

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SA58 r.3.0
提出年月日	令和3年10月1日

泊発電所3号炉

設置許可基準規則等への適合性について
(重大事故等対処設備)

令和3年10月
北海道電力株式会社

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

本資料においては、泊発電所3号炉の「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」（以下、「設置許可基準規則」という）への適合方針を説明する。

1. 基本的な設計方針において、設置許可基準規則第38条～第43条(第42条除く)に対する、泊発電所3号炉の基本的な設計方針を示す。

2. において、設備要求に係る条文である設置許可基準規則第44条～第62条に適合するための個別機能又は設備について、1. 基本的な設計方針に適合させるための方針を含めて、設計方針を示す。

目 次

1. 基本的な設計方針

1.1 耐震性・耐津波性

1.1.1 発電用原子炉施設の位置【38条】

1.1.2 耐震設計の基本方針【39条】

1.1.3 津波による損傷の防止【40条】

1.2 火災による損傷の防止【41条】

1.3 重大事故等対処設備

1.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等【43条1 - 五、43条2 - 二、三、43条3 - 三、五、七】

1.3.2 容量等【43条2 - 一、43条3 - 一】

1.3.3 環境条件等【43条1 - 一、六、43条3 - 四】

1.3.4 操作性及び試験・検査性【43条1 - 二、三、四、43条3 - 二、六】

2. 個別機能の設計方針

2.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備【44条】

2.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備【45条】

2.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備【46条】

2.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備【47条】

2.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備【48条】

2.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備【49条】

2.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備【50条】

2.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備【51条】

2.9 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【52条】

2.10 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【53条】

2.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備【54条】

2.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備【55条】

2.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備【56条】

2.14 電源設備【57条】

2.15 計装設備【58条】

2.16 原子炉制御室【59条】

2.17 監視測定設備【60条】

2.18 緊急時対策所【61条】

- 2.19 通信連絡を行うために必要な設備【62条】
- 2.20 1次冷却設備
- 2.21 原子炉格納施設
- 2.22 燃料貯蔵設備
- 2.23 非常用取水設備
- 2.24 補機駆動用燃料設備（非常用電源設備及び補助ボイラに係るものを除く）

表 重大事故等対処設備仕様

2.15 計装設備【58条】

【設置許可基準規則】

(計装設備)

第五十八条 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生し、計測機器(非常用のものを含む。)の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備を設けなければならない。

(解釈)

第58条(計装設備)

1 第58条に規定する「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有効な情報を把握できる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお、「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」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。

a) 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の把握能力を明確にすること。(最高計測可能温度等)b) 発電用原子炉施設の状態の把握能力(最高計測可能温度等)を超えた場合の発電用原子炉施設の状態の推定手段を整備すること。

i) 原子炉压力容器内の温度、圧力及び水位が推定できる手段を整備すること。

ii) 原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量が推定できる手段を整備すること。

iii) 推定するために必要なパラメータは、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。c) 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータが計測又は監視及び記録ができること。

2. 15. 1 適合方針

適合方針
(概要)

重大事故等が発生し、計測機器(非常用のものを含む。)の故障により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために必要なパラメータにより、検討し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原子炉施設の状態を把握するための設備を設置及び保管する。

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は、「添付書類十第 5. 1. 1 表」のうち「1. 15 事故時の計装に関する手順等」の重要な監視パラメータ及び有効な監視パラメータとする。

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原子炉施設の状態を把握するためのパラメータは、「添付書類十第 5. 1. 1 表」のうち「1. 15 事故時の計装に関する手順等」の重要な監視パラメータ及び重要代替監視パラメータとする。

パラメータの能力の明確化

重要な監視パラメータ及び重要代替監視パラメータは、設計基準を超える状態における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(設計基準最大値等))を明確にする。計測範囲を第 6. 4. 1 表及び第 6. 4. 2 表に、設計基準最大値等を第 6. 4. 3 表に示す。

また、電源設備の受電状態、重大事故等対処設備の運転状態及びその他の設備の運転状態により原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータを補助的な監視パラメータとする。なお、補助パラメータのうち、重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータについては、重大事故等対処設備とする。重大事故等対処設備の補助パラメータの対象を第 6. 4. 5 表に示す。

(1) 監視機能喪失時に使用する設備

原子炉施設の状態の把握能力を超えた場合に原子炉施設の状態を推定する手段を有する設計とする。

重要な監視パラメータ又は有効な監視パラメータ(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)の計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合の推定は、「添付書類十 第 5. 1. 1 表」のうち「1. 15 事故時の計装に関する手順等」の計器故障時のパラメータ推定又は計器の計測範囲を超えた場合のパラメータの推定の対応手段等により推定ができる設計とする。

計器故障時、当該パラメータの他チャンネル又は他ループの計器がある場合、他チャンネルの計器による計測を優先し、次に他ループの計器により計測するとともに、重要代替監視パラメータが複数ある場合は、推定する重要な監視パラメータとの関係性がより直接的なパラメータ、検出器の種類及び使用環境条件を踏まえた確からしさを考慮し、優先順位を定める。推定手段及び優先順位を第 6. 4. 4 表に示す。

現場の操作時に監視が必要なパラメータ及び常設の重大事故等対処設備の代替の機能を有するパラメータは、可搬型の重大事故等対処設備により計測できる設計とする。

対応手段
「能力を超えた場合の手段」
・能力超え後推定パラ
・故障時優先順位推定パラ
・対象パラ

具体的なパラメータは以下のとおりとする。

- ・格納容器内水素濃度
- ・原子炉補機冷却水サージタンク圧力（可搬型）
- ・格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度
- ・アニュラス水素濃度（可搬型）

(2) 計測に必要な電源の喪失時に使用する設備

直流電源が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合、特に重要なパラメータとして、重要な監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する計器については、温度、圧力、水位及び流量に係るものについて、乾電池を電源とした可搬型計測器により計測できる設計とする。計測できるパラメータ最大値等を第6.4.3表に示す。

可搬型計測器による計測においては、計測対象の選定を行う際の考え方として、同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は、いずれか1つの適切なチャンネルを選定し計測又は監視するものとする。同一の物理量について、複数のパラメータがある場合は、いずれか1つの適切なパラメータを選定し計測又は監視するものとする。

全交流動力電源が喪失した場合において、計測設備への代替電源設備として代替非常用発電機、後備蓄電池、可搬型直流電源用発電機及び可搬型直流変換器を使用する。

計測設備は、代替電源設備である代替非常用発電機、後備蓄電池、可搬型直流電源用発電機及び可搬型直流変換器から給電可能な設計とする。

代替非常用発電機及び可搬型直流電源用発電機の燃料は、ディーゼル発電機燃料油貯油槽、ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ及び可搬型タンクローリーを用いて補給できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・代替非常用発電機（2.14 電源設備【57条】）
- ・後備蓄電池（2.14 電源設備【57条】）
- ・可搬型直流電源用発電機（2.14 電源設備【57条】）
- ・可搬型直流変換器（2.14 電源設備【57条】）
- ・ディーゼル発電機燃料油貯油槽（2.14 電源設備【57条】）
- ・ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ（2.14 電源設備【57条】）
- ・可搬型タンクローリー（2.14 電源設備【57条】）

代替非常用発電機、後備蓄電池、可搬型直流電源用発電機、可搬型直流変換器、ディーゼル発電機燃料油貯油槽、ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ及び可搬型タンクローリーについては、「2.14 電源設備【57条】」に記載する。

(3) パラメータ記録時に使用する設備

原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度、放射線量率等想定される重大事故等の対応に必要な重要な監視パラメータ及び重要代替監視パラメータが計測又は監視及び記録ができる設計とする。

対応手段
「直流電源喪失時可搬計測」
・測定対象の選定
・重大事故等対応ハウスの記録
・対象設備

重大事故等の対応に必要なパラメータは、原則、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とともに帳票が出力できる設計とする。また、記録は必要な容量を保存できる設計とする。重大事故等の対応に必要な現場のパラメータについても、記録できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・データ収集計算機
- ・データ表示端末
- ・可搬型温度計測装置

2.15.1.1 多様性，位置的分散

基本方針については、「1.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

常設及び可搬型の重大事故等対処設備のうち重要代替監視パラメータによる推定は，重要な監視パラメータと異なる物理量（水位，注水量等）又は測定原理とする等，重要な監視パラメータに対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。重要代替監視パラメータは重要な監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。

重大事故等対処設備の補助的な監視パラメータは，代替する機能を有する設計基準事故対処設備と可能な限り多様性及び独立性を有し，位置的分散を図る設計とする。

重要な監視パラメータの計測，重要な監視パラメータの他チャンネルの計測及び重要代替監視パラメータ並びに重大事故等対処設備の補助的なパラメータの計測における電源は，設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を持った代替電源から給電できる設計とする。電源設備の多様性，位置的分散については「2.14 電源設備【57条】」に記載する。

2.15.1.2 悪影響防止

基本方針については、「1.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

常設の重大事故等対処設備のうち，多重性を有するパラメータは，チャンネル相互を物理的，電氣的に分離し，チャンネル間の独立性を図るとともに，重要な監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ間においてもパラメータ相互を分離し，パラメータ間の独立性を図ることで，他の設備に悪影響を及ぼさないよう独立した設計とする。

重大事故等対処設備の補助的なパラメータは，電氣的に分離することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

データ収集計算機及びデータ表示端末は，設計基準対象施設として使用する場合同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット，原子炉補機冷却水サージタンク圧力（可搬型），可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット，可搬型温度計測装置及び可搬型計測器は，通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備としての系統構成をすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

2.15.2 容量等

基本方針については、「1.3.2 容量等」に示す。

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータは、設計基準事故時の計測機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合は計測範囲が、計器の不確かさを考慮しても設計基準を超える状態において原子炉施設の状態を推定できることから、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

- ・ 1次冷却材温度（広域－高温側）
- ・ 1次冷却材温度（広域－低温側）
- ・ 1次冷却材圧力（広域）
- ・ 加圧器水位
- ・ 原子炉容器水位
- ・ 格納容器内温度
- ・ 格納容器再循環サンプ水位（広域）
- ・ 格納容器再循環サンプ水位（狭域）
- ・ 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）
- ・ 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）
- ・ 出力領域中性子束
- ・ 中間領域中性子束
- ・ 中性子源領域中性子束
- ・ 蒸気発生器水位（狭域）
- ・ 蒸気発生器水位（広域）
- ・ 高圧注入流量
- ・ 補助給水流量
- ・ 主蒸気ライン圧力
- ・ 低圧注入流量
- ・ 原子炉格納容器圧力
- ・ 原子炉補機冷却水サージタンク水位
- ・ ほう酸タンク水位
- ・ 燃料取替用水ピット水位
- ・ 補助給水ピット水位

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータは、必要な計測範囲を有する計器により、計器の不確かさを考慮しても設計基準を超える状態において原子炉施設の状態を推定できる設計とする。

- ・ 代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量
- ・ B－格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）
- ・ 格納容器圧力（AM用）
- ・ 格納容器水位
- ・ 原子炉下部キャビティ水位

重大事故等対処設備の補助的な監視パラメータは、重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断ができ、系統の目的に応じて必要となる計測範囲を有する設計とする。

可搬型の重大事故等対処設備は、設計基準を超える状態において原子炉施設の状態を推定するための計測範囲及び、十分に余裕のある個数を有する設計とする。

可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットは1台使用する。保有数はこれに加え、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計2台を分散して保管する設計とする。

可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットは1台使用する。保有数はこれに加え、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計2台を分散して保管する設計とする。

原子炉補機冷却水サージタンク圧力（可搬型）は1個使用する。保有数はこれに加え、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1個の合計2個を分散して保管する設計とする。

可搬型計測器は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、流量（注水量）等の計測用として38個使用する。保有数はこれに加え、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として19個の合計57個を分散して保管する設計とする。

可搬型温度計測装置は3個使用する。保有数はこれに加え、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1個の合計4個を分散して保管する設計とする。

データ収集計算機及びデータ表示端末は、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と必要なデータ量を伝送できる設計とする。

設備仕様については、第6.4.1表及び第6.4.2表に示す。

2.15.3 環境条件等

基本方針については、「1.3.3 環境条件等」に示す。

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータは、重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。

- ・ 1次冷却材温度（広域－高温側）
- ・ 1次冷却材温度（広域－低温側）
- ・ 1次冷却材圧力（広域）
- ・ 加圧器水位
- ・ 原子炉容器水位
- ・ 格納容器内温度
- ・ 格納容器再循環サンプ水位（広域）
- ・ 格納容器再循環サンプ水位（狭域）
- ・ 格納容器水位
- ・ 原子炉下部キャビティ水位
- ・ 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）
- ・ 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）
- ・ 出力領域中性子束
- ・ 中間領域中性子束
- ・ 中性子源領域中性子束
- ・ 蒸気発生器水位（狭域）
- ・ 蒸気発生器水位（広域）

なお、出力領域中性子束、中間領域中性子束及び中性子源領域中性子束については、重大事故等時初期における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータは、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。また、インターフェイスシステム LOCA 時に使用するため、その環境条件を考慮した設計とする。

- ・ 高圧注入流量
- ・ 低圧注入流量

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータは重大事故等時における原子炉建屋内の環境条件を考慮した設計とする。

- ・ 補助給水流量
- ・ 主蒸気ライン圧力
- ・ 原子炉格納容器圧力
- ・ 格納容器圧力（AM 用）
- ・ 原子炉補機冷却水サージタンク水位
- ・ 燃料取替用水ピット水位
- ・ 補助給水ピット水位
- ・ 原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水流量

- ・ A, B-原子炉補機冷却水供給母管流量

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータは重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。

- ・ B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM 用)
- ・ 代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量
- ・ ほう酸タンク水位
- ・ 6-A, B母線電圧
- ・ A, B-直流コントロールセンタ母線電圧
- ・ A-高圧注入ポンプ及び油冷却器補機冷却水流量
- ・ A-高圧注入ポンプ電動機補機冷却水流量

可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット及び可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットは、原子炉建屋内に保管及び設置するため、重大事故等時における原子炉建屋内の環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。

原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (可搬型) は、原子炉建屋内及び緊急時対策所内に保管し、原子炉建屋内に設置するため、重大事故等時における原子炉建屋内及び緊急時対策所内の環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。

可搬型温度計測装置は、原子炉補助建屋内及び緊急時対策所内に保管し、原子炉建屋内に設置するため、重大事故等時における原子炉補助建屋内、緊急時対策所内及び原子炉建屋内の環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。

可搬型計測器は、原子炉補助建屋内及び緊急時対策所内に保管及び設置するため、重大事故等時における原子炉補助建屋内及び緊急時対策所内の環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。

データ収集計算機は、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。

データ表示端末は、重大事故等時における緊急時対策所内の環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。

2.15.4 操作性及び試験・検査性について

基本方針については、「1.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

(1) 操作性の確保

可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットを使用した原子炉格納容器内の水素濃度の監視を行う系統及び可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットを使用したアニュラス内の水素濃度の測定を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切替えられる設計とする。また、切替に伴う接続作業は、簡便な接続規格による接続とし、確実に接続できる設計とする。

可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット及び可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットに使用する計装ケーブルの接続は、コネクタ接続とし、接続規格を統一することにより、現場で確実に接続できる設計とする。

可搬型格納容器水素濃度計測ユニット及び可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットは、操作スイッチにより現場での操作が可能な設計とするとともに、指示値は、中央制御室にて確認できる設計とする。また、台車等により運搬、移動ができる設計とするとともに、設置場所にて固定できる設計とする。

原子炉補機冷却水サージタンク圧力（可搬型）の接続は簡便な接続規格による接続とし、現場で確実に接続できる設計とする。また、設計基準対象施設と兼用せず、弁操作等にて速やかに切替えられる設計とするとともに、人が携行して移動可能な設計とする。

可搬型温度計測装置の検出器と温度計本体の計装ケーブルの接続はコネクタ接続とし、接続規格を統一することにより、現場で確実に接続できる設計とする。また、設計基準対象施設と兼用せず、他の系統と切替えることなく使用できる設計とするとともに、人が携行して移動し、付属の操作スイッチにより現場での操作が可能な設計とする。

可搬型計測器の計装ケーブルの接続は、ジャック接続とし、接続規格を統一することにより、現場で確実に接続できる設計とする。また、設計基準対象施設と兼用せず、他の系統と切替えることなく使用できる設計とするとともに、人が携行して移動し、付属の操作スイッチにより現場での操作が可能な設計とする。

データ収集計算機及びデータ表示端末は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準対象施設として使用する場合と同じ構成で使用できる設計とする。

データ収集計算機は、常時伝送を行うため、通常操作を必要としない設計とする。

データ表示端末は、付属の操作スイッチにより操作が可能な設計とし、通信用ケーブルを容易かつ確実に接続できる設計とする。

可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット，可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット，原子炉補機冷却水サージタンク圧力（可搬型），可搬型温度計測装置及び可搬型計測器は，屋内のアクセスルートを通行してアクセスできる設計とする。

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は，設計基準対象施設として使用する場合と同じ構成で使用できる設計する。

- ・ 1次冷却材温度（広域－高温側）
- ・ 1次冷却材温度（広域－低温側）
- ・ 1次冷却材圧力（広域）
- ・ 加圧器水位
- ・ 原子炉容器水位
- ・ 格納容器内温度
- ・ 格納容器再循環サンプ水位（広域）
- ・ 格納容器再循環サンプ水位（狭域）
- ・ 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）
- ・ 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）
- ・ 出力領域中性子束
- ・ 中間領域中性子束
- ・ 中性子源領域中性子束
- ・ 蒸気発生器水位（狭域）
- ・ 蒸気発生器水位（広域）
- ・ 高圧注入流量
- ・ 補助給水流量
- ・ 主蒸気ライン圧力
- ・ 低圧注入流量
- ・ 原子炉格納容器圧力
- ・ 原子炉補機冷却水サージタンク水位
- ・ ほう酸タンク水位
- ・ 燃料取替用水ピット水位
- ・ 補助給水ピット水位
- ・ 6-A, B母線電圧
- ・ A, B-直流コントロールセンタ母線電圧
- ・ A-高圧注入ポンプ及び油冷却器補機冷却水流量
- ・ A-高圧注入ポンプ電動機補機冷却水流量
- ・ 原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水流量
- ・ A, B-原子炉補機冷却水供給母管流量

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は，設計基準対象施設と兼用せず，他の系統と切替えることなく使用できる設計とする。

- ・ 代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量
- ・ B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）

- ・格納容器圧力（AM用）
- ・格納容器水位
- ・原子炉下部キャビティ水位

(2) 試験・検査

重要な監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ並びに重大事故等対処設備の補助的な監視パラメータを計測する計器は、模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正ができる設計とする。

可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット，可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット，原子炉補機冷却水サージタンク圧力（可搬型），可搬型温度計測装置及び可搬型計測器は，模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正ができる設計とする。

情報の把握を行うために使用するデータ収集計算機及びデータ表示端末は，機能・性能の確認が可能な設計とする。また，外観の確認が可能な設計とする。

第 1.15.1 表 重大事故等における対応手段と整備する手順

分類	機能喪失の想定	対応手段	対応設備	設備分類*6	整備する手順書	手順の分類	
監視機能の喪失	計器の故障	他チャンネル又は他ループによる計測*1	当該パラメータの他チャンネル又は他ループの重要計器	重大事故等 対処設備	a	余熱除去設備の異常時における対応手順等 全交流動力電源喪失時における対応手順等	故障及び設計基準事象に対処する運転手順書 炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書
			当該パラメータの他チャンネル又は他ループの常用計器	拡張設備 多様性			
		代替パラメータによる推定	重要代替計器	重大事故等 対処設備	a		
			常用代替計器	拡張設備 多様性			
	計器の計測範囲を超えた場合	代替パラメータによる推定	重要代替計器	重大事故等 対処設備	a	炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書
			常用代替計器	拡張設備 多様性			
可搬型計測器による計測		可搬型計測器	重大事故等 対処設備	a			
計器電源の喪失	全交流動力電源喪失 直流電源喪失	代替電源の供給 (交流)	代替非常用発電機*2	重大事故等 対処設備	a	余熱除去設備の異常時における対応手順 全交流動力電源喪失時における対応手順 炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順	故障及び設計基準事象に対処する運転手順書 炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書 炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書
			ディーゼル発電機燃料油貯油槽*3				
			可搬型タンクローリー*3				
			ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ*3*5				
		代替電源の供給 (直流)	可搬型バッテリー (炉外核計装装置用、放射線監視装置用)	拡張設備 多様性	a		
			後備蓄電池*2	重大事故等 対処設備			
			可搬型直流電源用発電機*2				
可搬型直流変換器*2	重大事故等 対処設備						
可搬型計測器による計測	可搬型計測器	重大事故等 *4 対処設備	a				
—	—	記録	データ収集計算機	重大事故等 *4 対処設備	a	緊急時対策所運用手順 事故時重要パラメータ計測手順	重大事故等発生時及び大規模損壊発生時に対処する手順書
			データ表示端末				
			可搬型温度計測装置				
			プラント計算機	拡張設備 多様性			

*1：他のチャンネル又は他ループの計器がある場合

*2：計測に必要な計器電源が喪失した場合の手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

*3：代替非常用発電機の燃料補給に使用する。燃料補給の手順は「1.14 電源の確保に関する手順」にて整備する。

*4：全交流動力電源及び非常用直流電源喪失時は、代替電源により電源を供給可能であるが、さらに、可搬型計測器により監視が可能。

*5：ディーゼル発電機燃料油移送ポンプは、可搬型タンクローリーによるディーゼル発電機燃料油貯油槽からの燃料汲み上げができない場合に使用する。

*6：重大事故対策において用いる設備の分類

a：当該条文中に適合する重大事故等対処設備 b：37条に適合する重大事故等対処設備 c：自主的対策として整備する重大事故等対処設備

第 6.4.3 表 重要な監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（1/5）

分類	重要な監視パラメータ（注1） 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 （計測範囲の考え方）	可搬型 計測器 個数
原子炉容器 内の温度	1次冷却材温度（広域-高温側）※1	3	0~400℃	最大値：約 340℃	1次系最高使用温度(343℃)及び炉心損傷の判断基準である 350℃を超える温度を監視可能。なお、1次冷却材温度（広域-高温側）で炉心損傷を判断する際は、炉心出口温度に比べやや低めの値を示すものの、炉心損傷を判断する時点（350℃）において大きな温度差は見られないことから、1次冷却材温度（広域-高温側）により炉心損傷を判断することが可能である。	3
	1次冷却材温度（広域-低温側）※1	3	0~400℃	最大値：約 339℃		
原子炉容器 内の圧力	1次冷却材圧力（広域）※1	2	0~21.0MPa [gage]	最大値：約 17.8MPa [gage]	1次系最高使用圧力(17.16MPa[gage])の1.2倍(事故時の判断基準)である 20.592MPa [gage] を監視可能。	1
	1次冷却材温度（広域-高温側）※2 1次冷却材温度（広域-低温側）※2	原子炉容器内の温度を監視するパラメータと同じ				
原子炉容器 内の水位	加圧器水位※1	2	0~100%	最大値：約 99% 最小値：0%以下(注2)	原子炉容器上部に位置する加圧器上部胴上端近傍から下部胴下端近傍までの水位を監視可能。通常運転時及び事故時の1次冷却材保有水を制御し、重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。	1
	原子炉容器水位※1	1	0~100%	最大値：100% 最小値：0%	加圧器の下部に位置し、加圧器の計測範囲とラップしないが、原子炉容器底部から原子炉容器頂部までの原子炉容器内の水位を監視可能。重大事故等時において、加圧器水位による監視ができない場合、原子炉容器内の水位及び保有水が監視可能であり、事故対応が可能。	1 3 (補償用)
	1次冷却材圧力（広域）※2	原子炉容器内の圧力を監視するパラメータと同じ				
	1次冷却材温度（広域-高温側）※2 1次冷却材温度（広域-低温側）※2	原子炉容器内の温度を監視するパラメータと同じ				
	1次冷却材圧力（広域）※2	原子炉容器内の圧力を監視するパラメータと同じ				
原子炉容器 への注水量	高圧注入流量	2	0~350m ³ /h	280m ³ /h	高圧注入ポンプの流量（280m ³ /h）を監視可能。重大事故等時においても監視可能。	2
	低圧注入流量	2	0~1,100m ³ /h	1,090m ³ /h	余熱除去ポンプの流量（1,090m ³ /h）を監視可能。重大事故等時においても監視可能。	2
	B-格納容器スプレイ冷却器 出口積算流量（AM用）	1	0~1,300m ³ /h (0~10,000m ³)	—(注3)	重大事故等時において、格納容器スプレイポンプの流量（1,290m ³ /h）を監視可能。	1
	代替格納容器 スプレイポンプ出口積算流量	1	0~200m ³ /h (0~10,000m ³)	—(注3)	重大事故等時において、代替格納容器スプレイポンプの流量（140m ³ /h）を監視可能。	1
	燃料取替用水ピット水位※2 補助給水ピット水位※2	水源を監視するパラメータと同じ				
	加圧器水位※2 原子炉容器水位※2	原子炉容器内の水位を監視するパラメータと同じ				
	1次冷却材圧力（広域）※2	原子炉容器内の圧力を監視するパラメータと同じ				
	1次冷却材温度（広域-低温側）※2	原子炉容器内の温度を監視するパラメータと同じ				
	格納容器再循環サンプ水位(広域)※2	原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ				

第 6.4.3 表 重要な監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（2 / 5）

分類	重要な監視パラメータ（注1） 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 （計測範囲の考え方）	可搬型 計測器 個数	
原子炉格納 容器への注 水量	B-格納容器スプレイ冷却器 出口積算流量（AM用）	原子炉容器への注水量を監視するパラメータと同じ					
	代替格納容器 スプレイポンプ出口積算流量	原子炉容器への注水量を監視するパラメータと同じ （計測範囲は、重大事故等時において、代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器への注水流量（140m ³ /h）を監視可能。）					
	高圧注入流量 低圧注入流量	原子炉容器への注水量を監視するパラメータと同じ					
	燃料取替用水ピット水位※2 補助給水ピット水位※2	水源を監視するパラメータと同じ					
	格納容器再循環サンプ水位（広域） ※2	原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ					
原子炉格納 容器内の温 度	格納容器内温度	2	0～220℃	最大値：約 124℃	格納容器最高使用温度（132℃）及び重大事故時の格納容器最高温度（141℃）を超える温度を監視可能。	1	
	原子炉格納容器圧力※2 格納容器圧力（AM用）※2	原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ					
原子炉格納 容器内の圧 力	原子炉格納容器圧力※1	2	0～0.35MPa [gage]	最大値：約 0.241MPa [gage]	設計基準事故時の格納容器最高使用圧力（0.283MPa [gage]）を監視可能。	1	
	格納容器圧力（AM用）※1	2	0～1MPa [gage]	－（注3）	重大事故等時において格納容器最高使用圧力の2倍の圧力（0.566MPa [gage]）を監視可能。	1	
	格納容器内温度※2	原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ					
原子炉格納 容器内の水 位	格納容器再循環サンプ水位（広域） ※1	2	0～100%	100%	再循環可能水位（71%）を監視可能。重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。	1	
	格納容器再循環サンプ水位（狭域） ※1	2	0～100%	100%以上	再循環サンプ上端（約 100%）を監視可能。狭域水位の 100%は、広域水位の約 48%に相当。重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。		
	格納容器水位※1	1	ON-OFF（注9） I.F. <input type="checkbox"/> 以上	－（注3）	重大事故等時において、格納容器内への注入量の制限レベルに達したことを監視可能。	1	
	原子炉下部キャビティ水位※1	1	ON-OFF（注9） I.F. <input type="checkbox"/> 以上	－（注3）	重大事故等時において、原子炉下部キャビティに熔融炉心の冷却に必要な水量があることを監視可能。		
	燃料取替用水ピット水位※2 補助給水ピット水位※2	水源を監視するパラメータと同じ					
	B-格納容器スプレイ冷却器 出口積算流量（AM用）※2 代替格納容器スプレイポンプ 出口積算流量※2	原子炉容器への注水量を監視するパラメータと同じ					

第 6.4.3 表 重要な監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（3/5）

分類	重要な監視パラメータ（注1） 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 （計測範囲の考え方）	可搬型 計測器 個数	
原子炉格納 容器内の水 素濃度	格納容器内水素濃度	1	0～20vol%	－（注3）	重大事故等時において、変動範囲（0～13vol%）を監視可能	－	
	原子炉格納容器圧力※2	原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ					
原子炉格納 容器内の放 射線量率	格納容器内高レンジ エリアモニタ（低レンジ）※1	2	$10^2 \sim 10^7 \mu\text{Sv/h}$	10 ⁵ mSv/h 以下 （注4）	炉心損傷判断の値である 10 ⁵ mSv/h を超える放射線量率を監視可能。格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）と格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の計測範囲はオーバーラップするように設定。	－	
	格納容器内高レンジ エリアモニタ（高レンジ）※1	2	$10^3 \sim 10^8 \text{mSv/h}$			－	
未臨界の維持又は監視	出力領域中性子束※1	4 ※3	$0 \sim 120\%$ ($3.3 \times 10^9 \sim 1.2 \times 10^{10} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	定格出力の約 194 倍 (注5) 設計基準事故 「制御棒飛び出し」	設計基準事故時、事象初期は中性子束が急激に上昇し、一時的に計測範囲を超えるが、負のドップラ反応度帰還効果により抑制され急峻に低下するため、現状の計測範囲でも、同計測範囲により事故対応が可能。また、重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。 通常運転時の変動範囲 0～100% に対し、0～120% を監視可能。 「中間領域中性子束」及び「中性子源領域中性子束」と相まって重大事故等時における中性子束の変動範囲を監視可能。	－	
	中間領域中性子束※1	2	$10^{-11} \sim 5 \times 10^{-9} \text{A}$ ($1.3 \times 10^9 \sim 6.6 \times 10^{10} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)			通常運転時の変動範囲 $10^{-11} \sim 10^{-9} \text{A}$ に対し、 $10^{-11} \sim 5 \times 10^{-9} \text{A}$ を監視可能	－
	中性子源領域中性子束※1	2	$1 \sim 10^6 \text{cps}$ ($10^7 \sim 10^8 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)			通常運転時の変動範囲 $1 \sim 10^5 \text{cps}$ に対し、 $1 \sim 10^6 \text{cps}$ を監視可能	－
	1次冷却材温度（広域-高温側）※2 1次冷却材温度（広域-低温側）※2	原子炉容器内の温度を監視するパラメータと同じ					
	ほう酸タンク水位※2	水源を監視するパラメータと同じ					
アニュラス内の 水素濃度	アニュラス水素濃度（可搬型）※1	1	0～20vol%	－（注3）	重大事故等時において、変動範囲（0～1vol%）を監視可能	－	

第 6.4.3 表 重要な監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（4 / 5）

分類	重要な監視パラメータ（注1） 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 （計測範囲の考え方）	可搬型 計測器 個数	
最終ヒート シンクの確 保	原子炉格納容器圧力※1	原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ					
	蒸気発生器水位（狭域）※1	6	0～100%	最大値：100%以上（注6） 最小値：0%以下（注7）	湿分離器下端から伝熱管上端まで監視可能。「蒸気発生器水位（広域）」と相まって、重大事故等時における蒸気発生器水位の変動を包絡できる。	3	
	蒸気発生器水位（広域）※1	3	0～100%	最大値：100%以上（注6） 最小値：0%以下（注7）	湿分離器下端から管板付近まで監視可能。重大事故等時における蒸気発生器水位の変動を包絡できる。（注8）		
	補助給水流量※1	3	0～130m ³ /h	50m ³ /h	補助給水流量（50m ³ /h）を監視可能。重大事故等時においても監視可能。	3	
	主蒸気ライン圧力※1	6	0～8.5MPa [gage]	最大値：約 7.8MPa [gage]	2次系最高使用圧力（7.48MPa[gage]）を監視可能。重大事故等時においても監視可能。	3	
	原子炉補機冷却水 サージタンク水位	2	0～100%	100%	変動範囲 0～100%を監視可能。重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。	1	
	原子炉補機冷却水 サージタンク圧力（可搬型）※2	1	0～1.0MPa [gage]	—（注3）	原子炉補機冷却水サージタンクの加圧目標 0.28MPa [gage]を監視可能。	—	
	格納容器再循環ユニット 入口温度／出口温度※1	3 ※4	0～200℃を 計測可能 （汎用温度 計）	—（注2）	格納容器最高使用温度（132℃）及び重大事故時の格納容器最高温度（141℃）を超える温度を監視可能。	3	
	格納容器圧力（AM用）※2	原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ					
	格納容器内温度※2	原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ					
	1次冷却材温度（広域-高温側）※2 1次冷却材温度（広域-低温側）※2	原子炉容器内の温度を監視するパラメータと同じ					
	補助給水ピット水位※2	水源を監視するパラメータと同じ					
	1次冷却材圧力（広域）※2	原子炉容器内の圧力を監視するパラメータと同じ					

第 6.4.3 表 重要な監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（5 / 5）

分類	重要な監視パラメータ（注1） 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 （計測範囲の考え方）	可搬型 計測器 個数
格納容器バイパスの監視	蒸気発生器水位（狭域）※1 蒸気発生器水位（広域）※2 主蒸気ライン圧力※1 補助給水流量※2				最終ヒートシンク確保を監視するパラメータと同じ	
	1次冷却材圧力（広域）※1				原子炉容器内の圧力を監視するパラメータと同じ	
	1次冷却材温度（広域-高温側）※2 1次冷却材温度（広域-低温側）※2				原子炉容器内の温度を監視するパラメータと同じ	
	加圧器水位※2				原子炉容器内の水位を監視するパラメータと同じ	
	格納容器再循環サンプ水位（広域）※2				原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ	
水源の確保	燃料取替用水ピット水位	2	0～100%	100%	変動範囲 0～100%を監視可能。重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。	1
	ほう酸タンク水位	2	0～100%	100%	変動範囲 0～100%を監視可能。重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。	1
	補助給水ピット水位	2	0～100%	100%	変動範囲 0～100%を監視可能。重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。	1
	格納容器再循環サンプ水位（広域）※2				原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ	
	高圧注入流量※2 低圧注入流量※2 B-格納容器スプレイ冷却器 出口積算流量（AM用）※2 代替格納容器スプレイポンプ 出口積算流量※2				原子炉容器への注水量を監視するパラメータと同じ	
	補助給水流量※2				最終ヒートシンク確保を監視するパラメータと同じ	
	出力領域中性子束※2 中間領域中性子束※2 中性子源領域中性子束※2				未臨界の維持又は監視をするパラメータと同じ	

- ※1：重要な監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ、※2：重要代替監視パラメータ、※3：上部と下部の中性子束平均値、※4：入口用1個、出口用2個
- （注1）重要な監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの値については、データ収集計算機及びデータ表示装置又は可搬型温度計測装置によりデータを記録する。なお、原子炉補機冷却水サージタンク圧力（可搬型）は加圧操作時の一時的な監視であり、記録用紙へ記録する。
- （注2）計測範囲を一時的に超えるが、このときには1次冷却材圧力（広域）と1次冷却材温度によって原子炉の冷却状態を監視する。
- （注3）重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。
- （注4）炉心損傷判断の値は 10^5 mSv/hであり、設計基準事故では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
- （注5）120%定格出力を超えるのは短期間であり、かつ出力上昇及び下降は急峻であるため運転監視上影響はない。
- （注6）計測範囲を一時的に超えるが、100%以上であることで冷却されていることを監視可能。
- （注7）計測範囲を一時的に超えるのは、破断側の蒸気発生器においてであり、健全側の蒸気発生器の水位は監視可能。
- （注8）蒸気発生器水位（広域）下端を一時的に下回る重大事故等時の事象があるが、下回っていることで蒸気発生器がドライアウトしている又はその恐れがあることを監視可能。
- （注9）水位が検出器に到達した場合にONになる。

第 6.4.4 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (1 / 15)

分類	主要パラメータ [有効な監視パラメータ]	代替パラメータ [多様性拡張設備]	代替パラメータ推定方法
原子炉容器内の温度	1次冷却材温度 (広域-高温側)	① 1次冷却材温度 (広域-低温側) ② [炉心出口温度]	・ 1次冷却材温度 (広域-高温側) の計測が困難となった場合は、1次冷却材温度 (広域-低温側) により推定する。この推定方法では、重大事故等時において約 10℃程度の温度差が生じる可能性があることを考慮する。また、使用可能であれば炉心出口温度 (多様性拡張設備) により、原子炉容器内の温度を推定する。
	1次冷却材温度 (広域-低温側)	① 1次冷却材温度 (広域-高温側) ② [炉心出口温度]	・ 1次冷却材温度 (広域-低温側) の計測が困難となった場合は、1次冷却材温度 (広域-高温側) により推定する。この推定方法では、重大事故等時において約 10℃程度の温度差が生じる可能性があることを考慮する。また、使用可能であれば炉心出口温度 (多様性拡張設備) により、原子炉容器内の温度を推定する。
	[炉心出口温度]	① 1次冷却材温度 (広域-高温側) ② 1次冷却材温度 (広域-低温側)	・ 炉心出口温度 (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、1次冷却材温度 (広域-高温側) 又は1次冷却材温度 (広域-低温側) により推定する。推定は、炉心出口のより直接的なパラメータである1次冷却材温度 (広域-高温側) を優先する。 1次冷却材温度 (広域-高温側) と炉心出口温度 (多様性拡張設備) の関係は、炉心冠水状態から炉心損傷を判断する時点 (350℃) において、1次冷却材温度 (広域-高温側) の方がやや低い値を示すものの、大きな温度差は見られないことから、1次冷却材温度 (広域-高温側) により炉心損傷を判断することが可能である。

番号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第 6.4.4 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (2 / 15)

分類	主要パラメータ [有効な監視パラメータ]	代替パラメータ [多様性拡張設備]	代替パラメータ推定方法
原子炉容器内の圧力	1次冷却材圧力 (広域)	① [加圧器圧力] ② 1次冷却材温度 (広域-高温側) ③ 1次冷却材温度 (広域-低温側)	・1次冷却材圧力 (広域) の計測が困難となった場合は、原子炉容器内が飽和状態であれば、1次冷却材温度 (広域-高温側) 又は1次冷却材温度 (広域-低温側) により、圧力を推定する。推定は、1次冷却材温度 (広域-高温側)、1次冷却材温度 (広域-低温側) の順で優先し使用する。原子炉容器内が飽和状態でない場合は不確かさが生じることを考慮する。また、使用可能で計測範囲内であれば、加圧器圧力 (多様性拡張設備) にて推定する。
	[加圧器圧力]	① 1次冷却材圧力 (広域)	・加圧器圧力の計測が困難となった場合は、測定範囲が広い1次冷却材圧力 (広域) により圧力を推定する。
原子炉容器内の水位	加圧器水位	①原子炉容器水位 ② [サブクール度] ② 1次冷却材圧力 (広域) ② 1次冷却材温度 (広域-高温側)	・加圧器水位の計測が困難となった場合は、原子炉容器水位により、原子炉容器内の水位を推定する。また、サブクール度 (多様性拡張設備)、1次冷却材圧力 (広域) 及び1次冷却材温度 (広域-高温側) により原子炉容器内がサブクール状態か過熱状態かを監視することで、原子炉容器内の水位が炉心上端以上で冠水状態であることを確認する。推定は、原子炉容器内の水位を直接計測している原子炉容器水位を優先するが、加圧器の下部に位置しているため、加圧器水位の測定範囲を考慮する。
	原子炉容器水位	①加圧器水位 ② [サブクール度] ② 1次冷却材圧力 (広域) ② [炉心出口温度] ② 1次冷却材温度 (広域-高温側) ② 1次冷却材温度 (広域-低温側)	・原子炉容器水位の計測が困難となった場合は、加圧器水位により、原子炉容器内の水位を推定する。また、サブクール度 (多様性拡張設備)、1次冷却材圧力 (広域)、炉心出口温度 (多様性拡張設備)、1次冷却材温度 (広域-高温側) 及び1次冷却材温度 (広域-低温側) によりサブクール状態か過熱状態かを監視することで、原子炉容器内の水位が炉心上端以上で冠水状態であることを確認する。推定は、原子炉容器内の水位を直接計測している加圧器水位を優先するが、原子炉容器水位の測定範囲の上部に位置しているため、原子炉容器水位の測定範囲を考慮する。
	[1次冷却システムループ水位]	① 1次冷却材温度 (広域-高温側) ① 1次冷却材温度 (広域-低温側) ② [余熱除去ポンプ出口圧力]	・プラント停止中におけるRCSミッドループ運転時において、1次冷却システムループ水位 (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、1次冷却材温度 (広域-高温側) 又は1次冷却材温度 (広域-低温側) の変化により水位を推定する。また、使用可能であれば余熱除去ポンプ出口圧力 (多様性拡張設備) の傾向監視により水位変化を推定する。

番号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第 6.4.4 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (3 / 15)

分類	主要パラメータ 〔有効な監視パラメータ〕	代替パラメータ 〔多様性拡張設備〕	代替パラメータ推定方法
原子炉容器への注水量	高压注入流量	①燃料取替用水ピット水位 ②加圧器水位 ③原子炉容器水位 ④格納容器再循環サンプ水位 (広域)	<ul style="list-style-type: none"> ・高压注入流量の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水ピット水位、加圧器水位及び原子炉容器水位の水位変化により注水量を推定する。推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい水源である燃料取替用水ピット水位を優先して使用する。 ・LOCA が発生した場合において格納容器再循環サンプ水位 (広域) の水位変化により注水量を推定する。
	低压注入流量	①燃料取替用水ピット水位 ②加圧器水位 ③原子炉容器水位 ④格納容器再循環サンプ水位 (広域)	<ul style="list-style-type: none"> ・低压注入流量の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水ピット水位、加圧器水位及び原子炉容器水位の水位変化により注水量を推定する。推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい注水源である燃料取替用水ピット水位を優先して使用する。 ・LOCA が発生した場合において格納容器再循環サンプ水位 (広域) の水位変化により注水量を推定する。
	B-格納容器スプレィ冷却器出口積算流量 (AM用)	①燃料取替用水ピット水位 ②加圧器水位 ③原子炉容器水位 ④格納容器再循環サンプ水位 (広域)	<ul style="list-style-type: none"> ・B-格納容器スプレィ冷却器出口積算流量 (AM用) の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水ピット水位、加圧器水位及び原子炉容器水位の水位変化により注水量を推定する。推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい水源である燃料取替用水ピット水位を優先して使用する。 ・LOCA が発生した場合において格納容器再循環サンプ水位 (広域) の水位変化により注水量を推定する。
	〔B-格納容器スプレィ流量〕	①燃料取替用水ピット水位 ②加圧器水位 ③原子炉容器水位 ④格納容器再循環サンプ水位 (広域)	<ul style="list-style-type: none"> ・B-格納容器スプレィ流量 (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水ピット水位、加圧器水位及び原子炉容器水位の水位変化により注水量を推定する。推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい注水源である燃料取替用水ピット水位を優先して使用する。 ・LOCA が発生した場合において格納容器再循環サンプ水位 (広域) の水位変化により注水量を推定する。
	代替格納容器スプレィポンプ出口積算流量	①燃料取替用水ピット水位 ①補助給水ピット水位 ②加圧器水位 ③原子炉容器水位 ④格納容器再循環サンプ水位 (広域)	<ul style="list-style-type: none"> ・代替格納容器スプレィポンプ出口積算流量の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水ピット水位、補助給水ピット水位、加圧器水位及び原子炉容器水位の傾向監視により注水量を推定する。この推定方法では、環境悪化の影響を受けることが小さい水源である燃料取替用水ピット水位及び補助給水ピット水位を優先して使用し、推定する。 ・燃料取替用水ピット及び補助給水ピットに淡水や海水を補給している場合は、ポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量により推定する。 ・LOCA が発生した場合において格納容器再循環サンプ水位 (広域) の傾向監視により注水量を推定する。

番号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第 6.4.4 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定（4 / 15）

分類	主要パラメータ 〔有効な監視パラメータ〕	代替パラメータ 〔多様性拡張設備〕	代替パラメータ推定方法
原子炉容器への注水量	〔充てん流量〕	①燃料取替用水ピット水位 ②加圧器水位 ③原子炉容器水位 ④格納容器再循環サンプ水位（広域）	<ul style="list-style-type: none"> ・充てん流量（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水ピット水位、加圧器水位及び原子炉容器水位の水位変化により注水量を推定する。推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい注水源である燃料取替用水ピット水位を優先して使用する。 ・LOCA が発生した場合において格納容器再循環サンプ水位（広域）の水位変化により注水量を推定する。
	〔蓄圧タンク圧力〕	①1次冷却材圧力（広域） ①1次冷却材温度（広域-低温側）	<ul style="list-style-type: none"> ・蓄圧タンク圧力（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、1次冷却材圧力（広域）及び1次冷却材温度（広域-低温側）の傾向監視により蓄圧タンクからの注水開始を推定する。
	〔蓄圧タンク水位〕	①1次冷却材圧力（広域） ①1次冷却材温度（広域-低温側）	<ul style="list-style-type: none"> ・蓄圧タンク水位（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、1次冷却材圧力（広域）及び1次冷却材温度（広域-低温側）の傾向監視により蓄圧タンクからの注水開始を推定する。

番号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第6.4.4表 代替パラメータによる主要パラメータの推定（5 / 15）

分類	主要パラメータ [有効な監視パラメータ]	代替パラメータ [多様性拡張設備]	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器への注水量	B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）	①燃料取替用水ピット水位 ②格納容器再循環サンプ水位（広域）	・B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水ピットの水位及び格納容器再循環サンプ水位（広域）の傾向監視により注水量を推定する。推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい水源である燃料取替用水ピット水位を優先して使用する。
	代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量	①燃料取替用水ピット水位 ①補助給水ピット水位 ②格納容器再循環サンプ水位（広域）	・代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水ピット水位、補助給水ピット水位及び格納容器再循環サンプ水位（広域）の傾向監視により注水量を推定する。推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい水源である燃料取替用水ピット水位及び補助給水ピット水位を優先して使用する。燃料取替用水ピット及び補助給水ピットに淡水や海水を補給している場合は、ポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量により推定する。
	高圧注入流量	①燃料取替用水ピット水位 ②格納容器再循環サンプ水位（広域）	・高圧注入流量の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水ピット水位及び格納容器再循環サンプ水位（広域）の傾向監視により注水量を推定する。推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい水源である燃料取替用水ピット水位を優先して使用する。
	低圧注入流量	①燃料取替用水ピット水位 ②格納容器再循環サンプ水位（広域）	・低圧注入流量の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水ピット水位及び格納容器再循環サンプ水位（広域）の傾向監視により注水量を推定する。推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい水源である燃料取替用水ピット水位を優先して使用する。
	[充てん流量]	①燃料取替用水ピット水位 ②格納容器再循環サンプ水位（広域）	・充てん流量（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水ピット水位及び格納容器再循環サンプ水位（広域）の傾向監視により注水量を推定する。推定は、水源である燃料取替用水ピット水位を優先して使用する。
	[格納容器スプレイ流量]	①燃料取替用水ピット水位 ②格納容器再循環サンプ水位（広域）	・格納容器スプレイ流量（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水ピット水位及び格納容器再循環サンプ水位（広域）の傾向監視により注水量を推定する。推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい水源である燃料取替用水ピット水位を優先して使用する。
原子炉格納容器内の温度	格納容器内温度	①原子炉格納容器圧力 ②格納容器圧力（AM用）	・格納容器内温度の計測が困難となった場合は、原子炉格納容器内が飽和状態であれば、原子炉格納容器圧力又は格納容器圧力（AM用）により、温度を推定する。推定は、より詳細な値を把握できる原子炉格納容器圧力を優先する。なお、原子炉格納容器内が飽和状態でない場合は不確からしさが生じることを考慮する。

番号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第 6.4.4 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (6 / 15)

分類	主要パラメータ [有効な監視パラメータ]	代替パラメータ [多様性拡張設備]	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器圧力	①格納容器圧力 (AM用) ① [格納容器圧力 (狭域)] ②格納容器内温度	・原子炉格納容器圧力の計測が困難となった場合は、格納容器圧力 (AM用) 又は格納容器圧力 (狭域) (多様性拡張設備) により圧力を推定する。また、原子炉格納容器内が飽和状態であれば、格納容器内温度により圧力を推定する。推定は、格納容器圧力 (AM用) 又は格納容器圧力 (狭域) (多様性拡張設備) を優先する。なお、原子炉格納容器内が飽和状態でない場合は不確からしさが生じることを考慮する。
	格納容器圧力 (AM用)	①原子炉格納容器圧力 ① [格納容器圧力 (狭域)] ②格納容器内温度	・格納容器圧力 (AM用) の計測が困難となった場合は、計測範囲内であれば原子炉格納容器圧力又は格納容器圧力 (狭域) (多様性拡張設備) により推定する。また、原子炉格納容器内が飽和状態であれば、格納容器内温度により圧力を推定する。推定は、原子炉格納容器圧力又は格納容器圧力 (狭域) (多様性拡張設備) を優先する。なお、原子炉格納容器内が飽和状態でない場合は不確からしさが生じることを考慮する。
原子炉格納容器内の水位	格納容器再循環サンプ水位 (広域)	①格納容器再循環サンプ水位 (狭域) ②原子炉下部キャビティ水位 ②格納容器水位 ③燃料取替用水ピット水位 ③補助給水ピット水位 ③B-格納容器スプレィ冷却器出口積算流量 (AM用) ③代替格納容器スプレィポンプ出口積算流量	・格納容器再循環サンプ水位 (広域) の計測が困難となった場合は、測定範囲内であれば格納容器再循環サンプ水位 (狭域)、原子炉下部キャビティ水位、格納容器水位及び水源である燃料取替用水ピット水位、補助給水ピット水位、注水積算量であるB-格納容器スプレィ冷却器出口積算流量 (AM用)、代替格納容器スプレィポンプ出口積算流量により、原子炉格納容器内の水位を推定する。推定は、測定範囲内であれば、相関関係があり連続的な監視ができる格納容器再循環サンプ水位 (狭域) を優先する。
	格納容器再循環サンプ水位 (狭域)	①格納容器再循環サンプ水位 (広域)	・格納容器再循環サンプ水位 (狭域) の計測が困難となった場合は、格納容器再循環サンプ水位 (広域) との相関関係により水位を推定する。
	原子炉下部キャビティ水位	①格納容器再循環サンプ水位 (広域) ②燃料取替用水ピット水位 ②補助給水ピット水位 ②B-格納容器スプレィ冷却器出口積算流量 (AM用) ②代替格納容器スプレィポンプ出口積算流量	・原子炉下部キャビティ水位の計測が困難となった場合、格納容器再循環サンプ水位 (広域) 又は水源である燃料取替用水ピット水位、補助給水ピット水位、B-格納容器スプレィ冷却器出口積算流量 (AM用) 及び代替格納容器スプレィポンプ出口積算流量により求めた注水量により原子炉格納容器内の水位を推定する。推定は、格納容器再循環サンプ水位 (広域) を優先する。
	格納容器水位	①燃料取替用水ピット水位 ①補助給水ピット水位 ①B-格納容器スプレィ冷却器出口積算流量 (AM用) ①代替格納容器スプレィポンプ出口積算流量	・格納容器水位の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水ピット水位、補助給水ピット水位、B-格納容器スプレィ冷却器出口積算流量 (AM用) 及び代替格納容器スプレィポンプ出口積算流量により求めた注水量により原子炉格納容器内の水位を推定する。

番号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第 6.4.4 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (7 / 15)

