

島根原子力発電所第2号機 審査資料	
資料番号	NS2-添 1-051
提出年月日	2021年12月17日

VI-1-5-1 計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲
及び警報動作範囲に関する説明書

S2 補 VI-1-5-1 R0

2021年12月

中国電力株式会社

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

目 次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
2.1 設計基準対象施設に関する計測	1
2.1.1 計測結果の記録の保存	1
2.1.2 安全保護装置への不正アクセス行為等による被害の防止	1
2.2 重大事故等対処設備に関する計測	2
2.2.1 原子炉格納容器内酸素濃度及び水素濃度並びに原子炉格納容器外への 排出経路の水素濃度の計測	2
2.2.2 静的触媒式水素処理装置の動作監視及び原子炉建物内水素濃度の計測	2
2.2.3 重大事故等の対処に必要なパラメータの計測又は推定	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（中性子源領域計測装置，中間領域計測装置）及び 出力領域計測装置	4
3.1.2 原子炉圧力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の圧力，温度又は 流量（代替注水の流量を含む。）を計測する装置	10
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	36
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	46
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	68
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	70
3.1.7 原子炉格納容器本体の水位を計測する装置	79
3.1.8 原子炉建屋内の水素ガス濃度を計測する装置	85
3.1.9 その他重大事故等対処設備の計測装置	87
3.2 計測装置の計測結果の表示，記録及び保存	123
3.2.1 計測結果の指示又は表示	123
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	123
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	123
3.3 安全保護装置	128
3.3.1 不正アクセス行為等の被害の防止	129
4. 計測装置の計測範囲及び警報動作範囲	133

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、格納容器酸素濃度と格納容器水素濃度の計測範囲を除き、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、格納容器酸素濃度と格納容器水素濃度の計測範囲及び安全保護装置の不正アクセス行為等の被害の防止並びに重大事故等対処設備に関する計測装置の構成、計測範囲について説明する。

2. 基本方針

2.1 設計基準対象施設に関する計測

2.1.1 計測結果の記録の保存

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

2.1.2 安全保護装置への不正アクセス行為等による被害の防止

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、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

2.2.1 原子炉格納容器内酸素濃度及び水素濃度並びに原子炉格納容器外への排出経路の水素濃度の計測

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酸素濃度（B系），格納容器水素濃度（B系），格納容器酸素濃度（SA）及び格納容器水素濃度（SA）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，第1ベントフィルタ出口水素濃度は，炉心の著しい損傷が発生した場合に，原子炉格納容器外に水素ガスを排出する場合の排出経路における水素濃度を測定できる設計とする。これらの計測装置は，交流電源が必要な場合には，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。

2.2.2 静的触媒式水素処理装置の動作監視及び原子炉建物内水素濃度の計測

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物等の損傷を防止するための設備のうち，水素濃度制御設備の監視設備である，静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度は静的触媒式水素処理装置の作動状態を監視できる設計とする。また，水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備のうち，監視設備である原子炉建物水素濃度は，原子炉建物内に検出器を設置し，水素濃度を測定できる設計とする。これらの計測装置は，交流又は直流電源が必要な場合には，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。

2.2.3 重大事故等の対処に必要なパラメータの計測又は推定

技術基準規則第 73 条及びその解釈に基づき，重大事故等が発生し，当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータとして，原子炉圧力容器内の温度，圧力及び水位，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量，原子炉格納容器内の温度，圧力，水位，水素濃度及び酸素濃度，原子炉建物内の水素濃度，未臨界の維持又は監視，最終ヒートシンクの確保の監視，格納容器バイパスの監視並びに水源の確保の監視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。）の故障により，当該重大事故等に対処するために監視することが必

要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために必要なパラメータを計測する設備を設置又は保管する設計とする。

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

炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータを計測する装置は、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圧力容器内の温度、圧力及び水位並びに原子炉圧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ができる設計とする。

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て管理する。

原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度等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は、計測又は監視及び記録できる設計とする。

重大事故等に対処に必要なパラメータは、SPDSデータ収集サーバ、SPDS伝送サーバ及びSPDSデータ表示装置で構成する安全パラメータ表示システム（SPDS）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、記録は必要な容量を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（中性子源領域計測装置，中間領域計測装置）及び出力領域計測装置

(1) 中性子源領域計装

中性子源領域計装は，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，中性子源領域中性子束の検出信号は，核分裂計数管からの電流信号を前置増幅器で増幅し，演算装置を経由して中央制御室の指示部にて中性子束レベルへ変換する処理を行った後，中性子源領域中性子束を中央制御室に指示する。また，安全パラメータ表示システム（SPDS）にて記録及び保存する。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「中性子源領域計装の概略構成図」及び図 3-2「検出器の構造図（中性子源領域計装）」参照。）

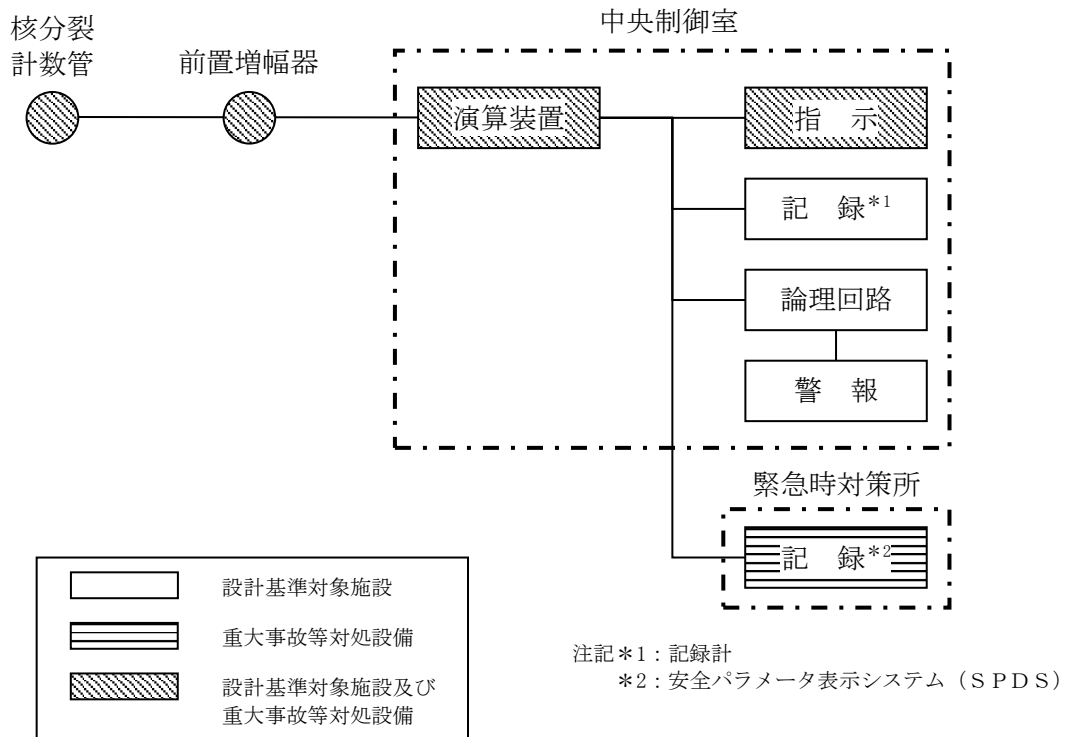


図 3-1 中性子源領域計装の概略構成図

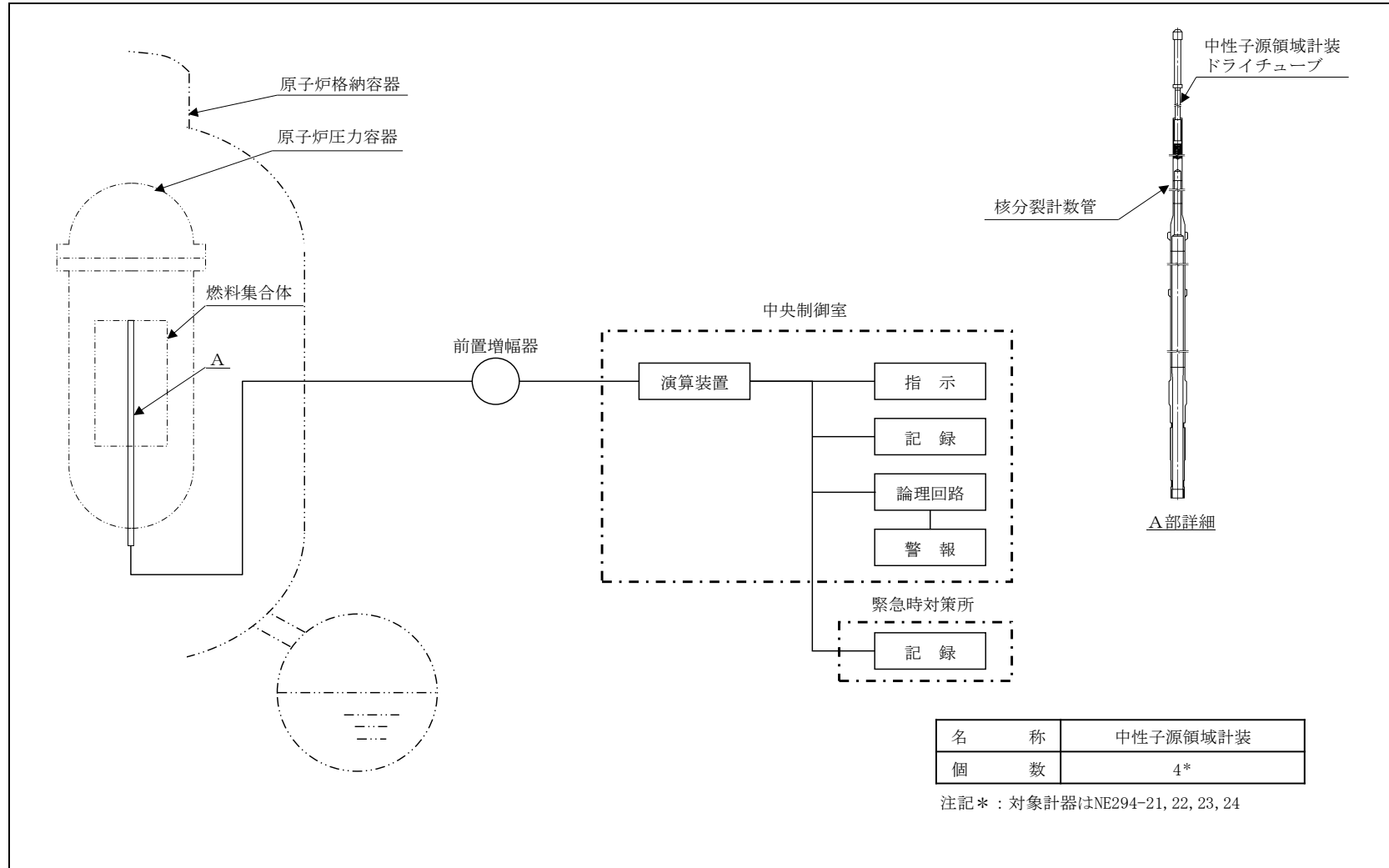


図 3-2 検出器の構造図 (中性子源領域計装)

(2) 中間領域計装

中間領域計装は、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、中間領域中性子束の検出信号は、核分裂電離箱からの電圧信号を前置増幅器で増幅し、演算装置を経由して中央制御室の指示部にて中性子束レベルへ変換する処理を行った後、中間領域中性子束を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）にて記録及び保存する。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3-3「中間領域計装の概略構成図」及び図3-4「検出器の構造図（中間領域計装）」参照。）

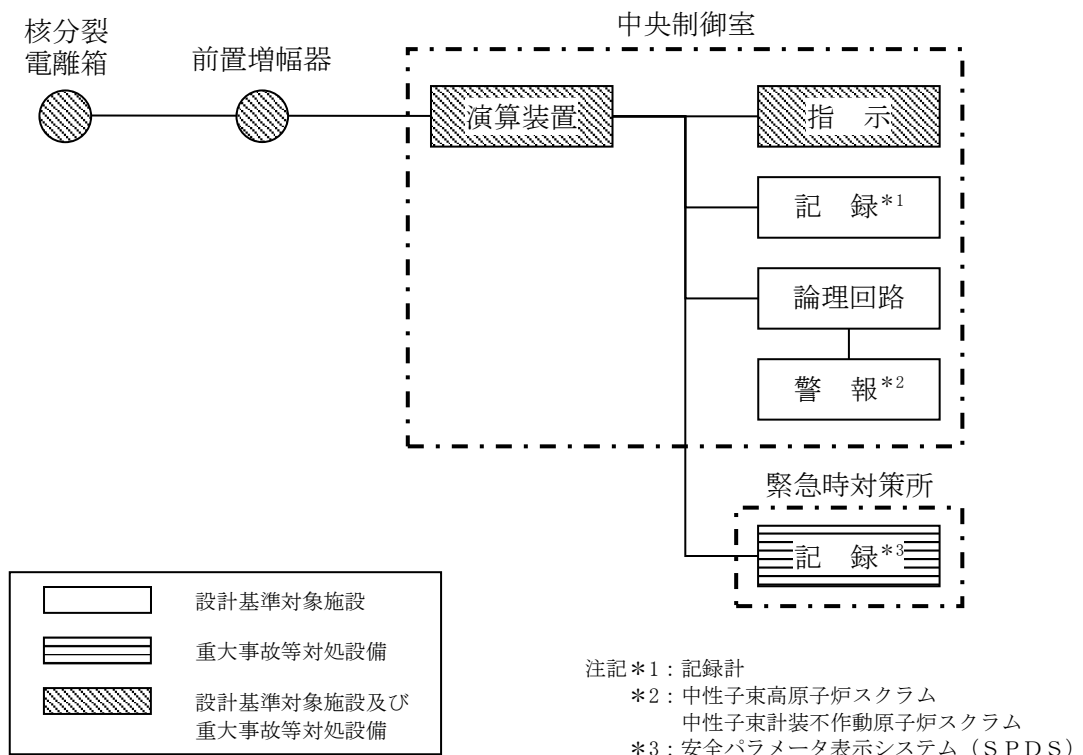


図3-3 中間領域計装の概略構成図

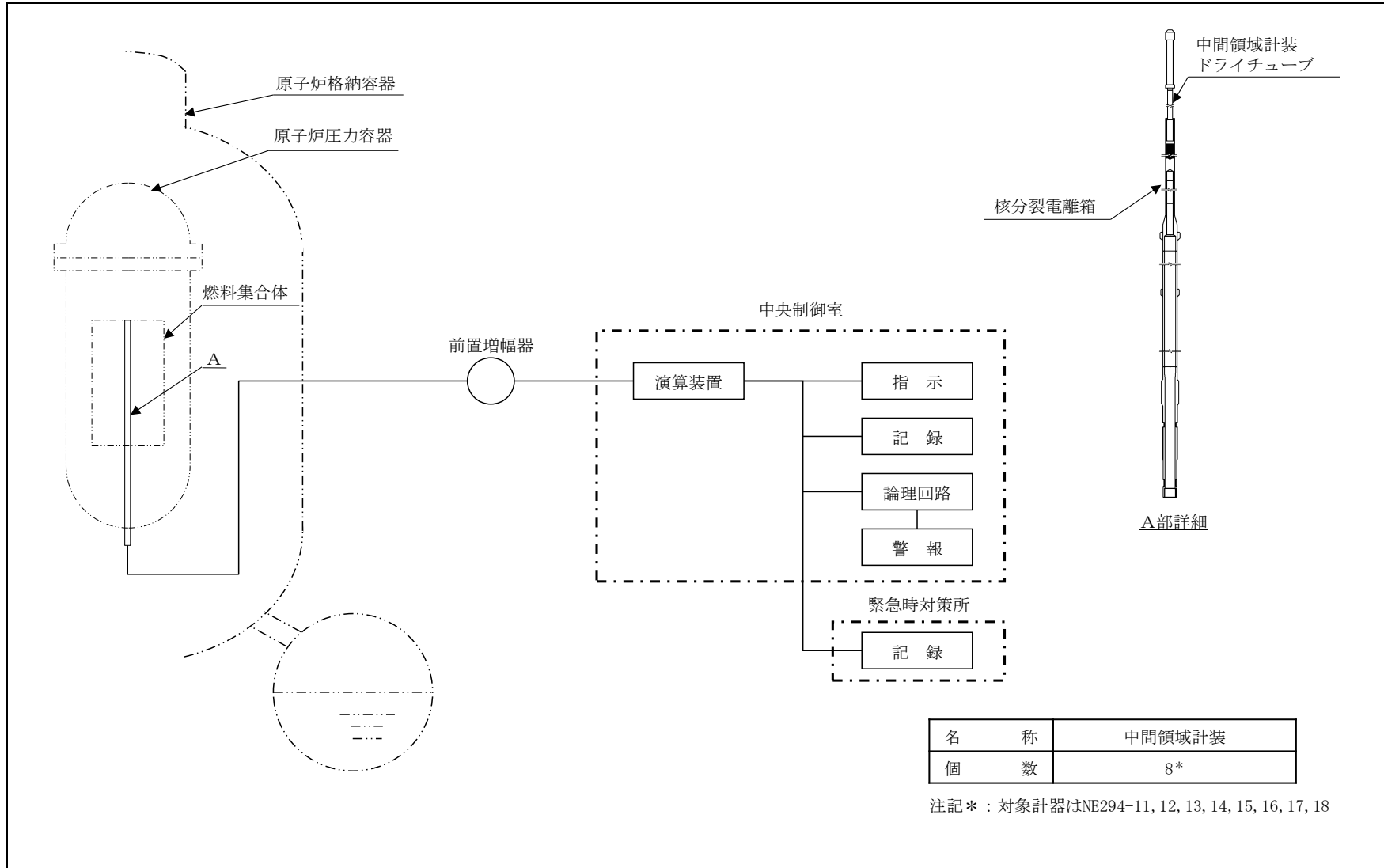


図 3-4 検出器の構造図 (中間領域計装)

(3) 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流信号を中央制御室の演算装置にて中性子束レベルへ変換する処理を行った後、出力領域中性子束を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）にて記録及び保存する。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 3-5「出力領域計装の概略構成図」及び図 3-6「検出器の構造図（出力領域計装）」参照。）

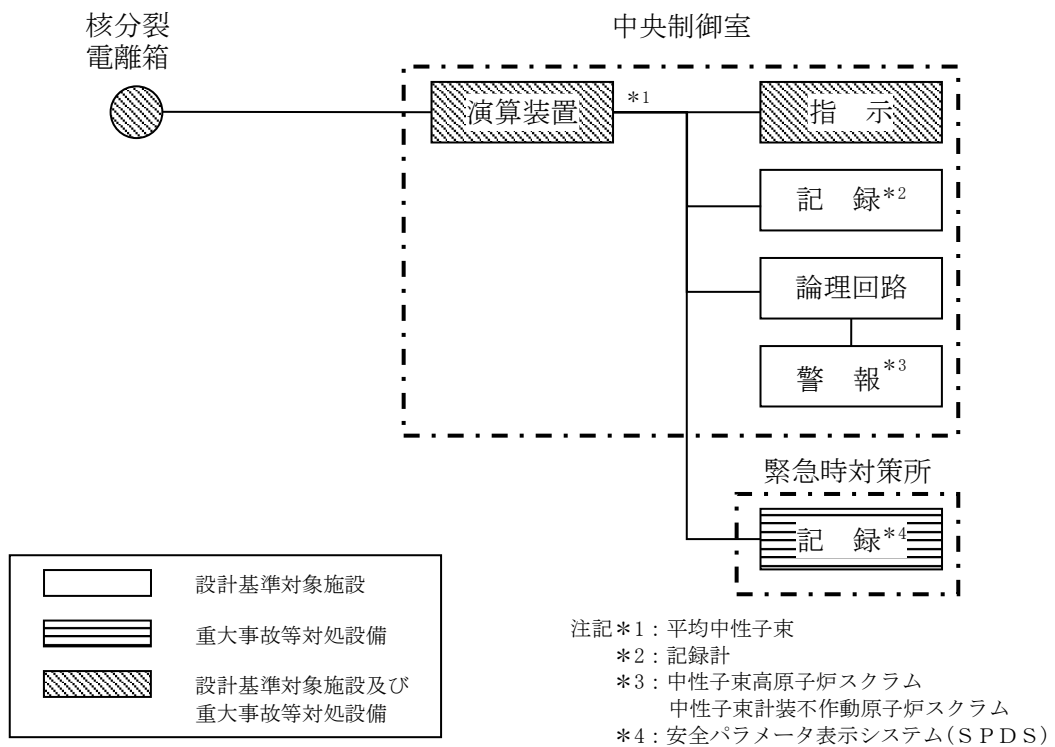


図 3-5 出力領域計装の概略構成図

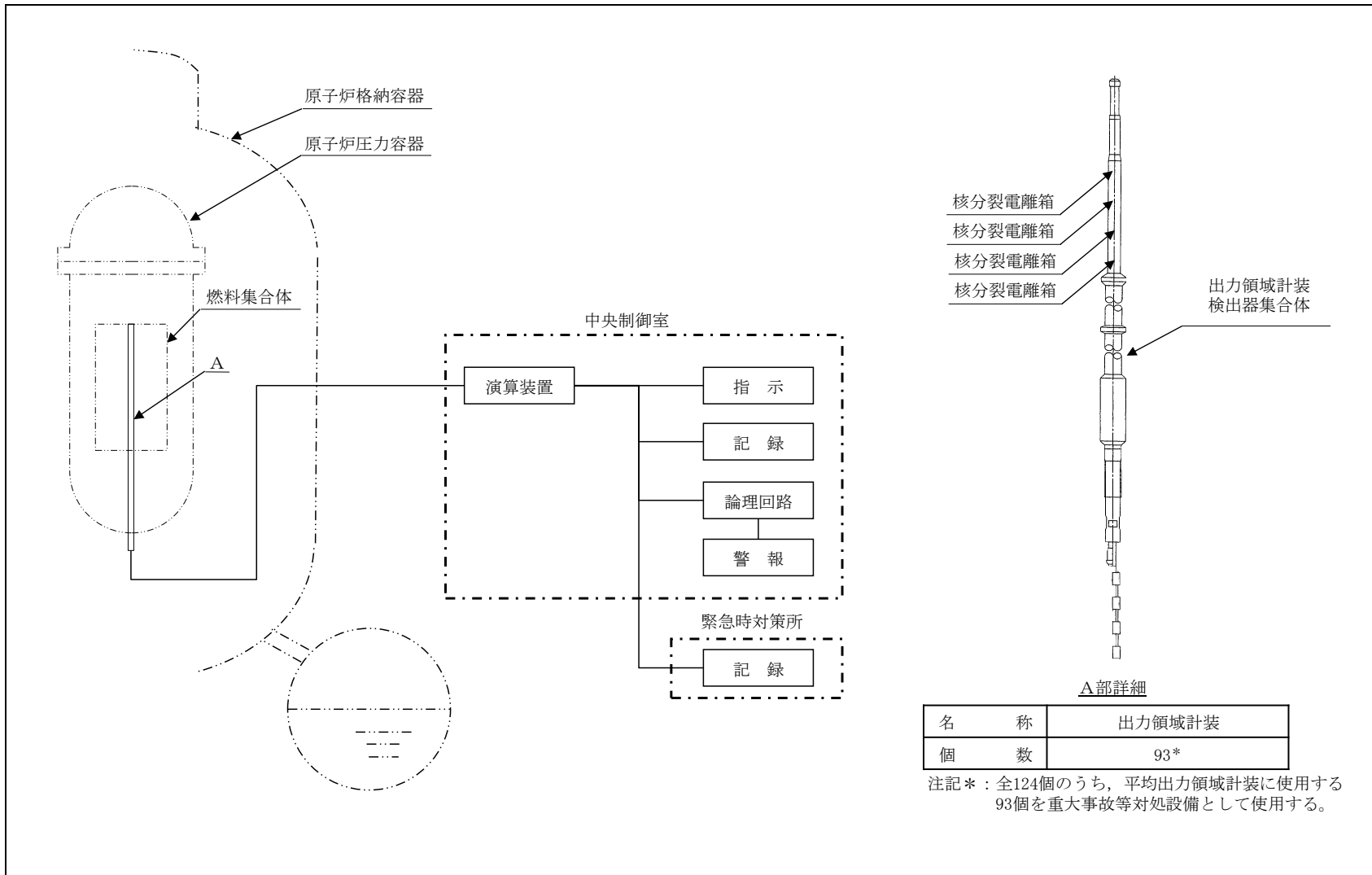


図 3-6 検出器の構造図 (出力領域計装)

3.1.2 原子炉压力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の圧力，温度又は流量（代替注水の流量を含む。）を計測する装置

(1) 残留熱除去ポンプ出口圧力

残留熱除去ポンプ出口圧力は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，残留熱除去ポンプ出口圧力の検出信号は，弾性圧力検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後，残留熱除去ポンプ出口圧力を中央制御室に指示する。また，安全パラメータ表示システム（SPDS）にて記録及び保存する。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 3-7「残留熱除去ポンプ出口圧力の概略構成図」及び図 3-8「検出器の構造図（残留熱除去ポンプ出口圧力）」参照。）

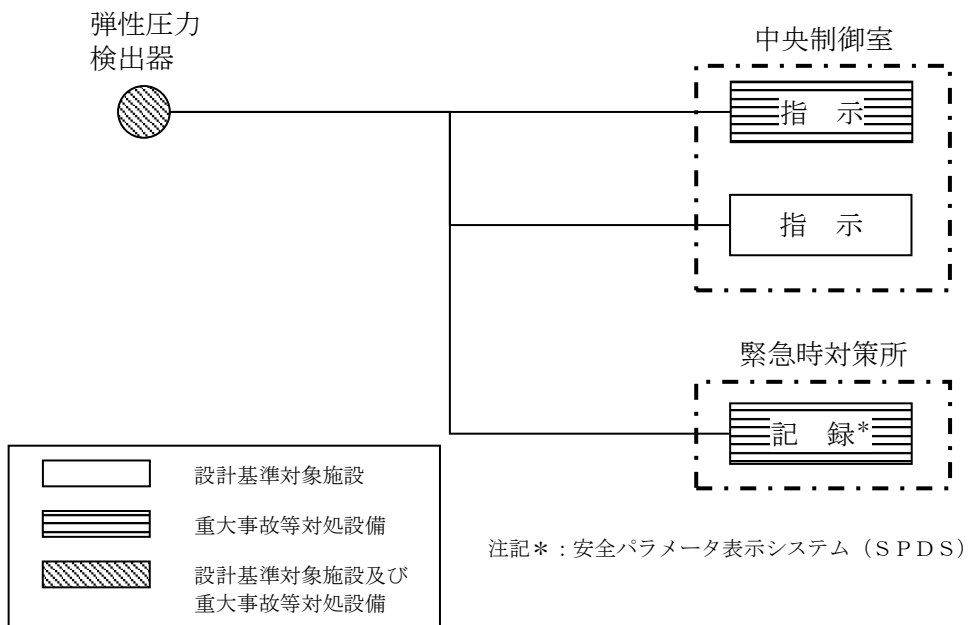


図 3-7 残留熱除去ポンプ出口圧力の概略構成図

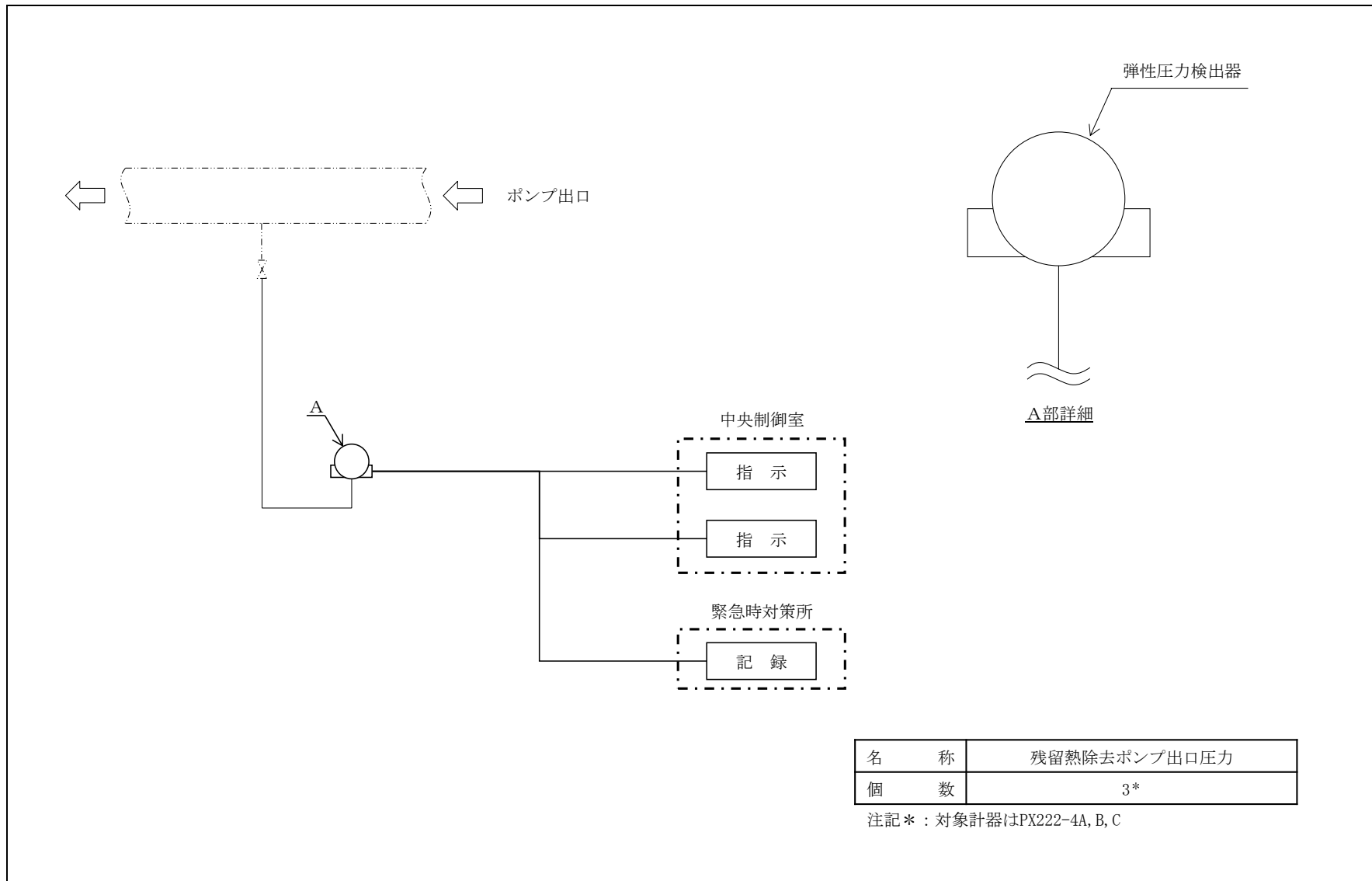


図 3-8 検出器の構造図 (残留熱除去ポンプ出口圧力)

(2) 低圧炉心スプレイポンプ出口圧力

低圧炉心スプレイポンプ出口圧力は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、低圧炉心スプレイポンプ出口圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後、低圧炉心スプレイポンプ出口圧力を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）にて記録及び保存する。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 3-9「低圧炉心スプレイポンプ出口圧力の概略構成図」及び図 3-10「検出器の構造図（低圧炉心スプレイポンプ出口圧力）」参照。）

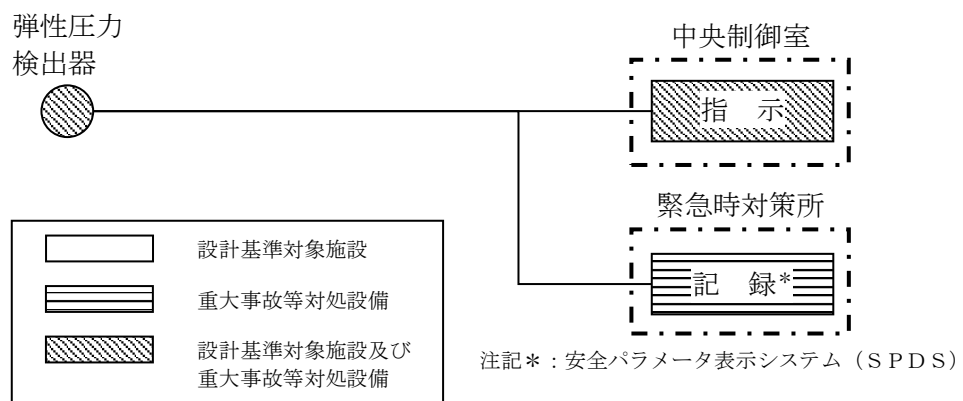


図 3-9 低圧炉心スプレイポンプ出口圧力の概略構成図

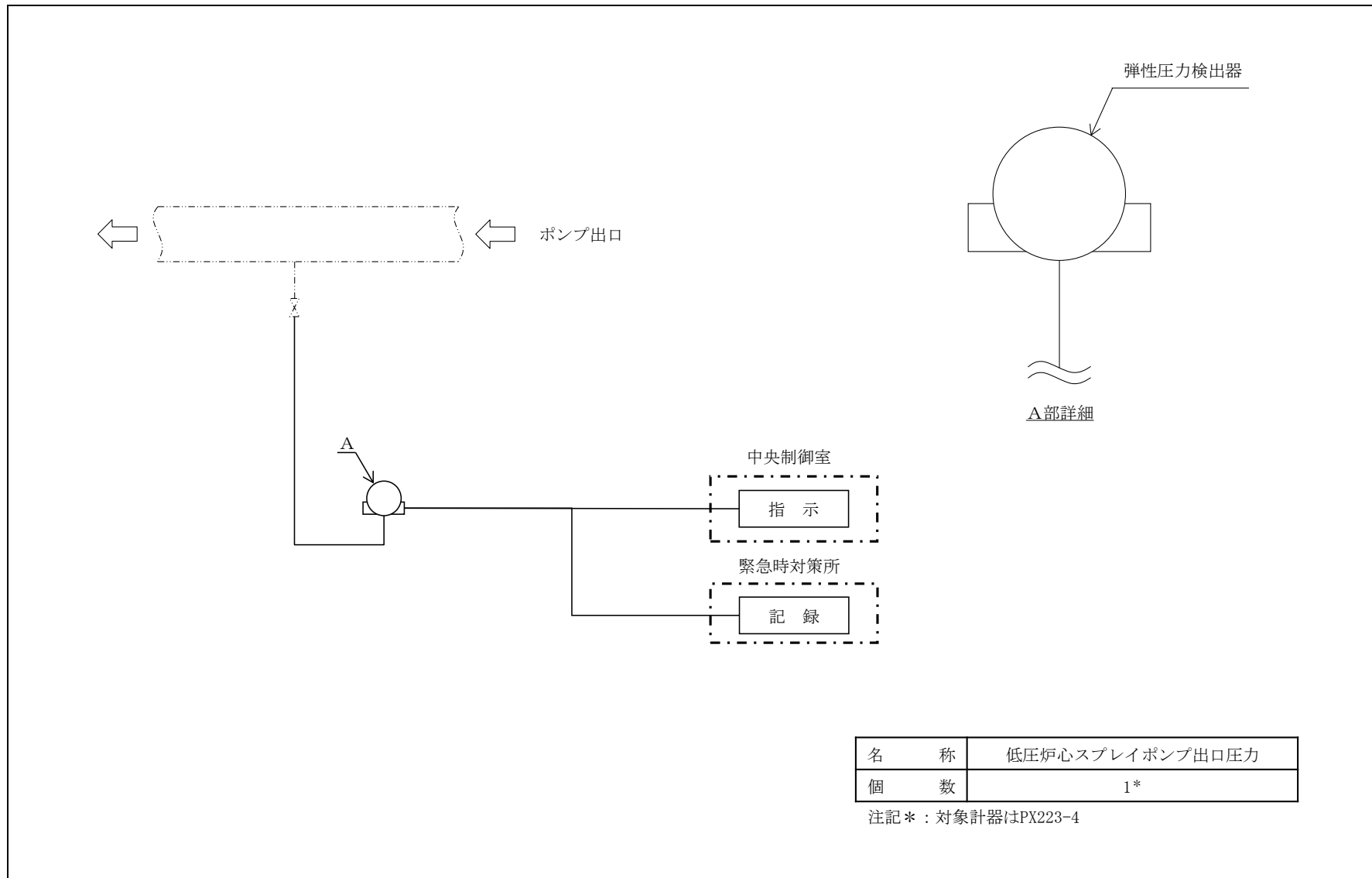


図 3-10 検出器の構造図 (低圧炉心スプレイポンプ出口圧力)

(3) 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、熱電対からの起電力を演算装置を経由して中央制御室の指示部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、安全パラメータ表示システム（SPDS）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 3-11「残留熱除去系熱交換器入口温度の概略構成図」及び図 3-12「検出器の構造図（残留熱除去系熱交換器入口温度）」参照。）

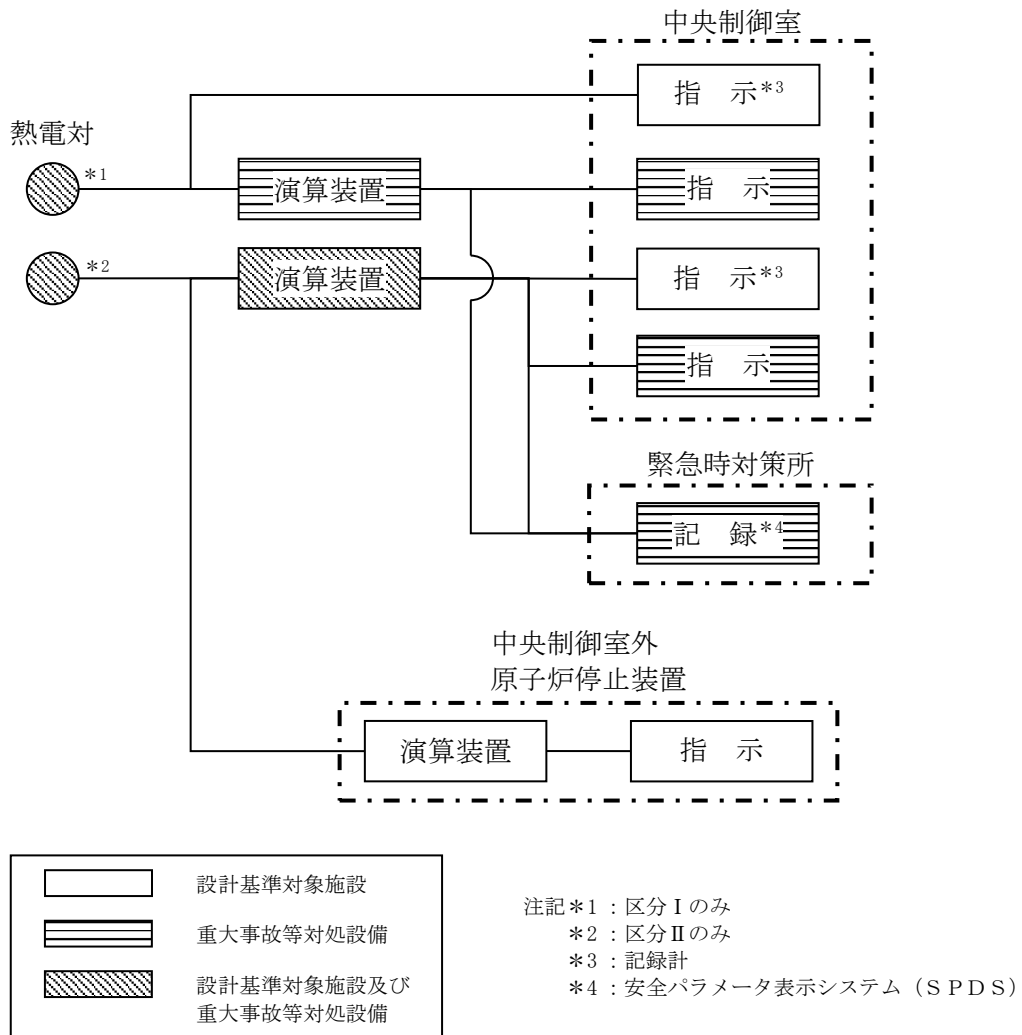


図 3-11 残留熱除去系熱交換器入口温度の概略構成図

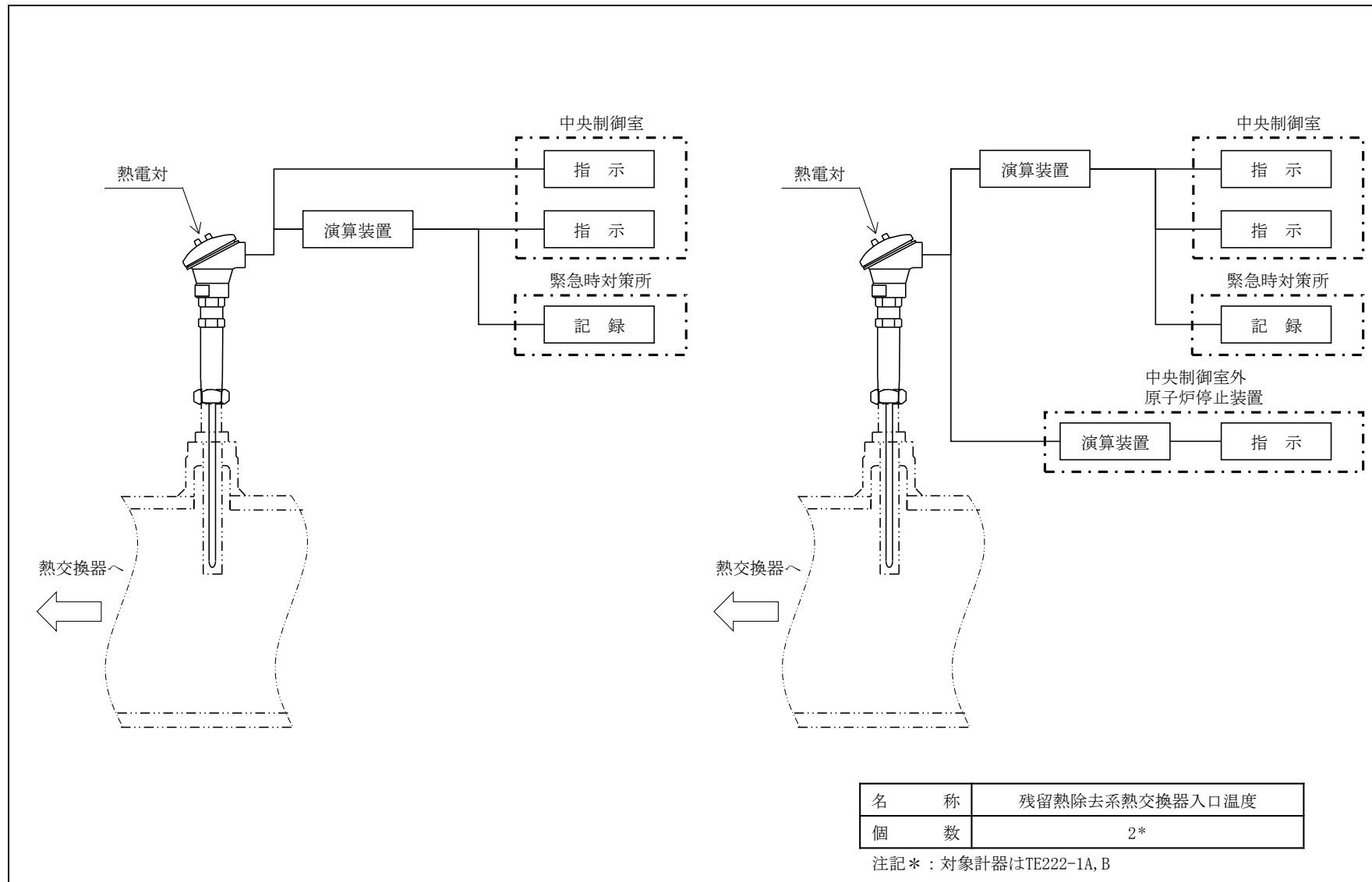


図 3-12 検出器の構造図 (残留熱除去系熱交換器入口温度)

(4) 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、熱電対からの起電力を演算装置を経由して中央制御室の指示部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、安全パラメータ表示システム（SPDS）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 3-13「残留熱除去系熱交換器出口温度の概略構成図」及び図 3-14「検出器の構造図（残留熱除去系熱交換器出口温度）」参照。）

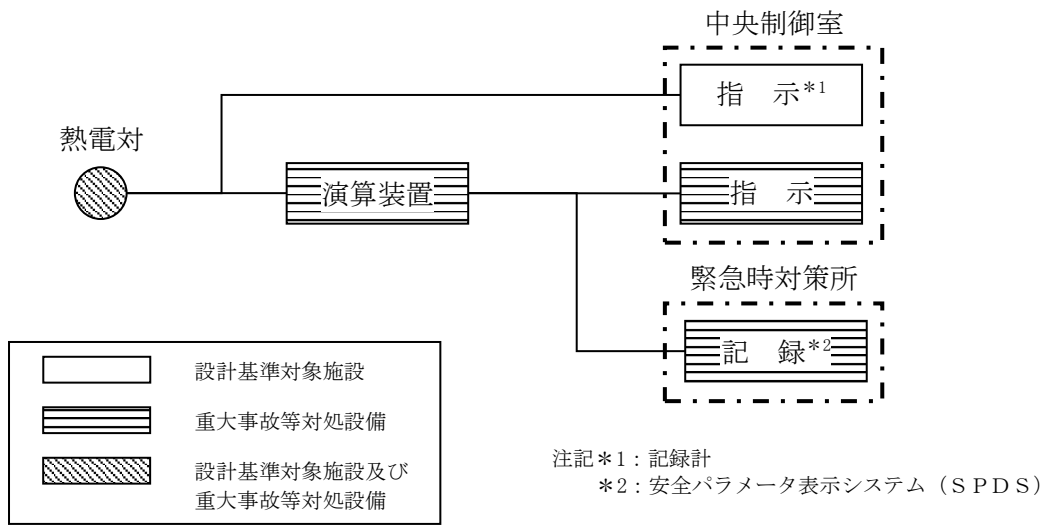


図 3-13 残留熱除去系熱交換器出口温度の概略構成図

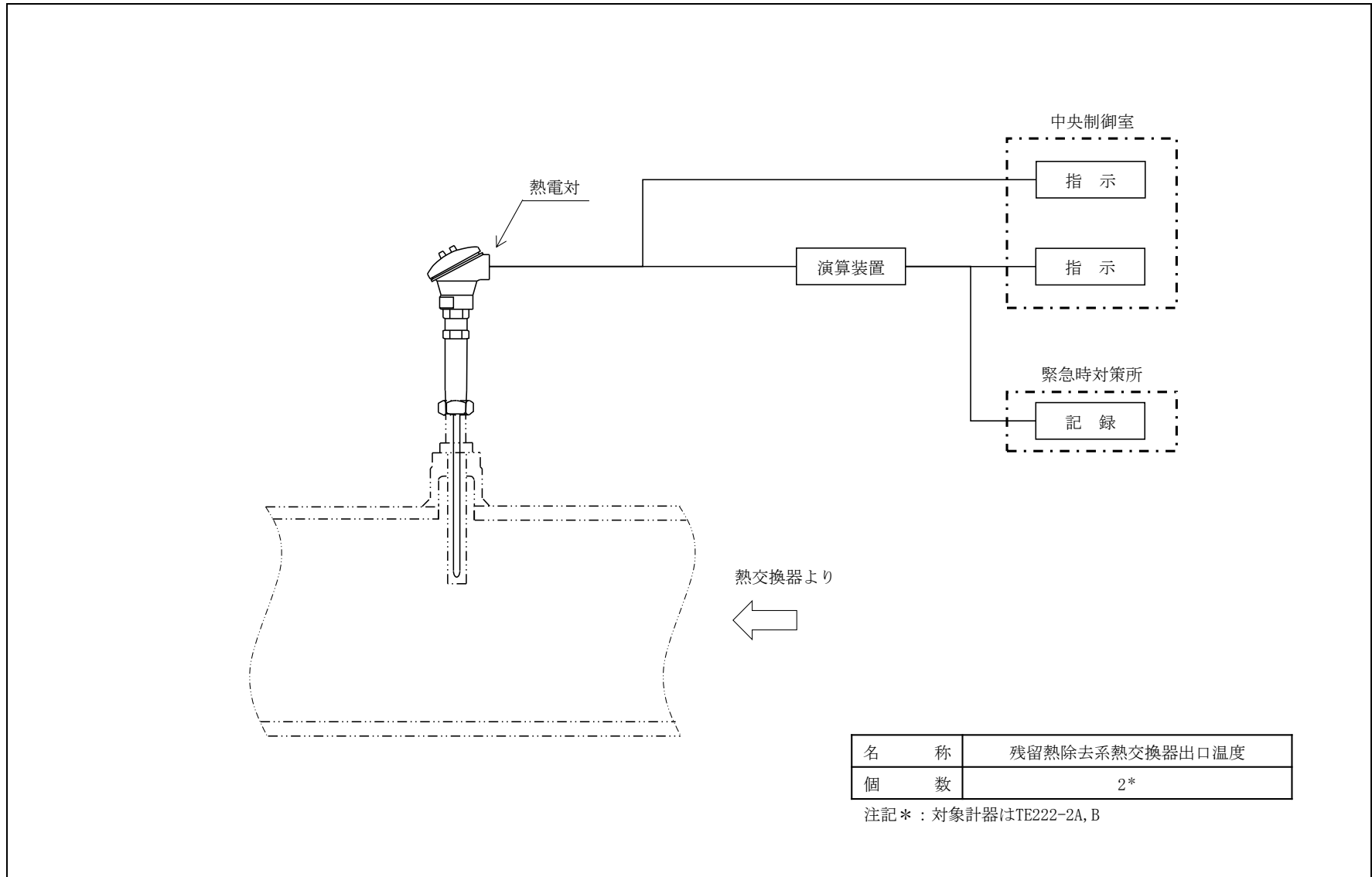


図 3-14 検出器の構造図 (残留熱除去系熱交換器出口温度)

(5) 残留熱除去ポンプ出口流量

残留熱除去ポンプ出口流量は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、残留熱除去ポンプ出口流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を演算装置を経由して中央制御室の指示部にて流量信号へ変換する処理を行った後、残留熱除去ポンプ出口流量を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）にて記録及び保存する。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 3-15「残留熱除去ポンプ出口流量の概略構成図」及び図 3-16「検出器の構造図（残留熱除去ポンプ出口流量）」参照。）

