

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5
提出年月日	2020年5月21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

K7 ① V-1-5-1 R0

2020年 5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	2
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表示，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。

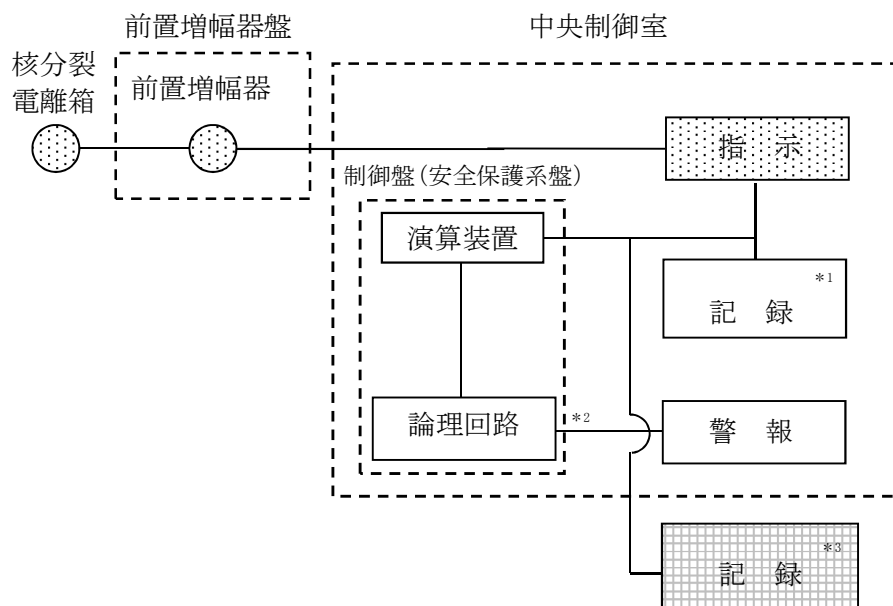
また，安全保護装置の不正アクセス行為等の被害の防止措置について「3.3 安全保護装置」に示す。

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

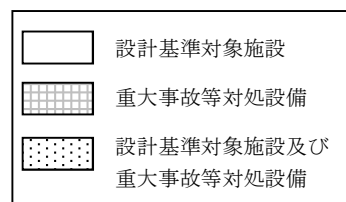


図 3-1 起動領域モニタの概略構成図

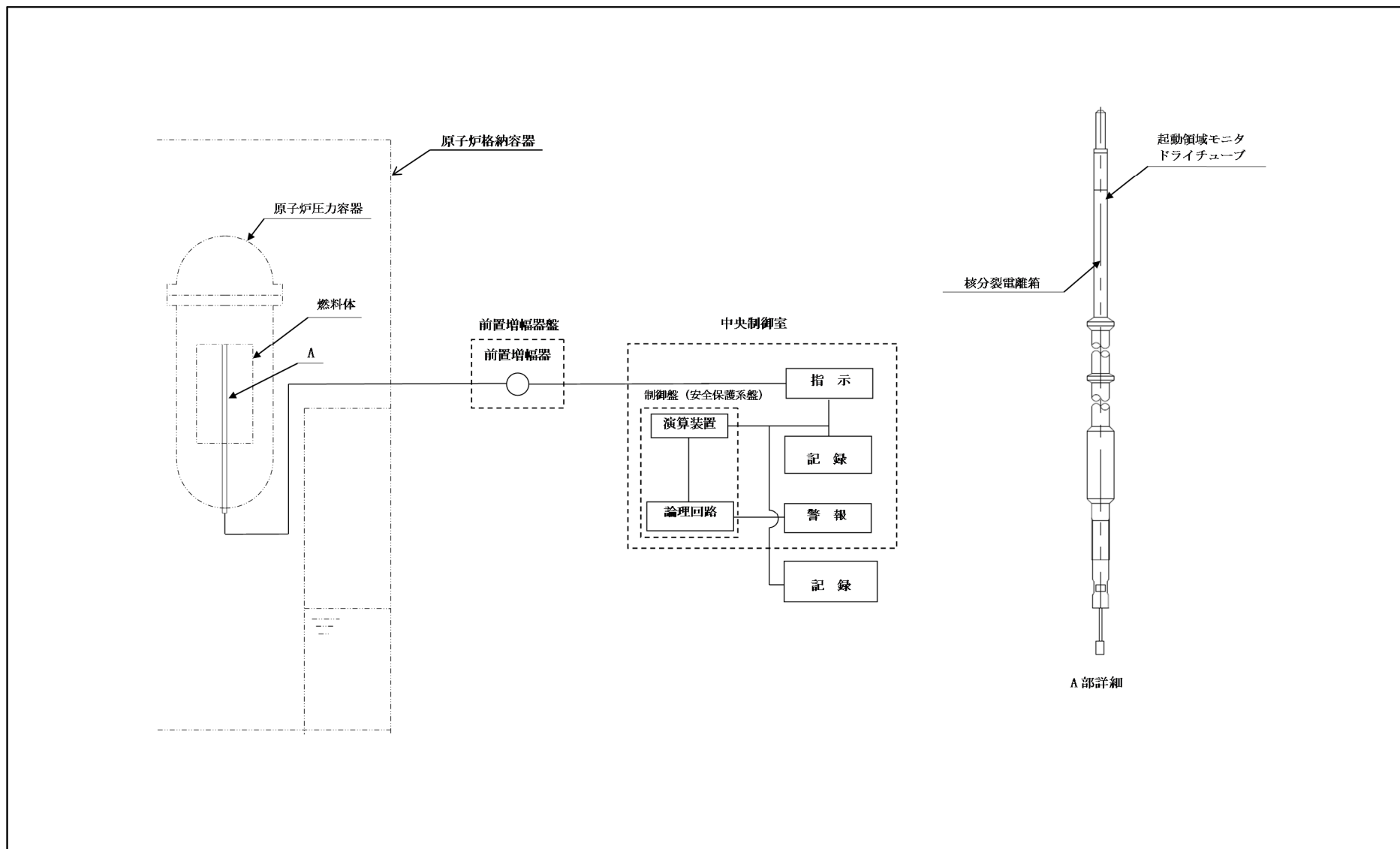
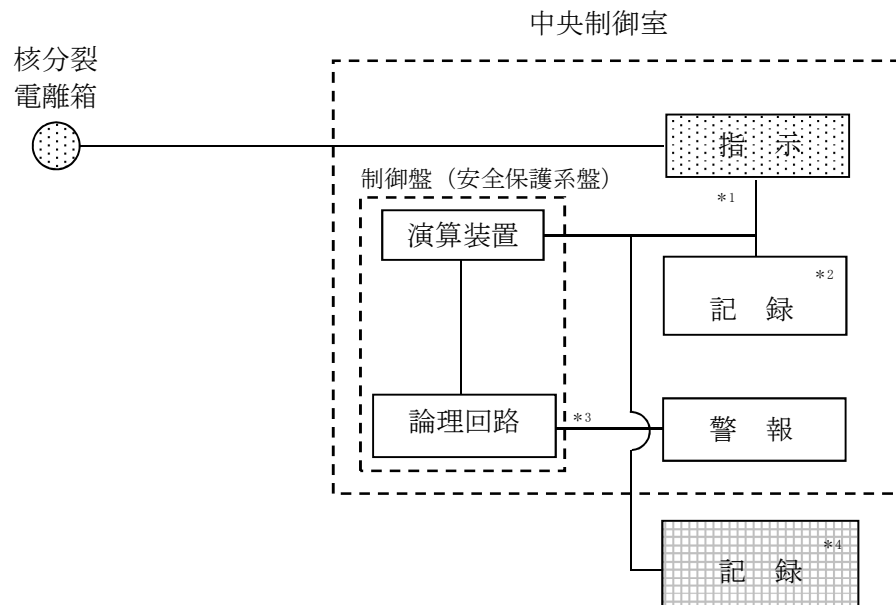


図 3-2 検出器の構造図 (起動領域モニタ)

(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

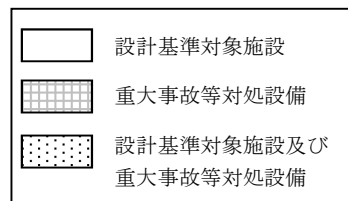


図 3-3 出力領域モニタの概略構成図

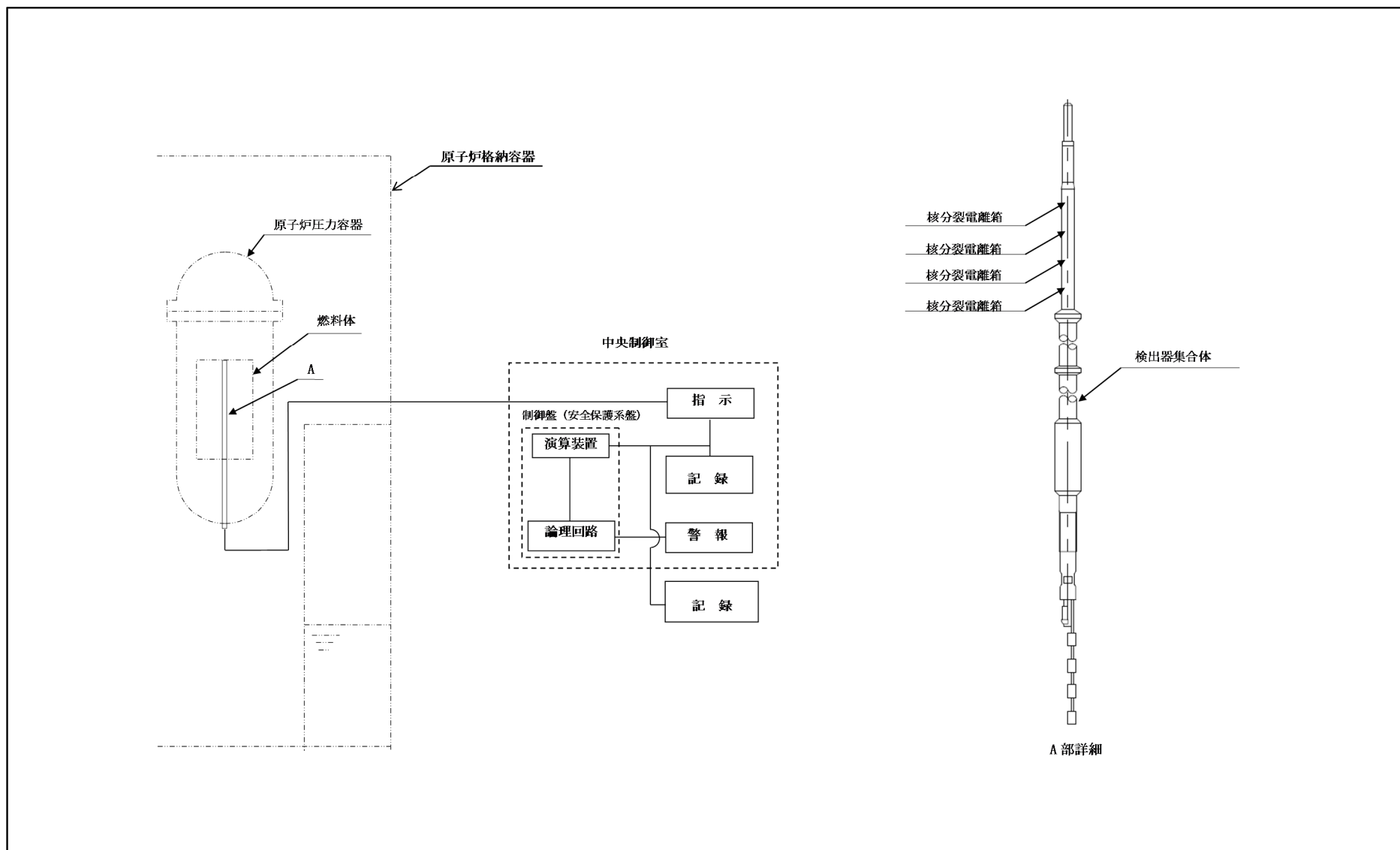
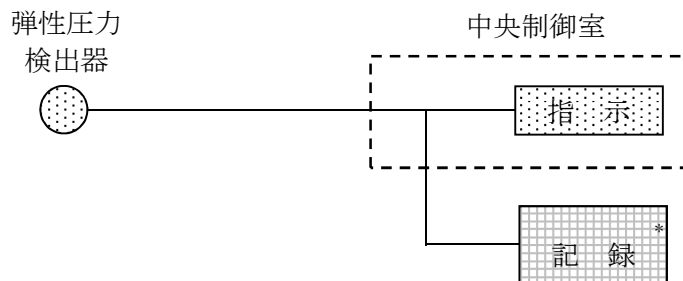


図 3-4 検出器の構造図 (出力領域モニタ)

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

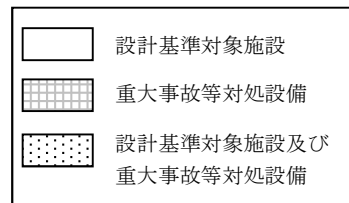


図3-5 高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力の概略構成図

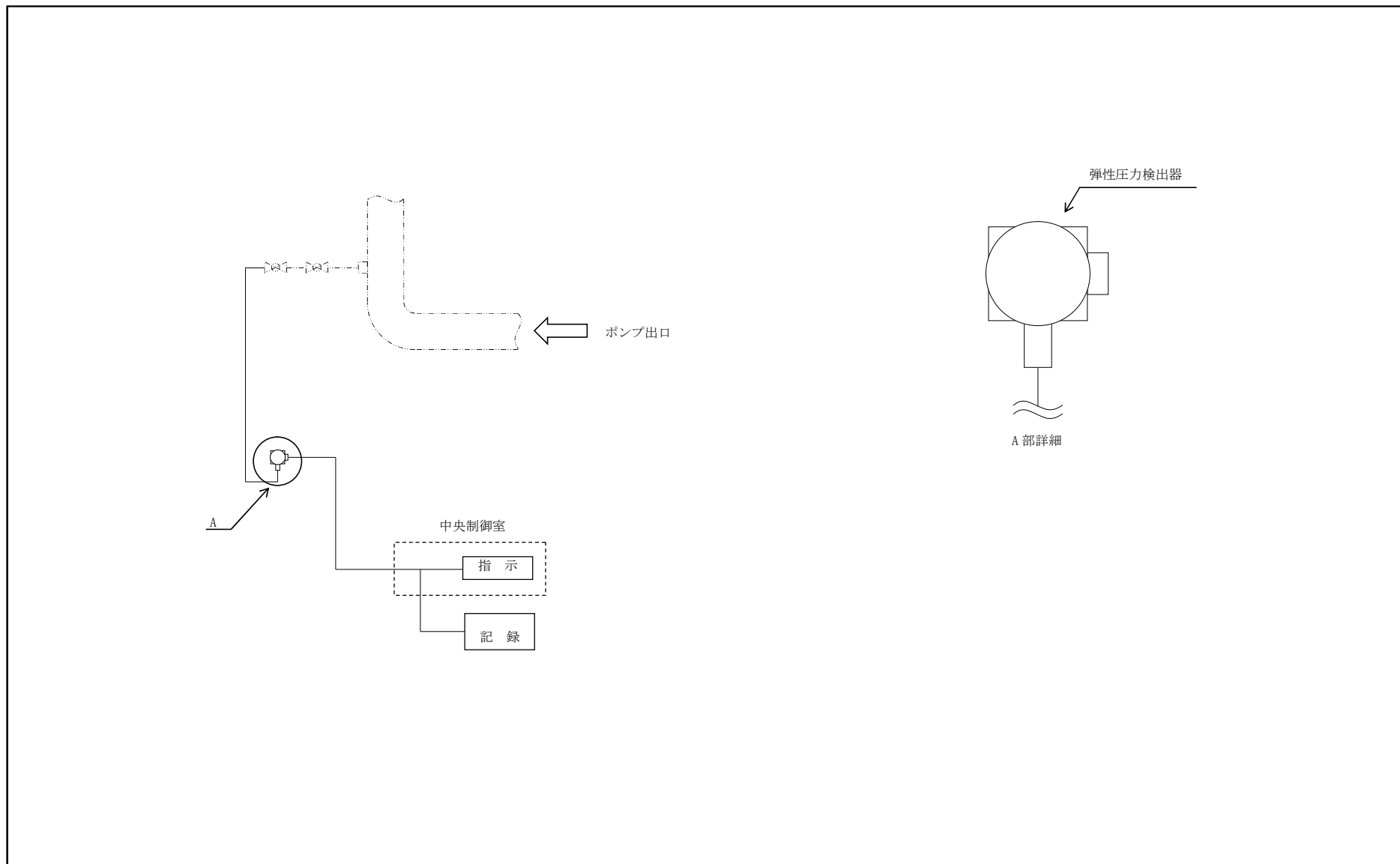
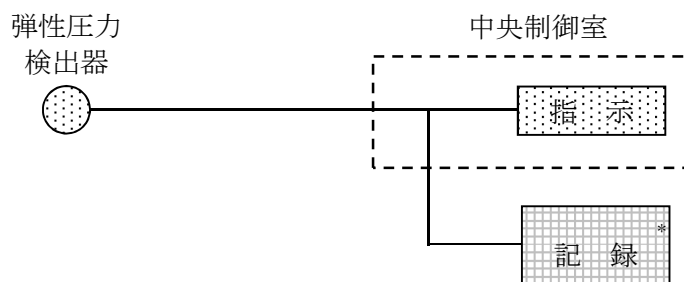


図 3-6 検出器の構造図 (高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力)

(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

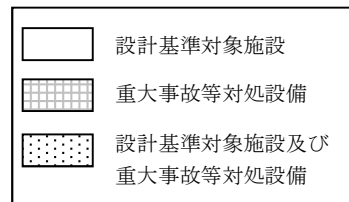


図 3-7 残留熱除去系ポンプ吐出圧力の概略構成図

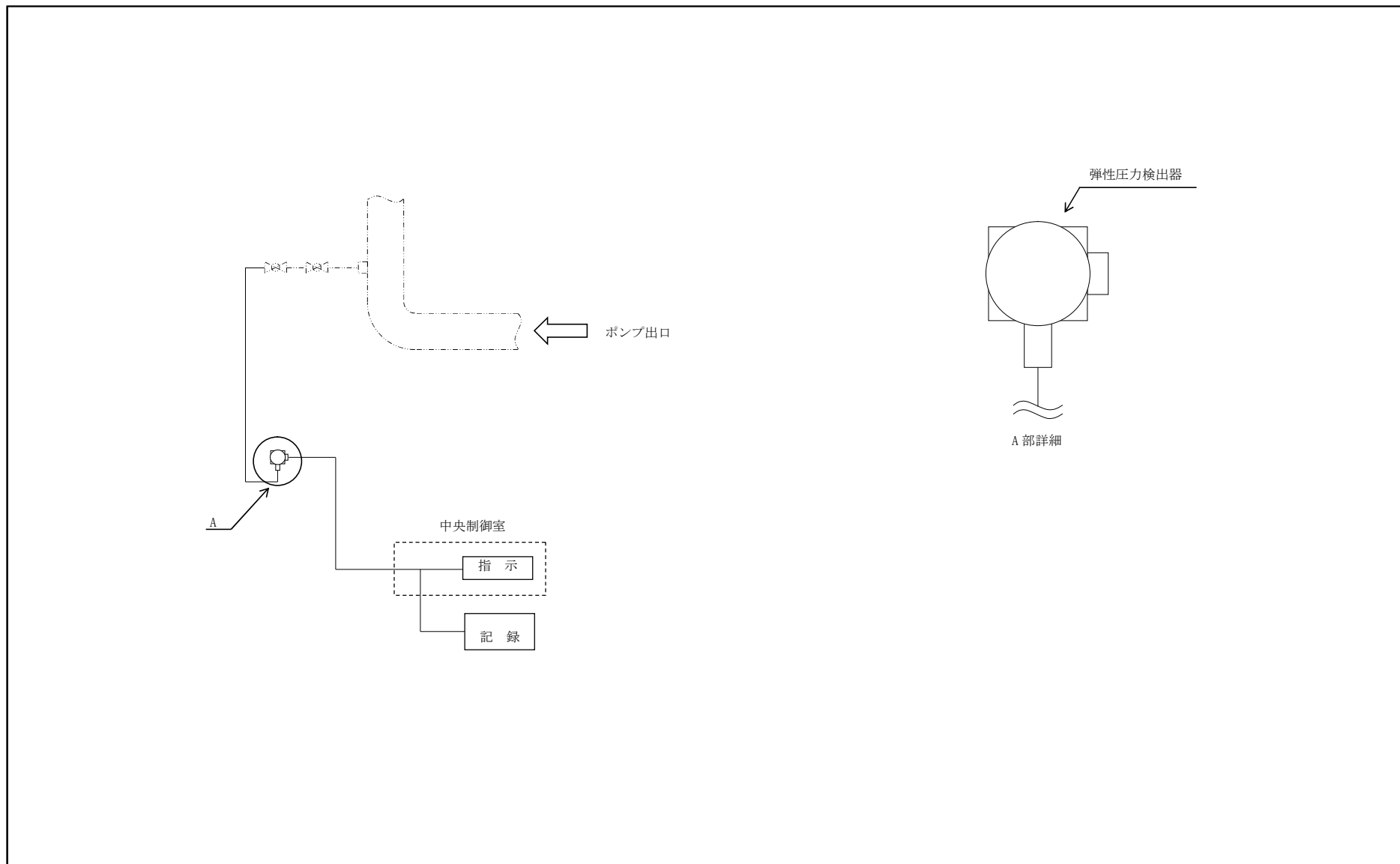
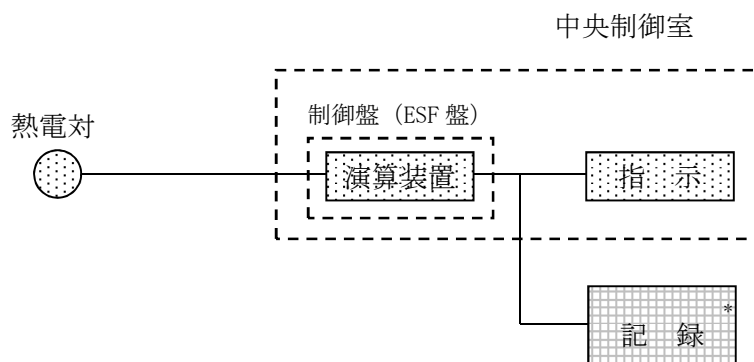


図 3-8 検出器の構造図 (残留熱除去系ポンプ吐出圧力)

(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

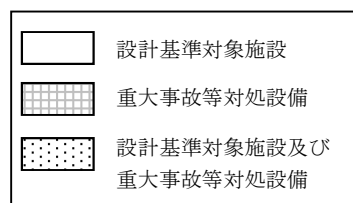


図 3-9 残留熱除去系熱交換器入口温度の概略構成図

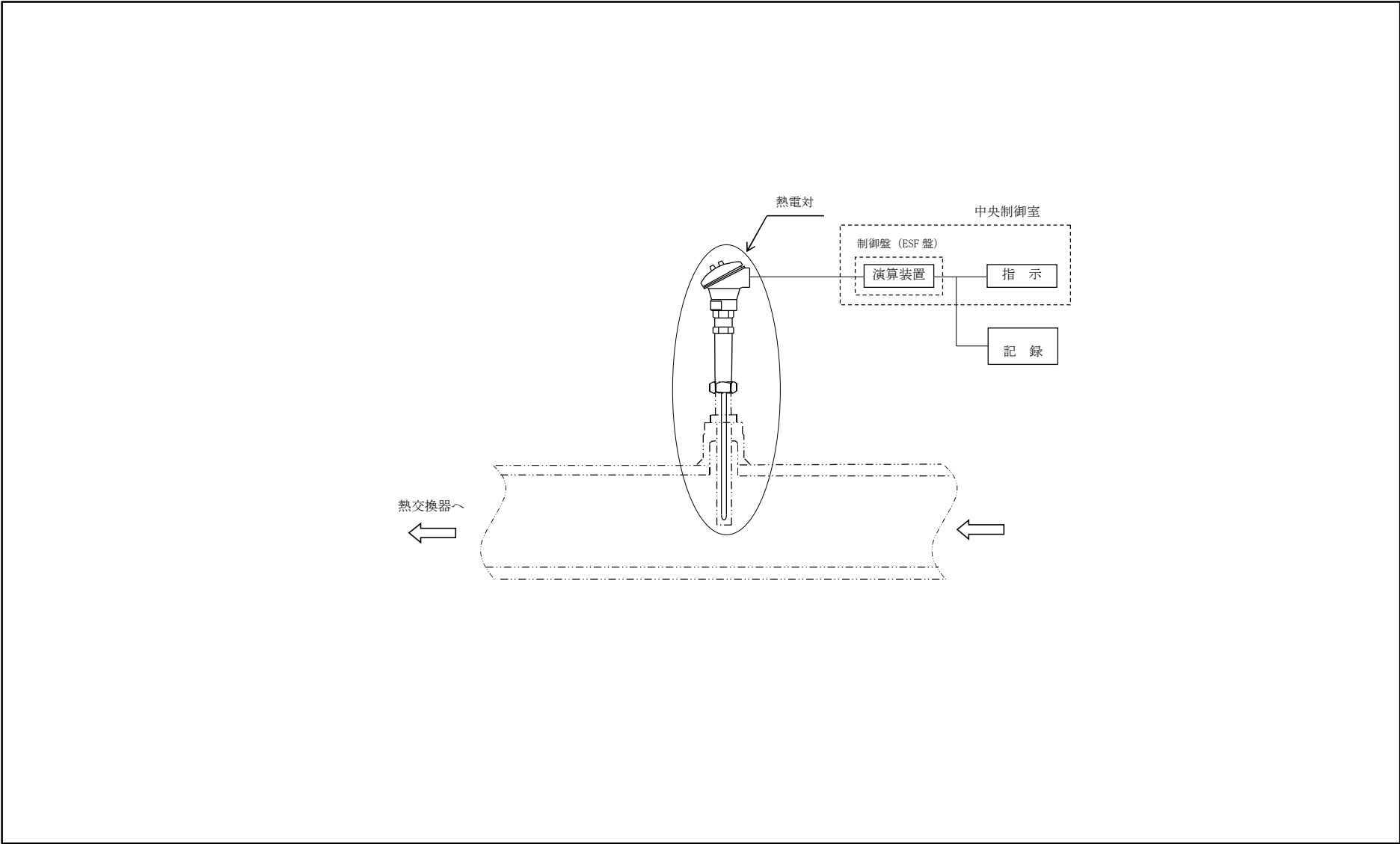
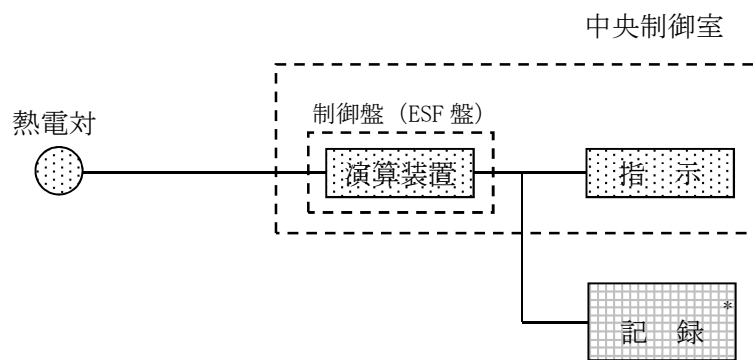


図 3-10 検出器の構造図 (残留熱除去系熱交換器入口温度)

(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

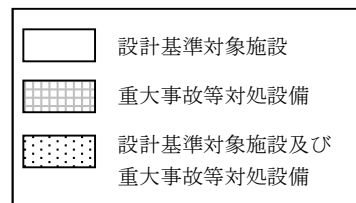


図 3-11 残留熱除去系熱交換器出口温度の概略構成図

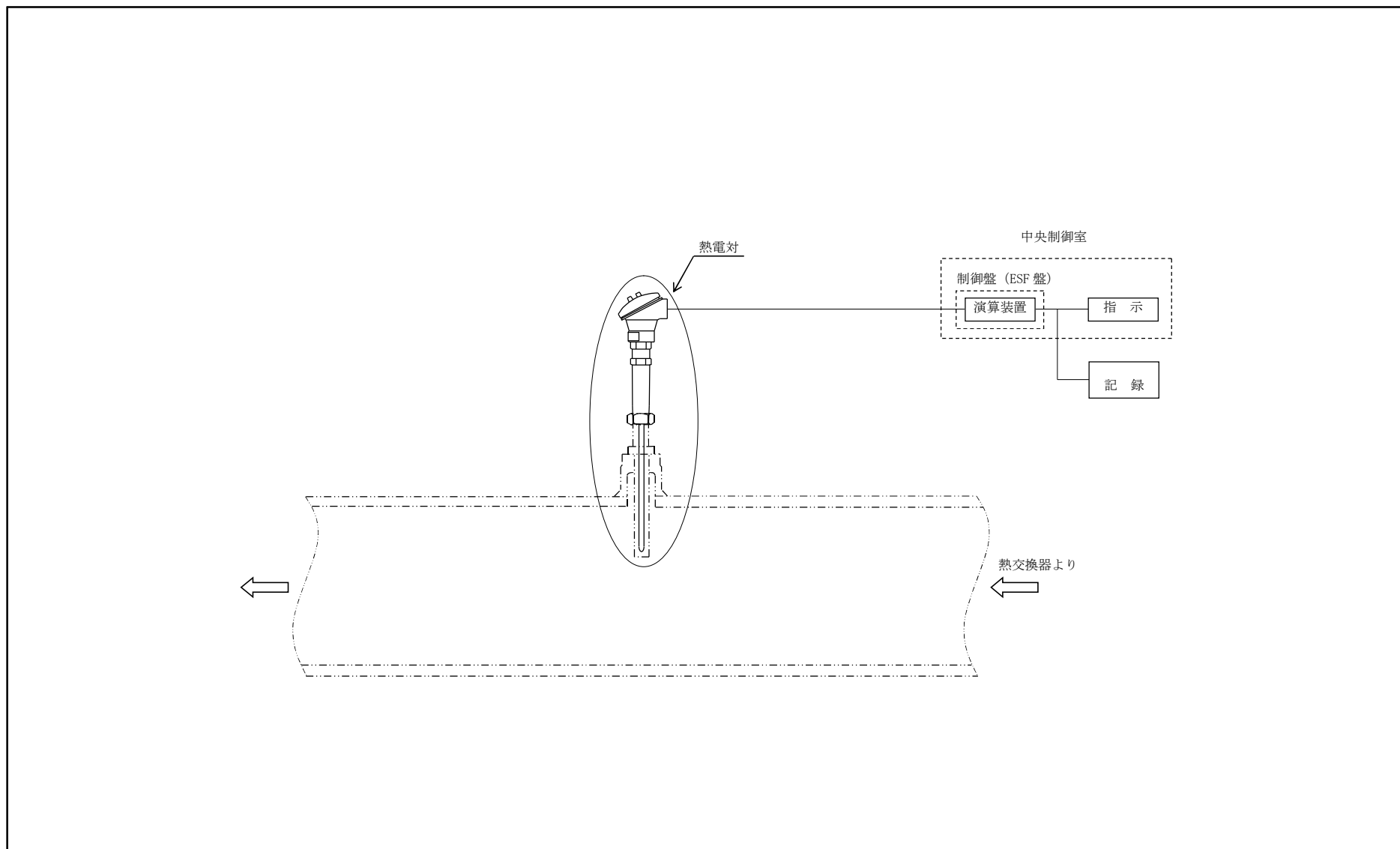
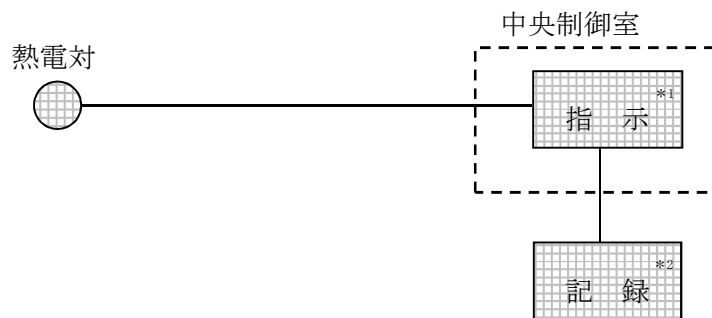


図 3-12 検出器の構造図 (残留熱除去系熱交換器出口温度)

(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

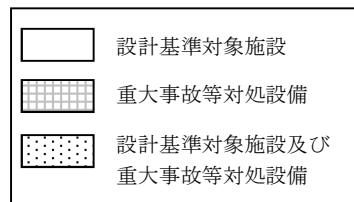


図3-13 復水補給水系温度（代替循環冷却）の概略構成図

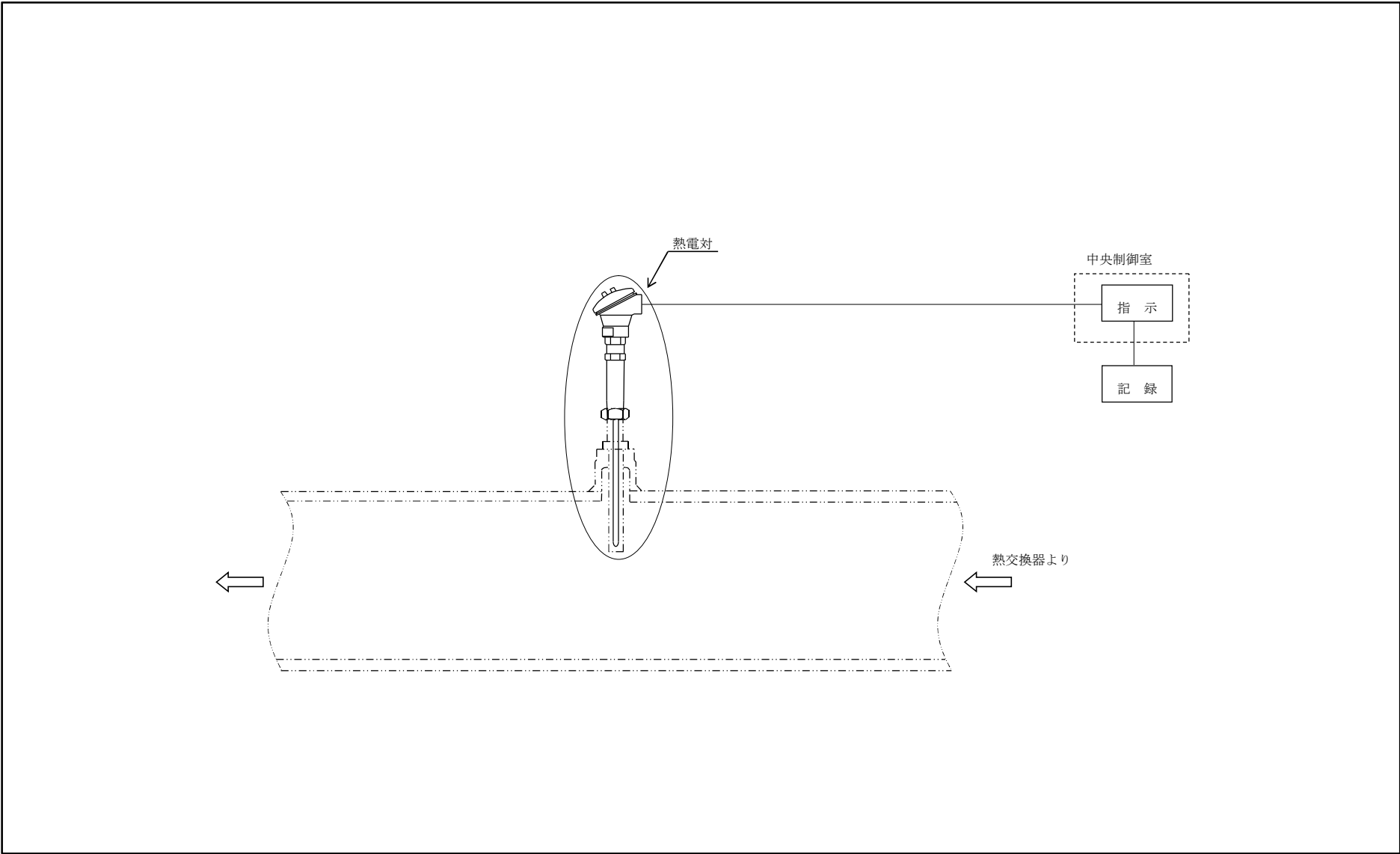
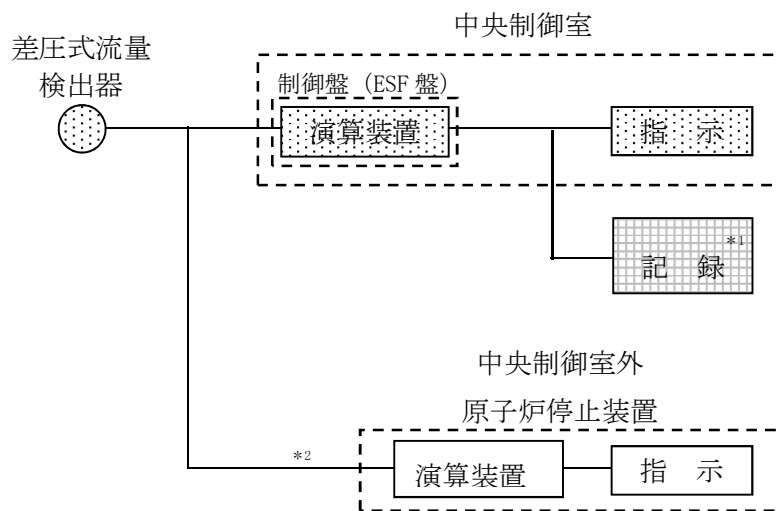


図 3-14 検出器の構造図 (復水補給水系温度 (代替循環冷却))

(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

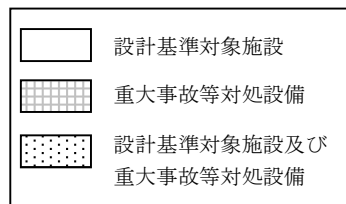


図 3-15 残留熱除去系系統流量の概略構成図

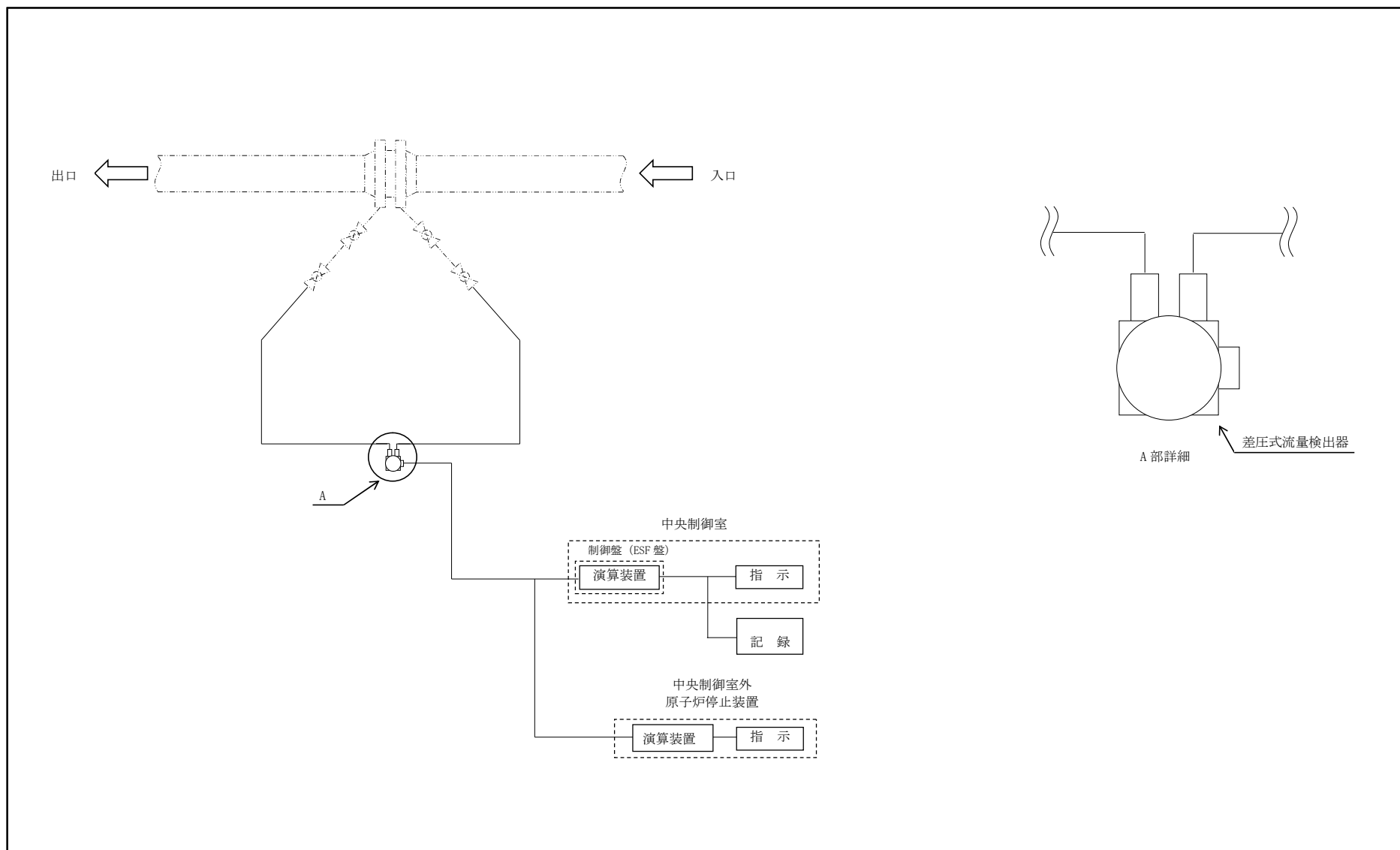
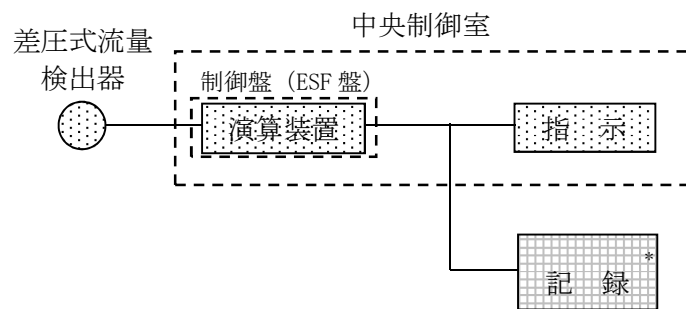


図 3-16 検出器の構造図 (残留熱除去系系統流量)

(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

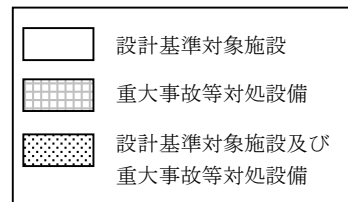


図 3-17 原子炉隔離時冷却系系統流量の概略構成図

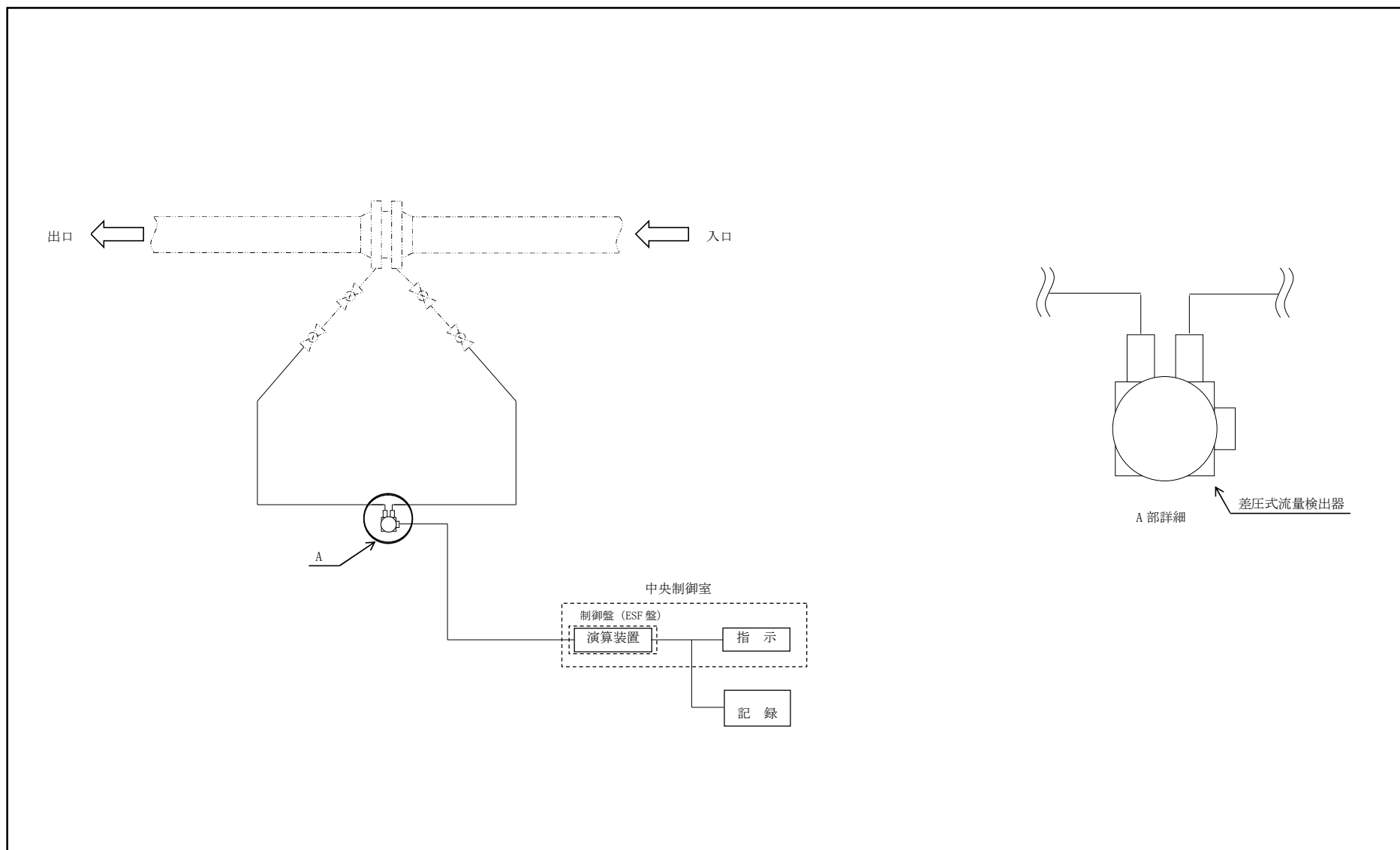
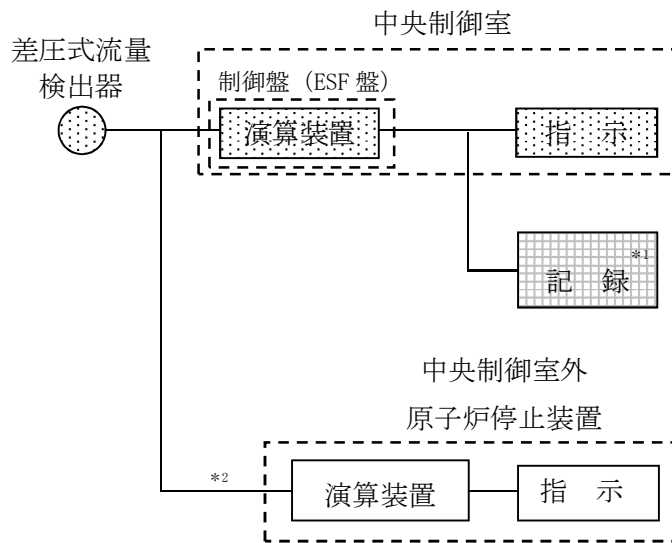


