

本資料のうち、枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所第7号機 工事計画審査資料	
資料番号	KK7 添-1-044 改7
提出年月日	2020年7月22日

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

2020年 7月
東京電力ホールディングス株式会社

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
2.1.1 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	1
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	1
2.2.2 静的触媒式水素再結合器の動作監視及び原子炉建屋内水素濃度の計測	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	4
3.1 計測装置の構成	5
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	5
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	9
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	31
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	41
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	57
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	59
3.1.7 原子炉格納容器本体の水位を計測する装置	61
3.1.8 原子炉建屋内の水素ガス濃度を計測する装置	65
3.1.9 その他重大事故等対処設備の計測装置	68
3.2 計測装置の計測結果の表示，記録及び保存	104
3.2.1 計測結果の指示又は表示	104
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	104
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	104
3.3 安全保護装置	109
3.3.1 不正アクセス行為等の被害の防止	110
4. 計測装置の計測範囲及び警報動作範囲	113

別添 格納容器内水素濃度（SA）による格納容器内水素濃度の監視について

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

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又は外部記憶媒体へ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内酸素濃度、格納容器内水素濃度及び格納容器内水素濃度（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、フィルタ装置水素濃度は、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。

2.2.2 静的触媒式水素再結合器の動作監視及び原子炉建屋内水素濃度の計測

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屋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、静的触媒式水素再結合器動作監視装置は静的触媒式水素再結合器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、直流電源が必要な場合には、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、水素濃度及び酸素濃度、原子炉建屋内の水素濃度並びに未臨界の維持又は監視、最終ヒートシンクの確保の監視、格納容器バイパスの監視、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。

重大事故等の対処に必要なパラメータは、データ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDS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。

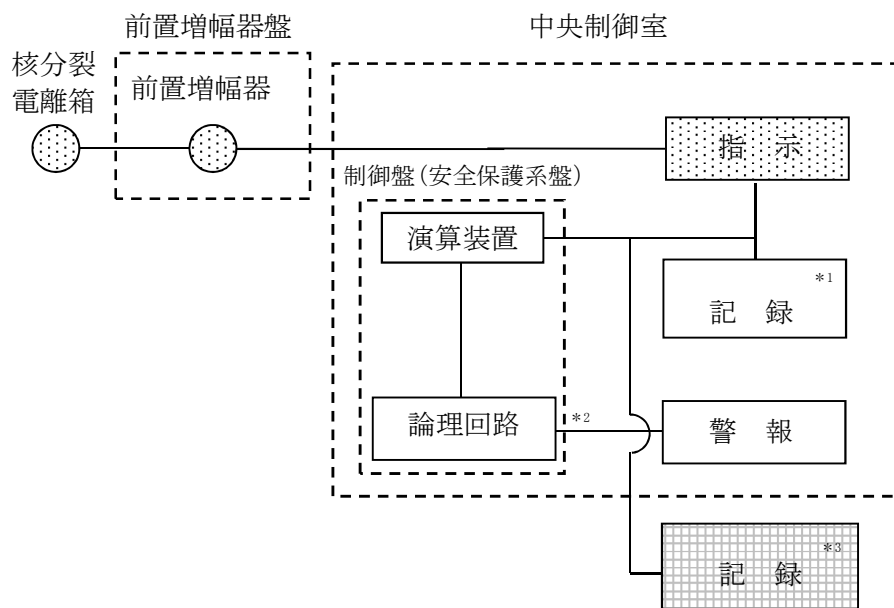
また，安全保護装置の不正アクセス行為等の被害の防止措置について「3.3 安全保護装置」に示す。

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) 起動領域モニタ

起動領域モニタは，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，起動領域中性子束の検出信号は，核分裂電離箱からのパルス信号を，前置増幅器で増幅し，中央制御室の指示部にて中性子束レベル信号に変換する処理を行った後，中性子束レベルを中央制御室に指示し，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 「起動領域モニタの概略構成図」及び図 3-2「検出器の構造図（起動領域モニタ）」参照。）



注記*1：記録計

*2：原子炉周期（ペリオド）短原子炉スクラム
中性子束計装動作不能原子炉スクラム

*3：緊急時対策支援システム伝送装置

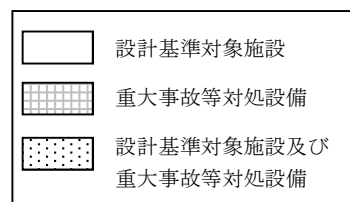


図 3-1 起動領域モニタの概略構成図

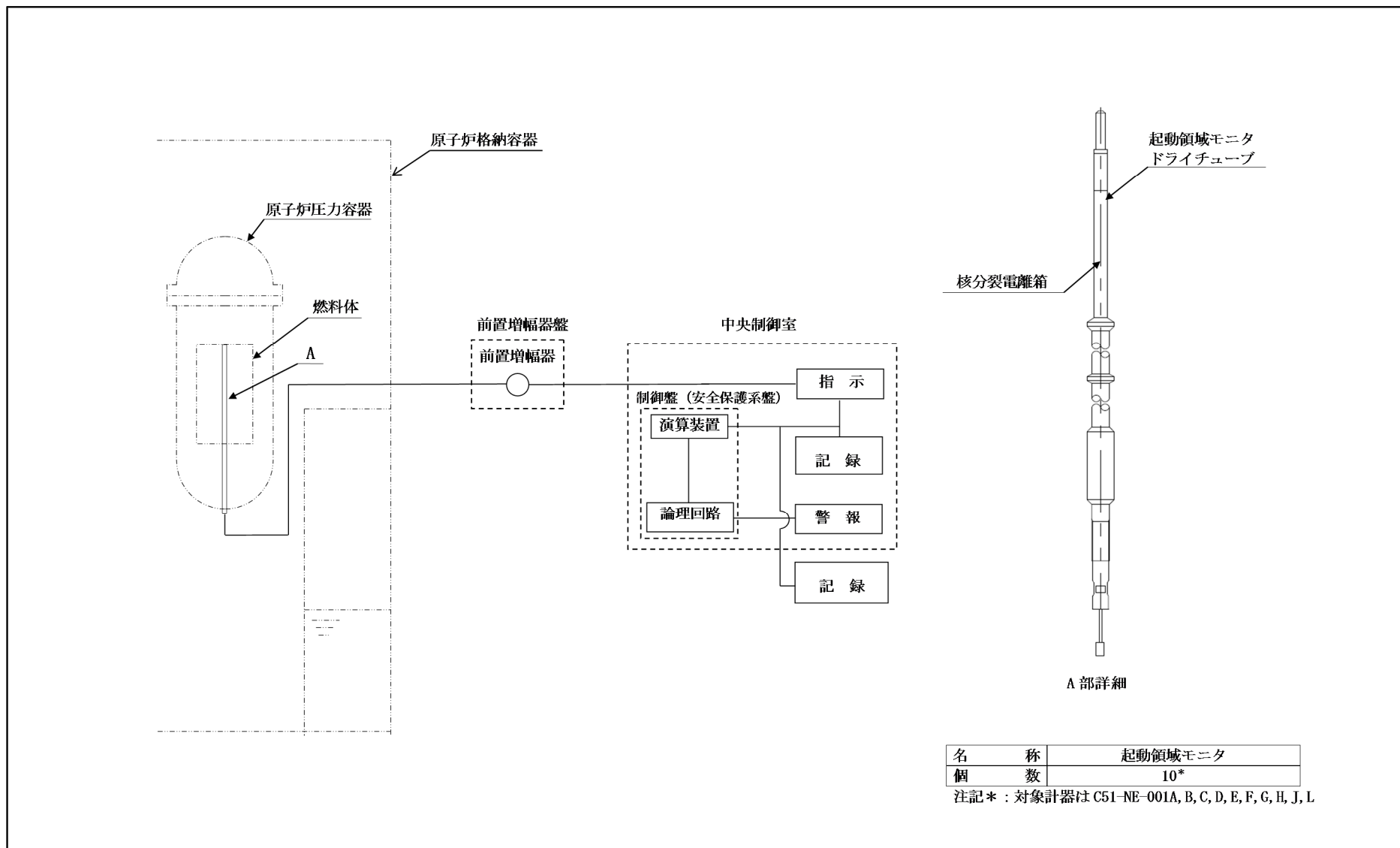
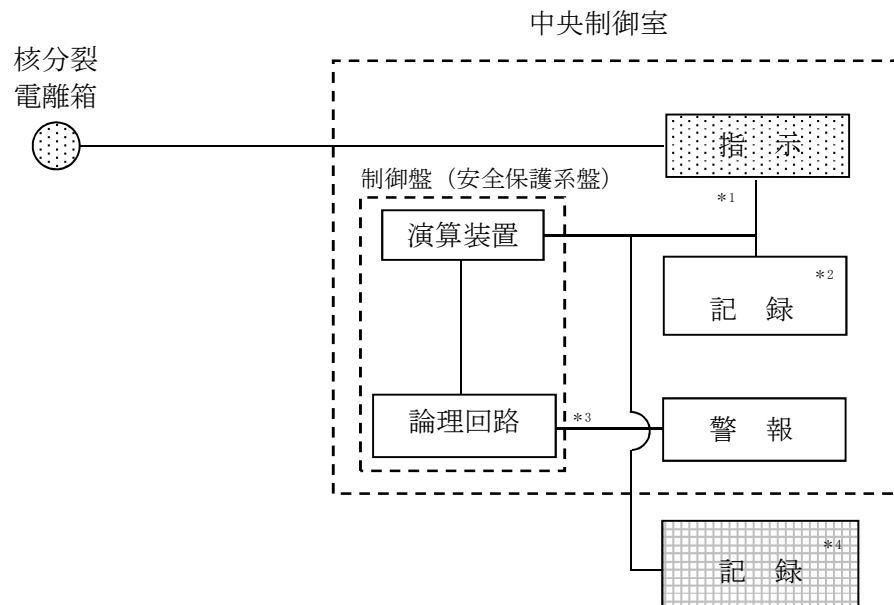


図 3-2 検出器の構造図 (起動領域モニタ)

(2) 出力領域モニタ

出力領域モニタは、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、出力領域中性子束の検出信号は、核分裂電離箱からの電流信号を、中央制御室の指示部にて中性子束レベル信号に変換する処理を行った後、中性子束レベルを中央制御室に指示し、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 3-3「出力領域モニタの概略構成図」及び図 3-4「検出器の構造図（出力領域モニタ）」参照。）



- 注記*1 : 平均中性子束
 *2 : 記録計
 *3 : 中性子束高原子炉スクラム
 中性子束計装動作不能原子炉スクラム
 *4 : 緊急時対策支援システム伝送装置

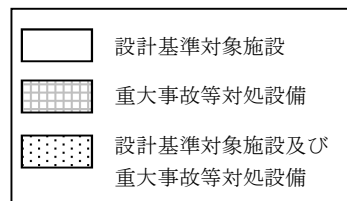


図 3-3 出力領域モニタの概略構成図

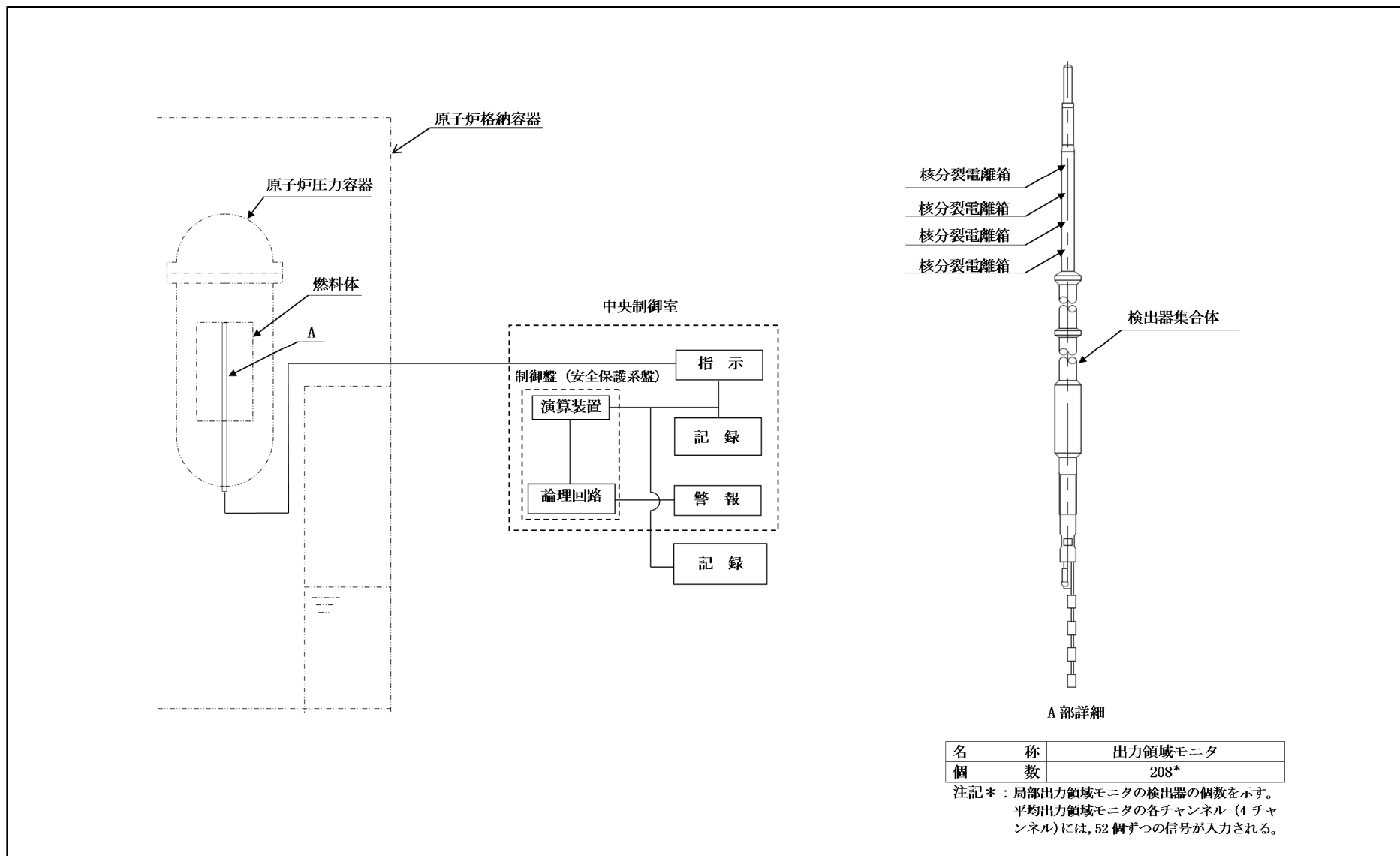
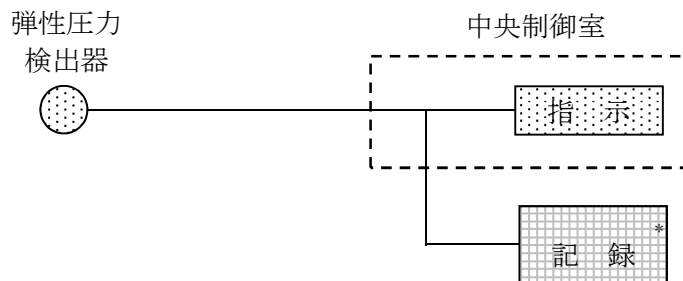


図 3-4 検出器の構造図 (出力領域モニタ)

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) 高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力

高圧炉心注水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3-5「高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力の概略構成図」及び図3-6「検出器の構造図（高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力）」参照。）



注記*：緊急時対策支援システム伝送装置

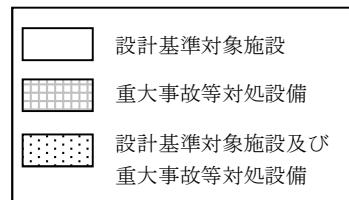


図3-5 高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力の概略構成図

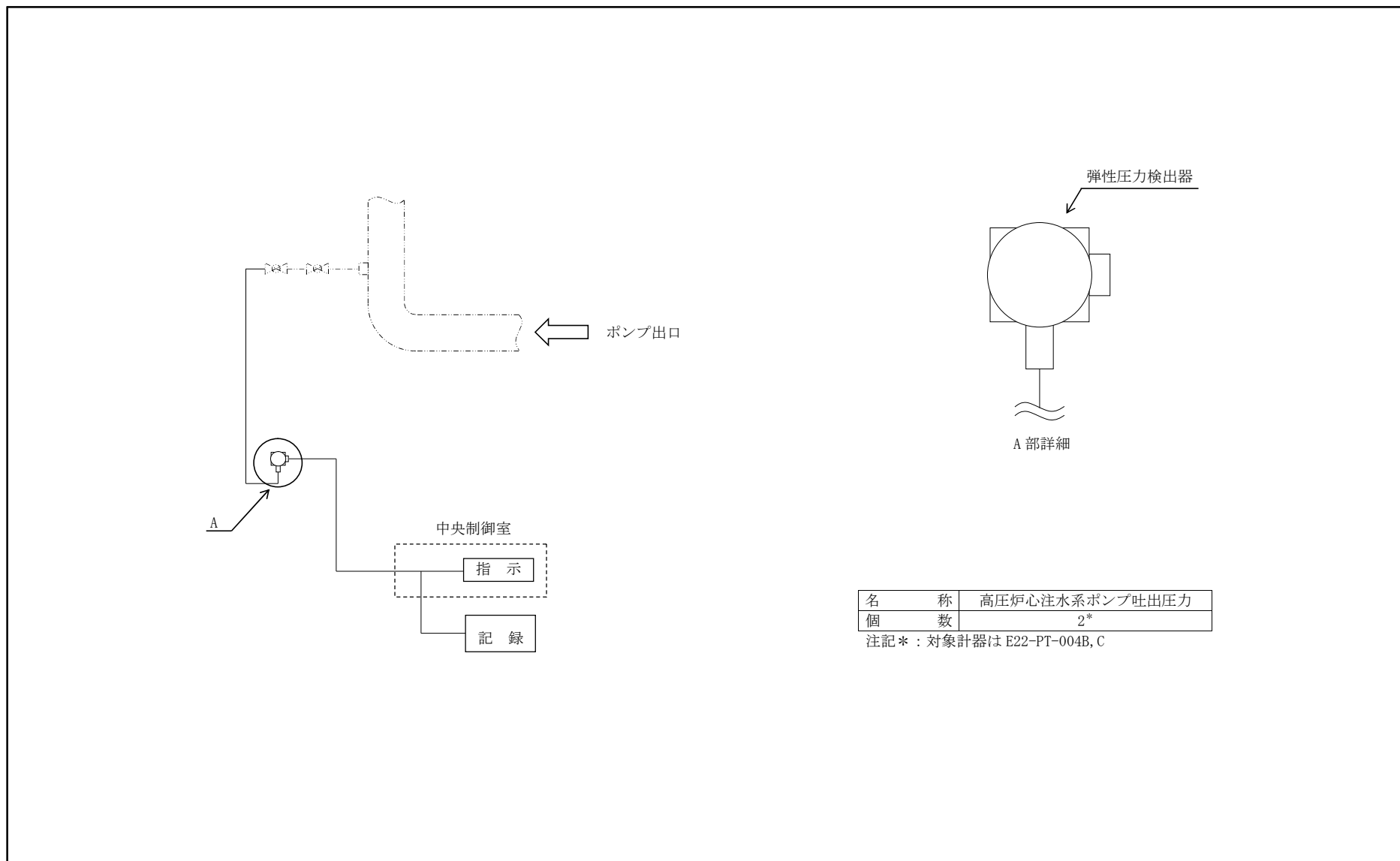
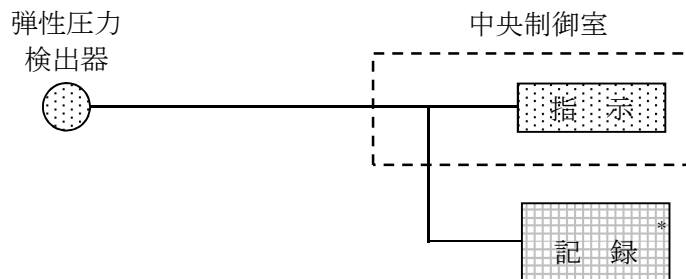


図 3-6 検出器の構造図 (高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力)

(2) 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3-7「残留熱除去系ポンプ吐出圧力の概略構成図」及び図3-8「検出器の構造図(残留熱除去系ポンプ吐出圧力)」参照。)



注記*：緊急時対策支援システム伝送装置

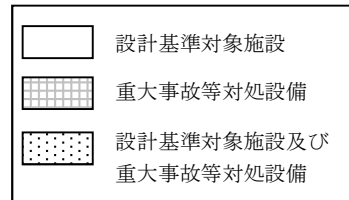


図3-7 残留熱除去系ポンプ吐出圧力の概略構成図

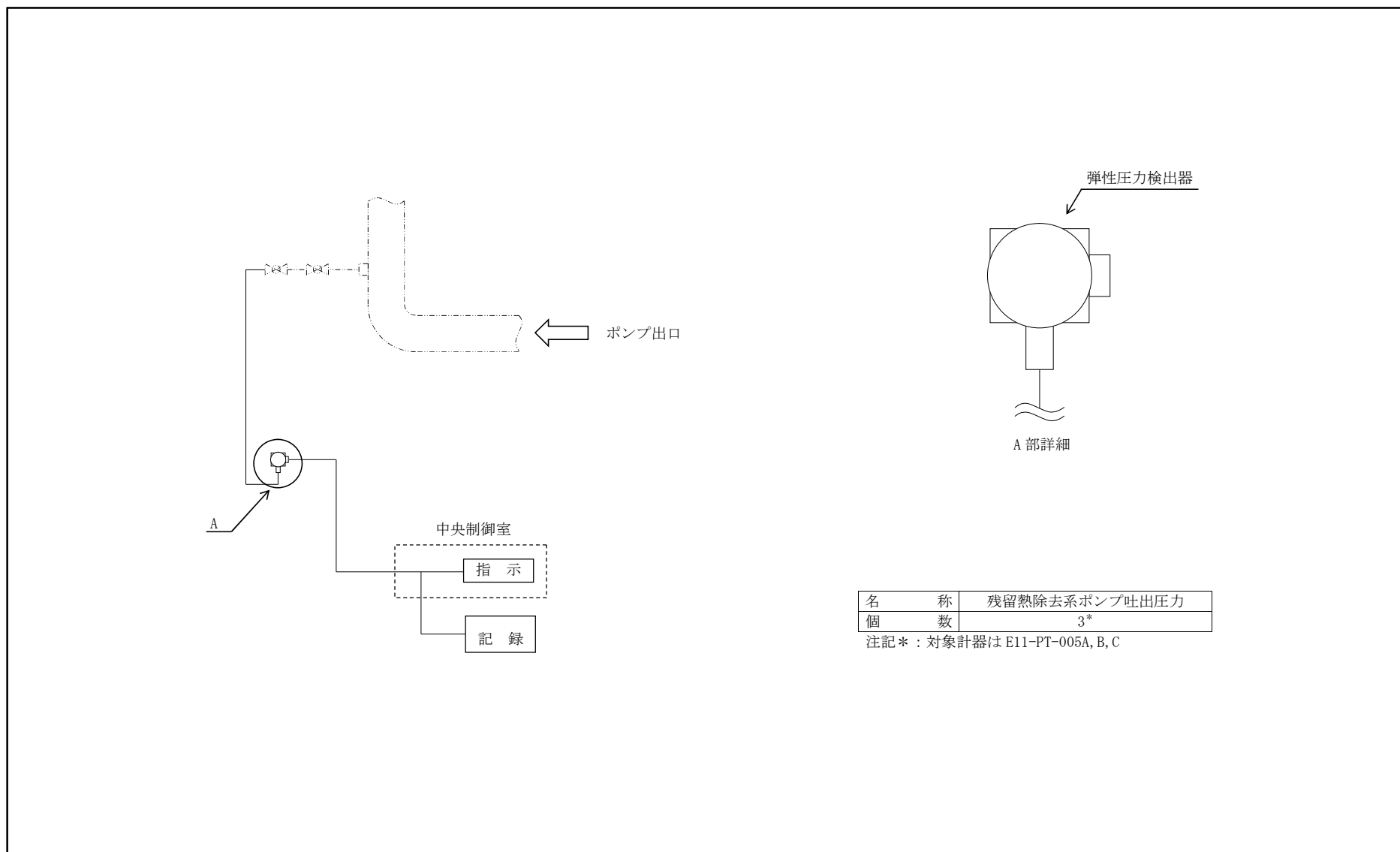
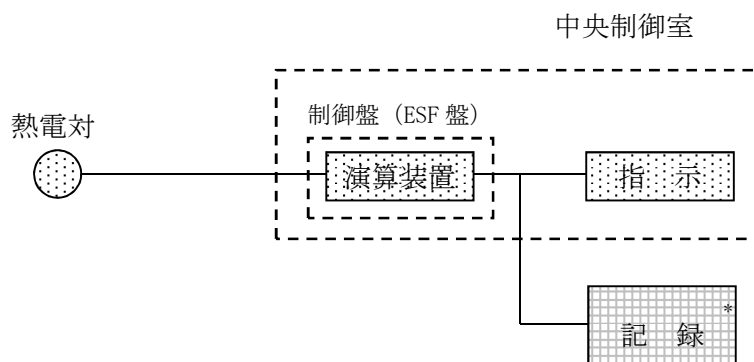


図 3-8 検出器の構造図 (残留熱除去系ポンプ吐出圧力)

(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、制御盤（ESF 盤*）内の演算装置を経由して指示部にて温度信号に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 3-9「残留熱除去系熱交換器入口温度の概略構成図」及び図 3-10「検出器の構造図（残留熱除去系熱交換器入口温度）」参照。）

注記*：工学的安全施設の制御盤（ESF：Engineered Safety Features）



注記*：緊急時対策支援システム伝送装置

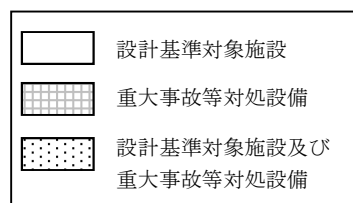


図 3-9 残留熱除去系熱交換器入口温度の概略構成図

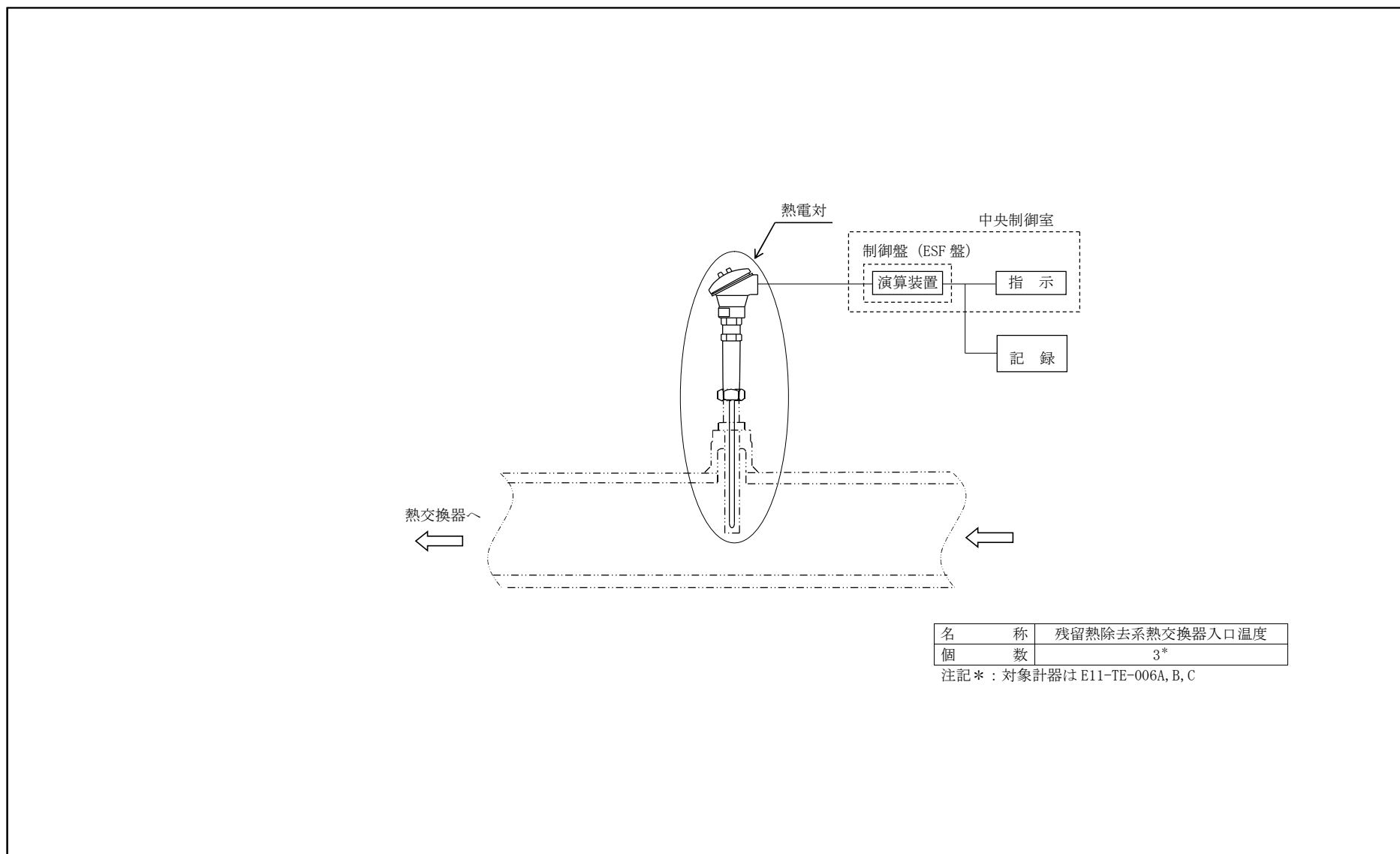
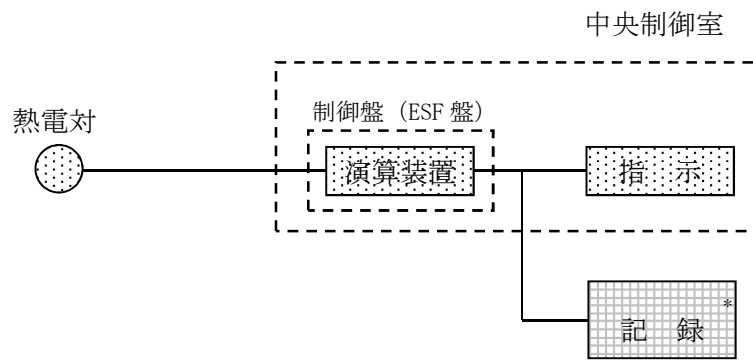


図 3-10 検出器の構造図 (残留熱除去系熱交換器入口温度)

(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、制御盤 (ESF 盤*) 内の演算装置を經由して指示部にて温度信号に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 3-11「残留熱除去系熱交換器出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出口温度)」参照。)

注記* : 工学的安全施設の制御盤 (ESF : Engineered Safety Features)



注記* : 緊急時対策支援システム伝送装置

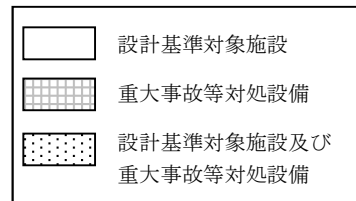
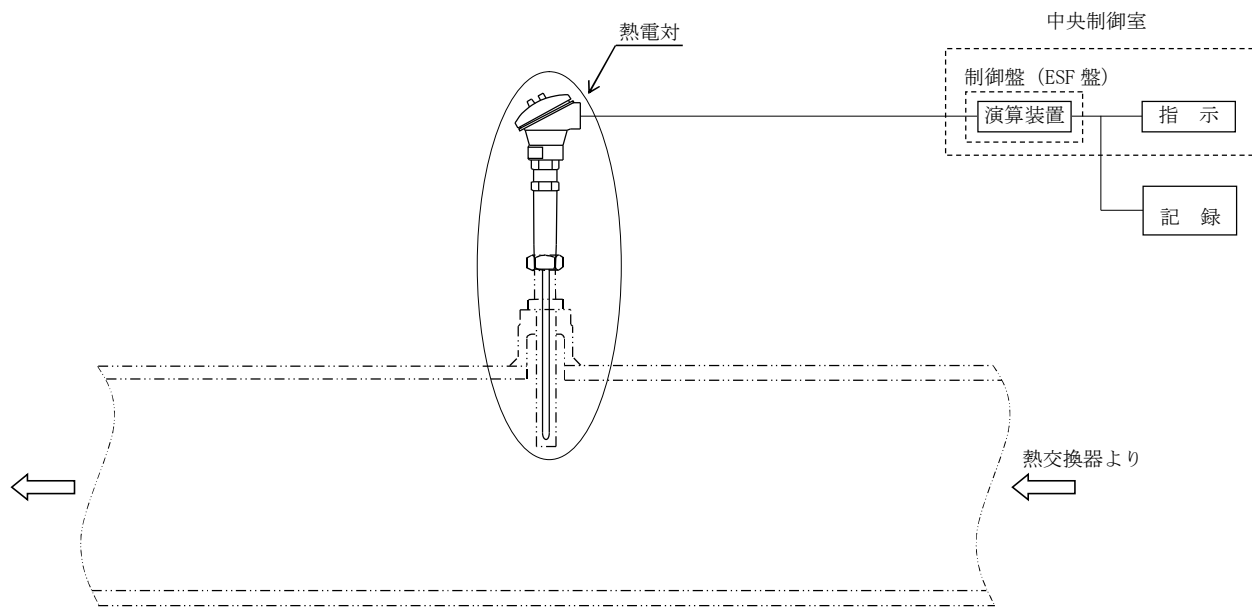


図 3-11 残留熱除去系熱交換器出口温度の概略構成図



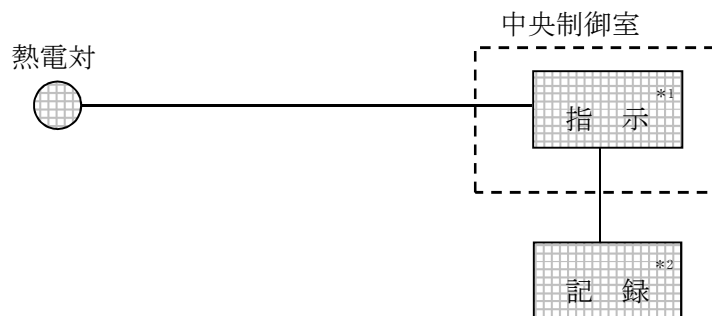
名 称	残留熱除去系熱交換器出口温度
個 数	3*

注記* : 対象計器は E11-TE-007A, B, C

図 3-12 検出器の構造図 (残留熱除去系熱交換器出口温度)

(5) 復水補給水系温度（代替循環冷却）

復水補給水系温度（代替循環冷却）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、復水補給水系温度（代替循環冷却）の検出信号は、熱電対からの起電力を、中央制御室の指示部にて温度信号に変換する処理を行った後、復水補給水系温度（代替循環冷却）を中央制御室に指示し、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3-13「復水補給水系温度（代替循環冷却）の概略構成図」及び図3-14「検出器の構造図（復水補給水系温度（代替循環冷却）」参照。）



注記*1：記録計

*2：緊急時対策支援システム伝送装置

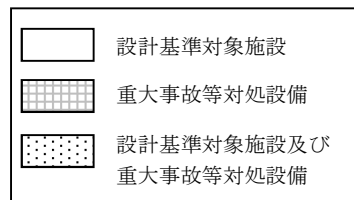
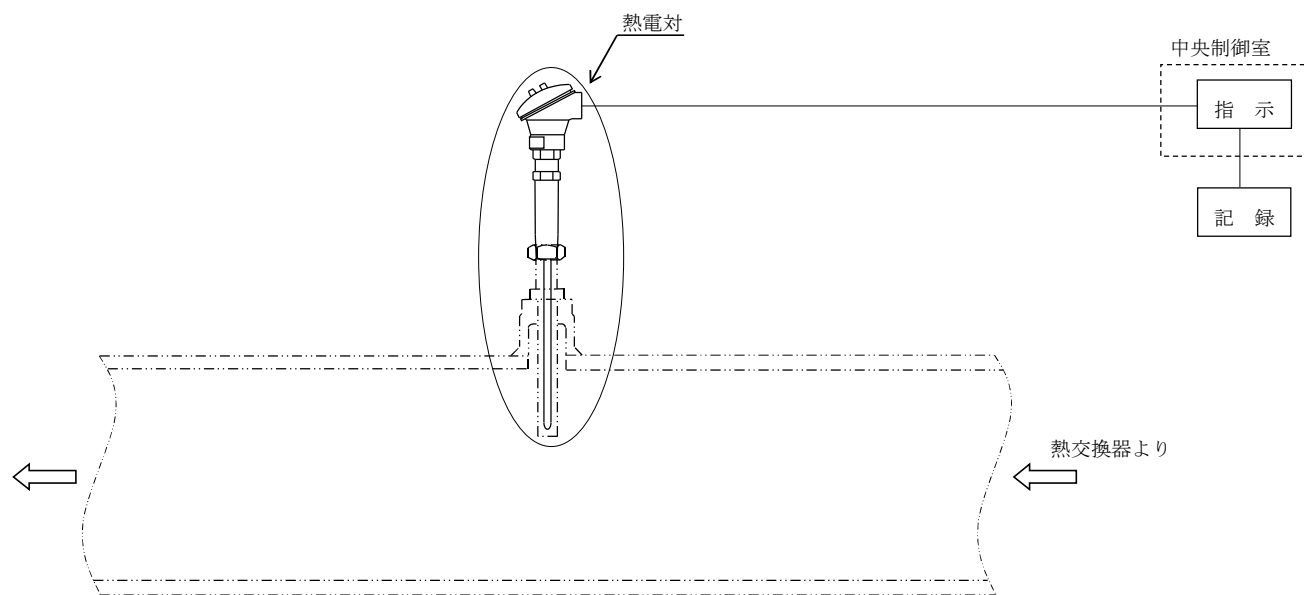


図3-13 復水補給水系温度（代替循環冷却）の概略構成図



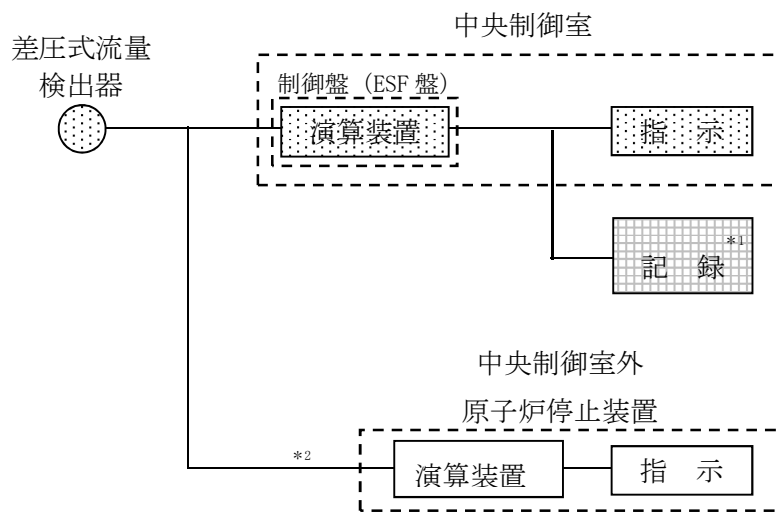
名 称	復水補給水系温度 (代替循環冷却)
個 数	1

図 3-14 検出器の構造図 (復水補給水系温度 (代替循環冷却))

(6) 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流信号を、制御盤 (ESF 盤*) 内の演算装置を経由して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 3-15「残留熱除去系系統流量の概略構成図」及び図 3-16「検出器の構造図 (残留熱除去系系統流量)」参照。)

注記* : 工学的安全施設の制御盤 (ESF : Engineered Safety Features)