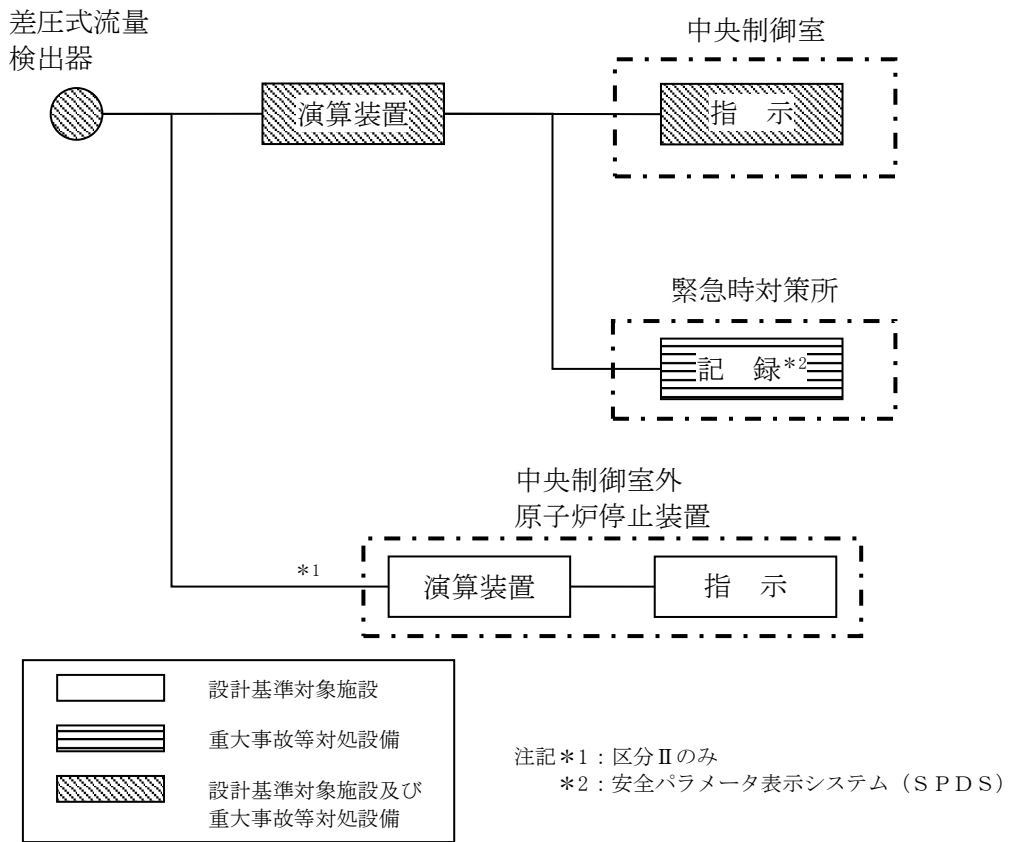


図 3-15 残留熱除去ポンプ出口流量の概略構成図

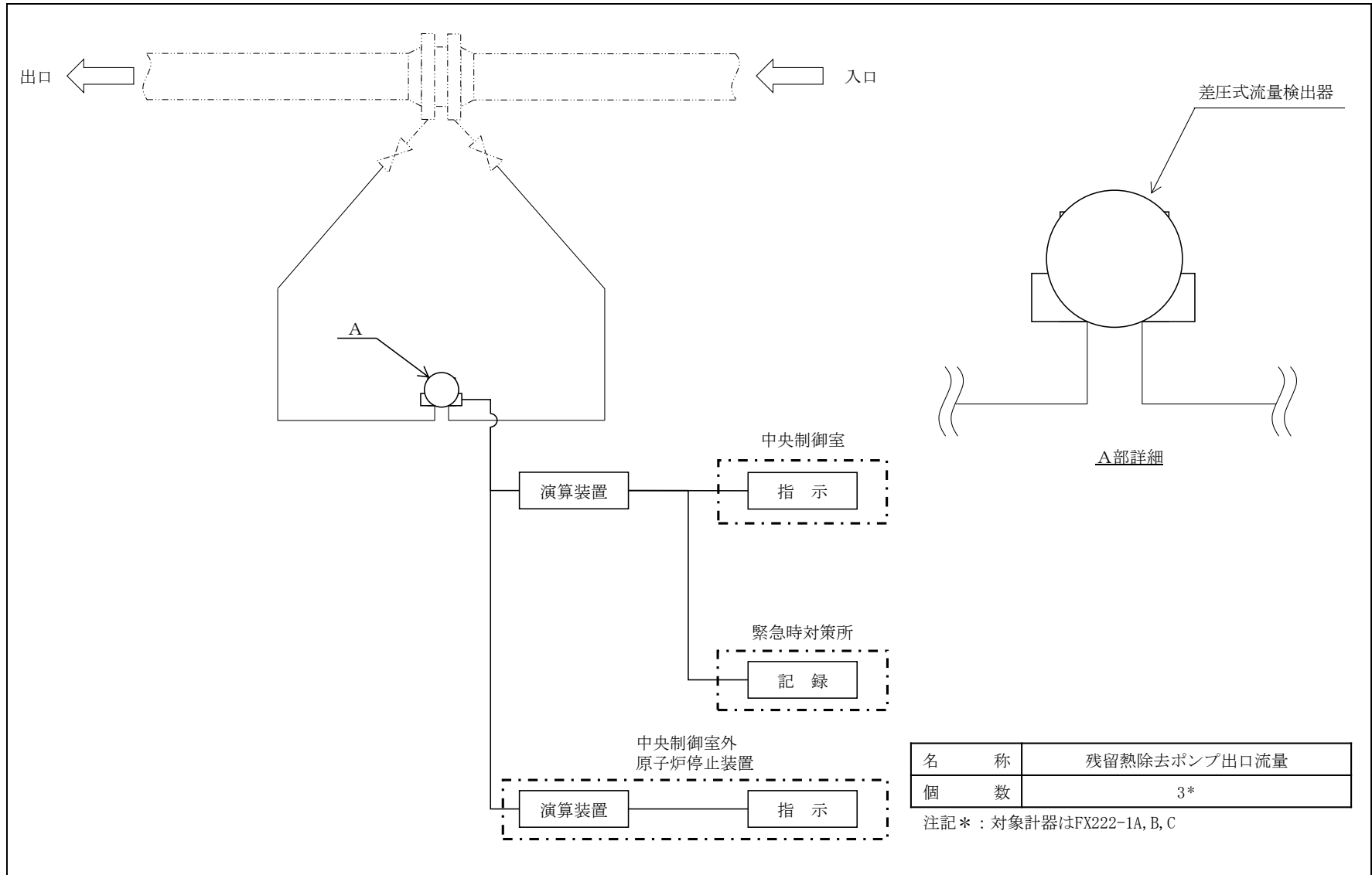


図 3-16 検出器の構造図 (残留熱除去ポンプ出口流量)

(6) 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量

原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を演算装置を経由して中央制御室の指示部にて流量信号へ変換する処理を行った後、原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）にて記録及び保存する。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 3-17「原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量の概略構成図」及び図 3-18「検出器の構造図（原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量）」参照。）

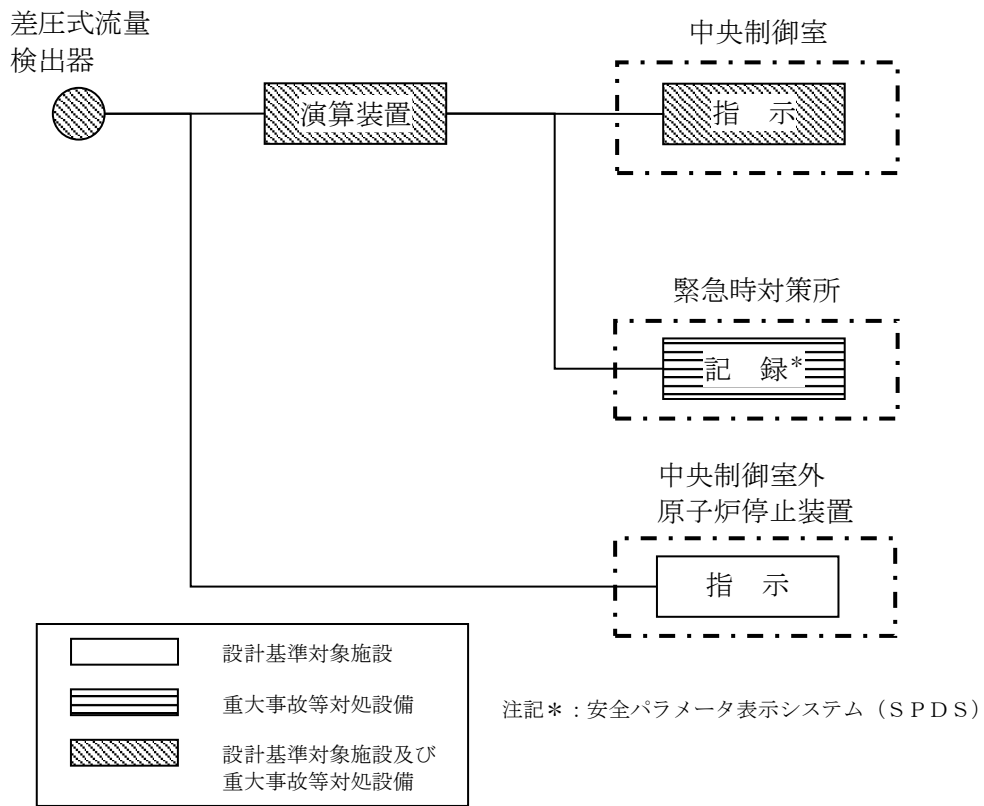


図 3-17 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量の概略構成図

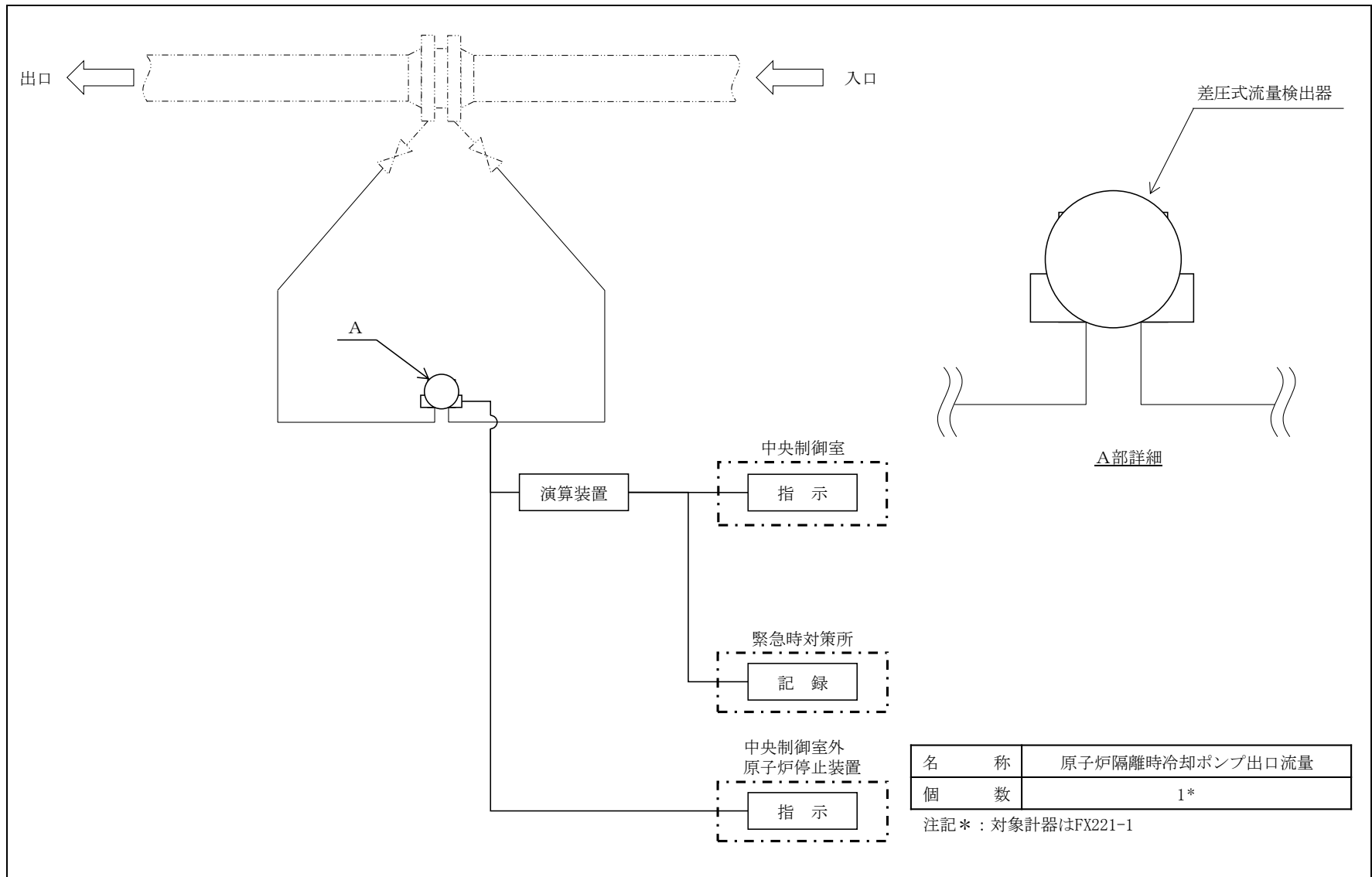


図 3-18 検出器の構造図 (原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量)

(7) 高圧炉心スプレイポンプ出口流量

高圧炉心スプレイポンプ出口流量は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、高圧炉心スプレイポンプ出口流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を演算装置を経由して中央制御室の指示部にて流量信号へ変換する処理を行った後、高圧炉心スプレイポンプ出口流量を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）にて記録及び保存する。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 3-19「高圧炉心スプレイポンプ出口流量の概略構成図」及び図 3-20「検出器の構造図（高圧炉心スプレイポンプ出口流量）」参照。）

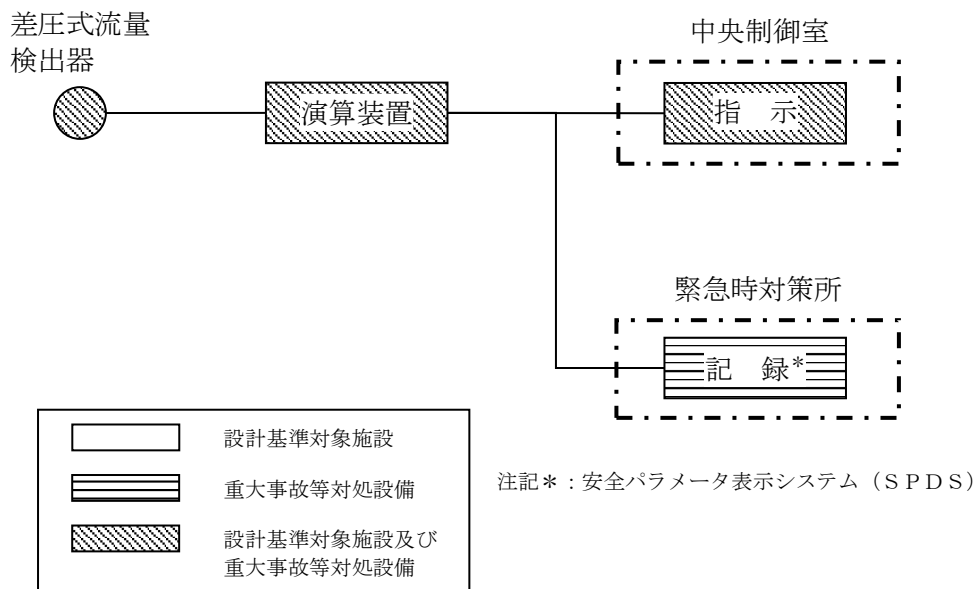


図 3-19 高圧炉心スプレイポンプ出口流量の概略構成図

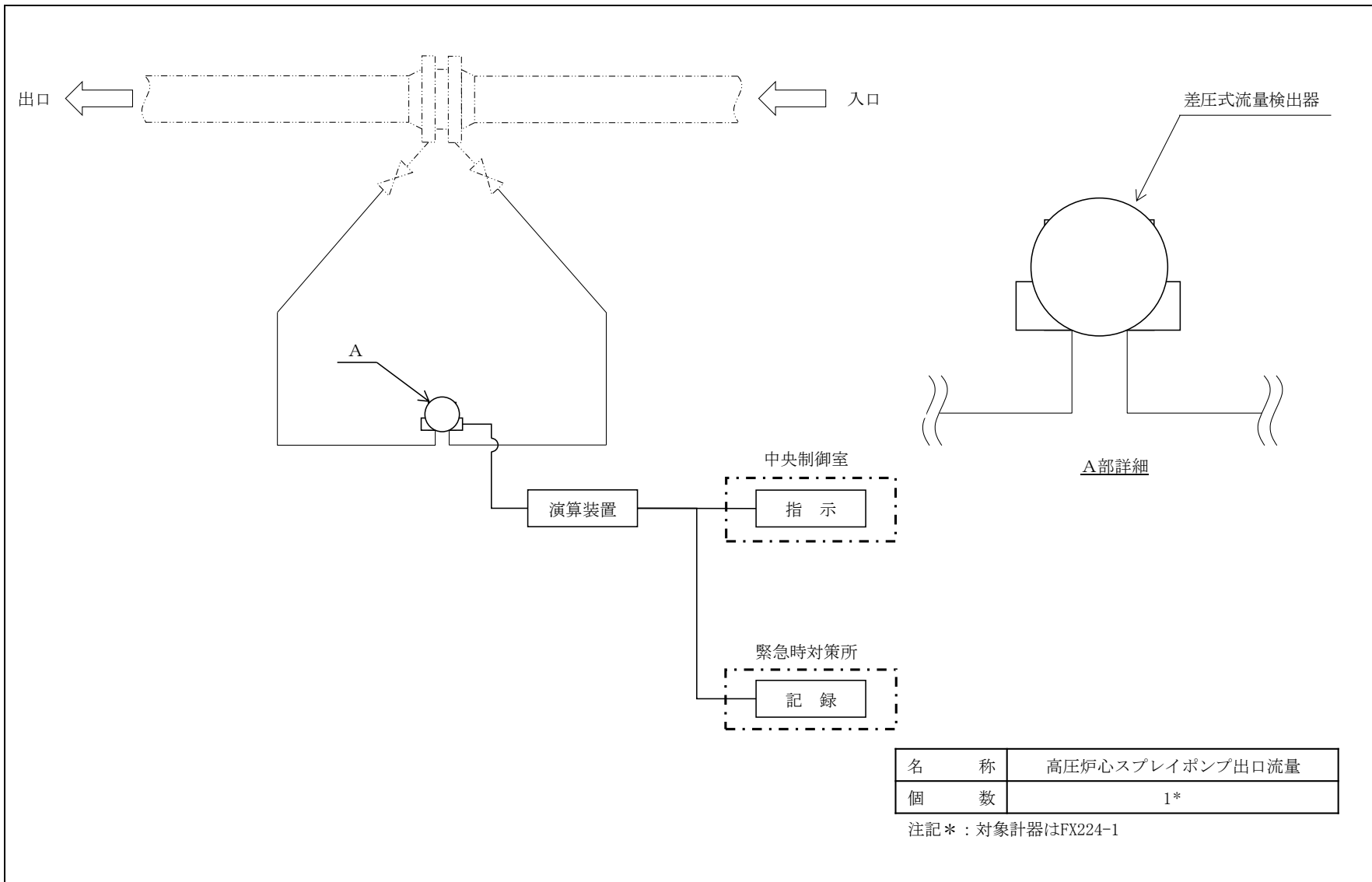


図 3-20 検出器の構造図 (高压炉心スプレイポンプ出口流量)

(8) 低圧炉心スプレイポンプ出口流量

低圧炉心スプレイポンプ出口流量は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、低圧炉心スプレイポンプ出口流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を演算装置を経由して中央制御室の指示部にて流量信号へ変換する処理を行った後、低圧炉心スプレイポンプ出口流量を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）にて記録及び保存する。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 3-21「低圧炉心スプレイポンプ出口流量の概略構成図」及び図 3-22「検出器の構造図（低圧炉心スプレイポンプ出口流量）」参照。）

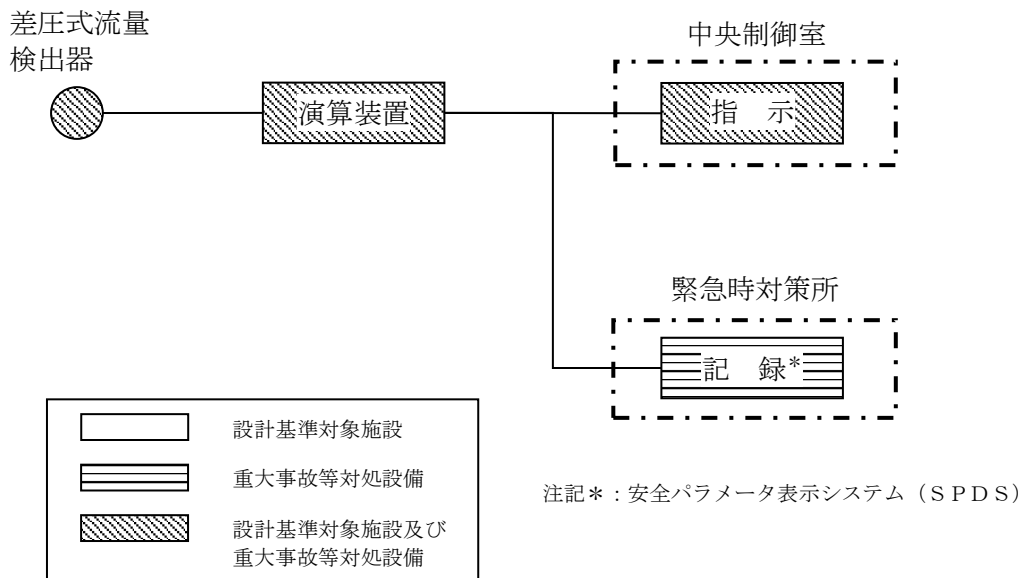


図 3-21 低圧炉心スプレイポンプ出口流量の概略構成図

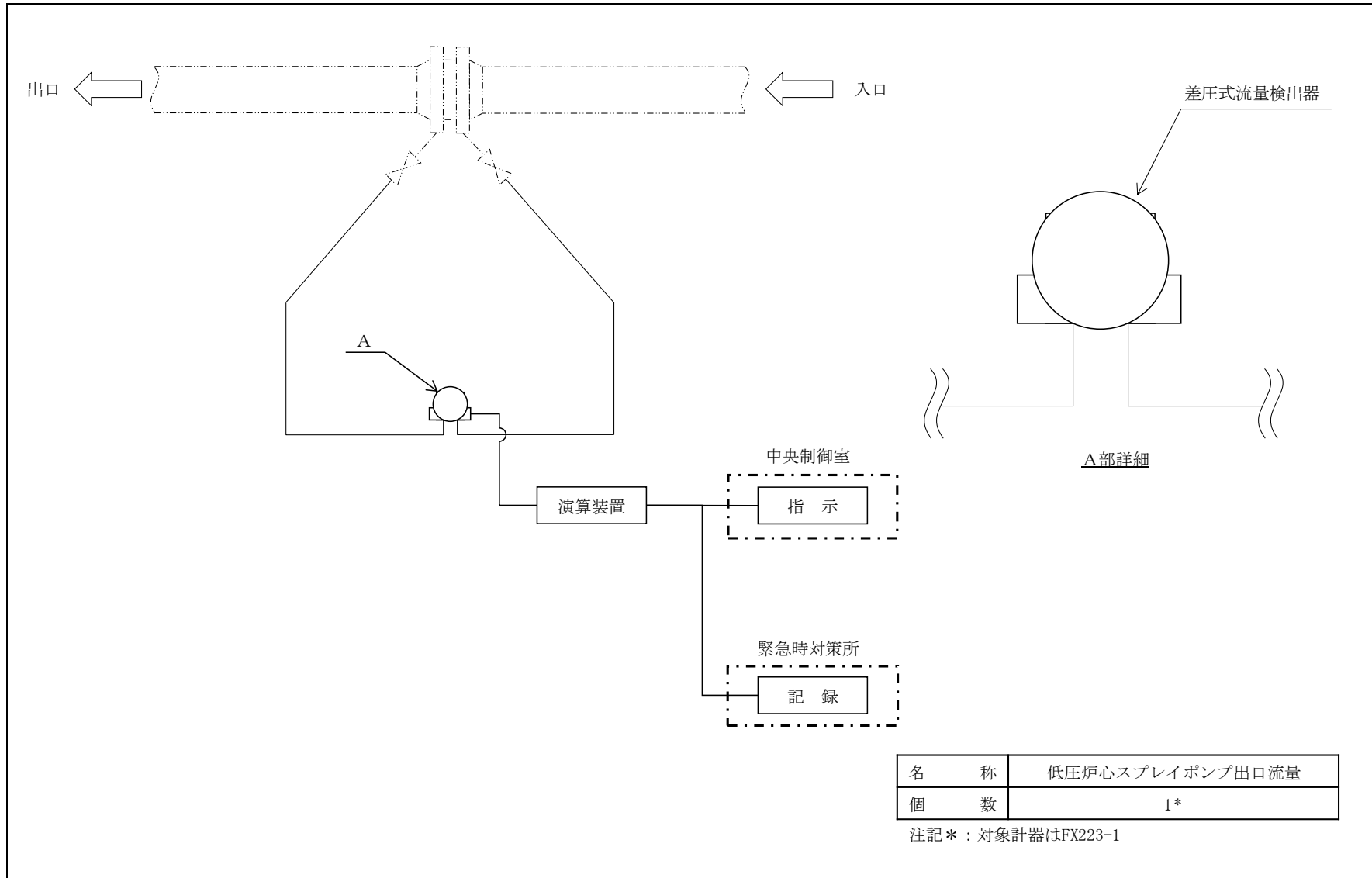


図 3-22 検出器の構造図 (低圧炉心スプレイポンプ出口流量)

(9) 高圧原子炉代替注水流量

高圧原子炉代替注水流量は、重大事故等対処設備の機能を有しており、高圧原子炉代替注水流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を演算装置を経由して中央制御室の指示部にて流量信号へ変換する処理を行った後、高圧原子炉代替注水流量を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）にて記録及び保存する。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 3-23「高圧原子炉代替注水流量の概略構成図」及び図 3-24「検出器の構造図（高圧原子炉代替注水流量）」参照。）

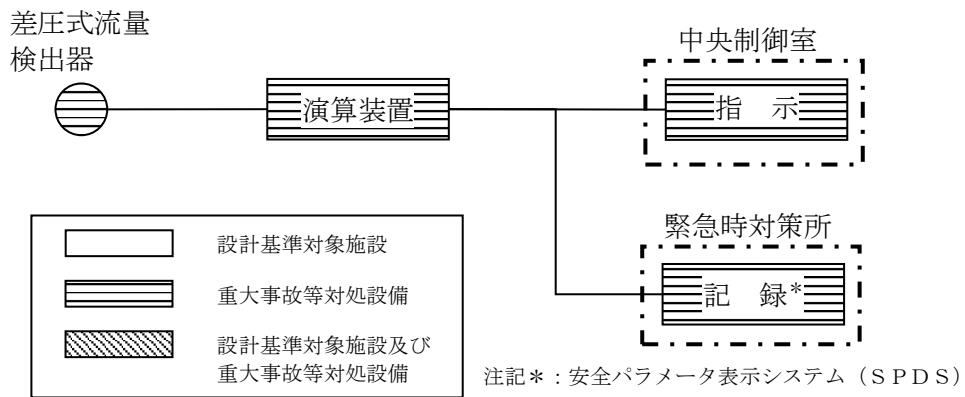


図 3-23 高圧原子炉代替注水流量の概略構成図

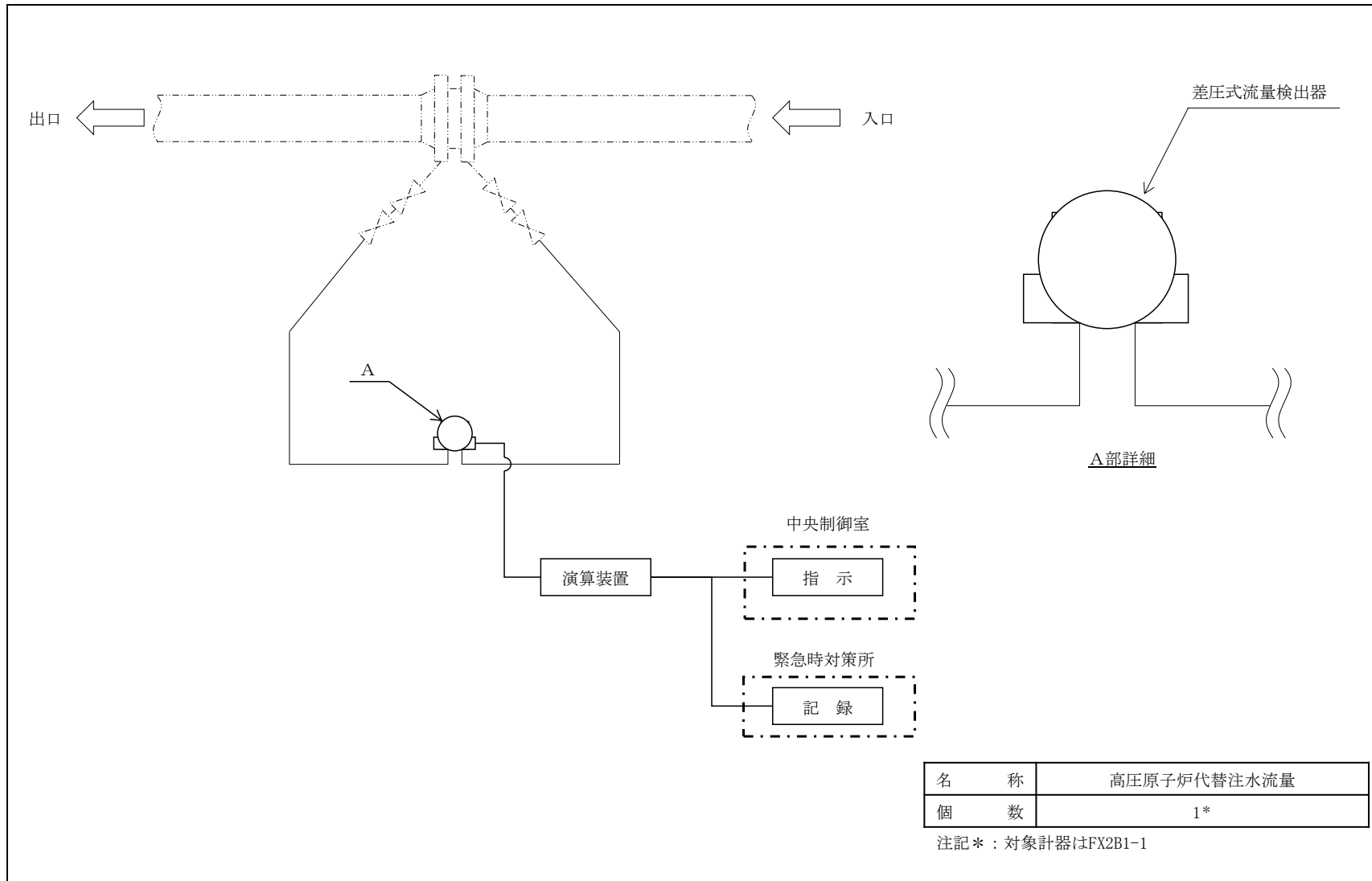


図 3-24 検出器の構造図 (高压原子炉代替注水流量)

(10) 代替注水流量（常設）

代替注水流量（常設）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、代替注水流量（常設）の検出信号は、超音波式流量検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて流量信号へ変換する処理を行った後、代替注水流量（常設）を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）にて記録及び保存する。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 3-25「代替注水流量（常設）の概略構成図」及び図 3-26「検出器の構造図（代替注水流量（常設）」参照。）

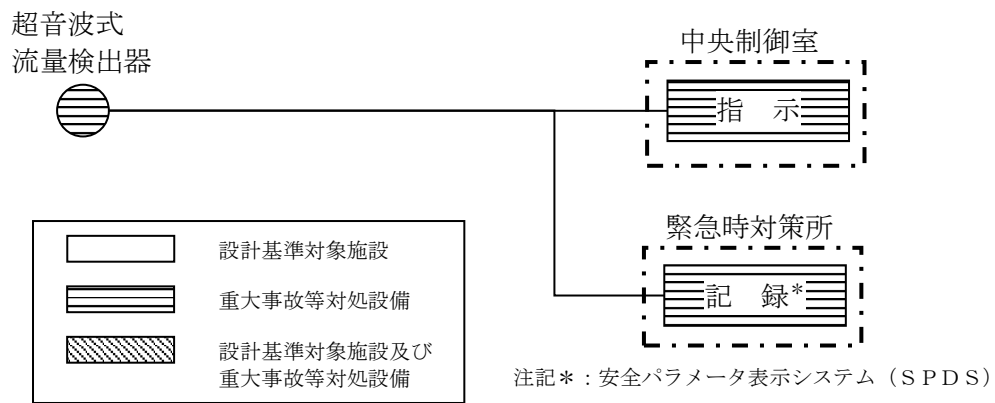


図 3-25 代替注水流量（常設）の概略構成図

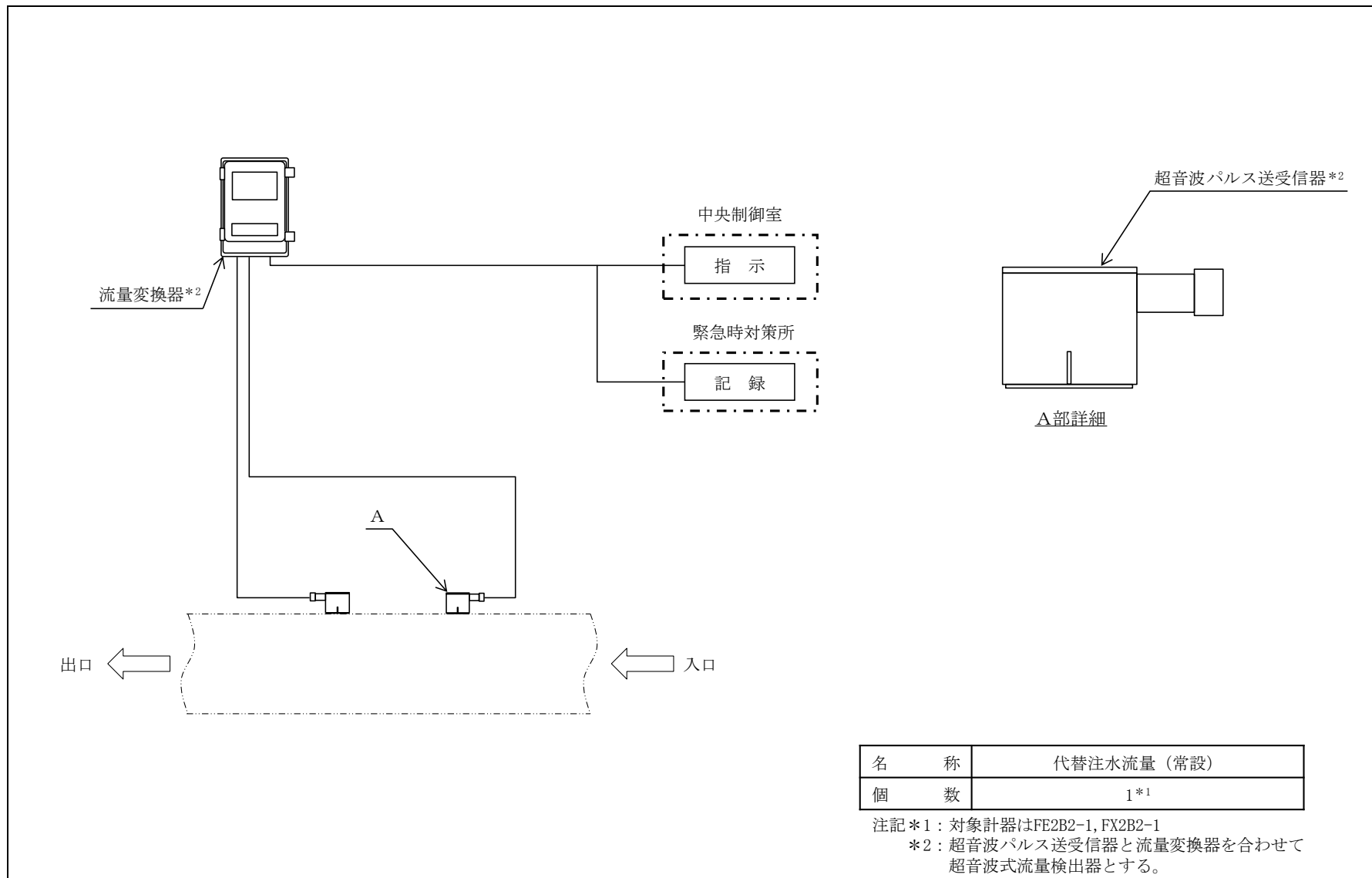


図 3-26 検出器の構造図 (代替注水流量 (常設))

(11) 低圧原子炉代替注水流量

低圧原子炉代替注水流量は、重大事故等対処設備の機能を有しており、低圧原子炉代替注水流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を演算装置を経由して中央制御室の指示部にて流量信号へ変換する処理を行った後、低圧原子炉代替注水流量を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）にて記録及び保存する。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 3-27「低圧原子炉代替注水流量の概略構成図」及び図 3-28「検出器の構造図（低圧原子炉代替注水流量）」参照。）

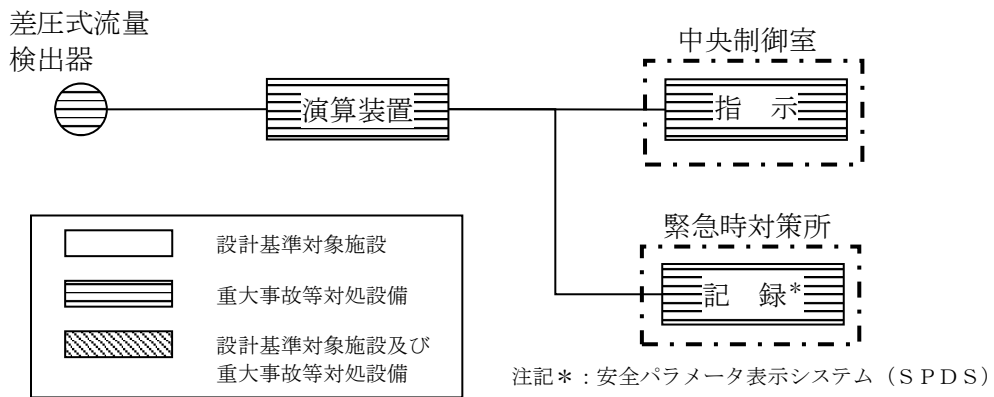


図 3-27 低圧原子炉代替注水流量の概略構成図

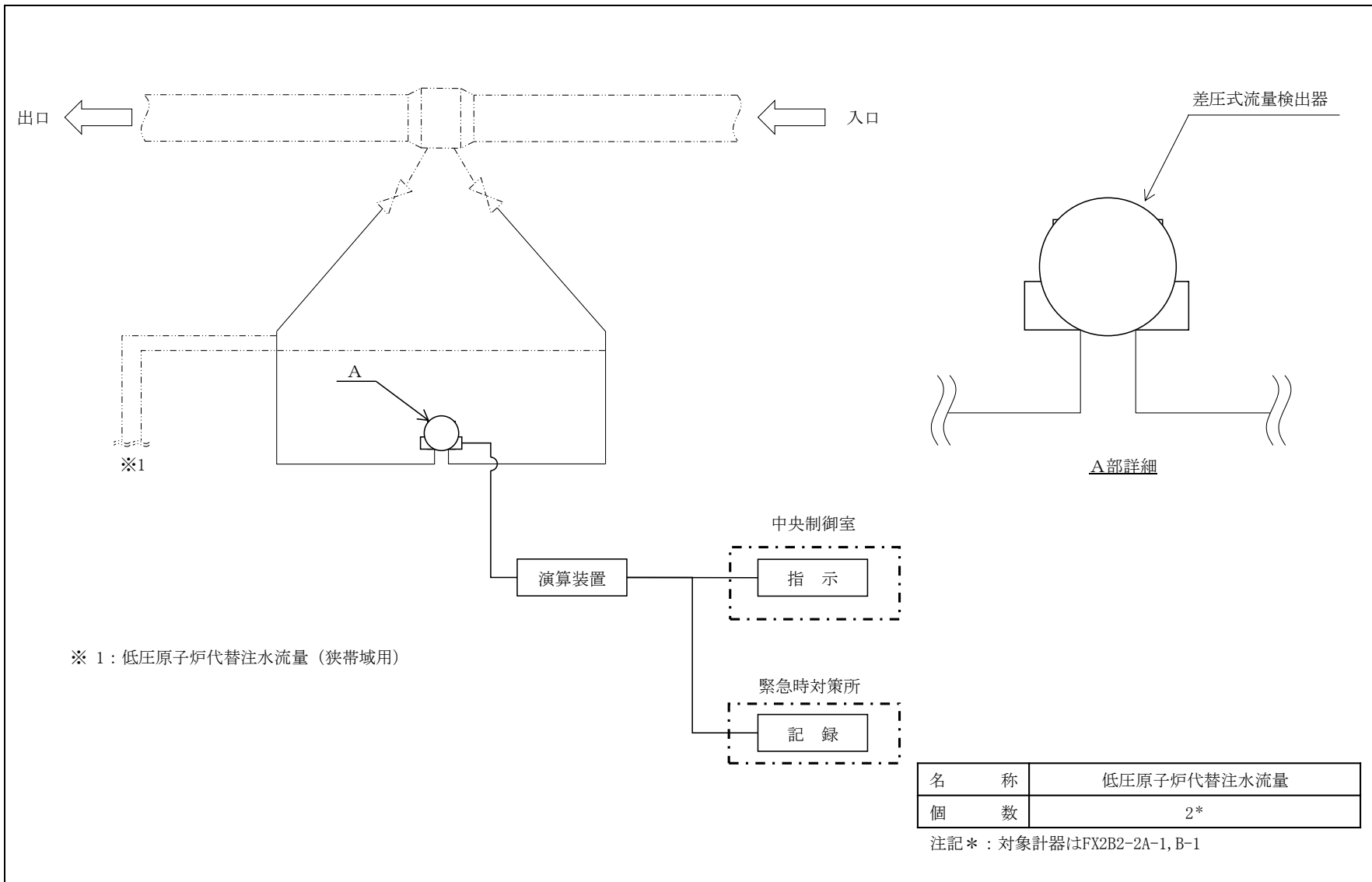


図 3-28 検出器の構造図 (低圧原子炉代替注水流量)

(12) 低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）

低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）の検出信号は，差圧式流量検出器からの電流信号を演算装置を経由して中央制御室の指示部にて流量信号へ変換する処理を行った後，低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）を中央制御室に指示する。また，安全パラメータ表示システム（SPDS）にて記録及び保存する。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 3-29「低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）の概略構成図」及び図 3-30「検出器の構造図（低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）」参照。）

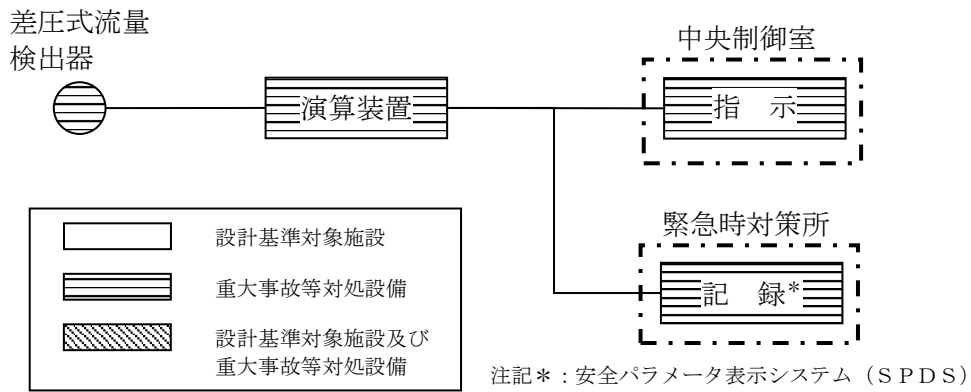


図 3-29 低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）の概略構成図

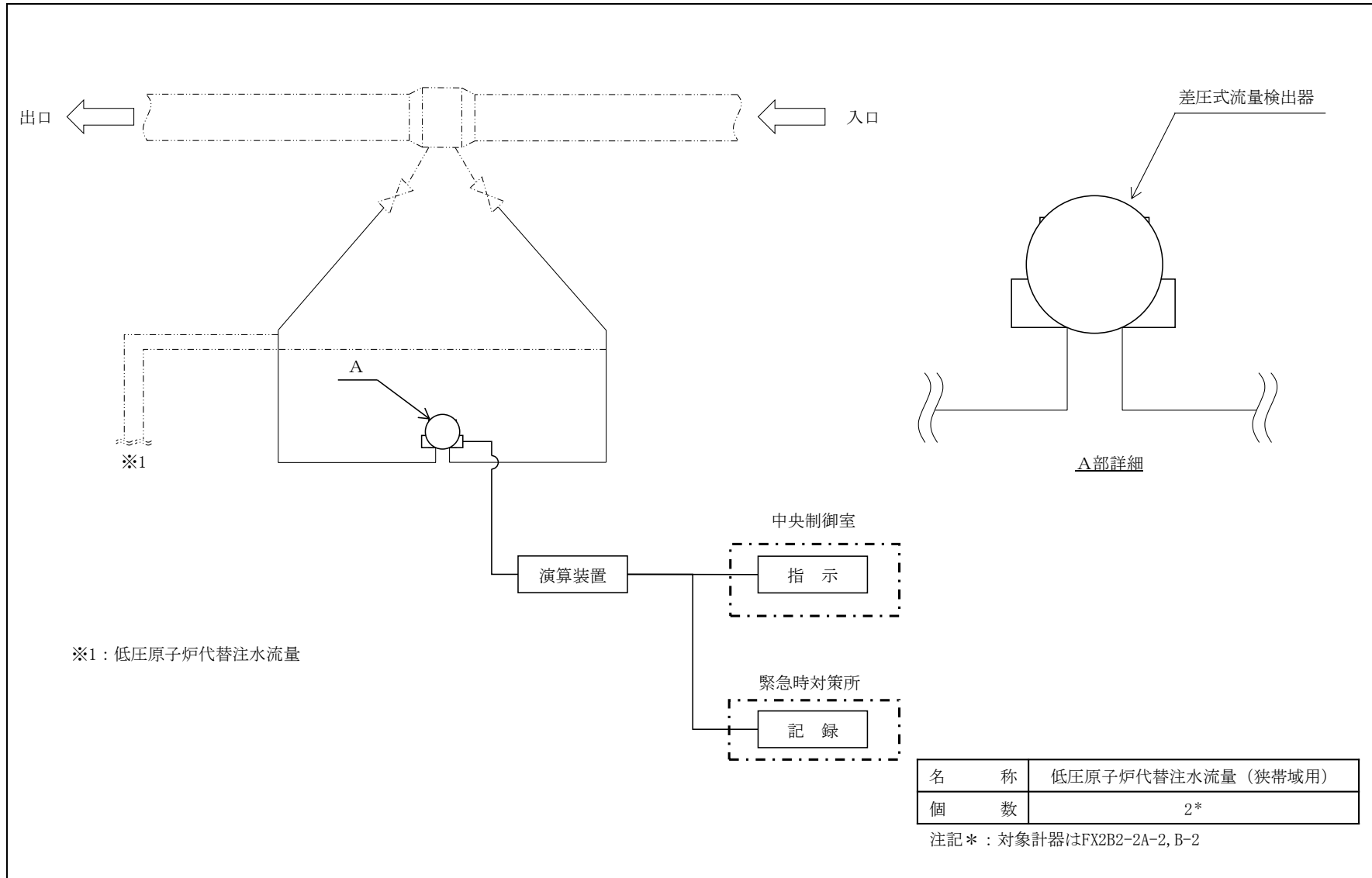


図 3-30 検出器の構造図 (低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用))

(13) 残留熱代替除去系原子炉注水流量

残留熱代替除去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、残留熱代替除去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流信号を演算装置を經由して中央制御室の指示部にて流量信号へ変換する処理を行った後、残留熱代替除去系原子炉注水流量を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）にて記録及び保存する。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 3-31「残留熱代替除去系原子炉注水流量の概略構成図」及び図 3-32「検出器の構造図（残留熱代替除去系原子炉注水流量）」参照。）

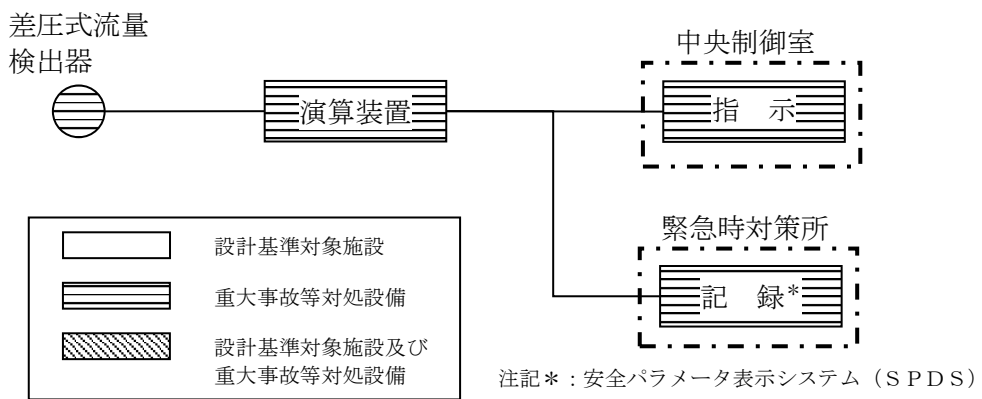


図 3-31 残留熱代替除去系原子炉注水流量の概略構成図

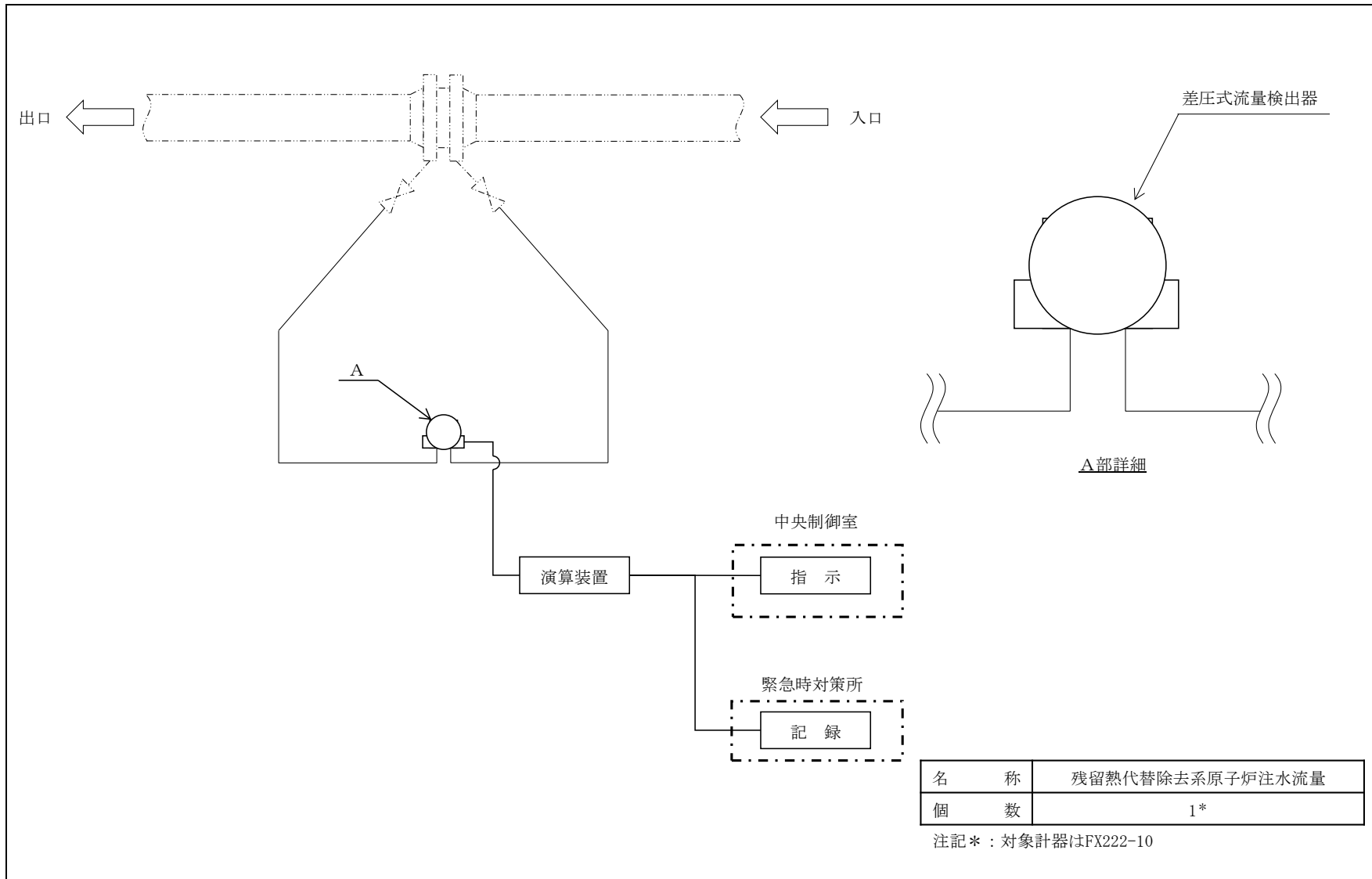


図 3-32 検出器の構造図 (残留熱代替除去系原子炉注水流量)