図 3-18 検出器の構造図 (原子炉隔離時冷却系系統流量)

(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

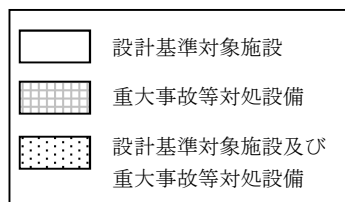


図 3-19 高圧炉心注水系系統流量の概略構成図

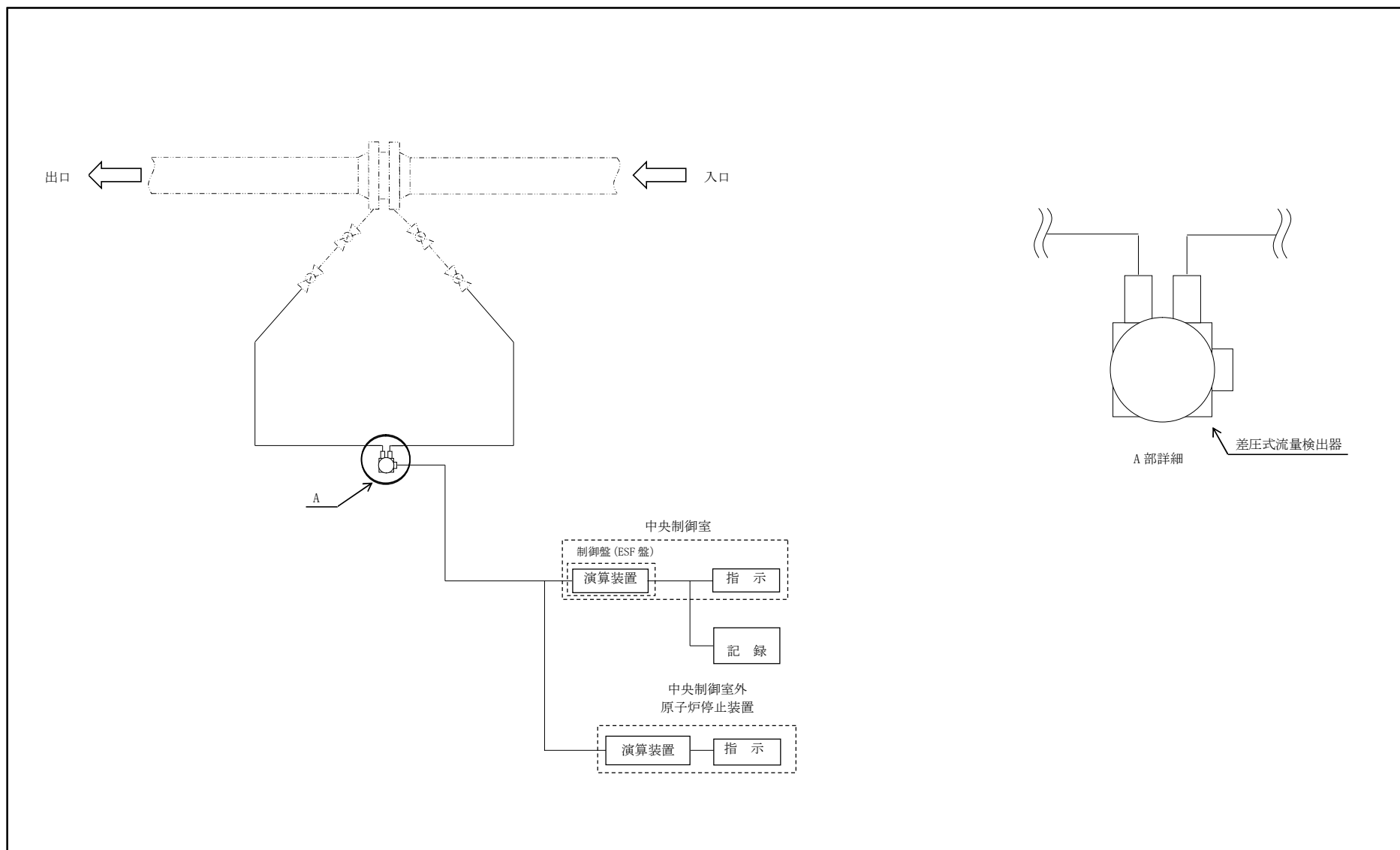
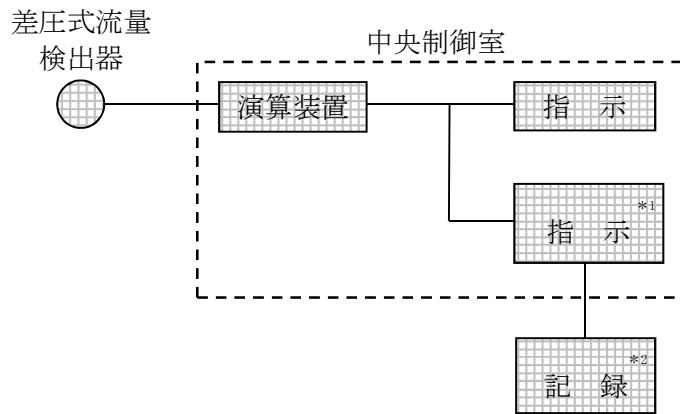


図 3-20 検出器の構造図 (高压炉心注水系系統流量)

(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

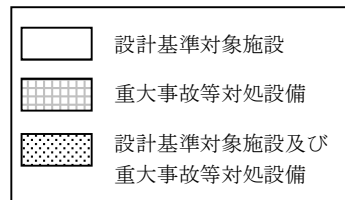


図 3-21 高圧代替注水系系統流量の概略構成図

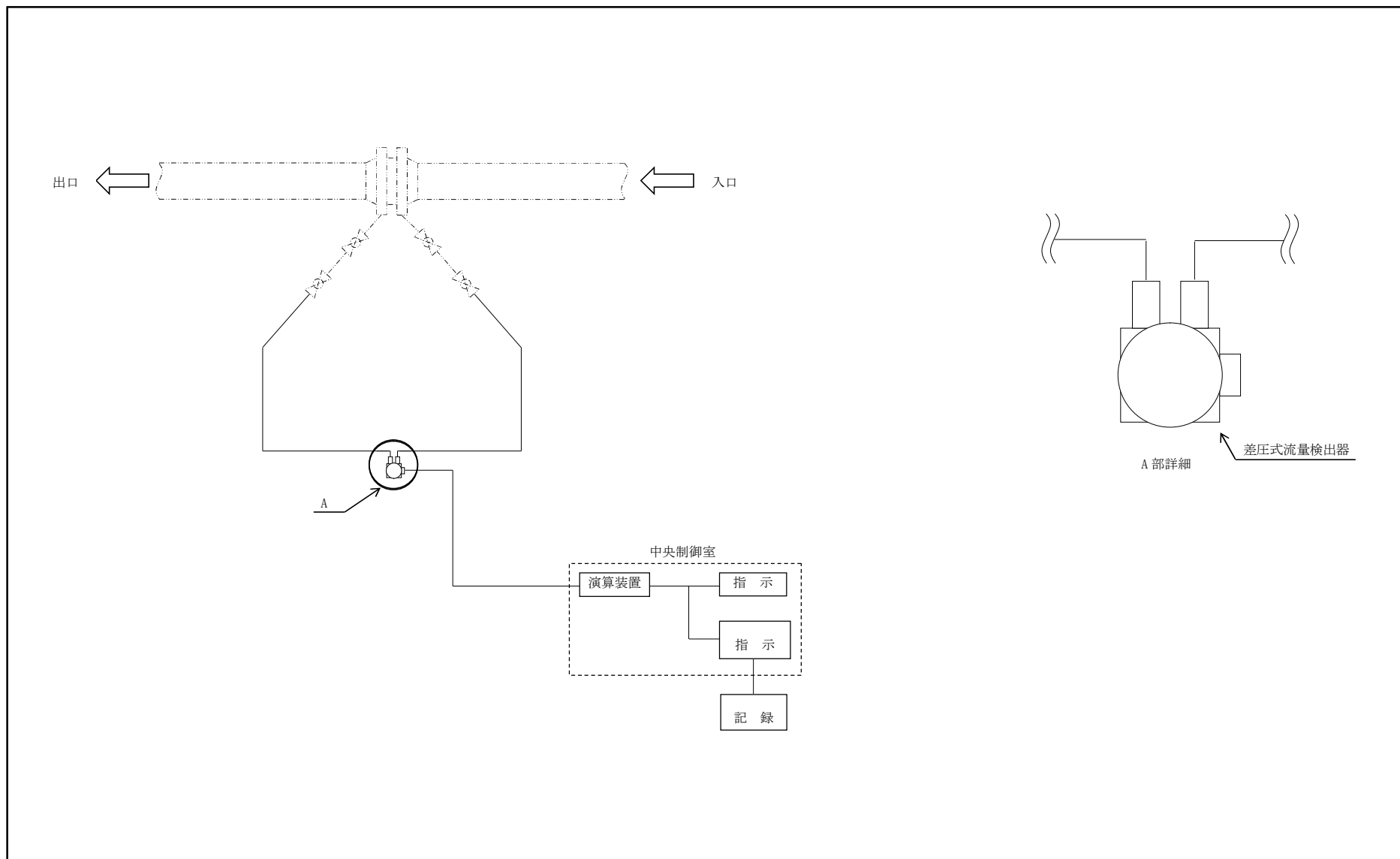
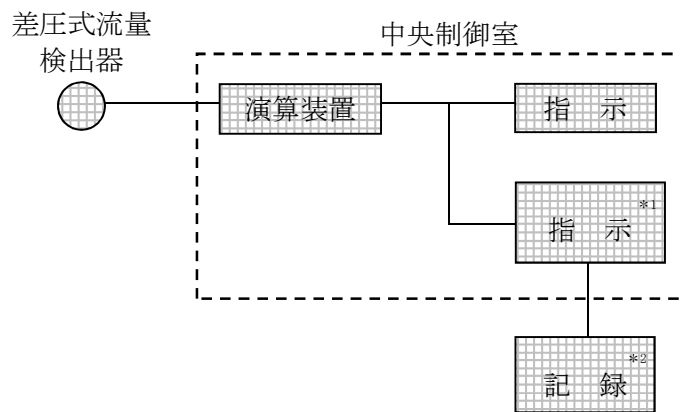


図 3-22 検出器の構造図 (高圧代替注水系系統流量)

(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經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

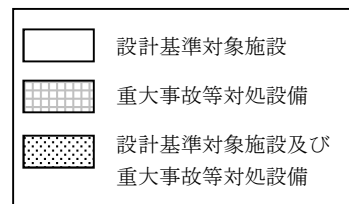


図 3-23 復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量）の概略構成図

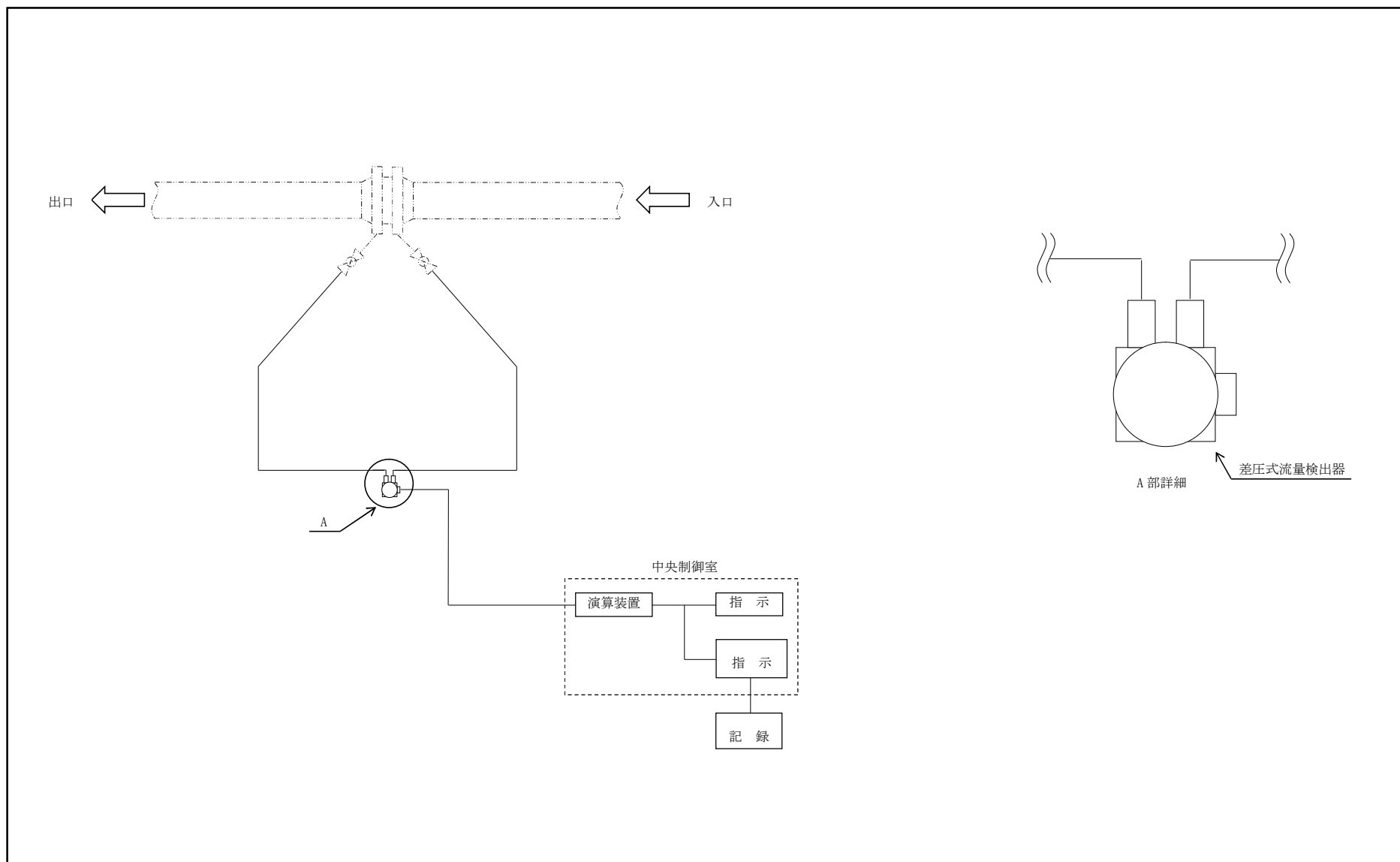
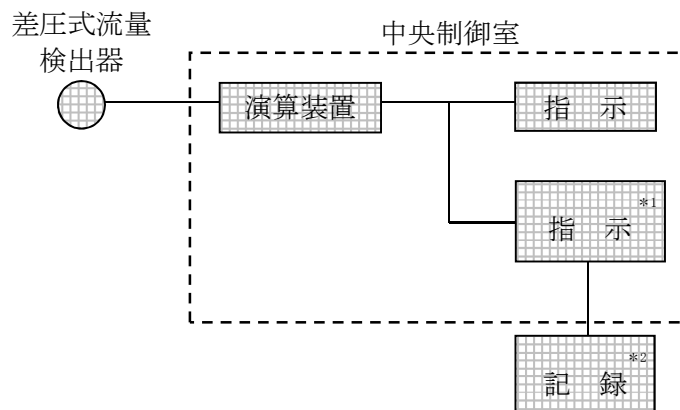


図 3-24 検出器の構造図 (復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量))

(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

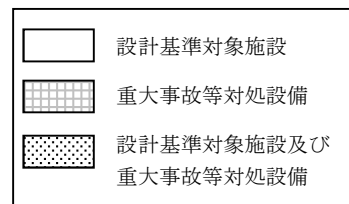


図 3-25 復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）の概略構成図

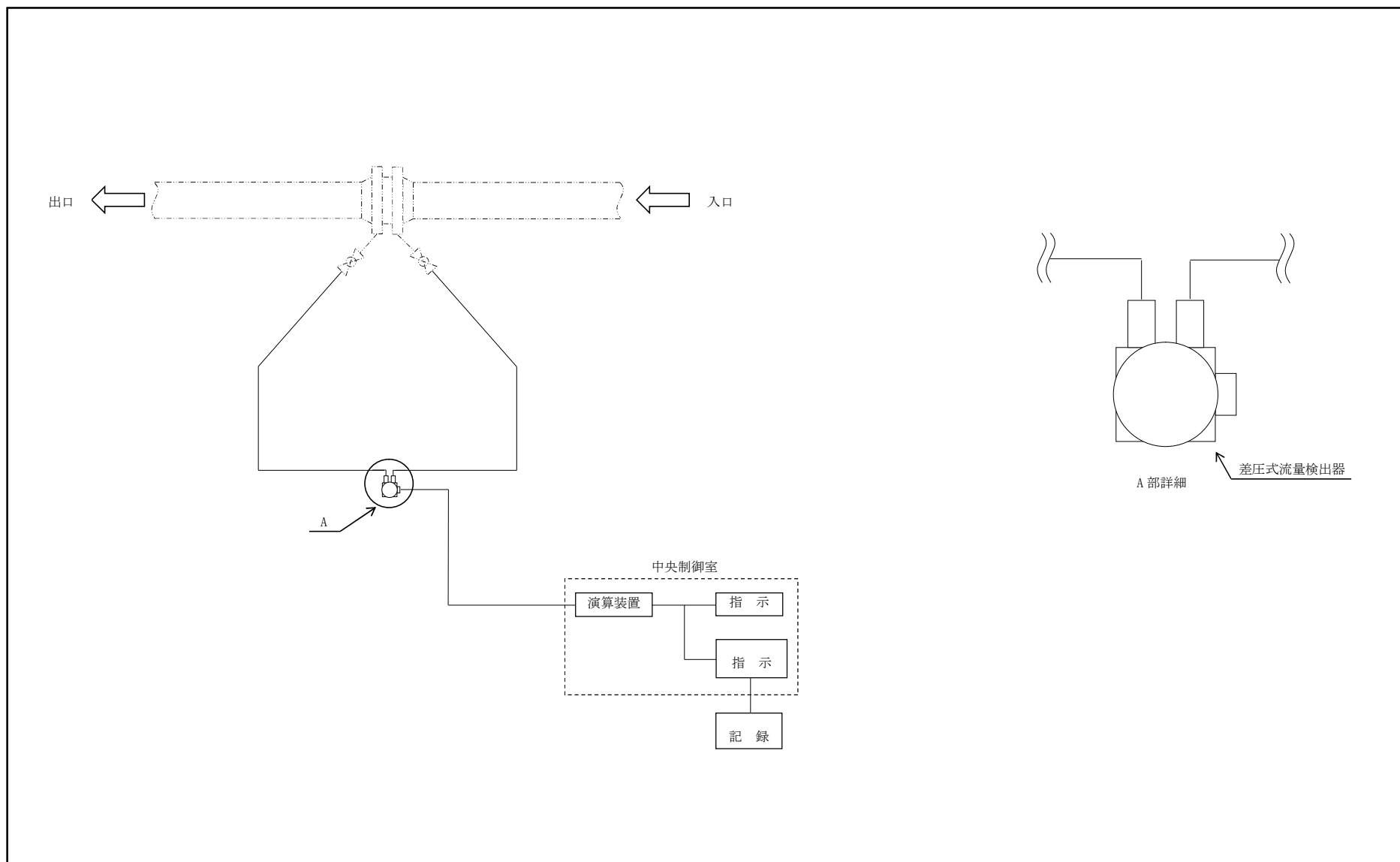
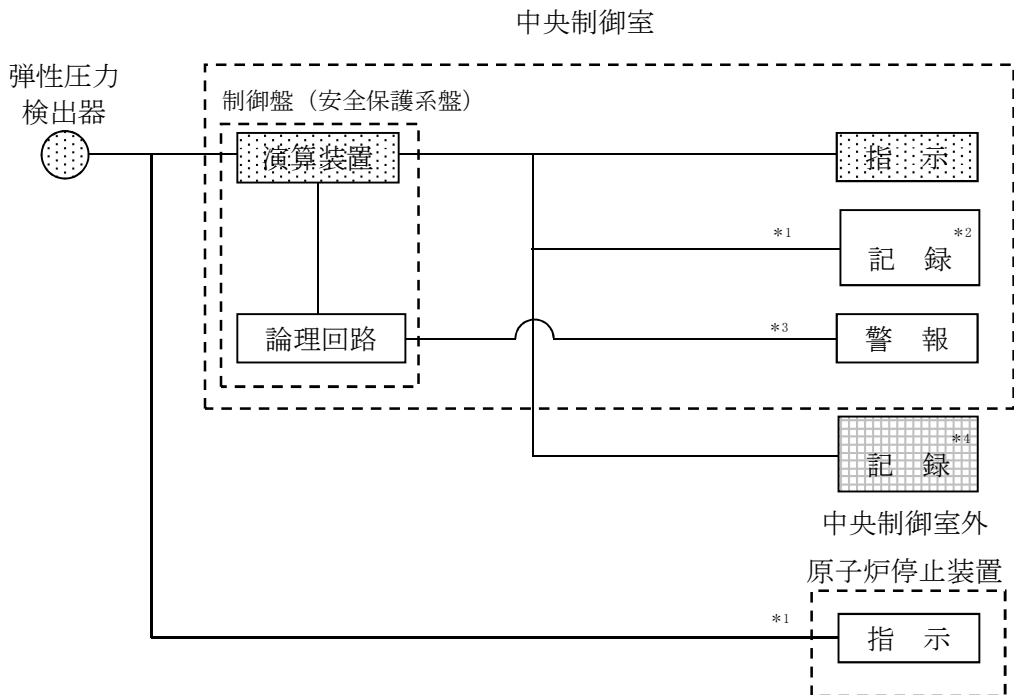


図 3-26 検出器の構造図 (復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量))

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、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

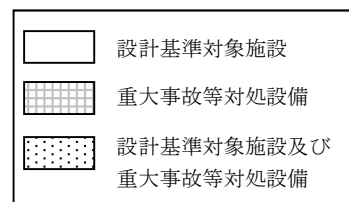


図3-27 原子炉圧力の概略構成図

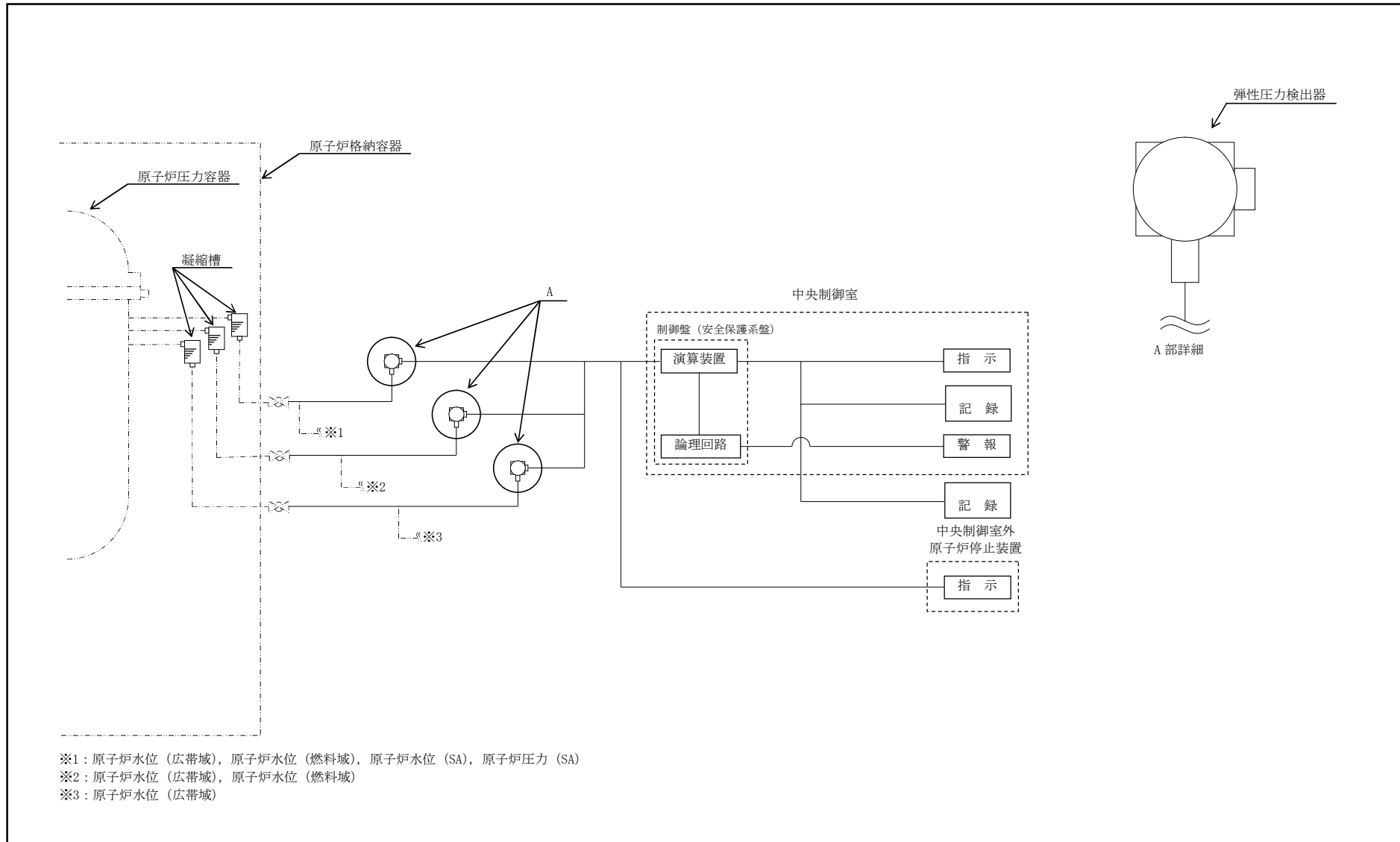
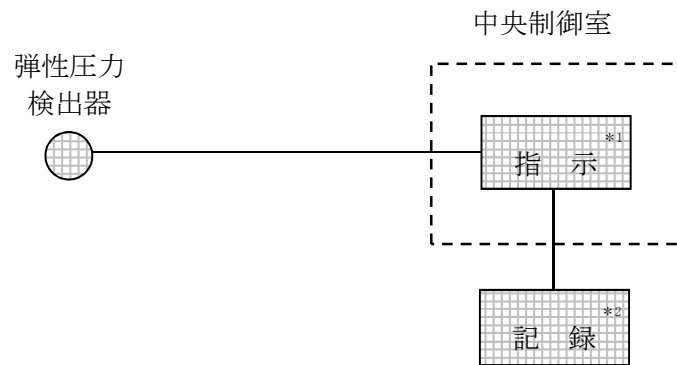


図 3-28 検出器の構造図 (原子炉圧力)

(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

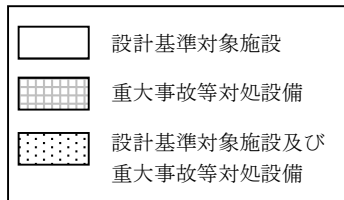


図 3-29 原子炉圧力 (SA) の概略構成図

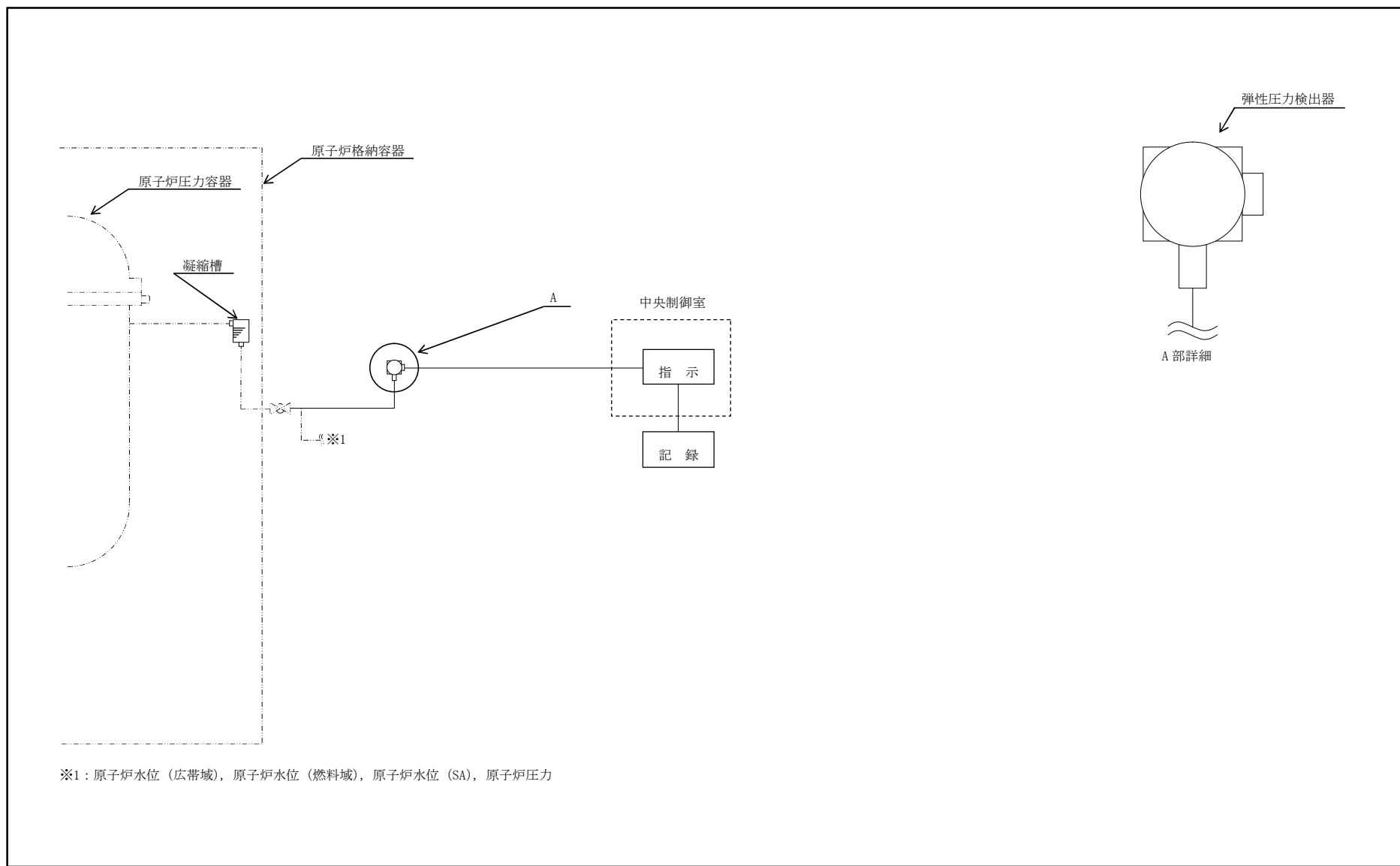
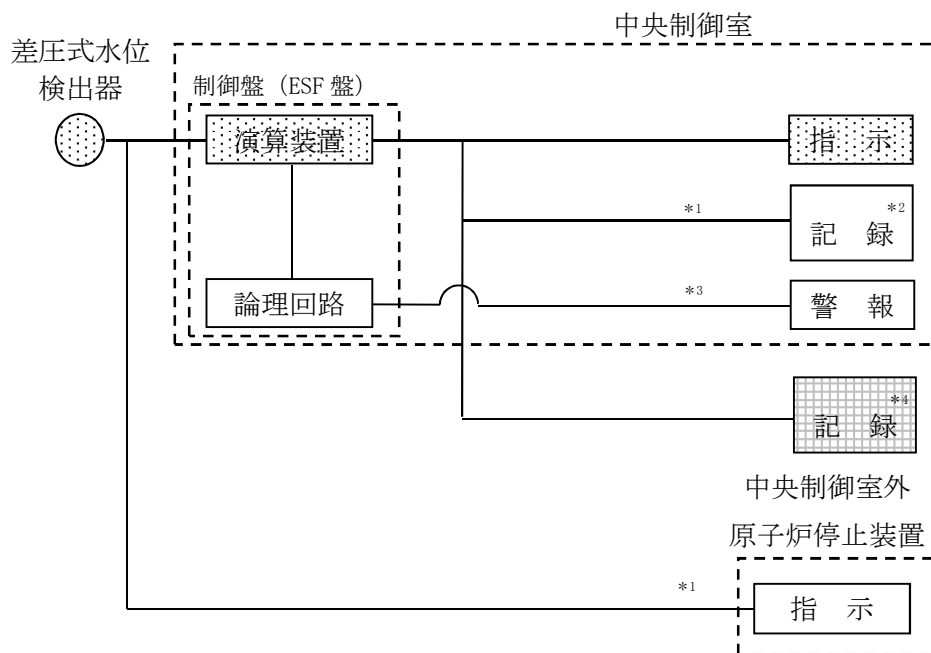


図 3-30 検出器の構造図 (原子炉圧力 (SA))

(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

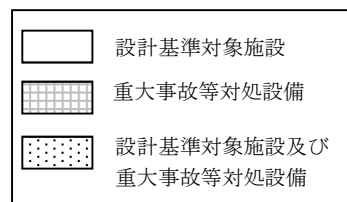


図 3-31 原子炉水位（広帯域）の概略構成図

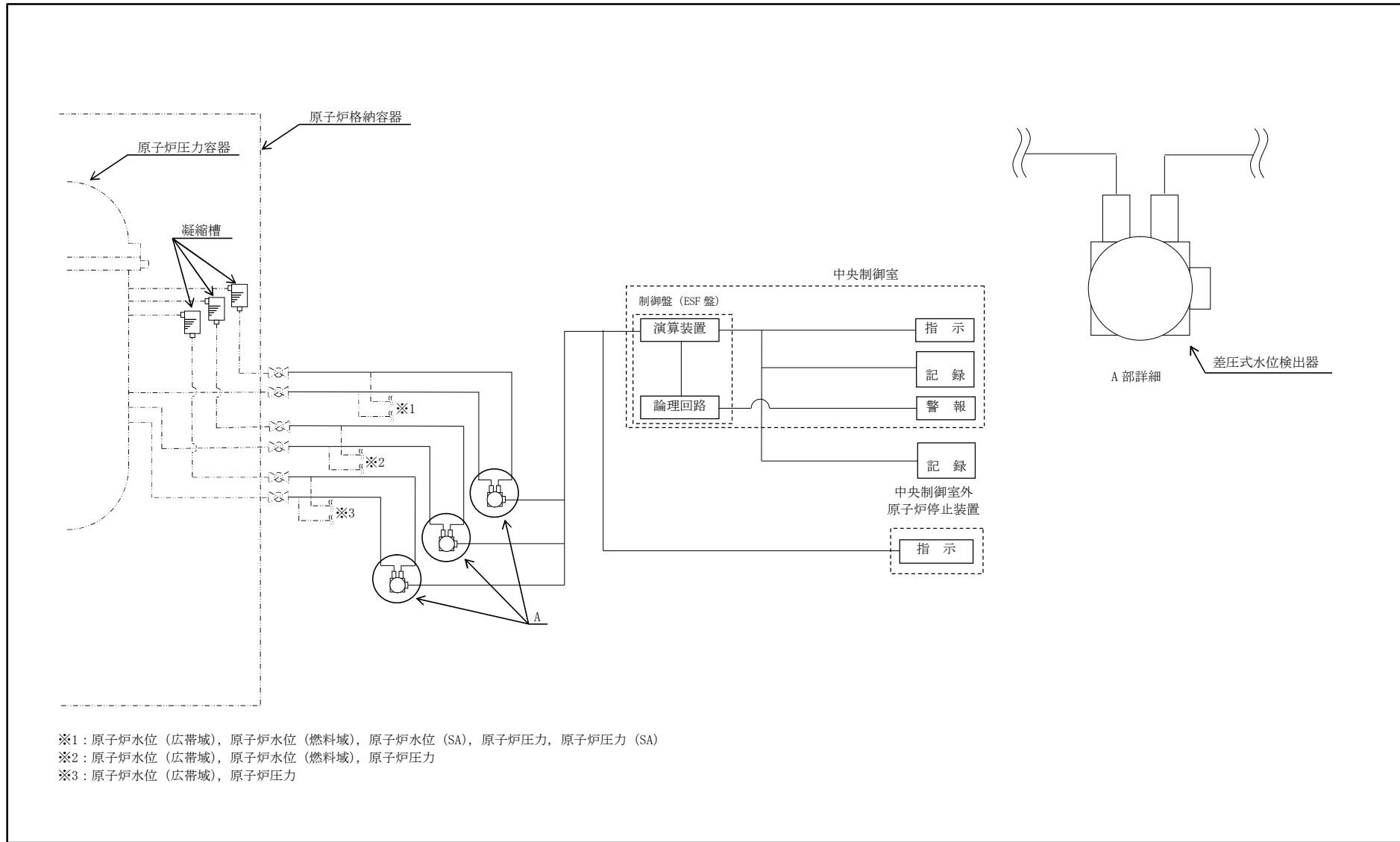
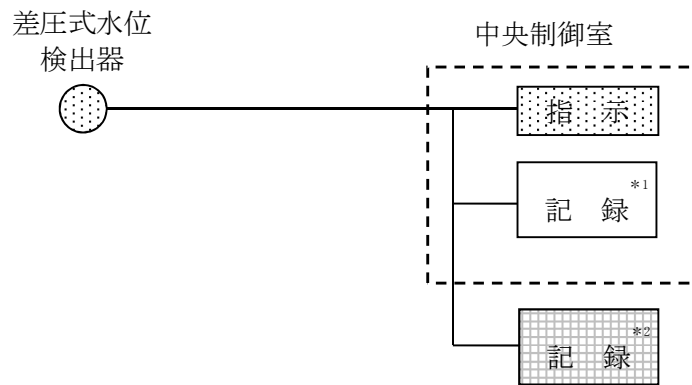


図 3-32 検出器の構造図（原子炉水位（広帯域））

(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

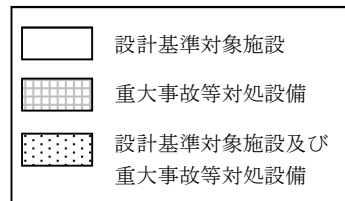


図 3-33 原子炉水位（燃料域）の概略構成図

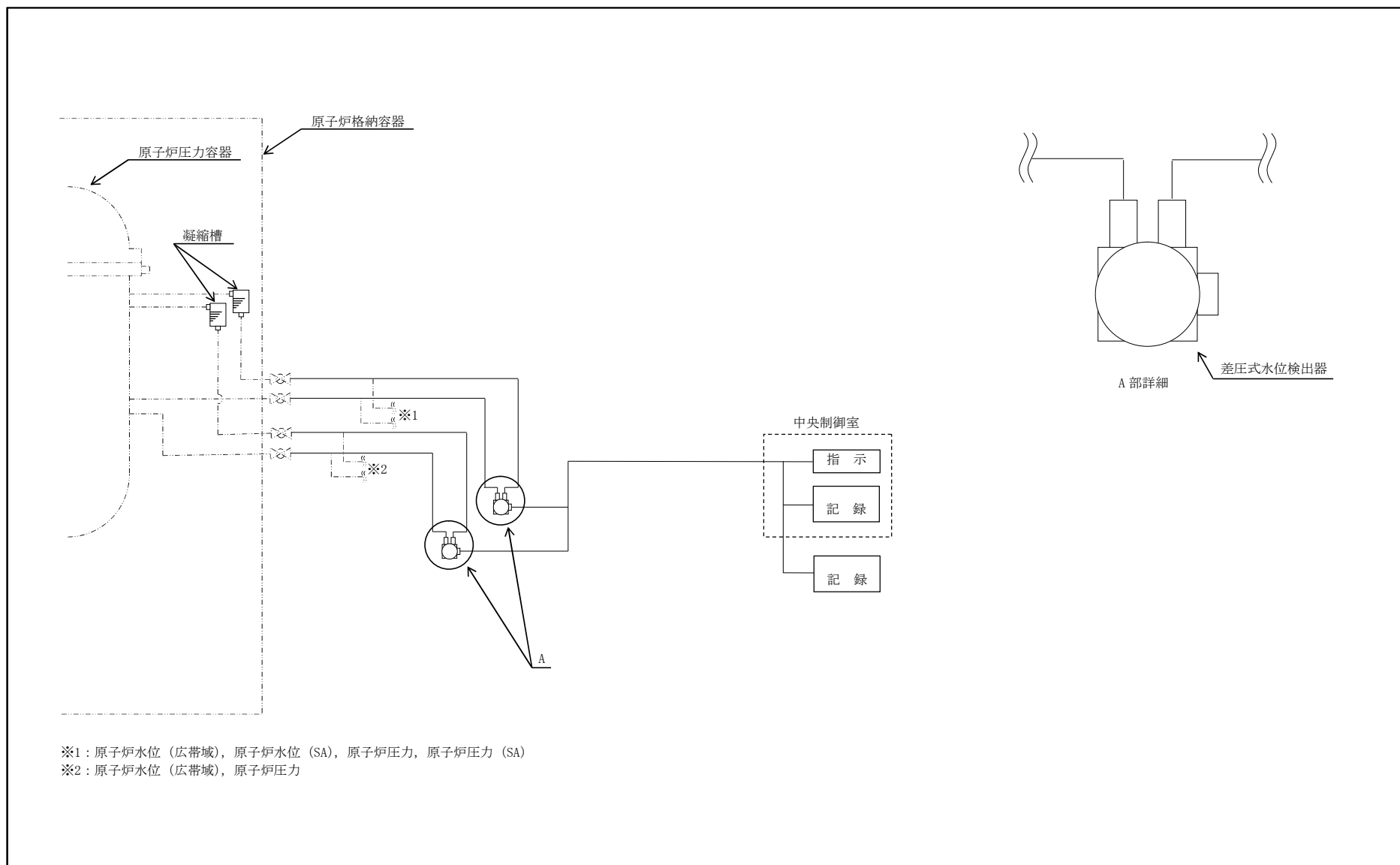
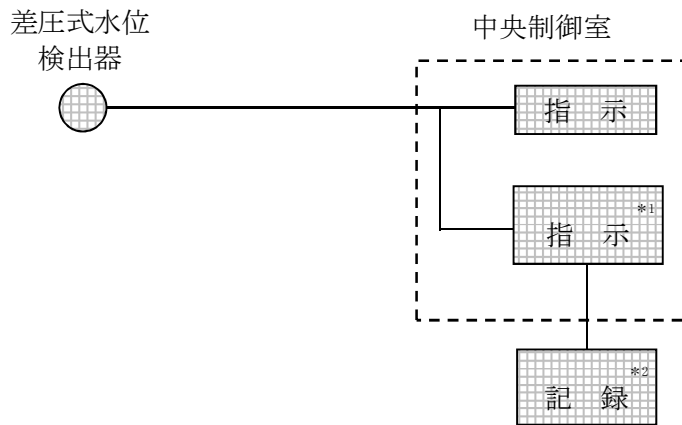


図 3-34 検出器の構造図 (原子炉水位 (燃料域))