注記*1 : 緊急時対策支援システム伝送装置

*2 : 区分 I, II のみ

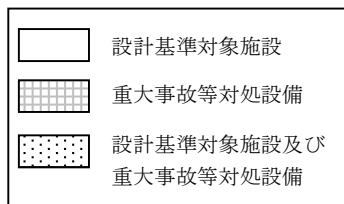
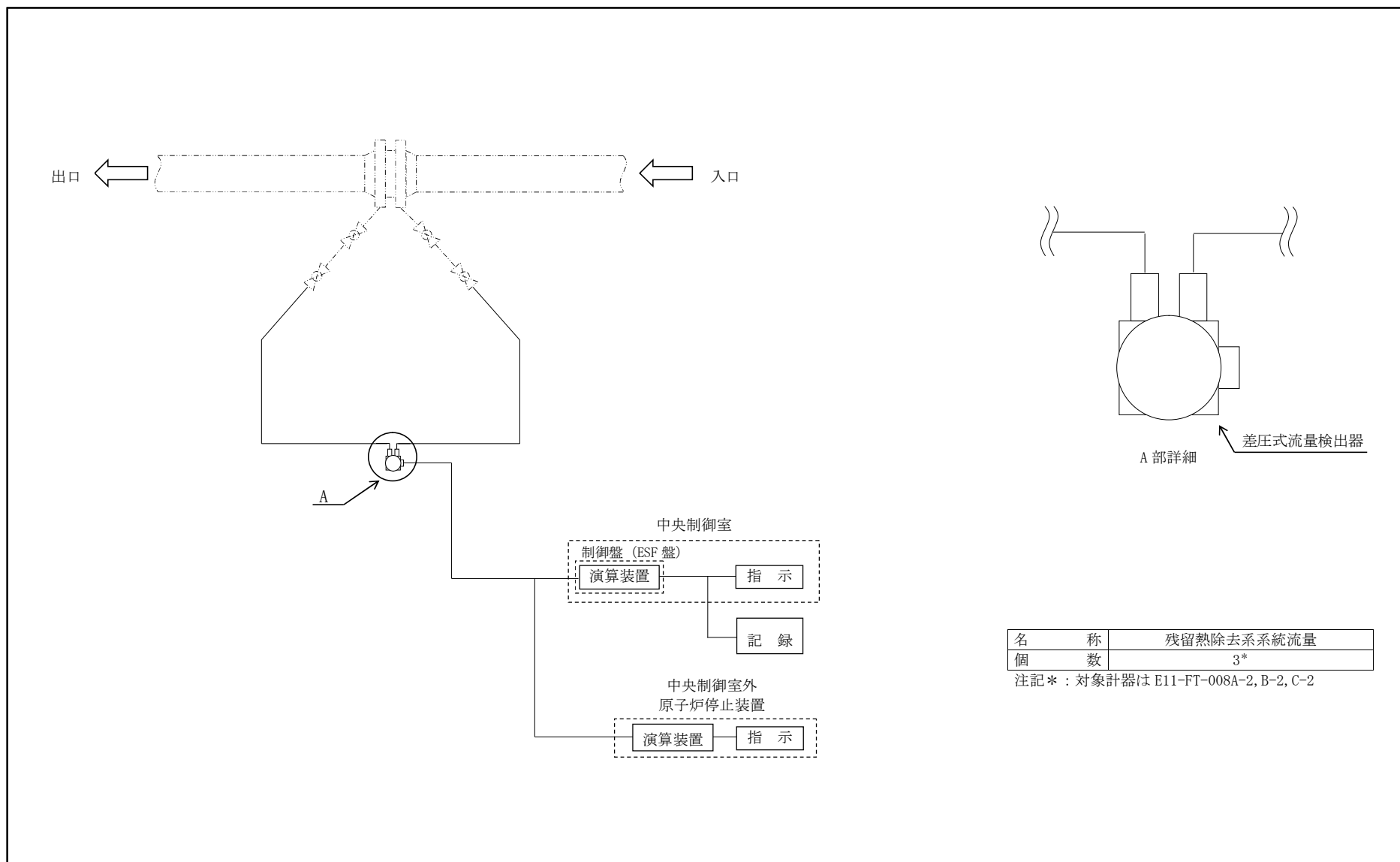


図 3-15 残留熱除去系系統流量の概略構成図



名称	残留熱除去系系統流量
個数	3*

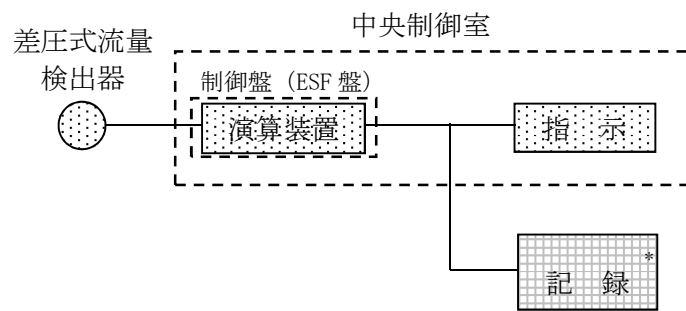
注記* : 対象計器は E11-FT-008A-2, B-2, C-2

図 3-16 検出器の構造図 (残留熱除去系系統流量)

(7) 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流信号を、制御盤 (ESF 盤*) 内の演算装置を経由して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 3-17「原子炉隔離時冷却系系統流量の概略構成図」及び図 3-18「検出器の構造図 (原子炉隔離時冷却系系統流量)」参照。)

注記* : 工学的安全施設の制御盤 (ESF : Engineered Safety Features)



注記* : 緊急時対策支援システム伝送装置

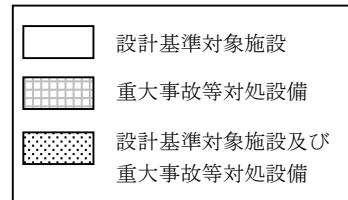


図 3-17 原子炉隔離時冷却系系統流量の概略構成図

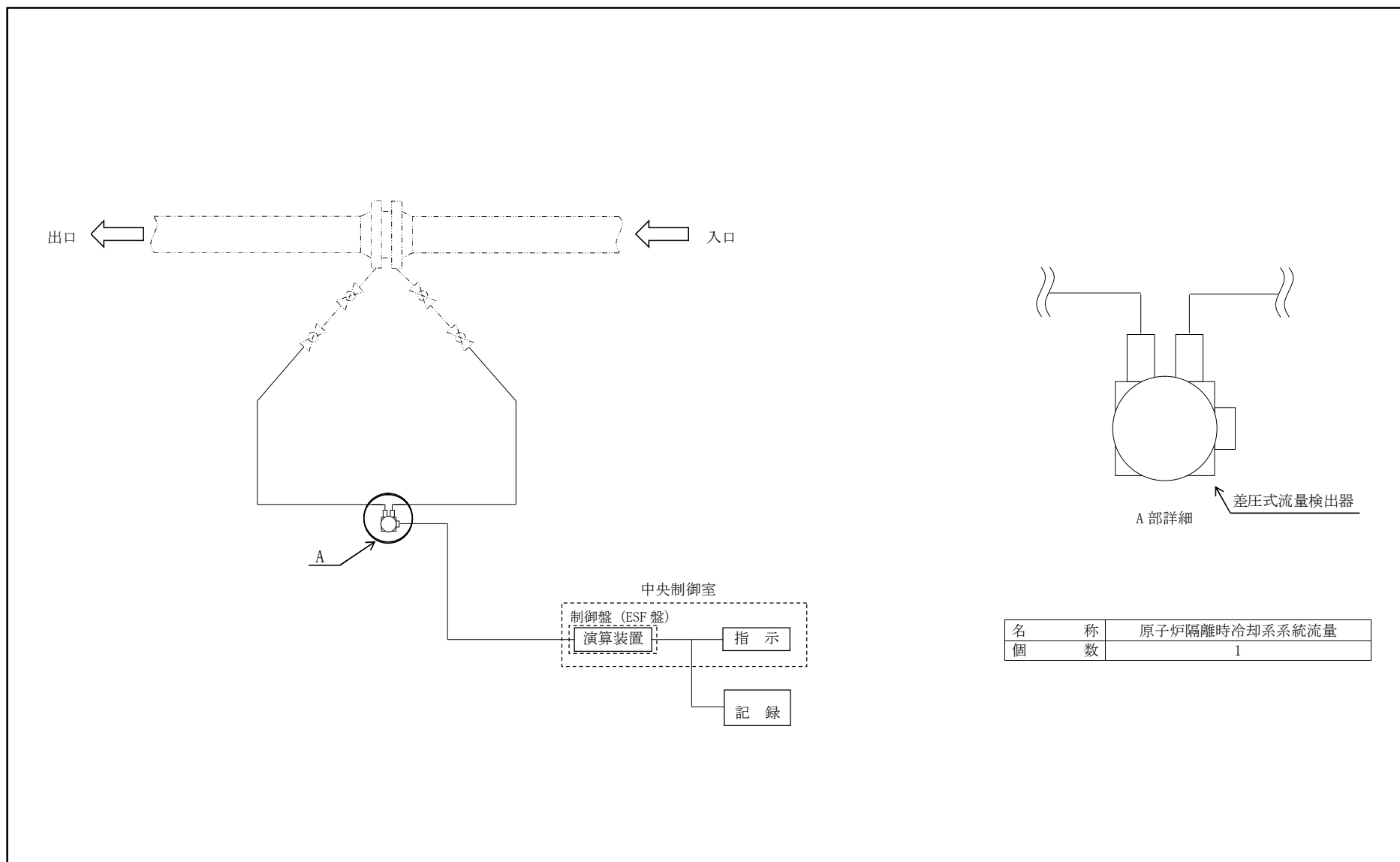
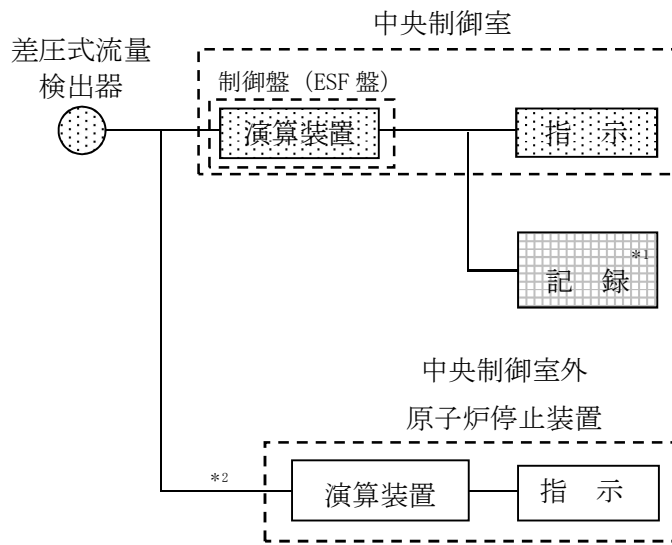


図 3-18 検出器の構造図 (原子炉隔離時冷却系系統流量)

(8) 高圧炉心注水系系統流量

高圧炉心注水系系統流量は、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、高圧炉心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流信号を、制御盤（ESF 盤*）内の演算装置を経由して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 3-19「高圧炉心注水系系統流量の概略構成図」及び図 3-20「検出器の構造図（高圧炉心注水系系統流量）」参照。）

注記*：工学的安全施設の制御盤（ESF：Engineered Safety Features）



注記*1：緊急時対策支援システム伝送装置

*2：区分Ⅱのみ

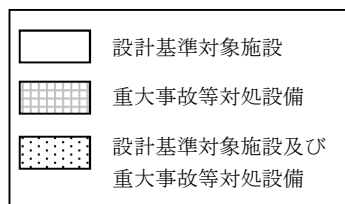
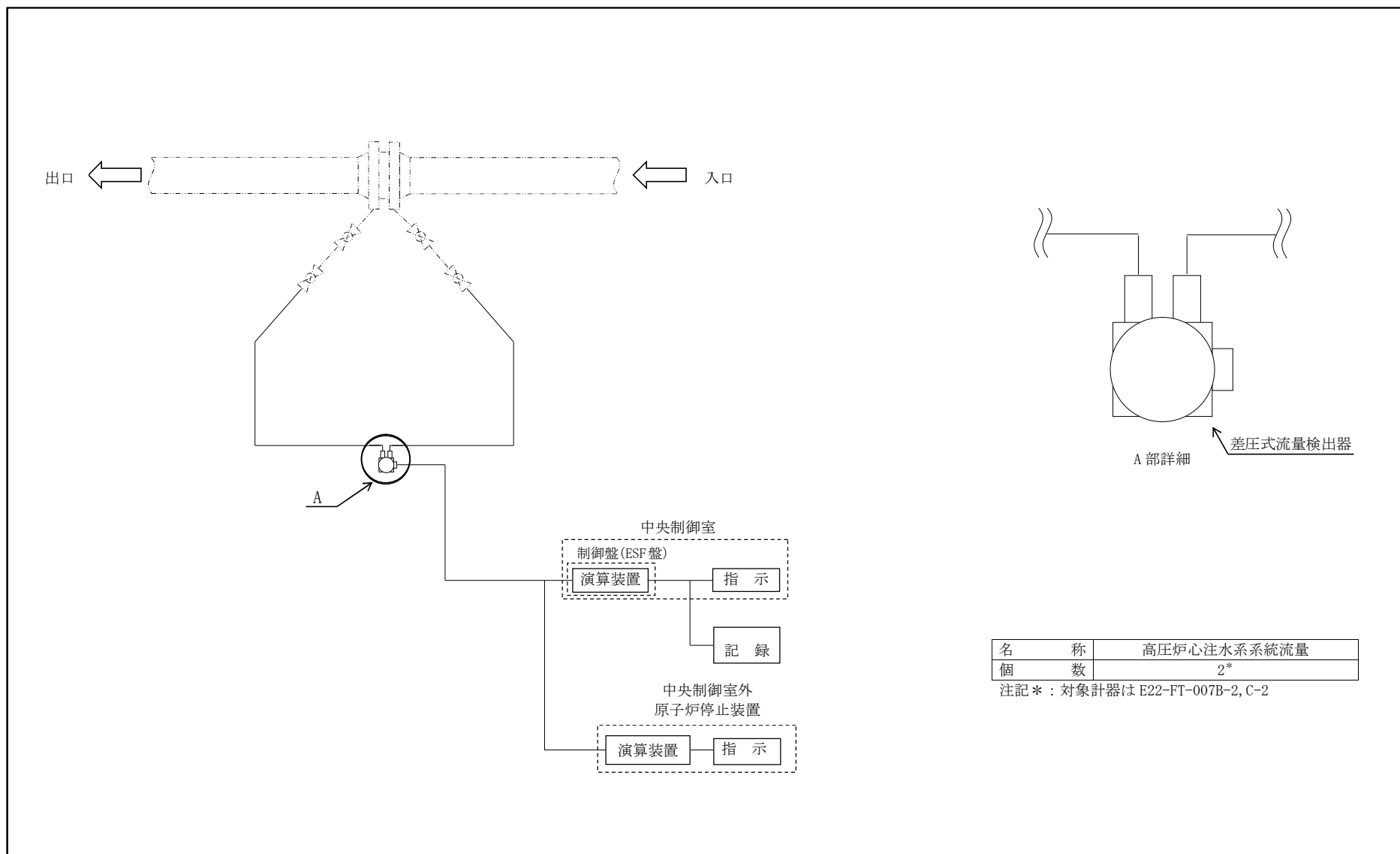


図 3-19 高圧炉心注水系系統流量の概略構成図



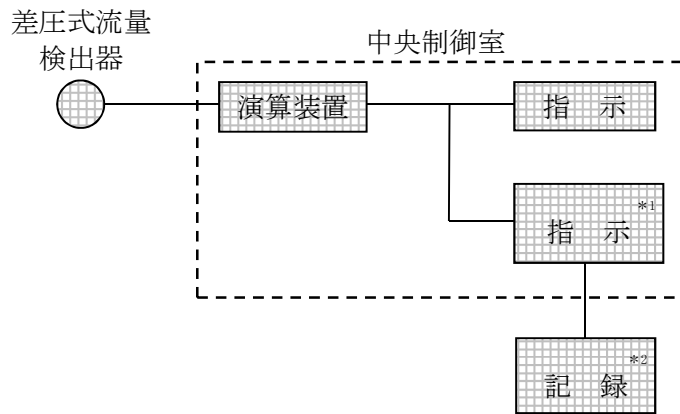
名 称	高压炉心注水系系統流量
個 数	2*

注記*：対象計器は E22-FT-007B-2, C-2

図 3-20 検出器の構造図 (高压炉心注水系系統流量)

(9) 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流信号を、中央制御室の演算装置を経由して指示部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し、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 3-21「高圧代替注水系系統流量の概略構成図」及び図 3-22「検出器の構造図(高圧代替注水系系統流量)」参照。)



注記*1 : 記録計

*2 : 緊急時対策支援システム伝送装置

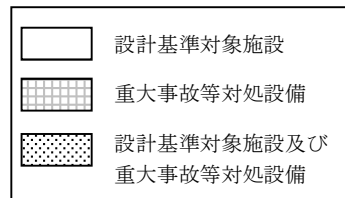


図 3-21 高圧代替注水系系統流量の概略構成図

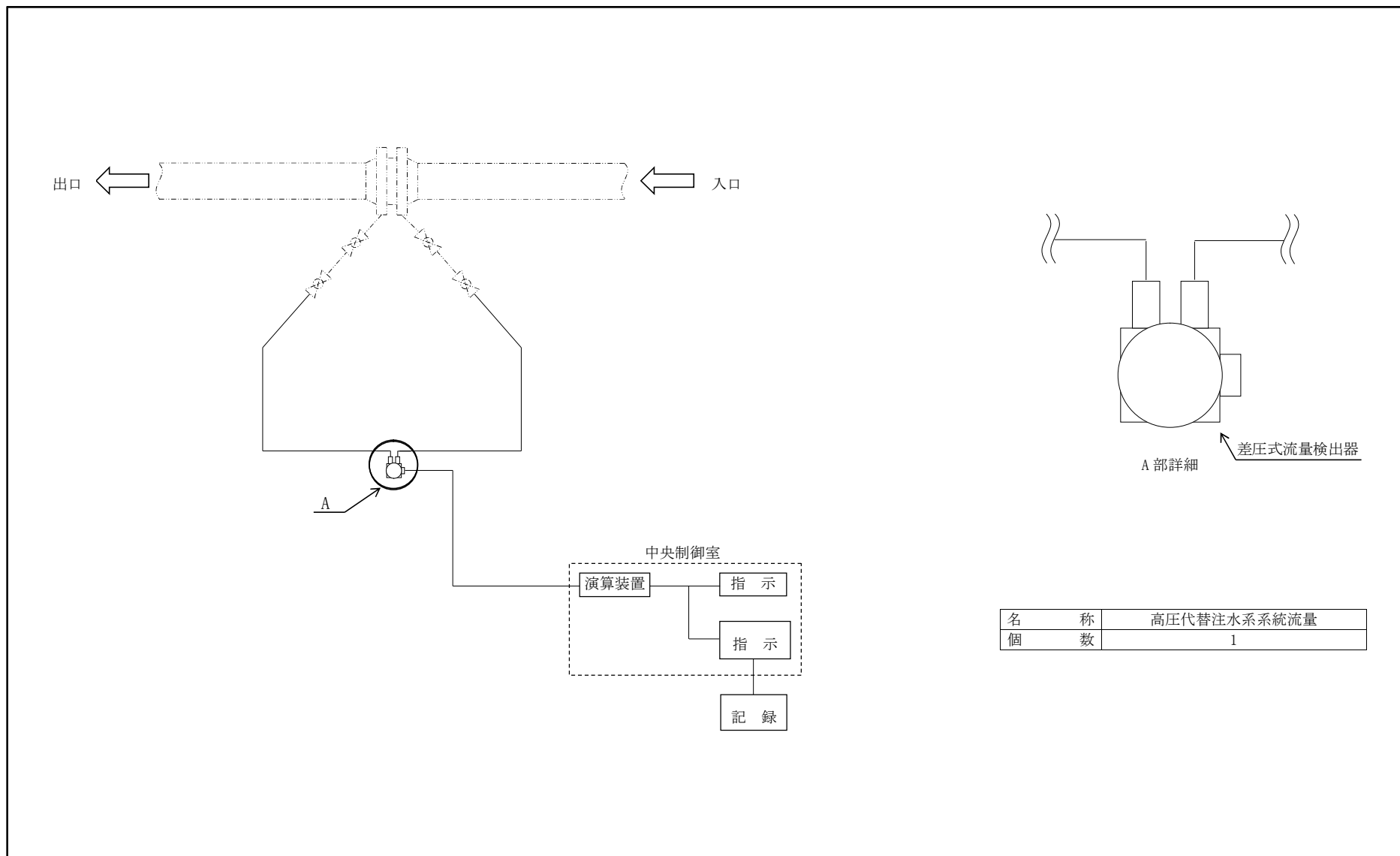
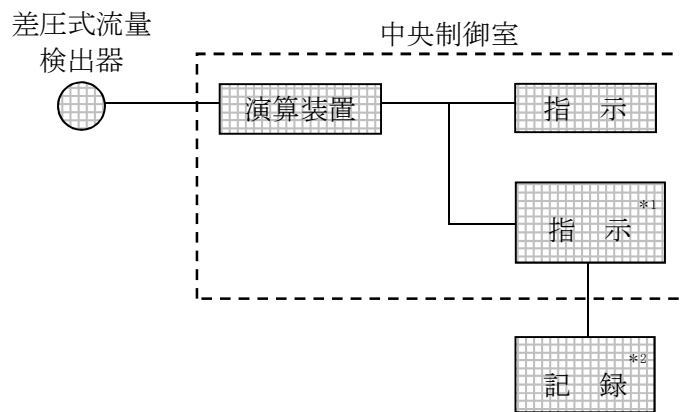


図 3-22 検出器の構造図 (高压代替注水系統流量)

(10) 復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量）

復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量）の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を、中央制御室の演算装置を経由して指示部にて流量信号へ変換する処理を行った後、復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量）を中央制御室に指示し、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 3-23「復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量）の概略構成図」及び図 3-24「検出器の構造図（復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量）」参照。）



注記*1：記録計

*2：緊急時対策支援システム伝送装置

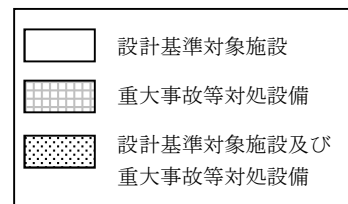


図 3-23 復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量）の概略構成図

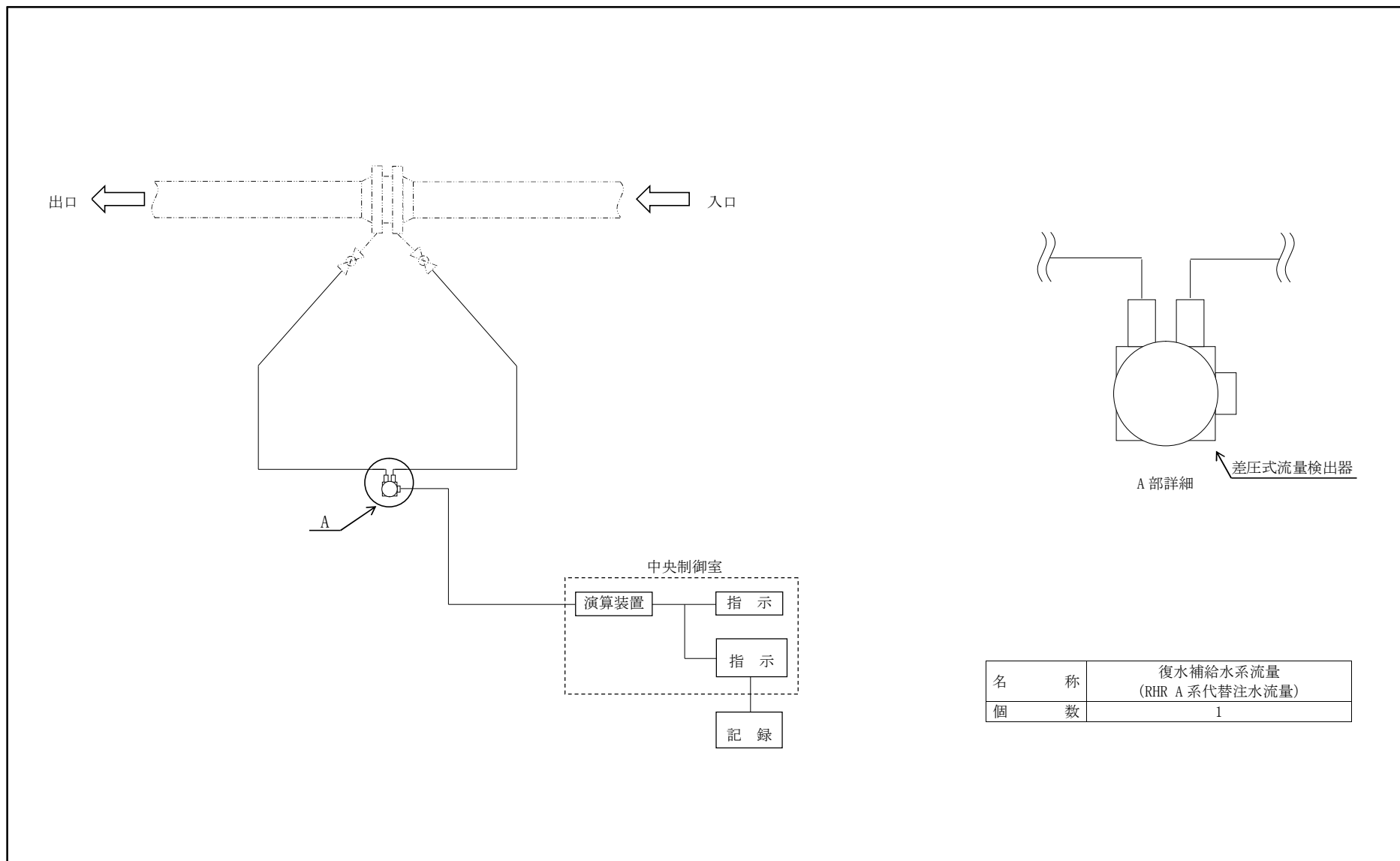
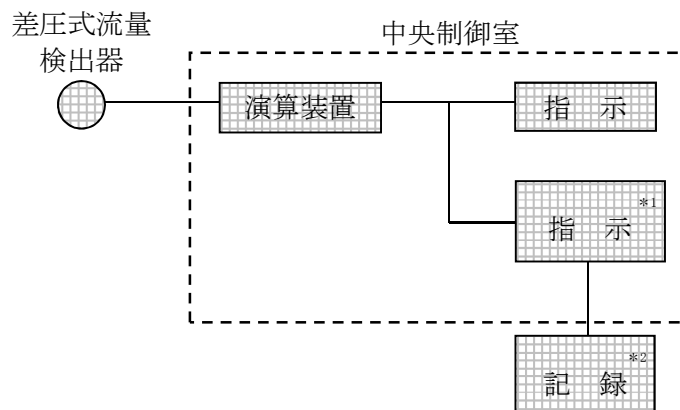


図 3-24 検出器の構造図 (復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量))

(11) 復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）

復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を、中央制御室の演算装置を経由して指示部にて流量信号へ変換する処理を行った後、復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）を中央制御室に指示し、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 3-25 「復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）の概略構成図」及び図 3-26 「検出器の構造図（復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）」参照。）



注記*1：記録計

*2：緊急時対策支援システム伝送装置

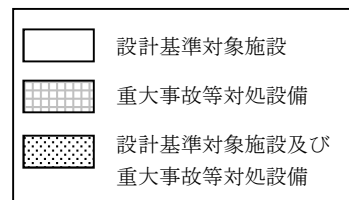


図 3-25 復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）の概略構成図

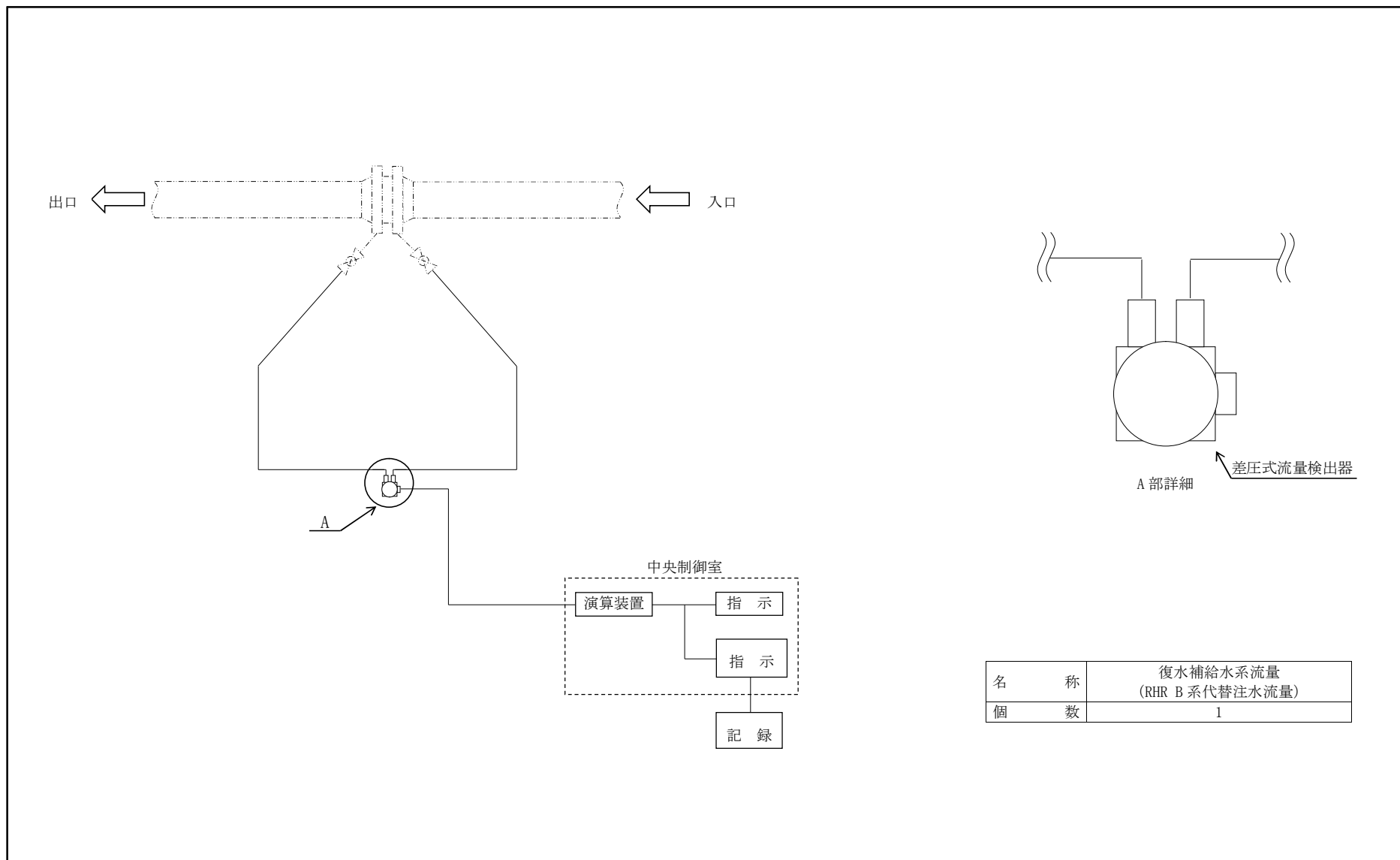
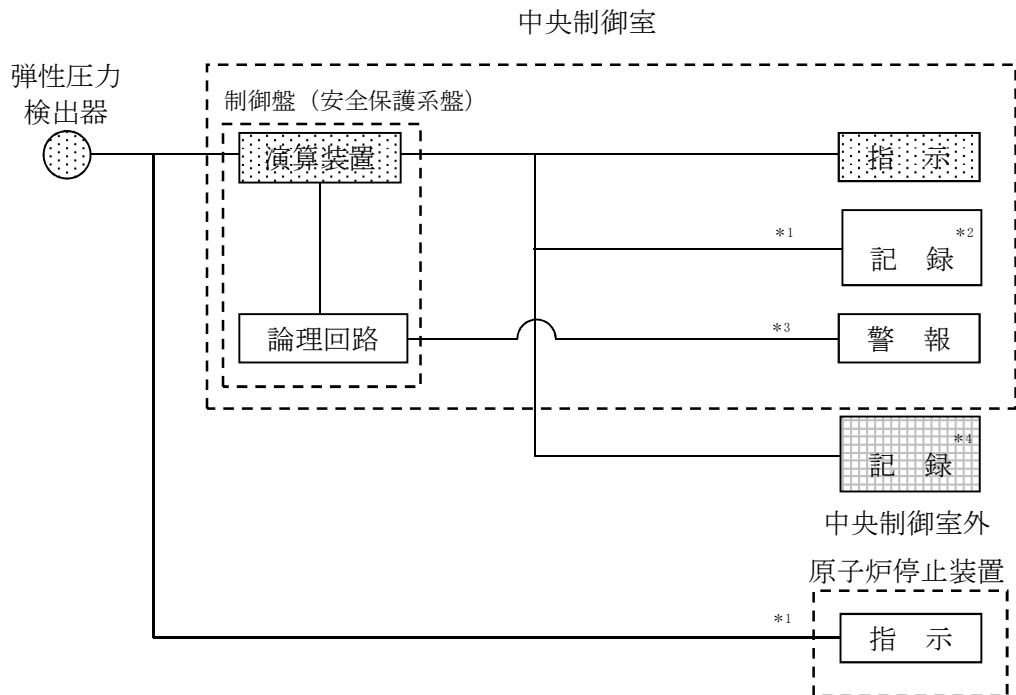


図 3-26 検出器の構造図 (復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量))

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流信号を、制御盤（安全保護系盤）内の演算装置を経由して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、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3-27「原子炉圧力の概略構成図」及び図3-28「検出器の構造図（原子炉圧力）」参照。）



注記*1：区分Ⅰ，Ⅱのみ

*2：記録計

*3：原子炉圧力高原子炉スクラム

*4：緊急時対策支援システム伝送装置

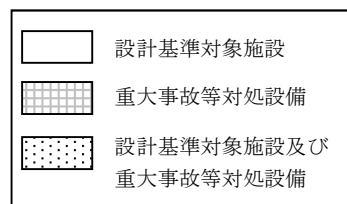


図3-27 原子炉圧力の概略構成図

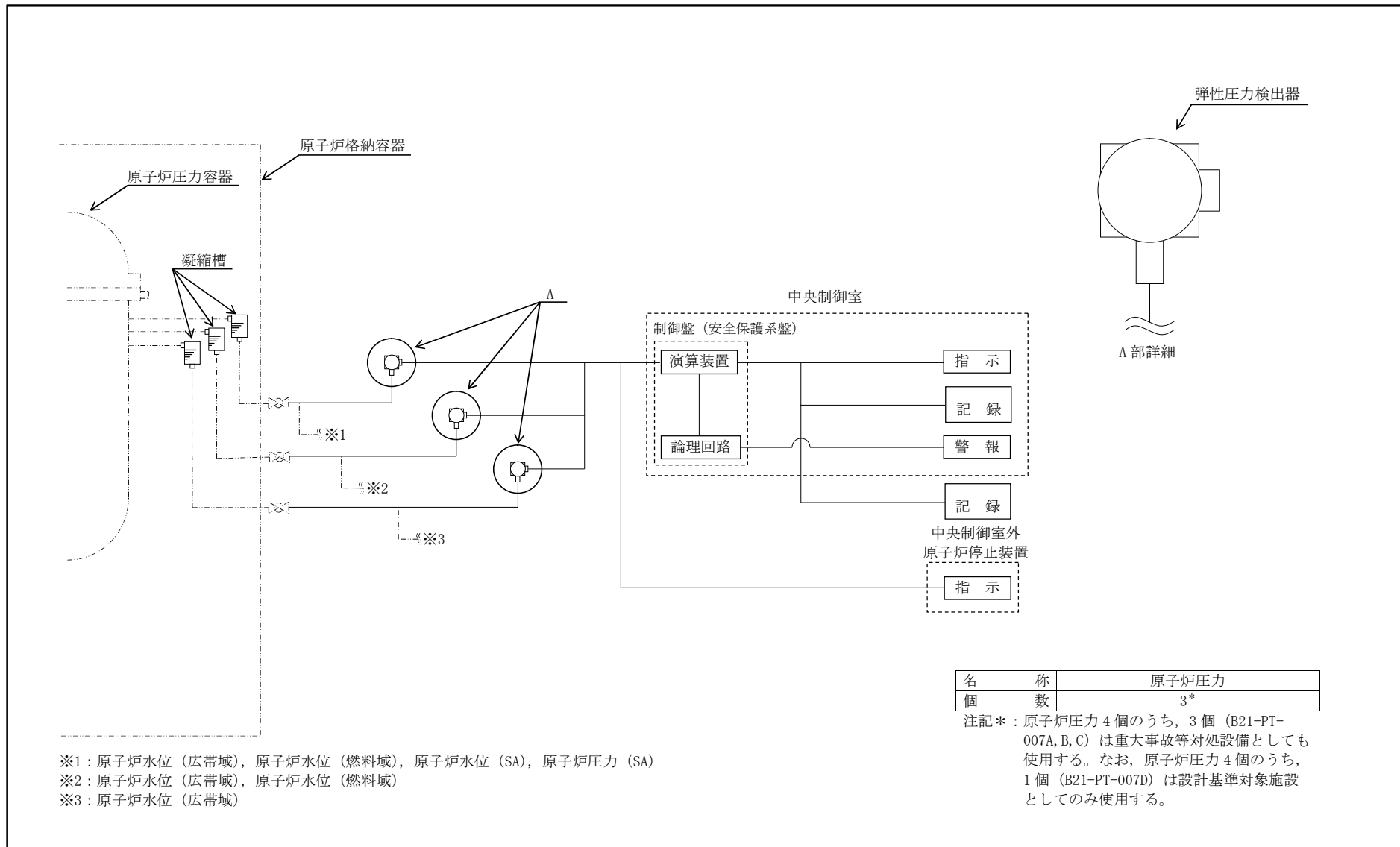
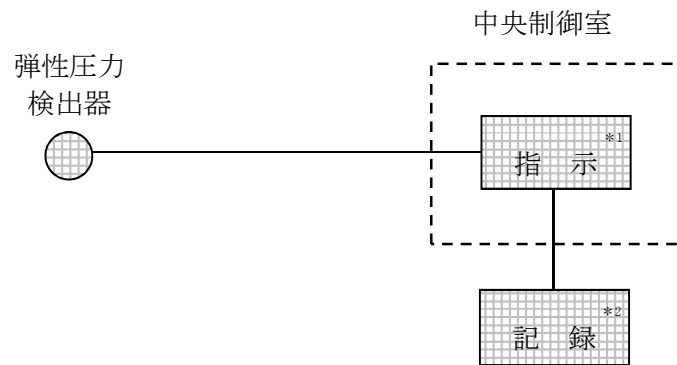


図 3-28 検出器の構造図 (原子炉圧力)

(2) 原子炉圧力 (SA)

原子炉圧力 (SA) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉圧力 (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、中央制御室に指示し、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 3-29「原子炉圧力 (SA) の概略構成図」及び図 3-30「検出器の構造図 (原子炉圧力 (SA))」参照。)