3.1.3 原子炉压力容器本体内の圧力又は水位を計測する装置

(1) 原子炉圧力

原子炉圧力は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備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流信号を中央制御室の指示部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、安全パラメータ表示システム（SPDS）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 3-33「原子炉圧力の概略構成図」及び図 3-34「検出器の構造図（原子炉圧力）」参照。）

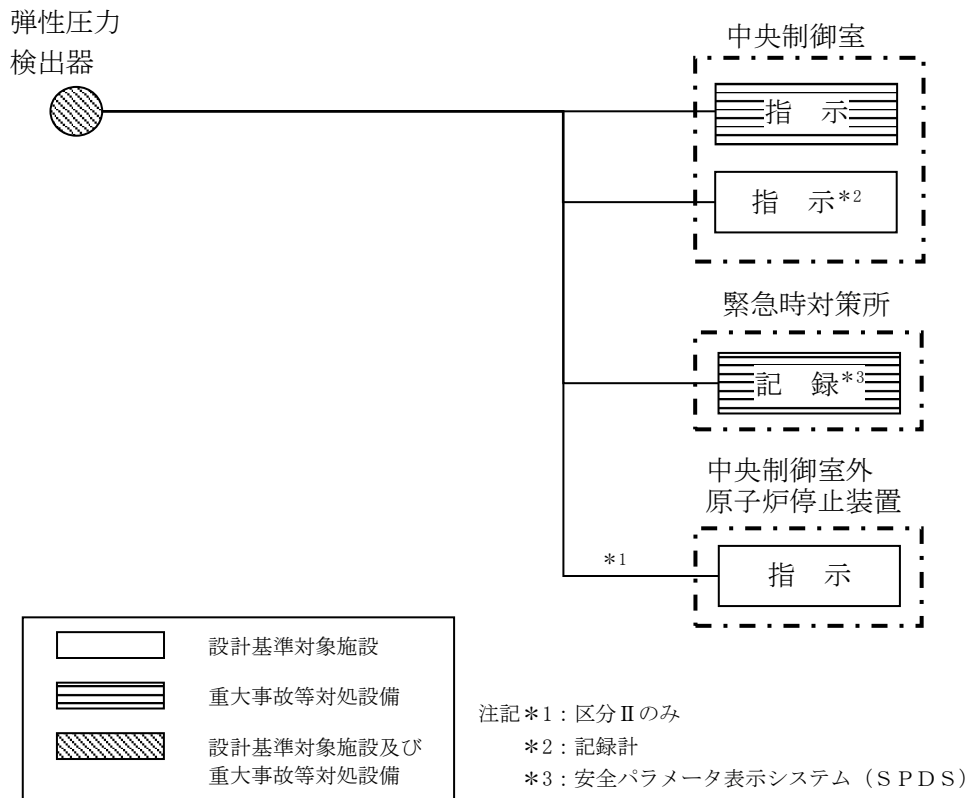


図 3-33 原子炉圧力の概略構成図

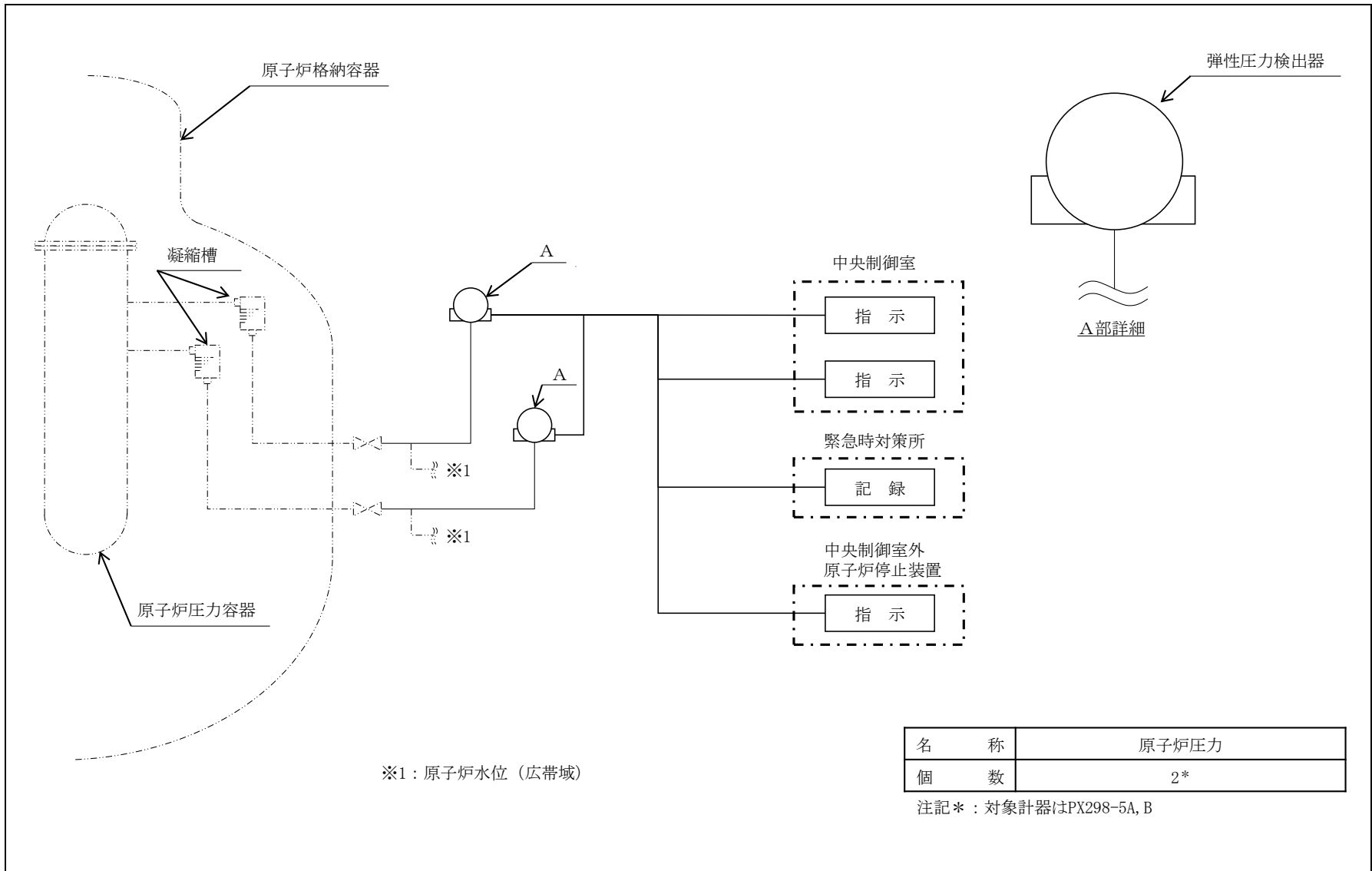


図 3-34 検出器の構造図（原子炉圧力）

(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流信号を中央制御室の指示部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、安全パラメータ表示システム (S P D S) 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 3-35「原子炉圧力 (S A) の概略構成図」及び図 3-36「検出器の構造図 (原子炉圧力(S A))」参照。)

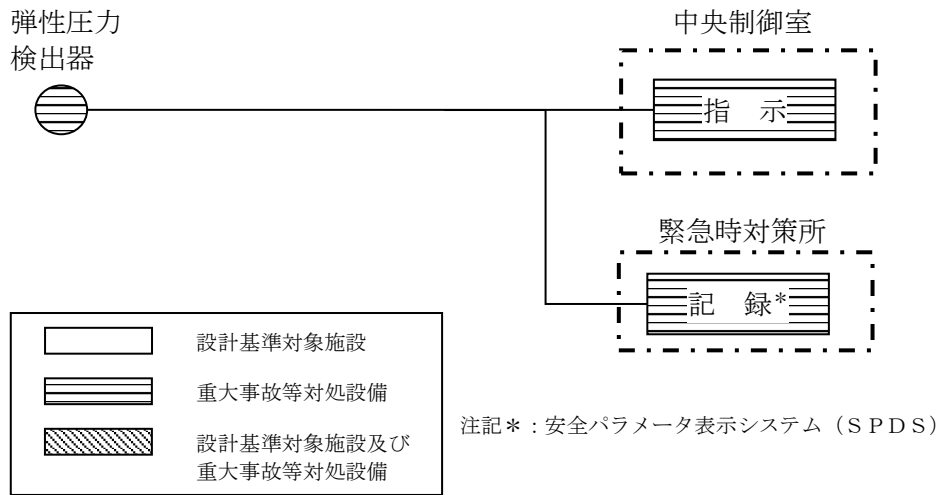


図 3-35 原子炉圧力 (S A) の概略構成図

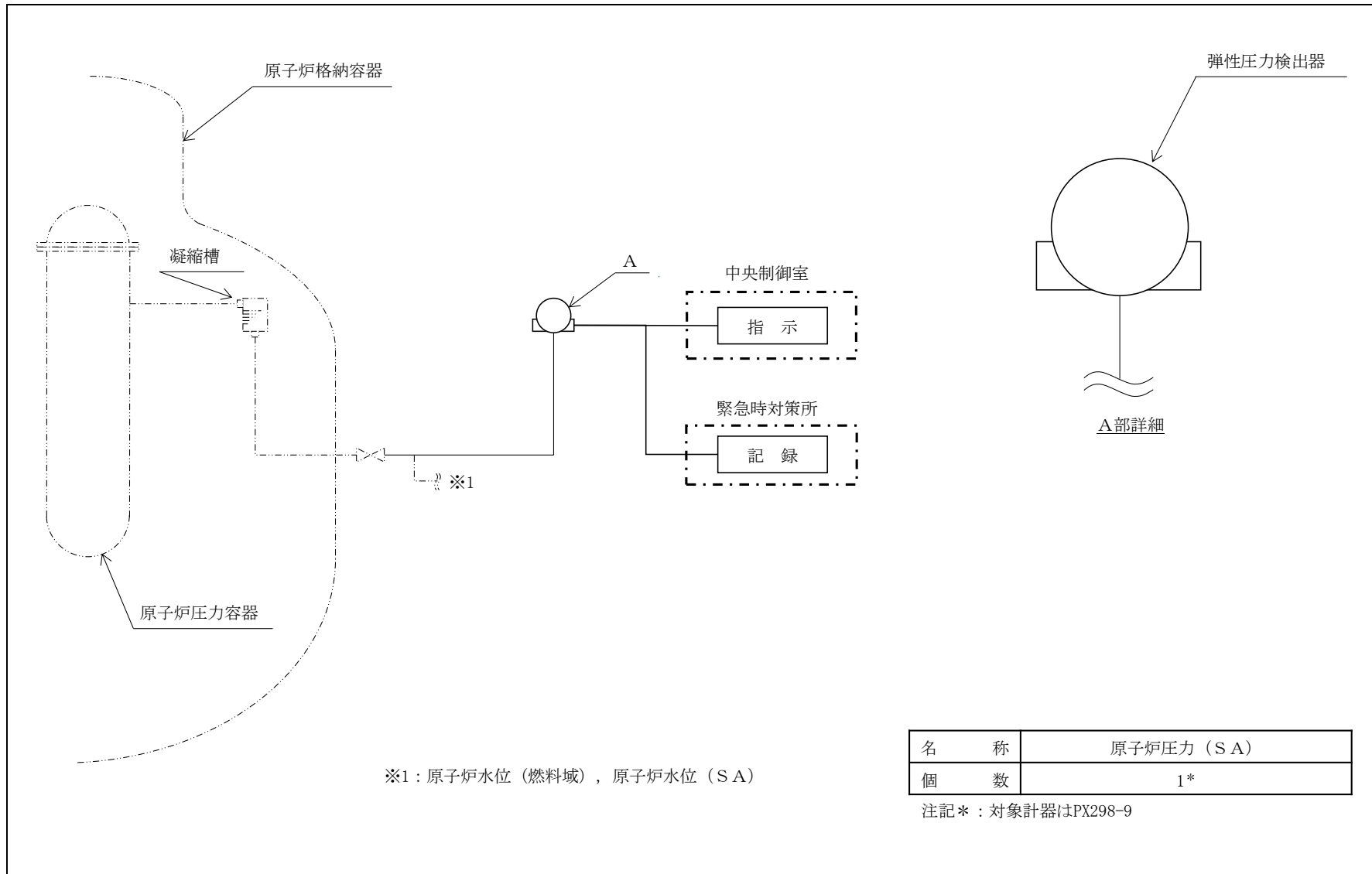


図 3-36 検出器の構造図 (原子炉圧力 (SA))

(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流信号を中央制御室の指示部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、安全パラメータ表示システム（SPDS）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 3-37「原子炉水位（広帯域）の概略構成図」及び図 3-38「検出器の構造図（原子炉水位（広帯域）」参照。）

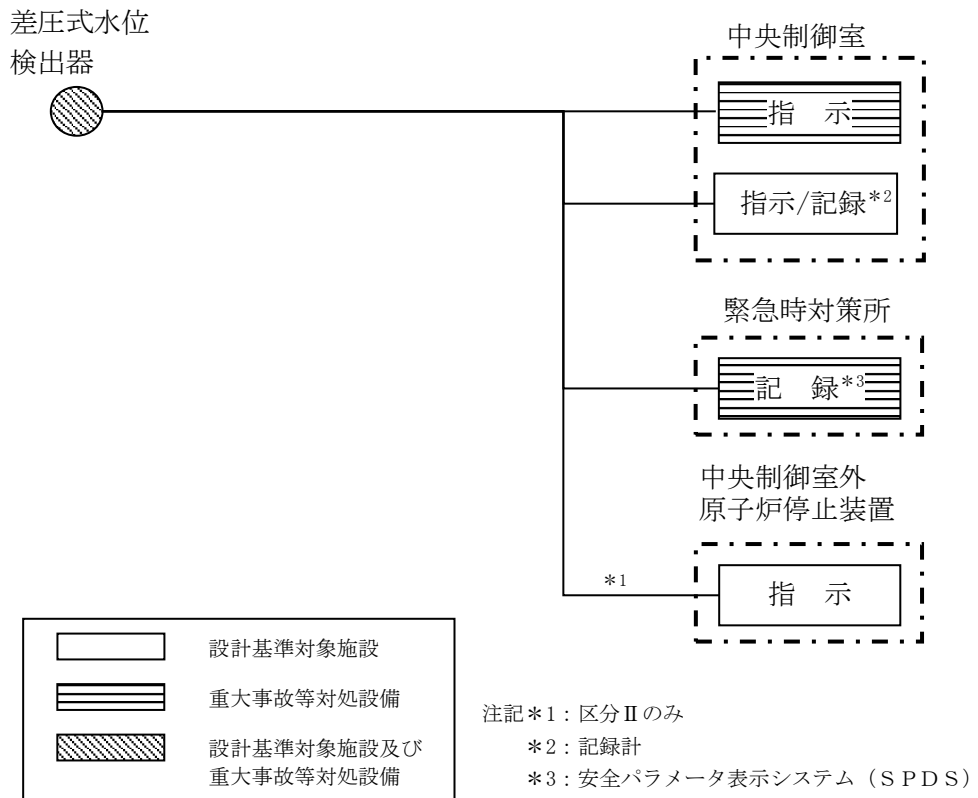


図 3-37 原子炉水位（広帯域）の概略構成図

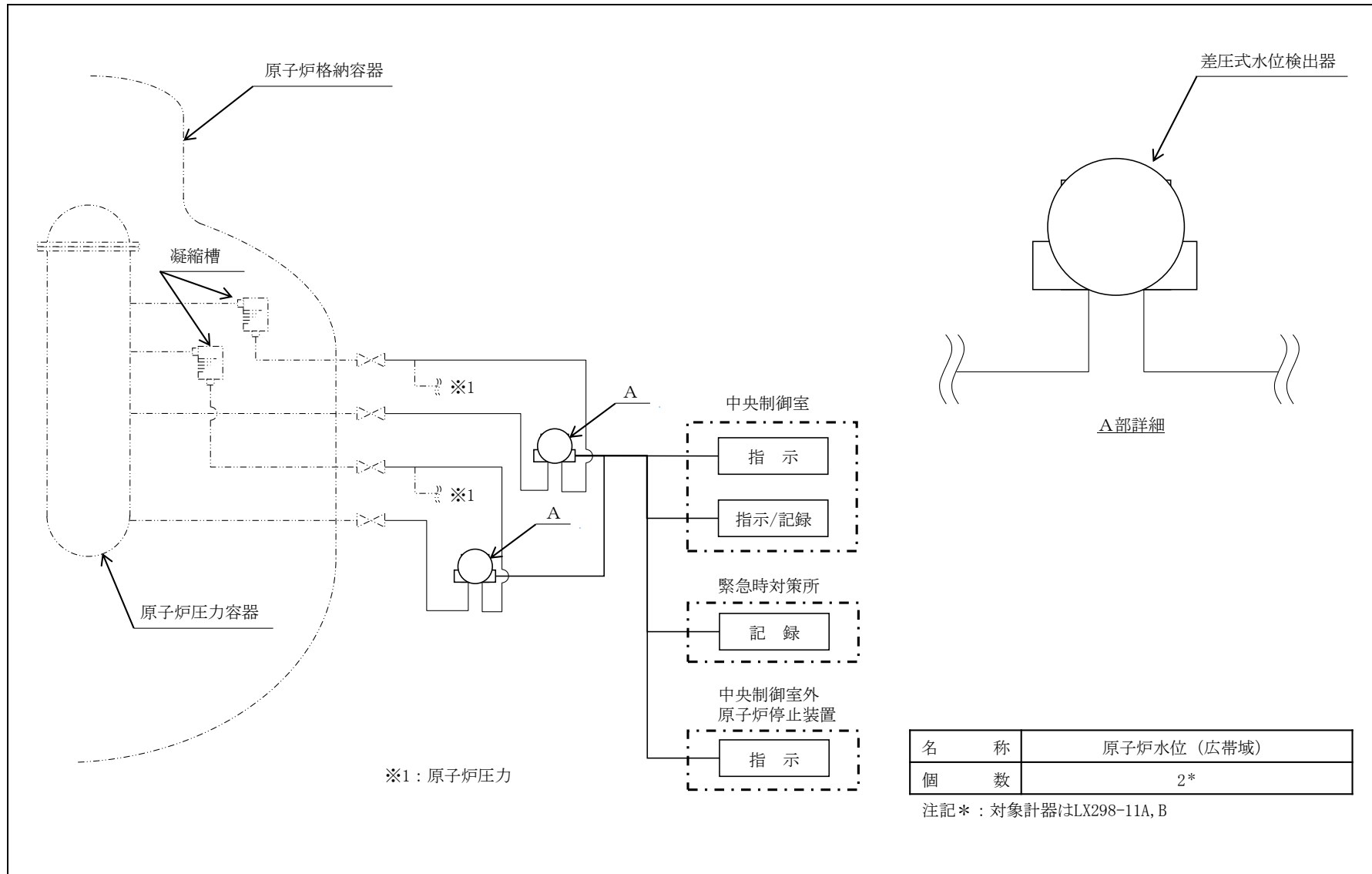


図 3-38 検出器の構造図 (原子炉水位 (広帯域))

(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流信号を中央制御室の指示部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、安全パラメータ表示システム（SPDS）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 3-39「原子炉水位（燃料域）の概略構成図」及び図 3-40「検出器の構造図（原子炉水位（燃料域）」参照。）

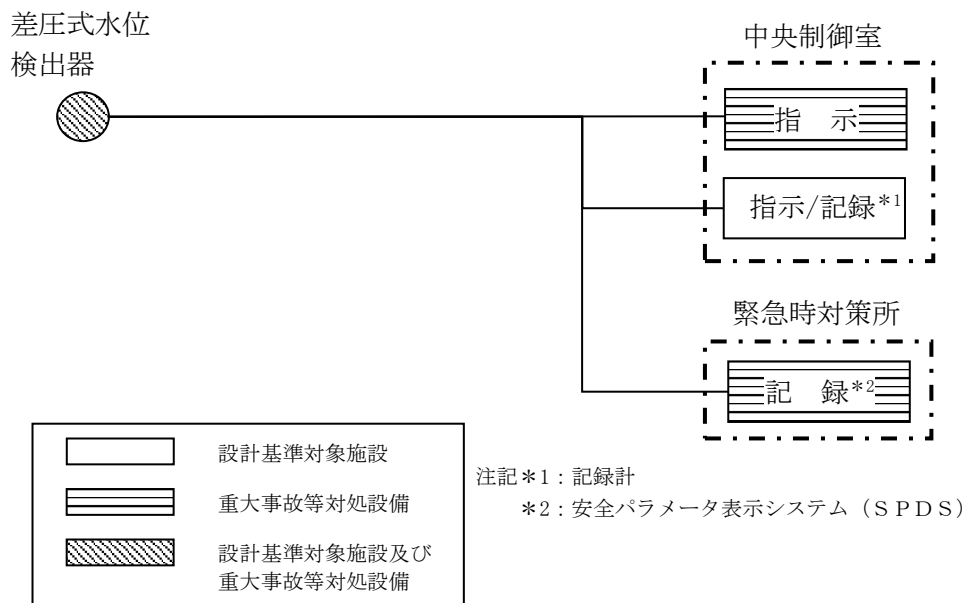


図 3-39 原子炉水位（燃料域）の概略構成図

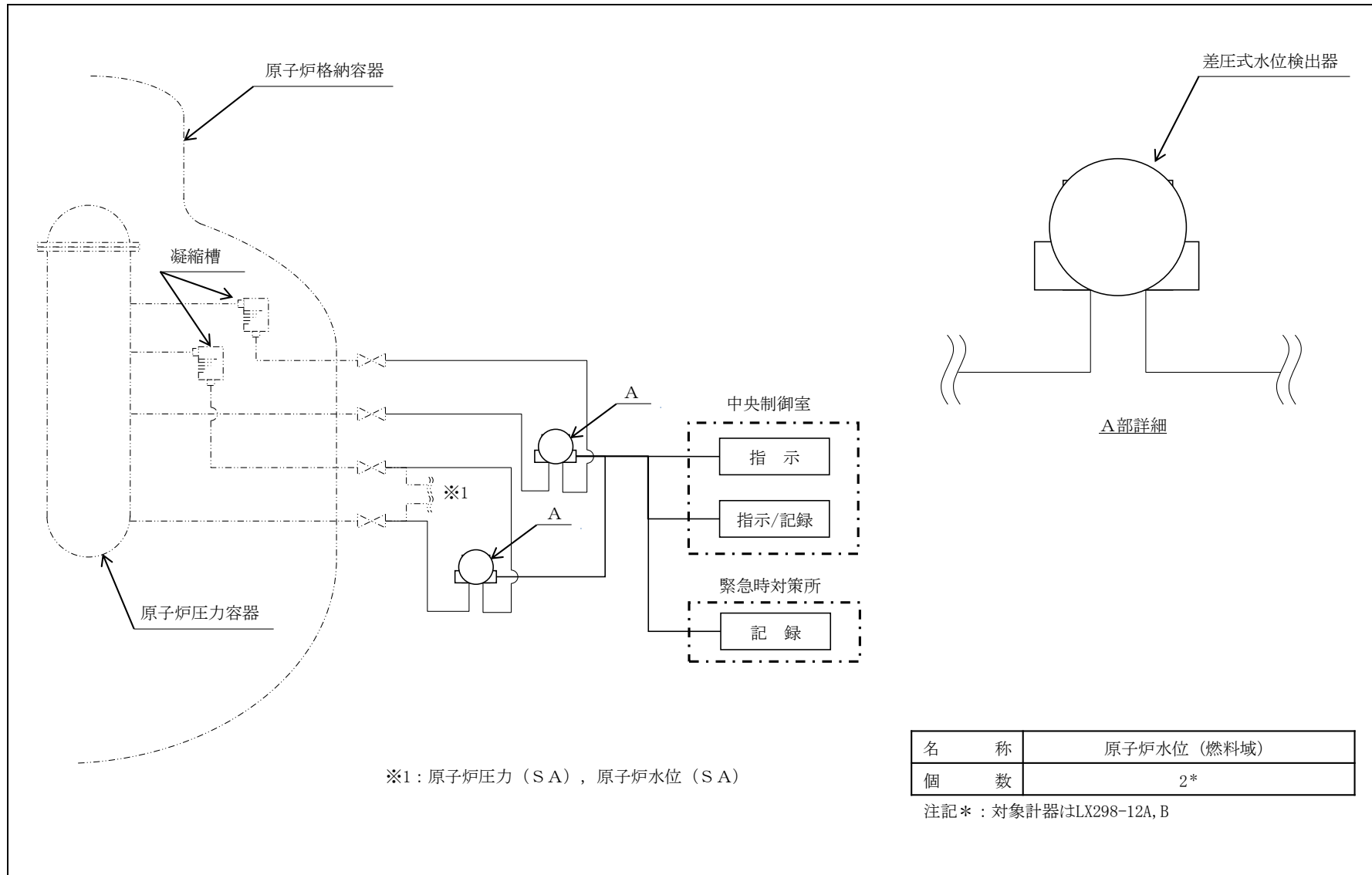


図 3-40 検出器の構造図 (原子炉水位 (燃料域))

(5) 原子炉水位 (S A)

原子炉水位 (S A) 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) の検出信号は、差圧式水位検出器からの電流信号を中央制御室の指示部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) を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム (S P D S) 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 3-41「原子炉水位 (S A) の概略構成図」及び図 3-42「検出器の構造図 (原子炉水位 (S A))」参照。)

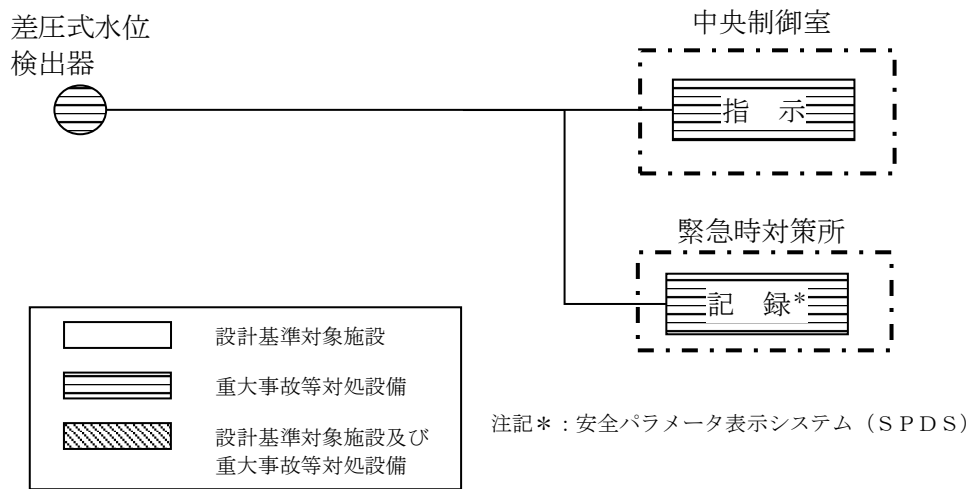


図 3-41 原子炉水位 (S A) の概略構成図

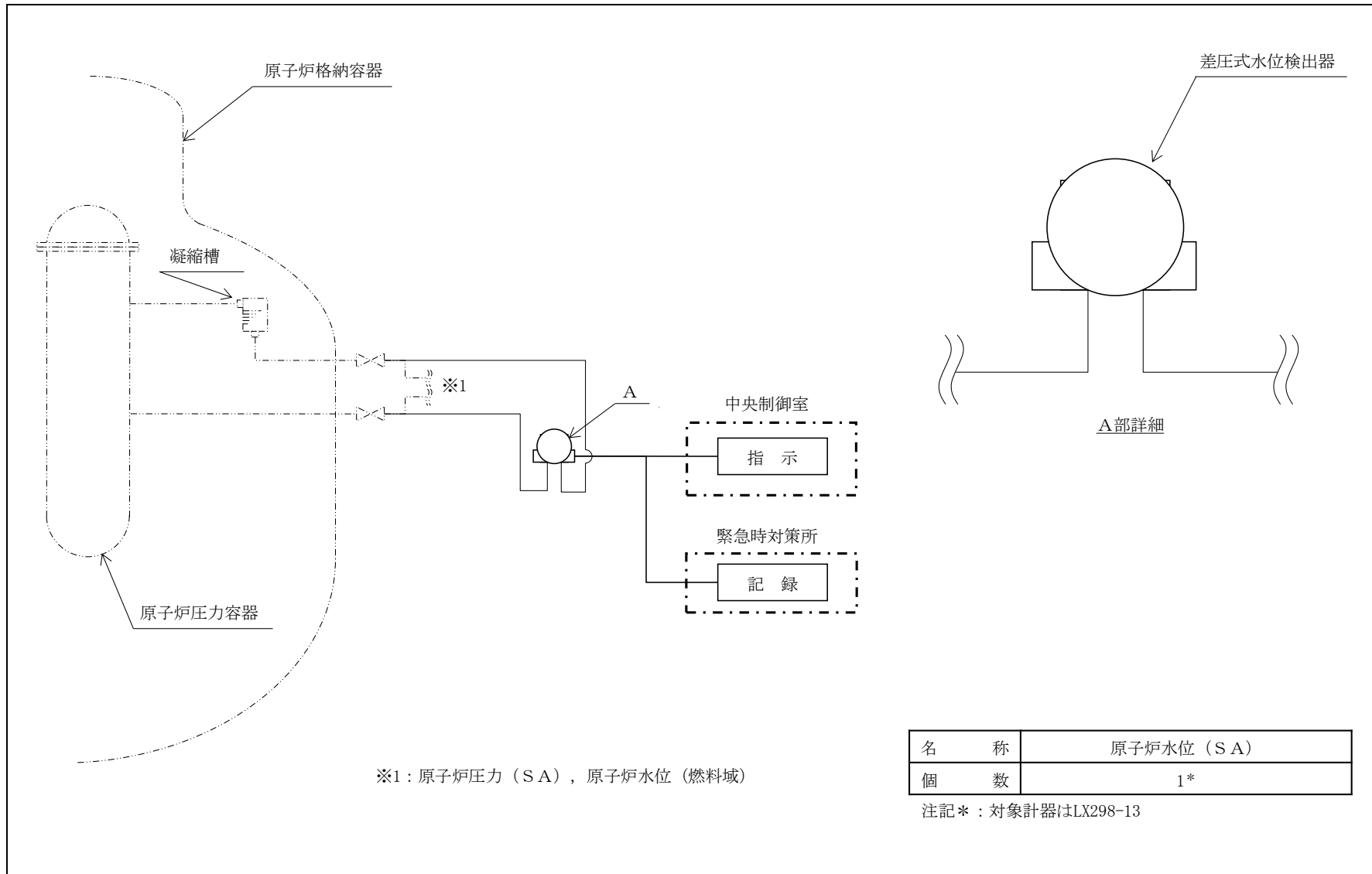


図 3-42 検出器の構造図（原子炉水位（SA））

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 (S A)

ドライウェル圧力 (S A) 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 (S A) の検出信号は，弾性圧力検出器からの電流信号を中央制御室の指示部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 (S A) を中央制御室に指示する。また，安全パラメータ表示システム (S P D S) 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 3-43 「ドライウェル圧力 (S A) の概略構成図」及び図 3-44 「検出器の構造図 (ドライウェル圧力 (S A))」参照。)

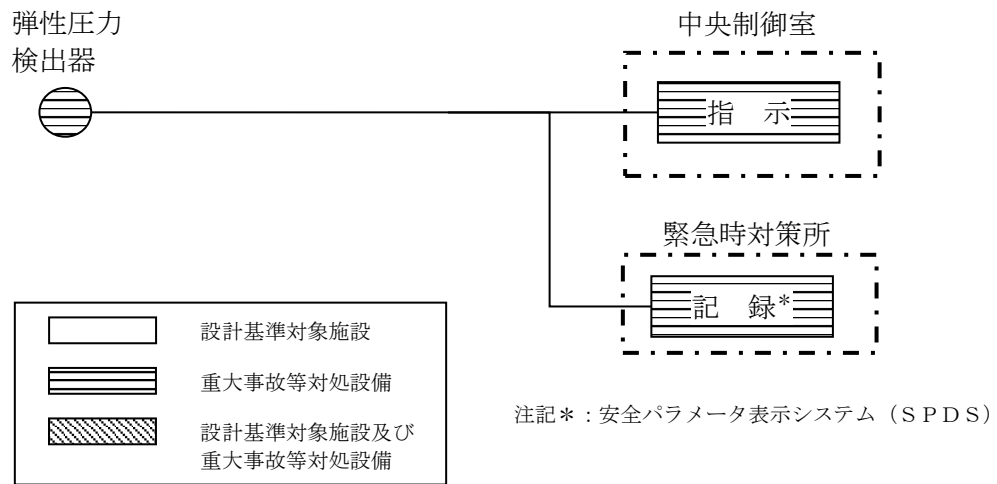


図 3-43 ドライウェル圧力 (S A) の概略構成図

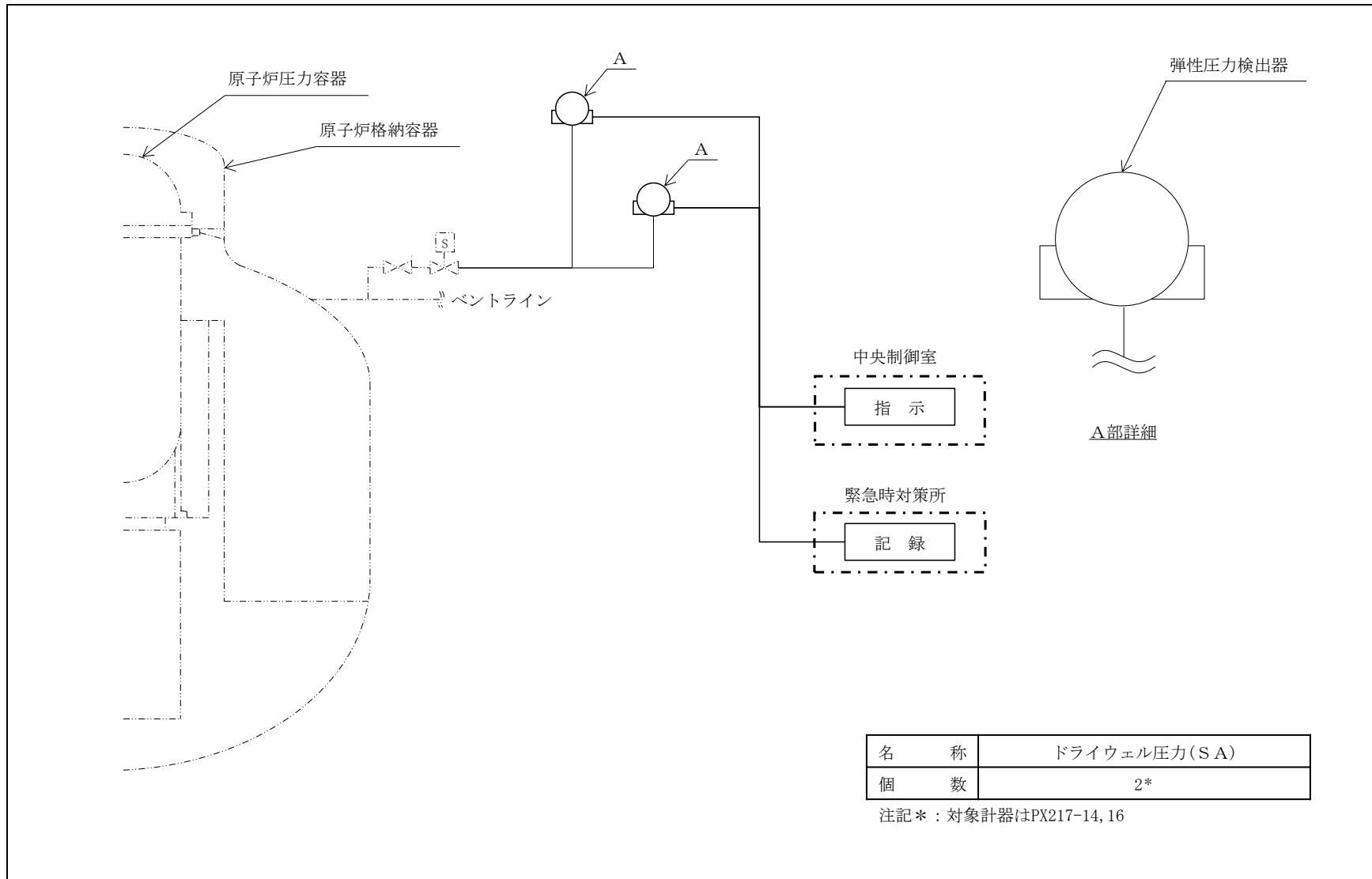


図 3-44 検出器の構造図 (ドライウエル圧力 (S A))

(2) サプレッションチェンバ圧力 (SA)

サプレッションチェンバ圧力 (SA) 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 (SA) の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を中央制御室の指示部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 (SA) を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム (SPDS) にて記録及び保存する。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3-45「サプレッションチェンバ圧力 (SA) の概略構成図」及び図3-46「検出器の構造図 (サプレッションチェンバ圧力 (SA))」参照。)

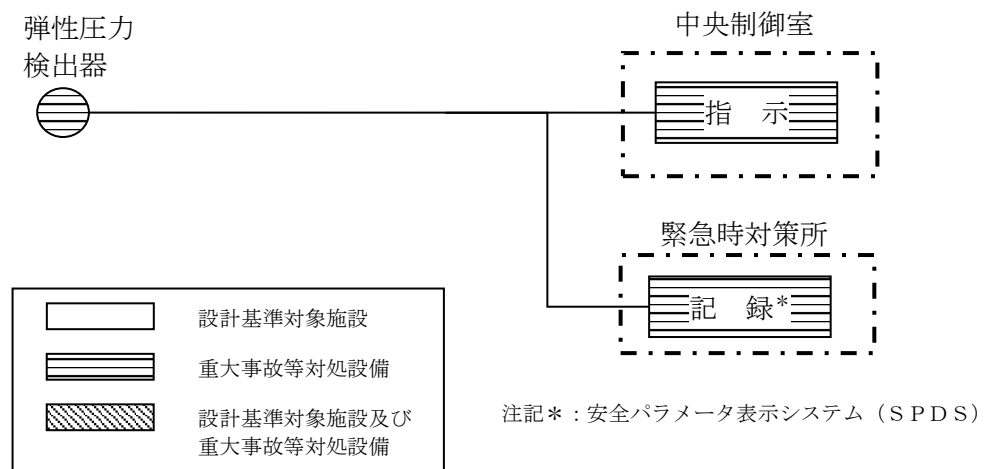


図3-45 サプレッションチェンバ圧力 (SA) の概略構成図

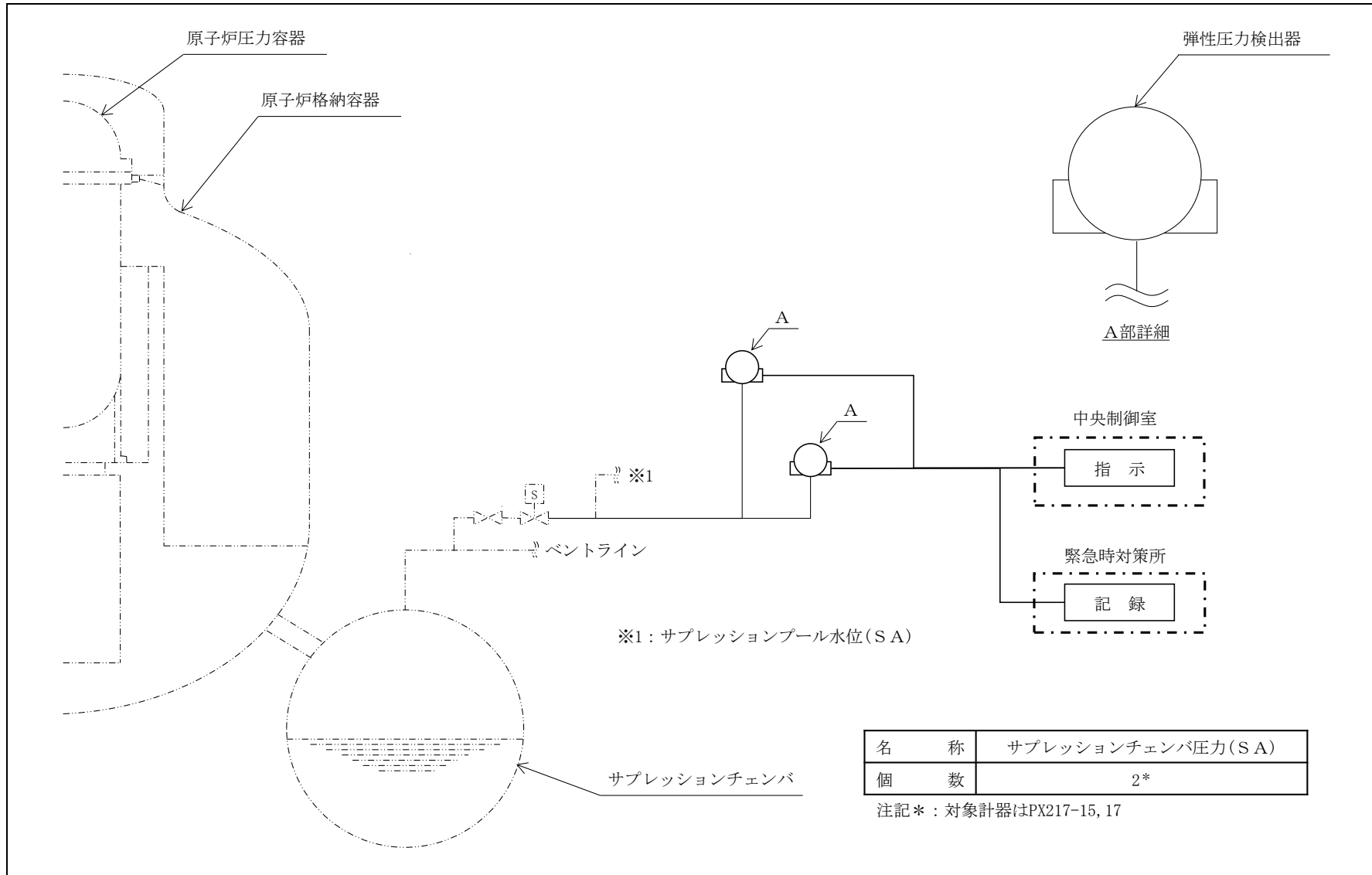


図 3-46 検出器の構造図 (サプレッションチェンバ圧力 (SA))

(3) ドライウエル温度 (S A)

ドライウエル温度 (S A) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、ドライウエル温度 (S A) の検出信号は、熱電対からの起電力を演算装置を経由して中央制御室の指示部にて温度信号へ変換する処理を行った後、ドライウエル温度 (S A) を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム (SPDS) にて記録及び保存する。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 3-47「ドライウエル温度 (S A) の概略構成図」及び図 3-48「検出器の構造図 (ドライウエル温度 (S A))」参照。)

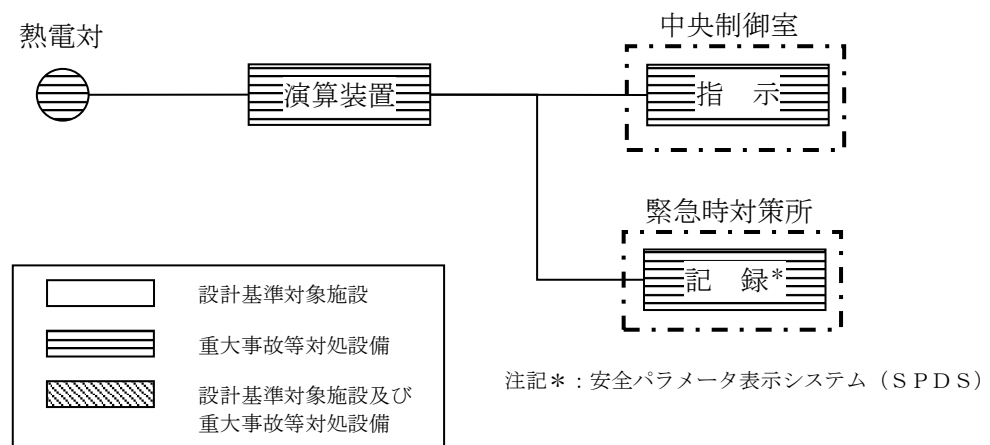


図 3-47 ドライウエル温度 (S A) の概略構成図

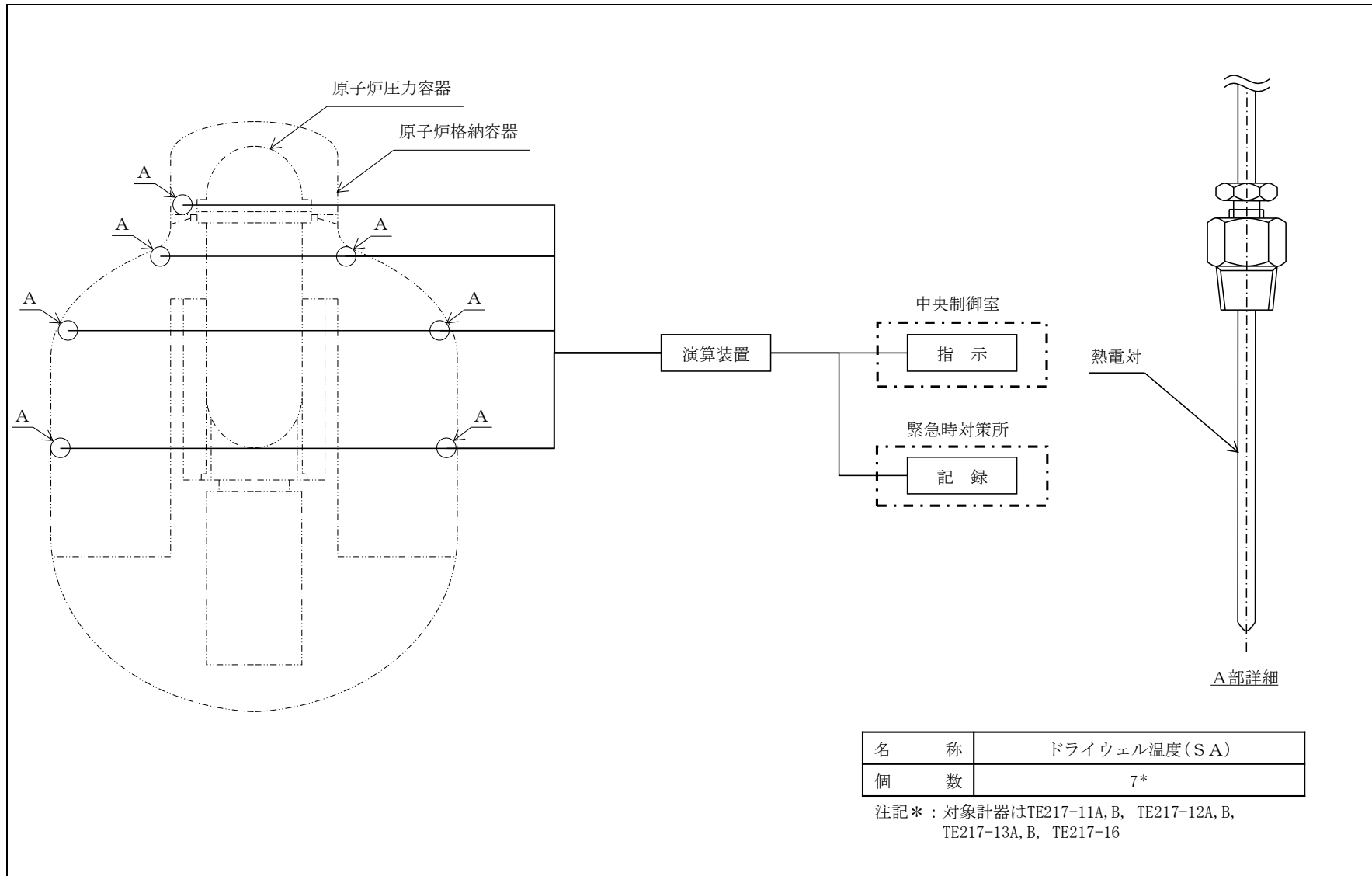


図 3-48 検出器の構造図 (ドライウエル温度 (S A))

(4) ペDESTAL温度 (SA)

ペDESTAL温度 (SA) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、ペDESTAL温度 (SA) の検出信号は、熱電対からの起電力を演算装置を経由して中央制御室の指示部にて温度信号へ変換する処理を行った後、ペDESTAL温度 (SA) を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム (SPDS) にて記録及び保存する。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 3-49「ペDESTAL温度 (SA) の概略構成図」及び図 3-50「検出器の構造図 (ペDESTAL温度 (SA))」参照。)

