

本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

女川原子力発電所第2号機 工事計画審査資料	
資料番号	02-工-B-05-0012_改2
提出年月日	2021年7月1日

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

目 次

1.	概要	1
2.	基本方針	1
2.1	設計基準対象施設に関する計測	1
2.1.1	計測結果の記録の保存	1
2.1.2	安全保護装置の不正アクセス行為等の被害の防止	1
2.2	重大事故等対処設備に関する計測	2
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装置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	8
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	46
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	58
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	78
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	80
3.1.7	原子炉格納容器本体の水位を計測する装置	85
3.1.8	原子炉建屋内の水素ガス濃度を計測する装置	91
3.1.9	その他重大事故等対処設備の計測装置	95
3.2	計測装置の計測結果の表示，記録及び保存	123
3.2.1	計測結果の指示又は表示	123
3.2.2	設計基準対象施設に関する計測結果の記録及び保存	123
3.2.3	重大事故等対処設備に関する計測結果の記録及び保存	123
3.3	安全保護装置	129
3.3.1	不正アクセス行為等の被害の防止	129
4.	計測装置の計測範囲及び警報動作範囲	133

別添 1 格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)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の使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止するために必要な措置について説明する。

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

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

2. 基本方針

2.1 設計基準対象施設に関する計測

2.1.1 計測結果の記録の保存

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

2.1.2 安全保護装置の不正アクセス行為等の被害の防止

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

被害を防止することができる設計とする。

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

2.2 重大事故等対処設備に関する計測

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雰囲気酸素濃度、格納容器内雰囲気水素濃度、格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)は、原子炉格納容器内の雰囲気ガスの酸素濃度及び水素濃度を測定できる設計とする。また、フィルタ装置出口水素濃度は、炉心の著しい損傷が発生した場合に、原子炉格納容器外に水素ガスを排出する場合の排出経路における水素濃度を測定できる設計とする。これらの計測装置は、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、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から給電が可能な設計とする。

2.2.2 静的触媒式水素再結合装置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装置動作監視装置は静的触媒式水素再結合装置の作動状態を監視できる設計とする。また、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備のうち、監視設備である原子炉建屋内水素濃度は、原子炉建屋原子炉棟内に検出器を設置し、水素濃度を測定できる設計とする。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、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から給電が可能な設計とする。

2.2.3 重大事故等の対処に必要なパラメータの計測又は推定

技術基準規則第 73 条及びその解釈に基づき、重大事故等が発生し、当該重大事

故等に対処するために監視することが必要なパラメータとして、原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量、原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び酸素濃度、原子炉建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。）の故障又は故障が疑われ、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために必要なパラメータを計測する設備を設置又は保管する設計とする。

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

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

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

原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度等想定される重大事故等の対応に必要な炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータは、計測又は監視及び記録できる設計とする。

また、計測結果は、中央制御室に指示又は表示し、原則、中央制御室で記録及び保存できる設計とする。

重大事故等の対処に必要なパラメータは、データ収集装置、SPDS 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は，「3.3 安全保護装置」に示す。

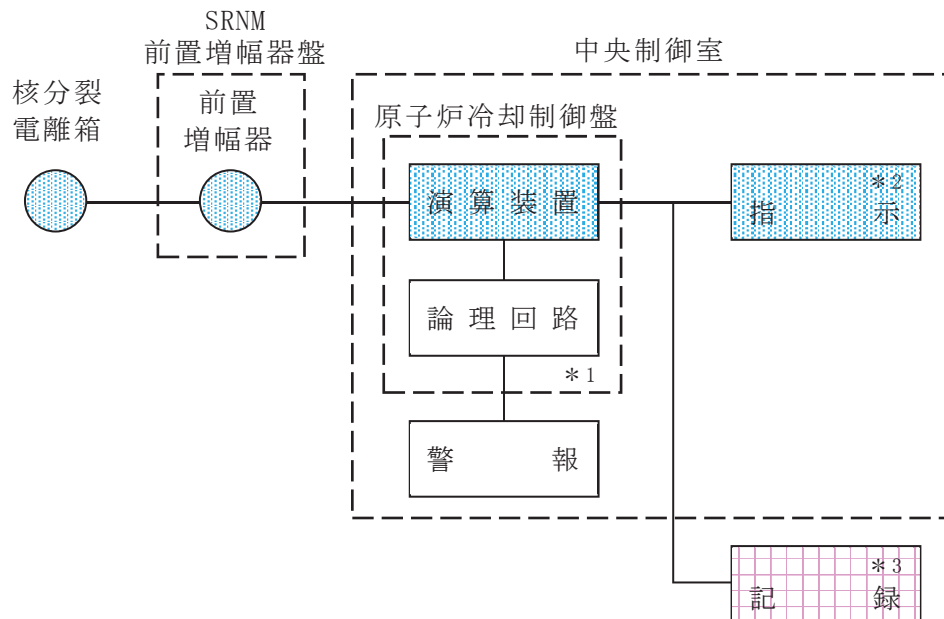
3.1 計測装置の構成

3.1.1 起動領域計測装置（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，中央制御室の演算装置にて中性子束レベルに変換する処理を行った後，中性子束レベルを中央制御室に指示する。また，SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2 計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

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



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

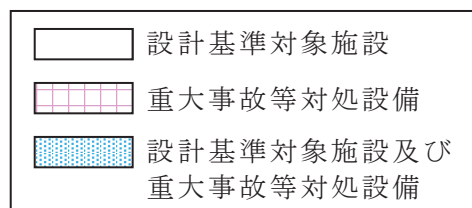
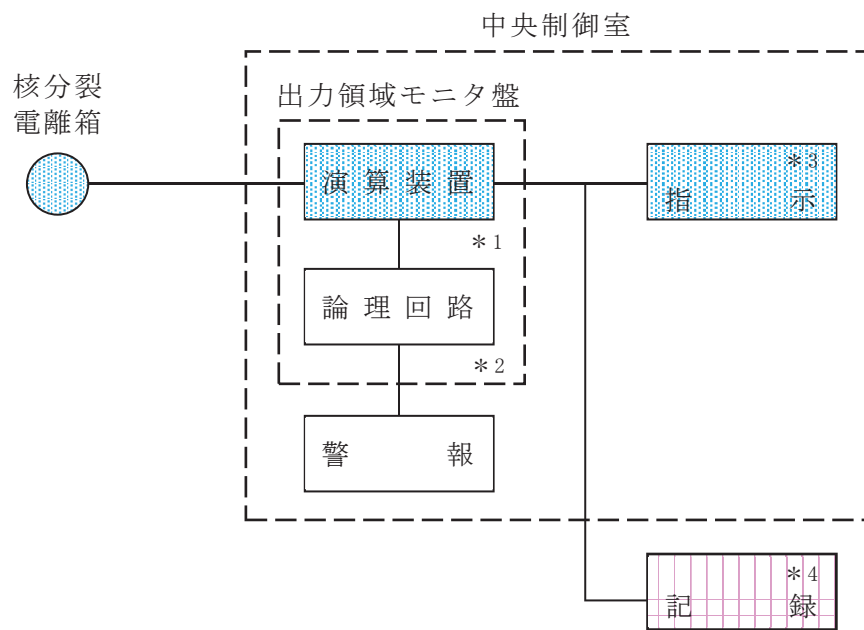


図 3.1.1-1 起動領域モニタの概略構成図

(2) 出力領域モニタ

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

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



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

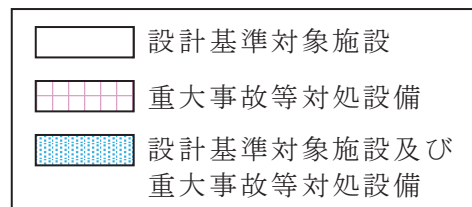


図 3.1.1-2 出力領域モニタの概略構成図

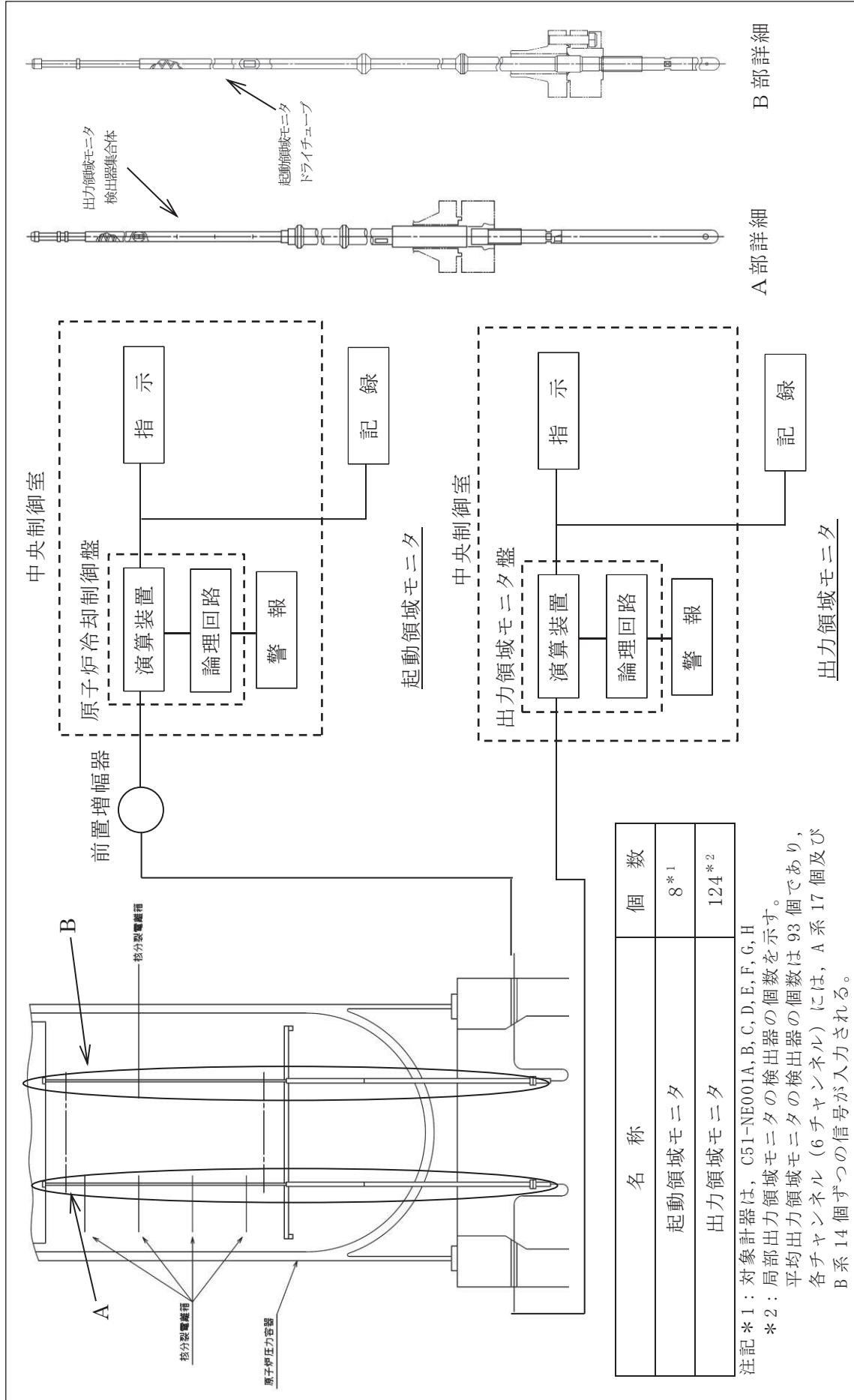


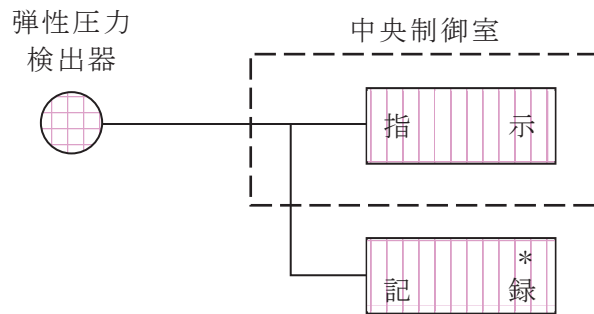
図 3.1.1-3 検出器の構造図 (起動領域モニタ, 出力領域モニタ)

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

(1) 高圧代替注水系ポンプ出口圧力

高圧代替注水系ポンプ出口圧力は，重大事故等対処設備としての機能を有しており，高圧代替注水系ポンプ出口圧力の検出信号は，弾性圧力検出器からの電流信号を，中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後，高圧代替注水系ポンプ出口圧力を中央制御室に指示する。また，SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2 計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

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



注記*：SPDS 伝送装置

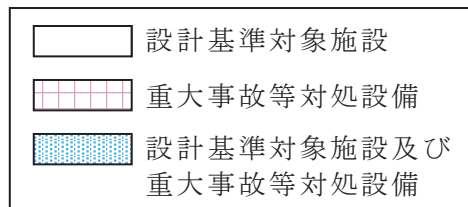


図 3.1.2-1 高圧代替注水系ポンプ出口圧力の概略構成図

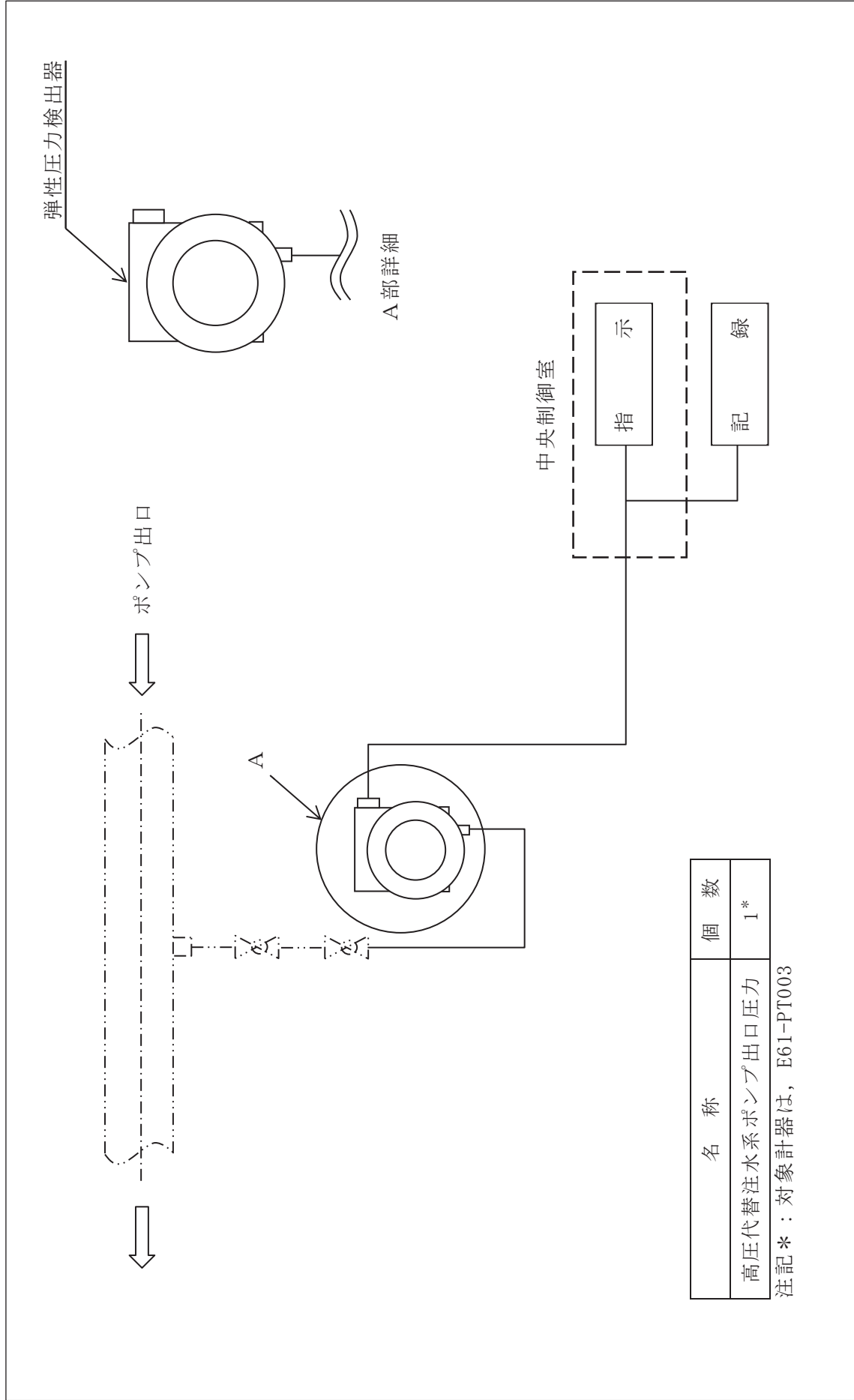


図 3.1.2-2 検出器の構造図 (高圧代替注水系ポンプ出口圧力)

(2) 直流駆動低圧注水系ポンプ出口圧力

直流駆動低圧注水系ポンプ出口圧力は、重大事故等対処設備の機能を有しており、直流駆動低圧注水系ポンプ出口圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を、中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後、直流駆動低圧注水系ポンプ出口圧力を中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

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

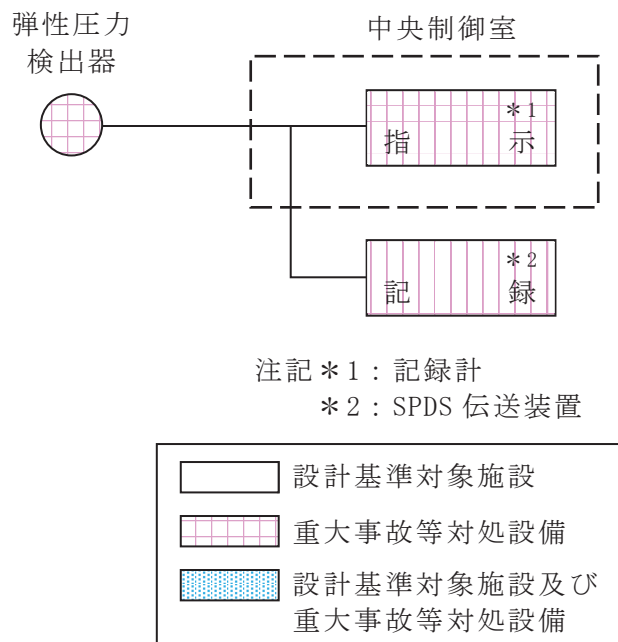


図 3.1.2-3 直流駆動低圧注水系ポンプ出口圧力の概略構成図

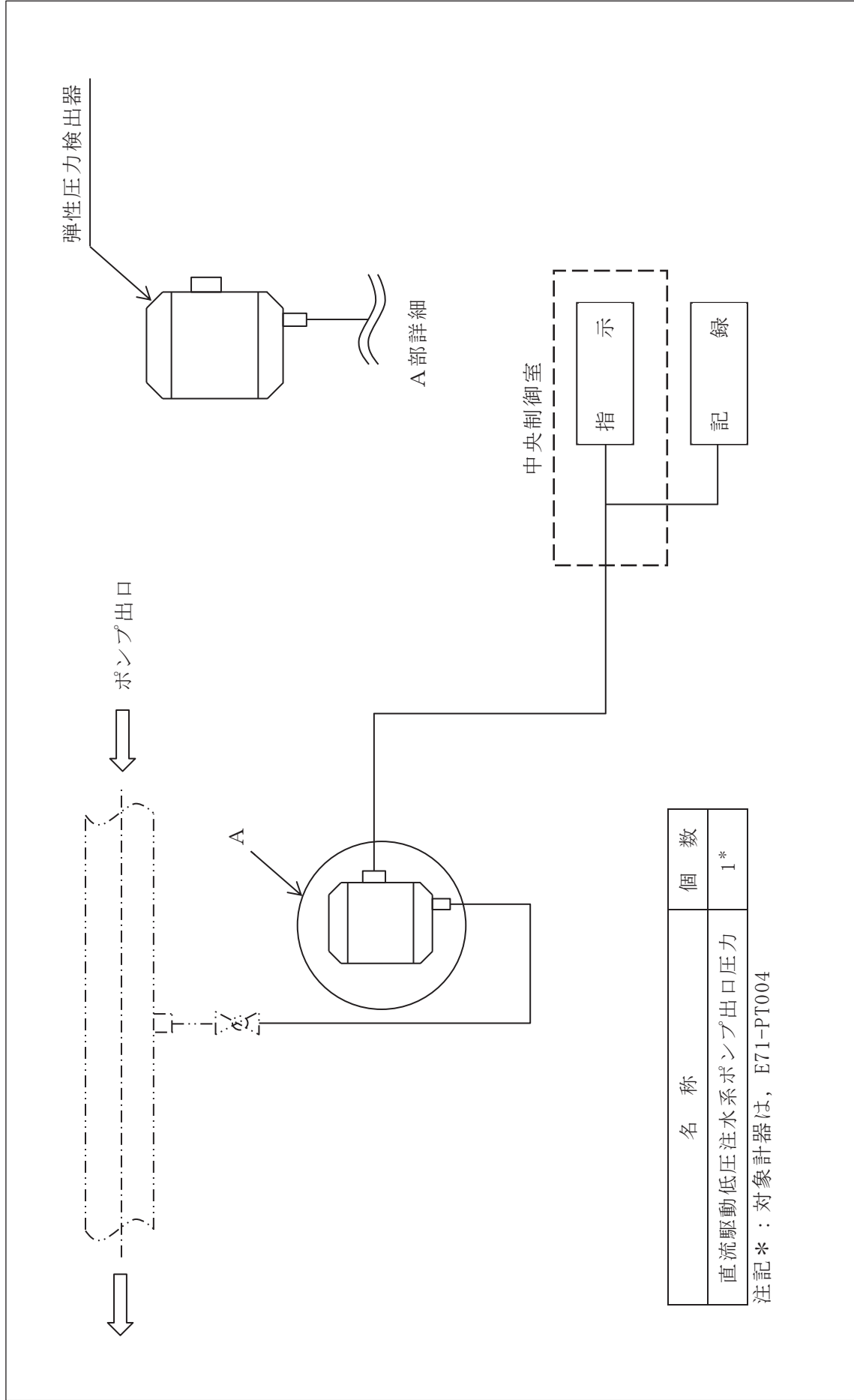
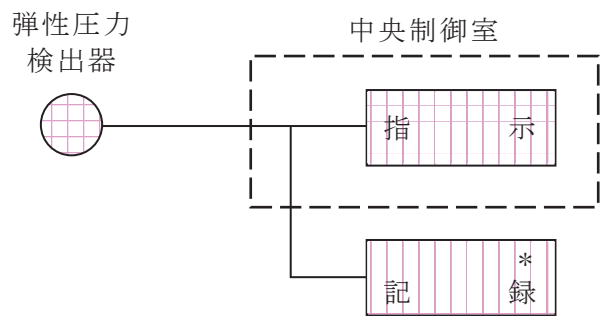


図 3.1.2-4 検出器の構造図（直流駆動低圧注水系ポンプ出口圧力）

(3) 代替循環冷却ポンプ出口圧力

代替循環冷却ポンプ出口圧力は、重大事故等対処設備の機能を有しており、代替循環冷却ポンプ出口圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を、中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後、代替循環冷却ポンプ出口圧力を中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

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



注記* : SPDS 伝送装置

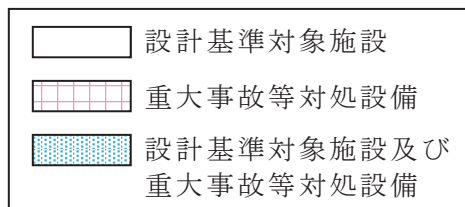


図 3.1.2-5 代替循環冷却ポンプ出口圧力の概略構成図

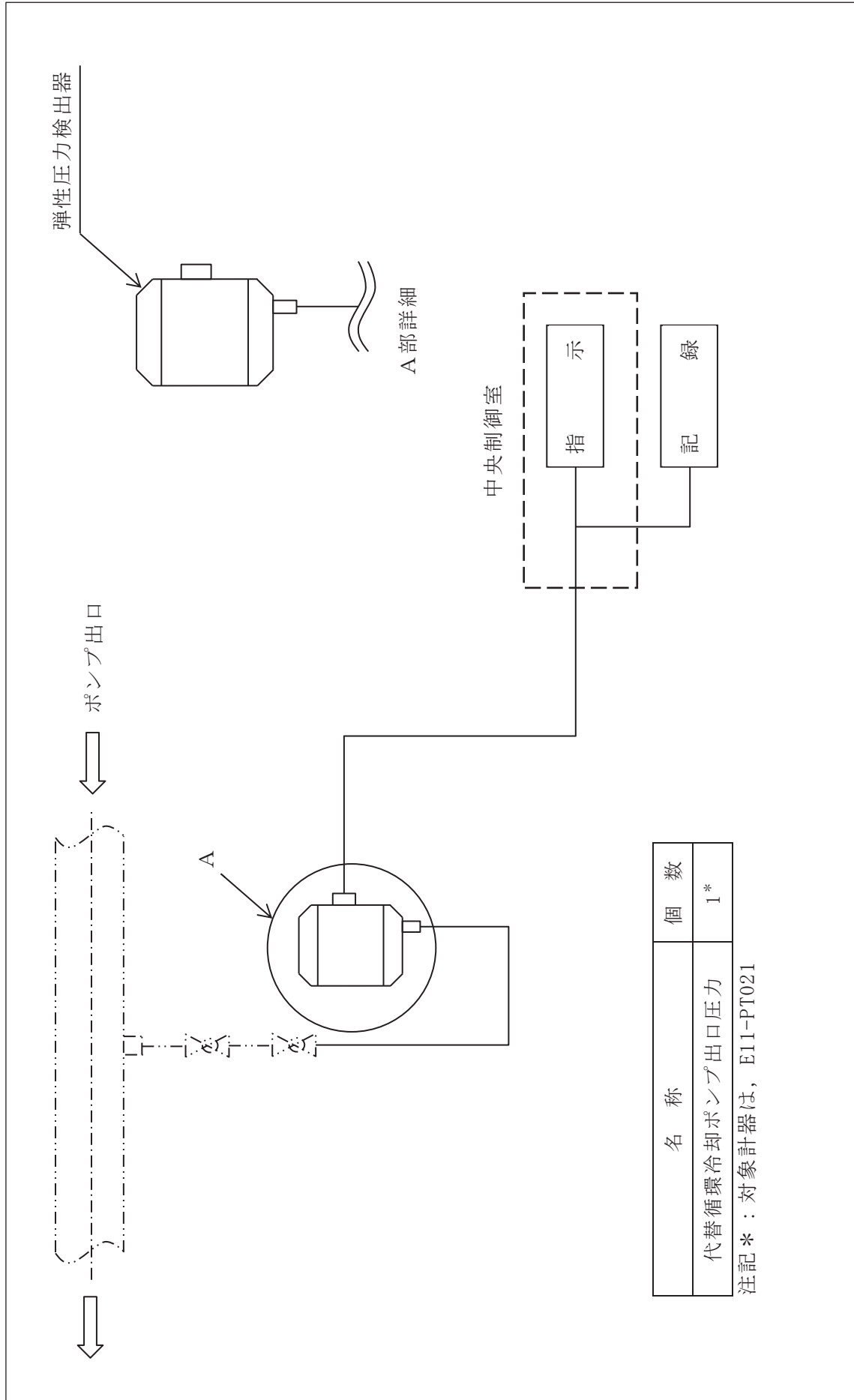


図 3.1.2-6 検出器の構造図 (代替循環冷却ポンプ出口圧力)

(4) 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力

原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を、中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力を中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

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

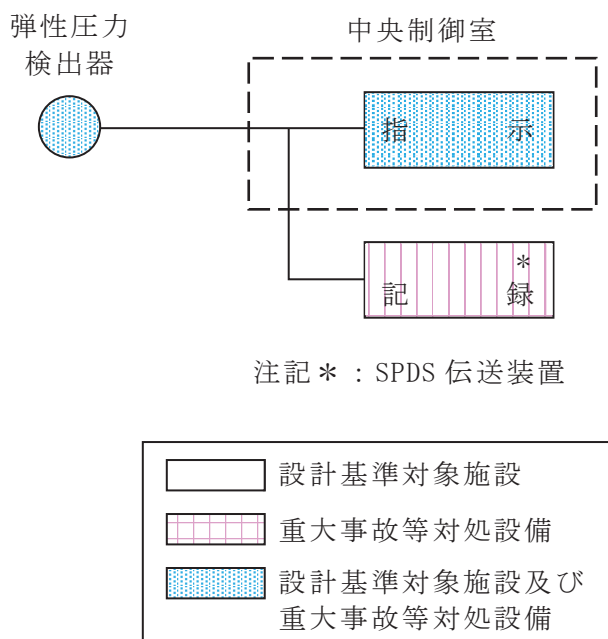


図 3.1.2-7 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力の概略構成図

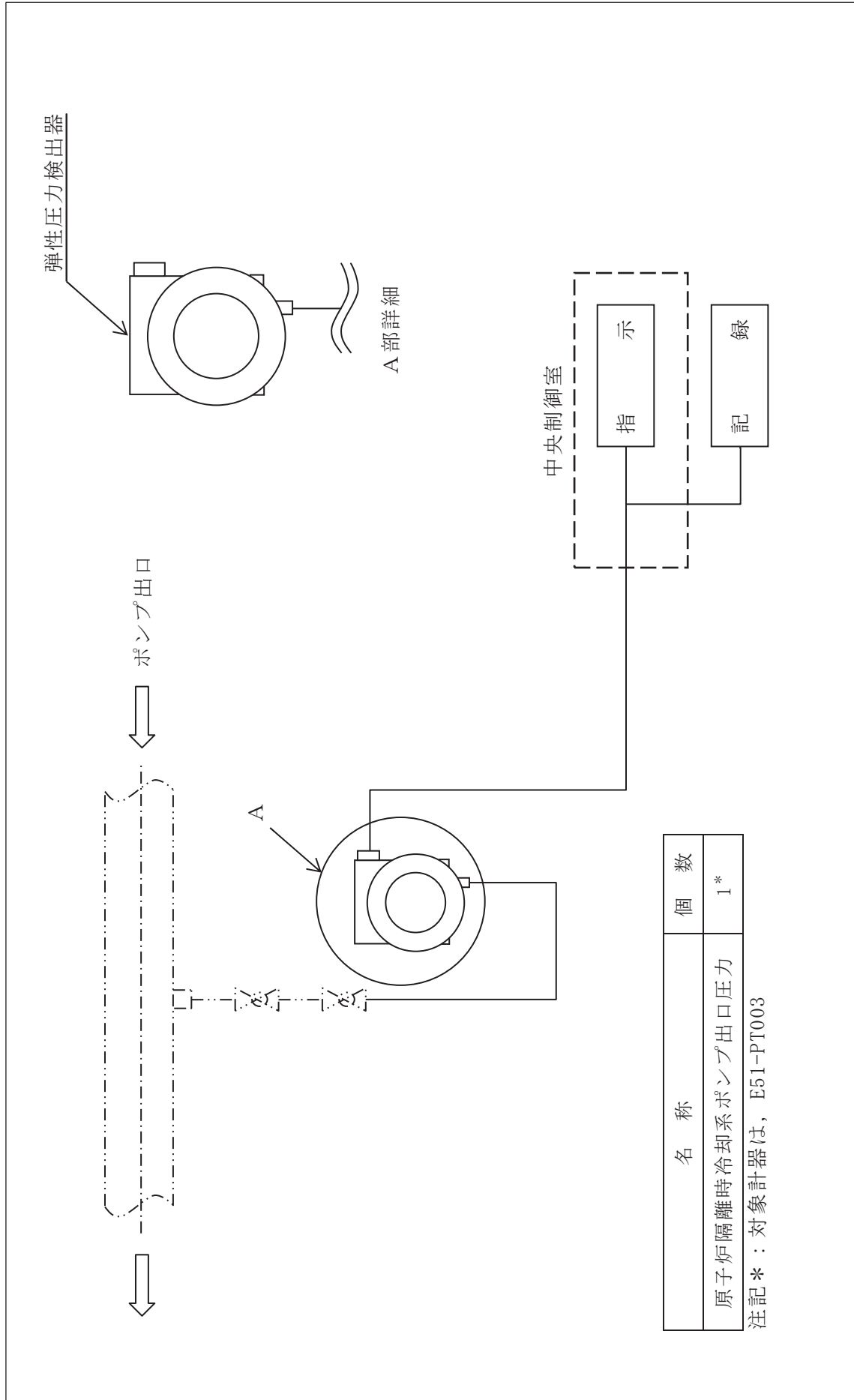


図 3.1.2-8 検出器の構造図 (原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力)

(5) 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力

高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を、中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後、高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力を中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

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

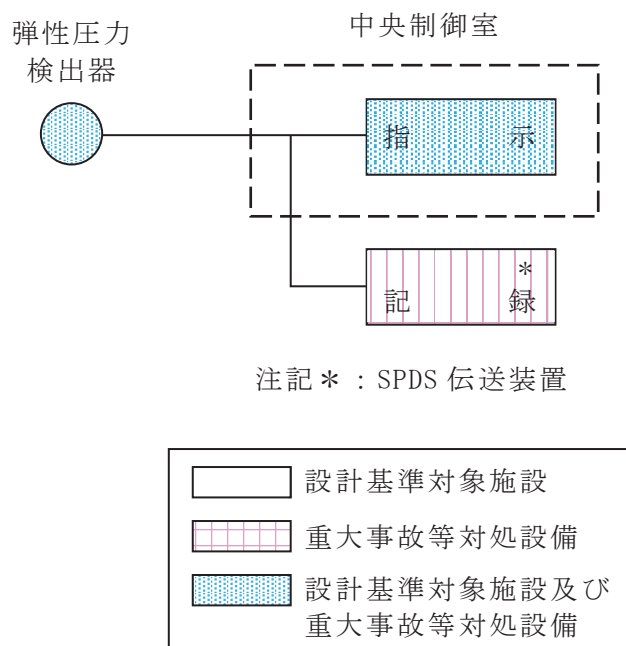


図 3.1.2-9 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力の概略構成図

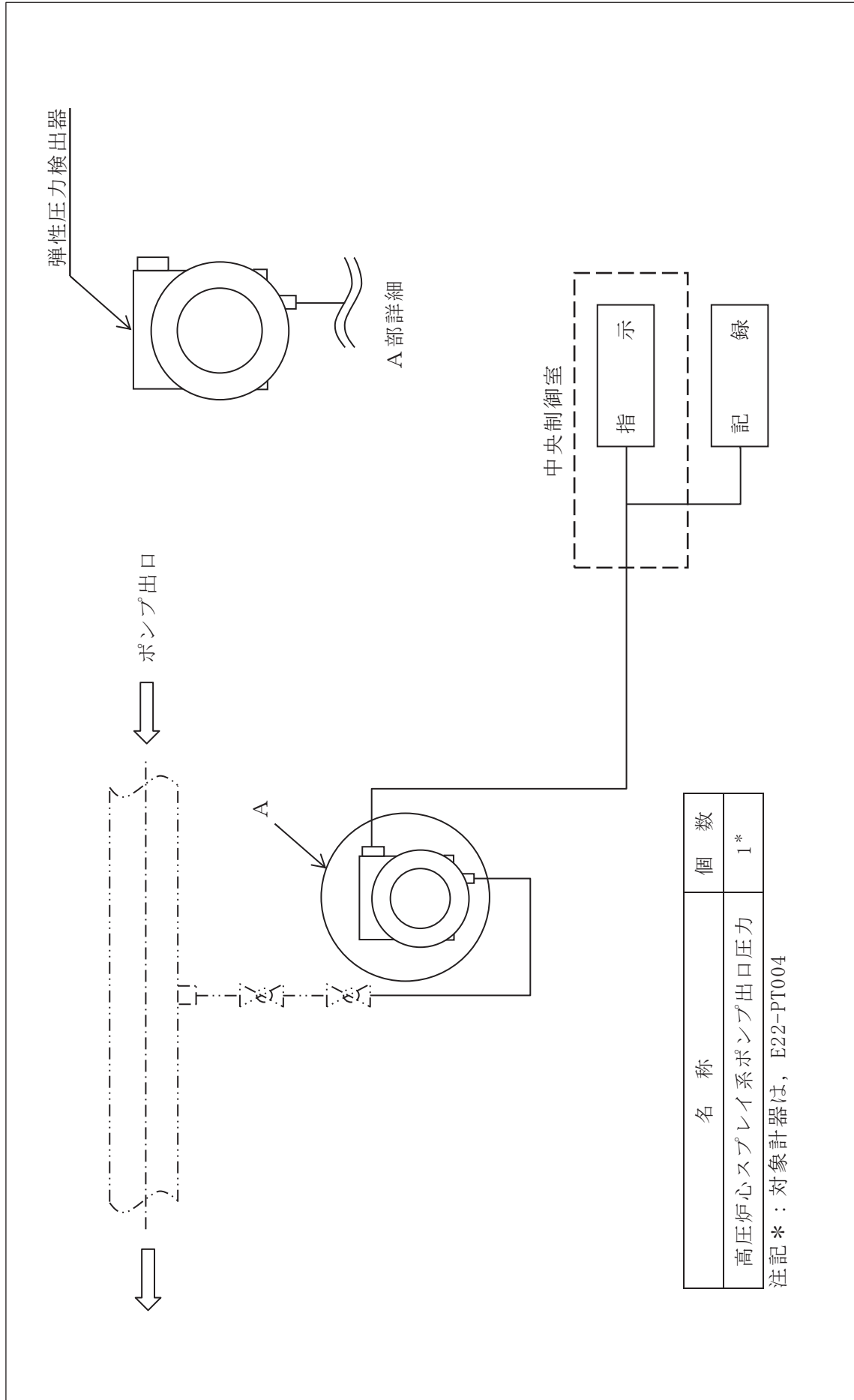


図 3.1.2-10 検出器の構造図 (高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力)

(6) 残留熱除去系ポンプ出口圧力

残留熱除去系ポンプ出口圧力は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、残留熱除去系ポンプ出口圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を、中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後、残留熱除去系ポンプ出口圧力を中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

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

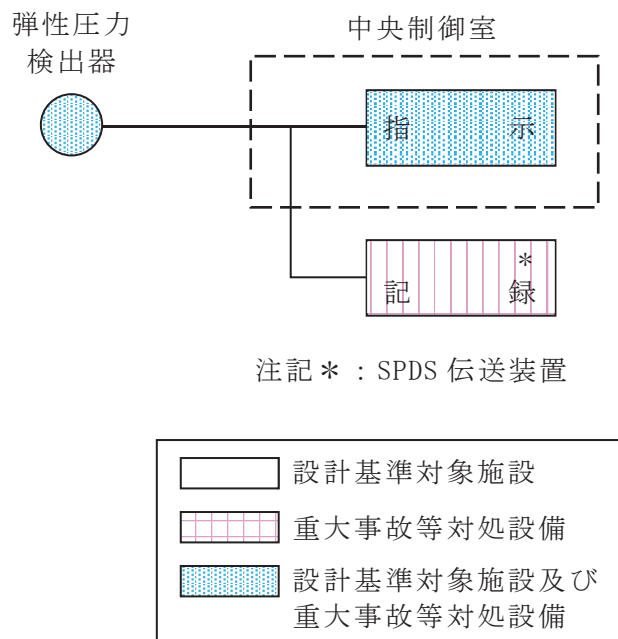


図 3.1.2-11 残留熱除去系ポンプ出口圧力の概略構成図

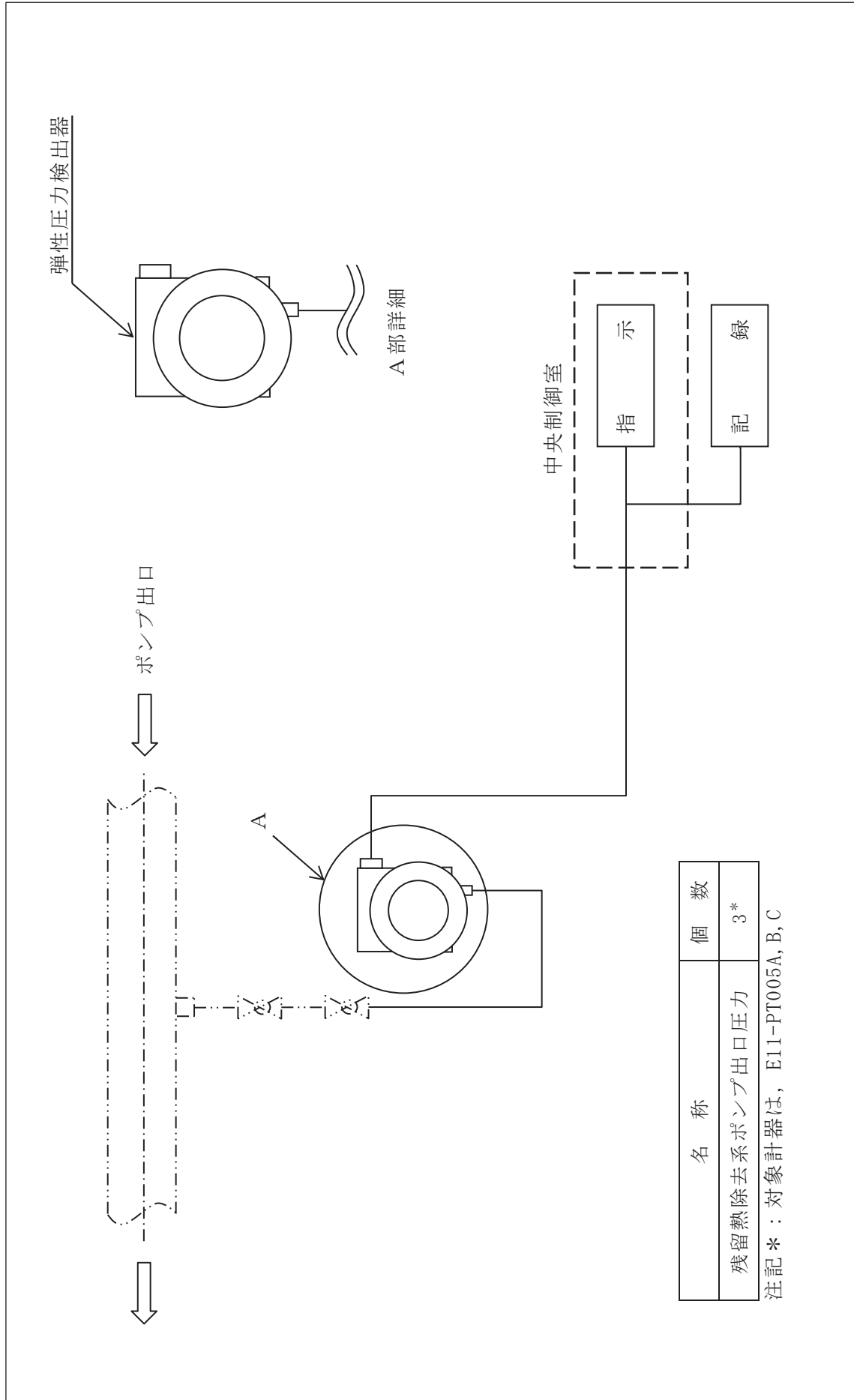


図 3.1.2-12 検出器の構造図（残留熱除去系ポンプ出口圧力）

(7) 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力

低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力の検出信号は，弾性圧力検出器からの電流信号を，中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後，低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力を中央制御室に指示する。また，SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2 計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

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

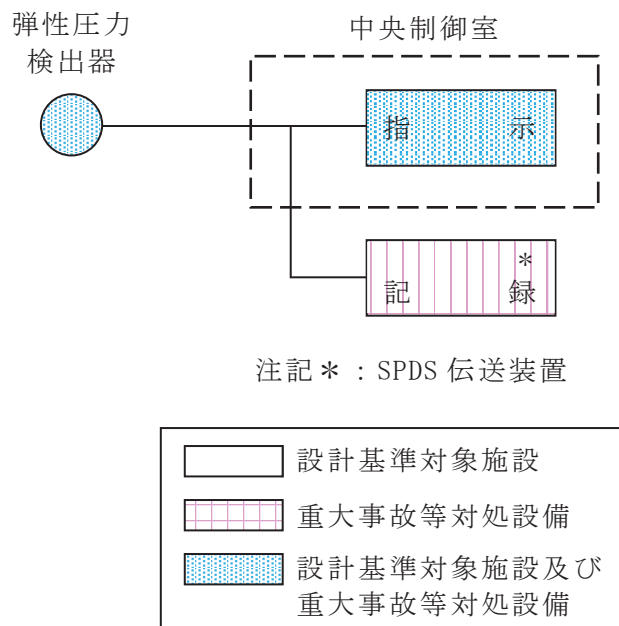


図 3.1.2-13 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力の概略構成図

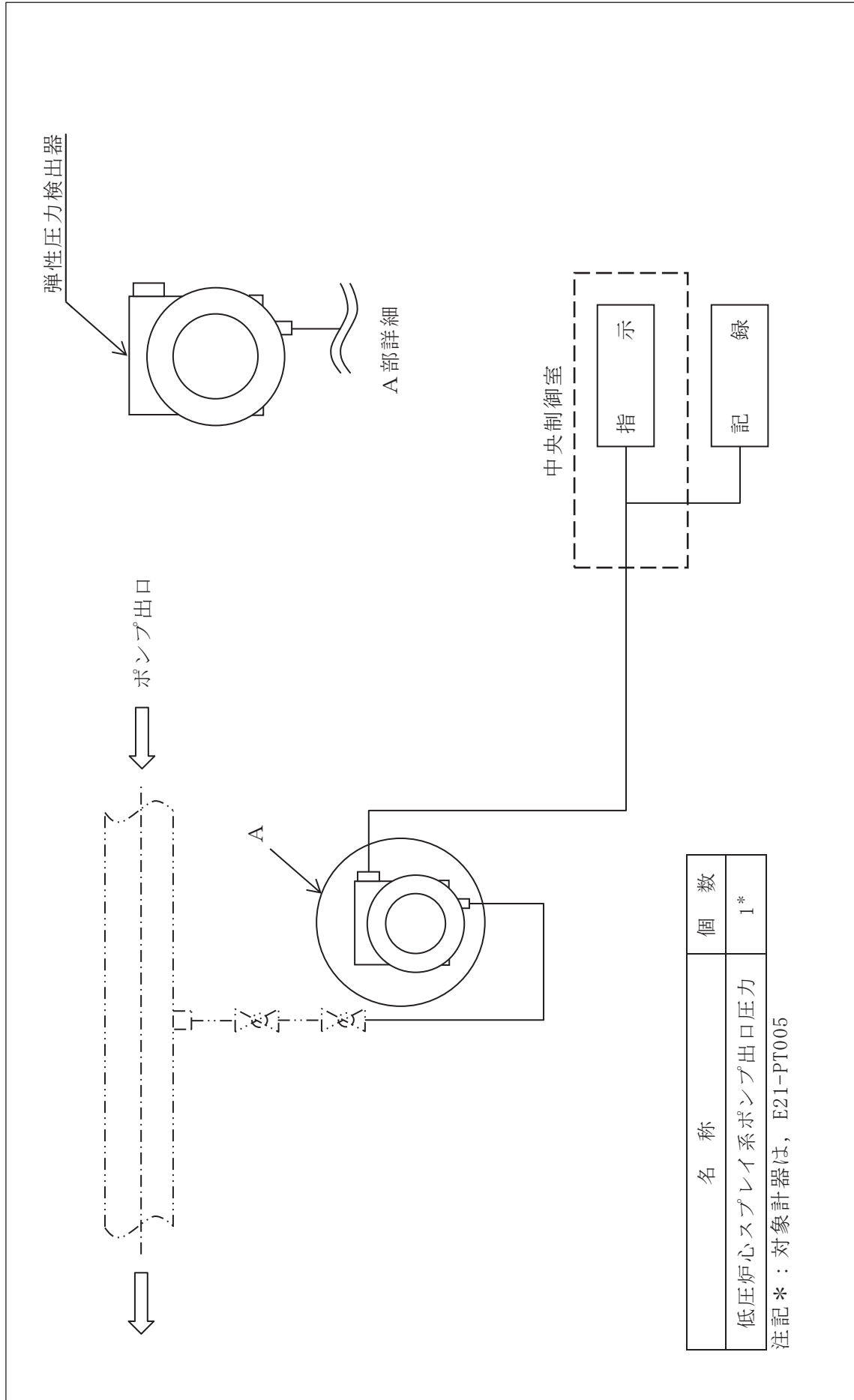
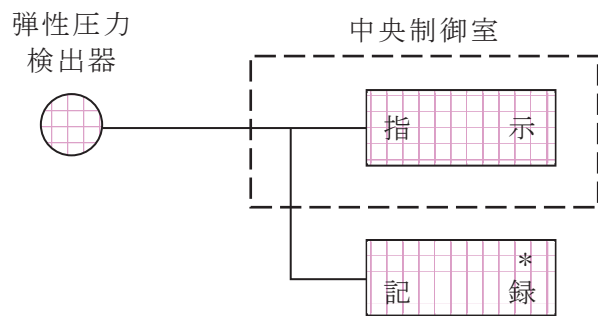


図 3.1.2-14 検出器の構造図（低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力）

(8) 復水移送ポンプ出口圧力

復水移送ポンプ出口圧力は、重大事故等対処設備の機能を有しており、復水移送ポンプ出口圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を、中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後、復水移送ポンプ出口圧力を中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

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



注記* : SPDS 伝送装置

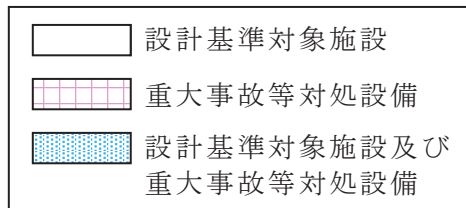


図 3.1.2-15 復水移送ポンプ出口圧力の概略構成図

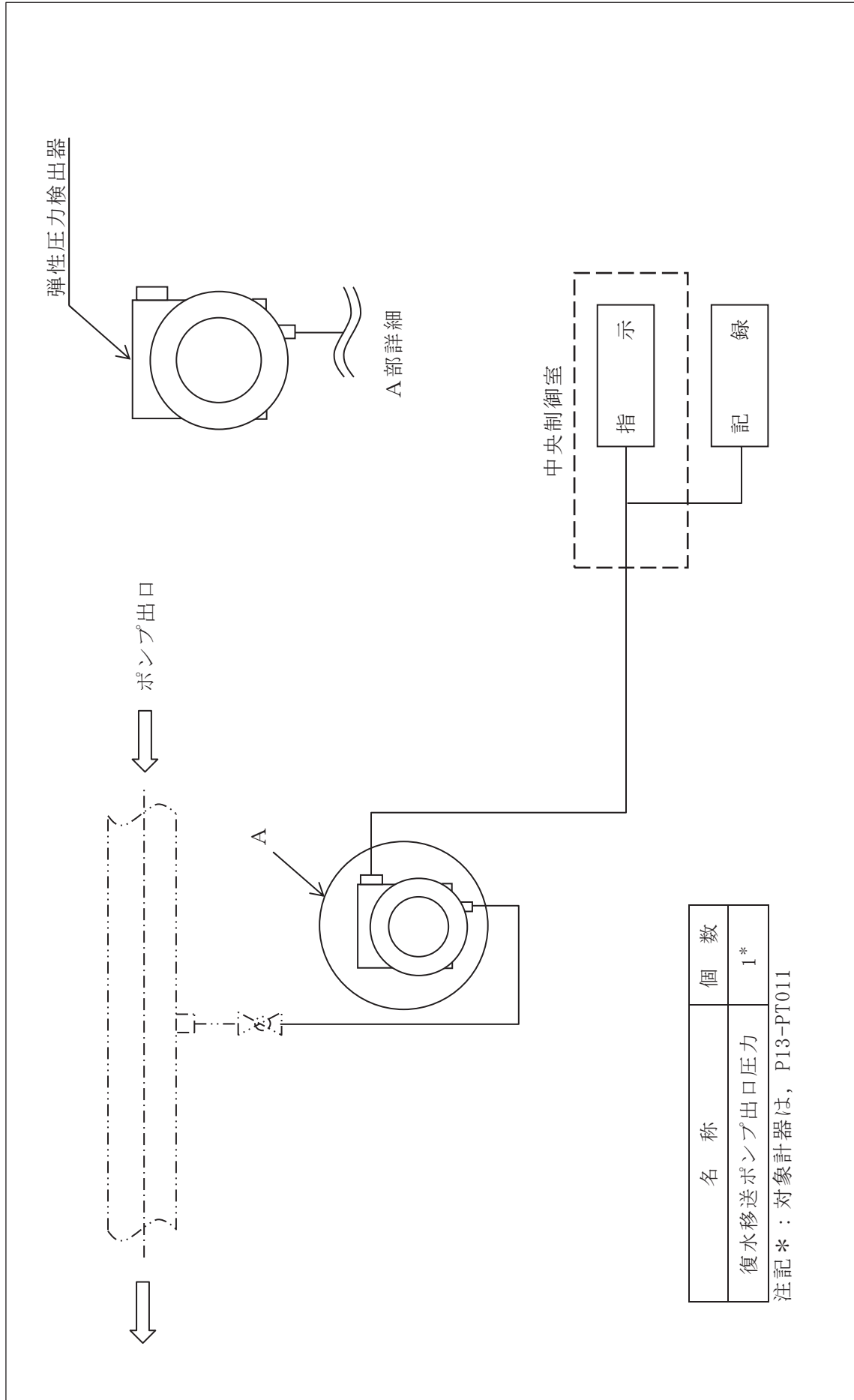
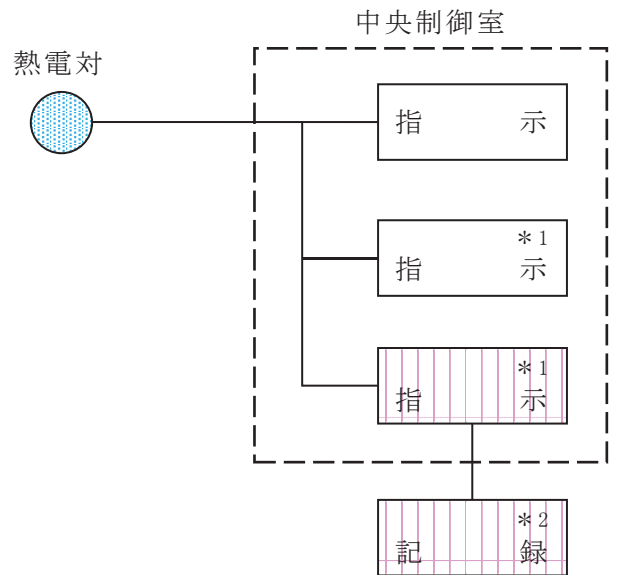


図 3.1.2-16 検出器の構造図（復水移送ポンプ出口圧力）

(9) 残留熱除去系熱交換器入口温度

残留熱除去系熱交換器入口温度は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，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，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，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，SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2 計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

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



注記 * 1 : 記録計
* 2 : SPDS 伝送装置

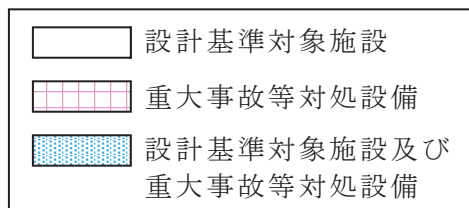


図 3. 1. 2-17 残留熱除去系熱交換器入口温度の概略構成図

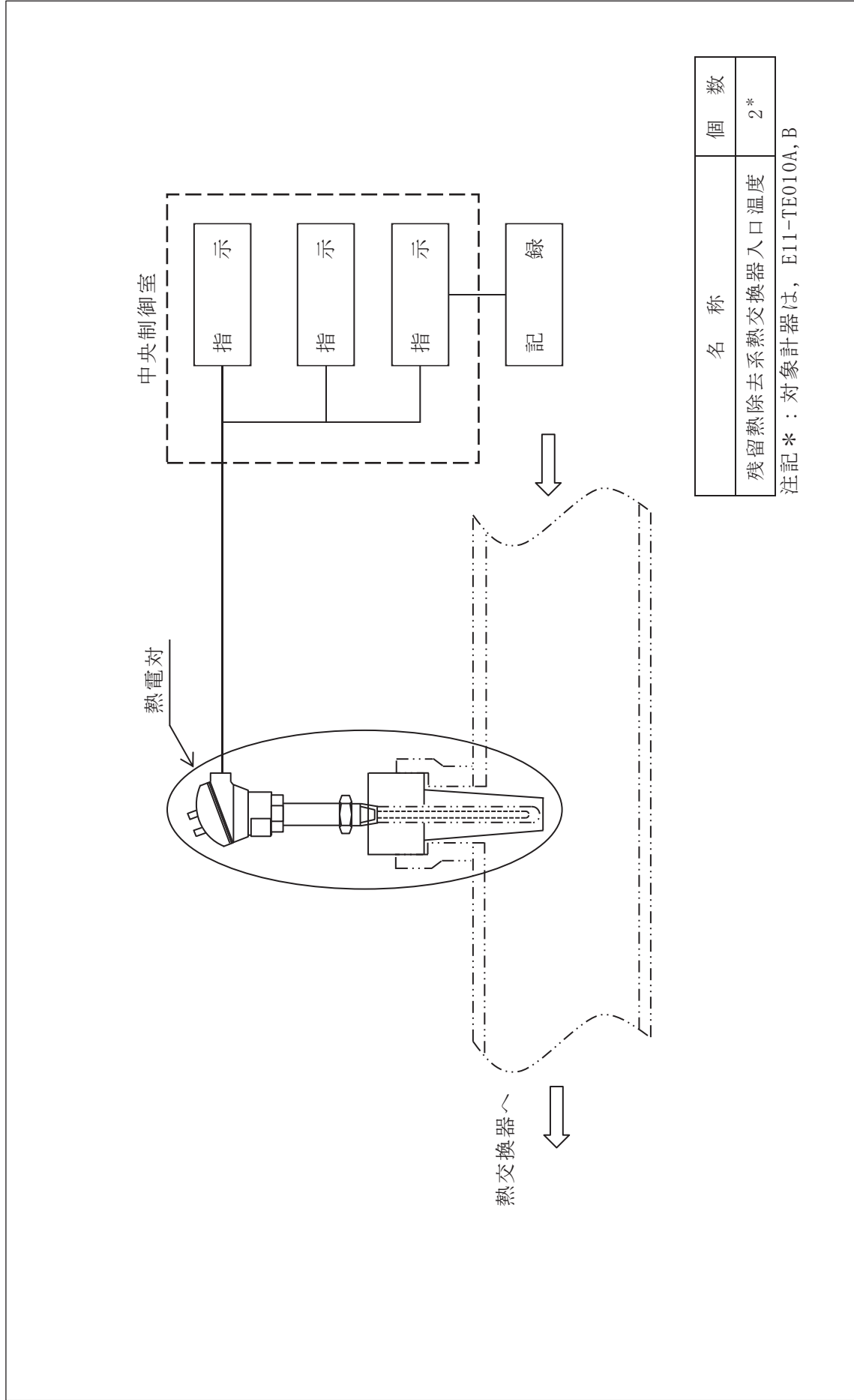
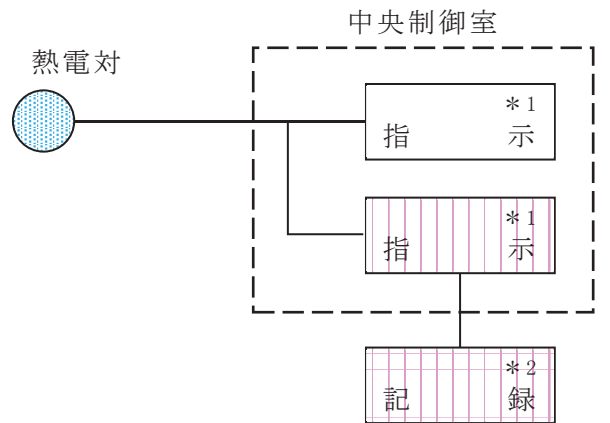