注記*1 : 記録計

*2 : 緊急時対策支援システム伝送装置

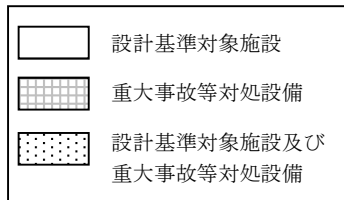


図 3-29 原子炉圧力 (SA) の概略構成図

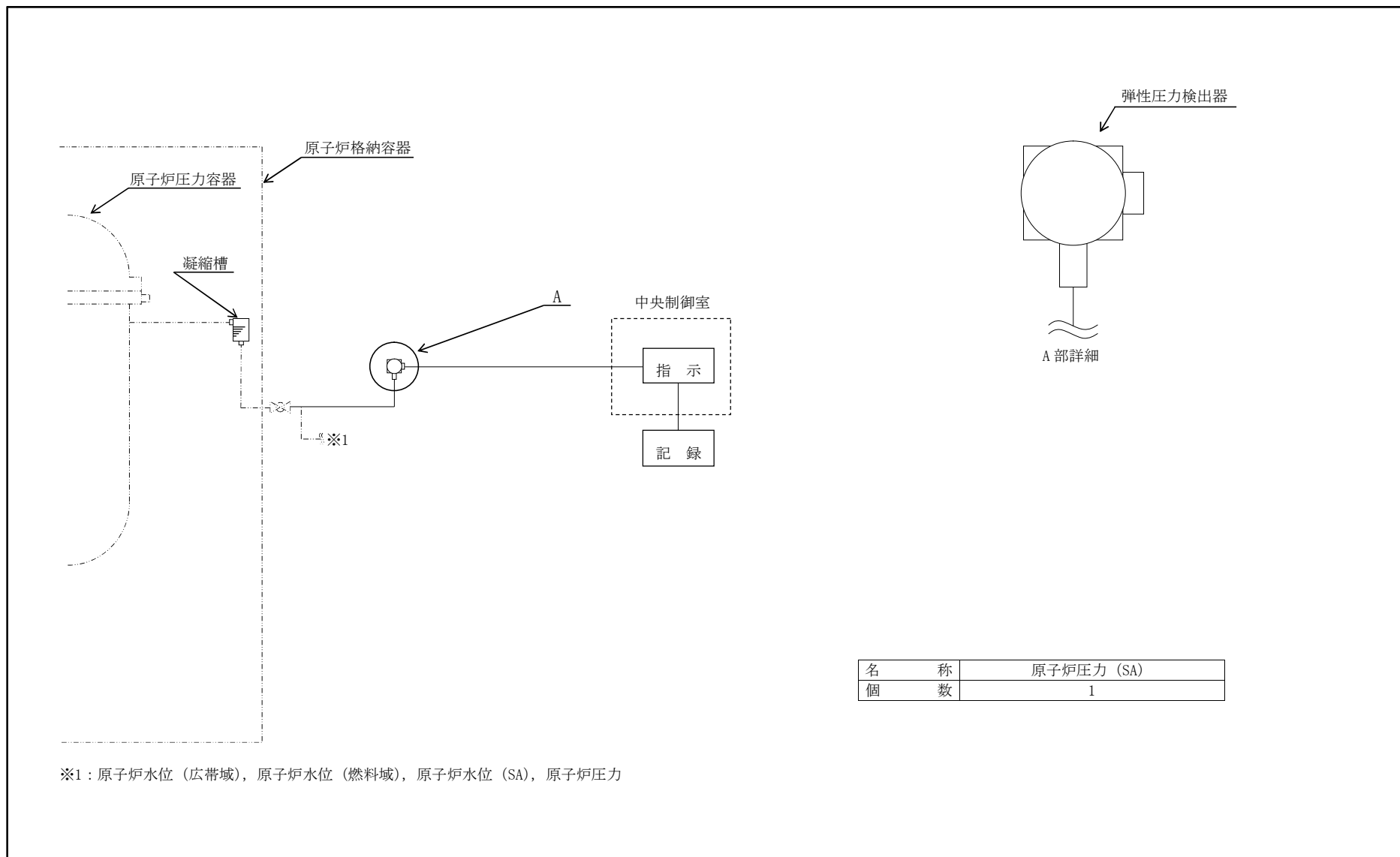
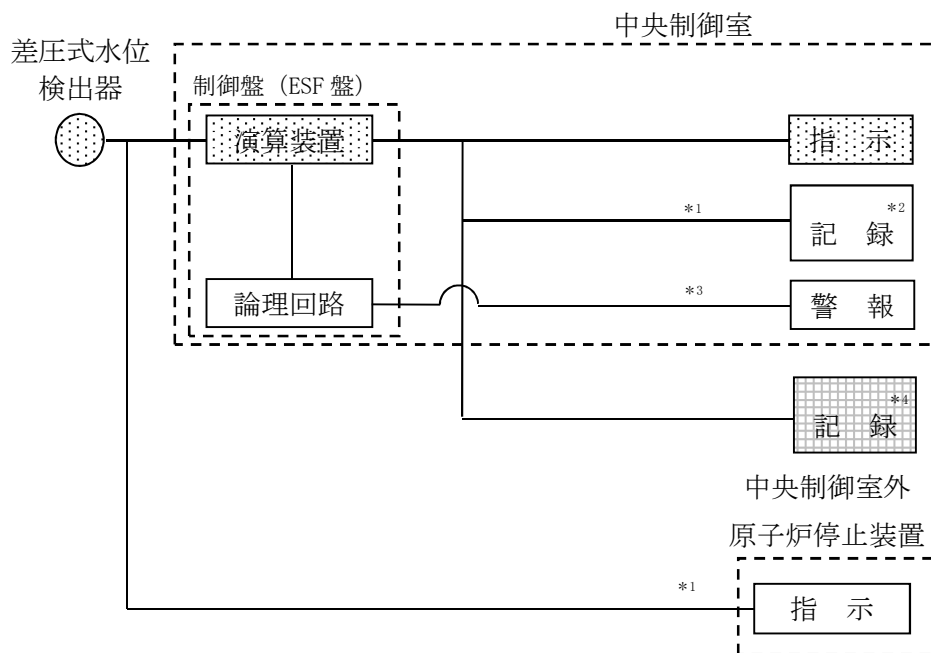


図 3-30 検出器の構造図 (原子炉圧力 (SA))

(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、制御盤（ESF 盤*）内の演算装置を経由して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、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 3-31「原子炉水位（広帯域）の概略構成図」及び図 3-32「検出器の構造図（原子炉水位（広帯域）」参照。）

注記*：工学的安全施設の制御盤（ESF：Engineered Safety Features）



注記*1：区分Ⅰのみ

*2：記録計

*3：主蒸気隔離弁閉（区分Ⅱのみ）（原子炉水位低（レベル 1.5））

その他の原子炉格納容器隔離弁閉（原子炉水位低（レベル 3, 2））

原子炉隔離時冷却系起動（区分Ⅰ，Ⅲのみ）（原子炉水位低（レベル 1.5））

高圧炉心注水系起動（区分Ⅱのみ）（原子炉水位低（レベル 1.5））

残留熱除去系（低圧注水系）起動（原子炉水位低（レベル 1））

自動減圧系作動（ドライウェル圧力高と原子炉水位低（レベル 1）の同時信号）

*4：緊急時対策支援システム伝送装置

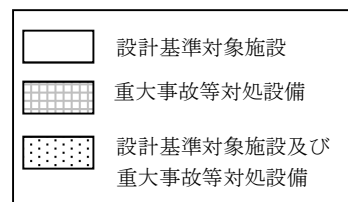


図 3-31 原子炉水位（広帯域）の概略構成図

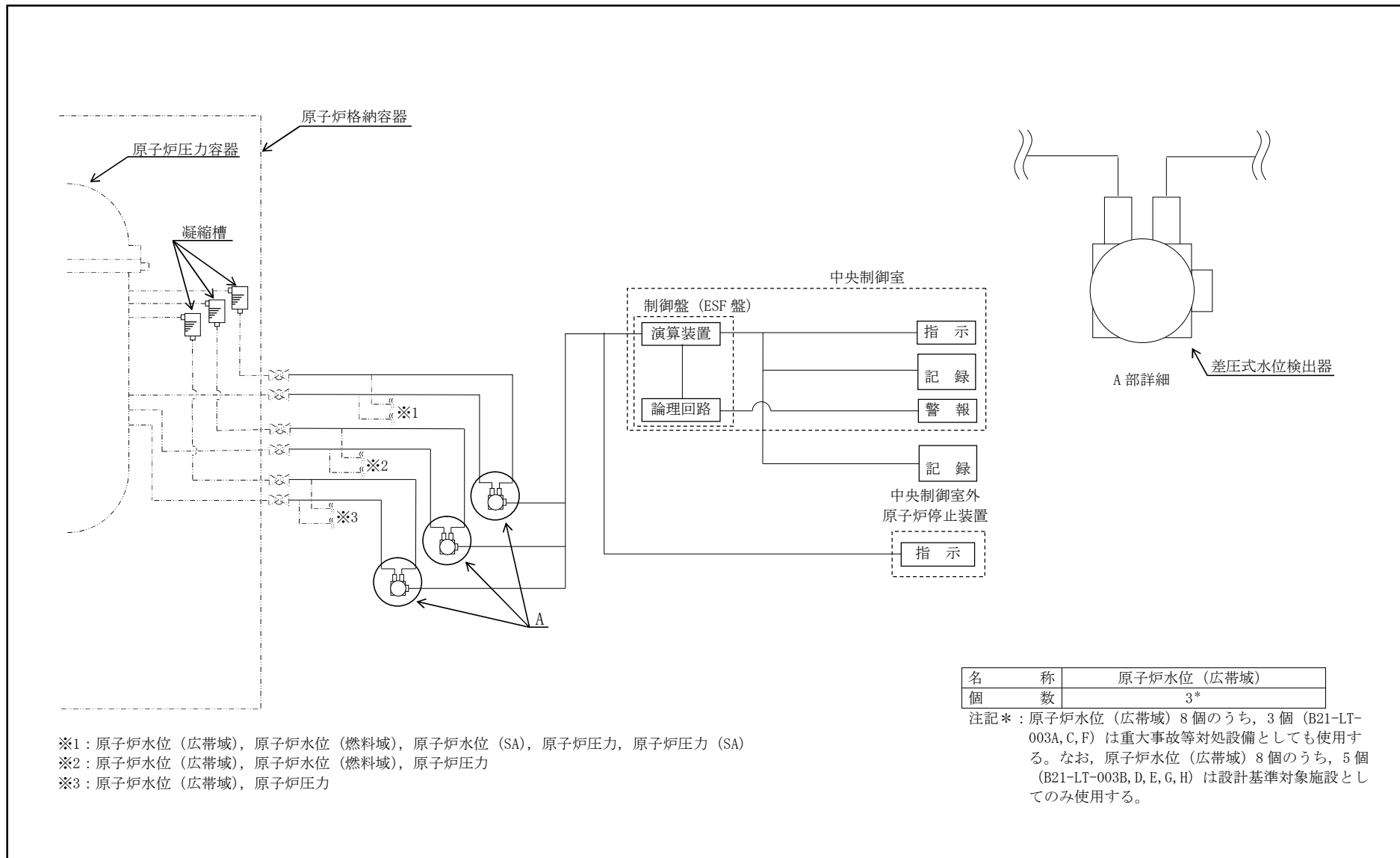
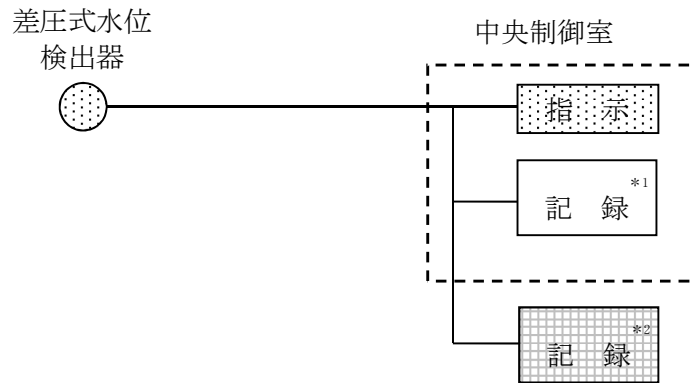


図 3-32 検出器の構造図 (原子炉水位 (広帯域))

(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、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 3-33 「原子炉水位（燃料域）の概略構成図」及び図 3-34 「検出器の構造図（原子炉水位（燃料域）」参照。）



注記*1：記録計

*2：緊急時対策支援システム伝送装置

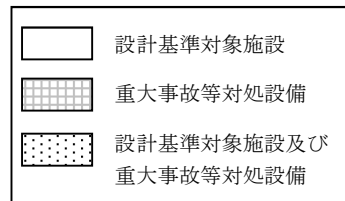


図 3-33 原子炉水位（燃料域）の概略構成図

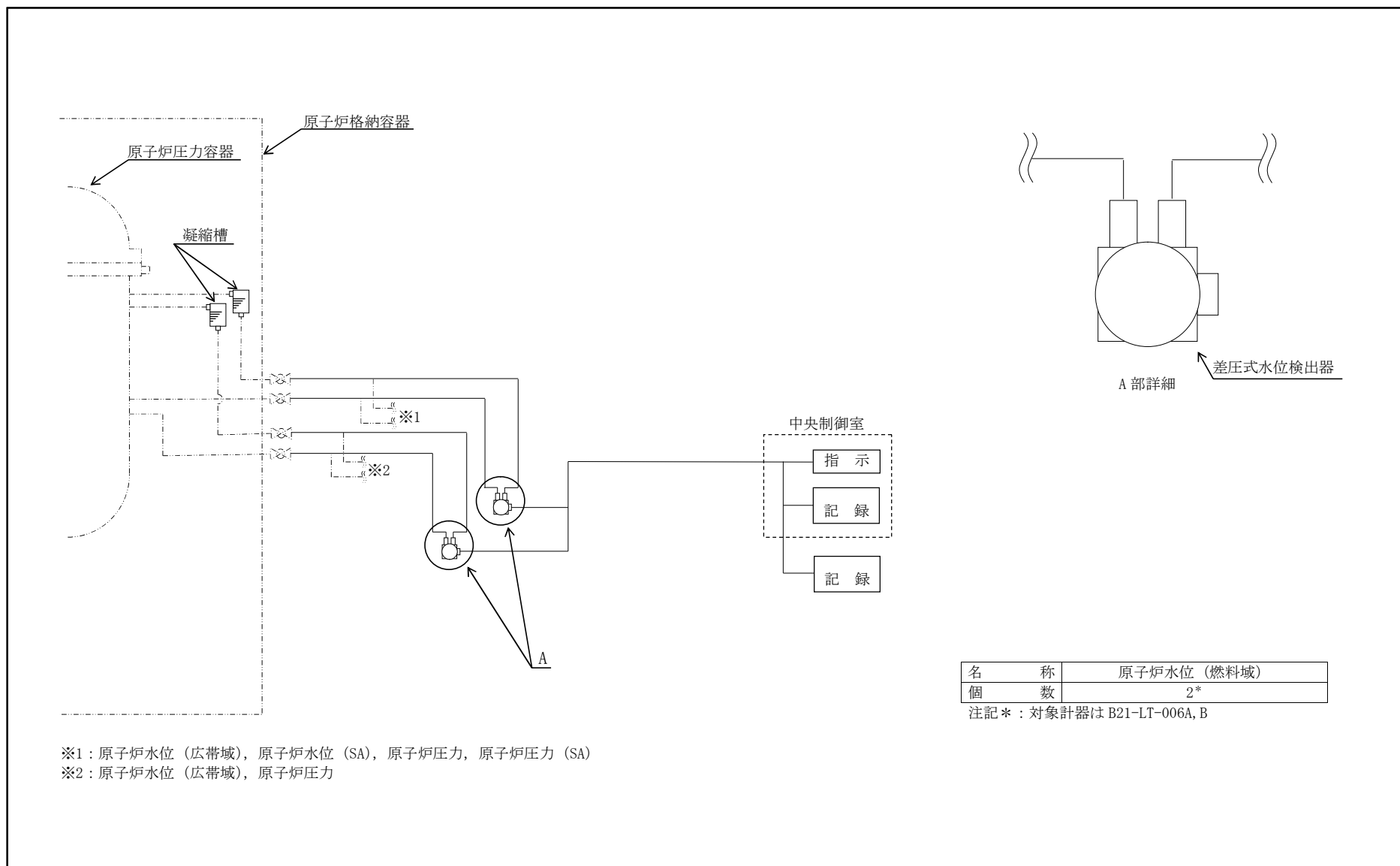
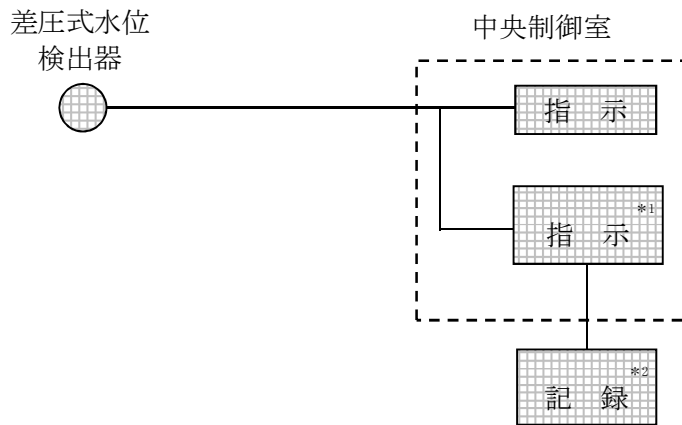


図 3-34 検出器の構造図（原子炉水位（燃料域））

(5) 原子炉水位 (SA)

原子炉水位 (SA) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉水位 (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、原子炉水位 (SA) を中央制御室に指示し、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 3-35「原子炉水位 (SA) の概略構成図」及び図 3-36「検出器の構造図 (原子炉水位 (SA))」参照。)



注記*1 : 記録計

*2 : 緊急時対策支援システム伝送装置

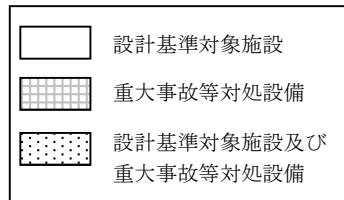


図 3-35 原子炉水位 (SA) の概略構成図

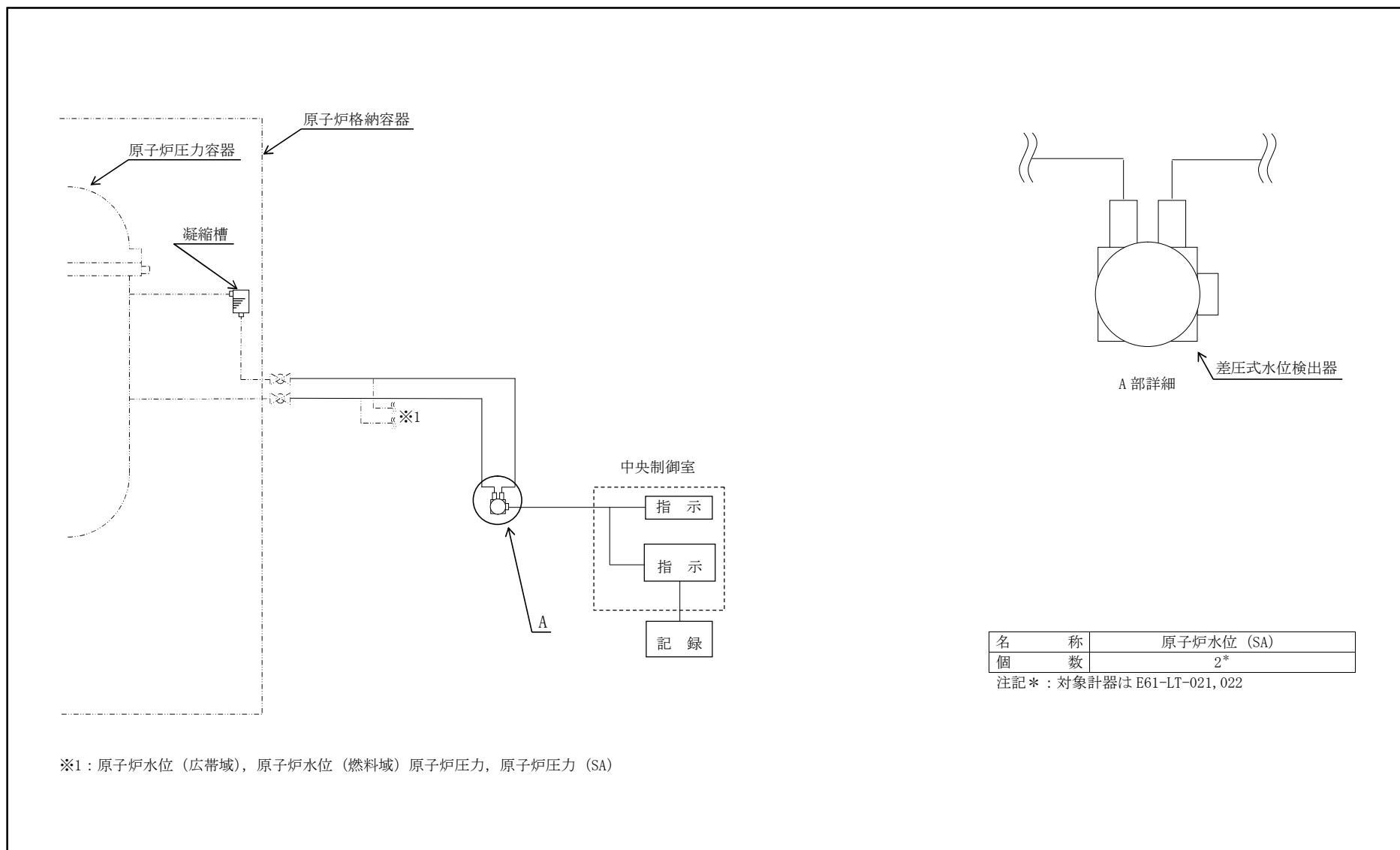
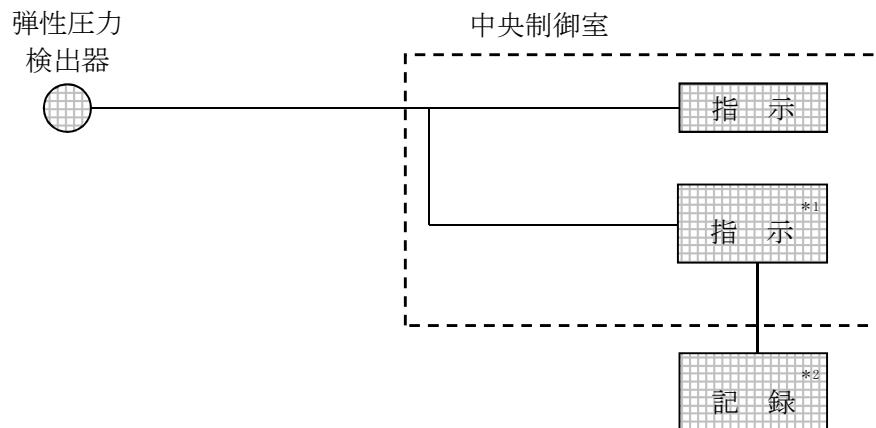


図 3-36 検出器の構造図 (原子炉水位 (SA))

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) 格納容器内圧力 (D/W)

格納容器内圧力 (D/W) は，重大事故等対処設備の機能を有しており，格納容器内圧力 (D/W) 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，格納容器内圧力 (D/W) を中央制御室に指示し，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 3-37「格納容器内圧力 (D/W) の概略構成図」及び図 3-38「検出器の構造図 (格納容器内圧力 (D/W))」参照。)



注記*1 : 記録計

*2 : 緊急時対策支援システム伝送装置

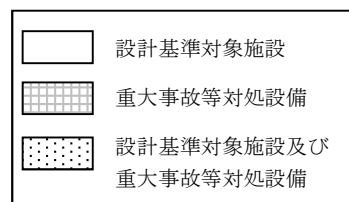
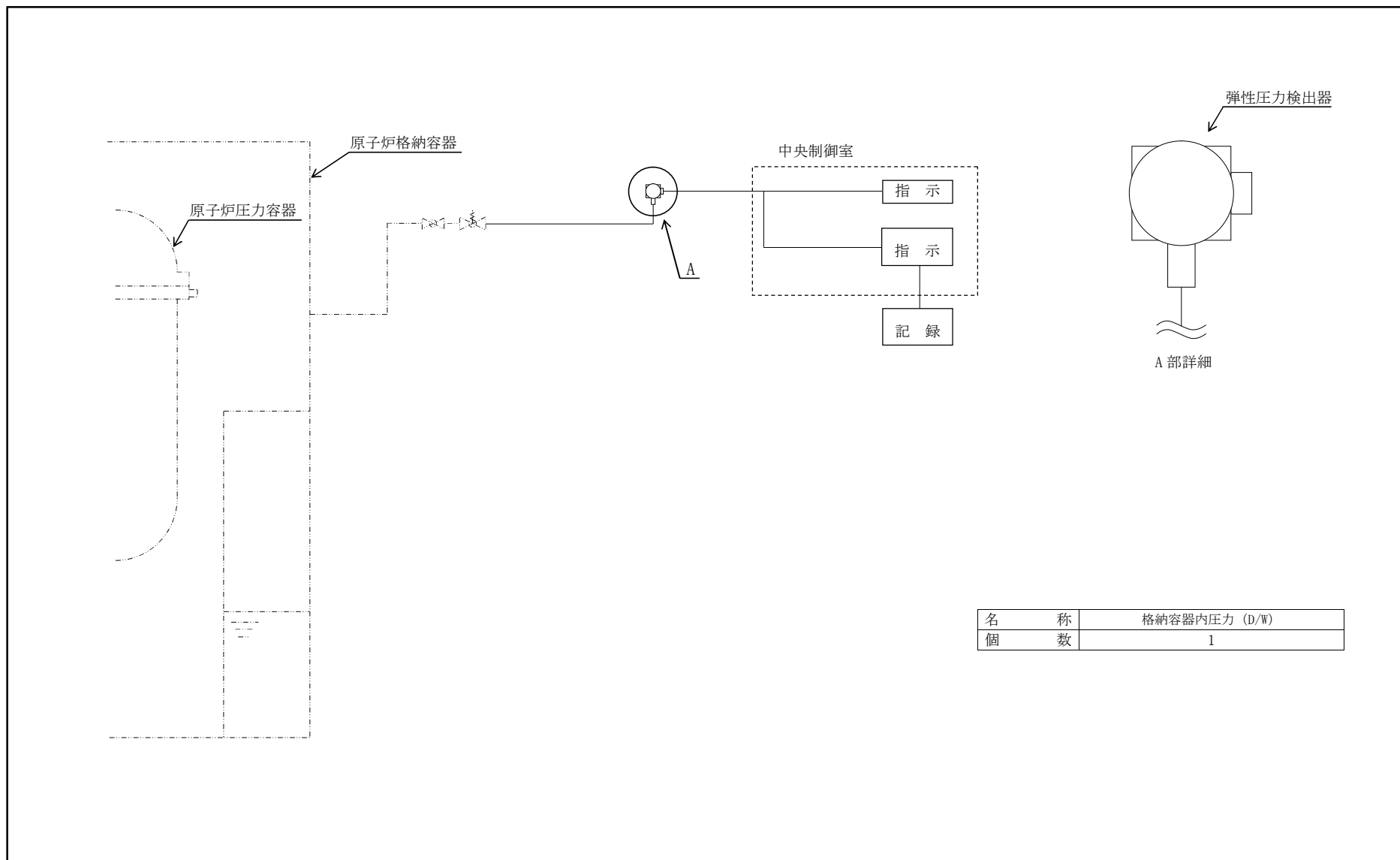


図 3-37 格納容器内圧力 (D/W) の概略構成図

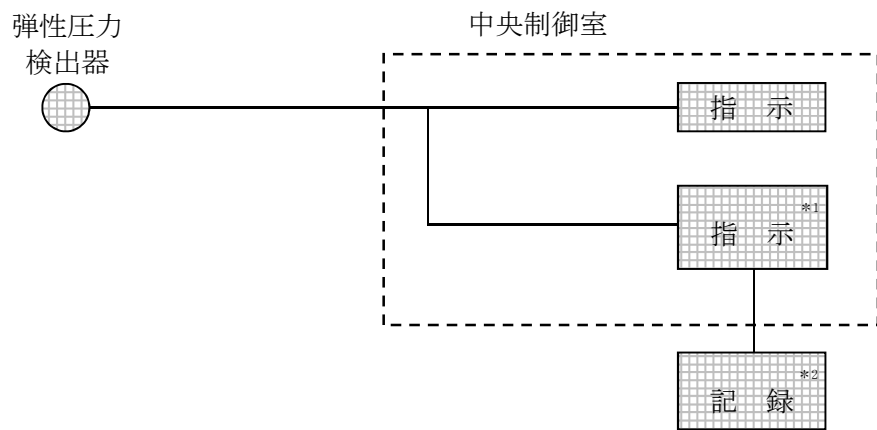


名 称	格納容器内圧力 (D/W)
個 数	1

図 3-38 検出器の構造図 (格納容器内圧力 (D/W))

(2) 格納容器内圧力 (S/C)

格納容器内圧力 (S/C) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器内圧力 (S/C) 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、格納容器内圧力 (S/C) を中央制御室に指示し、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 3-39「格納容器内圧力 (S/C) の概略構成図」及び図 3-40「検出器の構造図 (格納容器内圧力 (S/C))」参照。)



注記*1 : 記録計

*2 : 緊急時対策支援システム伝送装置

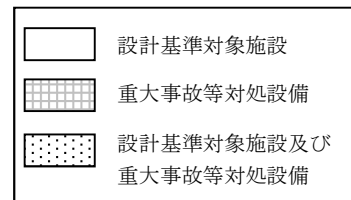
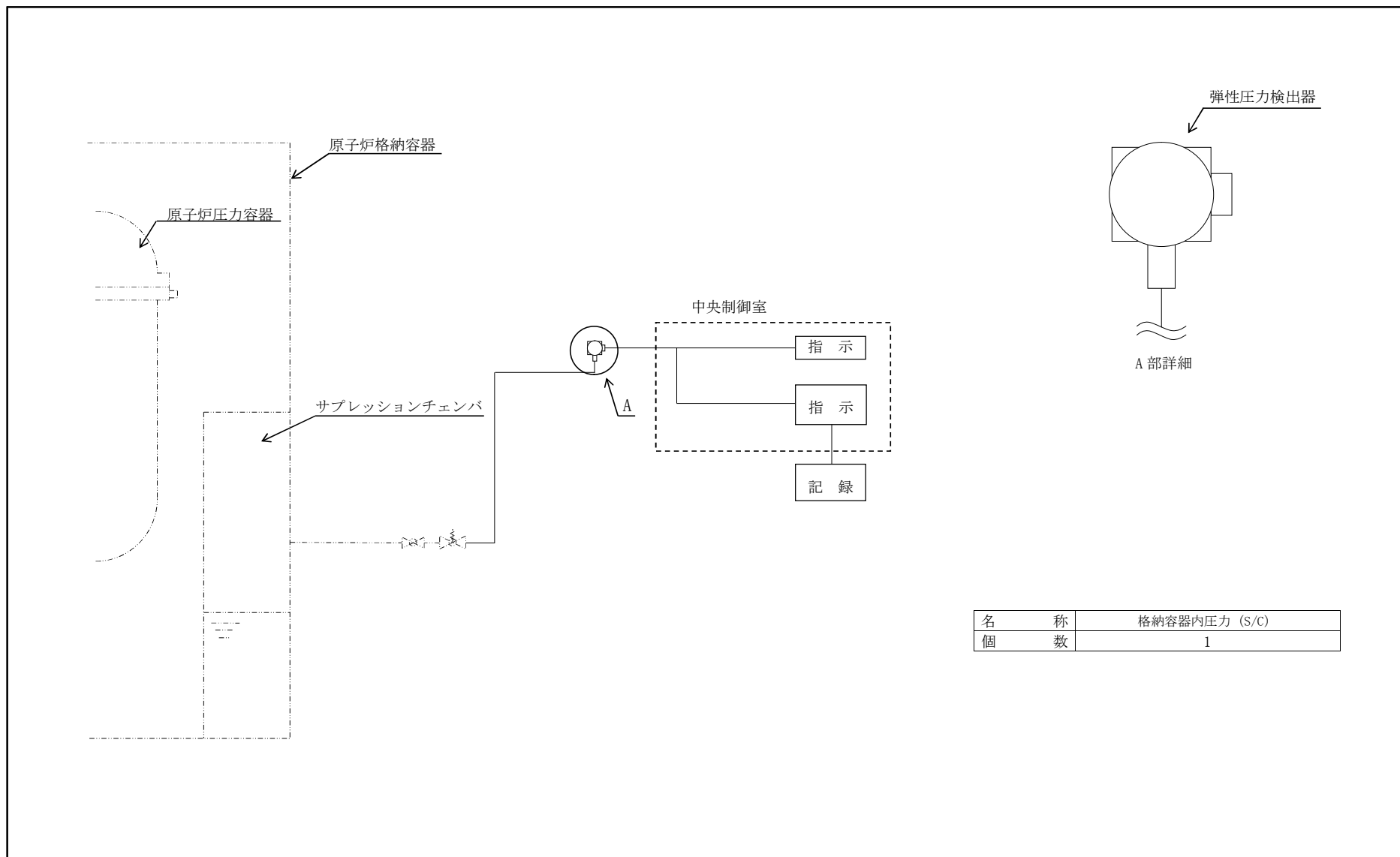


図 3-39 格納容器内圧力 (S/C) の概略構成図

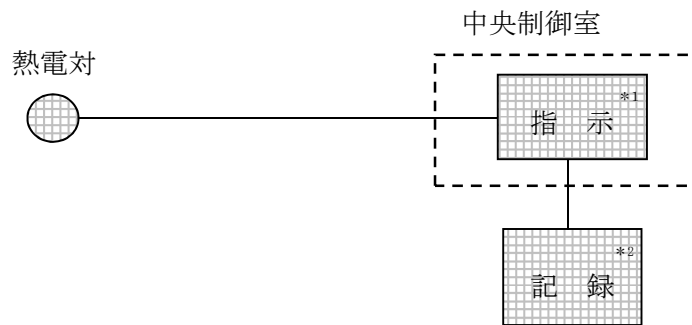


名 称	格納容器内圧力 (S/C)
個 数	1

図 3-40 検出器の構造図 (格納容器内圧力 (S/C))

(3) ドライウエル雰囲気温度

ドライウエル雰囲気温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、ドライウエル雰囲気温度の検出信号は、熱電対からの起電力を、中央制御室の指示部にて温度信号に変換する処理を行った後、ドライウエル雰囲気温度を中央制御室に指示し、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3-41「ドライウエル雰囲気温度の概略構成図」及び図3-42「検出器の構造図(ドライウエル雰囲気温度)」参照。)



注記*1 : 記録計

*2 : 緊急時対策支援システム伝送装置

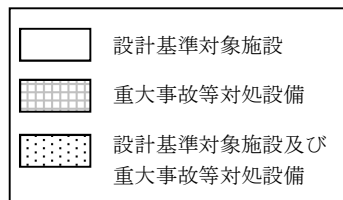


図3-41 ドライウエル雰囲気温度の概略構成図

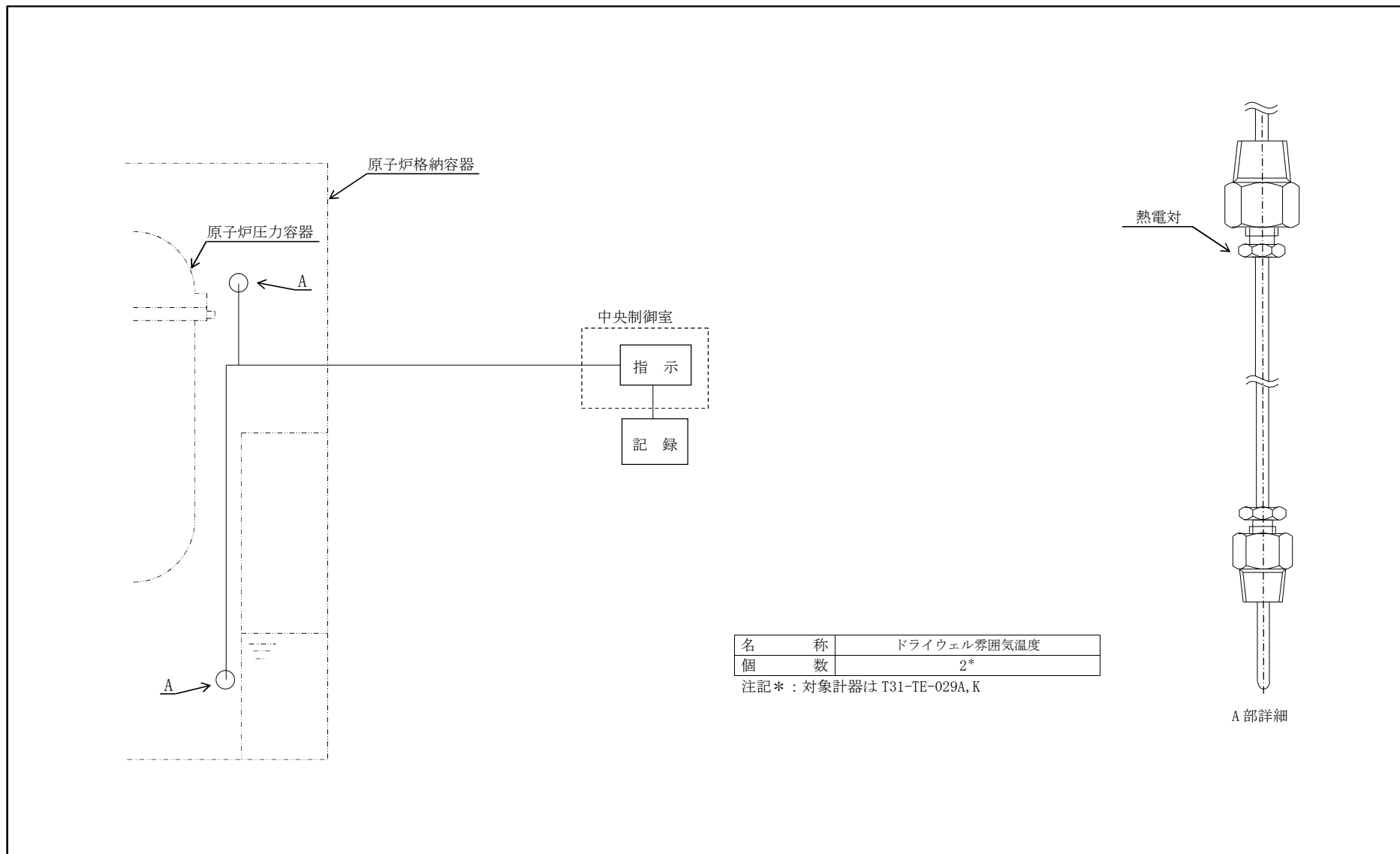
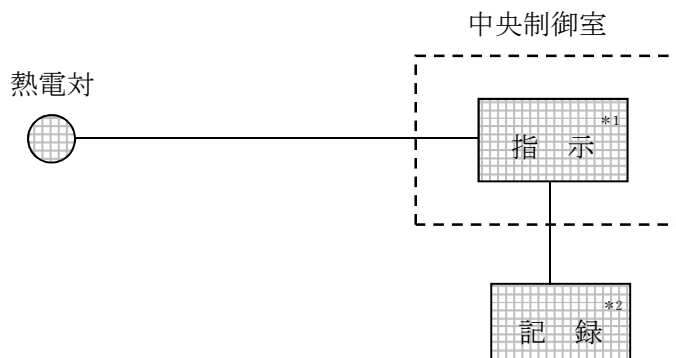


図 3-42 検出器の構造図 (ドライウエル雰囲気温度)

(4) サプレッションチェンバ気体温度

サプレッションチェンバ気体温度は、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気体温度の検出信号は、熱電対から起電力を、中央制御室の指示部にて温度信号に変換する処理を行った後、サプレッションチェンバ気体温度を中央制御室に指示し、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 3-43「サプレッションチェンバ気体温度の概略構成図」及び図 3-44「検出器の構造図(サプレッションチェンバ気体温度)」参照。)