分類	主要パラメータ [有効な監視パラメータ]	代替パラメータ [多様性拡張設備]	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度	①主要パラメータの予備	<ul style="list-style-type: none"> 可搬型の格納容器内水素濃度が故障した場合は、予備の格納容器内水素濃度により推定する。 格納容器内水素濃度の計測が困難となった場合は、原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタの動作時の温度特性により原子炉格納容器内の水素濃度が大規模な水素燃焼が生じない領域であることを確認する。 原子炉格納容器圧力により推定する場合は、あらかじめ評価している格納容器内水素濃度と原子炉格納容器内圧力の相関関係を用いてから、原子炉格納容器内の水素濃度が大規模な水素燃焼が生じない領域であるか否かを推定する。 なお、原子炉格納容器圧力により原子炉格納容器内の水素濃度を推定する場合は、水素発生量を保守的(水素濃度を高め)に評価しているため、大規模な燃焼が生じる可能性が高い濃度にあるかどうかの確認に対し、安全側の判断を行う。 使用可能であればガス分析計(多様性拡張設備)により水素濃度を確認し、ガス分析計の結果に基づき水素濃度を推定する。
		②原子炉格納容器内水素処理装置温度 ②格納容器水素イグナイタ温度	
		②原子炉格納容器圧力	
		③ [ガス分析計による水素濃度]	
アニュラス内の水素濃度	アニュラス水素濃度 (可搬型)	①主要パラメータの予備 ② [アニュラス水素濃度]	<ul style="list-style-type: none"> アニュラス水素濃度 (可搬型) が故障した場合は、予備のアニュラス水素濃度 (可搬型) により推定する。 使用可能であれば、アニュラス水素濃度 (可搬型) の準備作業中はアニュラス水素濃度 (多様性拡張設備) により水素濃度を推定する。なお、多様性拡張設備であるアニュラス水素濃度は、アニュラス部の温度や放射線の環境条件により指示値に影響があるため、参考値として扱う。
	[アニュラス水素濃度]	①アニュラス水素濃度 (可搬型) ②代替パラメータの予備	

番号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第 6.4.4 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (8 / 15)

分類	主要パラメータ 〔有効な監視パラメータ〕	代替パラメータ 〔多様性拡張設備〕	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)	①格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ) ①〔モニタリングポスト及びモニタリングステーション〕	・格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ) の計測が困難となった場合は、格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ) 並びにモニタリングポスト及びモニタリングステーション (多様性拡張設備) の指示の上昇を傾向監視し、急上昇 (バックグラウンド値より数倍から 1 桁急上昇) により、炉心損傷のおそれが生じているかを推定する。
	格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)	①格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ) ②〔エアロックエリアモニタ〕 ②〔炉内核計装区域エリアモニタ〕	・格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ) の計測が困難になった場合は、格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)、エアロックエリアモニタ (多様性拡張設備) 及び炉内核計装区域エリアモニタ (多様性拡張設備) の指示の上昇を傾向監視することにより、炉心損傷のおそれが生じていない放射線量率であることを推定する。なお、格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ) の測定範囲より低く、エアロックエリアモニタ (多様性拡張設備) 及び炉内核計装区域エリアモニタ (多様性拡張設備) 測定範囲より高い場合は、その間の放射線量と推定する。
	〔格納容器じんあいモニタ〕	①格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)	・格納容器じんあいモニタ (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、測定範囲内であれば格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ) により原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。
	〔格納容器ガスモニタ〕	①格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)	・格納容器ガスモニタ (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、測定範囲内であれば格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ) により原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。
	〔エアロックエリアモニタ〕	①格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)	・エアロックエリアモニタ (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、測定範囲内であれば格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ) により原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。
	〔炉内核計装区域エリアモニタ〕	①格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)	・炉内核計装区域エリアモニタ (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、測定範囲内であれば格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ) により原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。

番号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第6.4.4表 代替パラメータによる主要パラメータの推定（9／15）

分類	主要パラメータ [有効な監視パラメータ]	代替パラメータ [多様性拡張設備]	代替パラメータ推定方法
未 臨 界 の 維 持 又 は 監 視	出力領域中性子束	①中間領域中性子束	<ul style="list-style-type: none"> 出力領域中性子束の計測が困難となった場合は、中間領域中性子束、1次冷却材温度（広域－低温側）と1次冷却材温度（広域－高温側）の差により推定する。推定は出力領域中性子束の計測範囲をカバーしている中間領域中性子束を優先する。また、1次冷却材ポンプが運転中である場合、出力領域中性子束の計測範囲であれば、原子炉出力及び1次冷却材温度（広域－高温側）と1次冷却材温度（広域－低温側）の温度差の相関関係から推定する。 ほう酸タンク水位により原子炉の未臨界状態に必要なほう酸水量を炉心へ注入することで未臨界状態の維持を推定する。
		②1次冷却材温度（広域－高温側） ②1次冷却材温度（広域－低温側）	
		③ほう酸タンク水位	
	中間領域中性子束	①出力領域中性子束 ①中性子源領域中性子束	<ul style="list-style-type: none"> 中間領域中性子束の計測が困難になった場合は、出力領域中性子束の測定範囲であれば、出力領域中性子束による推定を行い、中性子源領域中性子束の測定範囲であれば、中性子源領域中性子束により推定する。なお、出力領域中性子束の測定範囲下限と中性子源領域中性子束の測定範囲上限の間である場合は、互いの測定範囲外の範囲であると推定する。 ほう酸タンク水位により原子炉の未臨界状態に必要なほう酸水量を炉心へ注入することで未臨界状態の維持を推定する。
		②ほう酸タンク水位	
	中性子源領域中性子束	①中間領域中性子束	<ul style="list-style-type: none"> 中性子源領域中性子束の計測が困難になった場合は、中間領域中性子束の測定範囲であれば、中間領域中性子束により推定を行う。なお、中間領域中性子束の測定範囲下限以下の場合は、測定範囲下限より低い範囲であると推定する。 ほう酸タンク水位により原子炉の未臨界状態に必要なほう酸水量を炉心へ注入することで未臨界状態の維持を推定する。
		②ほう酸タンク水位	
	[中間領域起動率]	①中間領域中性子束 ②中性子源領域中性子束 ② [中性子源領域起動率]	<ul style="list-style-type: none"> 中間領域起動率の計測が困難となった場合は、中間領域中性子束により起動率を推定する。なお、中性子源領域中性子束の測定範囲の場合、中性子源領域中性子束及び中性子源領域起動率により推定する。
	[中性子源領域起動率]	①中性子源領域中性子束 ②中間領域中性子束 ② [中間領域起動率]	<ul style="list-style-type: none"> 中性子源領域起動率の計測が困難となった場合は、中性子源領域中性子束により起動率を推定する。なお、中間領域中性子束の測定範囲の場合、中間領域中性子束及び中間領域起動率により推定する。

番号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第6.4.4表 代替パラメータによる主要パラメータの推定（10/15）

分類	主要パラメータ [有効な監視パラメータ]	代替パラメータ [多様性拡張設備]	代替パラメータ推定方法
最終ヒートシンクの確保	原子炉格納容器圧力	①格納容器圧力（AM用） ②格納容器内温度	・原子炉格納容器圧力の計測が困難となった場合は、格納容器圧力（AM用）により、圧力を推定する。また、原子炉格納容器内が飽和状態であれば、格納容器内温度により圧力を推定する。推定は、格納容器圧力（AM用）を優先する。なお、原子炉格納容器内が飽和状態でない場合は不確からしさが生じることを考慮する。
	原子炉補機冷却水サージタンク水位	①格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度	・原子炉補機冷却水サージタンク水位の計測が困難な場合は、格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度による傾向監視により、原子炉格納容器内の除熱のための原子炉補機冷却水系統が健全かつ最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。この場合は、可搬型温度計測装置を接続し格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度を推定する。
	[原子炉補機冷却水サージタンク圧力（AM用）]	①原子炉補機冷却水サージタンク圧力（可搬型）	・原子炉補機冷却水サージタンク圧力（AM用）（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、原子炉補機冷却水サージタンク圧力（可搬型）により推定する。この場合は、原子炉補機冷却水サージタンク圧力（可搬型）を接続し計測する。
	[C、D-格納容器再循環ユニット補機冷却水流量]	①格納容器内温度 ①原子炉格納容器圧力	・C、D-格納容器再循環ユニット補機冷却水流量の計測が困難となった場合は、格納容器内温度及び原子炉格納容器圧力の低下により、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
	格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度	①主要パラメータの予備 ②格納容器内温度 ②原子炉格納容器圧力	・格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度の計測が故障した場合は、予備の格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度により計測する。 ・格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度の計測が困難となった場合は、格納容器内温度及び原子炉格納容器圧力の低下により、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
	[C、D-原子炉補機冷却水冷却器出口補機冷却水温度]	①格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度	・C、D-原子炉補機冷却水冷却器出口補機冷却水温度（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
	[B-原子炉補機冷却水戻り母管温度]	①格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度	・B-原子炉補機冷却水戻り母管温度（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。

番号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第6.4.4表 代替パラメータによる主要パラメータの推定（11/15）

分類	代替パラメータ 〔有効な監視パラメータ〕	代替パラメータ 〔多様性拡張設備〕	代替パラメータ推定方法
最終ヒートシンクの確保	主蒸気ライン圧力	① 1次冷却材温度（広域－低温側） ② 1次冷却材温度（広域－高温側）	・主蒸気ライン圧力の計測が困難となった場合は、1次冷却系が満水状態で蒸気発生器2次側が飽和状態であれば、1次冷却材温度（広域－低温側）及び1次冷却材温度（広域－高温側）により圧力を推定する。推定は、1次冷却材温度（広域－低温側）と蒸気発生器2次側の器内温度はほぼ等しくなることから、1次冷却材温度（広域－低温側）を優先する。なお、蒸気発生器2次側が飽和状態になるまで（未飽和状態）は不確かさが生じることを考慮する。
	蒸気発生器水位（狭域）	① 蒸気発生器水位（広域） ② 1次冷却材温度（広域－低温側） ② 1次冷却材温度（広域－高温側）	・蒸気発生器水位（狭域）の計測が困難となった場合は、蒸気発生器水位（広域）との相間関係により保有水量を推定する。また、1次冷却材温度（広域－低温側）、1次冷却材温度（広域－高温側）の変化を傾向監視することにより、蒸気発生器水位の保有水の有無を推定する。推定は蒸気発生器水位（広域）を優先する。
	蒸気発生器水位（広域）	① 蒸気発生器水位（狭域） ② 1次冷却材温度（広域－低温側） ② 1次冷却材温度（広域－高温側） ② 1次冷却材圧力（広域）	・蒸気発生器水位（広域）の計測が困難となった場合は、測定範囲内であれば蒸気発生器水位（狭域）にて推定する。また、1次冷却材温度（広域－低温側）、1次冷却材温度（広域－高温側）の変化を傾向監視することにより、蒸気発生器水位（広域）を推定する。推定は測定範囲内であれば、蒸気発生器水位（狭域）を優先する。なお、蒸気発生器がドライアウトした場合、1次冷却材温度（広域－低温側）、1次冷却材温度（広域－高温側）及び1次冷却材圧力（広域）が上昇傾向となることで推定することができ、有効性評価の評価条件である蒸気発生器ドライアウトの判断に、代替パラメータを用いたとしても操作遅れなどの影響はない。
	補助給水流量	① 補助給水ピット水位 ② 蒸気発生器水位（広域） ③ 蒸気発生器水位（狭域）	・補助給水流量の計測が困難となった場合は、補助給水ピット水位、蒸気発生器水位（広域）及び蒸気発生器水位（狭域）を傾向監視することにより推定する。推定は水源である補助給水ピット水位を優先する。
	〔主蒸気流量〕	① 主蒸気ライン圧力 ② 蒸気発生器水位（狭域） ② 蒸気発生器水位（広域） ② 補助給水流量	・主蒸気流量（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、主蒸気ライン圧力の変化を傾向監視することにより、蒸気発生器2次側による除熱状況を監視する。また、蒸気発生器水位（狭域）及び蒸気発生器水位（広域）の変化傾向と補助給水流量を監視することにより主蒸気流量を推定する。

番号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第 6.4.4 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (12/15)

分類	主要パラメータ [有効な監視パラメータ]	代替パラメータ [多様性拡張設備]	代替パラメータ推定方法
格納容器 バイパスの 監視	蒸気発生器水位 (狭域)	①蒸気発生器水位 (広域)	・蒸気発生器水位 (狭域) の計測が困難となった場合、蒸気発生器水位 (広域) の上昇により蒸気発生器伝熱管破損を推定する。または、主蒸気ライン圧力の上昇及び補助給水流量の減少を傾向監視することでも推定することができる。
		②主蒸気ライン圧力 ②補助給水流量	
	主蒸気ライン圧力	①蒸気発生器水位 (広域) ①補助給水流量	・主蒸気ライン圧力の計測が困難となった場合は、蒸気発生器水位 (広域) の上昇及び補助給水流量の減少を傾向監視することにより蒸気発生器伝熱管破損を推定する。
1次冷却材圧力 (広域)		① [加圧器圧力]	・1次冷却材圧力 (広域) の計測が困難となった場合は、測定範囲内であれば、加圧器圧力 (多様性拡張設備) により推定する。また、蒸気発生器水位 (狭域) 及び主蒸気ライン圧力の上昇により蒸気発生器伝熱管破損を推定し、蒸気発生器伝熱管破損がないこと及び格納容器再循環サンプ水位 (広域) の上昇がないことでインターフェイスシステム LOCA を推定する。原子炉容器内が飽和状態であれば、1次冷却材温度 (広域-高温側) 又は1次冷却材温度 (広域-低温側) により、圧力を推定する。この推定方法では、原子炉容器内が飽和状態にない場合は、不確かさが生じることを考慮する。なお、推定は、測定範囲内であれば、圧力を直接測定している加圧器圧力 (多様性拡張設備) を優先する。
		②蒸気発生器水位 (狭域) ②主蒸気ライン圧力 ②格納容器再循環サンプ水位 (広域)	
		③1次冷却材温度 (広域-高温側) ③1次冷却材温度 (広域-低温側)	

番号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第6.4.4表 代替パラメータによる主要パラメータの推定（13/15）

分類	主要パラメータ [有効な監視パラメータ]	代替パラメータ [多様性拡張設備]	代替パラメータ推定方法
格納容器バイパスの監視	[復水器排気ガスモニタ]	①蒸気発生器水位（狭域） ①主蒸気ライン圧力	・復水器排気ガスモニタ（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、蒸気発生器水位（狭域）及び主蒸気ライン圧力の変化により蒸気発生器伝熱管破損の傾向監視ができる。
	[蒸気発生器ブローダウン水モニタ]	①蒸気発生器水位（狭域） ①主蒸気ライン圧力	・蒸気発生器ブローダウン水モニタ（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、蒸気発生器水位（狭域）及び主蒸気ライン圧力の変化により蒸気発生器伝熱管破損の傾向監視ができる。
	[高感度型主蒸気管モニタ]	①蒸気発生器水位（狭域） ①主蒸気ライン圧力	・高感度型主蒸気管モニタ（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、蒸気発生器水位（狭域）及び主蒸気ライン圧力の変化により蒸気発生器伝熱管破損の傾向監視ができる。
	[排気筒ガスモニタ]	①1次冷却材圧力（広域） ①加圧器水位 ①格納容器再循環サンプ水位（広域） ①蒸気発生器水位（狭域） ①主蒸気ライン圧力	・排気筒ガスモニタ（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、1次冷却材圧力（広域）、加圧器水位、格納容器再循環サンプ水位（広域）、蒸気発生器水位（狭域）及び主蒸気ライン圧力により、インターフェイスシステム LOCA の傾向監視ができる。
	[排気筒高レンジガスモニタ（低レンジ）]	①1次冷却材圧力（広域） ①加圧器水位 ①格納容器再循環サンプ水位（広域） ①蒸気発生器水位（狭域） ①主蒸気ライン圧力	・排気筒高レンジガスモニタ（低レンジ）（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、1次冷却材圧力（広域）、加圧器水位、格納容器再循環サンプ水位（広域）、蒸気発生器水位（狭域）及び主蒸気ライン圧力により、インターフェイスシステム LOCA の傾向監視ができる。
	[排気筒高レンジガスモニタ（高レンジ）]	①1次冷却材圧力（広域） ①加圧器水位 ①格納容器再循環サンプ水位（広域） ①蒸気発生器水位（狭域） ①主蒸気ライン圧力	・排気筒高レンジガスモニタ（高レンジ）（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、1次冷却材圧力（広域）、加圧器水位、格納容器再循環サンプ水位（広域）、蒸気発生器水位（狭域）及び主蒸気ライン圧力により、インターフェイスシステム LOCA の傾向監視ができる。
	[補助建屋サンプタンク水位]	①1次冷却材圧力（広域） ①加圧器水位 ①格納容器再循環サンプ水位（広域） ①蒸気発生器水位（狭域） ①主蒸気ライン圧力	・補助建屋サンプ水位（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、1次冷却材圧力（広域）、加圧器水位、格納容器再循環サンプ水位（広域）、蒸気発生器水位（狭域）及び主蒸気ライン圧力により、インターフェイスシステム LOCA の傾向監視ができる。
	[余熱除去ポンプ出口圧力]	①1次冷却材圧力（広域） ①加圧器水位 ①格納容器再循環サンプ水位（広域） ①蒸気発生器水位（狭域） ①主蒸気ライン圧力	・余熱除去ポンプ出口圧力（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、1次冷却材圧力（広域）、加圧器水位、格納容器再循環サンプ水位（広域）、蒸気発生器水位（狭域）及び主蒸気ライン圧力により、インターフェイスシステム LOCA の傾向監視ができる。

番号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第6.4.4表 代替パラメータによる主要パラメータの推定（14/15）

分類	主要パラメータ 〔有効な監視パラメータ〕	代替パラメータ 〔多様性拡張設備〕	代替パラメータ推定方法
格納容器バイパスの監視	〔加圧器逃がシタンク圧力〕	① 1次冷却材圧力（広域） ①加圧器水位 ②〔格納容器サンプ水位〕	・加圧器逃がシタンク圧力（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、1次冷却材圧力（広域）及び加圧器水位の低下、格納容器サンプ水位（多様性拡張設備）の上昇がないことの確認により、インターフェイスシステムLOCAの傾向監視ができる。
	〔加圧器逃がシタンク水位〕	① 1次冷却材圧力（広域） ①加圧器水位 ②〔格納容器サンプ水位〕	・加圧器逃がシタンク水位（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、1次冷却材圧力（広域）及び加圧器水位の低下、格納容器サンプ水位（多様性拡張設備）の上昇がないことの確認により、インターフェイスシステムLOCAの傾向監視ができる。
	〔加圧器逃がシタンク温度〕	① 1次冷却材圧力（広域） ①加圧器水位 ②〔格納容器サンプ水位〕	・加圧器逃がシタンク温度（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、1次冷却材圧力（広域）及び加圧器水位の低下、格納容器サンプ水位（多様性拡張設備）の上昇がないことの確認により、インターフェイスシステムLOCAの傾向監視ができる。
	〔余熱除去冷却器入口温度〕	① 1次冷却材圧力（広域） ①加圧器水位 ②〔余熱除去ポンプ出口圧力〕	・余熱除去冷却器入口温度（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、1次冷却材圧力（広域）及び加圧器水位の低下、余熱除去ポンプ出口圧力（多様性拡張設備）の上昇により、インターフェイスシステムLOCAの傾向監視ができる。
	〔余熱除去冷却器出口温度〕	① 1次冷却材圧力（広域） ①加圧器水位 ②〔余熱除去ポンプ出口圧力〕	・余熱除去冷却器出口温度（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、1次冷却材圧力（広域）及び加圧器水位の低下、余熱除去ポンプ出口圧力（多様性拡張設備）の上昇により、インターフェイスシステムLOCAの傾向監視ができる。

番号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

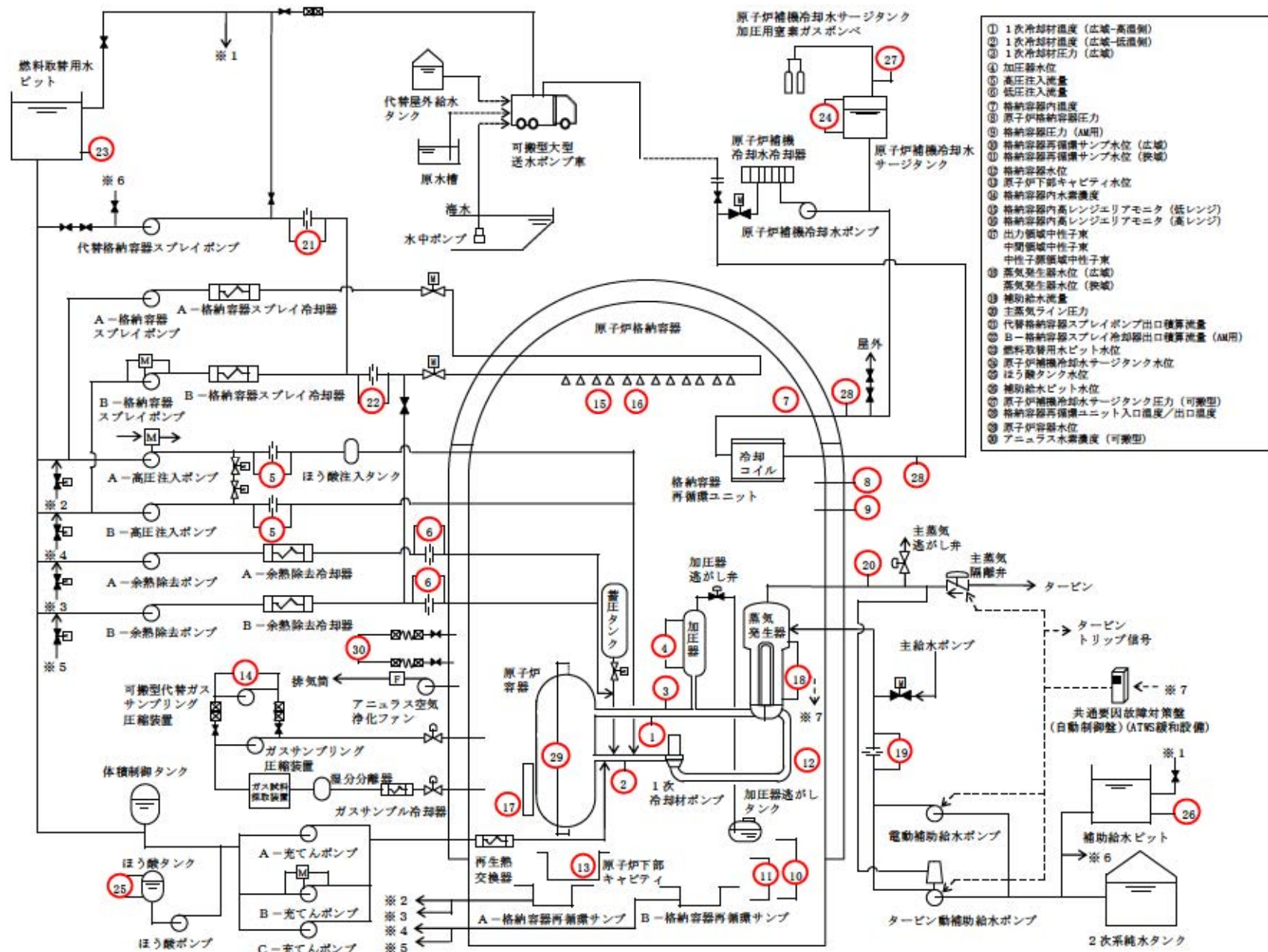
第6.4.4表 代替パラメータによる主要パラメータの推定（15/15）

分類	主要パラメータ [有効な監視パラメータ]	代替パラメータ [多様性拡張設備]	代替パラメータ推定方法
水源の確保	燃料取替用水ピット水位	①格納容器再循環サンプ水位（広域） ②B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量(AM用) ②〔格納容器スプレイ流量〕 ②高圧注入流量 ②低圧注入流量 ②〔充てん流量〕 ②代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量	・燃料取替用水ピット水位の計測が困難となった場合は、注水先である格納容器再循環サンプ水位（広域）又はB-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）等の燃料取替用水ピットを水源とするポンプの注水量の合計により、水源の有無や使用量を推定する。推定は、格納容器再循環サンプ水位（広域）を優先するが、燃料取替用水ピット以外からの注水がないことを前提とする。
	補助給水ピット水位	①補助給水流量 ②代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量	・補助給水ピット水位の計測が困難となった場合は、補助給水流量等の補助給水ピットを水源とするポンプの注水量の合計により、水源の有無や使用量を推定する。この推定方法では、淡水や海水を水源として可搬型大型送水ポンプ車により補給した場合、補助給水ピットへの補給量を考慮する。
	ほう酸タンク水位	①〔緊急ほう酸注入ライン流量〕 ②出力領域中性子束 ②中間領域中性子束 ②中性子源領域中性子束	・ほう酸タンク水位の計測が困難となった場合は、注水量である緊急ほう酸注入ライン流量（多様性拡張設備）により水位を推定する。また、炉心へのほう酸水注入に伴う負の反応度が添加されていることを出力領域中性子束、中間領域中性子束、中性子源領域中性子束の指示低下により推定する。

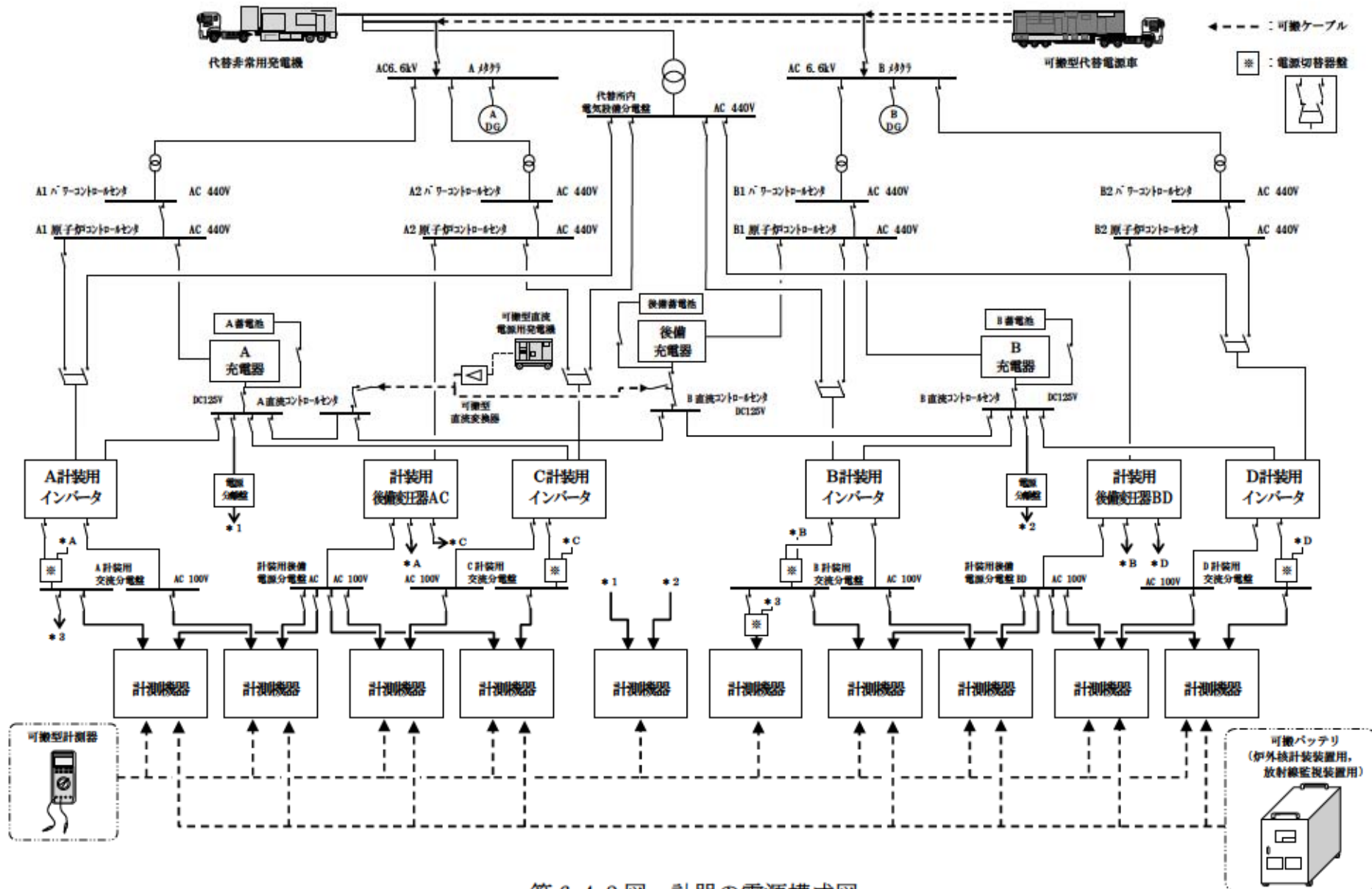
番号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第 6. 4. 5 表 重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助的な監視パラメータ

分類	補助的な監視パラメータ
電源関係	6-A, B母線電圧
	A, B-直流コントロールセンタ母線電圧
補機関係	A-高圧注入ポンプ及び油冷却器補機冷却水流量
	A-高圧注入ポンプ電動機補機冷却水流量
その他	原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水流量
	A, B-原子炉補機冷却水供給母管流量



第 6.4.1 図 重要計器及び重要代替計器の概略系統図



第 6.4.2 図 計器の電源構成図

泊発電所 3 号炉審査資料	
資料番号	SA58H r. 3. 0
提出年月日	令和3年10月1日

泊発電所 3 号炉

設置許可基準規則等への適合性について (重大事故等対処設備) 補足説明資料

令和 3 年 1 0 月
北海道電力株式会社

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

本資料においては、泊発電所3号炉の「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」（以下、「設置許可基準規則」という）への適合方針を説明する。

1. 基本的な設計方針において、設置許可基準規則第38条～第43条(第42条除く)に対する、泊発電所3号炉の基本的な設計方針を示す。

2. において、設備要求に係る条文である設置許可基準規則第44条～第62条に適合するための個別機能又は設備について、1. 基本的な設計方針に適合させるための方針を含めて、設計方針を示す。

補足説明資料目次

38 条

- 38-1 泊発電所 3 号炉の重大事故等対処施設の地盤及び周辺斜面に関する基準規則等への適合性について

39 条

- 39-1 重大事故等対処施設の設備分類
- 39-2 設計用地震力
- 39-3 重大事故等対処施設の基本構造等に基づく既往の耐震評価手法の適用性と評価方針について
- 39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

41 条

- 41-1 重大事故等対処施設における基準規則等への適合性について
- 41-2 重大事故等対処施設への審査基準の準用
- 41-3 火災区域、区画の設定について
- 41-4 火災感知設備
- 41-5 消火設備
- 41-6 火災区域又は火災区画の火災防護対策について

43 条（共通）

- 共-1 重大事故等対処設備の設備分類等
- 共-2 類型化区分及び適合内容
- 共-3 泊 3 号炉可搬型重大事故等対処設備保管場所およびアクセスルートについて（後日提出）
- 共-4 重大事故等対処設備基準適合性確認資料
- 共-5 ポンプ車配備台数の考え方
- 共-6 竜巻影響を考慮した保管場所

44 条

- 44-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 44-2 配置図
- 44-3(1) 試験・検査説明資料
- 44-3(2) ATWS 緩和設備の試験に対する考え方について
- 44-4 系統図
- 44-5(1) 工学的安全施設等の作動信号の設定根拠について
- 44-5(2) ATWS 緩和設備について

- 44-5(3) ATWS 緩和設備に関する健全性について
- 44-6 SA バウンダリ系統図 (参考)

45 条

- 45-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 45-2 配置図
- 45-3 試験・検査説明資料
- 45-4 系統図
- 45-5 容量設定根拠
- 45-6 SA バウンダリ系統図 (参考)
- 45-7 現場での入力によるタービン動補助給水ポンプの起動
- 45-8 蒸気発生器 2 次側への給水時の水源の選定及び海水注入時の影響評価

46 条

- 46-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 46-2 配置図
- 46-3 試験・検査説明資料
- 46-4 系統図
- 46-5 容量設定根拠
- 46-6 SA バウンダリ系統図 (参考)

47 条

- 47-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 47-2 配置図
- 47-3 試験・検査説明資料
- 47-4 系統図
- 47-5 容量設定根拠
- 47-6 SA バウンダリ系統図 (参考)
- 47-7 非常用炉心冷却設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書
- 47-8 海水注入後に再循環運転を仮定した際の格納容器再循環サンプスクリーンの影響評価について
- 47-9 格納容器再循環サンプスクリーンの今後の検討課題について
- 47-10 可搬型重大事故等対処設備の接続口等について
- 47-11 CV 冠水時に水没する電気ペネトレーション部からの漏えいの可能性について

48 条

- 48-1 SA 設備基準適合性一覧表

- 48-2 配置図
- 48-3 試験・検査説明資料
- 48-4 系統図
- 48-5 容量設定根拠
- 48-6 SA バウンダリ系統図 (参考)
- 48-7 格納容器再循環ユニットによる自然対流冷却について

49 条

- 49-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 49-2 配置図
- 49-3 試験・検査説明資料
- 49-4 系統図
- 49-5 容量設定根拠
- 49-6 SA バウンダリ系統図 (参考)

50 条

- 50-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 50-2 配置図
- 50-3 試験・検査説明資料
- 50-4 系統図
- 50-5 容量設定根拠
- 50-6 SA バウンダリ系統図 (参考)

51 条

- 51-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 51-2 配置図
- 51-3 試験・検査説明資料
- 51-4 系統図
- 51-5 容量設定根拠
- 51-6 SA バウンダリ系統図 (参考)
- 51-7 原子炉下部キャビティへの流入について

52 条

- 52-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 52-2 配置図
- 52-3 試験・検査説明資料
- 52-4 系統図
- 52-5 容量設定根拠

- 52-6 SA バウンダリ系統図（参考）
- 52-7 原子炉格納容器内水素再結合装置（PAR）について
- 52-8 原子炉格納容器の水素濃度測定について
- 52-9 格納容器水素イグナイタについて

53 条

- 53-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 53-2 配置図
- 53-3 試験・検査説明資料
- 53-4 系統図
- 53-5 容量設定根拠
- 53-6 SA バウンダリ系統図（参考）
- 53-7 水素排出設備に対する要求（動的機器等に水素爆発を防止する機能）に係る適合性について
- 53-8 アニュラスの水素濃度測定について

54 条

- 54-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 54-2 配置図
- 54-3 試験・検査説明資料
- 54-4 系統図
- 54-5 容量設定根拠
- 54-6 審査会合会議資料
- 54-7 使用済燃料貯蔵設備の大規模漏えい時の未臨界性評価
- 54-8 使用済燃料ピットサイフォンプレーカの健全性について

55 条

- 55-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 55-2 配置図
- 55-3 試験・検査説明資料
- 55-4 系統図
- 55-5 容量設定根拠
- 55-6 発電所外への放射性物質の拡散抑制について

56 条

- 56-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 56-2 配置図
- 56-3 試験・検査説明資料

- 56-4 系統図
- 56-5 容量設定根拠
- 56-6 SA バウンダリ系統図 (参考)

57 条

- 57-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 57-2 配置図
- 57-3 試験・検査説明資料
- 57-4 系統図
- 57-5 容量設定根拠
- 57-6 SA バウンダリ系統図 (参考)
- 57-7 タンクローリーによる燃料補給について
- 57-8 代替所内電気設備の設備構成について
- 57-9 所内常設蓄電式直流電源設備について
- 57-10 可搬型直流電源用発電機、可搬型直流変換器を使用した直流電源負荷への24時間給電
- 57-11 所内電気設備の頑健性について

58 条

- 58-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 58-2 配置図
- 58-3 試験・検査説明資料
- 58-4 系統図
- 58-5 計測範囲説明書
- 58-6 審査会合会議資料
- 58-7 主要パラメータの代替パラメータによる推定方法について
- 58-8 可搬型計測器及び可搬型温度計測装置の必要台数整理

59 条

- 59-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 59-2 配置図
- 59-3 試験・検査説明資料
- 59-4 系統図
- 59-5 SA バウンダリ系統図 (参考)
- 59-6 原子炉制御室等 (被ばく評価除く) について
- 59-7 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について
- 59-8 原子炉制御室等について (補足資料)

60 条

- 60-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 60-2 配置図
- 60-3 試験・検査説明資料
- 60-4 容量設定根拠
- 60-5 適合状況説明資料

61 条

- 61-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 61-2 配置図
- 61-3 試験・検査説明資料
- 61-4 系統図
- 61-5 容量設定根拠
- 61-6 緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価について
- 61-7 適合状況説明資料
- 61-8 適合状況説明資料（補足説明資料）

62 条

- 62-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 62-2 配置図
- 62-3 試験・検査説明資料
- 62-4 系統図
- 62-5 容量設定根拠
- 62-6 設置許可基準規制等への適合状況説明資料

1 次冷却材設備

- 他 1-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 他 1-2 配置図
- 他 1-3 試験・検査説明資料
- 他 1-4 系統図

原子炉格納施設

- 他 2-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 他 2-2 配置図
- 他 2-3 試験・検査説明資料
- 他 2-4 系統図

燃料貯藏設備

他 3-1 SA 設備基準適合性一覧表

他 3-2 配置図

他 3-3 試験・検査説明資料

他 3-4 系統図

非常用取水設備

他 4-1 SA 設備基準適合性一覧表

他 4-2 配置図

他 4-3 試験・検査説明資料

他 4-4 系統図

5 8 - 1 S A設備 基準適合性一覽

S A設備 基準適合性一覧については、43 条（共通）補足説明資料「共-4-1 S A設備 基準適合性一覧表」に示す。

5 8 - 2 配置図

配置図については、43 条（共通）補足説明資料「共-4-2 SA設備 基準適合性確認資料」及び同添付資料「共-4-2-1 配置図」に示す。

5 8 - 3 試驗・検査説明資料

試験・検査説明資料については、43 条（共通）補足説明資料「共-4-2 S A設備 基準適合性確認資料」及び同添付資料「共-4-2-3 試験・検査説明資料」に示す。

58-4 系統図

概略系統図については、43 条（共通）補足説明資料「共-4-2 S A設備 基準適合性確認資料」及び同添付資料「共-4-2-5 概略系統図」に示す。

58-5 計測範囲説明書

目 次

1. 概 要
2. 基本方針
 - 2.1 設計基準対象施設に関する計測
 - 2.2 重大事故等対処設備に関する計測
3. 計測装置の構成
 - 3.1 計測装置
 - 3.2 計測装置の計測結果の表示，記録及び保存
4. 計測装置の計測範囲及び警報動作範囲
 - 4.1 計測装置の計測範囲
 - 4.2 計測装置の警報動作範囲

※本資料における については，防護上の観点又は商業機密を含むため公開できません。

1. 概要

本資料は、計測制御系統施設の以下の計測装置の構成並びに計測範囲及び警報動作範囲について説明する。

- (1) 中性子源領域中性子束，中間領域中性子束及び出力領域中性子束
- (2) 原子炉容器本体の入口の一次冷却材の圧力，温度又は流量（代替注水の流量を含む。）を計測する装置
- (3) 加圧器内の水位を計測する装置
- (4) 原子炉格納容器本体内の圧力，温度又は水素ガス濃度を計測する装置
- (5) 蒸気発生器内の水位を計測する装置
- (6) 主蒸気の圧力を計測する装置
- (7) 原子炉格納容器本体への冷却材流量を計測する装置
- (8) 原子炉格納容器本体の水位を計測する装置
- (9) 放射線管理用計測装置
- (10) その他、重大事故等の対応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

2. 基本方針

通常運転時，運転時の異常な過渡変化時並びに事故時において，プロセス量を計測して，その計測結果を中央制御室において監視する目的で以下に示す計測装置を設置する。また，重大事故等時において期待されるパラメータに対して，その計測結果を監視する目的で計測装置を設置する。

2.1 中性子源領域中性子束，中間領域中性子束及び出力領域中性子束

本計測装置は，炉心中性子束レベル（中性子源領域，中間領域及び出力領域）を計測して，その計測結果を中央制御室における表示，記録装置にて記録する目的で設置する。

2.2 原子炉容器本体の入口又は出口の1次冷却材の圧力，温度又は流量（代替注水の流量を含む。）を計測する装置

本計測装置は，1次冷却材圧力（広域），1次冷却材温度（広域－高温側），1次冷却材温度（広域－低温側）及び原子炉容器本体への注水流量（低圧注入流量，高圧注入流量，B－格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）及び代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量）を計測して，その計測結果を中央制御室における表示，記録装置にて記録する目的で設置する。

2.3 加圧器内の水位を計測する装置

本計測装置は、加圧器水位を計測して、その計測結果を中央制御室において表示、記録装置にて記録する目的で設置する。

2.4 原子炉格納容器本体内の圧力、温度又は水素ガス濃度を計測する装置

本計測装置は、原子炉格納容器圧力、格納容器圧力（AM用）、格納容器内温度及び格納容器内水素濃度を計測して、その計測結果を中央制御室における表示、記録装置にて記録する目的で設置する。

2.5 蒸気発生器内の水位を計測する装置

本計測装置は、蒸気発生器水位（狭域）及び蒸気発生器水位（広域）を計測して、その計測結果を中央制御室における表示、記録装置にて記録する目的で設置する。

2.6 主蒸気の圧力を計測する装置

本計測装置は、主蒸気ライン圧力を計測して、その計測結果を中央制御室における表示、記録装置にて記録する目的で設置する。

2.7 原子炉格納容器本体への冷却材流量を計測する装置

本計測装置は、低圧注入流量、高圧注入流量、B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）及び代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量を計測して、その計測結果を中央制御室における表示、記録装置にて記録する目的で設置する。

2.8 原子炉格納容器本体の水位を計測する装置

本計測装置は、格納容器再循環サンプ水位（広域）及び格納容器再循環サンプ水位（狭域）を計測して、その計測結果を中央制御室における表示、記録により監視する目的で設置する。

原子炉下部キャビティ水位は、熔融炉心の冷却に必要な水量があることを計測して、その計測結果を中央制御室における表示、記録装置にて記録する目的で設置する。

格納容器水位は、格納容器内への注入量の制限レベルを計測して、その計測結果を中央制御室における表示、記録装置にて記録する目的で設置する。

2.9 放射線管理用計測装置

本計測装置は、原子炉格納容器内の線量当量率（格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ））を計測して、その計測結果を中央制御室における表示、記録装置にて記録する目的で設置する。

2.10 その他、重大事故等の対応に必要なパラメータを計測する装置

本計測装置は、補助給水流量、燃料取替用水ピット水位、原子炉補機冷却水サージタンク水位、ほう酸タンク水位、補助給水ピット水位、アニュラス水素濃度、原子炉補機冷却水サージタンク圧力（可搬型）、格納容器再循環ユニット入口／出口温度を計測して、その計測結果を中央制御室若しくは現場に表示又は指示し、記録する目的で設置する。

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いた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」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。

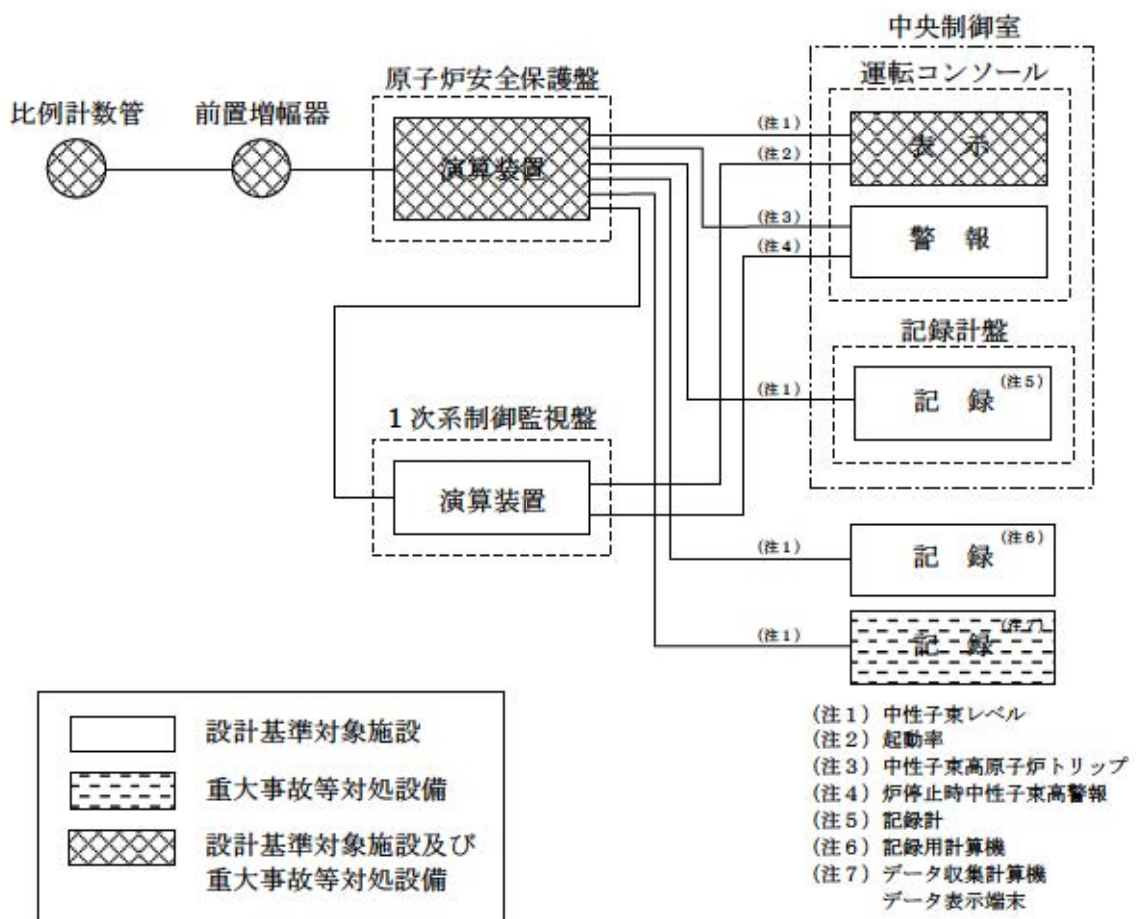
3.1. 計測装置

3.1.1. 中性子源領域中性子束，中間領域中性子束及び出力領域中性子束

a. 中性子源領域中性子束

中性子源領域中性子束は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，中性子源領域中性子束の検出信号は，比例計数管からのパルス信号を前置増幅器で増幅し，原子炉安全保護盤内の演算装置にて中性子束レベル信号へ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表示し，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。

(第1図「中性子源領域中性子束の概略構成図」参照。)

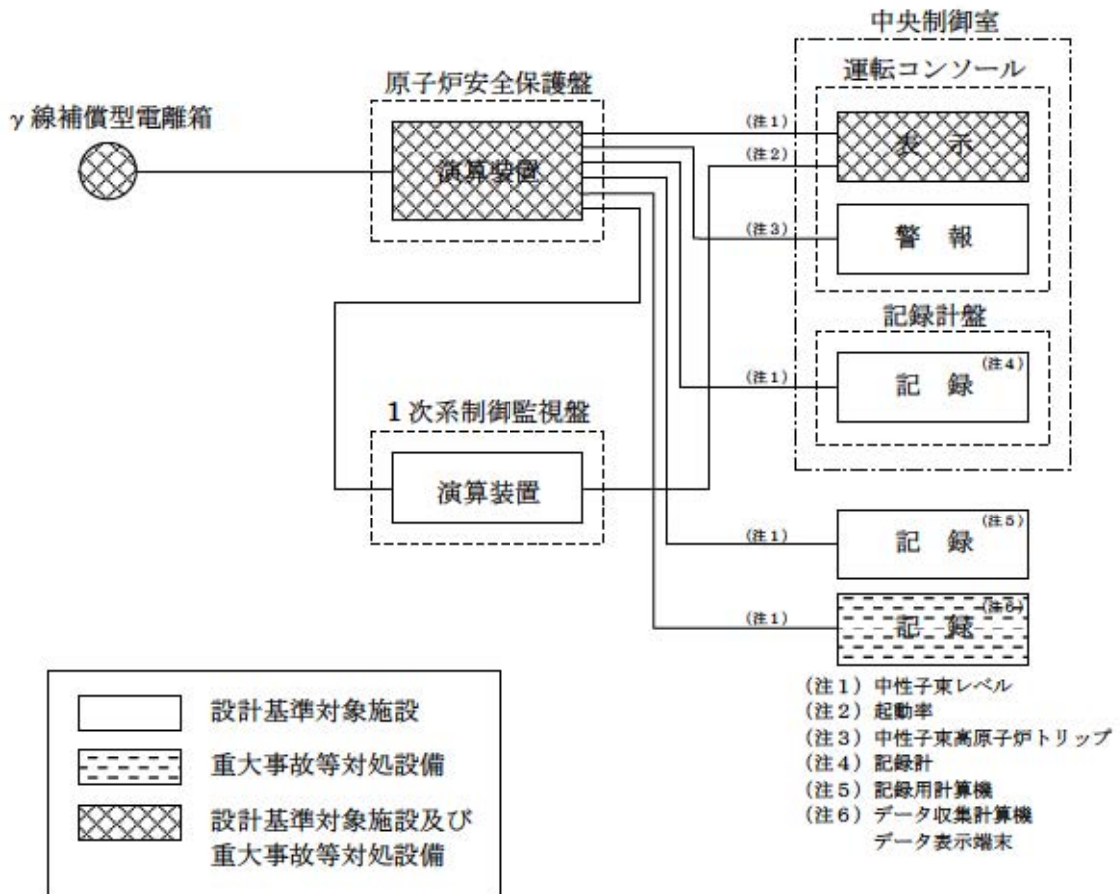


第1図 中性子源領域中性子束の概略構成図

b. 中間領域中性子束

中間領域中性子束は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、中間領域中性子束の検出信号は、 γ 線補償型電離箱からの電流信号を原子炉安全保護盤内の演算装置にて中性子束レベル信号へ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表示し、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。

(第2図「中間領域中性子束の概略構成図」参照。)

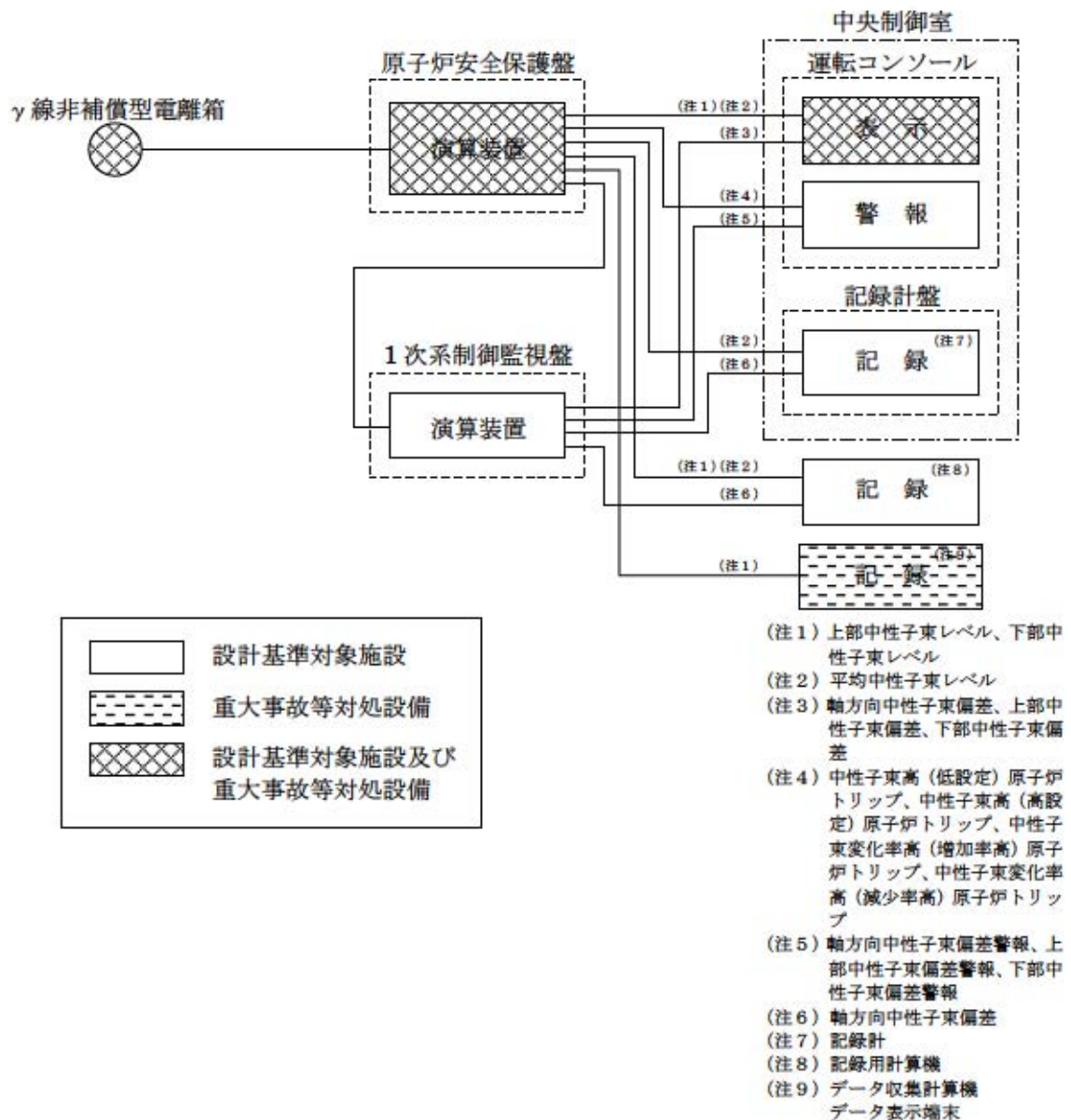


第2図 中間領域中性子束の概略構成図

c. 出力領域中性子束

出力領域中性子束は、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、 γ 線非補償型電離箱からの電流信号を原子炉安全保護盤内の演算装置にて中性子束レベル信号へ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表示し、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。