図 3.1.2-18 検出器の構造図 (残留熱除去系熱交換器入口温度)

(10) 残留熱除去系熱交換器出口温度

残留熱除去系熱交換器出口温度は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、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、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、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、SPDS伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

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



注記*1：記録計
*2：SPDS 伝送装置

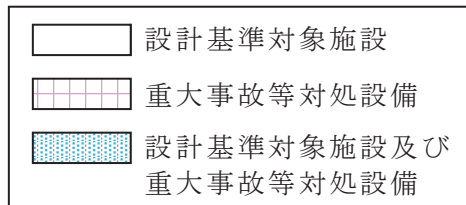
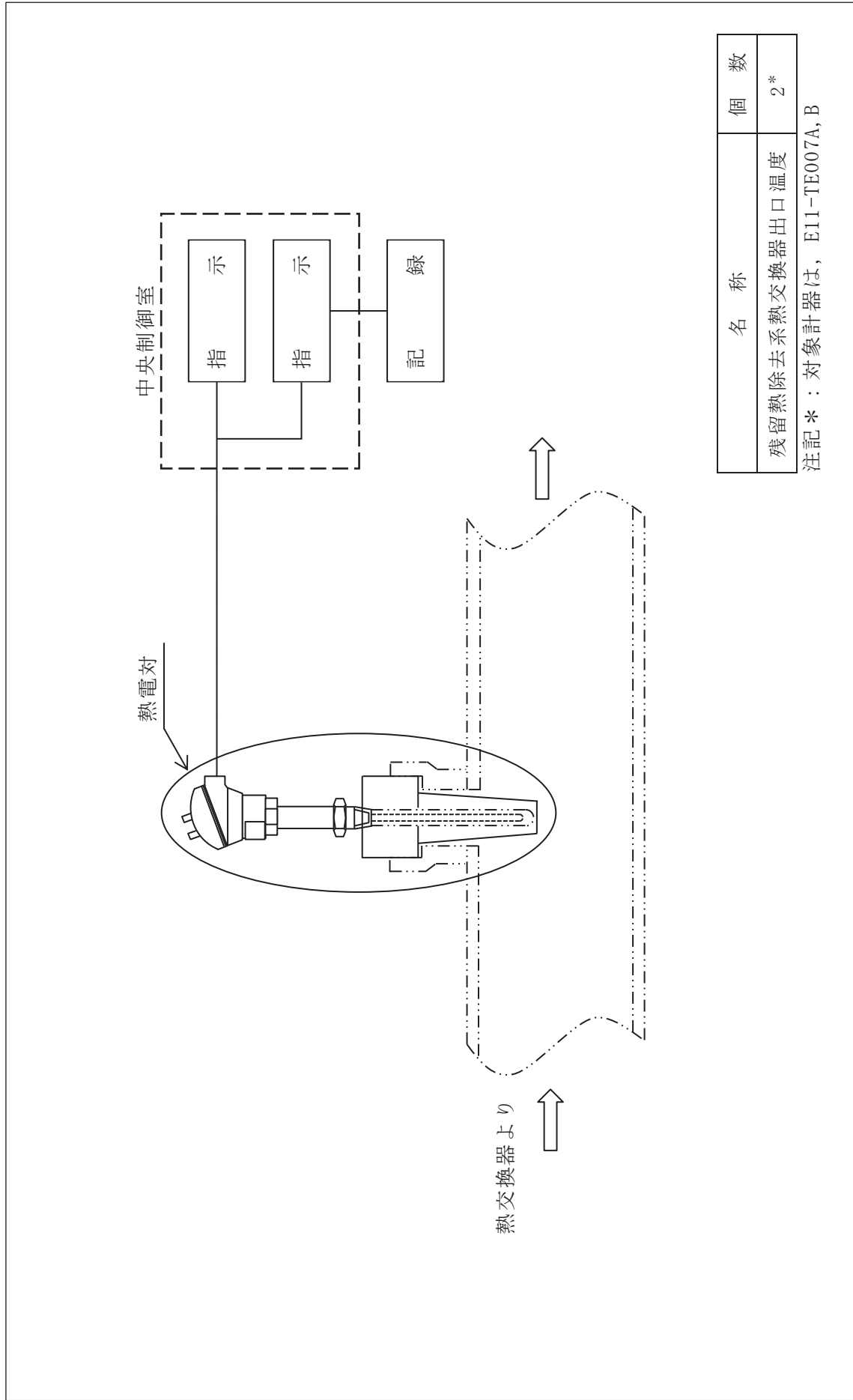


図 3.1.2-19 残留熱除去系熱交換器出口温度の概略構成図



名 称	個 数
残留熱除去系熱交換器出口温度	2*

注記* : 対象計器は, E11-TE007A, B

図 3. 1. 2 - 20 検出器の構造図 (残留熱除去系熱交換器出口温度)

(11) 高圧代替注水系ポンプ出口流量

高圧代替注水系ポンプ出口流量は、重大事故等対処設備の機能を有しており、高圧代替注水系ポンプ出口流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を、中央制御室の演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、高圧代替注水系ポンプ出口流量を中央制御室に指示する。また、SPDS伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

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

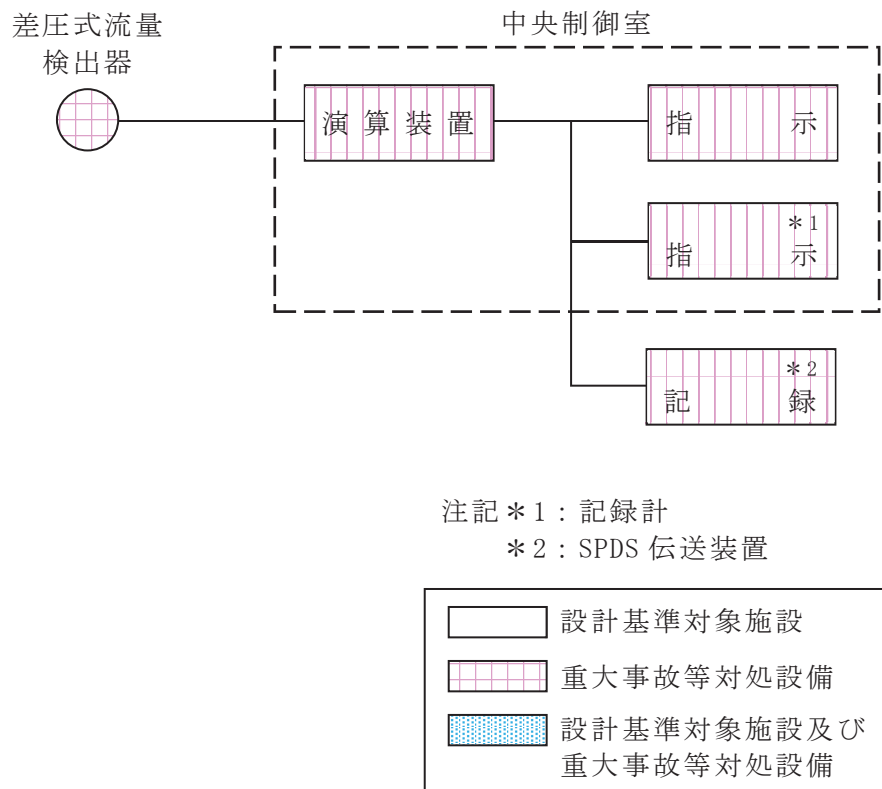


図 3.1.2-21 高圧代替注水系ポンプ出口流量の概略構成図

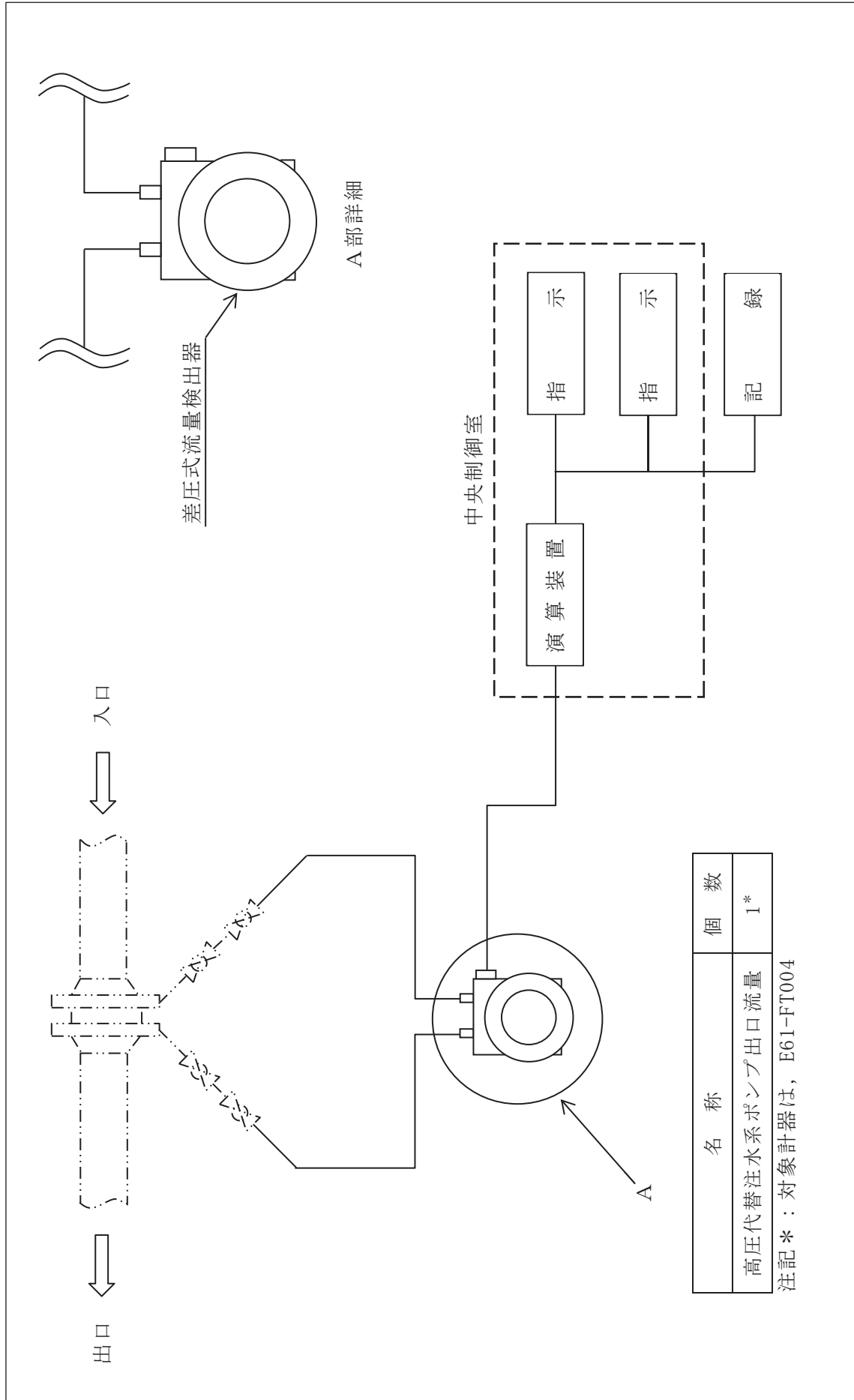
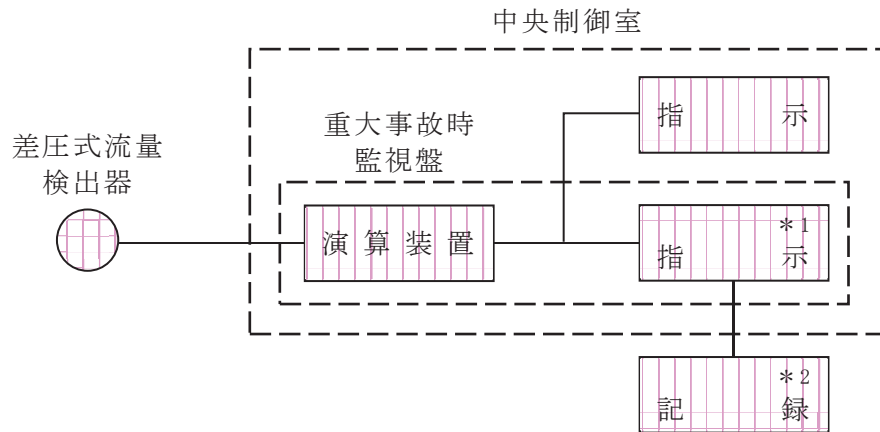


図 3.1.2-22 検出器の構造図 (高圧代替注水系ポンプ出口流量)

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

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



注記*1：記録計
 *2：SPDS伝送装置

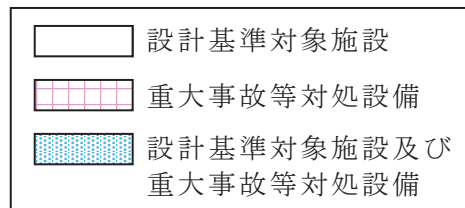


図 3.1.2-23 残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）の概略構成図

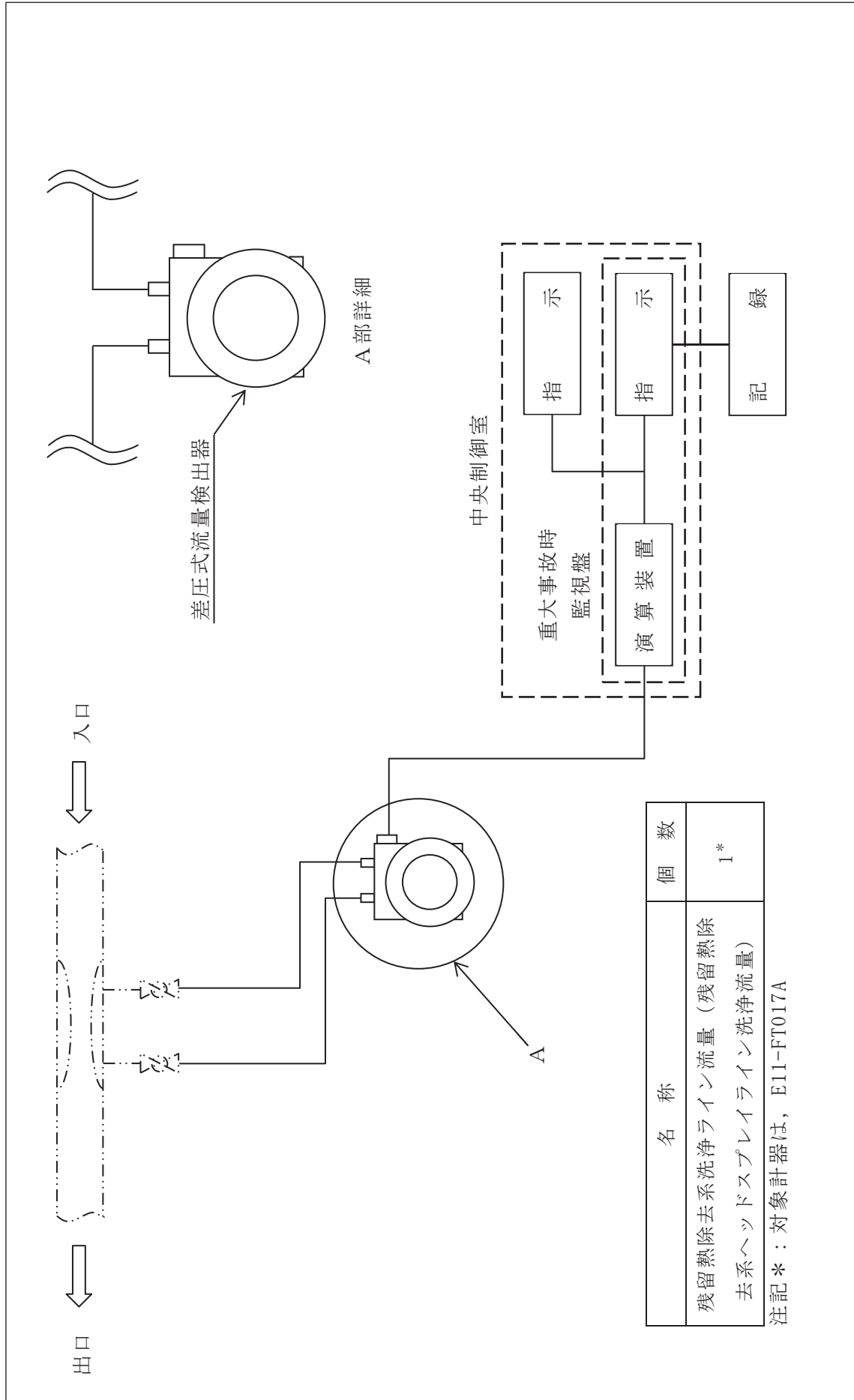
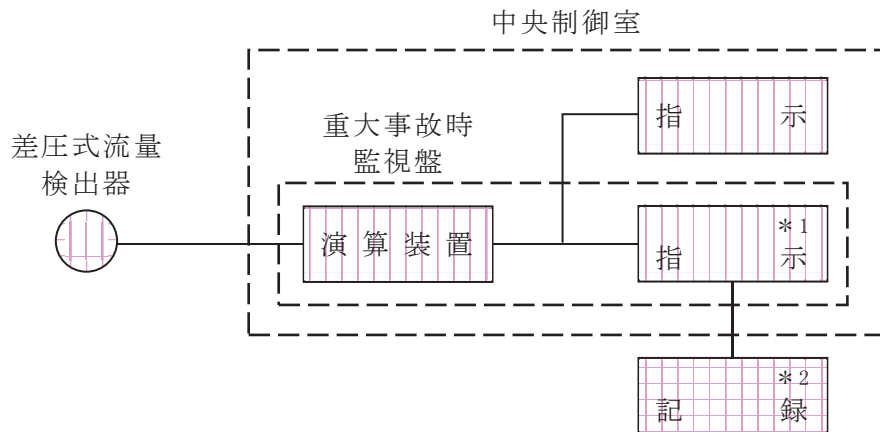


図 3.1.2-24 検出器の構造図（残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量））

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

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

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



注記 *1 : 記録計
*2 : SPDS 伝送装置

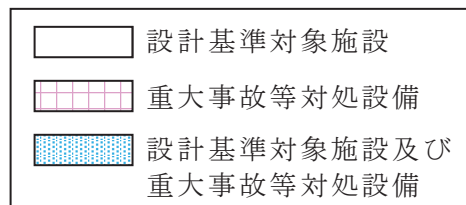


図 3.1.2-25 残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量）の概略構成図

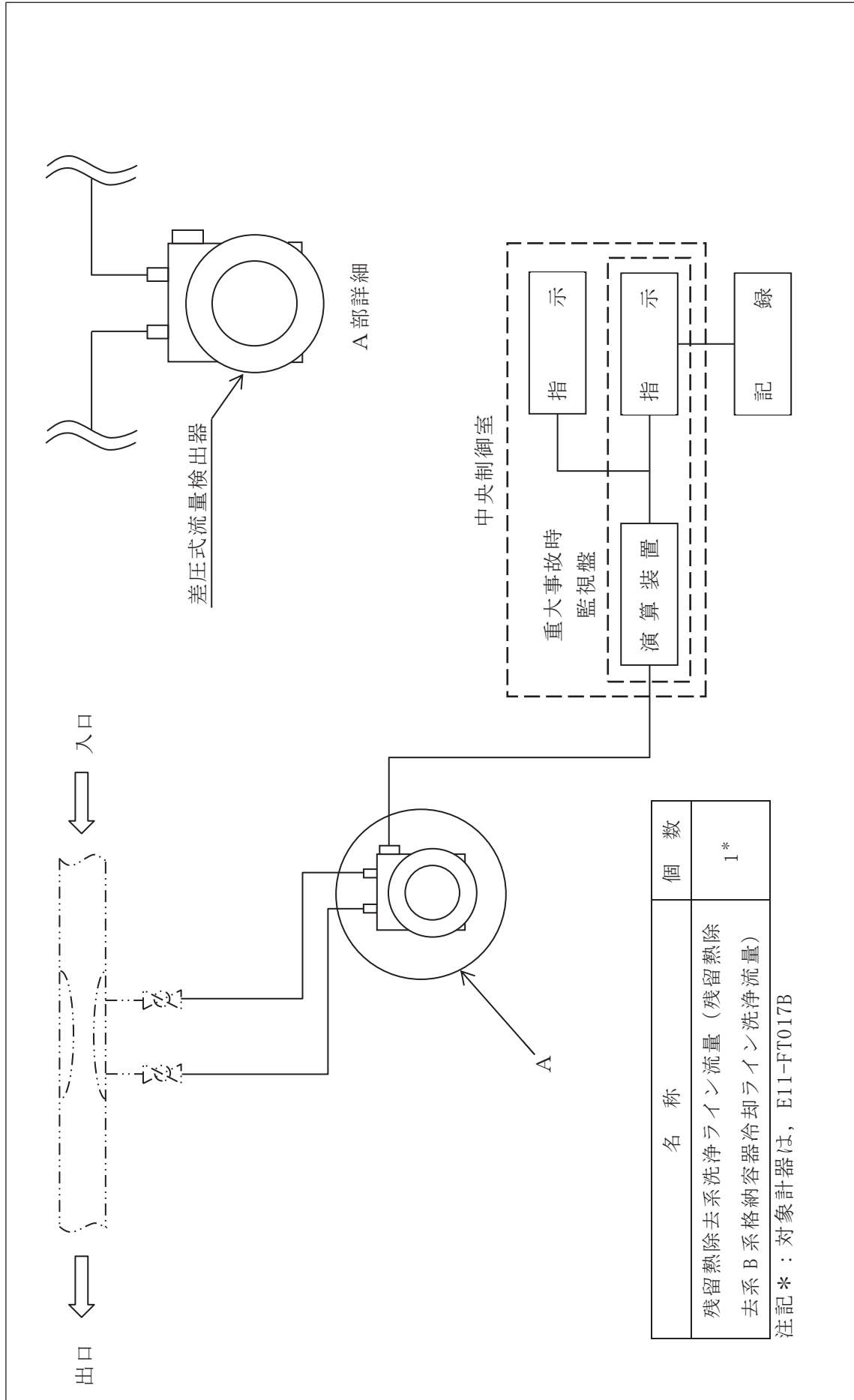


図 3.1.2-26 検出器の構造図（残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量））

(14) 直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量

直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量は、重大事故等対処設備の機能を有しており、直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を、中央制御室の演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量を中央制御室に指示する。また、SPDS伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

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

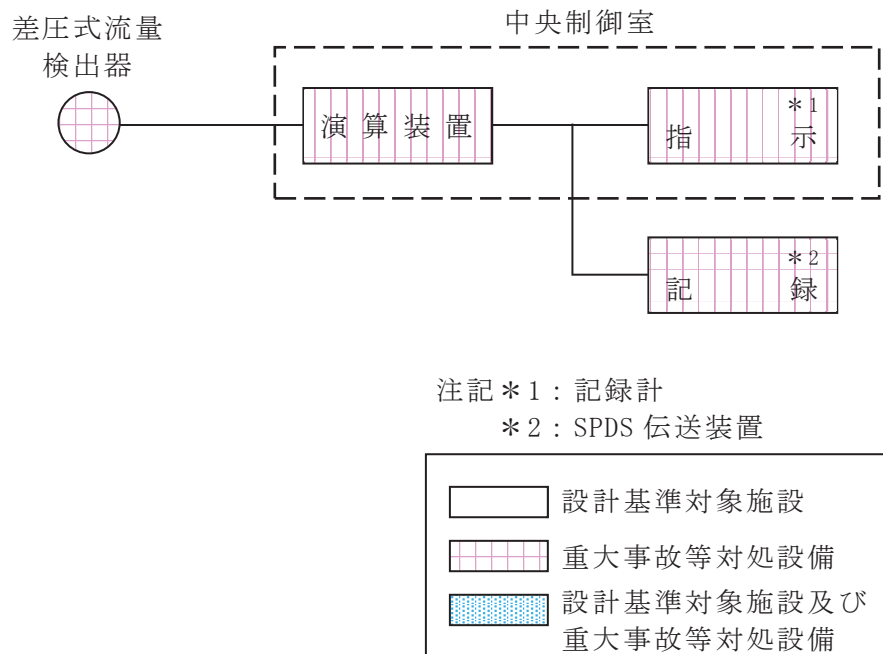


図 3.1.2-27 直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量の概略構成図

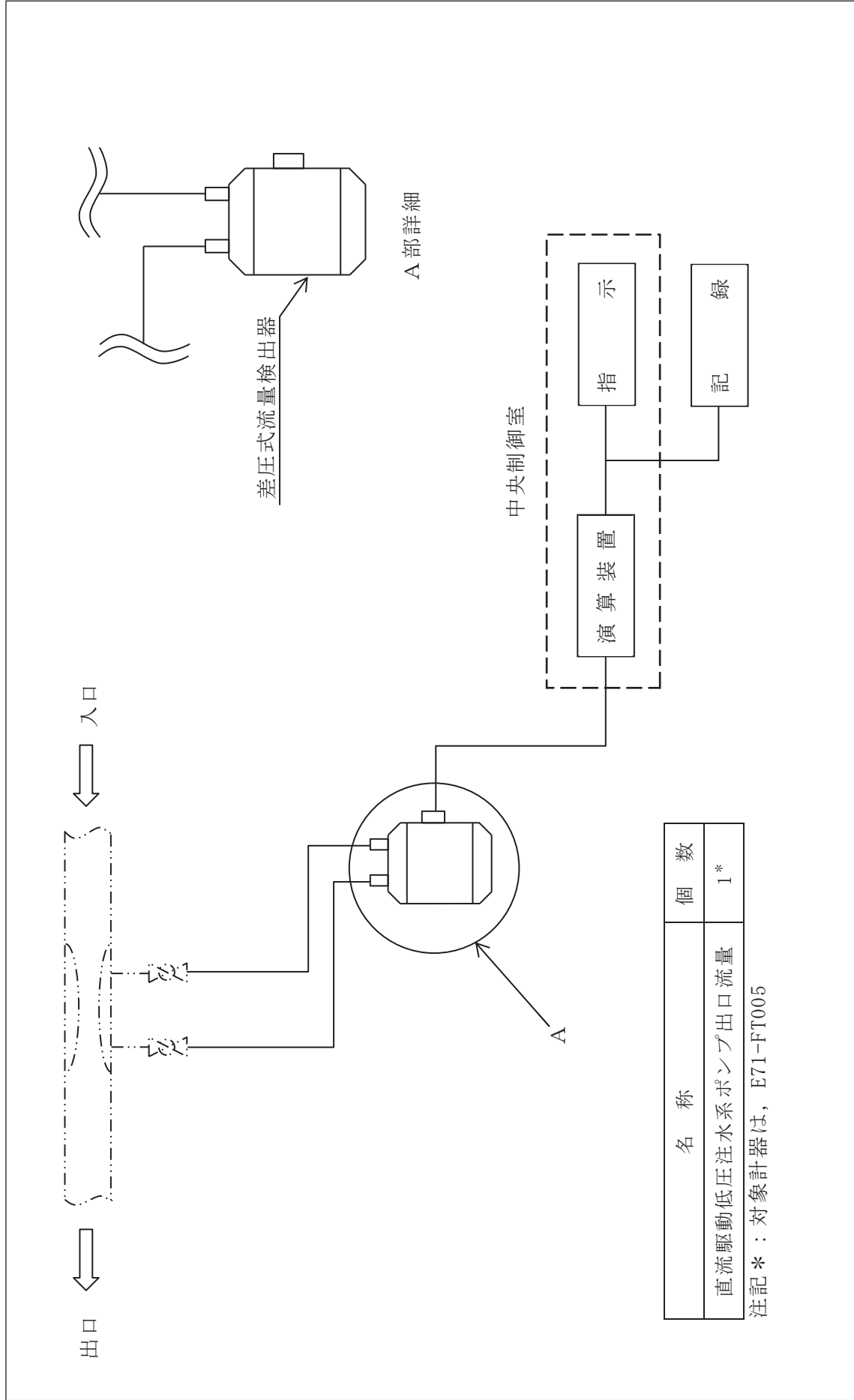


図 3.1.2-28 検出器の構造図（直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量）

(15) 代替循環冷却ポンプ出口流量

代替循環冷却ポンプ出口流量は，重大事故等対処設備の機能を有しており，代替循環冷却ポンプ出口流量の検出信号は，差圧式流量検出器からの電流信号を，中央制御室の演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後，代替循環冷却ポンプ出口流量を中央制御室に指示する。また，SPDS伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2 計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

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

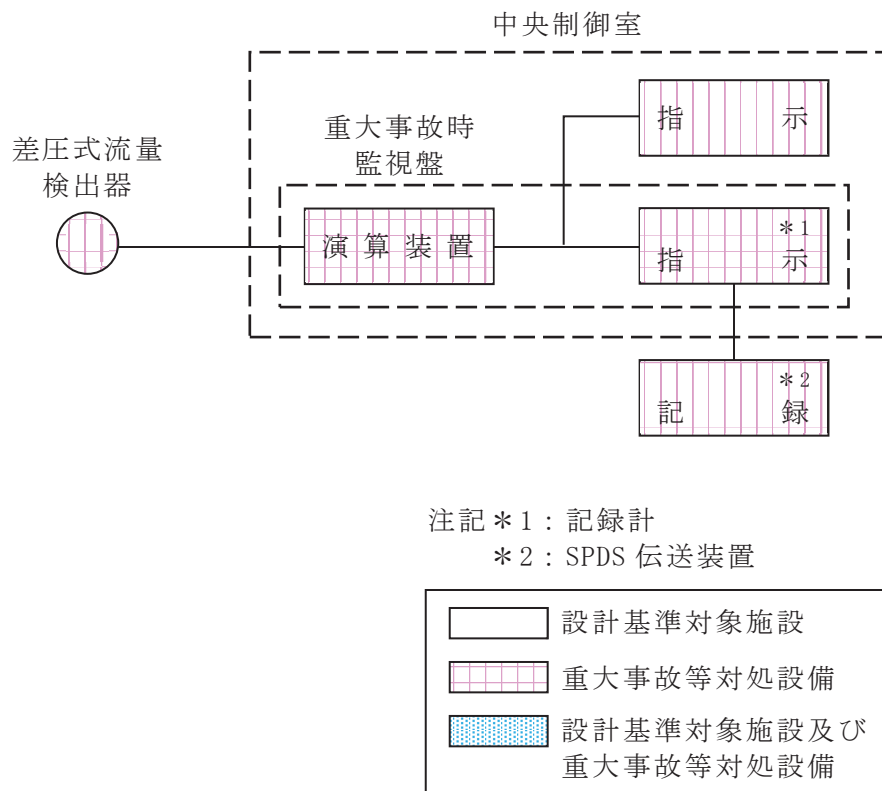


図 3.1.2-29 代替循環冷却ポンプ出口流量の概略構成図

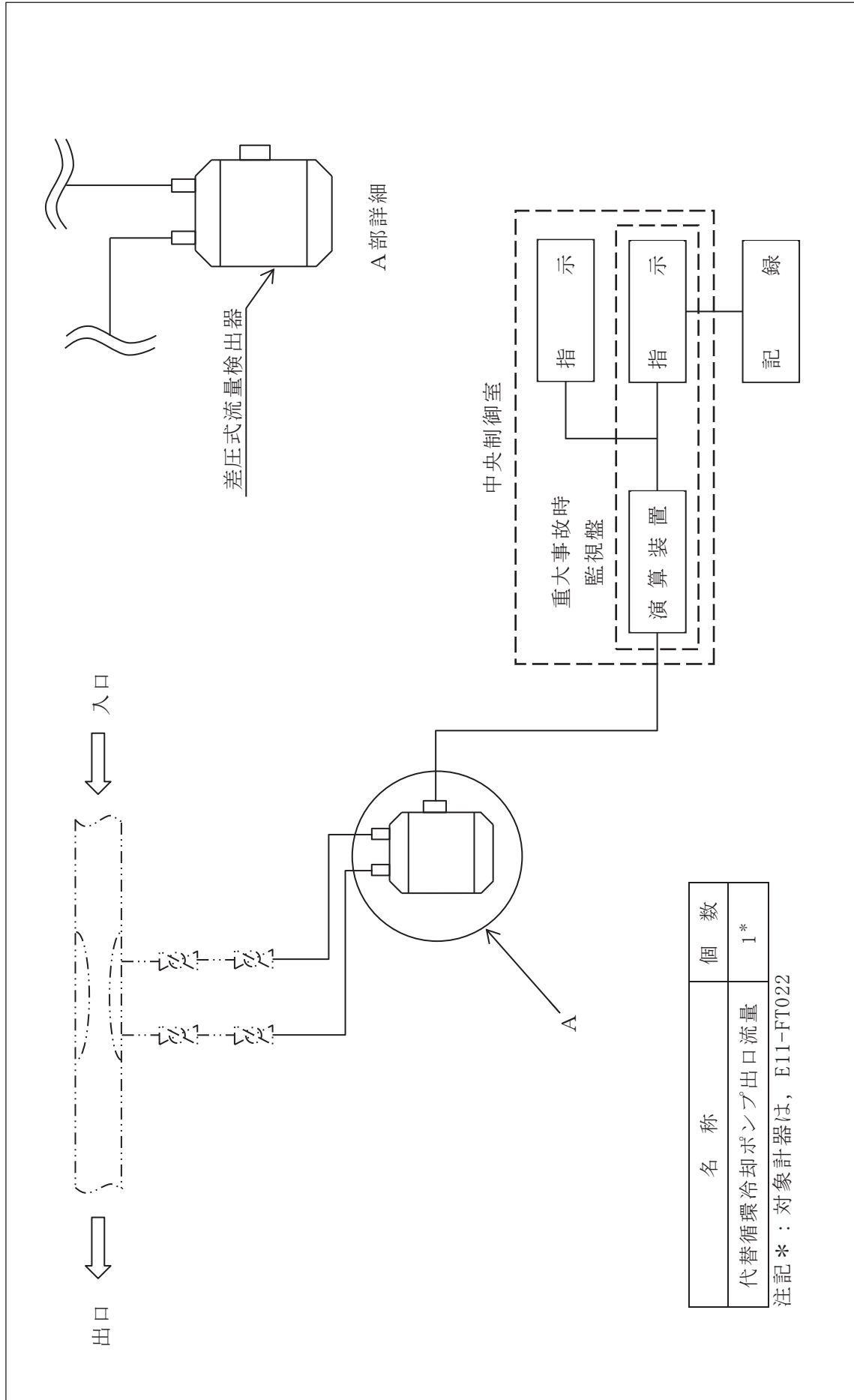


図 3.1.2-30 検出器の構造図 (代替循環冷却ポンプ出口流量)

(16) 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量

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

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

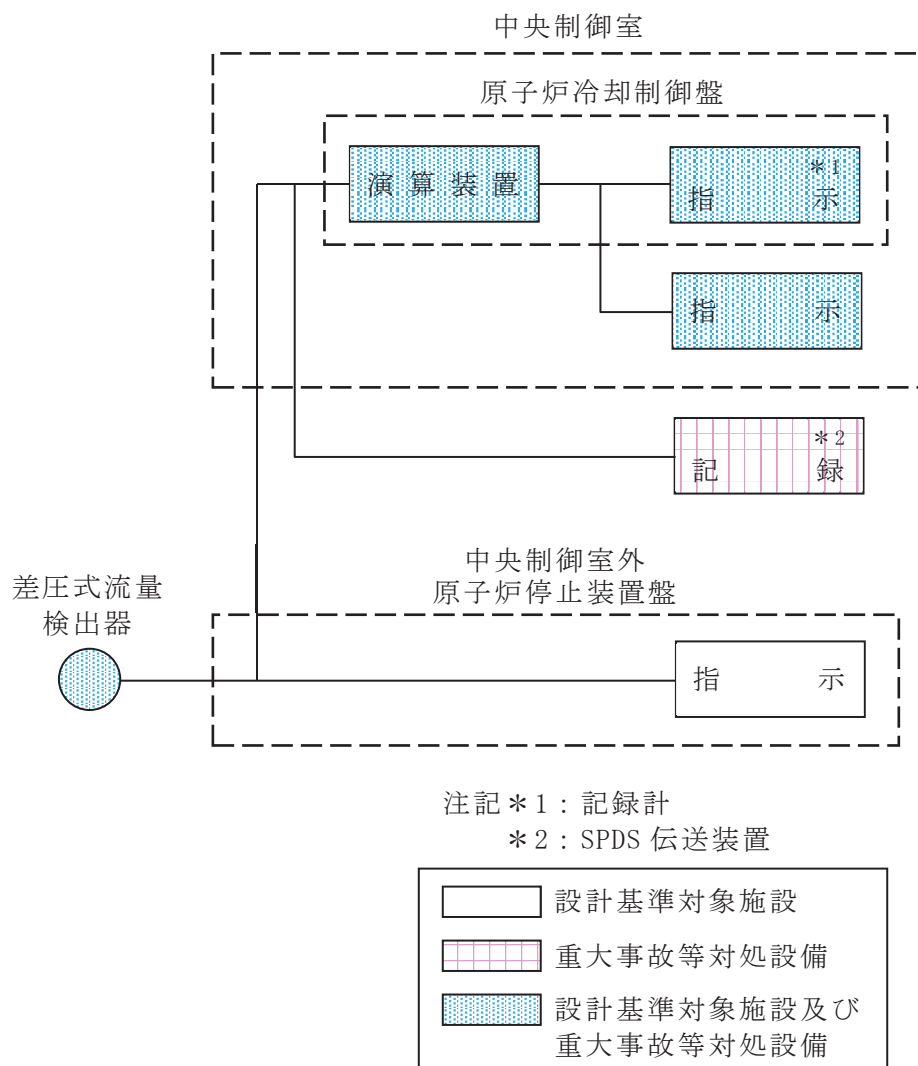


図 3.1.2-31 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量の概略構成図

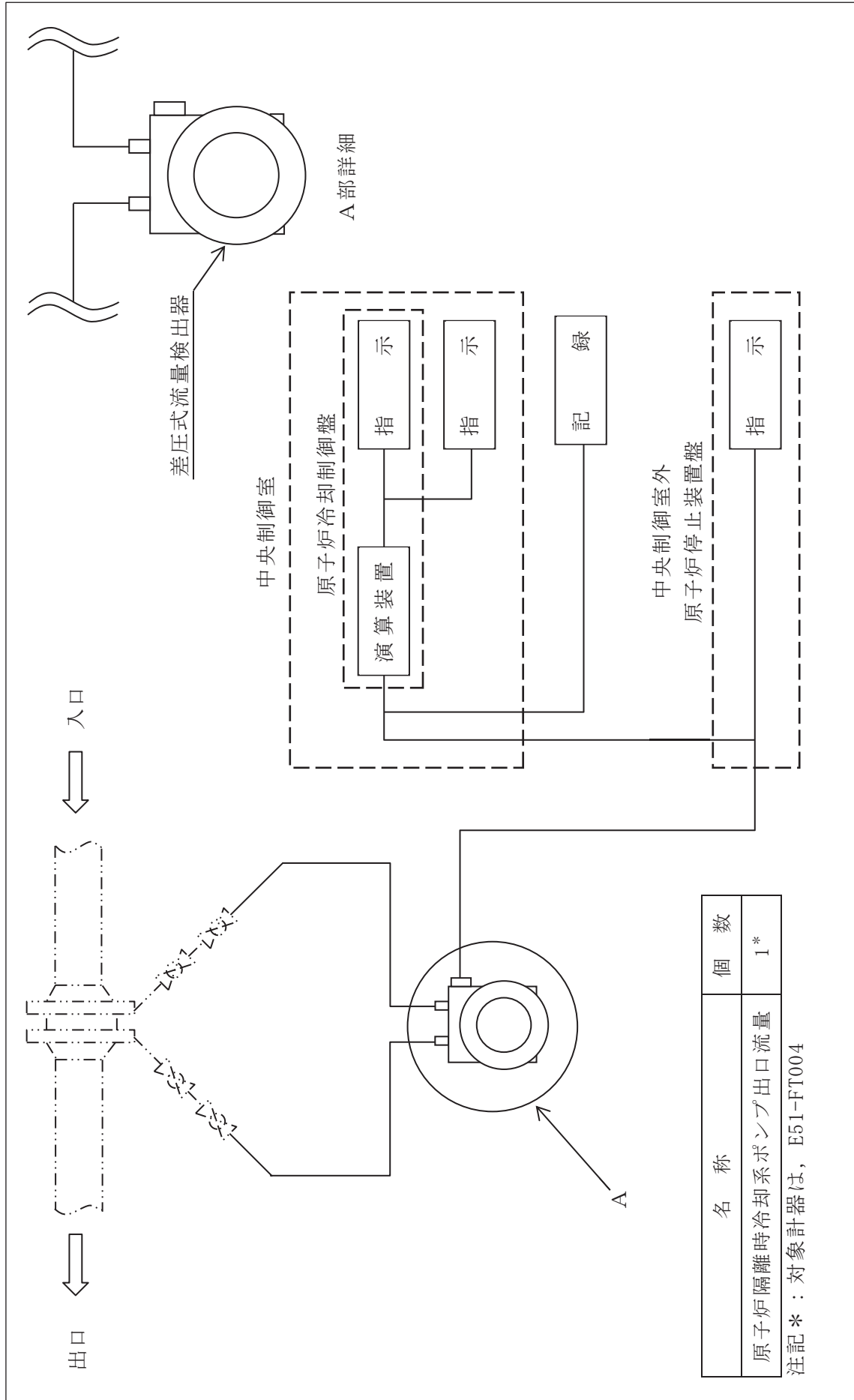


図 3.1.2-32 検出器の構造図（原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量）

(17) 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量

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

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

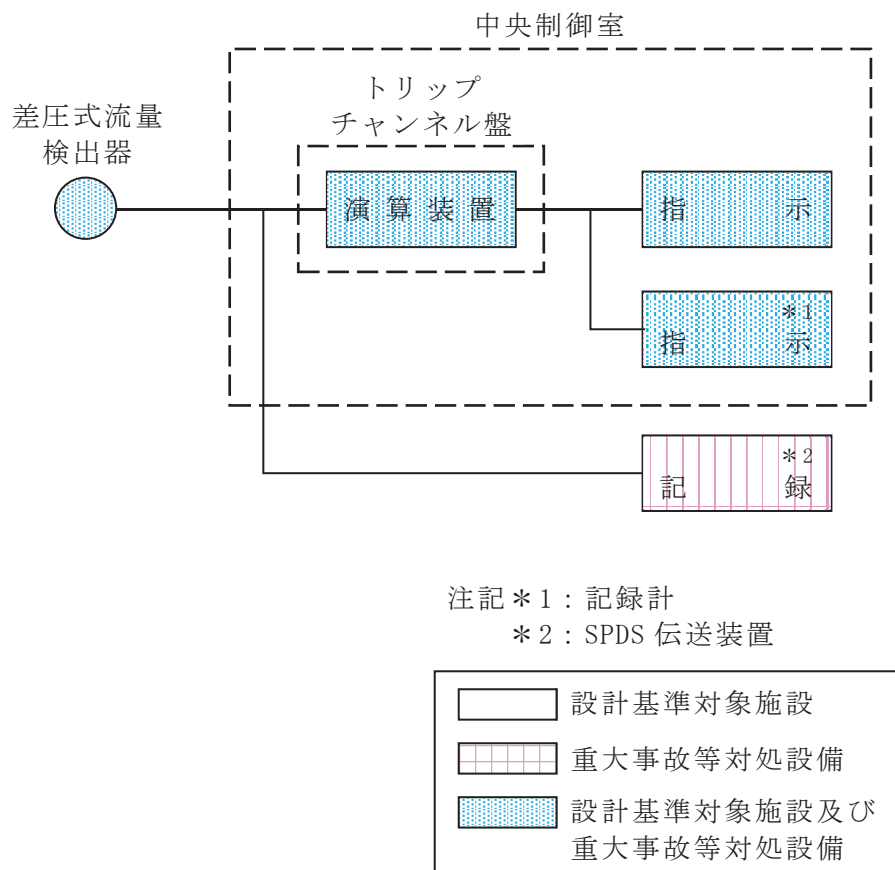


図 3.1.2-33 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量の概略構成図

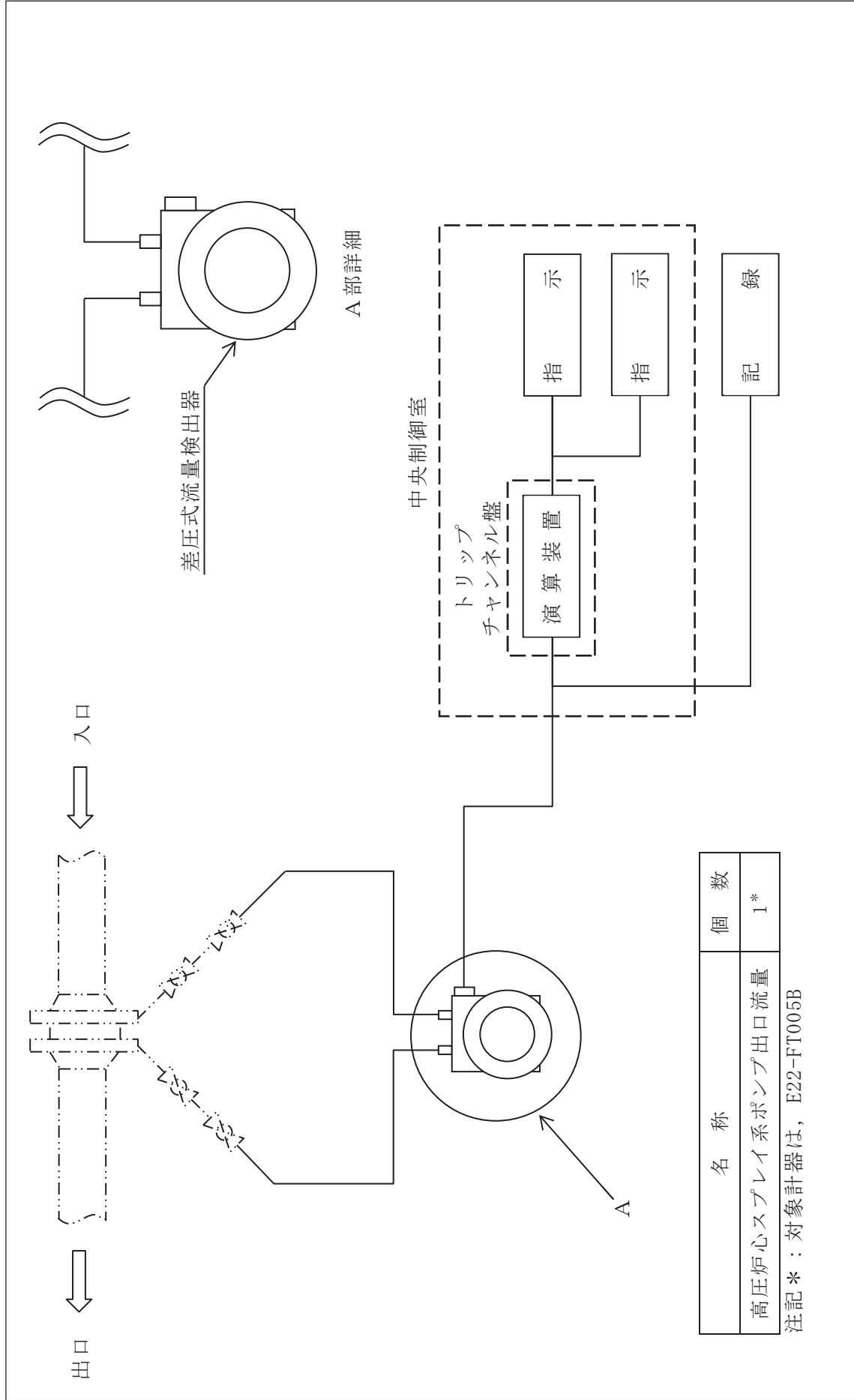


図 3.1.2-34 検出器の構造図（高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量）

(18) 残留熱除去系ポンプ出口流量

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

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

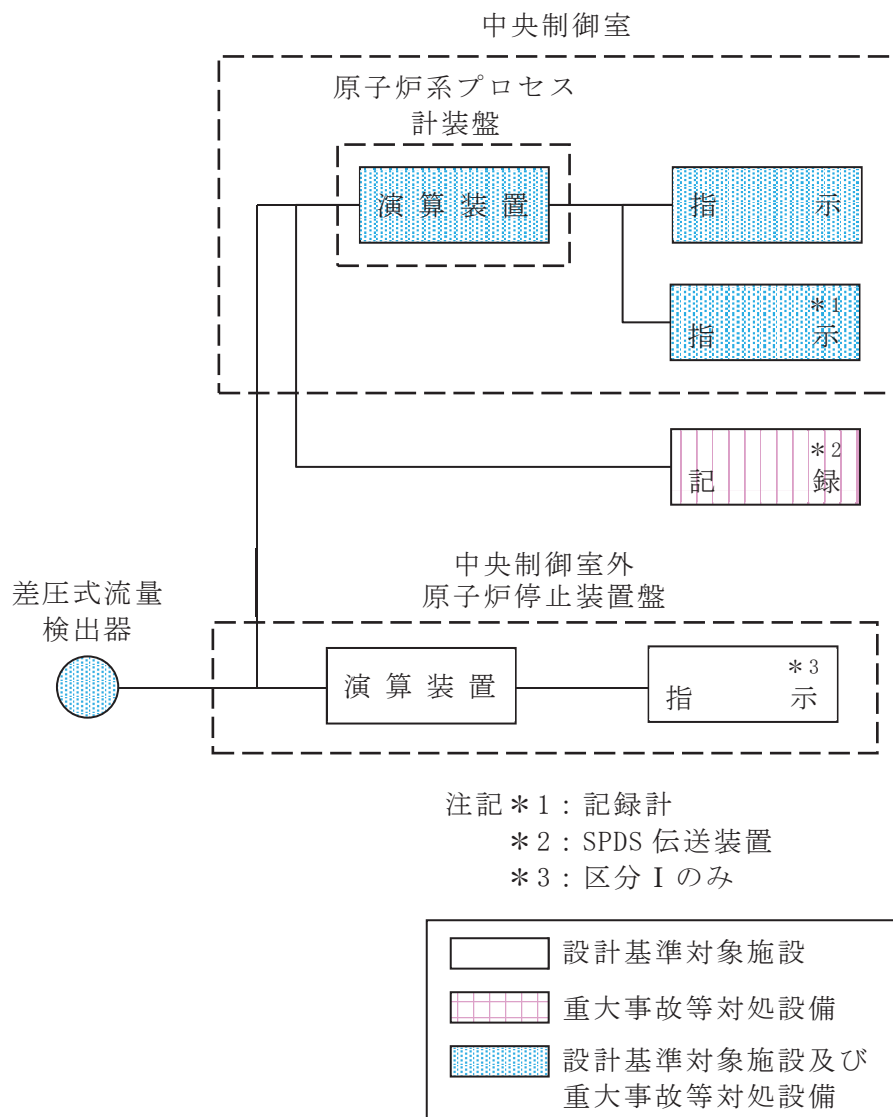


図 3.1.2-35 残留熱除去系ポンプ出口流量の概略構成図

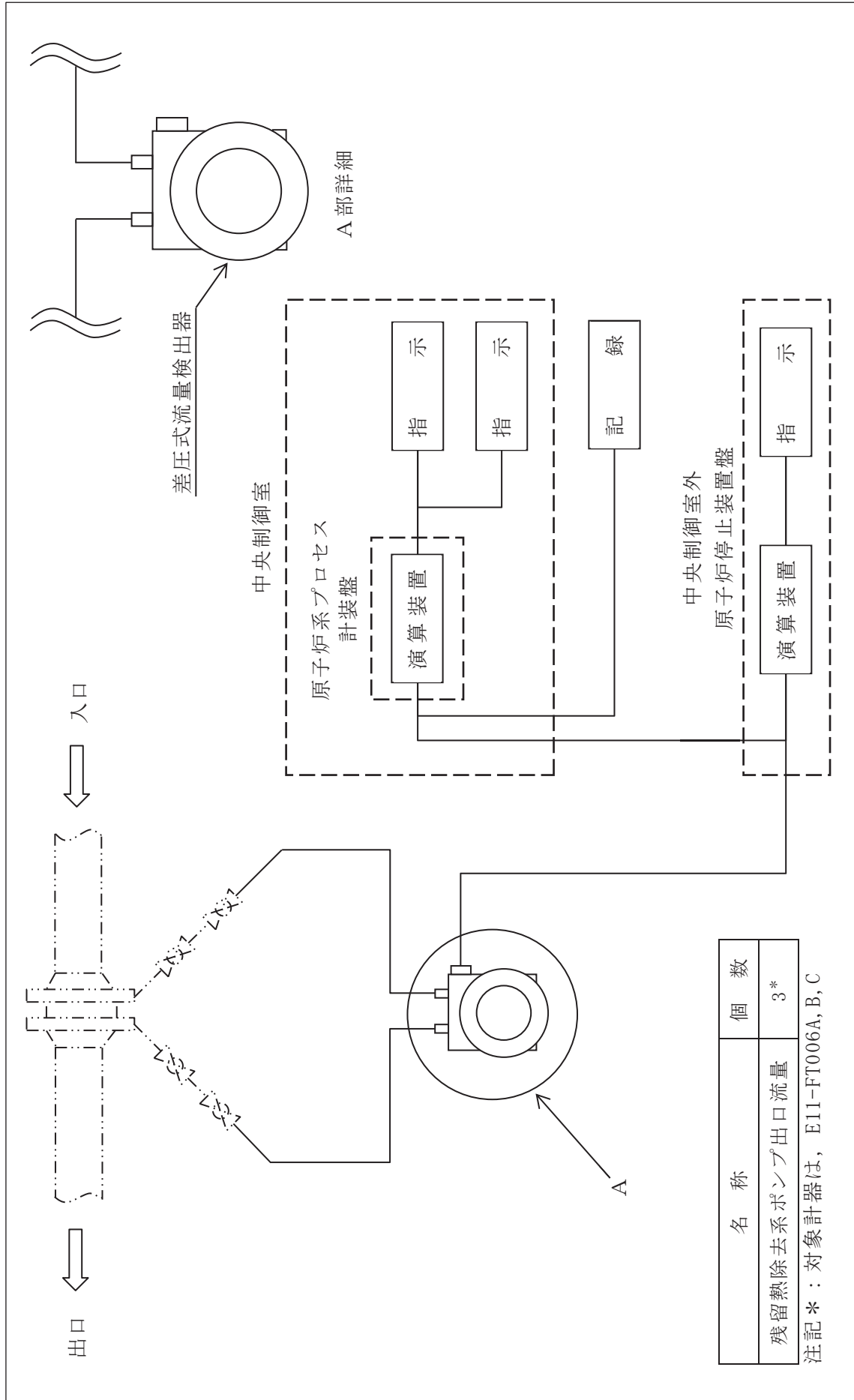


図 3.1.2-36 検出器の構造図 (残留熱除去系ポンプ出口流量)