注記*1 : 記録計

*2 : 緊急時対策支援システム伝送装置

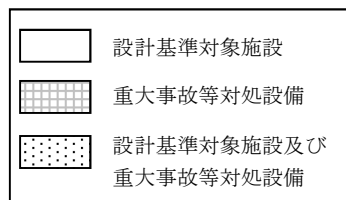
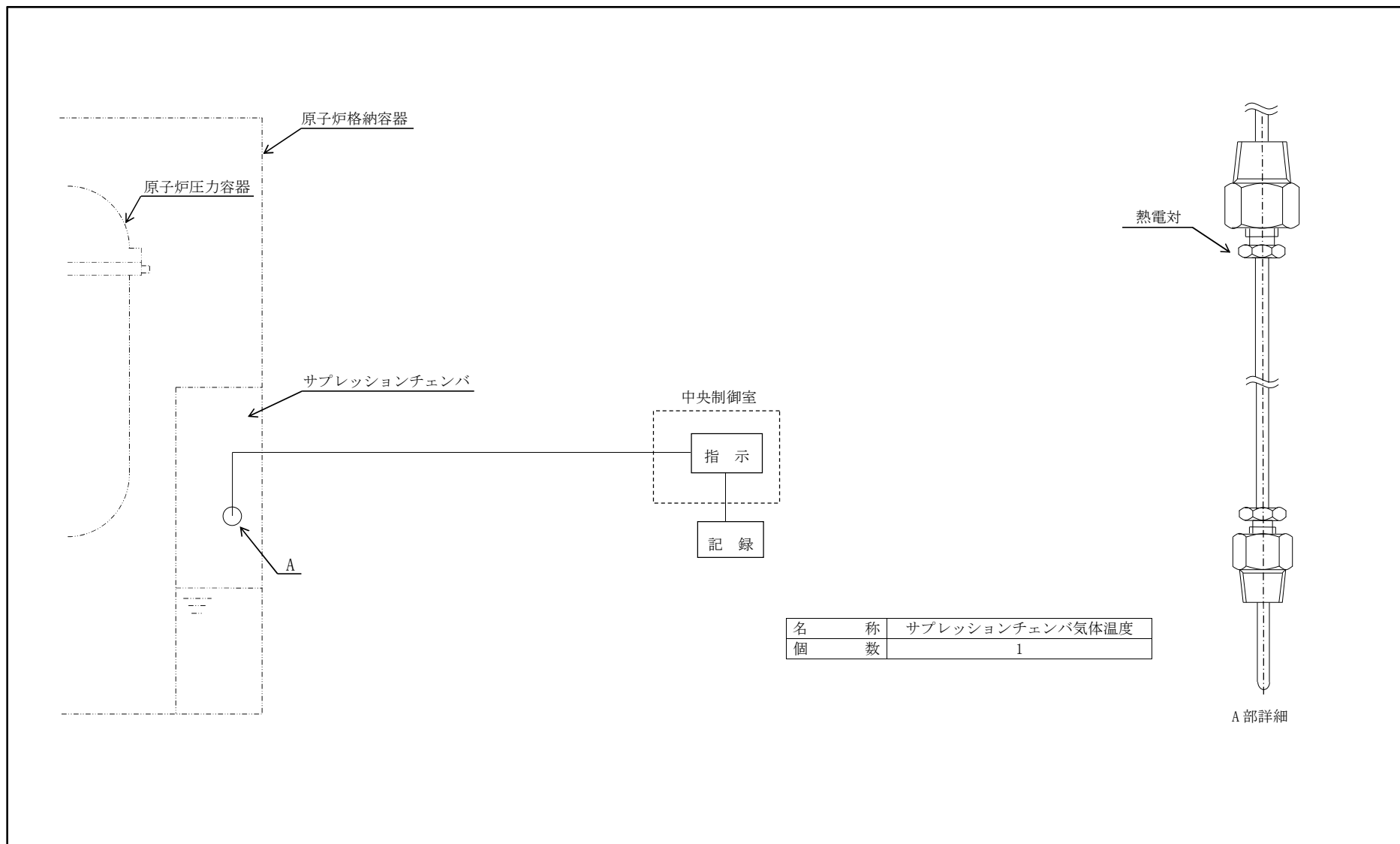


図 3-43 サプレッションチェンバ気体温度の概略構成図

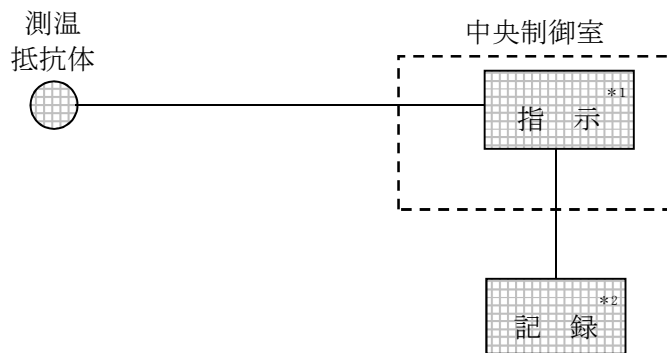


名	称	サプレッションチェンバ気体温度
個	数	1

図 3-44 検出器の構造図 (サプレッションチェンバ気体温度)

(5) サプレッションチェンバプール水温度

サプレッションチェンバプール水温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、サプレッションチェンバプール水温度の検出信号は、测温抵抗体の抵抗値を、中央制御室の指示部にて温度信号に変換する処理を行った後、サプレッションチェンバプール水温度を中央制御室に指示し、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3-45「サプレッションチェンバプール水温度の概略構成図」及び図3-46「検出器の構造図(サプレッションチェンバプール水温度)」参照。)



注記*1 : 記録計

*2 : 緊急時対策支援システム伝送装置

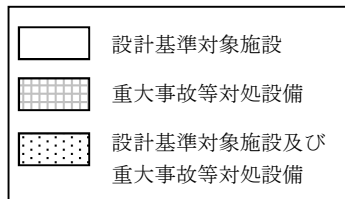


図3-45 サプレッションチェンバプール水温度の概略構成図

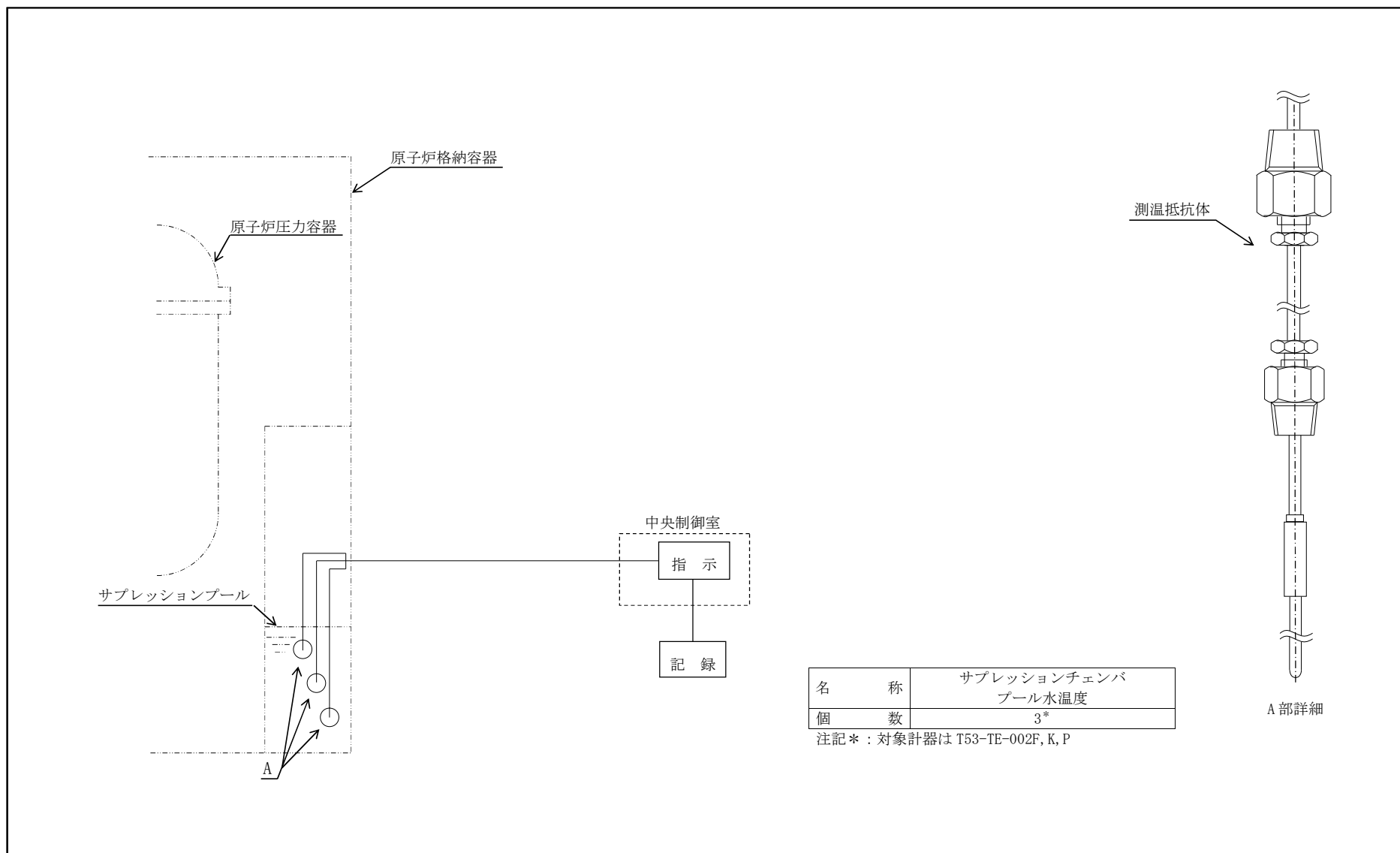
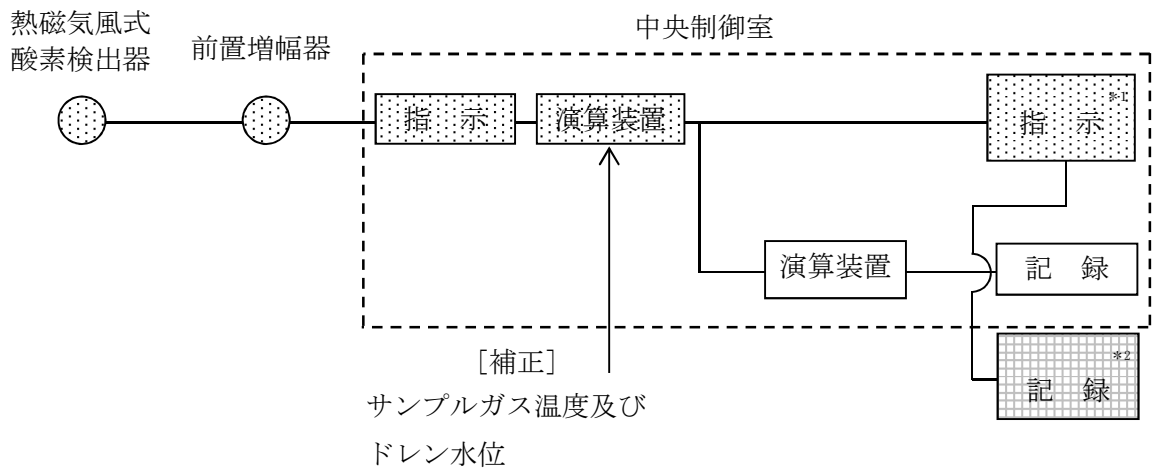


図 3-46 検出器の構造図 (サプレッションチェンバプール水温度)

(6) 格納容器内酸素濃度

格納容器内酸素濃度は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器内酸素濃度の検出信号は、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、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、格納容器内酸素濃度を中央制御室に指示し、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3-47「格納容器内酸素濃度の概略構成図」及び図3-48「検出器の構造図（格納容器内酸素濃度）」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第一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電源車から給電が可能である。電源供給についてV-5「図面」のうち「第1-4-5図 計測制御単線結線図」に示す。



注記*1：記録計

*2：緊急時対策支援システム伝送装置

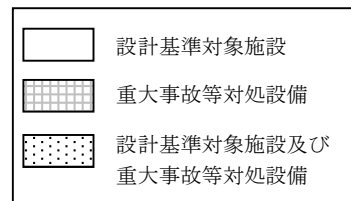
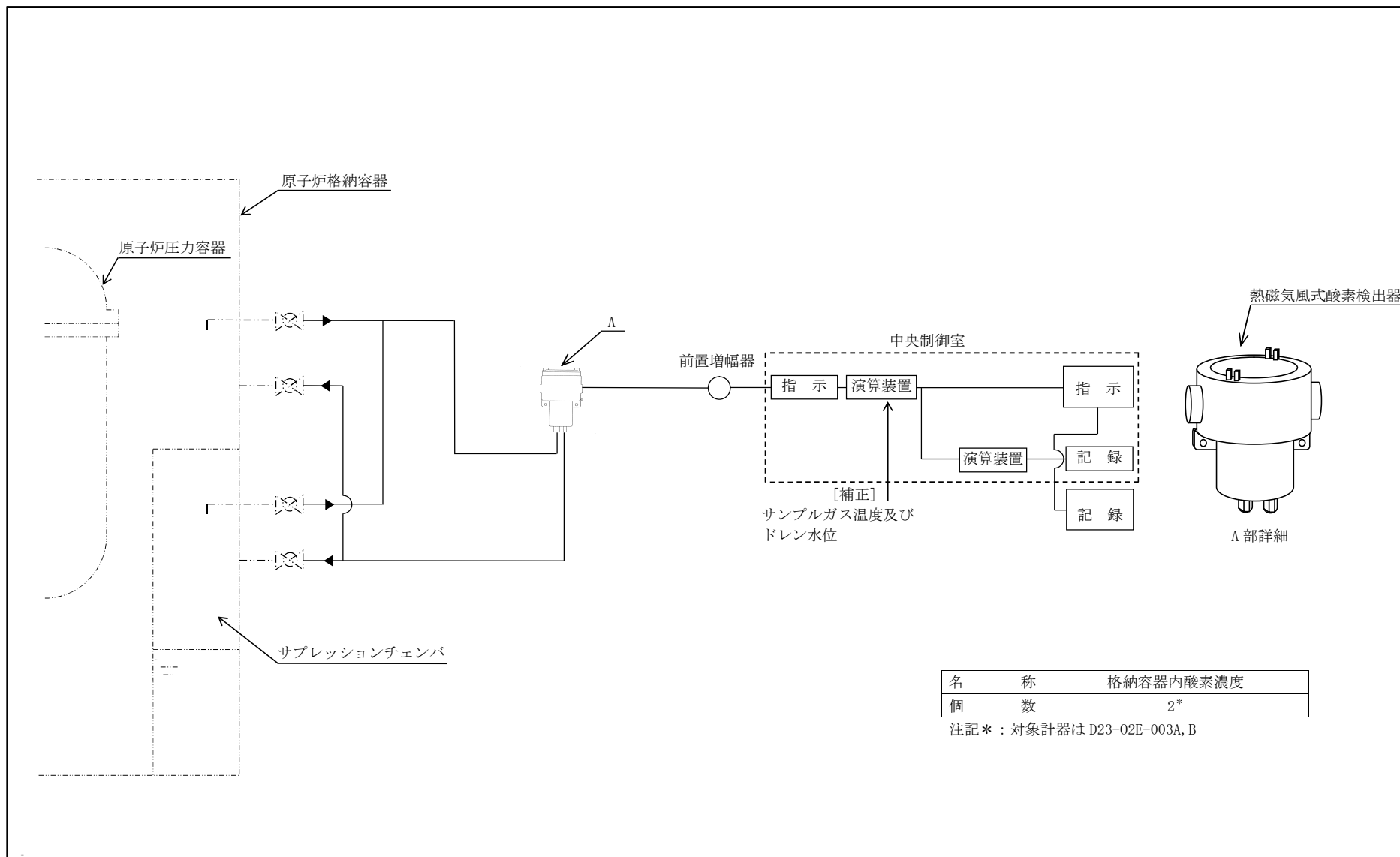


図3-47 格納容器内酸素濃度の概略構成図



名 称	格納容器内酸素濃度
個 数	2*

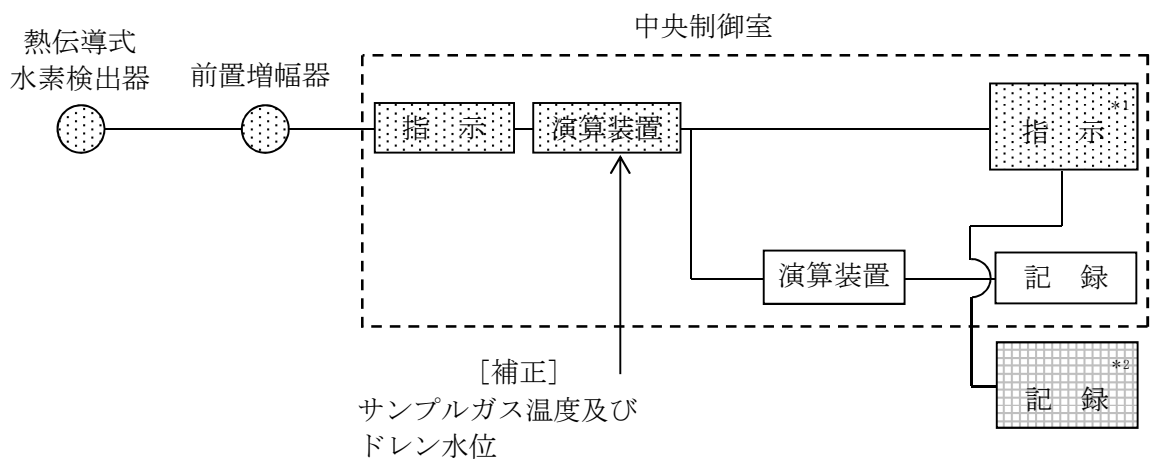
注記* : 対象計器は D23-02E-003A, B

図 3-48 検出器の構造図 (格納容器内酸素濃度)

(7) 格納容器内水素濃度

格納容器内水素濃度は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器内水素濃度の検出信号は、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、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、格納容器内水素濃度を中央制御室に指示し、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3-49「格納容器内水素濃度の概略構成図」及び図3-50「検出器の構造図(格納容器内水素濃度)」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第一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電源車から給電が可能である。電源供給についてV-5「図面」のうち「第1-4-5図 計測制御単線結線図」に示す。



注記*1 : 記録計

*2 : 緊急時対策支援システム伝送装置

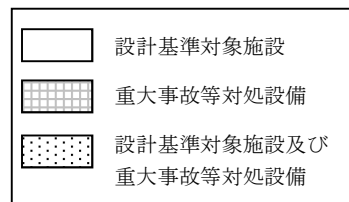
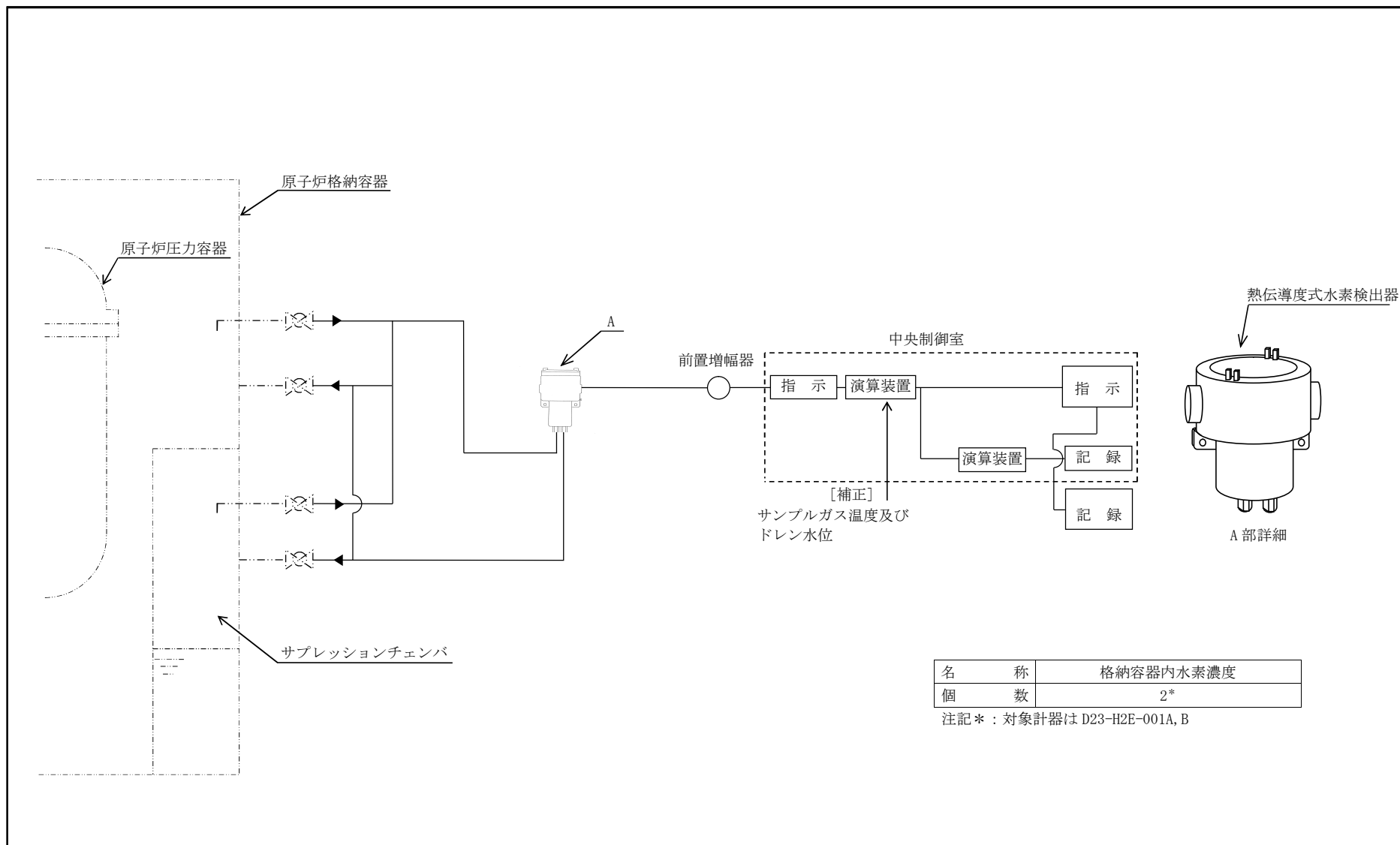


図3-49 格納容器内水素濃度の概略構成図



名 称	格納容器内水素濃度
個 数	2*

注記* : 対象計器は D23-H2E-001A, B

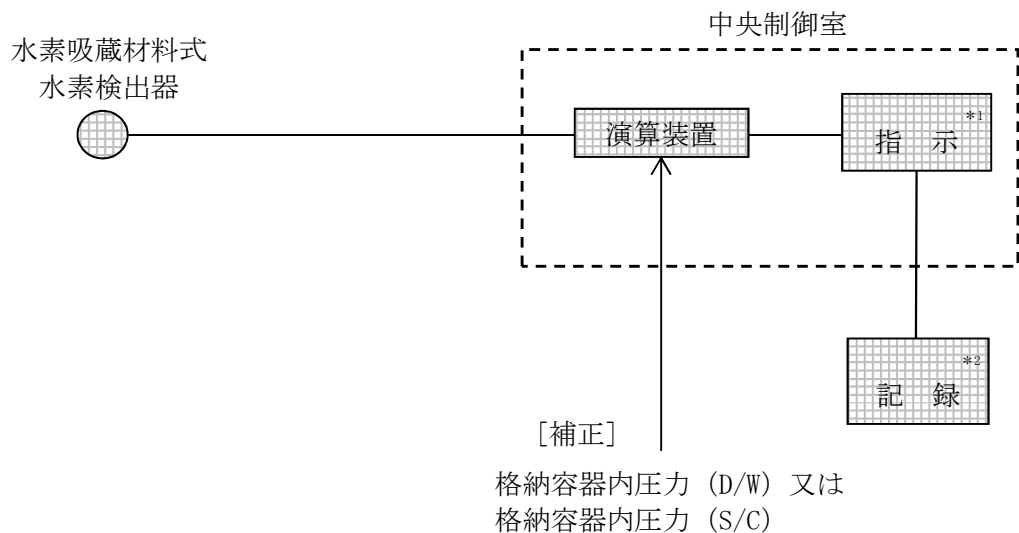
図 3-50 検出器の構造図 (格納容器内水素濃度)

(8) 格納容器内水素濃度 (SA)

格納容器内水素濃度 (SA) 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 (SA) の検出信号は、水素吸蔵材料式水素検出器からの抵抗値を、中央制御室の演算装置を経由して指示部にて水素濃度信号へ変換する処理を行った後、格納容器内水素濃度 (SA) を中央制御室に指示し、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 3-51「格納容器内水素濃度 (SA) の概略構成図」及び図 3-52「検出器の構造図 (格納容器内水素濃度 (SA))」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 AM 用直流 125V 蓄電池又は可搬型直流電源設備である電源車及び AM 用直流 125V 充電器から給電が可能である。電源供給について「第 1-4-3 図 直流全体単線結線図 (その 1)」に示す。

格納容器内水素濃度 (SA) の機能・構造と耐環境性等について別添「格納容器内水素濃度 (SA) による格納容器内水素濃度の監視について」に示す。



注記*1 : 記録計

*2 : 緊急時対策支援システム伝送装置

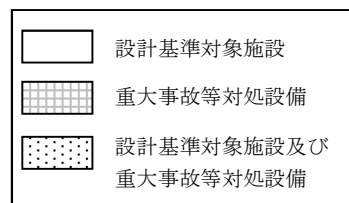


図 3-51 格納容器内水素濃度 (SA) の概略構成図

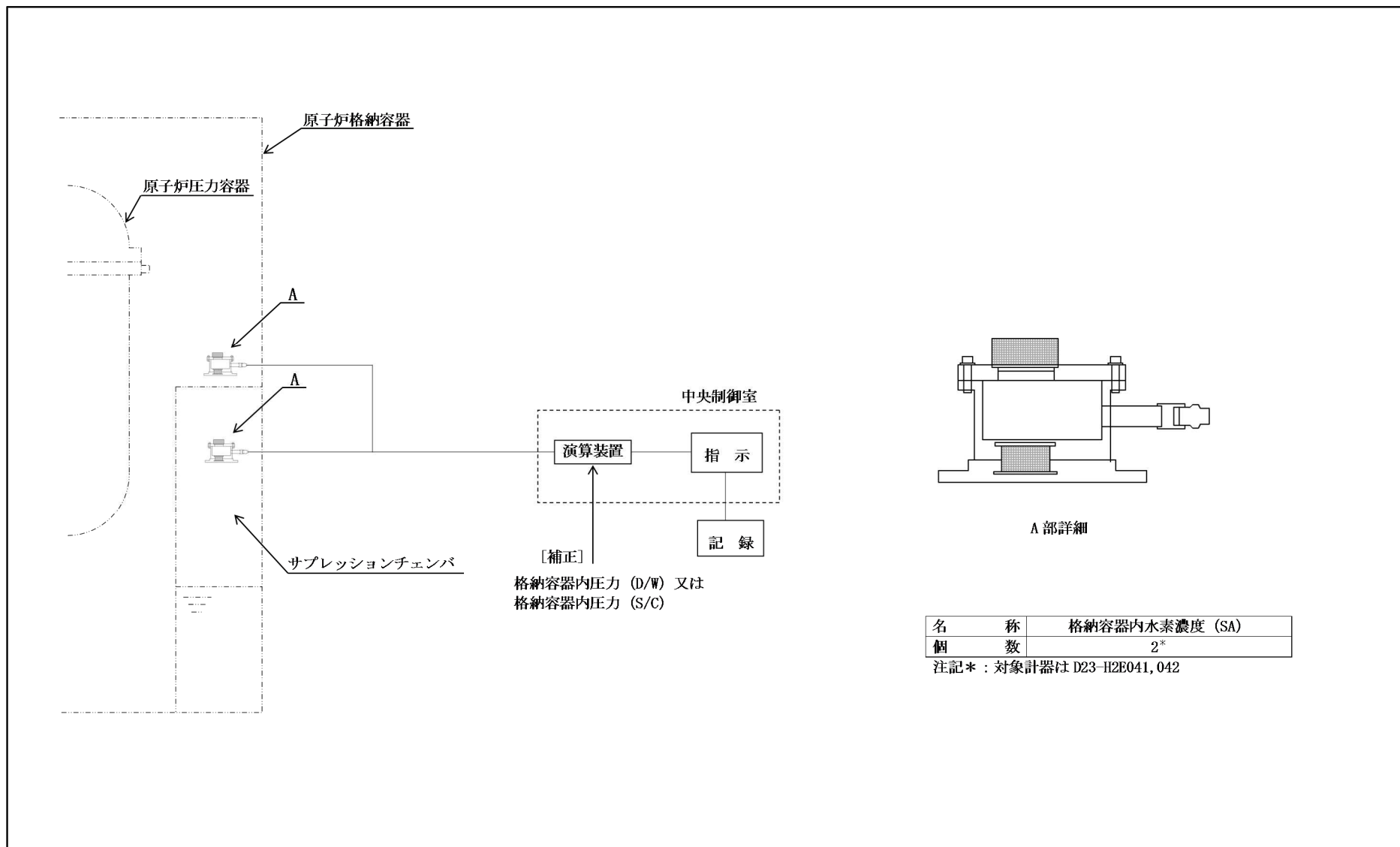
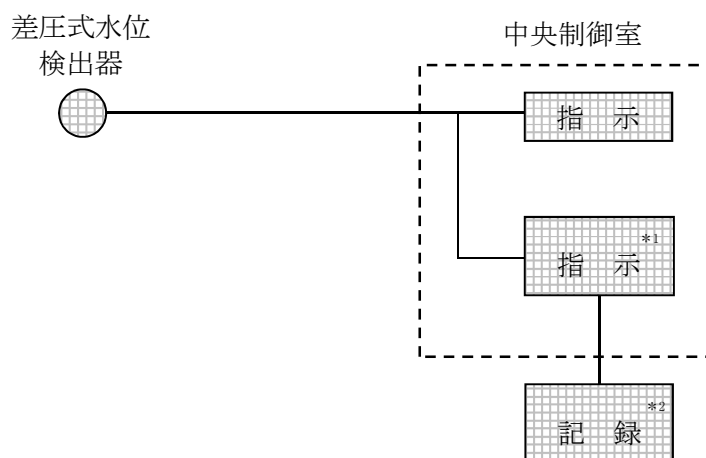


図 3-52 検出器の構造図 (格納容器内水素濃度 (SA))

3.1.5 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備に係る容器内又は貯蔵槽内の水位を計測する装置

(1) 復水貯蔵槽水位 (SA)

復水貯蔵槽水位 (SA) は, 重大事故等対処設備の機能を有しており, 復水貯蔵槽水位 (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, 復水貯蔵槽水位 (SA) を中央制御室に指示し, 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 3-53「復水貯蔵槽水位 (SA) の概略構成図」及び図 3-54「検出器の構造図 (復水貯蔵槽水位 (SA))」参照。)



注記*1 : 記録計

*2 : 緊急時対策支援システム伝送装置

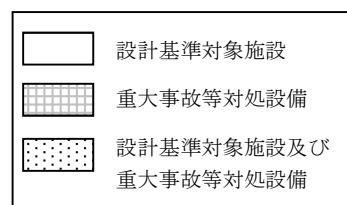
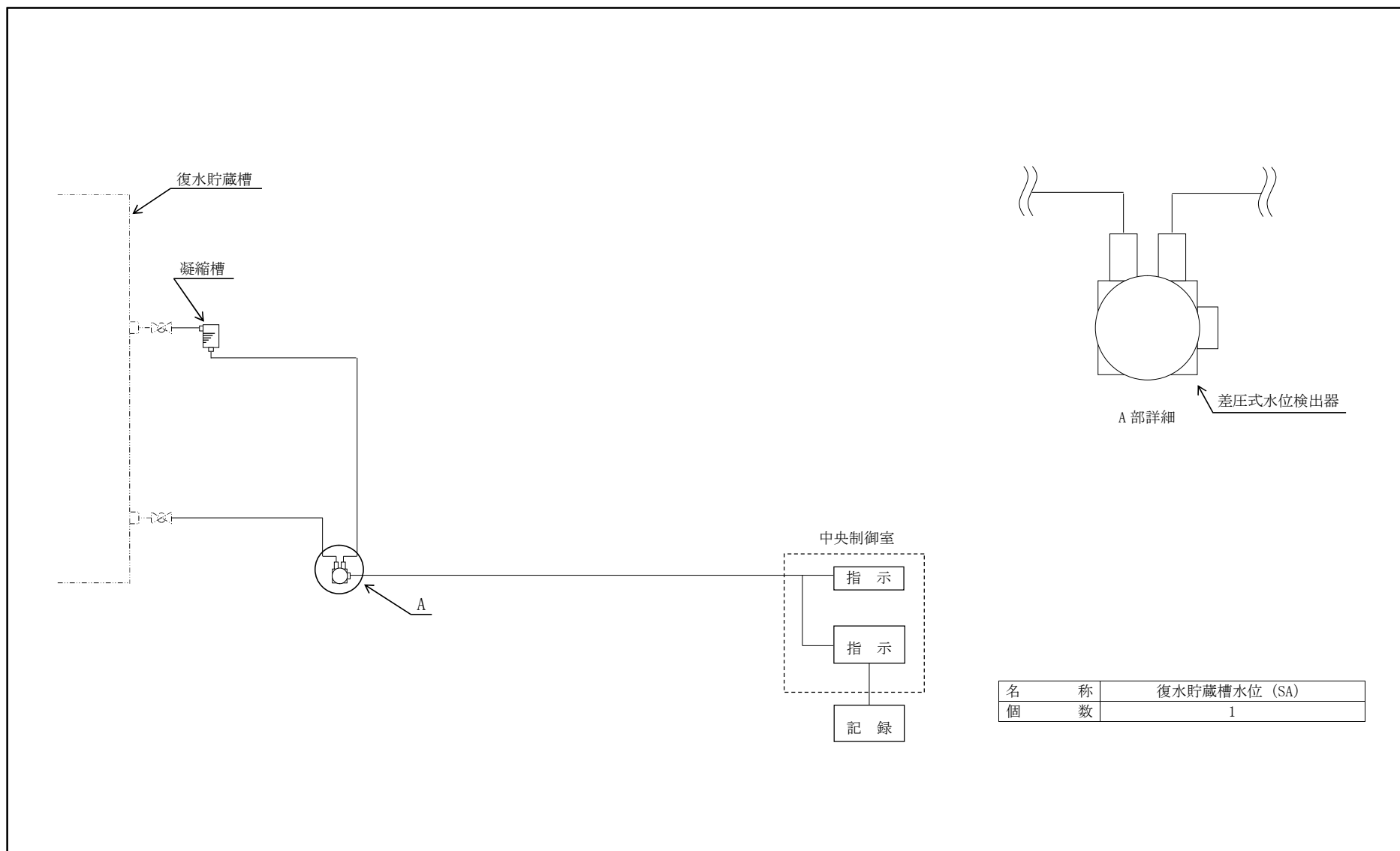


図 3-53 復水貯蔵槽水位 (SA) の概略構成図



名 称	復水貯蔵槽水位 (SA)
個 数	1

図 3-54 検出器の構造図 (復水貯蔵槽水位 (SA))

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) 残留熱除去系系統流量

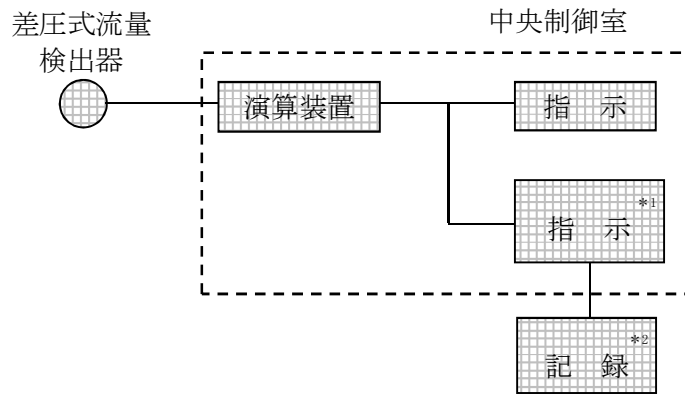
3.1.2「原子炉圧力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の圧力、温度又は流量（代替注水の流量を含む。）を計測する装置」の(6)に同じ。

(2) 復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）

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」の(11)に同じ。

(3) 復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）

復水補給水系流量（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、復水補給水系流量（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流信号を、中央制御室の演算装置を経由して指示部にて流量信号へ変換する処理を行った後、復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）を中央制御室に指示し、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3-55「復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）の概略構成図」及び図3-56「検出器の構造図（復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）」参照。）



注記*1：記録計

*2：緊急時対策支援システム伝送装置

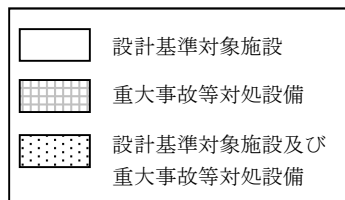


図3-55 復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）の概略構成図

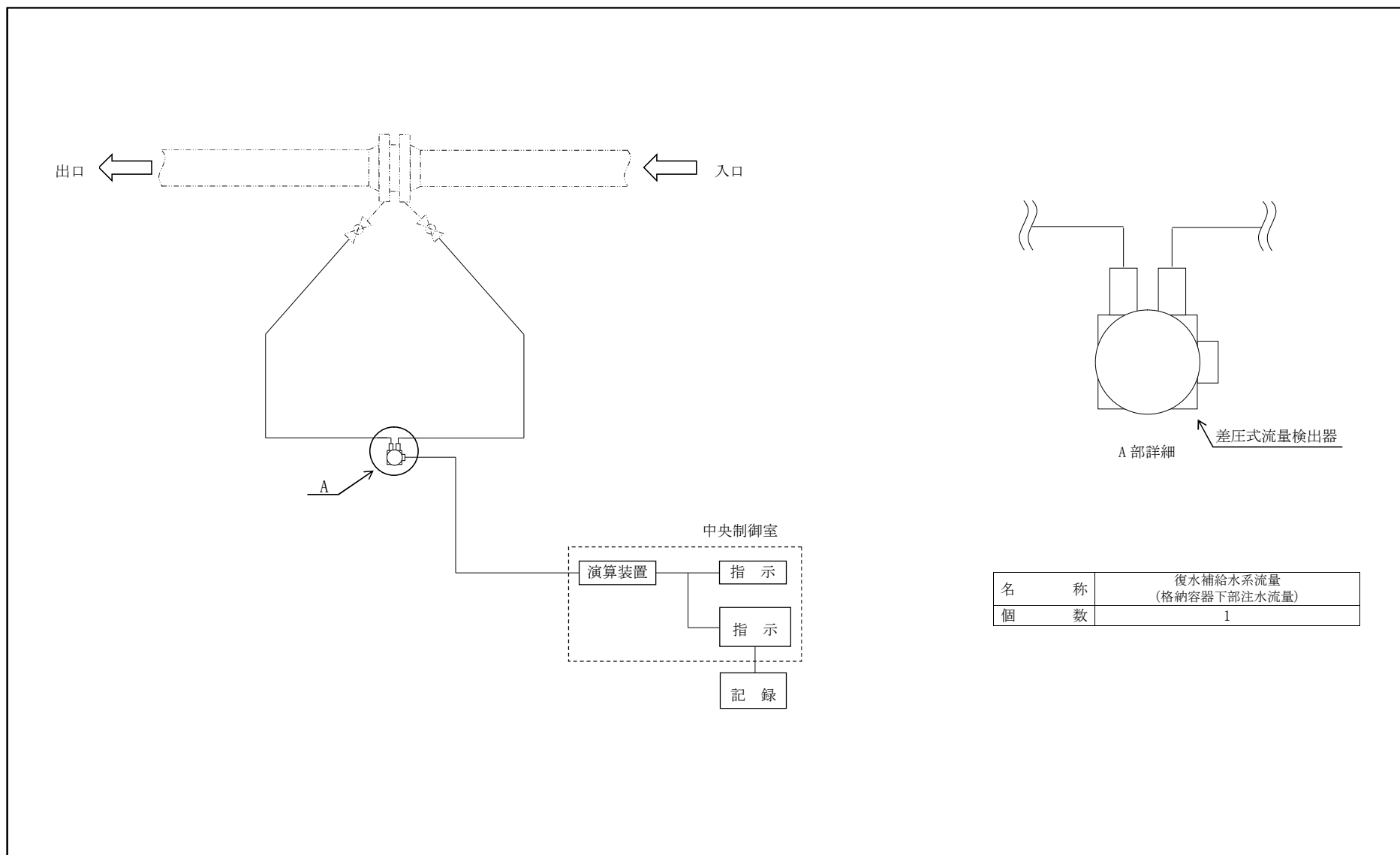
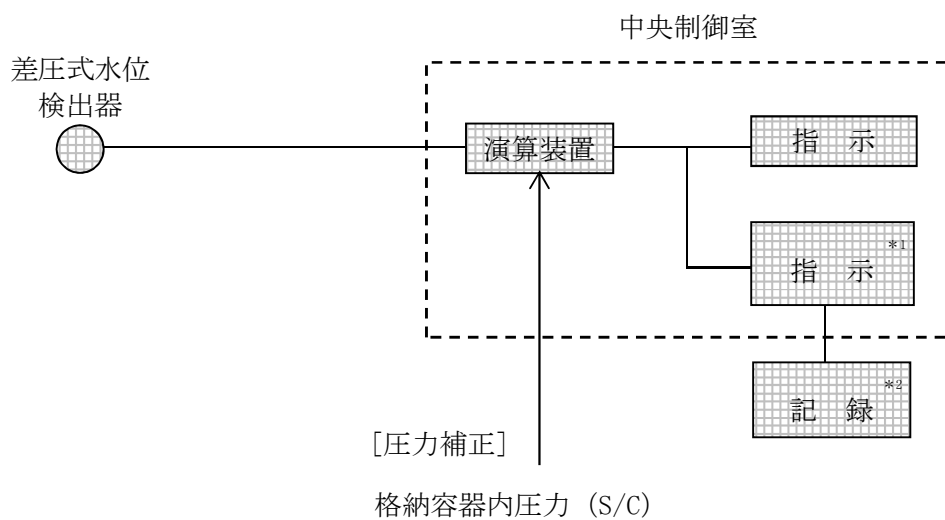


