

V-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
2.2 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	35
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	47
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	62
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	66
3.1.7 原子炉格納容器本体の水位を計測する装置	74
3.1.8 原子炉建屋内の水素ガス濃度を計測する装置	78
3.1.9 その他重大事故等対処設備の計測装置	80
3.2 計測装置の計測結果の表示，記録及び保存	117
3.2.1 計測結果の指示又は表示	117
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	117
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	117
3.3 安全保護装置	121
3.3.1 不正アクセス行為等の被害の防止	121
4. 計測装置の計測範囲及び警報動作範囲	126

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

(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) 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水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）は、原子炉格納容器内の雰囲気ガスの水素濃度及び酸素濃度を測定できる設計とする。また、フィルタ装置入口水素濃度は、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、原子炉压力容器内の温度、圧力及び水位、原子炉压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または監視、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。なお、静的触媒式水素再結合器動作監視装置は添付書類「V-1-8-2 原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書」に示す。

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，安全保護装置の不正アクセス行為等の被害の防止等の措置について「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) 起動領域計装

起動領域計装は，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，核分裂電離箱からのパルス信号を前置増幅器で増幅し，演算装置にて中性子束レベル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，緊急時対策支援システム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 3.1.1-1 起動領域計装の概略構成図」及び「図 3.1.1-3 検出器の構造図（起動領域計装，出力領域計装）」参照。)

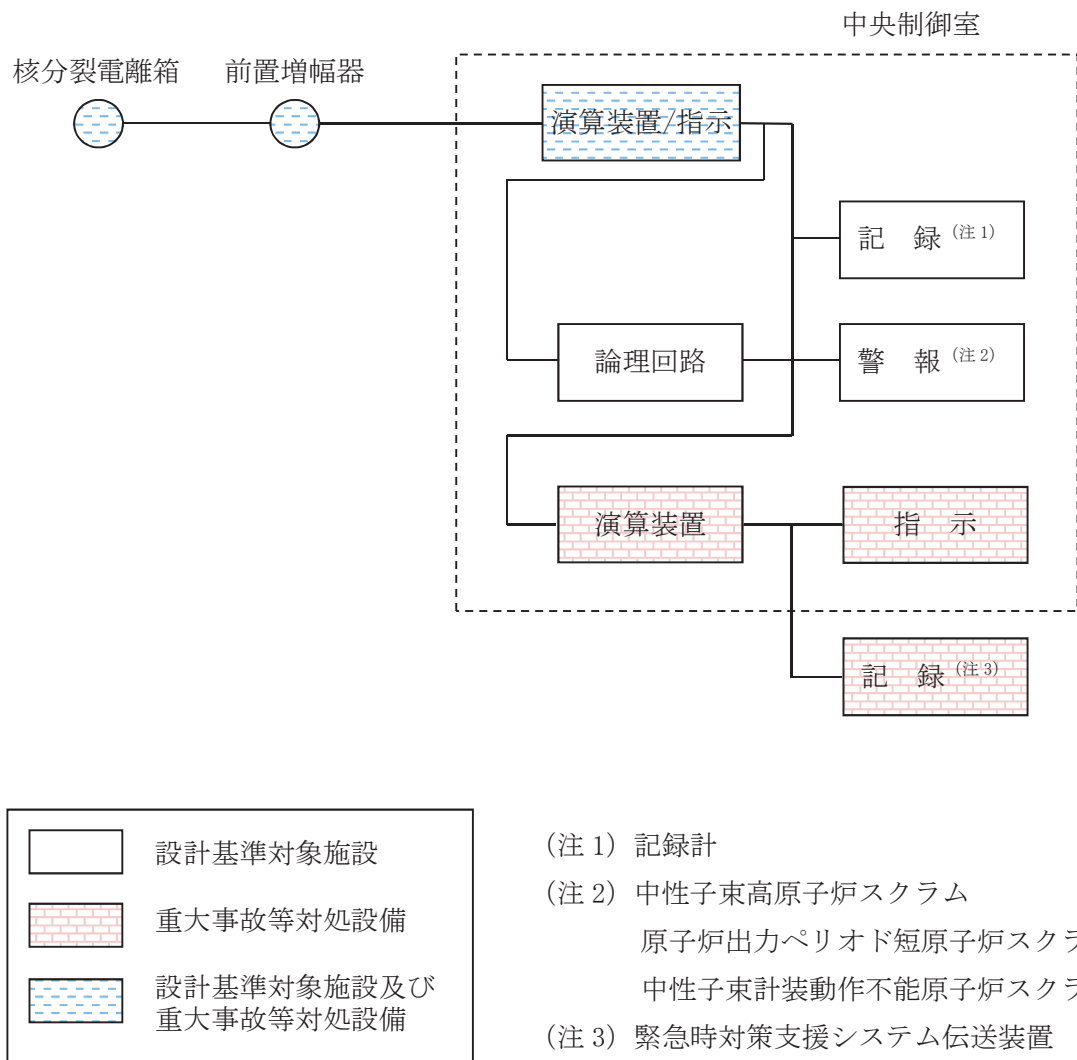
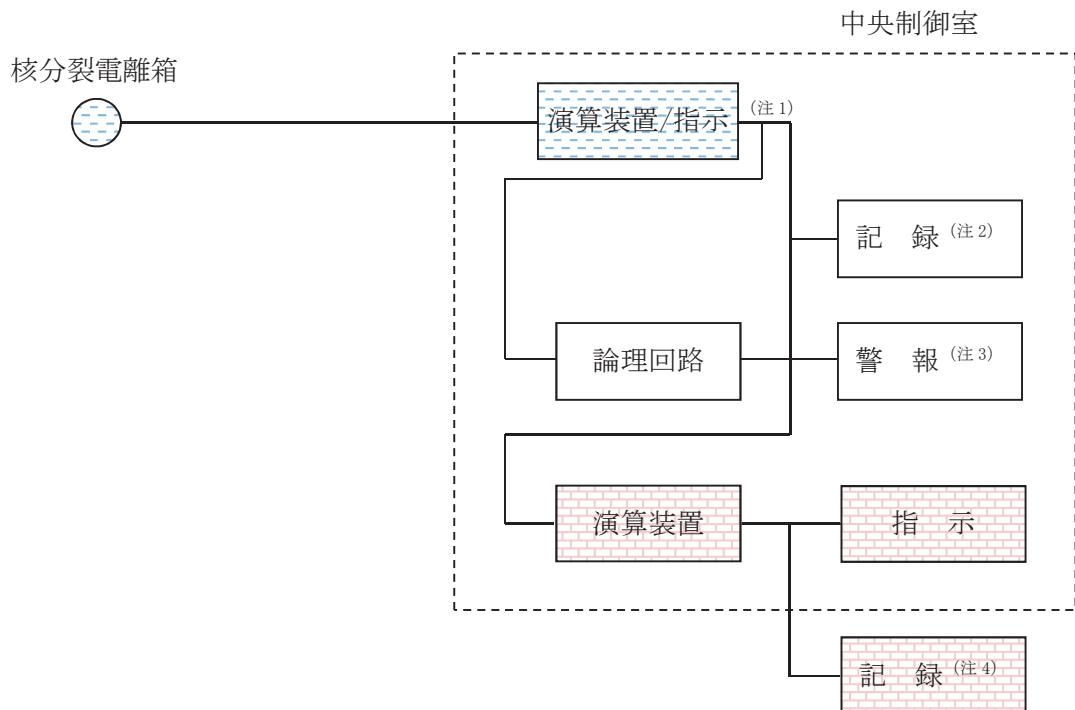


図 3.1.1-1 起動領域計装の概略構成図

(2) 出力領域計装

出力領域計装は、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、核分裂電離箱からの電気信号を、演算装置にて中性子束レベル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、緊急時対策支援システム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 出力領域計装の概略構成図」及び「図 3.1.1-3 検出器の構造図(起動領域計装, 出力領域計装)」参照。)



(注 1) 平均中性子束

(注 2) 記録計

(注 3) 中性子束高原子炉スクラム

中性子束低原子炉スクラム

中性子束計装動作不能原子炉スクラム

(注 4) 緊急時対策支援システム伝送装置

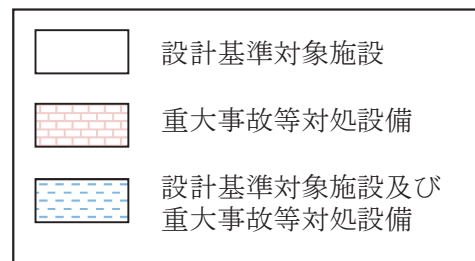


図 3.1.1-2 出力領域計装の概略構成図

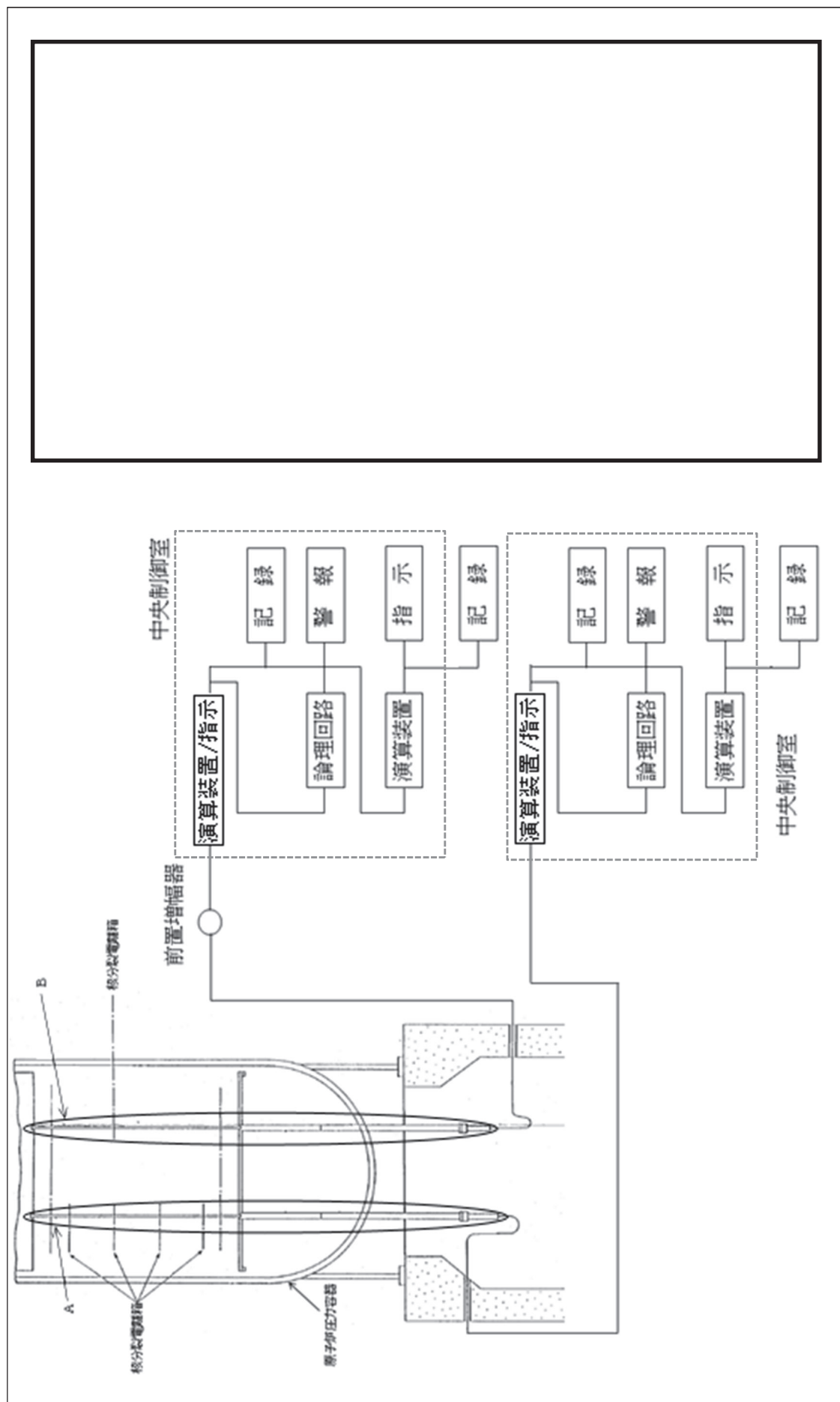


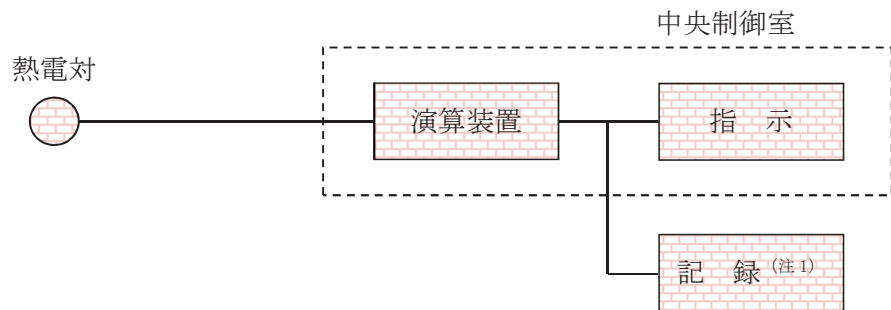
図 3.1.1-3 検出器の構造図 (起動領域計装, 出力領域計装)

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，温度又は流量を計測する装置

(1) 原子炉圧力容器温度

原子炉圧力容器温度は，重大事故等対処設備の機能を有しており，原子炉圧力容器温度の検出信号は，熱電対にて発生した起電力を，演算装置にて温度信号へ変換する処理を行った後，原子炉圧力容器温度を中央制御室に指示する。また，緊急時対策支援システム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 原子炉圧力容器温度の概略構成図」及び「図 3.1.2-2 検出器の構造図 (原子炉圧力容器温度)」参照。)



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置

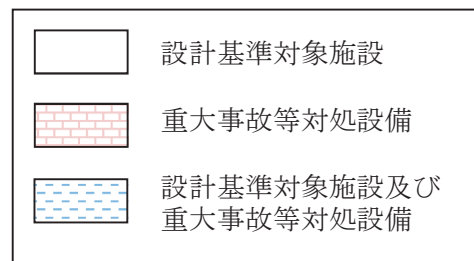


図 3.1.2-1 原子炉圧力容器温度の概略構成図

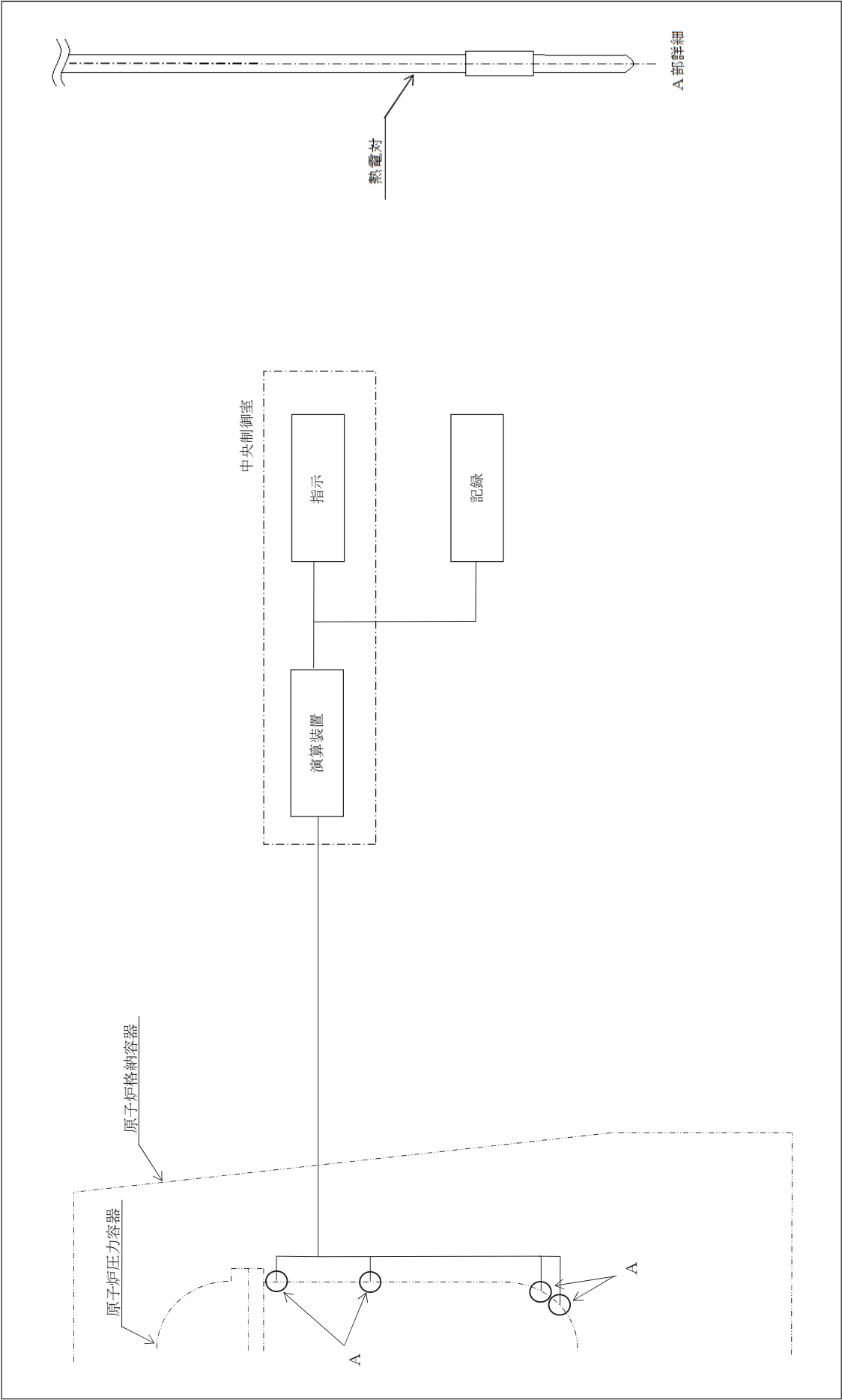
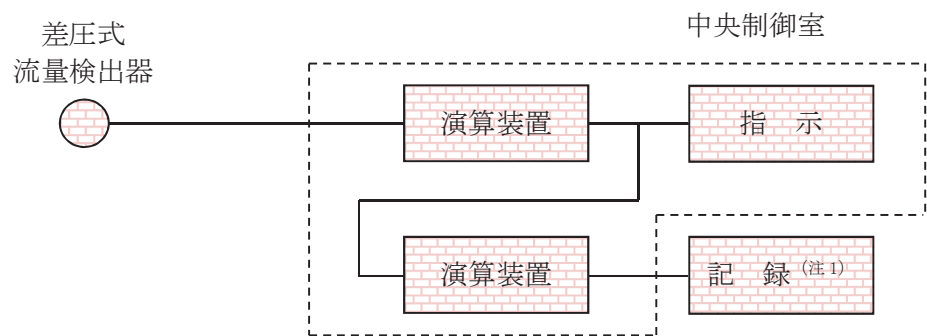


図 3.1.2-2 検出器の構造図 (原子炉圧力容器温度)

(2) 高圧代替注水系系統流量

高圧代替注水系系統流量は、重大事故等対処設備の機能を有しており、高圧代替注水系系統流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電気信号を、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、高圧代替注水系系統流量を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム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 高圧代替注水系系統流量の概略構成図」及び「図 3.1.2-4 検出器の構造図（高圧代替注水系系統流量）」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

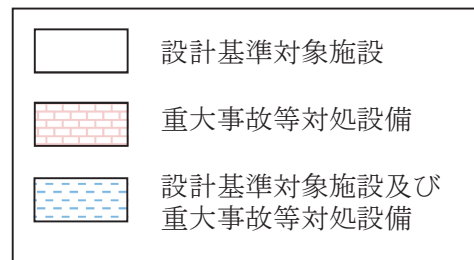


図 3.1.2-3 高圧代替注水系系統流量の概略構成図

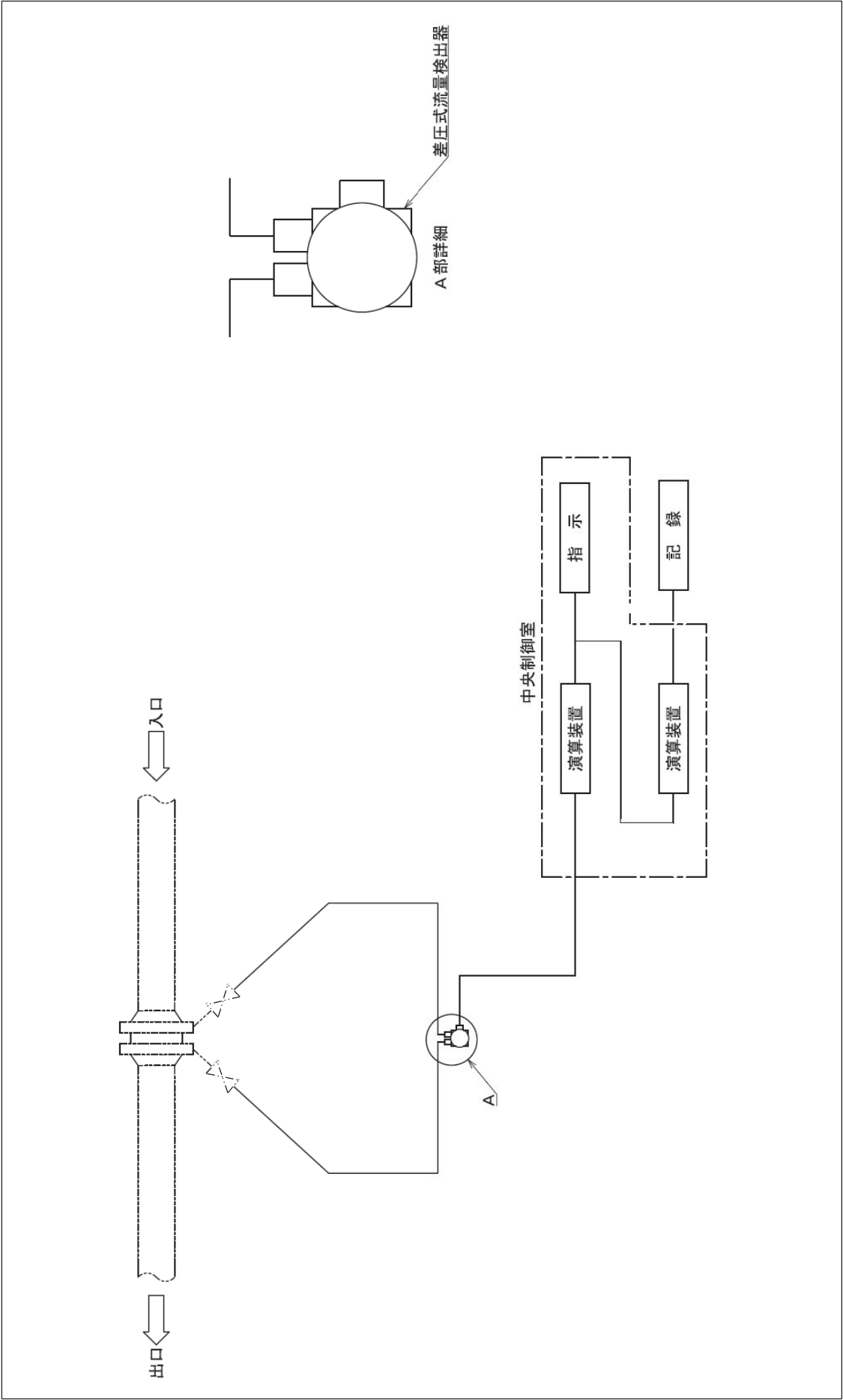
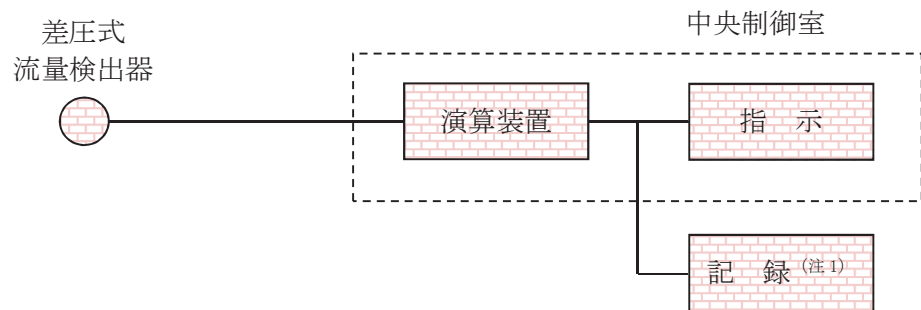


図 3.1.2-4 検出器の構造図 (高压代替水系系統流量)

(3) 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）

低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）の検出信号は、差圧式流量検出器からの電気信号を、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム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 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）の概略構成図」及び「図 3. 1. 2-6 検出器の構造図（低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

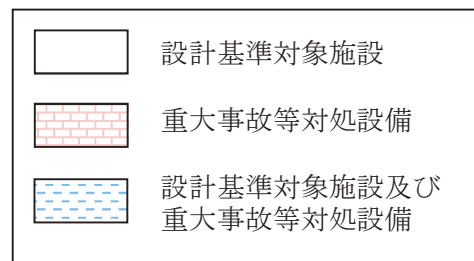


図 3. 1. 2-5 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）の概略構成図

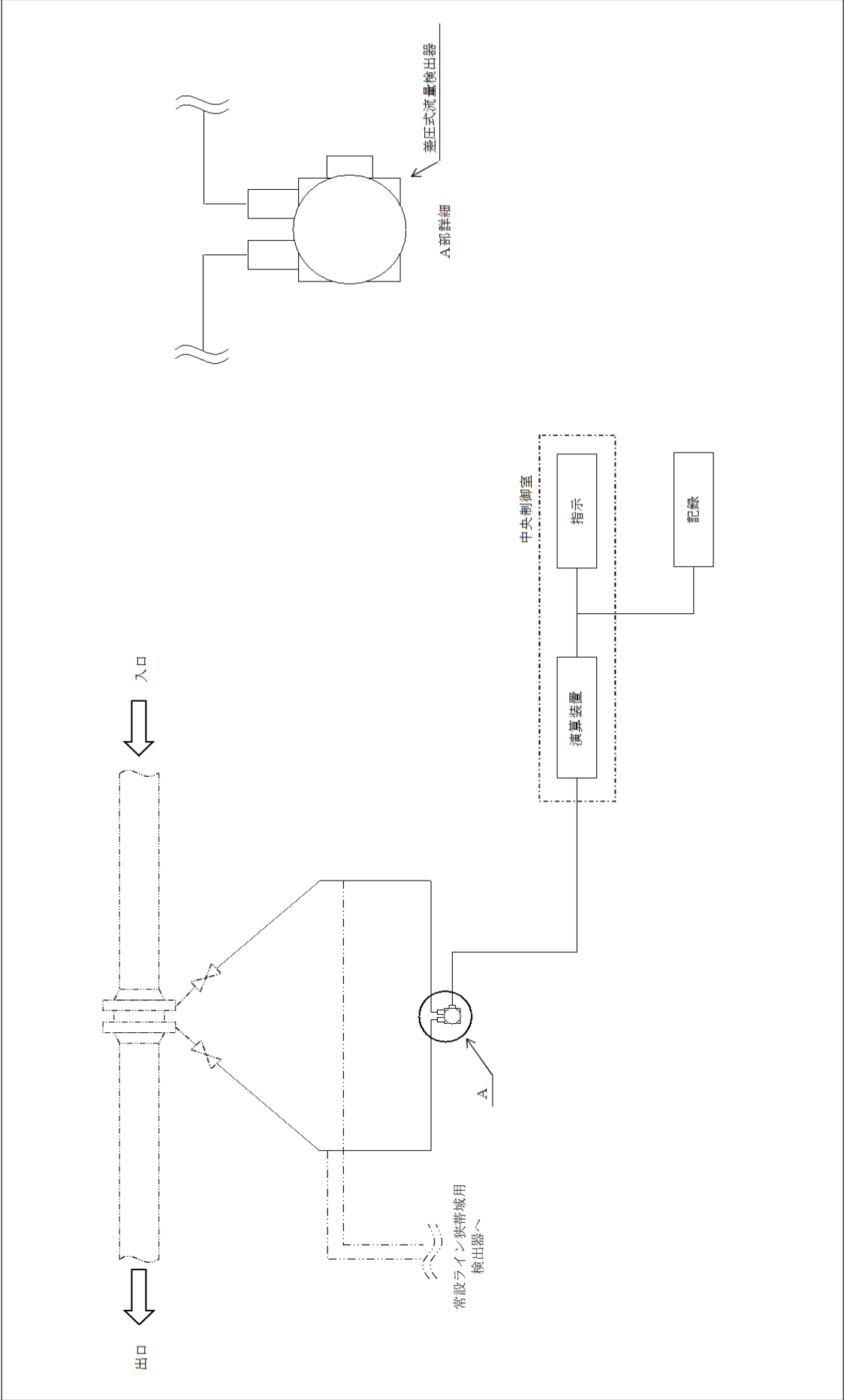
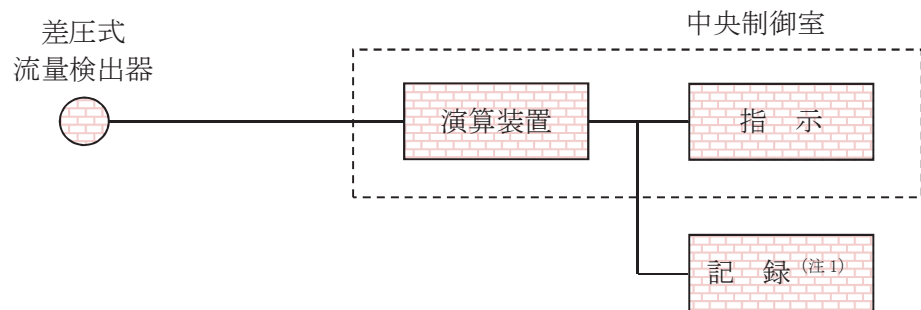


図 3.1.2-6 検出器の構造図 (低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用))

(4) 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）

低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）の検出信号は、差圧式流量検出器からの電気信号を、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム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 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）の概略構成図」及び「図 3. 1. 2-8 検出器の構造図（低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

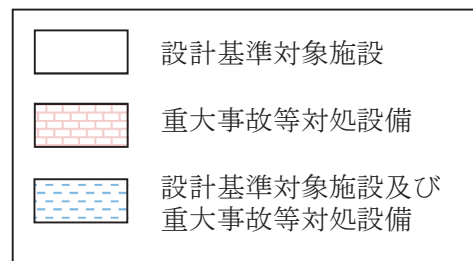


図 3. 1. 2-7 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）の概略構成図

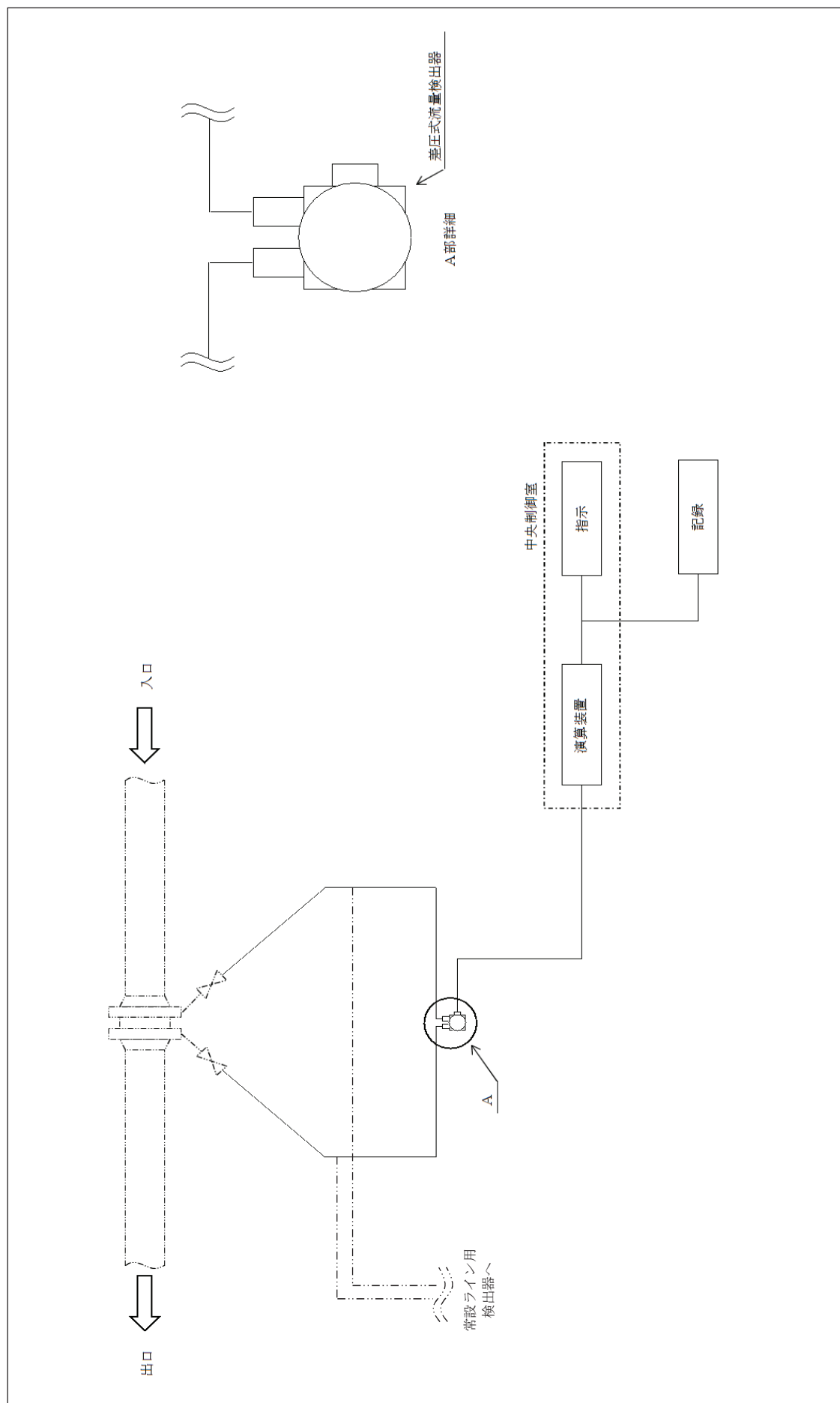
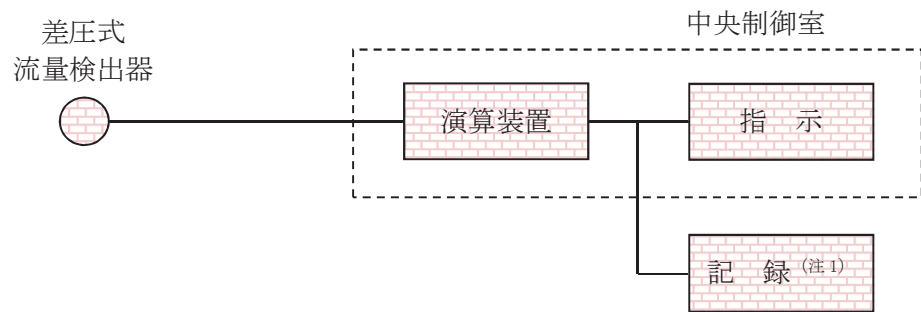


図 3.1.2-8 検出器の構造図 (低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用))

(5) 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）

低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）の検出信号は、差圧式流量検出器からの電気信号を、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム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 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）の概略構成図」及び「図 3.1.2-10 検出器の構造図（低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

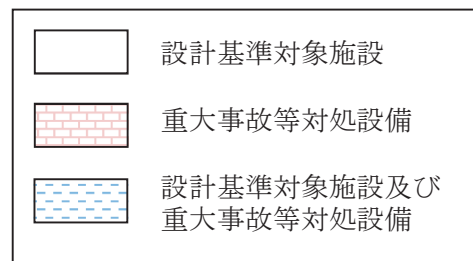


図 3.1.2-9 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）の概略構成図

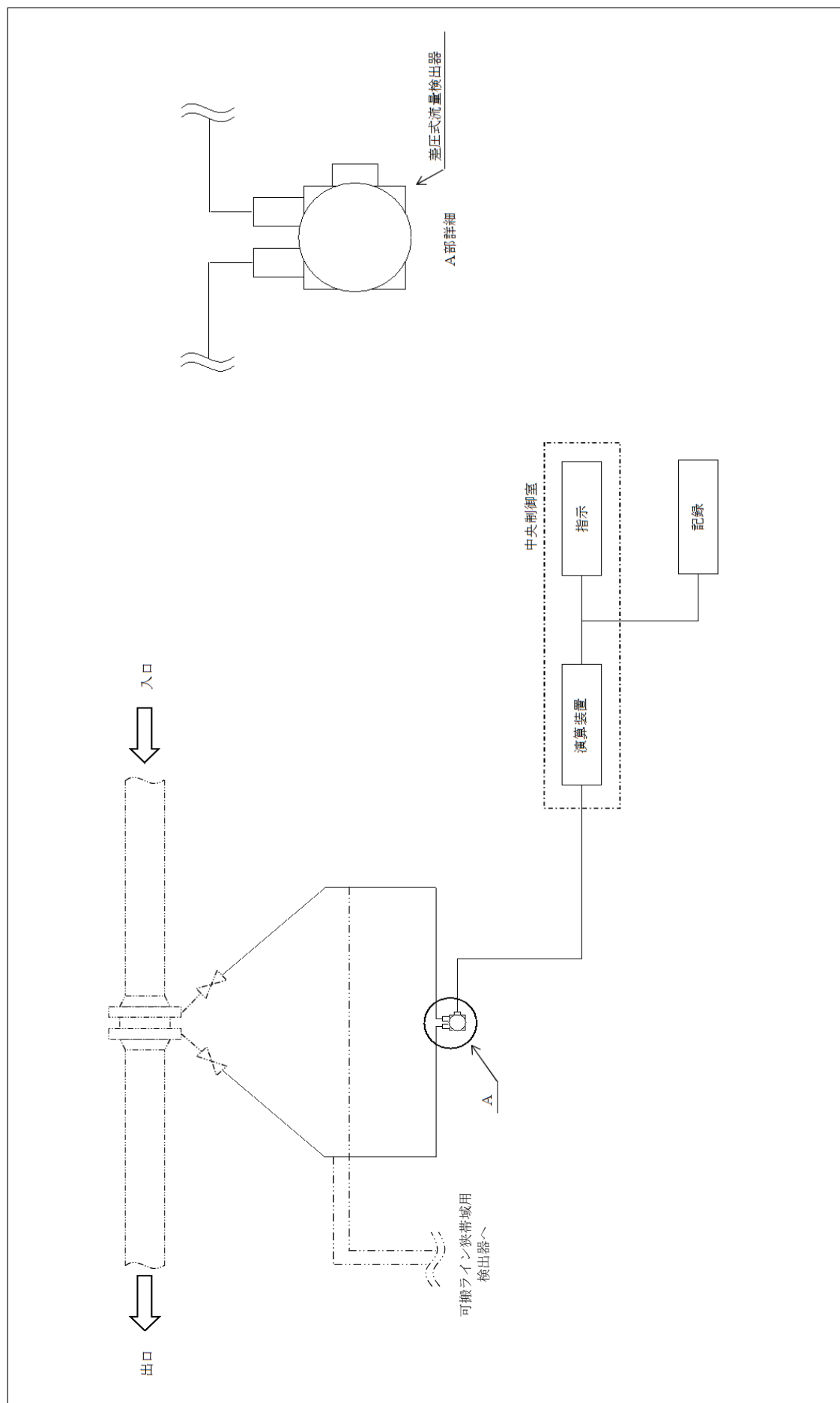
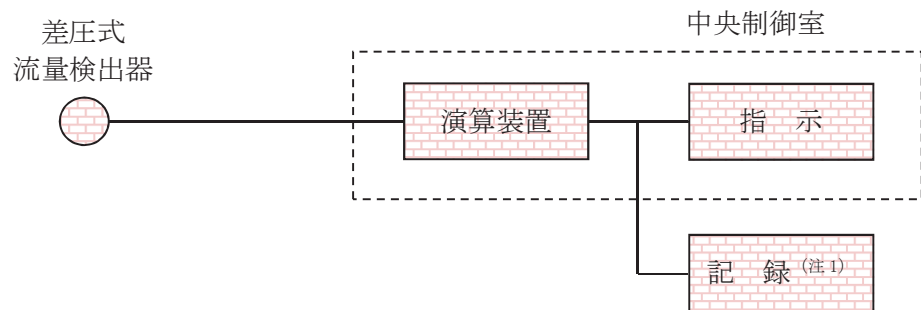


図 3.1.2-10 検出器の構造図 (低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライオン用))

(6) 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）

低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）の検出信号は、差圧式流量検出器からの電気信号を、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム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 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）の概略構成図」及び「図 3. 1. 2-12 検出器の構造図（低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

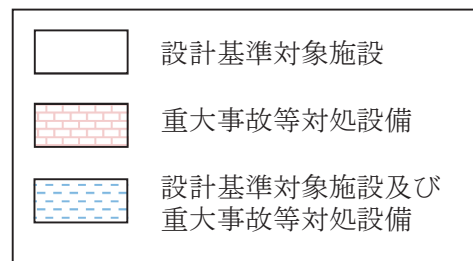


図 3. 1. 2-11 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）の概略構成図

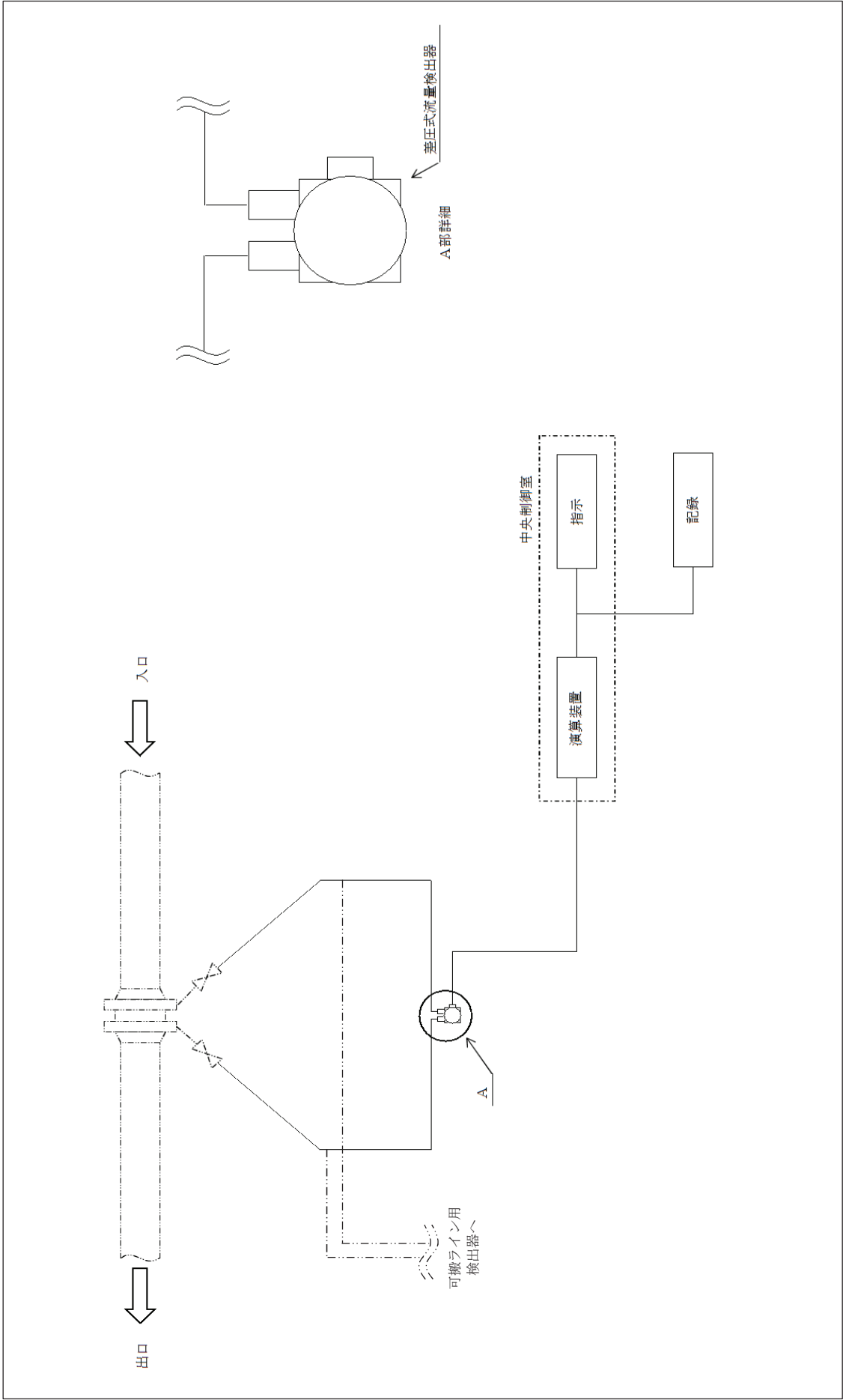
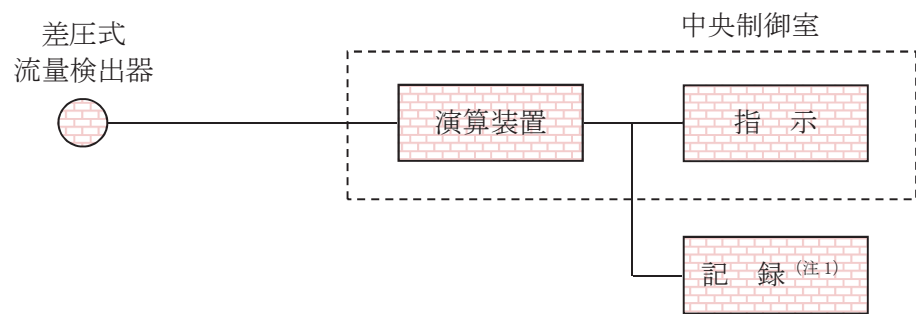


図 3.1.2-12 検出器の構造図 (低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用))

(7) 代替循環冷却系原子炉注水流量

代替循環冷却系原子炉注水流量は、重大事故等対処設備の機能を有しており、代替循環冷却系原子炉注水流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電気信号を、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、代替循環冷却系原子炉注水流量を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム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 代替循環冷却系原子炉注水流量の概略構成図」及び「図 3.1.2-14 検出器の構造図（代替循環冷却系原子炉注水流量）」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

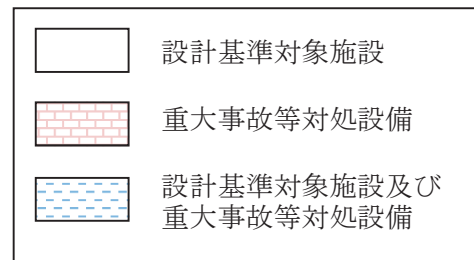


図 3.1.2-13 代替循環冷却系原子炉注水流量の概略構成図

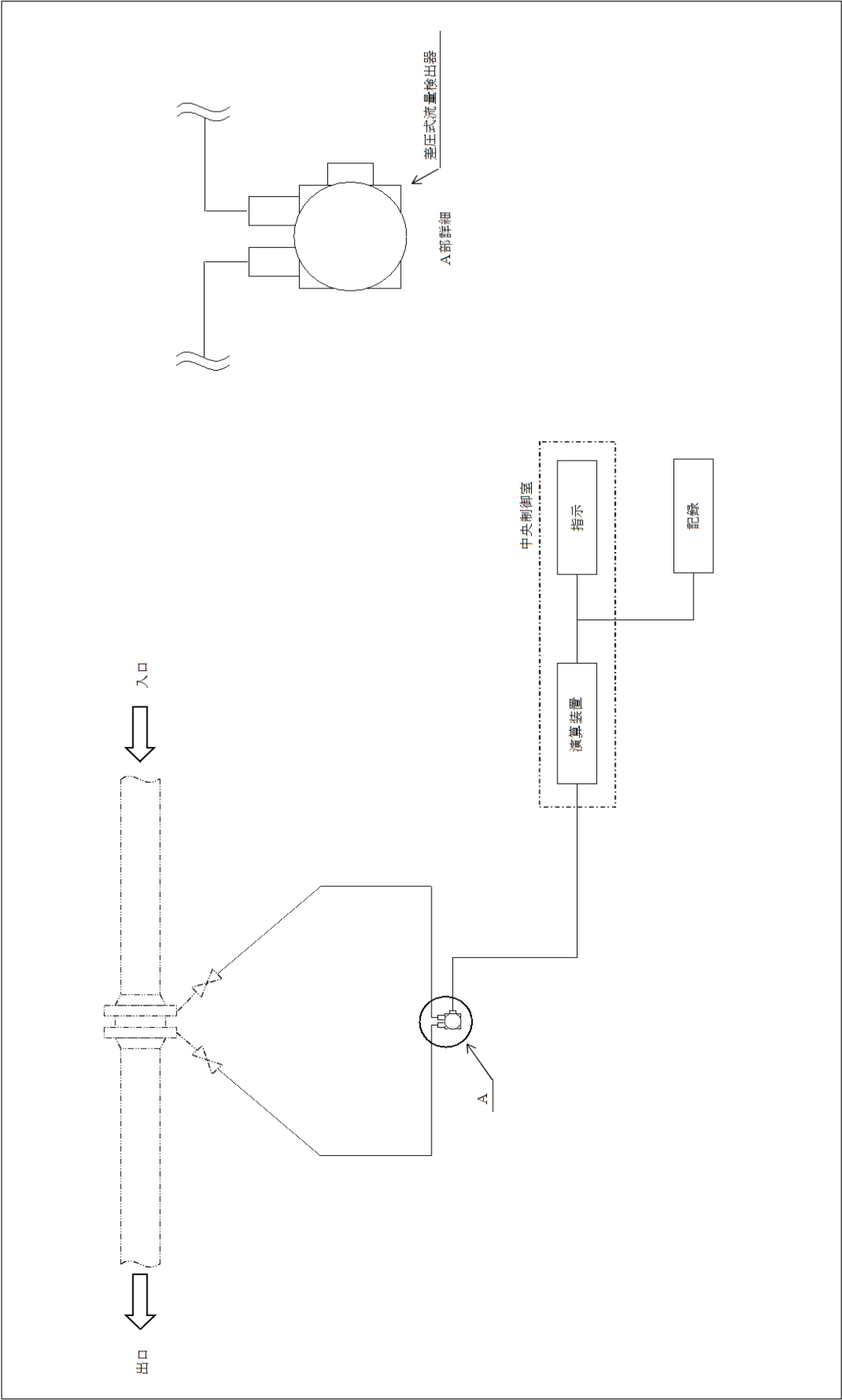
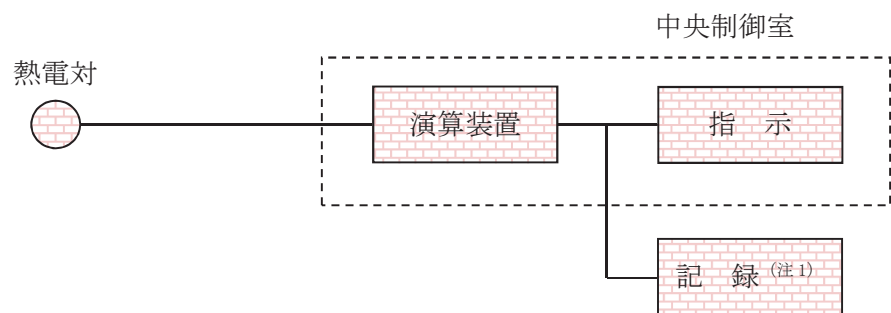


図 3.1.2-14 検出器の構造図 (代替循環冷却系原子炉注水流量)

(8) 代替循環冷却系ポンプ入口温度

代替循環冷却系ポンプ入口温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、代替循環冷却系ポンプ入口温度の検出信号は、熱電対にて発生した起電力を、演算装置にて温度信号へ変換する処理を行った後、代替循環冷却系ポンプ入口温度を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム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 代替循環冷却系ポンプ入口温度の概略構成図」及び「図 3.1.2-16 検出器の構造図 (代替循環冷却系ポンプ入口温度)」参照。)



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置

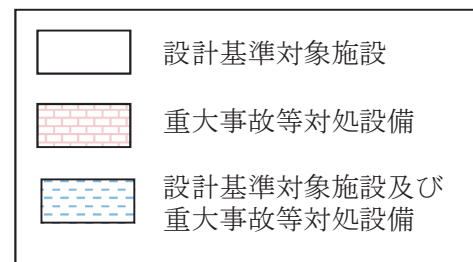


図 3.1.2-15 代替循環冷却系ポンプ入口温度の概略構成図

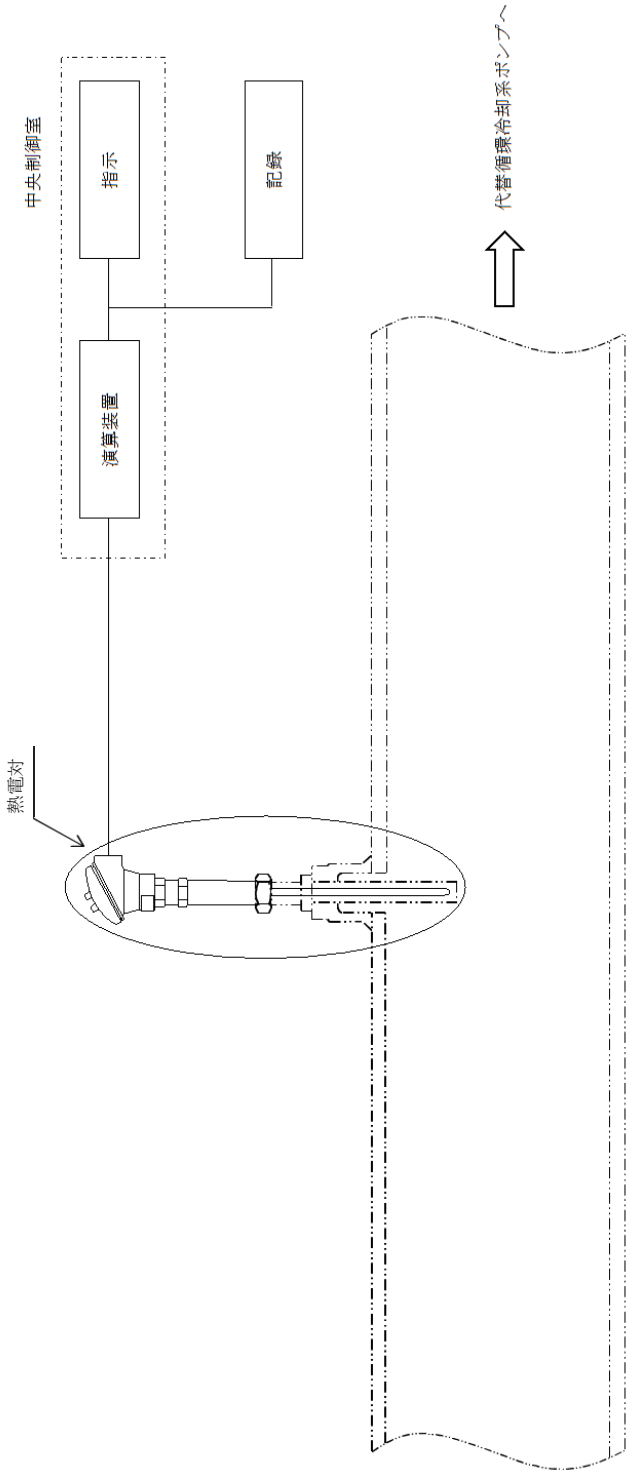
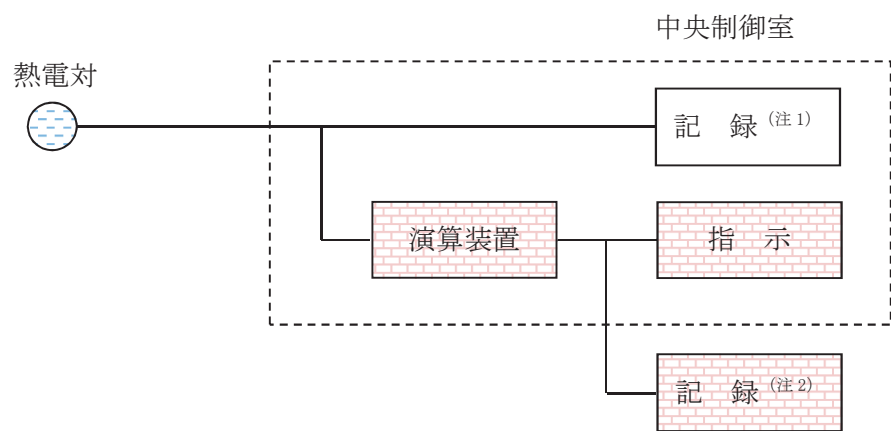


図 3.1.2-16 検出器の構造図 (代替循環冷却系ポンプ入口温度)

(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、残留熱除去系熱交換器入口温度の検出信号は、熱電対にて発生した起電力を、演算装置にて温度信号へ変換する処理を行った後、残留熱除去系熱交換器入口温度を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム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 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

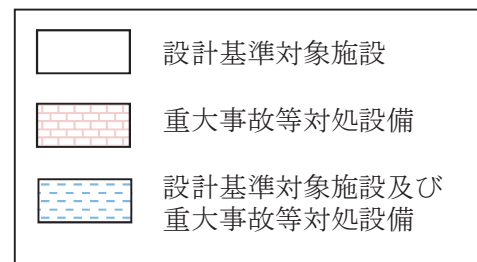


図 3.1.2-17 残留熱除去系熱交換器入口温度の概略構成図

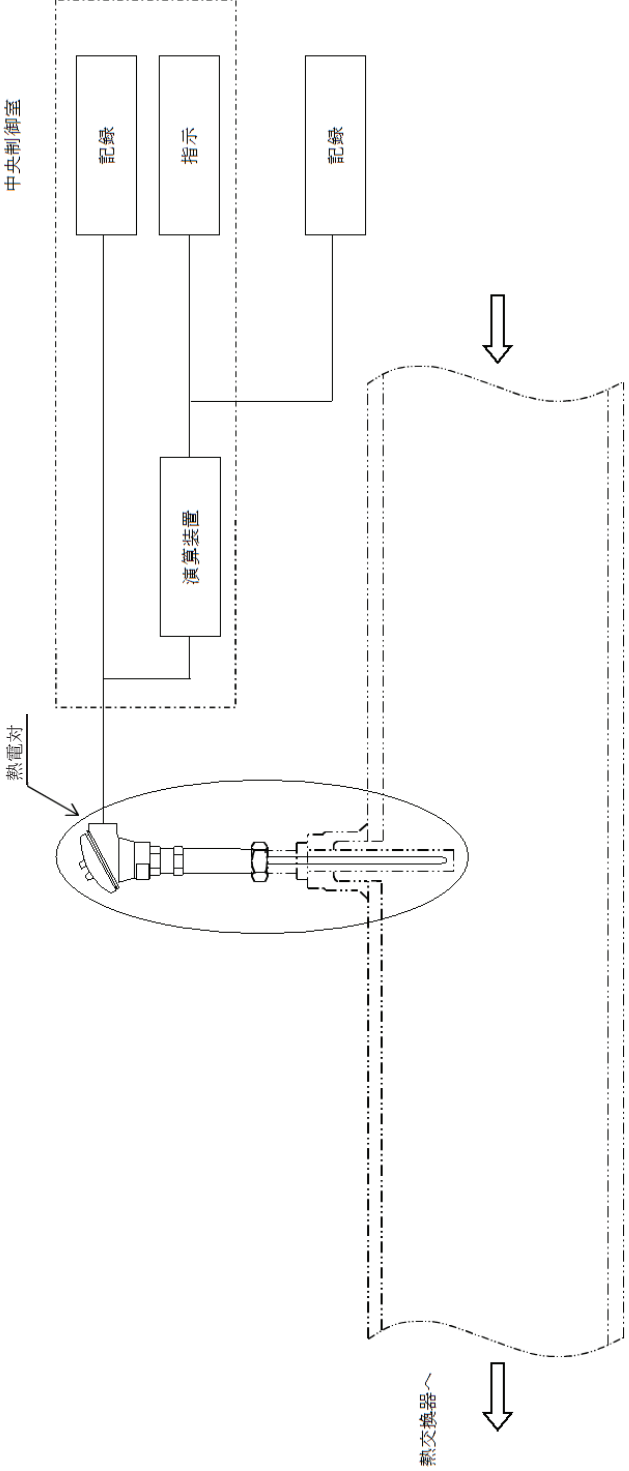
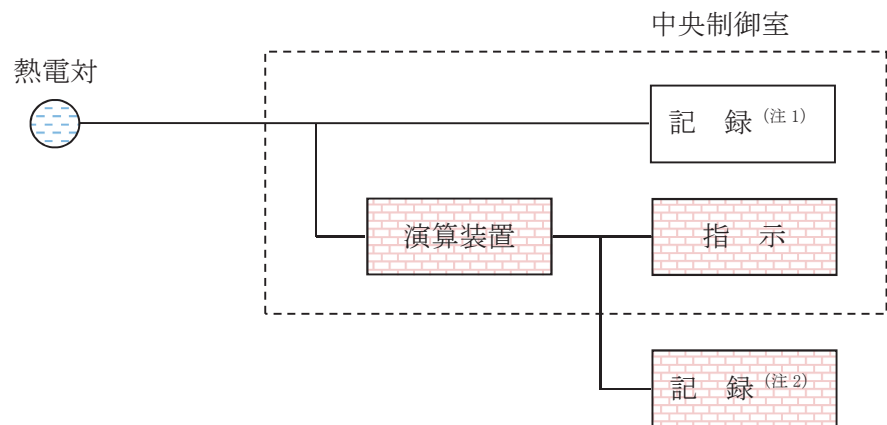


図 3.1.2-18 検出器の構造図 (残留熱除去系熱交換器入口温度)

(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、残留熱除去系熱交換器出口温度の検出信号は、熱電対にて発生した起電力を、演算装置にて温度信号へ変換する処理を行った後、残留熱除去系熱交換器出口温度を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム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 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

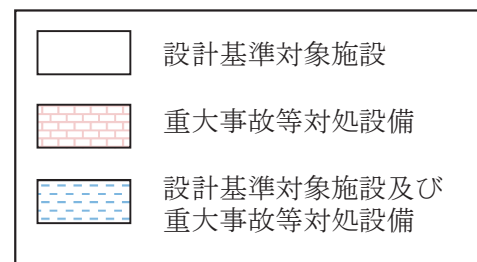


図 3.1.2-19 残留熱除去系熱交換器出口温度の概略構成図

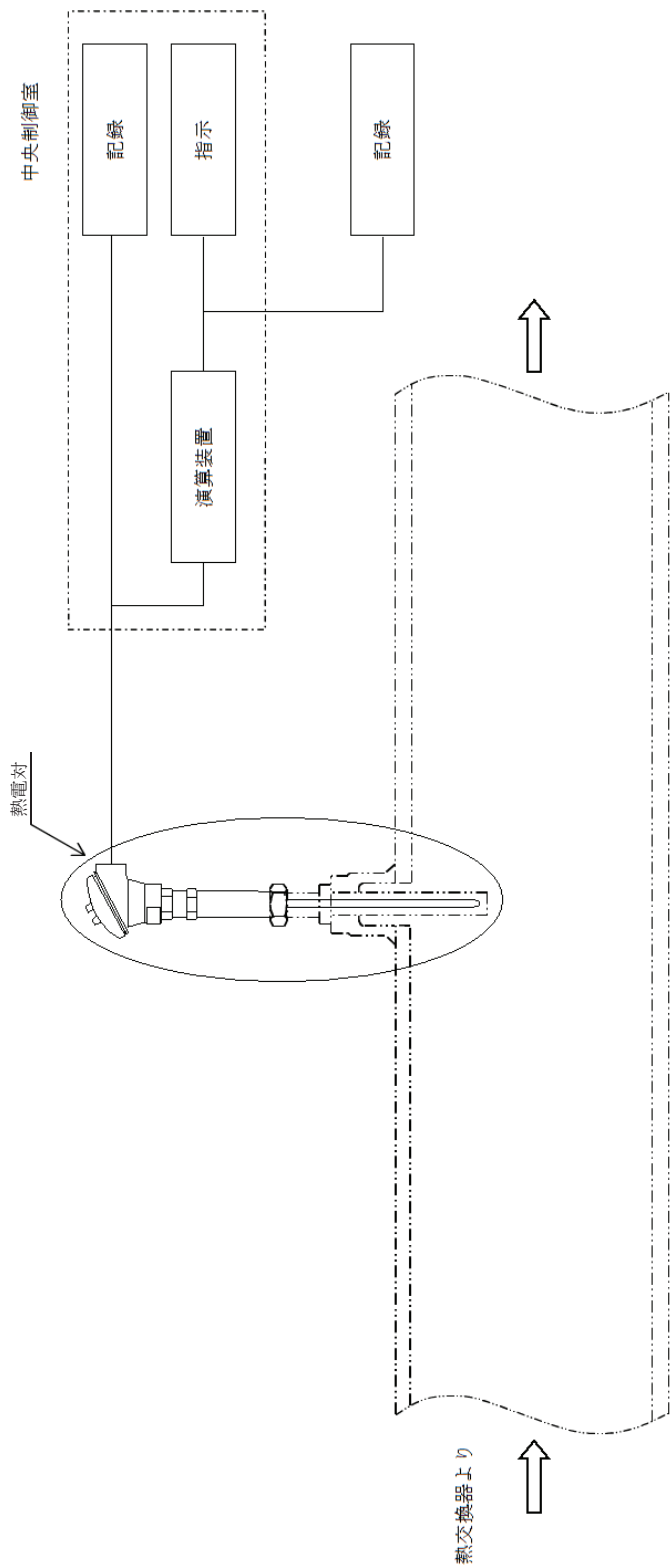
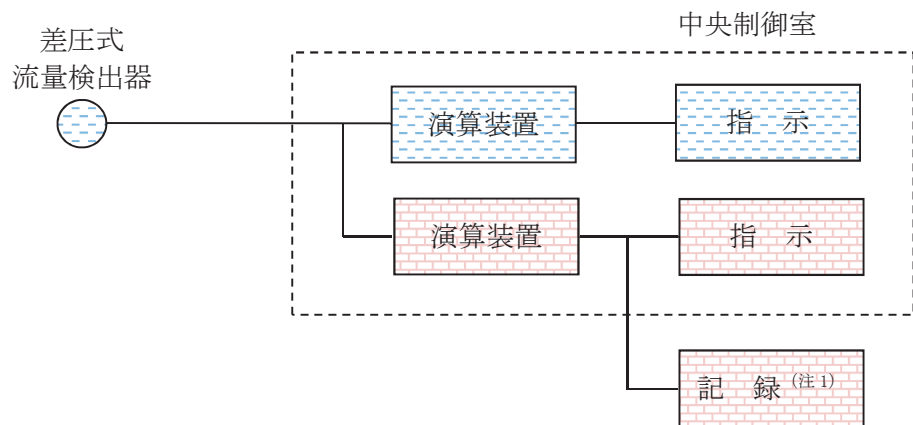


図 3.1.2-20 検出器の構造図 (残留熱除去系熱交換器出口温度)

(11) 原子炉隔離時冷却系系統流量

原子炉隔離時冷却系系統流量は、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、原子炉隔離時冷却系系統流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電気信号を、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系統流量を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム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 原子炉隔離時冷却系系統流量の概略構成図」及び「図 3.1.2-22 検出器の構造図 (原子炉隔離時冷却系系統流量)」参照。)



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置

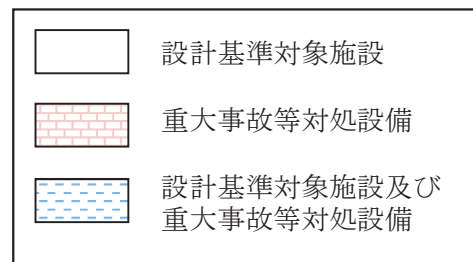


図 3.1.2-21 原子炉隔離時冷却系系統流量の概略構成図

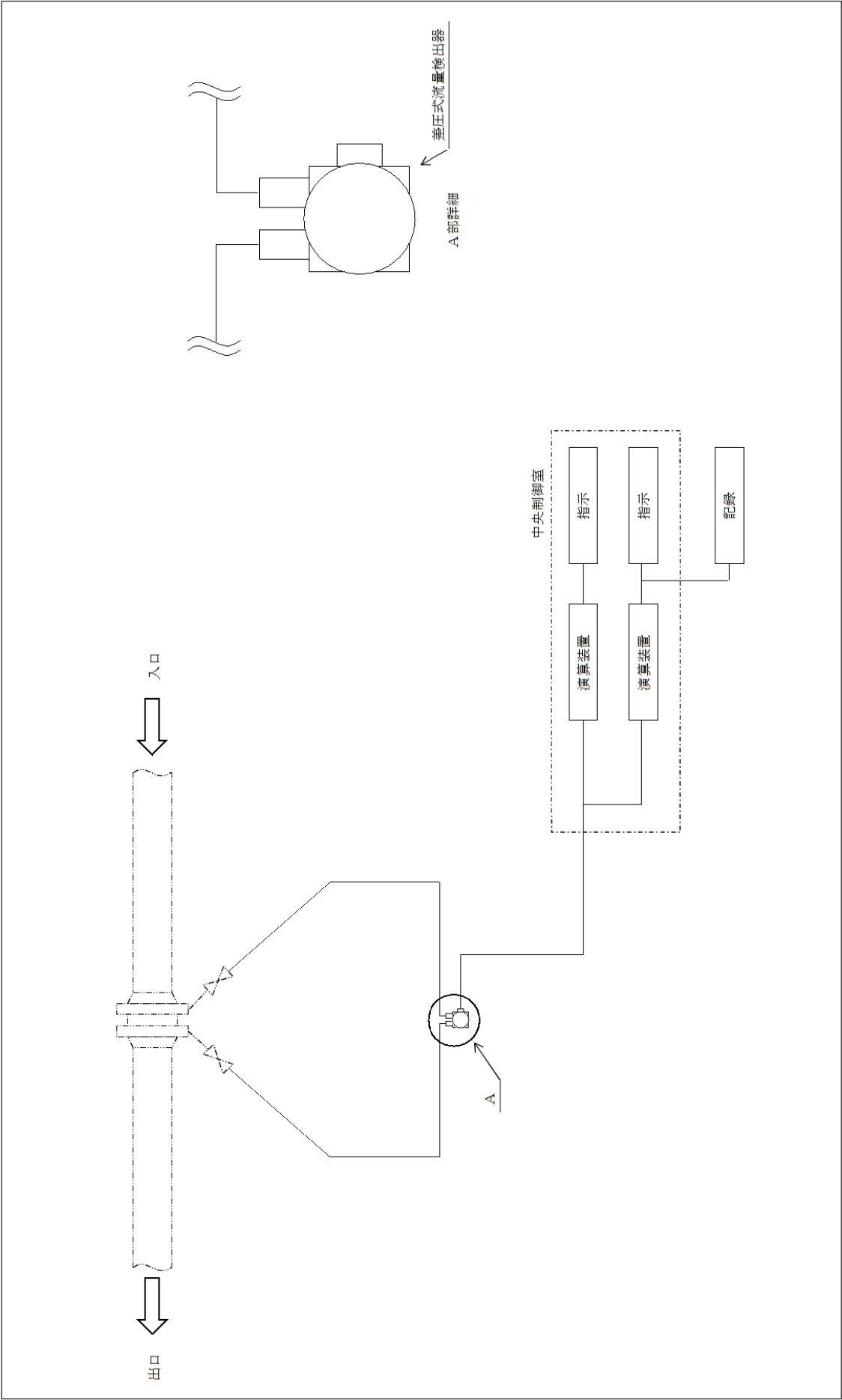
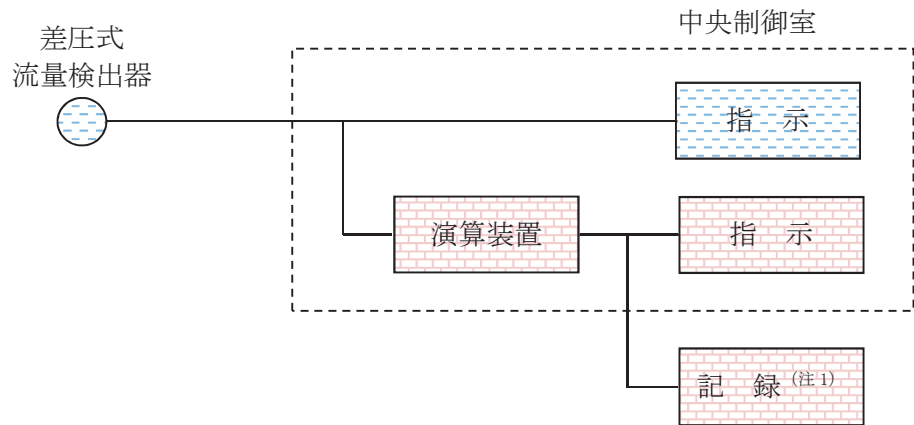


図 3. 1. 2-22 検出器の構造図 (原子炉隔離時冷却系統流量)

(12) 高圧炉心スプレイ系系統流量

高圧炉心スプレイ系系統流量は、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、高圧炉心スプレイ系系統流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電気信号を、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系統流量を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム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 高圧炉心スプレイ系系統流量の概略構成図」及び「図 3.1.2-24 検出器の構造図 (高圧炉心スプレイ系系統流量)」参照。)



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置

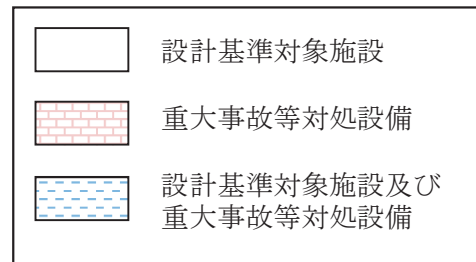


図 3.1.2-23 高圧炉心スプレイ系系統流量の概略構成図

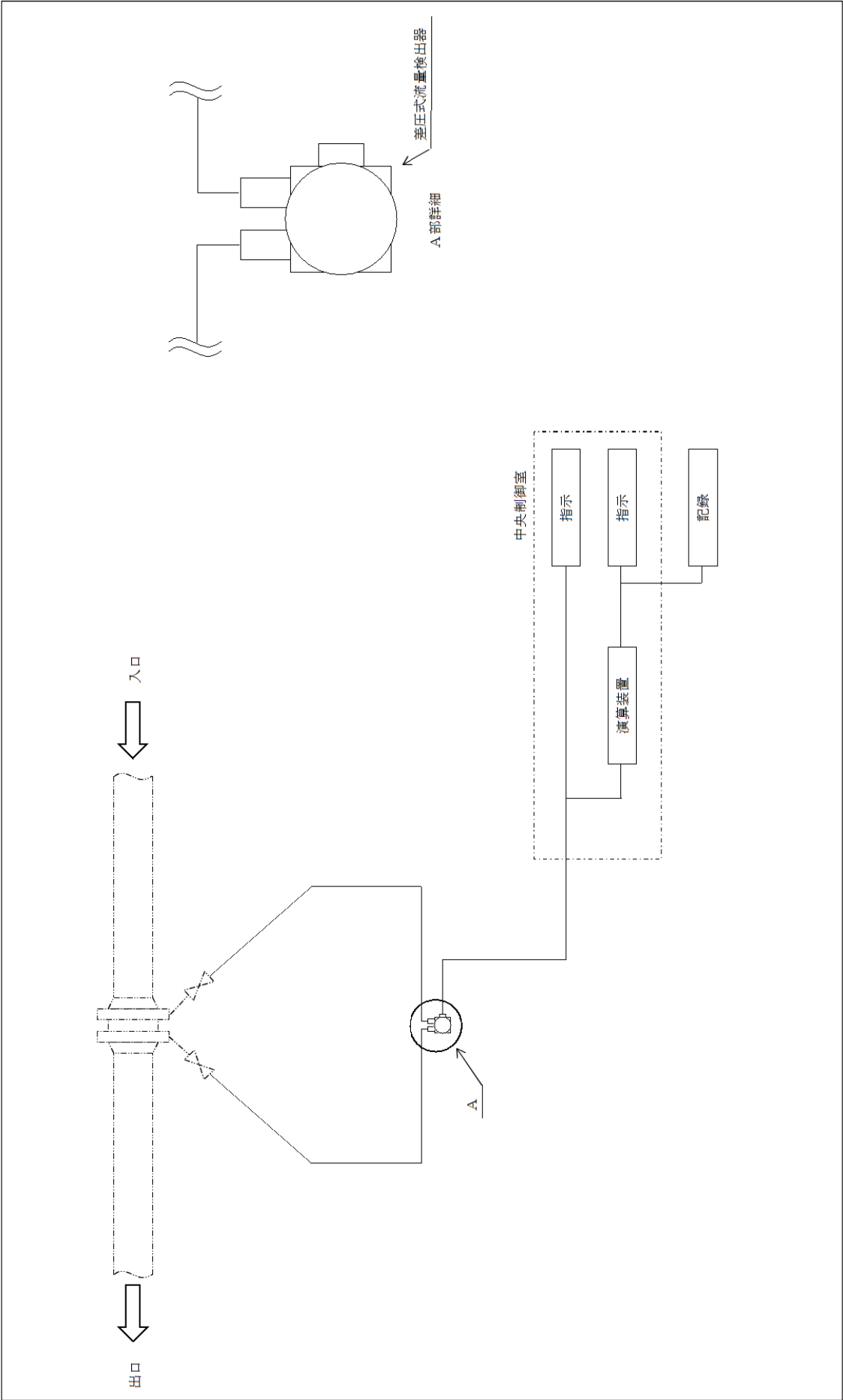
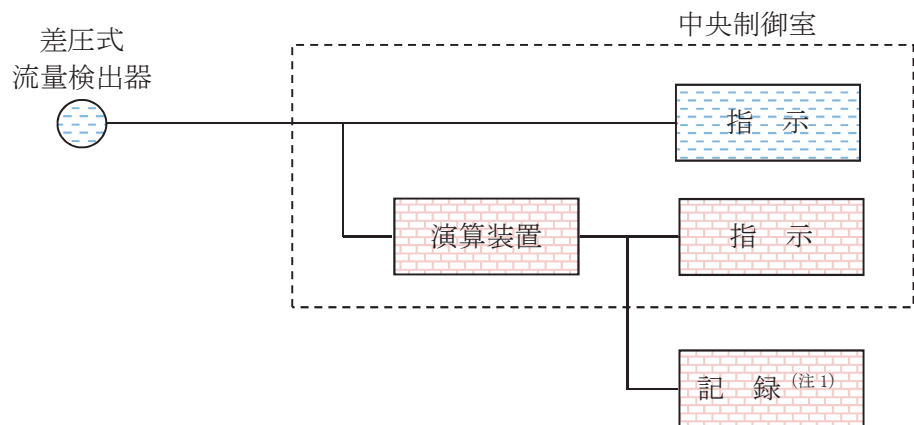


図 3.1.2-24 検出器の構造図 (高圧炉心スプレイ系統流量)

(13) 低圧炉心スプレイ系系統流量

低圧炉心スプレイ系系統流量は、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、低圧炉心スプレイ系系統流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電気信号を、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系統流量を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム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 低圧炉心スプレイ系系統流量の概略構成図」及び「図 3.1.2-26 検出器の構造図(低圧炉心スプレイ系系統流量)」参照。)



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置

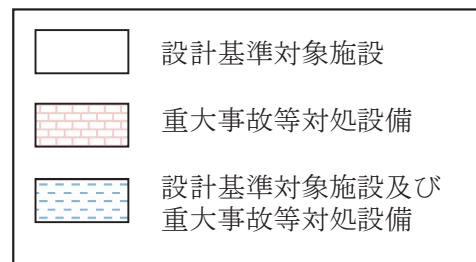


図 3.1.2-25 低圧炉心スプレイ系系統流量の概略構成図

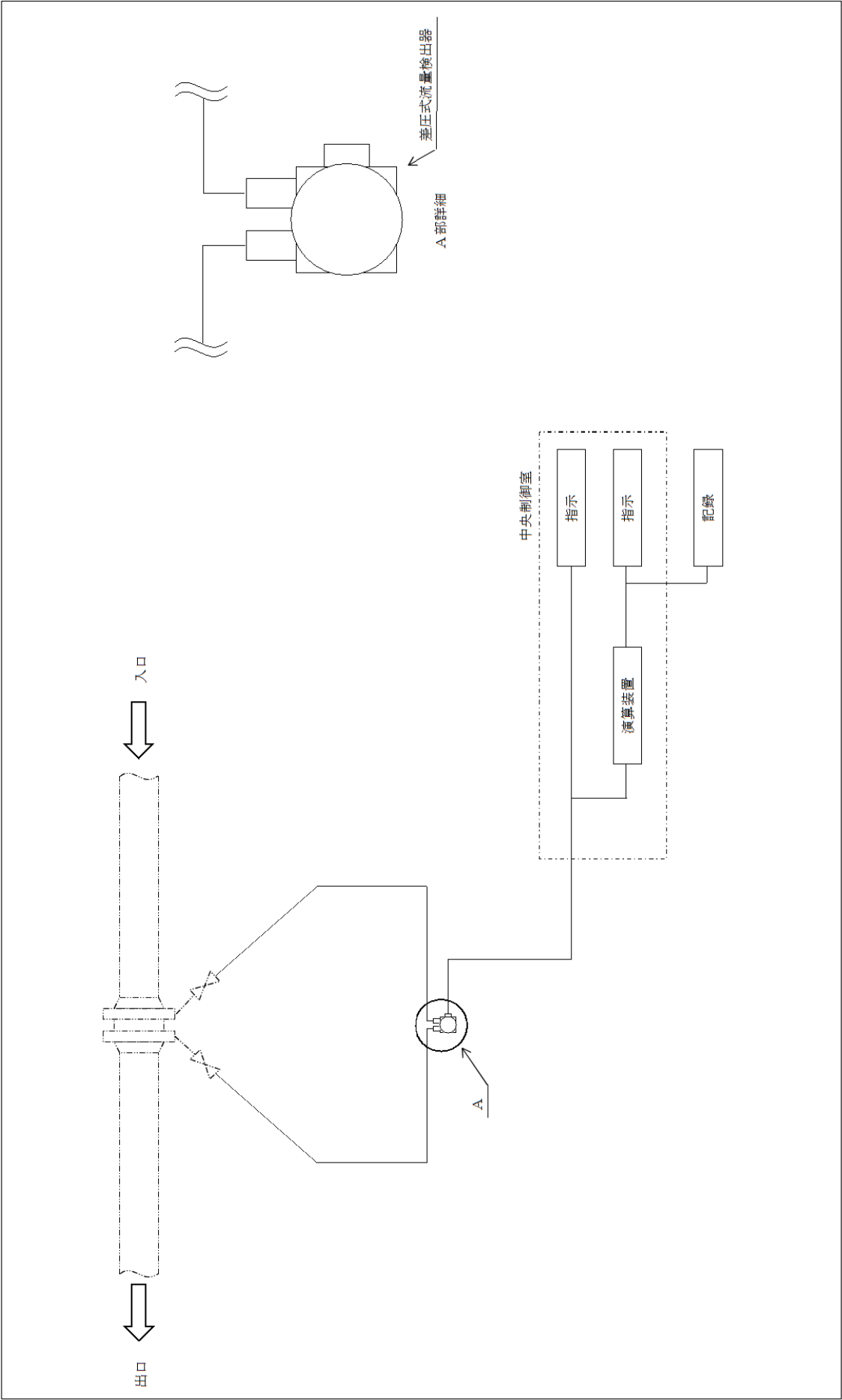
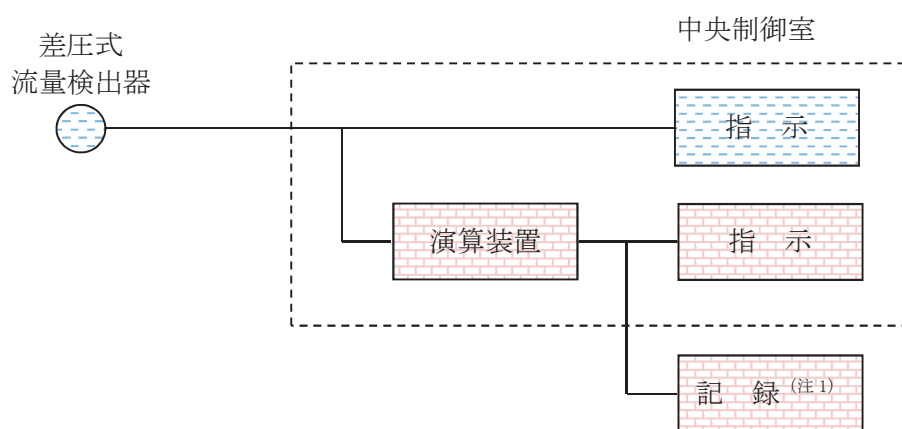


図 3.1.2-26 検出器の構造図 (低圧炉心スプレイ系統流量)

(14) 残留熱除去系系統流量

残留熱除去系系統流量は、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、残留熱除去系系統流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電気信号を、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、残留熱除去系系統流量を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム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 残留熱除去系系統流量の概略構成図」及び「図 3.1.2-28 検出器の構造図(残留熱除去系系統流量)」参照。)



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置

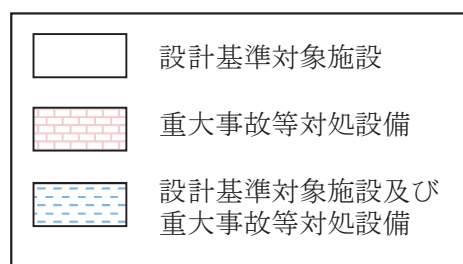


図 3.1.2-27 残留熱除去系系統流量の概略構成図

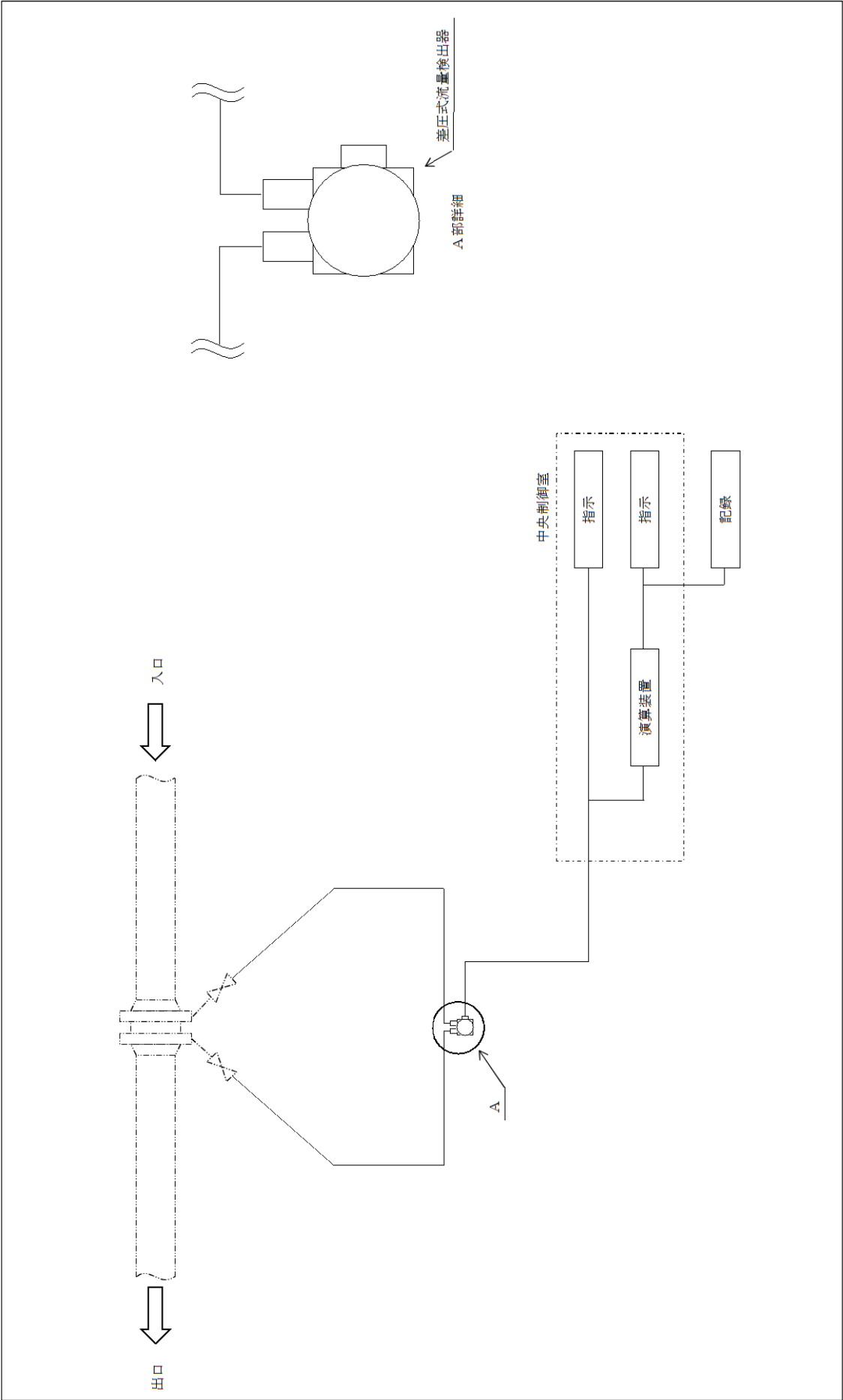


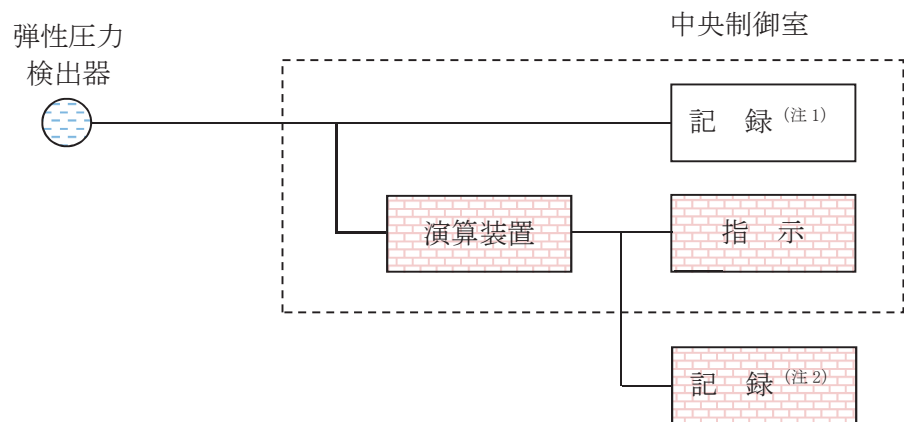
図 3. 1. 2-28 検出器の構造図 (残留熱除去系統流量)

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

(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の機能を有しており、原子炉圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電気信号を、演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後、原子炉圧力を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム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。）



（注 1）記録計

（注 2）緊急時対策支援システム伝送装置

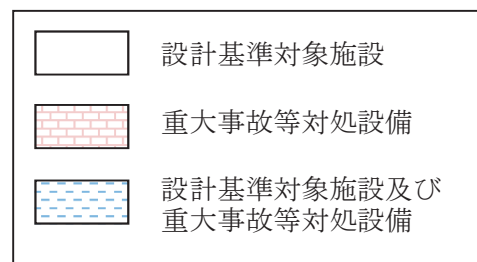


図 3.1.3-1 原子炉圧力の概略構成図

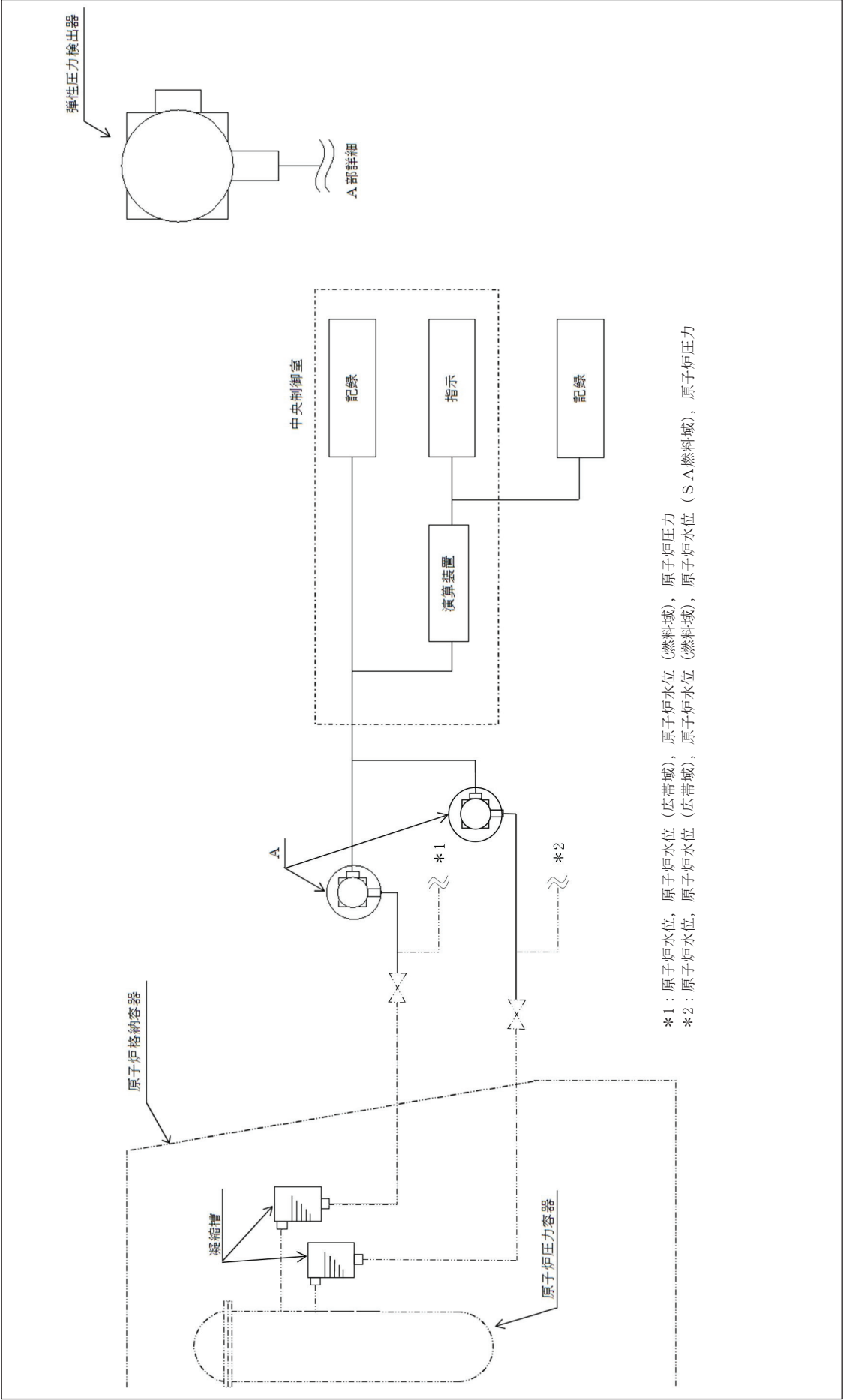
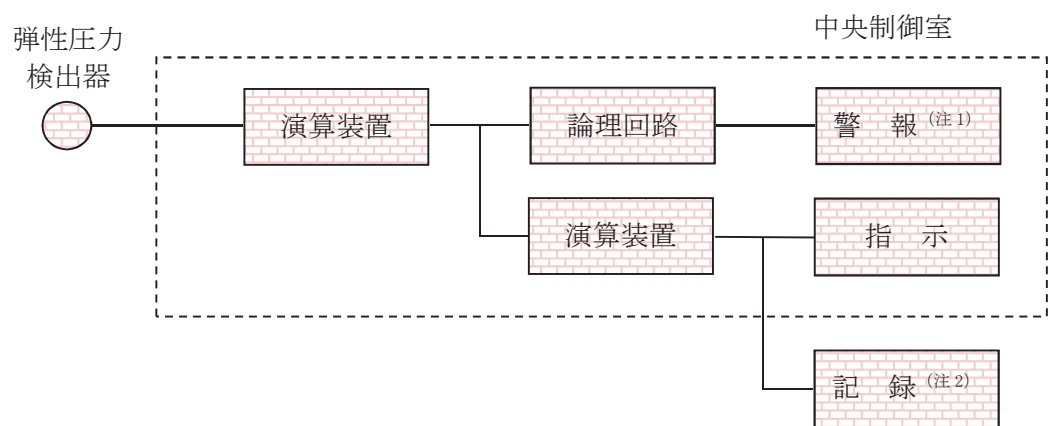


図 3.1.3-2 検出器の構造図 (原子炉圧力)

(2) 原子炉圧力（S A）

原子炉圧力（S A）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉圧力（S A）の検出信号は、弾性圧力検出器からの電気信号を、演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後、原子炉圧力（S A）を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム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（S A）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（S A））」参照。）



（注 1）A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）作動

A T W S 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）作動

（注 2）緊急時対策支援システム伝送装置

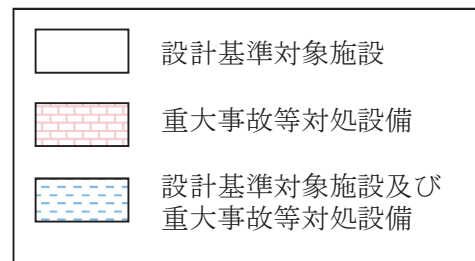


図 3.1.3-3 原子炉圧力（S A）の概略構成図

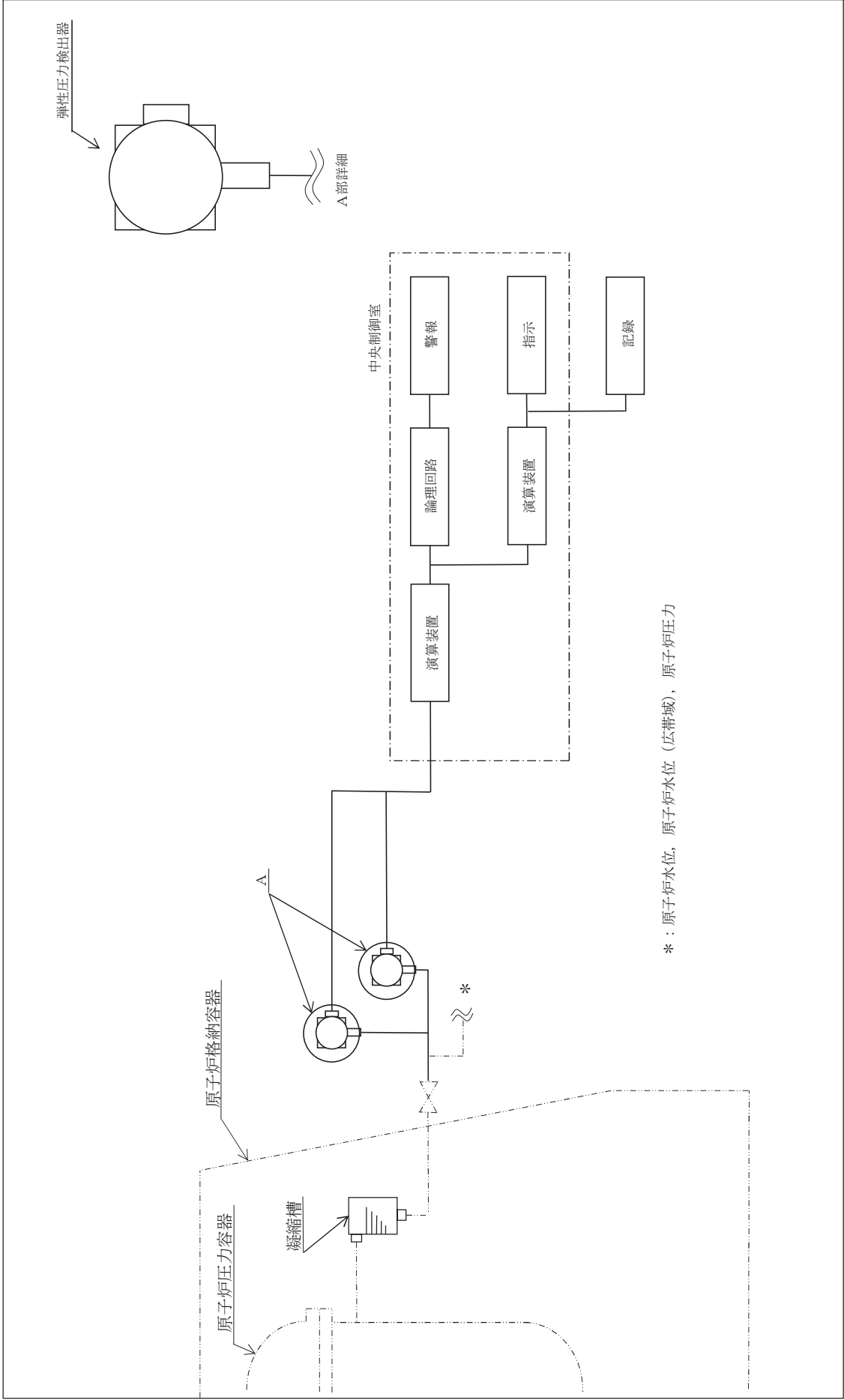


図 3.1.3-4 検出器の構造図 (原子炉圧力 (SA))

(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，原子炉水位（広帯域）の検出信号は，差圧式水位検出器からの電気信号を，演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後，原子炉水位（広帯域）を中央制御室に指示する。また，緊急時対策支援システム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。）

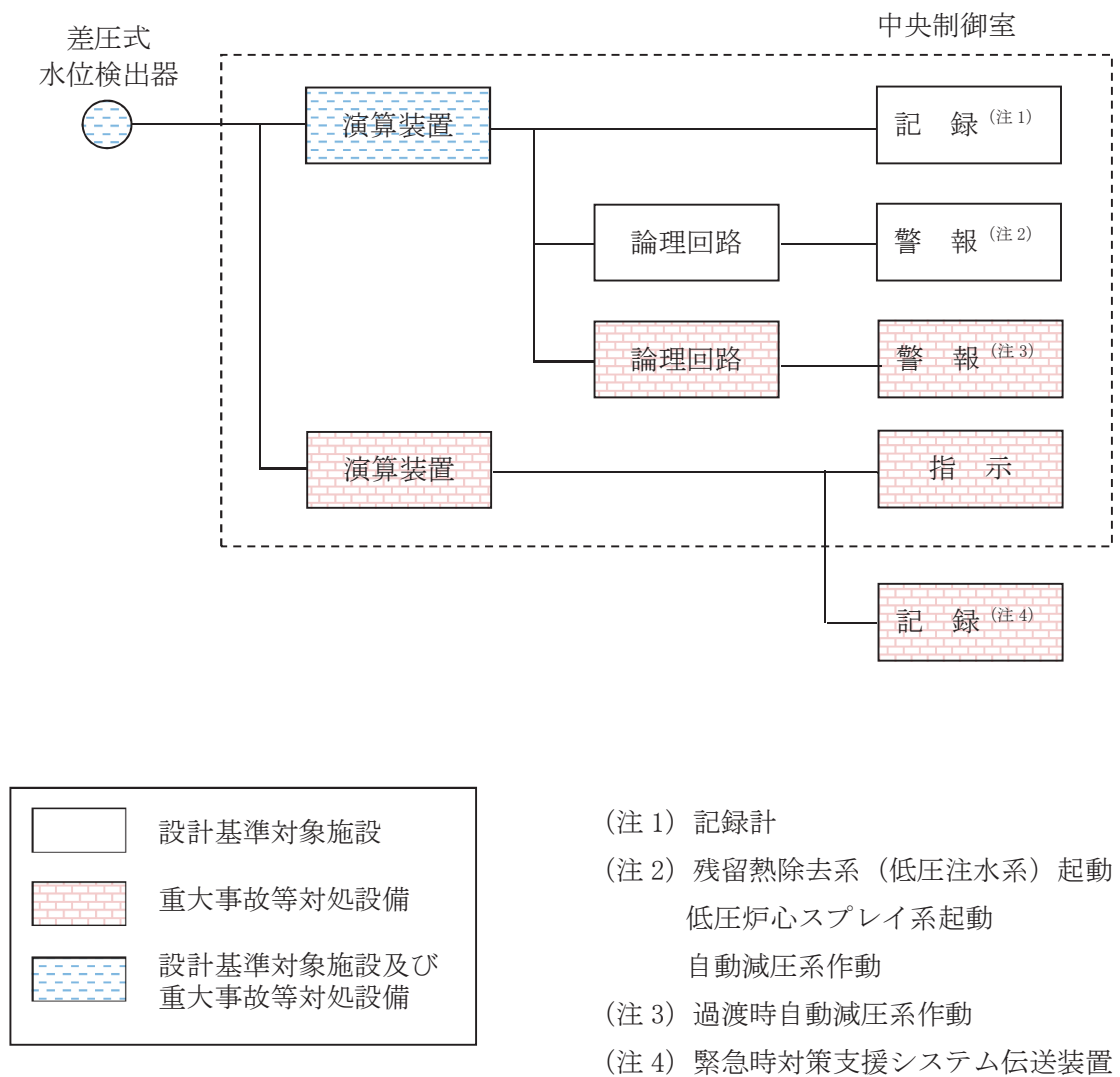


図 3.1.3-5 原子炉水位（広帯域）の概略構成図

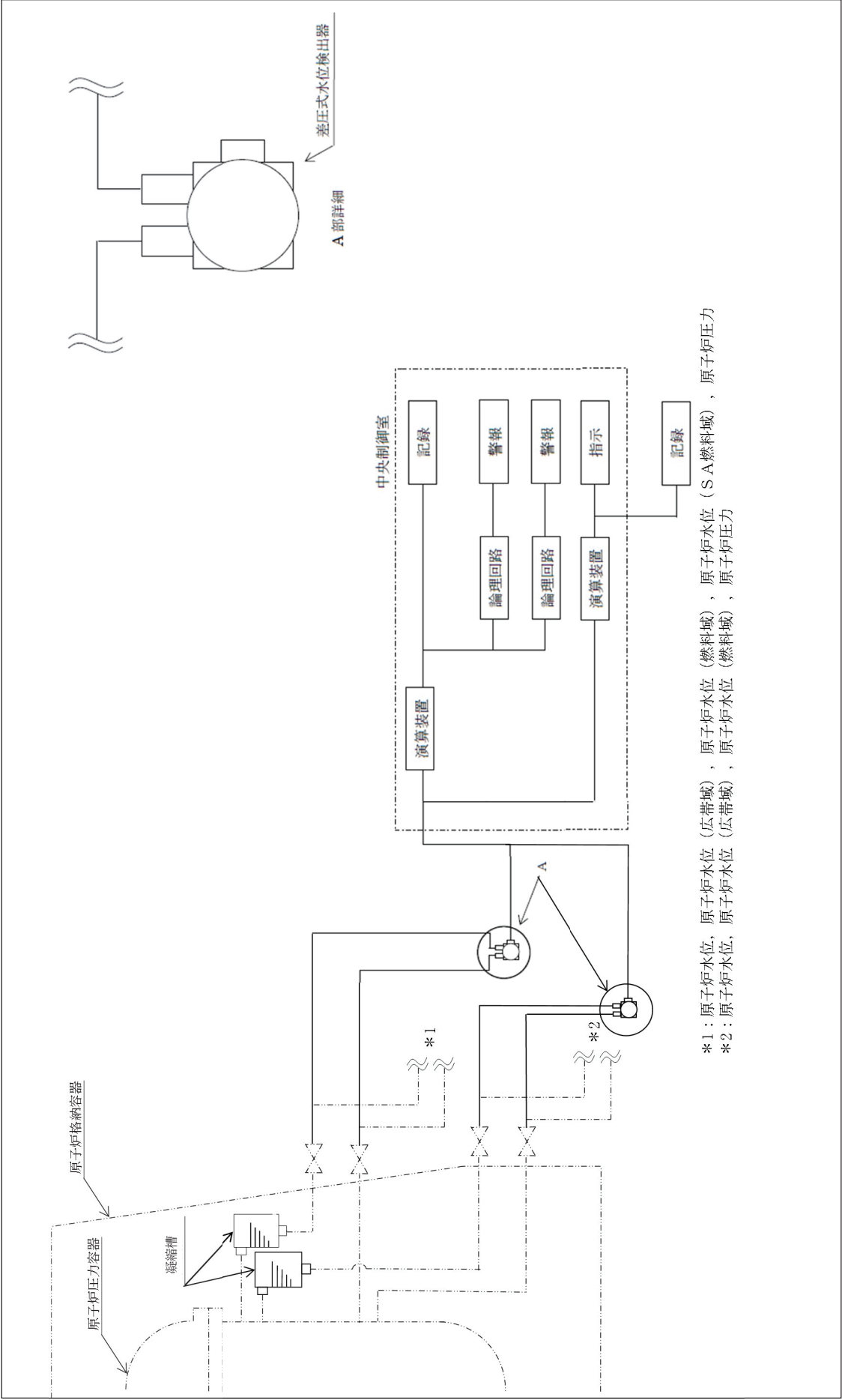
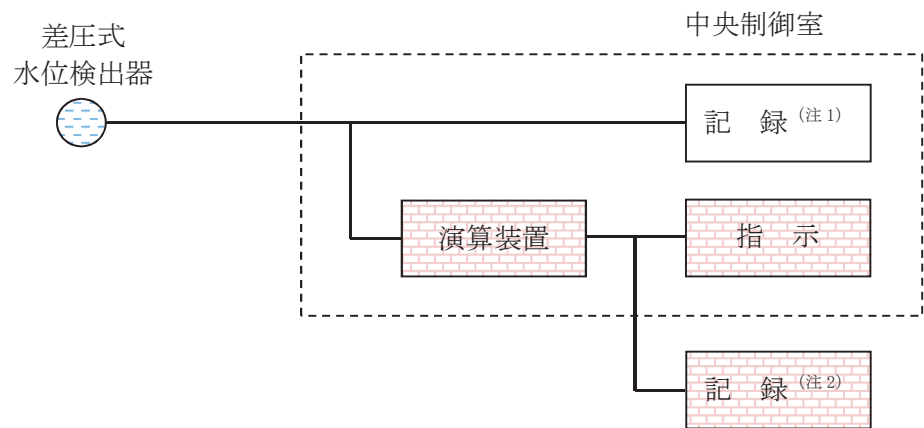


図 3. 1. 3-6 検出器の構造図 (原子炉水位 (広帯域))

(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、原子炉水位（燃料域）の検出信号は、差圧式水位検出器からの電気信号を、演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後、原子炉水位（燃料域）を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム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。）



（注 1）記録計

（注 2）緊急時対策支援システム伝送装置

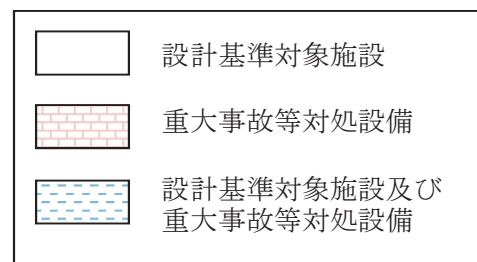


図 3.1.3-7 原子炉水位（燃料域）の概略構成図

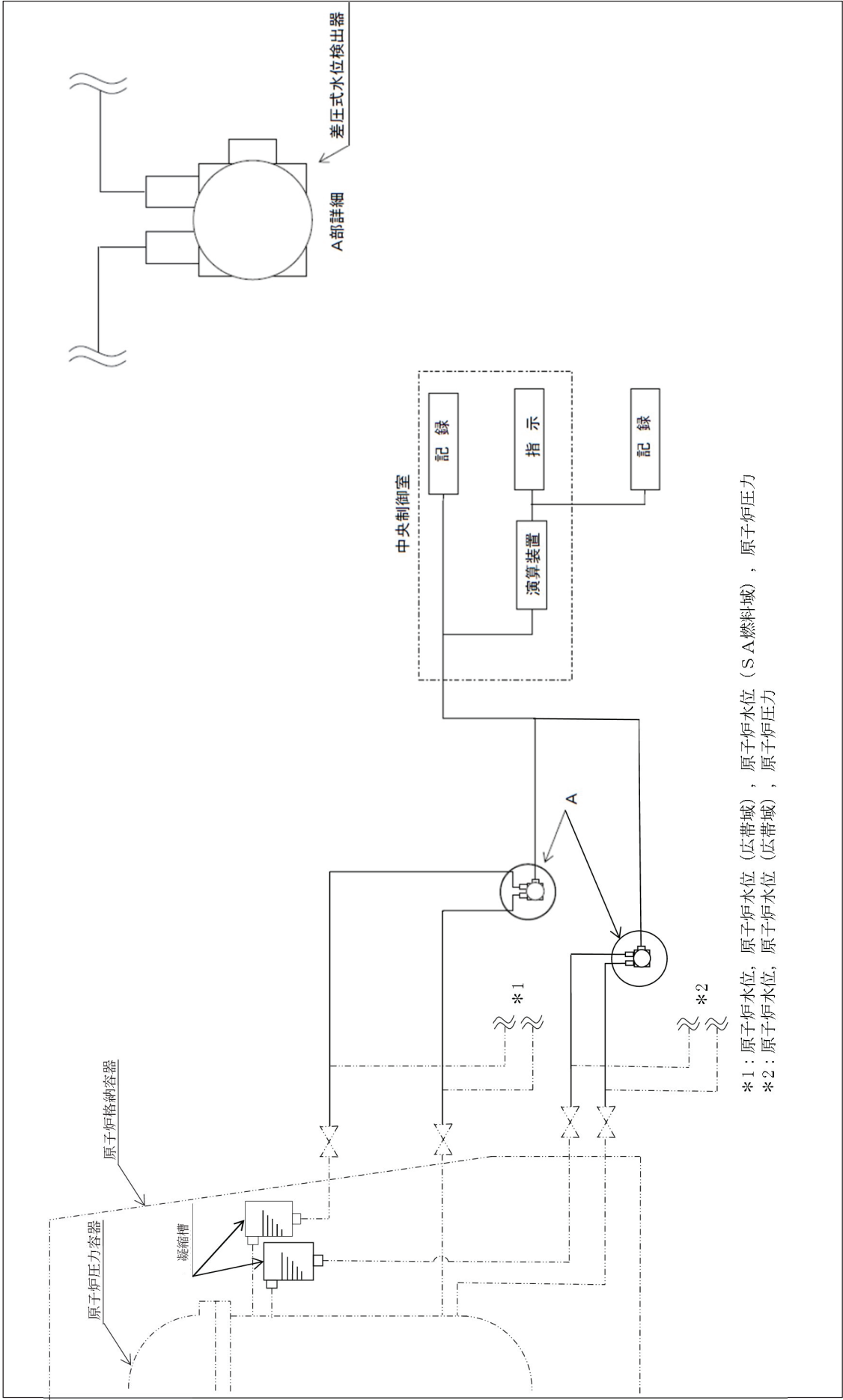
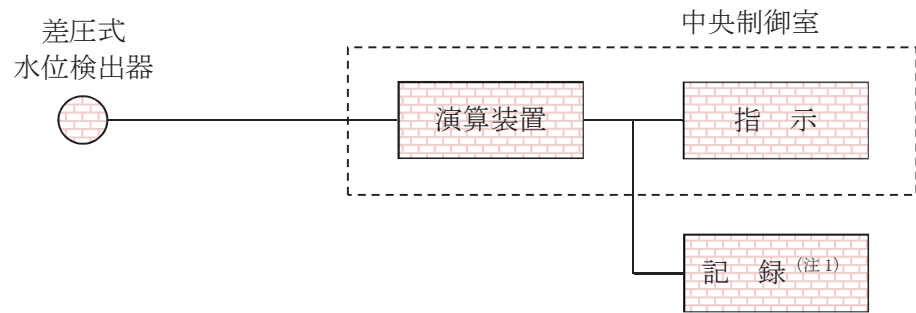


図 3.1.3-8 検出器の構造図 (原子炉水位 (燃料域))

(5) 原子炉水位（S A広帯域）

原子炉水位（S A広帯域）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉水位（S A広帯域）の検出信号は、差圧式水位検出器からの電気信号を、演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後、原子炉水位（S A広帯域）を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム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（S A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（S A広帯域）」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

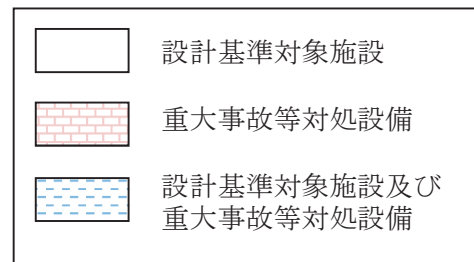


図 3.1.3-9 原子炉水位（S A広帯域）の概略構成図

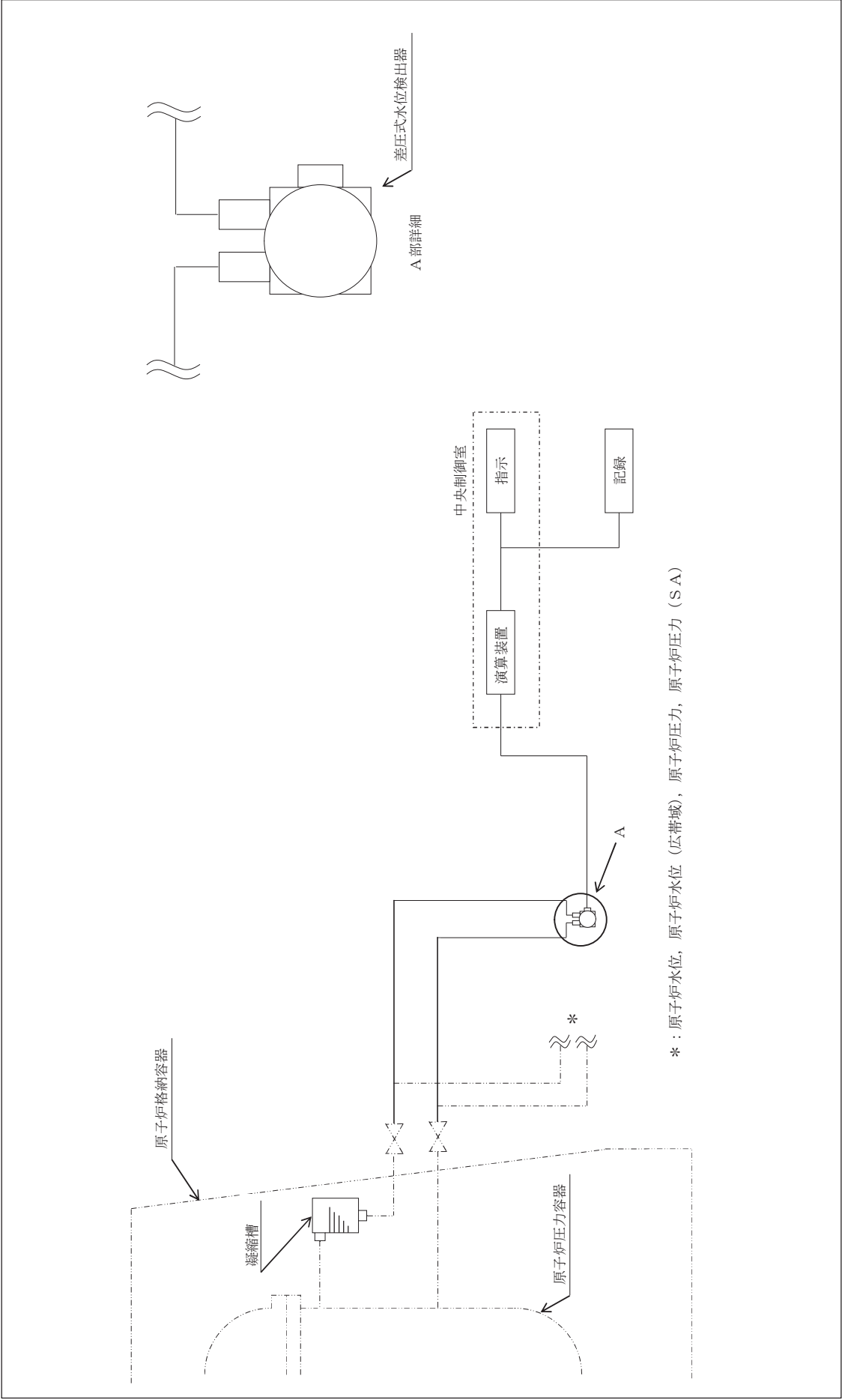
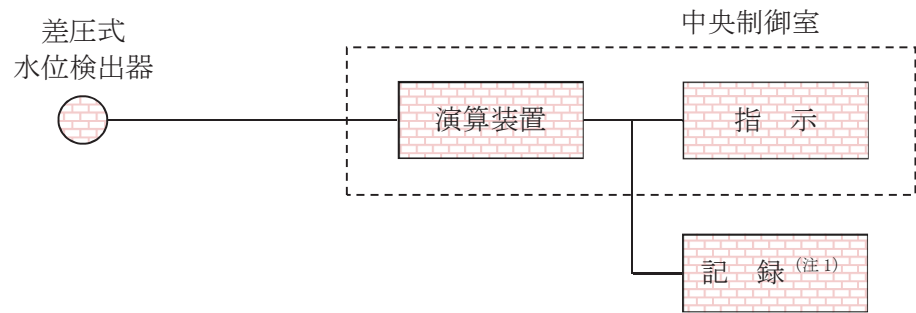


図 3.1.3-10 検出器の構造図 (原子炉水位 (S A広帯域))

(6) 原子炉水位（S A燃料域）

原子炉水位（S A燃料域）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉水位（S A燃料域）の検出信号は、差圧式水位検出器からの電気信号を、演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後、原子炉水位（S A燃料域）を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム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（S A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（S A燃料域）」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

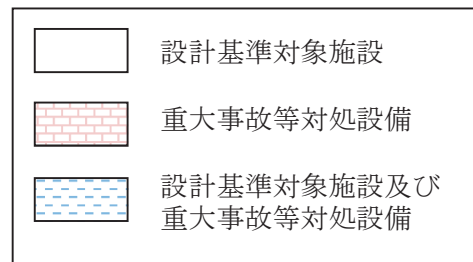


図 3.1.3-11 原子炉水位（S A燃料域）の概略構成図

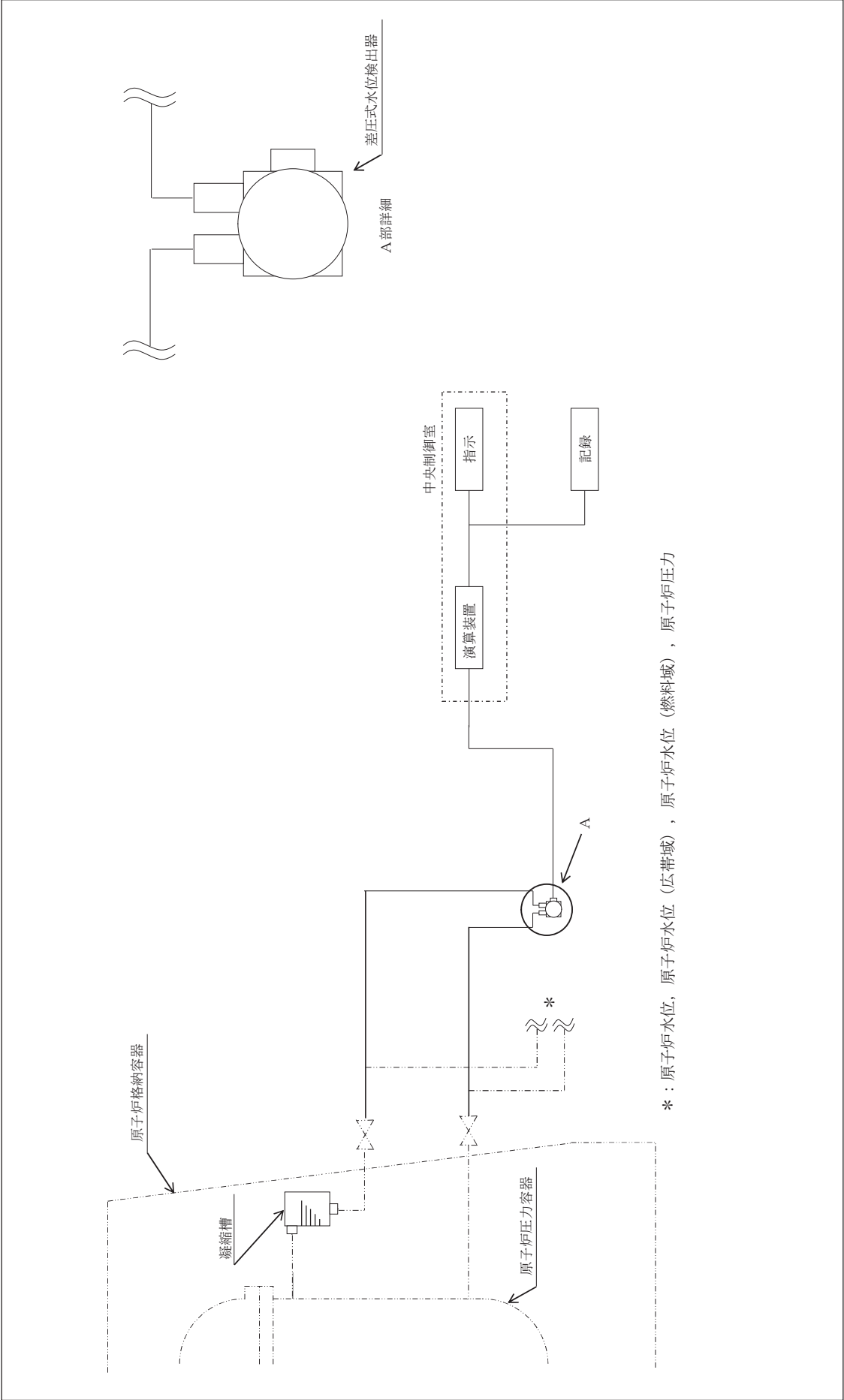


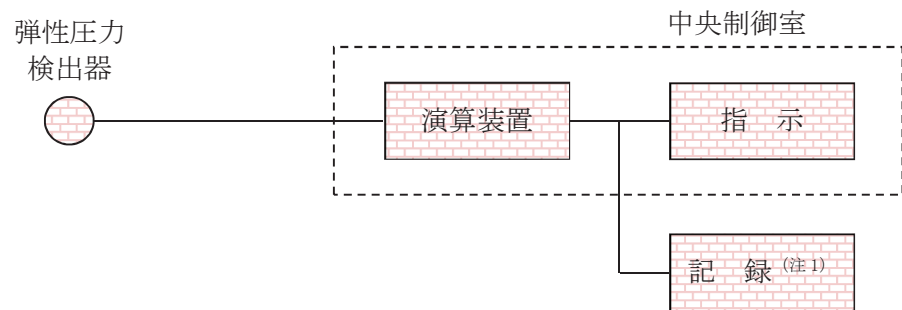
図 3.1.3-12 検出器の構造図 (原子炉水位 (S A燃料域))

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，ドライウェル圧力の検出信号は，弾性圧力検出器からの電気信号を，演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後，ドライウェル圧力を中央制御室に指示する。また，緊急時対策支援システム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 1）緊急時対策支援システム伝送装置

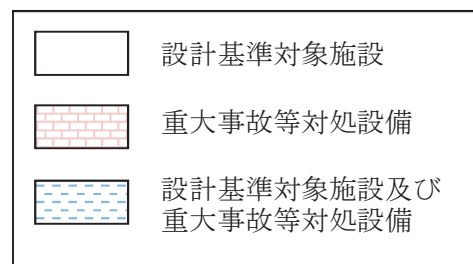


図 3.1.4-1 ドライウェル圧力の概略構成図

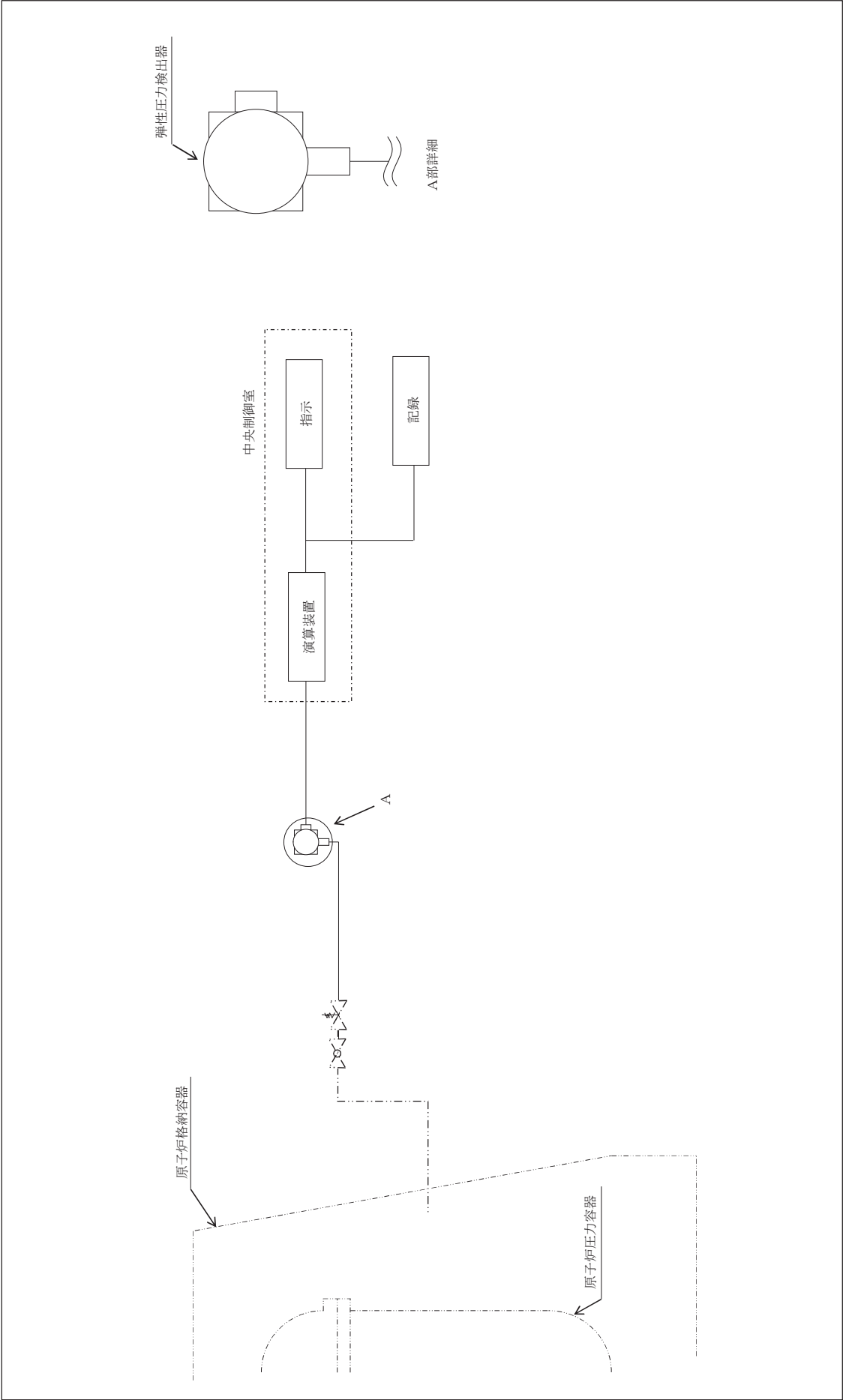
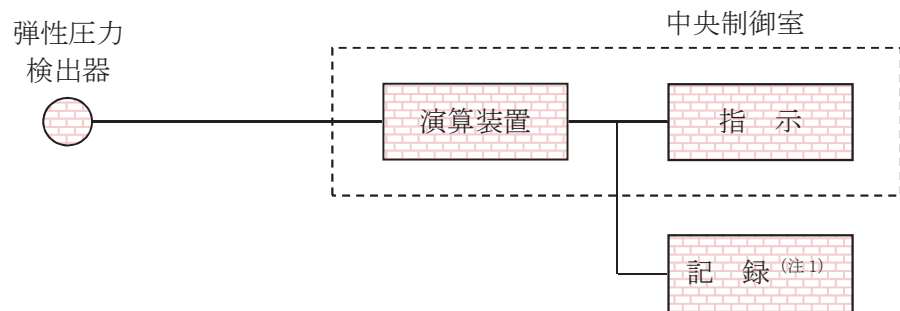


図 3.1.4-2 検出器の構造図 (ドライウェル圧力)

(2) サプレッション・チェンバ圧力

サプレッション・チェンバ圧力は、重大事故等対処設備の機能を有しており、サプレッション・チェンバ圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電気信号を、演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後、サプレッション・チェンバ圧力を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム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 サプレッション・チェンバ圧力の概略構成図」及び「図 3.1.4-4 検出器の構造図（サプレッション・チェンバ圧力）」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

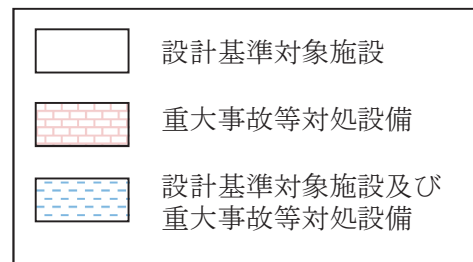


図 3.1.4-3 サプレッション・チェンバ圧力の概略構成図

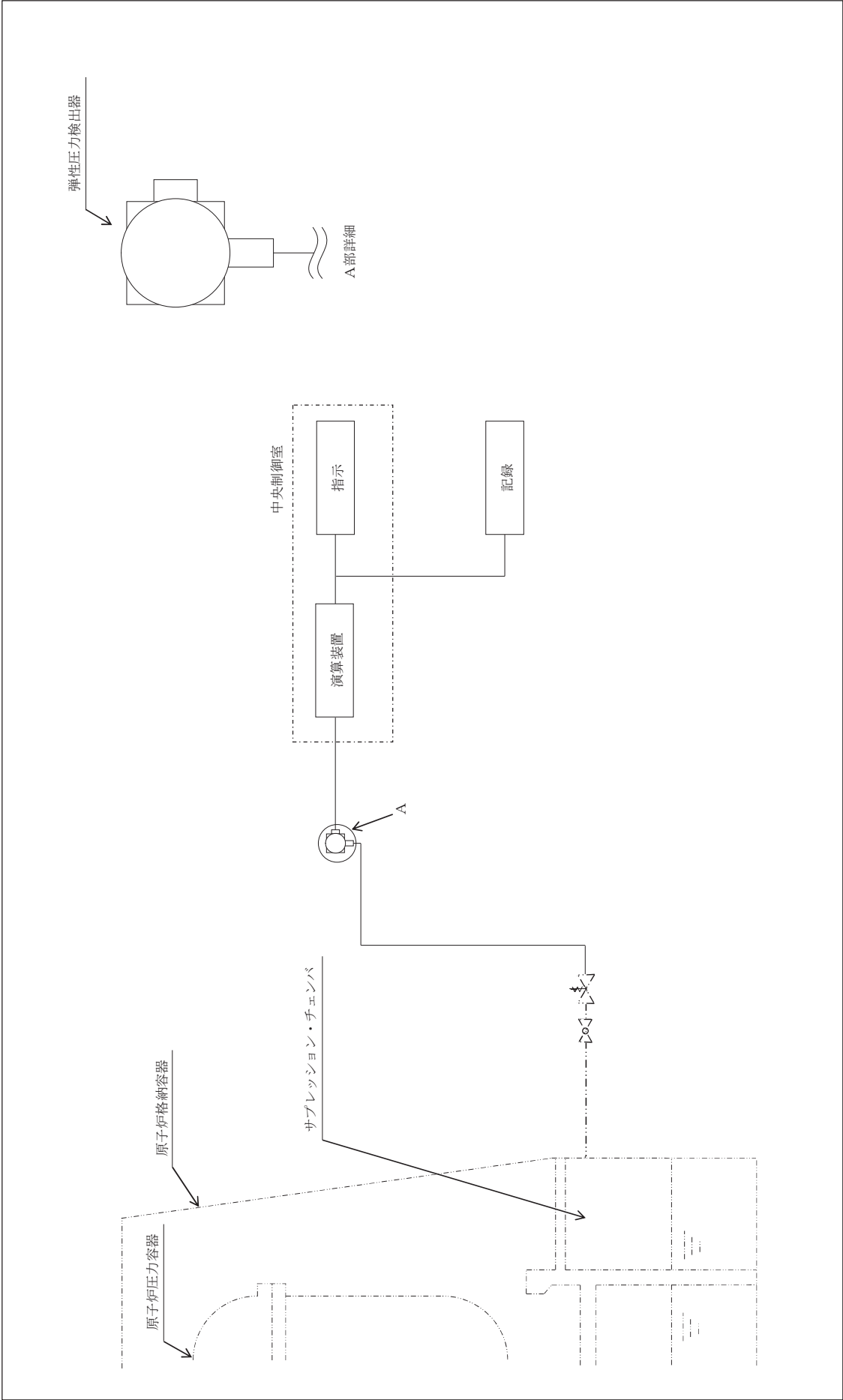
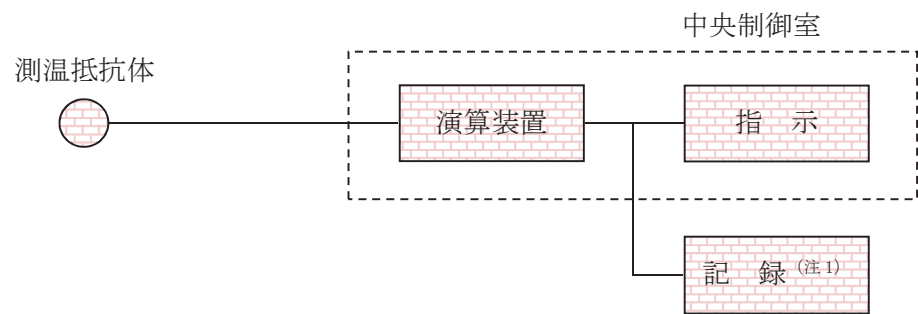


図 3.1.4-4 検出器の構造図 (サブプレッション・チェンバ圧力)

(3) 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、重大事故等対処設備の機能を有しており、サプレッション・プール水温度の検出信号は、測温抵抗体の抵抗値を、演算装置にて温度信号へ変換する処理を行った後、サプレッション・プール水温度を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム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 サプレッション・プール水温度の概略構成図」及び「図 3.1.4-6 検出器の構造図（サプレッション・プール水温度）」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

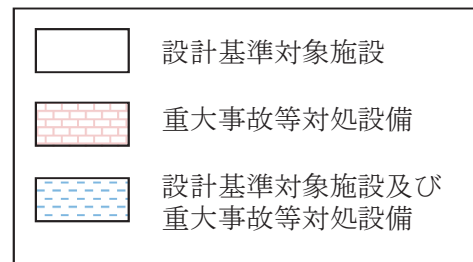


図 3.1.4-5 サプレッション・プール水温度の概略構成図

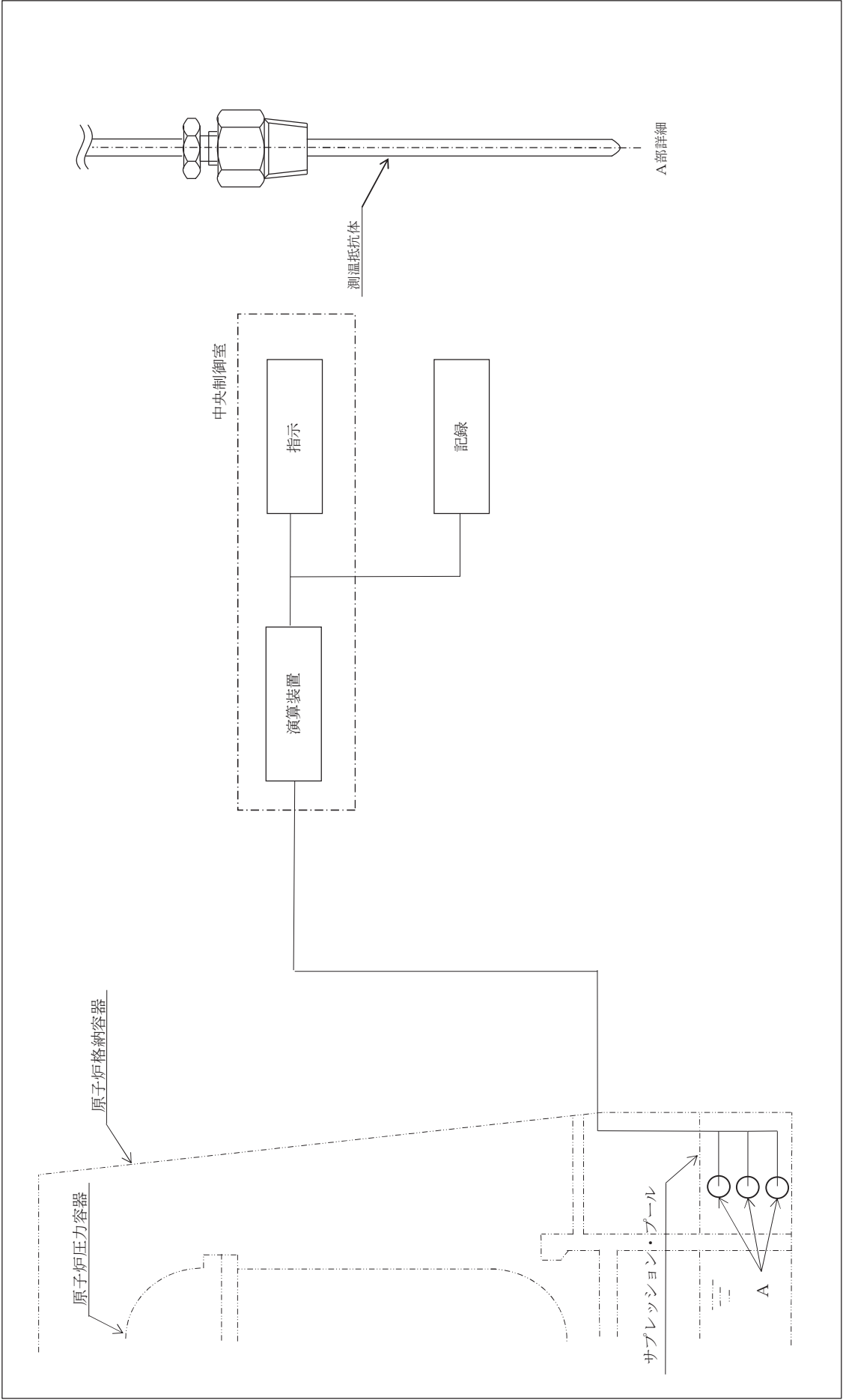
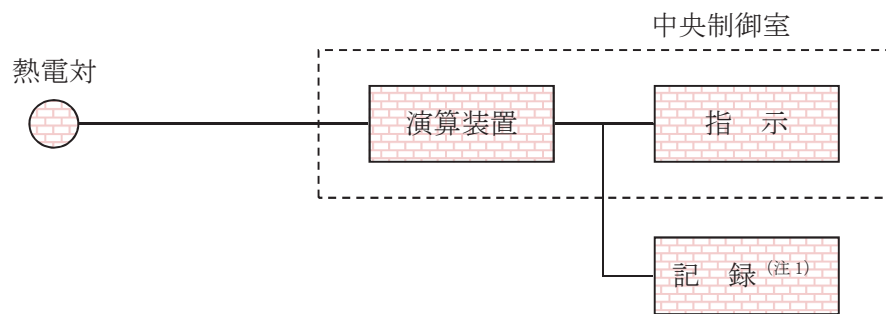


図 3.1.4-6 検出器の構造図 (サブレーション・プール水温度)

(4) ドライウェル雰囲気温度

ドライウェル雰囲気温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、ドライウェル雰囲気温度の検出信号は、熱電対にて発生した起電力を、演算装置にて温度信号へ変換する処理を行った後、ドライウェル雰囲気温度を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム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 ドライウェル雰囲気温度の概略構成図」及び「図 3.1.4-8 検出器の構造図（ドライウェル雰囲気温度）」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

