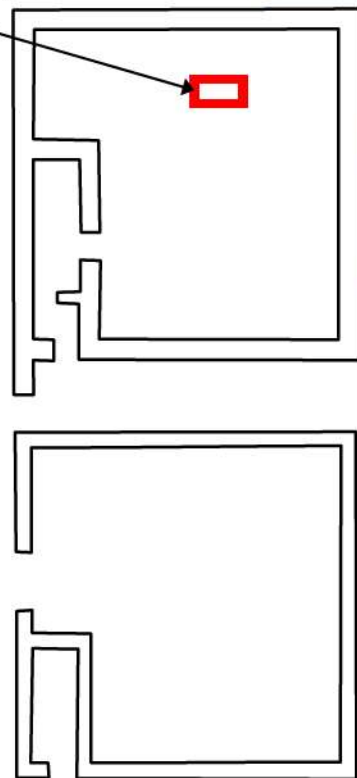




- 可搬型計測器 (保管場所)
- 可搬型温度計測装置 (格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度) (保管場所)
- 原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (可搬型) (保管場所)

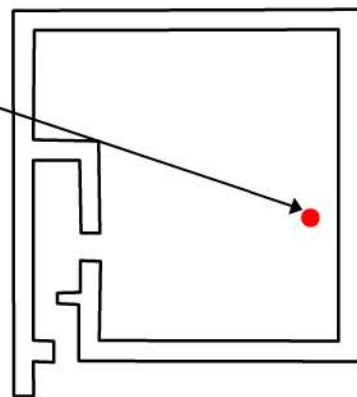
【悪影響防止 (地震の影響なし)】



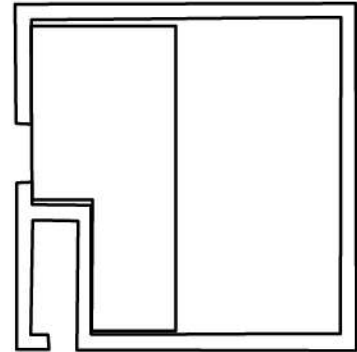
緊急時対策所
待機所



データ伝送設備 (発電所内)
(データ表示端末)



緊急時対策所
指揮所



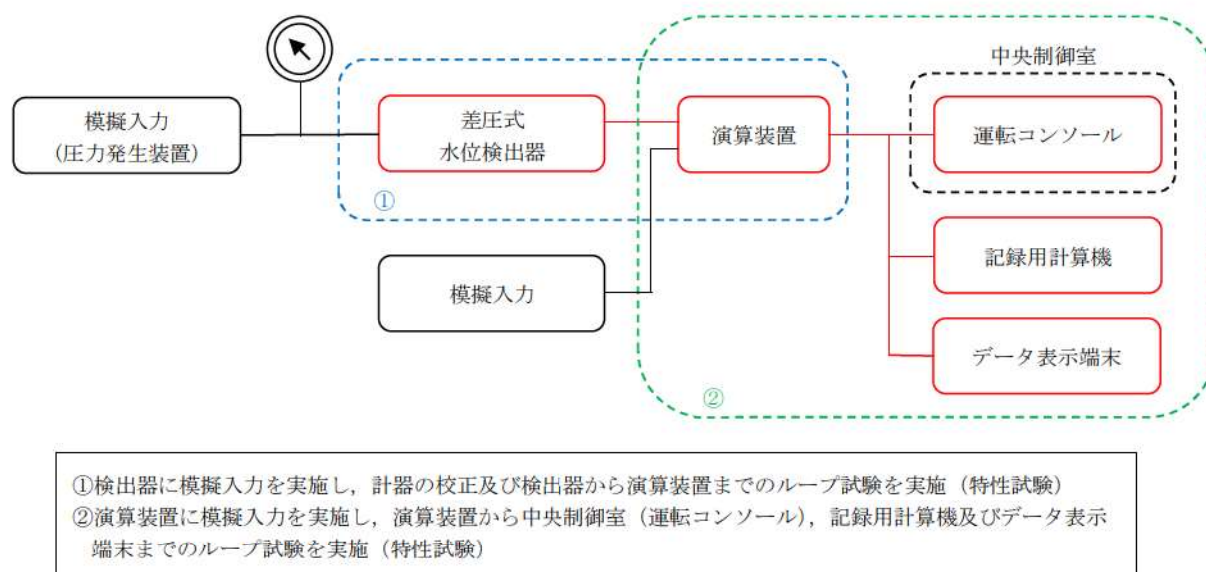
緊急時対策所T.P.39m エリア

第10図 配置図 (10/10)

58-3 試験・検査説明資料

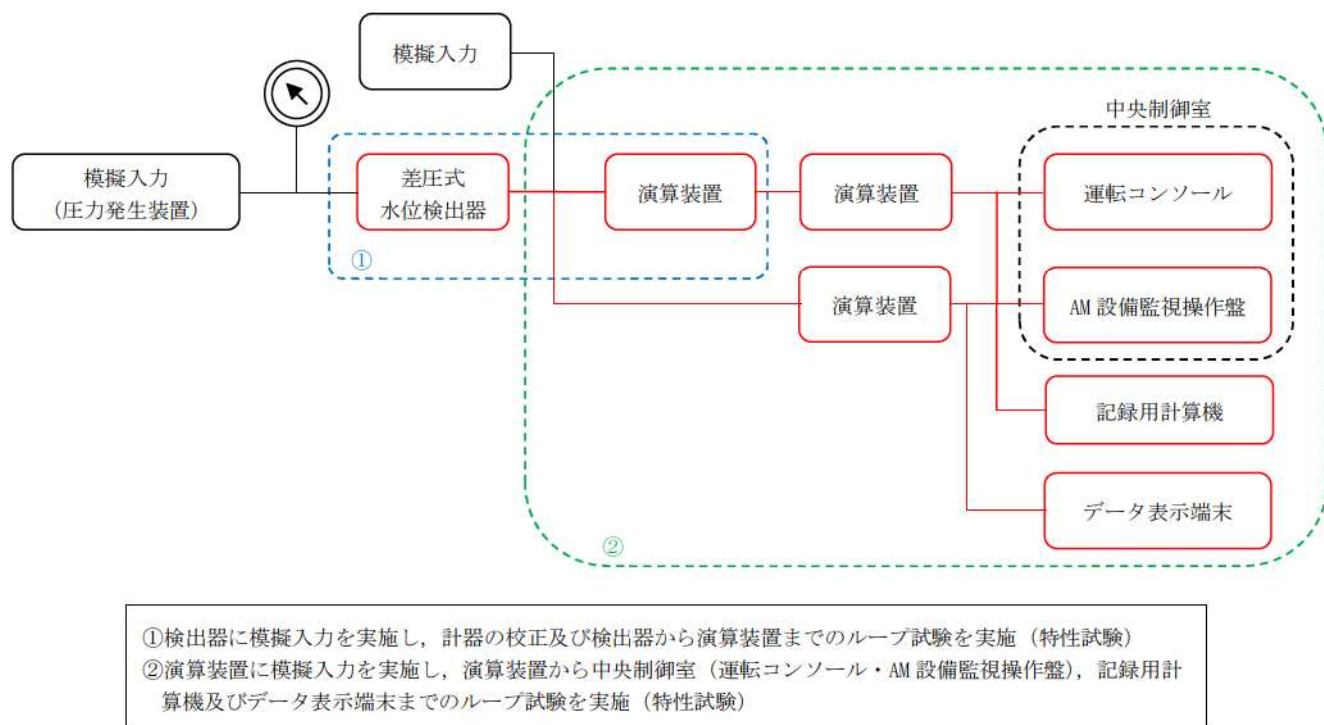
計装設備の試験及び検査について

計装設備は、発電用原子炉の停止中又は計器を除外可能な期間に試験及び検査をすることとしており、試験及び検査内容は第1図～26図のとおりである。

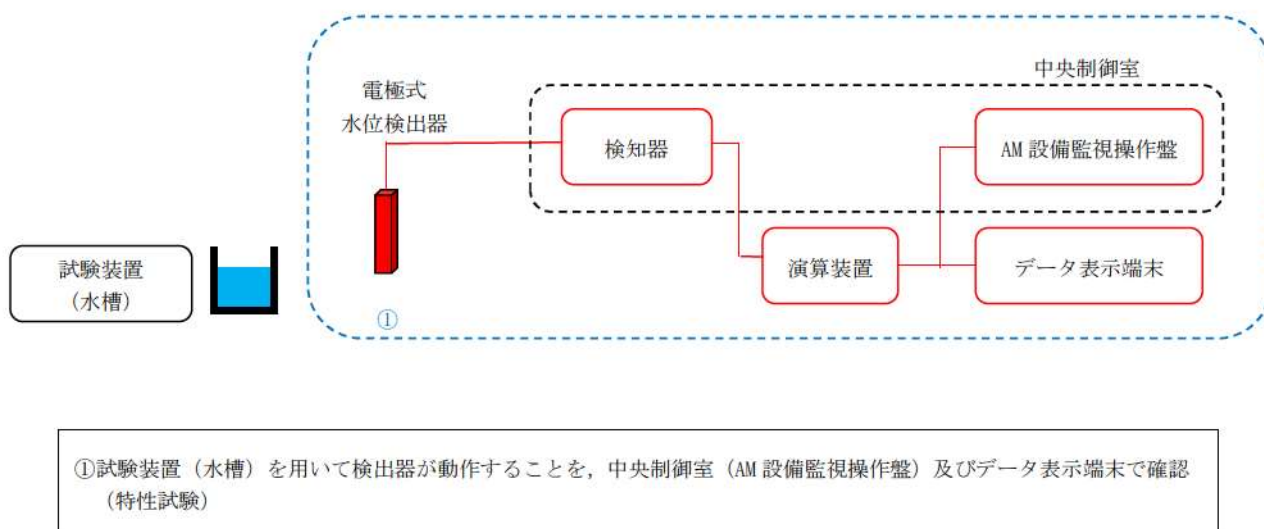


第1図 水位計の試験及び検査

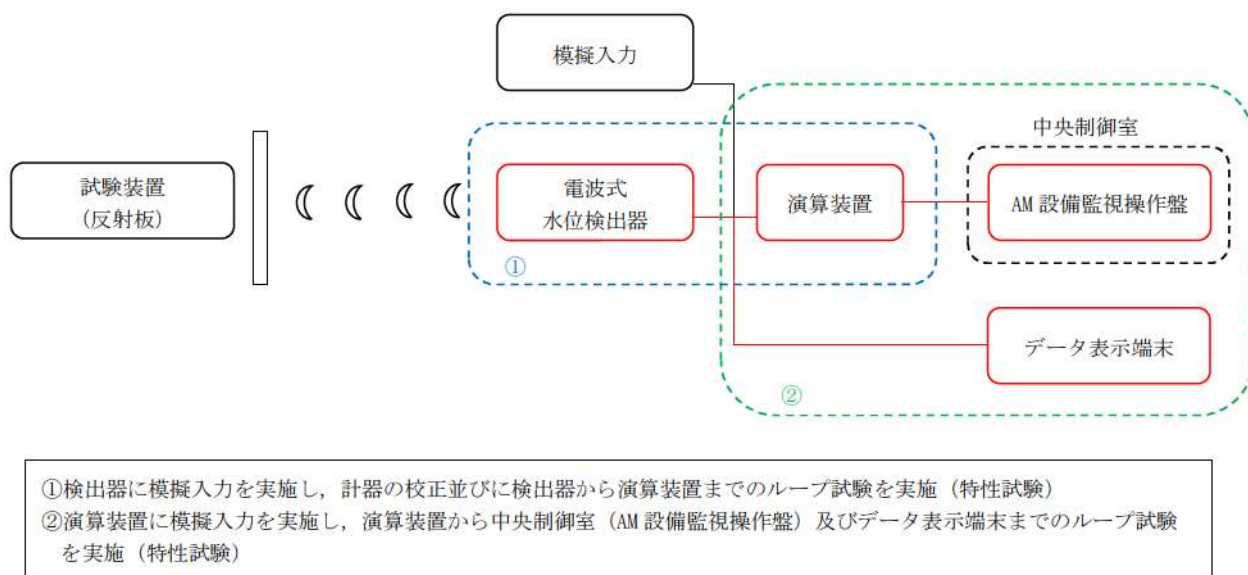
（加圧器水位，蒸気発生器水位（広域），蒸気発生器水位（狭域），
 格納容器再循環サンプ水位（広域），格納容器再循環サンプ水位（狭域），
 燃料取替用水ピット水位，原子炉補機冷却水サージタンク水位，
 ほう酸タンク水位，補助給水ピット水位）



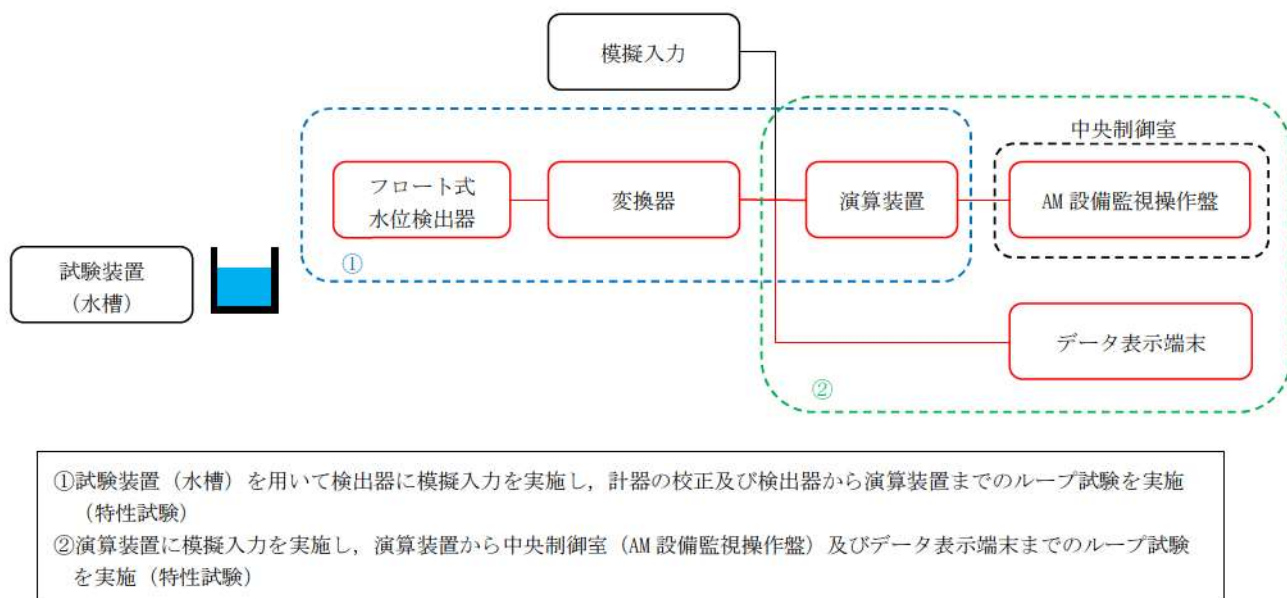
第 2 図 水位計の試験及び検査
(原子炉容器水位)



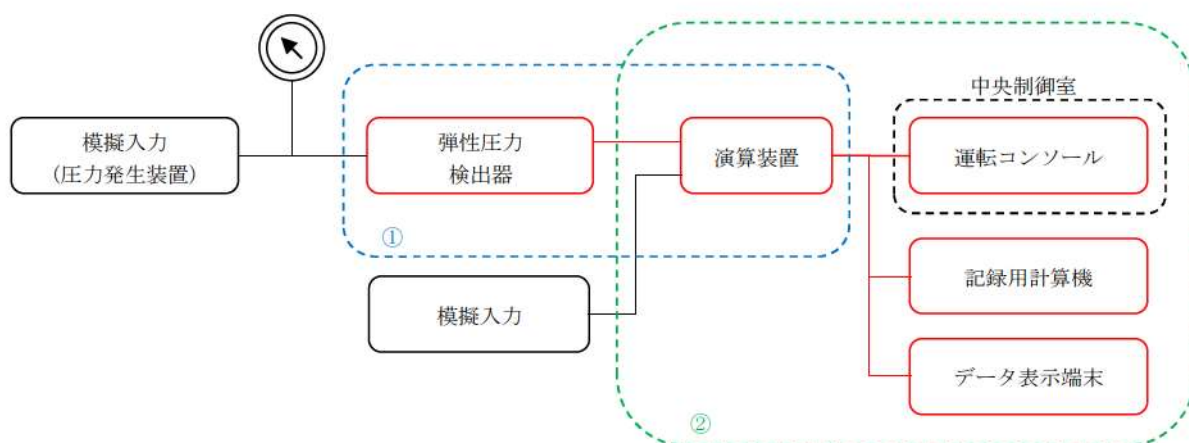
第 3 図 水位計の試験及び検査
(原子炉下部キャビティ水位，格納容器水位)



第 4 図 水位計の試験及び検査
(使用済燃料ピット水位 (AM 用))



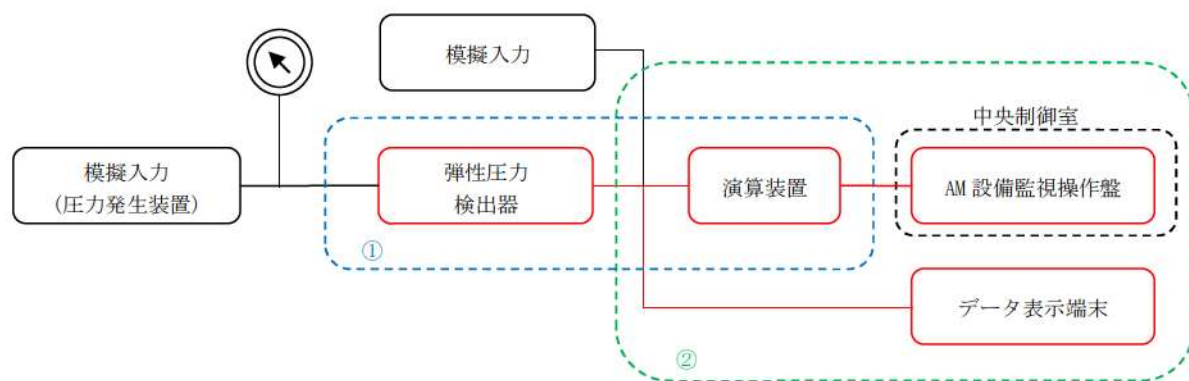
第 5 図 水位計の試験及び検査
(使用済燃料ピット水位 (可搬型))



- ①検出器に模擬入力を実施し、計器の校正及び検出器から演算装置までのループ試験を実施（特性試験）
 ②演算装置に模擬入力を実施し、演算装置から中央制御室（運転コンソール）、記録用計算機及びデータ表示端末までのループ試験を実施（特性試験）

第 6 図 圧力計の試験及び検査

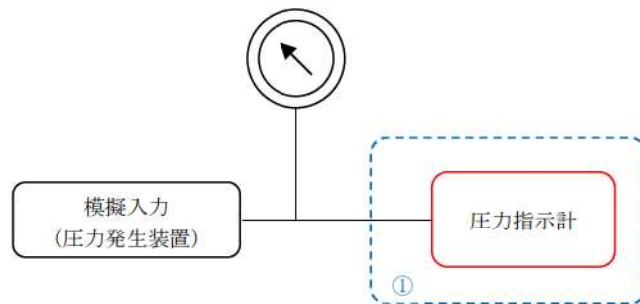
（1 次冷却材圧力（広域）、原子炉格納容器圧力、主蒸気ライン圧力）



- ①検出器に模擬入力を実施し、計器の校正及び検出器から演算装置までのループ試験を実施（特性試験）
 ②演算装置に模擬入力を実施し、演算装置から中央制御室（AM 設備監視操作盤）及びデータ表示端末までのループ試験を実施（特性試験）