図 3-56 検出器の構造図 (復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量))

3.1.7 原子炉格納容器本体の水位を計測する装置

(1) サプレッションチェンバプール水位

サプレッションチェンバプール水位は、重大事故等対処設備の機能を有しており、サプレッションチェンバプール水位の検出信号は、差圧式水位検出器からの電流信号を、中央制御室の演算装置を経由して指示部にて水位信号へ変換する処理を行った後、サプレッションチェンバプール水位を中央制御室に指示し、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3-57「サプレッションチェンバプール水位の概略構成図」及び図3-58「検出器の構造図(サプレッションチェンバプール水位)」参照。)



注記*1 : 記録計

*2 : 緊急時対策支援システム伝送装置

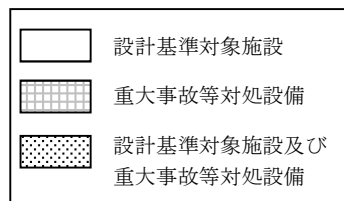


図3-57 サプレッションチェンバプール水位の概略構成図

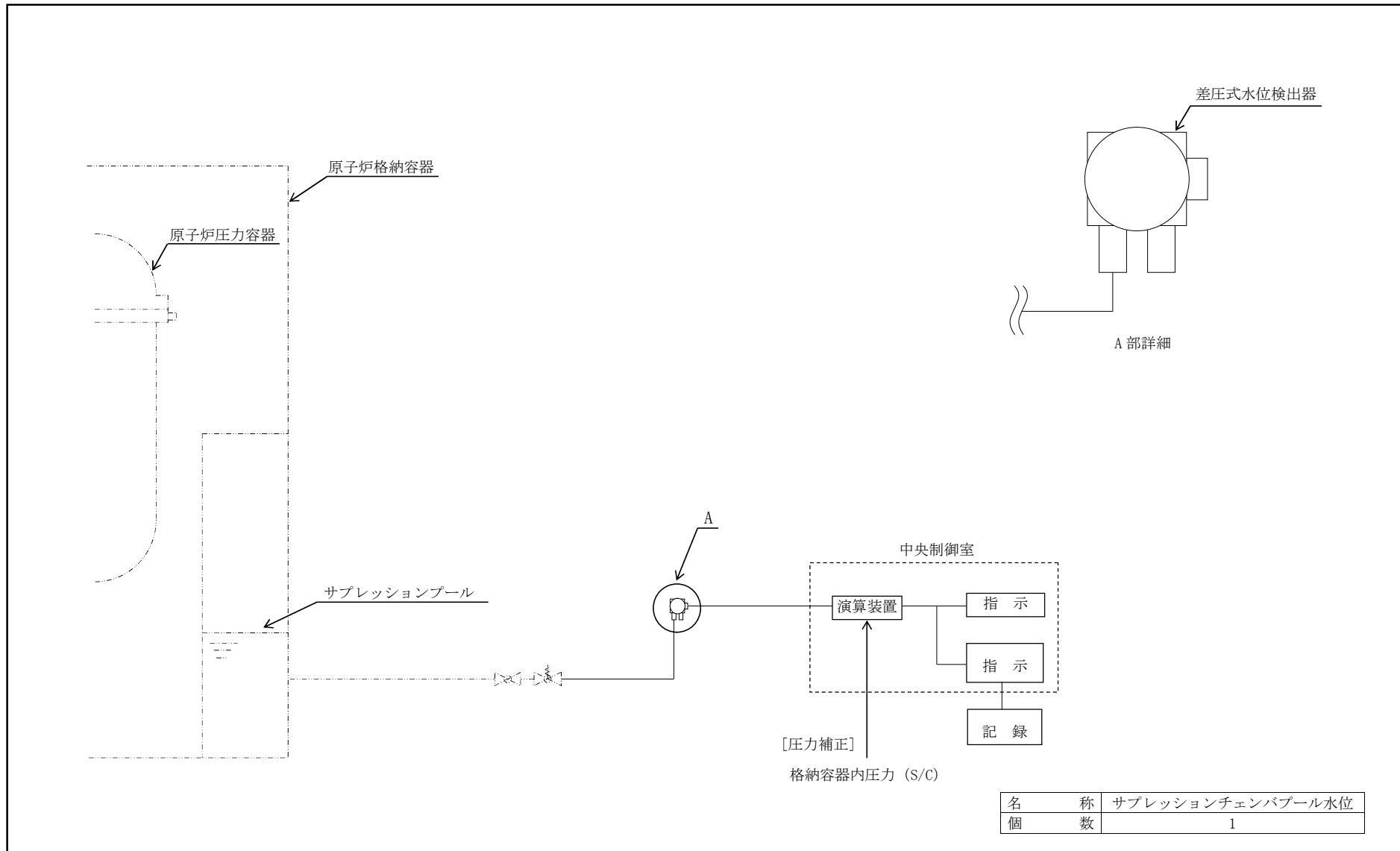
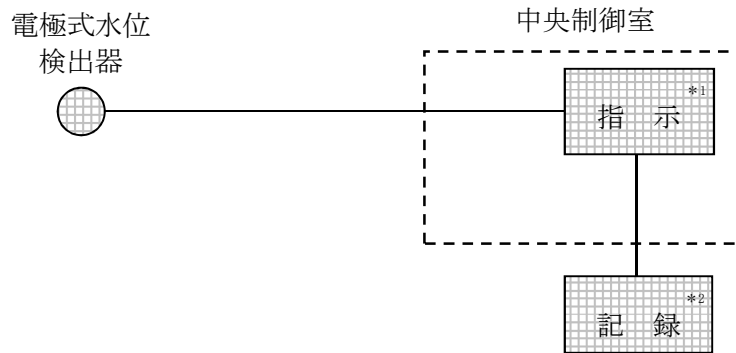


図 3-58 検出器の構造図 (サプレッションチェンバプール水位)

(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（ON-OFF 信号）を，中央制御室に指示し，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 3-59「格納容器下部水位の概略構成図」及び図 3-60「検出器の構造図（格納容器下部水位）」参照。）



注記*1：記録計

*2：緊急時対策支援システム伝送装置

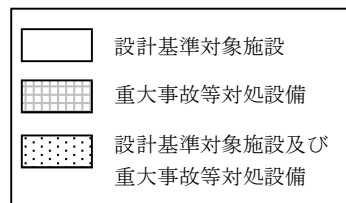


図 3-59 格納容器下部水位の概略構成図

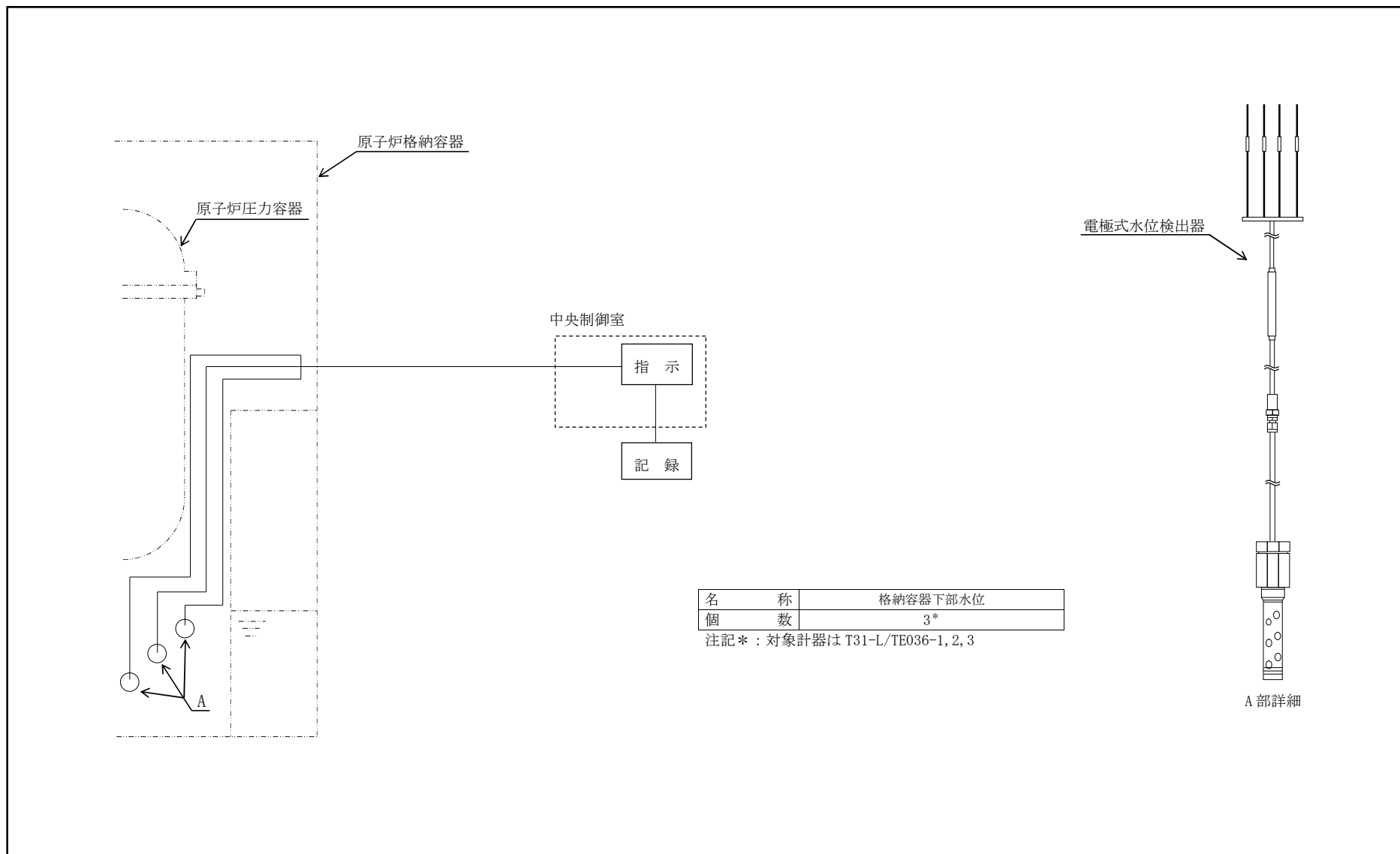


図 3-60 検出器の構造図 (格納容器下部水位)

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、熱伝導式水素検出器からの電気信号を、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、原子炉建屋水素濃度を中央制御室に指示し、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 3-61, 62「原子炉建屋水素濃度の概略構成図」及び図 3-63「検出器の構造図(原子炉建屋水素濃度)」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 AM 用直流 125V 蓄電池又は可搬型直流電源設備である電源車及び AM 用直流 125V 充電器から給電が可能である。電源供給について V-5「図面」のうち「第 1-4-3 図 直流全体単線結線図(その 1)」に示す。

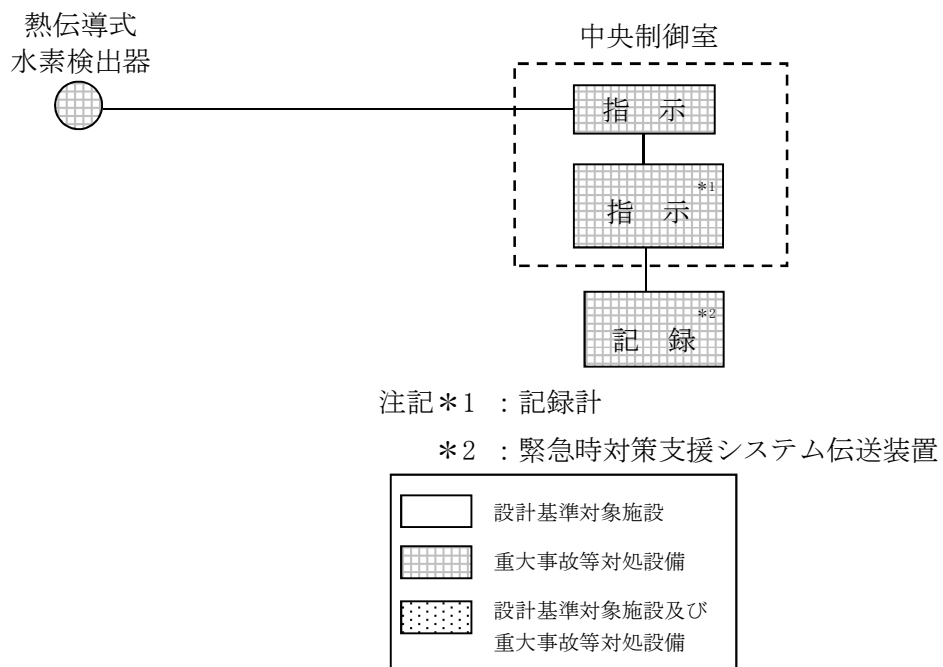
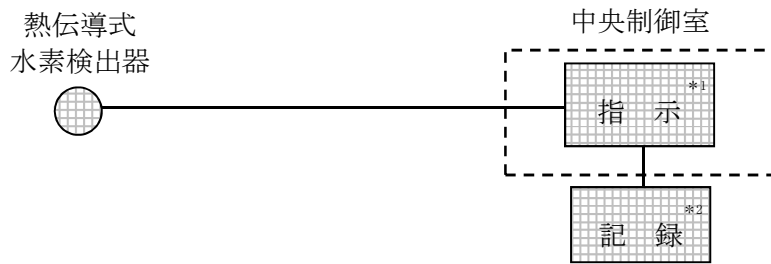


図 3-61 原子炉建屋水素濃度の概略構成図



注記*1 : 記録計

*2 : 緊急時対策支援システム伝送装置

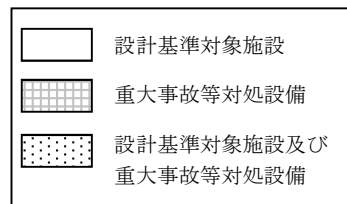


図 3-62 原子炉建屋水素濃度の概略構成図

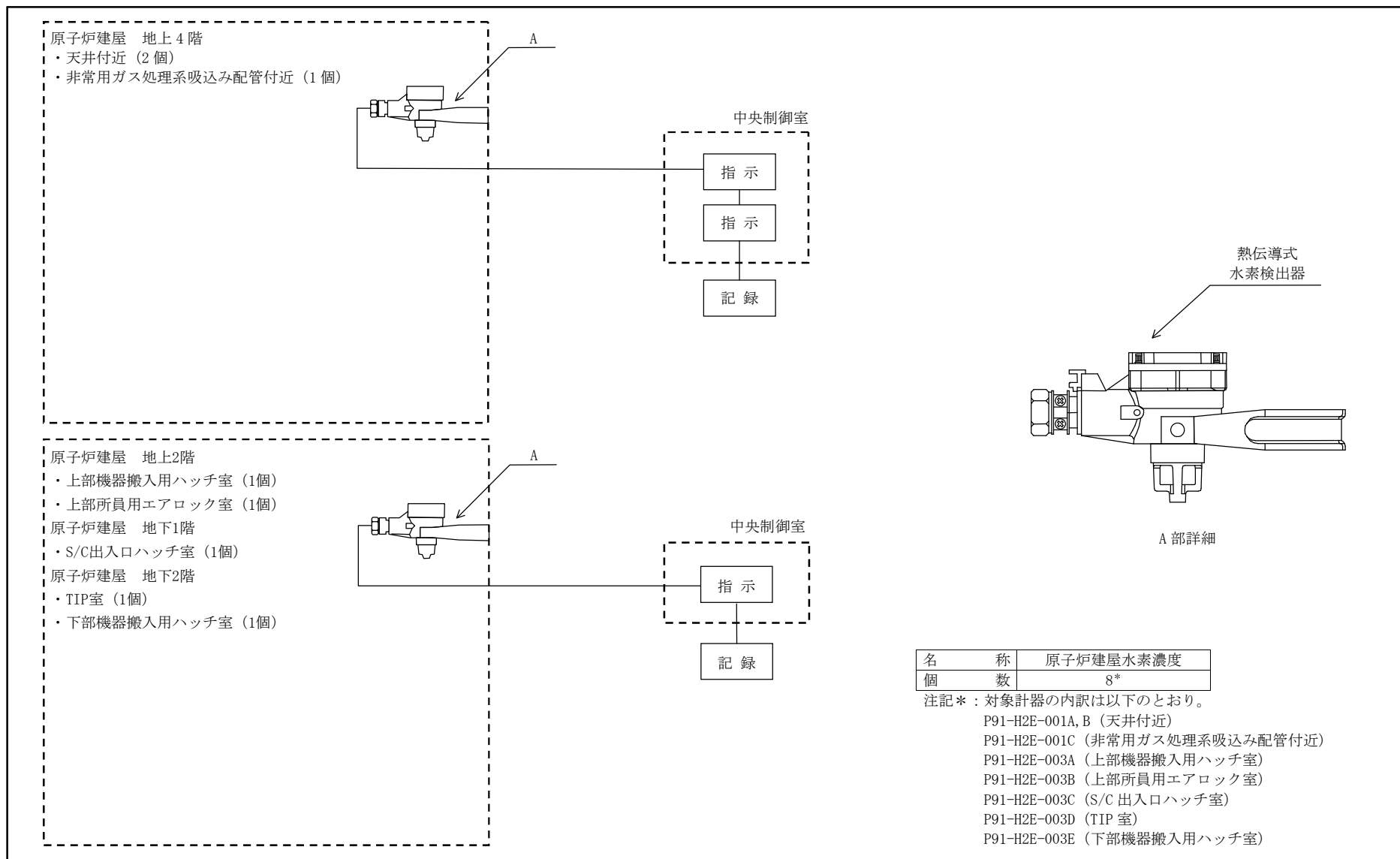
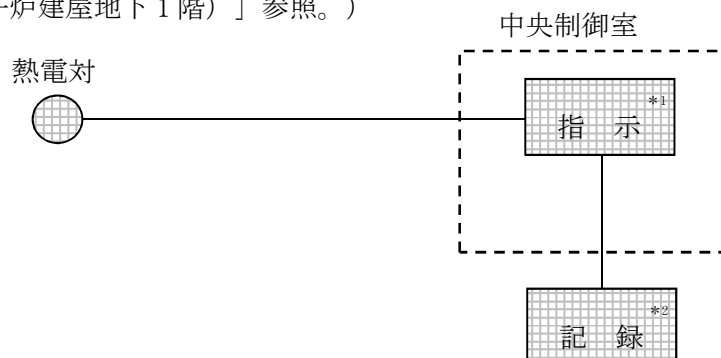


図 3-63 検出器の構造図 (原子炉建屋水素濃度)

3.1.9 その他重大事故等対処設備の計測装置

(1) 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、熱電対からの起電力を、中央制御室の指示部にて温度信号に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し、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3-64「原子炉圧力容器温度の概略構成図」、図3-65「検出器の構造図（原子炉圧力容器温度）」及び図3-89「検出器の取付箇所を明示した図面（原子炉建屋地下1階）」参照。）



注記*1：記録計

*2：緊急時対策支援システム伝送装置

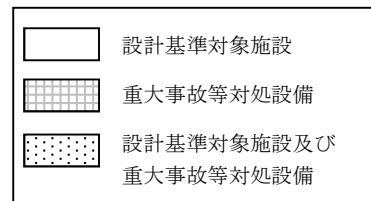


図3-64 原子炉圧力容器温度の概略構成図

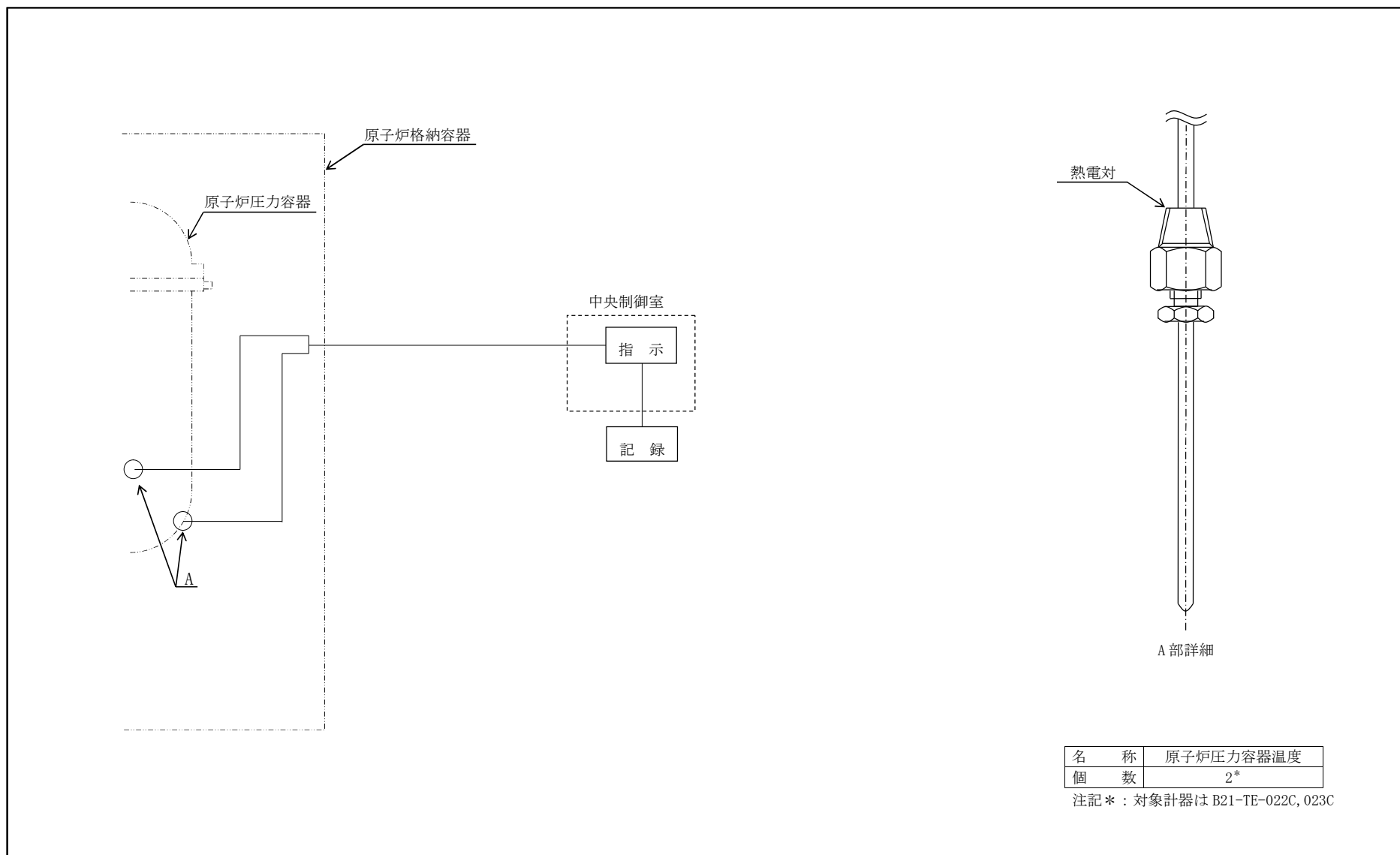
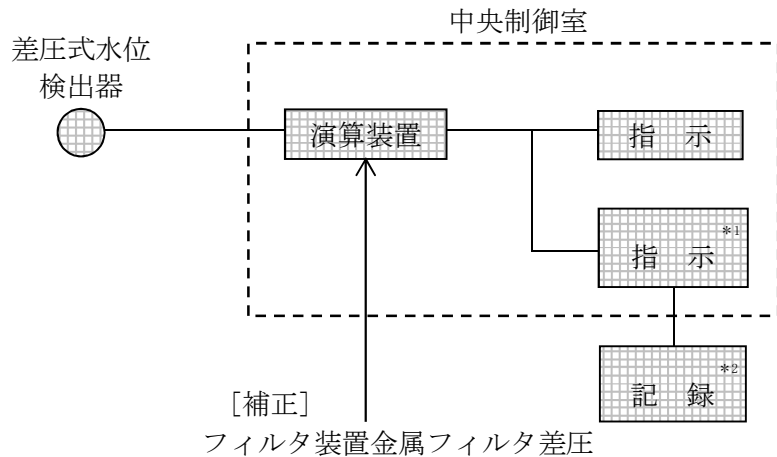


図 3-65 検出器の構造図 (原子炉压力容器温度)

(2) フィルタ装置水位

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流信号を、中央制御室の演算装置を経由し、指示部にて水位信号へ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し、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3-66「フィルタ装置水位の概略構成図」、図3-67「検出器の構造図(フィルタ装置水位)」及び図3-96「検出器の取付箇所を明示した図面(屋外)」参照。)



注記*1 : 記録計

*2 : 緊急時対策支援システム伝送装置

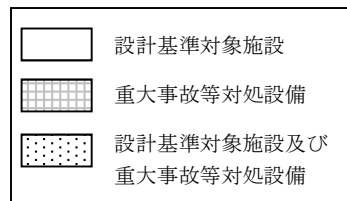


図3-66 フィルタ装置水位の概略構成図

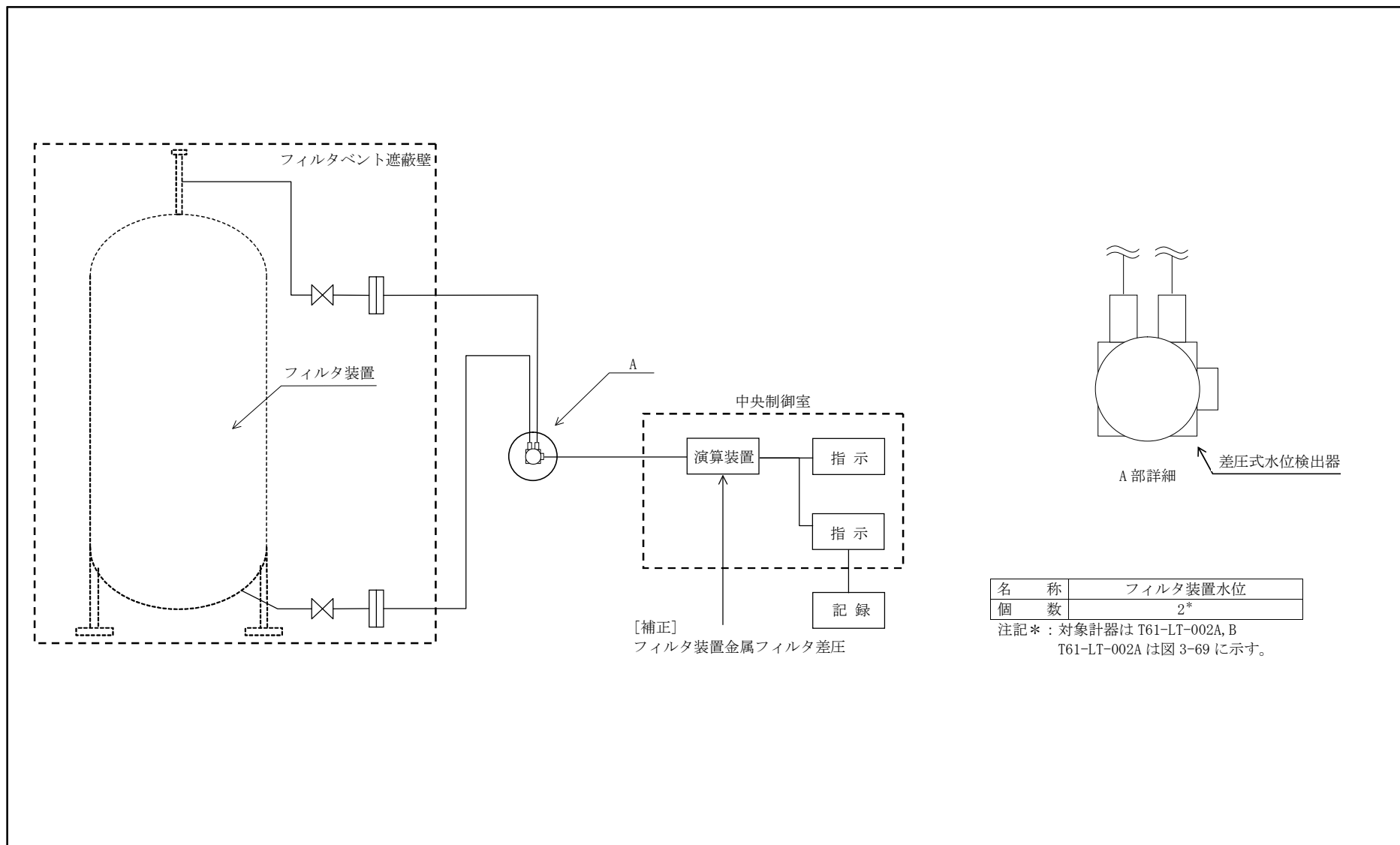
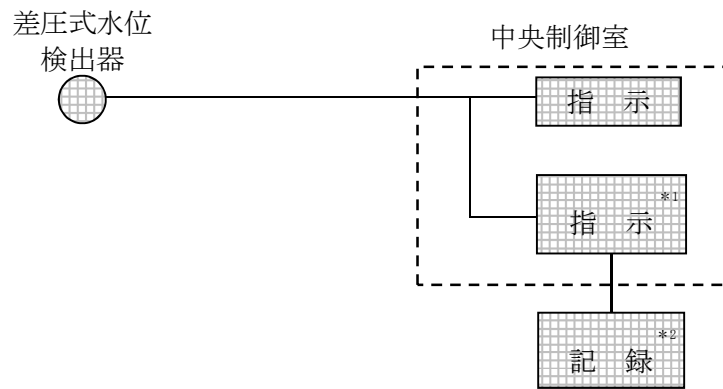


図 3-67 検出器の構造図 (フィルタ装置水位)

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，フィルタ装置水位を中央制御室に指示し，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 3-68「フィルタ装置水位の概略構成図」，図 3-69「検出器の構造図（フィルタ装置水位）」及び図 3-96「検出器の取付箇所を明示した図面（屋外）」参照。）



注記*1 : 記録計

*2 : 緊急時対策支援システム伝送装置

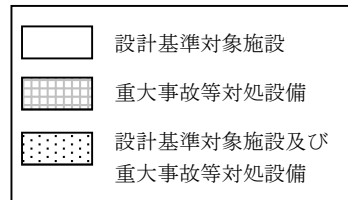


図 3-68 フィルタ装置水位の概略構成図

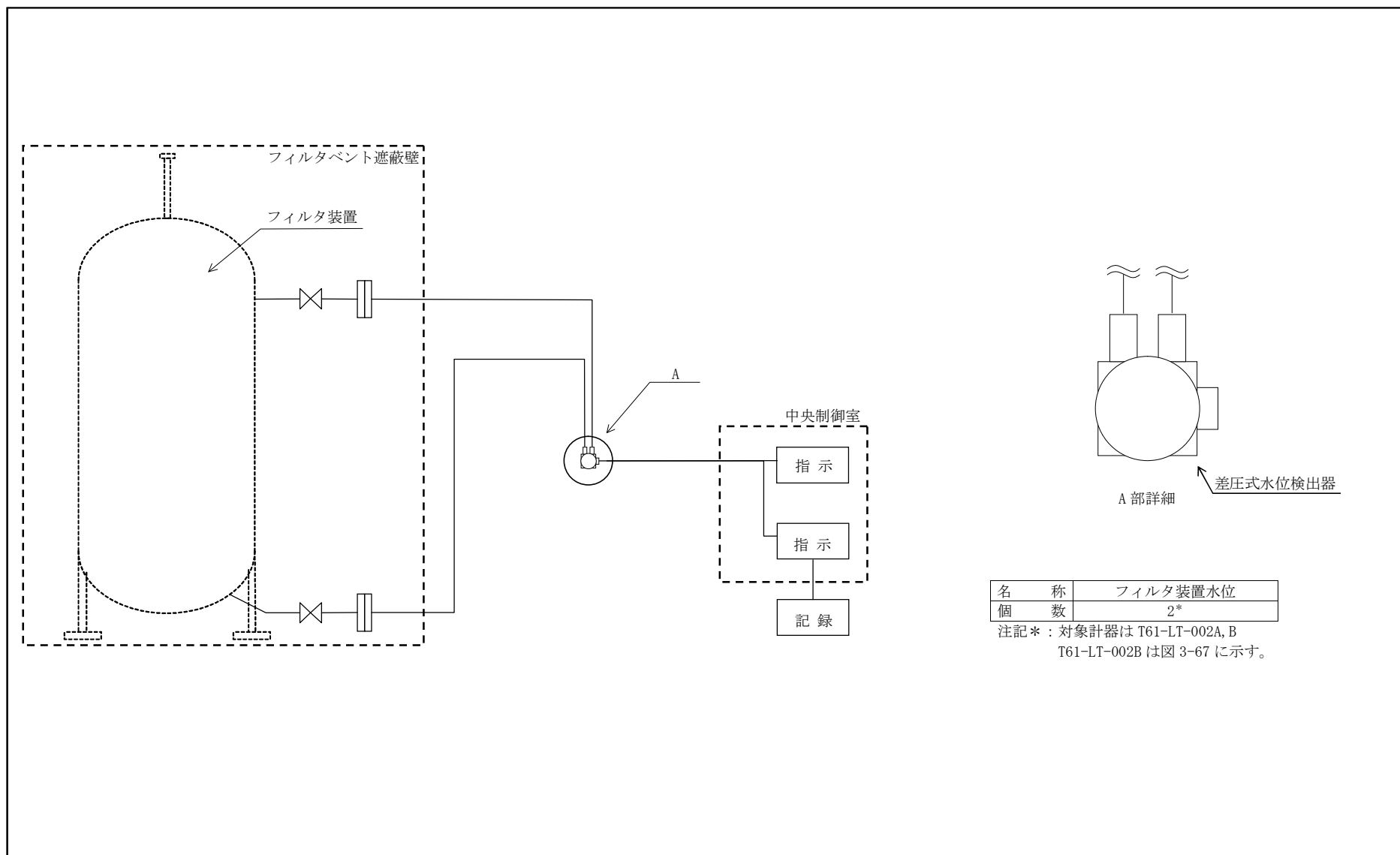
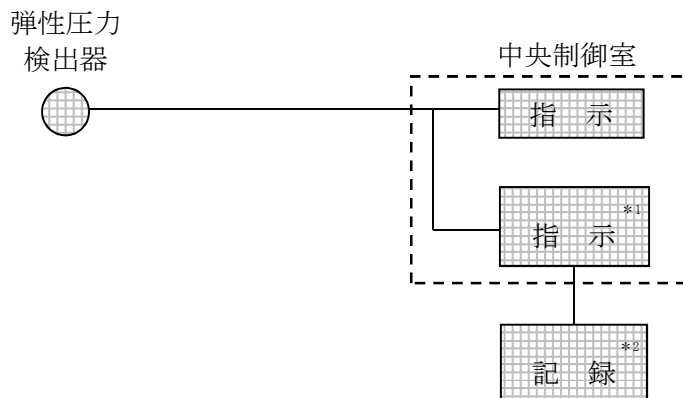


図 3-69 検出器の構造図 (フィルタ装置水位)

(3) フィルタ装置入口圧力

フィルタ装置入口圧力は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置入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、フィルタ装置入口圧力を中央制御室に指示し、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 3-70「フィルタ装置入口圧力の概略構成図」、図 3-71「検出器の構造図 (フィルタ装置入口圧力)」及び図 3-91「検出器の取付箇所を明示した図面 (原子炉建屋地上中 3 階)」参照。)



注記*1 : 記録計

*2 : 緊急時対策支援システム伝送装置

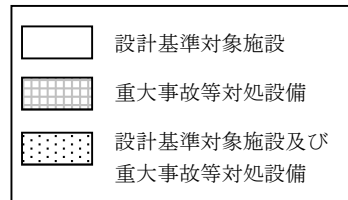


図 3-70 フィルタ装置入口圧力の概略構成図

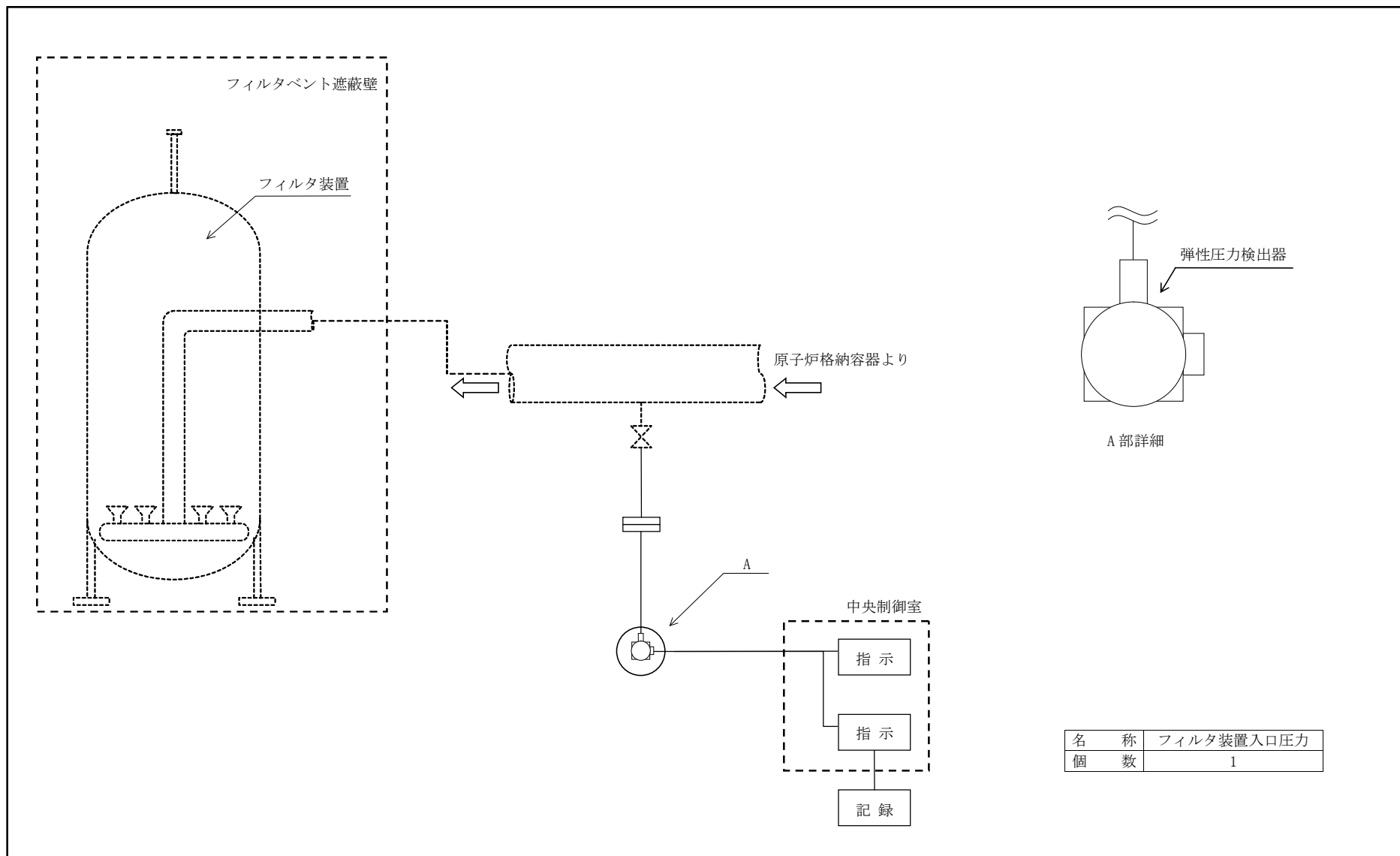
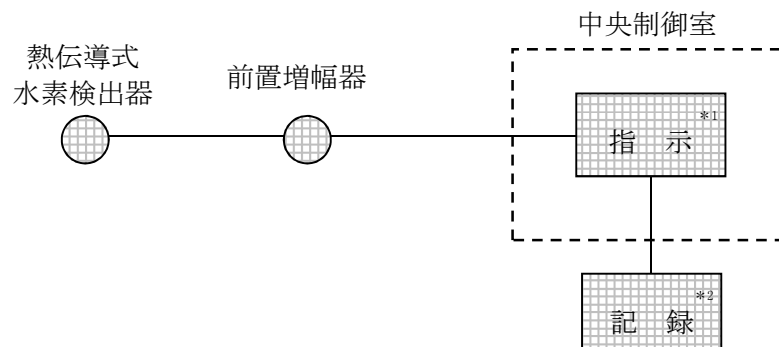