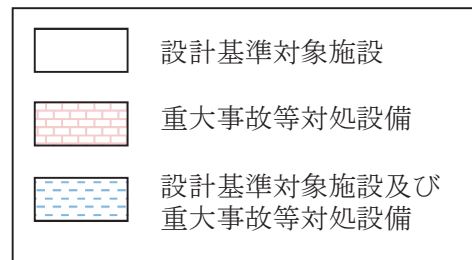


図 3.1.4-7 ドライウェル雰囲気温度の概略構成図

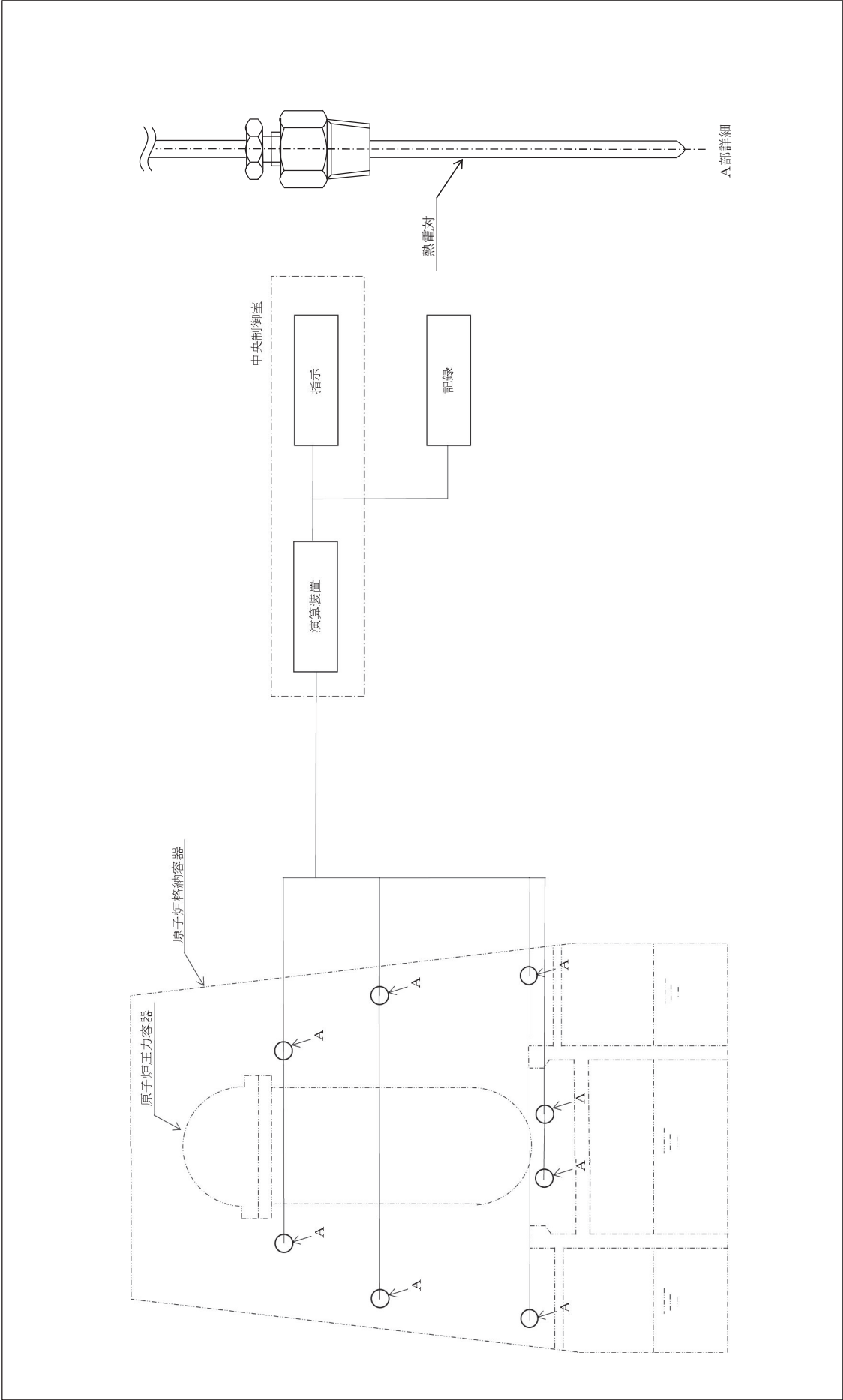
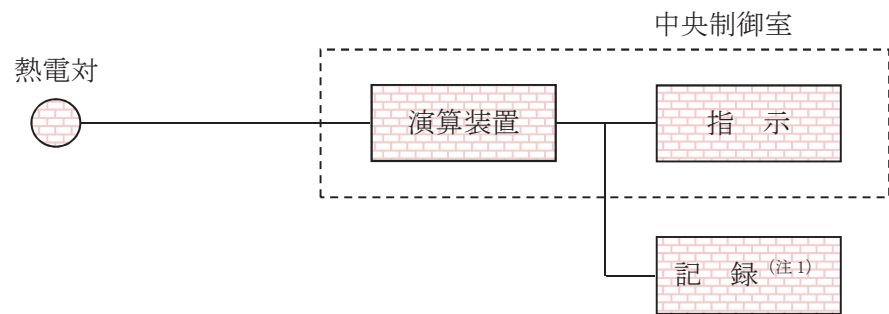


図 3.1.4-8 検出器の構造図 (ドライウェル雰囲気温度)

(5) サプレッション・チェンバ雰囲気温度

サプレッション・チェンバ雰囲気温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、サプレッション・チェンバ雰囲気温度の検出信号は、熱電対にて発生した起電力を、演算装置にて温度信号へ変換する処理を行った後、サプレッション・チェンバ雰囲気温度を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム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・チェンバ雰囲気温度の概略構成図」及び「図 3.1.4-10 検出器の構造図 (サプレッション・チェンバ雰囲気温度)」参照。)



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置

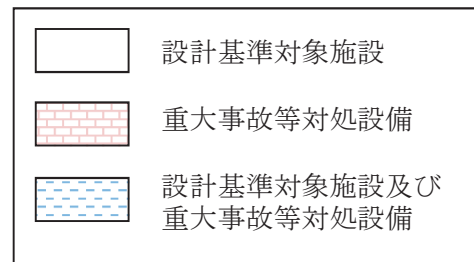


図 3.1.4-9 サプレッション・チェンバ雰囲気温度の概略構成図

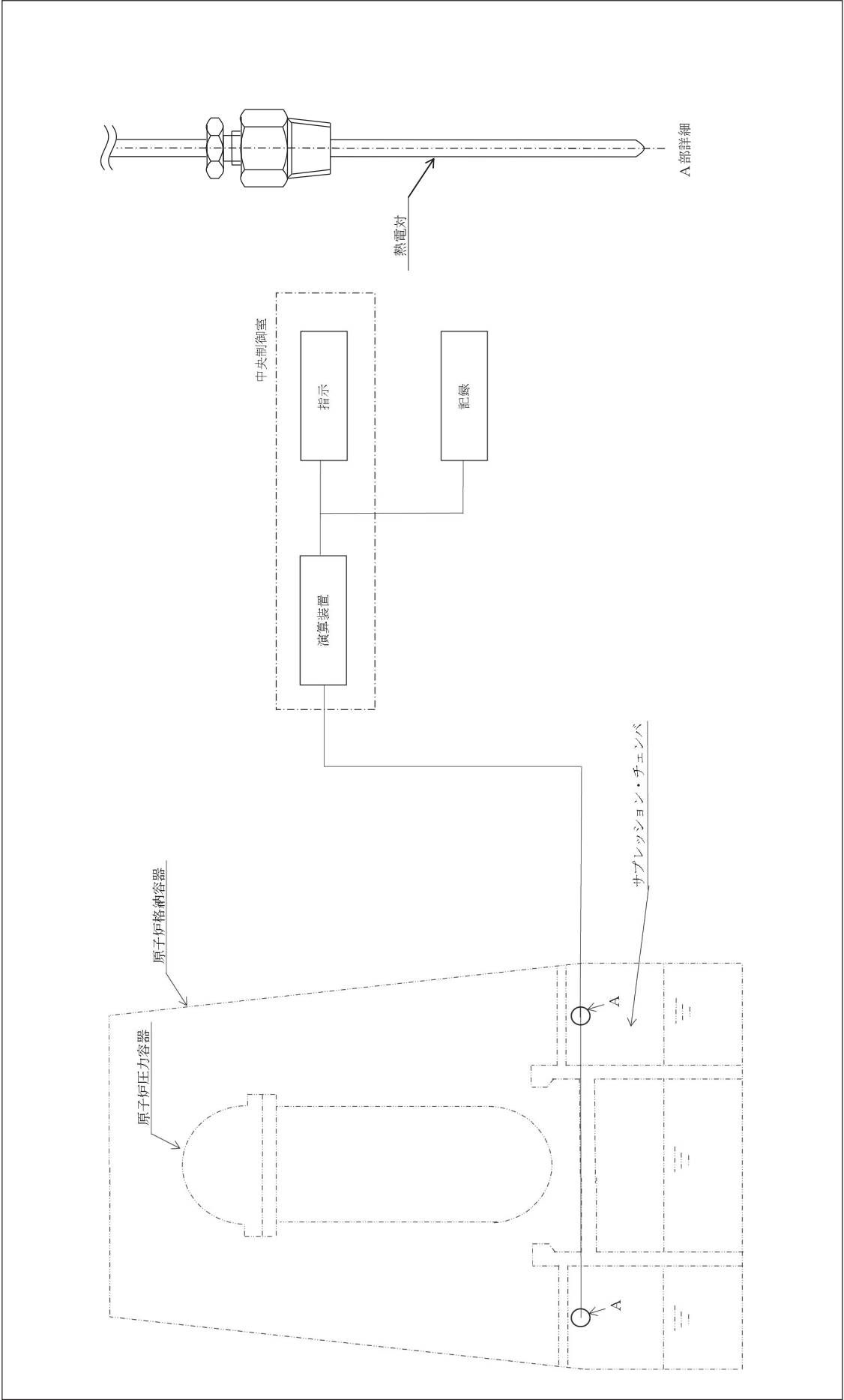


図 3.1.4-10 検出器の構造図 (サブレーション・チェンバ雰囲気温度)

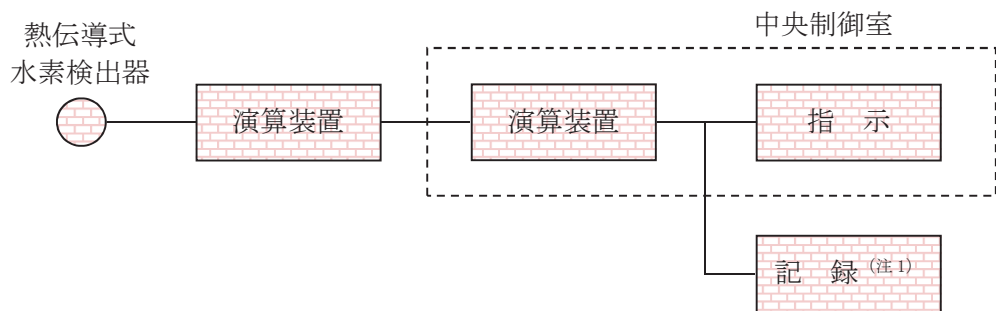
(6) 格納容器内水素濃度（S A）

格納容器内水素濃度（S A）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器内水素濃度（S A）の検出信号は、熱伝導式水素検出器からの電気信号を、演算装置にて水素濃度信号に変換する処理を行った後、格納容器内水素濃度（S A）を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム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 格納容器内水素濃度（S A）の概略構成図」及び「図 3.1.4-13 検出器の構造図（格納容器内水素濃度（S A），格納容器内酸素濃度（S A）」参照。）

交流電源が必要な場合、常設代替交流電源設備である常設代替高压電源装置から緊急用モータコントロールセンタを介した電源供給により計測できる設計とする。

電源供給について添付図面「第 1-4-1 図 単線結線図(1/5)」及び「第 1-4-4 図 単線結線図(4/5)」に示す。



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

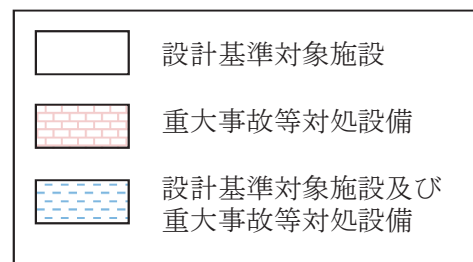


図 3.1.4-11 格納容器内水素濃度（S A）の概略構成図

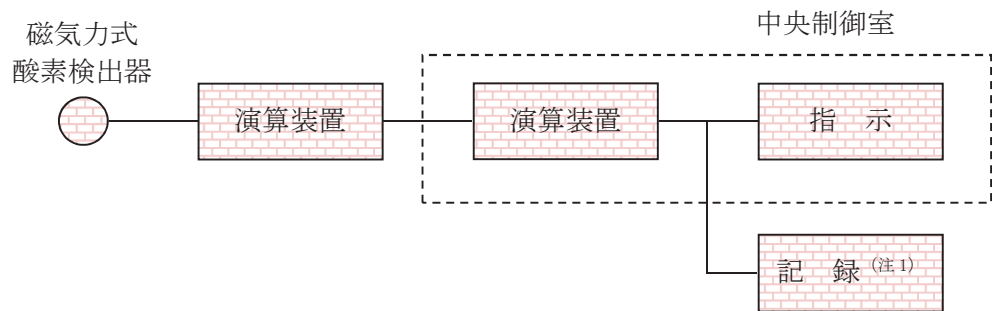
(7) 格納容器内酸素濃度（S A）

格納容器内酸素濃度（S A）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器内酸素濃度（S A）の検出信号は、磁気力式酸素検出器からの電気信号を、演算装置にて酸素濃度信号に変換する処理を行った後、格納容器内酸素濃度（S A）を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム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 3.1.4-12 格納容器内酸素濃度（S A）の概略構成図」及び「図 3.1.4-13 検出器の構造図（格納容器内水素濃度（S A）、格納容器内酸素濃度（S A）」参照。）

交流電源が必要な場合、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置から緊急用モータコントロールセンタを介した電源供給により計測できる設計とする。

電源供給について添付図面「第 1-4-1 図 単線結線図(1/5)」及び「第 1-4-4 図 単線結線図(4/5)」に示す。



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

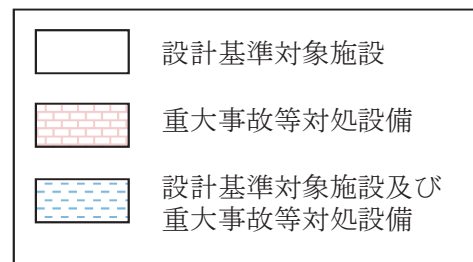


図 3.1.4-12 格納容器内酸素濃度（S A）の概略構成図

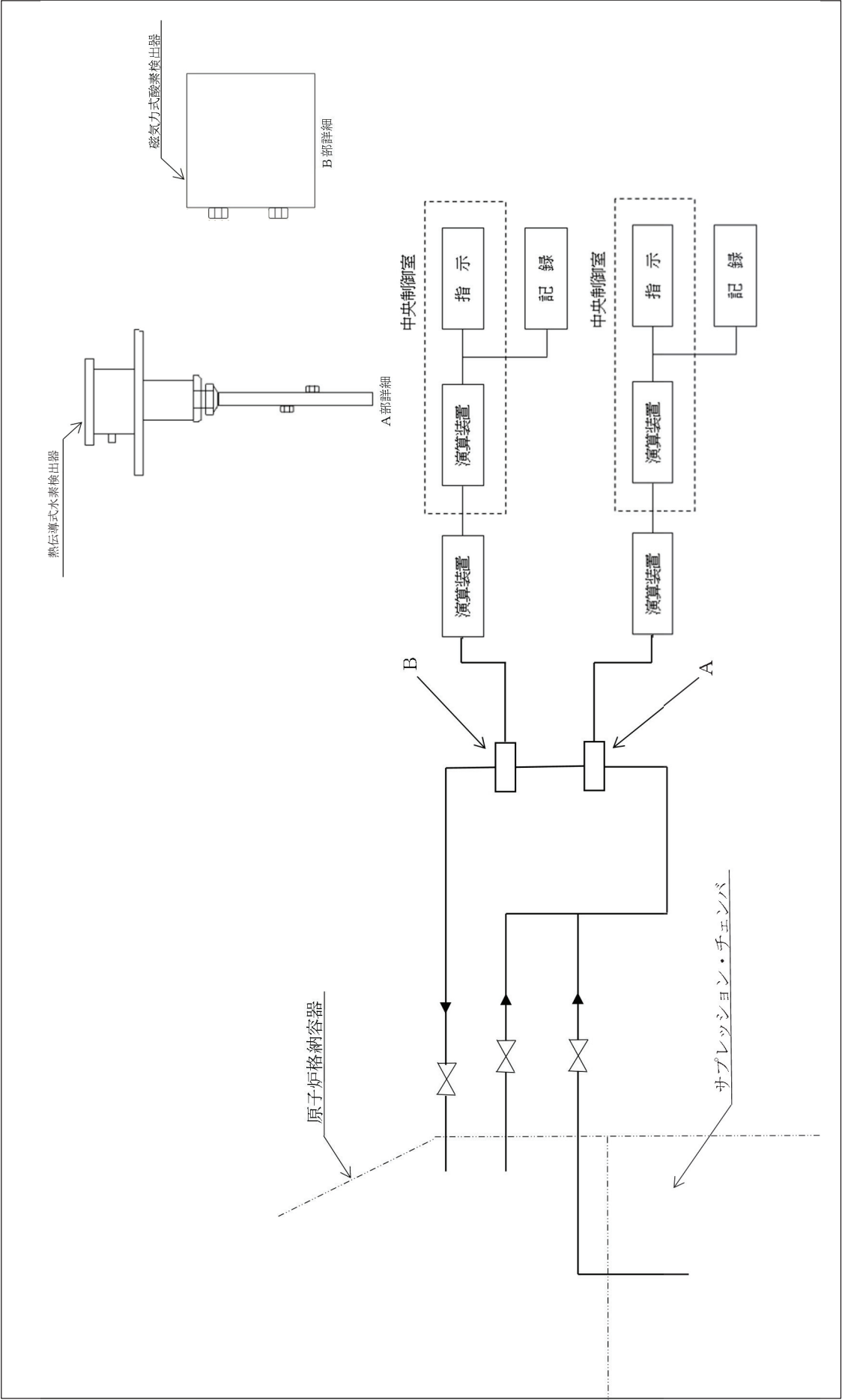
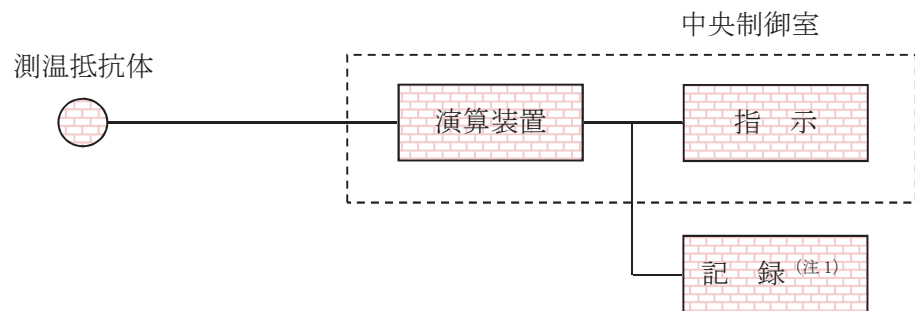


図 3.1.4-13 検出器の構造図 (格納容器内酸素濃度 (S A), 格納容器内酸素濃度 (S A))

(8) 格納容器下部水温

格納容器下部水温は、重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器下部水温の検出信号は、测温抵抗体の抵抗値を、演算装置にて温度信号へ変換する処理を行った後、格納容器下部水温を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム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 3.1.4-14 格納容器下部水温の概略構成図」及び「図 3.1.4-15 検出器の構造図(格納容器下部水温)」参照。)



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置

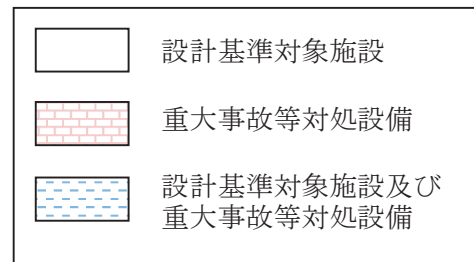


図 3.1.4-14 格納容器下部水温の概略構成図

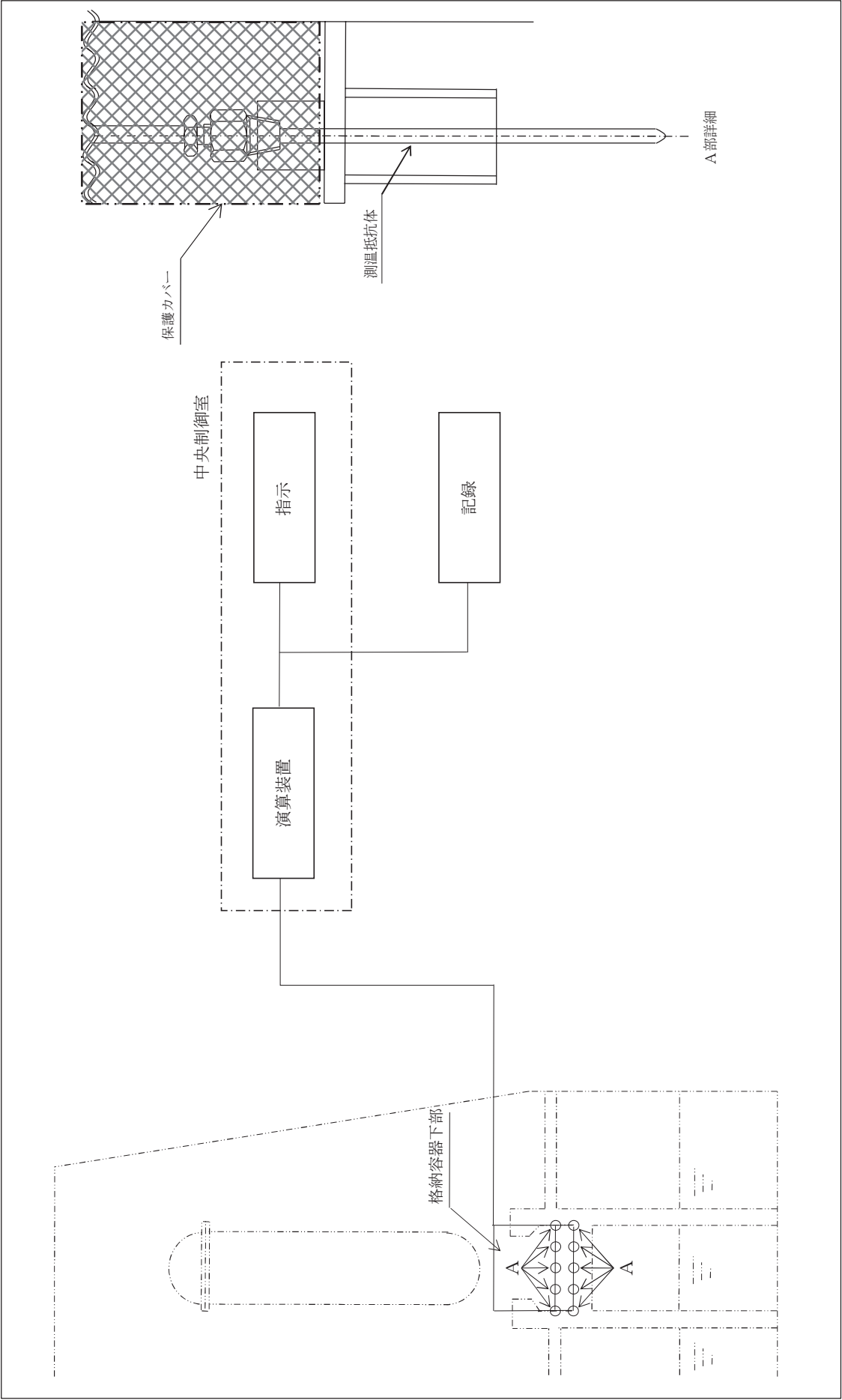


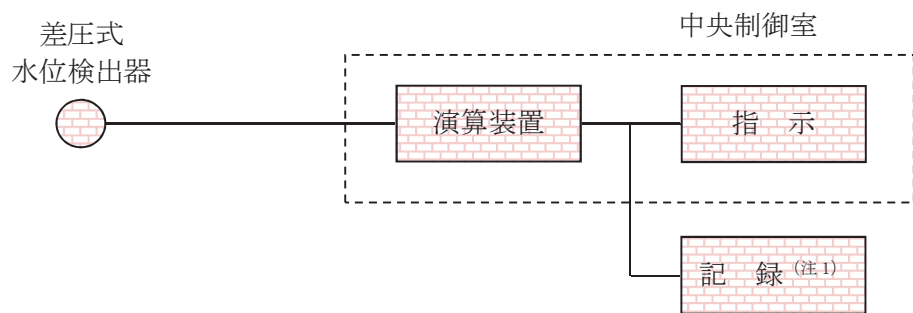
図 3.1.4-15 検出器の構造図 (格納容器下部水温)

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) 代替淡水貯槽水位

代替淡水貯槽水位は、重大事故等対処設備の機能を有しており、代替淡水貯槽水位の検出信号は、差圧式水位検出器からの電気信号を、演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後、代替淡水貯槽水位を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム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 代替淡水貯槽水位の概略構成図」及び「図 3.1.5-2 検出器の構造図（代替淡水貯槽水位）」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

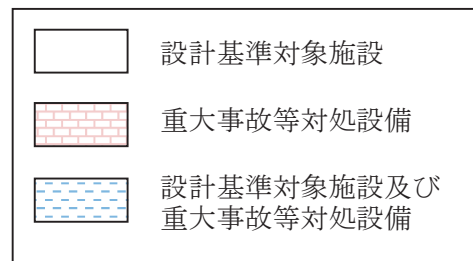


図 3.1.5-1 代替淡水貯槽水位の概略構成図

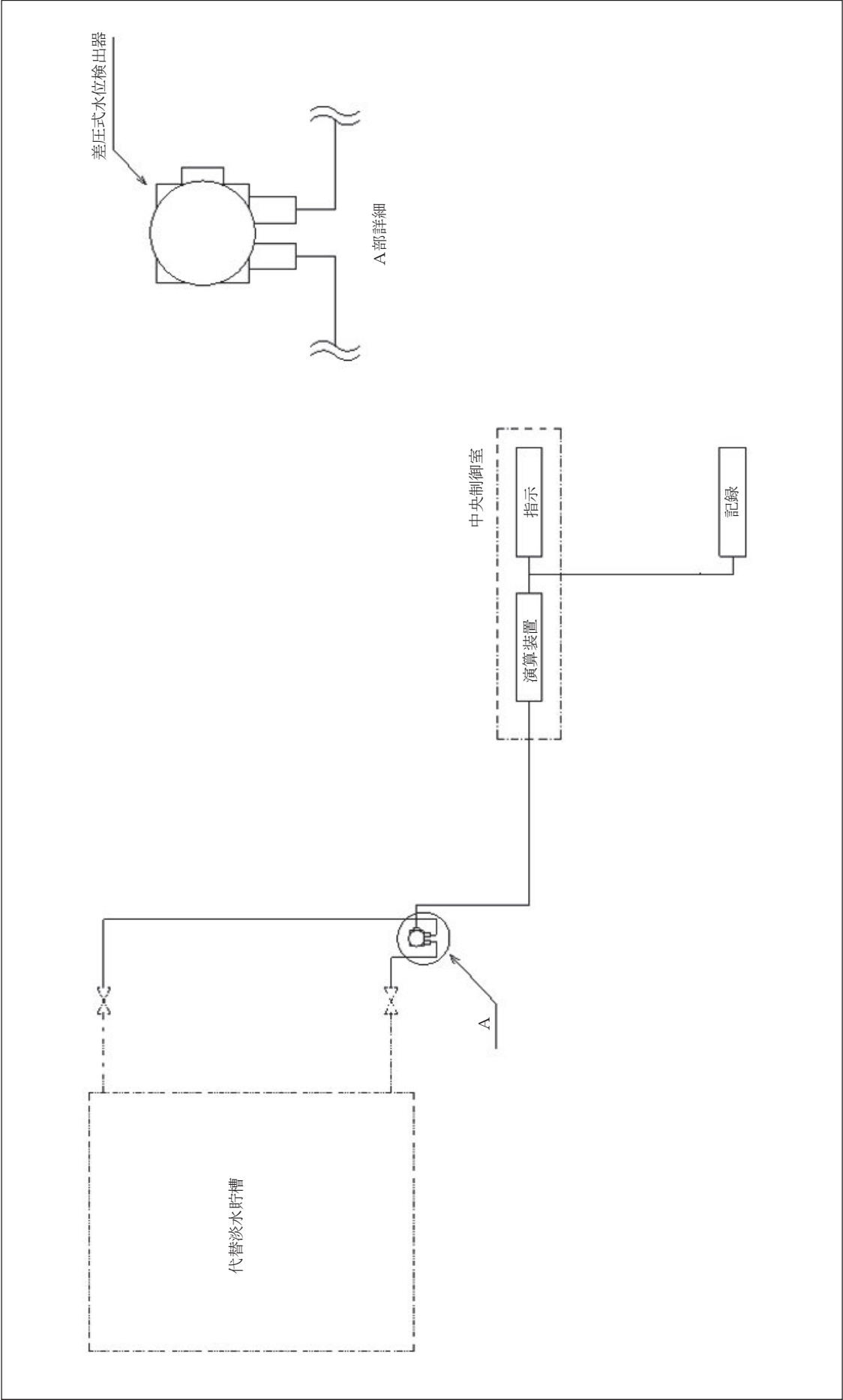
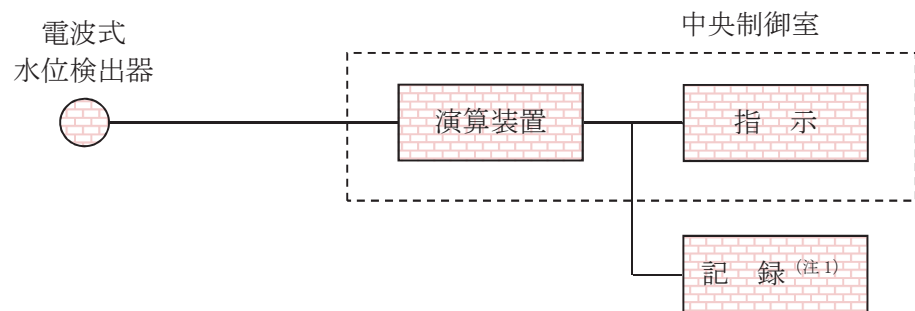


図 3.1.5-2 検出器の構造図 (代替淡水貯槽水位)

(2) 西側淡水貯水設備水位

西側淡水貯水設備水位は、重大事故等対処設備の機能を有しており、西側淡水貯水設備水位の検出信号は、電波式水位検出器からの電気信号を、演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後、西側淡水貯水設備水位を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム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 3.1.5-3 西側淡水貯水設備水位の概略構成図」及び「図 3.1.5-4 検出器の構造図（西側淡水貯水設備水位）」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

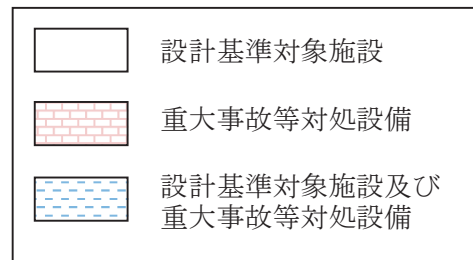


図 3.1.5-3 西側淡水貯水設備水位の概略構成図

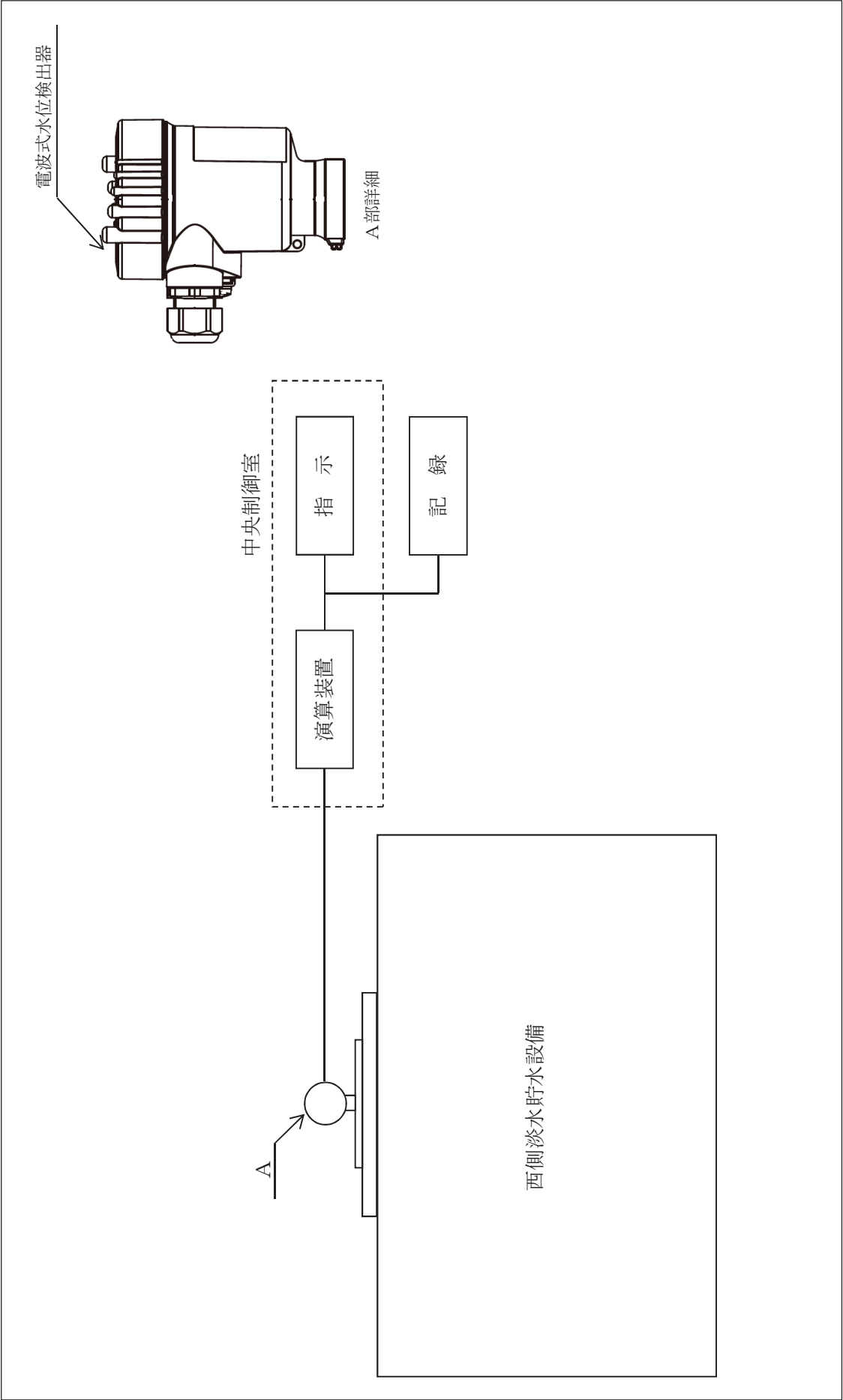


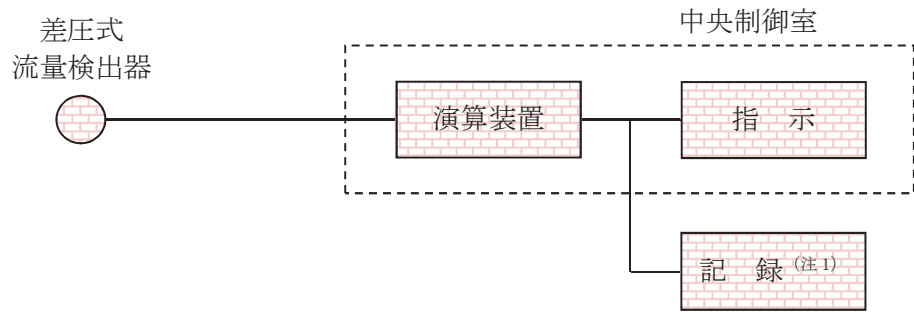
図 3.1.5-4 検出器の構造図 (西側淡水貯水設備水位)

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) 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）

低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）の検出信号は、差圧式流量検出器からの電気信号を、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム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 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）の概略構成図」及び「図 3.1.6-2 検出器の構造図（低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

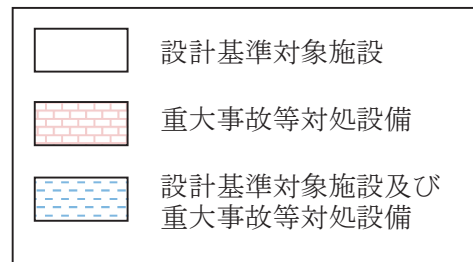


図 3.1.6-1 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）の概略構成図

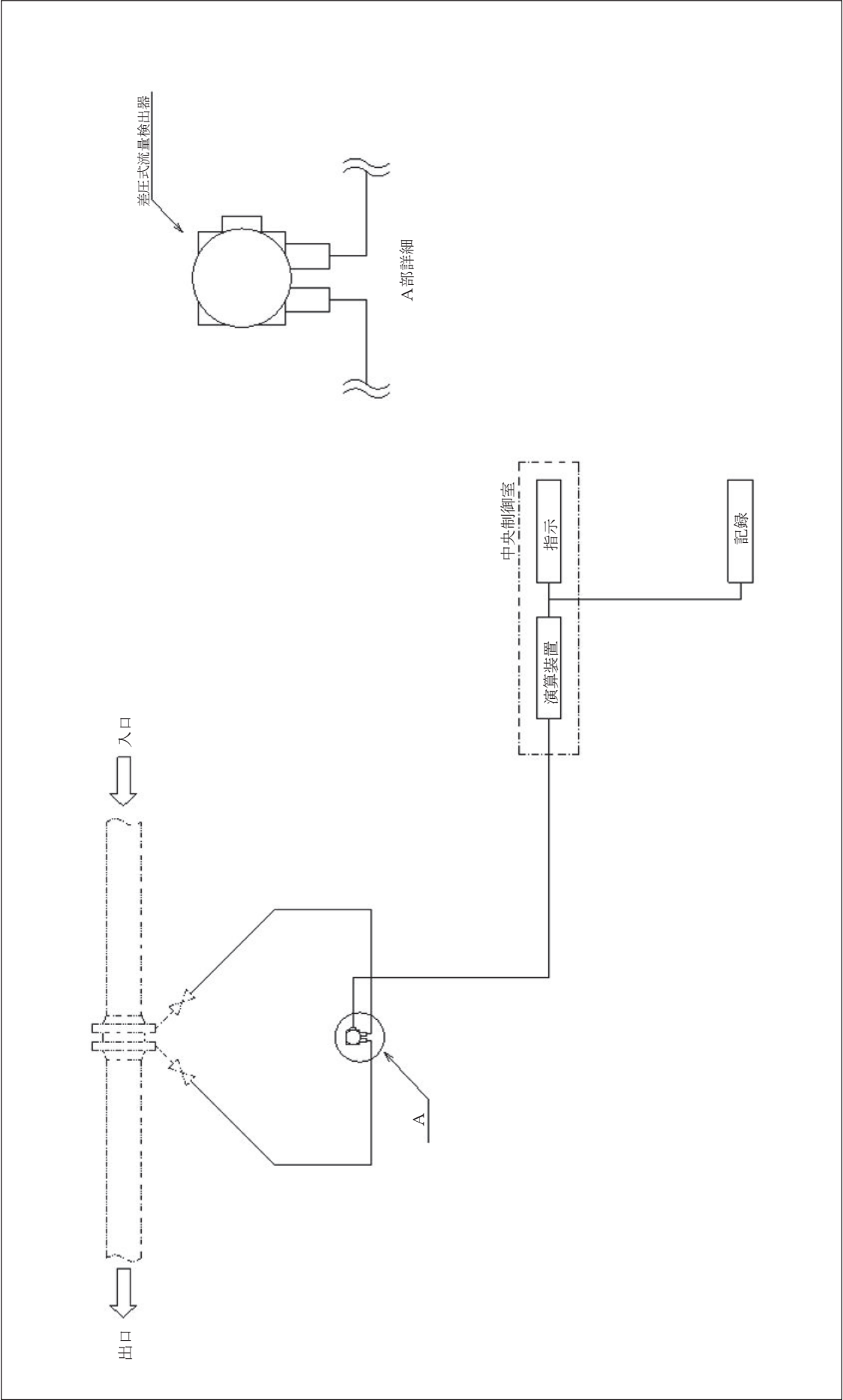
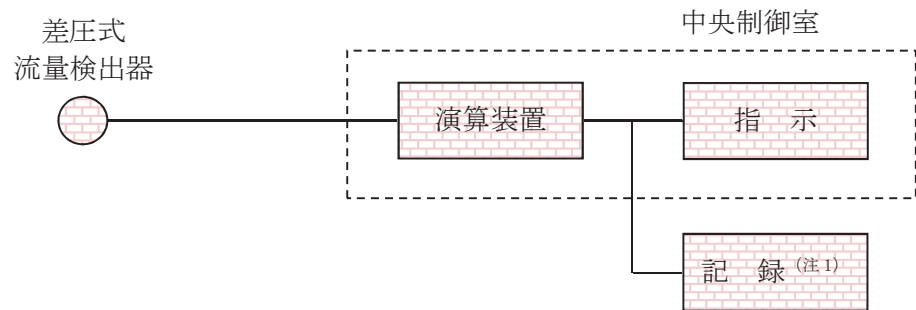


図 3.1.6-2 検出器の構造図（低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用））

(2) 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）

低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）の検出信号は、差圧式流量検出器からの電気信号を、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム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 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）の概略構成図」及び「図 3.1.6-4 検出器の構造図（低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

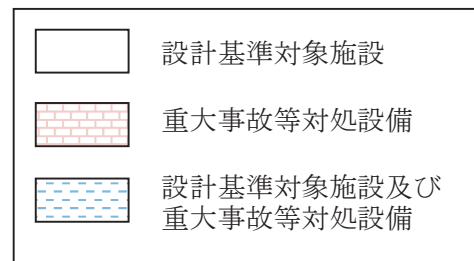


図 3.1.6-3 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）の概略構成図

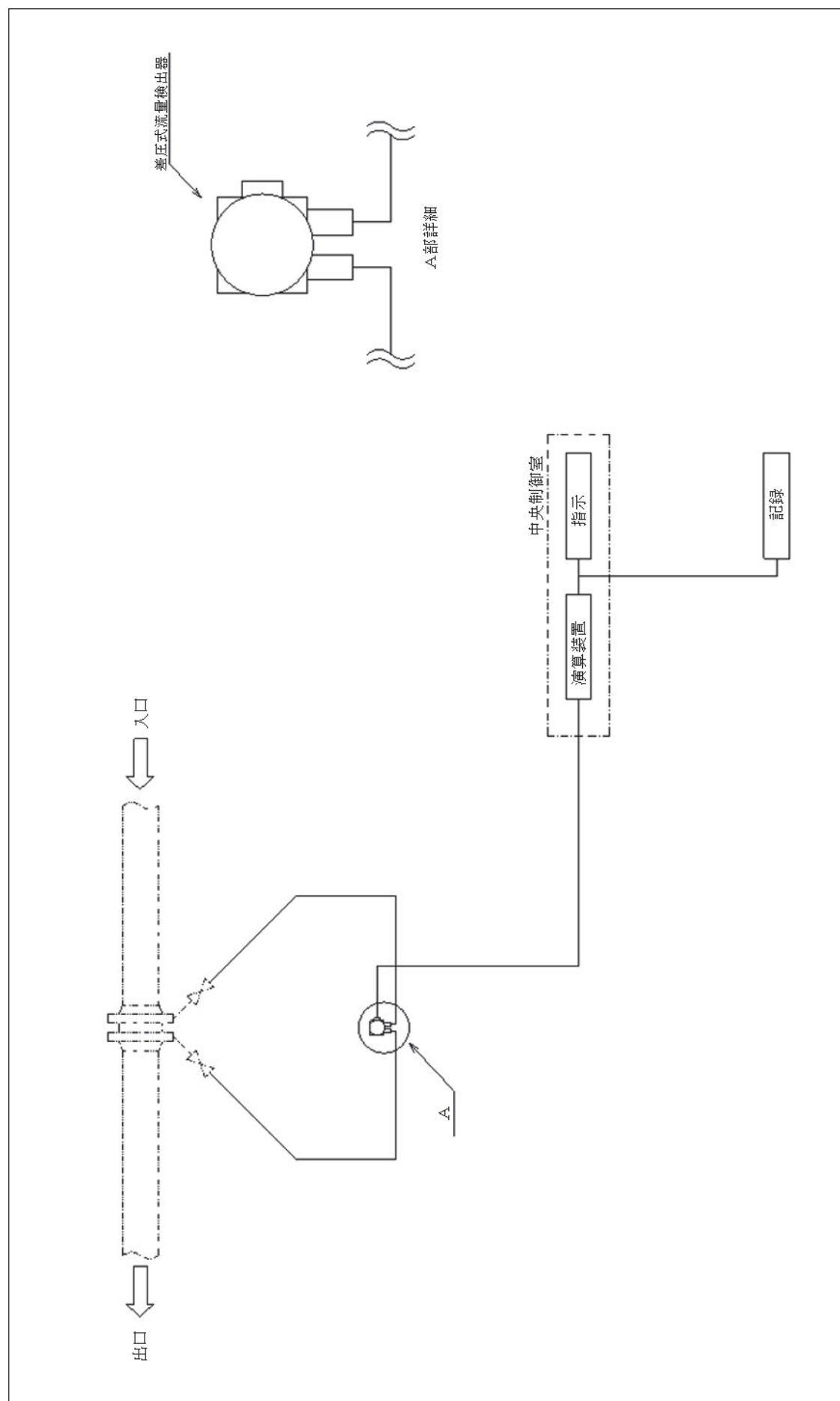
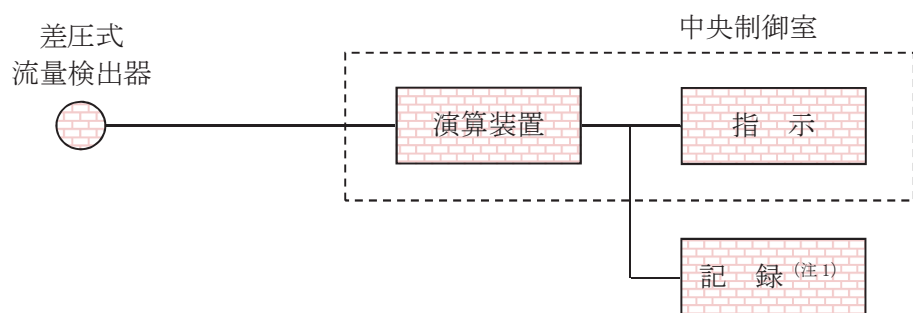


図 3.1.6-4 検出器の構造図 (低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用))

(3) 低圧代替注水系格納容器下部注水流量

低圧代替注水系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、低圧代替注水系格納容器下部注水流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電気信号を、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、低圧代替注水系格納容器下部注水流量を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム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 3.1.6-5 低圧代替注水系格納容器下部注水流量の概略構成図」及び「図 3.1.6-6 検出器の構造図（低圧代替注水系格納容器下部注水流量）」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

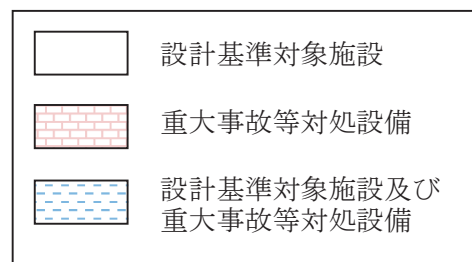


図 3.1.6-5 低圧代替注水系格納容器下部注水流量の概略構成図

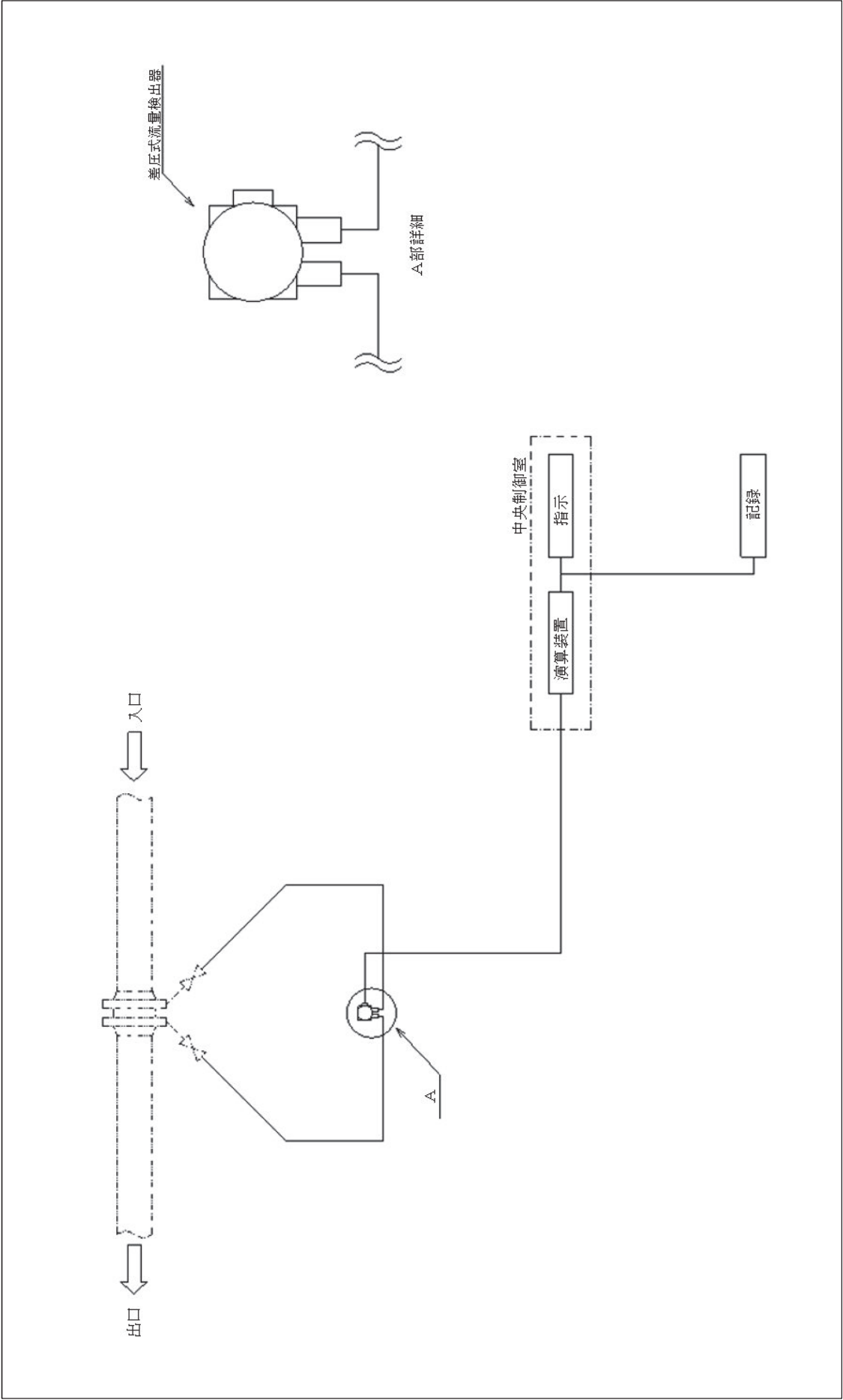
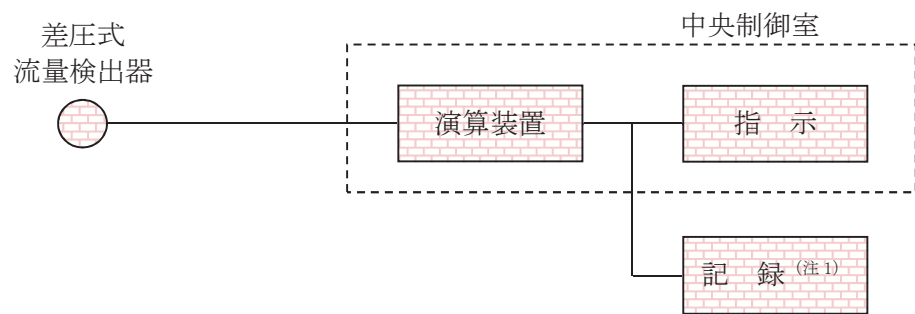


図 3. 1. 6-6 検出器の構造図 (低圧代替注水系格納容器下部注水流量)

(4) 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量

代替循環冷却系格納容器スプレイ流量は、重大事故等対処設備の機能を有しており、代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電気信号を、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、代替循環冷却系格納容器スプレイ流量を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム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 3.1.6-7 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の概略構成図」及び「図 3.1.6-8 検出器の構造図 (代替循環冷却系格納容器スプレイ流量)」参照。)



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置

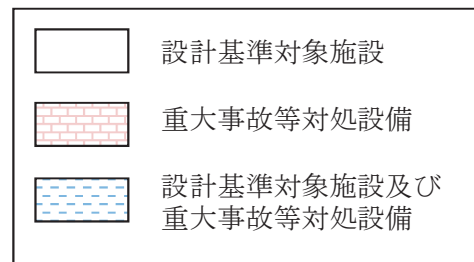


図 3.1.6-7 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の概略構成図

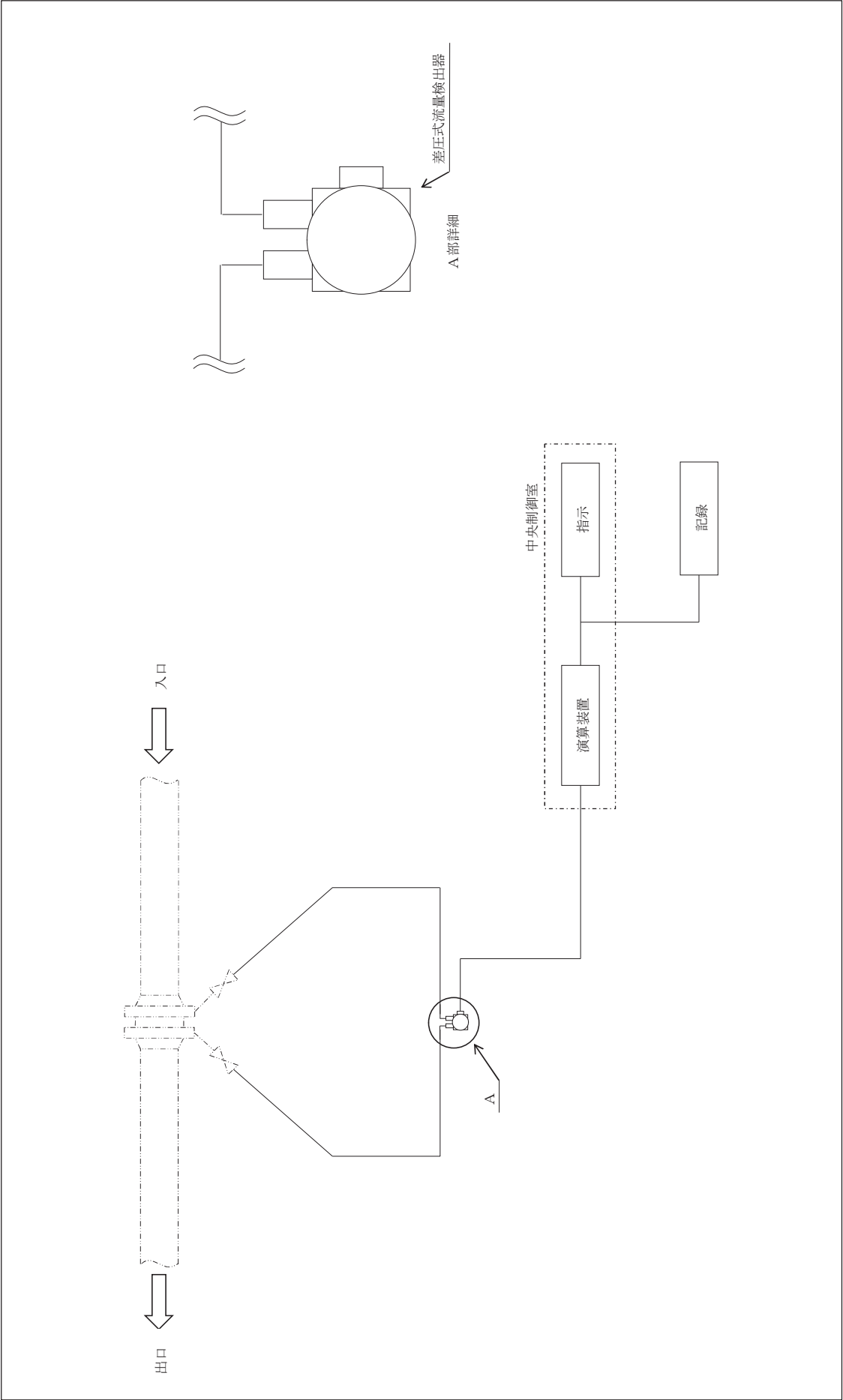


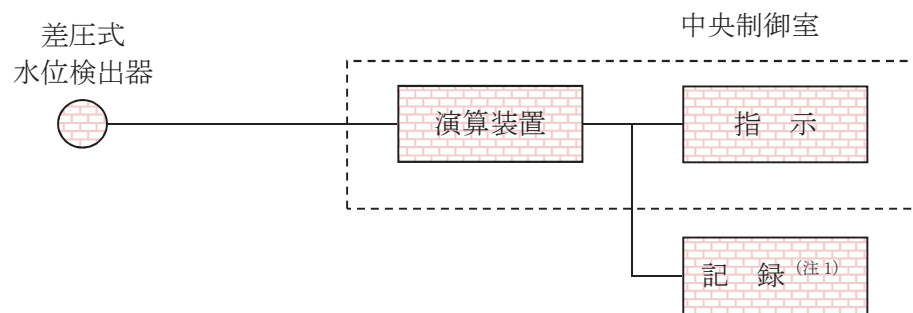
図 3.1.6-8 検出器の構造図 (代替循環冷却系格納容器スプレー流量)

3.1.7 原子炉格納容器本体の水位を計測する装置

(1) サプレッション・プール水位

サプレッション・プール水位は、重大事故等対処設備の機能を有しており、サプレッション・プール水位の検出信号は、差圧式水位検出器からの電気信号を、演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後、サプレッション・プール水位を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム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 サプレッション・プール水位の概略構成図」及び「図 3.1.7-2 検出器の構造図（サプレッション・プール水位）」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

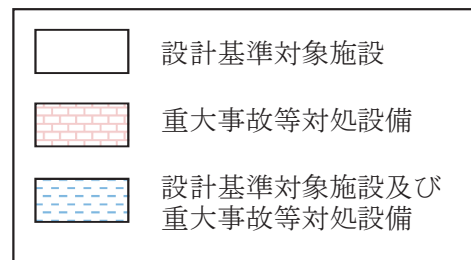


図 3.1.7-1 サプレッション・プール水位の概略構成図

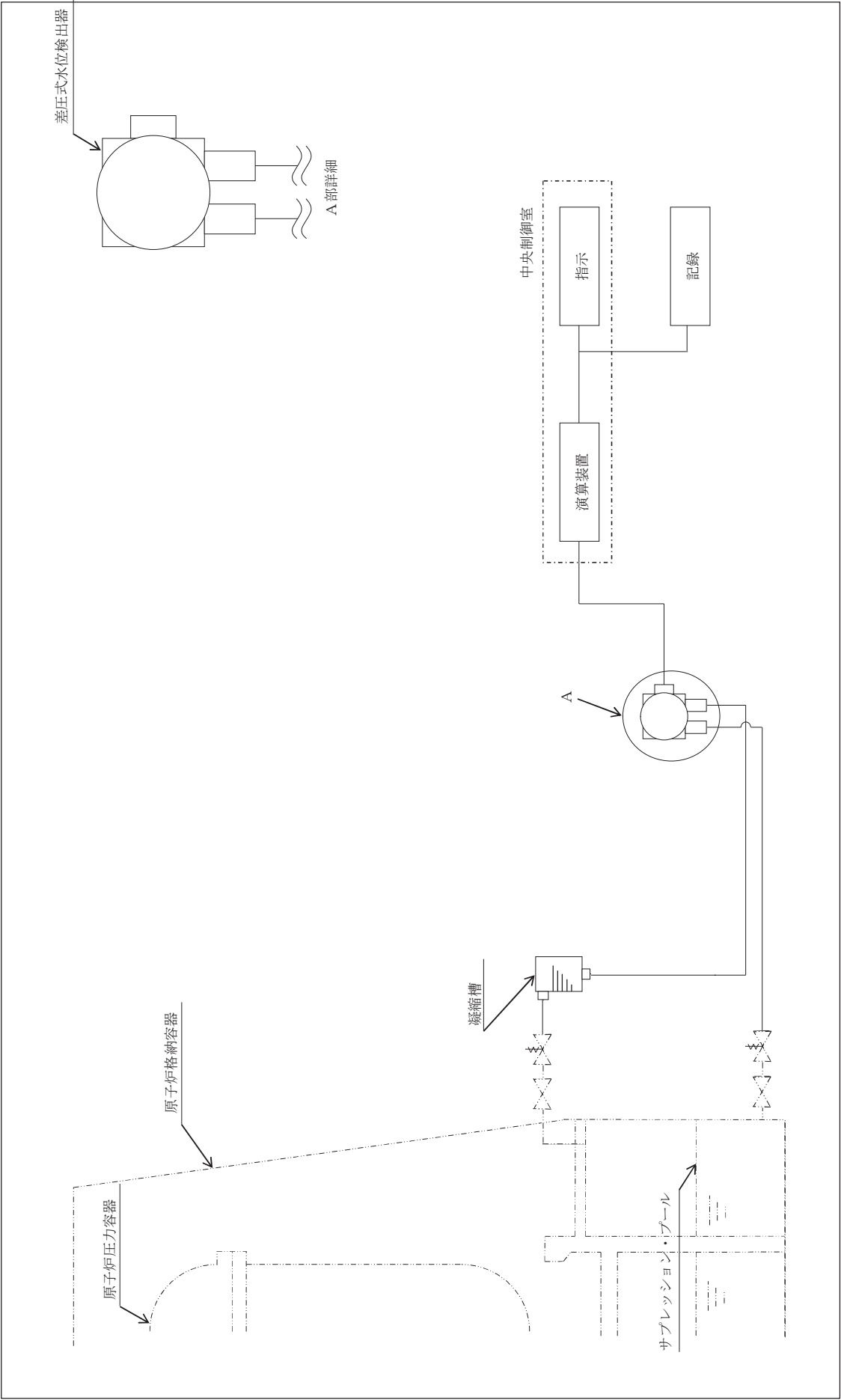
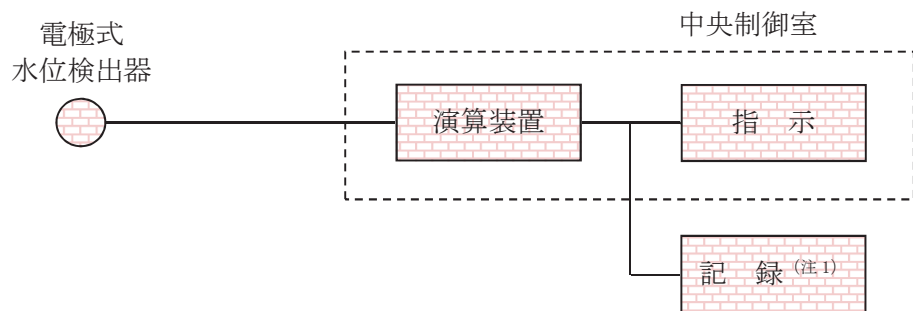


図 3.1.7-2 検出器の構造図 (サプレッション・プール水位)

(2) 格納容器下部水位

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、格納容器下部水位の検出信号は、電極式水位検出器からの水位状態信号（ON-OFF 信号）を、演算装置を経由し、中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム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 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（格納容器下部水位）」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

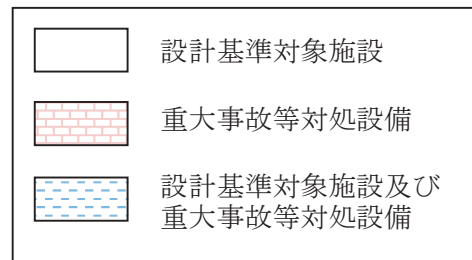


図 3.1.7-3 格納容器下部水位の概略構成図

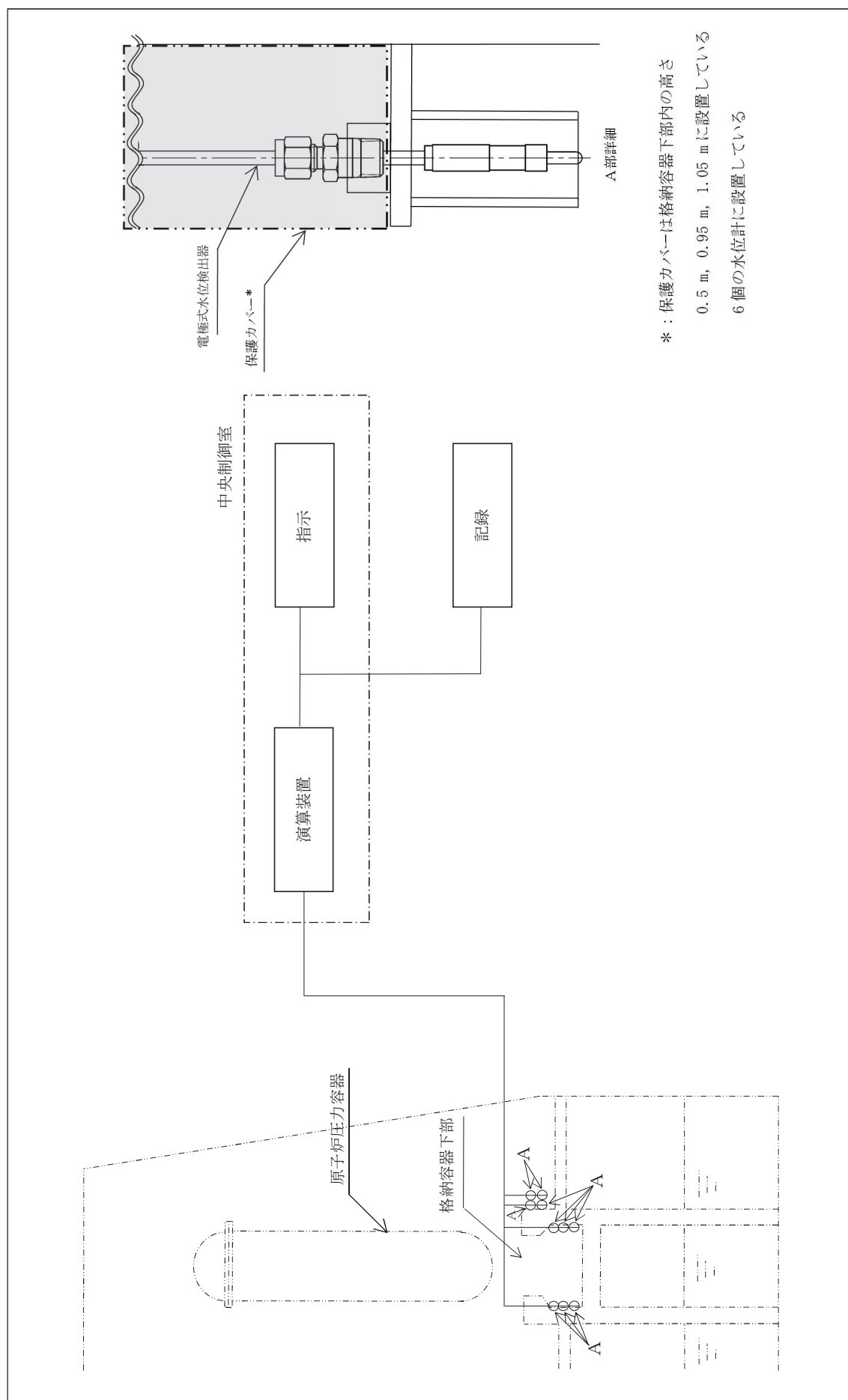


図3.1.7-4 検出器の構造図 (格納容器下部水位)

3.1.8 原子炉建屋内の水素ガス濃度を計測する装置

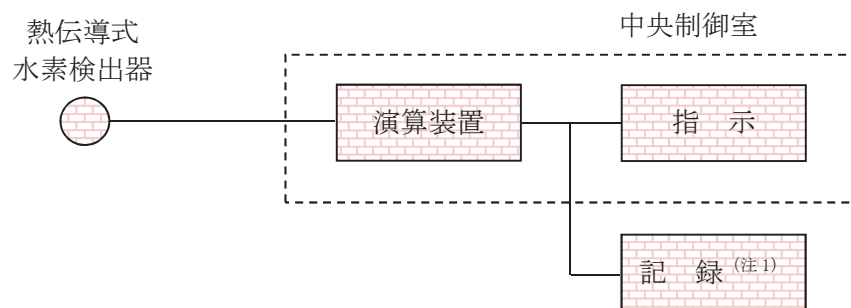
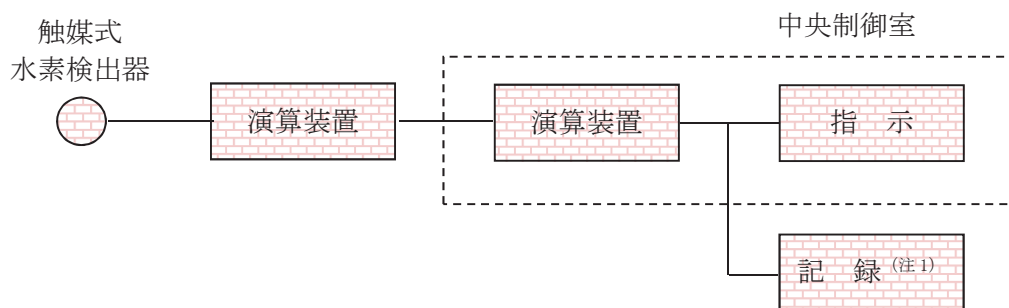
(1) 原子炉建屋水素濃度

原子炉建屋水素濃度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉建屋水素濃度の検出信号は、触媒式水素検出器及び熱伝導式水素検出器からの電気信号を、演算装置にて水素濃度信号へ変換する処理を行った後、原子炉建屋水素濃度を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム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 原子炉建屋水素濃度の概略構成図」及び「図 3.1.8-2 検出器の構造図（原子炉建屋水素濃度）」参照。）

交流又は直流電源が必要な場合、原子炉建屋原子炉棟 6 階に設置するものについては、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置から緊急用計装交流主母線盤を介した電源供給により計測できる設計とする。原子炉建屋原子炉棟 6 階を除く原子炉建屋原子炉棟に設置するものについては、常設代替直流電源設備である緊急用 125V 系蓄電池から緊急用直流 125 V 計装分電盤を介した電源供給により計測できる設計とする。

電源供給について添付図面「第 1-4-1 図 単線結線図(1/5)」，「第 1-4-2 図 単線結線図(2/5)」及び「第 1-4-4 図 単線結線図(4/5)」に示す。



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

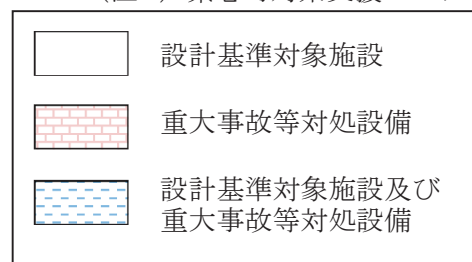


図 3.1.8-1 原子炉建屋水素濃度の概略構成図

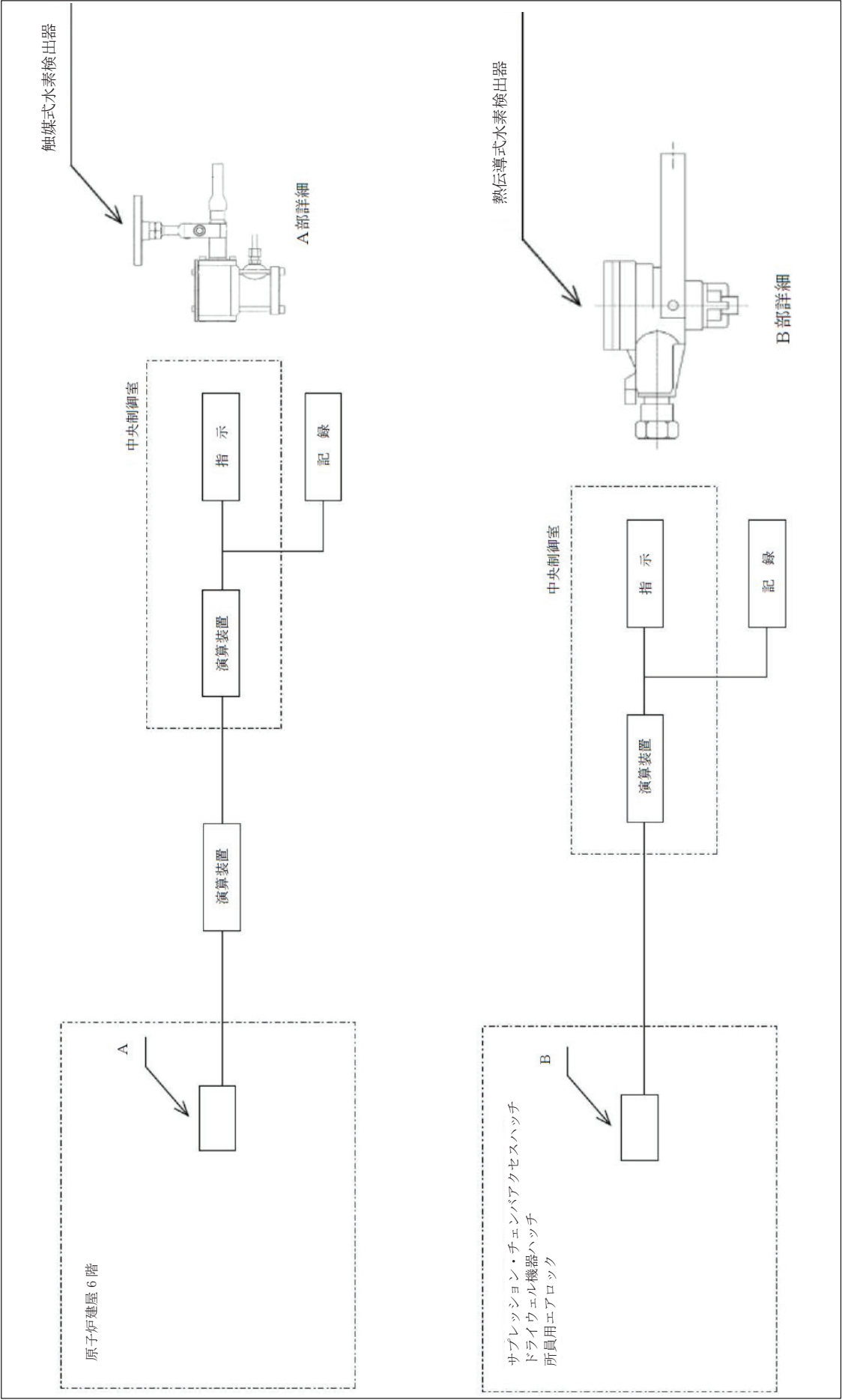


図 3.1.8-2 検出器の構造図 (原子炉建屋水素濃度)

3.1.9 その他重大事故等対処設備の計測装置

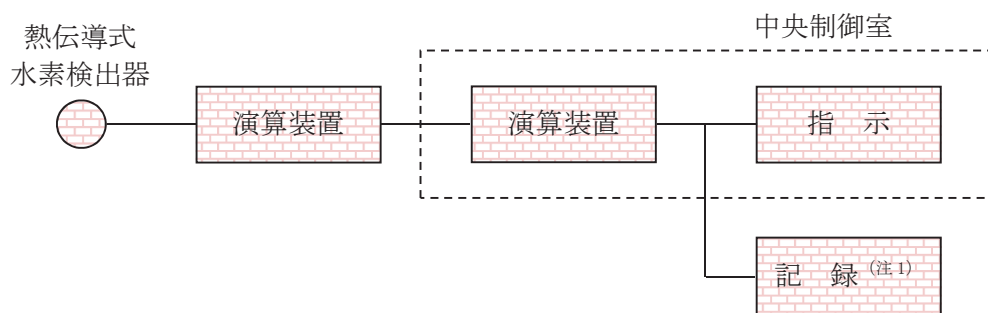
(1) フィルタ装置入口水素濃度

フィルタ装置入口水素濃度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置入口水素濃度の検出信号は、熱伝導式水素検出器からの電気信号を、演算装置にて水素濃度信号に変換する処理を行った後、フィルタ装置入口水素濃度を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム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 フィルタ装置入口水素濃度の概略構成図」，「図 3.1.9-2 検出器の構造図（フィルタ装置入口水素濃度）」及び「図 3.1.9-34 検出器の取付箇所を明示した図面（EL. 22.00 m）」参照。）

交流電源が必要な場合、常設代替電源設備である常設代替高圧電源装置から緊急用計装交流主母線盤を介した電源供給により計測できる設計とする。

電源供給について添付図面「第 1-4-1 図 単線結線図(1/5)」及び「第 1-4-4 図 単線結線図(4/5)」に示す。



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

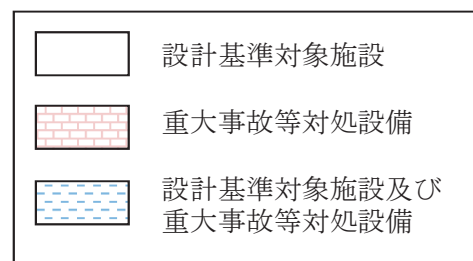


図 3.1.9-1 フィルタ装置入口水素濃度の概略構成図

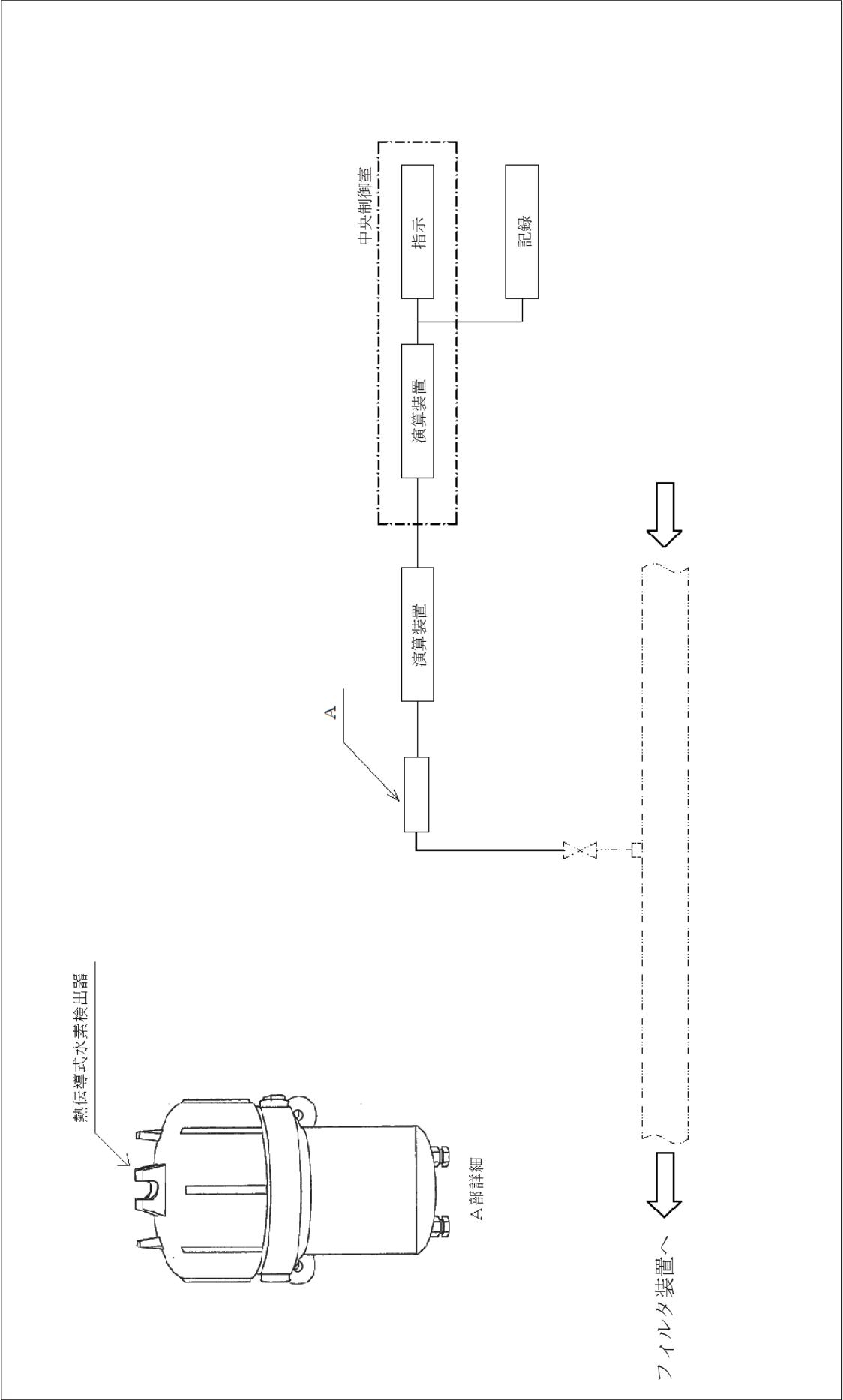
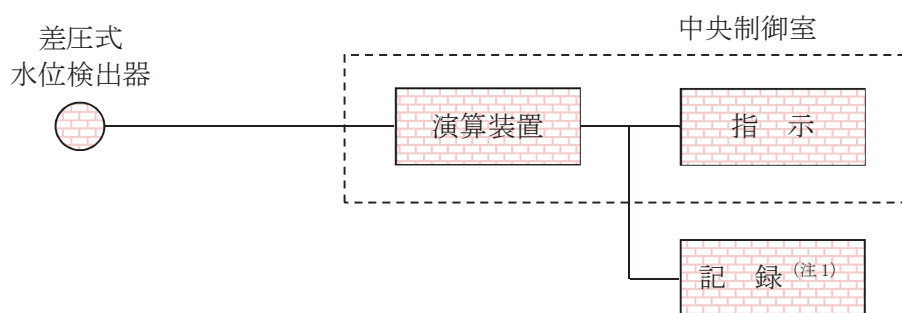


図 3.1.9-2 検出器の構造図 (フィルタ装置入口水素濃度)

(2) フィルタ装置水位

フィルタ装置水位は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置水位の検出信号は、差圧式水位検出器からの電気信号を、演算装置にて水位信号に変換する処理を行った後、フィルタ装置水位を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム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）」及び「図 3.1.9-35 検出器の取付箇所を明示した図面（屋外 EL. 約 8 m）」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

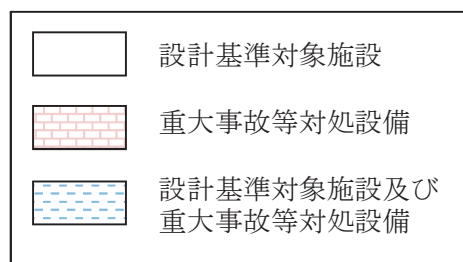


図 3.1.9-3 フィルタ装置水位の概略構成図

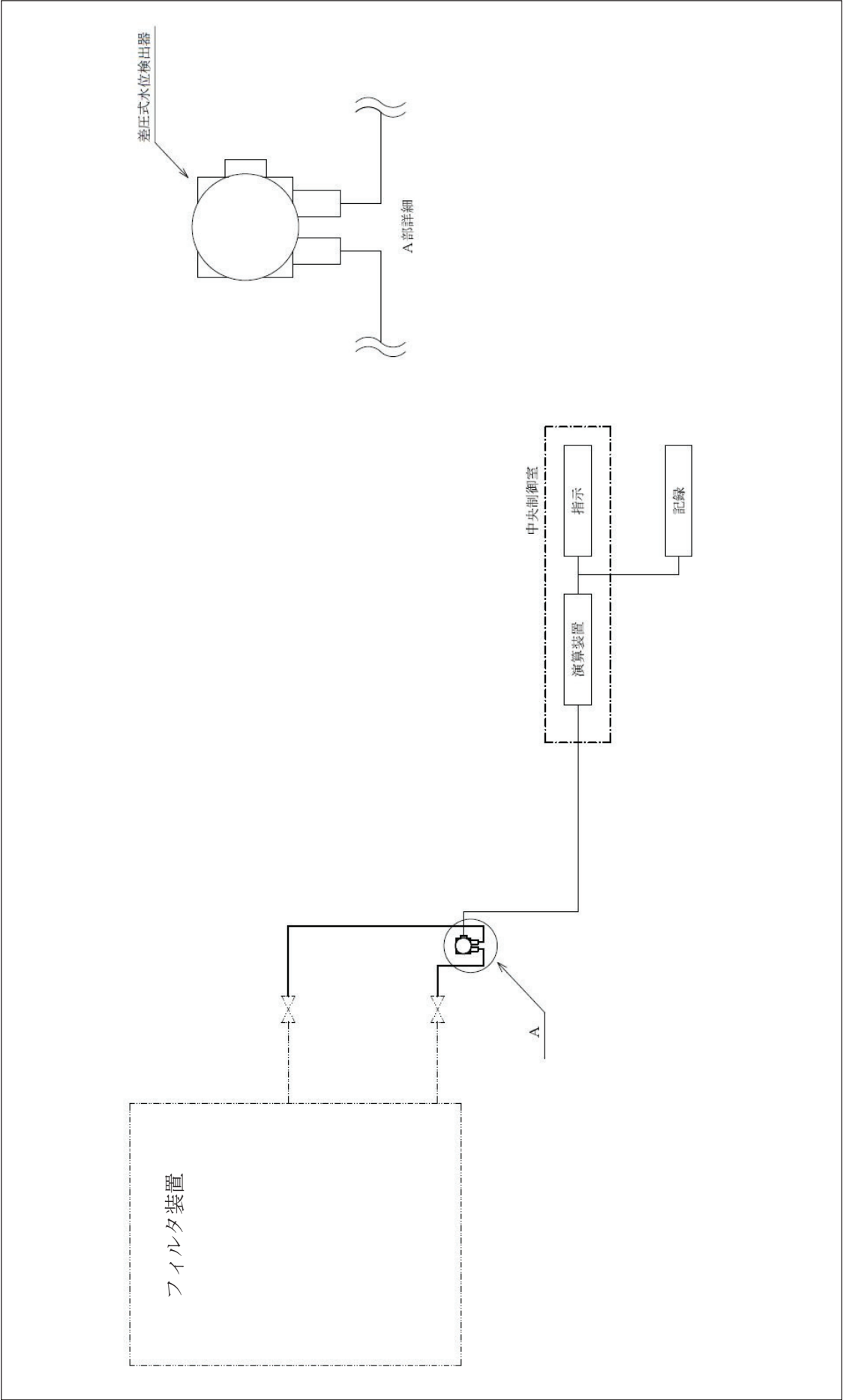
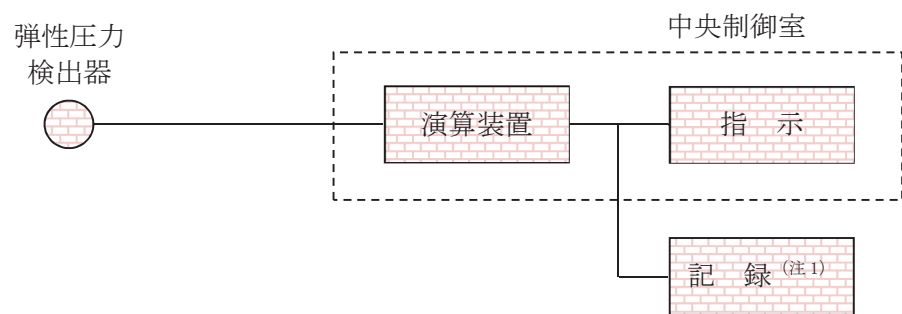


図 3.1.9-4 検出器の構造図 (フィルタ装置水位)

(3) フィルタ装置圧力

フィルタ装置圧力は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電気信号を、演算装置にて圧力信号に変換する処理を行った後、フィルタ装置圧力を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム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 フィルタ装置圧力の概略構成図」，「図 3.1.9-6 検出器の構造図（フィルタ装置圧力）」及び「図 3.1.9-35 検出器の取付箇所を明示した図面（屋外 EL. 約 8 m）」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

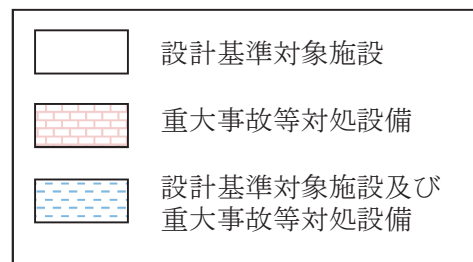


図 3.1.9-5 フィルタ装置圧力の概略構成図

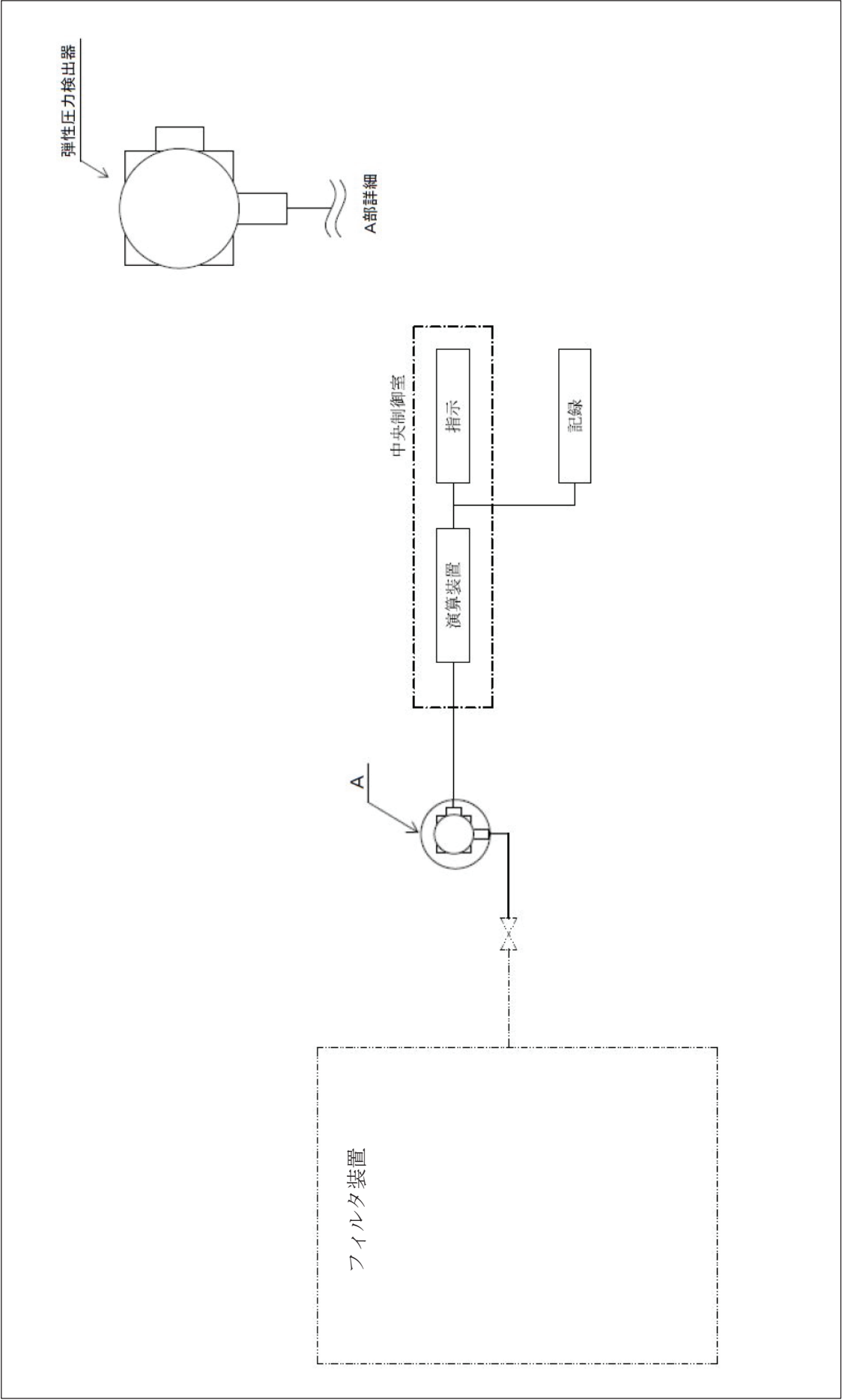
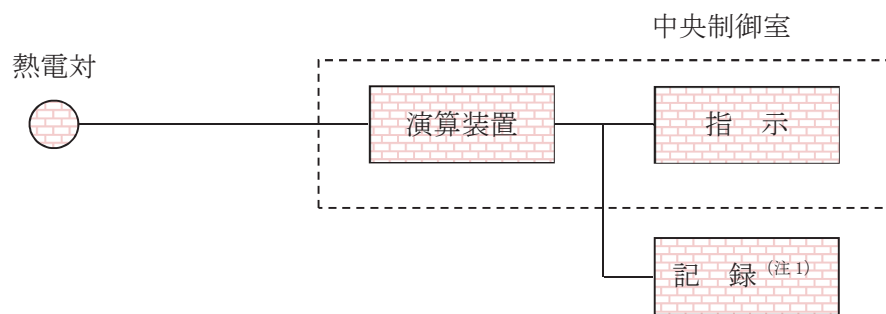


図 3.1.9-6 検出器の構造図 (フィルタ装置圧力)

(4) フィルタ装置スクラビング水温度

フィルタ装置スクラビング水温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置スクラビング水温度の検出信号は、熱電対にて発生した起電力を、演算装置にて温度信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置スクラビング水温度を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム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 フィルタ装置スクラビング水温度の概略構成図」，「図 3.1.9-8 検出器の構造図（フィルタ装置スクラビング水温度）」及び「図 3.1.9-35 検出器の取付箇所を明示した図面（屋外 EL. 約 8 m）」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

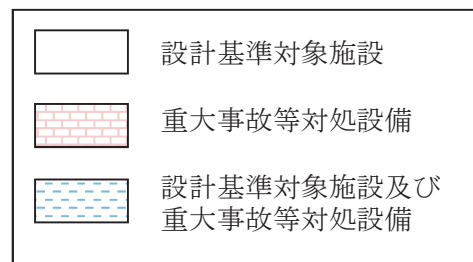


図 3.1.9-7 フィルタ装置スクラビング水温度の概略構成図

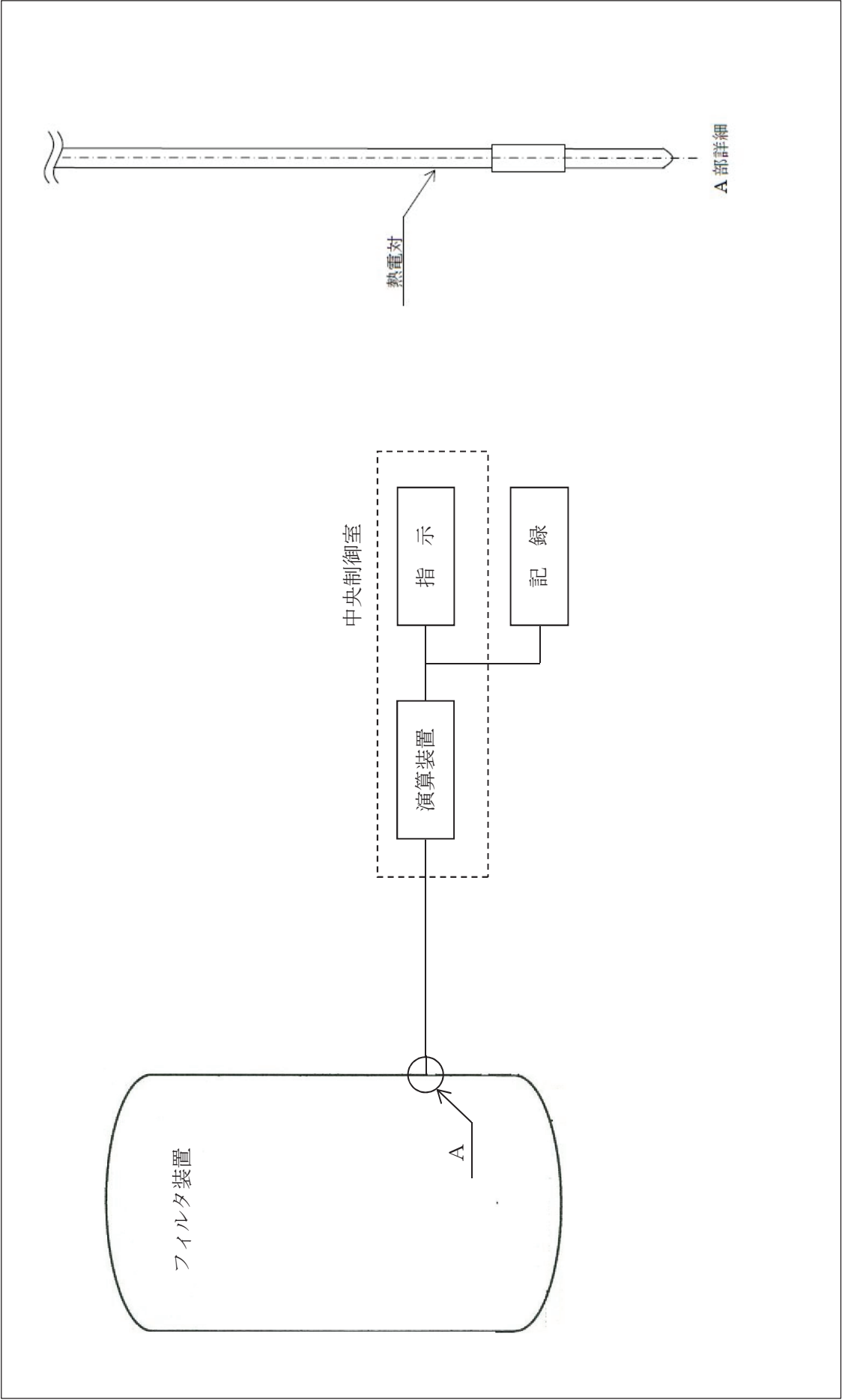
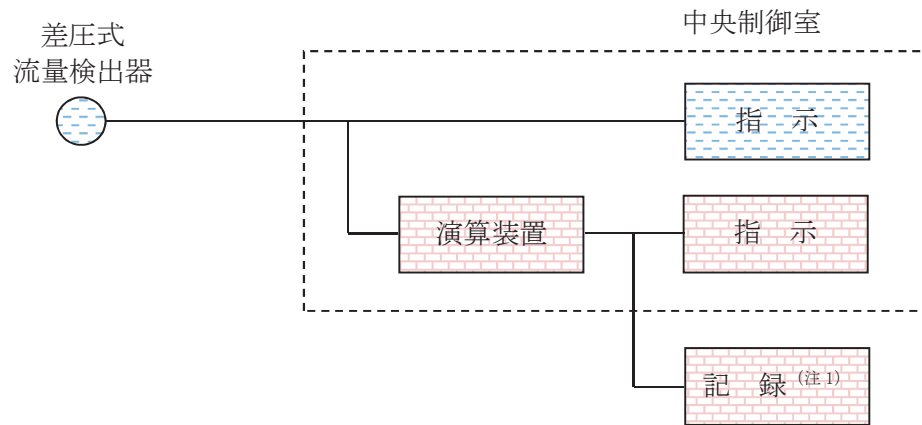


図 3.1.9-8 検出器の構造図 (フィルタ装置スクラビング水温度)

(5) 残留熱除去系海水系系統流量

残留熱除去系海水系系統流量は，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，残留熱除去系海水系系統流量の検出信号は，差圧式流量検出器からの電気信号を，演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後，残留熱除去系海水系系統流量を中央制御室に指示する。また，緊急時対策支援システム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 残留熱除去系海水系系統流量の概略構成図」，「図 3.1.9-10 検出器の構造図（残留熱除去系海水系系統流量）」及び「図 3.1.9-31 検出器の取付箇所を明示した図面（EL. -4.00 m）」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

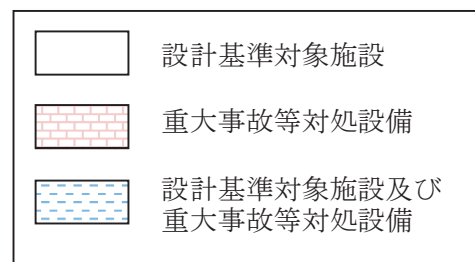


図 3.1.9-9 残留熱除去系海水系系統流量の概略構成図

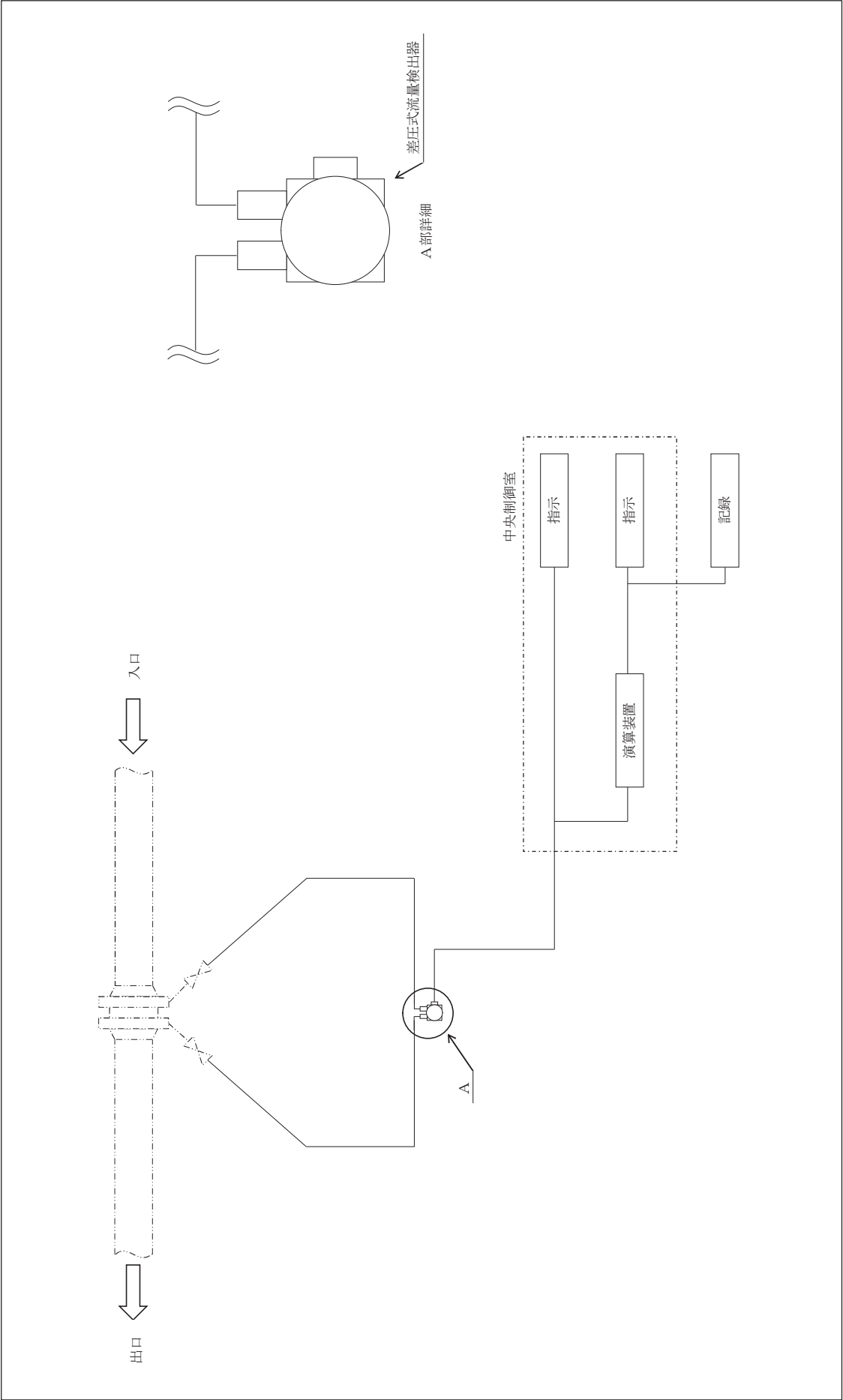
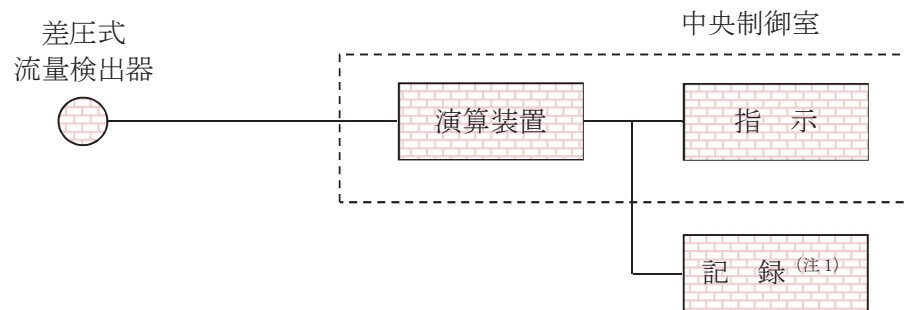


図 3.1.9-10 検出器の構造図 (残留熱除去系海水系統流量)

(6) 緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）

緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）の検出信号は、差圧式流量検出器からの電気信号を、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム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 緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）の概略構成図」、「図 3.1.9-12 検出器の構造図（緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）」及び「図 3.1.9-31 検出器の取付箇所を明示した図面（EL. -4.00 m）」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

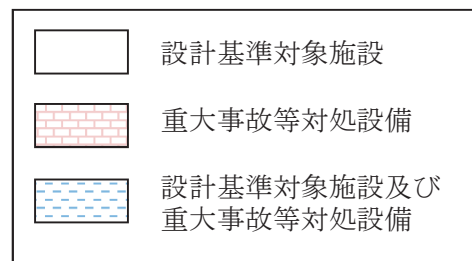


図 3.1.9-11 緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）の概略構成図

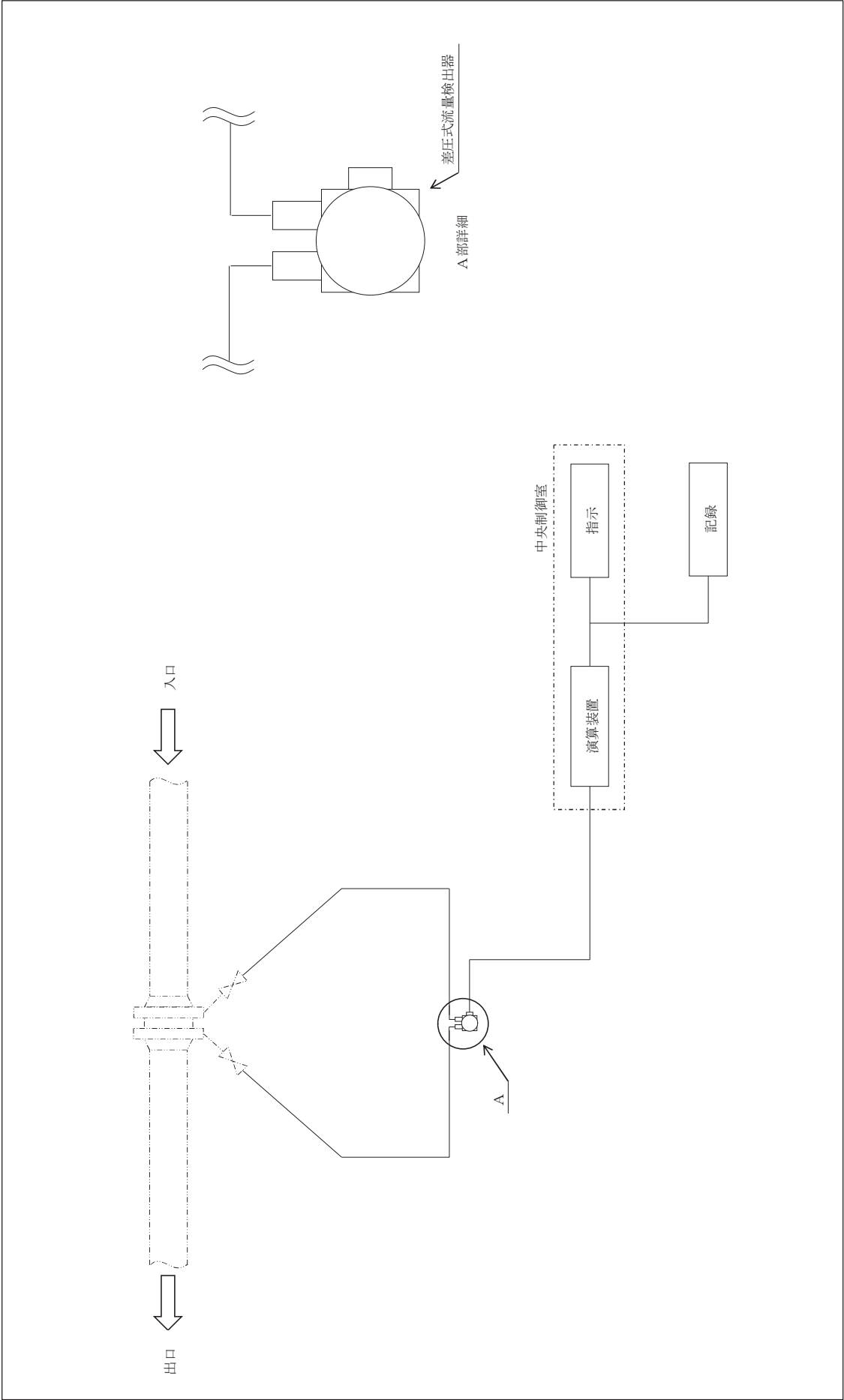
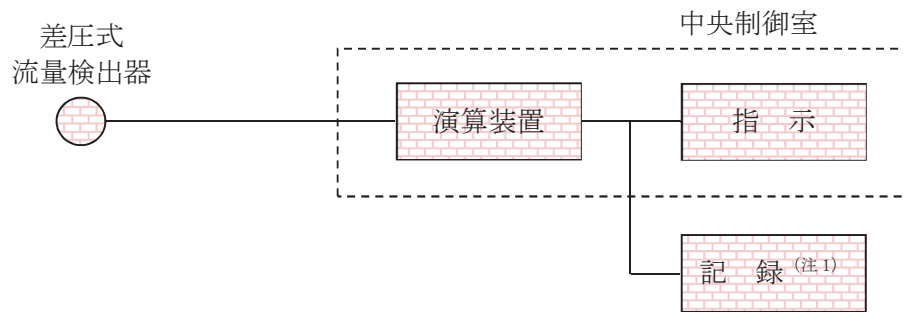


図 3.1.9-12 検出器の構造図 (緊急用海水流量 (残留熱除去系熱交換器))

(7) 緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）

緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）の検出信号は、差圧式流量検出器からの電気信号を、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム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 緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）の概略構成図」，「図 3.1.9-14 検出器の構造図（緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）」及び「図 3.1.9-31 検出器の取付箇所を明示した図面（EL. -4.00 m）」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

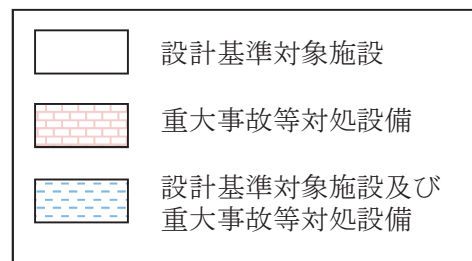


図 3.1.9-13 緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）の概略構成図

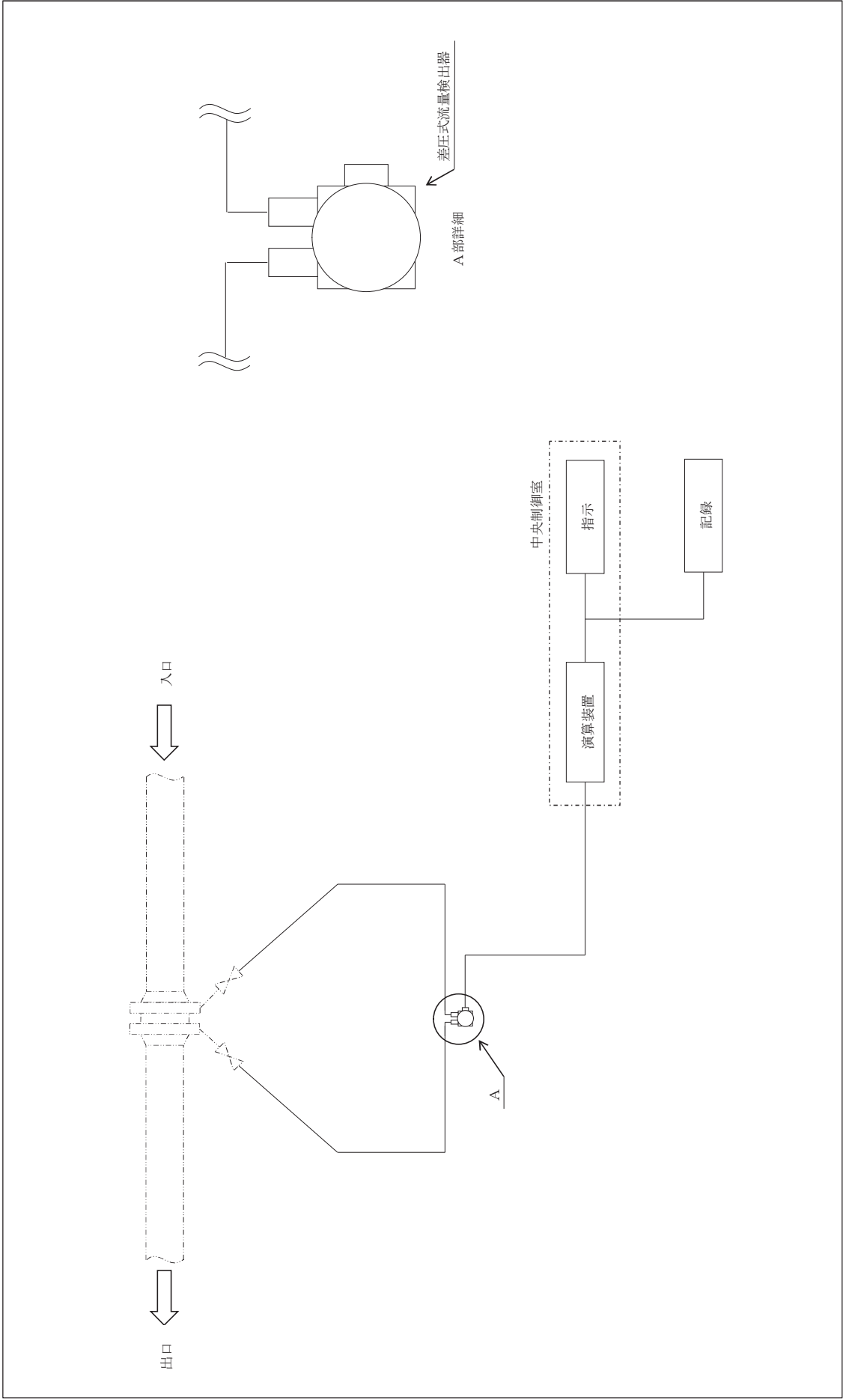
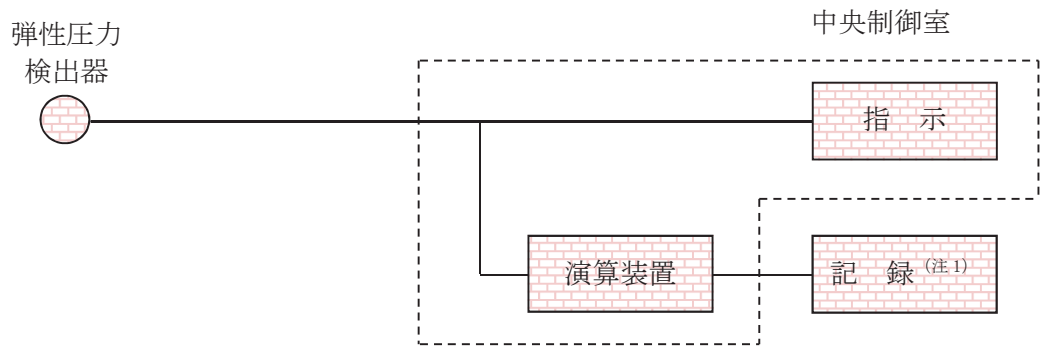


図 3.1.9-14 検出器の構造図 (緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機))

(8) 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力

常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力は、重大事故等対処設備の機能を有しており、常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電気信号を、演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後、常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム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 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力の概略構成図」, 「図 3.1.9-16 検出器の構造図 (常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力)」及び「図 3.1.9-32 検出器の取付箇所を明示した図面 (EL. 2.00 m)」参照。)



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置

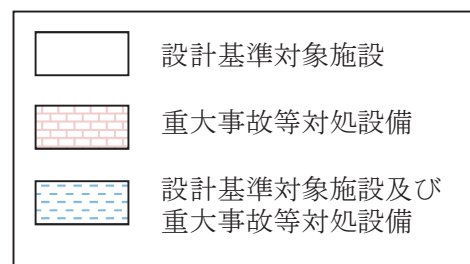


図 3.1.9-15 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力の概略構成図

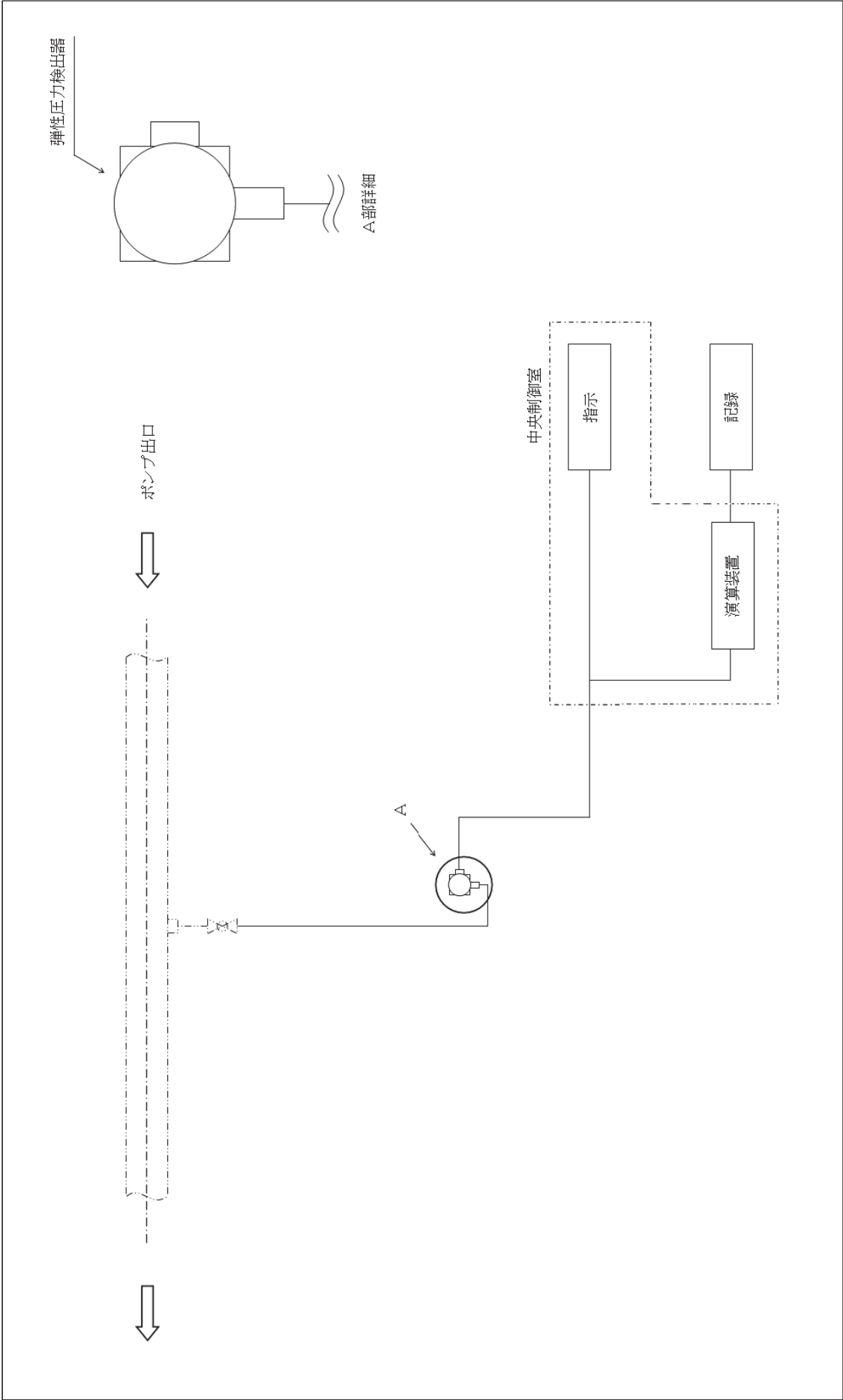
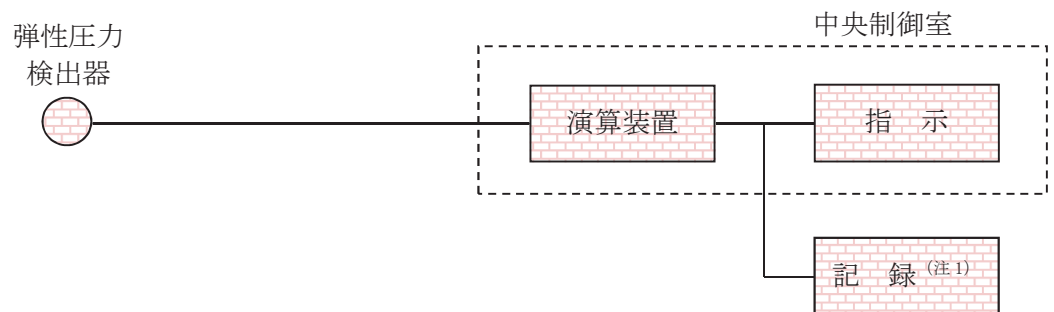


図 3.1.9-16 検出器の構造図（常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力）

(9) 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力

常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力は、重大事故等対処設備の機能を有しており、常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電気信号を、演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後、常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム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 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力の概略構成図」，「図 3.1.9-18 検出器の構造図（常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力）」及び「図 3.1.9-35 検出器の取付箇所を明示した図面（屋外 EL. 約 8 m）」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

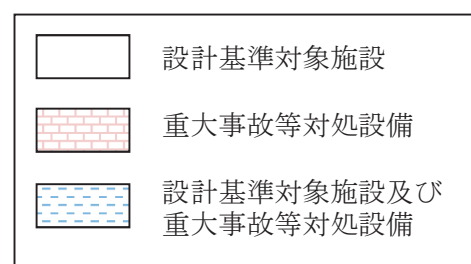


図 3.1.9-17 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力の概略構成図

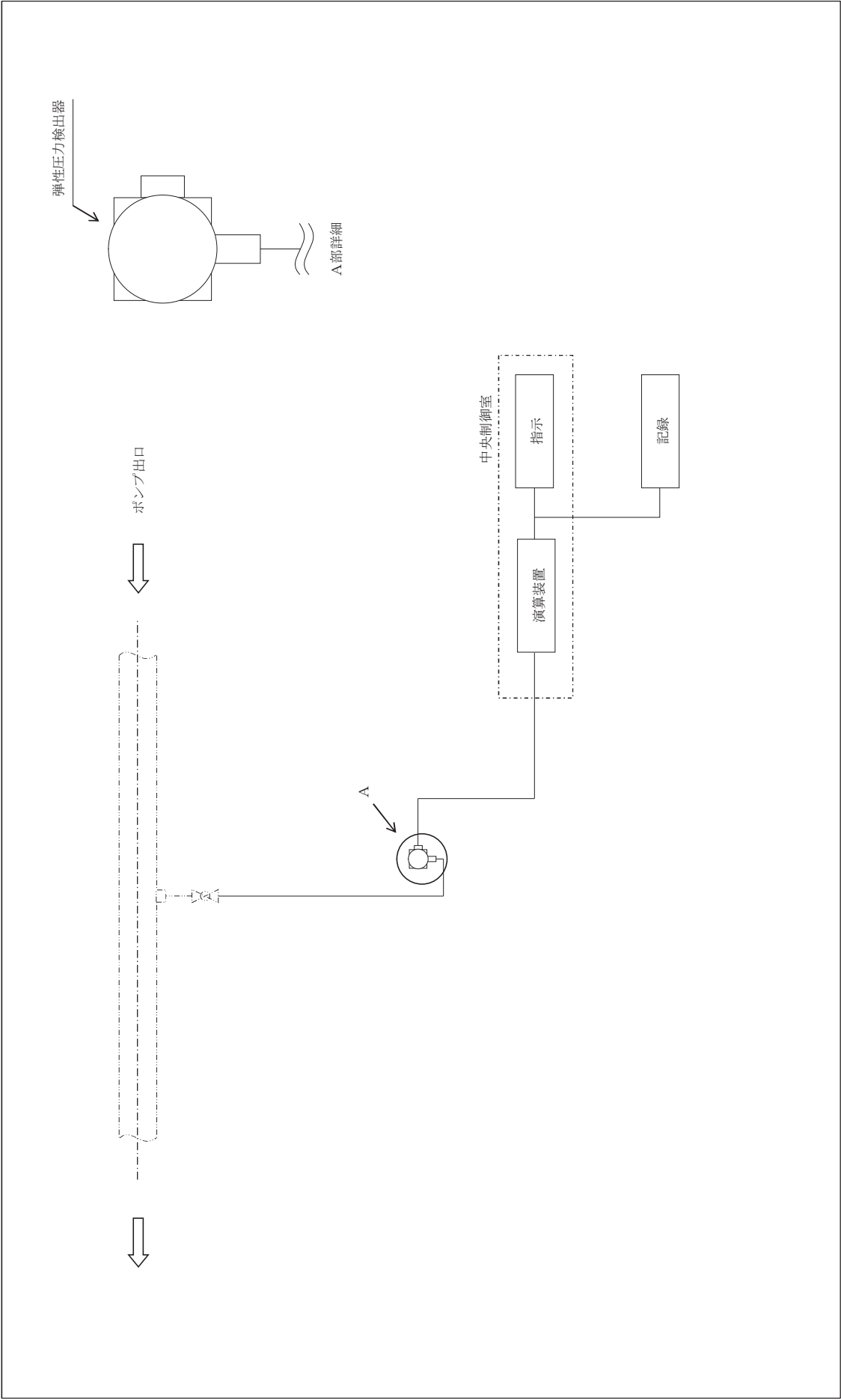
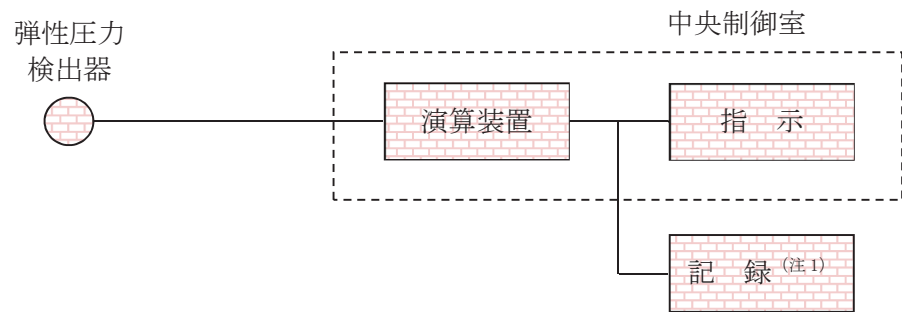


図 3.1.9-18 検出器の構造図（常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力）

(10) 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力

代替循環冷却系ポンプ吐出圧力は、重大事故等対処設備の機能を有しており、代替循環冷却系ポンプ吐出圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電気信号を、演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後、代替循環冷却系ポンプ吐出圧力を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム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 3.1.9-19 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力の概略構成図」，「図 3.1.9-20 検出器の構造図（代替循環冷却系ポンプ吐出圧力）」及び「図 3.1.9-31 検出器の取付箇所を明示した図面（EL. -4.00 m）」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

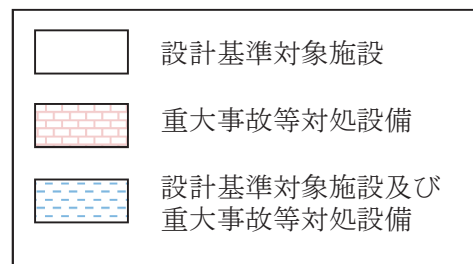


図 3.1.9-19 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力の概略構成図

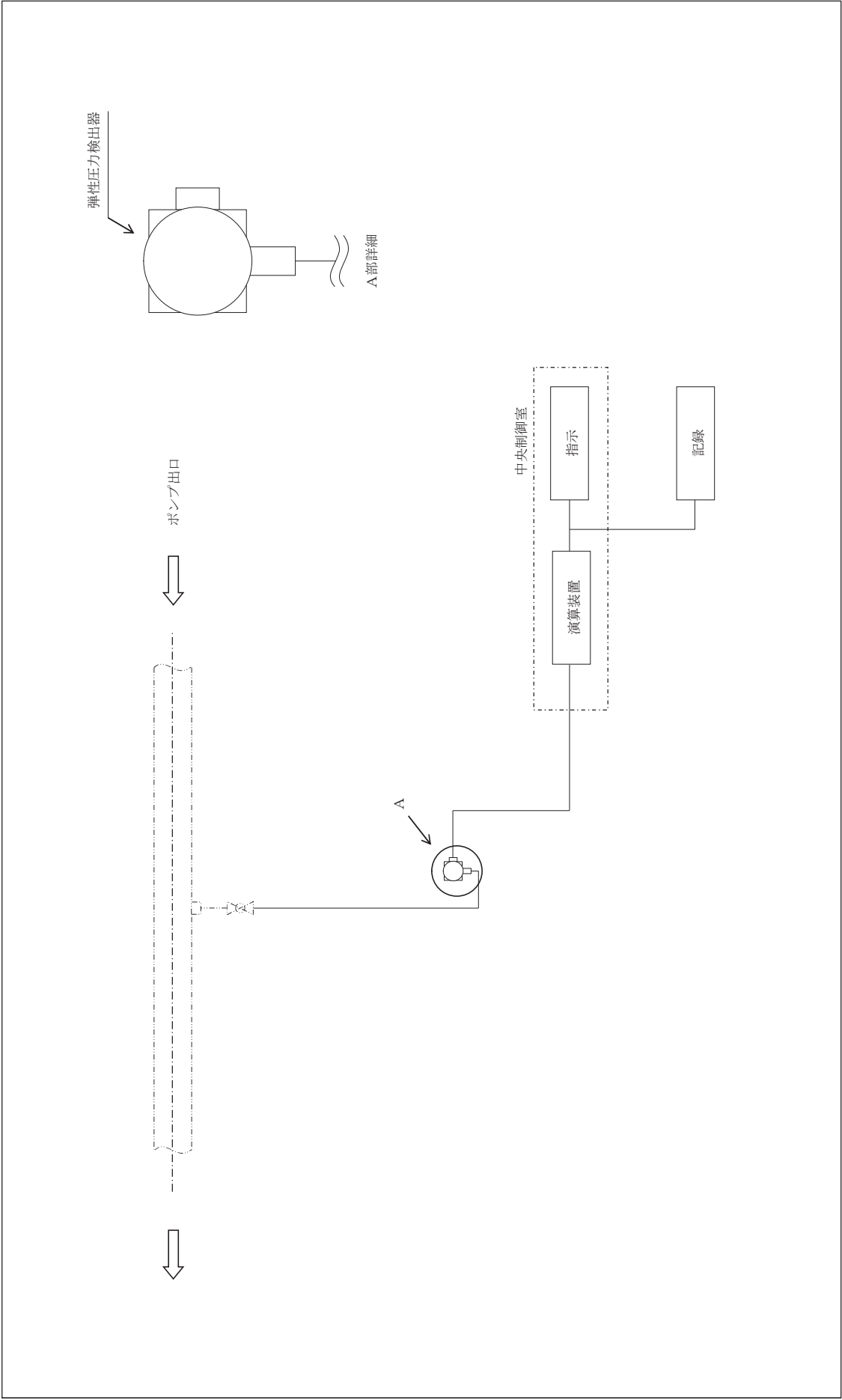
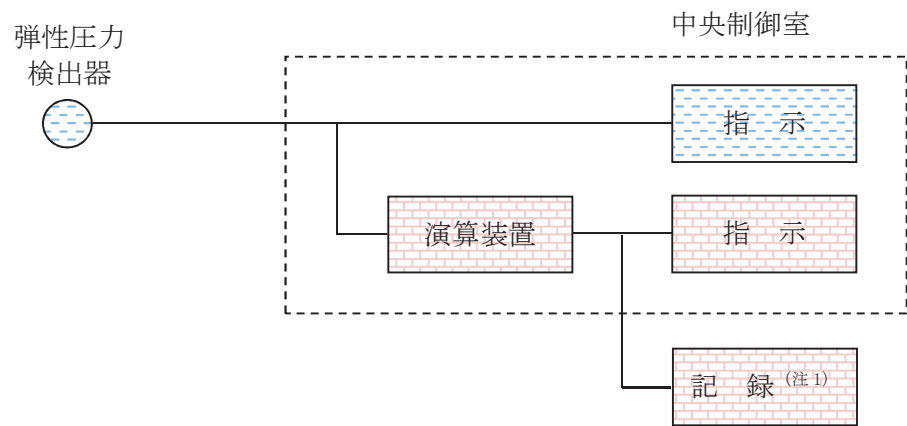


図 3.1.9-20 検出器の構造図 (代替循環冷却系ポンプ吐出圧力)

(11) 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力

原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力は、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、原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電気信号を、演算装置にて圧力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吐出圧力を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム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 3.1.9-21 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力の概略構成図」, 「図 3.1.9-22 検出器の構造図 (原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力)」及び「図 3.1.9-32 検出器の取付箇所を明示した図面 (EL. 2.00 m)」参照。)



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置

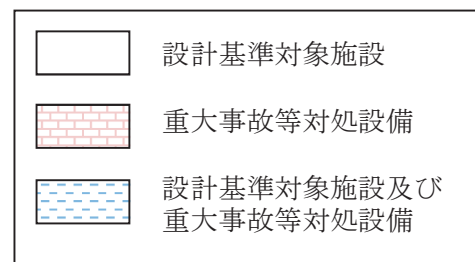


図 3.1.9-21 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力の概略構成図

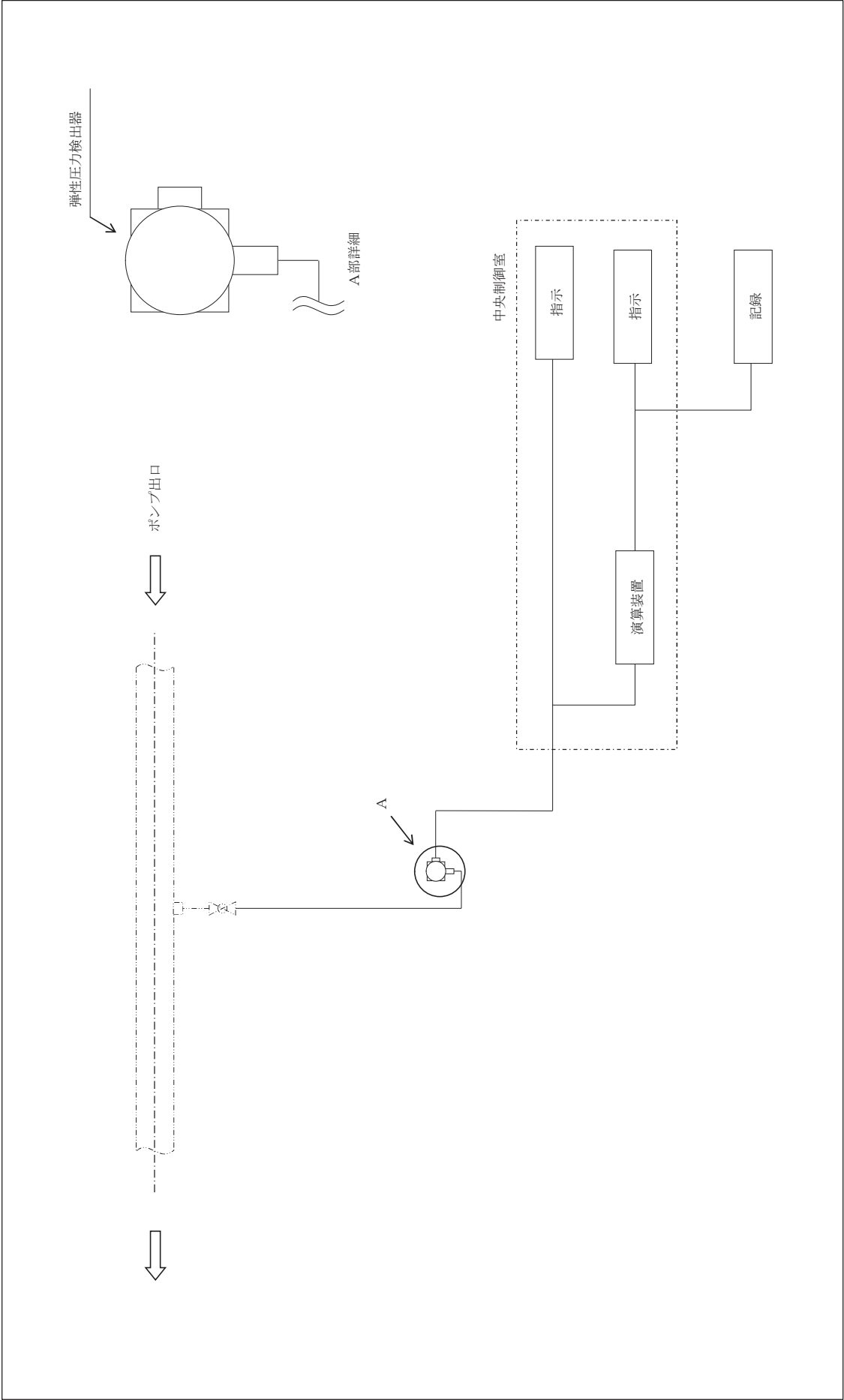
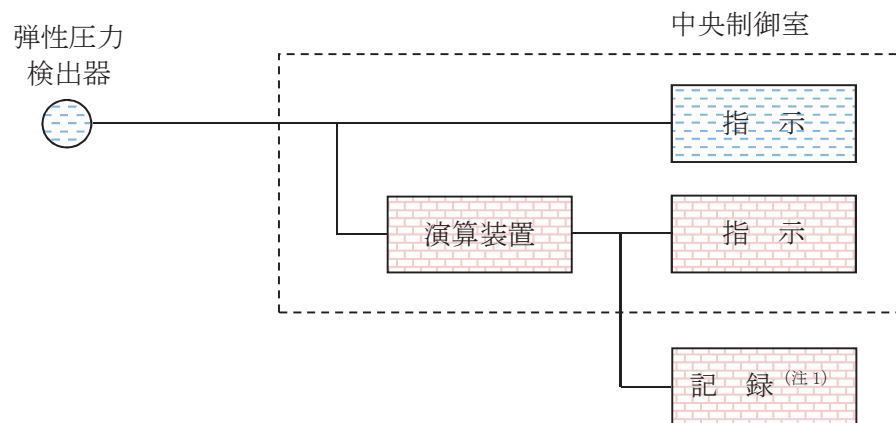


図 3. 1. 9-22 検出器の構造図 (原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力)

(12) 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力

高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力は、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、高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電気信号を、演算装置にて圧力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吐出圧力を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム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 3.1.9-23 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力の概略構成図」, 「図 3.1.9-24 検出器の構造図 (高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力)」及び「図 3.1.9-32 検出器の取付箇所を明示した図面 (EL. 2.00 m)」参照。)



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置

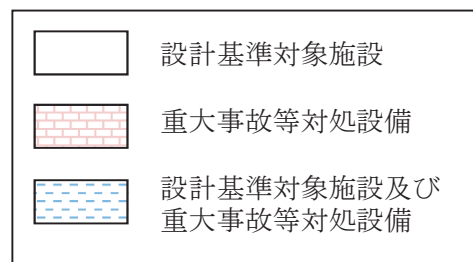


図 3.1.9-23 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力の概略構成図

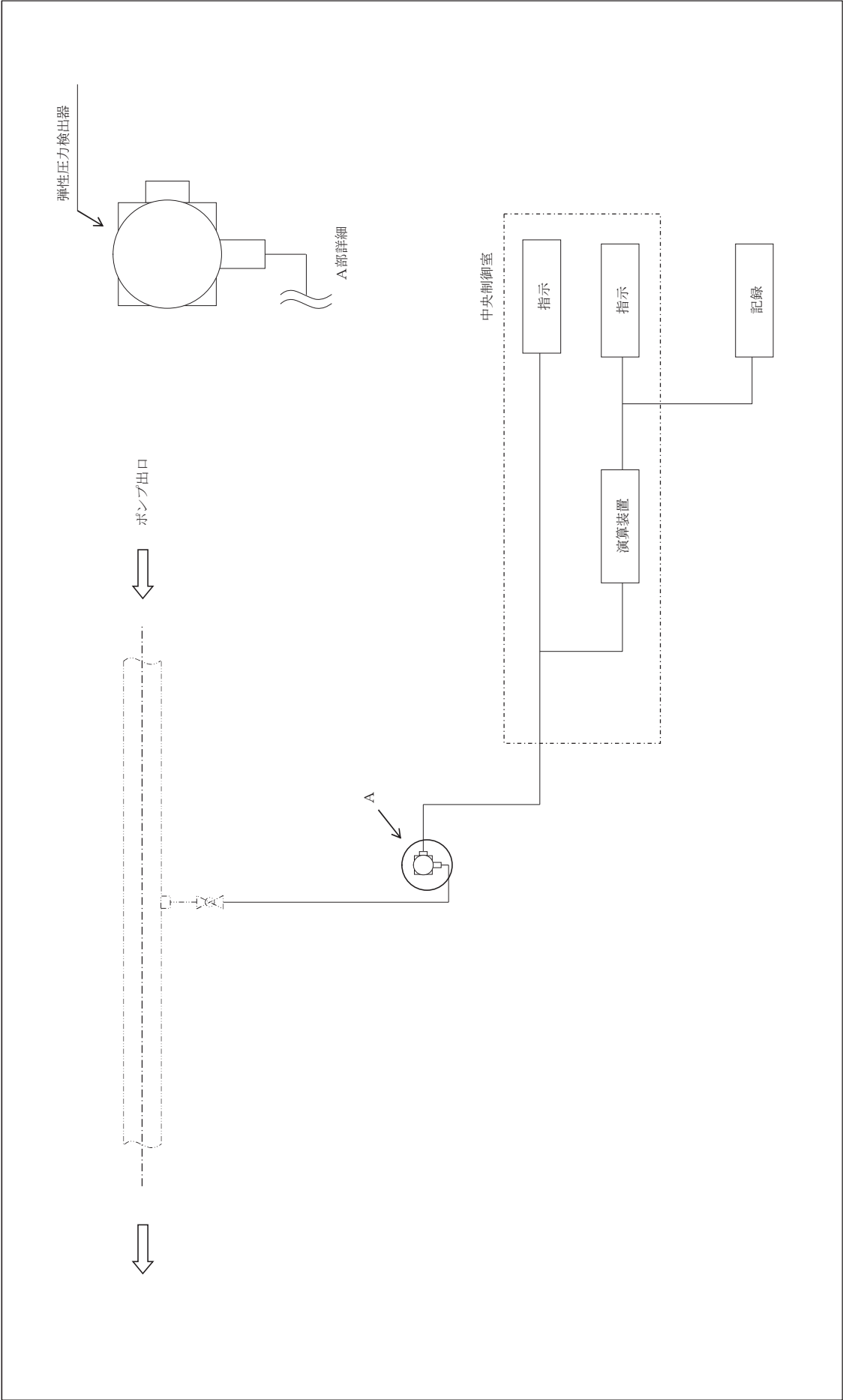
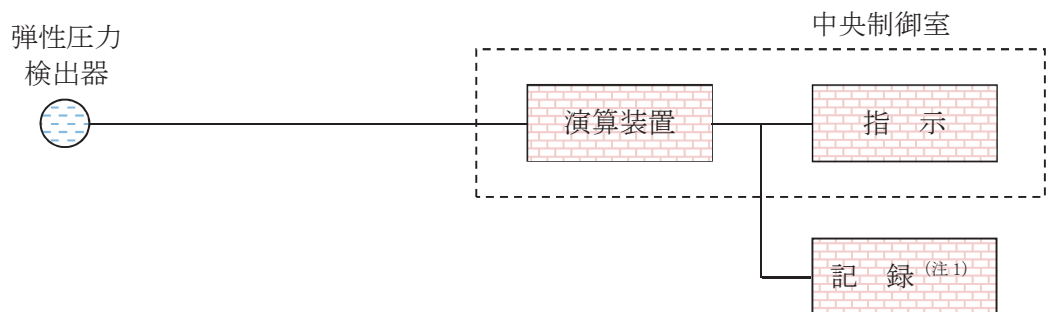


図 3. 1. 9-24 検出器の構造図 (高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力)

(13) 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力

低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力は、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、低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電気信号を、演算装置にて圧力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吐出圧力を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム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 3.1.9-25 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力の概略構成図」, 「図 3.1.9-26 検出器の構造図(低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力)」及び「図 3.1.9-32 検出器の取付箇所を明示した図面(EL. 2.00 m)」参照。)



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置

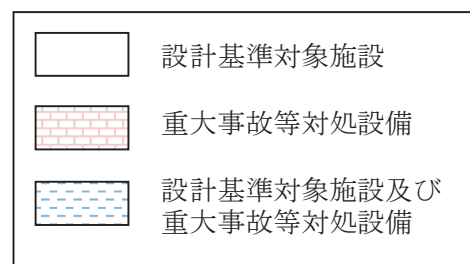


図 3.1.9-25 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力の概略構成図

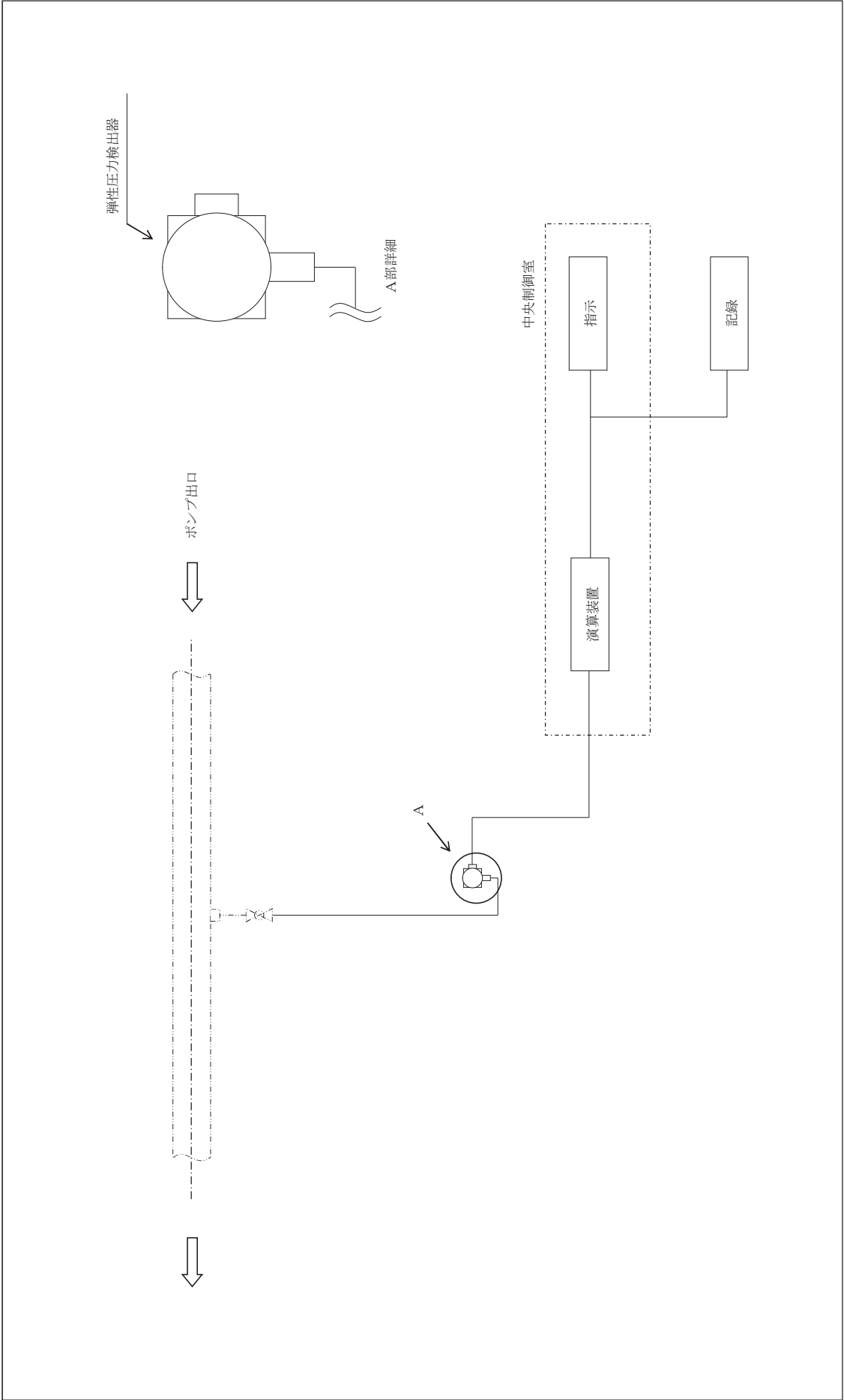
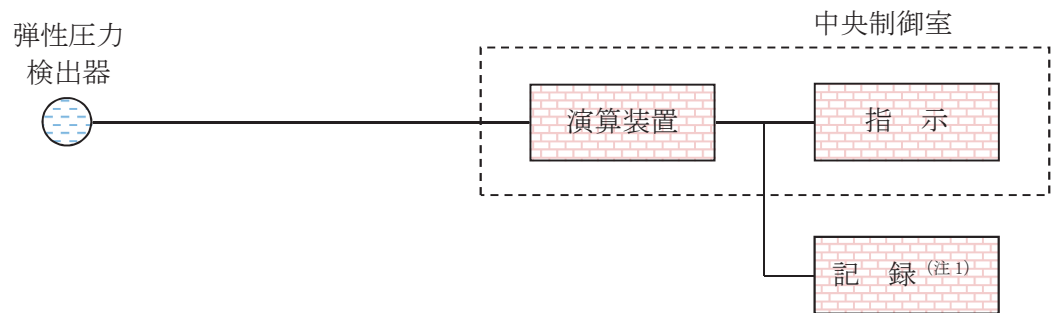