(第3図「出力領域中性子束の概略構成図」参照。)



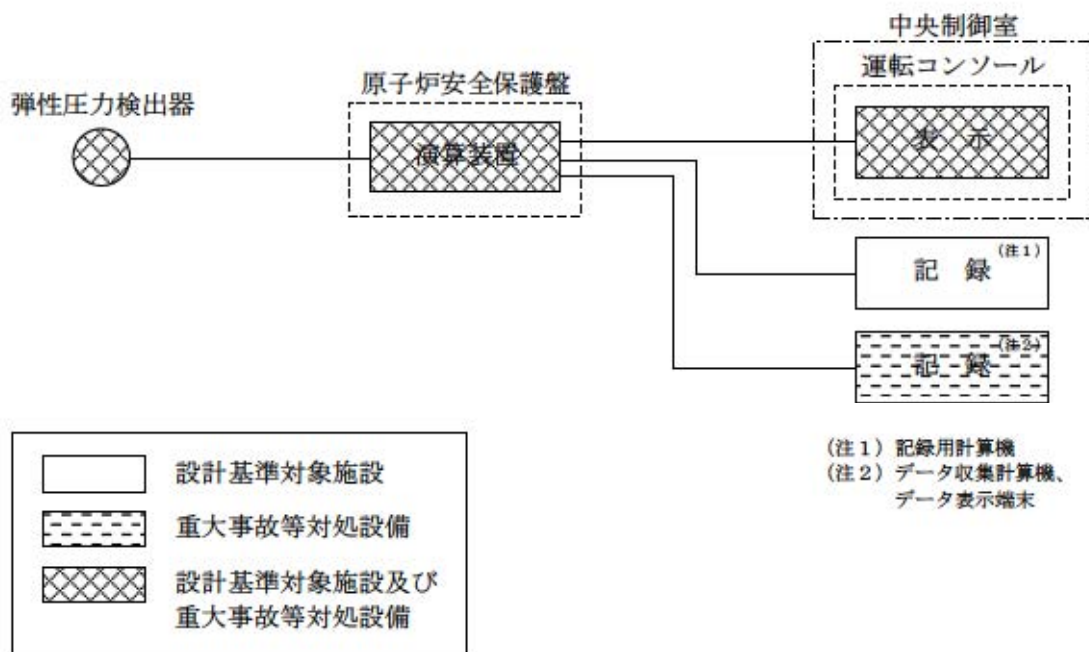
第3図 出力領域中性子束の概略構成図

3.1.2. 原子炉容器本体の入口又は出口の1次冷却材の圧力、温度又は流量（代替注水の流量を含む）を計測する装置

a. 1次冷却材圧力（広域）

1次冷却材圧力（広域）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、1次冷却材圧力（広域）の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を原子炉安全保護盤内の演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後、1次冷却材圧力（広域）を中央制御室に表示し、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。

（第4図「1次冷却材圧力（広域）の概略構成図」参照。）

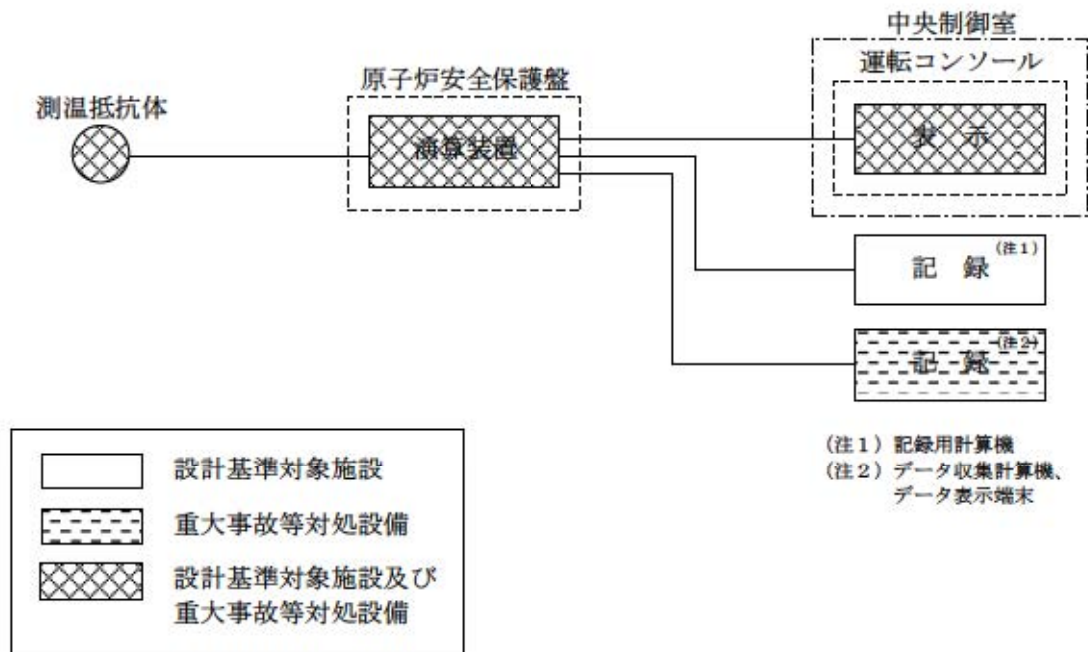


第4図 1次冷却材圧力（広域）の概略構成図

b. 1次冷却材温度（広域－高温側）

1次冷却材温度（広域－高温側）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、1次冷却材温度（広域－高温側）の検出信号は、测温抵抗体の抵抗値を、原子炉安全保護盤内の演算装置にて温度信号へ変換する処理を行った後、1次冷却材温度（広域－高温側）を中央制御室に表示し、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。

（第5図「1次冷却材温度（広域－高温側）の概略構成図」参照。）

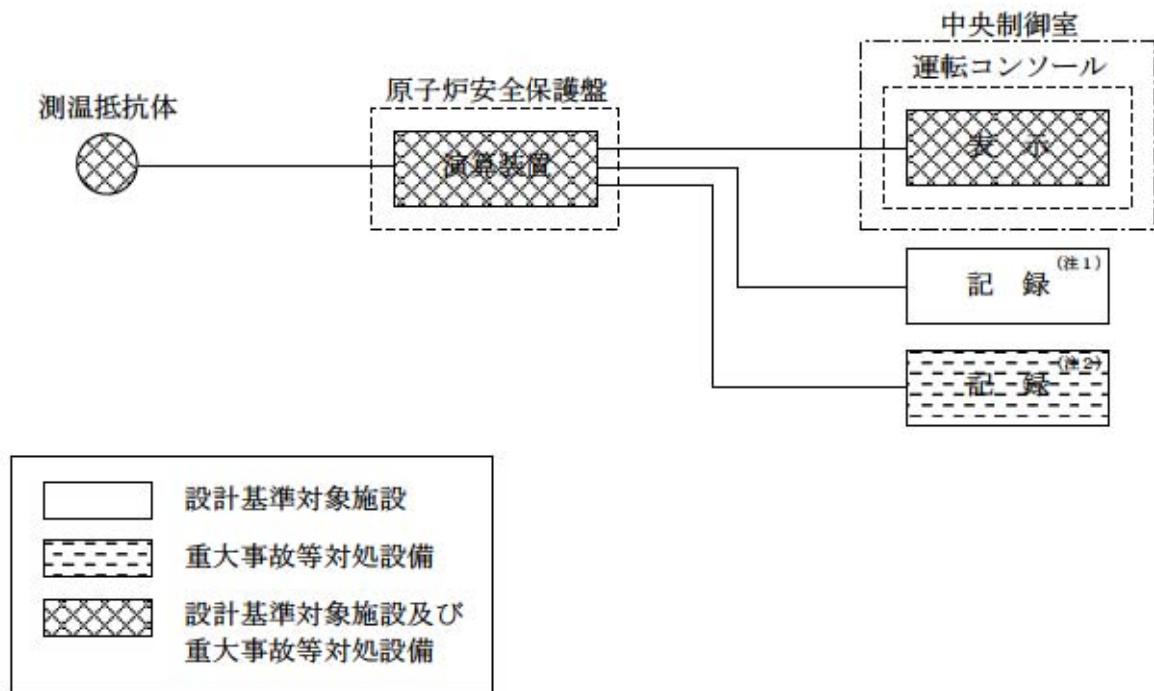


第5図 1次冷却材温度（広域－高温側）の概略構成図

c. 1次冷却材温度（広域－低温側）

1次冷却材温度（広域－低温側）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、1次冷却材温度（広域－低温側）の検出信号は、测温抵抗体の抵抗値を、原子炉安全保護盤内の演算装置にて温度信号へ変換する処理を行った後、1次冷却材温度（広域－低温側）を中央制御室に表示し、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。

（第6図「1次冷却材温度（広域－低温側）の概略構成図」参照。）

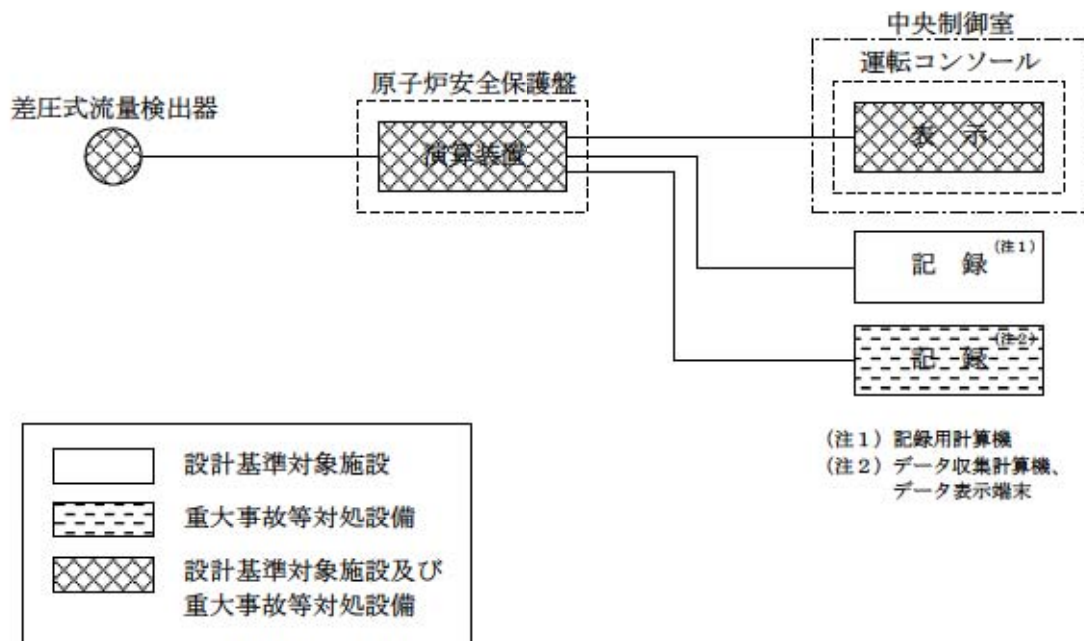


第6図 1次冷却材温度（広域－低温側）の概略構成図

d. 高圧注入流量

高圧注入流量は、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、高圧注入流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を、原子炉安全保護盤内の演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、高圧注入流量を中央制御室に表示し、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。

(第7図「高圧注入流量の概略構成図」参照。)

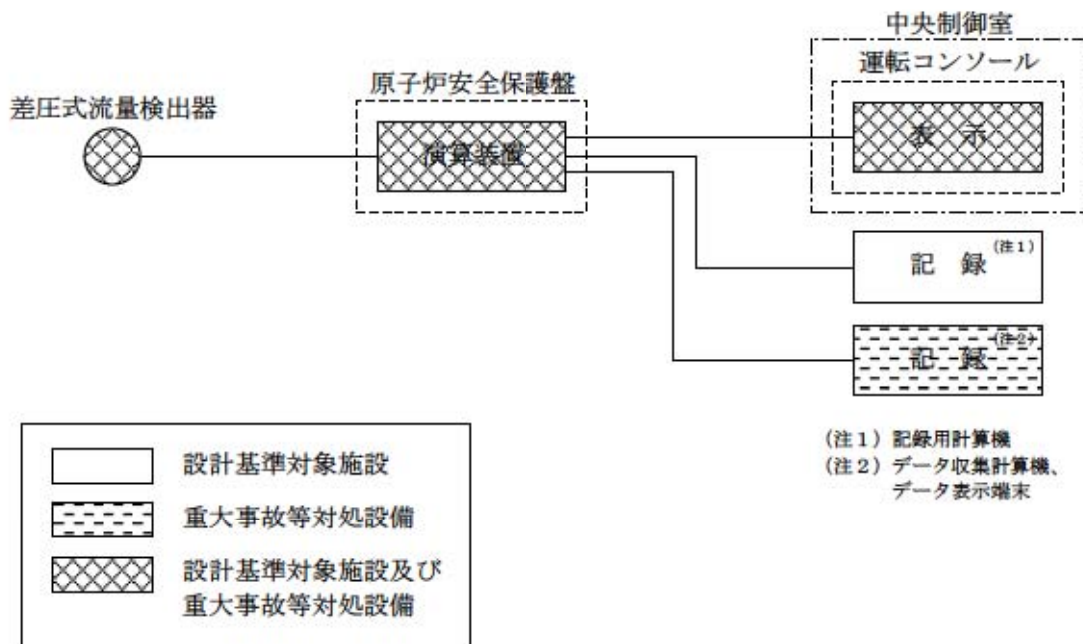


第7図 高圧注入流量の概略構成図

e. 低圧注入流量

低圧注入流量は、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、低圧注入流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を、原子炉安全保護盤内の演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、低圧注入流量を中央制御室に表示し、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。

(第8図「低圧注入流量の概略構成図」参照。)

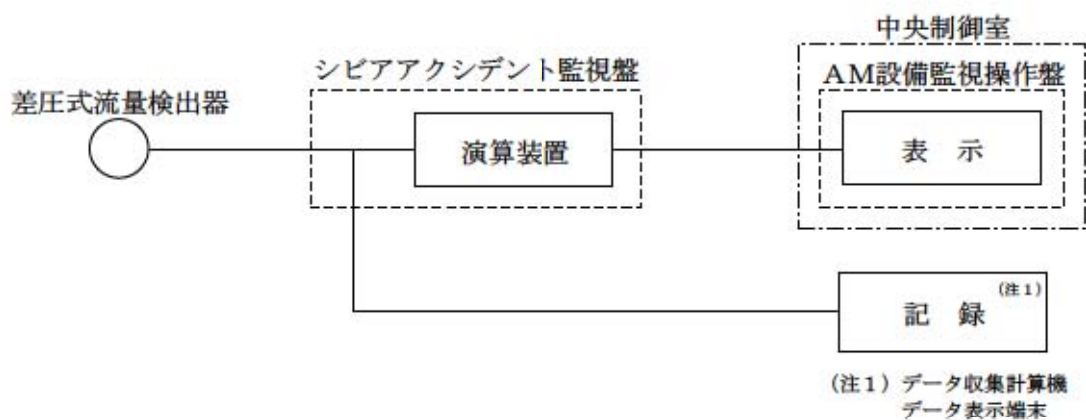


第8図 低圧注入流量の概略構成図

f. 代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量

代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量は、重大事故等対処設備の機能を有しており、代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を、シビアアクシデント監視盤内の演算装置にて流量信号及び積算流量信号へ変換する処理を行った後、代替格納容器スプレイポンプ出口流量及び積算流量を中央制御室に表示し、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。

(第9図「代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量の概略構成図」参照。)



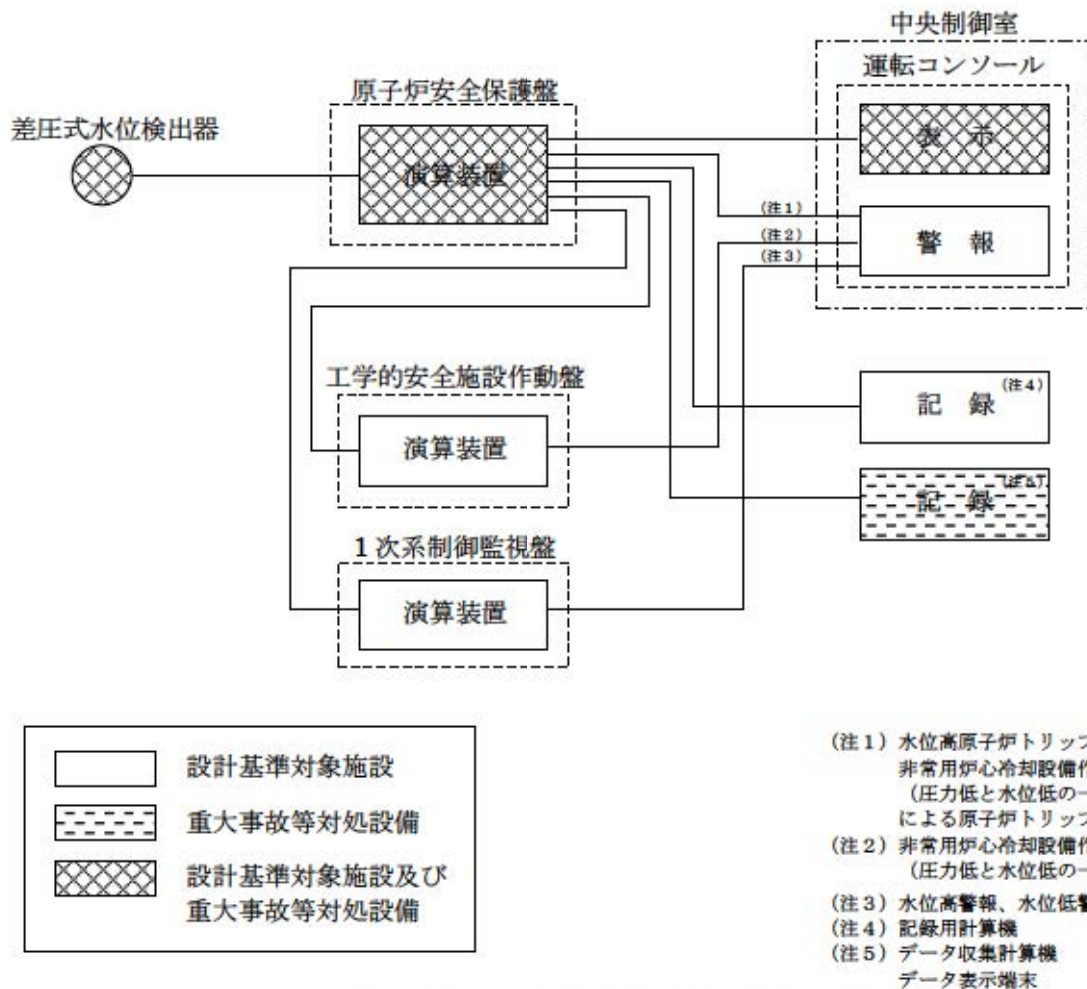
第9図 代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量の概略構成図

3.1.3. 加圧器内の水位を計測する装置

a. 加圧器水位

加圧器水位は、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、加圧器水位の検出信号は、差圧式水位検出器からの電流信号を原子炉安全保護盤内の演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後、加圧器水位を中央制御室に表示し、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。

(第 10 図「加圧器水位の概略構成図」参照。)



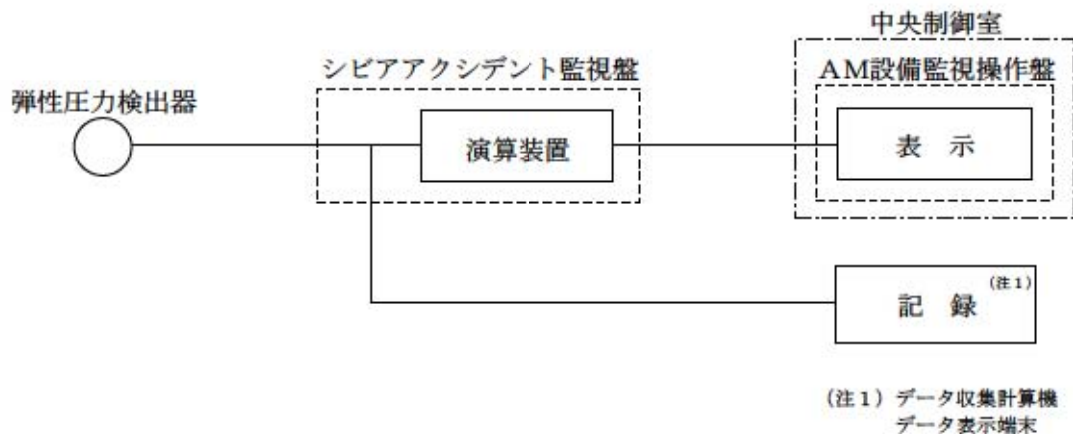
第 10 図 加圧器水位の概略構成図

3.1.4. 原子炉格納容器本体内の圧力及び温度を計測する装置

a. 格納容器圧力（AM用）

格納容器圧力（AM用）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器圧力（AM用）の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号をシビアアクシデント監視盤内の演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後、格納容器圧力（AM用）を中央制御室に表示し、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。

（第11図「格納容器圧力（AM用）の概略構成図」参照。）

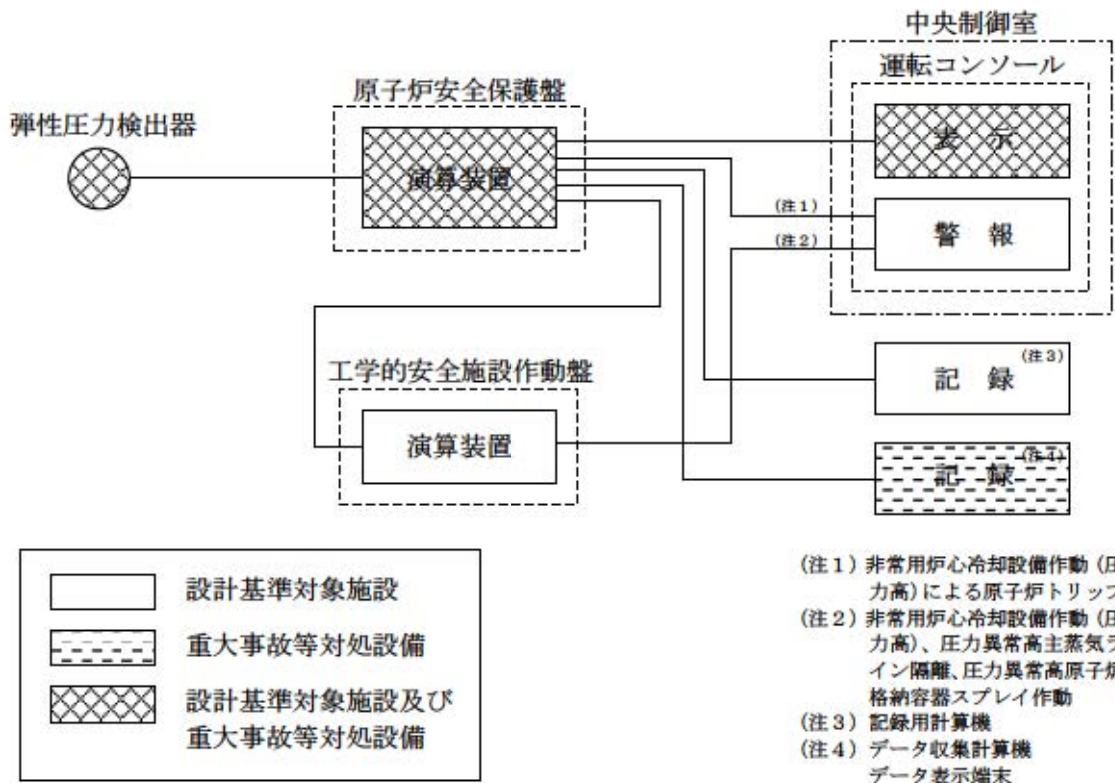


第11図 格納容器圧力（AM用）の概略構成図

b. 原子炉格納容器圧力

原子炉格納容器圧力は、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、原子炉格納容器圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を、原子炉安全保護盤内の演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後、原子炉格納容器圧力を中央制御室に表示し、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。

(第 12 図「原子炉格納容器圧力の概略構成図」参照。)

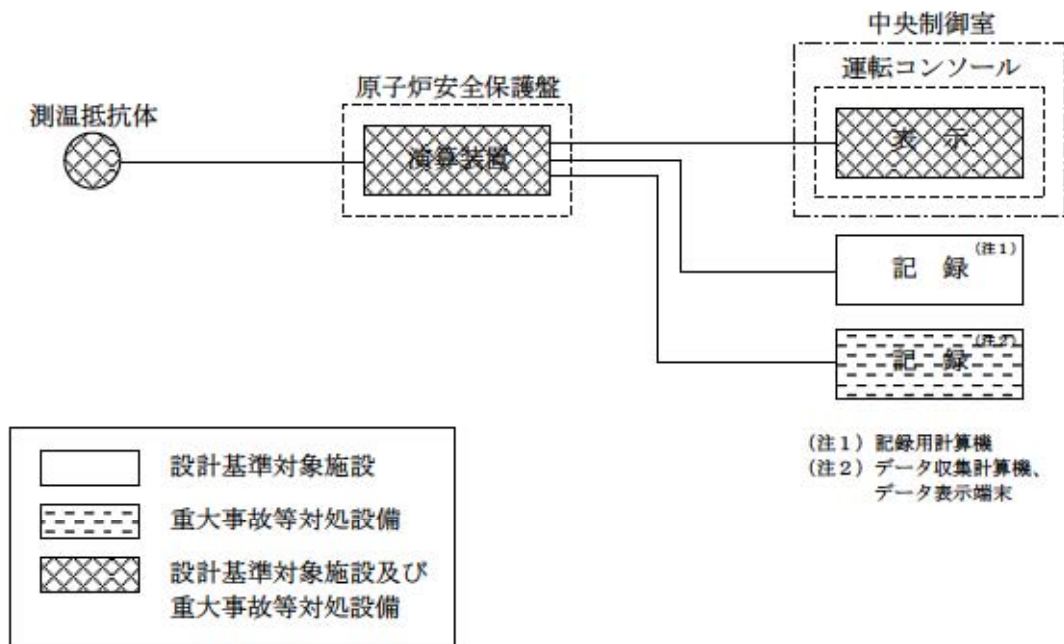


第 12 図 原子炉格納容器圧力の概略構成図

c. 格納容器内温度

格納容器内温度は、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、格納容器内温度の検出信号は、测温抵抗体の抵抗値を、原子炉安全保護盤内の演算装置にて温度信号へ変換する処理を行った後、格納容器内温度を中央制御室に表示し、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。

(第 13 図「格納容器内温度の概略構成図」参照。)

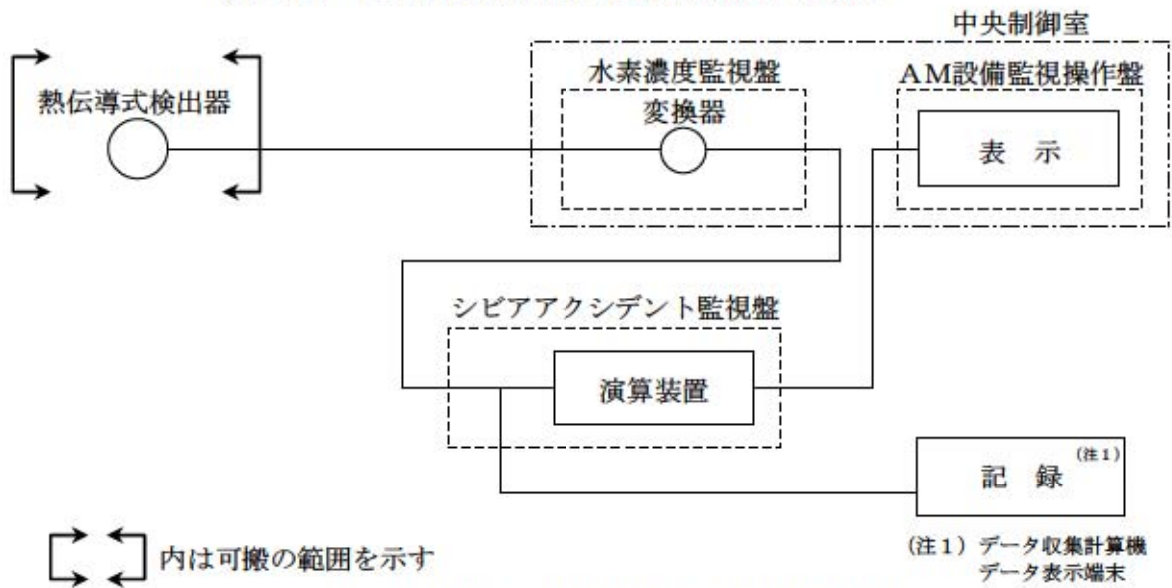


第 13 図 格納容器内温度の概略構成図

d. 格納容器内水素濃度

格納容器内水素濃度は、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の検出信号は、重大事故等時に試料採取設備に設置できるように可搬型とする。熱伝導式検出器からの電圧信号を変換器にて電流信号に変換し、シビアアクシデント監視盤内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、中央制御室に表示し、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。

(第 14 図「格納容器内水素濃度の概略構成図」参照。)



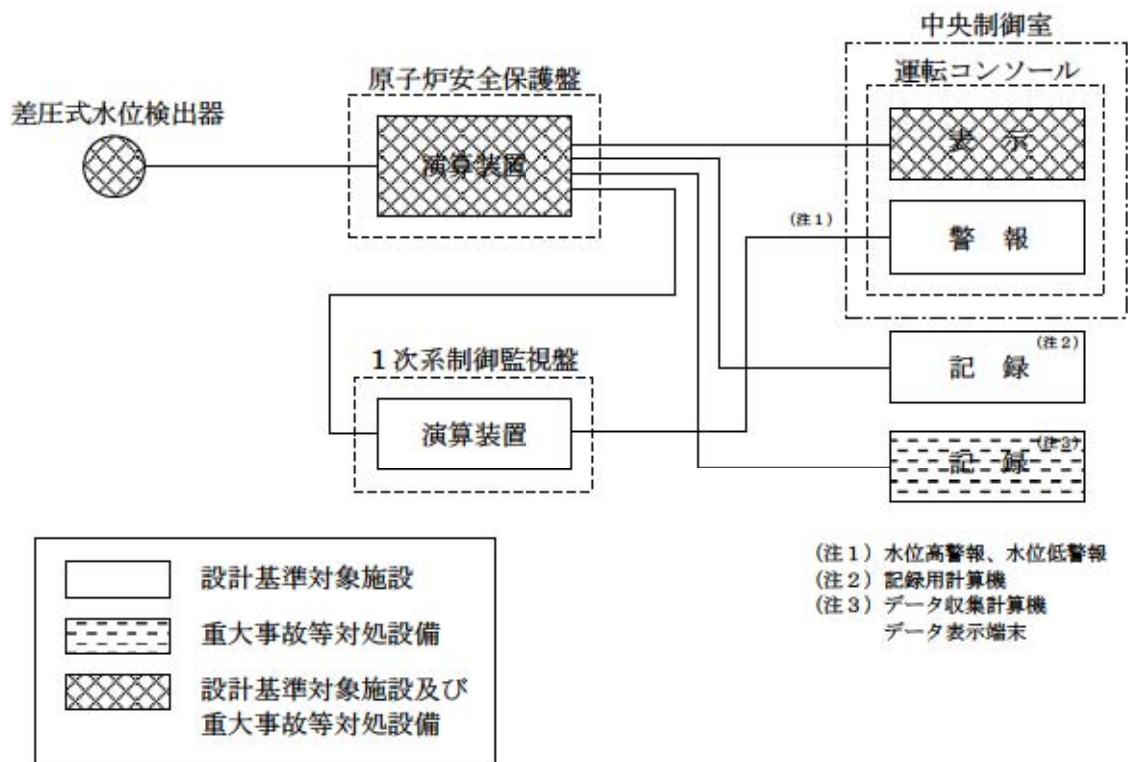
第 14 図 格納容器内水素濃度の概略構成図

3.1.5. 蒸気発生器内の水位を計測する装置

a. 蒸気発生器水位（広域）

蒸気発生器水位（広域）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、蒸気発生器水位（広域）の検出信号は、差圧式水位検出器からの電流信号を原子炉安全保護盤内の演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後、蒸気発生器水位（広域）を中央制御室に表示し、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。

（第 15 図「蒸気発生器水位（広域）の概略構成図」参照。）

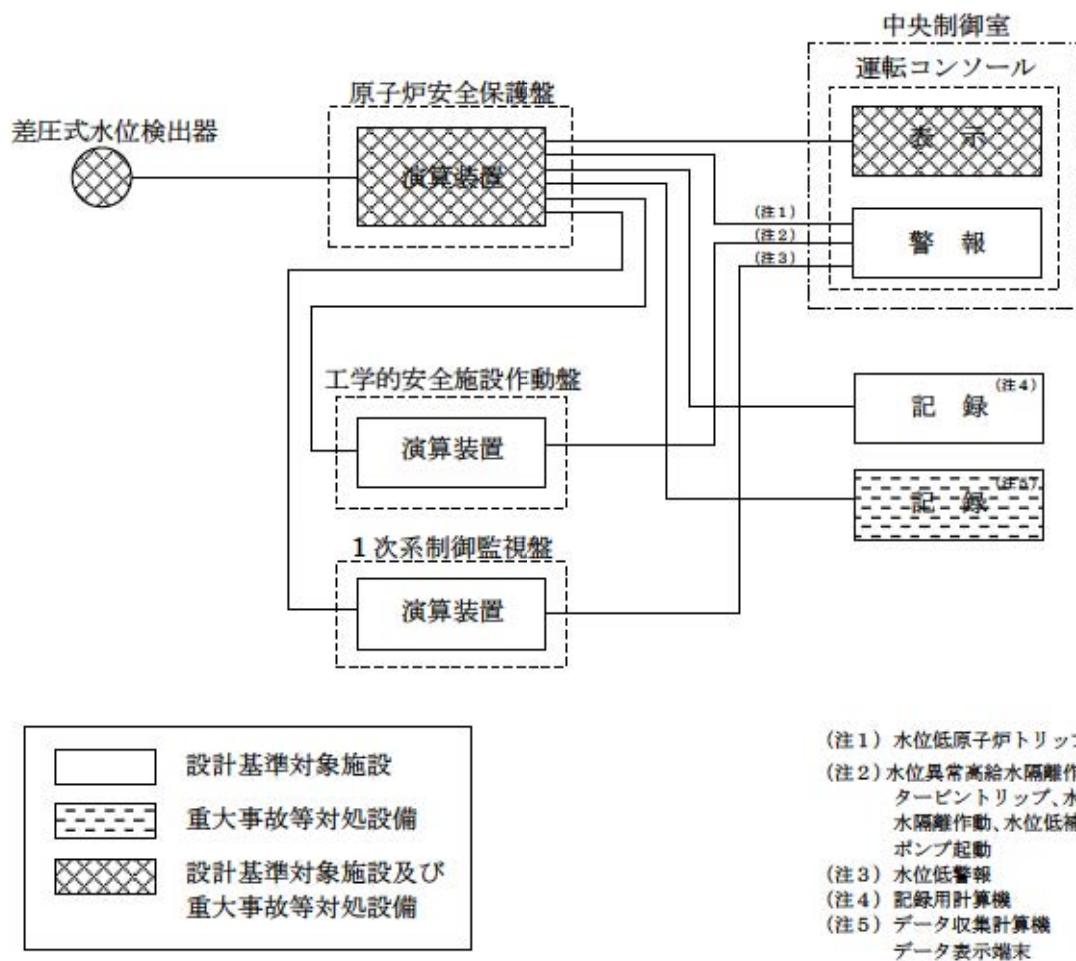


第 15 図 蒸気発生器水位（広域）の概略構成図

b. 蒸気発生器水位（狭域）

蒸気発生器水位（狭域）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、蒸気発生器水位（狭域）の検出信号は、差圧式水位検出器からの電流信号を原子炉安全保護盤内の演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後、蒸気発生器水位（狭域）を中央制御室に表示し、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。

（第 16 図「蒸気発生器水位（狭域）の概略構成図」参照。）



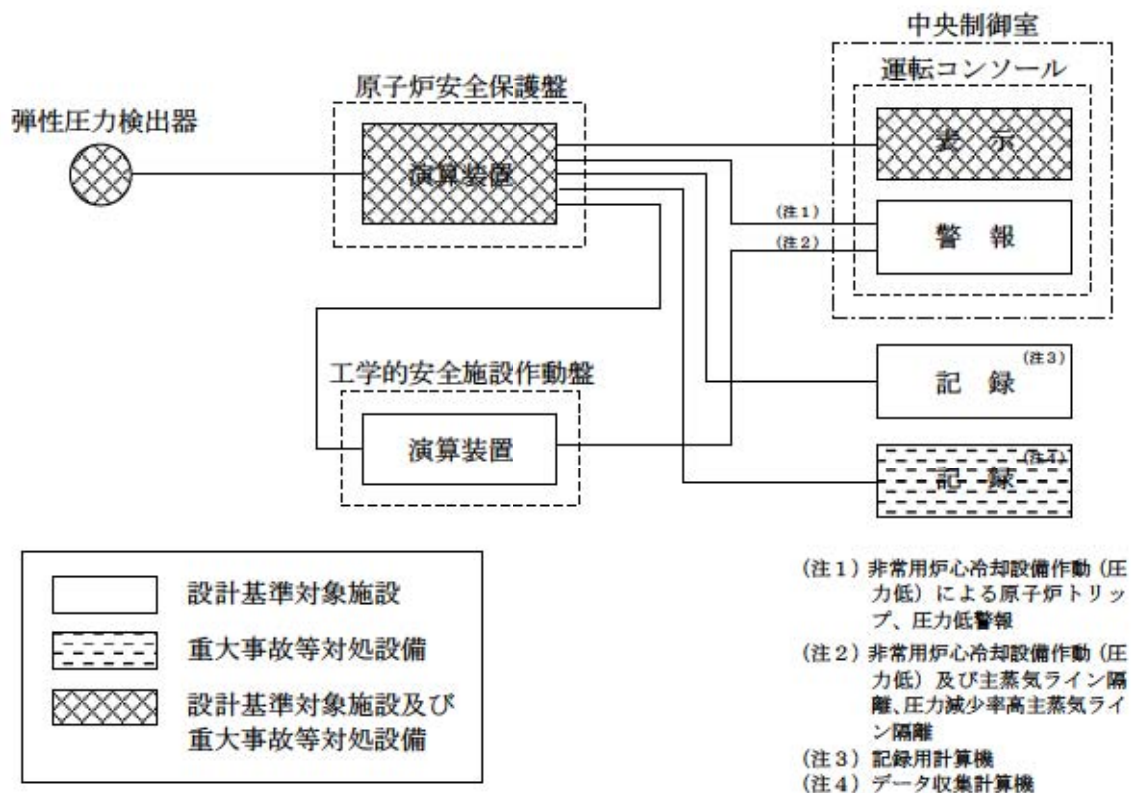
第 16 図 蒸気発生器水位（狭域）の概略構成図

3.1.6. 主蒸気の圧力を計測する装置

a. 主蒸気ライン圧力

主蒸気ライン圧力の検出信号は、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、弾性圧力検出器からの電流信号を原子炉安全保護盤内の演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後、主蒸気ライン圧力を中央制御室に表示し、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。

(第 17 図「主蒸気ライン圧力の概略構成図」参照。)



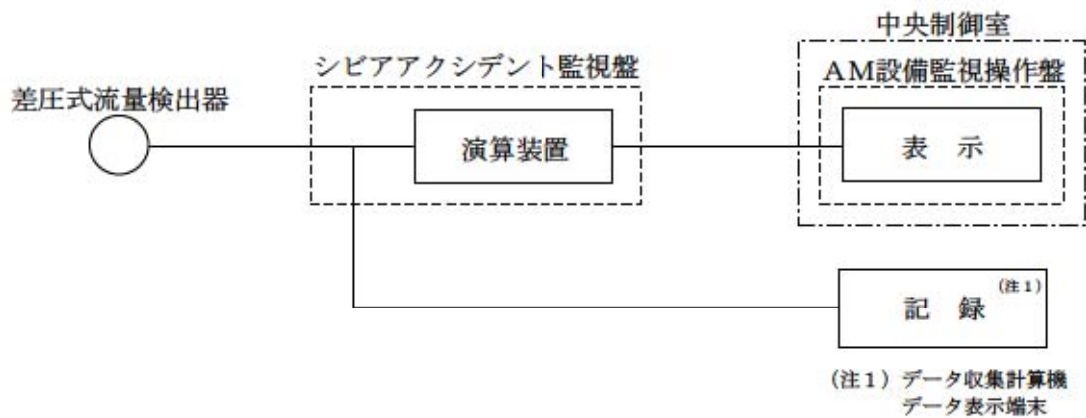
第 17 図 主蒸気ライン圧力の概略構成図

3.1.7. 原子炉格納容器本体への冷却材流量を計測する装置

a. B-格納容器スプレィ冷却器出口積算流量（AM用）

B-格納容器スプレィ冷却器出口積算流量（AM用）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、B-格納容器スプレィ冷却器出口積算流量（AM用）の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号をシビアアクシデント監視盤内の演算装置にて演算装置にて流量信号及び積算流量信号へ変換する処理を行った後、B-格納容器スプレィ冷却器出口流量（AM用）及び積算流量（AM用）を中央制御室に表示し、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。

（第18図「B-格納容器スプレィ冷却器出口積算流量（AM用）の概略構成図」参照。）



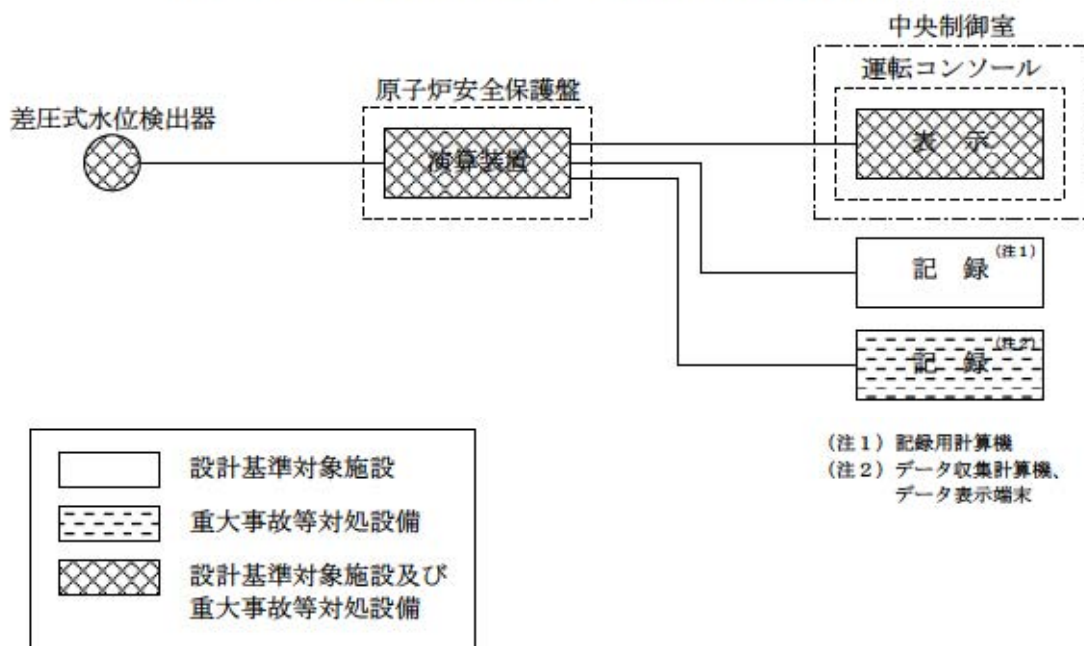
第18図 B-格納容器スプレィ冷却器出口積算流量（AM用）の概略構成図

3.1.8. 原子炉格納容器本体の水位を計測する装置

a. 格納容器再循環サンプ水位（広域）

格納容器再循環サンプ水位（広域）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、格納容器再循環サンプ水位（広域）の検出信号は、差圧式水位検出器からの電流信号を原子炉安全保護盤内の演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後、格納容器再循環サンプ水位（広域）を中央制御室に表示、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。

（第 19 図「格納容器再循環サンプ水位（広域）の概略構成図」参照。）

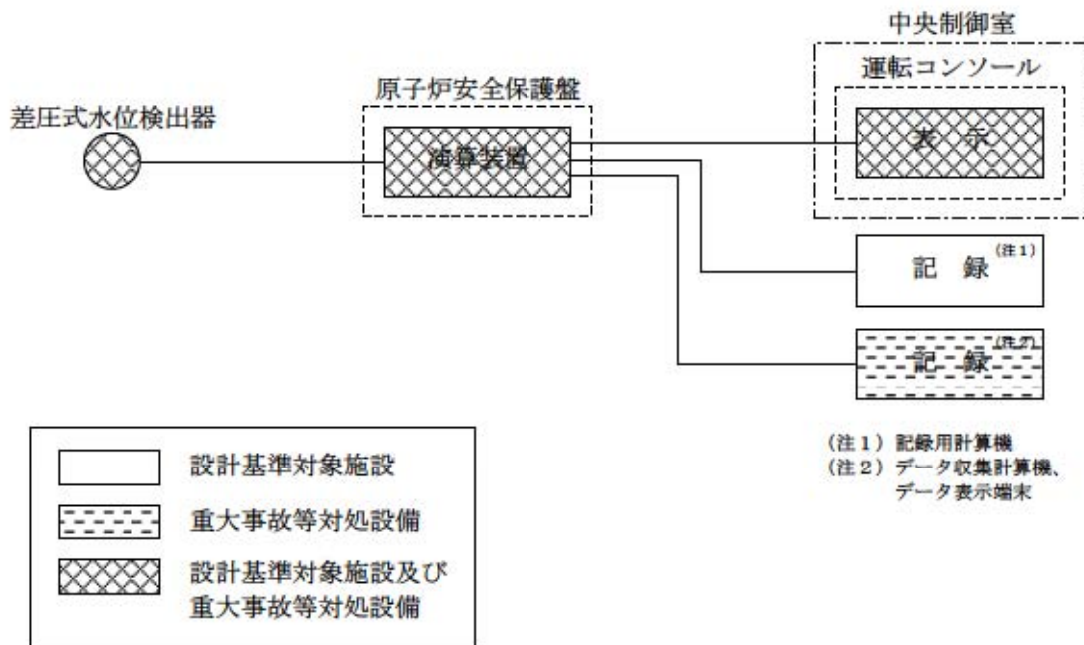


第 19 図 格納容器再循環サンプ水位（広域）の概略構成図

b. 格納容器再循環サンプ水位（狭域）

格納容器再循環サンプ水位（狭域）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、格納容器再循環サンプ水位（狭域）の検出信号は、差圧式水位検出器からの電流信号を原子炉安全保護盤内の演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後、格納容器再循環サンプ水位（狭域）を中央制御室に表示、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。

（第 20 図「格納容器再循環サンプ水位（狭域）の概略構成図」参照。）

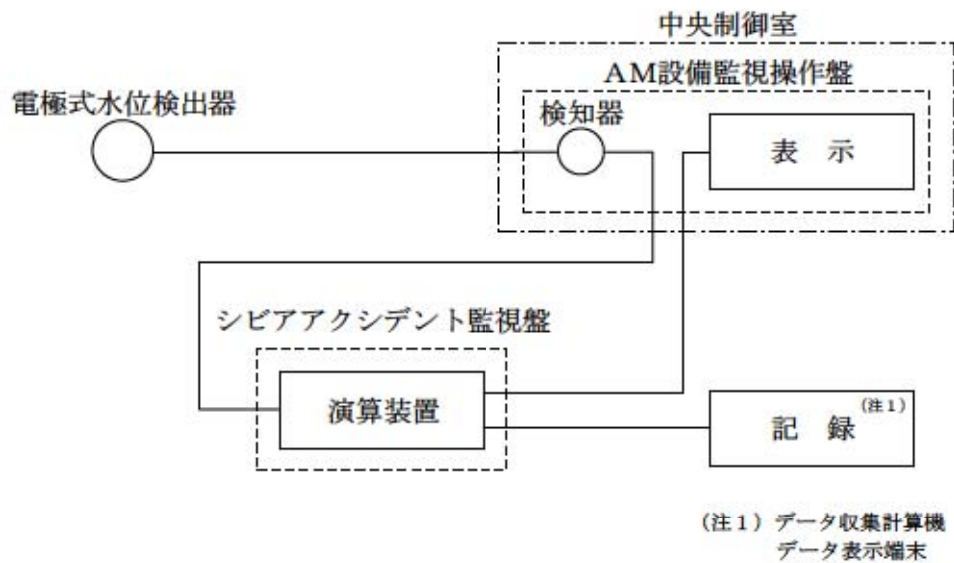


第 20 図 格納容器再循環サンプ水位（狭域）の概略構成図

c. 原子炉下部キャビティ水位

原子炉下部キャビティ水位は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉下部キャビティ水位の検出信号は、電極式水位検出器からの水位状態(ON-OFF)を中央制御室に表示した後、シビアアクシデント監視盤の演算装置を経由し、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。

(第 21 図「原子炉下部キャビティ水位の概略構成図」参照。)

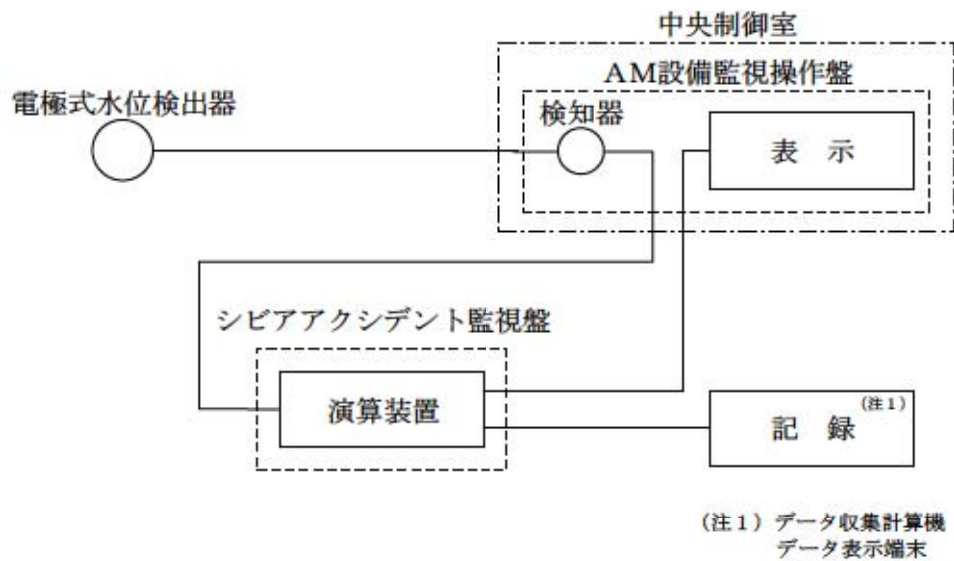


第 21 図 原子炉下部キャビティ水位の概略構成図

d. 格納容器水位

格納容器水位は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器水位の検出信号は、電極式水位検出器からの水位状態（ON-OFF）を中央制御室に表示した後、シビアアクシデント監視盤の演算装置を経由し、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。