(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

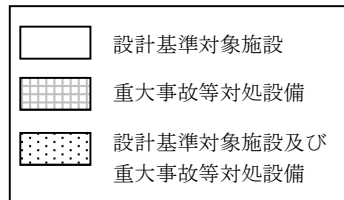


図 3-35 原子炉水位 (SA) の概略構成図

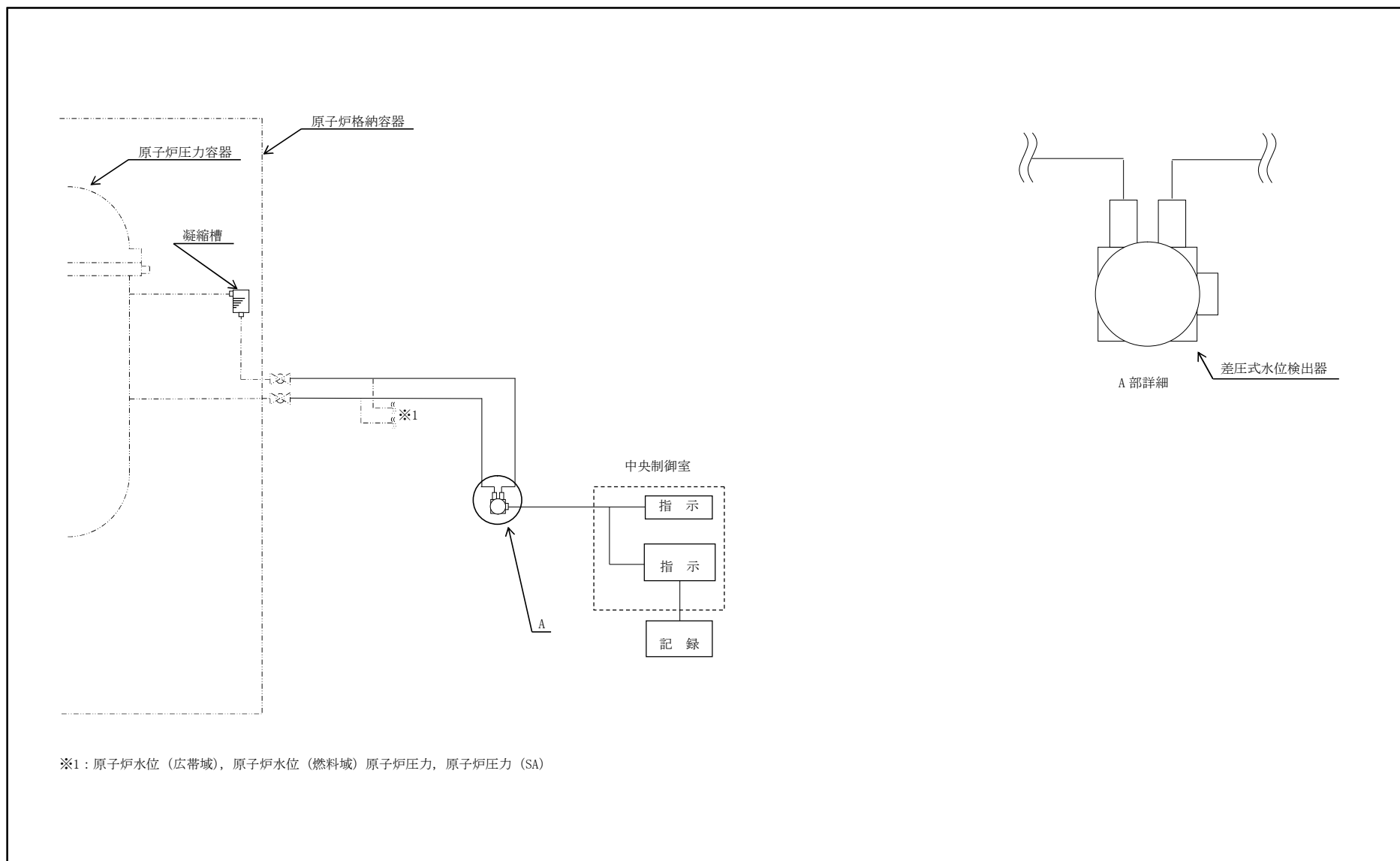
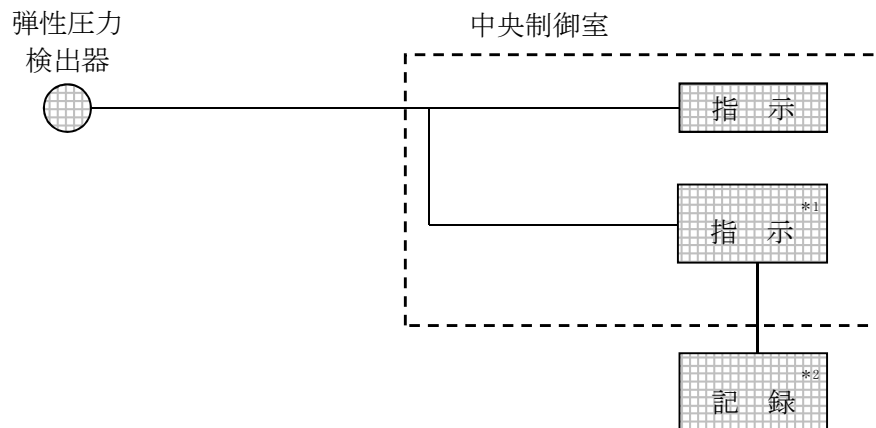


図 3-36 検出器の構造図 (原子炉水位 (SA))

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

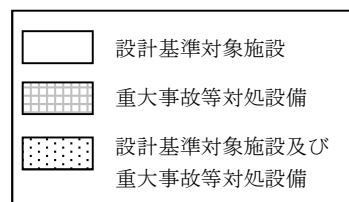


図 3-37 格納容器内圧力 (D/W) の概略構成図

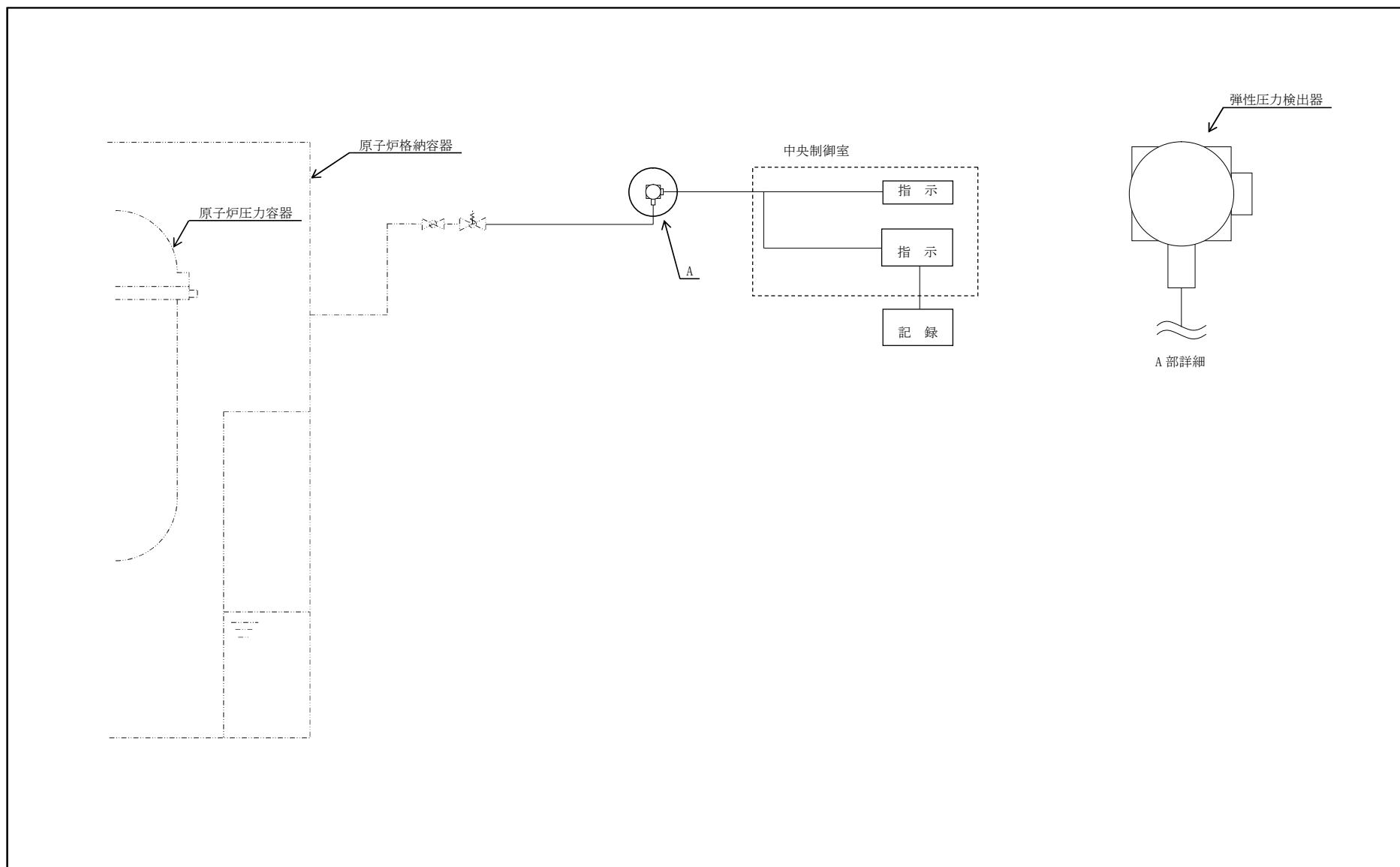
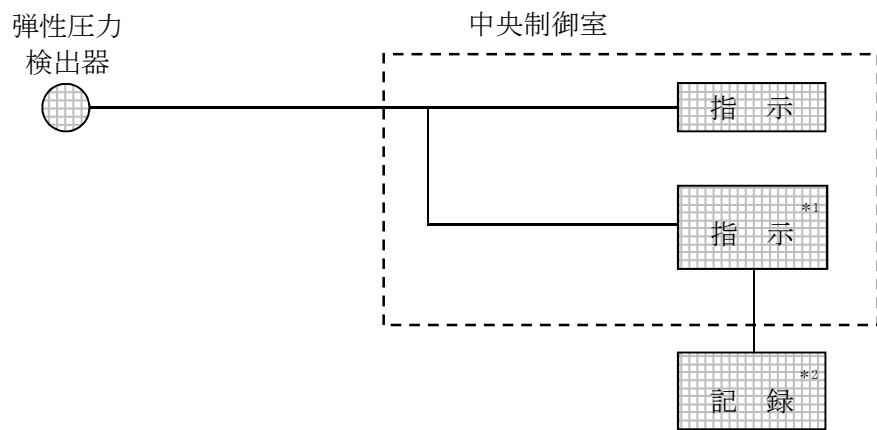


図 3-38 検出器の構造図 (格納容器内圧力 (D/W))

(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

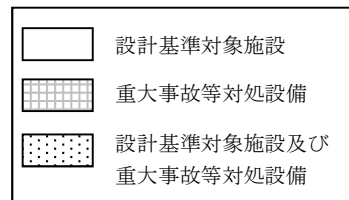


図 3-39 格納容器内圧力 (S/C) の概略構成図

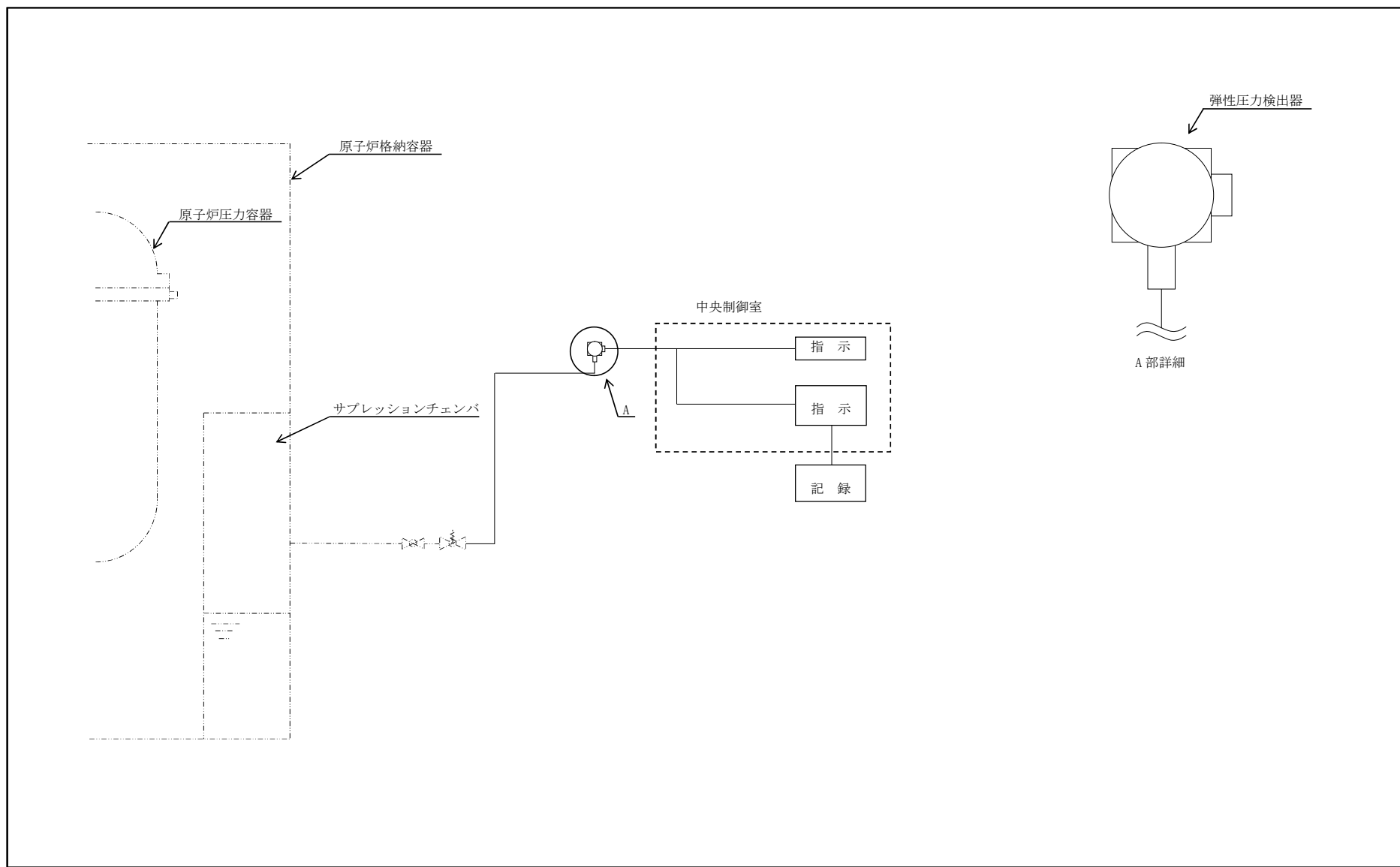
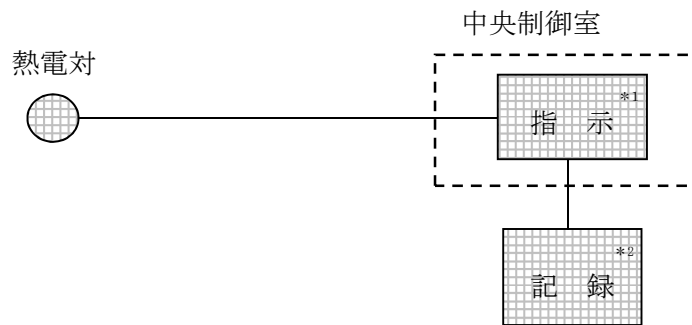


図 3-40 検出器の構造図 (格納容器内圧力 (S/C))

(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

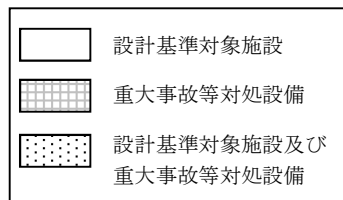


図3-41 ドライウエル雰囲気温度の概略構成図

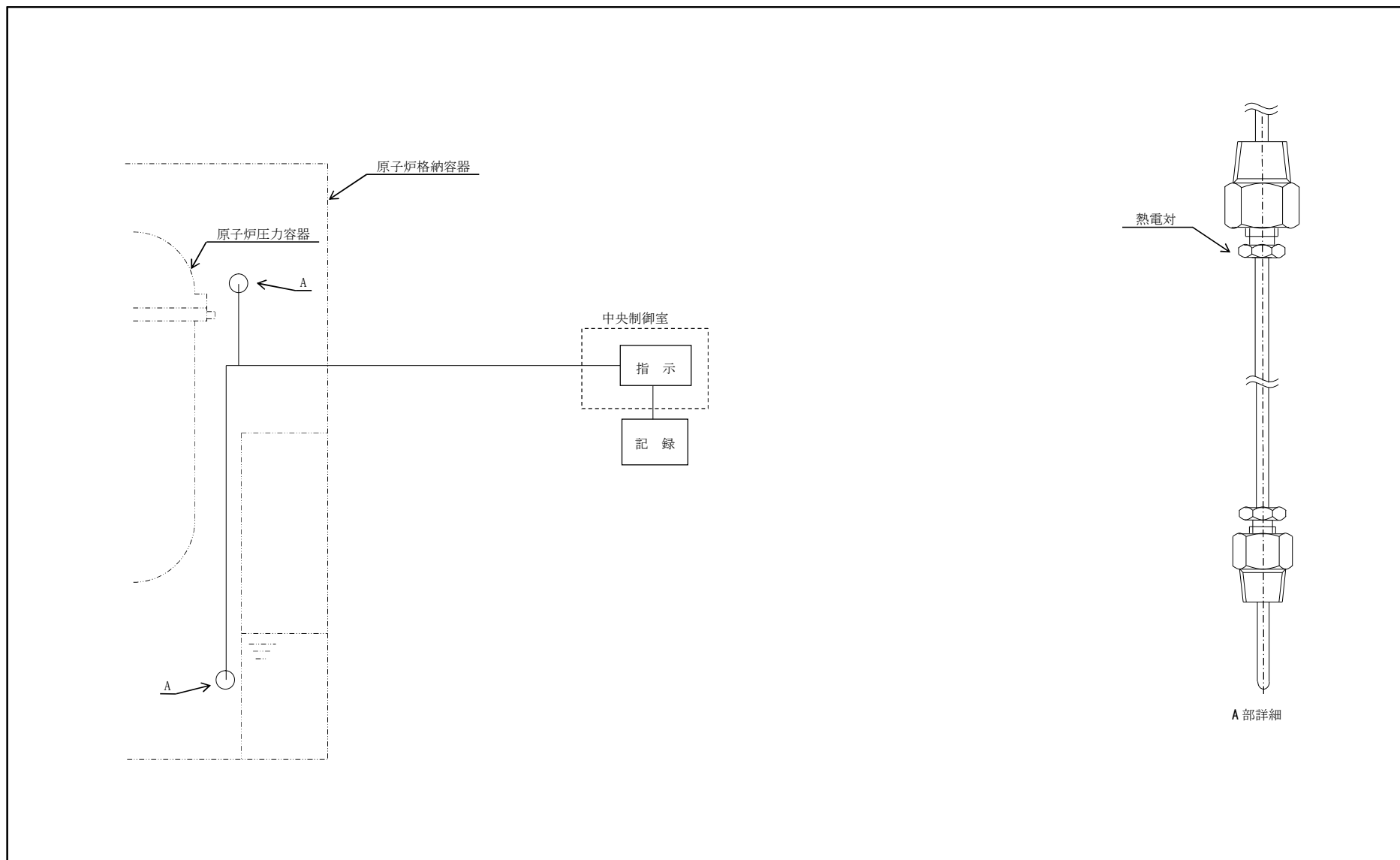
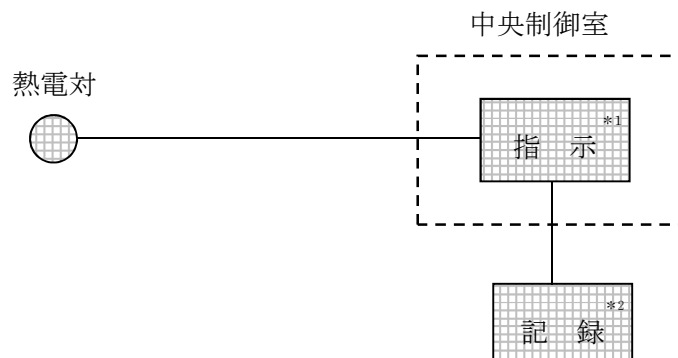


図 3-42 検出器の構造図 (ドライウェル雰囲気温度)

(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

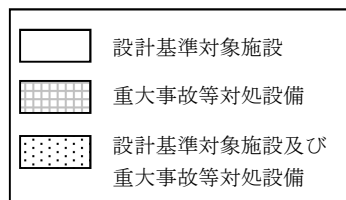


図 3-43 サプレッションチェンバ気体温度の概略構成図

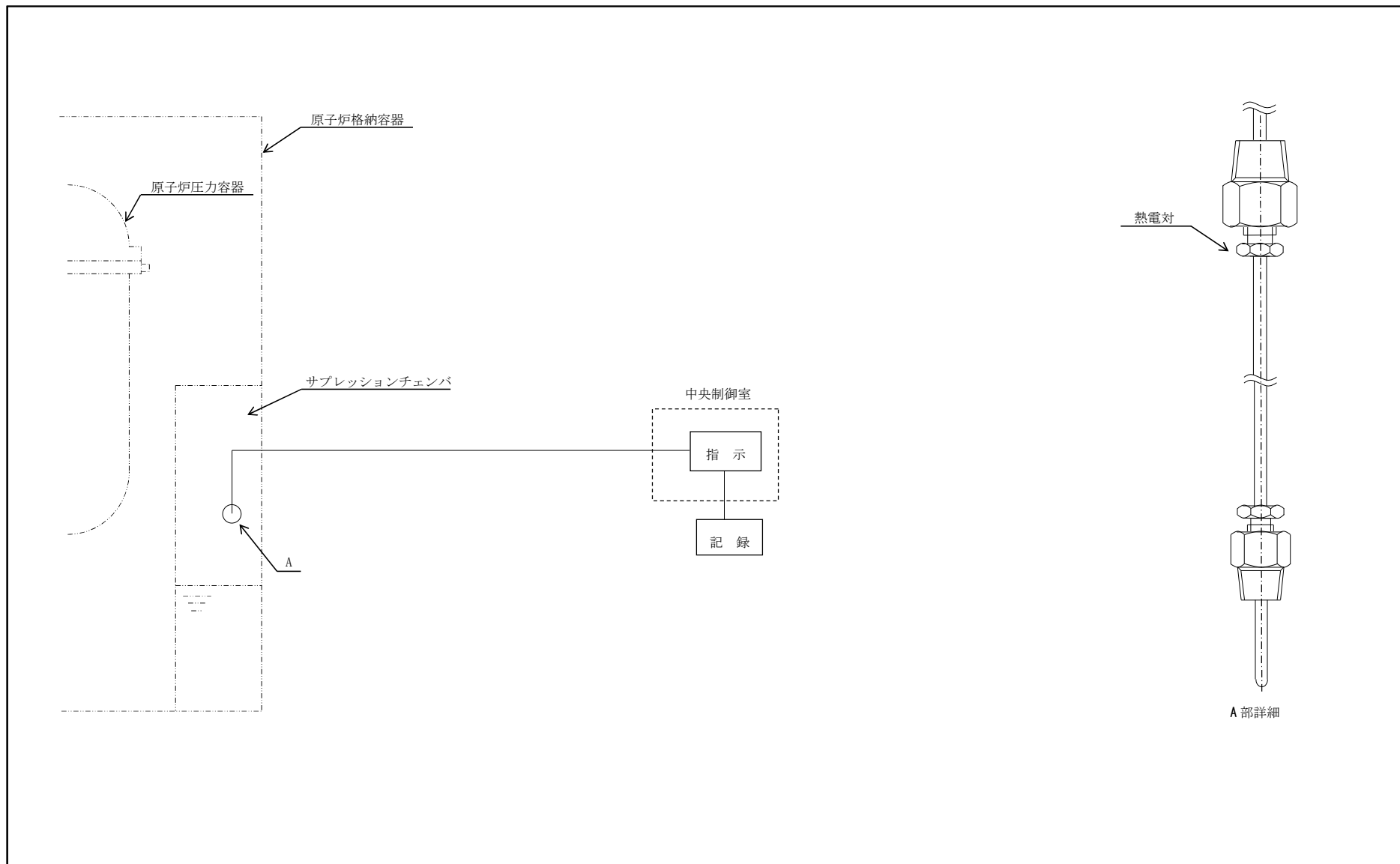
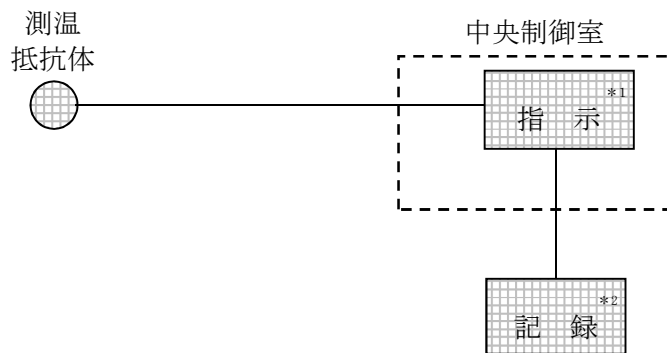


図 3-44 検出器の構造図 (サプレッションチェンバ気体温度)

(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

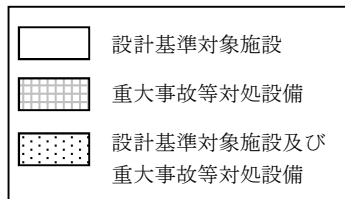


図3-45 サプレッションチェンバプール水温度の概略構成図

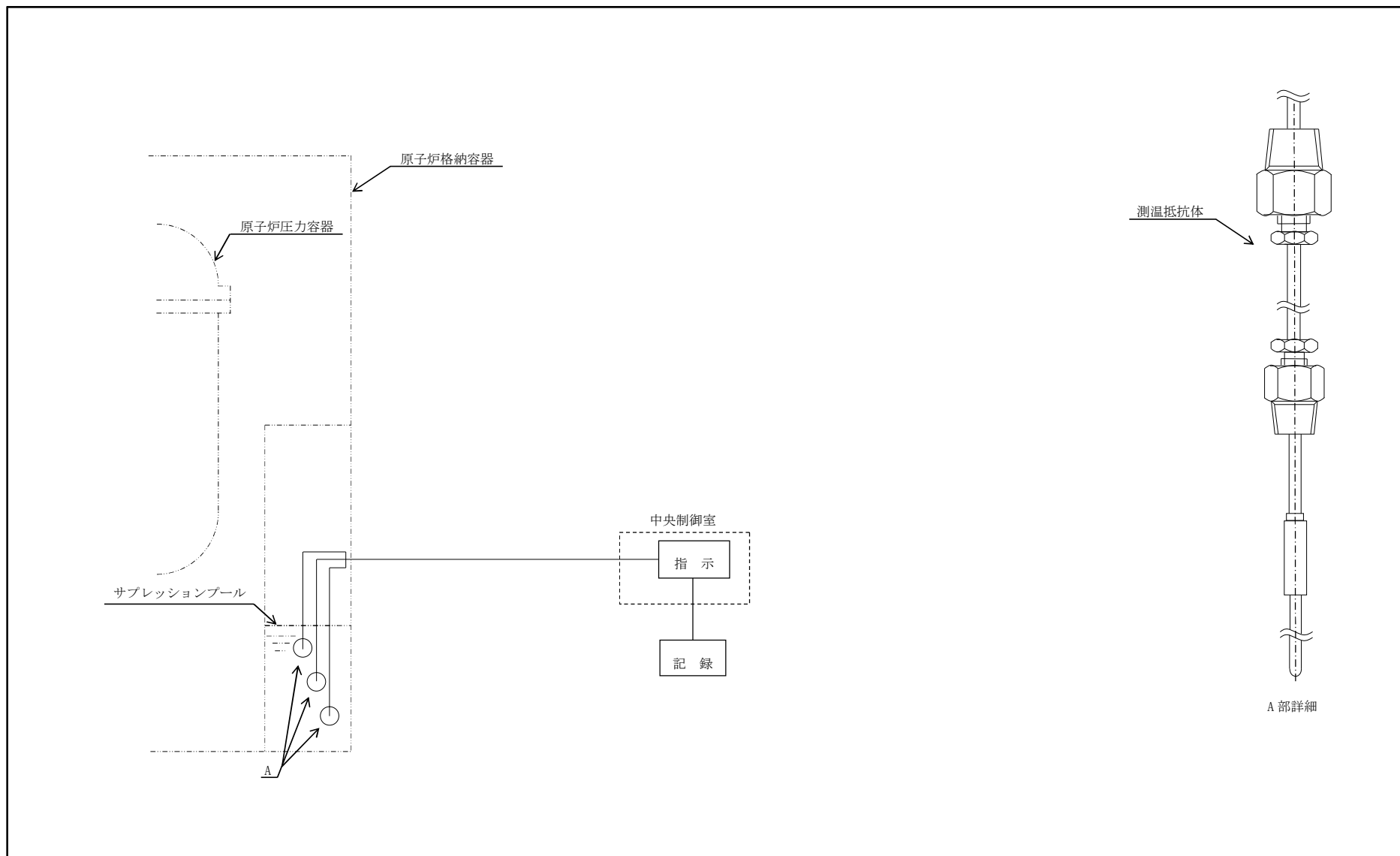
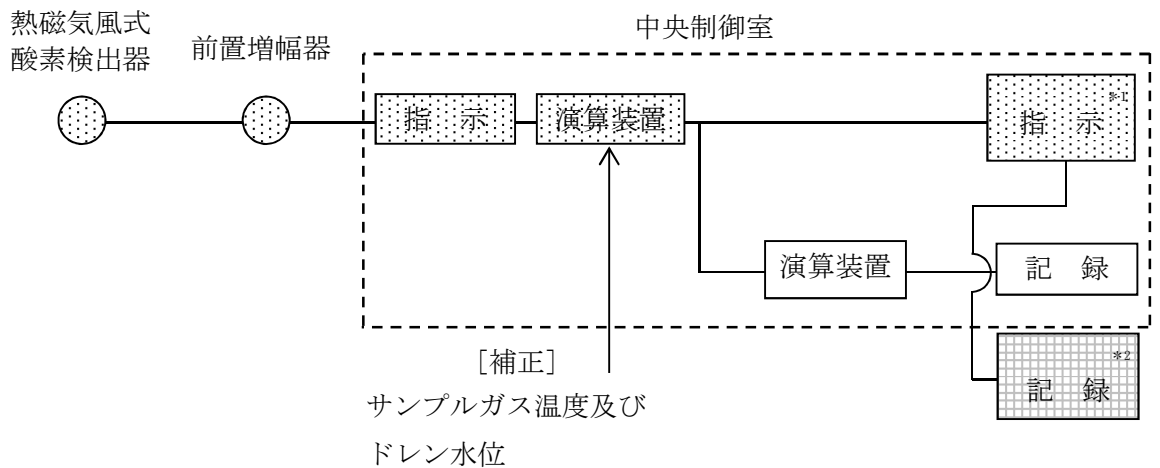


図 3-46 検出器の構造図 (サブプレッションチェンバプール水温度)

(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

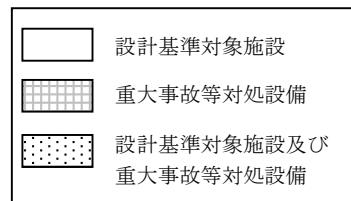


図3-47 格納容器内酸素濃度の概略構成図

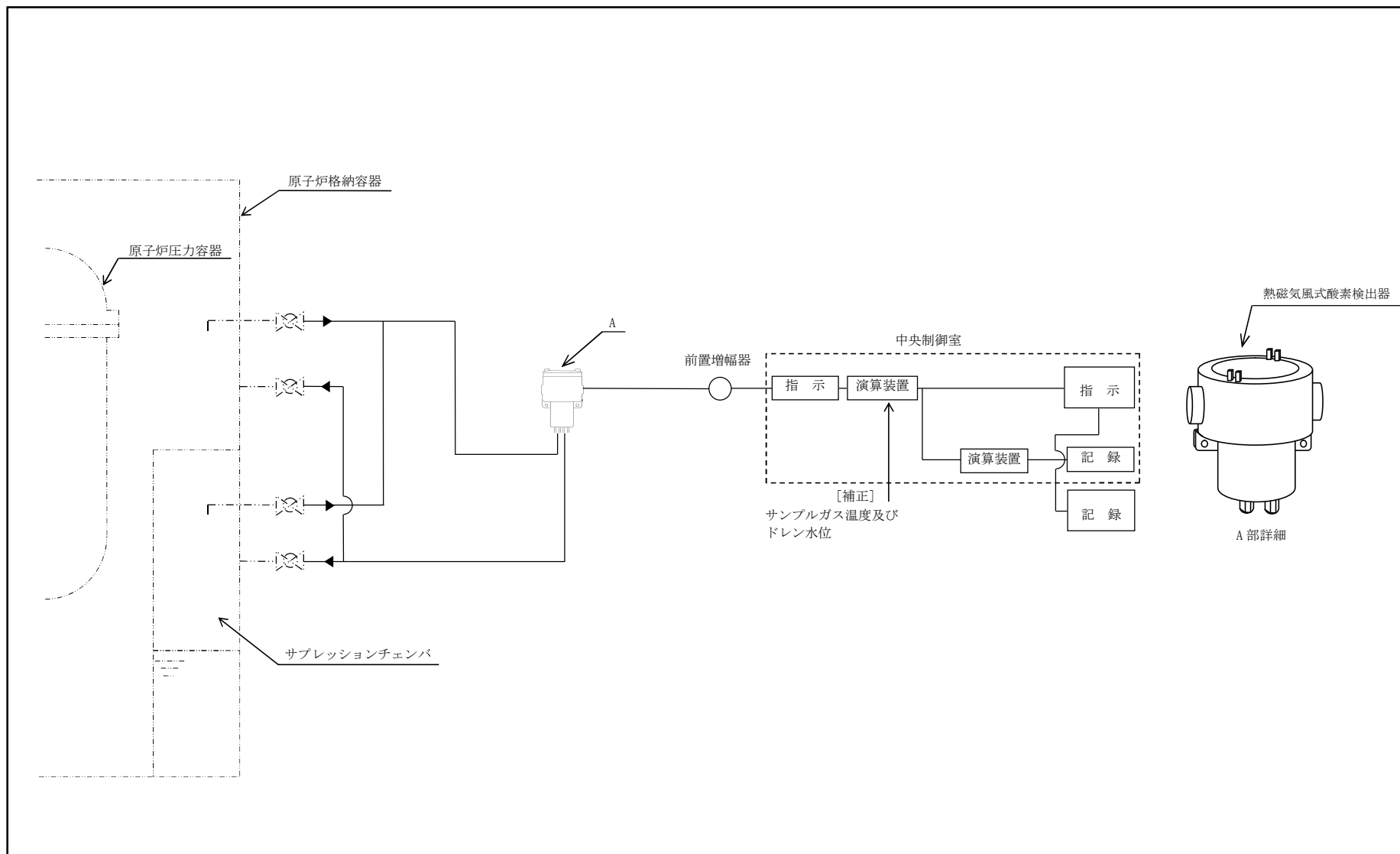
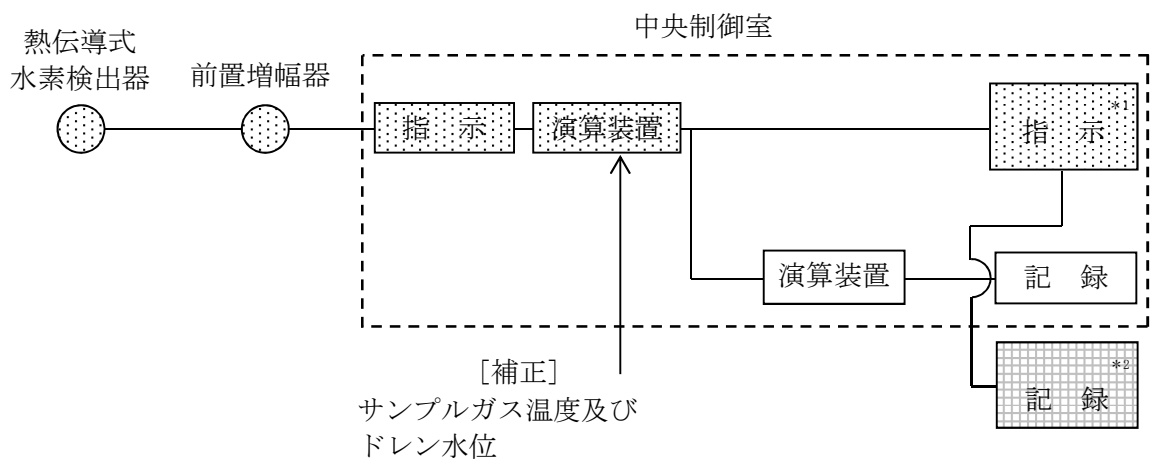


図 3-48 検出器の構造図 (格納容器内酸素濃度)

(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

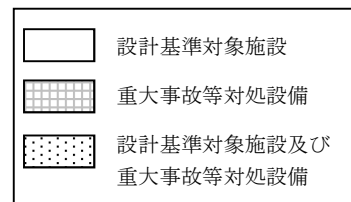


図3-49 格納容器内水素濃度の概略構成図

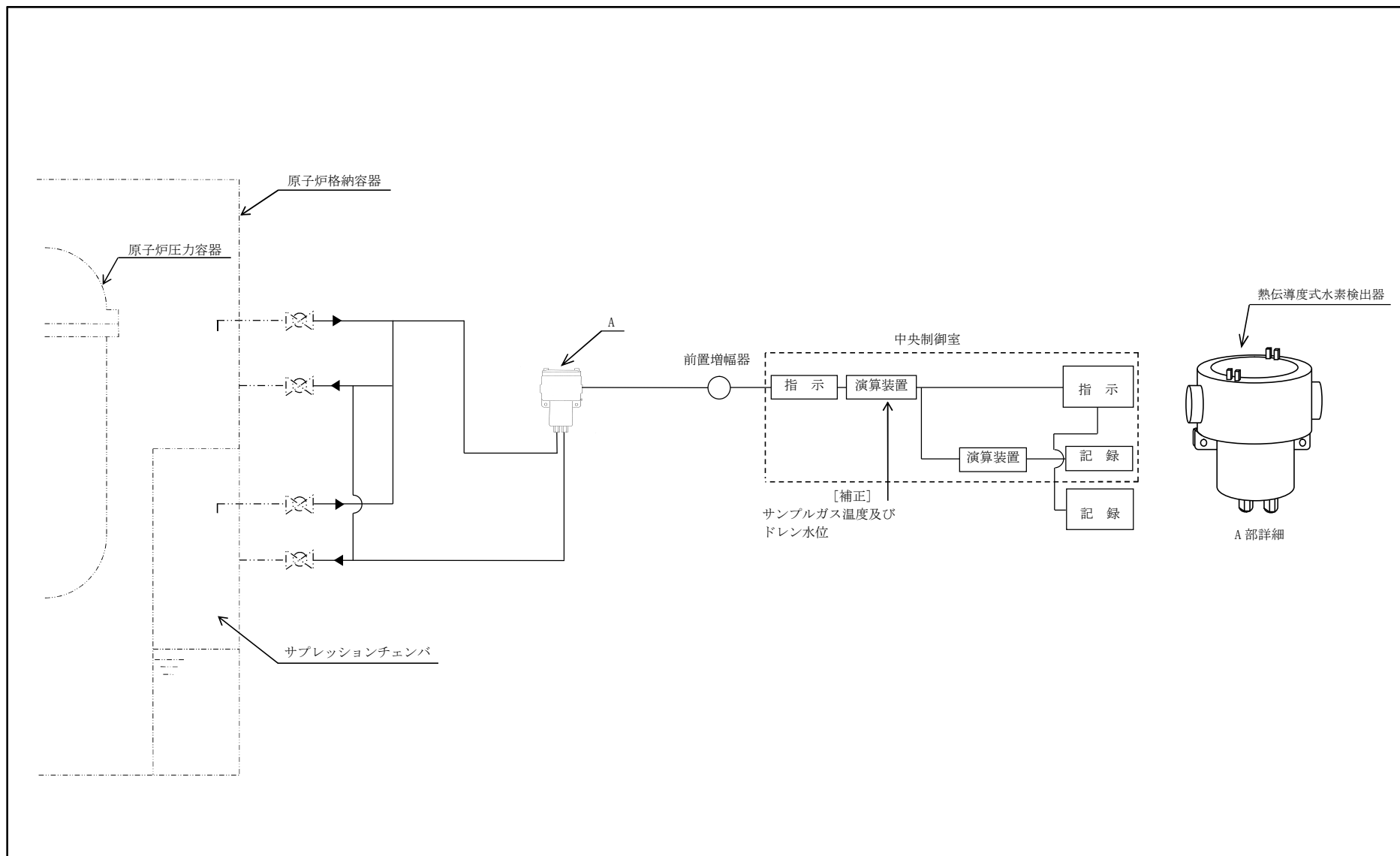


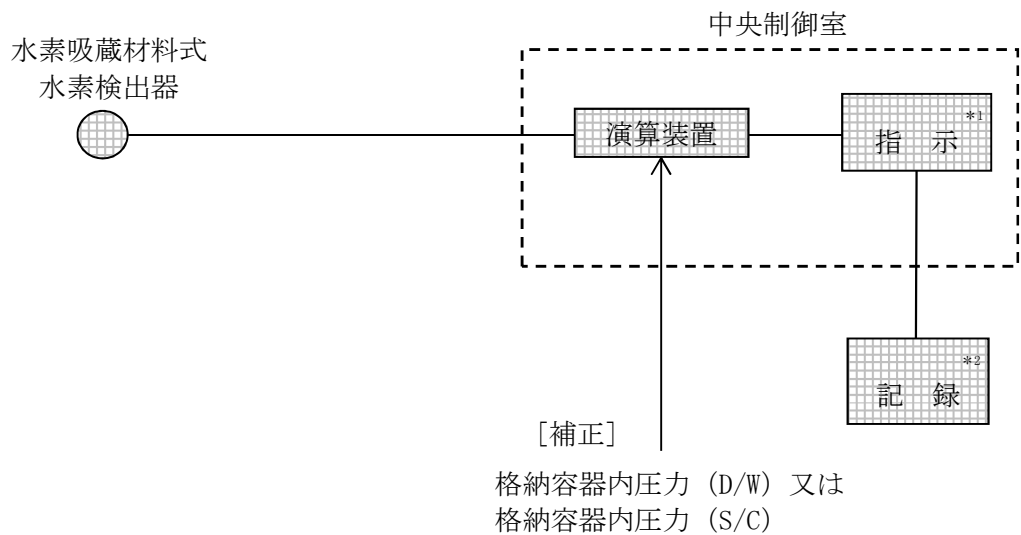
図3-50 検出器の構造図 (格納容器内水素濃度)

(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

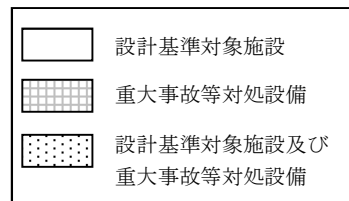


図 3-51 格納容器内水素濃度 (SA) の概略構成図

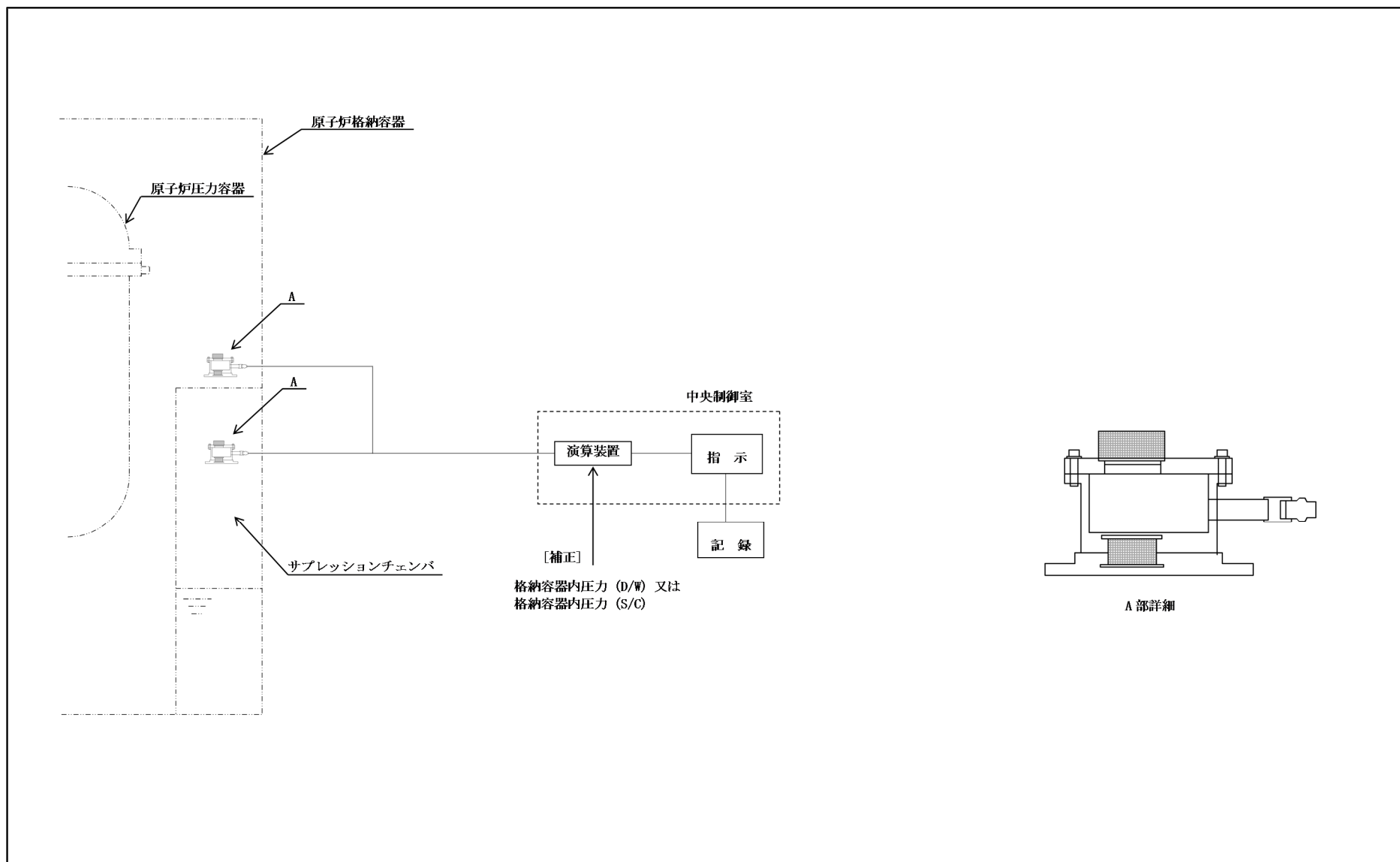
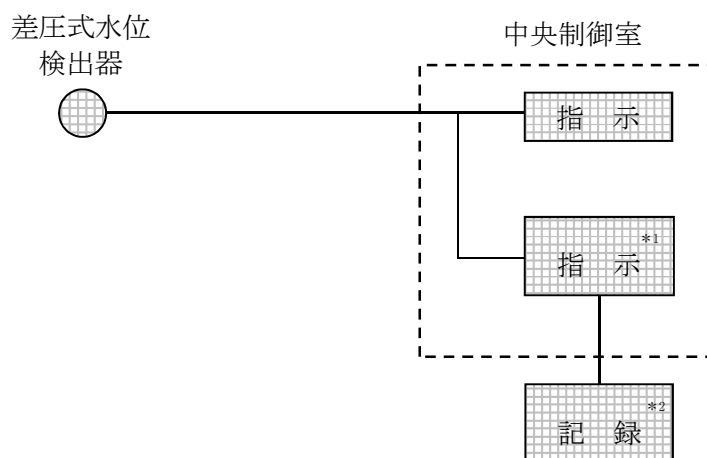


