う。

また，設工認に基づき実施した施設ごとの具体的な体制について，設工認に示す設計，工事及び検査の段階ごとに様式-1に取りまとめる。



注記*1：設工認申請書の提出手続きを主管する箇所の長
 *2：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、検査課長。

図3.1-1 本店組織及び発電所組織に係る体制



9

図3.1-2 設計に関する体制 (設工認対応チーム)

表3.1-1 設計及び工事の実施の体制

プロセス		主管箇所
3.3	設計に係る品質管理の方法	本店 原子力部 原子力業務 本店 原子力部 原子力運営 本店 原子力部 原子力技術 本店 原子力部 原子力設備 本店 土木建築部 火力原子力土木 本店 土木建築部 原子力建築 発電所 技術統括部 発電所 環境・燃料部 発電所 保全部 発電所 土木建築部
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	本店 原子力部 原子力業務 本店 原子力部 原子力運営 本店 原子力部 原子力技術 本店 原子力部 原子力設備 本店 土木建築部 火力原子力土木 本店 土木建築部 原子力建築 発電所 品質保証部 発電所 技術統括部 発電所 環境・燃料部 発電所 保全部 発電所 土木建築部 発電所 発電部
3.6	設工認における調達管理の方法	本店 資材部 本店 燃料部 本店 原子力部 原子力業務 本店 原子力部 原子力運営 本店 原子力部 原子力技術 本店 原子力部 原子力設備 本店 土木建築部 火力原子力土木 本店 土木建築部 原子力建築 発電所 品質保証部 発電所 総務部 発電所 技術統括部 発電所 環境・燃料部 発電所 保全部 発電所 土木建築部 発電所 発電部

3.2 設工認における設計，工事及び検査の各段階とその審査

3.2.1 設計及び工事のグレード分けの適用

設工認における設計は，設工認申請（届出）時点で設置されている設備を含めた設工認対象設備に対し，表3.2-1に示す「設工認における設計，工事及び検査の各段階」に従って技術基準規則等の要求事項への適合性を確保するために実施する工事の設計である。

この設計は，設工認品質管理計画「3.2.1 設計及び工事のグレード分けの適用」（添付1「当社におけるグレード分けの考え方」参照）に示すグレード分けに従い管理を実施する。

3.2.2 設計，工事及び検査の各段階とその審査

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3.2-1に示す。

また，適合性確認に必要な作業と検査の繋がりを図3.2-1に示す。

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確認する。

設計又は工事を主管する箇所の長並びに検査を担当する箇所の長は，表3.2-1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審査（以下「レビュー」という。）を実施するとともに，記録を管理する。

なお，設計の各段階におけるレビューについては，表3.1-1に示す設計及び工事を主管する箇所の中で当該設備の設計に関する専門家を含めて実施する。

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，「3.3 設計に係る品質管理の方法」，「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3.2-1における「3.3.3(1) 基本設計方針の作成（設計1）」～「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確認する。

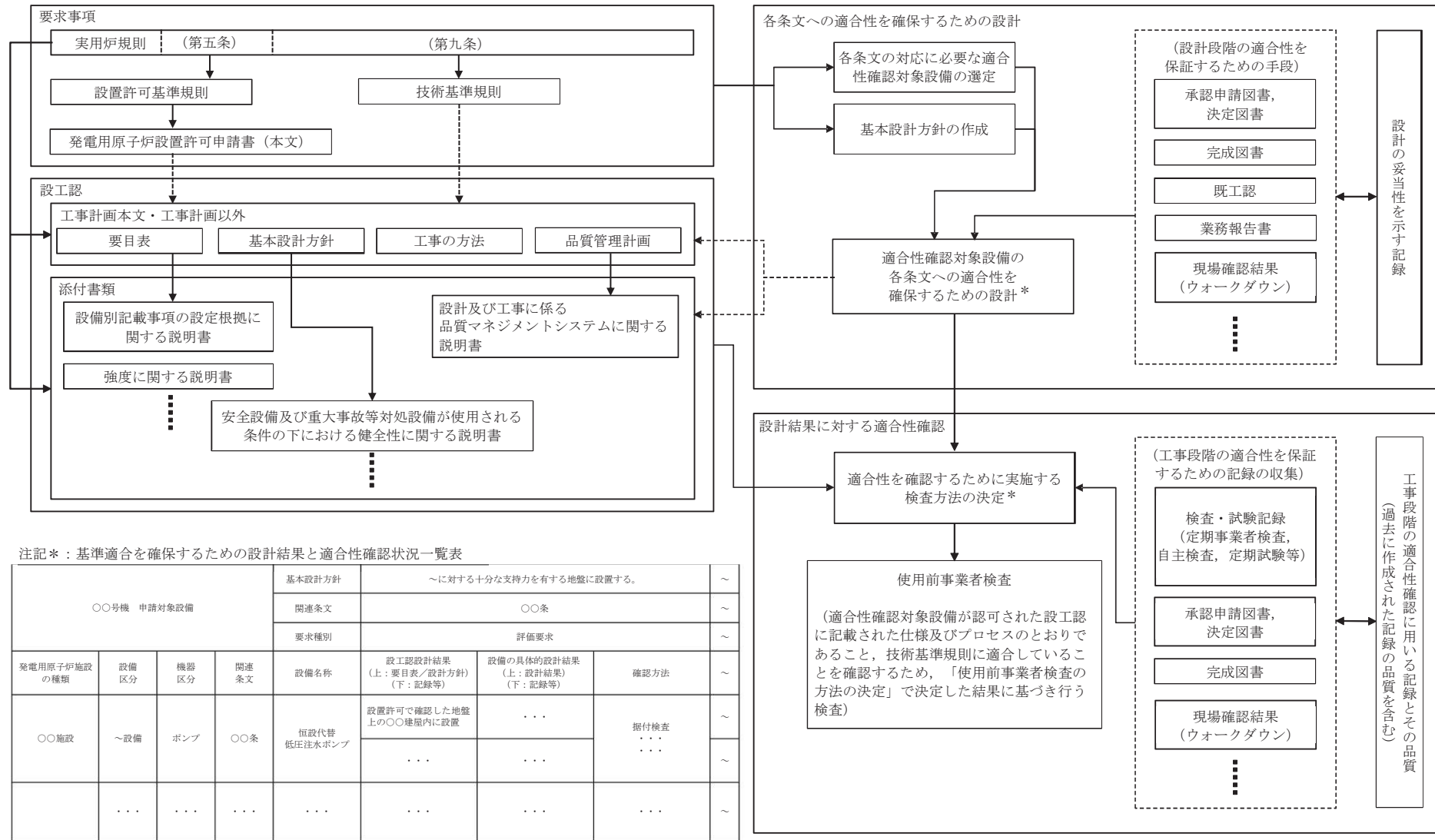


図 3.2-1 適合性確認に必要な作業と検査の繋がり

表 3.2-1 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 技術基準規則等に対応するための設備・運用の抽出
	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）	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	— 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審査」で述べている「設計の各段階におけるレビュー」の各段階を示す。

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。

以下に各段階の活動内容を示す。

3.3.1 適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化

設計を主管する箇所の長は、以下の事項により、設工認に必要な要求事項を明確にする。

- ・「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「女川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。）
- ・技術基準規則

また、必要に応じて以下を参照する。

- ・許可された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・運用を含めた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・運用を考慮しつつ図3.3-1に示すフローに基づき抽出する。

なお、本設工認においては、設工認対応チームが図3.3-2に示すフロー図に基づき抽出する。

また、抽出した結果を様式-2(1/2)～(2/2)「設備リスト（例）」（以下「様式-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／改造、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、要目表に該当する設備の有無、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区分／設備区分／機器区分及び設置
変更許可申請書添付八主要設備記載の有無等を明確にする。

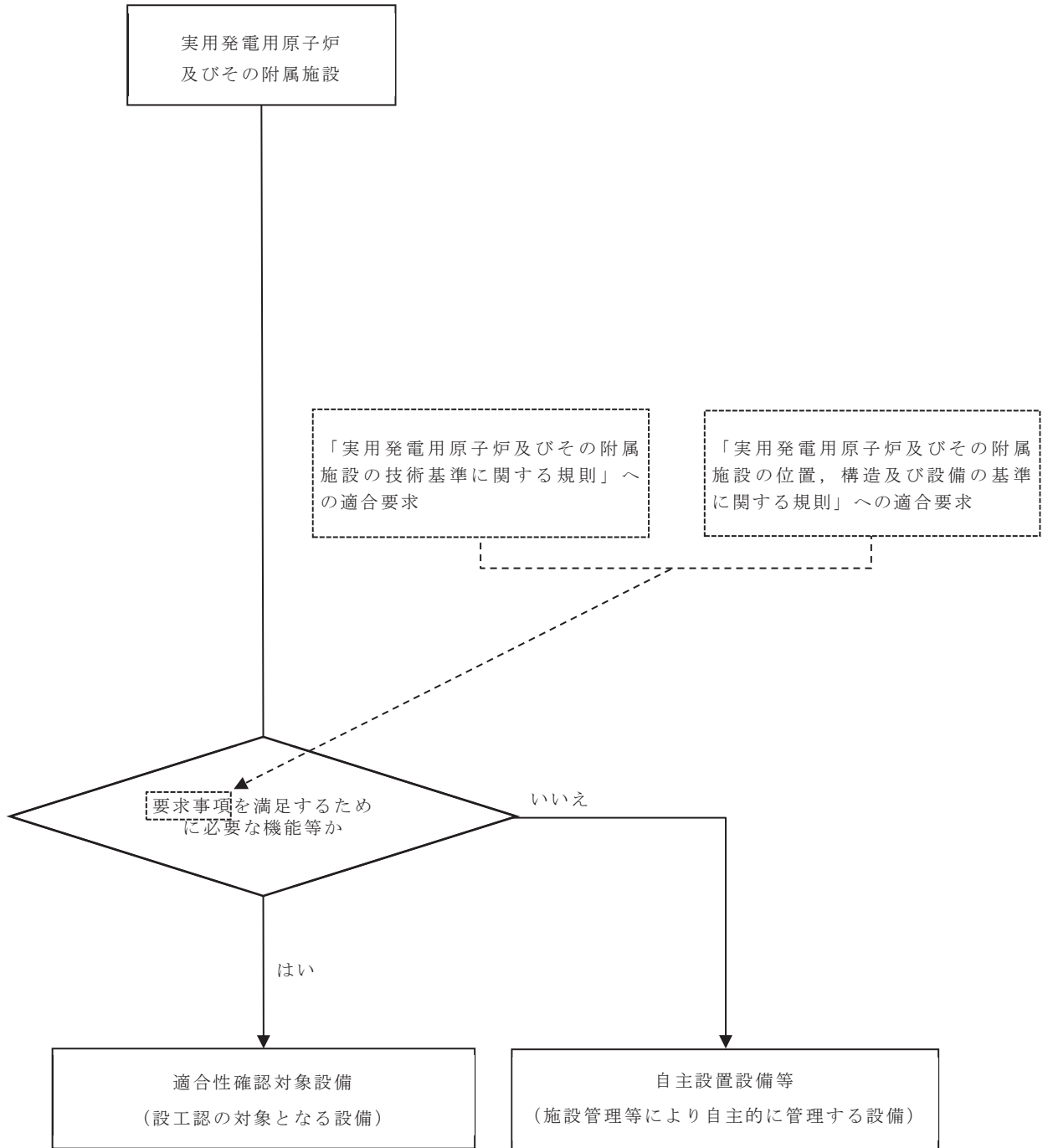


図3.3-1 適合性確認対象設備の抽出について (1)

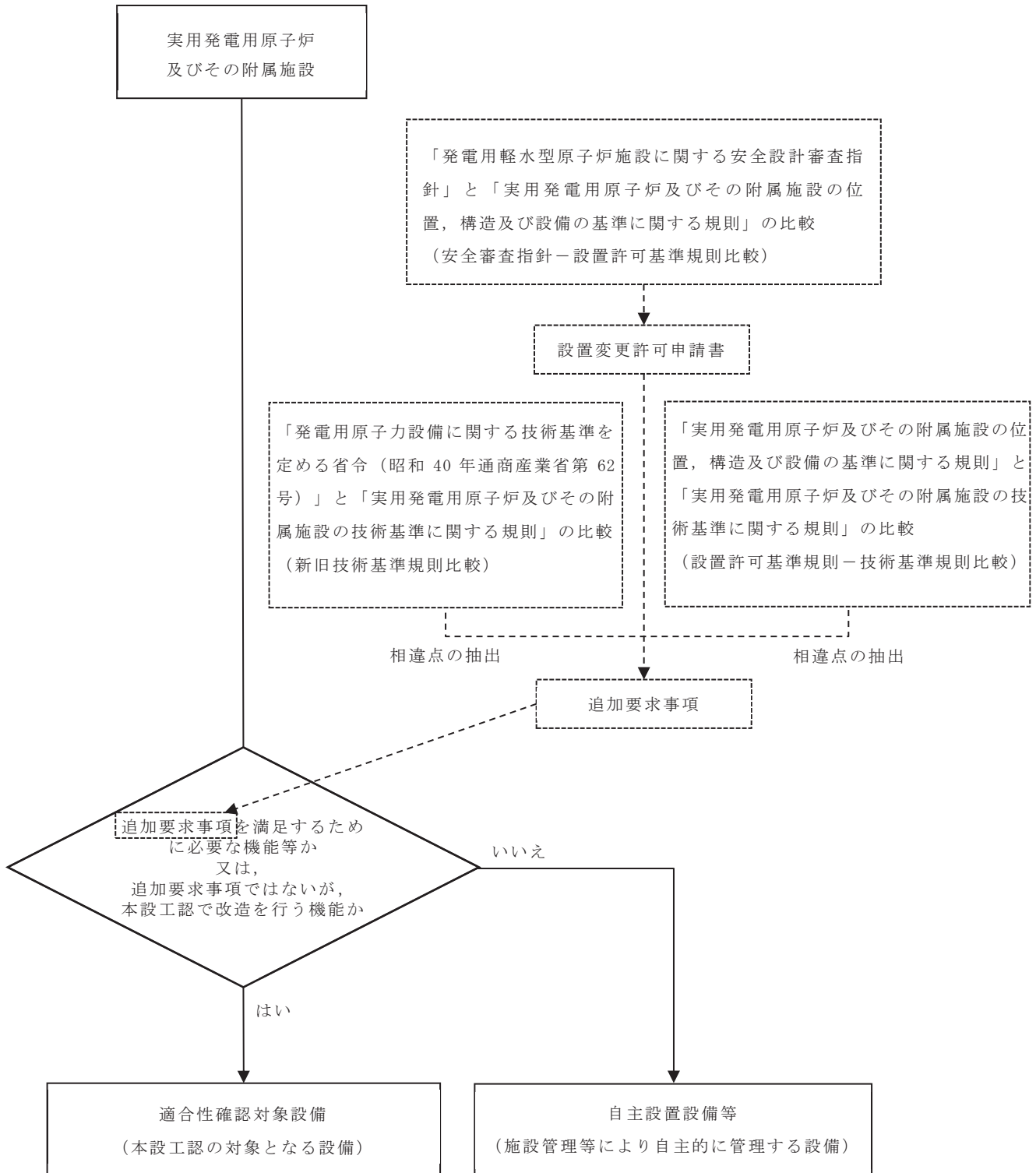


図3.3-2 適合性確認対象設備の抽出について (2)

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。

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。

なお、本設工認では、本項については「設計を主管する箇所の長」を「設工認対応チーム」と読み替える。

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)～(2/2)「施設と条文の対比一覧表（例）」（以下「様式-4」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設備区分ごとに、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で取りまとめた結果を用いて、設備ごとに適用される技術基準規則の条番号を明確にし、技術基準規則の各条番号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」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、その内容を見ながら、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で整理した適合性確認対象設備に対し、

変更があった要求事項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。

なお、本設工認では、本項については「設計を主管する箇所の長」を「設工認対応チーム」と読み替える。

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) 基本設計方針の作成（設計1）」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3.3-1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（対象設備の仕様を含む）

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3.3-3に示す。

(a) 表3.3-1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等の記録をインプットとして、基本設計方針に対し、適合性確認対象設備が技術基準規則等への必要な設計要求事項の適合性を確保するために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）を定めるための設計を実施する。

(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(解析を含む)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、設計が行われることを確実にするために、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

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ことを確実にするため、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検査・試験を実施しなければならない場合は、条件及び方法を定めた上で実施する。

また、これらの設計として実施したプロセスを様式-1に取りまとめるとともに、設計結果を、様式-8の「設工認設計結果（要目表／設計方針）」欄に整理する。

- (c) 表3.3-1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、本店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3.3-1 要求種別ごとの適合性の確保に必要な主な設計
事項とその妥当性を示すための記録との関係

要求種別		主な設計事項	設計方針の妥当性を示す記録
設備	設計要求	設置要求 目的とする機能・性能を有する設備の選定	目的とする機能・性能を有する設備の選定 配置設計 ・設計資料 ・設備図書（図面，構造図，仕様書） 等
		機能要求 目的とする機能・性能を実際に発揮させるために必要な具体的な系統構成・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 ・設計資料 ・系統図 ・設備図書（図面，構造図，仕様書） 等
		機能要求 目的とする機能・性能を実際に発揮させるために必要な設備の具体的な仕様	仕様設計 構造設計 強度設計（クラスに応じて） ・設計資料 ・設備図書（図面，構造図，仕様書） ・インターロック線図 ・算出根拠（計算式等） ・カタログ 等
		評価要求 対象設備が目的とする機能・性能を持つことを示すための方法とそれに基づく評価	仕様決定のための解析 条件設定のための解析 実証試験 技術基準規則に適合していることを確認のための解析（耐震評価，耐環境評価） ・設計資料 ・有効性評価結果（設置変更許可申請書での安全解析の結果を含む） ・解析計画（解析方針） ・業務報告書（解析結果） ・手計算結果 等
運用	運用要求 保安規定で定める必要がある運用方法とそれに基づく計画	維持又は運用のための計画の作成	—