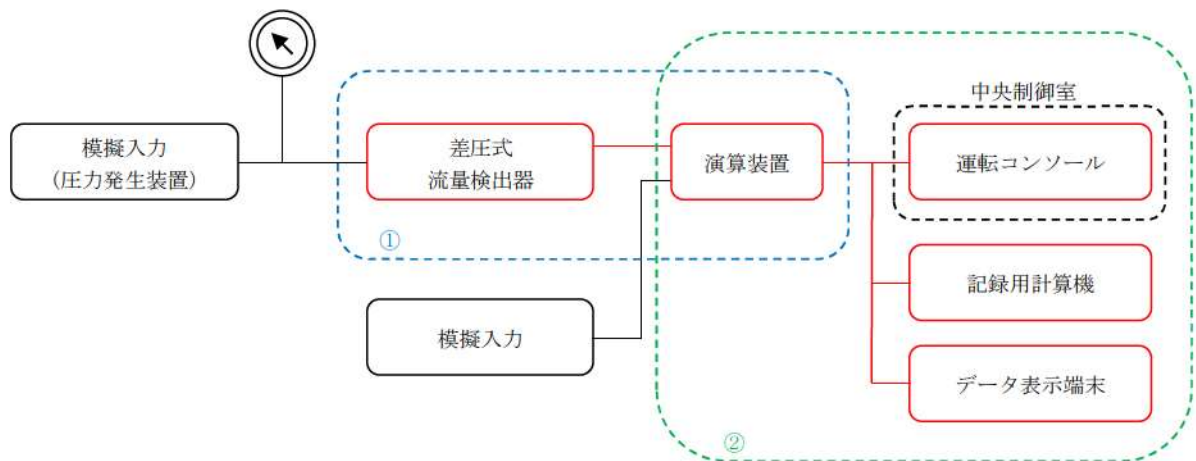
第 7 図 圧力計の試験及び検査

（格納容器圧力（AM 用））



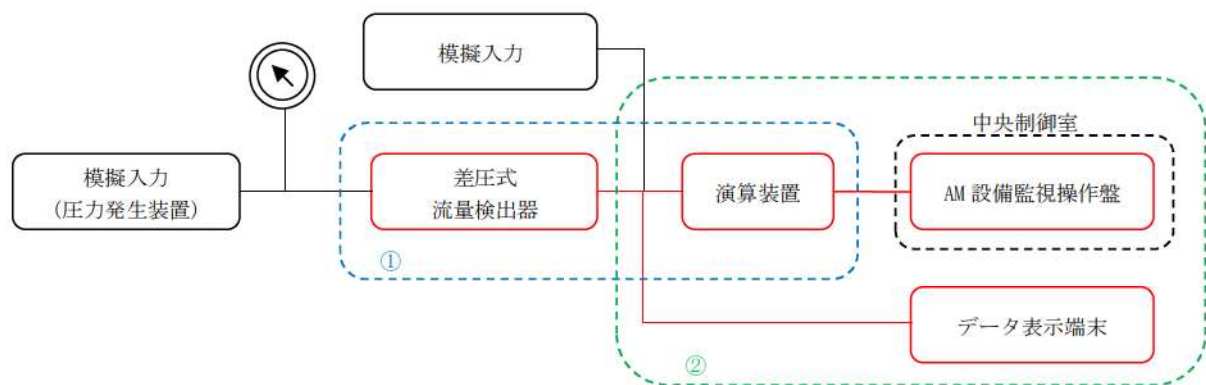
①圧力指示計に模擬入力を実施し、計器の校正を実施（特性試験）

第 8 図 圧力計の試験及び検査
(原子炉補機冷却水サージタンク圧力（可搬型）)



①検出器に模擬入力を実施し、計器の校正及び検出器から演算装置までのループ試験を実施（特性試験）
②演算装置に模擬入力を実施し、演算装置から中央制御室（運転コンソール）、記録用計算機及びデータ表示端末までのループ試験を実施（特性試験）

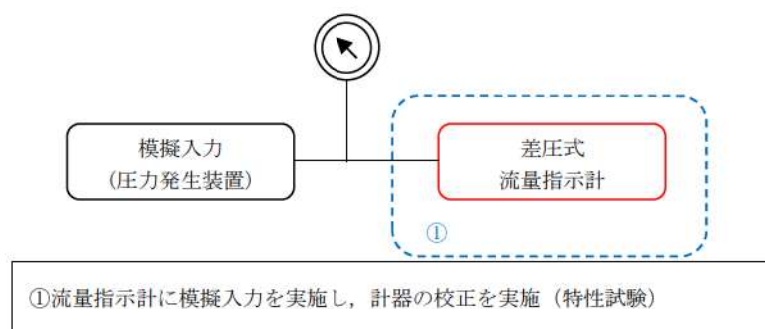
第 9 図 流量計の試験及び検査
(高压注入流量，低压注入流量，補助給水流量)



- ①検出器に模擬入力を実施し、計器の校正及び検出器から演算装置までのループ試験を実施（特性試験）
 ②演算装置に模擬入力を実施し、演算装置から中央制御室（AM 設備監視操作盤）及びデータ表示端末までのループ試験を実施（特性試験）

第 10 図 流量計の試験及び検査

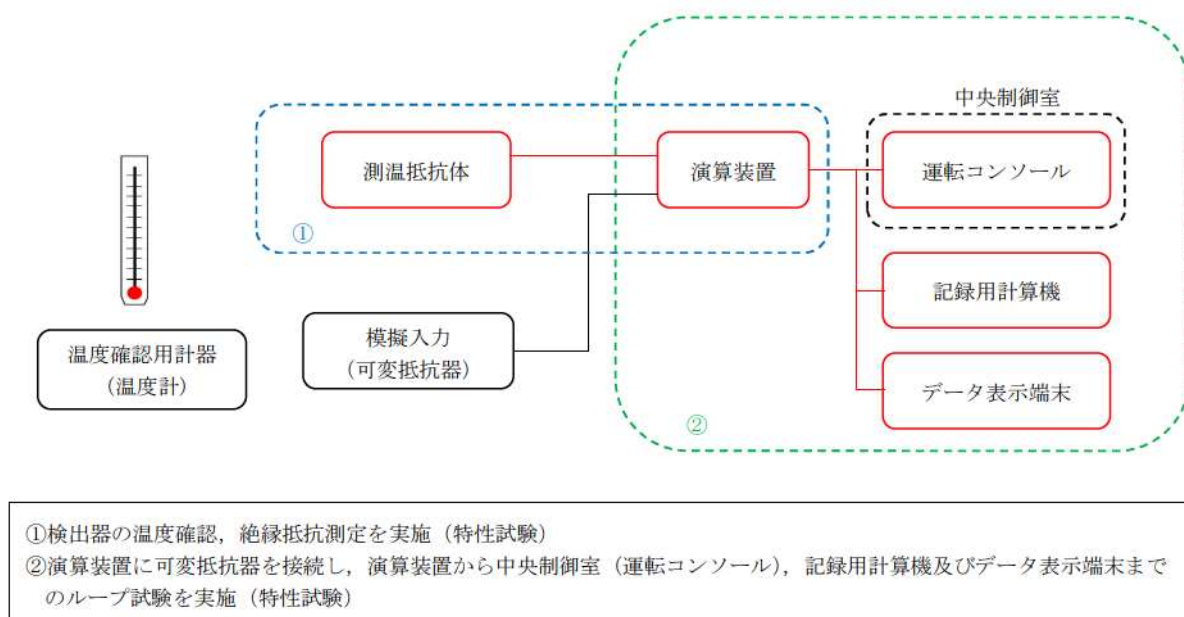
（代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量，
 B－格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM 用），
 原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水流量（AM 用），
 原子炉補機冷却水供給母管流量（AM 用））



- ①流量指示計に模擬入力を実施し、計器の校正を実施（特性試験）

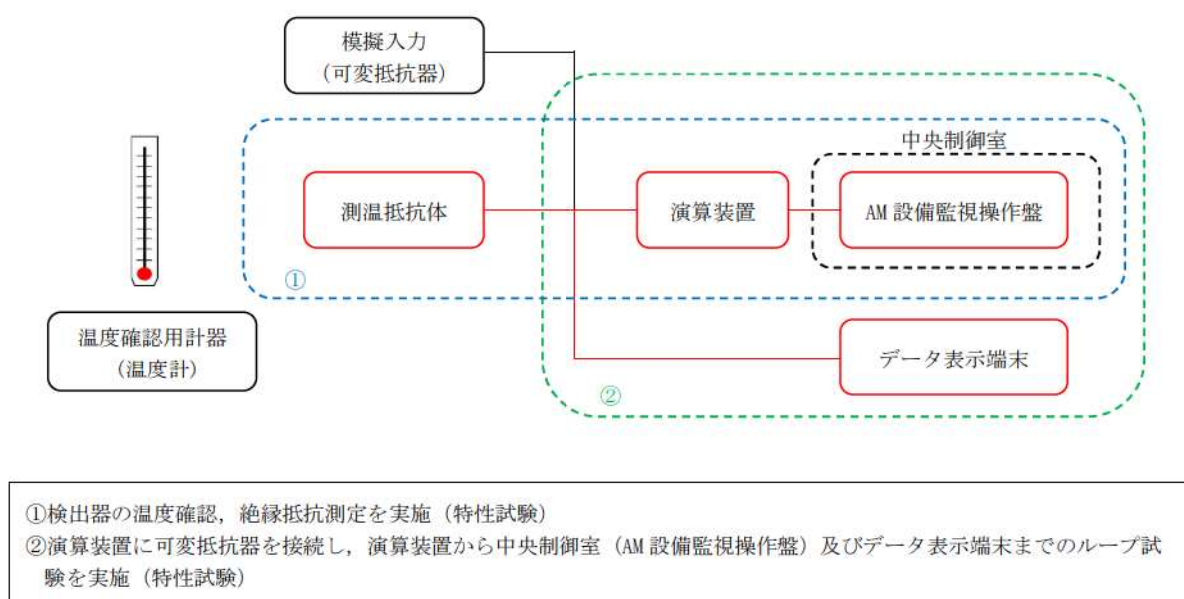
第 11 図 流量計の試験及び検査

（A－高圧注入ポンプ及び油冷却器補機冷却水流量（AM 用），
 A－高圧注入ポンプ電動機補機冷却水流量（AM 用））



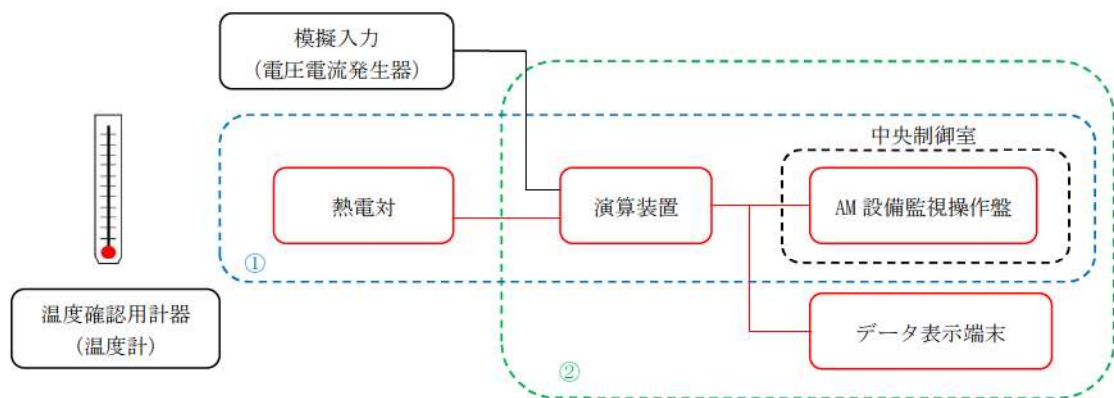
第 12 図 温度計の試験及び検査

（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）



第 13 図 温度計の試験及び検査

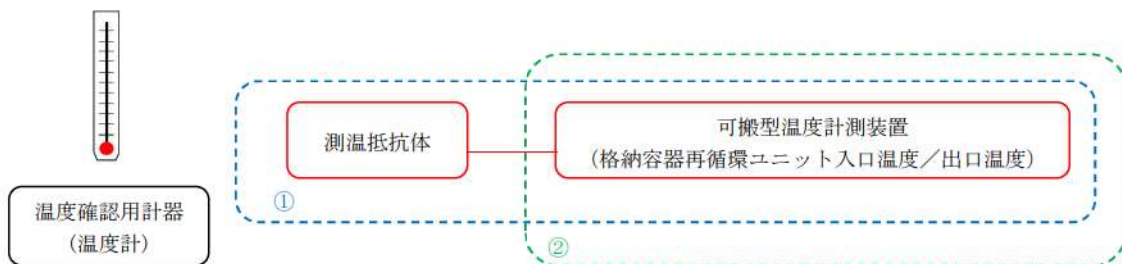
（使用済燃料ピット温度（AM 用））



- ①検出器の温度確認，絶縁抵抗測定を実施（特性試験）
 ②演算装置に電圧電流発生器を接続し，演算装置から中央制御室（AM 設備監視操作盤）及びデータ表示端末までのループ試験を実施（特性試験）

第 14 図 温度計の試験及び検査

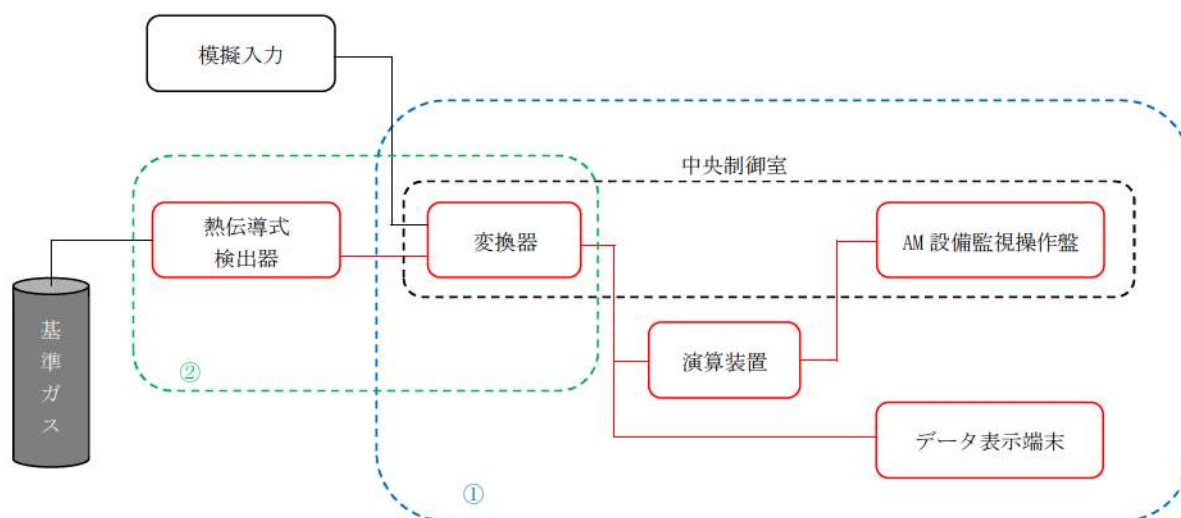
（原子炉格納容器内水素処理装置温度監視装置，格納容器水素イグナイタ温度監視装置）



- ①可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）の温度確認を実施（特性試験）
 ②可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）に模擬入力を実施し，計器の校正を実施（特性試験）

第 15 図 温度計の試験及び検査

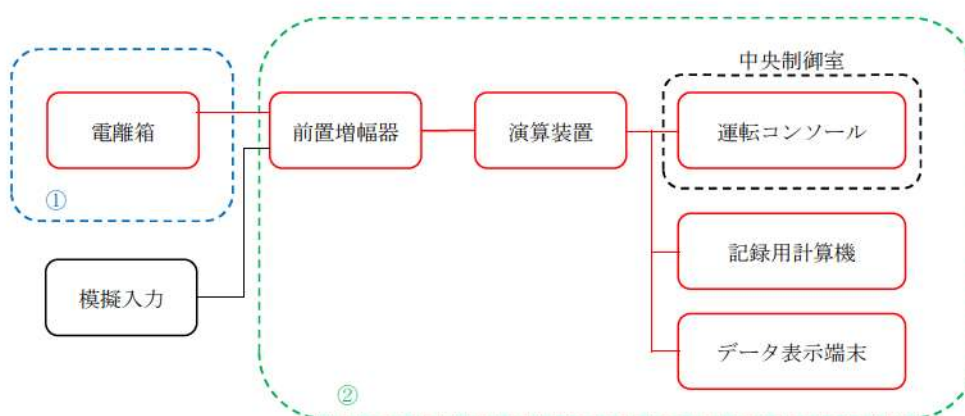
（可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度））



- ①模擬入力による中央制御室（AM 設備監視操作盤）及びデータ表示端末までのループ試験を実施（特性試験）
 ②基準ガスによる検出器の校正

第 16 図 水素濃度計の試験及び検査

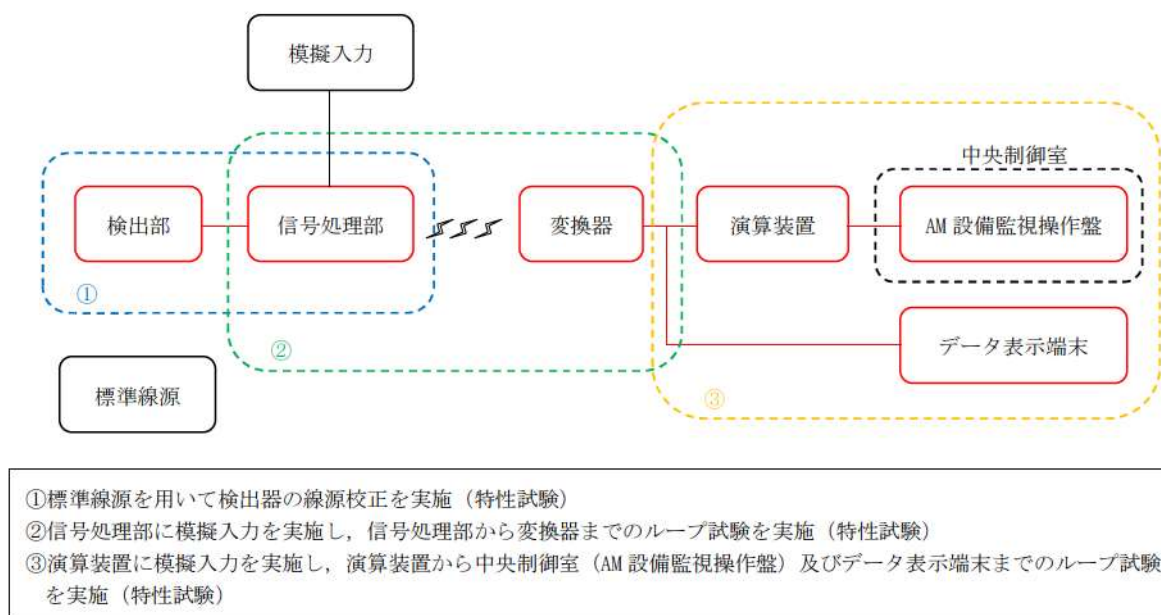
（可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット，可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット）



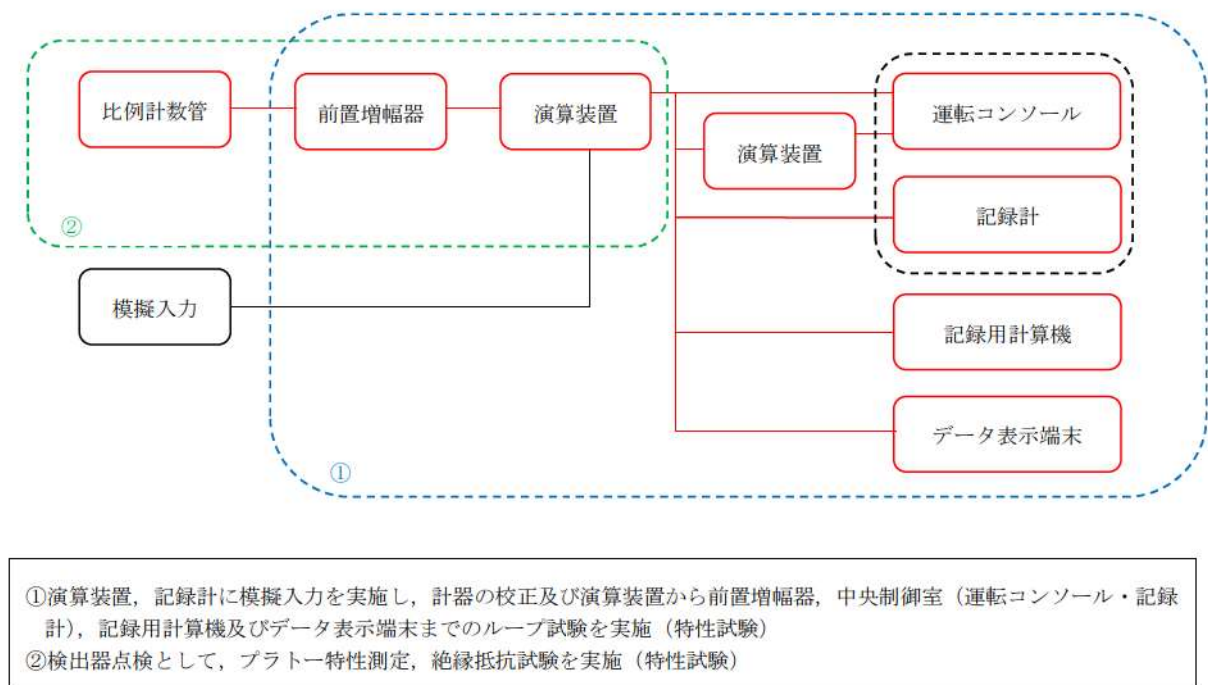
- ①検出器内部線源を用いて検出器の電流値確認を実施（特性試験）
 ②前置増幅器に模擬入力を実施し，計器の校正並びに前置増幅器から中央制御室（運転コンソール），記録用計算機及びデータ表示端末までのループ試験を実施（特性試験）