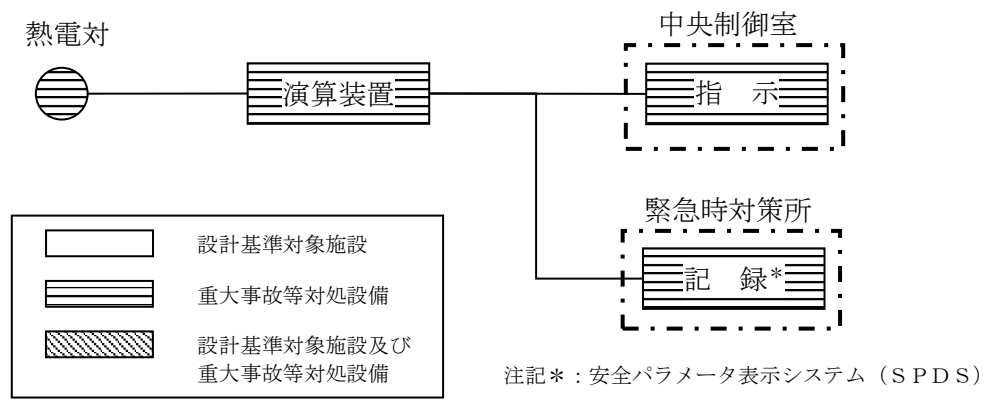


図 3-49 ペDESTAL温度 (SA) の概略構成図

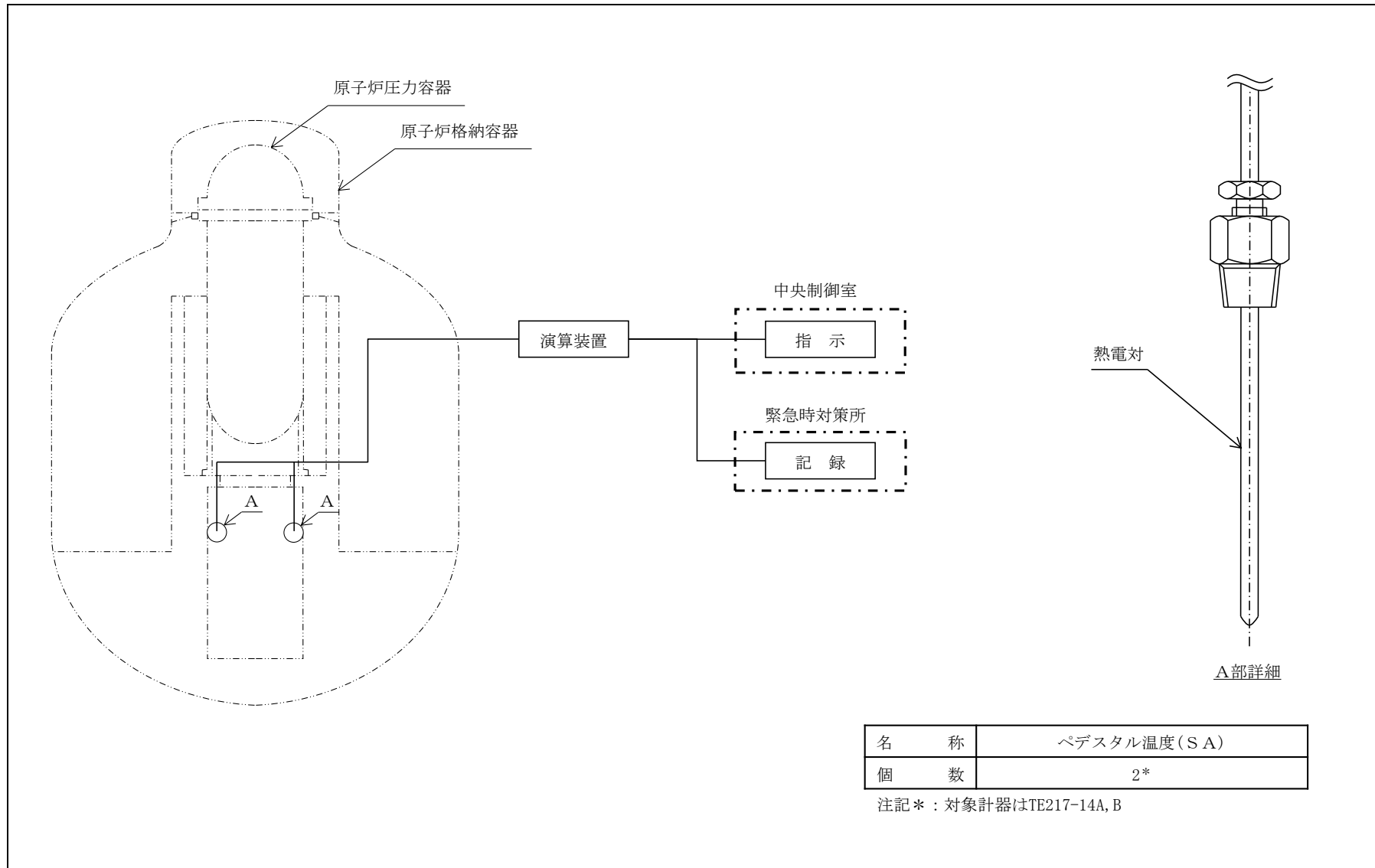


図 3-50 検出器の構造図 (ペDESTAL温度 (SA))

(5) ペDESTAL水温度 (SA)

ペDESTAL水温度 (SA) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、ペDESTAL水温度 (SA) の検出信号は、熱電対からの起電力を演算装置を経由して中央制御室の指示部にて温度信号へ変換する処理を行った後、ペDESTAL水温度 (SA) を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム (SPDS) にて記録及び保存する。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 3-51 「ペDESTAL水温度 (SA) の概略構成図」及び図 3-52 「検出器の構造図 (ペDESTAL水温度 (SA))」参照。)

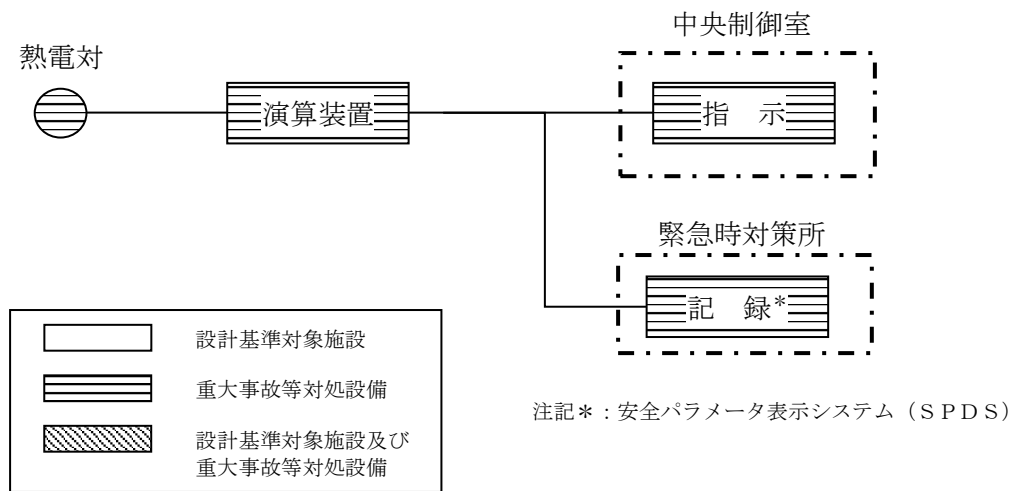


図 3-51 ペDESTAL水温度 (SA) の概略構成図

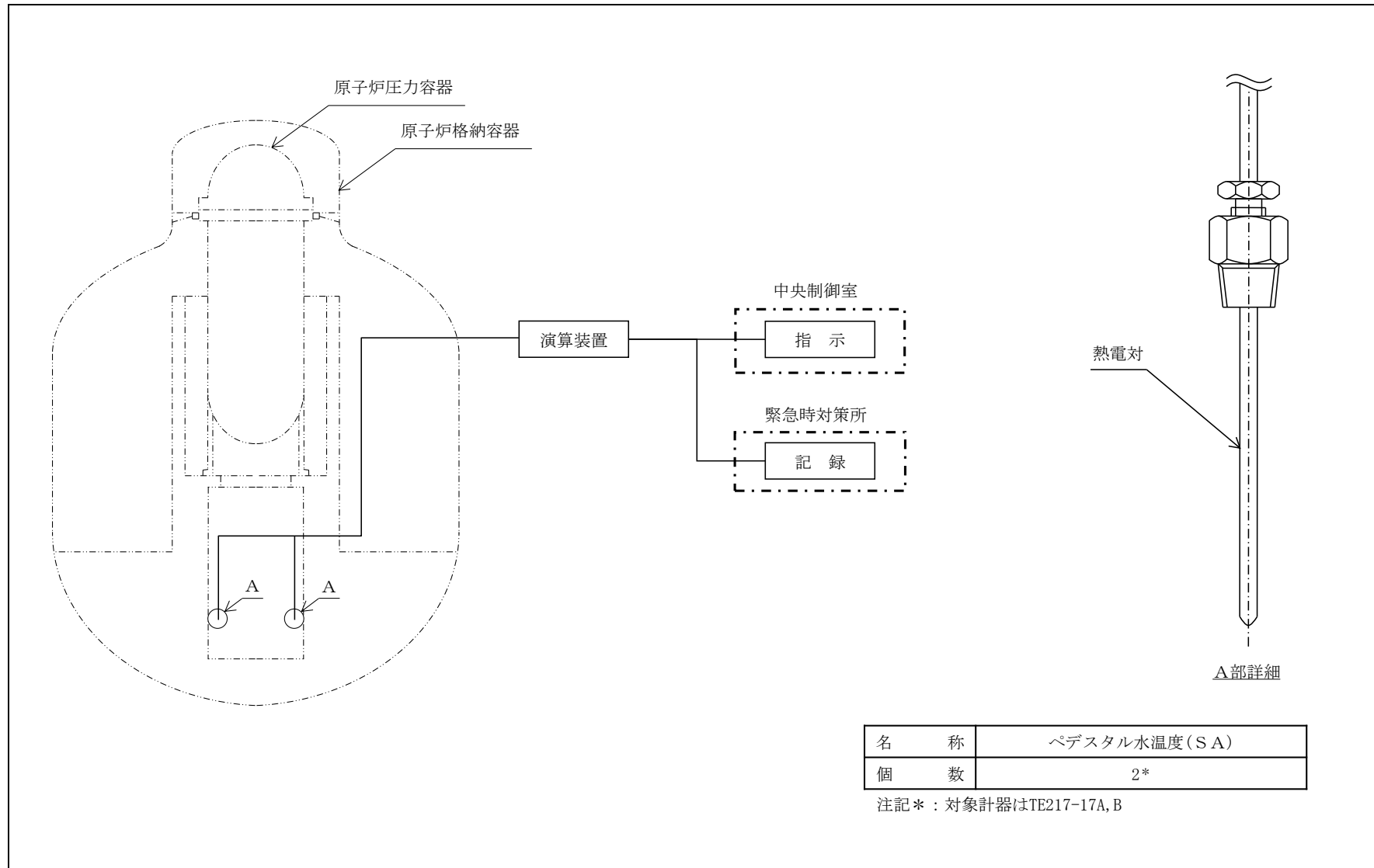


図 3-52 検出器の構造図 (ペデスタル水温度 (S A))

(6) サプレッションチェンバ温度 (SA)

サプレッションチェンバ温度 (SA) 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温度 (SA) の検出信号は、熱電対からの起電力を演算装置を経由して中央制御室の指示部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温度 (SA) を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム (SPDS) にて記録及び保存する。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 3-53 「サプレッションチェンバ温度 (SA) の概略構成図」及び図 3-54 「検出器の構造図 (サプレッションチェンバ温度 (SA))」参照。)

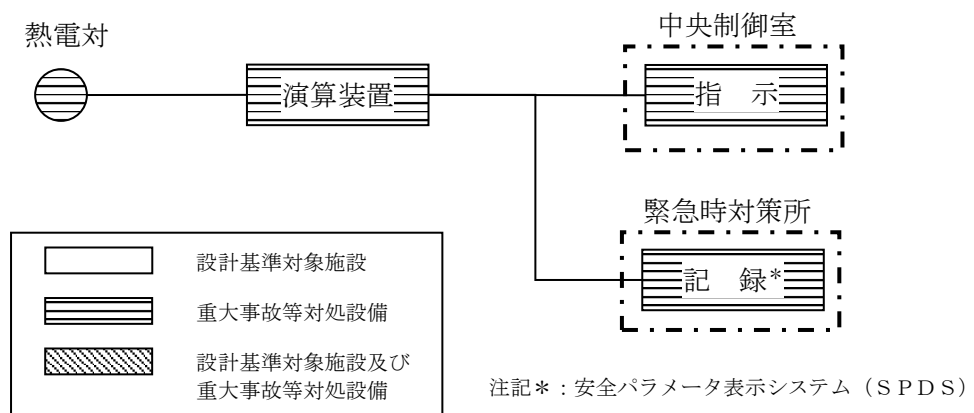


図 3-53 サプレッションチェンバ温度 (SA) の概略構成図

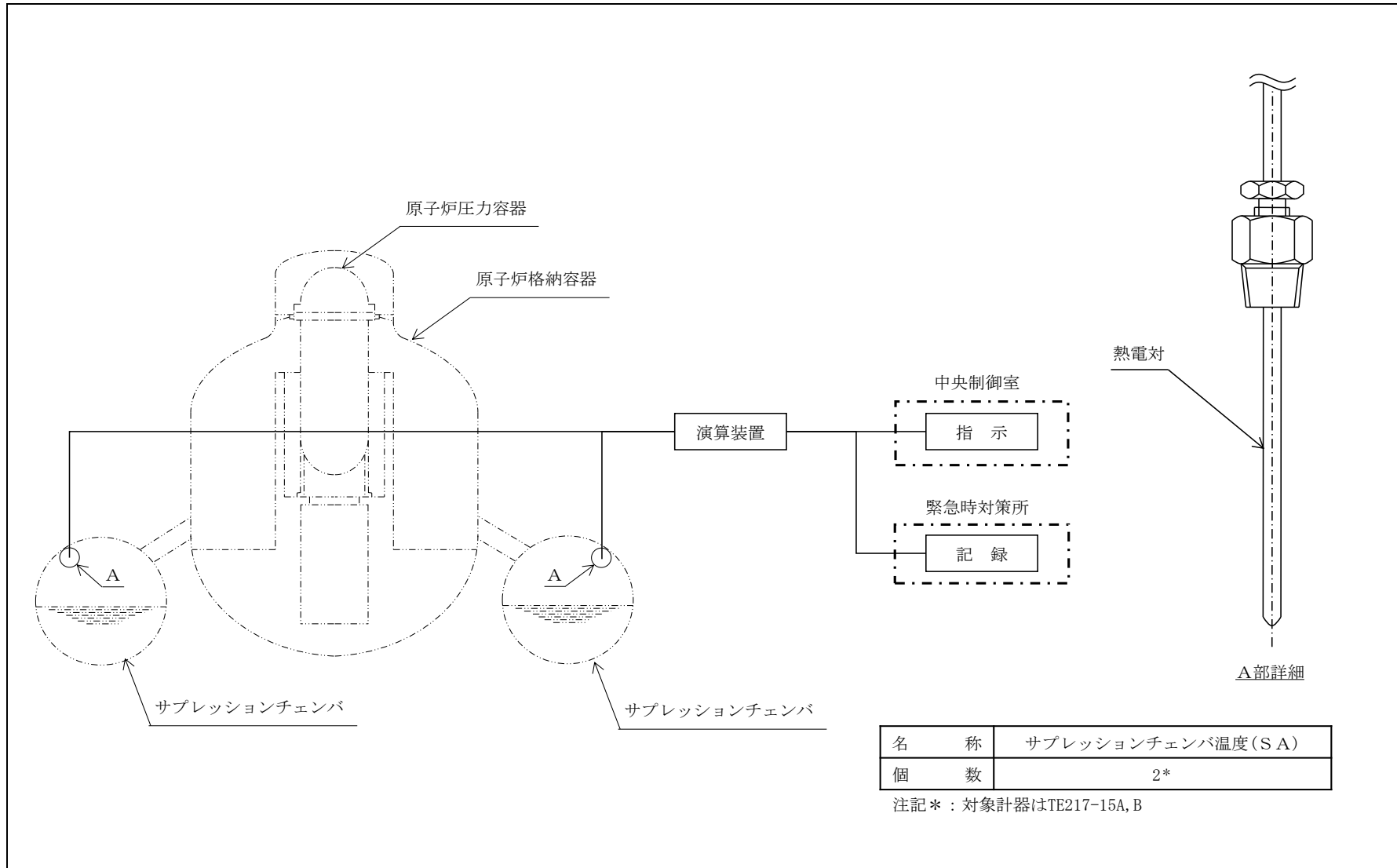


図 3-54 検出器の構造図 (サプレッションチェンバ温度 (SA))

(7) サプレッションプール水温度 (SA)

サプレッションプール水温度 (SA) 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 (SA) の検出信号は、测温抵抗体の抵抗値を演算装置を経由して中央制御室の指示部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 (SA) を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム (SPDS) にて記録及び保存する。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 3-55 「サプレッションプール水温度 (SA) の概略構成図」及び図 3-56 「検出器の構造図 (サプレッションプール水温度 (SA))」参照。)

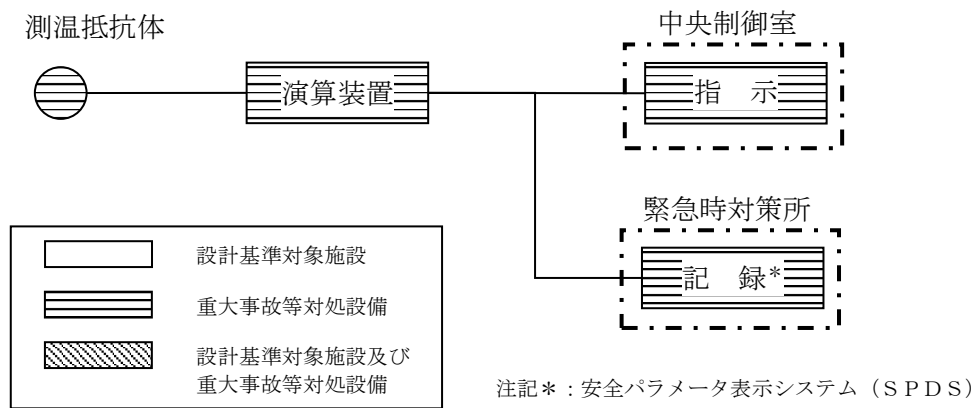


図 3-55 サプレッションプール水温度 (SA) の概略構成図

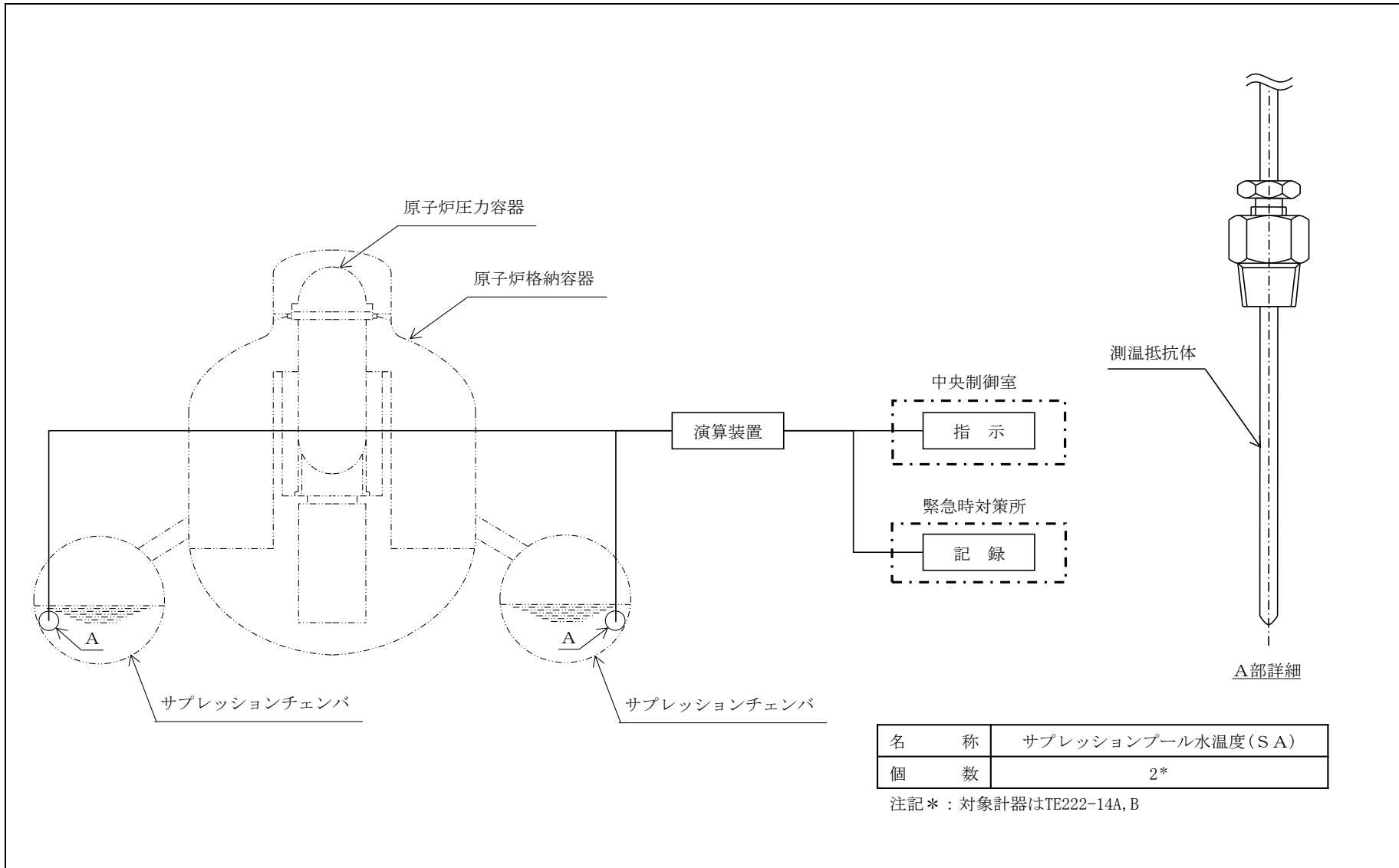


図 3-56 検出器の構造図 (サプレッションプール水温度 (S A))

(8) 格納容器酸素濃度 (B系)

格納容器酸素濃度 (B系) 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、格納容器酸素濃度 (B系) の検出信号は、熱磁気風式酸素検出器からの電圧信号を前置増幅器で増幅し、演算装置を経由して中央制御室の指示部にて酸素濃度信号へ変換する処理を行った後、格納容器酸素濃度 (B系) を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム (SPDS) にて記録及び保存する。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 3-57「格納容器酸素濃度 (B系) の概略構成図」及び図 3-58「検出器の構造図 (格納容器酸素濃度 (B系))」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ガスタービン発電機から給電が可能である。電源供給についてVI-6「図面」のうち第 1-4-6 図「単線結線図 (その 6) 計測制御電源」に示す。

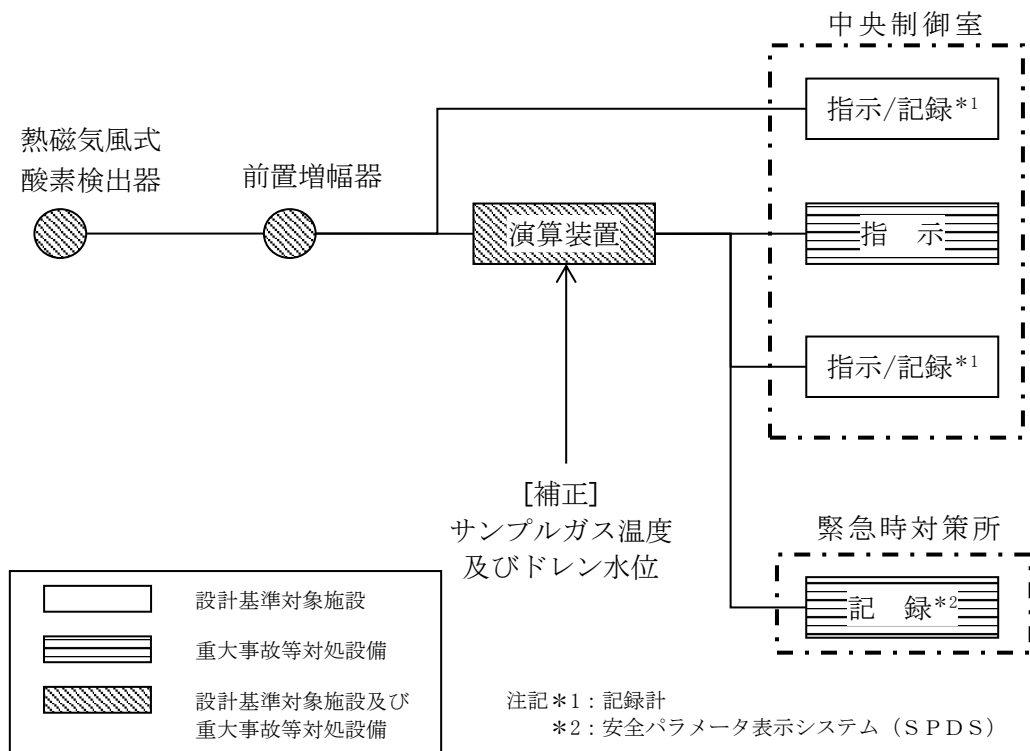


図 3-57 格納容器酸素濃度 (B系) の概略構成図

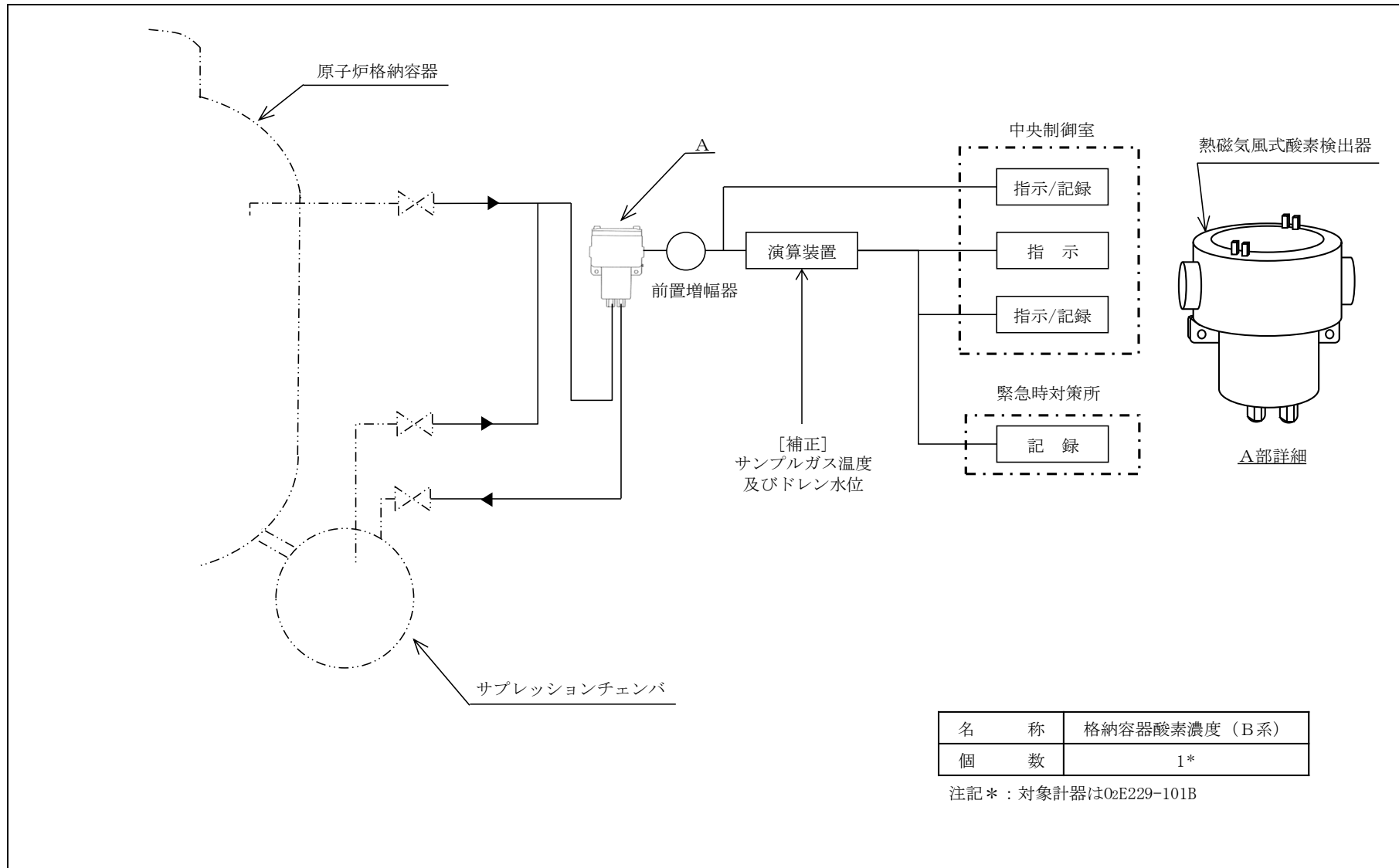


図 3-58 検出器の構造図 (格納容器酸素濃度 (B系))

(9) 格納容器酸素濃度 (S A)

格納容器酸素濃度 (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流信号を演算装置を経由して中央制御室の指示部にて酸素濃度信号へ変換する処理を行った後、格納容器酸素濃度 (S A) を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム (S P D S) 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 3-59「格納容器酸素濃度 (S A) の概略構成図」及び図 3-60「検出器の構造図 (格納容器酸素濃度 (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ガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車から給電が可能である。電源供給についてVI-6「図面」のうち第 1-4-2 図「単線結線図 (その 2) 交流電源」に示す。

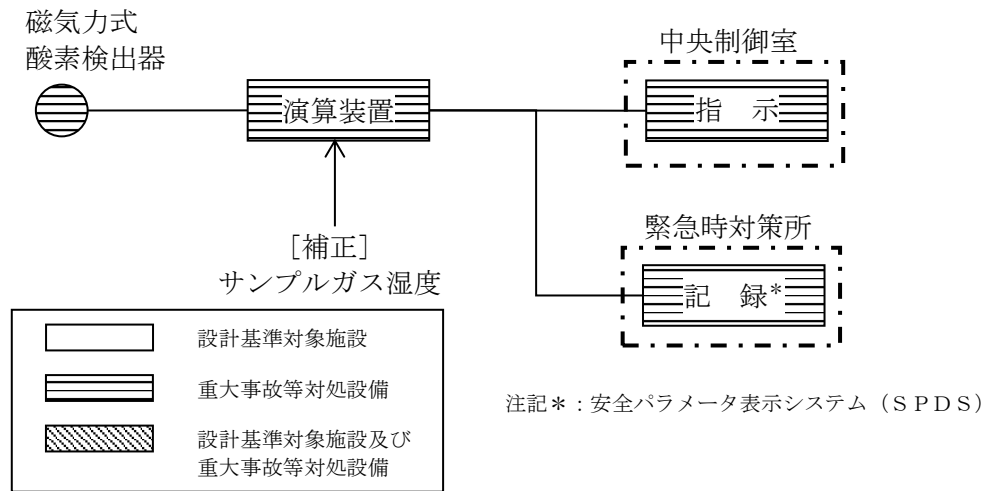
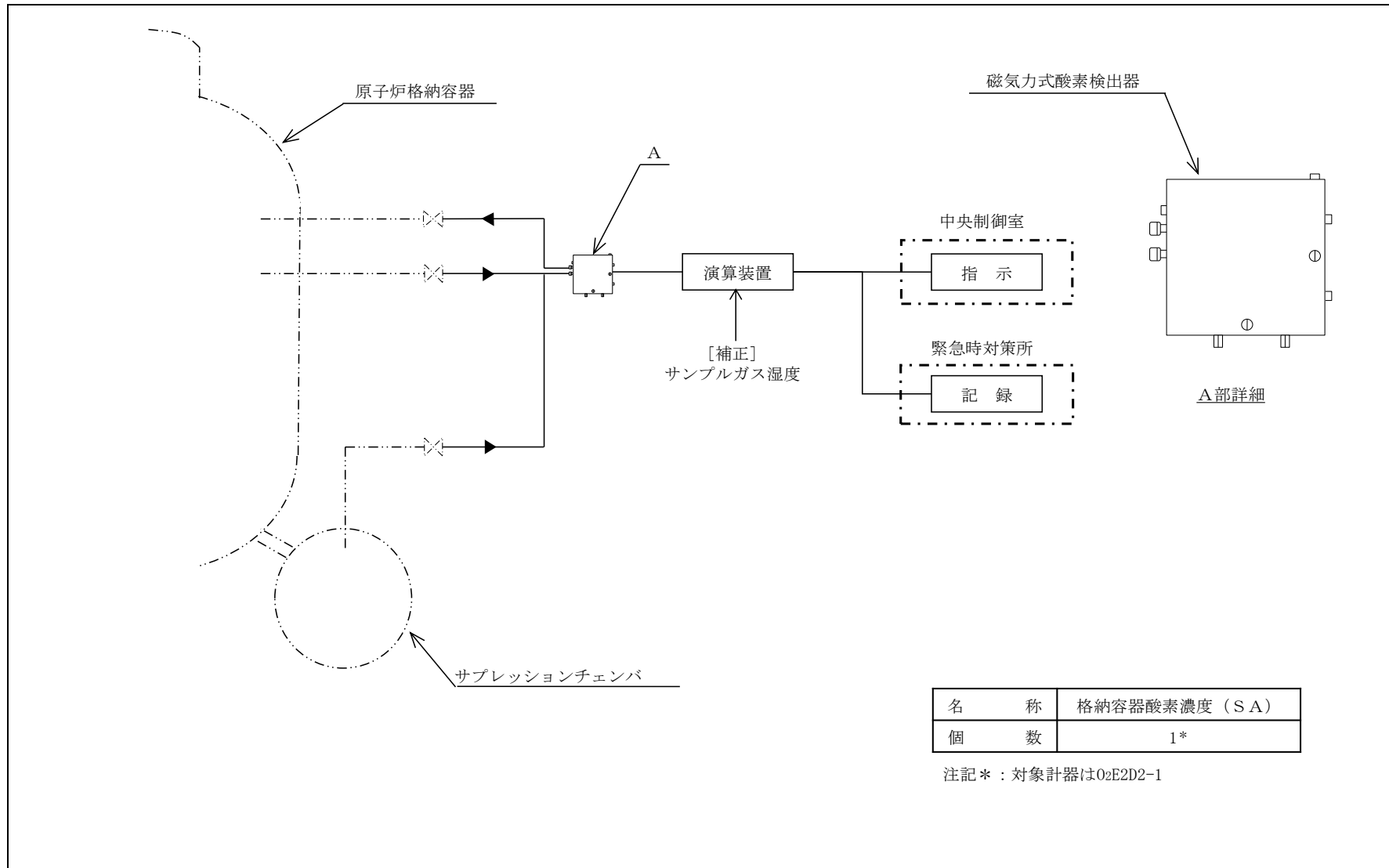


図 3-59 格納容器酸素濃度 (S A) の概略構成図



63

名 称	格納容器酸素濃度 (S A)
個 数	1*

注記* : 対象計器はO₂E2D2-1

図 3-60 検出器の構造図 (格納容器酸素濃度 (S A))

(10) 格納容器水素濃度 (B系)

格納容器水素濃度 (B系) 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、格納容器水素濃度 (B系) の検出信号は、熱伝導式水素検出器からの電圧信号を前置増幅器で増幅し、演算装置を経由して中央制御室の指示部にて水素濃度信号へ変換する処理を行った後、格納容器水素濃度 (B系) を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム (SPDS) にて記録及び保存する。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 3-61「格納容器水素濃度 (B系) の概略構成図」及び図 3-62「検出器の構造図 (格納容器水素濃度 (B系))」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ガスタービン発電機から給電が可能である。電源供給についてVI-6「図面」のうち第1-4-6図「単線結線図 (その6) 計測制御電源」に示す。

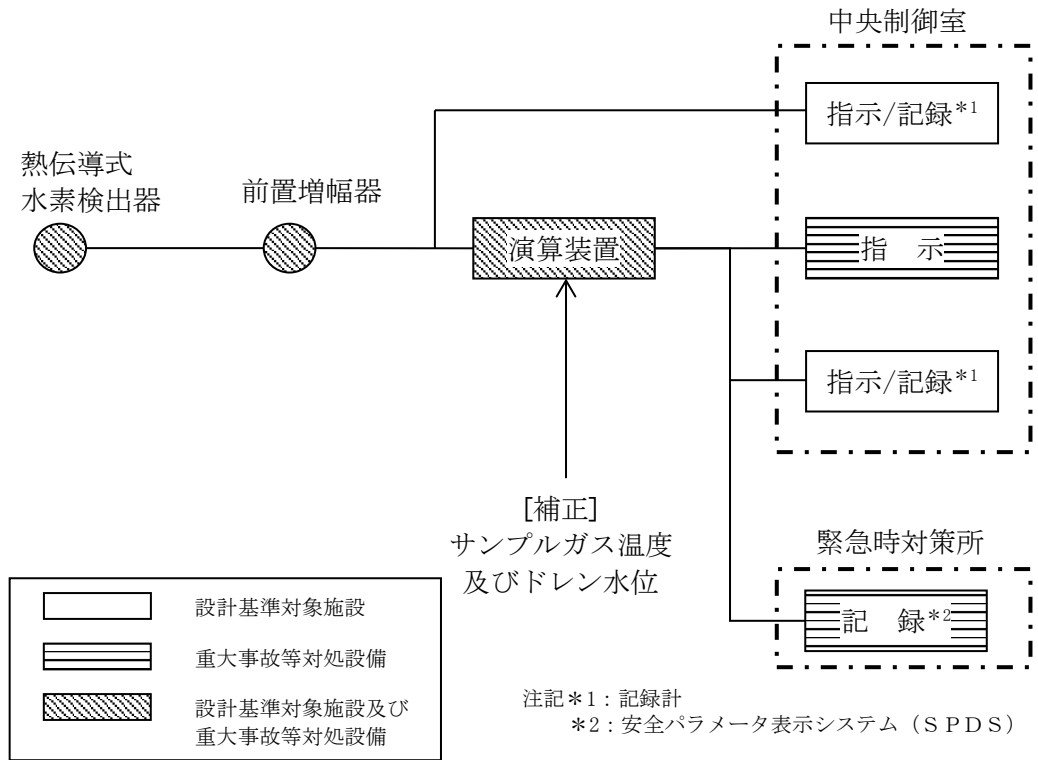


図 3-61 格納容器水素濃度 (B系) の概略構成図

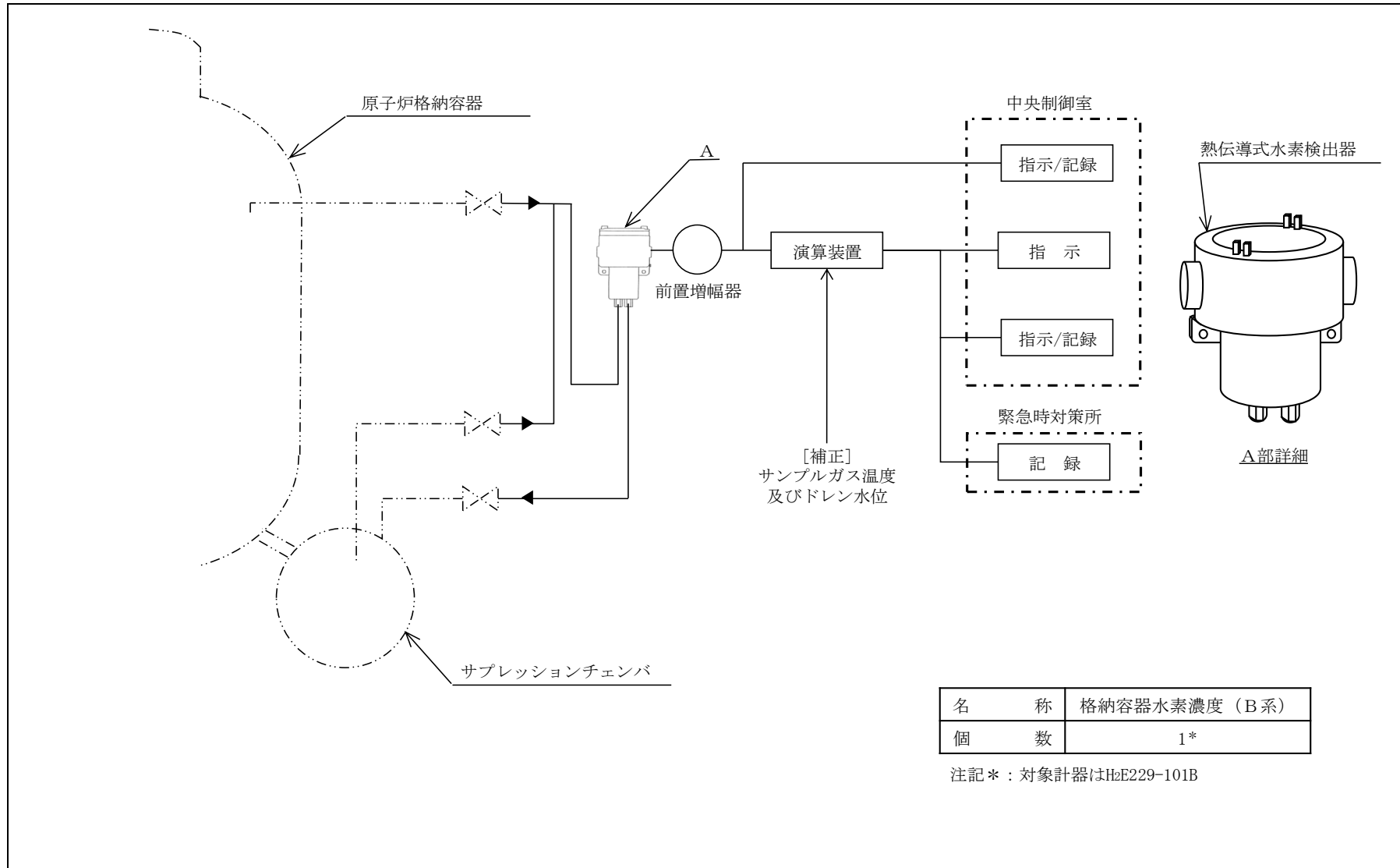


図 3-62 検出器の構造図 (格納容器水素濃度 (B系))

(11) 格納容器水素濃度 (S A)

格納容器水素濃度 (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流信号を演算装置を経由して中央制御室の指示部にて水素濃度信号へ変換する処理を行った後、格納容器水素濃度 (S A) を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム (SPDS) にて記録及び保存する。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 3-63「格納容器水素濃度 (S A) の概略構成図」及び図 3-64「検出器の構造図 (格納容器水素濃度 (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ガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車から給電が可能である。電源供給についてVI-6「図面」のうち第 1-4-2 図「単線結線図 (その 2) 交流電源」に示す。

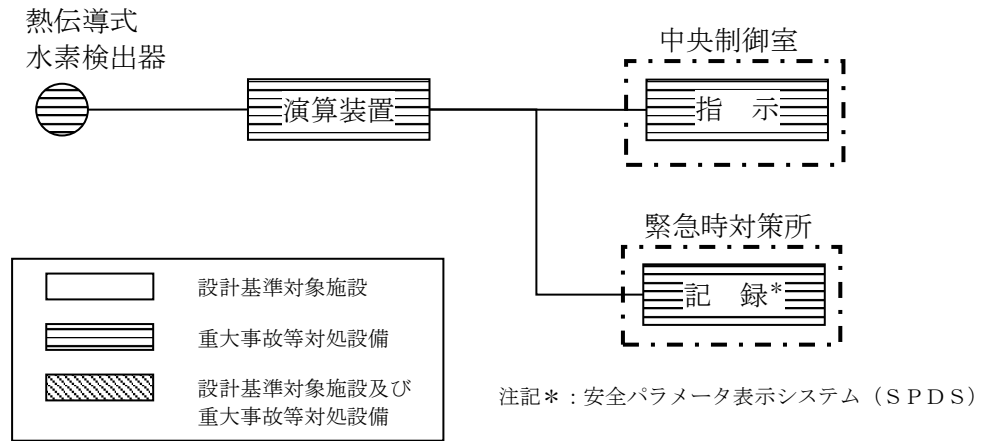
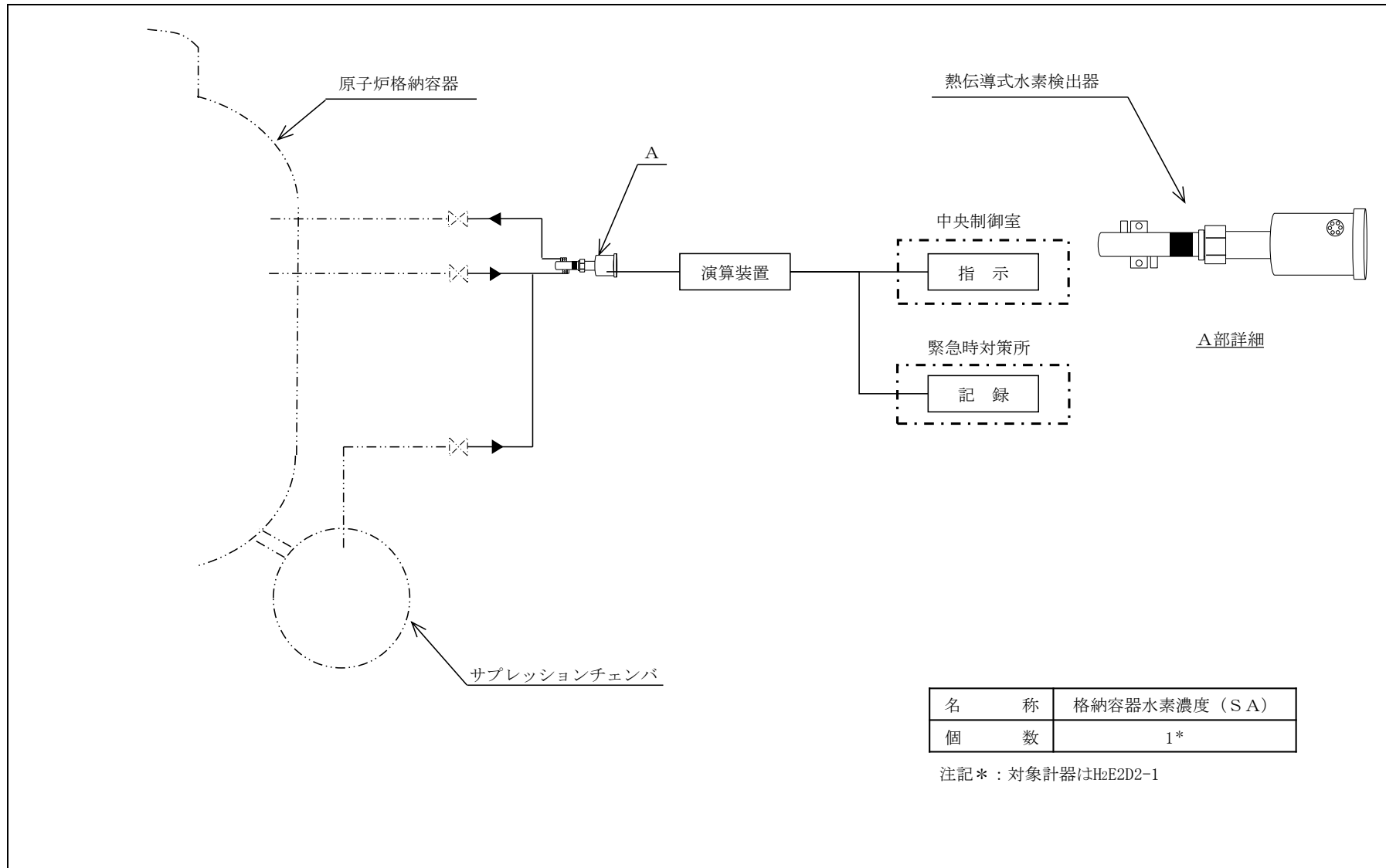


図 3-63 格納容器水素濃度 (S A) の概略構成図



67

名 称	格納容器水素濃度 (S A)
個 数	1*

注記* : 対象計器はH2E2D2-1

図 3-64 検出器の構造図 (格納容器水素濃度 (S A))

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) 低圧原子炉代替注水槽水位

低圧原子炉代替注水槽水位は、重大事故等対処設備の機能を有しており、低圧原子炉代替注水槽水位の検出信号は、差圧式水位検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて水量信号へ変換する処理を行った後、低圧原子炉代替注水槽水位を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）にて記録及び保存する。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 3-65「低圧原子炉代替注水槽水位の概略構成図」及び図 3-66「検出器の構造図（低圧原子炉代替注水槽水位）」参照。）

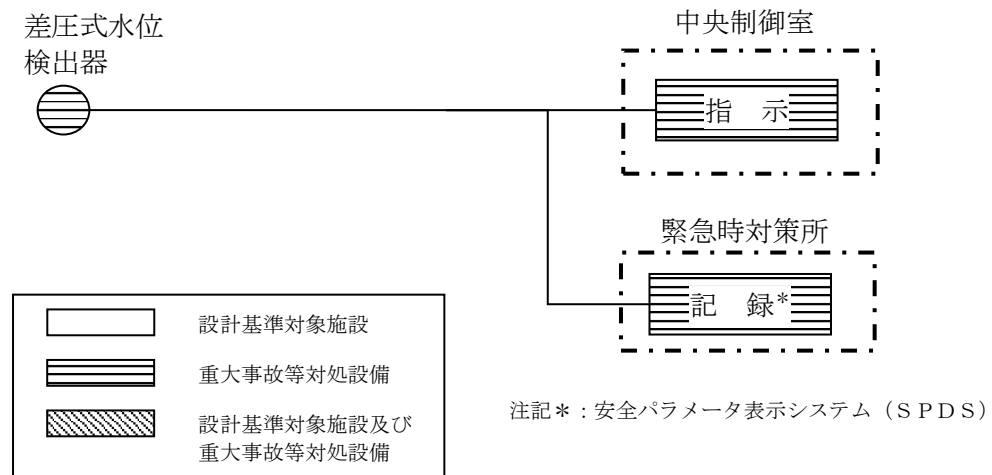


図 3-65 低圧原子炉代替注水槽水位の概略構成図

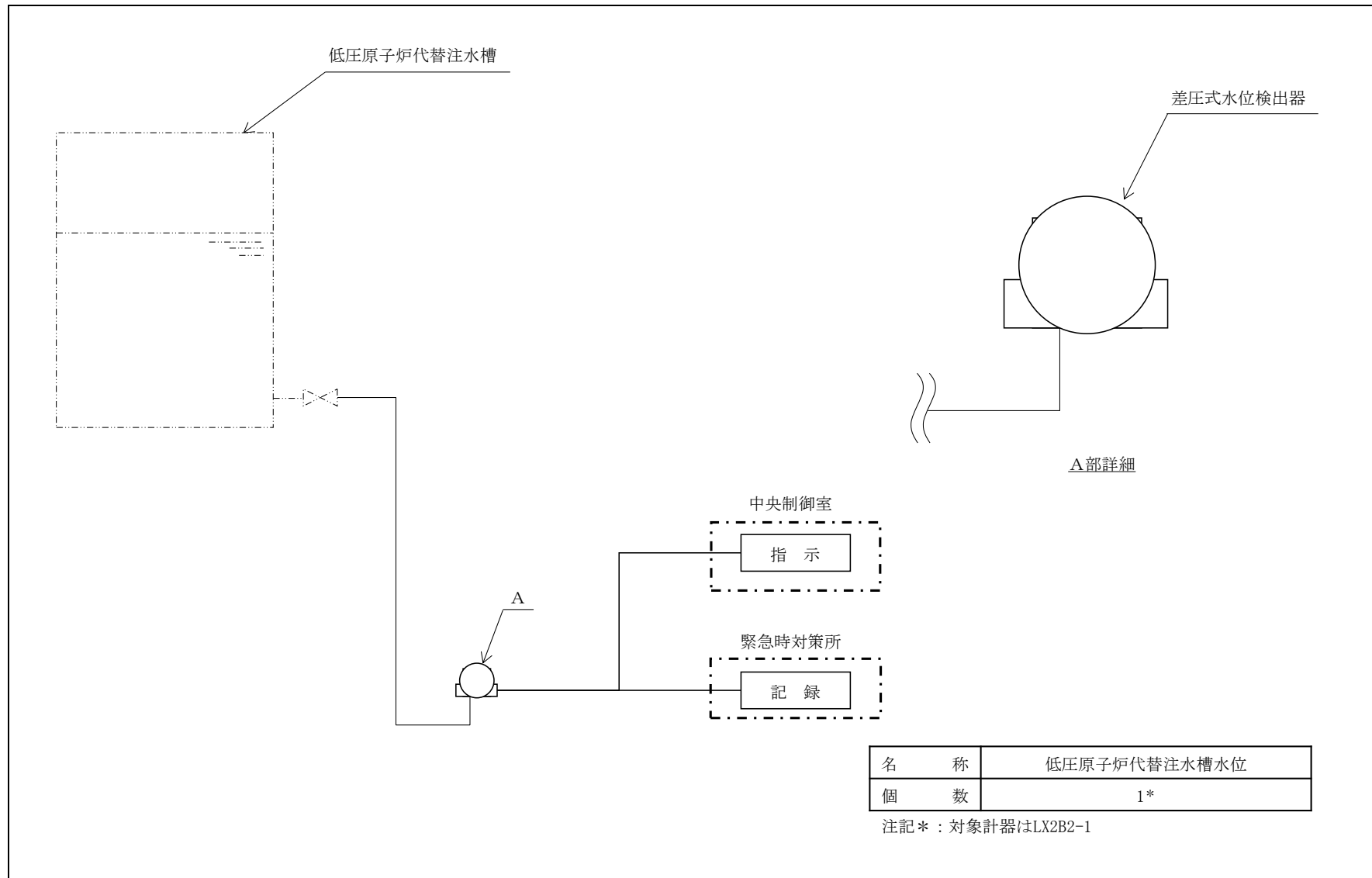


図 3-66 検出器の構造図（低压原子炉代替注水槽水位）

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) 格納容器代替スプレイ流量

格納容器代替スプレイ流量は、重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器代替スプレイ流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を演算装置を経由して中央制御室の指示部にて流量信号へ変換する処理を行った後、格納容器代替スプレイ流量を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）にて記録及び保存する。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3-67「格納容器代替スプレイ流量の概略構成図」及び図3-68「検出器の構造図（格納容器代替スプレイ流量）」参照。）