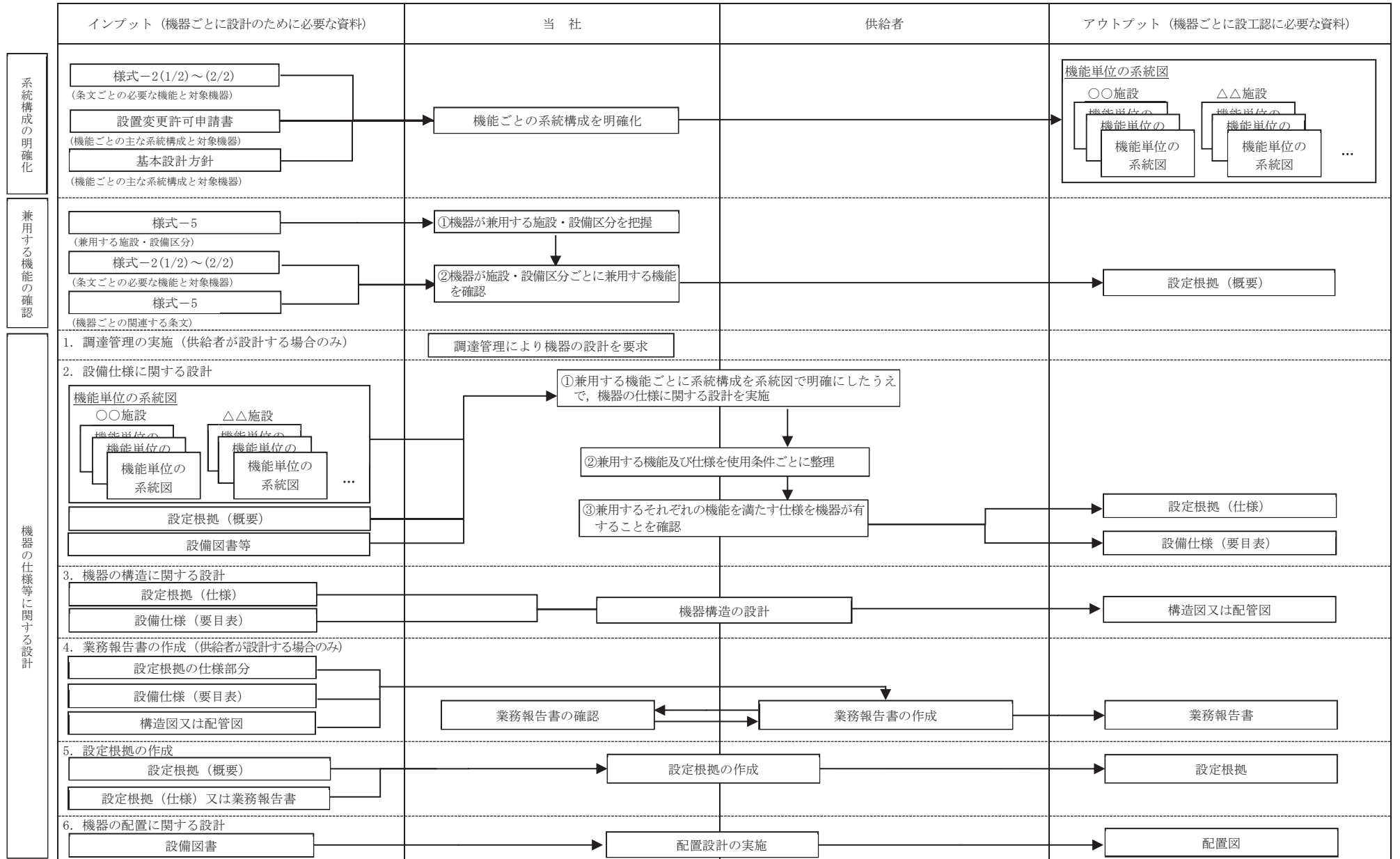


図 3.3-3 主要な設備の設計

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、解析の信頼性を確保するために、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（平成26年3月発行、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3「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当たり、あらかじめ解析業務の計画を策定し、解析業務計画書により文書化する。

なお、解析業務の計画には、以下に示す事項の計画を明確にする。

- ・対象とする解析業務の内容、実施体制
- ・解析業務の作業手順（レビュー、審査方法、時期等を含む）
- ・解析結果の検証（検証方法、検証の実施時期）
- ・業務報告書の確認
- ・解析業務の変更管理

ロ. 計算機プログラム（解析コード）の管理

供給者は、計算機プログラムについて、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。

- ・簡易的なモデル，標準計算事例を用いた解析結果との比較
- ・実機運転データとの比較標準計算事例を用いた解析による検証
- ・大型実験又は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 等

ハ． 解析業務で用いる入力情報の伝達

当社は供給者に対し調達管理に基づく品質保証上の要求事項として，IS9001の要求事項に従った文書及び記録の管理の実施を要求し，適切な版を管理することを要求する。

これにより，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，また計算機プログラムへの入力間違いがないか確認させることで，入力根拠の妥当性及び入力データが正しく入力されたことの品質を確保する。

(b) 手計算による自社解析の管理

自社で実施する解析（手計算）は，評価を実施するために必要な計算方法及び入力データを明確にした上で，当該業務の力量を持つ要員が実施する。

また，実施した解析結果に間違いがないようにするために，入力根拠，入力結果及び解析結果について，解析を実施した者以外の者によるダブルチェックを実施し，解析結果の品質を確保する。

(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を満たしていることの検証を、適合性確認を実施した者の業務に直接関与していない原設計者以外の要員に実施させる。

(4) 設工認申請(届出)書の作成

設計を主管する箇所の長は、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。

なお、本設工認では、本項においては「設計を主管する箇所の長」を「設工認対応チーム」と読み替える。

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「記載すべき事項」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のまとめ

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」で作成した技術基準規則の条文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)」の設計結果及び図面等の設計資料

を基に、基本設計方針に対する詳細設計の結果、及び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、実用炉規則別表第二に示された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」の案について、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には、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。

(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書（届出）案について、設計を主管する箇所の長は資料を取りまとめ、原子炉施設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、原子炉施設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詳細設計を実施し、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」の管理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）

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備の設計結果（既に工事を着手し設置を終えている設備について、既の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することを含む。）を様式-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

本店組織又は発電所組織の工事を主管する箇所の長は、「設計3」を実施する。

(2) 「設計3」を本店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

本店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」を本店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

本店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、本店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。

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。

また、設工認に基づき設置する設備のうち、既に工事を着手している設備については、以下のとおり取り扱う。

- (1) 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
既に工事を着手し設置を完了して調達製品の検証段階の適合性確認対象設備については、「3.5 使用前事業者検査の方法」の段階から実施する。
- (2) 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
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」の段階から実施する。
なお、この工事の中で適合性確認を実施する場合は、「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実施する。

3.5 使用前事業者検査の方法

使用前事業者検査は、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、保安規定に基づく使用前事業者検査を計画し、「原子力QMS 検査および試験要領」に従い、工事実施箇所からの独立性を確保した検査体制のもと、実施する。

3.5.1 使用前事業者検査での確認事項

使用前事業者検査は、適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを

確認するために、以下の項目について検査を実施する。

- (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)を設工認品質管理計画の表 3.5-1 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。

(2)については工事全般に対して実施する。

また、QA 検査では上記(2)に加え、上記(1)のうち工事実施箇所が実施する検査の、記録（工事実施箇所が採取した記録・ミルシート等。）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取りまとめた様式-8 に示された「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計画する。

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 3.3-1 の要求種別ごとに表 3.5-1 に示す確認項目、確認視点及び主な検査項目を基に計画を策定する。

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計画する。

個々に実施する使用前事業者検査に加えてプラント運転に影響を及ぼしていないことを総合的に確認するため、特定の条文・様式-8 に示された「設工認設計結果（要目表／設計方針）」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。

(1) 使用前事業者検査の方法の決定

検査を担当する箇所の長は、「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3.3-1の要求種別ごとに定めた表3.5-1に示す確認項目、確認視点、主な検査項目を使って、確認項目ごとに設計結果に関する具体的な検査概要及び判定基準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。表3.5-1の検査項目ごとの概要及び判定基準の考え方を表3.5-2

に示す。

- a. 様式－8の「設工認設計結果（要目表／設計方針）」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3.5－2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以下の内容を，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。
 - (a) 検査項目
 - (b) 検査方法

表 3.5-1 要求事項に対する確認項目及び確認の視点

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	据付検査 状態確認検査 外観検査	
		機能要求	材料，寸法，耐圧・漏えい等の構造，強度に係る仕様（要目表）	要目表の記載どおりであることを確認する。	材料検査 寸法検査 建物・構築物構造検査 外観検査
			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。	据付検査 状態確認検査 耐圧検査
			上記以外の所要の機能要求事項	目的とする機能・性能が発揮できることを確認する。	漏えい検査 特性検査 機能・性能検査
	評価要求	解析書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。	内容に応じて，設置要求，機能要求の検査を適用	
運用	運用要求	手順確認	（保安規定） 手順化されていることを確認する。	状態確認検査	

表3.5-2 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 可搬型設備の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であることを、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、インターロック検査、警報検査 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	・設置要求における機器保管状態、設置状態、接近性、分散配置及び員数が、設工認に記載のとおりであることを、記録又は目視により確認する。	・機器保管状態、設置状態、接近性、分散配置及び員数が適切であること。
	・評価要求に対するインプット条件（耐震サポート等）との整合性確認を、記録又は目視により確認する。	・評価条件を満足していること。
	・運用要求における手順が整備され、利用できることを確認する。	・運用された手順が整備され、利用できること。
基本設計方針に係る検査*3	・機器等が設工認に記載された基本設計方針に従って据付けられ、機能・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基本設計方針に従って据付けられ、機能・性能を有していること。
QA 検査	・事業者が設工認に記載された品質管理の方法に従って、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管理の方法に従って、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：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及び調達先の工事工程を加味した適合性確認の検査計画を作成し、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。

なお、検査計画は、進捗状況に合わせて関係箇所と適宜調整を実施する。

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、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

使用前事業者検査は、「原子力QMS 検査および試験要領」に基づき、検査要領書の作成、検査体制を確立して実施する。

(1) 使用前事業者検査の独立性確保

使用前事業者検査は、工事を主管する箇所から組織的に独立した者が実施する。

(2) 使用前事業者検査の体制

使用前事業者検査の体制は、図3.5-1を参考に検査要領書で明確にする。

なお、検査における役務は、以下のとおりとする。

a. 総括責任者

- ・発電所における保安に関する活動を統括するとともに、その業務遂行に係る品質保証活動を総括する。

b. 主任技術者

- ・検査内容、手法等に対して指導・監督を行うとともに、検査が適切に行われていることを確認する。
- ・検査要領書制定時の確認を行う。
- ・発電用原子炉主任技術者は、主に原子炉の核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、原子力設備の工事、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、電気工作物の工事、維持及び運用（電氣的設備）に関する保安の監督を行う。
- c. 品質保証責任者
 - ・品質マネジメントシステムの観点から、検査範囲、検査方法等の妥当性の確認を実施するとともに、検査要領書の制定又は改訂が適切に行われていることを審査する。
- d. 検査実施責任者
 - ・総括責任者により指名され、検査に係る権限を行使し実施する責任を有する。
 - ・検査の計画に基づき検査を実施する。
 - ・検査要領書を制定する。また、検査要領書に変更が生じた場合には、変更内容を確認、承認し、関係者に周知する。
 - ・検査結果（合否判定）が技術基準規則に適合していることを最終確認し、若しくは自らが合否判定を実施し、リリース許可する。
- e. 検査担当者
 - ・検査実施責任者からの指示に従い、検査を実施する。
 - ・検査要領書の判定基準に従い、立会い又は記録確認により、採取されたデータが判定基準を満足していることを確認する。
 - ・検査記録及び検査成績書を作成し、検査実施責任者へ報告する。
- f. 助勢者
 - ・検査実施責任者又は検査担当者からの指示に従い、検査に係る作業を行う。

(3) 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、「原子力QMS 検査および試験要領」に基づき、「3.5.2(1) 使用前事業者検査の方法の決定」で決定した様式-8の「確認方法」欄で明確にした確認方法に従った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。

また、検査実施責任者は、検査目的、検査場所、検査範囲、設備項目、検査方法、判定基準、検査体制、不適合処置要領、検査手順、検査工程、検査用測定機器、検査成績書の事項等を記載した検査要領書を、主任技術者の確認及び品質保証責任者の審査を経て承認し、検査要領書を制定する。

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。

各検査項目における代替検査を行う場合、「3.5.5(4) 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する。

(4) 代替検査の確認方法の決定

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、以下の場合を含む。

- ・材料検査で材料検査証明書（ミルシート）がない場合
- ・寸法検査記録がなく、実測不可の場合

b. 代替検査の評価

検査を担当する箇所の長は、代替検査による確認方法を用いる場合、本来の検査目的に対する代替性の評価を実施し、その結果を「3.5.5(3) 使用前事業者検査の検査要領書の作成」で作成する検査要領書の一部として添付し、該当する主任技術者による確認を経て適用する。

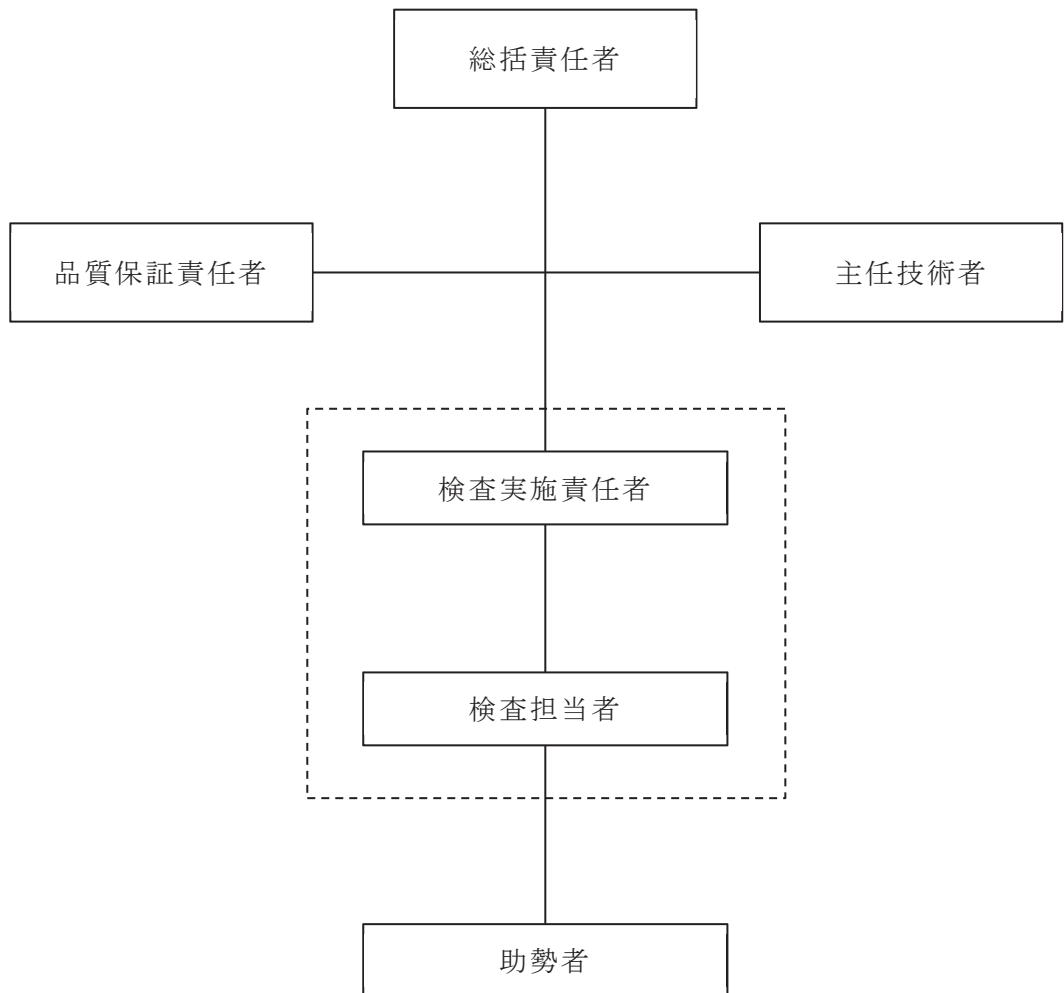
なお、検査目的に対する代替性の評価においては、以下の内容を明確にする。

- (a) 設備名称
- (b) 検査項目
- (c) 検査目的
- (d) 通常の方法で検査ができない理由
 - (例) 既存の発電用原子炉施設に悪影響を及ぼすための困難性
 - ・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

(5) 使用前事業者検査の実施

検査実施責任者は、検査担当者等を指揮して、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。

検査の実施後、検査担当者は検査成績書を作成し、検査実施責任者は検査成績書を承認する。その後、品質保証責任者、主任技術者に報告する。



破線部は工事を主管する箇所から組織的独立した者

図3.5-1 使用前事業者検査実施体制（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、「原子力QMS 調達管理要領」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

調達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4「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、原子力安全に対する影響、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1「当社におけるグレード分けの考え方」の「別表2」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、当社においては、原子力安全に及ぼす影響に応じてグレード分けをしている。

設工認に適用した機器ごとの現行の各グレードに該当する実績を様式-9「適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績(設備関係)(例)」(以下「様式-9」という。)に取りまとめる。

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1「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、原子力安全に対する影響及び供給者の実績等を考慮し、グレード分けの区分(添付1「当社におけるグレード分けの考え方」の「別表2」参照)を明確にした上で、以下の調達管理に基づき業務を実施する。

また、一般産業用工業品については、(1)の仕様書を作成するにあたり、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、原子力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. ～p. 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. 原子力安全の重視とコンプライアンスの徹底に関する事項
- b. 供給者が行うべき業務の内容範囲
- c. 適用される法令、指針、基準、規格等
- d. 品質保証計画書の提出に関する事項
- e. 物品及び役務の検証に関する事項
- f. 要員（供給者の調達先の要員を含む）の力量確認及び業務の重要性に対する認識に関する事項
- g. 検証または監査のための当社社員、当社が指定する者及び原子力規制委員会職員による供給者への立入りに関する事項（外注先含む）
- h. 仕様書、要領書、図面、検証記録等、当社の検討または承認用に提出する書類及びそれらの提出方法、時期に関する事項
- i. 品質記録の管理に関する事項（保管、管理方法など）
- j. 供給者が行う不適合の報告、処理及び承認に関する事項
- k. 品質マネジメントシステムの程度に関する事項
- l. 健全な安全文化を育成し維持するための活動に関する必要な事項
- m. 設計条件、製作・据付条件等の技術的事項
- n. 設計・開発に関する事項
- o. 解析業務に関する事項
- p. 一般産業用工業品を調達する場合、原子力特有の設計条件を満たしていることを確認する検査等に係る必要な事項

(2) 調達製品の管理

調達を主管する箇所の長は、当社が仕様書で要求した製品が確実に納品されるよう調達製品が納入されるまでの間、仕様書の調達要求事項に従い、業務の実施に当たって必要な図書（品質保証計画書、作業要領書、検査要領書等）を供給者に提出させ、それを審査し確認する等の調達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、以下のいずれか1つ以上の方法により調達品の検証を実施する。
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

達製品のリリースの方法を明確にした上で、検証を行う。

a. 検査・試験

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、「原子力QMS 調達管理要領」「原子力QMS 検査および試験要領」に基づき工場又は発電所で検査・試験を実施する。

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、検査・試験のうち、当社が立会又は記録確認を行う検査・試験に関して、以下の項目のうち必要な項目を含む要領書を供給者に提出させ、それを事前に審査し、承認した上で、その要領書に基づく検査・試験を実施する。

- (a) 対象機器名（品名）
- (b) 検査・試験項目
- (c) 適用法令，基準，規格
- (d) 検査・試験装置仕様
- (e) 検査・試験の方法，手順，記録項目
- (f) 判定基準
- (g) 検査・試験成績書の様式
- (h) 測定機器，試験装置の校正
- (i) 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・試験を適合性確認対象設備ごとに実施又は計画し、設備の重要度分類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。