第 17 図 放射線量率計の試験及び検査

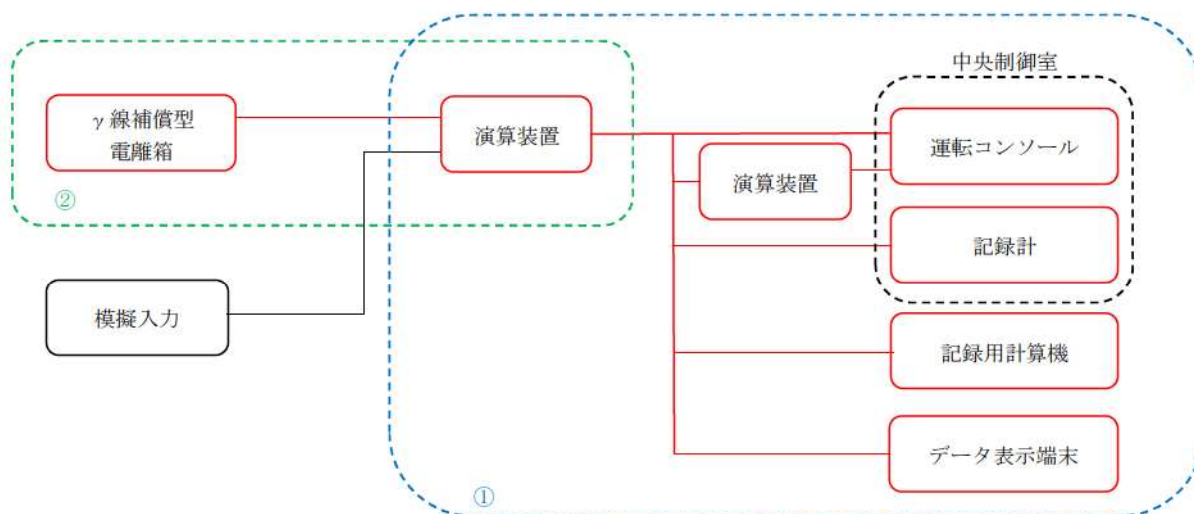
（格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ），
 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ））



第 18 図 放射線量率計の試験及び検査
 （使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ）

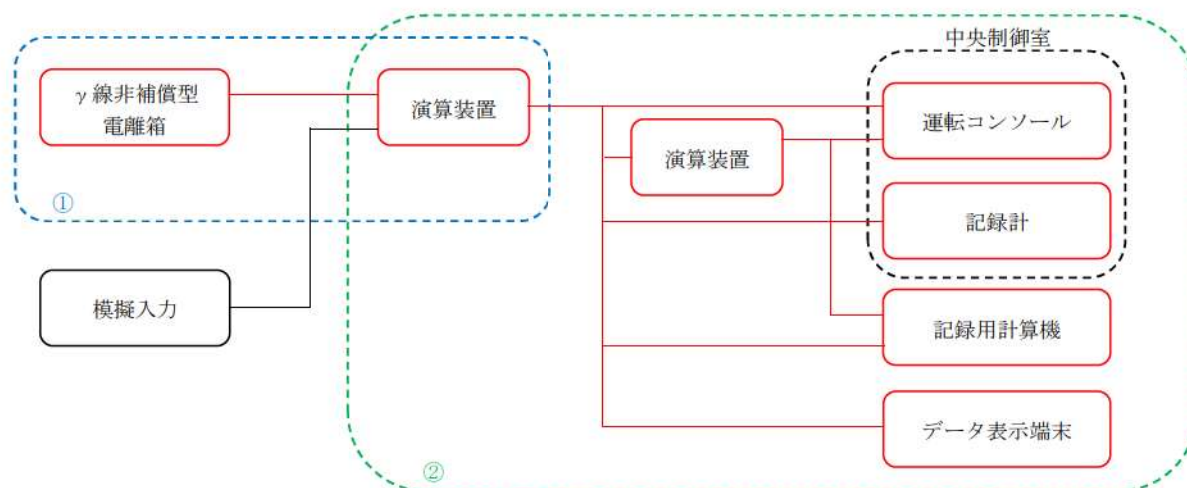


第 19 図 原子炉出力の試験及び検査
 （中性子源領域中性子束）



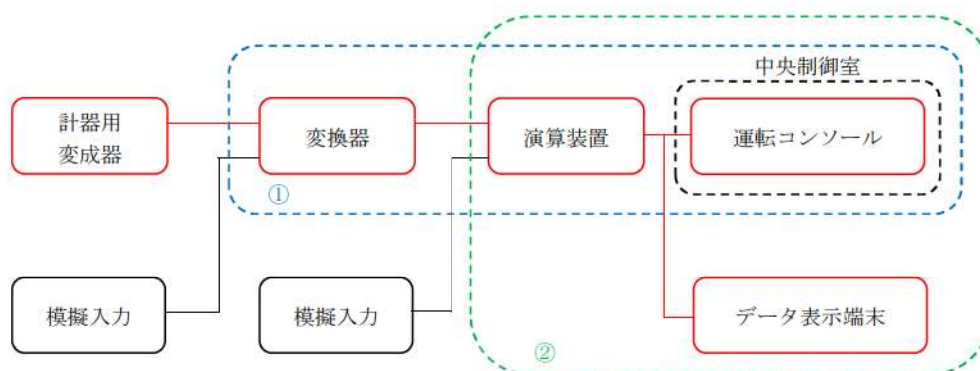
- ①演算装置，記録計に模擬入力を実施し，計器の校正及び演算装置から中央制御室（運転コンソール・記録計），記録用計算機及びデータ表示端末までのループ試験を実施（特性試験）
 ②検出器点検として，補償特性測定，飽和特性試験，及び絶縁抵抗試験を実施（特性試験）

第 20 図 原子炉出力の試験及び検査
 (中間領域中性子束)



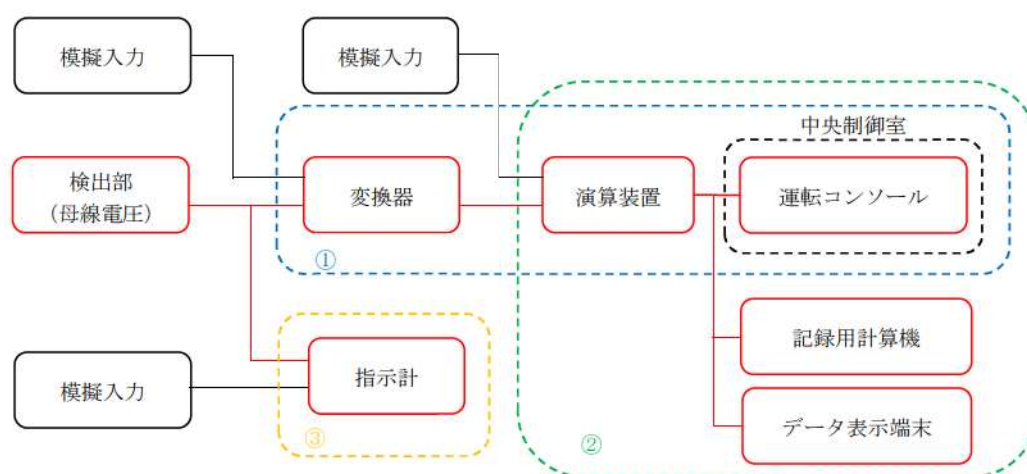
- ①演算装置，記録計に模擬入力を実施し，計器の校正及び演算装置から中央制御室（運転コンソール・記録計），記録用計算機及びデータ表示端末までのループ試験を実施（特性試験）
 ②検出器点検として，飽和特性試験，絶縁抵抗試験を実施（特性試験）

第 21 図 原子炉出力の試験及び検査
 (出力領域中性子束)



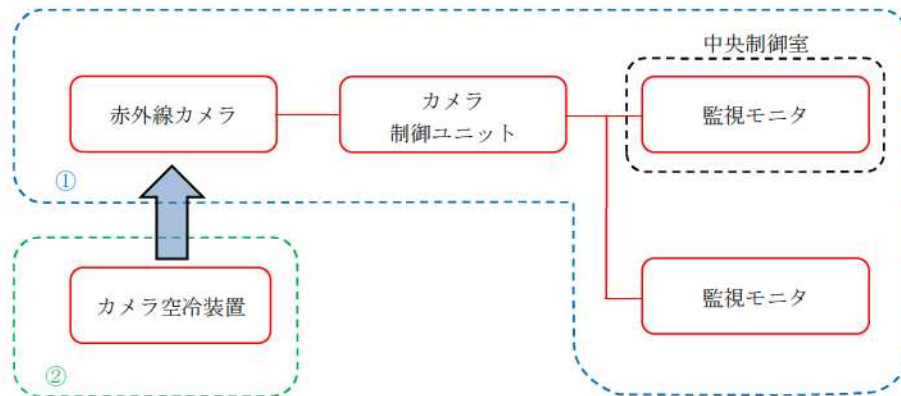
- ①変換器に模擬入力を実施し、計器の校正及び変換器から中央制御室（運転コンソール）までのループ試験を実施（特性試験）
- ②演算装置に模擬入力を実施し、演算装置から中央制御室（運転コンソール）及びデータ表示端末までのループ試験を実施（特性試験）

第 22 図 電圧計の試験及び検査
(6-A, B 母線電圧)



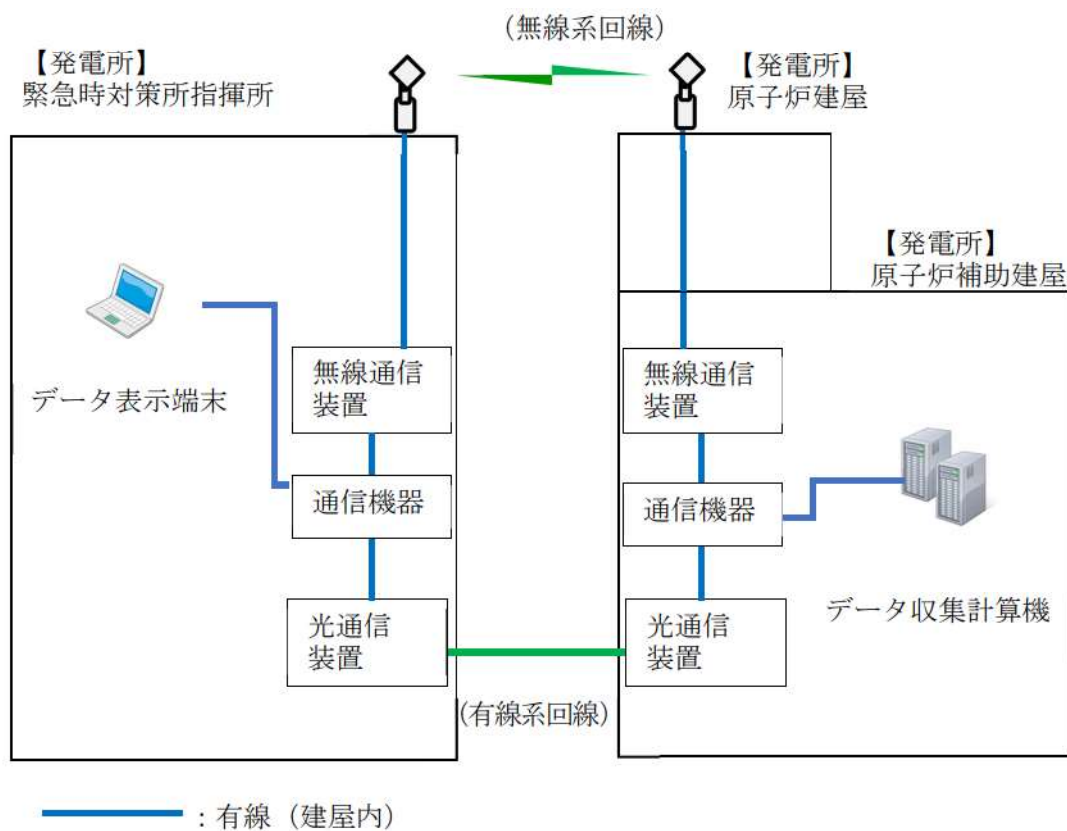
- ①変換器に模擬入力を実施し、計器の校正及び変換器から中央制御室（運転コンソール）までのループ試験を実施（特性試験）
- ②演算装置に模擬入力を実施し、演算装置から中央制御室（運転コンソール）、記録用計算機及びデータ表示端末までのループ試験を実施（特性試験）
- ③指示計に模擬入力を実施し、計器の校正を実施（特性試験）

第 23 図 電圧計の試験及び検査
(A, B-直流コントロールセンタ母線電圧)

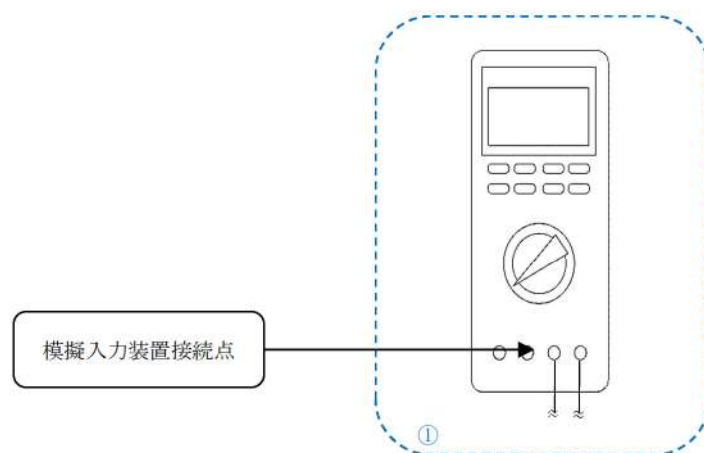


- ①使用済燃料ピット監視カメラの外観確認及び映像確認を実施（機能・性能検査）
 ②使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置の外観確認及び性能確認を実施（機能・性能検査）

第 24 図 使用済燃料ピット監視カメラの試験及び検査



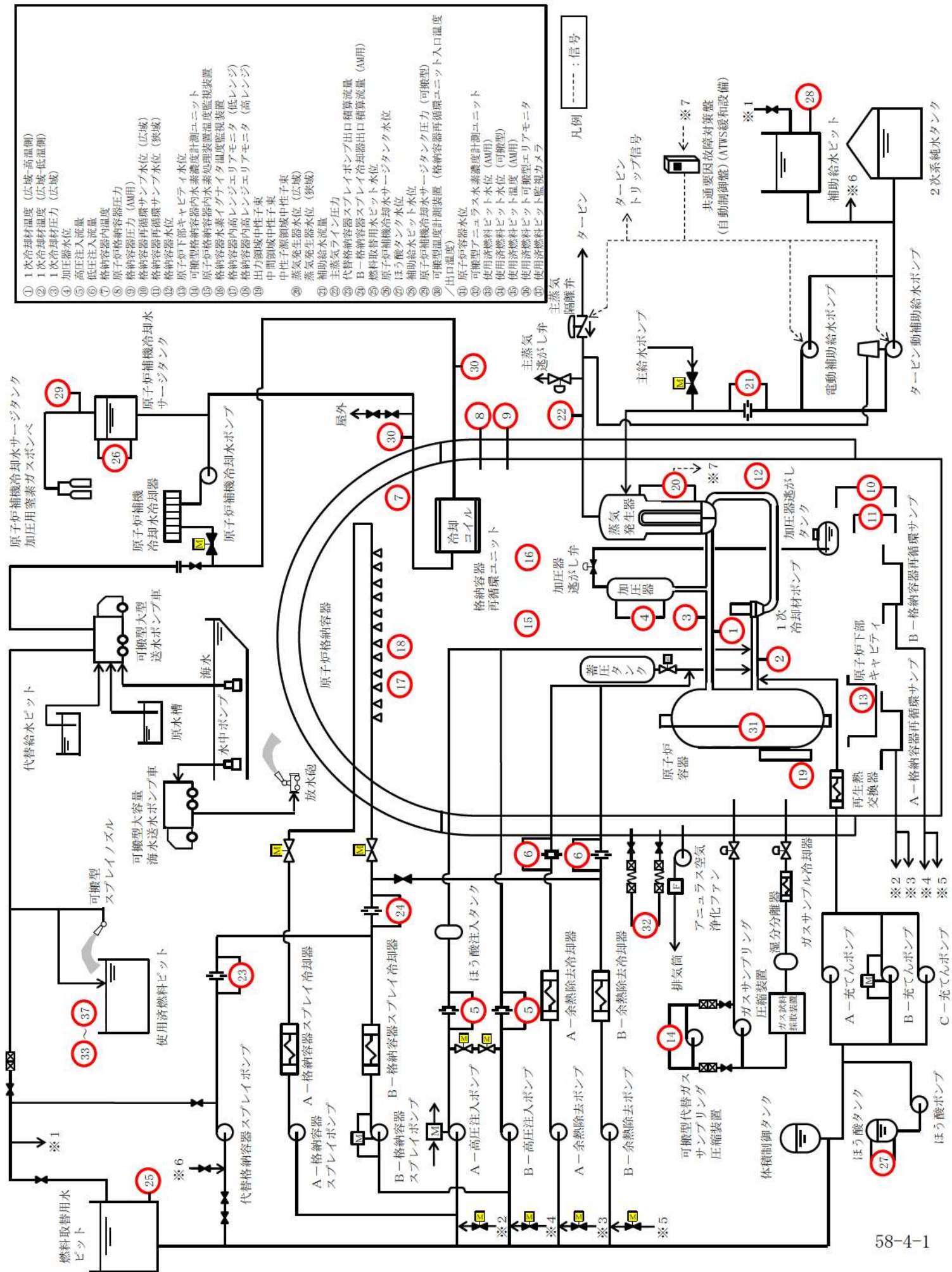
第 25 図 データ伝送設備（発電所内）の試験及び検査



①可搬型計測器に模擬入力を実施し，計器の校正を実施（特性試験）

第 26 図 可搬型計測器の試験及び検査

58-4 系統図



第1図 主要設備 系統概要図 (1/2)

58-5 容量設定根拠

1. 概要

本説明書は、計測制御系統施設、放射線管理施設、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵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ものである。

- (1) 中性子源領域計測装置、中間領域計測装置及び出力領域計測装置
- (2) 原子炉压力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
- (3) 原子炉压力容器本体内の水位を計測する装置
- (4) 加圧器内の水位を計測する装置
- (5) 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
- (6) 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備に係る容器内又は貯蔵槽内の水位を計測する装置
- (7) 原子炉補機冷却設備に係る容器内の圧力又は水位を計測する装置
- (8) 蒸気タービンの附属施設に係る貯水設備内の水位を計測する装置
- (9) 蒸気発生器内の水位を計測する装置
- (10) 主蒸気の圧力を計測する装置
- (11) 補助給水流量を計測する装置
- (12) ほう酸注入機能を有する設備に係る容器内の水位を計測する装置
- (13) 原子炉格納容器本体への冷却材流量を計測する装置
- (14) 原子炉格納容器本体の水位を計測する装置
- (15) 圧力低減設備その他の安全設備に係る熱交換器の入口又は出口の温度を計測する装置
- (16) 二次格納施設内の水素ガス濃度を計測する装置
- (17) 放射線管理用計測装置
- (18) その他重大事故等対処設備の計測装置

2. 基本方針

重大事故等時において、発電用原子炉施設の主要な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。

2.1 中性子源領域計測装置、中間領域計測装置及び出力領域計測装置

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表示し、記録する目的で設置する。

2.2 原子炉压力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、原子炉压力容器本体の入口又は出口の1次冷却材の圧力（1次冷却材圧力（広域））、温度（1次冷却材温度（広域－高温側）、1次冷却材温度（広域－低温側））及び流量（高圧注入流量、低圧注入流量、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表示し、記録する目的で設置する。

2.3 原子炉压力容器本体内の水位を計測する装置

本計測装置は、原子炉压力容器本体内の水位（原子炉容器水位）を計測して、その計測結果を中央制御室に表示し、記録する目的で設置する。

2.4 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ける表示、記録装置にて記録する目的で設置する。

2.5 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、原子炉格納容器本体内の圧力（格納容器圧力（AM用）、原子炉格納容器圧力）、温度（格納容器内温度）及び水素濃度（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表示し、記録する目的で設置する。

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

本計測装置は、非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備に係る容器内又は貯蔵槽内の水位（燃料取替用水ピット水位）を計測して、その計測結果を中央制御室に表示し、記録する目的で設置する。

2.7 原子炉補機冷却設備に係る容器内の圧力又は水位を計測する装置

本計測装置は、原子炉補機冷却設備に係る容器内の圧力（原子炉補機冷却水サージタンク圧力（可搬型））及び水位（原子炉補機冷却水サージタンク水位）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。

2.8 蒸気タービンの附属施設に係る貯水設備内の水位を計測する装置

本計測装置は、蒸気タービンの附属施設に係る貯水設備内の水位（補助給水ピット水位）

を計測して、その計測結果を中央制御室に表示し、記録する目的で設置する。

2.9 蒸気発生器内の水位を計測する装置

本計測装置は、蒸気発生器内の水位（蒸気発生器水位（広域）及び蒸気発生器水位（狭域））を計測して、その計測結果を中央制御室に表示し、記録する目的で設置する。

2.10 主蒸気の圧力を計測する装置

本計測装置は、主蒸気の圧力（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表示し、記録する目的で設置する。