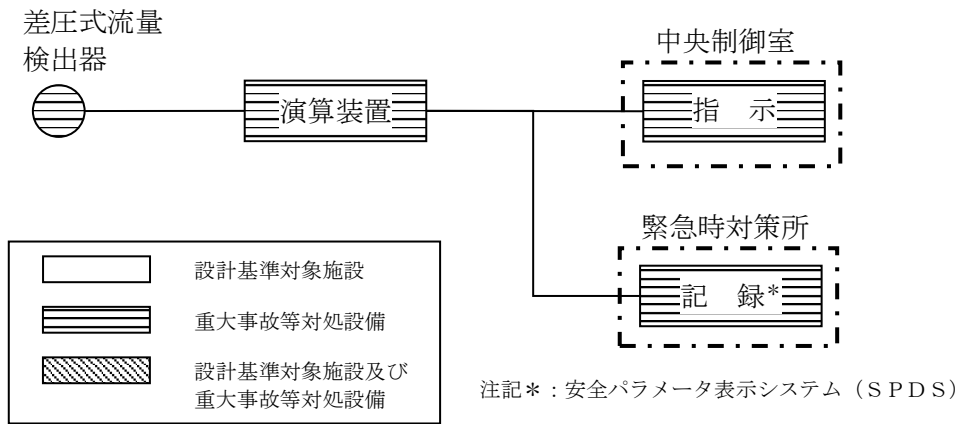


図3-67 格納容器代替スプレイ流量の概略構成図

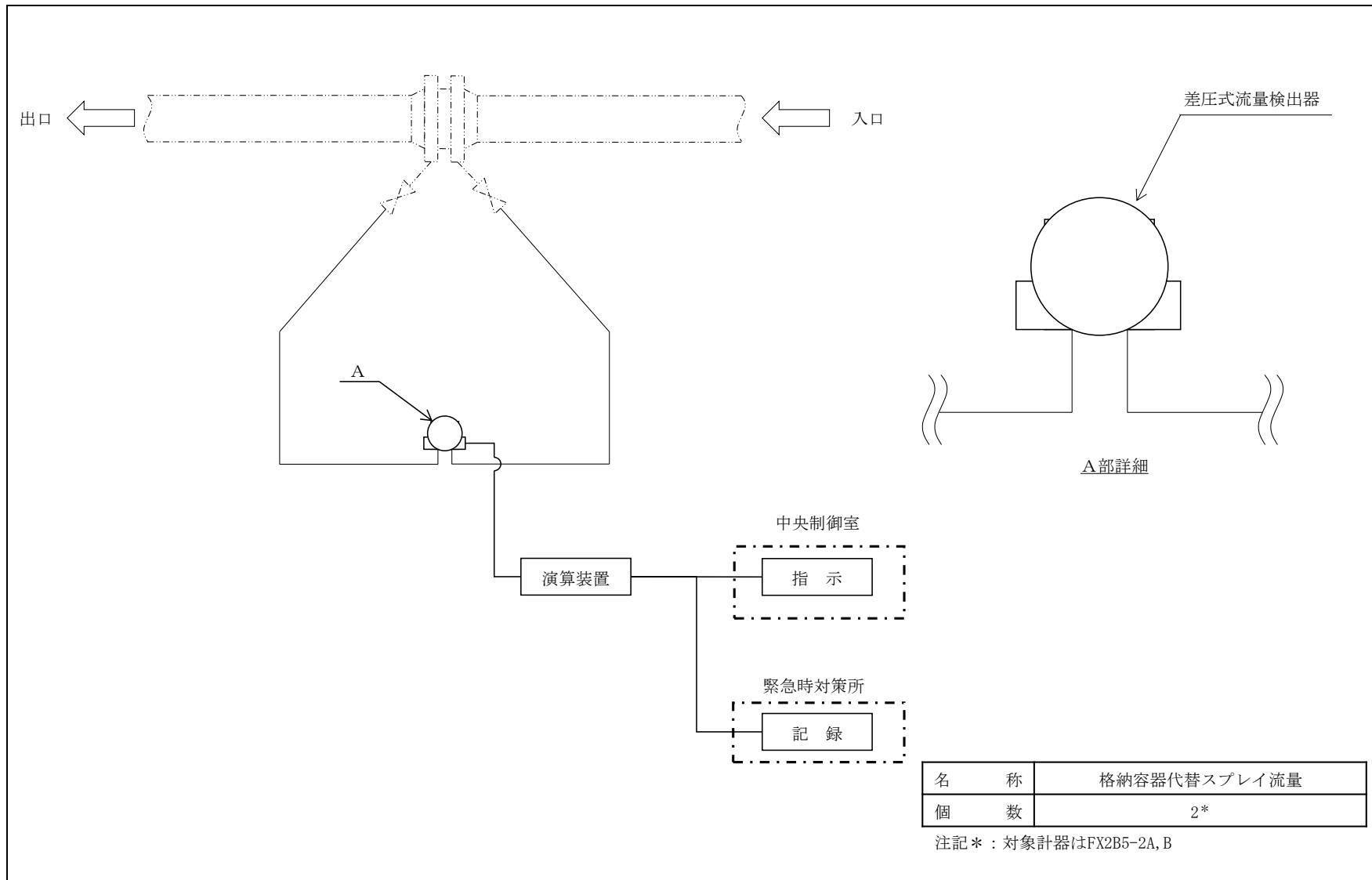


図 3-68 検出器の構造図 (格納容器代替スプレイ流量)

(2) ペDESTAL代替注水流量

ペDESTAL代替注水流量は、重大事故等対処設備の機能を有しており、ペDESTAL代替注水流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を演算装置を經由して中央制御室の指示部にて流量信号へ変換する処理を行った後、ペDESTAL代替注水流量を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）にて記録及び保存する。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 3-69「ペDESTAL代替注水流量の概略構成図」及び図 3-70「検出器の構造図（ペDESTAL代替注水流量）」参照。）

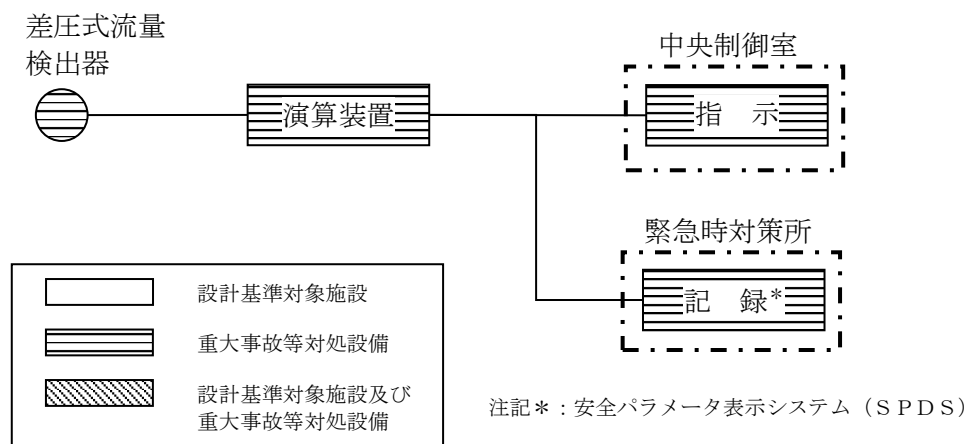


図 3-69 ペDESTAL代替注水流量の概略構成図

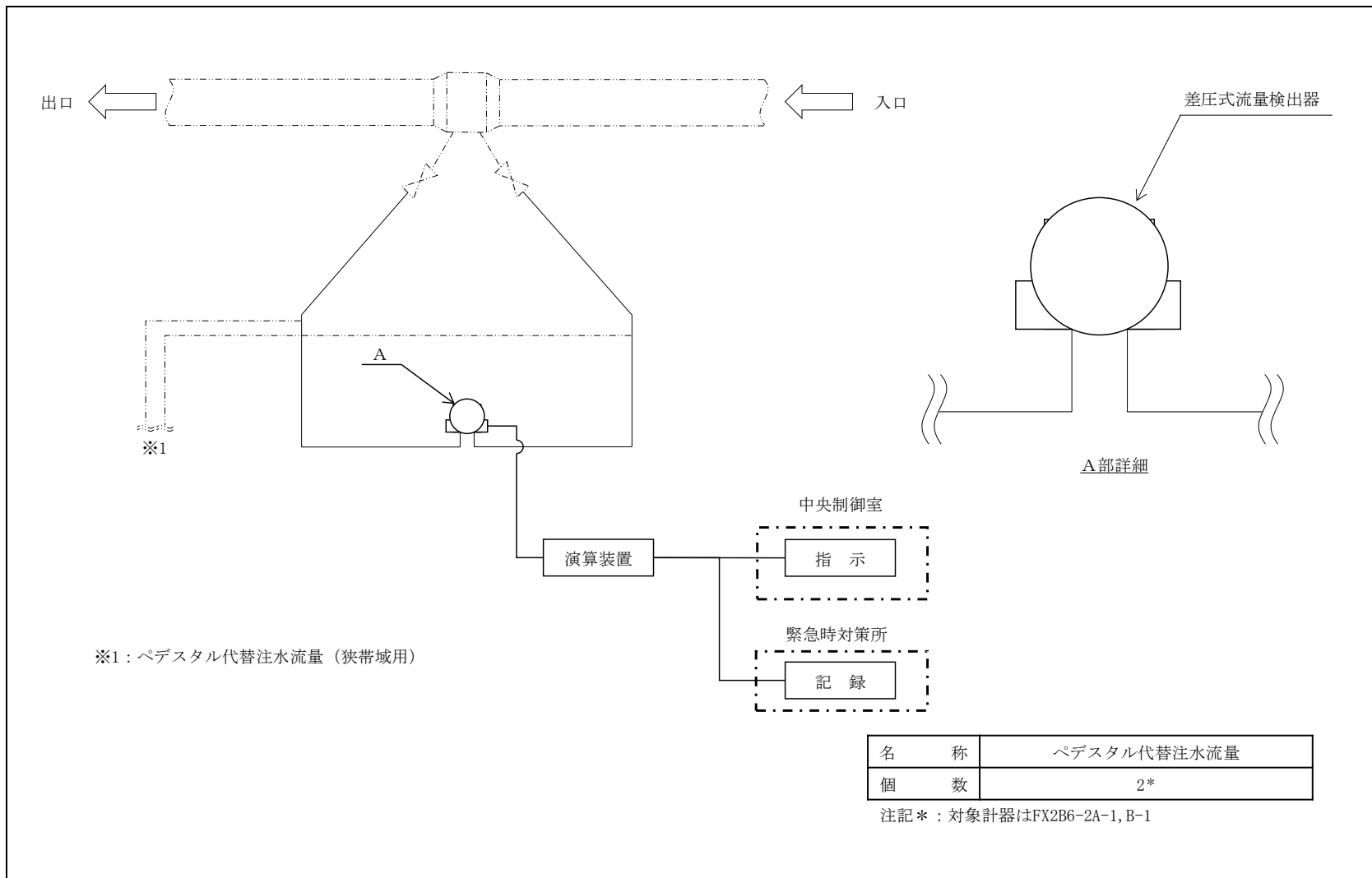


図 3-70 検出器の構造図（ペDESTAL代替注水流量）

(3) ペDESTAL代替注水流量（狭帯域用）

ペDESTAL代替注水流量（狭帯域用）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、ペDESTAL代替注水流量（狭帯域用）の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を演算装置を経由して中央制御室の指示部にて流量信号へ変換する処理を行った後、ペDESTAL代替注水流量（狭帯域用）を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）にて記録及び保存する。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 3-71「ペDESTAL代替注水流量（狭帯域用）の概略構成図」及び図 3-72「検出器の構造図（ペDESTAL代替注水流量（狭帯域用）」参照。）

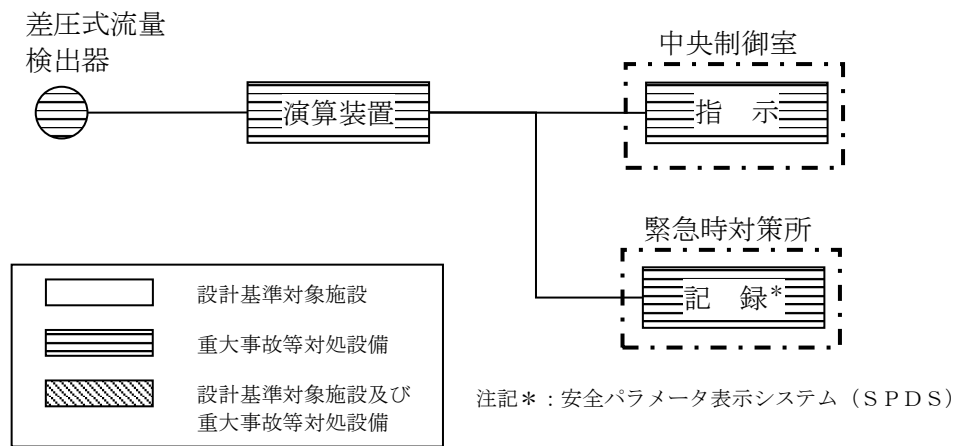


図 3-71 ペDESTAL代替注水流量（狭帯域用）の概略構成図

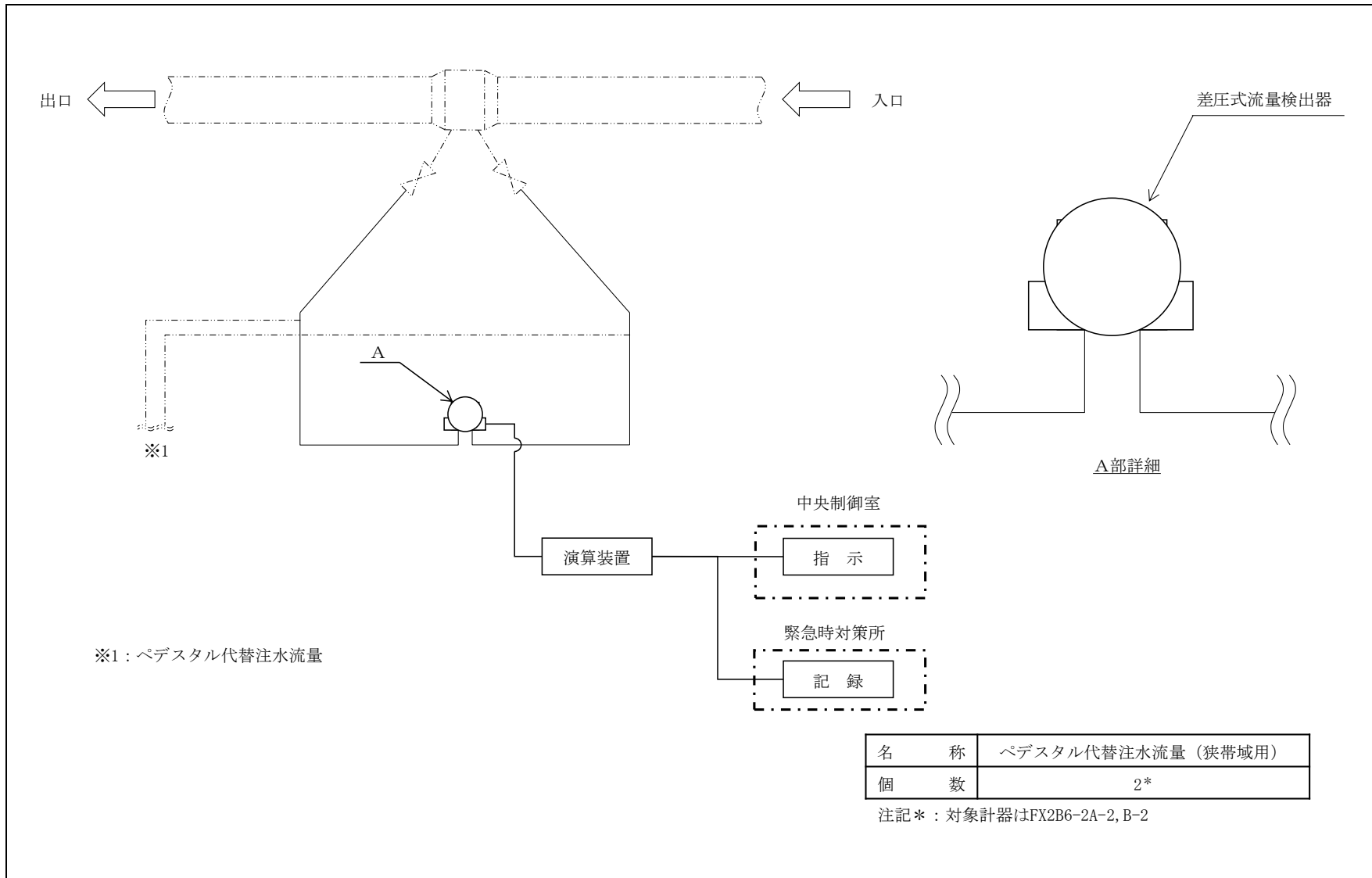


図 3-72 検出器の構造図 (ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用))

(4) 残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量

残留熱代替除去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、残留熱代替除去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流信号を演算装置を経由して中央制御室の指示部にて流量信号へ変換する処理を行った後、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）にて記録及び保存する。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 3-73「残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の概略構成図」及び図 3-74「検出器の構造図（残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量）」参照。）

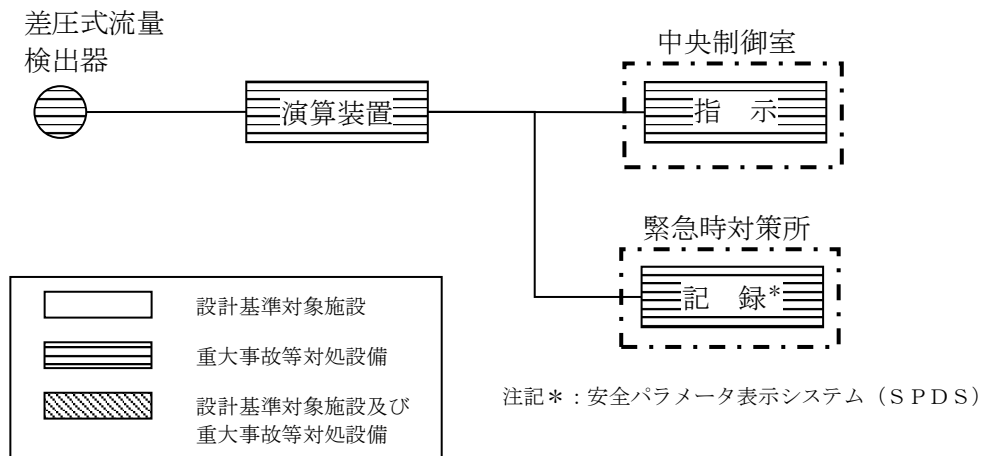


図 3-73 残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の概略構成図

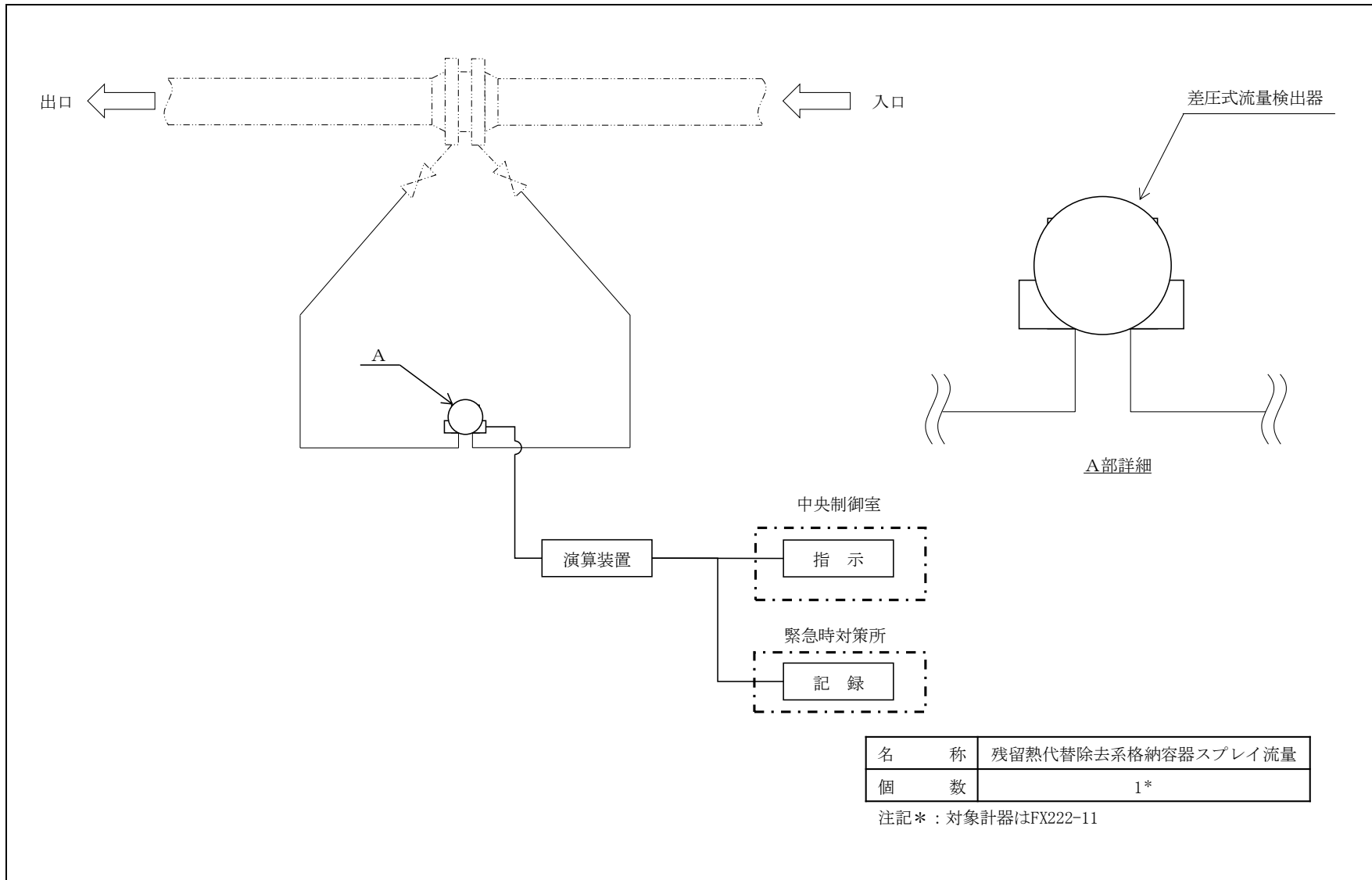


図 3-74 検出器の構造図 (残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量)

(5) 残留熱除去ポンプ出口流量

「3.1.2 原子炉压力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の圧力，温度又は流量（代替注水の流量を含む。）を計測する装置」の(5)に同じ。

(6) 代替注水流量（常設）

「3.1.2 原子炉压力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の圧力，温度又は流量（代替注水の流量を含む。）を計測する装置」の(10)に同じ。

3.1.7 原子炉格納容器本体の水位を計測する装置

(1) ドライウェル水位

ドライウェル水位は、重大事故等対処設備の機能を有しており、ドライウェル水位の検出信号は、電極式水位検出器からの水位状態（ON-OFF 信号）を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）にて記録及び保存する。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 3-75「ドライウェル水位の概略構成図」及び図 3-76「検出器の構造図（ドライウェル水位）」参照。）

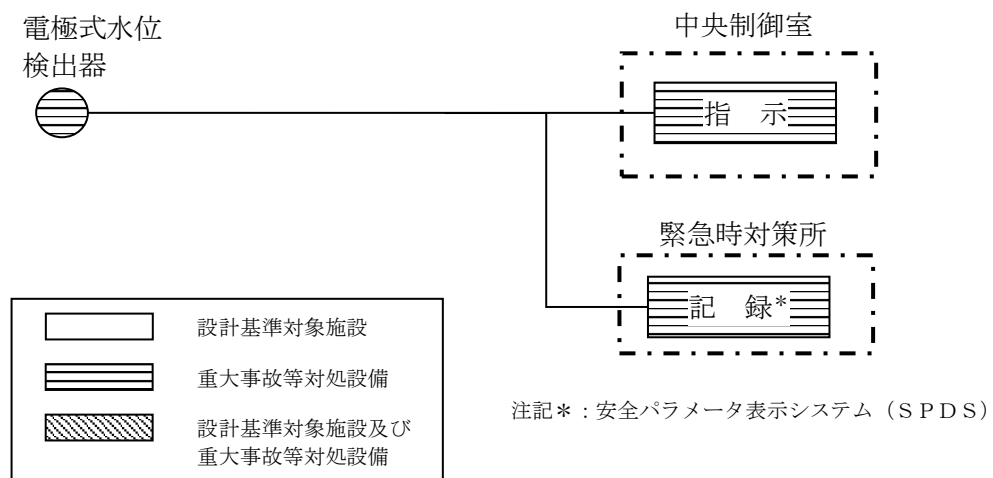


図 3-75 ドライウェル水位の概略構成図

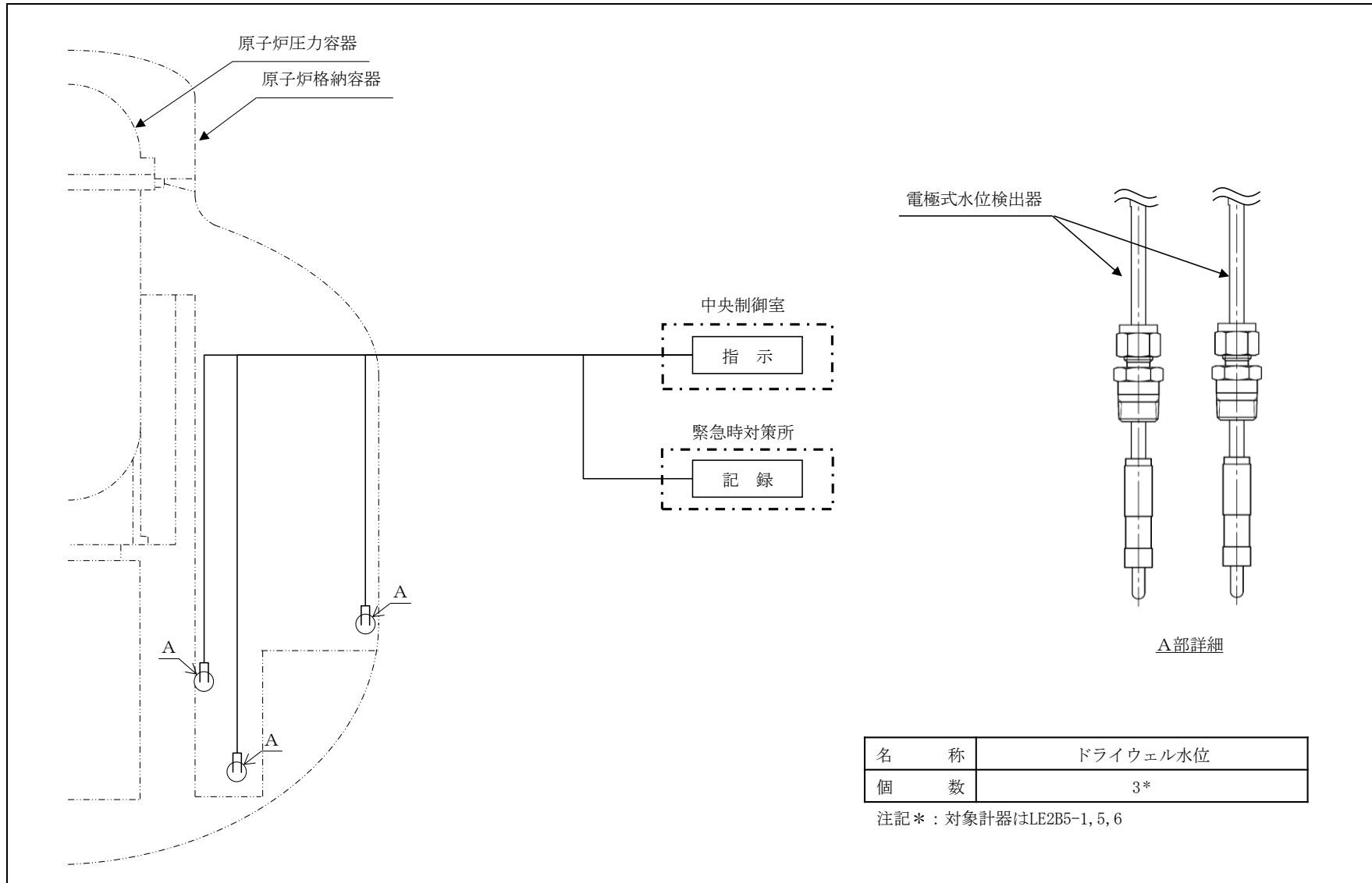


図 3-76 検出器の構造図 (ドライウェル水位)

(2) サプレッションプール水位 (SA)

サプレッションプール水位 (SA) 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 (SA) の検出信号は、差圧式水位検出器からの電流信号を中央制御室の指示部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 (SA) を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム (SPDS) にて記録及び保存する。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 3-77「サプレッションプール水位 (SA) の概略構成図」及び図 3-78「検出器の構造図 (サプレッションプール水位 (SA))」参照。)

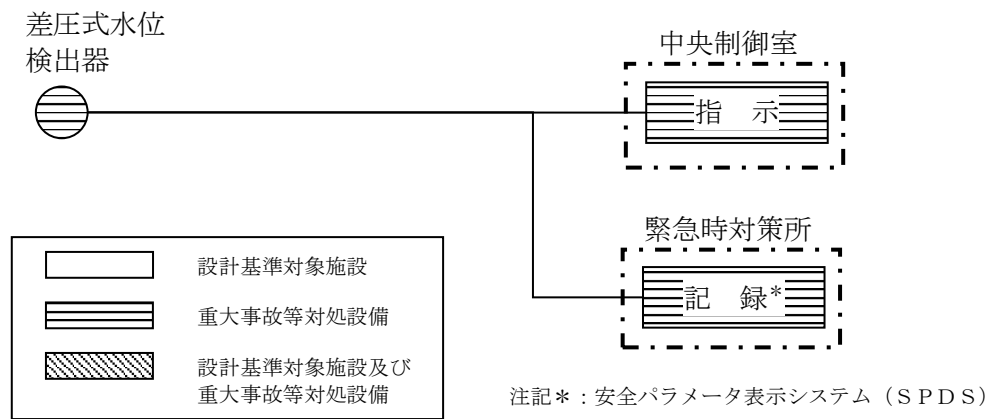


図 3-77 サプレッションプール水位 (SA) の概略構成図

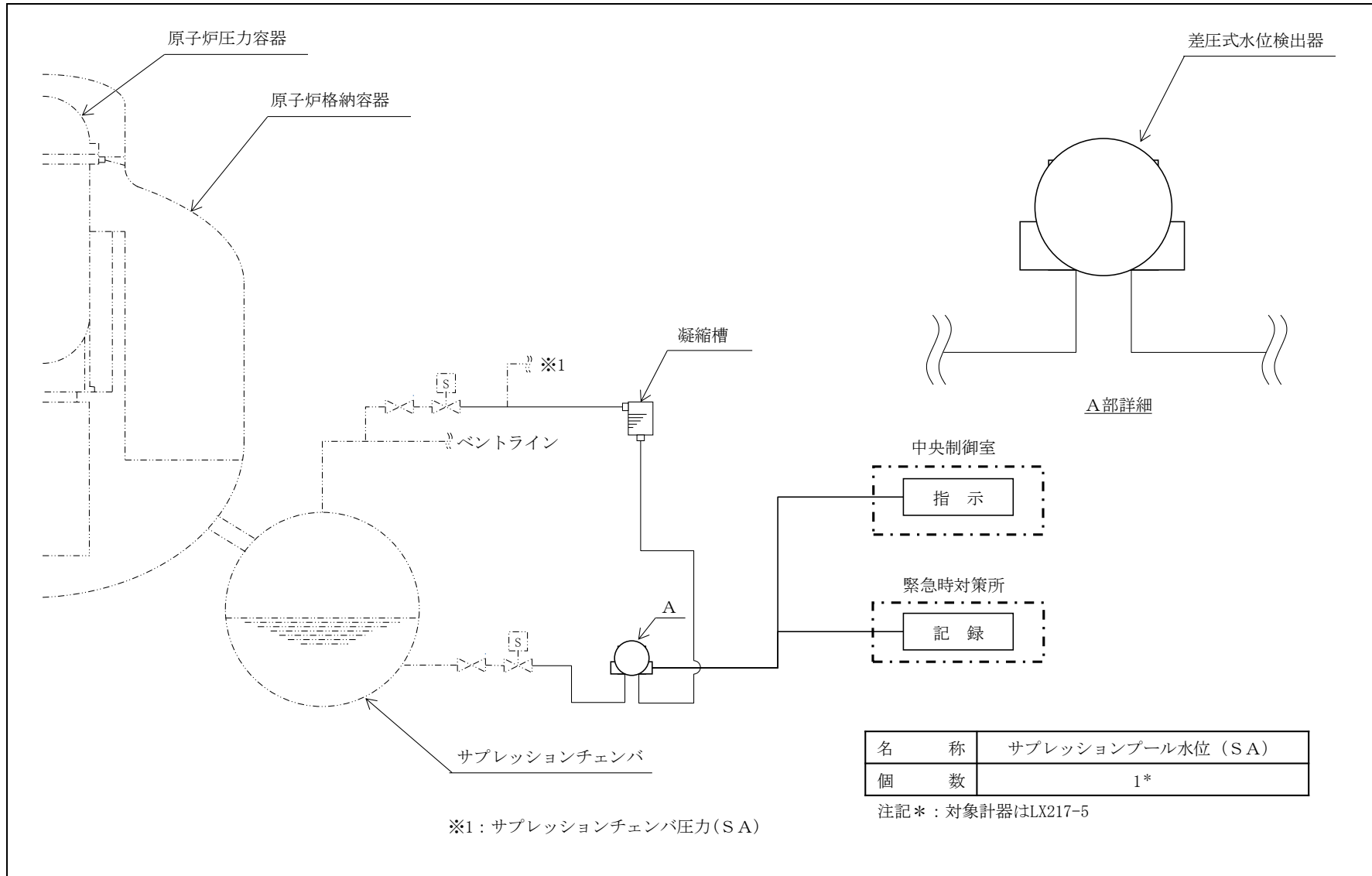


図 3-78 検出器の構造図 (サプレッションプール水位 (SA))

(3) ペDESTAL水位

ペDESTAL水位は、重大事故等対処設備の機能を有しており、ペDESTAL水位の検出信号は、電極式水位検出器からの水位状態（ON-OFF 信号）を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）にて記録及び保存する。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 3-79「ペDESTAL水位の概略構成図」及び図 3-80「検出器の構造図（ペDESTAL水位）」参照。）

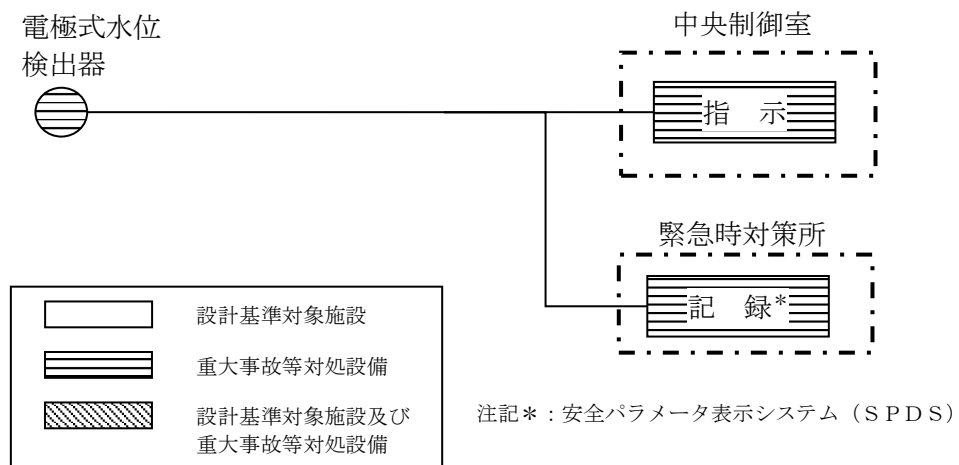
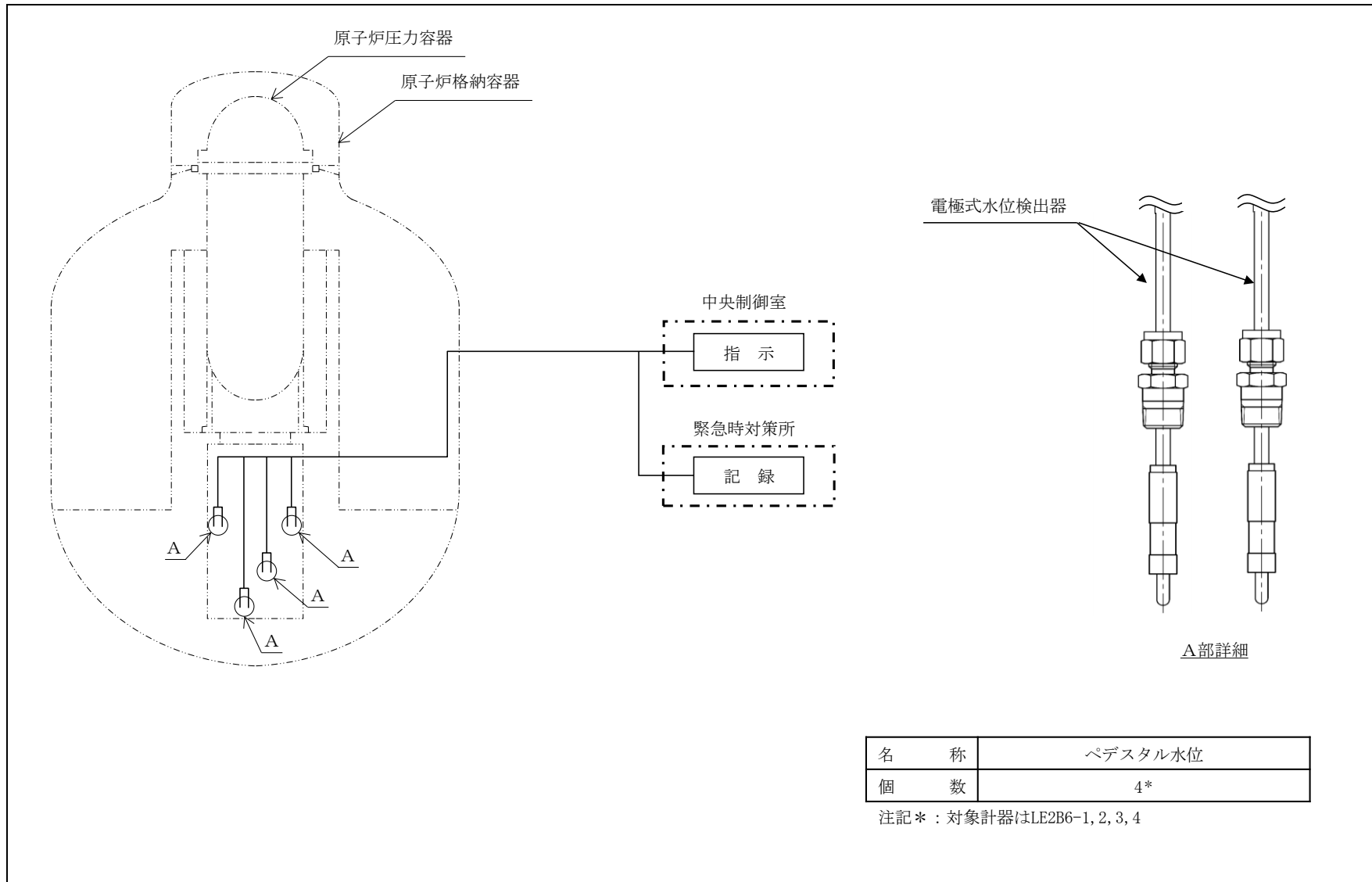


図 3-79 ペDESTAL水位の概略構成図



名 称	ペDESTAL水位
個 数	4*

注記* : 対象計器はLE2B6-1, 2, 3, 4

図 3-80 検出器の構造図 (ペDESTAL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) 原子炉建物水素濃度

原子炉建物水素濃度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉建物水素濃度の検出信号は、触媒式水素検出器又は熱伝導式水素検出器からの電流信号を演算装置を経由又は直接中央制御室の指示部にて水素濃度信号へ変換する処理を行った後、原子炉建物水素濃度を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）にて記録及び保存する。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 3-81、図 3-82「原子炉建物水素濃度の概略構成図」及び図 3-83「検出器の構造図（原子炉建物水素濃度）」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ガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車から給電が可能である。電源供給についてVI-6「図面」のうち第 1-4-2 図「単線結線図（その 2）交流電源」に示す。

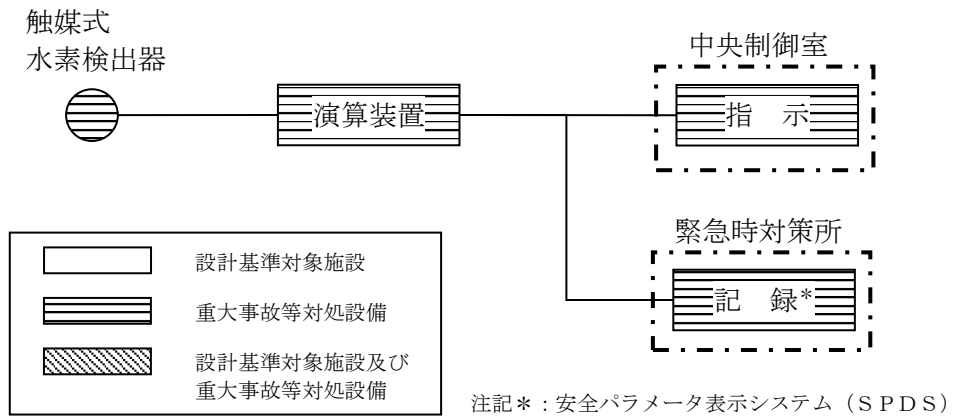


図 3-81 原子炉建物水素濃度の概略構成図

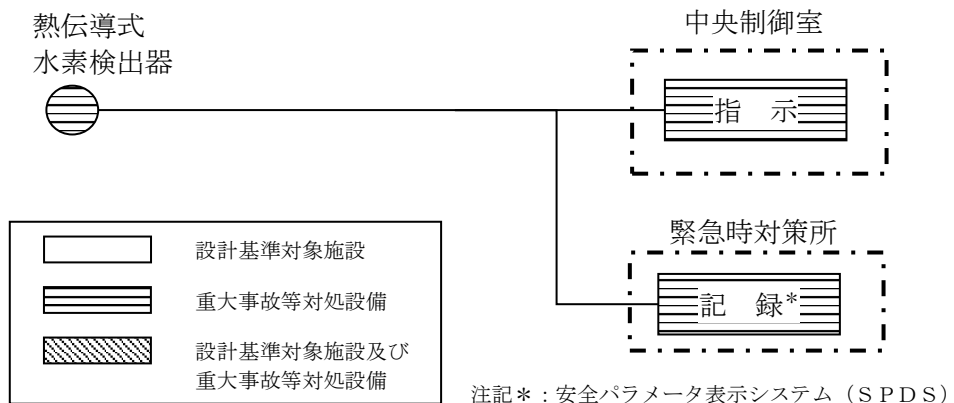


図 3-82 原子炉建物水素濃度の概略構成図

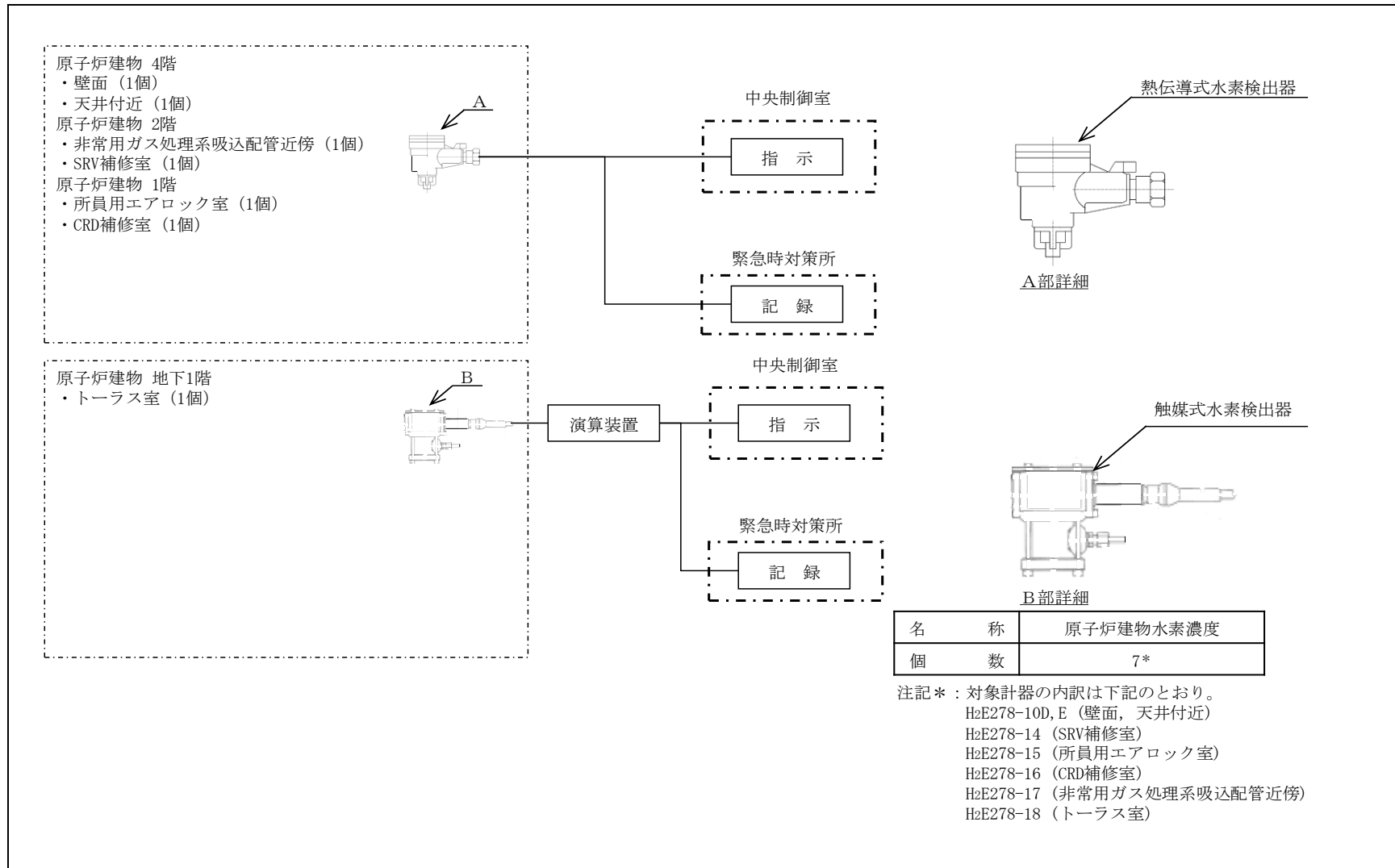


図 3-83 検出器の構造図 (原子炉建物水素濃度)

3.1.9 その他重大事故等対処設備の計測装置

(1) 原子炉压力容器温度 (S A)

原子炉压力容器温度 (S A) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉压力容器温度 (S A) の検出信号は、熱電対からの起電力を演算装置を経由して中央制御室の指示部にて温度信号へ変換する処理を行った後、原子炉压力容器温度 (S A) を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム (S P D S) 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 3-84 「原子炉压力容器温度 (S A) の概略構成図」、図 3-85 「検出器の構造図 (原子炉压力容器温度 (S A))」及び図 3-112 「検出器の取付箇所を明示した図面 (原子炉建物 EL15300)」参照。)