なお、添付1「当社におけるグレード分けの考え方」に示す一般産業品のSA設備については、当社にて機能・性能の確認をするための検査・試験を実施する。

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、製品の受入れに当たり、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。

e. 作業中のコミュニケーション等

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 供給者に対する品質監査」参照）

3.6.4 供給者に対する品質監査

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し維持するための活動が適切で、かつ、確実に行われていることを確認するために、供給者に対する品質監査を実施する。

（供給者に対する品質監査を実施する場合の例）

- (1) 定期監査：当社が常態的に業務を発注している供給者について、各社3年ごとに1回、品質保証活動の実施状況を確認する場合。
- (2) 臨時監査：品質保証計画上又は実施上の不備が原因で、製品又は役務に重大な不適合が発生したとき、又はその恐れがあるとき。

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。

- ・当社が行う供給者に対する監査において、供給者が実施した外注先に対する品質監査が不十分と判断した場合
- ・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、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については、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。

- (1) 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1「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。
- (2) 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1「当社におけるグレ

ード分けの考え方」参照)で管理を完了しているため、「3.6.3(2) 調達製品の管理」以降の管理を設工認に基づき管理する。

3.7 記録, 識別管理, トレーサビリティ

3.7.1 文書及び記録の管理

(1) 適合性確認対象設備の設計, 工事及び検査に係る文書及び記録

「3.1 設計, 工事及び検査に係る組織(組織内外の相互関係及び情報伝達含む)」の表3.1-1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, これらを「原子力QMS 文書管理・記録管理要領」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3.7-1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3.7-1に示す。

(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3.7-1に示す記録として管理する。

当該設備に関する設計図書がない場合で, 代替可能な設計図書が存在する場合, 供給者の品質マネジメントシステム体制を確認して当該設計図書の設計当時から現在に至るまでの品質を確認し, 設工認に対する適合性を保証するための設計図書として用いる。

(3) 使用前事業者検査に用いる文書及び記録

検査を担当する箇所の長は, 使用前事業者検査として, 記録確認検査を実施する場合, 表3.7-1に示す記録を用いて実施する。

なお, 適合性確認対象設備のうち, 以前より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)時点で工事を継続している設備, 並びに添付1「当社におけるグレード分けの考え方」に示す一般産業品のSA設備に対して記録確認検査を実施する場合は, 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3.7-1 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
承認申請図書, 決定図書	設備の工事中の図書であり, このうち図面等の最新版の維持が必要な図書においては, 工事完了後に完成図書として管理する図書
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
既工認	設置又は改造当時の工事計画書の認可を受けた図書で, 当該工認に基づく使用前検査の合格を以って, 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)
業務報告書	品質マネジメントシステム体制下の調達管理を通じて行われた, 業務結果の記録 (解析結果を含む)
供給者から入手した 文書・記録	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, 検査記録, ミルシート等
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

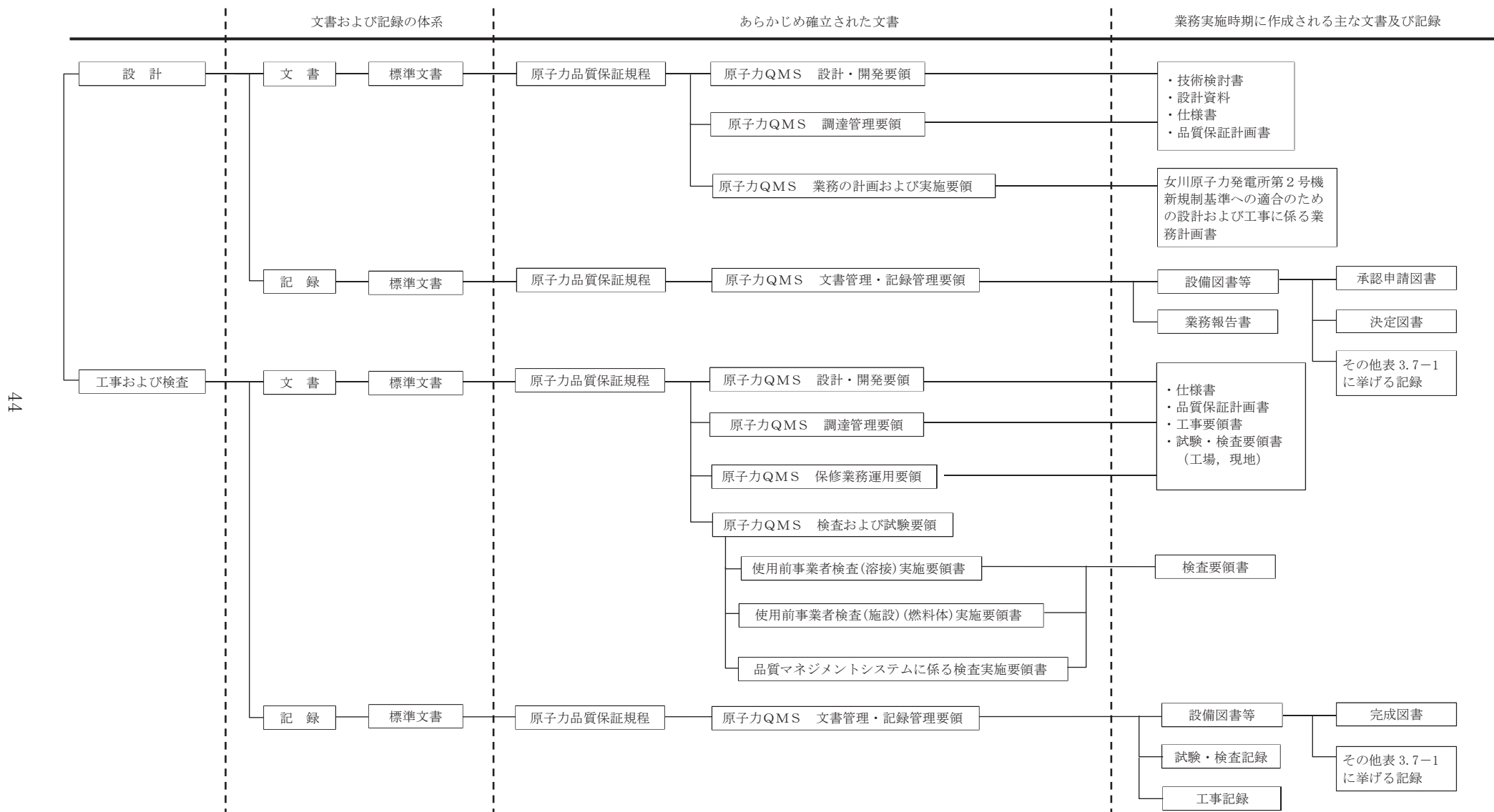


図3.7-1 設計, 工事及び検査に係る品質マネジメントシステムに関する文書体系

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、校正の状態を明確にするため、測定機器管理台帳に、校正日及び校正頻度を記載し、有効期限内であることを識別する。

なお、有効期限切れの測定機器については、識別を行うとともに使用可能な測定機器と保管場所を区別する等、誤使用防止を図る。

ロ. 有効期限表示ラベルによる識別

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、有効期限表示ラベルに必要な事項を記載し、測定機器の目立ちやすいところに貼り付けて識別する。

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、測定機器の管理が適正に行われていることを確認する。

(2) 機器、弁及び配管等の管理

工事を主管する箇所の長は、機器、弁、配管等を、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「原子力QMS 不適合管理・是正処置・予防処置要領」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、法令に基づく申請又は届出が必要な発電用原子炉施設の改造

工事であることから、「原子力QMS 保守業務運用要領」の「施設管理」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している。

4.1 使用開始前の適合性確認対象設備の保全

工事又は検査を主管する箇所の長は、適合性確認対象設備の保全を、以下のとおり実施する。

4.1.1 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（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。

4.1.2 設工認の認可後に工事を着手し設置が完了する常設又は可搬の設備

設工認の認可後に工事を着手し、設置が完了する常設又は可搬の設備は、巡視点検又は日常の保守点検（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

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。

適合性確認対象設備の使用開始後においては、施設管理に係る業務プロセスに基づき保全重要度に応じた点検計画を策定し保全を実施することにより、適合性を維持する。

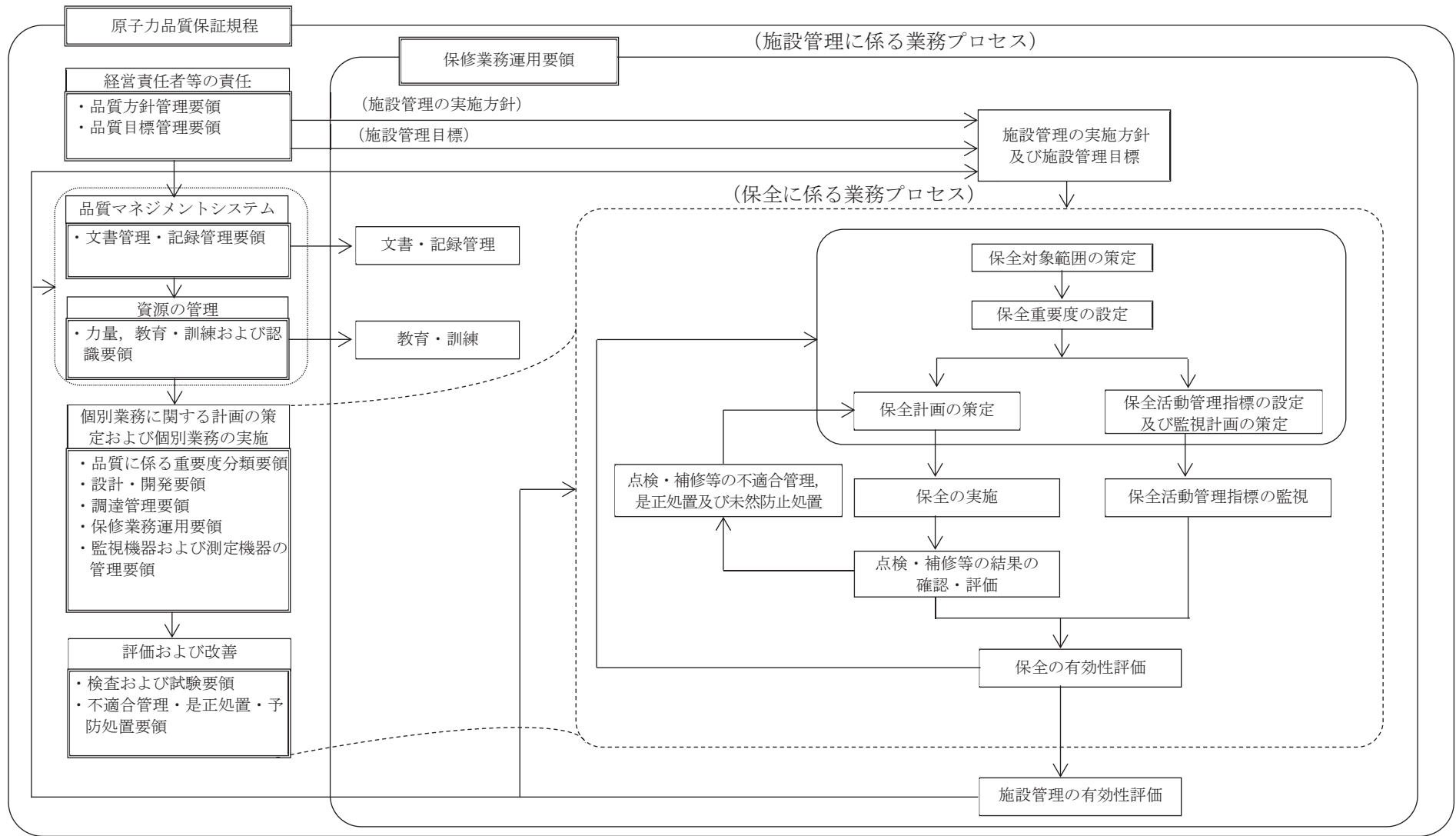


図4-1 施設管理に係る業務プロセスと品質マネジメントシステムの文書との関連

設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画（例）

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー					組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当 ○:関連	実績 ○/ 計画 (△)	実施内容 (設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果)		備考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者			業務実績又は業務計画	記録等	
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								
設計	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	3.3.3 (1)	基本設計方針の作成 (設計1)								
設計	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)					(3.6 調達) 設工認における調達管理の方法			
設計	3.3.3 (3)	設計のアウトプットに対する検証								
設計	3.3.3 (4)	設工認認可申請 (届出) 書の作成								
設計	3.3.3 (5)	設工認認可申請 (届出) 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)					(3.6 調達) 設工認における調達管理の方法			
	3.4.2	具体的な設備の設計					(3.6 調達) 設工認における調達管理の方法			
	3.5.2	設工認に基づく工事の実施								
	3.5.3	使用前事業者検査の計画 検査計画の管理								
工事及び検査	3.5.5	使用前事業者検査の実施					(3.6 調達) 設工認における調達管理の方法			
	3.7.2									

--> : 必要に応じ実施する。

設備リスト (例) (設計基準対象施設)

設置許可/技術 基準規則 条文番号	設置許可基準規則および解釈	技術基準規則および解釈	必要な機能等	設備等	設備/運用	既設/新設 /改造	追加要求事項に対 して必須の設備、 運用か YES:〇 NO:×	実用炉規則別表第 二のうち、要目表 に該当する設備が 記載有:〇 記載無:×	既工事計画に記載 がされていないか 記載有:×	必要な対策が (a1)(a2)(b)のうち、 どこに対応するか	実用炉規則別表第二に関連す る施設・設備・機器区分	設置許可申請 書添付書類八 主要設備記載 有無 記載有:〇 記載無:×	備 考

設備リスト (例) (重大事故等対処設備)

設置許可基準規則／技術基準規則 条文番号	設置許可基準規則および解釈	技術基準規則および解釈	設備 (既設+新設)	添付八設備 仕様記載	系統	設備種別		設備 or 運用 設備:○ 運用:x	詳細設計に関する事項					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	備 考
						既設 or 新設 or 改造	常設 or 可搬		実用炉規則別 表第二の記載 対象設備か？	既工事計画に 記載されてい るか？	使用目的が DBEと異なる か？	使用条件が DBEと異なる か？	重大事故クラ スがDBEと異 なるか？			
									対象:○ 対象外:x	記載有:○ 記載無:x 判定不要:-	異なる:○ 同じ:x 判定不要:-	異なる:○ 同じ:x 判定不要:-	異なる:○ 同じ:x 判定不要:-			

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）

技術基準規則 第〇〇条(〇〇〇〇〇)		条文の分類		
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	適用要否判断 (○ or △ or - or □)	理由	備考	
原子炉本体				
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設				
原子炉冷却系統施設				
計測制御系統施設				
放射性廃棄物の廃棄施設				
放射線管理施設				
原子炉格納施設				
その他発電用原子炉の附属施設	非常用電源設備			
	常用電源設備			
	補助ボイラー			
	火災防護設備			
	浸水防護施設			
	補機駆動用燃料設備			
	非常用取水設備			
	敷地内土木構造物			
	緊急時対策所			
共通条文への対応に必要な基本設計方針のみ記載の施設(安全避難通路, 火山, 外部火災防護施設, 竜巻防護施設)				
	【記号説明】	○: 条文要求に追加・変更がある, または追加設備がある。 △: 条文要求に追加・変更がなく, 追加設備もない。 -: 条文要求を受ける設備がない。 □: 保安規定等に維持・管理が必要な追加設備がある。 *: 新規制対応ではないが工事計画手続きが必要な, 改造・取替する設備がある。		

施設と条文の対比一覧表(例) (重大事故等対処設備)

条文		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
		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	CV冷却	CV過圧破損防止	下部溶融炉心冷却	CV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
原子炉施設の種類/分類																															
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付属施設	非常用電源設備																														
	常用電源設備																														
	補助ボイラー																														
	火災防護設備																														
	浸水防護施設																														
	補機駆動用燃料設備																														
	非常用取水設備																														
	敷地内土木構造物																														
	緊急時対策所																														
共通条文への対応に必要な基本設計方針のみ記載の施設(安全避難通路, 火山, 外部火災防護施設, 竜巻防護施設)																															

【記号説明】 ○: 条文要求に追加・変更がある。または追加設備がある。
 -: 条文要求を受ける設備がない。

△: 条文要求に追加・変更がなく、追加設備もない。
 □: 保安規定等にて維持・管理が必要な追加設備がある。

設工認添付書類星取表 (例)

別表第二				機器名称			設計基準対象施設(DB)			重大事故等対処設備(SA)			別表第二 添付書類【記号の定義】○:有 △:既工認済込 □:改造分 ◇:改造分既工認済込 ●or▲:主登録側で整理されるもの -:なし		備考
													施設共通		
発電用原子炉施設の 種類	設備区分	機器区分	機器名称	関連条文	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)			要目表	
					様式2	主登録	兼用登録	耐震重要度分類 (当該施設)	機器クラス (当該設備)	申請区分	設備区分 (当該施設)	機器クラス (当該設備)	申請区分		
			女川2号機 申請対象設備												
				基本設計方針											
				<p>【耐震重要度分類】※ 耐震重要度分類については、 「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、 「工認添付書類星取表略語の定義」参照</p> <p>※運用及び可搬型の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) (耐震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:別表該当無し 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>【設備区分】 設備区分については、 「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、 「工認添付書類星取表略語の定義」参照</p> <p>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>								

各条文の設計の考え方（例）

第〇条（〇〇〇〇〇）					
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	添付書類
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			添付書類
3. 設置許可添八のうち，基本設計方針に記載しないことの考え方					
No.	項目	考え方			添付書類
4. 詳細な検討が必要な事項					
No.	書類名				

O2 ① VI-1-10-1 R0

要求事項との対比表 (例)

技術基準規則・解釈	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)	設置許可申請書 本文	設置許可申請書 添付書類八	設置許可, 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）

女川2号機 申請対象設備				基本設計方針						
				関連条文		〇〇条		△△条		
				要求種別						
発電用原子炉施設の種別	設備区分	機器区分	関連条文	機器名称	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
技術基準要求設備 (要目表として記載要求のない設備)										

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QMS 品質に係る重要度分類要領」に規定しており、その内容を別表1に示す。

グレード分けは、原子炉施設の安全上の重要性に応じて行っており、「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」に基づく安全機能の重要度と、供給信頼に対する重要性に応じて、クラスⅠ～Ⅳに分類している。

また、重大事故等対処設備（以下「SA設備」という。）の重要度分類については、クラス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、クラス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. 設計管理におけるグレード分けの適用

設計管理に関する品質保証活動については、保安規定品質マネジメントシステム計画の「7.3 設計開発」を適用することから、「原子力QMS 設計・開発要領」に基づき、設計管理対象を判断して設計管理を実施している。

設計管理におけるグレード分けは、1.項の重要度分類のクラスⅠ～Ⅳに基づき、グレード区分Ⅰ～Ⅳに区分し、設計プロセスにおいて重みづけを行う。

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。

3. 調達管理におけるグレード分けの適用

調達管理における品質保証活動については、保安規定品質マネジメントシステム計画の「7.4 調達」を適用することから、原子力安全に必要な製品及び役務のすべての調達業務に対し、「原子力QMS 調達管理要領」に基づき、調達管理を実施している。