図 3-71 検出器の構造図 (フィルタ装置入口圧力)

(4) フィルタ装置水素濃度

フィルタ装置水素濃度は、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にて増幅し、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、フィルタ装置水素濃度を中央制御室に指示し、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3-72「フィルタ装置水素濃度の概略構成図」、図3-73「検出器の構造図(フィルタ装置水素濃度)」及び図3-90「検出器の取付箇所を明示した図面(原子炉建屋地上3階)」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第一ガスタービン発電機又は可搬型交流電源設備である電源車及びAM用125V充電器から給電が可能である。電源供給についてはV-5「図面」のうち「第1-4-1図 交流全体単線結線図(その1)」,「第1-4-2図 交流全体単線結線図(その2)」に示す。



注記*1 : 記録計

*2 : 緊急時対策支援システム伝送装置

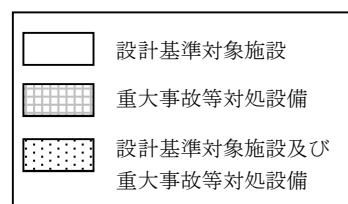


図3-72 フィルタ装置水素濃度の概略構成図

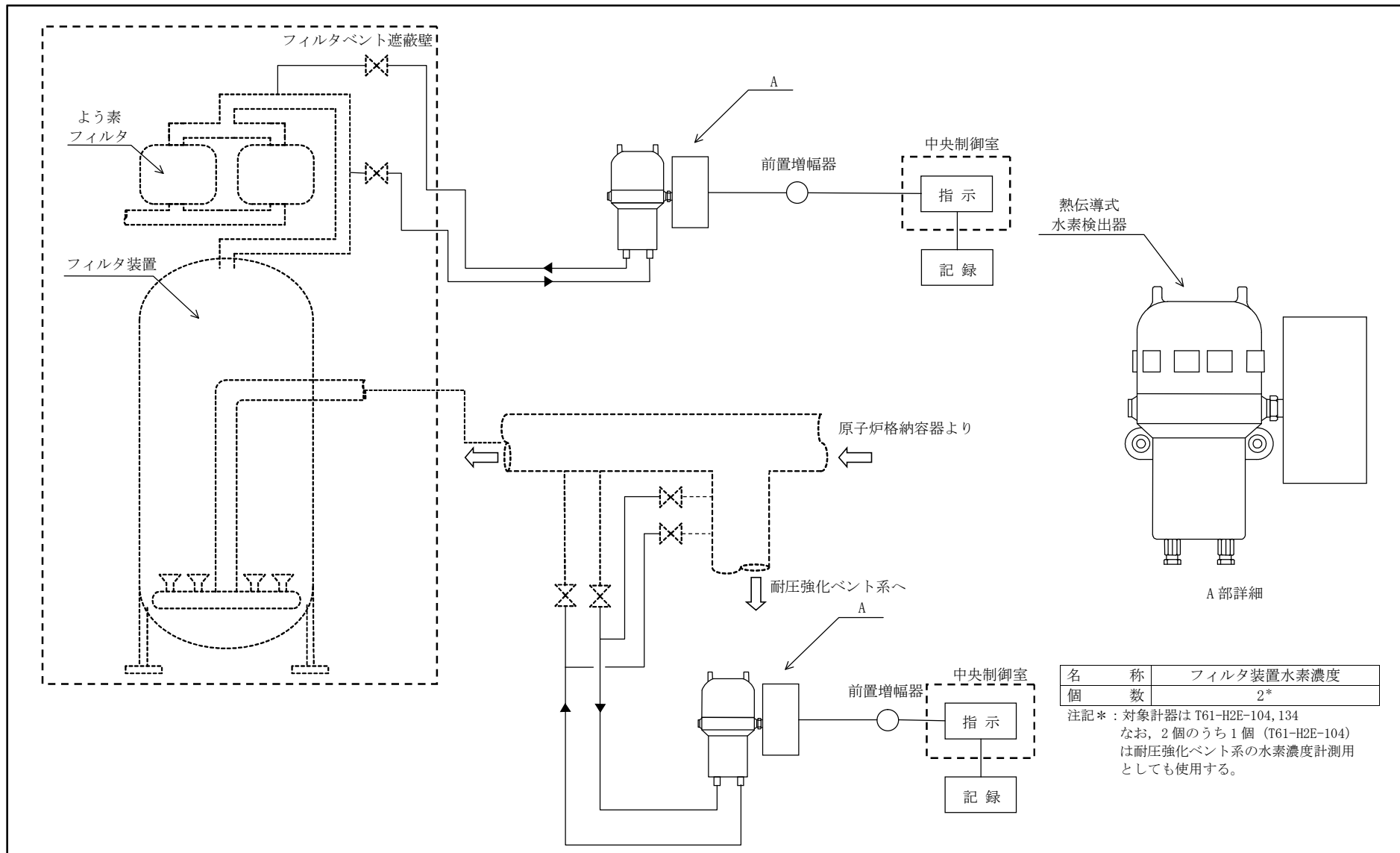
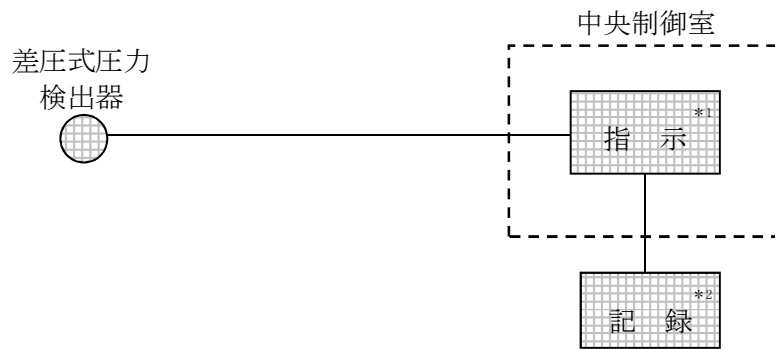


図 3-73 検出器の構造図 (フィルタ装置水素濃度)

(5) フィルタ装置金属フィルタ差圧

フィルタ装置金属フィルタ差圧は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置金属フィルタ差圧の検出信号は、差圧式圧力検出器からの電流信号を、中央制御室の指示部にて差圧信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置金属フィルタ差圧を中央制御室に指示し、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3-74「フィルタ装置金属フィルタ差圧の概略構成図」、図3-75「検出器の構造図(フィルタ装置金属フィルタ差圧)」及び図3-96「検出器の取付箇所を明示した図面(屋外)」参照。)



注記*1 : 記録計

*2 : 緊急時対策支援システム伝送装置

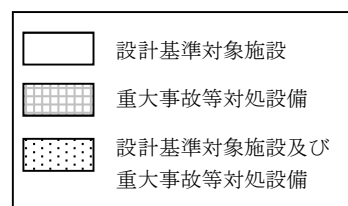


図3-74 フィルタ装置金属フィルタ差圧の概略構成図

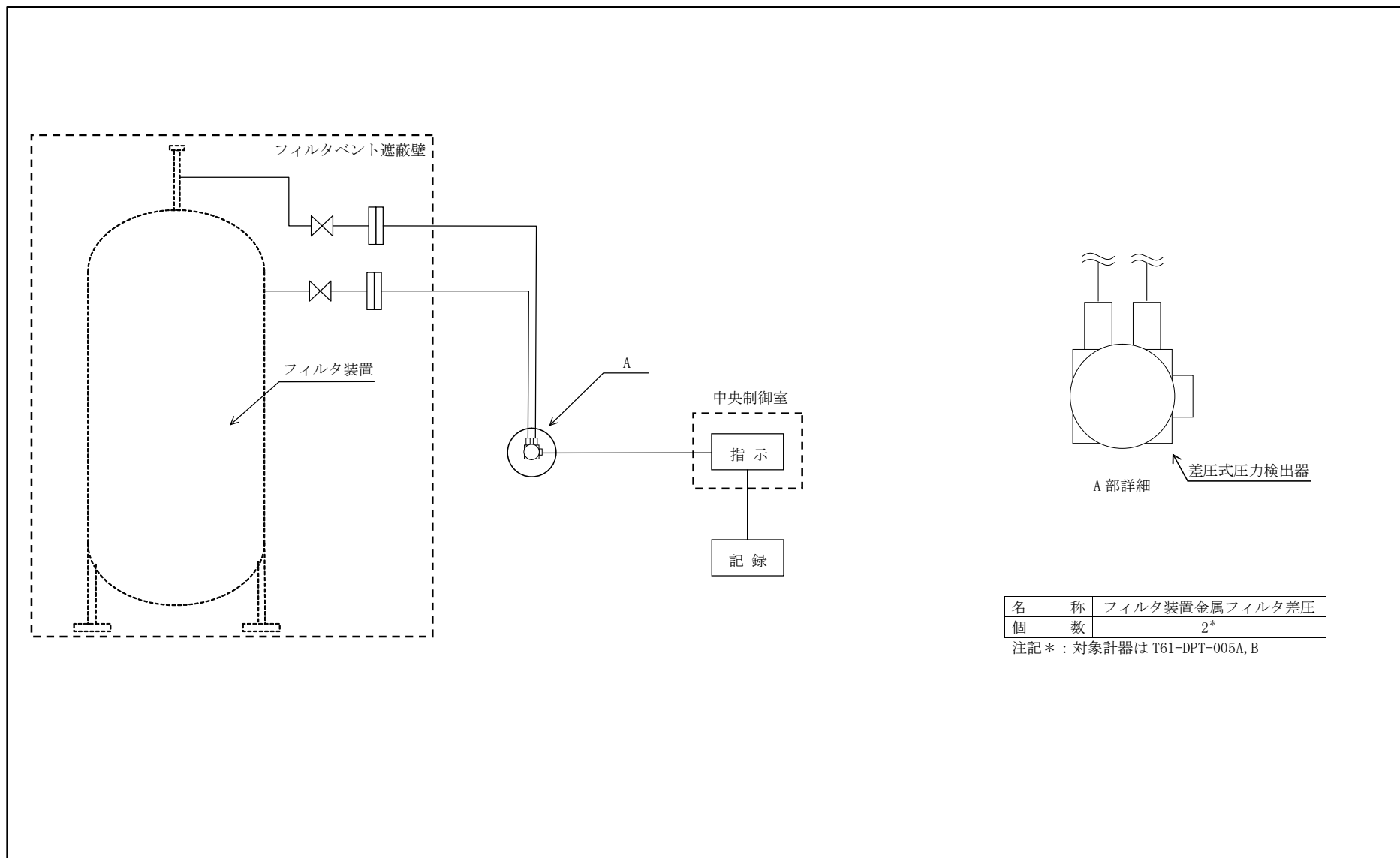
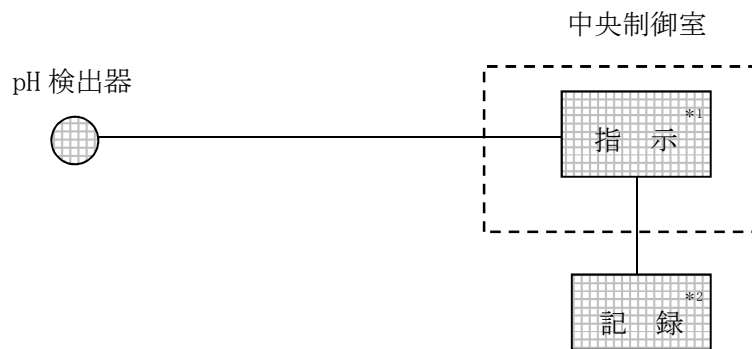


図 3-75 検出器の構造図 (フィルタ装置金属フィルタ差圧)

(6) フィルタ装置スクラバ水 pH

フィルタ装置スクラバ水 pH は、重大事故等対処設備の機能を有しており、pH 検出器からの電流信号を、中央制御室の指示部にて pH 信号に変換する処理を行った後、フィルタ装置スクラバ水 pH を中央制御室に指示し、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 3-76 「フィルタ装置スクラバ水 pH の概略構成図」, 図 3-77 「検出器の構造図 (フィルタ装置スクラバ水 pH)」及び図 3-96 「検出器の取付箇所を明示した図面 (屋外)」参照。)



注記*1 : 記録計

*2 : 緊急時対策支援システム伝送装置

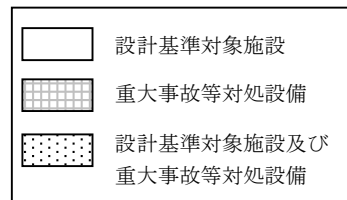


図 3-76 フィルタ装置スクラバ水 pH の概略構成図

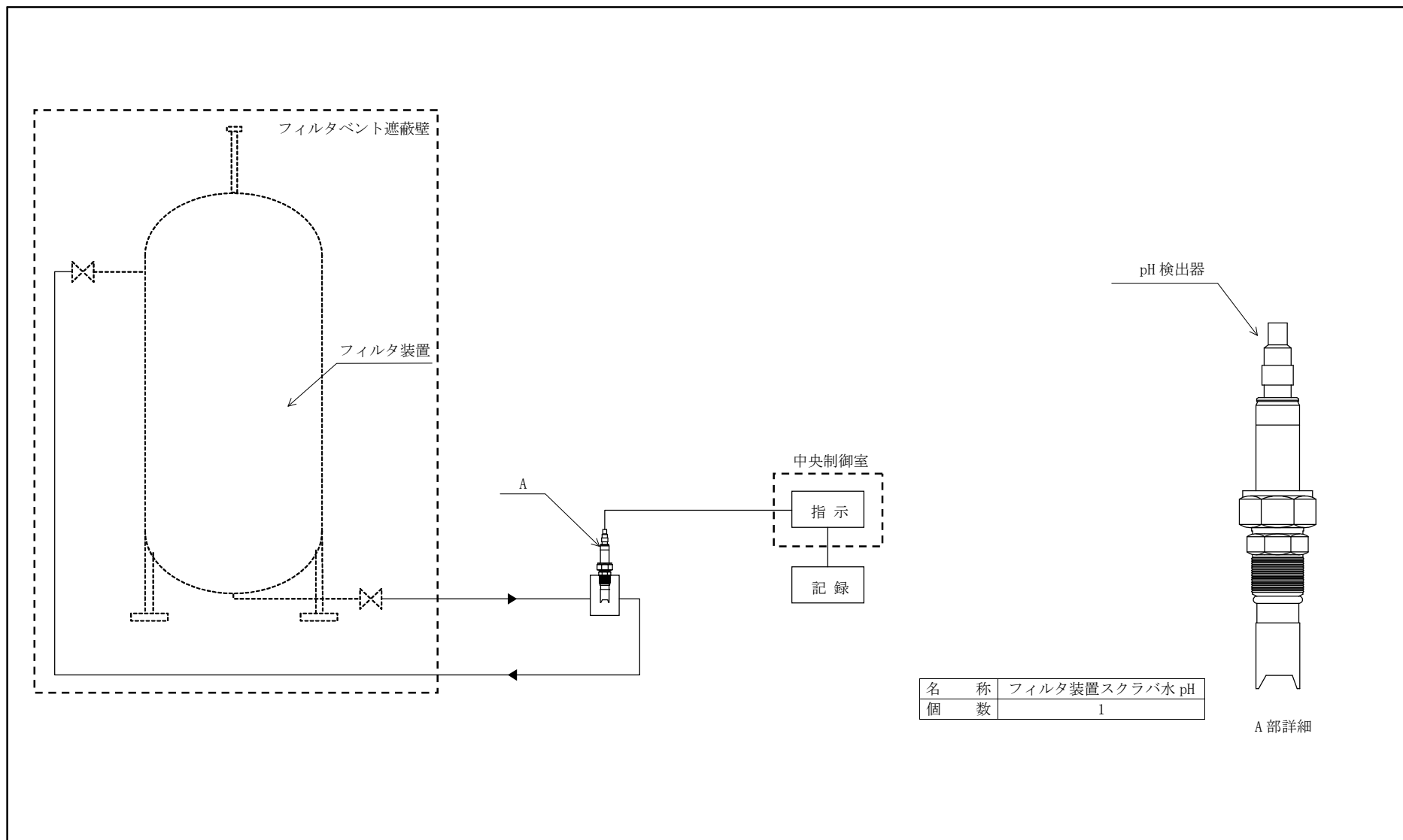
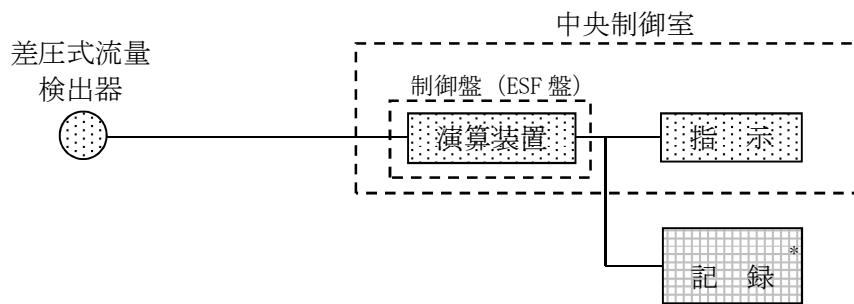


図 3-77 検出器の構造図 (フィルタ装置スクラバ水 pH)

(7) 原子炉補機冷却水系系統流量

原子炉補機冷却水系系統流量は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉補機冷却水系系統流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を、制御盤（ESF 盤*）内の演算装置を経由し、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、原子炉補機冷却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 3-78「原子炉補機冷却水系系統流量の概略構成図」、図 3-79「検出器の構造図（原子炉補機冷却水系系統流量）」、図 3-93「検出器の取付箇所を明示した図面（タービン建屋地下 2 階）」及び図 3-94「検出器の取付箇所を明示した図面（タービン建屋地下 1 階）」参照。）

注記*：工学的安全施設の制御盤（ESF：Engineered Safety Features）



注記*：緊急時対策支援システム伝送装置

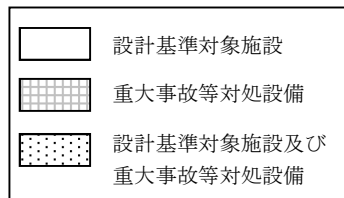
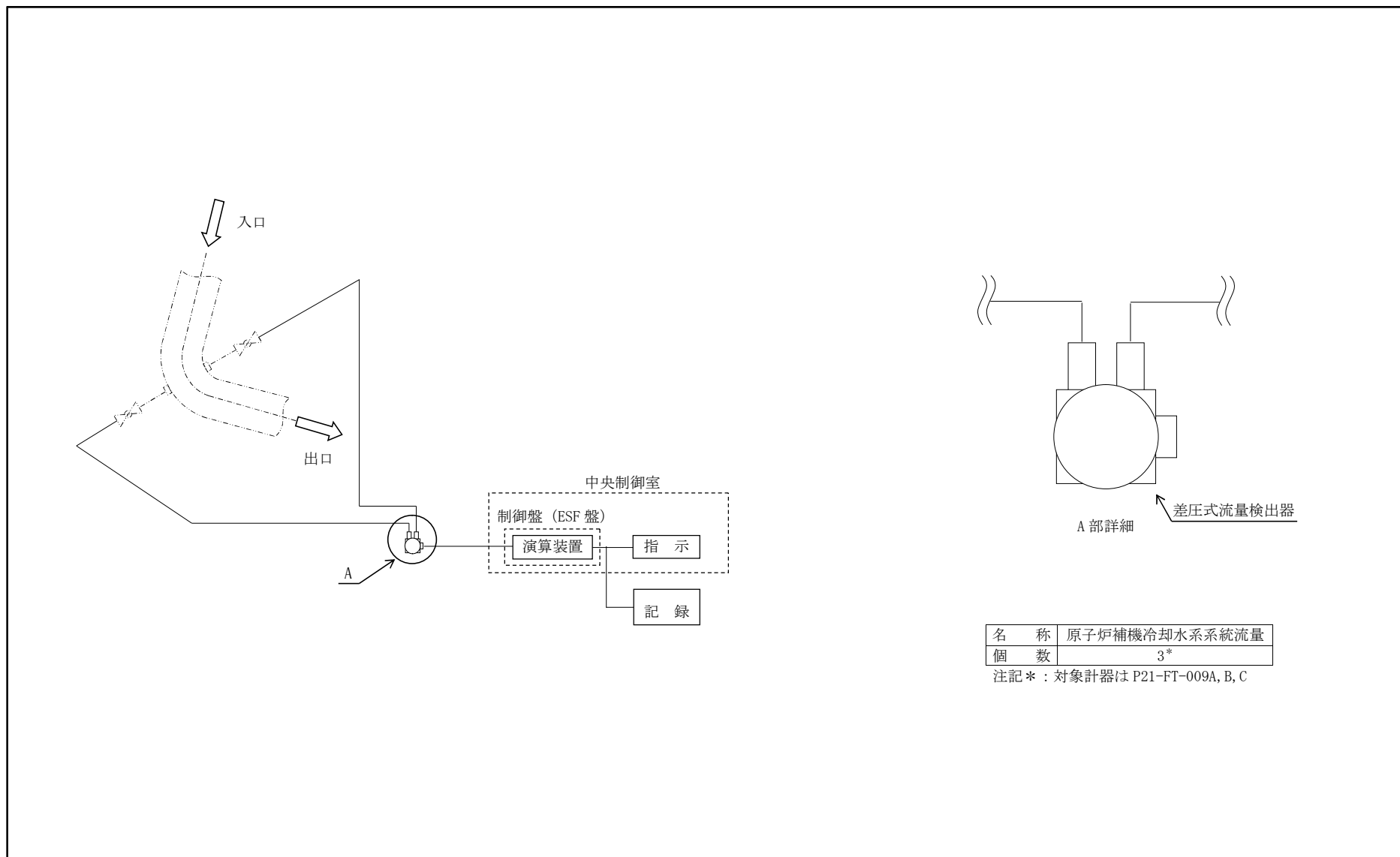


図 3-78 原子炉補機冷却水系系統流量の概略構成図



名 称	原子炉補機冷却水系系統流量
個 数	3*

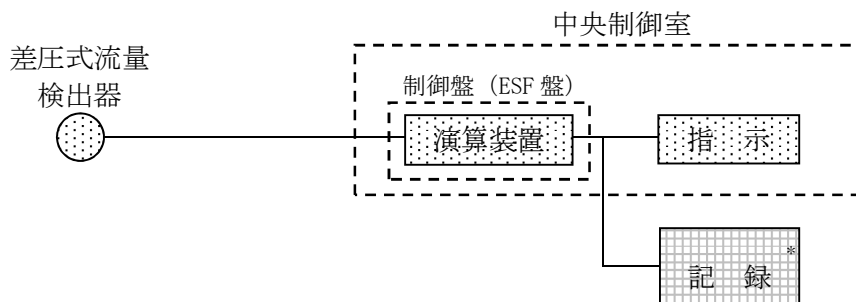
注記* : 対象計器は P21-FT-009A, B, C

図 3-79 検出器の構造図 (原子炉補機冷却水系系統流量)

(8) 残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量

残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量は、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入口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、制御盤（ESF 盤*）内の演算装置を経由し、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入口冷却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 3-80「残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量の概略構成図」、図 3-81「検出器の構造図（残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量）」及び図 3-88「検出器の取付箇所を明示した図面（原子炉建屋地下 3 階）」参照。）

注記*：工学的安全施設の制御盤（ESF：Engineered Safety Features）



注記*：緊急時対策支援システム伝送装置

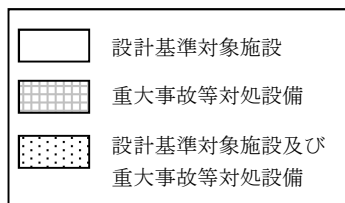


図 3-80 残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量の概略構成図

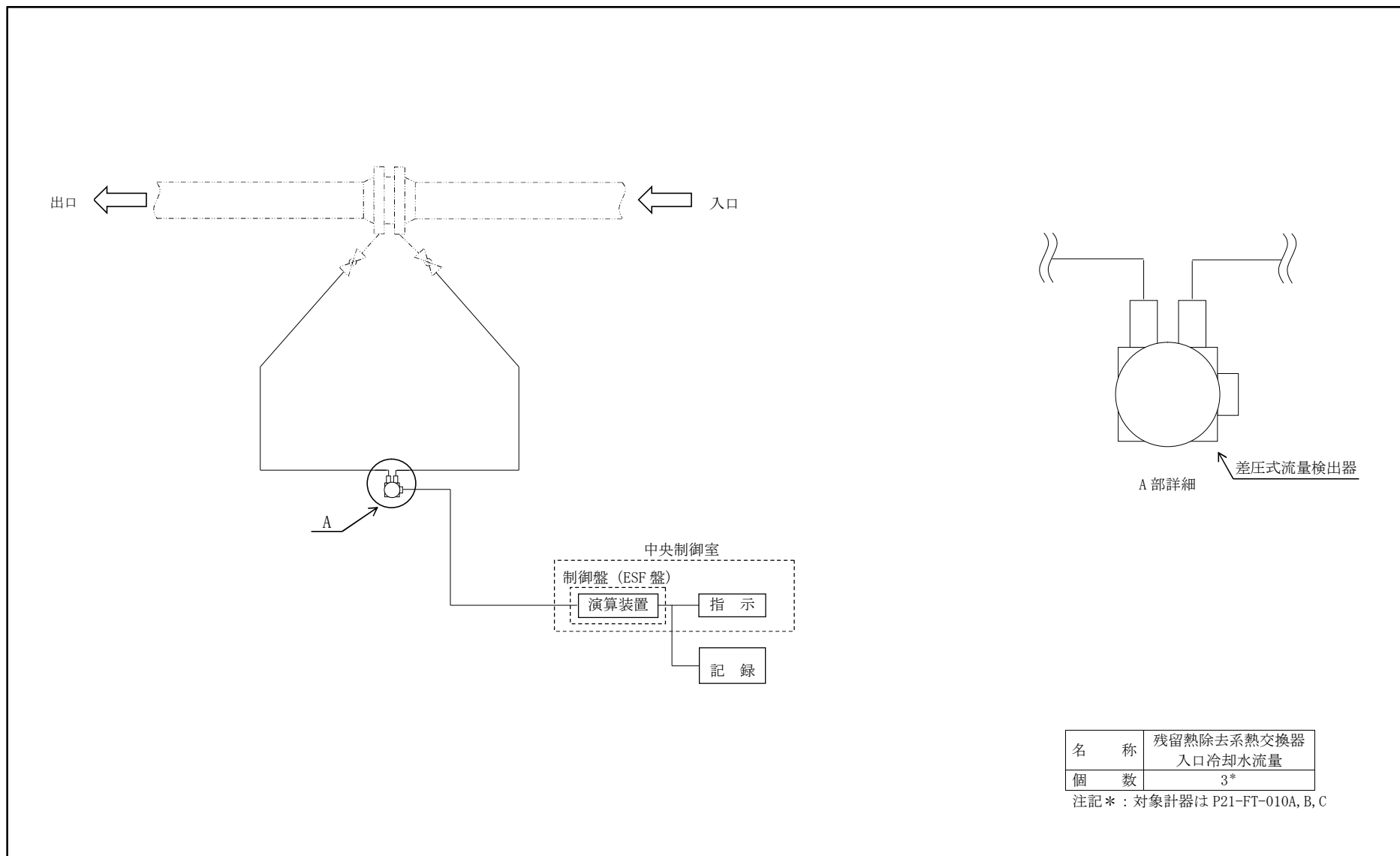
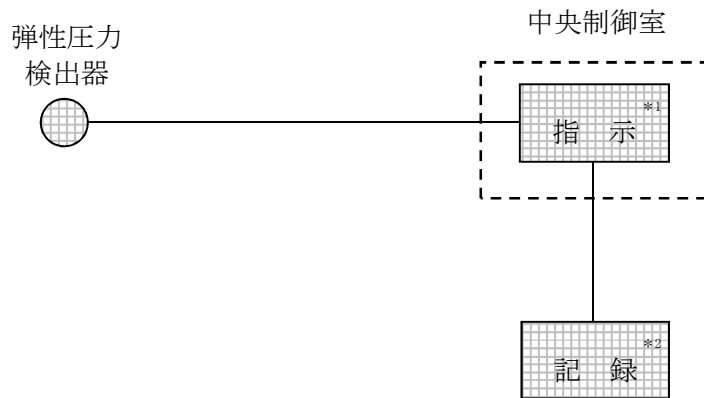


図 3-81 検出器の構造図 (残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量)

(9) 復水移送ポンプ吐出圧力

復水移送ポンプ吐出圧力は、重大事故等対処設備の機能を有しており、復水移送ポンプ吐出圧力の検出信号は、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、復水移送ポンプ吐出圧力を中央制御室に指示し、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3-82「復水移送ポンプ吐出圧力の概略構成図」、図3-83「検出器の構造図（復水移送ポンプ吐出圧力）」及び図3-95「検出器の取付箇所を明示した図面（廃棄物処理建屋地下3階）」参照。）



注記*1 : 記録計

*2 : 緊急時対策支援システム伝送装置

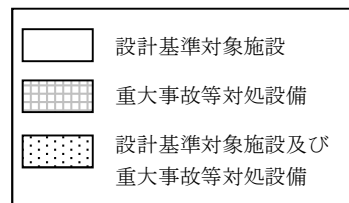


図3-82 復水移送ポンプ吐出圧力の概略構成図

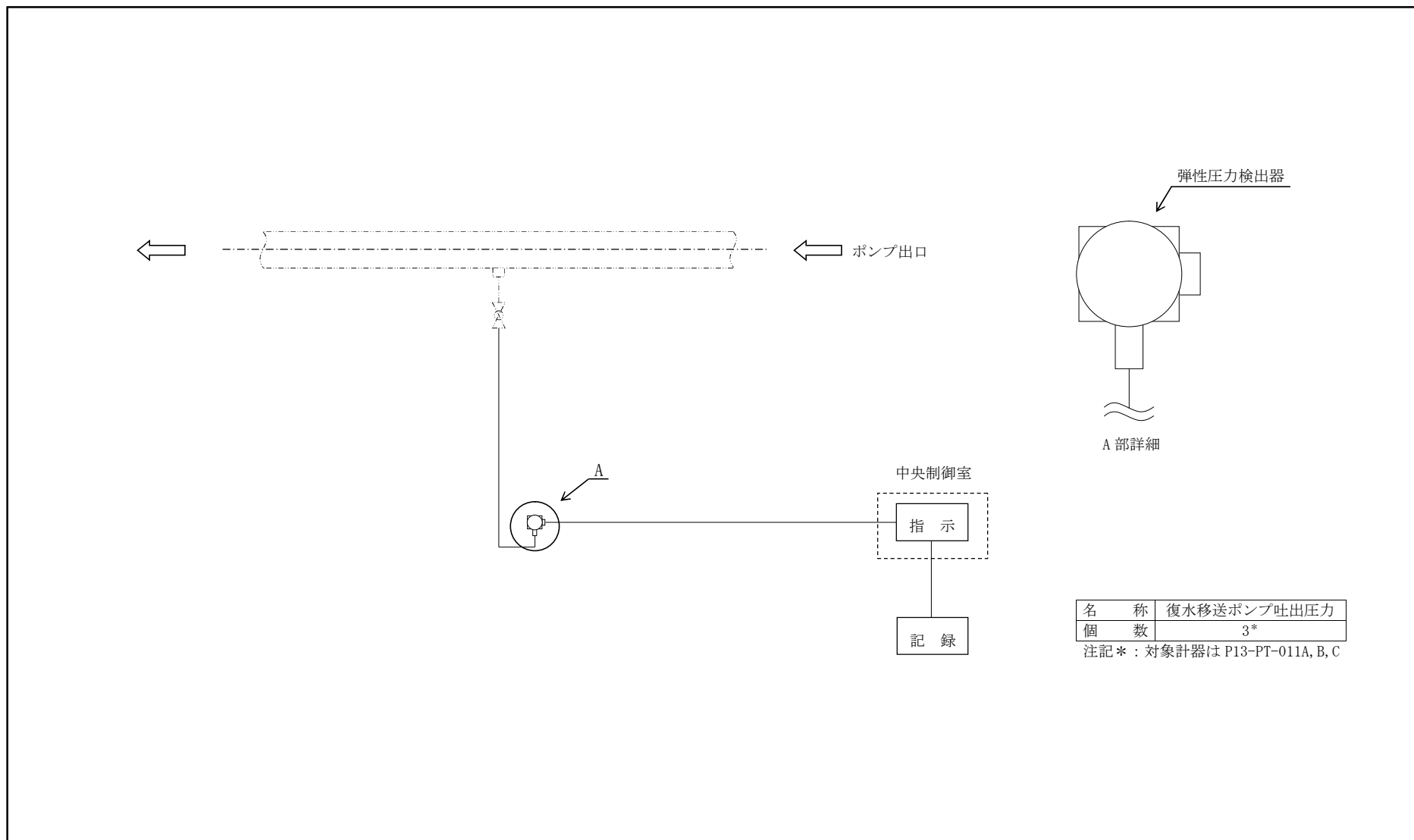


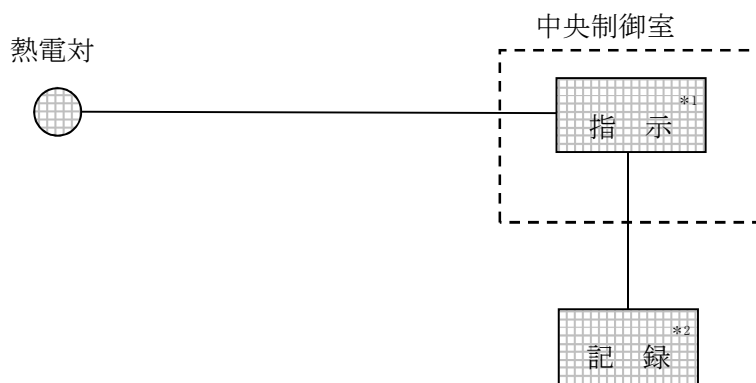
図 3-83 検出器の構造図 (復水移送ポンプ吐出圧力)

(10) 静的触媒式水素再結合器動作監視装置

静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、重大事故等対処設備の機能を有しており、静的触媒式水素再結合器動作監視装置の検出信号は、熱電対からの起電力を、中央制御室の指示部にて温度信号に変換する処理を行った後、静的触媒式水素再結合器動作監視装置を中央制御室に指示し、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 3-84 「静的触媒式水素再結合器動作監視装置の概略構成図」、図 3-85 「検出器の構造図 (静的触媒式水素再結合器動作監視装置)」及び図 3-92 「検出器の取付箇所を明示した図面 (原子炉建屋地上 4 階)」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 AM 用直流 125V 蓄電池又は可搬型直流電源設備である電源車及び AM 用直流 125V 充電器から給電が可能である。電源供給について V-5 「図面」のうち「第 1-4-3 図 直流全体単線結線図 (その 1)」に示す。



注記*1 : 記録計

*2 : 緊急時対策支援システム伝送装置

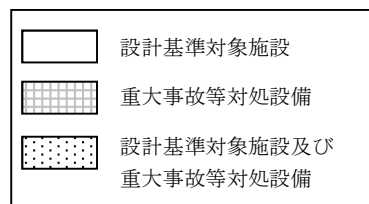


図 3-84 静的触媒式水素再結合器動作監視装置の概略構成図

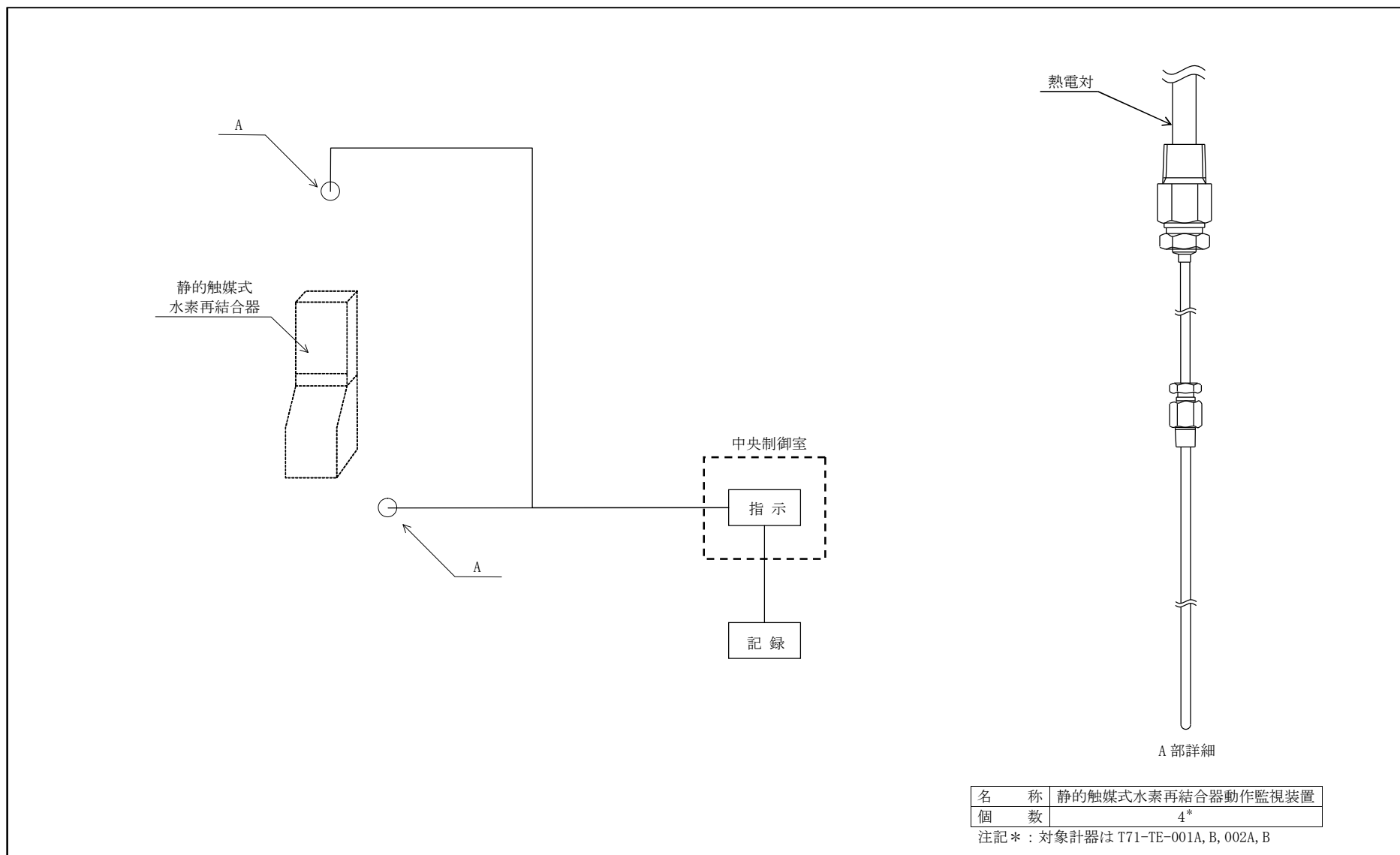


図 3-85 検出器の構造図 (静的触媒式水素再結合器動作監視装置)