図 3-52 検出器の構造図 (格納容器内水素濃度 (SA))

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

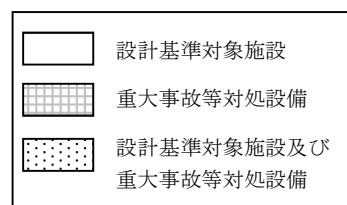


図 3-53 復水貯蔵槽水位 (SA) の概略構成図

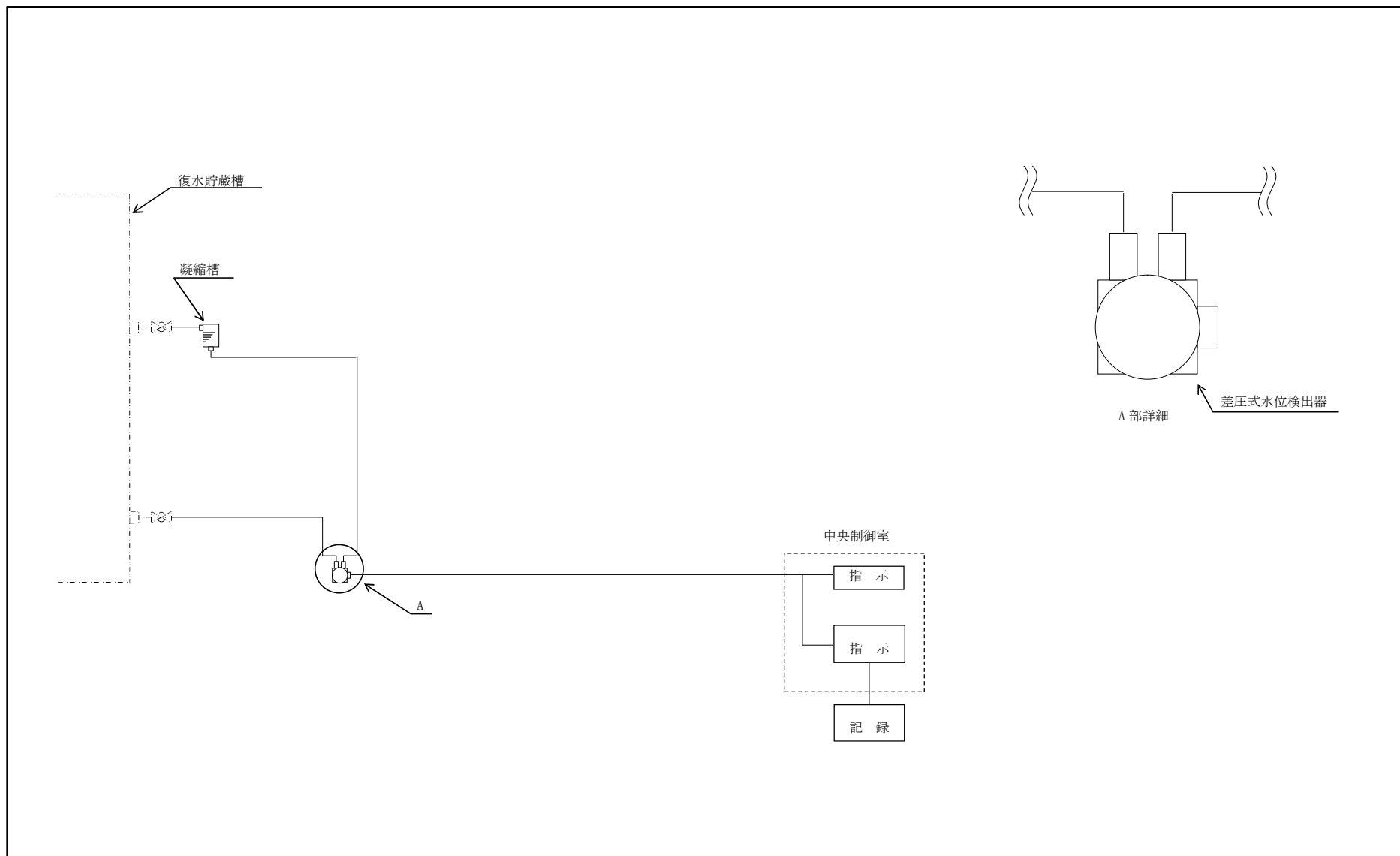


図 3-54 検出器の構造図（復水貯蔵槽水位（SA））

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

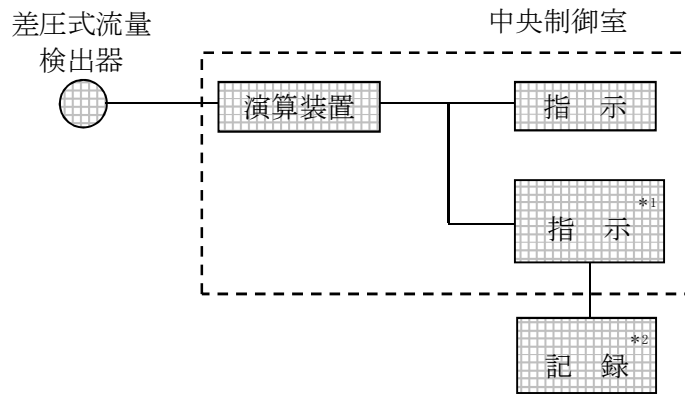
3.1.2「原子炉圧力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の圧力、温度又は流量（代替注水の流量を含む。）を計測する装置」の(6)に同じ。

(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

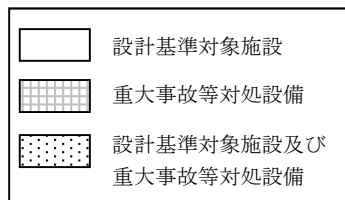


図3-55 復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）の概略構成図

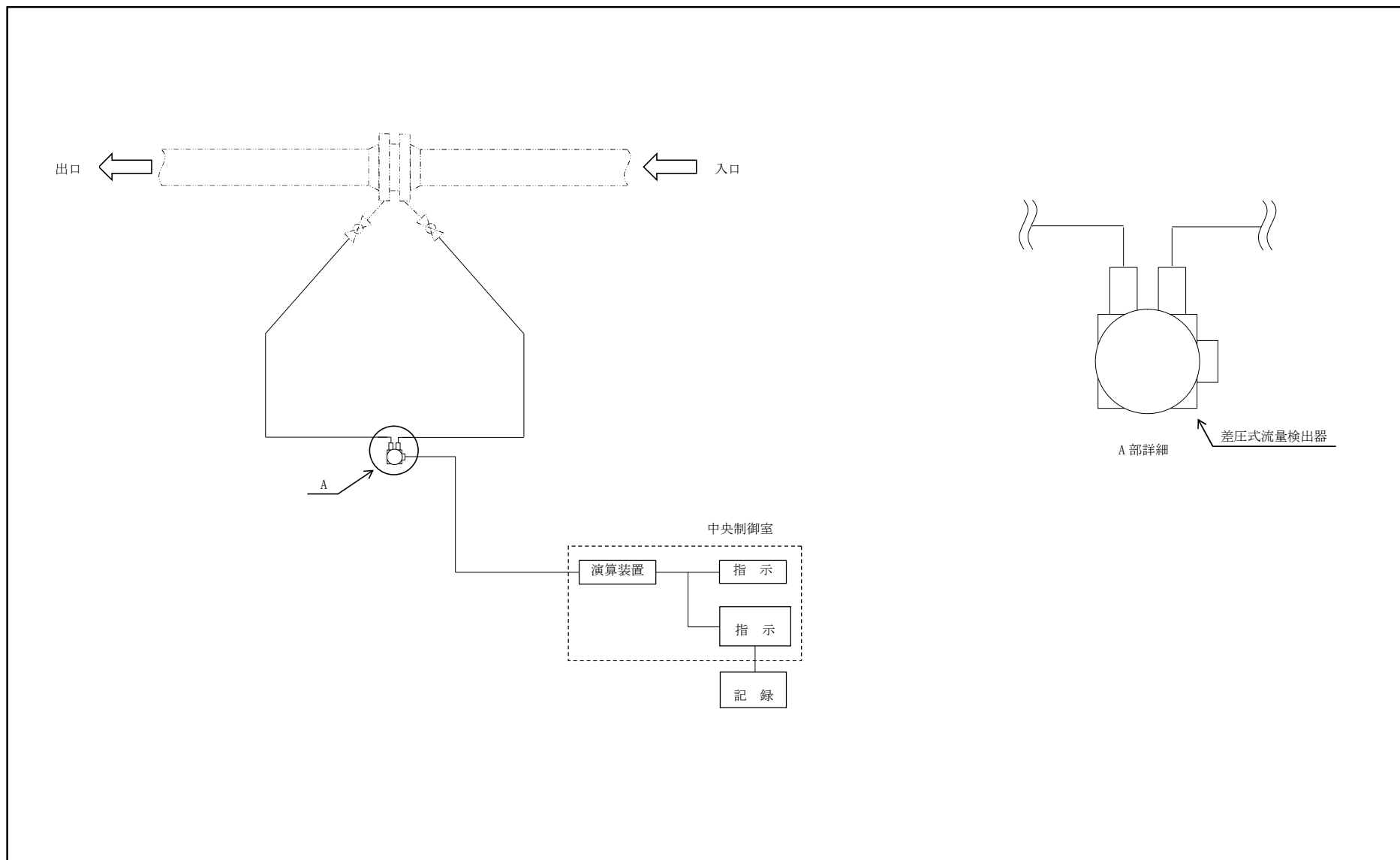
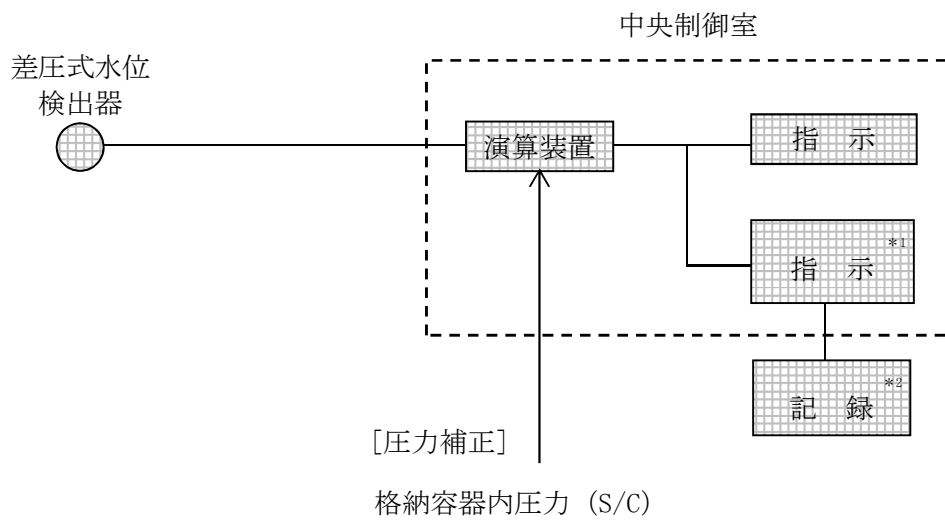


図 3-56 検出器の構造図 (復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量))

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

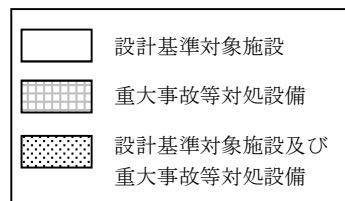


図3-57 サプレッションチェンバプール水位の概略構成図

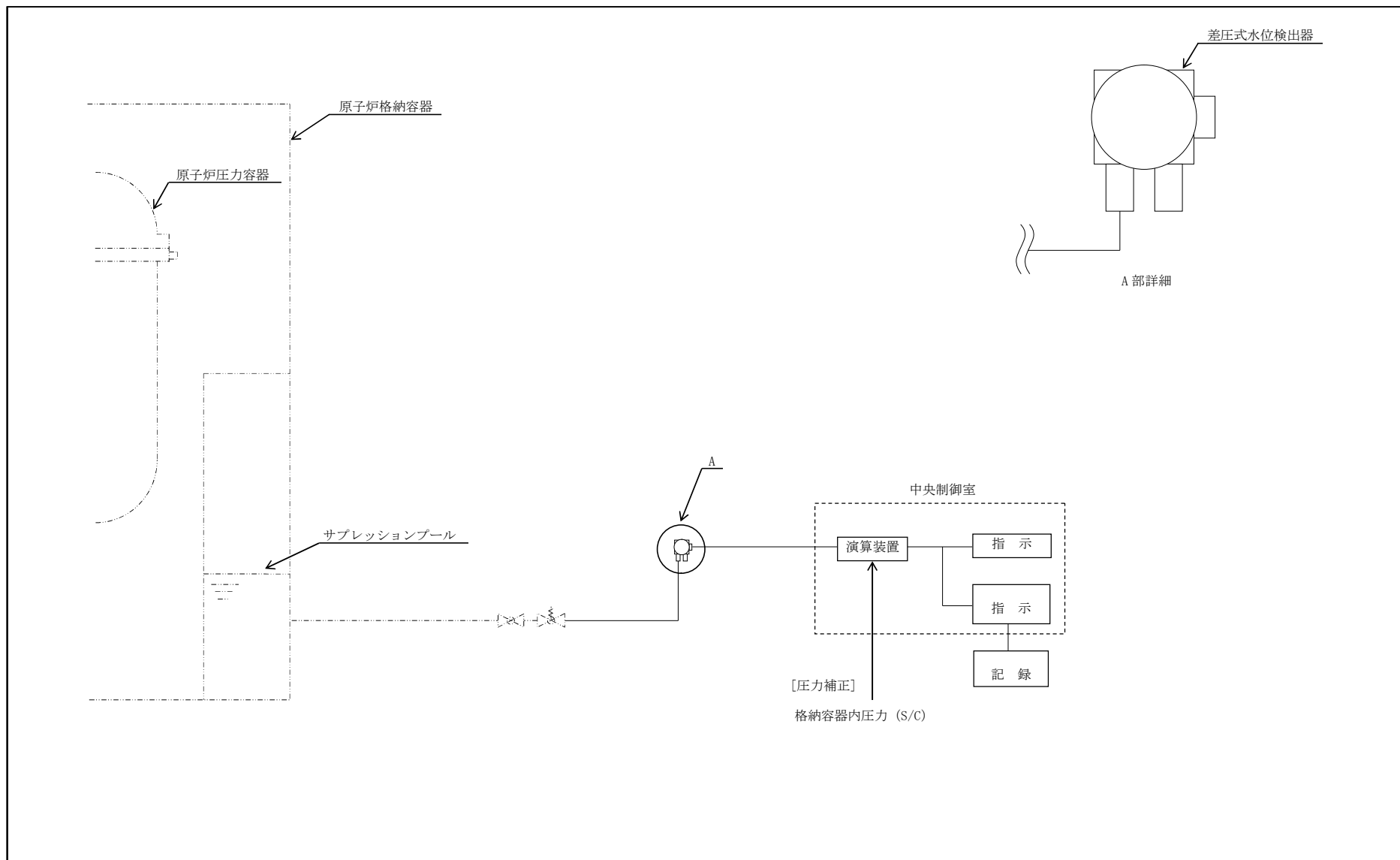
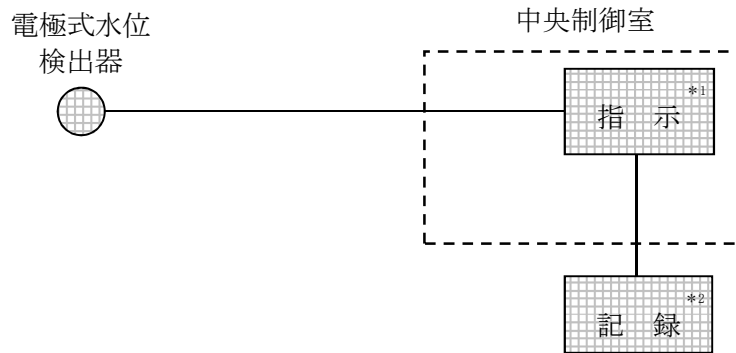


図 3-58 検出器の構造図 (サブプレッションチェンバプール水位)

(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

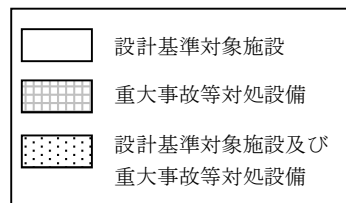


図 3-59 格納容器下部水位の概略構成図

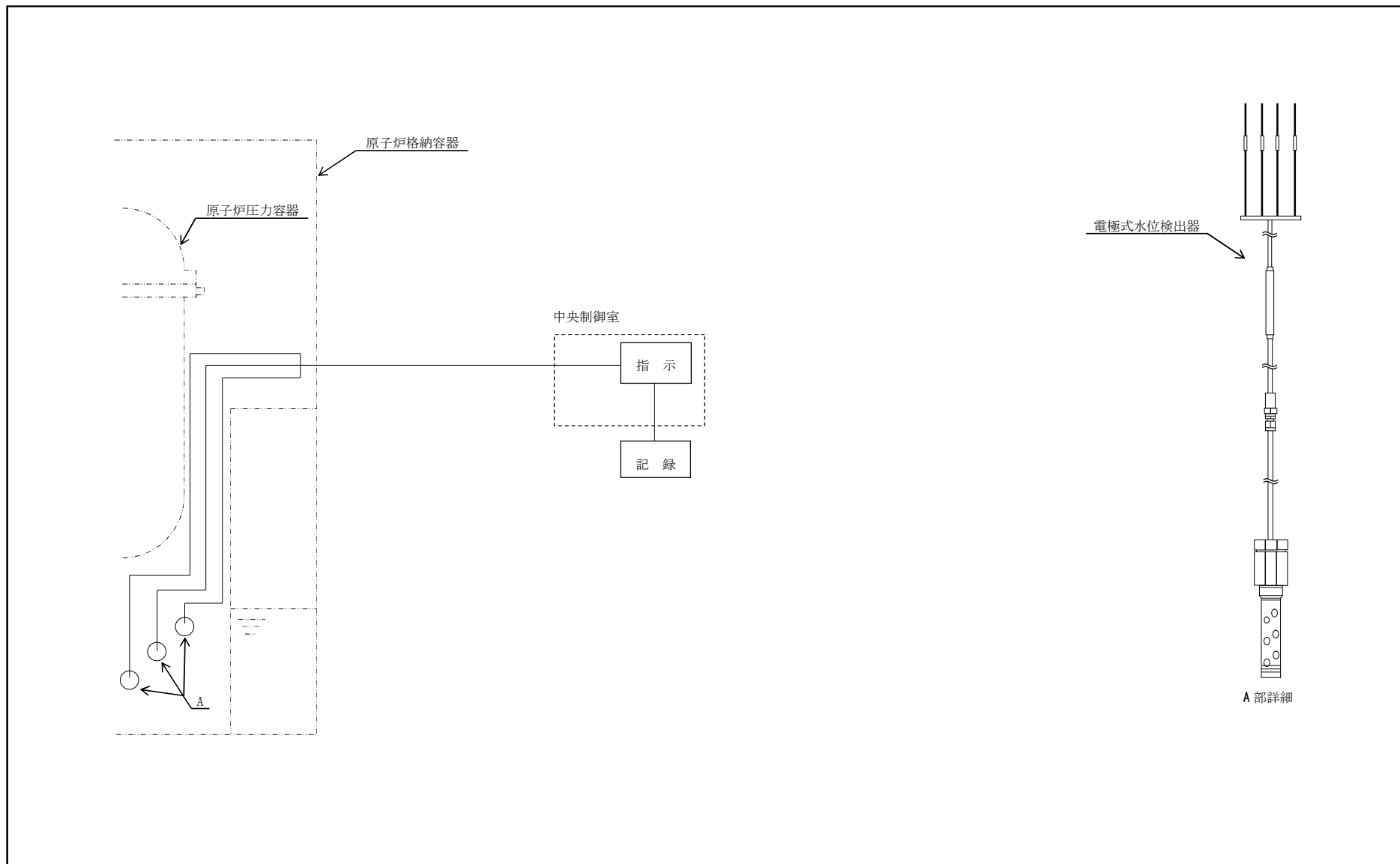


図 3-60 検出器の構造図 (格納容器下部水位)

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。

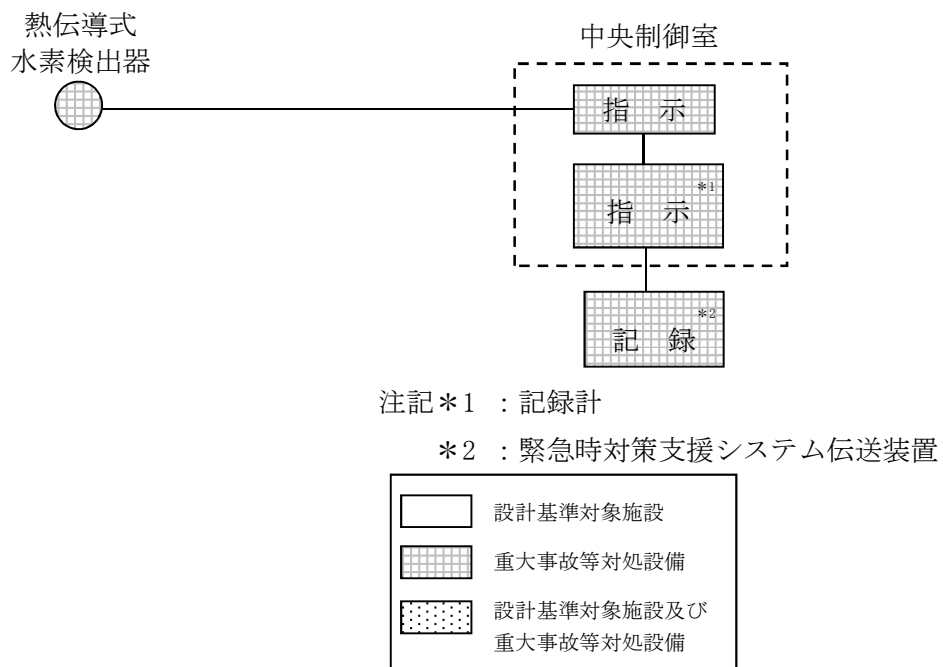
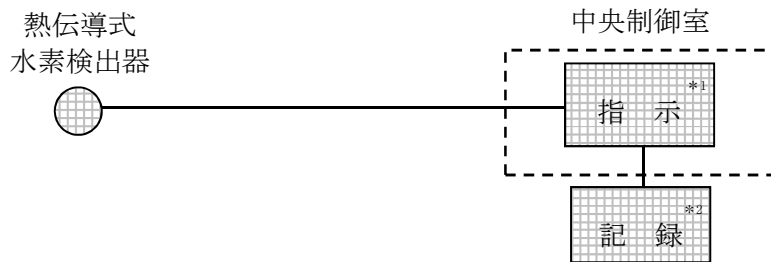


図 3-61 原子炉建屋水素濃度の概略構成図



注記*1 : 記録計

*2 : 緊急時対策支援システム伝送装置

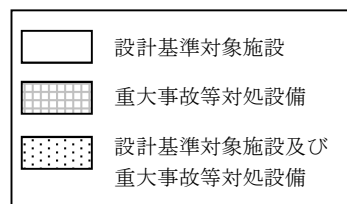


図 3-62 原子炉建屋水素濃度の概略構成図

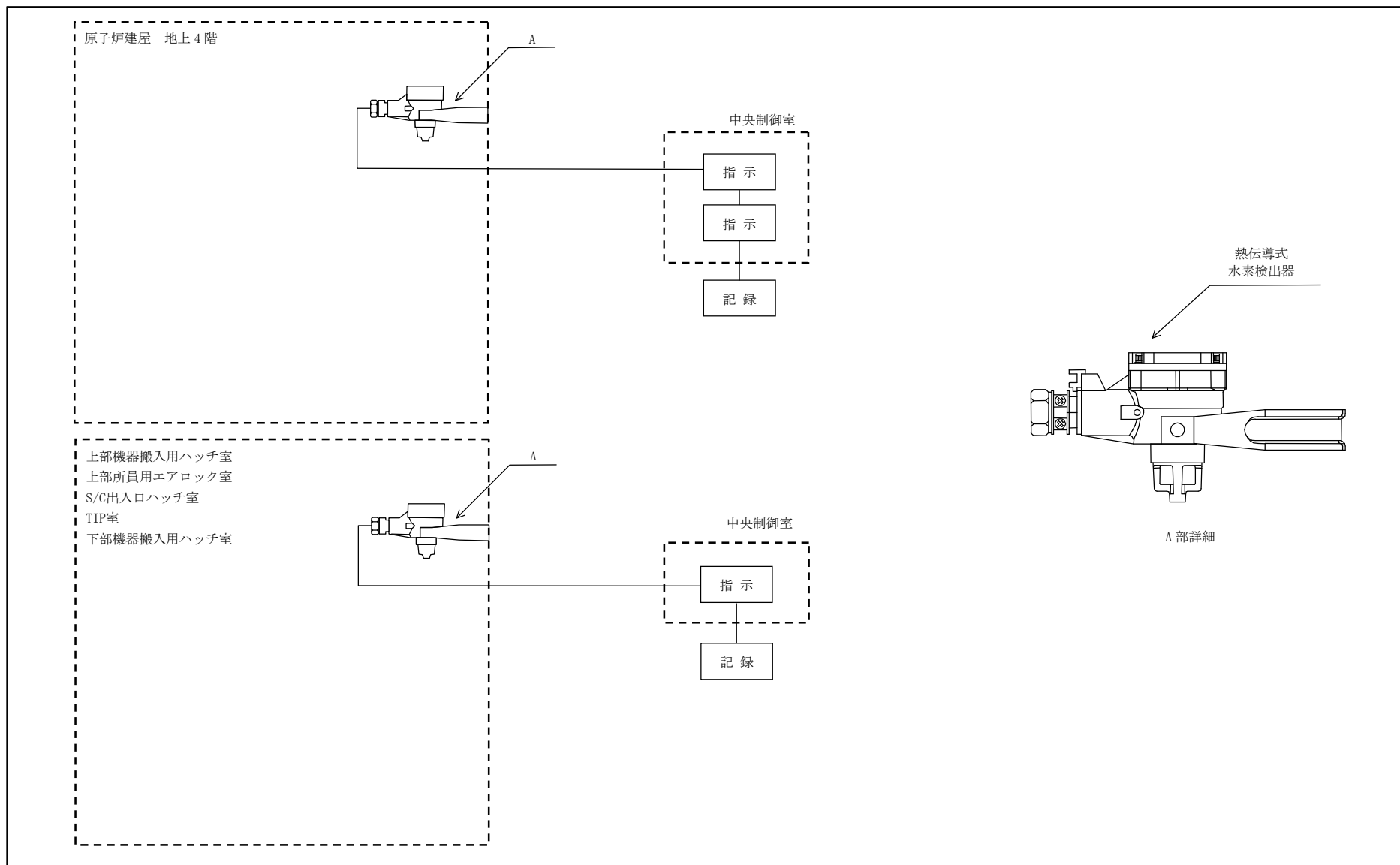
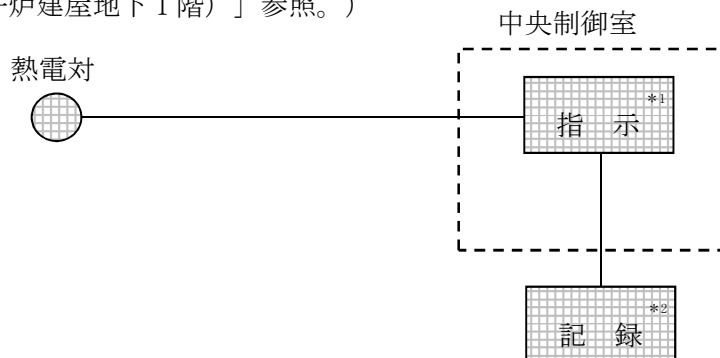


図 3-63 検出器の構造図 (原子炉建屋水素濃度)

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

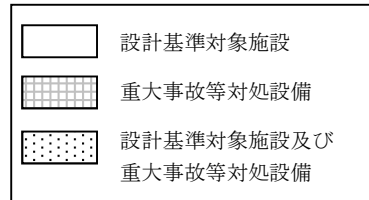


図3-64 原子炉圧力容器温度の概略構成図

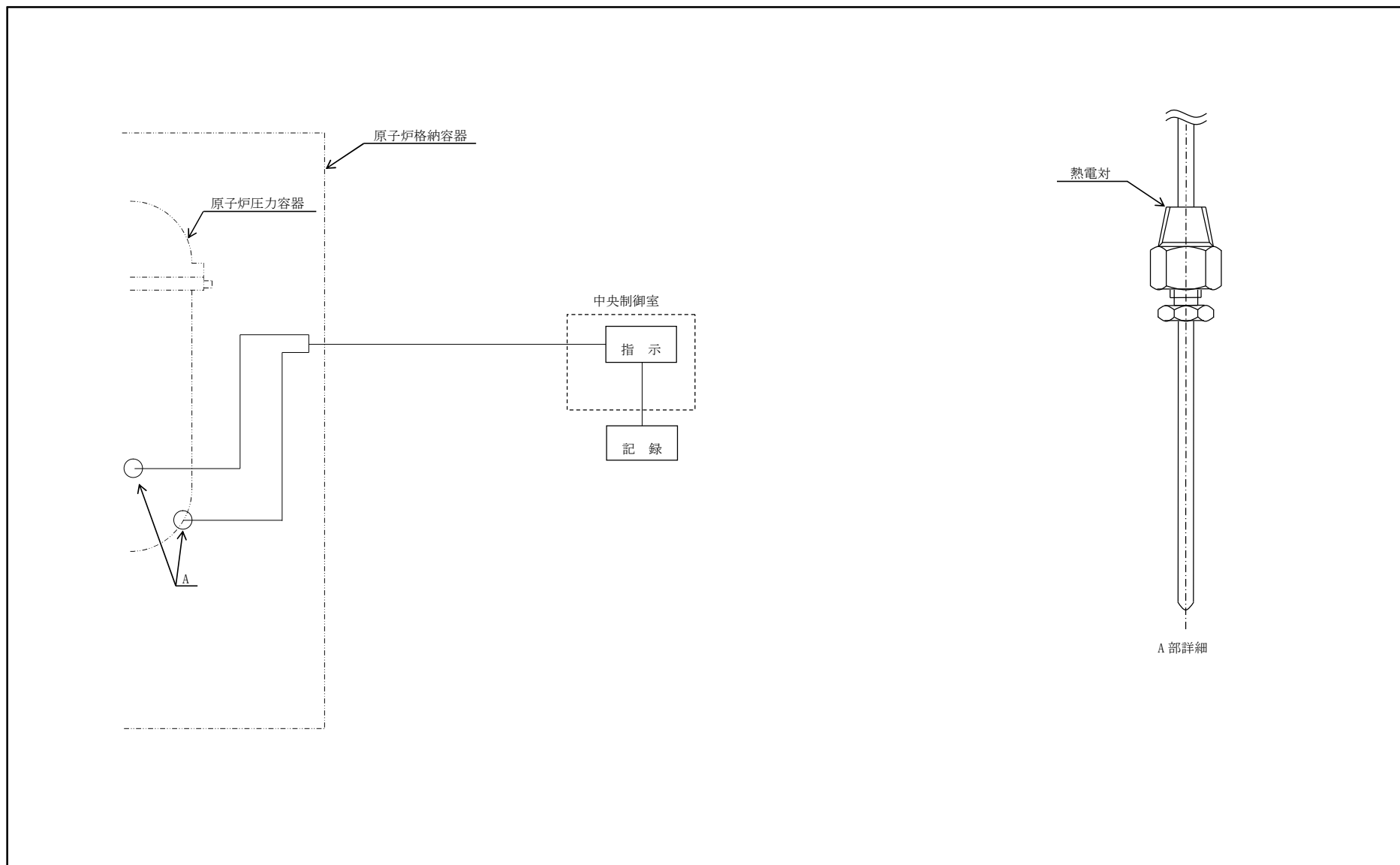
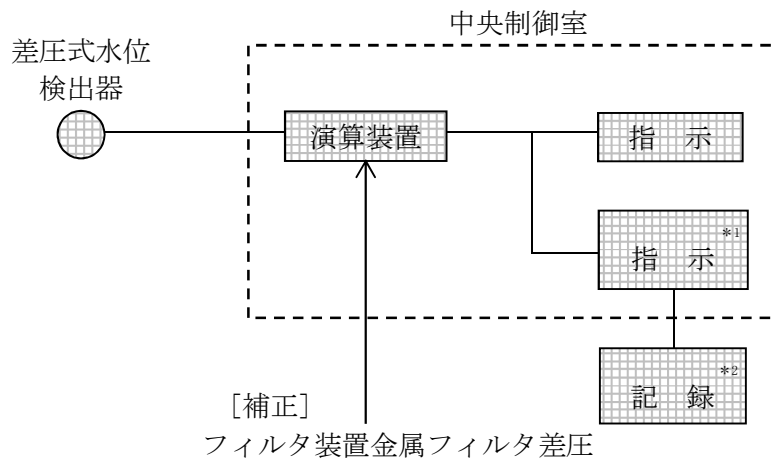


図 3-65 検出器の構造図 (原子炉压力容器温度)

(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

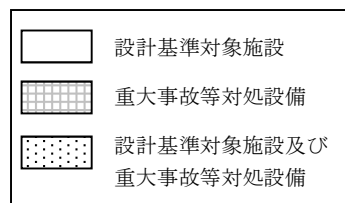


図3-66 フィルタ装置水位の概略構成図

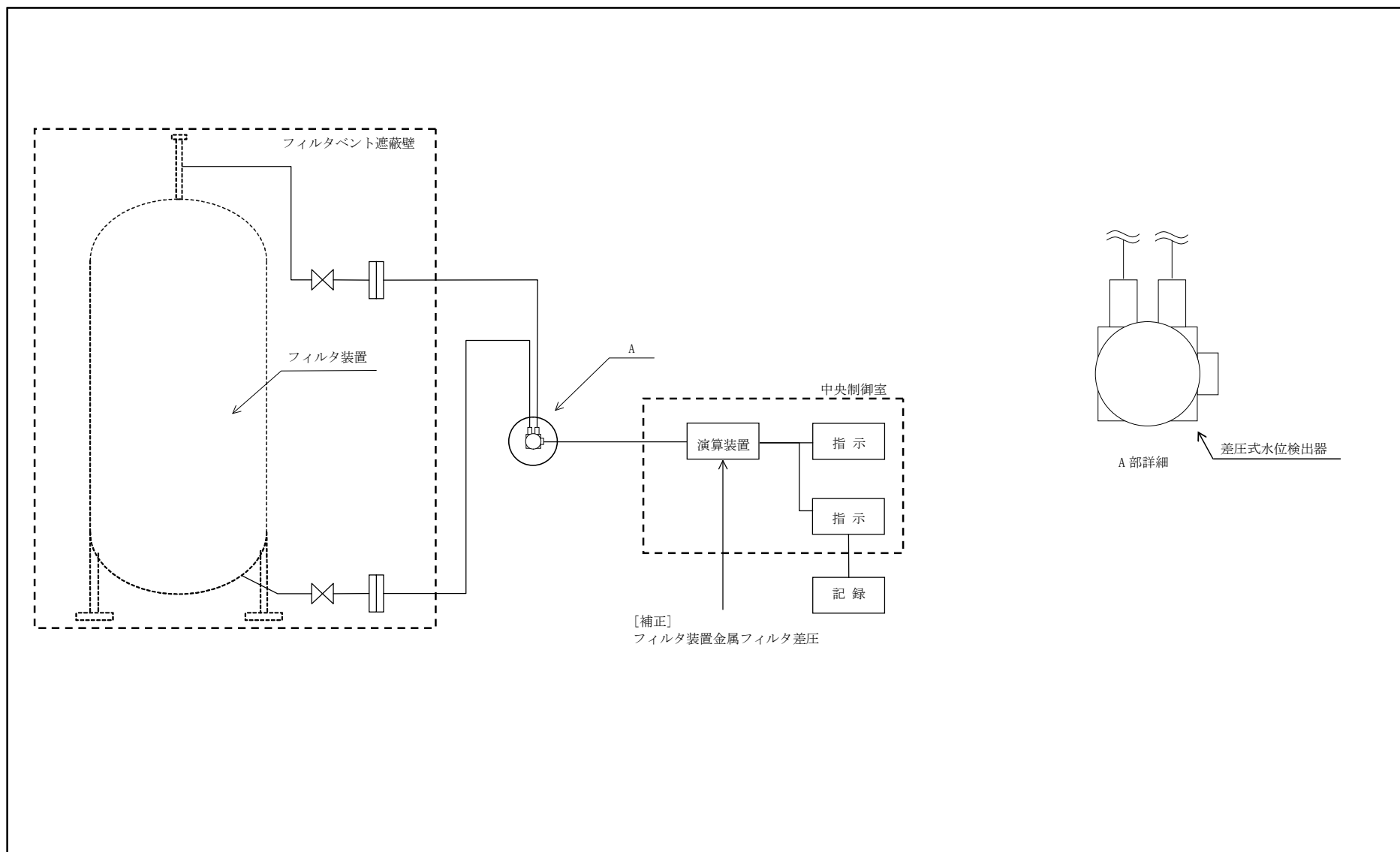
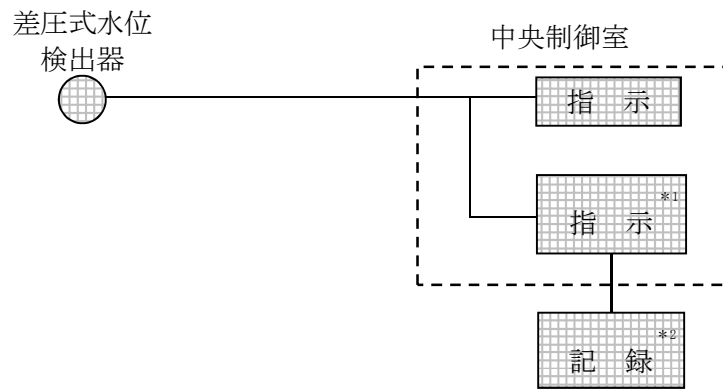


図 3-67 検出器の構造図 (フィルタ装置水位)

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

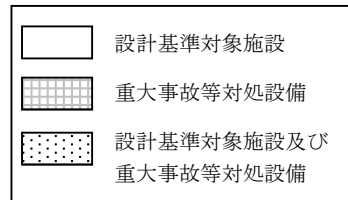


図 3-68 フィルタ装置水位の概略構成図

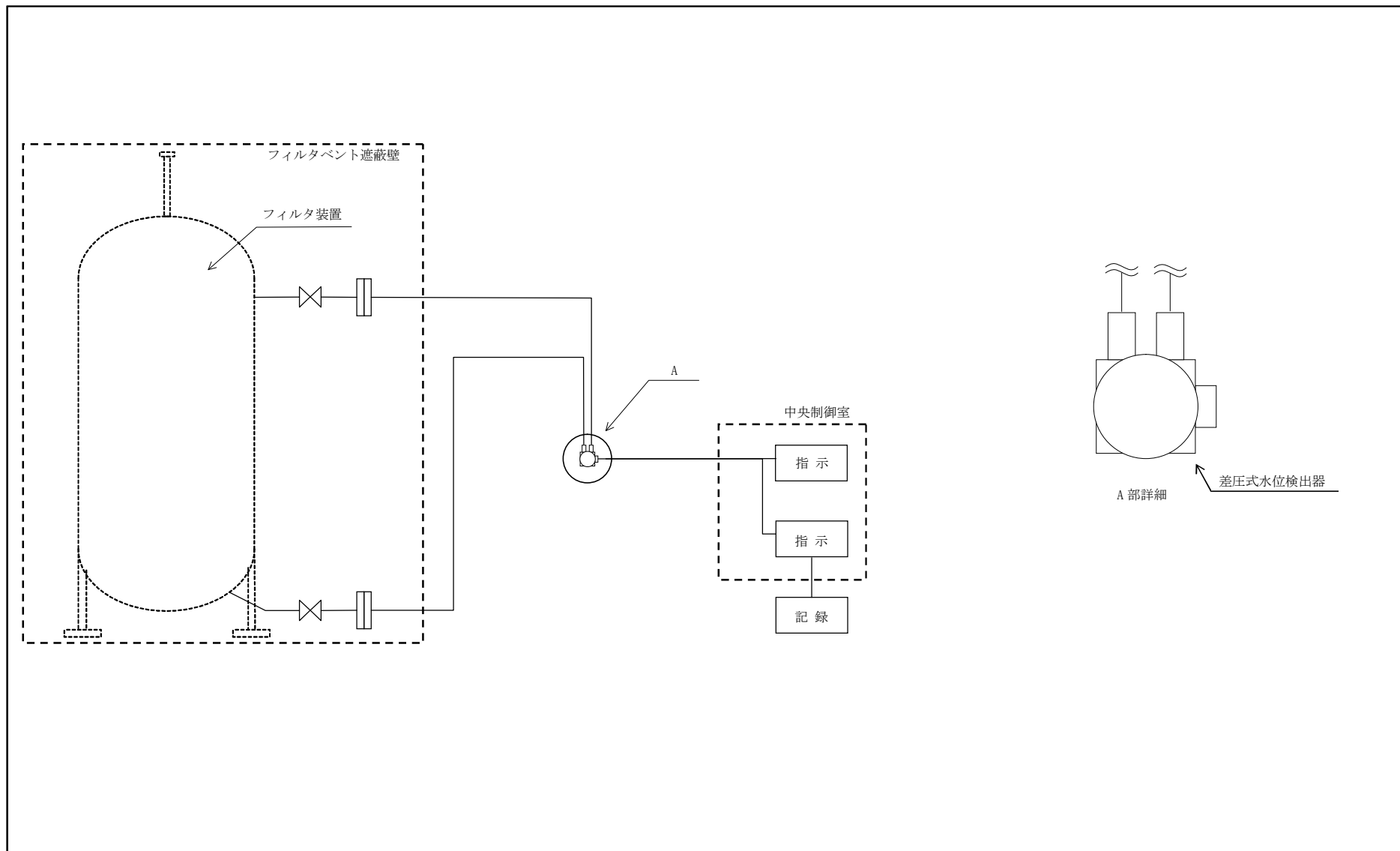
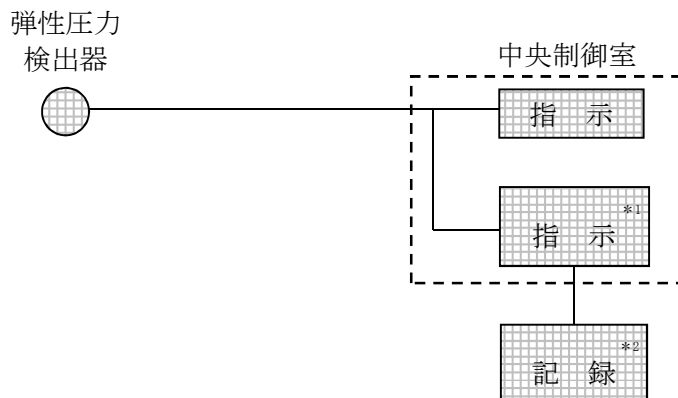


図 3-69 検出器の構造図 (フィルタ装置水位)

(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

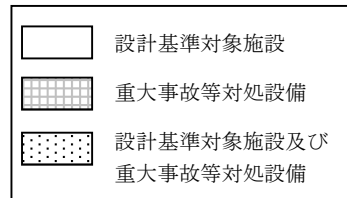


図 3-70 フィルタ装置入口圧力の概略構成図

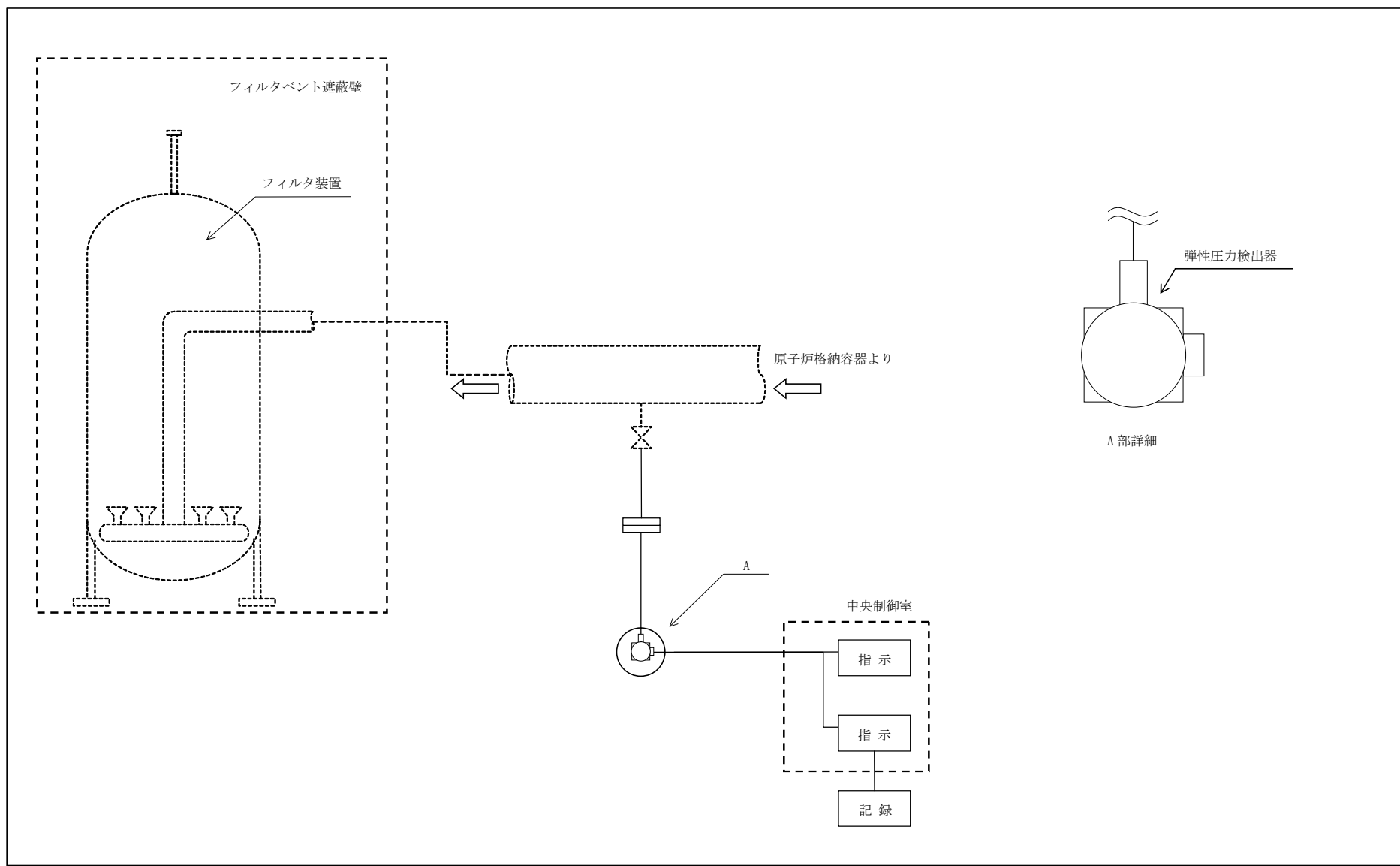
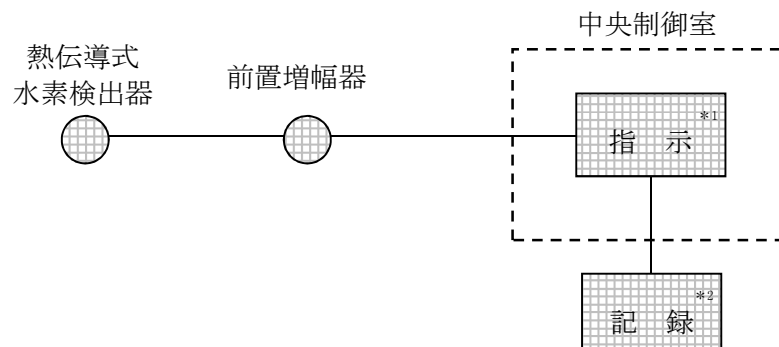