図 3.1.9-26 検出器の構造図 (低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力)

(14) 残留熱除去系ポンプ吐出圧力

残留熱除去系ポンプ吐出圧力は、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、残留熱除去系ポンプ吐出圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電気信号を、演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後、残留熱除去系ポンプ吐出圧力を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム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 3.1.9-27 残留熱除去系ポンプ吐出圧力の概略構成図」，「図 3.1.9-28 検出器の構造図（残留熱除去系ポンプ吐出圧力）」及び「図 3.1.9-32 検出器の取付箇所を明示した図面（EL. 2.00 m）」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

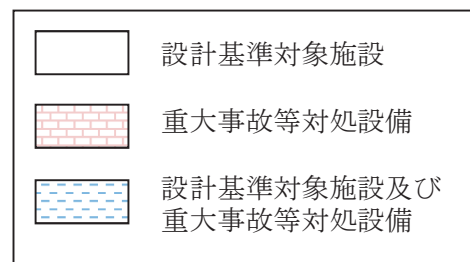


図 3.1.9-27 残留熱除去系ポンプ吐出圧力の概略構成図

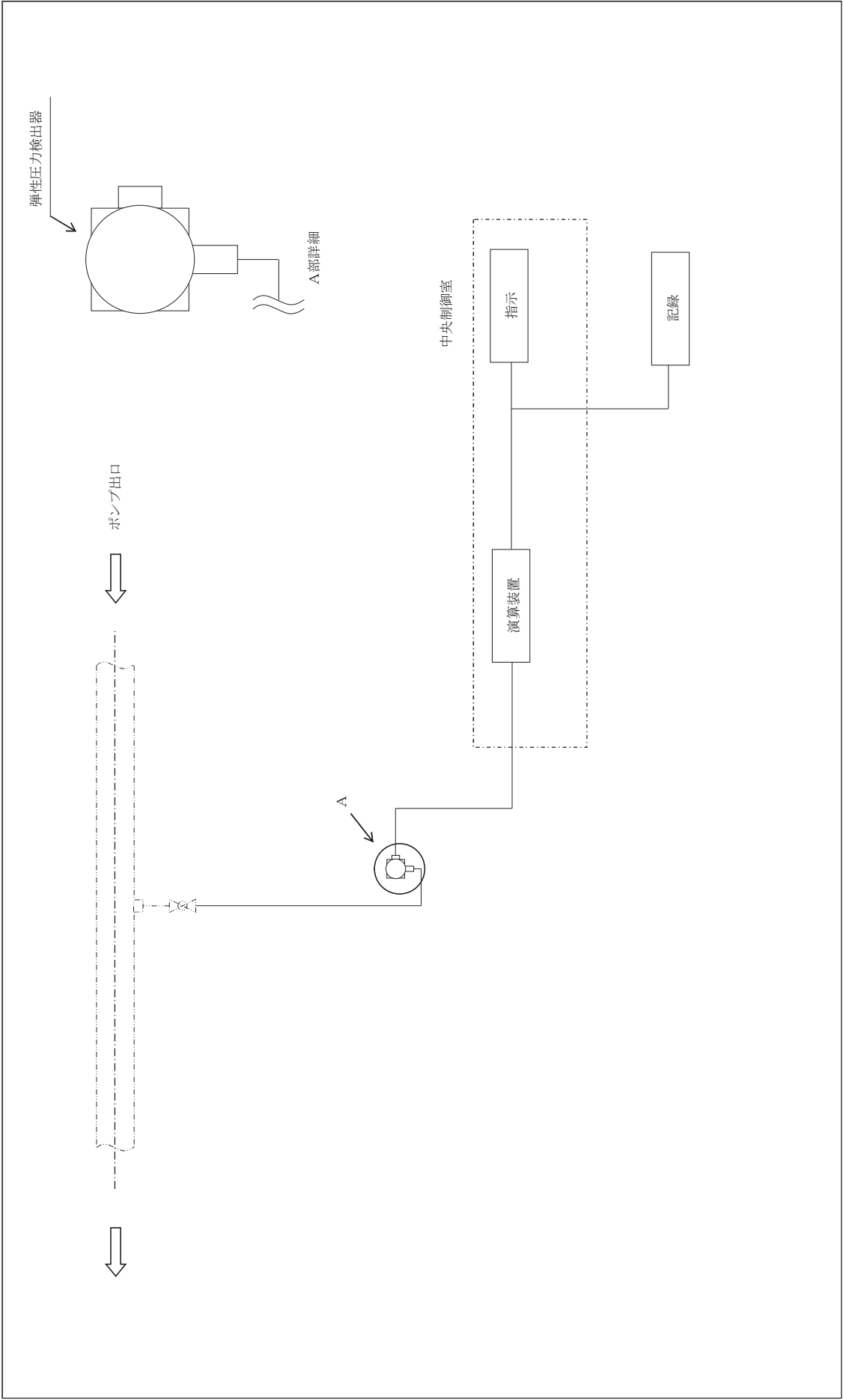


図 3.1.9-28 検出器の構造図 (残留熱除去系ポンプ吐出圧力)

(15) 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. 9-29 可搬型計測器の概略構成図」、「図 3. 1. 9-30 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」、「図 3. 1. 9-33 検出器の取付箇所を明示した図面 (EL. 18.00 m)」、「図 3. 1. 9-36 検出器の取付箇所を明示した図面 (EL. 30.30 m)」及び「表 4-2 可搬型計測器の測定範囲」参照。)

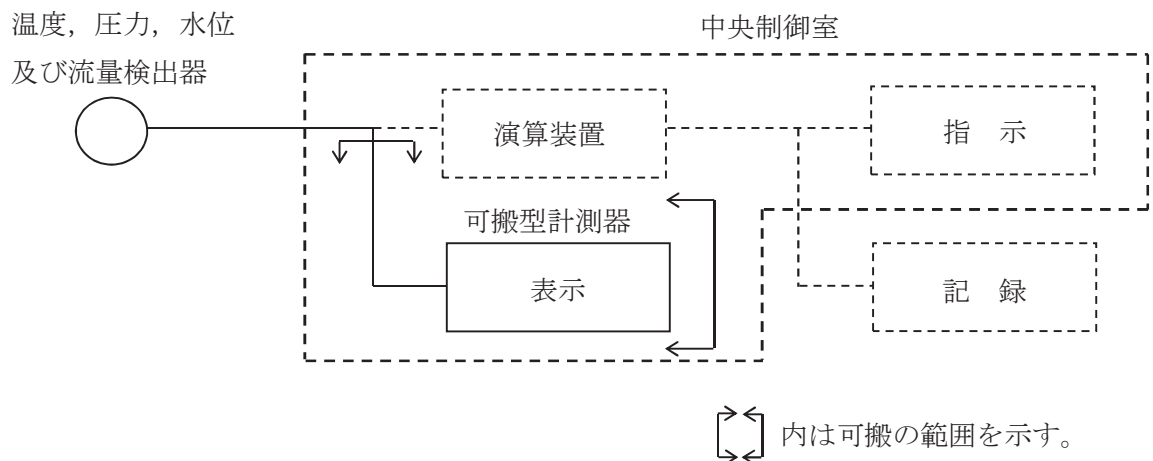


図 3. 1. 9-29 可搬型計測器の概略構成図

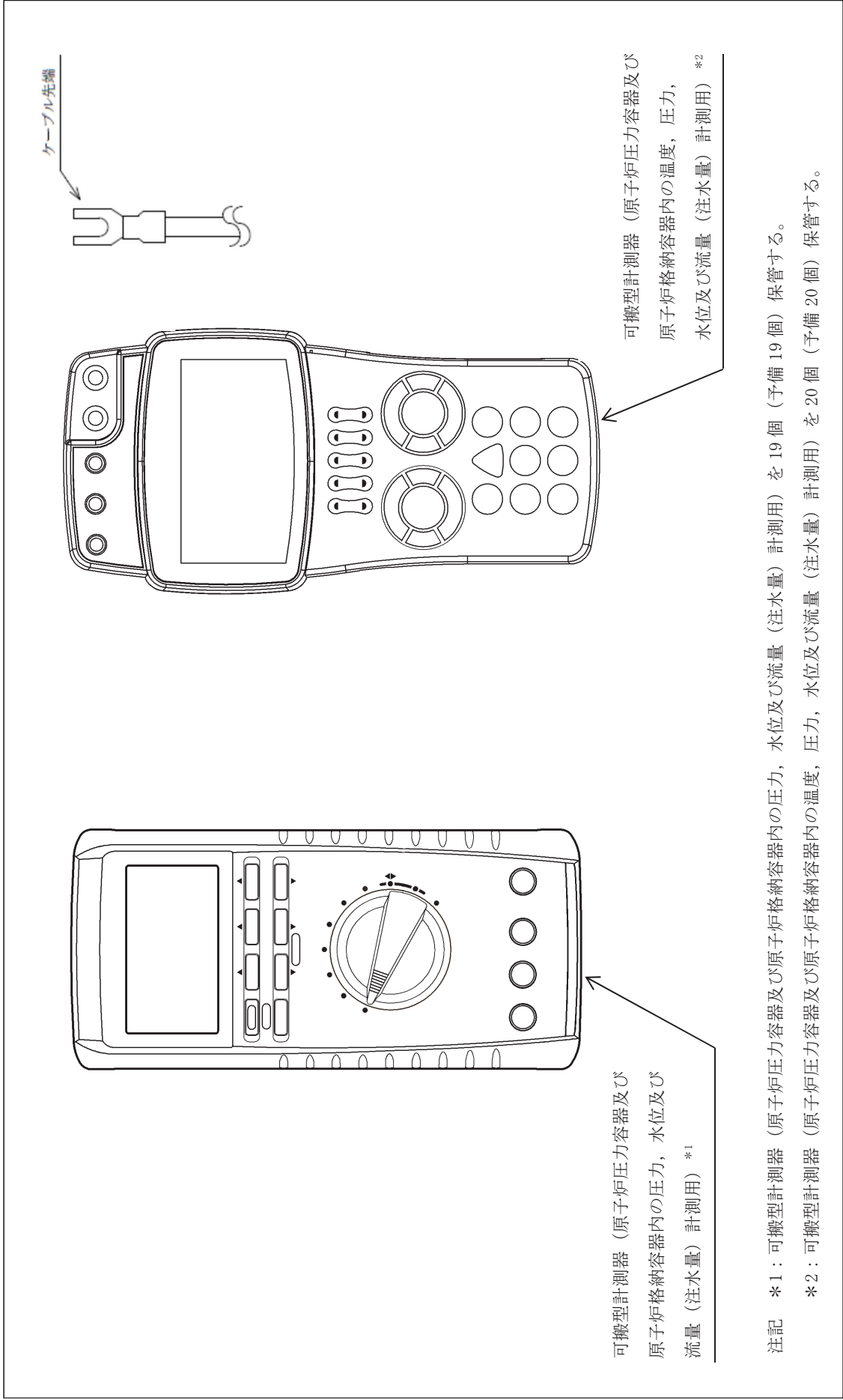


図 3. 1. 9-30 検出器の構造図（可搬型計測器）

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		
原子炉压力容器温度	原子炉水位（燃料域）	フィルタ装置水位
高圧代替注水系系統流量	原子炉水位（S A 広帯域）	フィルタ装置圧力
低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	原子炉水位（S A 燃料域）	フィルタ装置スクラビング水温度
低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	ドライウエル圧力	残留熱除去系海水系系統流量
低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）	サプレッション・チェンバ圧力	緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）
低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	サプレッション・プール水温度	緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）
代替循環冷却系原子炉注水流量	ドライウエル雰囲気温度	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力
代替循環冷却系ポンプ入口温度	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力
残留熱除去系熱交換器入口温度	格納容器下部水温	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力
残留熱除去系熱交換器出口温度	代替淡水貯槽水位	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力
原子炉隔離時冷却系系統流量	西側淡水貯水設備水位	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
高圧炉心スプレイ系系統流量	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
低圧炉心スプレイ系系統流量	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	残留熱除去系ポンプ吐出圧力
残留熱除去系系統流量	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	静的触媒式水素再結合器動作監視装置
原子炉圧力	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	使用済燃料プール水位・温度（S A 広域）
原子炉圧力（S A）	サプレッション・プール水位	使用済燃料プール温度（S A）
原子炉水位（広帯域）	格納容器下部水位	

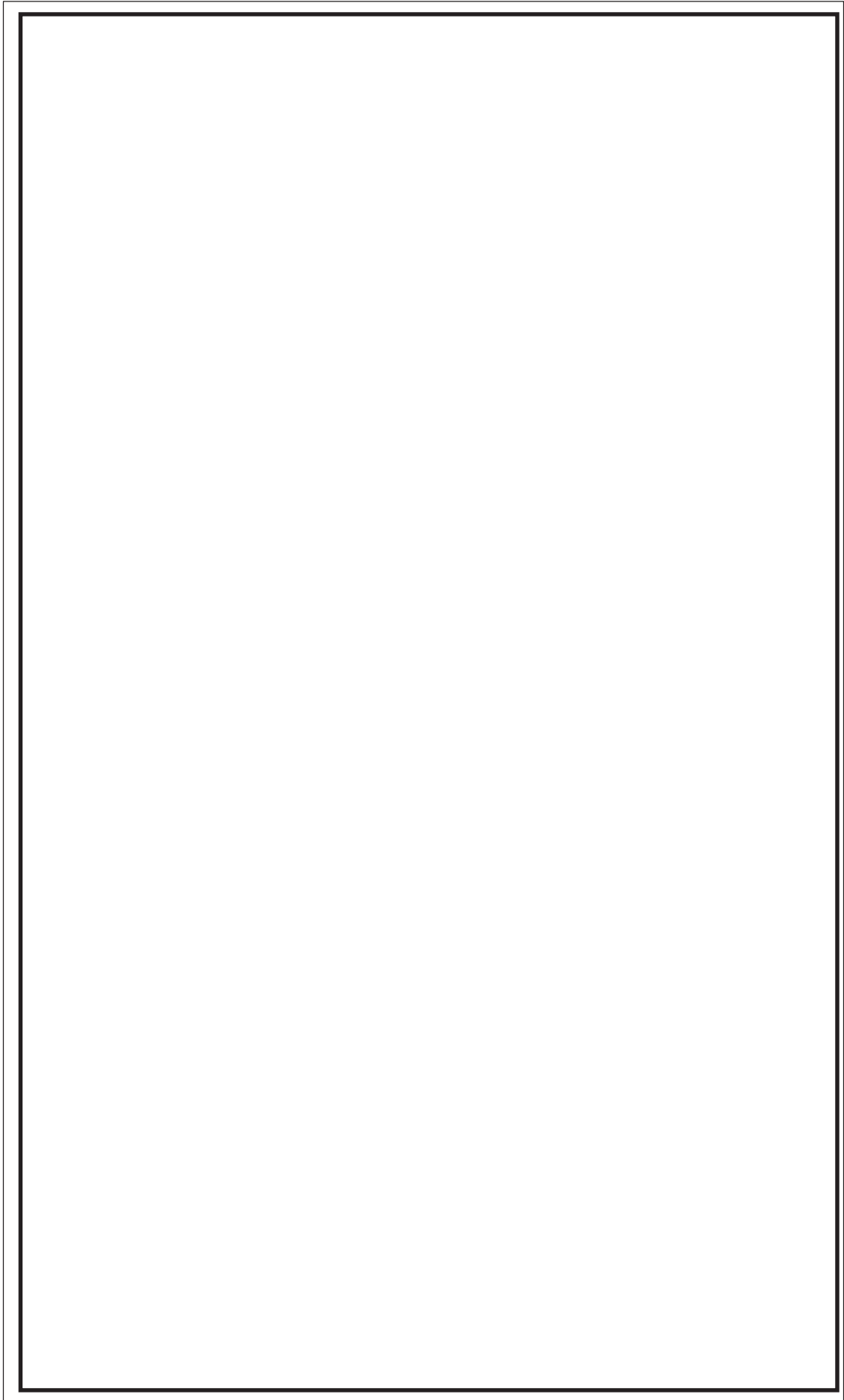


図 3.1.9-31 検出器の取付箇所を明示した図面 (EL. -4.00 m)

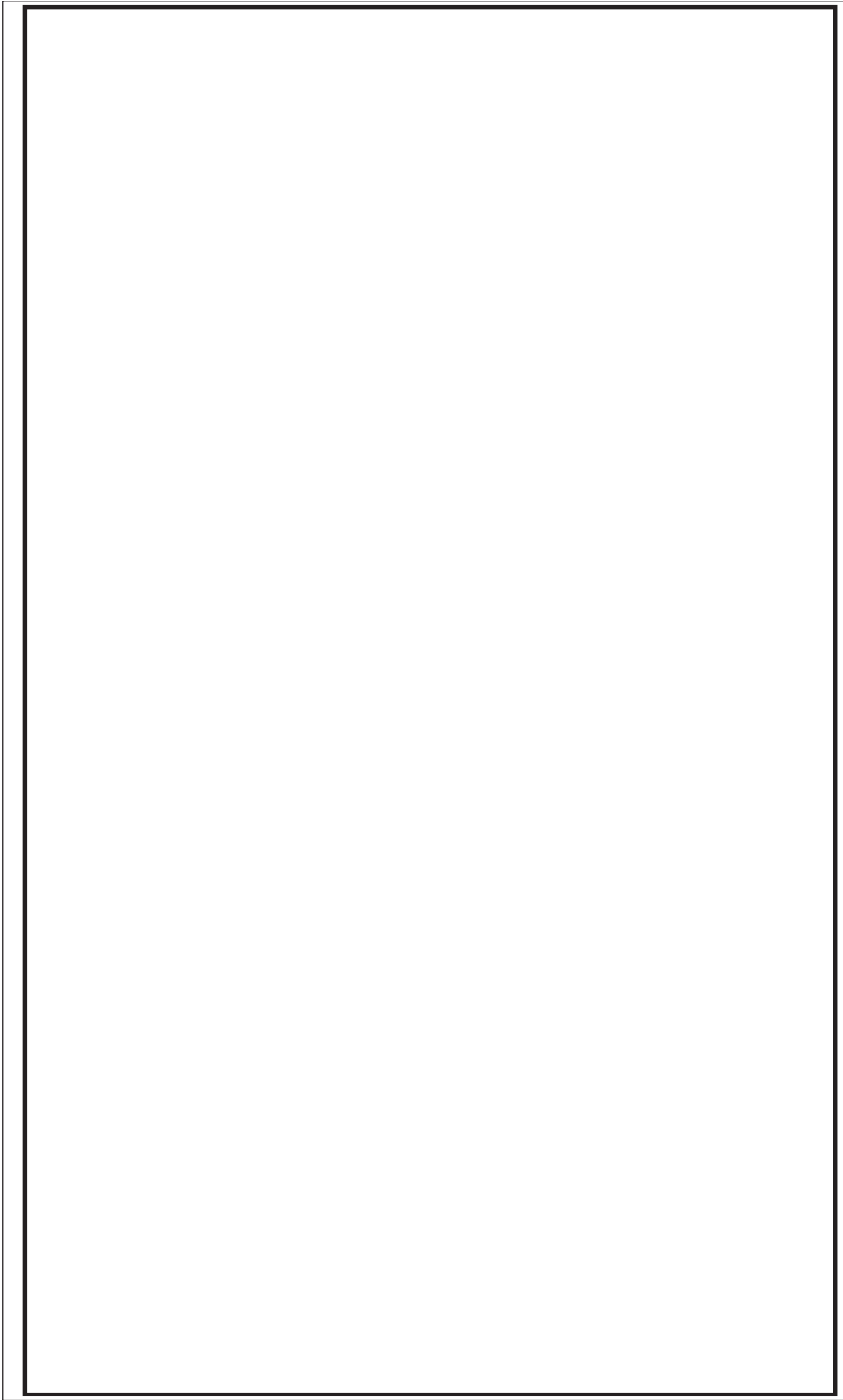


図 3. 1. 9-32 検出器の取付箇所を明示した図面 (EL. 2. 00 m)

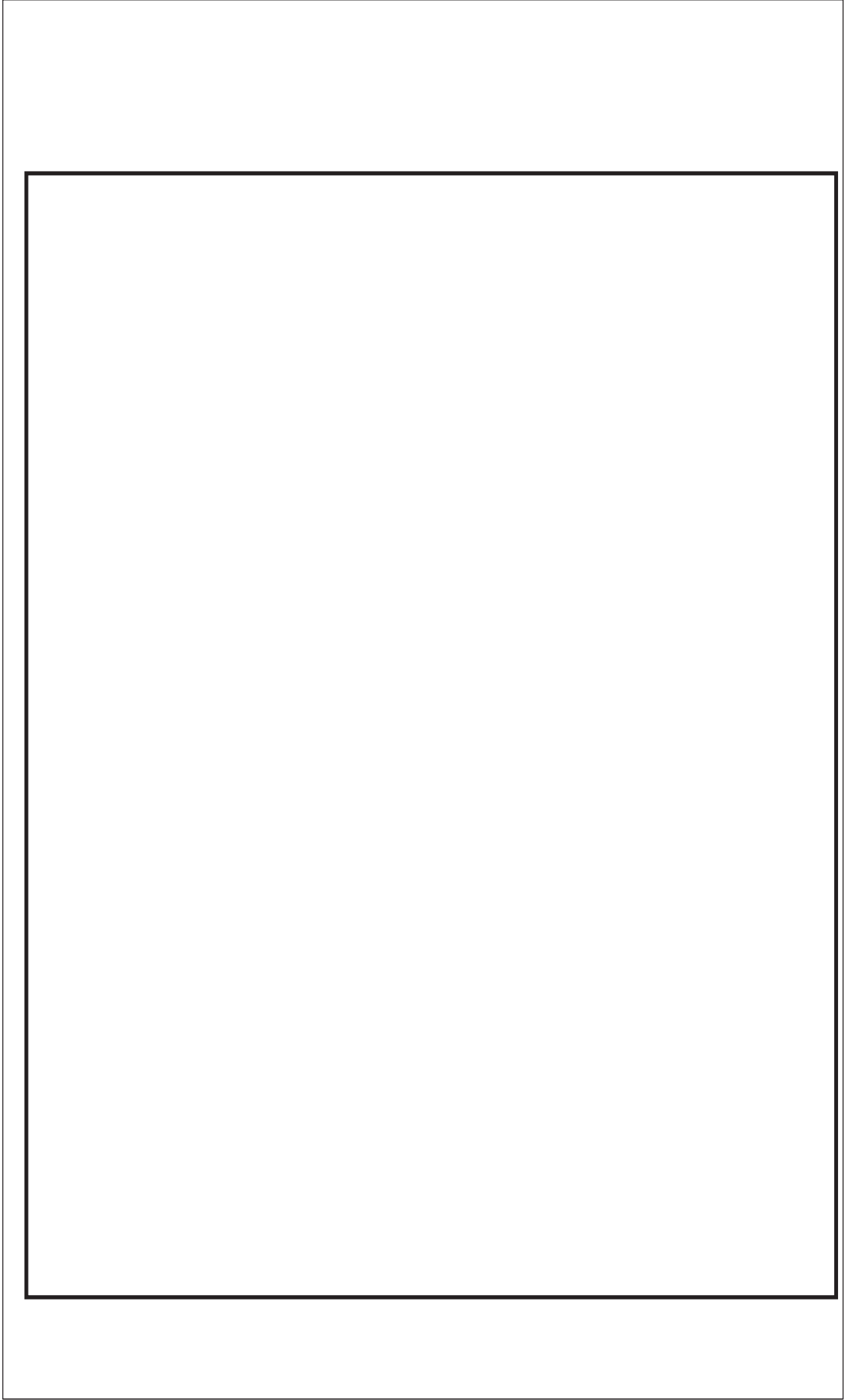


図 3.1.9-33 検出器の取付箇所を明示した図面 (EL. 18.00 m)

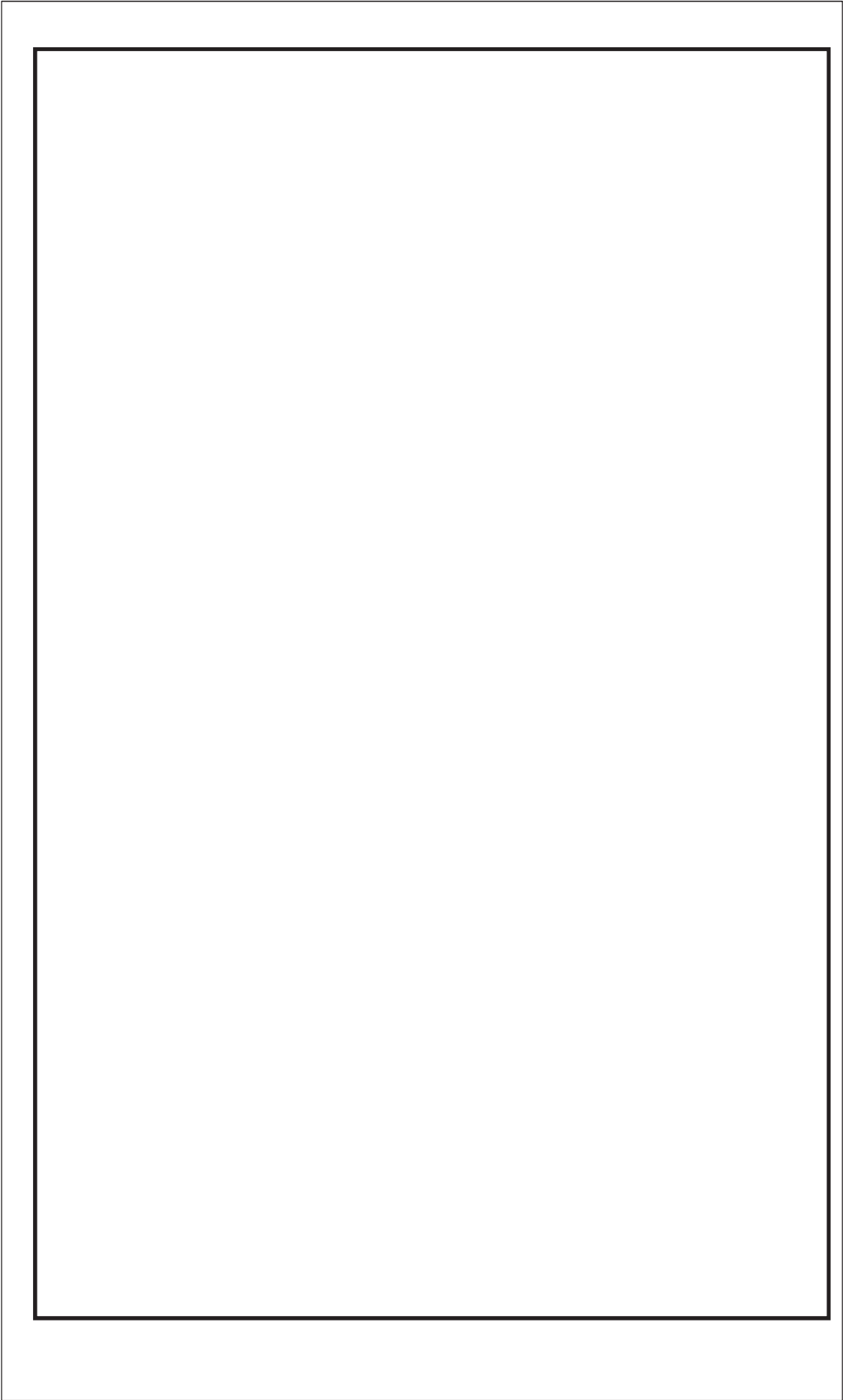


図 3.1.9-34 検出器の取付箇所を明示した図面 (EL. 22.00 m)

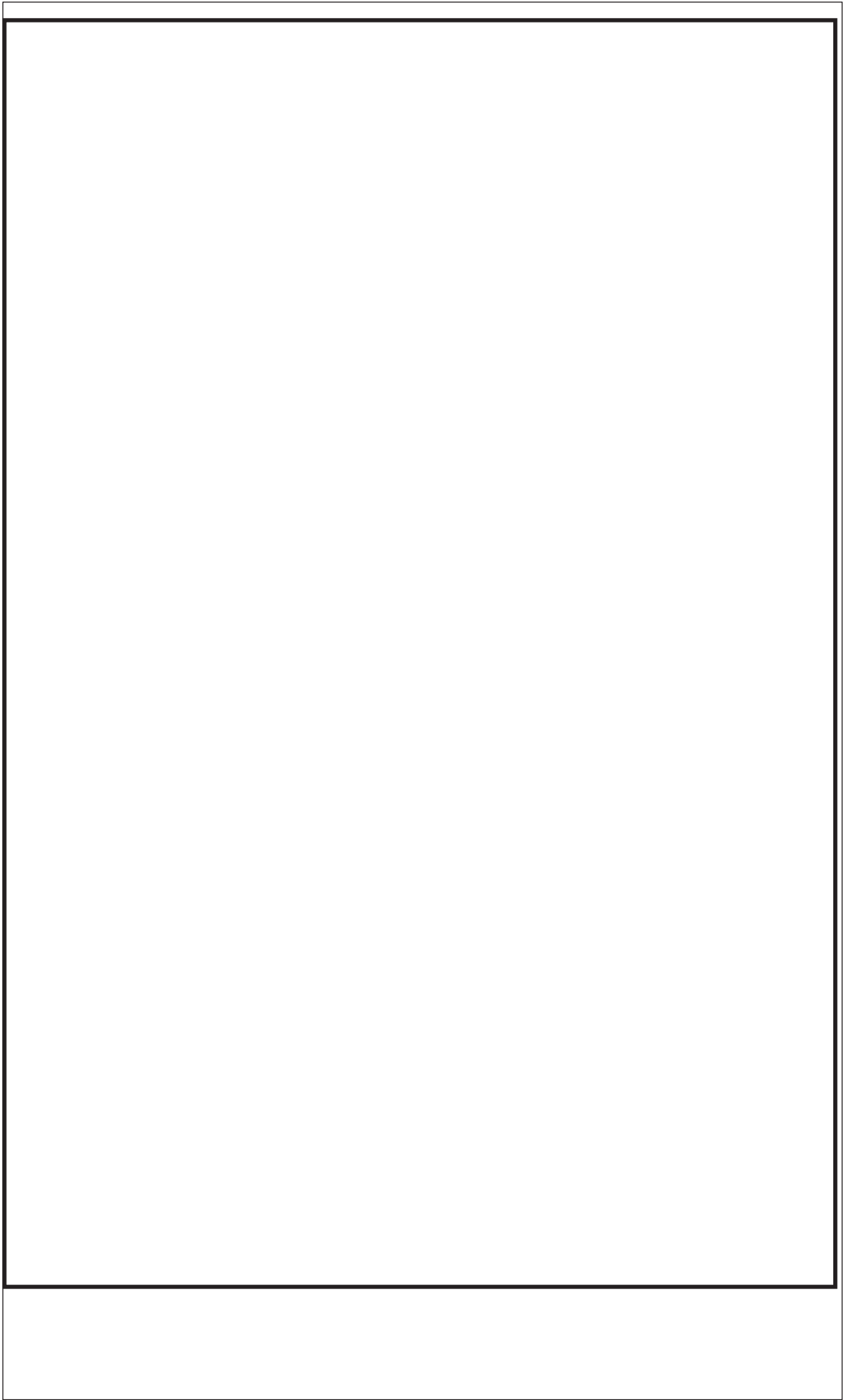


図 3.1.9-35 検出器の取付箇所を明示した図面 (屋外 EL. 約 8 m)

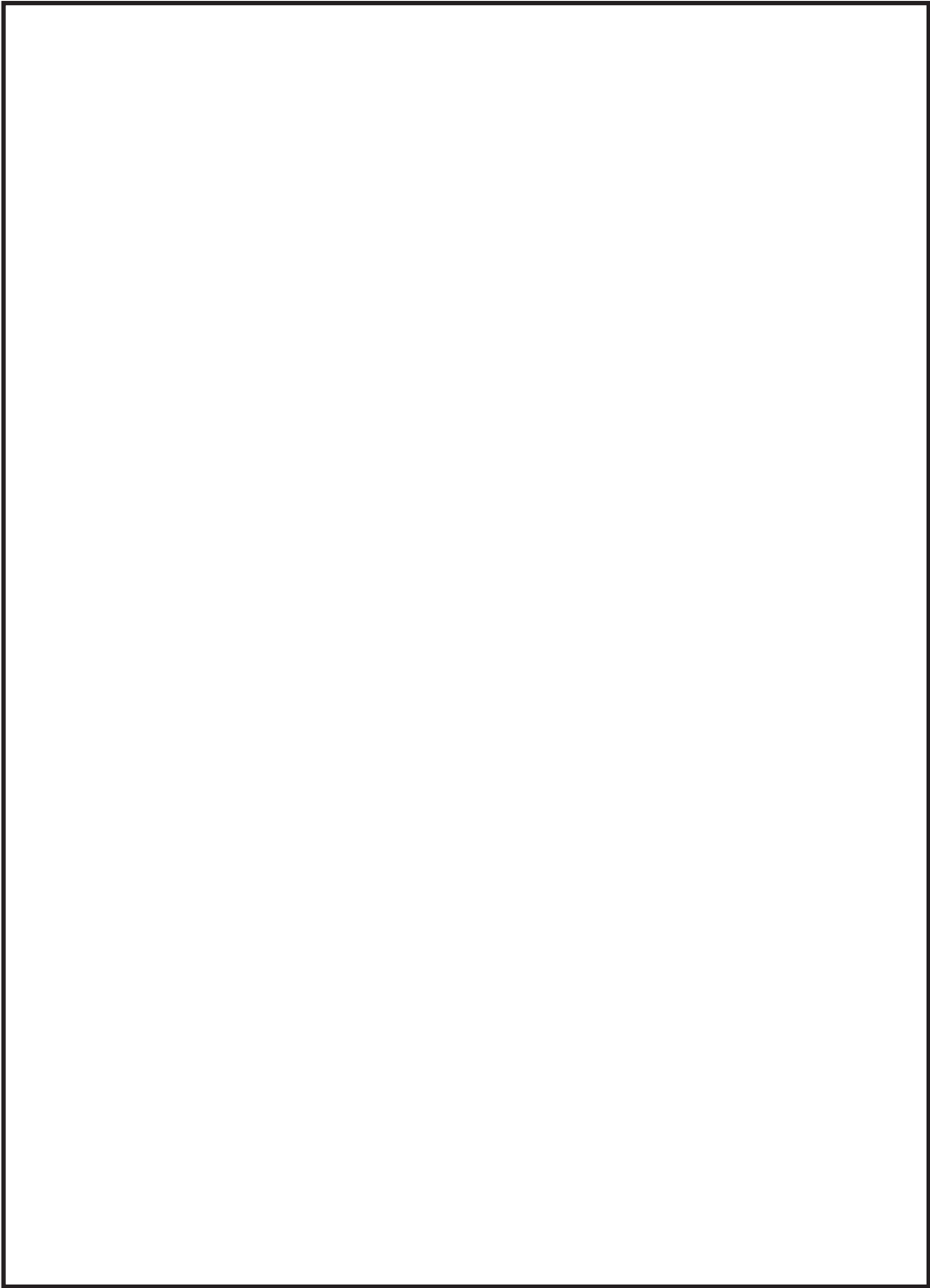


図 3.1.9-36 検出器の取付箇所を明示した図面 (EL. 30.30 m)

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、緊急時対策支援システム伝送装置に記録、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。制御棒の位置及び原子炉圧力容器の入口及び出口における圧力及び温度の計測結果は、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なパラメータは、原則、緊急時対策支援システム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な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 (注)
起動領域計装	中央制御室	中央制御室 (記録計) 緊急時対策支援システム伝送装置
出力領域計装	中央制御室	中央制御室 (記録計) 緊急時対策支援システム伝送装置
原子炉圧力容器温度	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
高圧代替注水系系統流量	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用)	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用)	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用)	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用)	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
代替循環冷却系原子炉注水流量	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
代替循環冷却系ポンプ入口温度	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
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) 緊急時対策支援システム伝送装置
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) 緊急時対策支援システム伝送装置
原子炉隔離時冷却系系統流量	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
高圧炉心スプレイ系系統流量	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
低圧炉心スプレイ系系統流量	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
残留熱除去系系統流量	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
原子炉圧力	中央制御室	中央制御室 (記録計) 緊急時対策支援システム伝送装置
原子炉圧力 (S A)	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
原子炉水位 (広帯域)	中央制御室	中央制御室 (記録計) 緊急時対策支援システム伝送装置
原子炉水位 (燃料域)	中央制御室	中央制御室 (記録計) 緊急時対策支援システム伝送装置
原子炉水位 (S A 広帯域)	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
原子炉水位 (S A 燃料域)	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
ドライウェル圧力	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
サプレッション・チェンバ圧力	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
サプレッション・プール水温度	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置

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 (注)
ドライウェル雰囲気温度	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
サプレッション・チェンバ雰囲気温度	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
格納容器内水素濃度 (S A)	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
格納容器内酸素濃度 (S A)	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
格納容器下部水温	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
代替淡水貯槽水位	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
西側淡水貯水設備水位	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用)	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用)	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
低圧代替注水系格納容器下部注水流量	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
サプレッション・プール水位	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
格納容器下部水位	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
原子炉建屋水素濃度	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
フィルタ装置入口水素濃度	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
フィルタ装置水位	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
フィルタ装置圧力	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
フィルタ装置スクラビング水温度	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
残留熱除去系海水系系統流量	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置

(注) 記録計及び緊急時対策支援システム伝送装置は、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。緊急時対策支援システム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	起動領域計装
	出力領域計装
制御棒の位置	制御棒位置
一次冷却材の不純物の濃度	分析装置
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
	原子炉水位（広帯域）
原子炉格納容器内の圧力，温度及び可燃性ガスの濃度	ドライウェル圧力
	サプレッション・チェンバ圧力
	ドライウェル雰囲気温度
	サプレッション・チェンバ雰囲気温度
	格納容器内水素濃度
	格納容器内酸素濃度

その他の計測項目については，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

安全保護装置は，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他は，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，原子炉緊急停止系の構成例を「図 3.3-1 原子炉緊急停止系の構成例」に示す。

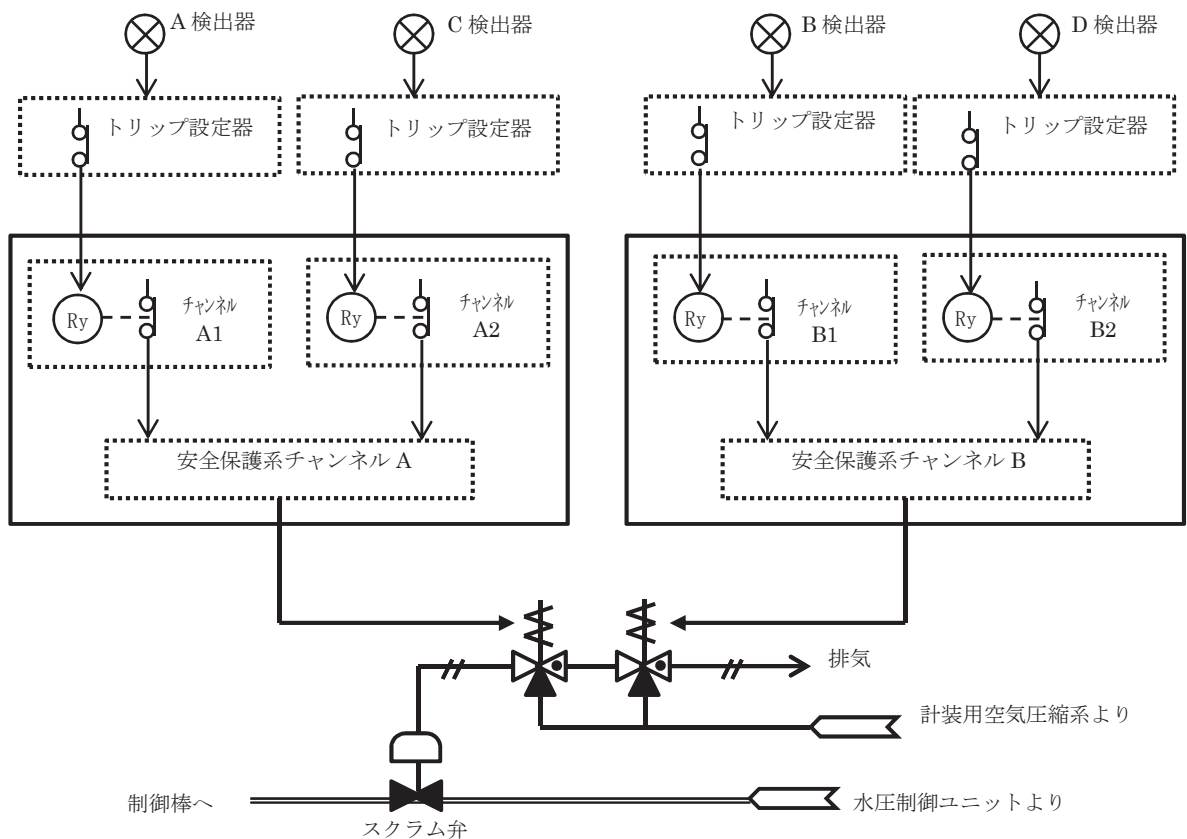


図 3.3-1 原子炉緊急停止系の構成例

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緊急時対策支援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物理的又は機能的な分離概略図」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) 物理的及び電氣的アクセスの制限

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、安全保護装置のうち、一部デジタル演算処理を行う機器のパスワード管理により電氣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）、又は米国 Regulatory Guide 1.152「原子力発電所安全関連システムのプログラマブルデジタル計算機システムソフトウェアの基準」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を使用する設計とする。（「図 3.3.1-2 検証及び妥当性確認（JEAG4609）」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、物理的及び電氣的アクセスの制限、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。

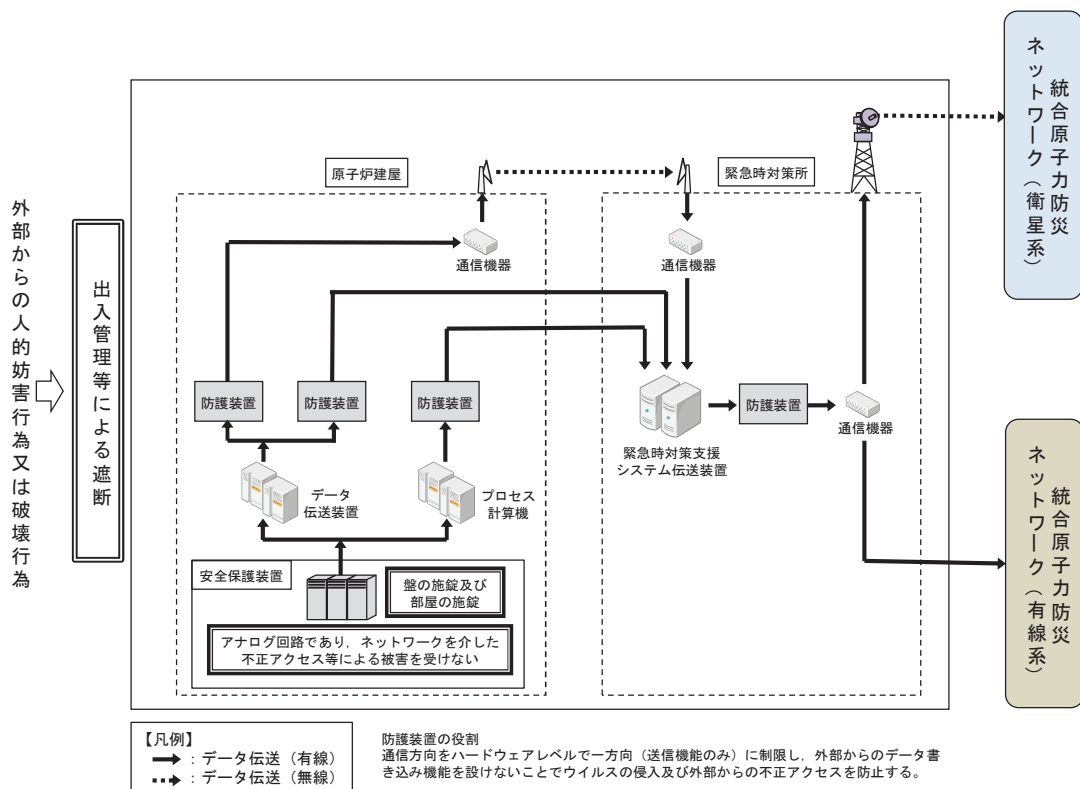


図 3.3.1-1 外部ネットワークと物理的又は機能的な分離概略図

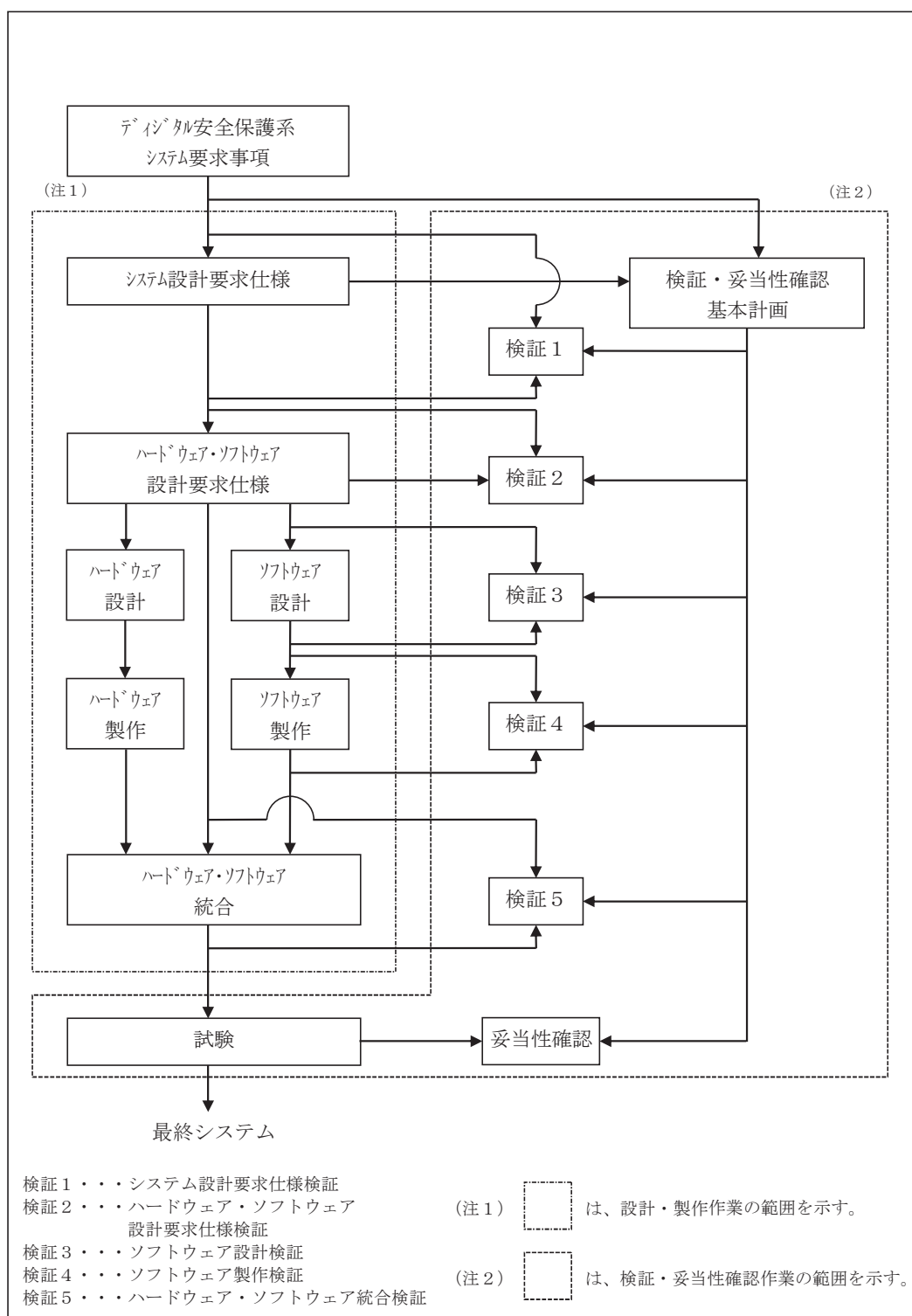


図 3.3.1-2 検証及び妥当性確認 (JEAG4609)

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検証する。
検証 2	システム設計要求仕様が正しく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	ソフトウェア設計通りに正しくソフトウェア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を統合してハードウェア・ソフトウェア設計要求仕様通りのシステムとなっていることを検証する。
妥当性確認	ソフトウェアとハードウェア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、添付書類「V-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 (1/8)

名称	計測範囲	プラントの状態*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*1	設計基準事故時*1 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	炉心損傷前	炉心損傷後	
起 動 領 域 計 装	中性子源領域 $10^{-1} \sim 10^6$ CPS ($1 \times 10^3 \sim 1 \times 10^9$ $\text{cm}^{-2}\text{s}^{-1}$)					発電用原子炉の停止時から起動時の中性子束を測定できる範囲に設定。 重大事故等時に発電用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。中性子源領域が測定できる範囲を超えた場合は、中間領域、出力領域計装によって監視可能。
	中間領域 $0 \sim 40$ %又は $0 \sim 125$ %*2 ($1 \times 10^8 \sim 1.5 \times 10^{13}$ $\text{cm}^{-2}\text{s}^{-1}$)					発電用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設定している。
出力領域計装	0 % ~ 125 %*3 ($10^{12} \sim 10^{14}$ $\text{cm}^{-2}\text{s}^{-1}$)					発電用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時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設定している。 設計基準事故時及び重大事故等時、一時的に計測範囲を超えるが、負の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再循環系ポンプトリップ等により中性子束は低下するたため、現状の計測範囲でも対応が可能である。「中間領域」「中性子源領域」と相まっ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である。

表 4-1 計測装置の計測範囲 (2/8)

名称	計測範囲	プラントの状態*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*1	設計基準事故時*1 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時*1 炉心損傷前 炉心損傷後	
原子炉圧力容器温度	0～500 ℃				重大事故等時において、損傷炉心の冷却状態を把握、適切に対応するための判断基準である [] に対して、原子炉圧力容器温度 (0～500 ℃) を設定する。
高压代替注水系 系統流量	0～50 L/s				重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう、高压代替注水系系統流量 [] に余裕を見込んだ設定とする。
低压代替注水系 原子炉注水流量 (常設ライン用)	0～500 m³/h				重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう、低压代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水時における最大注水量 [] に余裕を見込んだ設定とする。
低压代替注水系 原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用)	0～80 m³/h				重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう、低压代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水時におけるミニフロー調整時の最大注水量 [] が計測可能な範囲とする。
低压代替注水系 原子炉注水流量 (可搬ライン用)	0～300 m³/h				重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう、低压代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水時における最大注水量 [] に余裕を見込んだ設定とする。
低压代替注水系 原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用)	0～80 m³/h				重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう、低压代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水時におけるミニフロー調整時の最大注水量 [] が計測可能な範囲とする。
代替循環冷却系 原子炉注水流量	0～150 m³/h				重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう、代替循環冷却系による原子炉圧力容器注水時における最大流量 [] に余裕を見込んだ設定とする。
代替循環冷却系 ポンプ入口温度	0～100 ℃				代替循環冷却時における代替循環冷却系ポンプの最高使用温度 [] 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 (3/8)

名称	計測範囲	プラントの状態*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*1	設計基準事故時*1 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時*1 炉心損傷前 炉心損傷後	
残留熱除去系 熱交換器入口温度	0～300 ℃				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 [] に余裕を見込んだ設定とする。
残留熱除去系 熱交換器出口温度	0～300 ℃				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 [] に余裕を見込んだ設定とする。
原子炉隔離時 冷却系系統流量	0～50 L/s				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 [] に余裕を見込んだ設定とする。
高圧炉心スプレイ系 系統流量	0～500 L/s				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 [] に余裕を見込んだ設定とする。
低圧炉心スプレイ系 系統流量	0～600 L/s				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 [] に余裕を見込んだ設定とする。
残留熱除去系 系統流量	0～600 L/s				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 [] に余裕を見込んだ設定とする。
原子炉圧力	0～10.5 MPa				原子炉圧力容器最高使用圧力 [] の 1.2 倍 [] を包絡する範囲として設定する。
原子炉圧力 (S A)	0～10.5 MPa				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。

表 4-1 計測装置の計測範囲 (4/8)

名称	計測範囲	プラントの状態*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*1	設計基準事故時*1 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時*1	
				炉心損傷前	炉心損傷後
原子炉水位 (広帯域)	-3800～ 1500 mm ^{*4}				炉心の冷却状況を把握する上で、原子炉水位制御範囲 (レベル3～8) を監視可能である。
原子炉水位 (燃料域)	-3800～ 1300 mm ^{*5}				炉心の冷却状況を把握する上で、燃料有効長底部まで監視可能である。
原子炉水位 (SA広帯域)	-3800～ 1500 mm ^{*4}				炉心の冷却状況を把握する上で、原子炉水位制御範囲 (レベル3～8) を監視可能である。
原子炉水位 (SA燃料域)	-3800～ 1300 mm ^{*5}				炉心の冷却状況を把握する上で、燃料有効長底部まで監視可能である。
ドライウエル/圧力	0～1 MPa[abs]				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 に余裕を見込んだ設定とする。
サブプレッション・ チェンバ圧力	0～1 MPa[abs]				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 に余裕を見込んだ設定とする。
サブプレッション・ プール水温度	0～200 °C				重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう に、サブプレッション・プール水温度 に余裕を見込んだ設定とする。また、原子炉格納容器の限界圧力 (620 kPa [gage]) における サブプレッション・プール水の飽和温度 を監視可能である。
ドライウエル 雰囲気温度	0～300 °C				重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう に、ドライウエル雰囲気温度 に余裕を見込んだ設定とする。また、原子炉格納容器の限界温度 を監視可能である。
サブプレッション・ チェンバ雰囲気温度	0～200 °C				重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう に、サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 に余裕を見込んだ設定とする。また、 原子炉格納容器の限界温度 を監視可能である。

表 4-1 計測装置の計測範囲 (5/8)

名称	計測範囲	プラントの状態*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*1	設計基準事故時*1 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時*1 炉心損傷前 炉心損傷後	
格納容器内酸素濃度 (SA)	0～100 %				重大事故等時に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 [] を計測可能な範囲とする。
格納容器内酸素濃度 (SA)	0～25 %				重大事故等時に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 [] を計測可能な範囲とする。
格納容器下部水温	0～500 ℃				原子炉格納容器下部底部にデブリが落下又は堆積した際に温度上昇又は高温のデブリが検出器接触し指示値がダウンスケールすることでデブリの落下・堆積が検知可能である。
代替淡水貯槽水位	0～20 m				重大事故等時において、代替淡水貯槽の底部より上の水位計検出点からポンプ戻り配管レベル [] を監視可能である。
西側淡水貯水設備水位	0～6.5 m				西側淡水貯水設備の水槽底部より [] 上から＋5 m (水槽上端) まで (事故収束に必要な貯水量) を監視可能。
低圧代替注水系 格納容器スプレイ流量 (常設ライン用)	0～500 m ³ /h				重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう に、代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器スプレイ時における最大注水量 [] に余裕を見込んだ設定とする。
低圧代替注水系 格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用)	0～500 m ³ /h				重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう に、代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) による原子炉格納容器スプレイ時における最大注水量 [] に余裕を見込んだ設定とする。
低圧代替注水系 格納容器下部注水流量	0～200 m ³ /h				重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう に、低圧代替注水系 (常設又は可搬型) による格納容器下部注水時における最大注水量 [] に余裕を見込んだ設定とする。
代替循環冷却系 格納容器スプレイ流量	0～300 m ³ /h				重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう に、代替循環冷却系による格納容器スプレイ時における最大注水量 [] 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 (6/8)

名称	計測範囲	プラントの状態*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*1	設計基準事故時*1 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時*1	
			炉心損傷前	炉心損傷後	
サプレッション・プール水位	-1～9 m ^{*6}				ウェットウェルベント操作可否判断 (ベントライン下端高さ [*] ：通常水位 [*] を把握できる範囲を監視可能である。重大事故等のパラメータ変動を包絡するように、サプレッション・プール水位 [*] に余裕を見込んだ設定とする。(サプレッション・プール水を水源とする非常用炉心冷却系等の起動時に想定される変動 (低下) 水位 ^m を監視可能。)
格納容器下部水位	0.50 m ^{*7, *8}				原子炉格納容器下部における注水状況を確認するため、原子炉圧力容器破損後 (デブリ堆積高さ ^{*7} の場合) に溶融炉心の冷却に必要な水量があることを確認できる位置に設置する。
	0.95 m ^{*7, *8}				
	1.05 m ^{*7, *8}				
	2.25 m ^{*7, *8} 2.75 m ^{*7, *8}				
原子炉建屋水素濃度	0～10 %				原子炉格納容器下部における注水状況を確認するため、原子炉圧力容器破損後 (デブリ堆積高さ ^{*7} の場合) に溶融炉心の冷却に必要な水量があることを確認できる位置に設置する。 重大事故等時において、水素と酸素の可燃限界濃度 (水素濃度： [*] を監視可能である。 (なお、静的触媒式水素再結合器にて、原子炉建屋内の水素濃度を可燃限界である [*] に低減する。)
	0～20 %				
フィルタ装置入口水素濃度	0～100 %				格納容器ベント停止後の窒素によるバージを実施し、フィルタ装置入口配管内に滞留する水素濃度が可燃限界濃度 [*] 未満であることを監視可能。原子炉格納容器内水素濃度の最大値 [*] (ドライ条件)) を監視可能。

表 4-1 計測装置の計測範囲 (7/8)

名称	計測範囲	プラントの状態*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*1	設計基準事故時*1 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時*1	
				炉心損傷前	炉心損傷後
フィルタ装置水位	180～5500 mm				系統待機時におけるスクラビング水位の設定範囲 [] 及びベント後のフィルタ装置機能維持のための下限水位から上限水位の範囲 [] を監視可能。
フィルタ装置圧力	0～1 MPa				格納容器ベント実施時に、格納容器圧力逃がし装置の最高使用圧力 [] を監視可能。
フィルタ装置スクラビング水温度	0～300 °C				格納容器ベント実施時に、格納容器圧力逃がし装置の最高使用温度 [] を監視可能。
残留熱除去系海水系系統流量	0～550 L/s				残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系海水系ポンプの最大流量 [] を監視可能。
緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)	0～800 m ³ /h				緊急用海水系の運転時における、緊急用海水系流量 [] を監視可能。
緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)	0～50 m ³ /h				緊急用海水系の運転時における、緊急用海水系流量 [] を監視可能。
常設高圧代替注水系 ポンプ吐出圧力	0～10 MPa				重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう、常設高圧代替注水系ポンプ運転時の吐出圧力 [] に余裕を見込んだ設定とする。
常設低圧代替注水系 ポンプ吐出圧力	0～5 MPa				重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう、常設低圧代替注水系ポンプ運転時の吐出圧力 [] 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 (8/8)

名称	計測範囲	プラントの状態*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*1	設計基準事故時*1 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時*1 炉心損傷前	重大事故等時*1 炉心損傷後	
代替循環冷却系 ポンプ吐出圧力	0～5 MPa					重大事故等時のパラメータ変動を包絡する ように、代替循環冷却系ポンプ運転時の吐 出圧力 に余裕を見込んだ設定 とする。
原子炉隔離時冷却系 ポンプ吐出圧力	0～10 MPa					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運転時 の吐出圧力 に余裕を見込んだ 設定とする。
高圧炉心スプレイ系 ポンプ吐出圧力	0～10 MPa					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運転時 の吐出圧力 に余裕を見込んだ 設定とする。
低圧炉心スプレイ系 ポンプ吐出圧力	0～4 MPa					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運転時 の吐出圧力 に余裕を見込んだ 設定とする。
残留熱除去系 ポンプ吐出圧力	0～4 MPa					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運転時の吐出 圧力 に余裕を見込んだ設定と する。

注記 *1：プラント状態の定義は、以下のとおり。

- ・ 通常運転時：計画的に行われる起動、停止、出力運転、高温停止、冷温停止、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、発生する頻度は希であるが、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 上とする。(蒸気乾燥器スカート下端)
- *5：基準点は、原子炉圧力容器零レベルより 上とする。(燃料有効長頂部)
- *6：基準点は、通常運転水位 EL.
- *7：格納容器下部底面（コリウムシールド上表面）からの高さ。
- *8：水位が検出器に到達した場合に 0N になる。

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
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 900 ℃程度までの温度測定が可能。
高圧代替注水系系統流量	0～50 L/s	0～50 L/s に相当する検出器からの電気信号を計測。
低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用)	0～500 m ³ /h	0～500 m ³ /h に相当する検出器からの電気信号を計測。
低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用)	0～80 m ³ /h	0～80 m ³ /h に相当する検出器からの電気信号を計測。
低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用)	0～300 m ³ /h	0～300 m ³ /h に相当する検出器からの電気信号を計測。
低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用)	0～80 m ³ /h	0～80 m ³ /h に相当する検出器からの電気信号を計測。
代替循環冷却系原子炉注水流量	0～150 m ³ /h	0～150 m ³ /h に相当する検出器からの電気信号を計測。
代替循環冷却系ポンプ入口温度	0～100 ℃	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。
残留熱除去系熱交換器入口温度	0～300 ℃	
残留熱除去系熱交換器出口温度	0～300 ℃	
原子炉隔離時冷却系系統流量	0～50 L/s	0～50 L/s 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系統流量	0～500 L/s	0～500 L/s 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系統流量	0～600 L/s	0～600 L/s に相当する検出器からの電気信号を計測。
残留熱除去系系統流量	0～600 L/s	
原子炉圧力	0～10.5 MPa	0～10.5 MPa に相当する検出器からの電気信号を計測。
原子炉圧力 (S A)	0～10.5 MPa	
原子炉水位 (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 (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 (S A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 (S A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。

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
ドライウエル圧力	0～1 MPa[abs]	0～1 MPa[abs]に相当する検出器からの電気信号を計測。
サプレッション・チェンバ圧力	0～1 MPa[abs]	
サプレッション・プール水温度	0～200 °C	検出器内部の温度素子の耐熱温度である 500 °C程度までの温度測定が可能。
ドライウエル雰囲気温度	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。
サプレッション・チェンバ雰囲気温度	0～200 °C	
格納容器下部水温	0～500 °C	検出器内部の温度素子の耐熱温度である 500 °C程度までの温度測定が可能。
代替淡水貯槽水位	0～20 m	0～20 m に相当する検出器からの電気信号を計測。
西側淡水貯水設備水位	0～6.5 m	0～6.5 m に相当する検出器からの電気信号を計測。
低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用)	0～500 m ³ /h	0～500 m ³ /h に相当する検出器からの電気信号を計測。
低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用)	0～500 m ³ /h	0～500 m ³ /h に相当する検出器からの電気信号を計測。
低圧代替注水系格納容器下部注水流量	0～200 m ³ /h	0～200 m ³ /h に相当する検出器からの電気信号を計測。
代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	0～300 m ³ /h	0～300 m ³ /h に相当する検出器からの電気信号を計測。
サプレッション・プール水位	-1～9 m	-1～9 m ³ に相当する検出器からの電気信号を計測。
格納容器下部水位	0.50 m, 0.95 m 1.05 m, 2.25 m 2.75 m	検出器からの ON-OFF 信号に相当する電気信号を計測。
フィルタ装置水位	180～5500 mm	180～5500 mm に相当する検出器からの電気信号を計測。
フィルタ装置圧力	0～1 MPa	0～1 MPa に相当する検出器からの電気信号を計測。
フィルタ装置スクラビング水温度	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。
残留熱除去系海水系系統流量	0～550 L/s	0～550 L/s 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
緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)	0～800 m ³ /h	0～800 m ³ /h に相当する検出器からの電気信号を計測。
緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)	0～50 m ³ /h	0～50 m ³ /h に相当する検出器からの電気信号を計測。
常設高压代替注水系 ポンプ吐出圧力	0～10 MPa	0～10 MPa に相当する検出器からの電気信号を計測。
常設低压代替注水系 ポンプ吐出圧力	0～5 MPa	0～5 MPa に相当する検出器からの電気信号を計測。
代替循環冷却系ポンプ 吐出圧力	0～5 MPa	0～5 MPa 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 吐出圧力	0～10 MPa	0～10 MPa に相当する検出器からの電気信号を計測。
高压炉心スプレイ系ポンプ 吐出圧力	0～10 MPa	
低压炉心スプレイ系ポンプ 吐出圧力	0～4 MPa	0～4 MPa 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吐出圧力	0～4 MPa	
静的触媒式水素再結合器動作 監視装置	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。
使用済燃料プール水位・温度 (S A広域)	0～120 ℃	検出器内部の温度素子の耐熱温度である 500 ℃程度までの温度測定が可能。
使用済燃料プール温度 (S A)	0～120 ℃	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 上とする。(蒸気乾燥器スカート下端)

*2: 基準点は, 原子炉圧力容器零レベルより 上とする。(燃料有効長頂部)

*3: 基準点は, 通常運転水位 EL.

V-1-5-2 原子炉非常停止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
3. 施設の詳細設計方針.....	2
4. 原子炉非常停止信号の設定値の根拠.....	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」第35条及びその「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」に関わる、原子炉非常停止信号の設定値の根拠について説明する。

今回、設計基準対象施設である、原子炉非常停止信号のうち、設定値を変更する原子炉水位低について説明する。なお、変更後の設定値は設置（変更）許可を受けた運転時の異常な過渡変化の解析及び事故の解析において燃料要素の許容損傷限界を超えないことを確認している。

2. 基本方針

運転時の異常な過渡変化が発生する場合又は地震の発生により発電用原子炉の運転に支障が生ずる場合においても、燃料要素の許容損傷限界を超えないようにできるものとするため、原子炉緊急停止系と併せて機能する工学的安全施設の作動回路を設ける。原子炉非常停止信号については以下に示す。

- (1) 原子炉圧力高
- (2) 原子炉水位低
- (3) ドライウェル圧力高
- (4) 中性子束高
- (5) スクラム水排出容器水位高
- (6) 原子炉出力ペリオド短
- (7) 中性子束計装動作不能
- (8) 中性子束低
- (9) 主蒸気管放射能高
- (10) 主蒸気隔離弁閉
- (11) 主蒸気止め弁閉
- (12) 蒸気加減弁急速閉
- (13) 原子炉モード・スイッチ「停止」
- (14) 手動
- (15) 地震加速度大

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原子炉スクラム動作が保証される。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」とおりである。

(1) 原子炉水位低

設定値を 1370 cm（原子炉压力容器零レベルより上）から運転時の異常な過渡変化の解析及び事故の解析に使用している 1372 cm（原子炉压力容器零レベルより上）に変更する。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	原子炉非常停止信号の上限値又は下限値。
設定範囲	原子炉非常停止信号の許容範囲。 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. 原子炉非常停止信号の設定値の根拠

名 称	原子炉水位低
目 的 / 機 能	原子炉水位が通常運転水位よりも低下した場合、原子炉スクラムと同時に、主蒸気隔離弁を除く隔離弁を閉止し原子炉水位の低下を防止する。また、万一の放射性物質の原子炉建屋からの放出に備え原子炉建屋ガス処理系を起動する。
設 定 値	原子炉压力容器零レベル*より 1372 cm 以上
設 定 範 囲	原子炉压力容器零レベル*より 1372 cm 以上、かつ、1388 cm 以下

【設定根拠】

作動信号の設定値

設定値は、次の事項を考慮し原子炉压力容器零レベル*より 1372 cm 以上に設定する。

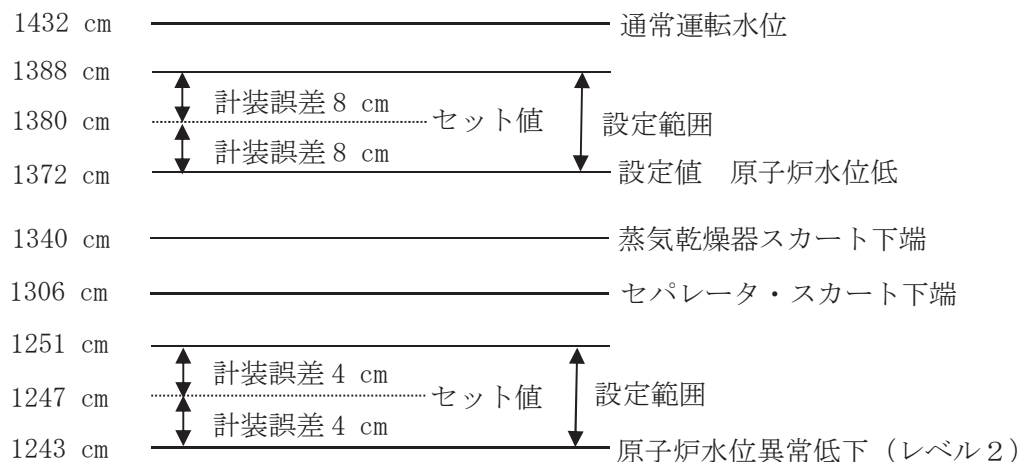
1. 通常運転水位よりも低い値であること。
2. 原子炉水位が蒸気乾燥器スカート及びセパレータ・スカート以下になると、水シールが不完全となり、湿分の多い蒸気がタービンへ流れ込む事になるため、設定値はこれらを考慮し、蒸気乾燥器スカート下端より上に余裕を加えた値とする。

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 1372 cm に計装誤差 8 cm を考慮した 1380 cm とする。

設定範囲はセット値 1380 cm に対して計装誤差 8 cm を差し引いた 1372 cm から、計装誤差 8 cm を加算した 1388 cm までの範囲とする。また、設定範囲は原子炉水位異常低下（レベル 2）の信号に対して不要な作動を防止するため、原子炉水位異常低下（レベル 2）の信号が最も早く発信される 1251 cm より高く設定する。

*：原子炉压力容器零レベルは、原子炉压力容器基準点を示す。



原子炉水位低設定値の概要図

V-1-5-3 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 工学的安全施設.....	1
2.2 その他の工学的安全施設.....	2
3. 施設の詳細設計方針.....	3
3.1 工学的安全施設.....	3
3.2 その他の工学的安全施設.....	5
4. 工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値の根拠.....	7
4.1 工学的安全施設.....	7
4.2 その他の工学的安全施設.....	10

1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第 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。

今回、設計基準対象施設である、工学的安全施設等の作動信号のうち、設定値を変更する、原子炉水位低、原子炉水位異常低下（レベル 2）及び原子炉水位異常低下（レベル 1）について説明する。なお、変更後の設定値は設置（変更）許可を受けた運転時の異常な過渡変化の解析及び事故の解析において燃料要素の許容損傷限界を超えないことを確認している。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根拠について説明する。

2. 基本方針

2.1 工学的安全施設

運転時の異常な過渡変化が発生する場合又は地震の発生により発電用原子炉の運転に支障が生ずる場合においても、燃料要素の許容損傷限界を超えないようにできるものとするため、原子炉停止系統と併せて機能する以下の工学的安全施設の作動回路を設ける。各工学的安全施設の起動（作動）信号の考え方を以下に示す。

(1) 主蒸気隔離弁

原子炉水位異常低下（レベル 2）、主蒸気管圧力低、主蒸気管放射能高、主蒸気管トンネル温度高、主蒸気管流量大、復水器真空度低のいずれかの信号により作動（閉）する。

(2) その他の原子炉格納容器隔離弁

ドライウエル圧力高、原子炉水位低、原子炉水位異常低下（レベル 2）のいずれかの信号によりその他の原子炉格納容器隔離弁は作動（閉）する。

(3) 原子炉建屋ガス処理系

原子炉建屋放射能高、ドライウエル圧力高、原子炉水位低のいずれかの信号により原子炉建屋ガス処理系は起動する。

(4) 高圧炉心スプレイ系

ドライウエル圧力高、原子炉水位異常低下（レベル 2）のいずれかの信号により高圧炉心スプレイ系は起動する。

(5) 低圧炉心スプレイ系

ドライウエル圧力高、原子炉水位異常低下（レベル 1）のいずれかの信号により低圧炉心スプレイ系は起動する。

(6) 残留熱除去系

ドライウェル圧力高，原子炉水位異常低下（レベル１）のいずれかの信号により残留熱除去系（低圧注水系）は起動する。

(7) 自動減圧系

ドライウェル圧力高，原子炉水位異常低下（レベル１）の同時信号により自動減圧系は起動する。

2.2 その他の工学的安全施設

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。

また，ATWS緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）により，再循環系ポンプを自動停止させ再循環系流量の低下により原子炉出力を抑制する。

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，過渡時自動減圧機能により逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動させることにより，原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する。

これらのその他の工学的安全施設の作動信号を発信させるための起動（信号）の考え方を以下に示す。

(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可され，中性子束の上昇により平均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，従来の原子炉圧力高（スクラム）信号とは別に「原子炉圧力高（ATWS）」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以下の「原子炉水位異常低下（レベル２）」信号を選定する。

ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）は，原子炉圧力高（ATWS），原子炉水位異常低下（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，原子炉緊急停止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。原子炉緊急停止系が動作後に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緊急停止系のスクラム・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) A T W S 緩和設備（代替再循環系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 A T W S 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可され、中性子束の上昇により平均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、「原子炉圧力高（A T W S）」信号を選定する。

また、原子炉水位が低下する過渡変化時において A T W S 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以下の「原子炉水位異常低下（レベル 2）」信号を選定する。

A T W S 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）は、原子炉圧力高（A T W S）、原子炉水位異常低下（レベル 2）のいずれかの信号により起動（作動）する。

なお、A T W S 緩和設備（代替再循環系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冷却材再循環ポンプ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再循環系ポンプの遮断器を動作させ、再循環系ポンプをトリップさせる。タービントリップ又は負荷遮断時の原子炉冷却材再循環ポンプトリップ機能が動作後に A T W S 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）が動作した場合において、再循環系ポンプはすでにトリップしていることから、A T W S 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）の動作による悪影響はない。

(3) 過渡時自動減圧機能

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、低圧炉心スプレイ系ポンプ又は残留熱除去系ポンプの吐出圧力確立を条件に「原子炉水位異常低下（レベル 1）」信号を選定する。

過渡時自動減圧機能は、低圧炉心スプレイ系ポンプ又は残留熱除去系ポンプの吐出圧力確立を条件に「原子炉水位異常低下（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 工学的安全施設

(1) 主蒸気隔離弁

a. 原子炉水位異常低下（レベル 2）

設定値を 1245 cm（原子炉圧力容器零レベルより上）から運転時の異常な過渡変化の解析及び事故の解析に使用している 1243 cm（原子炉圧力容器零レベルより上）に変更する。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) その他の原子炉格納容器隔離弁

a. 原子炉水位低

設定値を 1370 cm（原子炉压力容器零レベルより上）から運転時の異常な過渡変化の解析及び事故の解析に使用している 1372 cm（原子炉压力容器零レベルより上）に変更する。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. 原子炉水位異常低下（レベル 2）

3.1(1)a. と同様。

4. 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も同様の記載のため記載を省略する。

(3) 原子炉建屋ガス処理系

a. 原子炉水位低

3.1(2)a. と同様。

4. 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も同様の記載のため記載を省略する。

(4) 高圧炉心スプレイ系

a. 原子炉水位異常低下（レベル 2）

3.1(1)a. と同様。

4. 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も同様の記載のため記載を省略する。

(5) 低圧炉心スプレイ系

a. 原子炉水位異常低下（レベル 1）

設定値を 960 cm（原子炉压力容器零レベルより上）から運転時の異常な過渡変化の解析及び事故の解析に使用している 961 cm（原子炉压力容器零レベルより上）に変更する。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。

(6) 残留熱除去系

a. 原子炉水位異常低下（レベル 1）

3.1(5)a. と同様。

4. 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も同様の記載のため記載を省略する。

(7) 自動減圧系

a. 原子炉水位異常低下（レベル 1）

3.1(5)a. と同様。

4. 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も同様の記載のため

記載を省略する。

3.2 その他の工学的安全施設

(1) A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）

a. 原子炉圧力高（A T W S）

原子炉圧力高（スクラム）7.25 MPa 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. 原子炉水位異常低下（レベル 2）

原子炉水位低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，原子炉水位異常低下（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) A T W S 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）

a. 原子炉圧力高（A T W S）

3.2(1)a. と同様。

4. 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も同様の記載のため記載を省略する。

b. 原子炉水位異常低下（レベル 2）

3.2(1)b. と同様。

4. 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も同様の記載のため記載を省略する。

(3) 過渡時自動減圧機能

a. 原子炉水位異常低下（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又は低圧炉心スプレイ系ポンプの吐出圧力確立を条件として，自動減圧系と同様の原子炉水位異常低下（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）信号の設定値の根拠

4.1 工学的安全施設

(1) 主蒸気隔離弁

a. 原子炉水位異常低下（レベル2）

名 称	原子炉水位異常低下（レベル2）
目 的 / 機 能	原子炉水位が低下した場合に、原子炉からの冷却材流出を防止するために主蒸気隔離弁を閉止し、原子炉冷却材喪失時の炉心冷却を目的として、高压炉心スプレイ系に起動信号を与える。
設 定 値	原子炉压力容器零レベル*より 1243 cm 以上
設 定 範 囲	原子炉压力容器零レベル*より 1243 cm 以上、かつ、1251 cm 以下

【設定根拠】

作動信号の設定値

設定値は、次の事項を考慮し原子炉压力容器零レベル*より 1243 cm 以上に設定する。

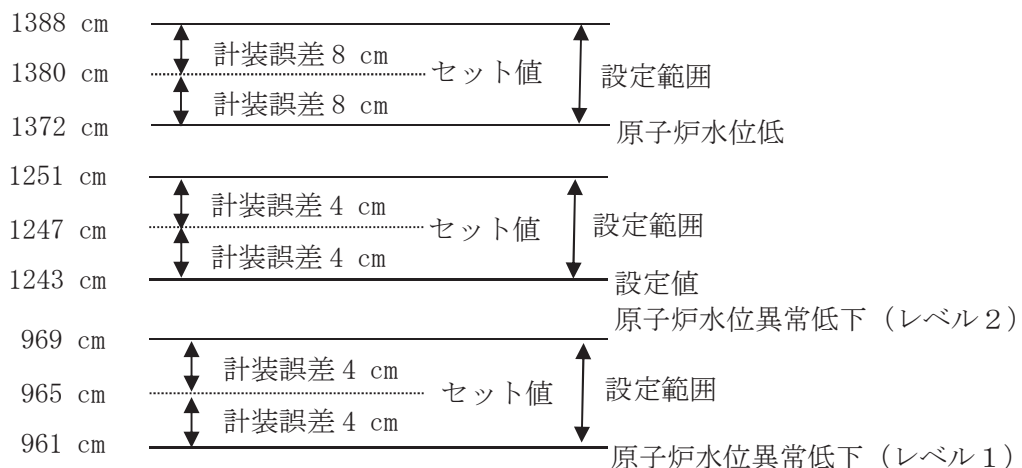
1. 原子炉水位低で原子炉スクラムし、水位が低下した場合においても、到達しない水位であること。
2. 給水が完全に喪失し、本水位に到達して主蒸気隔離弁が閉となった場合、原子炉隔離時冷却系の起動によって原子炉水位異常低下（レベル1）に到達しない水位であること。

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 1243 cm に計装誤差 4 cm を考慮した 1247 cm とする。

設定範囲はセット値 1247 cm に対して計装誤差 4 cm を差し引いた 1243 cm から、計装誤差 4 cm を加算した 1251 cm までの範囲とする。また、設定範囲は原子炉水位異常低下（レベル1）の信号及び原子炉水位低の信号に対して不要な作動を防止するため、原子炉水位異常低下（レベル1）の信号が最も早く発信される 969 cm より高く、かつ、原子炉水位低の信号が最も遅れて発信される 1372 cm より低く設定する。

*：原子炉压力容器零レベルは、原子炉压力容器基準点を示す。



原子炉水位異常低下（レベル2）設定値の概要図

(2) その他の原子炉格納容器隔離弁

a. 原子炉水位低

名 称	原子炉水位低
目 的 / 機 能	原子炉水位が通常運転水位よりも低下した場合，原子炉スクラムと同時に，主蒸気隔離弁を除く隔離弁を閉止し原子炉水位の低下を防止する。また，万一の放射性物質の原子炉建屋からの放出に備え原子炉建屋ガス処理系を起動する。
設 定 値	原子炉压力容器零レベル*より 1372 cm 以上
設 定 範 囲	原子炉压力容器零レベル*より 1372 cm 以上，かつ，1388 cm 以下

【設定根拠】

作動信号の設定値

設定値は，次の事項を考慮し原子炉压力容器零レベル*より 1372 cm 以上に設定する。

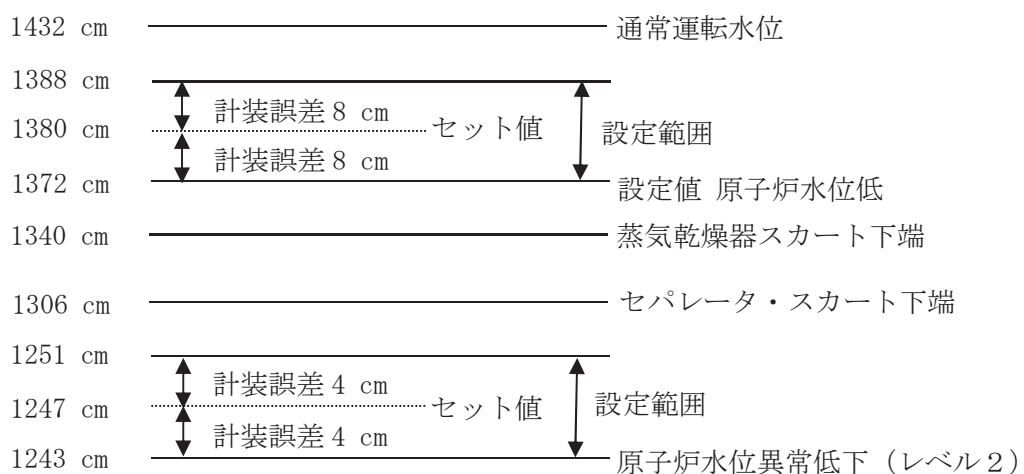
1. 通常運転水位よりも低い値であること。
2. 原子炉水位が蒸気乾燥器スカート及びセパレータ・スカート以下になると，水シールが不完全となり，湿分の多い蒸気がタービンへ流れ込む事になるため，設定値はこれらを考慮し，蒸気乾燥器スカート下端より上に余裕を加えた値とする。

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 1372 cm に計装誤差 8 cm を考慮した 1380 cm とする。

設定範囲はセット値 1380 cm に対して計装誤差 8 cm を差し引いた 1372 cm から，計装誤差 8 cm を加算した 1388 cm までの範囲とする。また，設定範囲は原子炉水位異常低下（レベル 2）の信号に対して不要な作動を防止するため，原子炉水位異常低下（レベル 2）の信号が最も早く発信される 1251 cm より高く設定する。

*：原子炉压力容器零レベルは，原子炉压力容器基準点を示す。



原子炉水位低設定値の概要図

(3) 低圧炉心スプレイ系

a. 原子炉水位異常低下（レベル 1）

名 称	原子炉水位異常低下（レベル 1）
目 的 / 機 能	原子炉冷却材喪失状態であることを検知し，原子炉冷却材喪失時の炉心冷却を目的として，低圧炉心スプレイ系，残留熱除去系を起動し，自動減圧系に起動信号を与える。
設 定 値	原子炉圧力容器零レベル*より 961 cm 以上
設 定 範 囲	原子炉圧力容器零レベル*より 961 cm 以上，かつ，969 cm 以下

【設定根拠】

作動信号の設定値

設定値は，次の事項を考慮し原子炉圧力容器零レベル*より 961 cm 以上に設定する。

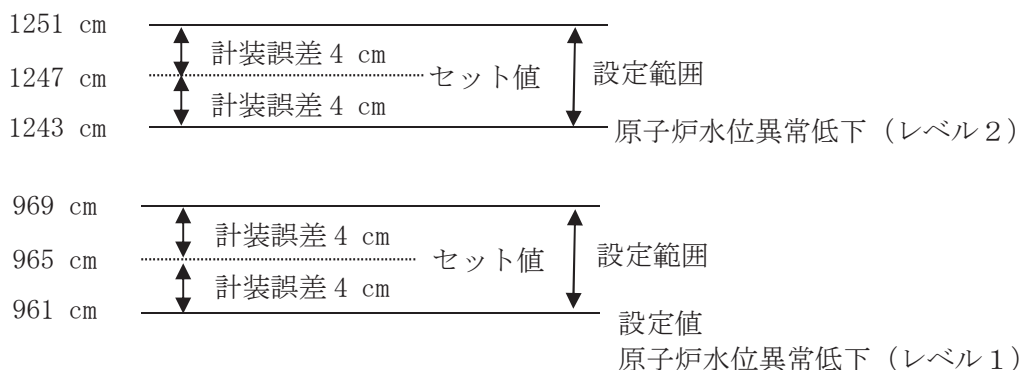
1. 原子炉水位異常低下（レベル 2）より十分低い水位であること。

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 961 cm に計装誤差 4 cm を考慮した 965 cm とする。

設定範囲はセット値 965 cm に対して計装誤差 4 cm を差し引いた 961 cm から，計装誤差 4 cm を加算した 969 cm までの範囲とする。また，設定範囲は原子炉水位異常低下（レベル 2）の信号に対して不要な作動を防止するため，原子炉水位異常低下（レベル 2）の信号が最も遅れて発信される 1243 cm より低く設定する。

*：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。



原子炉水位異常低下（レベル 1）設定値の概要図

4.2 その他の工学的安全施設

(1) A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）

名 称	原子炉圧力高（A T W S）
目 的 / 機 能	原子炉圧力が上昇し、原子炉圧力高（スクラム）による原子炉スクラムに失敗した場合、A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）により制御棒を挿入させる。また、A T W S 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）により再循環系ポンプをトリップさせる。
設 定 値	7.39 MPa 以下
設 定 範 囲	7.25 MPa 以上かつ、7.39 MPa 以下

【設定根拠】

作動信号の設定値

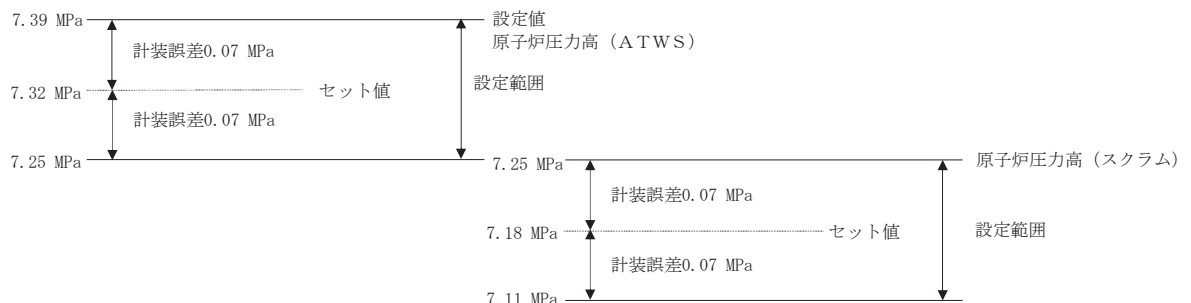
設定値は、次の事項を考慮し 7.39 MPa 以下に設定する。

1. 原子炉圧力高（スクラム）より高い圧力であること。
2. 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。

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 7.39 MPa に計装誤差 0.07 MPa を考慮した 7.32 MPa とする。

設定範囲はセット値 7.32 MPa に対して計装誤差 0.07 MPa を差し引いた 7.25 MPa から、計装誤差 0.07 MPa を加算した 7.39 MPa 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 7.25 MPa 以上、かつ、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 7.39 MPa 以下に設定する。



原子炉圧力高（A T W S）設定値の概要図

名 称	原子炉水位異常低下（レベル2）
目 的 / 機 能	原子炉水位が低下して、原子炉水位低による原子炉スクラムに失敗した場合、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）により制御棒を挿入させる。また、ATWS緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）により再循環系ポンプをトリップさせる。
設 定 値	原子炉压力容器零レベル*より 1243 cm 以上
設 定 範 囲	原子炉压力容器零レベル*より 1243 cm 以上、かつ、1251 cm 以下

【設定根拠】

作動信号の設定値

設定値は、次の事項を考慮し原子炉压力容器零レベル*より 1243 cm 以上に設定する。

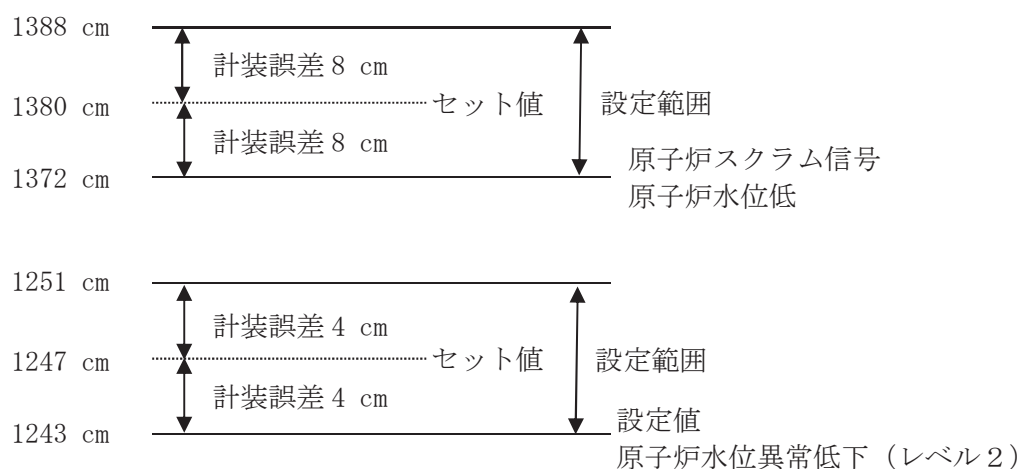
1. 原子炉水位低による原子炉スクラムに失敗した場合に作動させることを考慮し、原子炉水位低より低い水位であること。

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 1243 cm に計装誤差 4 cm を考慮した 1247 cm とする。

設定範囲はセット値 1247 cm に対して計装誤差 4 cm を差し引いた 1243 cm から、計装誤差 4 cm を加算した 1251 cm までの範囲とする。また、設定範囲は原子炉水位低の信号に対して不要な作動を防止するため、原子炉水位低の信号が最も遅れて発信される 1372 cm より低く設定する。

*：原子炉压力容器零レベルは、原子炉压力容器基準点を示す。



原子炉水位異常低下（レベル2）設定値の概要図

(2) 過渡時自動減圧機能

名 称	原子炉水位異常低下（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が有する原子炉の減圧機能が喪失した場合に過渡時自動減圧機能により主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動させる。
設 定 値	原子炉圧力容器零レベル*より 961 cm 以上
設 定 範 囲	原子炉圧力容器零レベル*より 961 cm 以上，かつ，969 cm 以下

【設定根拠】

作動信号の設定値

設定値は，次の事項を考慮し原子炉圧力容器零レベル*より 961 cm 以上に設定する。

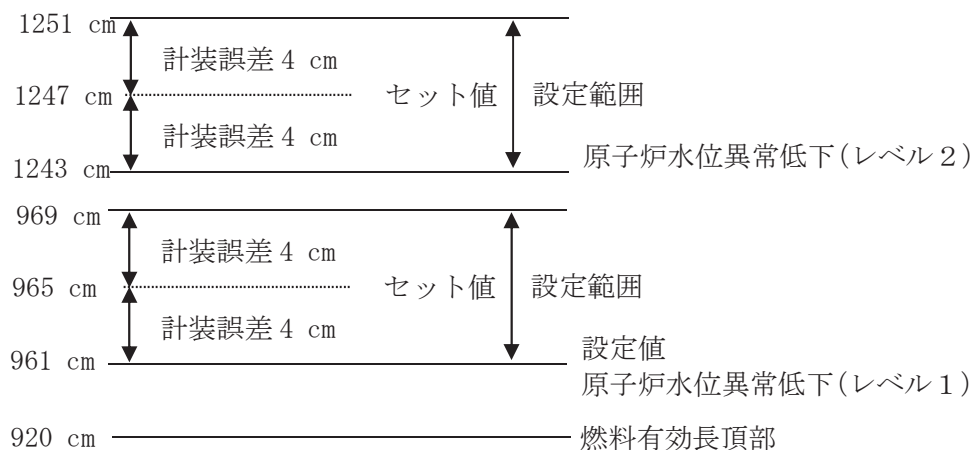
1. 原子炉減圧機能喪失の要因のひとつとして，高圧注水機能が喪失し，原子炉水位のみ低下し，ドライウェル圧力高が発生しない場合がある。このような事象に対処するため，低圧炉心スプレイ系ポンプ又は残留熱除去系ポンプの吐出圧力確立を条件に，自動減圧系と同様の原子炉水位異常低下（レベル１）を設定する。
2. 炉心の著しい損傷を防止するためのシステムであることを考慮し，炉心が露出しないように燃料有効長頂部より高い水位とする。

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 961 cm に計装誤差 4 cm を考慮した 965 cm とする。

設定範囲はセット値 965 cm に対して計装誤差 4 cm を差し引いた 961 cm から，計装誤差 4 cm を加算した 969 cm までの範囲とする。また，設定範囲は原子炉水位異常低下（レベル２）の信号に対して不要な作動を防止するため，原子炉水位異常低下（レベル２）の信号が最も遅れて発信される 1243 cm より低く設定する。

*：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。



原子炉水位異常低下（レベル１）設定値の概要図

V-1-5-4 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 原子炉出力制御系	4
3.4.2 原子炉給水制御系	6
3.4.3 タービン制御系	6
3.4.4 安全保護系（原子炉緊急停止系作動回路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	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 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（原子炉出力制御系），プロセス制御（原子炉給水制御系等），安全保護系（原子炉緊急停止系作動回路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作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

発電用原子炉の運転を管理するための制御装置による発電用原子炉の出力変更は，中央給電指令所の指令に基づく当直発電長の指示により，運転員が原子炉再循環流量制御又は制御棒位置制御の操作により原子炉出力を変更できる運用とするとともに，原子炉出力の変更に伴うタービン出力の変更についても自動あるいは運転員の手動操作によりできる運用とする。また，蒸気タービンの出力制御は，速度制御装置，負荷制御装置，圧力制御装置，バイパス制御装置及び流量制御装置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。

また，発電用原子炉の起動及び停止においては適切な操作手順により制御するとともに，発電用原子炉の出力変更は再循環流量制御系の主制御器の自動あるいは手動による流量調整及び制御棒の位置調整によって行う。

中央制御室（発電用原子炉の運転を管理するための制御装置）は，運転員が発電用原子炉の制御，発電用原子炉の起動及び停止に必要な操作ができる機能を有し，通常運転時，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，中央制御室内に集中して中央制御方式による常時監視並びに手動及び自動制御に必要な機能として，操作，記録，表示及び警報機能等を有する表示装置及び操作器を設置した中央制御盤等を構成することで集中的に発電用原子炉を管理する。

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，添付書類「V-1-5-5 中央制御室の機能に関する説明書」に示す。

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(原子炉緊急停止系作動回路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 14 年 7 月 1 日付け平成 14・05・16 原第 3 号にて認可された工事計画の添付書類「IV-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

発電用原子炉の出力制御は、発電用原子炉の起動、停止の場合等の大幅な出力変更、出力分布の調整及び燃料の燃焼に伴う長期の炉心反応度変化の補償は制御棒によって行い、負荷変動に対する出力の追従は原子炉再循環流量制御によって行う。その他の制御系は、発電用原子炉の運転中における原子炉圧力容器の圧力及び水位の変化を制御し、所定の値に保つ。

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によらない場合がある。

3.1.1 起動手順

冷温停止状態から電気出力 300 MW までの起動手順は以下のとおりである。

- (1) 起動前準備として各系統設備は各々、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、原子炉冷却材再循環系及び原子炉冷却材浄化系が運転中であること。
 - b. 低圧復水ポンプが運転中であり、原子炉圧力容器への給水が可能な状態にあること。
 - c. 主復水器の真空が確立された状態にあること。
- (2) 原子炉モード・スイッチを「起動」位置にし、起動領域計装の指示を監視しながら制御棒引抜きのシーケンスにしたがって、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、昇温及び昇圧を開始する。
- (4) 発電用原子炉の昇圧に伴い、以下の操作を実施する。
 - a. タービングランド蒸気を、補助ボイラーからグランド蒸気蒸発器の発生蒸気に切替え

る。

- b. 蒸気タービンの暖機を行う。
 - c. 電気油圧式制御装置の主蒸気圧力設定値を原子炉の昇圧にあわせて上昇させ、最終的に定格圧力に調整する。
 - d. 電動駆動原子炉給水ポンプを起動する。
 - e. 復水器空気抽出器系をオフガス蒸気式空気抽出器から主蒸気式空気抽出器に切替える。
- (5) 引き続き制御棒引抜きのシーケンスにしたが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主復水器にバイパスする。
 - (6) 原子炉出力上昇の過程で、平均出力領域計装の監視範囲に入り、指示に異常がないことを確認し、原子炉モード・スイッチを「運転」位置に切替える。
 - (7) 原子炉給水制御系を単要素で自動運転にする。
 - (8) 蒸気タービンを起動し、蒸気タービン回転数を 1500 rpm とする。
 - (9) 発電機を所外電源系統に同期並列し、タービンバイパス弁が閉じるまで、発電機の出力を増加させる。
 - (10) 電気出力が 300 MW に到達すれば以下の操作を行う。
 - a. タービン出力制御を圧力制御から負荷制限運転に切替える。
 - b. 原子炉給水制御系を三要素で自動運転に切替える。
 - c. 再循環系ポンプを低速から高速に切替える。
 - d. タービン出力制御を負荷制限運転から圧力制御に切替える。

3.1.2 停止手順

電気出力 300 MW から冷温停止状態までの停止手順は以下のとおりである。

- (1) 再循環系ポンプを高速から低速に切替える。
- (2) 原子炉給水制御系を単要素で自動運転に切替える。
- (3) タービン出力制御を圧力制御から負荷制限運転に切替え、タービンバイパス弁が開くことを確認する。
- (4) 制御棒挿入のシーケンスにしたがって制御棒を挿入し、発電機出力が約 50 MW になった時点で、発電機を所外電源系統より解列する。
- (5) 発電機を停止する。
- (6) 原子炉出力減少の過程で起動領域計装の監視範囲に入り、指示を確認した後、原子炉モード・スイッチを「起動」位置に切替える。
- (7) 引き続き制御棒挿入のシーケンスにしたが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」位置に切替える。
- (8) タービンバイパス弁を使用し、発電用原子炉の降温及び降圧を開始する。
- (9) 発電用原子炉の降圧に伴い以下の操作を実施する。
 - a. 電動駆動原子炉給水ポンプを停止する。

- b. 復水器空気抽出器系を主蒸気式空気抽出器からオフガス蒸気式空気抽出器に切替える。
- c. タービンランド蒸気を、ランド蒸気蒸発器の発生蒸気から補助ボイラーに切替える。

(10) 引き続き発電用原子炉の降圧及び降温を行い、原子炉圧力が低下したらタービンバイパス弁を閉じ、残留熱除去系を原子炉停止時冷却モードで運転し、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

蒸気タービンの運転中、急激な負荷遮断又は負荷変動が発生した場合には、非常用調速機に先立って、速度制御装置によりタービン蒸気加減弁及びインターセプト弁が絞られ、原子炉発生蒸気量とタービン蒸気量との間に差が生じ、原子炉圧力が上昇する。この結果、圧力制御装置の出力信号とタービン蒸気加減弁開度との間に誤差が生じ、タービンバイパス系不感帯を超えタービンバイパス弁が開き、タービンバイパス系が原子炉発生蒸気量とタービン蒸気量との差を吸収し、原子炉圧力を制御する。

また、発電機が定格出力の40%以上で運転中、発電機負荷遮断が生じ、出力ー負荷アンバランス検出回路からの信号が出力された場合、この信号によってタービン蒸気加減弁及びインターセプト弁が急速に閉止し、原子炉はスクラムする。

3.3 発電用原子炉の緊急停止

発電用原子炉に異常状態が生じた場合、発電用原子炉、蒸気タービン及び発電機を自動的に緊急停止させる。また、運転員の判断によって中央制御室からの手動操作により緊急停止させることができる。

なお、原子炉緊急停止系作動回路、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、制御棒位置及び原子炉冷却材の再循環流量を制御する原子炉出力制御系、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、蒸気タービンの速度を制御するタービン制御系、発電用原子炉の停止等を制御する安全保護系（原子炉緊急停止系作動回路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 原子炉出力制御系

発電用原子炉の出力は、再循環流量制御と制御棒及び制御棒駆動水圧系によって制御される。

再循環流量による出力制御は、再循環流量制御系の主制御器を手動又は自動で調整して再循環流量を変化させることにより炉心流量が変化し、炉心ボイドの生成量と流出量との収支バランスが崩れて炉心ボイド量が増加し、その結果反応度が変化して出力が変化する特性を利用するものである。再循環流量は主制御器を自動で制御する場合、負荷設定信号と速度制御装置の出力により演算した速度負荷要求信号と圧力調整器出力信号との比較による負荷偏差信号で制御される。

制御棒位置は、中央制御室から手動で遠隔調整されるが、操作すべき制御棒は選択スイッチで選択される。この場合、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設けている。制御棒位置の手動調整は、操作スイッチで水圧駆動系統の弁を操作することによって行われる。通常の操作過程では、操作スイッチの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。またもう一つの操作スイッチを「オーバライド」の位置に保ち、操作スイッチを操作することにより連続的に制御棒を動かすことも可能である。

原子炉出力の変更割合は、再循環流量により制御する場合1%出力/秒程度となり、制御棒により行う場合は2%出力/分程度となるため、負荷変動に対する応答速度が速いこと、また出力変化の操作にともなう安全性が制御棒引抜きの際の誤操作の観点からさらに改善されることの2点から、出力制御は、原則として再循環流量制御方式によることになっており、制御棒は燃料燃焼にともなう長期の反応度変化に対するシム制御及び出力分布の調整に使用される。

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。

- (1) 原子炉モード・スイッチ「停止」の位置にあるとき。
- (2) 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。
- (3) 原子炉モード・スイッチ「燃料取替」の位置にある場合で、引き抜かれている制御棒本数が1本のとき。
- (4) 原子炉モード・スイッチ「燃料取替」の位置にある場合で、スクラム水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。
- (5) 原子炉モード・スイッチ「起動」の位置にある場合で、起動領域計装の指示低、指示高、原子炉出力ペリオド短又は動作不能のとき。
- (6) 原子炉モード・スイッチ「運転」の位置にある場合で、出力領域計装の中性子束指示低又は動作不能のとき。
- (7) 出力領域計装の指示高のとき。(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（最少限界出力比）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。)
- (8) 制御棒価値ミニマイザによるブロック信号のあるとき。

3.4.2 原子炉給水制御系

原子炉給水制御系は、運転状態に応じて原子炉圧力容器内の水位を通常の運転水位に制御する。

この制御系は、原子炉水位信号、主蒸気流量信号、原子炉給水流量信号の3つの信号を取り入れた三要素制御もしくは、原子炉水位信号だけによる単要素制御のいずれかを選択できる。

仮に50%容量の原子炉給水ポンプ1台がトリップした場合は、予備の原子炉給水ポンプが自動起動し、原子炉水位の低下を防ぐ。

また、50%容量の原子炉給水ポンプが2台ともトリップした場合には、原子炉水位低信号により原子炉はスクラムし、原子炉水位異常低下（レベル2）信号により、主蒸気隔離弁が閉鎖し、炉心は露出しないで安全に保たれる。また、制御系の信号の喪失又は弁動作の空気系が喪失した場合、弁はその状態を維持するよう設計がなされており、急激な変化が起こらないよう考慮されている。

さらに、万一原子炉水位が上昇することについては、蒸気タービン保護のために、原子炉水位高信号（レベル8）により原子炉給水ポンプをトリップする設計となっている。

3.4.3 タービン制御系

蒸気タービンの制御は、タービン回転数（周波数）及び原子炉出力（原子炉圧力）を検出し、その負荷に見合うようタービン蒸気加減弁、インターセプト弁及びタービンバイパス弁を制御するようになっている。制御機能は速度制御装置、負荷制御装置、圧力制御装置、バイパス制御装置及び流量制御装置のように分けられる。

(1) 速度制御装置

蒸気タービンの速度信号は、タービン軸に取付けた歯車とこれに対向して設置した電磁ピックアップにより回転数に比例した周波数信号を発信し、これを変換器によりアナログ信号に変換したものである。この速度信号とこれを微分した加速度信号とが各々設定信号と比較され、誤差の一番小さいものが負荷制御装置へ送られる。従って、タービン起動時のように速度誤差が大きい場合には蒸気タービンは設定加速度で制御され、定常状態では速度誤差で制御される。

(2) 負荷制御装置

速度制御装置からの速度／加速度誤差信号はある設定調定率で弁の流量信号に変換され、設定負荷信号と加算されて流量信号となる。

また負荷制御回路には制御回路があり、負荷制限及び最大流量制限により制御弁流量信号を制限している。

最大流量制限は制御弁流量とタービンバイパス弁流量との合計をある範囲内に制御している。

制御弁流量信号は上記の制限回路を通り流量制御装置へ送られる。

発電機の負荷喪失場合には設定負荷信号を零に戻し、タービン蒸気加減弁、インターセプト弁を全閉するようになっている。さらに、発電機が定格出力の40%以上で運転中に負荷遮断が発生した場合には、出力ー負荷アンバランスリレーにより、タービン蒸気加減弁、インターセプト弁を急速に閉鎖させる。

(3) 圧力制御装置

タービンの入口圧力は圧力制御装置で制御される。実際の圧力と設定圧力との平均誤差はある調定率で蒸気流量信号に変換され、低値優先回路に入る。低値優先回路では、負荷制御装置からの制御弁流量信号と比較される。負荷制御装置からの流量信号はある一定のバイアスがかけられ、圧力制御装置からの流量信号よりも高くなっている。従って、定常運転時にはいつも圧力制御装置からの流量信号がタービン蒸気加減弁の流量制御装置へ送られる。

また高値優先回路を出た流量信号はバイパス制御装置へも送られる。

(4) バイパス制御装置

バイパス制御装置は、圧力制御装置からの流量信号が実際のタービン蒸気加減弁の流量信号よりも大きくなった場合に、タービンバイパス弁を開けるものである。この回路にはバイアスがかけてあり、多少の圧力変動ではタービンバイパス弁は開かないようになっている。

また、最大流量制限がありタービン蒸気加減弁とタービンバイパス弁流量との合計をある範囲内に制限している。

蒸気タービン起動時及び停止時には、原子炉で発生した蒸気を流すためにタービンバイパス弁ジャッキがある。このタービンバイパス弁ジャッキからの信号は高値優先回路を通りタービンバイパス弁流量信号となり流量制御装置に送られる。

(5) 流量制御装置

タービン蒸気加減弁、インターセプト弁、タービンバイパス弁に独立して流量制御装置があり、各弁の開閉をサーボ弁制御により行う。

3.4.4 安全保護系（原子炉緊急停止系作動回路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緊急停止系作動回路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、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（代替再循環系ポンプトリップ機能）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原子炉の自動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過渡時自動減圧機能について以下に示す。

(1) 原子炉緊急停止系作動回路

原子炉緊急停止系作動回路は、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、異常を検知し原子炉をスクラムさせる。

原子炉緊急停止系作動回路は、2チャンネルで構成され各チャンネルには、1つの測定変数に対して少なくとも2つ以上の独立したトリップ接点があり、いずれかの接点の動作でそのチャンネルがトリップし、両チャンネルの同時のトリップに対して、原子炉がスクラムされるようになっている。

原子炉スクラム信号一覧表を「表 3.4.4-1 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 3.4.4-2 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

工学的安全施設作動回路は、原子炉冷却材喪失あるいは主蒸気管破断等に際して、事故の拡大の防止及び環境への放射性物質の放出を抑制するため、異常を検知し工学的安全施設を作動させる。

工学的安全施設作動回路は、発電用原子炉の諸変数を監視する多重計測回路と、そこから信号を受けて工学的安全施設を作動させる論理回路とで構成する。

工学的安全施設作動信号一覧表を「表 3.4.4-3 工学的安全施設等の作動信号一覧表」の「1. 工学的安全施設作動信号」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 3.4.4-4 解析に使用する工学的安全施設の作動信号の応答時間」に示す。

(3) A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）

運転時の異常な過渡変化に対して、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、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、原子炉スクラム系統とは独立した原子炉圧力高（A T W S）又は原子炉水位異常低下（レベル2）の信号により、全制御棒を全挿入させる。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。

A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の作動信号を「表 3.4.4-3 工学的安全施設等の作動信号一覧表」の「2. A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の作動信号」に示す。

(4) A T W S 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）

運転時の異常な過渡変化に対して、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、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、原子炉スクラム系統とは独立した原子炉圧力高（A T W S）又

は原子炉水位異常低下（レベル2）の信号により、再循環系ポンプをトリップさせる。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。

A T W S緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）の作動信号を「表 3.4.4-3 工学的安全施設等の作動信号一覧表」の「3. A T W S緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）の作動信号」に示す。

(5) 過渡時自動減圧機能

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原子炉の自動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、原子炉水位異常低下（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ（低圧注水系）又は低圧炉心スプレイ系ポンプが運転している場合に、逃がし安全弁（自動減圧機能）7個のうち、2個を作動させることを目的として論理回路を設けるものである。過渡時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作動信号が成立する120秒に起動阻止スイッチ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。

また、A T W S時に自動減圧系又は過渡時自動減圧機能が動作すると、低圧注水系等から大量の冷水が注水され、出力の急激な上昇につながるため、自動起動を阻止するための起動阻止スイッチを設ける。過渡時自動減圧機能の作動信号を「表 3.4.4-3 工学的安全施設等の作動信号一覧表」の「4. 過渡時自動減圧機能の作動信号」に示す。

(6) 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のを検知して、非常用調速機及びマスタートリップ電磁弁によりタービン制御油をドレンし、主塞止弁、タービン蒸気加減弁、中間蒸気止め弁、インターセプト弁及び抽気逆止弁を急閉することにより、蒸気タービンに蒸気が流入するのを遮断して蒸気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 3.4.4-5 タービントリップ信号一覧表」に示す。

(7) 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及び86G2により主変圧器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 3.4.4-6 発電機トリップ信号一覧表」に示す。

表 3.4.4-1 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	検出器及び作動信号				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	7.25 MPa 以下	—
原子炉水位低	原子炉水位検出器	4	2* ¹	1372 cm 以上 (原子炉圧力容器零レベルより)	—
ドライウェル圧力高	格納容器圧力検出器	4	2* ¹	13.7 kPa 以下	—
中性子束高	平均出力領域計装	6	2* ²	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 3.4.4-1 参照)	
	起動領域計装	8	2* ³	最終レンジ目盛の 120/125 以下 (中間領域)	原子炉モード・スイッチ「運転」位置
スクラム水排出容器水位高	スクラム水排出容器水位検出器	8	2* ³	94.5 L/個に相当する水位以下 (合計 189 L)	原子炉モード・スイッチ「燃料取替」又は「停止」位置、かつスクラム水排出容器水位高バイパススイッチ「バイパス」位置

表 3.4.4-1 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	検出器及び作動信号				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	
原子炉出力ペリオド短	起動領域計装	8	2 ^{*3}	10 秒以上 (中間領域)	原子炉モード・スイッチ「運転」位置
中性子束計装動作不能	平均出力領域計装	6	2 ^{*2}	—	—
	起動領域計装	8	2 ^{*3}	—	原子炉モード・スイッチ「運転」位置
中性子束低	平均出力領域計装	6	2 ^{*2}	2 %以上	—
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	8	3 ^{*4}	開度 90 %以上	原子炉圧力 4.13 MPa 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	4	3	開度 90 %以上	原子炉出力 30 %以下
蒸気加減弁急速閉	電気油圧式調速装置 圧力検出器	4	2 ^{*1}	4.12 MPa 以上	原子炉出力 30 %以下
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 ^{*5}	水平方向 300 Gal 以下	—
		4		水平方向 250 Gal 以下	—
		4		鉛直方向 120 Gal 以下	—

- *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，原子炉はスクラムされる。
- *2：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，原子炉はスクラムされる。
- *3：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，原子炉はスクラムされる。
- *4：主蒸気管 A，B，C，D のうち，3 ラインの隔離を同時に検出すれば，原子炉はスクラムされる。
- *5：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，原子炉はスクラムされる。

表 3. 4. 4-2 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）		
		T 1 *1	T 2 *2	合計 (T 1 + T 2)
原子炉圧力高				0. 55
原子炉水位低				1. 05
中性子束高	出力領域計装			0. 09
	起動領域計装			0. 09
原子炉出力ペリオド短				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：T 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：T 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 3.4.4-3 工学的安全施設等の作動信号一覧表 (1/6)

1. 工学的安全施設作動信号

工学的安全施設等の 作 動 信 号 の 種 類		検出器及び作動信号				工学的安全施設等 の作動信号を発信 させない条件
		検 出 器 の 種 類	個数	工学的安全施設 等の作動に要す る信号の個数	設定値	
主蒸気隔離弁	原子炉水位異常低下 (レベル2)	原子炉水位 検出器	4	2* ¹	1243 cm 以上 (原子炉圧力 容器零レベル より)	—
	主蒸気管 圧力低	主蒸気管 圧力検出器	4	2* ¹	5.89 MPa 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	40	2* ²	93 ℃以下	—
	主蒸気管 流量大	主蒸気管流 量検出器	16	2* ³	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	真空度 24.0 kPa 以上	主蒸気止め弁開度 90 %以下, かつ 原子炉圧力 4.13 MPa 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. 4-3 工学的安全施設等の作動信号一覧表 (2/6)

工学的安全施設等の 作 動 信 号 の 種 類			検出器及び作動信号				工学的安全施設等 の作動信号を発信 させない条件
			検 出 器 の 種 類	個数	工学的安全施設 等の作動に要す る信号の個数	設定値	
その他の原子炉格納容器隔離弁	*16 (1)	ドライウエル 圧力高	格納容器 圧力検出器	4	2*4	13.7 kPa 以下	—
		原子炉 水位低	原子炉水位 検出器	4		1372 cm 以上 (原子炉圧力 容器零レベル より)	—
	*17 (2)	原子炉 水位低	原子炉水位 検出器	4	2*5	1372 cm 以上 (原子炉圧力 容器零レベル より)	—
	*18 (3)	原子炉水位 異常低下 (レベル 2)	原子炉水位 検出器	4	2*5	1243 cm 以上 (原子炉圧力 容器零レベル より)	—
原子炉建屋ガス処理系		原子炉建屋 放射能高	原子炉建屋 放射能 検出器	8	2*6	通常運転時の 放射能の 10 倍以下	—
		ドライウエル 圧力高	格納容器圧 力検出器	4	2*7	13.7 kPa 以下	—
		原子炉 水位低	原子炉水位 検出器	4		1372 cm 以上 (原子炉圧力 容器零レベル より)	—
高圧炉心スプレイ系		ドライウエル 圧力高	格納容器 圧力検出器	4	2*8	13.7 kPa 以下	—
		原子炉水位 異常低下 (レベル 2)	原子炉水位 検出器	4	2*8	1243 cm 以上 (原子炉圧力 容器零レベル より)	—

表 3. 4. 4-3 工学的安全施設等の作動信号一覧表 (3/6)

工学的安全施設等の作動信号の種類		検出器及び作動信号				工学的安全施設等の作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作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	格納容器 圧力検出器	2	2*9	13.7 kPa 以下	—
	原子炉水位 異常低下 (レベル1)	原子炉水位 検出器	2		961 cm 以上 (原子炉圧力 容器零レベル より)	—
残留熱除去系	低圧注水系	ドライウエル 圧力高	4	2*10	13.7 kPa 以下	—
		原子炉水位 異常低下 (レベル1)	4		961 cm 以上 (原子炉圧力 容器零レベル より)	—
	格納容器スプレイ冷却系	手動	—	—	—	—
自動減圧系	原子炉水位異常低下(レベル1)とドライウエル圧力高の同時信号	格納容器圧 力検出器	4	2*11	13.7 kPa 以下	自動減圧系の起動 阻止スイッチによ り自動減圧系の作 動信号を阻止でき る
		原子炉水位 検出器	4	2*12	961 cm 以上 (原子炉圧力 容器零レベル より)	

表 3. 4. 4-3 工学的安全施設等の作動信号一覧表 (4/6)

2. A T W S 緩和設備 (代替制御棒挿入機能) の作動信号

工学的安全施設等の 作 動 信 号 の 種 類		検出器及び作動信号				工学的安全施設等 の作動信号を発信 させない条件
		検 出 器 の 種 類	個数	工学的安全施設等 の作動に要する信 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 (A T W S)	原子炉圧力 検出器	4	2*13	7.39 MPa 以下	—
	原子炉水位 異常低下 (レベル 2)	原子炉水位 検出器	4		1243 cm 以上 (原子炉圧力 容器零レベル より)	—
	手動スイッチ	—	2	2	—	—

表 3. 4. 4-3 工学的安全施設等の作動信号一覧表 (5/6)

3. A T W S 緩和設備 (代替再循環系ポンプトリップ機能) の作動信号

工学的安全施設等の 作 動 信 号 の 種 類		検出器及び作動信号				工学的安全施設等 の作動信号を発信 させない条件
		検 出 器 の 種 類	個数	工学的安全施設等 の作動に要する信 号 の 個 数	設定値	
A T W S 緩 和 設 備 (代 替 再 循 環 系 ポ ン プ ト リ ッ プ 機 能)	原子炉圧力高 (A T W S)	原子炉圧力 検出器	4	2*14	7.39 MPa 以下	—
	原子炉水位 異常低下 (レベル2)	原子炉水位 検出器	4		1243 cm 以上 (原子炉圧力 容器零レベル より)	—
	再循環系ポン プ遮断器手動 スイッチ	—	4	2	—	—
	低速度用電源 装置遮断器手 動スイッチ	—	2	2	—	—

表 3.4.4-3 工学的安全施設等の作動信号一覧表 (6/6)

4. 過渡時自動減圧機能の作動信号

工学的安全施設等の 作 動 信 号 の 種 類		検出器及び作動信号				工学的安全施設等 の作動信号を発信 させない条件
		検 出 器 の 種 類	個 数	工学的安全施設等 の作動に要する信 号 の 個 数	設定値	
過渡時自動減圧機能	原子炉水位 異常低下 (レベル1)	原子炉水位 検出器	4	2*15	961 cm 以上 (原子炉圧力 容器零レベル より)	自動減圧系の起動 阻止スイッチに より過渡時自動減 圧機能の作動信号 を阻止できる

- *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：主蒸気隔離弁の作動回路は 20 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。
- *3：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。
- *4：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。
- *5：内側及び外側隔離弁の各作動回路は検出器 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 各々に属する検出器が同時に動作すれば、隔離弁は閉となる。
- *6：原子炉建屋ガス処理系 A, B の各作動回路は 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、原子炉建屋ガス処理系起動となる。
- *7：原子炉建屋ガス処理系 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、原子炉建屋ガス処理系起動となる。
- *8：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。
- *9：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。
- *10：残留熱除去系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 系統以上の論理回路の成立で低圧注水系 1 系統以上起動となる。
- *11：自動減圧系の作動回路は 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 個の検出器及び「原子炉水位異常低下（レベル 1）」が同時に動作すれば、1 系統以上の論理回路の成立で自動減圧系作動となる。
- *12：自動減圧系の作動回路は 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 個の検出器及び「ドライウェル圧力高」が同時に動作すれば、1 系統以上の論理回路の成立で自動減圧系作動となる。
 - *13：A T W S 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 1 個の検出器が同時に動作すれば、A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）作動となる。
 - *14：A T W S 緩和設備（代替再循環系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 1 個の検出器が同時に動作すれば、A T W S 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）作動となる。
 - *15：過渡時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 系統以上の論理回路の成立で過渡時自動減圧機能作動となる。
 - *16：本信号により、残留熱除去系、原子炉格納容器ドレン系、不活性ガス系、移動式炉心内計装系、漏えい検出系及び試料採取系（格納容器酸素分析系）に属する格納容器隔離弁が作動する。
 - *17：本信号により、原子炉冷却材浄化系に属する格納容器隔離弁が作動する。
 - *18：本信号により、主蒸気系及び試料採取系（炉水サンプリング系）に属する格納容器隔離弁が作動する。

表 3. 4. 4-4 解析に使用する工学的安全施設の作動信号の応答時間

主蒸気隔離弁	応答時間（秒）		
	T 1 ' *1	T 2 ' *2	合計 (T 1 ' +T 2 ')
主蒸気管流量大			0. 50

注記 *1 : T 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 : T 2 ' : ロジック回路部での信号処理遅れ時間

表 3. 4. 4-5 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
主復水器真空低	真空低下しゃ断装置
タービンバックアップ過速度	バックアップ過速度トリップ装置
スラスト軸受摩耗	スラスト軸受摩耗検出装置
発電機ロックアウトリレー動作	発電機保護装置
原子炉水位高（レベル 8）	原子炉水位検出器

表 3.4.4-6 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
発電機地絡	発電機地絡過電圧継電器
発電機界磁喪失	発電機界磁喪失継電器
発電機逆相	発電機逆相過電流継電器
発電機後備保護	発電機後備保護継電器
発電機逆電力	発電機逆電力継電器
発電機過励磁	発電機過励磁継電器
発電機固定子冷却水喪失	発電機水素固定子冷却盤継電器 (発電機固定子冷却水喪失)
タービントリップ	主蒸気止め弁位置検出器 中間蒸気止め弁位置検出器 インターセプト弁位置検出器

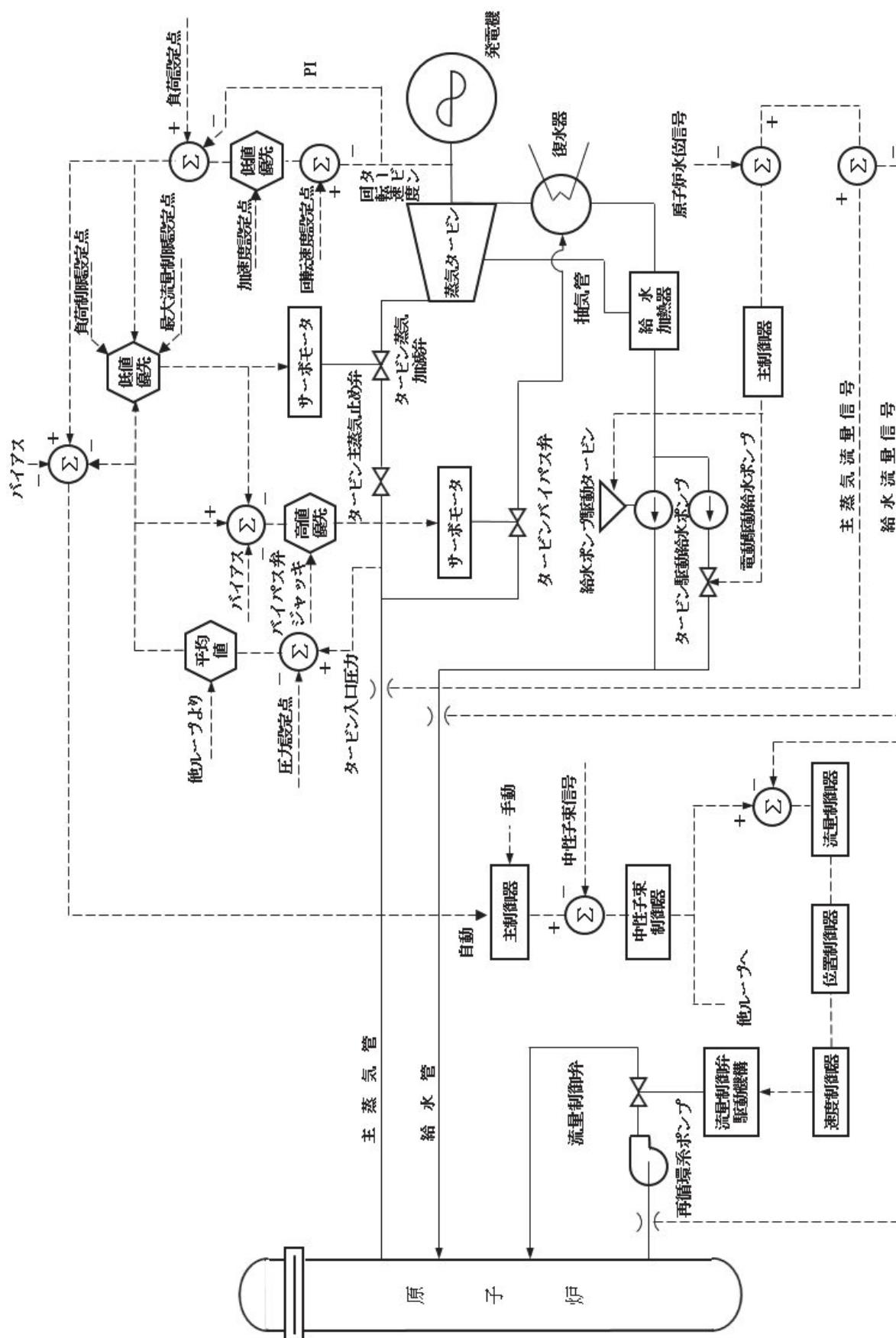


図 3-1 発電用原子炉の出力制御設備

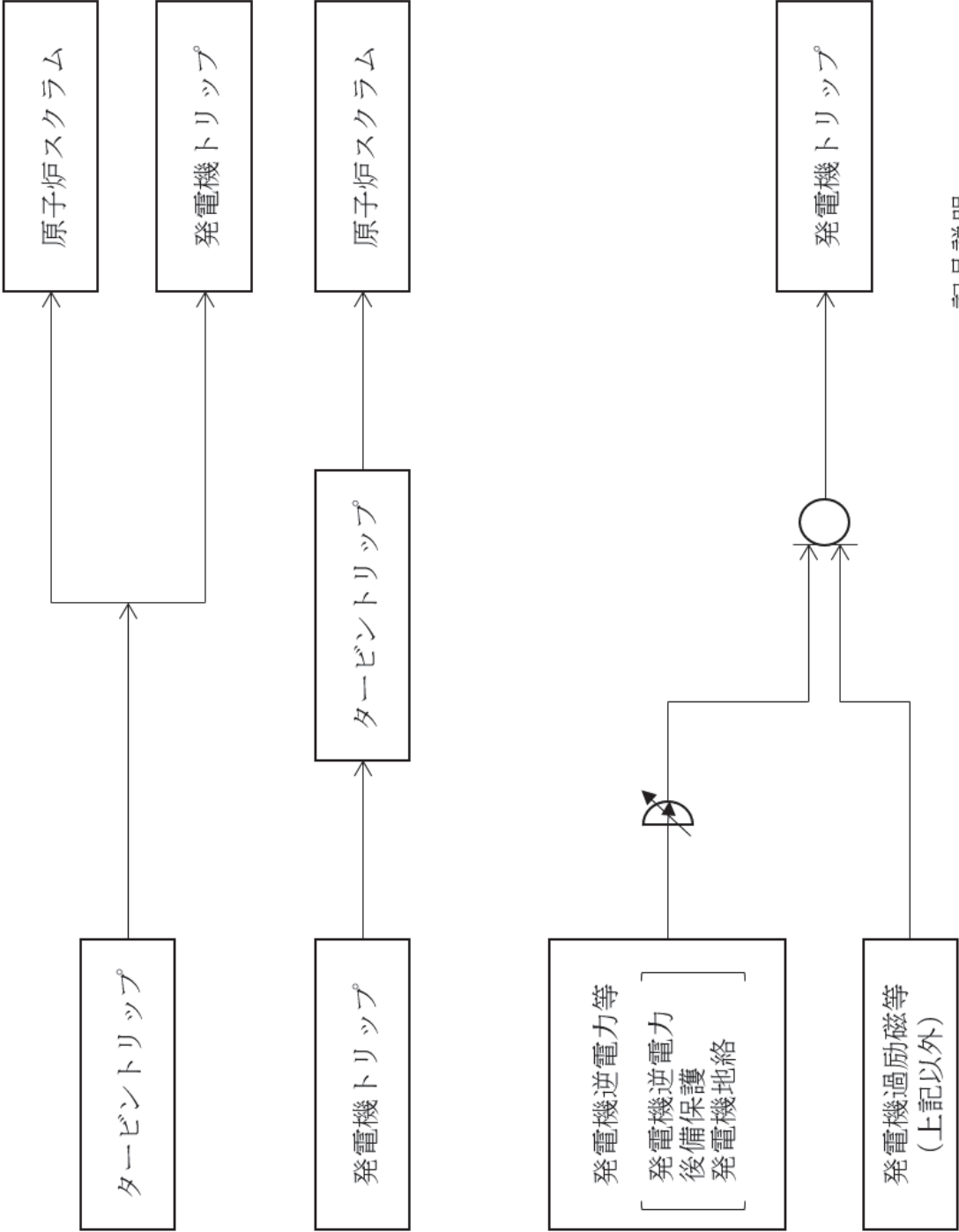


図 3.3-1 プラントインターロック

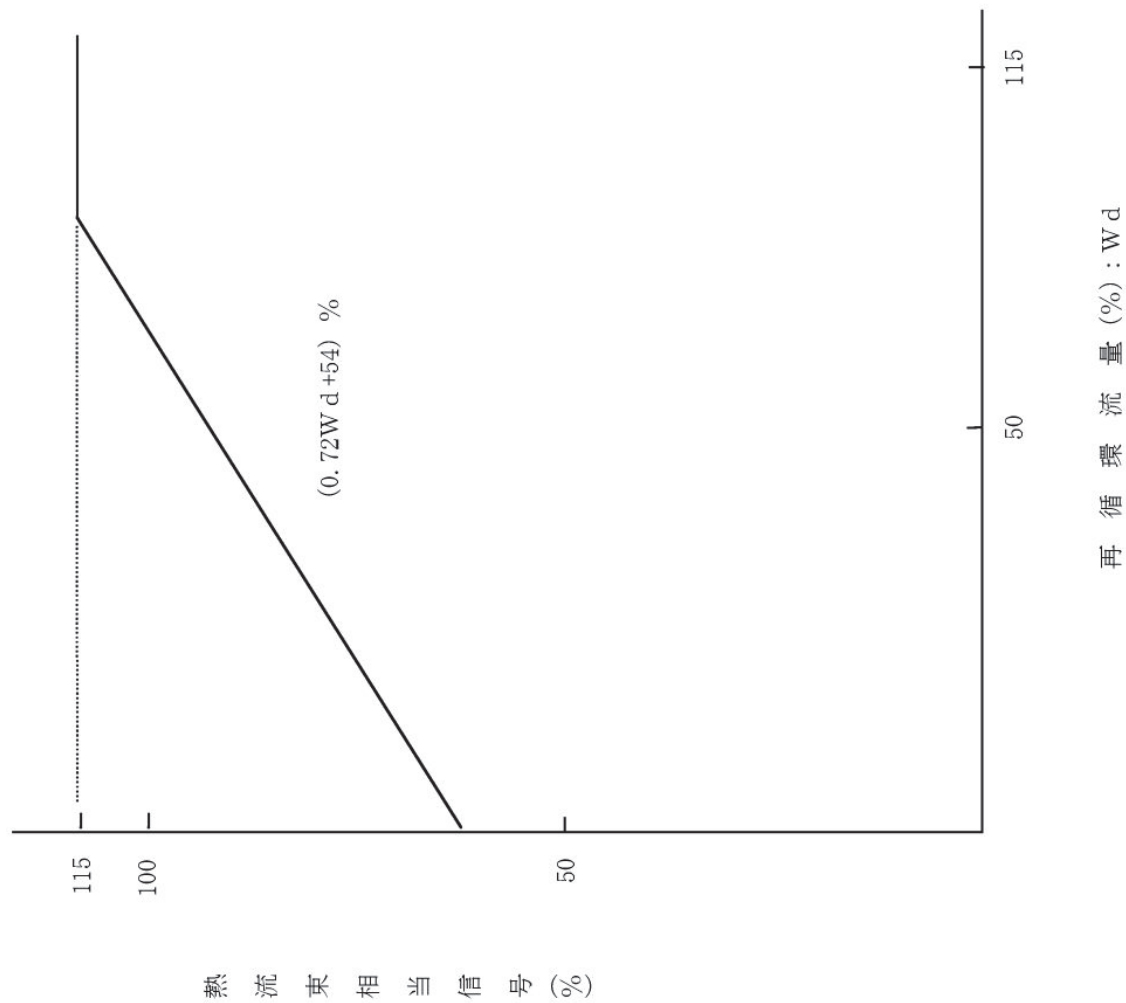


図 3.4.4-1 中性子束高－自動可変設定（熱流束相当）の原子炉非常停止信号の設定値

V-1-5-5 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	2
3.1 中央制御室制御盤等	2
3.1.1 中央制御室制御盤の構成	2
3.1.2 誤操作防止	3
3.1.3 試験及び検査	3
3.1.4 信頼性	3
3.2 外部状況把握	4
3.2.1 津波・構内監視カメラ	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	4
3.3 居住性の確保	4
3.3.1 換気設備	4
3.3.2 生体遮蔽装置	5
3.3.3 照明	5
3.3.4 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計	6
3.3.5 チェンジングエリア	6
3.3.6 データ表示装置（待避室）	6
3.3.7 衛星電話設備（可搬型）（待避室）	6
3.4 通信連絡	6

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材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、外部電源喪失又は全交流動力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やばい煙、有毒ガス、降下火砕物及び凍結による操作雰囲気悪化）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、V-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、V-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津波・構内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、竜巻情報等を入手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、津波・構内監視カメラは、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、所内常設直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

原子炉冷却材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やばい煙、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系、中央制御室遮蔽、可搬型の酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計、並びに可搬型照明（S A）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外側ブローアウトパネルが開放した場合に、容易かつ確実に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ち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「チェンジングエリア」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、原子炉冷却材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監視操作盤（原子炉及び原子炉補機制御盤、非常用炉心冷却系制御盤、タービン・発電機及びタービン補機制御盤、所内電源系及び外部電源系統制御盤、環境監視盤）及び中央制御室内裏側直立盤（放射線モニタ監視盤、換気空調系（常用）制御盤、換気空調系（非常用）制御盤等）で構成する。

中央監視操作盤は、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。

中央制御室内裏側直立盤は、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 S A 制御盤として、S A 監視操作盤、高圧代替注水設備制御盤及び常設代替高圧電源装置遠隔操作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（注 1），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及び S A 制御盤への誤接触を防止し，安全を確保できるよう，中央監視操作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，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（S P D S））を緊急時対策所に設ける設計とする。

なお，S A 制御盤のうち，S A 監視操作盤及び常設代替高圧電源装置遠隔制御盤は，V D U（注 2）を使用したタッチオペレーション方式とし，タッチ方式を一貫（弁・補機の操作は，2 タッチ（選択＋操作指令）方式）することにより，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。

現場盤の盤面機器も中央制御室制御盤及び S A 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 1） 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，外部電源喪失又は全交流動力電源喪失並びに燃焼ガスやばい煙，有毒ガス，降下火砕物及び凍結による操作雰囲気悪化）

（注 2） V D U：ビジュアルディスプレイユニット（Visual Display Unit）

3.1.3 試験及び検査

中央制御室制御盤，S A 制御盤及び現場盤は，中央制御室制御盤，S A 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，S A 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 津波・構内監視カメラ

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（陸側，海側）等を監視するため，屋外に暗視機能等を持った津波・構内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。

津波・構内監視カメラは耐震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所内常設直流電源設備から受電する設計とする。

津波・構内監視カメラで把握可能な自然現象等を第3表，津波・構内監視カメラの仕様を第4表，津波・構内監視カメラの配置を第1図に示す。

具体的な津波・構内監視カメラの強度及び給電の機能は，V-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，緊急時対策所に保管している可搬型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，及び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，フィルタを通る閉回路循環方式とし，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℃～24℃）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やばい煙，有毒ガス及び降下火砕物に対しても閉回路循環方式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，閉回路循環運転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遮蔽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遮蔽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、格納容器圧力逃がし装置を作動させる場合に放出される放射性雲通過時に、中央制御室待避室を中央制御室待避室空気ポンベ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室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。中央制御室待避室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、中央制御室待避室差圧計を使用する。原子炉建屋原子炉棟に設置された原子炉建屋外側ブローアウトパネルは、開放した場合に容易かつ確実に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、V-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、V-1-1-6-別添4「ブローアウトパネル及びブローアウトパネル閉止装置の設計方針について」に示す。

中央制御室換気系は、地震、竜巻・風（台風）、積雪、落雷、外部火災、降下火砕物の降下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、中央制御室換気系により確保できる設計とする。とともに、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常設代替高圧電源装置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。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、常設代替高圧電源装置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。

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

3.3.2 生体遮蔽装置

中央制御室遮蔽は、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、中央制御室遮蔽及び中央制御室遮蔽(待避室)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、中央制御室換気系及び中央制御室待避室空気ポンベ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、V-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」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、降下火砕物の降下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高圧電源装置から開始される前までの間においても、中央制御室の直流非常灯及び蓄電池内蔵型照明により、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常設代替高圧電源装置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。

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、V-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室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及び二酸化炭素濃度計は、活動に支障がない範囲にあること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、重大事故等時に必要な1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2セットをバックアップも含めて分散して保管する設計とする。また、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、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及び二酸化炭素濃度計の仕様を第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、V-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ち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、V-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（待避室）

炉心の著しい損傷が発生した場合においても、中央制御室待避室に待避した運転員が、データ表示装置（待避室）により中央制御室待避室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（待避室）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常設代替高圧電源装置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。

3.3.7 衛星電話設備（可搬型）（待避室）

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、衛星電話設備（可搬型）（待避室）により、中央制御室待避室に退避した運転員が、緊急時対策所と通信連絡できる設計とする。衛星電話設備（可搬型）（待避室）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常設代替高圧電源装置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

原子炉冷却材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の人に操作、作業、退避の指示、事故対策のための集合等の連絡をブザー鳴動及び音声等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（固定型）等の通信設備（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、V-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

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材系統に係る主要な機器又は器具の動作状態の表示機能	制御棒の動作状態，発電用原子炉及び原子炉冷却材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材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（起動領域計装），制御棒位置指示，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），サプレッション・プール水位，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系統流量，高圧炉心スプレイ系系統流量，残留熱除去系系統流量，低圧炉心スプレイ系系統流量，ドライウエル圧力，格納容器内水素濃度，格納容器内酸素濃度，格納容器雰囲気放射線モニタ，非常用ガス処理系空気流量，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，格納容器床ドレン流量及び格納容器機器ドレン流量の高警報，使用済燃料プール水位の低及び水温の高警報等
安全保護系及びそれにより駆動又は制御される機器の状態表示機能	原子炉スクラム信号の各チャンネルの状態表示（注 1），工学的安全施設作動信号の各チャンネルの状態表示（注 1），原子炉スクラム信号により動作する機器の状態表示（注 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

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	・ 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（地震，津波，風（台風），竜巻，降水，積雪，落雷，火山，外部火災（森林火災，近隣工場等の火災を含む），船舶の衝突）の影響や発電用原子炉施設の外部状況 ・ 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

（注 1）バイパス状態を含む。

（注 2）使用不能状態を含む。

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	原子炉压力容器温度，原子炉圧力（S A）， 原子炉水位（S A 広帯域，S A 燃料域）， 高圧代替注水系系統流量，低圧代替注水系原子 炉注水流量，代替循環冷却系原子炉注水流 量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量， 原子炉隔離時冷却系系統流量，高圧炉心ス プレイ系系統流量，残留熱除去系系統流量，低 圧炉心スプレイ系系統流量， ドライウェル雰囲気温度，ドライウェル圧 力，サプレッション・プール水位，格納容器 下部水位，格納容器内水素濃度（S A），格 納容器内酸素濃度（S A），格納容器雰囲気 放射線モニタ，起動領域計装，平均出力領域 計装，フィルタ装置水位，耐圧強化ベント系 放射線モニタ，原子炉建屋水素濃度，使用済 燃料プール水位・温度（S A 広域）， 常設代替高圧電源装置発電機電力， 常設代替高圧電源装置発電機周波数等
重大事故等対処設備の操作機能	A T W S 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，代替格納 容器スプレイ冷却系，格納容器下部注水系， 代替循環冷却系， 格納容器圧力逃がし装置，耐圧強化ベント 系， 常設代替高圧電源装置等

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

項目	対策
環境条件	(a) 中央制御室換気系により、運転操作に適した室温（21℃～24℃）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) 警報用パネル及び警報窓は、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。 ii) C R T等を用いる場合 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。

項目	対策
	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。 ii c) 運転員の慣習に適合した情報表示を行う。 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。 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。 (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。 (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。 (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。 (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。 (2) 警報機能 運転員への警報提供として以下を考慮する。 (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。 (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。 (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。 (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。 (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。 (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。
制御機能	(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。 (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。 (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。 (d) タッチオペレーション方式による制御の場合は，以下とする。

項目	対策
	i) タッチ領域は、枠などを表示することにより、その領域がタッチ領域であることが区別された表示とする。 ii) タッチを受け付けたことを示す打ち返し表示を行う。また、その打ち返し表示は、運転員の認知的特性に対して長すぎない時間内に行う。 iii) プラント設備の操作にかかわるタッチ領域には、タッチミスが発生しないような大きさ及び間隔を確保する。 iv) 原則として、一貫したタッチ方式を用いる。 v) タッチ操作器の呼び出しによって表示される制御器及び操作器の数は、原則として1つとする。 vi) 画面上に予め制御器及び操作器を配置しておく場合には、タッチ領域の大きさ及びタッチ領域間の距離を考慮して制御器及び操作器を配置する。 (e) 情報の表示が制御の結果生じる状態と符合する。 (f) 非安全な操作ができないための対応 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。 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。 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。

第3表 津波・構内監視カメラにより把握可能な自然現象等

自然現象等	把握できる発電用原子炉施設の外の状況
地震	地震発生後の発電所構内及び原子炉施設への影響の有無
津波	津波襲来の状況や発電所構内及び原子炉施設への影響の有無
風（台風）	風（台風）・竜巻（飛来物含む）による発電所及び原子炉施設への被害状況や設備周辺における影響の有無
竜巻	
降水	発電所構内の排水状況や降雨の状況
積雪	降雪の有無や発電所構内及び原子炉施設への積雪状況
落雷	発電所構内及び原子炉施設周辺の落雷の有無
火山	降下火砕物の有無や堆積状況
外部火災※1	火災状況，ばい煙の方向確認や発電所構内及び原子炉施設への影響の有無
船舶の衝突	発電所港湾施設等に衝突した船舶の状況確認及び原子炉施設への影響の有無