（第 22 図「格納容器水位の概略構成図」参照。）



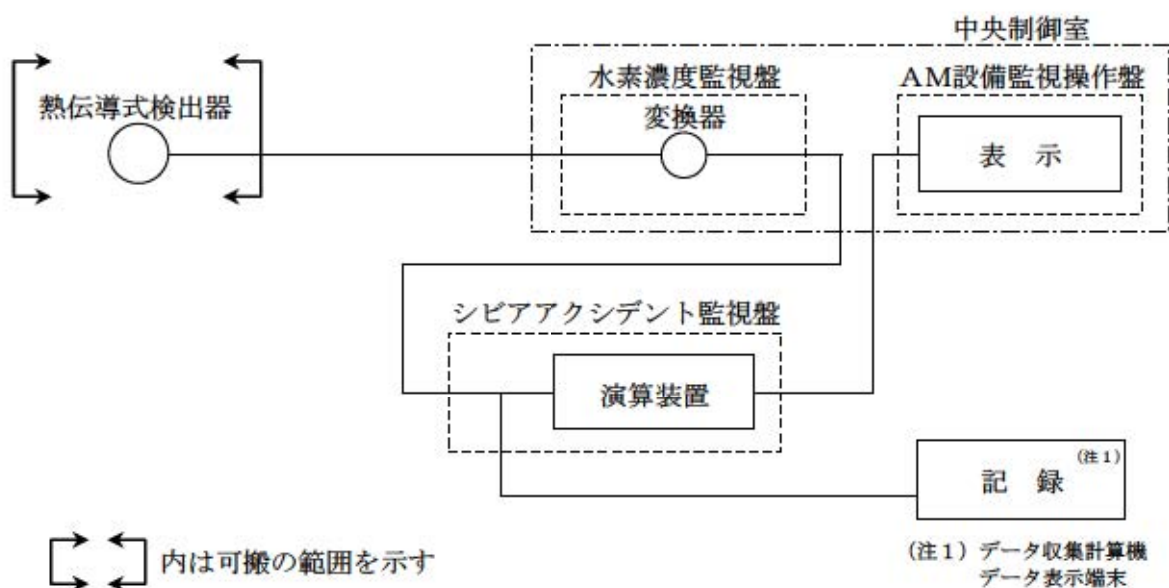
第 22 図 格納容器水位の概略構成図

3.1.9. 二次格納施設内の水素ガス濃度を計測する装置

a. アニュラス水素濃度（可搬型）

アニュラス水素濃度（可搬型）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、アニュラス水素濃度（可搬型）の検出信号は、重大事故等時に試料採取設備に設置できるように可搬型とする。熱伝導式検出器からの電圧信号を、変換器にて電流信号に変換し、シビアアクシデント監視盤内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、中央制御室に表示し、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。

（第23図「アニュラス水素濃度（可搬型）の概略構成図」参照。）



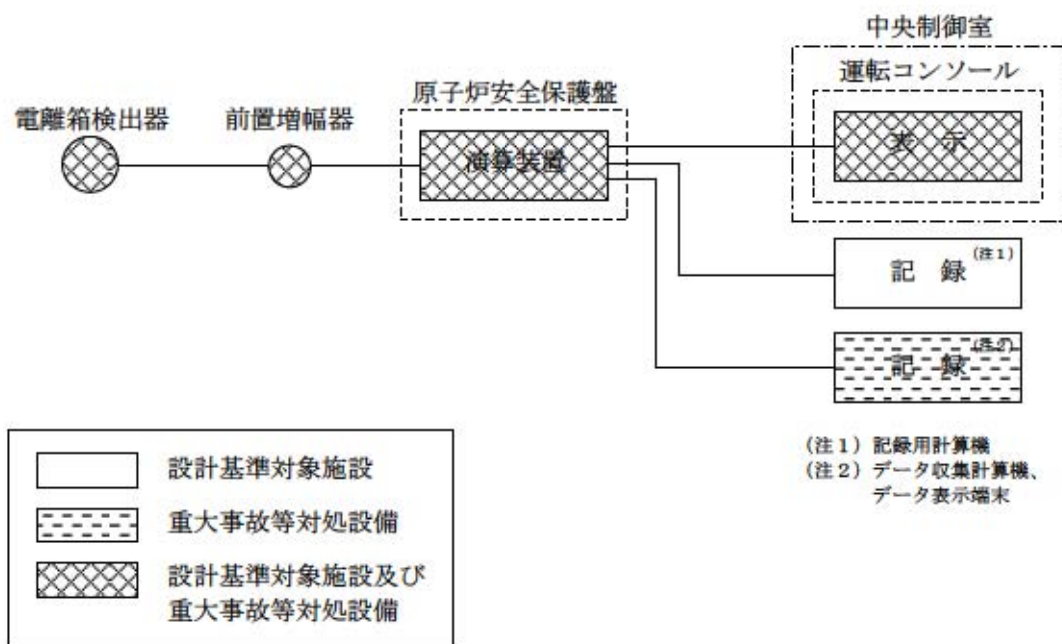
第23図 アニュラス水素濃度（可搬型）の概略構成図

3.1.10. 放射線管理用計測装置

a. 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）

格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）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、原子炉格納容器内の線量当量率を電離箱を用いて電流信号として検出する。検出した電流信号を前置増幅器で増幅し、原子炉安全保護盤内の演算装置にて線量当量率信号へ変換する処理を行った後、線量当量率を中央制御室に表示し、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。

（第 24 図「格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）の概略構成図」参照。）

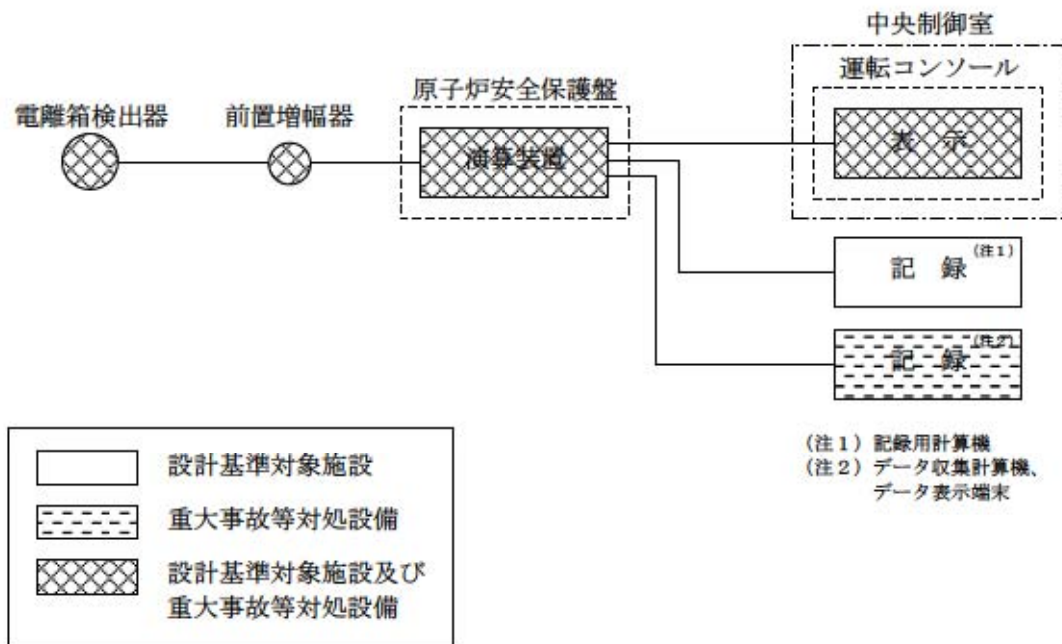


第 24 図 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）の概略構成図

b. 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）

格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）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、原子炉格納容器内の線量当量率を電離箱を用いて電流信号として検出する。検出した電流信号を前置増幅器で増幅し、原子炉安全保護盤内の演算装置にて線量当量率信号へ変換する処理を行った後、線量当量率を中央制御室に表示し、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。

（第 25 図「格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の概略構成図」参照。）



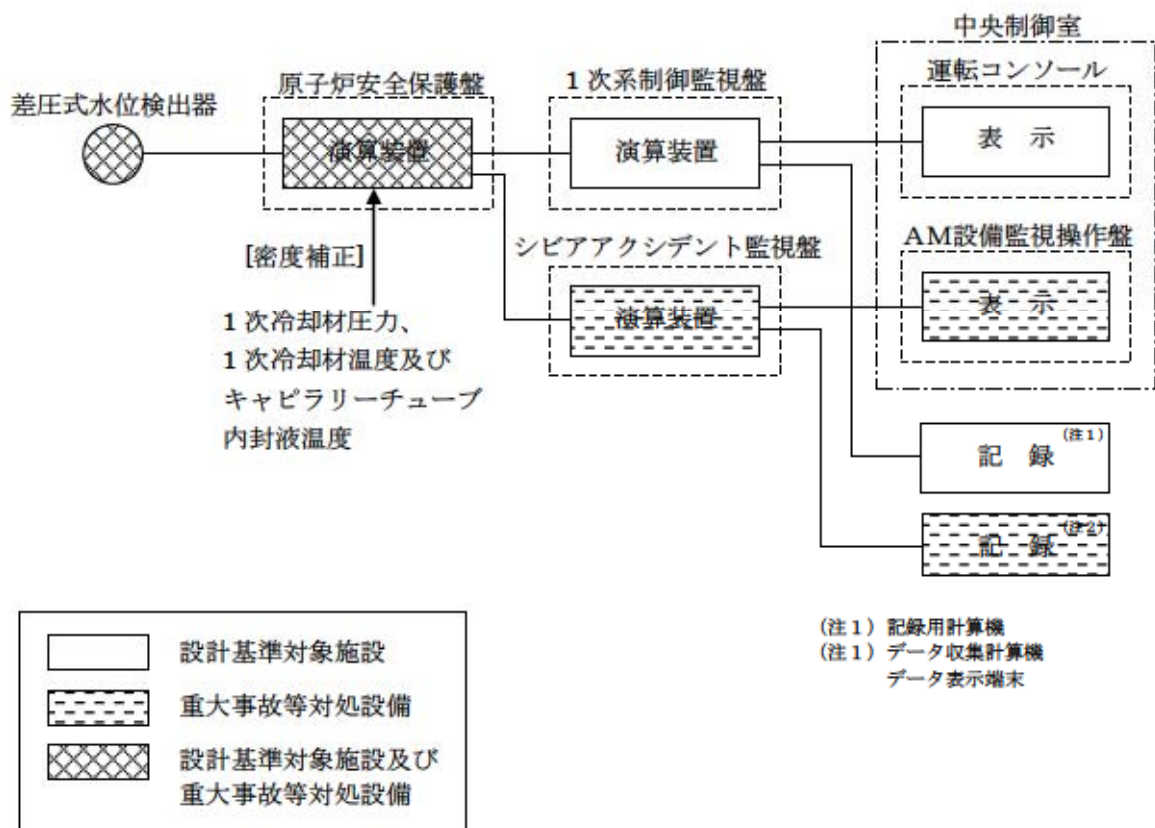
第 25 図 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の概略構成図

3.1.11. その他、重大事故等の対応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視する装置

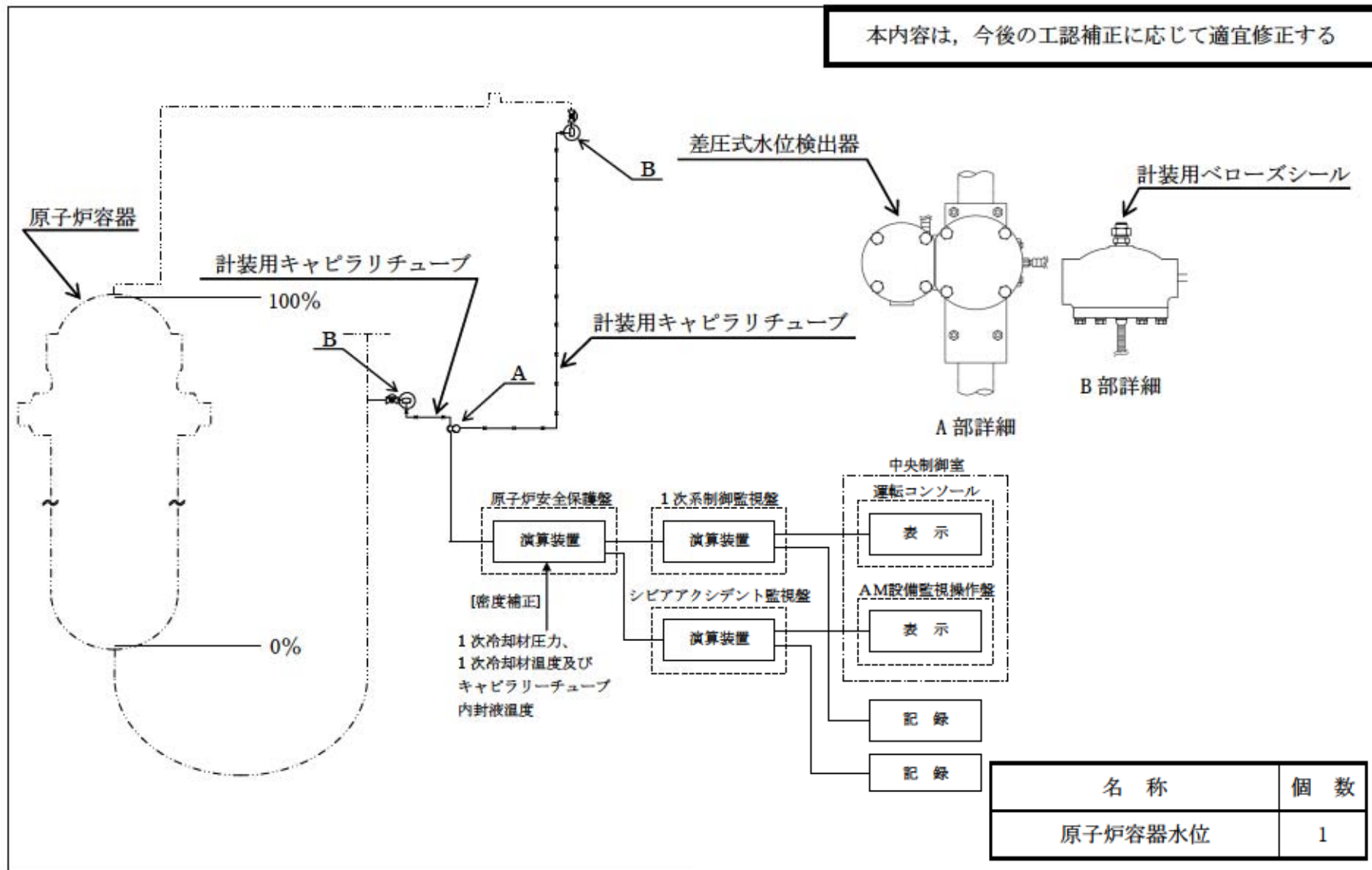
b. 原子炉容器水位

原子炉容器水位は、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、原子炉容器水位の検出信号は、差圧式水位検出器からの電流信号を原子炉安全保護盤を経由してシビアアクシデント監視盤に入力し、演算装置にて水位信号へ変換する処置を行った後、原子炉容器水位を中央制御室に表示し、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。

(第 26 図「原子炉容器水位の概略構成図」、第 27 図「検出器の構造図 (原子炉容器水位)」及び第 46 図「検出器の取付箇所を明示した図面」参照。)



第 26 図 原子炉容器水位の概略構成図

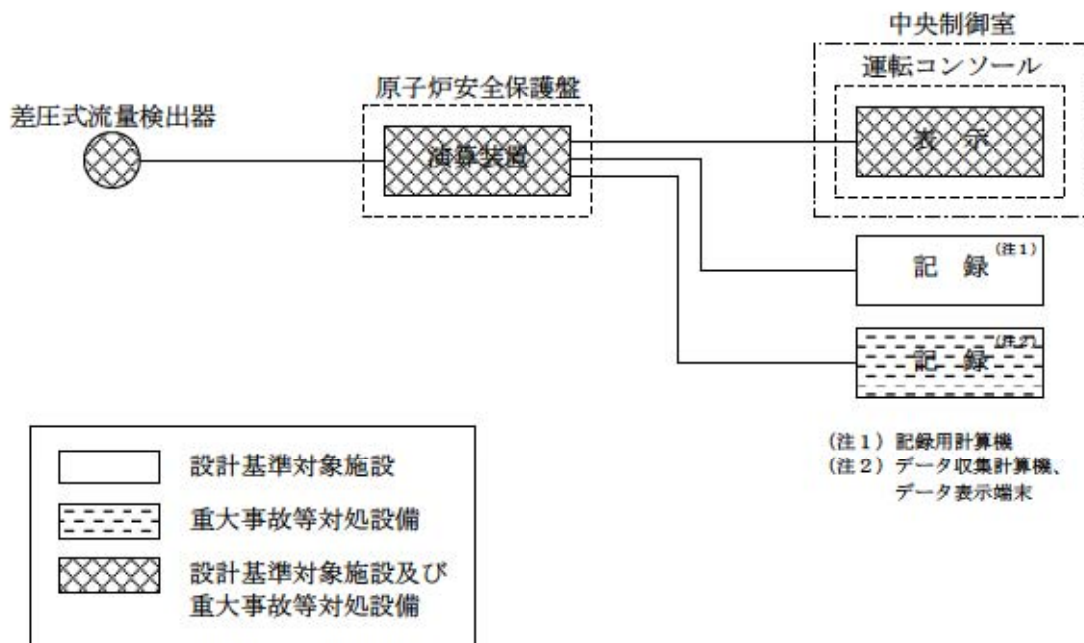


第 27 図 検出器の構造図 (原子炉容器水位)

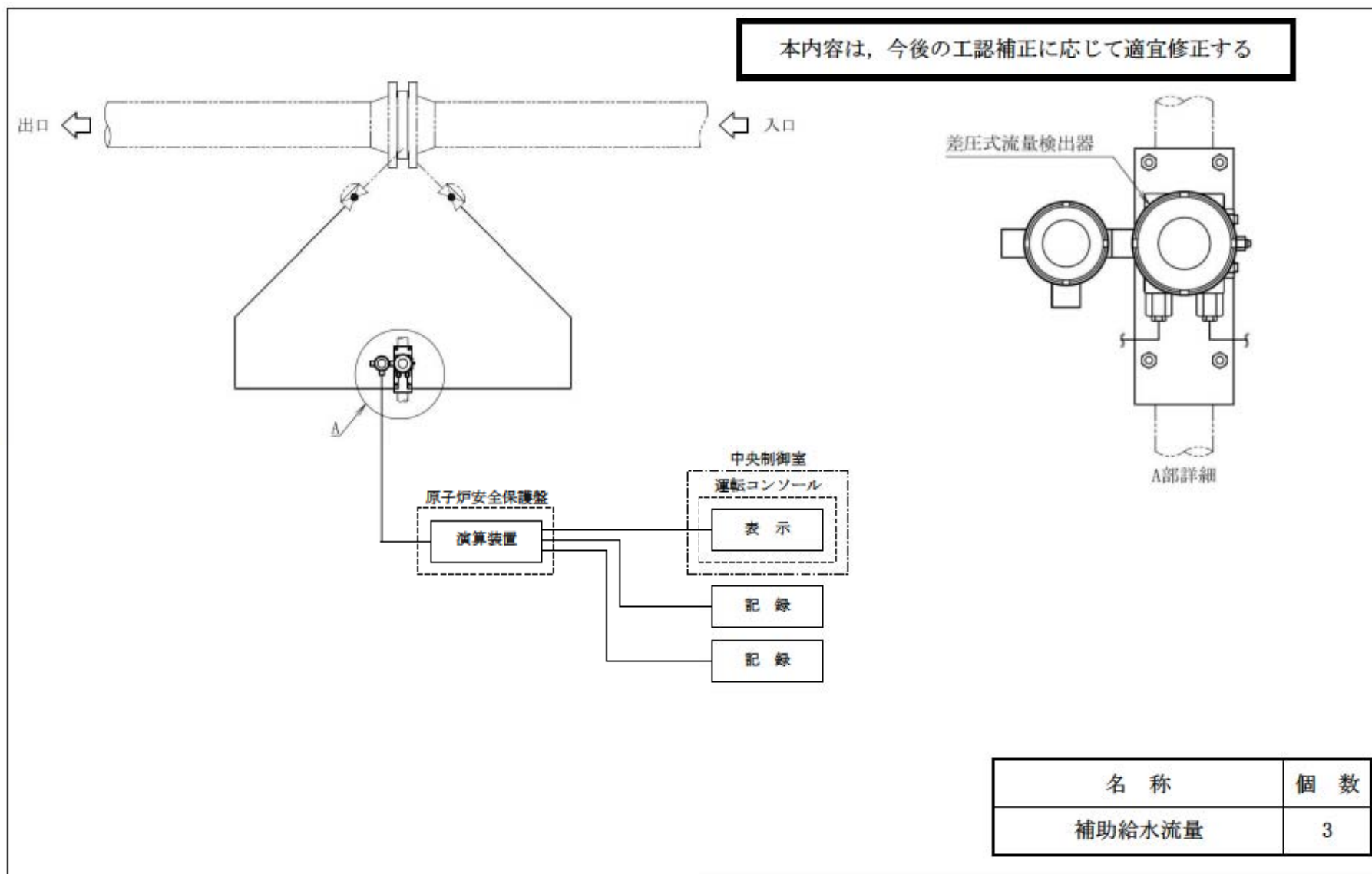
c. 補助給水流量

補助給水流量は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、補助給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原子炉安全保護盤内の演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、補助給水流量を中央制御室に表示し、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。

(第 28 図「補助給水流量の概略構成図」、第 29 図「検出器の構造図(補助給水流量)」及び第 45 図「検出器の取付箇所を明示した図面」参照。)



第 28 図 補助給水流量の概略構成図

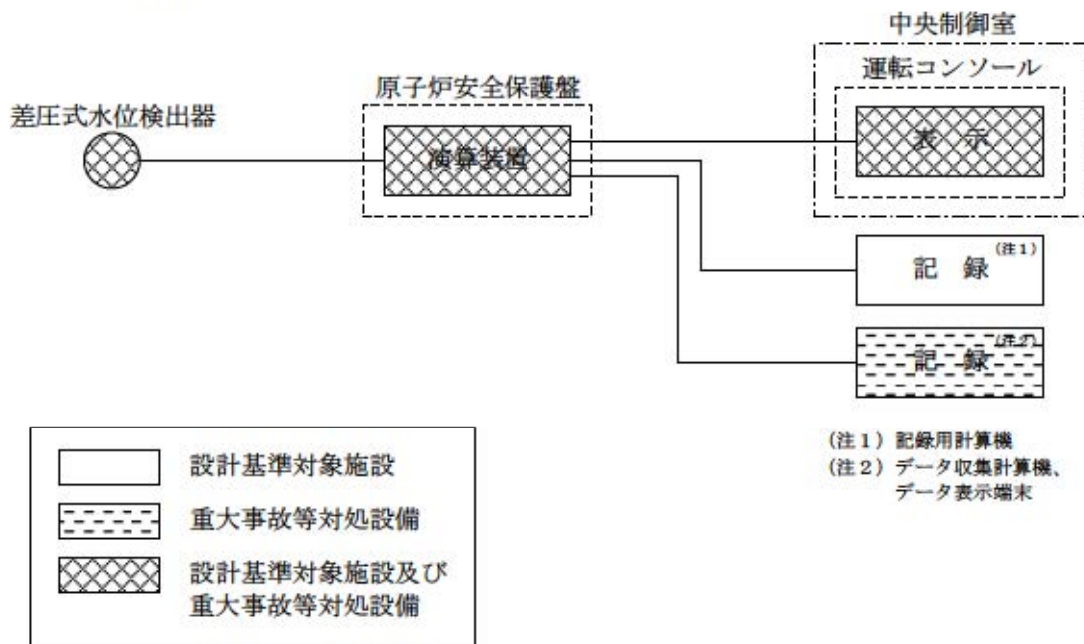


第 29 図 検出器の構造図 (補助給水流量)

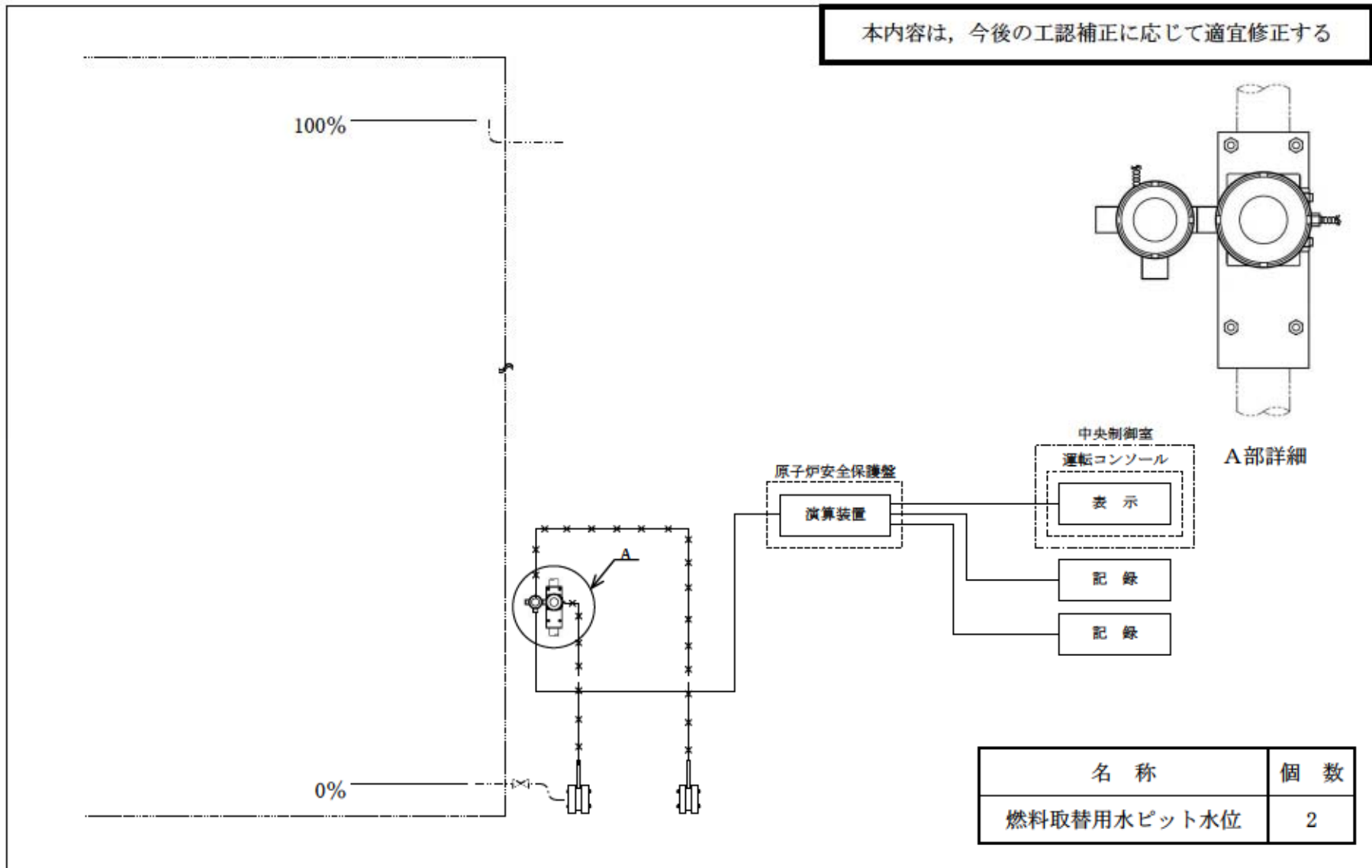
d. 燃料取替用水ピット水位

燃料取替用水ピット水位は、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、燃料取替用水ピット水位の検出信号は、差圧式水位検出器からの電流信号を原子炉安全保護盤内の演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後、燃料取替用水ピット水位を中央制御室に表示し、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。

(第 30 図「燃料取替用水ピット水位の概略構成図」、第 31 図「検出器の構造図(燃料取替用水ピット水位)」及び第 47 図「検出器の取付箇所を明示した図面」参照。)



第 30 図 燃料取替用水ピット水位の概略構成図

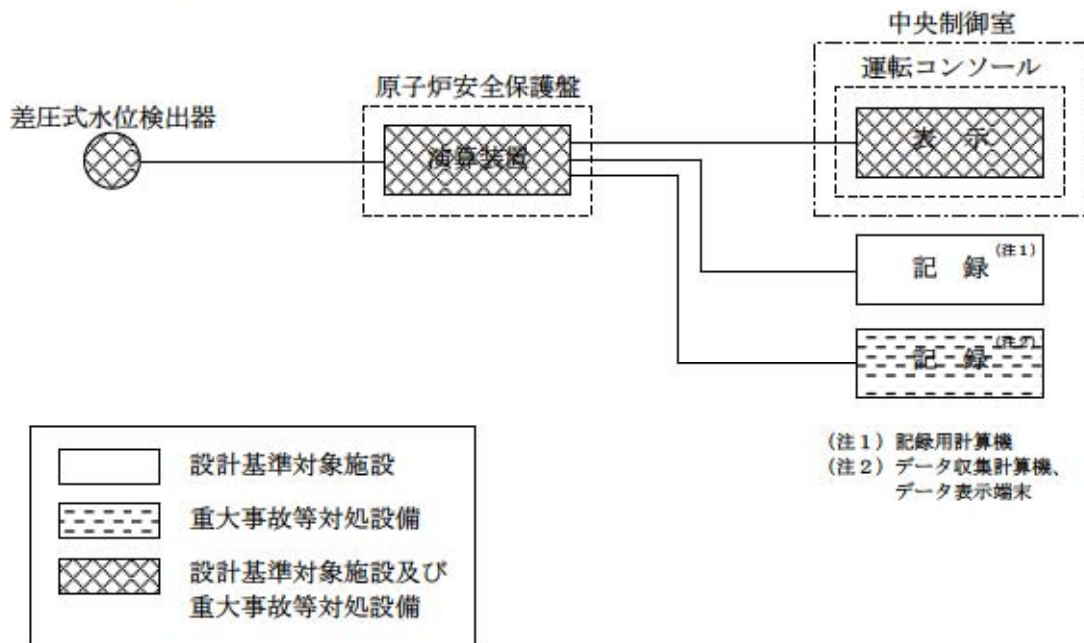


第 31 図 検出器の構造図 (燃料取替用水ピット水位)

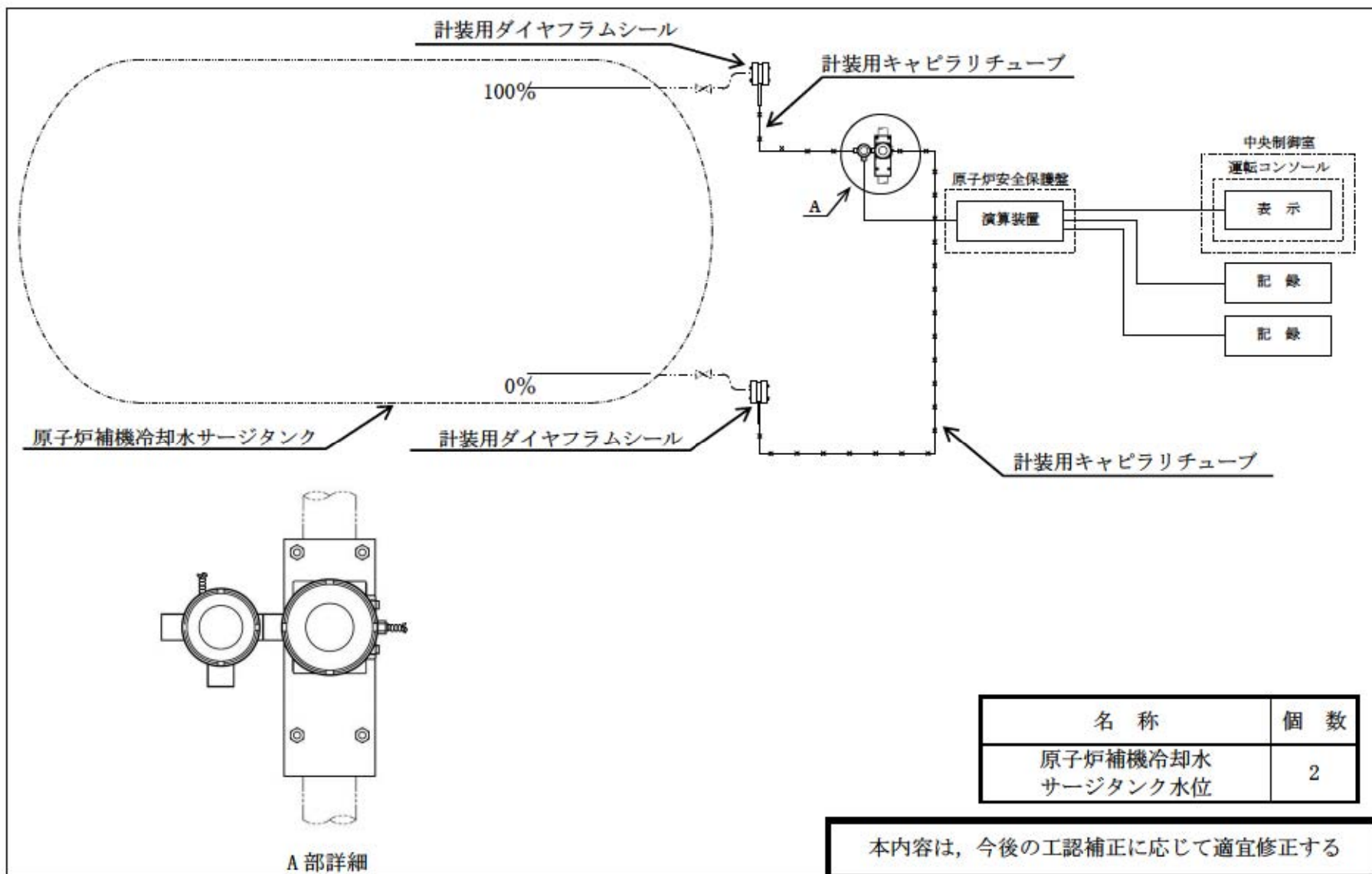
e. 原子炉補機冷却水サージタンク水位

原子炉補機冷却水サージタンク水位は、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、原子炉補機冷却水サージ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原子炉安全保護盤内の演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後、原子炉補機冷却水サージタンク水位を中央制御室に表示し、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。

(第 32 図「原子炉補機冷却水サージタンク水位の概略構成図」、第 33 図「検出器の構造図（原子炉補機冷却水サージタンク水位）」及び第 50 図「検出器の取付箇所を明示した図面」参照。)



第 32 図 原子炉補機冷却水サージタンク水位の概略構成図

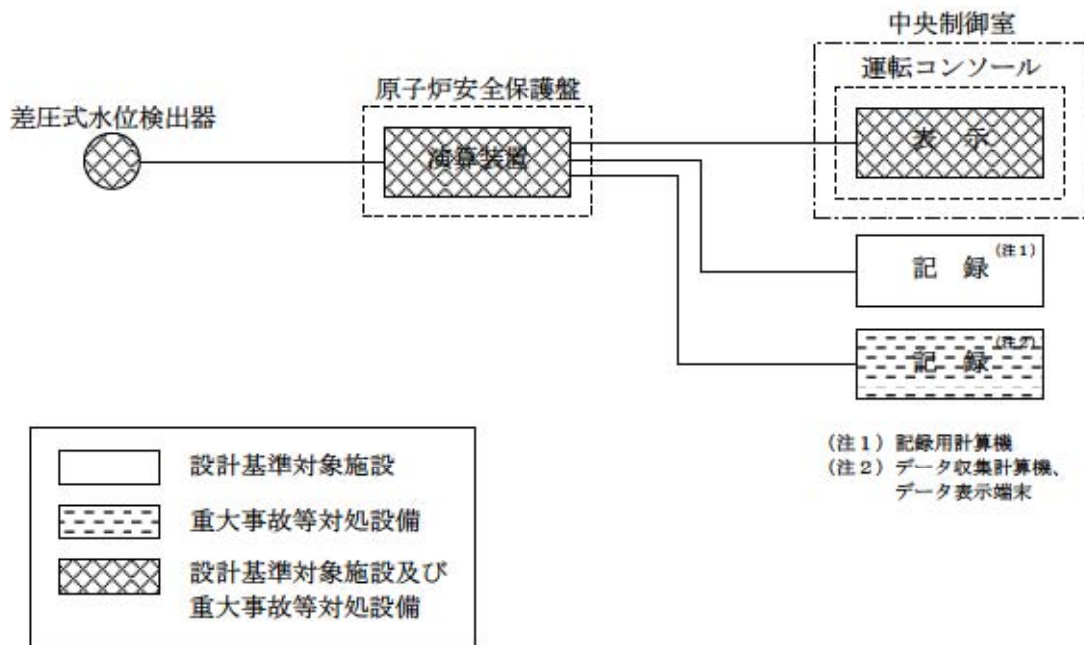


第 33 図 検出器の構造図（原子炉補機冷却水サージタンク水位）

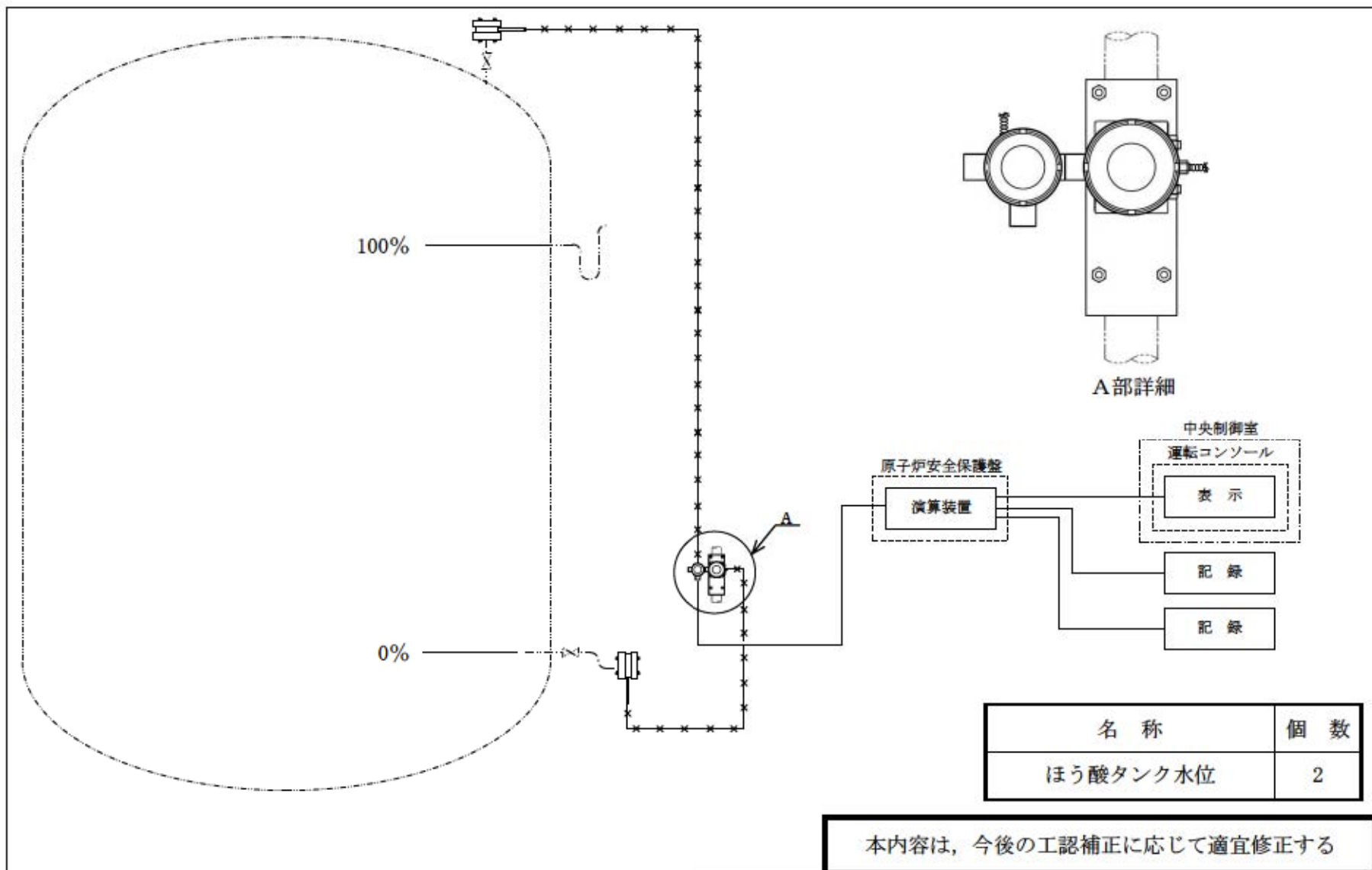
f. ほう酸タンク水位

ほう酸タンク水位は、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、ほう酸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原子炉安全保護盤内の演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後、ほう酸タンク水位を中央制御室に表示し、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。

(第 34 図「ほう酸タンク水位の概略構成図」、第 35 図「検出器の構造図 (ほう酸タンク水位)」及び第 46 図「検出器の取付箇所を明示した図面」参照。)



第 34 図 ほう酸タンク水位の概略構成図

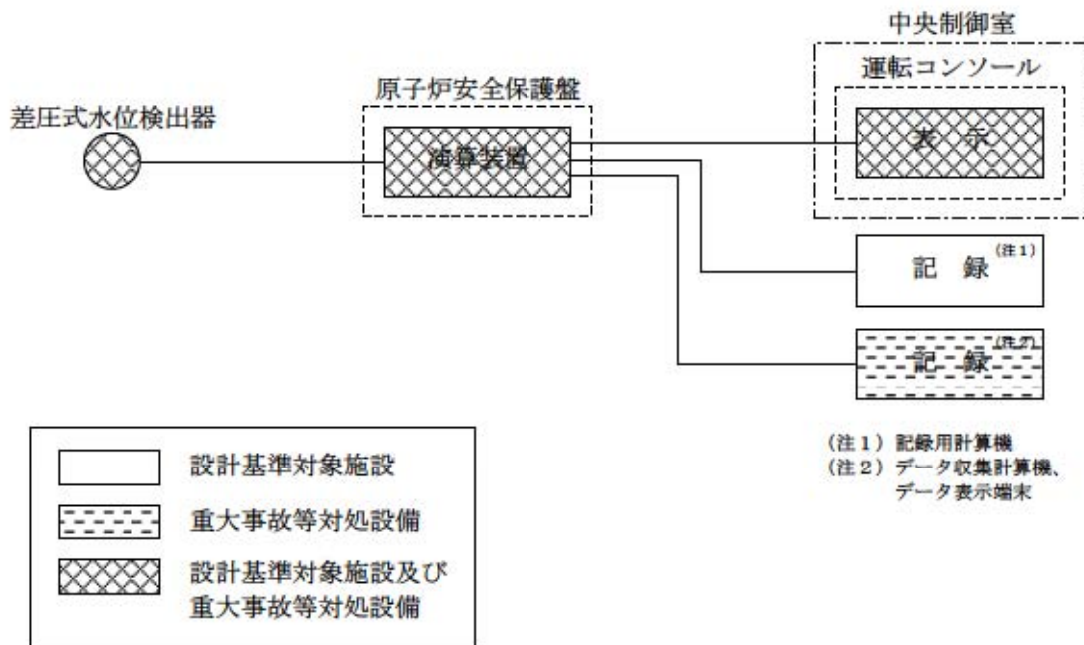


第 35 図 検出器の構造図 (ほう酸タンク水位)

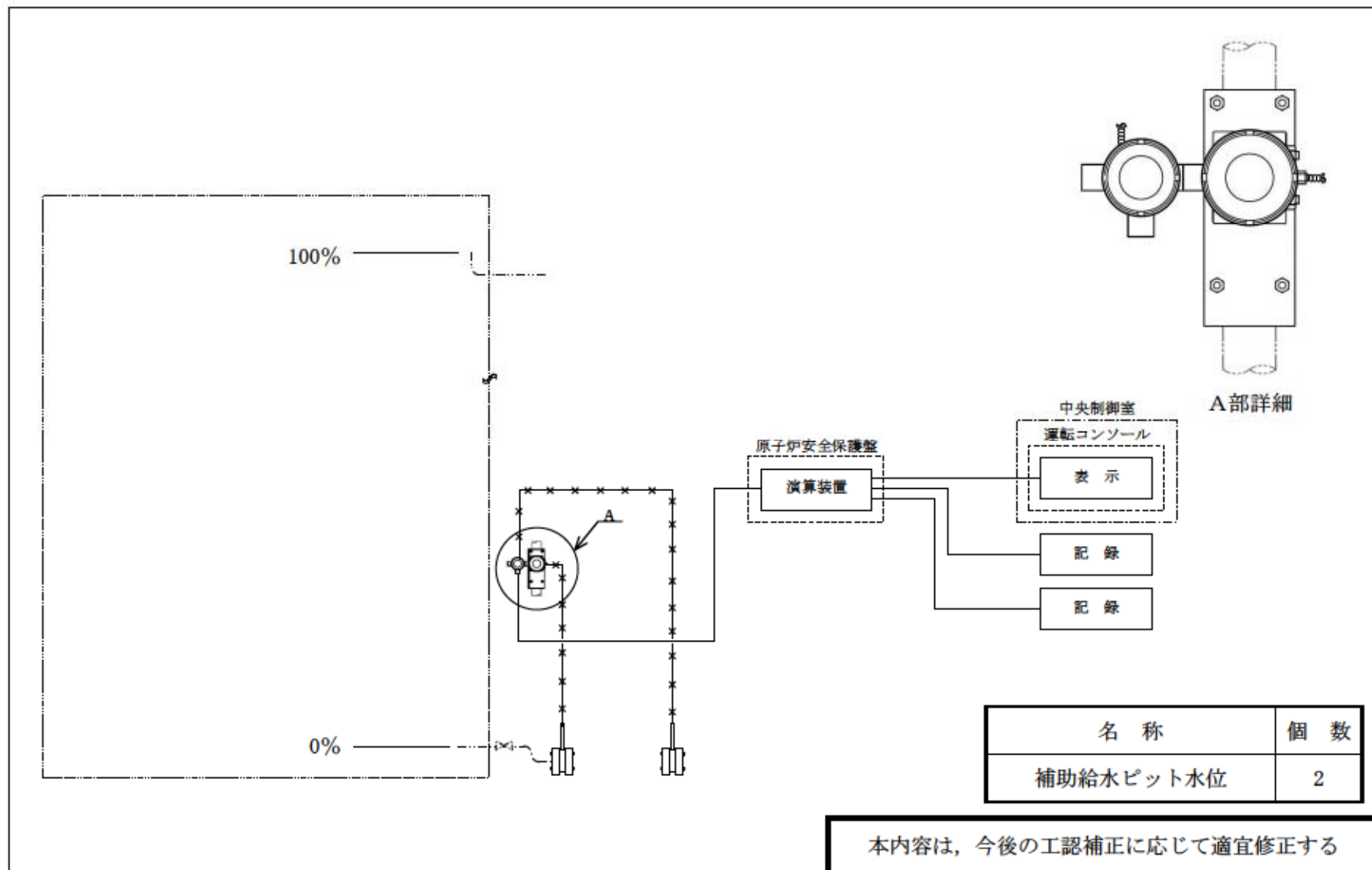
g. 補助給水ピット水位

補助給水ピット水位は、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、補助給水ピット水位の検出信号は、差圧式水位検出器からの電流信号を原子炉安全保護盤内の演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後、補助給水ピット水位を中央制御室に表示し、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。

(第 36 図「補助給水ピット水位の概略構成図」、第 37 図「検出器の構造図 (補助給水ピット水位)」及び第 47 図「検出器の取付箇所を明示した図面」参照。)



第 36 図 補助給水ピット水位の概略構成図

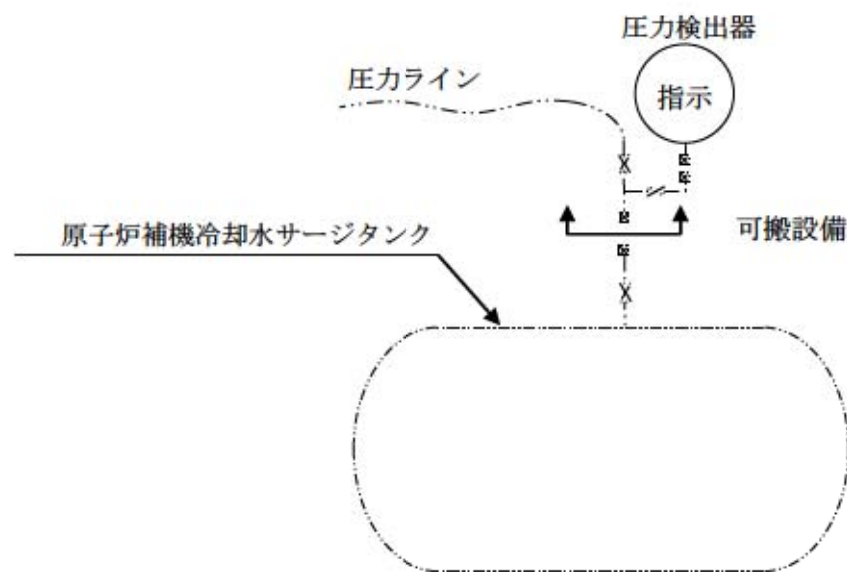


第 37 図 検出器の構造図 (補助給水ピット水位)

h. 原子炉補機冷却水サージタンク圧力（可搬型）

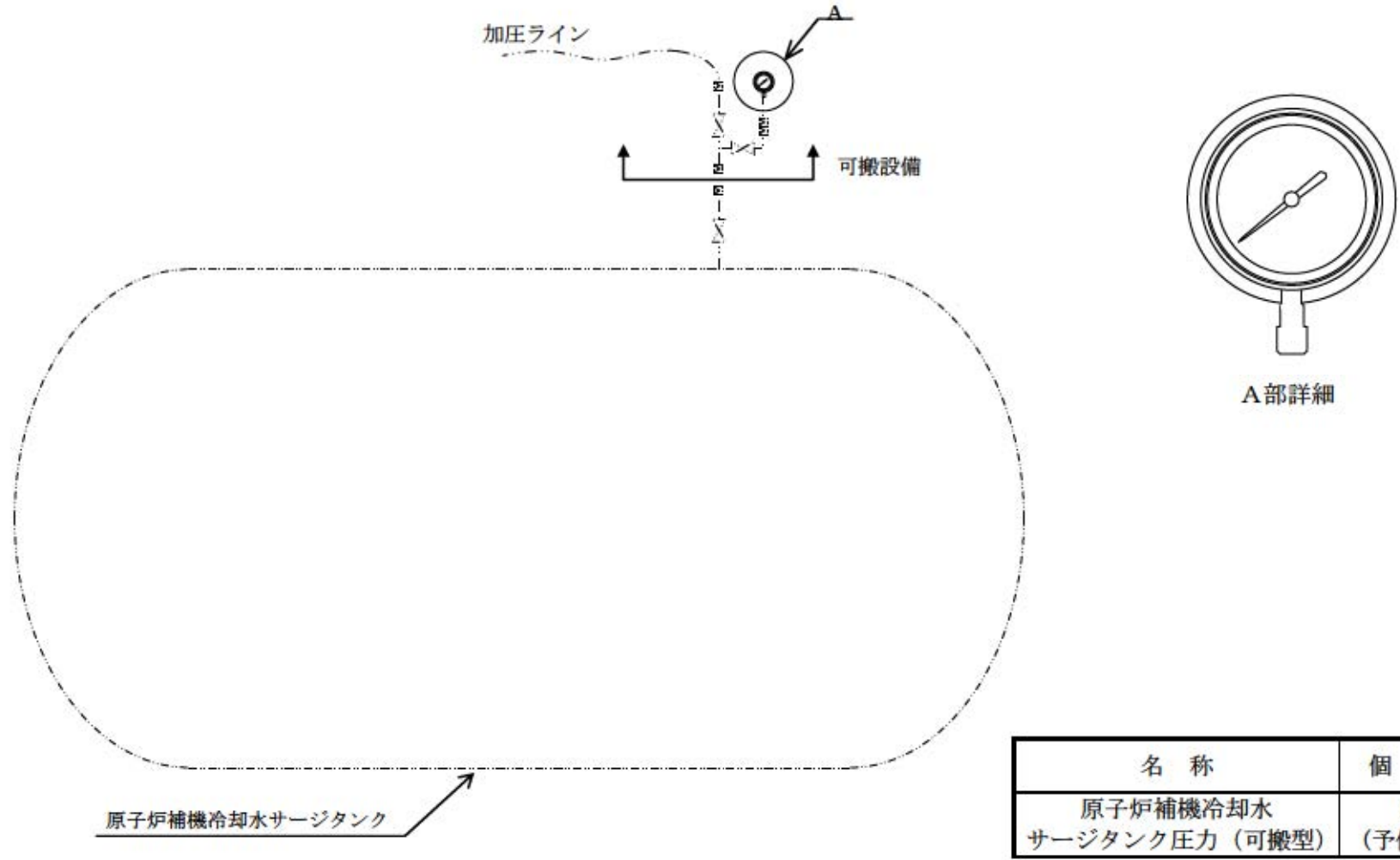
原子炉補機冷却水サージタンク圧力（可搬型）、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉補機冷却水サージタンクの圧力を原子炉補機冷却水サージタンク圧力（可搬型）により指示する。測定結果は従事者が記録用紙にて記録し、保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