図 3-71 検出器の構造図 (フィルタ装置入口圧力)

(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

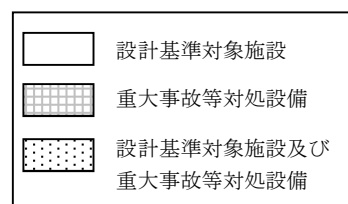


図3-72 フィルタ装置水素濃度の概略構成図

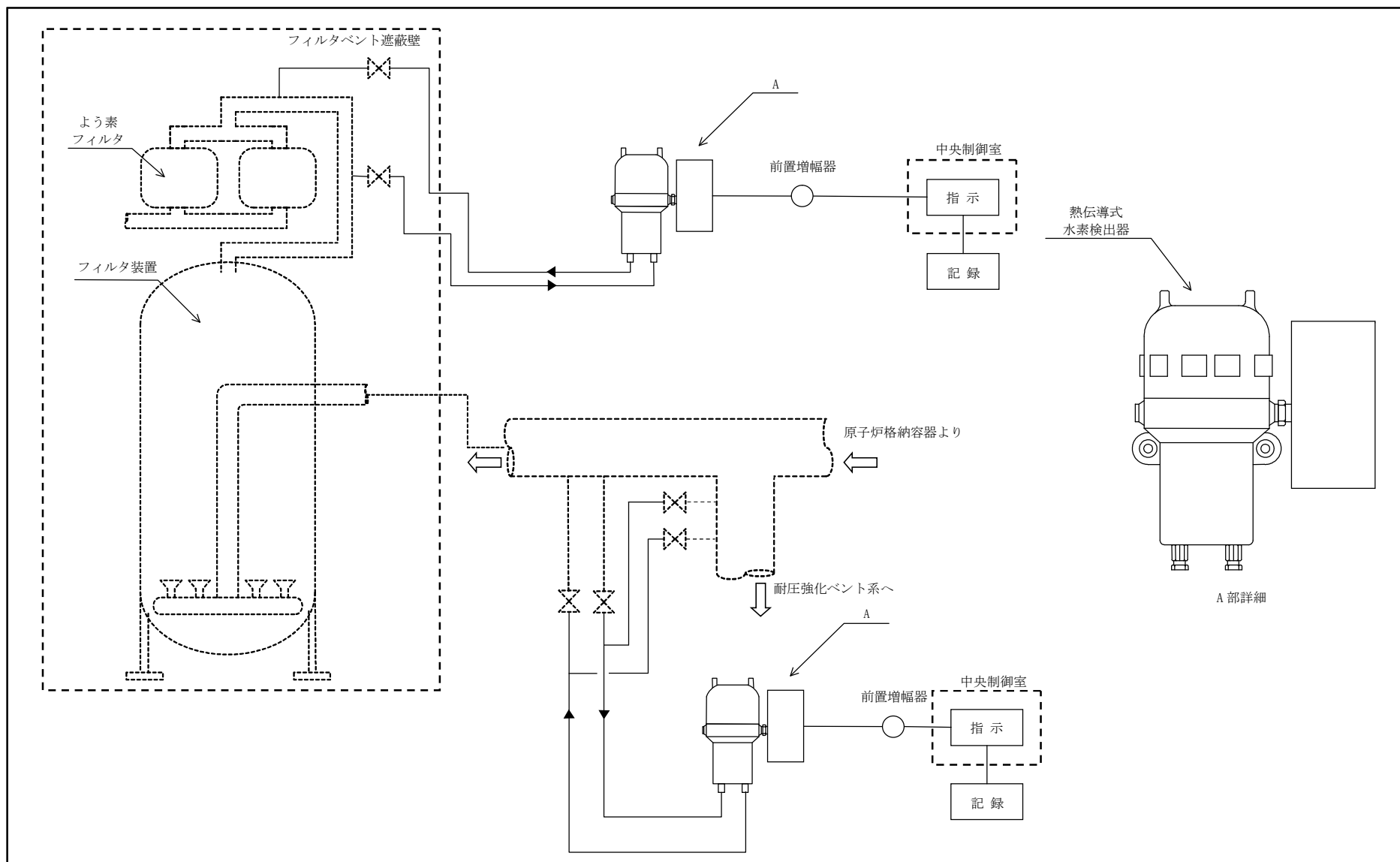
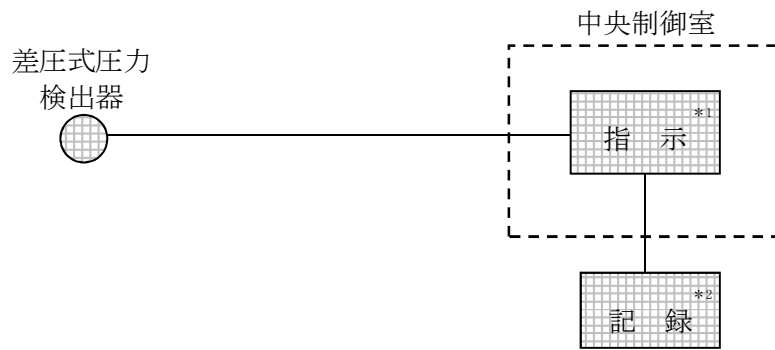


図 3-73 検出器の構造図 (フィルタ装置水素濃度)

(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

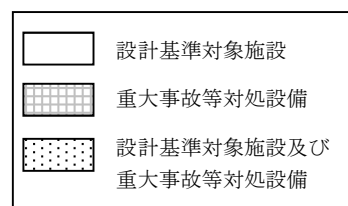


図3-74 フィルタ装置金属フィルタ差圧の概略構成図

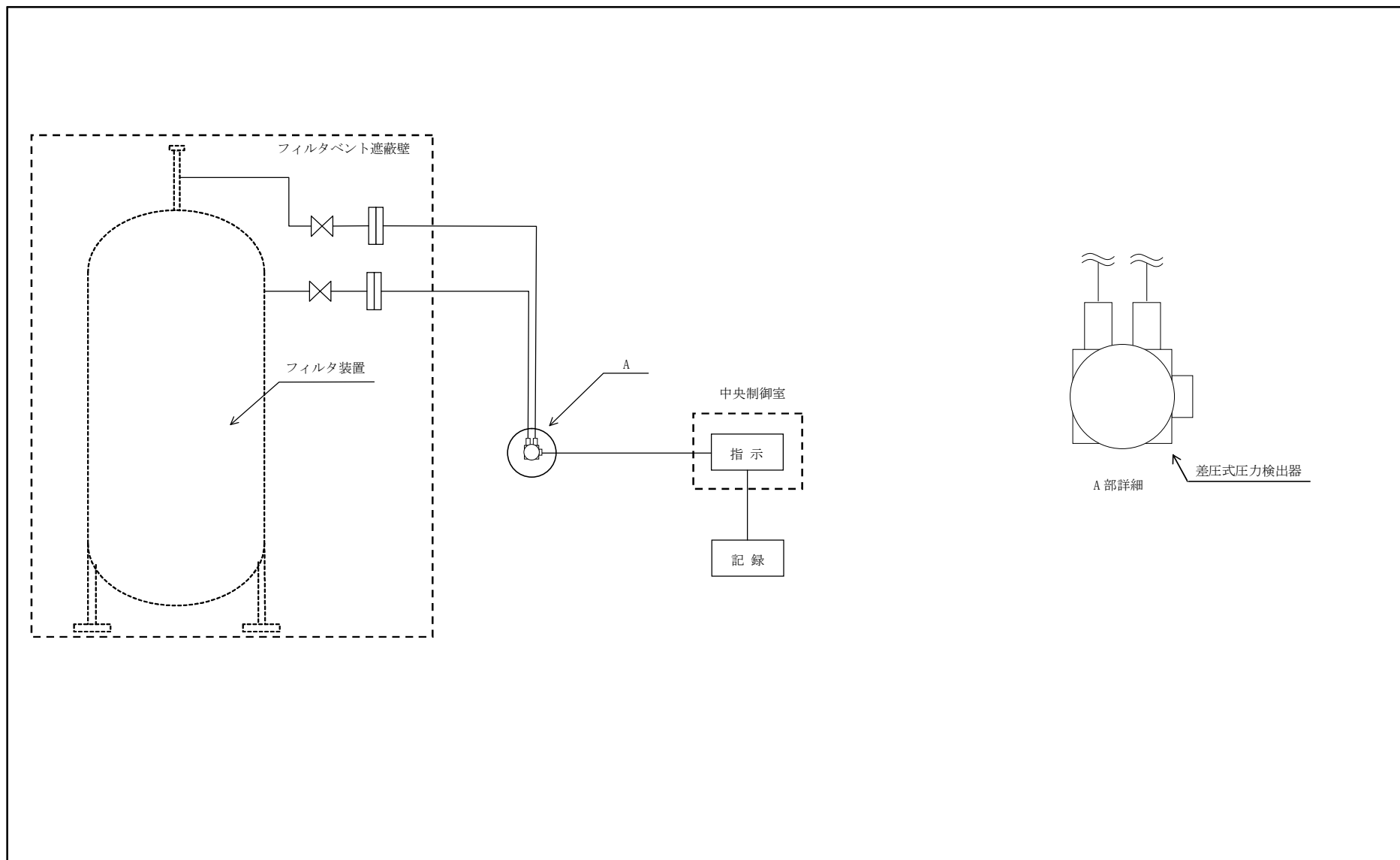
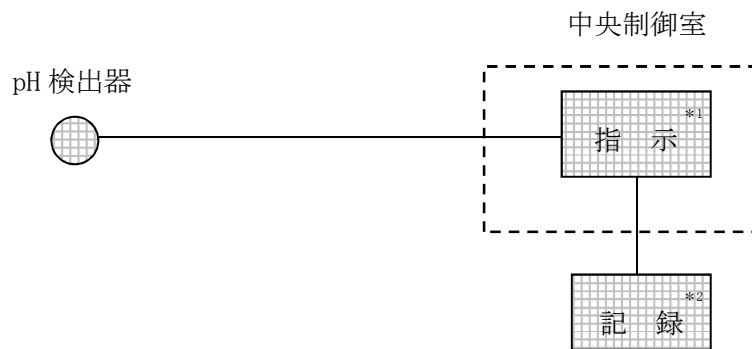


図 3-75 検出器の構造図 (フィルタ装置金属フィルタ差圧)

(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

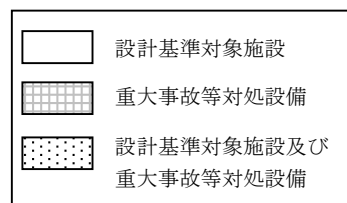


図 3-76 フィルタ装置スクラバ水 pH の概略構成図

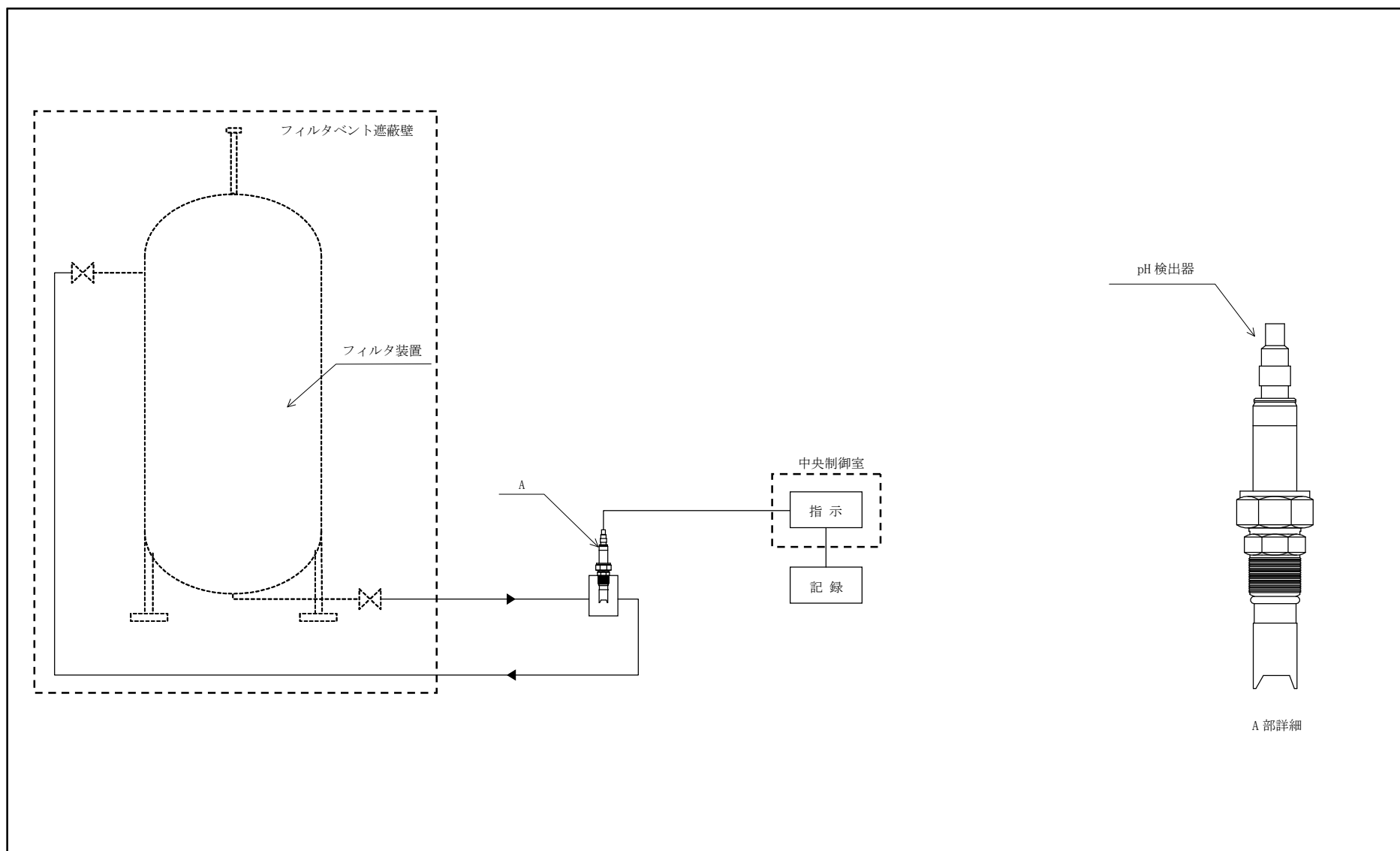
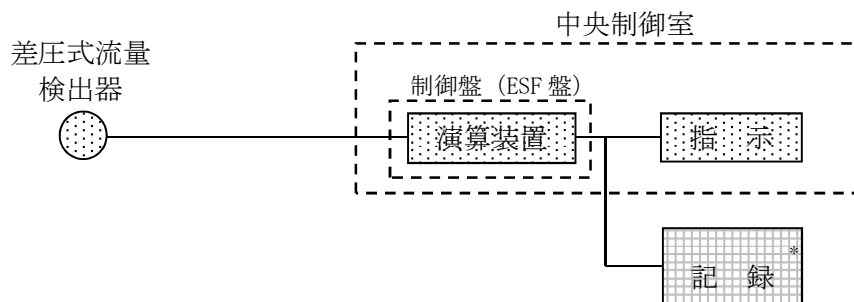


図 3-77 検出器の構造図 (フィルタ装置スクラバ水 pH)

(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

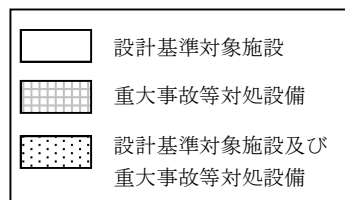


図 3-78 原子炉補機冷却水系系統流量の概略構成図

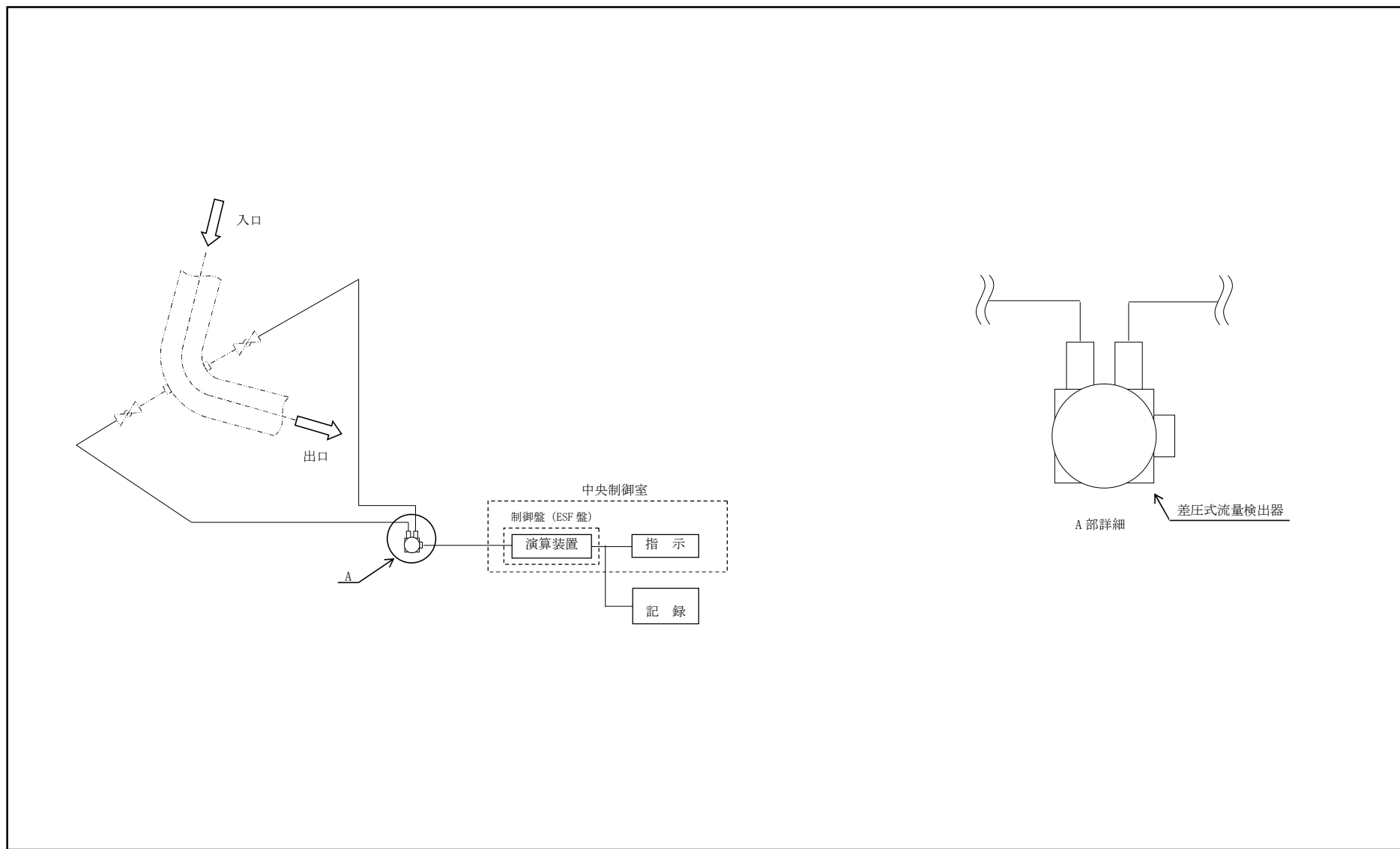
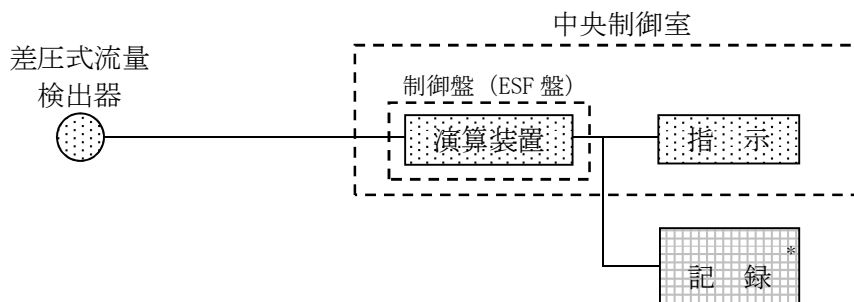


図 3-79 検出器の構造図 (原子炉補機冷却水系系統流量)

(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

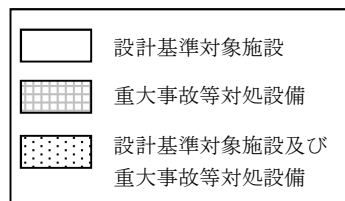


図 3-80 残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量の概略構成図

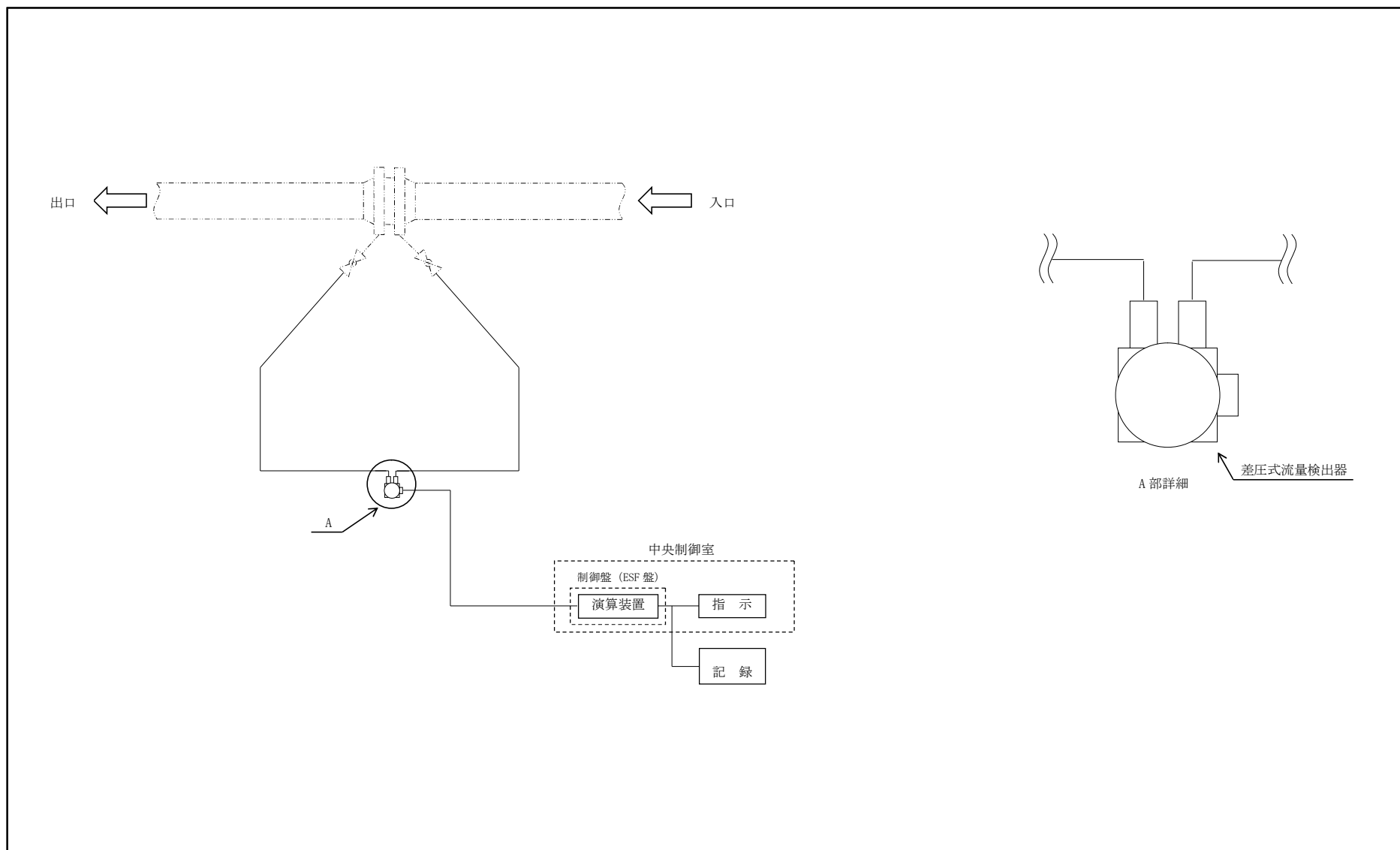
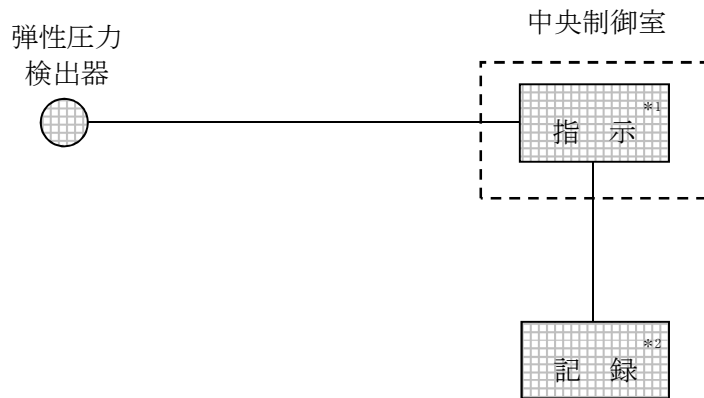


図 3-81 検出器の構造図 (残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量)

(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

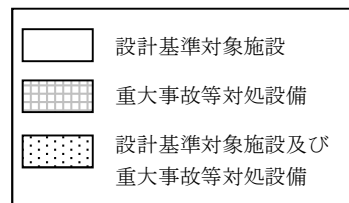


図 3-82 復水移送ポンプ吐出圧力の概略構成図

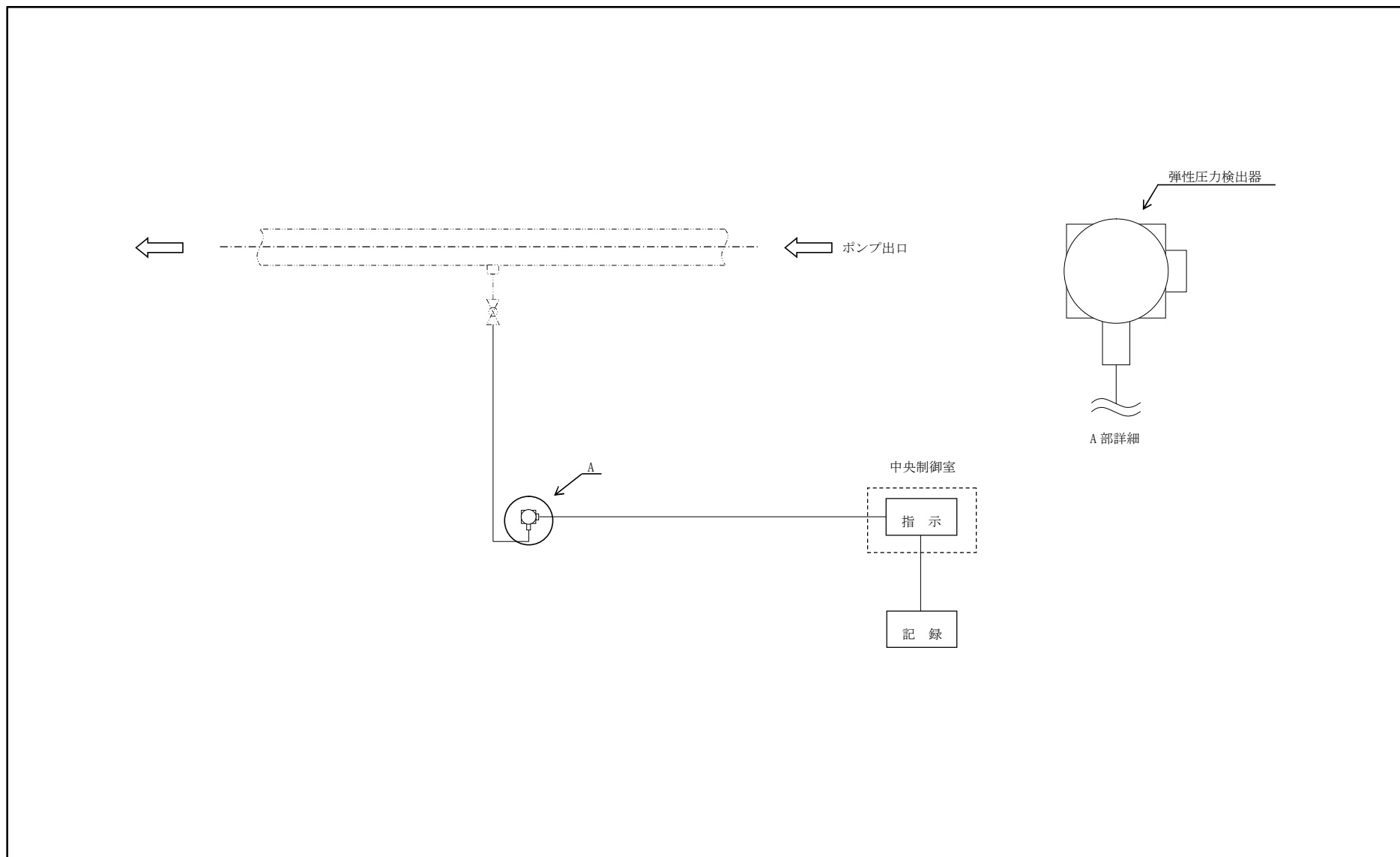


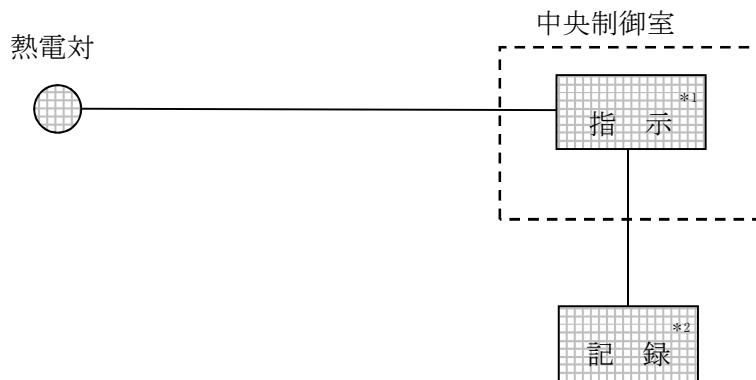
図 3-83 検出器の構造図 (復水移送ポンプ吐出圧力)

(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

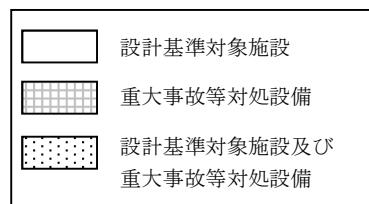


図3-84 静的触媒式水素再結合器 動作監視装置の概略構成図

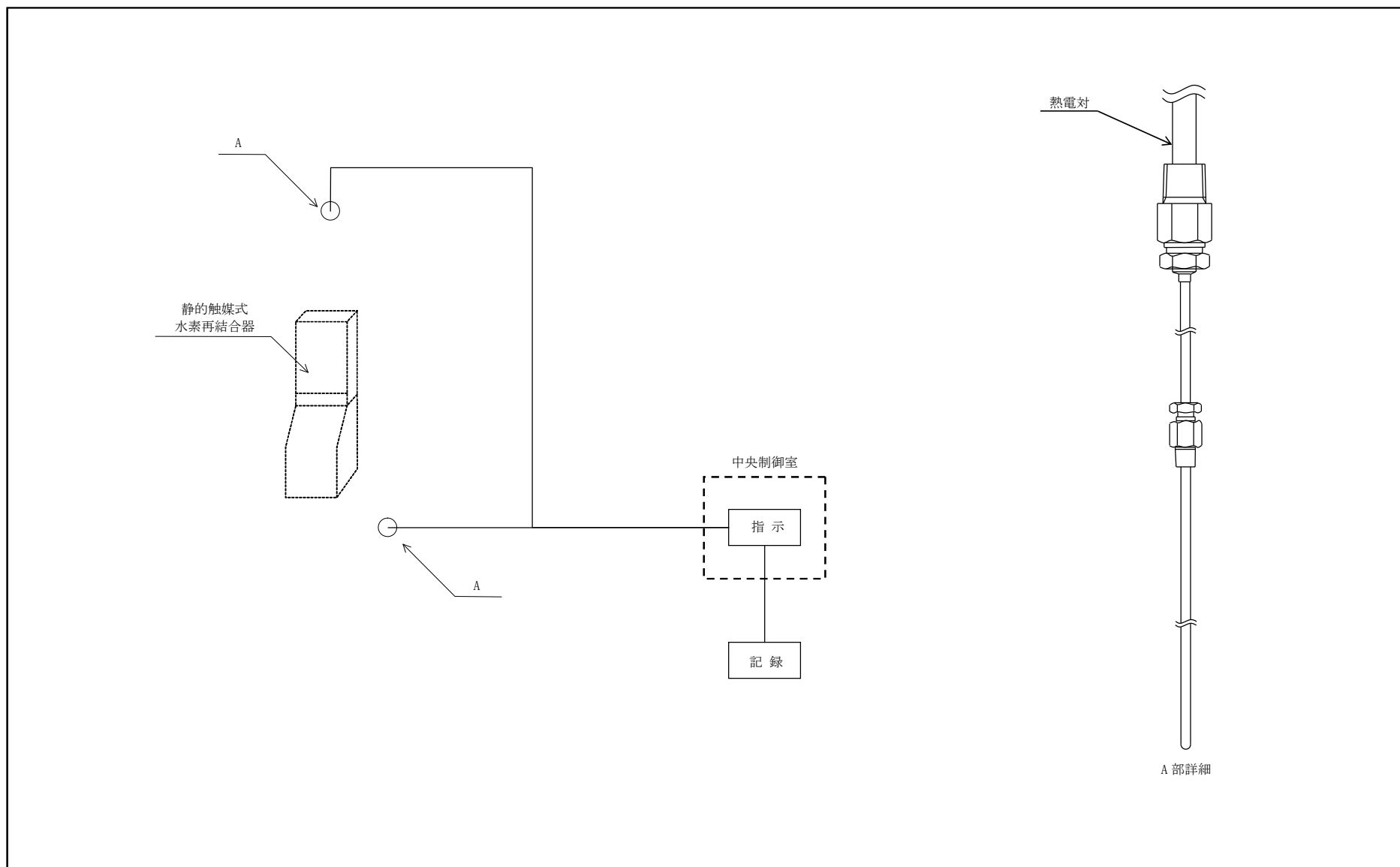


図 3-85 検出器の構造図 (静的触媒式水素再結合器 動作監視装置)

(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。）

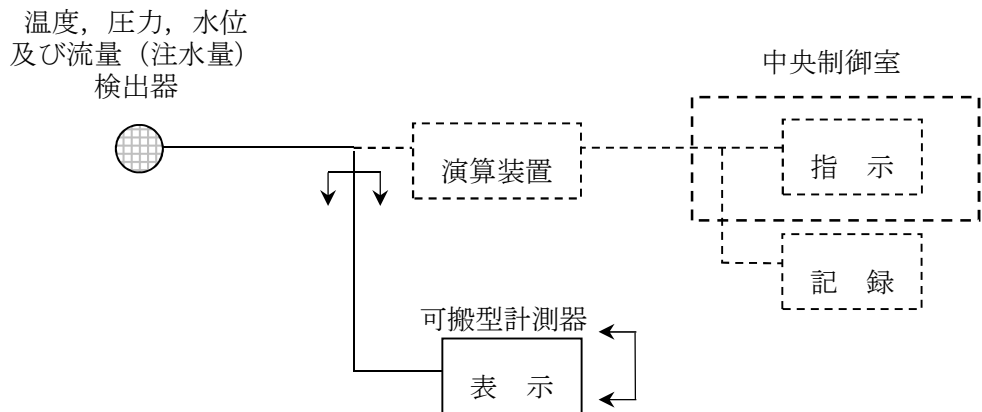
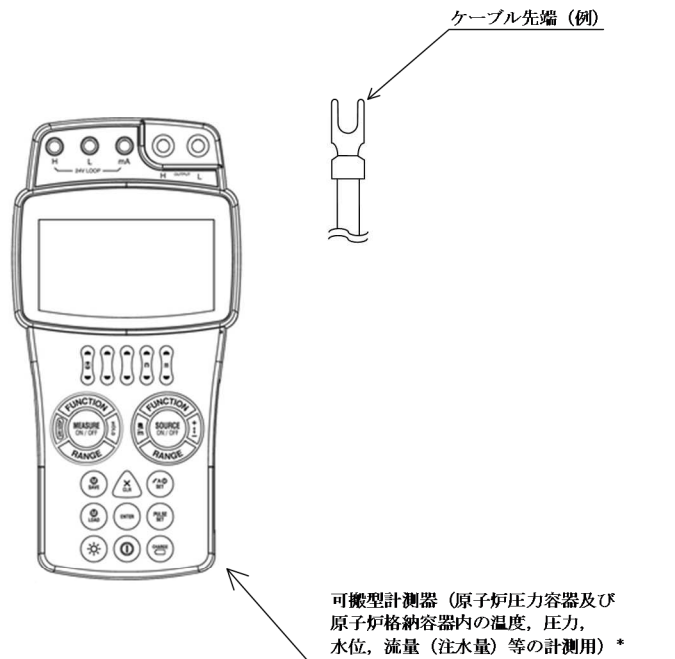


図 3-86 可搬型計測器の概略構成図



注記* : 可搬型計測器 (原子炉压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)	—

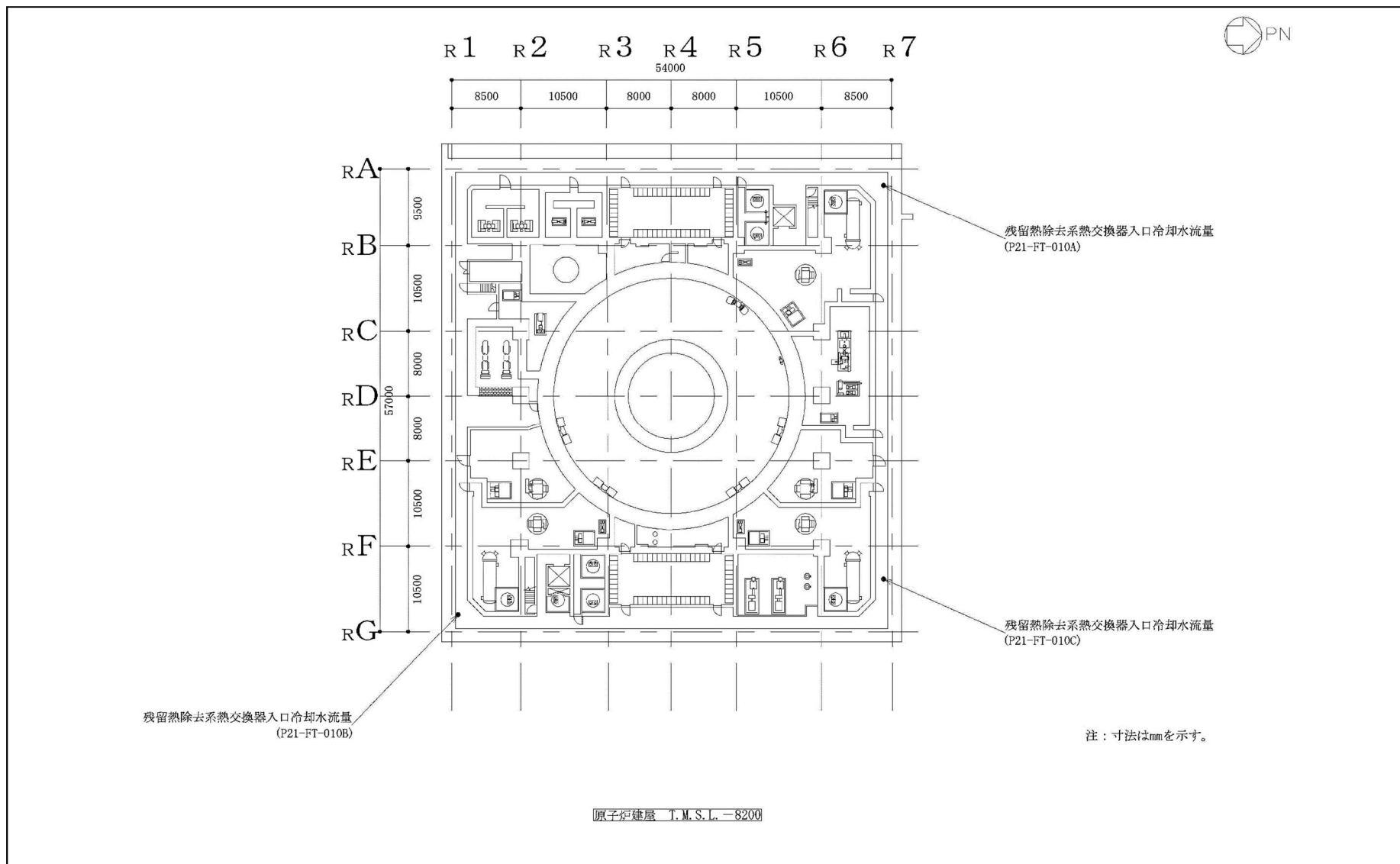


図3-88 検出器の取付箇所を明示した図面（原子炉建屋地下3階）

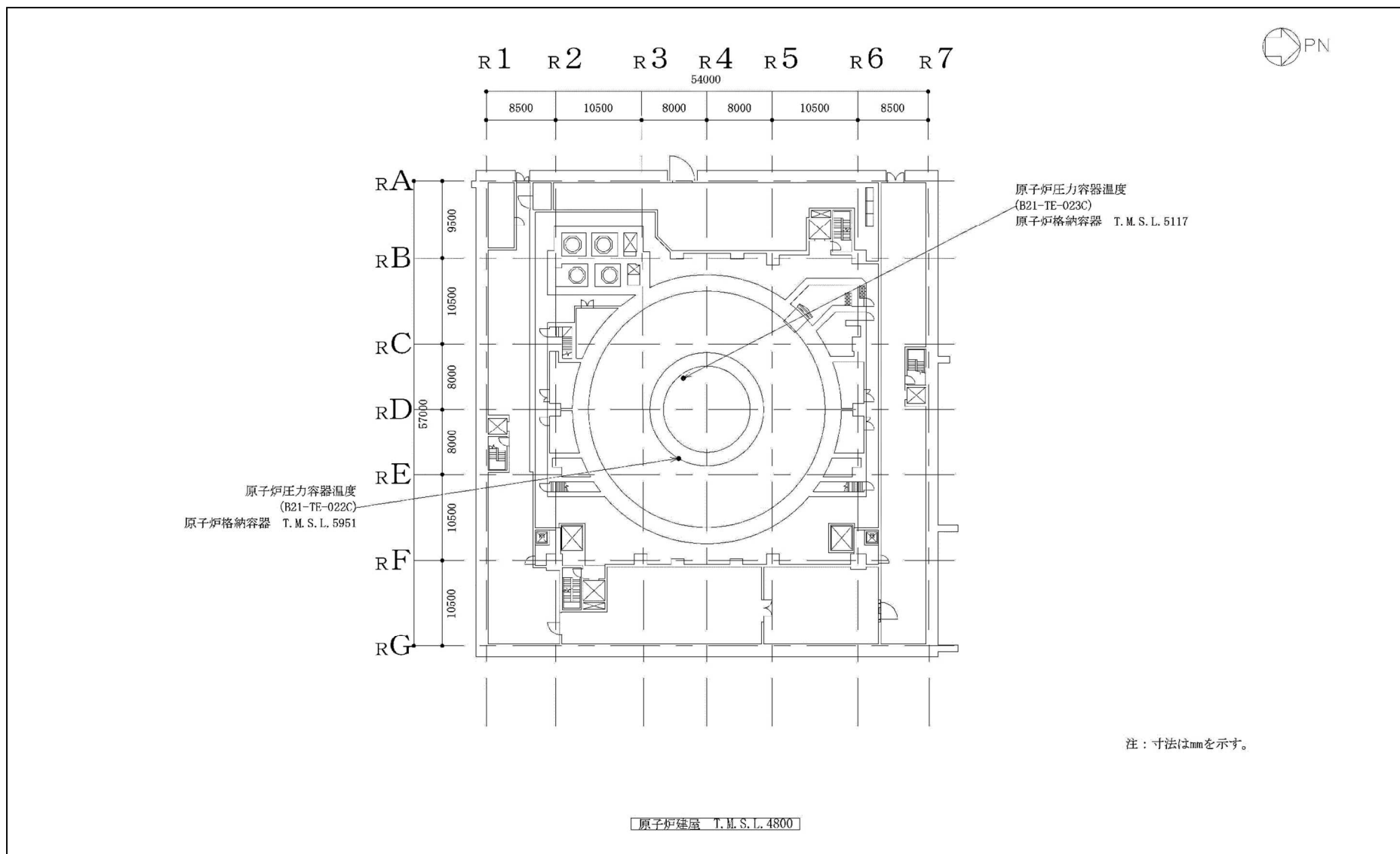


図 3-89 検出器の取付箇所を明示した図面 (原子炉建屋地下 1 階)