調達管理におけるグレード分けは、1.項の重要度分類のクラスⅠ～Ⅳに基づき、グレード区分Ⅰ～Ⅳに区分し、グレード分けを実施している。

調達管理のグレードに応じた要求項目と適用について、別表2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。
 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 品質に係る重要度分類

重要度分類	定義
クラスⅠ	<ul style="list-style-type: none"> ・その設備・系統等の不具合が発電所の運転停止または出力低下に直接つながる設備・系統等 ・その設備・系統等の不具合が放射性物質の管理区域外への放出につながる設備・系統等 ・「保安規定」第4章「運転管理」・第3節「運転上の制限」に規定される設備・系統等
クラスⅡ	<ul style="list-style-type: none"> ・その設備・系統等の不具合が長時間継続すると、発電所の運転停止または出力低下につながる設備・系統等 ・その設備等の不具合が長時間継続すると、放射性物質の管理区域外への放出につながる設備・系統等
クラスⅢ	<ul style="list-style-type: none"> ・その設備・系統等の不具合が、発電所の運転停止・出力低下または放射性物質の管理区域外への放出にはつながらない設備・系統等（発電所の付帯設備を除く）
クラスⅣ	<ul style="list-style-type: none"> ・クラスⅠ，Ⅱ，Ⅲ以外の設備・系統等（発電所の付帯設備）

別表2 調達管理グレード表

要 求 項 目	グレード			
	I	II	III	IV
1. 調達要求事項				
・ 供給者が行うべき業務の内容範囲	○	○	○	○
・ 適用される法令, 指針, 基準, 規格等	○	○	○	○
・ 技術的事項 (設計条件, 製作・据付条件等)	○	○	○	○
・ 提出書類に関する事項	○	○	○	○
・ 検証または監査のための供給者 (供給者の調達先含む) への立入りに関する事項	○	○	○	○
・ 供給者の調達先に対する評価 (技術的能力, 品質保証体制)	○	○	○	—
・ 不適合の報告, 処理, 及び承認に関する事項	○	○	○	○
・ 要員 (供給者の調達先含む) の力量確認	○	○	○	○
・ 品質マネジメントシステムに関する事項				
a. JIS Q 9001 (ISO9001) 等の適用	○	○	—	—
b. 品質保証計画書の提出	○	○	○	—
・ 「健全な安全文化を育成し維持するための活動」に関する事項	○	○	○	—
2. 供給者の評価	*1			
3. 調達製品の検証				
・ 供給者が行う検査及び試験への立会い	*2			
・ 品質記録または作業報告書等の書類審査	○	○	○	○

(○ : 適用 — : 適用しない)

注記*1 : 調達製品の種類に応じて評価を実施する。

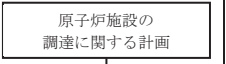
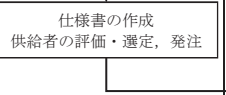
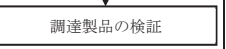
*2 : 重要度分類のクラス区分及び調達製品の機器種別に応じて必要な検査・試験を実施する。

管理の段階	設計、工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎：主管箇所 ○：関連箇所			実施内容	保安規定 品質マネジメントシステム計画 (記載項目)	証拠書類
	当社	供給者	本店	発電所	供給者			
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	設計開発計画書
調達要求事項作成のための設計			◎	◎	—	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インプットを作成する。	<ul style="list-style-type: none"> ・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明確にした要求事項の適切性について、デザインレビュー委員会等を通じてレビューを受ける。		デザインレビュー委員会議事録
						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を作成する。		設計アウトプット
						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、計画されたとおり検証を実施する。		
調達			◎	◎	○	<p>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。</p> <p>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。</p>	・7.4 調達	仕様書
設備の詳細設計			○	◎	◎	<p>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。</p> <p>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。</p>	・7.3.5 設計開発の検証	品質保証計画書 設計図書
工事及び検査			—	◎	◎	工事を主管する箇所の長は、「試験・検査要領書(工場)」に基づき、供給者が実施する試験・検査について、その結果を立会い又は記録確認により確認する。	<ul style="list-style-type: none"> ・7.3.6 設計開発の妥当性確認 	試験・検査要領書(工場)
						工事を主管する箇所の長は、調達要求事項を確実にするため、供給者から提出される「作業要領書」に基づき、作業管理を実施する		作業要領書
						工事を主管する箇所の長は、「試験・検査要領書(現地)」に基づき供給者が実施する試験・検査について、その結果を立会い又は記録確認により確認する。		試験・検査要領書(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・試験の結果等により、設計・開発の妥当性を確認する。		工事記録 試験・検査要領書(現地)

別図1 (1/3) 設計開発に係る業務フロー

管理の段階	設計、工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎：主管箇所 ○：関連箇所			実施内容	保安規定 品質マネジメントシステム計画 (記載項目)	証拠書類
	当社	供給者	本店	発電所	供給者			
計画			◎	◎	—	調達を主管する箇所の長は、原子炉施設等の調達に関する計画を策定する。	・7.4.1 調達プロセス ・7.4.2 調達物品等要求事項	仕様書
調達			◎	◎	—	調達を主管する箇所の長は、必要な調達要求事項を記載した仕様書を作成し、契約を主管する箇所の長に契約の手続きを依頼する。 契約を主管する箇所の長は、技術的な能力があると判断した供給者を選定する。		
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。	・7.4.3 調達物品等の検証	品質保証計画書 設計図書
工事及び検査			—	◎	◎	工事を主管する箇所の長は、「試験・検査要領書(工場)」に基づき、供給者が実施する試験・検査について、その結果を立会い又は記録確認により確認する。		試験・検査要領書(工場)
						工事を主管する箇所の長は、調達要求事項を確実にするため、供給者から提出される「作業要領書」に基づき、作業管理を実施する		作業要領書
						工事を主管する箇所の長は、「試験・検査要領書(現地)」に基づき供給者が実施する試験・検査について、その結果を立会い又は記録確認により確認する。		試験・検査要領書(現地)
						調達を主管する箇所の長は、工事段階で実施する検査・試験の結果等により、設計・開発の妥当性を確認する。	工事記録 試験・検査要領書(現地)	

別図1(2/3) 調達管理に係る業務フロー (1)

管理の段階	設計、工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎：主管箇所 ○：関連箇所			実施内容	保安規定 品質マネジメントシステム計画 (記載項目)	証拠書類
	当社	供給者	本店	発電所	供給者			
計画			◎	◎	—	調達を主管する箇所の長は、原子炉施設等の調達に関する計画を策定する。	・7.4.1 調達プロセス ・7.4.2 調達物品等要求事項	仕様書
調達			—	◎	○	調達を主管する箇所の長は、必要な調達要求事項を記載した仕様書を作成し、契約を主管する箇所の長に契約の手続きを依頼する。 契約を主管する箇所の長は、技術的な能力があると判断した供給者を選定する。		
工事及び検査			—	◎	◎	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。	・7.4.3 調達物品等の検証	検査成績書

別図1(3/3) 調達管理に係る業務フロー (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、原則として記載しない。
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、箇条書きにするなど表現を工夫する。
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。
 - (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」を持たせるために特定できる手段がわかるように記載する。
 また、技術基準規則への適合性を確保する観点で、設置変更許可申請書本文に対応した事項以外に必要となる運用を付加する場合も同様の記載を行う。
 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。
 - (2) 設置変更許可申請書本文記載事項のうち「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を確保する観点で、設置変更許可申請書本文に対応した事項以外に必要となる運用を付加する場合も同様の記載を行う。
 - (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。
 - a. 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。

- b. 今後評価することが示されている場合，評価する段階（設計または工事）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者を設計対象とする。
- (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) 条項号のうち，適用する設備がない要求事項は，「適合するものであることを確認する」という設工認申請の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。
 - (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，他省令の呼び込みがある場合は，以下の要領で記載を行う。
 - a. 設置時に適用される要求など，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。
 - b. 監視試験片の試験方法を示した規格など，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を示すとともに，当該文書名及び必要に応じそのコード番号を記載する。
 - c. 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で記載する。
 - d. 条件付の民間規格または設置変更許可申請書の評価結果等を引用する場合は，可能な限りその条件等を文章として反映する。

また，設置変更許可申請書の添付書類を呼び込む場合は，対応する本文のタイトルを呼び込む。

なお，文書名を呼び込む場合においても「技術評価書」の呼び込みは行わない。

設工認における解析管理について

設工認に必要な解析のうち、調達（「3.6 設工認における調達管理の方法」参照）を通じて実施した解析については、「原子力施設における許認可申請等に係る解析業務の品質向上ガイドライン（一般社団法人原子力安全推進協会，平成26年3月改定）」に示される要求事項を踏まえて策定した社内規定「原子力QMS 業務の計画および実施要領」，「原子力QMS 調達管理要領」及び「原子力部 調達における標準仕様書（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、調達要求事項に解析業務を含む場合、以下のとおり調達管理を実施する。

なお、事業者と供給者の解析業務の流れを別図1に示すとともに、設工認の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、解析業務に係る必要な品質保証活動として、「原子力QMS 調達管理要領」，「原子力部 調達における標準仕様書（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下記事項の計画（実施段階、目的、内容、実施体制、等）を明確にした解析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し、承認する。

- (1) 解析業務の作業手順
- (2) 解析結果の検証
- (3) 業務報告書の確認
- (4) 解析業務の変更管理

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解析業務

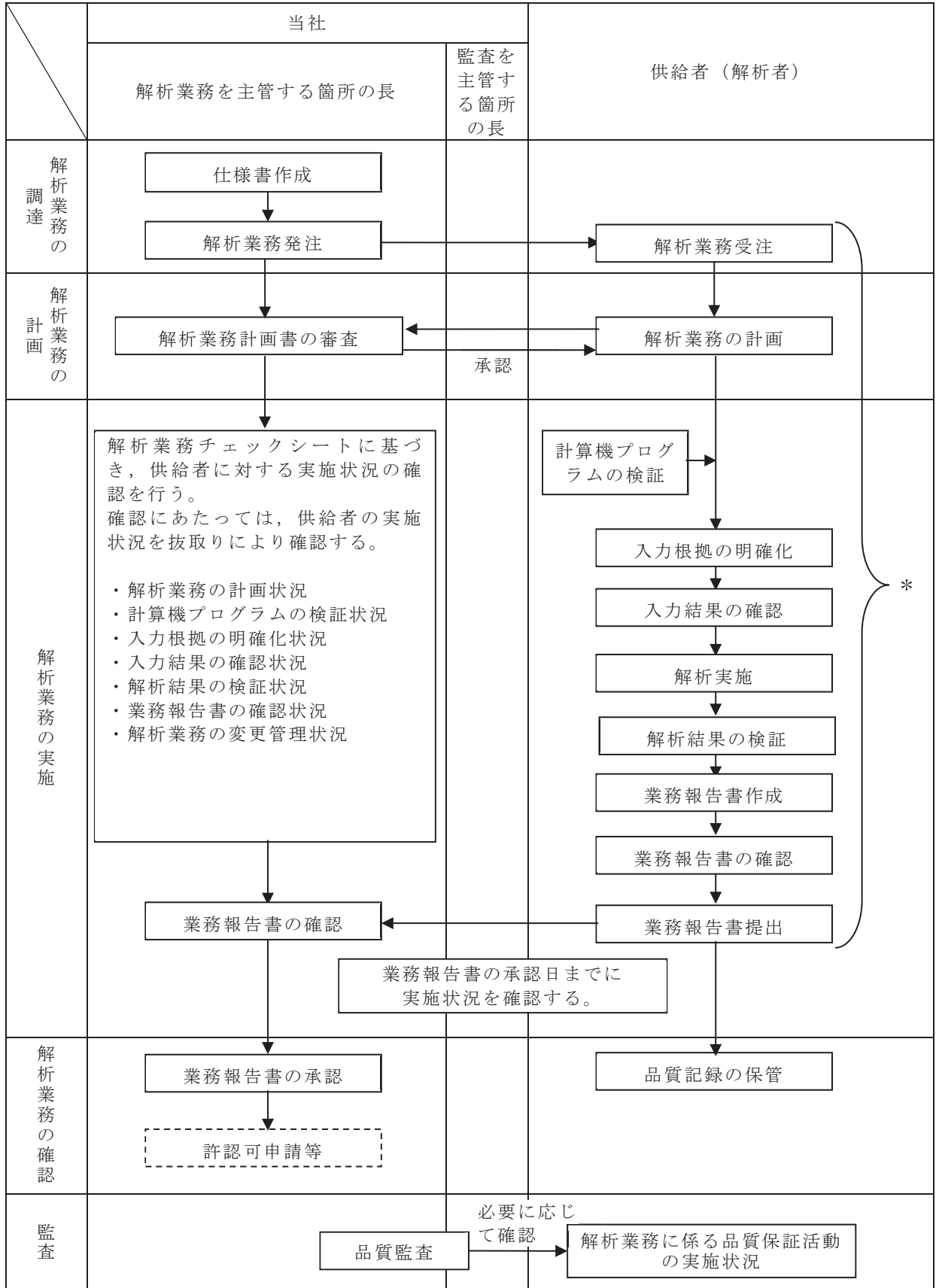
が適切に実施されていることを確認する。

当社の供給者に対する確認は、「解析業務チェックシート」に基づき実施する。

具体的な確認の視点を別表2に示す。

4. 業務報告書の確認

解析業務を主管する箇所の長は、供給者から提出された業務報告書が要求事項に適合していること、また供給者が実施した解析結果が適切に反映されていることを確認する。



注記*：解析業務に変更が生じた場合は、各段階において変更内容を反映する。

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		組織内外の部門間の相互関係 ◎：主管箇所 ○：関連箇所			実施内容	添付本文 (記載項目)	証拠書類
	当社	供給者	本店	発電所	供給者			
仕様書の作成	仕様書の作成		◎	-	-	解析業務を主管する箇所の長は、「仕様書」を作成し、解析業務に係る要求事項を明確にする。	<ul style="list-style-type: none"> 3.6.1 供給者の技術的評価 3.6.2 供給者の選定 3.6.3 調達製品の調達管理 	・仕様書
解析業務の計画	解析業務計画書の審査、承認	解析業務計画書の作成、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「解析業務計画書」に適切に反映され、解析業務に係る内容が明確にされていることを確認する。	<ul style="list-style-type: none"> 3.6.3 調達製品の調達管理 	・解析業務計画書 (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、解析の実施状況（解析業務の計画状況／計算機プログラムの検証状況／入力根拠の明確化状況／入力結果の確認状況／解析結果の検証状況／業務報告書の確認状況／解析業務の変更管理状況）について確認する。	<ul style="list-style-type: none"> 3.6.3 調達製品の調達管理 	・解析業務チェックシート
業務報告書の確認	業務報告書の承認	業務報告書の作成、確認	◎	-	○	解析業務を主管する箇所の長は、供給者から提出された「業務報告書」で、供給者が解析業務の計画に基づき適切に解析業務を実施したことを確認する。	<ul style="list-style-type: none"> 3.6.3 調達製品の調達管理 	・業務報告書（供給者から提出）

別図 2 解析業務に係る調達の流れ

別表1(1/2) 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

No.	不適合事例とその対策	
1	報告年月	平成28年10月
	件名	女川原子力発電所2号機炉心シュラウドサポートの応力評価誤り
	事象	<p>女川原子力発電所2号機の定期安全レビューの準備過程において、平成17年に実施した炉心シュラウドサポート評価における、炉心シュラウドサポートの応力評価に用いる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>誤りのあった応力評価について、計算プログラムを修正し、再評価した結果、炉心シュラウドサポートの応力評価は、全ての評価場所で許容値を満足しており、炉心シュラウドの健全性に影響を及ぼすものではないことを確認した。</p> <p>炉心シュラウドサポートの応力評価を行った当時は、応力評価などの解析業務に関わる計算プログラムの検証方法が、当社およびメーカーともに社内文書に明文化されていなかった。</p> <p>現在は、解析業務に関わる計算プログラムの検証方法が、当社およびメーカーともに、社内文書に明文化されている。</p>
	対策実施状況	<p>【当社】 調達・解析業務に関わる社内資料に、今回の具体的な誤りの内容や原因を反映し、解析業務に関わる社員に対して、周知や教育を実施。</p> <p>【メーカー】 解析業務上の留意点や今回の事象について、周知や教育を実施。</p>

別表1(2/2) 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

No.	不適合事例とその対策	
2	報告年月	平成30年12月
	件名	東通原子力発電所1号機炉心スプレイ系配管等の耐震評価の解析誤り
	事象	<p>東通原子力発電所1号機の建設時の工事計画認可申請書において、炉心スプレイ系配管及び炉心スプレイノズルの耐震評価の解析に誤りがあることを確認した。</p> <p>改めて解析を行ったところ、当該配管等の応力発生値は、技術基準に基づくそれぞれの許容値を満足しており、設備の健全性は確保されていることを確認した。</p> <p>原因としては、プラントメーカーは、他社プラントにおける類似の耐震評価の計算式を流用し、当該解析を実施したが、本来であれば、耐震構造の違いを踏まえ、計算式を見直した上で解析する必要があった。しかしながら、計算式に関する認識が不足していたことから、計算式の妥当性の確認をせず、他社プラントの計算式をそのまま流用するとともに、解析結果についても十分検証していなかった。</p> <p>また、当該解析を行った当時、計算式の妥当性の確認方法や解析結果の検証方法についてのルール化が明確化されておらず、プラントメーカーおよび当社における確認や検証が不十分だった。</p>
	対策実施状況	<p>【当社】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・本解析誤りの事象・原因について社内文書に明記。 ・解析業務毎に計算式の妥当性の確認方法や解析結果の検証方法を検討することの重要性を社内に周知。 <p>【メーカー】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・他社プラントの計算式をそのまま流用せず、計算式の妥当性等を詳細に確認すること、および解析結果は、解析内容に応じて検証の比較対象をこれまで以上に充実させることを社内文書に明記。 ・本解析誤りを踏まえた再発防止の教育の実施。

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	<ul style="list-style-type: none"> 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。
2	計算機プログラムの検証	<ul style="list-style-type: none"> 計算機プログラムは，適正なものであることを事前に検証し，計算機プログラム名称及びバージョンをリストへ登録していること（バージョンアップがある場合は，その都度検証を行い，リストへ登録していること）。 登録されていない計算機プログラムを使用する場合は，その都度検証を行うこと。
3	入力根拠の明確化	<ul style="list-style-type: none"> 解析業務計画書に基づき解析ごとに入力根拠を明確にしていること。
4	入力結果の確認	<ul style="list-style-type: none"> 計算機プログラムへの入力が正確に実施されたことをエコーバック等により確認していること。
5	解析結果の検証	<ul style="list-style-type: none"> 解析結果が解析業務計画書で定めたチェックシート等により検証されていること。
6	業務報告書の確認	<ul style="list-style-type: none"> 計算機プログラムを用いた解析結果，汎用表計算ソフトウェアを用いた計算，又は手計算による解析・計算結果を，当社の指定する書式に加工，編集して業務報告書としてまとめていること。 作成された業務報告書が，解析業務計画書の内容を満足していることを確認していること。
7	解析業務の変更管理	<ul style="list-style-type: none"> 解析業務に変更が生じた場合は，変更内容を文書化し，解析業務の各段階においてその変更を反映していること。