(19) 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量

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

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

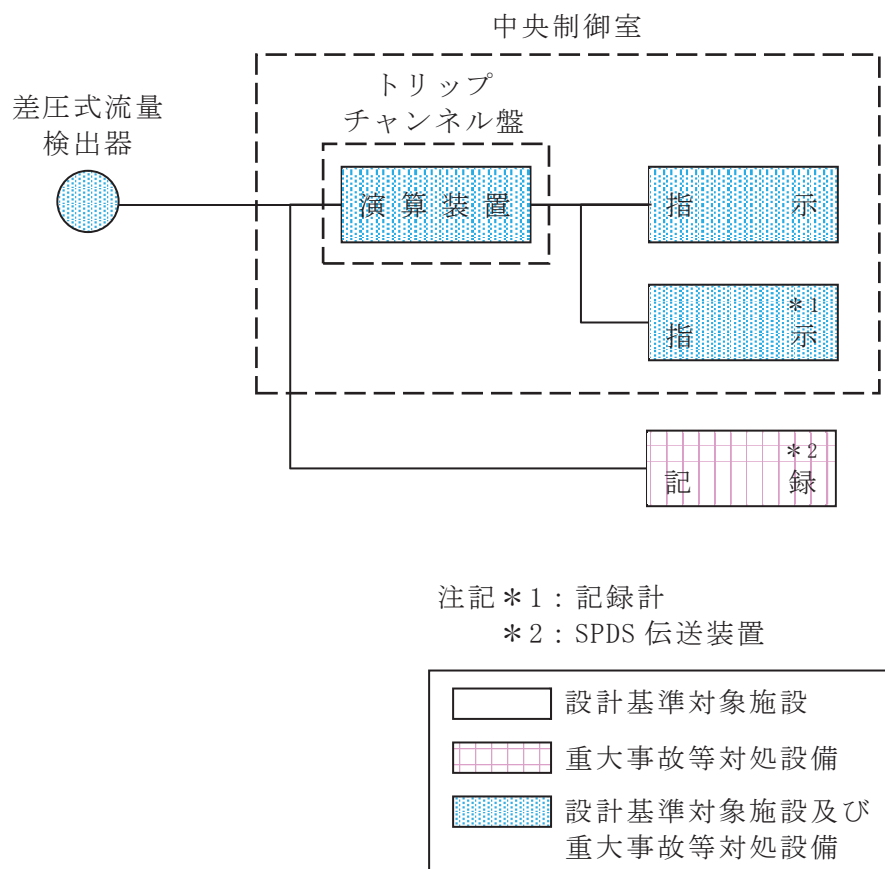


図 3.1.2-37 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量の概略構成図

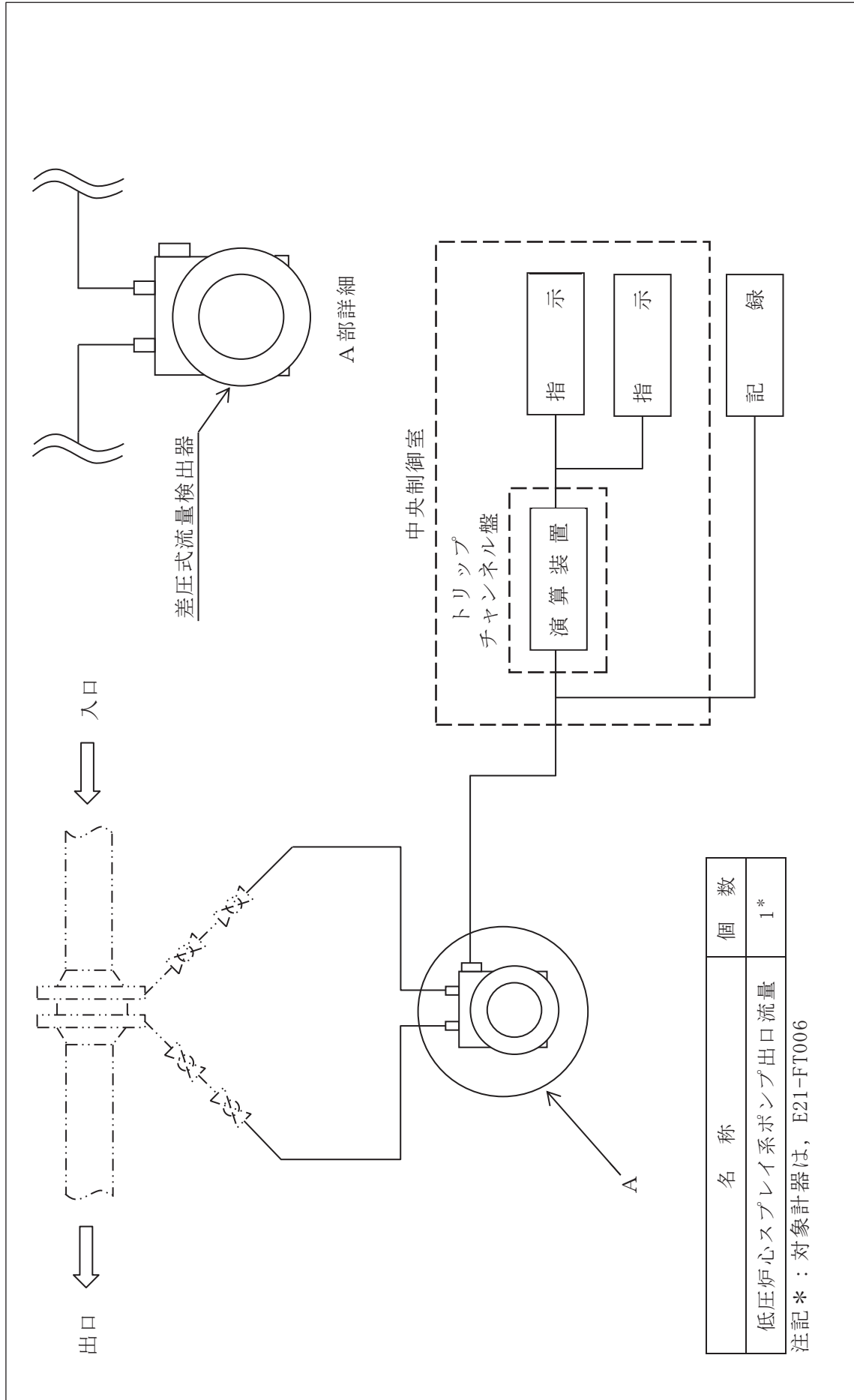


図 3.1.2-38 検出器の構造図 (低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量)

3.1.3 原子炉圧力容器本体内の圧力又は水位を計測する装置

(1) 原子炉圧力

原子炉圧力は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を、中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後、原子炉圧力を中央制御室に指示する。また、SPDS伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

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

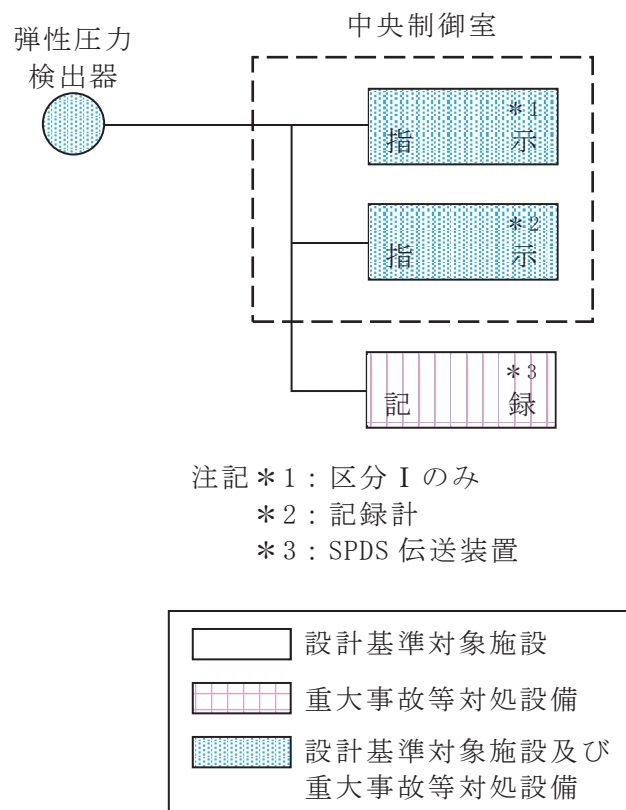
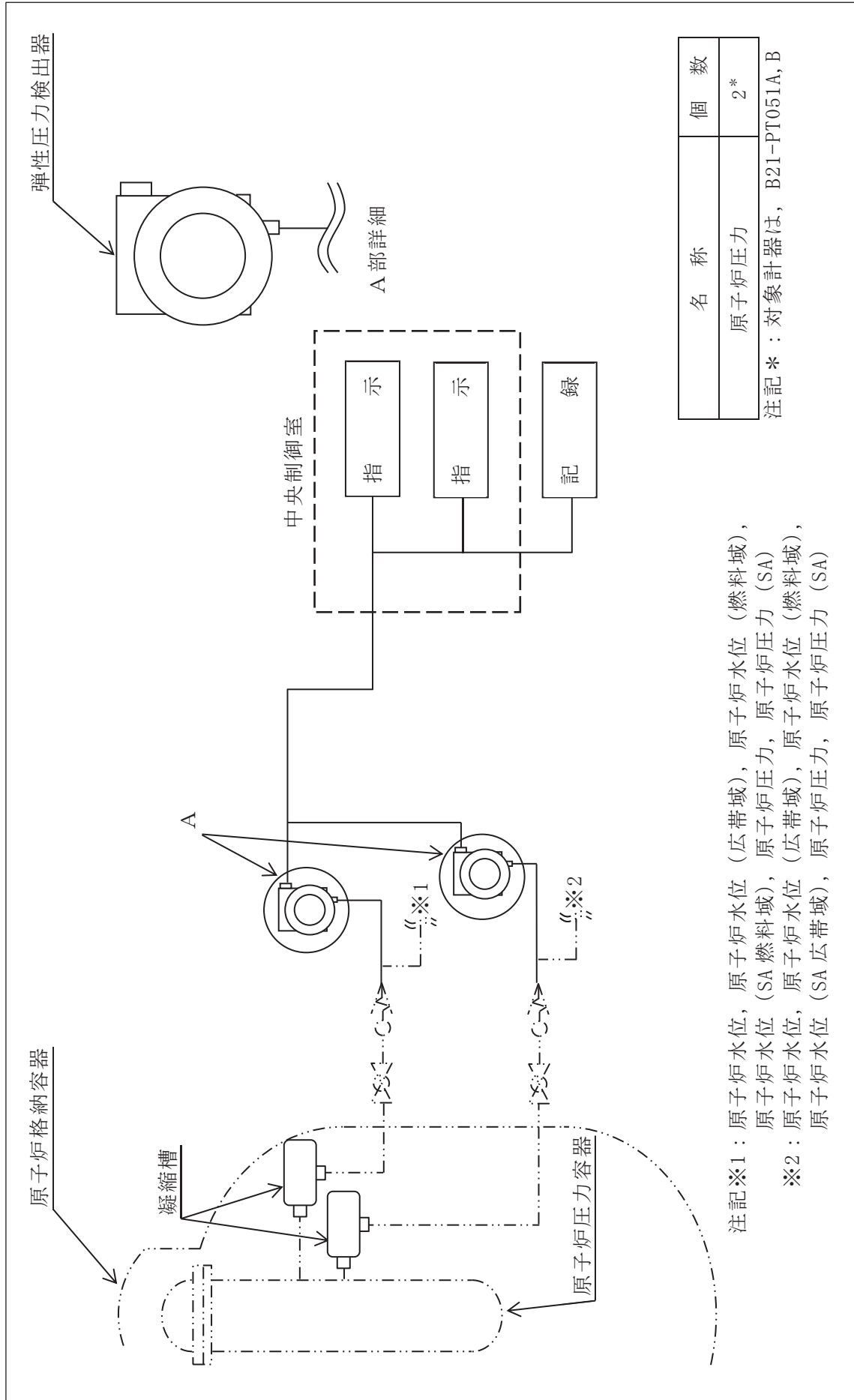


図 3.1.3-1 原子炉圧力の概略構成図



注記※1：原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），
 原子炉水位（SA燃料域），原子炉圧力，原子炉圧力（SA）
 ※2：原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），
 原子炉水位（SA広帯域），原子炉圧力，原子炉圧力（SA）

図 3. 1. 3-2 検出器の構造図（原子炉圧力）

(2) 原子炉圧力 (SA)

原子炉圧力 (SA) は、重大事故等対処設備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、原子炉圧力 (SA) を中央制御室に指示する。また、SPDS伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

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

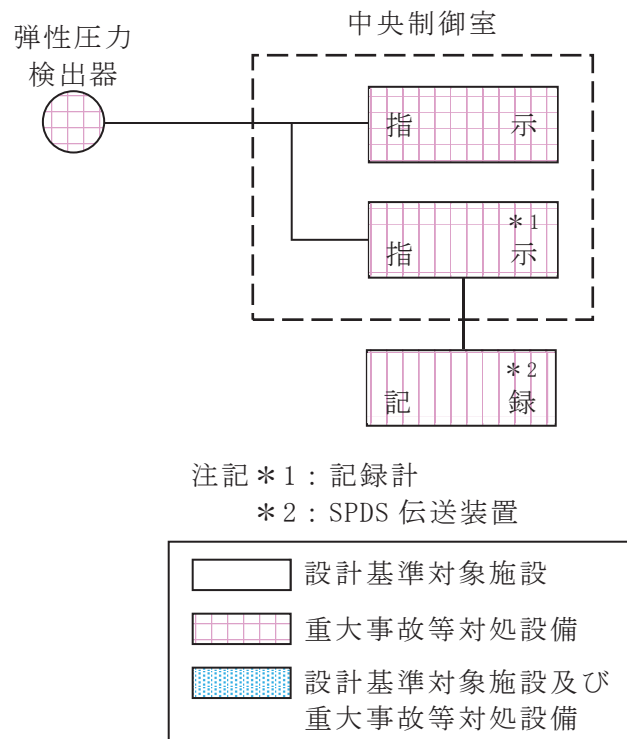
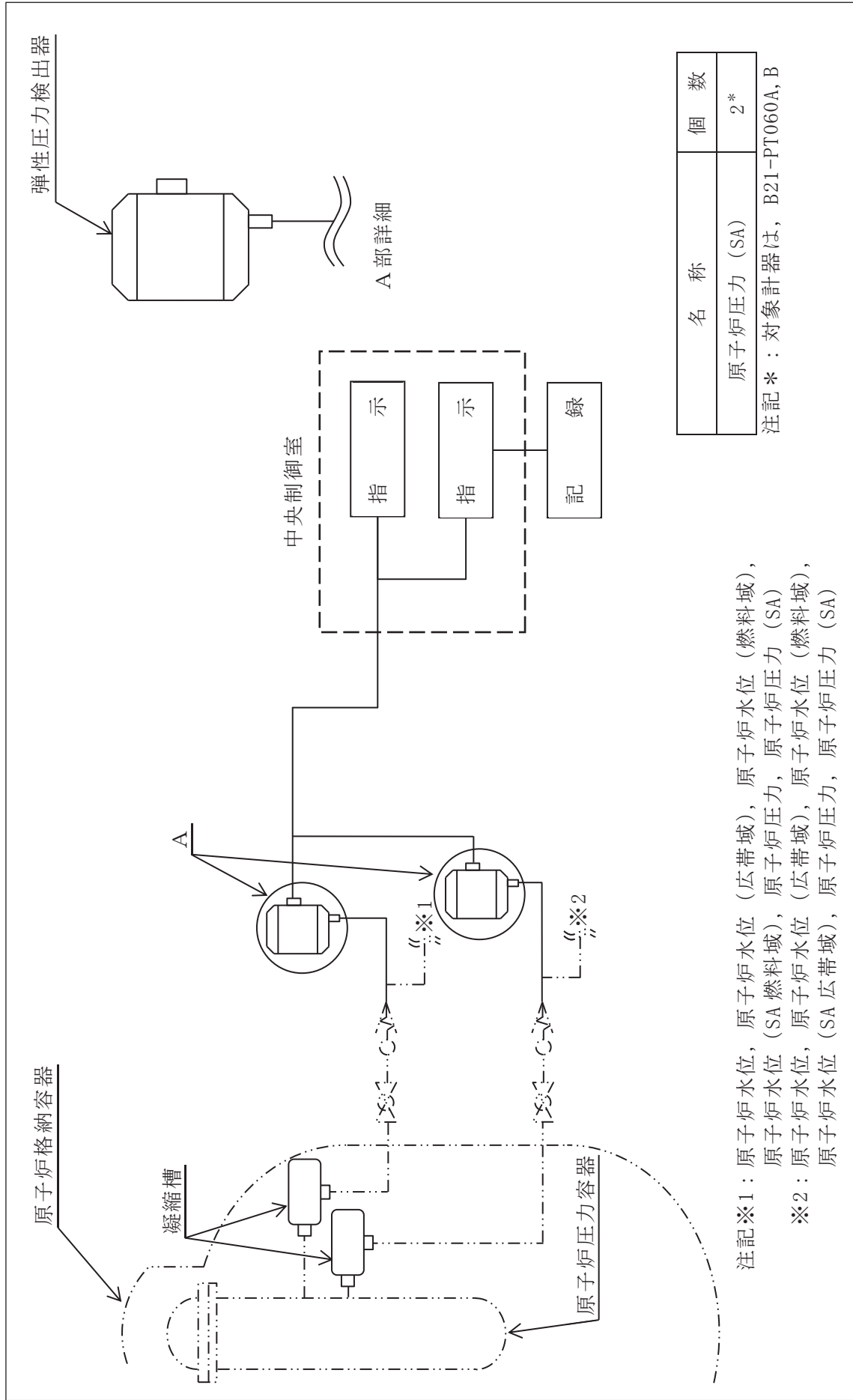


図 3.1.3-3 原子炉圧力 (SA) の概略構成図



注記※1：原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域),
 原子炉水位 (SA 燃料域), 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA)
 ※2：原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域),
 原子炉水位 (SA 広帯域), 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA)

図 3.1.3-4 検出器の構造図 (原子炉圧力 (SA))

(3) 原子炉水位（広帯域）

原子炉水位（広帯域）は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，原子炉水位（広帯域）の検出信号は，差圧式水位検出器からの電流信号を，中央制御室の指示部にて水位信号へ変換する処理を行った後，原子炉水位（広帯域）を中央制御室に指示する。また，SPDS伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2 計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

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

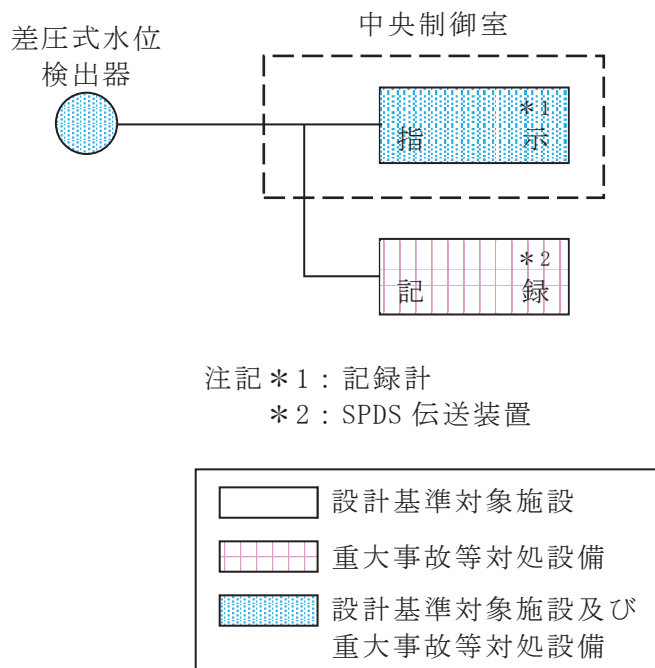
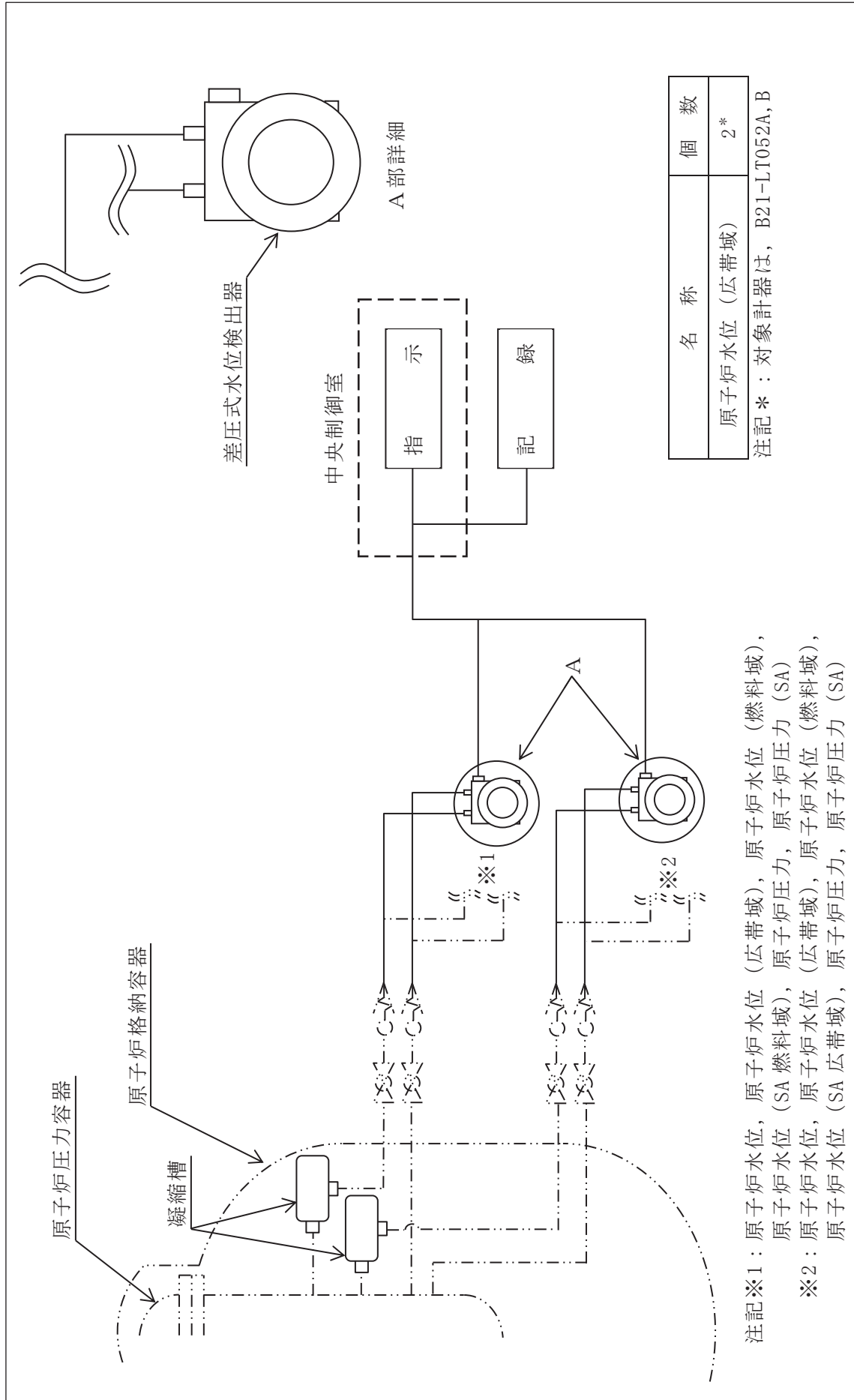


図 3.1.3-5 原子炉水位（広帯域）の概略構成図



注記※1 : 原子炉水位, 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉水位 (SA 燃料域), 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA)

※2 : 原子炉水位, 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉水位 (SA 広帯域), 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA)

図 3.1.3-6 検出器の構造図 (原子炉水位 (広帯域))

(4) 原子炉水位（燃料域）

原子炉水位（燃料域）は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，原子炉水位（燃料域）の検出信号は，差圧式水位検出器からの電流信号を，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，SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2 計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

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

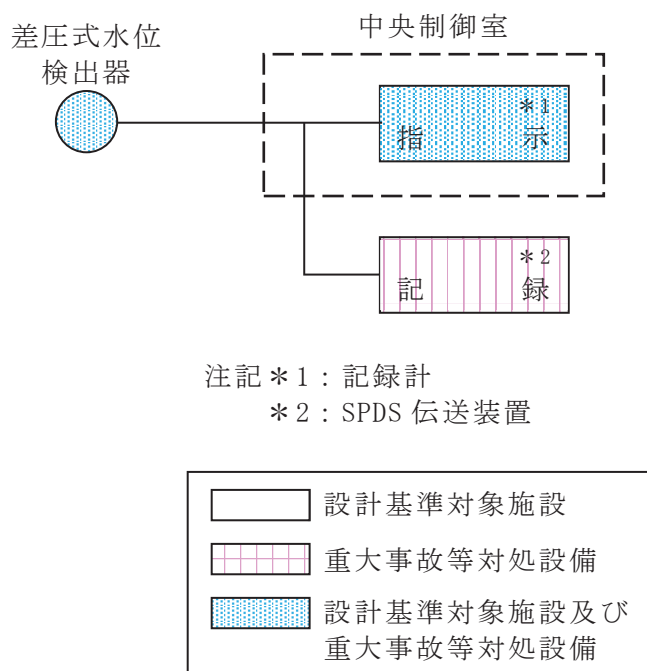


図 3.1.3-7 原子炉水位（燃料域）の概略構成図

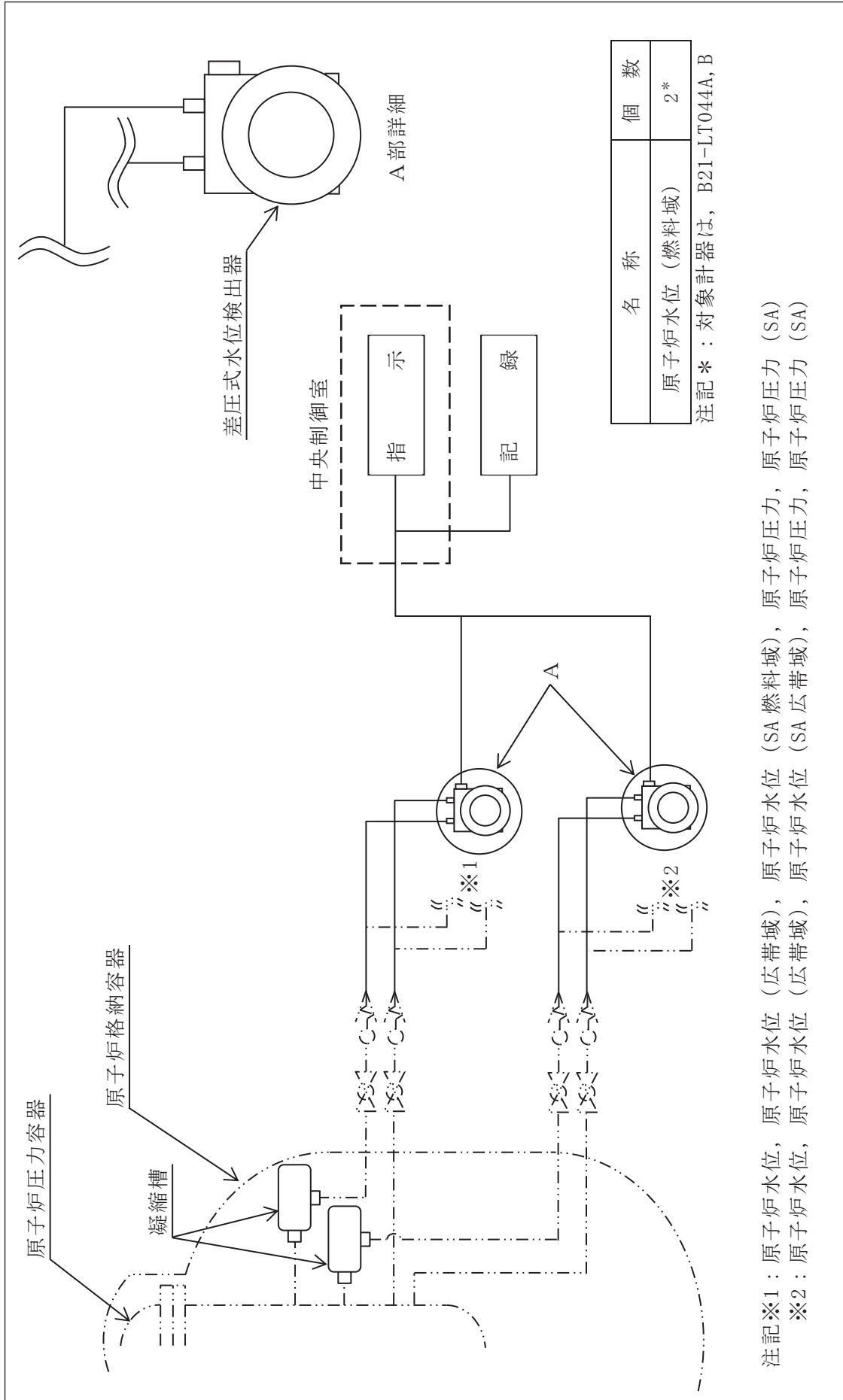


図 3.1.3-8 検出器の構造図 (原子炉水位 (燃料域))

(5) 原子炉水位 (SA広帯域)

原子炉水位 (SA 広帯域) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉水位 (SA 広帯域) の検出信号は、差圧式水位検出器からの電流信号を、中央制御室の指示部にて水位信号へ変換する処理を行った後、原子炉水位 (SA 広帯域) を中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

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

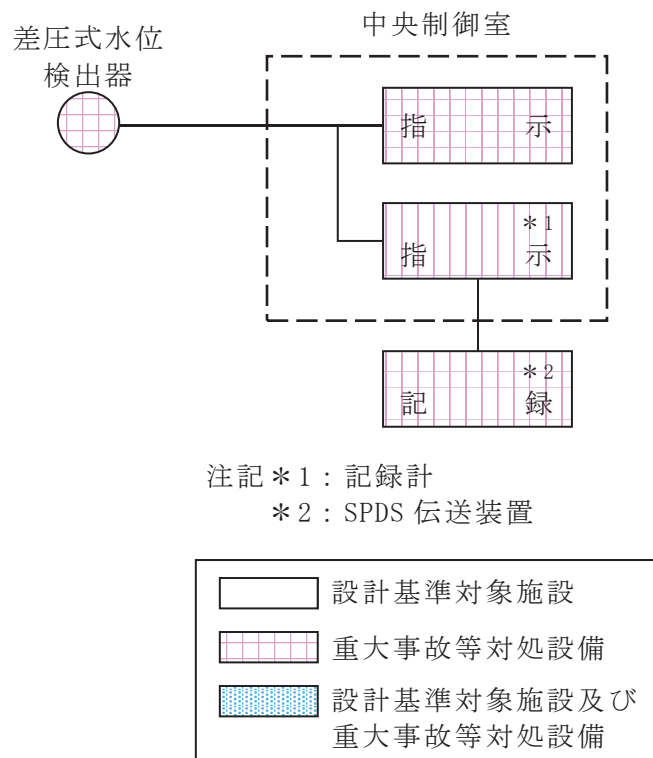


図 3.1.3-9 原子炉水位 (SA 広帯域) の概略構成図

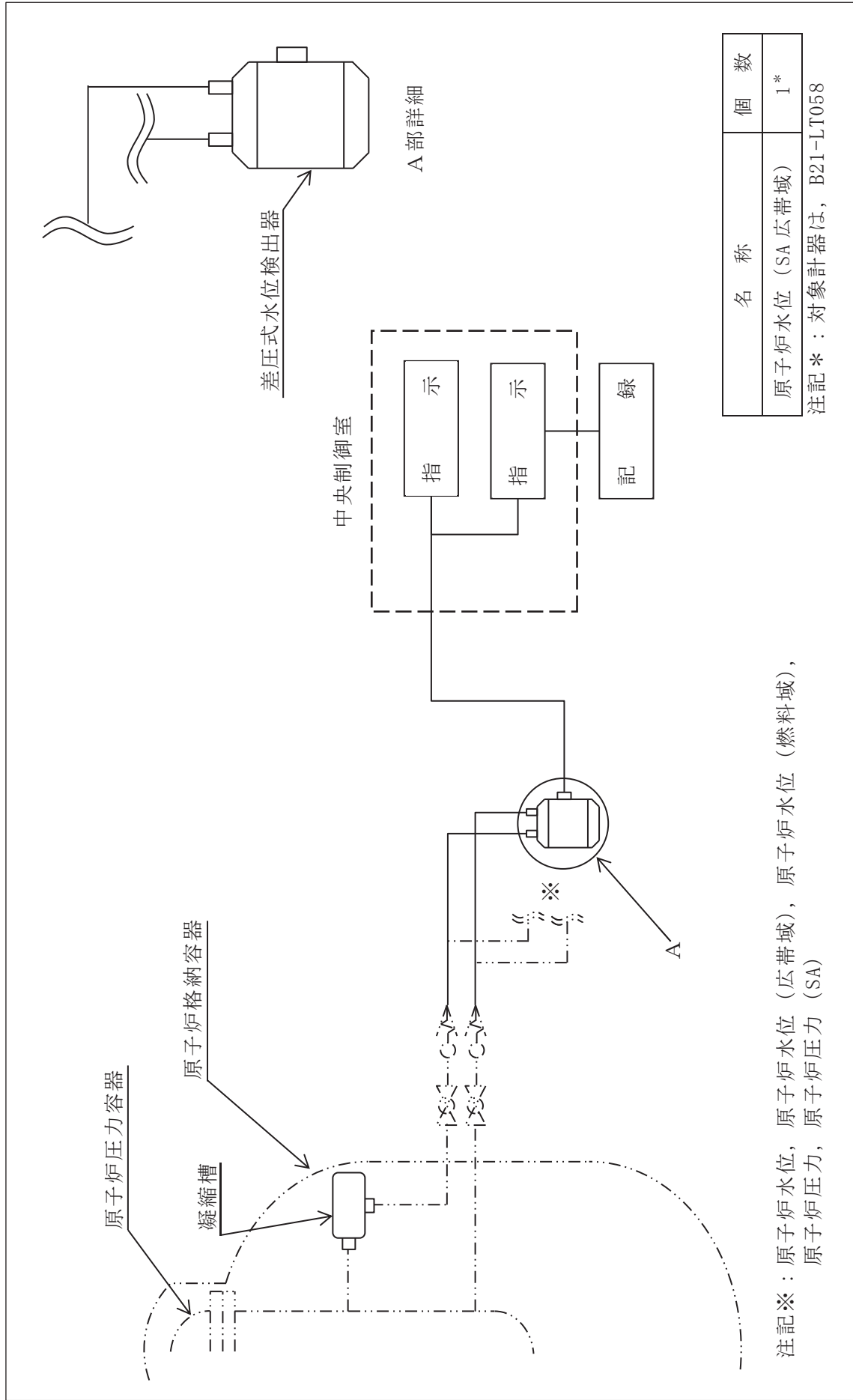


図 3.1.3-10 検出器の構造図 (原子炉水位 (SA 広帯域))

(6) 原子炉水位 (SA燃料域)

原子炉水位 (SA 燃料域) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉水位 (SA 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 (SA 燃料域) を中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

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

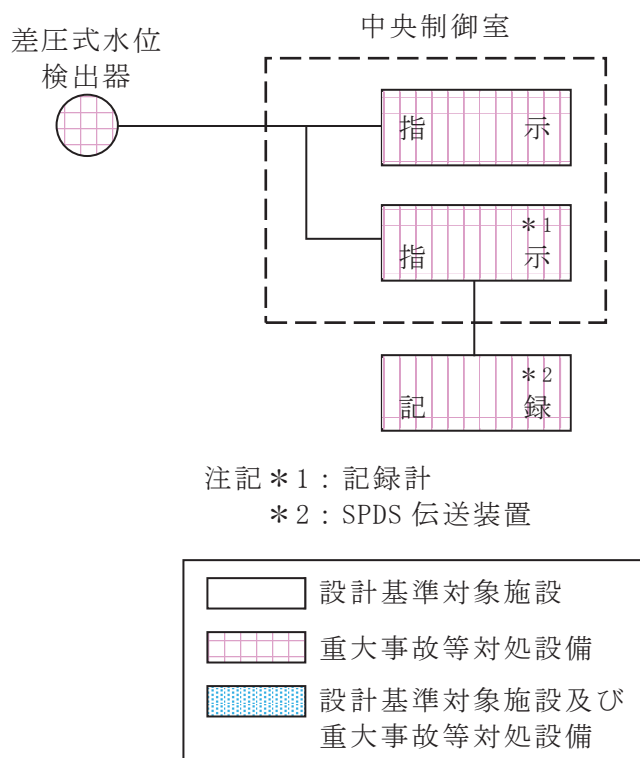
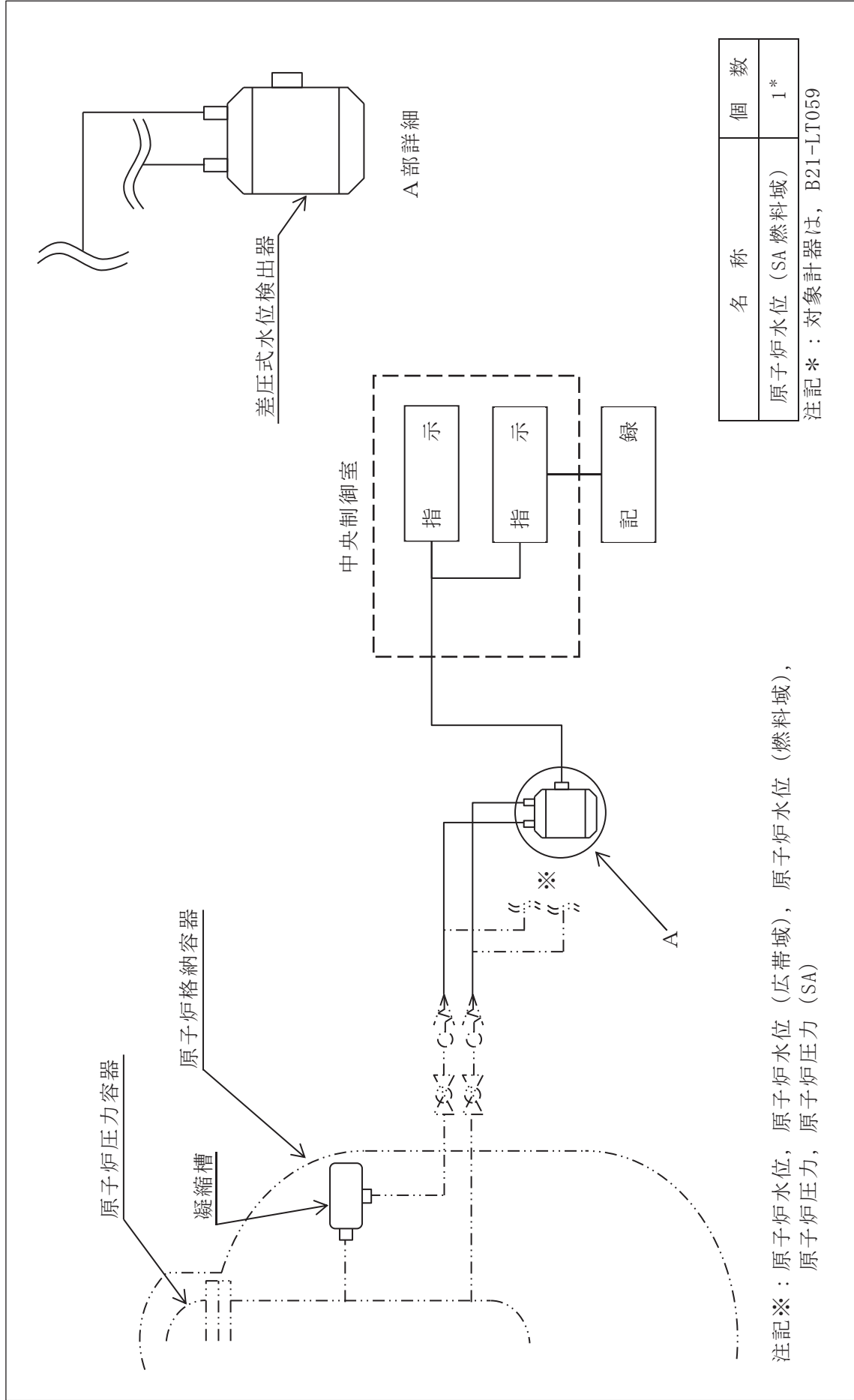


図 3.1.3-11 原子炉水位 (SA 燃料域) の概略構成図



注記※ : 原子炉水位, 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA)

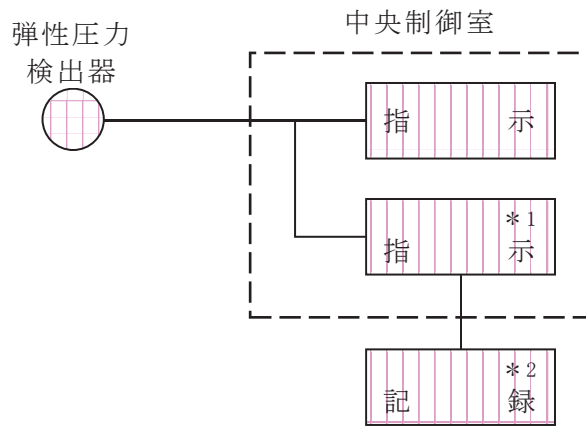
図 3.1.3-12 検出器の構造図 (原子炉水位 (SA 燃料域))

3.1.4 原子炉格納容器本体内の圧力，温度，酸素ガス濃度又は水素ガス濃度を計測する装置

(1) ドライウェル圧力

ドライウェル圧力は，重大事故等対処設備の機能を有しており，ドライウェル圧力の検出信号は，弾性圧力検出器からの電流信号を，中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後，ドライウェル圧力を中央制御室に指示する。また，SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2 計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

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



注記 *1 : 記録計
 *2 : SPDS 伝送装置

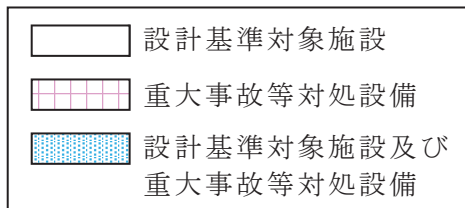


図 3.1.4-1 ドライウェル圧力の概略構成図

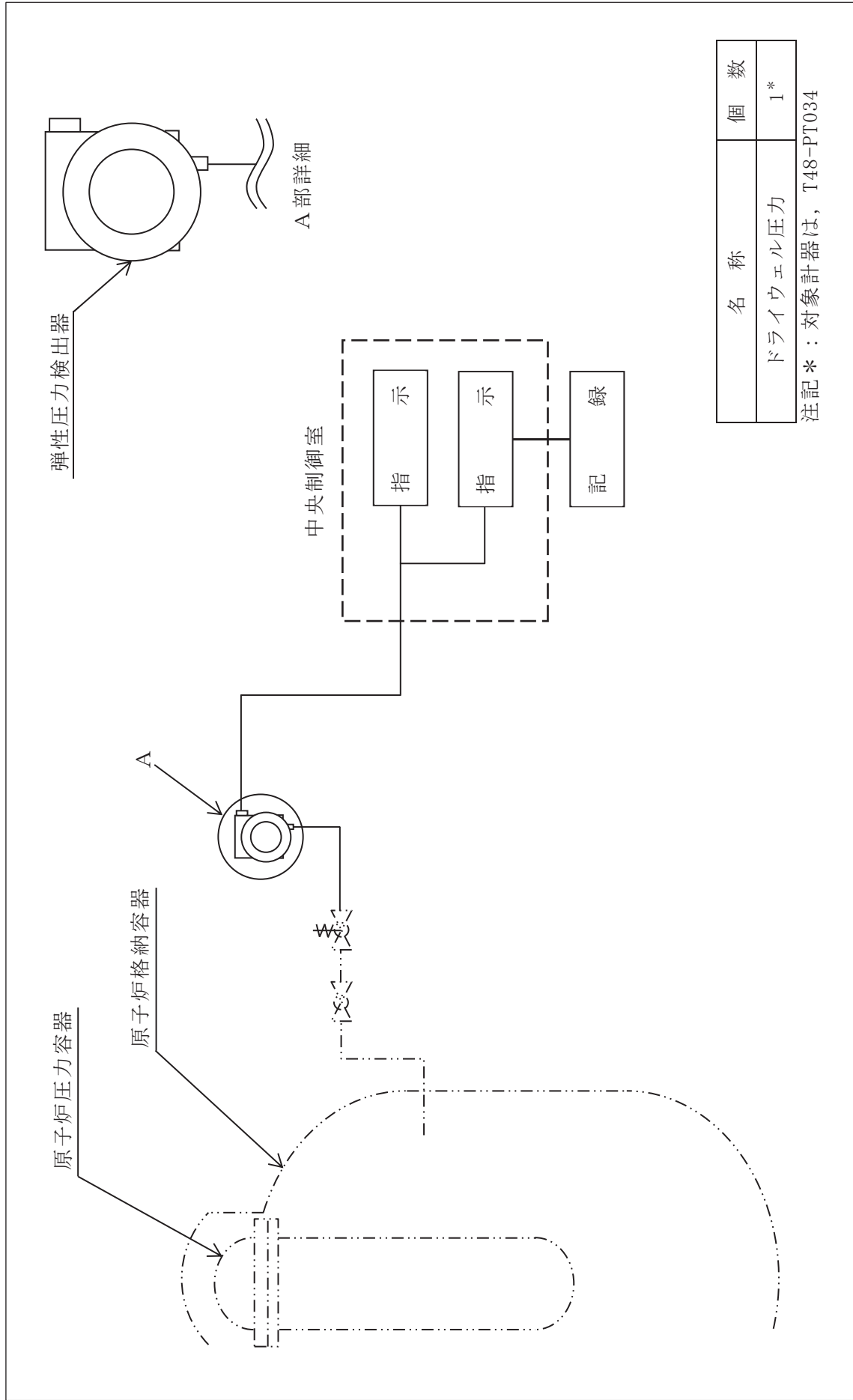


図 3.1.4-2 検出器の構造図 (ドライウェル圧力)

(2) 圧力抑制室圧力

圧力抑制室圧力は、重大事故等対処設備の機能を有しており、圧力抑制室圧力の検出信号は、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、圧力抑制室圧力を中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

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

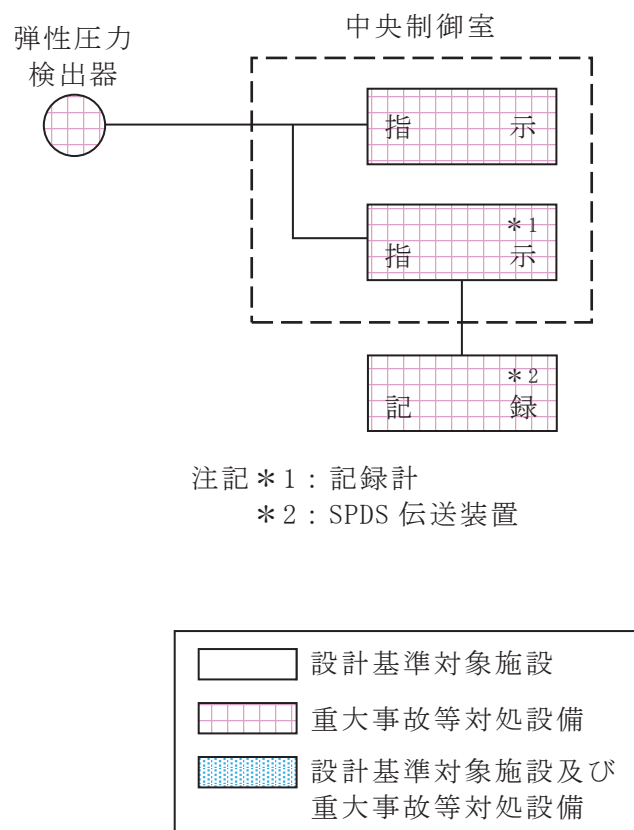


図 3.1.4-3 圧力抑制室圧力の概略構成図

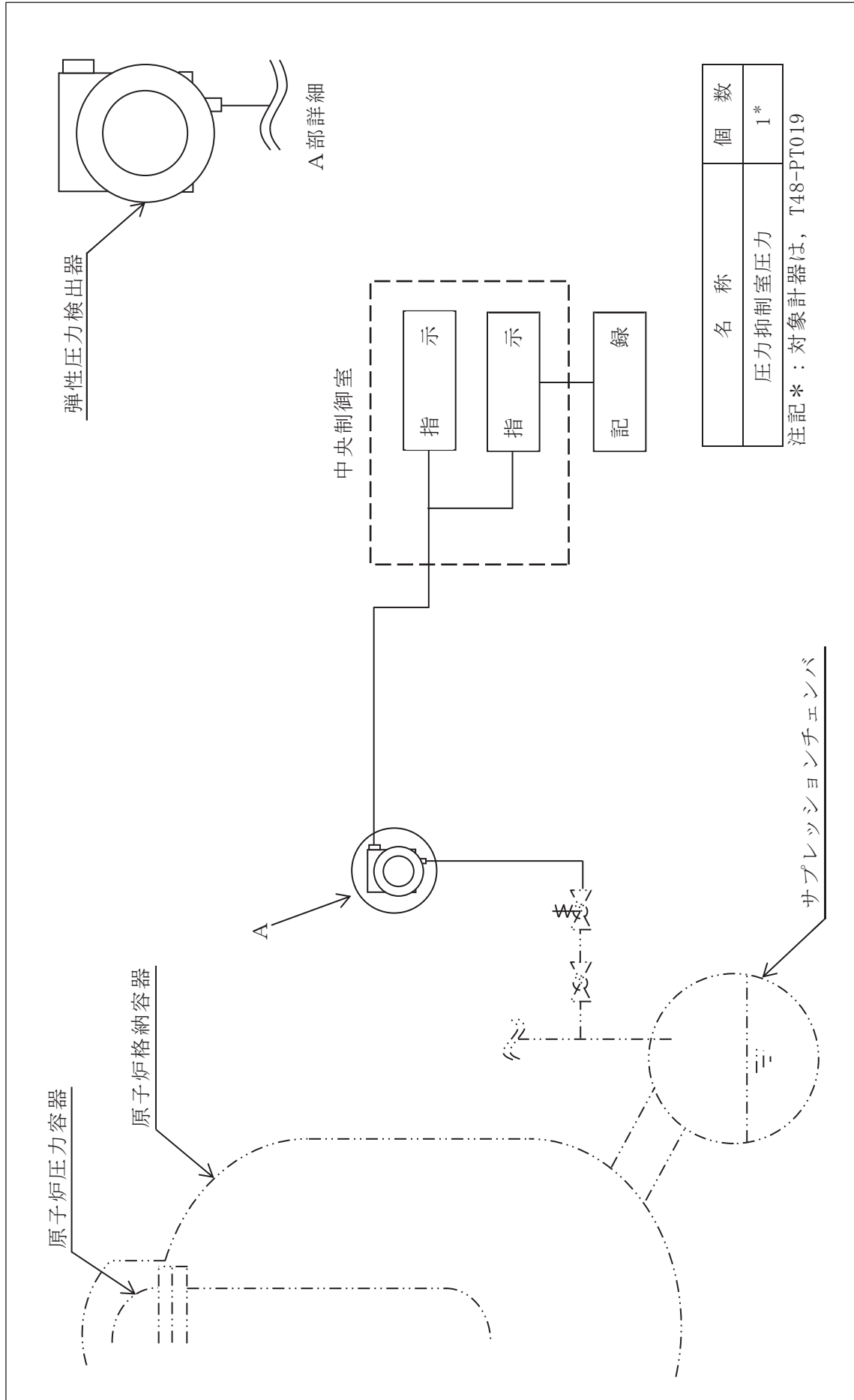


図 3.1.4-4 検出器の構造図 (圧力抑制室圧力)

(3) ドライウェル温度

ドライウェル温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、ドライウェル温度の検出信号は、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、ドライウェル温度を中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

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

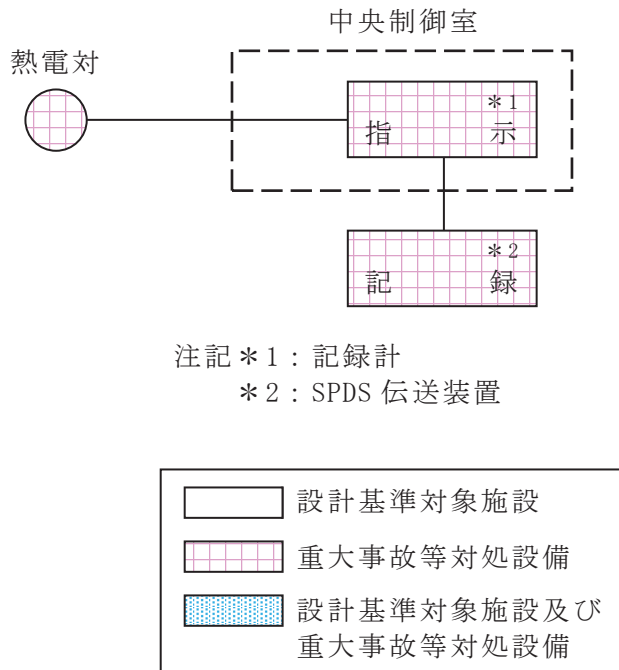


図 3.1.4-5 ドライウェル温度の概略構成図

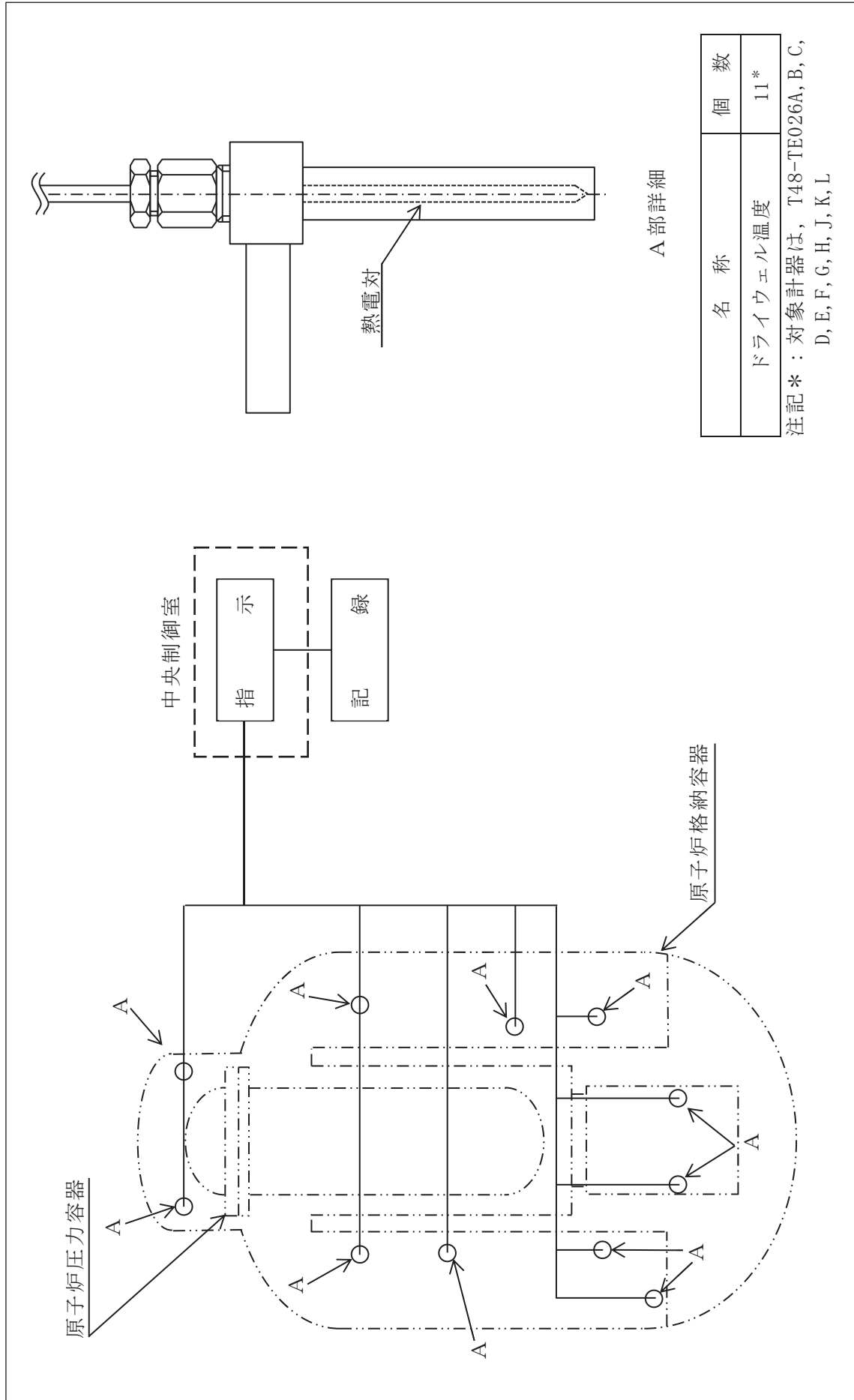


図 3.1.4-6 検出器の構造図 (ドライウェル温度)

(4) 圧力抑制室内空気温度

圧力抑制室内空気温度は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，圧力抑制室内空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，圧力抑制室内空気温度を中央制御室に指示する。また，SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2 計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