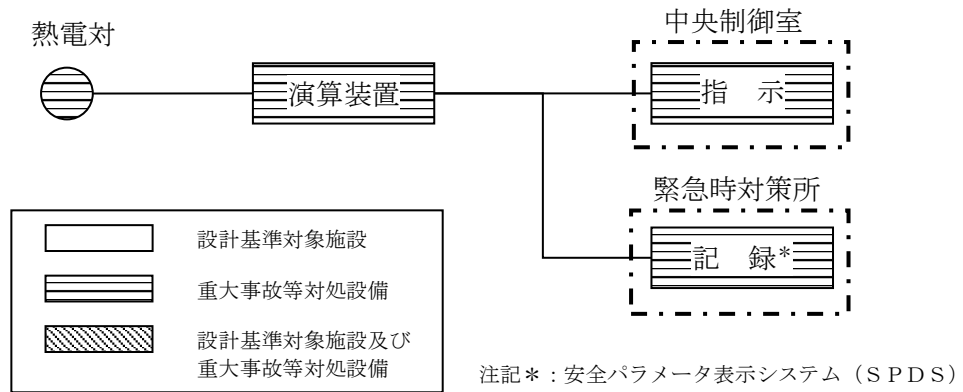


図 3-84 原子炉压力容器温度 (S A) の概略構成図

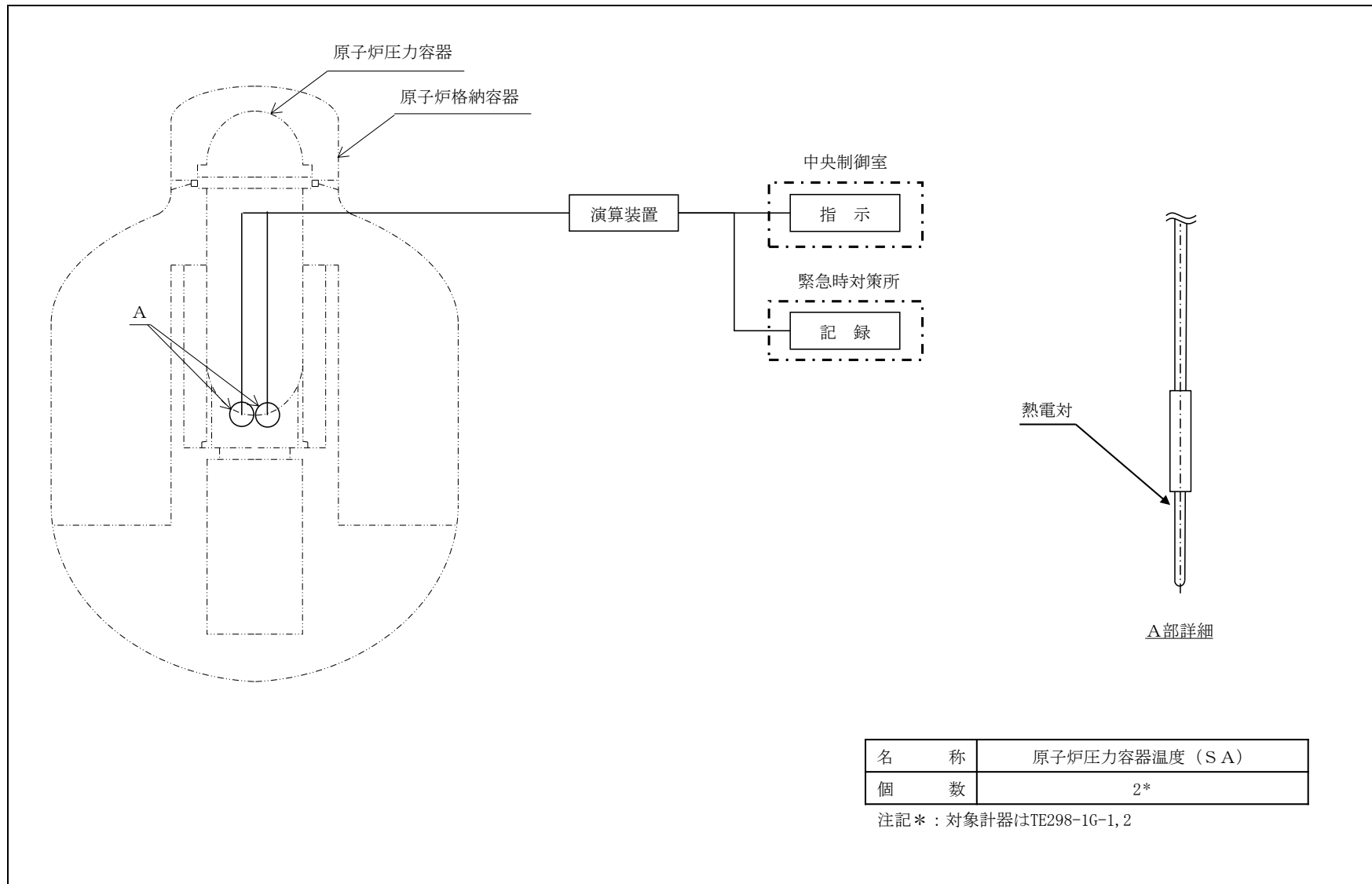


図 3-85 検出器の構造図 (原子炉压力容器温度 (S A))

(2) スクラバ容器水位

スクラバ容器水位は、重大事故等対処設備の機能を有しており、スクラバ容器水位の検出信号は、差圧式水位検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて水位信号へ変換する処理を行った後、スクラバ容器水位を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）にて記録及び保存する。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 3-86「スクラバ容器水位の概略構成図」、図 3-87「検出器の構造図（スクラバ容器水位）」及び図 3-115「検出器の取付箇所を明示した図面（第 1 ベントフィルタ格納槽 EL2700）」参照。）

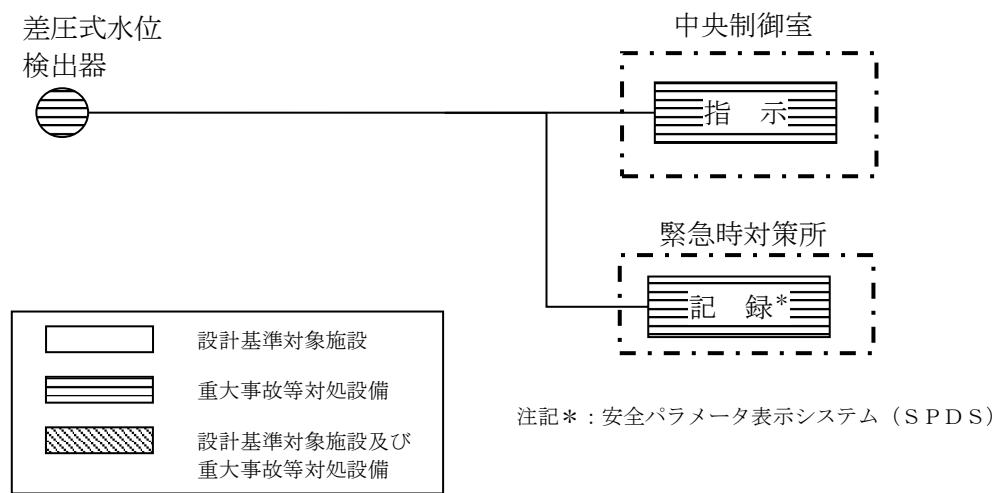


図 3-86 スクラバ容器水位の概略構成図

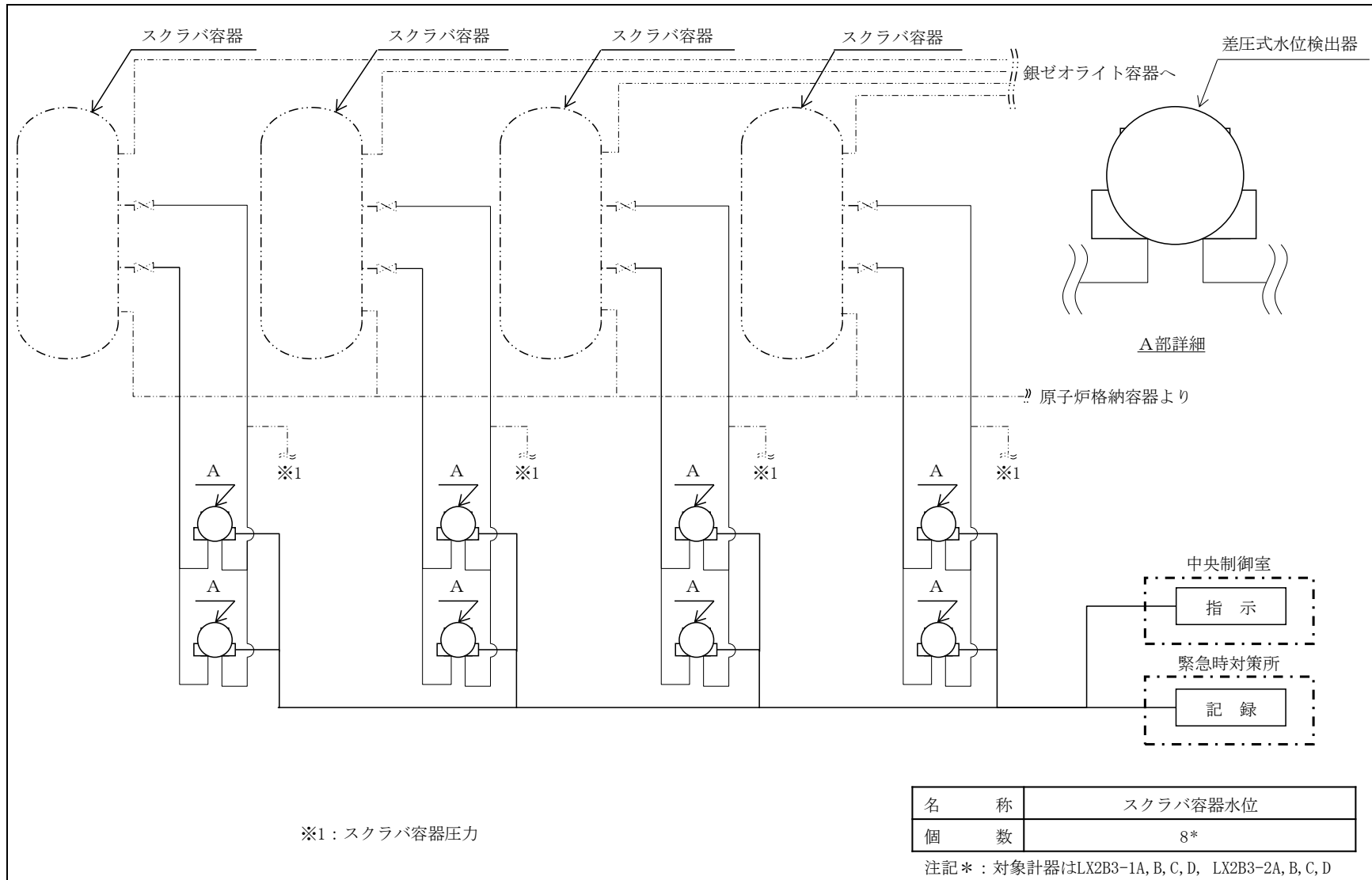


図 3-87 検出器の構造図 (スクラバ容器水位)

(3) スクラバ容器圧力

スクラバ容器圧力は、重大事故等対処設備の機能を有しており、スクラバ容器圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後、スクラバ容器圧力を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）にて記録及び保存する。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 3-88「スクラバ容器圧力の概略構成図」、図 3-89「検出器の構造図（スクラバ容器圧力）」及び図 3-115「検出器の取付箇所を明示した図面（第1ベントフィルタ格納槽 EL2700）」参照。）

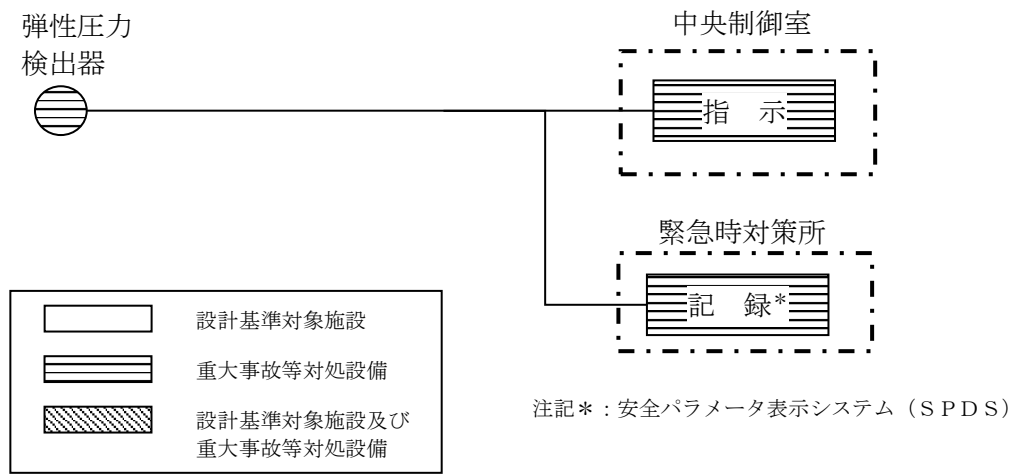


図 3-88 スクラバ容器圧力の概略構成図

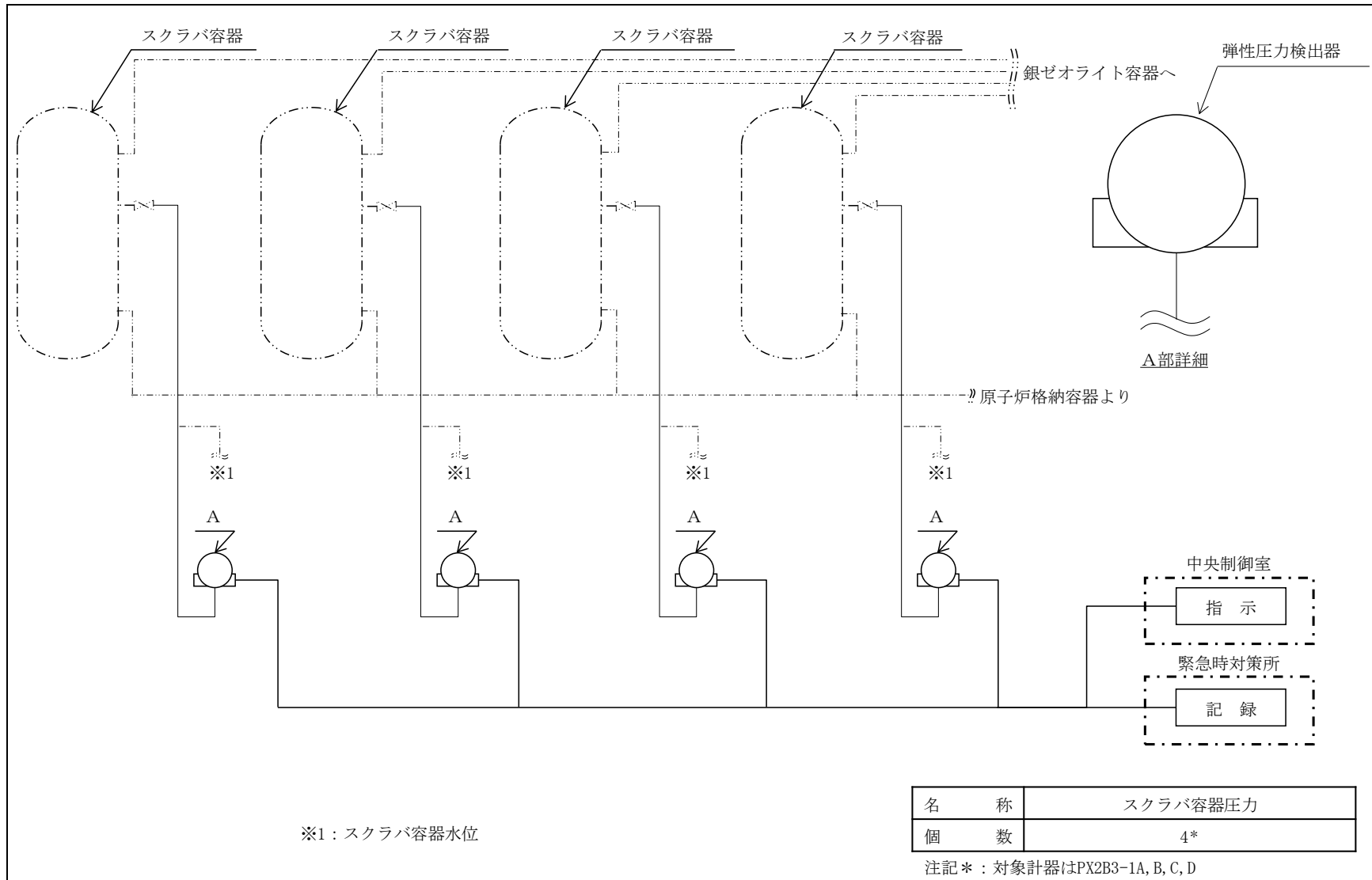


図 3-89 検出器の構造図 (スクラバ容器圧力)

(4) スクラバ容器温度

スクラバ容器温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、スクラバ容器温度の検出信号は、熱電対からの起電力を演算装置を経由して中央制御室の指示部にて温度信号へ変換する処理を行った後、スクラバ容器温度を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）にて記録及び保存する。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 3-90「スクラバ容器温度の概略構成図」、図 3-91「検出器の構造図（スクラバ容器温度）」及び図 3-115「検出器の取付箇所を明示した図面（第 1 ベントフィルタ格納槽 EL2700）」参照。）

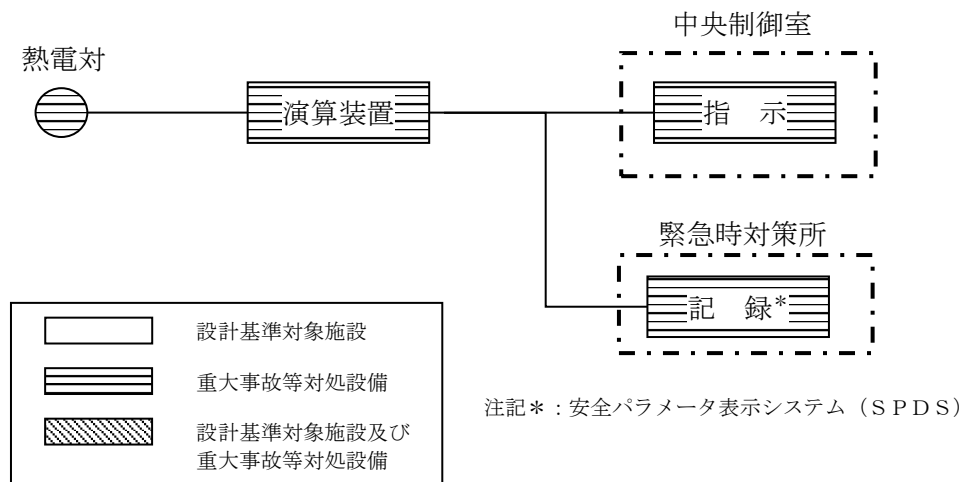


図 3-90 スクラバ容器温度の概略構成図

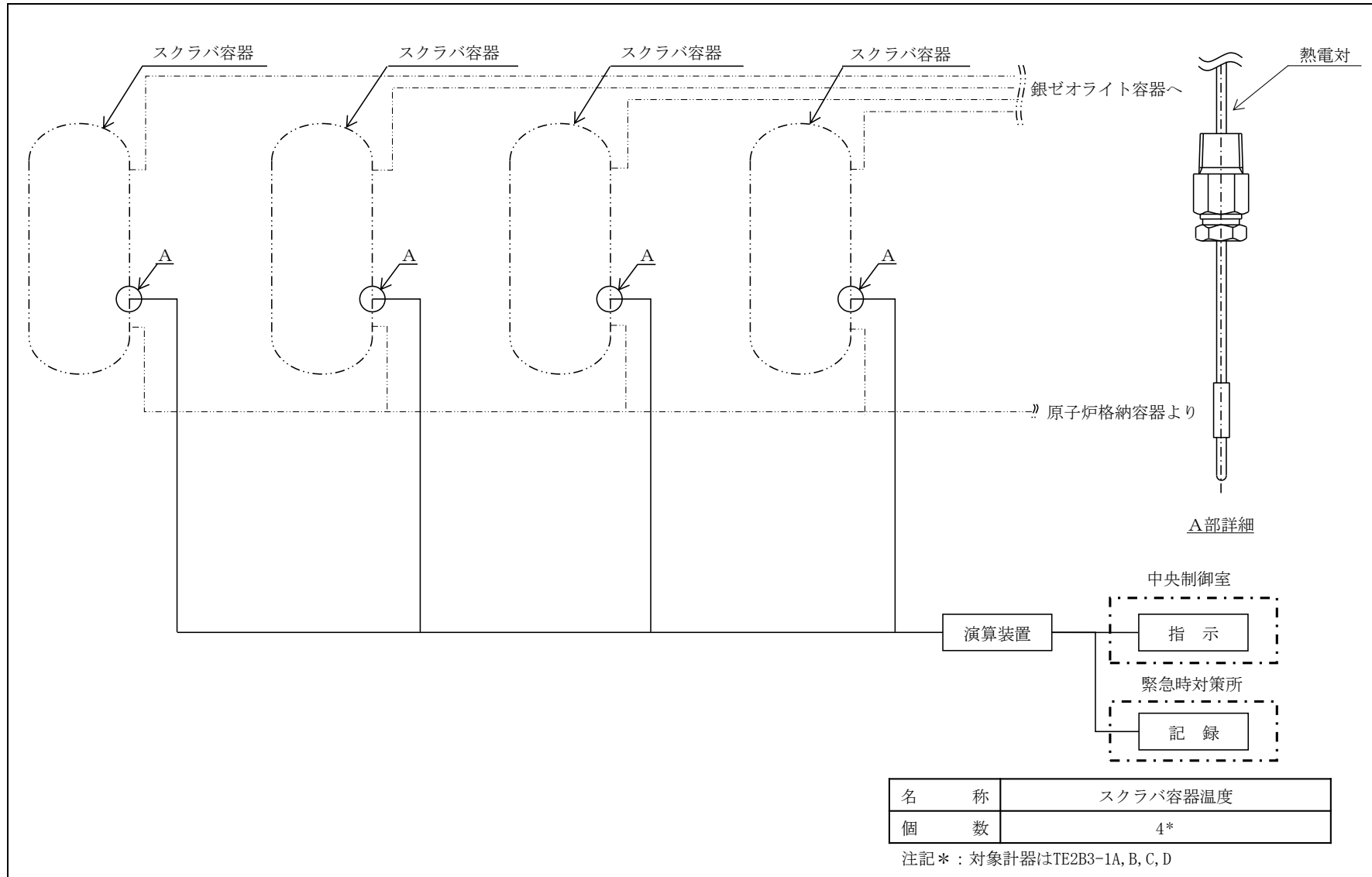


図 3-91 検出器の構造図 (スクラバ容器温度)

(5) 第1ベントフィルタ出口水素濃度

第1ベントフィルタ出口水素濃度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、第1ベントフィルタ出口水素濃度の検出信号は、熱伝導式水素検出器からの電流信号を前置増幅器で増幅し、演算装置を経由して中央制御室の指示部にて水素濃度信号へ変換する処理を行った後、第1ベントフィルタ出口水素濃度を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）にて記録及び保存する。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3-92「第1ベントフィルタ出口水素濃度の概略構成図」、図3-93「検出器の構造図（第1ベントフィルタ出口水素濃度）」及び図3-116「検出器の保管場所を明示した図面（屋外）」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ガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車から給電が可能である。電源供給についてVI-6「図面」のうち第1-4-2図「単線結線図（その2）交流電源」に示す。

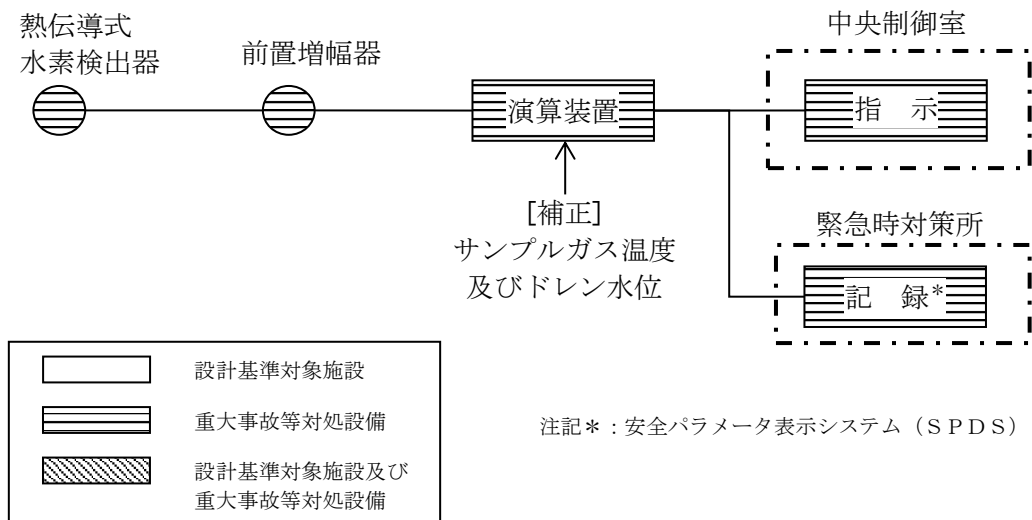


図3-92 第1ベントフィルタ出口水素濃度の概略構成図

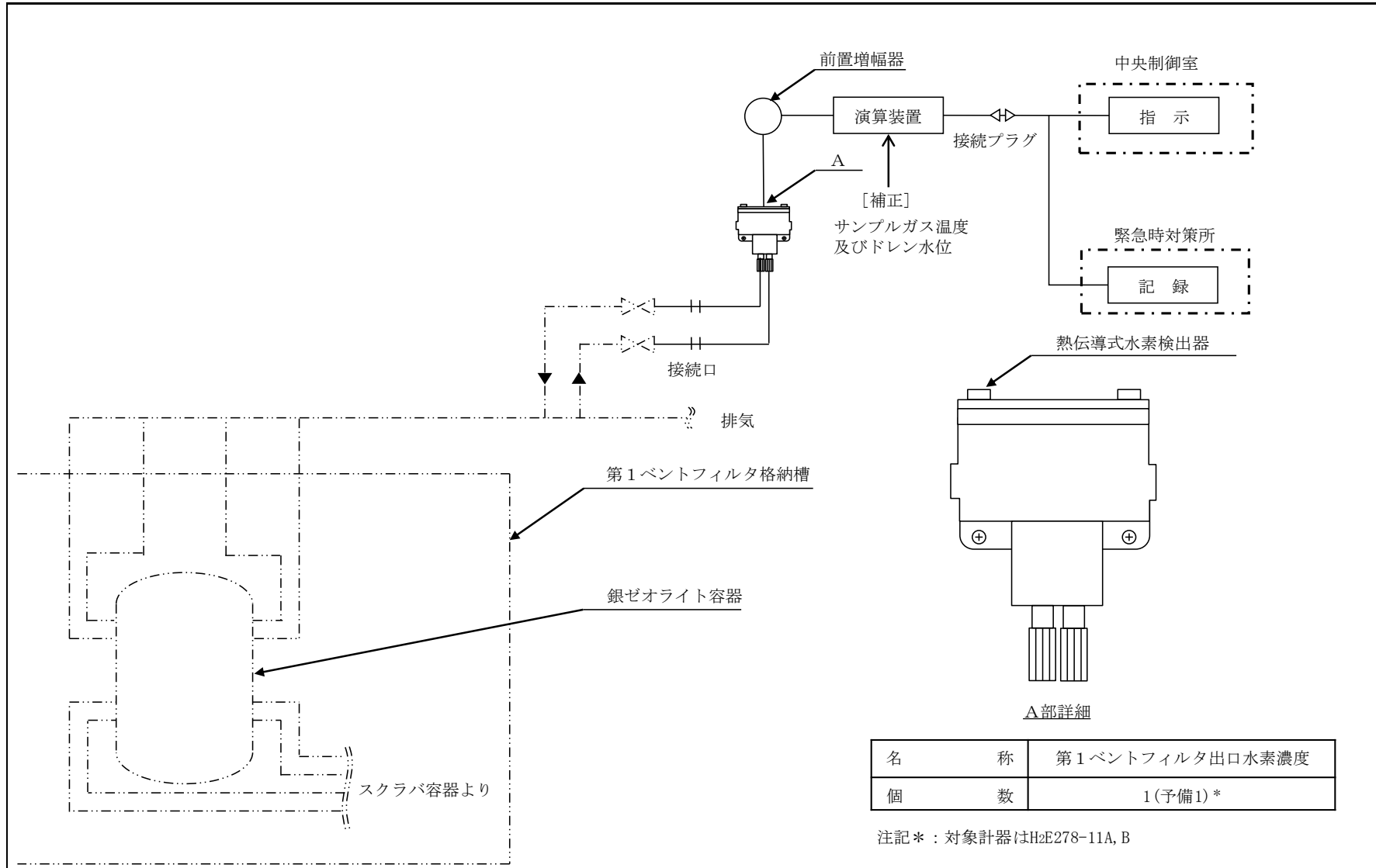


図 3-93 検出器の構造図 (第1ベントフィルタ出口水素濃度)

(6) 残留熱除去系熱交換器冷却水流量

残留熱除去系熱交換器冷却水流量は、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、残留熱除去系熱交換器冷却水流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を演算装置を経由して中央制御室の指示部にて流量信号へ変換する処理を行った後、残留熱除去系熱交換器冷却水流量を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）にて記録及び保存する。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 3-94「残留熱除去系熱交換器冷却水流量の概略構成図」、図 3-95「検出器の構造図（残留熱除去系熱交換器冷却水流量）」及び図 3-110「検出器の取付箇所を明示した図面（原子炉建物 EL1300）」参照。）

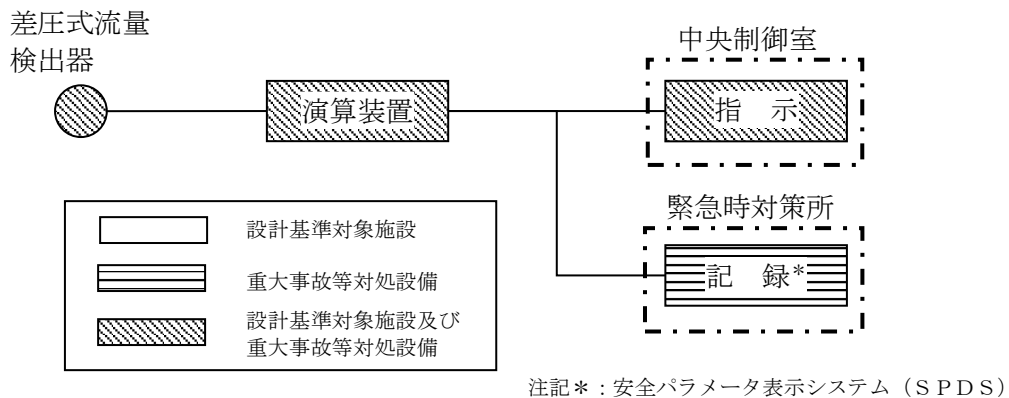


図 3-94 残留熱除去系熱交換器冷却水流量の概略構成図

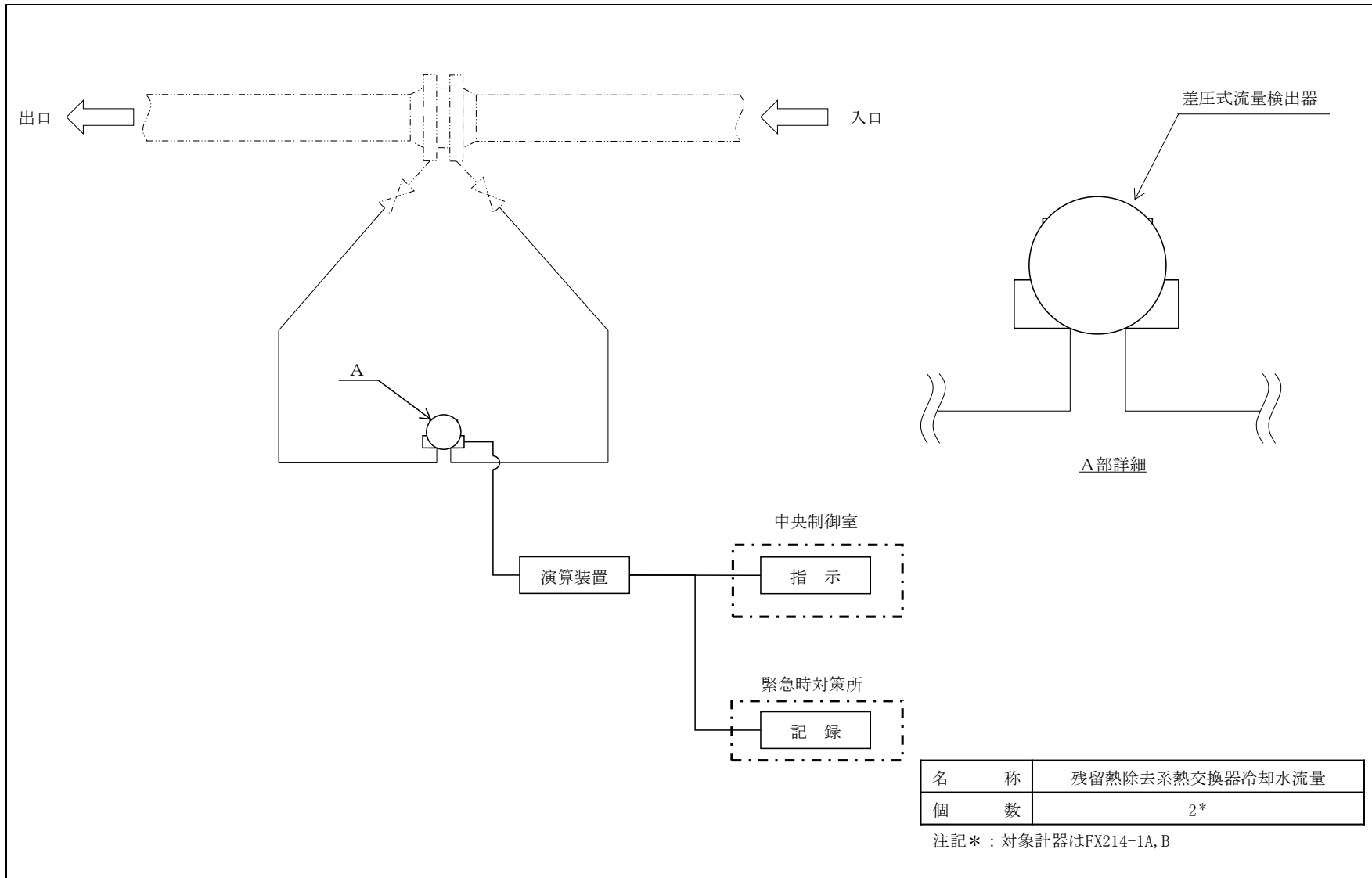


図 3-95 検出器の構造図 (残留熱除去系熱交換器冷却水流量)

(7) 低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力

低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力は、重大事故等対処設備の機能を有しており、低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後、低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）にて記録及び保存する。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 3-96「低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力の概略構成図」、図 3-97「検出器の構造図（低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力）」及び図 3-114「検出器の取付箇所を明示した図面（低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽 EL700）」参照。）

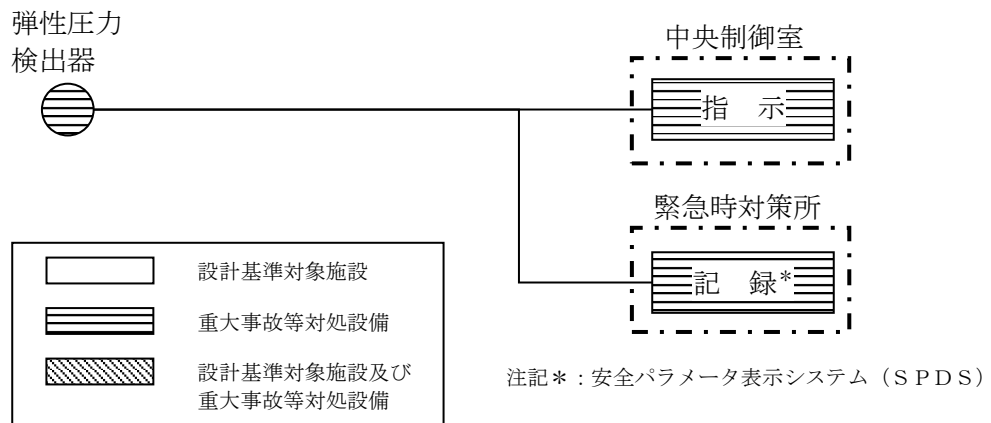


図 3-96 低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力の概略構成図

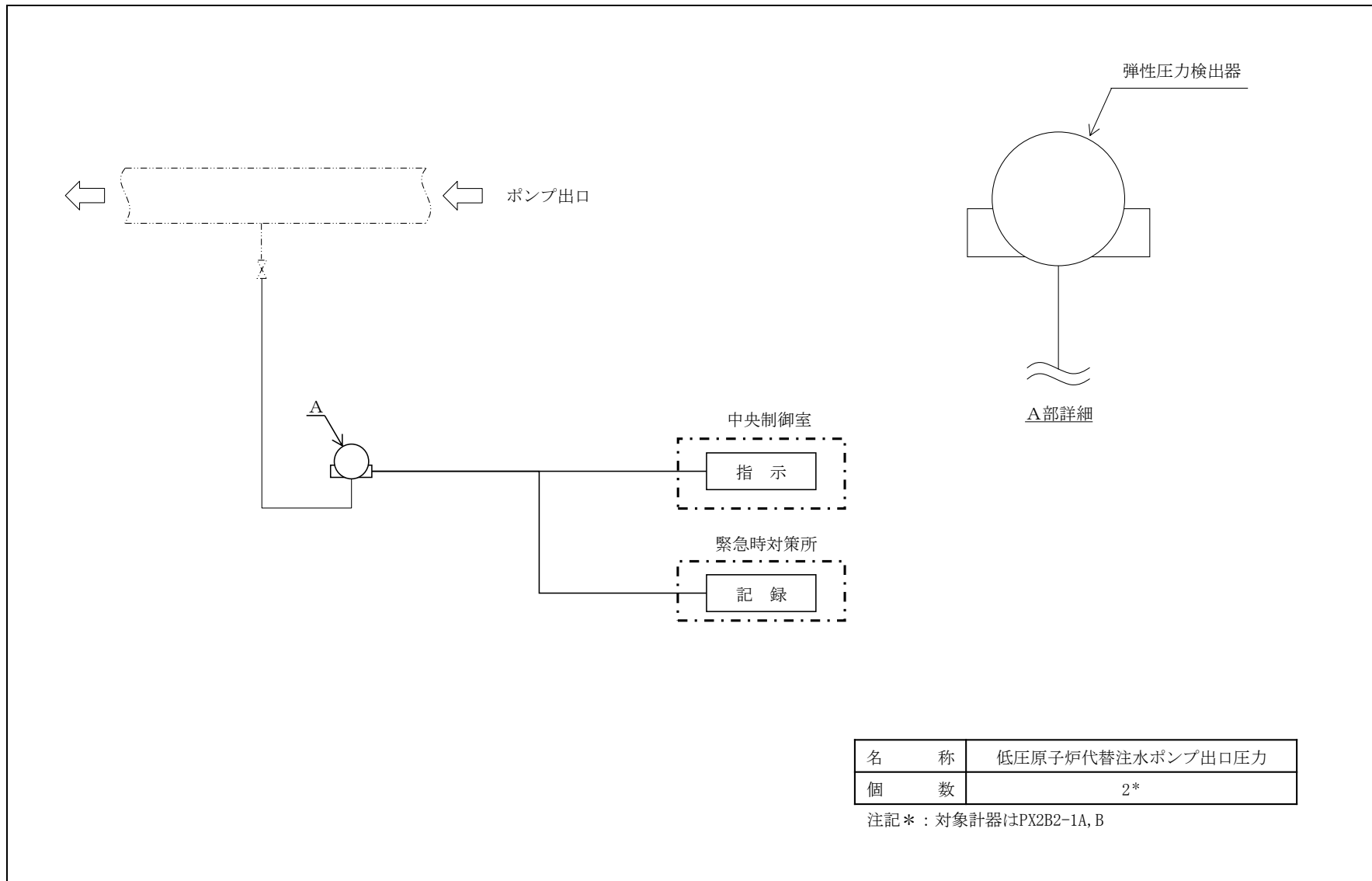


図 3-97 検出器の構造図 (低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力)

(8) 原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力

原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後、原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）にて記録及び保存する。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 3-98「原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力の概略構成図」、図 3-99「検出器の構造図（原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力）」及び図 3-110「検出器の取付箇所を明示した図面（原子炉建物 EL1300）」参照。）

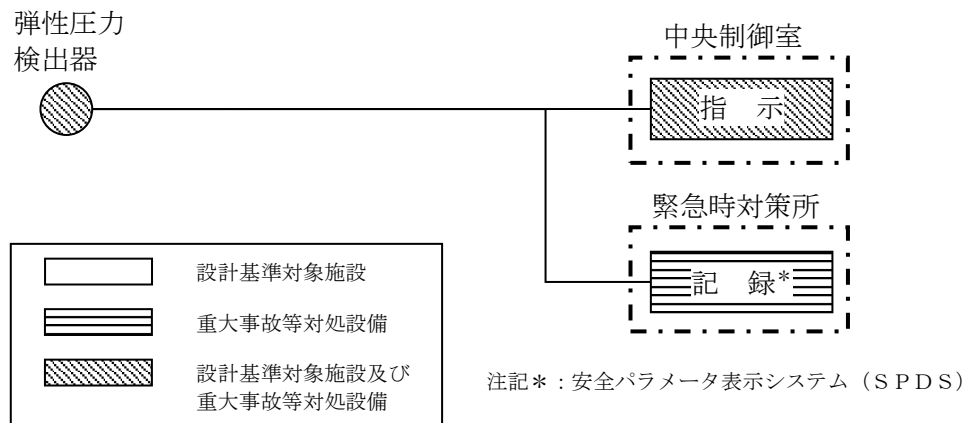


図 3-98 原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力の概略構成図

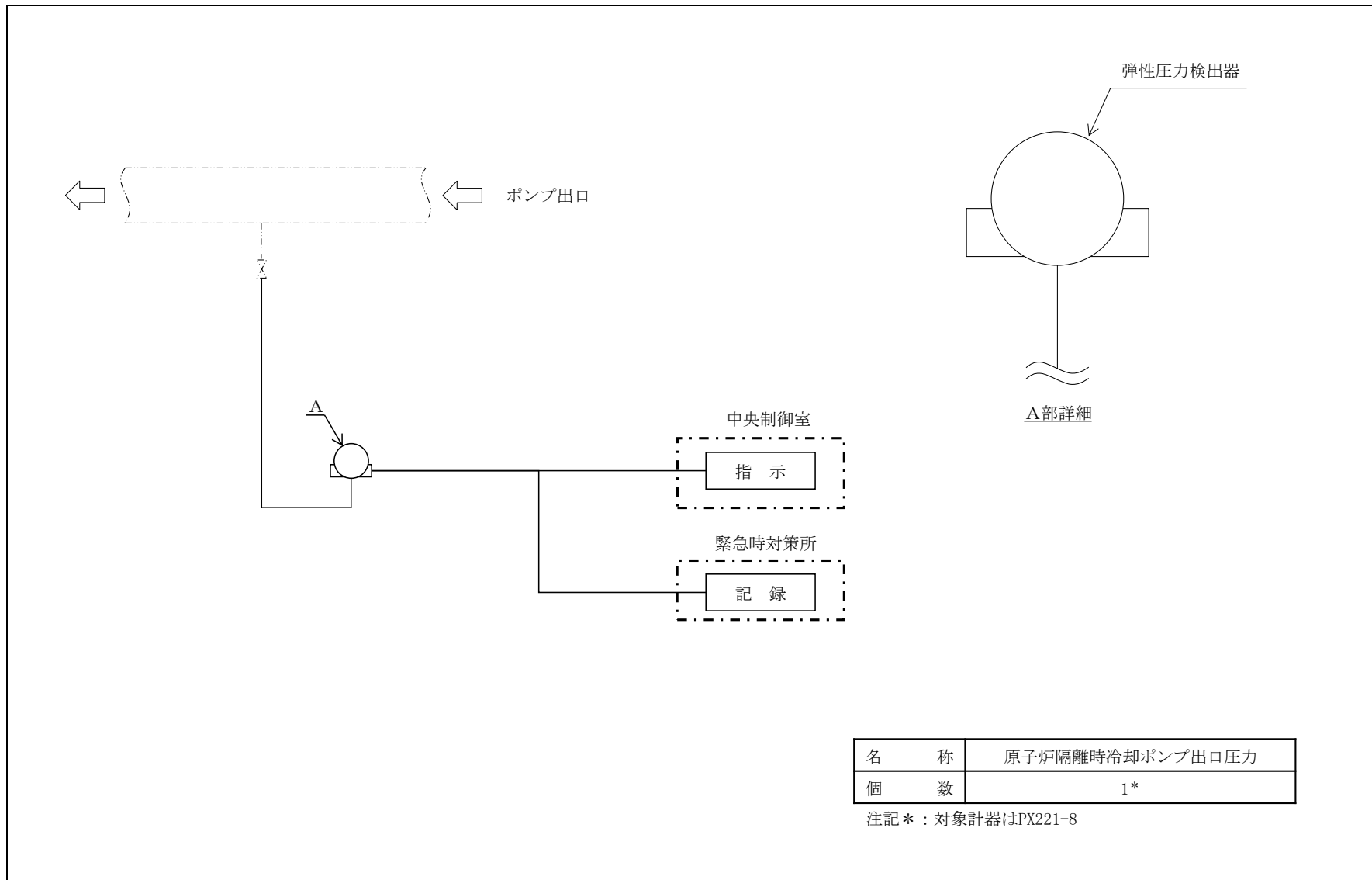


図 3-99 検出器の構造図 (原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力)

(9) 高圧炉心スプレィポンプ出口圧力

高圧炉心スプレィポンプ出口圧力は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、高圧炉心スプレィポンプ出口圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後、高圧炉心スプレィポンプ出口圧力を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）にて記録及び保存する。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 3-100「高圧炉心スプレィポンプ出口圧力の概略構成図」、図 3-101「検出器の構造図（高圧炉心スプレィポンプ出口圧力）」及び図 3-111「検出器の取付箇所を明示した図面（原子炉建物 EL8800）」参照。）

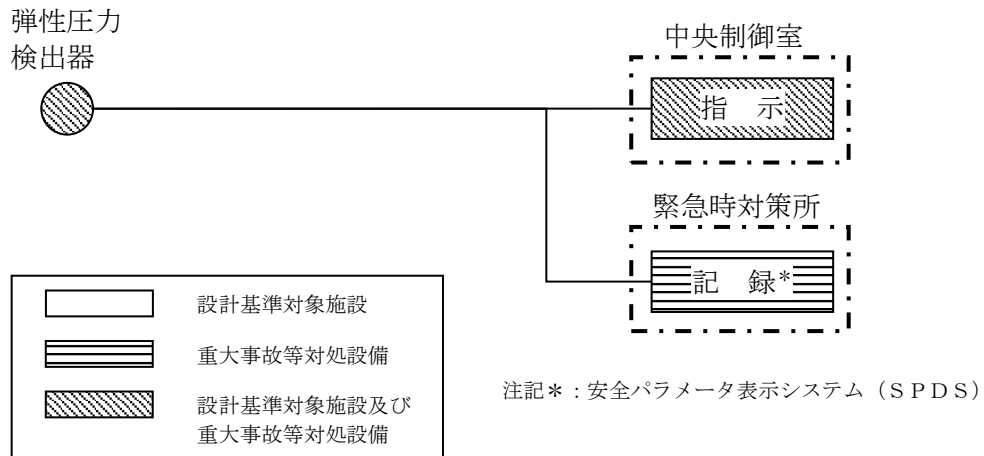


図 3-100 高圧炉心スプレィポンプ出口圧力の概略構成図

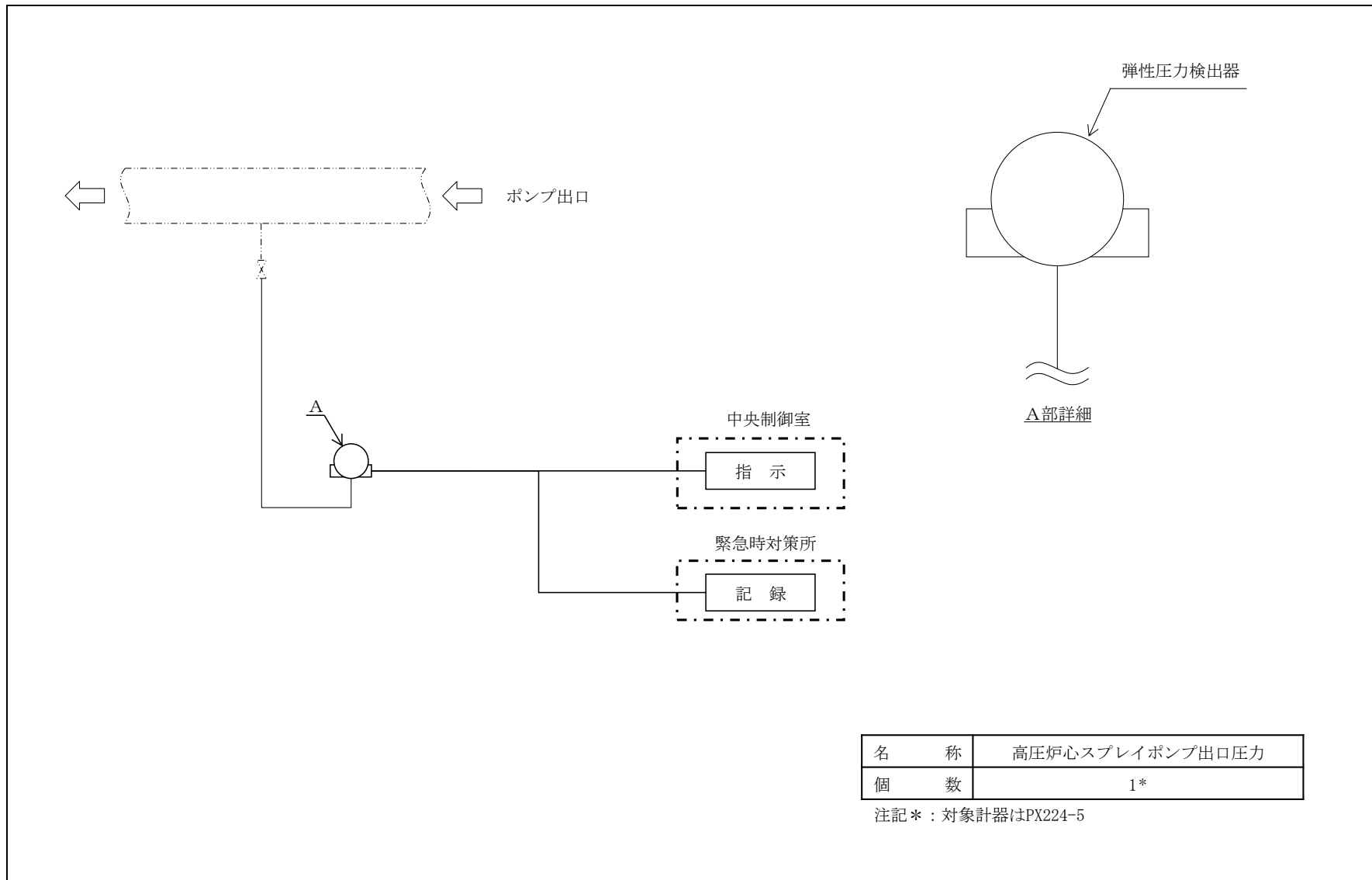


図 3-101 検出器の構造図 (高圧炉心スプレイポンプ出口圧力)

(10) 残留熱代替除去ポンプ出口圧力

残留熱代替除去ポンプ出口圧力は、重大事故等対処設備の機能を有しており、残留熱代替除去ポンプ出口圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後、残留熱代替除去ポンプ出口圧力を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）にて記録及び保存する。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 3-102「残留熱代替除去ポンプ出口圧力の概略構成図」、図 3-103「検出器の構造図（残留熱代替除去ポンプ出口圧力）」及び図 3-110「検出器の取付箇所を明示した図面（原子炉建物 EL1300）」参照。）