(11) 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24個（必要数23個（予備1個））（7号機に保管）を中央制御室に保管し、予備1セット24個（6,7号機共用、5号機に保管）を5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）に保管する。（図3-86「可搬型計測器の概略構成図」、図3-87「検出器の構造図（可搬型計測器）」、図3-97「可搬型計測器の保管場所を明示した図面（6,7号機コントロール建屋地上2階）」、図3-98「可搬型計測器（6,7号機共用）（予備）の保管場所を明示した図面（5号機原子炉建屋地上3階）」、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。）

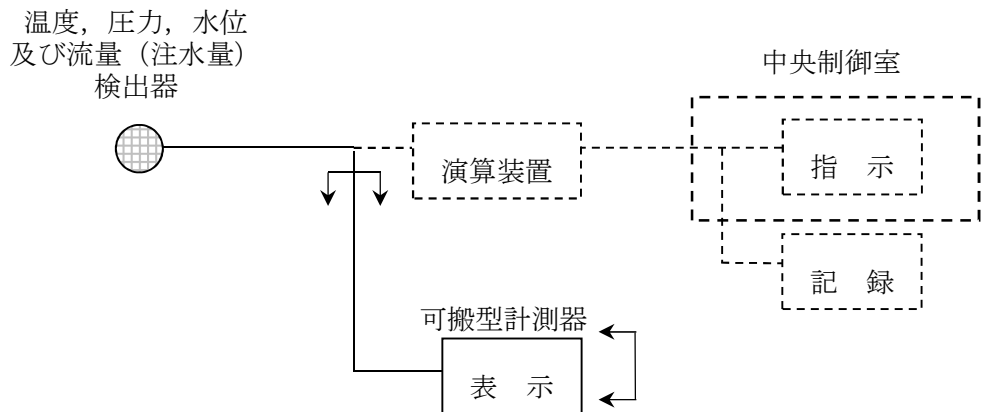
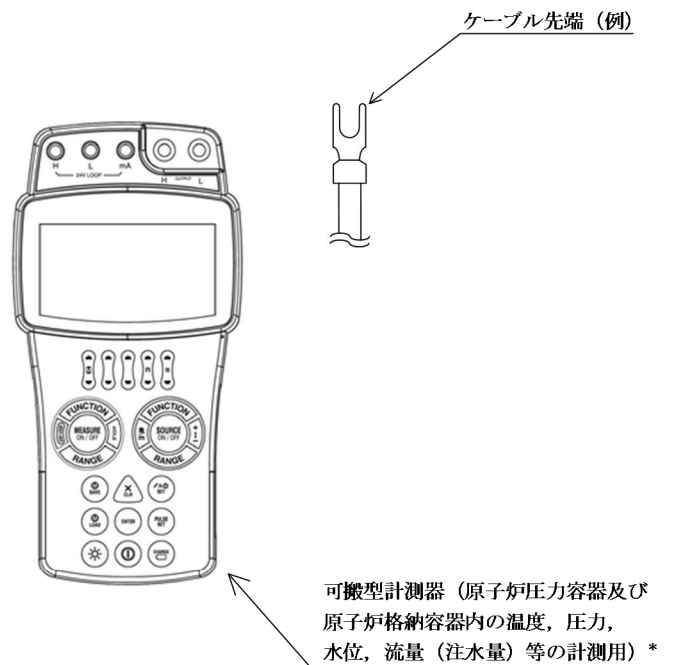


図 3-86 可搬型計測器の概略構成図



注記* : 可搬型計測器 (原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、流量 (注水量) 等の計測用として1セット24個 (必要数23個 (予備1個)) (7号機に保管) を中央制御室に保管し、予備1セット24個 (6,7号機共用, 5号機に保管) を5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部・高気密室) に保管する。

図3-87 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	
高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力	格納容器内圧力 (S/C)
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	ドライウェル雰囲気温度
残留熱除去系熱交換器入口温度	サプレッションチェンバ氣體温度
残留熱除去系熱交換器出口温度	サプレッションチェンバプール水温度
復水補給水系温度 (代替循環冷却)	復水貯蔵槽水位 (SA)
残留熱除去系系統流量	復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)
原子炉隔離時冷却系系統流量	サプレッションチェンバプール水位
高圧炉心注水系系統流量	格納容器下部水位
高圧代替注水系系統流量	原子炉圧力容器温度
復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	フィルタ装置水位
復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	フィルタ装置入口圧力
原子炉圧力	フィルタ装置金属フィルタ差圧
原子炉圧力 (SA)	原子炉補機冷却水系系統流量
原子炉水位 (広帯域)	残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量
原子炉水位 (燃料域)	復水移送ポンプ吐出圧力
原子炉水位 (SA)	静的触媒式水素再結合器動作監視装置
格納容器内圧力 (D/W)	—

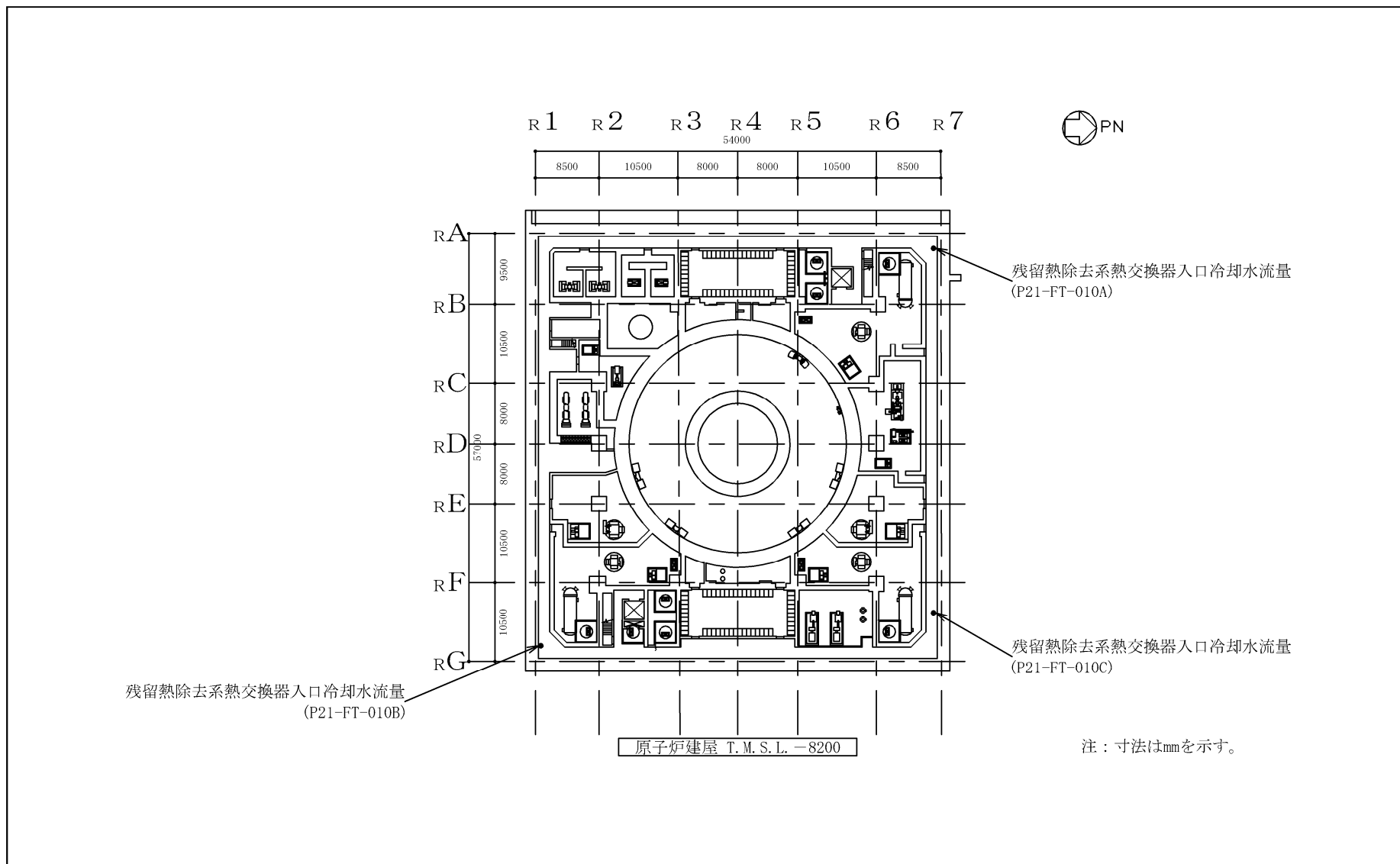


図 3-88 検出器の取付箇所を明示した図面 (原子炉建屋地下 3 階)

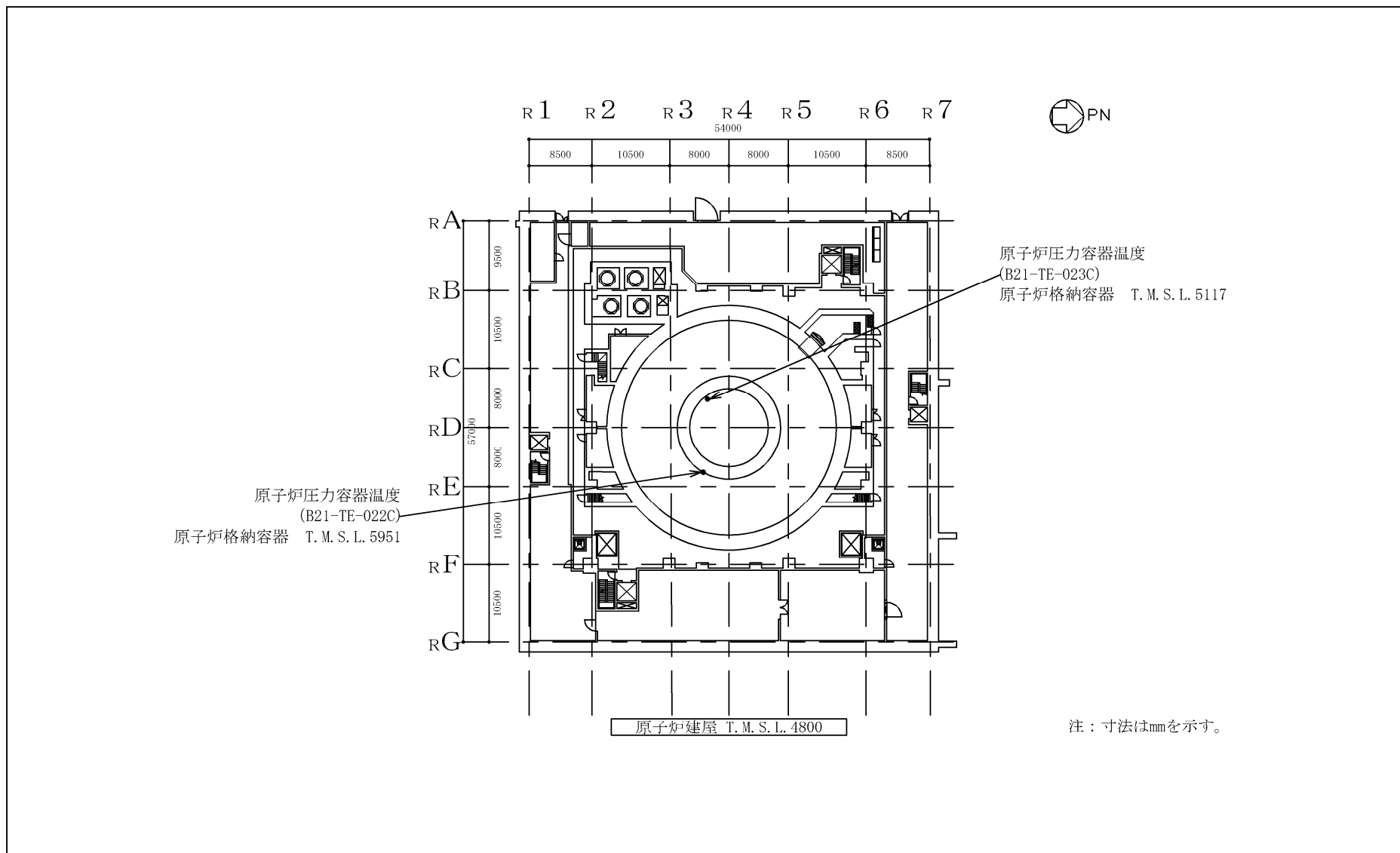


図 3-89 検出器の取付箇所を明示した図面 (原子炉建屋地下 1 階)

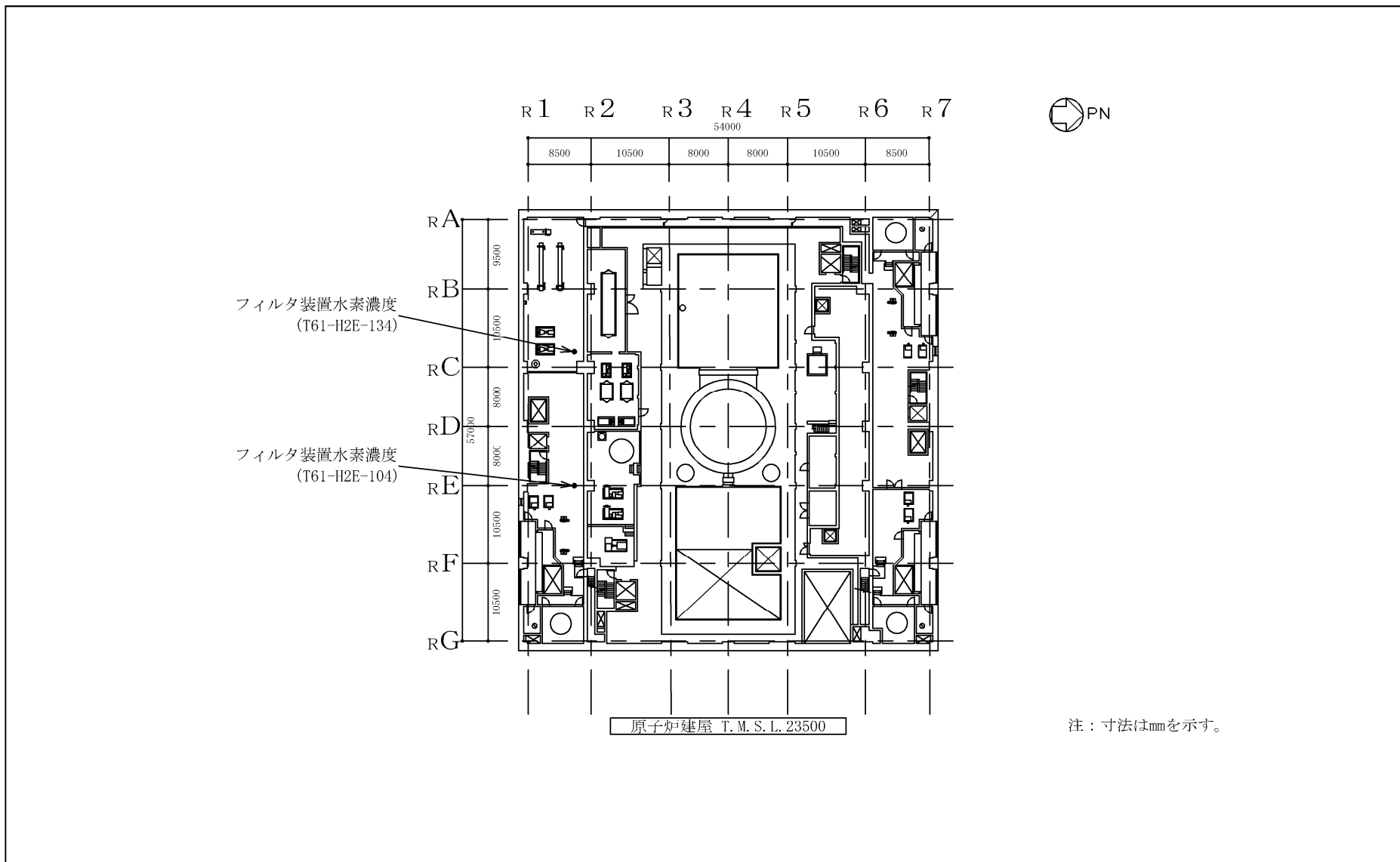
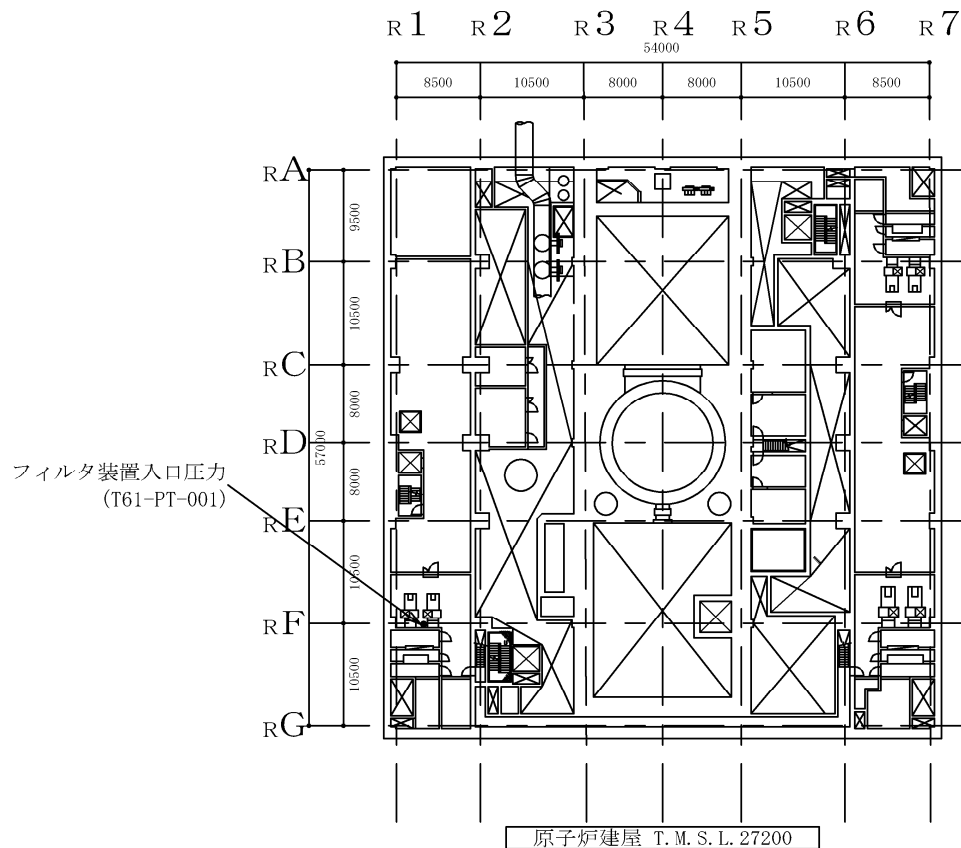


図3-90 検出器の取付箇所を明示した図面（原子炉建屋地上3階）



注：寸法はmmを示す。

図 3-91 検出器の取付箇所を明示した図面（原子炉建屋地上中 3 階）

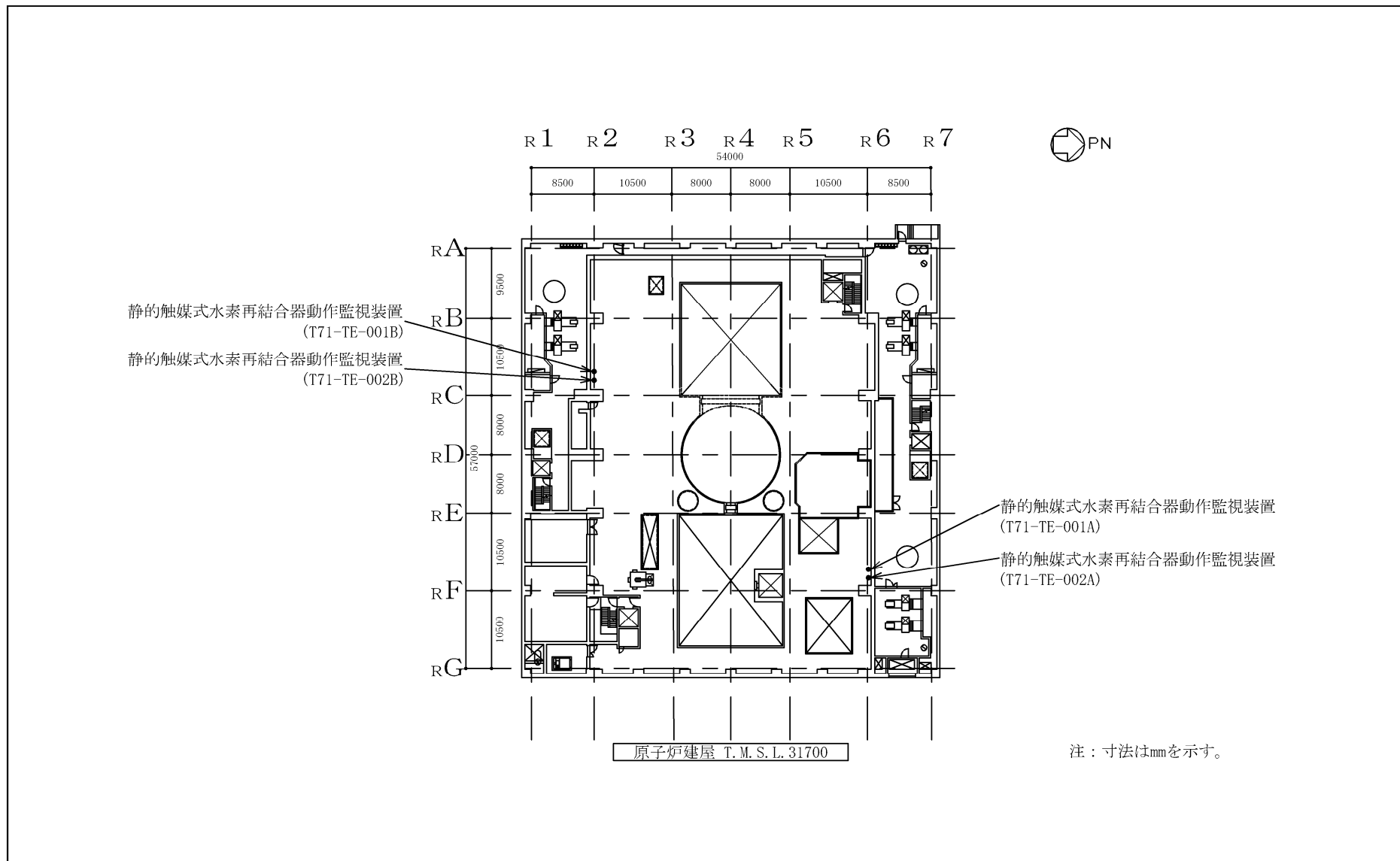


図 3-92 検出器の取付箇所を明示した図面 (原子炉建屋地上 4 階)

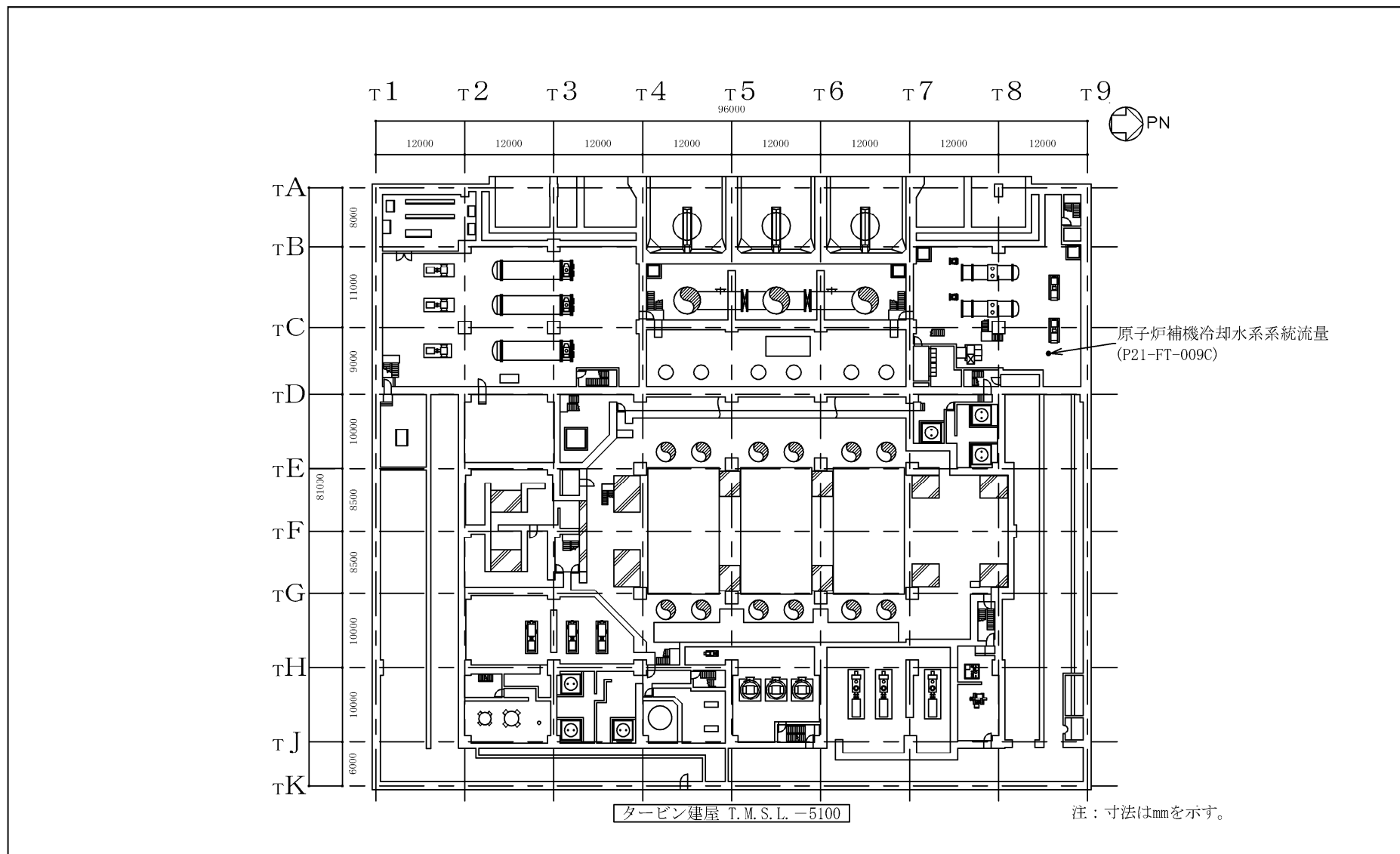


図 3-93 検出器の取付箇所を明示した図面 (タービン建屋地下 2 階)

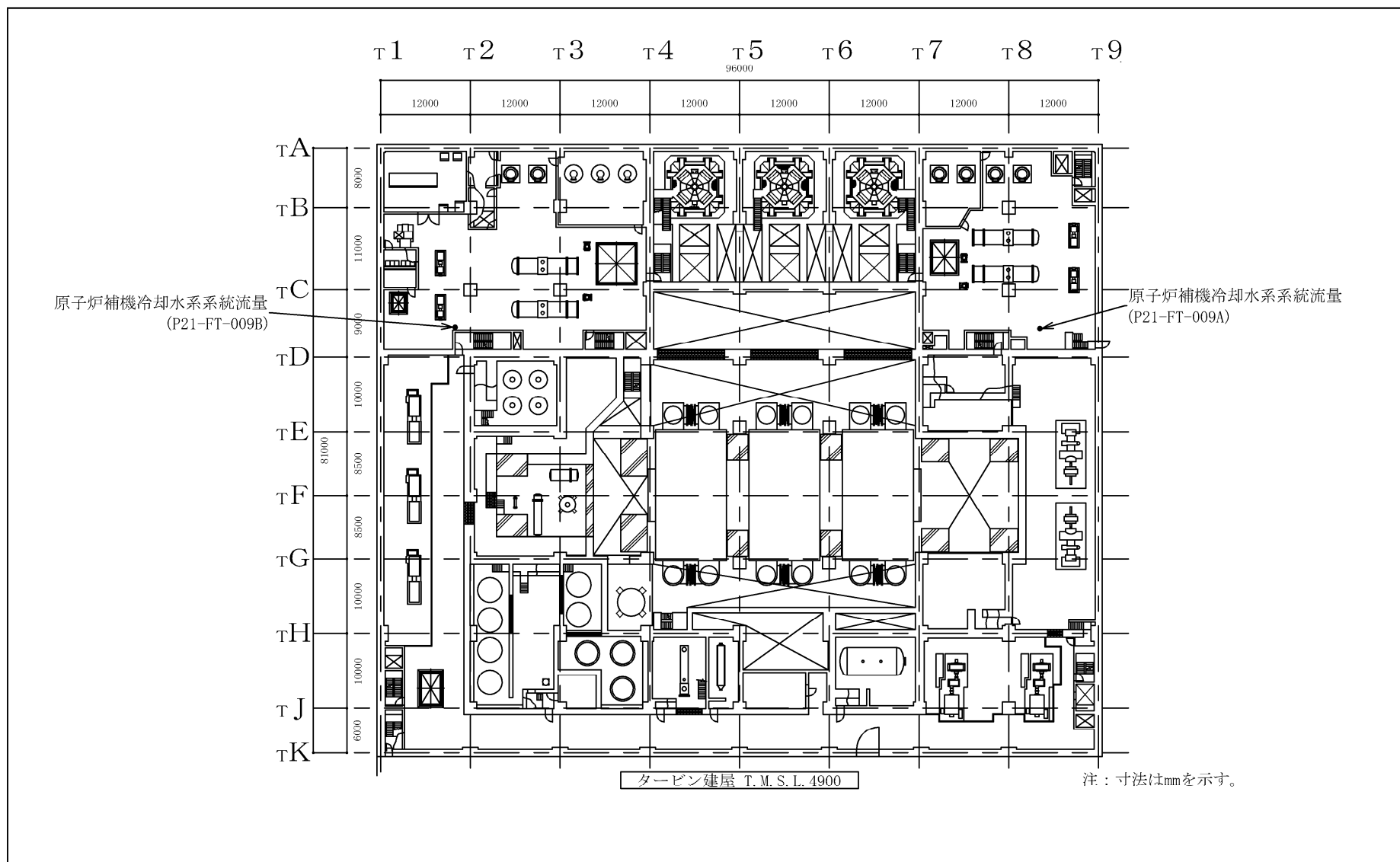


図 3-94 検出器の取付箇所を明示した図面 (タービン建屋地下 1 階)

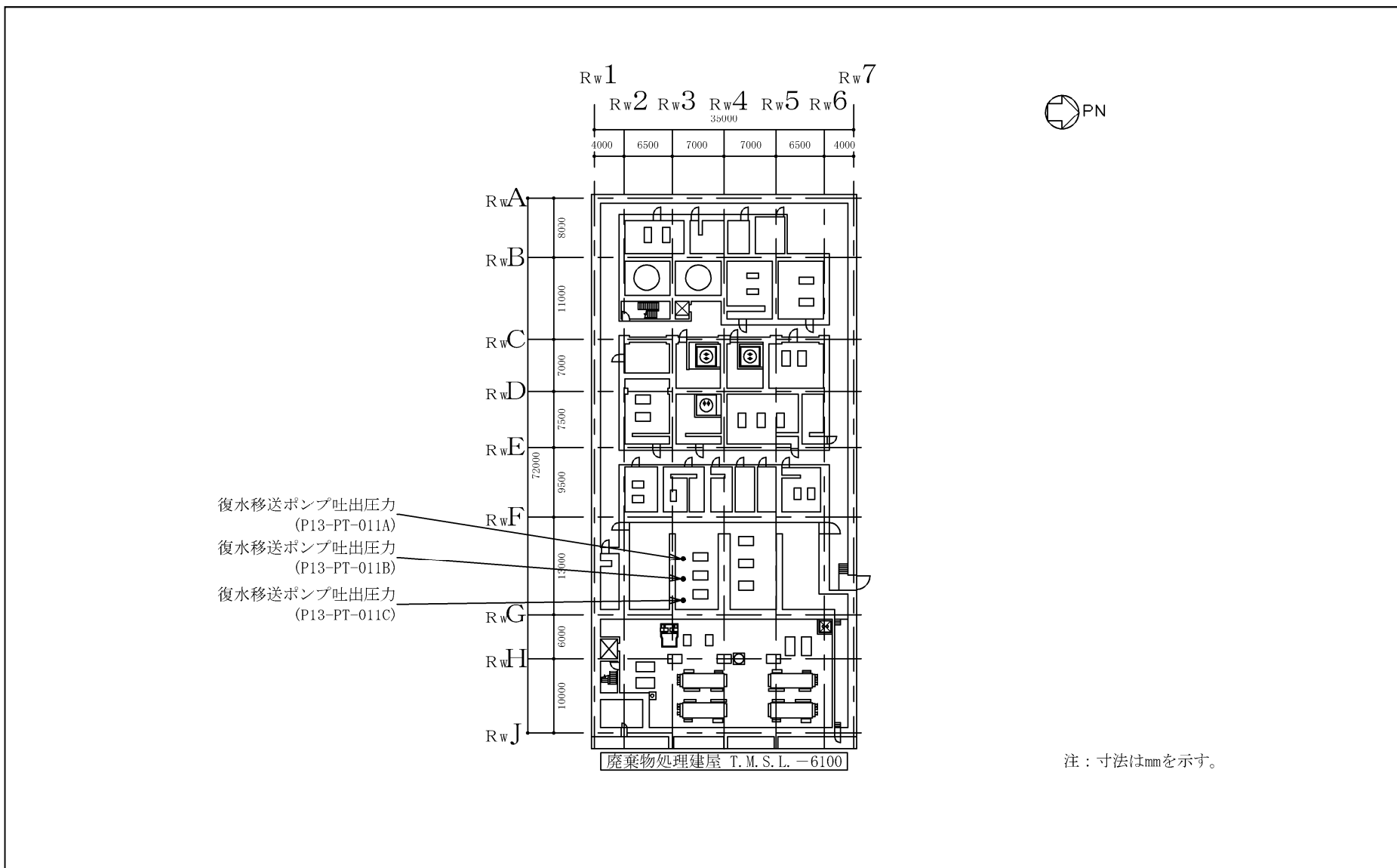


図 3-95 検出器の取付箇所を明示した図面 (廃棄物処理建屋地下3階)

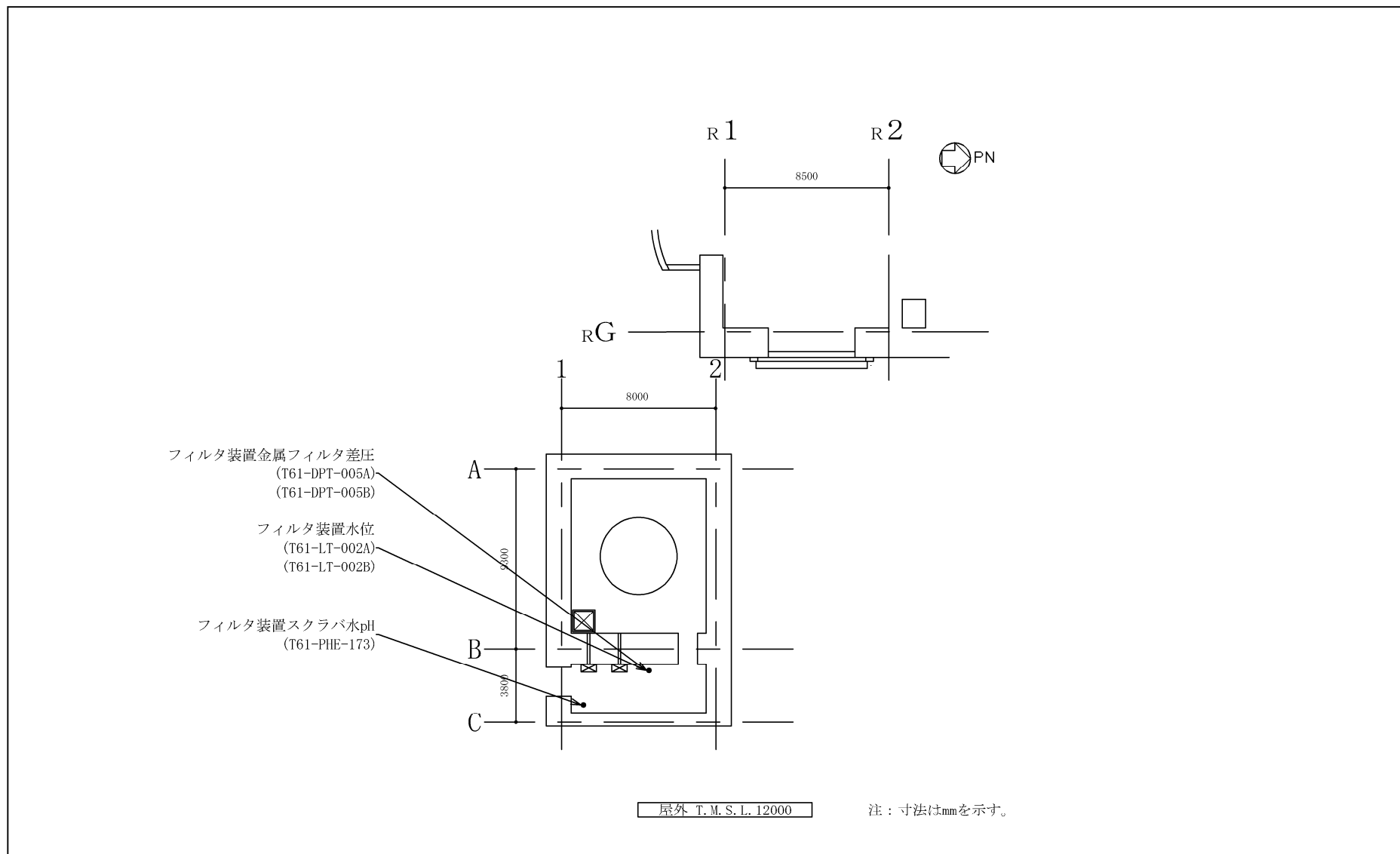


図 3-96 検出器の取付箇所を明示した図面（屋外）

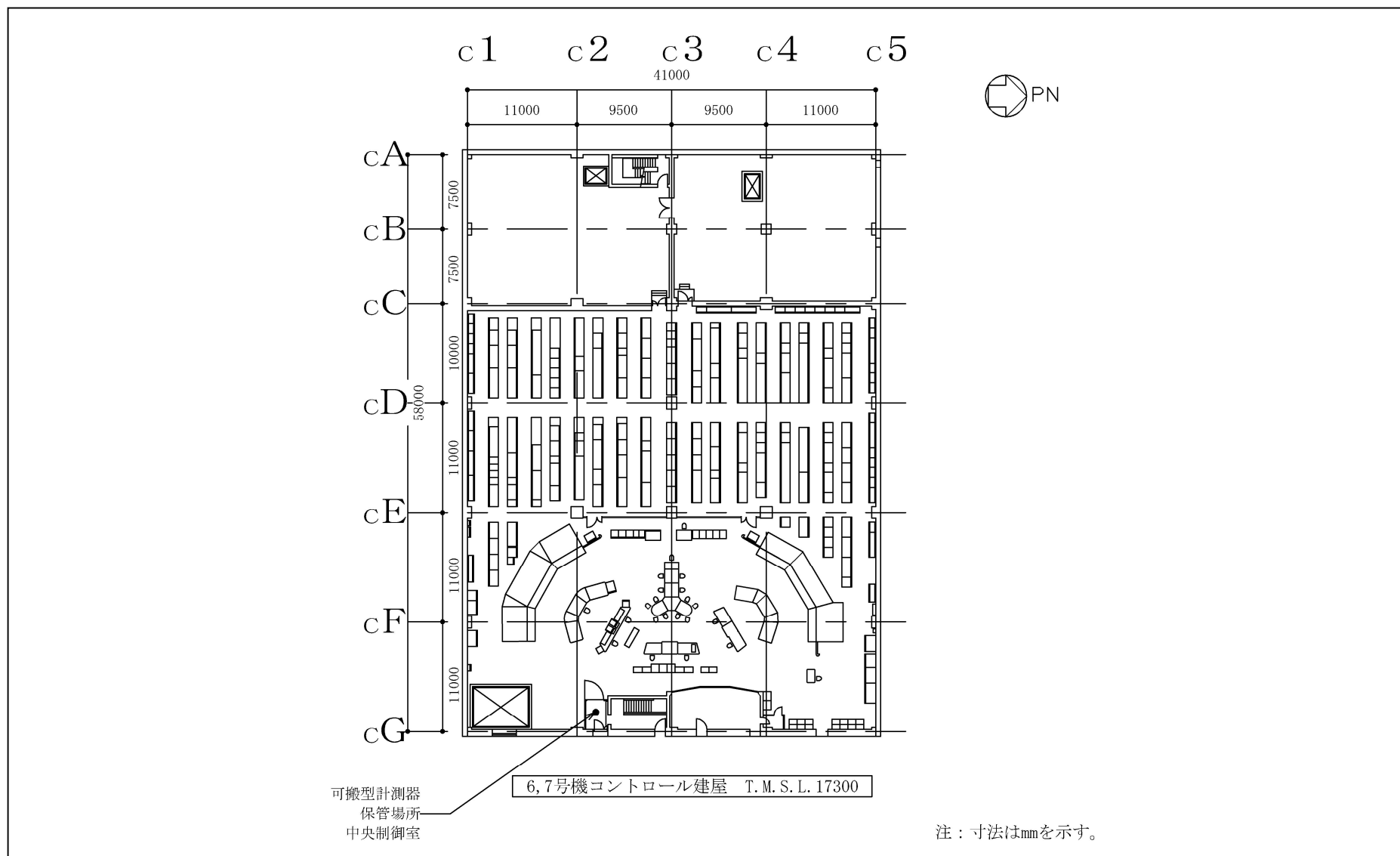


図 3-97 可搬型計測器の保管場所を明示した図面 (6,7号機コントロール建屋地上2階)