当社における設計管理・調達管理について

1. 供給者の技術的評価

調達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等を供給する能力を判断の根拠として、供給者の評価、認定及び再評価を「原子力QMS 調達管理要領」に基づき実施する。

また、設工認については、供給者の評価を実施し、供給者の調達製品を供給する能力に問題はないことを確認しており、必要に応じて監査を実施している。

1.1 供給者の評価

調達を主管する箇所の長は、供給者に対して、発注前に技術的能力、実績及び品質マネジメントシステム体制について評価を行う。

なお、評価は、調達する製品及び役務のグレード区分並びに調達の種類に応じて適切な評価方法を選択する。

1.2 供給者の認定

調達を主管する箇所の長は、1.1項の評価の結果について、認定供給者リストに登録し、維持管理する。

1.3 供給者の再評価

調達を主管する箇所の長は、認定供給者リストに登録済みの供給者に対して、3年毎に再評価を行う。

また、供給者が組織又は品質マネジメントシステムを大幅に変更した場合等については、随時再評価を行う。

2. 仕様書作成のための設計について

設計、工事を主管する箇所の長及び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の「7.3 設計開発」を適用する場合は、「原子力QMS 設計・開発要領」及び「原子力QMS 調達管理要領」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」までの各段階の活動を実施する。

仕様書作成のための設計の流れを別図1に示す。

2.1 設計開発の計画

設計を主管する箇所の長は、以下の事項を明確にした設計開発の計画を策定する。

- (1) 設計開発の段階（インプット、アウトプット、検証及び妥当性確認）
- (2) 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
- (3) 設計開発に関する責任及び権限

2.2 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，以下の要求事項を明確にしたインプットを作成する。

- (1) 機能及び性能に関する要求事項
- (2) 適用される法令・規制要求事項
- (3) 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
- (4) 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

設計を主管する箇所の長は，設計開発のインプットの承認過程で，適切性をレビューする。

2.4 アウトプットの作成

設計を主管する箇所の長は，アウトプットとして仕様書を作成する。

アウトプットは，設計開発へのインプットで与えられた要求事項，「原子力QMS 調達管理要領」に定められた要求事項等を満たすように作成する。

2.5 アウトプットの作成段階のレビュー及び検証

設計を主管する箇所の長は，仕様書の承認過程で，仕様書が「原子力QMS 調達管理要領」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，仕様書がインプットの要求事項を満たしていることを確実にするために検証する。

インプット及びアウトプットのレビュー及び検証の結果の記録並びに必要な処置があればその記録を維持する。

なお，レビューには，他部門と設計取り合いがある場合は関連する組織の長及び当該設計開発に係る専門家を含め，必要に応じ，デザインレビュー委員会を開催する。

また，検証は適合性確認を実施した者の業務に直接関与していない原設計者以外の要員にて実施する。

2.6 設計開発の検証（設備の設計段階）

設計又は工事を主管する箇所の長は，設計図書及び検査・試験要領書の審査・承認

の段階で、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。

なお、検証は原設計者以外の者が実施する。

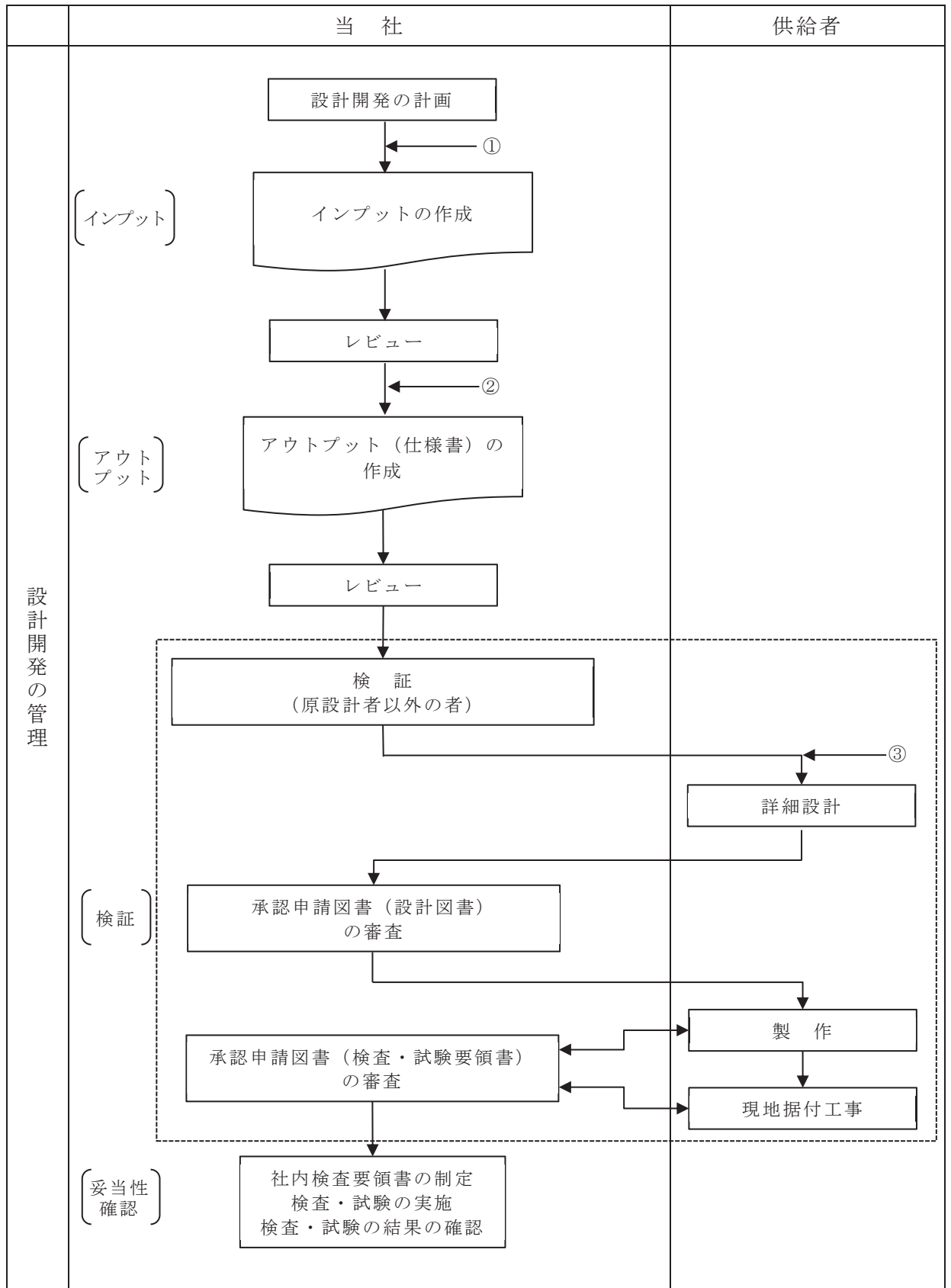
2.7 設計開発の妥当性確認

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、工事段階で実施する検査・試験の結果等により、設計開発の妥当性を確認する。

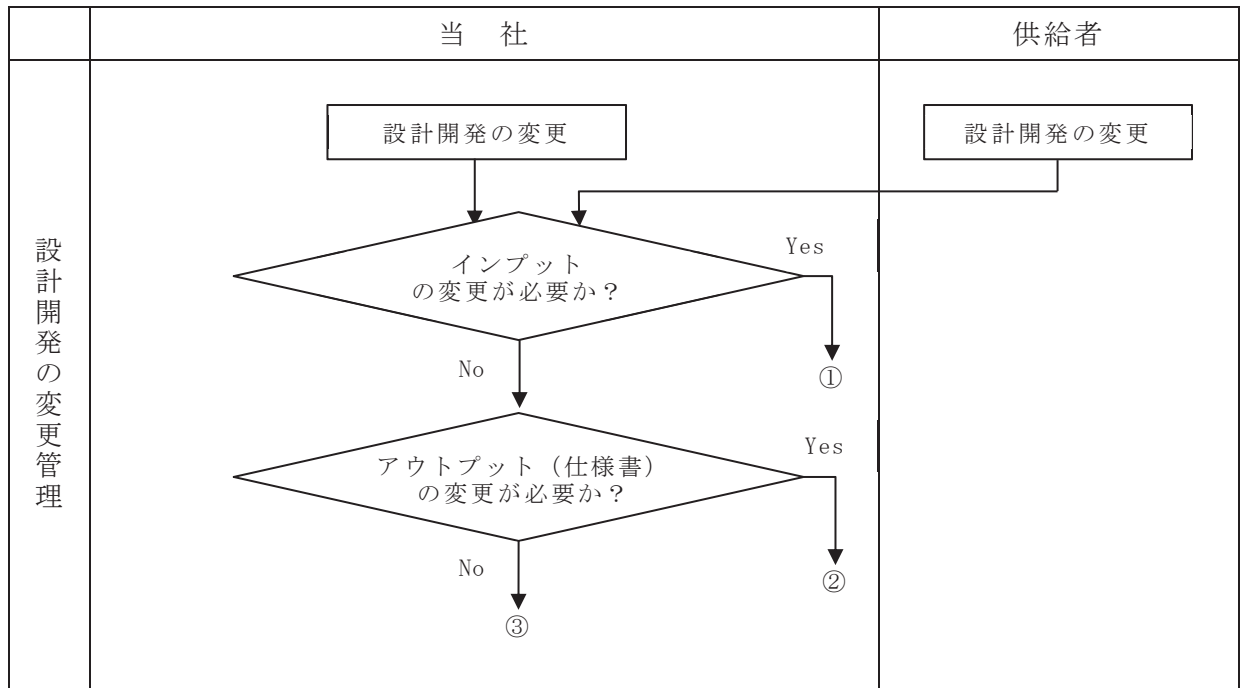
2.8 設計開発の変更管理

設計を主管する箇所の長は、設計開発の変更を要する場合、以下に従って手続きを実施する。

- (1) 設計開発の変更を明確にし、記録を維持する。
- (2) 変更に対し、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。
- (3) 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及び関係する原子炉施設に及ぼす影響の評価を含める。
- (4) 変更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。



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-2 耐震性に関する説明書

目 次

VI-2-1 耐震設計の基本方針

VI-2-2 耐震設計上重要な設備を設置する施設の耐震性についての計算書

VI-2-1 耐震設計の基本方針

目 次

- VI-2-1-1 耐震設計の基本方針
- VI-2-1-2 基準地震動 S_s 及び弾性設計用地震動 S_d の策定概要
- VI-2-1-3 地盤の支持性能に係る基本方針
- VI-2-1-4 耐震重要度分類及び重大事故等対処施設の施設区分の基本方針
- VI-2-1-5 波及的影響に係る基本方針
- VI-2-1-6 地震応答解析の基本方針
- VI-2-1-8 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方針
- VI-2-1-9 機能維持の基本方針
- VI-2-1-10 ダクティリティに関する設計方針
- VI-2-1-11 機器・配管の耐震支持設計方針
- VI-2-1-13 機器・配管系の計算書作成の方法

VI-2-1-1 耐震設計の基本方針

目 次

1.	概要	1
2.	耐震設計の基本方針	1
2.1	基本方針	1
2.2	適用規格	5
3.	耐震重要度分類及び重大事故等対処施設の施設区分	7
3.1	耐震重要度分類	7
3.2	重大事故等対処施設の施設区分	7
3.3	波及的影響に対する考慮	8
4.	設計用地震力	10
4.1	地震力の算定法	10
4.2	設計用地震力	12
5.	機能維持の基本方針	12
5.1	構造強度	12
5.2	機能維持	23
6.	構造計画と配置計画	25
7.	地震による周辺斜面の崩壊に対する設計方針	26
8.	ダクティリティに関する考慮	26
9.	機器・配管系の支持方針について	26
10.	耐震計算の基本方針	26
10.1	建物・構築物	27
10.2	機器・配管系	27
10.3	土木構造物（屋外重要土木構造物及びその他の土木構造物）	28
10.4	津波防護施設，浸水防止設備及び津波監視設備	29

1. 概要

本資料は、発電用原子炉施設の耐震設計が「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4条及び第49条（地盤）並びに第5条及び第50条（地震による損傷の防止）に適合することを説明するものである。なお、上記条文以外への適合性を説明する各資料にて基準地震動 S_s に対して機能を保持するとしているものとして、第11条及び第52条に係る火災防護設備の耐震性については添付書類「VI-2-別添1 火災防護設備の耐震性についての計算書」に、第12条に係る溢水防護に係る設備の耐震性については添付書類「VI-2-別添2 溢水防護に係る施設の耐震性に関する説明書」に、第54条に係る可搬型重大事故等対処設備等の耐震性については添付書類「VI-2-別添3 可搬型重大事故等対処設備等の耐震性に関する説明書」にて説明する。

2. 耐震設計の基本方針

2.1 基本方針

発電用原子炉施設の耐震設計は、設計基準対象施設については地震により安全機能が損なわれるおそれがないこと、重大事故等対処施設については地震により重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故（以下「重大事故等」という。）に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないことを目的とし、「技術基準規則」に適合する設計とする。施設の設計に当たり考慮する、基準地震動 S_s 及び弾性設計用地震動 S_d の概要を添付書類「VI-2-1-2 基準地震動 S_s 及び弾性設計用地震動 S_d の策定概要」に示す。

(1) 設計基準対象施設のうち、地震により生ずるおそれがあるその安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度が特に大きいもの（以下「耐震重要施設」という。）は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力に対して、その安全機能が損なわれるおそれがない設計とする。

重大事故等対処施設のうち、常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）は、基準地震動 S_s による地震力に対して、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。

(2) 設計基準対象施設は、地震により発生するおそれがある安全機能の喪失（地震に伴って発生するおそれがある津波及び周辺斜面の崩壊等による安全機能の喪失を含む。）及びそれに続く放射線による公衆への影響を防止する観点から、各施設の安全機能が喪失した場合の影響の相対的な程度（以下「耐震重要度」という。）に応じて、Sクラス、Bクラス又はCクラスに分類（以下「耐震重要度分類」という。）し、それぞれに応じた地震力に十分耐えられる設計とする。

重大事故等対処施設については、施設の各設備が有する重大事故等に対処するために必要な機能及び設置状態を踏まえて、常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防

止設備、常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）、常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）及び可搬型重大事故等対処設備に耐震設計上の区分を分類する。重大事故等対処施設のうち、常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）は、上記に示す、代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力に十分に耐えることができる設計とする。本施設と常設重大事故緩和設備又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設の両方に属する重大事故等対処施設については、基準地震動 S_s による地震力を適用するものとする。重大事故等対処施設のうち、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類が B クラス又は C クラスのもの）が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）は、当該設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力に十分に耐えることができる設計とする。

本施設と常設重大事故緩和設備又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設の両方に属する重大事故等対処施設については、基準地震動 S_s による地震力を適用するものとする。

なお、特定重大事故等対処施設に該当する施設は本申請の対象外である。

- (3) 設計基準対象施設における建物・構築物及び土木構造物（屋外重要土木構造物及びその他の土木構造物）については、耐震重要度分類の各クラスに応じて算定する地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。

常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設については、基準地震動 S_s による地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。

また、常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設については、代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設については、当該設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。

耐震重要施設については、地盤変状が生じた場合においても、その安全機能が損なわれないよう、適切な対策を講ずる設計とする。

常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類が S クラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設については、地盤変状が生じた場合においても、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないよう、適切な対策を講ずる設計とする。

これらの地盤の評価については、添付書類「VI-2-1-3 地盤の支持性能に係る基本方針」に示す。

- (4) Sクラスの施設（(6)に記載のもののうち、津波防護機能を有する設備（以下「津波防護施設」という。）、浸水防止機能を有する設備（以下「浸水防止設備」という。）及び敷地における津波監視機能を有する施設（以下「津波監視設備」という。）を除く。）について、静的地震力は、水平地震力と鉛直地震力が同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。

Sクラスの施設及び常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設については、基準地震動 S_s 及び弾性設計用地震動 S_d による地震力は、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定するものとする。

- (5) Sクラスの施設（(6)に記載のもののうち、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。）は、基準地震動 S_s による地震力に対して、その安全機能が保持できる設計とする。建物・構築物については、構造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）に対して十分な余裕を有するように、機器・配管系については、塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルにとどまって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設の機能を保持できる設計とする。動的機器等については、基準地震動 S_s による地震力に対して、当該機器に要求される機能を維持する設計とする。このうち、動的機能が要求される機器については、当該機器の構造、動作原理等を考慮した評価を行い、既往の研究等で機能維持の確認がなされた機能確認済加速度等を超えないことを確認する。

また、弾性設計用地震動 S_d による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対しておおむね弾性状態にとどまる範囲で耐える設計とする。

常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設は、基準地震動 S_s による地震力に対して、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。建物・構築物については、構造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）に対して十分な余裕を有するように、機器・配管系については、塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルにとどまって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設の機能を保持できる設計とする。動的機器等については、基準地震動 S_s による地震力に対して、当該機器に要求される機能を維持する設計とする。このうち、動的機能が要求される機器については、当該機器の構造、動作原理等を考慮した評価を行い、既往の研究等で機能維持の確認がなされた機能確認済加速度等を超えていないことを確認する。

- (6) 屋外重要土木構造物、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備が設置された建物・構築物は、基準地震動 S_s による地震力に対して、それぞれの施設及び設備に要求される機能が保持できる設計とする。

常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）又は常設重大事故緩和設備

(設計基準拡張)が設置される重大事故等対処施設の土木構造物は、基準地震動 S_s による地震力に対して、重大事故等時に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。

屋外重要土木構造物は、構造部材の曲げについては限界層間変形角、限界ひずみ、降伏曲げモーメント及び許容応力度、構造部材のせん断についてはせん断耐力又は許容応力度に対して妥当な安全余裕を持たせることとする。3次元静的材料非線形解析により評価を行うもの等、ひずみを許容値とする場合は、構造物の要求機能に応じた許容値に対し、妥当な安全余裕を持たせることとする。

津波防護施設及び浸水防止設備が設置された建物・構築物については、当該施設及び建物・構築物が構造全体として変形能力(終局耐力時の変形)及び安定性について十分な余裕を有するとともに、その施設に要求される機能が保持できるものとする。

浸水防止設備及び津波監視設備については、その施設に要求される機能が保持できるものとする。

基準地震動 S_s による地震力は、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定するものとする。

- (7) Bクラスの施設は、3.1項に示す耐震重要度分類に応じた静的地震力に対しておおむね弾性状態にとどまる範囲で耐える設計とする。

また、共振のおそれのあるものについては、その影響についての検討を行う。その場合、検討に用いる地震動は、弾性設計用地震動 S_d に2分の1を乗じたものとする。当該地震動による地震力は、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定するものとする。