（第 38 図「原子炉補機冷却水サージタンク圧力（可搬型）の概略構成図」、第 39 図「検出器の構造図（原子炉補機冷却水サージタンク圧力（可搬型）」、第 50、51 図「検出器の取付箇所を明示した図面」参照。）



第 38 図 原子炉補機冷却水サージタンク圧力（可搬型）の概略構成図

本内容は、今後の工認補正に応じて適宜修正する



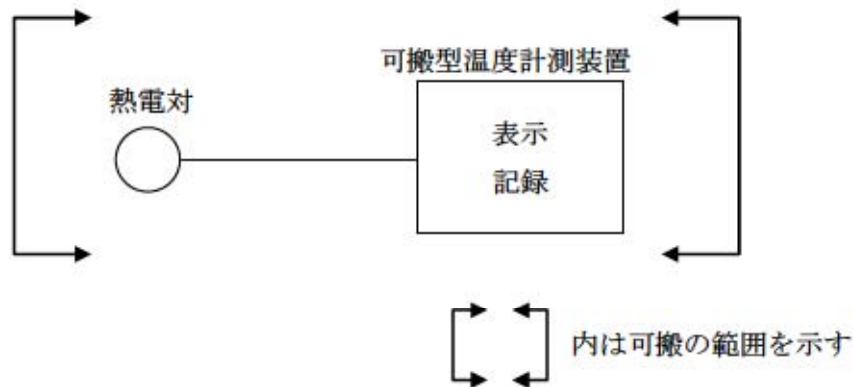
名称	個数
原子炉補機冷却水 サージタンク圧力（可搬型）	1 （予備1）

第 39 図 検出器の構造図（原子炉補機冷却水サージタンク圧力（可搬型））

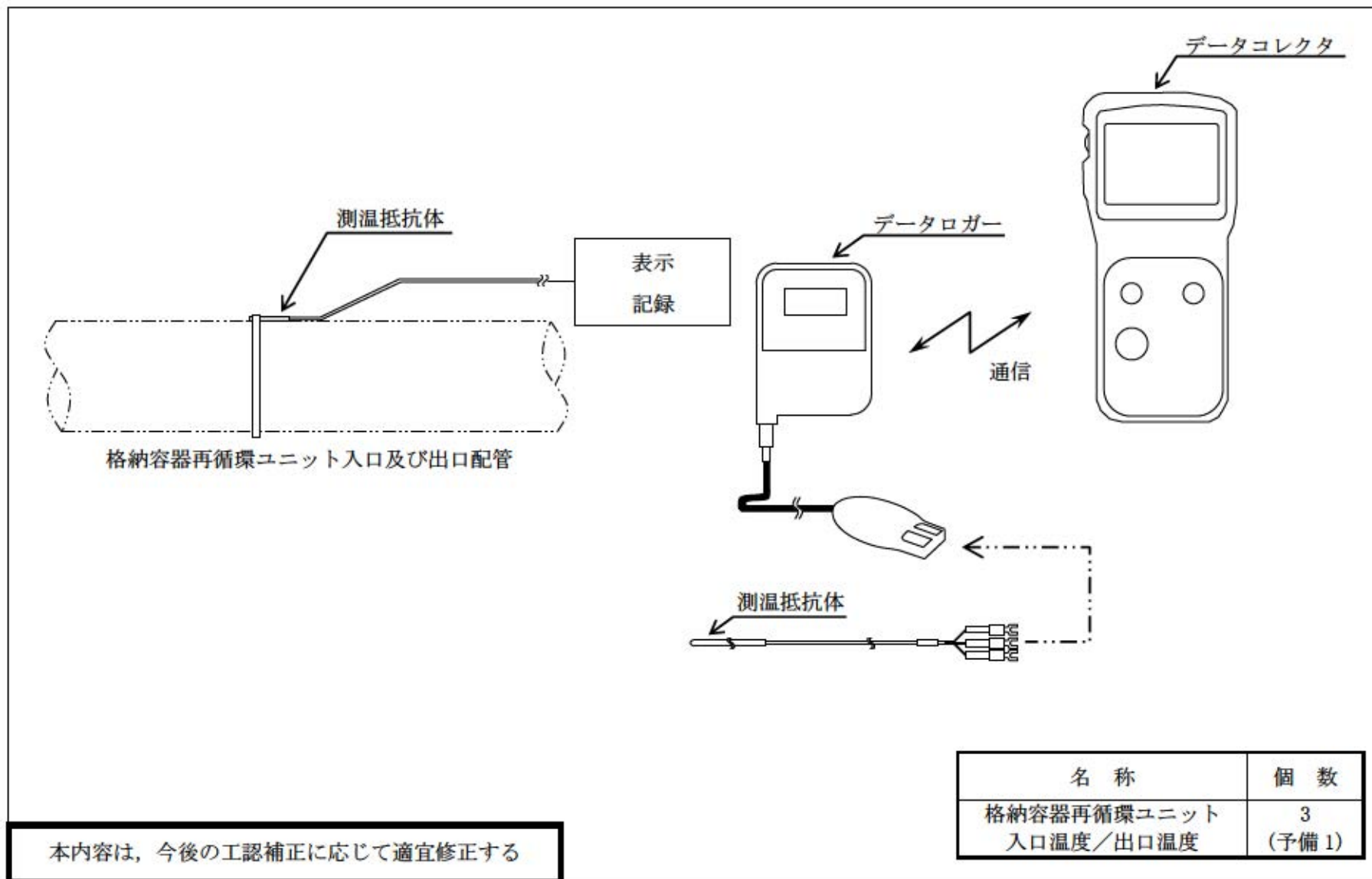
i. 格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度

格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器再循環ユニット出入口の冷却水配管に設置した熱電対の起電力を可搬型温度計測装置にて温度に変換して表示し、記録する。記録した温度を用いて出入口配管を流れる冷却水の温度差を求めることにより、格納容器再循環ユニットの動作状態を確認する。記録は、データ収集周期1分で10日間以上電磁的に記録し、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。

(第40図「格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度の概略構成図」、第41図「検出器の構造図(格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度)」及び第45、46、51図「検出器の取付箇所を示した図面」参照。)



第40図 格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度の概略構成図

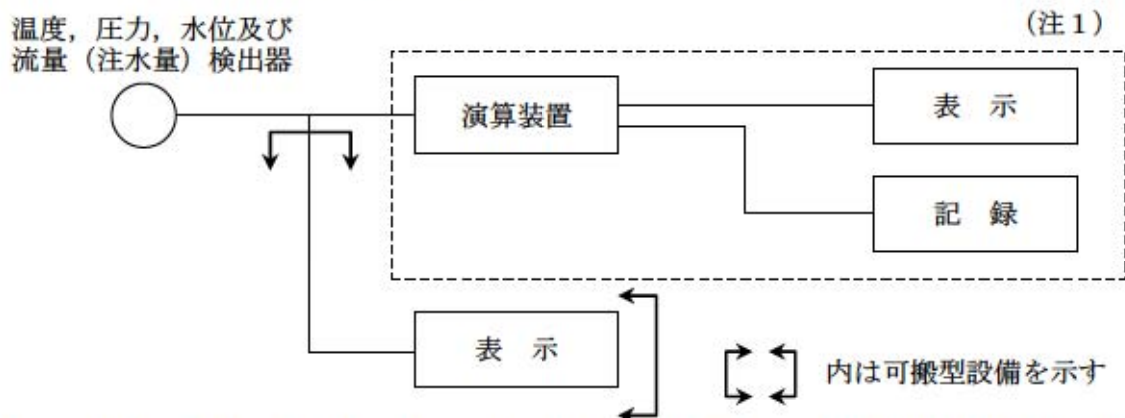


第41図 検出器の構造図（格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度）

j. 可搬型計測器

可搬型計測器は、重大事故等対処設備の機能を有しており、重大事故等が発生し、パラメータの計測範囲を超えた場合、又は直流電源が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合に、特に重要なパラメータとして、重大事故等に対処するために監視することが必要な温度、圧力、水位及び流量（注水量）のパラメータについて、検出器の抵抗値又は電気信号を計測した後、その計測結果を換算表を用いて温度、圧力、水位及び流量に換算し、監視するとともに、従事者が記録用紙に記録し、保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

（第 42 図「可搬型計測器の概略構成図」、第 1 表「可搬型計測器の測定対象パラメータ」、第 43 図「検出器の構造図（可搬型計測器）」及び第 46 図「検出器の取付箇所を明示した図面」参照。）

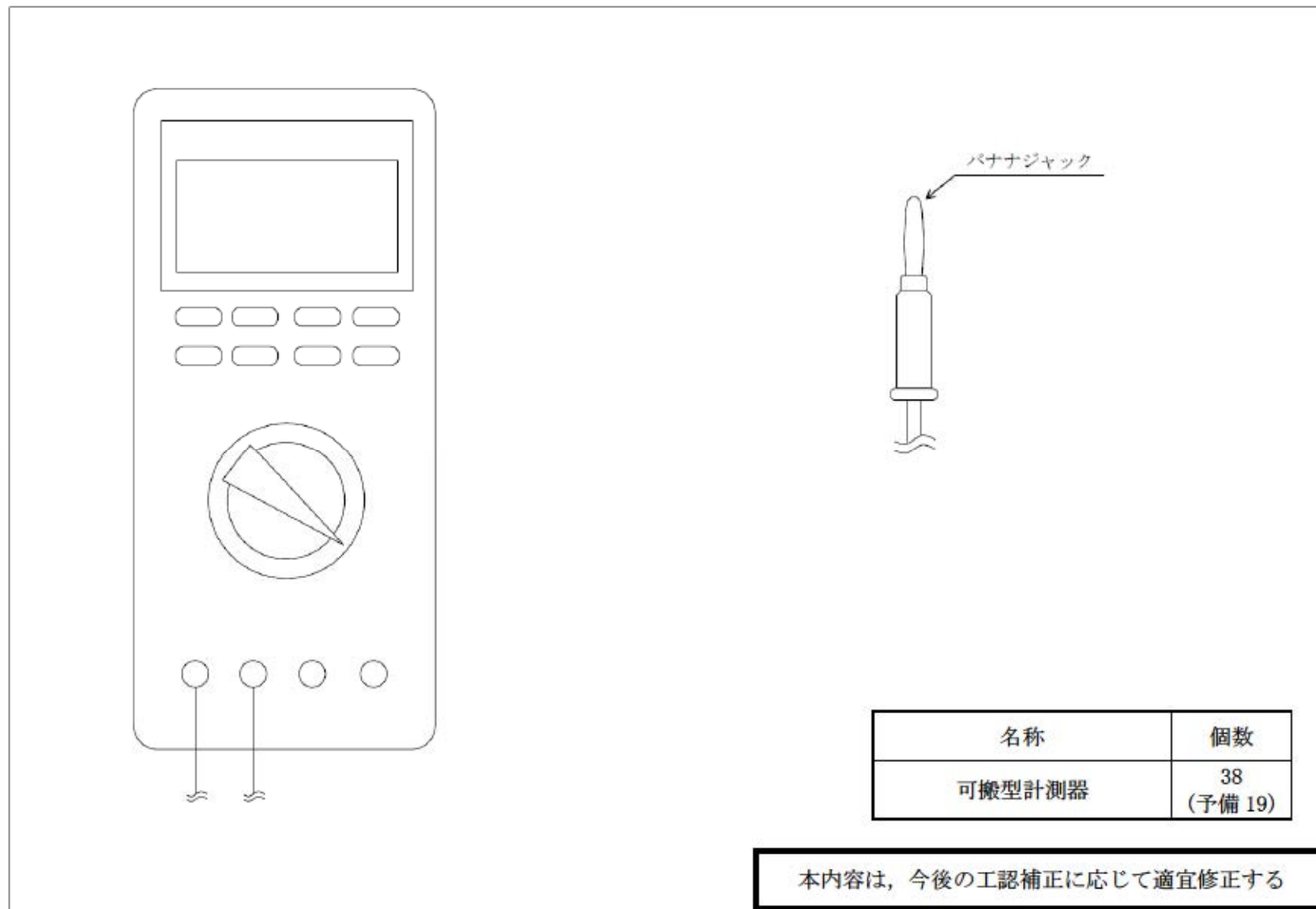


（注 1）点線で記載した箇所は、各パラメータの常設設備のうち、可搬型計測器及びその運用で機能を代替する範囲を示している。

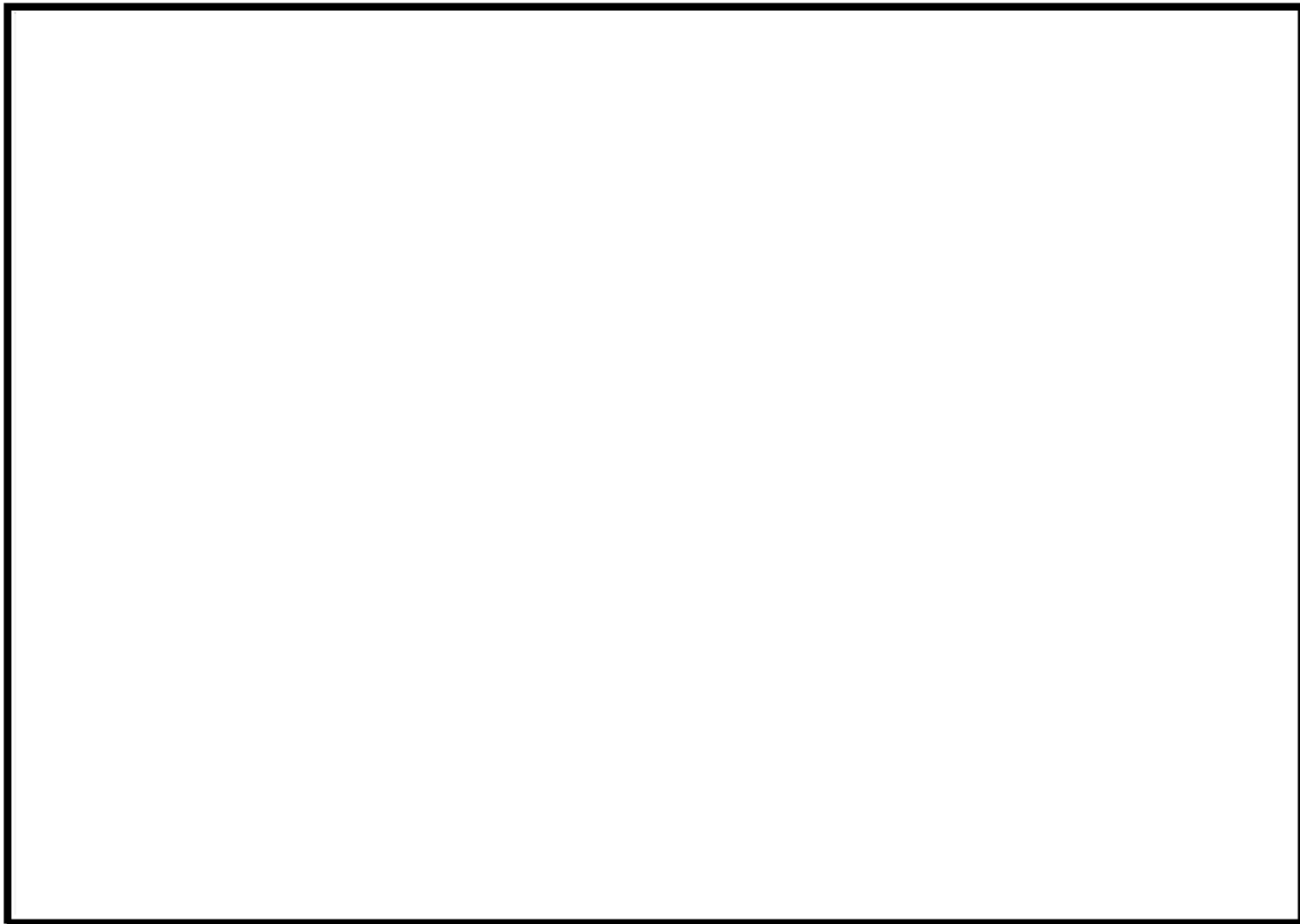
第 42 図 可搬型計測器の概略構成図

第 1 表 可搬型計測器の測定対象パラメータ

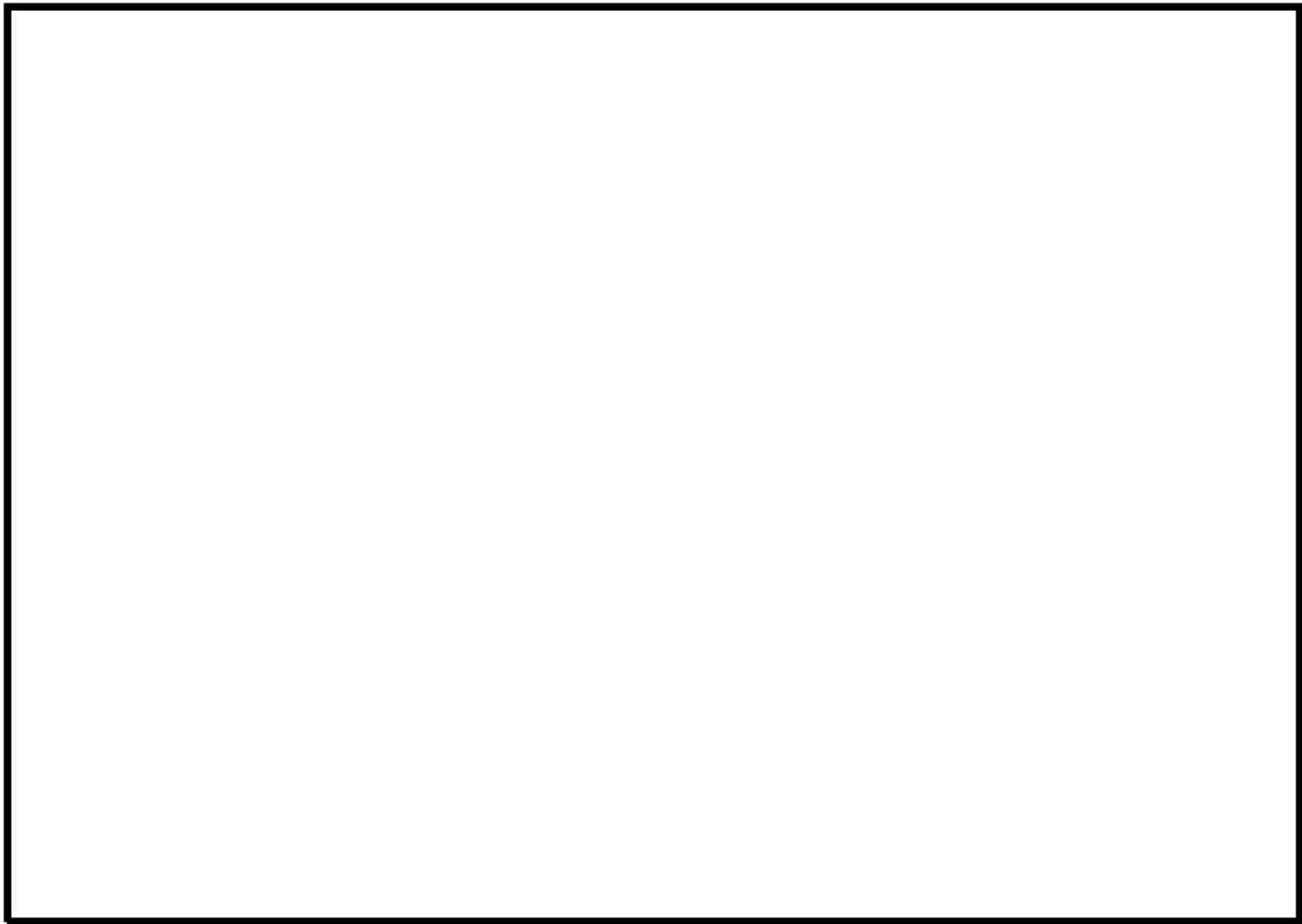
監視パラメータ	
<ul style="list-style-type: none"> ・ 1 次冷却材圧力（広域） ・ 1 次冷却材温度（広域－高温側） ・ 1 次冷却材温度（広域－低温側） ・ 高压注入流量 ・ 低压注入流量 ・ 代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量 ・ 加圧器水位 ・ 格納容器圧力（AM用） ・ 原子炉格納容器圧力 ・ 格納容器内温度 ・ 蒸気発生器水位（広域） ・ 蒸気発生器水位（狭域） ・ 主蒸気ライン圧力 	<ul style="list-style-type: none"> ・ B－格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用） ・ 格納容器再循環サンプ水位（広域） ・ 格納容器再循環サンプ水位（狭域） ・ 原子炉下部キャビティ水位 ・ 原子炉格納容器水位 ・ 原子炉容器水位 ・ 補助給水流量 ・ 燃料取替用水ピット水位 ・ 原子炉補機冷却水サージタンク水位 ・ ほう酸タンク水位 ・ 補助給水ピット水位



第 43 図 検出器の構造図 (可搬型計測器)

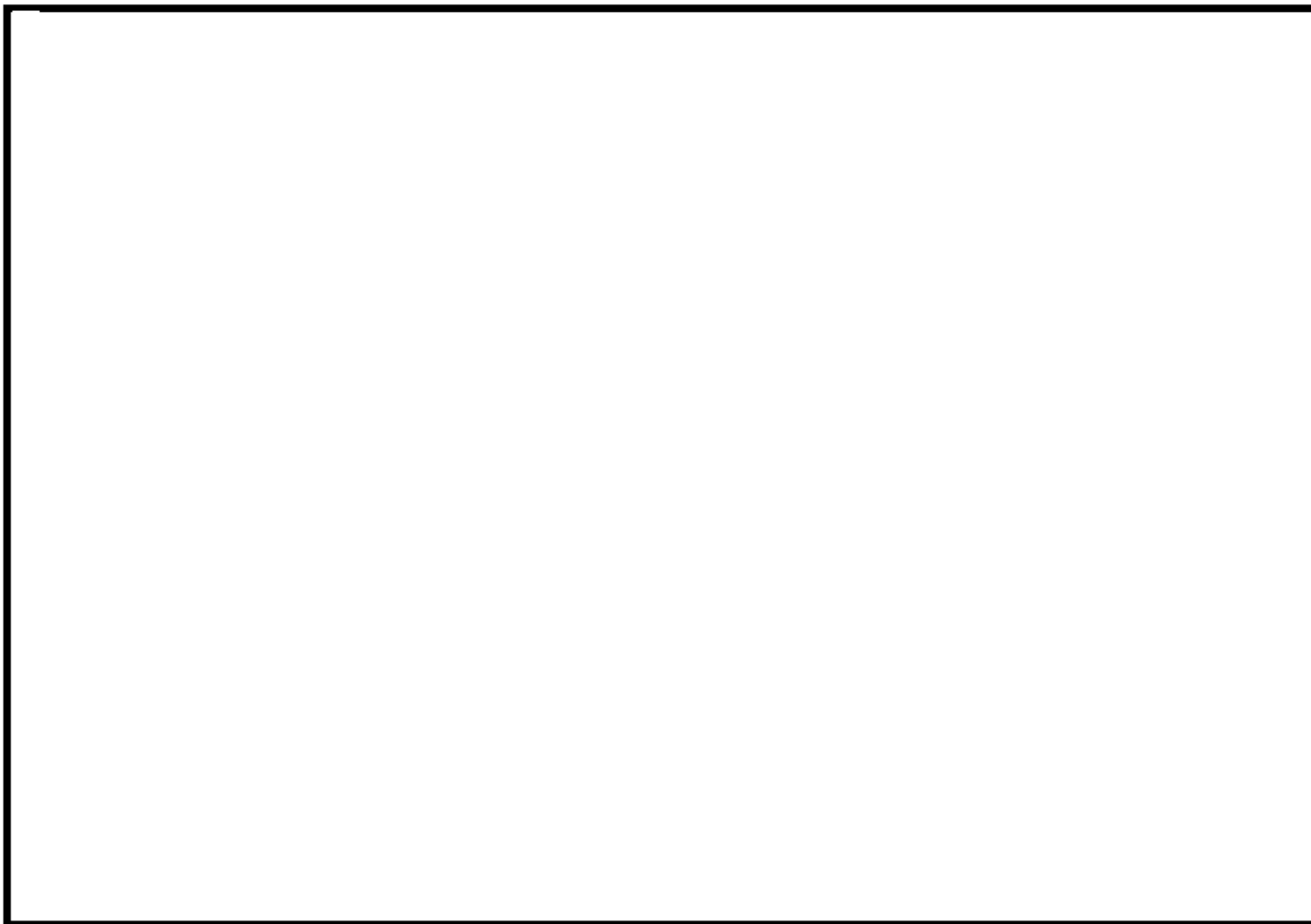


第 44 図 検出器の取付箇所を明示した図面 (T. P. 2. 8m)

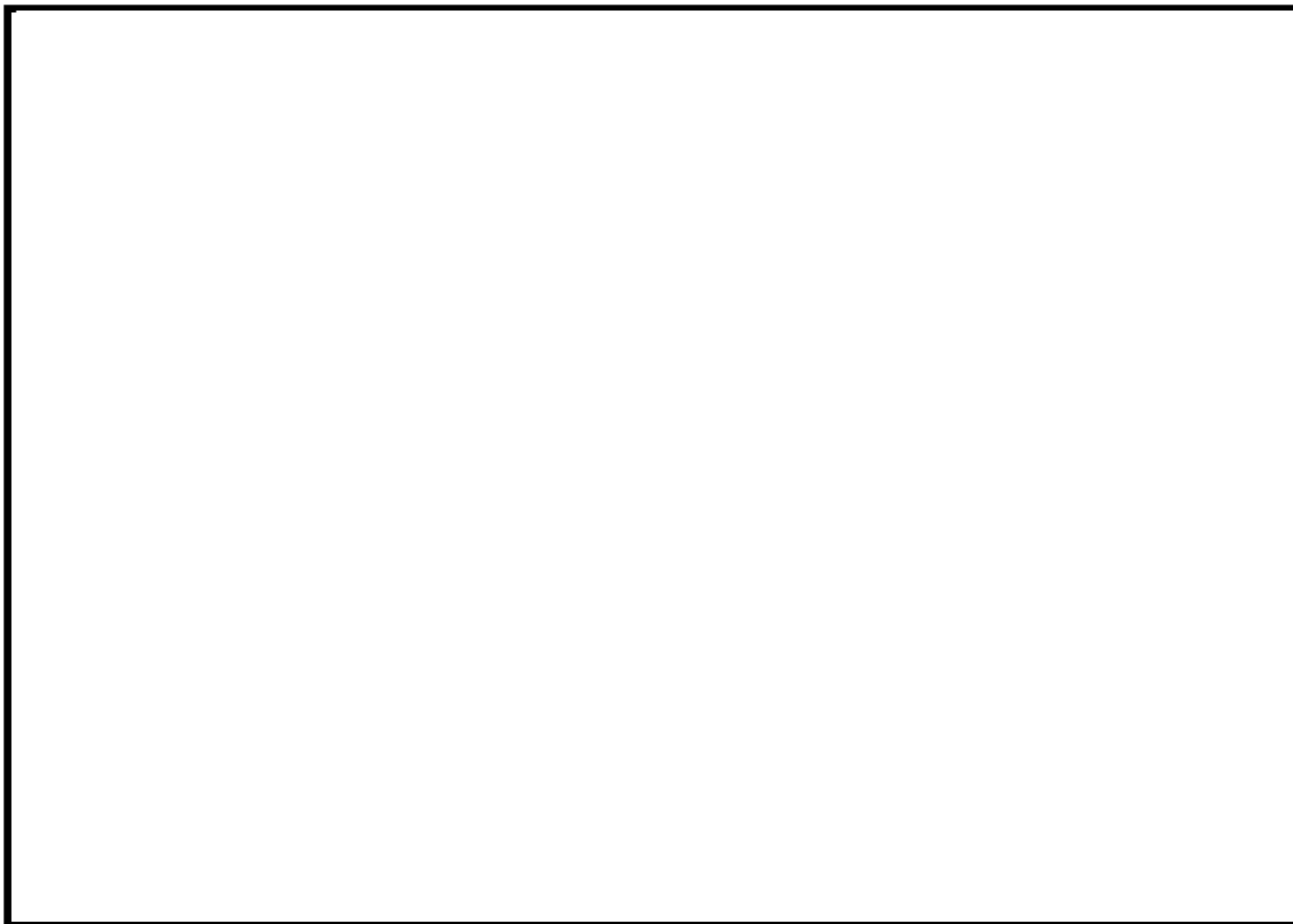


第 45 図 検出器の取付箇所を明示した図面 (T. P. 10. 3m)

58-5-50

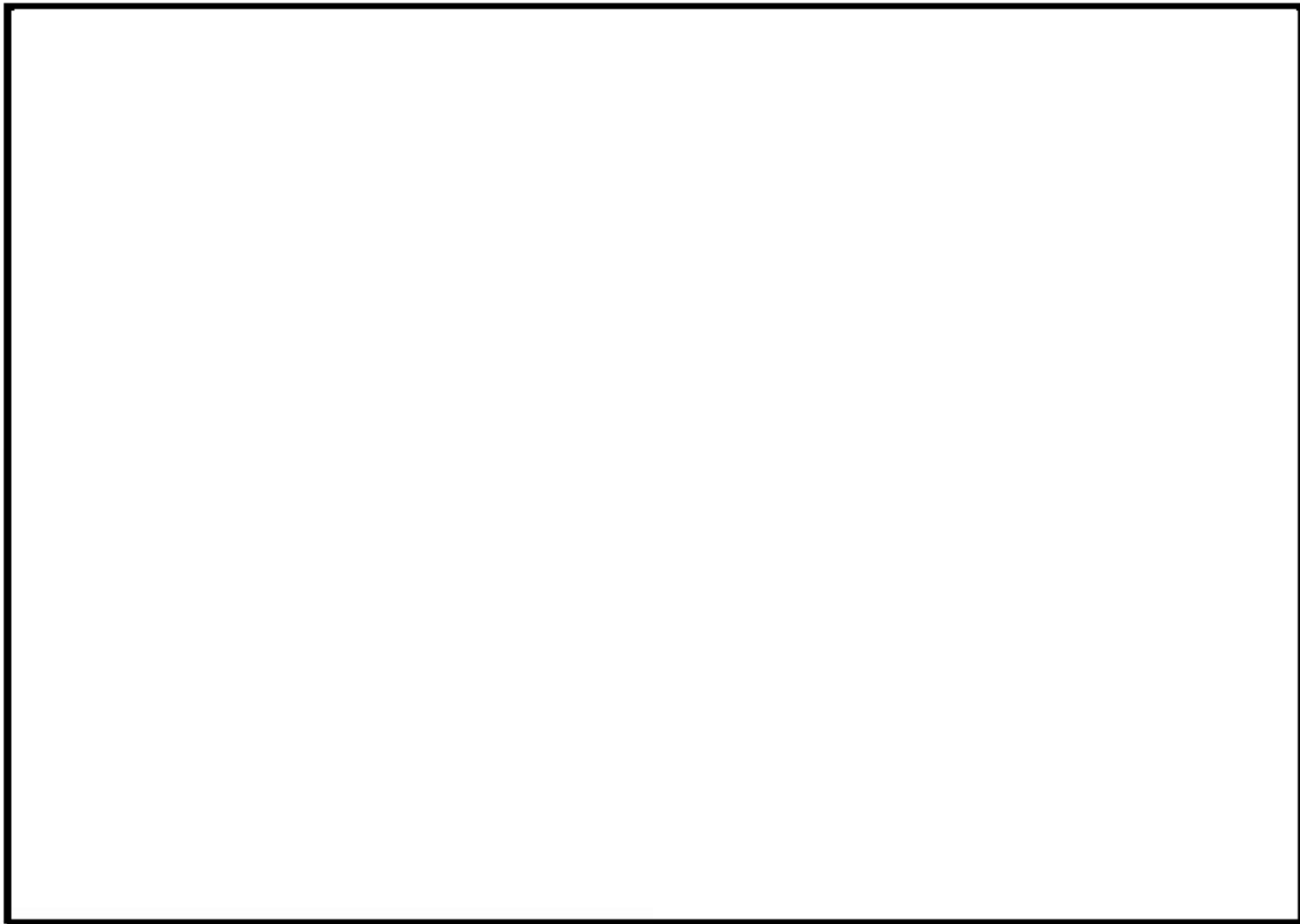


第 46 図 検出器の取付箇所を明示した図面 (T. P. 17. 8m)

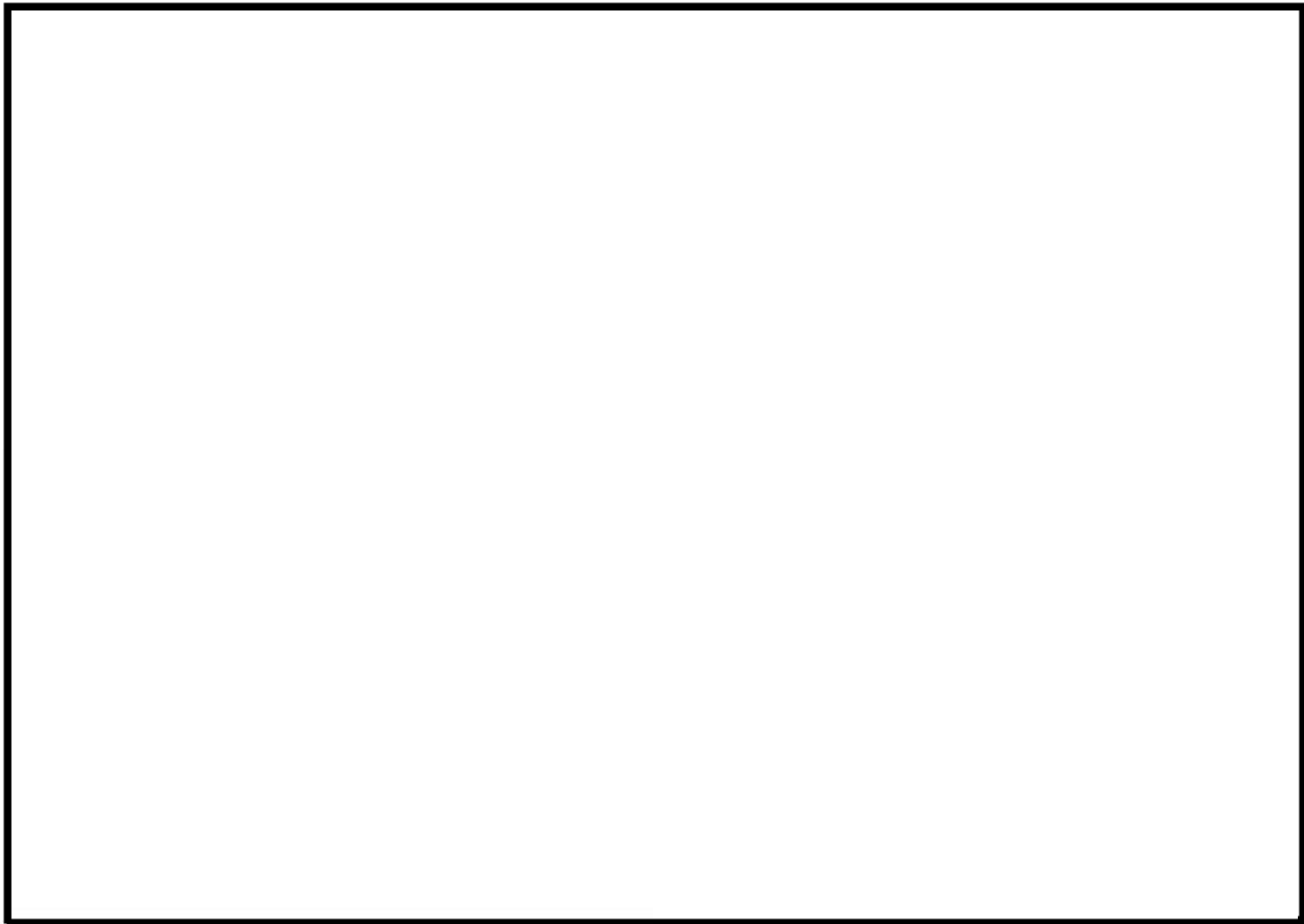


第 47 図 検出器の取付箇所を明示した図面 (T. P. 24. 8m)

58-5-52

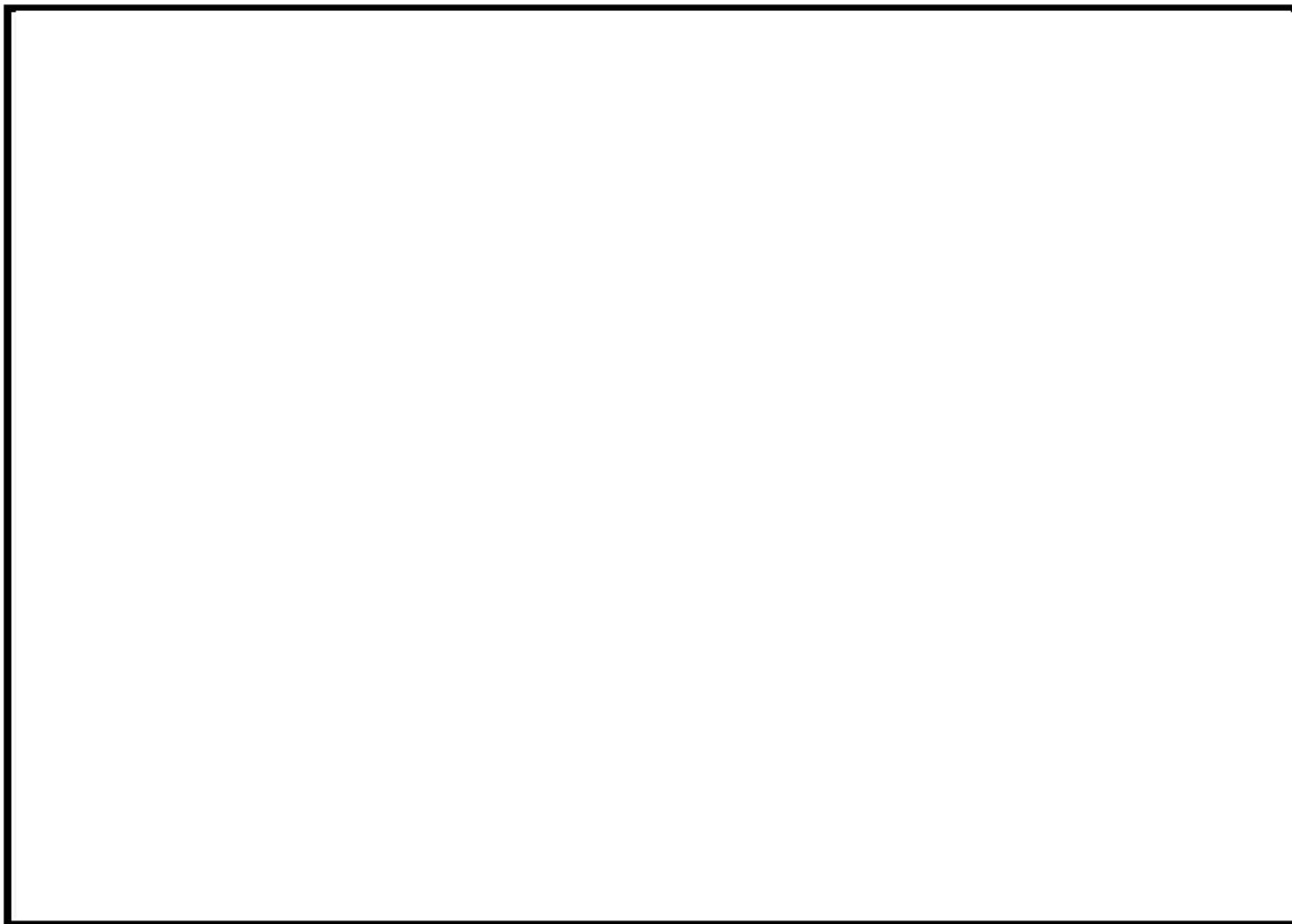


第 48 図 検出器の取付箇所を明示した図面 (T. P. 33. 1m)

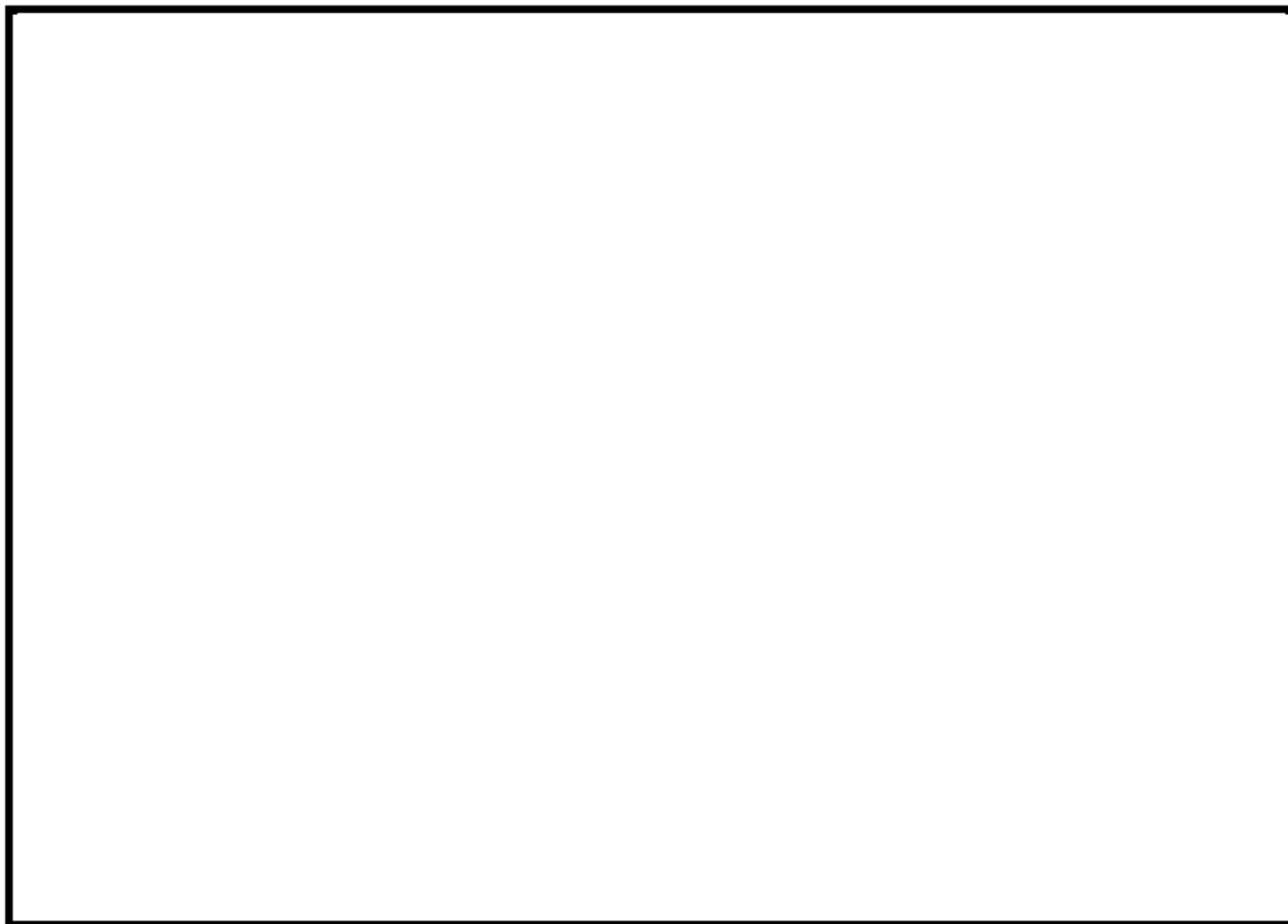


第 49 図 検出器の取付箇所を明示した図面 (T. P. 40. 3m)

58-5-54



第 50 図 検出器の取付箇所を明示した図面 (T. P. 43. 6m)



第 51 図 検出器の取付箇所を明示した図面（緊急時対策所 T. P. 39. 2m）

3.2. 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存

「3.1 計測装置」に示したパラメータは、原則、中央制御室に指示又は表示するとともに、データ収集計算機（SPDS）又はデータ表示端末に記録、保存できる設計とする。第2表に計測装置に計測結果の指示、表示及び記録場所を示す。

重大事故等の対応に必要なパラメータは、原則、中央制御室に指示又は表示するとともに、データ収集計算機（SPDS）又はデータ表示端末に電磁的に記録、保存し、電源喪失により保存した記録が失われないこととともに帳票が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出来るよう、7日間以上保存できる設計とする。

重大事故等の対応に必要な現場のパラメータについても、可搬型温度計測装置等により記録できる設計とする。

（注）データ収集計算機（SPDS）及びデータ表示端末は緊急時対策所と兼用する。

第2表 計測装置の計測結果の指示、表示及び記録(1/2)

計測装置	指示又は表示	記録 ^(注1)
中性子源領域中性子束	中央制御室	中央制御室(記録計), プロセス計算機室(記録用計算機), SPDS
中間領域中性子束	中央制御室	中央制御室(記録計), プロセス計算機室(記録用計算機), SPDS
出力領域中性子束	中央制御室	中央制御室(記録計), プロセス計算機室(記録用計算機), SPDS
1次冷却材圧力(広域) ^(注2)	中央制御室	プロセス計算機室(記録用計算機), SPDS
1次冷却材温度(広域-高温側) ^(注2)	中央制御室	プロセス計算機室(記録用計算機), SPDS
1次冷却材温度(広域-低温側) ^(注2)	中央制御室	プロセス計算機室(記録用計算機), SPDS
高圧注入流量 ^(注2)	中央制御室	プロセス計算機室(記録用計算機), SPDS
低圧注入流量 ^(注2)	中央制御室	プロセス計算機室(記録用計算機), SPDS
代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量 ^(注2)	中央制御室	SPDS
加圧器水位 ^(注2)	中央制御室	プロセス計算機室(記録用計算機), SPDS
格納容器圧力(AM用) ^(注2)	中央制御室	SPDS
原子炉格納容器圧力 ^(注2)	中央制御室	プロセス計算機室(記録用計算機), SPDS
格納容器内温度 ^(注2)	中央制御室	プロセス計算機室(記録用計算機), SPDS
格納容器内水素濃度	中央制御室	SPDS
蒸気発生器水位(広域) ^(注2)	中央制御室	プロセス計算機室(記録用計算機), SPDS
蒸気発生器水位(狭域) ^(注2)	中央制御室	プロセス計算機室(記録用計算機), SPDS
主蒸気ライン圧力 ^(注2)	中央制御室	プロセス計算機室(記録用計算機), SPDS

SPDS : データ収集計算機(SPDS), データ表示端末

(注1) 記録計, 記録用計算機及びSPDSは, 自動で記録する設計とする。

(注2) 計器用電源の喪失時の対応として, 重大事故等に対処するために監視することが必要な温度, 圧力, 水位及び流量(注水量)のパラメータについて, 可搬型計測器を接続し, 計測結果の記録は災害対策要員が記録する。

第2表 計測装置の計測結果の指示、表示及び記録(2/2)

計測装置	指示又は表示	記録 ^(注1)
B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量(AM用) ^(注2)	中央制御室	SPDS
格納容器再循環サンプ水位(広域) ^(注2)	中央制御室	プロセス計算機室(記録用計算機), SPDS
格納容器再循環サンプ水位(狭域) ^(注2)	中央制御室	プロセス計算機室(記録用計算機), SPDS
原子炉下部キャビティ水位 ^(注2)	中央制御室	SPDS
格納容器水位 ^(注2)	中央制御室	SPDS
格納容器内高レンジエリアモニタ(低レンジ)	中央制御室	プロセス計算機室(記録用計算機), SPDS
格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ)	中央製著室	プロセス計算機室(記録用計算機), SPDS
原子炉容器水位 ^(注2)	中央制御室	プロセス計算機室(記録用計算機), SPDS
補助給水流量 ^(注2)	中央制御室	プロセス計算機室(記録用計算機), SPDS
燃料取替用水ピット水位 ^(注2)	中央制御室	プロセス計算機室(記録用計算機), SPDS
原子炉補機冷却水サージタンク水位 ^(注2)	中央制御室	プロセス計算機室(記録用計算機), SPDS
ほう酸タンク水位 ^(注2)	中央制御室	プロセス計算機室(記録用計算機), SPDS
補助給水ピット水位 ^(注2)	中央制御室	プロセス計算機室(記録用計算機), SPDS
アニュラス水素濃度(可搬型)	中央制御室	SPDS
原子炉補機冷却水サージタンク圧力(可搬型)	現場	現場(運転員が記録)
格納容器再循環ユニット入口/出口温度	現場	現場(運転員が記録)

SPDS: データ収集計算機(SPDS), データ表示端末

(注1) 記録計, 記録用計算機及びSPDSは, 自動で記録する設計とする。

(注2) 計器用電源の喪失時の対応として, 重大事故等に対処するために監視することが必要な温度, 圧力, 水位及び流量(注水量)のパラメータについて, 可搬型計測器を接続し, 計測結果の記録は災害対策要員が記録する。

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

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、第3表「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、パラメータの計測範囲を超えた場合、又は直流電源が喪失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計測範囲を第4表「可搬型計測器の計測範囲」に示す。

【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、重大事故等に対処するために監視することが必要な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、その当該パラメータの用途に応じて適切に設定する。

4.2. 計測装置の警報動作範囲

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

第3表 計測装置の計測範囲 (1/15)