2.11 補助給水流量を計測する装置

本計測装置は、補助給水流量を計測して、その計測結果を中央制御室に表示し、記録する目的で設置する。

2.12 ほう酸注入機能を有する設備に係る容器内の水位を計測する装置

本計測装置は、ほう酸注入機能を有する設備に係る容器内の水位（ほう酸タンク水位）を計測して、その計測結果を中央制御室に表示し、記録する目的で設置する。

2.13 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、原子炉格納容器本体への冷却材流量（高圧注入流量、低圧注入流量、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表示し、記録する目的で設置する。

2.14 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、原子炉格納容器本体の水位（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表示し、記録する目的で設置する。

原子炉格納容器本体の水位（原子炉下部キャビティ水位）を計測する装置は、熔融炉心の冷却に必要な水深があることを計測して、その計測結果を中央制御室に表示し、記録する目的で設置する。

原子炉格納容器本体の水位（格納容器水位）を計測する装置は、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表示し、記録する目的で設置する。

2.15 圧力低減設備その他の安全設備に係る熱交換器の入口又は出口の温度を計測する装置

本計測装置は、圧力低減設備その他の安全設備に係る熱交換器の入口又は出口の温度（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）を計測して、その計測結果を現場に表示し、記録する目的で設置する。

2.16 二次格納施設内の水素ガス濃度を計測する装置

本計測装置は、二次格納施設内の水素ガス濃度（アニュラス水素濃度（可搬型））を計測して、その計測結果を中央制御室に表示し、記録する目的で設置する。

2.17 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放射線量率（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））及び使用済燃料ピットの放射線量率（使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ）を計測して、その計測結果を中央制御室に表示し、記録する目的で設置する。

2.18 その他重大事故等対処設備の計測装置

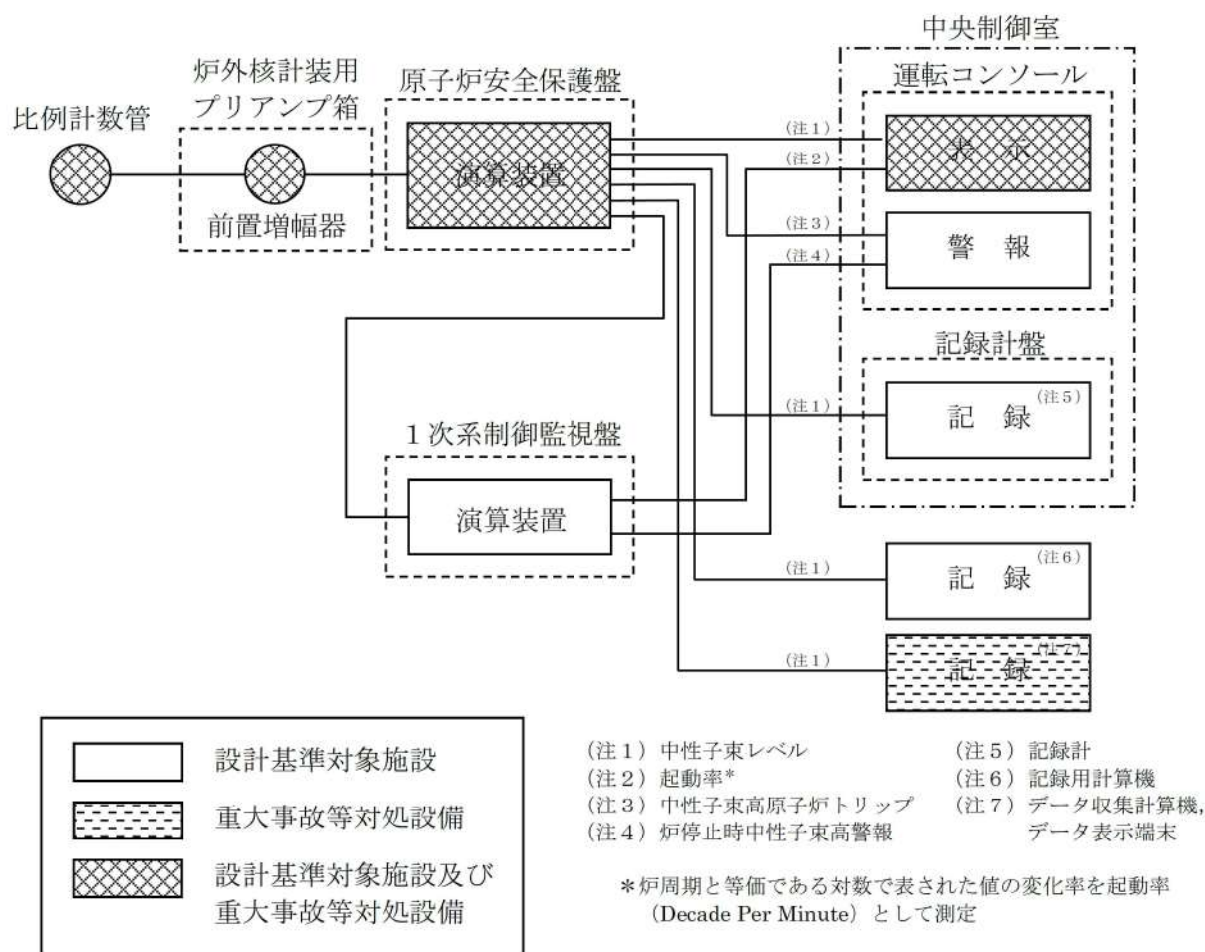
本計測装置は、その他重大事故等の対処に必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータ（原子炉格納容器内水素処理装置温度、格納容器水素イグナイタ温度、使用済燃料ピット水位（AM用）、使用済燃料ピット水位（可搬型）、使用済燃料ピット温度（AM用）、使用済燃料ピット監視カメラ）を計測して、その計測結果を中央制御室に表示し、記録する目的で設置する。

3.1 中性子源領域計測装置, 中間領域計測装置及び出力領域計測装置

(1) 中性子源領域中性子束

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、比例計数管にて中性子束レベルをパルス信号として検出する。検出したパルス信号は、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に変換する処理を行った後、中性子束レベルを中央制御室に表示し、記録する。

(第1図「中性子源領域中性子束の概略構成図」参照。)

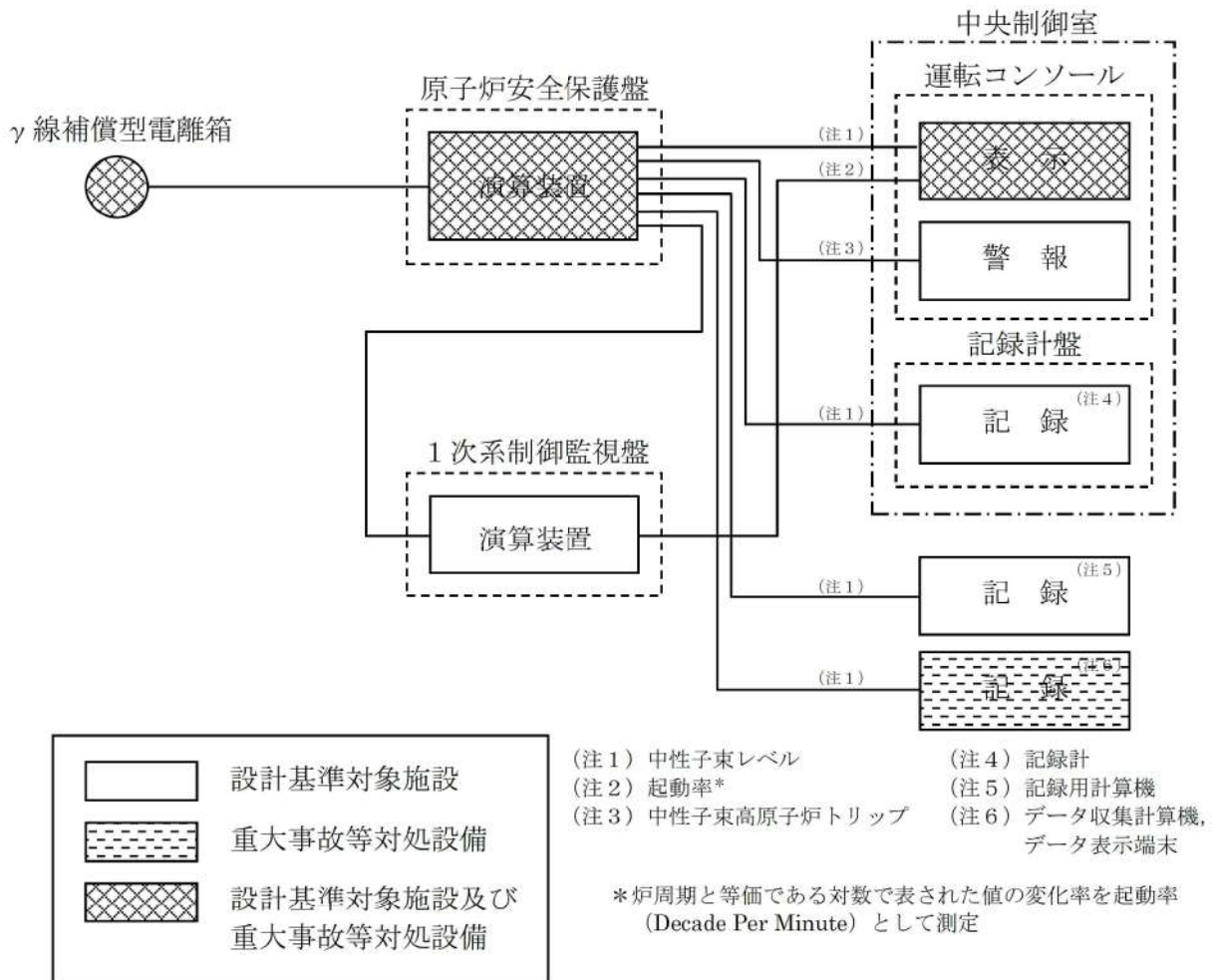


第 1 図 中性子源領域中性子束の概略構成図

(2) 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 線補償型電離箱にて中性子束レベルを電流信号として検出する。検出した電流信号は、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に変換する処理を行った後、中性子束レベルを中央制御室に表示し、記録する。

(第2図「中間領域中性子束の概略構成図」参照。)



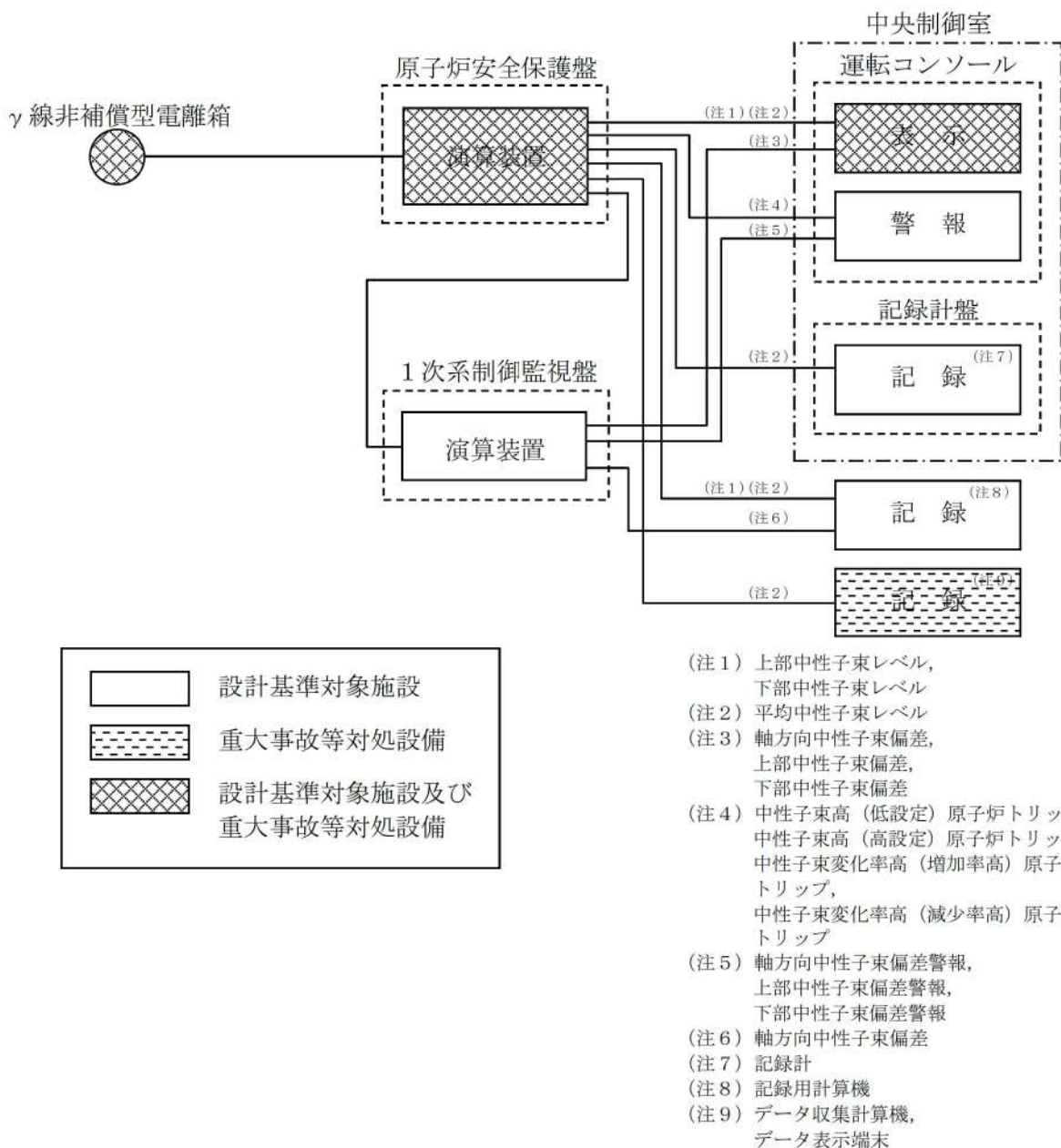
第2図 中間領域中性子束の概略構成図

3.1.2 出力領域計測装置

(1) 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 線非補償型電離箱にて中性子束レベルを電流信号として検出する。検出した電流信号は、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に変換する処理を行った後、中性子束レベルを中央制御室に表示し、記録する。

(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

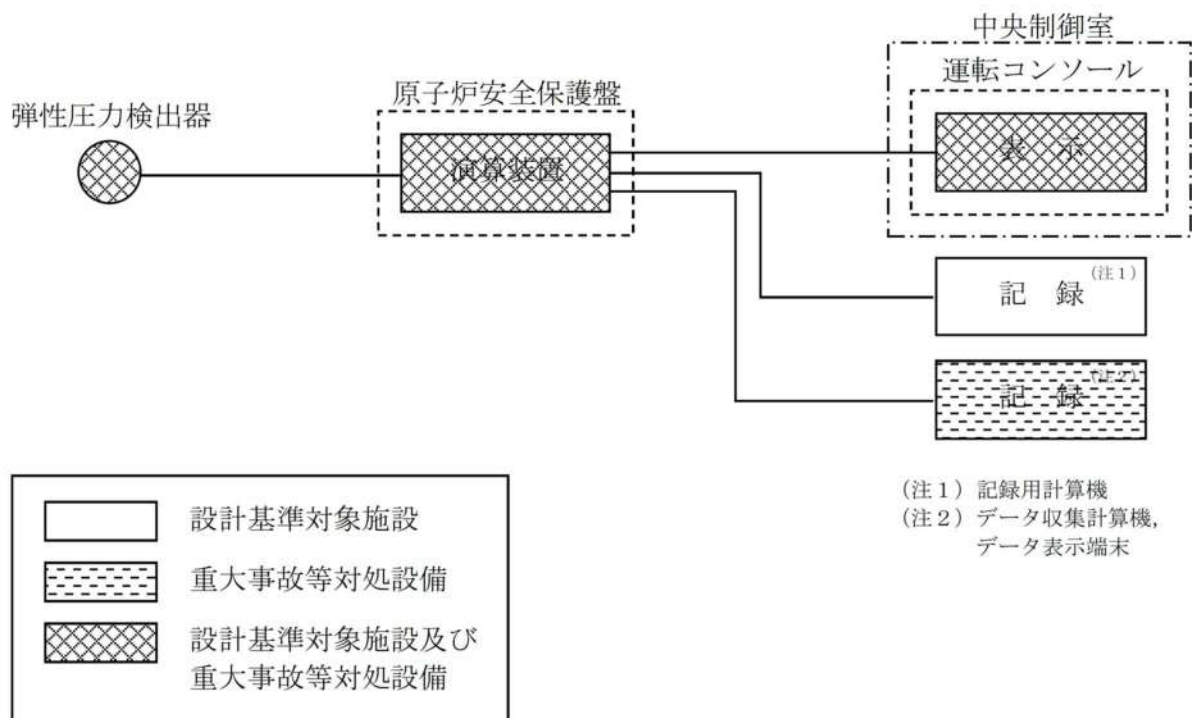
3.2 原子炉压力容器本体の入口又は出口の1次冷却材の圧力、温度又は流量（代替注水の流量を含む）を計測する装置

3.2.1 原子炉压力容器本体の入口又は出口の1次冷却材の圧力

(1) 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としての機能を有しており，弾性圧力検出器にて圧力を電流信号として検出する。検出した電流信号は，原子炉安全保護盤内の演算装置にて圧力信号に変換する処理を行った後，1次冷却材圧力（広域）として中央制御室に表示し，記録する。

（第4図「1次冷却材圧力（広域）の概略構成図」参照。）



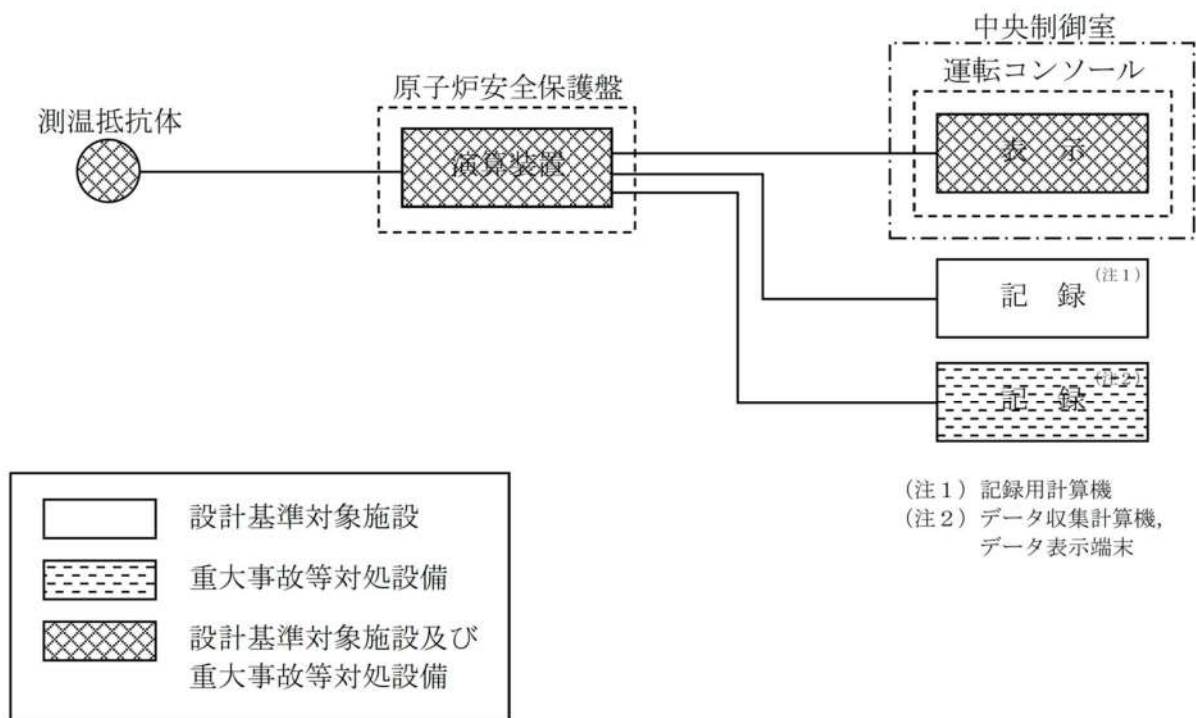
第4図 1次冷却材圧力（広域）の概略構成図

3.2.2 原子炉压力容器本体の入口又は出口の1次冷却材の温度

(1) 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，測温抵抗体にて温度を抵抗値として検出する。検出した抵抗値は，原子炉安全保護盤内の演算装置にて温度信号に変換する処理を行った後，1次冷却材温度（広域－高温側）として中央制御室に表示し，記録する。