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

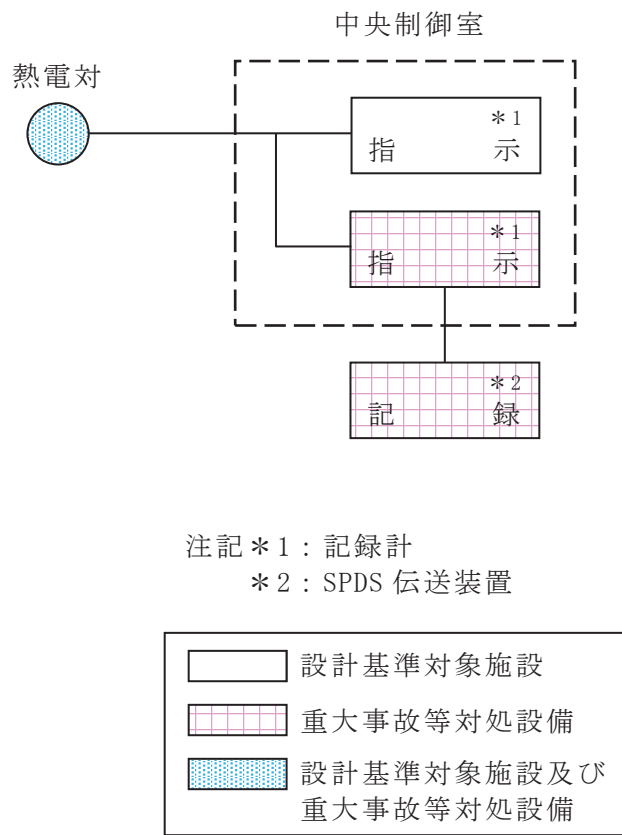


図 3.1.4-7 圧力抑制室内空気温度の概略構成図

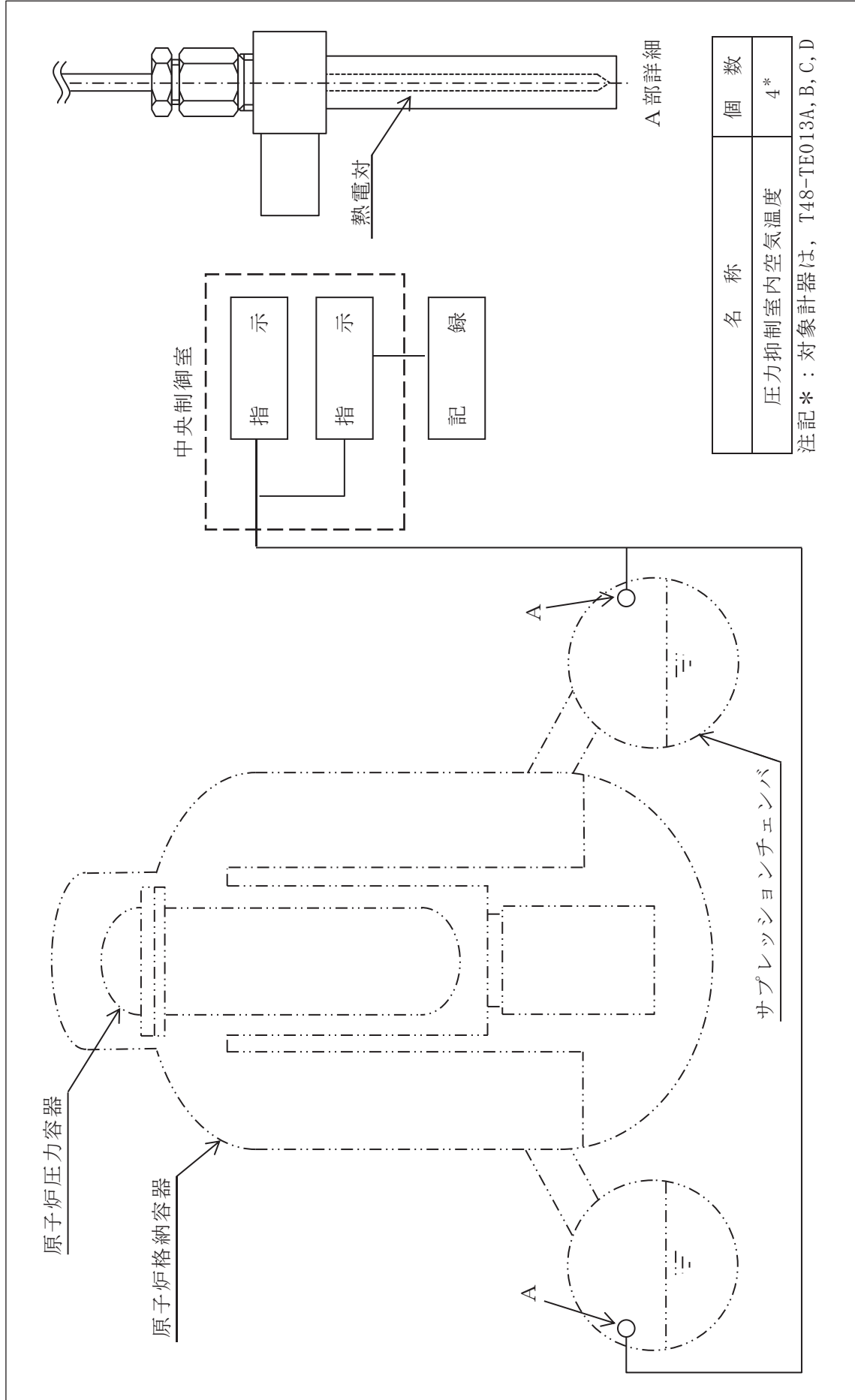
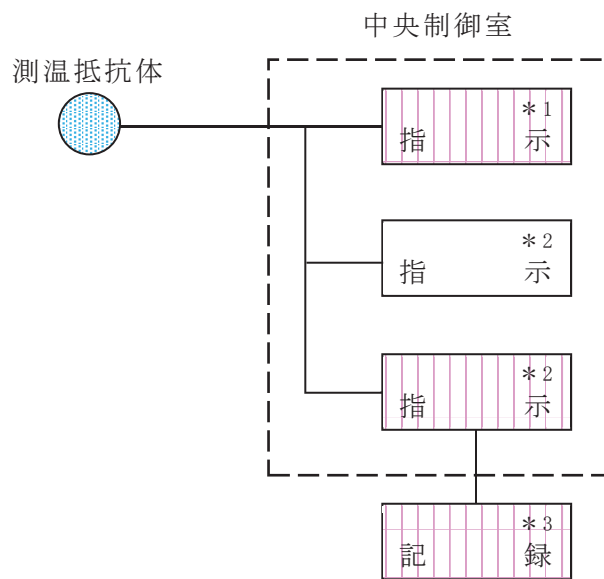


図 3.1.4-8 検出器の構造図 (圧力抑制室内空気温度)

(5) サプレッションプール水温度

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

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



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

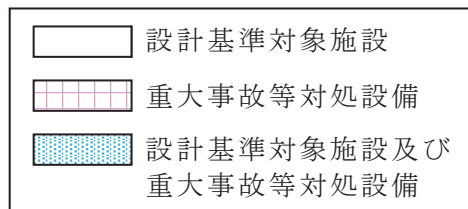


図 3.1.4-9 サプレッションプール水温度の概略構成図

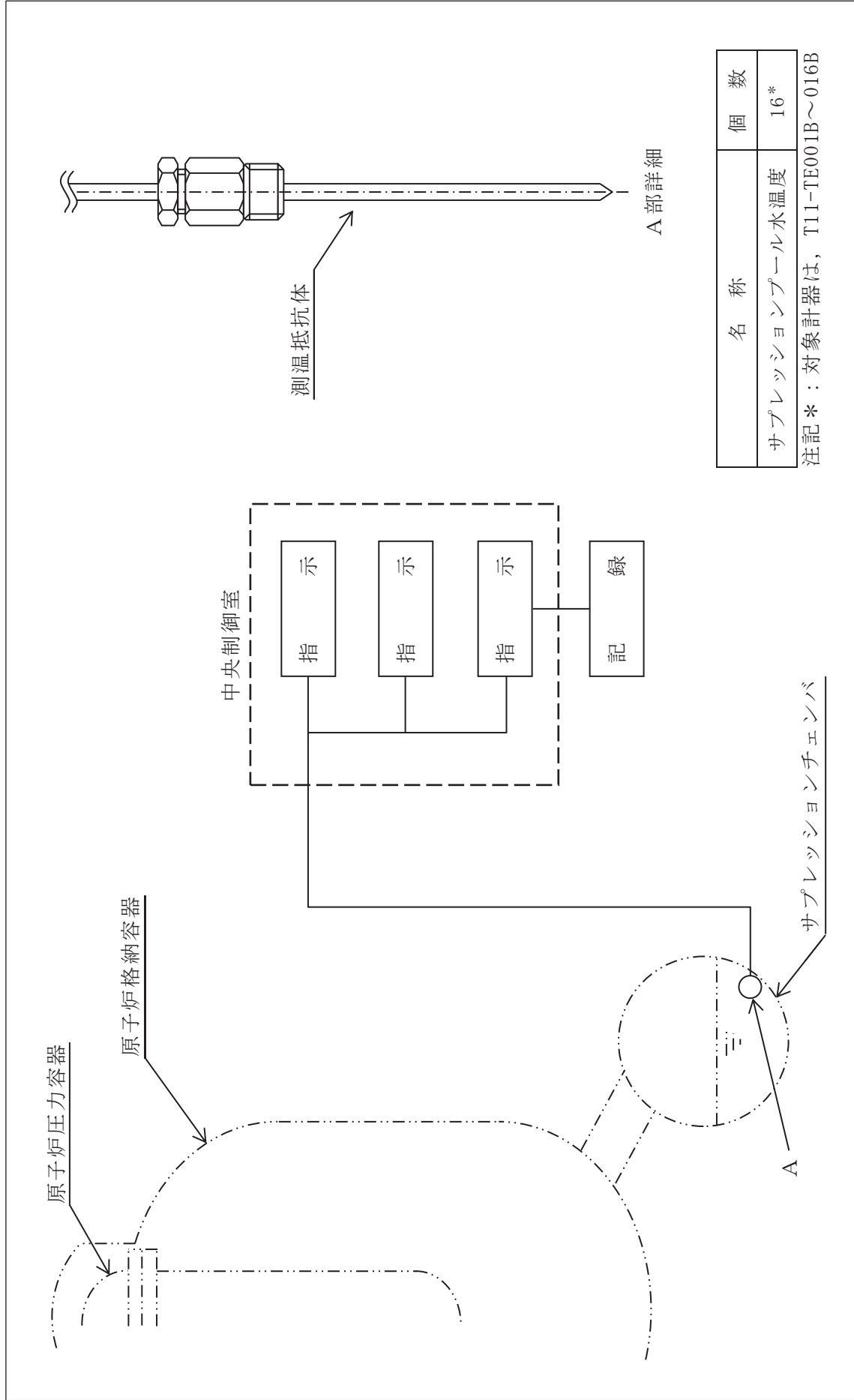


図 3.1.4-10 検出器の構造図 (サブレーションチェンバ水温度)

(6) 原子炉格納容器下部温度

原子炉格納容器下部温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉格納容器下部温度の検出信号は、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、原子炉格納容器下部温度を中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

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

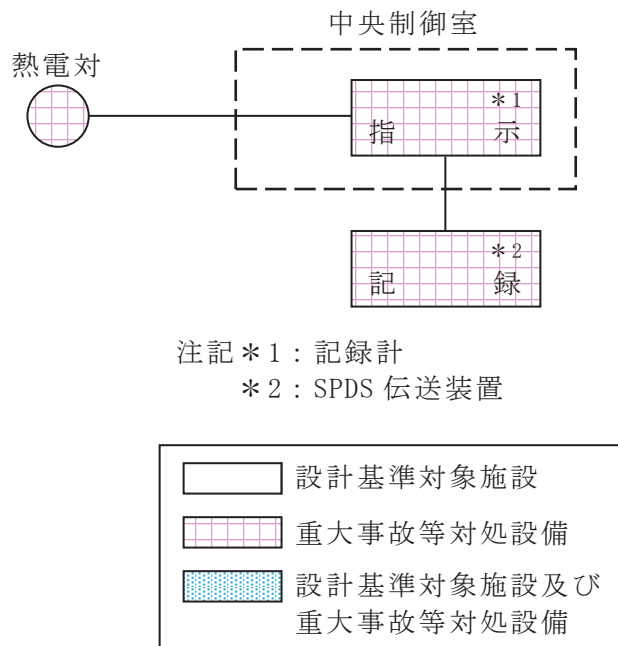


図 3.1.4-11 原子炉格納容器下部温度の概略構成図

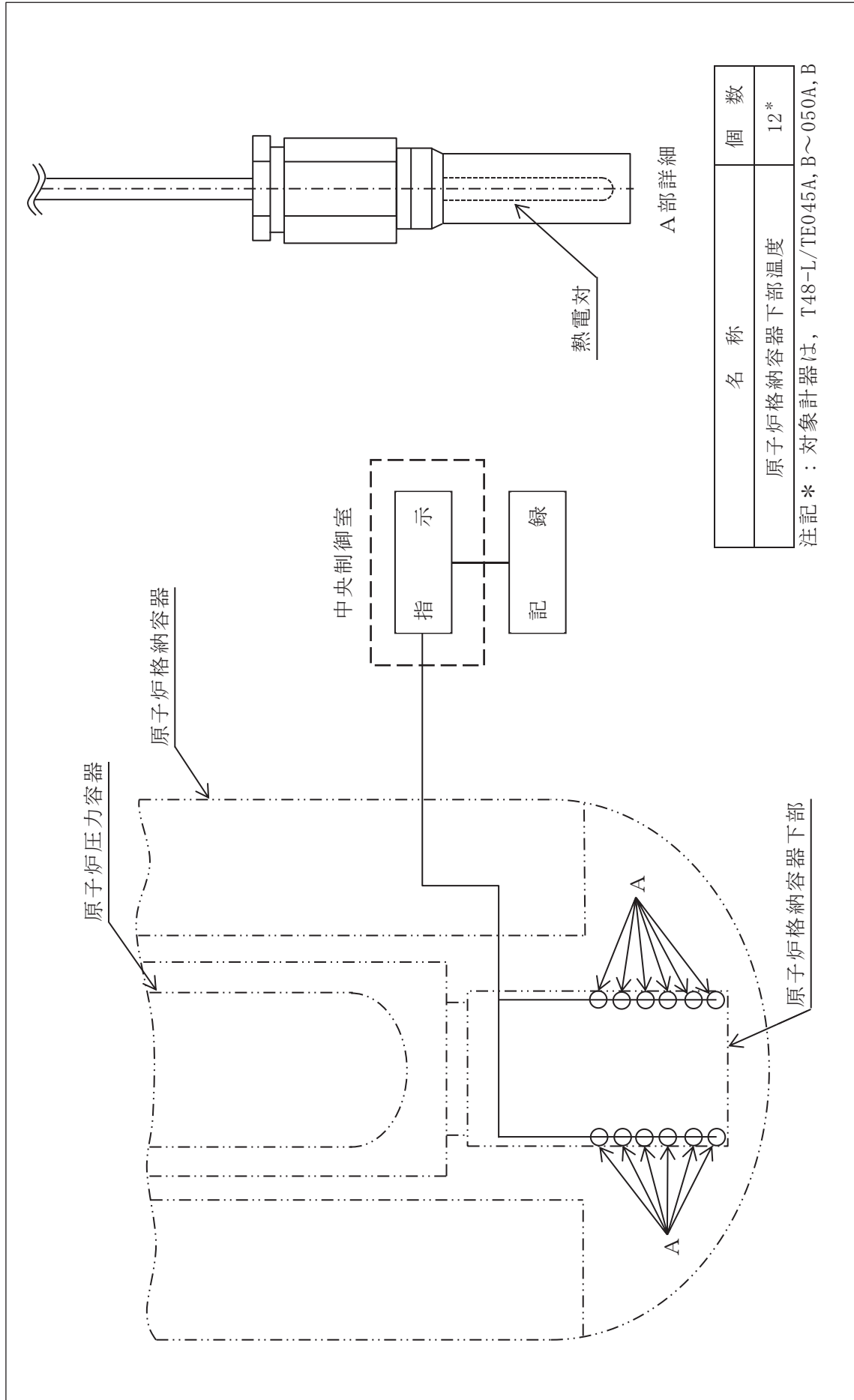


図 3.1.4-12 検出器の構造図 (原子炉格納容器下部温度)

(7) 格納容器内雰囲気酸素濃度

格納容器内雰囲気酸素濃度は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器内雰囲気酸素濃度の検出信号は、熱磁気風式酸素検出器からの電流信号を、前置増幅器で増幅し、中央制御室の演算装置にて酸素濃度信号に変換する処理を行った後、格納容器内雰囲気酸素濃度を中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

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

交流電源が必要な場合、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である電源車からの給電が可能である。電源供給についてVI-6「図面」のうち「第1-4-1 図 単線結線図(その1)」及び「第1-4-3 図 単線結線図(その3)」に示す。

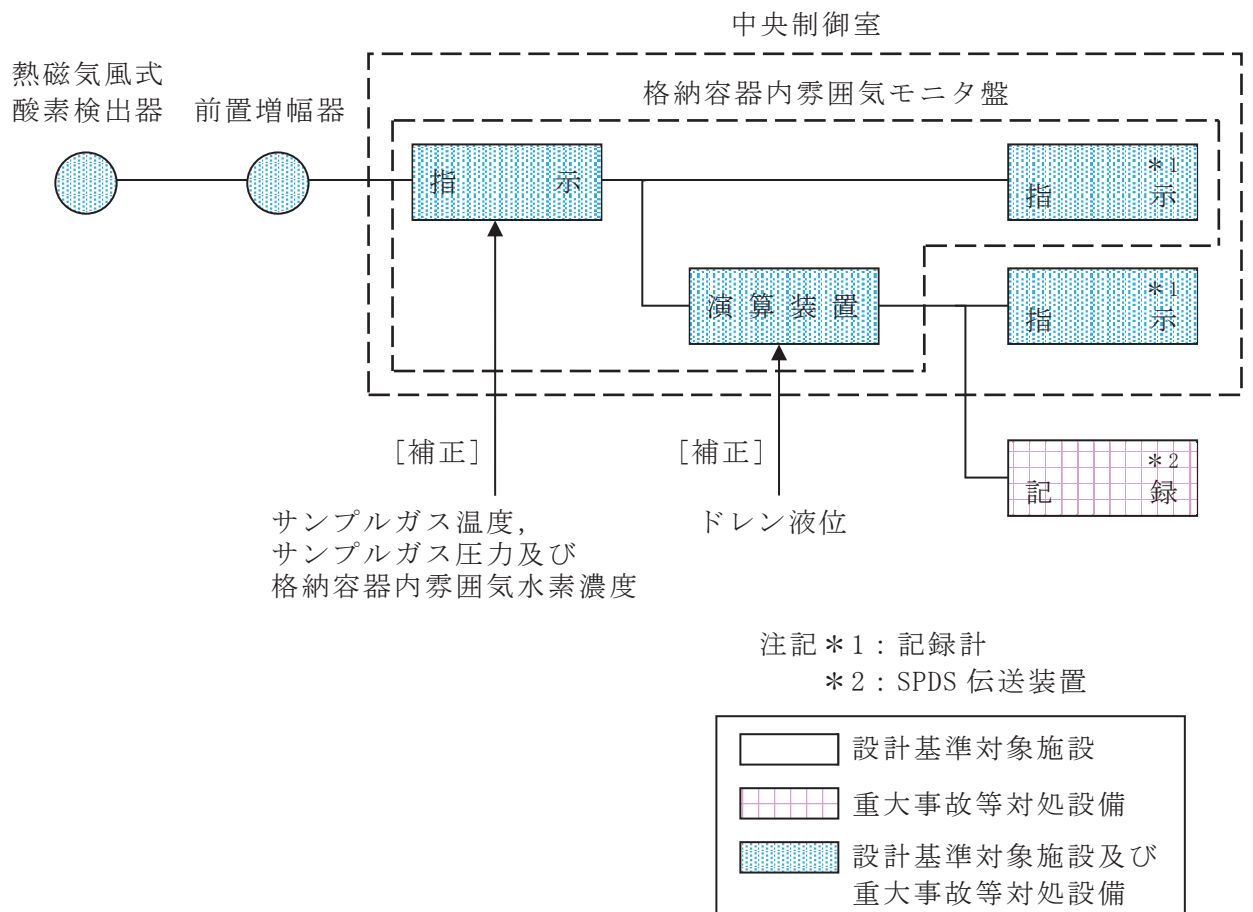


図 3.1.4-13 格納容器内雰囲気酸素濃度の概略構成図

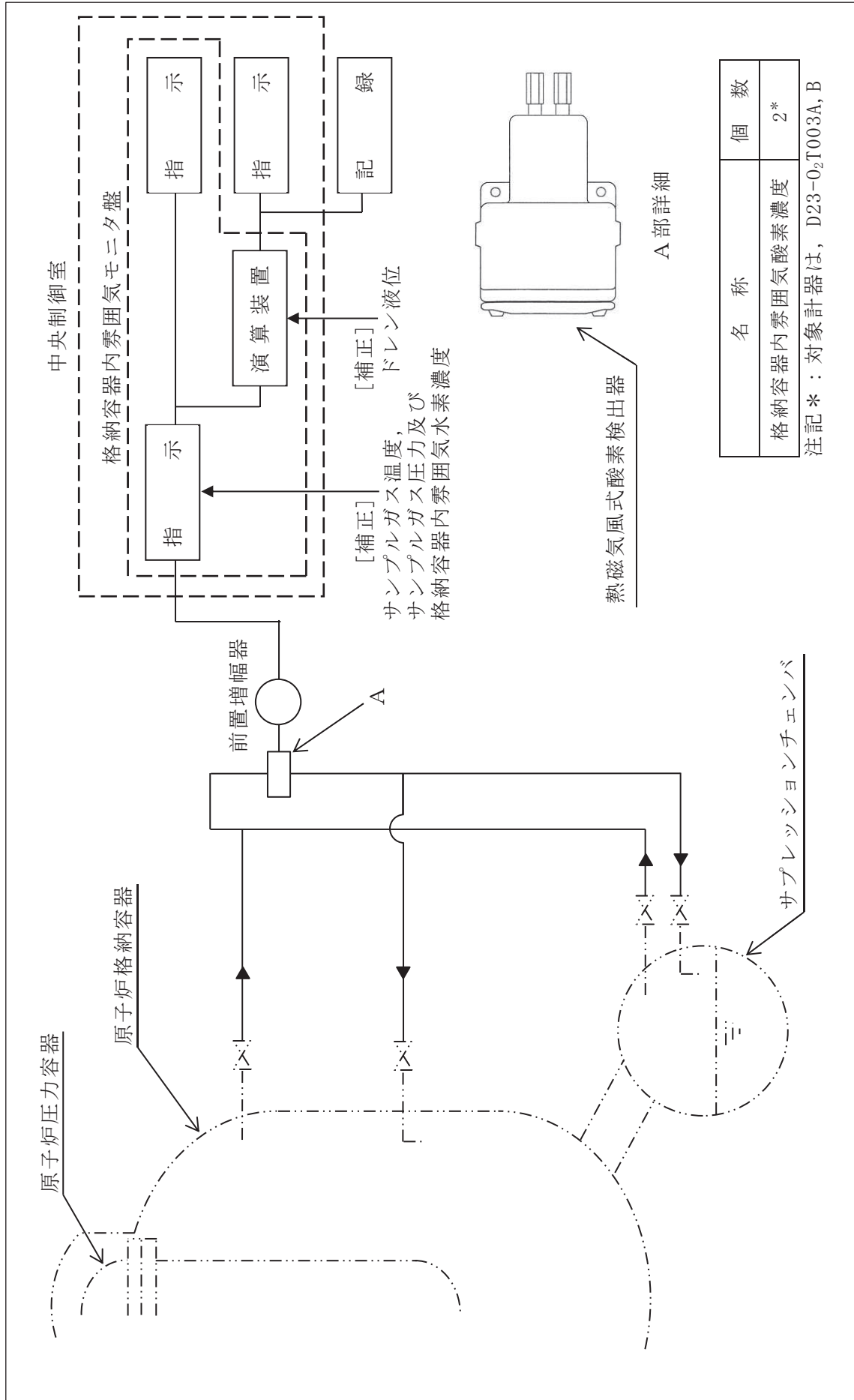


図 3.1.4-14 検出器の構造図 (格納容器内雰囲気酸素濃度)

(8) 格納容器内水素濃度 (D/W)

格納容器内水素濃度 (D/W) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器内水素濃度 (D/W) 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にて水素濃度信号に変換する処理を行った後、格納容器内水素濃度 (D/W) を中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

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

直流電源が必要な場合、常設代替直流電源設備である 125V 代替蓄電池又は可搬型代替直流電源設備である 125V 代替蓄電池、125V 代替充電器及び電源車の組み合わせから給電が可能である。電源供給についてVI-6「図面」のうち「第 1-4-1 図 単線結線図 (その 1)」及び「第 1-4-2 図 単線結線図 (その 2)」に示す。

格納容器内水素濃度 (D/W) の機能・構造と耐環境性等について別添 1「格納容器内水素濃度 (D/W) 及び格納容器内水素濃度 (S/C) による格納容器内水素濃度の監視について」に示す。

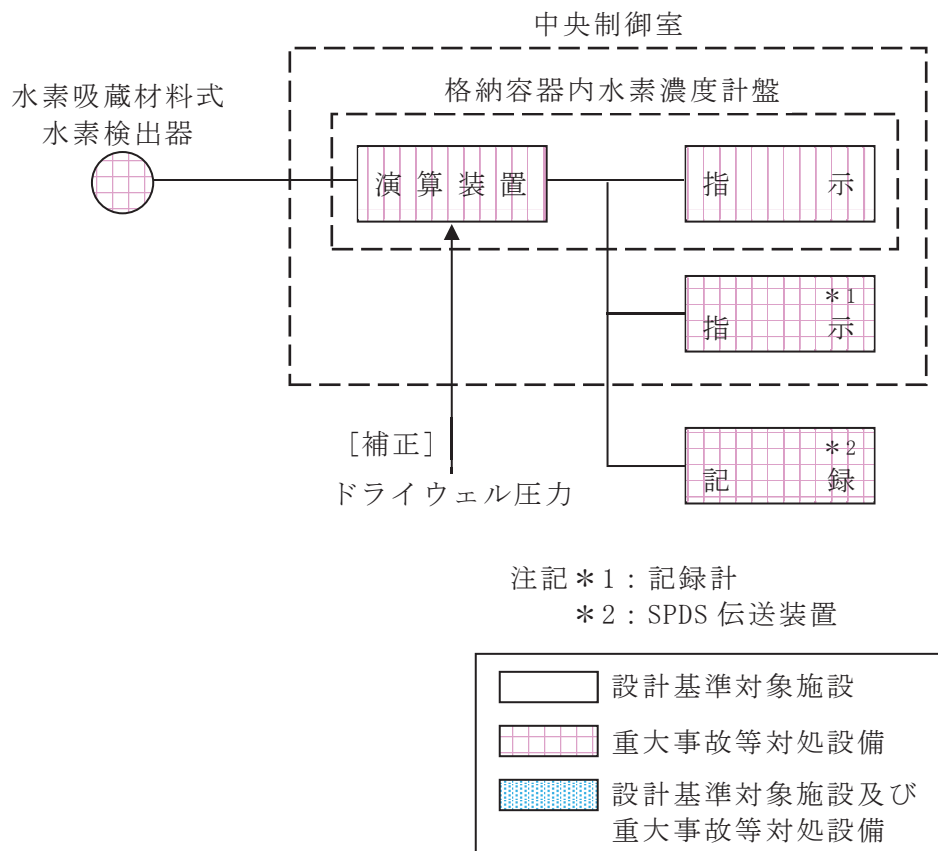


図 3.1.4-15 格納容器内水素濃度 (D/W) の概略構成図

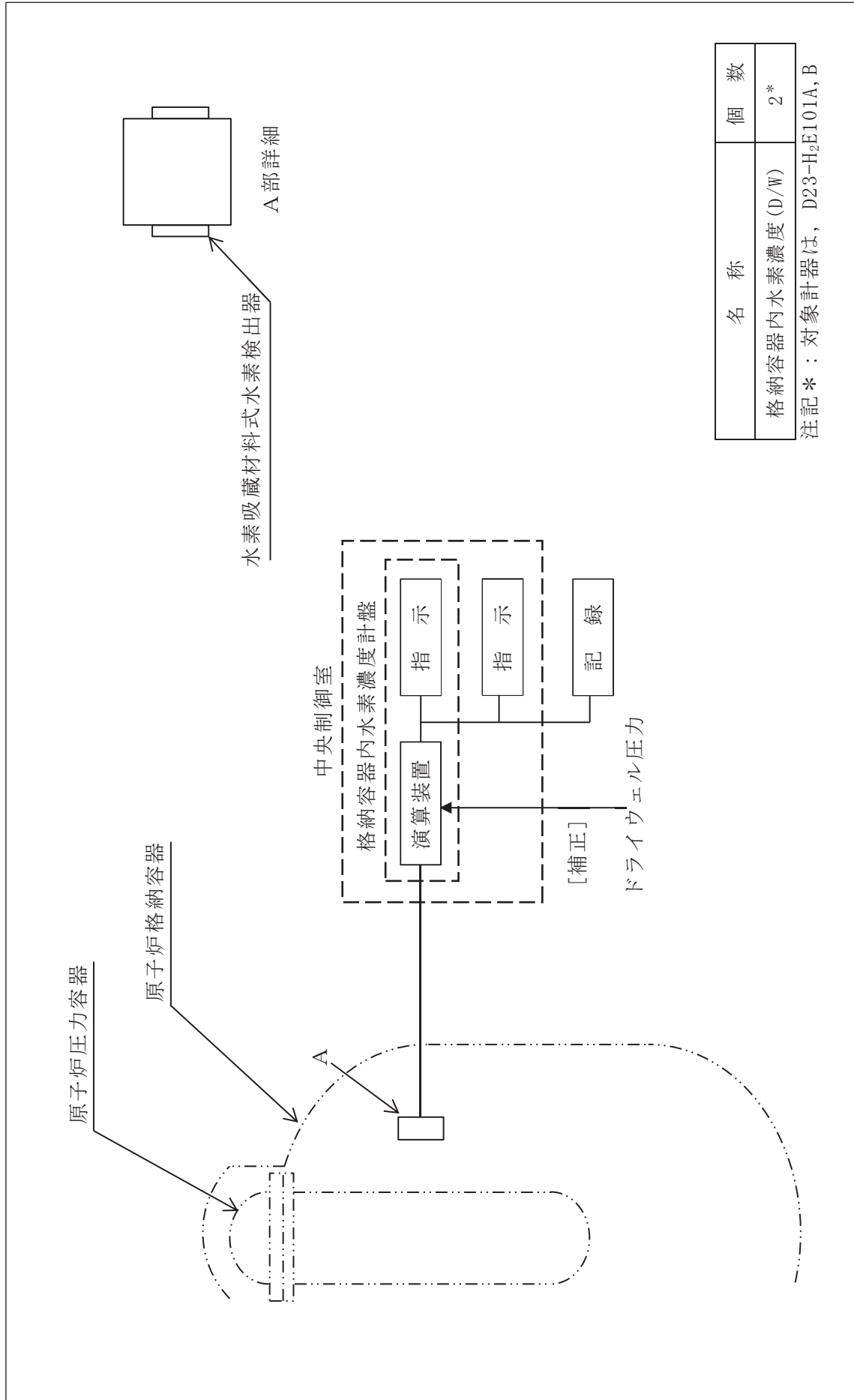


図 3.1.4-16 検出器の構造図（格納容器内水素濃度(D/W)）

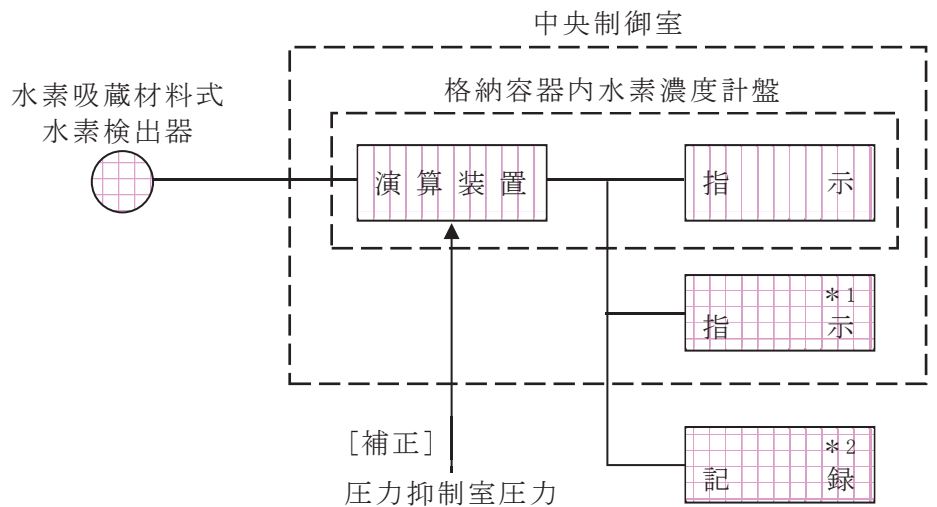
(9) 格納容器内水素濃度 (S/C)

格納容器内水素濃度 (S/C) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器内水素濃度 (S/C) 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にて水素濃度信号に変換する処理を行った後、格納容器内水素濃度 (S/C) を中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

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

直流電源が必要な場合、常設代替直流電源設備である 125V 代替蓄電池又は可搬型代替直流電源設備である 125V 代替蓄電池、125V 代替充電器及び電源車の組み合わせから給電が可能である。電源供給について VI-6「図面」のうち「第 1-4-1 図 単線結線図 (その 1)」及び「第 1-4-2 図 単線結線図 (その 2)」に示す。

格納容器内水素濃度 (S/C) の機能・構造と耐環境性等について別添 1「格納容器内水素濃度 (D/W) 及び格納容器内水素濃度 (S/C) 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 : SPDS 伝送装置

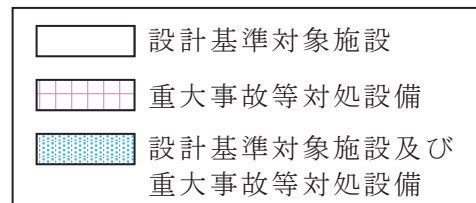


図 3.1.4-17 格納容器内水素濃度 (S/C) の概略構成図

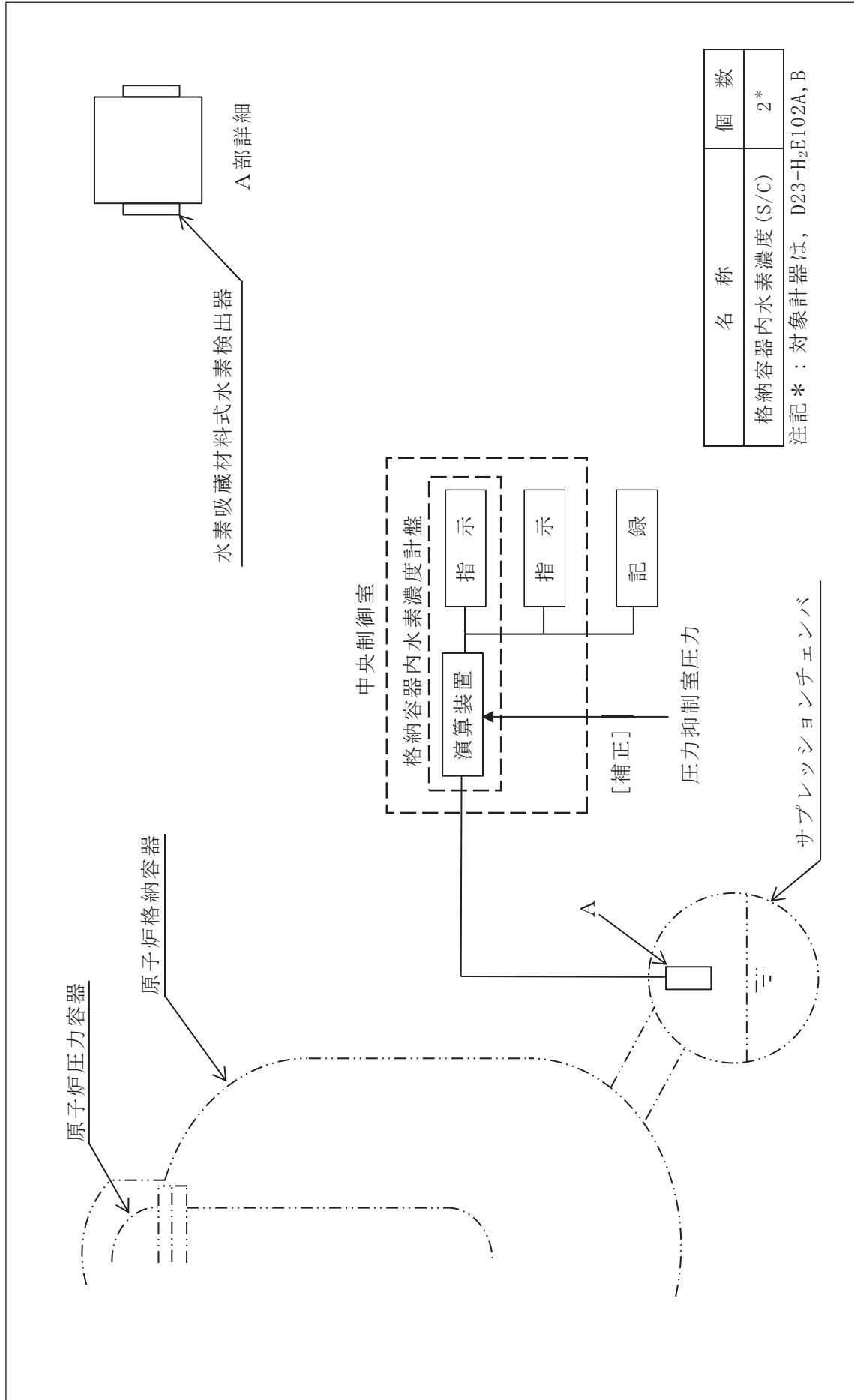


図 3.1.4-18 検出器の構造図 (格納容器内水素濃度 (S/C))

(10) 格納容器内雰囲気水素濃度

格納容器内雰囲気水素濃度は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器内雰囲気水素濃度の検出信号は、熱伝導率式水素検出器からの電流信号を、前置増幅器で増幅し、中央制御室の演算装置にて水素濃度信号に変換する処理を行った後、格納容器内雰囲気水素濃度を中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

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

交流電源が必要な場合、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である電源車からの給電が可能である。電源供給についてVI-6「図面」のうち「第1-4-1図 単線結線図(その1)」及び「第1-4-3図 単線結線図(その3)」に示す。

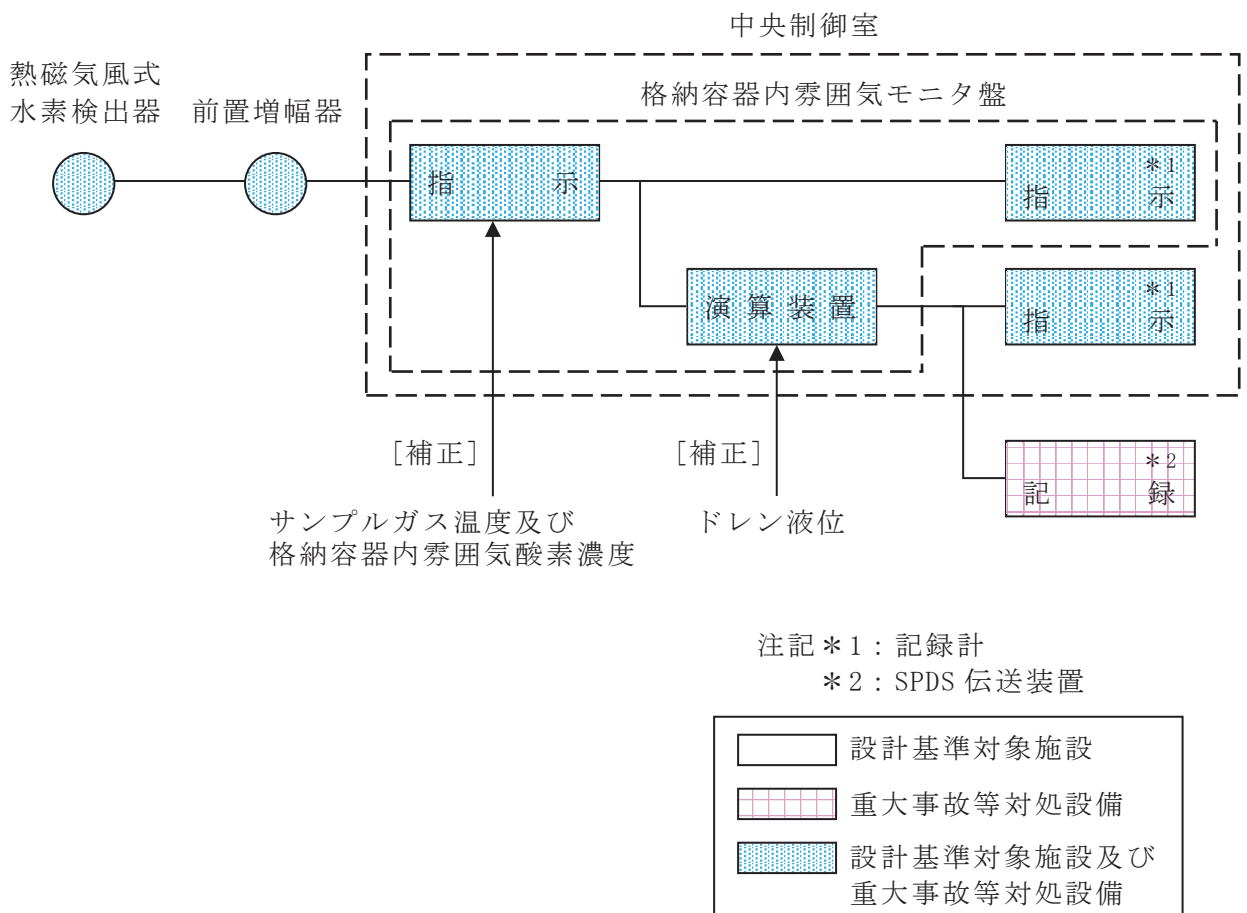


図 3.1.4-19 格納容器内雰囲気水素濃度の概略構成図

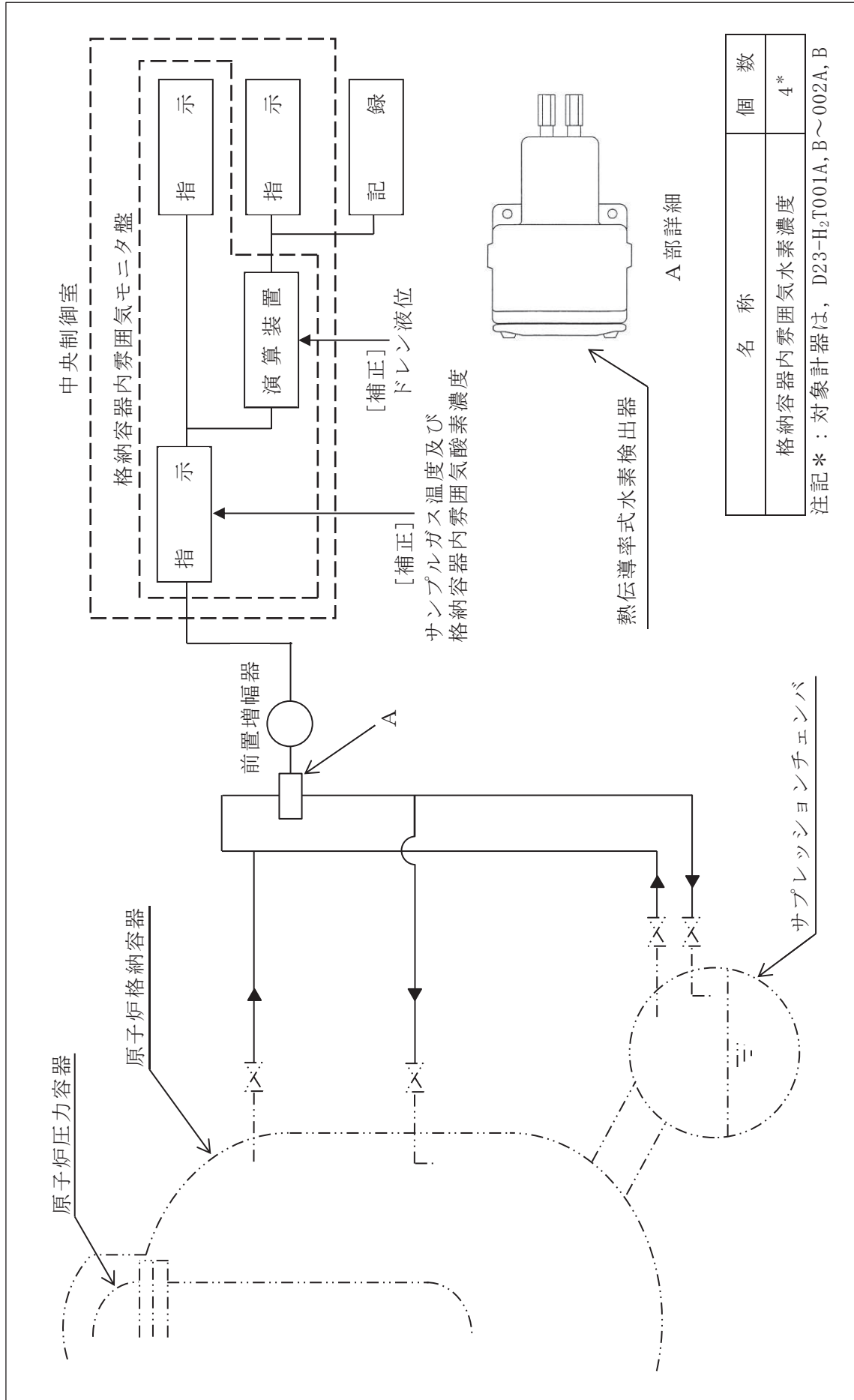


図 3.1.4-20 検出器の構造図（格納容器内雰囲気水素濃度）

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

(1) 復水貯蔵タンク水位

復水貯蔵タンク水位は，重大事故等対処設備の機能を有しており，復水貯蔵タンク水位の検出信号は，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，復水貯蔵タンク水位を中央制御室に指示する。また，SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2 計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

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

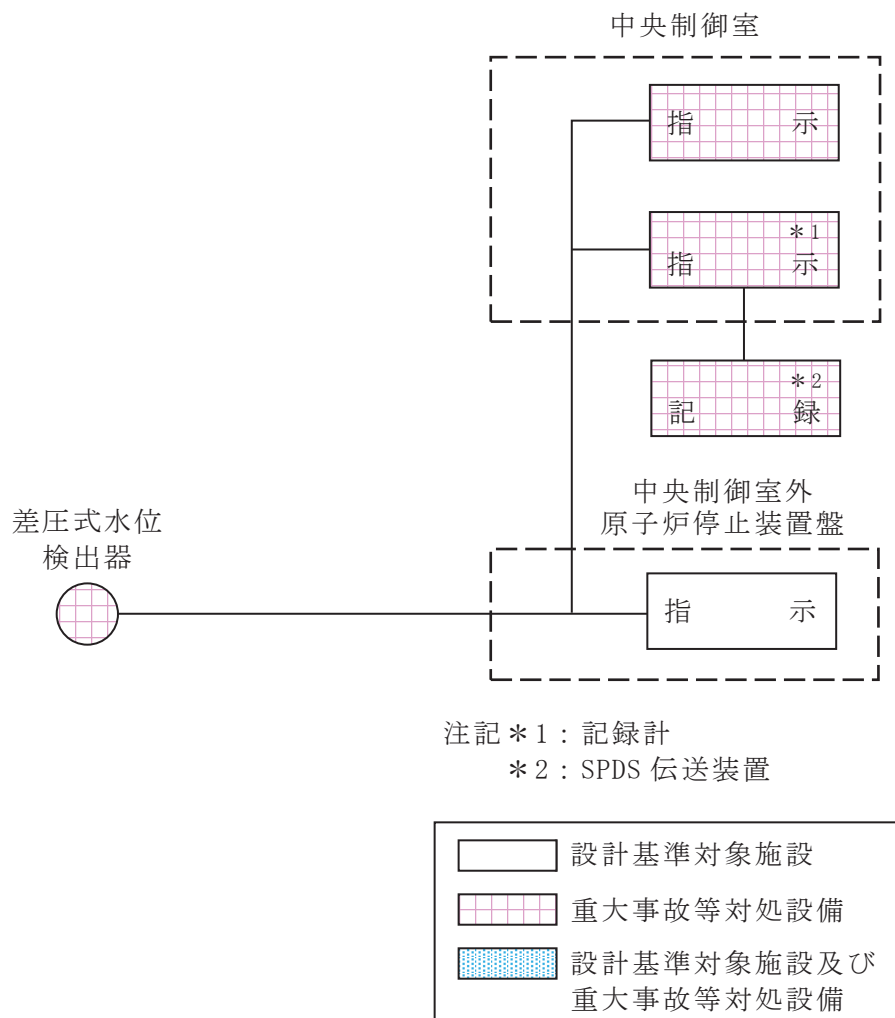


図 3.1.5-1 復水貯蔵タンク水位の概略構成図

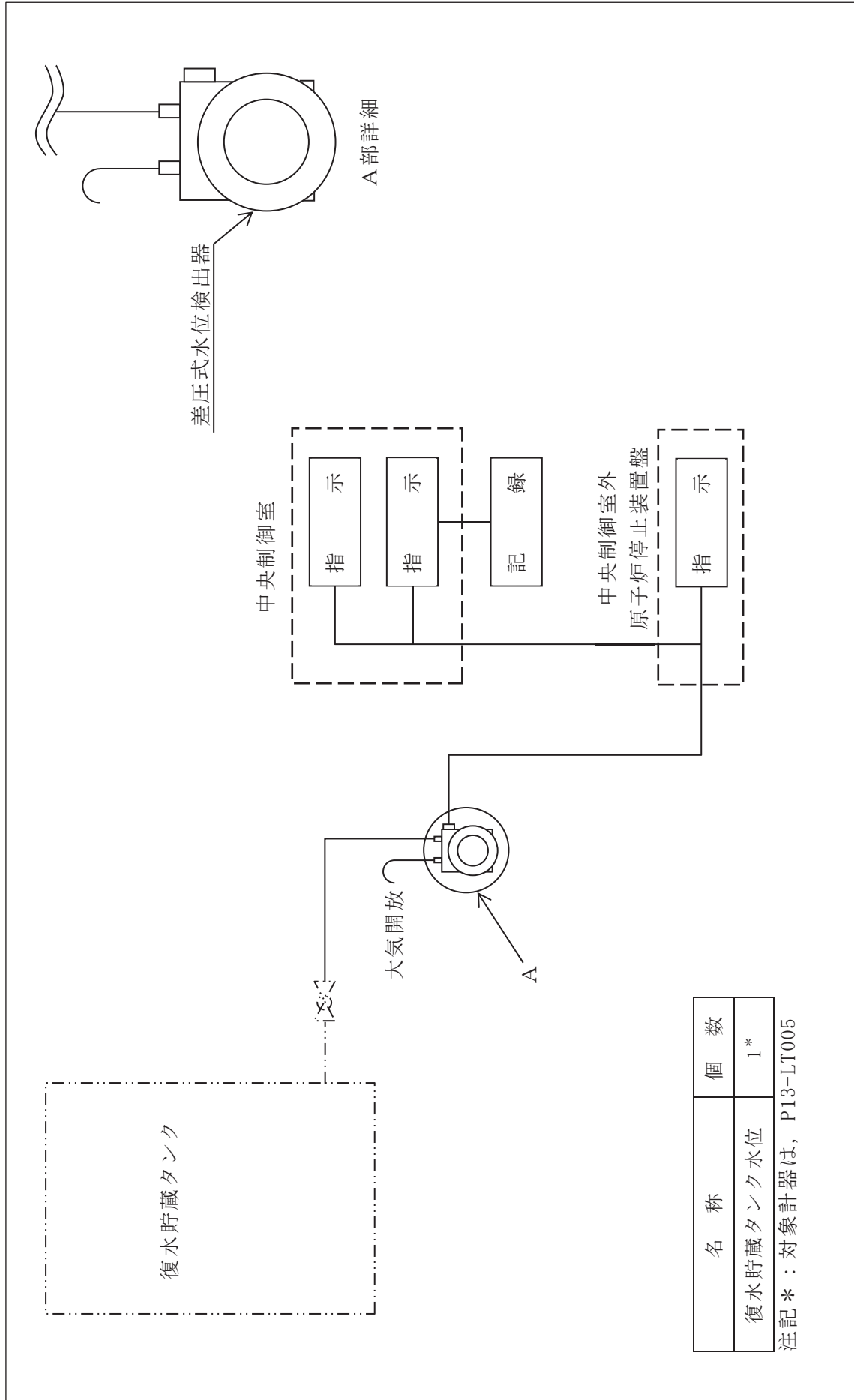


図 3.1.5-2 検出器の構造図 (復水貯蔵タンク水位)

3.1.6 原子炉格納容器本体への冷却材流量を計測する装置

(1) 残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）

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(12)に同じ。

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

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(13)に同じ。

(3) 代替循環冷却ポンプ出口流量

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(15)に同じ。

(4) 原子炉格納容器代替スプレイ流量

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

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

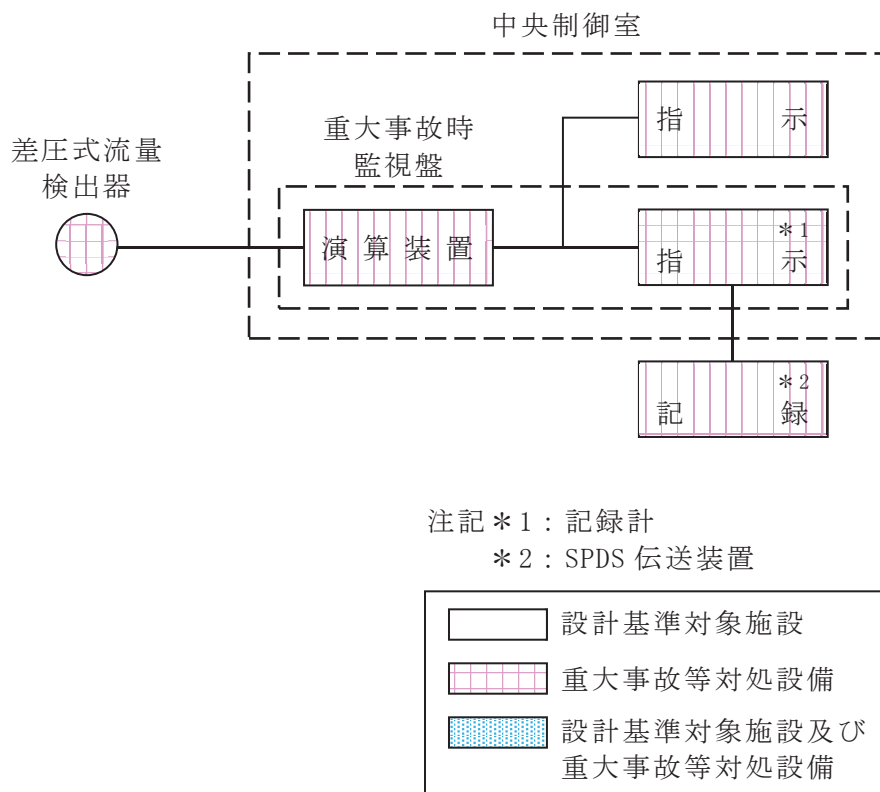


図 3.1.6-1 原子炉格納容器代替スプレイ流量の概略構成図

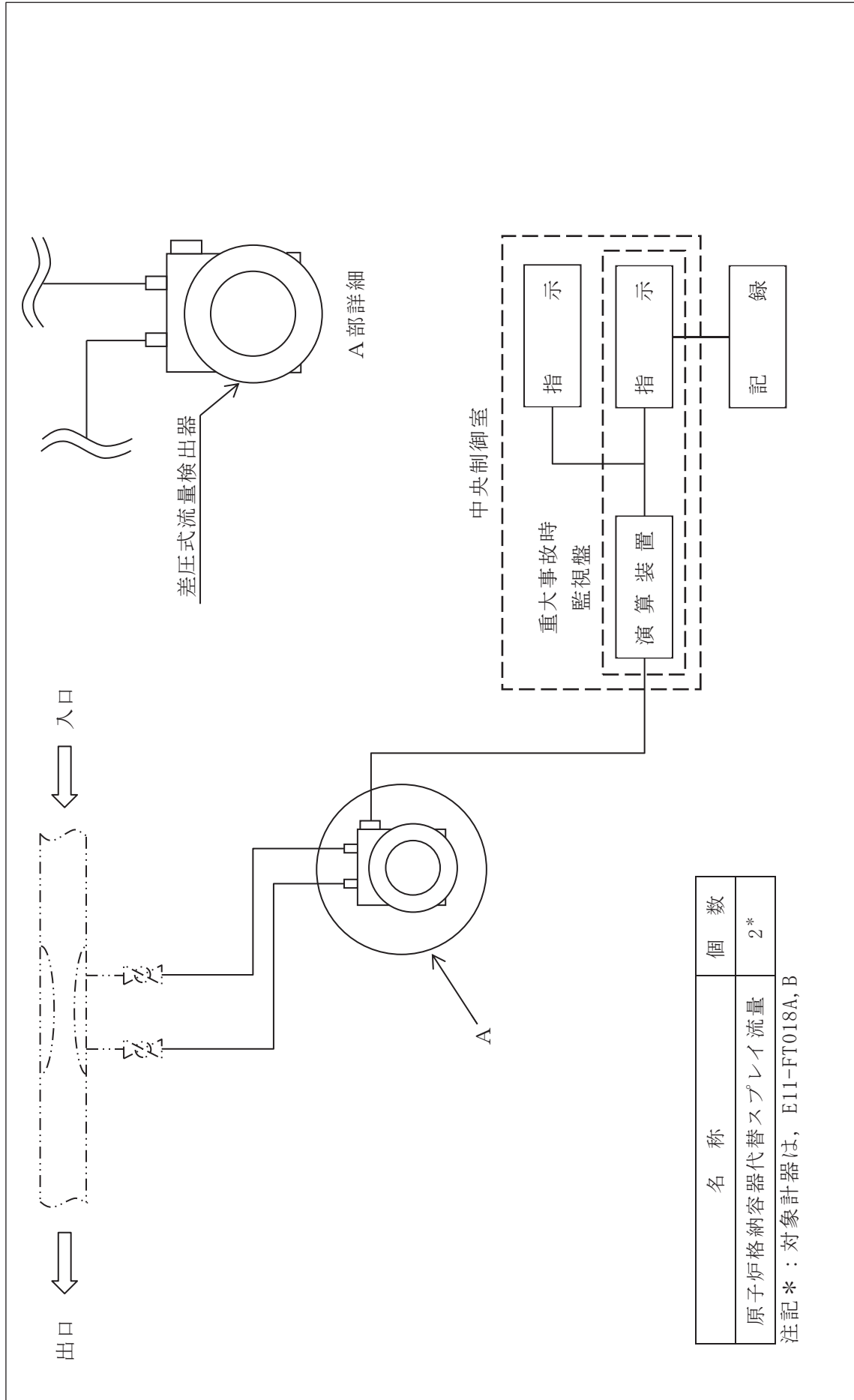


図 3.1.6-2 検出器の構造図 (原子炉格納容器代替スプレイ流量)

(5) 原子炉格納容器下部注水流量

原子炉格納容器下部注水流量は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉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にて流量信号へ変換する処理を行った後、原子炉格納容器下部注水流量を中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