名称	計測範囲	プラントの状態 ^(注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	運転時の異常な過渡変化時	設計基準事故時	重大事故時等			
					炉心損傷前	炉心損傷後		
炉外核計測装置	中性子源領域 中性子束	$1 \sim 10^6 \text{ cps}$ ($10^{-1} \sim 10^5 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	$1 \sim 10^5 \text{ cps}$	最大値： 定格出力の約4.6倍 ^(注2) (原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き)	最大値： 定格出力の約194倍 ^(注2) (制御棒飛び出し)	$1 \sim 10^5 \text{ cps}$	—	原子炉の停止時から起動時の中性子束($1 \sim 10^5 \text{ cps}$)を測定できる範囲として $1 \sim 10^6 \text{ cps}$ に設定。 重大事故等時に原子炉の停止状態の確認のためのパラメータとして用いる。 停止時の変動範囲は計測範囲に包絡されている。 線源領域計測装置が測定できる範囲を超えた場合は、「中間領域中性子束」「出力領域中性子束」によって監視可能。
	中間領域 中性子束	$10^{-11} \sim 5 \times 10^{-3} \text{ A}$ ($1.3 \times 10^2 \sim 6.6 \times 10^{10} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	$10^{-11} \sim$ 約 10^{-3} A				—	原子炉の起動時から定格出力運転時の中性子束($10^{-11} \sim$ 約 10^{-3} A)を測定できる範囲として中性子線源領域とのオーバーラップを考慮して $10^{-11} \sim 5 \times 10^{-3} \text{ A}$ に設定。

第3表 計測装置の計測範囲 (2/15)

名称	計測範囲	プラントの状態 ^(注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	運転時の異常な過渡変化時	設計基準事故時	重大事故時等		
					炉心損傷前		炉心損傷後
炉外核計測装置	出力領域 中性子束 0~120% ($3.3 \times 10^5 \sim 1.2 \times 10^{10} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	0~100%	最大値： 定格出力の約4.6倍 ^(注2) (原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き)	最大値： 定格出力の約194倍 ^(注2) (制御棒飛び出し)	—	原子炉の起動時から定格出力運転時及び運転時の異常な過渡変化時の中性子束を測定できる範囲として0~120%に設定。 設計基準事故時、事象初期は中性子束が急激に上昇し、一時的に計測範囲を超えるが、負のドップラ反応度帰還効果により抑制され急峻に低下するため、現状の計測範囲でも、同計測範囲により事故対応が可能であり、また、重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能である。 「中間領域中性子束」「線源領域中性子束」と相まって重大事故等時における中性子束の変動範囲を監視可能である。	

58-5-61

第3表 計測装置の計測範囲 (3/15)

名 称	計測範囲	プラントの状態 ^(注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	運転時の異常 な過渡変化時	設計基準 事故時	重大事故時等		
					炉心損傷前		炉心損傷後
1次冷却材圧力 (広域)	0~21.0MPa	0~15.41MPa	最大値： 約 17.8MPa (負荷の喪失)	最大値： 約 17.8MPa (主給水管破断)	最大 20.592MPa 以下	通常運転時～設計基準事故時のパラメータ変動を包絡するように、1次系最高使用圧力(17.16MPa)の1.2倍(設計基準事故時の判断基準)である20.592MPaを包絡する範囲として設定している。 重大事故等時の変動範囲は計測範囲に包絡されており、重大事故等時においても監視可能である。	

第3表 計測装置の計測範囲 (4/15)

名称	計測範囲	プラントの状態 ^(注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	運転時の異常な過渡変化時	設計基準事故時	重大事故時等		
					炉心損傷前	炉心損傷後	
1次冷却材温度 (広域-高温側)	0~400℃	21~325℃	最大値： 約 333℃ (負荷の喪失)	最大値： 約 340℃ (原子炉冷却材 ポンプの軸固着)	最大値： 約 350℃ ^(注3)	約 350℃以上	<p>通常運転時～設計基準事故時のパラメータ変動を包絡するように、1次系最高使用温度(343℃)に余裕を見込んだ設定としている。</p> <p>また、本パラメータは炉心出口温度の代替パラメータとして、炉心損傷時の判断基準の一つとして用いられる。炉心損傷の判断基準である350℃を超える温度に対しても監視可能である。</p> <p>なお、1次冷却材温度(広域-高温側)で炉心損傷を判断する際は、炉心出口温度に比べ1次冷却材温度(広域-高温側)が低い値を示す傾向にあるものの、1次冷却材温度(広域-高温側)が350℃以上であれば、炉心出口温度は350℃以上と推定できるため、炉心損傷を判断することが可能である。</p>

第3表 計測装置の計測範囲 (5/15)

名称	計測範囲	プラントの状態 ^(注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	運転時の異常な過渡変化時	設計基準事故時	重大事故時等		
					炉心損傷前	炉心損傷後	
1次冷却材温度 (広域-低温側)	0~400℃	21~288.2℃	最大値： 約306℃ (負荷の喪失)	最大値： 約339℃ (主給水管破断)	最大値： 約350℃ ^(注3)	約350℃以上	通常運転時~設計基準事故時のパラメータ変動を包絡するように、1次系最高使用温度(343℃)に余裕を見込んだ設定としている。 また、本パラメータは炉心出口温度の代替パラメータとして、炉心損傷の判断基準である350℃を超える温度に対しても監視可能である。
高圧注入流量	0~350m ³ /h	0m ³ /h	0~280m ³ /h	0~280m ³ /h	0~280m ³ /h	—	通常運転時~設計基準事故時のパラメータ変動(0~280m ³ /h)を包絡する値として設定している。 重大事故等時の変動範囲は計測範囲に包絡されており、重大事故等時においても監視可能である。
低圧注入流量	0~1,100m ³ /h	0~1,090m ³ /h	0~1,090m ³ /h	0~1,090m ³ /h	0~1,090m ³ /h	—	通常運転時~設計基準事故時のパラメータ変動を包絡する値として設定している。 重大事故等時の変動範囲は計測範囲に包絡されており、重大事故等時においても監視可能である。

第3表 計測装置の計測範囲 (6/15)

名称	計測範囲	プラントの状態 ^(注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	運転時の異常な過渡変化時	設計基準事故時	重大事故時等		
					炉心損傷前		炉心損傷後
代替格納容器 スプレイポンプ 出口積算流量	0~200m ³ /h (0~10,000m ³)	—	—	—	0~約140m ³ /h (0~約6,100m ³)		重大事故等時の格納容器スプレイ流量(140m ³ /h)に余裕を見込んだ値を設定している。必要に応じて数値のリセットが可能であり、実運用上は想定範囲を超えても問題なく対応できる設定としている。
加圧器水位	0~100%	0~100%	最大値： 約89% (主給水流量喪失) 最小値： 0%以下 ^(注4) (2次冷却系の異常な減圧)	最大値： 約99% (主給水管破断) 最小値： 0%以下 ^(注4) (主蒸気管破断)	最大値： 100%以上 ^(注5) 最小値： 0%以下 ^(注4)	—	通常運転時~設計基準事故時のパラメータ変動を包絡するように、上部胴上端付近に位置する上部タップから下部胴下端付近に位置する下部タップまでの間を、全て計測できるように設定している。 計測範囲内において、重大事故等時における変動を監視可能である。

第3表 計測装置の計測範囲 (7/15)

名称	計測範囲	プラントの状態 ^(注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	運転時の異常な過渡変化時	設計基準事故時	重大事故時等		
					炉心損傷前		炉心損傷後
格納容器圧力 (AM用)	0～1.0MPa	—	—	—	最大0.566MPa以下		重大事故時等のパラメータ変動を包絡するように、格納容器最高使用圧力(0.283MPa)の2倍に余裕を見込んだ設定としている。
原子炉格納容器 圧力	0～0.35MPa	0MPa	0MPa	最大値： 約0.241MPa (原子炉冷却材喪失)	最大0.566MPa以下 ^(注5)		通常運転時～設計基準事故時のパラメータ変動を把握するように、設計基準事故時の格納容器最高使用圧力(0.283MPa)に余裕を見込んだ設定としている。 計測範囲上限までは、重大事故等時における変動を監視可能である。
格納容器内温度	0～220℃	21～49℃	最大値：65℃ (外部電源喪失)	最大値： 約124℃ (原子炉冷却材喪失)	最大200℃以下		通常運転時～設計基準事故時のパラメータ変動を包絡するように、格納容器最高使用温度(132℃)を上回る200℃に余裕を見込んだ設定としている。 重大事故等時の格納容器最高温度(141℃)を包絡しており、重大事故等時においても監視可能である。

第3表 計測装置の計測範囲 (8/15)

名称	計測範囲	プラントの状態 ^(注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	運転時の異常な過渡変化時	設計基準事故時	重大事故時等		
					炉心損傷前	炉心損傷後	
蒸気発生器水位 (広域)	0～100%	0～100%	最大値： 約 96% (蒸気発生器への過剰給水) 最小値： 約 16% (主給水流量喪失)	最大値： 100%以上 ^(注6) (主蒸気管破断) 最小値： 0%以下 ^(注7) (主給水管破断)	最大値： 100%以上 ^(注5) 最小値： 0%以下 ^(注4)	—	蒸気発生器の水張り時の水位監視を含め、通常運転時～設計基準事故時のパラメータ変動を包絡するように、湿分分離器下端付近に位置する上部タップから管板付近に位置する下部タップまでの間を全て計測できるように設定している。 計測範囲下限までは、重大事故等時における変動を監視可能である。
蒸気発生器水位 (狭域)	0～100%	0～100%	最大値： 約 82% (蒸気発生器への過剰給水) 最小値： 約 0%以下 (主給水流量喪失)	最大値： 100%以上 ^(注6) (主蒸気管破断) 最小値： 0%以下 ^(注7) (主給水管破断)	最大値： 100%以上 ^(注5) 最小値： 0%以下 ^(注4)	—	起動、停止、定格出力運転時の水位監視を含め、蒸気発生器水位(広域)と相まって通常運転時～設計基準事故時のパラメータ変動を包絡するように、湿分分離器下端付近に位置する上部タップから伝熱管上端と給水内管の間に位置する下部タップまでの間を全て計測できるように設定している。 計測範囲下限までは、重大事故等時における変動を監視可能である。

第3表 計測装置の計測範囲 (9/15)

名称	計測範囲	プラントの状態 ^(注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	運転時の異常な過渡変化時	設計基準事故時	重大事故時等		
					炉心損傷前	炉心損傷後	
主蒸気ライン 圧力	0～8.5MPa	0～6.93MPa	最大値： 約7.8MPa (負荷の喪失)	最大値： 約7.8MPa (原子炉冷却材 ポンプの軸固着)	最大値： 約8.0MPa (原子炉停止 機能喪失)	最大値： 約7.7MPa (過温破損)	通常運転時～設計基準事故時のパラメータ変動を包絡するように、2次系最高使用圧力(7.48MPa)に余裕を見込んだ設定としている。 重大事故等時の変動範囲は計測範囲に包絡されており、重大事故等時においても監視可能である。
B-格納容器 スプレイ冷却器 出口積算流量 (AM用)	0～1,300m ³ /h (0～10,000m ³)	—	—	—	0～約1,290m ³ /h (0～約6,100m ³)		重大事故時に想定される範囲を包絡するように設定している。必要に応じて数値のリセットが可能であり、実運用上は想定範囲を超えても問題なく対応できる設定としている。

第3表 計測装置の計測範囲 (10/15)

名称	計測範囲	プラントの状態 ^(注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	運転時の異常な過渡変化時	設計基準事故時	重大事故時等		
					炉心損傷前		炉心損傷後
格納容器再循環 サンプル水位 (広域)	0～100%	0 %	0 %	0～100%	0～100%超過 ^(注8)	通常運転時～設計基準事故時のパラメータ変動を包絡するように、再循環切替時の水位に余裕を見込んだ設定(T.P. 10. 3～15. 1m)としている。 計測範囲下限までは、重大事故等時における変動を監視可能である。	
格納容器再循環 サンプル水位 (狭域)	0～100%	0 %	0 %	0～100 %超過	0～100%超過 ^(注9)	再循環サンプルへの貯水状況を確認するため、再循環サンプル上端を包絡するように設定(T.P. 10. 3～12. 6m)している。 計測範囲下限までは、重大事故等時における変動を監視可能である。	

第3表 計測装置の計測範囲 (11/15)

名称	計測範囲	プラントの状態 ^(注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	運転時の異常な過渡変化時	設計基準事故時	重大事故時等		
					炉心損傷前		炉心損傷後
原子炉下部 キャビティ水位	ON-OFF T.P. 10.4m 以上	—	—	—	ON ^(注10)	重大事故等時において、原子炉下部キャビティにおける注水状況を確認するため、熔融炉心の冷却に必要な水量があることを確認できる位置に設置している。	
格納容器水位	ON-OFF T.P. 20.64m 以上	—	—	—	ON ^(注10)	格納容器内への注水による重大事故対策上重要な機器の水没防止を確認するため、格納容器水位が所定の水位内であることを監視できるように、注水量の制限レベルを確認できる位置に設置している。	
格納容器内 水素濃度	0～20vol%	—	—	—	0～13vol%	重大事故等時の変動範囲は計測範囲に包絡されており、重大事故等時においても監視可能である。	
アニュラス 水素濃度 (可搬型)	0～20vol%	—	—	—	0～1.0vol%	重大事故等時の変動範囲は計測範囲に包絡されており、重大事故等時においても監視可能である。	

第3表 計測装置の計測範囲 (12/15)

名称	計測範囲	プラントの状態 ^(註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	運転時の異常な過渡変化時	設計基準事故時	重大事故時等		
					炉心損傷前	炉心損傷後	
格納容器 高レンジエリア モニタ (低レンジ)	$10^2 \sim 10^7 \mu\text{Sv/h}$	バック グラウンド レベル	バック グラウンド レベル	10^5mSv/h 以下	10^5mSv/h 以下	10^8mSv/h 以下	計測下限値は、原子炉格納容器内の線量当量率を計測する通常時用のエリアモニタ（エアロックエリアモニタ、炉内核計装区域エリアモニタ）と計測範囲がオーバーラップするよう設定している。 計測上限値は、設計基準事故又は重大事故等時における計測に対して格納容器高レンジエリアモニタ（高レンジ）の計測下限値（ 10^3mSv/h ）とオーバーラップするよう設定している。
格納容器 高レンジエリア モニタ (高レンジ)	$10^3 \sim 10^8\text{mSv/h}$						計測下限値は、格納容器高レンジエリアモニタ（低レンジ）の計測上限値（ 10^4mSv/h ）とオーバーラップするよう設定し、炉心損傷判断の値である、 10^5mSv/h を超える放射線量率を計測できる範囲として設定する。 計測上限値は、重大事故等時の原子炉格納容器内の線量当量率を包絡し、「事故時放射線計測指針」で要求される測定上限値を満足するよう設定している。

第3表 計測装置の計測範囲 (13/15)

名称	計測範囲	プラントの状態 ^(注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	運転時の異常な過渡変化時	設計基準事故時	重大事故時等		
					炉心損傷前	炉心損傷後	
原子炉容器水位	0～100%	100%	100%	0～100%	0～100%	—	設計基準事故時のパラメータ変動を包絡する値として設定する。 重大事故等時の変動範囲は計測範囲に包絡されており、重大事故等時においても監視可能である。 なお、原子炉水位は加圧器の下部に位置し、加圧器水位の計測範囲とラップしないが、原子炉容器底部から原子炉容器頂部までの原子炉容器内の水位を監視可能である。重大事故等時において、加圧器水位による監視ができない場合、原子炉容器内の水位及び保有水が監視でき、事故対応が可能となる。
補助給水流量	0～130m ³ /h	0m ³ /h	0～26.7m ³ /h	0～50m ³ /h	0～50m ³ /h	—	通常運転時～設計基準事故時のパラメータ変動 (0～50m ³ /h) を包絡する値として設定している。 重大事故等時の変動範囲は計測範囲に包絡されており、重大事故等時においても監視可能である。

第3表 計測装置の計測範囲 (14/15)

名 称	計測範囲	プラントの状態 ^(註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	運転時の異常な過渡変化時	設計基準事故時	重大事故時等		
					炉心損傷前	炉心損傷後	
燃料取替用水 ピット水位	0～100%	0～100%	0～100%	0～100%	0～100%		通常運転時～設計基準事故時のパラメータ変動（0～100％）を包絡する値として設定している。 重大事故等時の変動範囲は計測範囲に包絡されており、重大事故等時においても監視可能である。
原子炉補機 冷却水 サージタンク 水位	0～100%	0～100%	0～100%	0～100%	0～100%		通常運転時～設計基準事故時のパラメータ変動（0～100％）を包絡する値として設定している。 重大事故等時の変動範囲は計測範囲に包絡されており、重大事故等時においても監視可能である。
ほう酸タンク 水位	0～100%	0～100%	0～100%	0～100%	0～100%	—	通常運転時～設計基準事故時のパラメータ変動（0～100％）を包絡する値として設定している。 重大事故等時の変動範囲は計測範囲に包絡されており、重大事故等時においても監視可能である。

第3表 計測装置の計測範囲 (15/15)

名称	計測範囲	プラントの状態 ^(注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	運転時の異常な過渡変化時	設計基準事故時	重大事故時等		
					炉心損傷前		炉心損傷後
補助給水ピット水位	0～100%	0～100%	0～100%	0～100%	0～100%	通常運転時～設計基準事故時のパラメータ変動(0～100%)を包絡する値として設定している。重大事故等時の変動範囲は計測範囲に包絡されており、重大事故等時においても監視可能である。	
原子炉補機冷却水サージタンク圧力(可搬型)	0～1MPa	—	—	—	0～0.28MPa	重大事故等時の変動範囲は計測範囲に包絡されており、重大事故等時においても監視可能である。	
格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度	0～200℃	—	—	—	0～141℃	格納容器最高使用温度(132℃)及び重大事故等時の格納容器最高使用温度(141℃)を超える温度を監視可能であり、重大事故等時に想定される範囲を包絡するように設定する。	

(注 1) プラントの状態の定義は、以下のとおり。

- ・通常運転時：計画的に行われる起動、停止、出力運転、高温待機、燃料取替え等の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：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。
- ・事故時：「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって、発生する頻度は希であるが、原子炉施設の安全設計の観点から想定されるもの。
- ・重大事故時等：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。

(注 2) 120 %定格出力を超えるのは短期間であり、かつ出力上昇及び下降は急峻であるため運転監視上影響はない。

(注 3) 事象によっては 350℃を一時的に超えるが、事象の収束に伴い 350℃以下となる。

(注 4) 計測範囲を一時的に超えるが、このときには 1 次冷却材圧力（広域）と 1 次冷却材温度（広域－高温側）によって原子炉の冷却状態を監視する。

(注 5) 計測範囲を超える場合には、格納容器圧力（AM用）により監視可能である。

(注 6) 計測範囲を一時的に超えるが、100 %以上であることで冷却されていることを監視可能。

(注 7) 計測範囲を一時的に超えるのは、破断側の蒸気発生器においてであり、破断のない側の蒸気発生器の水位は監視可能。

(注 8) 代替格納容器スプレイ等により、CV 内に積算注水量制限値まで注水した場合に計測レンジ 100%を超えるが、積算流量計によって監視可能。更に、原子炉格納容器水位により水位の直接検知が可能である。

(注 9) 計測範囲を超える場合は、格納容器再循環サンプル水位（広域）で計測可能。

(注 10) 水位が検出器に到達した場合に ON になる。

第4表 可搬型計測器の計測範囲

監視パラメータ	計測範囲等
1次冷却材圧力（広域）	0～21.0MPaに相当する検出器からの電気信号を計測
1次冷却材温度（広域－高温側）	測温抵抗体の計測範囲である0～400℃の抵抗表をもとに外挿法にて抵抗値を近似することで、検出器内部の温度素子の耐熱温度である500℃程度までの温度測定が可能。測定は、1次冷却材温度（広域－高温側）を優先する。
1次冷却材温度（広域－低温側）	
高压注入流量	0～350m ³ /hに相当する検出器からの電気信号を計測
低压注入流量	0～1,100m ³ /hに相当する検出器からの電気信号を計測
代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量	0～200m ³ /hに相当する検出器からの電気信号を計測
加圧器水位	0～100%に相当する検出器からの電気信号を計測
格納容器圧力（AM用）	0～1MPaに相当する検出器からの電気信号を計測
原子炉格納容器圧力	0～0.35MPaに相当する検出器からの電気信号を計測
格納容器内温度	測温抵抗体の計測範囲である0～220℃の抵抗表をもとに外挿法にて抵抗表を近似することで、検出器内部の温度素子の耐熱温度である500℃程度までの温度測定が可能。
蒸気発生器水位（広域）	0～100%に相当する検出器からの電気信号を計測 蒸気発生器水位（広域）は蒸気発生器水位（狭域）の計測範囲を包絡しているため、蒸気発生器水位（広域）を優先する。
蒸気発生器水位（狭域）	
主蒸気ライン圧力	0～8.5MPaに相当する検出器からの電気信号を計測
B－格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）	0～1,200m ³ /hに相当する検出器からの電気信号を計測
格納容器再循環サンプ水位（広域）	0～100%に相当する検出器からの電気信号を計測 格納容器再循環サンプ水位（広域）の計測範囲は、格納容器再循環サンプ水位（狭域）の計測範囲を包絡しているため、格納容器再循環サンプ水位（広域）を優先する。
格納容器再循環サンプ水位（狭域）	
原子炉下部キャビティ水位	検出器からの(ON-OFF)信号に相当する検出器の抵抗値を計測
格納容器水位	
原子炉容器水位	0～100%に相当する検出器からの電気信号を計測
補助給水流量	0～130m ³ /hに相当する検出器からの電気信号を計測
燃料取替用水ピット水位	0～100%に相当する検出器からの電気信号を計測
原子炉補機冷却水サージタンク水位	0～100%に相当する検出器からの電気信号を計測
ほう酸タンク水位	0～100%に相当する検出器からの電気信号を計測
補助給水ピット水位	0～100%に相当する検出器からの電気信号を計測

58-6 審查會合會議資料

重大事故時における格納容器内計器の耐環境性能について

1. 重大事故時等における格納容器内の環境について

重大事故時等の環境下で最も設置雰囲気環境が厳しくなるのは、格納容器内設置の計器であり、泊3号炉の重大事故シーケンスにおける格納容器内の圧力、温度、積算線量の最大値は表1のとおりである。

表1 重大事故シーケンスにおける格納容器内環境

パラメータ	最大値	最大値となるシナリオ
圧力	約 0.360 MPa [gage]	格納容器過圧破損 (大 LOCA+ECCS 注水機能喪失+格納容器スプレイ機能喪失) 原子炉格納容器の除熱機能喪失 (大 LOCA+低圧再循環機能喪失+格納容器スプレイ機能喪失)
温度	約 141℃	格納容器過温破損 (全交流動力電源喪失+補助給水機能喪失)
積算線量		格納容器過圧破損 (大 LOCA+ECCS 注水機能喪失+格納容器スプレイ機能喪失)

格納容器内に設置する計器について、表1の環境下における機能健全性を評価する。

2. 事故時模擬試験の方法

格納容器内設置計器のうち重大事故時に監視機能を期待される計器については、PWR 電力共同研究等にて IEEE-323 に準拠した耐環境試験として、事故時環境暴露試験および事故時放射線照射試験を実施している。

○事故時環境暴露試験

試験装置の中に設置した計器に対して、事故時環境（温度、圧力、蒸気スプレイ）を印加し、監視機能を維持できることを確認する。

○事故時放射線照射試験

試験装置の中に設置した計器に対して、事故時に想定される積算線量を印加し、監視機能を維持できることを確認する。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



図1 事故時模擬試験概要

3. 試験結果

事故時模擬試験の結果、圧力 0.414MPa[gage]、温度 190℃、積算線量 0.5MGy 以上の事故時環境の印加（表2）に対し、試験中及び試験後の監視機能に問題ないことを確認しており、同試験条件が格納容器内の重大事故シーケンスの最大値を上回っていることから、計器の健全性に問題はない。

表2 事故時模擬試験時の圧力、温度、積算線量

検出器種類	監視計器	事故時模擬試験		
		圧力 [MPa(gage)]	温度[℃]	積算線量[MGy]
伝送器※1	1次冷却材圧力（広域）			
	加圧器水位			
	蒸気発生器水位（狭域）			
	蒸気発生器水位（広域）			
	格納容器再循環ポンプ 水位（広域）			
	格納容器再循環ポンプ 水位（狭域）			
温度計※2 (RTD)	1次冷却材温度（広域-高温側）			
	1次冷却材温度（広域-低温側）			
	格納容器内温度			
エリア モニタ※3	格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）			
	格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）			

※1：PWR 電力共同研究「伝送器の耐環境性評価研究」

※2：メーカー試験

※3：PWR 電力共同研究「事故時エリアモニタの耐環境性評価研究」

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

(参考) 泊3号炉 原子炉格納容器内の放射線環境について

1. はじめに

原子炉格納容器 (C/V) 内に設置されている計装設備の耐放射線に対する要求条件を確認するため、シビアアクシデント (SA) 時の C/V 内の放射線環境を評価した。

2. 評価条件

SA 時に C/V 内に放出された核分裂生成物 (FP) が C/V 空間に均一に分布するとし、第1表に示す条件に基づき、C/V 内の放射線量を評価した。

第1表 評価条件

項目	条件	備考
線源強度	炉心	55GW+1/4MOX 炉心
	事象	AM 策考慮の過圧破損 (大 LOCA + ECCS 注入失敗 + CV スプレー失敗) 当該事象を模擬した C/V 内への FP 量の時間変化を考慮
線量評価モデル	形状・評価点	C/V 自由体積を保存した半球モデル 評価点は、半球面の中心 壁面設置の計器が 180 度方向から放射線照射を受けることを模擬
	密度	C/V 内に存在する水分を考慮し、C/V 空間に均質化した嵩密度 当該事象を模擬した C/V 内の水分量の時間変化を考慮

3. 評価結果

解析の結果、SA 時に想定される放射線積算値は であることを確認した。

以上

原子炉下部キャビティ室への流入について

1. 原子炉下部キャビティ室への流入経路

原子炉格納容器にスプレイされた水は、図1, 図2, 図3に示すとおり、格納容器最下階フロアに流下する。主な流下経路は以下のとおり。

- ① 格納容器とフロア床最外周部の隙間
- ② 各フロアの外周通路部の階段・開口部（ハッチ等）
- ③ ループ室内の床のグレーチング
- ④ 原子炉キャビティ底部に設置した格納容器最下階への連通管（6B×2）

さらに格納容器最下階フロアの加圧器逃がしタンクエリアに溜まった水は、以下の経路により原子炉下部キャビティ室に流入する。（なお、RCS配管破断水も同様の経路で原子炉下部キャビティ室に流入する。

- ⑤ 格納容器最下階フロアの加圧器逃がしタンクエリアから原子炉下部キャビティ室に通じる連通管（6B×1）
- ⑥ C/Vサンプから下部キャビティ室に通じる床ドレン配管を逆流（4B×1）

また原子炉容器付近にスプレイされた水の一部は、下記の経路からも直接原子炉下部キャビティ室に流下する。

- ⑦ 原子炉容器と原子炉下部キャビティの隙間（原子炉容器シールリング部、原子炉容器と1次遮蔽コンクリートの隙間）

また、更なる信頼性の向上を図るため、原子炉下部キャビティ室への入口扉に開口部（小扉）を設置し、原子炉下部キャビティ室へ繋がる通水経路の多重性を確保した。

- ⑧ 原子炉下部キャビティ室への入口扉の小扉（200mm×500mm）

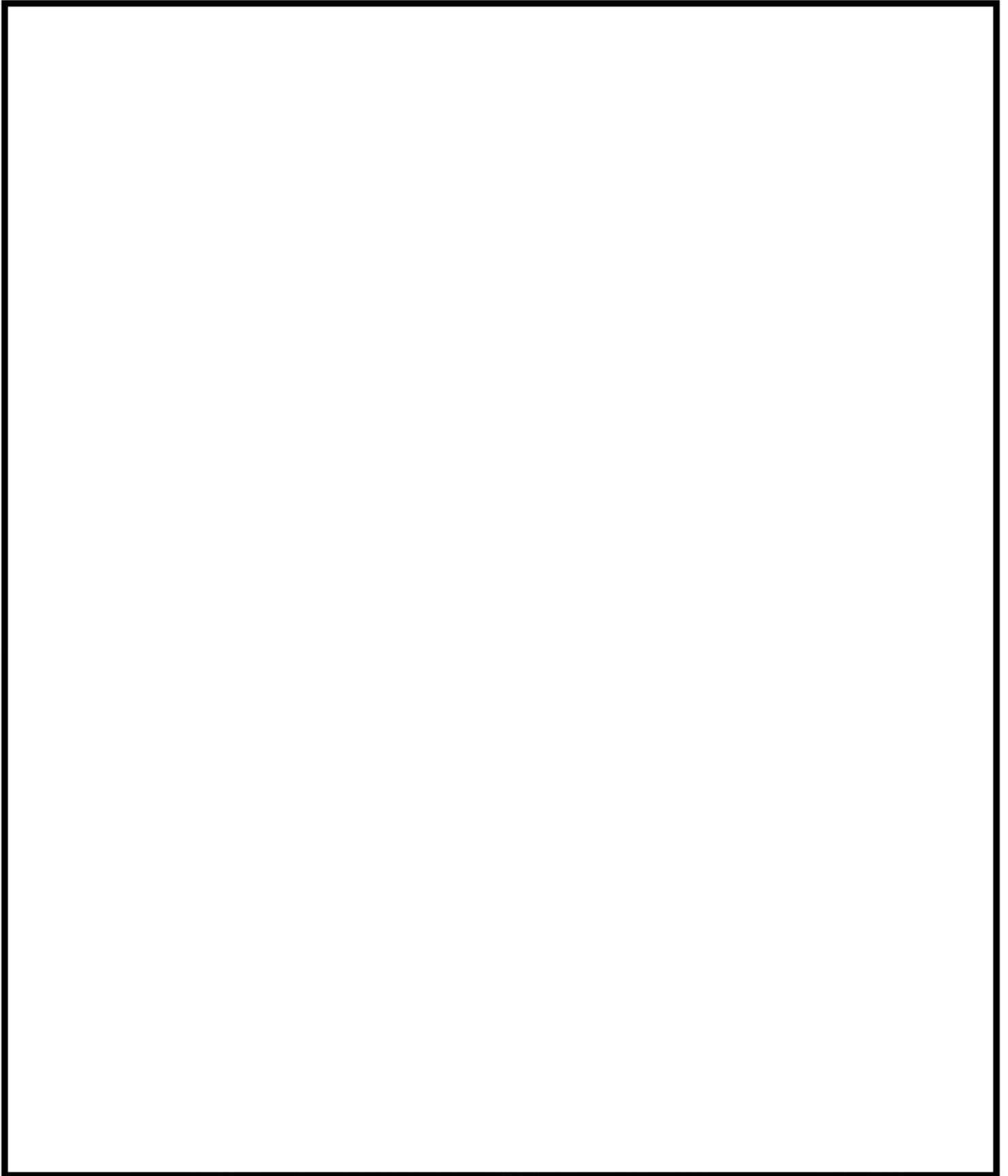


図1 格納容器スプレイ水及びRCS配管破断水の原子炉キャビティへの流入経路

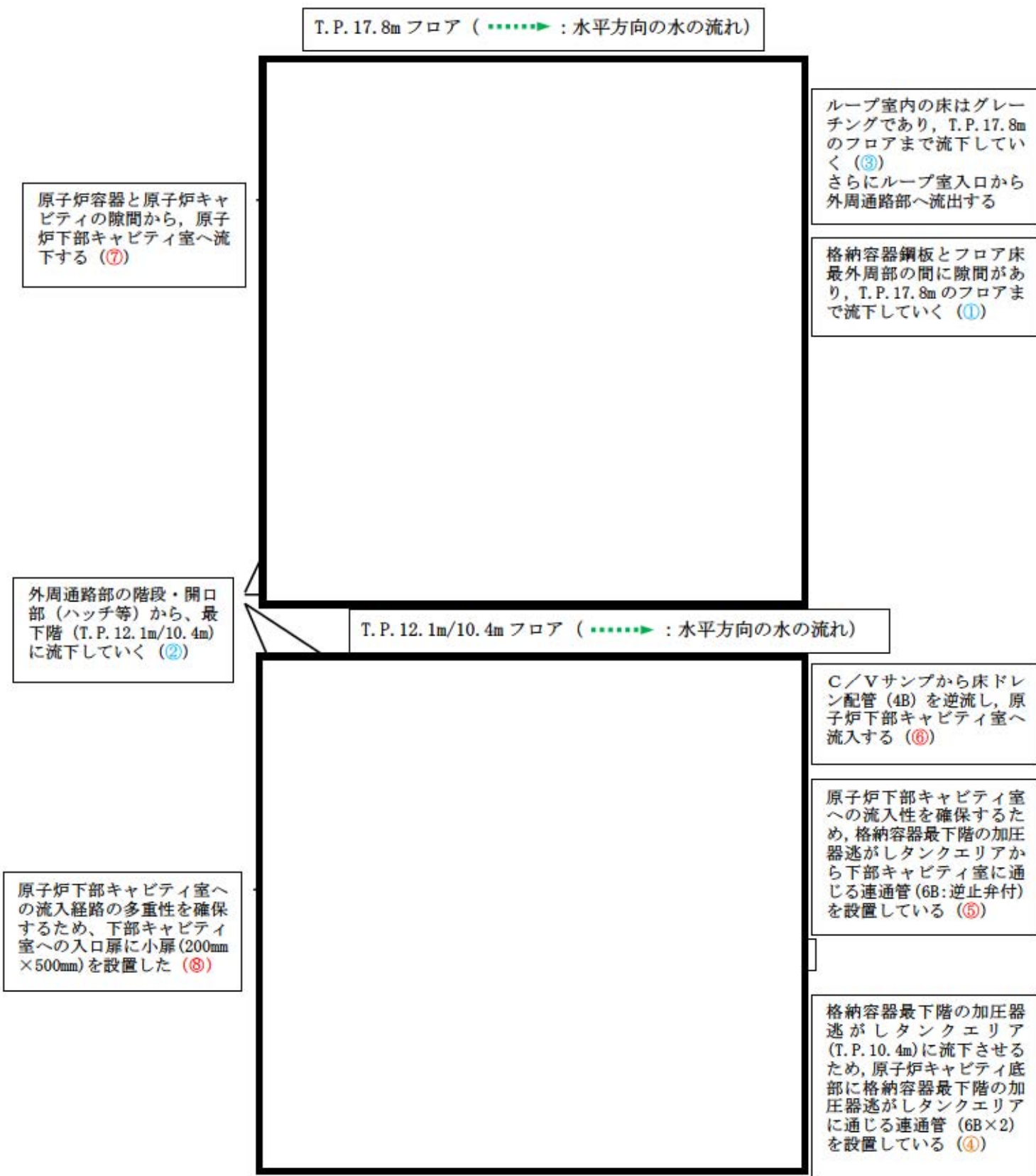
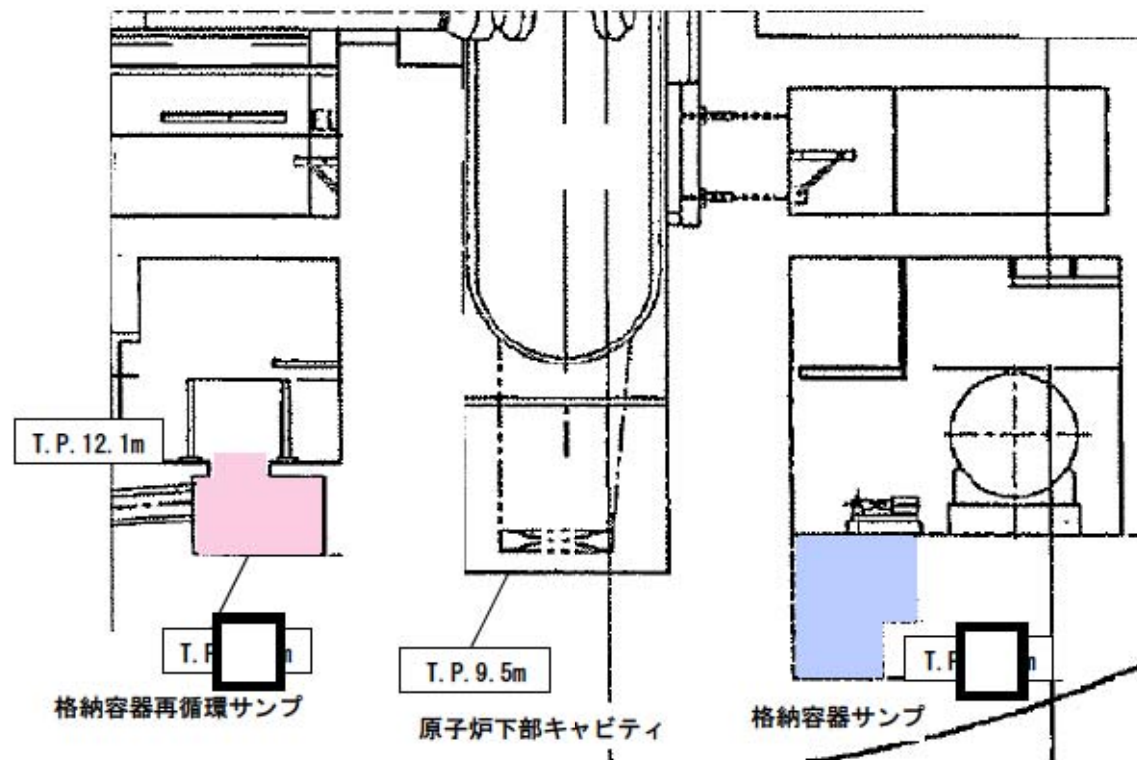


図2 格納容器最下階フロアレベルと流路概要図



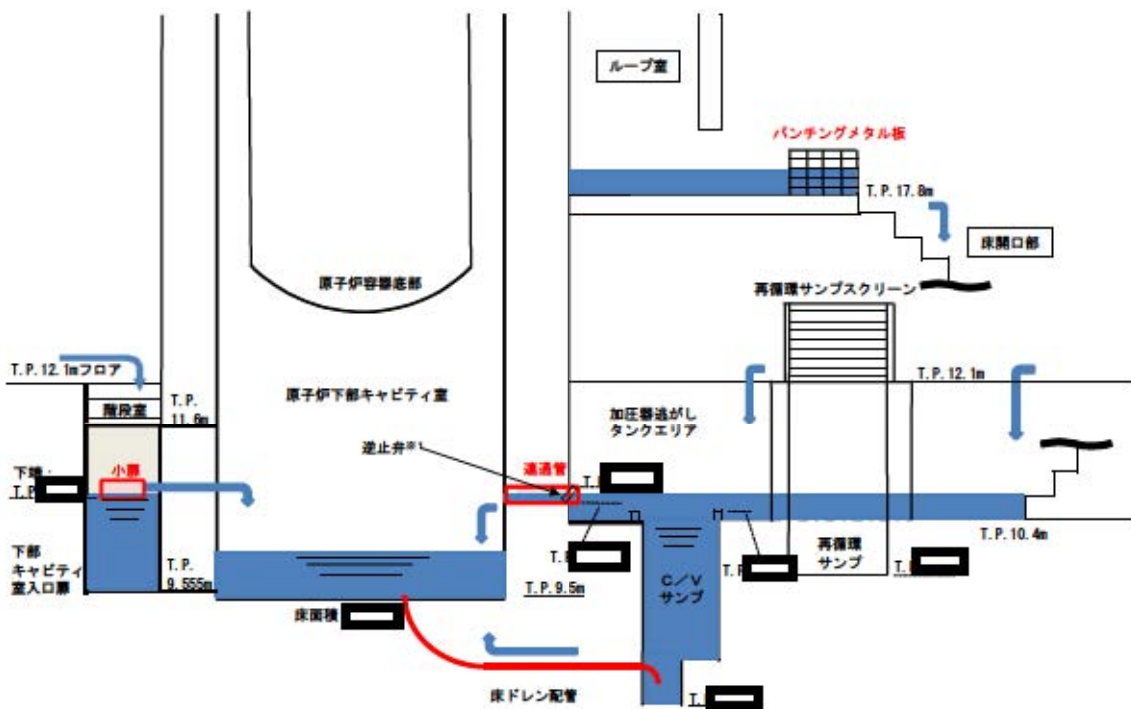
格納容器再循環サンプ容量 (2基合計)	
格納容器サンプ容量	

図3 格納容器内断面図

2. 原子炉下部キャビティ室への流入箇所

格納容器の最下階エリアからは、原子炉下部キャビティ室に通じる以下の開口部（連通管及び小扉）を経由して原子炉下部キャビティ室へ流入する。

原子炉下部キャビティ室に流入する経路断面概要を図4に、また、最下階エリア及び原子炉下部キャビティ室の水位と格納容器内への注水量の関係を図5及び図6に示す。



※1 通常運転時において、原子炉下部キャビティ室と格納容器最下階エリアの空調バランスを考慮し、逆止弁を設置。

図4 原子炉キャビティ室までの流入経路断面概要図



本関係図の設定条件は以下のとおりである。

(a) MCCI の発生に対して最も影響の大きい「大破断 LOCA+ECCS 注入失敗+格納容器スプレイ失敗」(格納容器過圧破損防止)シナリオの有効性評価における解析により、原子炉容器破損時(約 1.6 時間後※2)に合計 []^m²の溶融炉心が原子炉下部キャビティ室に落下するとの結果を得ている。この初期に落下する溶融炉心の物量について、解析の不確かさを考慮して、泊 3 号機に装荷される炉心有効部の全量約 []と想定し、これが原子炉下部キャビティ室に落下した際に蓄水した水により冷却するのに必要な水量として約 []とした。

※2 解析では、初期炉心熱出力を 2%大きめに設定しており、また、炉心崩壊熱も大きめの発熱量で推移すると想定している。そのため、原子炉容器破損時間や溶融炉心落下量は実態よりも早め・大きめになり、数値は十分保守的である。

(b) 大破断 LOCA 時には短時間に大流量が格納容器内へ注水されるため、連通管を主経路として原子炉下部キャビティ室に通水されるため、上図においては以下については考慮しないこととした。

- ・ C/V サンプからのドレン配管逆流による流入
- ・ 原子炉容器外周隙間からの流入

図 5 格納容器内への注水量と水位の関係 (既設連通管のみから流入の場合)



本関係図の設定条件は以下のとおりである。

- (a) 溶融炉心の物量及び必要な冷却水量の設定については、図5と同じ。
- (b) 追設する小扉の流入性確認のため、上図においては保守的に以下については考慮しないこととした。
 - ・既設の連通管からの流入
 - ・C/Vサンプからのドレン配管逆流による流入
 - ・原子炉容器外周隙間からの流入
- (c) 保守的に、大破断 LOCA 時の初期の流入水（RCS 配管破断水（約 ））は、既設の連通管が設置されている加圧器逃がしタンクエリアに流入し、このうち当該エリアの容積に相当する水が滞留水になると仮定した。また加圧器逃がしタンクエリアが満水となった後にオーバーフローし、階段室及び下部キャビティ室に流入すると仮定した。
- (d) 実際には RCS 配管破断水及びスプレイ水は、加圧器逃がしタンクエリア（既設連通管側）及び階段室（追設小扉側）に同時に流入し、階段室（追設小扉側）にも早期に流入することから、上記は保守的な仮定である。

図6 格納容器内への注水量と水位の関係（追設小扉のみから流入の場合）

(1) 連通管

原子炉下部キャビティ室へ水が流入するように格納容器最下階フロアから原子炉下部キャビティ室に通じる連通管を設置している。(図7)

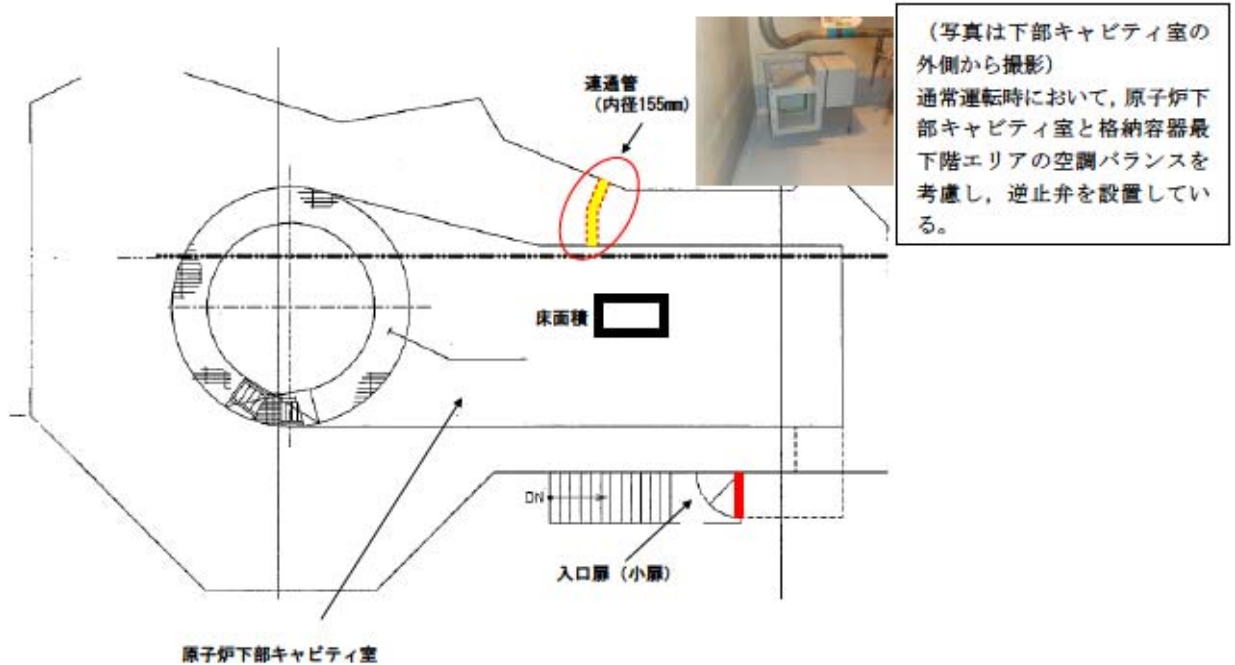


図7 連通管設置状況

(2) 小扉

原子炉下部キャビティ室への水の流入経路の多重性を確保するため、原子炉下部キャビティ室の入口扉に開口部 (小扉) を設置した。(図8)

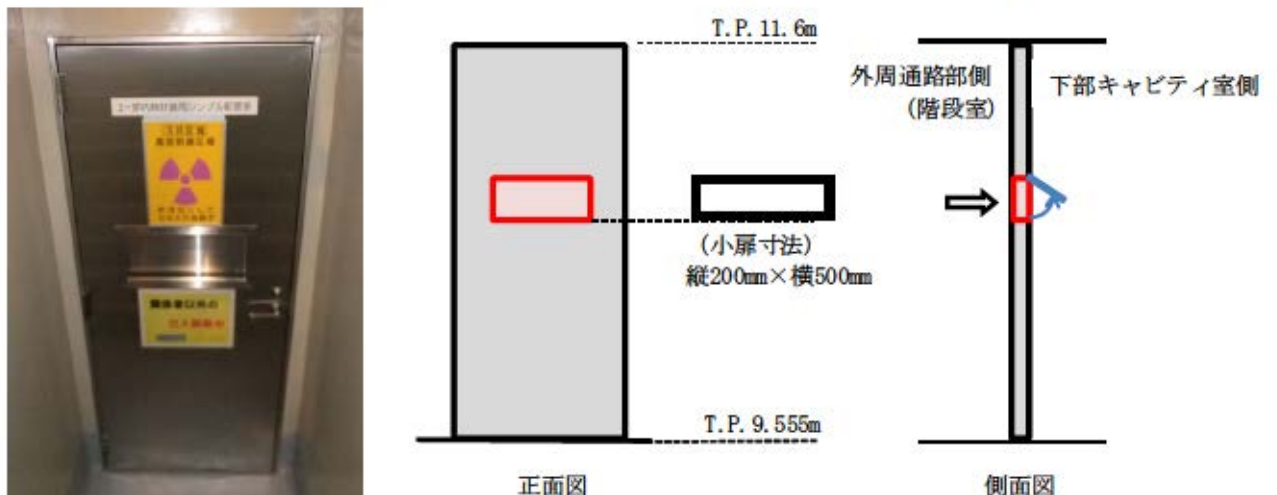


図8 原子炉下部キャビティ室入口扉小扉設置状況

3. 原子炉下部キャビティ室への流入健全性について

(1) 原子炉下部キャビティ室内側からの閉塞の可能性について

溶融炉心が原子炉下部キャビティ室に落下した際、溶融炉心等で原子炉下部キャビティ室への連通管及び小扉が内側から閉塞しないことを以下のとおり確認した。

○ 「大破断 LOCA+ECCS 注入失敗+格納容器スプレイ失敗」(格納容器過圧破損防止) シナリオの有効性評価における解析により、下表に示すとおり① 溶融炉心(全量)(約 [])と② 炉内構造物等約 [] の合計約 [] が、LOCA 後 3 時間までに原子炉から落下するとの結果を得ている。

○ 上述の結果に解析結果が持つ不確定性を考慮し、保守的に以下を想定して、物量が多くなるよう② 炉内構造物等の重量を約 [] とし、合計 150 トン分が原子炉下部キャビティ室に堆積することを想定する。

(a) 実際に溶融が想定される炉内構造物については、下部炉内構造物のうち、溶融炉心が下部プレナムへ落下する際に接触する構造物の表面の一部と、滞留する下部プレナム内にある構造物であり、これらは約 [] である。これらを多く見積もり、下部炉心板以下の全構造物約 [] の溶融を想定する。

(b) 原子炉容器については、クリープ破損により開口部を生じさせる形態となり、原子炉容器そのものは落下しない。なお、解析結果では原子炉容器の溶融量はほぼ 0 であり、溶融物全体の余裕の中で考慮する。

(c) 原子炉容器下部の計装案内管については、原子炉容器との固定部が溶融されることにより、全てがその形状を保持したまま落下することを想定する。また、原子炉下部キャビティ室にあるサポート等についても、全て溶融することを想定する。これらの総重量は [] [] である。

以上を全て合計した約 [] に対して、保守的になるように切りが良い数値として、② 炉内構造物等の重量を約 [] と設定した。

	構成物	材料	重量 (解析)	重量 (今回想定)	比重※	体積
①	熔融炉心 (全量)	UO ₂	□	□	約11	約17m ³
		ZrO ₂			約6	
②	炉内構造物等	SUS304等				
合計				約150トン		

※：空隙を考慮せず。

以上のように保守的に設定した条件の場合において、原子炉下部キャビティ室に蓄積される熔融炉心等は約 17m³ となる。これら熔融炉心等が平均的に原子炉下部キャビティ室に堆積すると仮定した場合、原子炉下部キャビティ室の水平方向断面積は約□であるので、堆積高さは約□となる。原子炉下部キャビティ室への連通管まで約□以上あることから、熔融炉心等の堆積高さを多めに見た場合でも原子炉下部キャビティ室への連通管及び小扉が内側から閉塞することはない。

(2) 原子炉下部キャビティ室外側からの閉塞の可能性について

原子炉下部キャビティ室への流入口である連通管と小扉は、以下の理由により外側からの閉塞の可能性は極めて低く、流路の健全性について問題ないとする。

(a) 原子炉下部キャビティ室への連通管（内径 155mm）及び小扉（200mm×500mm）には、再循環サンプスクリーンのように異物を除去するためのストレーナやフィルタは設置していないため、閉塞が発生する可能性は極めて小さい。

(参考) 再循環サンプスクリーンの閉塞メカニズム

- ① 異物を除去するための細かいメッシュ（数 mm）のスクリーンへの繊維質デブリの蓄積（初期デブリヘッドの形成）
- ② 蓄積した繊維質デブリの隙間への粒子状異物の混入（混合デブリベッドの形成）
- ③ 混合デブリヘッドの圧縮による、再循環サンプスクリーンの閉塞
※想定するデブリ

- ・破損保温材（繊維質）：ロックウール
- ・その他粒子状異物：塗装
- ・堆積異物（繊維質、粒子）

⇒連通管や小扉については、上記①が発生しないため、閉塞の可能性は極めて低い。

(b) 大破断 LOCA 時に発生する主なデブリは、蒸気発生器や 1 次冷却材配管の保温材であり、大破断 LOCA 時のジェット水流により飛ばされ、床・壁等に衝突することにより微細化されるが、繊維長の長い繊維質保温材については大きな塊として残留する可能性がある。しかし、これらの連通管（内径 155mm）及び小扉（200mm×500mm）を一気に閉塞させるような大きな塊の保温材は、以下の理由により流路を閉塞させる可能性は極めて低い。