（第5図「1次冷却材温度（広域－高温側）の概略構成図」参照。）

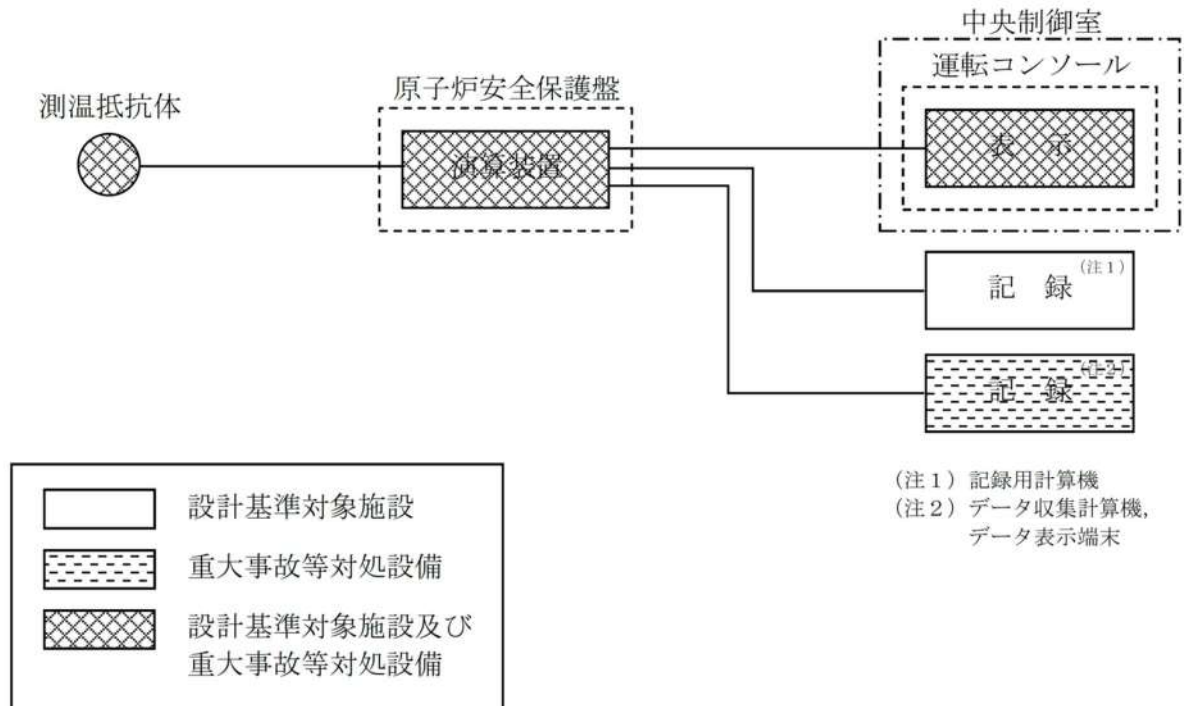


第5図 1次冷却材温度（広域－高温側）の概略構成図

(2) 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、测温抵抗体にて温度を抵抗値として検出する。検出した抵抗値は、原子炉安全保護盤内の演算装置にて温度信号に変換する処理を行った後、1次冷却材温度（広域－低温側）として中央制御室に表示し、記録する。

（第6図「1次冷却材温度（広域－低温側）の概略構成図」参照。）



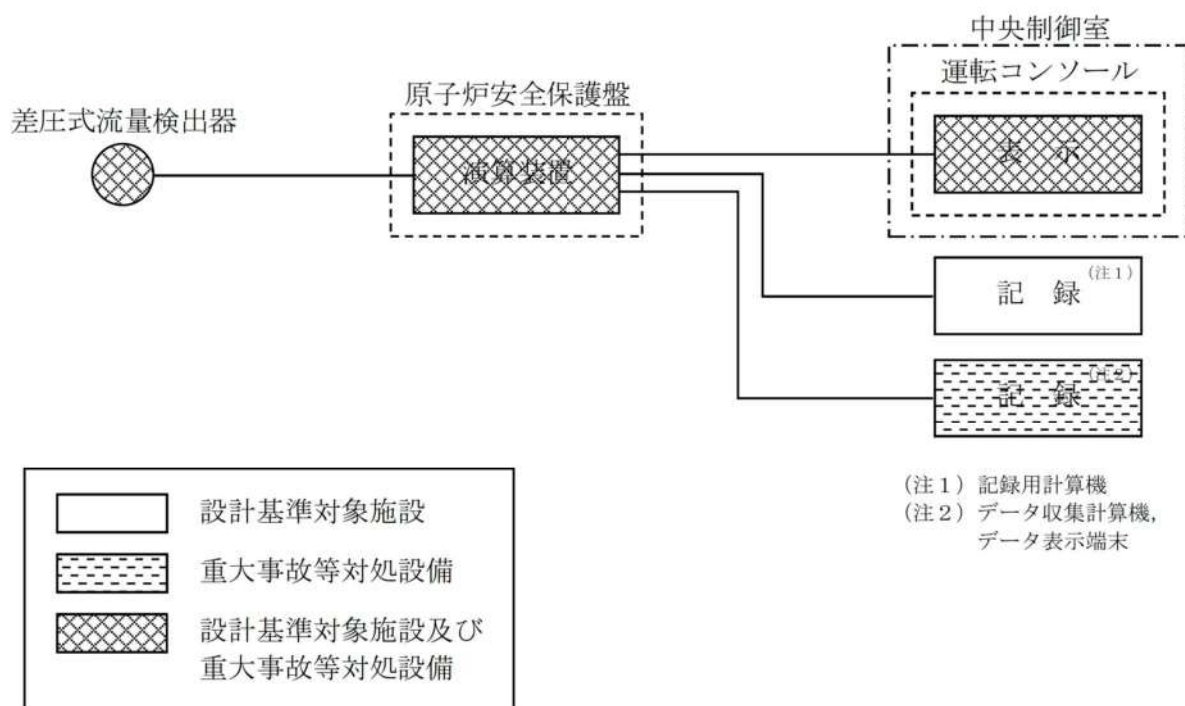
第6図 1次冷却材温度（広域－低温側）の概略構成図

3.2.3 原子炉压力容器本体の入口又は出口の1次冷却材の流量

(1) 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、差圧式流量検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号は、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、高圧注入流量として中央制御室に表示し、記録する。

(第7図「高圧注入流量の概略構成図」参照。)

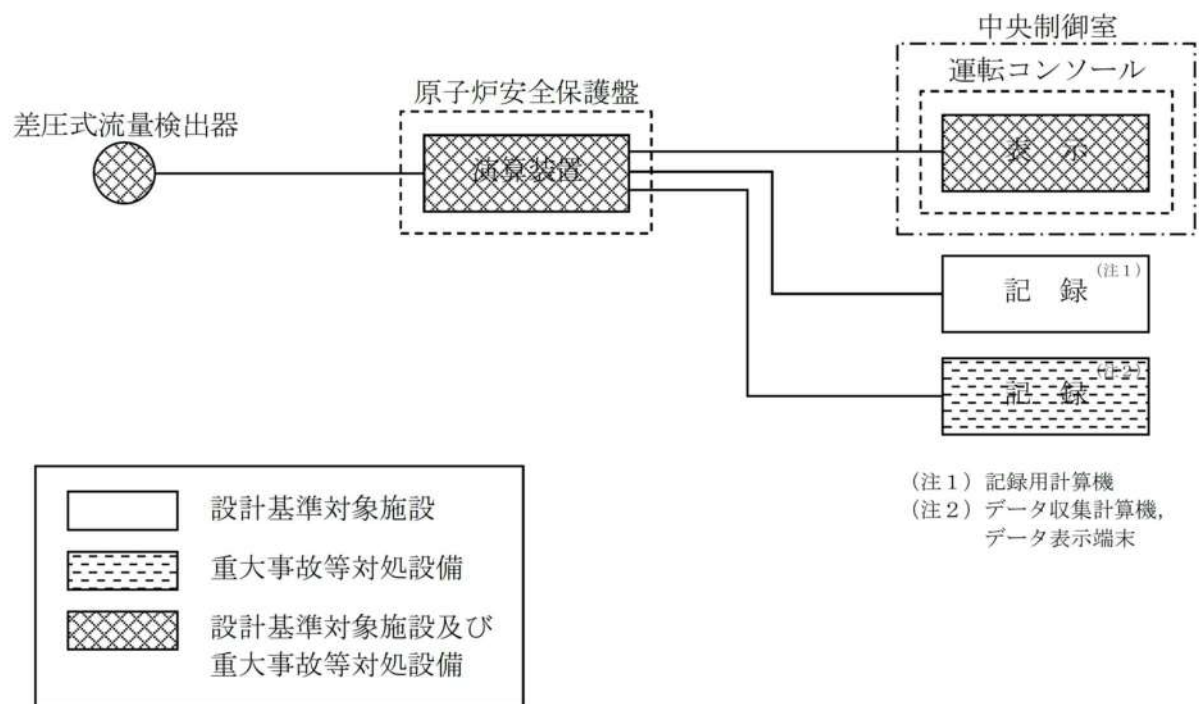


第7図 高圧注入流量の概略構成図

(2) 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、差圧式流量検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号は、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、低圧注入流量として中央制御室に表示し、記録する。

(第8図「低圧注入流量の概略構成図」参照。)



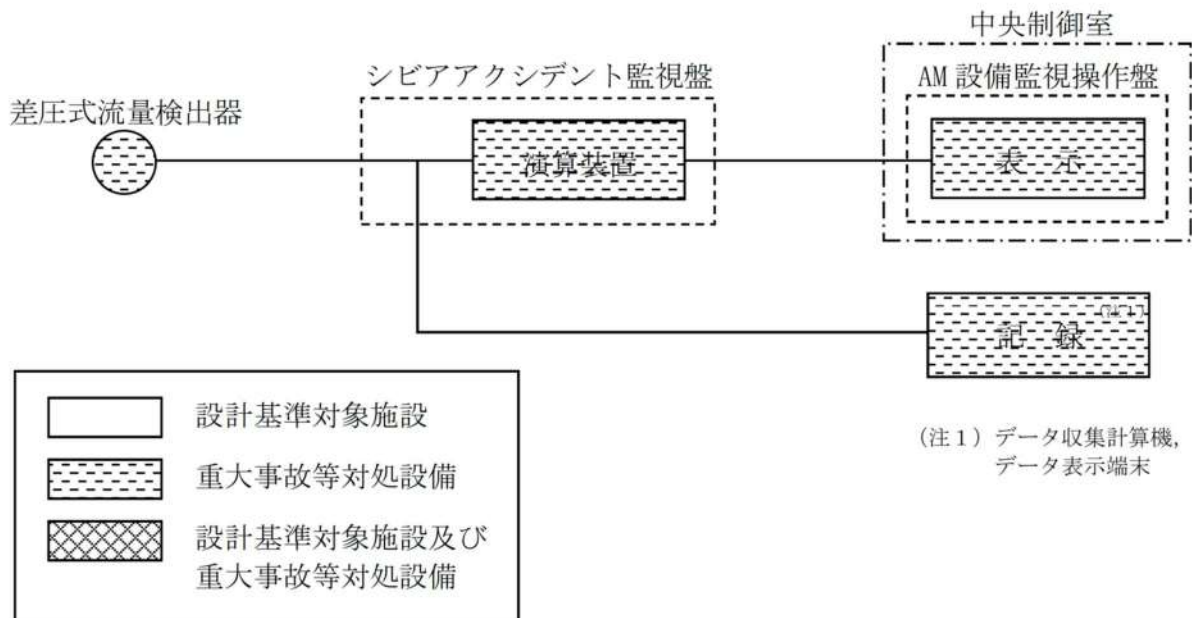
第8図 低圧注入流量の概略構成図

(3) 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、差圧式流量検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号は、シビアアクシデント監視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、代替格納容器スプレイポンプ出口流量として中央制御室に表示し、記録する。

また、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接続し、瞬時流量を演算装置にて演算し、積算流量を中央制御室に表示し、記録する。

(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

(4) B－格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）

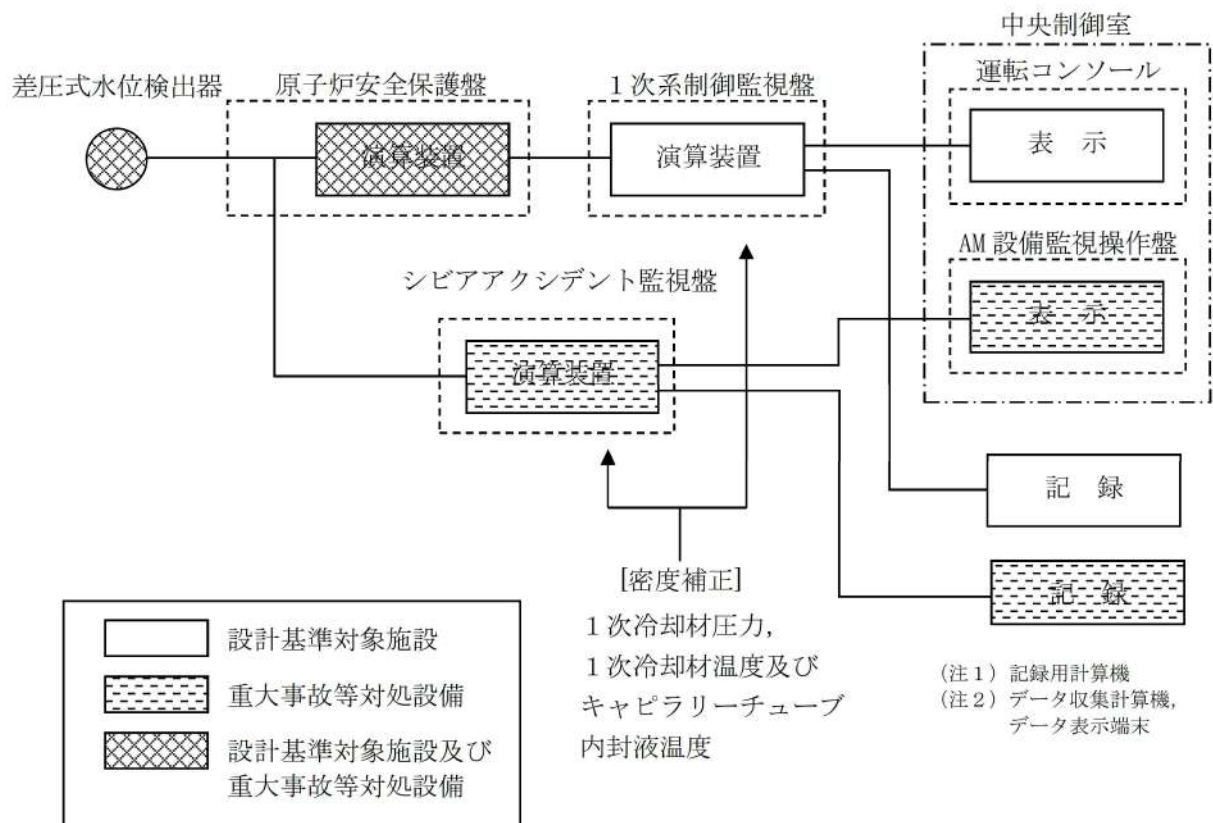
3.13(3) B－格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）と同じ。

3.3 原子炉圧力容器本体内の水位を計測する装置

(1) 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，差圧式水位検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号は，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理を行った後，原子炉容器水位として中央制御室に表示し，記録する。

(第10図「原子炉容器水位の概略構成図」参照。)



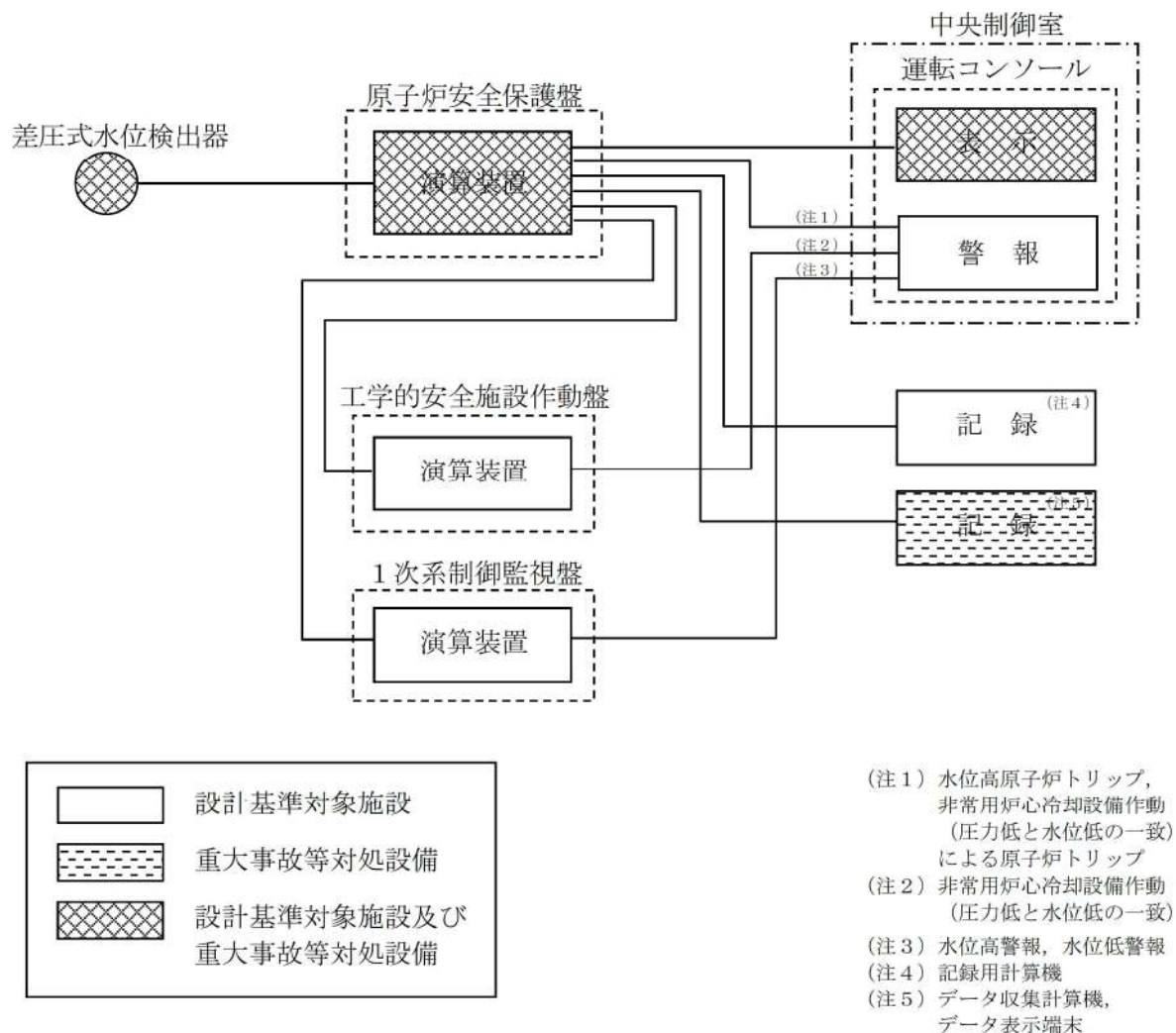
第10図 原子炉容器水位の概略構成図

3.4 加圧器内の水位を計測する装置

(1) 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、差圧式水位検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号は、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、加圧器水位として中央制御室に表示し、記録する。

(第 11 図「加圧器水位の概略構成図」参照。)



第 11 図 加圧器水位の概略構成図

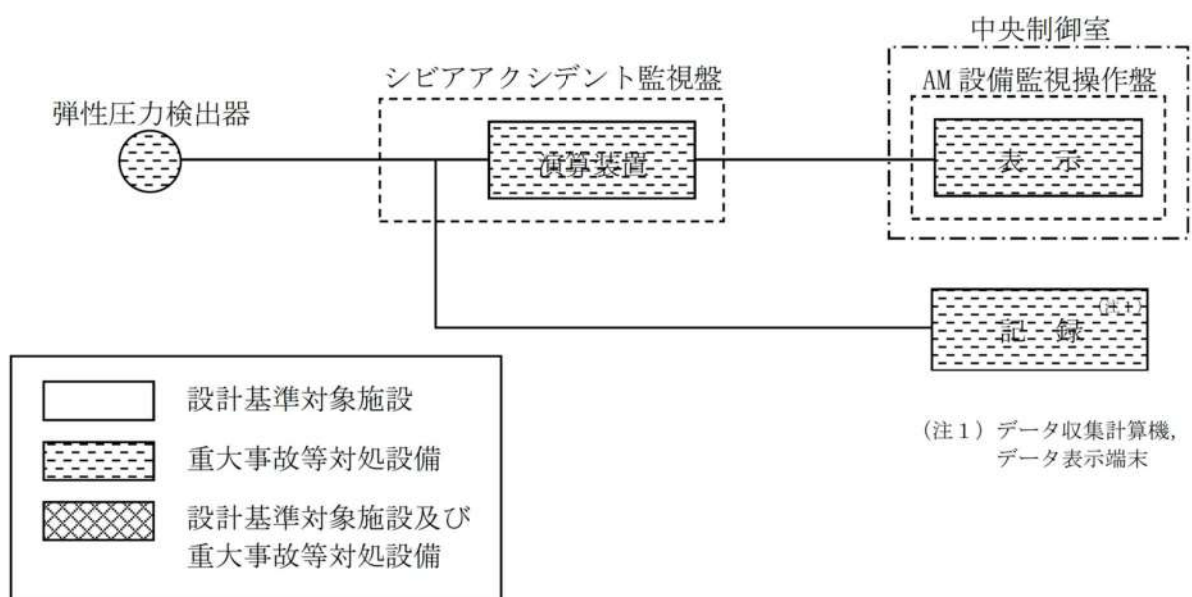
3.5 原子炉格納容器本体内の圧力、温度又は水素ガス濃度を計測する装置

3.5.1 原子炉格納容器本体内の圧力

(1) 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、弾性圧力検出器にて圧力を電流信号として検出する。検出した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）として中央制御室に表示し、記録する。