※1：外部火災は「森林火災」，「近隣工場等の火災」を含む。

第4表 津波・構内監視カメラの仕様

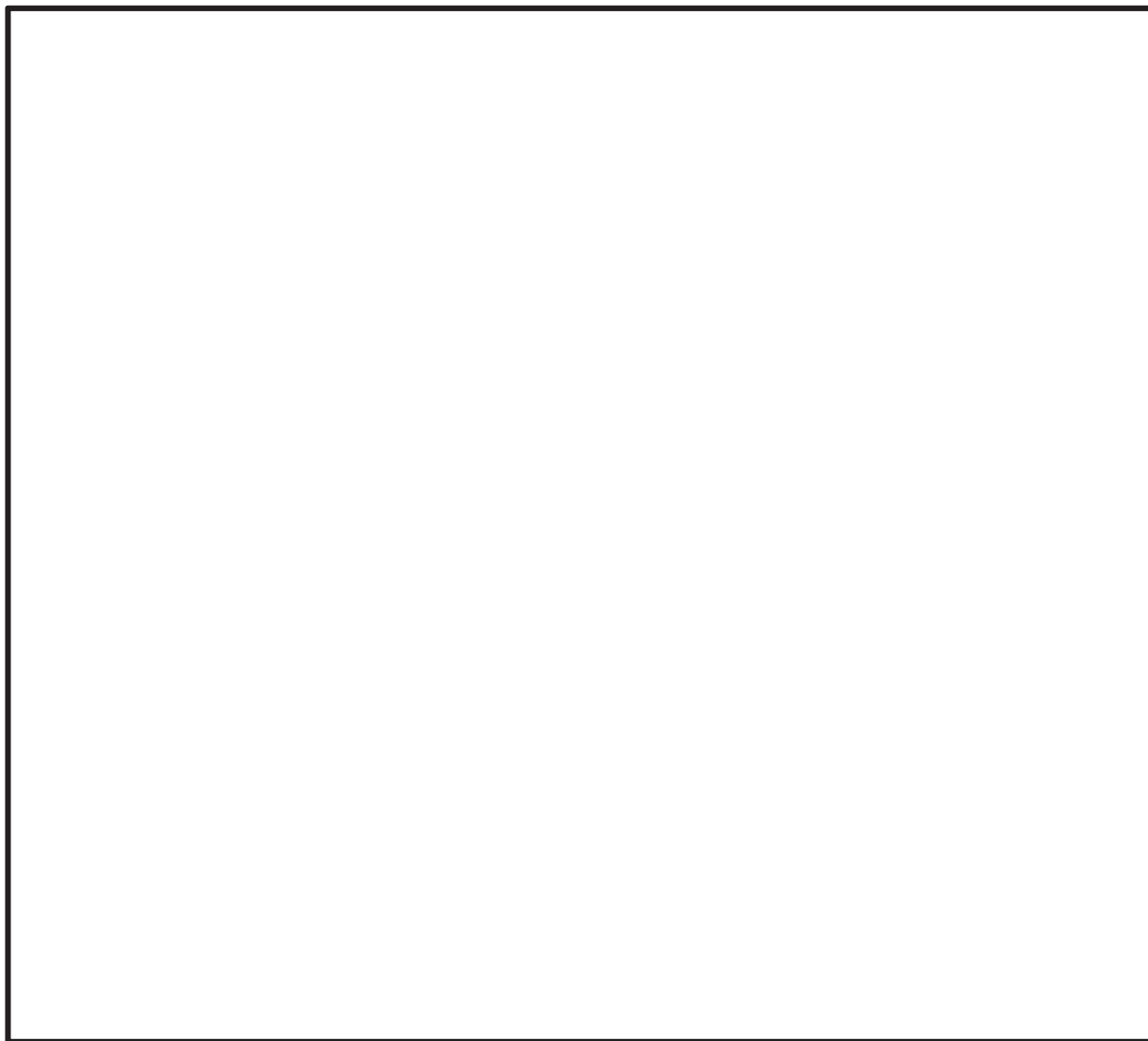
設置場所	原子炉建屋原子炉棟屋上，防潮堤上部
暗視機能	あり
ズーム機能	可視光カメラ（低照度カメラ）／ズームなし 赤外線カメラ／デジタルズーム4倍
遠隔上下左右可動	水平 360°（連続） 上下 ±90°

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		計測範囲
気象観測設備	大気温度		-10℃～40℃
	雨量		0～49.5 mm (記録紙印字幅)
	風向 (EL. +18m/EL. +89m/EL. +148m)		0～540° (N～S)
	風速 (EL. +18m/EL. +89m/EL. +148m)		0～30m/s (10 分間平均値)
	日射量		0～1.2kW/m ²
	放射収支量		0.05kW/m ² ～-0.25kW/m ²
	潮位計 (新設)		EL. -5.0m～20.0m
津波監視設備	取水ピット水位 (新設)		EL. -7.8m～2.3m
	モニタリング・ポスト	空間γ線	低レンジ (NaI (Tl) シンチレーション)
			高レンジ (電離箱)
固定式周辺モニタリング設備			10 ¹ nGy/h～10 ⁵ nGy/h
			10 ⁻⁸ Gy/h～10 ⁻¹ Gy/h

第 6 表 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の仕様

名称	仕様等
酸素濃度計	・測定（使用）範囲：0.0～40.0vol% ・測定精度：±0.1vol% 【メーカー値】 ・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	・測定（使用）範囲：0.0～5.0vol% ・測定精度：±3.0%F.S 【メーカー値】 ・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 津波・構内監視カメラの配置

V-1-6-1 主排気筒の基礎に関する説明書

添付書類「V-1-6-1 主排気筒の基礎に関する説明書」は、添付書類「V-2-2-15-2 主排気筒の基礎の耐震性についての計算書」によるものとする。

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

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	1
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	4
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	4
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	8
3.2 エリアモニタリング設備	15
3.2.1 緊急時対策所の線量当量率を計測する装置	15
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	17
3.3 固定式周辺モニタリング設備	24
3.4 移動式周辺モニタリング設備	27
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	37
3.5.1 計測結果の指示又は表示	37
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	37
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	42
3.6.1 海上モニタリングについて	42
3.6.2 放射線計測器の保有等について	42
4. 放射線管理用計測装置の計測範囲及び警報動作範囲	43
4.1 放射線管理用計測装置の計測範囲	43
4.2 放射線管理用計測装置の警報動作範囲	43

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、非常用所内電気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所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、原子炉建屋エリアモニタ（燃料取替フロア燃料プール）は、外部電源が喪失した場合でも計測できるよう、非常用所内電気設備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き、計測装置の計測結果は、中央制御室に原則表示し、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。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プロセスモニタリング設備を設置し、計測結果は中央制御室に表示し、記録及び保存できる設計とする。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、使用済燃料貯蔵槽の上部の空間線量率を、燃料貯蔵設備に係る重大事故等^(注)により変動する可能性がある範囲にわたり計測するためのエリアモニタリング設備を設置し、計測結果は中央制御室に表示し、記録及び保存できる設計とする。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 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、格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）、格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）、耐圧強化ベント系放射線モニタ、フィルタ装置出口放射線モニタ（低レンジ）及びフィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）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格納容器内の放射線量率、最終ヒートシンクの確保に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、最終ヒートシンクの確保に必要なパラメータは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。

重大事故等の対応に必要となるパラメータは、緊急時対策支援システム伝送装置に電磁的に記録、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) 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 3-1 (a) 及び (b) で定義する想定事故1 (使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失することにより，使用済燃料プール内の水の温度が上昇し，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プール内の水の小規模な喪失が発生し，使用済燃料プール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。

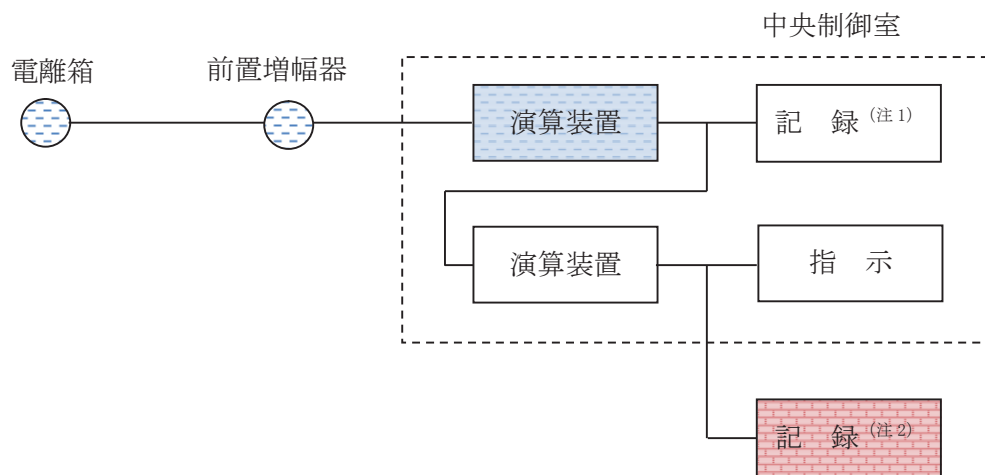
3.1 プロセスモニタリング設備

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) 格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）

格納容器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、緊急時対策支援システム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 3.1.1-1 格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）の概略構成図」及び「図 3.1.1-2 検出器の構造図（格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）」参照。）



（注 1）記録計

（注 2）緊急時対策支援システム伝送装置

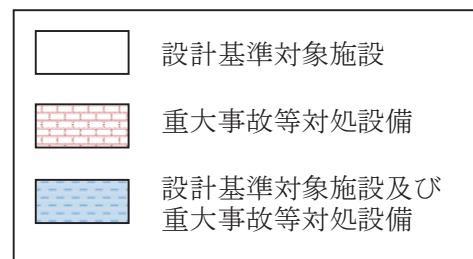


図 3.1.1-1 格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）の概略構成図

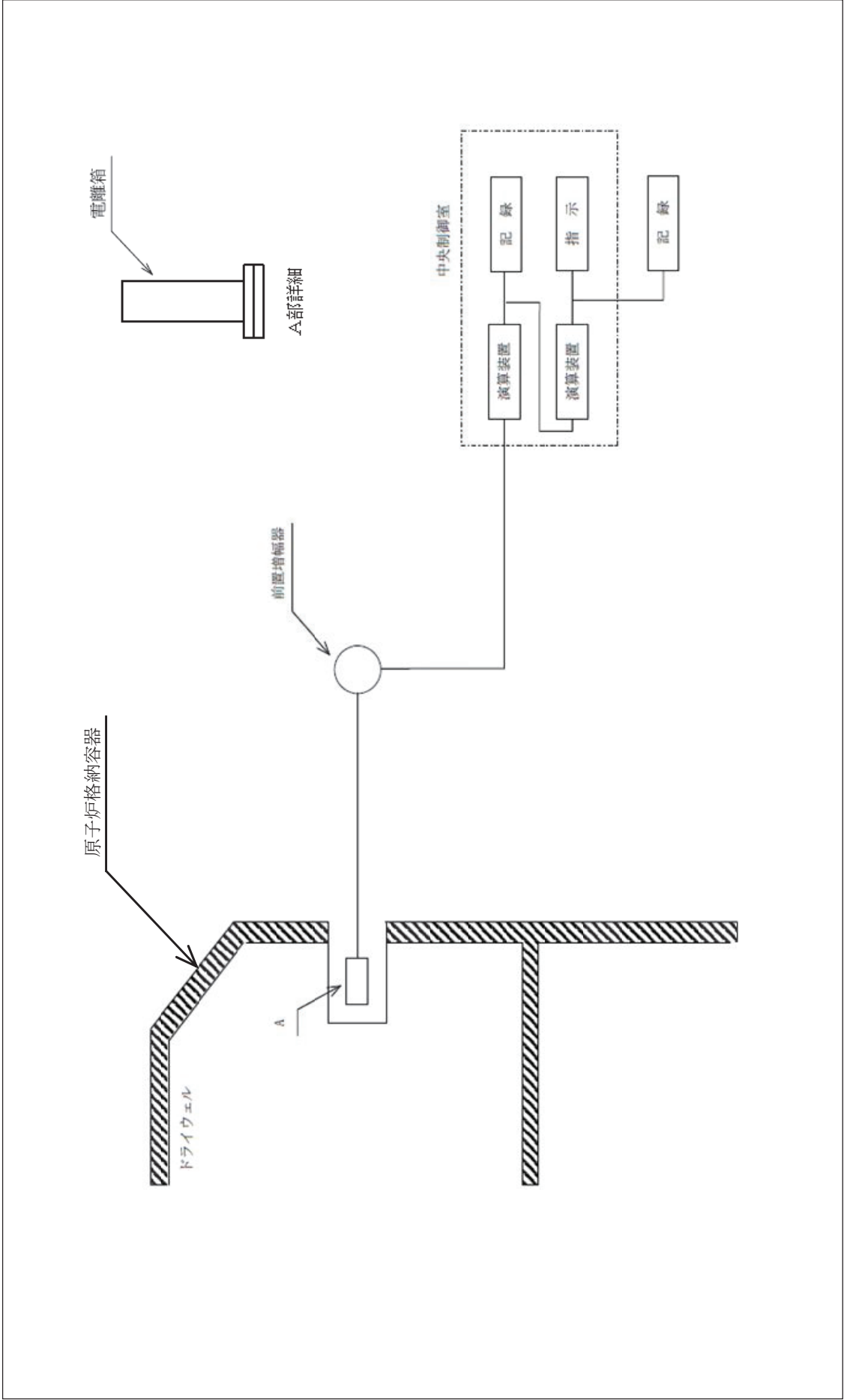
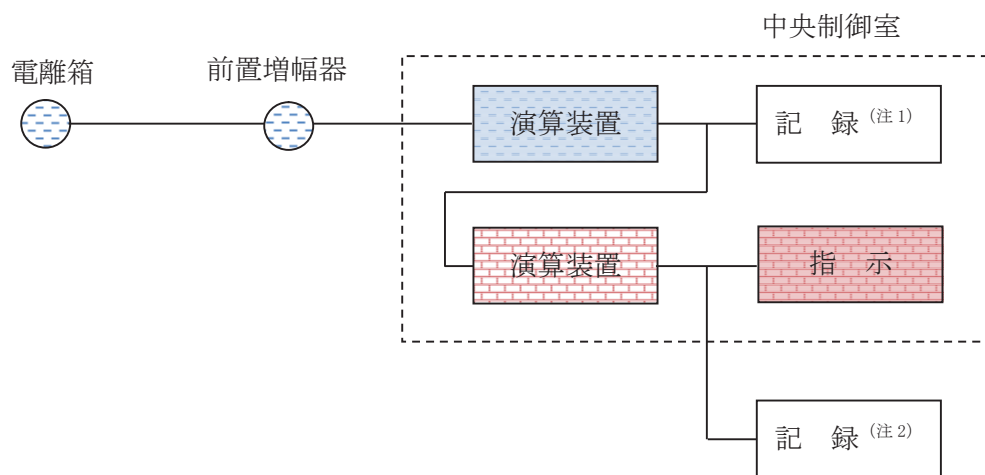


図 3.1.1-2 検出器の構造図 (格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W))

(2) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)

格納容器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、緊急時対策支援システム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 3.1.1-3 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) の概略構成図」及び「図 3.1.1-4 検出器の構造図 (格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C))」参照。)



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

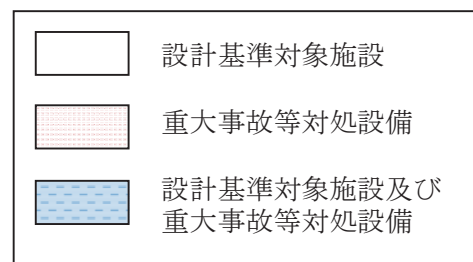


図 3.1.1-3 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) の概略構成図

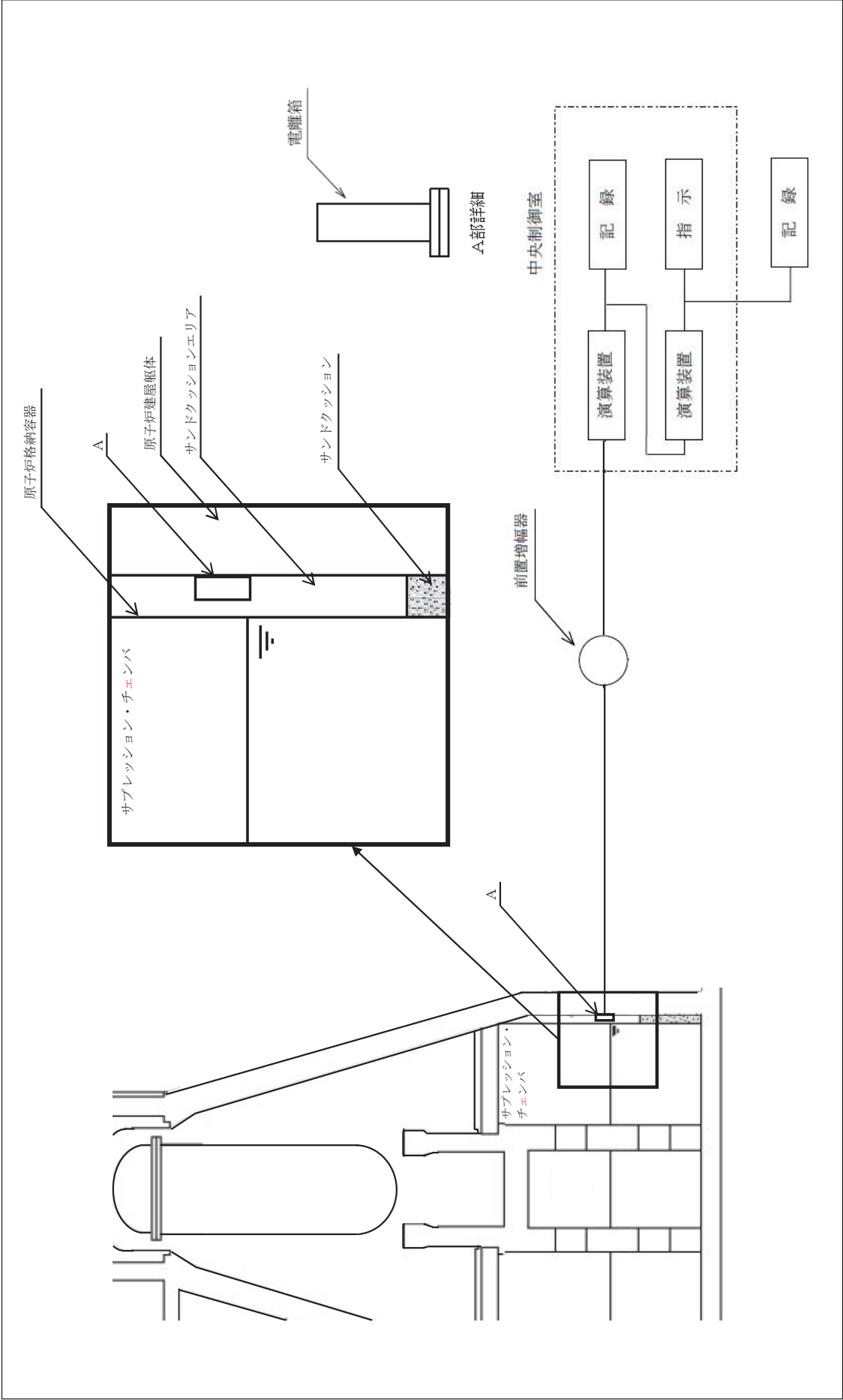


図 3.1.1-4 検出器の構造図 (格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C))

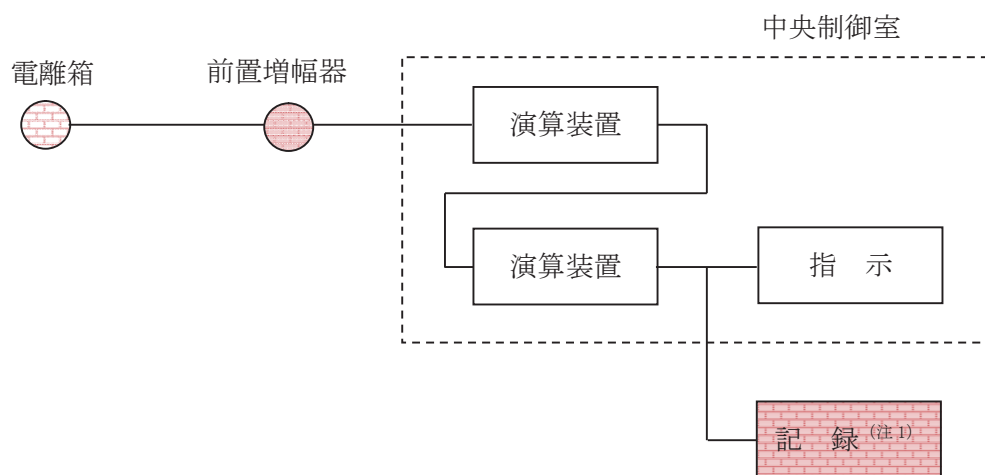
3.1.2 放射性物質により汚染するおそれがある管理区域から環境に放出する排水中又は排気中の放射性物質濃度を測定する装置

(1) フィルタ装置出口放射線モニタ（低レンジ）

フィルタ装置出口放射線モニタ（低レンジ）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（低レンジ）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、緊急時対策支援システム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 3.1.2-1 フィルタ装置出口放射線モニタ（低レンジ）の概略構成図」及び「図 3.1.2-2 検出器の構造図（フィルタ装置出口放射線モニタ（低レンジ）」参照。）

直流電源が必要な場合には、常設代替直流電源設備である緊急用 125 V 系蓄電池及び可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器から緊急用直流 125 V 計装分電盤を介して供給できる設計とする。（「図 3.1.2-5 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 1）緊急時対策支援システム伝送装置

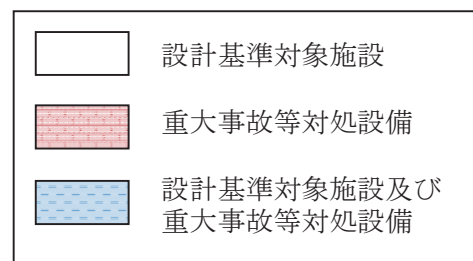


図 3.1.2-1 フィルタ装置出口放射線モニタ（低レンジ）の概略構成図

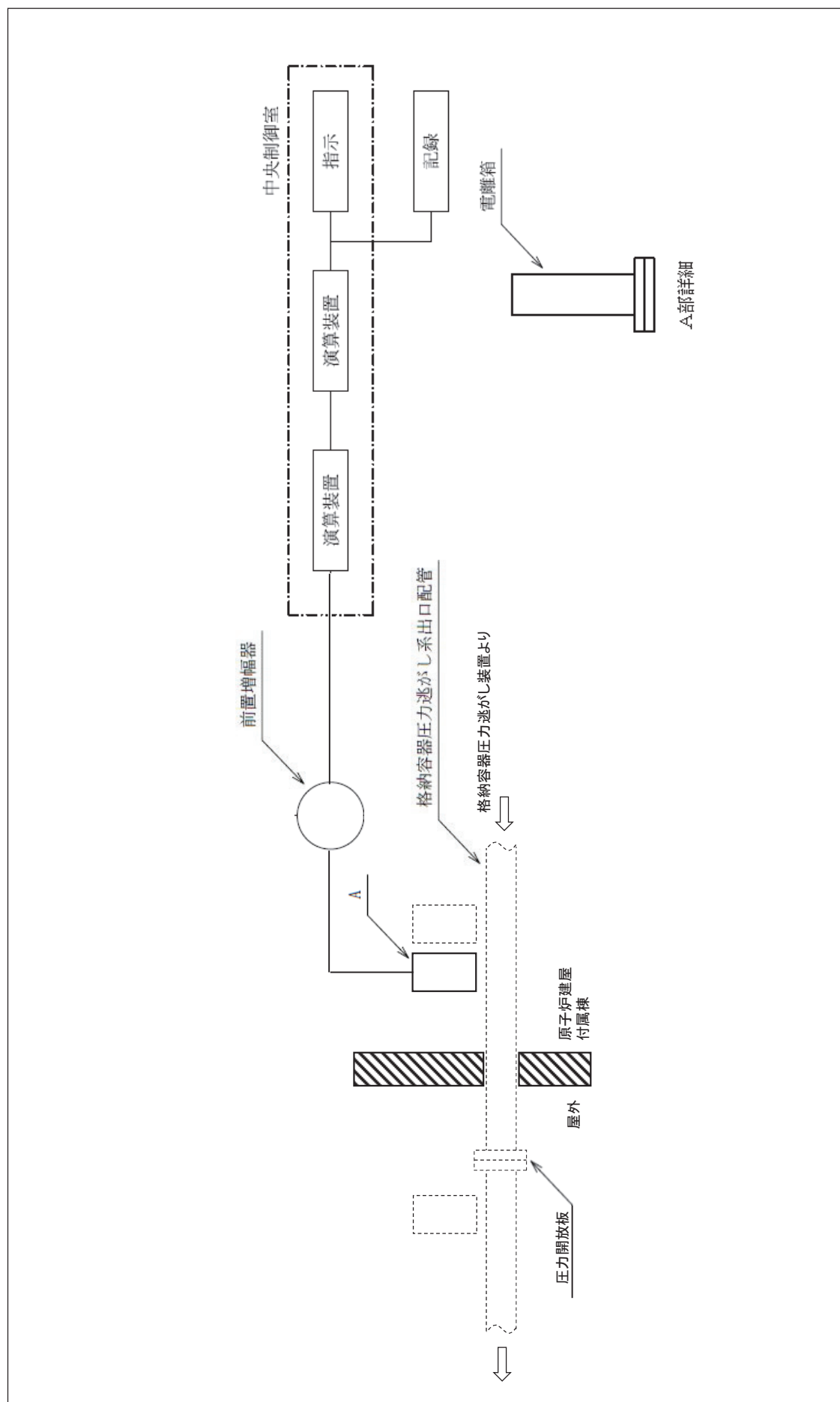


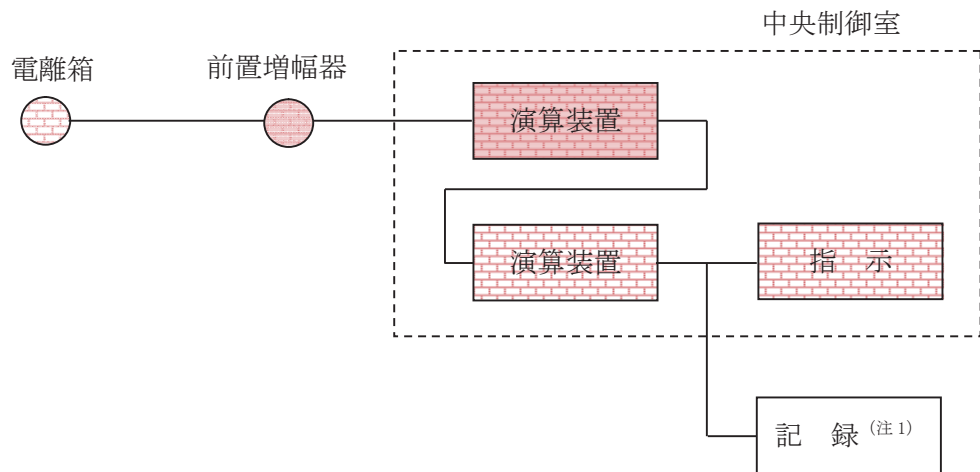
図 3.1.2-2 検出器の構造図 (フィルタ装置出口放射線モニタ (低レンジ))

(2) フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）

フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器圧力逃がし系出口配管の圧力開放板前後に1個ずつの2個を設置している。フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）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、緊急時対策支援システム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 3.1.2-3 フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）の概略構成図」及び「図 3.1.2-4 検出器の構造図（フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）」参照。）

直流電源が必要な場合には、常設代替直流電源設備である緊急用 125 V 系蓄電池及び可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器から緊急用直流 125 V 計装分電盤を介して供給できる設計とする。（「図 3.1.2-5 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 1）緊急時対策支援システム伝送装置

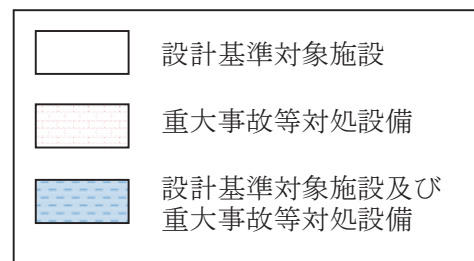


図 3.1.2-3 フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）の概略構成図

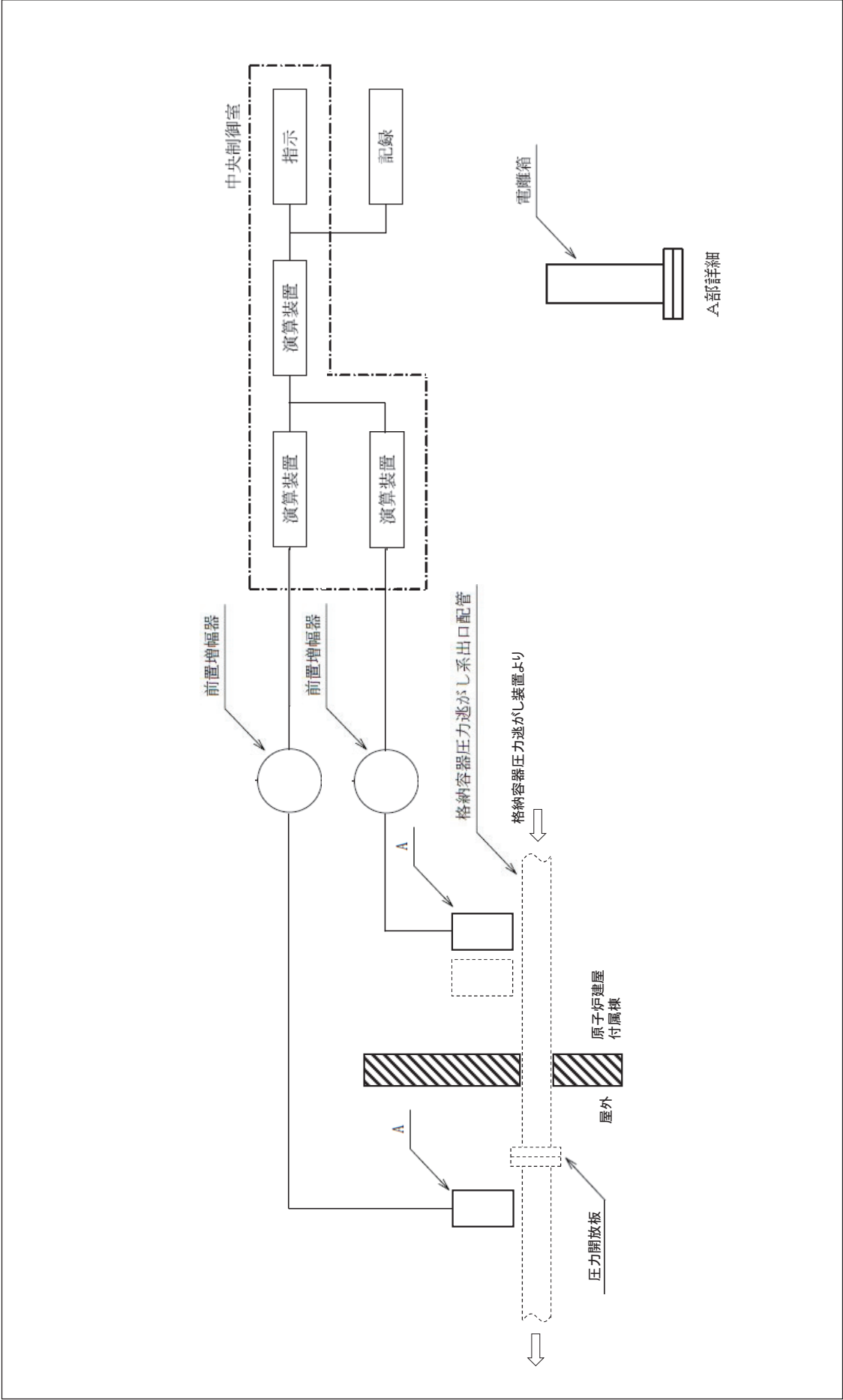


図 3.1.2-4 検出器の構造図 (フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ))

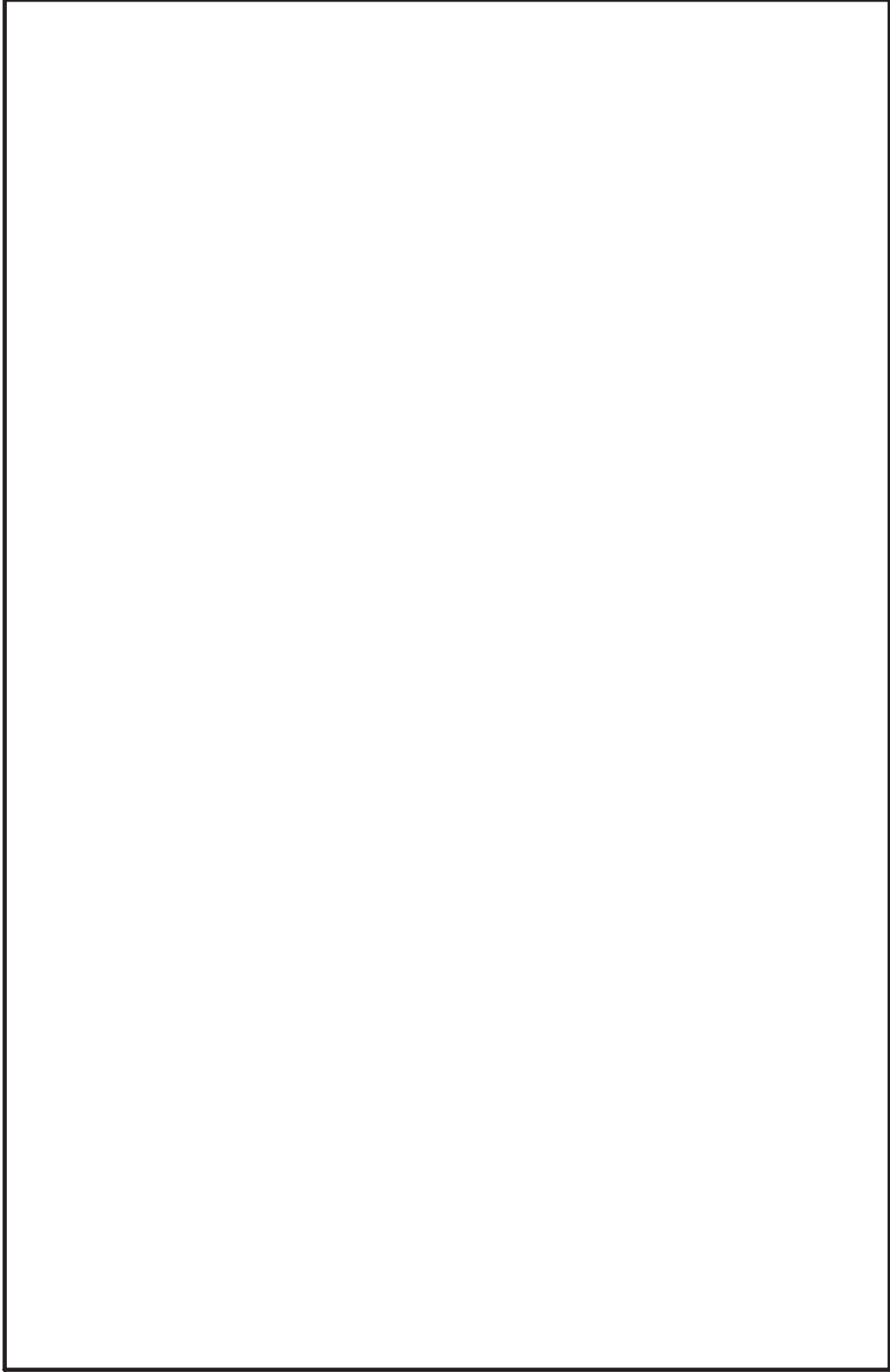
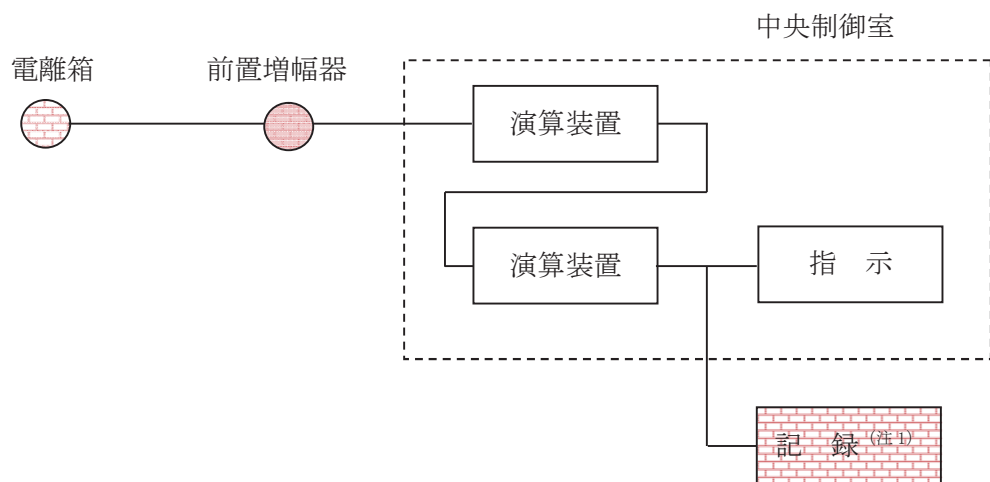


図 3. 1. 2-5 放射性物質により汚染するおそれがある管理区域から環境に放出する排水中又は排気中の放射性物質濃度を測定する装置の概略電源系統図 (直流電源)

(3) 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、緊急時対策支援システム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 3.1.2-6 耐圧強化ベント系放射線モニタの概略構成図」及び「図 3.1.2-7 検出器の構造図 (耐圧強化ベント系放射線モニタ)」参照。)



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置

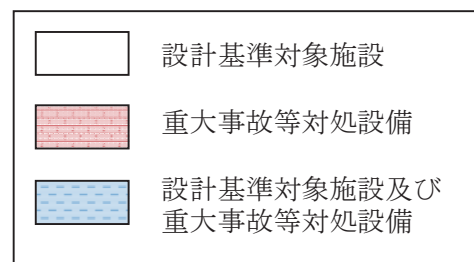


図 3.1.2-6 耐圧強化ベント系放射線モニタの概略構成図

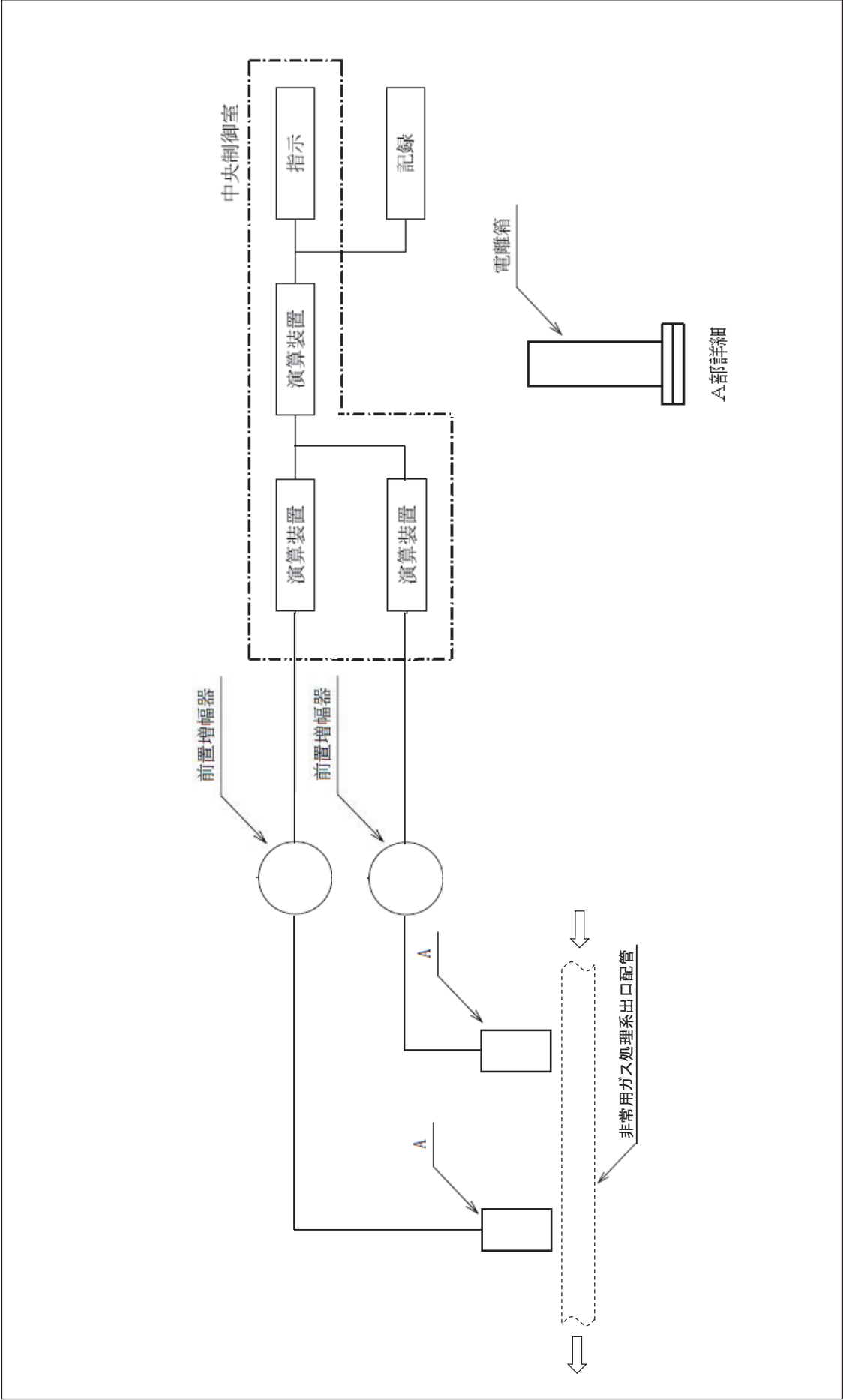


図 3. 1. 2-7 検出器の構造図 (耐圧強化ベント系放射線モニタ)

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) 緊急時対策所エリアモニタ

重大事故等時に使用する緊急時対策所エリアモニタは、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 3.2.1-1 緊急時対策所エリアモニタの概略構成図」及び「図 3.2.1-2 検出器の構造図（緊急時対策所エリアモニタ）」参照。）

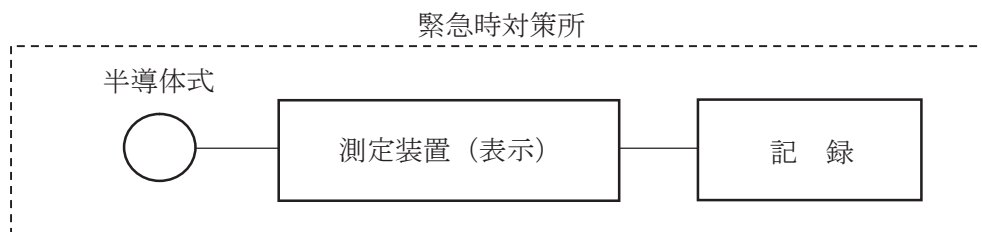


図 3.2.1-1 緊急時対策所エリアモニタの概略構成図

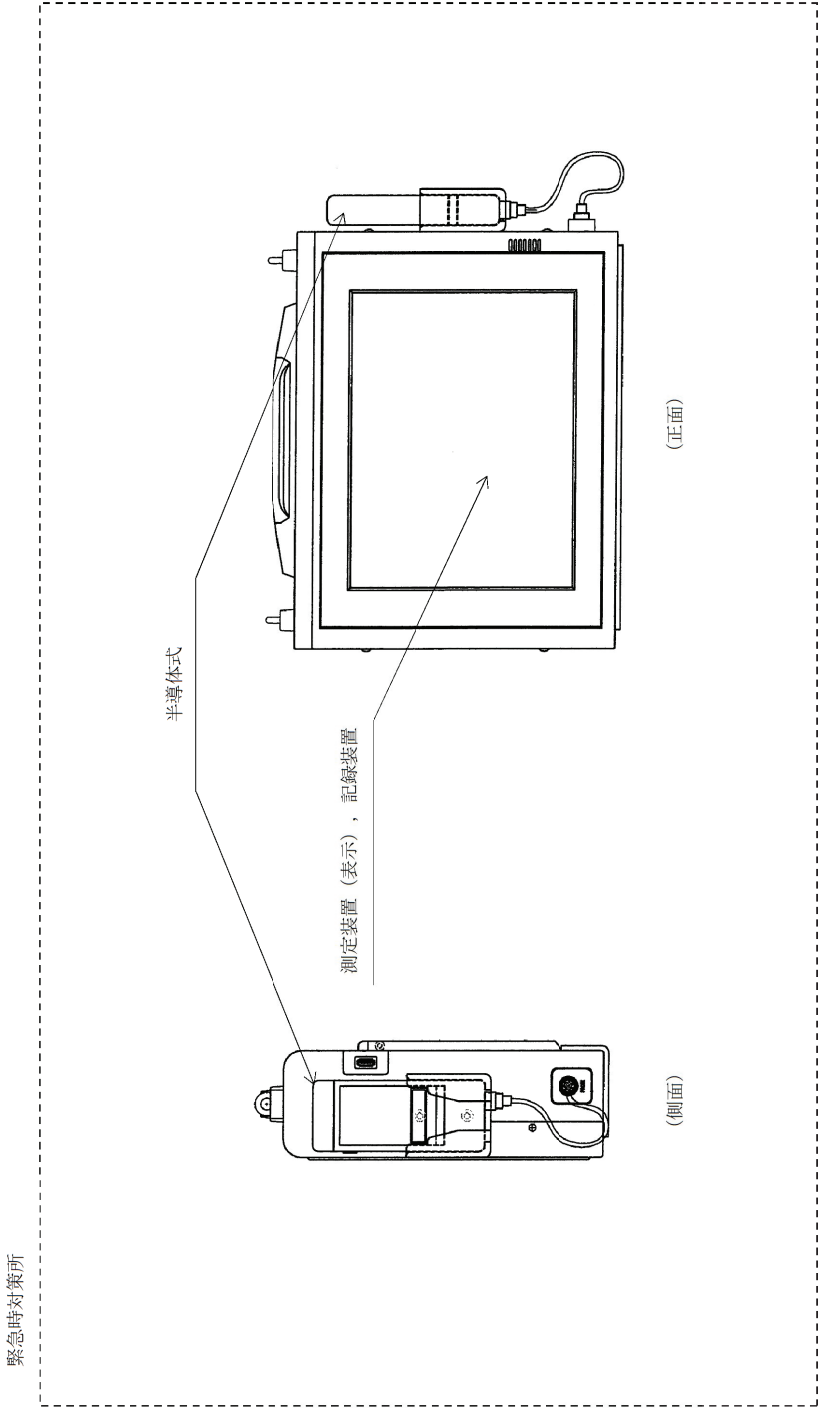


図 3.2.1-2 検出器の構造図 (緊急時対策所エリアモニタ)

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) 原子炉建屋エリアモニタ（燃料取替フロア燃料プール）

設計基準対象施設の原子炉建屋エリアモニタ（燃料取替フロア燃料プール）は、外部電源が使用できない場合においても非常用所内電気設備である非常用ディーゼル発電機から120/240V 計装用主母線盤を介した電源供給により、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 3.2.2-1 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。）

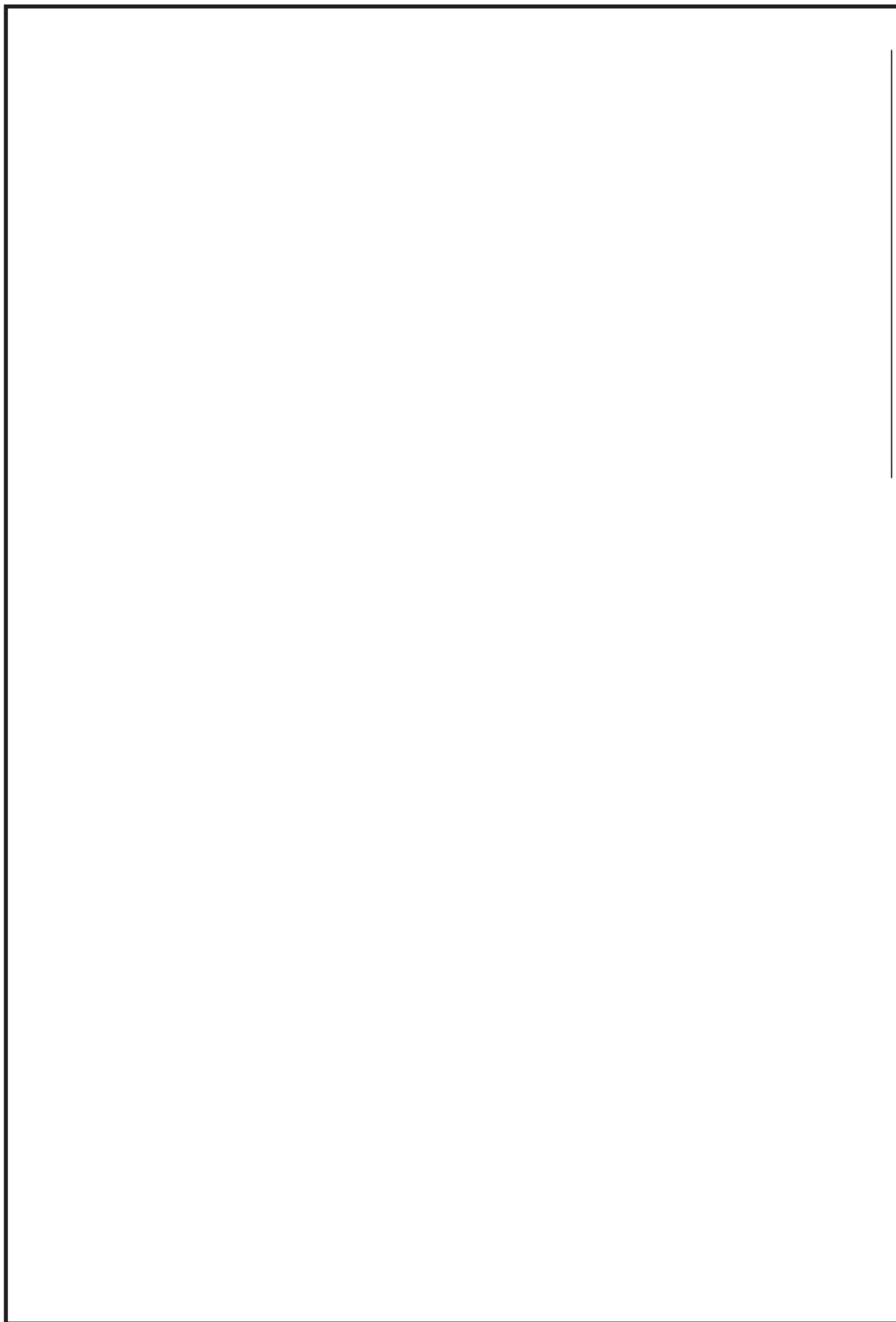


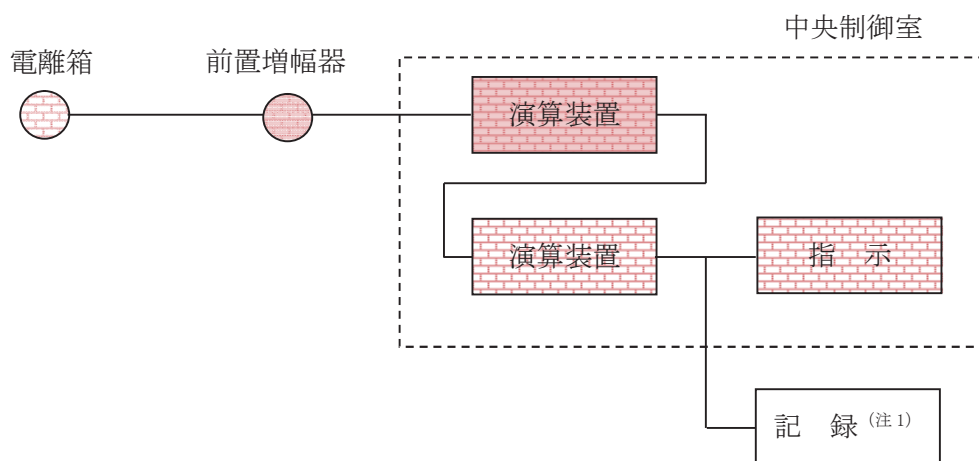
図 3. 2. 2-1 使用済燃料貯蔵エリアの線量当量率を監視する装置の概略電源系統図（交流電源）

(2) 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）

使用済燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、使用済燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）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、緊急時対策支援システム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 3.2.2-2 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）の概略構成図」及び「図 3.2.2-3 検出器の構造図（使用済燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）」参照。）

直流電源が必要な場合には、常設代替直流電源設備である緊急用 125 V 系蓄電池及び可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器から緊急用直流 125 V 計装分電盤を介して供給できる設計とする。（「図 3.2.2-6 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 1）緊急時対策支援システム伝送装置

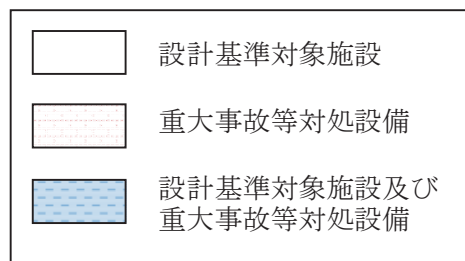


図 3.2.2-2 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）の概略構成図

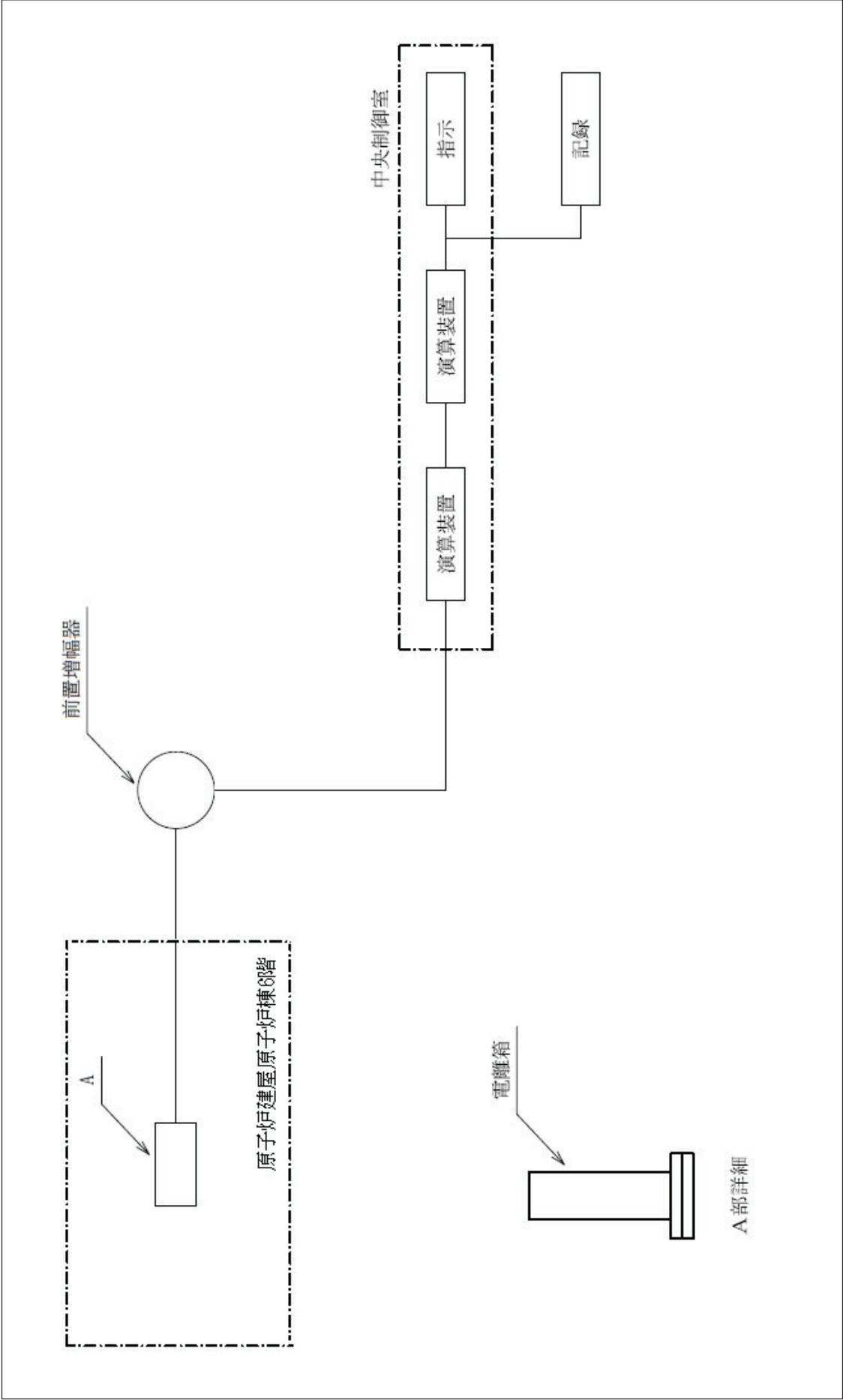


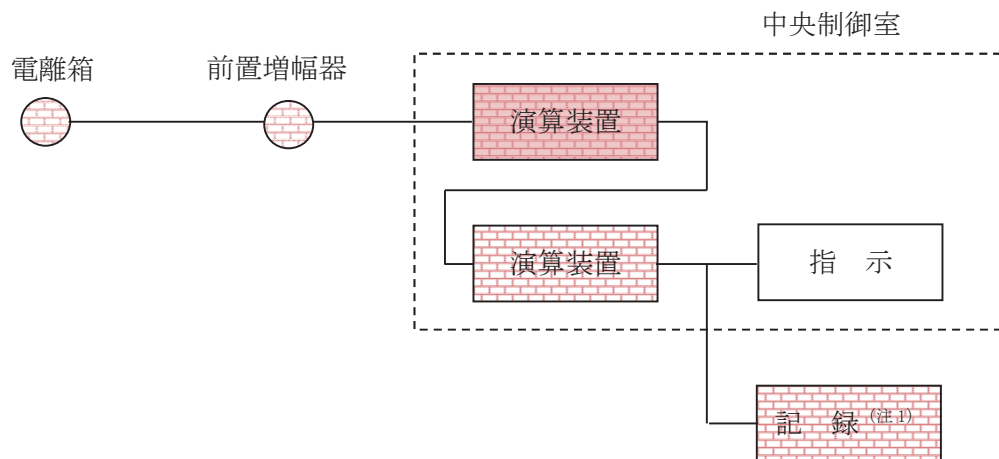
図 3.2.2-3 検出器の構造図 (使用済燃料プールエリア放射線モニタ (低レンジ))

(3) 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）

使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）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、緊急時対策支援システム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 3.2.2-4 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）の概略構成図」及び「図 3.2.2-5 「検出器の構造図（使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）」」参照。）

直流電源が必要な場合には、常設代替直流電源設備である緊急用 125 V 系蓄電池及び可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器から緊急用直流 125 V 計装分電盤を介して供給できる設計とする。（「図 3.2.2-6 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 1）緊急時対策支援システム伝送装置

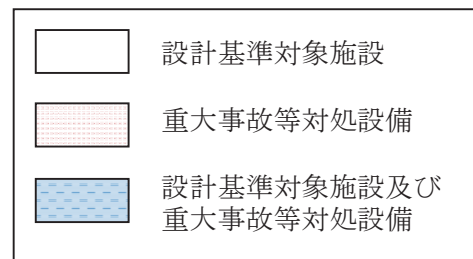


図 3.2.2-4 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）の概略構成図

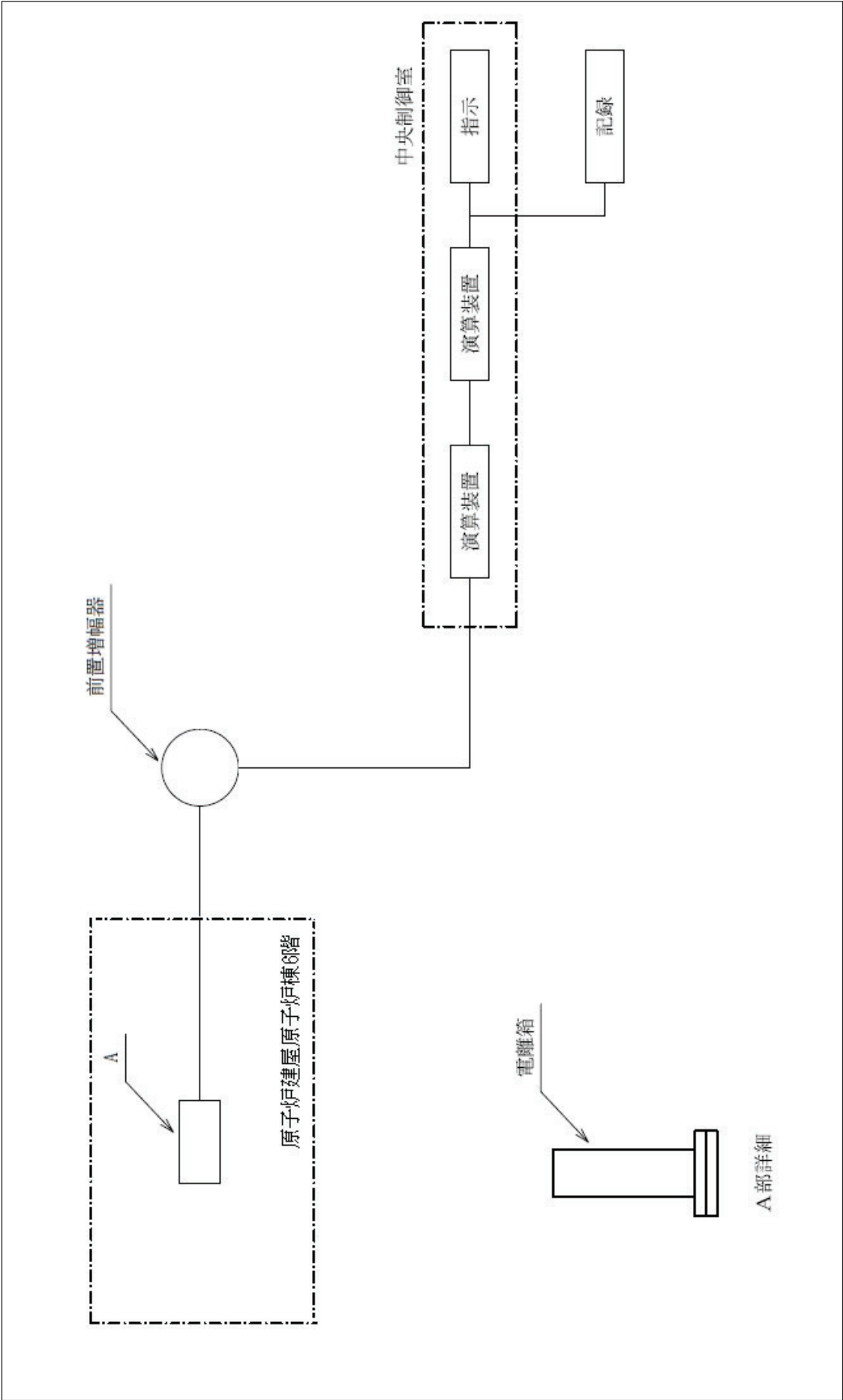


図 3.2.2-5 検出器の構造図 (使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ))

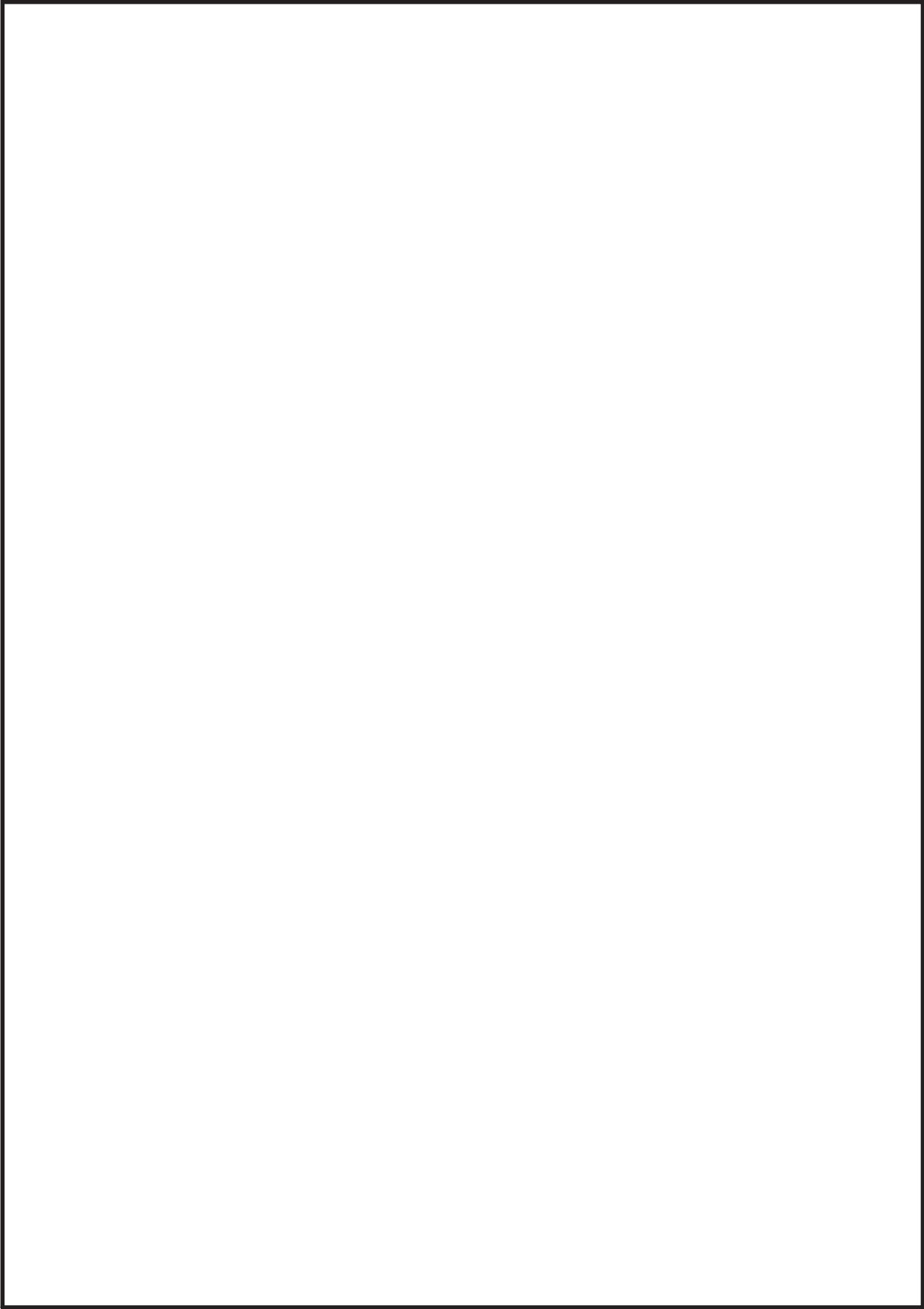


図 3. 2. 2-6 使用済燃料貯蔵エリアの線量当量率を監視する装置の概略電源系統図 (直流電源)

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，非常用所内電気設備である非常用ディーゼル発電機から 120/240V 計装用分電盤 常用を介した電源供給により，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 3.0 kVA）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及び可搬型代替交流電源設備から緊急用計装交流主母線盤を介して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所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 3.3-1 固定式周辺モニタリング設備の概略構成図」及び「図 3.3-2 固定式周辺モニタリング設備の概略電源系統図」参照。）

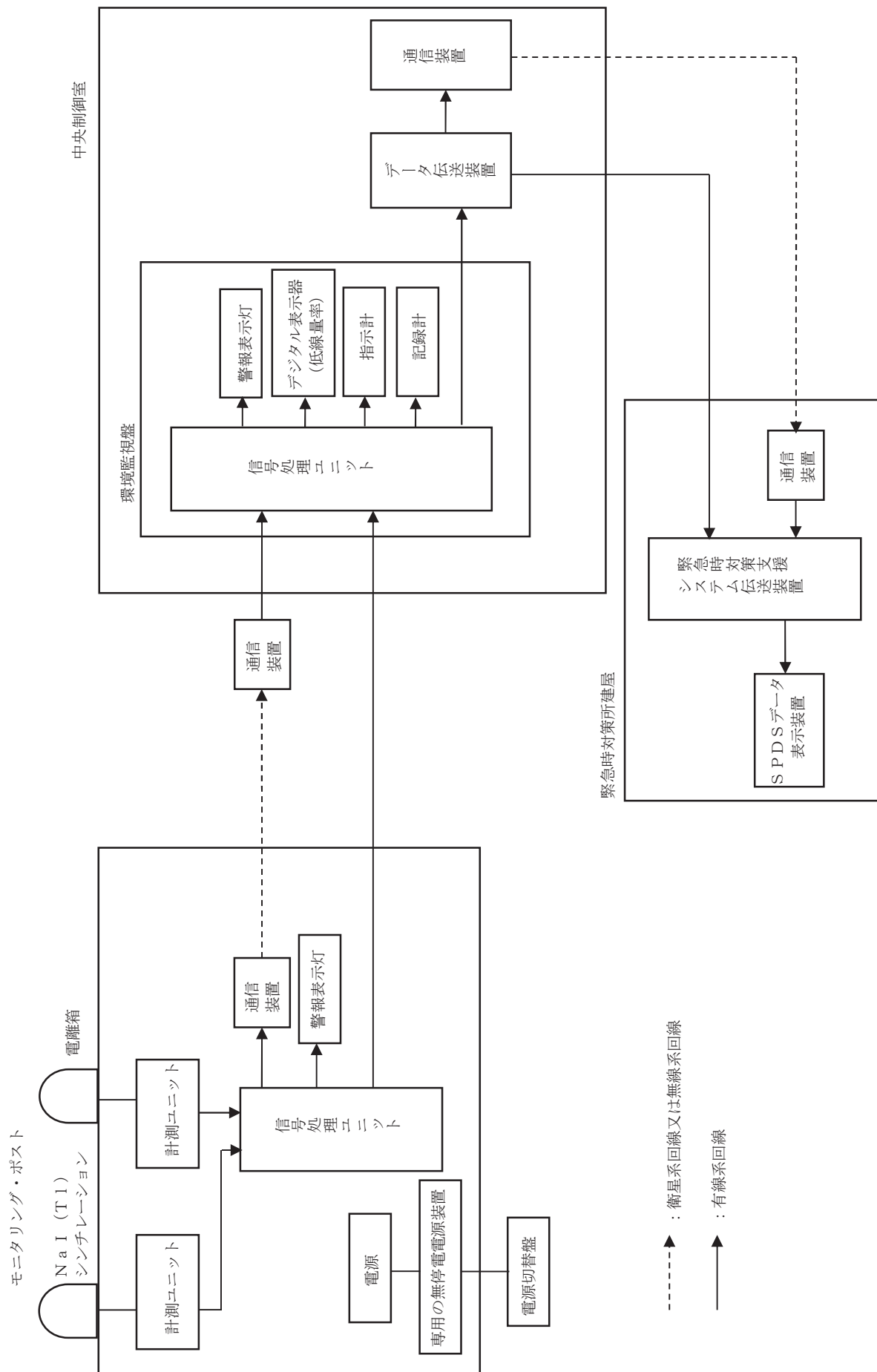


図 3.3-1 固定式周辺モニタリング設備の概略構成図

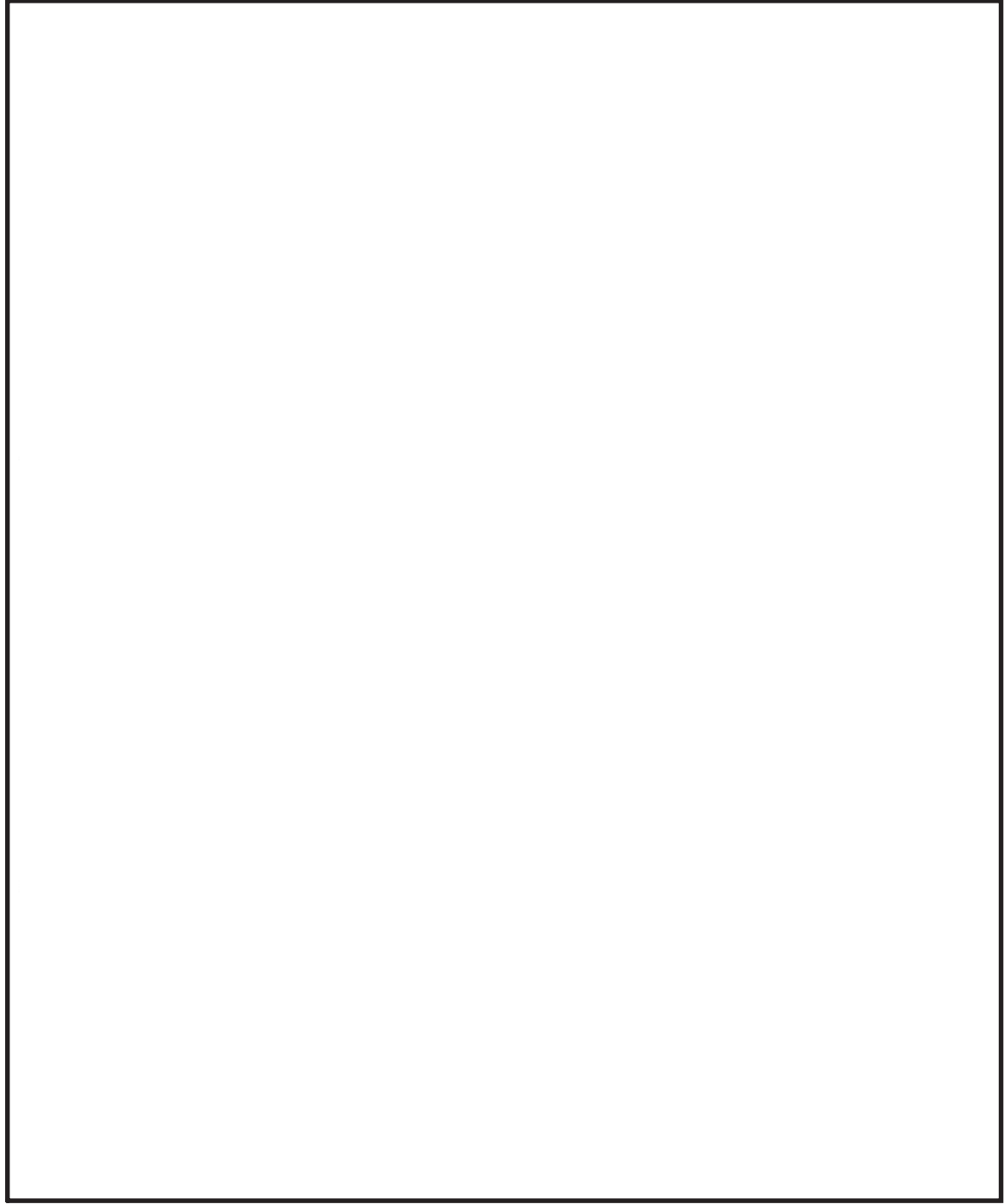


図 3.3-2 固定式周辺モニタリング設備の概略電源系統図

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 γ 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。

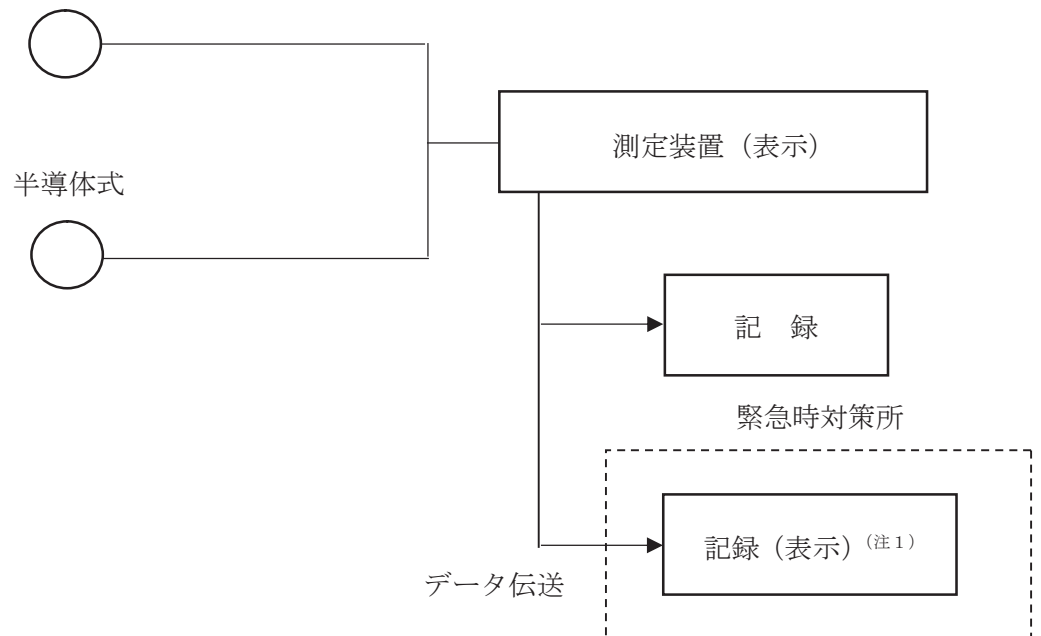
半導体式は、空間線量率を半導体式を用いて電気信号として検出し、検出した電気信号を測定装置にて空間線量率へ変換し表示する。また、表示される測定値は電磁的に記録し、保存する。

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 3.4-1 可搬型モニタリング・ポストの概略構成図」及び「図 3.4-2 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「V-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。

NaI (Tl) シンチレーション
(光電子増倍管を含む)



（注1）可搬型モニタリング・ポスト端末

図 3.4-1 可搬型モニタリング・ポストの概略構成図

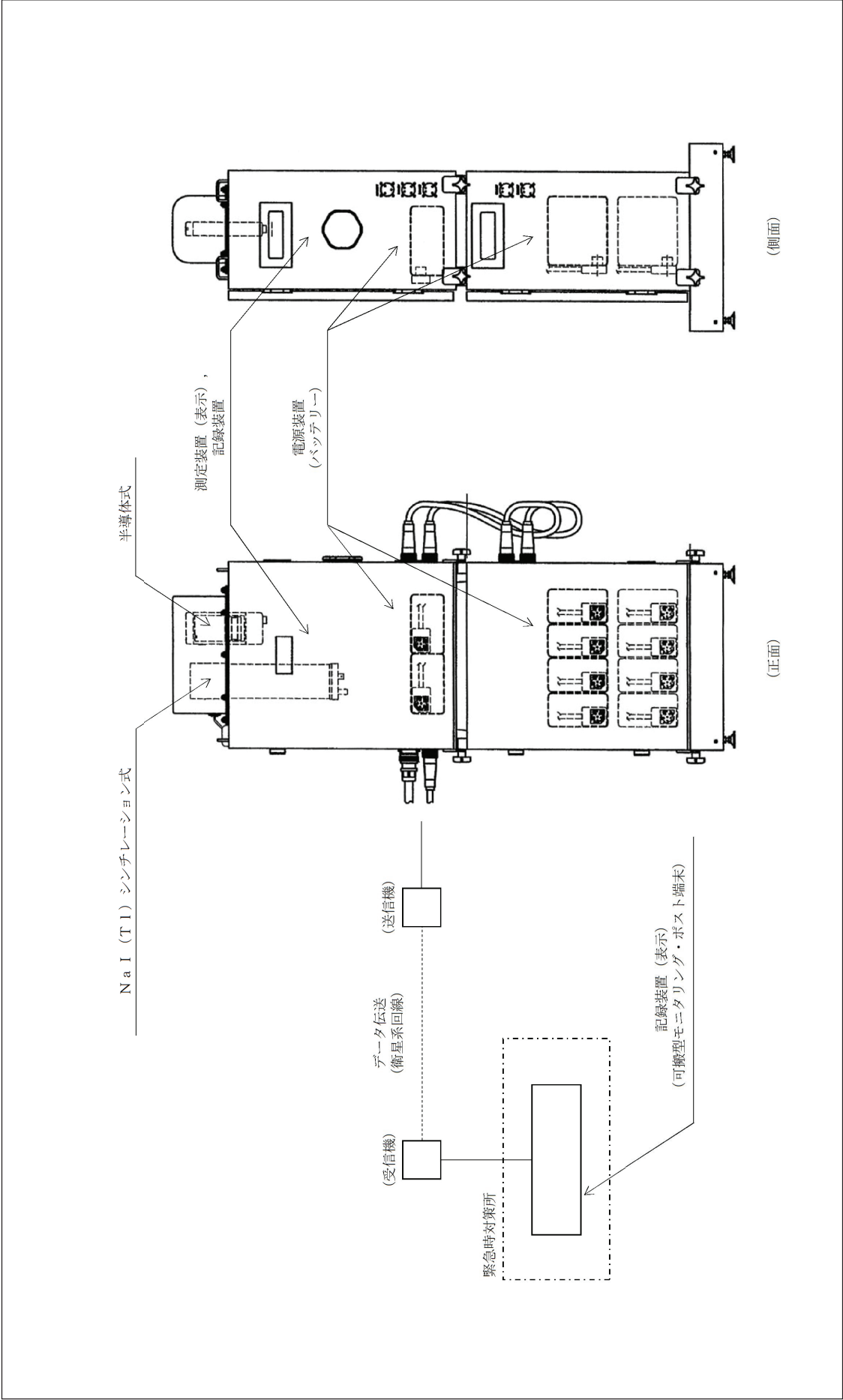


図 3.4-2 検出器の構造図 (可搬型モニタリング・ポスト)

(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，水中及び土壤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， β 線をGM管で検出し， β 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指示する。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 3.4-3 β 線サーベイ・メータの概略構成図」及び「図 3.4-4 検出器の構造図（ β 線サーベイ・メータ）」参照。）



図 3.4-3 β 線サーベイ・メータの概略構成図

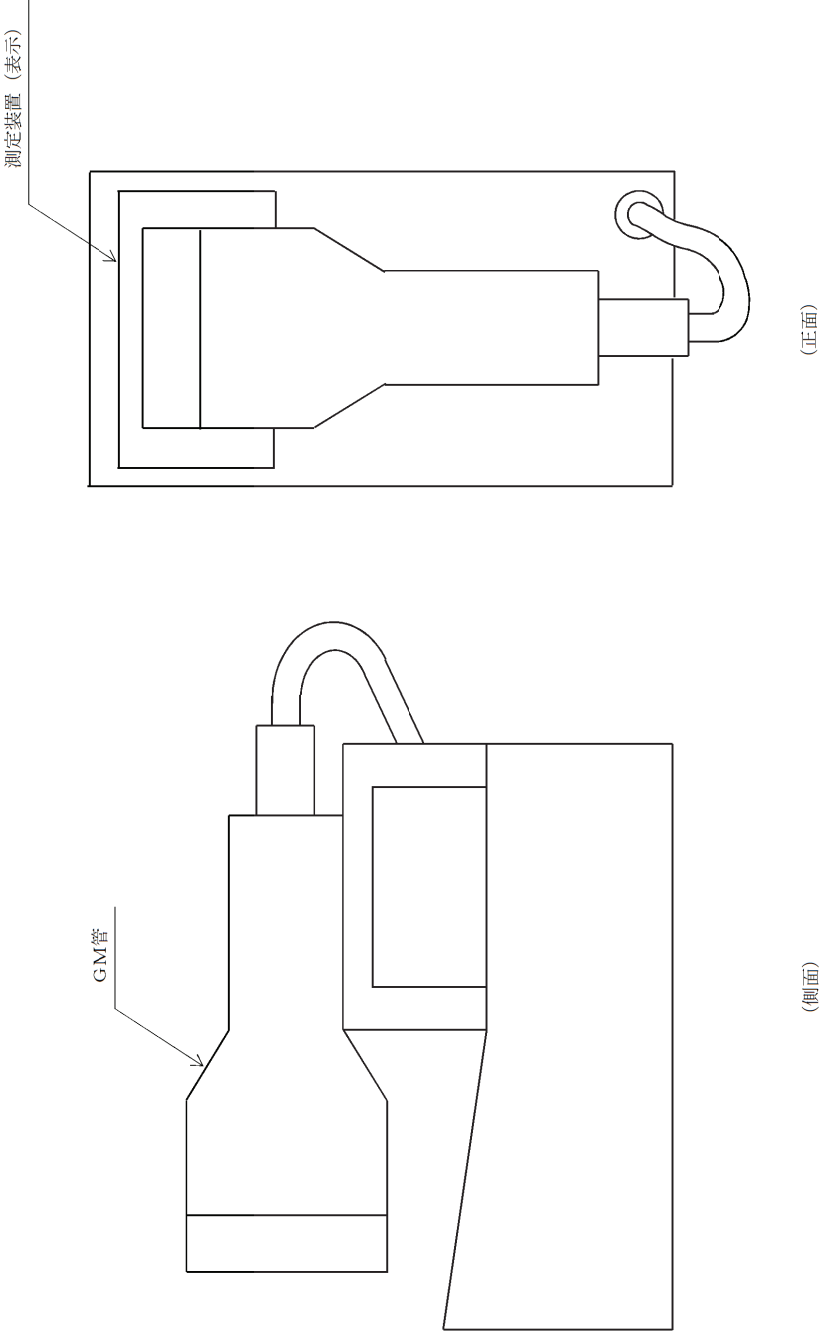


図 3.4-4 検出器の構造図（β線サーベイ・メータ）

(3) NaIシンチレーションサーベイ・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NaI（Tl）シンチレーションサーベイ・メータは，NaI（Tl）シンチレーションに入射した γ 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，測定装置にて空間線量率に変換して指示する。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 3.4-5 NaIシンチレーションサーベイ・メータの概略構成図」及び「図 3.4-6 検出器の構造図（NaIシンチレーションサーベイ・メータ）」参照。）

NaI（Tl）シンチレーション
（光電子増倍管を含む）



図 3.4-5 NaIシンチレーションサーベイ・メータの概略構成図

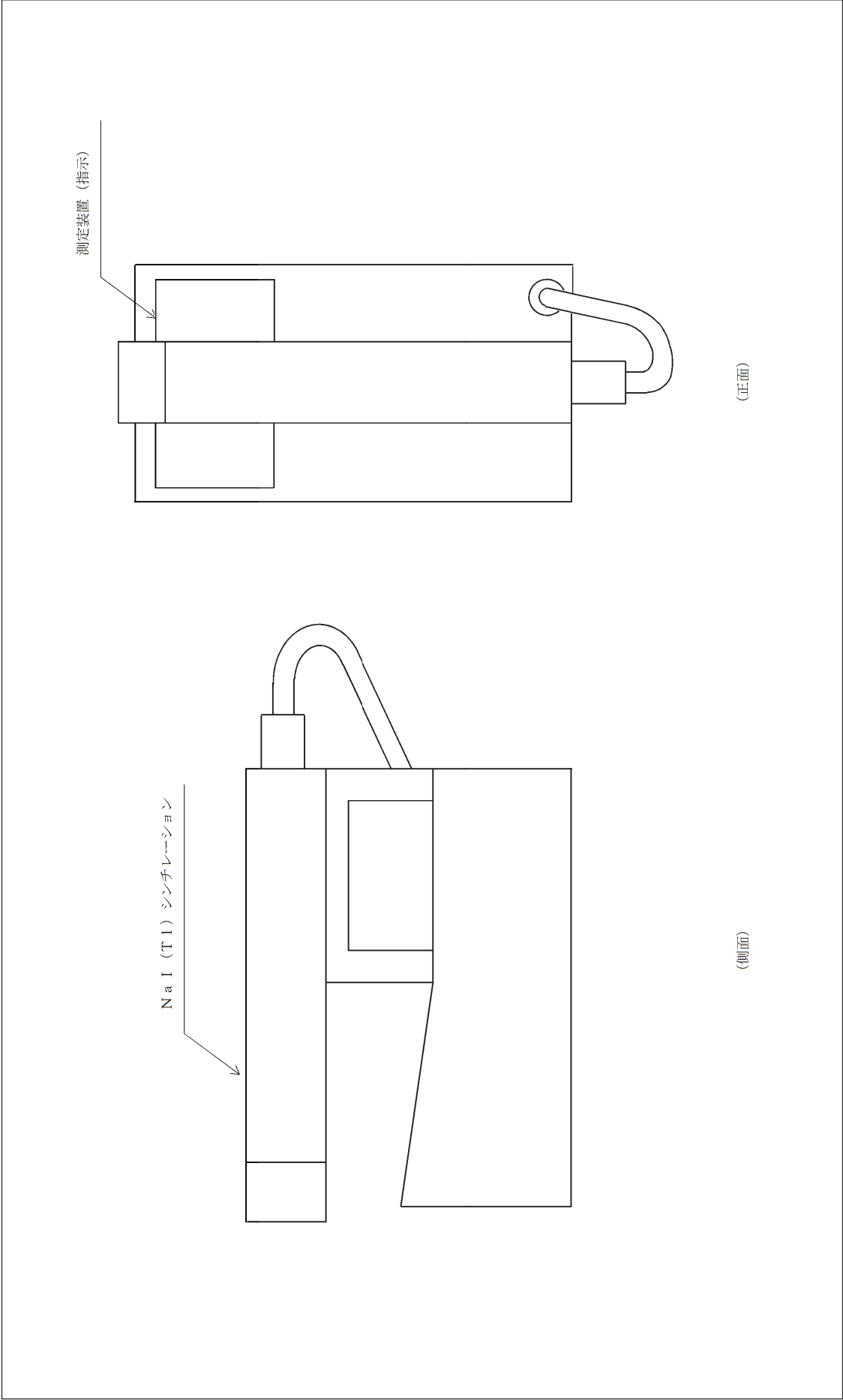


図 3.4-6 検出器の構造図 (NaI シンチレーションサーベイ・メータ)

(4) Z n Sシンチレーションサーベイ・メータ

重大事故等が発生した場合に，空气中，水中及び土壤中の放射性物質の濃度を監視，測定及び記録するためのZ n Sシンチレーションサーベイ・メータは，Z n S（A g）シンチレーションに入射した α 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指示する。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 3.4-7 Z n Sシンチレーションサーベイ・メータの概略構成図」及び「図 3.4-8 検出器の構造図（Z n Sシンチレーションサーベイ・メータ）」参照。）

Z n S（A g）シンチレーション
（光電子増倍管を含む）



図 3.4-7 Z n Sシンチレーションサーベイ・メータの概略構成図

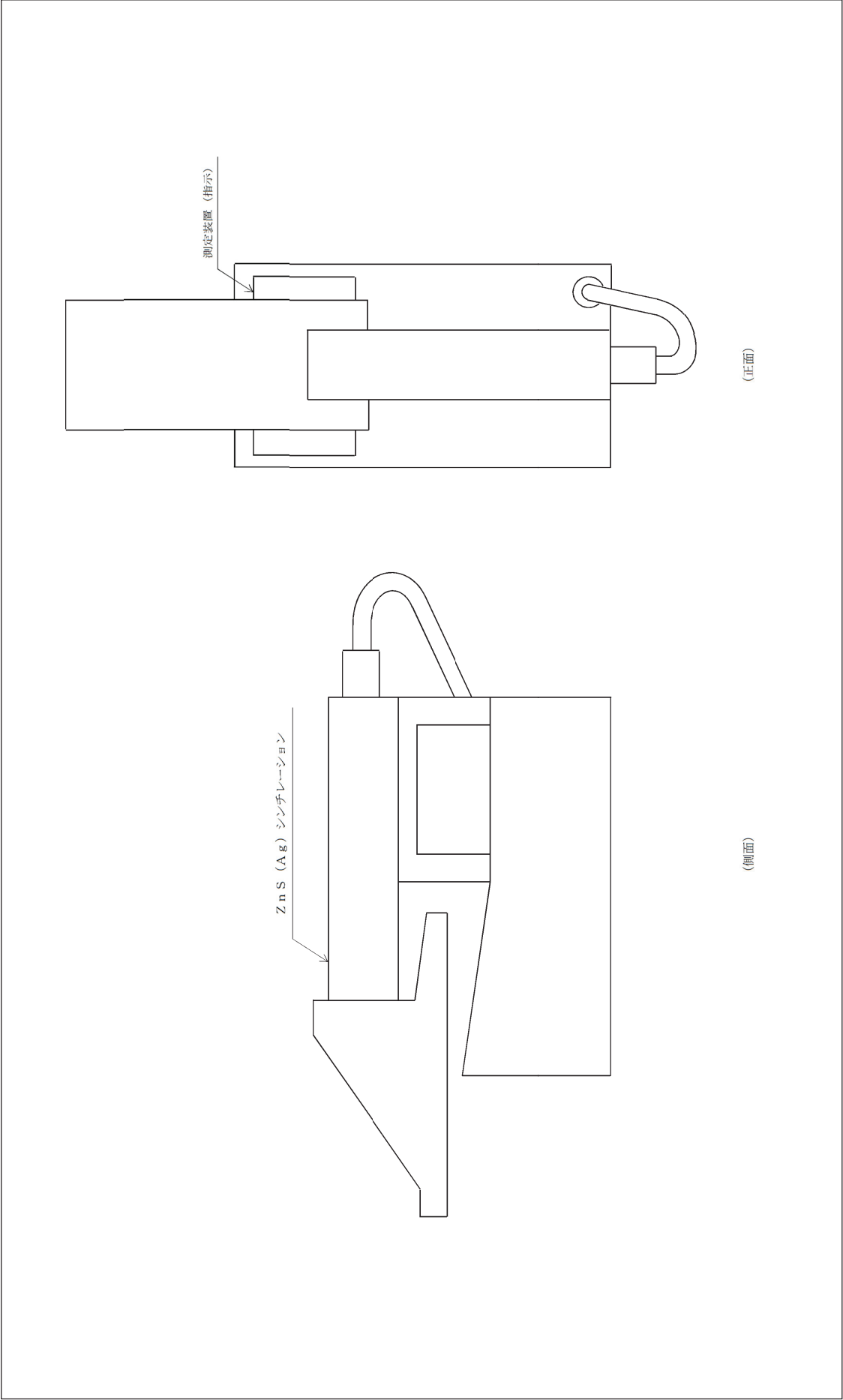


図 3.4-8 検出器の構造図 (ZnS シンチレーションセンサーベイ・メータ)

(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，指示する。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 3.4-9 電離箱サーベイ・メータの概略構成図」及び「図 3.4-10 検出器の構造図（電離箱サーベイ・メータ）」参照。）

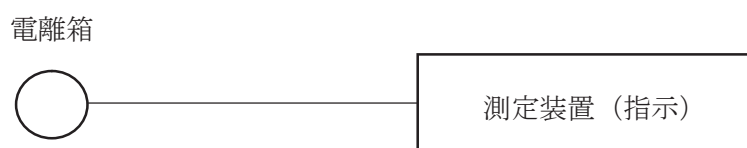


図 3.4-9 電離箱サーベイ・メータの概略構成図

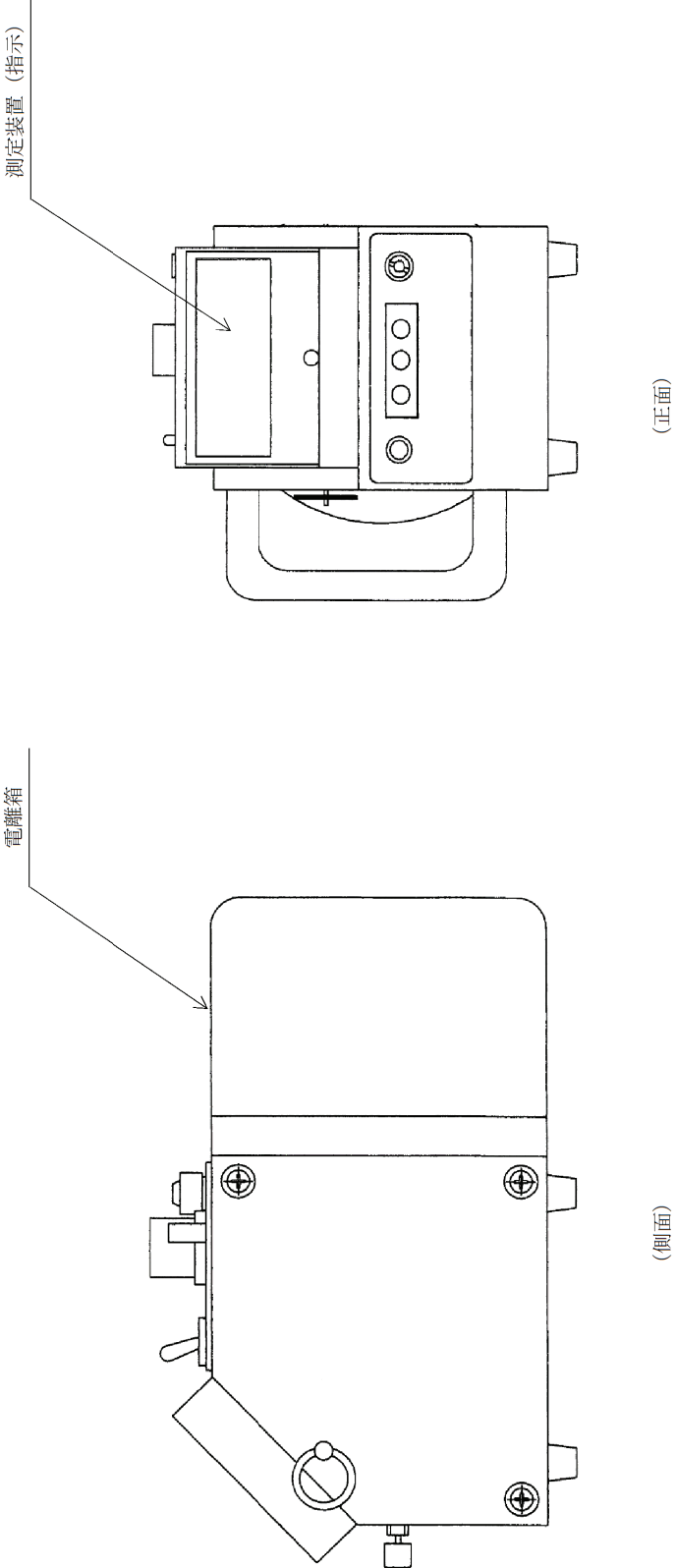


図 3. 4-10 検出器の構造図 (電離箱サーベイ・メータ)

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 3.5.1-1 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，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。

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。

記録を保存する計測項目と計測装置等を「表 3.5.2-1 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。

格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）、格納容器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（低レンジ）、フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）、耐圧強化ベント系放射線モニタ、使用済燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）及び使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）の計測結果は、緊急時対策支援システム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いとともに、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い設計とする。

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、NaIシンチレーションサーベイ・メータ、ZnSシンチレーションサーベイ・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 3.5.1-1 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	格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）	中央制御室	中央制御室（記録計） 緊急時対策支援システム伝送装置
	格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）	中央制御室	中央制御室（記録計） 緊急時対策支援システム伝送装置
	フィルタ装置出口放射線モニタ（低レンジ）	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
	フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
エリアモニタリング設備	緊急時対策所エリアモニタ	緊急時対策所	緊急時対策所（電磁的記録）
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
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）
	NaIシンチレーションサーベイ・メータ	現場	現場（従事者が記録）
	ZnSシンチレーションサーベイ・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 3.5.2-1 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	γ線測定装置
原子炉格納容器内の放射性物質の濃度および線量当量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)
	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)
	漏えい検出系核分裂生成物モニタ粒子放射線モニタ
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	排ガス放射線モニタ
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	主排気筒放射線モニタ
	非常用ガス処理系排気筒放射線モニタ
	廃棄物処理建屋排気筒放射線モニタ
	γ線測定装置
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	γ線測定装置
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	原子炉建屋エリアモニタ（燃料取替フロア燃料プール）

表 3.5.2-1 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 (東海, 東海第二発電所共用)
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	γ線測定装置
	放射能観測車 (東海, 東海第二発電所共用)
敷地内における風向及び風速	気象観測設備 風向 (EL. 18 m, 148 m) (東海, 東海第二発電所共用)
	気象観測設備 風速 (EL. 18 m, 148 m) (東海, 東海第二発電所共用)

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、添付書類「V-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」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 3.6.1-1 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。

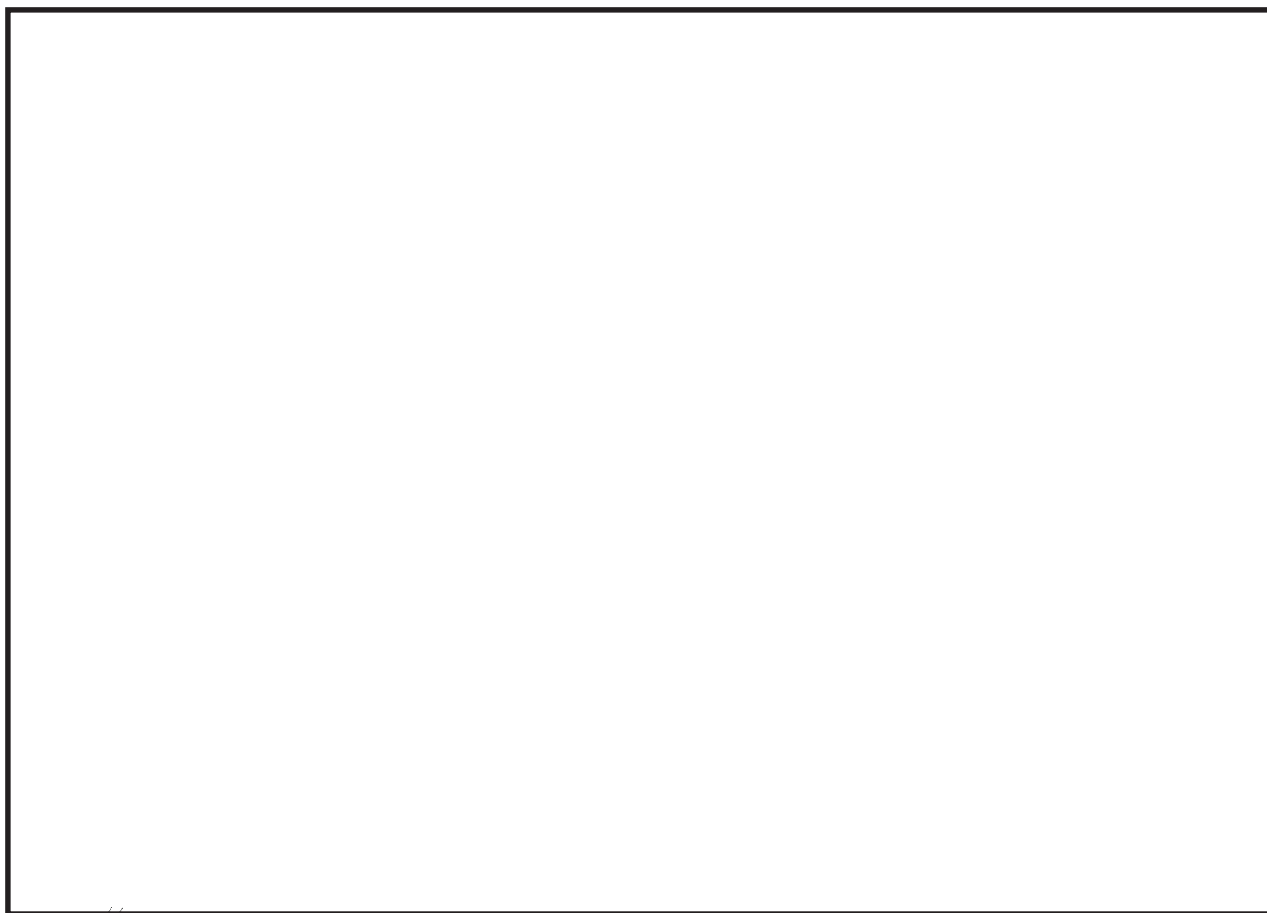


図 3.6.1-1 小型船舶の保管場所

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 4.1-1 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及び最終ヒートシンクの確保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、添付書類「V-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 4.1-1 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
格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	$10^{-2} \sim 10^5$ 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。
格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	$10^{-2} \sim 10^5$ 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 (低レンジ)	$10^{-3} \sim 10^4$ mSv/h	格納容器ベント実施時 (炉心損傷していない場合) に、想定されるフィルタ装置出口最大線量当量率 (約 7×10^0 mSv/h) を計測できる範囲として設定する。 計測上限値は、重大事故等時における計測に対してフィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ) の計測下限値とオーバーラップするよう設定する。
フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ)	$10^{-2} \sim 10^5$ Sv/h	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最大線量当量率 (約 5×10^1 Sv/h) を計測できる範囲として設定する。 計測下限値は、重大事故等時における計測に対してフィルタ装置出口放射線モニタ (低レンジ) の計測上限値とオーバーラップするよう設定する。
耐圧強化ベント系放射線モニタ	$10^{-2} \sim 10^5$ 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線量当量率 (約 9×10^4 mSv/h) を計測できる範囲として設定する。

表 4.1-1 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
緊急時対策所エリアモニタ	B. G. ～ 999.9 mSv/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、重大事故時に直接線・スカイシャイン線及びブルーム放出以降のグランドシャイン線からの影響による緊急時対策所内の最大線量当量率約 0.1 μ Sv/h を計測でき、ブルーム放出により希ガス等が緊急時対策所内に侵入した場合に侵入が判断できる範囲として設定する。
使用済燃料プールエリア放射線モニタ (低レンジ)	$10^{-3} \sim 10^4$ 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エリア放射線モニタ (高レンジ) の計測下限値とオーバーラップするよう設定する。
使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ)	$10^{-2} \sim 10^5$ Sv/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エリア放射線モニタ (低レンジ) の計測上限値とオーバーラップするよう設定する。

表 4.1-1 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	B. G. $\sim 10^9$ 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	B. G. ~ 99.9 kmin ⁻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。
Na I シンチレーションサーベイ・メータ	B. G. ~ 30 μ Gy/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、放射線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。
Zn S シンチレーションサーベイ・メータ	B. G. ~ 99.9 kmin ⁻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 $\sim$ 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。

V-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 可搬型放射能測定装置等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 可搬型放射能測定装置等	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。）に関わ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建屋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能測定装置等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、可搬型放射能測定装置等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、可搬型放射能測定装置等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、原子炉建屋付属棟内、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、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クリーンウエスによる拭取りや簡易シャワーで除染を行う除染エリア、中央制御室への出入口であるクリーンエリアで構成される。なお、除染で発生した汚染水は、必要に応じて吸水シート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、GM汚染サーベイメータ、除染用資機材、可搬型照明（SA）を配備し、チェンジングエリア用資機材、防護具、GM汚染サーベイメータ、除染用資機材、可搬型照明（SA）は、迅速な対応を行うために原子炉建屋付属棟内に保管する。

可搬型照明（S A）の電源、照度については、添付書類「V-1-1-13 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、緊急時対策所建屋入口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、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クリーンウエス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、必要に応じて吸水シート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、GM汚染サーベイメータを配備し、チェンジングエリア用資機材、防護具、除染用資機材、GM汚染サーベイメータは、迅速な対応を行うために緊急時対策所建屋内に保管する。

3.2 可搬型放射能測定装置等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、可搬型放射能測定装置等及び環境試料分析装置を配備する。可搬型放射能測定装置等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所建屋又は可搬型重大事故等対処設備保管場所（南側、西側）に保管する。（図 3-3「可搬型放射能測定装置等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 可搬型放射能測定装置等

可搬型放射能測定装置等は、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能測定装置等を配備する。

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、Na I シンチレーションサーベイ・メータにて γ 線、 β 線サーベイ・メータにて β 線、Zn S シンチレーションサーベイ・メータにて α 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、Na I シンチレーションサーベイ・メータにて γ 線、 β 線サーベイ・メータにて β 線、Zn S シンチレーションサーベイ・メータにて α 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、NaIシンチレーションサーベイ・メータにて γ 線、 β 線サーベイ・メータにて β 線、ZnSシンチレーションサーベイ・メータにて α 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。

上記の可搬型放射能測定装置等の種類及び使用目的を表 3-2「可搬型放射能測定装置等の種類及び使用目的」に示す。

可搬型放射能測定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「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。

3.2.3 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。

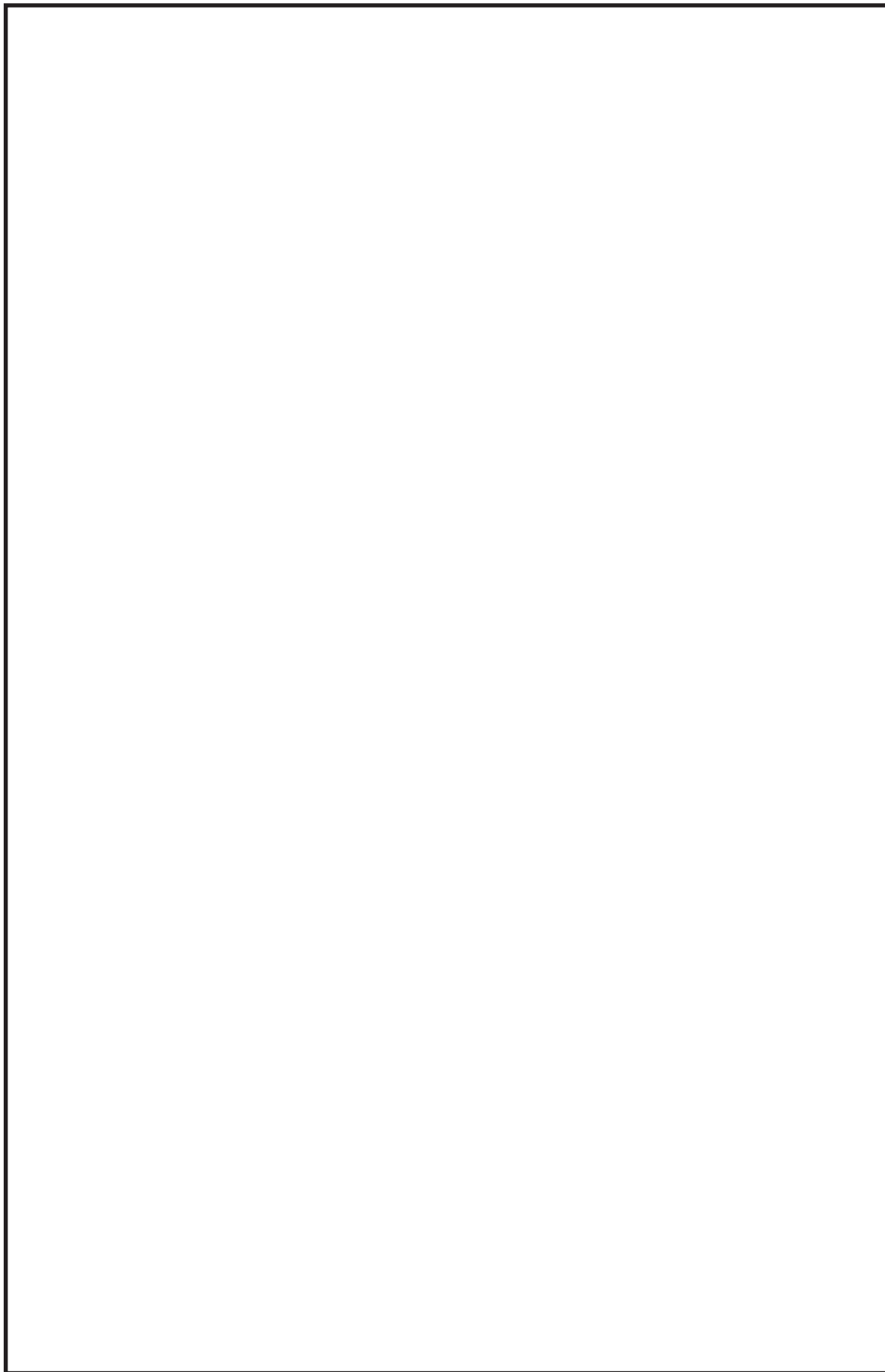


図 3-1 中央制御室チェンジングエリア設置場所及び配置

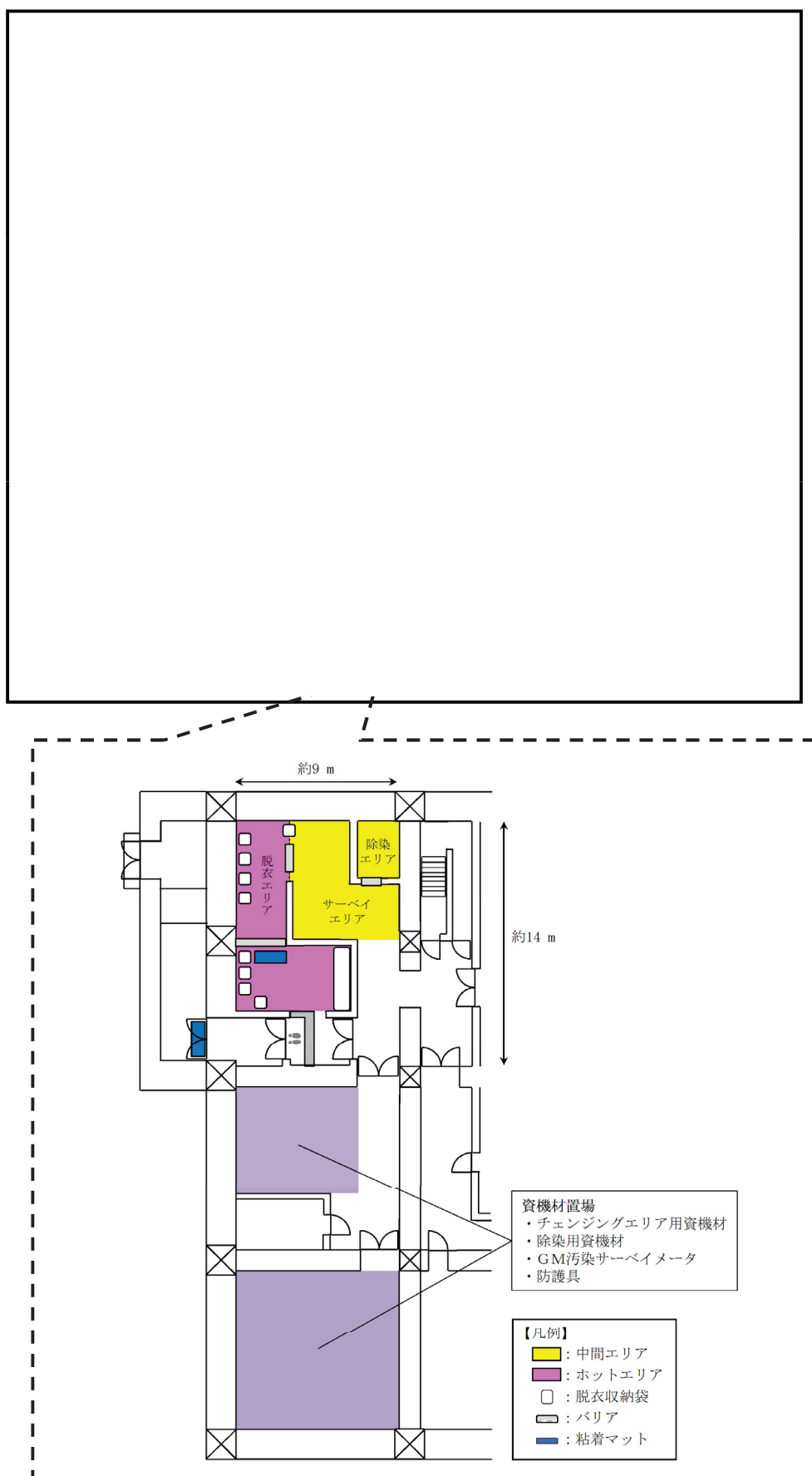


図 3-2 緊急時対策所チェンジングエリア設置場所及び配置

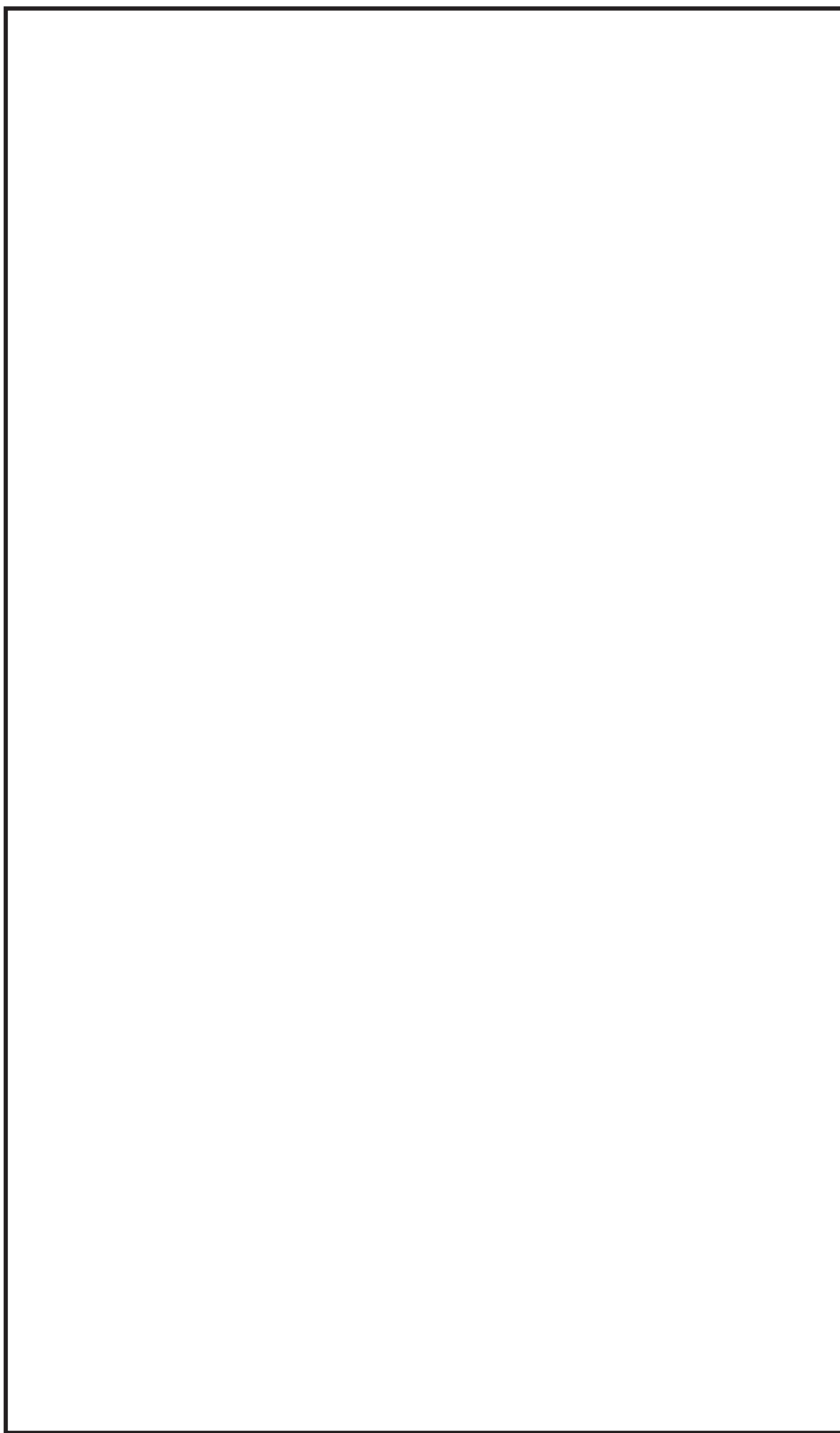


図 3-3 可搬型放射能測定装置等及び環境試料分析装置の保管場所

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 可搬型放射能測定装置等の種類及び使用目的

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
N a I シンチレーションサーベイ・メータ	放射性よう素測定 全 γ 放射能測定
β 線サーベイ・メータ	全 β 放射能測定
Z n S シンチレーションサーベイ・メータ	全 α 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
赤外線ランプ	海水, 排水の蒸発乾固

V-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	41
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 中央制御室遮蔽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 空気流入率試験について	
別添 2 中央制御室換気空調設備のフィルタ除去性能の維持について	
別添 3 運転員の交替要員体制について	
別添 4 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外側ブローアウトパネル の取扱いについて	
別紙 1 計算機プログラム(解析コード)の概要	

1. 概要

本説明書は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第 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装置、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やばい煙、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装置を講じる。

(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（中央制御室換気系）及び生体遮蔽装置（中央制御室遮蔽、中央制御室遮蔽（待避室）及び二次遮蔽）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及び二酸化炭素濃度計により、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、計測制御計系施設の可搬型照明(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、中央制御室換気系及び可搬型照明(SA)は、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置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）事務所衛生基準規則」（昭和 47 年 9 月 30 日労働省令第 43 号、最終改正平成 26 年 7 月 30 日厚生労働省令第 87 号）（以下「事務所衛生基準規則」という。）、「労働安全衛生法（昭和 47 年法律第 57 号）酸素欠乏症等防止規則」（昭和 47 年 9 月 30 日労働省令第 42 号、最終改正平成 15 年 12 月 19 日厚生労働省令第 175 号）（以

下「酸素欠乏症等防止規則」という。)及び「鉱山保安法(昭和24年法律第70号)鉱山保安法施行規則」(平成16年9月27日経済産業省令第94号,最終改正平成26年6月24日経済産業省令第32号)(以下「鉱山保安法施行規則」という。)の労働環境における酸素濃度及び二酸化炭素濃度の許容基準に準拠し,許容基準を満足できることを評価する。

2.2 適用基準,適用規格等

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)
- ・ 鉱山保安法施行規則
- ・ 酸素欠乏症等防止規則
- ・ 事務所衛生基準規則
- ・ 発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針(昭和51年9月28日 原子力委員会決定,平成13年3月29日一部改訂)
- ・ 被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について((原子力安全委員会了承,平成元年3月27日)一部改訂 平成13年3月29日)
- ・ 発電用軽水型原子炉施設の安全評価 に関する審査指針(平成2年8月30日 原子力安全委員会決定,平成13年3月29日一部改訂)
- ・ 発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針(昭和57年1月28日原子力安全委員会決定,平成13年3月29日一部改訂)
- ・ 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 HLR-021 訂9 株式会社日立製作所,平成16年1月
- ・ 「放射線施設のしゃへい計算 実務マニュアル 2015」のデータ集「放射線施設の遮蔽計算 実務(放射線)データ集 2015」(公益財団法人原子力安全技術センター)
- ・ ICRP Publication 71, "Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part 4 Inhalation Dose Coefficients", 1995

- ・ ICRP Publication 72, "Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part 5 Compilation of Ingestion and Inhalation Dose Coefficients" , 1996
- ・ 空気調和・衛生工学会規格 SHASE-S 116-2003(2004)
- ・ 審査ガイド
- ・ JENDL-3.2 に基づく ORIGEN2 用ライブラリ : ORLIBJ32 (JAERI-Data/Code 99-003 (1999 年 2 月))
- ・ JENDL-3.2 に基づく ORIGEN2 用ライブラリ : 軽水炉 MOX 燃料用 ORIGEN2 ライブラリ (JAERI-Data/Code 2000-036 (2000 年 11 月))
- ・ 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
- ・ 米国 NUREG/CR-4551 Vol.2 "Evaluation of Severe Accident Risks:Quantification of Major Input Parameters" , February 1994
- ・ R. G. 1.195 "Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Ligth 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, April 1971
- ・ NUREG-0800 Standard Review Plan 6.5.5, "Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System" , Rev.1, 3/2007.
- ・ JAEA-Technology 2011-026 「汚染土壌の除染領域と線量低減効果の検討」
- ・ 2007 年制定 コンクリート標準示方書 構造性能照査編, 土木学会

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、中央制御室遮蔽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系設備及び中央制御室遮蔽及び二次遮蔽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、中央制御室遮蔽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系設備及び中央制御室遮蔽、中央制御室遮蔽（待避室）及び二次遮蔽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、中央制御室換気系空気調和機ファン及び中央制御室換気系排気用ファン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、中央制御室換気系フィルタ系ファンによりフィルタを通した閉回路循環運転とし、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。

中央制御室換気系空気調和機ファン及びフィルタ系ファンは、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。

よう素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。空気流入率試験結果の詳細については、別添 1 「空気流入率試験について」に示す。耐震に関する気密性の維持の基本方針を「V-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、「V-2-8-4-1 中央制御室の耐震性に関する説明書」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室を設置する。ベント実施時には待避室内に待機可能とし、中央制御室待避室内は中央制御室待避室空気ポンベにより 5 時間加圧する設計とする。中央制御室待避室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 0～60 Paを有する差圧計を 1 個設置する。

中央制御室待避室は、待避室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+10 Pa[gage]に設定する。

中央制御室換気系設備は、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常設代替高压電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低压電源車から給電できる設計とする。その他、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備の 2 C 非常用ディーゼル発電機及び 2 D 非常用ディーゼル発電機を重大事故対処設備として使用する。

中央制御室換気系設備は、中央制御室外の火災等により発生する燃焼ガスやばい煙、有毒ガス及び降下火砕物を想定しても中央制御室換気系の外気取入れを手動で遮断し、閉回路循環運転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、中央制御室換気系設備は、閉回路循環運転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やばい煙、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換気系設備による空気の入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、中央制御室換気系設備の閉回路循環運転により、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換気系設備による空気の入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) 中央制御室換気系高性能粒子フィルタ

中央制御室換気系高性能粒子フィルタのろ材は、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。

中央制御室換気系高性能粒子フィルタによる微粒子の除去効率は、99.97 %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。

中央制御室換気系高性能粒子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、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

中央制御室換気系高性能粒子フィルタの保持容量は約 2250 g 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 L O C A + 高压炉心冷却失敗 + 低压炉心冷却失敗」（全交流動力電源喪失の重畳を考慮）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 7.5×10^{-4} g である。

これは、安定核種も踏まえて、保守的に格納容器圧力逃がし装置による除去効果を見捨てて評価したものである。また、微粒子は格納容器圧力逃がし装置排気口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換気系高性能粒子フィルタには、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 % は確保できる。

(2) 中央制御室換気系チャコールフィルタ

中央制御室換気系チャコールフィルタによるよう素除去効率は 97 % 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。

上記の中央制御室換気系チャコール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

中央制御室換気系チャコールフィルタの保持容量は約 99 g 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 L O C A + 高压炉心冷却失敗 + 低压炉心冷却失敗」（全交流動力電源喪失の重畳を考慮）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 1.4×10^{-1} g である。これは、「(1) 中央制御室換気系高性能粒子フィルタについて」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、全量が中央制御室換気系チャコール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、中央制御室換気系チャコールフィルタには、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 95 %は確保できる。

3.2 生体遮蔽装置

中央制御室遮蔽、中央制御室遮蔽（待避室）及び二次遮蔽は、中央制御室にとどまる運転員を放射性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、「6. 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

計装制御系統施設の中央制御室用の酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計により、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。

中央制御室用の酸素濃度計及び二酸化炭素濃度の詳細については、添付書類「V-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、炉心出口温度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。運転員の交替要員体制の詳細については、別添 3「運転員の交替要員体制について」に示す。

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「V-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

計装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「V-1-1-12 非常用照明に関する説明書」に示す。

3.6 代替電源

中央制御室換気系設備及び可搬型照明(SA)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常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車から給電できる設計とする。その他、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備の2 C非常用ディーゼル発電機及び2 D非常用ディーゼル発電機を重大事故対処設備として使用する

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

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. 発電用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、中央制御室遮蔽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、中央制御室遮蔽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、炉心の溶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 + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗」とし、全交流動力電源喪失の重畳を考慮する。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できず、格納容器ベントを実施した場合を想定する。

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、中央制御室遮蔽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、中央制御室遮蔽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遮蔽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、炉心溶融に至っておらず、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

事象発生直前まで、原子炉は定格出力の 105 % で長期間にわたって運転されていたものとする。炉心内蓄積量計算条件を表 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。評価で使用する炉心内蓄積量は、原子炉は事故発生直前まで定格出力の約 105 % (熱出力 3440 MW) 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。事故発生直前の炉心内蓄積量を表 4-3 に示す。

$$q_0^i = 3.2 \times 10^{14} \cdot P_0 \cdot Y_i \cdot \{1 - e^{-\lambda_R^i T_{OP}}\}$$

ここで、

q_0^i : 核種 i の炉心内蓄積量 (Bq)

P_0 : 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 4.44×10^{14} 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。

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

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})
- 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心内蓄積量は、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。事故発生直前の炉心内蓄積量を表4-5に示す。

計算にあたっては、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 : JENDL3.2 (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、「被ばく評価手法について（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。

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

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)

$$(\chi/Q)_i = \frac{1}{2\pi \cdot \sum y_i^2 \cdot \sum z_i U_i}$$

$$\Sigma_{yi} = \sqrt{\sigma_{yi}^2 + \frac{CA}{\pi}} \quad , \quad \Sigma_{zi} = \sqrt{\sigma_{zi}^2 + \frac{CA}{\pi}}$$

(地上放出の場合)

$$(\chi/Q)_i = \frac{1}{\pi \Sigma_{yi} \Sigma_{zi} U_i}$$

ここで,

- U_i : 時刻 i の放出源を代表する風速 (m/s)
- Σ_{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)
- Σ_{zi} : 時刻 i の建屋の影響を加算した濃度の水平方向 (z 方向) の拡がりのパラメータ (m)
- 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 : 建屋の風向方向の投影面積 (m²)
- A : 形状係数 (—)

上記のうち、気象項目（風向、風速及び σ_{yi} 、 σ_{zi} を求めるために必要な大気安定度）については、「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「a. 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。

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

ここで、

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

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

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 (—)

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

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。

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

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

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

b. 気象データ

2005年4月～2006年3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

換気系設備は事故後検知後、通常運転時の排風機が停止し、中央制御室給気隔離弁、中央制御室排気隔離弁及び排煙装置隔離弁が閉止する。その後、フィルタユニット入口隔離弁が開き、チャコールフィルタを介して中央制御室内の空気を再循環する閉回路循環運転に切り替わることを前提とする。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、相対濃度の評価点は中央制御室中心を代表とする。

また、相対線量の評価点も同様に中央制御室中心とする。

(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中央制御室出入口までの運転員の移動経路を対象とし、入退域時の評価点は、線量結果が厳し

くなる様、運転員の入退域時のアクセスルート中において原子炉建屋原子炉棟に近接する屋外（建屋入口）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 4-5 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 4-6 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 4-4 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原子炉建屋を選定する。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原子炉建屋の巻き込み現象の影響を受けて拡散する方位及び原子炉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)～(b)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、原子炉建屋の風上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積の中の最小面積とする）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、放出点は原子炉建屋に近接し、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、設計基準事故時には、評価点が中央制御室中心の場合で、放出源がブローアウトパネルの場合においては、9方位(S,SSW,SW,WSW,W,WNW,NW,NNW,N)となり、評価点がサービス建屋入口の場合においては、9方位(S,SSW,SW,WSW,W,WNW,NW,NNW,N)となる。評価対象とする風向を図4-7～図4-10に示す。

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、9方位(S,SSW,SW,WSW,W,WNW,NW,NNW,N)となり、格納容器圧力逃がし装置の場合においては、9方位(SW,WSW,W,WNW,NW,NNW,N,NNE,NE)となる。また、評価点が建屋入口の場合で、放出源が原子炉建屋の場合においては、9方位(S,SSW,SW,WSW,W,WNW,NW,NNW,N)となり、格納容器圧力逃がし装置の場合においては、9方位(SSW,SW,WSW,W,WNW,NW,NNW,N,NNE)となる。

なお、放出源が非常用ガス処理系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、設計基準事故時には、評価点が中央制御室中心及びサービス建屋ともにW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及び建屋入口ともにW方位となる。評価対象とする風向を図4-11～図4-16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。

原子炉建屋の投影面積を図4-17に示す。

f. 形状係数

建屋の形状係数は $1/2^{※1}$ 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%^{※1}に当たる値を用いる。

※1 「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」昭和57年1月28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 4-25 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、線量結果が厳しくなるように建屋入口に 15 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。

① 原子炉冷却材喪失時においては、事故時に炉心から格納容器内に放出された放射性物質は、格納容器から原子炉建屋（二次格納施設）内に放出され、二次格納施設内の放射性物質は自由空間内に均一に分布するものとする。この二次格納施設内の放射性物質を直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源とする。

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。

② 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。

- ① 炉心の著しい損傷が発生した場合に炉心から格納容器内に放出された放射性物質は、格納容器から原子炉建屋（二次格納施設）内に放出され、二次格納施設内の自由空間内に均一に分布するものとする。この二次格納施設内の放射性物質を直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源とする。

評価に使用する積算線源強度は表 4-26 に示すように、7 日間の各班の中央制御室内の滞在期間ごとに求める。

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 JENDL-3.3^{*1} から作成した輸送計算用ライブラリ MATXS LIB-J33^{*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 4-18 及び図 4-19 に示す。直接ガンマ線の線源範囲は、原子炉建屋の地下 1 階以上^{*1} とし、保守的に各階の二次格納施設の東西南北最大幅をとることとする。スカイシャインガンマ線の線源範囲は、原子炉建屋運転階のみ^{*2} とする。

原子炉建屋は保守的に二次遮蔽及び中央制御室遮蔽を考慮する。二次遮蔽及び中央制御室遮蔽において、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 (-5 mm) を引いた値とする。

注記 *1: 地下階は外壁厚さが厚く、地面にも遮られるため十分無視できる。ただし、原子炉建屋に関しては、中央制御室が隣接するため保守的に地下 1 階を考慮する。

*2: 原子炉建屋運転階の床はコンクリート厚さが厚く、下層階からの放射線を十分に遮蔽している。したがって、建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。

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、保守的に各階の管理区域の東西南北最大幅をとることとする。

中央制御室は中央制御室遮蔽を考慮し、タービン建屋は保守的に建屋の躯体を考慮しない。

なお、中央制御室遮蔽及び二次遮蔽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東海第二発電所建設時の骨材（砂，砂利）配合記録より，日本建築学会 建築工事標準仕様書・同解説「原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事（JASS 5N）」に基づき乾燥単位容積質量として評価した 2.0 g/cm^3 とする。また，評価で考慮する壁は，公称値からマイナス側許容差（ -5 mm ）を引いた値とする。

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。

なお，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は，設計基準事故時の原子炉冷却材喪失時と同一である。

(ハ) 評価点

原子炉冷却材喪失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様，線源領域である原子炉建屋原子炉棟に囲まれる図 4-18 に示す位置とした。

また，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様，線源領域であるタービン建屋の中央に最も近接する図 4-20 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一である。

(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。

(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。

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

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 : 中央制御室遮蔽厚さにおける減衰率 (—)

(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。

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

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 0.5 MeV 換算値)

V : 半球状雲の体積 (m^3)

E_γ : ガンマ線エネルギー (0.5 MeV)

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 (1 m/s)

μ : 空気に対するガンマ線のエネルギー吸収係数
($3.9 \times 10^{-3} \text{ m}^{-1}$)

F : 中央制御室遮蔽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。

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

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 0.5 MeV 換算値)
F	: 中央制御室遮蔽厚さにおける減衰率 (—)

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。

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

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 : チャコール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、原子炉建屋放射能高の信号で、中央制御室の通常時換気系の隔離弁が閉止され、フィルタを介して室内空気を再循環する中央制御室フィルタ系ファンが起動する設計となっており、事故後運転員による外気取入れモード操作により隔離弁が開き、フィルタを介して外気を取り込む設計となっている。

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、中央制御室フィルタ系ファンを起動する。

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、非常用換気系（閉回路循環運転）が作動するものと仮定する。非常用換気系作動開始時間は、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 15 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。

(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、運転員控室等の中央制御室換気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 2800 m^3 とする。

(二) フィルタ除去効率

i. 設計基準事故時

中央制御室換気系設備のよう素フィルタの効率は、設計上 97 % 以上期待できるが、評価上保守的に 90 % とする。

ii. 炉心の著しい損傷が発生した場合

(i) 中央制御室換気設備のよう素フィルタの効率は、設計上 97 % 以上期待できるが、評価上保守的に 95 % とする。

(ii) 中央制御室換気系設備の高性能粒子フィルタの効率は、設計上 99.97 % 以上期待できるが、評価上保守的に 99 % とする。

(ホ) 中央制御室換気設備フィルタユニットのフィルタ流量

中央制御室非常用給気ファンの起動により、流量は設計上期待できる値として $5100 \text{ m}^3/\text{h}$ 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能濃度により、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。

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

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線量 (Sv)

E_{γ} : ガンマ線エネルギー (0.5 MeV)

$C_{\gamma}(t)$: 時刻 t における中央制御室内の放射能濃度 (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)

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

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 1 m/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による内部被ばく

中央制御室内の放射性物質の吸入による内部被ばくは、次式で計算する。

$$H_I = \int_0^T R \cdot H_{\infty} \cdot C_I(t) dt$$

ここで,

H_I : よう素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 $1.2 \text{ m}^3/\text{h}$)

H_{∞} : よう素 (I-131) を 1 Bq 吸入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能濃度 (Bq/m^3)
(I-131 等価量-成人実効線量係数換算)

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、スカイシャインガンマ線の評価には中央制御室遮蔽及び二次遮蔽のガンマ線の遮蔽効果を考慮しない。

(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。

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

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)

$Q_Y(t)$: 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)

- (ロ) 放射性物質の吸入による内部被ばく
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。

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

ここで、

H_I : 時刻 T までの放射性物質の吸入による内部被ばく (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 1 Bq 吸入した場合の成人の実効線量
 (2.0×10^{-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)

設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合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 4-21 及び図 4-22 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 3440 MW) 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、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。
- (c) 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) 格納容器内に放出されたよう素のうち、無機よう素は、50 % が格納容器内及び同容器内の機器等に沈着し、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ブプレッション・チェンバ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) 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原子炉建屋ガス処理系に切り替えられる。原子炉建屋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、格納容器内圧力が低下するため格納容器から原子炉建屋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 %/d) で一定とする。なお、非常用炉心冷却系により格納容器外へ導かれたサブプレッション・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。
- (i) 非常用ガス再循環系よう素用チャコールフィルタの設計よう素除去効率は、90 % 以上であるが、ここでは余裕をとり、よう素の除去効率を 80 % とする。
また、原子炉建屋原子炉棟から、非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系の 2 系統を通り大気中に放出されるよう素の除去効率については、この 2 系統のよう素用チャコールフィルタの設計よう素除去効率はそれぞれ 90 % 以上、97 % 以上であるが、ここでは余裕をとり 90 % とする。
- (j) 非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系の容量は、それぞれ設計で定められた値 (4.8 回/d 及び 1 回 /d) とする。

(k) 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 4-23 及び図 4-24 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 $1.3 \times 10^4 \text{ kg}$

水 $2.2 \times 10^4 \text{ kg}$

(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 $4.6 \times 10^3 \text{ Bq/g}$ 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 $4.44 \times 10^{14} \text{ Bq}$ 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) 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 %/d 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、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/d 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、非常用ガス処理系排気筒から放出されれるとする。

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 20 時間とする。

- (b) すべての放射性物質は、原子炉建屋ブローアウトパネルから放出されれるとする。

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 2 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線量は、被ばく評価期間中の運転員一人当たりの平均的な線量として評価する。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}

※1 実際の交替勤務（5 直 2 交替）の 30 日間勤務での最大勤務直の滞在時間割合（約 0.27222）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、中央制御室内への建屋出入口に 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ことにより計算する。

30 日間の積算線量×入退域所要時間割合^{※2}

※2 実際の交替勤務（5 直 2 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遮蔽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、「放射線施設のしゃへい計算 実務マニュアル 2015」のデータ集である「放射線施設の遮蔽計算実務（放射線）データ集 2015」（公益財団法人原子力安全技術センター）に記載される普通コンクリートの無限媒質中の点等方線源からの光子の実効線量透過率を使用する。

中央制御室遮蔽での減衰効果は、以下の条件により求める。

項 目	数 値
コンクリート厚さ	
コンクリート密度	2.0 g/cm ³
ガンマ線エネルギー	1.5 MeV

注記 *：評価で考慮する壁は、公称値からマイナス側許容差（-5 mm）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遮蔽厚さにおける減衰率は、 $F=9.3 \times 10^{-2}$ 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酸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 4-18 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、非常用換気系（事故時外気取入モード）が作動するものと仮定する。非常用換気系作動開始時間は、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 15 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、スカイシャインガンマ線の評価には中央制御室遮蔽及び二次遮蔽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遮蔽外を移動するため、中央制御室遮蔽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 2.9mSv、主蒸気管破断時において約 1.7mSv 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)
2.9×10^0	1.7×10^0

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 4-25～図 4-28 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 L O C A + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗」（全交流動力電源喪失の重畳を考慮）を想定し、格納容器から原子炉建屋への漏えい及び原子炉建屋から大気中への放出を考慮して実施した M A A P 解析結果を使用する。

有効性評価の M A A P 解析結果の格納容器内圧力及び温度の変化を図 4-29 及び図 4-30 に示す。

被ばく評価においては、本評価から得られる M A A P 解析結果の、格納容器への放出割合、格納容器から原子炉建屋への漏えい割合及び格納容器圧力逃がし装置への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. I. 195 “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Ligh Water Nuclear Power Reactors”

c. 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。本事故シーケンスでは、格納容器内の無機よう素の存在量が 1/200 になる時間は、事故後 4.6 時間となるため、4.6 時間までは自然沈着率 9×10^{-4} (1/s) を適用し、それ以降は無機よう素の自然沈着がないものとして評価する。

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のプール水による除去

サプレッションチェンバのプール水による無機よう素の除染係数は、NUREG-0800^{*3}を参考として DF=10 を仮定する。

注記 *3: NUREG-0800 Standard Review Plan 6.5.5, “Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System”, Rev.1, 3/2007.

e. 格納容器圧力逃がし装置による除去性能

格納容器圧力逃がし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	1000
無機よう素	100
有機よう素	50

上記により評価した、原子炉建屋から大気中への放出量及び格納容器圧力逃がし装置を経由した放出量を表 4-22 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、非常用ガス処理系排気筒放出時は排気筒高さ、格納容器圧力逃がし装置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 4-23 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 4-24 に示す。

(3) 線量評価

運転員勤務体系としては、5 直 2 交替とし、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 4-25 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 4-26 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)

中央制御室遮蔽厚さ（コンクリート 39.5 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。

	対象核種	原子炉建屋からの放出	格納容器圧力逃がし装置からの放出
コンクリートの減衰率	希ガス	4×10^{-2}	8×10^{-3}
	希ガス以外	5×10^{-2}	4×10^{-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（グラントシャインガンマ線）

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（グラントシャイン）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遮蔽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

$$S_o^i(t) = \frac{V_G \cdot \chi/Q \cdot f \cdot Q_i(t)}{\lambda_i} \cdot (1 - e^{-\lambda_i t})$$

ここで、

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

V_G : 沈着速度 (m/s)

χ/Q : 相対濃度 (s/m³)

f : 沈着した放射性物質のうち残存する割合 (1.0)

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

λ_i : 核種 i の崩壊定数 (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 4-27 に示す。

沈着速度は、有機よう素は NRPB-R322*¹を参考として 0.001 cm/s、有機よう素以外は NUREG/CR-4551*²を参考として 0.3 cm/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 0.004 cm/s, 有機よう素以外は 1.2 cm/s を設定する。

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

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、大気中へ放出され建屋屋上に沈着した放射性物質を線源とし、線源は建屋屋上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表 4-28 に示すように、運転員の勤務形態に基づき、7 日間の各班の中央制御室内の滞在期間ごとに求める。

(ロ) 幾何条件

グランドシャイン評価モデルを図 4-31 に示す。グランドシャインの線源は、中央制御室と隣接建屋の屋上に沈着した放射性物質である。この線源の大きさは 800 m×800 m*とする。なお、地表面の線源は、建屋の床・天井・壁で遮蔽され影響は小さいが、屋上面に線源が存在するものとして取り扱う。

中央制御室遮蔽で考慮する天井及び壁は、公称値からマイナス側許容差 (-5 mm) を引いた値とする。

(ハ) 評価点

評価点は、遮蔽効果が小さく線源からの距離が近い位置として、線量が最も厳しくなる天井の線源の影響が最大となりかつ同一フロアの線源に最も近接する位置とする。

(二) 計算コード

グランドシャインは、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 4-29 に示す。

- イ. 中央制御室非常用給気ファン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ダンパ開操作を想定した起動遅れ（事故発生後 120 分）を考慮し、流量 3400 m³/h の中央制御室非常用給気ファンの起動を想定する。
- 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、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室（以下「待避室」という。）を設置する。ベント実施時には待避室内に待避する。また、待避室内は空気ボンベにより 5 時間加圧する。
- 被ばく評価に使用する待避室による減衰率は、事故時の中央制御室バウンダリ内の最大放射能濃度を線源として、QAD-CGGP2R コードにより計算する。

	対象核種	待避室 (コンクリート 39.5 cm)
減衰率	希ガス	6×10^{-3}
	希ガス以外	4×10^{-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を表 4-30 に示す。

- (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（グランドシャインガンマ線）

入退域時における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遮蔽外を移動するため、中央制御室遮蔽を含めた建屋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表 4-31 に示すように、運転員の勤務形態に基づき、7 日間の各班の入退域期間ごとに求める。

- ② 各建屋によるグランドシャインの遮蔽効果を期待しない。
- ③ 評価点は図 4-32 に示す線源領域の中心上とする。

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 400 m 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、評価点から片側 400 m まで線源領域とし、グラウンドシャインを面線源からの被ばくと想定する場合は、全体の線源領域として 800 m×800 mを設定した。

(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被ばく評価結果を表 4-32（マスク着用あり）及び表 4-33（マスク着用なし）に示す。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結果のまとめを下表に、内訳を表 4-34（マスク着用あり）及び表 4-35（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 60 mSv 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 100 mSv を超えないこと」を満足している。

（マスク着用あり）

	実効線量 (mSv)							
	1 日	2 日	3 日	4 日	5 日	6 日	7 日	合計
A 班	6.0×10^{-1}							6.0×10^{-1}
B 班			1.2×10^{-1}	9.3×10^{-2}		5.5×10^{-2}	2.7×10^{-2}	3.0×10^{-1}
C 班	4.0×10^{-1}				7.5×10^{-2}	6.2×10^{-2}		5.4×10^{-1}
D 班		1.4×10^{-1}	1.0×10^{-1}				5.2×10^{-2}	2.9×10^{-1}
E 班		2.4×10^{-1}		8.0×10^{-2}	6.6×10^{-2}			3.9×10^{-1}

（マスク着用なし）

	実効線量 (mSv)							
	1 日	2 日	3 日	4 日	5 日	6 日	7 日	合計
A 班	1.0×10^{-3}							1.0×10^{-3}
B 班			1.2×10^{-1}	9.3×10^{-2}		5.5×10^{-2}	2.7×10^{-2}	3.0×10^{-1}
C 班	4.0×10^{-1}				7.6×10^{-2}	6.2×10^{-2}		5.4×10^{-1}
D 班		1.4×10^{-1}	1.0×10^{-1}				5.2×10^{-2}	2.9×10^{-1}
E 班		2.4×10^{-1}		8.0×10^{-2}	6.6×10^{-2}			3.9×10^{-1}

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、中央制御室換気系設備は、外気から遮断する閉回路循環運転とすることができる。

閉回路循環運転により、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 4-36 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。