- ・クロスオーバーレグの保温材を除き蒸気発生器室のグレーチング（3cm×10cm 程度のメッシュ）で捕捉される。（図 9）
- ・万が一蒸気発生器室床面（T.P. 17.3m）に落下しても、蒸気発生器室入口から連通管に至るまでの T.P. 17.3m の通路及び T.P. 12.1/10.4m の通路等が複雑かつ長いことから連通管及び小扉までは到達し難い。（図 10）

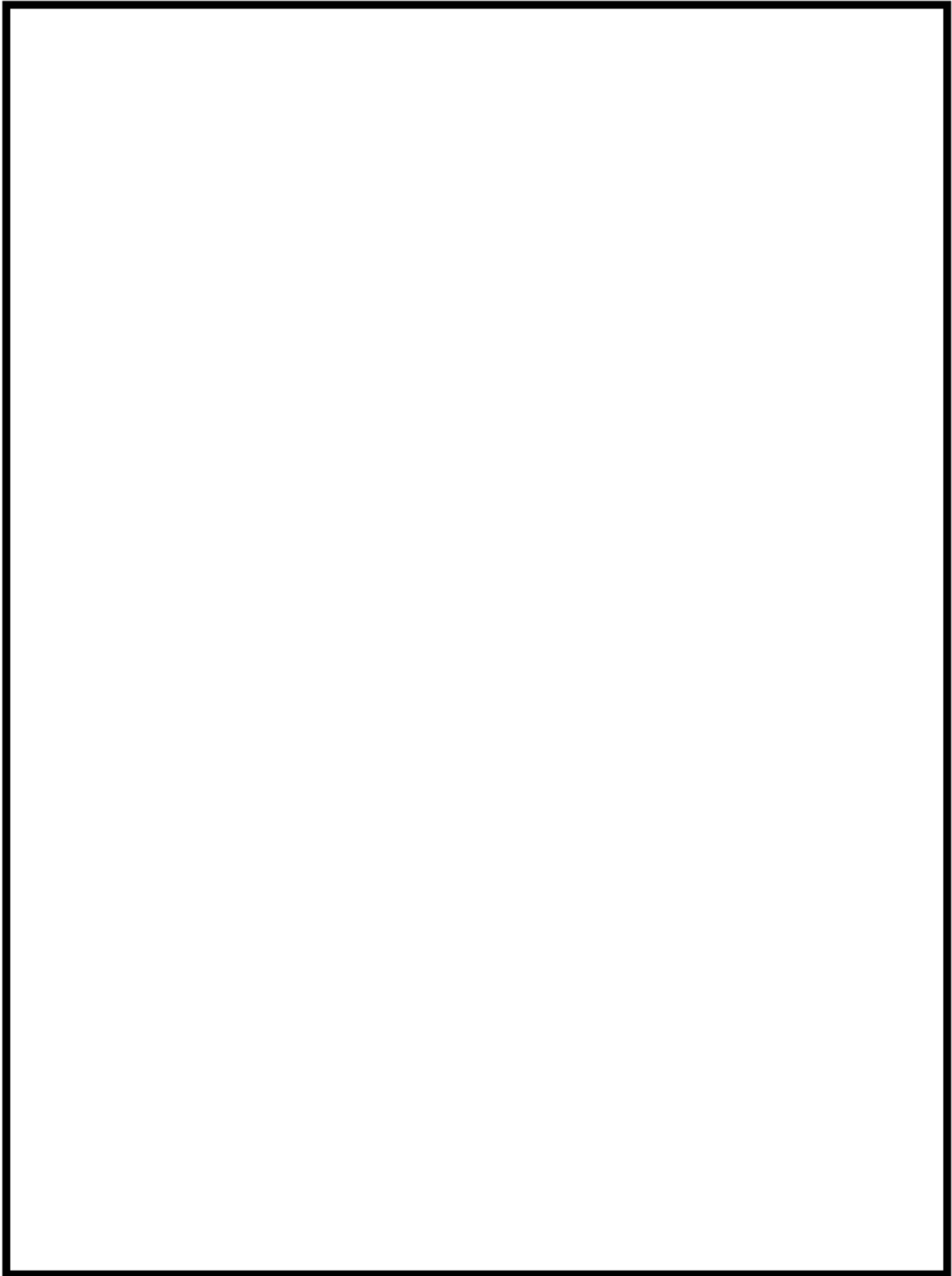


図9 各機器とグレーチングの位置関係

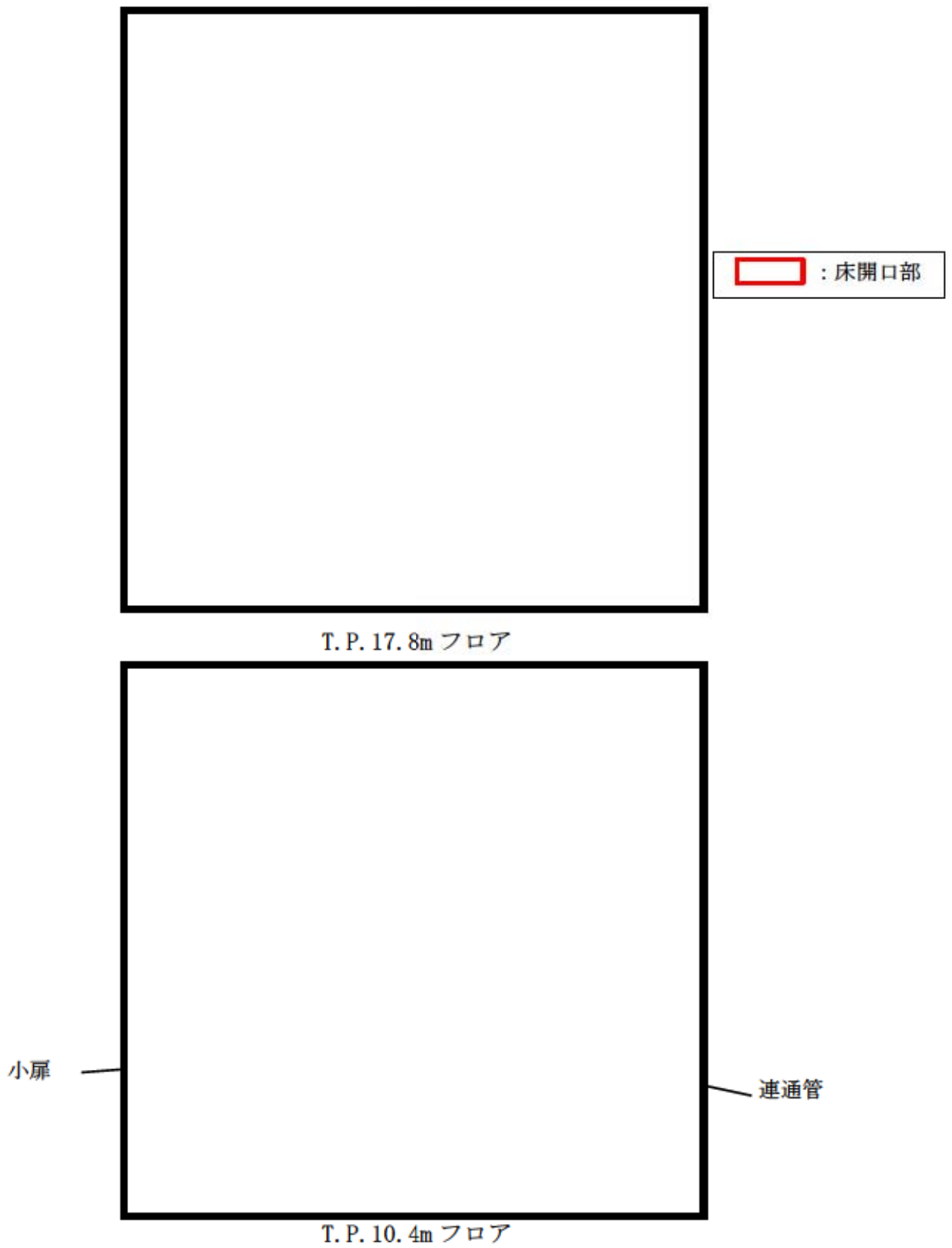


図 1 0 各ループ室から原子炉下部キャビティ室までの流路

4. 保温材等のデブリ対策

ループ室内のグレーチングの開口部等を通じた大型保温材や、クロスオーバーレグの大型保温材が、万が一連通管（内径 155mm）及び小扉（200mm×500mm）に到達することを防止するため、T.P. 17.8m の外周通路部床面の階段開口部（2箇所）の手摺部に、グレーチングと同程度のメッシュ間隔のパンチングメタルを設置した（この他に機器搬入口の開口部が1箇所あるが、既にグレーチングが設置済み）

なお、それぞれの開口部面積は十分大きく、かつ万が一1箇所の開口部が閉塞したとしても、他の2箇所から水は流れるため、流路確保の観点からも信頼性は高い。

大型の破損保温材等を捕捉するため、階段開口部周囲を囲むように手摺にパンチングメタルを設置した。
(次ページ写真A)

T.P.17.8m フロア

-▶ : 水平方向の水の流れ
- ▶ : 下層階への水の流れ
- : 床開口部

LOCA 発生場所
(蒸気発生器室内)



機器搬入口の開口部には既にグレーチングが設置されており、大型の破損保温材等は捕捉される。

LOCA 時の大型の破損保温材を含んだ水は、蒸気発生器室入口を經由し、階段開口部2箇所及び機器搬入口1箇所を通過して、C/V 最下階へ流下する。

従ってこの3箇所で、大型の破損保温材等を補足できるよう、対処を図る。

大型の破損保温材等を捕捉するため、階段開口部周囲を囲むように手摺にパンチングメタルを設置した。
(次ページ写真B)



(写真A)
階段開口部に設置したパンチングメタル



(写真B)
階段開口部に設置したパンチングメタル

5. まとめ

原子炉下部キャビティ室への注水を確実にするために、以下の対策を実施した。(図11)

① 原子炉下部キャビティ室への流入経路確保

原子炉下部キャビティ室入口扉に小扉を設置した。

また、原子炉下部キャビティ室への連通管を従来より設置している。

② 保温材等のデブリ対策

T.P. 17.8m の外周通路部床面の階段開口部(2箇所)の手摺部に、グレーチングと同程度のメッシュ間隔のパンチングメタル板を設置した。

これらの対策により、以下に示す効果が期待できることから、原子炉下部キャビティ室への注水を確実に実施することができる。

大破断 LOCA により発生する大型の保温材等のデブリは、デブリ捕捉用のパンチングメタル及びグレーチングにより捕捉することができるため原子炉下部キャビティ室に設置した連通管及び小扉の外側にこれらのデブリが到達することはない。また、連通管及び小扉についてはデブリにより閉塞し難い構造であるため、外側から通水経路が閉塞することはない。

溶融炉心等が平均的に原子炉下部キャビティ室に堆積することを想定した場合においても、連通管及び小扉の設置高さは堆積高さと比べて高いことから、内側から注水経路が閉塞することはないと有効に機能する。

なお、運転中の定期的な巡視において、原子炉下部キャビティ連通管、小扉及び格納容器再循環サンプスクリーンの周辺に、閉塞に繋がる異物がないことを目視にて確認する。また、定期的に連通管及び小扉の健全性確認を実施する。

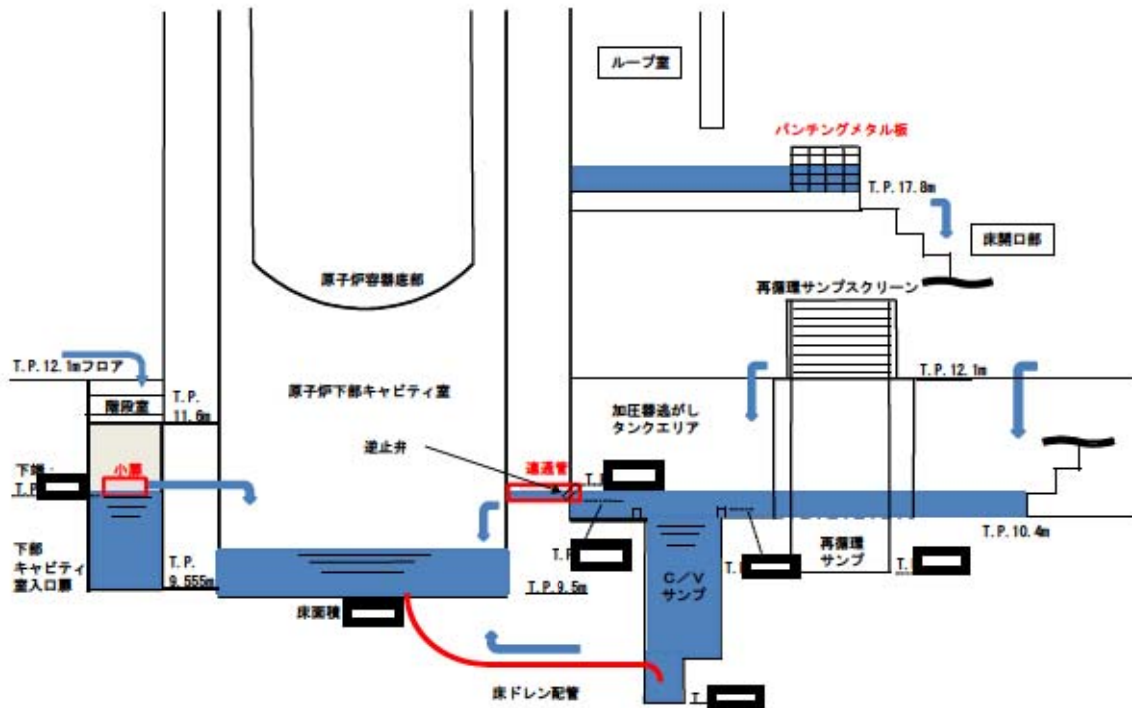


図 1 1 原子炉下部キャビティ室までの流入経路断面図

原子炉下部キャビティ室への蓄水時間について

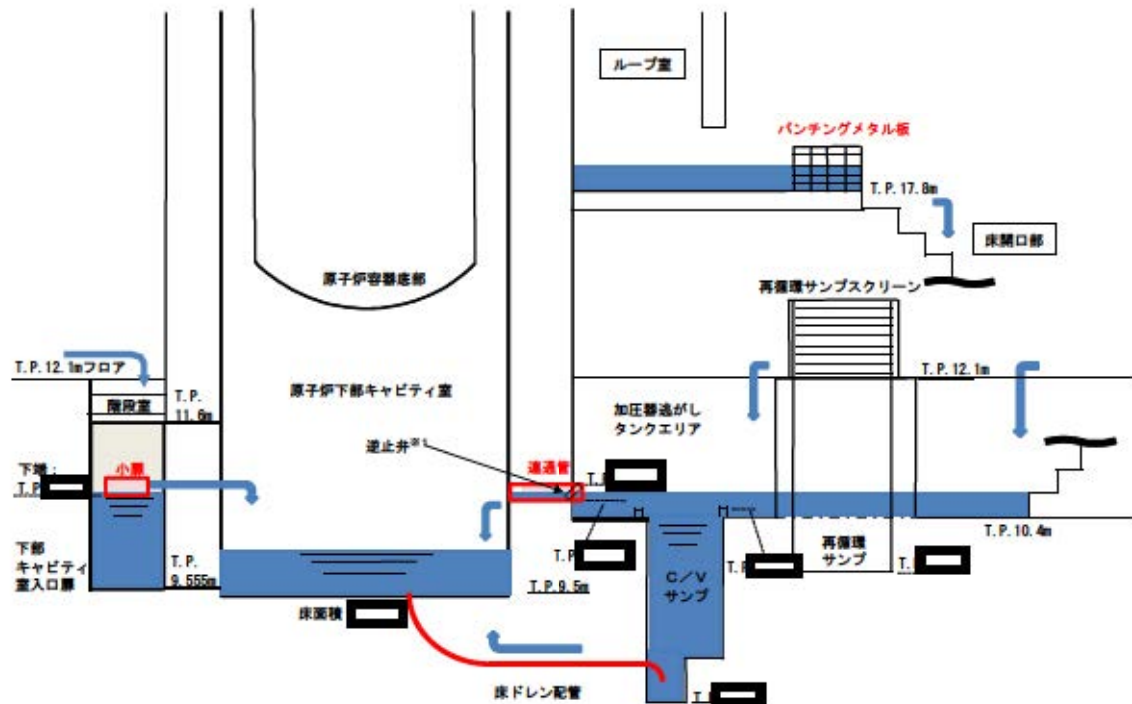
1. 原子炉下部キャビティ室への流入箇所

格納容器の最下階エリアからは、図1に示すとおり原子炉下部キャビティ室に通じる開口部（連通管及び小扉）を経由して原子炉下部キャビティ室へ流入する。

また、図2及び図3に連通管又は小扉から原子炉下部キャビティ室へ流入する場合の、最下階エリア及び原子炉下部キャビティ室の水位と格納容器内への注水量の関係を示す。

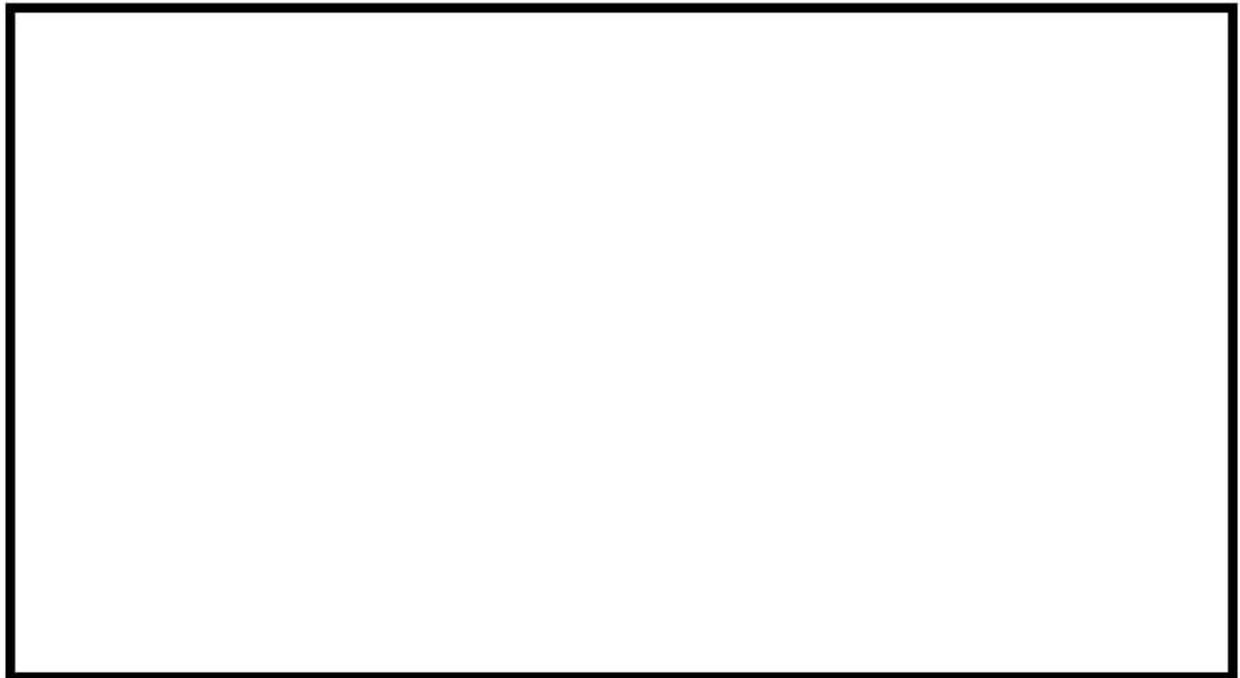
原子炉下部キャビティ室に通じる開口部は2箇所（連通管及び小扉）あり、仮にどちらか一方が閉塞した場合においても、図2及び図3のとおり冷却に必要な冷却水の確保は可能である。

なお、解析コードMAAPによると、図4のとおり熔融炉心等を常温まで冷却するのに必要な水量を上回る冷却水が、原子炉容器破損時（約1.6時間後）までに確保可能である。



※1 通常運転時において、原子炉下部キャビティ室と格納容器最下階エリアの空調バランスを考慮し、逆止弁を設置。

図1 原子炉キャビティ室までの流入経路断面概要図



本関係図の設定条件は以下のとおりである。

(a) MCCI の発生に対して最も影響の大きい「大破断 LOCA+ECCS 注入失敗+格納容器スプレイ失敗」(格納容器過圧破損防止)シナリオの有効性評価における解析により、原子炉容器破損時(約 1.6 時間後※2)に合計 []²の熔融炉心が原子炉下部キャビティ室に落下するとの結果を得ている。この初期に落下する熔融炉心の物量について、解析の不確かさを考慮して、泊 3 号機に装荷される炉心有効部の全量約 []と想定し、これが原子炉下部キャビティ室に落下した際に蓄水した水により冷却するのに必要な水量として約 []とした。

※2 解析では、初期炉心熱出力を 2%大きめに設定しており、また、炉心崩壊熱も大きめの発熱量で推移すると想定している。そのため、原子炉容器破損時間や熔融炉心落下量は実態よりも早め・大きめになり、数値は十分保守的である。

(b) 大破断 LOCA 時には短時間に大流量が格納容器内へ注水されるため、連通管を主経路として原子炉下部キャビティ室に通水されるため、上図においては以下については考慮しないこととした。

- ・ C/V サンプからのドレン配管逆流による流入
- ・ 原子炉容器外周隙間からの流入

図 2 格納容器内への注水量と水位の関係 (既設連通管のみから流入の場合)



本関係図の設定条件は以下のとおりである。

- (a) 溶融炉心の物量及び必要な冷却水量の設定については、図2と同じ。
- (b) 追設する小扉の流入性確認のため、上図においては保守的に以下については考慮しないこととした。
 - ・既設の連通管からの流入
 - ・C/Vサンプからのドレン配管逆流による流入
 - ・原子炉容器外周隙間からの流入
- (c) 保守的に、大破断 LOCA 時の初期の流入水（RCS 配管破断水（約 ））は、既設の連通管が設置されている加圧器逃がしタンクエリアに流入し、このうち当該エリアの容積に相当する水が滞留水になると仮定した。また加圧器逃がしタンクエリアが満水となった後にオーバーフローし、階段室及び下部キャビティ室に流入すると仮定した。
- (d) 実際には RCS 配管破断水及びスプレイ水は、加圧器逃がしタンクエリア（既設連通管側）及び階段室（追設小扉側）に同時に流入し、階段室（追設小扉側）にも早期に流入することから、上記は保守的な仮定である。

図3 格納容器内への注水量と水位の関係（追設小扉のみから流入の場合）

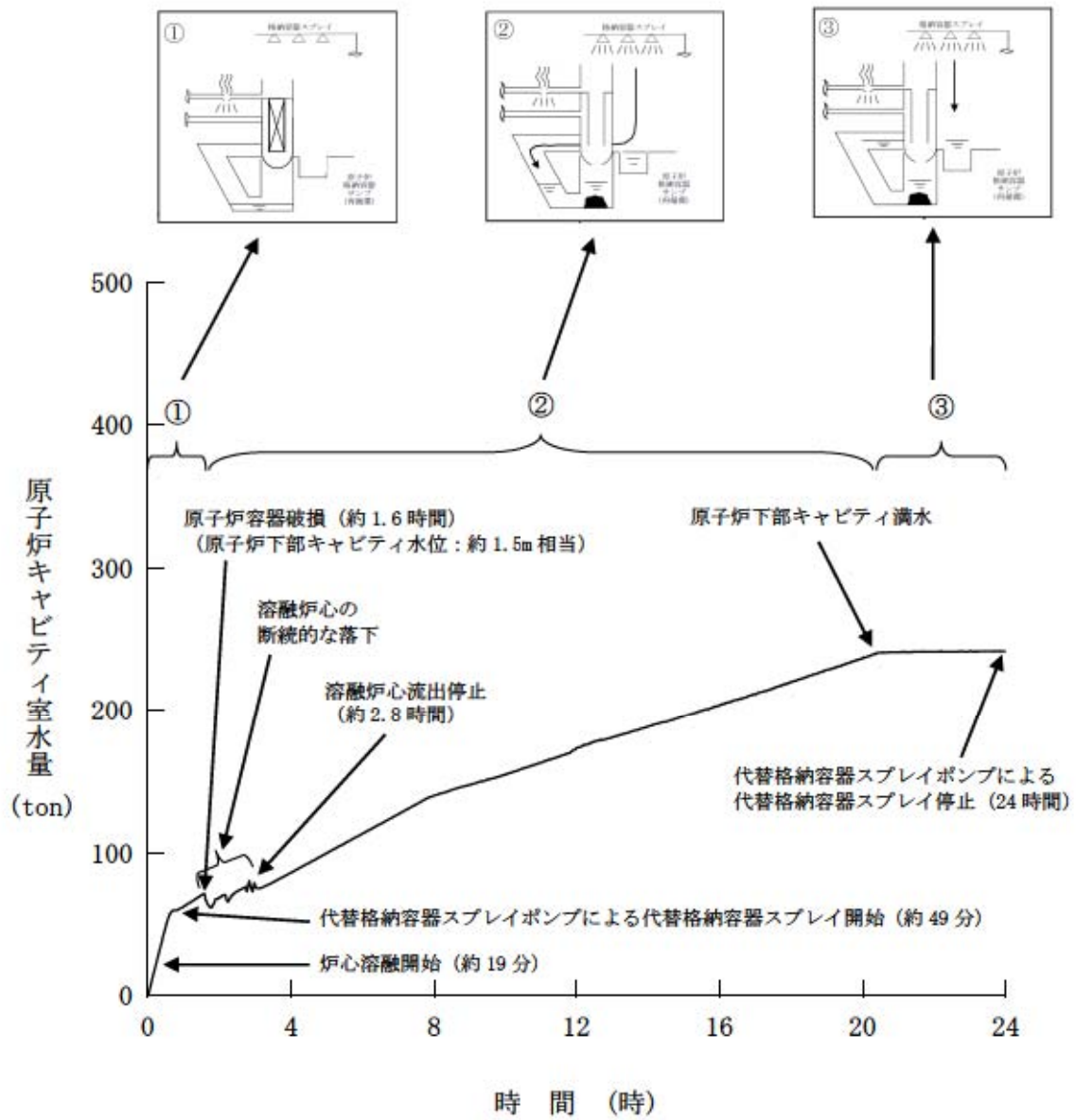


図4 原子炉下部キャビティ室水量の推移

58-7 主要パラメータの代替パラメータによる推定方法について

(a) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネル及び他ループを除く）による推定方法について

項 目	原子炉容器内の温度		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	1次冷却材温度（広域－高温側）	0～400℃	最大値：約 340℃
	1次冷却材温度（広域－低温側）	0～400℃	最大値：約 339℃
代替パラメータ	1次冷却材温度（広域－高温側）の代替： ① 1次冷却材温度（広域－低温側）		
	1次冷却材温度（広域－低温側）の代替： ① 1次冷却材温度（広域－高温側）		
計測目的	<p>重大事故等において、主要パラメータにて原子炉容器内の温度を監視する目的は、炉心の冷却状態を把握することである。</p> <p>特に原子炉冷却材喪失事故時において、安全注入に期待できない場合、1次系保有水が流出することにより1次系保有水量が減少し、炉心が露出すれば1次冷却材は過熱状態となり、冷却処置が遅れると炉心損傷に至る。</p> <p>このような場合、炉心の冷却状態を把握し、事故時の対応手段を判断する上で主要パラメータにて原子炉容器内の温度を監視することが重要である。</p>		
推定方法	<p>原子炉容器内の温度の主要パラメータである1次冷却材温度（広域－高温側）又は1次冷却材温度（広域－低温側）の計測が困難になった場合、代替パラメータの1次冷却材温度（広域－低温側）又は1次冷却材温度（広域－高温側）により、原子炉容器内の温度を推定（測定）する。</p> <p>これら2種類が各ループに設置されており、各々が代替パラメータとなり、互いに推定（測定）する。</p> <p>また多様性拡張設備である炉心出口温度が使用可能であれば、1次冷却材温度（広域－高温側）と炉心出口温度は、炉心冠水状態から炉心損傷を判断する時点（350℃）では温度に大きな差はなく、操作判断に与える影響は軽微であり、推定することができる。</p>		

<p>推定の評価</p>	<p>高温側と低温側の2種類の温度計は各ループに同じ仕様のもをを設置しており、1次冷却材の温度計により、事故時の炉心の冷却状況を監視する目的において、互いに推定（測定）しても問題となることはなく、炉心損傷防止対策に必要な情報を得ることができる。</p> <p>原子炉容器内の温度を操作判断に用いている炉心損傷防止対策の有効性評価の解析結果を例に挙げ、推定の適用性について確認した結果、全交流動力電源喪失（RCP シール LOCA が発生する場合）事象において、1次冷却材温度（広域－高温側）と1次冷却材温度（広域－低温側）の温度差は、約10℃程度であり、この温度差が炉心損傷防止対策における操作判断に与える影響は軽微であるため、推定（測定）することができる。</p>
--------------	---

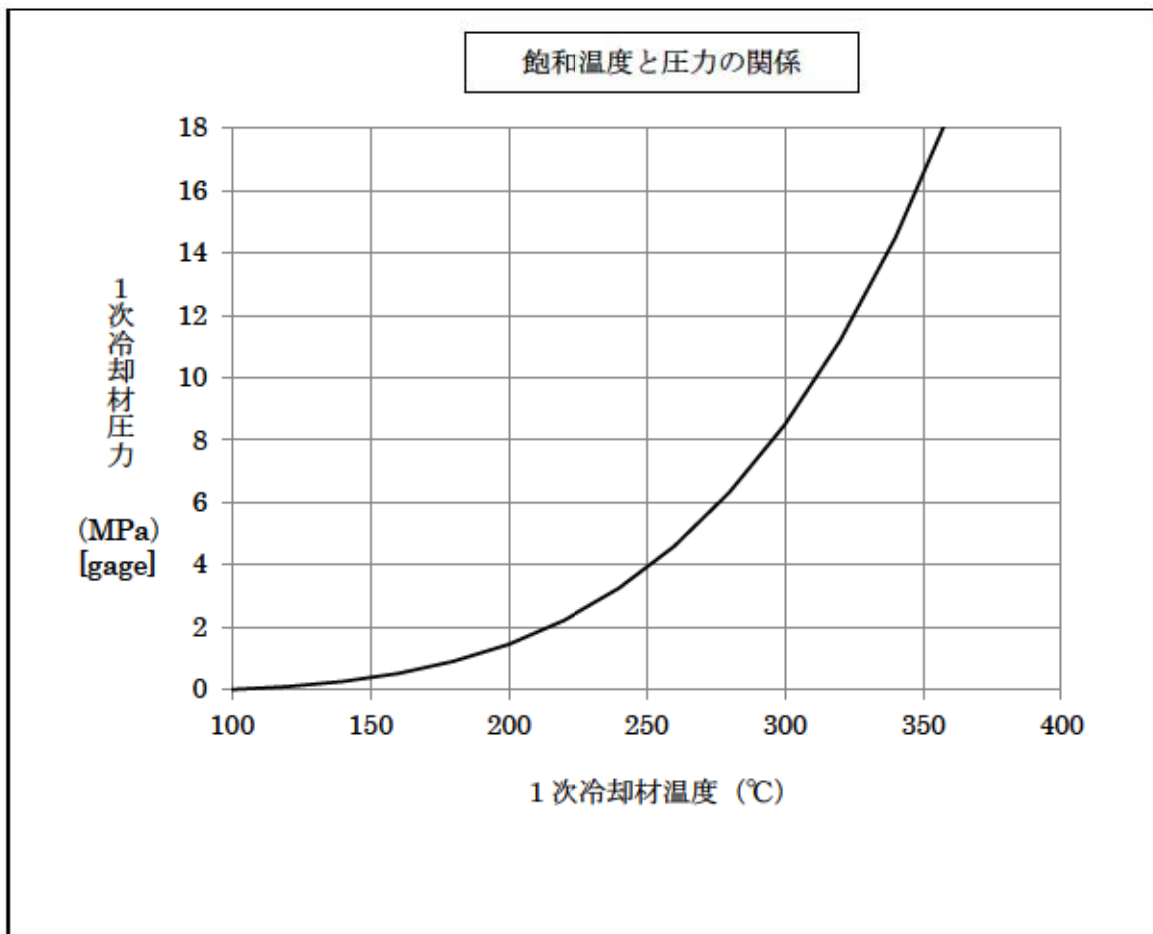
事象例：全交流動力電源喪失（RCP シール LOCA が発生する場合）



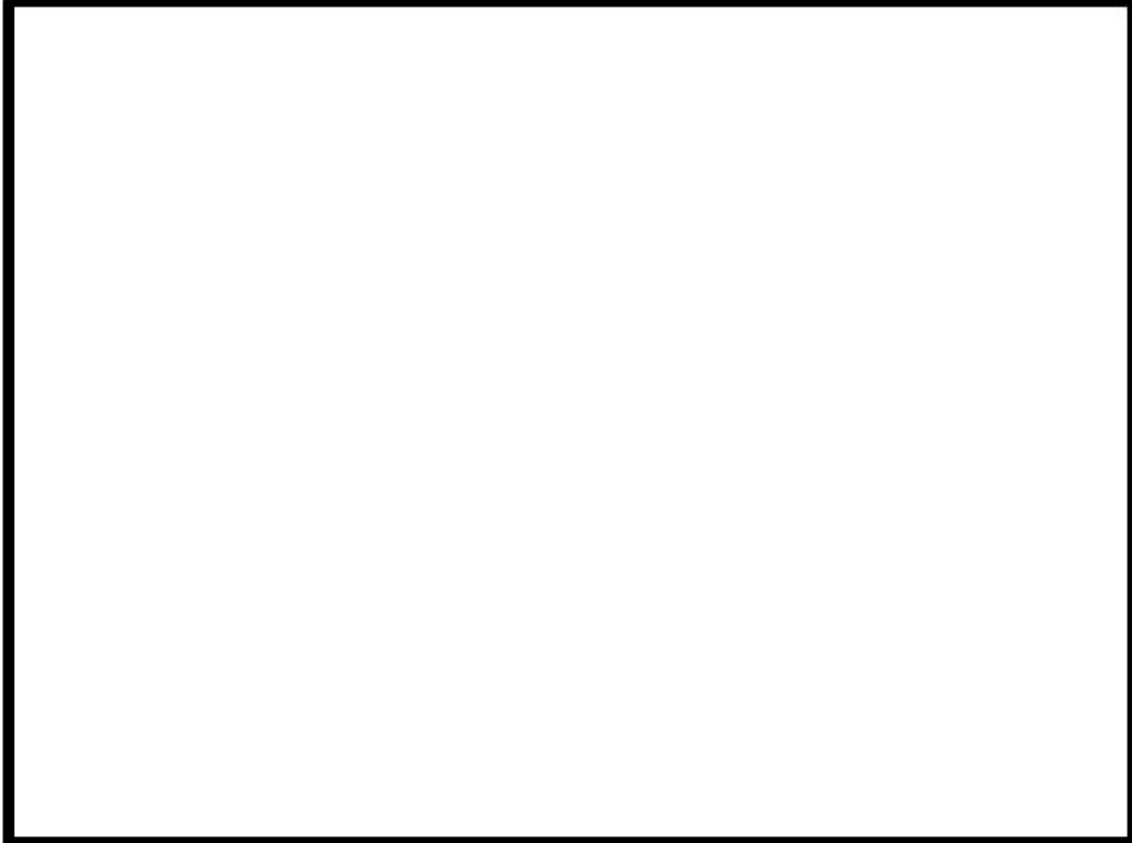
(b) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネル及び他ループを除く）による推定方法について

項 目	原子炉容器内の圧力										
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準								
主要パラメータ	1次冷却材圧力（広域）	0～21.0MPa	最大値：約 17.8MPa								
代替パラメータ	① 1次冷却材温度（広域－高温側）	0～400℃	最大値：約 340℃								
	② 1次冷却材温度（広域－低温側）	0～400℃	最大値：約 339℃								
計測目的	<p>重大事故等において、主要パラメータにて原子炉容器内の圧力を監視する目的は、操作判断等を行う上で必要となるパラメータのひとつとしてプラント状態を確認することである。</p> <p>特に全交流動力電源喪失時に RCP シール部からの漏えいが生じる事象において、冷却材の補給が必要となるが、非常用炉心冷却設備による炉心への注水が期待できないため、処置が遅れると炉心損傷に至る。</p> <p>このような場合、蒸気発生器を用いた2次系強制冷却により1次系を減圧・減温し蓄圧タンク及び代替炉心注水により冷却材を補給する操作を行うが、蓄圧タンクからの窒素流入防止及び代替炉心注水による注水開始等の判断をする上で主要パラメータにて原子炉容器内の圧力を監視することは重要である。</p>										
推定方法	<p>原子炉容器内の圧力の主要パラメータである1次冷却材圧力（広域）の計測が困難になった場合、代替パラメータの1次冷却材温度（広域－高温側）又は1次冷却材低温側（広域）（以下、「1次冷却材温度」という）により、原子炉容器内の圧力を推定する。</p> <p>1次冷却材が飽和状態にあると判断される場合には、1次冷却材温度に対応する飽和圧力を用いて推定する。</p> <p>飽和温度と圧力の関係は、以下のとおりである。</p> <table border="0"> <tr> <td>(例) 飽和温度(℃)</td> <td>圧力(MPa[gage])</td> </tr> <tr> <td>236</td> <td>約 3.0</td> </tr> <tr> <td>214</td> <td>約 2.0</td> </tr> <tr> <td>183</td> <td>約 1.0</td> </tr> </table> <p>この推定方法では、原子炉容器内が飽和状態である場合に適用できるが、飽和状態でないことを確認した場合は、不確かさを考慮し、関連パラメータを複数確認した中から有効な情報を組み合わせて推定する。また、測定範囲内であれば加圧器圧力（多様性拡張設備）により推定する。</p>			(例) 飽和温度(℃)	圧力(MPa[gage])	236	約 3.0	214	約 2.0	183	約 1.0
(例) 飽和温度(℃)	圧力(MPa[gage])										
236	約 3.0										
214	約 2.0										
183	約 1.0										

<p>推定の評価</p>	<p>原子炉容器内の圧力を操作判断に用いている炉心損傷防止対策の有効性評価の解析結果を例に挙げ、推定の適用性について確認した結果、1次冷却材温度による推定方法は、原子炉容器内が飽和状態である範囲で適用できる。</p> <p>飽和状態は、飽和温度との比較が必要であり1次冷却材圧力（広域）の把握が本来必要であるが、その代わりとして他のパラメータを監視することによりプラント状態を判別して適用の可否を判断する。</p> <p>例えば、全交流動力電源喪失時にRCPシール部から漏えいが生じる場合のように1次系減圧事象である場合で2次系からの除熱機能が正常に機能している場合には飽和状態に至っている可能性が高い。</p> <p>このような場合、本推定方法による原子炉容器内の圧力の推定は有効である。（事象例参照）</p> <p>以上より、本推定方法により監視が必要な場合において、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>
--------------	---



事象例:全交流動力電源喪失 (RCP シール LOCA が発生する場合)



(c) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネル及び他ループを除く）による推定方法について

項 目	原子炉容器内の水位		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	加圧器水位	0～100%	最大値:約 99% 最小値:0%以下
代替パラメータ	①原子炉容器水位	0～100%	最大値:100% 最小値:0%
	②1次冷却材圧力（広域）	0～21.0MPa	最大値:約 17.8MPa
	②1次冷却材温度（広域－高温側）	0～400℃	最大値:約 340℃
計測目的	<p>PWRプラントにおいては、原子炉容器より上に位置する加圧器により通常運転や事故時の圧力及び1次系の保有水量の制御を行っており、加圧器の水位を計測することで、原子炉容器内の水位の状態を監視している。</p> <p>したがって、重大事故等に対処するために監視が必要なパラメータのうち原子炉容器内の水位については、加圧器水位を主要パラメータとしており、炉心の冷却状態を把握する上で原子炉容器内の保有水量を監視することは重要である。</p>		
推定方法	<p>原子炉容器内の水位の主要パラメータである加圧器水位の計測が困難になった場合、代替パラメータの原子炉容器水位又は1次冷却材圧力（広域）及び1次冷却材温度（広域－高温側）により原子炉容器内の水位を推定することができる。推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>①原子炉容器水位 原子炉容器底部から原子炉容器頂部までの水位を計測することにより、原子炉容器内の水位を推定する。</p> <p>②1次冷却材圧力（広域）及び1次冷却材温度（広域－高温側） 1次冷却材圧力（広域）及び1次冷却材温度（広域－高温側）により、原子炉容器内がサブクール状態又は飽和状態であることを監視することで、原子炉容器内の水位が、炉心上端以上で冠水状態であることを確認する。</p>		

監視計器	使用用途	得られる情報
1次冷却材圧力 (広域)	飽和温度の推定	飽和温度 (T_{sat})
1次冷却材高温側 温度 (広域)	1次冷却材・蒸気の 温度監視	1次冷却材・蒸気の温度 (T)

(1) 原子炉容器内がサブクール状態もしくは飽和状態
 判別方法: $T \leq T_{sat}$ (サブクール状態もしくは飽和状態)
 水位: 図1, 2の状態(1)に相当
 (2) 原子炉容器内が飽和温度を上回る状態
 判別方法: $T > T_{sat}$ (温度 T が過熱状態を指示, $\Delta T_{sat} = \text{小}$)
 水位: 図1, 2の状態(2)に相当
 (3) 原子炉容器内が飽和温度を大きく上回る状態 (過熱状態)
 判別方法: $T \gg T_{sat}$
 (温度 T が飽和温度 T_{sat} を大きく上回っている状態, $\Delta T_{sat} = \text{大}$)
 水位: 図1, 2の状態(3)に相当

原子炉容器内水位の推移の推定

【炉心上端以上の場合】

- ・炉心の冠水状態の確認が可能。

【炉心上端以下 (炉心露出状態) の場合】

- ・水位の上昇傾向: ΔT_{sat} が大きい状態から小さい状態へ移行
- ・水位の低下傾向: ΔT_{sat} が小さい状態から大きい状態へ移行

推定方法

推定方法



図1 飽和蒸気-圧力曲線を基にした水位の推定

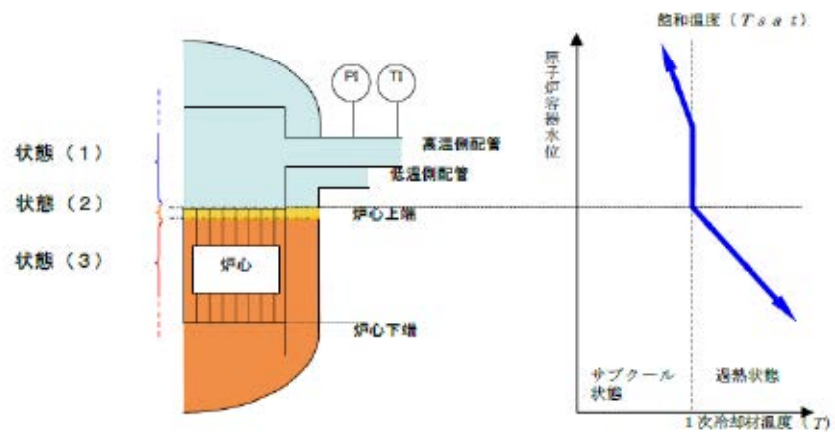


図2 原子炉容器水位と水位変化の概念図

(注1) 過熱度： $\Delta T_{sat} = T - T_{sat}$

(注2) 中間領域では炉心上端以上、炉心上端近傍もしくは炉心上端部未満の水位である。温度の推移を監視することで以下を推定することが可能である。

・温度安定：炉心上端以上の水位である(状態(1))

・温度急上昇：炉心上端近傍もしくは炉心上端部未満

(状態(2)(3))

<p>推定方法</p>	<p>プラント停止中における RCS ミッドループ運転において、1次冷却系統ループ水位（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合、1次冷却材温度（広域－高温側）及び1次冷却材温度（広域－低温側）の傾向監視により、温度の急上昇により原子炉容器内の水位が炉心上端以下で冠水していないことを推定する。もしくは、余熱除去ポンプ出口圧力の低下により、原子炉容器内の水位が低下していることを推定する。</p>
<p>推定の評価</p>	<p>①原子炉容器水位</p> <p>原子炉容器水位による原子炉容器内の水位の推定は、原子炉容器内の水位を直接的に計測するものであり、かつ、その計測範囲は原子炉容器底部から原子炉容器頂部までであることから原子炉容器内の水位を把握する上で適切である。</p> <p>②1次冷却材圧力（広域）及び1次冷却材温度（広域－高温側）</p> <p>本パラメータにより、原子炉容器内がサブクール状態又は飽和状態であることを監視することで、原子炉容器内の水位が、炉心上端以上で冠水状態であることを確認することは、炉心損傷で原子炉容器が損傷に至っていない状態であれば、プラント状態に依存することなく適用可能である。</p> <p>以上より、本推定方法を原子炉容器内の水位を推定する手段として用いることは可能であり、原子炉容器内の水位変化を把握することができる。</p> <p>代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>

(d) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネル及び他ループを除く）による推定方法について

項 目	原子炉容器への注水量		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	高圧注入流量	0～350m ³ /h	280m ³ /h
	低圧注入流量	0～1,100m ³ /h	1,090m ³ /h
	代替格納容器スプレイポンプ 出口積算流量	0～200m ³ /h (0～10,000m ³)	重大事故時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。
	B-格納容器スプレイ冷却器 出口積算流量（AM用）	0～1,300m ³ /h (0～10,000m ³)	
代替パラメータ	高圧注入流量及び低圧注入流量の代替： ①燃料取替用水ピット水位 ②加圧器水位 ③原子炉容器水位 ④格納容器再循環サンプ水位（広域）		
	代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量の代替： ①燃料取替用水ピット水位及び補助給水ピット水位 ②加圧器水位 ③原子炉容器水位 ④格納容器再循環サンプ水位（広域）		
	B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）の代替： ①燃料取替用水ピット水位 ②加圧器水位 ③原子炉容器水位 ④格納容器再循環サンプ水位（広域）		
計測目的	<p>重大事故等において、主要パラメータにて原子炉容器への注水量を監視する目的は、高圧注入ポンプ等の注水設備が正常に機能していることを確認することである。</p> <p>特に原子炉冷却材喪失事故時において、炉心冷却の維持には非常用炉心冷却設備を構成する高圧注入ポンプ等による冷却材の補給が必要となるが、それら設備が正常に機能していることを確認し、もし機能していないと判断される場合には必要な措置を行う必要がある。</p> <p>このような場合、注水設備が正常に機能していることを確認できることが重要となる。</p>		

<p>推定方法</p>	<p>高圧注入流量，低圧注入流量及び充てん流量（多様性拡張設備）の計測が困難になった場合，代替パラメータの燃料取替用水ピット水位，加圧器水位，原子炉容器水位及び格納容器再循環サンプ水位（広域）の水位変化により原子炉容器への注水量を推定する。この推定方法では，環境悪化の影響を受けることが小さい水源である燃料取替用水ピット水位を優先して使用し推定する。また，加圧器水位及び1次冷却材喪失重大事故等時の監視に使用する原子炉容器水位又は格納容器再循環サンプ水位（広域）は，水位変化により原子炉容器への注水量を推定する。</p> <p>代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量の計測が困難になった場合，代替パラメータの燃料取替用水ピット水位，補助給水ピット水位，加圧器水位，原子炉容器水位及び格納容器再循環サンプ水位（広域）の傾向監視により原子炉容器への注水量を推定する。この推定方法では，環境悪化の影響を受けることが小さい水源である燃料取替用水ピット水位，補助給水ピット水位を優先して使用し推定するが，燃料取替用水ピット及び補助給水ピットに淡水や海水を補給している場合は，補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。また，加圧器水位及び1次冷却材喪失重大事故時の監視に使用する原子炉容器水位又は格納容器再循環サンプ水位（広域）は，水位変化により原子炉容器への注水量を推定する。</p> <p>B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）の計測が困難になった場合，代替パラメータの燃料取替用水ピット水位，加圧器水位，原子炉容器水位及び格納容器再循環サンプ水位（広域）の傾向監視により原子炉容器への注水量を推定する。この推定方法では，環境悪化の影響を受けることが小さい水源である燃料取替用水ピット水位を優先して使用し推定する。</p>
-------------	---

推定方法	<p>①燃料取替用水ピット水位及び補助給水ピット水位</p> <ul style="list-style-type: none">・燃料取替用水ピット水位 <p>燃料取替用水ピットの水位容量曲線を用いて、水位の変化量から注水した水量を推定する。</p> <div data-bbox="517 555 1337 1547" style="border: 2px solid black; height: 443px; width: 514px; margin: 10px auto;"></div> <p style="text-align: center;">[] 内は商業機密に属しますので公開できません</p>
------	---

<p>推定方法</p>	<ul style="list-style-type: none">・ 補助給水ピット水位 <p>補助給水ピットの水位容量曲線を用いて、水位の変化量から注水した水量を推定する。</p> <div data-bbox="507 506 1329 1503" style="border: 2px solid black; height: 445px; width: 515px; margin: 10px auto;"></div> <p style="text-align: center;"> 内は商業機密に属しますので公開できません</p>
-------------	--

推定方法	<p>②加圧器水位</p> <p>加圧器の水位容量曲線を用いて，水位の変化量から注水した水量を推定する。</p> <div data-bbox="549 456 1362 1456" style="border: 2px solid black; height: 446px; width: 510px; margin: 10px auto;"></div> <p>③原子炉容器水位</p> <p>原子炉容器底部から原子炉容器頂部までの水位を計測することにより，原子炉容器への注水量を推定する。</p> <p>④格納容器再循環サンプル水位（広域）</p> <p>原子炉格納容器内への注水量と原子炉容器内の水位の関係を用いて，原子炉容器内への注水量を推定する。</p>
------	---

推定の評価	<p>①燃料取替用水ピット水位及び補助給水ピット水位</p> <ul style="list-style-type: none"> ・燃料取替用水ピット水位 <p>燃料取替用水タンク水位による推定方法は、燃料取替用水ピットを水源として使用し、かつ、燃料取替用水ピットを水源とした他の系統への使用量が把握できる場合に適用できる。</p> <p>本推定方法は、水源の水位変化から求めるものであり、これはプラント状態に影響を受けるものではないため、プラント状態に依存することなく適用できる。</p> ・補助給水ピット水位 <p>補助給水水タンク水位による推定方法は、原子炉容器への注水の水源を燃料取替用水ピットから補助給水ピットとした場合に適用できる。</p> <p>本推定方法は、水源の水位変化から求めるものであり、これはプラント状態に影響を受けるものではないため、プラント状態に依存することなく適用できる。</p> <p>②加圧器水位</p> <p>加圧器水位による推定方法は、原子炉冷却材喪失等が生じておらず注水された冷却材が全て加圧器水位の上昇に寄与すると考えられる場合に限り適用可能である。</p> <p>本推定方法は、適用条件が限定されるものの、①による推定方法が優先されるため、事故収束に向けた対応を行う上で問題とはならない。</p> <p>③原子炉容器水位</p> <p>原子炉容器水位による原子炉容器内への注水量の推定は、原子炉容器内の水位変化により原子炉容器への注水量を把握する場合に適用できる。</p> <p>④格納容器再循環サンプ水位（広域）</p> <p>格納容器再循環サンプ水位（広域）による推定方法は、格納容器サンプ水位（広域）の計測範囲内において適用できる。</p> <p>条件が限定されるものの、①、②及び③による推定方法が優先されるため、事故収束に向けた対応を行う上で問題とはならない。</p> <p>以上より、本推定方法を原子炉容器への注水量を推定する手段として用いることは可能であり、高圧注入ポンプ等の注水設備が正常に機能しているかを確認する上で妥当なものである。</p> <p>これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>
-------	--