（第 12 図「格納容器圧力（AM 用）の概略構成図」参照。）

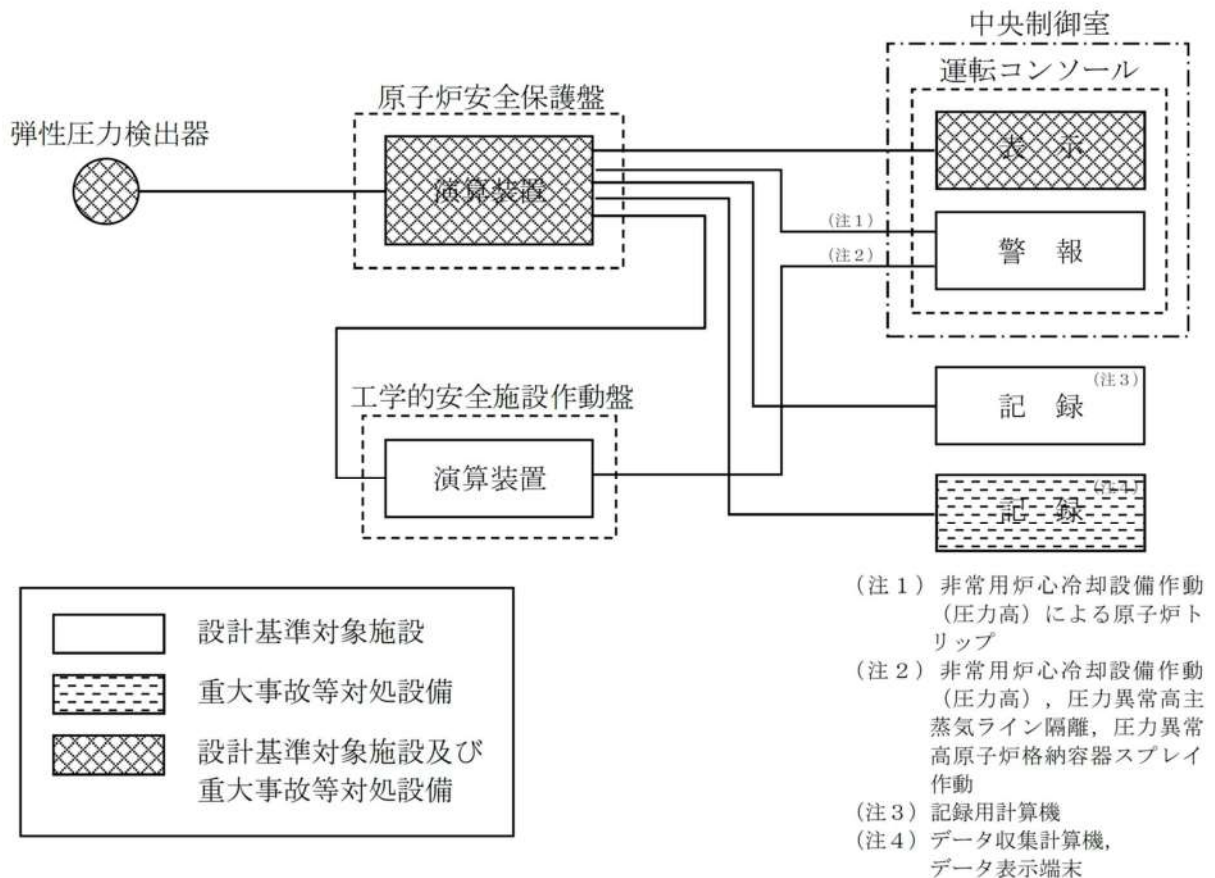


第 12 図 格納容器圧力（AM 用）の概略構成図

(2) 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、弾性圧力検出器にて圧力を電流信号として検出する。検出した電流信号は、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として中央制御室に表示し、記録する。

(第 13 図「原子炉格納容器圧力の概略構成図」参照。)



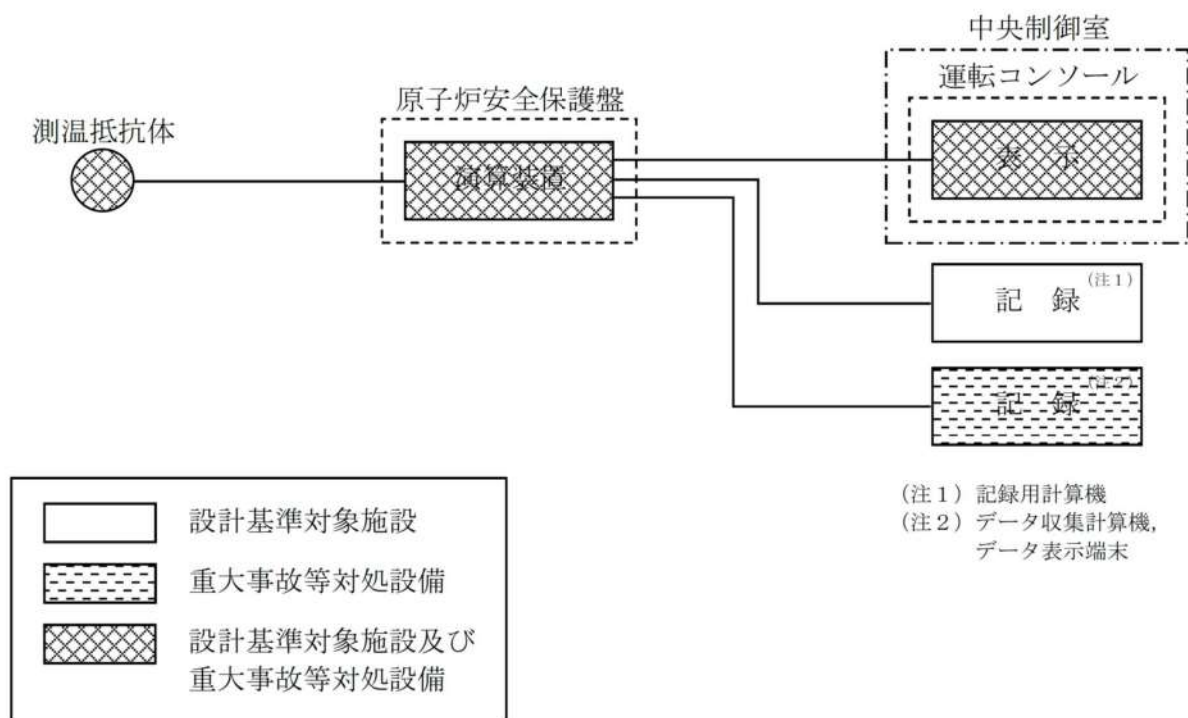
第 13 図 原子炉格納容器圧力の概略構成図

3.5.2 原子炉格納容器本体内の温度

(1) 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，測温抵抗体にて温度を抵抗値として検出する。検出した抵抗値は，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，格納容器内温度として中央制御室に表示し，記録する。

(第 14 図「格納容器内温度の概略構成図」参照。)



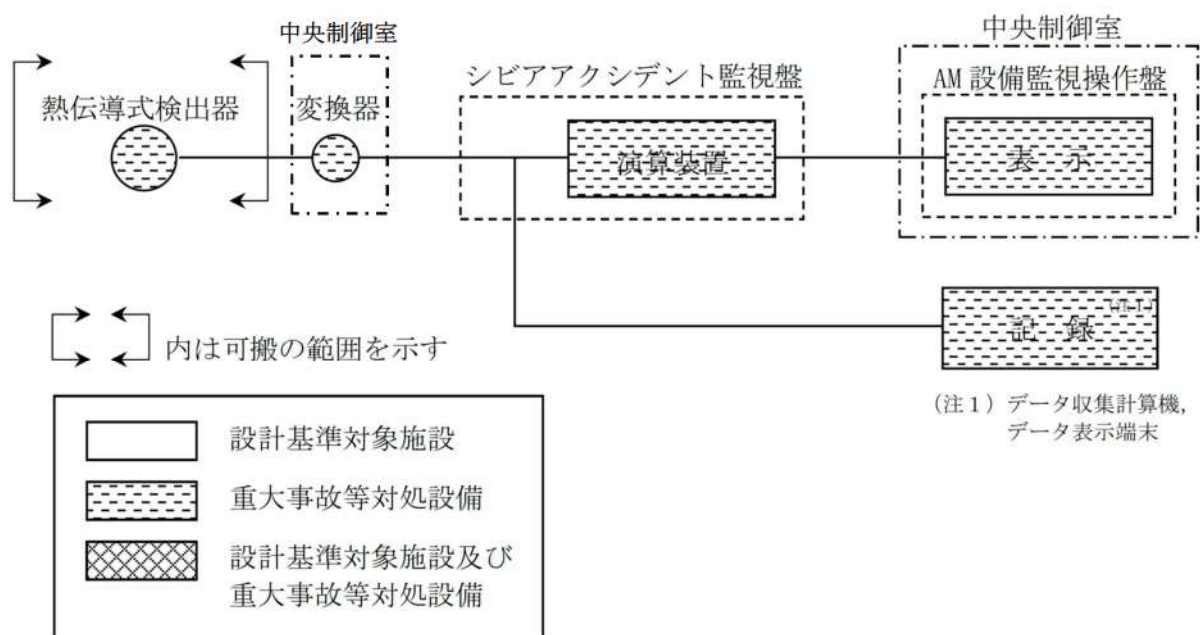
第 14 図 格納容器内温度の概略構成図

3.5.3 原子炉格納容器本体内の水素ガス濃度

(1) 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、熱伝導式検出器にて水素濃度を電圧信号として検出する。検出した電圧信号は、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、格納容器内水素濃度として中央制御室に表示し、記録する。

(第 15 図「格納容器内水素濃度の概略構成図」参照。)



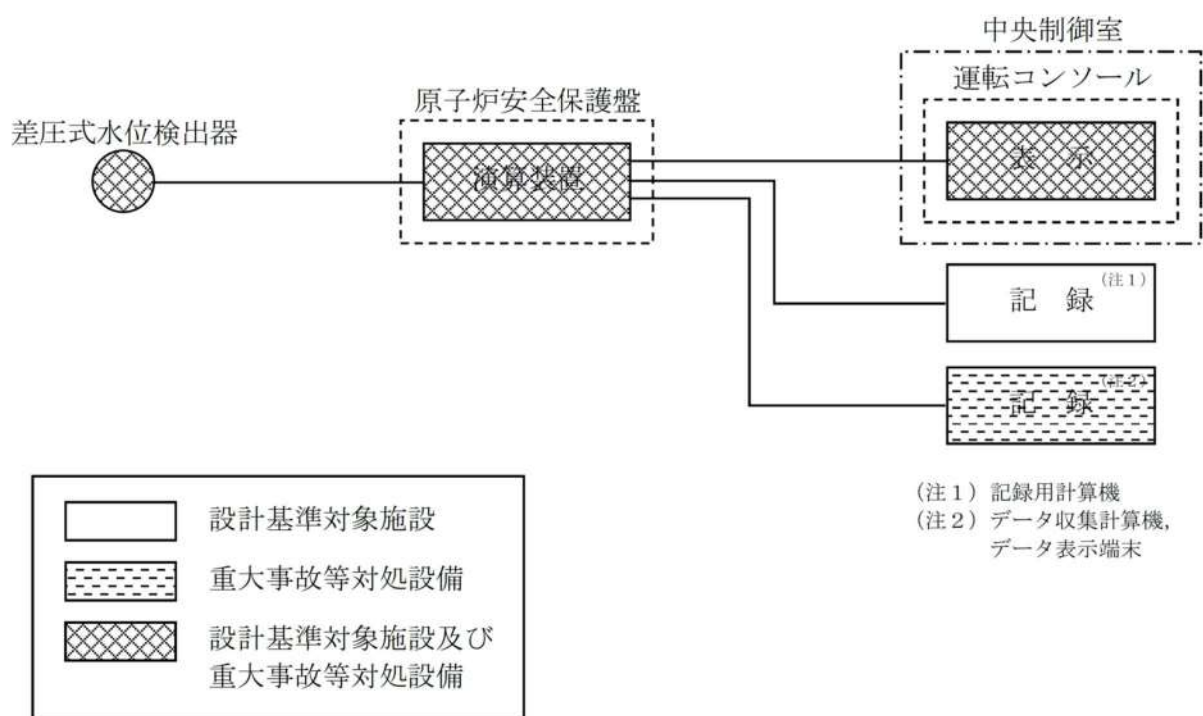
第 15 図 格納容器内水素濃度の概略構成図

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

(1) 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，差圧式水位検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号は，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として中央制御室に表示し，記録する。

(第 16 図「燃料取替用水ピット水位の概略構成図」参照。)



第 16 図 燃料取替用水ピット水位の概略構成図

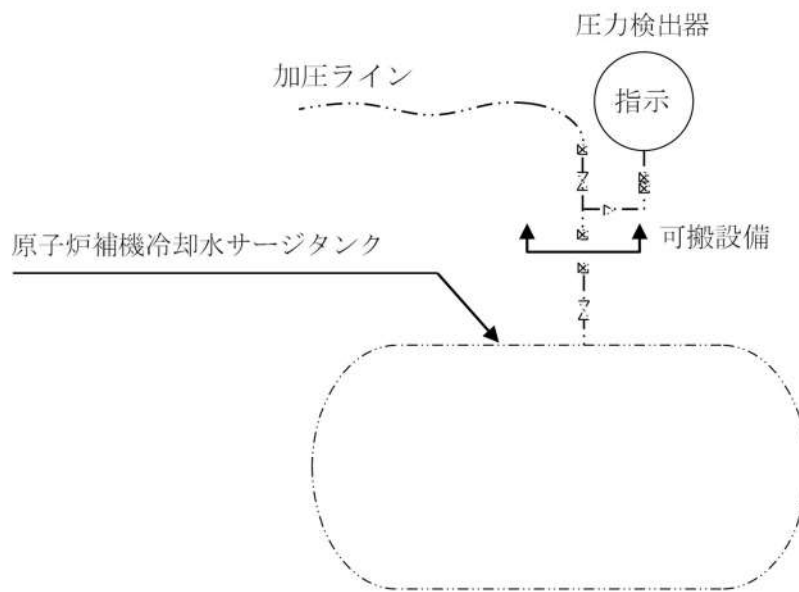
3.7 原子炉補機冷却設備に係る容器内の圧力又は水位を計測する装置

3.7.1 原子炉補機冷却設備に係る容器内の圧力

(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（可搬型）は、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する。

（第 17 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」参照。）



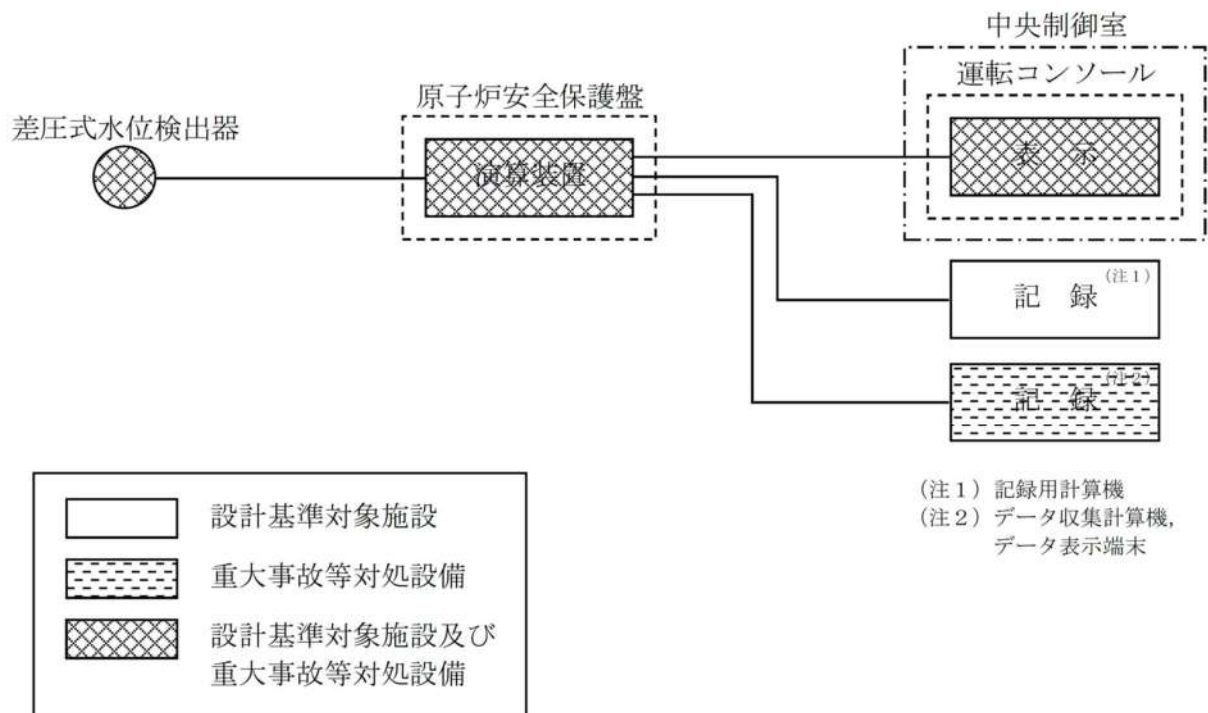
第 17 図 原子炉補機冷却水サージタンク圧力（可搬型）の概略構成図

3.7.2 原子炉補機冷却設備に係る容器内の水位

(1) 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、差圧式水位検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号は、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として中央制御室に表示し、記録する。

(第 18 図「原子炉補機冷却水サージタンク水位の概略構成図」参照。)



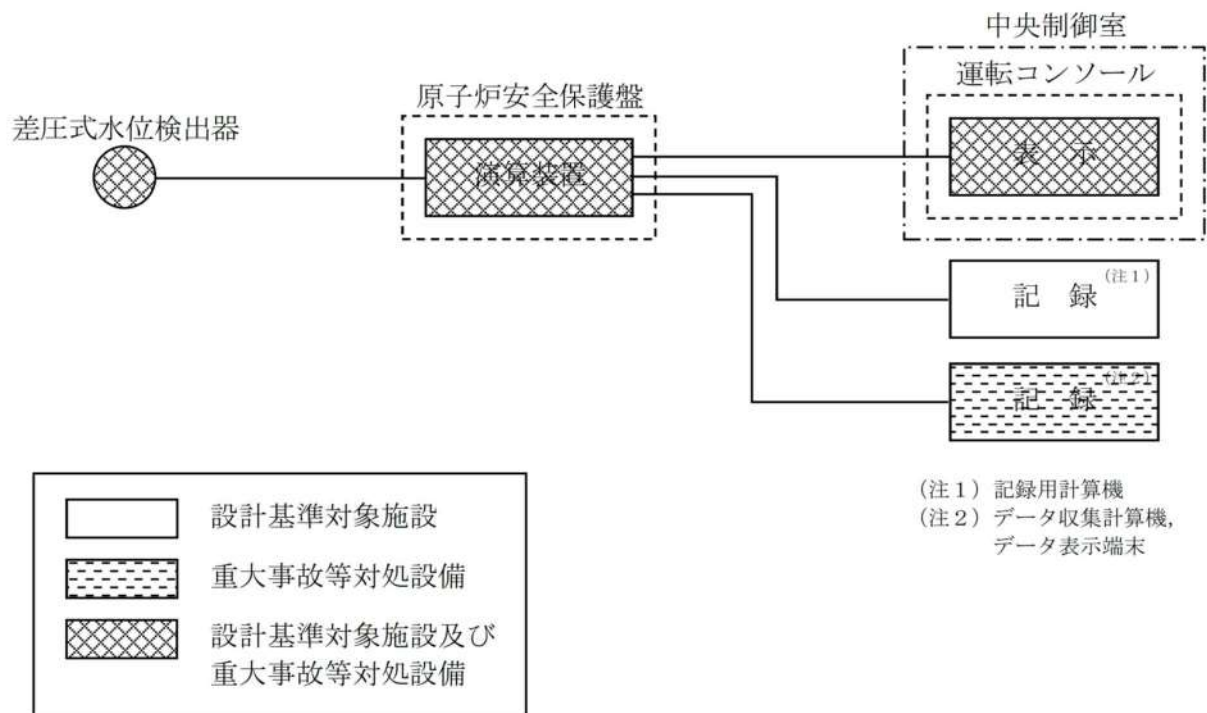
第 18 図 原子炉補機冷却水サージタンク水位の概略構成図

3.8 蒸気タービンの附属施設に係る貯水設備内の水位を計測する装置

(1) 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、差圧式水位検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号は、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として中央制御室に表示し、記録する。