Cクラスの施設は、3.1項に示す耐震重要度分類に応じた静的地震力に対しておおむね弾性状態にとどまる範囲で耐える設計とする。

常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設は、上記に示す、代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力に対して、おおむね弾性状態にとどまる範囲で耐える設計とする。

常設重大事故防止設備(設計基準拡張)(当該設備が属する耐震重要度分類がBクラス又はCクラスのもの)が設置される重大事故等対処施設は、当該設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力に対して、おおむね弾性状態にとどまる範囲で耐える設計とする。

- (8) 耐震重要施設及び常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備(設計基準拡張)(当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの)又は常設重大事故緩和設備(設計基準拡張)が設置される重大事故等対処施設が、それ以外の発電所内にある施設(資機材等含む。)の波及的影響によって、それぞれの安全機能及び重大事故

等に対処するために必要な機能を損なわない設計とする。

- (9) 設計基準対象施設及び重大事故等対処施設の構造計画及び配置計画に際しては、地震の影響が低減されるように考慮する。
- (10) 設計基準対象施設及び常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設の設計においては、防潮堤下部の地盤改良等により地下水の流れが遮断され敷地内の地下水位が地表面付近まで上昇するおそれがあることを踏まえ、地下水位を一定の範囲に保持する地下水位低下設備を設置し、同設備の効果が及ぶ範囲においては、その機能を考慮した設計用地下水位を設定し水圧の影響を考慮する。地下水位低下設備の効果が及ばない範囲においては、自然水位より保守的に設定した水位又は地表面にて設計用地下水位を設定し水圧の影響を考慮する。
- (11) 耐震重要施設及び常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設は、液状化、揺すり込み沈下等の周辺地盤の変状を考慮した場合においても、その安全機能が損なわれるおそれがないように設計する。
- (12) 炉心内の燃料被覆管の放射性物質の閉じ込めの機能については、以下のとおり設計する。
弾性設計用地震動 S_d による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対して、炉心内の燃料被覆管の応答が全体的におおむね弾性状態にとどまるように設計する。
基準地震動 S_s による地震力に対して、放射性物質の閉じ込めの機能に影響を及ぼさないように設計する。
- (13) 緊急時対策所については、基準地震動 S_s による地震力に対して、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないように設計する。
緊急時対策所を設置する緊急時対策建屋については、耐震構造とし、基準地震動 S_s による地震力に対して遮蔽性能を確保する。また、緊急時対策所の居住性を確保するため、基準地震動 S_s による地震力に対して、緊急時対策所の換気設備の性能とあいまって十分な気密性を確保する。
さらに、施設全体の更なる安全性を確保するため、基準地震動 S_s による地震力との組合せに対して、短期許容応力度以内に収める設計とする。

2.2 適用規格

適用する規格としては、既に認可された工事計画の添付書類（以下「既工事計画」という。）で適用実績がある規格のほか、最新の規格基準についても技術的妥当性及び適用性を示した上で適用可能とする。なお、規格基準に規定のない評価手法等を用いる場合は、既往研究等において試験、研究等により妥当性が確認されている手法、設定等について、適用条件、適用範囲に留意し、その適用性を確認した上で用いる。

既工事計画で実績のある適用規格を以下に示す。

- ・原子力発電所耐震設計技術指針 J E A G 4 6 0 1 -1987 ((社) 日本電気協会)
- ・原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編 J E A G 4 6 0 1 ・補-1984 ((社) 日本電気協会)
- ・原子力発電所耐震設計技術指針 J E A G 4 6 0 1 -1991 追補版 ((社) 日本電気協会)
(以降, 「J E A G 4 6 0 1」 と記載しているものは上記 3 指針を指す。)
- ・建築基準法・同施行令
- ・鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説—許容応力度設計法— ((社) 日本建築学会, 1999 改定)
- ・原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説 ((社) 日本建築学会, 2005 制定)
- ・鋼構造設計規準—許容応力度設計法— ((社) 日本建築学会, 2005 改定)
- ・鉄骨鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説—許容応力度設計と保有水平耐力— ((社) 日本建築学会, 2001 改定)
- ・塔状鋼構造設計指針・同解説 ((社) 日本建築学会, 1980 制定)
- ・煙突構造設計指針 ((社) 日本建築学会, 2007 制定)
- ・容器構造設計指針・同解説 ((社) 日本建築学会, 1996 改定)
- ・建築物荷重指針・同解説 ((社) 日本建築学会, 2004 改定)
- ・建築耐震設計における保有耐力と変形性能 ((社) 日本建築学会, 1990 改定)
- ・建築基礎構造設計指針 ((社) 日本建築学会, 2001 改定)
- ・発電用原子力設備規格 コンクリート製原子炉格納容器規格 ((社) 日本機械学会, 2003)
- ・各種合成構造設計指針・同解説 ((社) 日本建築学会, 2010 改定)
- ・コンクリート標準示方書 [構造性能照査編] ((社) 土木学会, 2002 年制定)
- ・道路橋示方書 (I 共通編・IV 下部構造編)・同解説 ((社) 日本道路協会, 平成 14 年 3 月)
- ・道路橋示方書 (V 耐震設計編)・同解説 ((社) 日本道路協会, 平成 14 年 3 月)
- ・水道施設耐震工法指針・解説 ((社) 日本水道協会, 1997 年版)
- ・地盤工学会基準 (JGS 1521-2003) 地盤の平板載荷試験方法
- ・地盤工学会基準 (JGS 3521-2004) 剛体載荷板による岩盤の平板載荷試験方法

ただし, J E A G 4 6 0 1 に記載されている As クラスを含む A クラスの施設を S クラスの施設とした上で, 基準地震動 S 2, S 1 をそれぞれ基準地震動 S s, 弾性設計用地震動 S d と読み替える。

なお, A クラスの施設を S クラスの施設と読み替える際には基準地震動 S s 及び弾性設計用地震動 S d を適用するものとする。

また, 「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準 (昭和 55 年通商産業省告示第 501 号, 最終改正平成 15 年 7 月 29 日経済産業省告示第 277 号)」に関する内容については, 「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 ((社) 日本機械学会, 2005/2007)」に従うものとする。

3. 耐震重要度分類及び重大事故等対処施設の施設区分

3.1 耐震重要度分類

設計基準対象施設の耐震設計上の重要度を以下のとおり分類する。下記に基づく各施設の具体的な耐震設計上の重要度分類及び当該施設を支持する構造物の支持機能が維持されることを確認する地震動を添付書類「VI-2-1-4 耐震重要度分類及び重大事故等対処施設の施設区分の基本方針」の表 2-1 に、申請設備の耐震重要度分類について同資料表 2-2 に示す。

(1) Sクラスの施設

地震により発生するおそれがある事象に対して、原子炉を停止し、炉心を冷却するために必要な機能を持つ施設、自ら放射性物質を内蔵している施設、当該施設に直接関係しておりその機能喪失により放射性物質を外部に拡散する可能性のある施設、これらの施設の機能喪失により事故に至った場合の影響を緩和し、放射線による公衆への影響を軽減するために必要な機能を持つ施設及びこれらの重要な安全機能を支援するために必要となる施設、並びに地震に伴って発生するおそれがある津波による安全機能の喪失を防止するために必要となる施設であって、その影響が大きい施設。

(2) Bクラスの施設

安全機能を有する施設のうち、機能喪失した場合の影響が S クラスの施設と比べ小さい施設。

(3) Cクラスの施設

S クラスに属する施設及び B クラスに属する施設以外の一般産業施設又は公共施設と同等の安全性が要求される施設。

3.2 重大事故等対処施設の施設区分

重大事故等対処施設の設備について、耐震設計上の区分を設備が有する重大事故等に対処するために必要な機能及び設置状態を踏まえて、以下のとおり分類する。下記の分類に基づき耐震評価を行う申請設備の設備分類について、添付書類「VI-2-1-4 耐震重要度分類及び重大事故等対処施設の施設区分の基本方針」の表 4-1 に示す。

(1) 基準地震動 S_s による地震力に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれのないよう設計するもの

a. 常設耐震重要重大事故防止設備

常設重大事故防止設備であって、耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの

b. 常設重大事故緩和設備

重大事故等対処設備のうち、重大事故が発生した場合において、当該重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する設備であって常設のもの

c. 常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類が S クラスのもの）

設計基準対象施設のうち、重大事故等時に機能を期待する設備であって、重大事故の発

生を防止する機能を有する常設重大事故防止設備以外の常設のもので当該設備が属する耐震重要度分類が S クラスのもの

d. 常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）

設計基準対象施設のうち、重大事故等時に機能を期待する設備であって、重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する常設重大事故緩和設備以外の常設のもの

(2) 静的地震力に対して十分耐えるよう設計するもの

a. 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備

常設重大事故防止設備であって、耐震重要度分類が B クラス又は C クラスに属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの

b. 常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類が B クラス又は C クラスのもの）

設計基準対象施設のうち、重大事故等時に機能を期待する設備であって、重大事故の発生を防止する機能を有する常設重大事故防止設備以外の常設のもので当該設備が属する耐震重要度分類が B クラス又は C クラスのもの

(3) 弾性設計用地震動 S_d に 2 分の 1 を乗じたものによる地震力に対して影響の検討を行うもの

a. 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備

常設重大事故防止設備であって、耐震重要度分類が B クラスに属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもののうち共振のおそれのあるもの

b. 常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類が B クラスのもの）

設計基準対象施設のうち、重大事故等時に機能を期待する設備であって、重大事故の発生を防止する機能を有する常設重大事故防止設備以外の常設のもので当該設備が属する耐震重要度分類が B クラスのものうち共振のおそれのあるもの

3.3 波及的影響に対する考慮

「3.1 耐震重要度分類」及び「3.2 重大事故等対処施設の施設区分」に示した耐震重要施設及び常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類が S クラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設（以下「上位クラス施設」という。）は、下位クラス施設の波及的影響によって、それぞれその安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能を損なわない設計とする。

この設計における評価に当たっては、敷地全体及びその周辺を俯瞰した調査・検討等を行う。

ここで、下位クラス施設とは、上位クラス施設以外の発電所内にある施設（資機材等含む。）をいう。

耐震重要施設に対する波及的影響については、以下に示す(1)～(4)の4つの事項から検討を

行う。また、原子力発電所の地震被害情報等から新たに検討すべき事項が抽出された場合は、これを追加する。

常設耐震重要重大事故防止設備，常設重大事故緩和設備，常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設に対する波及的影響については，以下に示す(1)～(4)の4つの事項について，「耐震重要施設」を「常設耐震重要重大事故防止設備，常設重大事故緩和設備，常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設」に，「安全機能」を「重大事故等時に対処するために必要な機能」に読み替えて適用する。

(1) 設置地盤及び地震応答性状の相違等に起因する不等沈下又は相対変位による影響

a. 不等沈下

耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力に伴う不等沈下による，耐震重要施設の安全機能への影響

b. 相対変位

耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力に伴う下位クラス施設と耐震重要施設の相対変位による，耐震重要施設の安全機能への影響

(2) 耐震重要施設と下位クラス施設との接続部における相互影響

耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力に伴う，耐震重要施設に接続する下位クラス施設の損傷による，耐震重要施設の安全機能への影響

(3) 建屋内における下位クラス施設の損傷，転倒及び落下等による耐震重要施設への影響

耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力に伴う，建屋内の下位クラス施設の損傷，転倒及び落下等による，耐震重要施設の安全機能への影響

(4) 建屋外における下位クラス施設の損傷，転倒及び落下等による耐震重要施設への影響

耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力に伴う，施設の設置地盤及び周辺地盤の液状化による影響を考慮した建屋外の下位クラス施設の損傷，転倒及び落下等による，耐震重要施設の安全機能への影響

上記の観点から調査・検討等を行い，波及的影響を考慮すべき下位クラス施設及びそれに適用する地震動を添付書類「VI-2-1-4 耐震重要度分類及び重大事故等対処施設の施設区分の基本方針」の表 2-1 及び表 2-2 並びに表 4-1 及び表 4-2 に示す。

上記の観点から調査・検討等を行い抽出された波及的影響を考慮すべきこれらの下位クラス施設は，上位クラス施設の有する機能を保持するよう設計する。

また，工事段階においても，上位クラス施設の設計段階の際に検討した配置・補強等が設計どおりに施されていることを，敷地全体及びその周辺を俯瞰した調査・検討を行うことで確認する。

また，仮置資材等，現場の配置状況等の確認を必要とする下位クラス施設についても併せて確認する。

以上の詳細な方針は，添付書類「VI-2-1-5 波及的影響に係る基本方針」に示す。

4. 設計用地震力

4.1 地震力の算定法

耐震設計に用いる地震力の算定は以下の方法による。

(1) 静的地震力

設計基準対象施設に適用する静的地震力は、Sクラスの施設（津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。）、Bクラス及びCクラスの施設に適用することとし、それぞれ耐震重要度分類に応じて、以下の地震層せん断力係数 C_i 及び震度に基づき算定するものとする。

重大事故等対処施設については、常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設に、代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される静的地震力を、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がBクラス又はCクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設に、当該設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される静的地震力を、それぞれ適用する。

a. 建物・構築物

水平地震力は、地震層せん断力係数 C_i に、次に示す施設の耐震重要度分類に応じた係数を乗じ、さらに当該層以上の重量を乗じて算定するものとする。

Sクラス 3.0

Bクラス 1.5

Cクラス 1.0

ここで、地震層せん断力係数 C_i は、標準せん断力係数 C_0 を0.2以上とし、建物・構築物の振動特性、地盤の種類等を考慮して求められる値とする。

また、必要保有水平耐力の算定においては、地震層せん断力係数 C_i に乘じる施設の耐震重要度分類に応じた係数は、Sクラス、Bクラス及びCクラスともに1.0とし、その際に用いる標準せん断力係数 C_0 は1.0以上とする。

Sクラスの施設については、水平地震力と鉛直地震力が同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。鉛直地震力は、震度0.3以上を基準とし、建物・構築物の振動特性、地盤の種類等を考慮し、高さ方向に一定として求めた鉛直震度より算定するものとする。

b. 機器・配管系

静的地震力は、上記 a. に示す地震層せん断力係数 C_i に施設の耐震重要度分類に応じた係数を乗じたものを水平震度として、当該水平震度及び上記 a. の鉛直震度をそれぞれ20%増しとした震度より求めるものとする。

Sクラスの施設については、水平地震力と鉛直地震力は同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。ただし、鉛直震度は高さ方向に一定とする。

c. 土木構造物（屋外重要土木構造物及びその他の土木構造物）

土木構造物の静的地震力については、J E A G 4 6 0 1の規定を参考に、Cクラスの建

物・構築物に適用される静的地震力を適用する。

上記 a. , b. 及び c. の標準せん断力係数 C_0 等の割増し係数の適用については、耐震性向上の観点から、一般産業施設、公共施設等の耐震基準との関係を考慮して設定する。

(2) 動的地震力

設計基準対象施設については、動的地震力は、S クラスの施設、屋外重要土木構造物及び B クラスの施設のうち共振のおそれのあるものに適用する。S クラスの施設(津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。)については、基準地震動 S_s 及び弾性設計用地震動 S_d から定める入力地震動を適用する。

B クラスの施設のうち共振のおそれのあるものについては、弾性設計用地震動 S_d から定める入力地震動の振幅を 2 分の 1 にしたものによる地震力を適用する。

屋外重要土木構造物、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備が設置された建物・構築物については、基準地震動 S_s による地震力を適用する。

重大事故等対処施設のうち、常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備(設計基準拡張)(当該設備が属する耐震重要度分類が S クラスのもの)又は常設重大事故緩和設備(設計基準拡張)が設置される重大事故等対処施設については、基準地震動 S_s による地震力を適用する。

常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設のうち、B クラスの施設の機能を代替する共振のおそれのある施設、常設重大事故防止設備(設計基準拡張)が設置される重大事故等対処施設のうち、当該設備が属する耐震重要度分類が B クラスで共振のおそれのある施設については、共振のおそれのある B クラスの施設に適用する地震力を適用する。

常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備(設計基準拡張)(当該設備が属する耐震重要度分類が S クラスのもの)又は常設重大事故緩和設備(設計基準拡張)が設置される重大事故等対処施設の土木構造物については、基準地震動 S_s による地震力を適用する。

動的解析においては、地盤の諸定数も含めて材料のばらつきによる材料定数の変動幅を適切に考慮する。動的解析の方法等については、添付書類「VI-2-1-6 地震応答解析の基本方針」に、設計用床応答曲線の作成方法については、添付書類「VI-2-1-7 設計用床応答曲線の作成方針」に示す。

動的地震力は水平 2 方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定する。動的地震力の水平 2 方向及び鉛直方向の組合せについては、水平 1 方向及び鉛直方向地震力を組み合わせた既往の耐震計算への影響の可能性のある施設・設備を抽出し、3 次元応答性状の可能性も考慮した上で既往の方法を用いた耐震性に及ぼす影響を評価する。その方針を添付書類「VI-2-1-8 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方針」に示す。

これらの地震応答解析を行う上で、更なる信頼性の向上を目的として設置した地震観測網から得られた観測記録により振動性状の把握を行う。また、原子炉をスクラムさせるよう

なある程度以上の地震が起こった場合には、平成 23 年（2011 年）東北地方太平洋沖地震等の影響を踏まえて設計体系に反映した事項（初期剛性低下の考慮等）について分析し、設計の妥当性を確認する。地震観測網の概要については、添付書類「VI-2-1-6-別紙 1 地震観測網について」に示す。

4.2 設計用地震力

「4.1 地震力の算定法」に基づく設計用地震力は添付書類「VI-2-1-9 機能維持の基本方針」の表 2-1 に示す地震力に従い算定するものとする。

5. 機能維持の基本方針

耐震設計における安全機能維持は、設計基準対象施設の耐震重要度分類及び重大事故等対処施設の施設区分に応じた地震動に対して、施設の構造強度の確保を基本とする。

耐震安全性が応力の許容限界のみで律することができない施設等、構造強度に加えて、各施設の特性に応じた動的機能、電氣的機能、気密性、止水性、遮蔽性、支持機能、通水機能及び貯水機能の維持を必要とする施設については、その機能が維持できる設計とする。

気密性、止水性、遮蔽性、支持機能、通水機能及び貯水機能の維持については、構造強度を確保することを基本とする。必要に応じて評価項目を追加することで、機能維持設計を行う。

ここでは、上記を考慮し、各機能維持の方針を示す。

5.1 構造強度

発電用原子炉施設は、設計基準対象施設の耐震重要度分類及び重大事故等対処施設の施設区分に応じた地震動に伴う地震力による荷重と地震力以外の荷重の組合せを適切に考慮した上で、構造強度を確保する設計とする。また、変位及び変形に対し、設計上の配慮を行う。