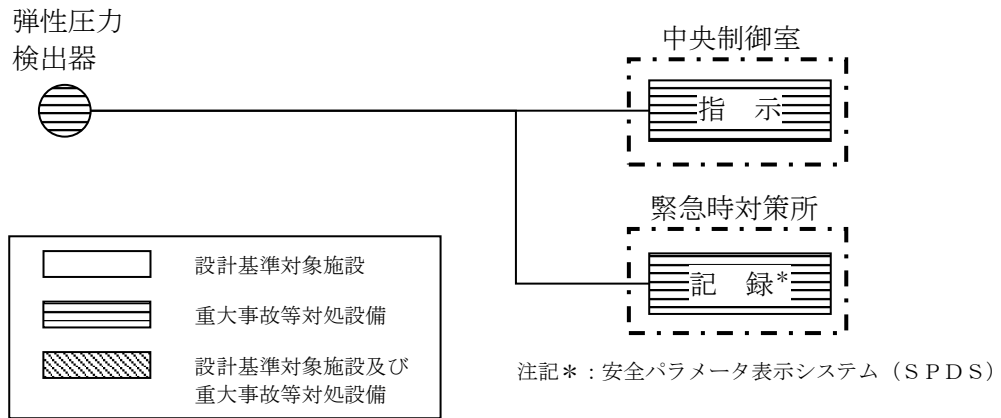


図 3-102 残留熱代替除去ポンプ出口圧力の概略構成図

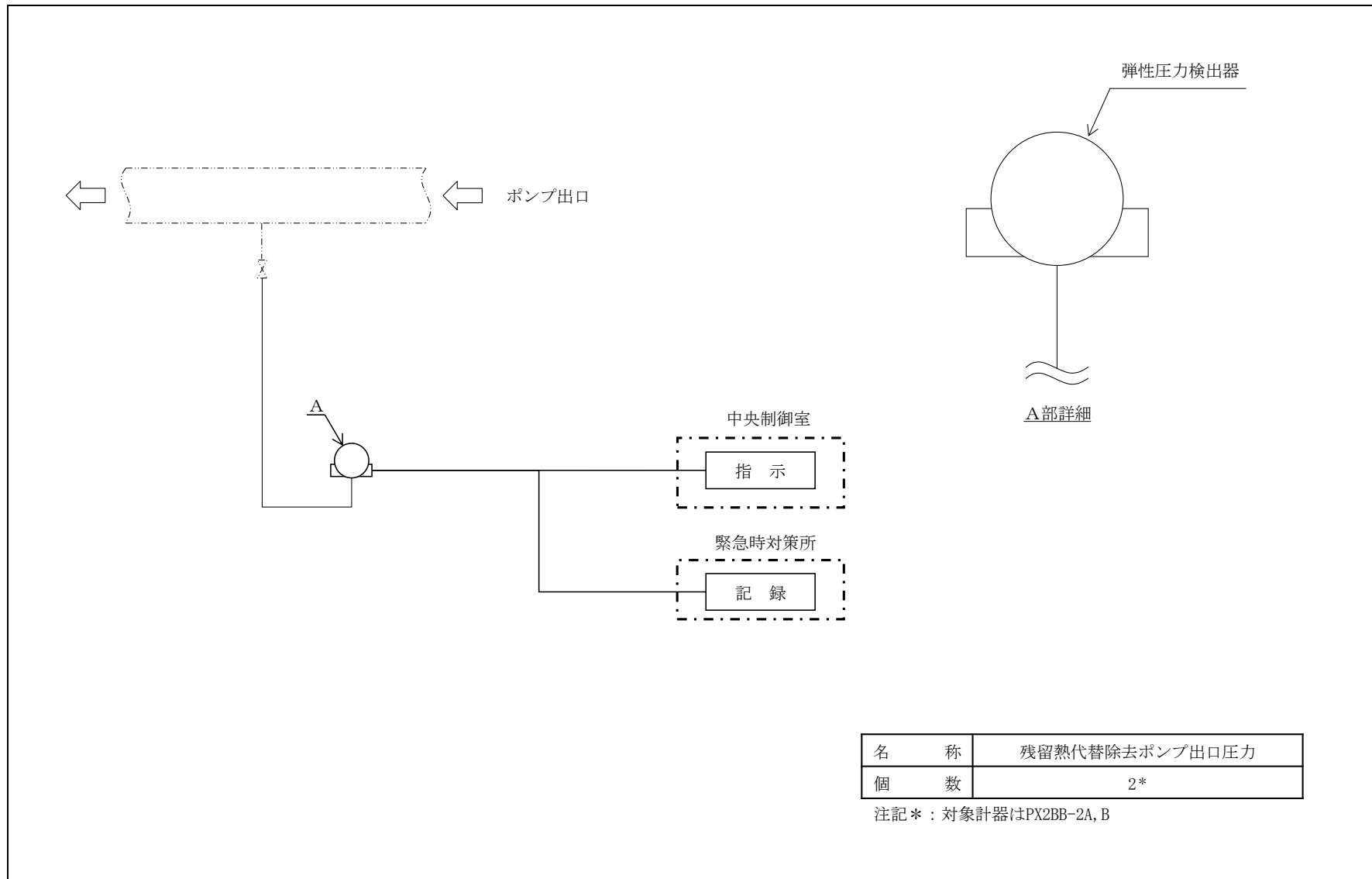


図 3-103 検出器の構造図 (残留熱代替除去ポンプ出口圧力)

(11) 静的触媒式水素処理装置入口温度

静的触媒式水素処理装置入口温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、静的触媒式水素処理装置入口温度の検出信号は、熱電対からの起電力を演算装置を經由して中央制御室の指示部にて温度信号へ変換する処理を行った後、静的触媒式水素処理装置入口温度を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）にて記録及び保存する。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 3-104 「静的触媒式水素処理装置入口温度の概略構成図」、図 3-105 「検出器の構造図（静的触媒式水素処理装置入口温度）」及び図 3-113 「検出器の取付箇所を明示した図面（原子炉建物 EL42800）」参照。）

直流電源が必要な場合、常設代替直流電源設備である SA 用 115V 系蓄電池又は可搬型直流電源設備である高圧発電機車及び SA 用 115V 系充電器から給電が可能である。電源供給について VI-6 「図面」のうち第 1-4-3 図「単線結線図（その 3）直流電源」に示す。

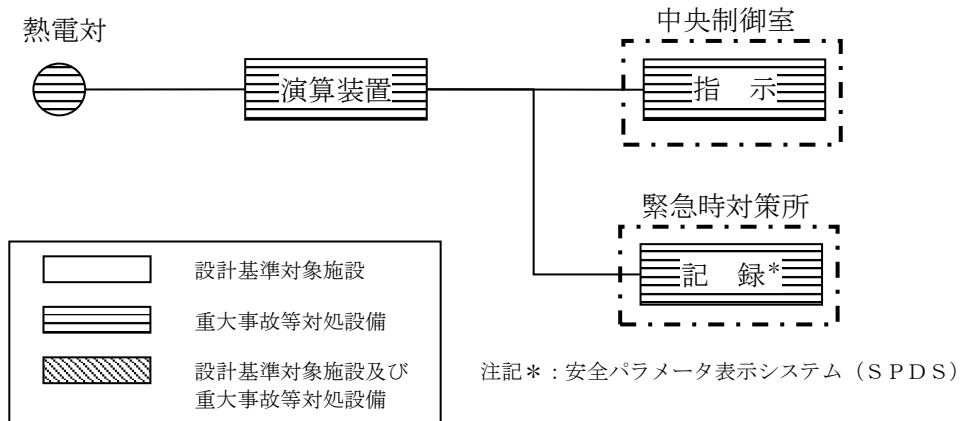


図 3-104 静的触媒式水素処理装置入口温度の概略構成図

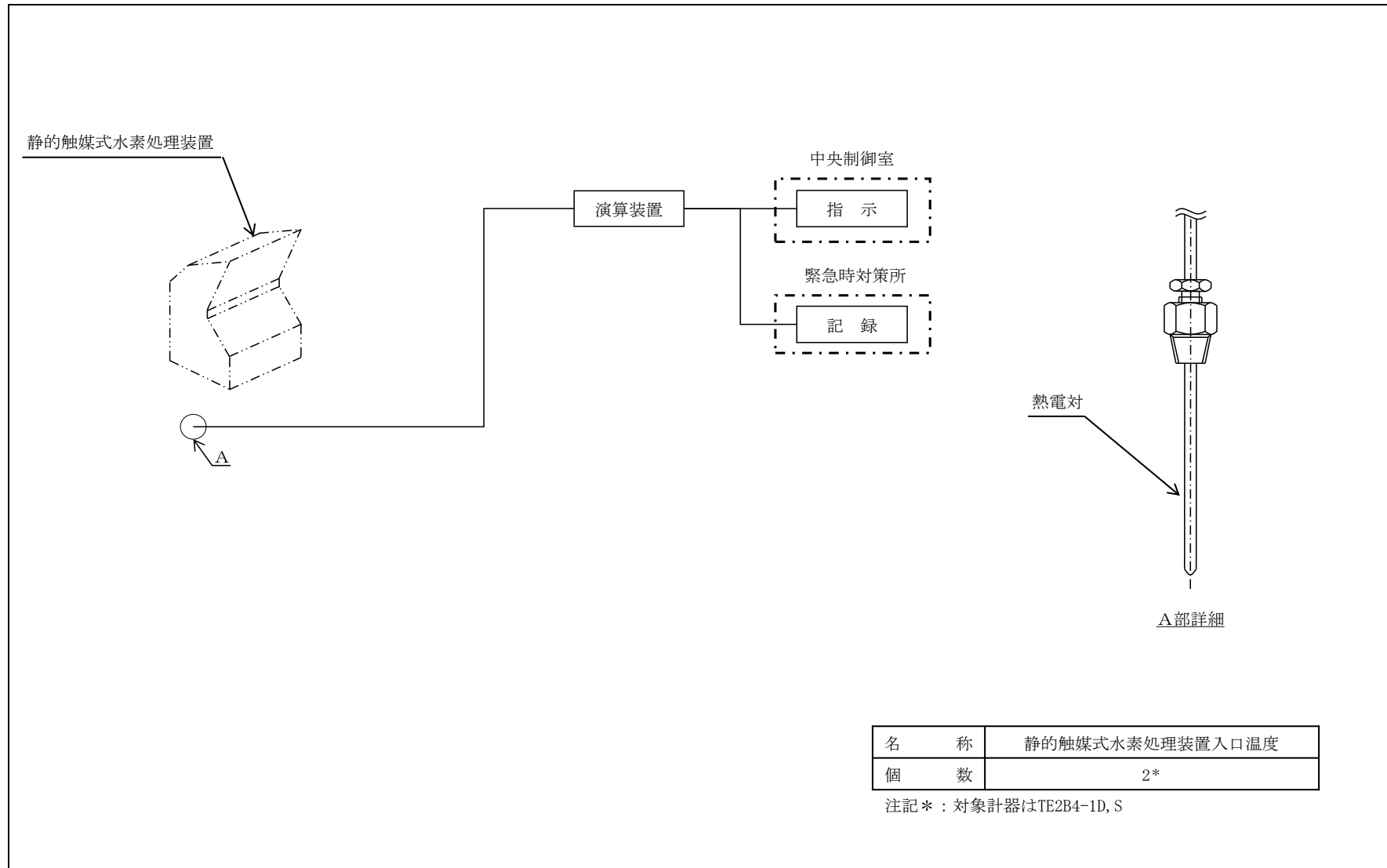


図 3-105 検出器の構造図 (静的触媒式水素処理装置入口温度)

(12) 静的触媒式水素処理装置出口温度

静的触媒式水素処理装置出口温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、静的触媒式水素処理装置出口温度の検出信号は、熱電対からの起電力を演算装置を經由して中央制御室の指示部にて温度信号へ変換する処理を行った後、静的触媒式水素処理装置出口温度を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）にて記録及び保存する。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 3-106「静的触媒式水素処理装置出口温度の概略構成図」、図 3-107「検出器の構造図（静的触媒式水素処理装置出口温度）」及び図 3-113「検出器の取付箇所を明示した図面（原子炉建物 EL42800）」参照。）

直流電源が必要な場合、常設代替直流電源設備である SA 用 115V 系蓄電池又は可搬型直流電源設備である高圧発電機車及び SA 用 115V 系充電器から給電が可能である。電源供給について VI-6「図面」のうち第 1-4-3 図「単線結線図（その 3）直流電源」に示す。

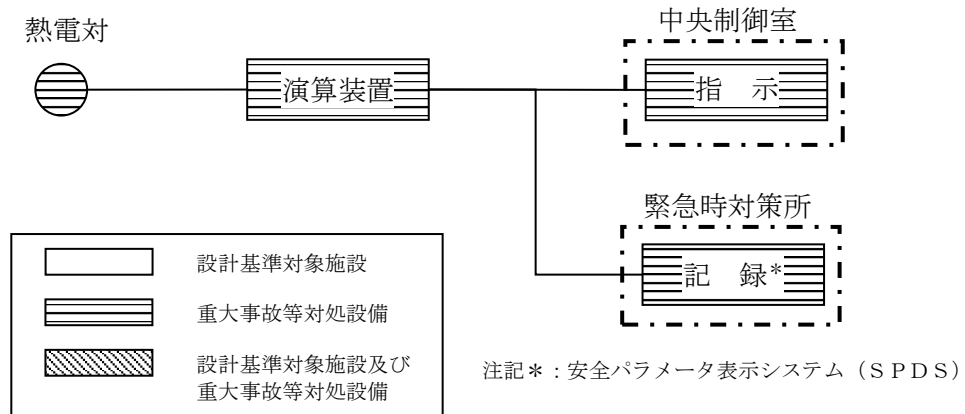


図 3-106 静的触媒式水素処理装置出口温度の概略構成図

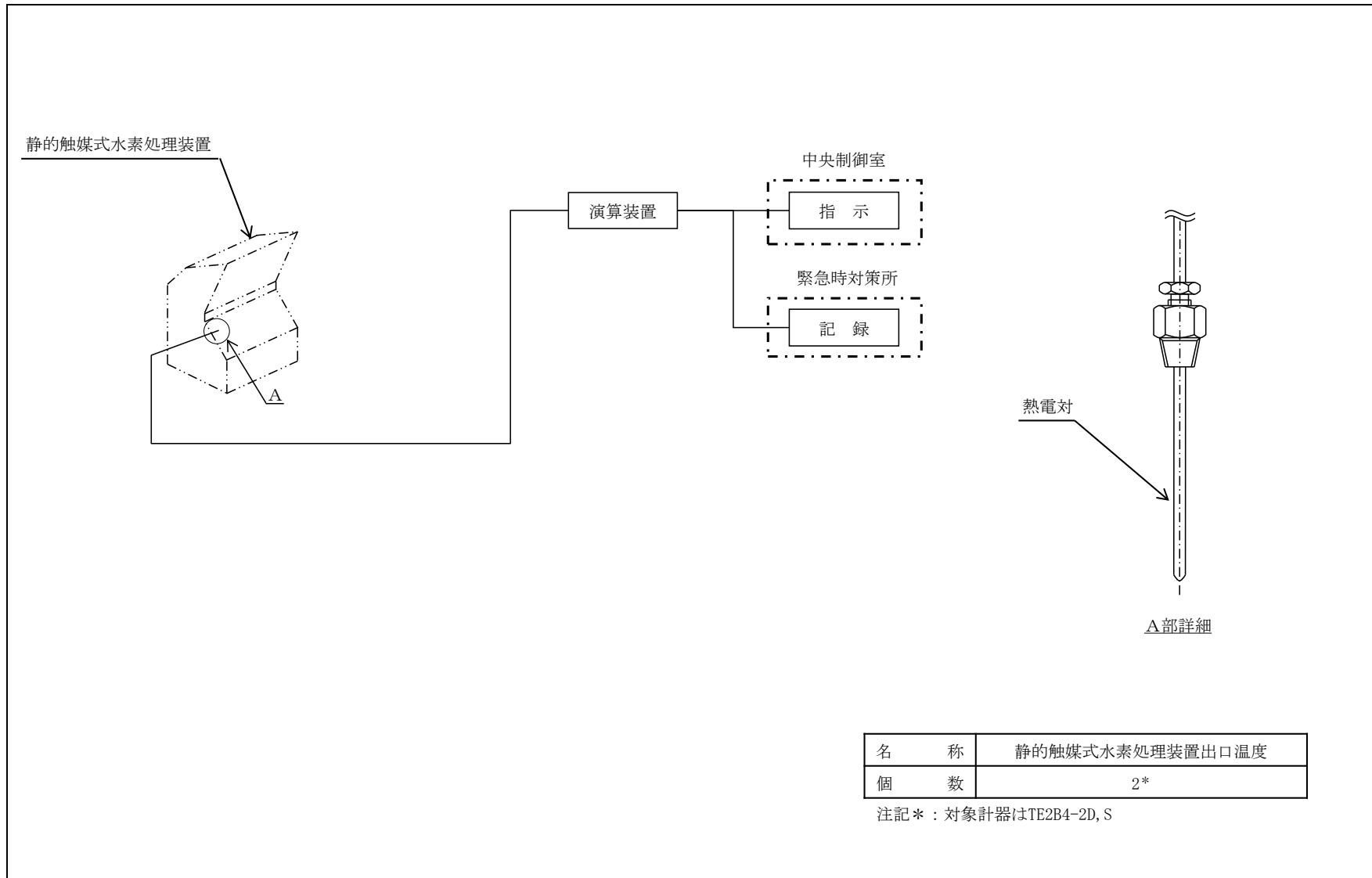


図 3-107 検出器の構造図 (静的触媒式水素処理装置出口温度)

(13) 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、重大事故等時に計測に必要な計器電源が喪失した場合には、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を計測する設備について、温度検出器からの起電力又は抵抗値を計測することにより、温度を監視するとともに、圧力、水位及び流量検出器の電気信号を計測した後、その計測結果を換算表を用いて圧力、水位及び流量に換算し、監視するとともに、要員が記録用紙に記録し、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。可搬型計測器は、1セット30個（必要数29個（予備1個））を廃棄物処理建物に保管し、予備1セット30個を緊急時対策所に保管する。（図3-108「可搬型計測器の概略構成図」、図3-109「検出器の構造図（可搬型計測器）」、図3-117「可搬型計測器の保管場所を明示した図面（廃棄物処理建物 EL 15300）」、図3-118「可搬型計測器（予備）の保管場所を明示した図面（緊急時対策所 EL 50800）」、表3-1「可搬型計測器の計測対象パラメータ」及び表4-2「可搬型計測器の計測範囲」参照。）

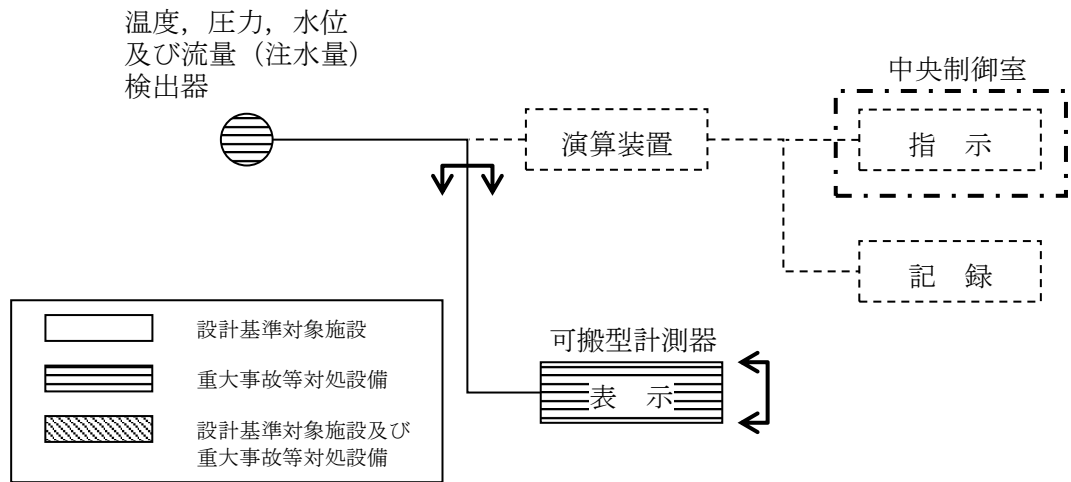


図 3-108 可搬型計測器の概略構成図

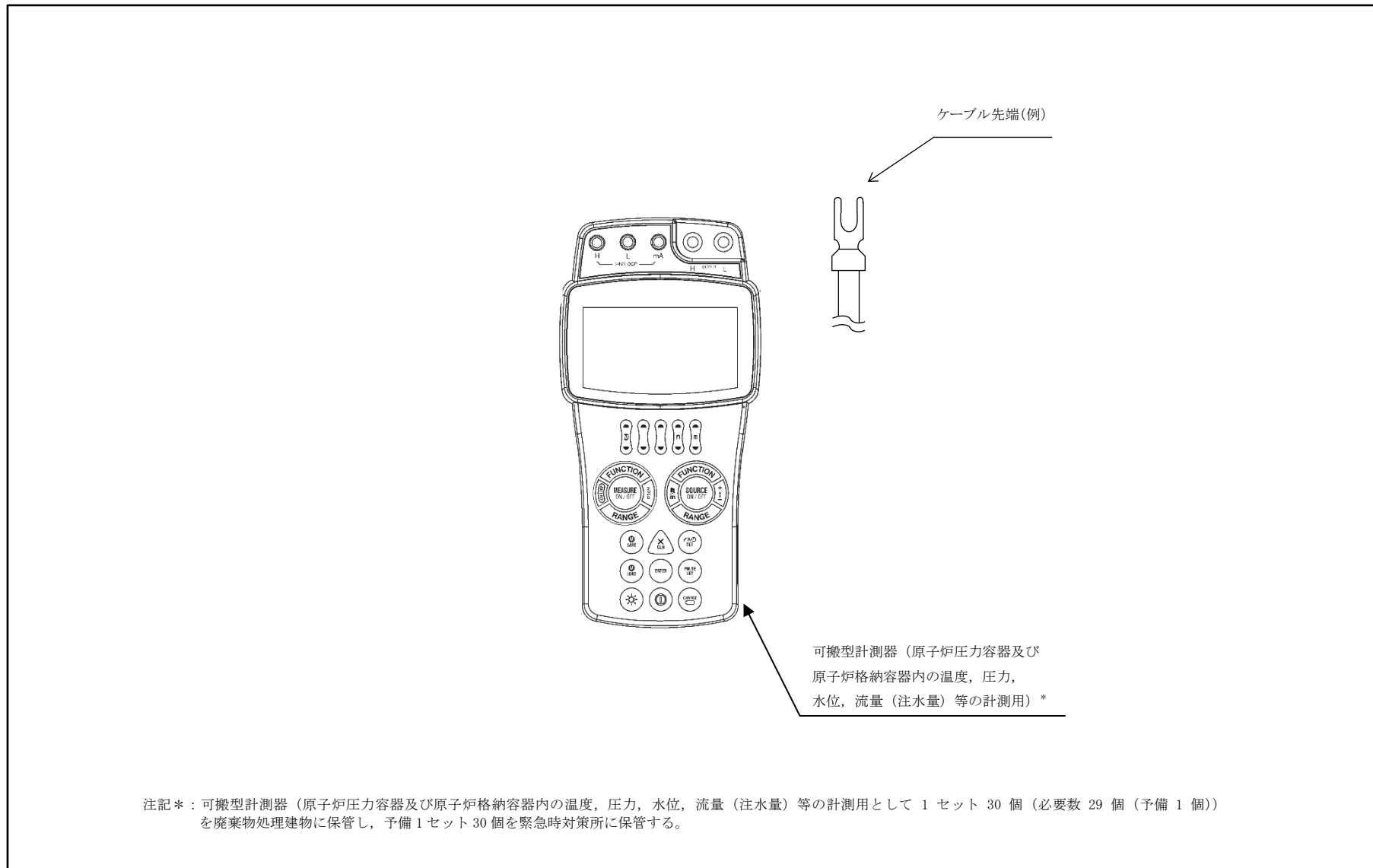


図 3-109 検出器の構造図（可搬型計測器）

表 3-1 可搬型計測器の計測対象パラメータ

監視パラメータ	
残留熱除去ポンプ出口圧力	サプレッションチェンバ温度 (S A)
低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	サプレッションプール水温度 (S A)
残留熱除去系熱交換器入口温度	低圧原子炉代替注水槽水位
残留熱除去系熱交換器出口温度	格納容器代替スプレイ流量
残留熱除去ポンプ出口流量	ペDESTAL代替注水流量
原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用)
高圧炉心スプレイポンプ出口流量	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量
低圧炉心スプレイポンプ出口流量	ドライウエル水位
高圧原子炉代替注水流量	サプレッションプール水位 (S A)
低圧原子炉代替注水流量	ペDESTAL水位
低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	原子炉圧力容器温度 (S A)
残留熱代替除去系原子炉注水流量	スクラバ容器水位
原子炉圧力	スクラバ容器圧力
原子炉圧力 (S A)	スクラバ容器温度
原子炉水位 (広帯域)	残留熱除去系熱交換器冷却水流量
原子炉水位 (燃料域)	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力
原子炉水位 (S A)	原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力
ドライウエル圧力 (S A)	高圧炉心スプレイポンプ出口圧力
サプレッションチェンバ圧力 (S A)	残留熱代替除去ポンプ出口圧力
ドライウエル温度 (S A)	静的触媒式水素処理装置入口温度
ペDESTAL温度 (S A)	静的触媒式水素処理装置出口温度
ペDESTAL水温度 (S A)	—

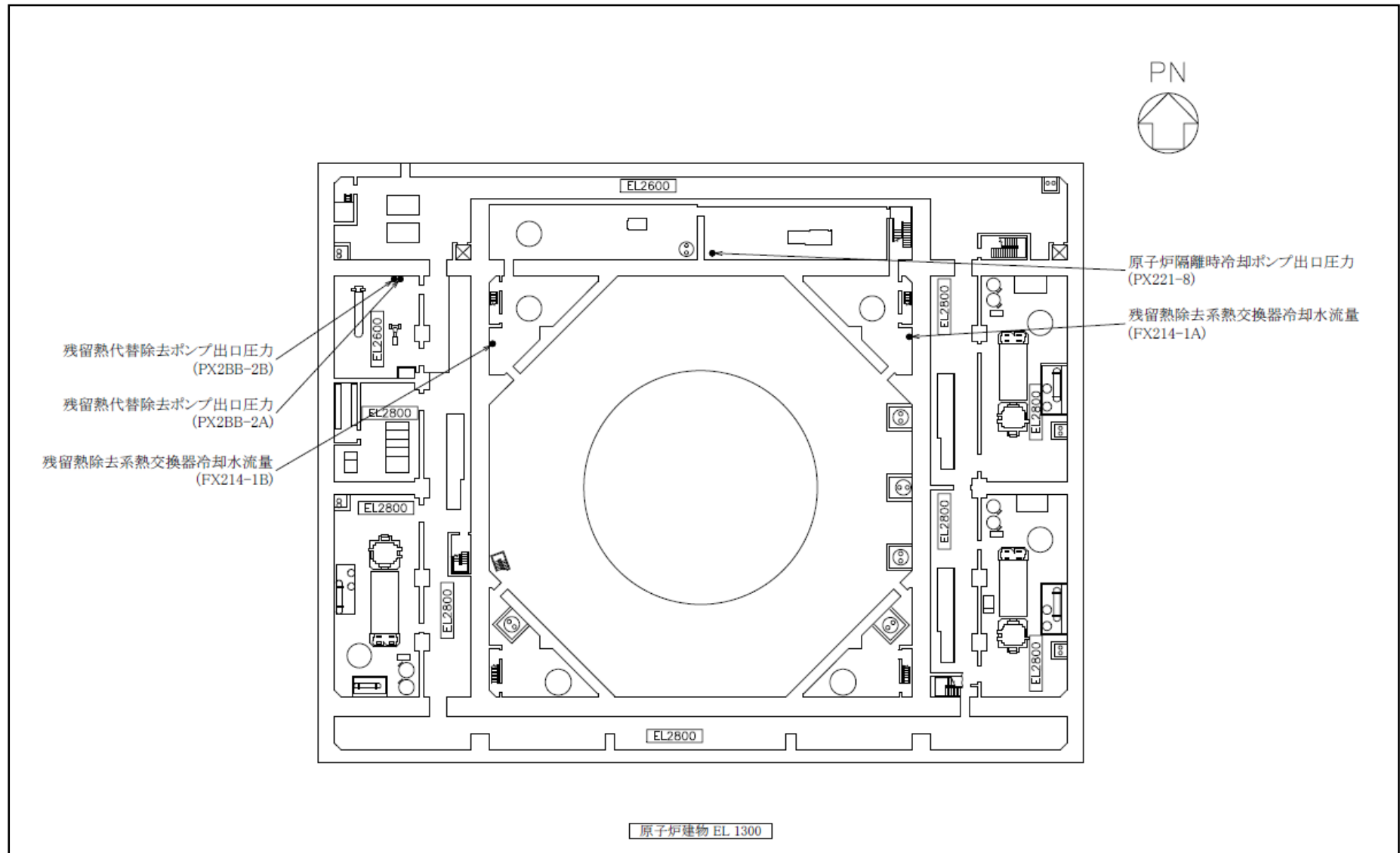


図 3-110 検出器の取付箇所を明示した図面（原子炉建物 EL1300）

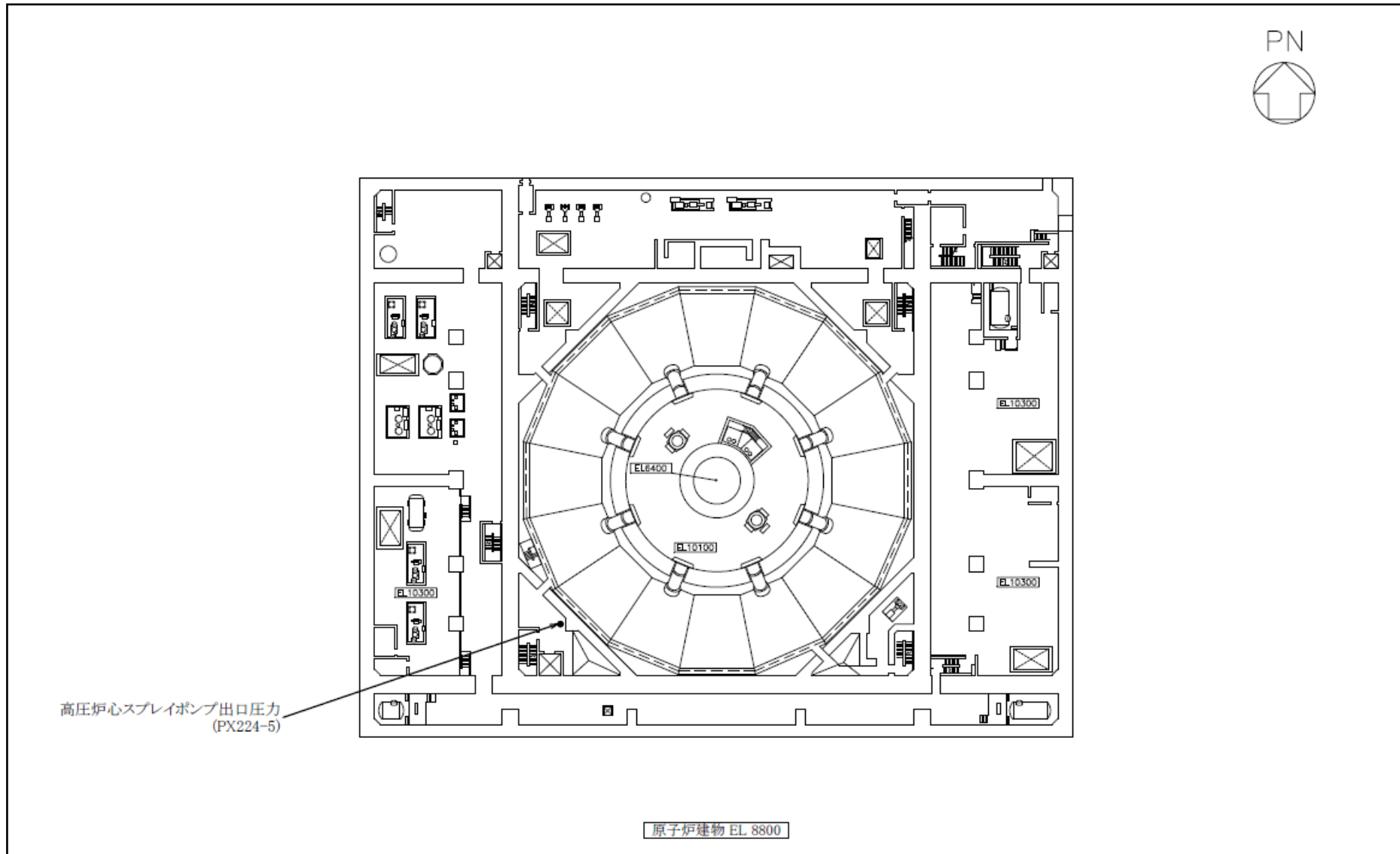


図 3-111 検出器の取付箇所を明示した図面（原子炉建物 EL8800）

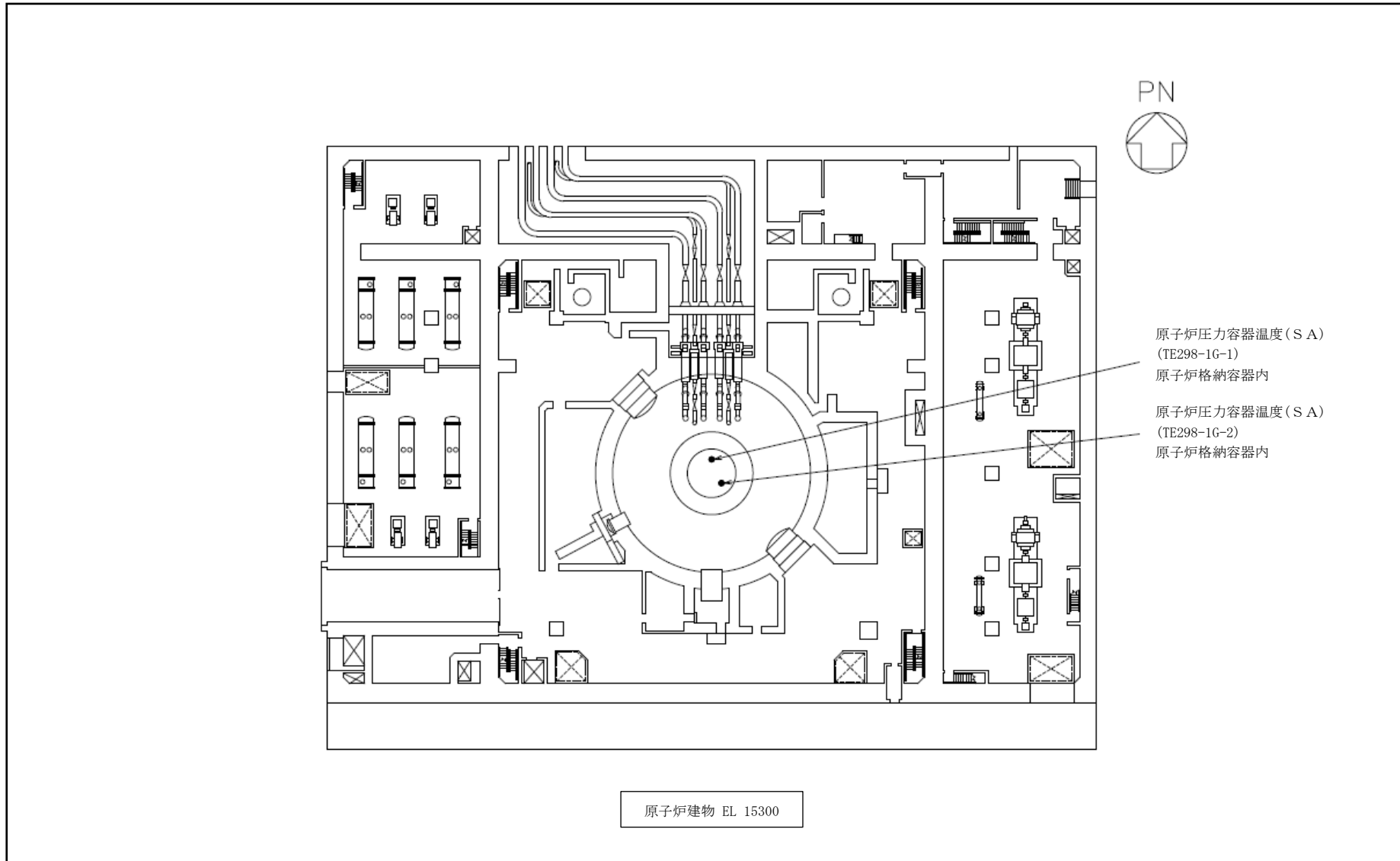


図 3-112 検出器の取付箇所を明示した図面 (原子炉建物 EL15300)

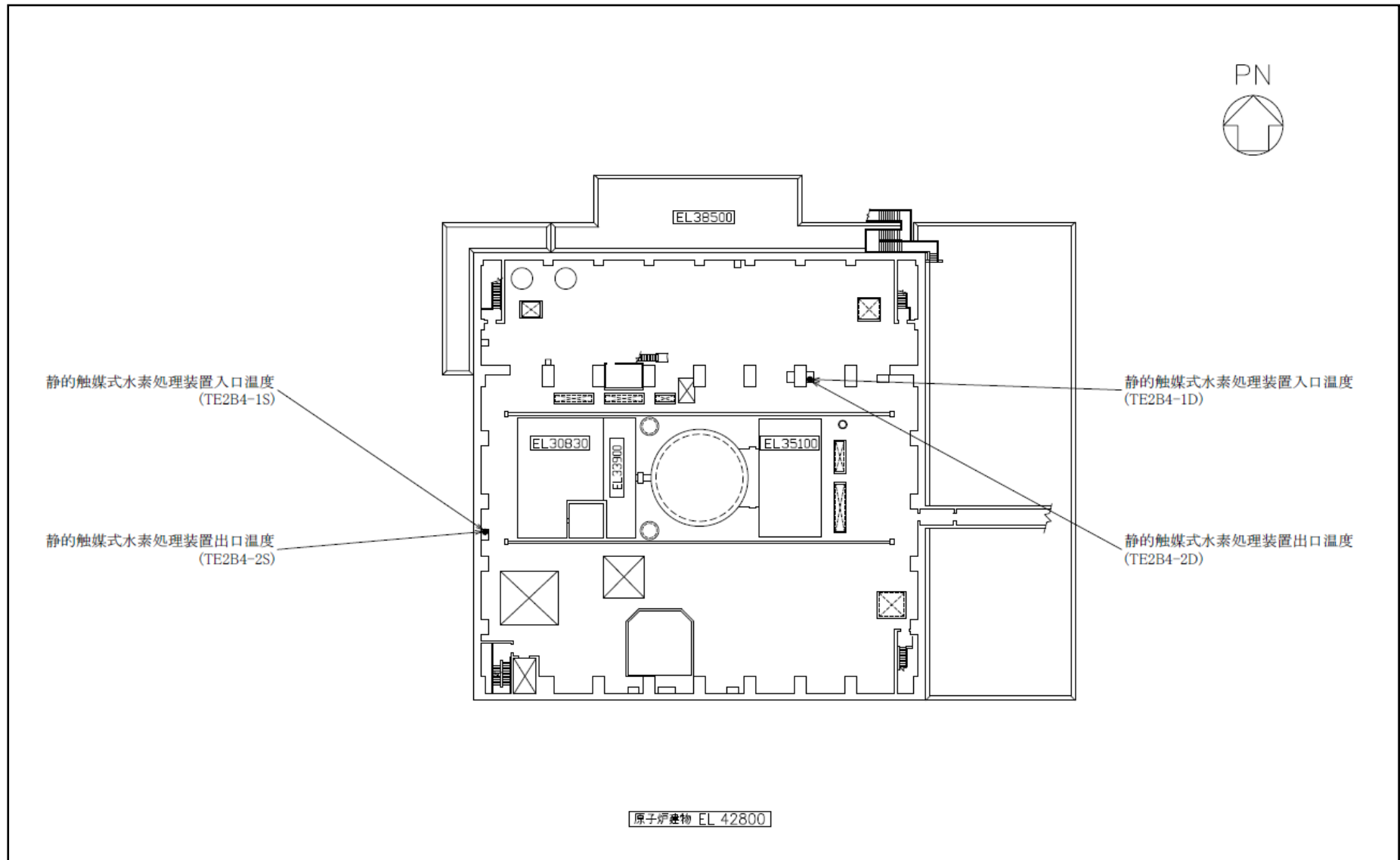


図 3-113 検出器の取付箇所を明示した図面 (原子炉建物 EL42800)

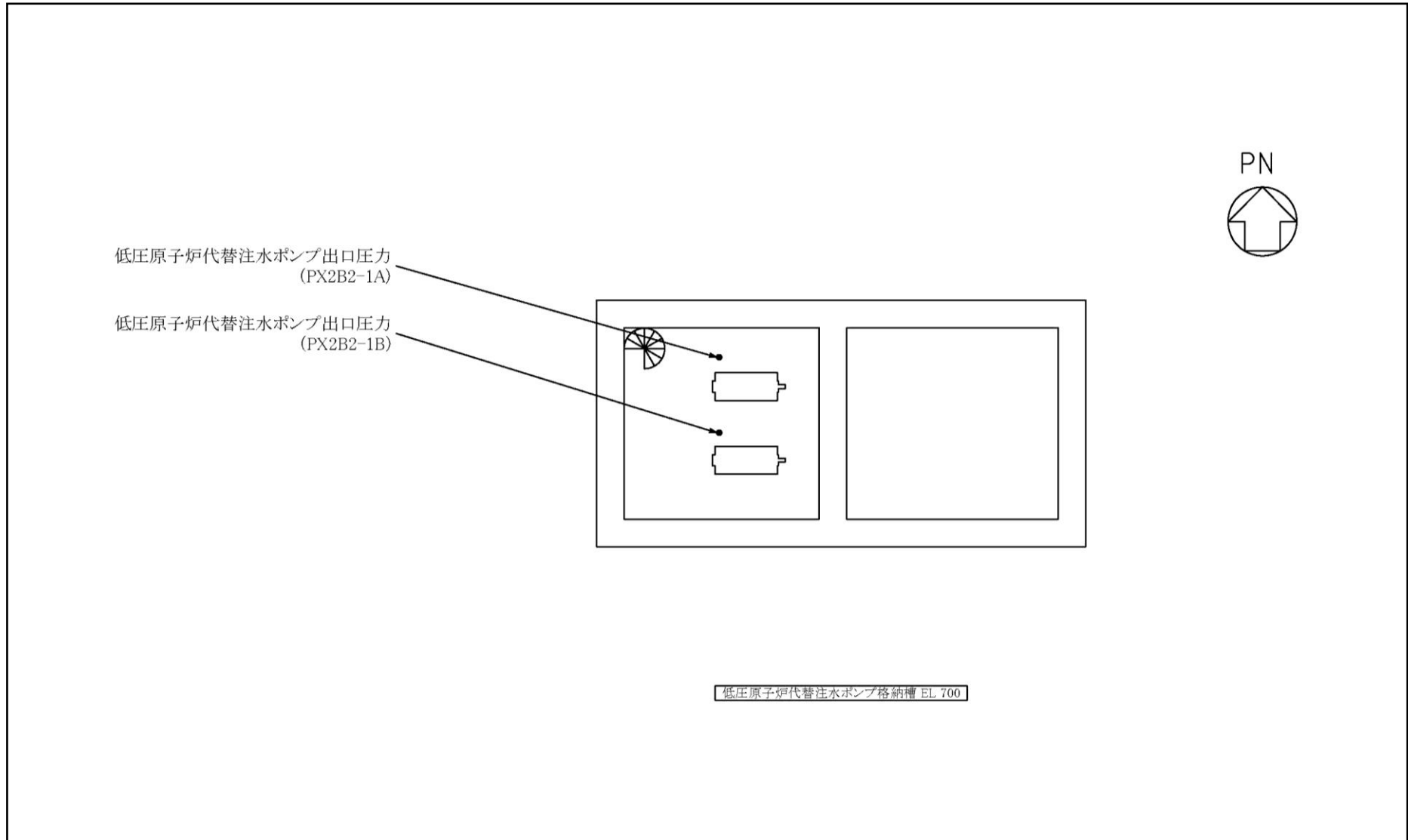


図 3-114 検出器の取付箇所を明示した図面（低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽 EL700）

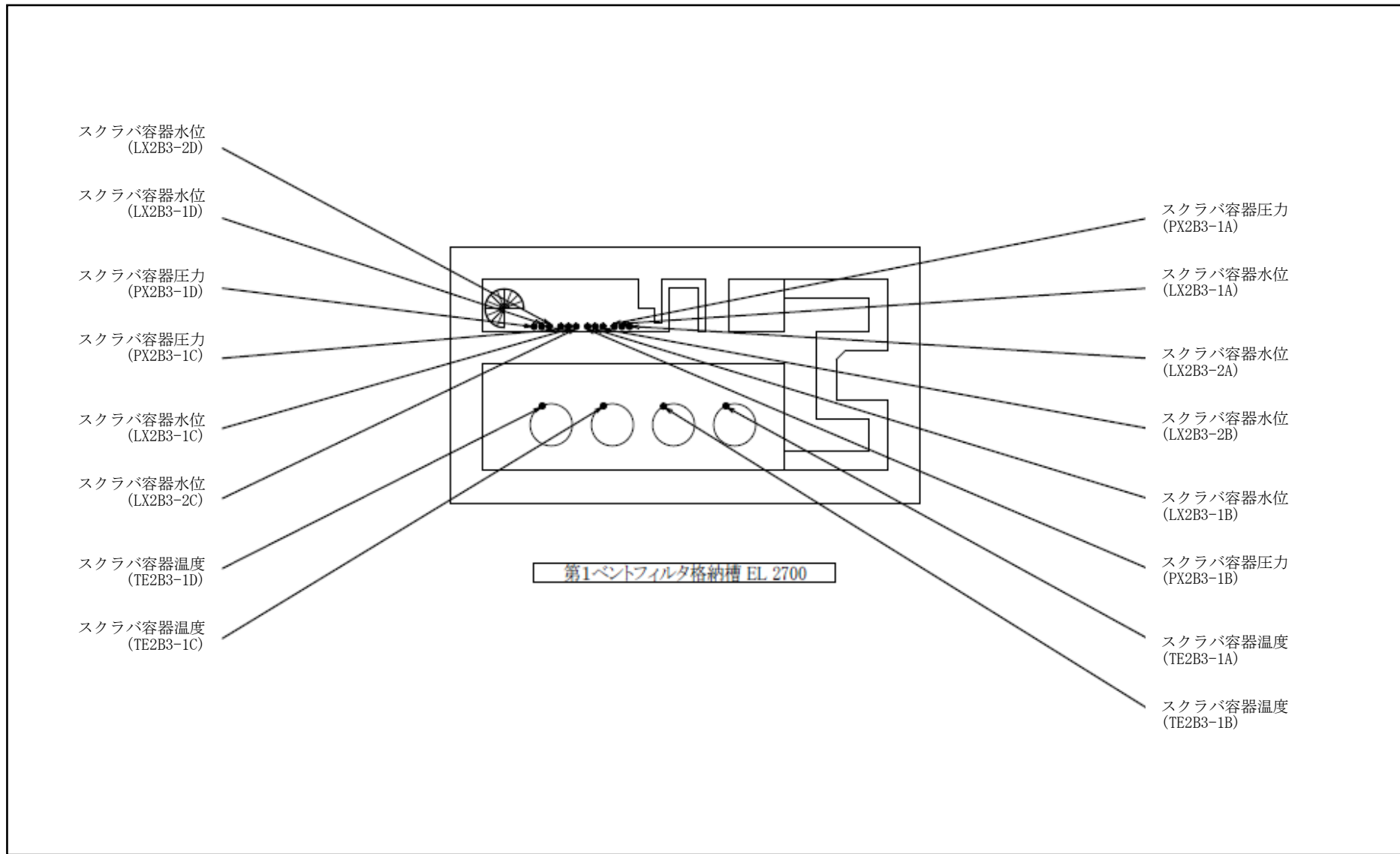


図 3-115 検出器の取付箇所を明示した図面 (第1ベントフィルタ格納槽 EL2700)

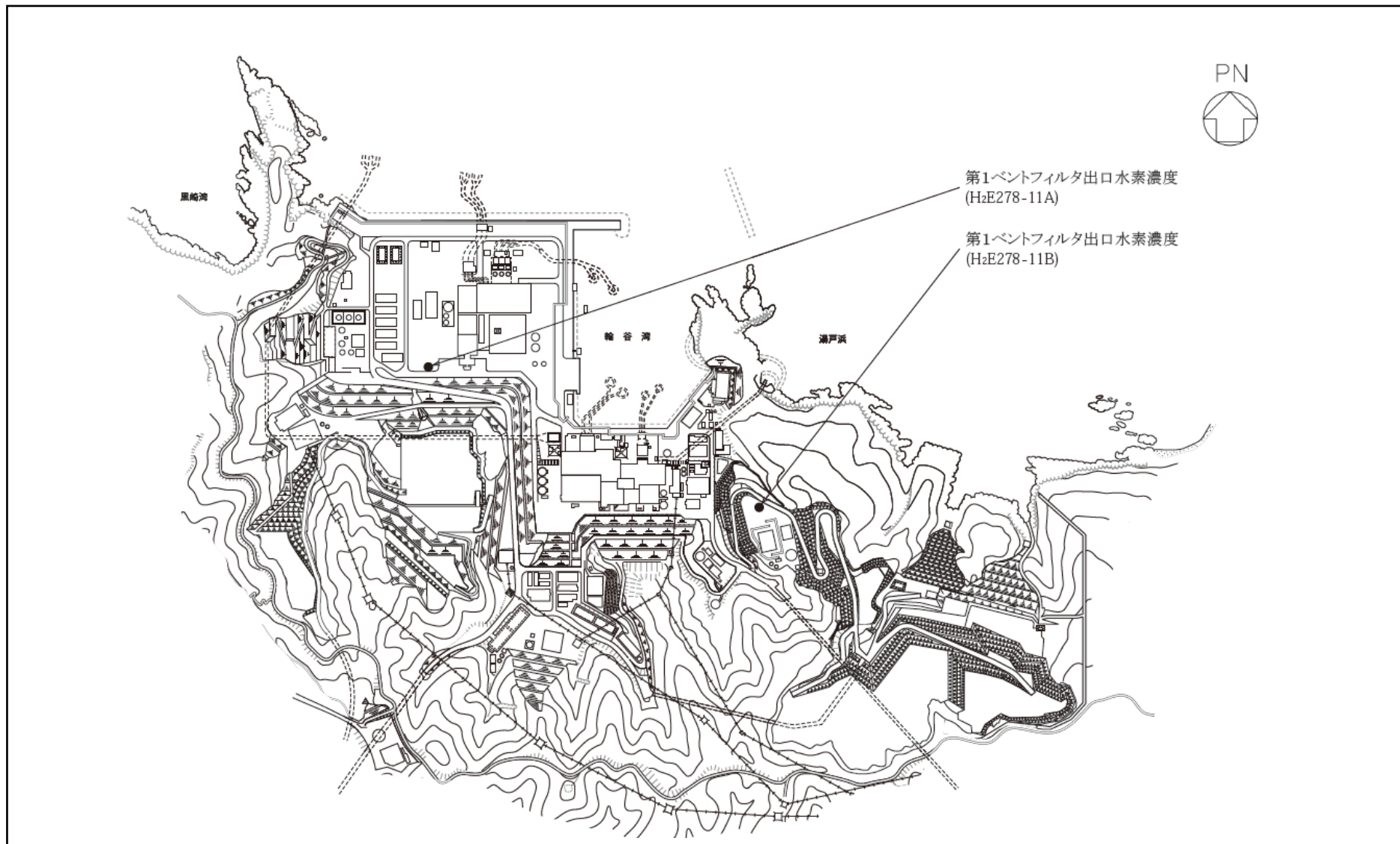


図 3-116 検出器の保管場所を明示した図面 (屋外)