(第 19 図「補助給水ピット水位の概略構成図」参照。)



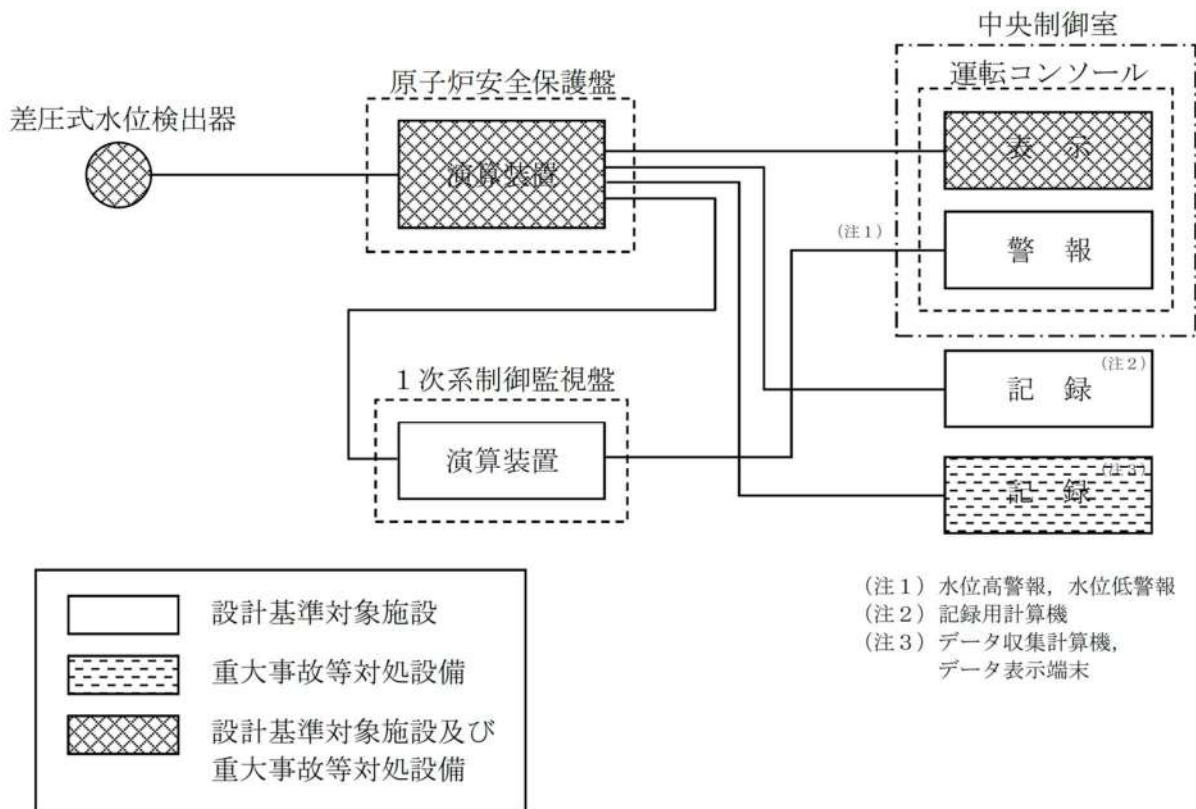
第 19 図 補助給水ピット水位の概略構成図

3.9 蒸気発生器内の水位を計測する装置

(1) 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，差圧式水位検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号は，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）として中央制御室に表示し，記録する。

（第 20 図「蒸気発生器水位（広域）の概略構成図」参照。）

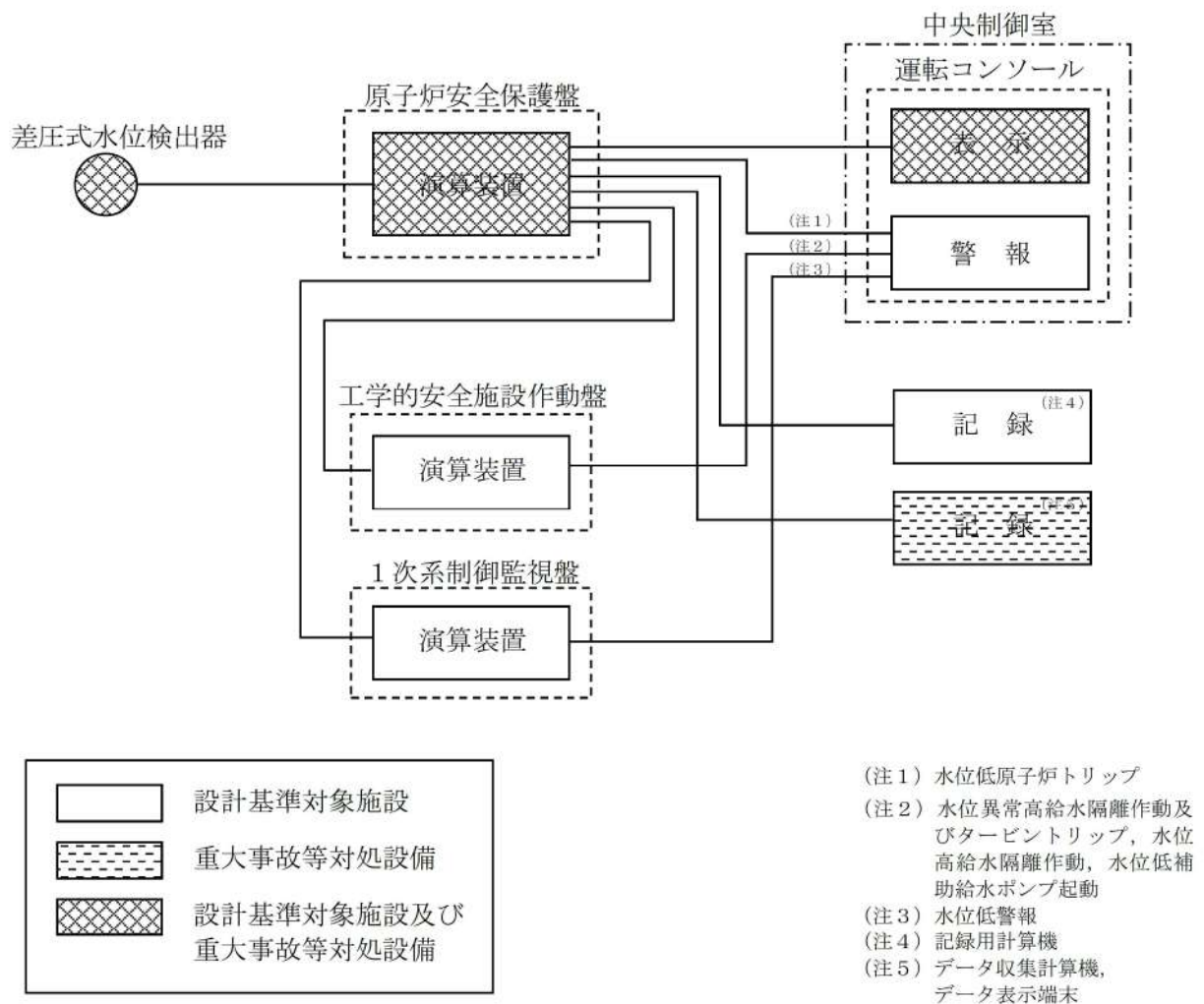


第 20 図 蒸気発生器水位（広域）の概略構成図

(2) 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，差圧式水位検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号は，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）として中央制御室に表示し，記録する。

（第 21 図「蒸気発生器水位（狭域）の概略構成図」参照。）



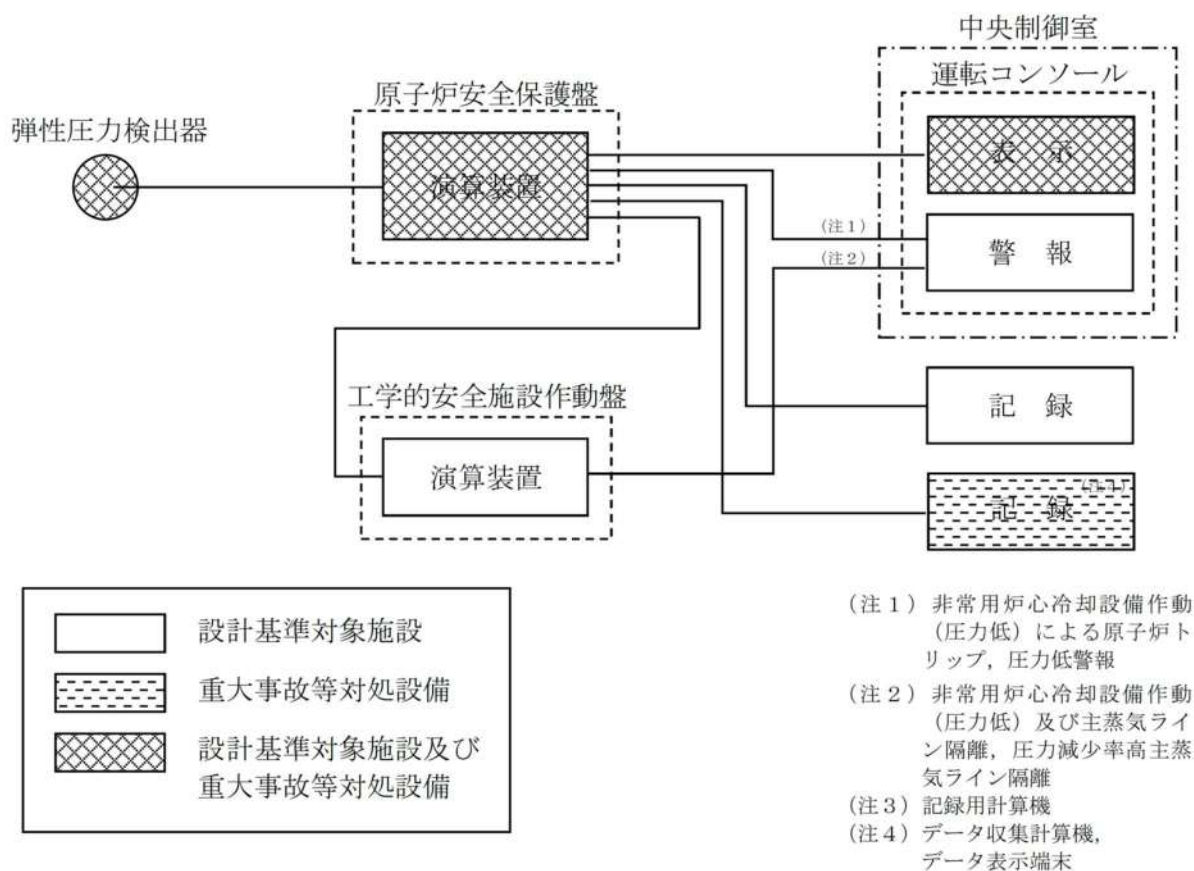
第 21 図 蒸気発生器水位（狭域）の概略構成図

3.10 主蒸気の圧力を計測する装置

(1) 主蒸気ライン圧力

主蒸気ライン圧力は、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、弾性圧力検出器にて圧力を電流信号として検出する。検出した電流信号は、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、主蒸気ライン圧力として中央制御室に表示し、記録する。

(第 22 図「主蒸気ライン圧力の概略構成図」参照。)



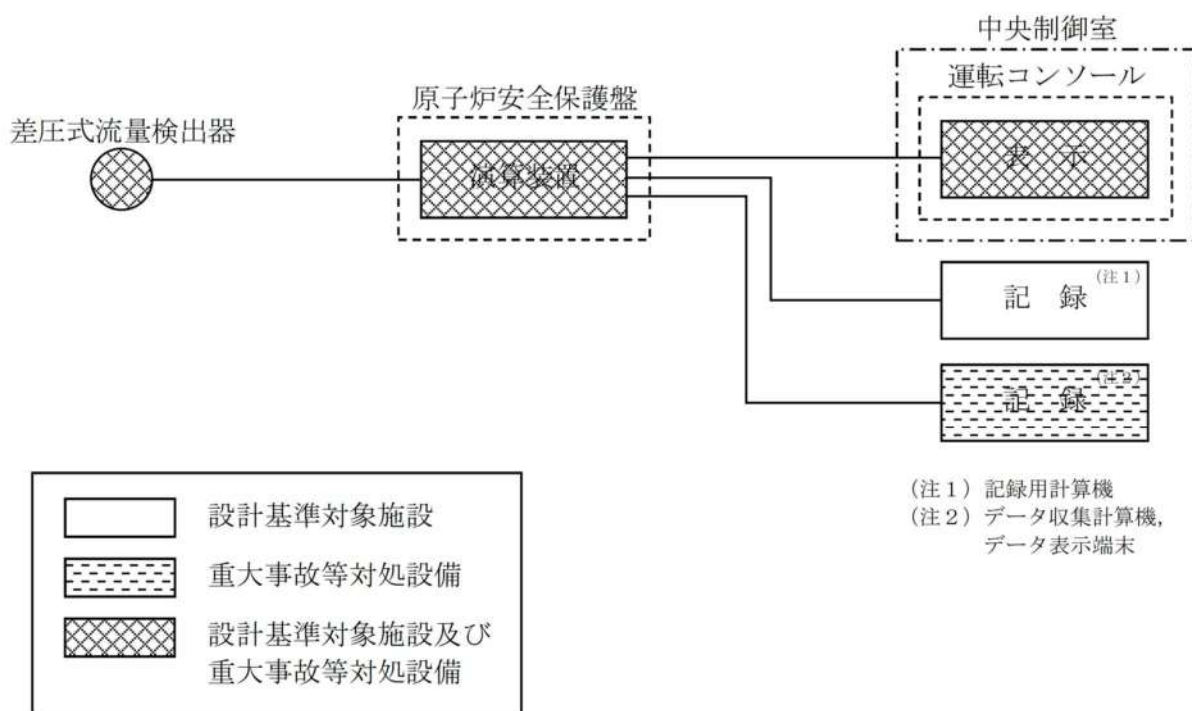
第 22 図 主蒸気ライン圧力の概略構成図

3.11 補助給水流量を計測する装置

(1) 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、差圧式流量検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号は、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、補助給水流量として中央制御室に表示し、記録する。

(第 23 図「補助給水流量の概略構成図」参照。)



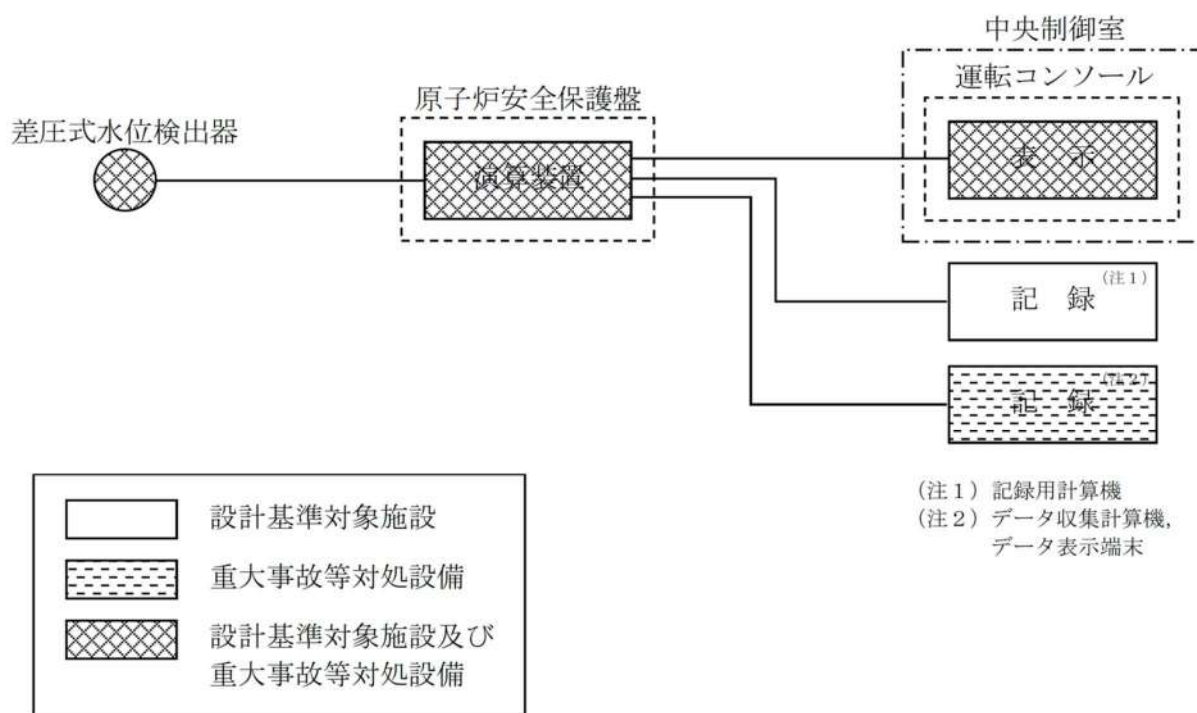
第 23 図 補助給水流量の概略構成図

3.12 ほう酸注入機能を有する設備に係る容器内の水位を計測する装置

(1) 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、差圧式水位検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号は、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、ほう酸タンク水位として中央制御室に表示し、記録する。

(第24図「ほう酸タンク水位の概略構成図」参照。)



第24図 ほう酸タンク水位の概略構成図

3.13 原子炉格納容器本体への冷却材流量を計測する装置

(1) 高圧注入流量

3.2.3(1) 高圧注入流量と同じ。

(2) 低圧注入流量

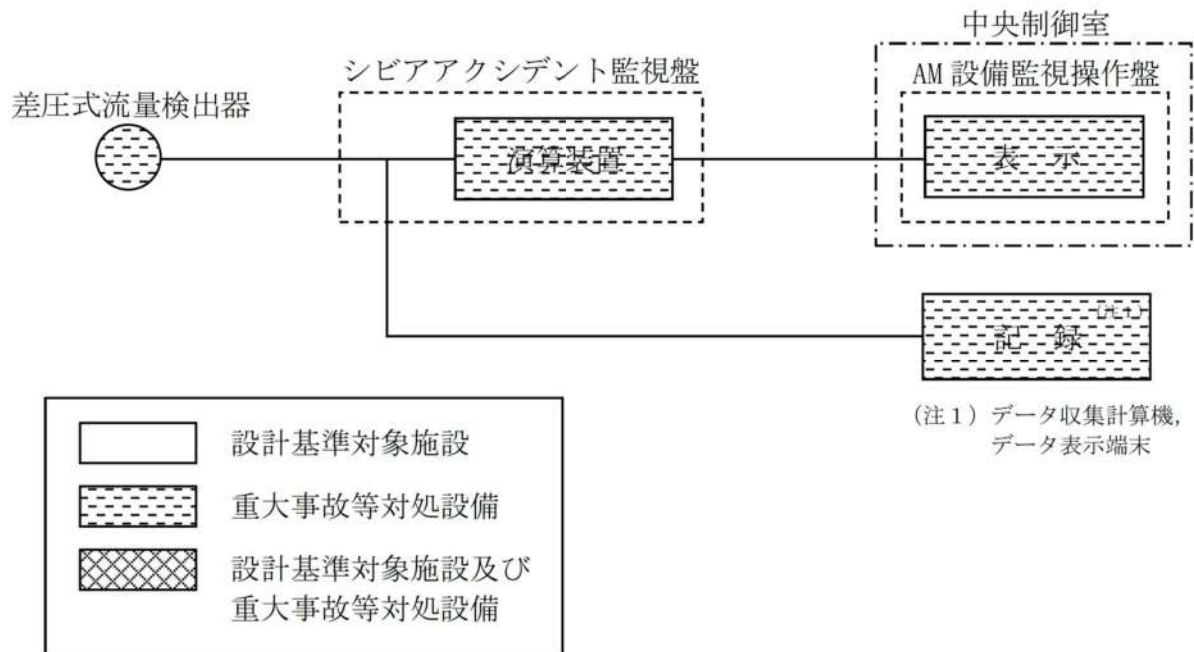
3.2.3(2) 低圧注入流量と同じ。

(3) B－格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM 用）

B－格納容器スプレイ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、差圧式流量検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号は、シビアアクシデント監視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、B－格納容器スプレイ冷却器出口流量（AM 用）として中央制御室に表示し、記録する。

また、B－格納容器スプレイ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接続し、瞬時流量を演算装置にて演算し、積算流量を中央制御室に表示し、記録する。