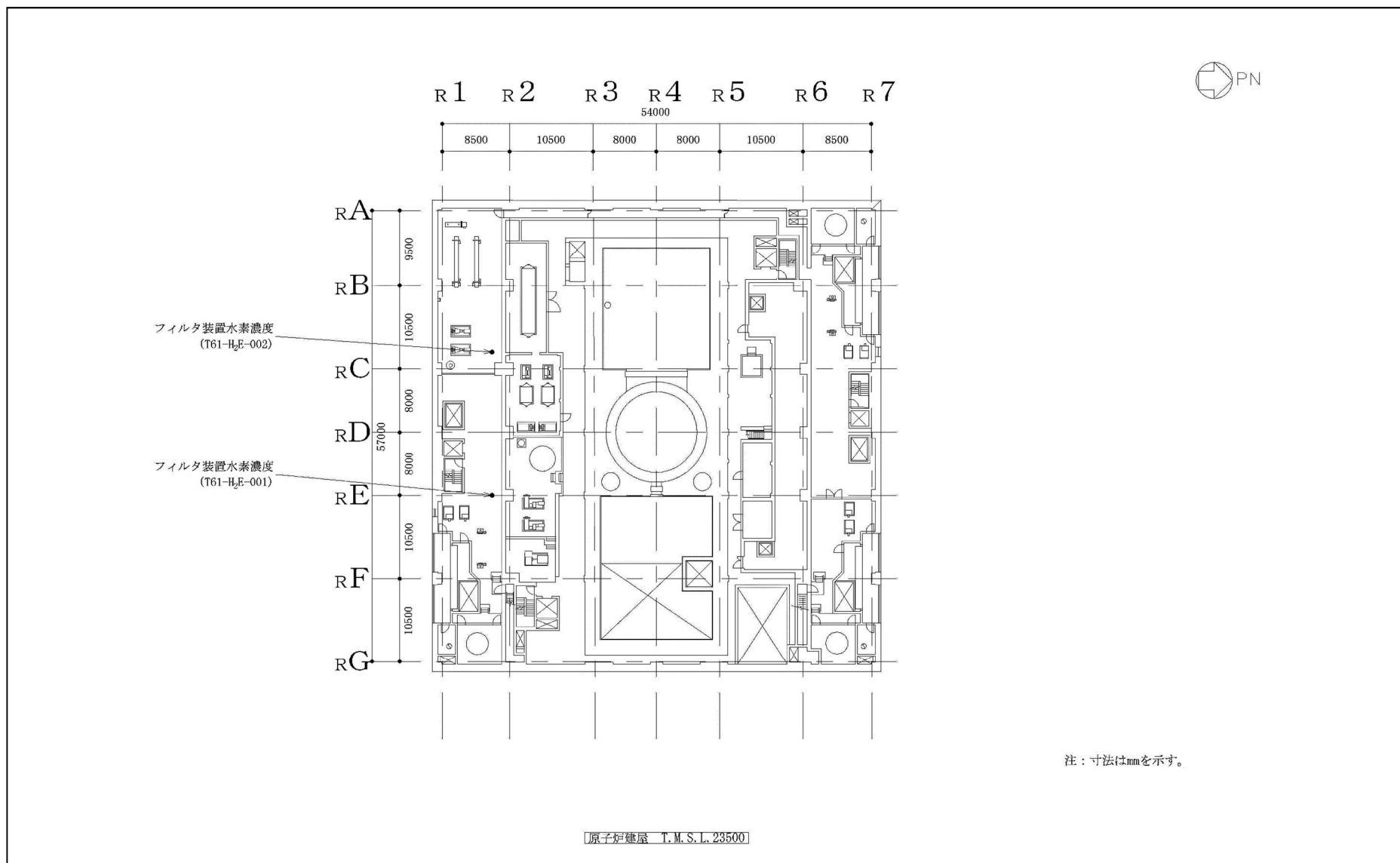


図3-90 検出器の取付箇所を明示した図面（原子炉建屋地上3階）

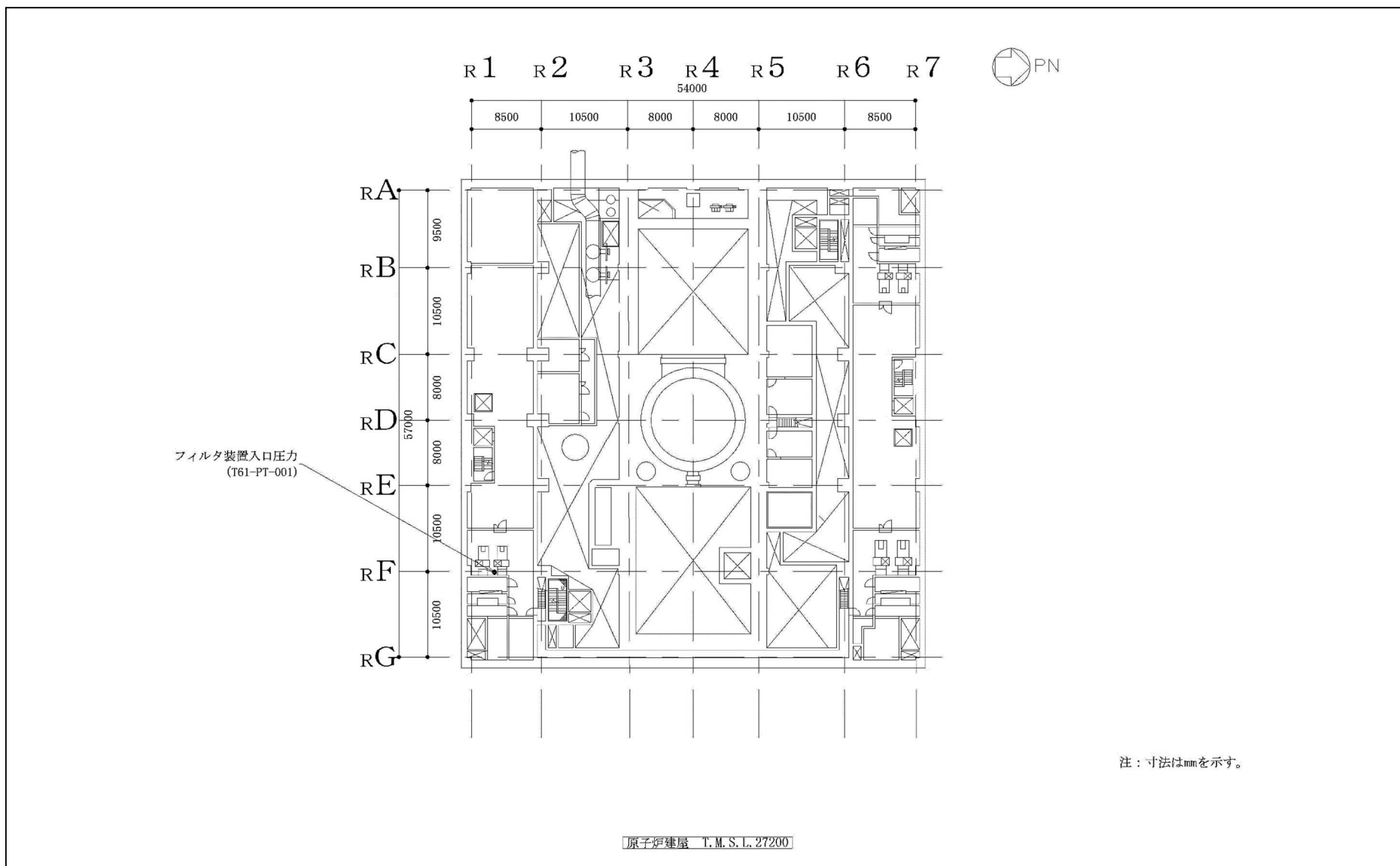


図 3-91 検出器の取付箇所を明示した図面 (原子炉建屋地上中 3 階)

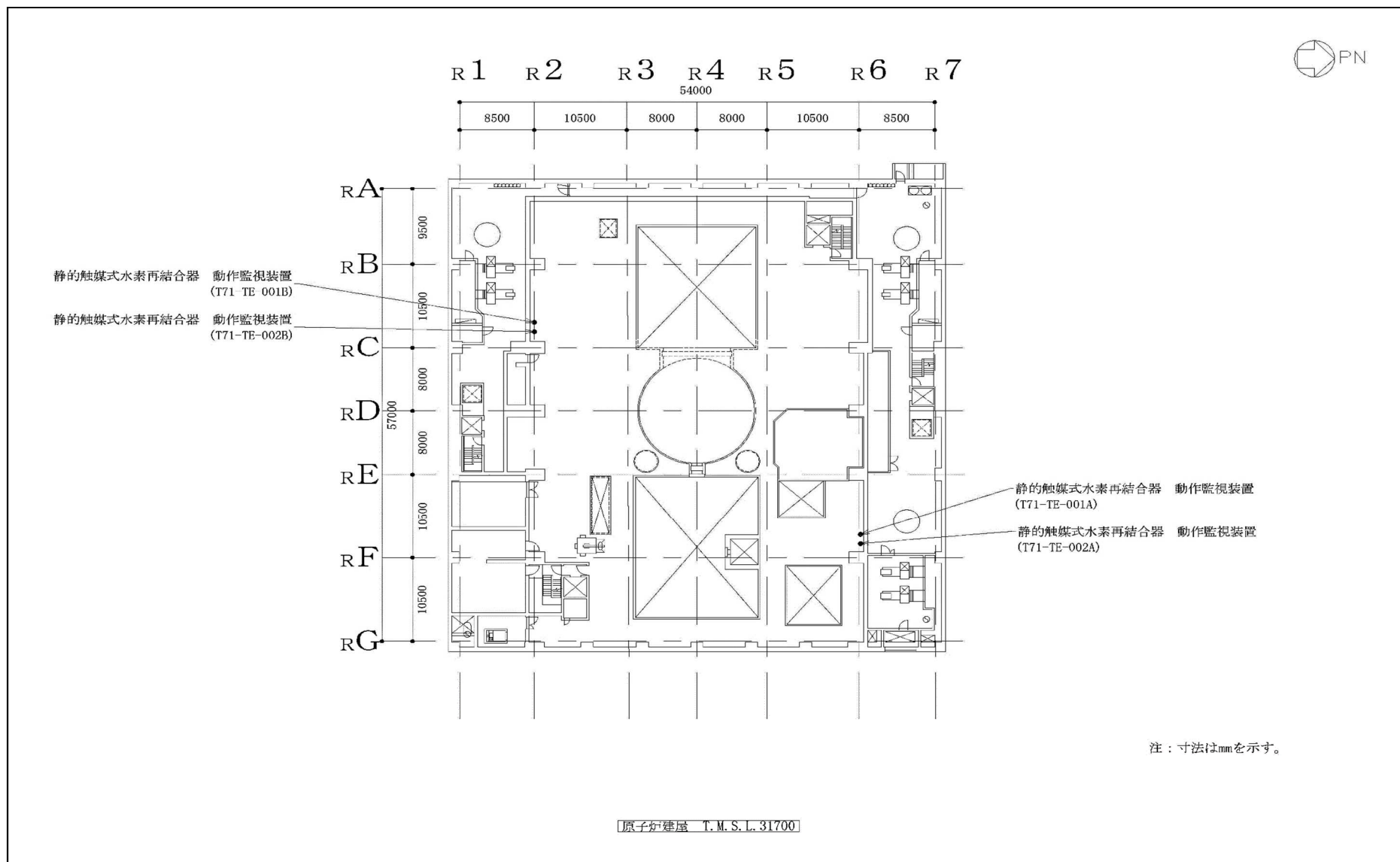


図 3-92 検出器の取付箇所を明示した図面 (原子炉建屋地上 4 階)

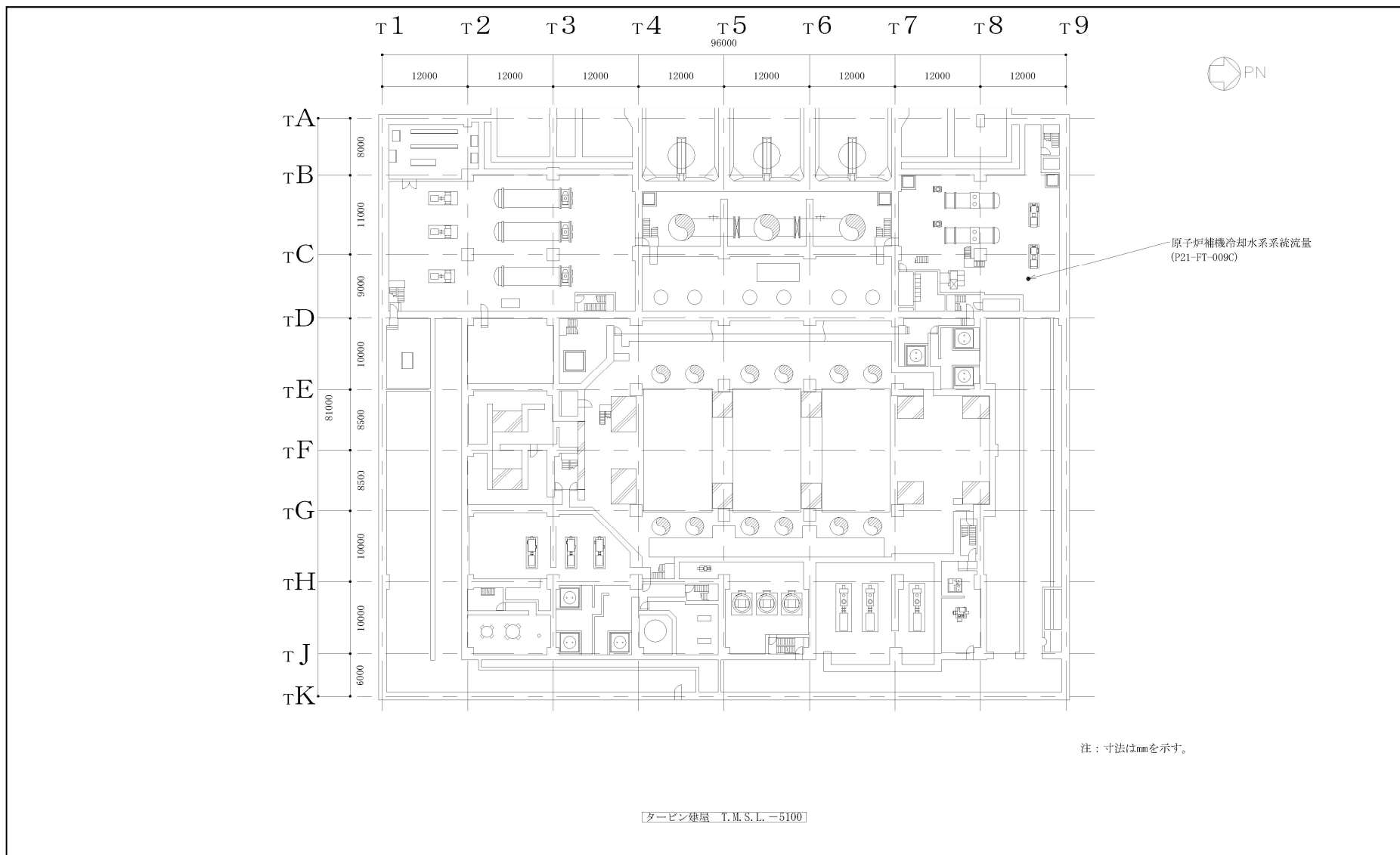


図 3-93 検出器の取付箇所を明示した図面 (タービン建屋地下 2 階)

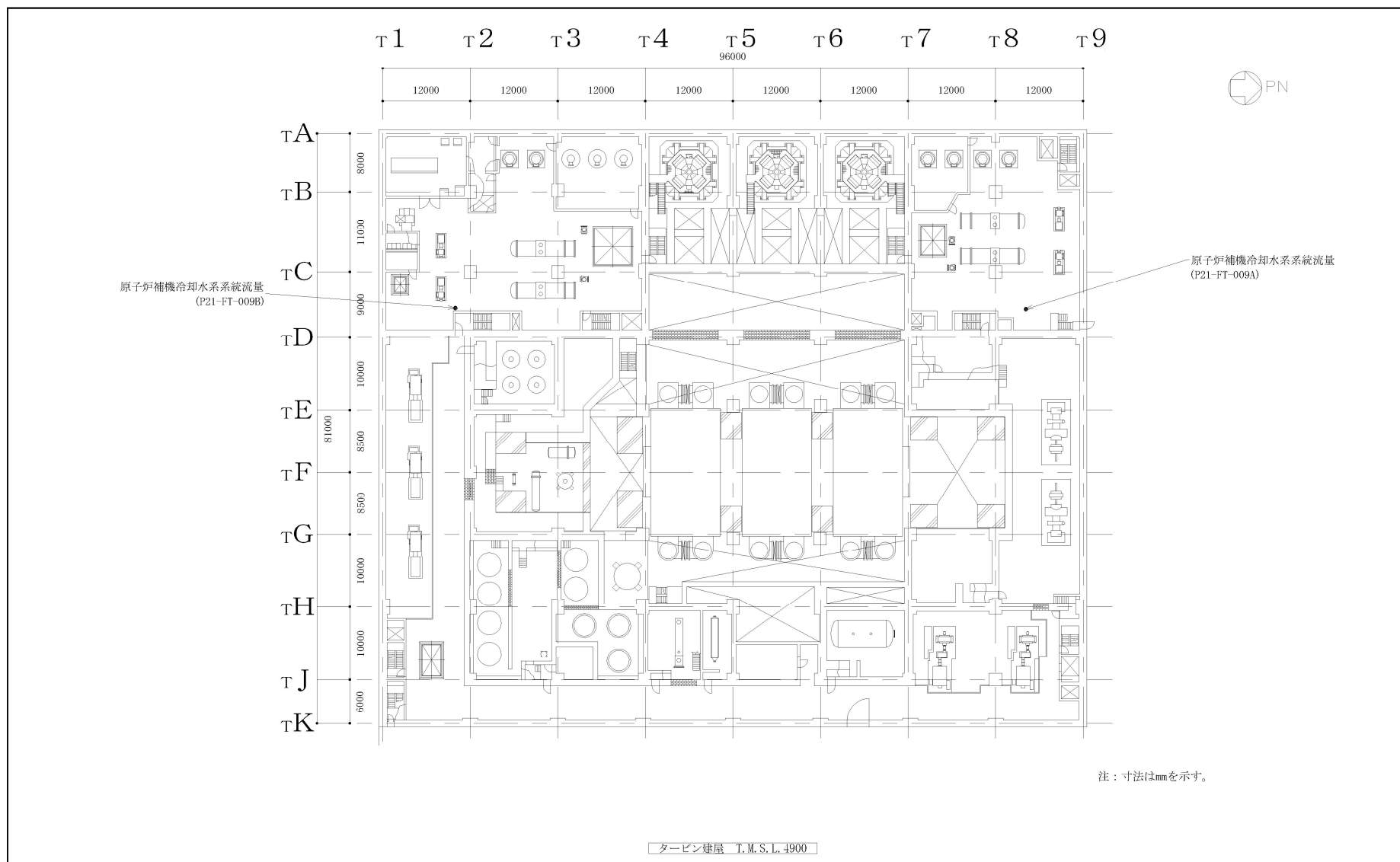
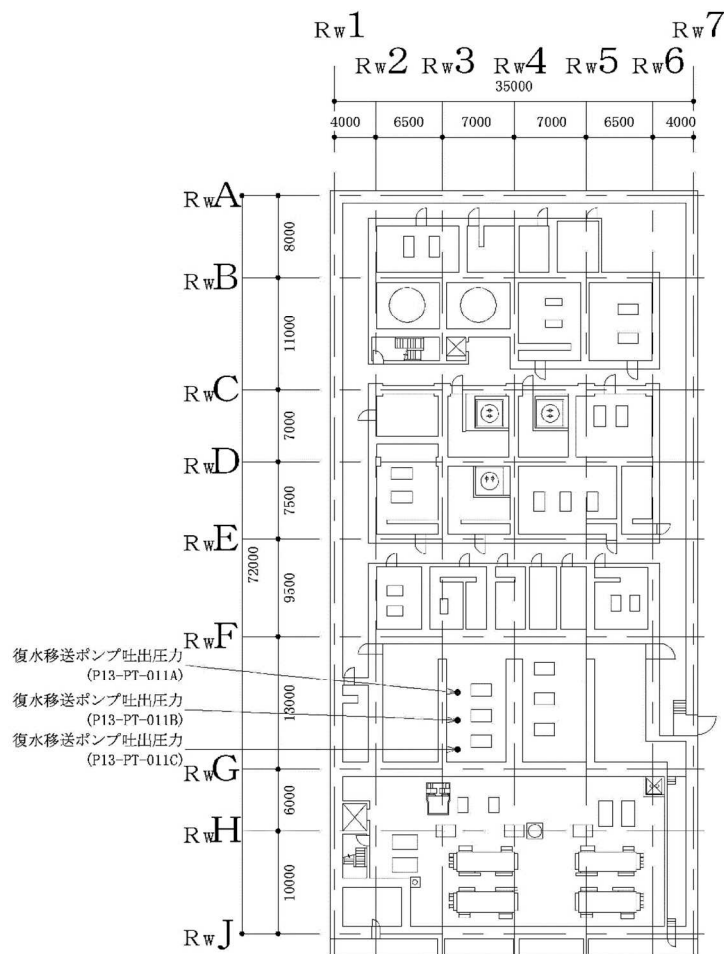


図 3-94 検出器の取付箇所を明示した図面 (タービン建屋地下 1 階)



注：寸法はmmを示す。

廃棄物処理建屋 T.M.S.L.-6100

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）

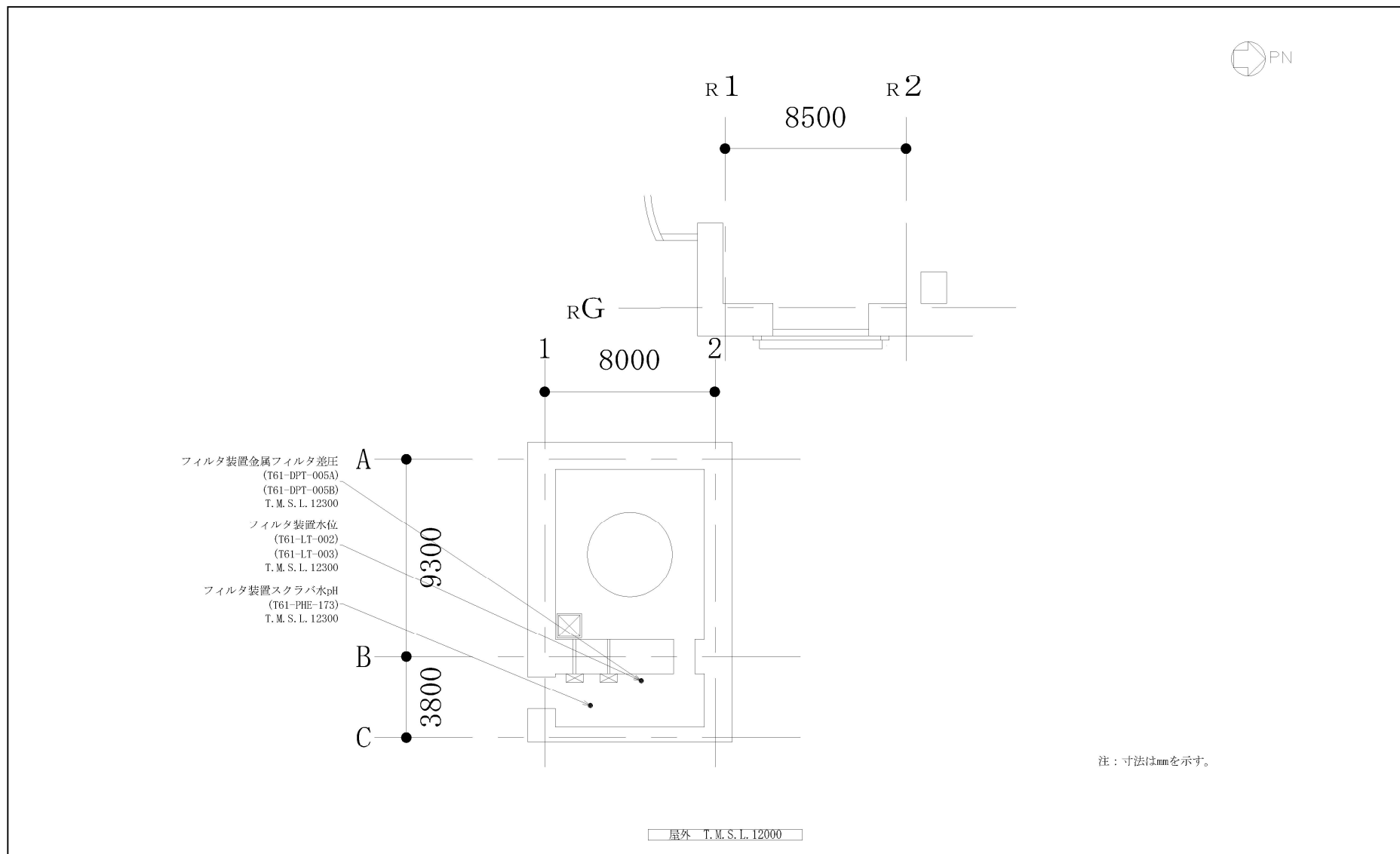


図 3-96 検出器の取付箇所を明示した図面（屋外）

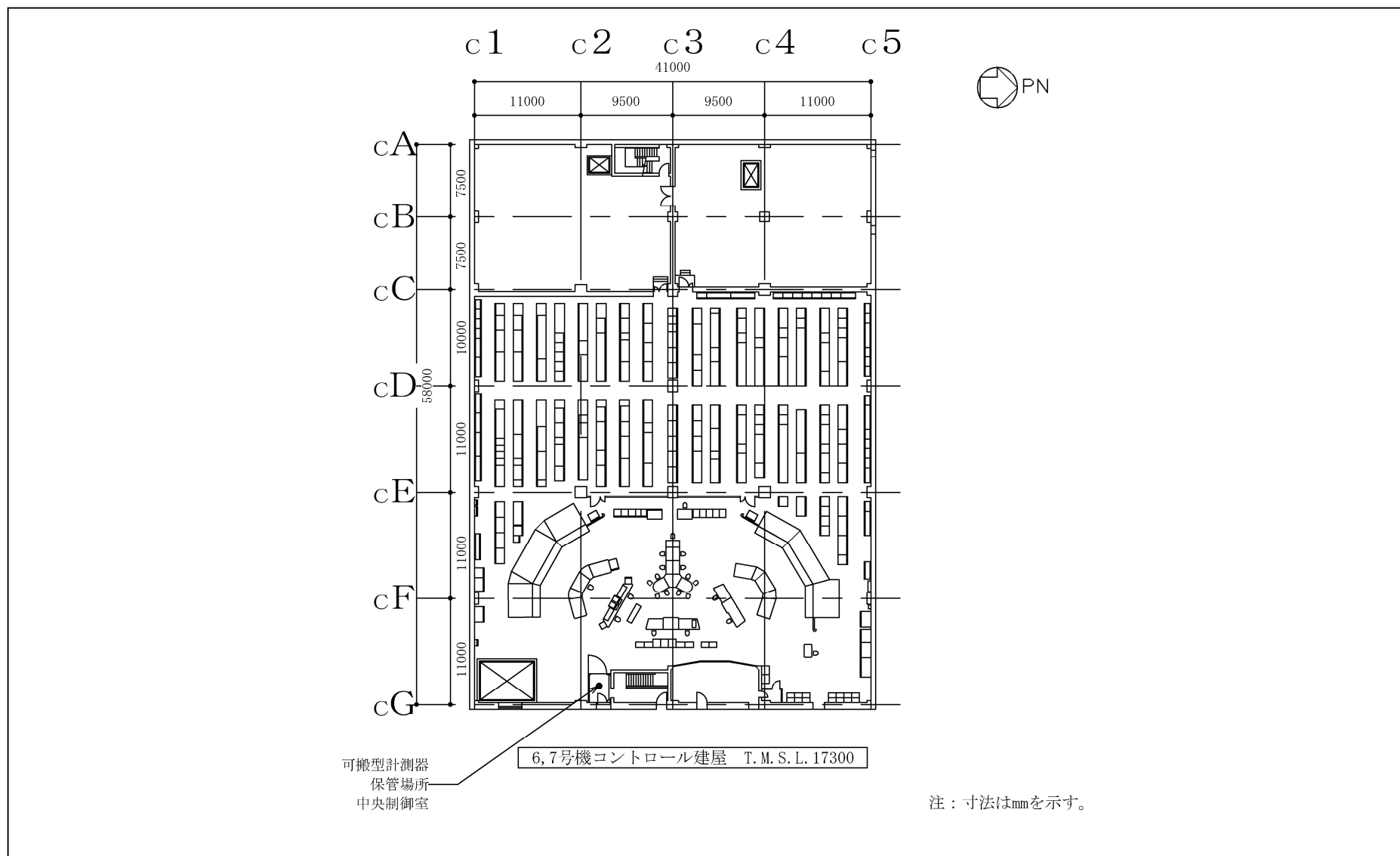


図 3-97 可搬型計測器の保管場所を明示した図面 (6,7号機コントロール建屋地上2階)

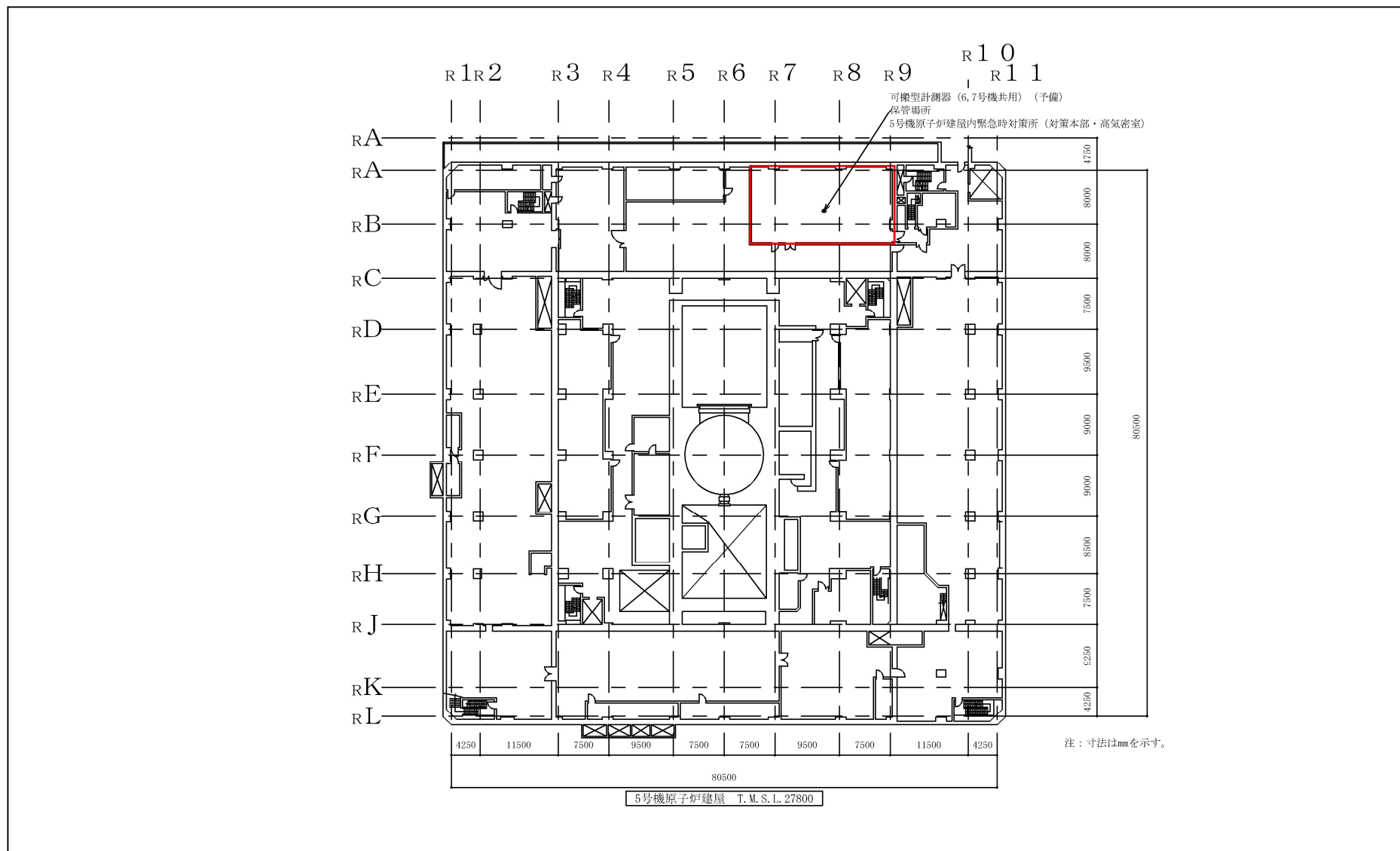


図 3-98 可搬型計測器 (6,7号機共用) (予備) の保管場所を明示した図面 (5号機原子炉建屋地上3階)

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	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	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* 【既設】	中央制御室	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* 【既設】	中央制御室	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* 【既設】	中央制御室	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* 【既設】	中央制御室	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）* 【新設】	中央制御室	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* 【既設】	中央制御室	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* 【既設】	中央制御室	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* 【既設】	中央制御室	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* 【新設】	中央制御室	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）* 【既設】	中央制御室	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）* 【既設】	中央制御室	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* 【既設】	中央制御室	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）

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) * 【新設】	中央制御室	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) * 【既設】	中央制御室	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) * 【既設】	中央制御室	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) * 【新設】	中央制御室	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) * 【既設】	中央制御室	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) * 【既設】	中央制御室	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* 【既設】	中央制御室	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)
サプレッションチェンバ氣體温度* 【既設】	中央制御室	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)
サプレッションチェンバプール水温度* 【既設】	中央制御室	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	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	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	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) * 【新設】	中央制御室	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) * 【既設】	中央制御室	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
サプレッションチェンバプール水位* 【既設】	中央制御室	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* 【新設】	中央制御室	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	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* 【既設】	中央制御室	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* 【新設】	中央制御室	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* 【新設】	中央制御室	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	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* 【新設】	中央制御室	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	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* 【既設】	中央制御室	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* 【既設】	中央制御室	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* 【新設】	中央制御室	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* 【新設】	中央制御室	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*：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压力容器の入口及び出口における圧力、温度及び流量	主蒸気圧力
	給水圧力
	主蒸気温度
	給水温度
	主蒸気流量
	給水流量
原子炉压力容器内の水位	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「3.5 放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」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。

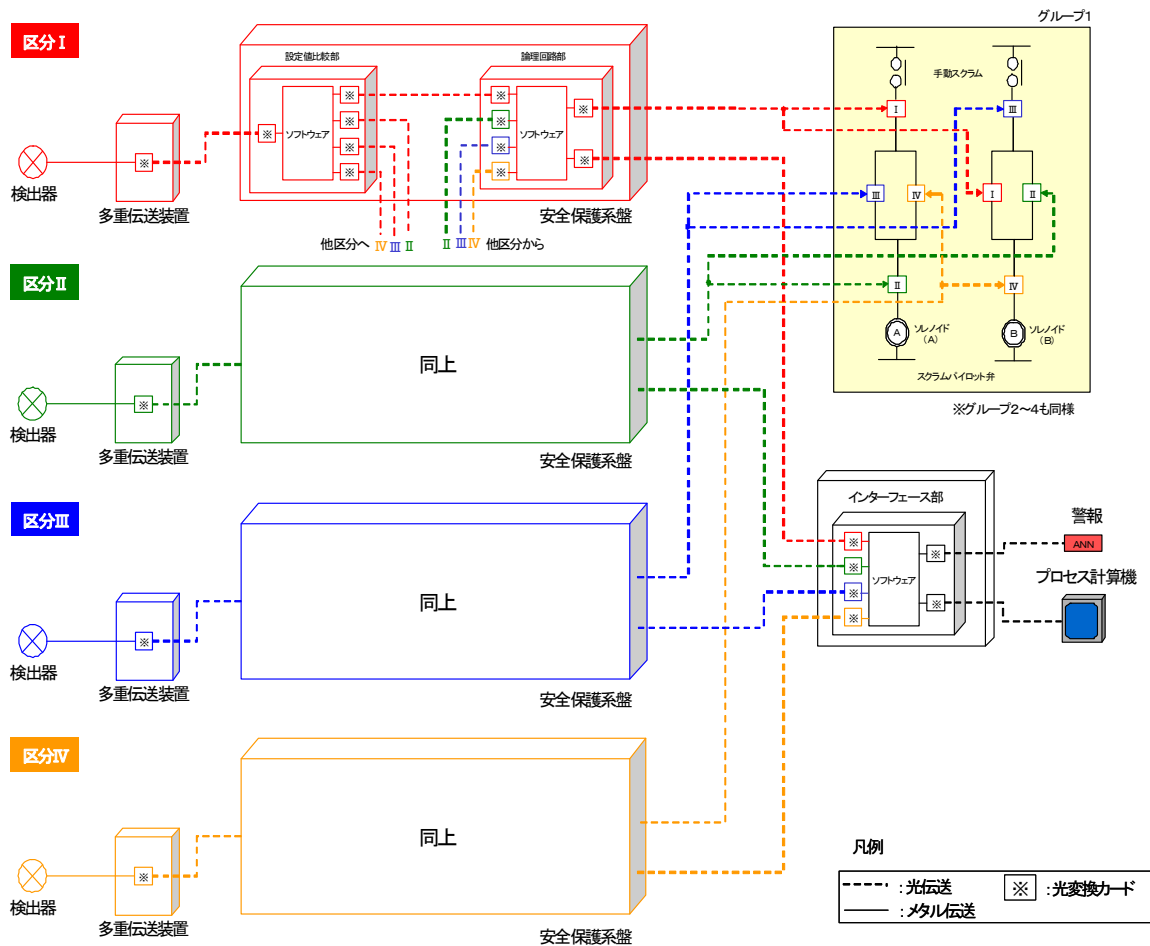


図3-99 安全保護系盤構成図（例：原子炉非常停止信号）

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。

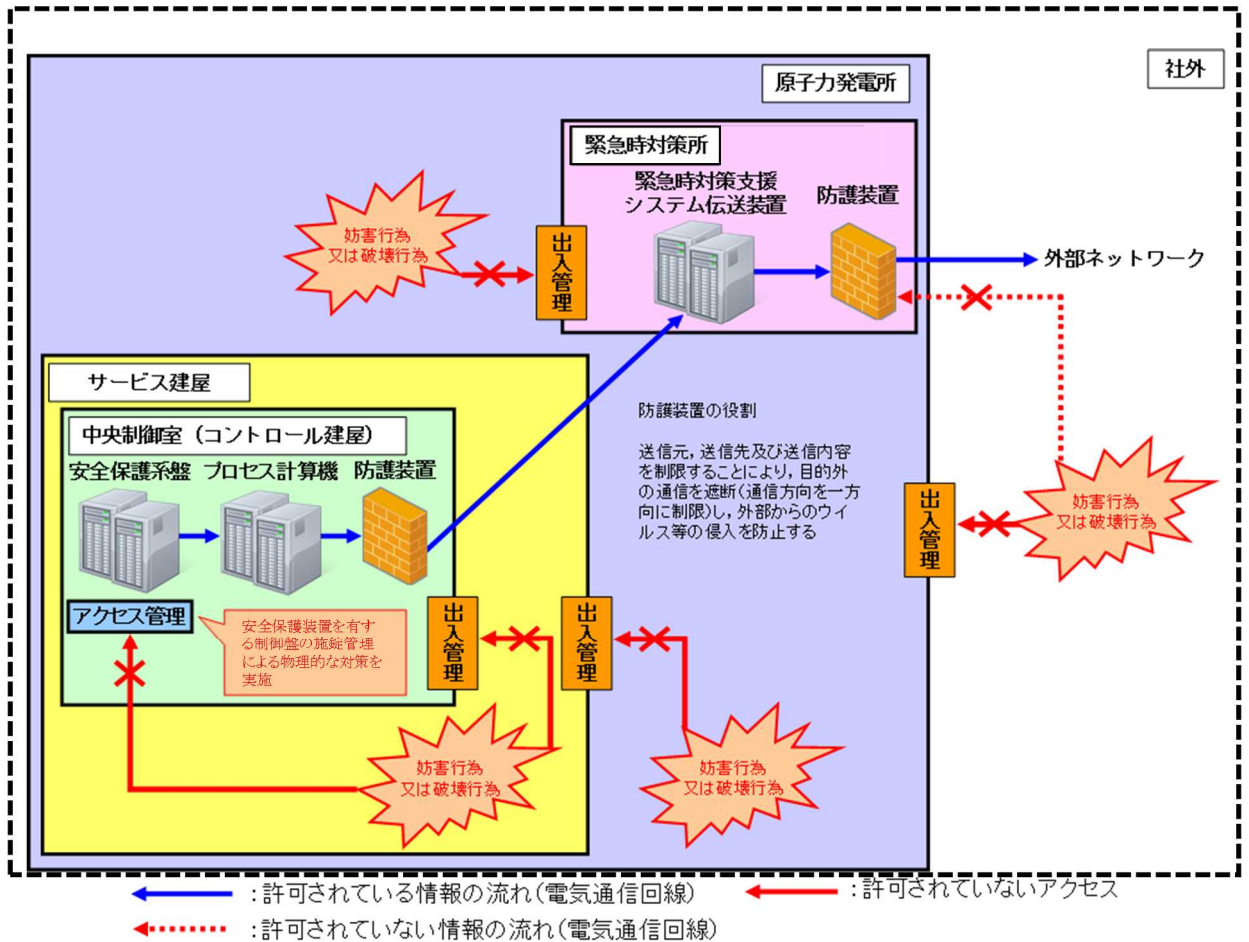


図 3-100 外部ネットワークと物理的又は機能的な分離概略図

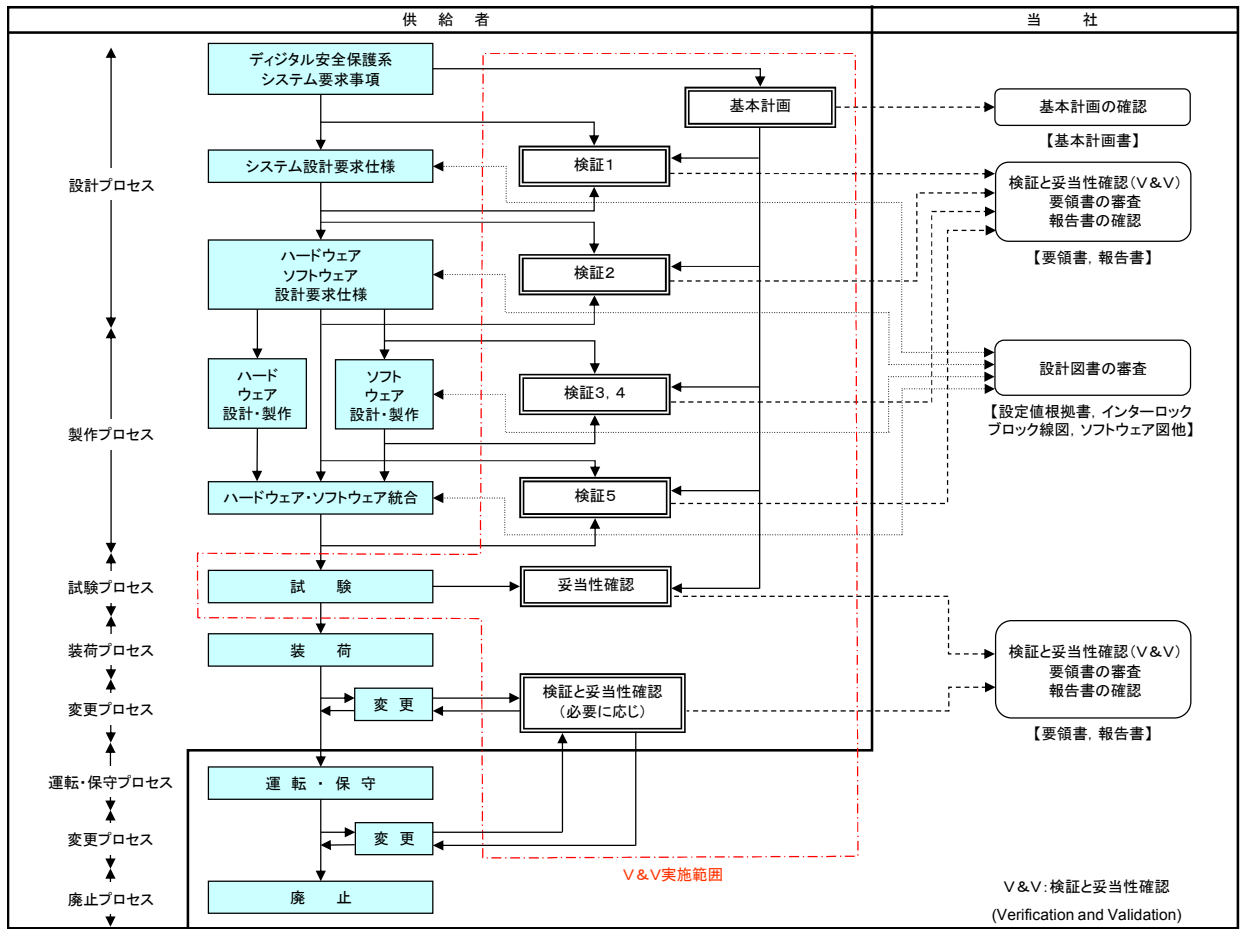


図 3-101 デジタル安全保護系のソフトウェアに対する検証及び妥当性確認の流れ

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% ($1.0 \times 10^8 \sim 2.0 \times 10^{13} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	$10^8 \sim 10^{13} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$		—	—	原子炉の起動時から定格出力運転時の中性子束を測定できる範囲として、中性子源領域とのオーバーラップを考慮して $1.0 \times 10^8 \sim 2.0 \times 10^{13} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ に設定している。