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

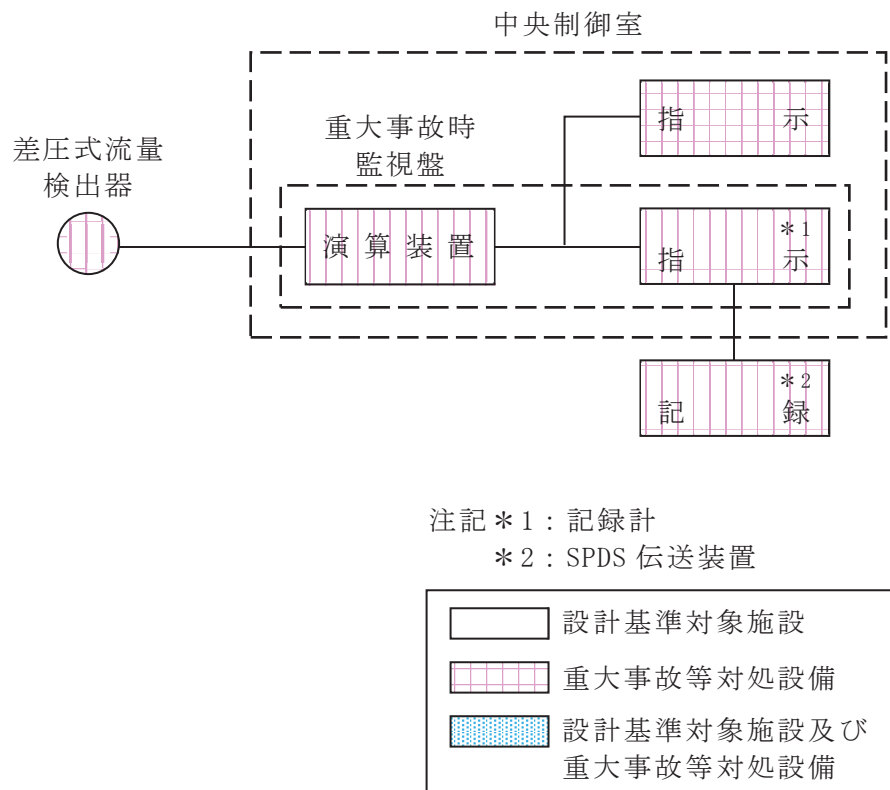


図 3.1.6-3 原子炉格納容器下部注水流量の概略構成図

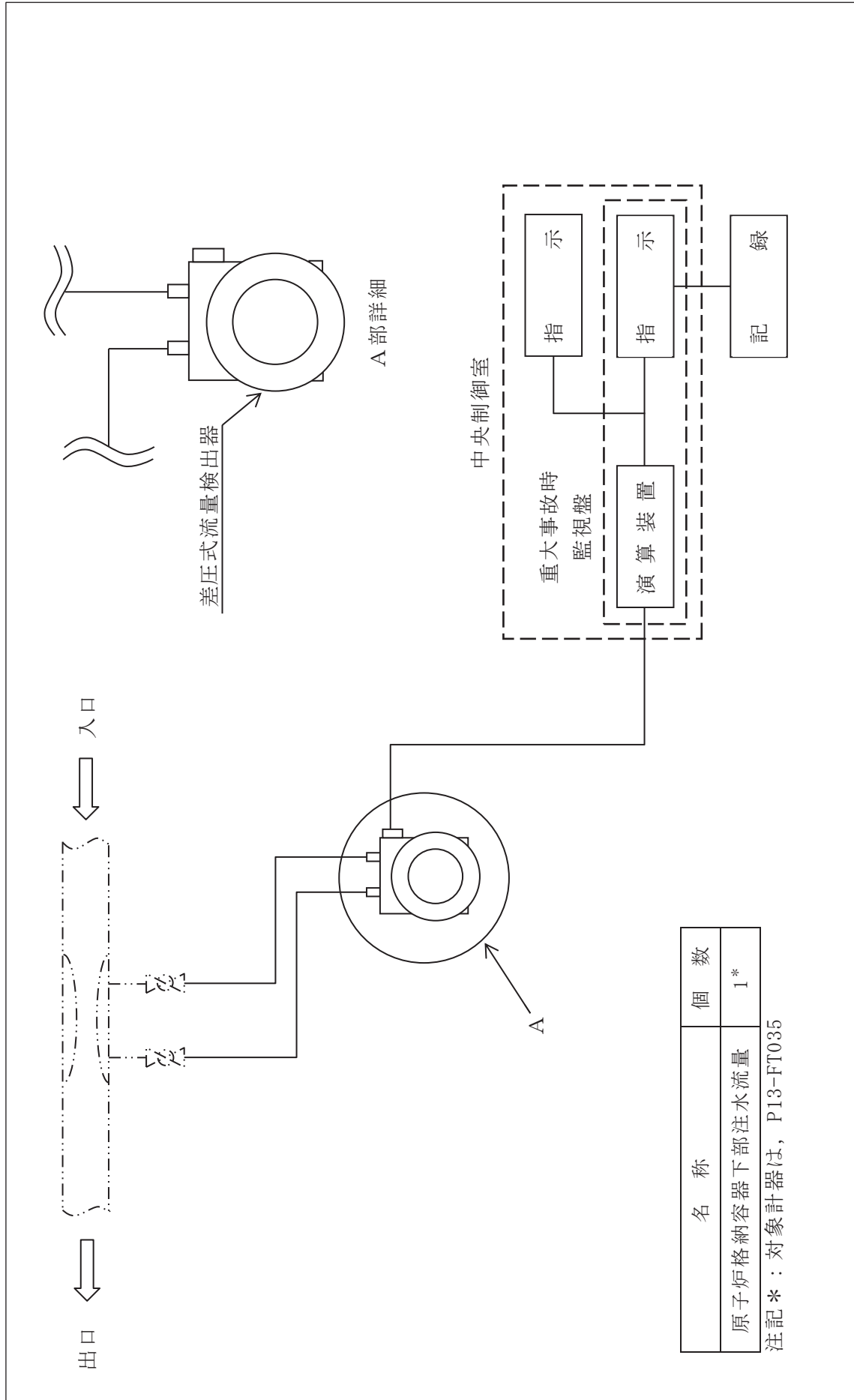


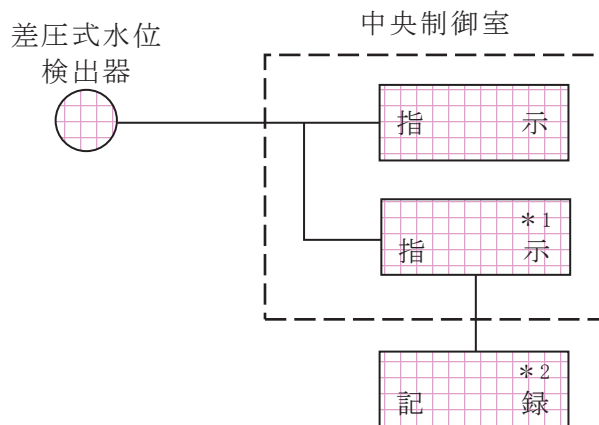
図 3.1.6-4 検出器の構造図 (原子炉格納容器下部注水流量)

3.1.7 原子炉格納容器本体の水位を計測する装置

(1) 圧力抑制室水位

圧力抑制室水位は、重大事故等対処設備の機能を有しており、圧力抑制室水位の検出信号は、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、圧力抑制室水位を中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

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



注記 *1 : 記録計
 *2 : SPDS 伝送装置

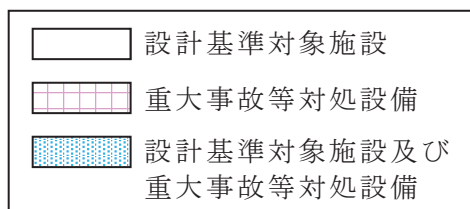


図 3.1.7-1 圧力抑制室水位の概略構成図

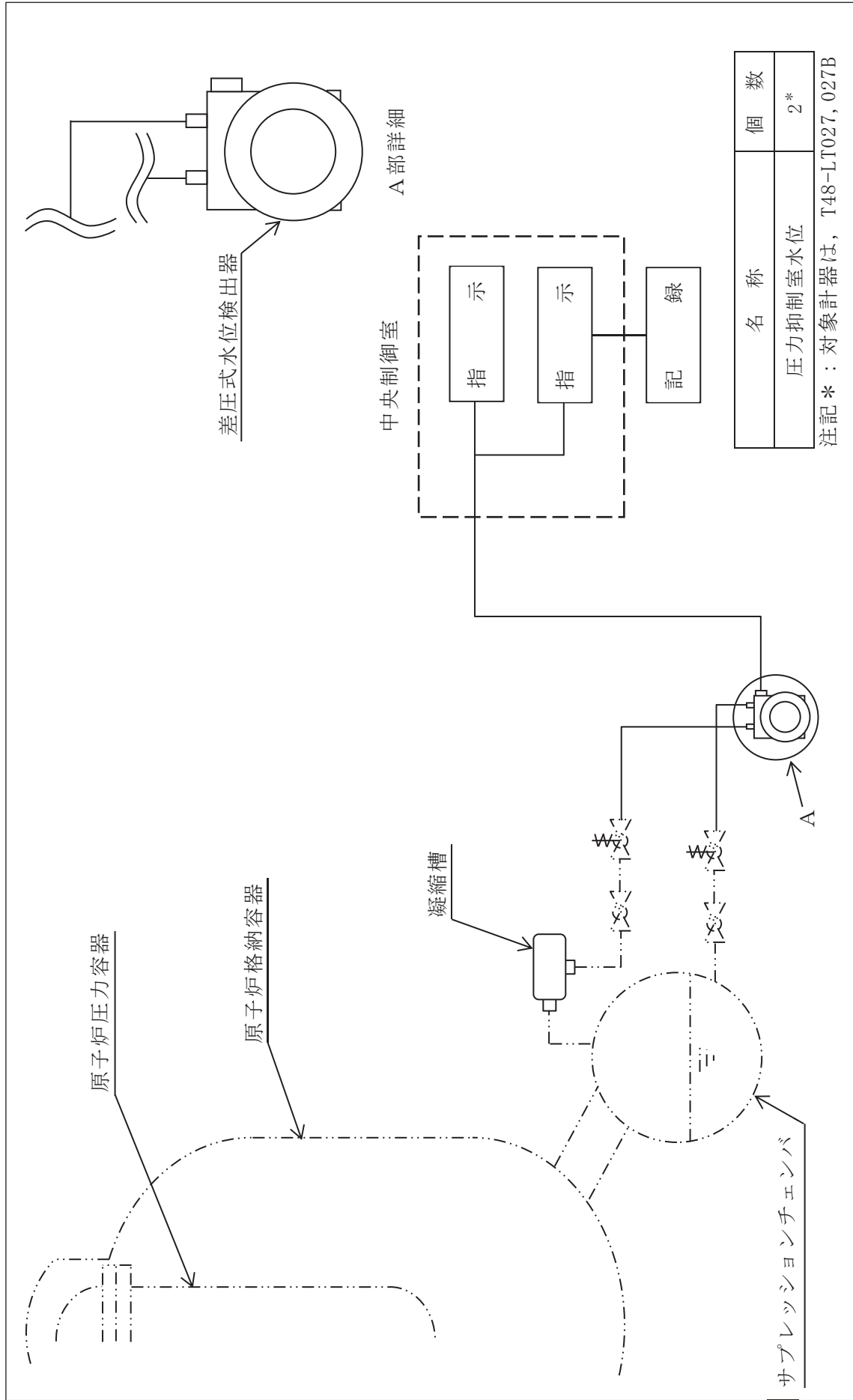


図 3.1.7-2 検出器の構造図 (圧力抑制室水位)

(2) 原子炉格納容器下部水位

原子炉格納容器下部水位は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉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、中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

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

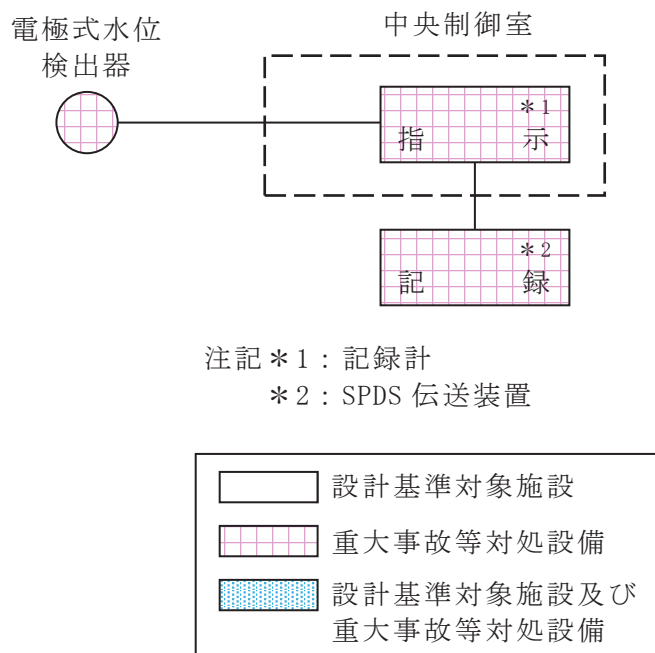


図 3.1.7-3 原子炉格納容器下部水位の概略構成図

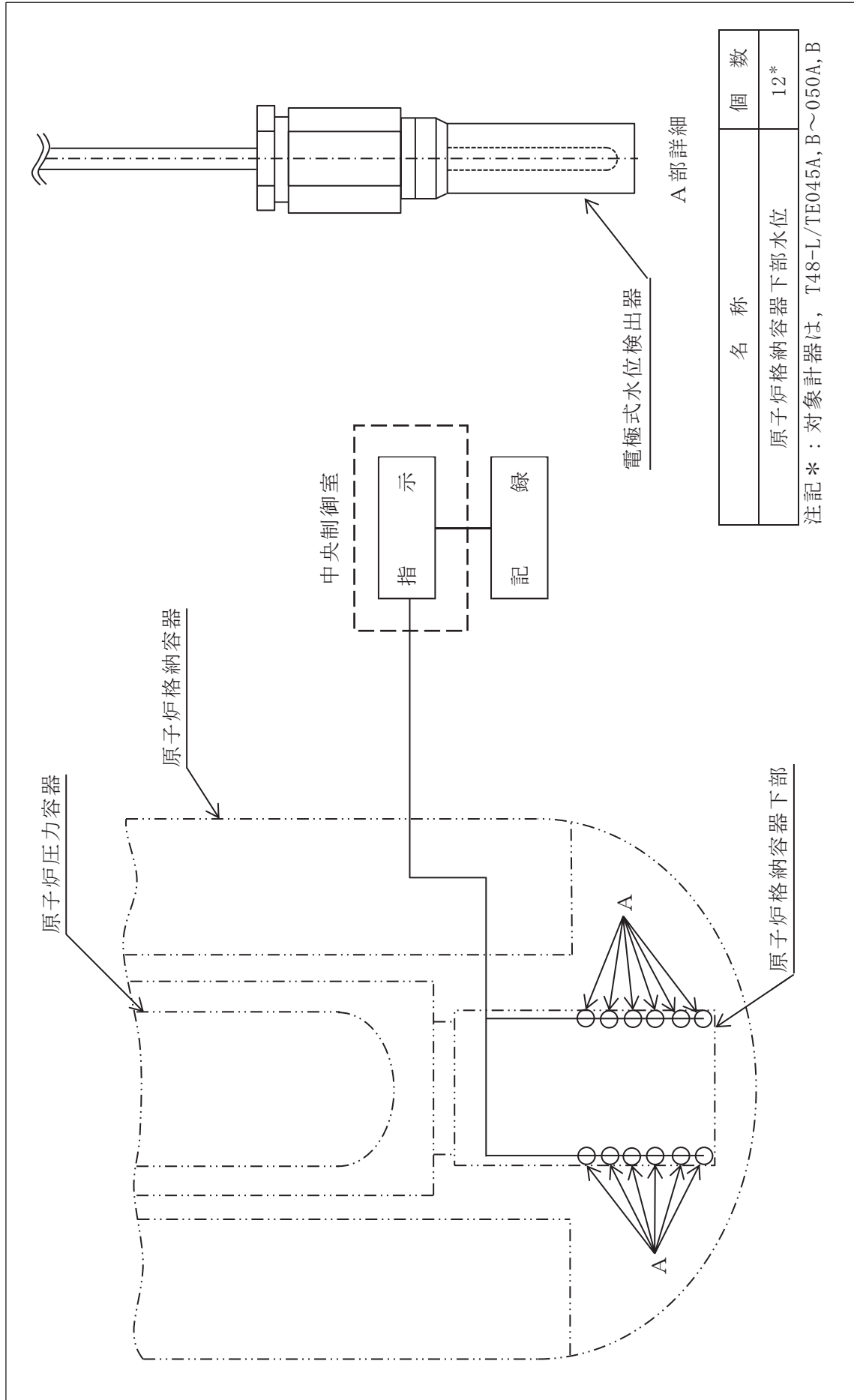


図 3.1.7-4 検出器の構造図 (原子炉格納容器下部水位)

(3) ドライウェル水位

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

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

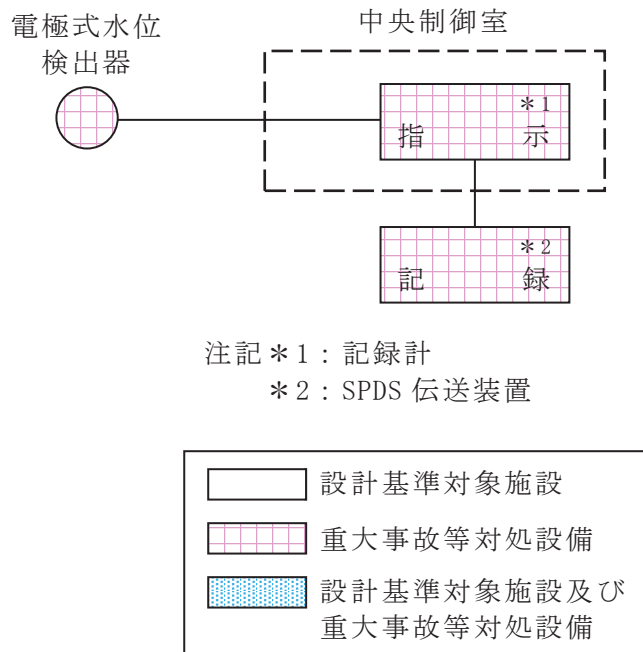


図 3.1.7-5 ドライウェル水位の概略構成図

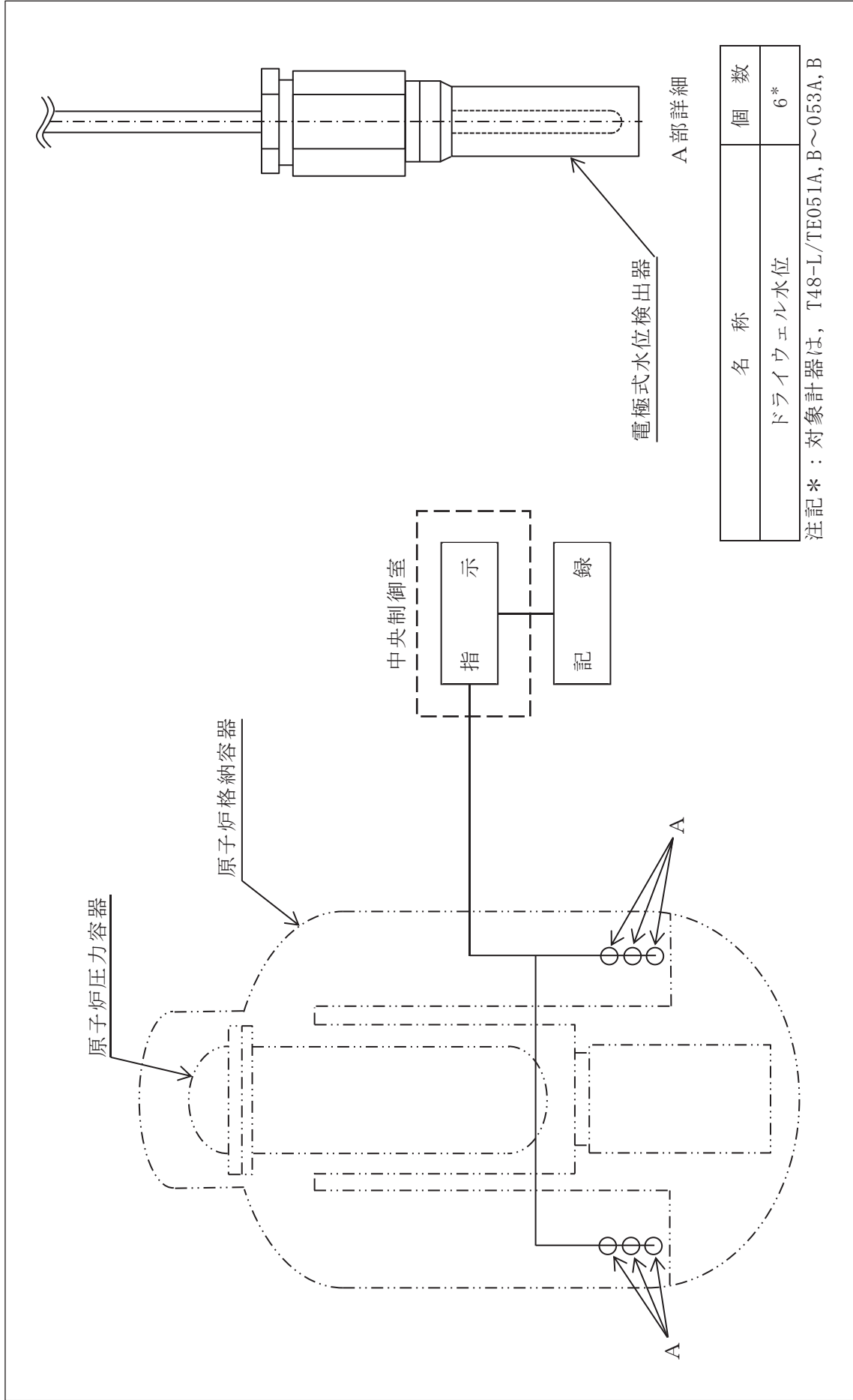


図 3.1.7-6 検出器の構造図 (ドライウエル水位)

3.1.8 原子炉建屋内の水素ガス濃度を計測する装置

(1) 原子炉建屋内水素濃度

原子炉建屋内水素濃度（触媒式）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉建屋内水素濃度（触媒式）の検出信号は、触媒式水素検出器からの電流信号を、演算装置にて水素濃度信号に変換する処理を行った後、原子炉建屋内水素濃度を中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

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

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

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

交流又は直流電源が必要な場合、原子炉建屋地上3階（原子炉建屋燃料取替床）及び原子炉建屋地下2階に設置するものについては、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電及び所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から給電が可能である。原子炉建屋地上1階及び原子炉建屋地下1階に設置するものについては、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電が可能な設計である。電源供給についてVI-6「図面」のうち「第1-4-1図 単線結線図（その1）」、「第1-4-2図 単線結線図（その2）」及び「第1-4-3図 単線結線図（その3）」に示す。

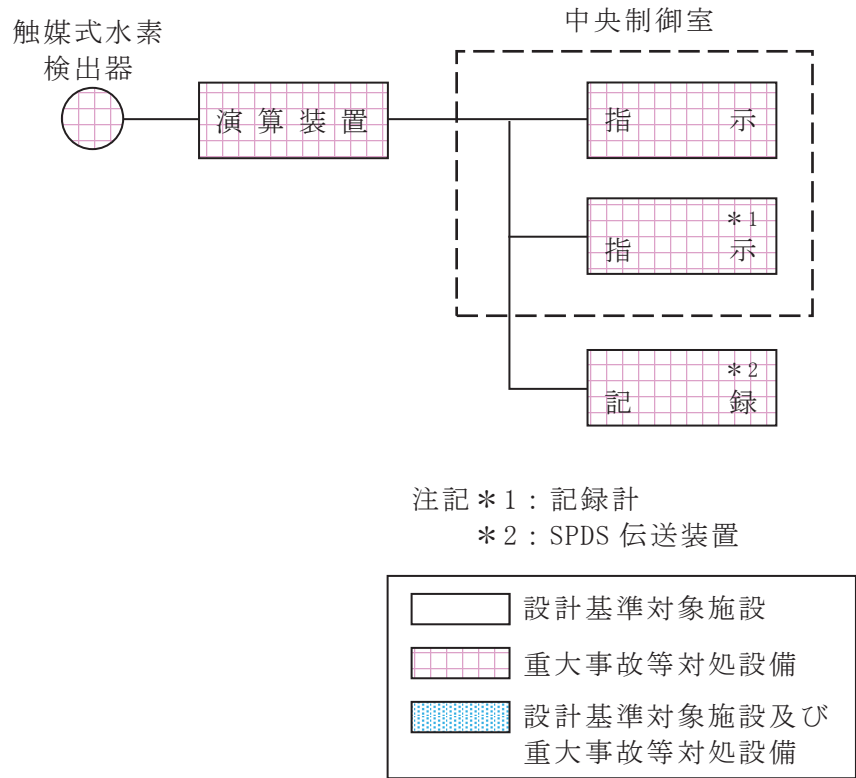


図 3.1.8-1 原子炉建屋内水素濃度(触媒式)の概略構成図
(原子炉建屋地上 3 階)

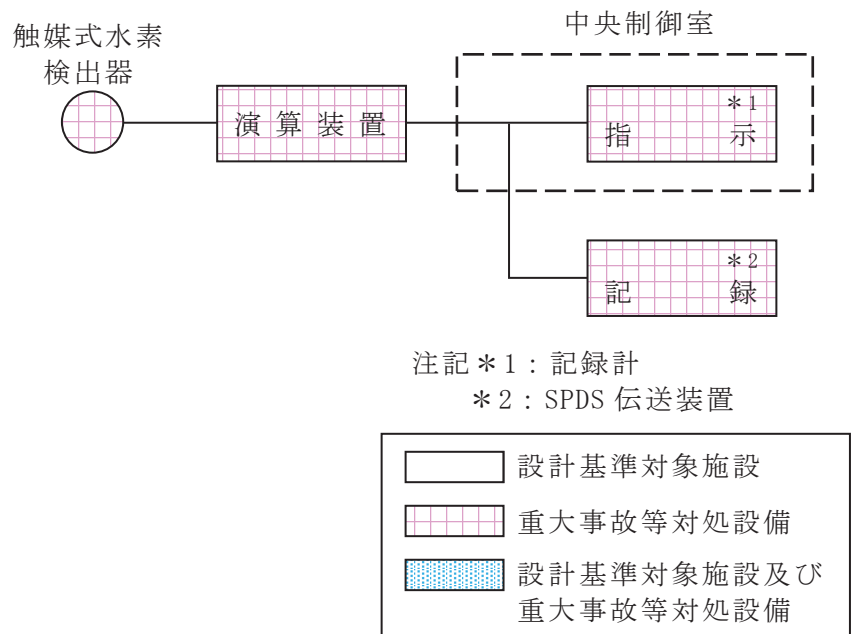
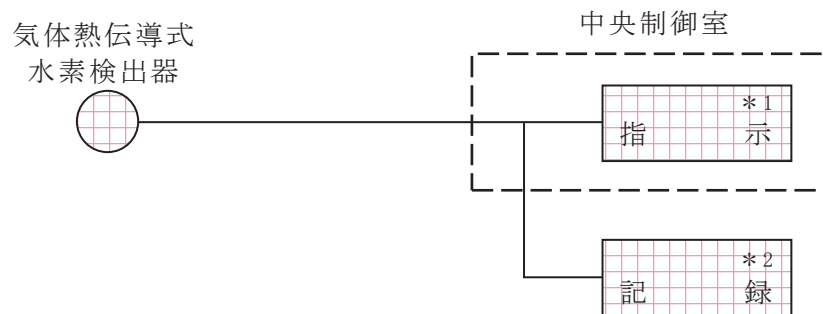


図 3.1.8-2 原子炉建屋内水素濃度(触媒式)の概略構成図
(原子炉建屋地下 2 階)



注記 *1 : 記録計
*2 : SPDS 伝送装置

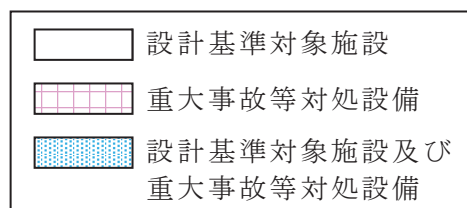


図 3.1.8-3 原子炉建屋内水素濃度(気体熱伝導式)の概略構成図
(原子炉建屋地上 1 階及び地下 1 階)

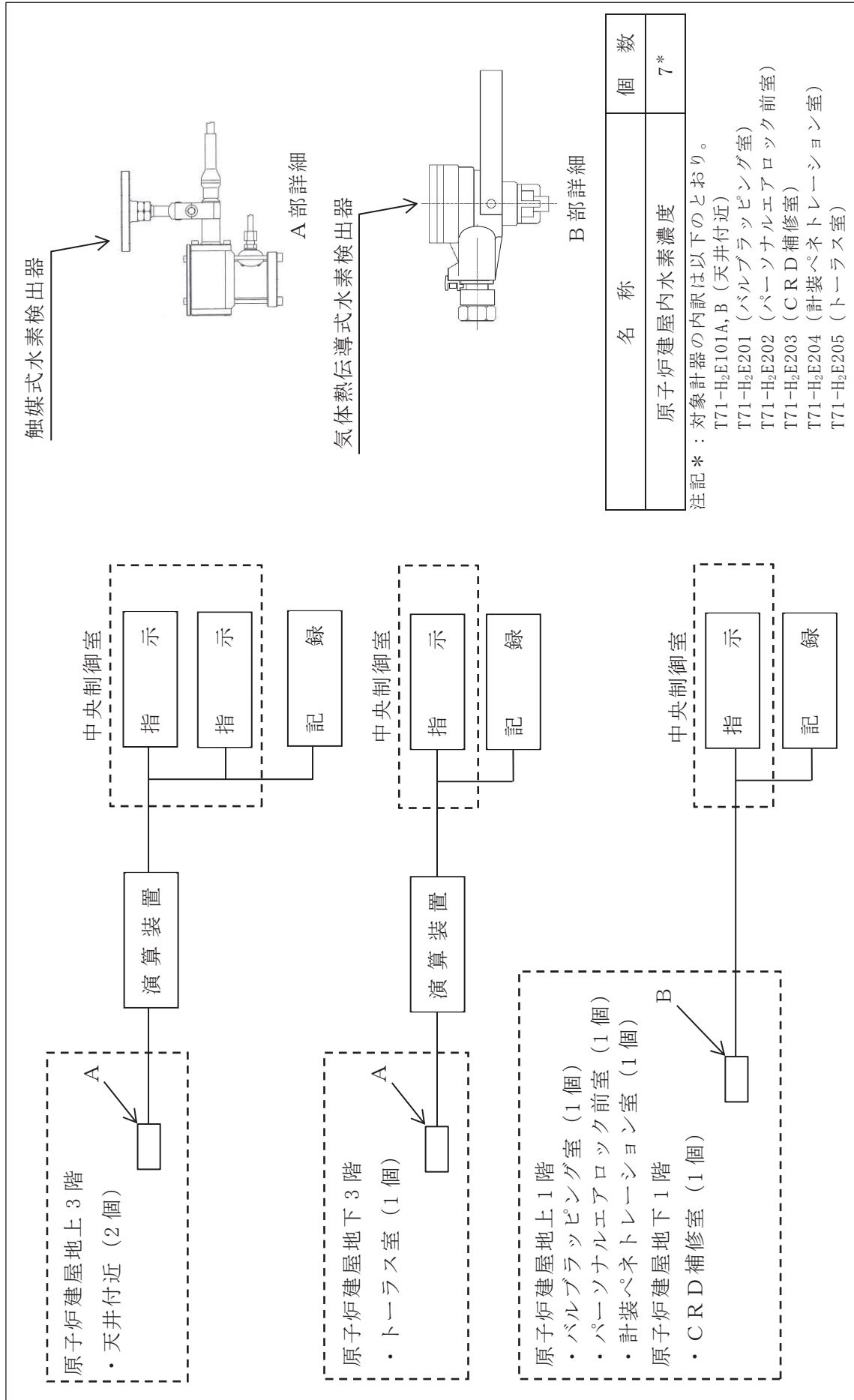


図 3.1.8-4 検出器の構造図 (原子炉建屋内水素濃度)

3.1.9 その他重大事故等対処設備の計測装置

(1) 原子炉压力容器温度

原子炉压力容器温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉压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、原子炉压力容器温度を中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図3.1.9-1「原子炉压力容器温度の概略構成図」、図3.1.9-2「検出器の構造図(原子炉压力容器温度)」、図3.1.9-22「検出器の取付箇所を明示した図面(原子炉建屋 0.P.6.00m)」、図3.1.9-23「検出器の取付箇所を明示した図面(原子炉建屋 0.P.15.00m)」及び図3.1.9-24「検出器の取付箇所を明示した図面(原子炉建屋 0.P.22.50m)」参照。)

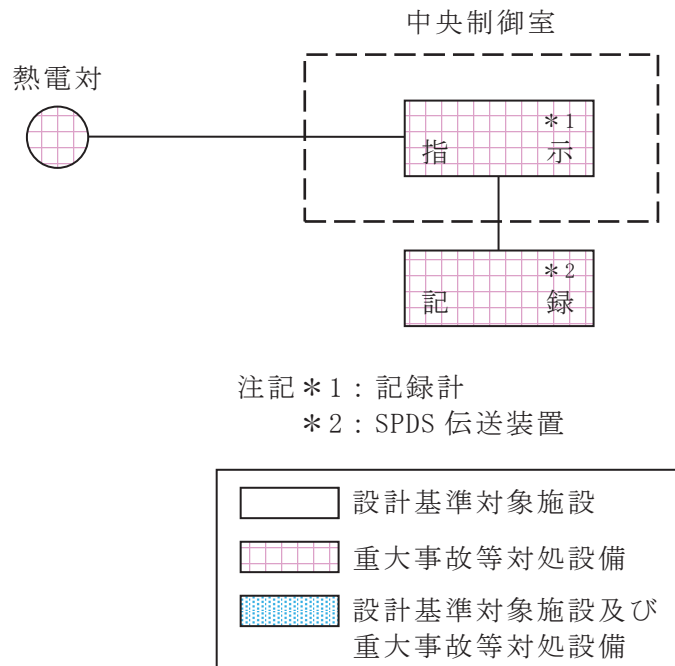


図 3.1.9-1 原子炉压力容器温度の概略構成図

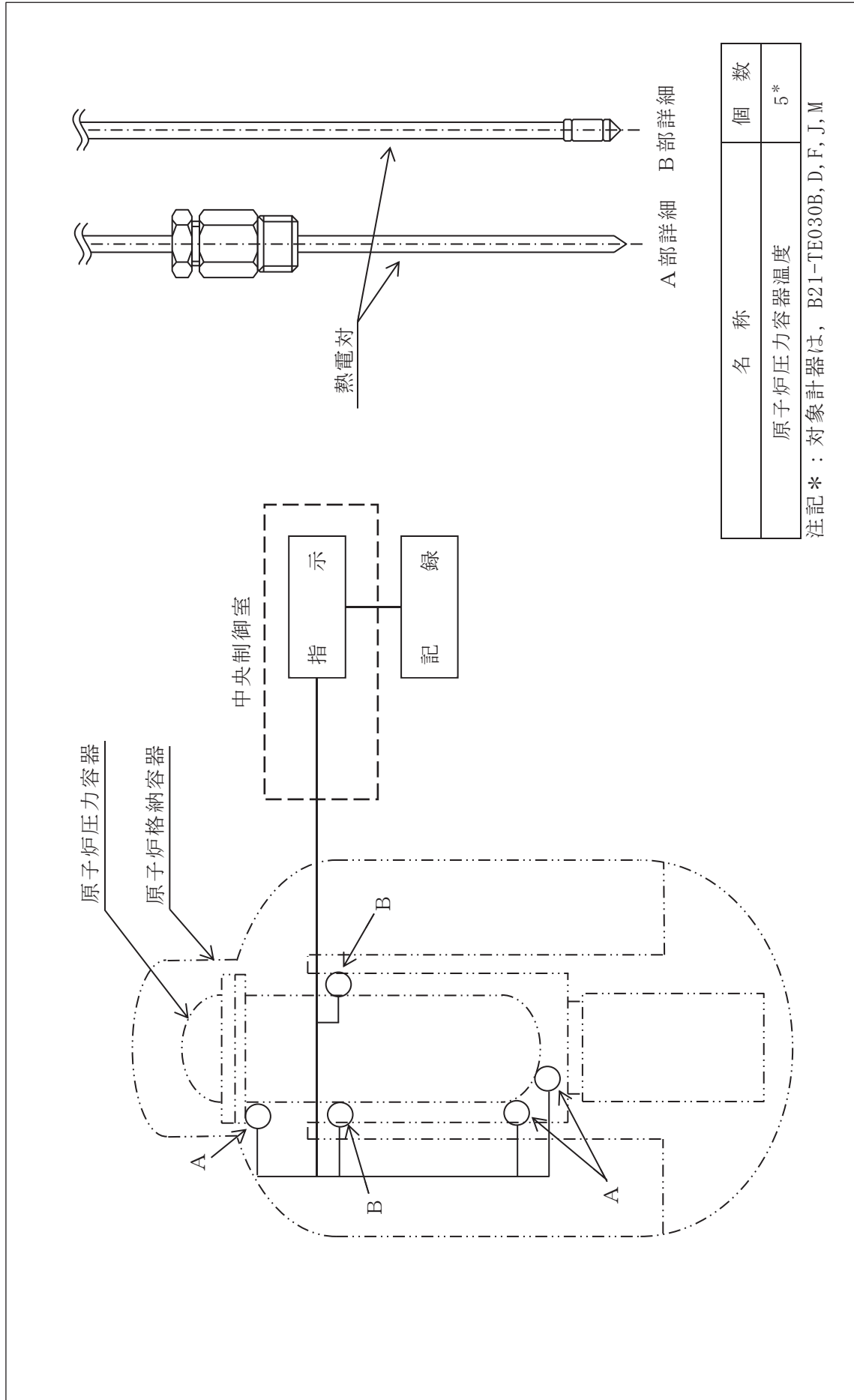
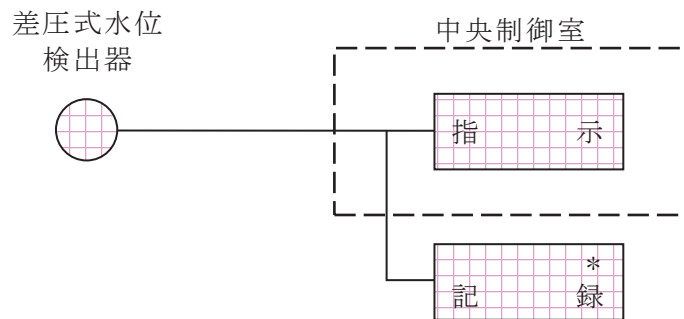


図 3.1.9-2 検出器の構造図 (原子炉压力容器温度)

(2) フィルタ装置水位（広帯域）

フィルタ装置水位（広帯域）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置水位（広帯域）の検出信号は、差圧式水位検出器からの電流信号を、中央制御室の指示部にて水位信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置水位（広帯域）を中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

（図3.1.9-3「フィルタ装置水位（広帯域）の概略構成図」、図3.1.9-4「検出器の構造図（フィルタ装置水位（広帯域）」及び図3.1.9-22「検出器の取付箇所を明示した図面（原子炉建屋 0.P.6.00m）」参照。）



注記* : SPDS 伝送装置

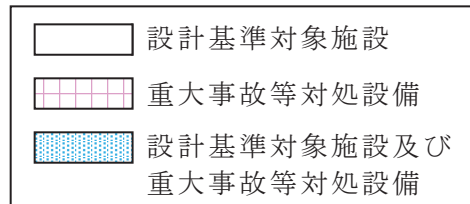


図 3.1.9-3 フィルタ装置水位（広帯域）の概略構成図

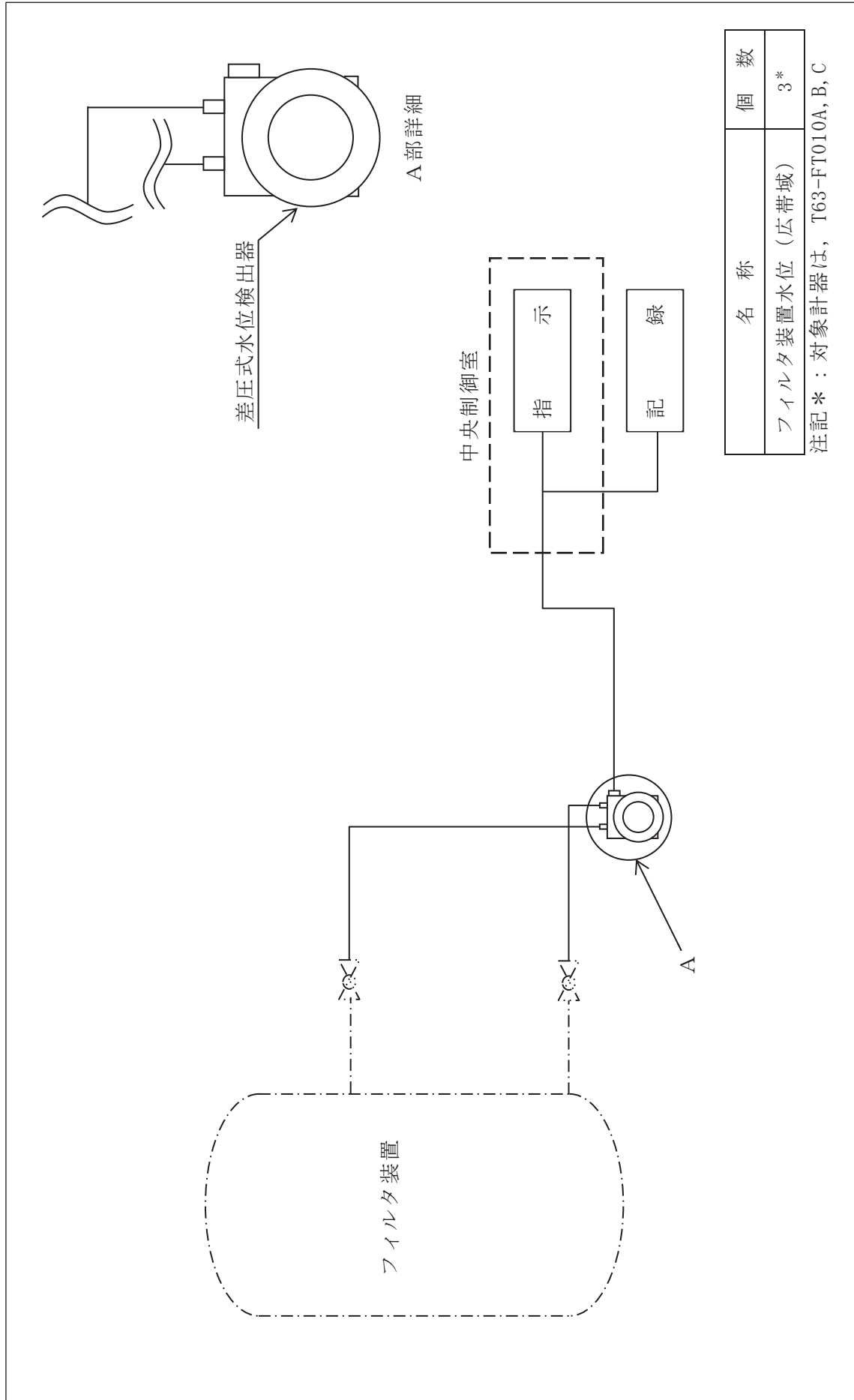
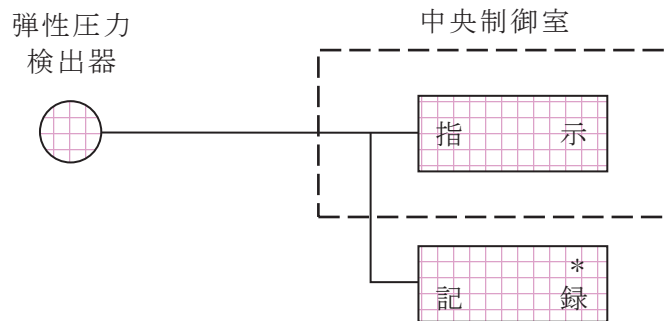


図 3.1.9-4 検出器の構造図 (フィルタ装置水位 (広帯域))

(3) フィルタ装置入口圧力（広帯域）

フィルタ装置入口圧力（広帯域）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置入口圧力（広帯域）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（広帯域）を中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

（図3.1.9-5「フィルタ装置入口圧力（広帯域）の概略構成図」、図3.1.9-6「検出器の構造図（フィルタ装置入口圧力（広帯域）」及び図3.1.9-23「検出器の取付箇所を明示した図面（原子炉建屋 0.P.15.00m）」参照。）



注記*：SPDS 伝送装置

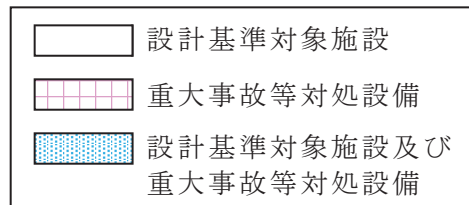


図 3.1.9-5 フィルタ装置入口圧力（広帯域）の概略構成図

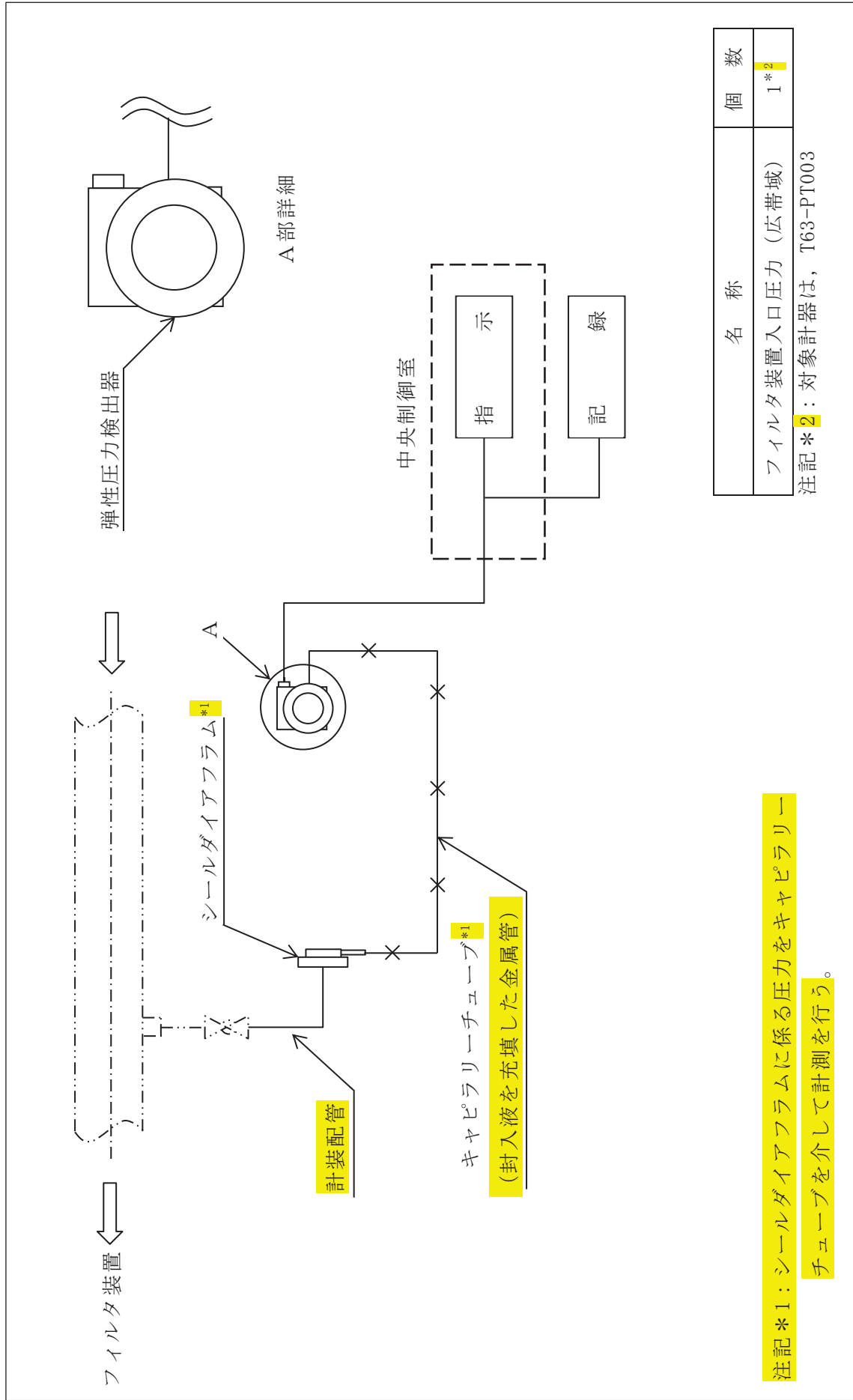
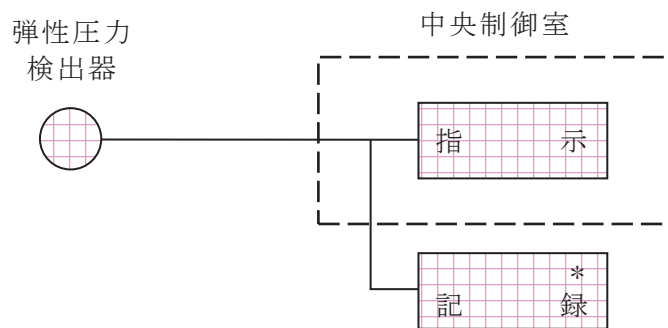


図 3.1.9-6 検出器の構造図 (フィルタ装置入口圧力 (広帯域))

(4) フィルタ装置出口圧力（広帯域）

フィルタ装置出口圧力（広帯域）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置出口圧力（広帯域）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、フィルタ装置出口圧力（広帯域）を中央制御室に指示する。また、SPDS伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

（図3.1.9-7「フィルタ装置出口圧力（広帯域）の概略構成図」、図3.1.9-8「検出器の構造図（フィルタ装置出口圧力（広帯域）」及び図3.1.9-23「検出器の取付箇所を明示した図面（原子炉建屋 0.P.15.00m）」参照。）



注記* : SPDS 伝送装置

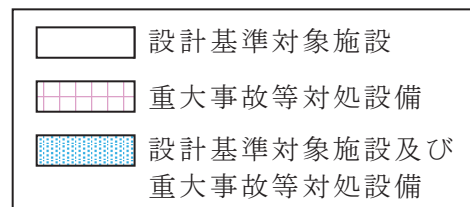


図 3.1.9-7 フィルタ装置出口圧力（広帯域）の概略構成図

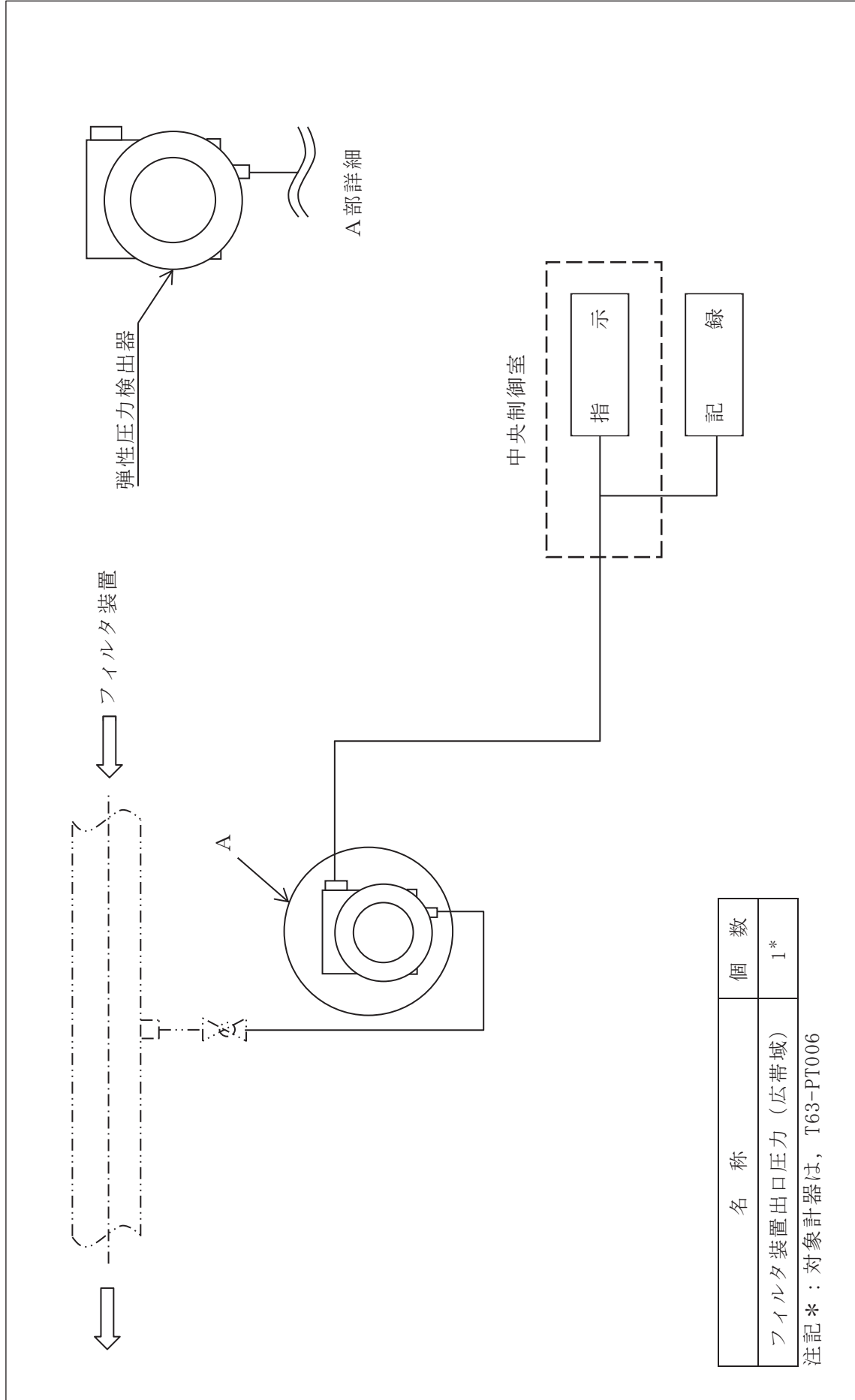
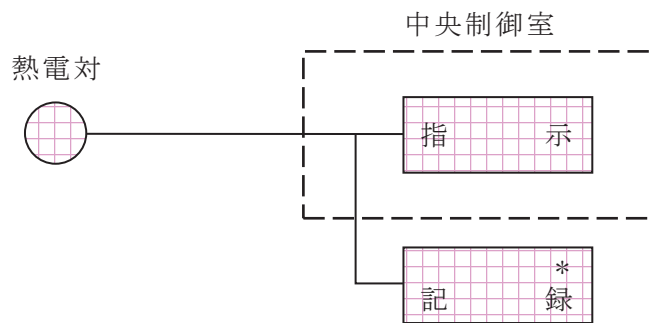


図 3.1.9-8 検出器の構造図 (フィルタ装置出口圧力 (広帯域))

(5) フィルタ装置水温度

フィルタ装置水温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置水温度の検出信号は、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へ変換する処理を行った後、フィルタ装置水温度を中央制御室に指示する。また、SPDS伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図3.1.9-9「フィルタ装置水温度の概略構成図」、図3.1.9-10「検出器の構造図(フィルタ装置水温度)」及び図3.1.9-23「検出器の取付箇所を明示した図面(原子炉建屋 0.P.15.00m)」参照。)



注記* : SPDS 伝送装置

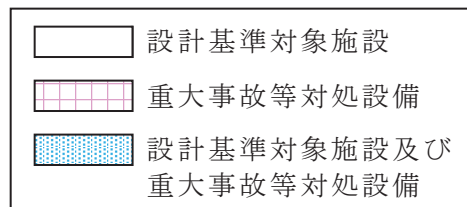


図 3.1.9-9 フィルタ装置水温度の概略構成図

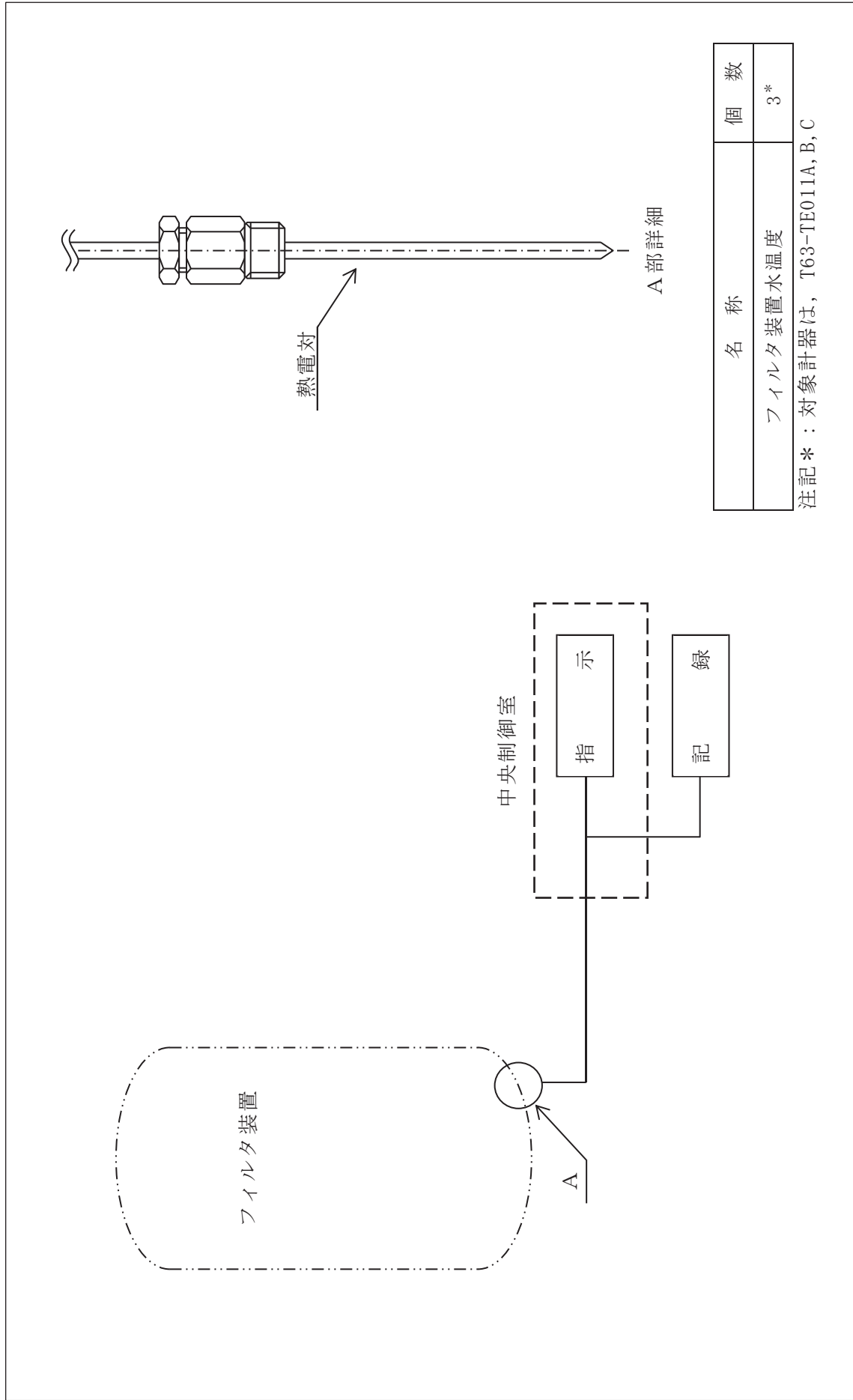


図 3.1.9-10 検出器の構造図 (フィルタ装置水温度)