中央制御室は、高い気密性を持った室内という限られた環境であるため、同様に限られた環境下における労働環境を規定している「鉱山保安法施行規則」に定める酸素濃度 19 vol% 以上及び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 (JEAC4622-2009) (以下、「JEAC4622-2009」という。) が準拠することとしている事務所衛生規則に定める二酸化炭素濃度 0.5 vol% 以下を設計値とする。

(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、中央制御室換気系隔離時の酸素及び二酸化炭素濃度の評価を以下の JEAC4622-2009 の計算式を基に、中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度を計算する。

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 4-37 に示す。

$$C_{\infty} = C + \frac{M}{N \cdot V}$$

M	: 室内二酸化炭素発生量	(m ³ /h)
V	: 中央制御室内バウンダリ体積	(m ³)
C _∞	: 平衡状態における二酸化炭素濃度	(vol%)
C	: 外気の二酸化炭素濃度	(vol%)
N	: 空気流入率	(回/h)

M, C_∞, Cについては、酸素の場合、二酸化炭素を酸素に置き換える。

また、Mは酸素の場合、負の値となり、酸素消費量と置き換える。

4.2.2 設計基準事故時における中央制御室内酸素及び二酸化炭素濃度評価結果

(1) 酸素濃度

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平衡状態の酸素濃度は 20.8 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 19 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

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平衡状態の二酸化炭素濃度は 0.09 vol% となり、事務所衛生規則に定める二酸化炭素濃度の許容濃度である 0.5 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。

4.2.3 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設備は、外気から遮断する閉回路循環運転とすることができる。

閉回路循環運転により、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 4-36 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、中央制御室換気系隔離時の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価を設計基準事故時の評価と同様に JEAC4622-2009 の計算式を基に中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度を計算する。

ただし、本評価においては、事故後 2 時間のファンの停止を想定するため、空気流入率ゼロにおける 2 時間後の中央制御室内の濃度バランスを基に計算する。

$$C = C_0 + \frac{2M}{V}$$

C	: 2 時間後の二酸化炭素濃度	(vol%)
M	: 室内二酸化炭素発生量	(m ³ /h)
V	: 中央制御室内バウンダリ体積	(m ³)
C ₀	: 外気の二酸化炭素濃度	(vol%)

M, C_∞, C については、酸素の場合、二酸化炭素を酸素に置き換える。

また、M は酸素濃度の場合、負の値となり、酸素消費量と置き換える。

事故後 2 時間以降はファンの運転を想定するため、設計基準事故時における酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価と同様である。

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第 4-37 表に示す。

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及び二酸化炭素濃度評価結果

(1) 酸素濃度

a. 事故後 2 時間

計算の結果、2 時間後の酸素濃度は、20.8 vol% となる。

b. 2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平衡状態の酸素濃度は約 20.8 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 19 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 2 時間

計算の結果、2 時間後の二酸化炭素濃度は、0.08 vol% となる。

b. 2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平衡状態の二酸化炭素濃度は 0.09 vol% となり、事務所衛生規則に定める二酸化炭素濃度の許容濃度である 0.5 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室内酸素及び二酸化炭素濃度評価方針

(1) 評価の概要

中央制御室待避室空気ポンベによる加圧を実施した場合において、中央制御室待避室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待避室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

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 4-36 に示すとおり、待避室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。

中央制御室待避室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待避室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、中央制御室待避室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、限られた環境下における労働環境を規定している「鉱山保安法施行規則」に定める酸素濃度 19

vol%以上及び JEAC4622-2009 が準拠することとしている事務所衛生基準規則に定める二酸化炭素濃度 0.5 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

中央制御室待避室内を加圧し、中央制御室待避室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。待避室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度計算条件を第 4-38 表に示す。

なお、被ばく評価にて、格納容器フィルタベント使用開始から 5 時間までポンベにて加圧した中央制御室待避室内に滞在することとしているため、加圧時間は 5 時間とする。

5 時間連続で空気ポンベを加圧する場合において、中央制御室待避室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. 中央制御室待避室内の正圧維持

(a) 目標圧力の設定

中央制御室待避室は、配置上、風の影響を受けない中央制御室換気系の換気対象エリア内に設置されているため、待避室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設計最高温度 48.9 °C、隣接区画を外気の設計最低温度-12.7 °Cと仮定すると、中央制御室待避室の天井高さは最大 2.75 m 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。

$$\begin{aligned}\Delta P &= \{(-12.7 \text{ °Cの乾き空気の密度}) - (+48.9 \text{ °Cの乾き空気の密度})\} \times (\text{高低差}) \\ &= (1.3555 - 1.0963) \times 2.75 \\ &= 0.7128 \text{ (kg/m}^2\text{)} \\ &\rightarrow 0.7128 \times 9.8 \\ &\div 7.0 \text{ (Pa)}\end{aligned}$$

計算の結果、温度の影響を無視できる圧力差は約 7.0 Pa であるが、余裕を見込み、目標圧力は 10 Pa[gage]に設定する。

(b) 必要最低換気量

中央制御室待避室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 14.2 m³/h に設定するとともに、14.2 m³/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. 中央制御室待避室内酸素濃度維持

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。

$$Q = \frac{k}{P_1 - P_0}$$

Q	: 必要換気流量	(m ³ /h)
k	: 酸素消費量	(m ³ /h)
P ₁	: 初期酸素濃度	(vol%)
P ₀	: 許容酸素濃度	(vol%)

計算の結果、必要な最低換気流量は 3.4 m³/h となる。

c. 中央制御室待避室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。

$$L = \frac{M}{C - C_0}$$

L	: 必要換気流量	(m ³ /h)
M	: 二酸化炭素発生量	(m ³ /h)
C	: 許容二酸化炭素濃度	(vol%)
C ₀	: 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 14.2 m³/h となる。

(4) 酸素濃度及び二酸化炭素濃度の計算

中央制御室待避室内空気の空気ポンプ使用時における酸素濃度及び二酸化炭素濃度は、JEAC4622-2009 の中央制御室の二酸化炭素濃度計算式①を展開した式②により計算する。

$$V \frac{dC}{dt} = C_0 \cdot N \cdot V + M - C \cdot N \cdot V \cdots \cdots \textcircled{1}$$

$$= (C_0 - C) \cdot N \cdot V + M$$

$$= (C_0 - C) \cdot L + M$$

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

M	: 室内酸素消費量	(m ³ /h)
V	: 室内体積	(m ³)

C	: 室内空気酸素濃度	(vol%)
C ₀	: 外気又は空気ポンベの酸素濃度	(vol%)
C'	: 空気ポンベに切り替えた際の酸素濃度	(vol%)
N	: 空気流入率	(回/h)
L	: 換気量(=N×V)	(m ³ /h)
t	: 時間	(h)

M, C, C₀, C' については、二酸化炭素の場合、酸素を二酸化炭素に置き換える。
また、Mは酸素の場合、負の値となり、二酸化炭素の場合は、室内酸素消費量を二酸化炭素発生量と置き換える。

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室内酸素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 14.2 m³/h とすれば、空気ポンベによる加圧 5 時間後の酸素濃度は 20.4 vol%，二酸化炭素濃度は 0.50 vol% となり、中央制御室待避室内の正圧維持並びに限られた労働環境における酸素濃度及び事務所衛生規則に定める二酸化炭素濃度の許容濃度である 19 vol% 以上及び 0.5 vol% 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室内酸素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 本当たりの空気容量が 7 Nm³ のもので、使用量を 5.5 m³/本とした場合、約 13 本程度となる。なお、中央制御室待避室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 中央制御室遮蔽壁の入射線量の設定方法

中央制御室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、クラウドシャイン及びグランドシャインがある。中央制御室遮蔽を透過するガンマ線はグランドシャイン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ンドシャインの入射線量を設定する。

評価点は、遮蔽効果が小さく線源からの距離が近い位置として、入射線量が最大となる中央制御室中心の天井上面とし中央制御室及び中央制御室室遮蔽(待避室)を代表させる。

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日間積算のグランドシャイン線源に基づく、中央制御室遮蔽壁への入射線量は約3.0 Gyであり、当該入射線量から中央制御室遮蔽壁表面の7日間積算のガンマ発熱量を求めると、約 6.0×10^{-6} kJ/cm³*1となる。これによる温度上昇は、次式で算出する。

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

ΔT : 温度上昇(℃)

Q : 7日間積算のガンマ発熱量(約 6.0×10^{-6} (kJ/cm³))

c : コンクリートの比熱 (1.05 (kJ/(kg・℃))) *2)

ρ : コンクリートの密度 (2.0 (g/cm³))

これにより、中央制御室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0.01℃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 (3.0 (J/kg) $\times$ 2.0 (g/cm³))

*2: 2007年制定 コンクリート標準示方書 構造性能照査編, 土木学会

5.3 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℃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。

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） 解析 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	解釈 1 b) ④ 判断基準は、運 転員の実効線量が 7 日間 で 100 mSv 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 の可能性のある事故とし 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 り厳しい	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 方の事故で包含できる場 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 L O C A 時に高圧 炉心冷却及び低圧炉心冷却 失敗に失敗する事故 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、 代替循環冷却系を使用で きず、格納容器ベントを 実施した場合を想定す る。	解釈 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 炉心内蓄積量計算条件

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	備 考
炉心熱出力	[設計基準事故時] 100 % (3293 MWt) × 1.05 [炉心の著しい損傷が発生した場合] 3293MWt	[設計基準事故時] 定格値に余裕を見た値を設定 [炉心の著しい損傷が発生した場合] 定格値	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。 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。
運転時間	[設計基準事故時] 2000 日 [炉心の著しい損傷が発生した場合] 1 サイクル：10000 h 2 サイクル：20000 h 3 サイクル：30000 h 4 サイクル：40000 h 5 サイクル：50000 h	[設計基準事故時] — [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	—
取替炉心の燃料装荷割合	[設計基準事故時] — [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)	[設計基準事故時] — [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	—

表 4-3 炉心内蓄積量（原子炉冷却材喪失）（設計基準事故時）

核種グループ	炉内蓄積量(Bq) (gross 値)
希ガス	約 3.2×10^{19}
よう素	約 3.1×10^{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 9.1×10^{15}
ハロゲン等	約 6.4×10^{15}

表 4-5 炉心内蓄積量（炉心の著しい損傷が発生した場合）

核種グループ	炉内蓄積量(Bq) (gross 値)
希ガス類	約 2.2×10^{19}
よう素類	約 2.8×10^{19}
C s O H 類	約 1.1×10^{18}
S b 類	約 1.3×10^{18}
T e O ₂ 類	約 6.7×10^{18}
S r O 類	約 1.2×10^{19}
B a O 類	約 1.2×10^{19}
M o O ₂ 類	約 2.4×10^{19}
C e O ₂ 類	約 7.4×10^{19}
L a ₂ O ₃ 類	約 5.5×10^{19}

表 4-6 大気拡散評価条件 (1/6)

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	備 考
大気拡散 評価モデル	ガウスプルームモデル	気象指針を参考として、 放射性雲は風下に直線的 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	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。 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。
気象資料	東海第二発電所における 1 年間の気象資料 (2005.4～2006.3) (地上風を代表する地上 高 10 m (標高 18 m) 及 び排気筒付近を代表する 地上高 140 m (標高 148 m) の気象データ)	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 10 m (標高 18 m) の気象データを使用 非常用ガス処理系排気筒 からの放出の場合は、建 屋影響を受けないため地 上高 140 m (標高 148 m) 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 2005 年 4 月～ 2006 年 3 月の 1 年間の気 象データを使用	被ばく評価手法（内規） 5.1.1(1)c) 風向、風 速、大気安定度の観測項 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。 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（地上高 10m で測定）を採用する のは保守的かつ適切であ る。 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。

表 4-6 大気拡散評価条件 (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・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	考慮する	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	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。 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 パラメータを用いる。

表 4-6 大気拡散評価条件 (3/6)

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	備 考													
巻き込みを生じる代表建屋	原子炉建屋	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	被ばく評価手法（内規） 5. 1. 2 (3) a) 3) 巻き込みを生じる代表的な建屋として，表 5. 1 に示す建屋を選定することは適切である。 表 5. 1 放射性物質の巻き込み対象とする代表建屋の選定例 <table><tr><th>原子炉施設</th><th>想定事故</th><th>建屋の種類</th></tr><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>原子炉他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></table> 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扱い建屋等，原則として放出源の近隣に存在する全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。	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	原子炉他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	原子炉他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 大気拡散評価条件 (4/6)

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	備 考
放射性物質 濃度の 評価点	【中央制御室内】 中央制御室中心 【入退域時】 サービス建屋入口	【中央制御室内】 換気設備により外気間欠取入れ運転を前提とするが、フィルタを通らない空気が直接室内へ流入すると設定 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とことを前提とするため、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であるので、中央制御室中心を代表点として設定 【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	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を評価点とするのは妥当である。 【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. 点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。 【入退域時】 —

表 4-6 大気拡散評価条件 (5/6)

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	備 考
着目方位	【設計基準事故時】 (原子炉冷却材喪失) 中央制御室 W 方位 (1 方位) サービス建屋入口 W 方位 (1 方位) (主蒸気管破断) 中央制御室 S, SSW, SW, WSW, W, WNW, N W, NNW, N (9 方位) サービス建屋入口 S, SSW, SW, WSW, W, WNW, N W, NNW, N (9 方位) 【炉心の著しい損傷が発生した場合】 原子炉建屋漏えい 中央制御室 S, SSW, SW, WSW, W, WNW, N W, NNW, N (9 方位) 建屋入口 S, SSW, SW, WSW, W, WNW, NW, NNW, N (9 方位) 非常用ガス処理系排気筒からの放出 中央制御室 W (1 方位) 建屋入口 W (1 方位) 格納容器圧力逃がし装置からの放出 中央制御室 SW, WSW, W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE (9 方位) 建屋入口 SSW, SW, WSW, W, WNW, NW, NNW, N, NNE (9 方位)	原子炉建屋の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。 (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 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	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。 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。

表 4-6 大気拡散評価条件 (6/6)

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	備 考
建屋投影面積	3000 m ³	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（原子炉建屋，短手方向）となる南（北）方向の断面積を切り下げた数値を全ての方位の計算の入力として共通に適用する。	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。 審査ガイド 4.2(2)b. ・ 建屋投影面積 1) 図 10 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拡散式の入力とする。
形状係数	1/2	気象指針を参考として設定	被ばく評価手法（内規） 5.1.1(2)d) 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。 審査ガイド —

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
事故時におけるフィルタを通した外気取り込み	[非常時運転モード] 外気間欠取入 (27 時間隔離, 3 時間取入) [外気取り込み量] (通常時) 3400 m³/h (事故時) 3400 m³/h [非常時運転モードへの切り替え時間] 【設計基準事故時】 事故後 15 分 【炉心の著しい損傷が発生した場合】 事故後 2 時間	事故後, 中央制御室換気系設備による外気間欠取入れを前提とし, 更に, 換気設備を通らずに直接室内に流入することを考慮する。	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 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込まれること (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)
中央制御室 バウンダリ 体積	2800 m ³	中央制御室, 運転員控室等の中央制御室換気空調設備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	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。

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	2800 m ³	保守側に中央制御室バウンダリ体積である 2718.6 m 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。
中央制御室換気系チャコールフィルタによる除去効率	[設計基準事故時] 90 %	設計値 (97 %以上) に余裕を見込んだ値として設定	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. よう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ては、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] 95 %	設計値 (97 %以上) に余裕を見込んだ値として設定	
中央制御室換気系高性能粒子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 %	設計値 (99.97 %以上) に余裕を見込んだ値として設定	
中央制御室換気設備フィルタユニットのフィルタ流量	5100 m 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／緊急時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 気流入率試験については別添 1 参照	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。 審査ガイド 4. 2 (2) e. 既設の場合では，空気流入率は，気流入率測定試験結果を基に設定する。

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	1.2 m 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 (30 日間) (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	炉心内蓄積量に対して 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) 事故発生後，原子炉格納容器内に放出された放射性物質の量は，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) 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，沈着効果は無視）	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，この効果は無視する。
サブ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，この効果は無視する。
原子炉格納容器からの漏えい率	0.5 %/d 一定	設計上定められた最大値で一定として設定	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率は，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応じた漏えい率に余裕を見込んだ値とする。
原子炉建屋ガス処理系の起動時間	事故直後	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原子炉建屋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。
原子炉建屋ガス処理系の容量	（非常用ガス再循環系） 換気率：4.8 回/d （非常用ガス処理系） 換気率：1.0 回/d	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
原子炉建屋ガス処理系フィルタの除去効率	（非常用ガス再循環系） 80 % （非常用ガス処理系） 90 %	非常用ガス再循環系の設計値（90 %）及び非常用ガス処理系の設計値（97 %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
原子炉建屋内での沈着による除去効果	除去効果は無視し，崩壊のみを考慮	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，自然崩壊のみを考慮
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 %，原子炉建屋でのよう素の沈着率は 50 %と仮定する。
放出位置	非常用ガス処理系排気筒	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 4.6×10^3 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 4.44×10^4 Bq とし、それに応じ他のよう素及び希ガスの組成を平衡創生として考慮 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核分裂生成物の量	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、全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アオーバー割合	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ア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の蒸気雲の大きさ 半球状雲の体積 : $3.44 \times 10^6 \text{ m}^3$ 半球状雲の直径 : 236 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。
主蒸気隔離弁初期漏えい率	120 %/d (一定)	弁 1 個当たりの漏えい率（設計漏えい率の上限値 10 %/d(1 個あたり)) に 4 倍の余裕を取り、さらに 1 個閉を仮定して設定した値	4.1.2(7)h) 主蒸気隔離弁は、1 個が閉止しないとする。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。
原子炉压力容器からサプレッションチェンバへの換気率	原子炉压力容器気相体積の 100 倍/d	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	—

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 0.5 MeV 換算値)		2.7×10^{16}
	よう素 (I-131 等価量—成人実効線量係数換 算)		2.3×10^{14}
主蒸気管破断	希ガス (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	6.1×10^{13}
		主蒸気隔離弁 閉止後	1.2×10^{14}
	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	—
		主蒸気隔離弁 閉止後	2.5×10^{12}

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	【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：20 時間	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	解析 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	【原子炉冷却材喪失】 非常用ガス処理系排気筒 95 m 【主蒸気管破断】 原子炉建屋ブローアウト パネル 0 m	原子炉冷却材喪 失は、非常用ガ ス処理系排気筒 から放出、主蒸 気管破断は、保 守的に地上放出 として設定	【原子炉冷却材喪失】 4.1.1(2) j) 原子炉格納容器から 原子炉建屋に漏えいた放射性物 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。 【主蒸気管破断】 4.1.2(2) g) 隔離弁閉止後に放出 された放射性物質は、大氣中に地 上放散する。
大気拡散評価地 点及び評価距離	【原子炉冷却材喪失】 中央制御室中心 評価距離：100 m サービス建屋入口 評価距離：110 m 【主蒸気管破断】 中央制御室中心 評価距離：10 m サービス建屋入口 評価距離：15 m	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	—

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	中央制御室中心	100	1.2×10^{-6} （希ガス） 1.2×10^{-6} （よう素）	4.9×10^{-20}
入退域時	サービス建屋入口	110	1.2×10^{-6}	5.0×10^{-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	中央制御室中心	10	8.3×10^{-4} （希ガス*） 4.9×10^{-4} （よう素）	2.9×10^{-18}
入退域時	サービス建屋入口	15	4.9×10^{-4}	2.9×10^{-18}

注記 *：主蒸気管破断においては，希ガス及びハロゲン等を示す。

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	0.27222	運転員の勤務形態として5直2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(2)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	運転員の勤務形態として5直2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 周辺監視区域境界からサービス建屋入口までの移動を考慮して、原子炉建屋に近い建屋入口に15分間とどまるものとして評価	7.1.1(2)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。 7.5.2(5)a) 管理区域の入口を代表評価点とし、入退域ごとに評価点に15分間滞在するとする。

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	1.2×10^{17}	22	1.5	1.5×10^{19}
2	0.02	2.3×10^{15}	23	1.66	5.5×10^{18}
3	0.03	7.2×10^{17}	24	2.0	4.5×10^{18}
4	0.045	1.0×10^{15}	25	2.5	2.6×10^{19}
5	0.06	0.0	26	3.0	1.1×10^{18}
6	0.07	0.0	27	3.5	2.9×10^{16}
7	0.075	0.0	28	4.0	0.0
8	0.1	6.2×10^{21}	29	4.5	0.0
9	0.15	4.6×10^{17}	30	5.0	0.0
10	0.2	4.8×10^{19}	31	5.5	0.0
11	0.3	4.9×10^{20}	32	6.0	0.0
12	0.4	1.5×10^{20}	33	6.5	0.0
13	0.45	7.7×10^{18}	34	7.0	0.0
14	0.51	7.8×10^{18}	35	7.5	0.0
15	0.512	7.0×10^{17}	36	8.0	0.0
16	0.6	6.2×10^{19}	37	10.0	0.0
17	0.7	1.8×10^{20}	38	12.0	0.0
18	0.8	1.1×10^{20}	39	14.0	0.0
19	1.0	4.5×10^{19}	40	20.0	0.0
20	1.33	2.2×10^{19}	41	30.0	0.0
21	1.34	4.8×10^{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	9.0×10^{14}	22	1.5	1.8×10^{16}
2	0.02	8.0×10^{13}	23	1.66	3.0×10^{16}
3	0.03	3.6×10^{15}	24	2.0	2.8×10^{16}
4	0.045	7.7×10^{16}	25	2.5	1.2×10^{17}
5	0.06	0.0	26	3.0	8.9×10^{15}
6	0.07	0.0	27	3.5	3.7×10^{14}
7	0.075	0.0	28	4.0	8.2×10^{13}
8	0.1	5.6×10^{18}	29	4.5	3.1×10^{12}
9	0.15	6.3×10^{16}	30	5.0	0.0
10	0.2	1.3×10^{18}	31	5.5	0.0
11	0.3	1.1×10^{18}	32	6.0	0.0
12	0.4	2.0×10^{18}	33	6.5	0.0
13	0.45	4.6×10^{16}	34	7.0	0.0
14	0.51	1.2×10^{16}	35	7.5	0.0
15	0.512	5.4×10^{15}	36	8.0	0.0
16	0.6	3.1×10^{17}	37	10.0	0.0
17	0.7	2.4×10^{17}	38	12.0	0.0
18	0.8	2.5×10^{17}	39	14.0	0.0
19	1.0	9.5×10^{16}	40	20.0	0.0
20	1.33	9.3×10^{16}	41	30.0	0.0
21	1.34	4.8×10^{14}	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	15 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、閉回路循環運転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

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		被ばく部位	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ブスカイシャインガンマ線による被ばく	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びブスカイシャインガンマ線による被ばく	1.6×10 ⁰	—	1.6×10 ⁰	事故後30日まで5直2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	3.4×10 ⁻²	—	3.4×10 ⁻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	1.1×10 ⁻²	1.9×10 ⁻¹	2.0×10 ⁻¹	
		小計	1.6×10 ⁰	1.9×10 ⁻¹	1.8×10 ⁰	
	入退域時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びブスカイシャインガンマ線による被ばく	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びブスカイシャインガンマ線による被ばく	1.0×10 ⁰	—	
大気中へ放出された放射性物質による被ばく			1.5×10 ⁻²	2.0×10 ⁻²	3.5×10 ⁻²	
小計			1.0×10 ⁰	2.0×10 ⁻²	1.1×10 ⁰	
合計		2.7×10 ⁰	2.1×10 ⁻¹	2.9×10 ⁰		

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		被ばく部位	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キ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	4.3×10^{-3}	—	4.3×10^{-3}	事故後30日まで5直2交替で室内作業を行うものとする。
		室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	1.3×10^{-2}	—	1.3×10^{-2}	
		小計	3.9×10^{-2}	1.4×10^0	1.5×10^0	
		小計	5.7×10^{-2}	1.4×10^0	1.5×10^0	
	入退域時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスキ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	1.6×10^{-1}	—	
小計			3.8×10^{-3}	9.0×10^{-2}	9.4×10^{-2}	
合計		1.7×10^{-1}	9.0×10^{-2}	2.6×10^{-1}		
合計			2.2×10^{-1}	1.5×10^0	1.7×10^0	

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 L O C A + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗」（代替循環冷却が使用できない場合）（全交流電力電源喪失の重畳を考慮）	審査ガイドに示されたとおり設定	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	3293MW	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 : 2.2×10^{19} Bq C s I 類 : 2.8×10^{19} Bq C s O H 類 : 1.1×10^{18} Bq S b 類 : 1.3×10^{18} Bq T e O ₂ 類 : 6.7×10^{18} Bq S r O 類 : 1.2×10^{19} Bq B a O 類 : 1.2×10^{19} Bq M o O ₂ 類 : 2.4×10^{19} Bq C e O ₂ 類 : 7.4×10^{19} Bq L a ₂ O ₃ 類 : 5.5×10^{19} Bq （核種毎の炉心内蓄積量を核種グループ毎に集約して記載）	「単位熱出力当たりの炉心内蓄積量（Bq/MW）」× 「3293 MW（定格熱出力）」 （単位熱出力当たりの炉心蓄積量（Bq/MW）は、BWR 共通条件として、東海第二と同じ装荷燃料（9×9 燃料（A 型））、運転時間（10000 時間）で算出した A B W R のサイクル末期の値を使用）	4.3.(1)a. 希ガス類、ヨウ素類、C s 類、T e 類、B a 類、R u 類、C e 類及び L a 類を考慮する。
放出開始時間	格納容器漏えい： 事故発生直後 格納容器ベント： 事故発生から約 19 時間後	MAAP 解析結果	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。

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
格納容器内 p H 制御の効果	考慮しない	格納容器内 p H 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、保守的に設定	4.3(1)a. 原子炉格納容器への放出割合の設定に際し、ヨウ素の性状を適切に考慮する。
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 %	R. G. 1. 195* ¹ に基づき設定	4.3(1)a. 原子炉格納容器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、エアロゾル及び有機よう素）	1Pd 以下： 0.9Pd で 0.5 %/日 1Pd 超過： 2Pd で 1.3 %/日	MAAP 解析にて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、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(1)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）	1.5h 後～19.5h 後： 1.3 %/日 上記以外の時間： 0.5 %/日	格納容器の設計漏えい率及び AEC の式等に基づき設定（格納容器圧力が 0.9Pd を超える期間を包絡するように 1.3 %/日の漏えい率を設定）	
格納容器内での除去効果（エアロゾル）	MAAP 解析に基づく（沈着、サプレッション・プールでのスクラビング及びドライウェルスプレイ）	MAAP の F P 挙動モデル	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。
格納容器内での除去効果（有機よう素）	考慮しない	保守的に設定	—
格納容器内での除去効果（無機よう素）	自然沈着率： 9×10^{-4} (1/s) （格納容器内の最大存在量から 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：10	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	希ガス類 : 4.3×10^{-3} C s I 類 : 6.2×10^{-5} C s O H 類 : 3.1×10^{-5} S b 類 : 6.7×10^{-6} T e O ₂ 類 : 6.7×10^{-6} S r O 類 : 2.7×10^{-6} B a O 類 : 2.7×10^{-6} M o O ₂ 類 : 3.4×10^{-7} C e O ₂ 類 : 6.7×10^{-8} L a ₂ O ₃ 類 : 2.7×10^{-8}	MAAP 解析結果 及び NUREG-1465* ⁴ の知見に基づき設 定	—
原子炉建屋から大気への漏えい率（非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動前）	無限大/日（地上放出） （格納容器から原子炉建屋へ漏えいした放射性物質は、即座にすべて大気へ漏えいするものとして評価）	保守的に設定	—
原子炉建屋から大気への放出率（非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動後）	1 回/日（排気筒放出）	設計値に基づき設定（非常用ガス処理系のファン容量）	4.3(3)a. 非常用ガス処理系（BWR）又はアニュラス空気浄化設備（PWR）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。
非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動時間	事故発生から 2 時間	起動操作時間（115 分）＋負圧達成時間（5 分）（起動に伴い原子炉建屋は負圧になるが、保守的に負圧達成時間として 5 分を想定）	
非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系のフィルタ除去効率	考慮しない	保守的に設定	4.3(3)b. 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。
ブローアウトパネルの開閉状態	閉状態	原子炉建屋の急激な圧力上昇等によるブローアウトパネルの開放がないため	—

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
格納容器圧力逃 がし装置への放 出割合	希ガス類 : 9.5×10^{-1} CsI類 : 1.1×10^{-6} CsOH類 : 4.0×10^{-7} Sb類 : 9.0×10^{-8} TeO ₂ 類 : 9.0×10^{-8} SrO類 : 3.6×10^{-8} BaO類 : 3.6×10^{-8} MoO ₂ 類 : 4.5×10^{-9} CeO ₂ 類 : 9.0×10^{-10} La ₂ O ₃ 類 : 3.6×10^{-10}	MAAP解析結果 及び NUREG-1465* ⁴ の知見に基づき設 定	—
格納容器圧力逃 がし装置への放 出割合	希ガス : 1 有機よう素 : 50 無機よう素 : 100 エアロゾル : 1000	設計値に基づき設 定	—
事故の評価期間	7 日間	審査ガイドに示す 7 日間における運 転員の実効線量を 評価する観点から 設定	3.（解釈）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。

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”, March 2007

*3 : Standard Review Plan 6.5.5, “Pressure Suppression Pool as a Fission
Product Cleanup System”, March 2007

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

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）

（単位：Bq）

核種グループ	原子炉建屋から 大気中へ放出	格納容器圧力逃がし 装置を経由した放出	合 計
希ガス類	約 3.6×10^{16}	約 8.9×10^{18}	約 9.0×10^{18}
よう素類	約 2.8×10^{15}	約 7.3×10^{15}	約 1.0×10^{16}
C s O H 類	約 3.8×10^{13}	約 5.0×10^8	約 3.8×10^{13}
S b 類	約 4.5×10^{12}	約 2.6×10^7	約 4.5×10^{12}
T e O ₂ 類	約 3.7×10^{13}	約 4.4×10^8	約 3.7×10^{13}
S r O 類	約 2.0×10^{13}	約 1.7×10^8	約 2.0×10^{13}
B a O 類	約 2.0×10^{13}	約 2.1×10^8	約 2.0×10^{13}
M o O ₂ 類	約 6.9×10^{12}	約 8.4×10^7	約 6.9×10^{12}
C e O ₂ 類	約 4.3×10^{12}	約 5.4×10^7	約 4.3×10^{12}
L a ₂ O ₃ 類	約 1.2×10^{12}	約 1.2×10^7	約 1.2×10^{12}

表 4-23 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	全核種：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	原子炉建屋漏えい（地上放出） 地上：0 m 非常用ガス処理系排気筒からの放出 地上：95 m 格納容器圧力逃がし装置からの放出 地上：57 m	排気筒放出は有効高さ及び格納容器圧力逃がし装置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. 放出原高さは、 4.1(2)a. で選定した事故シーケンスに応じて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	原子炉建屋漏えい 中央制御室中心 評価距離：10 m 建屋入口 評価距離：15 m 非常用ガス処理系排気筒からの放出 中央制御室中心 評価距離：100 m 建屋入口 評価距離：110 m 格納容器圧力逃がし装置からの放出 中央制御室中心 評価距離：55 m 建屋入口 評価距離：45 m	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	—

表 4-24 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）

放出位置		中央制御室中心	建屋入口
原子炉建屋	χ / Q (s/m ³)	8.3×10^{-4}	8.2×10^{-4}
	D / Q (Gy/Bq)	2.9×10^{-18}	2.9×10^{-18}
非常用ガス処理系 排気筒	χ / Q (s/m ³)	3.0×10^{-6}	3.0×10^{-6}
	D / Q (Gy/Bq)	8.8×10^{-20}	9.0×10^{-20}
格納容器圧力逃がし 装置排気口	χ / Q (s/m ³)	3.7×10^{-4}	3.7×10^{-4}
	D / Q (Gy/Bq)	8.8×10^{-19}	9.4×10^{-19}

表 4-25 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	8:00～21:45
2 直	21:30～8:15

	1 日目	2 日目	3 日目	4 日目	5 日目	6 日目	7 日目
A 班*	1 直						
B 班			1 直	1 直		2 直	2 直
C 班	2 直				1 直	1 直	
D 班		2 直	2 直				1 直
E 班*		1 直		2 直	2 直		

注記 *：被ばくの平均化のため，事故直後に中央制御室に滞在している班（A 班）に代わり，2 日目以降は日勤勤務の班（E 班）が滞在するものとする。

イベント	▽ 炉心損傷発生	▽ 格納容器ベント		
経過時間 (h)	0	19		
時 刻	8:00	21:30	3:00	8:00
1 直	A 班		E 班	
2 直	C 班			

表 4-26 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線評価用線源強度 (室内作業時)

群	代表 エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (—)											
		1 日			2 日			3 日			4 日		
		A班 13.75 h ~	C班 24.25 h ~	E班 37.75 h ~	D班 48.25 h ~	B班 61.75 h ~	D班 72.25 h ~	B班 85.75 h ~	E班 96.25 h ~	C班 109.75 h ~	E班 120.25 h ~	C班 133.75 h ~	B班 144.25 h ~
1	0.01	3.6×10 ¹⁸	1.2×10 ¹⁹	1.1×10 ¹⁹	4.5×10 ¹⁸	3.2×10 ¹⁸	1.4×10 ¹⁸	1.0×10 ¹⁸	4.5×10 ¹⁷	3.3×10 ¹⁷	1.5×10 ¹⁷	1.1×10 ¹⁷	3.5×10 ¹⁶
2	0.02	4.0×10 ¹⁸	1.4×10 ¹⁹	1.2×10 ¹⁹	5.0×10 ¹⁸	3.6×10 ¹⁸	1.6×10 ¹⁸	1.1×10 ¹⁸	5.0×10 ¹⁷	3.7×10 ¹⁷	1.6×10 ¹⁷	1.2×10 ¹⁷	3.9×10 ¹⁶
3	0.03	4.9×10 ¹⁸	1.6×10 ¹⁹	1.4×10 ¹⁹	5.7×10 ¹⁸	4.0×10 ¹⁸	1.7×10 ¹⁸	1.2×10 ¹⁸	5.1×10 ¹⁷	3.6×10 ¹⁷	1.5×10 ¹⁷	1.1×10 ¹⁷	3.3×10 ¹⁶
4	0.045	5.7×10 ¹⁹	2.6×10 ²⁰	2.5×10 ²⁰	1.1×10 ²⁰	8.2×10 ¹⁹	3.6×10 ¹⁹	2.7×10 ¹⁹	1.2×10 ¹⁹	8.7×10 ¹⁸	3.9×10 ¹⁸	2.8×10 ¹⁸	9.1×10 ¹⁷
5	0.06	2.7×10 ¹⁷	7.4×10 ¹⁷	5.2×10 ¹⁷	1.8×10 ¹⁷	1.1×10 ¹⁷	4.3×10 ¹⁶	3.0×10 ¹⁶	1.3×10 ¹⁶	9.3×10 ¹⁵	4.1×10 ¹⁵	3.0×10 ¹⁵	1.3×10 ¹⁴
6	0.07	1.8×10 ¹⁷	4.9×10 ¹⁷	3.5×10 ¹⁷	1.2×10 ¹⁷	7.3×10 ¹⁶	2.9×10 ¹⁶	2.0×10 ¹⁶	8.6×10 ¹⁵	6.2×10 ¹⁵	2.8×10 ¹⁵	2.0×10 ¹⁵	8.6×10 ¹⁴
7	0.075	8.0×10 ¹⁸	3.7×10 ¹⁹	3.6×10 ¹⁹	1.6×10 ¹⁹	1.2×10 ¹⁹	5.4×10 ¹⁸	4.0×10 ¹⁸	1.8×10 ¹⁸	1.3×10 ¹⁸	5.8×10 ¹⁷	4.2×10 ¹⁷	1.9×10 ¹⁷
8	0.1	4.0×10 ¹⁹	1.8×10 ²⁰	1.8×10 ²⁰	8.1×10 ¹⁹	6.1×10 ¹⁹	2.7×10 ¹⁹	2.0×10 ¹⁹	8.8×10 ¹⁸	6.5×10 ¹⁸	2.9×10 ¹⁸	2.1×10 ¹⁸	9.3×10 ¹⁷
9	0.15	2.7×10 ¹⁷	4.9×10 ¹⁷	3.3×10 ¹⁷	1.1×10 ¹⁷	6.8×10 ¹⁶	2.7×10 ¹⁶	1.8×10 ¹⁶	7.7×10 ¹⁵	5.4×10 ¹⁵	2.4×10 ¹⁵	1.6×10 ¹⁵	6.9×10 ¹⁴
10	0.2	2.5×10 ¹⁹	8.5×10 ¹⁹	4.9×10 ¹⁹	1.1×10 ¹⁹	4.1×10 ¹⁸	9.0×10 ¹⁷	3.7×10 ¹⁷	9.8×10 ¹⁶	5.2×10 ¹⁶	1.9×10 ¹⁶	1.2×10 ¹⁶	3.3×10 ¹⁵
11	0.3	4.9×10 ¹⁹	1.7×10 ²⁰	9.8×10 ¹⁹	2.2×10 ¹⁹	8.2×10 ¹⁸	1.8×10 ¹⁸	7.3×10 ¹⁷	2.0×10 ¹⁷	1.0×10 ¹⁷	3.8×10 ¹⁶	2.4×10 ¹⁶	9.0×10 ¹⁵
12	0.4	3.5×10 ¹⁸	8.8×10 ¹⁸	7.4×10 ¹⁸	3.2×10 ¹⁸	2.3×10 ¹⁸	1.0×10 ¹⁸	7.6×10 ¹⁷	3.4×10 ¹⁷	2.5×10 ¹⁷	1.2×10 ¹⁷	8.2×10 ¹⁶	3.1×10 ¹⁶
13	0.45	1.8×10 ¹⁸	4.4×10 ¹⁸	3.7×10 ¹⁸	1.6×10 ¹⁸	1.1×10 ¹⁸	5.1×10 ¹⁷	3.8×10 ¹⁷	1.7×10 ¹⁷	1.3×10 ¹⁷	5.8×10 ¹⁶	4.1×10 ¹⁶	1.6×10 ¹⁶
14	0.51	5.8×10 ¹⁸	1.4×10 ¹⁹	1.0×10 ¹⁹	3.6×10 ¹⁸	2.3×10 ¹⁸	9.1×10 ¹⁷	6.2×10 ¹⁷	2.6×10 ¹⁷	1.7×10 ¹⁷	7.8×10 ¹⁶	4.7×10 ¹⁶	1.8×10 ¹⁶
15	0.512	1.9×10 ¹⁷	4.7×10 ¹⁷	3.4×10 ¹⁷	1.2×10 ¹⁷	7.7×10 ¹⁶	3.0×10 ¹⁶	2.1×10 ¹⁶	8.5×10 ¹⁵	5.8×10 ¹⁵	2.6×10 ¹⁵	1.6×10 ¹⁵	6.0×10 ¹⁴
16	0.6	8.4×10 ¹⁸	2.1×10 ¹⁹	1.5×10 ¹⁹	5.3×10 ¹⁸	3.4×10 ¹⁸	1.3×10 ¹⁸	9.0×10 ¹⁷	3.7×10 ¹⁷	2.6×10 ¹⁷	1.1×10 ¹⁷	6.8×10 ¹⁶	2.6×10 ¹⁶
17	0.7	9.6×10 ¹⁸	2.4×10 ¹⁹	1.7×10 ¹⁹	6.0×10 ¹⁸	3.8×10 ¹⁸	1.5×10 ¹⁸	1.0×10 ¹⁸	4.3×10 ¹⁷	2.9×10 ¹⁷	1.3×10 ¹⁷	7.8×10 ¹⁶	3.0×10 ¹⁶
18	0.8	2.9×10 ¹⁸	6.9×10 ¹⁸	5.8×10 ¹⁸	2.4×10 ¹⁸	1.7×10 ¹⁸	7.0×10 ¹⁷	4.9×10 ¹⁷	2.1×10 ¹⁷	1.4×10 ¹⁷	6.5×10 ¹⁶	3.9×10 ¹⁶	1.5×10 ¹⁶
19	1.0	5.9×10 ¹⁸	1.4×10 ¹⁹	1.2×10 ¹⁹	4.8×10 ¹⁸	3.3×10 ¹⁸	1.4×10 ¹⁸	9.7×10 ¹⁷	4.1×10 ¹⁷	2.9×10 ¹⁷	1.3×10 ¹⁷	7.7×10 ¹⁶	3.0×10 ¹⁶
20	1.33	3.1×10 ¹⁸	4.9×10 ¹⁸	3.2×10 ¹⁸	1.1×10 ¹⁸	7.4×10 ¹⁷	3.0×10 ¹⁷	2.1×10 ¹⁷	8.8×10 ¹⁶	6.1×10 ¹⁶	2.7×10 ¹⁶	1.6×10 ¹⁶	6.2×10 ¹⁵
21	1.34	9.2×10 ¹⁶	1.5×10 ¹⁷	9.6×10 ¹⁶	3.4×10 ¹⁶	2.3×10 ¹⁶	9.2×10 ¹⁵	6.4×10 ¹⁵	2.7×10 ¹⁵	1.8×10 ¹⁵	8.3×10 ¹⁴	4.9×10 ¹⁴	1.9×10 ¹⁴
22	1.5	1.5×10 ¹⁸	2.4×10 ¹⁸	1.5×10 ¹⁸	5.5×10 ¹⁷	3.6×10 ¹⁷	1.5×10 ¹⁷	1.0×10 ¹⁷	4.3×10 ¹⁶	2.9×10 ¹⁶	1.3×10 ¹⁶	7.8×10 ¹⁵	3.0×10 ¹⁵
23	1.66	5.2×10 ¹⁷	5.0×10 ¹⁷	2.0×10 ¹⁷	5.4×10 ¹⁶	3.3×10 ¹⁶	1.3×10 ¹⁶	9.0×10 ¹⁵	3.8×10 ¹⁵	2.6×10 ¹⁵	1.2×10 ¹⁵	7.0×10 ¹⁴	2.7×10 ¹⁴
24	2.0	1.1×10 ¹⁸	1.1×10 ¹⁸	4.2×10 ¹⁷	1.1×10 ¹⁷	6.9×10 ¹⁶	2.8×10 ¹⁶	1.9×10 ¹⁶	8.0×10 ¹⁵	5.6×10 ¹⁵	2.5×10 ¹⁵	1.5×10 ¹⁵	4.0×10 ¹⁴
25	2.5	3.5×10 ¹⁸	2.1×10 ¹⁸	4.2×10 ¹⁷	1.1×10 ¹⁷	7.6×10 ¹⁶	3.2×10 ¹⁶	2.2×10 ¹⁶	9.3×10 ¹⁵	6.5×10 ¹⁵	3.0×10 ¹⁵	1.7×10 ¹⁵	6.6×10 ¹⁴
26	3.0	1.2×10 ¹⁷	2.9×10 ¹⁶	7.9×10 ¹⁵	2.6×10 ¹⁵	1.8×10 ¹⁵	7.7×10 ¹⁴	5.4×10 ¹⁴	2.3×10 ¹⁴	1.6×10 ¹⁴	7.3×10 ¹³	4.3×10 ¹³	1.6×10 ¹³
27	3.5	1.4×10 ¹⁵	3.4×10 ¹³	3.4×10 ¹¹	9.2×10 ¹⁰	7.1×10 ¹⁰	3.3×10 ¹⁰	2.6×10 ¹⁰	1.2×10 ¹⁰	9.5×10 ⁹	4.5×10 ⁹	3.7×10 ⁹	1.9×10 ⁹
28	4.0	1.4×10 ¹⁵	3.4×10 ¹³	3.4×10 ¹¹	9.2×10 ¹⁰	7.1×10 ¹⁰	3.3×10 ¹⁰	2.6×10 ¹⁰	1.2×10 ¹⁰	9.5×10 ⁹	4.5×10 ⁹	3.7×10 ⁹	1.9×10 ⁹
29	4.5	3.9×10 ⁵	2.5×10 ⁵	1.9×10 ⁵	9.3×10 ⁴	7.3×10 ⁴	3.5×10 ⁴	2.8×10 ⁴	1.3×10 ⁴	1.1×10 ⁴	5.3×10 ³	4.4×10 ³	2.3×10 ³
30	5.0	3.9×10 ⁵	2.5×10 ⁵	1.9×10 ⁵	9.3×10 ⁴	7.3×10 ⁴	3.5×10 ⁴	2.8×10 ⁴	1.3×10 ⁴	1.1×10 ⁴	5.3×10 ³	4.4×10 ³	2.3×10 ³
31	5.5	3.9×10 ⁵	2.5×10 ⁵	1.9×10 ⁵	9.3×10 ⁴	7.3×10 ⁴	3.5×10 ⁴	2.8×10 ⁴	1.3×10 ⁴	1.1×10 ⁴	5.3×10 ³	4.4×10 ³	2.3×10 ³
32	6.0	3.9×10 ⁵	2.5×10 ⁵	1.9×10 ⁵	9.3×10 ⁴	7.3×10 ⁴	3.5×10 ⁴	2.8×10 ⁴	1.3×10 ⁴	1.1×10 ⁴	5.3×10 ³	4.4×10 ³	2.3×10 ³
33	6.5	4.5×10 ⁴	2.8×10 ⁴	2.2×10 ⁴	1.1×10 ⁴	8.4×10 ³	4.0×10 ³	3.2×10 ³	1.5×10 ³	1.2×10 ³	6.0×10 ²	5.0×10 ²	2.6×10 ²
34	7.0	4.5×10 ⁴	2.8×10 ⁴	2.2×10 ⁴	1.1×10 ⁴	8.4×10 ³	4.0×10 ³	3.2×10 ³	1.5×10 ³	1.2×10 ³	6.0×10 ²	5.0×10 ²	2.6×10 ²
35	7.5	4.5×10 ⁴	2.8×10 ⁴	2.2×10 ⁴	1.1×10 ⁴	8.4×10 ³	4.0×10 ³	3.2×10 ³	1.5×10 ³	1.2×10 ³	6.0×10 ²	5.0×10 ²	2.6×10 ²
36	8.0	4.5×10 ⁴	2.8×10 ⁴	2.2×10 ⁴	1.1×10 ⁴	8.4×10 ³	4.0×10 ³	3.2×10 ³	1.5×10 ³	1.2×10 ³	6.0×10 ²	5.0×10 ²	2.6×10 ²
37	10.0	1.4×10 ⁴	8.7×10 ³	6.9×10 ³	3.3×10 ³	2.6×10 ³	1.2×10 ³	9.8×10 ²	4.7×10 ²	3.8×10 ²	1.9×10 ²	1.5×10 ²	8.0×10 ¹
38	12.0	6.9×10 ³	4.4×10 ³	3.4×10 ³	1.6×10 ³	1.3×10 ³	6.2×10 ²	4.9×10 ²	2.4×10 ²	1.9×10 ²	9.3×10 ¹	7.7×10 ¹	4.0×10 ¹
39	14.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	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	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	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	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0

表 4-27 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：1.2 cm/s 無機よう素：1.2 cm/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（0.3 cm/s）の4倍を設定 エアロゾル及び無機よう素の乾性沈着速度は NUREG/CR-4551 Vol2 ^{*2} より設定 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：米国 NUREG/CR-4551 Vol.2 “Evaluation of Severe Accident

Risks:Quantification of Major Input Parameters”，February 1994

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

表 4-28 グラントシヤイン線評価用線源強度 (室内作業時)

群	代表 エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (単位: cm ⁻³)															
		1 日		2 日		3 日		4 日		5 日		6 日		7 日			
		A 班	C 班	E 班	D 班	B 班	D 班	B 班	E 班	C 班	E 班	C 班	B 班	D 班	B 班		
	0 h	13.5 h ~ 13.75 h	24.25 h ~ 24.5 h	37.75 h ~ 37.75 h	48.25 h ~ 48.25 h	61.75 h ~ 61.75 h	72.25 h ~ 72.25 h	85.75 h ~ 85.75 h	96.25 h ~ 96.25 h	109.75 h ~ 109.75 h	120.25 h ~ 120.25 h	133.75 h ~ 133.75 h	144.25 h ~ 144.25 h	157.75 h ~ 157.75 h	168 h ~ 168 h		
1	0.01	3.5×10 ⁸	2.2×10 ⁸	2.4×10 ⁸	1.6×10 ⁸	1.8×10 ⁸	1.2×10 ⁸	1.4×10 ⁸	9.8×10 ⁷	1.1×10 ⁸	8.2×10 ⁷	9.6×10 ⁷	6.9×10 ⁷	8.2×10 ⁷	5.8×10 ⁷		
2	0.02	3.8×10 ⁸	2.5×10 ⁸	2.7×10 ⁸	1.8×10 ⁸	2.0×10 ⁸	1.4×10 ⁸	1.6×10 ⁸	1.1×10 ⁸	1.3×10 ⁸	9.1×10 ⁷	1.1×10 ⁸	7.7×10 ⁷	9.1×10 ⁷	6.4×10 ⁷		
3	0.03	9.0×10 ⁸	7.0×10 ⁸	8.3×10 ⁸	6.0×10 ⁸	7.0×10 ⁸	5.1×10 ⁸	6.0×10 ⁸	4.4×10 ⁸	5.2×10 ⁸	3.8×10 ⁸	4.5×10 ⁸	3.3×10 ⁸	4.0×10 ⁸	2.8×10 ⁸		
4	0.045	2.5×10 ⁸	1.9×10 ⁸	2.2×10 ⁸	1.6×10 ⁸	1.8×10 ⁸	1.3×10 ⁸	1.6×10 ⁸	1.2×10 ⁸	1.4×10 ⁸	1.0×10 ⁸	1.2×10 ⁸	9.2×10 ⁷	1.1×10 ⁸	8.1×10 ⁷		
5	0.06	1.2×10 ⁸	8.2×10 ⁷	9.0×10 ⁷	6.2×10 ⁷	7.0×10 ⁷	4.9×10 ⁷	5.6×10 ⁷	4.0×10 ⁷	4.6×10 ⁷	3.3×10 ⁷	3.9×10 ⁷	2.8×10 ⁷	3.3×10 ⁷	2.3×10 ⁷		
6	0.07	7.9×10 ⁷	5.5×10 ⁷	6.0×10 ⁷	4.1×10 ⁷	4.6×10 ⁷	3.2×10 ⁷	3.7×10 ⁷	2.6×10 ⁷	3.1×10 ⁷	2.2×10 ⁷	2.6×10 ⁷	1.8×10 ⁷	2.2×10 ⁷	1.5×10 ⁷		
7	0.075	3.9×10 ⁷	3.0×10 ⁷	3.6×10 ⁷	2.6×10 ⁷	3.2×10 ⁷	2.3×10 ⁷	2.8×10 ⁷	2.1×10 ⁷	2.5×10 ⁷	1.9×10 ⁷	2.3×10 ⁷	1.7×10 ⁷	2.0×10 ⁷	1.5×10 ⁷		
8	0.1	1.9×10 ⁸	1.5×10 ⁸	1.8×10 ⁸	1.3×10 ⁸	1.6×10 ⁸	1.2×10 ⁸	1.4×10 ⁸	1.0×10 ⁸	1.3×10 ⁸	9.3×10 ⁷	1.1×10 ⁸	8.4×10 ⁷	1.0×10 ⁸	7.4×10 ⁷		
9	0.15	1.9×10 ⁸	1.1×10 ⁸	1.2×10 ⁸	7.8×10 ⁷	8.8×10 ⁷	6.0×10 ⁷	6.9×10 ⁷	4.8×10 ⁷	5.5×10 ⁷	3.8×10 ⁷	4.4×10 ⁷	3.1×10 ⁷	3.6×10 ⁷	2.5×10 ⁷		
10	0.2	6.0×10 ⁸	4.1×10 ⁸	4.6×10 ⁸	3.2×10 ⁸	3.8×10 ⁸	2.7×10 ⁸	3.2×10 ⁸	2.3×10 ⁸	2.7×10 ⁸	2.0×10 ⁸	2.4×10 ⁸	1.7×10 ⁸	2.1×10 ⁸	1.5×10 ⁸		
11	0.3	1.2×10 ⁹	8.1×10 ⁸	9.1×10 ⁸	6.4×10 ⁸	7.5×10 ⁸	5.4×10 ⁸	6.4×10 ⁸	4.6×10 ⁸	5.5×10 ⁸	4.0×10 ⁸	4.7×10 ⁸	3.4×10 ⁸	4.1×10 ⁸	2.9×10 ⁸		
12	0.4	3.6×10 ⁹	2.9×10 ⁹	3.6×10 ⁹	2.7×10 ⁹	3.3×10 ⁹	2.5×10 ⁹	3.0×10 ⁹	2.2×10 ⁹	2.7×10 ⁹	2.0×10 ⁹	2.5×10 ⁹	1.9×10 ⁹	2.3×10 ⁹	1.7×10 ⁹		
13	0.45	1.8×10 ⁹	1.5×10 ⁹	1.8×10 ⁹	1.3×10 ⁹	1.6×10 ⁹	1.2×10 ⁹	1.5×10 ⁹	1.1×10 ⁹	1.4×10 ⁹	1.0×10 ⁹	1.3×10 ⁹	9.3×10 ⁸	1.1×10 ⁹	8.4×10 ⁸		
14	0.51	5.7×10 ⁹	4.1×10 ⁹	4.6×10 ⁹	3.1×10 ⁹	3.4×10 ⁹	2.3×10 ⁹	2.6×10 ⁹	1.8×10 ⁹	2.1×10 ⁹	1.5×10 ⁹	1.7×10 ⁹	1.2×10 ⁹	1.4×10 ⁹	9.9×10 ⁸		
15	0.512	1.9×10 ⁸	1.4×10 ⁸	1.5×10 ⁸	1.0×10 ⁸	1.1×10 ⁸	7.7×10 ⁷	8.7×10 ⁷	6.1×10 ⁷	7.0×10 ⁷	4.9×10 ⁷	5.7×10 ⁷	4.0×10 ⁷	4.7×10 ⁷	3.3×10 ⁷		
16	0.6	8.4×10 ⁹	6.1×10 ⁹	6.7×10 ⁹	4.5×10 ⁹	5.0×10 ⁹	3.4×10 ⁹	3.8×10 ⁹	2.7×10 ⁹	3.1×10 ⁹	2.2×10 ⁹	2.5×10 ⁹	1.8×10 ⁹	2.1×10 ⁹	1.4×10 ⁹		
17	0.7	9.5×10 ⁹	6.9×10 ⁹	7.7×10 ⁹	5.1×10 ⁹	5.7×10 ⁹	3.9×10 ⁹	4.4×10 ⁹	3.0×10 ⁹	3.5×10 ⁹	2.5×10 ⁹	2.8×10 ⁹	2.0×10 ⁹	2.4×10 ⁹	1.6×10 ⁹		
18	0.8	3.9×10 ⁹	2.8×10 ⁹	3.2×10 ⁹	2.2×10 ⁹	2.6×10 ⁹	1.8×10 ⁹	2.1×10 ⁹	1.5×10 ⁹	1.7×10 ⁹	1.2×10 ⁹	1.4×10 ⁹	9.9×10 ⁸	1.2×10 ⁹	8.0×10 ⁸		
19	1.0	7.9×10 ⁹	5.5×10 ⁹	6.4×10 ⁹	4.5×10 ⁹	5.2×10 ⁹	3.6×10 ⁹	4.2×10 ⁹	2.9×10 ⁹	3.4×10 ⁹	2.4×10 ⁹	2.8×10 ⁹	2.0×10 ⁹	2.3×10 ⁹	1.6×10 ⁹		
20	1.33	4.6×10 ⁹	2.0×10 ⁹	1.8×10 ⁹	1.1×10 ⁹	1.2×10 ⁹	7.9×10 ⁸	9.0×10 ⁸	6.3×10 ⁸	7.3×10 ⁸	5.1×10 ⁸	5.9×10 ⁸	4.2×10 ⁸	4.8×10 ⁸	3.4×10 ⁸		
21	1.34	1.4×10 ⁸	6.1×10 ⁷	5.3×10 ⁷	3.2×10 ⁷	3.5×10 ⁷	2.4×10 ⁷	2.7×10 ⁷	1.9×10 ⁷	2.2×10 ⁷	1.5×10 ⁷	1.8×10 ⁷	1.3×10 ⁷	1.5×10 ⁷	1.0×10 ⁷		
22	1.5	2.2×10 ⁹	9.8×10 ⁸	8.5×10 ⁸	5.2×10 ⁸	5.6×10 ⁸	3.9×10 ⁸	4.4×10 ⁸	3.1×10 ⁸	3.5×10 ⁸	2.5×10 ⁸	2.9×10 ⁸	2.0×10 ⁸	2.3×10 ⁸	1.6×10 ⁸		
23	1.66	5.2×10 ⁸	1.6×10 ⁸	1.0×10 ⁸	4.9×10 ⁷	4.9×10 ⁷	3.3×10 ⁷	3.7×10 ⁷	2.6×10 ⁷	2.9×10 ⁷	2.1×10 ⁷	2.4×10 ⁷	1.7×10 ⁷	1.9×10 ⁷	1.3×10 ⁷		
24	2.0	1.1×10 ⁹	3.5×10 ⁸	2.2×10 ⁸	1.0×10 ⁸	1.0×10 ⁸	6.9×10 ⁷	7.8×10 ⁷	5.5×10 ⁷	6.3×10 ⁷	4.4×10 ⁷	5.0×10 ⁷	3.5×10 ⁷	4.1×10 ⁷	2.8×10 ⁷		
25	2.5	3.0×10 ⁸	1.6×10 ⁸	1.5×10 ⁸	1.0×10 ⁸	1.1×10 ⁸	7.9×10 ⁷	9.0×10 ⁷	6.3×10 ⁷	7.3×10 ⁷	5.1×10 ⁷	5.9×10 ⁷	4.1×10 ⁷	4.7×10 ⁷	3.3×10 ⁷		
26	3.0	4.6×10 ⁶	2.8×10 ⁶	3.4×10 ⁶	2.4×10 ⁶	2.7×10 ⁶	1.9×10 ⁶	2.2×10 ⁶	1.6×10 ⁶	1.8×10 ⁶	1.3×10 ⁶	1.4×10 ⁶	1.0×10 ⁶	1.2×10 ⁶	8.0×10 ⁵		
27	3.5	1.2×10 ⁴	3.2×10 ²	2.8×10 ²	1.8×10 ²	1.9×10 ²	1.2×10 ²	1.2×10 ²	7.8×10 ¹	8.2×10 ¹	5.2×10 ¹	5.4×10 ¹	3.4×10 ¹	3.6×10 ¹	2.2×10 ¹		
28	4.0	1.2×10 ⁴	3.2×10 ²	2.8×10 ²	1.8×10 ²	1.9×10 ²	1.2×10 ²	1.2×10 ²	7.8×10 ¹	8.2×10 ¹	5.2×10 ¹	5.4×10 ¹	3.4×10 ¹	3.6×10 ¹	2.2×10 ¹		
29	4.5	4.0×10 ⁻⁴	3.4×10 ⁻⁴	4.4×10 ⁻⁴	3.4×10 ⁻⁴	4.4×10 ⁻⁴	3.4×10 ⁻⁴	4.4×10 ⁻⁴	3.4×10 ⁻⁴	4.4×10 ⁻⁴	3.4×10 ⁻⁴	4.4×10 ⁻⁴	3.4×10 ⁻⁴	4.4×10 ⁻⁴	3.3×10 ⁻⁴		
30	5.0	4.0×10 ⁻⁴	3.4×10 ⁻⁴	4.4×10 ⁻⁴	3.4×10 ⁻⁴	4.4×10 ⁻⁴	3.4×10 ⁻⁴	4.4×10 ⁻⁴	3.4×10 ⁻⁴	4.4×10 ⁻⁴	3.4×10 ⁻⁴	4.4×10 ⁻⁴	3.4×10 ⁻⁴	4.4×10 ⁻⁴	3.3×10 ⁻⁴		
31	5.5	4.0×10 ⁻⁴	3.4×10 ⁻⁴	4.4×10 ⁻⁴	3.4×10 ⁻⁴	4.4×10 ⁻⁴	3.4×10 ⁻⁴	4.4×10 ⁻⁴	3.4×10 ⁻⁴	4.4×10 ⁻⁴	3.4×10 ⁻⁴	4.4×10 ⁻⁴	3.4×10 ⁻⁴	4.4×10 ⁻⁴	3.3×10 ⁻⁴		
32	6.0	4.0×10 ⁻⁴	3.4×10 ⁻⁴	4.4×10 ⁻⁴	3.4×10 ⁻⁴	4.4×10 ⁻⁴	3.4×10 ⁻⁴	4.4×10 ⁻⁴	3.4×10 ⁻⁴	4.4×10 ⁻⁴	3.4×10 ⁻⁴	4.4×10 ⁻⁴	3.4×10 ⁻⁴	4.4×10 ⁻⁴	3.3×10 ⁻⁴		
33	6.5	4.6×10 ⁻⁵	4.0×10 ⁻⁵	5.1×10 ⁻⁵	4.0×10 ⁻⁵	5.1×10 ⁻⁵	4.0×10 ⁻⁵	5.1×10 ⁻⁵	4.0×10 ⁻⁵	5.1×10 ⁻⁵	3.9×10 ⁻⁵	5.0×10 ⁻⁵	3.9×10 ⁻⁵	5.0×10 ⁻⁵	3.8×10 ⁻⁵		
34	7.0	4.6×10 ⁻⁵	4.0×10 ⁻⁵	5.1×10 ⁻⁵	4.0×10 ⁻⁵	5.1×10 ⁻⁵	4.0×10 ⁻⁵	5.1×10 ⁻⁵	4.0×10 ⁻⁵	5.1×10 ⁻⁵	3.9×10 ⁻⁵	5.0×10 ⁻⁵	3.9×10 ⁻⁵	5.0×10 ⁻⁵	3.8×10 ⁻⁵		
35	7.5	4.6×10 ⁻⁵	4.0×10 ⁻⁵	5.1×10 ⁻⁵	4.0×10 ⁻⁵	5.1×10 ⁻⁵	4.0×10 ⁻⁵	5.1×10 ⁻⁵	4.0×10 ⁻⁵	5.1×10 ⁻⁵	3.9×10 ⁻⁵	5.0×10 ⁻⁵	3.9×10 ⁻⁵	5.0×10 ⁻⁵	3.8×10 ⁻⁵		
36	8.0	4.6×10 ⁻⁵	4.0×10 ⁻⁵	5.1×10 ⁻⁵	4.0×10 ⁻⁵	5.1×10 ⁻⁵	4.0×10 ⁻⁵	5.1×10 ⁻⁵	4.0×10 ⁻⁵	5.1×10 ⁻⁵	3.9×10 ⁻⁵	5.0×10 ⁻⁵	3.9×10 ⁻⁵	5.0×10 ⁻⁵	3.8×10 ⁻⁵		
37	10.0	1.4×10 ⁻⁵	1.2×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.2×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.2×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.2×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.2×10 ⁻⁵	1.5×10 ⁻⁵	1.2×10 ⁻⁵	1.5×10 ⁻⁵	1.2×10 ⁻⁵		
38	12.0	7.1×10 ⁻⁶	6.1×10 ⁻⁶	7.8×10 ⁻⁶	6.1×10 ⁻⁶	7.8×10 ⁻⁶	6.1×10 ⁻⁶	7.8×10 ⁻⁶	6.1×10 ⁻⁶	7.8×10 ⁻⁶	6.1×10 ⁻⁶	7.7×10 ⁻⁶	6.1×10 ⁻⁶	7.7×10 ⁻⁶	5.9×10 ⁻⁶		
39	14.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	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	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	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	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0		

表 4-29 中央制御室換気系設備等条件（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
中央制御室非常 用換気系の起動 時間	事象発生から 2 時間	全交流電力電源喪失を 考慮し、代替電源から の電源供給開始時間か ら保守的に設定	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 4-30 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線評価用線源強度 (入退域時)

代表エネルギー (MeV)		ガンマ線積算線源強度 (一)													
日	班	1 日		2 日		3 日		4 日		5 日		6 日		7 日	
班	入域	A 班	C 班	E 班	D 班	B 班	D 班	B 班	E 班	C 班	E 班	C 班	B 班	D 班	B 班
3	0.03	2.4×10 ¹⁷	5.8×10 ¹⁷	5.3×10 ¹⁷	2.7×10 ¹⁷	1.5×10 ¹⁷	8.1×10 ¹⁶	4.5×10 ¹⁶	2.4×10 ¹⁶	1.4×10 ¹⁶	7.8×10 ¹⁵	4.0×10 ¹⁵	2.1×10 ¹⁵	1.2×10 ¹⁵	5.0×10 ¹⁴
		2.4×10 ¹⁷	5.8×10 ¹⁷	5.3×10 ¹⁷	2.7×10 ¹⁷	1.5×10 ¹⁷	8.1×10 ¹⁶	4.5×10 ¹⁶	2.4×10 ¹⁶	1.4×10 ¹⁶	7.8×10 ¹⁵	4.0×10 ¹⁵	2.1×10 ¹⁵	1.2×10 ¹⁵	5.0×10 ¹⁴
4	0.045	3.5×10 ¹⁸	9.2×10 ¹⁸	9.4×10 ¹⁸	5.3×10 ¹⁸	3.1×10 ¹⁸	1.7×10 ¹⁸	1.0×10 ¹⁸	5.7×10 ¹⁷	3.3×10 ¹⁷	1.8×10 ¹⁷	1.1×10 ¹⁷	5.6×10 ¹⁶	3.6×10 ¹⁶	1.2×10 ¹⁶
5	0.06	1.2×10 ¹⁶	2.6×10 ¹⁶	2.1×10 ¹⁶	8.6×10 ¹⁵	4.2×10 ¹⁵	2.1×10 ¹⁵	1.1×10 ¹⁵	6.2×10 ¹⁴	3.6×10 ¹⁴	2.0×10 ¹⁴	1.1×10 ¹⁴	5.9×10 ¹³	3.7×10 ¹³	1.2×10 ¹³
6	0.07	8.0×10 ¹⁵	1.7×10 ¹⁶	1.4×10 ¹⁶	5.8×10 ¹⁵	2.8×10 ¹⁵	1.4×10 ¹⁵	7.7×10 ¹⁴	4.1×10 ¹⁴	2.4×10 ¹⁴	1.3×10 ¹⁴	7.6×10 ¹³	3.9×10 ¹³	2.5×10 ¹³	8.2×10 ¹²
7	0.075	4.9×10 ¹⁷	1.3×10 ¹⁸	1.4×10 ¹⁸	7.7×10 ¹⁷	4.6×10 ¹⁷	2.6×10 ¹⁷	1.5×10 ¹⁷	8.4×10 ¹⁶	4.9×10 ¹⁶	2.7×10 ¹⁶	1.6×10 ¹⁶	8.3×10 ¹⁵	5.3×10 ¹⁵	1.8×10 ¹⁵
8	0.1	2.5×10 ¹⁸	6.6×10 ¹⁸	6.8×10 ¹⁸	3.9×10 ¹⁸	2.3×10 ¹⁸	1.3×10 ¹⁸	7.5×10 ¹⁷	4.2×10 ¹⁷	2.5×10 ¹⁷	1.4×10 ¹⁷	8.0×10 ¹⁶	4.2×10 ¹⁶	2.7×10 ¹⁶	9.0×10 ¹⁵
9	0.15	9.1×10 ¹⁵	1.8×10 ¹⁶	1.3×10 ¹⁶	5.4×10 ¹⁵	2.6×10 ¹⁵	1.3×10 ¹⁵	6.9×10 ¹⁴	3.7×10 ¹⁴	2.1×10 ¹⁴	1.2×10 ¹⁴	6.5×10 ¹³	3.2×10 ¹³	1.9×10 ¹³	6.0×10 ¹²
10	0.2	1.4×10 ¹⁸	2.8×10 ¹⁸	2.0×10 ¹⁸	5.6×10 ¹⁷	1.8×10 ¹⁷	4.7×10 ¹⁶	1.6×10 ¹⁶	5.2×10 ¹⁵	2.1×10 ¹⁵	1.1×10 ¹⁵	4.2×10 ¹⁴	2.2×10 ¹⁴	1.2×10 ¹⁴	4.1×10 ¹³
11	0.3	2.8×10 ¹⁸	5.7×10 ¹⁸	4.1×10 ¹⁸	1.1×10 ¹⁸	3.5×10 ¹⁷	9.3×10 ¹⁶	3.1×10 ¹⁶	1.0×10 ¹⁶	4.2×10 ¹⁵	2.2×10 ¹⁵	8.4×10 ¹⁴	4.3×10 ¹⁴	2.5×10 ¹⁴	8.2×10 ¹³
12	0.4	1.4×10 ¹⁷	3.2×10 ¹⁷	2.8×10 ¹⁷	1.5×10 ¹⁷	8.7×10 ¹⁶	4.9×10 ¹⁶	2.9×10 ¹⁶	1.6×10 ¹⁶	9.4×10 ¹⁵	5.2×10 ¹⁵	2.9×10 ¹⁵	1.5×10 ¹⁵	9.3×10 ¹⁴	2.8×10 ¹⁴
13	0.45	7.2×10 ¹⁶	1.6×10 ¹⁷	1.4×10 ¹⁷	7.5×10 ¹⁶	4.3×10 ¹⁶	2.4×10 ¹⁶	1.4×10 ¹⁶	8.0×10 ¹⁵	4.7×10 ¹⁵	2.6×10 ¹⁵	1.5×10 ¹⁵	7.5×10 ¹⁴	4.7×10 ¹⁴	1.4×10 ¹⁴
14	0.51	2.5×10 ¹⁷	5.1×10 ¹⁷	4.0×10 ¹⁷	1.7×10 ¹⁷	8.9×10 ¹⁶	4.4×10 ¹⁶	2.3×10 ¹⁶	1.2×10 ¹⁶	6.8×10 ¹⁵	3.7×10 ¹⁵	2.0×10 ¹⁵	8.6×10 ¹⁴	4.4×10 ¹⁴	1.5×10 ¹⁴
15	0.512	8.2×10 ¹⁵	1.7×10 ¹⁶	1.3×10 ¹⁶	5.8×10 ¹⁵	3.0×10 ¹⁵	1.5×10 ¹⁵	7.8×10 ¹⁴	4.1×10 ¹⁴	2.3×10 ¹⁴	1.2×10 ¹⁴	6.8×10 ¹³	2.9×10 ¹³	1.5×10 ¹³	4.9×10 ¹²
16	0.6	3.6×10 ¹⁷	7.5×10 ¹⁷	5.9×10 ¹⁷	2.6×10 ¹⁷	1.3×10 ¹⁷	6.4×10 ¹⁶	3.4×10 ¹⁶	1.8×10 ¹⁶	9.9×10 ¹⁵	5.5×10 ¹⁵	3.0×10 ¹⁵	1.3×10 ¹⁵	6.4×10 ¹⁴	2.1×10 ¹⁴
17	0.7	4.1×10 ¹⁷	8.5×10 ¹⁷	6.7×10 ¹⁷	2.9×10 ¹⁷	1.5×10 ¹⁷	7.3×10 ¹⁶	3.9×10 ¹⁶	2.0×10 ¹⁶	1.1×10 ¹⁶	6.2×10 ¹⁵	3.4×10 ¹⁵	1.4×10 ¹⁵	7.3×10 ¹⁴	2.4×10 ¹⁴
18	0.8	1.1×10 ¹⁷	2.5×10 ¹⁷	2.2×10 ¹⁷	1.1×10 ¹⁷	6.3×10 ¹⁶	3.3×10 ¹⁶	1.8×10 ¹⁶	9.8×10 ¹⁵	5.5×10 ¹⁵	3.1×10 ¹⁵	1.7×10 ¹⁵	7.1×10 ¹⁴	3.6×10 ¹⁴	1.2×10 ¹⁴
19	1.0	2.3×10 ¹⁷	5.1×10 ¹⁷	4.4×10 ¹⁷	2.3×10 ¹⁷	1.3×10 ¹⁷	6.6×10 ¹⁶	3.6×10 ¹⁶	2.0×10 ¹⁶	1.1×10 ¹⁶	6.2×10 ¹⁵	3.4×10 ¹⁵	1.4×10 ¹⁵	7.2×10 ¹⁴	2.4×10 ¹⁴
20	1.33	9.8×10 ¹⁶	1.8×10 ¹⁷	1.3×10 ¹⁷	5.5×10 ¹⁶	2.9×10 ¹⁶	1.5×10 ¹⁶	7.9×10 ¹⁵	4.2×10 ¹⁵	2.3×10 ¹⁵	1.3×10 ¹⁵	7.1×10 ¹⁴	3.0×10 ¹⁴	1.5×10 ¹⁴	5.0×10 ¹³
21	1.34	3.0×10 ¹⁵	5.5×10 ¹⁵	3.8×10 ¹⁵	1.7×10 ¹⁵	8.7×10 ¹⁴	4.4×10 ¹⁴	2.4×10 ¹⁴	1.3×10 ¹⁴	7.1×10 ¹³	4.0×10 ¹³	2.2×10 ¹³	9.0×10 ¹²	4.6×10 ¹²	1.5×10 ¹²
22	1.5	4.7×10 ¹⁶	8.8×10 ¹⁶	6.2×10 ¹⁶	2.7×10 ¹⁶	1.4×10 ¹⁶	7.0×10 ¹⁵	3.8×10 ¹⁵	2.0×10 ¹⁵	1.1×10 ¹⁵	6.4×10 ¹⁴	3.5×10 ¹⁴	1.4×10 ¹⁴	7.3×10 ¹³	2.4×10 ¹³
23	1.66	1.3×10 ¹⁶	2.0×10 ¹⁶	8.9×10 ¹⁵	2.7×10 ¹⁵	1.3×10 ¹⁵	6.2×10 ¹⁴	3.4×10 ¹⁴	1.8×10 ¹⁴	1.0×10 ¹⁴	5.7×10 ¹³	3.1×10 ¹³	1.3×10 ¹³	6.4×10 ¹²	2.1×10 ¹²
24	2.0	2.8×10 ¹⁶	4.2×10 ¹⁶	1.9×10 ¹⁶	5.7×10 ¹⁵	2.7×10 ¹⁵	1.3×10 ¹⁵	7.1×10 ¹⁴	3.8×10 ¹⁴	2.2×10 ¹⁴	1.2×10 ¹⁴	6.6×10 ¹³	2.7×10 ¹³	1.4×10 ¹³	4.6×10 ¹²
25	2.5	7.2×10 ¹⁶	9.0×10 ¹⁶	2.2×10 ¹⁶	5.5×10 ¹⁵	2.9×10 ¹⁵	1.5×10 ¹⁵	8.3×10 ¹⁴	4.4×10 ¹⁴	2.5×10 ¹⁴	1.4×10 ¹⁴	7.7×10 ¹³	3.1×10 ¹³	1.6×10 ¹³	5.2×10 ¹²
26	3.0	1.1×10 ¹⁵	1.4×10 ¹⁵	3.7×10 ¹⁴	1.3×10 ¹⁴	7.0×10 ¹³	3.7×10 ¹³	2.0×10 ¹³	1.1×10 ¹³	6.2×10 ¹²	3.5×10 ¹²	1.9×10 ¹²	7.8×10 ¹¹	4.0×10 ¹¹	1.3×10 ¹¹
27	3.5	2.9×10 ¹²	3.5×10 ¹²	3.0×10 ¹⁰	4.3×10 ⁹	2.7×10 ⁹	1.6×10 ⁹	9.6×10 ⁸	5.7×10 ⁸	3.5×10 ⁸	2.2×10 ⁸	1.4×10 ⁸	8.9×10 ⁷	6.0×10 ⁷	2.3×10 ⁷
28	4.0	2.9×10 ¹²	3.5×10 ¹²	3.0×10 ¹⁰	4.3×10 ⁹	2.7×10 ⁹	1.6×10 ⁹	9.6×10 ⁸	5.7×10 ⁸	3.5×10 ⁸	2.2×10 ⁸	1.4×10 ⁸	8.9×10 ⁷	6.0×10 ⁷	2.3×10 ⁷
29	4.5	7.0×10 ³	1.2×10 ⁴	7.3×10 ³	4.4×10 ³	2.7×10 ³	1.6×10 ³	1.0×10 ³	6.3×10 ²	4.0×10 ²	2.5×10 ²	1.6×10 ²	1.1×10 ²	7.5×10 ¹	2.9×10 ¹
30	5.0	7.0×10 ³	1.2×10 ⁴	7.3×10 ³	4.4×10 ³	2.7×10 ³	1.6×10 ³	1.0×10 ³	6.3×10 ²	4.0×10 ²	2.5×10 ²	1.6×10 ²	1.1×10 ²	7.5×10 ¹	2.9×10 ¹
31	5.5	7.0×10 ³	1.2×10 ⁴	7.3×10 ³	4.4×10 ³	2.7×10 ³	1.6×10 ³	1.0×10 ³	6.3×10 ²	4.0×10 ²	2.5×10 ²	1.6×10 ²	1.1×10 ²	7.5×10 ¹	2.9×10 ¹
32	6.0	7.0×10 ³	1.2×10 ⁴	7.3×10 ³	4.4×10 ³	2.7×10 ³	1.6×10 ³	1.0×10 ³	6.3×10 ²	4.0×10 ²	2.5×10 ²	1.6×10 ²	1.1×10 ²	7.5×10 ¹	2.9×10 ¹
33	6.5	8.0×10 ²	1.3×10 ³	8.3×10 ²	5.0×10 ²	3.1×10 ²	1.9×10 ²	1.2×10 ²	7.2×10 ¹	4.6×10 ¹	2.9×10 ¹	1.9×10 ¹	1.2×10 ¹	8.6×10 ⁰	3.3×10 ⁰
34	7.0	8.0×10 ²	1.3×10 ³	8.3×10 ²	5.0×10 ²	3.1×10 ²	1.9×10 ²	1.2×10 ²	7.2×10 ¹	4.6×10 ¹	2.9×10 ¹	1.9×10 ¹	1.2×10 ¹	8.6×10 ⁰	3.3×10 ⁰
35	7.5	8.0×10 ²	1.3×10 ³	8.3×10 ²	5.0×10 ²	3.1×10 ²	1.9×10 ²	1.2×10 ²	7.2×10 ¹	4.6×10 ¹	2.9×10 ¹	1.9×10 ¹	1.2×10 ¹	8.6×10 ⁰	3.3×10 ⁰
36	8.0	8.0×10 ²	1.3×10 ³	8.3×10 ²	5.0×10 ²	3.1×10 ²	1.9×10 ²	1.2×10 ²	7.2×10 ¹	4.6×10 ¹	2.9×10 ¹	1.9×10 ¹	1.2×10 ¹	8.6×10 ⁰	3.3×10 ⁰
37	10.0	2.5×10 ²	4.1×10 ²	2.6×10 ²	1.5×10 ²	9.7×10 ¹	5.8×10 ¹	3.7×10 ¹	2.2×10 ¹	1.4×10 ¹	8.8×10 ⁰	5.7×10 ⁰	3.8×10 ⁰	2.6×10 ⁰	1.0×10 ⁰
38	12.0	1.2×10 ²	2.1×10 ²	1.3×10 ²	7.7×10 ¹	4.8×10 ¹	2.9×10 ¹	1.8×10 ¹	1.1×10 ¹	7.0×10 ⁰	4.4×10 ⁰	2.9×10 ⁰	1.9×10 ⁰	1.3×10 ⁰	5.1×10 ⁻¹
39	14.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	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	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	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	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0

表 4-31 グラントドシヤイン線評価用線源強度 (入退域時)

群	代 表 エ ネ ル ギ (MeV)	ガンマ積算線源強度 (単位 : cm ²)															
		1 日		2 日		3 日		4 日		5 日		6 日		7 日			
		A班	C班	E班	D班	B班	D班	B班	E班	C班	E班	C班	B班	D班	B班		
		入域	入域	入域	入域	入域	入域	入域	入域	入域	入域	入域	入域	入域	入域		
1	0.01	5.6×10 ⁶	1.0×10 ⁷	8.7×10 ⁶	7.4×10 ⁶	6.4×10 ⁶	5.7×10 ⁶	5.1×10 ⁶	4.6×10 ⁶	4.1×10 ⁶	3.8×10 ⁶	3.5×10 ⁶	3.2×10 ⁶	3.0×10 ⁶	2.8×10 ⁶	2.6×10 ⁶	
2	0.02	6.2×10 ⁶	1.2×10 ⁷	9.7×10 ⁶	8.2×10 ⁶	7.1×10 ⁶	6.3×10 ⁶	5.6×10 ⁶	5.1×10 ⁶	4.6×10 ⁶	4.2×10 ⁶	3.9×10 ⁶	3.5×10 ⁶	3.3×10 ⁶	3.1×10 ⁶	2.9×10 ⁶	
3	0.03	1.7×10 ⁷	3.3×10 ⁷	3.0×10 ⁷	2.8×10 ⁷	2.5×10 ⁷	2.4×10 ⁷	2.2×10 ⁷	2.0×10 ⁷	1.9×10 ⁷	1.8×10 ⁷	1.7×10 ⁷	1.6×10 ⁷	1.5×10 ⁷	1.4×10 ⁷	1.3×10 ⁷	
4	0.045	4.5×10 ⁶	8.7×10 ⁶	7.9×10 ⁶	7.2×10 ⁶	6.6×10 ⁶	6.2×10 ⁶	5.7×10 ⁶	5.4×10 ⁶	5.0×10 ⁶	4.7×10 ⁶	4.5×10 ⁶	4.2×10 ⁶	4.0×10 ⁶	3.8×10 ⁶	3.6×10 ⁶	
5	0.06	2.0×10 ⁶	3.8×10 ⁶	3.3×10 ⁶	2.9×10 ⁶	2.5×10 ⁶	2.3×10 ⁶	2.0×10 ⁶	1.8×10 ⁶	1.7×10 ⁶	1.5×10 ⁶	1.4×10 ⁶	1.3×10 ⁶	1.2×10 ⁶	1.1×10 ⁶	1.0×10 ⁶	
6	0.07	1.4×10 ⁶	2.5×10 ⁶	2.2×10 ⁶	1.9×10 ⁶	1.7×10 ⁶	1.5×10 ⁶	1.4×10 ⁶	1.2×10 ⁶	1.1×10 ⁶	1.0×10 ⁶	9.3×10 ⁵	8.6×10 ⁵	7.9×10 ⁵	7.3×10 ⁵	6.7×10 ⁵	
7	0.075	7.1×10 ⁵	1.4×10 ⁶	1.3×10 ⁶	1.2×10 ⁶	1.1×10 ⁶	1.1×10 ⁶	1.0×10 ⁶	9.6×10 ⁵	9.1×10 ⁵	8.6×10 ⁵	8.2×10 ⁵	7.8×10 ⁵	7.4×10 ⁵	7.0×10 ⁵	6.6×10 ⁵	
8	0.1	3.6×10 ⁶	7.0×10 ⁶	6.6×10 ⁶	6.1×10 ⁶	5.7×10 ⁶	5.4×10 ⁶	5.1×10 ⁶	4.8×10 ⁶	4.5×10 ⁶	4.3×10 ⁶	4.1×10 ⁶	3.9×10 ⁶	3.7×10 ⁶	3.5×10 ⁶	3.3×10 ⁶	
9	0.15	2.7×10 ⁶	5.0×10 ⁶	4.2×10 ⁶	3.6×10 ⁶	3.2×10 ⁶	2.8×10 ⁶	2.5×10 ⁶	2.2×10 ⁶	2.0×10 ⁶	1.8×10 ⁶	1.6×10 ⁶	1.4×10 ⁶	1.3×10 ⁶	1.2×10 ⁶	1.1×10 ⁶	
10	0.2	1.0×10 ⁷	1.9×10 ⁷	1.7×10 ⁷	1.5×10 ⁷	1.4×10 ⁷	1.2×10 ⁷	1.2×10 ⁷	1.1×10 ⁷	9.9×10 ⁶	9.2×10 ⁶	8.6×10 ⁶	8.0×10 ⁶	7.4×10 ⁶	6.8×10 ⁶	6.2×10 ⁶	
11	0.3	2.0×10 ⁷	3.8×10 ⁷	3.3×10 ⁷	3.0×10 ⁷	2.7×10 ⁷	2.5×10 ⁷	2.3×10 ⁷	2.1×10 ⁷	2.0×10 ⁷	1.8×10 ⁷	1.7×10 ⁷	1.6×10 ⁷	1.5×10 ⁷	1.4×10 ⁷	1.3×10 ⁷	
12	0.4	6.8×10 ⁷	1.4×10 ⁸	1.3×10 ⁸	1.2×10 ⁸	1.2×10 ⁸	1.1×10 ⁸	1.1×10 ⁸	1.0×10 ⁸	9.9×10 ⁷	9.5×10 ⁷	9.0×10 ⁷	8.6×10 ⁷	8.3×10 ⁷	8.0×10 ⁷	7.7×10 ⁷	
13	0.45	3.4×10 ⁷	6.8×10 ⁷	6.6×10 ⁷	6.2×10 ⁷	5.9×10 ⁷	5.7×10 ⁷	5.4×10 ⁷	5.2×10 ⁷	4.9×10 ⁷	4.7×10 ⁷	4.5×10 ⁷	4.3×10 ⁷	4.1×10 ⁷	3.9×10 ⁷	3.7×10 ⁷	
14	0.51	1.0×10 ⁸	1.9×10 ⁸	1.7×10 ⁸	1.4×10 ⁸	1.2×10 ⁸	1.1×10 ⁸	1.1×10 ⁸	9.5×10 ⁷	8.5×10 ⁷	7.6×10 ⁷	6.8×10 ⁷	6.2×10 ⁷	5.6×10 ⁷	5.1×10 ⁷	4.6×10 ⁷	
15	0.512	3.4×10 ⁶	6.4×10 ⁶	5.6×10 ⁶	4.7×10 ⁶	4.1×10 ⁶	3.6×10 ⁶	3.2×10 ⁶	2.8×10 ⁶	2.5×10 ⁶	2.3×10 ⁶	2.1×10 ⁶	1.9×10 ⁶	1.7×10 ⁶	1.5×10 ⁶	1.4×10 ⁶	
16	0.6	1.5×10 ⁸	2.8×10 ⁸	2.4×10 ⁸	2.1×10 ⁸	1.8×10 ⁸	1.6×10 ⁸	1.4×10 ⁸	1.2×10 ⁸	1.1×10 ⁸	1.0×10 ⁸	9.1×10 ⁷	8.2×10 ⁷	7.5×10 ⁷	6.8×10 ⁷	6.2×10 ⁷	
17	0.7	1.7×10 ⁸	3.2×10 ⁸	2.8×10 ⁸	2.4×10 ⁸	2.1×10 ⁸	1.8×10 ⁸	1.6×10 ⁸	1.4×10 ⁸	1.3×10 ⁸	1.1×10 ⁸	1.0×10 ⁸	9.4×10 ⁷	8.5×10 ⁷	7.7×10 ⁷	7.0×10 ⁷	
18	0.8	6.6×10 ⁷	1.3×10 ⁸	1.2×10 ⁸	1.0×10 ⁸	9.3×10 ⁷	8.4×10 ⁷	7.6×10 ⁷	6.8×10 ⁷	6.2×10 ⁷	5.6×10 ⁷	5.1×10 ⁷	4.6×10 ⁷	4.2×10 ⁷	3.8×10 ⁷	3.4×10 ⁷	
19	1.0	1.3×10 ⁸	2.6×10 ⁸	2.3×10 ⁸	2.1×10 ⁸	1.9×10 ⁸	1.7×10 ⁸	1.5×10 ⁸	1.4×10 ⁸	1.2×10 ⁸	1.1×10 ⁸	1.0×10 ⁸	9.2×10 ⁷	8.4×10 ⁷	7.7×10 ⁷	7.0×10 ⁷	
20	1.33	5.8×10 ⁷	9.7×10 ⁷	6.6×10 ⁷	5.0×10 ⁷	4.2×10 ⁷	3.7×10 ⁷	3.3×10 ⁷	2.9×10 ⁷	2.6×10 ⁷	2.4×10 ⁷	2.1×10 ⁷	1.9×10 ⁷	1.8×10 ⁷	1.6×10 ⁷	1.5×10 ⁷	
21	1.34	1.7×10 ⁶	2.9×10 ⁶	2.0×10 ⁶	1.5×10 ⁶	1.3×10 ⁶	1.1×10 ⁶	9.9×10 ⁵	8.9×10 ⁵	8.0×10 ⁵	7.2×10 ⁵	6.5×10 ⁵	5.9×10 ⁵	5.3×10 ⁵	4.7×10 ⁵	4.2×10 ⁵	
22	1.5	2.8×10 ⁷	4.7×10 ⁷	3.2×10 ⁷	2.4×10 ⁷	2.0×10 ⁷	1.8×10 ⁷	1.6×10 ⁷	1.4×10 ⁷	1.3×10 ⁷	1.1×10 ⁷	1.0×10 ⁷	9.4×10 ⁶	8.5×10 ⁶	7.7×10 ⁶	7.0×10 ⁶	
23	1.66	5.4×10 ⁶	8.2×10 ⁶	4.0×10 ⁶	2.3×10 ⁶	1.8×10 ⁶	1.5×10 ⁶	1.3×10 ⁶	1.2×10 ⁶	1.1×10 ⁶	9.6×10 ⁵	8.6×10 ⁵	7.7×10 ⁵	6.9×10 ⁵	6.3×10 ⁵	5.7×10 ⁵	
24	2.0	1.1×10 ⁷	1.7×10 ⁷	8.5×10 ⁶	5.0×10 ⁶	3.8×10 ⁶	3.2×10 ⁶	2.8×10 ⁶	2.5×10 ⁶	2.3×10 ⁶	2.0×10 ⁶	1.8×10 ⁶	1.6×10 ⁶	1.5×10 ⁶	1.4×10 ⁶	1.3×10 ⁶	
25	2.5	4.2×10 ⁶	7.4×10 ⁶	5.6×10 ⁶	4.7×10 ⁶	4.1×10 ⁶	3.6×10 ⁶	3.3×10 ⁶	2.9×10 ⁶	2.6×10 ⁶	2.4×10 ⁶	2.1×10 ⁶	1.9×10 ⁶	1.7×10 ⁶	1.5×10 ⁶	1.4×10 ⁶	
26	3.0	6.7×10 ⁴	1.3×10 ⁵	1.2×10 ⁵	1.1×10 ⁵	9.9×10 ⁴	8.9×10 ⁴	8.0×10 ⁴	7.2×10 ⁴	6.4×10 ⁴	5.8×10 ⁴	5.2×10 ⁴	4.7×10 ⁴	4.2×10 ⁴	3.7×10 ⁴	3.3×10 ⁴	
27	3.5	1.1×10 ¹	1.8×10 ¹	1.0×10 ¹	8.3×10 ⁰	6.8×10 ⁰	5.5×10 ⁰	4.5×10 ⁰	3.6×10 ⁰	3.0×10 ⁰	2.4×10 ⁰	2.0×10 ⁰	1.6×10 ⁰	1.3×10 ⁰	1.0×10 ⁰	8.0×10 ⁻¹	
28	4.0	1.1×10 ¹	1.8×10 ¹	1.0×10 ¹	8.3×10 ⁰	6.8×10 ⁰	5.5×10 ⁰	4.5×10 ⁰	3.6×10 ⁰	3.0×10 ⁰	2.4×10 ⁰	2.0×10 ⁰	1.6×10 ⁰	1.3×10 ⁰	1.0×10 ⁰	8.0×10 ⁻¹	
29	4.5	8.0×10 ⁻⁶	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	
30	5.0	8.0×10 ⁻⁶	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	
31	5.5	8.0×10 ⁻⁶	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	
32	6.0	8.0×10 ⁻⁶	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁵	
33	6.5	9.2×10 ⁻⁷	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	
34	7.0	9.2×10 ⁻⁷	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	
35	7.5	9.2×10 ⁻⁷	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	
36	8.0	9.2×10 ⁻⁷	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	1.8×10 ⁻⁶	
37	10.0	2.8×10 ⁻⁷	5.6×10 ⁻⁷	5.6×10 ⁻⁷	5.6×10 ⁻⁷	5.6×10 ⁻⁷	5.6×10 ⁻⁷	5.6×10 ⁻⁷	5.6×10 ⁻⁷	5.6×10 ⁻⁷	5.6×10 ⁻⁷	5.6×10 ⁻⁷	5.6×10 ⁻⁷	5.6×10 ⁻⁷	5.6×10 ⁻⁷	5.6×10 ⁻⁷	
38	12.0	1.4×10 ⁻⁷	2.8×														

表 4-32 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）

		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	7.8×10^{-1}							7.8×10^{-1}
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	9.6×10^{-1}							9.6×10^{-1}
		室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	4.6×10^1							4.6×10^1
		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 小 計	4.7×10^0 5.2×10^1							4.7×10^0 5.2×10^1
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	2.6×10^{-1}							2.6×10^{-1}	
	大気中へ放出された放射性物質による被ばく	6.9×10^{-3}							6.9×10^{-3}	
	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	8.0×10^0							8.0×10^0	
	小 計	8.3×10^0 6.0×10^1							8.3×10^0 6.0×10^1	
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		4.9×10^{-2}	1.4×10^{-2}		4.2×10^{-4}	1.2×10^{-4}	6.3×10^{-2}	
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく		2.3×10^{-3}	6.3×10^{-4}		2.6×10^{-5}	7.9×10^{-6}	3.0×10^{-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		6.6×10^{-1}	1.3×10^{-1}		6.7×10^{-3}	2.3×10^{-3}	8.0×10^{-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 小 計		1.9×10^0 2.6×10^0	1.5×10^0 1.6×10^0		7.1×10^{-1} 7.2×10^{-1}	5.8×10^{-1} 5.8×10^{-1}	4.7×10^0 5.5×10^0	
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		7.3×10^{-2}	1.8×10^{-2}		7.5×10^{-4}	1.4×10^{-4}	9.2×10^{-2}		
	大気中へ放出された放射性物質による被ばく		3.4×10^{-3}	8.1×10^{-4}		4.6×10^{-5}	9.5×10^{-6}	4.3×10^{-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		9.6×10^0	7.7×10^0		4.8×10^0	2.1×10^0	2.4×10^1		
	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 小 計		9.6×10^0 1.2×10^1	7.7×10^0 9.3×10^0		4.8×10^0 5.5×10^0	2.1×10^0 2.7×10^0	2.4×10^1 3.0×10^1		
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	6.0×10^{-1}						6.0×10^{-1}	
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	1.4×10^1						1.4×10^1	
		室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	6.8×10^0		4.4×10^{-2}		1.5×10^{-2}		6.8×10^0	
		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 小 計	2.6×10^0 2.4×10^1		1.2×10^0 1.3×10^0		1.0×10^0 1.0×10^0		4.8×10^0 2.7×10^1	
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	5.4×10^{-1}						5.5×10^{-1}		
	大気中へ放出された放射性物質による被ばく	1.8×10^{-2}			2.6×10^{-4}	8.4×10^{-5}		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	1.5×10^1			6.3×10^0	5.2×10^0		2.6×10^1		
	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 小 計	1.6×10^1 4.0×10^1			6.3×10^0 7.5×10^0	5.2×10^0 6.2×10^0		2.7×10^1 5.4×10^1		
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		7.4×10^{-2}	2.0×10^{-2}			3.0×10^{-4}	9.4×10^{-2}	
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく		3.7×10^{-3}	9.2×10^{-4}			1.9×10^{-5}	4.6×10^{-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		1.0×10^0	2.0×10^{-1}			5.2×10^{-3}	1.3×10^0	
		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 小 計		1.7×10^0 2.8×10^0	1.3×10^0 1.5×10^0			8.3×10^{-1} 8.3×10^{-1}	3.8×10^0 5.2×10^0	
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		1.6×10^{-1}	3.4×10^{-2}		4.3×10^{-4}	1.9×10^{-1}	4.3×10^{-4}		
	大気中へ放出された放射性物質による被ばく		6.5×10^{-3}	1.5×10^{-3}		2.8×10^{-5}	8.1×10^{-5}	8.1×10^{-3}		
	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		1.1×10^1	8.5×10^0			4.4×10^0	2.4×10^1		
	小 計		1.1×10^1 1.4×10^1	8.5×10^0 1.0×10^1			4.4×10^0 5.2×10^0	2.4×10^1 2.9×10^1		
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		2.3×10^{-1}	5.9×10^{-3}			2.3×10^{-1}	2.3×10^{-1}	
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく		1.0×10^{-2}				1.1×10^{-2}	1.1×10^{-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		8.0×10^0	2.0×10^{-2}			8.1×10^0	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 小 計		2.6×10^0 1.1×10^1	8.6×10^{-1} 8.8×10^{-1}			4.5×10^0 1.3×10^1	4.5×10^0 1.3×10^1	
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		4.1×10^{-1}	2.9×10^{-3}		4.3×10^{-1}	4.3×10^{-1}	4.3×10^{-1}		
	大気中へ放出された放射性物質による被ばく		1.6×10^{-2}	1.4×10^{-4}		1.6×10^{-2}	1.6×10^{-2}	1.6×10^{-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		1.3×10^1	5.7×10^0			2.5×10^1	2.5×10^1		
	小 計		1.3×10^1 2.4×10^1	5.7×10^0 6.6×10^0			2.6×10^1 3.9×10^1	2.6×10^1 3.9×10^1		

表 4-33 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)

		実効線量 (mSv)							合 計
		1 日	2 日	3 日	4 日	5 日	6 日	7 日	
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	7.8×10^{-1}						7.8×10^{-1}
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	9.6×10^{-1}						9.6×10^{-1}
		室内へ外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	1.0×10^3						1.0×10^3
	入退域時	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	4.7×10^0						4.7×10^0
		小 計	1.0×10^3						1.0×10^3
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	2.6×10^{-1}						2.6×10^{-1}
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	6.8×10^{-2}						6.8×10^{-2}
		室内へ外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	8.0×10^0						8.0×10^0
	入退域時	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	8.3×10^0						8.3×10^0
		小 計	1.0×10^3						1.0×10^3
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			4.9×10^{-2}		4.2×10^{-4}	1.2×10^{-4}	6.3×10^{-2}
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく			2.3×10^{-3}		2.6×10^{-5}	7.9×10^{-6}	3.0×10^{-3}
		室内へ外気から取り込まれた放射性物質による被ばく			6.6×10^{-1}		6.7×10^{-3}	2.3×10^{-3}	8.0×10^{-1}
	入退域時	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			1.9×10^0		7.1×10^{-1}	5.8×10^{-1}	4.7×10^0
		小 計			2.6×10^0		7.2×10^{-1}	5.8×10^{-1}	5.5×10^0
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			7.3×10^{-2}		7.5×10^{-4}	1.4×10^{-4}	9.2×10^{-2}
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく			7.0×10^{-2}		9.1×10^{-4}	2.1×10^{-4}	8.5×10^{-2}
		室内へ外気から取り込まれた放射性物質による被ばく			9.6×10^0		4.8×10^0	2.1×10^0	2.4×10^1
	入退域時	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			9.7×10^0		4.8×10^0	2.1×10^0	2.4×10^1
		小 計			1.2×10^1		5.5×10^0	2.7×10^0	3.0×10^1
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	6.0×10^{-1}			4.1×10^{-3}	1.1×10^{-3}		6.0×10^{-1}
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	1.4×10^1			1.9×10^{-4}	6.0×10^{-5}		1.4×10^1
		室内へ外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	2.6×10^0			4.4×10^{-2}	1.5×10^{-2}		6.8×10^0
	入退域時	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	2.4×10^1			1.2×10^0	1.0×10^0		4.8×10^0
		小 計	5.4×10^{-1}			1.3×10^0	1.0×10^0		2.7×10^1
F 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	2.9×10^{-1}			5.3×10^{-3}	1.6×10^{-3}		5.5×10^{-1}
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	1.5×10^1			4.6×10^{-3}	1.6×10^{-3}		3.0×10^{-1}
		室内へ外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	1.6×10^1			6.3×10^0	5.2×10^0		2.6×10^1
	入退域時	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				6.3×10^0	5.2×10^0		2.7×10^1
		小 計	4.0×10^1			7.6×10^0	6.2×10^0		5.4×10^1
G 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		7.4×10^{-2}		2.0×10^{-2}		3.0×10^{-4}	9.4×10^{-2}
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく		3.7×10^{-3}		9.2×10^{-4}		1.9×10^{-5}	4.6×10^{-3}
		室内へ外気から取り込まれた放射性物質による被ばく		1.0×10^0		2.0×10^{-1}		5.2×10^{-3}	1.3×10^0
	入退域時	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		1.7×10^0		1.3×10^0		8.3×10^{-1}	3.8×10^0
		小 計		2.8×10^0		1.5×10^0		8.3×10^{-1}	5.2×10^0
H 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		1.6×10^{-1}		3.4×10^{-2}		4.3×10^{-4}	1.9×10^{-1}
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく		1.3×10^{-1}		2.8×10^{-2}		5.5×10^{-4}	1.6×10^{-1}
		室内へ外気から取り込まれた放射性物質による被ばく		1.1×10^1		8.5×10^0		4.4×10^0	2.4×10^1
	入退域時	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		1.1×10^1		8.6×10^0		4.4×10^0	2.4×10^1
		小 計		1.4×10^1		1.0×10^1		5.2×10^0	2.9×10^1
I 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		2.3×10^{-1}		1.8×10^{-3}			2.3×10^{-1}
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく		1.0×10^{-2}		8.3×10^{-5}		1.1×10^{-2}	8.1×10^0
		室内へ外気から取り込まれた放射性物質による被ばく		8.0×10^0		2.0×10^{-2}			8.1×10^0
	入退域時	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		2.6×10^0		1.1×10^0		4.5×10^0	1.3×10^1
		小 計		1.1×10^1		8.8×10^{-1}			1.3×10^1
J 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		4.1×10^{-1}		2.9×10^{-3}			4.3×10^{-1}
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく		3.2×10^{-1}		2.6×10^{-3}			3.3×10^{-1}
		室内へ外気から取り込まれた放射性物質による被ばく		1.3×10^1		5.7×10^0			2.5×10^1
	入退域時	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		1.3×10^1		6.9×10^0			2.6×10^1
		小 計		2.4×10^1		6.6×10^0			3.9×10^1

表 4-34 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）

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	7.8×10^{-1}	6.3×10^{-2}	6.0×10^{-1}	9.4×10^{-2}	2.3×10^{-1}
	大気中へ放出された放射性物質による被ばく	9.6×10^{-1}	3.0×10^{-3}	1.4×10^1	4.6×10^{-3}	1.1×10^{-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	5.3×10^0	2.3×10^{-3}	6.1×10^0	3.7×10^{-3}	5.2×10^0
		4.0×10^1	8.0×10^{-1}	7.7×10^{-1}	1.2×10^0	2.9×10^0
		合 計	8.0×10^{-1}	6.8×10^0	1.3×10^0	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	4.7×10^0	4.7×10^0	4.8×10^0	3.8×10^0	4.5×10^0
小 計		5.2×10^1	5.5×10^0	2.7×10^1	5.2×10^0	1.3×10^1
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	2.6×10^{-1}	9.2×10^{-2}	5.5×10^{-1}	1.9×10^{-1}	4.3×10^{-1}
	大気中へ放出された放射性物質による被ばく	5.6×10^{-3}	2.6×10^{-3}	1.2×10^{-2}	5.1×10^{-3}	1.0×10^{-2}
		1.3×10^{-3}	1.7×10^{-3}	5.7×10^{-3}	3.0×10^{-3}	6.3×10^{-3}
		合 計	4.3×10^{-3}	1.8×10^{-2}	8.1×10^{-3}	1.6×10^{-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	8.0×10^0	2.4×10^1	2.6×10^1	2.4×10^1	2.5×10^1
	小 計	8.3×10^0	2.4×10^1	2.7×10^1	2.4×10^1	2.6×10^1
合 計		6.0×10^1	3.0×10^1	5.4×10^1	2.9×10^1	3.9×10^1

表 4-35 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）

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ラインガンマ線による被ばく	7.8×10^{-1}	6.3×10^{-2}	6.0×10^{-1}	9.4×10^{-2}	2.3×10^{-1}
	大気中へ放出された放射性物質による被ばく	9.6×10^{-1}	3.0×10^{-3}	1.4×10^1	4.6×10^{-3}	1.1×10^{-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	5.3×10^0	2.3×10^{-3}	6.1×10^0	3.7×10^{-3}	5.2×10^0
		1.0×10^3	8.0×10^{-1}	7.7×10^{-1}	1.2×10^0	2.9×10^0
		合 計	8.0×10^{-1}	6.8×10^0	1.3×10^0	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	4.7×10^0	4.7×10^0	4.8×10^0	3.8×10^0	4.5×10^0
入退域時	小 計	1.0×10^3	5.5×10^0	2.7×10^1	5.2×10^0	1.3×10^1
	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイラインガンマ線による被ばく	2.6×10^{-1}	9.2×10^{-2}	5.5×10^{-1}	1.9×10^{-1}	4.3×10^{-1}
	大気中へ放出された放射性物質による被ばく	5.6×10^{-3}	2.6×10^{-3}	1.2×10^{-2}	5.1×10^{-3}	1.0×10^{-2}
		6.3×10^{-2}	8.3×10^{-2}	2.8×10^{-1}	1.5×10^{-1}	3.2×10^{-1}
		合 計	8.5×10^{-2}	3.0×10^{-1}	1.6×10^{-1}	3.3×10^{-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	8.0×10^0	2.4×10^1	2.6×10^1	2.4×10^1	2.5×10^1
合 計	小 計	8.3×10^0	2.4×10^1	2.7×10^1	2.4×10^1	2.6×10^1
	合 計	1.0×10^3	3.0×10^1	5.4×10^1	2.9×10^1	3.9×10^1

第 4-36 表 酸素及び二酸化炭素濃度許容濃度

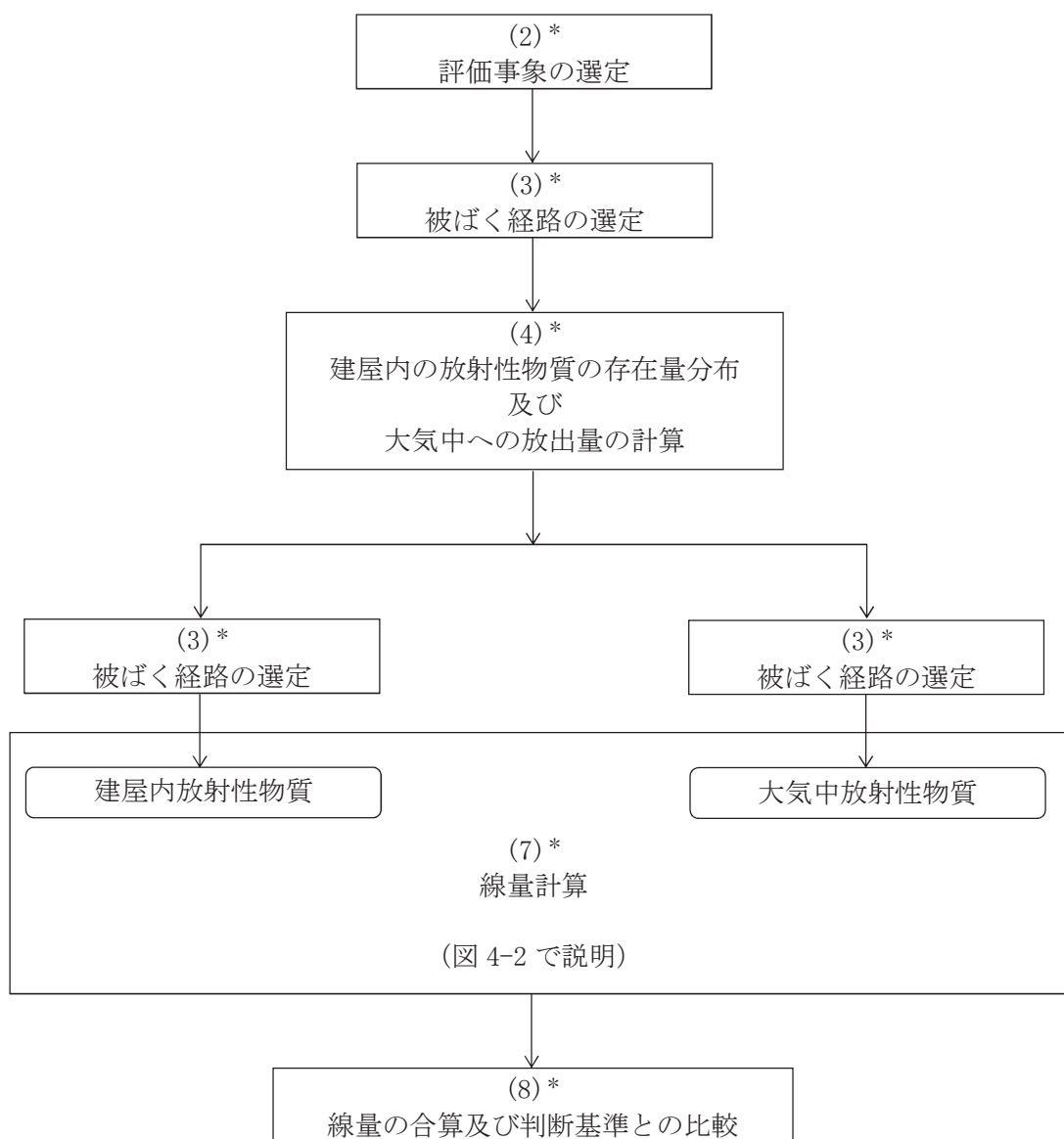
項 目	許容濃度	備考
酸素濃度	19 Vol% 以上	「鉱山保安法施行規則」を準拠 (鉱山労働者が作業し、又は通行する坑内は、当該濃度以上とする通気の確保を要求)
二酸化炭素濃度	0.5 Vol% 以下	「事務所衛生規則」を準拠 (事務作業に従事する労働者が主として使用する室内は当該濃度以下とする換気設備の性能を要求)

第 4-37 表 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	11 人		運転員の人数	—
	炉心の著しい損傷が発生した場合	11 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	0.4 回/h		空気流入率試験結果(約 0.435 回/h)を基に保守的に設定	別添 1 参照
	炉心の著しい損傷が発生した場合	～2 h	0 回/h	全交流動力電源喪失によるファン停止を想定	—
		2 h～	0.4 回/h	設計基準事故時に同じ	—
中央制御室バウンダリ体積		2700 m³		中央制御室換気系の処理対象となる区画の体積である 2718.6 m³を保守的に切下げて設定	第 4-35 図参照
初期酸素濃度		20.95 Vol%		「空気調和・衛生工学便覧」の乾き空気の主な成分組成により引用	—
初期二酸化炭素濃度		0.0336 Vol%		「空気調和・衛生工学便覧」の乾き空気の主な成分組成により引用	—
酸素消費量		65.52 L/h		「空気調和・衛生工学便覧」より現場作業に係る対応が考えられるため「歩行」より引用	1 人当たりの消費量
二酸化炭素吐出し量		46 L/h		「空気調和・衛生工学便覧」より現場作業に係る対応が考えられるため「中等作業」より引用	1 人当たりの吐出し量

第 4-38 表 中央制御室待避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	3 人	待避室内にとどまる要員数	—
中央制御室待避室バウンダリ体積	13 m ³	処理対象となる区画の体積を保守的に小さめ(小数点以下切り下げ)に設定	第 4-35 図参照
評価期間	5 時間	被ばく評価上, 中央制御室待避室内にとどまる期間	—
初期酸素濃度	20.95 Vol%	「空気調和・衛生工学便覧」の乾き空気の主な成分組成により引用	—
初期二酸化炭素濃度	0.0336 Vol%	「空気調和・衛生工学便覧」の乾き空気の主な成分組成により引用	—
酸素消費量 (空気ポンプ使用時)	21.84 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「静座」より引用	1 人当たりの消費量
二酸化炭素吐出し量 (空気ポンプ使用時)	22 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「極軽作業」より引用	1 人当たりの吐出し量



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

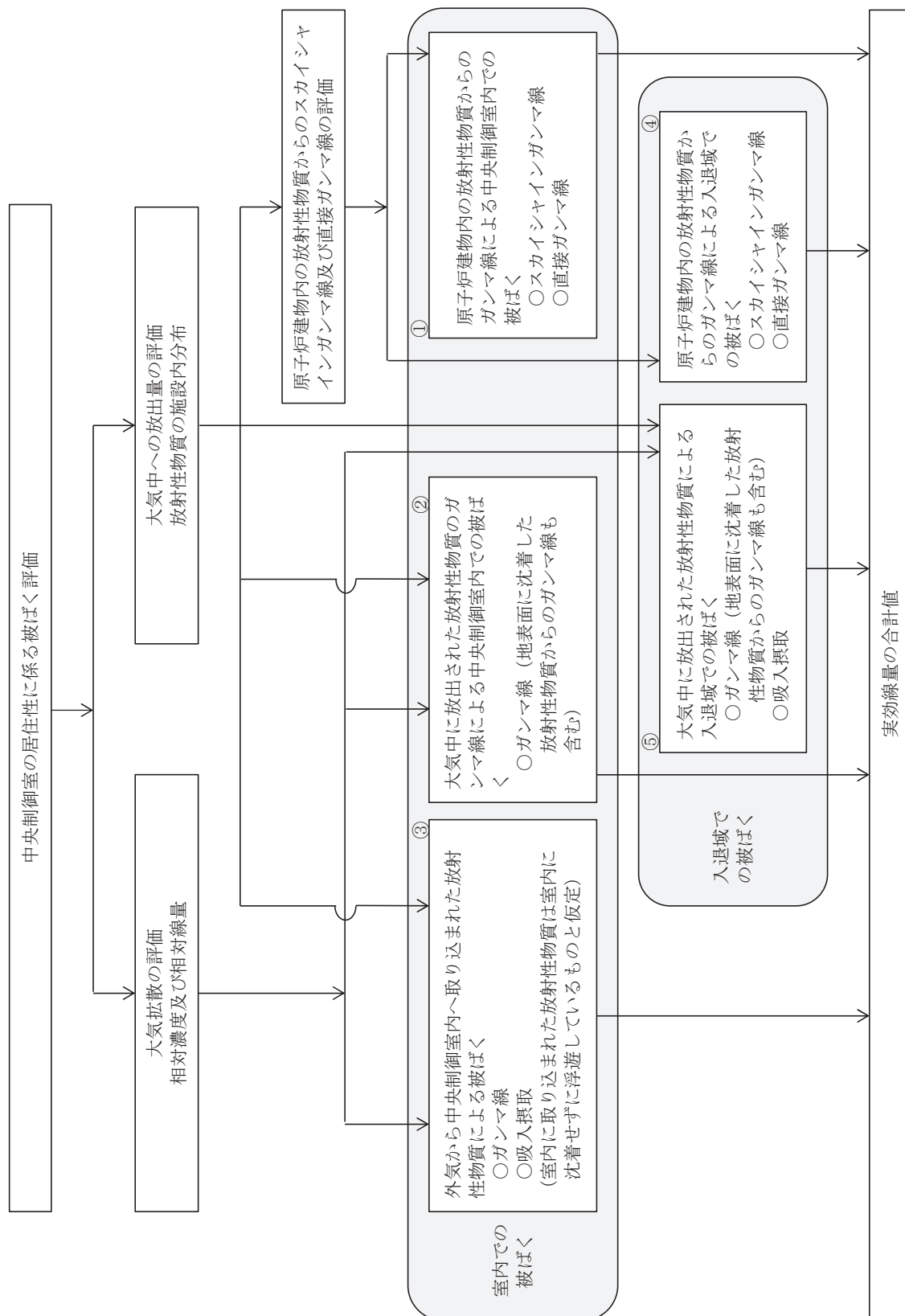


図 4-2 中央制御室の運転員の被ばく経路

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)

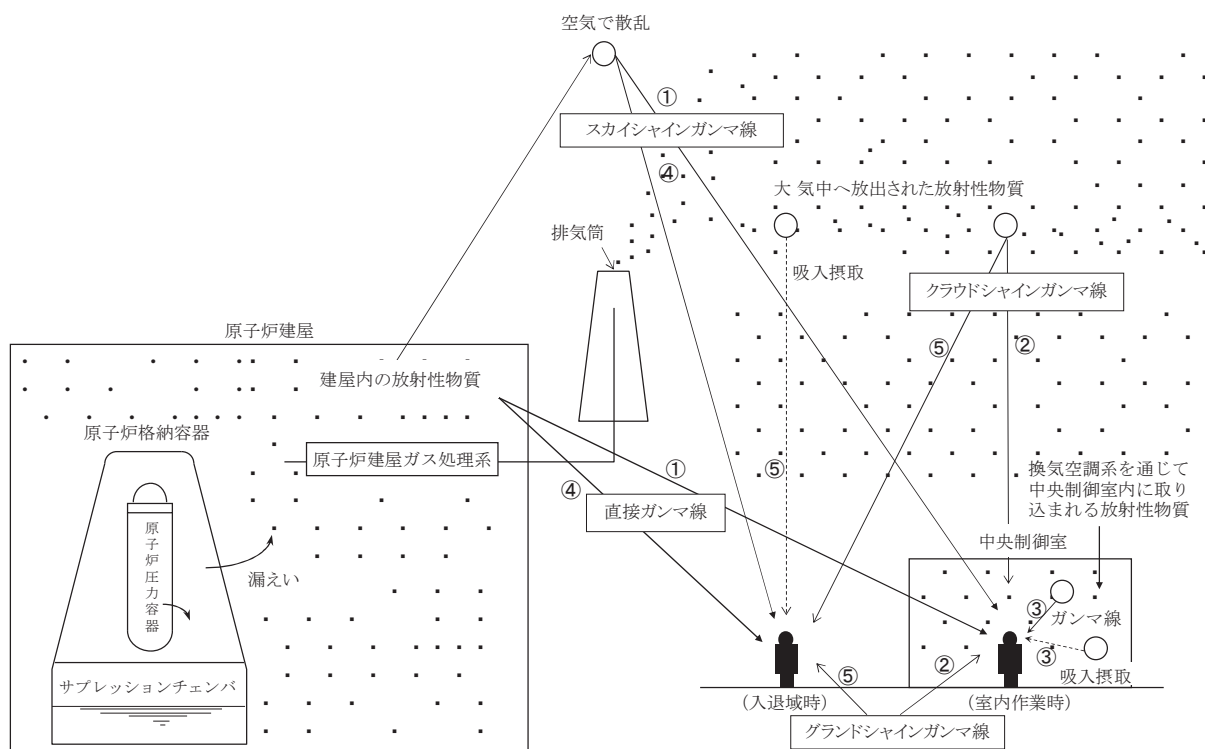
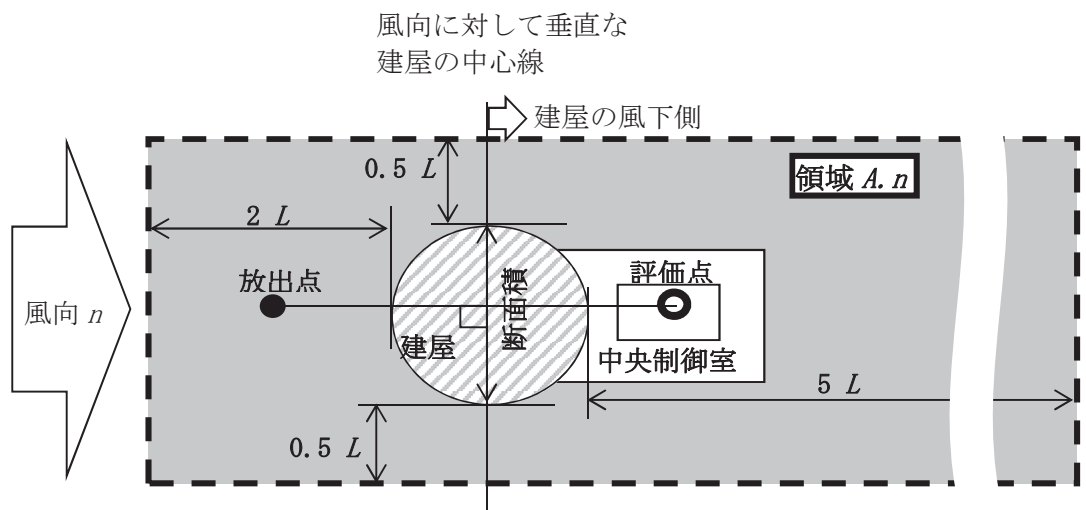


図 4-3 中央制御室の居住性に係る被ばく経路イメージ



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 4-4 建屋影響を考慮する条件（水平断面での位置関係）



(原子炉冷却材喪失時の放出源と評価点)



(主蒸気管破断時の放出源と評価点)

図 4-5 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）



(原子炉建屋からの放出における放出源と評価点)



(非常用ガス処理系排気筒からの放出における放出源と評価点)

図 4-6 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）（1／2）



(格納容器圧力逃がし装置からの放出における放出源と評価点)

図 4-6 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) (2/2)

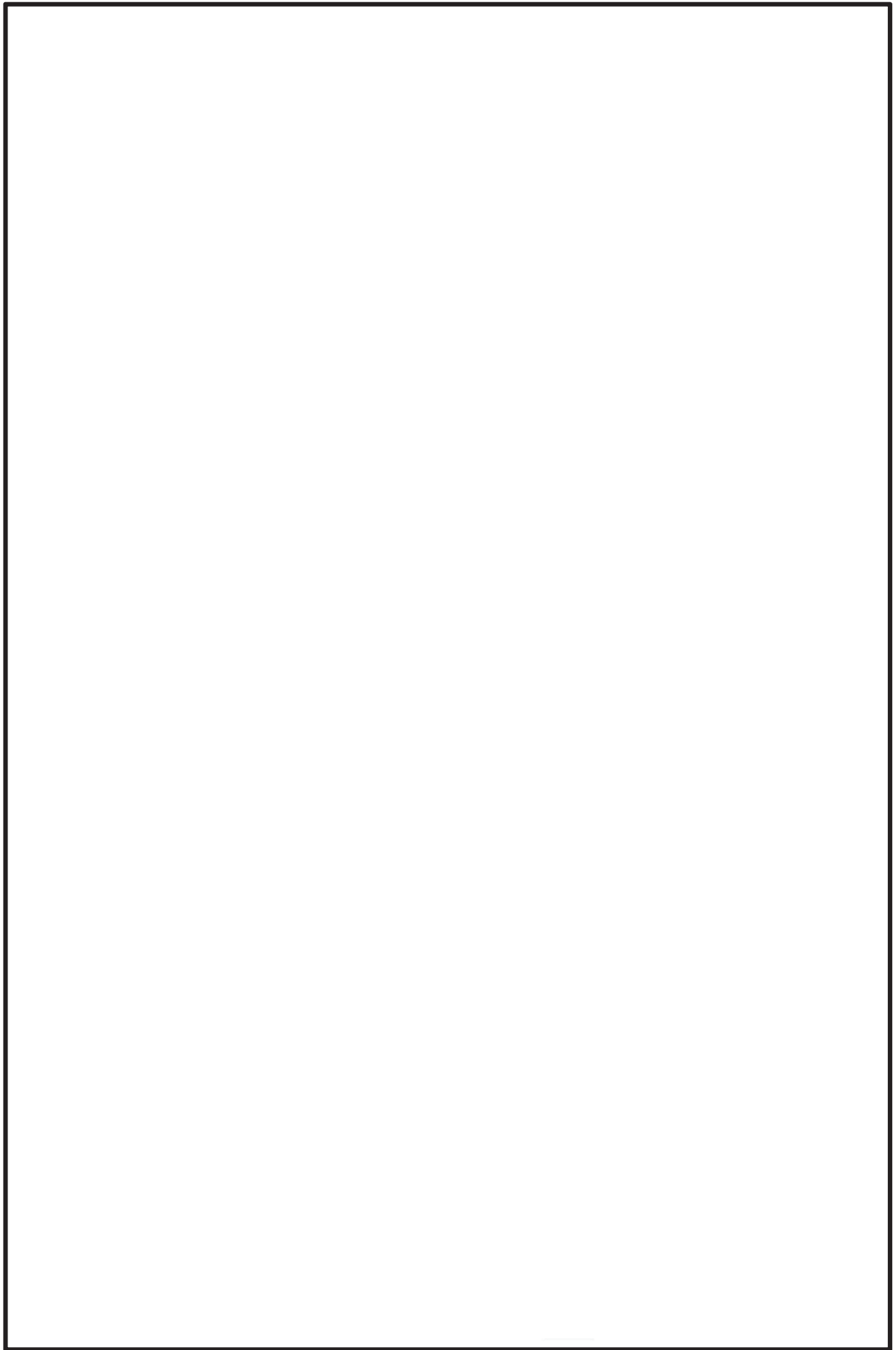


図 4-7 原子炉冷却材喪失時の室内作業時の評価方位（中央制御室中心）（設計基準事故時）

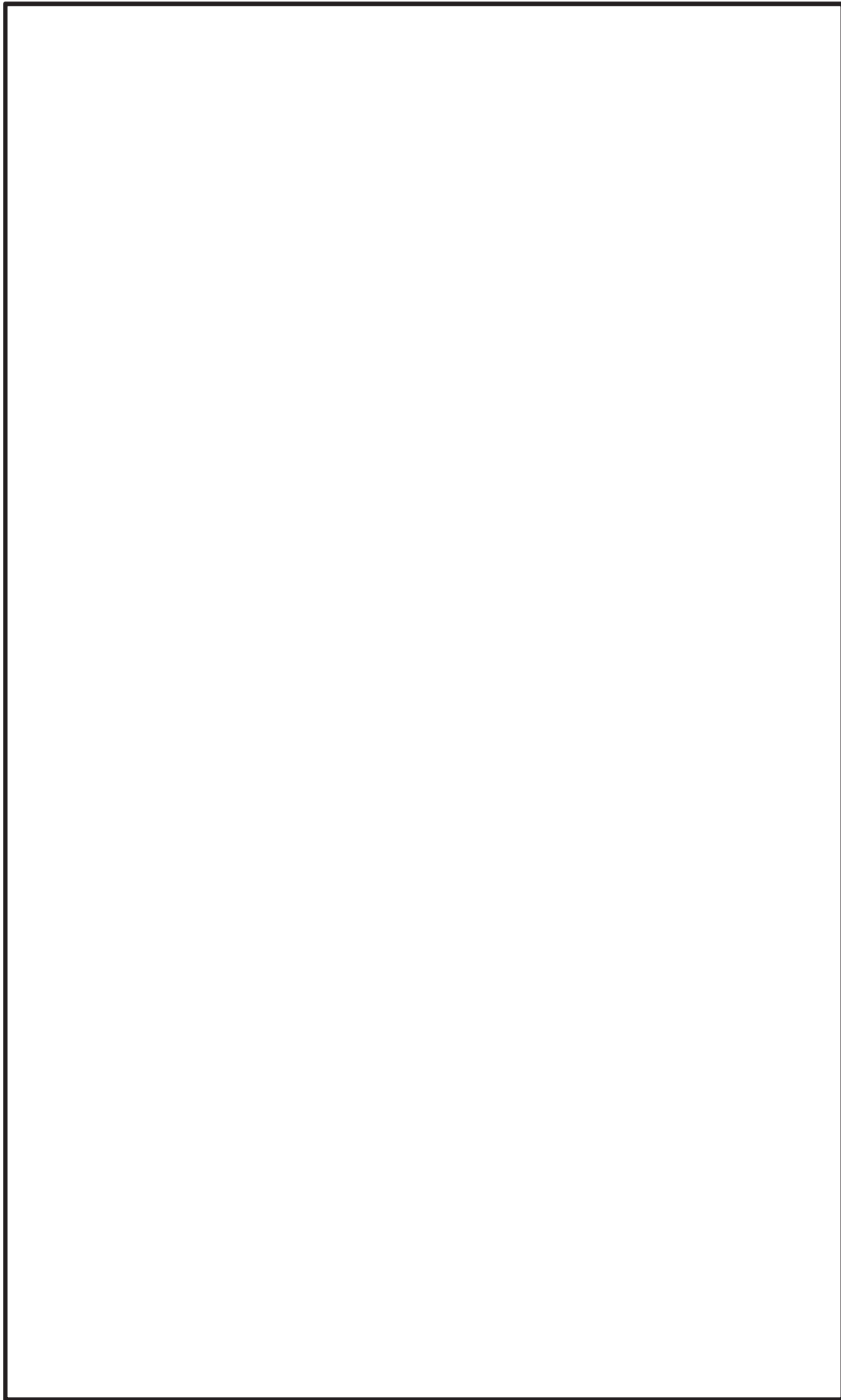


図 4-8 原子炉冷却材喪失時の入退域時の評価方位（サービス建屋入口）（設計基準事故時）

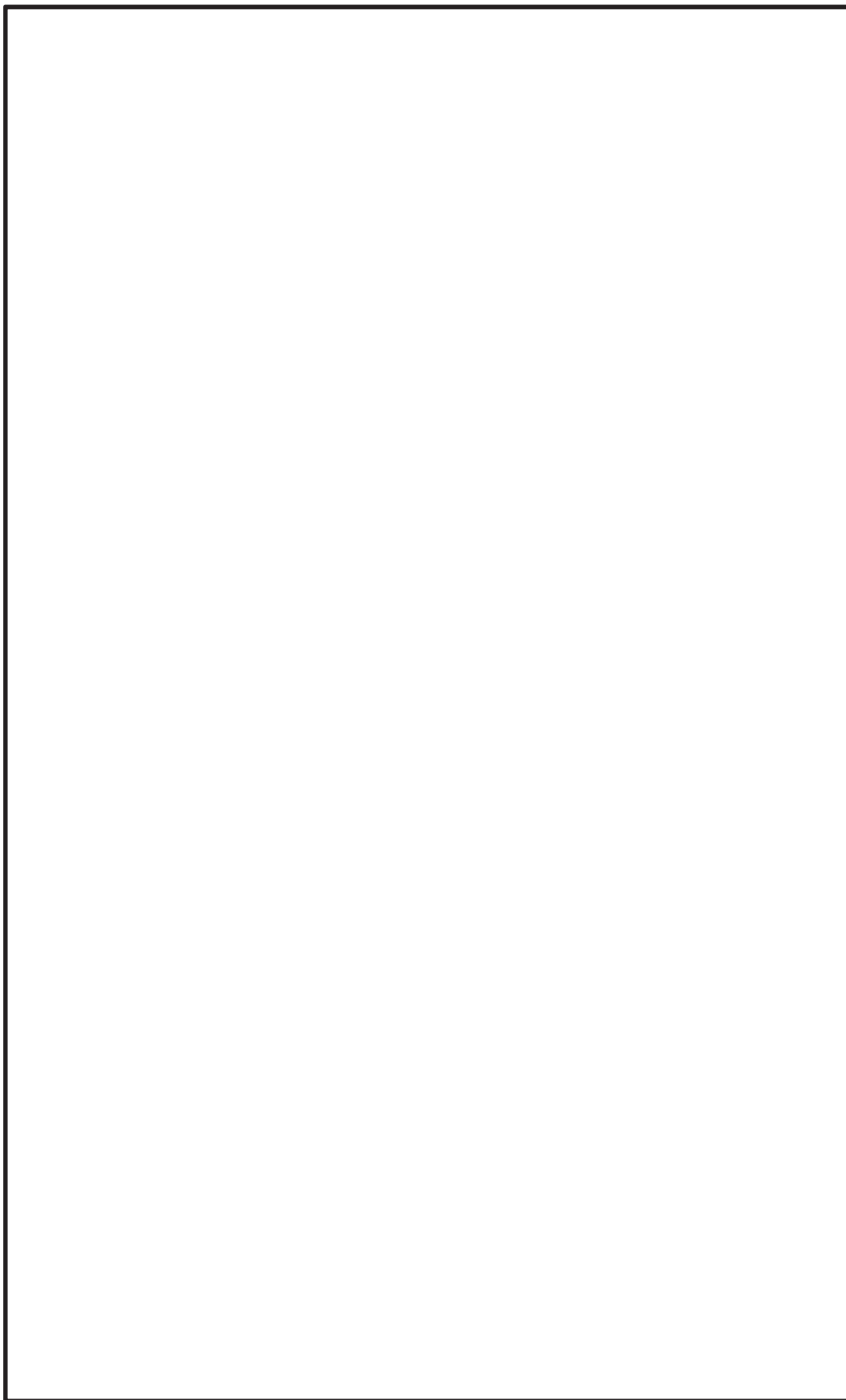


図 4-9 主蒸気管破断時の室内作業時の評価方位（中央制御室中心）（設計基準事故時）

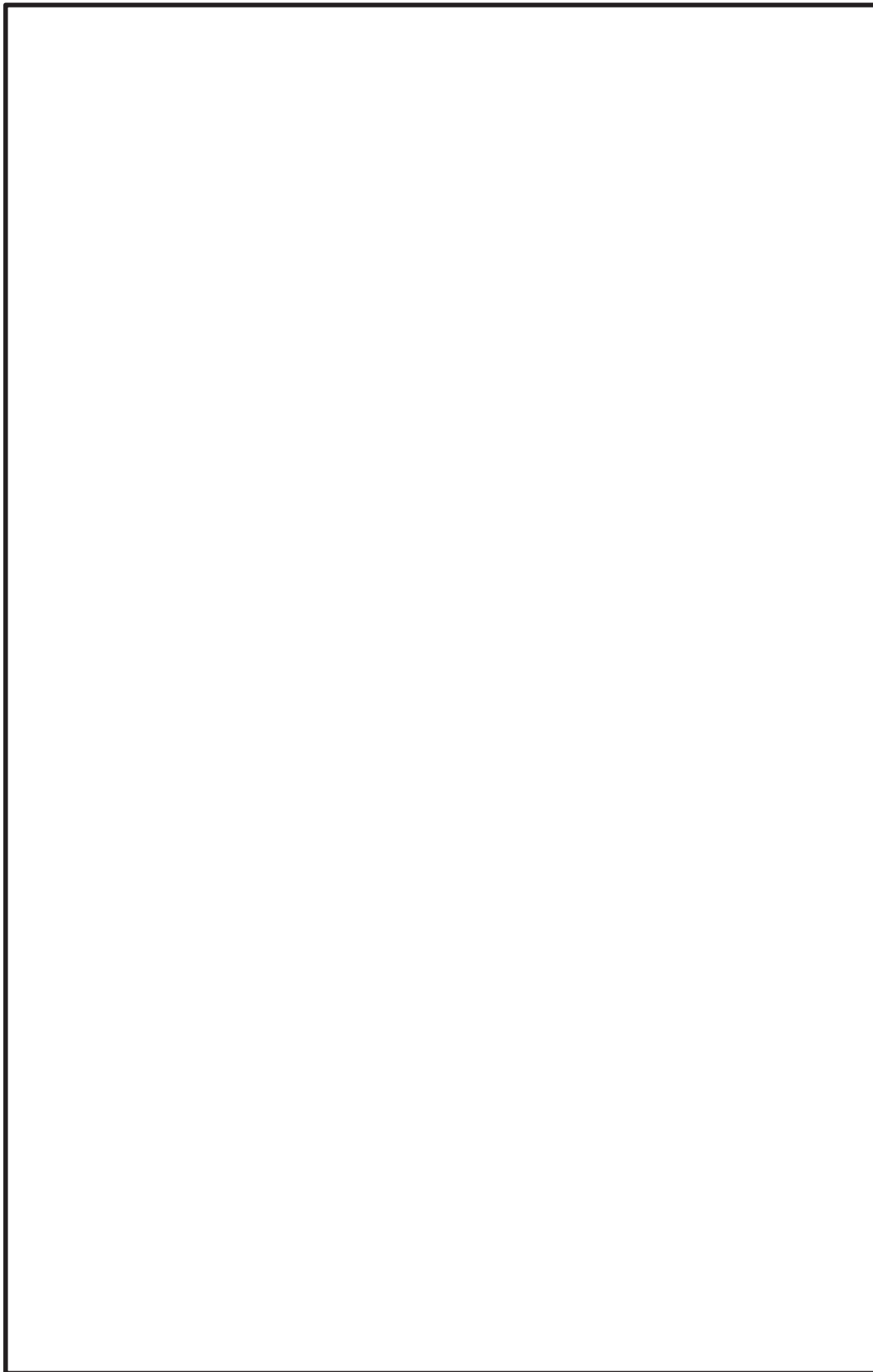


図 4-10 主蒸気破断時の入退域時の評価方位（サービス建屋入口）（設計基準事故時）

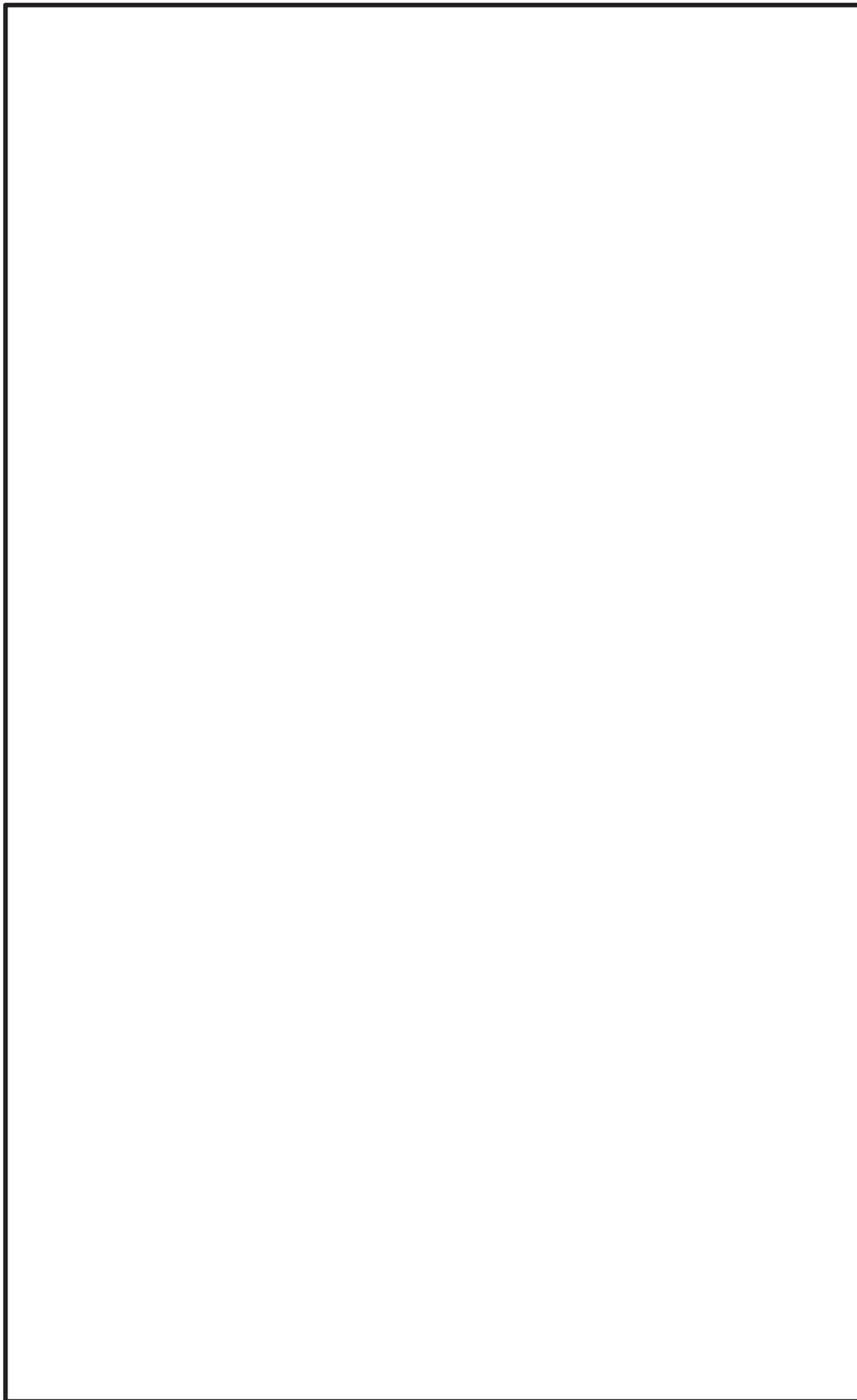


図 4-11 非常用ガス処理系排気筒放出時の評価方位（評価点：中央制御室中心）（炉心の著しい損傷が発生した場合）

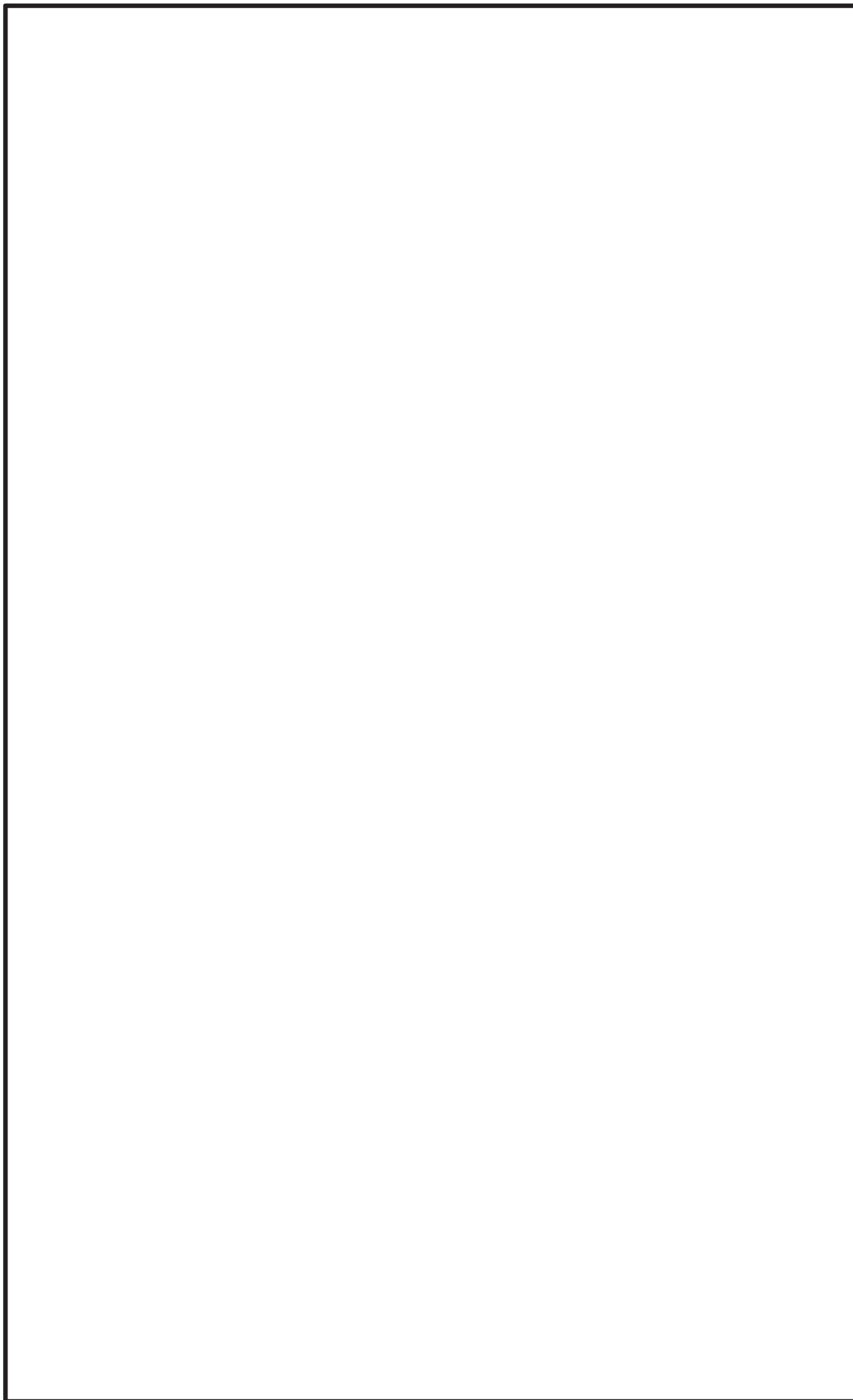


図 4-12 格納容器圧力逃がし装置からの放出時の評価方位 (評価点：中央制御室中心) (炉心の著しい損傷が発生した場合)

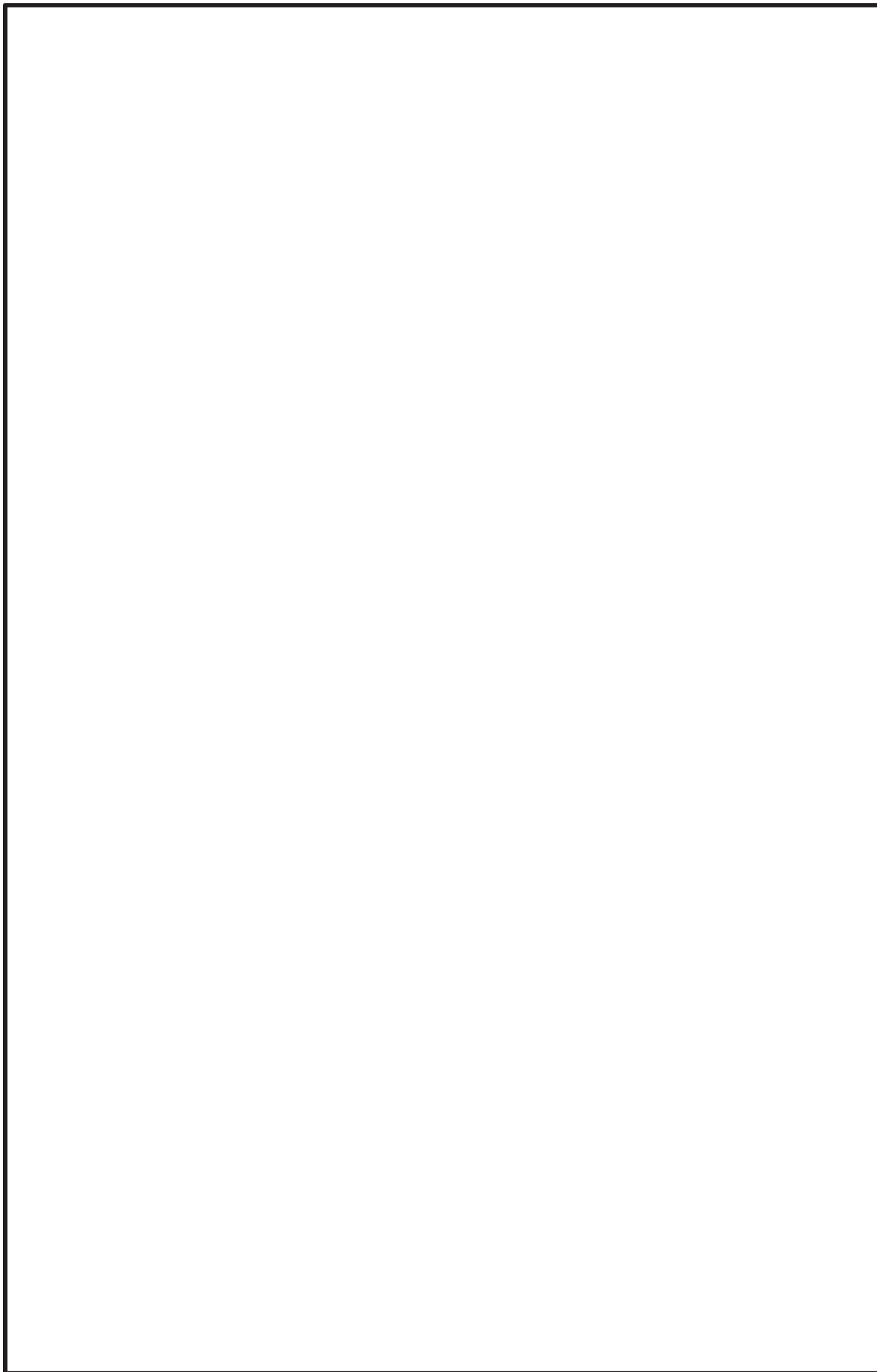


図 4-13 原子炉建屋漏えい時の評価方位 (評価点：中央制御室中心) (炉心の著しい損傷が発生した場合)