自然現象に関する組合せは、添付書類「VI-1-1-2-1-1 発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針」に従い行う。なお、添付書類「VI-1-1-2 発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」のうち添付書類「VI-1-1-2-2-1 耐津波設計の基本方針」、添付書類「VI-1-1-10 通信連絡設備に関する説明書」、添付書類「VI-4-2 生体遮蔽装置の放射線の遮蔽及び熱除去についての計算書」、添付書類「VI-1-7-3 中央制御室の居住性に関する説明書」及び添付書類「VI-1-9-3-1 緊急時対策所の機能に関する説明書」における耐震設計方針についても本項に従う。具体的な荷重の組合せと許容限界は添付書類「VI-2-1-9 機能維持の基本方針」の表 3-1 に示す。

(1) 耐震設計上考慮する状態

地震以外に設計上考慮する状態を以下に示す。

a. 建物・構築物

設計基準対象施設については以下の(a)～(c)の状態、重大事故等対処施設については以下の(a)～(d)の状態を考慮する。

(a) 運転時の状態

発電用原子炉施設が運転状態にあり、通常 of 自然条件下におかれている状態

ただし、運転状態には通常運転時、運転時の異常な過渡変化時を含むものとする。

- (b) 設計基準事故時の状態
 - 発電用原子炉施設が設計基準事故時にある状態
 - (c) 設計用自然条件
 - 設計上基本的に考慮しなければならない自然条件（風，積雪）
 - (d) 重大事故等時の状態
 - 発電用原子炉施設が，重大事故に至るおそれのある事故又は重大事故の状態で，重大事故等対処施設の機能を必要とする状態
- b. 機器・配管系
- 設計基準対象施設については以下の(a)～(d)の状態，重大事故等対処施設については以下の(a)～(e)の状態を考慮する。
- (a) 通常運転時の状態
 - 発電用原子炉の起動，停止，出力運転，高温待機及び燃料取替等が計画的又は頻繁に行われた場合であって，運転条件が所定の制限値以内にある運転状態
 - (b) 運転時の異常な過渡変化時の状態
 - 通常運転時に予想される機械又は器具の単一の故障若しくはその誤作動又は運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって発生する異常な状態であって，当該状態が継続した場合には炉心又は原子炉冷却材圧カバウンダリの著しい損傷が生じるおそれがあるものとして安全設計上想定すべき事象が発生した状態
 - (c) 設計基準事故時の状態
 - 発生頻度が運転時の異常な過渡変化より低い異常な状態であって，当該状態が発生した場合には発電用原子炉施設から多量の放射性物質が放出するおそれがあるものとして安全設計上想定すべき事象が発生した状態（使用済燃料に関する事象を含む。）
 - (d) 設計用自然条件
 - 設計上基本的に考慮しなければならない自然条件（風，積雪）
 - (e) 重大事故等時の状態
 - 発電用原子炉施設が，重大事故に至るおそれのある事故，又は重大事故の状態で，重大事故等対処施設の機能を必要とする状態
- c. 土木構造物
- 設計基準対象施設については以下の(a)～(c)の状態，重大事故等対処施設については，以下の(a)～(d)の状態を考慮する。
- (a) 運転時の状態
 - 発電用原子炉施設が運転状態にあり，通常 of 自然条件下におかれている状態
 - (b) 設計基準事故時の状態
 - 発電用原子炉施設が設計基準事故時にある状態

(c) 設計用自然条件

設計上基本的に考慮しなければならない自然条件（風，積雪）

(d) 重大事故等時の状態

発電用原子炉施設が，重大事故に至るおそれのある事故，又は重大事故の状態，重大事故等対処施設の機能を必要とする状態

(2) 荷重の種類

a. 建物・構築物

設計基準対象施設については以下の(a)～(d)の荷重，重大事故等対処施設については以下の(a)～(e)の荷重とする。

(a) 発電用原子炉のおかれている状態にかかわらず常時作用している荷重，すなわち固定荷重，積載荷重，土圧，水压及び通常の気象条件による荷重

(b) 運転時の状態で施設に作用する荷重

(c) 設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重（長時間継続する事象による荷重と異常時圧力の最大値の2種類を考慮する。）

(d) 地震力，風荷重，積雪荷重

(e) 重大事故等時の状態で施設に作用する荷重

ただし，運転時の状態，設計基準事故時の状態及び重大事故等時の状態での荷重には，機器・配管系から作用する荷重が含まれるものとし，地震力には，地震時の土圧，機器・配管系からの反力，スロッシング等による荷重が含まれるものとする。

b. 機器・配管系

設計基準対象施設については以下の(a)～(d)の荷重，重大事故等対処施設については以下の(a)～(e)の荷重とする。

(a) 通常運転時の状態で施設に作用する荷重

(b) 運転時の異常な過渡変化時の状態で施設に作用する荷重

(c) 設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重（長時間継続する事象による荷重と異常時圧力の最大値の2種類を考慮する。）

(d) 地震力，風荷重，積雪荷重

(e) 重大事故等時の状態で施設に作用する荷重

c. 土木構造物

設計基準対象施設については以下の(a)～(d)の荷重，重大事故等対処施設については以下の(a)～(e)の荷重とする。

(a) 発電用原子炉のおかれている状態にかかわらず常時作用している荷重，すなわち固定荷重，積載荷重，土圧，水压及び通常の気象条件による荷重

(b) 運転時の状態で施設に作用する荷重

(c) 設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重

(d) 地震力，風荷重，積雪荷重

(e) 重大事故等時の状態で施設に作用する荷重

(3) 荷重の組合せ

地震力と他の荷重との組合せは以下による。

a. 建物・構築物 (d. に記載のものを除く。)

(a) Sクラスの建物・構築物及び常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時（通常運転時又は運転時の異常な過渡変化時）に施設に作用する荷重と地震力とを組み合わせる。^{*1}

(b) Sクラスの建物・構築物については、常時作用している荷重及び設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重のうち長時間その作用が続く荷重と弾性設計用地震動 S_d による地震力又は静的地震力とを組み合わせる。^{*2}

(c) 常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物については、常時作用している荷重、設計基準事故時の状態及び重大事故等時の状態で施設に作用する荷重のうち、地震によって引き起こされるおそれがある事象によって作用する荷重と地震力とを組み合わせる。重大事故等による荷重は設計基準対象施設の耐震設計の考え方及び確率論的な考察を踏まえ、地震によって引き起こされるおそれのない事象による荷重として扱う。

(d) 常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物については、常時作用している荷重、設計基準事故時の状態及び重大事故等時の状態で施設に作用する荷重のうち、地震によって引き起こされるおそれのない事象による荷重は、その事象の発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力（基準地震動 S_s 又は弾性設計用地震動 S_d による地震力）と組み合わせる。この組合せについては、事象の発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率の積等を考慮し、工学的、総合的に勘案の上設定する。なお、継続時間については対策の成立性も考慮した上で設定する。

以上を踏まえ、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、いったん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。なお、格納容器破損モードの評価シナリオのうち、原子炉圧力容器が破損する評価シナリオについては、重大事故等対処設備による原子炉注水は実施しない想定として評価しており、本来は機能を期待できる高压代替注水系、低压代替注水系(常

設) (復水移送ポンプ) 又は低圧代替注水系 (常設) (直流駆動低圧注水系ポンプ) による原子炉注水により炉心損傷の回避が可能であることから荷重条件として考慮しない。また、その他の施設については、いったん事故が発生した場合、長時間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。

- (e) Bクラス及びCクラスの建物・構築物並びに常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備又は常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) (当該設備が属する耐震重要度分類がBクラス又はCクラスのもの) が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時の状態で施設に作用する荷重と、動的地震力又は静的地震力とを組み合わせる。

注記*1: Sクラスの建物・構築物の設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重については、

b. 機器・配管系の考え方に沿った下記の2つの考え方に基づき検討した結果として後者を踏まえ、施設に作用する荷重のうち長時間その作用が続く荷重と弾性設計用地震動 S_d による地震力又は静的地震力を組み合わせることとしている。この考え方は、J E A G 4 6 0 1における建物・構築物の荷重の組合せの記載とも整合している。

- ・常時作用している荷重及び設計基準事故時の状態のうち地震によって引き起こされるおそれのある事象によって施設に作用する荷重は、その事故事象の継続時間等との関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせる。
- ・常時作用している荷重及び設計基準事故時の状態のうち地震によって引き起こされるおそれのない事象であっても、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重は、その事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせる。

*2: 原子炉格納容器バウンダリを構成する施設については、異常時圧力の最大値と弾性設計用地震動 S_d による地震力とを組み合わせる。

- b. 機器・配管系 (d. に記載のものを除く。)
- (a) Sクラスの機器・配管系及び常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) (当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの) 又は常設重大事故緩和設備 (設計基準拡張) が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系については、通常運転時の状態で施設に作用する荷重と地震力とを組み合わせる。
- (b) Sクラスの機器・配管系については、運転時の異常な過渡変化時の状態及び設計基準事故時の状態のうち地震によって引き起こされるおそれのある事象によって施設に作用する荷重と地震力とを組み合わせる。
- (c) 常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) (当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの) 又は常設重大事故緩和設備 (設計基準拡張) が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系については、運転

時の異常な過渡変化時の状態，設計基準事故時の状態及び重大事故等時の状態で施設に作用する荷重のうち，地震によって引き起こされるおそれのある事象による荷重と地震力とを組み合わせる。重大事故等による荷重は設計基準対象施設の耐震設計の考え方及び確率論的な考察を踏まえ，地震によって引き起こされるおそれのない事象による荷重として扱う。

- (d) Sクラスの機器・配管系については，運転時の異常な過渡変化時の状態及び設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重のうち地震によって引き起こされるおそれのない事象であっても，いったん事故が発生した場合，長時間継続する事象による荷重は，その事故事象の発生確率，継続時間及び地震動の年超過確率の関係を踏まえ，適切な地震力と組み合わせる。原子炉格納容器については，放射性物質の最終障壁であることを踏まえ，LOCA後の最大内圧と弾性設計用地震動 S_d との組合せを考慮する。*
- (e) 常設耐震重要重大事故防止設備，常設重大事故緩和設備，常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系については，運転時の異常な過渡変化時の状態，設計基準事故時の状態及び重大事故等時の状態で施設に作用する荷重のうち，地震によって引き起こされるおそれのない事象による荷重は，その事故事象の発生確率，継続時間及び地震動の年超過確率の関係を踏まえ，適切な地震力（基準地震動 S_s 又は弾性設計用地震動 S_d による地震力）と組み合わせる。この組合せについては，事故事象の発生確率，継続時間及び地震動の年超過確率の積等を考慮し，工学的，総合的に勘案の上設定する。なお，継続時間については対策の成立性も考慮した上で設定する。

以上を踏まえ，重大事故等時の状態で施設に作用する荷重と地震力（基準地震動 S_s 又は弾性設計用地震動 S_d による地震力）との組合せについては，以下を基本方針とする。原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備については，いったん事故が発生した場合，長期間継続する事象のうち，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。また，原子炉格納容器バウンダリを構成する設備（原子炉格納容器内の圧力，温度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，いったん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 による地震力とを組み合わせる。なお，格納容器破損モードの評価シナリオのうち，原子炉圧力容器が破損する評価シナリオについては，重大事故等対処設備による原子炉注水は実施しない想定として評価しており，本来は機能を期待できる高压代替注水系，低压代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）又は低压代替注水系（常設）（直流駆動低压注水系ポンプ）による原子炉注水により炉心損傷の回避が可能であることから荷重条件として考慮しない。その他の施設については，いったん事故が発生した場合，長

時間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。

- (f) Bクラス及びCクラスの機器・配管系並びに常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がBクラス又はCクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系については、通常運転時の状態で作用する荷重及び運転時の異常な過渡変化時の状態で施設に作用する荷重と、動的地震力又は静的地震力を組み合わせる。
- (g) 炉心内の燃料被覆管の放射性物質の閉じ込めの機能の確認においては、通常運転時の状態で燃料被覆管に作用する荷重及び運転時の異常な過渡変化時の状態のうち地震によって引き起こされるおそれのある事象によって燃料被覆管に作用する荷重と地震力とを組み合わせる。

注記*：原子炉格納容器バウンダリを構成する設備については、異常時圧力最大値と弾性設計用地震動 S_d による地震力とを組み合わせる。

c. 土木構造物

- (a) 屋外重要土木構造物、常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設の土木構造物については、常時作用している荷重及び運転時（通常運転時又は運転時の異常な過渡変化時）に施設に作用する荷重と地震力とを組み合わせる。なお、屋外重要土木構造物、常設耐震重要重大事故防止設備または常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設の土木構造物については、運転時の異常な過渡変化時の状態、設計基準事故時の状態及び重大事故時の状態で施設に作用する荷重のうち地震によって引き起こされるおそれのある事象による荷重はない。
- (b) その他の土木構造物及び常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がBクラス又はCクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設の土木構造物については、常時作用している荷重及び運転時の状態で施設に作用する荷重と静的地震力を組み合わせる。なお、その他の土木構造物及び常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がBクラス又はCクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設の土木構造物については、運転時の異常な過渡変化時の状態で作用する荷重はない。

d. 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備が設置された建物・構築物

- (a) 津波防護施設及び浸水防止設備が設置された建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時の状態で施設に作用する荷重と基準地震動 S_s による地震力とを組み合わせる。

(b) 浸水防止設備及び津波監視設備については、常時作用している荷重及び運転時の状態で施設に作用する荷重等と基準地震動 S_s による地震力とを組み合わせる。

上記 d. (a) 及び (b) については、地震と津波が同時に作用する可能性について検討し、必要に応じて基準地震動 S_s による地震力と津波による荷重の組合せを考慮する。また、津波以外による荷重については、「(2) 荷重の種類」に準じるものとする。

e. 荷重の組合せ上の留意事項

(a) 動的地震力については、水平 2 方向と鉛直方向の地震力とを適切に組み合わせで算定するものとする。

(b) ある荷重の組合せ状態での評価が明らかに厳しい場合には、その妥当性を示した上で、その他の荷重の組合せ状態での評価は行わないものとする。

(c) 複数の荷重が同時に作用し、それらの荷重による応力の各ピークの生起時刻に明らかになずれがある場合は、その妥当性を示した上で、必ずしもそれぞれの応力のピーク値を重ねなくてもよいものとする。

(d) 設計基準対象施設において上位の耐震重要度分類の施設を支持する建物・構築物の当該部分の支持機能を確認する場合においては、支持される施設の耐震重要度分類に応じた地震力と、常時作用している荷重、運転時に施設に作用する荷重及びその他必要な荷重とを組み合わせる。

重大事故等対処施設を支持する建物・構築物の当該部分の支持機能を確認する場合においては、支持される施設の設備区分に応じた地震力と常時作用している荷重、重大事故等時の状態で施設に作用する荷重及びその他必要な荷重とを組み合わせる。

(e) 地震と組み合わせる自然条件として、風及び積雪を考慮する。風及び積雪は、施設の設置場所、構造等を考慮して、風荷重及び積雪荷重として地震荷重と組み合わせる。

(4) 許容限界

各施設の地震力と他の荷重とを組み合わせた状態に対する許容限界は次のとおりとし、J E A G 4 6 0 1 等の安全上適切と認められる規格及び基準又は試験等で妥当性が確認されている値を用いる。

a. 建物・構築物 (d. に記載のものを除く。)

(a) S クラスの建物・構築物

イ. 弾性設計用地震動 S_d による地震力又は静的地震力との組合せに対する許容限界

建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。ただし、冷却材喪失事故時に作用する荷重との組合せ (原子炉格納容器バウンダリを構成する施設における長期的荷重との組合せを除く。) に対しては、下記ロ. に示す許容限界を適用する。

ロ. 基準地震動 S_s による地震力との組合せに対する許容限界

建物・構築物が構造物全体としての変形能力 (終局耐力時の変形) について十分な余裕を有し、終局耐力に対して妥当な安全余裕を持たせることとする (評価項目はせ

ん断ひずみ、応力等)。また、終局耐力は、建物・構築物に対する荷重又は応力を漸次増大していくとき、その変形又はひずみが著しく増加するに至る限界の最大耐力とし、初期剛性の低下の要因として考えられる平成 23 年（2011 年）東北地方太平洋沖地震等の地震やコンクリートの乾燥収縮によるひび割れ等が鉄筋コンクリート造耐震壁の変形能力及び終局耐力に影響を与えないことを確認していることから、既往の実験式等に基づき適切に定めるものとする。

- (b) 常設耐震重要重大事故防止設備，常設重大事故緩和設備，常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類が S クラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物

上記(a)に示す S クラスの建物・構築物の基準地震動 S_s による地震力との組合せに対する許容限界を適用する。

ただし、原子炉格納容器バウンダリを構成する施設の設計基準事故時の状態における長期的荷重と弾性設計用地震動 S_d による地震力との組合せに対する許容限界は、上記(a)イ.に示す S クラスの建物・構築物の弾性設計用地震動 S_d による地震力又は静的地震力との組合せに対する許容限界を適用する。

- (c) B クラス及び C クラスの建物・構築物並びに常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類が B クラス又は C クラスのもの）が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物

上記(a)イ.による許容応力度を許容限界とする。

- (d) 耐震重要度の異なる施設又は施設区分の異なる重大事故等対処施設を支持する建物・構築物

上記(a)ロ.の項を適用するほか、耐震重要度の異なる施設又は施設区分の異なる重大事故等対処施設を支持する建物・構築物の変形等に対して、その支持機能を損なわないものとする。なお、当該施設を支持する建物・構築物の支持機能が維持されることを確認する際の地震動は、支持される施設に適用される地震動とする。

- (e) 建物・構築物の保有水平耐力

建物・構築物については、当該建物・構築物の保有水平耐力が必要保有水平耐力に対して耐震重要度分類又は重大事故等対処施設が代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類に応じた妥当な安全余裕を有しているものとする。

ここでは、常設重大事故緩和設備又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設については、上記における重大事故等対処施設が代替する機能を有する設計基準対象施設が属する耐震重要度分類を S クラスとする。

- b. 機器・配管系（d.に記載のものを除く。）

- (a) S クラスの機器・配管系

イ. 弾性設計用地震動 S_d による地震力又は静的地震力との組合せに対する許容限界

応答が全体的におおむね弾性状態にとどまるものとする（評価項目は応力等）。

ただし、冷却材喪失事故時に作用する荷重との組合せ（原子炉格納容器バウンダリを構成する設備、非常用炉心冷却設備等における長期的荷重との組合せを除く。）に対しては、下記(a)ロ.に示す許容限界を適用する。

ロ. 基準地震動 S_s による地震力との組合せに対する許容限界

塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルにとどまって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼすことがないように応力、荷重等を制限する。

(b) 常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類が S クラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系

上記(a)ロ.に示す S クラスの機器・配管系の基準地震動 S_s による地震力との組合せに対する許容限界を適用する。

ただし、原子炉格納容器バウンダリを構成する設備及び非常用炉心冷却設備等の弾性設計用地震動 S_d と設計基準事故時の状態における長期的荷重との組合せに対する許容限界は、上記(a)イ.に示す S クラスの機器・配管系の弾性設計用地震動 S_d による地震力又は静的地震力との組合せに対する許容限界を適用する。

(c) B クラス及び C クラスの機器・配管系及び常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類が B クラス又は C クラスのもの）が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系