(6) フィルタ装置出口水素濃度

フィルタ装置出口水素濃度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置出口水素濃度の検出信号は、熱伝導率式水素検出器からの電流信号を前置増幅器にて増幅し、中央制御室の演算装置にて水素濃度信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置出口水素濃度を中央制御室に指示する。また、SPDS伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図3.1.9-11「フィルタ装置出口水素濃度の概略構成図」、図3.1.9-12「検出器の構造図(フィルタ装置出口水素濃度)」及び図3.1.9-24「検出器の取付箇所を明示した図面(原子炉建屋 O.P. 22.50m)」参照。)

交流電源が必要な場合、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である電源車からの給電が可能である。電源供給についてVI-6「図面」のうち「第1-4-1図 単線結線図(その1)」及び「第1-4-3図 単線結線図(その3)」に示す。

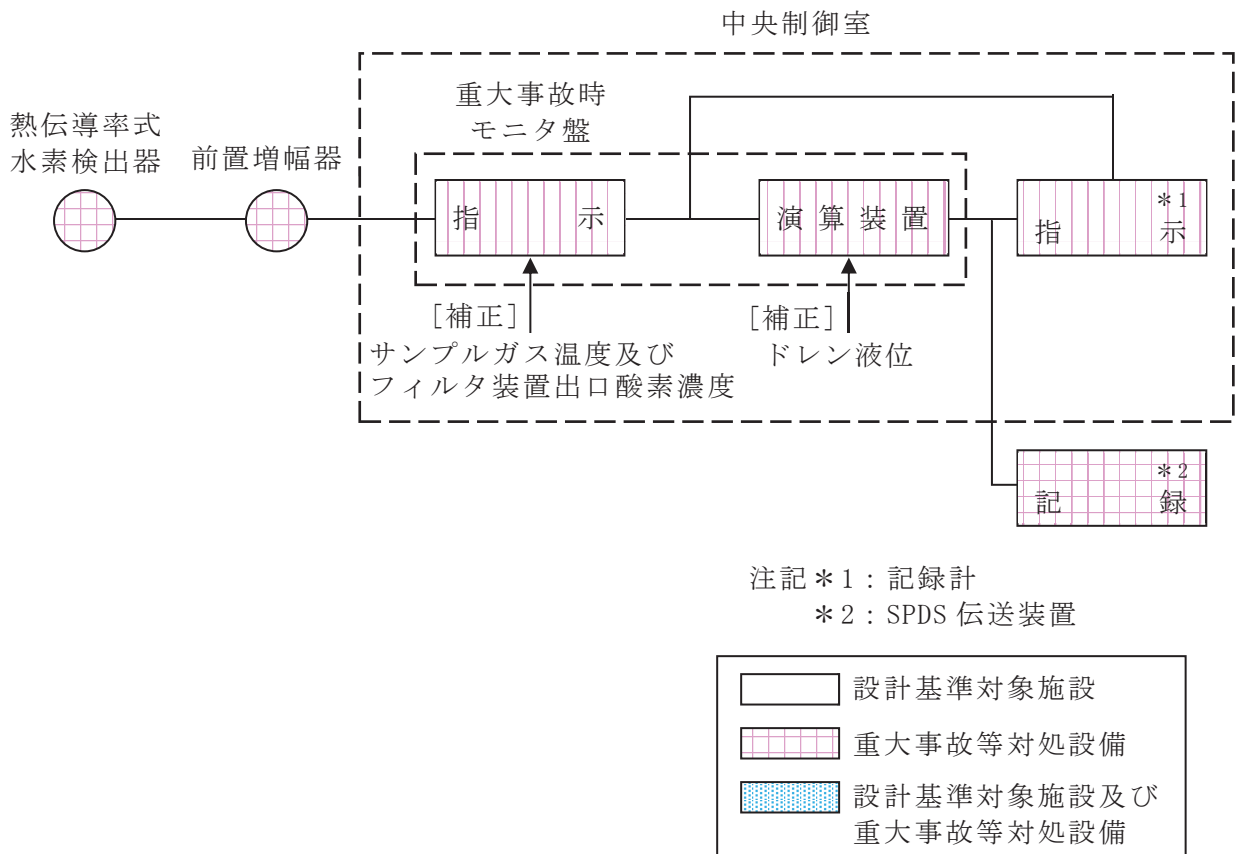


図 3.1.9-11 フィルタ装置出口水素濃度の概略構成図

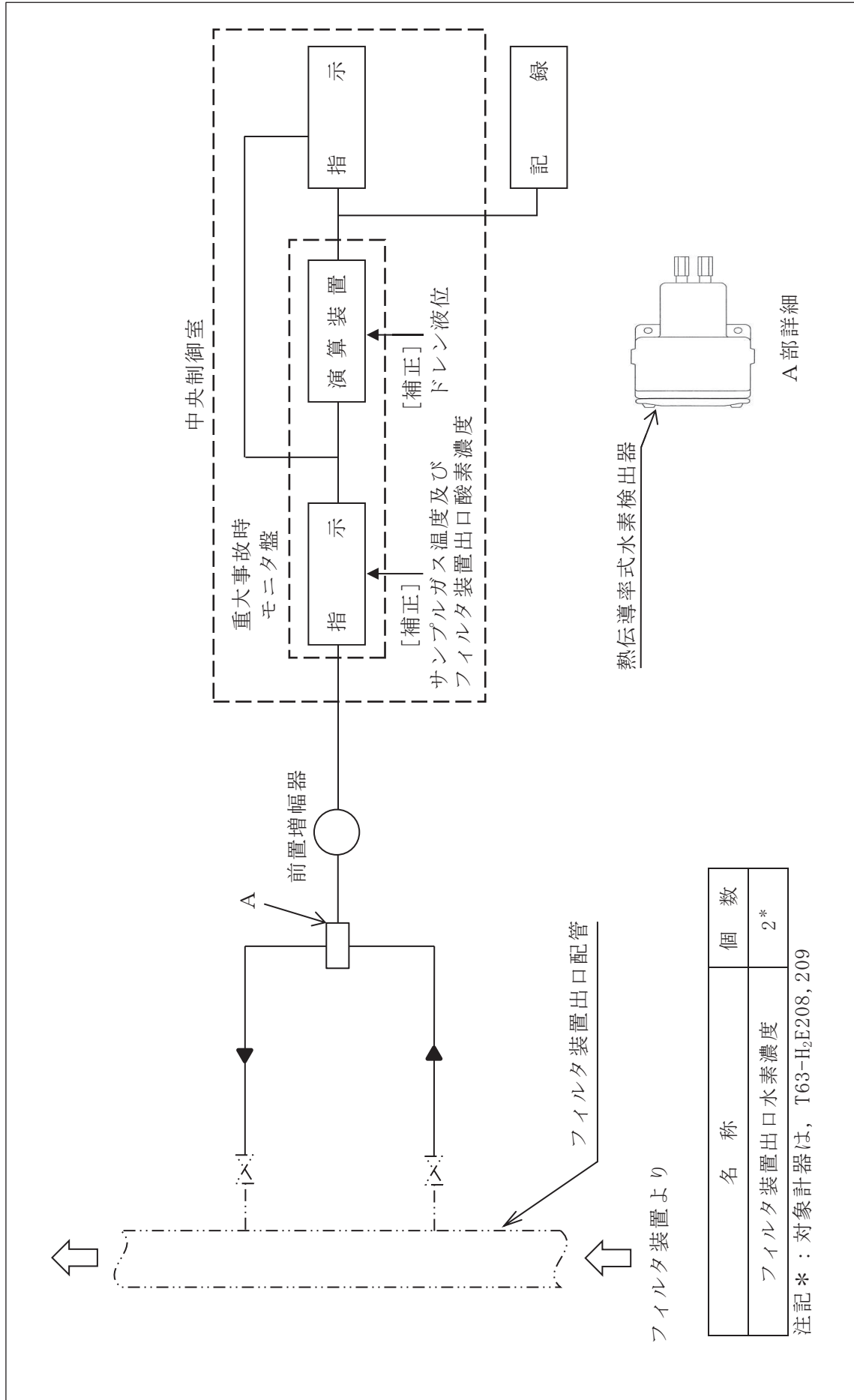


図 3.1.9-12 検出器の構造図 (フィルタ装置出口水素濃度)

(7) 原子炉補機冷却水系系統流量

原子炉補機冷却水系系統流量は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、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、中央制御室の演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、原子炉補機冷却水系系統流量を中央制御室に指示する。また、SPDS伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図3.1.9-13「原子炉補機冷却水系系統流量の概略構成図」、図3.1.9-14「検出器の構造図(原子炉補機冷却水系系統流量)」及び図3.1.9-21「検出器の取付箇所を明示した図面(原子炉建屋 O.P. -8.10m)」参照。)

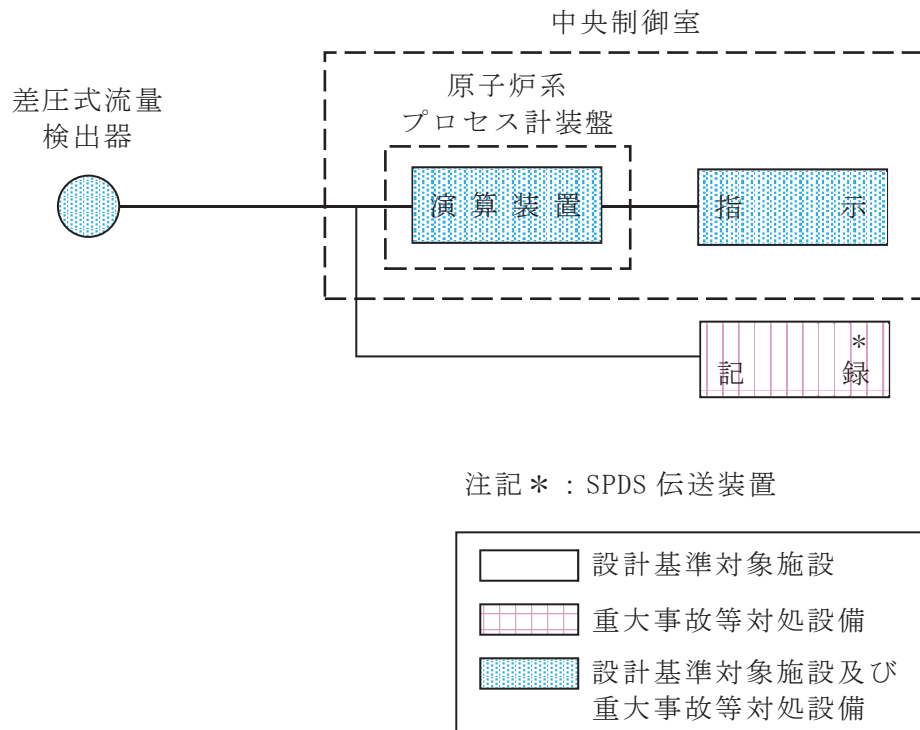


図 3.1.9-13 原子炉補機冷却水系系統流量の概略構成図

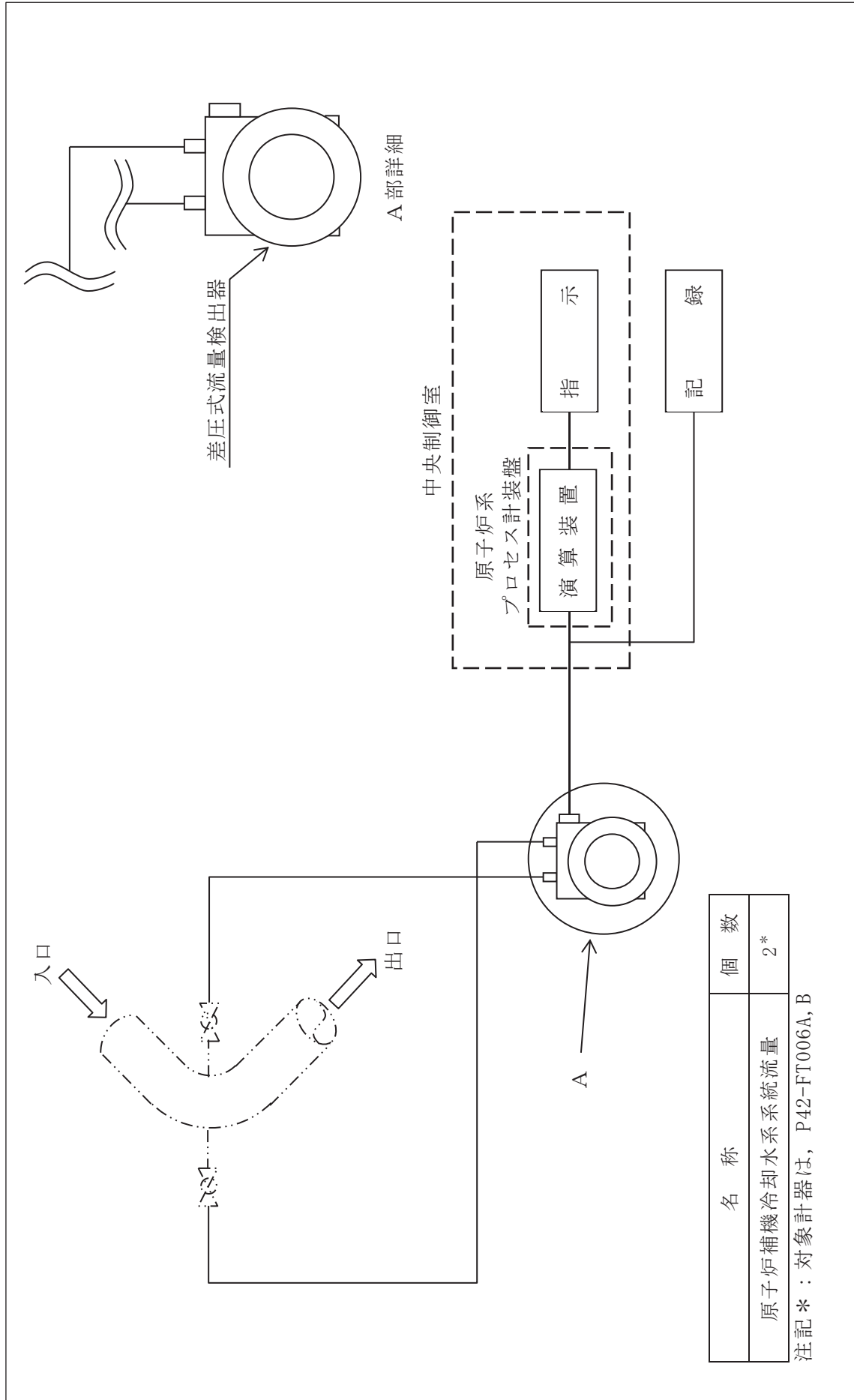


図 3.1.9-14 検出器の構造図 (原子炉補機冷却水系系統流量)

(8) 残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量

残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を、中央制御室の演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、原子炉補機冷却水系系統流量を中央制御室に指示する。また、SPDS伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図3.1.9-15「残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量の概略構成図」、図3.1.9-16「検出器の構造図(残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量)」及び図3.1.9-22「検出器の取付箇所を明示した図面(原子炉建屋 O.P.6.00m)」参照。)

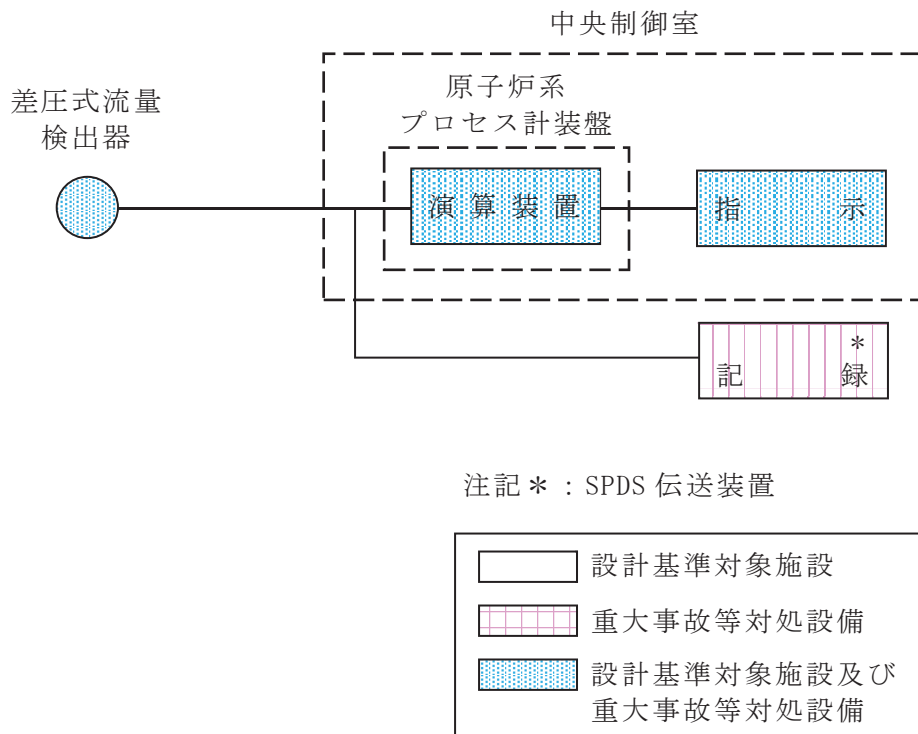
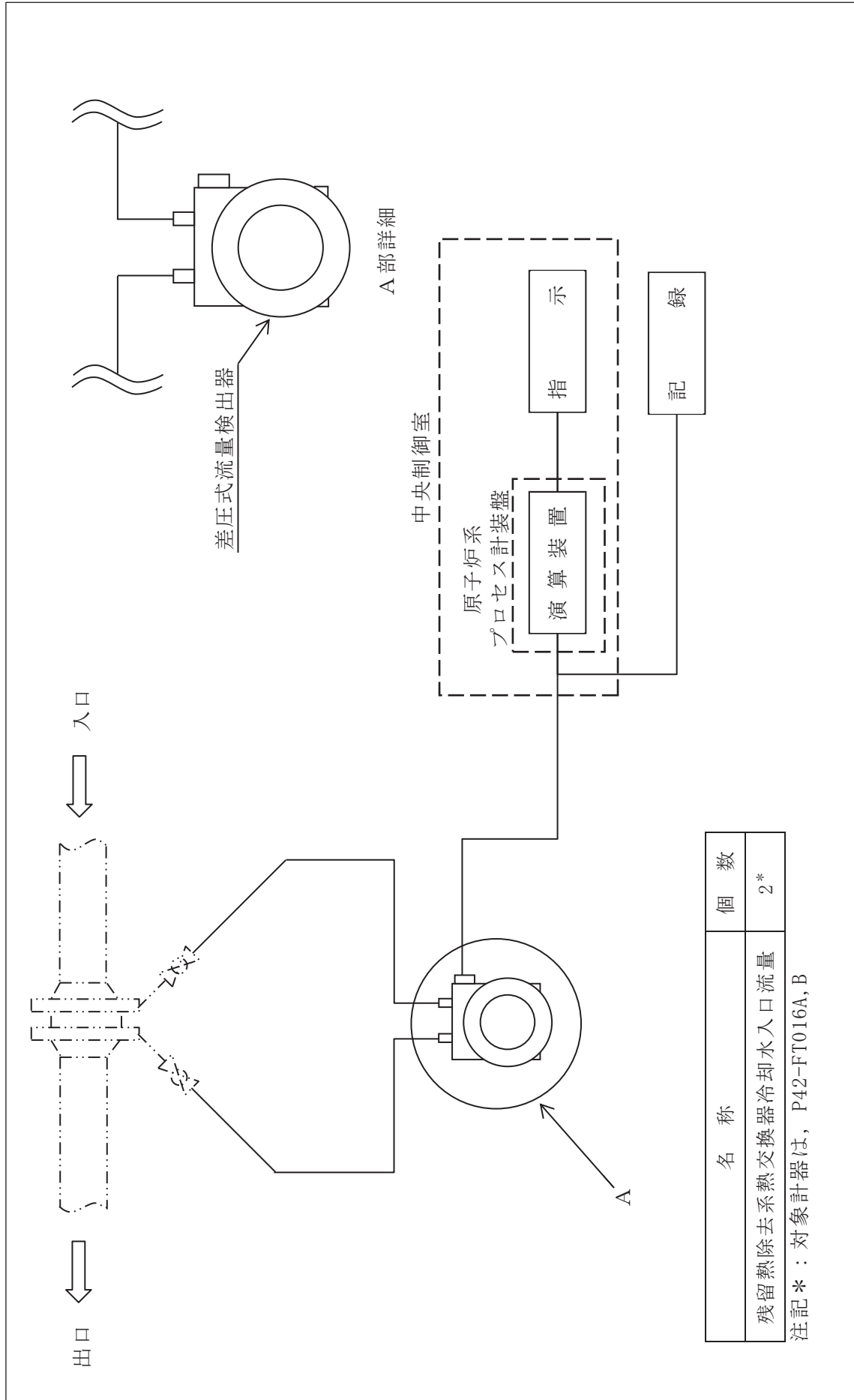


図 3.1.9-15 残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量の概略構成図



名称	個数
残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量	2*

注記*：対象計器は，P42-FT016A, B

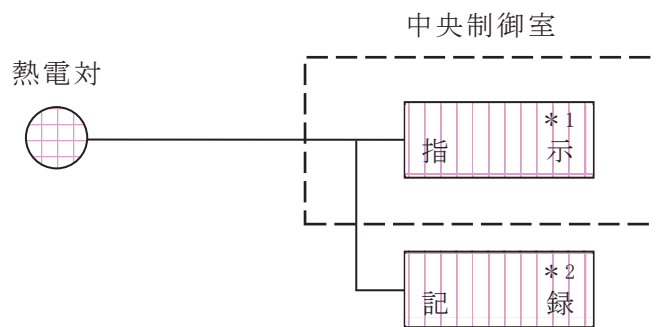
図 3.1.9-16 検出器の構造図 (残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量)

(9) 静的触媒式水素再結合装置動作監視装置

静的触媒式水素再結合装置動作監視装置は、重大事故等対処設備の機能を有しており、静的触媒式水素再結合装置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装置動作監視状態を中央制御室に指示する。また、SPDS伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図3.1.9-17「静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の概略構成図」、図3.1.9-18「検出器の構造図(静的触媒式水素再結合装置動作監視装置)」及び図3.1.9-25「検出器の取付箇所を明示した図面(原子炉建屋 0.P.33.20m)」参照。)

直流電源が必要な場合、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から給電が可能である。電源供給についてVI-6「図面」のうち「第1-4-1図 単線結線図(その1)」及び「第1-4-2図 単線結線図(その2)」に示す。



注記 * 1 : 記録計
* 2 : SPDS 伝送装置

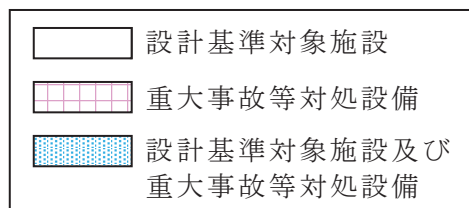


図 3.1.9-17 静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の概略構成図

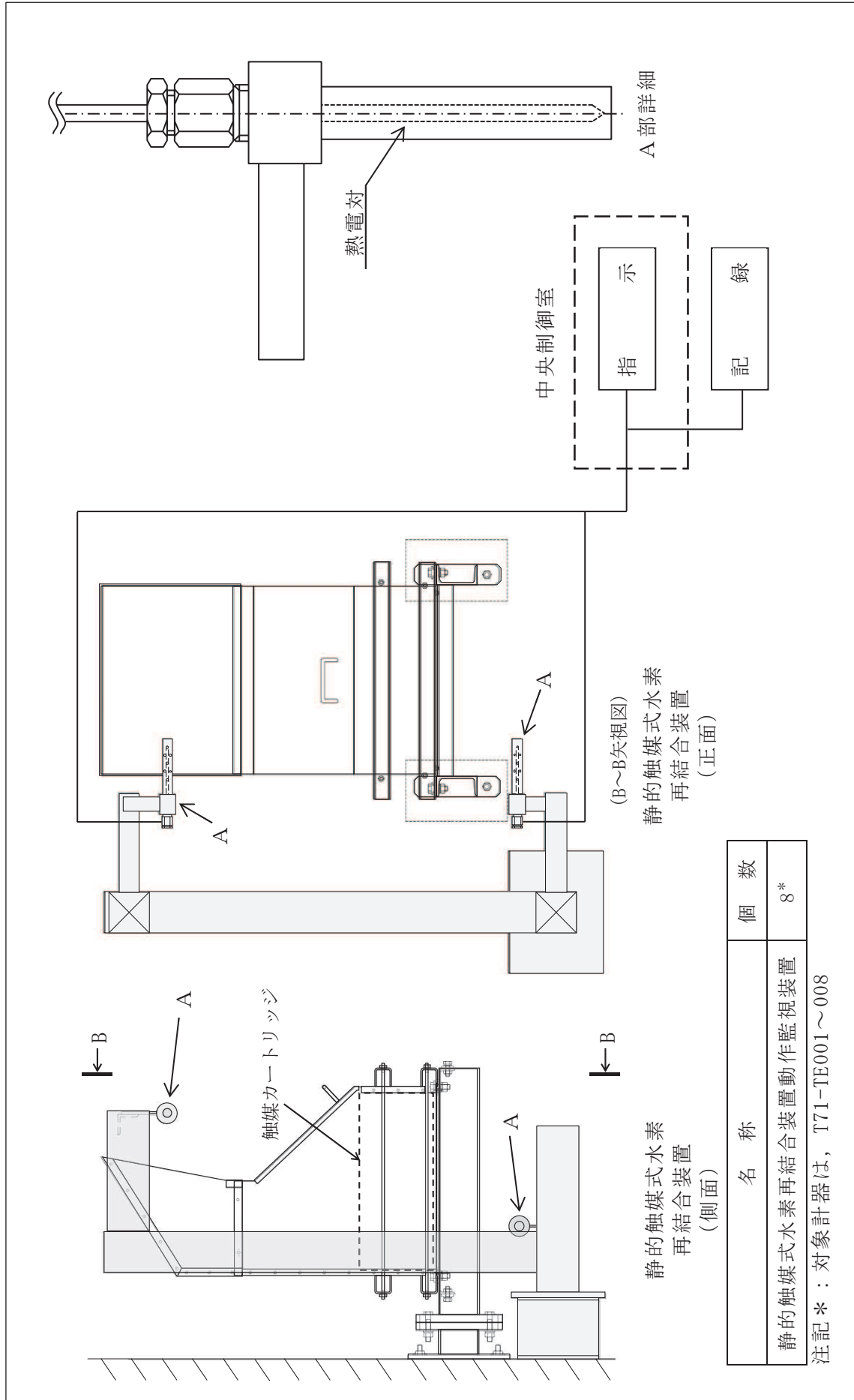


図 3.1.9-18 検出器の構造図 (静的触媒式水素再結合装置動作監視装置)

(10) 可搬型計測器

可搬型計測器は、重大事故等対処設備の機能を有しており、重大事故等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のうち表 3.1.9-1 に示すパラメータを計測する設備について、重大事故等対策要員（運転員を除く。）1名及び運転員（中央制御室）1名が可搬型計測器を検出器に接続する。重大事故等対策要員（運転員を除く。）1名及び運転員（中央制御室）1名は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、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26個（必要数25個（予備1個））を中央制御室に保管し、予備1セット26個を緊急時対策建屋内緊急時対策所に保管する。

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

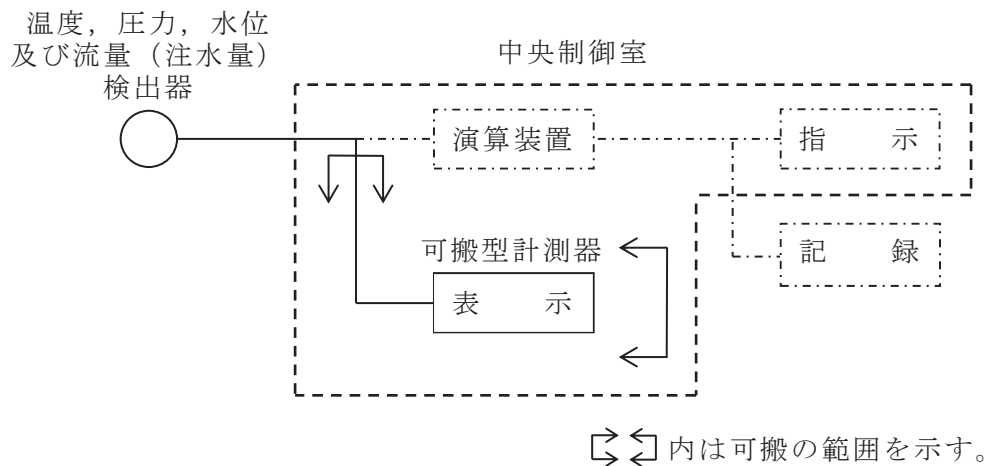
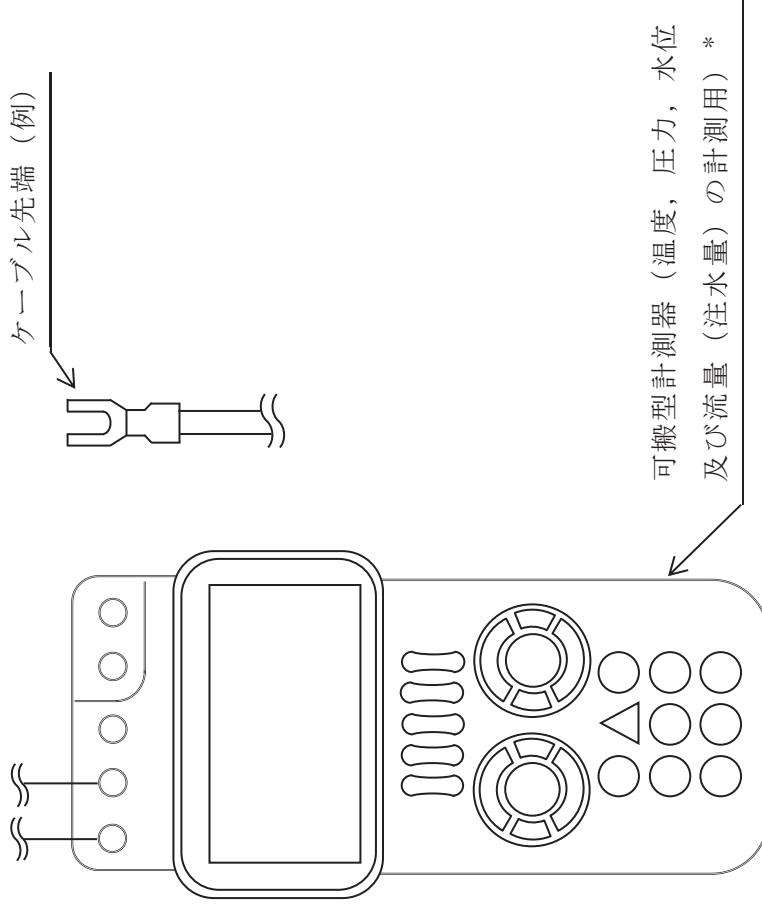


図 3.1.9-19 可搬型計測器の概略構成図



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、水位及び流量（注水量）の計測用として1セット26個（必要数25個（予備1個））を中央制御室に保管し、予備1セット26個を緊急時対策建屋緊急時対策所に保管する。

図 3.1.9-20 検出器の構造図（可搬型計測器）

表 3.1.9-1 可搬型計測器の測定対象パラメータ

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

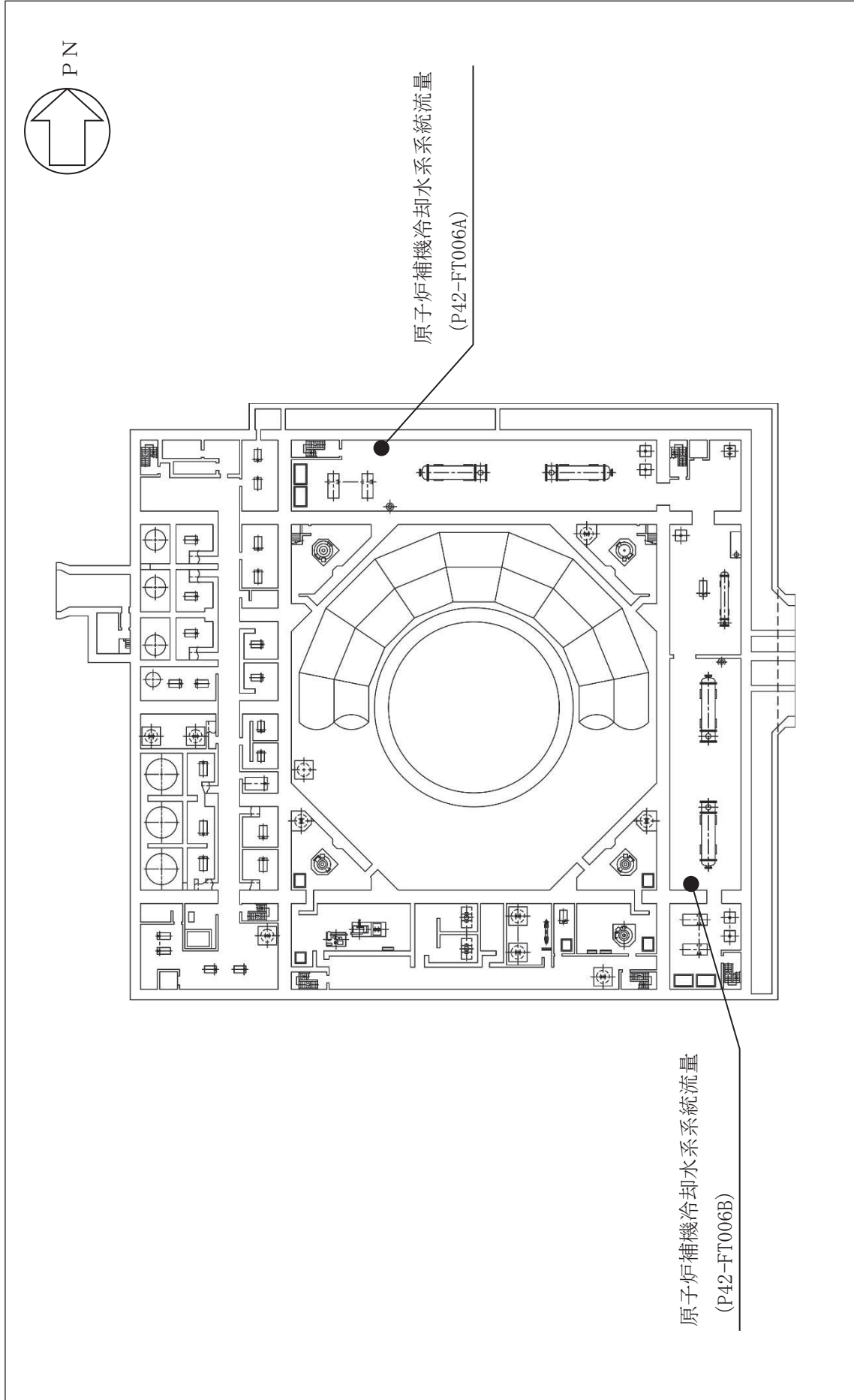


図 3.1.9-21 検出器の取付箇所を明示した図面 (原子炉建屋 0.P.-8.10m)

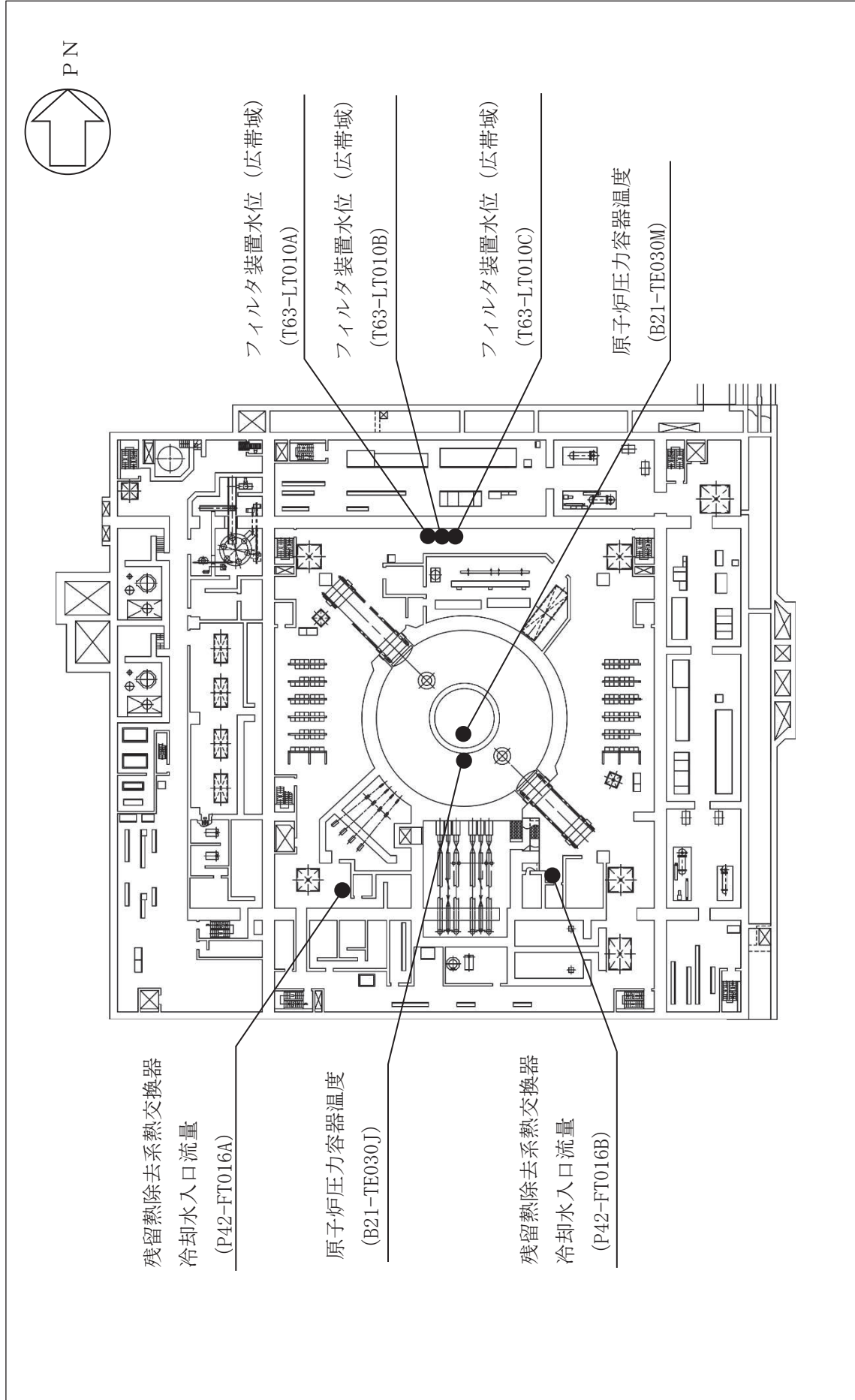


図 3.1.9-22 検出器の取付箇所を明示した図面 (原子炉建屋 0.P.6.00m)

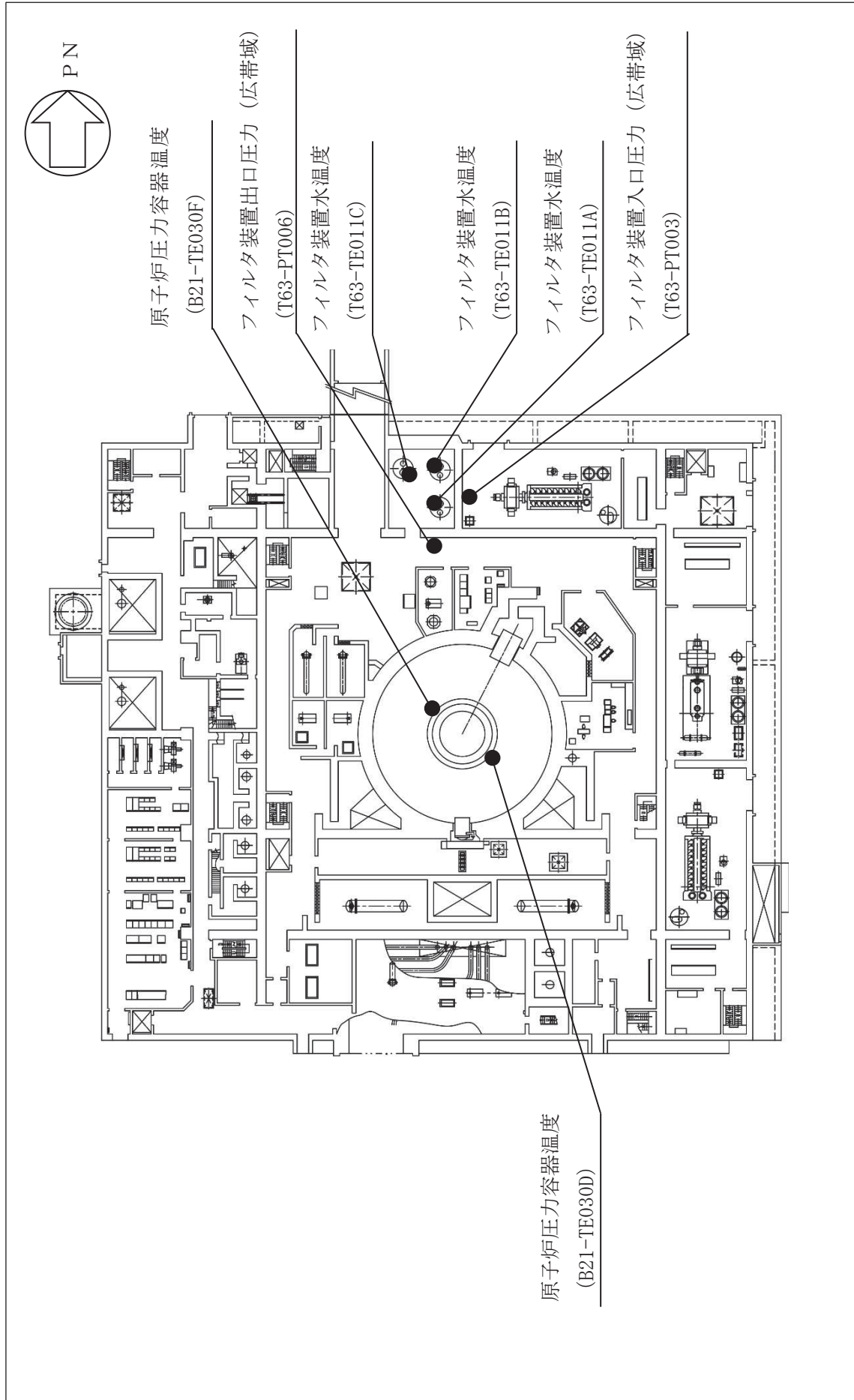


図 3.1.9-23 検出器の取付箇所を明示した図面 (原子炉建屋 0.P.15.00m)

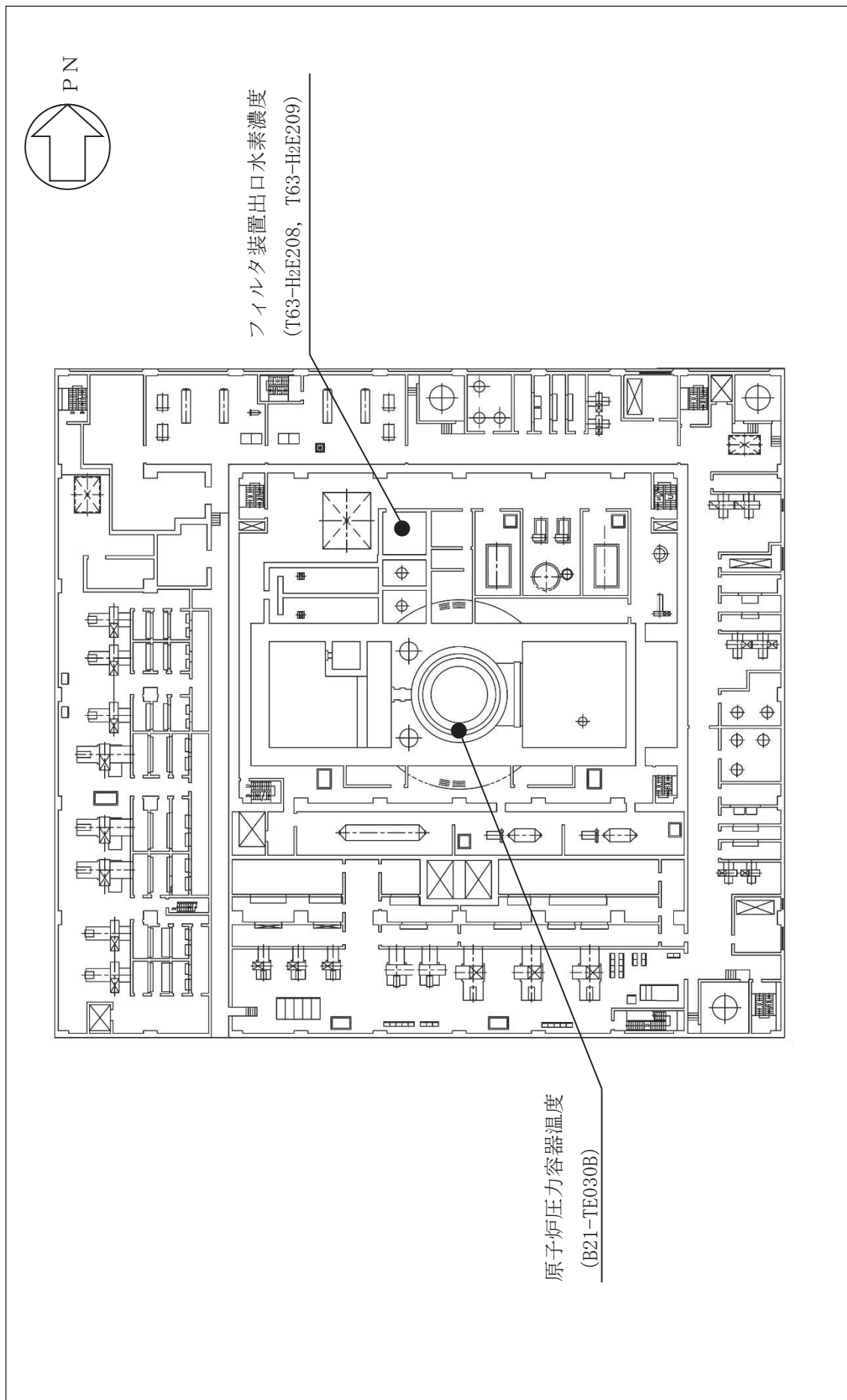


図 3.1.9-24 検出器の取付箇所を明示した図面 (原子炉建屋 0.P.22.50m)

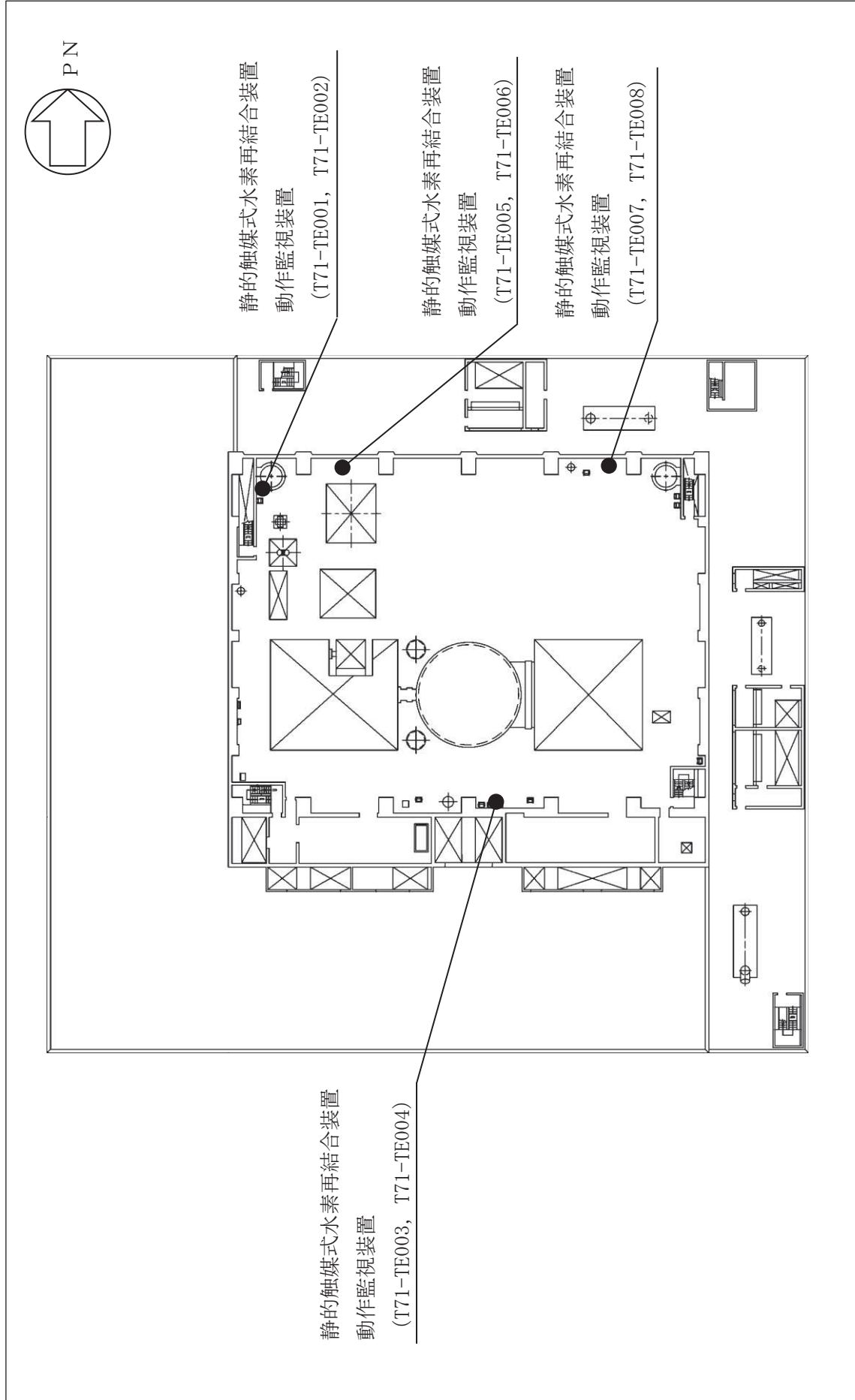


図 3.1.9-25 検出器の取付箇所を明示した図面 (原子炉建屋 O.P.33.20m)

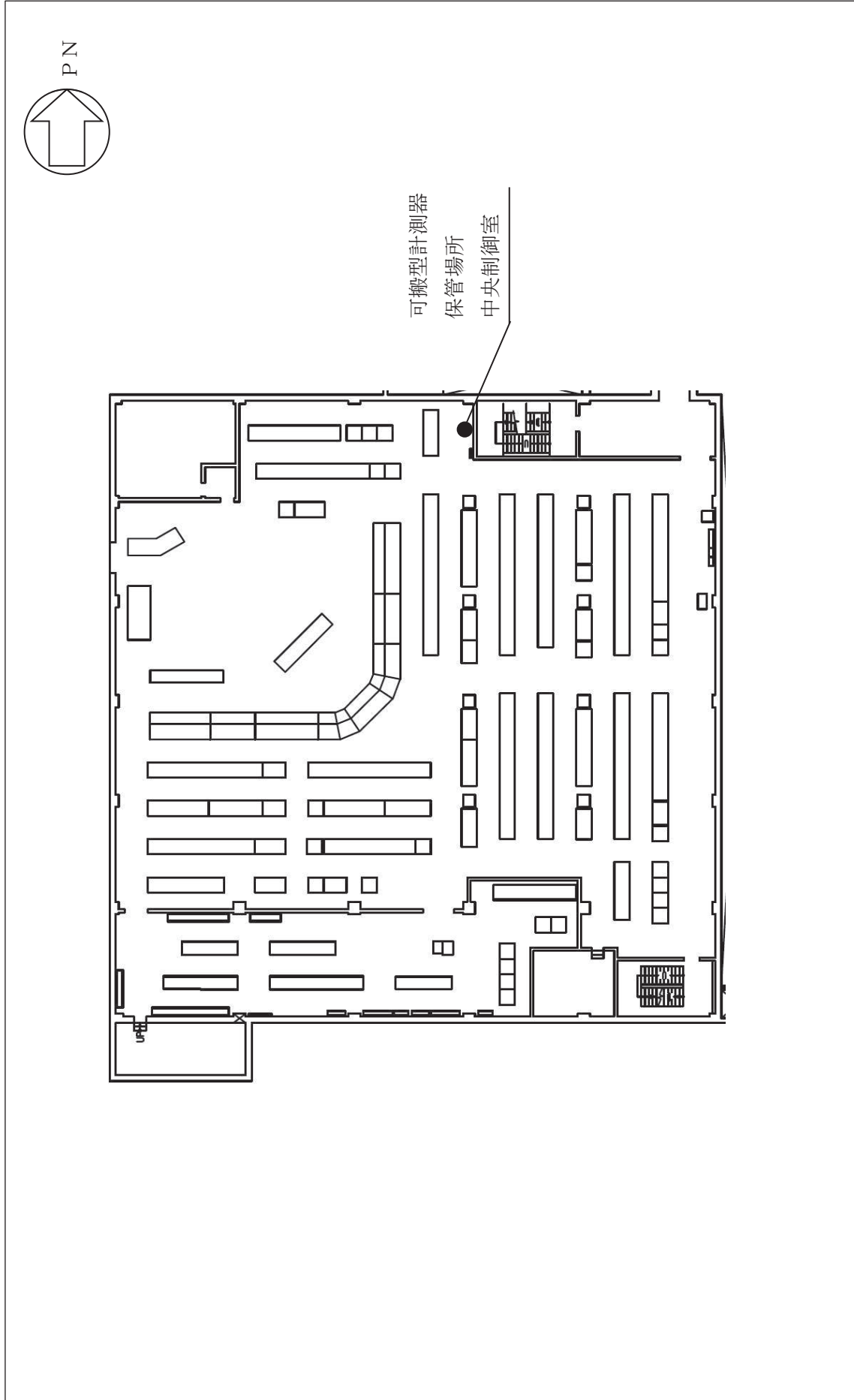


図 3.1.9-26 可搬型計測器の保管場所を明示した図面 (制御建屋 0.P.22.95m)

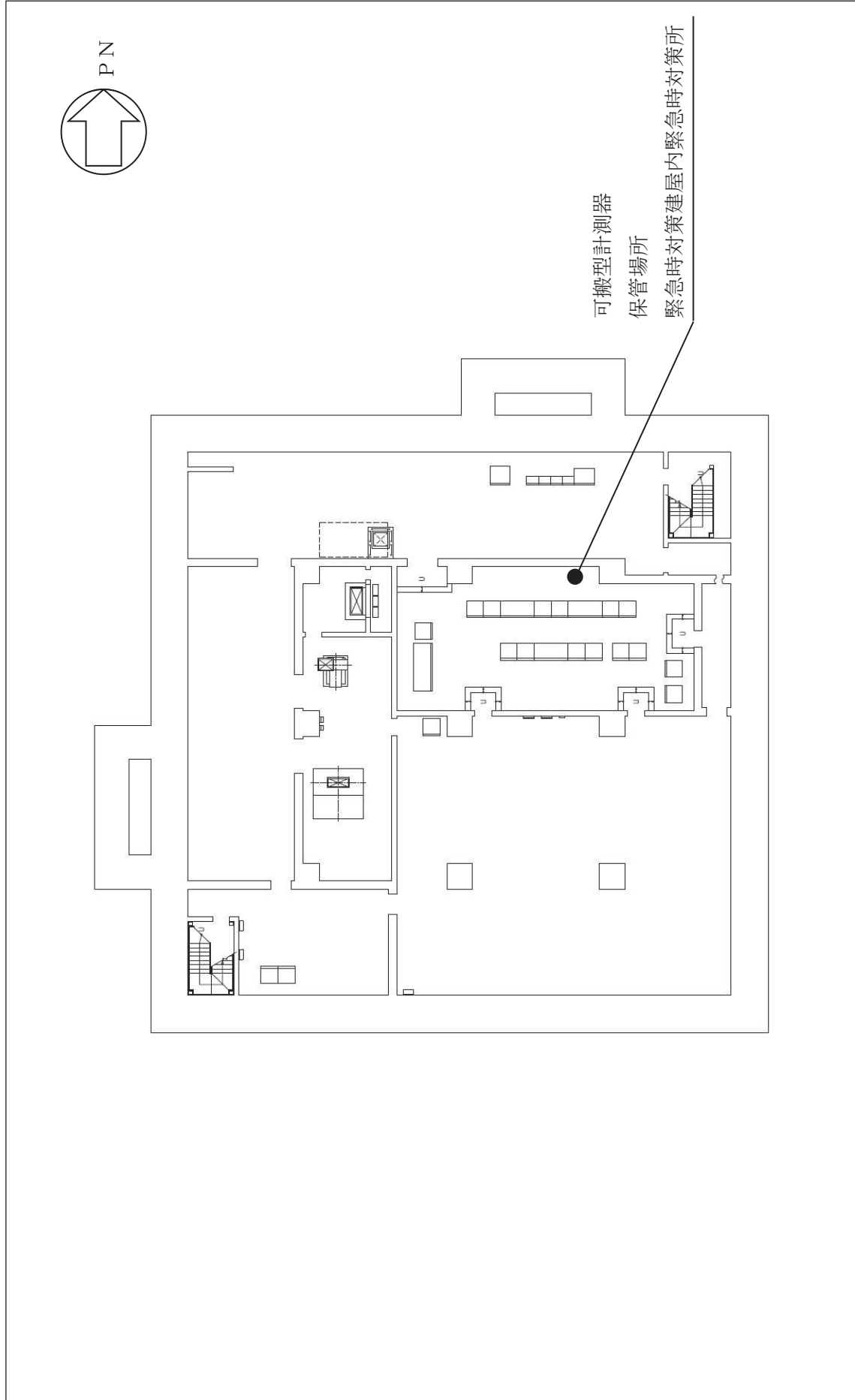


図 3.1.9-27 可搬型計測器（予備）の保管場所を明示した図面（緊急時対策建屋 0.P.51.50m）

3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存

3.2.1 計測結果の指示又は表示

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

3.2.2 設計基準対象施設に関する計測結果の記録及び保存

技術基準規則第 34 条第 4 項及びその解釈に関わる計測結果は、中央制御室に、原則、確実に記録計にて継続的に記録し、記録紙は取り替えて保存できる設計とする。表 3.2.2-1「記録を保存する計測項目と計測装置等」の計測結果は、プロセス計算機から記録を帳票として出力し保存できる設計とするとともに、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 3.2.2-1「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、SPDS 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、帳票に出力できる設計とする。また、プラント状態の推移を把握するためにデータ収集周期は 1 分、記録の保存容量は計測結果を取り出すことで継続的なデータを得ることができるよう、14 日以上保存できる設計とする。