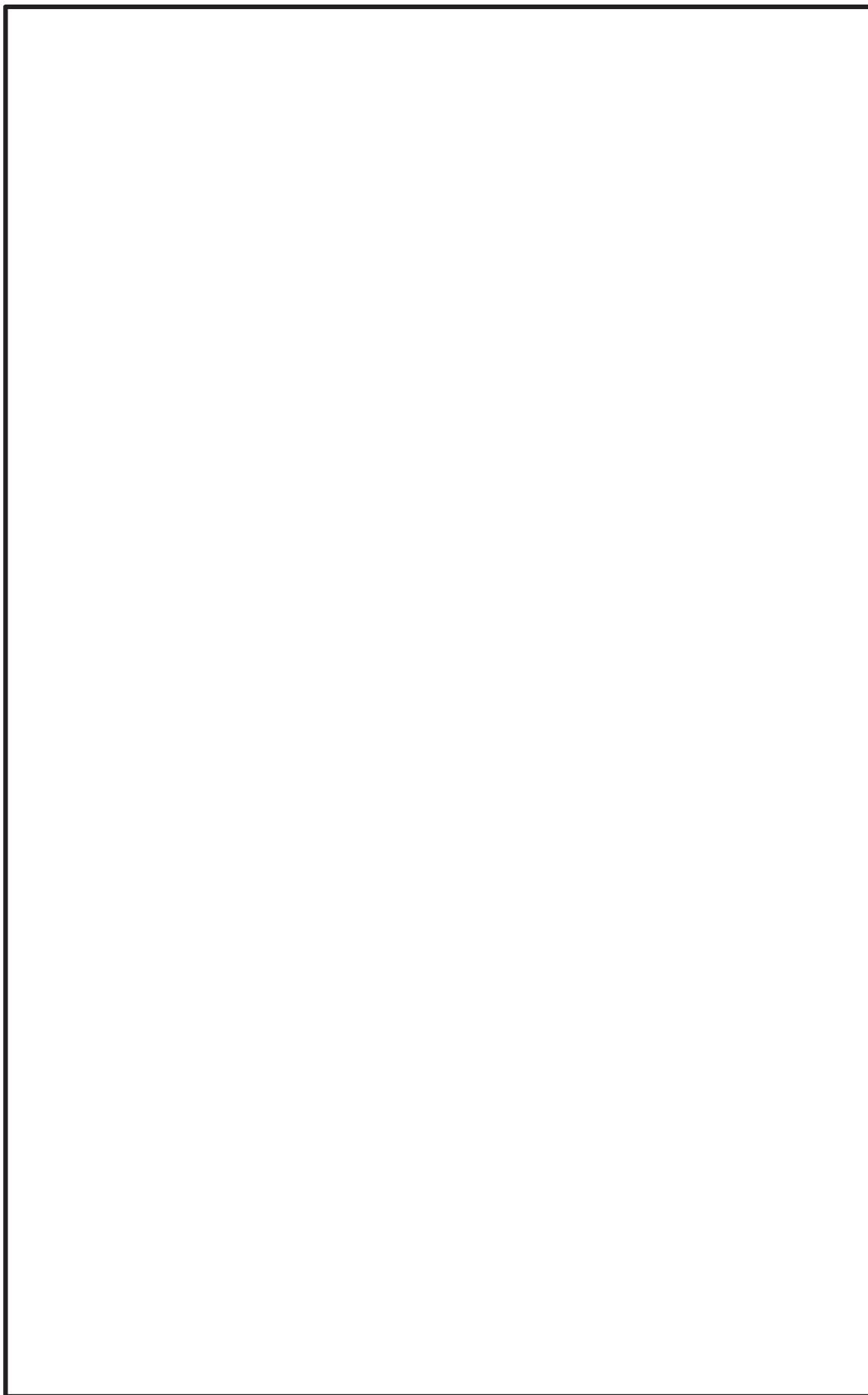


図 4-14 非常用ガス処理系排気筒からの放出時の評価方位（評価点：建屋入口）（炉心の著しい損傷が発生した場合）

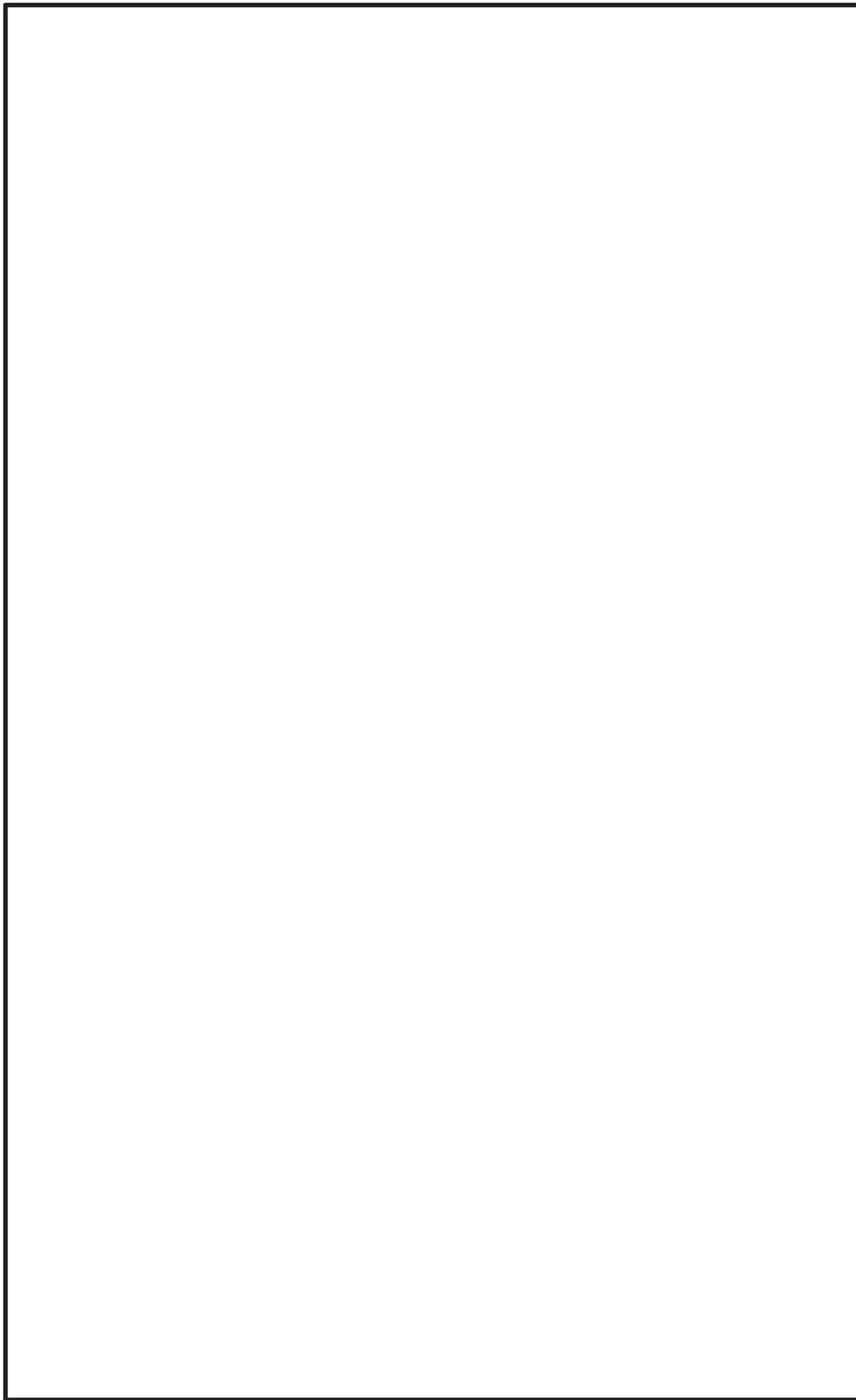


図 4-15 格納容器圧力逃がし装置からの放出時の評価方位 (評価点：建屋入口) (炉心の著しい損傷が発生した場合)

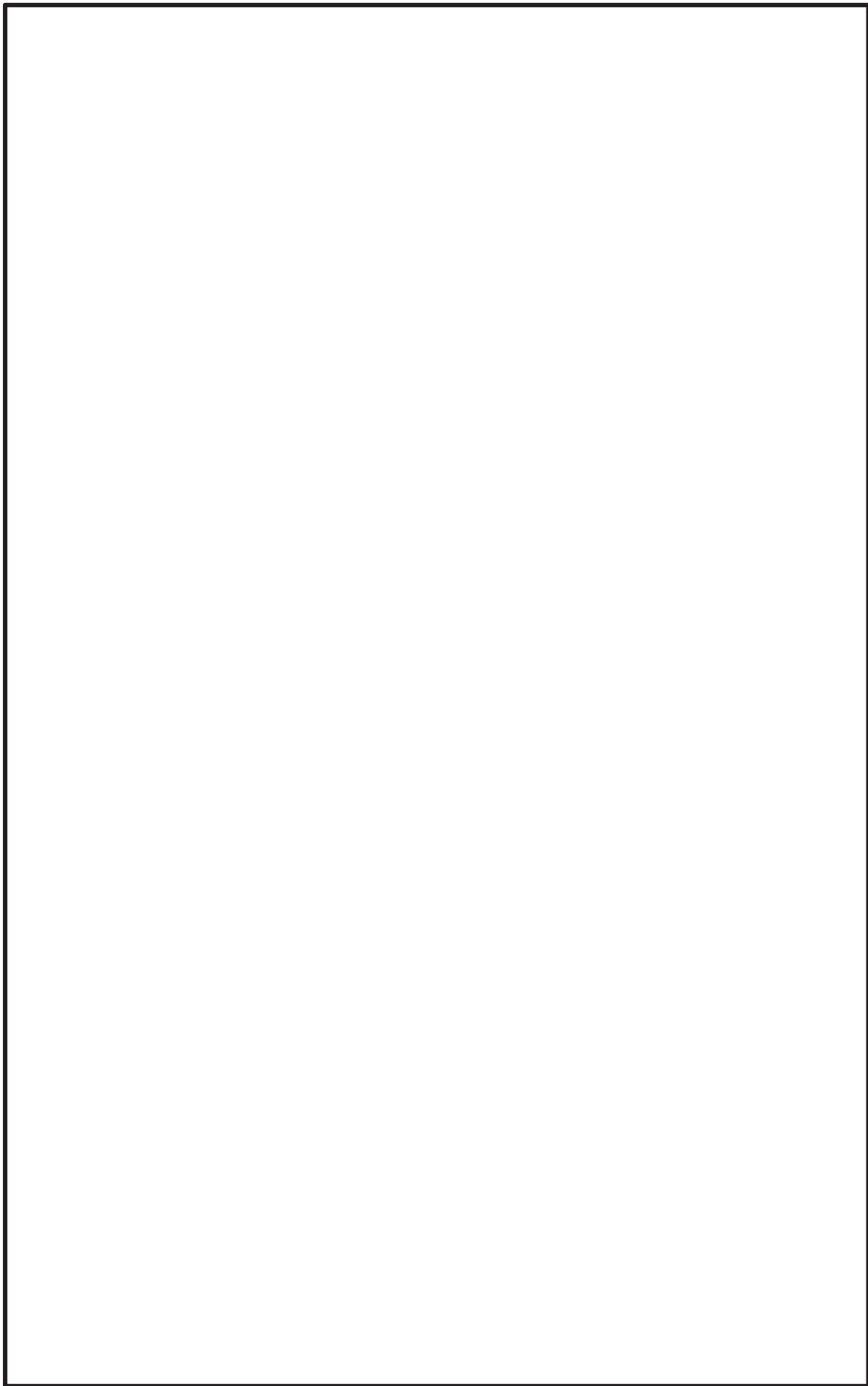


図 4-16 原子炉建屋漏えい時の評価方位 (評価点：建屋入口) (炉心の著しい損傷が発生した場合)

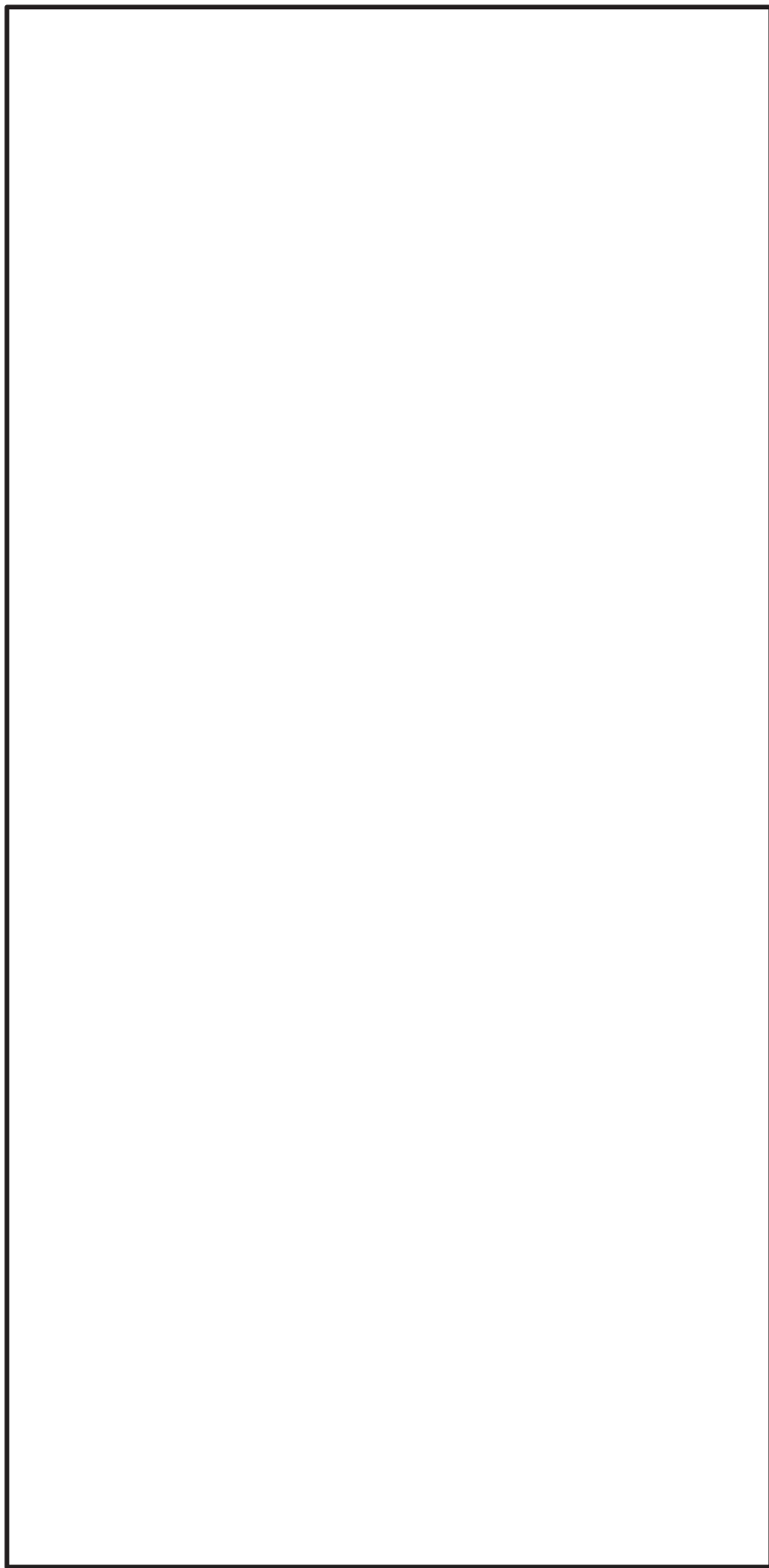


図 4-17 原子炉建屋断面面積 (投影面積)

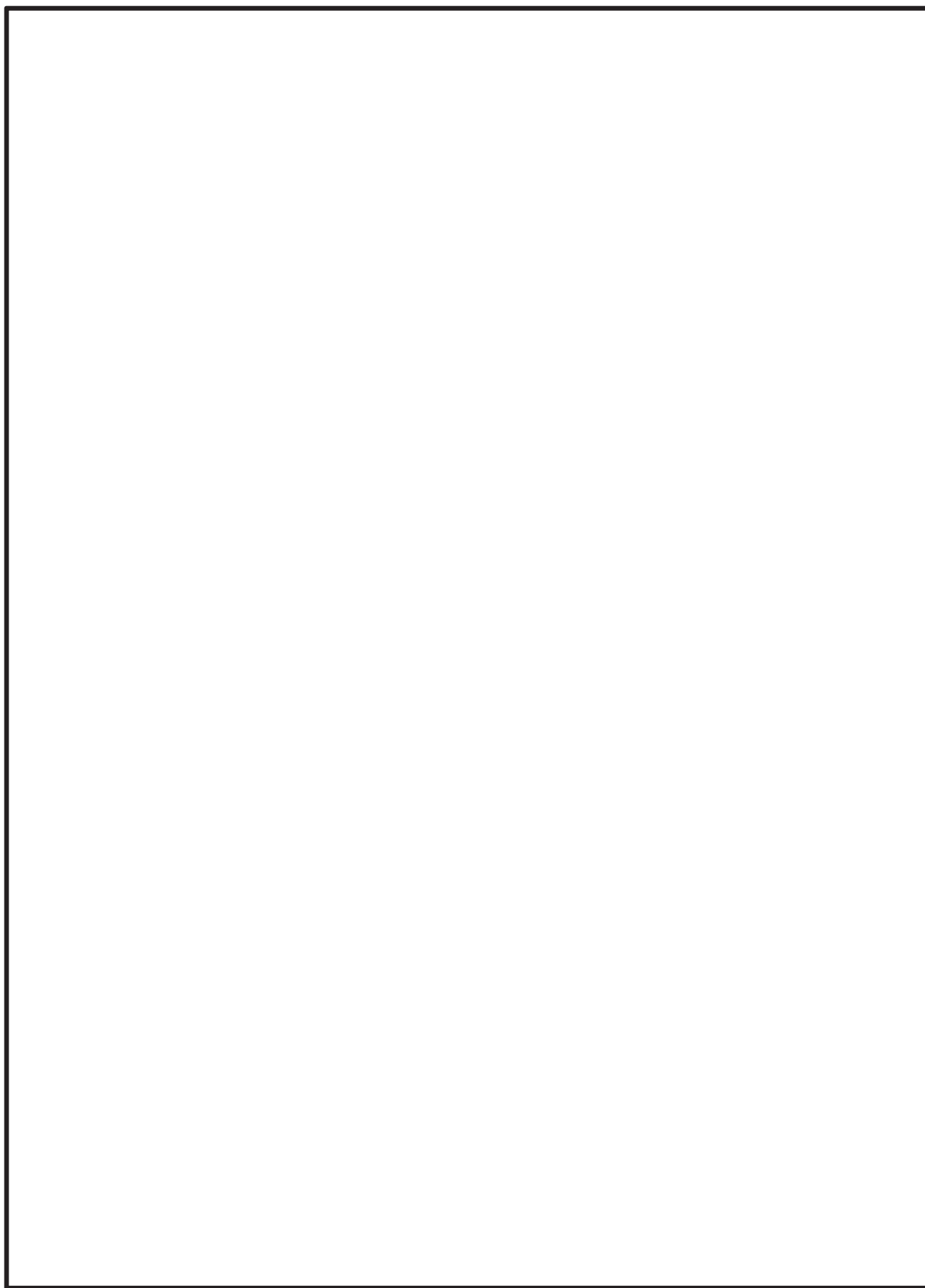


図 4-18 原子炉冷却材喪失時の直接ガンマ線評価モデル(1/2)

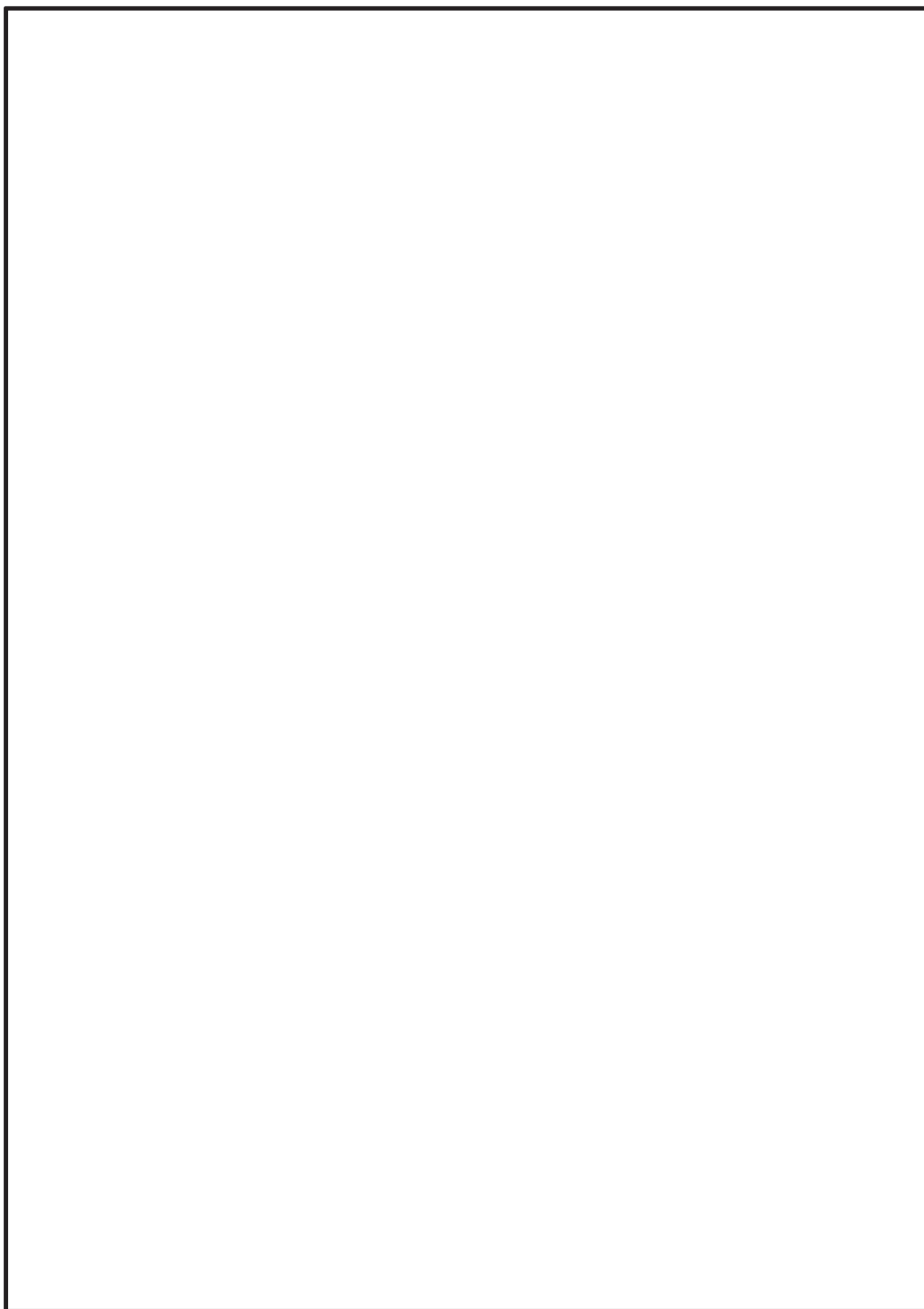


図 4-18 原子炉冷却材喪失時の直接ガンマ線評価モデル(2/2)

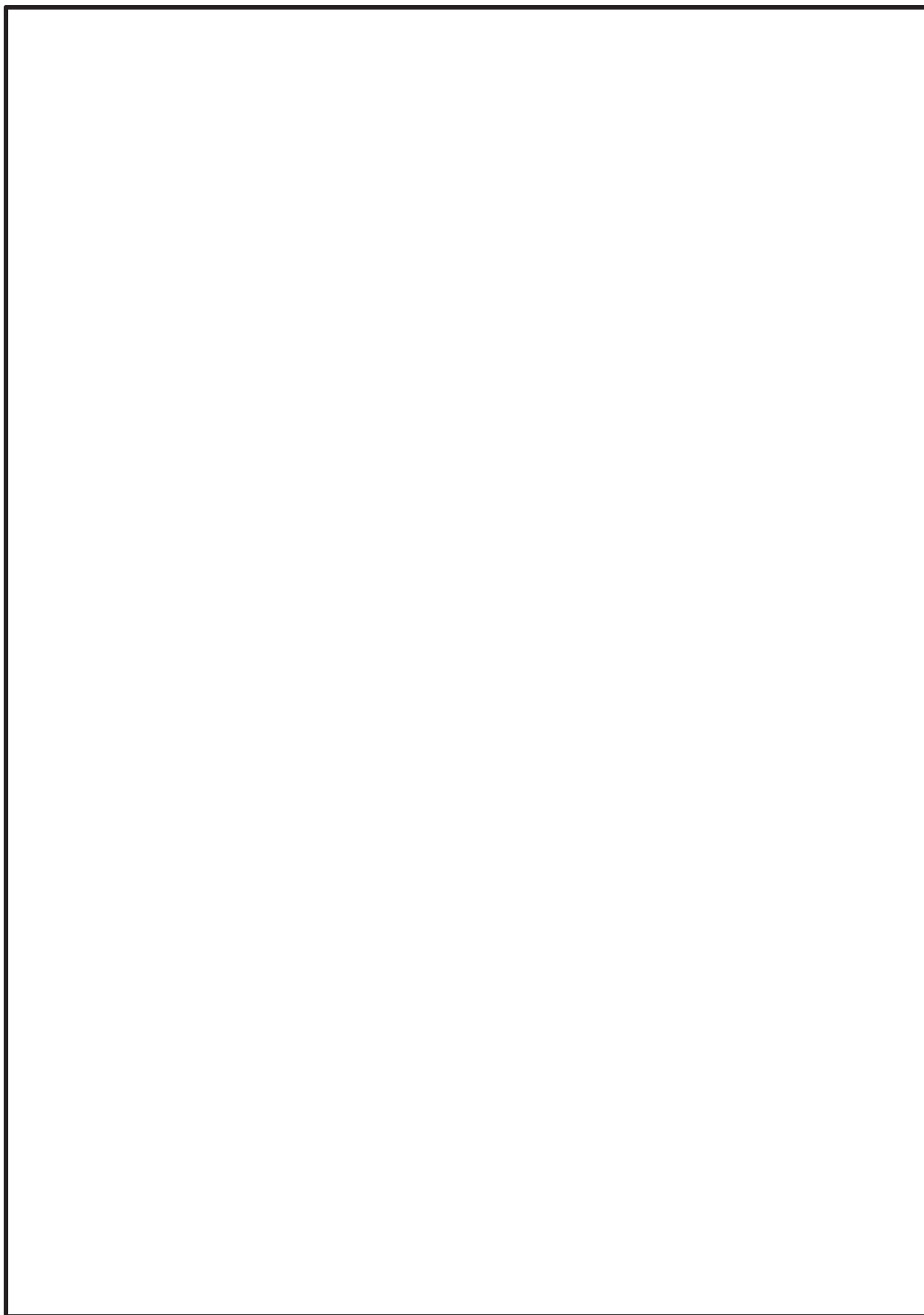


図 4-19 原子炉冷却材喪失時のスカイシャインガンマ線評価モデル

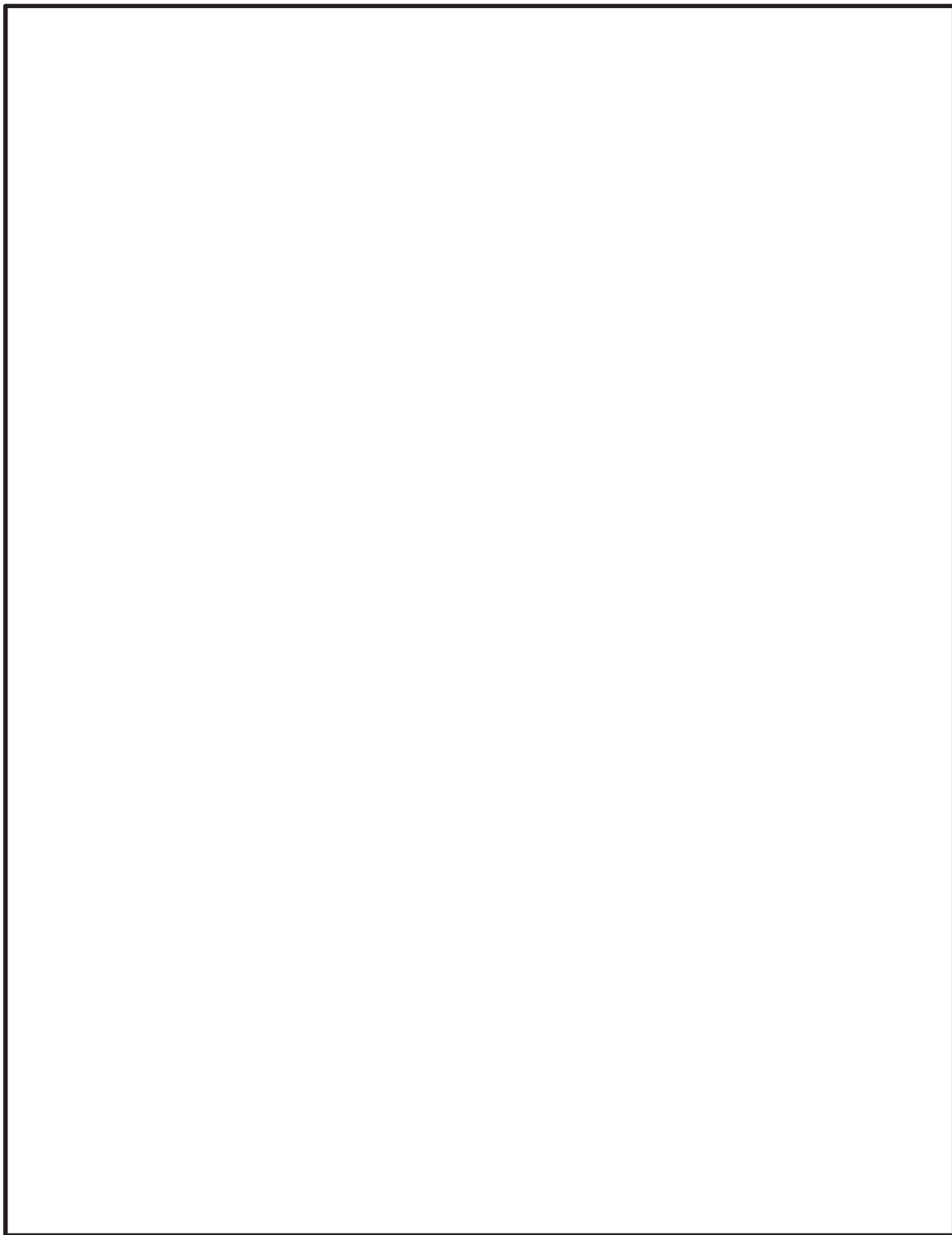


図 4-20 主蒸気管破断時の直接ガンマ線評価モデル(1/2)

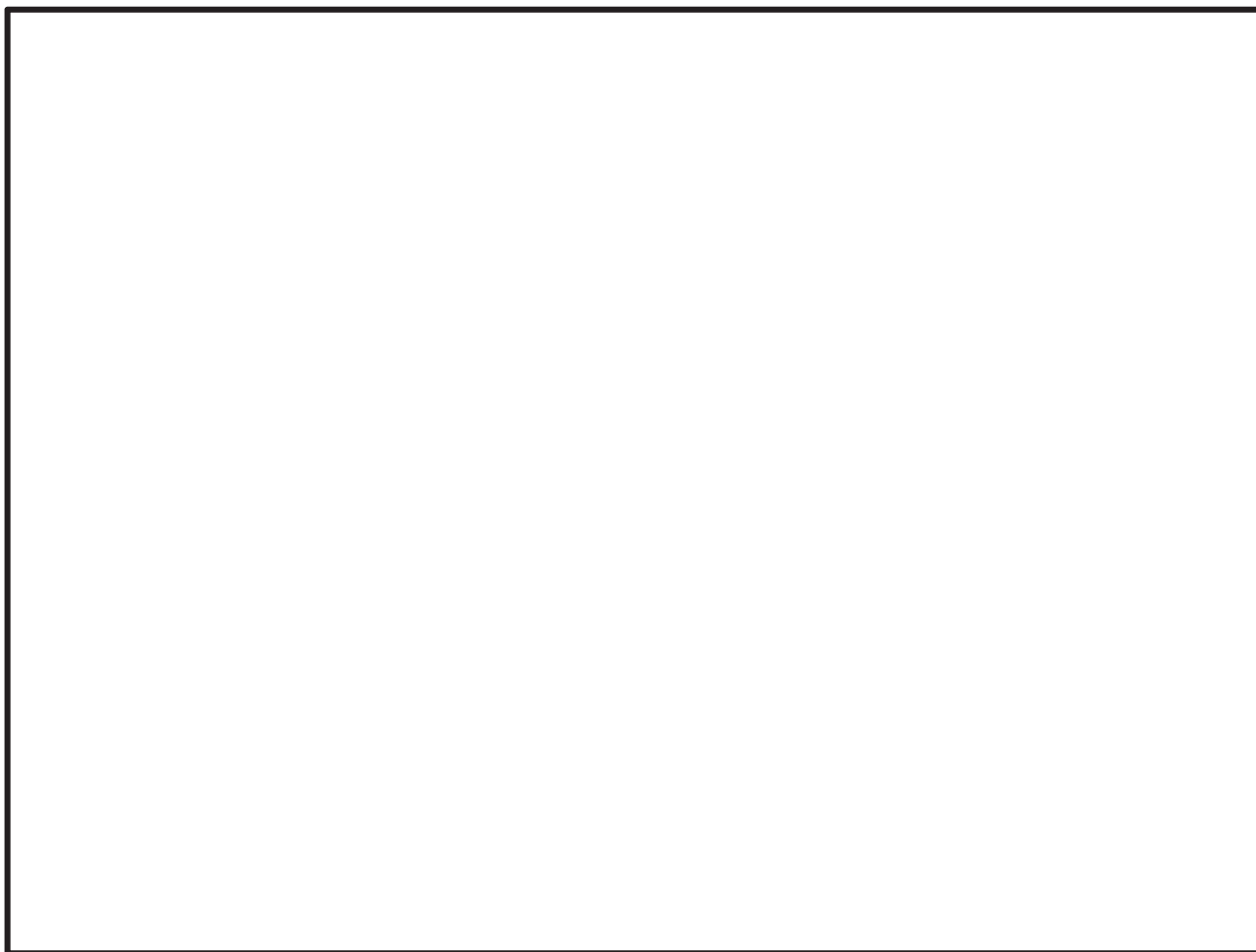


図 4-20 主蒸気管破断時の直接ガンマ線評価モデル(2/2)

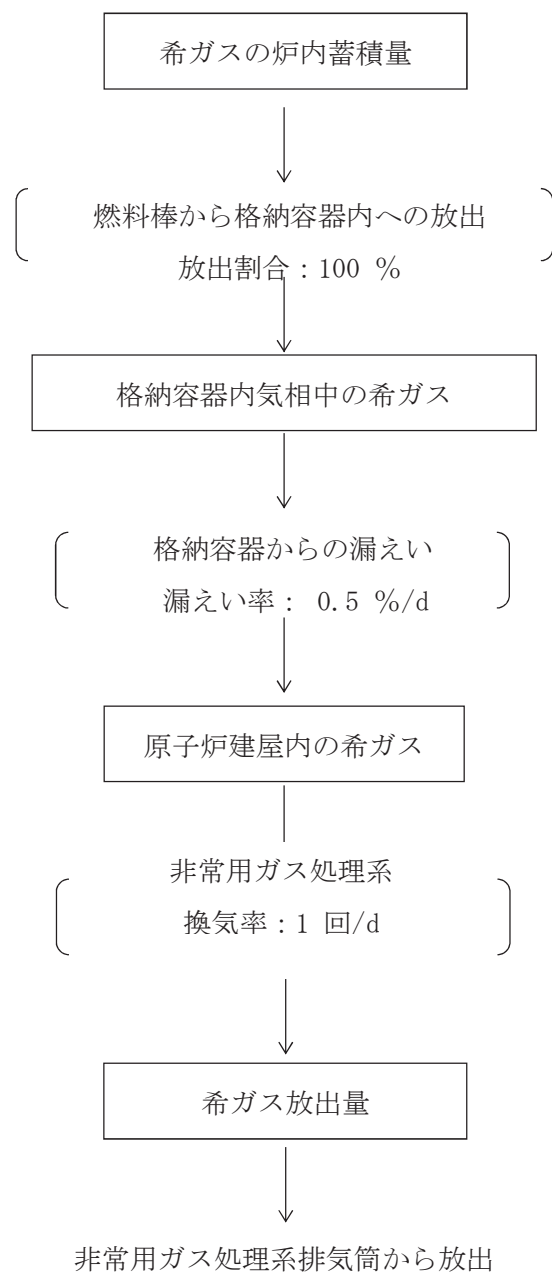


図 4-21 原子炉冷却材喪失時の希ガスの大気放出過程（設計基準事故時）

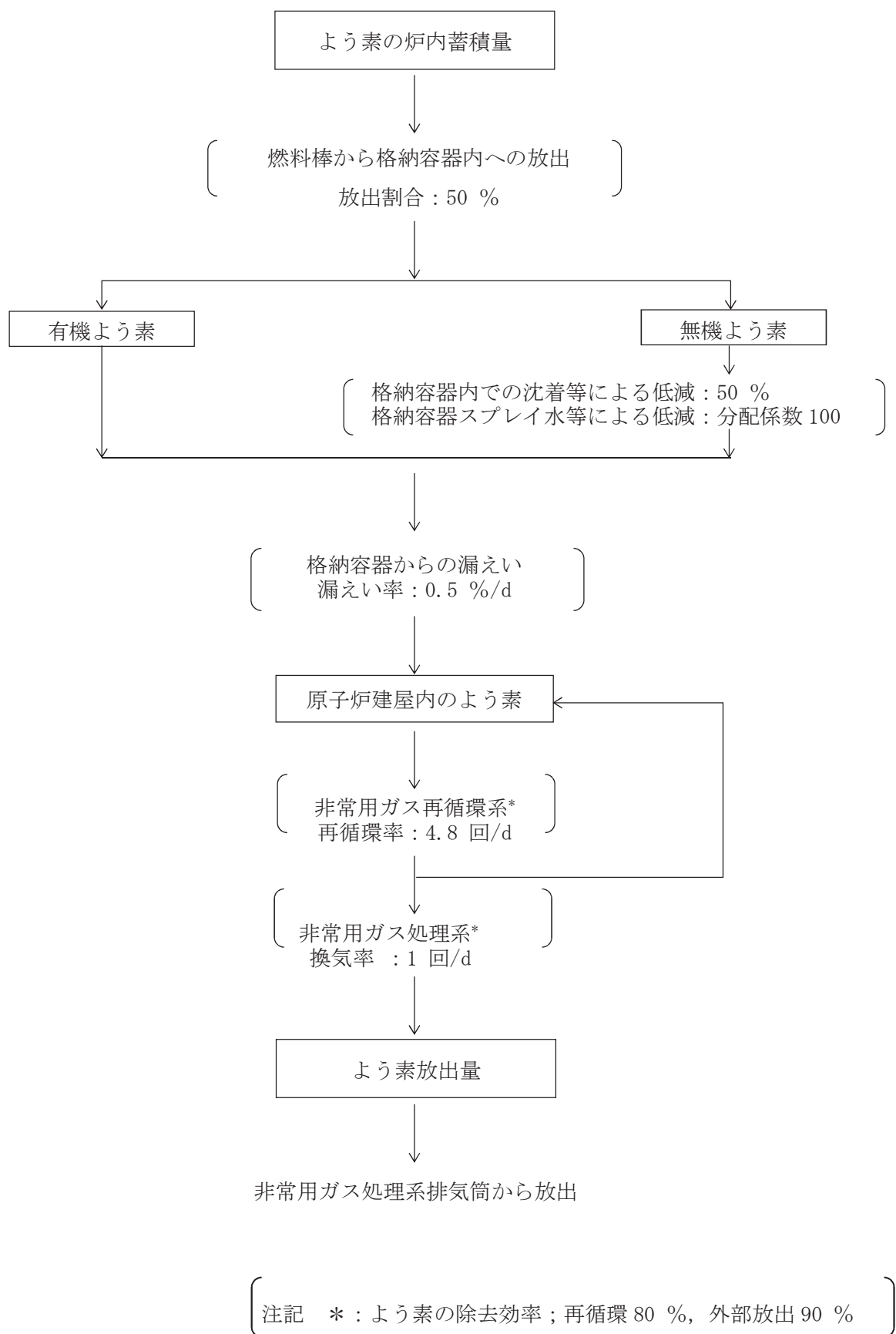


図 4-22 原子炉冷却材喪失時のよう素の大気放出過程（設計基準事故時）

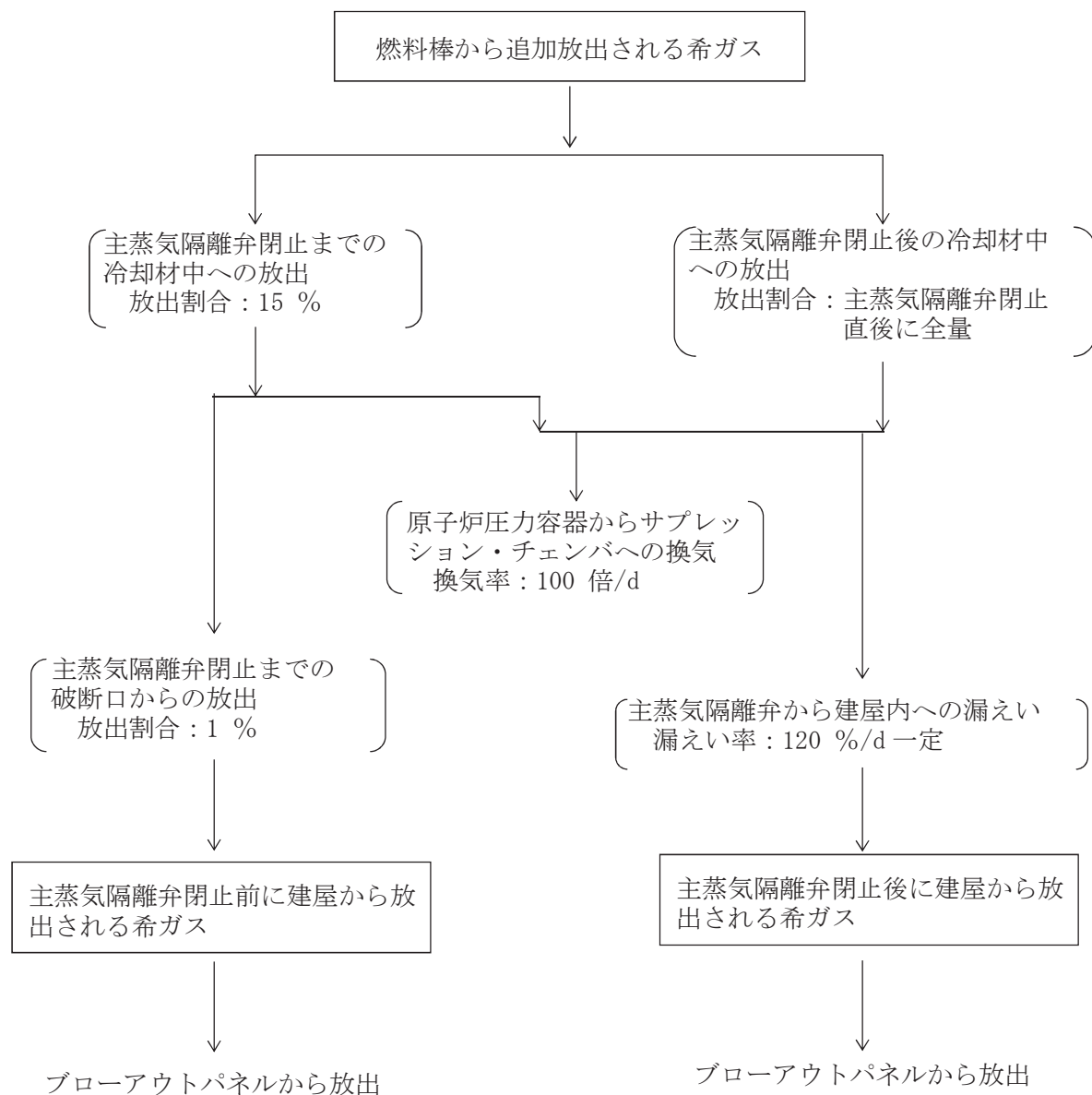


図 4-23 主蒸気管破断時の希ガスの大気放出過程（設計基準事故時）

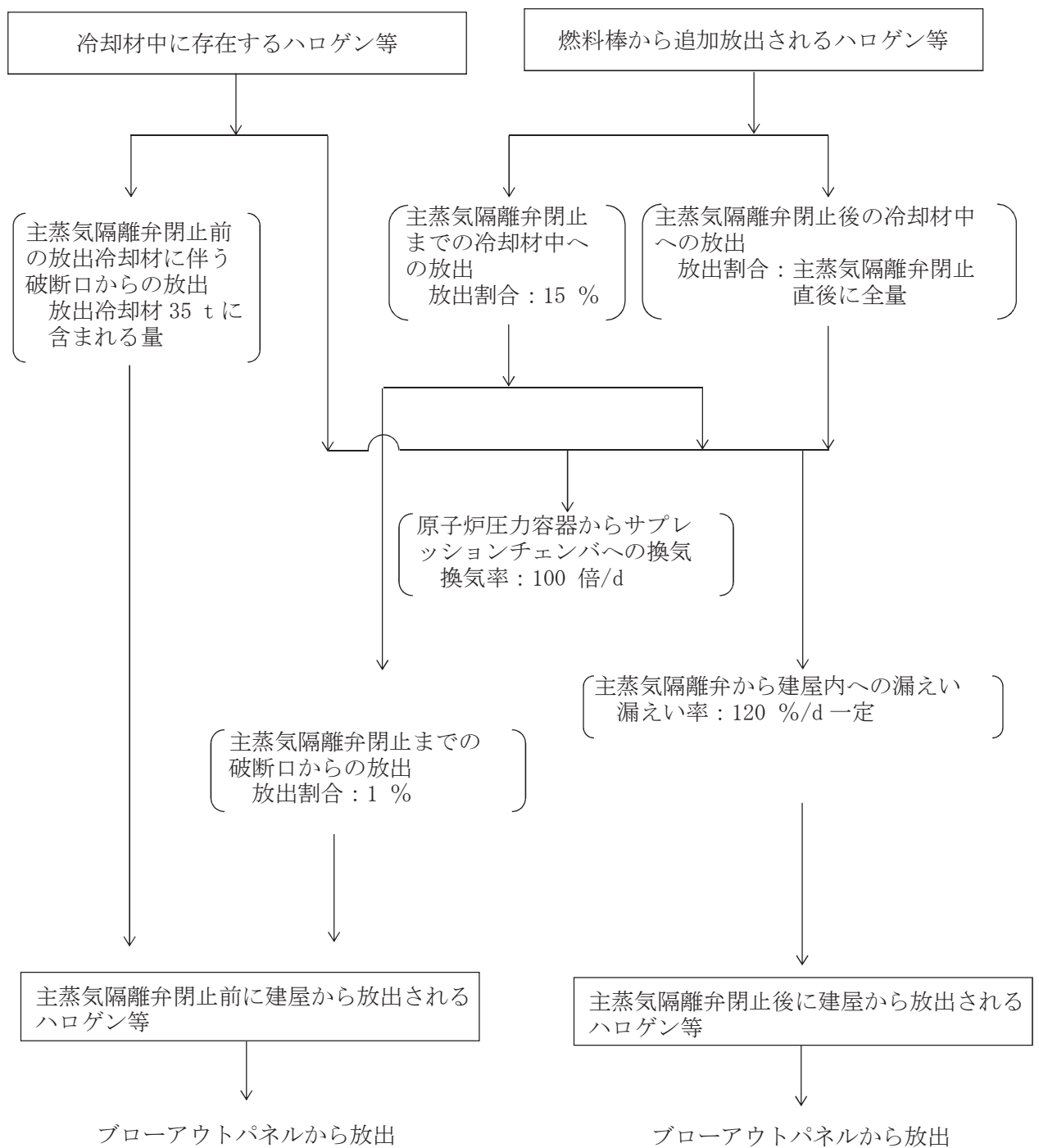


図 4-24 主蒸気管破断時のハロゲン等の大気放出過程（設計基準事故時）

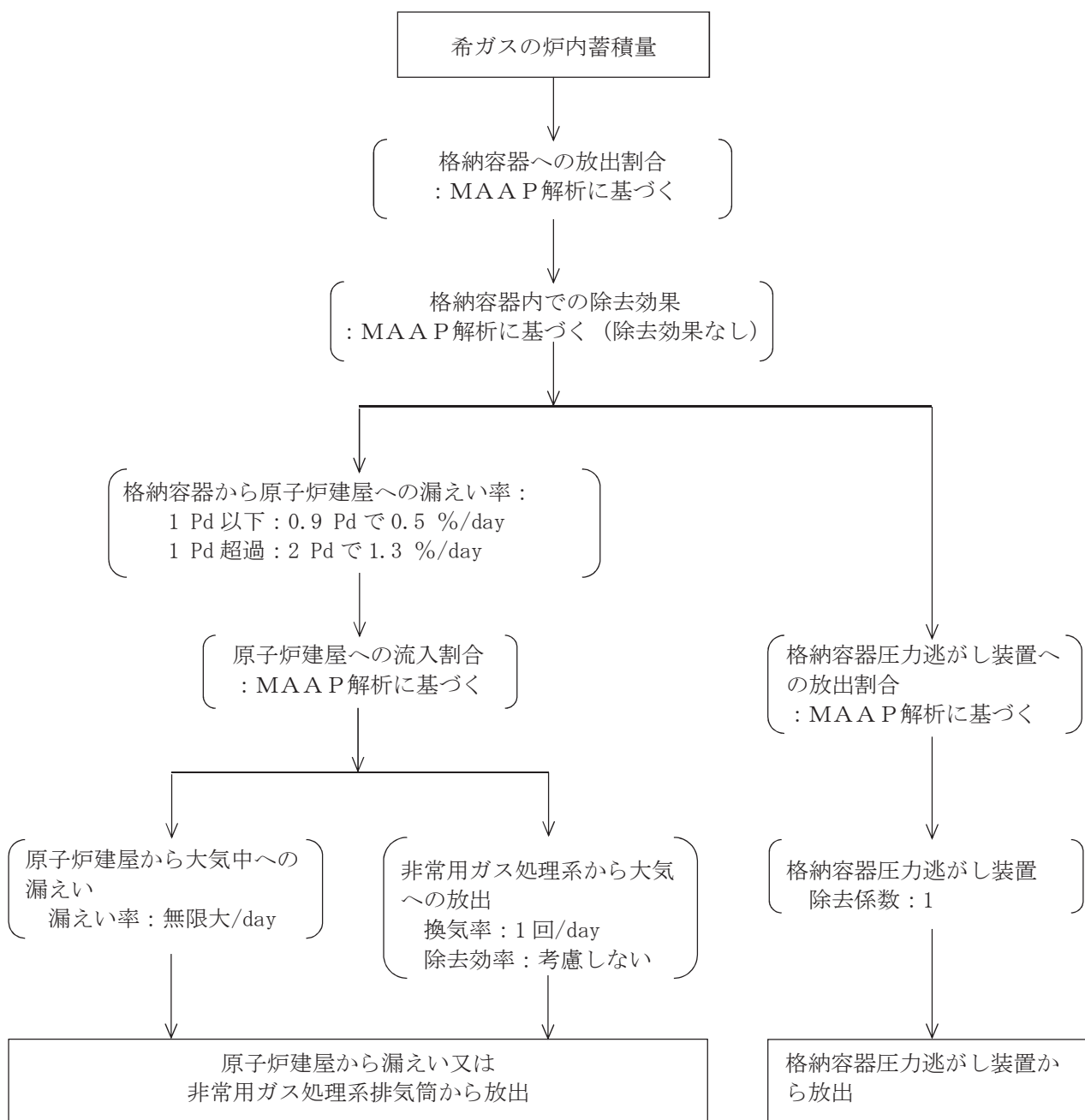


図 4-25 希ガスの大気放出過程 (炉心の著しい損傷が発生した場合)

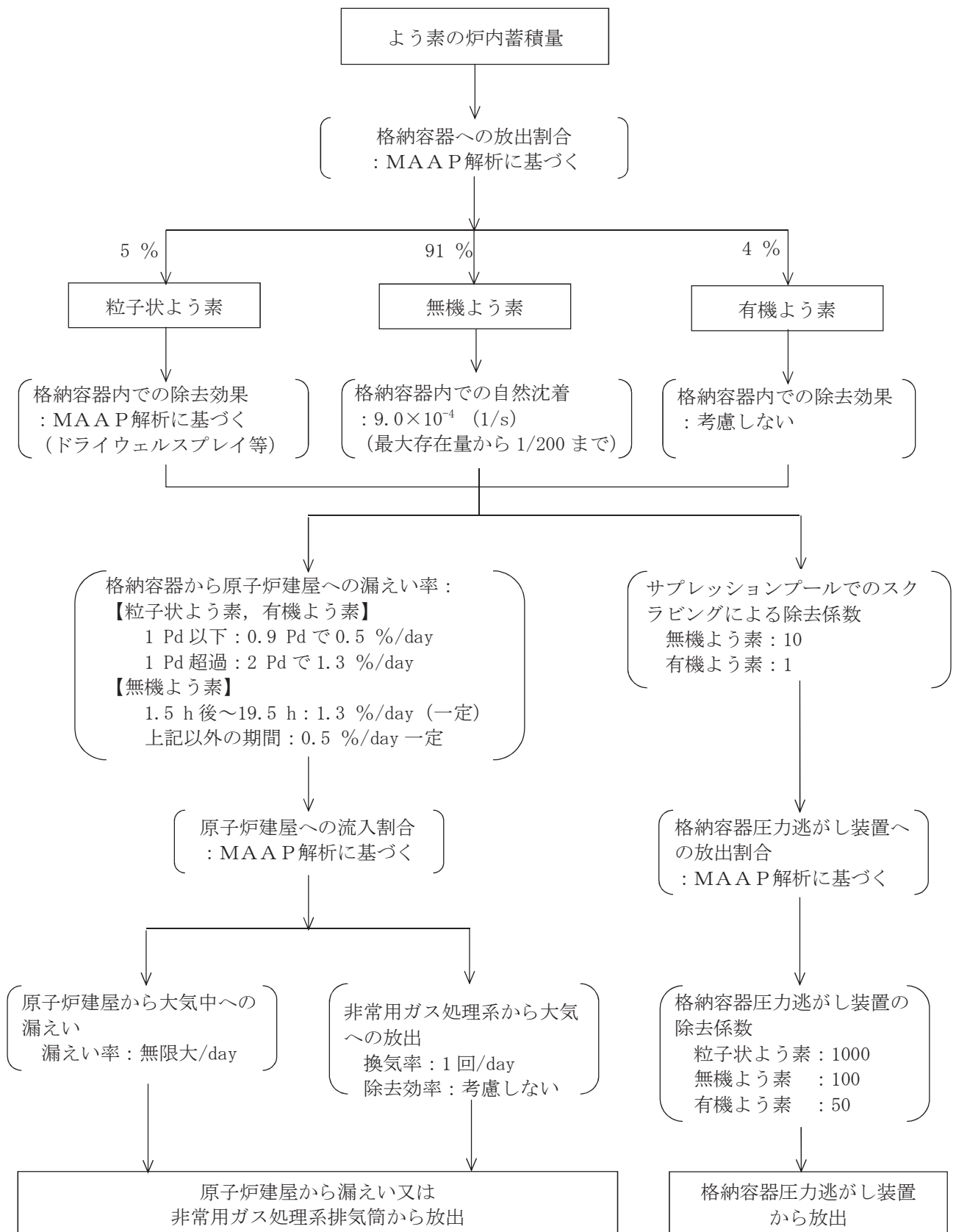


図 4-26 よう素の大気放出過程 (炉心の著しい損傷が発生した場合)

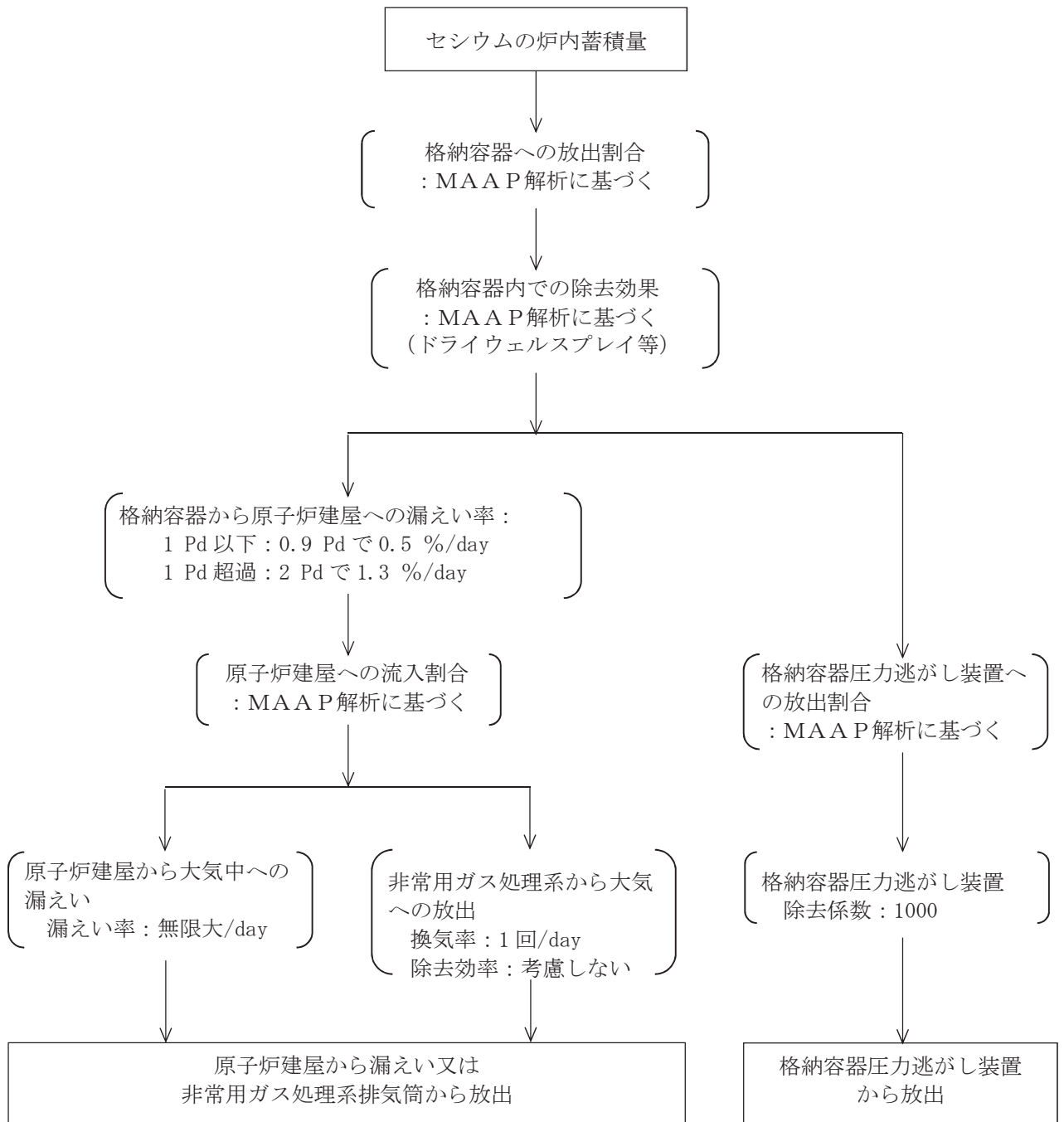


図 4-27 セシウムの大気放出過程 (炉心の著しい損傷が発生した場合)

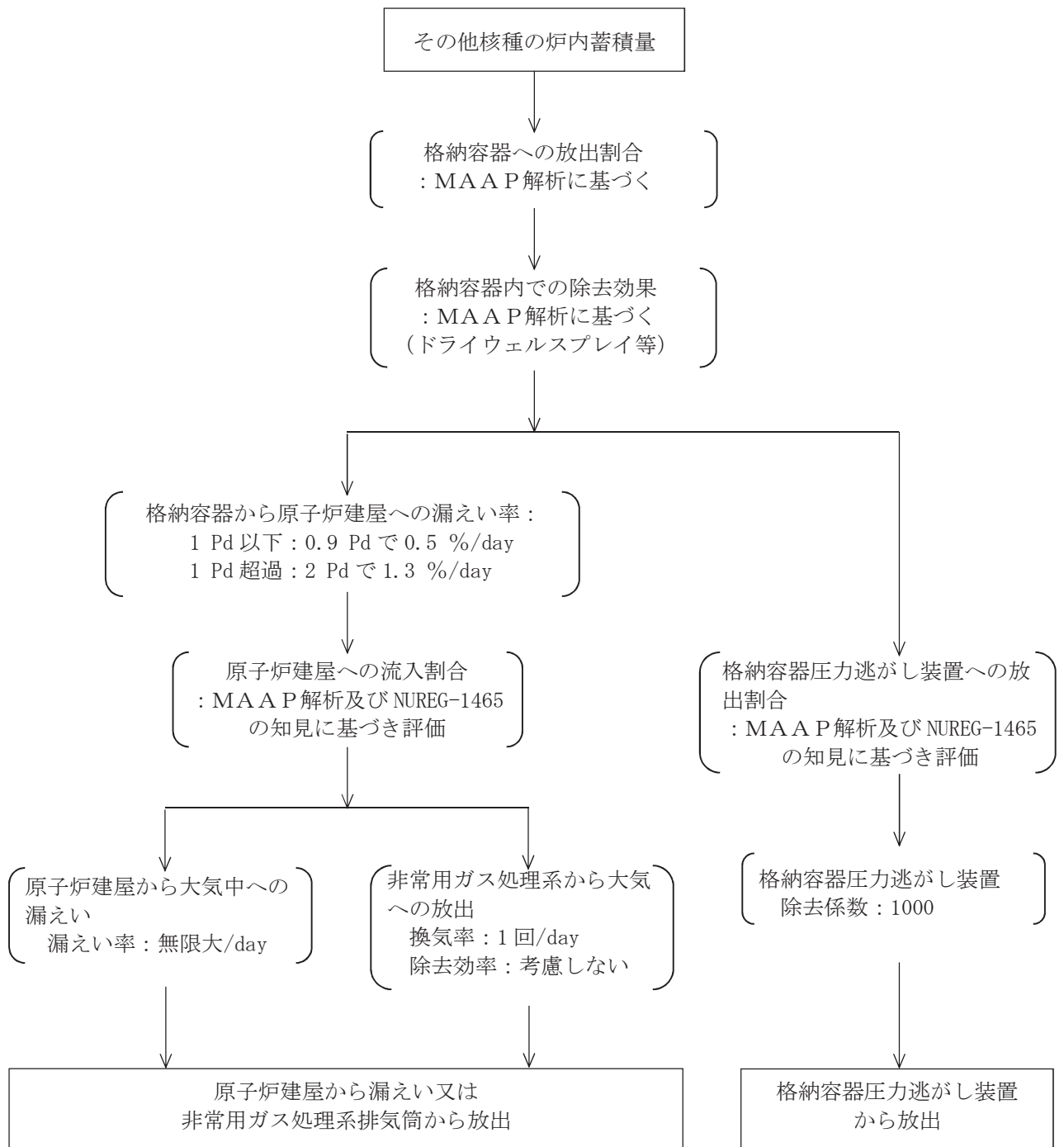


図 4-28 その他核種の大気放出過程 (炉心の著しい損傷が発生した場合)

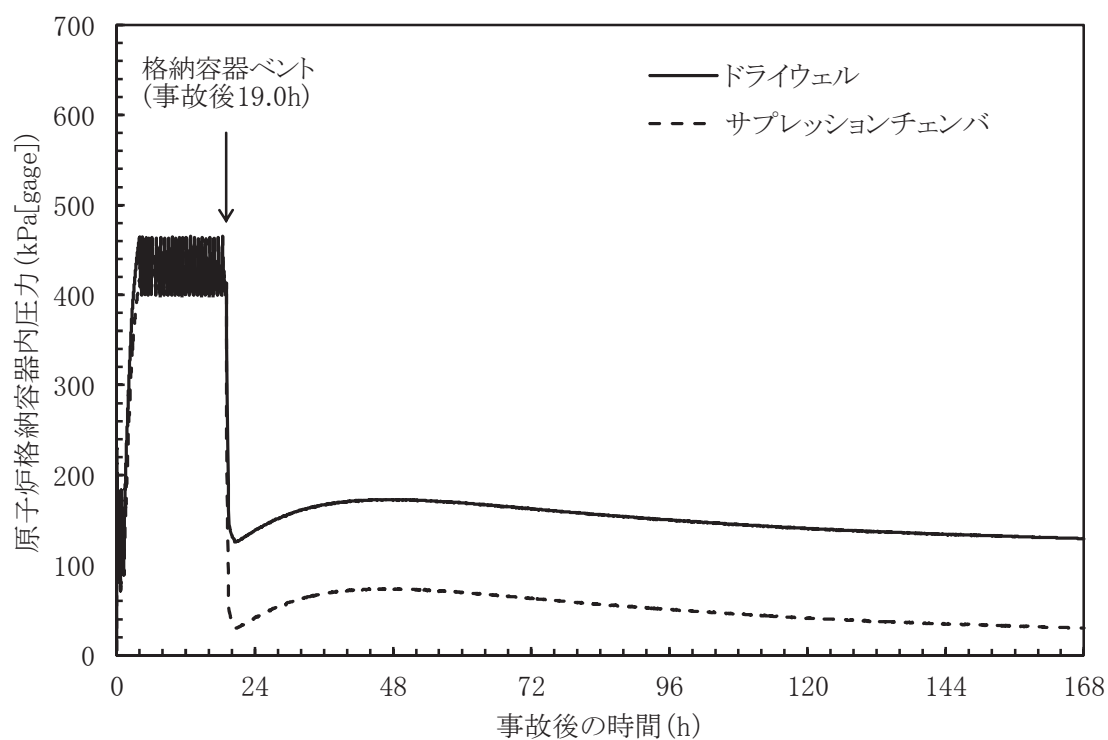


図 4-29 格納容器内圧力の変化（炉心の著しい損傷が発生した場合）

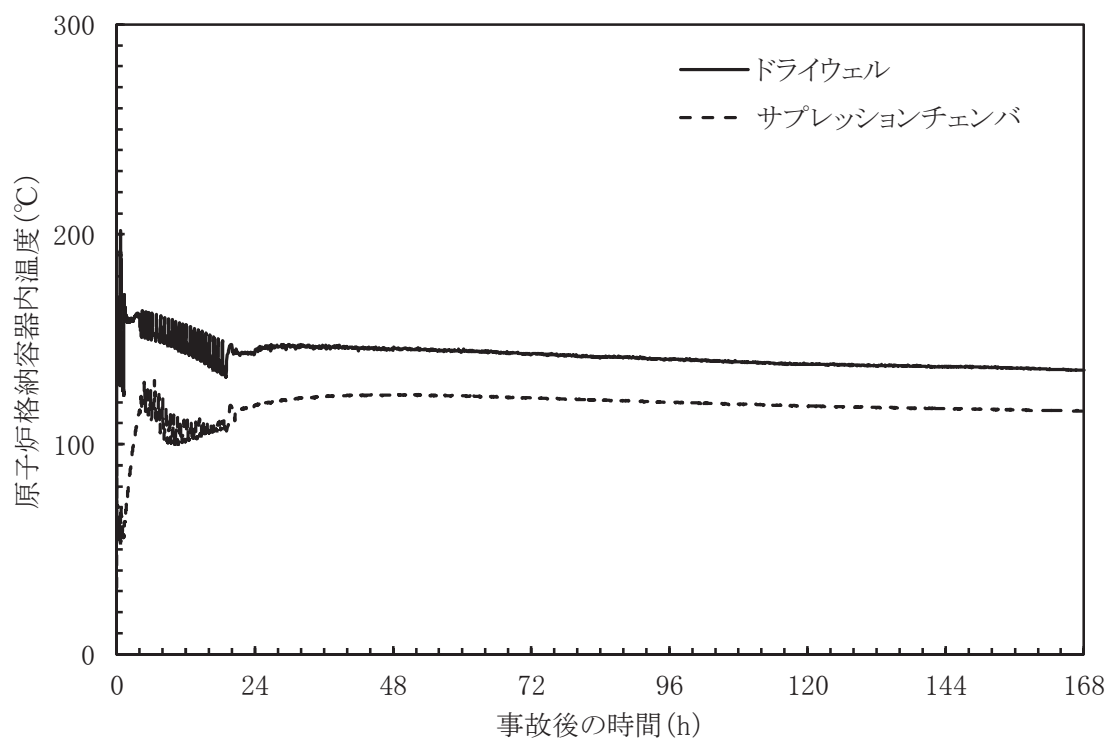


図 4-30 格納容器内温度の変化（炉心の著しい損傷が発生した場合）

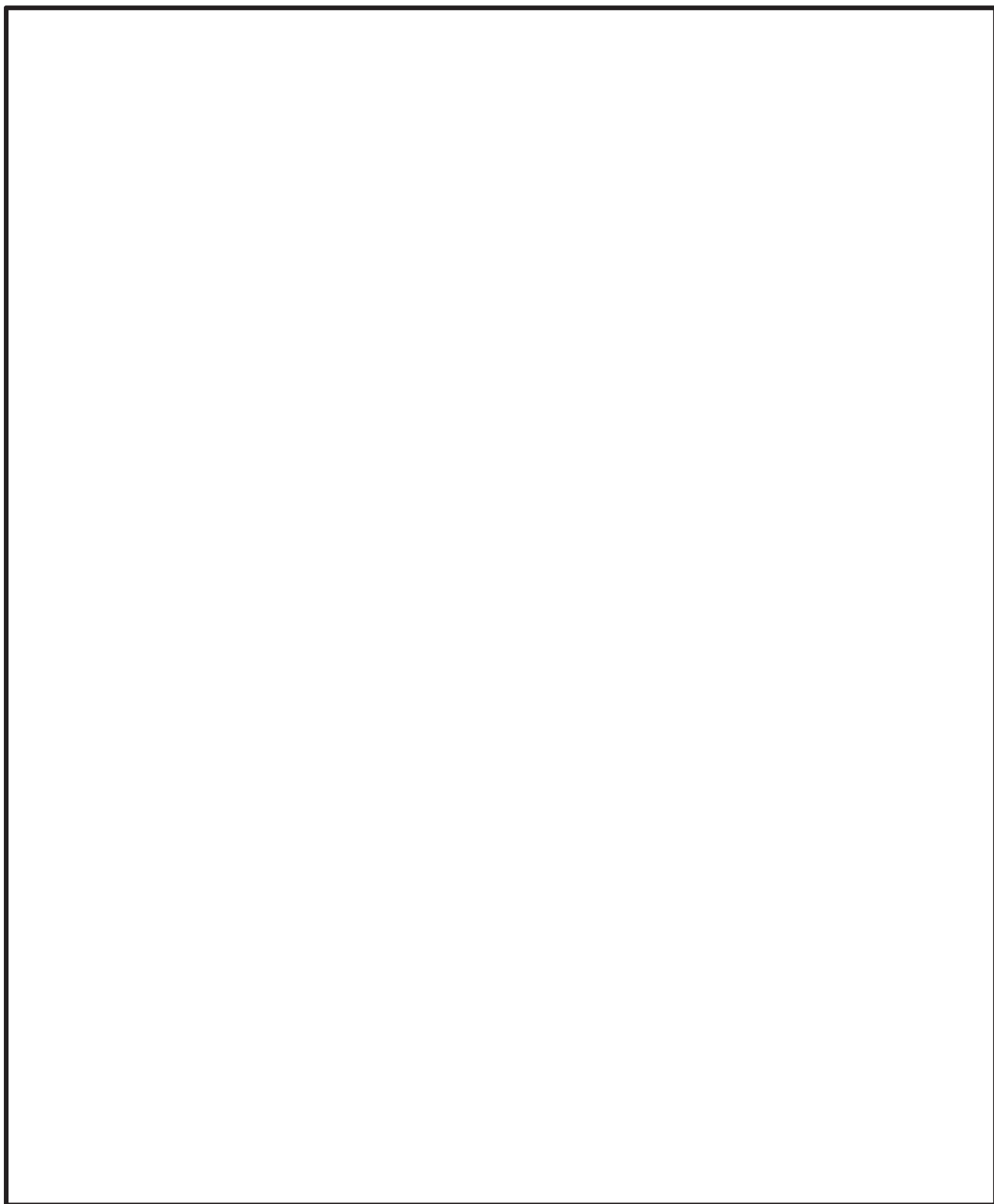


図 4-31 中央制御室内被ばく評価時のグランドシャイン評価モデル(1/2)

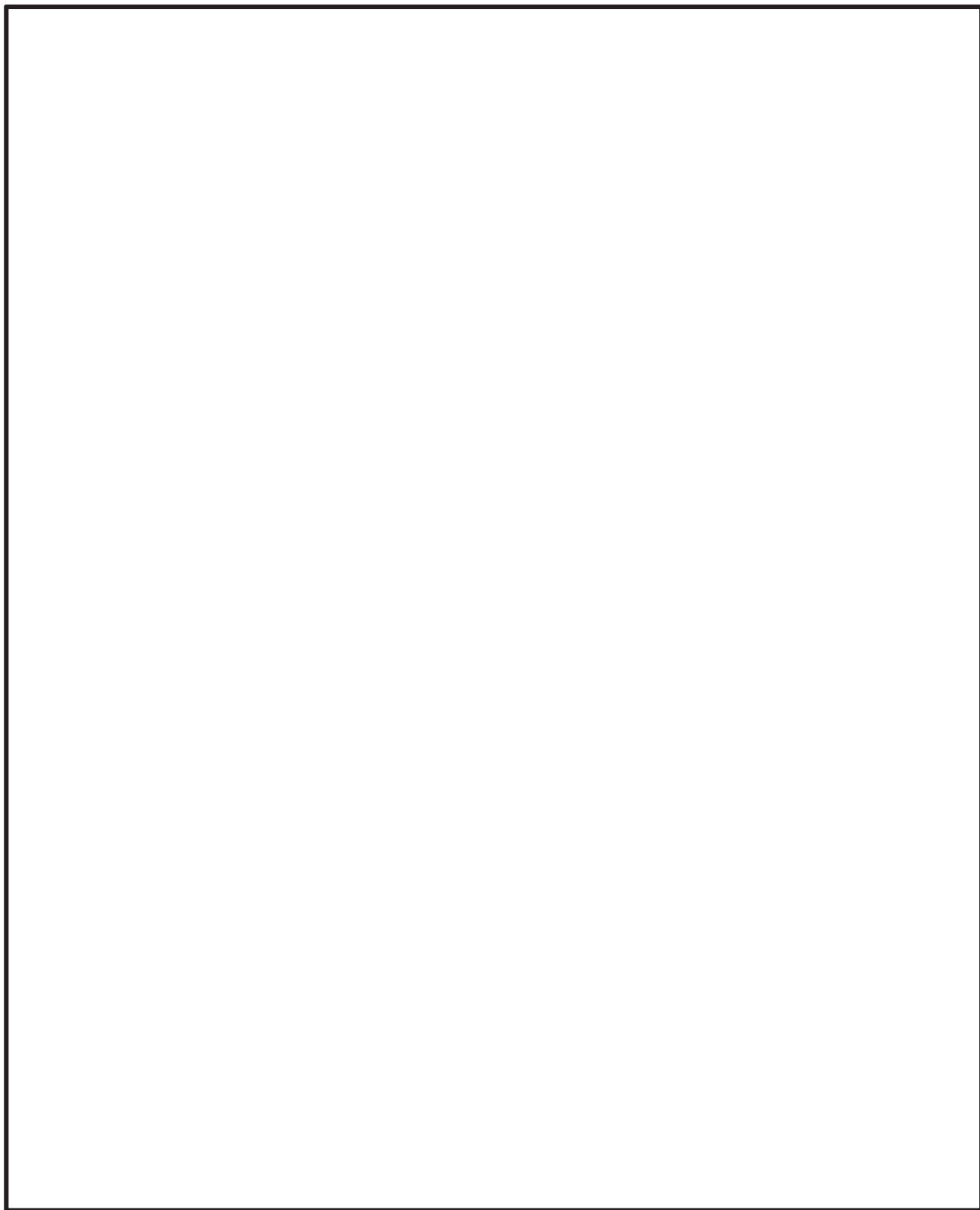


図 4-32 中央制御室内被ばく評価時のグラントシャイン評価モデル(2/2)

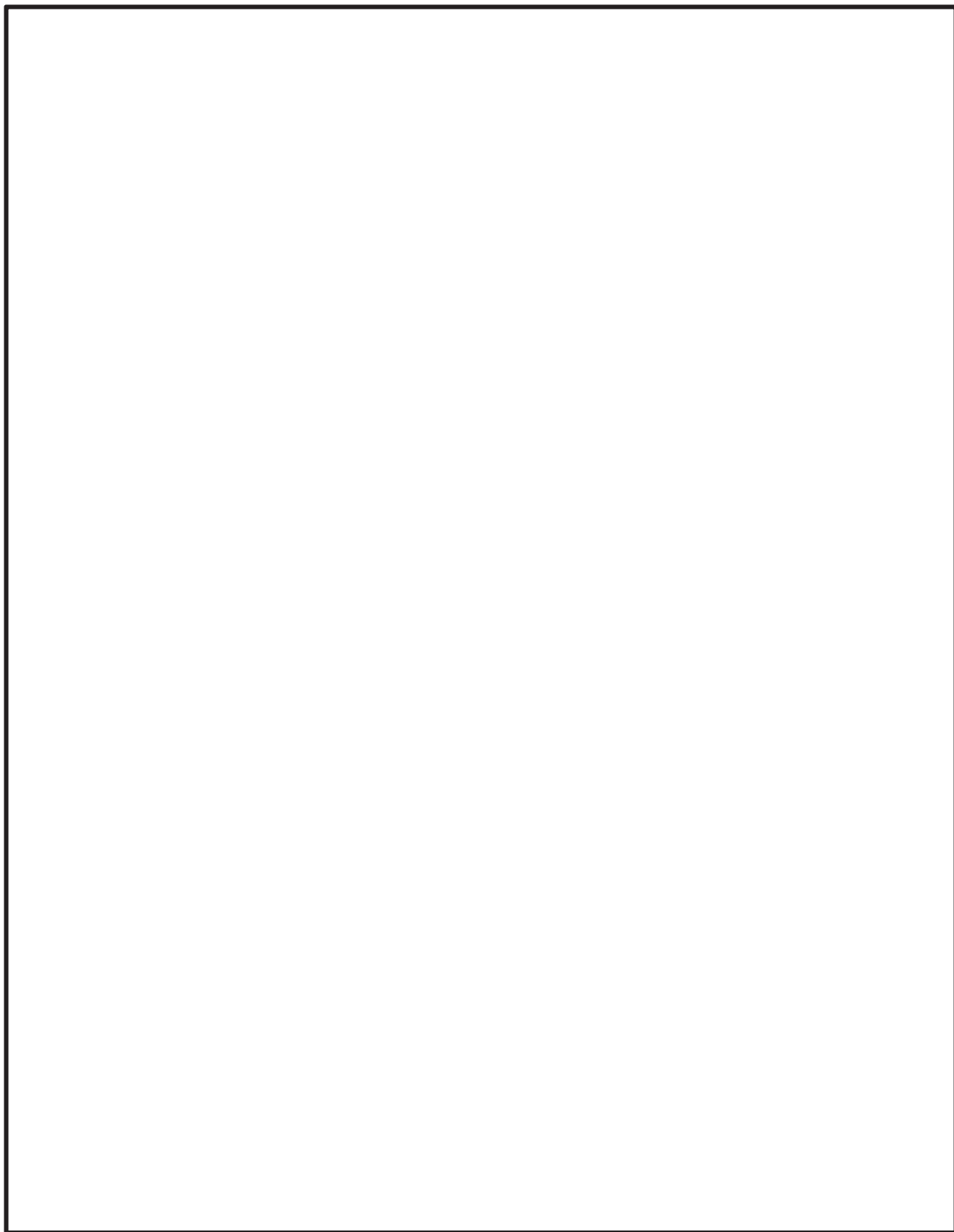


図 4-33 入退域被ばく評価時のグランドシャイン評価モデル

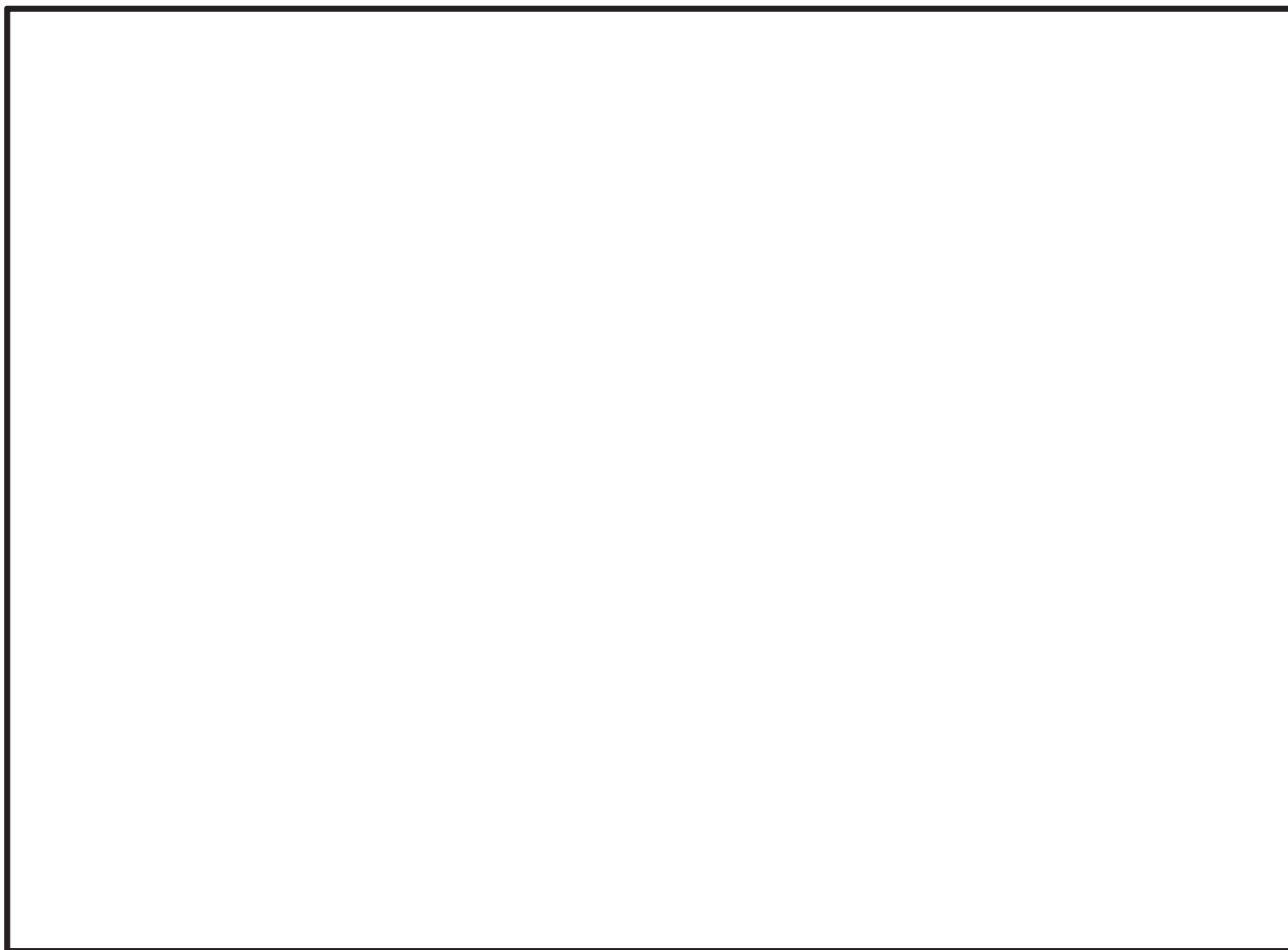


図 4-34 中央制御室換気系系統図

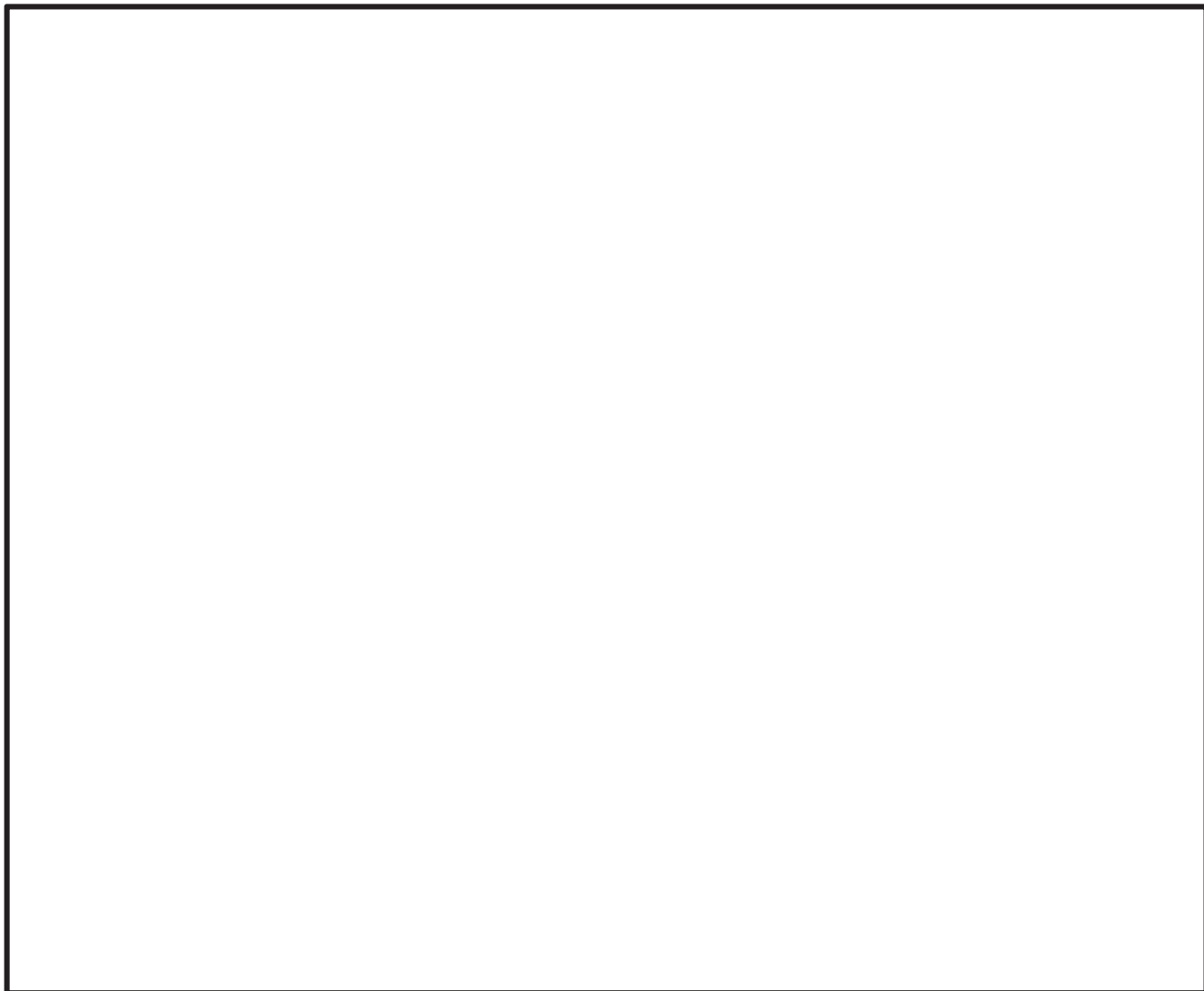


図 4-35 中央制御室待避室空気ポンベ系統図

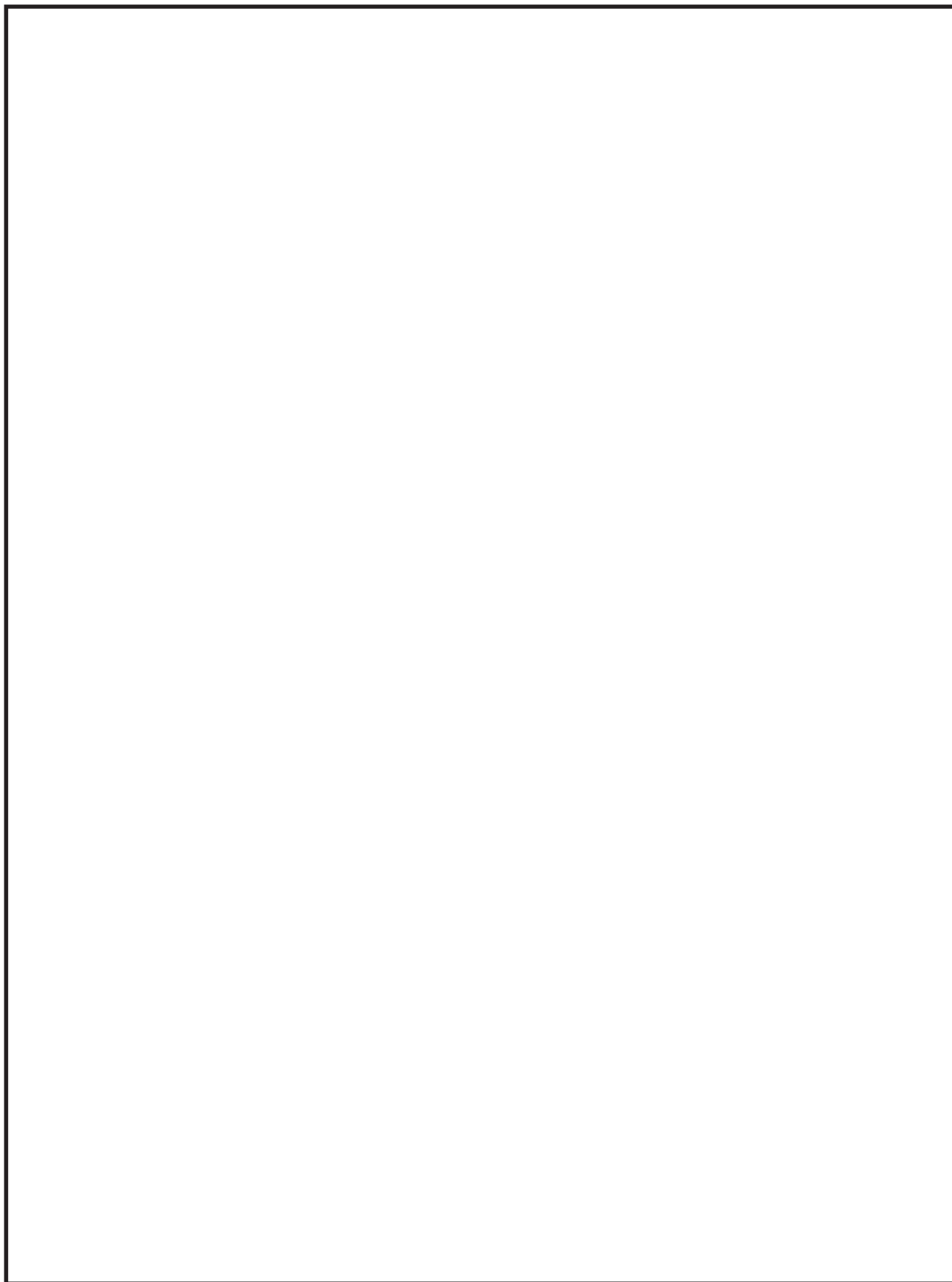


図 4-36 中央制御室及び中央制御室待避室バウンダリ体積

空気流入率試験について

「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）」の別添資料「原子力発電所の中央制御室の空気流入率測定試験手法」に基づき、東海第二発電所中央制御室について平成27年2月に試験を実施した結果、空気流入率は最大で0.47回/h（ ± 0.012 （95 %信頼限界値））である。試験結果の詳細は第1.1表に示す。

第1.1表 東海第二発電所中央制御室空気流入率測定試験結果

項 目	内 容			
試験日程	平成27年2月24日～平成27年2月26日 (試験時のプラント状態：停止中)			
空気流入率測定試験における均一化の程度	系 統	トレーサガス濃度測定値の場所によるバラツキ ：(測定値－平均値)／平均値 (%)		
	A系	－7.6～7.0 %		
	B系	－5.7～8.1 %		
試験手法	内規に定める空気流入率測定試験手法のうち 「基本的な試験手順」／「全サンプリング点による試験手順」にて実施			
適用条件	内 容		適用	備考
	トレーサガス濃度測定値のバラツキが平均値の±10 %以内か。		○	
	決定係数R ² が0.90以上であること。		－	均一化の目安を満足している
	①中央制御室の空気流入率が、別区画に比べて小さいこと。		－	均一化の目安を満足している
	②特異点の除外が、1時点の全測定データ個数の10 %以内であること。		－	特異点の除外はない
	③中央制御室以外の空気流入率が大きい区画に、立入規制等の管理的措置を各種マニュアル等に明記し、運転員へ周知すること。		－	特定の区画を排除せず、全ての区画を包含するリーク率で評価している。
試験結果	系統	空気流入率 (±以下は95 %信頼限界値)	決定係数R ²	
	A系	0.47 回/h (±0.012)	－	
	B系	0.44 回/h (±0.012)	－	
特記事項	－			

中央制御室換気空調設備のフィルタ除去性能の維持について

中央制御室換気系フィルタユニットの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. 中央制御室換気系高性能粒子フィルタの放射性微粒子保持容量

中央制御室換気系高性能粒子フィルタの放射性微粒子の保持容量は、375 g/枚であり、中央制御室換気系高性能粒子フィルタの枚数は、6 枚（1 系統）で、保持容量は 2250 g となる。

2. 中央制御室換気系チャコールフィルタのよう素吸着容量

中央制御室換気系チャコールフィルタの活性炭充てん量は、16.5 kg/トレイ×6 個（1 系統）で 99 kg であり、吸着容量は、99 g（1 g/kg×99 kg）となる。

中央制御室換気系フィルタユニットのフィルタ保持容量及び吸着容量を第 2.1 表に示す。

第 2.1 表 中央制御室換気系フィルタユニットのフィルタ保持容量及び吸着容量

	保持容量／吸着容量
中央制御室換気系高性能粒子 フィルタ	2250 g
中央制御室換気系チャコール フィルタ	99 g

運転員の交替要員体制について

1. 設計基準事故時

(1) 中央制御室滞在時の考慮

運転員の交替を考慮した中央制御室の居住性（設計基準）を評価するに当たり、平常時の直交替である 5 直 2 交替を考慮した。直交替サイクルを第 3.1.1 表に、評価期間 30 日間の直交替スケジュールを第 3.1.2 表に示す。

第 3.1.1 表 運転員の勤務形態

	中央制御室の滞在時間
1 直	8:00～21:45（13 時間 45 分）
2 直	21:30～8:15（10 時間 45 分）

第 3.1.2 表 直交替スケジュール

日	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30
1 直 8:00～21:45	D	A	A	B	B	C	C	D	D	A	A	B	B	C	C	E	E	A	A	B	B	C	C	E	E	A	A	B	B	D
2 直 21:30～8:15	C	C	D	D	A	A	B	B	C	C	D	D	A	A	B	B	C	C	E	E	A	A	B	B	C	C	E	E	A	A
指定休	A	B	B	C	C	D	D	A	A	B	B	C	C	D	E	A	A	B	B	C	C	E	E	A	A	B	B	C	D	E
指定休	/	D	/	A	/	B	/	C	/	D	/	A	/	B	/	C	/	E	/	A	/	B	/	C	/	E	/	A	/	B
研修直 8:30～17:00	E	E	E	E	E	E	E	E	E	E	E	E	E	E	D	D	D	D	D	D	D	D	D	D	D	D	D	D	C	C

30 日間の中央制御室滞在時間及び入退域時間の最大値を評価すると、A 班の

中央制御室滞在時間：196 時間（1 直 8 回 + 2 直 8 回）

が最大となる。中央制御室の滞在時間割合は以下のように求める。

$$\text{中央制御室の滞在時間割合} = 196\text{h} / (24\text{h} \times 30 \text{ 日}) \doteq 0.27222$$

(2) 入退域時（交替時）の考慮

直交替を考慮した場合の入退域時の実効線量は、建屋出入口に連続滞在した場合の線量を求め、その値に入退域の時間割合を乗じて評価を行う。直交替を行う場合の入退域の時間割合は、入退域（片道）に必要な時間を 15 分とし以下のように求める。

$$\text{入退域の時間割合} = 8\text{h} / (24\text{h} \times 30 \text{ 日}) \doteq 0.001111$$

2. 炉心の著しい損傷が発生した場合

重大事故時の中央制御室居住性評価における直交替の考慮は、実態の勤務形態（5 直 2 交替）に基づき設定した。被ばく評価においては、事故期間中に被ばくの影響が大きくなる期間に、勤務スケジュール上、最も長く滞在する場合を想定し評価を行った。また、班当たりの線量が高くなる場合には、被ばくの平準化のため日勤業務の班が交替するものとし評価を行った。

(1) 中央制御室居住性評価で想定する勤務形態

被ばく評価の勤務形態については、事故期間中に放出される放射性物質が多くなる格納容器ベント実施時及び換気系が停止している事故発生直後が被ばくの影響が大きくなることから、勤務スケジュール上、最も滞在時間が長くなる場合を想定し設定した。

想定する勤務体系は第 3.2.1 表に示すとおりである。また、事故発生直後に滞在している班（A 班）は、線量が高くなることから、被ばくの平準化のため、2 日目以降は、A 班の代わりに日勤業務の班（E 班）が滞在するものとし評価を行った。なお、入退域時の被ばく評価については、入退域（片道）に必要な時間を 15 分とし評価を行った。

第 3.2.1 表 想定する勤務体系

	中央制御室の滞在時間
1 直	8:00～21:45
2 直	21:30～8:15
日勤業務	—

	1 日目	2 日目	3 日目	4 日目	5 日目	6 日目	7 日目
A 班	1 直						
B 班			1 直	1 直		2 直	2 直
C 班	2 直				1 直	1 直	
D 班		2 直	2 直				1 直
E 班		1 直		2 直	2 直		

① 格納容器ベント実施時に滞在時間が最長となる場合

格納容器ベント実施時はベント放出による被ばくの影響が大きくなることから、ベント実施直前に交替し、ベント実施時に中央制御室の滞在時間が最長となる場合（E 班がベント実施時に滞在する場合）を想定し、以下の勤務スケジュールで評価を行った。

イベント	▽炉心損傷発生				▽格納容器ベント			
経過時間 (h)	0		18		19			
時刻	14:00	21:30			8:00			21:30
1 直	A 班				E 班			
2 直			C 班				D 班	

② 事故発生直後に滞在時間が最長となる場合

事故発生直後（事象発生から 2 時間）は換気系が停止していることから被ばくの影響が大き

なることから、事故発生時に交替し、事故発生直後に中央制御室の滞在時間が最長となる場合（A班が事故発生直後に滞在する場合）を想定し、以下の勤務スケジュールで評価を行った。

イベント	▽炉心損傷発生		▽格納容器ベント	
経過時間 (h)	0		19	
時刻	8:00	21:30	3:00	21:30
1直	A 班			E 班
2直		C 班		D 班

(2) 中央制御室居住性評価に係る被ばく評価結果

(1) で想定した勤務スケジュールにおける被ばく評価結果について事故発生直後に滞在時間が最長となる場合を第 3.2.2 表及び第 3.2.3 表に、格納容器ベント実施時に滞在時間が最長となる場合を第 3.2.4 表及び第 3.2.5 表示す。この結果、最も被ばく線量が大きくなるのは、事故発生直後に滞在時間が最長となる場合の A 班であり、実効線量は 60 mSv となった。

第 3.2.2 表 格納容器ベント実施時に滞在時間が最長となる場合の
被ばく評価結果（マスクを考慮）

(mSv)

	1 日目	2 日目	3 日目	4 日目	5 日目	6 日目	7 日目	合計
A 班	5.9×10^1							5.9×10^1
B 班			1.3×10^1	9.9×10^0		5.7×10^0	4.8×10^0	3.4×10^1
C 班	2.2×10^1				7.9×10^0	6.5×10^0		3.7×10^1
D 班		1.5×10^1	1.1×10^1				7.8×10^0	3.4×10^1
E 班		4.4×10^1		8.5×10^0	6.9×10^0			6.0×10^1

第 3.2.3 表 格納容器ベント実施時に滞在時間が最長となる場合の最大の線量となる班（E 班）の
被ばく評価結果の内訳（マスクを考慮）

被ばく経路		実効線量 (mSv)
中央制御室内作業時	①建屋からのガンマ線による被ばく	4.5×10^{-1}
	②大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく	1.4×10^1
	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	1.3×10^1
	(内訳) 内部被ばく	2.2×10^0
	外部被ばく	1.0×10^1
	②大気中へ放出され、地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による被ばく	4.9×10^0
入退域時	小 計 (①+②+③)	3.2×10^1
	④建屋からのガンマ線による被ばく	5.9×10^{-1}
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく	1.8×10^{-2}
	(内訳) 内部被ばく	4.6×10^{-3}
	外部被ばく	1.3×10^{-2}
	⑤大気中へ放出され、地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による被ばく	2.7×10^1
小 計 (④+⑤)		2.7×10^1
合 計 (①+②+③+④+⑤)		5.97×10^1

第 3.2.4 表 事故発生直後に滞在時間が最長となる場合の

被ばく評価結果（マスクを考慮）

(mSv)

	1 日目	2 日目	3 日目	4 日目	5 日目	6 日目	7 日目	合計
A 班	6.0×10^1							6.0×10^1
B 班			1.2×10^1	9.3×10^0		5.5×10^0	2.7×10^0	3.0×10^1
C 班	4.0×10^1				7.5×10^0	6.2×10^0		5.4×10^1
D 班		1.4×10^1	1.0×10^1				5.2×10^0	2.9×10^1
E 班		2.4×10^1		8.0×10^0	6.6×10^0			3.9×10^1

第 3.2.5 表 事故発生直後に滞在時間が最長となる場合の最大の線量となる班

(A 班) の被ばく評価結果の内訳（マスクを考慮）

被ばく経路		実効線量 (mSv)
中央制御室内作業時	①建屋からのガンマ線による被ばく	7.8×10^{-1}
	②大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく	9.6×10^{-1}
	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	4.6×10^1
	(内訳) 内部被ばく	4.0×10^1
	外部被ばく	5.3×10^0
	②大気中へ放出され、地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による被ばく	4.7×10^0
入退域時	小 計 (①+②+③)	5.2×10^1
	④建屋からのガンマ線による被ばく	2.6×10^{-1}
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく	6.9×10^{-3}
	(内訳) 内部被ばく	1.3×10^{-3}
	外部被ばく	5.6×10^{-3}
	⑤大気中へ放出され、地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による被ばく	8.0×10^0
小 計 (④+⑤)		8.3×10^0
合 計 (①+②+③+④+⑤)		6.04×10^1

(3) 入退域時（交替時）の考慮

直交替を考慮した場合の入退域時の実効線量は，建屋出入口に連続滞在した場合の線量を求め，その値に入退域の時間割合を乗じて評価を行う。直交替を行う場合の入退域の時間割合は，入退域（片道）に必要な時間を 15 分^{※1}とし以下のように求める。

$$\text{入退域の時間割合} = (0.5\text{h} / \text{直} \times 2 \text{直} / \text{日} / 5 \text{直}) / 24\text{h} / \text{日} \approx 0.00833$$

※1 直と 2 直の平均勤務時間は 12 時間 15 分であり，そのうち片道 15 分，往復 30 分を入退域時間と見込んでいる。

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外側ブローアウトパネルの
取扱いについて

原子炉建屋外側ブローアウトパネルは、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で設置している。

原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放により開口部が生じた場合、原子炉建屋ガス処理系起
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、原子炉建屋外側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）

非常用ガス処理系排気筒出口

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。（第 4.1 表参照）

b. 原子炉建屋外側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の圧力上昇は生じないことから、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、原子炉建屋ガス処理
系が自動起動することから、放出経路は非常用ガス処理系排気筒出口となる。

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非常用ガス処理系
排気筒出口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（評価点に最も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。（第 4.1 表参照）

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外側ブ
ローアウトパネルを想定する。そのため、原子炉建屋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)に最も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、原子炉建屋外側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2時間まで：地上放出(評価点に最も近接するブローアウトパネル)

事象発生から2時間以降：非常用ガス処理系排気筒出口

ベント実施時：格納容器圧力逃がし装置出口

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. 原子炉建屋外側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の圧力上昇は生じないことから、原子炉建屋外側ブローアウトパネルは開放しない。

しかし、全交流動力電源喪失を想定しており、事象発生2時間までは原子炉建屋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)に最も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2時間以降、常設代替高圧電源装置によって電源が復旧し、原子炉建屋ガス処理系を起動することを想定し、放出経路は非常用ガス処理系排気筒出口としている。

なお、ベント実施時には格納容器圧力逃がし装置出口からの放出を想定する。

c. 結論

原子炉建屋外側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、非常用ガス処理系排気筒出口及び格納容器圧力逃がし装置出口を設定しており妥当である。

第 4.1 表 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)

計算機プログラム（解析コード）の概要

目 次

1. はじめに	別紙 1-1
2. 解析コードの概要	別紙 1-1
2.1 QAD-CGGP2R	別紙 1-1
2.2 ANISN	別紙 1-1
2.3 G33-GP2R	別紙 1-1
2.4 ORIGEN2	別紙 1-1
2.5 MAAP	別紙 1-1

1. はじめに

本資料は、V-1-7-3「中央制御室の居住性に関する説明書」において使用した計算機プログラム（解析コード）について説明するものである。

2. 解析コードの概要

2.1 QAD-CGGP2R

本解析コードの概要については、「V-5-6 計算機プログラム（解析コード）の概要・QAD-CGGP2R」に示す。

2.2 ANISN

本解析コードの概要については、「V-5-11 計算機プログラム（解析コード）の概要・ANISN」に示す。

2.3 G33-GP2R

本解析コードの概要については、「V-5-12 計算機プログラム（解析コード）の概要・G33-GP2R」に示す。

2.4 ORIGEN2

本解析コードの概要については、「V-5-7 計算機プログラム（解析コード）の概要・ORIGEN2」に示す。

2.5 MAAP

本解析コードの概要については、「V-5-13 計算機プログラム（解析コード）の概要・MAAP」に示す。

V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書

目 次

1. 概要	1
2. 基本方針	2
3. 原子炉格納施設の設計条件	6
3.1 設計基準事故時における設計条件	6
3.1.1 最高使用圧力及び最高使用温度	6
3.1.2 漏えい率に対する設計条件	7
3.1.3 最低使用温度	7
3.1.4 使用材料	7
3.1.5 耐圧試験圧力	9
3.1.6 開口部	9
3.1.7 配管貫通部	9
3.1.8 電気配線貫通部	9
3.1.9 原子炉格納容器隔離弁	10
3.1.10 原子炉格納容器体積	21
3.1.11 原子炉格納容器安全設備	21
3.1.12 許容外圧	21
3.1.13 圧力抑制効果を得るために必要な構造及び寸法	21
3.1.14 ダイヤフラム・フロアの設計差圧及び設計温度差	23
3.1.15 真空破壊装置	23
3.1.16 原子炉建屋原子炉棟	24
3.1.17 可燃性ガス濃度制御設備	24
3.1.18 放射性物質濃度制御設備	24
3.1.19 原子炉格納容器調気設備	24
3.1.20 原子炉冷却材喪失時の荷重	25
3.1.21 逃がし安全弁作動時の荷重	32
3.1.22 荷重の組合せ	34
3.1.23 繰返し荷重に対する解析	36
3.2 重大事故等時における設計条件	39
3.2.1 重大事故等時の評価温度，評価圧力	39
3.2.2 重大事故等時における原子炉格納容器の熱の輸送機能	43
3.2.3 重大事故等時における原子炉格納容器冷却機能	44
3.2.4 重大事故等時における原子炉格納容器の過圧破損防止機能	45
3.2.5 重大事故等時における原子炉格納容器下部の熔融炉心冷却機能	46
3.2.6 重大事故等時における水素爆発による原子炉格納容器の破損防止機能	49

3.2.7	重大事故等時における水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止機能	49
3.2.8	原子炉格納容器外面への放水設備等	50
3.2.9	重大事故等時の動荷重	51
3.2.10	荷重の組合せ	52
4.	重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能評価及びその他影響確認	54
4.1	重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能評価	54
4.1.1	評価方針	54
4.1.2	評価対象部位及び評価対象部位における機能喪失要因	54
4.1.3	評価方法	57
4.1.4	評価結果	61
4.2	その他原子炉格納容器評価温度、圧力に対する影響確認	69
4.2.1	確認内容	69
4.2.2	確認結果	69
別添 1	原子炉格納容器の重大事故等時の閉じ込め機能健全性について	
別添 2	コリウムシールド及びペデスタル排水系の設計	
別添 3	格納容器圧力逃がし装置の設計	

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

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

2. 基本方針

原子炉格納施設は、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に漏えいする放射性物質が公衆に放射線障害を及ぼすおそれがない設計とする。

設計基準事故時における設計条件は以下のとおりとする。

原子炉格納容器は、設計基準事故時において原子炉冷却材配管のもっとも苛酷な破断を想定し、これにより放出される原子炉冷却材のエネルギーによる原子炉冷却材喪失時の最大の圧力及び最高の温度に耐える設計とする。また、原子炉冷却材喪失時及び逃がし安全弁作動時において、原子炉格納容器に生じる動荷重に耐える設計とする。

原子炉格納容器の開口部である機器搬入口ハッチ、所員用エアロック及び配管貫通部等を含めて原子炉格納容器の漏えい率を許容値以下に保ち、原子炉冷却材喪失時及び逃がし安全弁作動時において想定される原子炉格納容器内の圧力、温度、放射線等の環境条件の下でも原子炉格納容器バウンダリの健全性を保つように設計するとともに、漏えい試験ができる設計とする。

原子炉格納容器は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、原子炉格納容器バウンダリの脆性破壊及び破断を防止する設計とする。

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

原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に生じる原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇により原子炉格納容器の安全性を損なうことを防止するとともに、原子炉格納容器内から漏えいする放射性物質の濃度を低減する設備として残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）を設置する設計とする。また、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に生じる水素及び酸素により原子炉格納容器の安全性を損なうことを防止するため、可燃性ガス濃度制御系及び不活性ガス系を設置する設計とする。なお、原子炉冷却材喪失事故後、ドライウエル内蒸気の凝縮が進み、ドライウエル圧力がサプレッション・チェンバ圧力より下がった場合に、サプレッション・チェンバのプール水がドライウエルに逆流、あるいはドライウエルの破損を防止するため、真空破壊装置を設置する設計とする。

また、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、原子炉建屋原子炉棟から直接大気に放射性物質が漏えいしないように、非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系を設置する設計とする。

また、重大事故等時における設計条件は以下のとおりとする。

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

重大事故等時の原子炉格納容器内の熱を輸送するために用いる格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置により放射性物質を低減させた後に原子炉建屋原子炉棟屋上に設ける放出口から放出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を抑制しつつ、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。また、耐圧強化ベント

系は、格納容器内雰囲気ガスを非常用ガス処理系排気筒を通して原子炉建屋外に放出することで、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。なお、窒素ガス代替注入系は、可燃性ガスによる爆発及び原子炉格納容器の負圧破損を防止するために、窒素供給装置を用いて原子炉格納容器内に不活性ガス（窒素）の供給が可能な設計とする。

重大事故等時の原子炉格納容器内の冷却のために用いる代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、常設低圧代替注水系ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプによりドライウェル内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることができる設計とする。また、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、残留熱除去系ポンプによりサブプレッション・チェンバのプール水をドライウェル内及びサブプレッション・チェンバ内にスプレイ並びに残留熱除去系ポンプ及び熱交換器によりサブプレッション・チェンバのプール水を冷却することで原子炉格納容器を冷却できる設計とする。

重大事故等時の原子炉格納容器の過圧破損防止のために用いる代替循環冷却系は、代替循環冷却系ポンプにより、サブプレッション・チェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器にて冷却し、原子炉格納容器内へスプレイするとともに、原子炉注水及びサブプレッション・チェンバのプール水の除熱を行うことで、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。また、格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置により放射性物質を低減させた後に原子炉建屋原子炉棟屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。なお、窒素ガス代替注入系は、可燃性ガスによる爆発及び原子炉格納容器の負圧破損を防止するために、窒素供給装置を用いて原子炉格納容器内に不活性ガス（窒素）の供給が可能な設計とする。

重大事故等時の原子炉格納容器下部の溶融炉心冷却のために用いる格納容器下部注水系（常設）、格納容器下部注水系（可搬型）及びペDESTAL排水系は、常設低圧代替注水系ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプにより、ペDESTAL（ドライウェル部）へ注水し、溶融炉心が落下するまでにペDESTAL（ドライウェル部）にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。また、溶融炉心が原子炉圧力容器からペDESTAL（ドライウェル部）へ落下する場合に、溶融炉心とペDESTAL（ドライウェル部）のコンクリートの相互作用による侵食及び溶融炉心からペDESTAL（ドライウェル部）のコンクリートへの熱影響を抑制するため、ペDESTAL（ドライウェル部）にコリウムシールドを設ける。

溶融炉心のペDESTAL（ドライウェル部）の床面への落下を遅延・防止するために用いる低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、高圧代替注水系、代替循環冷却系及びほう酸水注入系は、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系及び高圧代替注水系のいずれかと並行してほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水を行うことで溶融炉心を冷却できる設計とする。

重大事故等時の原子炉格納容器内における水素爆発による破損防止のために用いる可搬型窒素供給装置は、原子炉格納容器内を不活性化するため、原子炉格納容器内に窒素を供給することで、

ジルコニウム－水反応及び水の放射線分解等により原子炉格納容器内に発生する水素及び酸素の濃度を可燃限界未満にできる設計とする。また、格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置により放射性物質を低減させた後に原子炉建屋原子炉棟屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への排出を低減しつつ、ジルコニウム－水反応及び水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器内の水素及び酸素を大気に排出できる設計とし、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機させ、ベント開始後においても不活性ガスで置換できる設計とし、排出経路に可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはベントラインを設け、可燃性ガスを排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。なお、窒素ガス代替注入系は、可燃性ガスによる爆発及び原子炉格納容器の負圧破損を防止するために、窒素供給装置を用いて原子炉格納容器内に不活性ガス（窒素）の供給が可能な設計とする。

原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するために用いる原子炉建屋ガス処理系は、非常用ガス処理系排風機及び非常用ガス再循環系排風機により原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいする水素等を含む気体を吸引し、非常用ガス処理系フィルタトレイン及び非常用ガス再循環系フィルタトレインにて放射性物質を低減して主排気筒に隣接する非常用ガス処理系排気筒から排出することで、原子炉建屋原子炉棟内に水素が滞留せず、水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷の防止が可能な設計とする。また、静的触媒式水素再結合器は、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水素と酸素を触媒反応によって再結合させることで、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度の上昇を抑制し、原子炉建屋原子炉棟の水素爆発を防止できる設計とする。

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至った場合において、発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために用いる原子炉建屋放水設備は、可搬型代替注水大型ポンプにより海水を取水し、放水砲から原子炉建屋へ放水することで発電所外への放射性物質の拡散を抑制する設計とし、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するため、可搬型代替注水大型ポンプにより泡混合器を通して、海水を泡消火薬剤と混合しながらホースを経由して放水砲から原子炉建屋周辺へ放水できる設計とする。また、海洋拡散抑制設備は、汚濁防止膜（可搬型）を汚染水が発電所から海洋に流出する雨水排水路集水桝及び放水路に設置することで発電所外への放射性物質の拡散を抑制する設計とする。

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

上記の設計のため、解析コードは「MSC NASTRAN」、「ABAQUS」、「QAD-CG GP 2R」、「ORIGEN2」、「ANISN」、「G33-GP 2R」及び「MAAP」を用いる。なお、評価に用いる解析コードの検証及び妥当性確認等の概要については、添付書類「V-5-1 計算機プログラム（解析コード）の概要・MSC NASTRAN」、添付書類「V-5-5 計算機プログラム（解析コード）の概要・ABAQUS」、添付書類「V-5-6 計算機プログラム（解析コード）の概要・QAD-CG GP 2R」、添付書類「V-5-7 計算機プログラム（解

析コード)の概要・ORIGEN2」,添付書類「V-5-11 計算機プログラム(解析コード)の概要・ANISN」,添付書類「V-5-12 計算機プログラム(解析コード)の概要・G33-GP2R」及び添付書類「V-5-13 計算機プログラム(解析コード)の概要・MAAP」に示す。

3. 原子炉格納施設の設計条件

原子炉格納施設の設計条件としては設計基準事故時における設計条件と、重大事故等時における設計条件に分類し、項目ごとに説明する。

3.1 設計基準事故時における設計条件

原子炉格納容器の設計基準事故時の設計条件として、施設時に適用した「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準」（昭和 45 年通商産業省令 告示第 5 0 1 号，以下「告示第 5 0 1 号」という。）に基づき最高使用圧力（設計圧力），最高使用温度（設計温度），最低使用温度等を設定し，原子炉格納容器の強度評価等も含めた設計条件として使用する。以下に設計条件として使用する項目について示す。

3.1.1 最高使用圧力及び最高使用温度

原子炉格納容器は原子炉冷却材喪失事故直後の圧力上昇に耐えうるものでなくてはならないため，解析から得られる原子炉格納容器の最高内圧及び最高温度を上回るように設定する。

解析の際の初期条件は，表 3-1 に示す通常運転中の圧力及び温度である。

表3-1 解析に用いた初期条件

	ドライウエル	サプレッション・チェンバ
圧 力	5 kPa[gage]	5 kPa[gage]
温 度	66 °C	32 °C

解析結果による最高圧力及び最高温度は表 3-2 に示す値となる。

また，解析結果による圧力変化及び温度変化を図 3-1，図 3-2 に示す。

表3-2 解析結果による最高圧力及び最高温度*1

	ドライウエル	サプレッション・チェンバ
圧 力	255 kPa	196 kPa
温 度	138 °C	88 °C

注記 *1：記載内容は，昭和 48 年 10 月 22 日付け 48 公第 8316 号にて認可された工事計画の添付書類「Ⅲ-1-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」による。

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

表3-3 最高使用圧力及び最高使用温度

	ドライウエル	サプレッション・チェンバ
圧 力	310 kPa	310 kPa
温 度	171 °C	104.5 °C

3.1.2 漏えい率に対する設計条件

設計基準対象施設として使用する原子炉格納容器の設計漏えい率は、安全評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）の環境への放射性物質の異常な放出において、判断基準（実効線量 5 mSv 以下）を満足することが確認されている設計漏えい率 0.5 %/d 以下（常温，空気，最高使用圧力の 0.9 倍において）とする*1。

注記 *1：「平成26年5月20日付け「総室発第31号」（平成29年11月8日付け「総室発第60号」，平成30年5月31日付け「総室発第18号」及び平成30年6月21日付け「総室発第24号」で一部補正）」をもって申請した「東海第二発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十 3. 事故解析 3. 4. 4原子炉冷却材喪失 における解析条件

3.1.3 最低使用温度

告示第501号で規定されている原子炉格納容器バウンダリの最低使用温度を表 3-4 に示す。

表3-4 原子炉格納容器の最低使用温度

	ドライウエル	サプレッション・チェンバ
最低使用温度	0 °C	0 °C

ドライウエル，サプレッション・チェンバとも同じ値である。この最低使用温度は耐圧漏えい試験時を考慮して決めたものであり，建設時を除けば，原子炉建屋内にあるため，常用換気系により 10 °C 以上に保たれる。

3.1.4 使用材料

原子炉格納容器バウンダリに使用するフェライト系材料は原子炉格納容器の最低使用温度に対して脆性破壊を防止するため，告示第501号の規定により衝撃試験又は落重試験を行い，これに合格したものを使用する。

原子炉格納容器本体の脆性破壊防止に関する確認事項を以下に示す。

(1) 原子炉格納容器本体の脆性破壊防止

a. 概要

原子炉格納容器本体は，施設時に適用された「告示第501号」及び「電気工作物の溶接に関する技術基準を定める省令」（昭和45年通商産業省令第81号）（以下「省令第81号」という。）に基づき，材料，設計及び製作において，次の試験を実施し，脆性破壊に対し十分安全であることを確認されたものを使用する。

- (a) 原子炉格納容器本体の材料は，告示第501号第20条第3項に規定する衝撃試験を行い，同条第4項に規定する合格基準に示す合格基準に適合するものを使用する。
- (b) 原子炉格納容器本体の溶接部は，省令第81号第37条第4項に規定する試験板について第40条の規定に基づき，衝撃試験を行い，同条に規定する合格基準に適合することを確認されたものを使用する。

b. 脆性破壊防止のための確認事項実施要領

(a) 原子炉格納容器本体の材料に関する確認

本体材料に関する衝撃試験の実施要領は次のとおりである。

イ 対象材料

第二種容器（外径が 115 mm 以下の管，フランジおよび管継手を除く。）に使用する材料のうち，オーステナイト系ステンレス鋼および非鉄金属以外のものであって厚さが 13 mm（細粒化処理を行ない，かつ，焼ならしを行ったものにあっては，16 mm）以上のものに限る。

ロ 材料

原子炉格納容器本体において，該当する材料はSGV49相当である。

ハ 試験温度

試験温度は，-17 °Cとする。これは最低使用温度（0 °C）より17 °C低い温度である。

ニ 試験片

試験片は，3個採取する。

ホ 合格基準

試験片の吸収エネルギーが次の表の値以上であるものを合格とする。

吸収エネルギー	
3 個の平均	最小値
J (kg・m)	J (kg・m)
27 (2.8)	21 (2.1)

(b) 原子炉格納容器本体の溶接部に関する確認

本体の溶接に関する衝撃試験の実施要領は次のとおりである。

イ 対象溶接部

第二種容器の突合せ溶接による溶接部のうち，材料がオーステナイト系ステンレス鋼および非鉄金属以外のものであって，板の厚さが 13 mm（細粒化処理および焼ならしを行ったものにあっては，16 mm）以上であり，かつ，管にあっては，外径が 115 mm 以上のものに限る。

ロ 母材の材料

原子炉格納容器本体において，該当する溶接部の母材はSGV49相当である。

ハ 試験温度

試験温度は，-17 °Cとする。これは最低使用温度（0 °C）より17 °C低い温度である。

ニ 試験片

試験片は溶接金属部及び熱影響部から，それぞれ3個採取する。

ホ 合格基準

試験片の吸収エネルギーが次の表の値以上であるものを合格とする。

なお，再試験は省令第81号第42条の規定による。

吸収エネルギー	
3 個の平均	最小値
J (kg・m)	J (kg・m)
27 (2.8)	21 (2.1)

3.1.5 耐圧試験圧力

原子炉格納容器の耐圧試験圧力は、施設時に適用された告示第501号第74条に基づき、設計圧力279 kPa (2.85 kg/cm²) の1.25倍である349 kPa (3.56 kg/cm²) で気圧試験を行い原子炉格納容器の健全性を確認する。

以上より、原子炉格納容器の耐圧試験圧力 349 kPa (3.56 kg/cm²) とする。

3.1.6 開口部

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

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

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

3.1.7 配管貫通部

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

3.1.8 電気配線貫通部

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

3.1.9 原子炉格納容器隔離弁

原子炉格納容器隔離弁（以下「隔離弁」という。）は、施設時に適用された「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」（昭和40年通商産業省令第62号、以下「省令第62号」という。）第32条第3項に基づくとともに以下に示す設計方針及び設計仕様に基づき設置する。

(1) 設計方針

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

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

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

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

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

原子炉格納容器を貫通する配管には、圧力開放板を設けない設計とする。

設計基準事故時及び重大事故等の収束に必要な非常用炉心冷却系、可燃性ガス濃度制御系、不活性ガス系及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）で原子炉格納容器を貫通する配管、その他隔離弁を設けることにより安全性を損なうおそれがあり、かつ、当該系統の配管により原子炉格納容器の隔離機能が失われない場合は、自動隔離弁を設けない設計とする。

ただし、原則遠隔操作が可能であり、設計基準事故時及び重大事故等時に容易に閉鎖可能な隔離機能を有する弁を設置する設計とする。また、重大事故等の収束に必要な設備に係る配管の隔離弁は、遠隔操作により容易かつ確実に開閉操作ができる設計とする。

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

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

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

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

(2) 設備仕様

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

- a. 設計基準事故及び重大事故等の収束に必要な設備に係る配管の隔離弁は、隔離信号により自動的に閉止しないが、必要に応じて遠隔操作により閉止できる弁又は逆止弁動作により閉止する弁であり、原子炉格納容器の隔離機能を確保できる。
- b. 2個の隔離弁を必要とする配管の弁駆動は、駆動動力源の単一故障によって両方の弁を閉止する能力を損なわない。さらに、閉止後駆動動力源の喪失によっても閉止状態が維持され、隔離機能は喪失しない。
- c. 隔離信号で自動閉止するものは、隔離信号が除去されても自動開とはならない。

自動隔離弁への隔離信号は、原子炉水位低、ドライウエル圧力高あるいは、放射能レベル高及び手動である。

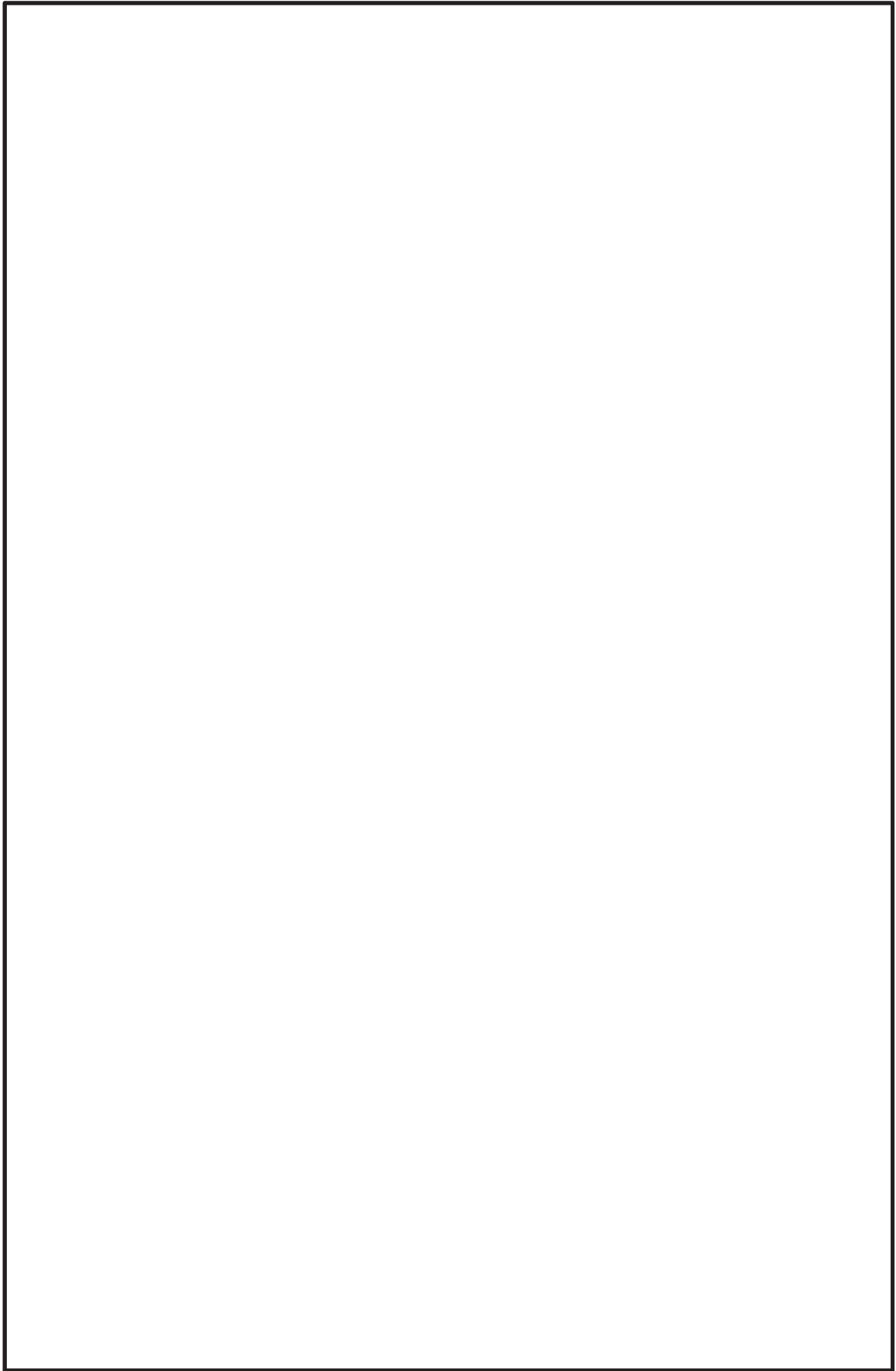


図 3-3 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図

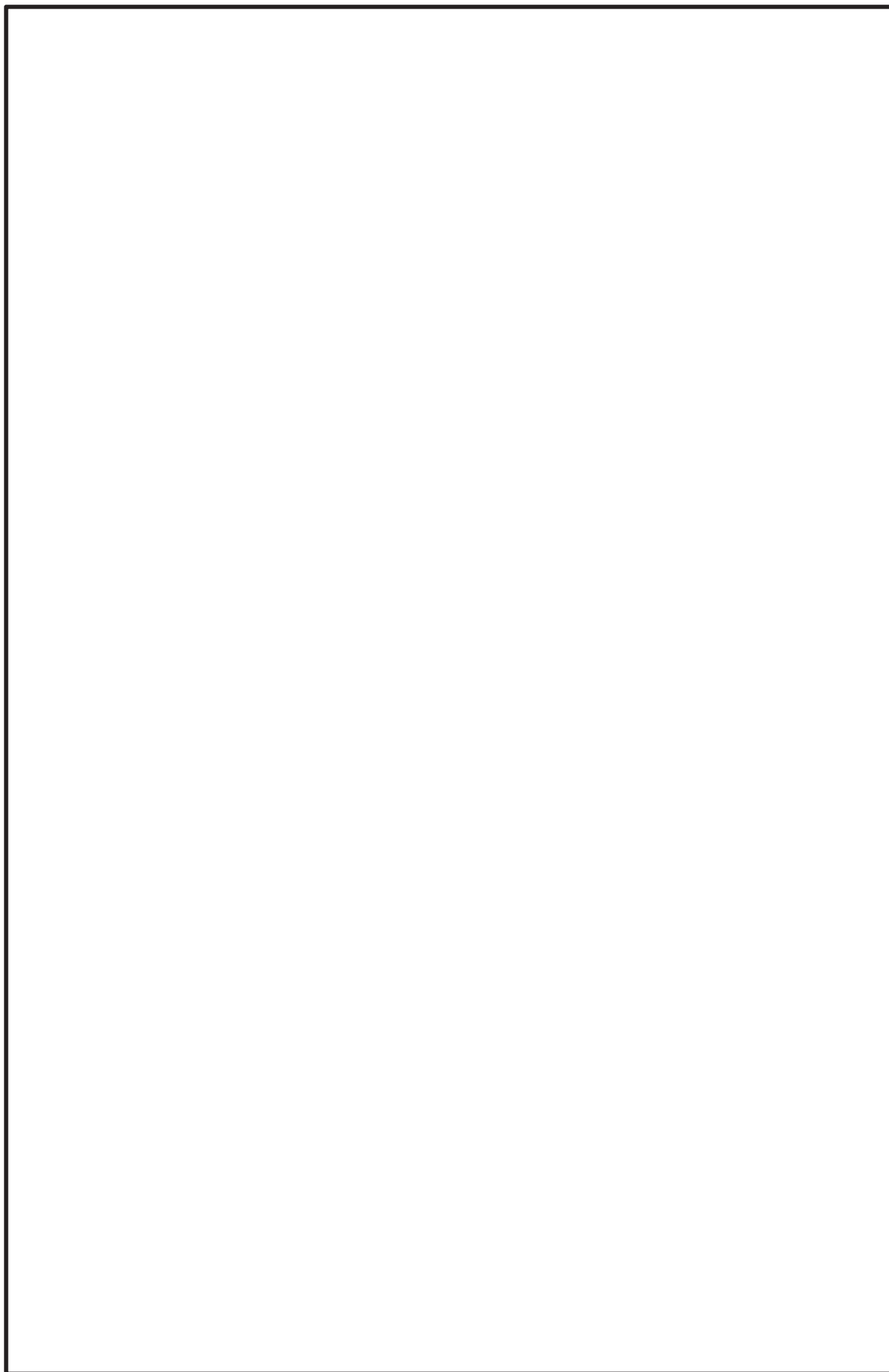


図 3-4 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図

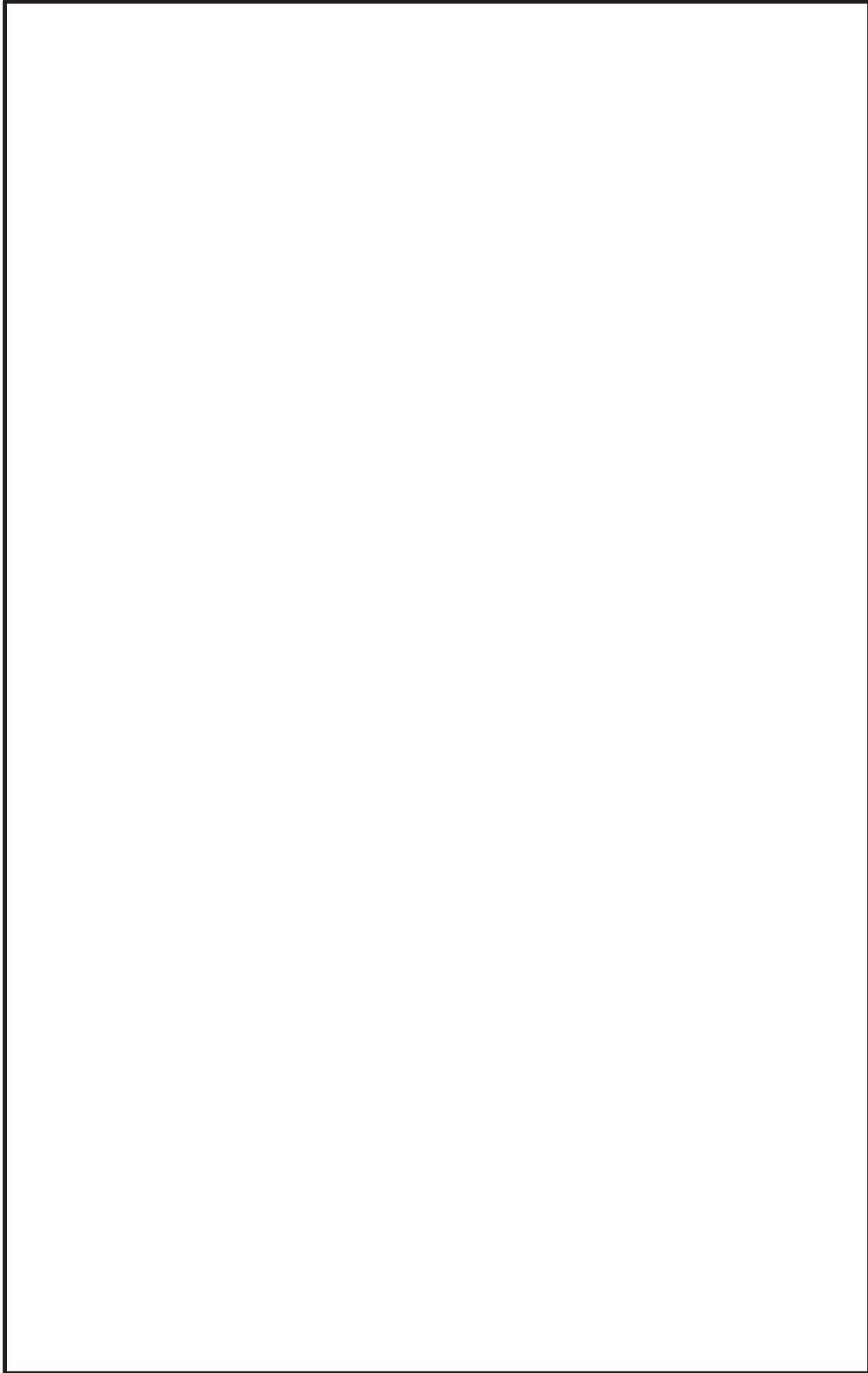


図 3-5 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図

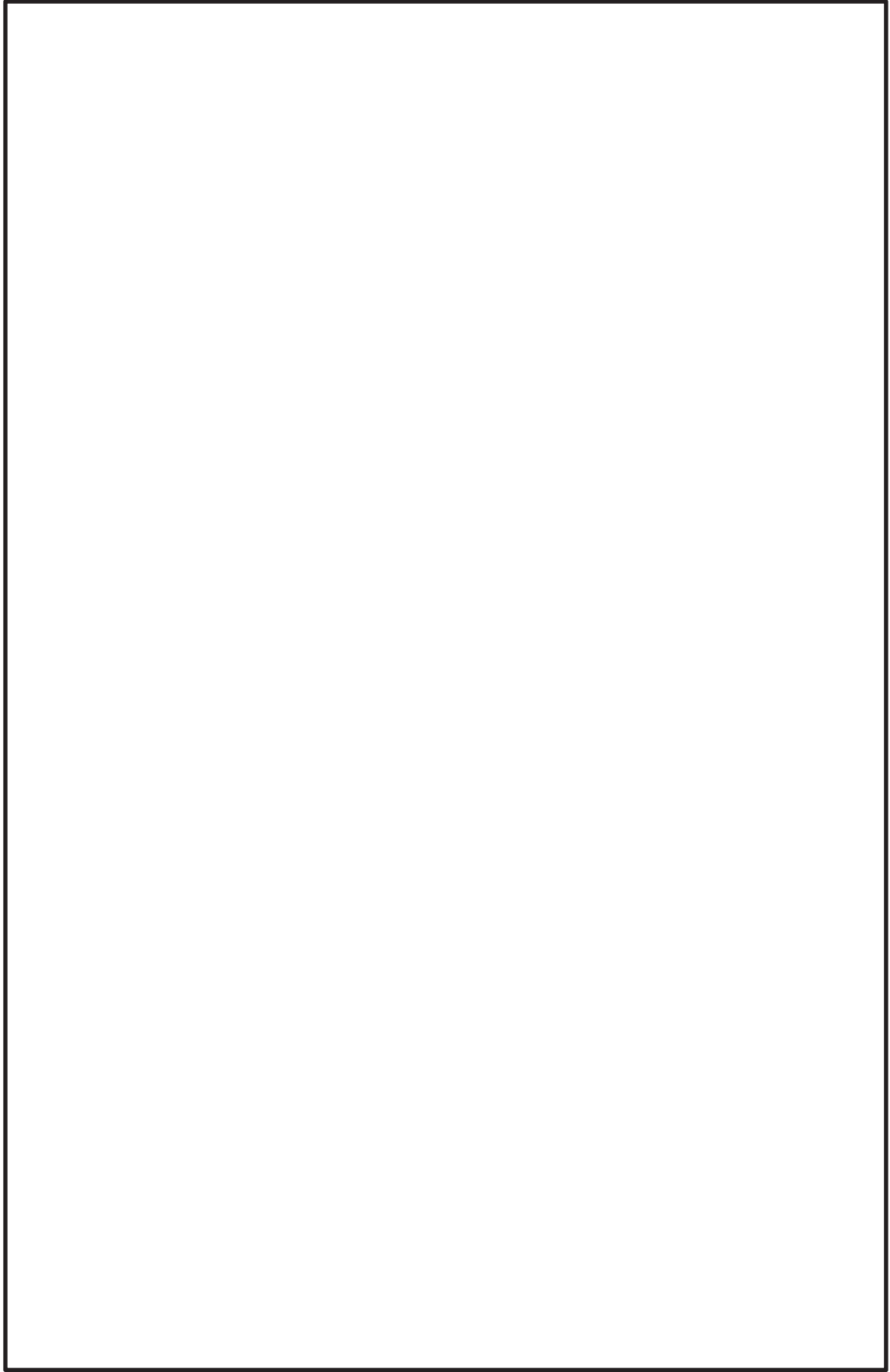


図 3-6 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図

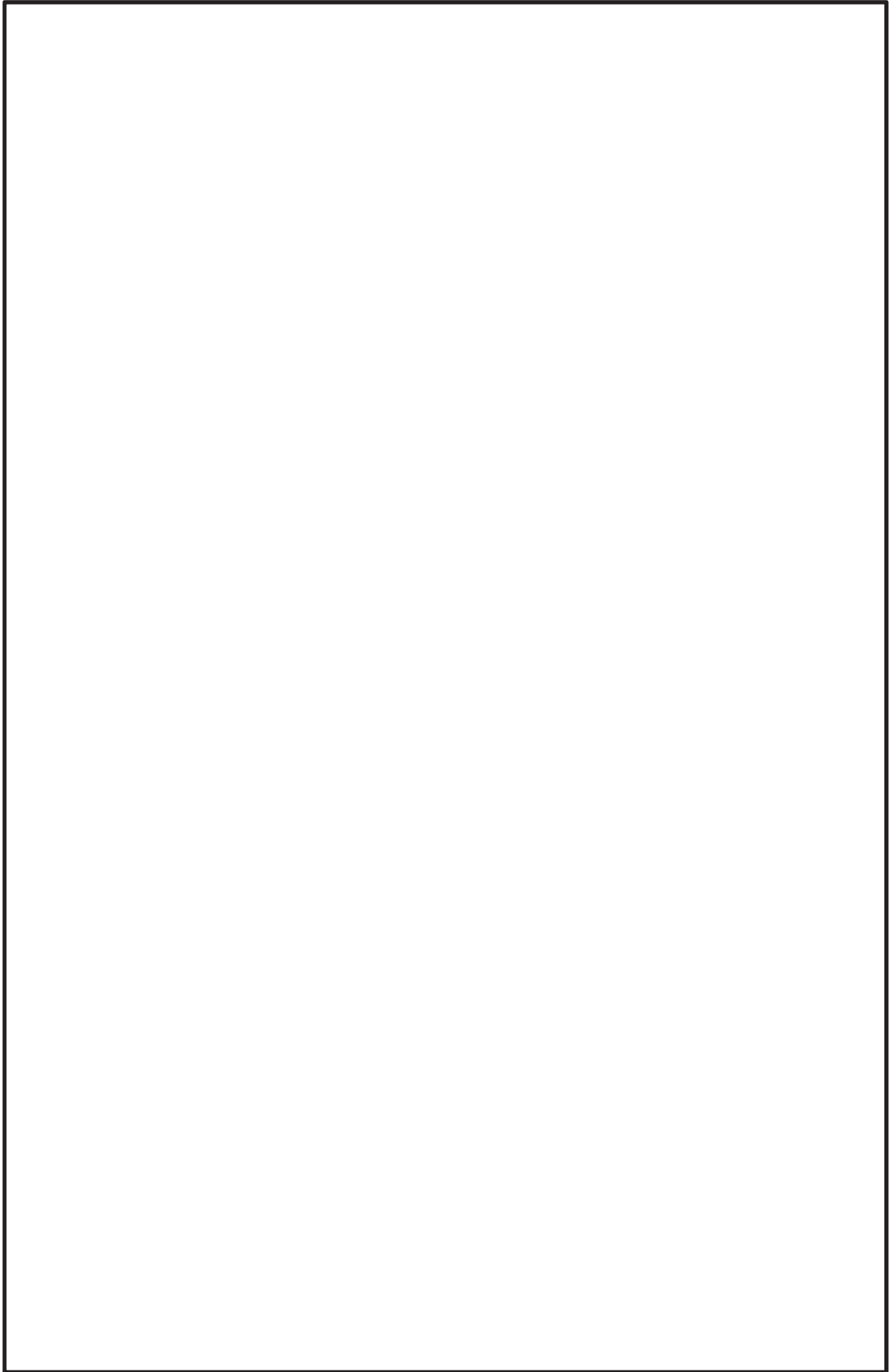


図 3-7 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図

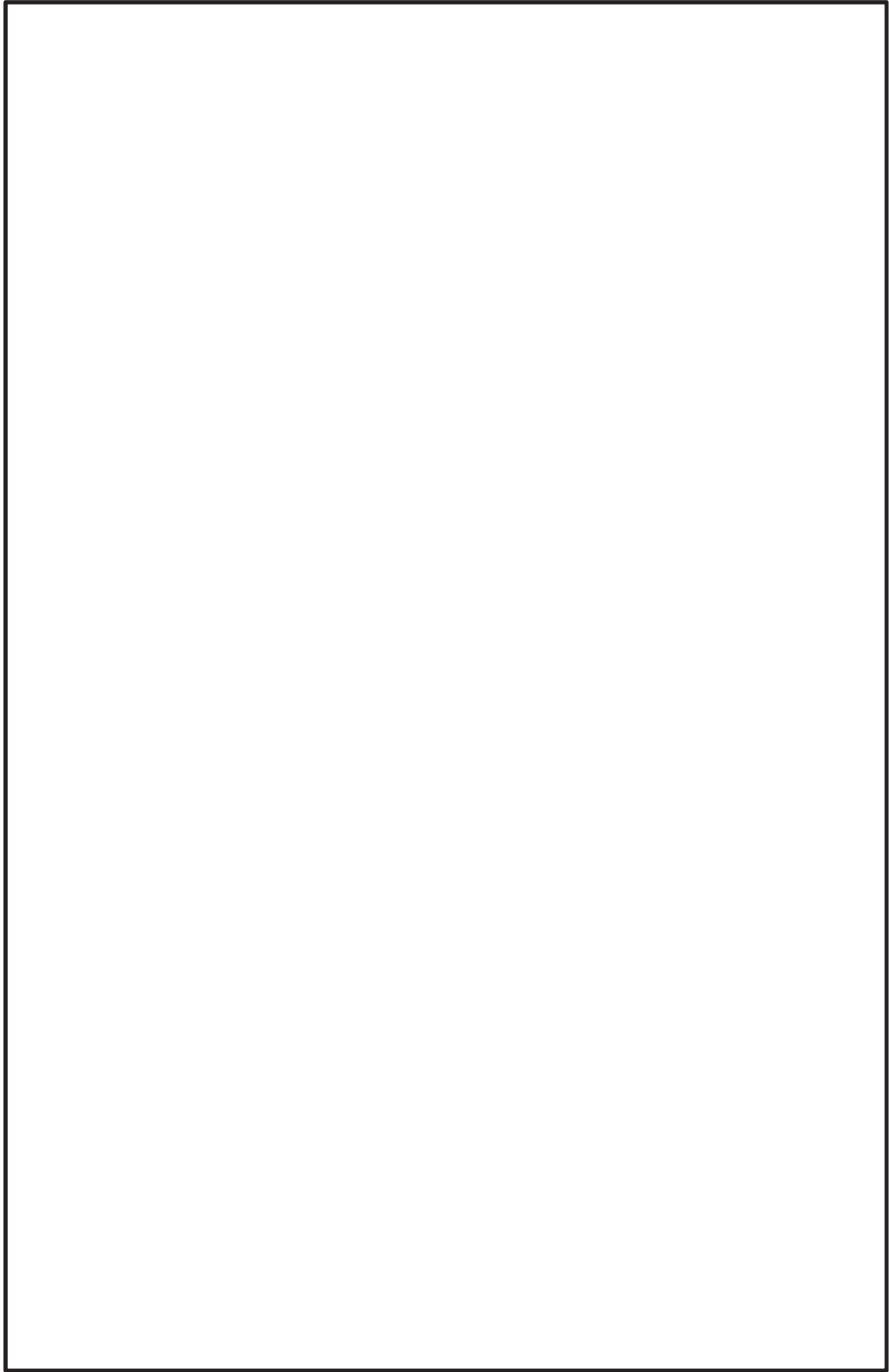


図 3-8 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図

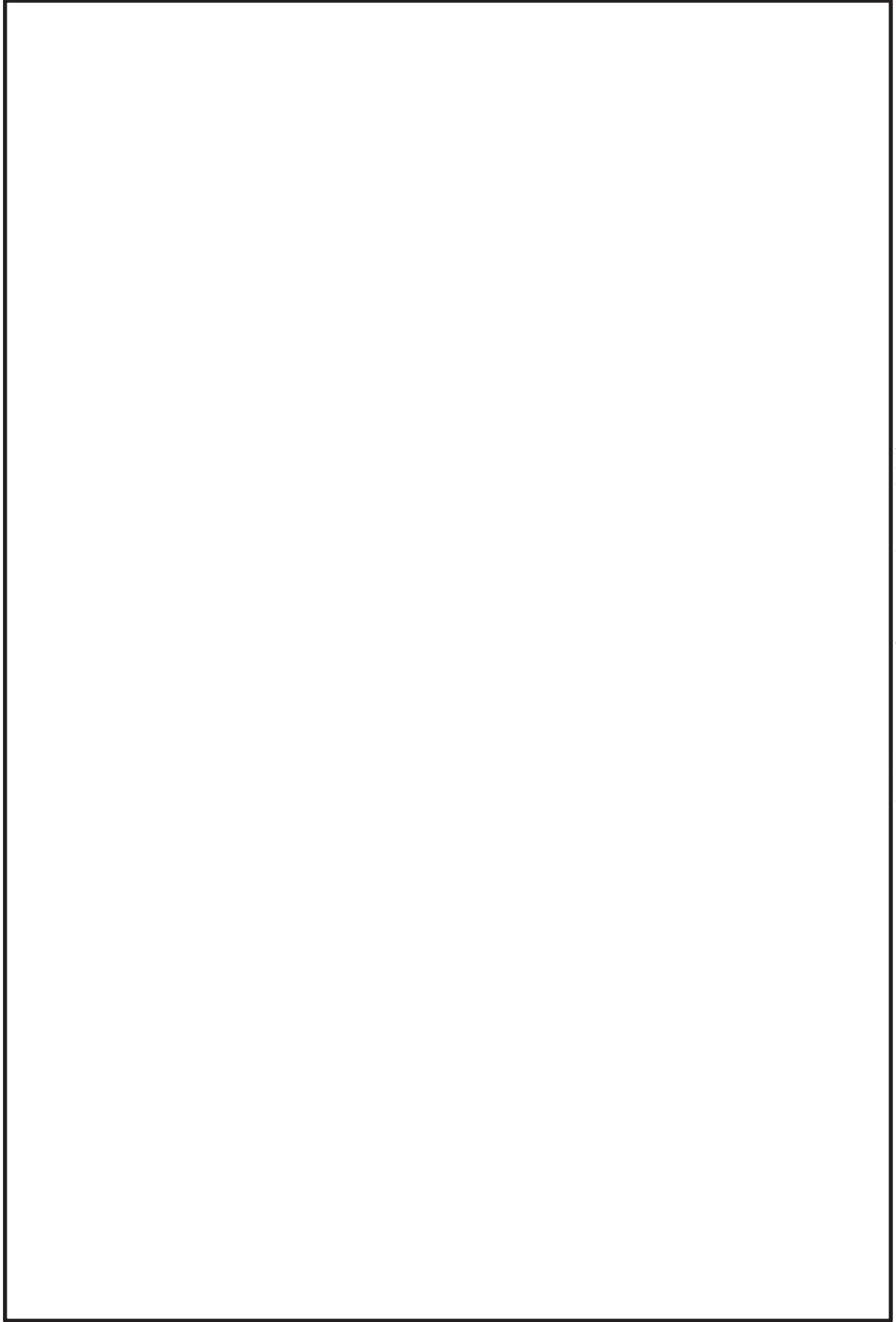


図 3-9 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図

(注)