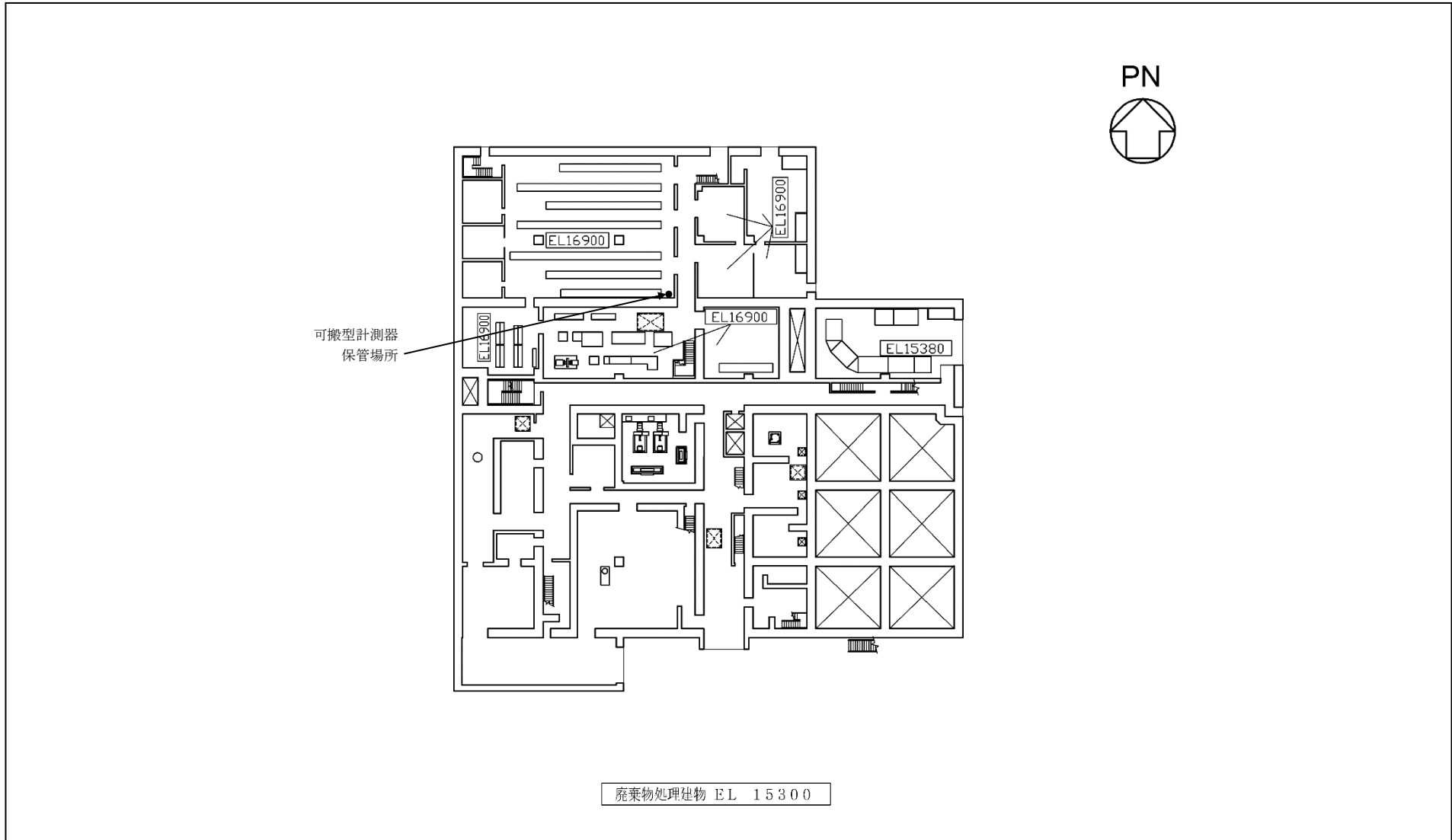


図 3-117 可搬型計測器の保管場所を明示した図面（廃棄物処理建物 EL 15300）

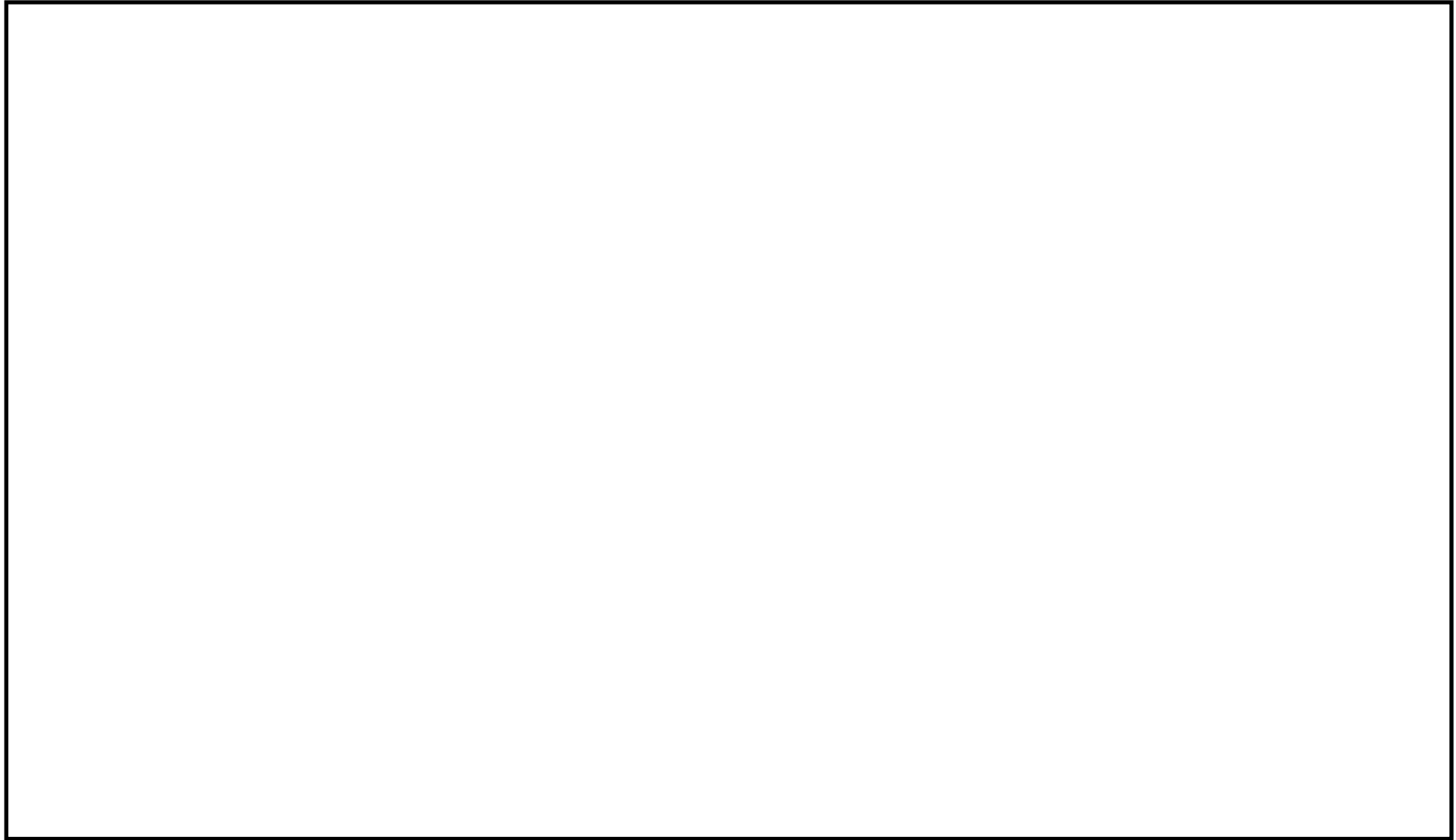


図 3-118 可搬型計測器（予備）の保管場所を明示した図面（緊急時対策所 EL 50800）

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、中央制御室に指示又は表示するとともに、安全パラメータ表示システム（SPDS）に記録、保存できる設計とする。

計測装置の計測結果の指示又は表示場所及び記録場所を表 3-2「計測装置の計測結果の指示又は表示場所及び記録場所」に示す。

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。制御棒の位置の計測結果は中央制御室の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、原子炉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 3-3「記録を保存する計測項目と計測装置等」に示す。

3.2.3 重大事故等対処設備に関する計測結果の記録及び保存

重大事故等の対応に必要となるパラメータは、安全パラメータ表示システム（SPDS）に電磁的に記録、保存し、電源喪失により失われないとともに、帳票として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。

表 3-2 計測装置の計測結果の指示又は表示場所及び記録場所 (1/3)

計測装置【既設/新設】	指示又は表示場所	記録場所
中性子源領域計装 【既設】	中央制御室*1	中央制御室（記録計） 緊急時対策所（安全パラメータ表示システム（SPDS））
中間領域計装 【既設】	中央制御室*1	中央制御室（記録計） 緊急時対策所（安全パラメータ表示システム（SPDS））
出力領域計装 【既設】	中央制御室*1	中央制御室（記録計） 緊急時対策所（安全パラメータ表示システム（SPDS））
残留熱除去ポンプ出口圧力*2 【既設】	中央制御室*1	緊急時対策所（安全パラメータ表示システム（SPDS））
低圧炉心スプレイポンプ出口圧力*2 【既設】	中央制御室*1	緊急時対策所（安全パラメータ表示システム（SPDS））
残留熱除去系熱交換器入口温度*2 【既設】	中央制御室*1	緊急時対策所（安全パラメータ表示システム（SPDS））
残留熱除去系熱交換器出口温度*2 【既設】	中央制御室*1	緊急時対策所（安全パラメータ表示システム（SPDS））
残留熱除去ポンプ出口流量*2 【既設】	中央制御室*1	緊急時対策所（安全パラメータ表示システム（SPDS））
原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量*2 【既設】	中央制御室*1	緊急時対策所（安全パラメータ表示システム（SPDS））
高圧炉心スプレイポンプ出口流量*2 【既設】	中央制御室*1	緊急時対策所（安全パラメータ表示システム（SPDS））
低圧炉心スプレイポンプ出口流量*2 【既設】	中央制御室*1	緊急時対策所（安全パラメータ表示システム（SPDS））
高圧原子炉代替注水流量*2 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所（安全パラメータ表示システム（SPDS））
代替注水流量（常設） 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所（安全パラメータ表示システム（SPDS））
低圧原子炉代替注水流量*2 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所（安全パラメータ表示システム（SPDS））
低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）*2 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所（安全パラメータ表示システム（SPDS））
残留熱代替除去系原子炉注水流量*2 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所（安全パラメータ表示システム（SPDS））
原子炉圧力*2 【既設】	中央制御室*1	緊急時対策所（安全パラメータ表示システム（SPDS））
原子炉圧力（SA）*2 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所（安全パラメータ表示システム（SPDS））
原子炉水位（広帯域）*2 【既設】	中央制御室*1	中央制御室（記録計） 緊急時対策所（安全パラメータ表示システム（SPDS））

表 3-2 計測装置の計測結果の指示又は表示場所及び記録場所 (2/3)

計測装置【既設/新設】	指示又は表示場所	記録場所
原子炉水位（燃料域）*2 【既設】	中央制御室*1	中央制御室（記録計） 緊急時対策所（安全パラメータ表示システム（SPDS））
原子炉水位（SA）*2 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所（安全パラメータ表示システム（SPDS））
ドライウエル圧力（SA）*2 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所（安全パラメータ表示システム（SPDS））
サプレッションチェンバ圧力（SA）*2 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所（安全パラメータ表示システム（SPDS））
ドライウエル温度（SA）*2 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所（安全パラメータ表示システム（SPDS））
ペDESTAL温度（SA）*2 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所（安全パラメータ表示システム（SPDS））
ペDESTAL水温度（SA）*2 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所（安全パラメータ表示システム（SPDS））
サプレッションチェンバ温度（SA）*2 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所（安全パラメータ表示システム（SPDS））
サプレッションプール水温度（SA）*2 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所（安全パラメータ表示システム（SPDS））
格納容器酸素濃度（B系） 【既設】	中央制御室*1	中央制御室（記録計） 緊急時対策所（安全パラメータ表示システム（SPDS））
格納容器酸素濃度（SA） 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所（安全パラメータ表示システム（SPDS））
格納容器水素濃度（B系） 【既設】	中央制御室*1	中央制御室（記録計） 緊急時対策所（安全パラメータ表示システム（SPDS））
格納容器水素濃度（SA） 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所（安全パラメータ表示システム（SPDS））
低圧原子炉代替注水槽水位*2 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所（安全パラメータ表示システム（SPDS））
格納容器代替スプレイ流量*2 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所（安全パラメータ表示システム（SPDS））
ペDESTAL代替注水流量*2 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所（安全パラメータ表示システム（SPDS））
ペDESTAL代替注水流量（狭帯域）*2 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所（安全パラメータ表示システム（SPDS））
残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量*2 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所（安全パラメータ表示システム（SPDS））
ドライウエル水位*2 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所（安全パラメータ表示システム（SPDS））

表 3-2 計測装置の計測結果の指示又は表示場所及び記録場所 (3/3)

計測装置【既設/新設】	指示又は表示場所	記録場所
サプレッションプール水位 (SA) *2 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所 (安全パラメータ表示システム (SPDS))
ペDESTAL水位*2 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所 (安全パラメータ表示システム (SPDS))
原子炉建物水素濃度 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所 (安全パラメータ表示システム (SPDS))
原子炉圧力容器温度 (SA) *2 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所 (安全パラメータ表示システム (SPDS))
スクラバ容器水位*2 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所 (安全パラメータ表示システム (SPDS))
スクラバ容器圧力*2 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所 (安全パラメータ表示システム (SPDS))
スクラバ容器温度*2 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所 (安全パラメータ表示システム (SPDS))
第1ベントフィルタ出口水素濃度 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所 (安全パラメータ表示システム (SPDS))
残留熱除去系熱交換器冷却水流量*2 【既設】	中央制御室*1	緊急時対策所 (安全パラメータ表示システム (SPDS))
低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力*2 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所 (安全パラメータ表示システム (SPDS))
原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力*2 【既設】	中央制御室*1	緊急時対策所 (安全パラメータ表示システム (SPDS))
高圧炉心スプレイポンプ出口圧力*2 【既設】	中央制御室*1	緊急時対策所 (安全パラメータ表示システム (SPDS))
残留熱代替除去ポンプ出口圧力*2 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所 (安全パラメータ表示システム (SPDS))
静的触媒式水素処理装置入口温度*2 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所 (安全パラメータ表示システム (SPDS))
静的触媒式水素処理装置出口温度*2 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所 (安全パラメータ表示システム (SPDS))

注記*1：中央制御室待避室も含む。

*2：重大事故等時に計測に必要な計器電源が喪失した場合には、可搬型計測器を接続し、計測結果を要員が記録用紙に記録し、保存する。

表 3-3 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	中性子源領域計装
	中間領域計装
	出力領域計装
制御棒の位置	制御棒位置
原子炉冷却材の不純物の濃度	原子炉水導電率
原子炉压力容器の入口及び出口における圧力、温度及び流量	給水圧力
	給水流量
	給水温度
	主蒸気圧力
	主蒸気流量
	主蒸気温度
原子炉压力容器内の水位	原子炉水位（燃料域）
	原子炉水位（広帯域）
	原子炉水位（狭帯域）
	原子炉水位（停止域）
原子炉格納容器内の圧力、温度、可燃性ガス濃度	ドライウエル圧力
	サプレッションチェンバ圧力
	ドライウエル温度
	サプレッションチェンバ温度
	格納容器水素濃度
	格納容器酸素濃度

技術基準規則第 34 条第 4 項及びその解釈に係るその他の計測項目については、VI-1-7-1「放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」の「3.6 放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」及びVI-1-3-1「使用済燃料貯蔵槽の温度、水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」の「3.2 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測結果の表示、記録及び保存」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、原子炉保護系の構成例を図3-119「原子炉保護系の構成例」に示す。

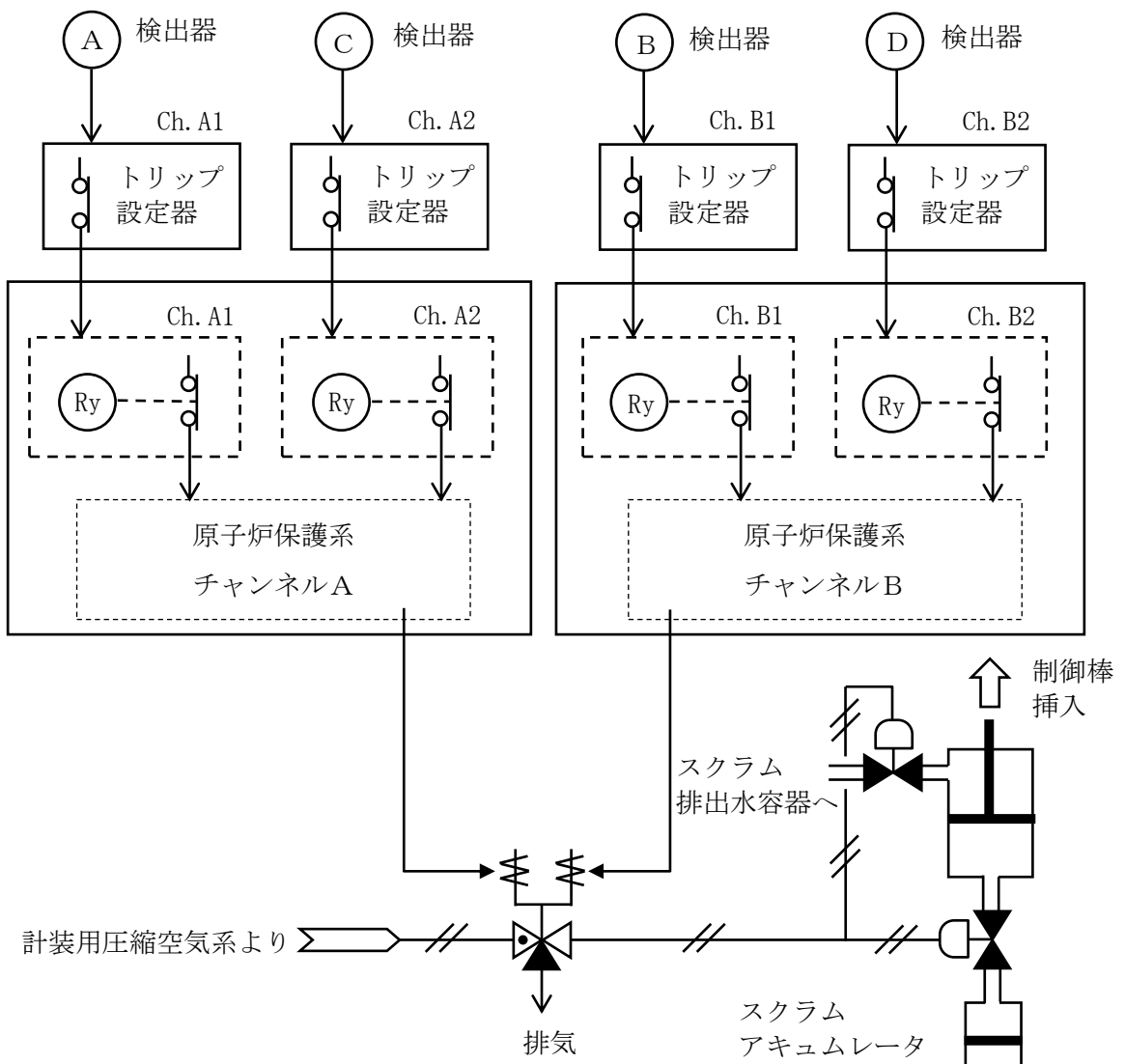


図 3-119 原子炉保護系の構成例

3.3.1 不正アクセス行為等の被害の防止

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

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

(1) 外部ネットワークと物理的な分離

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

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

(2) 外部ネットワークと機能的な分離

安全保護装置は、外部ネットワークに接続されているSPDS伝送サーバ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 3-120「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、安全保護装置の保守ツールを施錠管理された場所に保管するとともに、保守ツール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、更新段階又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程」(J E A C 4 6 2 0-2008)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」(J E A G 4 6 0 9-2008)に準じて、設計、製作、試験及び変更管理の各段階で検証及び妥当性確認(コンピュータウイルスの混入防止含む。)がなされたソフトウェアを使用する設計とする。(図 3-121「検証及び妥当性確認(J E A G 4 6 0 9)」及び表 3-4「各検証項目における検証内容」参照。)
- (6) 有線又は無線による外部ネットワークからの遠隔操作の防止及びウイルス等の侵入防止
外部ネットワークと物理的な分離及び機能的な分離、コンピュータウイルスが動作しない環境、物理的及び電気的アクセスの制限、システムの導入段階、更新段階又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。

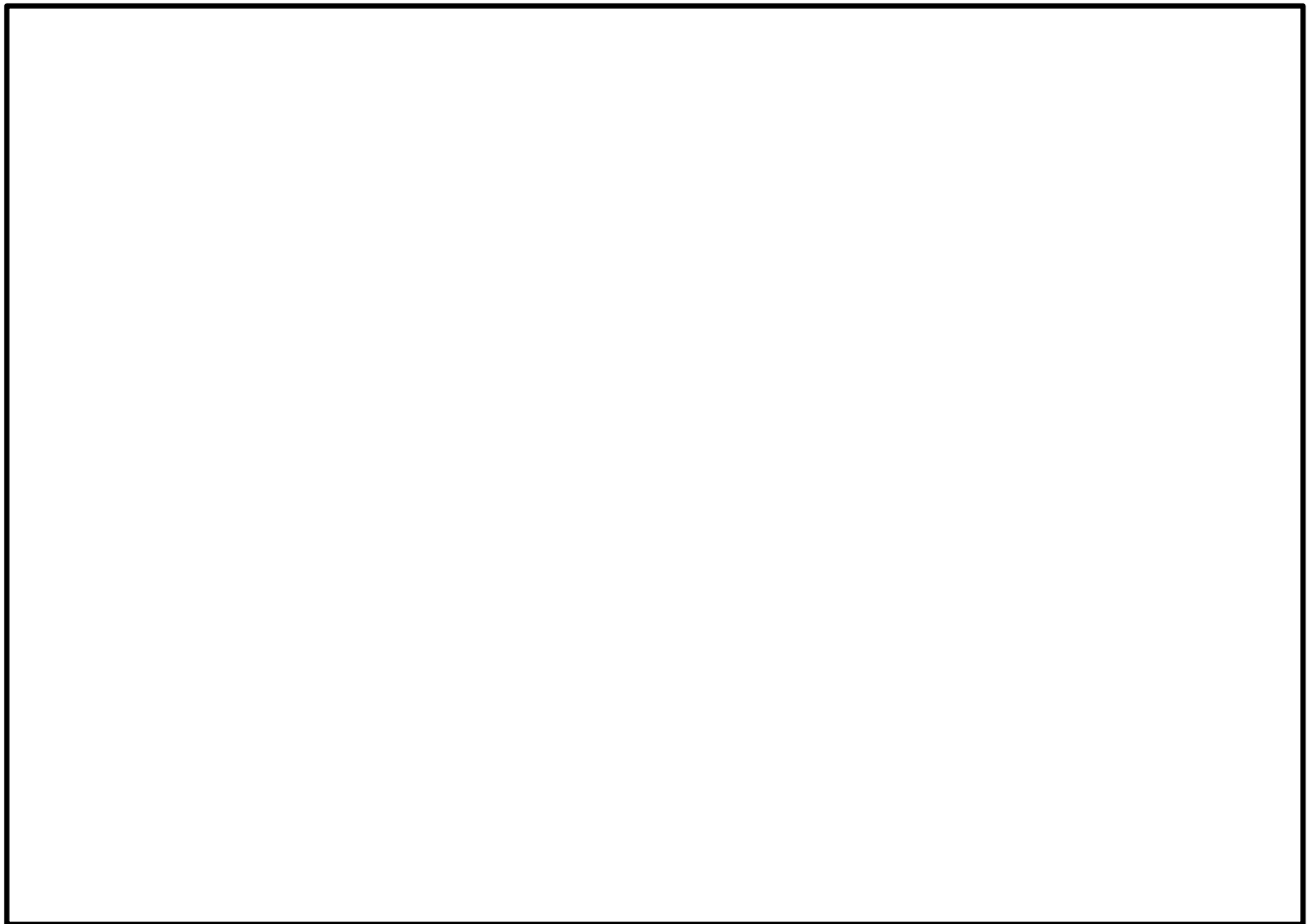
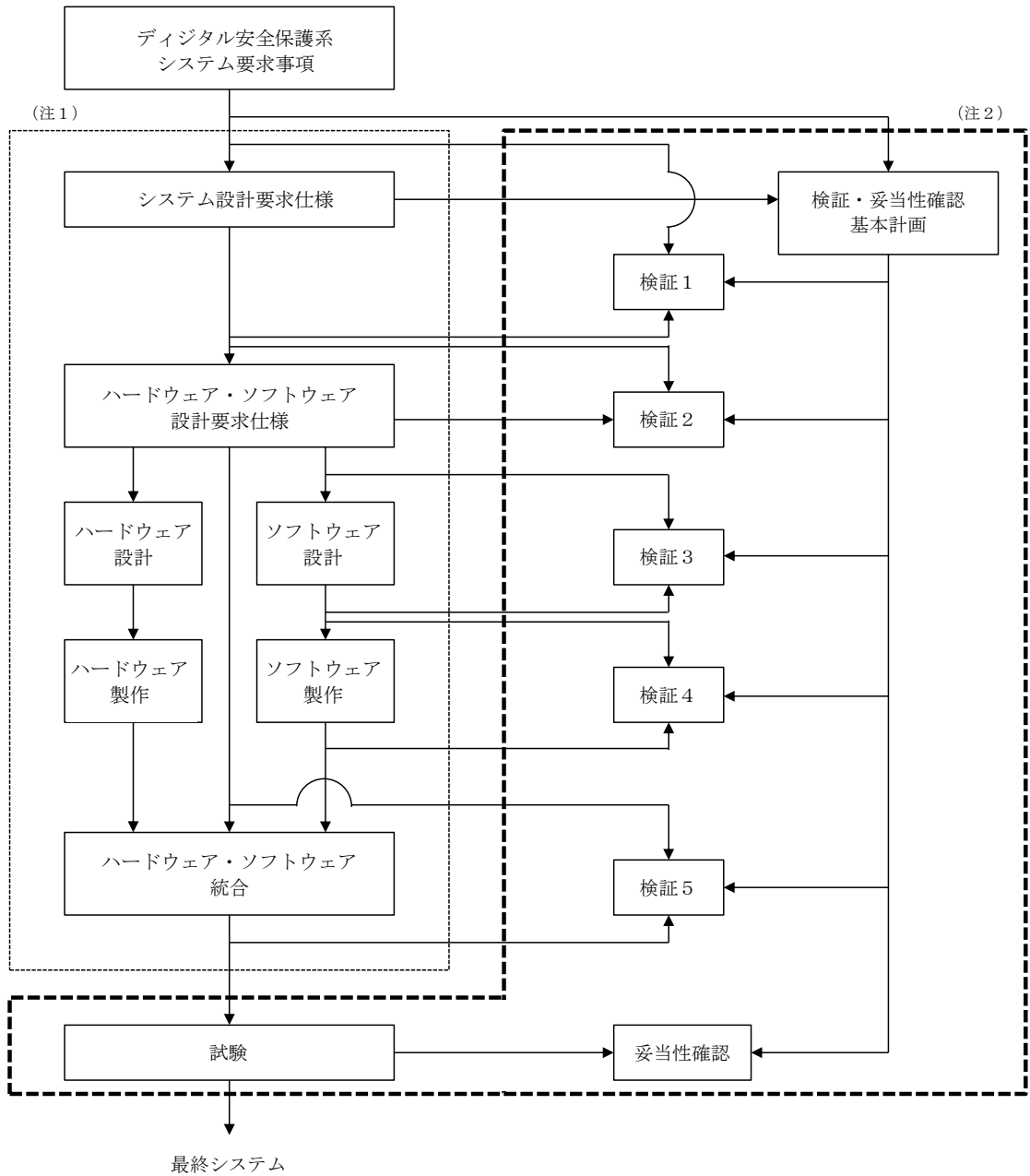


図 3-120 外部ネットワークと物理的又は機能的な分離概略図



- 検証1・・・システム設計要求仕様検証
- 検証2・・・ハードウェア・ソフトウェア
設計要求仕様検証
- 検証3・・・ソフトウェア設計検証
- 検証4・・・ソフトウェア製作検証
- 検証5・・・ハードウェア・ソフトウェア統合検証

(注1) は、設計・製作作業の範囲を示す。

(注2) は、検証・妥当性確認作業の範囲を示す。

図 3-121 検証及び妥当性確認 (J E A G 4 6 0 9)

表 3-4 各検証項目における検証内容

検証項目	検証内容
検証 1	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ハードウェア・ソフトウェア設計要求仕様に反映されていることを検証する。
検証 3	ソフトウェア設計要求仕様が正しくソフトウェア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、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「可搬型計測器の計測範囲」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、VI-1-1-7「安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」の「3.3 計測制御系統施設」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 (1/11)

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
中性子源領域計装	$10^{-1} \sim 10^6 \text{s}^{-1}$ ($1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	約 $10^2 \sim 10^4 \text{s}^{-1}$ 前後	定格出力の約 21 倍	$10^{-1} \sim 10^6 \text{s}^{-1}$ ($1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	—	原子炉の停止時から起動時の中性子束 (約 $10^2 \sim 10^4 \text{s}^{-1}$ 前後) を監視可能な設定としている。なお、重大事故等時に原子炉の停止状態を確認可能である。また、中性子源領域計装が測定できる範囲を超えた場合は、中性子源領域計装及び平均出力領域計装によって監視可能である。
中間領域計装	*2 0~40% 又は 0~125% ($1.0 \times 10^8 \sim 1.5 \times 10^{13} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	$10^8 \sim 10^{13} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$	定格出力の約 21 倍	0~40% 又は 0~125% ($1.0 \times 10^8 \sim 1.5 \times 10^{13} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	—	中性子源領域計装とのオーバーラップを考慮して、原子炉の停止時から起動時の中性子束を監視可能な設定としている。また、平均出力領域計装及び中性子源領域計装とあいまって中性子束の変動範囲を監視可能である。
出力領域計装	*3 0~125% ($1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	0~100%	定格出力の約 21 倍	0~125% ($1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	—	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監視可能な設定としている。なお、設計基準事故時において一時的に計測範囲を超えるが、負の反応度フィードバック効果により短期間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。重大事故等時においても再循環ポンプトリップ等により中性子束は低下するため、現状の計測範囲で対応が可能である。また、中間領域計装及び中性子源領域計装とあいまって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 (2/11)

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	
残留熱除去ポンプ 出口圧力	0~4MPa	0~1.9MPa	最大値： 1.0MPa	最大値： 1.0MPa	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡する残留熱除去ポンプ出口の最大圧力(1.0MPa)を監視可能な設定としている。 なお、通常運転時の残留熱除去ポンプ出口の最大圧力(1.9MPa)を監視可能である。
低圧炉心スプレイ ポンプ出口圧力	0~5MPa	0~2.0MPa	最大値： 2.0MPa	最大値： 2.0MPa	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡する低圧炉心スプレイポンプ出口の最大圧力(2.0MPa)を監視可能な設定としている。
残留熱除去系 熱交換器入口温度	0~200℃	185℃以下	185℃以下	185℃以下	—	残留熱除去系熱交換器入口ラインの最高使用温度(185℃)に余裕を見込んだ設定としている。
残留熱除去系 熱交換器出口温度	0~200℃	185℃以下	185℃以下	185℃以下	185℃以下	残留熱除去系熱交換器出口ラインの最高使用温度(185℃)に余裕を見込んだ設定としている。
残留熱除去ポンプ 出口流量	0~1500m ³ /h	0~1380m ³ /h	0~1380m ³ /h	0~1380m ³ /h	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡する残留熱除去ポンプ出口の最大流量(1380m ³ /h)に余裕を見込んだ設定としている。
原子炉隔離時冷却 ポンプ出口流量	0~150m ³ /h	0~99m ³ /h	0~99m ³ /h	0~99m ³ /h	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡する原子炉隔離時冷却ポンプの最大流量(99m ³ /h)に余裕を見込んだ設定としている。

表 4-1 計測装置の計測範囲 (3/11)

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	
高圧炉心スプレイポンプ出口流量	0~1500m ³ /h	0~1314m ³ /h	0~1314m ³ /h	0~1314m ³ /h	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡する高圧炉心スプレイポンプ出口の最大流量 (1314m ³ /h) に余裕を見込んだ設定としている。
低圧炉心スプレイポンプ出口流量	0~1500m ³ /h	0~1314m ³ /h	0~1314m ³ /h	0~1314m ³ /h	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡する低圧炉心スプレイポンプ出口の最大流量 (1314m ³ /h) に余裕を見込んだ設定としている。
高圧原子炉代替注水流量	0~150m ³ /h	—	—	0~75m ³ /h	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、高圧原子炉代替注水ポンプの容量 (93m ³ /h) に余裕を見込んだ設定とする。
代替注水流量 (常設)	0~300m ³ /h	—	—	0~200m ³ /h	0~200m ³ /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、低圧原子炉代替注水ポンプの容量 (280m ³ /h) に余裕を見込んだ設定とする。
低圧原子炉代替注水流量	0~200m ³ /h	—	—	0~70m ³ /h	0~70m ³ /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、低圧原子炉代替注水系 (可搬型) における最大流量 (70m ³ /h) に余裕を見込んだ設定とする。
低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	0~50m ³ /h	—	—	0~70m ³ /h	0~70m ³ /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、低圧原子炉代替注水系 (可搬型) における崩壊熱相当の流量 (12m ³ /h) を監視可能な設定とする。

表 4-1 計測装置の計測範囲 (4/11)

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
残留熱代替除去系 原子炉注水流量	0~50m ³ /h	—	—	—	0~30m ³ /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、残留熱代替除去系原子炉注水ラインの最大流量(30m ³ /h)に余裕を見込んだ設定とする。
原子炉圧力	0~10MPa	6.93MPa	最大値： 8.29MPa	最大値： 8.68MPa (ATWS)*4	最大値： 約7.8MPa	重大事故等時における原子炉圧力の最大圧力(8.68MPa)を包絡する設定としている。 なお、逃がし安全弁の手動操作により変動する範囲も包絡しており監視可能である。
原子炉圧力 (SA)	0~11MPa	6.93MPa	最大値： 8.29MPa	最大値： 8.68MPa (ATWS)*4	最大値： 約7.8MPa	重大事故等時における原子炉圧力の最大圧力(8.68MPa)を包絡し、原子炉圧力容器最高使用圧力(8.62MPa)の1.2倍(10.34MPa)を監視可能な設定とする。 なお、逃がし安全弁の手動操作により変動する範囲も包絡しており監視可能である。
原子炉水位 (広帯域)	-400~+150cm*5	+83cm*5	-798~+132cm*5	-798~+132cm*5	+83cm*5以下	重大事故等時における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)を監視可能な設定としている。
原子炉水位 (燃料域)	-800~-300cm*5	+83cm*5	-798~+132cm*5	-798~+132cm*5	+83cm*5以下	重大事故等時における炉心の冷却状況を把握する上で、燃料棒有効長底部から頂部まで監視可能な設定としている。

表 4-1 計測装置の計測範囲 (5/11)

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 (S A)	-900～+150cm*5	+83cm*5	-798～+132cm*5	-798～+132cm*5	+83cm*5以下	重大事故等時における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)及び燃料棒有効長底部まで監視可能な設定とする。
ドライウエル圧力 (S A)	0～1000kPa [abs]	5kPa	最大値： 324kPa	最大値： 427kPa	853kPa以下	重大事故等時における原子炉格納容器内圧の最高使用圧力(0.853MPa)に余裕を見込んだ設定とする。
サプレッション チェンバ圧力 (S A)	0～1000kPa [abs]	5kPa	最大値： 206kPa	最大値： 427kPa	853kPa以下	重大事故等時における原子炉格納容器内圧の最高使用圧力(0.853MPa)に余裕を見込んだ設定とする。
ドライウエル温度 (S A)	0～300℃	57℃以下	最大値： 145℃	最大値： 133℃	最大値： 197℃	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、重大事故等時のドライウエル温度(197℃)に余裕を見込んだ設定とする。 なお、重大事故等時における原子炉格納容器(ドライウエル)の最高使用温度(200℃)も監視可能である。
ペDESTAL温度 (S A)	0～300℃	57℃以下	最大値： 145℃	最大値： 133℃	最大値： 197℃	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、重大事故等時のペDESTALの最大温度(197℃)に余裕を見込んだ設定とする。 なお、重大事故等時における原子炉格納容器(ドライウエル)の最高使用温度(200℃)も監視可能である。

表 4-1 計測装置の計測範囲 (6/11)

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	
ペDESTAL水温度 (SA)	0~300℃	—	—	—	最大値： 159℃	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、重大事故等時のペDESTAL水の最大温度（159℃）に余裕を見込んだ設定とする。 また、原子炉格納容器下部に溶融炉心が落下した場合における原子炉圧力容器の破損検知が可能である。
サプレッション チェンバ温度 (SA)	0~200℃	35℃以下	最大値： 88℃	最大値： 153℃	最大値： 157℃	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、重大事故等時のサプレッションチェンバの最大温度（157℃）に余裕を見込んだ設定とする。 なお、重大事故等時における原子炉格納容器（サプレッションチェンバ）の最高使用温度（200℃）も監視可能である。
サプレッション プール水温度 (SA)	0~200℃	35℃以下	最大値： 88℃	最大値： 148℃	最大値： 145℃	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、重大事故等時のサプレッションプール水の最大温度（148℃）に余裕を見込んだ設定とする。 なお、重大事故等時における原子炉格納容器内圧の最高使用圧力（0.853MPa）におけるサプレッションプール水の飽和温度（約 178℃）も監視可能である。

表 4-1 計測装置の計測範囲 (7/11)

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	
格納容器酸素濃度	0~10vol%/ 0~25vol%	2.5vol%以下	4.3vol%以下	2.5vol%以下	4.4vol%以下	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(0~4.4vol% ^{*6})を監視可能な設定としている。
格納容器酸素濃度(SA)	0~25vol%	2.5vol%以下	4.3vol%以下	2.5vol%以下	4.4vol%以下	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(0~4.4vol% ^{*6})を監視可能な設定とする。
格納容器水素濃度	0~20vol%/ 0~100vol%	0vol%	0~2.0vol%	0vol%	0~90.4vol%	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲(0~90.4vol% ^{*7})を監視可能な設定としている。
格納容器水素濃度(SA)	0~100vol%	0vol%	0~2.0vol%	0vol%	0~90.4vol%	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲(0~90.4vol% ^{*7})を監視可能な設定とする。
低圧原子炉代替注水槽水位	0~1500m ³ ^{*8}	—	—	0~1495m ³ ^{*8}	0~1495m ³ ^{*8}	低圧原子炉代替注水槽の底部から上端(0~1495m ³)を監視可能な設定とする。
格納容器代替スプレイ流量	0~150m ³ /h	—	—	0~120m ³ /h	0~120m ³ /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、格納容器代替スプレイ系(可搬型)における最大流量(120m ³ /h)に余裕を見込んだ設定とする。

表 4-1 計測装置の計測範囲 (8/11)

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	
ペDESTAL代替注水流量	0~150m ³ /h	—	—	—	0~120m ³ /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、ペDESTAL代替注水系（可搬型）における最大流量（120m ³ /h）に余裕を見込んだ設定とする。
ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用)	0~50m ³ /h	—	—	—	0~120m ³ /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、ペDESTAL代替注水系（可搬型）における崩壊熱相当の流量（12m ³ /h）を監視可能な設定とする。
残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	0~150m ³ /h	—	—	—	0~120m ³ /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、残留熱代替除去系スプレイラインの最大流量（120m ³ /h）に余裕を見込んだ設定とする。
ドライウェル水位	-3.0m* ⁹ , -1.0m* ⁹ , +0.9m* ⁹	—	—	—	+1.0m* ⁹ 以下	熔融炉心の冷却に必要な原子炉格納容器下部への事前注水量を監視可能な設定とする。 また、残留熱代替除去系による代替循環冷却実施時におけるペDESTAL代替注水系（可搬型）による注水の停止の判断基準（原子炉格納容器床面+0.9m）を監視可能な設定とする。

表 4-1 計測装置の計測範囲 (9/11)

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 (SA)	^{*10} -0.80～+5.50m	0m ^{*10}	-0.5～0m ^{*10}	0～+1.3m ^{*10}	0～+1.3m ^{*10}	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、重大事故等時のサプレッションプール水位変動範囲(0～+1.3m)に余裕を見込んだ設定とする。 なお、ウェットウェルベント操作判断基準(+約1.3m)及びサプレッションプールを水源とする非常用炉心冷却系の起動時に想定される水位(-0.5m)も監視可能である。
ペDESTAL水位	+0.1m ^{*11} , +1.2m ^{*11} , +2.4m ^{*11} , +2.4m ^{*11}	—	—	—	+2.4m以上 ^{*11}	原子炉格納容器下部への注水状況を把握するため、溶融炉心の冷却に必要な水深があることを確認できる位置に設置する。 なお、操作上+2.4mまで計測できれば問題ない。
原子炉建物 水素濃度	0～10vol%, 0～20vol%	—	—	—	0～4vol%	水素濃度の可燃限界(4vol%)を監視可能な設定とする。 なお、静的触媒式水素処理装置にて、原子炉建物の水素濃度を可燃限界未満に低減する。
原子炉压力容器 温度(SA)	0～500℃	286℃以下	最大値: 302℃	最大値: 302℃	最大値: 300℃	損傷炉心の冷却状態を把握し適切に対応するための判断基準(300℃)を監視可能な設定とする。 なお、炉心損傷後において300℃以上となる場合があるが、炉心損傷と判断し冷却未達を判断する上では問題ない。

表 4-1 計測装置の計測範囲 (10/11)

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	
スクラバ容器水位	□ mm*12	—	—	□ mm*12	□ mm*12	第1ベントフィルタスクラバ容器の系統待機時における水位変動範囲(1700mm~1900mm)及び重大事故等時の系統運転時における下限水位から上限水位(□ mm~□ mm)を監視可能な設定とする。
スクラバ容器圧力	0~1MPa	—	—	最大値: 0.427MPa	最大値: 0.853MPa	第1ベントフィルタスクラバ容器の最高使用圧力(0.853MPa)を監視可能な設定とする。
スクラバ容器温度	0~300℃	—	—	最大値: 154℃	最大値: 178℃	第1ベントフィルタスクラバ容器の最高使用温度(200℃)を監視可能な設定とする。
第1ベントフィルタ出口水素濃度	0~20vol%/ 0~100vol%	—	—	0vol%	0~1.3vol%	格納容器ベント停止後の窒素によるパージを実施し、第1ベントフィルタ出口配管内に滞留する水素濃度が可燃限界(4vol%)未満であることを監視可能な設定とする。
残留熱除去系熱交換器冷却水流量	0~1500m ³ /h	0~1218m ³ /h	0~1218m ³ /h	0~1218m ³ /h	0~600m ³ /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡する残留熱除去系熱交換器冷却水流量の最大流量(1218m ³ /h)に余裕を見込んだ設定としている。 なお、移動式代替熱交換設備の最大流量(600m ³ /h)を監視可能である。

表 4-1 計測装置の計測範囲 (11/11)

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	
低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	0~4MPa	—	—	最大値： 3.92MPa	最大値： 3.92MPa	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、低圧原子炉代替注水ポンプ出口の最高使用圧力(3.92MPa)に余裕を見込んだ設定とする。
残留熱代替除去ポンプ出口圧力	0~3MPa	—	—	最大値： 2.50MPa	最大値： 2.50MPa	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、残留熱代替除去ポンプ出口の最高使用圧力(2.50MPa)に余裕を見込んだ設定とする。
原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	0~10MPa	0~9.02MPa	最大値： 9.02MPa	最大値： 9.02MPa	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう原子炉隔離時冷却ポンプ出口の最大圧力(9.02MPa)を監視可能な設定としている。
高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	0~12MPa	0~8.93MPa	最大値： 8.93MPa	最大値： 8.93MPa	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、高圧炉心スプレイポンプ出口の最大圧力(8.93MPa)を監視可能な設定としている。
静的触媒式水素処理装置入口温度	0~100℃	—	—	—	最大値： 100℃	静的触媒式水素処理装置作動時に想定される温度範囲を監視可能な設定とする。
静的触媒式水素処理装置出口温度	0~400℃	—	—	—	最大値： 300℃	静的触媒式水素処理装置作動時に想定される温度範囲を監視可能な設定とする。

注記*1 : プラントの状態の定義は、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。通常運転時に想定される設計値を記載
- 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じる異常な状態。運転時の異常な過渡変化時に想定される設計値を記載
- 設計基準事故時：「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって，発生する頻度は稀であるが，発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定されるもの。設計基準事故時に想定される設計値を記載
- 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。重大事故等時に想定される設計値を記載

*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 : ATWS = 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

*5 : 計測範囲の零は，気水分離器下端とする。

*6 : 格納容器ベント実施の判断基準を記載

*7 : 有効性評価「水素燃焼」シナリオにおける解析値を記載

*8 : 計測範囲の零は，低圧原子炉代替注水槽底部とする。0～12542mm 相当

*9 : 原子炉格納容器床面からの高さを示す。

*10 : 計測範囲の零は，通常水位 (EL 5610mm) とする。

*11 : コリウムシールド上表面からの高さを示す。

*12 : 計測範囲の零は，スクラバ容器の液位計用管台 (N9) 高さとする。

表 4-2 可搬型計測器の計測範囲 (1/3)

監視パラメータ	常設計器の計測範囲	計測範囲等
残留熱除去ポンプ出口圧力	0～4MPa	0～4MPa に相当する検出器からの電気信号を計測。
低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	0～5MPa	0～5MPa に相当する検出器からの電気信号を計測。
残留熱除去系熱交換器入口温度	0～200℃	検出器内部の温度素子の耐熱温度である 350℃までの温度計測が可能。
残留熱除去系熱交換器出口温度	0～200℃	検出器内部の温度素子の耐熱温度である 350℃までの温度計測が可能。
残留熱除去ポンプ出口流量	0～1500m ³ /h	0～1500m ³ /h に相当する検出器からの電気信号を計測。
原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	0～150m ³ /h	0～150m ³ /h に相当する検出器からの電気信号を計測。
高圧炉心スプレイポンプ出口流量	0～1500m ³ /h	0～1500m ³ /h に相当する検出器からの電気信号を計測。
低圧炉心スプレイポンプ出口流量	0～1500m ³ /h	0～1500m ³ /h に相当する検出器からの電気信号を計測。
高圧原子炉代替注水流量	0～150m ³ /h	0～150m ³ /h に相当する検出器からの電気信号を計測。
低圧原子炉代替注水流量	0～200m ³ /h	0～200m ³ /h に相当する検出器からの電気信号を計測。
低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	0～50m ³ /h	0～50m ³ /h に相当する検出器からの電気信号を計測。
残留熱代替除去系原子炉注水流量	0～50m ³ /h	0～50m ³ /h に相当する検出器からの電気信号を計測。
原子炉圧力	0～10MPa	0～10MPa に相当する検出器からの電気信号を計測。
原子炉圧力 (S A)	0～11MPa	0～11MPa に相当する検出器からの電気信号を計測。
原子炉水位 (広帯域)	-400～+150cm ^{*1}	-400～+150cm ^{*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)	-800～-300cm ^{*1}	-800～-300cm ^{*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)	-900～+150cm ^{*1}	-900～+150cm ^{*1} に相当する検出器からの電気信号を計測。
ドライウエル圧力 (S A)	0～1000kPa [abs]	0～1000kPa [abs] に相当する検出器からの電気信号を計測。
サブプレッションチェンバ圧力 (S A)	0～1000kPa [abs]	0～1000kPa [abs] に相当する検出器からの電気信号を計測。
ドライウエル温度 (S A)	0～300℃	検出器内部の温度素子の耐熱温度である 1200℃までの温度計測が可能。

表 4-2 可搬型計測器の計測範囲 (2/3)

監視パラメータ	常設計器の計測範囲	計測範囲等
ペDESTAL温度 (S A)	0~300℃	検出器内部の温度素子の耐熱温度である 1200℃までの温度計測が可能。
ペDESTAL水温度 (S A)	0~300℃	検出器内部の温度素子の耐熱温度である 1200℃までの温度計測が可能。
サプレッションチェンバ温度 (S A)	0~200℃	検出器内部の温度素子の耐熱温度である 350℃までの温度計測が可能。
サプレッションプール水温度 (S A)	0~200℃	検出器内部の温度素子の耐熱温度である 500℃までの温度計測が可能。
低圧原子炉代替注水槽水位	0~1500m ³ *2	0~1500m ³ *2 に相当する検出器からの電気信号を計測。
格納容器代替スプレイ流量	0~150m ³ /h	0~150m ³ /h に相当する検出器からの電気信号を計測。
ペDESTAL代替注水流量	0~150m ³ /h	0~150m ³ /h に相当する検出器からの電気信号を計測。
ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用)	0~50m ³ /h	0~50m ³ /h に相当する検出器からの電気信号を計測。
残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	0~150m ³ /h	0~150m ³ /h に相当する検出器からの電気信号を計測。
ドライウエル水位	-3.0m ^{*3} , -1.0m ^{*3} , +0.9m ^{*3}	-3.0m ^{*3} , -1.0m ^{*3} , +0.9m ^{*3} 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 (S A)	-0.80~+5.50m ^{*4}	-0.80~+5.50m ^{*4} に相当する検出器からの電気信号を計測。
ペDESTAL水位	+0.1m ^{*5} , +1.2m ^{*5} , +2.4m ^{*5} , +2.4m ^{*5}	+0.1m ^{*5} , +1.2m ^{*5} , +2.4m ^{*5} , +2.4m ^{*5} に相当する検出器からの電気信号を計測。
原子炉圧力容器温度 (S A)	0~500℃	検出器内部の温度素子の耐熱温度である 1200℃までの温度計測が可能。
スクラバ容器水位	□ mm ^{*6}	□ mm ^{*6} に相当する検出器からの電気信号を計測。
スクラバ容器圧力	0~1MPa	0~1MPa に相当する検出器からの電気信号を計測。
スクラバ容器温度	0~300℃	検出器内部の温度素子の耐熱温度である 350℃までの温度計測が可能。
残留熱除去系熱交換器冷却水流量	0~1500m ³ /h	0~1500m ³ /h に相当する検出器からの電気信号を計測。
低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	0~4MPa	0~4MPa に相当する検出器からの電気信号を計測。
原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	0~10MPa	0~10MPa に相当する検出器からの電気信号を計測。
高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	0~12MPa	0~12MPa に相当する検出器からの電気信号を計測。

表 4-2 可搬型計測器の計測範囲 (3/3)

監視パラメータ	常設計器の計測範囲	計測範囲等
残留熱代替除去ポンプ出口圧力	0～3MPa	0～3MPa に相当する検出器からの電気信号を計測。
静的触媒式水素処理装置入口温度	0～100℃	検出器内部の温度素子の耐熱温度である 1200℃までの温度計測が可能。
静的触媒式水素処理装置出口温度	0～400℃	検出器内部の温度素子の耐熱温度である 1200℃までの温度計測が可能。

注記*1：計測範囲の零は、気水分離器下端とする。

*2：計測範囲の零は、低圧原子炉代替注水槽底部とする。0～12542 mm相当

*3：原子炉格納容器床面からの高さを示す。

*4：計測範囲の零は、通常水位 (EL 5610mm) とする。

*5：コリウムシールド上表面からの高さを示す。

*6：計測範囲の零は、スクラバ容器の液位計管台 (N9) 高さとする。