表 4-1 計測装置の計測範囲 (2/10)

名 称	計測範囲	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。

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。

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	原子炉補機冷却系中間ループ循環ポンプの最大流量 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。

V-1-5-1-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

目 次

1. 概要	1
2. 格納容器内酸素濃度及び水素濃度の監視	2
2.1 格納容器水素・酸素濃度計測装置について	2
3. 格納容器内水素濃度 (SA) について	3
3.1 格納容器内水素濃度 (SA) の概要	3
3.2 格納容器内水素濃度 (SA) の検出素子部の加温について	18
3.3 格納容器内水素濃度 (SA) の健全性について	22
3.4 水素燃焼の影響	25
3.5 被毒物質の影響	30
3.6 格納容器内水素濃度 (SA) の耐震性について	37
3.7 格納容器内水素濃度 (SA) の電源供給について	37

1. 概要

本資料は、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」にて、格納容器内水素濃度（SA）の計測装置の構成、計測範囲を示している。

本資料は、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」の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説明するものである。

2. 格納容器内酸素濃度及び水素濃度の監視

2.1 格納容器水素・酸素濃度計測装置について

格納容器水素・酸素濃度計測装置は、著しい炉心の損傷が発生した場合に、原子炉格納容器内に発生する水素及び酸素を監視する目的で、水素及び酸素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる設計とする。

原子炉格納容器内の酸素濃度は、解析上は事象発生から約168時間後まで酸素濃度が可燃限界である5vol%を超えることは無く、原子炉格納容器内での水素燃焼は生じない。しかしながら、徐々にではあるが、酸素濃度は上昇し続けることから、代替原子炉補機冷却系が使用可能となった時点で速やかに格納容器内雰囲気計装により酸素濃度を測定できる設計としている（水素濃度については格納容器内水素濃度（SA）により事故初期から継続して監視が可能）。

代替原子炉補機冷却系が復旧されない場合、炉心から発生する崩壊熱が原子炉格納容器内に蓄積され、それに伴い発生する蒸気の過圧によって格納容器内圧力は上昇し、原子炉格納容器の限界圧力（620kPa(gage)）に到達するまでに格納容器ベントを実施することとなる（有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」では約38時間後に格納容器ベントを実施）。格納容器ベントを実施する約38時間までは、水の放射線分解によって発生する酸素ガスの濃度は緩やかに上昇することから、原子炉格納容器内の酸素濃度が可燃限界（5vol%）に到達するおそれはない。

このために、格納容器内水素・酸素濃度計測装置は、可燃限界に到達するまでに準備対応ができ、炉心損傷時の環境条件に対応できるものであることが求められ、中央制御室にて原子炉格納容器内水素濃度及び酸素濃度の傾向（トレンド）を監視できることが重要となる。柏崎刈羽原子力発電所7号機では、重大事故等時の原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を格納容器内水素濃度（SA）、格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度によって監視することとしている。格納容器内水素濃度（SA）については代替電源設備からの給電により事故初期から原子炉格納容器内の水素濃度の監視が可能である。また、格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度においては代替原子炉補機冷却系が使用可能となった時点で使用可能となるが、有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」においては代替原子炉補機冷却系が使用可能となる時点では原子炉格納容器内の酸素濃度は5vol%に到達しない。

3. 格納容器内水素濃度 (SA) について

3.1 格納容器内水素濃度 (SA) の概要

3.1.1 測定原理

原子炉格納容器内の水素濃度を測定するために用いる格納容器内水素濃度 (SA) は、水素吸蔵材料式のものを用いる。

水素吸蔵材料式の水素検出器は、水素吸蔵材としてパラジウムを用いており、パラジウムが水素を吸蔵すると電気抵抗が増加する性質を利用している。

水素吸蔵材料式の測定原理は、図 3-1 「格納容器内水素濃度 (SA) の測定原理」のとおりである。パラジウムに水素分子が吸着すると水素分子は水素原子へと分離する。分離した水素原子はパラジウムの内部へと侵入し、パラジウムの格子の歪みと水素原子のポテンシャルの影響により、パラジウムの中で自由電子が散乱することにより、パラジウムの電気抵抗が増加する。

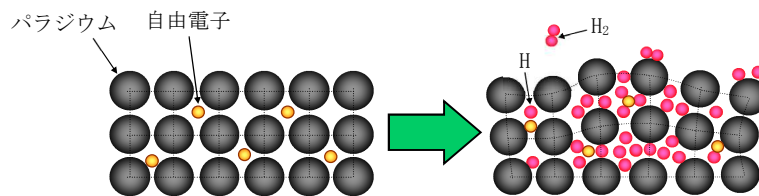


図 3-1 格納容器内水素濃度 (SA) の測定原理

水素吸蔵材料式の水素検出器の検出回路を図 3-2 「水素濃度計検出回路の概要図」に示す。水素検出器に内蔵しているパラジウムに水素を含む原子炉格納容器内ガスが接触すると、水素吸蔵によりパラジウムの電気抵抗が大きくなる。この時のパラジウムの電気抵抗の変化を直流電流計及び直流電圧計で構成される抵抗測定器にて測定し、水素濃度に換算する。

なお、格納容器内水素濃度 (SA) の計測範囲 0~100vol%において、計器仕様は最大±2.0vol%の誤差を生じる可能性があるが、この誤差があることを理解した上で、原子炉格納容器内の水素濃度の推移、傾向 (トレンド) を監視していくことができる。

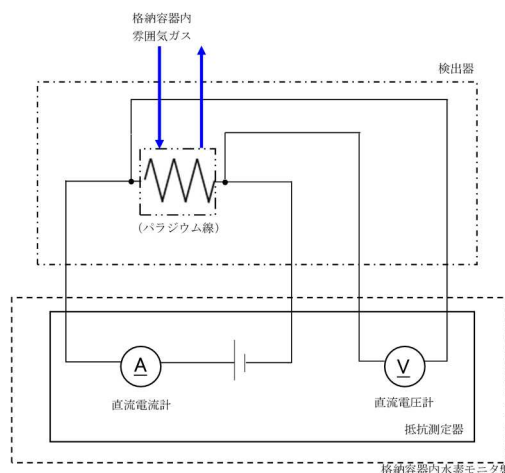


図 3-2 水素濃度計検出回路の概要図

ここで、パラジウムの抵抗値は温度によっても変化するため、温度を測定し補正する必要があります。水素検出器の検出素子部の概要図を図3-3「検出素子部の概要図」に示す。検出素子部はパラジウム線と白金線を交互にボビンに巻いた形となっており、パラジウムの温度は白金の抵抗変化により測定している。

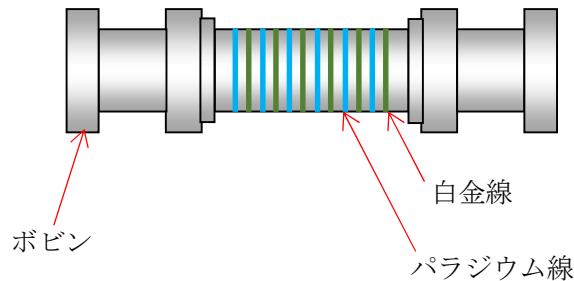


図3-3 検出素子部の概要図

水素検出器の信号は、中央制御室に設置される制御盤に収納されているパラジウム線及び白金線の抵抗値を測定する抵抗測定器に出力される。抵抗測定器の出力は演算装置に入力され、パラジウム線の抵抗変化量と白金線で計測された温度から水素分圧を計算し、さらにドライウエル及びサプレッションチェンバの圧力値を用いて圧力補正を行い、水素濃度を算出する。

以下に水素濃度演算手順を示す。

- a. 白金線の抵抗値を抵抗測定器で計測し、その抵抗値から検出素子部の温度を算出する。（図3-4参照）
- b. 検出素子部の温度より、水素濃度0vol%におけるパラジウム抵抗値を計算する。（図3-5参照）
- c. 抵抗測定器で計測された水素を吸蔵した時のパラジウム線の抵抗値と水素濃度0vol%におけるパラジウム抵抗値の差分より、パラジウム抵抗値増加量を算出する。
- d. パラジウムの抵抗値増加量と温度($t^{\circ}\text{C}$)におけるパラジウムの抵抗値(R_t)よりパラジウムの抵抗変化率を算出し、図3-6に示す水素分圧と抵抗変化率の試験データのグラフから、パラジウムの抵抗変化率に対応する水素分圧を求める^{※1}。
- e. 水素濃度（体積濃度）は水素分圧を全圧で除す必要があることから^{※2}、検出器設置場所（ドライウエル又はサプレッションチェンバ）の圧力値を用い、水素濃度を算出する。

※1 金属に吸収されるガス量は雰囲気ガス分圧の平方根に比例する（ジーベルツの法則）ことから、水素密度は水素分圧の平方根に比例する。さらに金属中の水素密度と電気抵抗の変化率も比例係数が実験で確認されていることから、パラジウム抵抗値増加量及び温度から水素分圧を求められる。（図3-6参照）なお、本実験では水素濃度を0~100vol%まで変化させた時の電気抵抗の変化率が直線性を有していることを確認している。

※2 混合気体の圧力（全圧）は各成分の分圧の和に等しい（ドルトンの分圧の法則）ことから、水素分圧を全圧で除算することにより水素濃度を算出できる。

[水素濃度計算例]

(白金の抵抗測定値：191.8Ω，パラジウムの抵抗測定値：187.7Ωを仮定した場合)

- a. 白金線の抵抗値 (191.8Ω) から検出素子部の温度 (260℃) を算出。(図3-4参照)
- b. 検出素子部の温度 (260℃) より，水素濃度0vol%におけるパラジウム抵抗値 (186.4Ω) を算出 (図3-5参照)
- c. 抵抗測定器で計測された水素を吸蔵した時のパラジウム線の抵抗値 (187.7Ω) と水素濃度0vol%におけるパラジウム抵抗値 (186.4Ω) の差分より，パラジウム抵抗値増加量 (1.3Ω) を算出する。
- d. パラジウム抵抗値増加量 (1.3Ω) と0℃におけるパラジウムの抵抗値 (96.8Ω) からパラジウムの抵抗変化率 (%) を算出し，図3-6のグラフから260℃，パラジウムの抵抗変化率が %の時の水素分圧 (10kPa) をグラフから読み取る。(図3-6参照)
- e. 水素分圧 (10kPa) を全圧 (大気圧：101kPa) で除し水素濃度 (約 10vol%) を算出する。

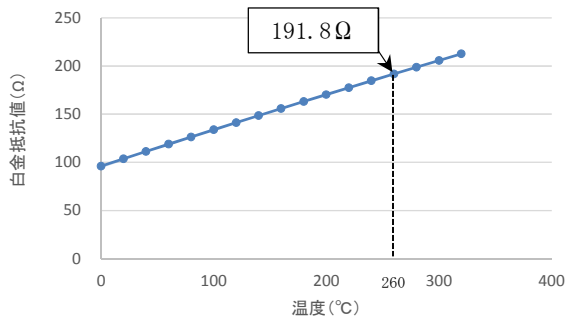


図 3-4 白金抵抗特性グラフ
(水素濃度 : 0vol%時)

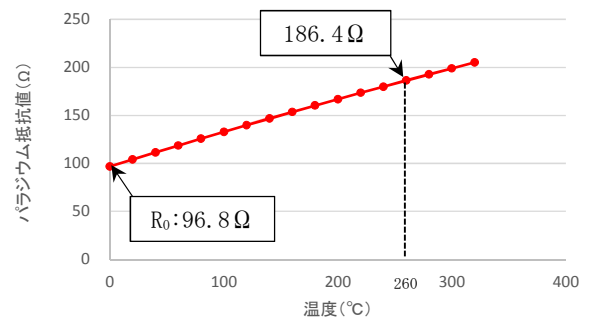


図 3-5 パラジウム抵抗特性グラフ
(水素濃度 : 0vol%時)

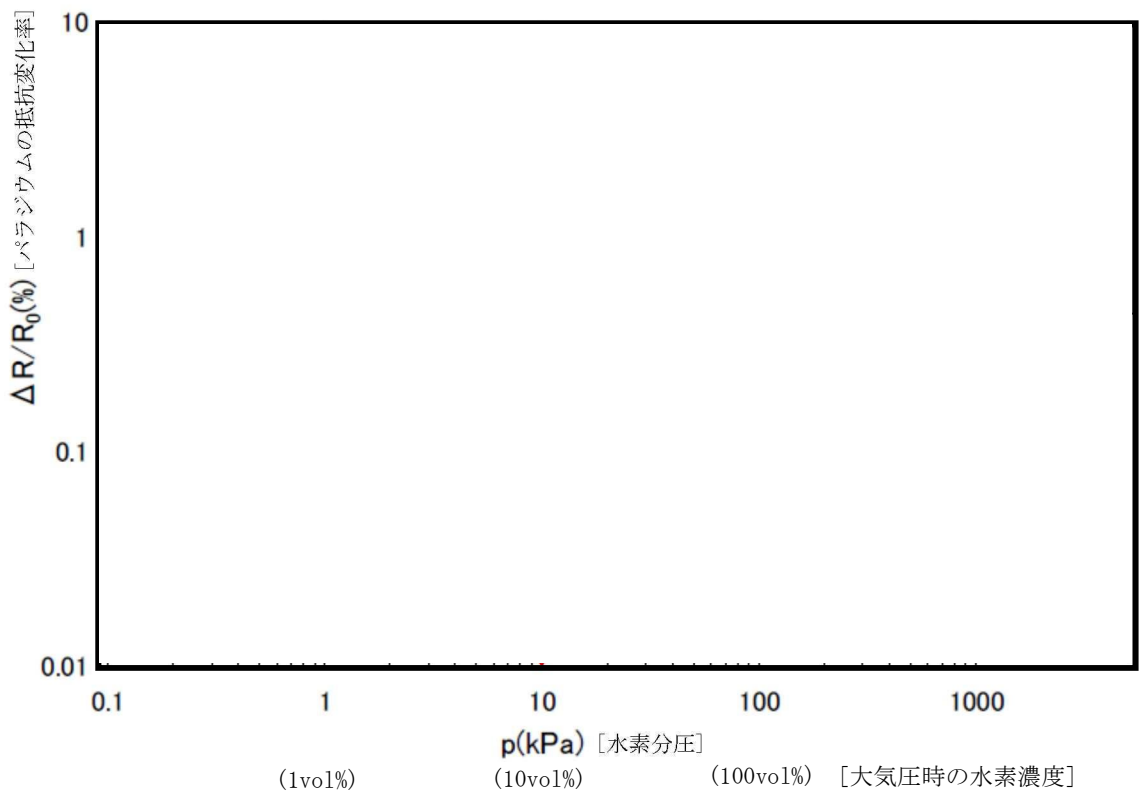


図 3-6 水素分圧と抵抗変化率の相関

3.1.2 計器精度

格納容器内水素濃度 (SA) の概略構成図を図 3-7「格納容器内水素濃度 (SA) の概略構成図」に示す。

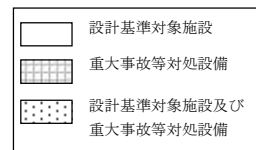
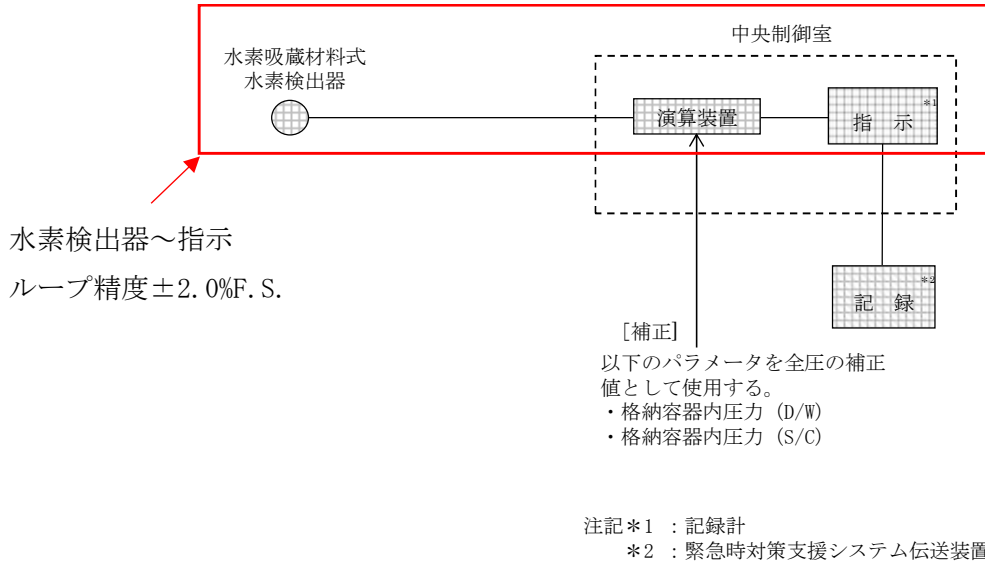


図 3-7 格納容器内水素濃度 (SA) の概略構成図

格納容器内水素濃度 (SA) のループ精度は、水素検出器～指示までが±2.0%F.S.として管理している。但し、上記の精度には、格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) の誤差は含まれておらず、実際の水素濃度を測定した誤差は以下に示す誤差伝播の式により求められる。

$$f(x_1, x_2) = \frac{x_1}{x_2} \quad (a)$$

$$\sigma = \sqrt{\left(\frac{1}{m_2} \cdot \varepsilon_1\right)^2 + \left(\frac{m_1}{m_2^2} \cdot \varepsilon_2\right)^2} \quad (b)$$

$$x_1 = m_1 \pm \varepsilon_1, \quad x_2 = m_2 \pm \varepsilon_2$$

x_1, x_2 : 入力値

m_1, m_2 : 測定値 (m_1 = 水素分圧, m_2 = 全圧)

$\varepsilon_1, \varepsilon_2$: 水素分圧, 全圧の誤差

σ : $f(x_1, x_2)$ の誤差 (水素濃度の誤差)

(b) に示す通り、水素濃度を測定した誤差は、水素分圧 (水素濃度) と全圧 (格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C)) の値により異なり、原子炉格納容器の圧力は

高い方が誤差は小さくなり、水素分圧は低い方が誤差は小さくなる。

水素検出器～指示までの誤差を±2.0%F.S.として、圧力計の誤差も考慮した場合のループ精度を計算した。なお、上記の通り、水素分圧と全圧によってループ精度は変化する。ここでは代表として、有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」における水素濃度の最大値（約38vol%）を考慮し、水素濃度40vol%におけるループ精度を表3-1「水素濃度40vol%におけるループ精度」に示す。

ここでは、水素濃度40vol%、全圧（格納容器内圧力（D/W））が大気圧（101kPa）の時の計算の具体例を以下に記載する。

＜計算パラメータ＞	
m_1	=40.4[kPa]
m_2	=101[kPa]
ε_1	= <input type="text"/> [kPa]※1
ε_2	= <input type="text"/> [kPa]※2

※1 格納容器内水素濃度(SA)のループ精度は±2.0%F.S.であり、フルスケールは100vol%である。ここで、格納容器内圧力(全圧)が大気圧の場合、水素濃度計のフルスケール(100vol%)を水素分圧に換算するとkPa(abs)となり、この場合の水素分圧の誤差 ε_1 は、kPa(abs)×2.0%=kPa(abs)となる。

※2 格納容器内圧力(D/W)の圧力検出器～演算装置までのループ精度は、%F.S.であり、フルスケールは1000kPa(abs)である。

よって、全圧の誤差 ε_2 は、1000kPa(abs)×%=kPa(abs)となる。

$$\sigma = \sqrt{\left(\frac{1}{m_2} \cdot \varepsilon_1\right)^2 + \left(\frac{m_1}{m_2^2} \cdot \varepsilon_2\right)^2} = \sqrt{\left(\frac{1}{101} \times \text{input}\right)^2 + \left(\frac{40.4}{101^2} \times \text{input}\right)^2} \times 100 = \text{input} [\%]$$

表3-1 水素濃度40vol%におけるループ精度

全圧[kPa(abs)]	誤差 [vol%]
101 (大気圧)	<input type="text"/>
約125	
721 (2Pd)	

上記の通り、重大事故等時の原子炉格納容器圧力においては、水素濃度計の誤差より圧力計の誤差の影響が大きくなるため、全体の誤差は±2.0%F.S.より小さくなる。

なお、格納容器内水素濃度(SA)は格納容器ベントの判断やその他制御に使用するパラメータではなく、原子炉格納容器内の水素濃度の推移、傾向(トレンド)を監視することが目的であり、全圧に応じてループ誤差が変化することを理解した上で監視していくことができる。

水素検出器～指示で水素濃度を精度内で測定できることを確認するため、水素濃度試験を実施している。試験装置を図3-8「水素濃度試験の試験装置概略図」に示す。試験装置は、検出器を収納するための圧力容器、検出器を加温するための恒温槽、検出器への水素ガスの供給並びに圧力容器を加圧するための水素ガスボンベ及び窒素ガスボンベ、圧力容器内の圧力を指示し演算装置へ入力するための圧力計、圧力容器内の気体を排気するための真空引用ポンプから構成される。

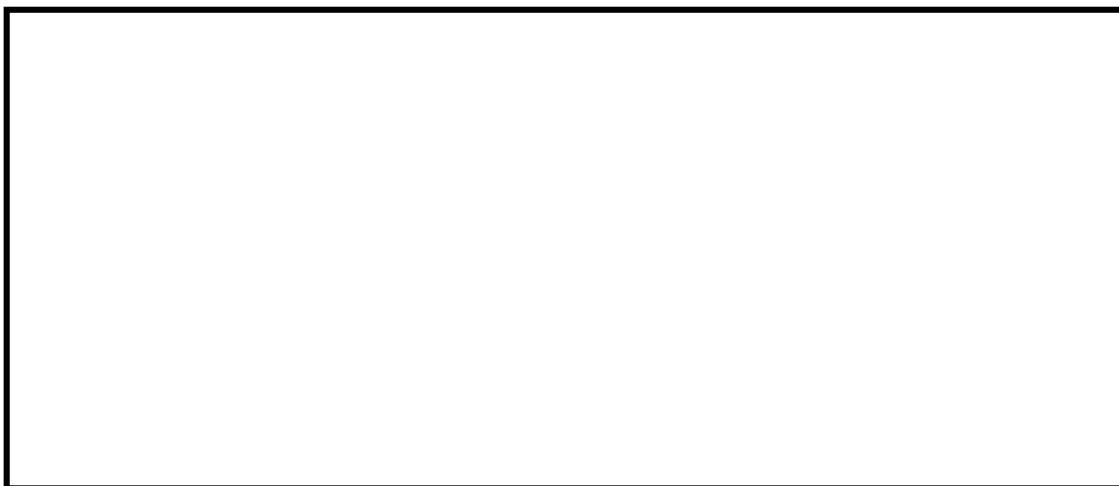


図3-8 水素濃度試験の試験装置概略図

試験条件を表3-2「水素濃度試験の試験条件」に示す。本試験では重大事故等時の環境条件を想定し、200℃-620kPa (gage) (原子炉格納容器の限界温度及び限界圧力) の環境条件にて水素濃度を0.0~100.0vol%までの7点に変化させ、検出器のループ精度を確認した。

なお、本水素濃度計は水素濃度の上昇（パラジウムによる水素ガスの吸蔵）と水素濃度の下降（パラジウムによる水素ガスの放出）の特性（図3-14参照）で差異が生じないことを確認していることから、水素濃度の上昇方向のみ試験を実施している。

表3-2 水素濃度試験の試験条件

圧力容器内温度[℃]	200
圧力容器内圧力[kPa(abs)]	721
検出素子部の温度	□℃±□℃
水素濃度[vol%] [※]	0.0, 4.0, 20.0, 40.0, 60.0, 80.0, 100.0

※一般的な工業計器の精度（直線性確認）は3点もしくは5点校正を標準としており、本水素濃度計は5点校正を基本として20vol%毎に水素濃度測定をすることとし、さらに水素濃度計の使用目的を考慮し、可燃限界として重要な4vol%を測定点に追加した。

試験結果を表3-3「水素濃度試験の試験結果」、試験結果をグラフ化したものを図3-9「水素濃度試験の試験結果グラフ」に示す。本試験では全圧の補正値を一定としているため全圧の誤差は考慮せず、水素検出器～指示のループ精度に着目し、計器精度は±

2.0%F.S. とし評価している。

表 3-3 及び図 3-9 に示す通り、水素濃度を 0.0vol%~100.0vol%に変化させた時に検出器の指示値が判定基準内であることから、重大事故等時の環境条件を想定しても精度内で水素ガスを測定することができることを確認している。

表 3-3 水素濃度試験の試験結果

水素濃度 [vol%]	基準ガス 濃度 ^{※1} [vol%]	判定基準 [vol%] ^{※2}	指示値 [vol%]	誤差 [vol%]	判定
0.0	0.0	0.0~2.0			良
4.0	3.95	2.0~5.9 ^{※3}			
20.0	20.1	18.1~22.1			
40.0	40.0	38.0~42.0			
60.0	60.2	58.2~62.2			
80.0	80.2	78.2~82.2			
100.0	100.0	98.0~100.0			

※1：水素ガスボンベの検査成績書の値

※2：判定基準は基準ガス濃度±2.0vol%とした。

※3：判定基準は 1.95vol%~5.95vol%となるが保守的に 2.0vol%~5.9vol%とした。



図 3-9 水素濃度試験の試験結果グラフ

3.1.3 格納容器内水素濃度 (SA) の応答性について

格納容器内水素濃度 (SA) の応答性を応答性確認試験により評価している。試験装置を図 3-10 「応答性確認試験の試験装置」に示す。試験装置は、検出素子部を収納するチェンバ、チェンバへ水素ガスを供給するための水素ガス供給部、チェンバへ水蒸気を供給するための水蒸気供給部、チェンバ内の気体を排気するための排気部、パラジウム線の抵抗と白金線の抵抗を測定する抵抗計から構成される。

試験中はチェンバ内の水素濃度分布を均一かつ変化しないようにするため、チェンバ内にガスを流し続けた。また、チェンバ内の水素濃度はマスフローコントローラで調整した。



図 3-10 応答性確認試験の試験装置

試験条件を表 3-4 「応答性確認試験の試験条件」に示す。水素濃度を 0.0vol%, 4.0vol%にステップ状に 5 回変化させ、応答時間と出力値の誤差を確認した。

表 3-4 応答性確認試験の試験条件

チェンバ内環境	320℃, 大気圧, 水蒸気
水素濃度 [vol%]	0.0, 4.0
	ステップ状, 5 回

<試験条件の設定根拠>

320℃：過去の文献*を基にパラジウムを水素検出器として使用できる温度として 320℃とした。

大気圧：圧力変動がなく一定であれば問題ないため本試験では大気圧とした。

水蒸気：応答性の確認に合わせて水蒸気の影響評価を実施するため水蒸気とした。

水素濃度：試験場及び試験設備の制約から可燃限界である 4.0vol%とした。また、水素導入と水素排出を複数回繰り返し替えた場合の再現性を確認するため、ステップ状で 5 回確認した。

※E. Wicke, et. al., “Hydrogen in Metals II,” G. Alefeld and J. Volkl, eds.,
Springer, pp. 81(1978)

試験結果を表 3-5 「応答時間確認結果」、表 3-6 「出力値の誤差確認結果」、図 3-11 「応答性確認試験結果」に示す。本試験では水素ガスの応答性の判定基準は 40 秒以下とし、出力値の誤差が 2.0vo1%以下として評価を行っている。

表 3-5 及び図 3-11 に示す通り、応答性は判定基準の 40 秒以下に対し、水素ガス導入時及び排出時に 秒以下で応答しており、応答性が良好であることを確認している。また、表 3-6 及び図 3-11 に示す通り、出力値の誤差が 2.0vo1%以下に対し、 \pm vo1%以下の誤差であり、良好であることを確認している。

表 3-5 応答時間確認結果

ステップ	水素導入又は水素排出	判定基準	応答時間[秒]	評価結果
1	水素導入	40 秒以下	<input type="text"/>	良
	水素排出			
2	水素導入			
	水素排出			
3	水素導入			
	水素排出			
4	水素導入			
	水素排出			
5	水素導入			
	水素排出			

表 3-6 出力値の誤差確認結果

ステップ	水素濃度[vo1%]	判定基準[vo1%]※	出力値[vo1%]	誤差[vo1%]	評価結果
1	4.0	2.0~6.0	最大値： <input type="text"/>	最大値： <input type="text"/>	良
			最小値： <input type="text"/>	最小値： <input type="text"/>	
2			最大値： <input type="text"/>	最大値： <input type="text"/>	
			最小値： <input type="text"/>	最小値： <input type="text"/>	
3			最大値： <input type="text"/>	最大値： <input type="text"/>	
			最小値： <input type="text"/>	最小値： <input type="text"/>	
4			最大値： <input type="text"/>	最大値： <input type="text"/>	
			最小値： <input type="text"/>	最小値： <input type="text"/>	
5			最大値： <input type="text"/>	最大値： <input type="text"/>	
			最小値： <input type="text"/>	最小値： <input type="text"/>	

※：判定基準は水素濃度 \pm 2.0vo1%とした。

K7 ① V-1-5-1-1-別添 R0

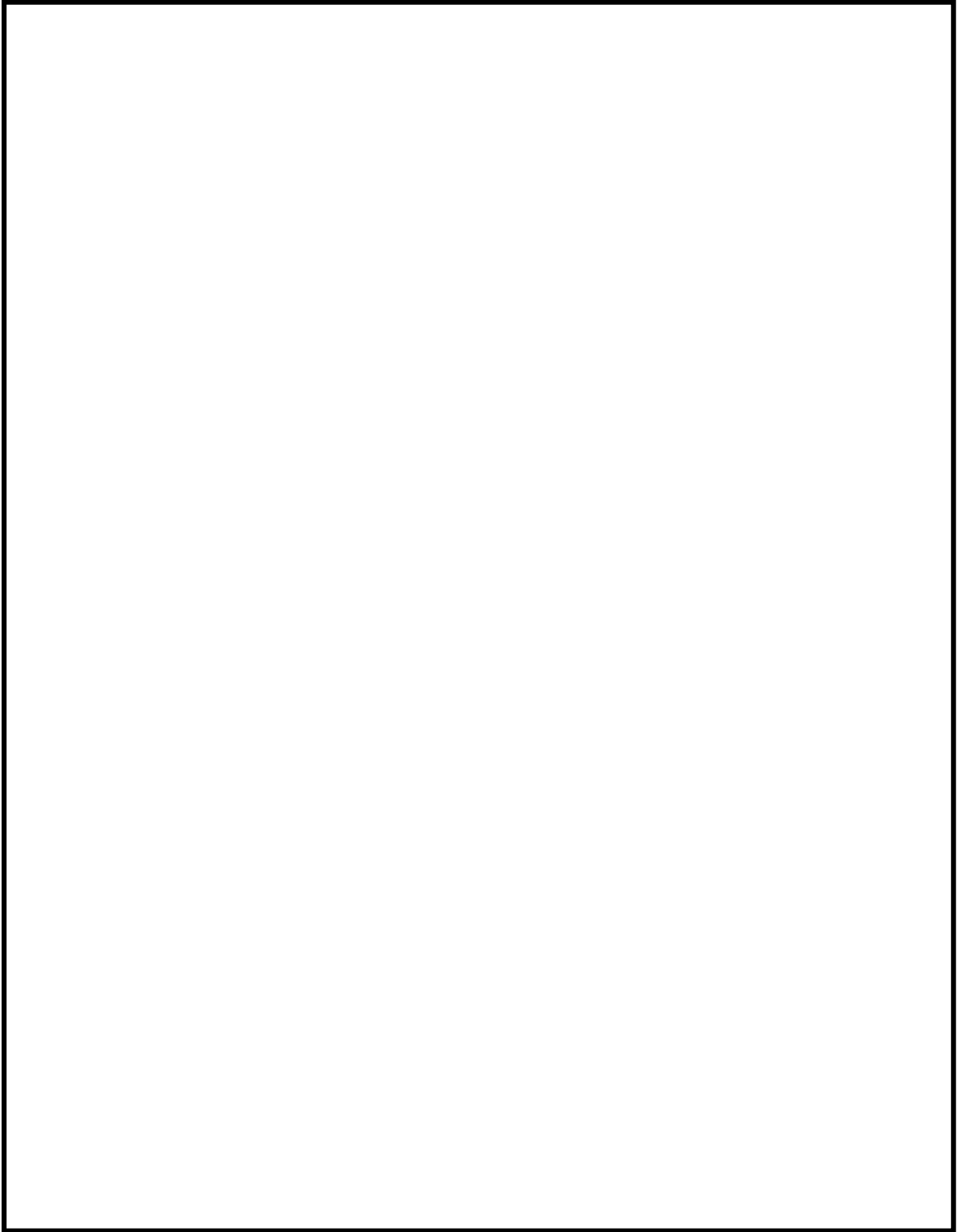


図 3-11 応答性確認試験結果

3.1.4 システム構成

原子炉格納容器内の水素の測定において、原子炉格納容器内のそれぞれの雰囲気ガスを検出器で測定することで原子炉格納容器内の水素濃度を中央制御室より監視できる設計とする。

格納容器内水素濃度 (SA) の概要について図 3-12 「格納容器内水素濃度 (SA) 系統概要図及び検出器概要図」に示す。

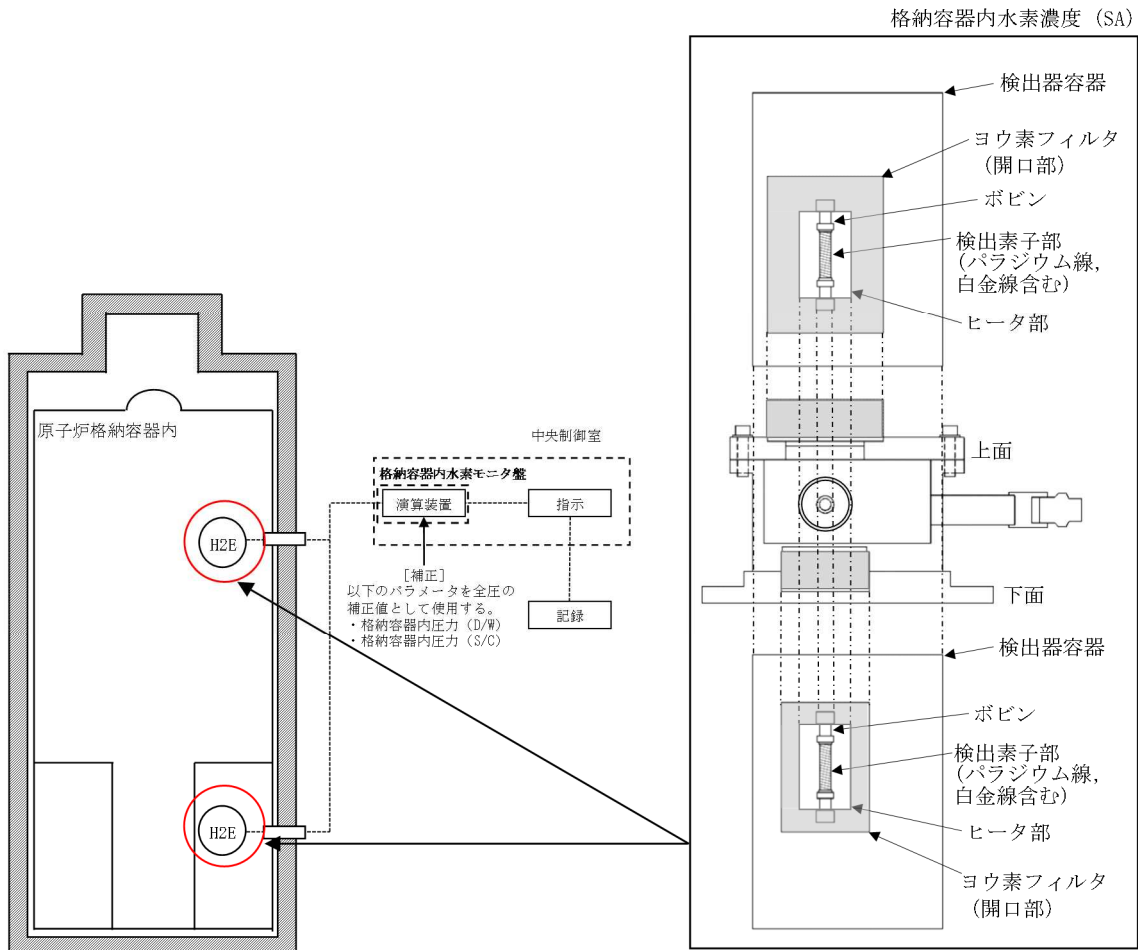


図 3-12 格納容器内水素濃度 (SA) 系統概要図及び検出器概要図

検出器容器の上部及び下部の 2ヶ所に開口部があり、この開口部から雰囲気に含まれる水素ガスが流入する構造としている。この開口部の大きさは、検出素子部より大きくなるよう設計しており、上部の開口部は、下部の開口部に比べて、余裕を持たせた大きさとしている。

格納容器内水素濃度 (SA) は、パラジウム線、白金線をボビンに巻き付けた検出素子部、ヒータ部等で構成され、検出器容器に収納されている。

各構成機器の概要について以下に示す。

(1) 水素検出器

a. パラジウム線

パラジウム線は水素を吸蔵すると抵抗値が増加する。この抵抗値の増加量を測定するために設置する。

b. 白金線

白金線によりパラジウム線の温度を正確に測定し、水素濃度算出時に温度補正をするために設置する。

c. ヒータ部

パラジウム線は、低温領域では水素濃度のばらつきが大きいことから、水素濃度が安定する高温領域とするため、パラジウム線をヒータで 260℃以上に加温する必要があり、パラジウム線を約 300℃にするために設置する。

d. ヨウ素フィルタ

重大事故等時に原子炉格納容器内で発生するヨウ素による検出素子部への影響を低減するため、ヨウ素吸着剤を入れたフィルタを検出器の上下開口部に設置している。

(2) 格納容器内水素モニタ盤

格納容器内水素モニタ盤は、水素検出器で測定されたパラジウムの抵抗値を水素濃度へ換算することを目的として、中央制御室に設置している。格納容器内水素モニタ盤は、抵抗測定器、演算装置等で構成されている。

3.1.5 設置位置

格納容器内水素濃度 (SA) の設置位置を図 3-13 「格納容器内水素濃度 (SA) の設置位置」に示す。

図 3-13 に示す通り、格納容器内水素濃度 (SA) の設置高さは格納容器スプレイによる原子炉格納容器の水位上昇を考慮しても水没しない高さ、かつ格納容器内水素濃度と同等の高さとしている。また、格納容器内水素濃度 (SA) の周囲に原子炉格納容器内の気体が滞留するような構造物がなく、開口部が閉塞しない位置に設置している。

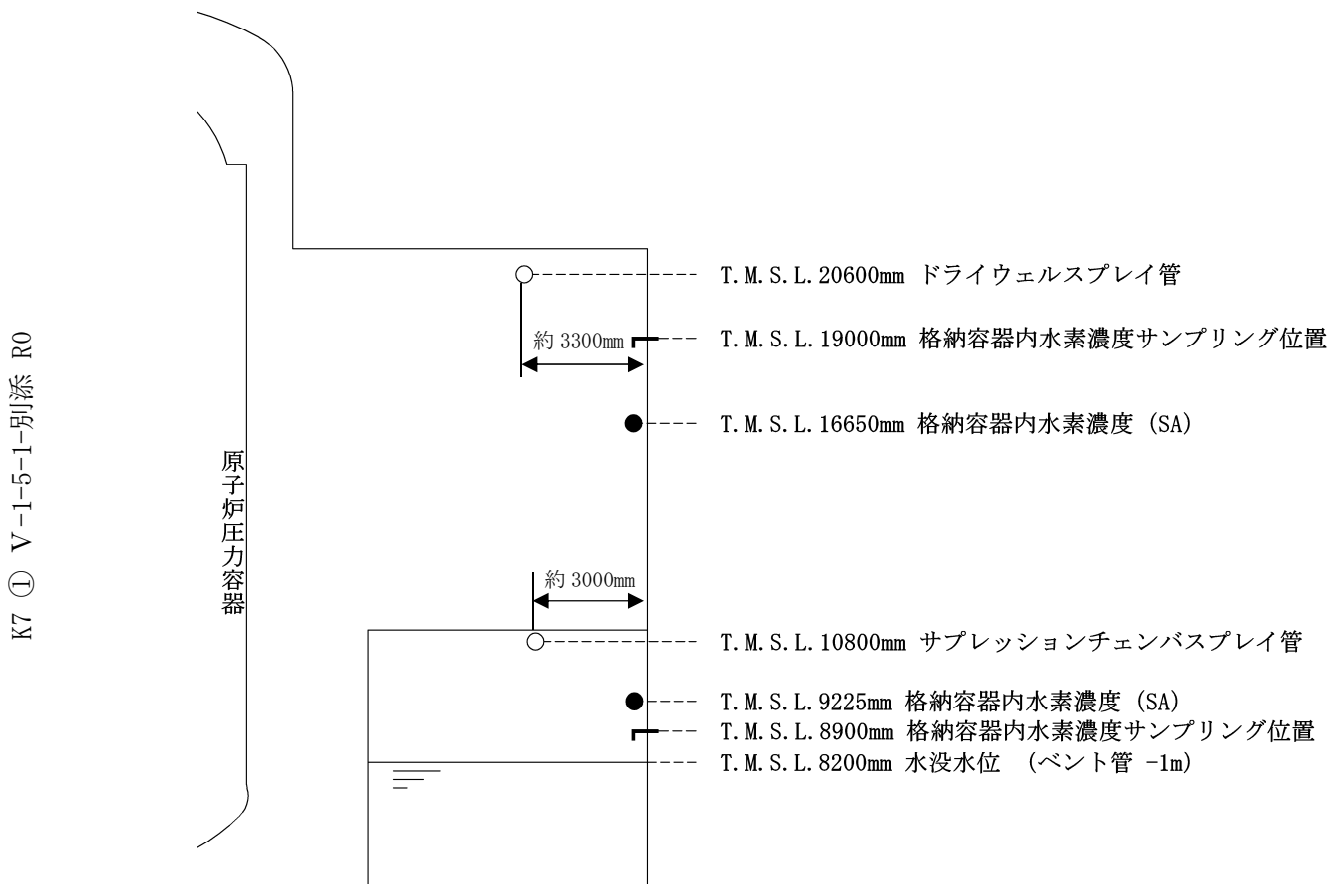


図 3-13 格納容器内水素濃度 (SA) の設置位置

3.1.6 格納容器内における気体のミキシングについて

格納容器内水素濃度（SA）の設置位置は3.1.5の通りであるが，原子炉格納容器全体の水素濃度を測定している根拠について以下に示す。詳細については「重大事故等対策の有効性評価について（補足説明資料） 4. 格納容器内における気体のミキシングについて」を参照。

BWRの原子炉格納容器内の気体のミキシング効果については，電力共同研究等^{[1][2]}によって確認している。その結果として，原子炉格納容器内は格納容器スプレイや温度差による自然対流に伴う攪拌効果がある場合には十分なミキシング効果が短時間に得られることを確認している。また，PWRを模擬した体系においても同様にミキシング効果が得られることが確認されている。^[3]

有効性評価「水素燃焼」のシナリオでは，間欠的なスプレイの実施及び原子炉格納容器内の温度差により，原子炉格納容器内は十分にミキシングされるものと考えられる。事象発生から約 22.5 時間後の代替循環冷却の運転開始前に復水移送ポンプを停止しないと実施できない系統構成があるため，数十分間復水移送ポンプの運転を停止するが，この間についても原子炉格納容器内の温度差によってミキシングされるものと考えられる。

[1]社内研究「触媒式FCS導入に向けた格納容器内熱流動特性の評価(フェーズ2)」(平成19年3月)

[2]電力共同研究「格納容器内ミキシング確認試験に関する研究」(昭和58年3月)

[3]重要構造物安全評価(原子炉格納容器信頼性実証事業)に関する総括報告書(平成15年3月)

3.2 格納容器内水素濃度 (SA) の検出素子部の加温について

(1) 加温温度

パラジウムを水素検出器として使用できる温度範囲を確認するため、温度条件を 20℃、100℃、260℃、300℃とした時の、雰囲気圧力とパラジウムの重量増加量を測定した。測定結果を図 3-14「パラジウム中の水素原子の密度」に示す。

温度が一定の条件で雰囲気圧力を徐々に増減していくとパラジウム中の水素密度も徐々に増減していくが、ある圧力で直線性を有しなくなり、検出の再現性が悪くなる。

図 3-14 に示す通り、格納容器内水素濃度 (SA) はパラジウム線が 260℃以上であれば、水素圧力 961kPa までの検出器の直線性を有することが確認されていることから、ヒータによりパラジウム線を約 300℃にする。