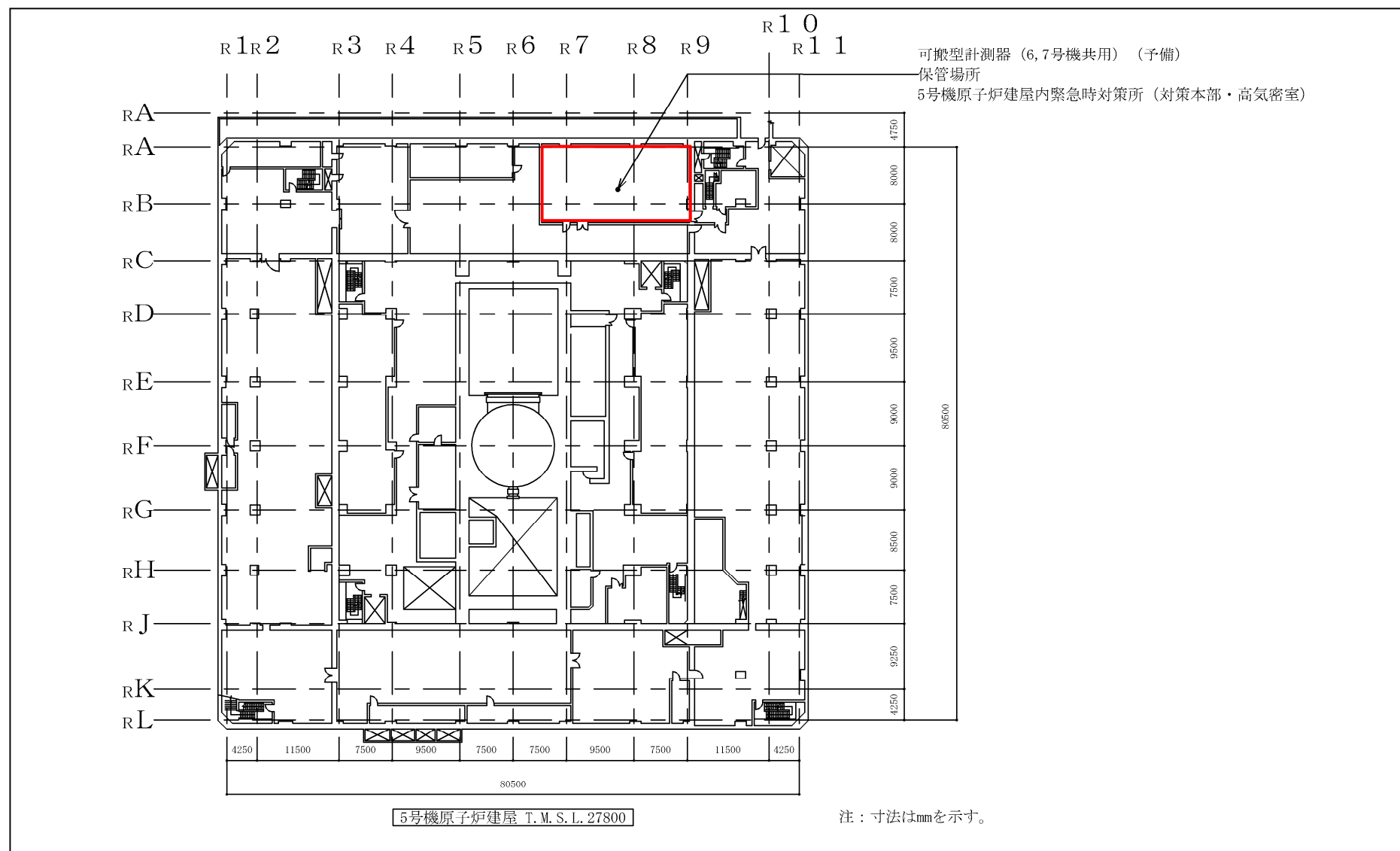


図 3-98 可搬型計測器（6,7号機共用）（予備）の保管場所を明示した図面（5号機原子炉建屋地上3階）

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、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。

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又は外部記憶媒体へ保存できる設計とする。制御棒の位置、原子炉压力容器の水位（原子炉水位（停止域））、原子炉压力容器の入口及び出口における圧力及び温度（主蒸気圧力、給水圧力、主蒸気温度、給水温度）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、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
起動領域モニタ 【既設】	中央制御室*1	中央制御室（記録計） 5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）（緊急時対策支援システム伝送装置）
出力領域モニタ 【既設】	中央制御室*1	中央制御室（記録計） 5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）（緊急時対策支援システム伝送装置）
高压炉心注水系ポンプ吐出圧力*2 【既設】	中央制御室*1	5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）（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*2 【既設】	中央制御室*1	5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）（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*2 【既設】	中央制御室*1	5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）（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出口温度*2 【既設】	中央制御室*1	5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）（緊急時対策支援システム伝送装置）
復水補給水系温度（代替循環冷却）*2 【新設】	中央制御室*1	5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）（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*2 【既設】	中央制御室*1	5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）（緊急時対策支援システム伝送装置）
原子炉隔離時冷却系系統流量*2 【既設】	中央制御室*1	5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）（緊急時対策支援システム伝送装置）
高压炉心注水系系統流量*2 【既設】	中央制御室*1	5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）（緊急時対策支援システム伝送装置）
高压代替注水系系統流量*2 【新設】	中央制御室*1	5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）（緊急時対策支援システム伝送装置）
復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）*2 【既設】	中央制御室*1	5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）（緊急時対策支援システム伝送装置）
復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）*2 【既設】	中央制御室*1	5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）（緊急時対策支援システム伝送装置）
原子炉圧力*2 【既設】	中央制御室*1	5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）（緊急時対策支援システム伝送装置）

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
原子炉圧力 (SA) *2 【新設】	中央制御室*1	5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)(緊急時対策支援システム伝送装置)
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) 5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)(緊急時対策支援システム伝送装置)
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) 5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)(緊急時対策支援システム伝送装置)
原子炉水位(SA) *2 【新設】	中央制御室*1	5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)(緊急時対策支援システム伝送装置)
格納容器内圧力(D/W) *2 【既設】	中央制御室*1	5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)(緊急時対策支援システム伝送装置)
格納容器内圧力(S/C) *2 【既設】	中央制御室*1	5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)(緊急時対策支援システム伝送装置)
ドライウェル雰囲気温度*2 【既設】	中央制御室*1	5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)(緊急時対策支援システム伝送装置)
サブプレッションチェンバ氣體温度*2 【既設】	中央制御室*1	5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)(緊急時対策支援システム伝送装置)
サブプレッションチェンバプール水温度*2 【既設】	中央制御室*1	5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)(緊急時対策支援システム伝送装置)
格納容器内酸素濃度 【既設】	中央制御室*1	中央制御室(記録計) 5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)(緊急時対策支援システム伝送装置)
格納容器内水素濃度 【既設】	中央制御室*1	中央制御室(記録計) 5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)(緊急時対策支援システム伝送装置)
格納容器内水素濃度(SA) 【新設】	中央制御室*1	5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)(緊急時対策支援システム伝送装置)
復水貯蔵槽水位(SA) *2 【新設】	中央制御室*1	5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)(緊急時対策支援システム伝送装置)
復水補給水系流量(格納容器下部注水流量) *2 【既設】	中央制御室*1	5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)(緊急時対策支援システム伝送装置)

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
サブプレッションチェンバプール水位*2 【既設】	中央制御室*1	5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）（緊急時対策支援システム伝送装置）
格納容器下部水位*2 【新設】	中央制御室*1	5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）（緊急時対策支援システム伝送装置）
原子炉建屋水素濃度 【新設】	中央制御室*1	5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）（緊急時対策支援システム伝送装置）
原子炉圧力容器温度*2 【既設】	中央制御室*1	5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）（緊急時対策支援システム伝送装置）
フィルタ装置水位*2 【新設】	中央制御室*1	5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）（緊急時対策支援システム伝送装置）
フィルタ装置入口圧力*2 【新設】	中央制御室*1	5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）（緊急時対策支援システム伝送装置）
フィルタ装置水素濃度 【新設】	中央制御室*1	5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）（緊急時対策支援システム伝送装置）
フィルタ装置金属フィルタ差圧*2 【新設】	中央制御室*1	5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）（緊急時対策支援システム伝送装置）
フィルタ装置スクラバ水 pH 【新設】	中央制御室*1	5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）（緊急時対策支援システム伝送装置）
原子炉補機冷却水系系統流量*2 【既設】	中央制御室*1	5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）（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冷却水流量*2 【既設】	中央制御室*1	5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）（緊急時対策支援システム伝送装置）
復水移送ポンプ吐出圧力*2 【新設】	中央制御室*1	5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）（緊急時対策支援システム伝送装置）
静的触媒式水素再結合器動作監視装置*2 【新設】	中央制御室*1	5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）（緊急時対策支援システム伝送装置）

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	起動領域モニタ
	出力領域モニタ
制御棒の位置	制御棒位置監視装置
原子炉冷却材の不純物の濃度	原子炉水導電率
	化学分析装置
原子炉冷却材の原子炉圧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
	給水圧力
	主蒸気温度
	給水温度
	主蒸気流量
	給水流量
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）
	原子炉水位（停止域）
	原子炉水位（広帯域）
	原子炉水位（燃料域）
原子炉格納容器内の圧力、温度、可燃性ガスの濃度	格納容器圧力
	格納容器温度
	格納容器内酸素濃度
	格納容器内水素濃度

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、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」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」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

安全保護装置の機能を実現する計測制御設備は、4 区分構成の検出器、多重伝送装置、安全保護系盤等で構成し、このうち、安全保護系盤には、マイクロプロセッサを用いたデジタル制御装置を適用した設計とする。安全保護系盤は、プロセス信号（検出器からの信号）を処理、監視するとともに、設定値との比較を行い、原子炉非常停止信号及び工学的安全施設作動に係る信号を発信する設備である。（図3-99「安全保護系盤構成図（例：原子炉非常停止信号）」参照。）

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デジタル信号（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。

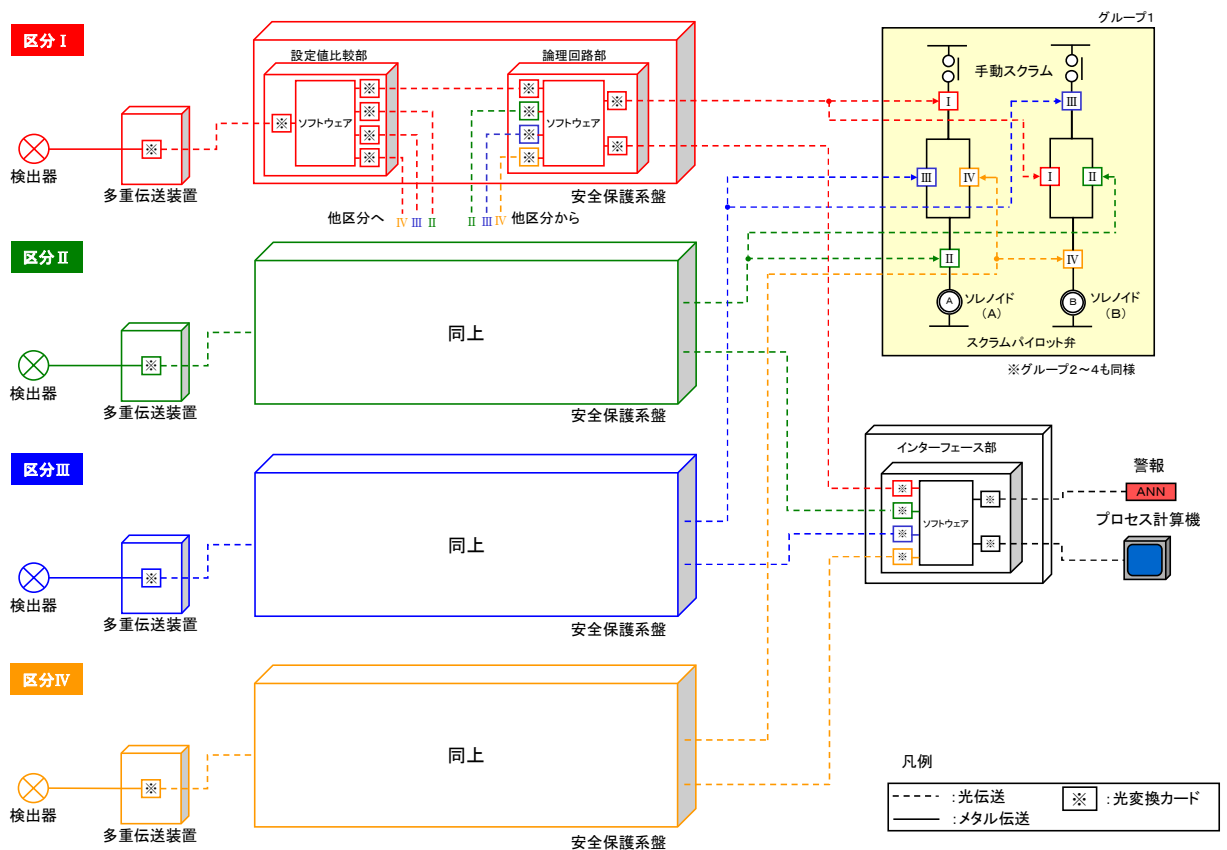


図3-99 安全保護系盤構成図（例：原子炉非常停止信号）

3.3.1 不正アクセス行為等の被害の防止

安全保護装置は、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、盤に対する施錠及び保守ツール接続部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で物理的に分離する設計とする。

安全保護装置は、盤に対する施錠及び保守ツール接続部に対する施錠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

安全保護系の信号は、安全保護系盤→プロセス計算機→防護装置→緊急時対策支援システム伝送装置→防護装置を介して伝送しており、この信号の流れにおいて、安全保護系からは発信されるのみであり、外部への信号の流れを送信のみに制限することにより外部ネットワークと機能的に分離する設計とする。（「図 3-100 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、安全保護系制御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動作や変更を防ぐ対策

安全保護装置は、「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 3-101「デジタル安全保護系のソフトウェアに対する検証及び妥当性確認の流れ」、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。

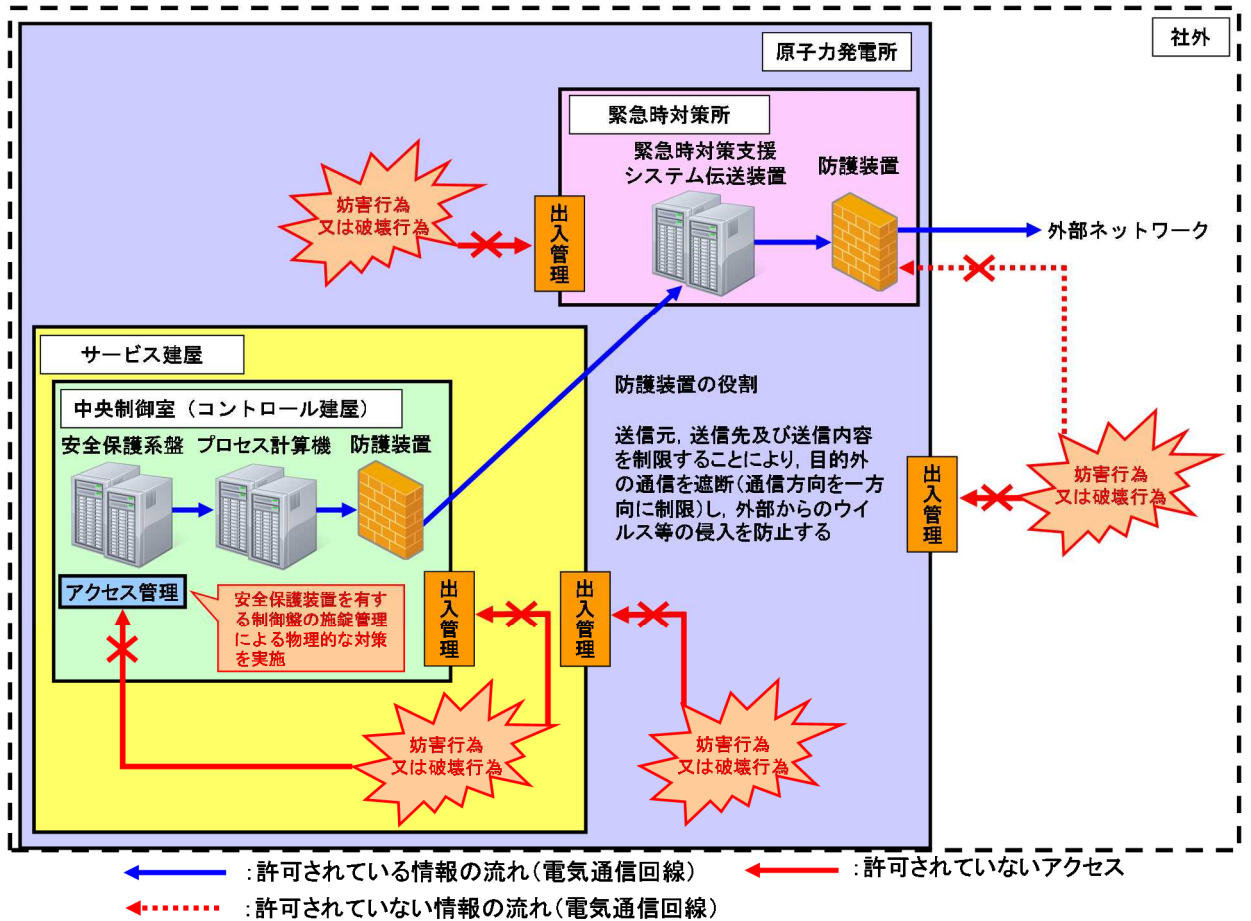


図 3-100 外部ネットワークと物理的又は機能的な分離概略図

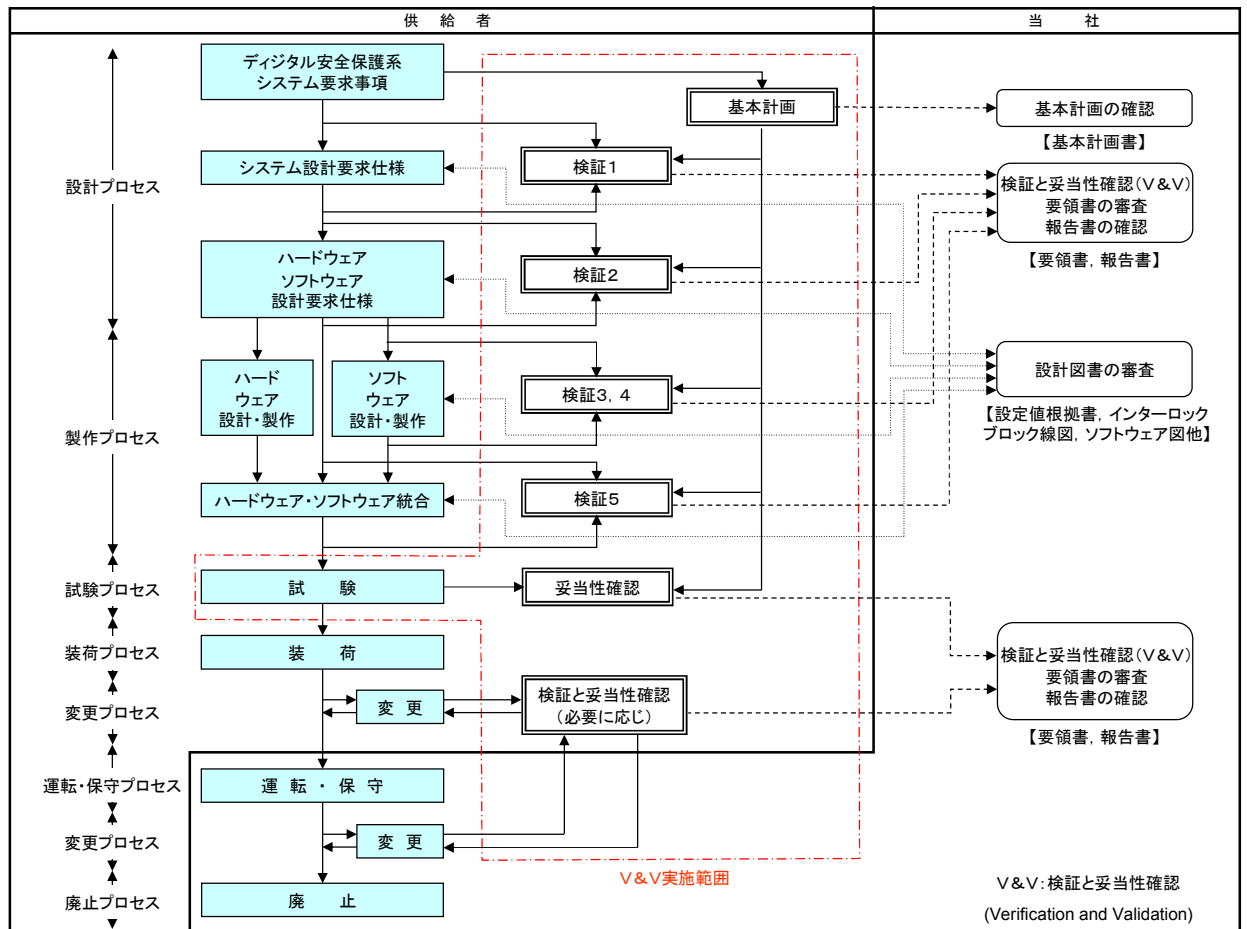


図 3-101 デジタル安全保護系のソフトウェアに対する検証及び妥当性確認の流れ

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	ハードウェアとソフト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た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、V-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 (1/10)

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
起動領域 モニタ	$10^{-1} \sim 10^6 \text{s}^{-1}$ ($1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	約 $100 \sim 10^4 \text{s}^{-1}$ 前後	定格出力の約 10 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 $100 \sim 10^4 \text{s}^{-1}$ 前後) を測定できる範囲として $10^{-1} \sim 10^6 \text{s}^{-1}$ に設定。 重大事故等時に原子炉の停止状態の確認のためのパラメータとして用いる。 停止時の変動範囲は計測範囲に包絡されている。起動領域モニタ (中性子源領域) が測定できる範囲を超えた場合は、起動領域モニタ (中間領域)、平均出力領域モニタによって監視可能。
	0~40%又は0~125% ($1.0 \times 10^8 \sim 2.0 \times 10^{13} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	$10^8 \sim 10^{13} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$		—	—	

表 4-1 計測装置の計測範囲 (2/10)

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	
出力領域 モニタ	0~125% ($1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$) *2	0~100%	定格出力の約 10 倍	定格出力の約 3 倍	—	原子炉の起動時から定格出力運転時、運転時の異常な過渡変化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 0~125% に設定している。 なお、設計基準事故及び重大事故等時、一時的に計測範囲を超えるが、負の反応度フィードバック効果により短期間であり、かつ出力上昇及び下降は急峻であるため、現状の計測範囲でも運転監視上影響はない。また、重大事故等時においても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、現状の計測範囲でも対応が可能である。「中間領域中性子束」「中性子源領域中性子束」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 (3/10)

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	
高圧炉心注水系 ポンプ吐出圧力	0～12MPa	0～11.8MPa	最大値： 11.8MPa	最大値： 11.8MPa	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、高圧炉心注水系の運転時における、高圧炉心注水系系統の最高使用圧力（約 11.8MPa）を監視可能。
残留熱除去系 ポンプ吐出圧力	0～3.5MPa	0～3.5MPa	最大値： 3.5MPa	最大値： 3.5MPa	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系系統の最高使用圧力（約 3.5MPa）を監視可能。
残留熱除去系 熱交換器入口温度	0～300℃	182℃以下	最大値： 182℃	最大値： 182℃	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、残留熱除去系熱交換器入口温度の最高使用温度（182℃）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℃	182℃以下	最大値： 182℃	最大値： 182℃	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、残留熱除去系熱交換器出口温度の最高使用温度（182℃）に余裕を見込んだ設定とする。
復水補給水系温度 (代替循環冷却)	0～200℃	—	—	—	最大値： 85℃	代替循環冷却時における復水移送ポンプの最高使用温度（85℃）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 (4/10)

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 系統流量	0～1500m ³ /h	0～954m ³ /h	0～954m ³ /h	0～954m ³ /h	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、残留熱除去系ポンプの最大注水量 (954m ³ /h) 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	0～300m ³ /h	0～182m ³ /h	0～182m ³ /h	0～182m ³ /h	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、原子炉隔離時冷却系ポンプの最大注水量 (182m ³ /h) に余裕を見込んだ設定とする。
高圧炉心注水系 系統流量	0～1000m ³ /h	0～727m ³ /h	0～727m ³ /h	0～727m ³ /h	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、高圧炉心注水系ポンプの最大注水量 (727m ³ /h) に余裕を見込んだ設定とする。
高圧代替注水系 系統流量	0～300m ³ /h	—	—	0～182m ³ /h	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、高圧代替注水系ポンプの最大注水量 (182m ³ /h) に余裕を見込んだ設定とする。
復水補給水系流量 (RHR A系代替注水 流量)	0～150m ³ /h	—	—	0～90m ³ /h	0～90m 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 (RHR A系ライン) における最大注水量 (90m ³ /h) に余裕を見込んだ設定とする。
復水補給水系流量 (RHR B系代替注水 流量)	0～350m ³ /h	—	—	0～300m ³ /h	0～140m 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 (RHR B系ライン) における最大注水量 (300m ³ /h) に余裕を見込んだ設定とする。

表 4-1 計測装置の計測範囲 (5/10)

名 称	計測範囲	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	0～10MPa	7.07MPa	最大値： 8.48MPa	最大値： 8.92MPa (ATWS) ^{*3}	最大値： 約 7.8MPa	重大事故等時における原子炉圧力 容器最高圧力 (8.92MPa) を包絡 するように、原子炉圧力 (0～ 10MPa) を設定する。 なお、主蒸気逃がし安全弁の手動 操作により変動する範囲につい ても計測範囲に包絡されており、 監視可能である。 また、原子炉圧力 (SA) にて原子 炉圧力容器最高使用圧力 (8.62MPa) の 1.2 倍 (10.34MPa) を監視可能である。
原子炉圧力 (SA)	0～11MPa	7.07MPa	最大値： 8.48MPa	最大値： 8.92MPa (ATWS) ^{*3}	最大値： 約 7.8MPa	
原子炉水位 (広帯域)	-3200～3500mm ^{*4}	1179 mm ^{*4}	-6872～1650mm ^{*4}	-7742～1650mm ^{*4} -4550～4843mm ^{*5}	1179mm ^{*4} 以下 4372mm ^{*5} 以下	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) 及び有効燃料棒底部まで監視 可能である。
原子炉水位 (燃料域)	-4000～1300mm ^{*5}	4372 mm ^{*5}	-3680～4843 mm ^{*5,6}			
原子炉水位 (SA)	-3200～3500mm ^{*4} -8000～3500mm ^{*4}	1179 mm ^{*4}	-6872～1650mm ^{*4}			
格納容器内圧力 (D/W)	0～1000kPa[abs]	5.2kPa	最大値： 246kPa	最大値： 310kPa	620kPa 未満	重大事故等時のパラメータ変動を 包絡するように、格納容器内圧力 (2Pd : 620kPa) に余裕を見込ん だ設定とする。
格納容器内圧力 (S/C)	0～980.7kPa[abs]	5.2kPa	最大値： 177kPa	最大値： 310kPa	最大値： 550kPa	

表 4-1 計測装置の計測範囲 (6/10)

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	
ドライウエル 雰囲気温度	0~300℃	57℃以下	最大値： 138℃	最大値： 140℃	最大値： 207℃	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、格納容器内温度 (207℃) 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 (200℃) を監視可能である。
サプレッション チェンバ 気 体温度	0~300℃	57℃以下	最大値： 138℃	最大値： 146℃	最大値： 169℃	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、サプレッションチェンバ気体温度 (約 169℃) 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 (200℃) を監視可能である。
サプレッション チェンバ プ ール水温度	0~200℃	35℃以下	最大値： 97℃	最大値： 139℃	最大値： 158℃	通常運転時~設計基準事故時のパラメータ変動を包絡するように、サプレッションチェンバプール水温度 (約 158℃) 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 (2Pd: 620kPa) におけるサプレッションチェンバプール水の飽和温度 (約 166℃) を監視可能である。
格納容器内 酸素濃度	0~10vol%/0~ 30vol%	3.5vol%以下	4.9vol%以下	3.5vol%以下	3.9vol%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 (0~4.9vol%) を監視可能である。
格納容器内 水素濃度	0~20vol%/0~ 100vol%	0vol%	0~6.2vol%	0vol%	0~38vol%	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 (0~38vol%) を監視可能である。

表 4-1 計測装置の計測範囲 (7/10)

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 水素濃度 (SA)	0～100vol%	0vol%	0～6.2vol%	0vol%	0～38vol%	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(0～38vol%)を監視可能である。
復水貯蔵槽水位 (SA)	0～17m	—	0～15.7m	0～15.7m	0～15.7m	重大事故等時において、復水貯蔵槽の底部からオーバーフローレベル(0～15.7m)を監視可能である。
復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)	0～100m ³ /h	—	—	—	0～90m ³ /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、格納容器下部注水系の最大注水量(90m ³ /h)に余裕を見込んだ設定とする。
サブプレッション チェンバプール 水位	-6～11m (T.M.S.L. -7150 ～+9850mm) ^{*7}	0m (T.M.S.L. - 1150mm) ^{*7}	-2.59～0m (T.M.S.L. - 3740～- 1150mm) ^{*7}	0～5.77m (T.M.S.L. - 1150～+ 4665mm) ^{*7}	0～9.1m (T.M.S.L. - 1150～+ 7950mm) ^{*7}	ウェットウェルベント操作可否判断(ベントライン高さ-1m:9.1m)を把握できる範囲を監視可能である。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プール水位(0～9.1m)に余裕を見込んだ設定とする。 (なお、サブプレッションチェンバ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変動(低下)水位:-2.59mについても監視可能である。)

表 4-1 計測装置の計測範囲 (8/10)

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	
格納容器下部水位	+1m, +2m, +3m (T. M. S. L. - 5600mm, -4600mm, -3600mm) ^{*7}	—	—	—	+2m 以上 (T. M. S. L. - 4600mm 以上) ^{*7}	原子炉納容器下部における注水状況を確認するため、熔融炉心の冷却に必要な水深があることを確認できる位置に設置する。 操作上 2m まで計測できれば問題ない。
原子炉建屋 水素濃度	0~20vol%	—	—	0vol%	2vol%以下	重大事故等時において、水素と酸素の可燃限界（水素濃度：4vol%）を監視可能である（なお、静的触媒式水素再結合器にて、原子炉建屋の水素濃度を可燃限界である 4vol%未満に低減する）。
原子炉圧力 容器温度	0~350℃	287℃以下	最大値：300℃ (制御棒落下)	最大値： 304℃	最大値： 300℃ ^{*8}	重大事故等時における損傷炉心の冷却状態を把握し、適切に対応するための判断基準（300℃）に対して、原子炉圧力容器温度（0~350℃）を設定する。
フィルタ装置水位	0~6000mm	—	—	550~2200mm	550~2200mm	スクラバノズル上端を計測範囲のゼロ点とし、フィルタ装置機能維持のための上限水位：約 2200mm, 下限水位：約 500mm を監視可能。

表 4-1 計測装置の計測範囲 (9/10)

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 入口圧力	0~1MPa	—	—	最大値： 0.31MPa	最大値： 0.62MPa	格納容器ベント実施時に、格納容器圧力逃がし装置内の最高圧力(0.62MPa)が監視可能。また、待機時に、窒素置換(約0.01MPa以上)が維持されていることを監視可能。
フィルタ装置 水素濃度	0~100vol%	—	—	0vol%	0~38vol%	格納容器ベント停止後の窒素によるパージを実施し、フィルタ装置入口及び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。格納容器内水素濃度の最大値(38vol%(ドライ条件))を監視可能。
フィルタ装置 金属フィルタ 差圧	0~50kPa	—	—	最大値： □	最大値： □	金属フィルタの差圧 □ が監視可能。 □
フィルタ装置 スクラバ水 pH	pH0~14	—	—	□	□	フィルタ装置スクラバ水のpH (pH0~14)が監視可能。

表 4-1 計測装置の計測範囲 (10/10)

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	
原子炉補機冷却水系系統流量	0~3000m ³ /h (区分Ⅰ, Ⅱ) 0~2000m ³ /h (区分Ⅲ)	0~2600m ³ /h (区分Ⅰ, Ⅱ) 0~1600m ³ /h (区分Ⅲ)	0~2600m ³ /h (区分Ⅰ, Ⅱ) 0~1600m ³ /h (区分Ⅲ)	0~2600m ³ /h (区分Ⅰ, Ⅱ) 0~1600m ³ /h (区分Ⅲ)	0~600m ³ /h	原子炉補機冷却水ポンプの最大流量2600m ³ /h(区分Ⅰ, Ⅱ), 1600m ³ /h(区分Ⅲ)を監視可能。 代替原子炉補機冷却水ポンプの最大流量(600m ³ /h)を監視可能。
残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	0~1500m ³ /h	0~1200m ³ /h	0~1200m ³ /h	0~1200m ³ /h	0~470m ³ /h	残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量の最大流量(1200m ³ /h)を監視可能。 熱交換器ユニット(代替原子炉補機冷却水ポンプ)の最大流量(470m ³ /h)を監視可能。
復水移送ポンプ吐出圧力	0~2MPa	—	—	最大値: 1.37MPa	最大値: 1.7MPa	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように, 重大事故等時における, 復水補給水系の最高使用圧力(約1.7MPa)を監視可能。
静的触媒式水素再結合器動作監視装置	0~300℃	—	—	最大値: 100℃ 以下	最大値: 300℃ 以下	重大事故等時において, 静的触媒式水素再結合器作動時に想定される温度範囲を監視可能である。

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、低温停止、燃料取替等の発電用原子炉施設の運転であって、その運転状態が所定の制限内にあるもの。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ずる異常な状態。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：定格出力時の値に対する比率で示す。

*3：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。

*4：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより1224cm）。

*5：基準点は有効燃料棒頂部（原子炉圧力容器零レベルより905cm）。

*6：水位は炉心部から発生するボイドを含んでいるため、有効燃料棒頂部を下回ることはない。

*7：T. M. S. L. =東京湾平均海面。

*8：300℃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 4-2 可搬型計測器の計測範囲 (1/2)

監視パラメータ	常設計器の計測範囲	計測範囲等
高压炉心注水系ポンプ吐出 圧力	0~12MPa	0~12MPa に相当する検出器からの電 気信号を計測。
残留熱除去系ポンプ吐出圧 力	0~3.5MPa	0~3.5MPa に相当する検出器からの電 気信号を計測。
残留熱除去系熱交換器入口 温度	0~300℃	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	0~300℃	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。
復水補給水系温度 (代替循環 冷却)	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。
残留熱除去系系統流量	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。
原子炉隔離時冷却系系統流 量	0~300m ³ /h	0~300m ³ /h に相当する検出器からの 電気信号を計測。
高压炉心注水系系統流量	0~1000m ³ /h	0~1000m ³ /h に相当する検出器からの 電気信号を計測。
高压代替注水系系統流量	0~300m ³ /h	0~300m ³ /h に相当する検出器からの 電気信号を計測。
復水補給水系流量 (RHR A 系 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。
復水補給水系流量 (RHR B 系 代替注水流量)	0~350m ³ /h	0~350m 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 (SA)	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)	-3200~3500mm ^{*1}	-3200~3500mm ^{*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)	-4000~1300mm ^{*2}	-4000~1300mm ^{*2} に相当する検出器 からの電気信号を計測。
原子炉水位 (SA)	-3200~3500mm ^{*1} -8000~3500mm ^{*1}	-3200~3500mm ^{*1} , -8000~3500mm ^{*1} に相当する検出器からの電気信号を 計測。
格納容器内圧力 (D/W)	0~1000kPa[abs]	0~1000kPa[abs]に相当する検出器か らの電気信号を計測。
格納容器内圧力 (S/C)	0~980.7kPa[abs]	0~980.7kPa[abs]に相当する検出器 からの電気信号を計測。
ドライウェル雰囲気温度	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。
サプレッションチェンバ 気体温度	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。
サプレッションチェンバ ール水温度	0~200℃	検出器内部の温度素子の耐熱温度で ある 500℃までの温度計測が可能。
復水貯蔵槽水位 (SA)	0~17m ^{*3}	0~17m ^{*3} 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 (2/2)

監視パラメータ	常設計器の計測範囲	計測範囲等
復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)	0~100m ³ /h	0~100m ³ /h に相当する検出器からの電気信号を計測。
サプレッションチェンバプール水位	-6~11m ^{*4} (T. M. S. L. -7150~+9850mm)	-6~11m ^{*4} 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	+1m, +2m, +3m ^{*5} (T. M. S. L. -5600mm, -4600mm, -3600mm)	+1m, +2m, +3m ^{*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	0~350℃	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。
フィルタ装置水位	0~6000mm ^{*6}	0~6000mm ^{*6} に相当する検出器からの電気信号を計測。
フィルタ装置入口圧力	0~1MPa	0~1MPa に相当する検出器からの電気信号を計測。
フィルタ装置金属フィルタ差圧	0~50kPa	0~50kPa に相当する検出器からの電気信号を計測。
原子炉補機冷却水系系統流量	0~3000m ³ /h (区分Ⅰ, Ⅱ) 0~2000m ³ /h (区分Ⅲ)	0~3000m ³ /h (区分Ⅰ, Ⅱ), 0~2000m ³ /h (区分Ⅲ) 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。
復水移送ポンプ吐出圧力	0~2MPa	0~2MPa に相当する検出器からの電気信号を計測。
静的触媒式水素再結合器動作監視装置	0~300℃	検出器内部の温度素子の耐熱温度である 350℃までの温度計測が可能。

注記*1 : 基準点は蒸気乾燥器スカート下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1224cm)。

*2 : 基準点は有効燃料棒上端 (原子炉圧力容器零レベルより 905cm)。

*3 : 基準点は復水貯蔵槽底部。

*4 : 基準点は N. W. L. (T. M. S. L. -1150mm)。

*5 : 基準点は下部ドライウェル底部。

*6 : 基準点はスクラバノズル上端。