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

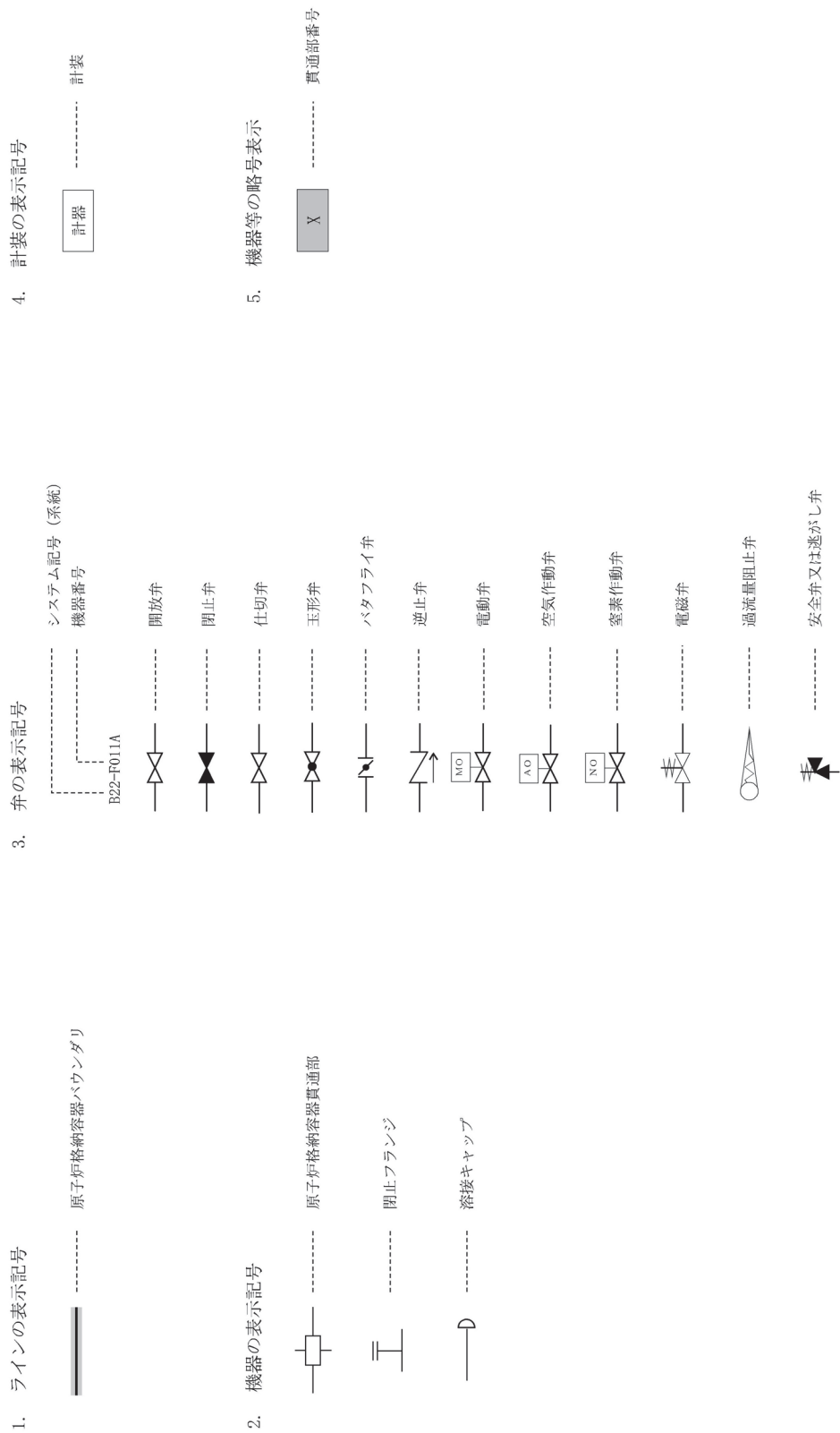


図 3-10 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図の記号及び略号

3.1.10 原子炉格納容器体積

設計基準事故時における原子炉冷却材喪失事故直後の圧力上昇に耐えうるよう、ドライウェル空間容積（約 5700 m³）、サブプレッション・チェンバ空間容積（約 4100 m³）の自由体積を有している。

3.1.11 原子炉格納容器安全設備

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

サブプレッション・チェンバのプール水を水源とする残留熱除去系ポンプは、予想されるもっとも小さい有効吸込水頭においても、正常に機能する能力を有する設計とする*1。サブプレッション・チェンバは、設計基準事故及び重大事故等時に必要な水源として容量 3400 m³、個数 1 個を有する設計とする。

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）は、テストラインを構成することにより、発電用原子炉の運転中に試験ができる設計とする。また、設計基準事故時に動作する弁については、残留熱除去系ポンプが停止中に開閉試験ができる設計とする。また、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）は、原子炉冷却材喪失事故後、サブプレッション・チェンバ内のプール水をドライウェル内及びサブプレッション・チェンバ内にスプレイすることによって、原子炉格納容器内の温度、圧力を低減し、原子炉格納容器内に浮遊している放射性物質が漏えいするのを抑えるよう設計する。

注記 *1：詳細は、V-1-8-4「圧力低減設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書」に示す。

3.1.12 許容外圧

原子炉格納容器の許容外圧は、施設時に適用された告示第 5 0 1 号第 22 条第 3 項第 2 号ハ、チ及び第 23 条第 2 項第 2 号ロにより、

円筒部 終 kPa

円錐部 終 kPa

鏡板 終 kPa となる。

許容外圧は、原子炉格納容器の設計外圧（約 13.7 kPa）を上回る値となっている。

なお、通常運転中においては、原子炉格納容器に窒素を充てんしていることなどから、原子炉格納容器外面に受ける圧力が設計を超えることはない。

3.1.13 圧力抑制効果を得るために必要な構造及び寸法

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

東海第二発電所における構造及び寸法等のパラメータと上記実験によって求められたパラメータを比較すると表 3-5 のとおりとなっており、圧力抑制効果を得るために必要な構造及び寸法は満足されている。

表 3-5 東海第二発電所 圧力抑制機能の構造、寸法等

		東海第二発電所	実験結果に基づく 設計条件
1	直径(ベント管)		
2	水深(ベント管)		
3	クリアランス ベント管と底部ライナ間		
4	中心間距離(ベント管)		
5	$\frac{\text{破断断面}^{*1}}{\text{ベント管流路面積}^{*2}}$		

注記 *1：破断面積： A_B

$$A_B = \boxed{} \text{ m}^2$$

*2：ベント管流路面積： A_v

(ベント管断面積×108)

$$A_v = \frac{\pi}{4} \boxed{} \times 108 = \boxed{} \text{ mm}^2 = \boxed{} \text{ m}^2$$

ここで、

ベント管内径： $\boxed{} \text{ mm}$

ベント管本数：108 本

3.1.14 ダイヤフラム・フロアの設計差圧及び設計温度差

ダイヤフラム・フロアの設計差圧及び設計温度差を第 3-6 表に示す。

第 3-6 表 ダイヤフラム・フロアの設計差圧及び設計温度差

設計差圧	kPa
設計温度差	°C

これらの値は第 3-7 表に示す原子炉冷却材喪失事故の際の解析結果による最高差圧及び最高温度差に余裕をもたせた値としている。

表 3-7 解析結果による最高圧差圧及び最高温度差^{*1}

最高差圧	kPa
最高温度差	°C

注記 *1: 記載内容は、昭和 48 年 10 月 22 日付け 48 公第 8316 号にて認可された工事計画の添付書類「Ⅲ-1-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」による。

3.1.15 真空破壊装置

(1) 真空破壊装置の機能

ドライウエル内の原子炉冷却材喪失事故（再循環回路完全破断を想定）後、ドライウエル内の蒸気の凝縮が進み、ドライウエル内圧力がサプレッション・チェンバ内圧力より下回ると、サプレッション・チェンバのプール水がドライウエルへ逆流し、また負圧によってドライウエルの破損の原因となる。

真空破壊装置は設計外圧以上の負圧を生じないよう作動し、これらの防護効果を有する。

(2) 真空破壊装置の容量

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

必要な真空破壊装置の流路面積は

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

したがって、真空破壊装置の必要流路面積 A_B は

$$A_B = \frac{A_v}{\boxed{}} = \boxed{} \text{ (m}^2\text{)}$$

一方、真空破壊装置の内径は m であるので、1 個当たりの流路面積は

$$\frac{\pi}{4} \times \boxed{}^2 = \boxed{} \text{ (m}^2\text{)}$$

したがって、真空破壊装置の必要個数は、



実際の真空破壊装置の個数は 11 個であるので要求を満たしている。

なお、この真空破壊装置は常時その開閉状態をチェックできる試験開閉装置が設置されているため、ディスク固着のおそれはない。

3.1.16 原子炉建屋原子炉棟

原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に原子炉格納容器から気体状の放射性物質が漏えいした場合、放射性物質の濃度を低減する設備として原子炉建屋原子炉棟を設置する。

原子炉建屋原子炉棟は、原子炉格納容器を収納する建屋であって、非常用ガス処理系により、内部の負圧を確保し、原子炉格納容器から放射性物質の漏えいがあっても発電所周辺に直接放出されることを防止する設計とする。

原子炉建屋原子炉棟に開口部を設ける場合には、気密性を確保する設計とする。

3.1.17 可燃性ガス濃度制御設備

設計基準対象施設としての可燃性ガス濃度制御系は、通常運転中、原子炉格納容器に不活性ガス系により窒素を充てんすることとあいまって、原子炉冷却材喪失事故時に原子炉格納容器内の水素濃度又は酸素濃度を、可燃限界に達しないための制限値である水素濃度を 4 vol%未満又は酸素濃度を 5 vol%未満に維持できる設計とする。

3.1.18 放射性物質濃度制御設備

原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に原子炉格納容器から気体状の放射性物質が漏えいした場合、放射性物質の濃度を低減する設備として原子炉建屋ガス処理系を設置する設計とする。

原子炉建屋ガス処理系である非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系は、原子炉冷却材喪失時に原子炉格納容器内から原子炉建屋原子炉棟に漏えいした放射性よう素・粒子状核分裂生成物を除去できるように設計する。非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系は、よう素用チャコール・フィルタによるよう素総合除去効率がそれぞれ 90%、97%以上となる設計とする*1。

注記 *1：「平成26年5月20日付け「総室発第31号」（平成29年11月8日付け「総室発第60号」，平成30年5月31日付け「総室発第18号」及び平成30年6月21日付け「総室発第24号」で一部補正）」をもって申請した「東海第二発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十 3. 事故解析 3.4. 4原子炉冷却材喪失 における解析条件

3.1.19 原子炉格納容器調気設備

設計基準対象施設としての不活性ガス系は、水素及び酸素の反応を防止するため、あらかじめ原子炉格納容器内に窒素を充てんすることにより、水素濃度及び酸素濃度を可燃限界以

下に保つ設計とする。

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止できるよう、発電用原子炉の運転中は、原子炉格納容器内を不活性ガス系により常時不活性化設計とする。

3.1.20 原子炉冷却材喪失時の荷重

(1) ドライウェル内の配管破断によるジェット力

ドライウェル内で原子炉冷却材配管が破断した場合、ドライウェル壁面は高温・高圧の飽和及び二相流の噴出流によるジェット力を受ける。

ジェット力及びその広がりには F. J. Moody の理論により求めるが、その荷重は応力評価すべき場所によって異なるため、計算書の中で述べる。

(2) サプレッション・チェンバ内に生じる荷重

原子炉冷却材喪失事故時にはまずドライウェル内の気体がベント管を経てサプレッション・プール水中に押し出されるが、この気体によって、サプレッション・プール水がスラグ流となって上昇し、急速な水面の上昇（プールのスウェル）が起こり、サプレッション・チェンバ内部構造物に種々の荷重が加わる。

また、その後サプレッション・プール水中に蒸気が放出され、サプレッション・プール水中で凝縮する。これらにより、サプレッション・チェンバ及び内部構造物に次のような荷重が加わる。図 3-11 に原子炉冷却材喪失事故時荷重の時間履歴を、表 3-8 にこれらの荷重について現象と設計評価荷重を示す。

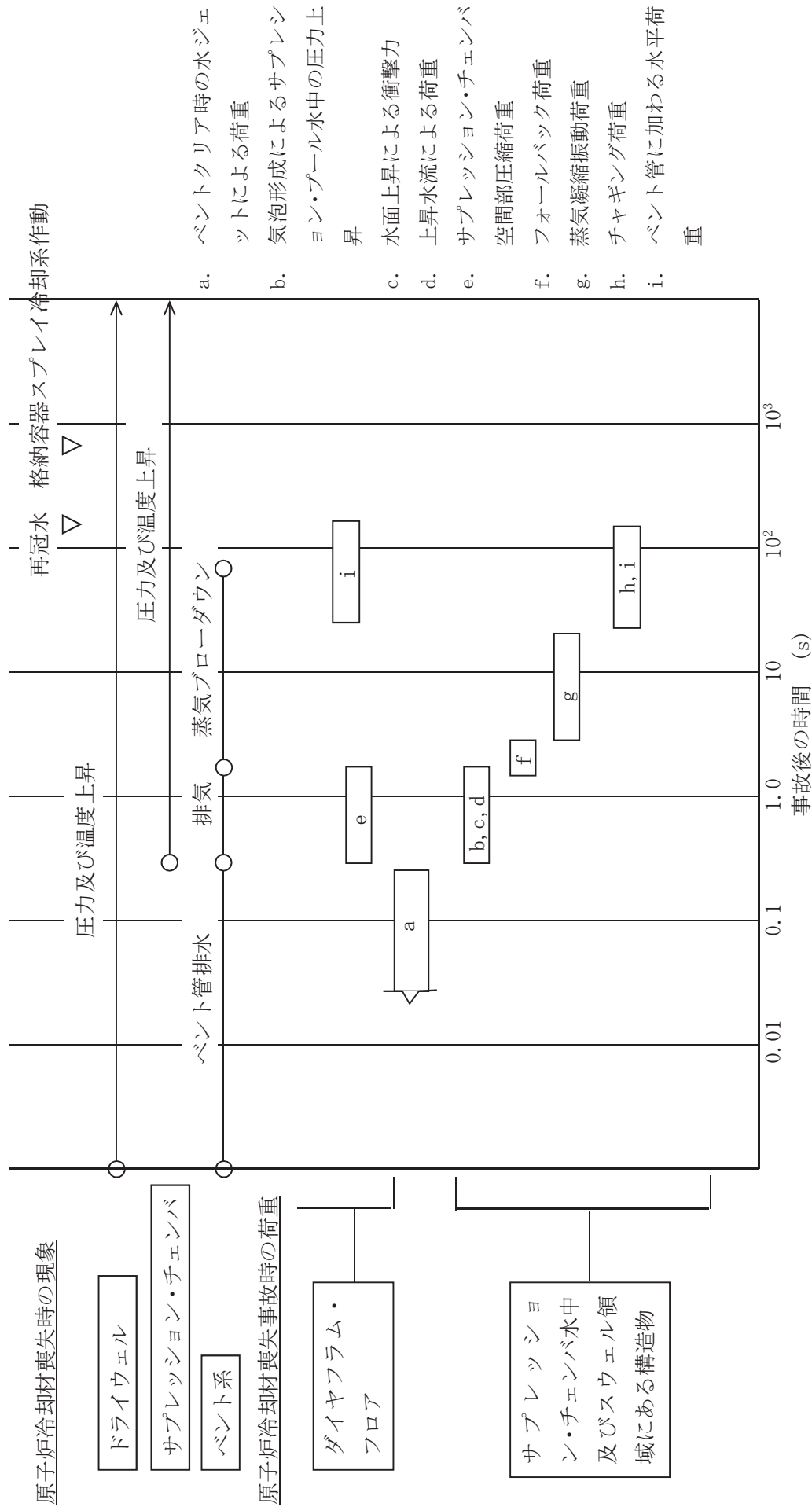


図 3-11 原子炉冷却材喪失事故時荷重の時間履歴

表 3-8 原子炉冷却材喪失事故時の荷重について（その 1）

荷重	現象	設計評価荷重
a. ベントクリア時の水ジェットによる荷重	ドライウエル圧力の急激な上昇によりベント管内のサブプレッション・プール水がプール内に放出されるため水ジェット流が形成され, ジェットによる衝撃力及びドラッグ力がベント管の下部にある内部構造物及び原子炉格納容器底部鉄筋コンクリートマットに作用する。	○ ドラッグ力* $F(t) = \frac{C_D A_x \gamma}{2g} V^2$ C_D: ドラッグ係数 A_x: ジェットの作用する実行面積 γ: 水の比重 V: ジェット水速度 $\boxed{} \text{ (m/s)}$ g: 重力加速度 ○ 衝撃力 $P_J = \boxed{} \text{ kPa}$ ベースマットとプール壁面に $\boxed{} \text{ kPa}$ の圧力荷重が加わる。

注記 * : 構造物がジェット流中に含まれる場合に用いる。

表 3-8 原子炉冷却材喪失事故時の荷重について（その2）

荷重	現象	設計評価荷重
b. 気泡形成によるサブプレッション・プールの圧力上昇	ドライウエルの空気がベント管から放出される際、気泡がサブプレッション・プール側壁、内部構造物及び原子炉格納容器底部鉄筋コンクリートマットに圧力波として作用する。	気泡形成によるサブプレッション・プール水中の圧力上昇： □ kPa
c. 水面上昇による衝撃力	スラグ流が上昇する際、水面より上方にある機器、配管、内部構造物にサブプレッション・プール水が衝突しそれらに衝撃力が作用する。	○ 衝撃力 $F_I = A \cdot P_I(t)$ A：衝撃の作用する実行面積 P_I：衝撃圧力 $P_I(t) = P_{I\_max} \frac{(1 - \cos 2\pi \frac{t}{T})}{2}$ T：衝撃継続時間 $P_{I\_max} = 2 \frac{I_p}{T}$ $I_p = \frac{M_H \cdot V}{A \cdot g \times 10^4}$ M_H：水力学的重量 g：重力加速度

表 3-8 原子炉冷却材喪失事故時の荷重について（その 3）

荷重	現象	設計評価荷重
d. 上昇水流による荷重	サブレシヨシ・プール水が上昇する際、上昇水流によりドラッグ力が、機器、配管及び内部構造物に作用する。	○ ドラッグ力* $F(t) = \frac{C_D A_x \gamma}{2g} V^2$ C_D: ドラッグ係数 A_x: ドラッグの作用する実行面積 γ: 水の比重量 V: ドラッグ速度 m/s) g: 重力加速度

注記 * : 構造物がジェット流中に含まれる場合に用いる。

表 3-8 原子炉冷却材喪失事故時の荷重について（その 4）

荷重	現象	設計評価荷重
e. サプレッション・チェンバ空間部圧縮荷重	サプレッション・プール水面の上昇によりサプレッション・プール上部の空間部が圧縮されるところにより，サプレッション・チェンバ空間部圧縮荷重が作用する。 また，この現象により真空破壊弁が反復動作することが考えられる。	設計評価荷重 ○ サプレッション・チェンバ空間部圧縮荷重： kPa ○ ダイヤフラム・フロア上向き差圧： kPa
f. フォールバック荷重	上昇した水面の上昇が停止し，水が落下すると落下水により，機器，配管，内部構造物にドラッグ力が作用する。	○ ドラッグ力* $F(t) = \frac{C_D A_x \gamma}{2g} V^2$ C_D ：ドラッグ係数 A_x ：フォールバック荷重の作用する実行面積 γ ：水の比重 V ：フォールバック速度 m/s g ：重力加速度
g. 蒸気凝縮振動荷重	中高流量蒸気が凝縮する際，サプレッション・プール水に凝縮振動波が伝播し，サプレッション・プール側壁，原子炉格納容器底部鉄筋コンクリートマット，原子炉本体基礎及び内部構造物に作用する。	プールバウンダリに加わる荷重 kPa kPa

注記 *：構造物がジェット流中に含まれる場合に用いる。

表 3-8 原子炉冷却材喪失事故時の荷重について（その 5）

荷重	現象	設計評価荷重
h. チャギング荷重	低流量蒸気が凝縮する際、ベント管出口での不均一な凝縮によりプールバウンダリに荷重が加わる。 また、この現象により、真空破壊弁が反復動作することが考えられる。	プールバウンダリに加わる荷重 □ kPa □ kPa
i. ベント管に加わる水平荷重	低流量蒸気が凝縮する際、ベント管出口での不均一な凝縮によりベント管に水平力が作用する。	○ 単一ベント $F(t) = \square)(\times 10^3 \text{ k g})$$0 \leq t \leq 3 \text{ ms}$ ○ 多ベント $F(t) = M \cdot A(\tau) \sin\left(\frac{\pi}{\tau} t\right) \quad (0 \leq t \leq \tau)$ ここで、 $A(\tau) = \square (\times 10^3 \text{ k g})$$3 \text{ ms} \leq \tau \leq 6 \text{ ms}$ $M = \square$ (多ベントによる低減係数)

3.1.21 逃がし安全弁作動時の荷重

- (1) 逃がし安全弁作動時には排気管内の水がクエンチャノズルよりサブプレッション・プール水中に排出される。排気管内の水が排出された後、管内の気体が圧縮され、これがサブプレッション・プール水中に放出される際、気泡を形成し、この気泡が過膨張、収縮を繰り返しながら浮力で上昇する。このとき、サブプレッション・チェンバ内構造物には、表 3-9 に示すような水ジェットと気泡の圧力振動による荷重が加わる。
- (2) (1)の圧力振動に起因してサブプレッション・プール水中の内部構造物に差圧及びドラッグ荷重が作用する。この荷重は応力評価すべき構造物によって異なるため、個々の場合については計算書で述べる。

表 3-9 逃がし安全弁作動時の荷重について

荷重	現象	設計評価荷重
a. 水ジェットによる荷重	逃がし安全弁作動時、排気管内の水がクエンチャノズルによりサブプレッション・プール水中に放出される際、ジェット流が形成され、サブプレッション・プール水中の内部構造物に衝撃力及びドラッグ力が作用する。	設計評価荷重 ○ 衝撃力 $F_J = A \cdot P_J$ A : ジェットの当たたる面積 P_J : ジェットの圧力 ○ ドラッグ力 $F(t) = \frac{C_D A_x \gamma}{2g} V^2$ C_D : ドラッグ係数 A_x : ジェットの作用する実行面積 γ : 水の比重量 V : ジェット水速度 g : 重力加速度
b. 空気泡圧力の振動による荷重	逃がし安全弁作動時、排気管内の空気が圧縮され、これがサブプレッション・プール水中に放出される際、気泡を形成し、この気泡が過膨張、収縮を繰り返し、圧力振動が、機器、配管、内部構造物、サブプレッション・プール側壁、原子炉格納容器底部鉄筋コンクリートマットに作用する。	圧力波による荷重 kPa kPa

3.1.22 荷重の組合せ

設計基準対象施設としての原子炉格納施設の荷重の組合せを表 3-10 に示す。なお，応力計算はそれぞれの荷重の組合せの中でもっとも厳しい条件について行う。また，荷重の発生する時間が明らかに異なる場合は時間のずれを考慮する。

表 3-10 設計基準対象施設の荷重の組合せ

荷重の組合せ		許容応力 状態	死 荷 重	活 荷 重 (燃料交換時)	圧力				温度		事故時 荷重	動荷重			
No.	各運転状態による荷重 地震				最高使用圧力	通常運転圧力	事故時最大圧力	試験圧力	通常運転温度	事故時最大温度		逃がし安全弁作動時	プールスウェル	蒸気凝縮振動	チャギング
1	設計条件による荷重	—	設計条件	○	—	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—
2	運転状態Ⅰによる荷重	—	Ⅰ _A	○	—	○	—	—	○	—	—	—	—	—	—
3	運転状態Ⅰによる荷重	—	Ⅰ _A	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
4	運転状態Ⅱによる荷重	—	Ⅱ _A	○	—	○	—	—	○	—	—	○	—	—	—
5	運転状態Ⅳによる荷重	—	Ⅳ _A	○	—	—	—	—	—	—	○	—	○	—	—
6	運転状態Ⅳによる荷重	—	設計条件	○	—	—	○	—	—	○	—	—	—	○	—
7	運転状態Ⅳによる荷重	—	設計条件	○	—	—	○	—	—	○	—	—	—	—	○
8	試験状態による荷重	—	試験状態	○	—	—	—	○	—	—	—	—	—	—	—
9	運転状態Ⅰによる荷重	S _d [*]	Ⅲ _A S	○	—	○	—	—	○	—	—	—	—	—	—
10	運転状態Ⅰによる荷重	S _d [*]	Ⅲ _A S	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
11	運転状態Ⅰによる荷重	S _s	Ⅳ _A S	○	—	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—
12	運転状態Ⅰによる荷重	S _s	Ⅳ _A S	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
13	運転状態Ⅱによる荷重	S _d [*]	Ⅲ _A S	○	—	○	—	—	○	—	—	○	—	—	—
14	運転状態Ⅱによる荷重	S _s	Ⅳ _A S	○	—	○	—	—	—	—	—	○	—	—	—
15	運転状態Ⅳによる荷重	S _d [*]	Ⅲ _A S	○	—	—	○ ^{*1}	—	—	○	—	—	—	—	—
16	運転状態Ⅳによる荷重	S _d [*]	Ⅳ _A S ^{*3}	○	—	—	○	—	—	—	—	—	—	—	—

注記 *1：原子炉冷却材喪失事故後 10⁻¹年程度以降の最大内圧を考慮

*2：原子炉冷却材喪失事故後の最大内圧を考慮。また、クラス 2 管については最高使用圧力を考慮。

*3：クラス 2 管については、Ⅲ_AS で評価する。

3.1.23 繰返し荷重に対する解析

繰返し荷重に対する解析については、「発電用原子力設備規格（設計・建設規格（2005年版（2007年追補版含む。））J S M E S N C 1-2005/2007）」（以下「設計・建設規格」という。）PVE-3111に基づき、PVB-3140に示される疲労解析不要の条件を以下の(1)～(6)に示すようにいずれも満足しているため、疲労解析を必要としない。なお、疲労解析不要の条件の検討のため、繰返し荷重としてかかるサイクル数は便宜上、以下のように定める。

・原子炉格納容器に全体的に加わる荷重のサイクル数

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

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

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

・原子炉格納容器に局部的に加わる荷重のサイクル数

原子炉格納容器に局部的に負荷されるのは原子炉の起動停止、燃料交換及び地震時である。ここで原子炉の起動停止及び燃料交換のサイクルは□回、地震荷重が加わるのは□回（サイクル数）である。

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

(1) 大気圧から運転圧力になり、再び大気圧に戻るサイクル数の検討

設計・建設規格 PVB-3140(1)に定められる許容引張応力 S の 3 倍の値は $3 \times 131 = 393$ MPa であり、これに対応する許容繰返し回数 N は□である。ここで設計・建設規格に示される運転圧力を原子炉格納容器の最高使用圧力と対応させると、その回数は□回で N より小さいので疲労解析不要の条件を満足している。

(2) 負荷運転時における圧力変動の全振幅の検討（設計・建設規格 PVB-3140(2)）

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

$$A_m = \frac{1}{3} \cdot P \cdot \frac{S'}{S} = \frac{1}{3} \times 310 \times 10^{-3} \times \frac{\square}{131} = 6.39 \times 10^{-2} \text{ MPa}$$

ここに、

P : 最高使用圧力 (310 kPa)

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

S : 許容引張応力 (131 MPa)

したがって、疲労解析が不要となる圧力変動の全振幅は負荷運転時における圧力変動の全振幅 (2.8×10^{-2} MPa) より大きくなるので疲労解析不要の条件を満足している。

(3) 起動、運転、停止サイクル中の任意の2点間の温度差の検討

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

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

ここに、Rは原子炉格納容器の最大半径、tは原子炉格納容器の板厚で、pの値が最大となるように選ぶ。疲労解析が不要となる任意の2点間の最大温度差はPVB-3140(3)より、次のように求める。

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

ここに、

S_a : 炭素鋼の $\boxed{}$ 回の繰返しに対する許容ピーク応力強さ (855 MPa)

E : 炭素鋼の縦弾性係数 $\boxed{}$ MPa ($\boxed{}$ $^{\circ}\text{C}$ における値))

α : 炭素鋼の瞬時熱膨張係数 $\boxed{}$ mm/mm $\cdot^{\circ}\text{C}$ ($\boxed{}$ $^{\circ}\text{C}$ における値)

ここで、Tは設計上の最大温度差 161 $^{\circ}\text{C}$ (171 $^{\circ}\text{C}$ - 10 $^{\circ}\text{C}$) より大きい。

したがって、任意の2点間の最大温度差はTの値を超えることはないので疲労解析不要の条件を満足している。

(4) 負荷運転中の任意の2点間の温度差の変動の全振幅の検討

負荷運転中の温度変動の数を $\boxed{}$ 回とすると、疲労解析が不要となる最大温度差はPVB-3140(4)より、(3)項に示すTと同じになる。

したがって、負荷運転時の任意の2点間の最大温度差の変動の全振幅は、(3)項に示すTを超えることはないので疲労解析不要の条件を満足している。

(5) 負荷運転時の異種材取付部の温度差の検討

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

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

$$= \frac{\boxed{}}{2 \times \boxed{}}$$

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

ここに、

S' : 炭素鋼の 10^6 回の繰返しに対する許容ピーク応力強さ

E_1 : ステンレス鋼の縦弾性係数 $\boxed{}$ MPa ($\boxed{}$ $^{\circ}\text{C}$ における値))

α_1 : ステンレス鋼の瞬時熱膨張係数 $\boxed{}$ mm/mm $\cdot^{\circ}\text{C}$ ($\boxed{}$ $^{\circ}\text{C}$ における値))

E_2 : 炭素鋼の縦弾性係数 $\boxed{}$ MPa ($\boxed{}$ $^{\circ}\text{C}$ における値))

α_2 : 炭素鋼の瞬時熱膨張係数 ($\boxed{}$ mm/mm $\cdot^{\circ}\text{C}$ ($\boxed{}$ $^{\circ}\text{C}$ における値))

上記Tを超える異種材取付部温度差の変動回数を□回とすると、疲労解析が不要となる異種材取付部の最大温度差はPVB-3140(5)b.より、次のように求める。

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

$$= \frac{\square}{2 \times \square}$$

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

ここに、

S_a ：炭素鋼の□回の繰返しに対する許容ピーク応力強さ

したがって、疲労解析が不要となる異種材取付部の許容最大温度差は温度差（161℃）より大きくなるので疲労解析不要の条件を満足している。

- (6) 容器に接続される管からの反力その他機械的荷重及び地震動による応力の全振幅の検討
荷重の繰返し回数□回に対応する許容ピーク応力強さは設計・建設規格 PVB-3140(6)より、□MPa となる。ここで、原子炉格納容器の機械的荷重及び地震動による応力の全振幅は□MPa を超えることのないよう設計しているので疲労解析不要の条件を満足している。

3.2 重大事故等時における設計条件

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

また、重大事故等時の原子炉格納施設として原子炉格納容器内の熱を輸送するために用いる格納容器圧力逃がし装置、耐圧強化ベント系及び窒素ガス代替注入系、原子炉格納容器内を冷却するために用いる代替格納容器スプレイ冷却系（常設）、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）、原子炉格納容器の過圧破損を防止するために用いる代替循環冷却系、格納容器圧力逃がし装置及び窒素ガス代替注入系、ペDESTAL（ドライウェル部）の溶融炉心を冷却するために用いる格納容器下部注水系（常設）、格納容器下部注水系（可搬型）及びペDESTAL排水系、ペDESTAL（ドライウェル部）の床面への落下を遅延・防止するために用いる低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、高圧代替注水系、代替循環冷却系及びほう酸水注入系、原子炉格納容器内の水素爆発による破損を防止するために用いる格納容器圧力逃がし装置及び窒素ガス代替注入系、原子炉建屋原子炉棟内の水素爆発による破損を防止するために用いる原子炉建屋ガス処理系及び静的触媒式水素再結合器、並びに炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至った場合において、原子炉格納容器外面への放水のために用いる原子炉建屋放水設備及び海洋拡散抑制設備の設計についても以下に示す。

3.2.1 重大事故等時の評価温度、評価圧力

重大事故等時の原子炉格納容器の破損の防止において想定する原子炉格納容器の破損モードである格納容器過温破損、格納容器過圧破損について原子炉格納容器の温度、圧力を評価した結果、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度）の最高値は、約 157 °C^{*1}となる。なお、事象発生直後、破断口から流出する過熱蒸気により一時的に原子炉格納容器雰囲気温度は約 202 °C^{*2}となるが、このときの原子炉格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度）は約 137 °C^{*3}である。原子炉格納容器圧力は事象発生直後から徐々に上昇するが、0.465 MPa[gage]に到達すれば常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を行うため、原子炉格納容器圧力の最高値は約 0.47 MPa[gage]^{*4}となる。

重大事故等時の原子炉格納容器内の最高温度は、設計基準事故時における最高使用温度（ドライウェル：171 °C、サプレッション・チェンバ：104.5 °C）を上回ることから、重大事故等時の最高温度を上回り、かつ、産業界でシビアアクシデント時の原子炉格納容器の耐性の指標^{*5}として用いており、原子炉格納容器の限界圧力、限界温度まで至らない値として、評価温度 200 °C及び評価圧力 2 Pd (0.62 MPa[gage])を設定し、その環境下での原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能について評価対象部位ごとに評価することにより、その機能が損なわれることがないことを確認する。また、これにより、原子炉格納容器を重大事故等時において使用する場合の設計漏えい率は、設計基準対象施設として使用する設計漏えい率と同じ 0.5 %/d 以下を維持できる。なお、重大事故等時の漏えい率は、

原子炉格納容器圧力が 0.9 Pd より大きい場合の原子炉格納容器の環境条件を考慮し、適切に割増しして評価に使用しており、その設定値において被ばく評価に問題となることはないことを確認している。

図 3-12 に原子炉格納容器内雰囲気温度の変化，図 3-13 に原子炉格納容器内雰囲気圧力の変化を示す。

- 注記 *1：「平成26年5月20日付け「総室発第31号」（平成29年11月8日付け「総室発第60号」，平成30年5月31日付け「総室発第18号」及び平成30年6月21日付け「総室発第24号」で一部補正）」をもって申請した「東海第二発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十 7.2.1.3.2 (4)有効性評価の結果 b. 評価項目等 における原子炉格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度）の最高値
- *2：「平成26年5月20日付け「総室発第31号」（平成29年11月8日付け「総室発第60号」，平成30年5月31日付け「総室発第18号」及び平成30年6月21日付け「総室発第24号」で一部補正）」をもって申請した「東海第二発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十 7.2.1.3.2 (4)有効性評価の結果 b. 評価項目等 における原子炉格納容器雰囲気温度の最高値
- *3：「平成26年5月20日付け「総室発第31号」（平成29年11月8日付け「総室発第60号」，平成30年5月31日付け「総室発第18号」及び平成30年6月21日付け「総室発第24号」で一部補正）」をもって申請した「東海第二発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十 7.2.1.3.2 (4)有効性評価の結果 b. 評価項目等 における原子炉格納容器雰囲気温度の最高値時点における原子炉格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度）
- *4：「平成26年5月20日付け「総室発第31号」（平成29年11月8日付け「総室発第60号」，平成30年5月31日付け「総室発第18号」及び平成30年6月21日付け「総室発第24号」で一部補正）」をもって申請した「東海第二発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十 7.2.1.3.2 (4)有効性評価の結果 における原子炉格納容器雰囲気圧力の推移
- *5：（財）原子力発電技術機構「重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書」

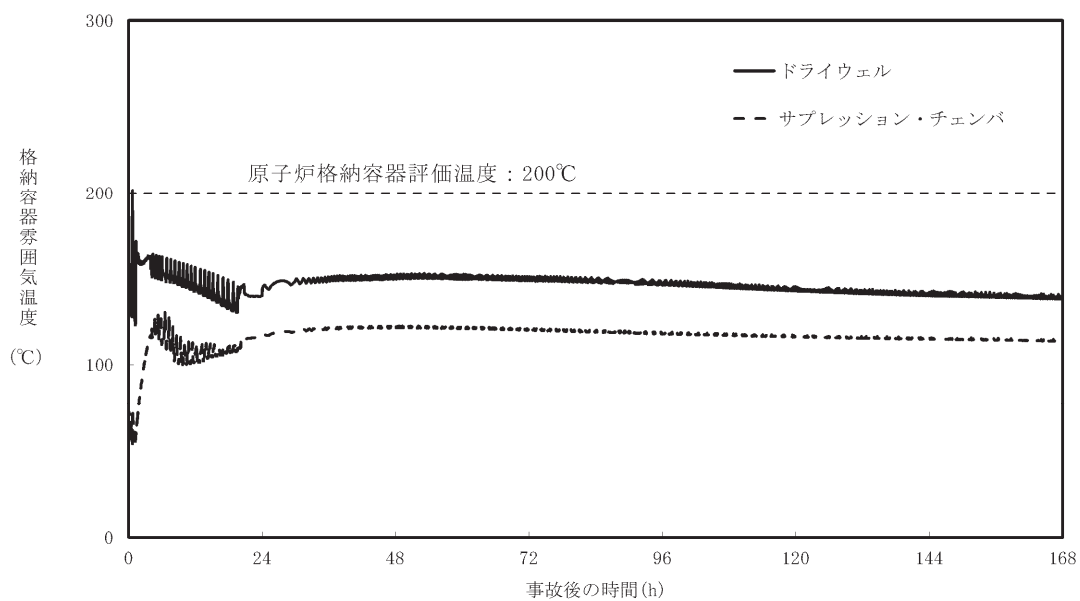


図 3-12 重大事故等時の原子炉格納容器内雰囲気温度の変化*

注記 * : 「平成26年5月20日付け「総室発第31号」(平成29年11月8日付け「総室発第60号」, 平成30年5月31日付け「総室発第18号」及び平成30年6月21日付け「総室発第24号」で一部補正)」をもって申請した「東海第二発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十 7.2.1.3.2 (4)有効性評価の結果 における原子炉格納容器雰囲気温度の推移

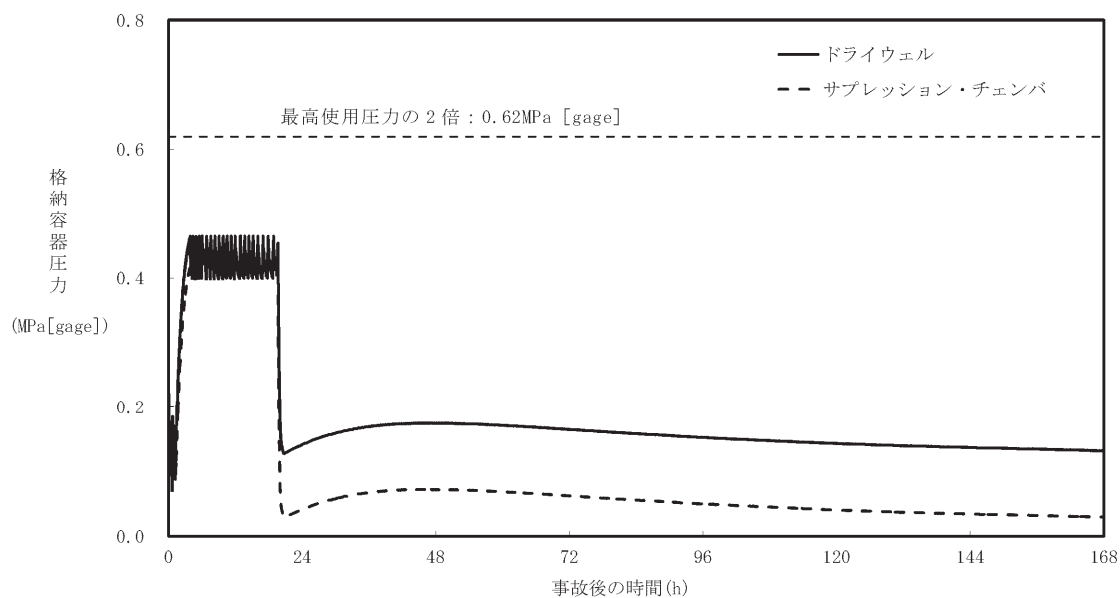


図 3-13 重大事故等時の原子炉格納容器内雰囲気圧力の変化*

注記 * : 「平成26年5月20日付け「総室発第31号」(平成29年11月8日付け「総室発第60号」, 平成30年5月31日付け「総室発第18号」及び平成30年6月21日付け「総室発第24号」で一部補正)」をもって申請した「東海第二発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十 7.2.1.3.2 (4)有効性評価の結果 における原子炉格納容器圧力の推移

3.2.2 重大事故等時における原子炉格納容器の熱の輸送機能

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

格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置（フィルタ容器、スクラビング水、金属フィルタ、よう素除去部）、圧力開放板、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系等を経由して、フィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋原子炉棟屋上に設ける放出口から放出（系統設計流量 13.4 kg/s（1 Pd において））することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を抑制しつつ、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。

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

詳細は、「3.2.4 重大事故等時における原子炉格納容器の過圧破損防止機能」に示す。

耐圧強化ベント系は、格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系等を経由して、主排気筒に隣接する非常用ガス処理系排気筒を通して原子炉建屋外に放出することで、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。

最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備として使用する場合は耐圧強化ベント系は、炉心損傷前に使用するため、排気中に含まれる放射性物質及び可燃性ガスは微量である。

耐圧強化ベント系は、使用する際に弁により他の系統・機器と隔離することにより、悪影響を及ぼさない設計とする。

耐圧強化ベント系の使用に際しては、原子炉格納容器が負圧とならないよう代替格納容器スプレイ冷却系等による原子炉格納容器内へのスプレイを停止する運用とする。仮に、原子炉格納容器内にスプレイをする場合においても、原子炉格納容器内圧力が規定の圧力まで減圧した場合には、原子炉格納容器内へのスプレイを停止する運用とする。

耐圧強化ベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁は電動弁とし、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により操作が可能な設計とする。

第一弁（S/C側）、第一弁（D/W側）については、遠隔人力操作機構によって人力による操作が可能な設計とし、隔離弁の操作における駆動源の多様性を有する設計とする。

耐圧強化ベント系の系統設計流量は 48000 kg/h（1 Pd において）であり、サブプレッション・チェンバ及びドライウェルと接続し、いずれからも排気できる設計とする。サブプレッション・チェンバ側からの排気ではサブプレッション・チェンバの水面からの高さを確保し、ドライウェル側からの排気では、ドライウェル床面からの高さを確保するとともに燃料有効長頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。

耐圧強化ベント系を使用した場合に放出される放射性物質の放出量に対して、設置（変更）許可において敷地境界での線量評価を行い、実効線量が 5 mSv 以下であることを確認

しており、耐圧強化ベント系はこの評価条件を満足するよう、非常用ガス処理系排気筒（地上の高さ 140 m）から放出する設計とする。

可燃性ガスによる爆発及び原子炉格納容器の負圧破損を防止するために必要な重大事故等対処設備として、窒素ガス代替注入系を設ける。

窒素ガス代替注入系は、窒素供給装置を用いて原子炉格納容器内に不活性ガス（窒素）の供給が可能な設計とする。

3.2.3 重大事故等時における原子炉格納容器冷却機能

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

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、常設低圧代替注水系ポンプにより、代替淡水貯槽の水を残留熱除去系等を経由して原子炉格納容器内のスプレイヘッダからドライウェル内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることができる設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の水源である代替淡水貯槽は、複数の代替淡水源から淡水を供給できる設計とし、淡水が枯渇した場合に、海を利用できる設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

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

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、可搬型代替注水中型ポンプ（直列 2 台）により西側淡水貯水設備の水を、可搬型代替注水大型ポンプにより代替淡水貯槽の水を残留熱除去系等を経由してスプレイヘッダからドライウェル内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることができる設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の水源である代替淡水貯槽及び西側淡水貯水設備は、複数の代替淡水源から淡水を供給できる設計とし、淡水が枯渇した場合に、海を利用できる設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、空冷式のディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破

損を防止するための設備として兼用する設計とする。

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

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

3.2.4 重大事故等時における原子炉格納容器の過圧破損防止機能

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために必要な重大事故等対処設備として、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備である代替循環冷却系及び原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすための設備である格納容器圧力逃がし装置を設ける。

代替循環冷却系は、Mark-II型原子炉格納容器の特徴を踏まえ多重性を有する設計とし、代替循環冷却系ポンプによりサブプレッション・チェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器にて冷却し、残留熱除去系等を経由して原子炉格納容器内へスプレイするとともに、原子炉注水及びサブプレッション・チェンバのプール水の除熱を行うことで、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

原子炉格納容器内へスプレイされた水は、格納容器ベント管を経て、サブプレッション・チェンバに戻ることで循環できる設計とする。

代替循環冷却系は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置（フィルタ容器、スクラビング水、金属フィルタ、よう素除去部）、圧力開放板、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系及び耐圧強化ベント系を経由して、フィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋原子炉棟屋上に設ける放出口から排出（系統設計流量 13.4 kg/s（1 Pd において））することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

フィルタ装置は、排気中に含まれる粒子状放射性物質、ガス状の無機よう素及び有機よう素を除去できる設計とする。また、無機よう素をスクラビング水中に捕集・保持するためにアルカリ性の状態（pH13 以上）に維持する設計とする。

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

格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機させ、不活性ガスで置換できる設計とする。とともに、系統内に可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはベントラインを設け、可燃性ガスを排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。

格納容器圧力逃がし装置は、他の発電用原子炉施設とは共用しない設計とする。また、格納容器圧力逃がし装置と他の系統・機器を隔離する弁は直列で2個設置し、格納容器圧力逃がし装置と他の系統・機器を確実に隔離することで、悪影響を及ぼさない設計とする。

格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、原子炉格納容器が負圧とならないよう、代替格納容器スプレイ冷却系等による原子炉格納容器内へのスプレイは停止する運用とする。仮に、原子炉格納容器内にスプレイをする場合においても、原子炉格納容器内圧力が規定の圧力まで減圧した場合には、原子炉格納容器内へのスプレイを停止する運用とする。

格納容器圧力逃がし装置使用時の排出経路に設置される隔離弁は、遠隔人力操作機構（個数4）によって人力により容易かつ確実に操作が可能な設計とする。

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

系統内に設ける圧力開放板は、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力で破裂する設計とする。

格納容器圧力逃がし装置は、水の放射線分解により発生する水素がフィルタ装置内に蓄積することを防止するため、格納容器圧力逃がし装置使用後にフィルタ装置スクラビング水を移送ポンプ（容量10 m³/h/個、揚程40 m、個数1）によりサブプレッション・チェンバへ移送できる設計とする。

格納容器圧力逃がし装置は、西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽から、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによりフィルタ装置にスクラビング水を補給できる設計とする。また、代替淡水貯槽及び西側淡水貯水設備は、複数の代替淡水源から淡水を供給できる設計とし、淡水が枯渇した場合に、海を利用できる設計とする。

可燃性ガスによる爆発及び原子炉格納容器の負圧破損を防止するために必要な重大事故等対処設備として、窒素ガス代替注入系を設ける。

窒素ガス代替注入系は、窒素供給装置を用いて原子炉格納容器内に不活性ガス（窒素）の供給が可能な設計とする。

窒素供給装置用電源車は、窒素供給装置用電源車1台により、2台の窒素供給装置に給電できる設計とする。

3.2.5 重大事故等時における原子炉格納容器下部の溶融炉心冷却機能

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、ペDESTAL（ドライウェル部）に落下した炉心を冷却するために必要な重大事故等対処設備として、格納容器下部注水系（常設）、格納容器下部注水系（可搬型）及びペDESTAL排水系を設ける。また、溶融炉心がペDESTAL（ドライウェル部）に落下するまでに、ペDESTAL（ドライウェル部）にあらかじめ十分な水位を確保し、落下した溶融炉心の冷

却が可能な設計とする。なお、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水及び格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水と合わせて、溶融炉心が原子炉圧力容器からペDESTAL（ドライウエル部）へ落下する場合に、溶融炉心とペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートの相互作用による侵食及び溶融炉心からペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートへの熱影響を抑制するため、ペDESTAL（ドライウエル部）にコリウムシールドを設ける。

格納容器下部注水系（常設）は、常設低圧代替注水系ポンプにより、代替淡水貯槽の水を格納容器下部注水系配管等を経由してペDESTAL（ドライウエル部）へ注水し、溶融炉心が落下するまでにペDESTAL（ドライウエル部）にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。

格納容器下部注水系（常設）の水源である代替淡水貯槽は、複数の代替淡水源から淡水を供給できる設計とし、淡水が枯渇した場合に、海を利用できる設計とする。

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

格納容器下部注水系（可搬型）は、可搬型代替注水中型ポンプ（直列2台）により、西側淡水貯水設備の水を建屋内にあらかじめ敷設した格納容器下部注水系配管等を経由してペDESTAL（ドライウエル部）へ注水し、溶融炉心が落下するまでにペDESTAL（ドライウエル部）にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。

格納容器下部注水系（可搬型）の水源である西側貯水設備は、複数の代替淡水源から淡水を供給できる設計とし、淡水が枯渇した場合に、海を利用できる設計とする。

格納容器下部注水系（可搬型）は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、可搬型代替注水中型ポンプは、空冷式のディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。

なお、可搬型代替注水大型ポンプにより代替淡水貯槽の水を建屋内にあらかじめ敷設した格納容器下部注水系配管等を経由してペDESTAL（ドライウエル部）へ注水し、溶融炉心が落下するまでにペDESTAL（ドライウエル部）にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。

コリウムシールドは、溶融炉心がペDESTAL（ドライウエル部）へと落下した場合において、溶融炉心とペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートの相互作用による侵食及び溶融炉心からペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートへの熱影響を抑制するため、寸法が高さ1.88 m、厚さ0.15 m、材料がジルコニア（ ZrO_2 ）、個数が1個の設計とする。なお、コリウムシールドは耐震性を有する設計とする。

ペDESTAL排水系は、ドライウエル圧力高信号及び原子炉水位異常低下信号（L1）により、ペDESTAL（ドライウエル部）内へ流入する配管に対してペDESTAL（ドライウエル部）外側に設置した制限弁を自動閉止し、ペDESTAL（ドライウエル部）への流入水を制限するとともに、格納容器床ドレンサンプに貯留された水が格納容器床ドレンサンプ及び格納容器機器ドレンサンプの排水流路により排出されることで、必要な水位を維持できる設計とする。また、ベント管に接続する排水弁は、原子炉圧力容器破損前に閉とし、原子

炉圧力容器破損後のペデスタル水のサブプレッション・チェンバへの流出を防止する設計とする。

格納容器床ドレンサンプの排水流路のうち、格納容器床ドレンサンプ導水管は、ペデスタル（ドライウェル部）内の水位を常時 1 m に維持するため、格納容器床ドレンサンプ床面から高さが 1 m の設計とする。また、格納容器機器ドレンサンプの排水流路のうち、格納容器機器ドレンサンプ導水管は、ペデスタル（ドライウェル部）内の水位が 1.2 m 以上であるときに、格納容器床ドレンサンプの排水流路に加え、格納容器機器ドレンサンプの排水流路から排出するため、格納容器床ドレンサンプ床面から高さが 1.2 m の設計とする。なお、格納容器床ドレンサンプ及び格納容器機器ドレンサンプの排水流路は、原子炉圧力容器破損後に排水流路内でデブリが凝固する構造とし、サブプレッション・チェンバへのデブリ流出を防止する設計とする。

原子炉圧力容器破損前までに想定される落下物により、格納容器床ドレンサンプ導水管及び格納容器機器ドレンサンプ導水管が損傷することを防止するため、格納容器床ドレンサンプ導水管カバー及び格納容器機器ドレンサンプ導水管カバーを設ける設計とする。また、格納容器床ドレンサンプ導水管カバー及び格納容器機器ドレンサンプ導水管カバーは、異物による排水機能への悪影響を防止するため、異物混入防止機能を有した設計とする。なお、格納容器床ドレンサンプ導水管カバー及び格納容器機器ドレンサンプ導水管カバーは耐震性を有した設計とする。

炉心の著しい損傷が発生した場合に溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として、低压代替注水系（常設）、低压代替注水系（可搬型）、高压代替注水系、代替循環冷却系及びほう酸水注入系を設ける。

低压代替注水系（常設）、低压代替注水系（可搬型）、高压代替注水系、代替循環冷却系及びほう酸水注入系は、低压代替注水系（常設）、低压代替注水系（可搬型）、高压代替注水系及び代替循環冷却系のいずれかと並行してほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水を行うことで溶融炉心を冷却できる設計とする。

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

低压代替注水系（常設）の水源である代替淡水貯槽は、複数の代替淡水源から淡水を供給できる設計とし、淡水が枯渇した場合に、海を利用できる設計とする。

低压代替注水系（可搬型）は、可搬型代替注水中型ポンプ（直列 2 台）により西側淡水貯水設備の水を、可搬型代替注水大型ポンプにより代替淡水貯槽の水を低压炉心スプレイ系等又は残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器に注水することで溶融炉心を冷却できる設計とする。

低压代替注水系（可搬型）の水源である代替淡水貯槽及び西側貯水設備は、複数の代替淡水源から淡水を供給できる設計とし、淡水が枯渇した場合に、海を利用できる設計とする。

高压代替注水系は、蒸気タービン駆動ポンプによりサブプレッション・チェンバのプール

水を高圧炉心スプレイ系等を経由して、原子炉压力容器へ注水することで溶融炉心を冷却できる設計とする。

代替循環冷却系は、代替循環冷却系ポンプにより、サプレッション・チェンバのプール水を残留熱除去系等を経由して原子炉压力容器へ注水することで溶融炉心を冷却できる設計とする。

ほう酸水注入系は、ほう酸水注入ポンプにより、ほう酸水を原子炉压力容器へ注入することで、溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下を遅延・防止する設計とする。

3.2.6 重大事故等時における水素爆発による原子炉格納容器の破損防止機能

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止するための重大事故等対処設備として、原子炉格納容器内を不活性化するための設備である窒素供給装置及び原子炉格納容器内に滞留する水素及び酸素を大気へ排出するための設備である格納容器圧力逃がし装置を設ける。

また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止できるよう、発電用原子炉の運転中は、原子炉格納容器内を不活性ガス系により常時不活性化する設計とする。

窒素供給装置は、原子炉格納容器内に窒素を供給することで、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により原子炉格納容器内に発生する水素及び酸素の濃度を可燃限界未満にできる設計とする。

窒素供給装置は、窒素供給装置用電源車から給電できる設計とする。

格納容器圧力逃がし装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系等を経由して、フィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋原子炉棟屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への排出を低減しつつ、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器内の水素及び酸素を大気に排出できる設計とする。

格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機させ、ベント開始後においても不活性ガスで置換できる設計とし、排出経路に可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはベントラインを設け、可燃性ガスを排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。

なお、詳細は添付書類「V-1-8-2 原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書」に示す。

3.2.7 重大事故等時における水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止機能

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するために原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素等を含む気体を排出するとともに、放射性物質を低減するための重大事故等対処設備として、水素排出設備で

ある原子炉建屋ガス処理系を設ける。また、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ための重大事故等対処設備として、水素濃度制御設備である静的触媒式水素再結合器を設ける。

水素排出設備である原子炉建屋ガス処理系の非常用ガス処理系排風機及び非常用ガス再循環系排風機は、負圧達成機能及び負圧維持機能をもち、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいする水素等を含む気体を吸引し、非常用ガス処理系フィルタトレイン及び非常用ガス再循環系フィルタトレインにて放射性物質を低減して主排気筒に隣接する非常用ガス処理系排気筒から排出することで、原子炉建屋原子炉棟内に水素が滞留せず、水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷の防止が可能な設計とする。

水素濃度制御設備である静的触媒式水素再結合器は、運転員の起動操作を必要とせず、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素と酸素を触媒反応によって再結合させることで、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度の上昇を抑制し、原子炉建屋原子炉棟の水素爆発を防止できる設計とする。

なお、詳細は添付書類「V-1-8-2 原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書」に示す。

3.2.8 原子炉格納容器外面への放水設備等

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

大気への拡散を抑制するための重大事故等対処設備として、原子炉建屋放水設備は、可搬型代替注水大型ポンプにより海水を取水し、ホースを経由して放水砲から原子炉建屋へ放水できる設計とする。可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲は、設置場所を任意に設定し、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水できる設計とする。また、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するため、可搬型代替注水大型ポンプにより泡混合器を通して、海水を泡消火薬剤と混合しながらホースを経由して放水砲から原子炉建屋周辺へ放水できる設計とする。

海洋への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として、海洋拡散抑制設備は、汚濁防止膜等で構成し、汚濁防止膜（可搬型）は、汚染水が発電所から海洋に流出する雨水排水路集水桝及び放水路に設置できる設計とする。

汚濁防止膜（可搬型）は、海洋への放射性物質の拡散を抑制するため、設置場所に応じた高さ及び幅を有する設計とする。また、予備については、保守点検は目視点検であり、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに、破れ等の破損時の予備用として各設置場所に保管する。

3.2.9 重大事故等時の動荷重

重大事故等時は、設計基準事故時と事故進展が異なるため、設計基準事故時に生じる原子炉冷却材喪失時の動荷重及び逃がし安全弁作動時以外の動荷重が加わる。

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

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

- ・原子炉压力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用時の蒸気発生に伴う圧力上昇
- ・雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）時の格納容器ベントによる減圧

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

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

- ・全交流動力電源喪失のプール水の温度上昇時
- ・原子炉停止機能喪失時の逃がし安全弁 18 弁作動時
- ・原子炉停止機能喪失時の原子炉压力容器圧力上昇時
- ・高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の発生防止のための逃がし安全弁作動に伴う過熱蒸気発生時

これらのうち、原子炉停止機能喪失時の原子炉压力容器圧力上昇時の動荷重は、設計基準事故時の逃がし安全弁作動時の動荷重よりも大きくなる可能性があることから、重大事故等時の動荷重として、新たに考慮する。

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

3.2.10 荷重の組合せ

原子炉格納施設の重大事故等時における荷重の組合せを表 3-11 に示す。なお，応力計算はそれぞれの荷重の組合せの中でもっとも厳しい条件について行う。また，荷重の発生する時間が明らかに異なる場合は時間のずれを考慮する。

表 3-11 重大事故等時の荷重の組合せ

荷重の組合せ		許容応力状態	死荷重 ^{*3}	活荷重（燃料交換時）	圧力				最大温度 ^{*5}	事故時荷重 ^{*6}	動荷重 ^{*7}			
No.	各運転状態による荷重				限界圧力	最大圧力 ^{*4}	SA (L) 圧力	SA (LL) 圧力			逃がし安全弁作動時	原子炉冷却材喪失事故	原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	格納容器ベント
SA1	SA短期における荷重	—	V _A	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
SA2	SA短期における荷重 ^{*1}	—	V _A	○	—	○ ^{*8}	—	—	—	—	○ ^{*8}	—	—	—
SA2'	SA短期における荷重 ^{*2}	—	V _A	○	—	○	—	—	—	—	○	○	—	—
SA3	SA短期における荷重	—	V _A	○	—	○	—	—	—	—	—	○ ^{*9}	—	—
SA4	SA短期における荷重	—	V _A	○	—	○	—	—	—	—	—	—	○ ^{*9, 10}	—
SA5	SA短期における荷重	—	V _A	○	—	○	—	—	—	—	—	—	—	○ ^{*9, 10}
SA6	SA長期 (L) における荷重	S _d	V _A S	○	—	○	—	—	—	—	—	—	—	—
SA7	SA長期 (L) における荷重	S _d	V _A S	○	—	—	○	—	—	—	—	○	—	—
SA8	SA長期 (LL) における荷重	S _s	V _A S	○	—	—	—	○	—	—	—	—	—	—

注記 *1：原子炉停止機能喪失時の有効性評価結果を考慮

*2：原子炉冷却材喪失事故時注水機能喪失（中小破断）の有効性評価結果を考慮

*3：各運転状態による荷重の組合せでもっとも厳しいプール水位を考慮

*4：各運転状態による荷重の組合せで想定される最大圧力を考慮

*5：重大事故等の最大温度による影響は発生する回数が1回であり，疲労破壊には顕著な影響を与えないため，組み合わせない

疲労評価は不要であるため，一次＋二次応力評価は不要とする

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

*7：各運転状態による荷重の組合せで想定されるプール水位を考慮

*8：最大圧力と逃がし安全弁作動時の組合せについては原子炉停止機能喪失時の原子炉格納容器最大圧力時の内圧による影響又は原子炉圧力容器最大圧力時の動

荷重（圧力波による荷重 $\square$ kPa / $\square$ kPa）による影響がもっとも厳しくなるものを考慮

*9：長期間継続しうるチャージング荷重と組み合わせる

*10：SA3の荷重に対して同等以下であるため，SA3で代表する

4. 重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能評価及びその他影響確認

重大事故等時の評価温度，評価圧力に対して原子炉格納容器の構造健全性及び機能維持について評価する。

4.1 重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能評価

4.1.1 評価方針

「3.2.1 重大事故等時の評価温度，評価圧力」で設定した重大事故等時の原子炉格納容器の評価温度（200℃），評価圧力（2 Pd）を用いて，その環境下での原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能について評価部位ごとに評価することにより，その機能が損なわれることがないことを確認する。

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

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

4.1.2 評価対象部位及び評価対象部位における機能喪失要因

図 3-3～図 3-9「原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図」に示す原子炉格納容器バウンダリを構成する機器から，以下のとおり評価対象部位を抽出し，評価部位ごとに放射性物質の閉じ込め機能喪失の要因を抽出する。

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

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

機能喪失要因の詳細な抽出内容については別添1の評価対象ごとの「評価方針」の項にて説明する。

以下に，原子炉格納容器バウンダリ構成部である評価対象部位を以下に示す。また，バウンダリ構成部の概要図を図4-1に示す。

- ① 原子炉格納容器本体
- ② トップヘッドフランジ
- ③ 機器搬入用ハッチ
- ④ サプレッション・チェンバアクセスハッチ
- ⑤ 所員用エアロック

⑥ 配管貫通部

- ・接続配管
- ・スリーブ
- ・平板類*, セーフエンド, 伸縮継手

注記 *：平板, 穴あき平板, フランジ, ボルト締め平板, フルードヘッド

⑦ 電気配線貫通部

- ・アダプタ, ヘッダ, モジュール

⑧ 原子炉格納容器隔離弁

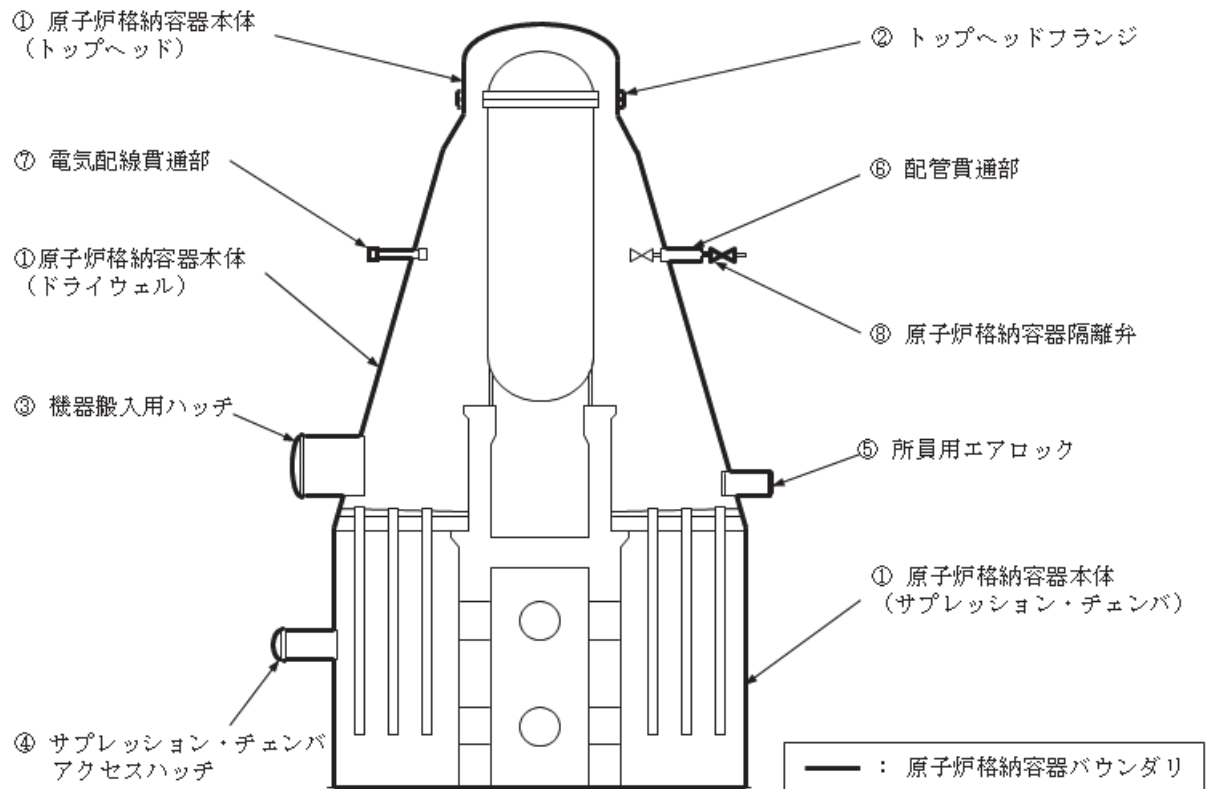


図4-1 原子炉格納容器バウンダリ構成部の概要図

原子炉格納容器バウンダリ構成部の重大事故時における放射性物質の閉じ込め機能喪失の要因（以下「機能喪失要因」という。）として、原子炉格納容器内の温度、圧力条件や原子炉格納容器本体の変形から、表 4-1 に示す機能喪失要因が想定される。

表 4-1 評価対象における機能喪失要因

評価対象		機能喪失要因	
		構造部	シール部
①原子炉格納容器本体 (トップヘッド、ドライウエル、 サプレッション・チェンバ)	一般構造部	延性破壊	—
	構造不連続部	延性破壊	—
②トップヘッドフランジ	フランジ部	延性破壊	開口, シール材劣化
③機器搬入用ハッチ	円筒胴	延性破壊	—
	鏡板	延性破壊	—
	フランジ部	延性破壊	開口, シール材劣化
④サプレッション・チェンバ アクセスハッチ	円筒胴	延性破壊	—
	鏡板	延性破壊	—
	フランジ部	延性破壊	開口, シール材劣化
⑤所員用エアロック	円筒胴, 隔壁	延性破壊	—
	扉板	—	開口, シール材劣化
	シール部 (扉以外)	—	シール材劣化
⑥配管貫通部	接続配管	延性破壊	—
	スリーブ (本体・取付部)	延性破壊	—
	平板類	延性破壊	開口, シール材劣化
	セーフエンド	延性破壊	—
	伸縮継手	疲労破壊	—
⑦電気配線貫通部	アダプタ	延性破壊	—
	ヘッダ	延性破壊	—
	モジュール	—	シール材劣化
⑧原子炉格納容器隔離弁	耐圧部 (弁箱)	延性破壊	—
	シール部	—	シール材劣化

4.1.3 評価方法

機能喪失要因に対する評価方法は、各評価対象に対し放射性物質の閉じ込め機能を確保できる判断基準を設定し、以下の(a)～(c)のいずれかの方法により評価し、200 °C、2 Pdの環境下での構造健全性及びシール部の機能維持を確認する。

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

評価方法による評価対象の分類を図4-2及び表4-2に示す。

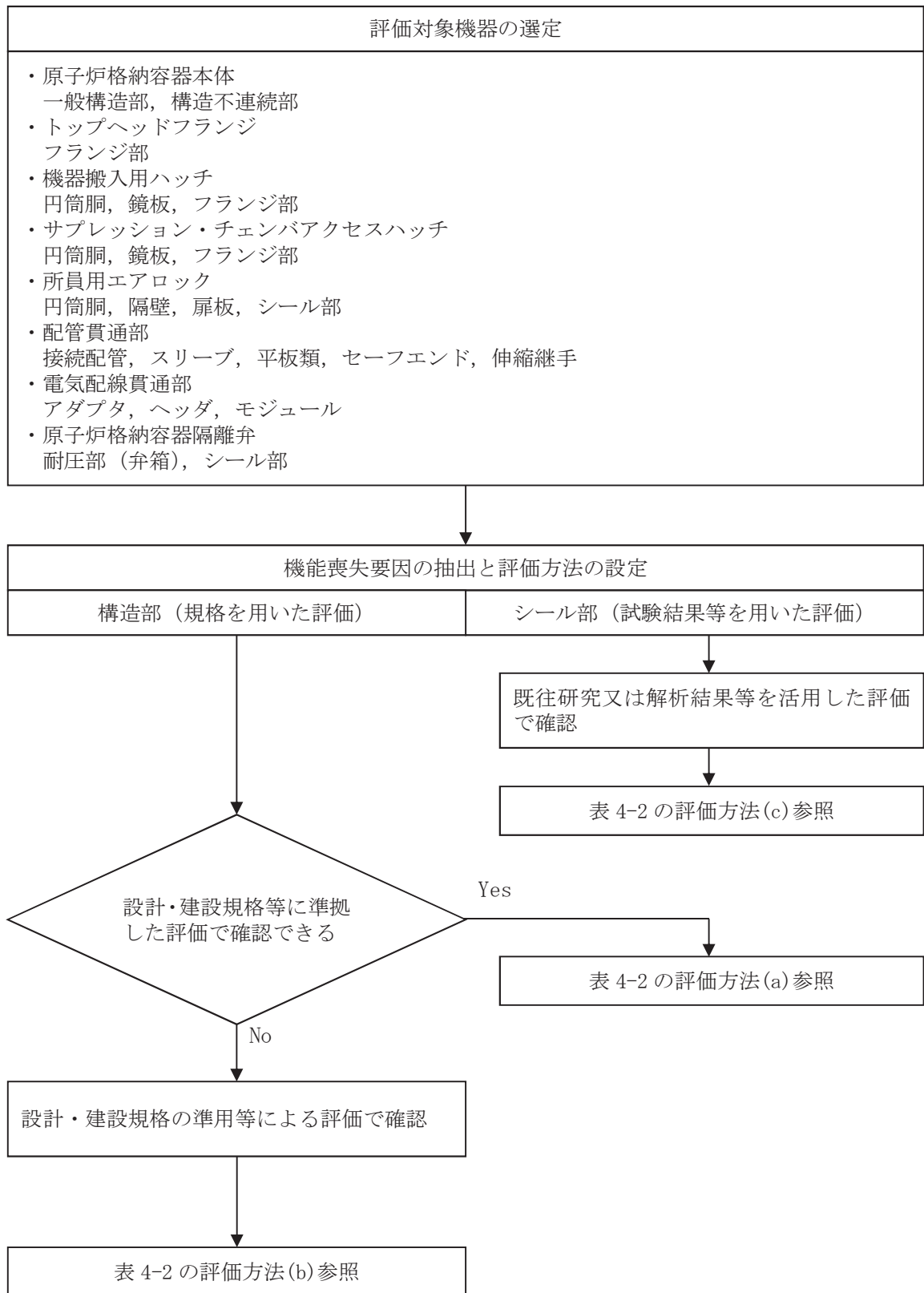


図4-2 評価方法による評価対象の分類

表4-2 評価対象の分類及び評価内容 (1/2)

評価対象		想定される 機能喪失要因	評価方法 *1	評価方法の概要		判定基準
本格炉 格納器 本体	一般構造部、構造不連続部	延性破壊（一般構造部）	(b)	原子炉格納容器本体の一般構造部について、設計・建設規格の評価式を準用し、200℃における2/3Su値が発生するときの許容圧力を算出。 ^{*2}		0.62 MPa [gage] (2 Pd) 以上 0.62 MPa [gage] (2 Pd) +SA 時の水頭圧以上
		延性破壊（構造不連続部）	(a)	添付書類「V-3-9-1-1 原子炉格納容器本体の強度計算書」に記載。		
		延性破壊（フランジ、ボルト）	(a)	添付書類「V-3-9-1-1 原子炉格納容器本体の強度計算書」に記載。		
ハッチ類	トッド ヘッド フランジ	開口、高温劣化（シール部）	(c)	有限要素法を用いた弾塑性解析結果による開口量評価及びガスケットの試験結果に基づき評価を実施。		シール部が健全であること
		延性破壊（円筒胴、鏡板）	(b)	円筒胴及び鏡板について、設計・建設規格の評価式を準用し、2/3Su値（200℃）に相当する許容圧力を評価 ^{*2}		0.62 MPa [gage] (2 Pd) 以上
	機器搬 入用ハ ッチ	延性破壊（円筒胴、鏡板、フランジ、ボルト）	(a)	添付書類「V-3-9-1-2 機器搬入出口の強度計算書」に記載。		
		開口、高温劣化（シール部）	(c)	有限要素法を用いた弾塑性解析結果による開口量評価及びガスケットの試験結果に基づき評価を実施。		シール部が健全であること
	サプレ ン・チェ ン・エア ン・バ ク・セ ス・ハ ッチ	延性破壊（円筒胴、鏡板）	(b)	円筒胴及び鏡板について、設計・建設規格の評価式を準用し、2/3Su値（200℃）に相当する許容圧力を評価 ^{*2}		0.62 MPa [gage] (2 Pd) 以上
		延性破壊（円筒胴、鏡板、フランジ、ボルト）	(a)	添付書類「V-3-9-1-3 エアロックの強度計算書」に記載。		
		開口、高温劣化（シール部）	(c)	有限要素法を用いた弾塑性解析結果による開口量評価及びガスケットの試験結果に基づき評価を実施。		シール部が健全であること
	所員用 エアロ ック	延性破壊（円筒胴）	(b)	円筒胴について、設計・建設規格の評価式を準用し、2/3Su値（200℃）に相当する許容圧力を評価 ^{*2}		0.62 MPa [gage] (2 Pd) 以上
		延性破壊（円筒胴、隔壁）	(a)	添付書類「V-3-9-1-3 エアロックの強度計算書」に記載。		
		開口、高温劣化（扉板シール部）	(b)	機械工学便覧のはりのたわみ計算式を用いた開口量評価及びガスケットの試験結果に基づき評価を実施。		シール部が健全であること
		開口、高温劣化（その他シール部）	(c)	シール材について、ガスケットの試験結果及び材料特性により耐性を評価。		シール部が健全であること

表4-2 評価対象の分類及び評価内容 (2/2)

評価対象	想定される 機能喪失要因	評価方法 *1	評価方法の概要	判定基準
配管貫通部	接続配管	(a)	添付書類「V-3-5-3-1 残留熱除去系の強度計算書」に記載。	0.62 MPa[gage] (2 Pd) 以上
	スリーブ	(b)	設計・建設規格の評価式を準用し、2/3Su 値 (200 °C) に相当する許容圧力を評価。*2	
		(a)	添付書類「V-3-9-1-4-1 原子炉格納容器貫通部の強度計算書」に記載。	0.62 MPa[gage] (2 Pd) 以上
	平板類	(b)	設計・建設規格の評価式を準用し、2/3Su 値 (200 °C) に相当する許容圧力を評価。*2	
		(b)	設計・建設規格を適用し、J I S B 8 2 6 5 に基づいて 200 °C、2 Pd におけるフランジの発生応力及びボルトの必要総有効断面積を評価。	許容応力以下 総有効断面積以下
		(b)	文献の理論式を用いて 200 °C、2 Pd における開口量評価及びガスケットの試験結果に基づき評価を実施。	
	セーフエンド	(b)	設計・建設規格の評価式を準用し、2/3Su 値 (200 °C) に相当する許容圧力を評価。*2	0.62 MPa[gage] (2 Pd) 以上
	伸縮継手	(a)	添付書類「V-3-9-1-4-2 原子炉格納容器貫通部ベローズの強度計算書」に記載。	
		(b)	設計・建設規格の評価式を準用し、2/3Su 値 (200 °C) に相当する許容圧力を評価。*2	0.62 MPa[gage] (2 Pd) 以上
	アダプタ	(c)	電気ベネ共研, NUPEC 試験等の結果により、200 °C、2 Pd における耐漏えい性を評価。	
電気配線	ヘッド			設計漏えい量以下
	モジュール			
		(a)	レーディング設計 (圧力クラス 1.03 MPa) の 200 °C における許容圧力により評価。	0.62 MPa[gage] (2 Pd) 以上
	不活性ガス系 バタフライ弁	(c)	実機を模擬した漏えい確認試験 (200 °C、2 Pd 以上) により評価。	
		(a)	レーディング設計 (圧力クラス 1.03 MPa) の 200 °C における許容圧力により評価。	0.62 MPa[gage] (2 Pd) 以上
	TIP ボール弁	(c)	シール材について、ガスケットの試験結果より耐性を評価。	

注記 *1: (a) 設計・建設規格等に準拠した評価

(b) 設計・建設規格の準用等による評価

(c) 既往研究及び解析結果等を活用した評価

*2: 設計・建設規格における必要な厚さを求める式により許容圧力を算出

4.1.4 評価結果

原子炉格納容器本体及び原子炉格納容器に設置されている開口部（機器搬入用ハッチ、サプレッション・チェンバアクセスハッチ、所員用エアロック）については、設計・建設規格の規格式による応力評価等を行い、判定値を満足することにより200℃、2 Pdの環境下での構造健全性を確認した。

原子炉格納容器貫通部（配管貫通部、電気配線貫通部）及び原子炉格納容器隔離弁については、設計・建設規格等による評価を行い、判定値を満足することにより200℃、2 Pdの環境下での構造健全性を確認した。

また、機器搬入用ハッチ、サプレッション・チェンバアクセスハッチ等の開口部のシール部、不活性ガス系バタフライ弁等については電気ペネ共研等での試験結果を基に評価を行い、200℃、2 Pdの環境下での機能維持が可能であることを確認した。

表 4-3 評価結果まとめ (1/2)

評価対象	評価点	評価方法	評価条件	評価値*1	判定基準	評価結果
原子炉格納容器本体	一般構造部	設計・建設規格を準用	200 ℃ 2 Pd	許容圧力 [] MPa [gage] (円筒胴部)	[] MPa [gage] (2 Pd+SA 時の水頭圧) 以上	破断せず
	構造不連続部	添付書類「V-3-9-1-1 原子炉格納容器本体の強度計算書」に記載。				
	構造部 (フランジ, ボルト)	添付書類「V-3-9-1-1 原子炉格納容器本体の強度計算書」に記載。				
トップヘッドフランジ	シール部 (フランジ, ガスケット)	有限要素法 (FEM) ガスケット試験	200 ℃ 2 Pd	開口量 [] mm (内側), [] mm (外側)	許容開口量 [] mm 以下	シール機能維持*2
	構造部 (円筒胴, 鏡板)	設計・建設規格準用	200 ℃ 2 Pd	許容圧力 (円筒胴) [] MPa [gage] 許容圧力 (鏡板) [] MPa [gage]	0.62 MPa [gage] (2 Pd) 以上 0.62 MPa [gage] (2 Pd) 以上	破断せず
	構造部 (円筒胴, 鏡板, フランジ, ボルト)	添付書類「V-3-9-1-2 機器搬入出入口の強度計算書」に記載。				
機器搬入用ハッチ	シール部 (フランジ, ガスケット)	有限要素法 (FEM) ガスケット試験	200 ℃ 2 Pd	開口量 [] mm (内側), [] mm (外側)	許容開口量 [] mm 以下	シール機能維持*2
	構造部 (円筒胴, 鏡板)	設計・建設規格準用	200 ℃ 2 Pd	許容圧力 (円筒胴) [] MPa [gage] 許容圧力 (鏡板) [] MPa [gage]	MPa [gage] (2 Pd) 以上 MPa [gage] (2 Pd) 以上	破断せず
	構造部 (円筒胴, 鏡板, フランジ, ボルト)	添付書類「V-3-9-1-3 エアロックの強度計算書」に記載。				
サブプレッショ・チェンバ アクセスハッチ	シール部 (フランジ, ガスケット)	有限要素法 (FEM) ガスケット試験	200 ℃ 2 Pd	開口量 [] mm (内側), [] mm (外側)	許容開口量 [] mm 以下	シール機能維持*2
	構造部 (円筒胴)	設計・建設規格を準用	200 ℃ 2 Pd	許容圧力 [] MPa [gage]	0.62 MPa [gage] (2 Pd) 以上	破断せず
	構造部 (隔壁)	添付書類「V-3-9-1-3 エアロックの強度計算書」に記載。				
所員用エアロック	シール部 (扉板シール部)	機械工学便覧 ガスケット試験	200 ℃ 2 Pd	開口量 [] mm	許容開口量 [] mm 以下	シール機能維持*2
	シール部 (その他シール部)	ガスケット試験 材料仕様	200 ℃	200 ℃以上	200 ℃以上	シール機能維持*3

注記 *1: 複数評価している項目はもつとも厳しい値を記載

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

*3: シール材の試験結果又は材料仕様により高温環境下における耐性を確認

*4: 試験における漏えい量が設計漏えい量以下であることを確認

表 4-3 評価結果まとめ (2/2)

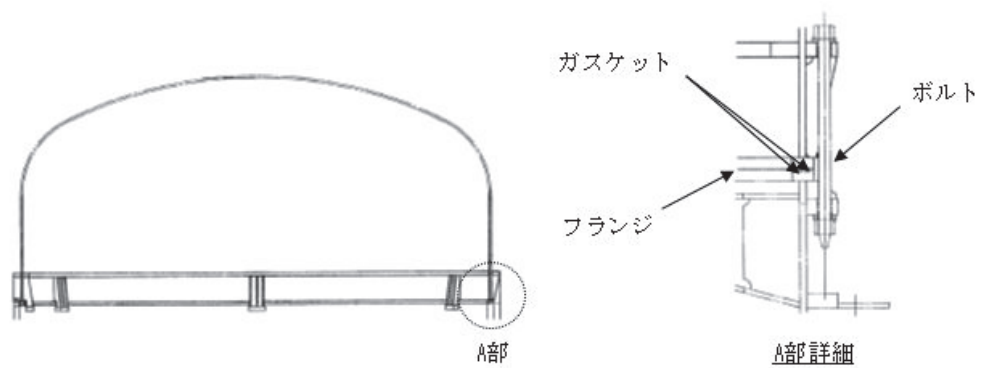
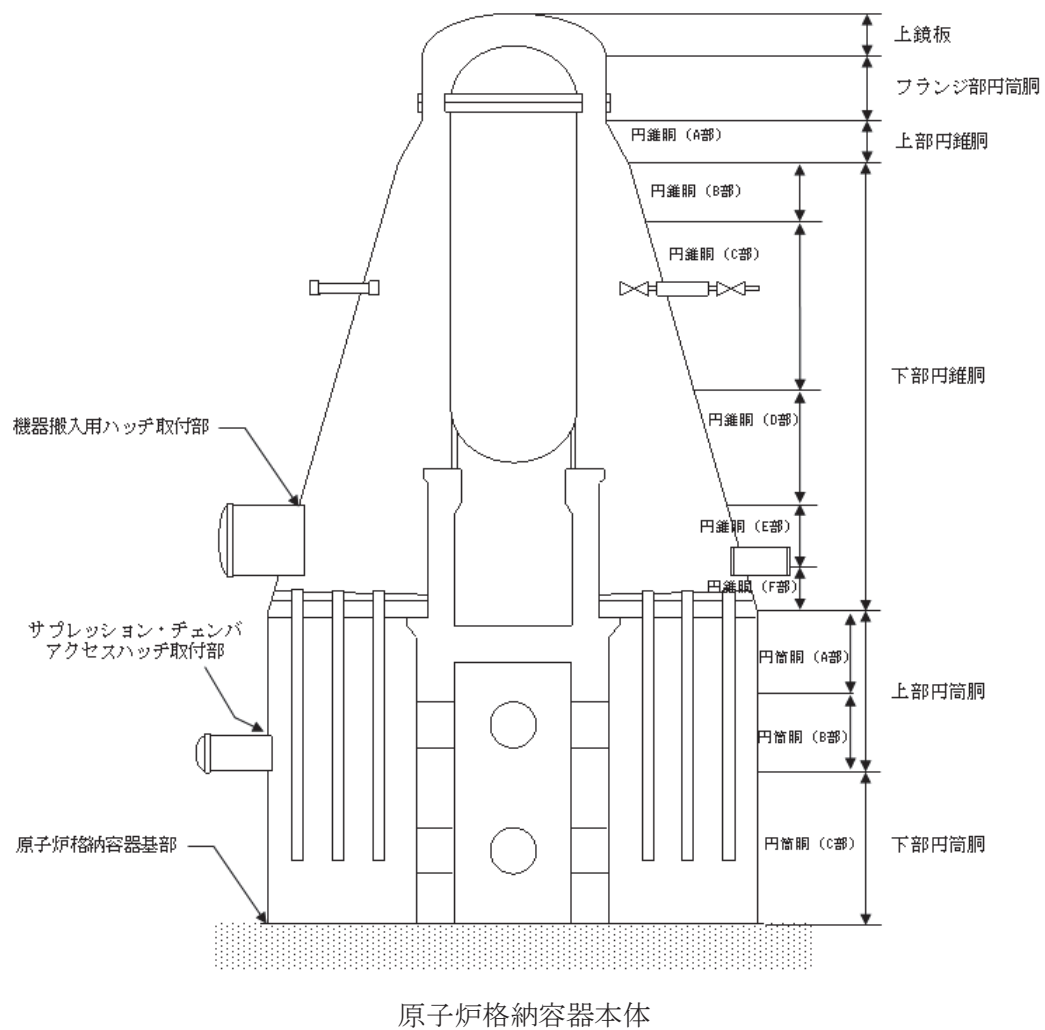
評価対象	評価点	評価方法	評価条件	評価値*1	判定基準	評価結果
配管 貫通部	接続配管	同左	添付書類「V-3-5-3-1 残留熱除去系の強度計算書」に記載。			
	スリーブ		設計・建設規格を準用	200 °C 2 Pd	許容圧力 (X-18) MPa [gage] (2 Pd) 以上	破断せず
			添付書類「V-3-9-1-4-1 原子炉格納容器貫通部の強度計算書」に記載。			
	平板類		構造部 (ボルト締め平板)	設計・建設規格を準用	許容圧力 (X-28) MPa [gage]	破断せず
			構造部 (フランジ, ボルト)	J I S B 8 2 6 5 200 °C 2 Pd	発生応力 (X-28 フランジ) : 124 MPa 必要有効断面積 (X-28 ボルト) : 1.212 × 10 ³ mm ²	破断せず
セーフエンド			シール部 (フランジ, ガス ケット)	文献の理論式 200 °C 2 Pd	開口量 mm 許容開口量 mm 以下	シール機能維持*2
			同左	設計・建設規格を準用 200 °C 2 Pd	許容圧力 (X-18) MPa [gage]	破断せず
			同左	添付書類「V-3-9-1-4-2 原子炉格納容器貫通部ベローズの強度計算書」に記載。		
電気配線 貫通部	アダプタ	同左	設計・建設規格を準用	200 °C 2 Pd	許容圧力 (低圧) 許容圧力 (高圧) MPa [gage] MPa [gage]	破断せず
	ヘッド	同左	設計・建設規格を準用	200 °C 2 Pd	許容圧力 (低圧) 許容圧力 (高圧) MPa [gage] MPa [gage]	破断せず
	モジュール	同左	シール部 (モジュール)	電気ベネ共研, NUPEC 試験 200 °C 2 Pd	漏えいなし 設計漏えい量以下	シール機能維持*4
			耐圧部 (弁箱)	レーテイング設計 200 °C 2 Pd	許容圧力 : 1.40 MPa [gage]	破断せず
原子炉 格納容器 隔離弁			弁シート部	漏えい確認試験 200 °C 2 Pd	漏えいなし 設計漏えい量以下	シール機能維持*4
			耐圧部 (弁箱)	レーテイング設計 200 °C 2 Pd	許容圧力 : 1.32 MPa [gage]	破断せず
			シール部	ガスケット試験 200 °C 2 Pd	200 °C 以上	シール機能維持*3

注記 *1: 複数評価している項目はもっとも厳しい値を記載

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

*3: シール材の試験結果又は材料仕様により高温環境下における耐性を確認

*4: 試験における漏えい量が設計漏えい量以下であることを確認



トップヘッドフランジ

図 4-3 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図 (1/5)

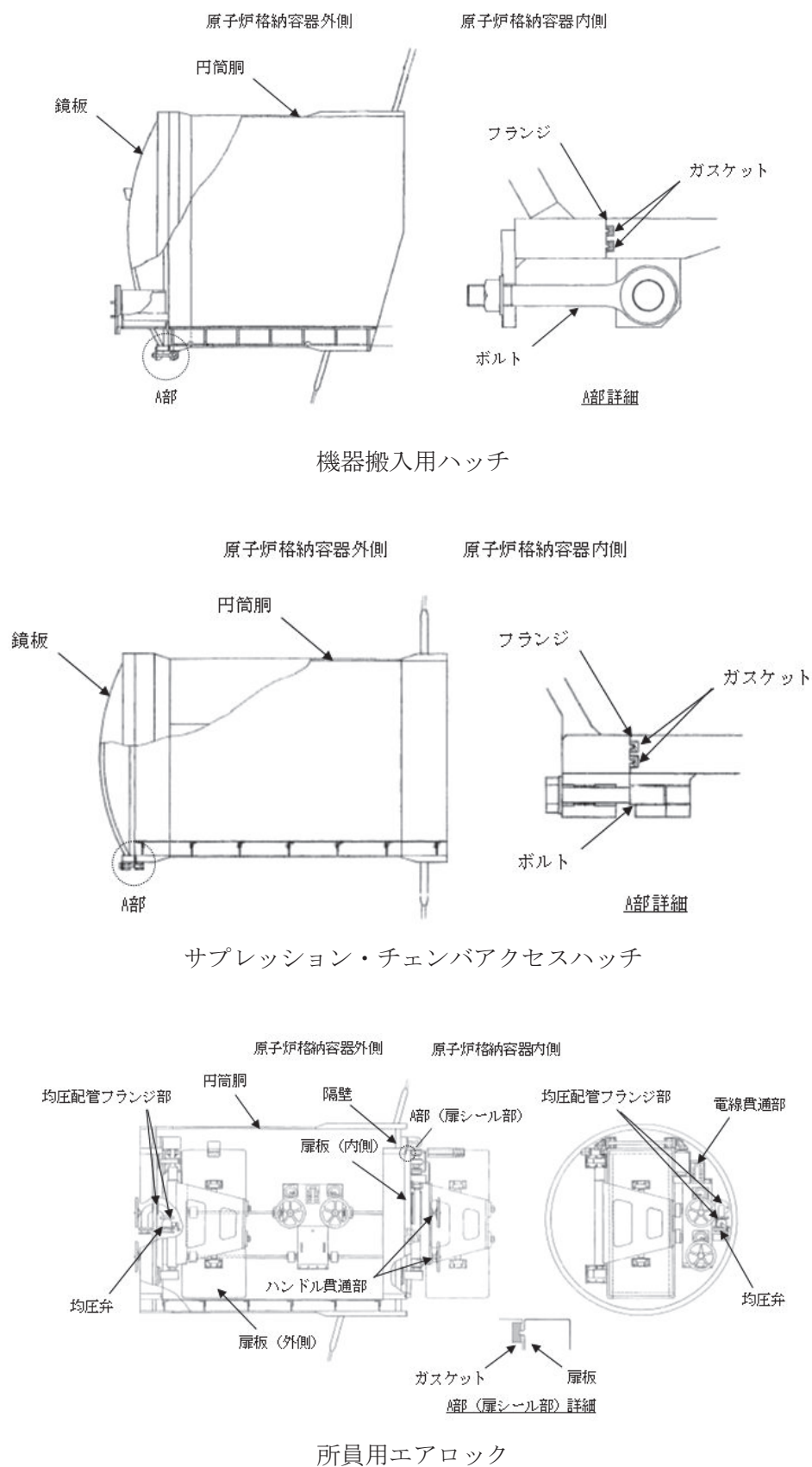
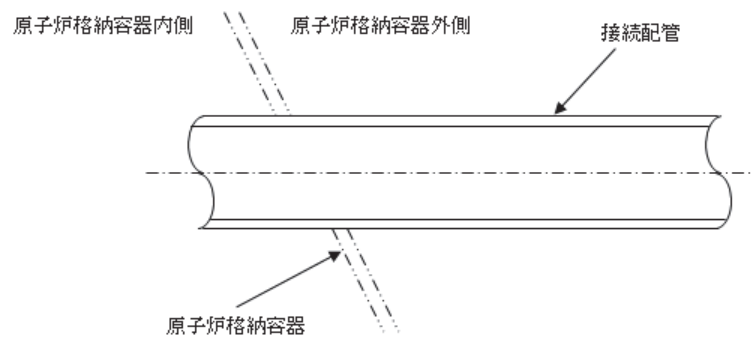
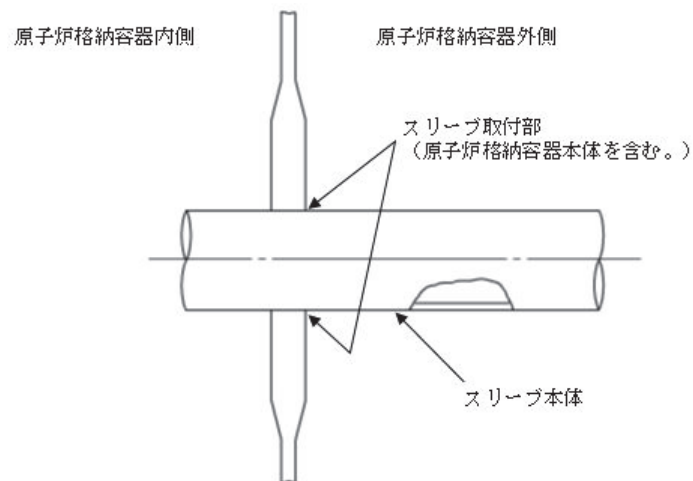


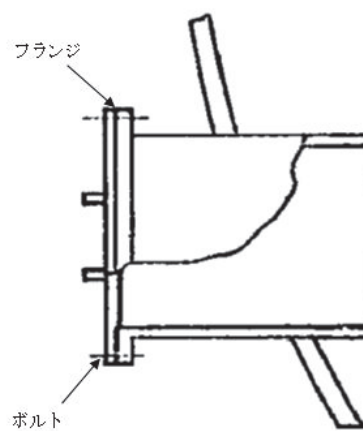
図 4-3 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図 (2/5)



配管貫通部（接続配管）

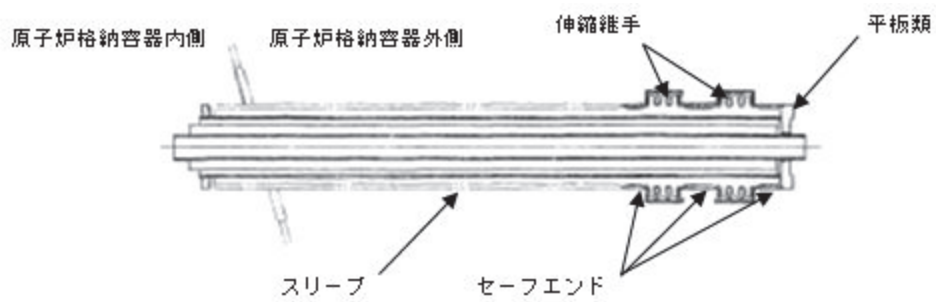


配管貫通部（スリーブ）

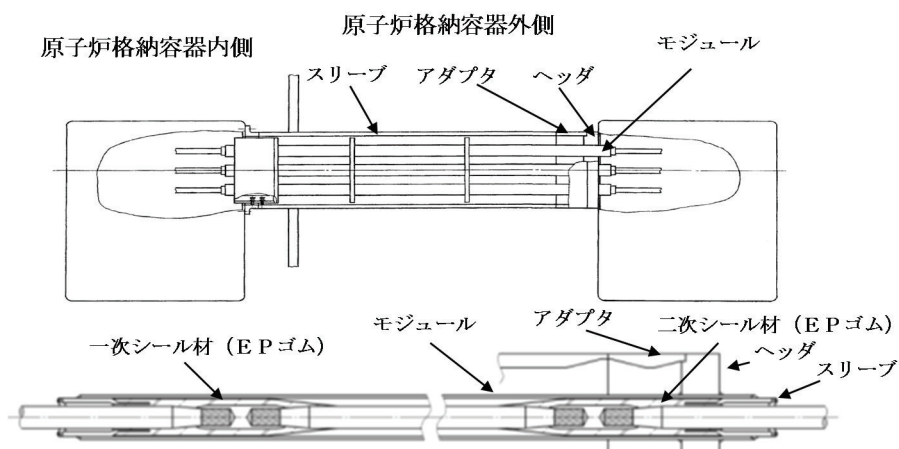


配管貫通部（平板類）

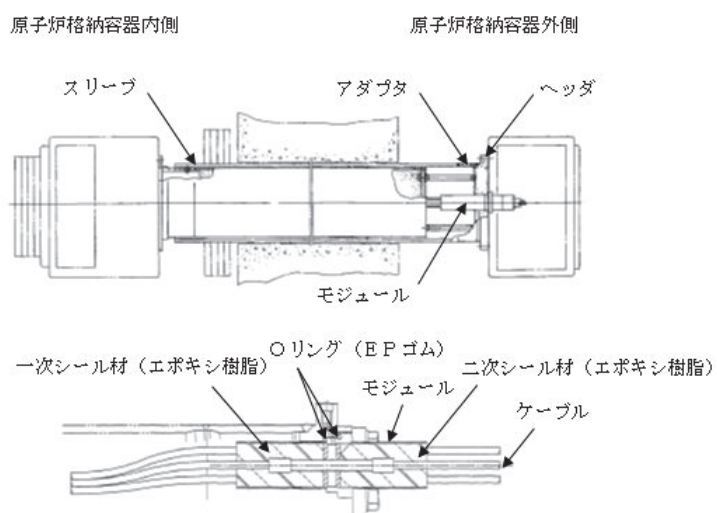
図 4-3 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図 (3/5)



配管貫通部（セーフエンド，伸縮継手）

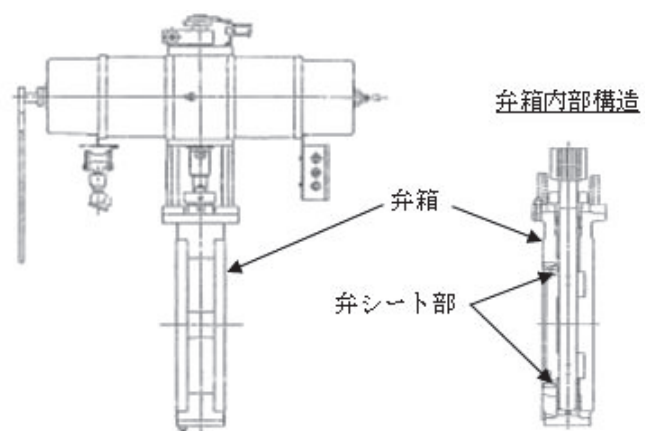


電気配線貫通部（高圧用）

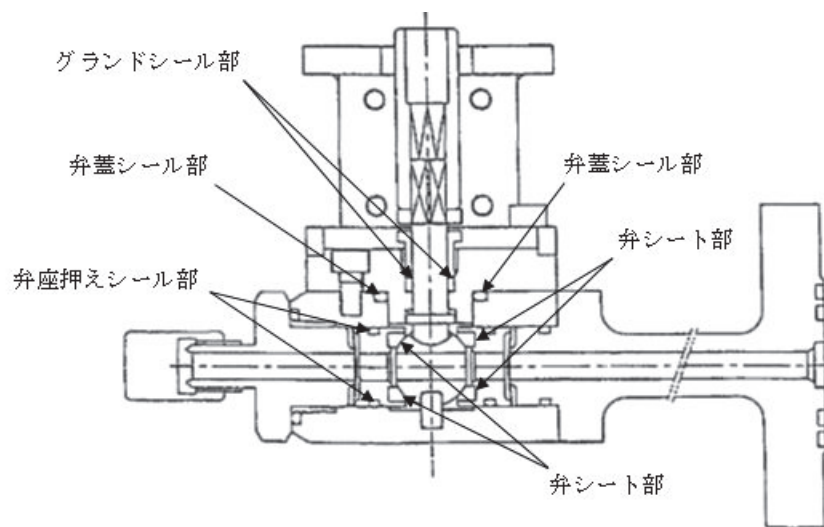


電気配線貫通部（低圧用）

図 4-3 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図（4／5）



原子炉格納容器隔離弁（不活性ガス系バタフライ弁）



原子炉格納容器隔離弁（T I P ボール弁）

図 4-3 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図 (5/5)

4.2 その他原子炉格納容器評価温度、圧力に対する影響確認

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

4.2.1 確認内容

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

(1) 経年劣化の影響

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

(2) 評価温度、圧力負荷後の耐震性への影響

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

(3) 貫通部の F P 沈着による影響

炉心溶融時、貫通部のリークパスに F P が沈着した場合の温度上昇について確認する。確認方法及び確認結果の詳細は別添 1 別紙 3 に示す。

4.2.2 確認結果

- (1) 原子炉格納容器の閉じ込め機能を有する箇所における経年劣化の対策についても確認し、原子炉格納容器の評価温度、圧力への影響はないことを確認した。
- (2) 重大事故等時の温度、圧力を超える評価温度、圧力（200 °C，2 Pd）が負荷された後の耐震性の影響については、評価温度、圧力の環境で一部の箇所において小さな残留ひずみが生じるが、発生応力に与える影響はない。地震の許容応力は、放射性物質の閉じ込め機能の確認にて考慮した許容応力の制限内であり、さらに評価温度・圧力負荷前と同様の挙動を示すことから、耐震性に影響はないことを確認した。
- (3) 炉心溶融時の原子炉格納容器内の F P の沈着による温度上昇について、格納容器破損防止対策の有効性評価における評価事故シーケンスのうち雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）を想定した条件にて、原子炉格納容器のリークパスへ F P が飛散し、リークパス内が F P で満たされ目詰まりしたと保守的に仮定し、F E M解析により熱解析を実施した。評価結果としては、原子炉格納容器の貫通部リークパス箇所の最高温度は約 175 °Cとなり原子炉格納容器評価温度である 200 °Cを下回ることから原子炉格納容器評価温度、圧力に影響ないことを確認した。

別添 1 原子炉格納容器の重大事故等時の閉じ込め機能健全性について

目 次

1. 概要	
2. 原子炉格納容器本体	
2.1 評価方針	別添 1-2-1
2.2 評価結果	別添 1-2-4
3. トップヘッドフランジ	
3.1 評価方針	別添 1-3-1
3.2 評価	別添 1-3-3
3.3 評価結果	別添 1-3-11
4. 機器搬入用ハッチ	
4.1 評価方針	別添 1-4-1
4.2 評価	別添 1-4-4
4.3 評価結果	別添 1-4-9
5. サプレッション・チェンバアクセスハッチ	
5.1 評価方針	別添 1-5-1
5.2 評価	別添 1-5-4
5.3 評価結果	別添 1-5-10
6. 所員用エアロック	
6.1 評価方針	別添 1-6-1
6.2 評価	別添 1-6-6
6.3 評価結果	別添 1-6-11
7. 配管貫通部	
7.1 概要	別添 1-7-1
7.2 配管貫通部（接続配管）	別添 1-7-2
7.3 配管貫通部（スリーブ）	別添 1-7-3
7.4 配管貫通部（平板類）	別添 1-7-6
7.5 配管貫通部（セーフエンド）	別添 1-7-13
7.6 配管貫通部（伸縮継手）	別添 1-7-15
8. 電気配線貫通部	
8.1 概要	別添 1-8-1
8.2 電気配線貫通部（アダプタ）	別添 1-8-3

8.3 電気配線貫通部（ヘッダ）	別添 1-8-5
8.4 電気配線貫通部（モジュール）	別添 1-8-8

9. 原子炉格納容器隔離弁

9.1 概要	別添 1-9-1
9.2 原子炉格納容器隔離弁（不活性ガス系バタフライ弁）	別添 1-9-2
9.3 原子炉格納容器隔離弁（T I P ボール弁）	別添 1-9-4

別紙 1 原子炉格納容器 限界温度・圧力に対する経年劣化の影響について

別紙 2 原子炉格納容器 評価温度・圧力負荷後の耐震性の影響について

別紙 3 原子炉格納容器貫通部の核分裂生成物沈着による影響について

1. 概要

本資料は、「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」（以下「説明書」という。）の「4.1 重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能評価」に示す重大事故等時の評価温度、評価圧力に対する原子炉格納容器の構造健全性及び機能維持の評価方法及び評価結果を詳細に示すものである。

2. 原子炉格納容器本体

2.1 評価方針

原子炉格納容器本体は、円錐フラスタム形のドライウェル、円筒形のサブプレッション・チェンバから構成されている。

原子炉格納容器本体の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200 ℃、2 Pd の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、圧縮力が一般構造部に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外とする。

したがって、原子炉格納容器本体の機能喪失要因は、高温状態で内圧を受けることによって生じる、過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。原子炉格納容器本体の評価対象と評価方法を表 2-1 に、評価対象を図 2-1 にそれぞれ示す。

ここで、「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (2005 年版 (2007 年追補版を含む)) (第 I 編 軽水炉規格) J S M E S N C 1-2005/2007」(以下、「設計・建設規格」という。)の解説表 PVB-3110-1 において、延性破壊評価は一次応力の評価を実施することになっている。設計・建設規格における一次応力強さの許容値は、材料の種類及び温度毎に材料試験 (引張試験) を実施した結果をもとに国内 S_u 値検討会で設定された設計引張強さ (S_u) に割下げ率を考慮して設定されたものである (設計・建設規格 解説 GNR-2200)。今回の評価は、設計基準である最高使用温度及び最高使用圧力を超過する原子炉格納容器本体の構造健全性を確認するものであるため、上記割下げ率を P_m (一次一般膜応力強さ) には 1.5、 $P_L + P_b$ (一次一般局部膜応力強さ + 一次曲げ応力強さ) には 1.0 とした評価を行う。すなわち、原子炉格納容器本体に発生する応力が、 P_m が $2/3 S_u$ 、 $P_L + P_b$ が S_u 以下であれば、延性破壊に至らず、構造は健全で機能要求 (放射性物質の閉じ込め機能) を確保できる。この許容値の考え方は、設計・建設規格 解説 PVB-3111 に示されるように、供用状態 D の P_m 、 $P_L + P_b$ の許容値と同等である。なお、耐圧機能維持の観点から、安全評価上の仮定 (原子炉冷却材喪失事故を想定) に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態 D の許容応力は、鋼材の究極的な強さを基に、弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全余裕を考慮して規定されている。前者は、膜応力であり断面の応力が S_u に到達すると直ちに破損に至るため、割下げ率 1.5 を考慮して規定されているが、後者は、断面表面が S_u に到達しても断面内部は更なる耐荷能力があり直ちに破損には至らないため割下げ率は 1.0 としている。

(1) 一般構造部

原子炉格納容器本体の一般構造部 (設計・建設規格 PVE-3010 で規定されている部位) の評価として、設計・建設規格の PVE-3230 (2) a 項及び PVE-3323 (1) 項を準用し、許容引張応力に供用状態 D における一次一般膜応力の許容値である 200 ℃ の $2/3 S_u$ を与えることで許容応力を算出し、評価圧力 2 Pd、2 Pd + S A 時の水頭圧を上回ることを確認する。また、応力評価を実施し、200 ℃、2 Pd における発生応力 P_m を算出し、原子炉格納容器の $2/3 S_u$ 値 (200 ℃) に相当する許容応力以内であることを確認する。なお、応力評価は、添付書類「V-3-9-1-1 原子炉格納容器本体の強度計算書」に記載する。

(2) 構造不連続部

原子炉格納容器の構造不連続部の評価として、応力評価を実施する。評価温度・圧力 (200 ℃、2 Pd) における発生応力 $P_L + P_b$ を算出し、原子炉格納容器の S_u 値 (200 ℃) に相当する許容応力以内であることを確認する。なお、応力評価は、添付書類「V-3-9-1-1 原子炉格納容器本体の強度計算書」に記載する。

また、東海第二発電所の原子炉格納容器は原子炉格納容器基部においてアンカボルトで支持された自立式の格納容器であるため、温度上昇時には原子炉格納容器基部に熱応力 (二次応力) が発生する。二次応力は、応力増加に伴い局所的な塑性流れが生じ応力分布が均等化され破損を引き起こすとは考えられないが、念のため一次 + 二次応力を評価する。

表 2-1 評価対象と評価方法

評価対象		機能喪失要因	評価方法
構造部	一般構造部	延性破壊	・設計・建設規格の評価式を準用した評価 ・応力評価
	構造不連続部	延性破壊	・応力評価

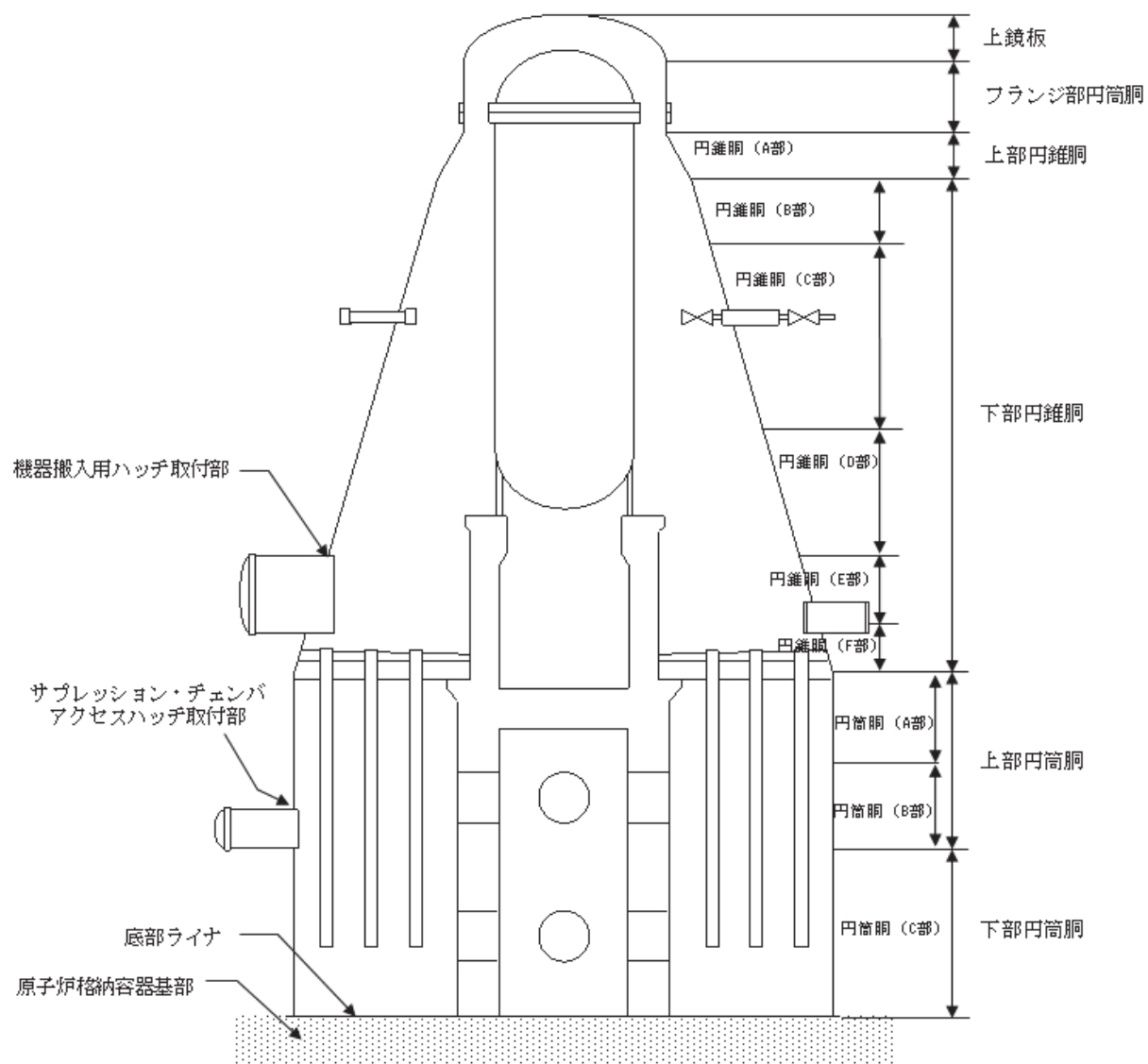


図 2-1 原子炉格納容器本体の評価対象

2.2 評価結果

(1) 一般構造部

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

また、応力評価結果は、添付書類「V-3-9-1-1 原子炉格納容器本体の強度計算書」に記載する。

上記により、200℃、2 Pdにおける発生応力に対して、一般構造物の許容応力以内であることを確認した。

(2) 構造不連続部

原子炉格納容器の構造不連続部の応力評価結果は、添付書類「V-3-9-1-1 原子炉格納容器本体の強度計算書」に記載する。

上記により、200℃、2 Pdにおける発生応力に対して、構造不連続部の許容応力以内であることを確認した。

原子炉格納容器の許容圧力評価結果

東海第二発電所の原子炉格納容器円筒部、円錐部及びトップヘッド部の必要板厚は、設計・建設規格の PVE-3521, PVE-3230(2)a 項及び PVE-3230(2)h 項を用いて求めることができる。ここで求めた式の許容引張応力に 200℃での $\frac{2}{3}S_u$ を与えることで東海第二発電所の限界圧力は、算出できる。

下記に、各評価対象を示す。

①上鏡板

上鏡板： (SGV480 相当)

許容圧力算定式：PVE-3521 を準用

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

S	許容引張応力 (MPa) (200℃における $\frac{2}{3}S_u$ 値を使用)	281
η	継手効率 (—)	1.0
t	板厚 (mm)	
R	ふた板の中央部における内半径 (mm)	
W	さら形ふた板の形状による係数	1.322
P	200℃における許容圧力	
MPa[gage] > 0.62 MPa[gage] (2 Pd)		

②フランジ部円筒胴

フランジ部円筒胴： (SGV480 相当)

許容圧力算定式：PVE-3230(2)a 項を準用

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

S	許容引張応力 (MPa) (200℃における $\frac{2}{3}S_u$ 値を使用)	281
η	継手効率 (—)	1.0
t	板厚 (mm)	
D_i	胴内径 (mm)	
P	200℃における許容圧力	
MPa[gage] > 0.62 MPa[gage] (2 Pd)		

③円錐胴 A 部

円錐胴 A 部 : (SGV480 相当)

許容圧力算定式 : PVE-3230(2)h 項を準用

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

S	許容引張応力 (MPa) (200 ℃における 2/3 S _u 値を使用)	281
θ	円錐の頂角の 1/2 (°)	
η	継手効率 (－)	1.0
t	板厚 (mm)	
D _i	胴内径 (mm)	
P	200 ℃における許容圧力	
MPa[gage] > 0.62 MPa[gage] (2 Pd)		

④円錐胴 B 部

円錐胴 B 部 : (SGV480 相当)

許容圧力算定式 : PVE-3230(2)h 項を準用

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

S	許容引張応力 (MPa) (200 ℃における 2/3 S _u 値を使用)	281
θ	円錐の頂角の 1/2 (°)	
η	継手効率 (－)	1.0
t	板厚 (mm)	
D _i	胴内径 (mm)	
P	200 ℃における許容圧力	
MPa[gage] > 0.62 MPa[gage] (2 Pd)		

⑤円錐胴 C 部

円錐胴 C 部 : (SGV480 相当)

許容圧力算定式 : PVE-3230(2)h 項を準用

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

S	許容引張応力 (MPa) (200 ℃における 2/3 S _u 値を使用)	281
θ	円錐の頂角の 1/2 (°)	
η	継手効率 (－)	1.0
t	板厚 (mm)	
D _i	胴内径 (mm)	
P	200 ℃における許容圧力	
MPa[gage] > 0.62 MPa[gage] (2 Pd)		

⑥円錐胴 D 部

円錐胴 D 部 : (SGV480 相当)

許容圧力算定式 : PVE-3230(2)h 項を準用

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

S	許容引張応力 (MPa) (200 ℃における 2/3 S _u 値を使用)	281
θ	円錐の頂角の 1/2 (°)	
η	継手効率 (－)	1.0
t	板厚 (mm)	
D _i	胴内径 (mm)	
P	200 ℃における許容圧力	
MPa[gage] > 0.62 MPa[gage] (2 Pd)		

⑦円錐胴 E 部

円錐胴 E 部 : (SGV480 相当)

許容圧力算定式 : PVE-3230(2)h 項を準用

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

S	許容引張応力 (MPa) (200 ℃における 2/3 S _u 値を使用)	281
θ	円錐の頂角の 1/2 (°)	
η	継手効率 (－)	1.0
t	板厚 (mm)	
D _i	胴内径 (mm)	
P	200 ℃における許容圧力	
MPa[gage] > 0.62 MPa[gage] (2 Pd)		

⑧円錐胴 F 部

円錐胴 F 部 : (SGV480 相当)

許容圧力算定式 : PVE-3230(2)h 項を準用

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

S	許容引張応力 (MPa) (200 ℃における 2/3 S _u 値を使用)	281
θ	円錐の頂角の 1/2 (°)	
η	継手効率 (－)	1.0
t	板厚 (mm)	
D _i	胴内径 (mm)	
P	200 ℃における許容圧力	
MPa[gage] > 0.62 MPa[gage] (2 Pd)		

⑨円筒胴 A 部

円筒胴 A 部 : (SGV480 相当)

許容圧力算定式 : PVE-3230(2) a 項を準用

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

S	許容引張応力 (MPa) (200 ℃における 2/3 S _u 値を使用)	281
η	継手効率 (－)	1.0
t	板厚 (mm)	
D _i	胴内径 (mm)	
P	200 ℃における許容圧力	
MPa[gage] > MPa[gage] (2 Pd+ S A時の水頭圧)		

⑩円筒胴 B 部

円筒胴 B 部 : (SGV480 相当)

許容圧力算定式 : PVE-3230(2) a 項を準用

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

S	許容引張応力 (MPa) (200 ℃における 2/3 S _u 値を使用)	281
η	継手効率 (－)	1.0
t	板厚 (mm)	
D _i	胴内径 (mm)	
P	200 ℃における許容圧力	
MPa[gage] > MPa[gage] (2 Pd+ S A時の水頭圧)		

⑪円筒胴 C 部

円筒胴 C 部 : (SGV480 相当)

許容圧力算定式：PVE-3230(2) a 項を準用

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

S	許容引張応力 (MPa) (200 ℃における 2/3 S _u 値を使用)	281
η	継手効率 (－)	1.0
t	板厚 (mm)	
D _i	胴内径 (mm)	
P	200 ℃における許容圧力	
MPa[gage] > MPa[gage] (2 Pd+ S A時の水頭圧)		

原子炉格納容器の応力評価結果

原子炉格納容器本体の応力評価結果は、添付書類「V-3-9-1-1 原子炉格納容器本体の強度計算書」に記載する。

原子炉格納容器基部の評価

1. 概要

原子炉格納容器本体については、200℃、2 Pd において一次応力が発生する。また、原子炉格納容器基部については、熱膨張の拘束による熱応力が発生する。ここでは、既工認（工事計画認可申請書参考資料（平成 20・02・29 原第 41 号 平成 20 年 4 月 7 日付け）の参考資料 2-6「サプレッション・チェンバ円筒部シェル部及びサンドクッション部の強度計算書」の応力値を用いて、原子炉格納容器基部について一次応力＋二次応力（ $P_L + P_b + Q$ ）を評価する。

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

2. 評価方針

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

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

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

3. 評価条件

(1) 圧力及び温度

評価圧力 : 0.62 MPa[gage] (2 Pd)

評価温度 : 200 °C

(2) 材料及び許容応力

材料及び許容応力を表 2-3(1)に示す。

表 2-3(1) 材料の許容応力

部位	材料	一次＋二次応力
		$P_L + P_b + Q$
原子炉格納容器	SGV480	393 (=3 S)

4. 応力計算

(1) 応力評価点

応力評価点を表 2-3(2)及び図 2-3(1)に示す。応力評価点は、既工認の強度計算書において、一次局部膜応力＋一次曲げ応力＋二次応力が最大の値を示す部位を応力評価点とする。

表 2-3(2) 応力評価点

応力評価点番号	評価項目	応力評価点
P6	一次局部膜応力 ＋ 一次曲げ応力 ＋ 二次応力	原子炉格納容器基部

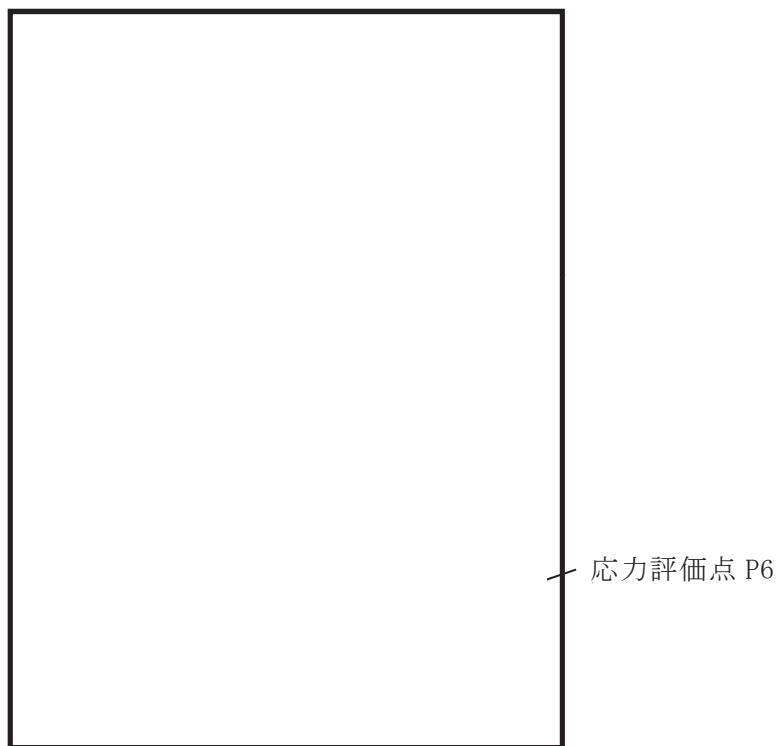


図 2-3(1) 応力評価点

(2) 応力計算

原子炉格納容器基部の作用する圧力，熱応力及び死荷重による圧力は，既工認で計算した応力を用い，評価荷重比の割り増しを考慮して算出する。

5. 応力評価

原子炉格納容器基部の各荷重による応力を表 2-3(3) 表に示す。また，応力の組合せ結果を表 2-3(4) に示す。

応力評価点の発生応力は一次＋二次応力の許容値を超える結果となったため，疲労評価を行い，疲労累積係数が 1 以下であることを確認した。疲労評価の結果を表 2-3(5)，表 2-3(6) に示す。

表 2-3(3) 各荷重による応力

荷重	一次+二次応力					
	$P_L + P_b + Q$					
	内面			外面		
	σ_t	σ_l	τ	σ_t	σ_l	τ
SA 時荷重						
鉛直荷重（通常）						
熱荷重（SA 時：200℃）						
プール水頭						

σ_t ：円周方向応力， σ_l ：軸方向応力， τ ：せん断応力（ $t-l$ 方向）

表 2-3(4) 一次+二次応力の評価結果

応力評価点	荷重の組合せ	応力分布	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)
P6	死荷重+内圧+熱+ S A 時の水頭圧	一次+二次応力		393

表 2-3(5) 疲労評価結果

S_n	発生応力 [MPa]	
K	応力集中係数	
K_e	ピーク応力補正係数	
S_p	疲労解析によるピーク応力強さのサイクルにおいて，その最大値と最小値との差 [MPa]	
S_l	繰返しピーク応力強さ [MPa]	
S_l'	補正繰返しピーク応力強さ [MPa]	
N_a	許容繰返し回数 [回]	
N_c	重大事故等時の繰返し回数 [回]	1
U	疲労累積係数	

注) 設計・建設規格 PVB-3315(2)項を適用

表 2-3(6) 評価結果

一次+二次応力評価 (MPa)		疲労評価	
一次+二次応力評価	許容応力	疲労累積係数	許容値
	393		1

3. トップヘッドフランジ

3.1 評価方針

トップヘッドフランジは、ドライウェル上蓋側のフランジと原子炉格納容器本体側のフランジをボルトにより固定している。また、シール部はシール溝が内外二重に配置されており、それぞれにシリコンゴムのガスケットを使用している。

トップヘッドフランジの構造強度上考慮すべき機能喪失要因として、脆性破壊、疲労破壊及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200 ℃、2 Pd の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないことから、脆性破壊及び疲労破壊は評価対象外とする。

シール部については、内圧が低い段階ではボルトの締め付けにより開口は抑制されるが、内圧の上昇に伴って開口量が増加することにより、外部への漏えい経路を形成する。

また、フランジが開口してもフランジの密閉性を担保しているシール材が健全であれば、シール材が開口に追従するため外部への漏えいを防止することができるが、重大事故等時の環境に晒されると、シール材が高温劣化し、フランジの開口に追従できなくなりシール機能の低下が想定される。

したがって、トップヘッドフランジの機能喪失要因は、原子炉格納容器内圧による過度な塑性変形に伴う延性破壊、また、シール部のフランジ開口量及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられる。

このため、200 ℃、2 Pdでの健全性確認には以下の評価が必要である。

- ・フランジ部の耐圧
- ・フランジ固定部の強度
- ・ガスケットの健全性

トップヘッドフランジの評価対象と評価方法を表3-1に、評価対象を図3-1にそれぞれ示す。

表 3-1 評価対象と評価方法

評価対象	機能喪失要因	評価方法
構造部 (フランジ部, ボルト)	延性破壊	・応力評価
シール部 (フランジ, ガスケット)	開口 シール機能低下	・実機モデルのFEM解析による開口量評価 ・既往研究の試験結果を用いた評価

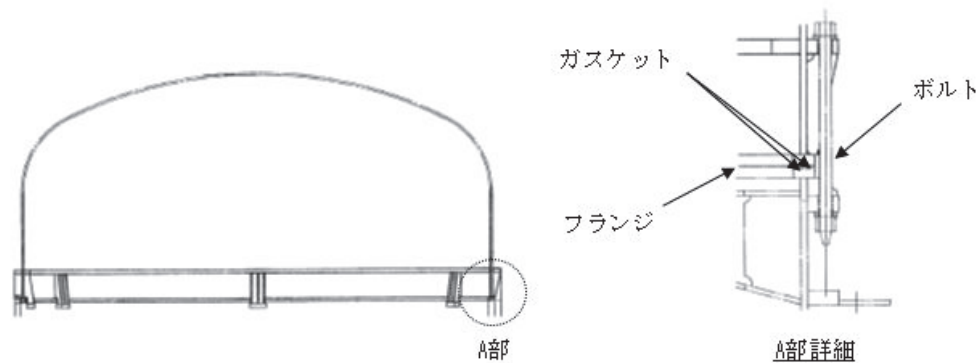


図3-1 トップヘッドフランジの評価対象

(1) フランジ部の耐圧

フランジ部の耐圧評価として、原子炉格納容器温度・圧力が200℃、2 Pdにおけるフランジ部の一次応力評価を行い、発生応力が許容応力以下であることを確認する。

ここで、設計・建設規格の解説表PVB-3110-1において、延性破壊評価は一次応力の評価を実施することとなっている。一方、設計・建設規格における一次応力強さの許容値は、材料の種類及び温度毎に材料試験（引張試験）を実施した結果をもとに、国内 S_u 値検討会で設定された設計引張強さ（ S_u ）に割下げ率を考慮して設定されたものである（設計・建設規格 解説GNR-2200）。今回の評価は、設計基準である最高使用温度及び最高使用圧力を超過するフランジ部の限界温度及び許容圧力の妥当性を確認するものであるため、上記割下げ率を P_m （一次一般膜応力強さ）には1.5、 $P_L + P_b$ （一次局部膜応力強さ＋一次曲げ応力強さ）には1.0とした評価を行う。すなわち、フランジ部に発生する応力が、 P_m が $2/3 S_u$ 、 $P_L + P_b$ が S_u 以下であれば延性破壊には至らず、構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できる。この許容値の考え方は、設計・建設規格解説PVB-3111に示すように、供用状態Dの P_m 、 $P_L + P_b$ の許容値と同様である。なお、耐圧機能維持の観点から、安全評価上の仮定（原子炉冷却材喪失事故を想定）に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態Dの許容応力は、鋼材の究極的な強さを基に、弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全裕度を考慮して定めたものであり、 P_m は $2/3 S_u$ 、 $P_L + P_b$ は $1.5 \times 2/3 S_u (= S_u)$ と規定されている。前者は、膜応力であり断面の応力が S_u に到達すると直ちに破損に至るため割下げ率1.5を考慮して規定されているが、後者は、断面表面が S_u に到達しても断面内部は更なる耐荷能力があり直ちに破損には至らないため割下げ率は1.0とする。

なお、応力評価は、添付書類「V-3-9-1-1 原子炉格納容器本体の強度計算書」に記載する。

(2) フランジ固定部の強度

① 締付けボルトの強度評価

トップヘッドフランジの締付けボルトについて、200℃、2 Pdにおける評価する。

② フランジの開口評価

原子炉格納容器の重大事故等時の過温、過圧時におけるフランジ開口量を評価するために、FEM解析を用いてトップヘッドフランジ部における開口量を評価する。

(3) ガスケットの健全性

シール材（ガスケット）はこれまでシリコン製シール材を使用しているが、重大事故等時の環境下における性能特性に優れたシール材である改良EPDM製シール材に変更する。改良EPDM製シール材による重大事故等時の原子炉格納容器閉じ込め機能を確認するために、圧縮永久ひずみ試験結果をもとに原子炉格納容器限界開口量を評価し、重大事故等時におけるフランジ開口量と比較することで原子炉格納容器閉じ込め機能の評価する。

3.2 評価

(1) フランジ部の耐圧

評価は、添付書類「V-3-9-1-1 原子炉格納容器本体の強度計算書」に記載する。

(2) フランジ固定部の強度

① 締付けボルトの強度評価

評価は、添付書類「V-3-9-1-1 原子炉格納容器本体の強度計算書」に記載する。

② フランジの開口評価

トップヘッドフランジについて、2 Pd におけるフランジ面の開口量が許容開口量を下回ることを確認するため、三次元 F E M モデルを用いて弾塑性解析を実施した。

図 3-2 に解析モデルを示す。本解析では、フランジの他、圧力作用面であるトップヘッド及び原子炉格納容器胴部（円筒胴及び円錐胴）をモデル化する。

また、フランジシール部を構成する各種部材（フランジ、ボルト、ナット等）の荷重伝達経路を詳細にモデル化するため、ソリッド要素を用いて可能な限り詳細な形状をモデル化する。モデルは対称性を考慮してボルト 1/2 ピッチ分をモデル化している。荷重条件として、0 から発散するまで内圧を加えた。

200 °C における圧力と開口量の関係を図 3-3 に示す。

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



図 3-2 トップヘッドフランジの解析モデル



図 3-3 圧力と開口量の関係（東海第二発電所モデル，200 °C）

(3) ガasketの健全性

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

そこで、トップヘッドフランジのシール部に使用されているシール材（シリコンゴム）について、重大事故等時の環境下の耐性が優れた改良E P D M製シール材に変更して格納容器閉じ込め機能の強化を図る。したがって、改良E P D M製シール材について、重大事故等時の温度や放射線による劣化特性を試験により確認し、想定される事故シナリオにおけるシール機能を評価する。なお、フランジ部のシール材は、プラントの定期検査時に開放される場合には取替えを実施しており、通常運転中における劣化は極めて軽微であることから、重大事故等時の条件下での評価を実施する。

a. シール材（改良E P D M製）の圧縮永久ひずみ試験結果について

改良E P D M製シール材の重大事故等時の環境における劣化特性を確認するために、J I S K 6 2 6 2「加硫ゴム及び熱加塑性ゴムの常温・高温及び低温における圧縮永久ひずみの求め方」に準じた圧縮永久ひずみ試験を実施した。その結果を表3-2に示す。なお、圧縮永久ひずみ測定とは、所定の圧縮率をかけ変形させた後、開放時の戻り量を評価するものである。完全に元の形状に戻った場合を0 %とし、全く復元せずに完全に圧縮された状態のままである状態を100 %としている。圧縮永久ひずみが表3-2で示す「20 %」は、シール材の初期締付量が3.0 mmであるとき、2.4 mm戻ることを意味する。この場合、2.4 mmのフランジ部開口まではシール機能が確保可能である。

表 3-2 圧縮永久ひずみ試験*1結果（改良E P D M製）

試験温度	200 °C
構造部放射線照射量	800 kGy
試験雰囲気	蒸気
試験時間	168 時間
ひずみ率*2	20 %*3

注記 *1： J I S K 6 2 6 2 に従い実施

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

*3： 20.7，20.7，19.6 %の平均値

b. 改良E P D M製シール材の性能確認試験

b-1 実機を模擬した小型フランジ試験

改良E P D M製シール材の性能を確認するために、圧縮永久ひずみ試験に加え、実機フランジOリング溝を模擬した小型試験装置を用いて、重大事故等時の条件を模擬した環境に曝露した後のシール機能を確認した。試験装置を図3-4に示しており、実機Oリング溝の断面寸法を1/2スケールとして試験治具を製作し、予めγ線照射したシール材を用いて試験体を作り、高温環境に曝露した後に気密確認試験を実施した。

試験条件としては、重大事故等時の条件を模擬するために、放射線照射量はフランジガスケット部の重大事故後7日間の累積放射線量の目安である800 kGyを用いて実施している。また、高温曝露は高温空気及び高温蒸気で曝露し、温度については、格納容器限界温度である200 ℃と、さらに余裕を見た250 ℃を設定し、それぞれ7日間（168時間）一定温度で高温曝露している。また、試験治具のOリング溝は内側に□mmの段差があり、その段差の間からシール材が高温空気又は蒸気に曝露されるため、重大事故等時の格納容器過圧に伴うフランジ開口を考慮した状態で、高温曝露ができる試験体となっている。高温曝露後は、重大事故等時に発生する水素を模擬するために、Heにより気密確認試験を実施している。気密確認試験では、格納容器限界圧力2 Pd (0.62 MPa) 以上の気密性を確認するため最大で0.9 MPaまで加圧して気密性を確認している。また、格納容器過圧に伴うフランジ開口時のシール材の気密性を確認するために、高温曝露後の試験体フランジを0.8 mm開口させ、その状態でもHe気密確認試験を実施し、0.9 MPa加圧時に漏えいのないことを確認している。なお、開口量の0.8 mmは、2 Pdにおける開口量が最も大きなトップヘッドフランジのフランジ開口量（約□mm）を1/2スケールにしたものと同等である。

試験結果は表3-3に示すとおり、本試験により200 ℃が168時間継続した場合の改良E P D M製シール材のシール機能の健全性を確認した。

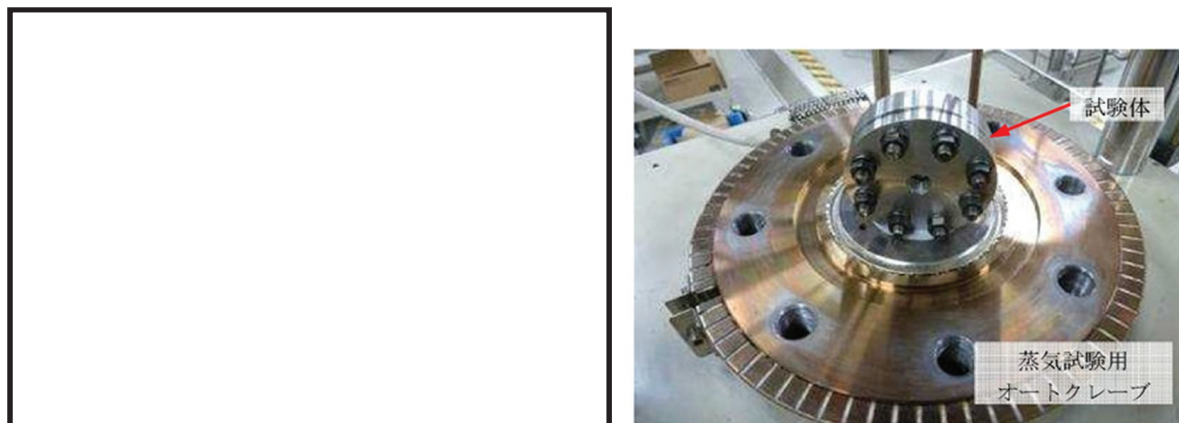


図3-4 改良E P D M製シール材の性能確認試験装置

表 3-3 He 気密確認試験結果

No.	曝露条件	γ線照射量	開口変位 模擬	0.3 MPa	0.65 MPa	0.9 MPa
1	乾熱 200 ℃, 168 時間	800 kGy	無し	○	○	○
			0.8 mm	○	○	○
2	蒸気 1 MPa, 250 ℃, 168 時間	800 kGy	無し	○	○	○
			0.8 mm	○	○	○
3	蒸気 1 MPa, 250 ℃, 168 時間	800 kGy	無し	○	○	○
			0.8 mm	○	○	○

○：リーク及び圧力降下なし

b-2 実機フランジ模擬試験

改良 E P D M 製シール材は前述の小型フランジ試験に加え、より大口径（ガスケット径：約 250 mm）の実機フランジ模擬試験（実機フランジモデル試験）も実施しており、実機条件に近い状態でのシール健全性の確認を行っている。試験装置は図 3-5、図 3-6 に示しており、試験フランジの溝断面形状は実機と同じとし、溝径を縮小した試験フランジとする。試験試料の断面形状は実機と同じとし、径を縮小した試験試料とする。予め γ 線照射したシール材を用いて試験体を作り、高温環境に曝露した後に気密確認試験を実施する。

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

本試験装置によりシール材を高温曝露した後、気密確認試験を実施した。気密確認試験では、格納容器限界圧力 2 Pd (0.62 MPa) を包絡する圧力で気密性を確認した。

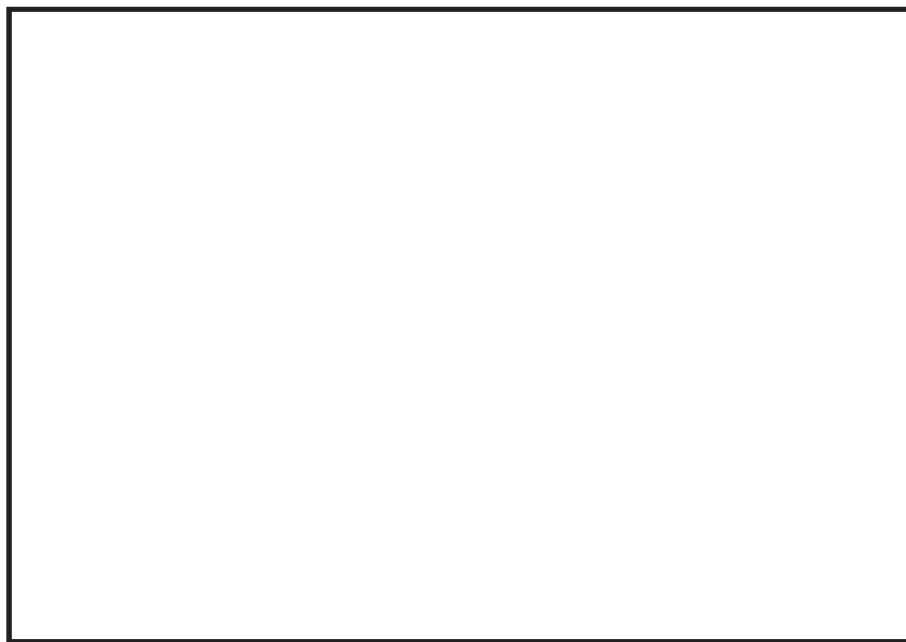
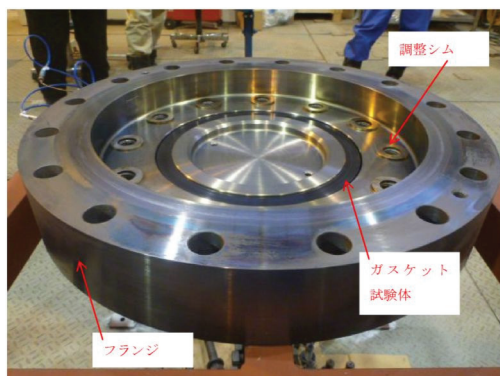
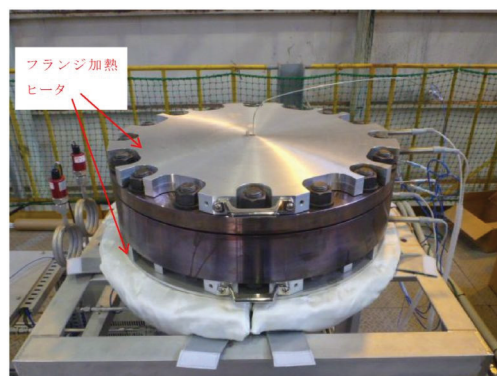