応答が全体的におおむね弾性状態にとどまるものとする（評価項目は応力等）。

(d) チャンネルボックス

チャンネルボックスは、地震時に作用する荷重に対して、燃料集合体の冷却材流路を維持できること及び過大な変形や破損を生じることにより制御棒の挿入が阻害されることがないものとする。

(e) 主蒸気逃がし安全弁排気管及び主蒸気系（主蒸気第二隔離弁から主蒸気止め弁まで）

主蒸気逃がし安全弁排気管は基準地震動 S_s に対して、主蒸気系（主蒸気第二隔離弁から主蒸気止め弁まで）は弾性設計用地震動 S_d に対して上記(a)ロ.に示す許容限界を適用する。

(f) 燃料被覆管

炉心内の燃料被覆管の放射性物質の閉じ込めの機能についての許容限界は、以下のとおりとする。

イ. 弾性設計用地震動 S_d による地震力又は静的地震力との組合せに対する許容限界

応答が全体的におおむね弾性状態にとどまるものとする。

ロ. 基準地震動 S_s による地震力との組合せに対する許容限界

塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、放射性物質の閉じ込めの機能に影響を及ぼさないものとする。

なお、燃料の機械設計においては、燃料被覆管応力、累積疲労サイクル及び過度の寸法変化防止に対する設計方針を満足するように燃料要素の設計を行うが、上記の設計方針を満足させるための設計に当たっては、これらのうち燃料被覆管への地震力の影響を考慮すべき項目として、燃料被覆管応力及び累積疲労サイクルを評価項目とする。評価においては、内外圧力差による応力、熱応力、水力振動による応力、支持格子の接触圧による応力等のほか、地震による応力を考慮し、設計疲労曲線としては、Langer and O'Donnell の曲線を使用する。

c. 土木構造物

(a) 屋外重要土木構造物

イ. 静的地震力との組合せに対する許容限界

安全上適切と認められる規格及び基準による許容値を許容限界とする。

ロ. 基準地震動 S_s による地震力との組合せに対する許容限界

屋外重要土木構造物は、構造部材の曲げについては限界層間変形角、限界ひずみ、降伏曲げモーメント及び許容応力度、構造部材のせん断についてはせん断耐力又は許容応力度に対して妥当な安全余裕を持たせることとする。3次元静的材料非線形解析により評価を行うもの等、ひずみを許容値とする場合は、構造物の要求機能に応じた許容値に対し、妥当な安全裕度を持たせることとする。

(b) 常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設の土木構造物

上記(a)ロ.による許容限界とする。

(c) その他の土木構造物及び常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設の土木構造物

安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。

d. 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備が設置された建物・構築物

津波防護施設及び浸水防止設備が設置された建物・構築物については、当該施設及び建物・構築物が構造全体として変形能力（終局耐力時の変形）及び安定性について十分な余裕を有するとともに、その施設に要求される機能（津波防護機能及び浸水防止機能）が保持できるものとする（評価項目はせん断ひずみ、応力等）。

浸水防止設備及び津波監視設備については、その設備に要求される機能（浸水防止機能及び津波監視機能）が保持できるものとする。

e. 基礎地盤の支持性能

(a) Sクラスの建物・構築物及びSクラスの機器・配管系（(b)に記載のものうち、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。）の基礎地盤

イ. 基準地震動 S_s による地震力との組合せに対する許容限界

接地圧が、安全上適切と認められる規格、基準等による地盤の極限支持力度に対して妥当な余裕を有することを確認する。

ロ. 弾性設計用地震動 S_d による地震力又は静的地震力との組合せに対する許容限界

接地圧に対して、安全上適切と認められる規格、基準等による地盤の短期許容支持力度を許容限界とする。

(b) 屋外重要土木構造物、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構築物の基礎地盤

上記(a)イ.による許容限界とする。

(c) 常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物、機器・配管系及び土木構造物の基礎地盤

上記(a)イ.による許容限界とする。

(d) Bクラス及びCクラスの建物・構築物、Bクラス及びCクラスの機器・配管系、その他の土木構造物並びに常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がBクラス又はCクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物、機器・配管系及び土木構造物の基礎地盤

上記(a)ロ.による許容支持力度を許容限界とする。

5.2 機能維持

(1) 動的機能維持

動的機能が要求される機器は、地震時及び地震後において、その機器に要求される安全機能を維持するため、制御棒挿入機能に係る機器、回転機器及び弁の機種別に分類し、制御棒挿入機能に係る機器については、燃料集合体の相対変位、回転機器及び弁については、その加速度を用いることとし、設計基準対象施設の耐震重要度分類及び重大事故等対処施設の施設区分に応じた地震動に対して、各々に要求される動的機能が維持できることを試験又は解析により確認することで、当該機能を維持する設計とするか、若しくは応答加速度による解析等により当該機能を維持する設計とする。

弁等の機器の地震応答解析結果の応答加速度が当該機器を支持する配管の地震応答により増加すると考えられるときは、当該配管の地震応答の影響を考慮し、一定の余裕を見込むこととする。

(2) 電氣的機能維持

電氣的機能が要求される機器は、地震時及び地震後において、その機器に要求される安全機能を維持するため、設計基準対象施設の耐震重要度分類及び重大事故等対処施設の施設区分に応じた地震動に対して、要求される電氣的機能が維持できることを試験又は解析により確認し、当該機能を維持する設計とする。

添付書類「VI-1-1-2 発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」のうち添付書類「VI-1-1-2-2-1 耐津波設計の基本方針」における津波監視設備及び添付書類「VI-1-1-10 通信連絡設備に関する説明書」における通信連絡設備に関する電氣的機能維持の耐震設計方針についても本項に従う。

(3) 気密性の維持

気密性の維持が要求される施設は、地震時及び地震後において、放射線障害から公衆等を守るため、事故時の放射性気体の放出、流入を防ぐことを目的として、設計基準対象施設の耐震重要度分類及び重大事故等対処施設の施設区分に応じた地震動に対して「5.1 構造強度」に基づく構造強度の確保に加えて、構造強度の確保と換気設備の性能があいまって施設の気圧差を確保することで、十分な気密性を確保できる設計とする。添付書類「VI-1-7-3 中央制御室の居住性に関する説明書」及び添付書類「VI-1-9-3-1 緊急時対策所の機能に関する説明書」における気密性の維持に関する耐震設計方針についても本項に従う。

(4) 止水性の維持

止水性の維持が要求される施設は、地震時及び地震後において、防護対象設備を設置する建物及び区画に、津波に伴う浸水による影響を与えないことを目的として、基準地震動 S_s による地震力に対して「5.1 構造強度」に基づく主要な構造部材の構造健全性の維持に加えて、間隙が生じる可能性のある構造物間の境界部について、地震力に対して生じる相対変位量等を確認し、その止水性を維持する設計とする。添付書類「VI-1-1-2 発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」のうち添付書類「VI-1-1-2-2-1 耐津波設計の基本方針」における止水性の維持に関する耐震設計方針についても本項に従う。

(5) 遮蔽性の維持

遮蔽性の維持が要求される施設については、地震時及び地震後において、放射線障害から公衆等を守るため、設計基準対象施設の耐震重要度分類及び重大事故等対処施設の施設区分に応じた地震動に対して、「5.1 構造強度」に基づく構造強度を確保し、遮蔽体の形状及び厚さを確保することで、遮蔽性を維持する設計とする。添付書類「VI-4-2 生体遮蔽装置の放射線の遮蔽及び熱除去についての計算書」及び添付書類「VI-1-9-3-1 緊急時対策所の機能に関する説明書」における遮蔽性の維持に関する耐震設計方針についても本項に従う。

(6) 支持機能の維持

機器・配管系等の設備を間接的に支持する機能の維持が要求される施設は、地震時及び地震後において、被支持設備の機能を維持するため、被支持設備の耐震重要度分類及び重大事故等対処施設の施設区分に応じた地震動に対して、構造強度を確保することで、支持機能が

維持できる設計とする。

建物・構築物の鉄筋コンクリート造の場合は、耐震壁のせん断ひずみの許容限界を満足すること又は基礎を構成する部材に生じる応力が終局強度に対し妥当な安全余裕を有していることで、Sクラス設備等に対する支持機能が維持できる設計とする。

屋外重要土木構造物については、地震力が作用した場合において、構造部材の曲げについては限界層間変形角、限界ひずみ、降伏曲げモーメント又は許容応力度、構造部材のせん断についてはせん断耐力又は許容応力度に対して妥当な安全余裕を持たせることとする。加えて、3次元静的材料非線形解析により評価を行うものは、鉄筋やコンクリートのひずみの許容値に対して十分な安全裕度を持たせることとし、機器・配管系の支持機能が維持できる設計とする。

車両型設備の間接支持構造物については、地震動に対して、転倒評価を実施することで機器・配管系の間接支持機能を維持できる設計とする。

(7) 通水機能及び貯水機能の維持

非常時に冷却する海水を確保するための通水機能及び貯水機能の維持が要求される非常用取水設備は、地震時及び地震後において、通水機能及び貯水機能を維持するため、基準地震動 S_s による地震力に対して、構造強度を確保することで、通水機能及び貯水機能が維持できる設計とする。

地震力が作用した場合において、構造部材の曲げについては限界層間変形角、限界ひずみ、降伏曲げモーメント及び許容応力度、構造部材のせん断についてはせん断耐力又は許容応力度に対して妥当な安全余裕を持たせることとする。加えて、3次元静的材料非線形解析により評価を行うものは、鉄筋やコンクリートのひずみの許容値に対して十分な安全裕度を持たせることとし、通水機能及び貯水機能が維持できる設計とする。

これらの機能維持の考え方を、添付書類「VI-2-1-9 機能維持の基本方針」に示す。なお、重大事故等対処施設の設計においては、設計基準事故時の状態と重大事故等時の状態での評価条件の比較を行い、重大事故等時の状態の方が厳しい場合は別途、重大事故等時の状態にて設計を行う。

6. 構造計画と配置計画

設計基準対象施設及び重大事故等対処施設の構造計画及び配置計画に際しては、地震の影響が低減されるように考慮する。

建物・構築物は、原則として剛構造とし、重要な建物・構築物は、地震力に対し十分な支持性能を有する地盤に支持させる。剛構造としない建物・構築物は、剛構造と同等又はそれを上回る耐震安全性を確保する。

機器・配管系は、応答性状を適切に評価し、適用する地震力に対して構造強度を有する設計とする。配置に自由度のあるものは、耐震上の観点からできる限り重心位置を低くし、かつ、安定性のよい据付け状態になるよう、「9. 機器・配管系の支持方針について」に示す方針に従い配置

する。

また、建物・構築物の建屋間相対変位を考慮しても、建物・構築物及び機器・配管系の耐震安全性を確保する設計とする。

下位クラス施設は、上位クラス施設に対して離隔を取り配置する、又は、上位クラス施設の設計に用いる地震動又は地震力に対して耐震性を保持する、若しくは、下位クラス施設の波及的影響を想定しても上位クラス施設の有する機能を保持する設計とする。

7. 地震による周辺斜面の崩壊に対する設計方針

耐震重要施設及び常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設については、基準地震動 S_s による地震力による周辺斜面の崩壊の影響がないことが確認された場所に設置する。具体的には、J E A G 4 6 0 1 - 1987 の安定性評価の対象とすべき斜面や、土砂災害防止法での土砂災害警戒区域の設定離間距離を参考に、個々の斜面高を踏まえて対象斜面を抽出する。

上記に基づく対象斜面の抽出については、設置（変更）許可申請書にて記載・確認されており、その結果、対象斜面がないことを確認している。

8. ダクティリティに関する考慮

発電用原子炉施設は、構造安全性を一層高めるために、材料の選定等に留意し、その構造体のダクティリティを高めるよう設計する。具体的には、添付書類「VI-2-1-10 ダクティリティに関する設計方針」に示す。

9. 機器・配管系の支持方針について

機器・配管系本体については「5. 機能維持の基本方針」に基づいて耐震設計を行う。それらの支持構造物については、設計の考え方に共通の部分があること、特にポンプやタンク等の補機類、電気計測制御装置、配管系については非常に多数設置することからその設計方針をまとめる。具体的には、添付書類「VI-2-1-11 機器・配管の耐震支持設計方針」に示す。

10. 耐震計算の基本方針

前述の耐震設計方針に基づいて設計した施設について、耐震計算を行うに当たり、既工事計画で実績があり、かつ、最新の知見に照らしても妥当な手法及び条件を用いることを基本とする。一方、最新の知見を適用する場合は、その妥当性と適用可能性を確認した上で適用する。

耐震計算における動的地震力の水平方向及び鉛直方向の組合せについては、水平 1 方向及び鉛直方向地震力の組合せで実施した上で、その計算結果に基づき水平 2 方向及び鉛直方向地震力の組合せが耐震性に及ぼす影響を評価する方法又は水平 2 方向を考慮した評価を行う方法のいずれかで行う。

評価対象施設のうち、配管、弁、補機（容器及びポンプ類）及び電気計装品（盤、装置及び器具）は多数施設していること、また、設備として共通して使用できることから、その計算方針については添付書類「VI-2-1-12 配管及び支持構造物の耐震計算について」及び添付書類「VI-2-1-13 機器・配管系の耐震性についての計算書作成の方法」に示す。

評価に用いる環境温度については、添付書類「VI-1-1-6 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」に従う。

10.1 建物・構築物

建物・構築物の評価は、基準地震動 S_s 及び弾性設計用地震動 S_d を基に設定した入力地震動に対する構造全体としての変形、並びに地震応答解析による地震力及び「4. 設計用地震力」で示す設計用地震力による適切な応力解析に基づいた地震応力と、組み合わせすべき地震力以外の荷重により発生する局所的な応力が、「5. 機能維持の基本方針」で示す許容限界内にあることを確認すること（解析による設計）により行う。

評価手法は、以下に示す解析法により J E A G 4 6 0 1 に基づき実施することを基本とする。また、評価に当たっては、材料物性のばらつき等を適切に考慮する。なお、平成 23 年（2011 年）東北地方太平洋沖地震等の地震やコンクリートの乾燥収縮によるひび割れ等に伴う初期剛性の低下については、観測記録や試験データなどから適切に応答解析モデルへ反映し、保守性を確認した上で適用する。

- ・時刻歴応答解析法
- ・FEM 等を用いた応力解析

具体的な評価手法は、添付書類「VI-2-2 耐震設計上重要な設備を設置する施設の耐震性についての計算書」、添付書類「VI-2-3～VI-2-10」の各申請設備の耐震性についての計算書及び添付書類「VI-2-11 波及的影響を及ぼすおそれのある施設の耐震性についての計算書」に示す。また、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については、添付書類「VI-2-12 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」に示す。

地震時及び地震後に機能維持が要求される設備については、FEM を用いた応力解析等により、静的又は動的解析により求まる地震応力と、組み合わせすべき地震力以外の荷重により発生する局所的な応力が、許容限界内にあることを確認する。

建屋の評価においては、地下水位低下設備の機能を考慮した設計用地下水位を設定し評価を行う。地下水位低下設備は、基準地震動 S_s による地震力に対して機能を維持することとし、その評価を添付書類「VI-2-13 地下水位低下設備の耐震性についての計算書」に示す。

10.2 機器・配管系

機器・配管系の評価は、「4. 設計用地震力」で示す設計用地震力による適切な応力解析に基づいた地震応力と、組み合わせすべき他の荷重による応力との組合せ応力が「5. 機能維持の基本方針」で示す許容限界内にあることを確認すること（解析による設計）により行う。

評価手法は、以下に示す解析法により J E A G 4 6 0 1 に基づき実施することを基本とし、その他の手法を適用する場合は適用性確認の上適用することとする。なお、時刻歴応答解析法

及びスペクトルモーダル解析法を用いる場合は、材料物性のばらつき等を適切に考慮する。

- ・スペクトルモーダル解析法
- ・時刻歴応答解析法
- ・定式化された評価式を用いた解析法
- ・FEM等を用いた応力解析

具体的な評価手法は、添付書類「VI-2-1-12 配管及び支持構造物の耐震計算について」、添付書類「VI-2-1-13 機器・配管系の耐震性についての計算書作成の方法」、添付書類「VI-2-3～VI-2-10」の各申請設備の耐震性についての計算書及び添付書類「VI-2-11 波及的影響を及ぼすおそれのある施設の耐震性についての計算書」に示す。

また、地震時及び地震後に機能維持が要求される設備については、地震応答解析により機器に作用する加速度が振動試験又は解析等により機能が維持できることを確認した加速度（動的機能維持確認済加速度又は電氣的機能維持確認済加速度）以下、若しくは、静的又は動的解析により求まる地震荷重が許容荷重以下となることを確認する。制御棒の地震時挿入性については、加振試験結果から挿入機能に支障を与えない燃料集合体変位と地震応答解析から求めた燃料集合体変位とを比較することにより評価する。

具体的な計算手法については、添付書類「VI-2-3～VI-2-10」の各申請設備の耐震性についての計算書に示す。

これらの水平 2 方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価については、添付書類「VI-2-12 水平 2 方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価結果」に示す。

10.3 土木構造物（屋外重要土木構造物及びその他の土木構造物）

土木構造物（屋外重要土木構造物及びその他の土木構造物）の評価は、「4. 設計用地震力」で示す設計用地震力による適切な応力解析に基づいた地震応力と、組み合わせすべき他の荷重による応力との組合せ応力が「5. 機能維持の基本方針」で示す許容限界内にあることを確認すること（解析による設計）により行う。

屋外重要土木構造物については、構造物と地盤の相互作用を考慮できる連成系の地震応答解析手法とし、地盤及び構造物の地震時における非線形挙動の有無や程度に応じて、線形、等価線形、非線形解析のいずれかにて行う。また、評価に当たっては、材料物性のばらつきを適切に考慮する。

- ・時刻歴応答解析法
- ・FEM等を用いた応力解析

その他の土木構造物の評価手法は、J E A G 4 6 0 1に基づき実施することを基本とする。屋外重要土木構造物の具体的な評価手法については、添付書類「VI-2-2 耐震設計上重要な設備を設置する施設の耐震性についての計算書」及び添付書類「VI-2-3～VI-2-10」の各申請設備の耐震性についての計算書に示す。また、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については、添付書類「VI-2-12 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」に示す。

屋外重要土木構造物の評価においては、地下水位低下設備の機能を考慮した設計用地下水位を設定し評価を行う。

10.4 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備

津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備の評価は、「4. 設計用地震力」で示す設計用地震力による適切な応力解析に基づいた地震応力と、組み合わせすべき他の荷重による応力との組合せ応力が「5. 機能維持の基本方針」で示す許容限界内にあることを確認すること（解析による設計）により行う。

津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備については、防潮堤、防潮壁、取放水路流路縮小工、貯留堰、浸水防止蓋、逆流防止設備、取水ピット水位計、津波監視カメラ等、様々な構造形式がある。このため、これらの施設・設備の評価は、それぞれの施設・設備に応じ、「10.1 建物・構築物」、「10.2 機器・配管系」、「10.3 土木構造物（屋外重要土木構造物及びその他の土木構造物）」に示す手法に準じることとする。また、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については、添付書類「VI-2-12 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」に示す。