(e) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネル及び他ループを除く）による推定方法について

項 目	原子炉格納容器への注水量		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）	0～1,300m ³ /h (0～10,000m ³)	重大事故時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。
	高压注入流量	0～350m ³ /h	280m ³ /h
	低压注入流量	0～1,100m ³ /h	1,090m ³ /h
	代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量	0～200m ³ /h (0～10,000m ³)	重大事故時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。
代替パラメータ	B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）、高压注入流量及び低压注入流量の代替： ①燃料取替用水ピット水位 ②格納容器再循環サンプ水位（広域）		
	代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量の代替： ①燃料取替用水ピット水位及び補助給水ピット水位 ②格納容器再循環サンプ水位（広域）		
計測目的	<p>重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器への注水量を監視する目的は、格納容器スプレイポンプ等の注水設備が正常に機能していることを確認することである。</p> <p>特に原子炉冷却材喪失事故時において、原子炉格納容器の健全性の維持には格納容器スプレイポンプ等による原子炉格納容器への注水が必要となるが、それら設備が正常に機能していることを確認し、もし機能していないと判断される場合には必要な措置を行う必要がある。</p> <p>このような場合、注水設備が正常に機能していることが確認できることが重要となる。</p>		
推定方法	<p>B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）、高压注入流量及び低压注入流量の計測が困難になった場合は、代替パラメータの燃料取替用水ピット水位及び格納容器再循環サンプ水位（広域）の水位変化により、原子炉格納容器への注水量を推定する。この推定方法では、環境悪化の影響を受けることが小さい水源である燃料取替用水ピット水位を優先して使用し推定する。</p> <p>代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量の計測が困難となった場合は、代替パラメータの燃料取替用水ピット水位、補助給水ピット水位及び格納容器再循環サンプ水位（広域）の水位変化により、原子炉格納容器への注水量を推定する。この推定方法では、環境悪化の影響</p>		

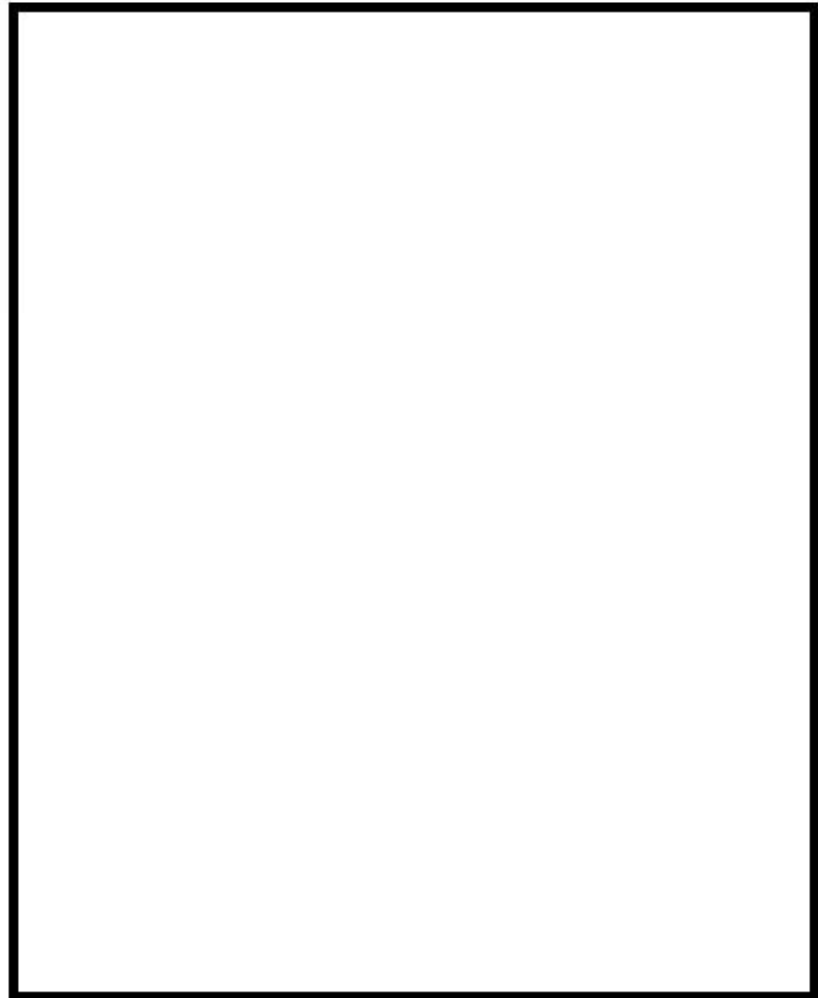
を受けることが小さい水源である燃料取替用水ピット水位，補助給水ピット水位を優先して使用し推定するが，燃料取替用水ピット又は補助給水ピットに淡水や海水を補給している場合は，補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。

①燃料取替用水ピット水位及び補助給水ピット水位

・燃料取替用水ピット水位

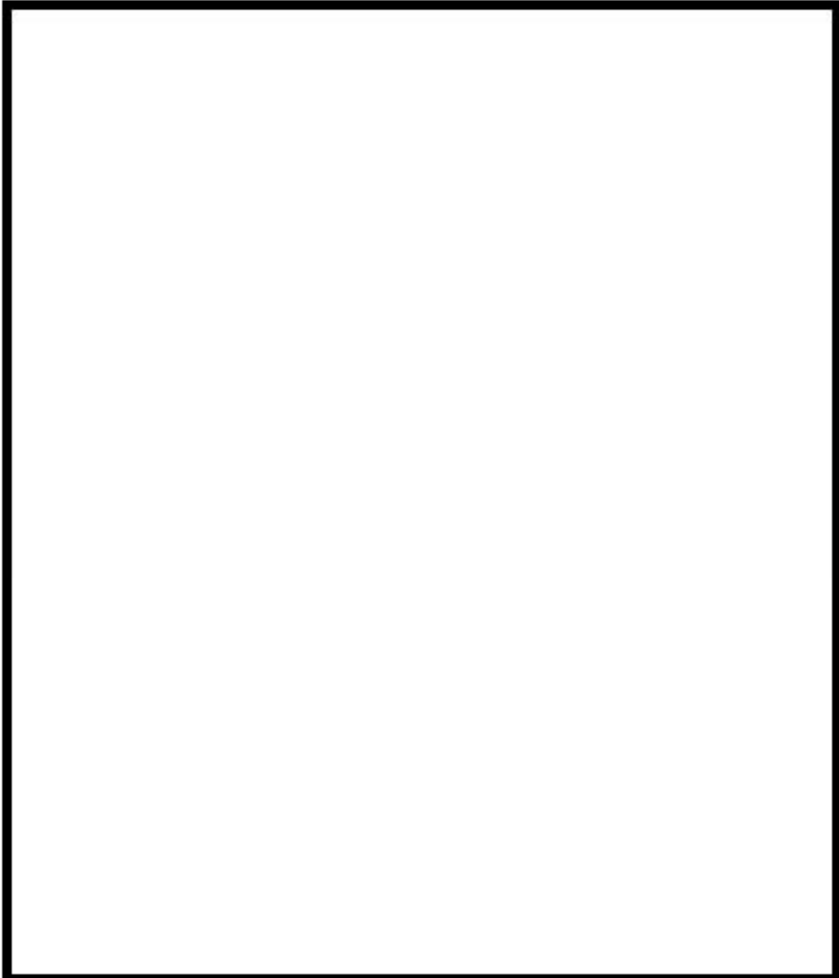
燃料取替用水ピットの水位容量曲線を用いて，水位の変化量から注水した水量を推定する。

推定方法



内は商業機密に属しますので公開できません

推定方法	<ul style="list-style-type: none">・補助給水ピット水位 <p>補助給水ピットの水位容量曲線を用いて、水位の変化量から注水した水量を推定する。</p> <div data-bbox="507 504 1321 1503" style="border: 2px solid black; height: 446px; margin: 10px 0;"></div> <p style="text-align: center;"> 内は商業機密に属しますので公開できません</p>
------	--

<p>推定方法</p>	<p>②格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（広域）の水位容量曲線を用いて、水位の変化量から注水した水量を推定する。</p> 
-------------	---

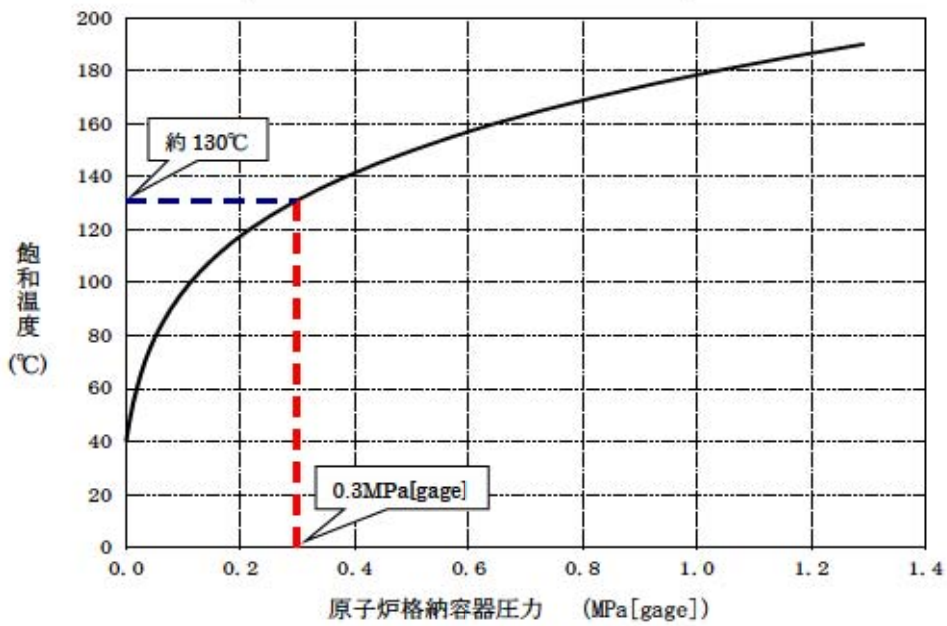
<p>推定の評価</p>	<p>①燃料取替用水ピット水位及び補助給水ピット水位</p> <ul style="list-style-type: none"> ・燃料取替用水ピット水位 <p>燃料取替用水ピット水位による推定方法は、燃料取替用水ピットを水源として使用し、かつ、燃料取替用水ピットを水源とした他の系統への使用量が把握できる場合に適用できる。</p> <p>本推定方法は、水源の水位変化から求めるものであり、これはプラント状態に影響を受けるものではないため、プラント状態に依存することなく適用できる。</p> ・補助給水ピット水位 <p>補助給水ピット水位による推定方法は、原子炉格納容器への注水の水源を燃料取替用水ピットから補助給水ピットとした場合に適用できる。</p> <p>本推定方法は、水源の水位変化から求めるものであり、これはプラント状態に影響を受けるものではないため、プラント状態に依存することなく適用できる。</p> <p>②格納容器再循環サンプル水位（広域）</p> <p>格納容器再循環サンプル水位（広域）による推定方法は、格納容器サンプル水位（広域）の計測範囲内において適用できる。</p> <p>条件が限定されるものの、①による推定方法が優先されるため、事故収束に向けた対応を行う上で問題とはならない。</p> <p>以上より、本推定方法を原子炉格納容器への注水量を推定する手段として用いることは可能であり、格納容器スプレイポンプ等の注水設備が正常に機能しているかを確認する上で妥当なものである。</p> <p>これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>
--------------	--

(f) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネル及び他ループを除く）による推定方法について

項 目	原子炉格納容器内の温度		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	格納容器内温度	0～220℃	最大値:約 124℃
代替パラメータ	①原子炉格納容器圧力		
	②格納容器圧力（AM用）		
計測目的	<p>重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の温度を監視する目的は、原子炉格納容器内の除熱操作の判断、格納容器健全性の確認である。</p> <p>特に重大事故において、原子炉格納容器へ流出した高温の原子炉冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、ジルコニウム-水反応等によって発生した非凝縮性ガスの蓄積により、緩和措置が取られない場合には、原子炉格納容器内の温度が緩慢に上昇し、原子炉格納容器の破損に至る。</p> <p>緩和措置の実施の判断及び格納容器健全性の確認のため、主要パラメータにて原子炉格納容器内の温度を監視することが重要である。</p>		
推定方法	<p>原子炉格納容器内の温度の主要パラメータである格納容器内温度の計測が困難になった場合、代替パラメータの①原子炉格納容器圧力又は②格納容器圧力（AM用）により原子炉格納容器内の温度を推定する。</p> <p>原子炉格納容器圧力又は格納容器圧力（AM用）による推定の方法では、原子炉格納容器内が飽和状態である範囲で適用する。</p> <p>原子炉格納容器内の事故前初期条件（温度、圧力、相対湿度）を仮定することで、格納容器内飽和温度と圧力の関係が得られている。</p> <p>したがって、現在の原子炉格納容器内の状態が以下のような条件により飽和と判断される場合は、原子炉格納容器圧力より概略の温度を推定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・これまでに損傷炉心を冷却するための水が1次系又は原子炉格納容器内に注入されていること。 ・過去の温度、圧力履歴を飽和温度と圧力の関係から判断して飽和状態で推移していると判断されること。 <p>原子炉格納容器内の飽和状態判断は、下記のパラメータの傾向を総合的に判断して推定する。</p>		

<p>推定方法</p>	<p>圧力パラメータ ①原子炉格納容器圧力 ②格納容器圧力（AM用）</p> <p>温度パラメータ ①格納容器内温度</p> <p>注入量パラメータ ①B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用） ②高圧注入流量 ③低圧注入流量 ④代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量</p>
<p>推定の評価</p>	<p>原子炉格納容器の健全性の確認で原子炉格納容器内の温度の監視が重要となる格納容器破損防止対策の有効性評価の解析結果を例に挙げ、推定の適用性について確認した結果、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）等の場合、事象初期において一時的に原子炉格納容器内が過熱状態に至るものの、その後ほとんどの期間で原子炉格納容器内は飽和状態に維持される。</p> <p>また、過熱状態において本推定方法は適用できないが、その期間は一時的なものであり、事故収束に向けた対応を行う上で問題とはならない。</p> <p>よって、本推定方法を原子炉格納容器内の温度を推定する手段として用いることは可能であり、原子炉格納容器内の温度推移の把握、除熱操作判断において妥当である。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、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状態を推定することができる。</p>

飽和温度と圧力の関係



事象例：雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）

炉心溶融・コンクリート相互作用

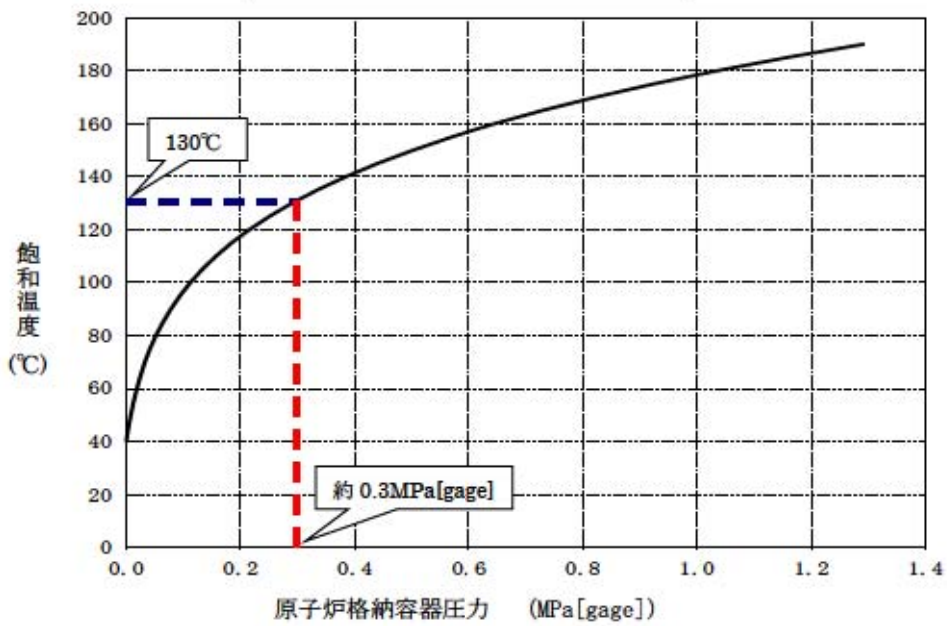
原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

(g) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネル及び他ループを除く）による推定方法について

項 目	原子炉格納容器内の圧力		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	原子炉格納容器圧力	0～0.35MPa	最大値:約 0.241MPa
	格納容器圧力（AM用）	0～1.0MPa	重大事故時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。
代替パラメータ	原子炉格納容器圧力の代替： ①格納容器圧力（AM用） ②格納容器内温度		
	格納容器圧力（AM用）の代替： ①原子炉格納容器圧力 ②格納容器内温度		
計測目的	<p>重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の圧力を監視する目的は、原子炉格納容器内の除熱操作の判断、格納容器健全性の確認である。</p> <p>特に重大事故において、原子炉格納容器へ流出した高温の原子炉冷却材及び熔融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、ジルコニウム-水反応等によって発生した非凝縮性ガスの蓄積により、緩和措置が取られない場合には、原子炉格納容器内の圧力が緩慢に上昇し、原子炉格納容器の破損に至る。</p> <p>緩和措置の実施の判断及び格納容器健全性の確認のため、主要パラメータにて原子炉格納容器内の圧力を監視することが重要である。</p>		
推定方法	<p>原子炉格納容器内の圧力の主要パラメータである原子炉格納容器圧力の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器圧力（AM用）又は格納容器内温度により原子炉格納容器内の圧力を推定する。</p> <p>なお、代替パラメータのうち、直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測できる格納容器圧力（AM用）を優先する。</p> <p>格納容器圧力（AM用）による推定の方法では、原子炉格納容器圧力と同じ圧力を計測することにより原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、プラント状態に依存することなく適用可能である。</p> <p>格納容器内温度による推定の方法では、原子炉格納容器内の事故前初期条件（温度、圧力、相対湿度）を仮定することで得られる格納容器内飽和温度と圧力の関係から原子炉格納容器内の圧力を推定する。</p> <p>本推定方法は原子炉格納容器内が飽和状態である範囲で適用でき、現在の原子炉格納容器内の状態が以下のような条件により飽和と判断される場合は、格納容器内温度より概略の原子炉格納容器内の圧力を推定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・これまでに損傷炉心を冷却するための水が1次系又は原子炉格納容器 		

<p>推定方法</p>	<p>内に注入されていること。</p> <ul style="list-style-type: none"> 過去の温度，圧力履歴を飽和温度と圧力の関係から判断して飽和状態で推移していること。 <p>原子炉格納容器内の飽和状態判断は，下記のパラメータの傾向を総合的に判断して推定する。</p> <p>圧力パラメータ ①原子炉格納容器圧力 ②格納容器圧力（AM用）</p> <p>温度パラメータ ①格納容器内温度</p> <p>注入量パラメータ ①B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用） ②高压注入流量 ③低压注入流量 ④代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量</p>
<p>推定の評価</p>	<p>①格納容器圧力（AM用）及び原子炉格納容器圧力</p> <ul style="list-style-type: none"> 格納容器圧力（AM用） <p>格納容器圧力（AM用）による推定は直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測するものであり，かつ，プラント状態に依存することなく適用可能であるため，推定方法として妥当である。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器圧力 <p>原子炉格納容器圧力による推定は直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測するものであり，かつ，プラント状態に依存することなく適用可能であるため，推定方法として妥当である。</p> <p>②格納容器内温度</p> <p>原子炉格納容器の健全性の観点で原子炉格納容器内の圧力の監視が重要となる格納容器破損防止対策の有効性評価の解析結果を例に挙げ，推定の妥当性及び適用性について確認する。</p> <p>有効性評価のうち，雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）等の場合，事象初期において一時的に原子炉格納容器内が過熱状態に至るものの，その後ほとんどの期間で原子炉格納容器内は飽和状態に維持される。</p> <p>また，過熱状態において本推定方法は適用できないが，その期間は一時的なものであり，事故収束に向けた対応を行う上で問題とはならない。</p> <p>以上より，本推定方法を原子炉格納容器内の圧力を推定する手段として用いることは可能であり，原子炉格納容器内の圧力推移の把握，除熱操作判断において妥当である。</p> <p>これらの代替パラメータによる推定で，格納容器破損防止対策を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>

飽和温度と圧力の関係



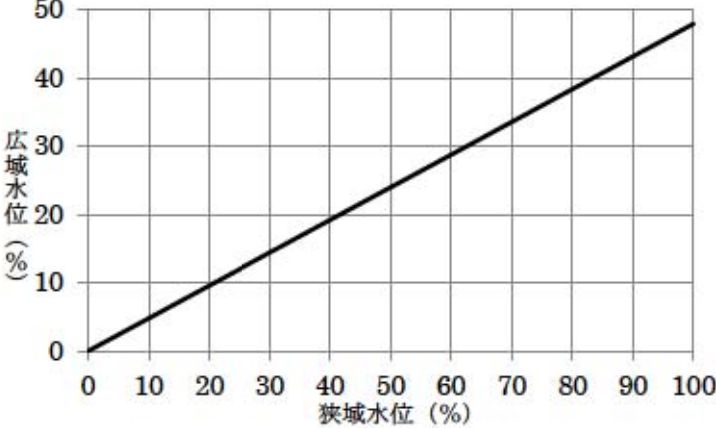
事象例：雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）

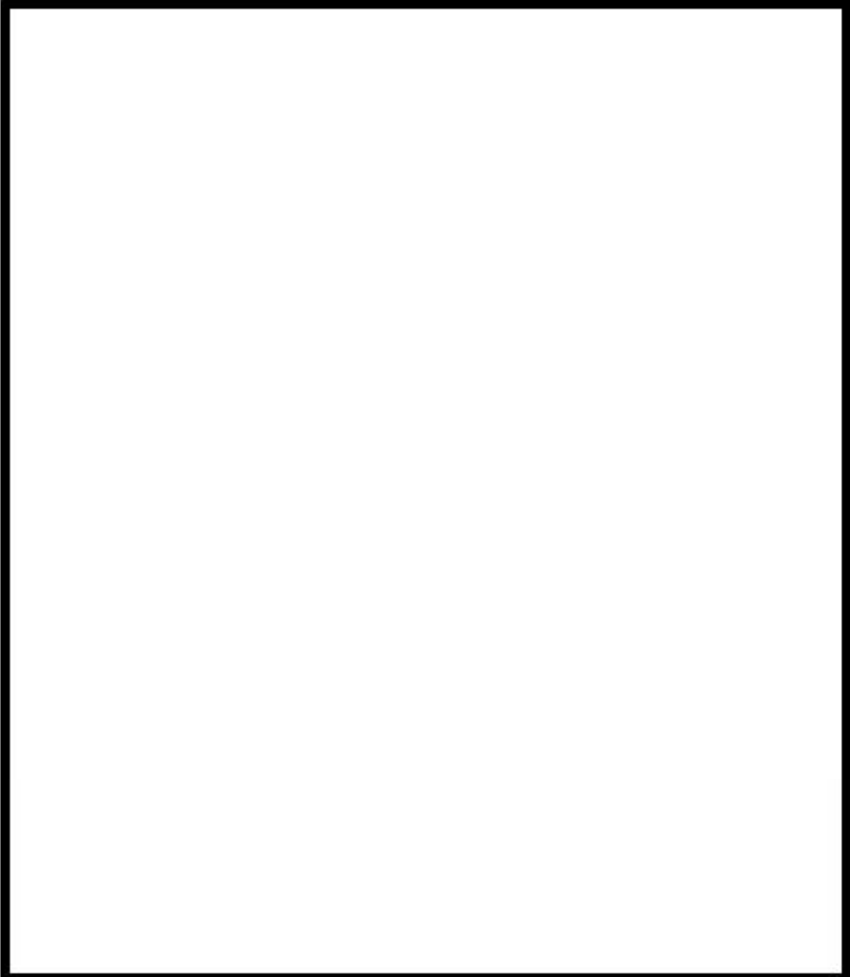
炉心溶融・コンクリート相互作用

原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

(h) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネル及び他ループを除く）による推定方法について

項 目	原子炉格納容器内の水位（1）		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	格納容器再循環サンプ水位（広域）	0～100%	100%
	格納容器再循環サンプ水位（狭域）	0～100%	100%以上
代替パラメータ	格納容器再循環サンプ水位（広域）の代替： ①格納容器再循環サンプ水位（狭域） ②原子炉下部キャビティ水位及び格納容器水位 ③燃料取替用水ピット水位，補助給水ピット水位，B－格納容器スプレ イ冷却器出口積算流量（AM用）及び代替格納容器スプレイポンプ出 口積算流量		
	格納容器再循環サンプ水位（狭域）の代替： ①格納容器再循環サンプ水位（広域）		
計測目的	<p>重大事故等において，主要パラメータにて原子炉格納容器内の水位(1)を監視する目的は，溶融炉心・コンクリート相互作用を防止するための原子炉格納容器への注水量の確認である。</p> <p>特に重大事故において，原子炉容器破損に伴い原子炉格納容器内に放出された溶融炉心の冷却のため，原子炉容器破損前に原子炉格納容器に水張りをする必要があり，事故時の対応手段を判断する上で主要パラメータにて原子炉格納容器の水張りの状態を確認できることが重要である。</p>		
推定方法	<p>格納容器再循環サンプ水位（広域）の計測が困難になった場合，測定範囲内であれば，格納容器再循環サンプ水位（狭域），又は原子炉下部キャビティ水位，格納容器水位及び注水源である燃料取替用水ピット水位，補助給水ピット水位，B－格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）及び代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量により，原子炉格納容器内の水位を推定する。この推定方法では，計測範囲内であれば，相関関係があり連続的な監視ができる格納容器再循環サンプ水位(狭域)を優先して使用し推定する。なお，溶融炉心の冷却に必要な水位を確認する場合は，格納容器水位及び原子炉下部キャビティ水位により確認する。また，注水量による原子炉格納容器内水位の推定は，炉心注水及び格納容器スプレイでの注水量の合計値と水位の相関関係により推定する。</p> <p>格納容器再循環サンプ水位（狭域）の計測が困難になった場合，代替パラメータである格納容器再循環サンプ水位（広域）により，広域水位と狭域水位の相関関係を用いて推定する。</p>		

<p>推定方法</p>	<p>①格納容器再循環サンプ水位（狭域）及び格納容器再循環サンプ水位（広域）</p> <p>格納容器再循環サンプ水位（狭域）と格納容器再循環サンプ水位（広域）の相関図を用いて、その対応から水位を推定する。</p> <div style="text-align: center;">  <table border="1" style="margin: 10px auto;"> <caption>格納容器再循環サンプ水位（狭域）と（広域）の相関図</caption> <thead> <tr> <th>狭域水位 (%)</th> <th>広域水位 (%)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>0</td><td>0</td></tr> <tr><td>10</td><td>5</td></tr> <tr><td>20</td><td>10</td></tr> <tr><td>30</td><td>15</td></tr> <tr><td>40</td><td>20</td></tr> <tr><td>50</td><td>25</td></tr> <tr><td>60</td><td>30</td></tr> <tr><td>70</td><td>35</td></tr> <tr><td>80</td><td>40</td></tr> <tr><td>90</td><td>45</td></tr> <tr><td>100</td><td>50</td></tr> </tbody> </table> </div> <p>格納容器再循環サンプ水位（狭域）と（広域）の相関図</p> <p>②原子炉下部キャビティ水位，格納容器水位</p> <p>原子炉格納容器内への注水量と原子炉格納容器内の水位の関係を 用いて、水位を推定する。</p> <p>③燃料取替用水ピット水位，補助給水ピット水位，B-格納容器スプレ イ冷却器出口積算流量（AM用）及び代替格納容器スプレイポンプ出 口積算流量</p> <p>水源の水位変化及び流量積算量を基に，原子炉格納容器内への注水 量と原子炉格納容器内の水位の関係をj用いて，水位を推定する。</p>	狭域水位 (%)	広域水位 (%)	0	0	10	5	20	10	30	15	40	20	50	25	60	30	70	35	80	40	90	45	100	50
狭域水位 (%)	広域水位 (%)																								
0	0																								
10	5																								
20	10																								
30	15																								
40	20																								
50	25																								
60	30																								
70	35																								
80	40																								
90	45																								
100	50																								

<p>推定方法</p>	
<p>推定の評価</p>	<p>①格納容器再循環サンプ水位（狭域）及び格納容器再循環サンプ水位（広域）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器再循環サンプ水位（狭域） <p>格納容器再循環サンプ水位（狭域）による推定方法は、格納容器再循環サンプ水位（広域）と計測範囲が重複している範囲内において同等の計測が可能であり、プラント状態に依存することなく適用可能である。</p> <p>なお、格納容器再循環サンプ水位（広域）と比して計測範囲が限定されるものの、格納容器再循環サンプ水位（狭域）を監視することで原子炉格納容器への注水操作の成否を判断でき、推定することができる。</p>

<p>推定の評価</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・格納容器再循環サンプ水位（広域） <p>格納容器再循環サンプ水位（広域）による推定方法は、格納容器再循環サンプ水位（狭域）と計測範囲が重複している範囲内において同等の計測が可能であり、プラント状態に依存することなく適用可能である。これにより、原子炉格納容器への注水操作の成否を判断でき、推定することができる。</p> <p>②原子炉下部キャビティ水位及び格納容器水位</p> <p>原子炉下部キャビティ水位による推定方法は、プラント状態に依存することなく適用可能である。原子炉下部キャビティ水位が液面を感知するまで水位が上昇しているかどうかにより、原子炉格納容器への注水操作の成否を判断でき、推定することができる。</p> <p>格納容器水位による推定方法は、プラント状態に依存することなく適用可能である。格納容器水位が液面を感知するまで水位が上昇しているかどうかにより、原子炉格納容器への注水操作の成否を判断でき、推定することができる。</p> <p>③燃料取替用水ピット水位，補助給水ピット水位，B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）及び代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量</p> <p>水源の水位変化及び流量積算量による推定方法は、プラント状態に依存することなく適用可能である。また、積算流量による推定方法は、当該流量計を使用するポンプにより注水している場合に適用可能である。</p> <p>以上より、本推定方法を原子炉格納容器内の水位を推定する手段として用いることは可能であり、原子炉格納容器の水張りの状態の確認において妥当なものである。</p> <p>これらの代替パラメータによる推定で、格納容器破損防止対策を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>
--------------	--

(i) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネル及び他ループを除く）による推定方法について

項 目	原子炉格納容器内の水位（2）		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	格納容器水位 原子炉下部キャビティ水位	ON-OFF	重大事故時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。
代替パラメータ	格納容器水位の代替： ①燃料取替用水ピット水位，補助給水ピット水位，B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）及び代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量 原子炉下部キャビティ水位の代替： ①格納容器再循環サンプ水位（広域） ②燃料取替用水ピット水位，補助給水ピット水位，B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）及び代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量		
計測目的	<p>重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の水位(2)を監視する目的は、原子炉格納容器内の重要機器及び計器の水没の有無の確認である。また、原子炉下部キャビティ水位を監視する目的は、原子炉下部キャビティへ融融炉心冷却に必要な水量の有無の確認である。</p> <p>特に重大事故等において、原子炉格納容器へ流出した高温の原子炉冷却材及び融融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、ジルコニウム-水反応等によって発生した非凝縮性ガスの蓄積により、緩和措置が取られない場合には、原子炉格納容器圧力が緩慢に上昇し、原子炉格納容器の破損に至る。</p> <p>ここで緩和措置として実施する代替格納容器スプレイ等の注水量が増大すれば、計器等が水没する可能性があるため、主要パラメータにて原子炉格納容器内の水位を監視することが重要である。</p>		
推定方法	<p>格納容器水位の計測が困難になった場合、代替パラメータの燃料取替用水ピット水位，補助給水ピット水位，B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）及び代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量により、原子炉格納容器内の水位を推定する。また、注水量による原子炉格納容器内水位の推定は、炉心注水及び格納容器スプレイでの注水量の合計値と水位の相関関係により推定する。</p> <p>原子炉下部キャビティ水位の計測が困難になった場合、測定範囲内であれば、格納容器再循環サンプ水位（広域）又は注水源である燃料取替用水ピット水位，補助給水ピット水位，B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）及び代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量により、原子炉格納容器内の水位を推定する。この推定方法では、計測範囲内であれば、連続的な水位監視ができる格納容器再循環サンプ水位（広</p>		

<p>推定方法</p>	<p>域)を優先して使用し推定する。また、注水量による原子炉格納容器内水位の推定は、炉心注水及び格納容器スプレイでの注水量の合計値と水位の相関関係により推定する。</p> <p>①格納容器再循環サンプル水位（広域） 原子炉格納容器内への注水量と原子炉格納容器内の水位の関係を用いて、水位を推定する。</p> <p>②燃料取替用水ピット水位，補助給水ピット水位，B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）及び代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量 水源の水位変化及び流量積算量を基に，原子炉格納容器内への注水量と原子炉格納容器内の水位の関係を用いて，水位を推定する。</p> <div style="border: 2px solid black; height: 400px; width: 100%; margin-top: 20px;"></div>
-------------	--

<p>推定の評価</p>	<p>①格納容器再循環サンプ水位（広域）</p> <p>格納容器再循環サンプ水位（広域）による推定方法は、プラント状態に依存することなく適用可能である。</p> <p>格納容器再循環サンプ水位（広域）の上昇傾向を監視することで原子炉格納容器への注水操作の成否を判断でき、推定することができる。</p> <p>②燃料取替用水ピット水位，補助給水ピット水位，B－格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）及び代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量</p> <p>水源の水位変化及び流量積算量による推定方法は、プラント状態に依存することなく適用可能である。また、積算流量による推定方法は、当該流量計を使用するポンプにより注水している場合に適用可能である。</p> <p>以上より、本推定方法を原子炉格納容器内の水位を推定する手段として用いることは可能であり、原子炉格納容器の重要機器及び計器の水没有無の確認をする上で妥当である。</p> <p>これらの代替パラメータによる推定で、格納容器破損防止対策を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>
--------------	--

(j) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネル及び他ループを除く）による推定方法について

項 目	原子炉格納容器内の水素濃度		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	格納容器内水素濃度	0～20vol%	重大事故時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。
代替パラメータ	①原子炉格納容器内水素処理装置温度 ①格納容器水素イグナイタ温度 ①原子炉格納容器圧力		
計測目的	<p>重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の水素濃度を監視する目的は、格納容器内水素濃度が大規模な燃焼が生じる可能性が高い濃度にあるかどうかの確認である。</p> <p>特に重大事故において、ジルコニウム-水反応等によって発生した水素が激しく燃焼した場合には、原子炉格納容器の破損に至る可能性がある。</p> <p>ここで、原子炉格納容器の除熱が確立された場合にも、水蒸気が凝縮されることにより相対的な水素濃度が上昇することで水素が燃焼する可能性がある。</p> <p>このため、事故時の対応手段を判断する上で原子炉格納容器内の水素濃度を監視することが重要である。</p>		
推定方法	<p>①原子炉格納容器内水素処理装置温度及び格納容器水素イグナイタ温度</p> <p>原子炉格納容器内の水素濃度と原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタの作動特性（水素処理特性）の関係から、原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタの作動状況を確認することにより、原子炉格納容器内の水素濃度が大規模な水素燃焼が生じない領域であるか否かを推定する。</p> <p>①原子炉格納容器圧力</p> <p>原子炉格納容器内の水素濃度と原子炉格納容器圧力により、あらかじめ評価している原子炉格納容器内の水素濃度と圧力の関係から、原子炉格納容器内の水素濃度が大規模な水素燃焼が生じない領域であるか否かを推定する。</p>		

<p>推定方法</p>	<p>原子炉格納容器内の水素濃度推定条件 (水素濃度の観点から厳しい値に設定)</p> <p>(1) 温度：49℃ (通常運転時の初期温度) (2) 圧力：0kPa[gage] (通常運転時の初期圧力) (3) 体積：65,500m³ (格納容器最小自由体積)</p> <div data-bbox="480 566 1350 1144" style="border: 2px solid black; height: 258px; width: 545px; margin: 10px auto;"></div> <p style="text-align: center;">泊3号炉 原子炉格納容器内の圧力と水素濃度の関係</p> <p>また、多様性拡張設備であるガス分析器が使用可能であれば、本分析器は湿分を除いた各ガス組成について計測可能であり、直接ドライ水素濃度が確認できるため、ガス分析器の結果に基づき水素濃度を監視する。</p>
<p>推定の評価</p>	<p>①原子炉格納容器内水素処理装置温度及び格納容器水素イグナイタ温度 原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタの作動状況を確認することにより、原子炉格納容器内の水素濃度が大規模な水素燃焼が生じない領域であるか否かを確認できる。格納容器水素イグナイタは水素濃度を8vol%(wet)以下に抑える機能があり、事象進展に伴い格納容器水素イグナイタの作動が収束した状態では、原子炉格納容器内の水素発生が低減しており、以降は原子炉格納容器内水素処理装置により水素濃度低減が可能であるため、大規模な水素燃焼が生じない領域であると判断できる。</p> <p>①原子炉格納容器圧力 原子炉格納容器圧力による推定方法は、発生水素量を仮定して行うものであり、原子炉格納容器内の水素量が一定の場合に適用可能である。</p>

推定の評価	<p>本推定方法では、水素発生量を保守的に評価しているため、原子炉格納容器内の水素濃度を高めに評価することになり、大規模な燃焼が生じる可能性が高い濃度にあるかどうかの確認に対し安全側の判断を行うことになる。</p> <p>以上より、本推定方法を原子炉格納容器内の水素濃度を推定する手段として用いることは可能であり、格納容器水素濃度が大規模な燃焼が生じる可能性が高い濃度にあるかどうかの確認をする上で妥当である。</p> <p>これらの代替パラメータによる推定で、事故時の対応手段を判断する上で原子炉格納容器内の水素濃度を推定することができる。</p>
-------	---

(k) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネル及び他ループを除く）による推定方法について

項 目	原子炉格納容器内の放射線量率（1）		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）	$10^3 \sim 10^8 \text{ mSv/h}$	10^5 mSv/h 以下 炉心損傷判断の値は 10^5 mSv/h であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
代替パラメータ	①格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）		
計測目的	<p>重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の放射線量率を監視する目的は、炉心損傷の判断である。</p> <p>特に重大事故等において、安全注入に期待できない場合、1次系保有水が流出することにより1次系保有水量が減少し、炉心が露出すれば1次冷却材は過熱状態となり、処置が遅れると炉心損傷に至る。</p> <p>このような場合、炉心の冷却状態を把握し、事故時の対応手段を判断する上で主要パラメータにて原子炉格納容器内の放射線量率を監視することが重要である。</p>		
推定方法	<p>原子炉格納容器内の放射線量率の主要パラメータである格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）により原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。</p> <p>また、モニタリングポスト（多様性拡張設備）の指示の上昇傾向を監視し、急上昇（バックグラウンド値より1桁以上上昇）により推定する。</p> <p>格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）と格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）の計測範囲の関係は、以下のとおりである。</p>		

<p>推定方法</p>	
<p>推定の評価</p>	<p>格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）による推定方法は、プラント状態に依存することなく適用可能である。</p> <p>炉心損傷の判断基準のひとつである 10^5mSv/h は格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）の上限 $10^7 \mu\text{Sv/h}$ を上回るため、当該パラメータで直接的に把握することは困難である。</p> <p>しかしながら、炉心損傷のおそれが生じている場合は、原子炉格納容器内の放射線量率は 10^5mSv/h に向けて急激に上昇すると考えられるため、格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）の指示値が急激な上昇を示し、かつ、計測範囲の上限に到達することを確認することで炉心損傷のおそれが生じていることの有無を判断することができる。</p> <p>以上より、本推定方法を原子炉格納容器内の放射線量率を推定する手段として用いることは目的に照らし合わせて可能であり、炉心損傷の判断に使用することは妥当である。</p> <p>これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策を成功させるために必要な状態を把握できる。</p>

(1) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネル及び他ループを除く）による推定方法について

項 目	原子炉格納容器内の放射線量率（2）		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）	$10^2 \sim 10^7 \mu\text{Sv/h}$	10^5mSv/h 以下 炉心損傷判断の値は 10^5mSv/h であり，設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
代替パラメータ	①格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）		
計測目的	<p>重大事故等において，主要パラメータにて原子炉格納容器内の放射線量率を監視する目的は，炉心損傷に至っていないことの判断である。</p> <p>特に重大事故等において，安全注入に期待できない場合，1次系保有水が流出することにより1次系保有水量が減少し，炉心が露出すれば1次冷却材は過熱状態となり，処置が遅れると炉心損傷に至る。</p> <p>このような場合，炉心の冷却状態を把握し，事故時の対応手段を判断する上で原子炉格納容器内の放射線量率を監視することが重要である。</p>		
推定方法	<p>原子炉格納容器内の放射線量率の主要パラメータである格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）の計測が困難になった場合，代替パラメータの格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）により原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。</p> <p>また，エアロックエリアモニタ（多様性拡張設備）及び炉内核計装区域エリアモニタ（多様性拡張設備）の指示の上昇傾向を監視し，炉心損傷のおそれが生じていない放射線量率であることを推定する。なお，格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の測定範囲より低く，エアロックエリアモニタ及び炉内核計装区域エリアモニタの測定範囲より高い場合は，その間の放射線量と推定する。</p> <p>格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）と格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）の計測範囲の関係は，以下のとおりである。</p>		

<p>推定方法</p>	
<p>推定の評価</p>	<p>格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）による推定方法は、プラント状態に依存することなく適用可能である。</p> <p>格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の計測範囲のうち、炉心損傷の判断の値となる 10^5mSv/h 未満に指示値がある場合は、炉心損傷の判断基準のひとつを満足していないことを確認でき、炉心損傷に至っていないことを判断できる。</p> <p>以上より、本推定方法を原子炉格納容器内の放射線量率を推定する手段として用いることは目的に照らし合わせて可能であり、炉心損傷に至っていないことの判断に使用することは妥当である。</p> <p>これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び原子炉格納容器破損防止対策を成功させるために必要な状態を把握できる。</p>

58-8 可搬型計測器及び可搬型温度計測装置の必要台数整理

可搬型計測器及び可搬型温度計測装置の必要台数整理 (1/4)

本資料は、第6.4.3表で可搬型計測器及び可搬型温度計測装置で計測可能と整理したパラメータを計測するために必要な可搬型計測器及び可搬型温度計測装置の台数について整理したものである。

可搬型計測器による計測においては、計測対象の選定を行う際の考え方として、同一パラメータにチャンネルが複数ある場合はいずれか1つの適切なチャンネルを、同一の物理量について複数のパラメータがある場合はいずれか1つの適切なパラメータを選定し計測又は監視する。

可搬型計測器（温度・水位・流量・圧力計測用）の必要台数は上記の考え方により下表のとおり33台である。これに計測時故障を想定し余裕をみた38台を配備し、さらに故障及び点検時のバックアップ用として配備数の半数毎に点検する運用も想定し19台を別途保管する設計とする。

可搬型温度計測装置（温度測定用）は、格納容器再循環ユニット入口／出口温度を計測するために必要な3台を配備し、故障及び点検時の予備として1台保管する設計とする。

58-8-1

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	個数	選定	電源	検出器の種類	測定箇所	備考
原子炉容器内の温度	1次冷却材温度 (広域-高温側)	0~400℃	0~500℃程度	3	3	A 計装用 電源	測温抵抗体	安全系計装盤室	重大事故等時における原子炉压力容器内の状態を考慮し、自然対流により、高い温度を示す1次冷却材温度（広域-高温側）を測定する。測定は各ループの温度を行う。 【測定可能範囲について】 計測範囲である0~400℃の抵抗表をもとに外挿法にて抵抗値を近似することで、検出器内部の温度素子の耐熱温度である500℃程度までの測定が可能である。
	1次冷却材温度 (広域-低温側)	0~400℃	0~500℃程度	3		B 計装用 電源	測温抵抗体	安全系計装盤室	
原子炉容器内の圧力	1次冷却材圧力（広域）	0~21.0MPa	—	2	1	C, D 計装用 電源	弾性圧力 検出器	安全系計装盤室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
原子炉容器内の水位	加圧器水位	0~100%	—	2	1	A, B 計装用 電源	差圧式水位 検出器	安全系計装盤室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	原子炉容器水位	0~100%	—	1 3 (注1)	1 3 (注1)	A, B 計装用 電源	差圧式水位 検出器	安全系計装盤室	

可搬型計測器及び可搬型温度計計測装置の必要台数整理 (2/4)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	個数	選定	電源	検出器の種類	測定箇所	備考
原子炉容器への注水量	高压注入流量	0~350m ³ /h	-	2	2	A, B 計装用 電源	差圧式流量 検出器	安全系計装盤室	
	低压注入流量	0~1, 100m ³ /h	-	2	2	C, D 計装用 電源	差圧式流量 検出器	安全系計装盤室	
	B-格納容器スプレイ冷却器 出口積算流量 (AM用)	0~1, 300m ³ /h (0~10, 000 m ³)	-	1	1	B (注2)	差圧式流量 検出器	常用系計装盤室	
	代替格納容器スプレイ ポンプ出口積算流量	0~200m ³ /h (0~10, 000m ³)	-	1	1	B (注2)	差圧式流量 検出器	常用系計装盤室	
原子炉 格納容器への 注水量	B-格納容器スプレイ冷却器 出口積算流量 (AM用) 代替格納容器スプレイポン プ出口積算流量 高压注入流量 低压注入流量	「原子炉压力容器への注水量」と同じ							
原子炉 格納容器内の 温度	格納容器内温度	0~220℃	-	2	1	C, D 計装用 電源	測温抵抗体	安全系計装盤室	複数チャンネルが存在するが、代表して 1チャンネルを測定する。
原子炉 格納容器内の 圧力	原子炉格納容器圧力	0~0.35MPa	-	2	1	C, D 計装用 電源	弾性圧力 検出器	安全系計装盤室	複数チャンネルが存在するが、代表して 1チャンネルを測定する。
	格納容器圧力 (AM用)	0~1.0MPa	-	2	1	B (注2)	弾性圧力 検出器	常用系計装盤室	複数チャンネルが存在するが、代表して 1チャンネルを測定する。
原子炉 格納容器内の 水位	格納容器再循環サンプ水位 (広域)	0~100%	-	2	1	C, D 計装用 電源	差圧式水位 検出器	安全系計装盤室	格納容器再循環サンプ水位 (広域) の計 測範囲は、格納容器再循環サンプ水位 (狭域) の計測範囲を包絡しているた め、格納容器再循環サンプ水位 (広域) を優先して測定する。 複数チャンネルが存在するが、代表して 1チャンネルを測定する。
	格納容器再循環サンプ水位 (狭域)	0~100%	-	2					
	格納容器水位	ON-OFF (注6) T. P. <u>20.64m</u> 以上	-	1	1	B 計装用 電源	電極式水位 検出器	中央制御室	一時的な動作状態の確認であるため共 用して使用する。
	原子炉下部キャビティ水位	ON-OFF (注6) T. P. <u>10.4m</u> 以上	-	1					

可搬型計測器及び可搬型温度計計測装置の必要台数整理 (3/4)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	個数	選定	電源	検出器の種類	測定箇所	備考
原子炉 格納容器内の 水素濃度	格納容器内水素濃度	0~20VOL%	—	1	—	B 計装用 電源	熱伝導式 検出器	—	可搬型計測器での計測対象外。
原子炉 格納容器内の 放射線量率	格納容器内高レンジ エリアモニタ (低レンジ)	$10^2 \sim 10^7 \mu\text{Sv/h}$	—	2	(注3)	C, D 計装用 電源	電離箱	—	可搬型計測器での計測対象外。
	格納容器内高レンジ エリアモニタ (高レンジ)	$10^3 \sim 10^8 \text{mSv/h}$	—	2	(注3)	C, D 計装用 電源	電離箱	—	可搬型計測器での計測対象外。
未臨界の 維持又は監視	出力領域中性子束	0~120% ($3.3 \times 10^5 \sim 1.2 \times 10^{10} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-2}$)	—	4 (注4)	—	A, B, C, D 計装用 電源	γ 線非補償型 電離箱	—	可搬型計測器での計測対象外。
	中間領域中性子束	$10^{-11} \sim 5 \times 10^{-9} \text{A}$ ($1.3 \times 10^2 \sim 6.6 \times 10^{10} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-2}$)	—	2	(注3)	A, B 計装用 電源	γ 線補償型 電離箱		
	中性子源領域中性子束	1~ 10^6cps ($10^{-1} \sim 10^5 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-2}$)	—	2	(注3)	A, B 計装用 電源	比例計数管		
最終ヒートシンク の確保	蒸気発生器水位 (狭域)	0~100%	—	6	3	A, B 計装用 電源	差圧式水位 検出器 (注5)	安全系計装盤室	蒸気発生器水位 (広域) は蒸気発生器水位 (狭域) の計測範囲を包絡しているため、各ループの蒸気発生器水位 (広域) を優先して計測する。 複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	蒸気発生器水位 (広域)	0~100%	—	3		A, B, C 計装用 電源	差圧式水位 検出器 (注5)		
	補助給水流量	0~130m ³ /h	—	3	3	B, C, D 計装用 電源	差圧式流量 検出器	安全系計装盤室	
	主蒸気ライン圧力	0~8.5MPa	—	6	3	C, D 計装用 電源	弾性圧力 検出器	安全系計装盤室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	原子炉補機冷却水 サージタンク水位	0~100%	—	2	1	C, D 計装用 電源	差圧式水位 検出器	安全系計装盤室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	原子炉補機冷却水 サージタンク圧力 (可搬型)	0~1.0MPa	—	1	—	—	ブルドン管型 (弾性変形)	—	可搬型計測器での計測対象外。
	原子炉格納容器圧力	「原子炉格納容器内の圧力」と同じ							

可搬型計測器及び可搬型温度計計測装置の必要台数整理 (4/4)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	個数	選定	電源	検出器の種類	測定箇所	備考
格納容器パイプ スの監視	蒸気発生器水位 (狭域) 主蒸気ライン圧力	「最終ヒートシンクの確保」と同じ							
	1次冷却材圧力 (広域)	「原子炉圧力容器内の圧力」と同じ							
水源	燃料取替用水ピット水位	0~100%	—	2	1	A, B 計装用 電源	差圧式水位 検出器	安全系計装盤室	複数チャンネルが存在するが、代表し て1チャンネルを測定する。
	ほう酸タンク水位	0~100%	—	2	1	A, B 計装用 電源	差圧式水位 検出器	安全系計装盤室	複数チャンネルが存在するが、代表し て1チャンネルを測定する。
	補助給水ピット水位	0~100%	—	2	1	A, B 計装用 電源	差圧式水位 検出器	安全系計装盤室	複数チャンネルが存在するが、代表し て1チャンネルを測定する。
アニュラス内の 水素濃度	アニュラス水素濃度 (可搬型)	0~20VOL%	—	—	—	B 計装用 電源	熱伝導式 検出器	—	可搬型計測器での計測対象外。
最終ヒートシン ク確保 (可搬型温度計 測装置)	格納容器再循環ユニット 入口温度	0~200℃	—	—	1	—	測温抵抗体	原子炉建屋	可搬型温度計測装置にて測定可能
	格納容器再循環ユニット 出口温度	0~200℃	—	—	2	—	測温抵抗体	原子炉建屋	可搬型温度計測装置にて測定可能

58-8-4

(注1) : 温度補償用として必要。

(注2) : 直流電源より給電。

(注3) : 全交流電源喪失時は、炉外核計装盤及び放射線監視装置盤に対して専用の可搬型バッテリーにより電源給電されるため、当該の既設監視計器は使用可能である。

(注4) : 上部と下部の中性子束平均値。

(注5) : 検出器取付け部に基準配管に水を満たした構造 (コンデンスポット) があり、蒸気発生器の急激なドライアウト時に、基準配管の水が蒸発し、高めで不確かな水位を示す可能性がある。

(注6) : 水位が検出器に到達した場合にONになる。

□ : 温度・水位・流量・圧力計測用 (可搬型計測器)

■ : 温度計測用 (可搬型温度計測装置)