図 3-5 実機フランジ模擬試験の装置概要



試験装置外観（フランジ開放時）



試験装置外観（フランジ密閉時）

図 3-6 実機フランジ模擬試験装置の外観

試験結果を表 3-4 に示す。フランジによるガスケット試験体の押し込み量が最小限（0 mm）であっても、有意な漏えいは発生せず、200 °C・168 時間、250 °C・96 時間、300 °C・24 時間の耐性が確認された。図 3-7 に 200 °C・168 時間の試験ケースにおける試験体の外観を示す。図 3-7 より、フランジとガスケット試験体との接触面を境界として劣化（表面のひび割れ）は内周側で留まり、外周側に有意な劣化が見られないことから、フランジ接触面でシール機能を維持できていることが確認された。また。断面形状より、劣化（表面のひび割れ）はガスケット試験体の表面層のみで留まっているため、有意な劣化が進行していないことが確認された。

表 3-4 シビアアクシデント条件での試験結果

No.	試験体	温度	継続時間	押し込み量	漏えいの有無
1	改良 E P D M ()	200 °C	168 時間	0 mm	無
2	改良 E P D M ()	250 °C	96 時間	0 mm	無
3	改良 E P D M ()	300 °C	24 時間	0 mm	無

下記条件は全ケース共通

試験圧力：2 Pd 以上（0.854 MPa 以上）、放射線照射量：800 kGy、

加圧媒体：乾熱（空気）

漏えい判定基準：1 cc/min 以上の漏えい量が 30 分以上継続した場合に漏えい有とする。

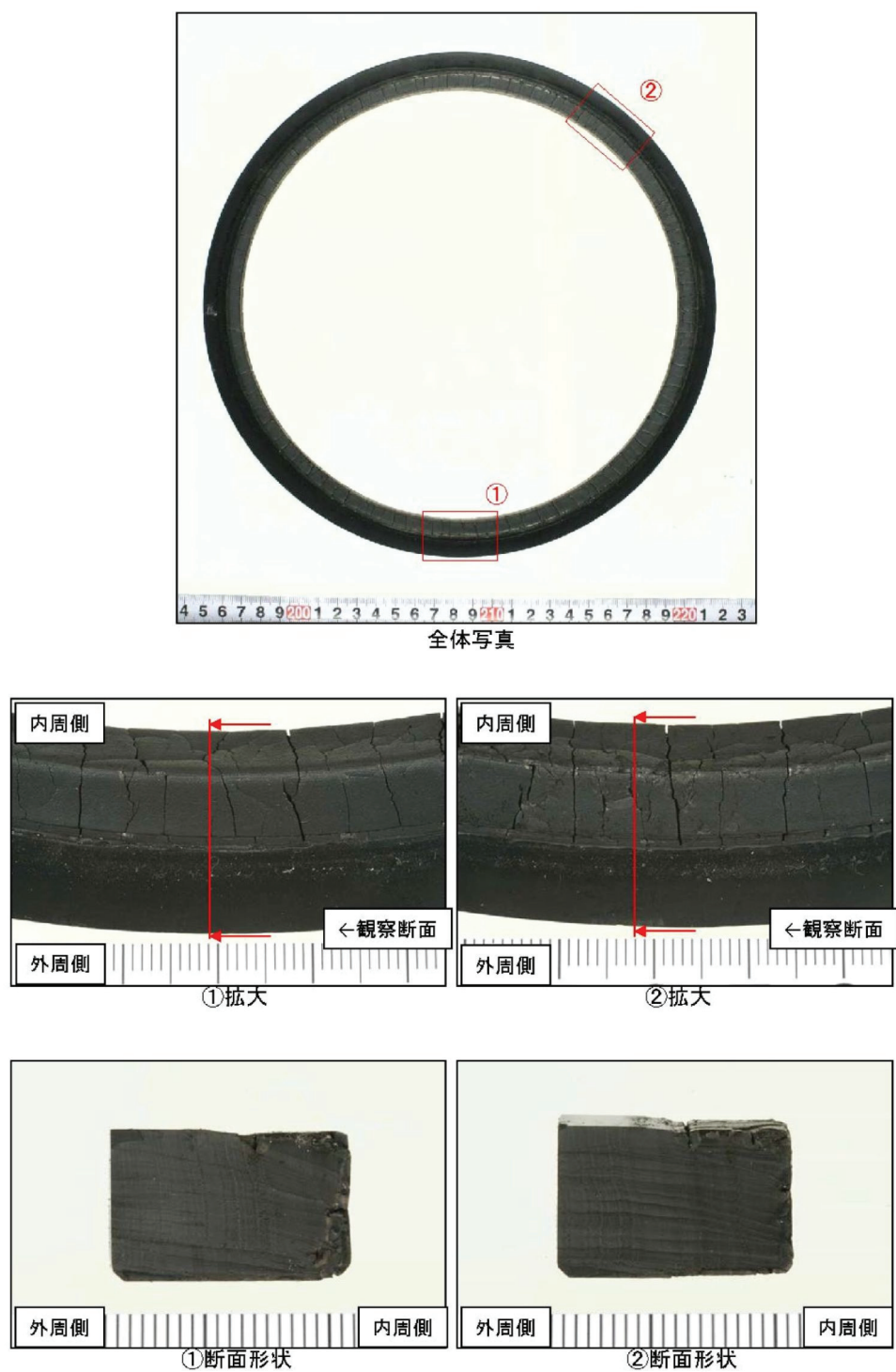


図 3-7 試験後の試験体外観 (200 °C ・ 168 時間)

c. トップヘッドフランジの開口量評価

ガスケットの健全性を評価するにあたり、トップヘッドフランジに許容される開口量について以下のように設定する。

図 3-8 に開口量とシール材のシール性との関係図を示す。東海第二発電所のトップヘッドフランジは、タング（突起）がガスケットを押し込む構造であり、フランジの定格締付量（タング押込量）は mm である。圧力の増加に伴いフランジ部は開口するが、「シール材（改良 E P D M 製）の圧縮永久ひずみ試験」より得られたガスケットの圧縮永久ひずみ率 % をもとに、ガスケットの重大事故等時の環境における最大復元量を評価すると、 mm ($= \text{ mm} \times (100 \% - \text{ \%})$) となる。また、「実機フランジ模擬試験」から 200 °C、2 Pd におけるタング押込量 0 mm においてシール機能が維持されていることを確認したことから、許容開口量は、最大復元量と同じ mm に設定する。

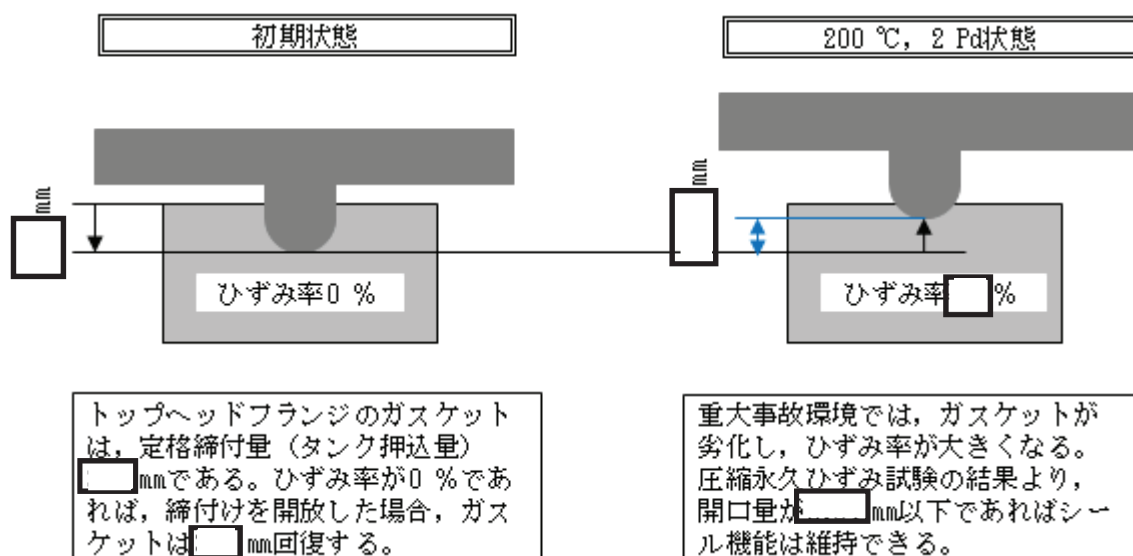


図 3-8 ひずみ率と許容開口量関係図

本評価に用いる許容開口量は、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」シーケンスのベント実施タイミング（事故後約 19 時間）における環境条件を包絡する 168 時間後の圧縮永久ひずみ試験結果（ひずみ率）から mm としている。

したがって、(2) 項にて求めた 200 °C、2 Pd (0.62 MPa[gage]) における開口量は、内側ガスケット部で mm、外側ガスケット部で mm であり、許容開口量 mm を下回り、シール機能が維持できることを確認した（図 3-9）。

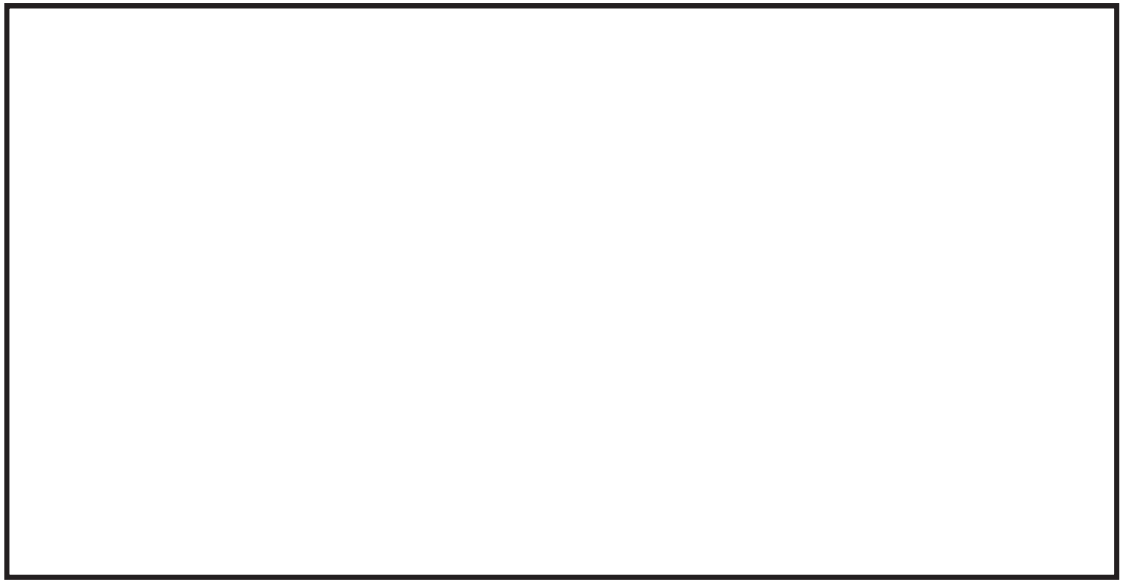


図 3-9 圧力と開口量の関係（東海第二発電所モデル，200 ℃）

3.3 評価結果

トップヘッドフランジの健全性評価結果を表3-5に示す。

表3-5 トップヘッドフランジの健全性評価結果

No.	大項目	評価方法	評価	結果
(1)	フランジ部の 耐圧	応力評価	添付書類「V-3-9-1-1 原子炉格納容器 本体の強度計算書」に記載	
(2)	フランジ固定 部の強度	①締付けボルトの 強度評価	添付書類「V-3-9-1-1 原子炉格納容器 本体の強度計算書」に記載	—
		②フランジの開口 評価	200 ℃，2 Pdにおけるフランジ開 口を評価 ((3) ガasketの健全性と併せ て健全性評価を行う)	
(3)	ガasketの 健全性	シール材劣化，開 口量評価	・ガasket（改良E P D M製シ ール材）の重大事故等時の環境 における劣化特性を考慮しても 200 ℃，2 Pdにおけるフランジ 開口量は，許容開口量以下とな り，シール機能が維持されるこ とを確認	○

以上により，トップヘッドフランジについては，200 ℃，2 Pd 環境下でも，放射性物質の閉じ込め機能を維持できる。

なお，更なる安全性向上対策として，重大事故後の長期におけるシール機能健全性を補強するために，高温蒸気に耐性があるバックアップシール材を追加塗布する。その有効性については，バックアップシール材の試験を元に評価し，格納容器閉じ込め機能の信頼性を確認した。

4. 機器搬入用ハッチ

4.1 評価方針

機器搬入用ハッチは、原子炉格納容器外側に突き出した円筒胴及び鏡板によって原子炉格納容器バウンダリを構成しており、原子炉格納容器の内圧が円筒胴及び鏡板に対して内圧として作用する。また、フランジ部はボルトにより固定され、シール部はシール溝が内外二重に配置されており、それぞれにシリコンゴムのガスケットを使用している。

機器搬入用ハッチの設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200 °C、2 Pd の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないことから、脆性破壊及び疲労破壊は評価対象外とする。

シール部については、内圧が低い段階ではボルトの締め付けにより開口は抑制されるが、内圧の上昇に伴って開口量が増加することにより、外部への漏えい経路を形成する。

また、フランジが開口してもフランジの密閉性を担保しているシール材が健全であれば、シール材が開口に追従するため外部への漏えいを防止することができるが、重大事故等時の環境に晒されると、シール材が高温劣化し、フランジの開口に追従できなくなりシール機能の低下が想定される。

したがって、機器搬入用ハッチの機能喪失要因は、原子炉格納容器内圧による過度な塑性変形に伴う延性破壊、また、フランジ部の変形及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられる。

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

- ・本体の耐圧
- ・フランジ固定部の強度
- ・ガスケットの健全性

機器搬入用ハッチの評価対象と評価方法を表 4-1 に、評価対象を図 4-1 にそれぞれ示す。

表 4-1 評価対象と評価方法

評価対象	機能喪失要因	評価方法
構造部 (円筒胴、鏡板、フランジ部)	延性破壊	・応力評価 ・設計・建設規格の評価式を準用した評価
シール部 (フランジ、ガスケット)	開口、シール材劣化	・有限要素法を用いた弾塑性解析結果を活用した評価 ・試験結果等に用いた評価

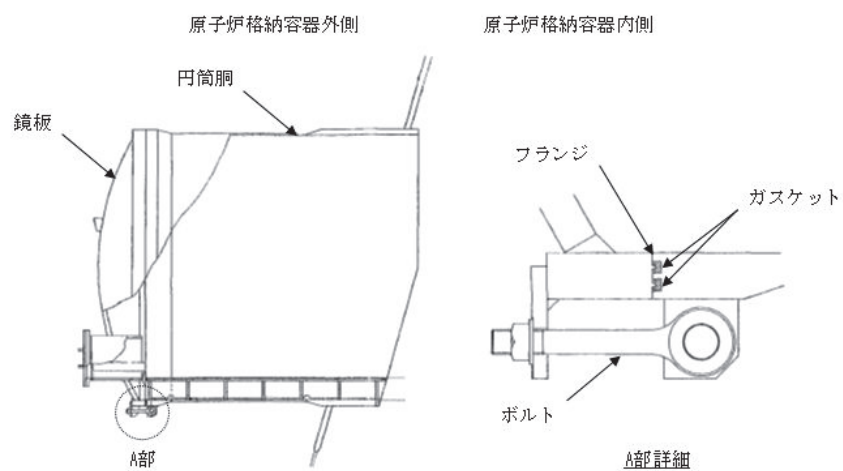


図 4-1 機器搬入用ハッチの評価対象

(1) 本体の耐圧

a. 応力評価

機器搬入用ハッチの構造健全性評価として、応力評価を実施する。評価温度・圧力（200℃，2 Pd）における発生応力 $P_L + P_b$ を算出し、発生応力が原子炉格納容器の S_u 値（200℃）に相当する許容応力以内であることを確認する。

ここで、設計・建設規格の解説表 PVB-3110-1 において、延性破壊評価は一次応力の評価を実施することとなっている。一方、設計・建設規格における一次応力強さの許容値は、材料の種類及び温度毎に材料試験（引張試験）を実施した結果をもとに国内 S_u 値検討会で設定された設計引張強さ（ S_u ）に割下げ率を考慮して設定されたものである（設計・建設規格 解説 GNR-2200）。今回の評価は、設計基準である最高使用温度及び最高使用圧力を超過する機器搬入用ハッチの限界温度及び許容圧力の妥当性を確認するものであるため、上記割下げ率を P_m （一次一般膜応力強さ）には 1.5， $P_L + P_b$ （一次局部膜応力強さ＋一次曲げ応力強さ）には 1.0 とした評価を行う。すなわち、機器搬入用ハッチに発生する応力が、 P_m が $2/3 S_u$ ， $P_L + P_b$ が S_u 以下であれば、延性破壊には至らず、構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できる。この許容値の考え方は、設計・建設規格 解説 PVB-3111 に示すように、供用状態 D の P_m ， $P_L + P_b$ の許容値と同等である。なお、耐圧機能維持の観点から、安全評価上の仮定（原子炉冷却材喪失事故を想定）に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態 D の許容応力は、鋼材の究極的な強さを基に、弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全裕度を考慮して定めたものであり、 P_m は $2/3 S_u$ ， $P_L + P_b$ は $1.5 \times 2/3 S_u$ （ $= S_u$ ）と規定されている。前者は、膜応力であり断面の応力が S_u に到達すると直ちに破損に至るため割下げ率 1.5 を考慮して規定されているが、後者は、断面表面が S_u に到達しても断面内部は更なる耐荷能力があり直ちに破損には至らないため割下げ率は 1.0 としている。

b. 許容圧力評価

機器搬入用ハッチの構造健全性評価として、機器搬入用ハッチのうち内圧による荷重を受け止める部位として円筒胴及び鏡板について、設計・建設規格に定められている円筒胴及び鏡板の内圧に対する必要厚さの算出式を用いて許容圧力が 2 Pd を上回ることを確認する。

ここで、設計建設規格の解説表 PVB-3110-1 において、延性破壊評価は一次応力の評価を実施することとなっている。一方、設計・建設規格における一次応力強さの許容値は、材料の種類及び温度毎に材料試験（引張試験）を実施した結果をもとに国内 S_u 値検討会で設定された設計引張強さ（ S_u ）に割下げ率を考慮して設定されたものである（設計・建設規格 解説 GNR-2200）。今回の評価は、設計基準である最高使用温度及び最高使用圧力を超過する機器搬入用ハッチの限界温度及び許容圧力の妥当性を確認するものであるため、上記割下げ率を P_m （一次一般膜応力強さ）には 1.5， $P_L + P_b$ （一次局部膜応力強さ＋一次曲げ応力強さ）には 1.0 とした評価を行う。すなわち、機器搬入用ハッチに発生する応力が、 P_m が $2/3 S_u$ ， $P_L + P_b$ が S_u 以下であれば、延性破壊には至らず、構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できる。この許容値の考え方は、設計・建設規格 解説 PVB-3111 に示すように、供用状態 D の P_m ， $P_L + P_b$ の許容値と同等である。なお、耐圧機能維持の観点から、安全評価上の仮定（原子炉冷却材喪失事故を想定）に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態 D の許容応力は、鋼材の究極的な強さを基に、弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全裕度を考慮して定めたものであり、 P_m は $2/3 S_u$ ， $P_L + P_b$ は $1.5 \times 2/3 S_u$ （ $= S_u$ ）と規定されている。前者は、膜応力であり断面の応力が S_u に到達すると直ちに破損に至るため割下げ率 1.5 を考慮して規定されているが、後者は、断面表面が S_u に到達しても断面内部は更なる耐荷能力があり直ちに破損には至らないため割下げ率は 1.0 としている。

(2) フランジ固定部の強度

a. 締付けボルトの強度評価

機器搬入用ハッチのフランジ締付ボルトについて、200℃、2Pdにおける評価する。

b. フランジの開口評価

原子炉格納容器の重大事故等時の過温、過圧時におけるフランジ開口量を評価するために、有限要素法を用いた弾塑性解析結果を活用し、機器搬入用ハッチにおける開口量を評価する。

(3) ガasketの健全性

シール材（ガスケット）はこれまでシリコンゴムを使用しているが、重大事故等時の環境下における性能特性に優れたシール材である改良EPDM製シール材に変更する。改良EPDM製シール材による重大事故等時の原子炉格納容器閉じ込め機能を確認するために、圧縮永久ひずみ試験結果をもとに原子炉格納容器限界開口量を評価し、重大事故等時におけるフランジ開口量と比較することで原子炉格納容器閉じ込め機能进行评估する。

4.2 評価

(1) 本体の耐圧

a. 応力評価

機器搬入用ハッチの応力評価結果は、添付書類「V-3-9-1-2 機器搬出入口の強度計算書」に記載する。

b. 許容圧力評価

機器搬入用ハッチの円筒胴及び鏡板の構造健全性について、設計・建設規格に定められている円筒胴及び鏡板の内圧に対する必要厚さの算出式を用いて許容圧力の評価を実施した。評価部位として、内圧による荷重を受け止める部位（円筒胴、鏡板）を選択し、許容圧力を評価した。

評価に用いた主要仕様を表 4-2 に示す。

表 4-3 表に、機器搬入用ハッチの許容圧力評価結果を示す。

表 4-2 機器搬入用ハッチの主要仕様

項目	東海第二発電所	
最高使用圧力 (MPa)	0.31	
最高使用温度 (℃)	171	
材料		(SGV480 相当)
内径 (mm)		
胴板厚さ (mm)		
蓋板厚さ (mm)		

表 4-3 機器搬入用ハッチの許容圧力評価結果

①円筒胴： (SGV480 相当)

許容圧力算定式：PVE-3230(2)a 項を準用

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

S	許容引張応力 (MPa) (200℃における 2/3 S _u 値を使用)	281
η	継手効率 (－)	1.0
t	板厚 (mm)	
D _i	胴内径 (mm)	
P	200℃における許容圧力	
() MPa[gage] > 0.62 MPa[gage] (2 Pd)		

②鏡板 (SGV480 相当)

許容圧力算定式：PVE-3323(1)項を準用

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

S	許容引張応力 (MPa) (200℃における 2/3 S _u 値を使用)	281
η	継手効率 (－)	1.0
t	板厚 (mm)	
R	鏡板内半径 (mm)	
P	200℃における許容圧力	
MPa[gage] > 0.62 MPa[gage] (2 Pd)		

- (2) フランジ固定部の強度
- a. 締付ボルトの強度評価
- 評価は、添付書類「V-3-9-1-2 機器搬出入口の強度計算書」に記載する。

b. フランジの開口評価

原子炉格納容器の重大事故等時の過温、過圧時におけるフランジ開口量を評価するために、有限要素法を用いた弾塑性解析結果を活用し、機器搬入用ハッチ部における開口量を評価した。解析モデルを図 4-2 に、開口量の解析評価結果を図 4-3 にそれぞれ示す。

2 Pd における開口量は、内側ガスケット部で mm、外側ガスケット部で mm となる。



図 4-2 機器搬入用ハッチ開口部評価解析モデル



図 4-3 機器搬入用ハッチの各ガスケット部の圧力と開口変位の関係

(3) ガasketの健全性

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

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

a. シール材（改良E P D M製）の圧縮永久ひずみ試験結果について

改良E P D M製シール材の圧縮永久ひずみ試験結果の詳細は、別添1 3.2(3)a. に示す。

b. 改良E P D M製シール材の性能確認試験

改良E P D M製シール材の性能確認試験の詳細は、別添1 3.2(3)b. に示す。

c. 機器搬入用ハッチフランジの開口量評価

ガasketの健全性を評価するにあたり、機器搬入用ハッチフランジに許容される開口量は別添1 3.2(3)c. に示す。

本評価に用いる許容開口量は、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」シーケンスのベント実施タイミング（事故後約19時間）における環境条件を包絡する168時間後における圧縮永久ひずみ試験結果（ひずみ率）から mm としている。

したがって、(2)項にて求めた200℃、2Pd(0.62MPa[gage])における開口量は、内側ガasket部で mm、外側ガasket部で mm であり、許容開口量 mm を下回り、シール機能が維持できることを確認した（図4-4）。



図4-4 圧力と開口量の関係（東海第二発電所モデル，200℃）

4.3 評価結果

機器搬入用ハッチの健全性評価結果を表4-3に示す。

表4-3 機器搬入用ハッチの健全性評価結果

No.	大項目	評価方法	評価	結果
(1)	本体の耐圧	①応力評価	添付書類「V-3-9-1-2 機器搬出入口の強度計算書」に記載	
		②許容圧力評価	200℃、2 Pdにおける一次応力は、許容値： S_u を満足することを確認 許容圧力は、2 Pd以上であることを確認	○
(2)	フランジ固定部の強度	①締付けボルト評価	添付書類「V-3-9-1-2 機器搬出入口の強度計算書」に記載	
		②フランジ開口評価	200℃、2 Pdにおけるフランジ開口を評価 (以下(3)ガスケットの健全性と併せて健全性評価を行う)	—
(3)	ガスケットの健全性	シール材劣化、開口量評価	・ガスケット（改良EPDM製シール材）の重大事故等時の環境における劣化特性を考慮しても200℃、2 Pdにおけるフランジ開口量は、許容開口量以下となり、シール機能が維持されることを確認	○

以上により、機器搬入用ハッチについては、200℃、2 Pd環境下でも、放射性物質の閉じ込め機能を維持できる。

なお、更なる安全性向上対策として、重大事故後の長期におけるシール機能健全性を補強するために、高温蒸気に耐性があるバックアップシール材を追加塗布する。その有効性については、バックアップシール材の試験を元に評価し、格納容器閉じ込め機能の信頼性を確認した。

5. サプレッション・チェンバアクセスハッチ

5.1 評価方針

サプレッション・チェンバアクセスハッチは、原子炉格納容器外側に突き出した円筒胴及び鏡板によって原子炉格納容器バウンダリを構成しており、原子炉格納容器の内圧が円筒胴及び鏡板に対して内圧として作用する。また、フランジ部はボルトにより固定されており、シール部はシール溝が内外二重に配置されており、それぞれにシリコンゴムのガスケットを使用している。

サプレッション・チェンバアクセスハッチの設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200 ℃、2 Pd の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないことから、脆性破壊及び疲労破壊は評価対象外とする。

シール部については、内圧が低い段階ではボルトの締め付けにより開口は抑制されるが、内圧の上昇に伴って開口量が増加することにより、外部への漏えい経路を形成する。

また、フランジが開口してもフランジの密閉性を担保しているシール材が健全であれば、シール材が開口に追従するため外部への漏えいを防止することができるが、重大事故等時の環境に晒されると、シール材が高温劣化し、フランジの開口に追従できなくなりシール機能の低下が想定される。

したがって、サプレッション・チェンバアクセスハッチの機能喪失要因は、原子炉格納容器内圧による過度な塑性変形に伴う延性破壊、また、フランジ部の変形及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられる。

このため、200 ℃、2 Pd での健全性確認には以下の評価が必要である。

- ・本体の耐圧
- ・フランジ固定部の強度
- ・ガスケットの健全性

サプレッション・チェンバアクセスハッチの評価対象と評価方法を表 5-1 に、評価対象を図 5-1 にそれぞれ示す。

表 5-1 評価対象と評価方法

評価対象	機能喪失要因	評価方法
構造部 (円筒胴、鏡板、フランジ部)	延性破壊	・応力評価 ・設計・建設規格の評価式を準用した評価
シール部 (フランジ、ガスケット)	開口、シール材劣化	・有限要素法を用いた弾塑性解析結果を活用した評価 ・試験結果等に用いた評価

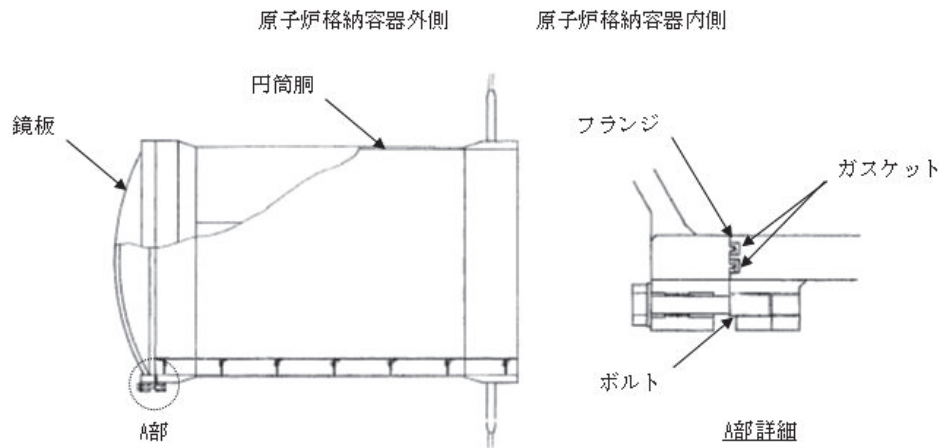


図 5-1 サプレッション・チェンバアクセスハッチの評価対象

(1) 本体の耐圧

a. 応力評価

サプレッション・チェンバアクセスハッチの構造健全性評価として、応力評価を実施する。評価温度・圧力（200 °C，2 Pd）における発生応力 $P_L + P_b$ を算出し，発生応力が原子炉格納容器の S_u 値（200 °C）に相当する許容応力以内であることを確認する。

ここで，設計・建設規格の解説表 PVB-3110-1 において，延性破壊評価は一次応力の評価を実施することとなっている。一方，設計・建設規格における一次応力強さの許容値は，材料の種類及び温度毎に材料試験（引張試験）を実施した結果をもとに国内 S_u 値検討会で設定された設計引張強さ（ S_u ）に割下げ率を考慮して設定されたものである（設計・建設規格 解説 GNR-2200）。今回の評価は，設計基準である最高使用温度及び最高使用圧力を超過するサプレッション・チェンバアクセスハッチの限界温度及び許容圧力の妥当性を確認するものであるため，上記割下げ率を P_m （一次一般膜応力強さ）には 1.5， $P_L + P_b$ （一次局部膜応力強さ＋一次曲げ応力強さ）には 1.0 とした評価を行う。すなわち，サプレッション・チェンバアクセスハッチに発生する応力が， P_m が $2/3 S_u$ ， $P_L + P_b$ が S_u 以下であれば，延性破壊には至らず，構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できる。この許容値の考え方は，設計・建設規格 解説 PVB-3111 に示すように，供用状態 D の P_m ， $P_L + P_b$ の許容値と同等である。なお，耐圧機能維持の観点から，安全評価上の仮定（原子炉冷却材喪失事故を想定）に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態 D の許容応力は，鋼材の究極的な強さを基に，弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全裕度を考慮して定めたものであり， P_m は $2/3 S_u$ ， $P_L + P_b$ は $1.5 \times 2/3 S_u (= S_u)$ と規定されている。前者は，膜応力であり断面の応力が S_u に到達すると直ちに破損に至るため割下げ率 1.5 を考慮して規定されているが，後者は，断面表面が S_u に到達しても断面内部は更なる耐荷能力があり直ちに破損には至らないため割下げ率は 1.0 としている。

b. 許容圧力評価

サプレッション・チェンバアクセスハッチの構造健全性評価として、機器搬入用ハッチのうち内圧による荷重を受け止める部位として円筒胴及び鏡板について、設計・建設規格に定められている円筒胴及び鏡板の内圧に対する必要厚さの算出式を用いて許容圧力が $2 P_d + S A$ 時の水頭圧を上回ることを確認する。

ここで、設計建設規格の解説表 PVB-3110-1 において、延性破壊評価は一次応力の評価を実施することとなっている。一方、設計・建設規格における一次応力強さの許容値は、材料の種類及び温度毎に材料試験（引張試験）を実施した結果をもとに国内 S_u 値検討会で設定された設計引張強さ（ S_u ）に割下げ率を考慮して設定されたものである（設計・建設規格 解説 GNR-2200）。今回の評価は、設計基準である最高使用温度及び最高使用圧力を超過するサプレッション・チェンバアクセスハッチの限界温度及び許容圧力の妥当性を確認するものであるため、上記割下げ率を P_m （一次一般膜応力強さ）には 1.5、 $P_L + P_b$ （一次局部膜応力強さ＋一次曲げ応力強さ）には 1.0 とした評価を行う。すなわち、サプレッション・チェンバアクセスハッチに発生する応力が、 P_m が $2/3 S_u$ 、 $P_L + P_b$ が S_u 以下であれば、延性破壊には至らず、構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できる。この許容値の考え方は、設計・建設規格 解説 PVB-3111 に示すように、供用状態 D の P_m 、 $P_L + P_b$ の許容値と同等である。なお、耐圧機能維持の観点から、安全評価上の仮定（原子炉冷却材喪失事故を想定）に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態 D の許容応力は、鋼材の究極的な強さを基に、弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全裕度を考慮して定めたものであり、 P_m は $2/3 S_u$ 、 $P_L + P_b$ は $1.5 \times 2/3 S_u (= S_u)$ と規定されている。前者は、膜応力であり断面の応力が S_u に到達すると直ちに破損に至るため割下げ率 1.5 を考慮して規定されているが、後者は、断面表面が S_u に到達しても断面内部は更なる耐荷能力があり直ちに破損には至らないため割下げ率は 1.0 としている。

(2) フランジ固定部の強度

a. 締付けボルトの強度評価

サプレッション・チェンバアクセスハッチのフランジ締付けボルトについて、 200°C 、 $2 P_d$ における強度を評価する。

b. フランジの開口評価

原子炉格納容器の重大事故等時の過温、過圧時におけるフランジ開口量を評価するために、有限要素法を用いた弾塑性解析結果を活用し、サプレッション・チェンバアクセスハッチにおける開口量を評価する。

(3) ガasketの健全性

シール材（ガスケット）はこれまでシリコンゴムを使用しているが、重大事故等時の環境下における性能特性に優れたシール材である改良 EPDM 製シール材に変更する。改良 EPDM 製シール材による重大事故等時の格納容器閉じ込め機能を確認するために、圧縮永久ひずみ試験結果をもとに格納容器限界開口量を評価し、重大事故等時におけるフランジ開口量と比較することで格納容器閉じ込め機能の評価する。

5.2 評価

(1) 本体の耐圧

a. 応力評価

サプレッション・チェンバアクセスハッチの応力評価は添付書類「V-3-9-1-3 エアロックの強度計算書」に記載する。

b. 許容圧力評価

サブプレッション・チェンバアクセスハッチの円筒胴及び鏡板の構造健全性について、設計・建設規格に定められている円筒胴及び鏡板の内圧に対する必要厚さの算出式を用いて許容圧力の評価を実施した。評価部位として、内圧による荷重を受け止める部位（円筒胴、鏡板）を選択し、許容圧力を評価した。
 評価に用いた主要仕様を表 5-2 に示す。
 表 5-3 に、サブプレッション・チェンバアクセスハッチの許容圧力評価結果を示す。

表 5-2 サブプレッション・チェンバアクセスハッチの主要仕様

項目	東海第二発電所		
最高使用圧力 (MPa)	0.31		
最高使用温度 (°C)	104.5		
材料	[] (SGV480 相当)		
内径 (mm)	[]		
胴板厚さ (mm)	[]		
蓋板厚さ (mm)	[]		

表 5-3 サブプレッション・チェンバアクセスハッチの許容圧力評価結果

①円筒胴： [] (SGV480 相当)

許容圧力算定式：PVE-3230(2)a 項を準用

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

S	許容引張応力 (MPa) (200°Cにおける 2/3 S _u 値を使用)	281
η	継手効率 (—)	1.0
t	板厚 (mm)	[]
D _i	胴内径 (mm)	[]
P	200°Cにおける許容圧力	[]
[] MPa[gage] > [] MPa[gage] (2 Pd + S A 時の水頭圧)		

②鏡板 (SGV480 相当)

許容圧力算定式：PVE-3323(1)項を準用

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

S	許容引張応力 (MPa) (200℃における 2/3 S _u 値を使用)	281
η	継手効率 (－)	1.0
t	板厚 (mm)	
R	鏡板内半径 (mm)	
P	200℃における許容圧力	
MPa[gage] > MPa[gage] (2 Pd+ S A 時の水頭圧)		

(2) フランジ固定部の強度

a. 締付ボルトの強度評価

評価は、添付書類「V-3-9-1-3 エアロックの強度計算書」に記載する。

b. フランジの開口評価

原子炉格納容器の重大事故等時の過温、過圧時におけるフランジ開口量を評価するために、有限要素法を用いた弾塑性解析結果を活用し、サプレッション・チェンバアクセスハッチ部における開口量を評価した。解析モデルを図 5-2 に、開口量の解析評価結果を図 5-3 にそれぞれ示す。

2 Pd における開口量は、内側ガスケット部で mm, 外側ガスケット部で mm となる。

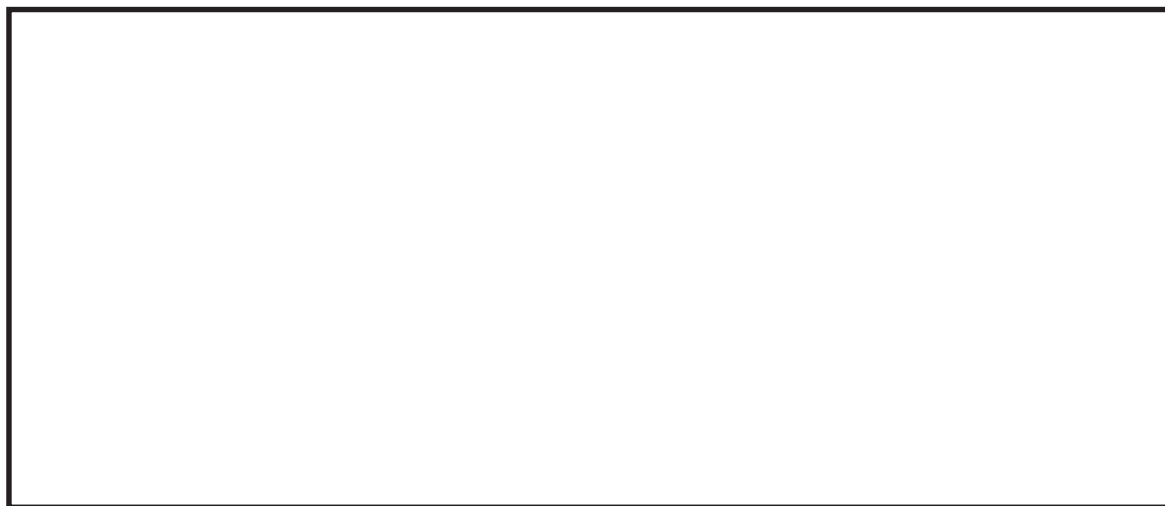


図 5-2 サプレッション・チェンバアクセスハッチ開口部評価解析モデル

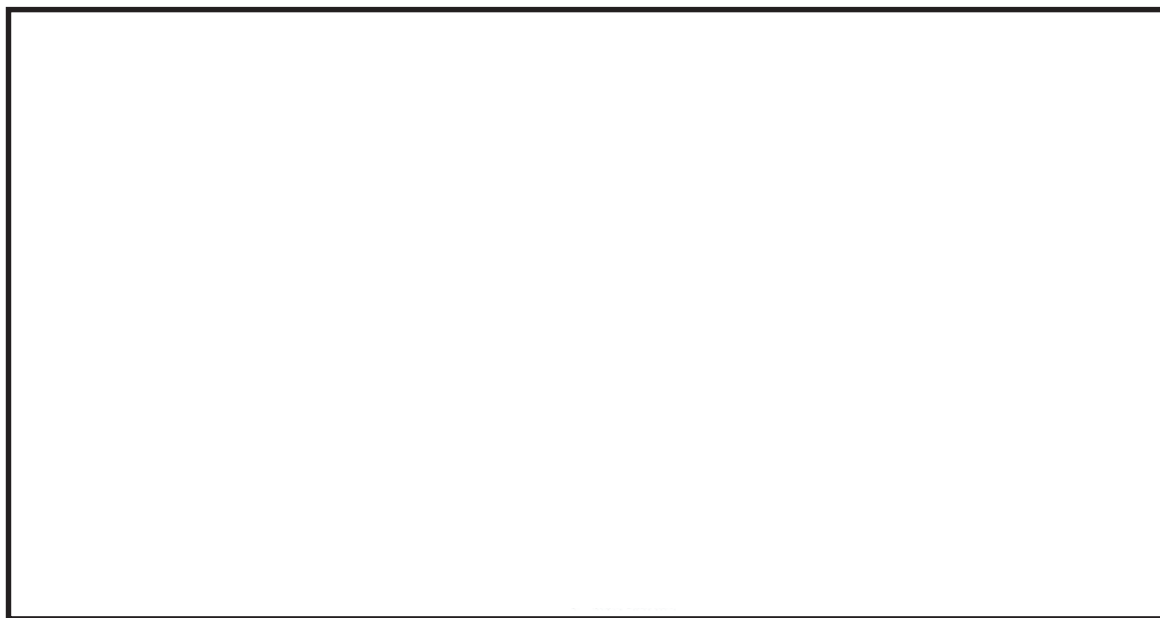


図 5-3 サプレッション・チェンバアクセスハッチの
各ガスケット部の圧力と開口変位の関係

(3) ガasketの健全性

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

そこで、サプレッション・チェンバアクセスハッチのフランジシール部に使用されているシール材（シリコンゴム）について、重大事故等時の環境下の耐性が優れた改良EPDM製シール材に変更して格納容器閉じ込め機能の強化を図る。したがって、改良EPDM製シール材について、重大事故等時の温度や放射線による劣化特性を試験により確認し、想定される事故シナリオにおけるシール機能を評価する。なお、フランジ部のシール材は、プラントの定期検査時に開放される場合には取り替えを実施しており、通常運転中における劣化は極めて軽微であることから、重大事故等時の条件下での評価を実施する。

a. シール材（改良EPDM製）の圧縮永久ひずみ試験結果について

改良EPDM製シール材の圧縮永久ひずみ試験結果の詳細は、別添1 3.2(3)a. に示す。

b. 改良EPDM製シール材の性能確認試験

改良EPDM製シール材の性能確認試験の詳細は、別添1 3.2(3)b. に示す。

c. サプレッション・チェンバアクセスハッチのフランジの開口量評価

ガasketの健全性を評価するにあたり、サプレッション・チェンバアクセスハッチのフランジに許容される開口量は別添1 3.2(3)c. に示す。

本評価に用いる許容開口量は、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」シーケンスのベント実施タイミング（事故後約19時間）における環境条件を包絡する168時間後における圧縮永久ひずみ試験結果（ひずみ率）から mm としている。

したがって、(2)項にて求めた200℃、2Pd(0.62MPa[gage])における開口量は、内側ガasket部で mm、外側ガasket部で mm であり、許容開口量 mm を下回り、シール機能が維持できることを確認した（図5-4）。



図5-4 圧力と開口量の関係（東海第二発電所モデル，200℃）

5.3 評価結果

サプレッション・チェンバアクセスハッチの健全性評価結果を表5-4に示す。

表5-4 サプレッション・チェンバアクセスハッチの健全性評価結果

No.	大項目	評価方法	評価	結果
(1)	本体の耐圧	①応力評価	添付書類「V-3-9-1-3 エアロックの強度計算書」に記載	
		②許容圧力評価	200 ℃，2 Pdにおいて一次応力は，許容値： S_u を満足することを確認 許容圧力は2 Pd以上であることを確認	○
(2)	フランジ固定部の強度	①締付けボルト評価	添付書類「V-3-9-1-3 エアロックの強度計算書」に記載	
		②フランジ開口評価	200 ℃，2 Pdにおけるフランジ開口を評価 (以下(3)ガスケットの健全性と併せて健全性評価を行う)	—
(3)	ガスケットの健全性	シール材劣化，開口量評価	・ガスケット（改良EPDM製シール材）の重大事故等時の環境における劣化特性を考慮しても200 ℃，2 Pdにおけるフランジ開口量は，許容開口量以下となり，シール機能が維持されることを確認	○

以上により，サプレッション・チェンバアクセスハッチについては，200 ℃，2 Pd環境下でも，放射性物質の閉じ込め機能を維持できる。

なお，更なる安全性向上対策として，重大事故後の長期におけるシール機能健全性を補強するために，高温蒸気に耐性があるバックアップシール材を追加塗布する。その有効性については，バックアップシール材の試験を元に評価し，格納容器閉じ込め機能の信頼性を確認した。

6. 所員用エアロック

6.1 評価方針

所員用エアロックは、原子炉格納容器外側に突き出した円筒胴、隔壁及び隔壁に支持された扉板によって原子炉格納容器バウンダリを構成している。また、扉板はロック機構により固定されており、隔壁と扉板とのシール部には、シリコンゴムのガスケットを使用している。

隔壁には扉開閉ハンドル軸、開閉表示盤の電線管が貫通しており、貫通部にはフッ素系シール材を使用している。また、隔壁に接続する均圧配管にはフランジ部及び均圧弁にシール材を使用しており、フランジ部には非石綿系シートガスケット、均圧弁シート部にはフッ素系シール材を使用している。

所員用エアロックの設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200 ℃、2 Pd の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、有意な圧縮力が所員用エアロックに生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外とする。

したがって、所員用エアロックの機能喪失要因は、高温状態で内圧を受け、過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。

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

そのため、所員用エアロック本体の塑性変形に伴う延性破壊、並びに、扉の変形及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられる。

このため、200 ℃、2 Pd での健全性確認には以下の評価が必要である。

- ・本体の耐圧
- ・ガスケットの健全性

所員用エアロックの評価対象と評価方法を表 6-1 に、評価対象を図 6-1 にそれぞれ示す。

表 6-1 評価対象と評価方法

評価対象（シール材）		機能喪失要因	評価方法
構造部	円筒胴	延性破壊	・設計・建設規格の評価式を準用した評価
	隔壁	延性破壊	・応力評価
シール部	扉板 (ガスケット)	開口、シール材劣化	・機械工学便覧の計算式を用いた評価 ・試験結果等を用いた評価
	扉開閉ハンドル貫通部 (Oリング)	シール材劣化	・試験結果等を用いた評価
	電線管貫通部 (シール材)	シール材劣化	・試験結果等を用いた評価
	均圧配管フランジ部 (ガスケット)	シール材劣化	・試験結果等を用いた評価
	均圧弁 (シート部)	シール材劣化	・試験結果等を用いた評価

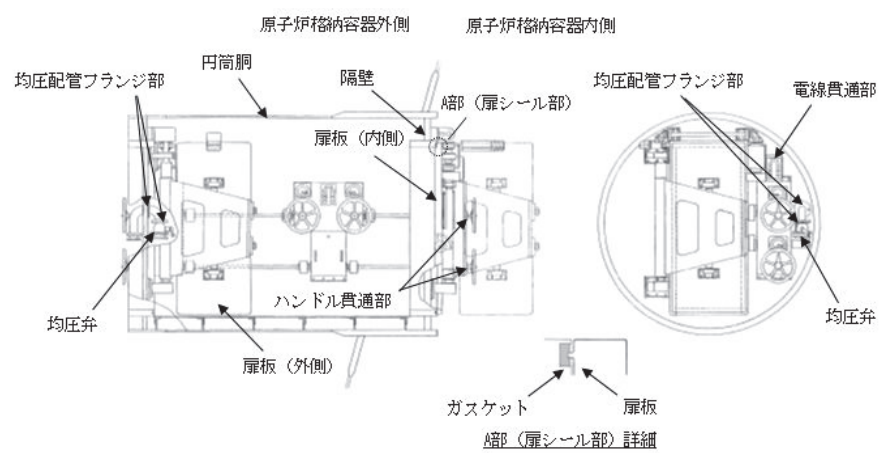


図 6-1 所員用エアロックの評価対象

(1) 本体の耐圧

a. 許容圧力評価

所員用エアロックの構造健全性評価として、所員用エアロックのうち内圧による荷重を受け止める部位のうち、円筒胴については、既工認と同様の評価手法である設計・建設規格に示される必要最小板厚の式を用い許容圧力評価を行い、許容圧力が $2 P_d$ を上回ることを確認する。

ここで、設計・建設規格の解説表 PVB-3110-1 において、延性破壊評価は一次応力の評価を実施することとなっている。一方、設計・建設規格における一次応力強さの許容値は、材料の種類及び温度毎に材料試験（引張試験）を実施した結果をもとに国内 S_u 値検討会で設定された設計引張強さ（ S_u ）に割下げ率を考慮して設定されたものである（設計・建設規格 解説 GNR-2200）。

今回の評価は、設計基準である最高使用温度及び最高使用圧力を超過する所員用エアロックの限界温度及び許容圧力の妥当性を確認するものであるため、上記割下げ率を P_m （一次一般膜応力強さ）には 1.5 とした評価を行う。すなわち、所員用エアロックに発生する応力が、 P_m が $2/3 S_u$ 以下であれば、延性破壊には至らず、構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できる。

この許容値の考え方は、設計・建設規格 解説 PVB-3111 に示すように、供用状態 D の P_m の許容値と同等である。なお、耐圧機能維持の観点から、安全評価上の仮定（原子炉冷却材喪失事故を想定）に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態 D の許容応力は、鋼材の究極的な強さを基に、弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全裕度を考慮して定めたものであり、 P_m は $2/3 S_u$ と規定されている。 P_m は、膜応力であり断面の応力が S_u に到達すると直ちに破損に至るため割下げ率 1.5 を考慮して規定されている。

b. 応力評価

所員用エアロックの隔壁の構造健全性を確認するため、応力評価を実施する。

ここで、設計・建設規格の解説表 PVB-3110-1 において、延性破壊評価は一次応力の評価を実施することとなっている。一方、設計・建設規格における一次応力強さの許容値は、材料の種類及び温度毎に材料試験（引張試験）を実施した結果をもとに国内 S_u 値検討会で設定された設計引張強さ（ S_u ）に割下げ率を考慮して設定されたものである（設計・建設規格 解説 GNR-2200）。今回の評価は、設計基準である最高使用温度及び最高使用圧力を超過する所員用エアロックの限界温度及び許容圧力の妥当性を確認するものであるため、上記割下げ率を P_m （一次一般膜応力強さ）には 1.5、 $P_L + P_b$ （一次局部膜応力強さ＋一次曲げ応力強さ）には 1.0 とした評価を行う。すなわち、所員用エアロックに発生する応力が、 P_m が $2/3 S_u$ 、 $P_L + P_b$ が S_u 以下であれば、延性破壊には至らず、構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できる。この許容値の考え方は、設計・建設規格 解説 PVB-3111 に示すように、供用状態 D の P_m 、 $P_L + P_b$ の許容値と同等である。なお、耐圧機能維持の観点から、安全評価上の仮定（原子炉冷却材喪失事故を想定）に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態 D の許容応力は、鋼材の究極的な強さを基に、弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全裕度を考慮して定めたものであり、 P_m は $2/3 S_u$ 、 $P_L + P_b$ は $1.5 \times 2/3 S_u$ （ $= S_u$ ）と規定されている。前者は、膜応力であり断面の応力が S_u に到達すると直ちに破損に至るため割下げ率 1.5 を考慮して規定されているが、後者は、断面表面が S_u に到達しても断面内部は更なる耐荷能力があり直ちに破損には至らないため割下げ率は 1.0 としている。

(2) ガスケットの健全性

a. 扉のシール材

所員用エアロックの扉のシール材には、これまでシリコンガスケットを使用しているが、重大事故等時の耐環境性に優れた改良E P D M製シール材に変更する。所員用エアロック扉閉止時は、扉は原子炉格納容器内圧により扉板が支持部に押付けられる構造であり、圧力により扉板が開くことはない。しかし、高温状態で内圧を受けることによる扉板のわずかな変形によりガスケット部の微小な開口が予想されるため、圧力による開口量を機械工学便覧のはりのたわみ計算式に基づき評価する。改良E P D M製シール材による重大事故等時の格納容器閉じ込め機能を確認するために、圧縮永久ひずみ試験結果をもとに許容開口量を評価し、重大事故等時における扉板部の開口量と比較することで格納容器閉じ込め機能の評価をする。

なお、シール材の高温劣化については、エアロックの扉に使用されるシール材がトップヘッドフランジ及びハッチ類と同一であり、重大事故等時の耐環境性に優れた改良E P D M製シール材であること、重大事故等時には格納容器の内圧により扉が押し付けられシール部を抑え込む方向であること及び扉が二重に設けられることから、原子炉格納容器閉じ込め機能への影響度は小さいと考え、トップヘッドフランジ・ハッチ類の評価にて代表するものとする。所員用エアロックの構造概略図を図6-2に示す。なお、エアロックのシール材は、プラントの定期検査時に開放される場合には取替えを実施しており、通常運転中における劣化は極めて軽微であることから、重大事故等時の条件下での評価を実施する。

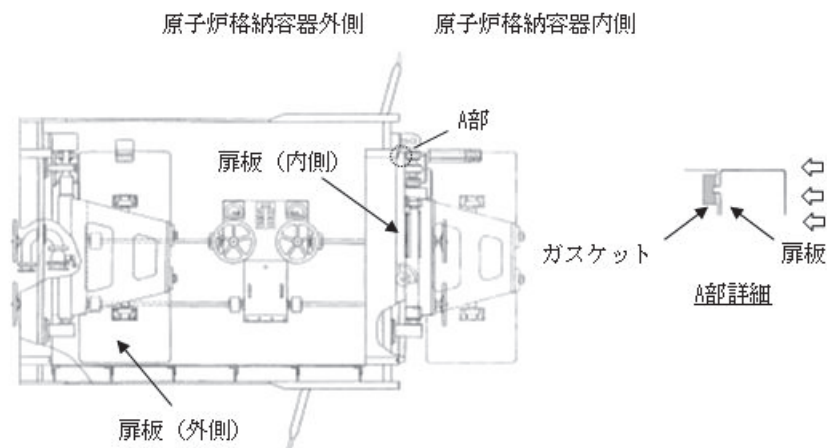


図 6-2 所員用エアロックの構造概略図

b. 扉以外のシール材

所員用エアロックには、扉のシリコンガスケット以外に格納容器閉じ込め機能を確保するための隔壁貫通部にシール材が使用されているが、今後、重大事故時の耐環境性に優れた表 6-2 に示すシール材に変更する。

これらのシール材について試験結果及び一般的な材料特性により重大事故等時の環境下における耐性を確認する。

表 6-2 所員用エアロック（扉以外）のシール材

対象部位	シール材
扉開閉ハンドル貫通部 (Oリング)	改良 E P D M 材
電線管貫通部（シール材）	膨張黒鉛材
均圧配管フランジ部 (ガスケット)	改良 E P D M 材 又は 膨張黒鉛材
均圧弁（シート部）	P E E K 材

6.2 評価

(1) 本体の耐圧

a. 許容圧力評価

所員用エアロックの構造健全性評価として、所員用エアロックのうち内圧による荷重を受け止める部位のうち、円筒胴については、既工認と同様の評価手法である設計・建設規格に示される必要最小板厚の式を用い許容圧力評価を実施した。

評価に用いた主要仕様を表 6-3 に示す。

表 6-4 に、所員用エアロックの許容圧力評価結果を示す。

表 6-3 所員用エアロックの主要仕様

項目	東海第二発電所	
最高使用圧力 (MPa)	0.31	
最高使用温度 (°C)	171	
材料		(SGV480 相当)
内径 (mm)		
胴板厚さ (mm)		

表 6-4 所員用エアロックの許容圧力評価結果

①円筒胴： (SGV480 相当)

許容圧力算定式：PVE-3230(2)a 項を準用

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

S	許容引張応力 (MPa) (200 °Cにおける 2/3 S _u 値を使用)	281
η	継手効率 (－)	1.0
t	厚さ (mm)	
D _i	胴内径 (mm)	
P	200°Cにおける許容圧力	
MPa > 0.62 MPa (2 Pd)		

b. 応力評価

所員用エアロックの応力評価結果は、添付書類「V-3-9-1-3 エアロックの強度計算書」に記載する。

(2) ガasketの健全性

a. 扉のシール材

a-1 扉板部の開口量評価

所員用エアロック扉閉止時は、扉は原子炉格納容器内圧により扉板が支持部に押付けられる構造であり、圧力により扉板が開くことはない。しかし、高温状態で内圧を受けることによる扉板のわずかな変形によりガasket部の微小な開口が予想されるため、圧力による開口量を機械工学便覧のはりのたわみ計算式に基づき評価した。改良E P D M製シール材による重大事故等時の格納容器閉じ込め機能を確認するために、圧縮永久ひずみ試験結果をもとに許容開口量を評価し、重大事故等時における扉板部の開口量と比較することで格納容器閉じ込め機能の評価した。

許容開口量の設定に使用する改良E P D M製シール材の圧縮永久ひずみ試験結果を表 6-5 に示す。

表 6-5 圧縮永久ひずみ試験*¹ 結果（改良E P D M製）

試験温度	200 ℃
構造部放射線照射量	kGy
試験雰囲気	蒸気
試験時間	168 時間
ひずみ率* ²	% * ³

注記 *1: J I S K 6 2 6 2 に従い実施

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

*3: % の平均値

許容開口量の設定に使用する試験結果は、トップフランジの設定の考え方と同様、168 時間のひずみ率とする。また、扉板シール部の定格押込量が mm であることを踏まえ、許容開口量は mm (= 定格締付量 mm × (100 % - %) / 100 %) とする。

機械工学便覧のはりのたわみ計算式を用いて求めた、所員用エアロック扉板の変位量は表 6-6 に示すとおり mm であり、許容開口量 mm を下回る。所員用エアロック扉の変形概念図を図 6-3 に示す。

表 6-6 所員用エアロック（扉板）の開口量評価結果

評価式：機械工学便覧

$$\delta = w \times L_1 \div (24 \times E \times I) \times (3L_1^3 + 6L_1^2 \times L_2 - L_2^3)$$

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

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

P	圧力 (MPa[gage])	0.62
b	扉板の幅 (mm)	
L ₁	支点からシール部までの長さ (mm)	
E	縦弾性係数 (MPa)	191,000
h	扉板の厚さ (mm)	
L ₂	支点間の長さ (mm)	
δ	変位量 (mm)	

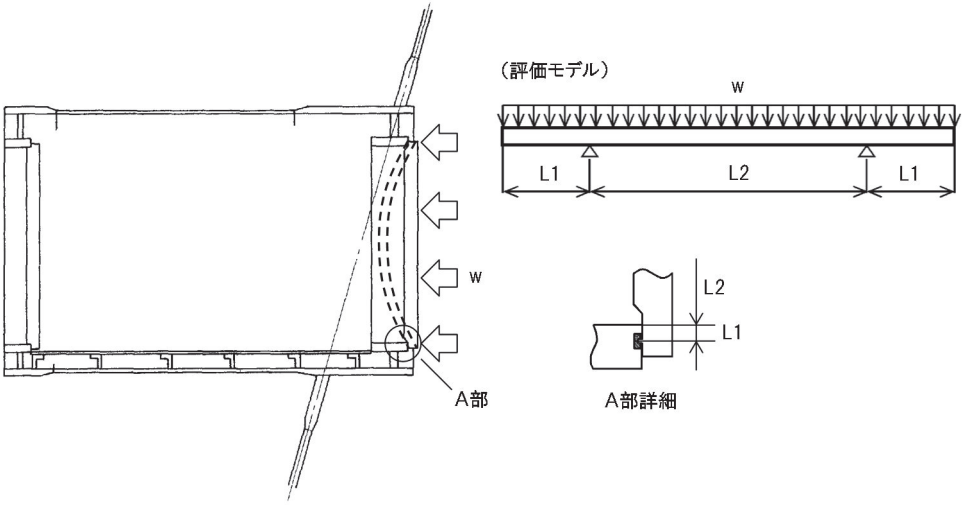


図 6-3 所員用エアロック扉の変形概念図

b. 扉以外のシール材

所員用エアロックには、扉のシリコンガスケット以外に格納容器閉じ込め機能を確保するための隔壁貫通部にシール材が使用されているが、今後、重大事故等時の耐環境性に優れた表 6-2 に示すシール材に変更する。

これらのシール材について試験結果及び一般的な材料特性により重大事故等時の環境下における耐性を確認した。

扉開閉ハンドル貫通部及び均圧配管フランジ部に使用する改良 E P D M 製シール材については、表 6-5 の圧縮永久ひずみ試験結果に示すとおり、重大事故等時の環境下においても十分な耐性を有することを確認している。

電線管貫通部及び均圧配管フランジ部に使用する膨張黒鉛材は、一般的に 400℃ 程度の高温環境下においても高い安定性を得ることができるシール材料であり、表 6-7 に示す材料特性から、重大事故等時の環境下においても十分な耐性を有することを確認した。

表 6-7 膨張黒鉛材の材料特性

シール材	仕様		
	耐熱温度	耐圧性	耐放射線性
膨張黒鉛材	400 ℃以上	6.9 MPa	約 15 MGy

均圧弁シート部に使用する P E E K 材は、一般的に 200 ℃程度の高温環境下においても高い安定性を得ることができるシール材料であり、表 6-8 に示す材料特性から、重大事故等時の環境下においても十分な耐性を有することを確認した。

表 6-8 P E E K 材の材料特性

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

また、P E E K 材は均圧弁シート部に用いるシール材料であるため、実機均圧弁と同型の弁を使用した、重大事故等時の格納容器環境を模擬した耐環境試験を実施しており、熱及び放射線曝露後の漏えい試験にて弁シート部の気密性が確保できることを確認している。表 6-9 に耐環境試験条件を示す。

表 6-9 均圧弁の耐環境試験条件（P E E K 材）

熱劣化	200 ℃，168 時間
放射線照射量	kGy
漏えい試験圧力	0.9 MPa[gage]

6.3 評価結果

所員用エアロックの健全性評価結果を表6-10に示す。

表6-10 所員用エアロックの健全性評価結果

No.	大項目	評価方法	評価	結果
(1)	本体の耐圧	①許容圧力評価	許容圧力は2 Pd以上であることを確認 200 ℃, 2 Pdにおいて一次応力は, 許容値: S_u を満足することを確認	○
		②応力評価	添付書類「V-3-9-1-3 エアロックの強度計算書」に記載	
(2)	ガスケットの健全性	シール材劣化, 開口量評価	ガスケット(改良E P D M材, 膨張黒鉛材, P E E K材)の重大事故等時の環境における劣化特性を考慮しても 200 ℃, 2 Pdにおけるフランジ開口量は, 許容開口量以下となり, シール機能が維持されることを確認	○

以上により, 所員用エアロックについては, 200 ℃, 2 Pd 環境下でも, 放射性物質の閉じ込め機能を維持できる。

7. 配管貫通部

7.1 概要

配管貫通部の 200 ℃，2 Pd 環境下の健全性を確認する。

代表的な配管貫通部の概要図を図 7-1 に示す。配管貫通部は，スリーブと平板類（平板，穴あき平板，フランジ，ボルト締め平板及びフルードヘッド），セーフエンド，伸縮継手とスリーブ等に接続する配管（接続配管）によって原子炉格納容器バウンダリを構成している。また，フランジ部はボルトにより固定されており，シール部にはシリコンゴムを使用している。

上記を踏まえ，以下の構成で健全性を確認する。

7.2 項では，配管貫通部（接続配管）の構造健全性を確認する。

7.3 項では，配管貫通部（スリーブ）の構造健全性を確認する。

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

7.5 項では，配管貫通部（セーフエンド）の構造健全性を確認する。

7.6 項では，配管貫通部（伸縮継手）の構造健全性を確認する。

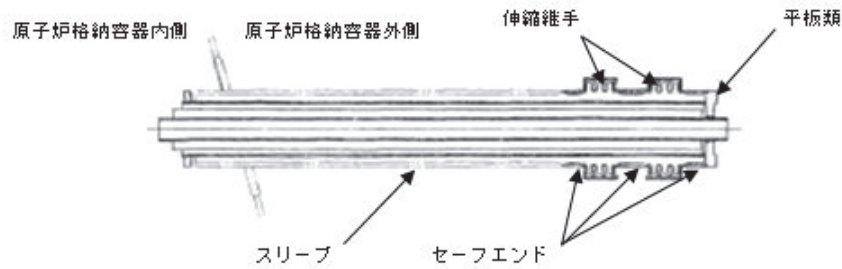


図 7-1 配管貫通部概要図

7.2 配管貫通部（接続配管）

接続配管の強度評価方法及び評価結果は、添付書類「V-3-5-3-1 残留熱除去系の強度計算書」に記載する。

7.3 配管貫通部（スリーブ）

7.3.1 評価方針

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

スリーブの設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200 ℃, 2 Pd の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、内圧を受けるスリーブには圧縮力が生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外とする。

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

このため、200 ℃, 2 Pd でのスリーブの健全性確認について、表 7-1 に示す評価方法により評価を実施する。

スリーブ本体の評価は、配管厚さと口径の比が最も小さくなる箇所が内圧による発生応力が大きくなるため、最大径の貫通部 X-18A～D を代表評価し、スリーブ取付部については、接続配管の反力及びモーメントが最大となる作用することから、7.2 配管貫通部（接続配管）と同様に貫通部 X-31 を代表として評価する。

スリーブの評価対象を図 7-2 に示す。

表 7-1 評価対象と評価方法

評価対象		機能喪失要因	評価方法
構造部	スリーブ本体	延性破壊	設計・建設規格の評価式を準用した評価 (X-18A～D で代表評価)
	スリーブ取付部 (スリーブ側、胴側)	延性破壊	設計・建設規格の評価式を準用した評価 (X-31 で代表評価)

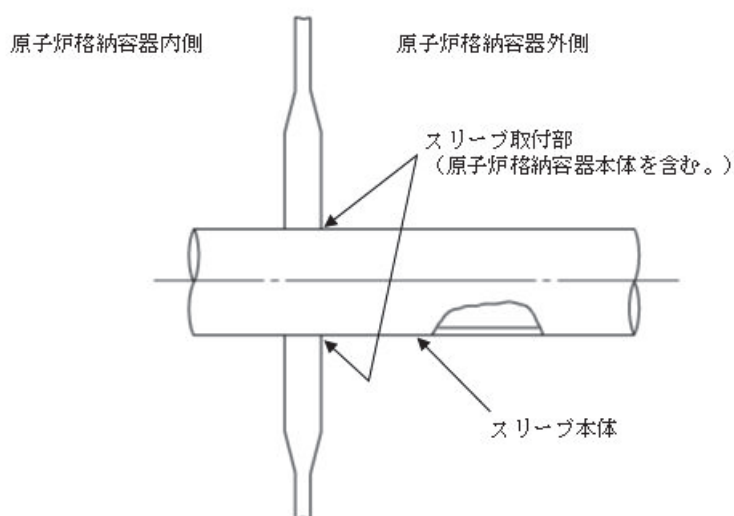


図 7-2 スリーブの評価対象

7.3.2 評価

(1) スリーブ本体

貫通部 X-18A～D のスリーブ本体については、既工認と同様の評価手法である設計・建設規格に示される必要最小板厚の式を用い許容圧力を求め、 $2 P_d$ を上回ることを確認する。

その際、部材に発生する応力強さの許容値は、今回の評価が設計基準を超えた限界温度、圧力の評価であることを踏まえ、設計引張強さ（ S_u 値）に対する割下げ率を P_m （一次一般膜応力強さ）には 1.5 として評価を行う。

すなわち、部材に発生する応力 P_m が $2/3 S_u$ 値以下であれば、延性破壊に至らず、構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できる。この許容値の考え方は、設計・建設規格において示される原子炉格納容器（クラス MC 容器）の供用状態 D に対する許容値と同じ考え方である（設計・建設規格 解説 PVB-3111 参照）。

S_u 値を算出する際の温度は、限界温度として設定した 200 °C を用いる。

a. 計算に使用する記号の定義

スリーブ本体の許容圧力の計算に使用する記号の定義について、以下に示す。

記号	単位	説明
P	MPa	圧力
S	MPa	許容引張応力 (200 °C における $2/3 S_u$ 値を使用)
η	—	継手効率
t	mm	板厚
D_o	mm	スリーブの外径

b. 許容圧力の計算方法

スリーブ本体の許容圧力は、設計・建設規格の評価式を用いて計算する。

$$t = \frac{P D_o}{2 S \eta + 0.8 P} \quad [\text{設計・建設規格 PVE-3611}]$$

設計・建設規格の評価式を圧力について解くと

$$P = \frac{2 S \eta t}{D_o - 0.8 t}$$

上式を用いて、スリーブ本体の許容圧力を計算する。

- c. 許容圧力の計算結果
スリーブ本体の許容圧力の計算結果を以下に示す。

スリーブ : (SGV480 相当)

許容圧力算定式 : PVE-3611 を準用

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

S	許容引張応力 (MPa) (200 °Cにおける 2/3 S _u 値を使用)	281
η	継手効率 (－)	1.0
t	板厚 (mm)	
D _o	管台の外径 (mm)	
P	200 °Cにおける許容圧力	
MPa		> 0.62 MPa (2 Pd)

- (2) スリーブ取付部
スリーブ取付部の応力評価は、添付書類「V-3-9-1-4-1 原子炉格納容器貫通部の強度計算書」に記載する。

- 7.3.3 評価結果
スリーブについては、200 °C、2 Pd 環境下でも、放射性物質の閉じ込め機能を維持できる。

7.4 配管貫通部（平板類）

7.4.1 評価方針

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

平板類の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200 ℃、2 Pd の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないことから、脆性破壊及び疲労破壊は評価対象外とする。

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

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

このため、200 ℃、2 Pd での平板類の健全性確認について、表 7-2 に示す評価方法により評価を実施する。シール部については、改良 E P D M 製シール材による評価を実施する。

平板類は、配管厚さと口径の比が最も小さくなる箇所が内圧による発生応力が大きくなるため、最大径の貫通部 X-28 を代表評価する。

平板類（X-28）の評価対象を図 7-3 に示す。平板類（X-28）は、機器搬入用ハッチに取り付けられている制御棒駆動機構搬出入用のハッチである。

表 7-2 評価対象と評価方法

評価対象		機能喪失要因	評価方法
構造部	ボルト締め平板	延性破壊	設計・建設規格の評価式を準用した評価 (X-28 で代表評価)
	フランジ	延性破壊	J I S B 8 2 6 5 を用いた評価 (X-28 で代表評価)
	ボルト	延性破壊	J I S B 8 2 6 5 を用いた評価 (X-28 で代表評価)
シール部	フランジ，ガスケット	開口，シール材劣化	一般式を用いた評価 試験結果等を用いた評価 (X-28 で代表評価)

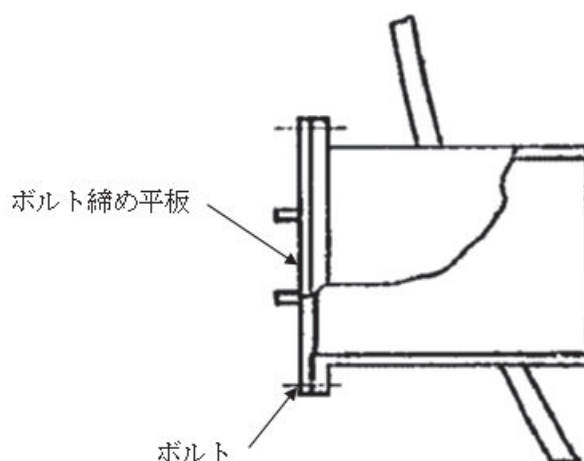


図 7-3 平板類 (X-28) の評価対象

7.4.2 評価

(1) 構造部 (ボルト締め平板)

貫通部 X-28 のボルト締め平板について、既工認と同様の評価手法である設計・建設規格に示される必要最小板厚の式を用い許容圧力を求め、 $2 P_d$ を上回ることを確認する。

その際、部材に発生する応力強さの許容値は、今回の評価が設計基準を超えた限界温度、圧力の評価であることを踏まえ、設計引張強さ (S_u 値) に対する割下げ率を P_m (一次一般膜応力強さ) には 1.5 として評価を行う。すなわち、部材に発生する応力 P_m が $2/3 S_u$ 値以下であれば、延性破壊に至らず、構造は健全で機能要求 (放射性物質の閉じ込め機能) を確保できる。この許容値の考え方は、設計・建設規格において示される原子炉格納容器 (クラス MC 容器) の供用状態 D に対する許容値と同じ考え方である (設計・建設規格 解説 PVB-3111 参照)。

S_u 値を算出する際の温度は、限界温度として設定した $200\text{ }^{\circ}\text{C}$ を用いる。

a. 計算に使用する記号の定義

ボルト締め平板の許容圧力の計算に使用する記号の定義について、以下に示す。

記号	単位	説明
P	MPa	許容圧力
S	MPa	許容引張応力 ($200\text{ }^{\circ}\text{C}$ における $2/3 S_u$ 値を使用)
K	—	平板の取付方法による係数
t	mm	板厚
d	mm	平板の径または最小内のり

- b. 許容圧力の計算方法
ボルト締め平板の許容圧力は、設計・建設規格の評価式を用いて計算する。

$$t = d \sqrt{\frac{K P}{S}} \quad [\text{設計・建設規格 PVE-3410}]$$

設計・建設規格の評価式を圧力について解くと

$$P = \frac{S}{K} \left(\frac{t}{d} \right)^2$$

上式を用いて、アダプタの許容圧力を計算する。

- c. 計算結果
以下の示すとおり、ボルト締め平板の許容圧力は 2 Pd 以上である。

ボルト締め平板： (SGV480 相当)

許容圧力算定式：PVE-3410 を準用

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

S	許容引張応力 (MPa) (200 °Cにおける 2/3 S _u 値を使用)	281
K	係数	0.47
t	板厚 (mm)	
d	平板の径 (mm)	
P	200 °Cにおける許容圧力	
MPa[gage] > 0.62 MPa[gage] (2 Pd)		

(2) 構造部 (フランジ, ボルト)

貫通部 X-28 のフランジ部について、J I S B 8 2 6 5 「压力容器の構造一般事項」を用いて、2 Pd におけるフランジの発生応力が許容応力を下回ること及びボルトの必要総有効断面積が、ボルトの総有効断面積を下回ることを確認する。

その際、部材に発生する応力強さの許容値は、今回の評価が設計基準を超えた限界温度、圧力の評価であることを踏まえ、設計引張強さ (S_u 値) に対する割下げ率を P_m (一次一般膜応力強さ) には 1.5 として評価を行う。すなわち、部材に発生する応力 P_m が 2/3 S_u 値以下であれば、延性破壊に至らず、構造は健全で機能要求 (放射性物質の閉じ込め機能) を確保できる。この許容値の考え方は、設計・建設規格において示される原子炉格納容器 (クラス MC 容器) の供用状態 D に対する許容値と同じ考え方である (設計・建設規格 解説 PVB-3111 参照)。

S_u 値を算出する際の温度は、限界温度として設定した 200 °C を用いる。

- a. フランジ部の仕様及び評価条件
貫通部 X-28 のフランジ概要図を図 7-4、フランジ部の仕様及び評価条件を表 7-3 に示す。

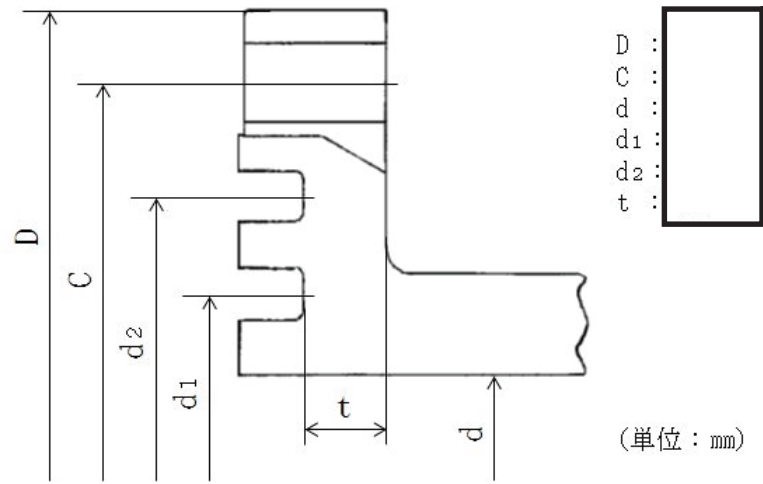


図 7-4 フランジ概要図（貫通部 X-28）

表 7-3 評価条件（貫通部 X-28）

項目	仕様及び値
評価圧力	0.62 MPa[gage]
評価温度	200 ℃
フランジ材質	SGV480 相当
フランジ内径	mm
フランジ板厚（最小厚さ）	mm
ボルト呼び径	
ボルト本数	本

ボルトの評価結果を表 7-4、フランジの評価結果を表 7-5 に示す。

表 7-4 ボルト評価結果（貫通部 X-28）

単位 : mm²

荷重	必要総有効断面積 A_m	総有効断面積 A_b
2 Pd	1.212×10^3	6.765×10^3

表 7-5 フランジ応力評価結果（貫通部 X-28）

単位：MPa

応力	記号	X-28	
		発生応力	許容応力
ハブの軸方向応力	σ_H	90	422
フランジの半径方向応力	σ_R	158	281
フランジの周方向応力	σ_T	31	281
組合せ応力	$\frac{\sigma_H + \sigma_R}{2}$	124	281
組合せ応力	$\frac{\sigma_H + \sigma_T}{2}$	61	281

(3) シール部

a. 規格等を用いた評価（ボルト締め平板）

貫通部 X-28 のフランジ部について、文献の理論式を用いて 2 Pd における開口量を求め、許容開口量を下回ることを確認する。

シール材については、改良 E P D M 製シール材を使用することとする。

許容開口量の設定に使用する改良 E P D M 製シール材の圧縮永久ひずみ試験結果を表 7-6 に示す。

表 7-6 圧縮永久ひずみ試験*¹ 結果（改良 E P D M 製）

試験温度	200 °C
構造部放射線照射量	kGy
試験雰囲気	蒸気
試験時間	168 時間
ひずみ率* ²	% * ³

注記 *1: J I S K 6 2 6 2 に従い実施

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

*3 % の平均値

許容開口量はトップヘッドフランジの考え方と同様，168 時間のひずみ率と貫通部 X-28 のフランジ部の定格締付量 mm を踏まえ mm

(= 定格締付量 mm × (100 % - %) / 100 %) とする。

図 7-5 に示すモデルを用いた開口量の評価結果を表 7-7 に示す。

2Pd における開口量は mm であり，許容開口量 mm を下回る。

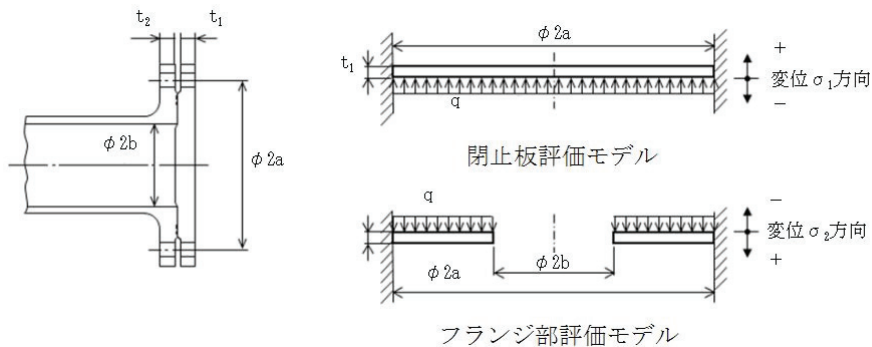


図 7-5 評価モデル

表 7-7 フランジ部開口量評価結果（貫通部 X-28）

記号	内 容	X-28
a	ボルト ピッチ円半径	mm
b	内半径	mm
D_1	$= \frac{Et_1^3}{12(1-\nu^2)}$ *1	
D_2	$= \frac{Et_2^3}{12(1-\nu^2)}$ *1	
E	縦弾性係数	191000 MPa
K_{yb}	b/a から 定まる係数 *1	-6.330×10^{-4}
q	評価圧力	0.620 MPa
t_1	閉止板板厚	mm
t_2	フランジ部板厚	mm
ν	ポアソン比	0.3
δ_1	$= \frac{qa^4}{64D_1}$ *1 *2	mm
δ_2	$= \frac{-K_{yb} \cdot qa^4}{D_2}$ *1 *2	mm
$\delta_1 + \delta_2$	変位量合計	mm

注記 *1：出典「ROARK' S FORMULAS FOR STRESS AND STRAIN EIGHTH EDITION」
*2：保守的に、はりの最大変位量をシール部の変位量とみなす

7.4.3 評価結果
平板類については、200 ℃，2 Pd 環境下でも，放射性物質の閉じ込め機能を維持できる。

7.5 配管貫通部（セーフエンド）

7.5.1 評価方針

セーフエンドは、伸縮継手付貫通部に用いられる短管で、スリーブ及び伸縮継手等に溶接固定されている。

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

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

このため、200 ℃、2 Pd でのセーフエンドの健全性確認について、表 7-8 に示す評価方法により評価を実施する。

セーフエンドは、配管厚さと口径の比が最も小さくなる箇所が内圧による発生応力が大きくなるため、最大径の貫通部 X-18A～D を代表評価する。

セーフエンドの評価対象を図 7-6 に示す。

表 7-8 評価対象と評価方法

評価対象	機能喪失要因	規格方法
構造部 (セーフエンド)	延性破壊	規格を用いた評価 (X-18A～D で代表評価)

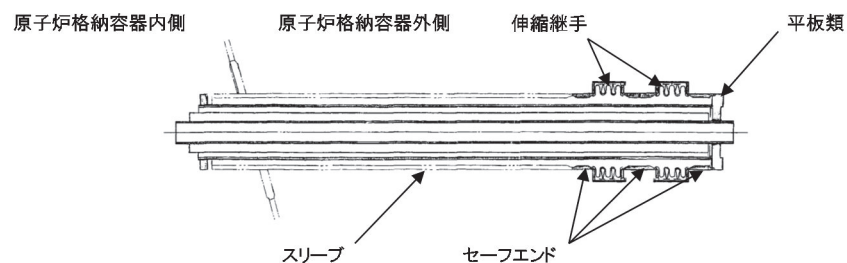


図 7-6 セーフエンドの評価対象

7.5.2 評価

(1) 構造部

a. 規格を用いた評価

貫通部 X-18A～D のセーフエンドについて、既工認と同様の評価手法である設計・建設規格に示される必要最小板厚の式を用い許容圧力を求め、2 Pd を上回ることを確認する。

その際、部材に発生する応力強さの許容値は、今回の評価が設計基準を超えた限界圧力・限界温度の評価であることを踏まえ、設計引張強さ（ S_u 値）に対する割下げ率を P_m （一次一般膜応力強さ）には 1.5 として評価を行う。すなわち、部材に発生する応力 P_m が $2/3 S_u$ 値以下であれば、延性破壊に至らず、構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できると考える。この許容値の考え方は、設計・建設規格において示される原子炉格納容器（クラス MC 容器）の供用状態 D に対する許容値と同じ考え方である（設計・建設規格 解説 PVB-3111 参照）。

S_u 値を算出する際の温度は、限界温度として設定した 200 °C を用いる。

評価結果を以下に示す。

貫通部 X-18A～D のセーフエンドは、2 Pd を上回る。

セーフエンド： (SGV480 相当)

許容圧力算定式：PVE-3611 を準用

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

S	許容引張応力 (MPa) (200 °Cにおける 2/3 S _u 値を使用)	281
η	継手効率 (－)	1.0
t	板厚 (mm)	
D _o	管台の外径 (mm)	
P	200 °Cにおける許容圧力	
MPa[gage] > 0.62 MPa[gage] (2 Pd)		

7.5.3 評価結果

セーフエンドについては、200 °C，2 Pd 環境下でも、放射性物質の閉じ込め機能を維持できる。

7.6 配管貫通部（伸縮継手）

伸縮継手の評価は、添付書類「V-3-9-1-4-2 原子炉格納容器貫通部ベローズの強度計算書」に記載する。

8. 電気配線貫通部

8.1 概要

電気配線貫通部の 200 ℃, 2 Pd 環境下における健全性を確認する。

電気配線貫通部は、高圧用と低圧用の構造上 2 種類に大別される。高圧用電気配線貫通部の構造図を図 8-1, 低圧用電気配線貫通部の構造図を図 8-2 に示す。

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

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

上記を踏まえ、以下の構成で健全性を確認する。

8.2 項では、電気配線貫通部 (アダプタ) の構造健全性を確認する。

8.3 項では、電気配線貫通部 (ヘッダ) の構造健全性を確認する。

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

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

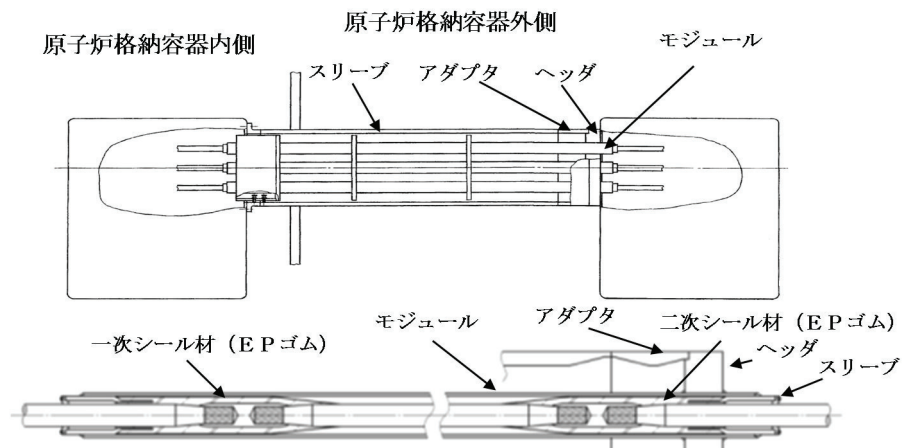


図 8-1 高圧用電気配線貫通部構造図

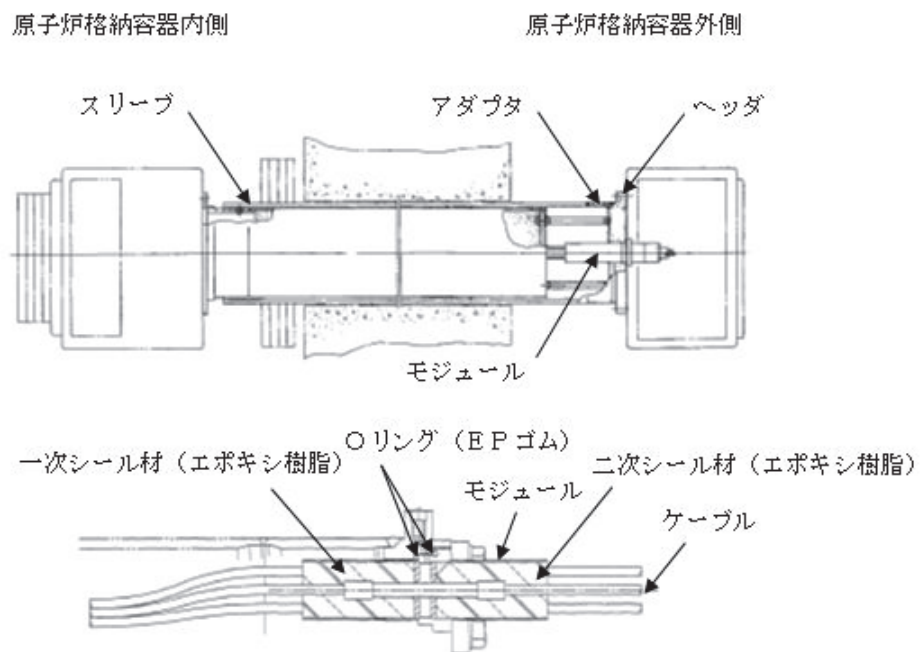


図 8-2 低圧用電気配線貫通部構造図

8.2 電気配線貫通部（アダプタ）

8.2.1 評価方針

アダプタの設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200 ℃、2 Pd の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、圧縮力がアダプタに生じないことから、脆性破壊及び疲労破壊及び座屈は評価対象外とする。

したがって、アダプタの機能喪失要因は、高温状態で内圧を受け、過度な塑性変形による延性破壊が想定される。このため、200 ℃、2 Pd のアダプタの健全性評価について、表 8-1 に示す評価方法により評価を実施する。

なお、電気配線貫通部は複数設置されているが、構造上は高圧用と低圧用の 2 種類であることから、それぞれについて評価を実施する。

表 8-1 評価対象と評価方法

評価対象	機能喪失要因	評価方法
構造部	延性破壊	設計・建設規格の評価式を準用した評価

8.2.2 評価

アダプタについて、設計・建設規格に示される必要最小板厚の式を用い許容圧力を求め、2 Pd を上回ることを確認する。

その際、部材に発生する応力強さの許容値は、今回の評価が設計基準を超えた限界温度、圧力の評価であることを踏まえ、設計引張強さ（ S_u 値）に対する割下げ率を P_m （一次一般膜応力強さ）には 1.5 として評価を行う。すなわち、部材に発生する応力 P_m が $2/3 S_u$ 値以下であれば、延性破壊に至らず、構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できる。この許容値の考え方は、設計・建設規格において示される原子炉格納容器（クラス MC 容器）の供用状態 D に対する許容値と同じ考え方である（設計・建設規格 解説 PVB-3111 参照）。

S_u 値を算出する際の温度は、限界温度として設定した 200 ℃を用いる。

(1) 計算に使用する記号の定義

アダプタの許容圧力の計算に使用する記号の定義について、以下に示す。

記号	単位	説明
P	MPa	圧力
S	MPa	許容引張応力 (200 ℃における $2/3 S_u$ 値を使用)
η	—	継手効率
t	mm	板厚
D_o	mm	アダプタの外径

- (2) 許容圧力の計算方法
アダプタの許容圧力は、設計・建設規格の評価式を用いて計算する。

$$t = \frac{P D_o}{2 S \eta + 0.8 P} \quad [\text{設計・建設規格 解説 PVE-3611}]$$

設計・建設規格の評価式を圧力について解くと

$$P = \frac{2 S \eta t}{D_o - 0.8 t}$$

上式を用いて、アダプタの許容圧力を計算する。

8.2.3 評価結果

以下に示すとおり、アダプタの 200 °C における許容圧力は 2 Pd 以上である。これより、200 °C、2 Pd の環境下で放射性物質の閉じ込め機能が確保されることを確認した。

アダプタ : (SF440A 相当) (低圧用)
 : STS410 (高圧用)

許容圧力計算式 : PVE-3611 を準用

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

項 目		低圧用	高圧用
S	許容引張応力 (MPa) (200 °C における 2/3Su 値を使用)	267	269
η	継手効率 (－)	1.0	1.0
t	板厚 (mm)		
D _o	アダプタ外径 (mm)		
P	200 °C における許容圧力 (MPa)		
低圧用		MPa[gage] > 0.62 MPa[gage] (2 Pd)	
高圧用		MPa[gage] > 0.62 MPa[gage] (2 Pd)	

8.3 電気配線貫通部（ヘッダ）

8.3.1 評価方針

ヘッダの設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200 ℃、2 Pd の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、脆性破壊及び疲労破壊は評価対象外とする。

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

このため、200 ℃、2 Pd でのヘッダの健全性評価について、表 8-2 に示す評価方法により評価を実施する。

なお、電気配線貫通部は複数設置されているが、構造上は高圧用と低圧用の 2 種類であることから、それぞれについて評価を実施する。

表 8-2 評価対象と評価方法

評価対象	機能喪失要因	評価方法
構造部	延性破壊	設計・建設規格の評価式を準用した評価

8.3.2 評価

ヘッダについて、設計・建設規格に示される必要最小板厚の式を用い許容圧力を求め、2 Pd を上回ることを確認する。

その際、部材に発生する応力強さの許容値は、今回の評価が設計基準を超えた限界温度、圧力の評価であることを踏まえ、設計引張強さ（ S_u 値）に対する割下げ率を P_m （一次一般膜応力強さ）には 1.5 として評価を行う。すなわち、部材に発生する応力 P_m が $2/3 S_u$ 値以下であれば、延性破壊に至らず、構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できると考える。この許容値の考え方は、設計・建設規格において示される原子炉格納容器（クラス MC 容器）の供用状態 D に対する許容値と同じ考え方である。（設計・建設規格 解説 PVB-3111 参照）

S_u 値を算出する際の温度は、限界温度として設定した 200 ℃を用いる。

(1) 計算に使用する記号の定義

ヘッダの許容圧力の計算に使用する記号の定義について、以下に示す。

記号	単位	説明
P	MPa	圧力
S	MPa	許容引張応力 (200 ℃における $2/3 S_u$ 値を使用)
K	—	平板の取付方法による係数
t	mm	板厚
d	mm	平板の径または最小内のり

(2) 許容圧力の計算方法

ヘッダの許容圧力は、設計・建設規格の評価式を用いて計算する。

$$t = d \sqrt{\frac{K P}{S}} \quad [\text{設計・建設規格 解説 PVE-3410}]$$

設計・建設規格の評価式を圧力について解くと

$$P = \frac{S}{K} \left(\frac{t}{d} \right)^2$$

上式を用いて、ヘッダの許容圧力を計算する。

(3) 穴の補強計算

東海第二発電所に設置されている電気配線貫通部のヘッダにはモジュール取付用の貫通穴があるため、既工事計画認可申請書の強度計算書と同様に穴の補強を評価する。

ここで、

A_o : 補強に有効な面積

A_r : 補強に必要な面積

d_p : パイプの最大内径

t_{or} : ヘッダの計算上必要な厚さ

t_{pp} : パイプの最小厚さ

t_o : ヘッダの厚さ

Y : 補強に有効な範囲

ℓ_1 : 点検溝の幅

ℓ_2 : 点検溝の深さ

F : 係数

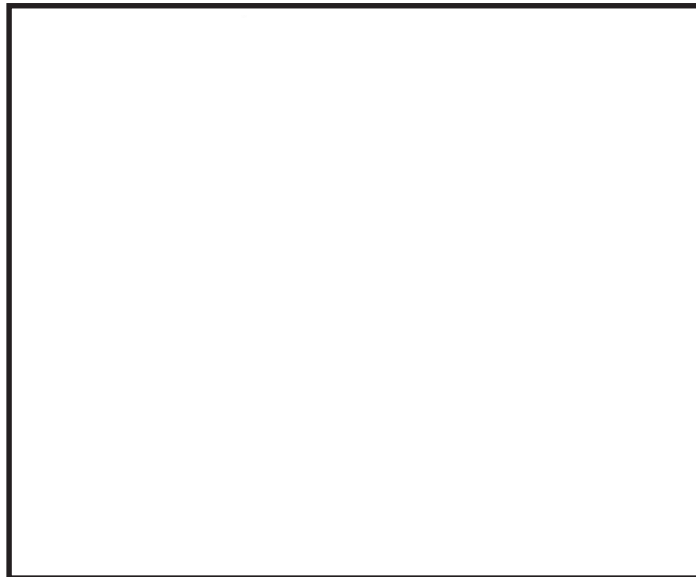


図 8-3 穴部の形状及び寸法（単位：mm）（既工事計画書より）

8.3.3 評価結果

以下に示すとおり，ヘッダの 200 ℃における許容圧力は 2 Pd 以上である。これより，200 ℃，2 Pd の環境下で放射性物質の閉じ込め機能が確保されることを確認した。

ヘッダ： (SUSF304 相当) (低圧用)
：SUS304 (高圧用)

許容圧力計算式：PVE-3410 を準用

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

項 目		低圧用	高圧用
S	許容引張応力 (MPa) (200 ℃における 2/3 S _u 値を使用)	251	268
K	平板の取付方法による係数	0.33	0.33
t	板厚 (mm)		
d	平板の径または最小内のり (mm)		
P	200 ℃における許容圧力 (MPa)		
低圧用 MPa[gage] > 0.62 MPa[gage] (2 Pd)			
高圧用 MPa[gage] > 0.62 MPa[gage] (2 Pd)			

ヘッダの計算上必要な厚さ t_{0r} は，設計建設規格 PVE-3410 より

$$t_{0r} = d \sqrt{\frac{K P}{S}}$$
$$= 11.40 \text{ mm}$$

K : 0.33
P : 0.62 MPa (=2 Pd)
S : 268 MPa (200 ℃における 2/3Su)

補強に必要な面積 A_r

$A_r = d_p \cdot t_{0r} \cdot F = \text{} \times 11.40 \times 1.0 = \text{} \text{ mm}^2$

補強に有効な面積 A₀

$A_0 = (2Y - d_p - 2t_{pp}) (t_0 - t_{0r}) - 2\ell_1 \cdot \ell_2$
 $= (2 \times \text{} - \text{} - 2 \times \text{}) \times \text{} - 11.39 - 2 \times \text{} \times \text{}$
 $= \text{} \text{ mm}^2$

よって A₀ > A_r / 2 = mm²

であり，穴の補強は十分である。

8.4 電気配線貫通部（モジュール）

8.4.1 評価方針

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

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

このため、200 ℃、2 Pd でのモジュールの健全性確認について、表 8-3 に示す評価方法により評価を実施する。

表 8-3 評価対象と評価方法

評価対象	機能喪失要因	評価方法
シール部 (モジュール)	シール材劣化	試験結果等を用いた評価

8.4.2 評価

(1) 電気ペネ共研の試験結果を用いた評価

電気ペネ共研において、L O C A時の圧力、温度条件を超える条件下での、電気配線貫通部の知見を得るため、東海第二発電所を含む国内BWR電力実機の電気配線貫通部の構造を反映した試験体を用い、電気配線貫通部モジュールの気密性能について検証を行っている。図 8-4 に電気ペネ共研の試験概要図を、表 8-4、図 8-5 及び図 8-6 に試験結果を示す。

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

なお、本試験においては、放射線による照射が行われていないが、電気ペネトレーションの二次シール部は格納容器本体から離れた位置に取り付けられ、スリーブ周囲は遮へい壁で覆われていることから、温度と同様に格納容器内の積算線量に比べ小さいものとする。

したがって、実機においてもシール部の耐性に対し有意な影響を及ぼさない範囲と考えられるため、シール部の劣化要因としては温度が主要なパラメータであるとする。

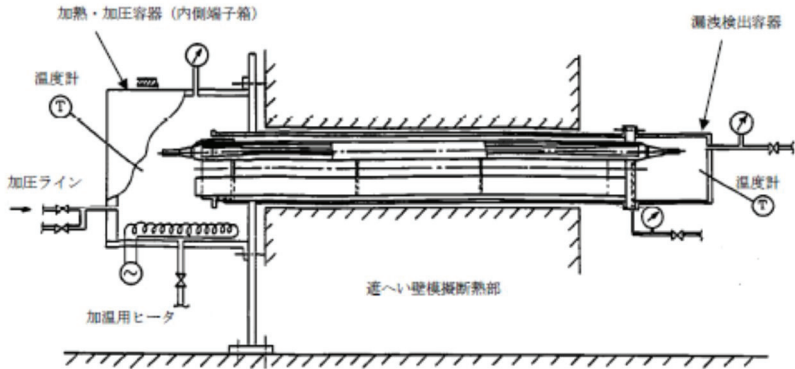


図 8-4 電気ペネ共研の試験概要

表 8-4 電気ペネ共研の試験結果

種類	試験条件					シール部温度 (℃) ／漏えい有無	
	雰囲気	温度 (℃)	圧力 (MPa)	放射線照射	時間 (h)	一次シール	二次シール
高圧	乾熱	200 (220) *1	(0.61～0.79) *1	なし	62	194/漏えいなし	44/漏えいなし
低圧	乾熱	200 (220) *1	(0.60～0.81) *1	なし	62	137/漏えいなし	68/漏えいなし

注記 *1： () 内は記録グラフからの読み取り値

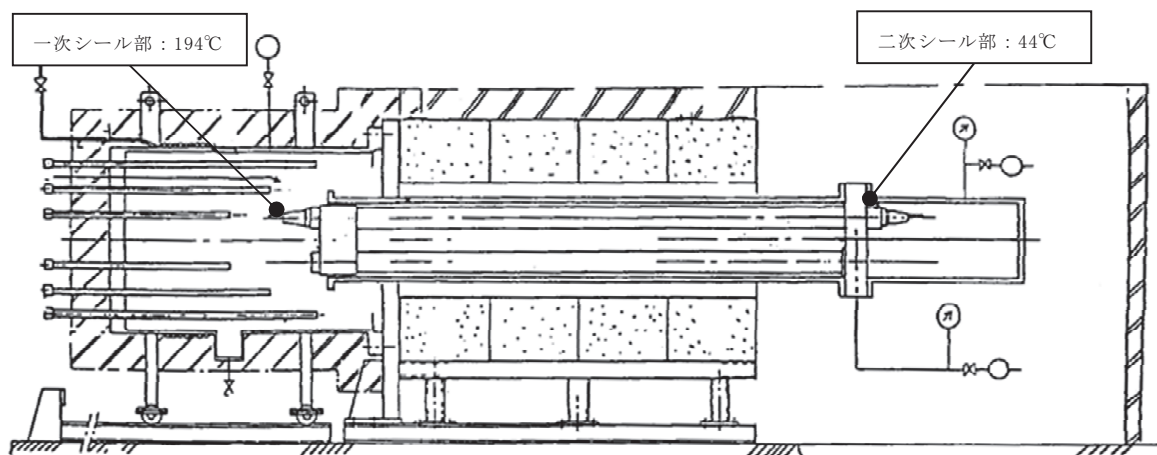


図 8-5 高圧用モジュール試験体 温度分布図

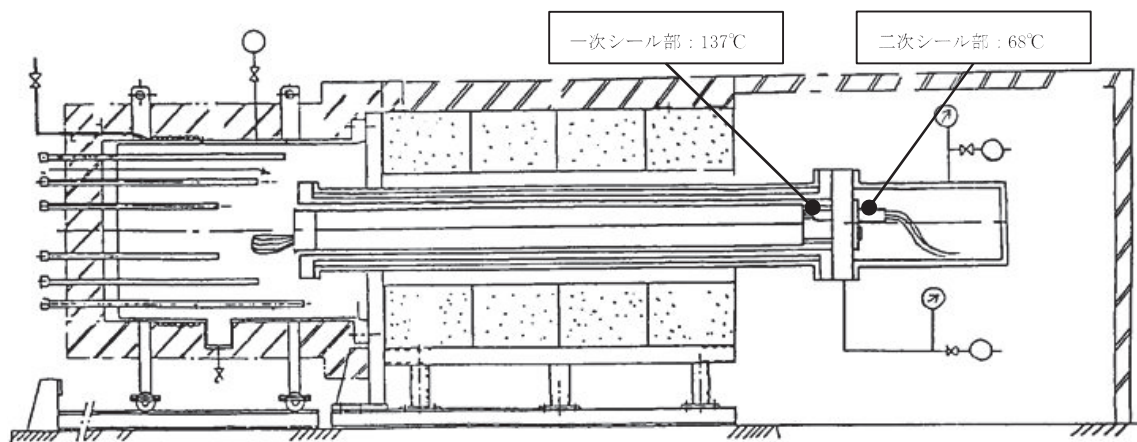


図 8-6 低圧用モジュール試験体 温度分布図

(2) 過去の環境試験結果を用いた評価

過去の電気配線貫通部の環境試験では、電気配線貫通部（高圧用）及び電気配線貫通部（低圧用）を対象として、冷却材喪失事故模擬試験が実施されており、健全性が確認されている。図 8-7 及び図 8-8 に試験装置の概要図、図 8-9 に冷却材喪失事故模擬試験における二次シール部の温度測定結果を示す。

図 8-7 及び図 8-8 に示すとおり、試験においては電気ペネモジュールとカバーのみの構成であり、実機に比べ簡略的な構造である。そのため、実機に比べカバー外側からの入熱量が多く、結果として二次シール部の温度が実機に比べ高くなる傾向にあるものと考えられる。一方、電気ペネ共研における試験は電気ペネトレーションの接続箱内を加熱する構造であり、モジュール部への伝熱の観点からはより実機に即した構造であると言える。

したがって、格納容器内環境が 200 °C となった場合の実際の温度は電気ペネ共研の温度（高圧用 44 °C，低圧用 68 °C）で得られた結果が実機に即したものと考えていること及び本試験において原子炉格納容器内を模擬した電気ペネ共研の試験（二次シール部において高圧用 44 °C，低圧用 68 °C）よりも厳しい温度条件下で、13 日間のシール機能の健全性が確認された結果から、格納容器が 200 °C の状況において格納容器閉じ込め機能が確保できると考える。

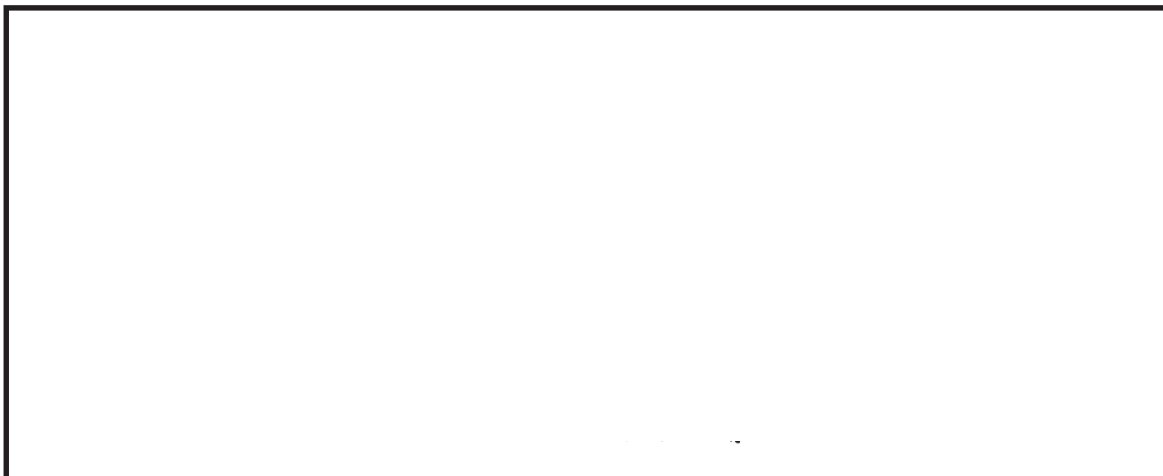


図 8-7 冷却材喪失事故模擬試験の試験概要図（高圧用）

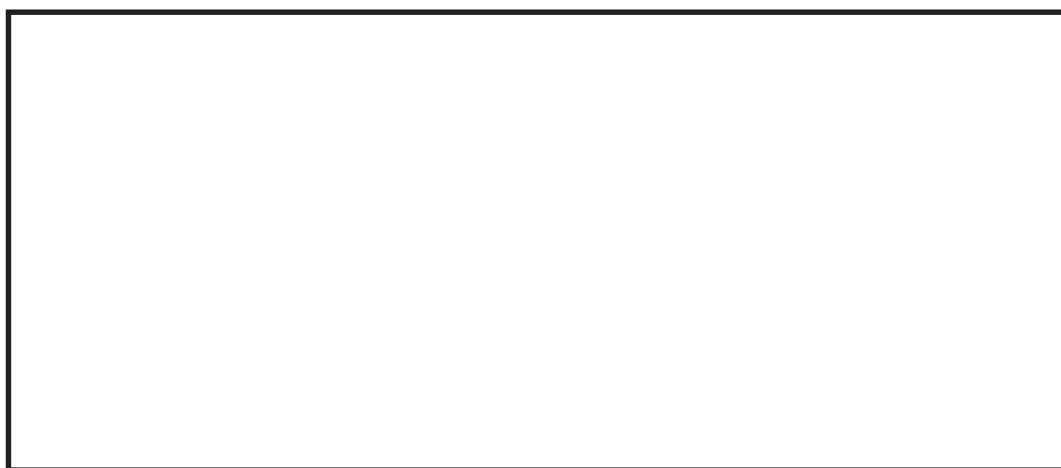


図 8-8 冷却材喪失事故模擬試験の試験概要図（低圧用）



図8-9 冷却材喪失事故模擬試験温度測定結果

なお，図 8-9 で示した試験については，経年劣化を踏まえた冷却材喪失事故模擬試験であり，劣化を考慮して表 8-5 に示す試験を実施している。

表8-5 劣化を考慮した試験方法

No	試験項目	試験方法
1	サーマルサイクル試験	ペネトレーションを冷熱装置内に設置し，60サイクルのサーマルサイクルを放射線照射試験の前後2回実施。1サイクルは□℃—□℃—□℃を□時間で変化させている。
2	放射線照射試験	ペネトレーションが40年間の運転期間及び冷却材喪失事故時に受ける放射線を考慮し照射線量□kGyとして試験を実施。
3	熱劣化試験	加熱促進により，40年間に相当する加速熱劣化として□℃，□日間を加える。

これらのことから，原子炉格納容器に使用されているシール材は，運転中の環境を考慮しても事故時に耐漏えい性能を確保されるものと考えられる。

(3) NUPEC の試験結果を用いた評価

NUPEC 試験において、実機を模擬したモジュール試験体を使用して、高温時におけるシール部の漏えい確認試験が行われている。表 8-6 に試験結果、図 8-10 に漏えい発生温度の圧力依存性を示す。

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

また、放射線照射の影響については、エポキシ樹脂に 800 kGy の放射線照射を行った場合においても、放射線照射を行わなかった場合に比べ、シート部からの漏えい発生温度が著しく低くなることはなかった。

表 8-6 漏えい発生条件確認試験結果

種類	雰囲気	圧力 (MPa)	放射線照射量 (kGy)	漏えい発生温度 (°C)
高压用	蒸気	0.8	800	400 °C まで漏えいなし
低压用	蒸気	0.4	800	284
	蒸気	0.8	800	284～303
	蒸気	0.8	なし	285
	蒸気	1.0	なし	266

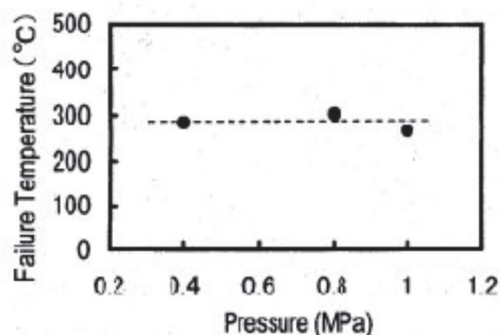


図 8-10 低圧モジュールの漏えい発生温度の圧力依存

8.4.3 評価結果

モジュールについては、200 °C、2 Pd 環境下でも、放射性物質の閉じ込め機能を維持できる。

9. 原子炉格納容器隔離弁

9.1 概要

原子炉格納容器隔離弁の 200 ℃, 2 Pd 環境下における健全性を確認する弁の耐圧部は、弁箱、弁蓋、弁体等で構成しており、弁体、グランド部及び弁蓋部等には、シール材を使用している。原子炉格納容器隔離弁のうち、不活性ガス供給系バタフライ弁及び T I P ボール弁には、ゴム系又は樹脂系のシール材を使用しており、高温劣化による機能低下が想定される。

また、弁の耐圧部については、機能喪失要因として、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び変形が考えられるが、200 ℃, 2 Pd の環境下では、脆性破壊が生じる温度域ではないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、圧縮力が弁耐圧部に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えられる。

従って、原子炉格納容器隔離弁のうち、不活性ガス系バタフライ弁及び T I P ボール弁の耐圧部の機能喪失要因は、高温状態で内圧を受け、過度な変形（一次応力）が想定されるため、以下の構成で健全性を確認する。

9.2 項では、不活性ガス系バタフライ弁の機能維持を確認する。

9.3 項では、T I P ボール弁の機能維持を確認する。

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

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

9.2 原子炉格納容器隔離弁（不活性ガス系バタフライ弁）

9.2.1 評価方針

不活性ガス系バタフライ弁は、弁シート部にE P ゴムを使用しているため、シール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられる。また、弁耐圧部は、高温状態で内圧を受け、延性破壊が想定される。このため、200 ℃、2 Pd での不活性ガス系バタフライ弁の健全性について、表 9-1 に示す評価方法により確認する。なお、弁シート部のシール材については、改良E P D M製シール材による評価を実施する。

不活性ガス系バタフライ弁の評価対象を図 9-1 に示す。

表 9-1 評価対象と評価方法

評価対象	機能喪失要因	評価方法
弁シート部	シール材劣化	試験結果等を用いた評価
耐圧部（弁箱）	延性破壊	設計・建設規格（弁の圧力温度基準）の準用による評価

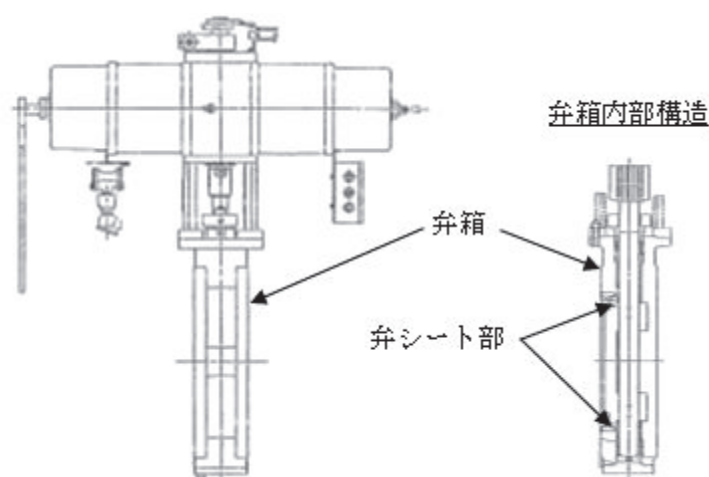


図 9-1 不活性ガス系バタフライ弁評価対象

9.2.2 評価

(1) 隔離機能

隔離機能は、弁シート材の耐環境性が支配的であるため、200℃、2Pdの環境下での弁シート部への影響を600Aのバタフライ弁供試体による蒸気加熱漏えい試験により確認する。試験条件を表9-2に示す。

表 9-2 蒸気加熱漏えい試験条件

試験圧力	0.853 MPa
試験温度	200℃
試験時間	168 時間
積算放射線量	 kGy

(2) 弁耐圧部の構造健全性

設計・建設規格 別表 1-1 に示す弁の許容圧力が、200℃、2Pdの環境条件を上回ることを確認する。

9.2.3 評価結果

(1) 隔離機能

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

(2) 弁耐圧部の構造健全性

当該弁の圧力クラスは1.03 MPa (150 LB) であり、弁耐圧部の200℃における許容圧力1.40 MPa[gage]は、2Pd (0.62 MPa[gage]) を上回る。これにより、弁耐圧部については、200℃、2Pd環境下において健全性が維持されることを確認した。

圧力クラス1.03 MPaの弁の温度－許容圧力を図9-2に示す。

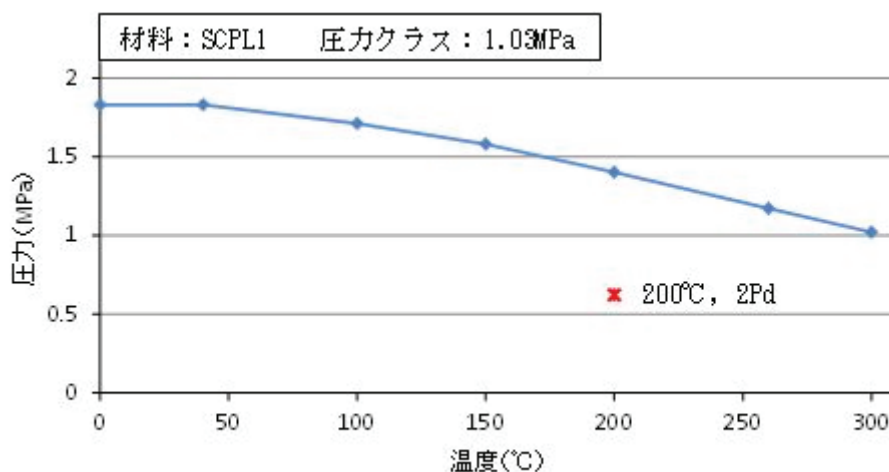


図 9-2 不活性ガス系バタフライ弁の温度－許容圧力

以上のことから、不活性ガス系バタフライ弁について、200℃、2Pdの環境下での健全性を有すると考える。

9.3 原子炉格納容器隔離弁（T I P ボール弁）

9.3.1 評価方針

T I P ボール弁は、弁シート部、グランドシール部にフッ素樹脂、弁蓋シール部にはフッ素ゴムを使用しているため、シール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられる。また、弁耐圧部は、高温状態で内圧を受け、延性破壊が想定される。このため、200 ℃、2 Pd でのT I P ボール弁の健全性について、表 9-3 に示す評価方法により確認する。なお、弁シート部、グランドシール部及び弁蓋シール部のシール材については、改良E P D M製シール材による評価を実施する。

T I P ボール弁の評価対象を図 9-3 に示す。

表 9-3 評価対象と評価方法

評価対象	機能喪失要因	評価方法
シール材	シール材劣化	試験結果等を用いた評価
耐圧部（弁箱）	延性破壊	設計・建設規格（弁の圧力温度基準）の準用による評価

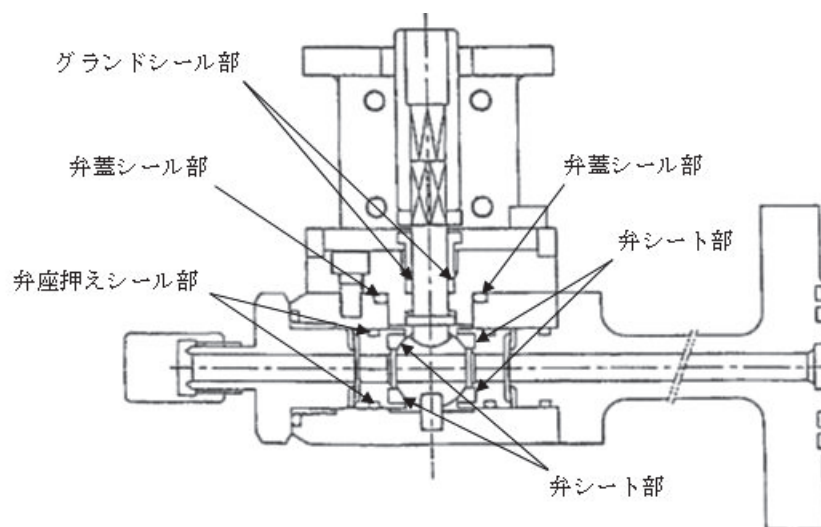


図 9-3 T I P ボール弁評価対象

9.3.2 評価

(1) 隔離機能

隔離機能は、シール材の耐環境性が支配的であるため、200℃、2 Pd 環境下における圧縮永久ひずみ試験及び不活性系バタフライ弁の蒸気加熱漏えい試験の結果から、シール材の環境耐性を確認する。

(2) 弁耐圧部の構造健全性

設計・建設規格 別表 1-1 に示す弁の許容圧力が、200℃、2 Pd の環境条件を上回ることを確認する。

9.3.3 評価結果

(1) 隔離機能

ボール弁の構造上、圧力負荷により隔離機能を有するシート部が離れる方向に変形することは考えにくいため、要求される環境下においてシール材に適用する材質の劣化が無い限り、シール性に影響を及ぼすことはない。したがって、隔離機能の評価は、シール材の環境耐性があることをもって評価する。

弁シート部、グランドシール部及び弁蓋シール部に使用する改良 E P D M 製シール材については、表 9-4 に示す圧縮永久ひずみ試験結果から、200℃、2 Pd 環境下における環境耐性を有している。また、不活性ガス系バタフライ弁の蒸気加熱漏えい試験の結果において、同材質の弁シートからの漏えいが無いことを確認している。

表 9-4 圧縮永久ひずみ試験^{*1}結果（改良 E P D M 製）

試験温度	200℃
構造部放射線照射量	kGy
試験雰囲気	蒸気
試験時間	168 時間
ひずみ率 ^{*2}	% ^{*3}

注記 *1：J I S K 6 2 6 2 に従い実施

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

*3： % の平均値

(2) 弁耐圧部の構造健全性

当該弁の圧力クラスは 1.03 MPa (150 LB) であり、弁耐圧部の 200 °C における許容圧力 1.32 MPa[gage]は 2 Pd (0.62 MPa[gage]) を上回る。これにより、弁耐圧部については、200 °C、2 Pd 環境下において健全性が維持されることを確認した。

圧力クラス 1.03 MPa の弁の温度－許容圧力を図 9-4 に示す。

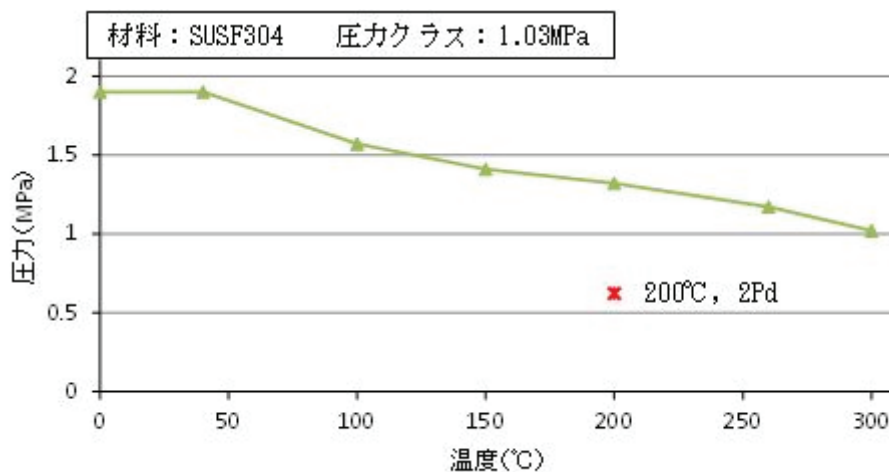


図 9-4 T I P ボール弁の温度－許容圧力

以上のことから、T I P ボール弁について、200 °C、2 Pd の環境下での健全性を有すると考える。

原子炉格納容器隔離弁の抽出について

原子炉格納容器隔離弁について、原子炉格納容器限界温度、圧力（200 ℃，2 Pd）での健全性を確認するため、図 9-1(1) のフローに従い対象弁を抽出した。

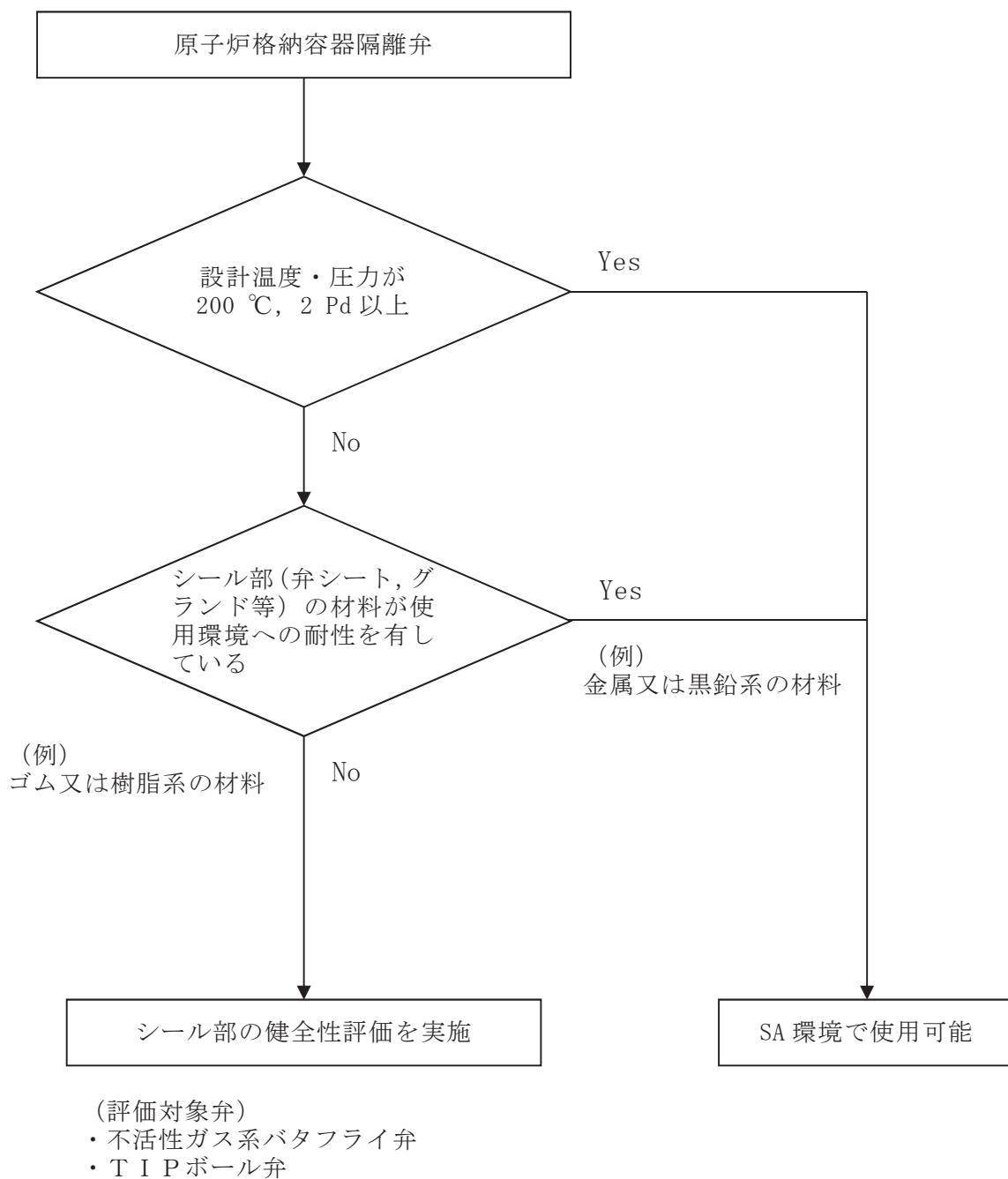


図 9-1(1) 原子炉格納容器隔離弁の評価対象抽出フロー

原子炉格納容器 限界温度・圧力に対する経年劣化の影響について

1. はじめに

原子炉格納容器の限界温度・圧力に関する評価における評価対象部位について、放射性物質の閉じ込め機能が、経年劣化により低下していないことを確認し、今回の限界温度・圧力に関する評価結果に影響しないことを確認する。なお、考慮する経年劣化事象については、東海第二発電所において実施した高経年化技術評価を参考に検討する。

2. 原子炉格納容器本体

原子炉格納容器本体については、経年劣化事象として腐食が考えられるが、原子炉格納容器本体は、鋼板表面に防食塗装を施すとともに、保全計画に基づく外観点検において表面の腐食、塗膜等の異常があれば、補修塗装を実施するとともに適切な肉厚管理を実施している。また、保全計画に基づき、計画的に肉厚測定を実施していることから、有意な劣化はないと考えられる。なお、原子炉格納容器本体に対して、一般社団法人 日本電気協会 電気技術規程「原子炉格納容器の漏えい率試験規程（J E A C 4 2 0 3）」（以下、「J E A C 4 2 0 3」という。）に基づく、全体漏えい率試験（1 回/1 定検）を実施し、放射性物質の閉じ込め機能の健全性を継続的に確認している。

3. 原子炉格納容器本体以外

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

- ・ステンレス鋼配管については、塩分付着による外面の応力腐食割れが考えられるが、社内規則に基づき計画的な塩化物付着量測定を実施し、基準を満足しない場合は、純水拭きを実施することにより、塩化物付着量を応力腐食割れ発生のしきい値未満に管理していることから、有意な劣化はないと考えられる。
- ・炭素鋼配管については、流れ加速型腐食による減肉が考えられるが、社内規則に基づき計画的な肉厚測定を実施し、基準を満足しない場合は、計画的に取替えを行うなど、適切な管理を行っている。
- ・原子炉格納容器隔離弁については、保全計画に基づく、計画的な分解点検、目視・表面検査を実施していることから、有意な劣化はないと考えられる。
- ・電気配線貫通部については、経年劣化事象として樹脂等の劣化が考えられる。これらの部位の経年劣化については、長期健全性試験により、健全性を確認している。
- ・機器搬入用ハッチ等に使用しているガスケット等については、保全計画に基づく定期的な取替を実施していることから、経年劣化事象とはならない。
- ・J E A C 4 2 0 3に基づく、全体漏えい率検査（1 回/1 定検）を実施し、放射性物質の閉じ込め機能の健全性を継続的に確認している。

以上のことから、経年劣化による原子炉格納容器の限界温度・圧力への影響はないと考える。

原子炉格納容器 評価温度・圧力負荷後の耐震性の影響について

1. 検討方針

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

2. 検討結果

残留ひずみの有無及び耐震性への影響有無については，一次応力のみ考慮する部位と一次＋二次応力を考慮する部位に分けて次のとおり判断する。

評価温度・圧力負荷時に周囲の部材の変形の影響を受けず二次応力を考慮する必要がない場合は，一次応力が S_y を超えるか否かで残留ひずみの有無を確認する。この場合，一次応力が S_y 以下の場合は，除荷後に残留ひずみは生じない（図1， $0 \rightarrow a \rightarrow 0$ ）。 S_y を超える場合は，除荷後に残留ひずみが生じる（図1， $0 \rightarrow a \rightarrow b \rightarrow c$ ）。一次応力は与えられた荷重に対して決定する応力であるため，同じ荷重が作用した場合の発生応力は除荷後も同等であり，評価温度・圧力負荷前と同じ弾性的挙動を示す（図1， $c \rightarrow b$ ）。また，設計・建設規格の許容値は荷重を変形前の断面積で割った公称応力を基に設定されているため（図2），設計・建設規格の許容値内であれば発生応力を算出する際に変形前の断面積を用いることに問題ない。

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

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

注記 *：一般社団法人 日本溶接協会「建築鉄骨の地震被害と鋼材セミナー（第12回溶接構造用鋼材に関する研究成果発表会）」 J W E S－I S－9 7 0 1，（1997）

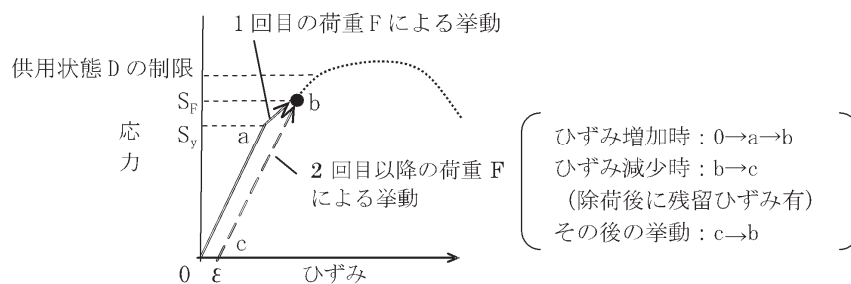


図1 降伏点を越える場合のひずみ履歴イメージ（一次応力）

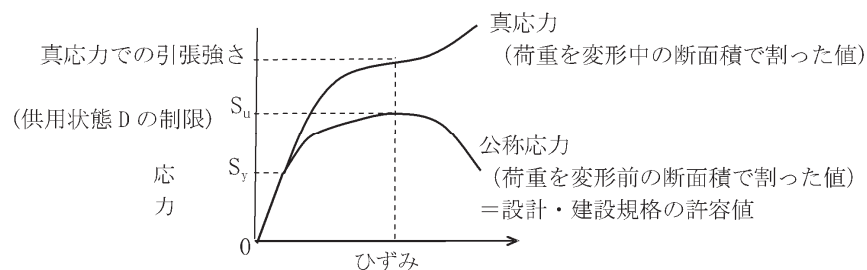


図2 公称応力と真応力について

次に、評価温度・圧力負荷時に周囲の部材の変形の影響を受けるため、局部的に発生する二次応力を考慮する必要がある場合は、構造不連続部に発生する二次応力も考慮して、一次＋二次応力で残留ひずみの有無を確認する。一次＋二次応力が S_y を超えると塑性域に入るが（図3（設計・建設規格 解説PVB-3112）, $0 \rightarrow A \rightarrow B$ ）, $2S_y$ 以下の場合は除荷時にひずみが減少し、除荷後に残留ひずみは生じない（図3（設計・建設規格 解説PVB-3112）, $B \rightarrow C$ ）。また、その後の挙動は図3のB-C上の弾性的挙動を示し、これは評価温度・圧力負荷前と同じである。

一次＋二次応力が $2S_y$ を超える場合は、残留ひずみ有と判断する（図3（応力 S_1 が $2S_y$ 超の場合））。しかし、十分小さな残留ひずみであれば、上述の通り、発生応力に与える影響はないと言える。

地震（許容応力状態 $IV_A S$ ）の一次＋二次応力の許容応力は、今回の一次＋二次応力の許容応力と同等であることから、地震による外力が加わったとしても一次＋二次応力の許容応力の制限内であり、さらに評価温度・圧力負荷前と同様の挙動を示すことから、耐震性に影響はないと判断できる。

なお、一次応力が S_y を超える部位については、残留ひずみ有と判断する。このとき、上述のとおり、十分小さな残留ひずみであれば発生応力に与える影響はないといえる。

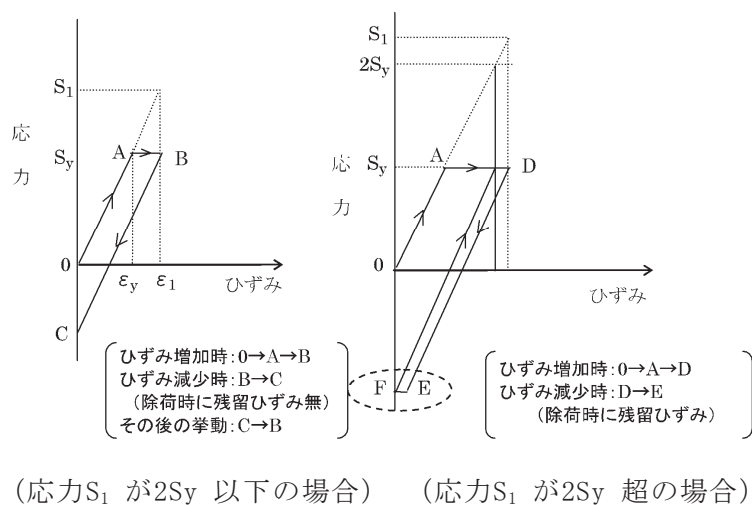


図3 降伏点を越える場合のひずみ履歴イメージ（一次＋二次応力）

除荷後に残留ひずみが生じるかを確認するとともに、除荷後の挙動により、耐震性への影響を評価するため、一次応力が S_y 以下かまたは一次＋二次応力が $2S_y$ 以下かを確認した。

原子炉格納容器本体（基部）については、一次＋二次応力が S_y を超えるため除荷後に残留ひずみが生じるが、供用状態Dの制限内であり、除荷後は弾性的挙動を示すため、耐震性への影響はない。

機器搬入口用ハッチ（円筒胴）、サプレッション・チェンバアクセスハッチ（円筒胴）、配管貫通部（平板類、セーフエンド）、電気配線貫通部及び原子炉格納容器隔離弁については、一次応力が S_y を超えないと考えられ、残留ひずみは生じない。

以上より、一次応力は供用状態Dの制限内であり、一次＋二次応力は $2S_y$ 以下であることを確認した。

トップヘッドフランジ、所員用エアロック（隔壁部）、配管貫通部（接続配管、スリーブ取付部）及び伸縮継手については、表1に示す添付書類による。

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

表1 各部位の評価温度・圧力負荷時の状況

評価部位		評価点	分類	評価値*1	判定値	残留ひずみ 有無	備考	
原子炉格納容器 本体		基部	一次+二次		452 MPa (2Sy)	有 (1 %未満)		
トップヘッドフ ランジ		同左	添付書類「V-3-9-1-1 原子炉格納容器本体の強度 計算書」に記載					
機器搬入用 ハッチ		円筒胴	一次	0.62 MPa (2 Pd)	1.966 MPa (Syでの限 界圧力)	無		
サブプレッション・チェン バークセスハッチ		同左	一次	0.62 MPa (2 Pd)	0.708 MPa (Syでの限 界圧力)	無		
所員用 エアロック		隔壁部	添付書類「V-3-9-1-3 エアロックの強度計算書」 に記載					
配管貫 通部	接続配管	同左 (貫通部付 近)	添付書類「V-3-5-4-1 高圧炉心スプレイ系の強度 計算書」に記載					
	スリーブ	スリーブ取 付部	添付書類「V-3-9-1-4-1 原子炉格納容器貫通部の 強度計算書」に記載					
	平板類	同左	一次	0.62 MPa (2 Pd)	1.534 MPa (Syでの限 界圧力)	無		
	セーフエント	同左	一次	0.62 MPa (2 Pd)	3.643 MPa (Syでの限 界圧力)	無		
	伸縮継手	同左	添付資料「V-3-9-1-4-2 原子炉格納容器貫通部ベ ローズの強度計算書」に記載					
電気配 線貫 通部	アダプタ	同左	一次	0.62 MPa (2 Pd)	7.795 MPa (Syでの限 界圧力)	無		
	ヘッダ	同左	一次	0.62 MPa (2 Pd)	6.133 MPa (Syでの限 界圧力)	無		
原子炉格納容器 隔離弁		弁箱	一次	0.62 MPa (2 Pd)	1.03 MPa (レーティング 設計圧)	無		

注記 *1：判定値を超える場合、残留ひずみ有となる。

原子炉格納容器貫通部の核分裂生成物沈着による影響について

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

1. 原子炉格納容器貫通部のF P沈着による温度評価

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

評価結果としては、原子炉格納容器の貫通部リークパス箇所の最高温度は約 175 ℃となり、原子炉格納容器評価温度である 200 ℃を下回ることから原子炉格納容器評価温度に影響ないことを確認した。

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

○原子炉格納容器貫通部のF P沈着による温度評価

炉心溶融時の原子炉格納容器内のF Pが貫通部のリークパスに付着した場合の温度上昇について、下記条件にて評価する。

- a. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）を想定する。
- b. 重大事故等時における原子炉格納容器内のF Pの飛散については「シビアアクシデント時格納容器内多次元熱流動及びF P挙動解析（J N E S）」において、F Pのほとんどが重力沈降により原子炉格納容器内の床や壁表面に付着し原子炉格納容器自由空間に飛散しないという知見が得られているが、F Pが飛散し貫通部リークパスへ到達したと仮定する。
- c. 貫通部の仮定するリークパスは、原子炉格納容器の漏えい試験結果をもとに約 1 mm²の

リークパスと仮定。

- d. F P が飛散し貫通部リークパスにおける F P の捕集量については、知見がないことから保守的にリークパスに F P が満たされた状態を仮定する。（リークパスへ F P が満たされた状態では、漏えい率は 0 %/day となるが温度評価のため保守的に仮定する。）
- e. 原子炉格納容器貫通部リークパスに沈着した F P の発熱量は、NUREG-1465 の炉心内の F P 量に対する原子炉格納容器内への放出割合を核種ごとの発熱量に乗じて算出する。
- f. F P の発熱量は、時間経過により低下するが、本評価では保守的に沈着後の時間経過による発熱量の低下は考慮しない。

よう素については事象進展により化学組成が変動することが考えられるが寄与割合の大きなセシウムについて密度の高い CsI（よう化セシウム）の密度を想定し、F P 質量の保守性を考慮し算出する。

上記条件による評価結果として、原子炉格納容器内壁面温度が雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）時の最大値である約 157 °C となる時、F P による温度上昇は、約 18 °C であり原子炉格納容器の貫通部表面温度は、約 175 °C となり原子炉格納容器評価温度（200 °C）を下回り原子炉格納容器評価温度に影響のないことを確認した。

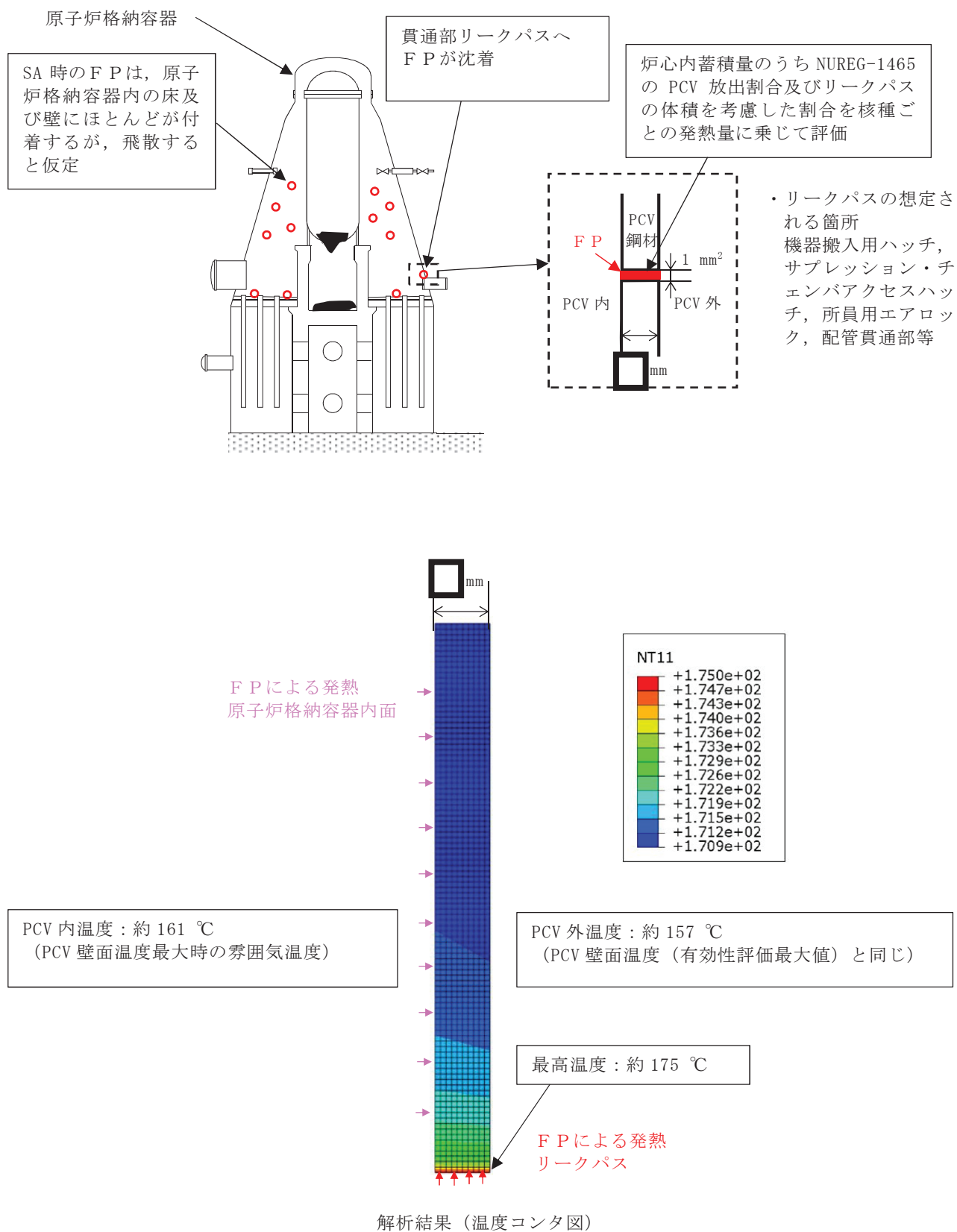


図 1 F P 沈着による温度上昇評価イメージ

○F P 沈着による温度評価における保守性について

- ・リークパスを 1 箇所と仮定。

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

- ・リークパスに捕集される F P の量をリークパスに F P が満たされた状態を仮定。

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

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

発熱の寄与割合が高い核種は，C s I（よう化セシウム）であることから，F P の密度は，C s I の約 4.5 g/cm^3 を用いて F P の質量を求める。

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

F P の発熱量は，時間の経過とともに低下するが，評価においては N U R E G - 1 4 6 5 の F P の核種の放出割合をもとに，F P の発熱量が最大となる事故直後（プラント停止直後）の発熱量より求められた約 $6.59 \times 10^3 \text{ kW}$ とし，原子炉格納容器壁面温度は最高となる約 3 時間後の $157 \text{ }^\circ\text{C}$ を使用し評価した。（3 時間後は，約 $3.79 \times 10^3 \text{ kW}$ （事故直後の約 0.6 倍）。）

○ F P 発熱の核種の寄与割合について

F P の発熱の核種での寄与割合を表 1 に整理する。

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

表 1 核種グループごとの熱量の寄与割合

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

○原子炉格納容器の漏えい試験結果をもとに算出した約 1 mm² のリークパスの算出方法について

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

$$Ae = \frac{m \cdot \sqrt{R \cdot T_0}}{P_0 \cdot \sqrt{\frac{2 \cdot \gamma}{\gamma - 1} \left\{ \left(\frac{P_b}{P_0} \right)^{\frac{2}{\gamma}} - \left(\frac{P_b}{P_0} \right)^{\frac{(\gamma - 1)}{\gamma}} \right\}}}$$

ここで、 m ：質量流量

Ae ：漏えい等価面積

P_0 ：1 次側圧力

P_b ：2 次側圧力

γ ：比熱比

T_0 ：1 次側温度

R ：ガス定数

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

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

質量流量（ m ）は原子炉格納容器内の密度×体積×漏えい率より算出。

○原子炉格納容器のリークパスに満たされた核種の割合について

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

表 2 NUREG-1465の原子炉格納容器内放出割合

Table 3.12 BWR Releases Into Containment*				
	Gap Release***	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel
Duration (Hours)	0.5	1.5	3.0	10.0
Noble Gases**	0.05	0.95	0	0
Halogens	0.05	0.25	0.30	0.01
Alkali Metals	0.05	0.20	0.35	0.01
Tellurium group	0	0.05	0.25	0.005
Barium, Strontium	0	0.02	0.1	0
Noble Metals	0	0.0025	0.0025	0
Cerium group	0	0.0005	0.005	0
Lanthanides	0	0.0002	0.005	0

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

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

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

また、この量は原子炉格納容器内に放出されたFPのうち約 $1.65 \times 10^{-4} \%$ が詰まっている想定となる。この割合とNUREG-1465の放出割合を基にリークパスでの発熱量を算出する。