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

表 3.2.1-1 計測装置の計測結果の指示又は表示場所及び記録場所 (1/4)

計測装置	指示又は表示	記録 ^{*3,*4}
起動領域モニタ 【既設】	中央制御室 ^{*1}	中央制御室 (記録計) 緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
出力領域モニタ 【既設】	中央制御室 ^{*1}	中央制御室 (記録計) 緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
高圧代替注水系ポンプ出口圧力 ^{*2} 【新設】	中央制御室 ^{*1}	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
直流駆動低圧注水系ポンプ出口圧力 ^{*2} 【新設】	中央制御室 ^{*1}	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
代替循環冷却ポンプ出口圧力 ^{*2} 【新設】	中央制御室 ^{*1}	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力 ^{*2} 【既設】	中央制御室 ^{*1}	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力 ^{*2} 【既設】	中央制御室 ^{*1}	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
残留熱除去系ポンプ出口圧力 ^{*2} 【既設】	中央制御室 ^{*1}	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力 ^{*2} 【既設】	中央制御室 ^{*1}	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
復水移送ポンプ出口圧力 ^{*2} 【既設】	中央制御室 ^{*1}	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
残留熱除去系熱交換器入口温度 ^{*2} 【既設】	中央制御室 ^{*1}	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
残留熱除去系熱交換器出口温度 ^{*2} 【既設】	中央制御室 ^{*1}	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
高圧代替注水系ポンプ出口流量 ^{*2} 【新設】	中央制御室 ^{*1}	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量) ^{*2} 【既設】	中央制御室 ^{*1}	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量) ^{*2} 【既設】	中央制御室 ^{*1}	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量 ^{*2} 【新設】	中央制御室 ^{*1}	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)

表 3.2.1-1 計測装置の計測結果の指示又は表示場所及び記録場所 (2/4)

計測装置	指示又は表示	記録 ^{*3, *4}
代替循環冷却ポンプ出口流量 ^{*2} 【新設】	中央制御室 ^{*1}	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 ^{*2} 【既設】	中央制御室 ^{*1}	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 ^{*2} 【既設】	中央制御室 ^{*1}	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
残留熱除去系ポンプ出口流量 ^{*2} 【既設】	中央制御室 ^{*1}	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 ^{*2} 【既設】	中央制御室 ^{*1}	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
原子炉圧力 ^{*2} 【既設】	中央制御室	中央制御室 (記録計) 緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
原子炉圧力 (SA) ^{*2} 【新設】	中央制御室 ^{*1}	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
原子炉水位 (広帯域) ^{*2} 【既設】	中央制御室 ^{*1}	中央制御室 (記録計) 緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
原子炉水位 (燃料域) ^{*2} 【既設】	中央制御室 ^{*1}	中央制御室 (記録計) 緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
原子炉水位 (SA 広帯域) ^{*2} 【新設】	中央制御室 ^{*1}	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
原子炉水位 (SA 燃料域) ^{*2} 【新設】	中央制御室 ^{*1}	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
ドライウエル圧力 ^{*2} 【既設】	中央制御室 ^{*1}	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
圧力抑制室圧力 ^{*2} 【既設】	中央制御室 ^{*1}	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
ドライウエル温度 ^{*2} 【既設】	中央制御室 ^{*1}	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
圧力抑制室内空気温度 ^{*2} 【既設】	中央制御室 ^{*1}	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
サプレッションプール水温度 ^{*2} 【既設】	中央制御室 ^{*1}	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)

表 3.2.1-1 計測装置の計測結果の指示又は表示場所及び記録場所 (3/4)

計測装置	指示又は表示	記録 ^{*3,*4}
原子炉格納容器下部温度 ^{*2} 【新設】	中央制御室 ^{*1}	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
格納容器内雰囲気酸素濃度 【既設】	中央制御室 ^{*1}	中央制御室 (記録計) 緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
格納容器内水素濃度 (D/W) 【新設】	中央制御室 ^{*1}	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
格納容器内水素濃度 (S/C) 【新設】	中央制御室 ^{*1}	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
格納容器内雰囲気水素濃度 【既設】	中央制御室 ^{*1}	中央制御室 (記録計) 緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
復水貯蔵タンク水位 ^{*2} 【既設】	中央制御室 ^{*1}	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
原子炉格納容器代替スプレイ流量 ^{*2} 【新設】	中央制御室 ^{*1}	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
原子炉格納容器下部注水流量 ^{*2} 【新設】	中央制御室 ^{*1}	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
圧力抑制室水位 ^{*2} 【新設】	中央制御室 ^{*1}	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
原子炉格納容器下部水位 【新設】	中央制御室 ^{*1}	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
ドライウェル水位 【新設】	中央制御室 ^{*1}	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
原子炉建屋内水素濃度 【新設】	中央制御室 ^{*1}	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
原子炉圧力容器温度 ^{*2} 【既設】	中央制御室 ^{*1}	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
フィルタ装置水位 (広帯域) ^{*2} 【新設】	中央制御室 ^{*1}	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
フィルタ装置入口圧力 (広帯域) ^{*2} 【新設】	中央制御室 ^{*1}	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
フィルタ装置出口圧力 (広帯域) ^{*2} 【新設】	中央制御室 ^{*1}	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
フィルタ装置水温度 ^{*2} 【新設】	中央制御室 ^{*1}	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)

表 3.2.1-1 計測装置の計測結果の指示又は表示場所及び記録場所 (4/4)

計測装置	指示又は表示	記録 ^{*3, *4}
フィルタ装置出口水素濃度 【新設】	中央制御室 ^{*1}	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
原子炉補機冷却水系系統流量 ^{*2} 【既設】	中央制御室 ^{*1}	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量 ^{*2} 【既設】	中央制御室 ^{*1}	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
静的触媒式水素再結合装置動作監視装置 ^{*2} 【新設】	中央制御室 ^{*1}	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)

注記*1：中央制御室待避所も含む。

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

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

*4：技術基準規則第 34 条第 4 項に関わる記録は、中央制御室の記録計を示す。

表 3.2.2-1 記録を保存する計測項目と計測装置等

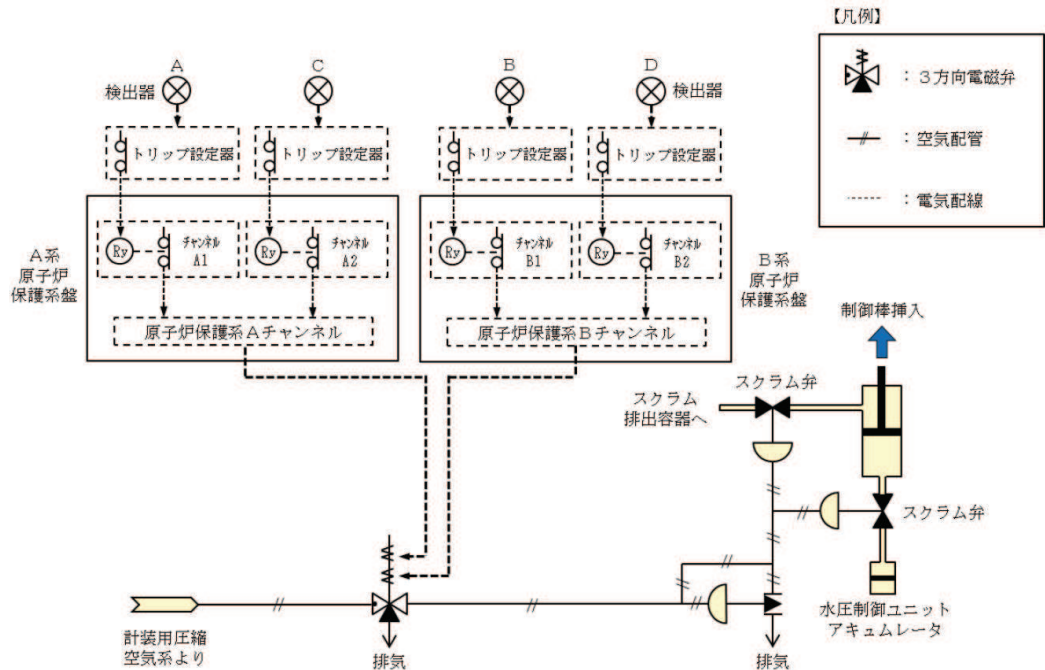
計測項目	計測装置等
炉心における中性子束密度	起動領域モニタ
	出力領域モニタ
制御棒の位置	制御棒位置
原子炉冷却材の不純物の濃度	原子炉水導電率
原子炉压力容器の入口及び出口における 圧力，温度及び流量	主蒸気圧力
	主蒸気温度
	主蒸気流量
	給水圧力
	給水温度
	給水流量
原子炉压力容器内の水位	原子炉水位（停止域）
	原子炉水位（燃料域）
	原子炉水位（広帯域）
	原子炉水位（狭帯域）
原子炉格納容器内の圧力，温度，可燃性ガスの濃度	格納容器圧力
	格納容器温度
	格納容器内雰囲気水素濃度
	格納容器内雰囲気酸素濃度

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，添付書類「VI-1-7-1 放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」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」及び添付書類「VI-1-3-1 使用済燃料貯蔵槽の温度，水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」の「3.2 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

3.3 安全保護装置

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

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



3.3.1 不正アクセス行為等の被害の防止

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

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

(1) 外部ネットワークと物理的な分離

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

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

(2) 外部ネットワークと機能的な分離

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

(3) コンピュータウイルスが動作しない環境

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

(4) 物理的及び電氣的アクセスの制限

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

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

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

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

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

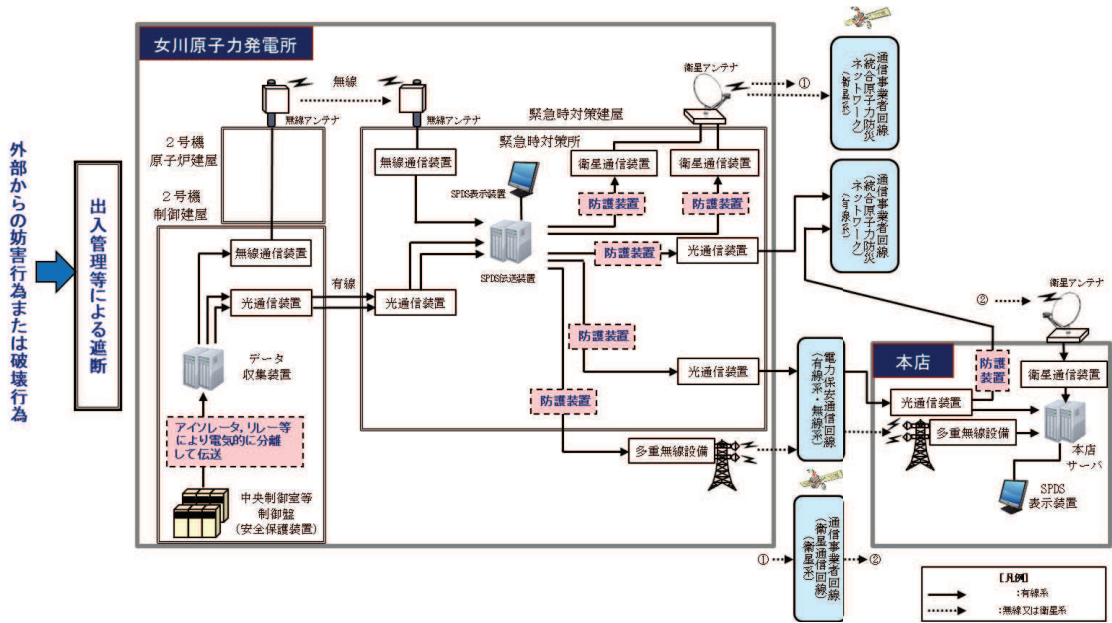
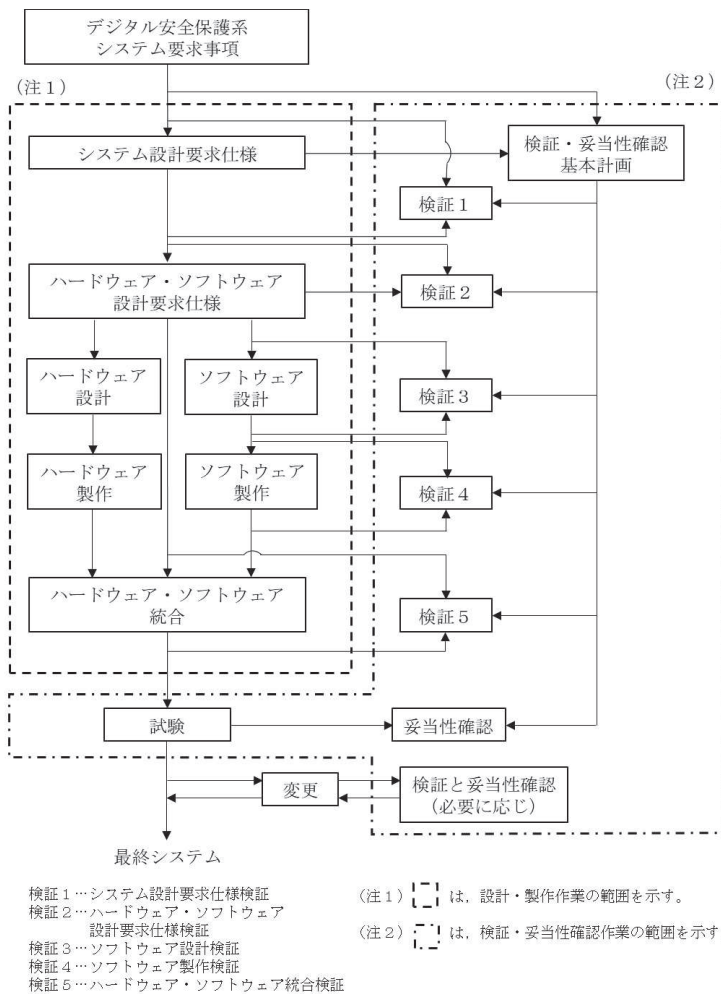


図 3.3.1-1 外部ネットワークとの接続構成概要図



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

図 3.3.1-2 検証及び妥当性確認

表 3.3.1-1 各検証項目における検証内容

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

4. 計測装置の計測範囲及び警報動作範囲

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

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

【計測範囲の設定に係る基本的な考え方】

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

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

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

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

重大事故等が発生し、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータの計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合の対応におけるパラメータの推定手段及び推定方法については、添付書類「VI-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」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 (1/9)

名称	計測範囲	発電用原子炉の状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時	設計基準事故時 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時	炉心損傷後	
起動領域 モニタ	中性子源領域 $10^{-1} \sim 10^6 \text{ cps}$ ($1 \times 10^3 \sim 1 \times 10^9 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	約 $100 \sim 10^4 \text{ cps}$ 前後	定格出力の約 8 倍	炉心損傷前 定格出力の 約 5%	—	原子炉の停止時から起動時の中性子束 (約 $100 \sim 10^4 \text{ cps}$ 前後) を測定できる範囲として $10^{-1} \sim 10^6 \text{ cps}$ に設定している。 重大事故等時に原子炉の停止状態の確認のためのパラメータとして用いる。停止時の変動範囲は計測範囲に包絡されている。起動領域モニタ (中性子源領域) が測定できる範囲を超えた場合は、起動領域モニタ (中間領域), 出力領域モニタによって監視可能。
	中間領域 0~40%又は 0~125%*2 ($1 \times 10^8 \sim 2 \times 10^{13} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	$1 \times 10^8 \sim 2 \times 10^{13} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$				
出力領域 モニタ	0~125%*3 ($1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	0~100%	定格出力の約 8 倍	定格出力の 約 6.8 倍	—	原子炉の起動時から定格出力運転時, 運転時の異常な過渡変化並びに設計基準事故時の中性子束を測定できる範囲として 0~125% に設定している。 なお, 設計基準事故及び重大事故等時, 一時的に計測範囲を超えるが, 負の反応度フィードバック効果により短期間であり, かつ出力上昇及び下降は急峻であるため, 現状の計測範囲でも運転監視上影響はない。また, 重大事故等時においても代替原子炉再循環ポンプトリップ機能等により中性子束は低下するため, 現状の計測範囲でも対応が可能である。 「中間領域中性子束」及び「中性子源領域中性子束」と併せて重大事故等時における中性子束の変動範囲を監視可能。

表 4-1 計測装置の計測範囲 (2/9)

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

表 4-1 計測装置の計測範囲 (3/9)

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

表 4-1 計測装置の計測範囲 (4/9)

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

表 4-1 計測装置の計測範囲 (5/9)

名称	計測範囲	発電用原子炉の状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時	設計基準事故時 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
原子炉圧力	0～10MPa [gage]	6.93MPa [gage]	最大値： 約 8.11MPa [gage]	最大値：約 9.26MPa [gage] (ATWS) *4	最大値：約 7.40MPa [gage]	重大事故等時における原子炉圧力 容器最高圧力 (9.26MPa [gage]) を 包絡するように、原子炉圧力 (0～ 10MPa [gage]) を設定する。
原子炉圧力 (SA)	0～11MPa [gage]	6.93MPa [gage]	最大値： 約 8.11MPa [gage]	最大値：約 9.26MPa [gage] (ATWS) *4	最大値：約 7.40MPa [gage]	原子炉圧力容器最高使用圧力 (8.62MPa [gage]) の 1.2 倍 (10.34 MPa [gage]) を監視可能。
原子炉水位 (広帯域)	-3800mm～ 1500 mm *5	980 mm *5	有効燃料棒底部程度～レベル 8 (-7832mm～1470mm) *5		980 mm 以下 *5	
原子炉水位 (燃料域)	-3800mm～ 1300 mm *6	5110mm *6	有効燃料棒底部程度～レベル 8 (-3702mm～5600mm) *6		5110mm 以下 *6	炉心の冷却状態を確認する上で、 原子炉水位制御範囲 (レベル 3～ レベル 8) 及び有効燃料棒底部ま で監視可能。
原子炉水位 (SA 広帯域)	-3800mm～ 1500 mm *5	980 mm *5	有効燃料棒底部程度～レベル 8 (-7832mm～1470mm) *5		980 mm 以下 *5	
原子炉水位 (SA 燃料域)	-3800mm～ 1300 mm *6	5110mm *6	有効燃料棒底部程度～レベル 8 (-3702mm～5600mm) *6		5110mm 以下 *6	
ドライウエル 圧力	0～1MPa [abs]	5kPa [gage]	330kPa [gage] 以下	427kPa [gage] 以下	640kPa [gage] 以下	重大事故等時のパラメータ変動を 包絡するように、原子炉格納容器 の限界圧力 (2Pd : 854kPa [gage]) に余裕を見込んだ設定とする。
圧力抑制室圧力	0～1MPa [abs]	5kPa [gage]	210kPa [gage] 以下	427kPa [gage] 以下	640kPa [gage] 以下	重大事故等時のパラメータ変動を 包絡するように、原子炉格納容器 の限界圧力 (2Pd : 854kPa [gage]) に余裕を見込んだ設定とする。
ドライウエル 温度	0～300℃	57℃ 以下	146℃ 以下	155℃ 以下	180℃ 以下	重大事故等時のパラメータ変動を 包絡するように、原子炉格納容器 の限界温度 (200℃) に余裕を見込 んだ設定とする。

表 4-1 計測装置の計測範囲 (6/9)

名称	計測範囲	発電用原子炉の状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時	設計基準事故時 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
圧力抑制室内 空気温度	0～300℃	32℃以下	97℃以下	155℃以下	153℃以下	重大事故等時のパラメータ変動を包絡する ように、原子炉格納容器の限界温度 (200℃)に余裕を見込んだ設定とする。
サブプレッション プール水温度	0～200℃	32℃以下	97℃以下	155℃以下	145℃以下	重大事故等時のパラメータ変動を包絡す るように、原子炉格納容器の限界圧力(2Pd :854kPa[gage])におけるサブプレッショ ン プールの飽和温度(約178℃)に余裕を 見込んだ設定とする。
原子炉格納容器 下部温度	0～700℃	—	—	—	300℃*12	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、原子炉格納容器下 部温度(0～700℃)を設定する。
格納容器内雰囲気 酸素濃度	0～30vol%	2.5vol%以下	約4.3vol%	2.5vol%以下	約3.4vol%	重大事故等時において、原子炉格納容器内 の酸素濃度が変動する可能性のある範囲 (0～3.4vol%)を監視可能。
格納容器内 水素濃度(D/W)	0～100vol%	0vol%	0～1.9vol%	0vol%	0vol%	重大事故等時において、原子炉格納容器内 の水素燃焼の可能性(水素濃度:4vol%) を把握する上で監視可能。
格納容器内 水素濃度(S/C)	0～100vol%	0vol%	0～1.0vol%	0vol%	0～23.9vol%	炉心の著しい損傷時に原子炉格納容器内 の水素濃度が変動する可能性のある範囲 (0～100vol%)を監視可能。
格納容器内雰囲気 水素濃度	0～30vol% 0～100vol%	0vol%	0～1.9vol%	0vol%	0vol%	重大事故等時において、復水貯蔵タンクの 底部からオーバーフローレベル(0～3173 m ³)を監視可能。
復水貯蔵タンク 水位	0～3200m ³	1600m ³ 以上	0～3173m ³	0～3173m ³	0～3173m ³	

表 4-1 計測装置の計測範囲 (7/9)

名称	計測範囲	発電用原子炉の状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考 方
		通常運転時	設計基準事故時 (運転時の異常な過 渡変化時を含む)	重大事故等時		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
原子炉格納容器 代替スプレイ流 量	0~100m ³ /h	—	—	0~88m ³ /h	0~88m ³ /h	重大事故等時のパラメータ変 動を包絡するように, 原子炉 格納容器代替スプレイ系によ る最大注水量 (88m ³ /h) に余 裕を見込んだ設定とする。
原子炉格納容器 下部注水流量	0~110m ³ /h	—	—	—	0~80m ³ /h	重大事故等時のパラメータ変 動を包絡するように, 原子炉 格納容器下部注水系による最 大注水量 (80m ³ /h) に余裕を見 込んだ設定とする。
圧力抑制室水位	0~5m*7 (O. P. -3900mm~ 1100mm) *8	0.05m*7 (O. P. -3850mm) *8	0.05m*7 (O. P. -3850mm) *8	0.05~2.27m*7 (O. P. -3850mm ~-1630mm) *8	0.05~2m*7 (O. P. -3850mm ~-1900mm) *8	外部水源注水量限界 (通常運 転水位+約 2m (O. P. -1910mm)) を把握する範囲を監視可能。 重大事故等時において, 変動 する可能性のある範囲 (0.05 ~2.27m) に余裕を見込んだ設 定とする。
原子炉格納容器 下部水位	0.5m, 1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 2.8m*9,*10 (O. P. -2000mm, -1500mm, -1000mm, -500mm, 0mm, 300mm) *8	—	—	—	3.4m*9,*10 (O. P. 900mm) *8	重大事故等時において, 原子 炉格納容器下部への注水によ る蓄水状況を確認できる位置 に設置する。
ドライウエ ル 水位	0.02, 0.23, 0.34m*10,*11 (O. P. 1170mm, 1380mm, 1490mm) *8	—	—	—	0.46m*10,*11 (O. P. 1610mm) *8	重大事故等時において, 原子 炉格納容器下部に落下した溶 融炉心の冷却に必要な水深が あることを確認できる位置に 設置する。

表 4-1 計測装置の計測範囲 (8/9)

名称	計測範囲	発電用原子炉の状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時	設計基準事故時 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
原子炉建屋内 水素濃度	0～10vol%	—	—	—	4vol%以下	重大事故等時において、原子炉建屋内の水素燃焼の可能性(水素濃度:4vol%)を把握する上で監視可能である(なお、静的触媒式水素再結合装置にて、原子炉建屋の水素濃度を可燃限界である4vol%未満に低減する)。
原子炉圧力容器 温度	0～500℃	286℃	最大値:約297℃	最大値:約307℃	300℃*12	重大事故等時における損傷炉心の冷却状態を把握し、適切に対応するための判断基準(300℃)に対して、原子炉圧力容器温度(0～500℃)を設定する。
フィルタ装置 水位(広帯域)	0～3650mm	—	—	—	—	原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置底部を計測範囲の零とし、フィルタ装置機能維持のための上限水位 [] 及び下限水位 [] を監視可能。
フィルタ装置 入口圧力 (広帯域)	-0.1～1MPa [gage]	—	—	最大値:427kPa [gage]	最大値:854kPa [gage]	原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の最高使用圧力(854kPa[gage])を監視可能。
フィルタ装置 出口圧力 (広帯域)	-0.1～1MPa [gage]	—	—	最大値:427kPa [gage]	最大値:854kPa [gage]	原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の最高使用圧力(854kPa[gage])を監視可能。
フィルタ装置 水温度	0～200℃	—	—	最大値:154℃	最大値:178℃	原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の最高使用温度(200℃)を監視可能。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 4-1 計測装置の計測範囲 (9/9)

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

注記*1：発電用原子炉の状態の定義は、以下のとおり。

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

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

- *2：各測定レンジにおける出力比を示す。
- *3：定格出力時の値に対する比率を示す。
- *4：ATWS=発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合。
- *5：基準点は原子炉圧力容器零レベルより1313cm上とする（ドライヤスカート底部付近）。
- *6：基準点は原子炉圧力容器零レベルより900cm上とする（有効燃料棒頂部付近）。
- *7：基準点は通常運転水位0.P. -3850mm。
- *8：0.P.（女川原子力発電所工事用基準面）=T.P.（東京湾平均海面）-0.74m。
- *9：原子炉格納容器下部床面（0.P. -2500mm）からの高さ。
- *10：水位が検出器に到達した場合に0Nになる。
- *11：ドライウエル床面（0.P. 1150mm）からの高さ。
- *12：300℃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 可搬型計測器の測定範囲 (1/3)

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

表 4-2 可搬型計測器の測定範囲 (2/3)

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

表 4-2 可搬型計測器の測定範囲 (3/3)

監視パラメータ	常設計器の測定範囲	測定範囲等
原子炉格納容器下部注水流量	0~110m ³ /h	0~110m ³ /h に相当する検出器からの電気信号を計測。
圧力抑制室水位	0~5m ^{*3}	0~5m ^{*3} に相当する検出器からの電気信号を計測。
原子炉圧力容器温度	0~500℃	検出器内部の温度素子の耐熱温度である 800℃程度までの温度測定が可能。
フィルタ装置水位 (広帯域)	0~3650mm ^{*4}	0~3650mm ^{*4} に相当する検出器からの電気信号を計測。
フィルタ装置入口圧力 (広帯域)	-0.1~1MPa[gage]	-0.1~1MPa[gage]に相当する検出器からの電気信号を計測。
フィルタ装置出口圧力 (広帯域)	-0.1~1MPa[gage]	-0.1~1MPa[gage]に相当する検出器からの電気信号を計測。
フィルタ装置水温度	0~200℃	検出器内部の温度素子の耐熱温度である 350℃程度までの温度測定が可能。
原子炉補機冷却水系系統流量	0~4000m ³ /h	0~4000m ³ /h に相当する検出器からの電気信号を計測。
残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量	0~1500m ³ /h	0~1500m ³ /h に相当する検出器からの電気信号を計測。
静的触媒式水素再結合装置動作監視装置	0~500℃	検出器内部の温度素子の耐熱温度である 800℃程度までの温度測定が可能。
使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	0~150℃	検出器内部の温度素子の耐熱温度である 350℃程度までの温度測定が可能。

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

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

*3：基準点は通常運転水位 O. P. -3850mm。

*4：基準点はフィルタ装置底部。

格納容器内水素濃度 (D/W) 及び格納容器内水素濃度 (S/C) による
格納容器内水素濃度の監視について

目次

1. 概要	別添 1-1
2. 原子炉格納容器内の酸素濃度及び水素濃度の監視	別添 1-1
2.1 原子炉格納容器内の酸素濃度及び水素濃度の計測装置について	別添 1-1
3. 格納容器内水素濃度 (D/W) 及び格納容器内水素濃度 (S/C) について	別添 1-2
3.1 格納容器内水素濃度 (D/W) 及び格納容器内水素濃度 (S/C) の概要	別添 1-2
3.1.1 測定原理	別添 1-2
3.1.2 計器精度	別添 1-8
3.1.3 格納容器内水素濃度 (D/W) 及び格納容器内水素濃度 (S/C) の応答性について	別添 1-13
3.1.4 システム構成	別添 1-17
3.1.5 設置位置	別添 1-20
3.1.6 原子炉格納容器内における気体のミキシングについて	別添 1-22
3.2 格納容器内水素濃度 (D/W) 及び格納容器内水素濃度 (S/C) の検出素子部の加温について	別添 1-23
3.3 格納容器内水素濃度 (D/W) 及び格納容器内水素濃度 (S/C) の健全性について	別添 1-27
3.4 水素燃焼の影響	別添 1-30
3.5 被毒物質の影響	別添 1-35
3.6 格納容器内水素濃度 (D/W) 及び格納容器内水素濃度 (S/C) の耐震性について	別添 1-43
3.7 格納容器内水素濃度 (D/W) 及び格納容器内水素濃度 (S/C) の電源供給について	別添 1-43

1. 概要

VI-1-5-1「計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」にて、格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内酸素濃度(S/C)の計測装置の構成、計測範囲を示している。

本資料は、VI-1-5-1「計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」の格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内酸素濃度(S/C)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. 原子炉格納容器内の酸素濃度及び水素濃度の監視

2.1 原子炉格納容器内の酸素濃度及び水素濃度の計測装置について

原子炉格納容器内の酸素濃度及び水素濃度の計測装置は、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水素濃度は、事象発生直後からジルコニウム-水反応により大量の水素が発生し、可燃限界濃度である4%を大きく上回る。一方、原子炉格納容器内の酸素濃度は、水の放射線分解により酸素が発生し徐々に上昇するが、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%を超えることはなく、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、原子炉補機代替冷却水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酸素濃度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(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)により事故初期から継続して監視が可能）。

原子炉補機代替冷却水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原子炉格納容器内の圧力は上昇する。そのため、格納容器スプレイを間欠的に実施することによって、原子炉格納容器内の圧力の上昇を抑制し、格納容器スプレイによる外部水源注水量限界に到達後、原子炉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）」のうち「代替循環冷却系を使用できない場合」では約45時間後に原子炉格納容器ベントを実施）。原子炉格納容器ベントを実施する約45時間までは、水の放射線分解によって発生する酸素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。

また、168時間以降に水の放射線分解によって発生する酸素によって酸素濃度が再び上昇し、可燃領域に到達する場合には、原子炉格納容器内での水素燃焼を防止する観点で、格納容器ベントを実施するため、原子炉格納容器内で可燃限界に到達することはなく、原子炉格納容器内での水素爆発は生じない。

このために、原子炉格納容器内の酸素濃度及び水素濃度の計測装置は、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の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。女川原子力発電所第2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(D/W)、格納容器内水素濃度(S/C)、格納容器内雰囲気水素濃

度及び格納容器内雰囲気酸素濃度によって監視することとしている。

格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)については所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電により事故初期から原子炉格納容器内の水素濃度の監視が可能である。また、格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度においては原子炉補機代替冷却水系が使用可能となった時点で使用可能となるが、有効性評価シナリオ「雰囲気気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」においては原子炉補機代替冷却水系が使用可能となる時点では原子炉格納容器内の酸素濃度は5vol%に到達しない。

3. 格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)について

3.1 格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)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(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)の水素検出器は、水素吸蔵材料式のものをを用いる。

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。

水素吸蔵材料式の水素検出器の測定原理は、図3-1「格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)の測定原理」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。

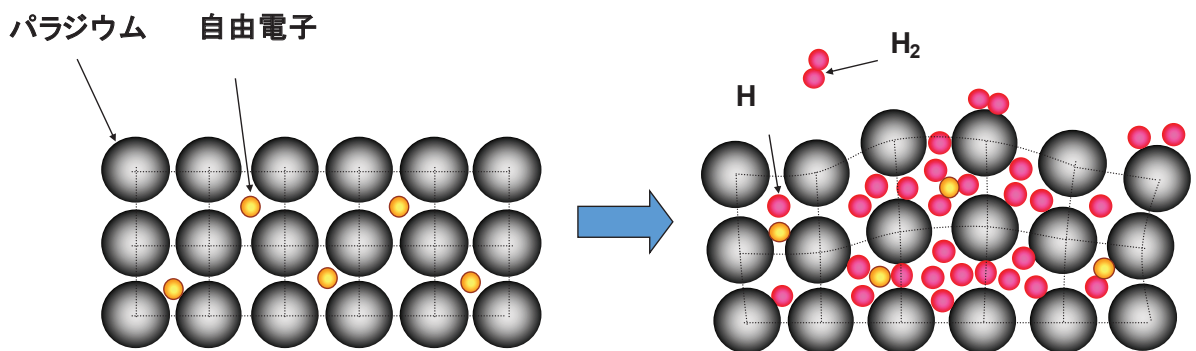


図3-1 格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)の測定原理

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素子に水素を含む原子炉格納容器内の雰囲気ガスが接触すると、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(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)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。

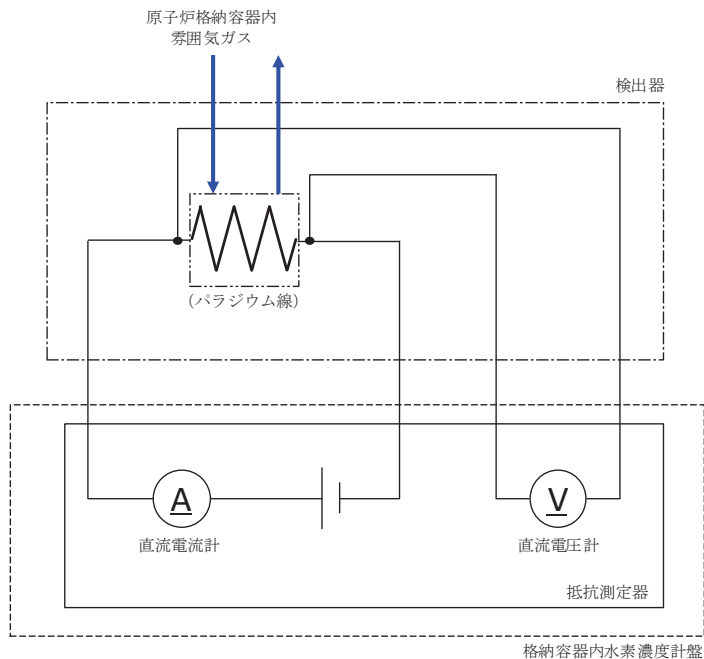


図 3-2 水素濃度計検出回路の概要図

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る。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。

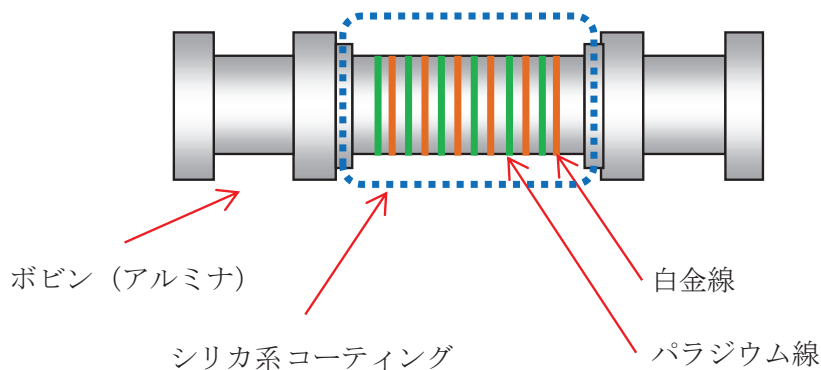


図 3-3 検出素子部の概要図

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 0vo1%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 0vo1%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℃)におけるパラジウムの抵抗値 (Rt) よりパラジウムの抵抗変化率を算出し、水素分圧と抵抗変化率の試験データより得られる以下の関係式 (3.1) 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る必要があることから*3, 水素検出器設置場所 (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。

注記*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。なお、本実験では水素濃度を 0~100vo1%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。(図 3-6 参照)

*2: 係数 A, B, C は工場試験により決定される値。

*3: 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 215.6Ω 、パラジウムの抵抗測定値 213.2Ω を仮定した場合)

- a. 白金線の抵抗値 (215.6Ω) から検出素子部の温度 (300.1°C) を算出する。(図 3-4 参照)
- b. 検出素子部の温度 (300.1°C) より、水素濃度 0vol%におけるパラジウム抵抗値 (209.8Ω) を算出する。(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 (213.2Ω) と水素濃度 0vol%におけるパラジウム抵抗値 (209.8Ω) の差分より、パラジウム抵抗値増加量 (3.4Ω) を算出する。
- d. パラジウム抵抗値増加量 (3.4Ω) と測定温度 (300.1°C) におけるパラジウムの抵抗値 (213.2Ω) からパラジウムの抵抗変化率 () を算出し、水素分圧と抵抗変化率の試験データより得られる関係式(式 (3.1)) から、水素分圧 (20kPa) を求める。



- e. 水素分圧 (20kPa) を全圧 (大気圧: 101kPa) で除し水素濃度 (約 20vol%) を算出する。

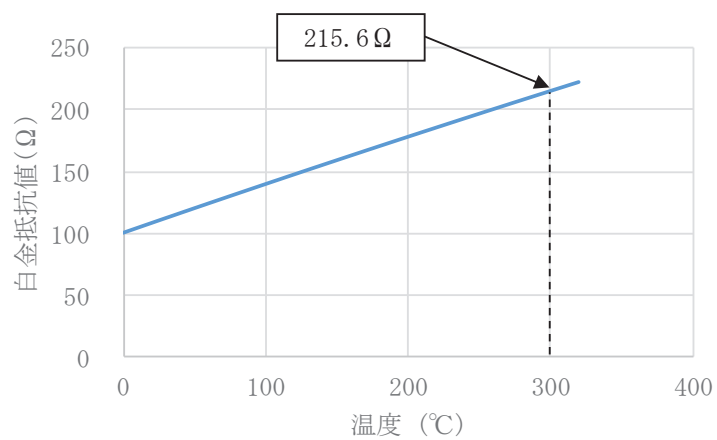


図 3-4 白金抵抗特性グラフ (水素濃度 : 0vol%時)

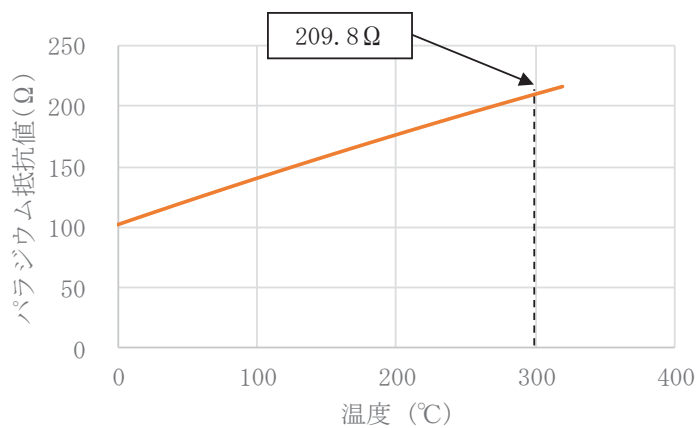


図 3-5 パラジウム抵抗特性グラフ (水素濃度 : 0vol%時)

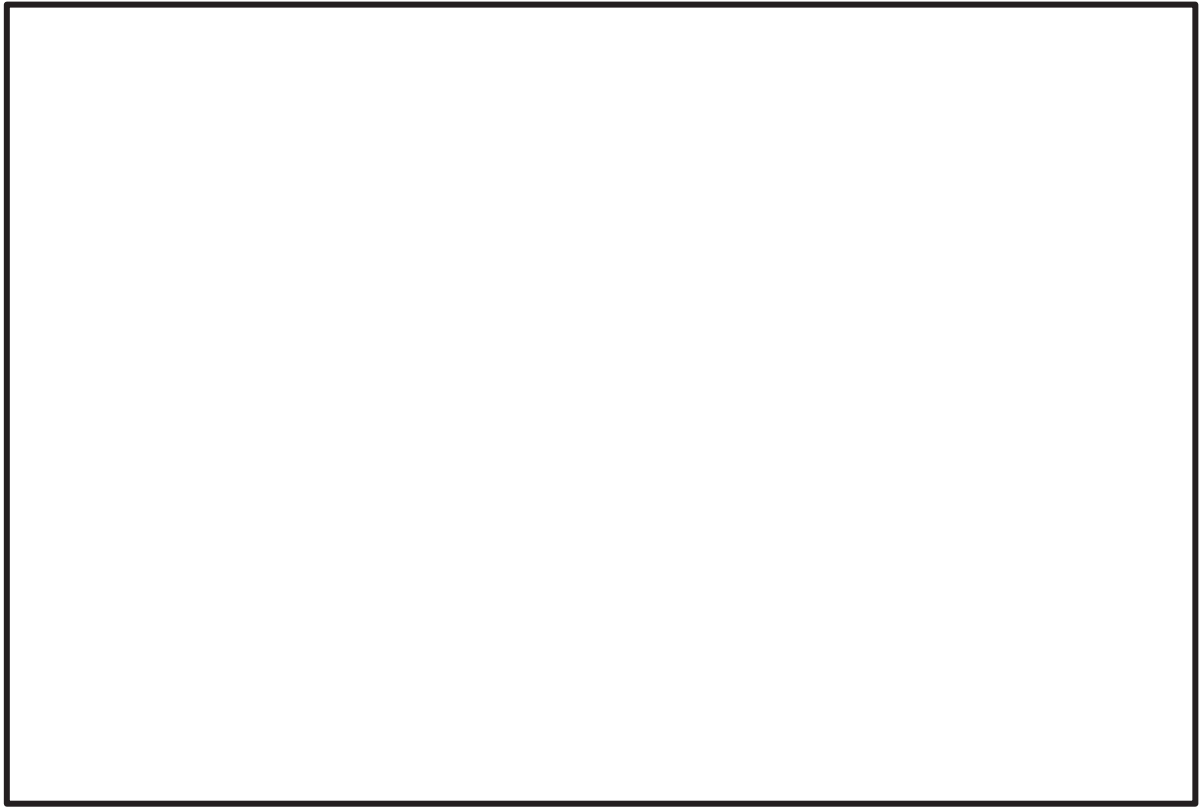


図 3-6 水素分圧と抵抗変化率の相関

3.1.2 計器精度

格納容器内水素濃度(D/W)の概略構成図を図3-7「格納容器内水素濃度(D/W)の概略構成図」に、格納容器内水素濃度(S/C)の概略構成図を図3-8「格納容器内水素濃度(S/C)の概略構成図」に示す。

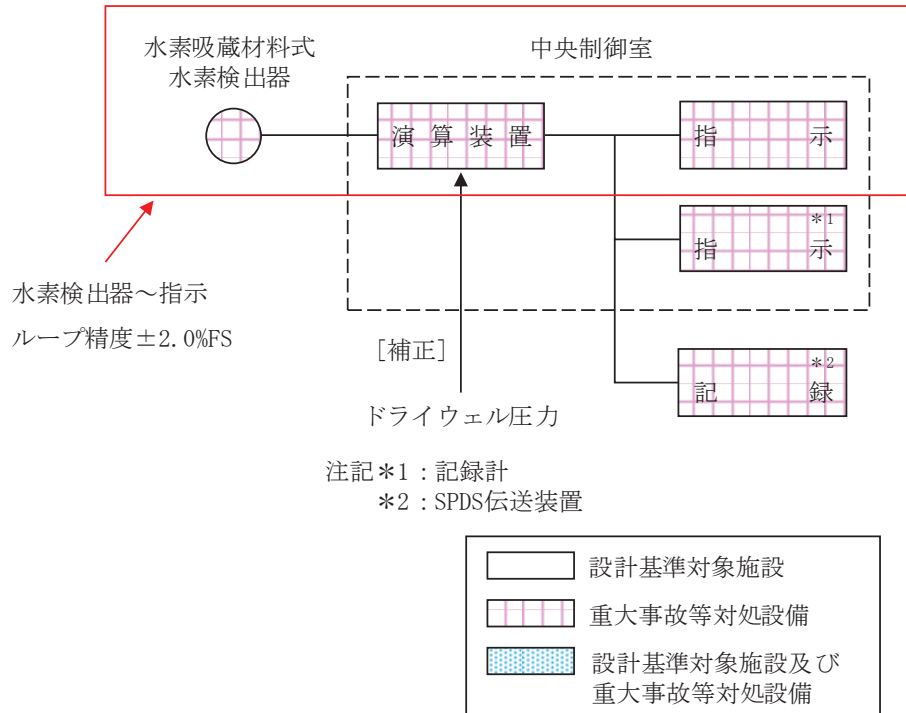


図3-7 格納容器内水素濃度(D/W)の概略構成図

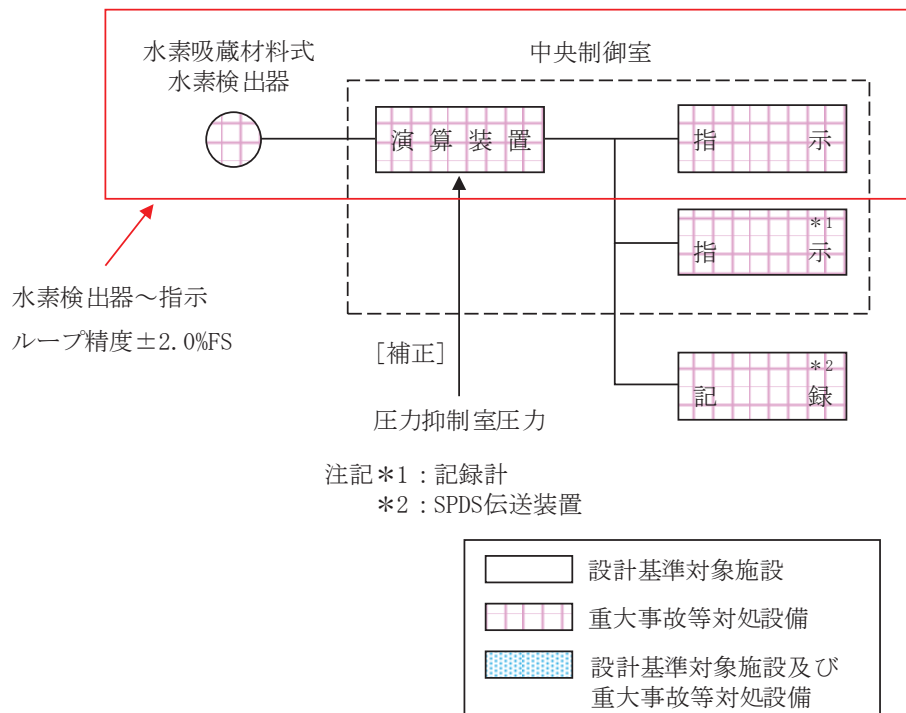


図3-8 格納容器内水素濃度(S/C)の概略構成図

格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)のループ精度は、水素検出器～指示までが±2.0%F.S.として管理している。ただし、上記の精度には、ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力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。

$$f(x_1, x_2) = \frac{x_1}{x_2} \dots \dots \dots (3.2)$$

$$\sigma = \sqrt{\left(\frac{1}{m_2} \cdot \varepsilon_1\right)^2 + \left(\frac{m_1}{m_2^2} \cdot \varepsilon_2\right)^2} \dots \dots \dots (3.3)$$

- $x_1 = m_1 \pm \varepsilon_1, x_2 = m_2 \pm \varepsilon_2$
- 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)

式(3.3)に示すとおり、水素濃度を測定した誤差は、水素分圧(水素濃度)と全圧(ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力)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、上記のとおり、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22vo1%)を考慮し、水素濃度30vo1%におけるループ精度を表3-1「水素濃度30vo1%におけるループ精度」に示す。

ここでは、水素濃度30vo1%、全圧(ドライウエル圧力)が大気圧(101kPa(abs))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	= 30.3 kPa(abs)
m_2	= 101 kPa(abs)
ε_1	= kPa(abs)* ¹
ε_2	= kPa(abs)* ²

注記*1: 格納容器内水素濃度(D/W)のループ精度は±2.0%F.S.であり、フルスケールは100vo1%である。ここで、ドライウエル圧力(全圧)が大気圧の場合、水素濃度計のフルスケール(100vo1%)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: ドライウエル圧力の圧力検出器～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。

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

表 3-1 水素濃度 30vol%におけるループ精度

全圧 (kPa[abs])	誤差 (vol%)
101 (大気圧)	<input type="text"/>
約 136	<input type="text"/>
955 (2Pd)	<input type="text"/>

上記のとおり、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(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)は原子炉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3-9「水素濃度試験の試験装置概略図」に示す。試験装置は、水素検出器を収納するための圧力容器、水素検出器を加温するための恒温槽、水素検出器への水素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ポンプから構成される。



図 3-9 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°C-854kPa (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、水素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の吸蔵) と水素濃度の下降 (パラジウムによる水素の放出) の特性 (図 3-17 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(°C)	200
圧力容器内圧力(kPa[gage])	854
検出素子部の温度	□°C ± □°C
水素濃度(vol%)*	0.0, 4.0, 20.0, 40.0, 60.0, 80.0, 100.0

注記*: 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 3-10「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 3-10 に示すとおり、水素濃度を 0.0~100.0vol%に変化させた時に水素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*2 (vol%)	指示値 (vol%)	誤差 (vol%)	判定
0.0	0.0	0.0~2.0	□	□	良
4.0	3.98	2.0~5.9*3	□	□	
20.0	19.7	17.7~21.7	□	□	
40.0	39.6	37.6~41.6	□	□	
60.0	59.3	57.3~61.3	□	□	
80.0	79.6	77.6~81.6	□	□	
100.0	100.0	98.0~100.0	□	□	

注記*1：水素ガスボンベの検査成績書の値を記載。

*2：判定基準は基準ガス濃度±2.0vol%とした。

*3：判定基準は 1.98vol%~5.98vol%となるが保守的に 2.0vol%~5.9vol%とした。

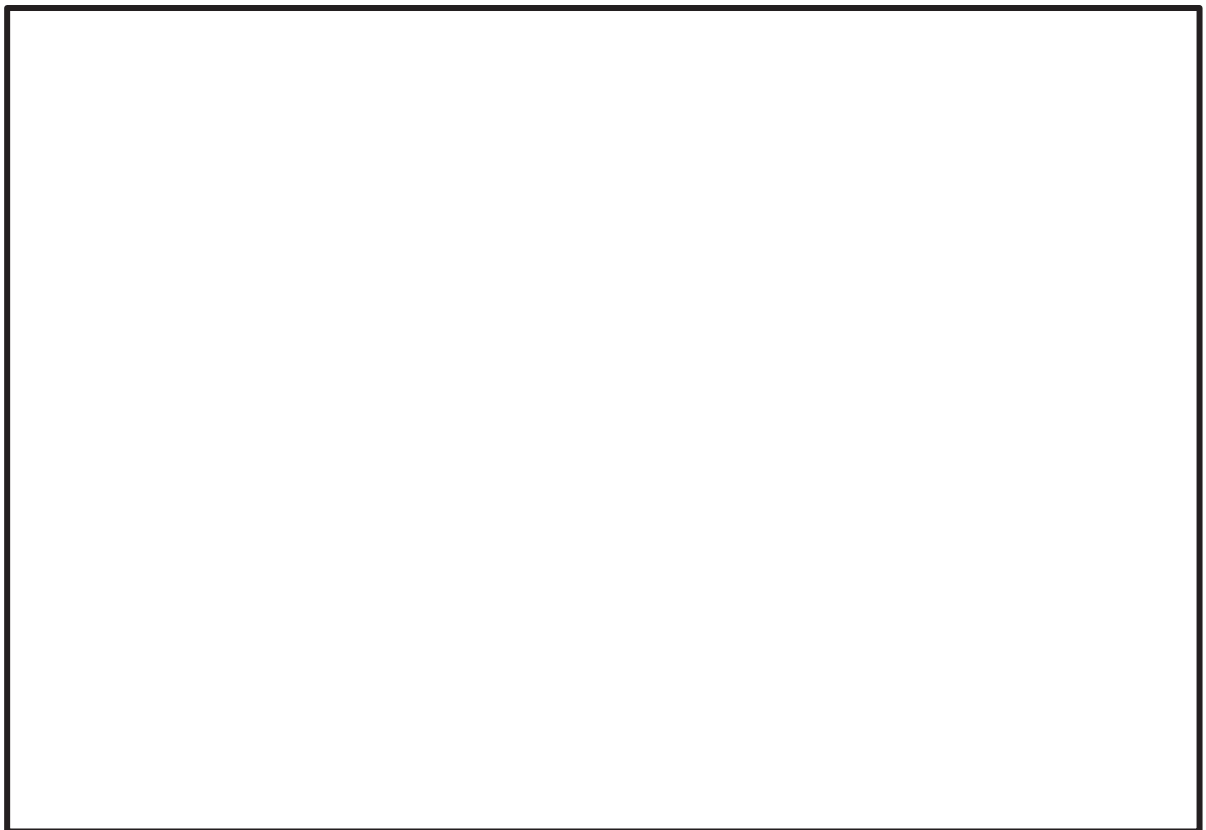


図 3-10 水素濃度試験の試験結果グラフ

3.1.3 格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)の応答性について

格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)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3-11「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。

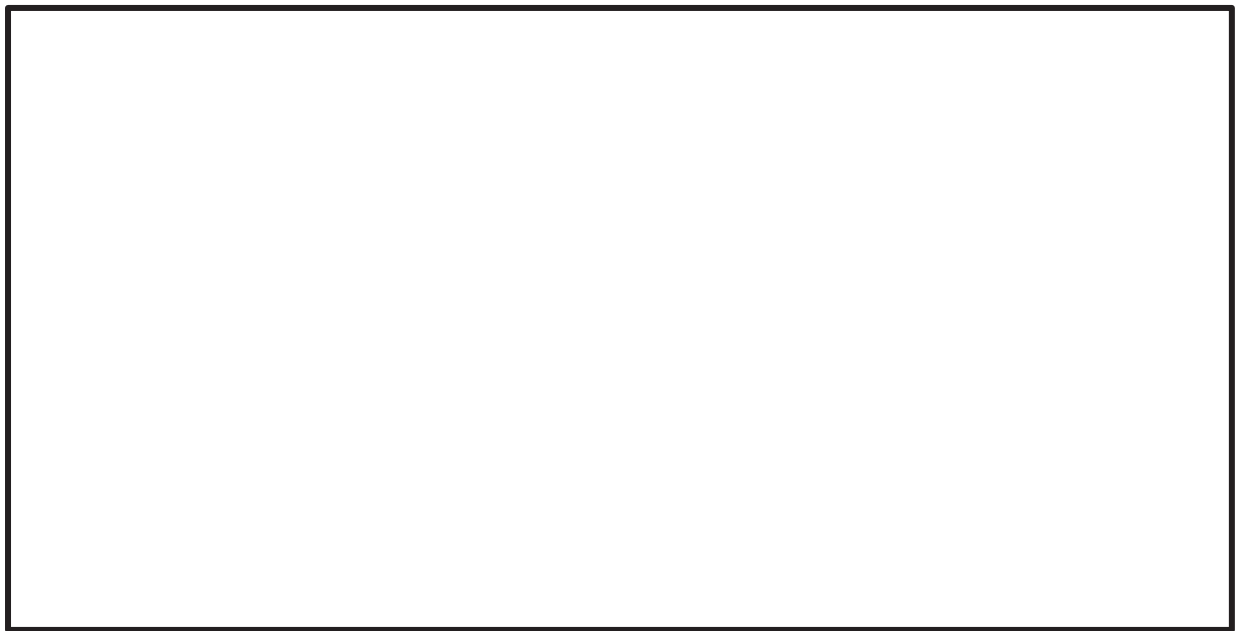


図3-11 応答性確認試験の試験装置

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。

注記*：E.Wicke, et. al., “Hydrogen in Metals II,” G.Alefeld and J.Volkl, eds., Springer, p.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3-12「応答性確認試験結果」に示す。本試験では水素の応答性の判定基準は40秒以下とし、出力値の誤差が2.0vol%以下として評価を行っている。

表3-5及び図3-12に示すとおり、応答性は判定基準の40秒以下に対し、水素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3-12に示すとおり、出力値の誤差が2.0vol%以下に対し、±□vol%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	□	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 (vol%)	判定基準* (vol%)	出力値 (vol%)	誤差 (vol%)	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"/>	