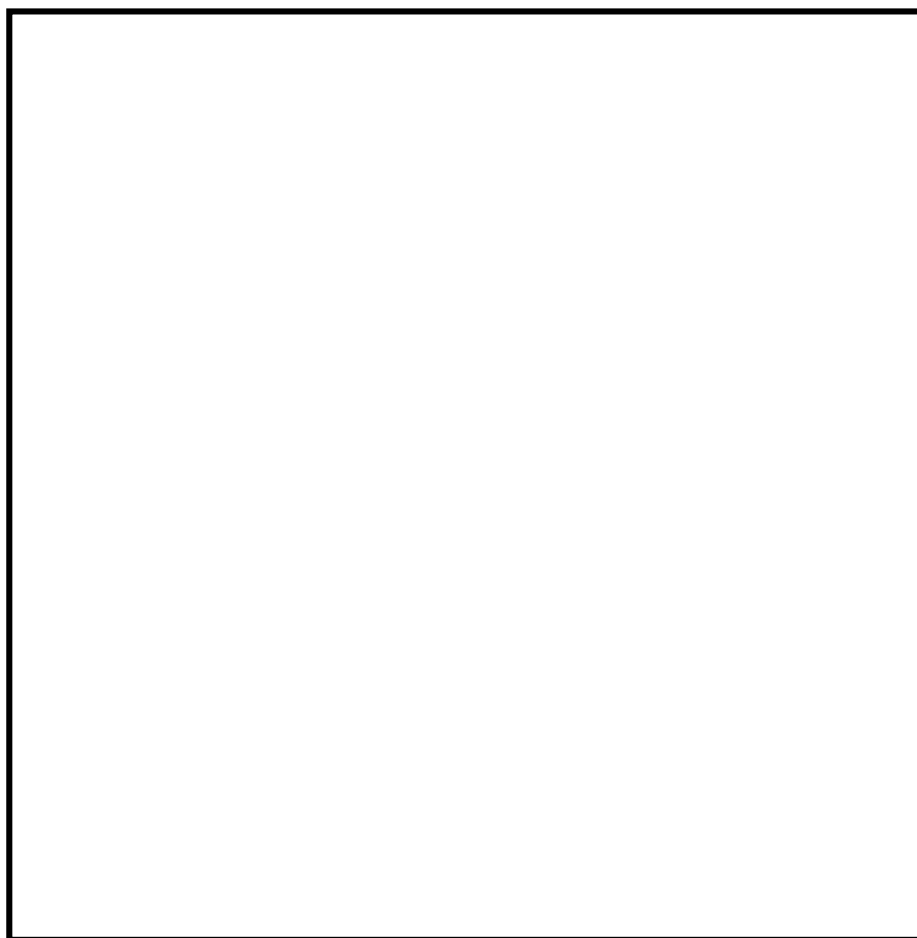


図 3-14 パラジウム中の水素原子の密度

(2) ヒータ温度制御について

格納容器内水素濃度 (SA) のパラジウム線の加温温度は(1)の通り約 300°Cにする必要があることから、ヒータにて検出素子部を $\square^{\circ}\text{C} \pm \square^{\circ}\text{C}$ の範囲で温度制御している。

検出素子部とヒータ部の概要を図 3-15「ヒータ部の概要図」、保温材を巻いた検出素子部の外観を図 3-16「保温材を巻いた検出素子部」に示す。図 3-15 に示す通り、ヒータはボビンの周囲に設置した金属円筒にヒータケーブルを巻き付けた構造となっている。また、ヒータの周囲には図 3-16 に示す通り保温材を巻き付けている。さらに、保温材を巻いた検出素子部は検出器容器に収納されており、周囲温度の変化による検出素子部の温度変化が発生しにくい構造となっている。

ヒータは隙間を設けて金属円筒に巻き付けており、水素ガスの流入を阻害することはない。また、ヒータを巻き付けている金属円筒には無数の穴を設けている。

保温材は繊維状の材料を使用しており、保温材がボビンへの水素ガスの流入を阻害することはない。また、保温材の周囲に設けている保温材固定用の金属円筒には水素ガスの流入を阻害することのないよう無数の穴を設けている。



図 3-15 ヒータ部の概要図



図 3-16 保温材を巻いた検出素子部

検出素子部の温度を判定基準内に制御できることを確認するため、常温及び 200℃の環境条件下において、ヒータ温度制御試験を実施している。試験結果を表 3-7「ヒータ温度制御試験の結果」に示す。表 3-7 に示す通り、周囲温度に依存することなく検出素子部（白金線温度）を $\square^{\circ}\text{C} \pm \square^{\circ}\text{C}$ の範囲内で制御できることを確認している。

表 3-7 ヒータ温度制御試験の結果

雰囲気温度	判定基準	評価結果
常温(約 25℃) <div style="border: 1px solid black; width: 80px; height: 20px; margin: 5px auto;"></div>	$\square^{\circ}\text{C} \pm \square^{\circ}\text{C}$	良 最小値: $\square^{\circ}\text{C}$ 最大値: $\square^{\circ}\text{C}$
200℃ <div style="border: 1px solid black; width: 80px; height: 20px; margin: 5px auto;"></div>		良 最小値: $\square^{\circ}\text{C}$ 最大値: $\square^{\circ}\text{C}$

(3) 格納容器内水素濃度 (SA) の検出素子部への温度影響について

格納容器内水素濃度 (SA) の検出素子部へ温度影響を与える可能性のある事象を抽出し、評価を行った。評価の結果、検出素子部の温度に対して大きな温度変化を起こす影響は小さいと考えられる。

a. 雰囲気温度の影響

検出素子部はヒータ、保温材に囲われており約 300℃に加温されている。検出素子部は検出器容器に収納されていることから検出素子部は雰囲気温度の影響を受けにくい構造となっている。(ヒータ温度制御については 3.2(2) 参照)

b. 水位上昇による水没

検出器の設置高さは、原子炉格納容器の水没水位より上部としており検出器は水没しない。(図 3-13 参照)

c. 検出器の被水

格納容器スプレイによる被水及び格納容器スプレイの際に検出器上部にあるケーブルトレイ等の構造物からの跳ね返りによる被水を防止するため、ドライウェル及びサプレッションチェンバに設置している検出器上部に被水防止カバーを設置する。

被水防止カバーは検出器容器を覆える大きさとする事で検出器容器への被水を防止する。

被水防止カバーの設置例を図 3-17「被水防止カバー設置例」に示す。

なお、検出器について蒸気環境を含む環境試験を実施しており、健全性を維持していることを確認している。(表 3-8, 3-9 参照)

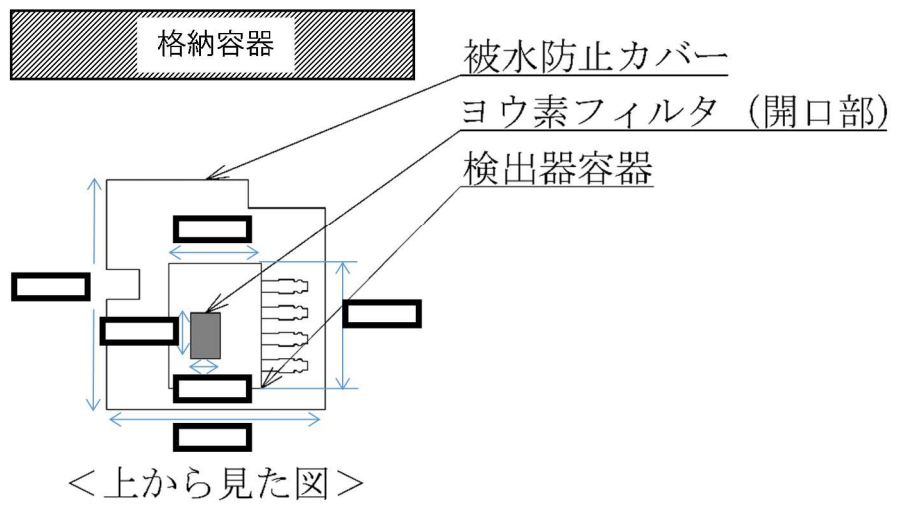
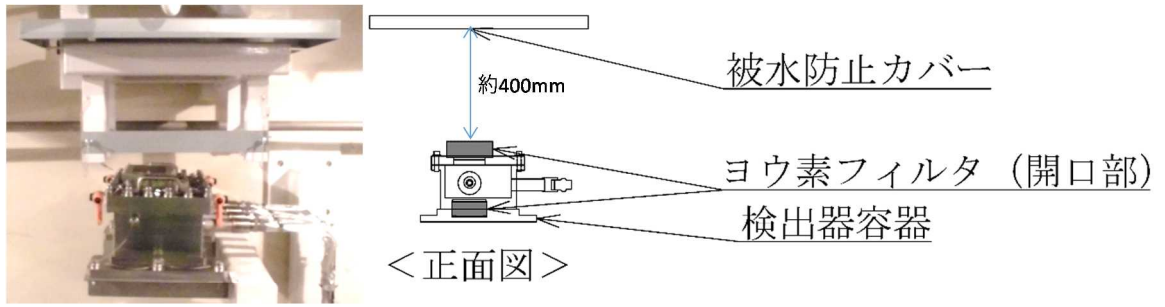


図 3-17 被水防止カバー設置例

3.3 格納容器内水素濃度 (SA) の健全性について

(1) 使用環境

格納容器内水素濃度 (SA) の環境条件は、表 3-8「格納容器内水素濃度 (SA) の耐環境試験の評価結果」に示す通り、全ての有効性評価で想定される環境条件を包絡する環境条件を設定する。

(2) 健全性

格納容器内水素濃度 (SA) の検出器及び検出器に付属する無機物で構成されている MI ケーブルを試験装置内に設置し耐環境試験を実施している。図 3-18 に絶縁抵抗及び抵抗測定箇所を示す。

格納容器内水素濃度 (SA) は、表 3-8 及び表 3-9「格納容器内水素濃度 (SA) の耐環境試験の評価結果(詳細)」に示す通り、環境条件を満足する試験条件で耐環境試験を実施して、健全性を維持できることを確認している。

なお、パラジウムは無機材であり、事故時に想定される環境による劣化を考慮する必要がない。さらに、耐環境試験後に検出素子部の外観に異常は認められていないため、検出器一式で蒸気暴露による故障モードとして、水蒸気による絶縁低下及び検出器信号の短絡・断線、ヒータ故障を想定し、絶縁抵抗測定及び連続的な抵抗測定、ヒータの昇温確認を実施している。

表 3-8 格納容器内水素濃度 (SA) の耐環境試験の評価結果

項目	環境条件 (包絡条件)	試験条件	評価結果
温度	200℃ (168 時間)	220℃以上 (5 分以上) / 200℃以上 (168 時間以上)	想定される環境温度での機能維持を確認しており、健全性を維持できる。
湿度	蒸気 (168 時間)	蒸気 (168 時間以上)	想定される環境湿度での機能維持を確認しており、健全性を維持できる。
圧力	620kPa (gage) (168 時間)	620kPa (gage) 以上 (168 時間以上)	想定される環境圧力での機能維持を確認しており、健全性を維持できる。
放射線	800kGy / 168 時間	—	当該設備は全て無機物で構成されるため、放射線劣化を考慮する必要がなく、健全性を維持できる。

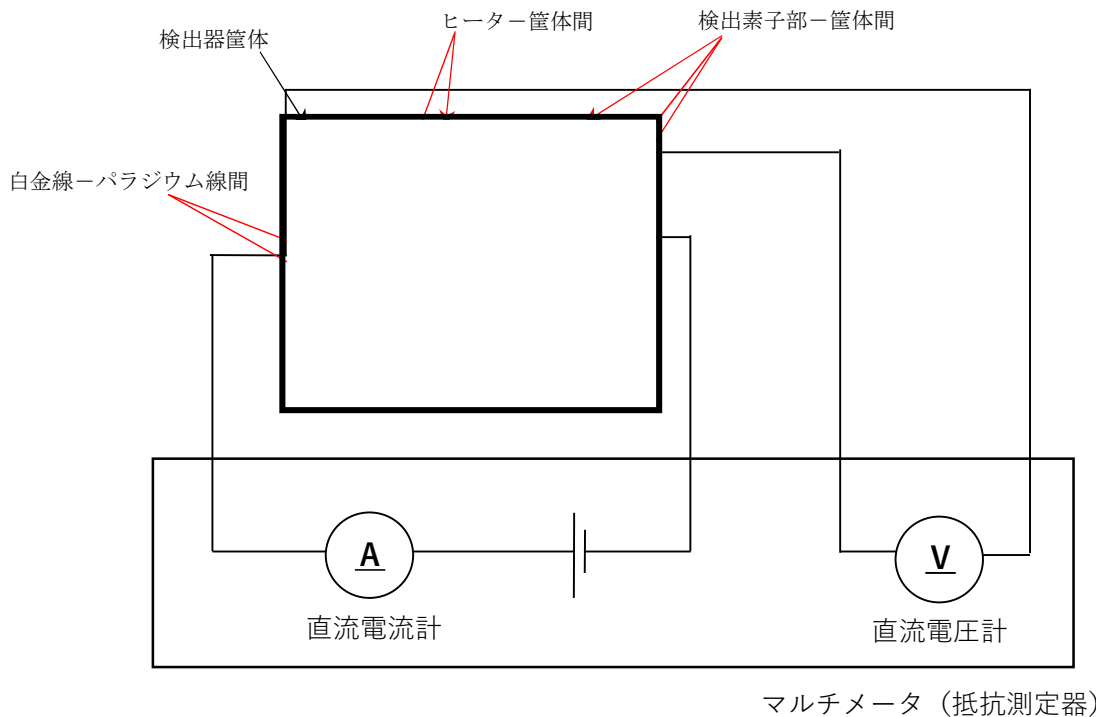


図 3-18 絶縁抵抗及び抵抗測定箇所

表 3-9 格納容器内水素濃度 (SA) の耐環境試験の評価結果 (詳細)

試験項目	判定基準	試験前	試験後	評価結果
絶縁抵抗	[検出素子部-筐体間] ・ 20MΩ 以上であること [ヒーター-筐体間] ・ 5MΩ 以上であること [白金線-パラジウム線間](参考) ・ 20MΩ 以上であること	[検出素子部-筐体間] ・ 20MΩ 以上 [ヒーター-筐体間] ・ 5MΩ 以上 [白金線-パラジウム線間](参考) ・ 20MΩ 以上	[検出素子部-筐体間] ・ 20MΩ 以上 [ヒーター-筐体間] ・ 5MΩ 以上 [白金線-パラジウム線間](参考) ・ 20MΩ 以上	絶縁抵抗は判定基準を満足しており、健全性を維持できる。
パラジウム抵抗値	短絡、断線がないこと	異常なし (参考値：198Ω)	異常なし (参考値：201Ω)	試験前後で抵抗値のオーダーは変化しておらず、白金線-パラジウム線間の絶縁抵抗も判定基準を満足していることから、短絡、断線がないことを確認しており、健全性を維持できる。
白金抵抗値	短絡、断線がないこと	異常なし (参考値：203Ω)	異常なし (参考値：204Ω)	試験前後で抵抗値のオーダーは変化しておらず、白金線-パラジウム線間の絶縁抵抗も判定基準を満足していることから、短絡、断線がないことを確認しており、健全性を維持できる。
ヒータ機能	300℃まで昇温できること	昇温可能	昇温可能	ヒータ機能は昇温可能であることを確認しており、健全性を維持できる。

(3) パラジウムの劣化について

水素吸蔵材であるパラジウムの想定される劣化因子と評価結果を表 3-10「パラジウムの劣化評価結果」に示す。

パラジウムは無機材であり，事故時に想定される環境による劣化を考慮する必要がない。念のため，熱・湿分/水蒸気・圧力・放射線について確認した結果，パラジウムは想定される劣化因子によって劣化しないことを確認した。

表 3-10 パラジウムの劣化評価結果

劣化因子	評価結果
熱	200℃以上の温度で耐環境試験を実施し，検出素子部の外観に異常はなく耐熱性を有することを確認した。
湿分／水蒸気	蒸気環境下において試験を実施し，検出素子部の外観に異常はなく耐湿性を有することを確認した。
圧力	620kPa (gage)以上の圧力で耐環境試験を実施し，検出素子部の外観に異常はなく耐圧性を有することを確認した。
放射線	無機物であり，放射線による劣化を考慮する必要はないことを確認した。

3.4 水素燃焼の影響

(1) 酸素対策について

検出素子部に使用しているパラジウム及び白金は、水素と酸素を反応させる触媒作用があるため、水素に加え酸素が存在する環境では、検出素子部表面で水素燃焼を促進し、水素濃度測定に影響を及ぼす可能性がある。

検出器への酸素の影響を確認するため、図3-19に示す試験構成にて検出器に水素、酸素、窒素の混合ガスを流し、水素濃度の計測精度を確認した。



図3-19 酸素特性試験の試験構成（酸素対策前）

試験条件を表3-11「酸素特性試験の試験条件（酸素対策前）」に示す。水素濃度3.5vol%の時に、酸素濃度を1.0vol%、3.0vol%、4.5vol%の各濃度に変化させて計測精度を評価した。

表3-11 酸素特性試験の試験条件（酸素対策前）

検出素子部温度[°C]	300
サンプルホルダ内圧力	大気圧
水素濃度[vol%]	3.5
酸素濃度[vol%]	1.0, 3.0, 4.5

<試験条件の設定根拠>

300°C：検出素子部の加熱温度である300°Cとした。

大気圧：圧力変動がなく一定であれば問題ないため本試験では大気圧とした。

水素濃度：酸素特性試験は水素と酸素が反応し爆発する恐れがあるため、可燃限界である4.0vol%に安全を考慮して、3.5vol%とした。

酸素濃度：酸素特性試験は水素と酸素が反応し爆発する恐れがあるため、可燃限界である5.0vol%に安全を考慮して、4.5vol%とした。

□の被膜が水素燃焼の対策として有効であることを確認するため、図3-22「酸素特性試験の試験構成（酸素対策後）」に示す試験体系で□被膜を施した検出素子部に対し水素、酸素、窒素の混合ガスを導入し、水素濃度の計測精度を確認した。試験構成を図3-22に示す。

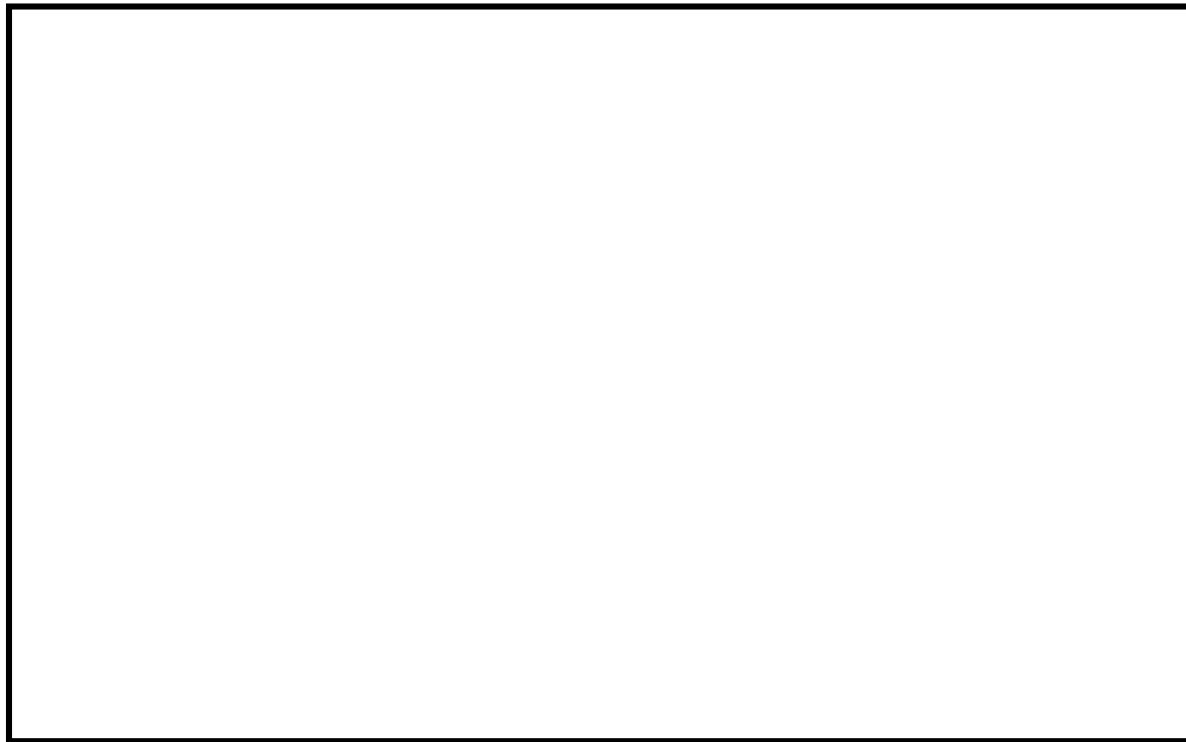


図3-22 酸素特性試験の試験構成（酸素対策後）

酸素特性試験の試験条件は表3-12「酸素特性試験の試験条件（酸素対策後）」に示す通り、2種類の試験条件にて計測精度を評価した。

表3-12 酸素特性試験の試験条件（酸素対策後）

検出素子部温度[°C]		300
サンプルホルダ内圧力		大気圧
水素濃度[vol%]	条件1	3.5
	条件2	10.0
酸素濃度[vol%]		5.0

<試験条件の設定根拠>

300°C：検出素子部の加熱温度である300°Cとした。

大気圧：圧力変動がなく一定であれば問題ないため本試験では大気圧とした。

水素濃度（条件1）：酸素特性試験は水素と酸素が反応し爆発する恐れがあるため、可燃限界である4.0vol%に安全を考慮して、3.5vol%とした。

水素濃度（条件2）：水素燃焼が起きやすい濃度として、酸素濃度5.0vol%の2倍の10vol%とした。

酸素濃度：可燃限界である5.0vol%とした。

試験結果を表 3-13「酸素特性試験の試験結果（酸素対策後）」、図 3-23「酸素特性試験（条件 1）の試験結果（酸素対策後）」、図 3-24「酸素特性試験（条件 2）の試験結果（酸素対策後）」に示す。本試験では直接的に水素濃度は測定しておらず、パラジウム及び白金の抵抗値を測定している。このため、パラジウム及び白金の抵抗値を基に 3.1.1 に示す演算手順と同じ手順で水素濃度を算出した。表 3-13 に示す通り、酸素導入時にも水素濃度を精度内で測定できることを確認できた。また、図 3-23 及び図 3-24 に示す通り、酸素ガスの導入と停止を繰り返し行った時にも、酸素の影響を抑制しており、被膜の有効性を確認できた。

なお、は無機物であり、放射線による劣化を考慮する必要がない。は原子炉格納容器内に設置されている起動領域モニタの MI ケーブルにも使用されており、原子炉格納容器内の環境下での使用実績がある。また、は融点が 1650℃の安定な物質で耐熱性に優れている。さらに、は本水素検出器の保温材としても使用されており、重大事故等時を模擬した環境条件で耐環境試験を行い、健全性を維持できることを確認している。

表 3-13 酸素特性試験の試験結果（酸素対策後）

条件	水素濃度 [vol%]	判定基準 [vol%]*	測定値 [vol%]	誤差 [vol%]	評価結果
1	3.5	1.5~5.5	最大値： <input type="checkbox"/> 最小値： <input type="checkbox"/>	最大値： <input type="checkbox"/> 最小値： <input type="checkbox"/>	良
2	10.0	8.0~12.0	最大値： <input type="checkbox"/> 最小値： <input type="checkbox"/>	最大値： <input type="checkbox"/> 最小値： <input type="checkbox"/>	良

※：判定基準は水素濃度±2.0vol%とした。

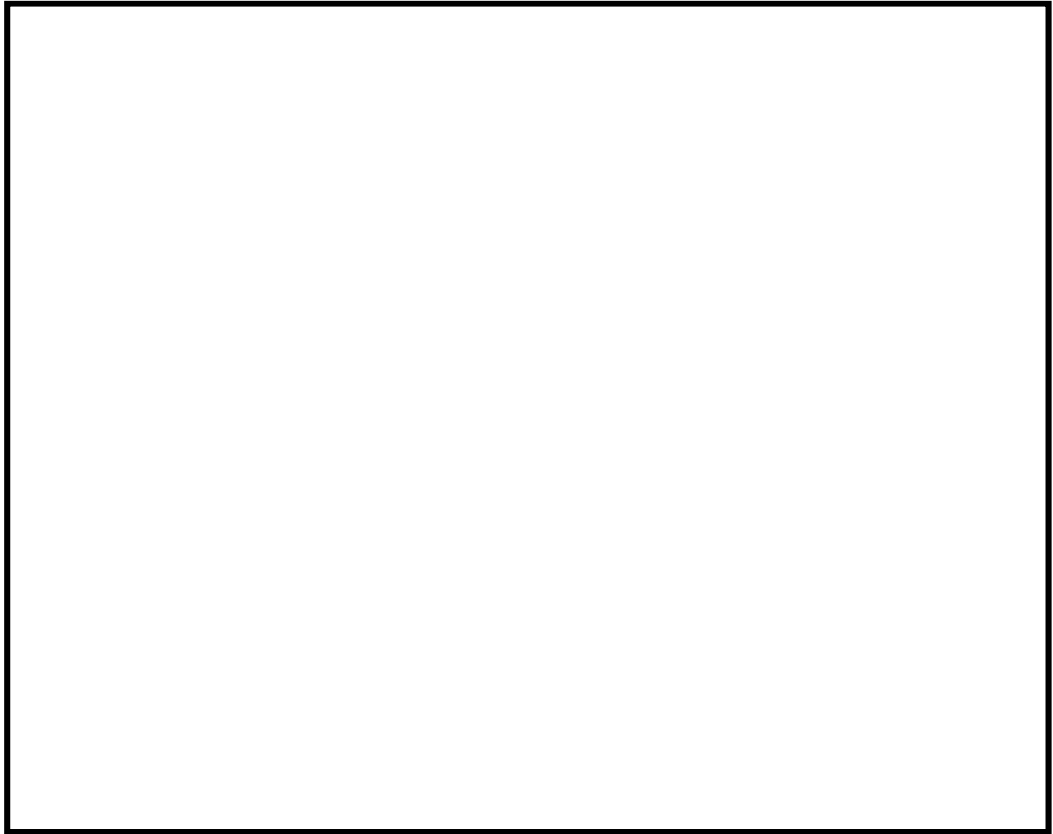


図 3-23 酸素特性試験（条件 1）の試験結果（酸素対策後）

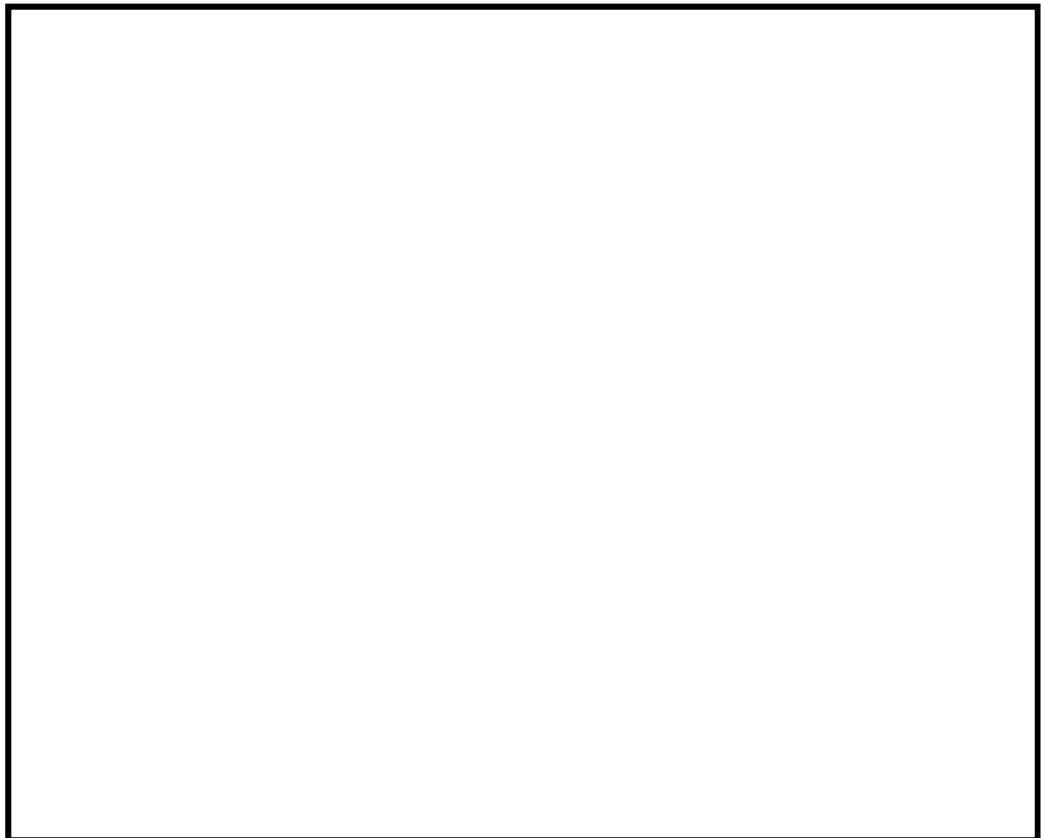


図 3-24 酸素特性試験（条件 2）の試験結果（酸素対策後）

3.5 被毒物質の影響

(1) 被毒物質の抽出

重大事故等時の原子炉格納容器内には、窒素、水素、水蒸気のほかに、酸素、核分裂生成物（ヨウ素等）の物質が含まれると考えられており、これらの物質が被毒として検出器の性能に与える影響を評価する必要がある。

これら原子炉格納容器内で想定される物質のうち、格納容器内水素濃度（SA）に用いるパラジウムのような貴金属触媒に対する被毒物質には、一酸化炭素、硫黄、ハロゲン、重金属、水、ダスト（粉塵）、エアロゾルがある。各々の被毒物質の影響について確認した。

a. 一酸化炭素

熔融炉心とコンクリートの反応により発生し、可燃性ガスの一部としてある程度存在していると考えられる。濃度や温度域によっては水素吸蔵に対する被毒性を有する。

従って、一酸化炭素を被毒物質として考慮し試験対象とした。

b. 硫黄

通常運転時においては、原子炉格納容器内は窒素置換され、かつ、密閉されていることから、これらの被毒物質が原子炉格納容器外より流入することは考えられない。

被毒物のうち、火災の際に発生しうる硫黄成分は、原子炉格納容器内に可燃性物質を極力使用しないこと及び通常運転中窒素置換されていることから発生の可能性はないとしている。

従って、硫黄は被毒物質として考慮しない。

c. ハロゲン、重金属

原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物としては、ヨウ素（I）、臭素（Br）、クリプトン（Kr）、キセノン（Xe）、ウラン（U）、プルトニウム（Pu）等がある。これらのうち、パラジウム表面に吸着して被毒物質となるものは、ハロゲンであるヨウ素、臭素である。これらハロゲンについては、炉内内蔵量のうちハロゲンの50%が放出されると仮定しているため、そのうち約90%を占めるヨウ素と約10%を占める臭素による触媒への影響を考慮する必要がある。このうち、臭素はヨウ素より反応性が高いため化合物を作りやすく、粒子状の形態になると考えられ、格納容器スプレイによって水中に捕捉されるため、臭素の被毒物としての影響はヨウ素を想定することで包絡される。

従って、ヨウ素を被毒物質として考慮し試験対象とした。

d. 水

異物のうち、水に対しては、検出器上部に被水防止カバーを設置しており、検出器は被水の影響を受けない設計としている。

なお、水は被毒物質として考慮し、蒸気環境を含む環境試験を実施しており健全性を維持していることを確認している。

e. ダスト（粉塵）

ダスト（粉塵）に関してはLOCA発生時に、破断配管からのジェット流によって保温材が破損し、ダスト（粉塵）が発生する可能性がある。原則、金属反射保温材を使用するため、ダスト（粉塵）の発生量は少量と考えられることから、固体粒子が一様にパラジウム表面を覆うことは考えられない。また、ダスト（粉塵）は格納容器スプレイによって水中に捕捉されることから、影響は少ないと考えられる。

従って、ダスト（粉塵）は被毒物質として考慮しない。

f. エアロゾル

核分裂生成物のうち、エアロゾル（セシウム化合物他）として原子炉格納容器内に存在する物質は、格納容器スプレイによって水中に捕捉され、格納容器スプレイ作動後は速やかに濃度が低下するが、原子炉格納容器内の存在量の観点からその影響を考慮し、エアロゾルを試験対象とした。

以上より一酸化炭素、ヨウ素及びエアロゾルを反応阻害物質とし被毒影響を検討することとした。

(2) 被毒物質の影響評価

(1)の通り、一酸化炭素、ヨウ素及びエアロゾルを被毒物質として選定した。なお、ヨウ素については、NUREG-1465^{*}や文献等を参考に、ヨウ素の形態から派生する物質についても影響評価を実施する。

パラジウムの被毒影響を評価するため抽出した物質による浸漬又は暴露による評価を行い、水素濃度測定及び応答性を確認した結果、検出性能に与える影響が最も大きいものはヨウ素であることが分かったので、ヨウ素について対策を実施することとした。評価結果を表3-14「被毒物質の抽出結果」に示す。

※Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants,
NUREG-1465, February 1995

表 3-14 被毒物質の抽出結果 (1/2)

形態	抽出理由	評価対象	影響の有無 (評価結果)
一酸化炭素 (CO)	a. 一酸化炭素 熔融炉心とコンクリートの反応により発生し、可燃性ガスの一部としてある程度存在していると考えられる。濃度や温度域によっては白金触媒に対する被毒性を有することから被毒物質として選定した。	対象	影響無し ・一酸化炭素に暴露し、水素濃度測定、応答性を確認。 ・判定基準内であることから影響無しと評価した。
ヨウ素 (I ₂)	c. ハロゲン, 重金属 CsI+H ₂ O⇌CsOH+I+1/2H ₂ の反応により生成され、スプレイ水のpH調整が行われた場合は、格納容器内のヨウ素の1~5%程度がこの形態と評価されている。一方、pH調整が行えない場合は、元素状ヨウ素(I ₂ やHI)が多数を占めると評価されている。白金触媒に対して被毒性を有することが知られており、被毒物質として選定した。	対象	影響有り ⇒対策実施 ・ヨウ素環境下において、水素濃度測定、応答性を確認。 ・判定基準を逸脱したことから影響有りと評価した。
ヨウ化メチル (CH ₃ I)	c. ハロゲン, 重金属 格納容器内の有機物と反応し、この物質が生成され、ヨウ素の4%程度がこの形態と評価されている。 被毒影響のあるヨウ素より派生する化学形態であり、被毒物質として選定した。	対象	影響無し ・ヨウ化メチルに暴露し、水素濃度測定、応答性を確認。 ・判定基準内であることから影響無しと評価した。

表 3-14 被毒物質の抽出結果 (2/2)

形態	抽出理由	試験対象	影響の有無 (試験結果)
ヨウ化エチル (C ₂ H ₅ I) ジヨードメタン (CH ₂ I ₂)	c. ハロゲン, 重金属 CH ₃ I よりも発生量が少ないため (CH ₃ I, C ₂ H ₅ I, CH ₂ I ₂ は約 80%, 約 5%, 約 15%の形態で存在するとされている), CH ₃ I の試験により代表化することで対象 外とした。	対象外	—
ヨウ化水素 (HI)	c. ハロゲン, 重金属 CsI+H ₂ O⇌CsOH+HI の反応により生成され, スプレイ水の pH 調整が行われた場合は, 格納容器内のヨウ素の 1~5%程度がこの 形態と評価されている。一方, pH 調整が 行えない場合は, 元素状ヨウ素 (I ₂ やHI) が多数を占めると評価されていることか ら被毒物質として選定した。 なお, 揮発性であり, 毒性を有することか ら取り扱いの観点からも, 揮発させた I ₂ をサンプルガス (水素含む) に混合させる ことで I ₂ の試験により代表化した。	(対象)※	—
ヨウ化セシウム (CsI)	f. エアロゾル 代表的な白金触媒に対する被毒物質とは 考えられないが, よう素の大部分は CsI の 形態で存在しているとされており, 存在 量の観点からその影響が無視できない可 能性があると考え, 被毒物質として選定 した。	対象	影響少ない ・ヨウ化セシウム水溶液に浸漬 し, 水素濃度測定, 応答性を確 認。 ・水素濃度測定は判定基準内であ ったが, 応答性は若干の判定基 準の逸脱が確認されたため, 影 響少ないと評価した。

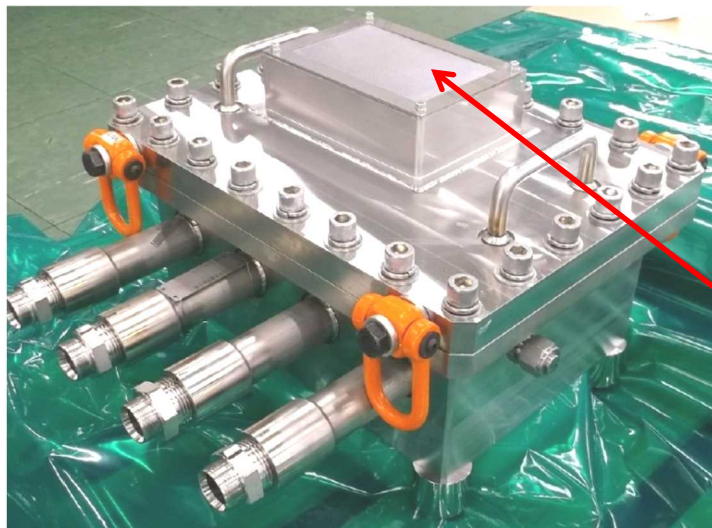
※()は直接的に当該物質を対象とした試験を行わないが, ヨウ素の試験により代表化することで対象とした物質を意味する。

(3) 格納容器内水素濃度 (SA) のヨウ素対策について

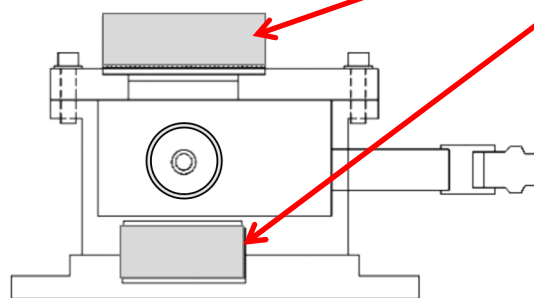
パラジウムがヨウ素環境下にあるとヨウ素と反応してヨウ化パラジウムに変化し、水素の吸蔵性能が低下し、格納容器内水素濃度 (SA) の水素計測に影響を与えることを確認したことから、対策として検出器容器の開口部にヨウ素を補集するヨウ素フィルタを設置した。ヨウ素フィルタ付き検出器の外観を図3-25「ヨウ素フィルタ付き検出器外観」に示す。

ヨウ素フィルタを設置することによる悪影響については、ダストによるヨウ素フィルタの目詰まりが想定されるが、水素などの気体を完全に遮断するものではないと考えられる。

なお、ダストは格納容器スプレイによって捕捉されるため、格納容器内水素濃度 (SA) はダストの影響は受けないが、仮にダストが検出器上部の開口部に堆積した場合でも、開口部は上下にあることから計測に悪影響を与えるものではない。



ヨウ素フィルタ



(側面図)

図3-25 ヨウ素フィルタ付き検出器写真

ヨウ素フィルタの有効性を確認するためヨウ素フィルタ付き検出器に対しヨウ素試験を実施している。試験条件を表 3-15「ヨウ素試験の試験条件」、試験構成を図 3-26「ヨウ素試験の試験構成」に示す。ヨウ素を一定の流量で流した状態で水素ガスの導入と停止を繰り返し、検出器の計測精度を評価した。

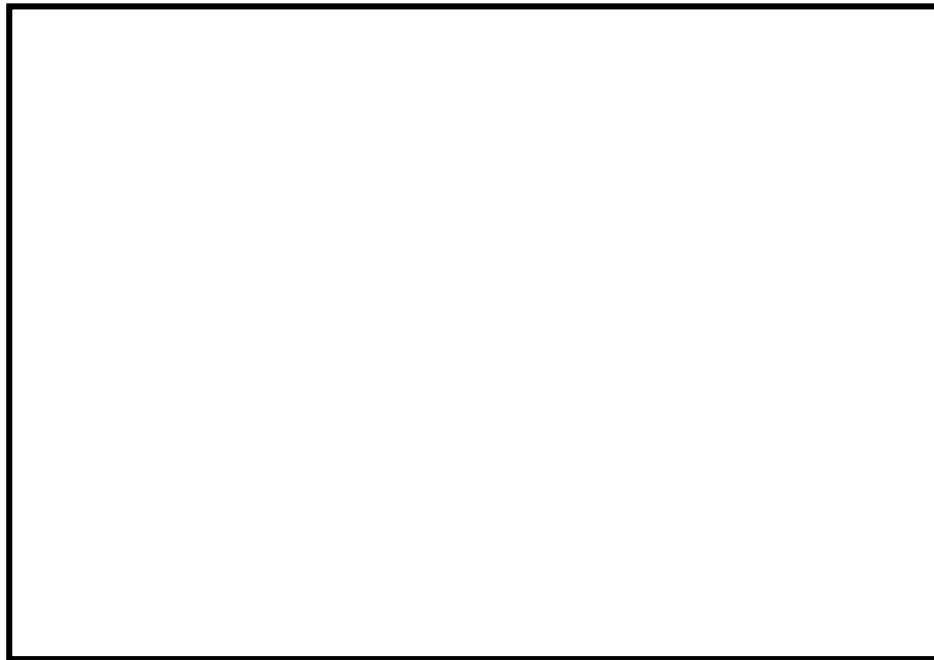


図 3-26 ヨウ素試験の試験構成

表 3-15 ヨウ素試験の試験条件

試験環境	200℃, 大気圧, 水蒸気
検出素子部の温度	□℃ ± □℃
ヨウ素積算流入量[mg/m ³ ・時間]	□※
連続時間[時間]	72
水素濃度[vol%]	0.0, 4.0

※：「実用発電用原子炉及びその付属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」審査資料（第五十条：原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備，第五十九条：運転員が原子炉制御室にとどまるための設備）の記載値を考慮して設定しており，重大事故等時の条件を包絡。

<試験条件の設定根拠>

200℃：原子炉格納容器の限界温度である 200℃とした。

大気圧：圧力変動がなく一定であれば問題ないため本試験では大気圧とした。

水蒸気：重大事故等時の環境条件を模擬するため水蒸気とした。

ヨウ素積算流入量：72 時間で重大事故等時に想定されるヨウ素の 7 日間の積算流入量を包絡する流入量とした。

水素濃度：可燃限界である 4.0vol%とした。

試験結果を表 3-16「ヨウ素試験結果」、図 3-27「ヨウ素試験結果」に示す。表 3-16 及び図 3-27 に示す通り、ヨウ素環境下においても水素導入時にパラジウムの抵抗値が変化しており、指示値が精度内であることから、ヨウ素環境下でも水素検出が可能であることを確認した。

表 3-16 ヨウ素試験結果

水素濃度[vol%]	判定基準[vol%]※	測定値[vol%]	誤差[vol%]	評価結果
4.0	2.0~6.0	最大値： <input type="text"/> 最小値： <input type="text"/>	最大値： <input type="text"/> 最小値： <input type="text"/>	良

※：判定基準は水素濃度±2.0vol%とした。



図 3-27 ヨウ素試験結果

3.6 格納容器内水素濃度 (SA) の耐震性について

加振試験において、格納容器内水素濃度 (SA) を加振台に設置し、表 3-17 「格納容器内水素濃度 (SA) の加振試験の結果」に示す加速度を加えた後で格納容器内水素濃度 (SA) が機能的な健全性が確保されていることを確認している。

表 3-17 格納容器内水素濃度 (SA) の加振試験の結果

方向	格納容器内水素濃度 (SA)
X 方向	4G
Y 方向	4G
Z 方向	2G

3.7 格納容器内水素濃度 (SA) の電源供給について

格納容器内水素濃度 (SA) 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できる設計とする。

電源供給については図 3-28 「格納容器内水素濃度 (SA) の電源概略構成図」に示す。

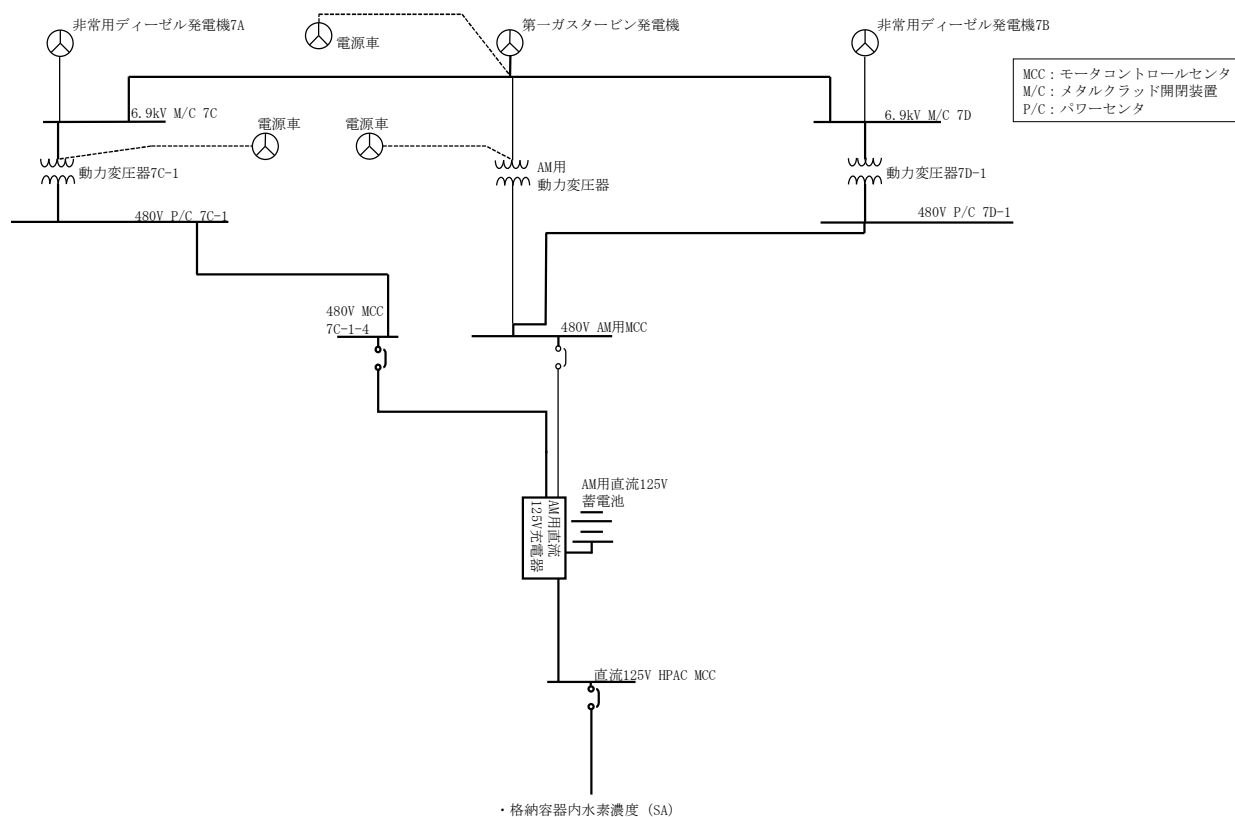


図 3-28 格納容器内水素濃度 (SA) の電源概略構成