注記*：判定基準は水素濃度±2.0vol%とした。

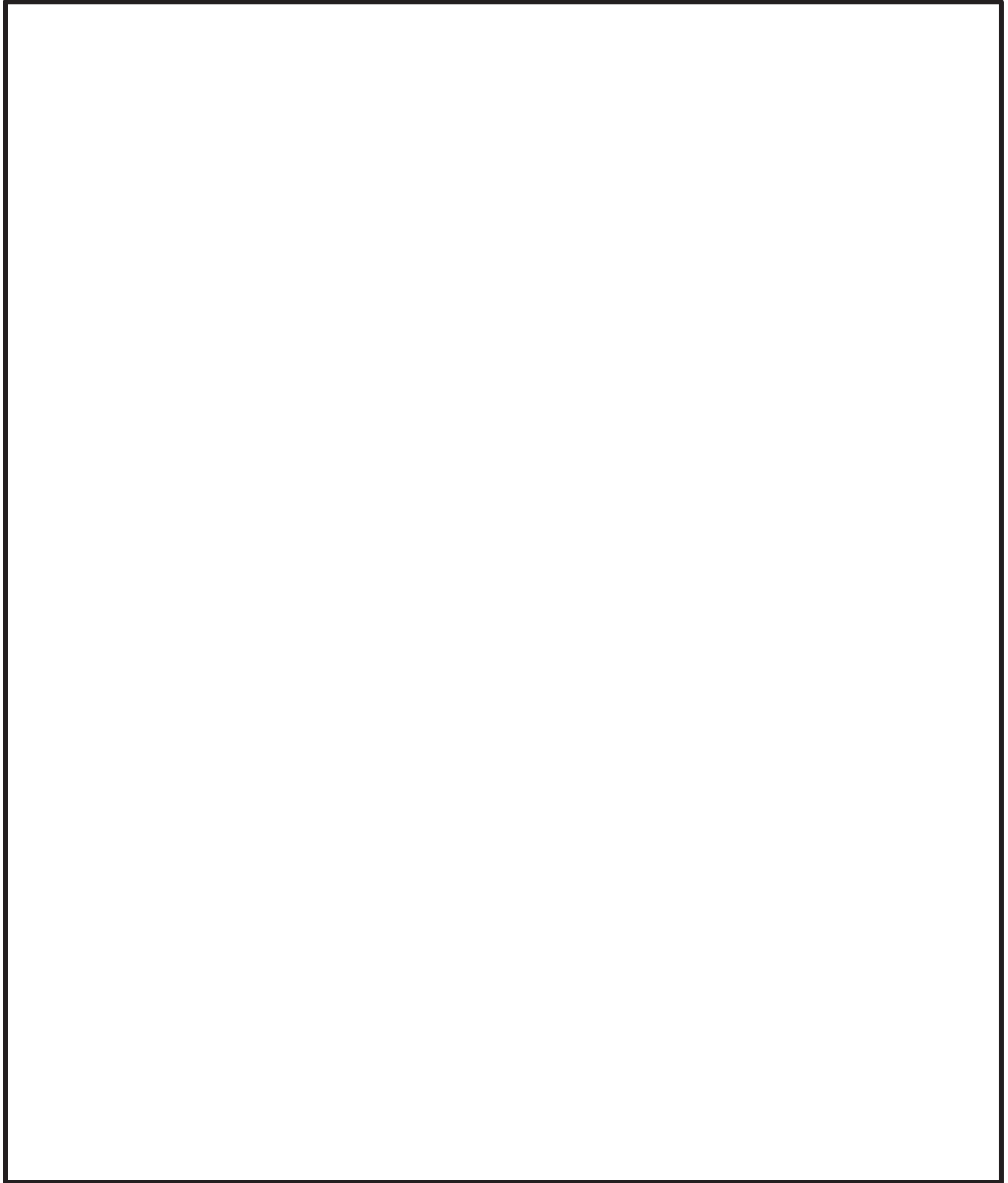


図 3-12 応答性確認試験結果

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水素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(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)の概要について図3-13「格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)系統概要図並びに水素検出器概要図」及び図3-14「雰囲気ガス流入経路概要図」に示す。

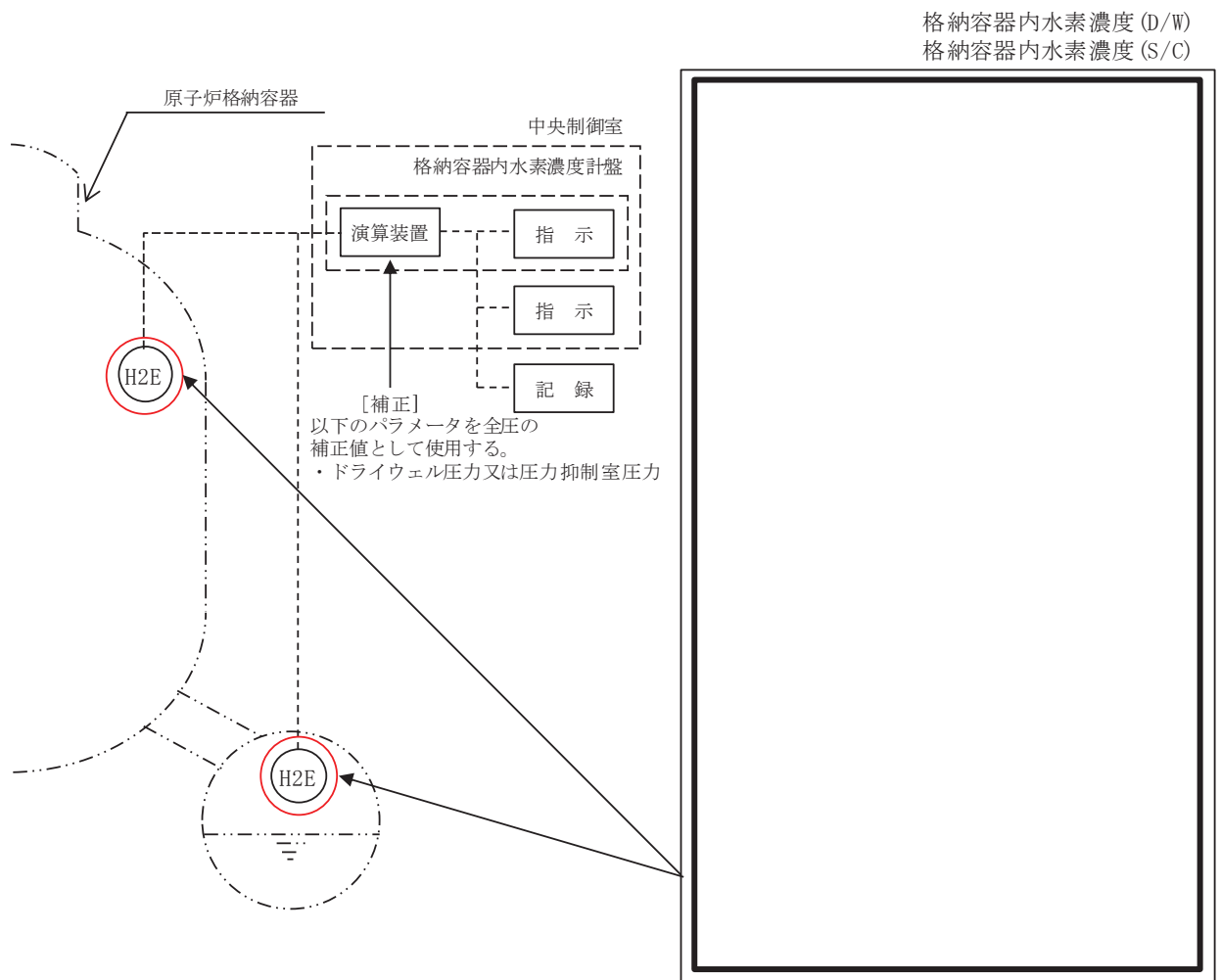


図3-13 格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)系統概要図並びに水素検出器概要図

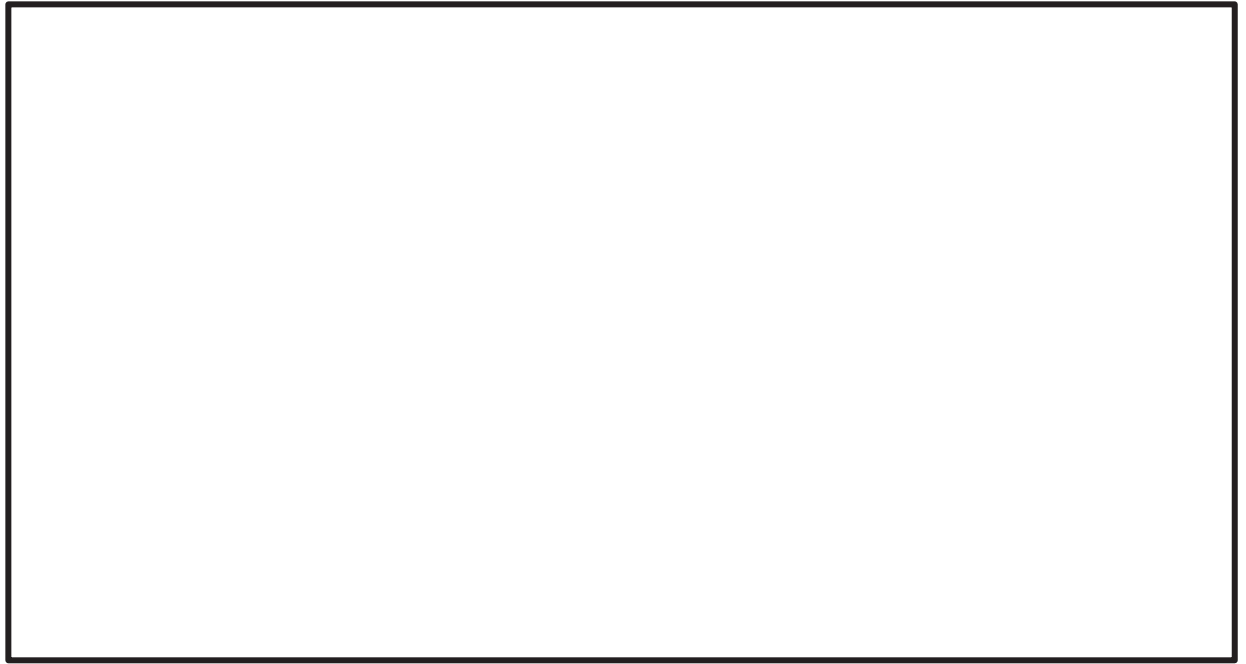


図 3-14 雰囲気ガス流入経路概要図

水素検出器の容器本体は円筒形状となっており、全周方向がヨウ素フィルタで覆われている。水素を含む原子炉格納容器内の雰囲気ガスは、水素検出器 360 度方向からヨウ素フィルタを通して水素検出器内部に取り込まれ、センサ素子部に流入する構造としている。

格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)は、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、水素検出器の容器本体に収納されている。

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る、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で水素検出器の容器本体を覆う構造としている。

(2) 格納容器内水素濃度計盤

格納容器内水素濃度計盤は、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。格納容器内水素濃度計盤は、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

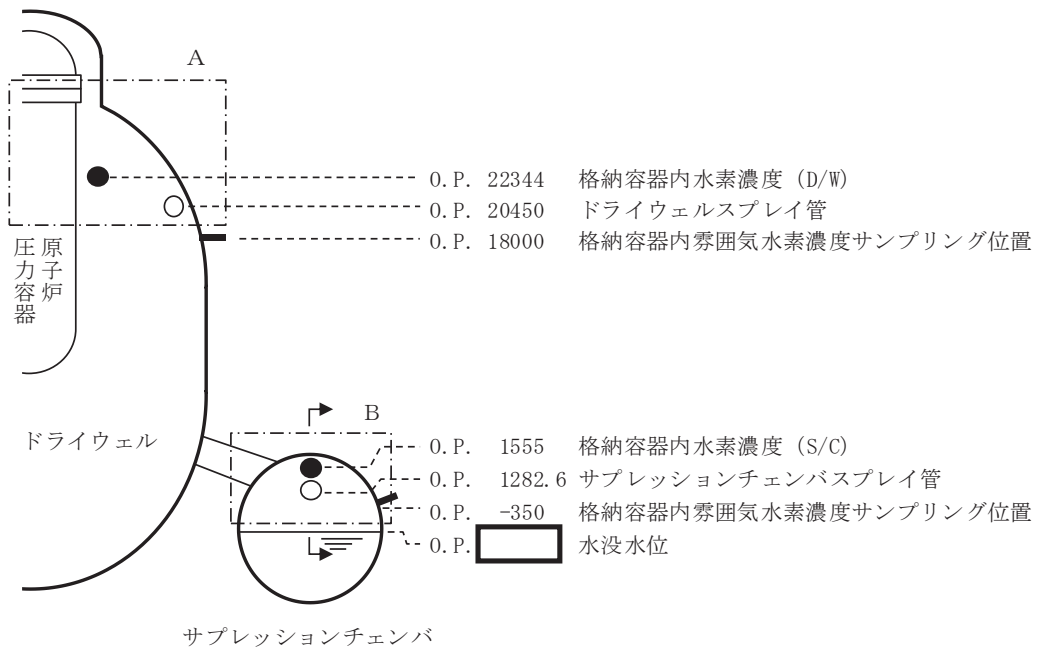
格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)の水素検出器の設置位置を図3-15「格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)の水素検出器設置位置」に示す。また、格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)の水素検出器とドライウェルスプレイ管及びサブプレッションチェンバスプレイ管との詳細の位置関係並びに格納容器スプレイの影響範囲を示した図を図3-16「格納容器スプレイ影響範囲図」に示す。

図3-15に示すとおり、格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)の水素検出器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、かつ格納容器内雰囲気水素濃度と同等の高さとしている。

図3-16に示すとおり、ドライウェルスプレイ管及びサブプレッションチェンバスプレイ管のスプレイの角度を考慮しても、スプレイによる被水影響のない位置に水素検出器を設置している。ドライウェルスプレイの場合、上向き□度でスプレイされ、サブプレッションチェンバの場合、上向き□度でスプレイされる。スプレイノズルの形状により放出範囲には幅があるため、水素検出器に最も近づく軌道でスプレイが放出された場合においても水素検出器にスプレイ水が直接当たらないことを確認している。*

また、格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)の水素検出器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。

注記*：共同研究「内部火災及び内部溢水PRAの高度化に関する研究」における配管破断時に放出される水滴の軌道を求める式により、格納容器スプレイの軌道を確認。



(単位:mm)

図3-15 格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)の水素検出器設置位置

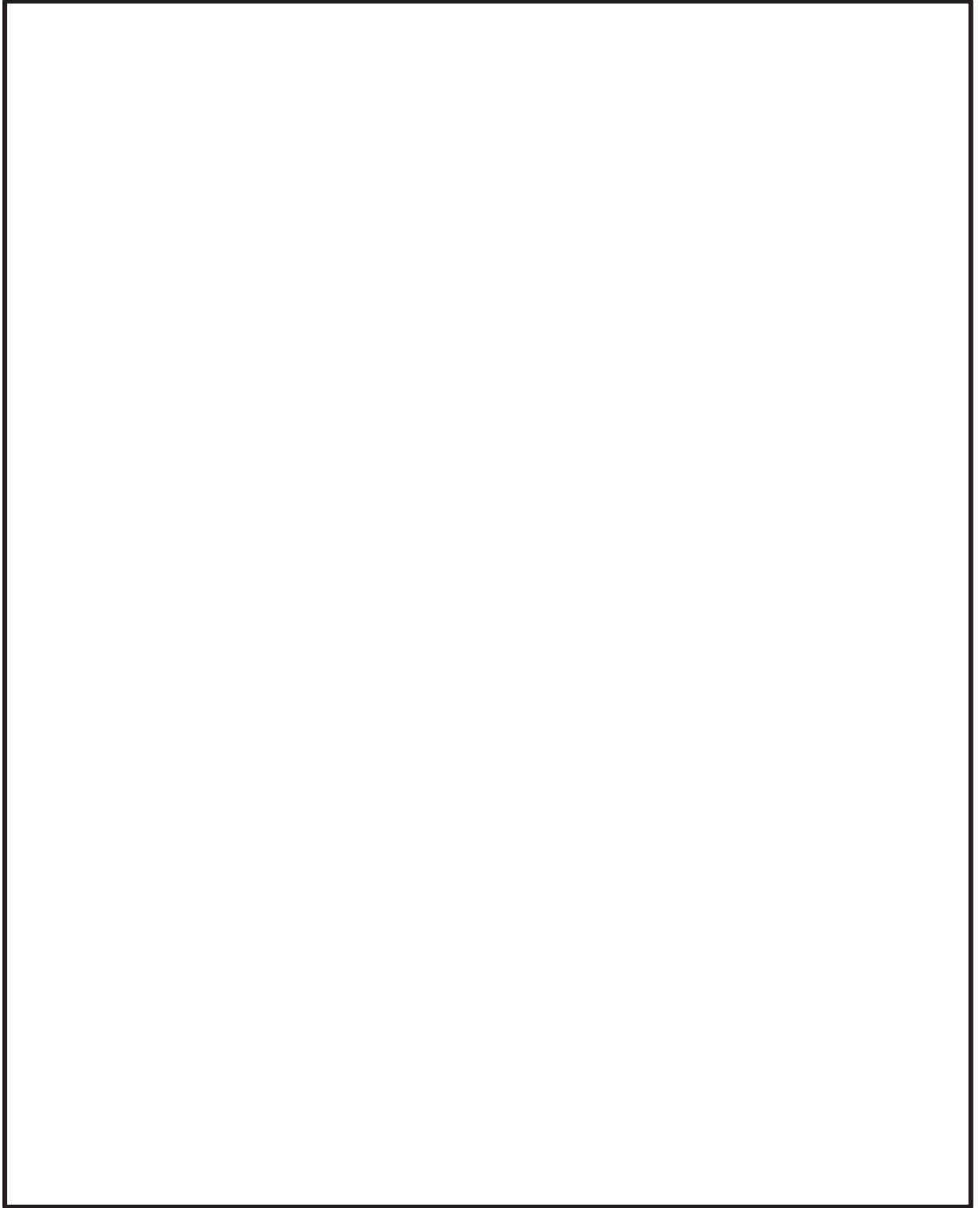


図 3-16 格納容器スプレイ影響範囲図

3.1.6 原子炉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(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)の水素検出器の設置位置は3.1.5のとおりであるが、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 添付資料 3.4.7 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*¹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。*²

有効性評価「水素燃焼」のシナリオでは、事象発生後24時間までは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。また、事象発生後24時間以降は、代替循環冷却系による格納容器除熱操作の実施により、原子炉格納容器内はミキシングされるものと考えられる。

注記*1：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)

*2：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 (D/W) 及び格納容器内水素濃度 (S/C) 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 3-17 「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 3-17 に示すとおり、格納容器内水素濃度 (D/W) 及び格納容器内水素濃度 (S/C) の検出素子はパラジウム線が 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。

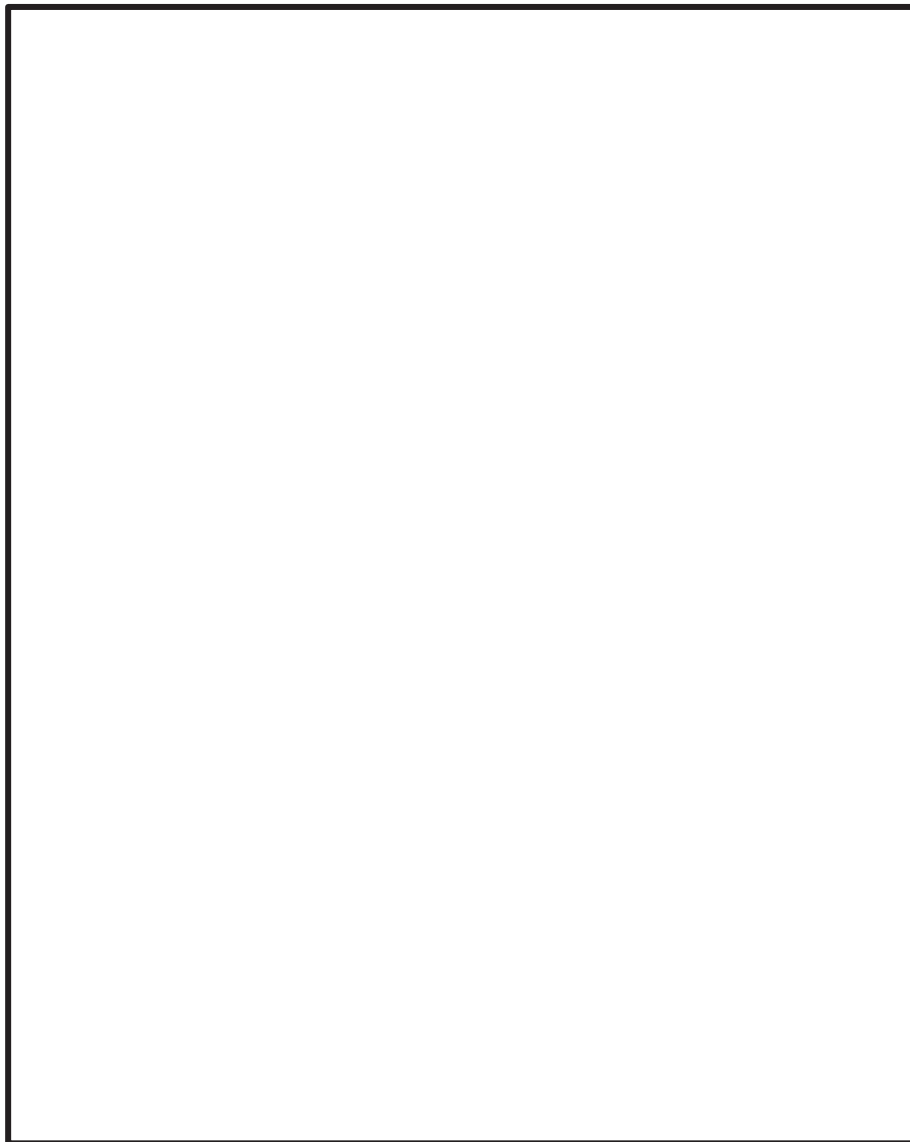


図 3-17 パラジウム中の水素原子の密度

(2) ヒータ温度制御について

格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)の検出素子のパラジウム線の加温温度は(1)のとおり約300℃にする必要があることから、ヒータにて検出素子部を ℃± ℃の範囲で温度制御している。

検出素子部とヒータ部及び保温材の概要を図3-18「ヒータ部及び保温材の概要図」に示す。図3-18に示すとおり、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水素検出器の容器本体に収納されており、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。

雰囲気ガスは円筒部の両端から検出素子部に流入する構造のため、ヒータ及び保温材が雰囲気ガスの流入を阻害することはない。

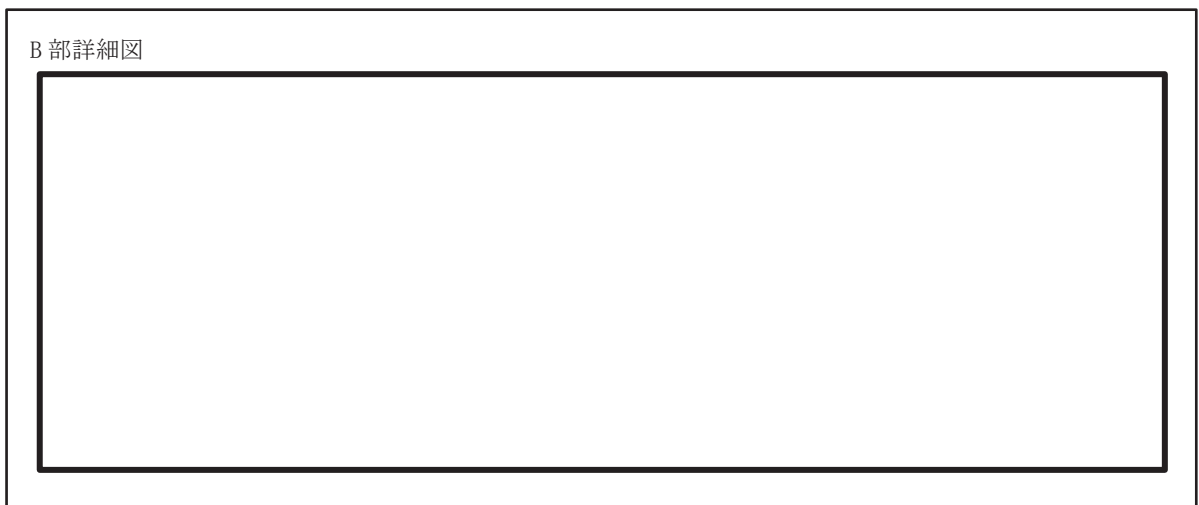
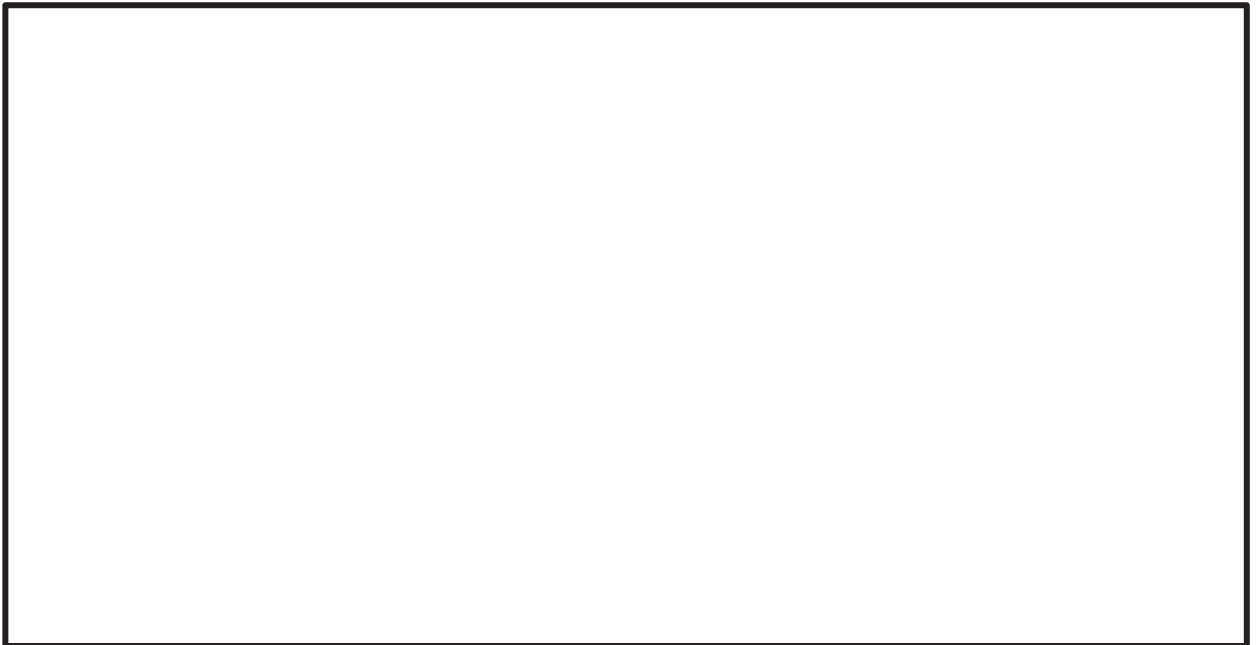


図3-18 ヒータ部及び保温材の概要図

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 に示すとおり、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℃) <input type="text"/>	$\square^{\circ}\text{C} \pm \square^{\circ}\text{C}$	良 最小値: <input type="text"/> ℃ 最大値: <input type="text"/> ℃
高温 (約 200℃) <input type="text"/>		良 最小値: <input type="text"/> ℃ 最大値: <input type="text"/> ℃

(3) 格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)の検出素子部への温度影響について

格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)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。検出素子部は保温材に覆われていることから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

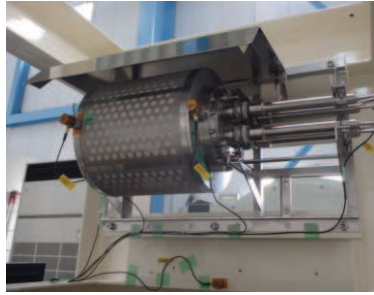
水素検出器の設置高さは、原子炉格納容器の水没水位より上部としており水素検出器は水没しない。(図 3-15 参照)

c. 水素検出器の被水

格納容器スプレイによる被水を防止するため、格納容器スプレイの位置より高い位置に水素検出器を設置するとともに、格納容器スプレイの際に原子炉格納容器内構造物からの跳ね返りによる被水等を防止するため、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水素検出器上部に飛沫防止カバーを設置する。

飛沫防止カバーは水素検出器を覆える大きさとする事で水素検出器への被水を防止する。

飛沫防止カバーの設置例を図 3-19「飛沫防止カバー設置例」に示す。



飛沫防止カバー
水素検出器

<側面図>



水素検出器
飛沫防止カバー

<上から見た図>

図3-19 飛沫防止カバー設置例

3.3 格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)の健全性について

(1) 使用環境

格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)の環境条件は、表3-8「格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)の耐環境試験の評価結果」に示すとおり、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(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)の水素検出器及び水素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3-20「絶縁抵抗及び抵抗測定箇所」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(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)の水素検出器は、表3-8「格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)の耐環境試験の評価結果」及び表3-9「格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)の耐環境試験の評価結果(詳細)」に示すとおり、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。水素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(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)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)	213℃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	854kPa(gage)(168時間)	854kPa(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	300kGy/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。

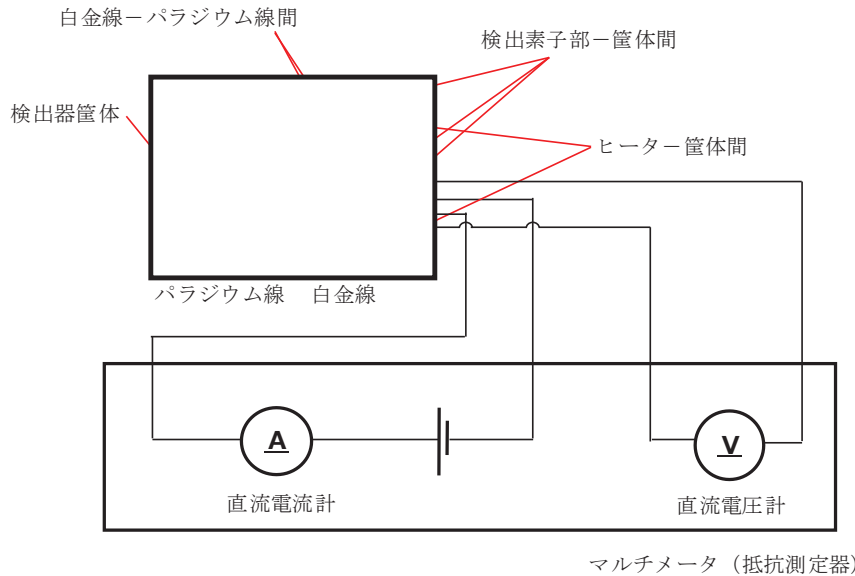


図 3-20 絶縁抵抗及び抵抗測定箇所

表 3-9 格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)の耐環境試験
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: 200Ω)	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: 206Ω)	異常なし (参考値: 207Ω)	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，水素検出器の電気的特性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，水素検出器の電気的特性に異常はなく耐湿性を有することを確認した。
圧力	854kPa (gage)以上の圧力で耐環境試験を実施し，水素検出器の電気的特性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。

水素検出器への酸素の影響を確認するため、図 3-21「酸素特性試験の試験構成（酸素対策前）」に示す試験構成にて水素検出器に水素、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 3-21 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。

酸素特性試験の試験結果を図 3-22 「酸素特性試験の試験結果（酸素対策前）」に示す。

図 3-22 に示すとおり、水素を導入した状態でさらに酸素を導入すると、酸素導入と同時に検出素子部表面での水素燃焼により白金温度が上昇している。また、パラジウムと白金の抵抗値が上昇することを確認している。このことから酸素は水素濃度測定に影響を及ぼすことが分かる。

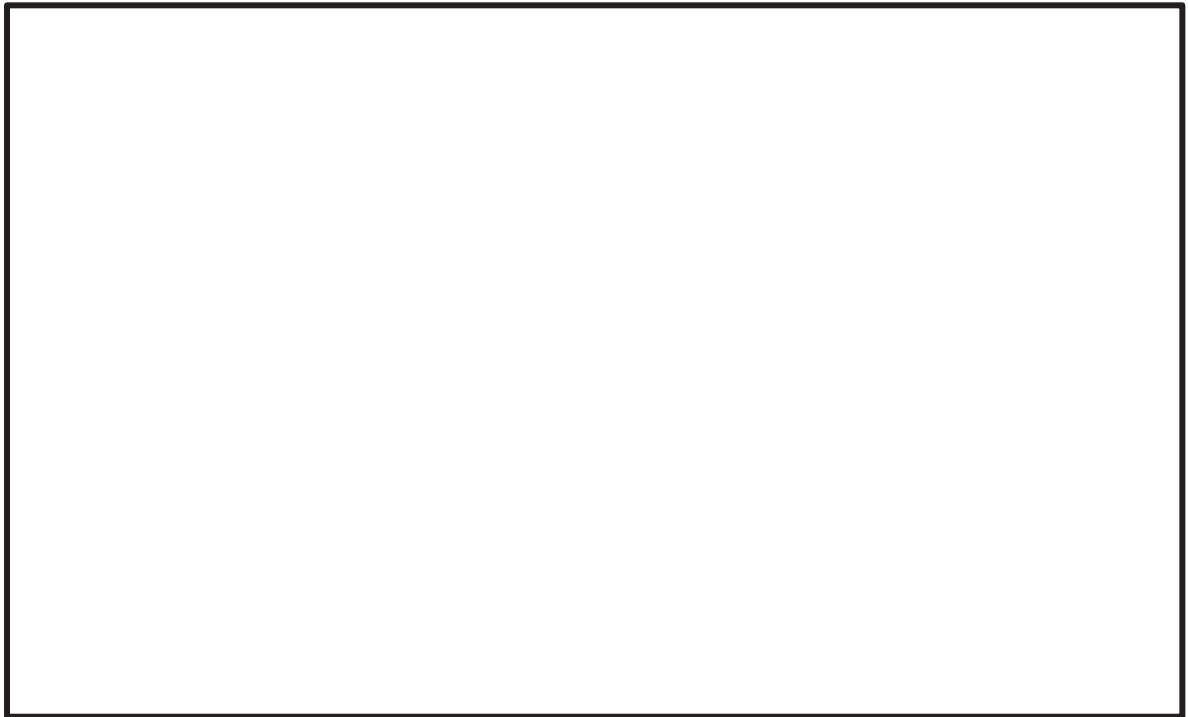


図 3-22 酸素特性試験の試験結果（酸素対策前）

検出素子部表面での水素燃焼を防止するため、酸素バリア材、水素透過膜として知られている を酸素バリア材として選定した。 には図 3-23 「分子ふるい効果のイメージ図」に示す分子ふるい効果があり、水素の透過性を維持したまま酸素の透過を阻害することができることが確認されており、この特性を利用し水素燃焼を防止する。

は化学蒸着によって、水素検出器のパラジウム線及び白金線の表面に被膜を施している。

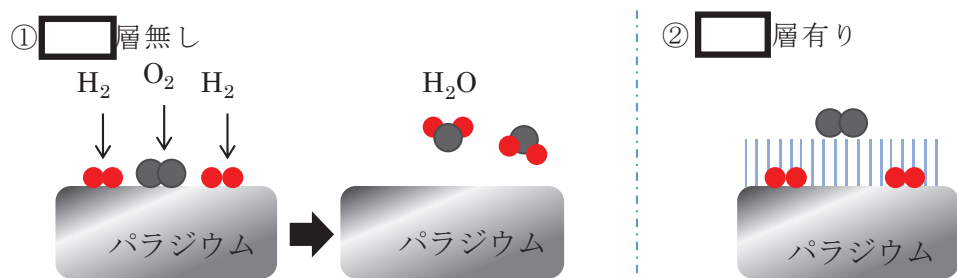


図 3-23 分子ふるい効果のイメージ図

□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 3-24 「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 3-24 に示す。

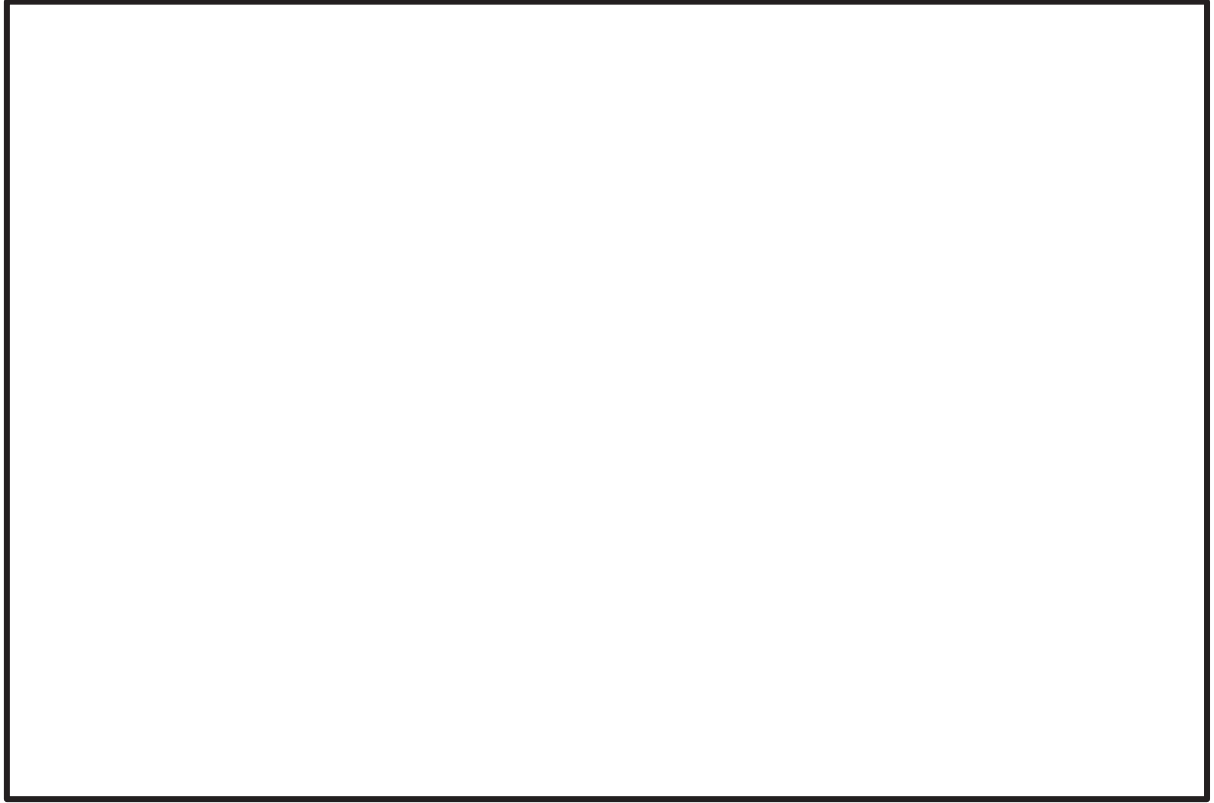


図 3-24 酸素特性試験の試験構成 (酸素対策後)

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)」に示すとおり、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℃ : 検出素子部の加熱温度である 300℃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 3-25「酸素特性試験 (条件 1) の試験結果 (酸素対策後)」, 図 3-26「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 に示すとおり, 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 3-25 及び図 3-26 に示すとおり, 酸素ガスの導入と停止を繰り返した時にも, 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="text"/> 最小値: <input type="text"/>	最大値: <input type="text"/> 最小値: <input type="text"/>	良
2	10.0	8.0~12.0	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

注記* : 判定基準は水素濃度±2.0vol%とした。

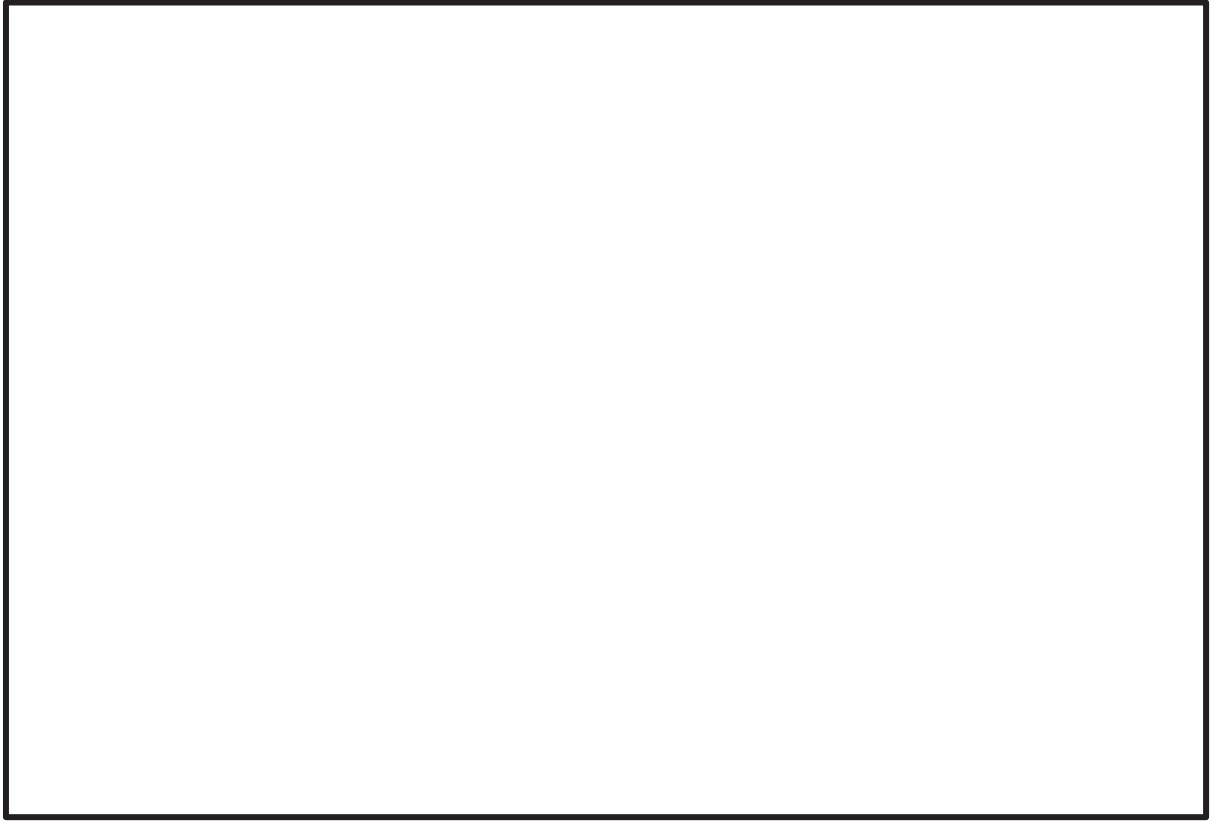


図 3-25 酸素特性試験（条件 1）の試験結果（酸素対策後）

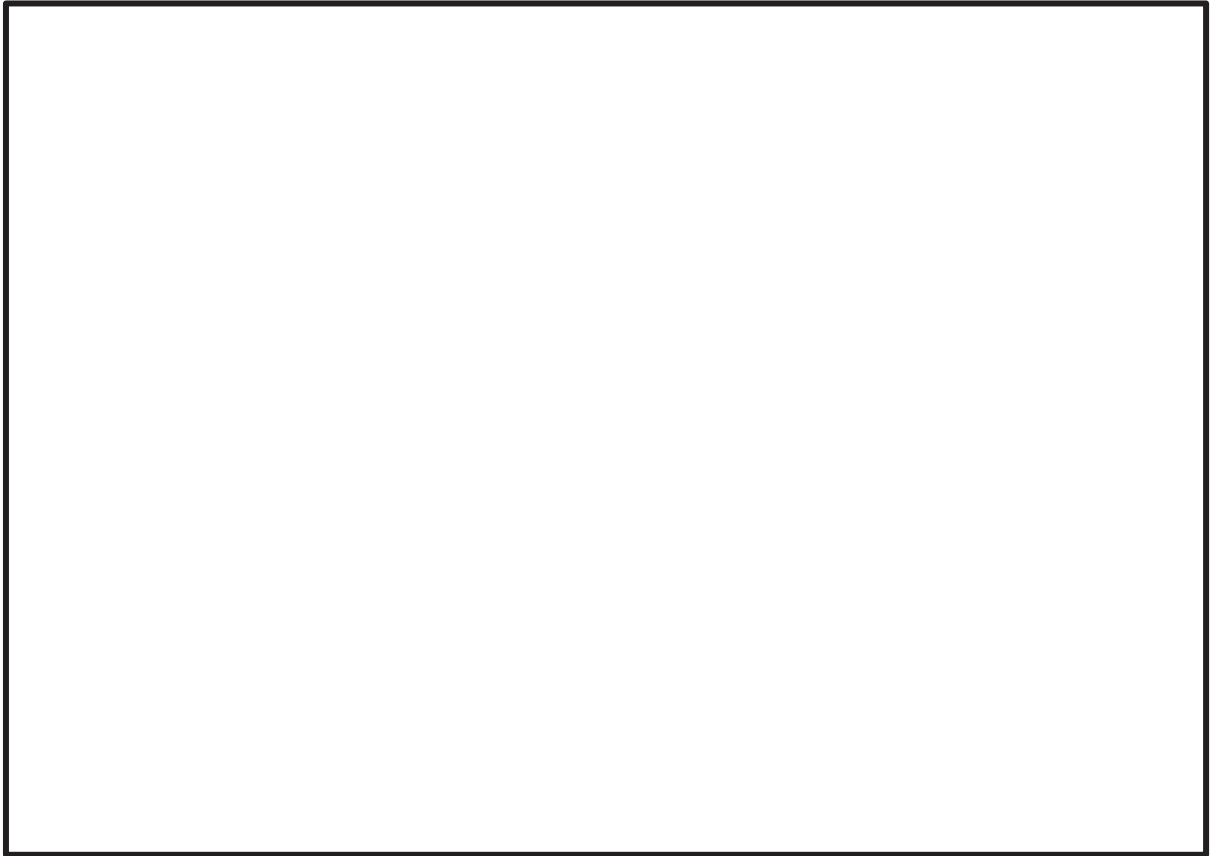


図 3-26 酸素特性試験（条件 2）の試験結果（酸素対策後）

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水素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(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)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又は重金属としては、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約60%^{*1}が放出されると仮定しているため、そのうち約90%^{*2}を占めるヨウ素と約10%^{*2}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、格納容器スプレー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。

注記*1: NUREG-1465 (Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants, NUREG-1465, February 1995) に記載のハロゲンの放出割合

*2: EPRI 報告書 (“Effects of Inhibitors and Poisons on the Performance of Passive Autocatalytic Recombiners (PARs) for Combustible Gas Control in ALWRs”, the EPRI ALWR Program May (1997)) に記載の炉心損傷時に放出され

るハロゲンのヨウ素と臭素の割合

d. 水

異物のうち、水に対しては、水素検出器上部に被水防止カバーを設置しており、水素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）に関しては冷却材喪失事故発生時に、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)のとおり、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。

注記* : 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 溶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。

注記* : ()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(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)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(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)の水素計測に影響を与えることを確認したことから、対策として水素検出器の容器本体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水素検出器の外観を図 3-27「ヨウ素フィルタ付き水素検出器外観」に示す。

ヨウ素フィルタは、水素検出器の容器本体の外周を覆うように設置され、雰囲気ガスを全周から取り込める構造としている。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(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)はダストの影響は受けないが、仮にダストが水素検出器上部の開口部に堆積した場合でも、開口部は水素検出器の容器本体の全周にあることから計測に悪影響を与えるものではない。

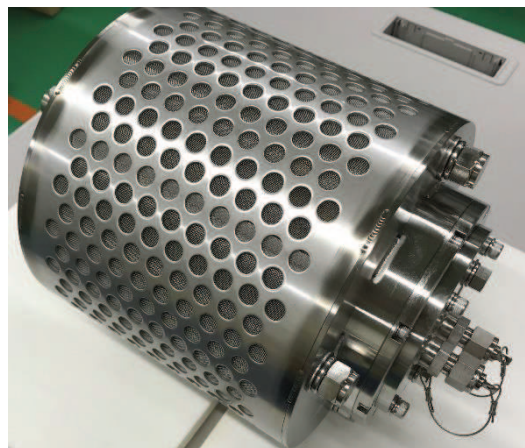


図 3-27 ヨウ素フィルタ付き水素検出器外観

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水素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3-28「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、水素検出器の計測精度を評価した。



図3-28 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	100℃, 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)	168
水素濃度 (vol%)	0.0, 4.0

注記* : 「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>

100℃ : ヨウ素フィルタの温度特性試験において, 温度100℃と200℃では, ヨウ素フィルタの除去性能に差異がないことを確認しており, 本試験においては100℃とした。なお, ヨウ素フィルタの温度特性試験の概要を「(4) ヨウ素フィルタの温度特性試験」に示す。

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 : 168 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」に示す。表 3-16 に示すとおり、ヨウ素環境下においてもヨウ素曝露の前後で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

項目	水素濃度 (vol%)	判定基準* (vol%)	測定値 (vol%)	誤差 (vol%)	評価結果
ヨウ素 曝露前	0.0	0.0~2.0	<input type="text"/>	<input type="text"/>	良
	4.0	2.0~6.0	<input type="text"/>	<input type="text"/>	
ヨウ素 曝露後	0.0	0.0~2.0	<input type="text"/>	<input type="text"/>	
	4.0	2.0~6.0	<input type="text"/>	<input type="text"/>	

注記* : 判定基準は水素濃度±2.0vol%とした。

(4) ヨウ素フィルタの温度特性試験

ヨウ素フィルタの温度による吸着性能に関して、ヨウ素フィルタの温度特性試験を行っている。試験条件を表 3-17 「温度特性試験の試験条件」、試験構成を図 3-29 「温度特性試験の試験構成」に示す。ヨウ素フィルタをフィルタ充填塔へ充填し、ヨウ素及び水蒸気が導入可能な試験体系とした。

温度とヨウ素量を変えた状態で、ヨウ素フィルタのヨウ素除去性能を試験により確認した。



図 3-29 温度特性試験の試験構成

表 3-17 温度特性試験の試験条件

試験環境	窒素+水蒸気の混合ガス
試験温度	100℃/200℃/220℃
ヨウ素供給量 ($\times 10^{-3}$ g/cm ³)	約 10~80

試験結果を図 3-30「ヨウ素フィルタの温度影響試験結果」に示す。温度が 100℃, 200℃, 220℃の場合でヨウ素の除去性能が同等であることを確認した。

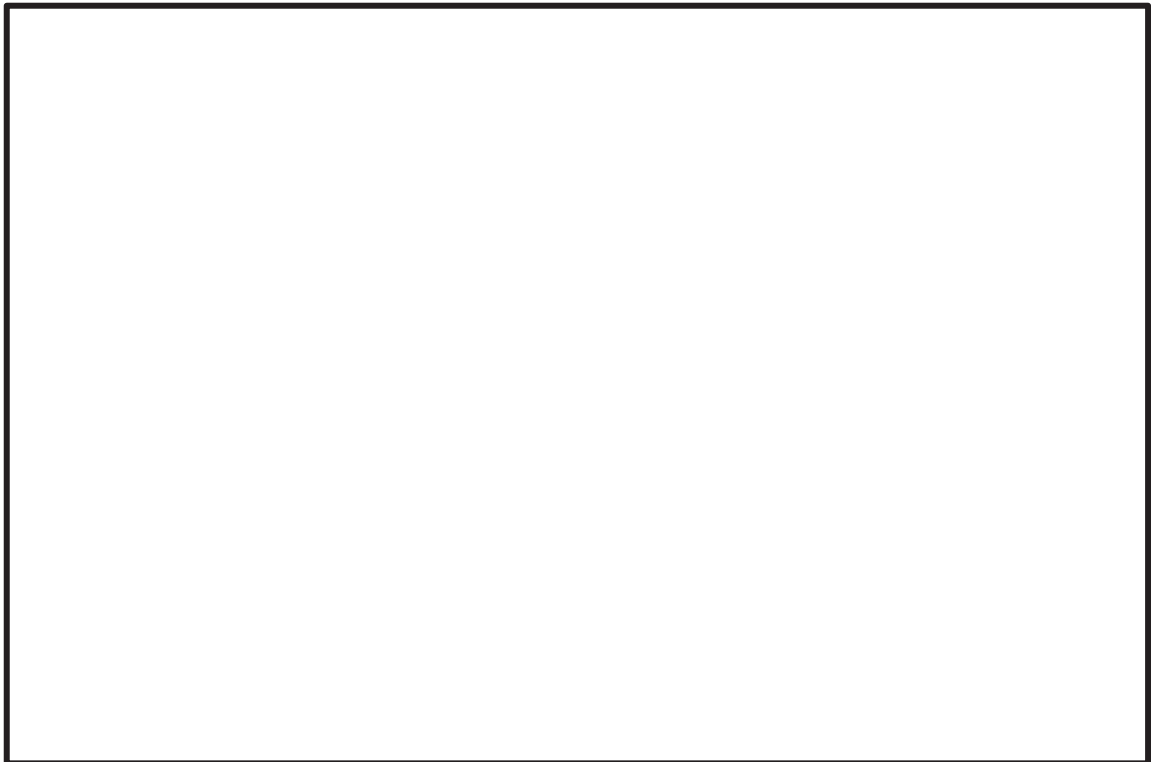



図 3-30 ヨウ素フィルタの温度影響試験結果

3.6 格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)の耐震性について

加振試験において、水素検出器を加振台に設置し、表3-18「水素検出器の加振試験の結果」に示す加速度を加えた後で水素検出器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3-18 水素検出器の加振試験の結果

方向	水素検出器
X方向	
Y方向	
Z方向	

3.7 格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)の電源供給について

格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)は、所内常設蓄電式直流電源設備である125V蓄電池(A)及び125V蓄電池(B)、常設代替直流電源設備である125V代替蓄電池又は可搬型代替直流電源設備である電源車及び125V代替充電器から125V直流主母線盤を介して給電できる設計とする。

電源供給については図3-31「格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)の電源概略構成図」に示す。

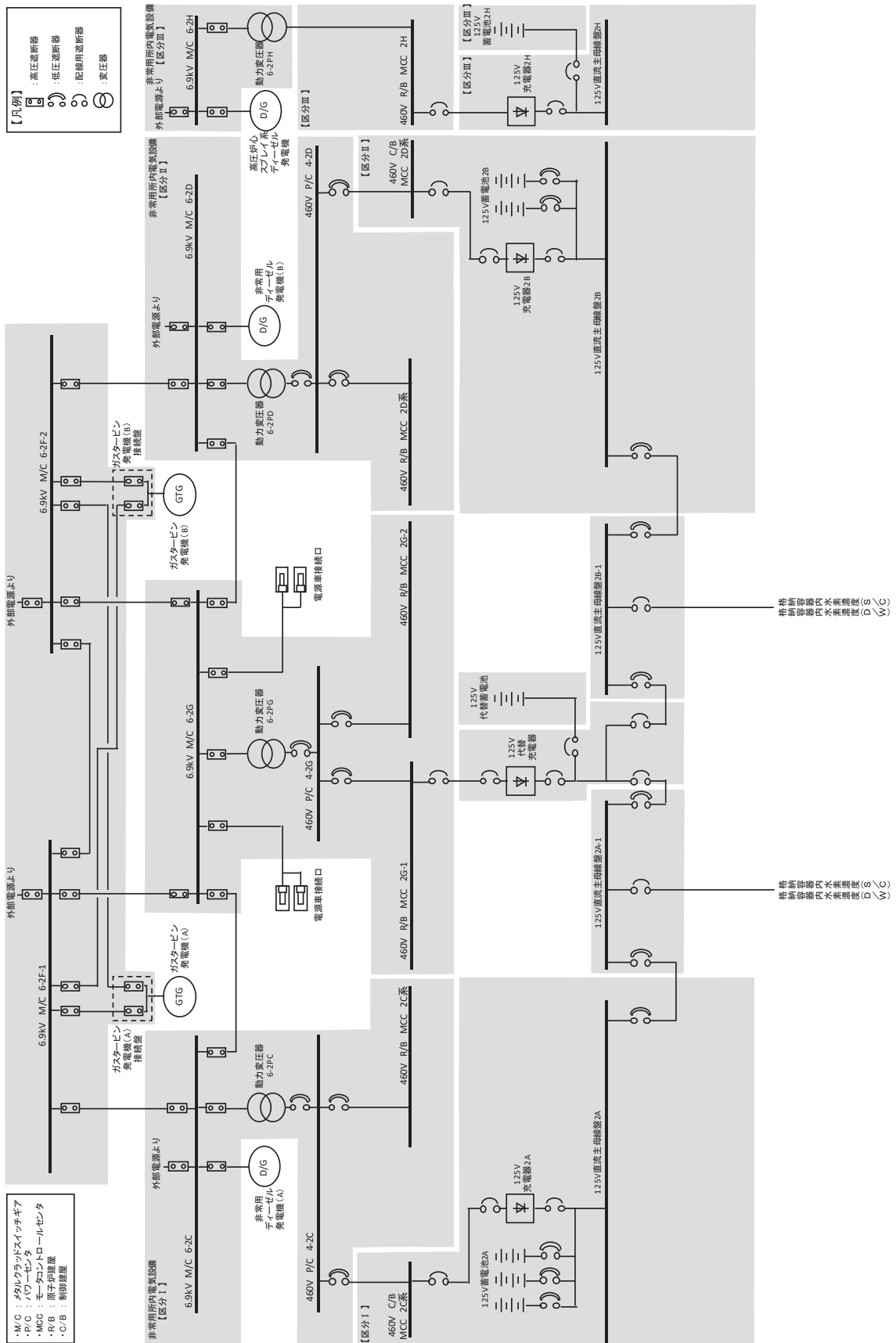


図 3-31 格納容器内水素濃度 (D/W) 及び格納容器内水素濃度 (S/C) の電源概略構成図