（第 25 図「B－格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM 用）の概略構成図」参照。）



第 25 図 B－格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM 用）の概略構成図

(4) 代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量

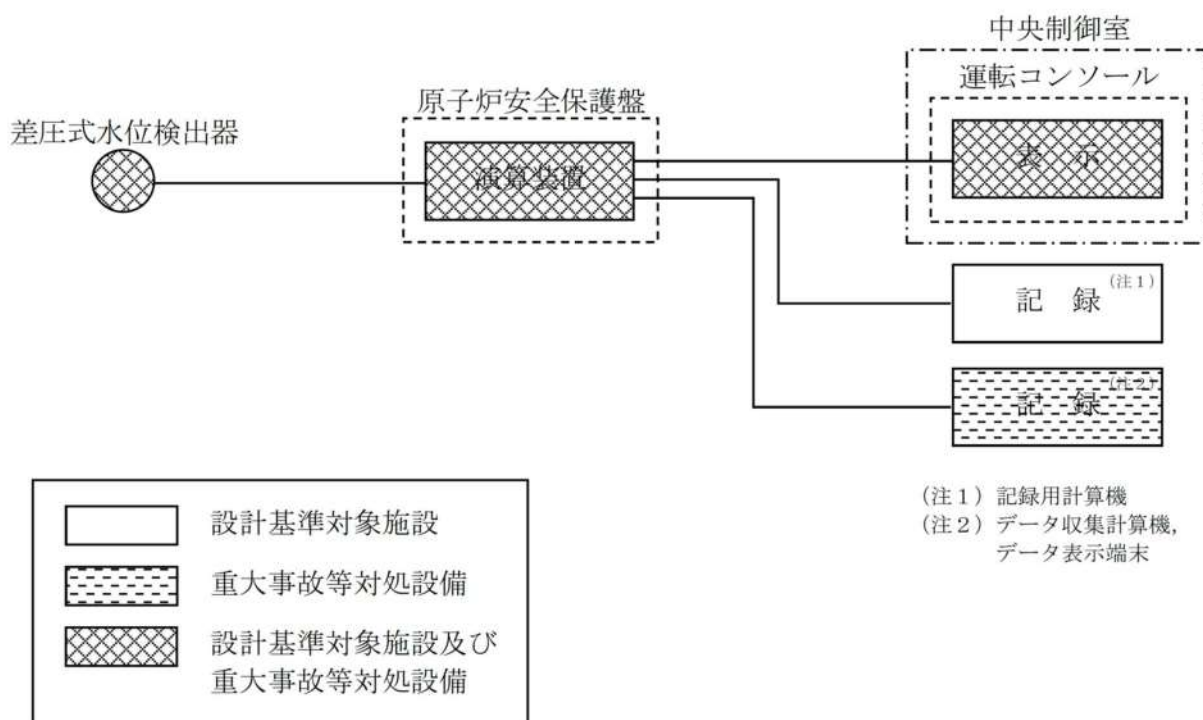
3.2.3(3) 代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量と同じ。

3.14 原子炉格納容器本体の水位を計測する装置

(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（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，差圧式水位検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号は，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）として中央制御室に表示し，記録する。

（第 26 図「格納容器再循環サンプ水位（広域）の概略構成図」参照。）

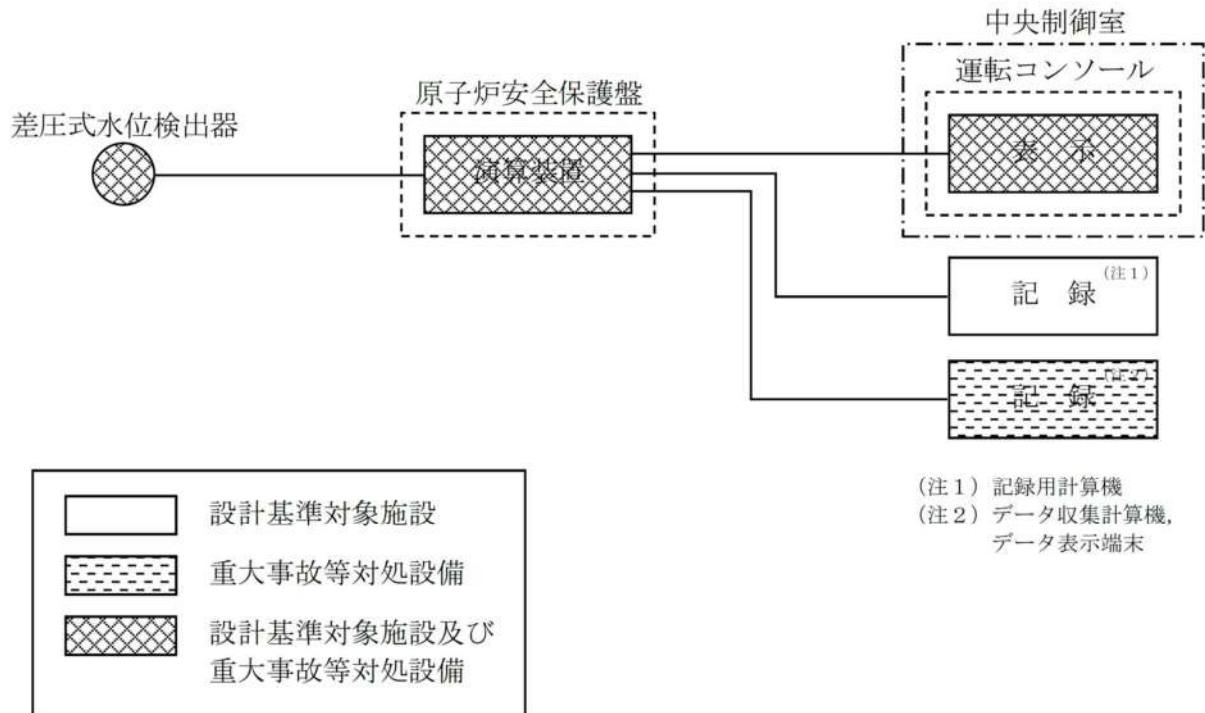


第 26 図 格納容器再循環サンプ水位（広域）の概略構成図

(2) 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，差圧式水位検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号は，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）として中央制御室に表示し，記録する。

（第 27 図「格納容器再循環サンプ水位（狭域）の概略構成図」参照。）

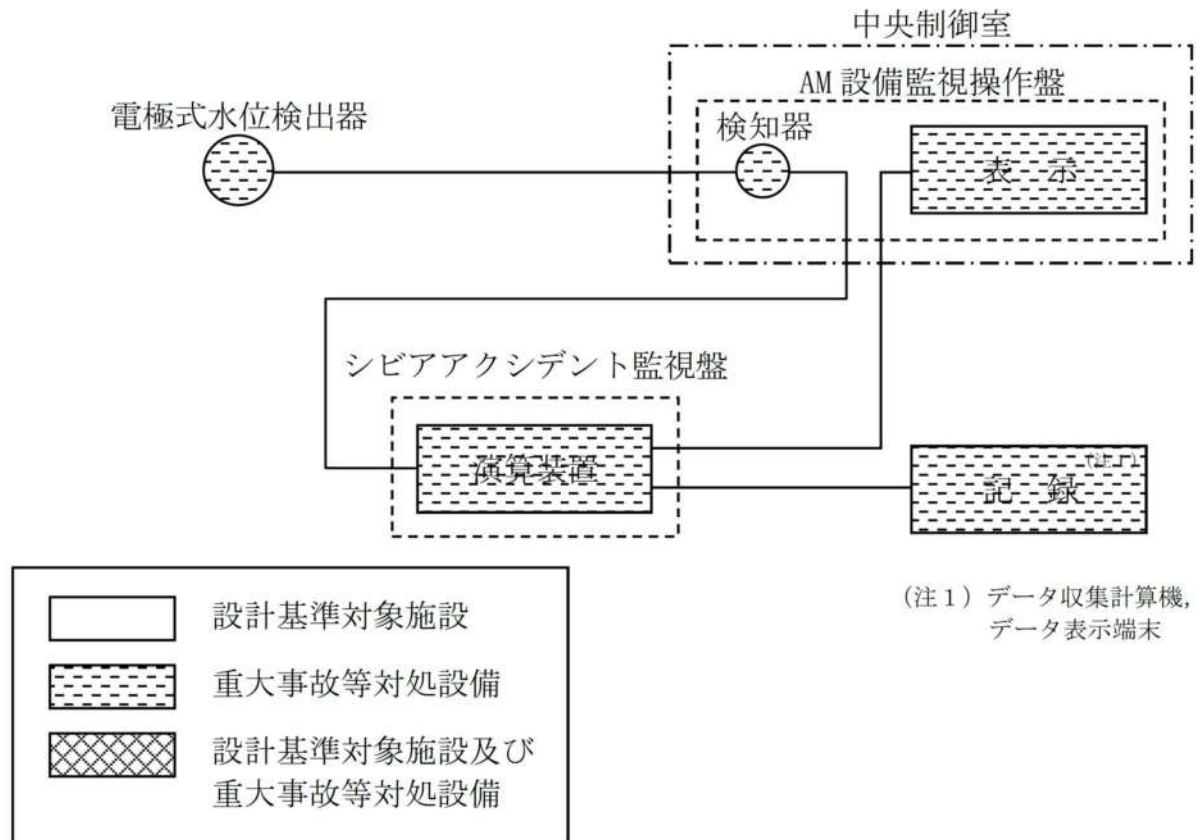


第 27 図 格納容器再循環サンプ水位（狭域）の概略構成図

(3) 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、電極式水位検出器にて水位状態を ON-OFF 信号として検出する。検出した ON-OFF 信号は、原子炉下部キャビティ水位として、中央制御室に表示し、記録する。

(第 28 図「原子炉下部キャビティ水位の概略構成図」参照。)

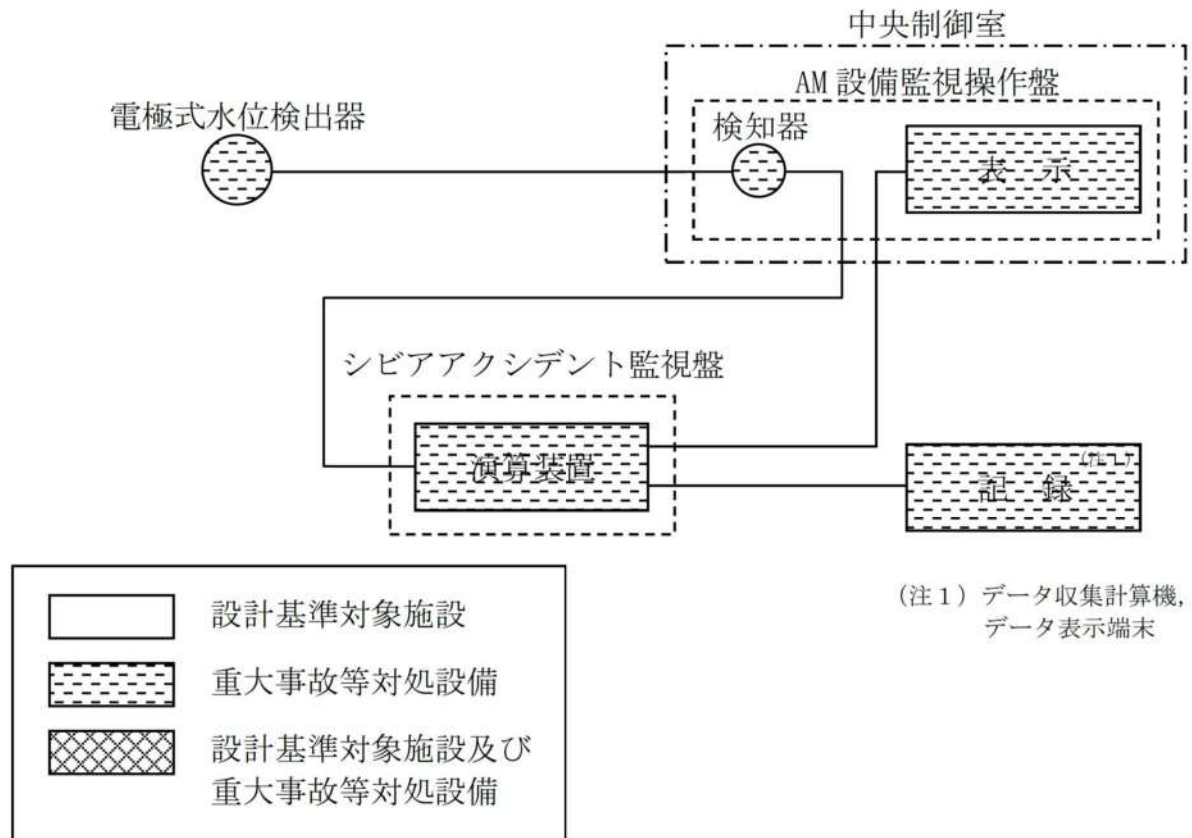


第 28 図 原子炉下部キャビティ水位の概略構成図

(4) 格納容器水位

格納容器水位は、重大事故等対処設備の機能を有しており、電極式水位検出器にて水位状態を ON-OFF 信号として検出する。検出した ON-OFF 信号は、格納容器水位として、中央制御室に表示し、記録する。

(第 29 図「格納容器水位の概略構成図」参照。)



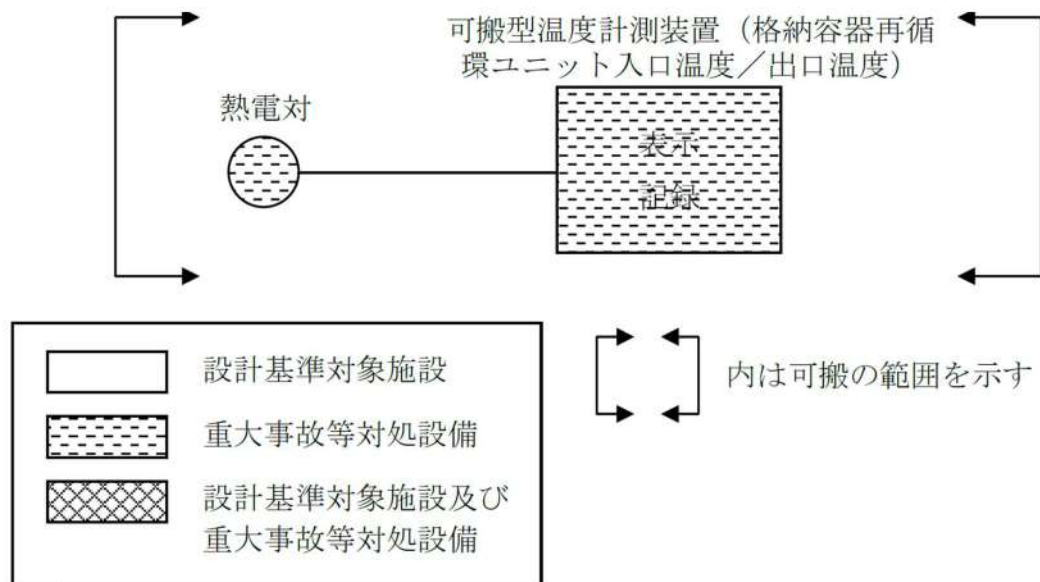
第 29 図 格納容器水位の概略構成図

3.15 圧力低減設備その他の安全設備に係る熱交換器の入口又は出口の温度を計測する装置

(1) 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測温抵抗体にて温度を抵抗値として検出する。検出した抵抗値は、可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）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。

（第 30 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」参照。）



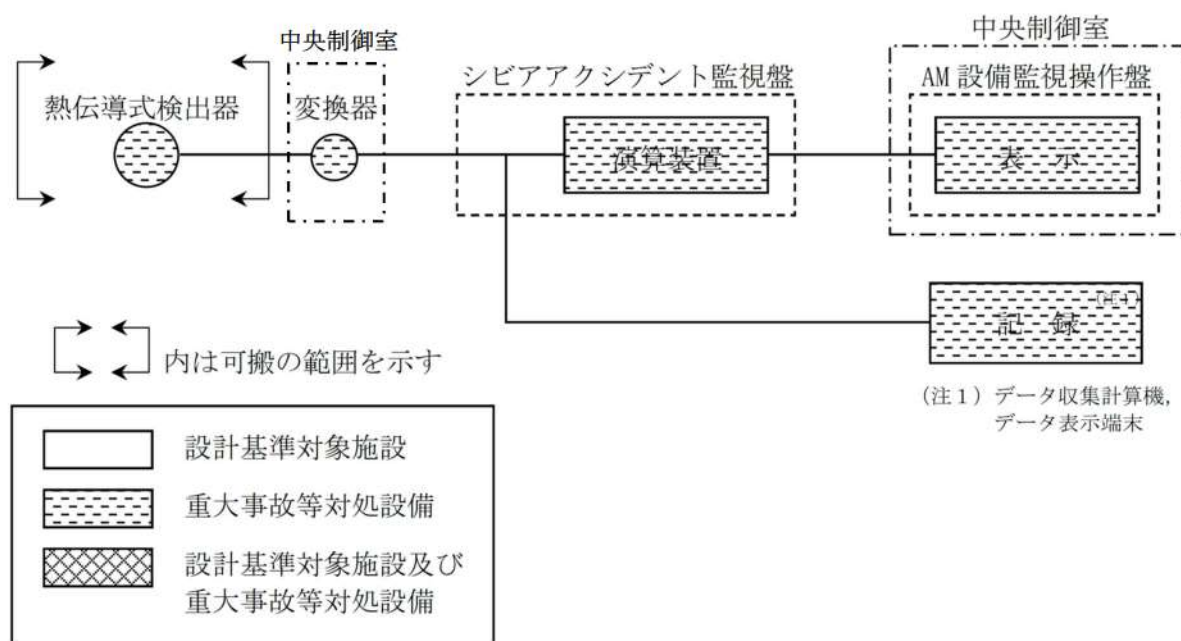
第 30 図 格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度の概略構成図

3.16 二次格納施設内の水素ガス濃度を計測する装置

(1) 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、熱伝導式検出器にて水素濃度を電圧信号として検出する。検出した電圧信号は、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に変換した後、アニュラス水素濃度として中央制御室に表示し、記録する。

（第 31 図「アニュラス水素濃度（可搬型）の概略構成図」参照。）



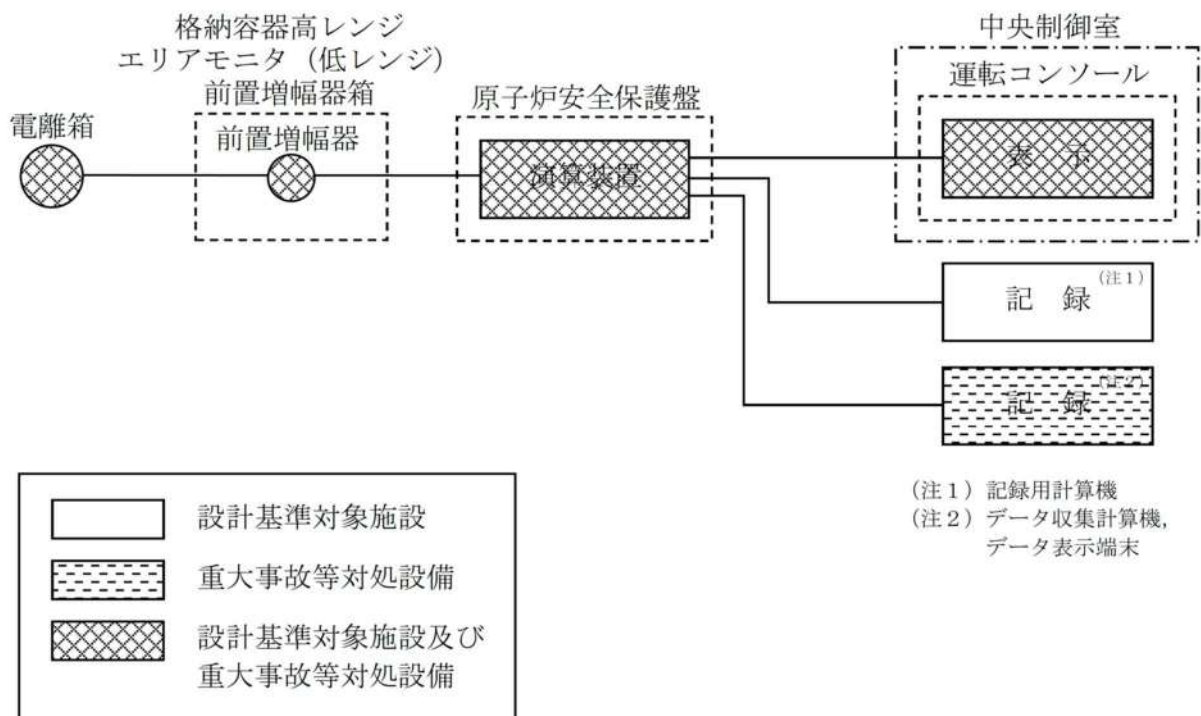
第 31 図 アニュラス水素濃度（可搬型）の概略構成図

3.17 放射線管理用計測装置

(1) 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、電離箱にて放射線量率を電流信号として検出する。検出した電流信号は、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放射線量率信号に変換する処理を行った後、放射線量率として中央制御室に表示し、記録する。

（第 32 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。）

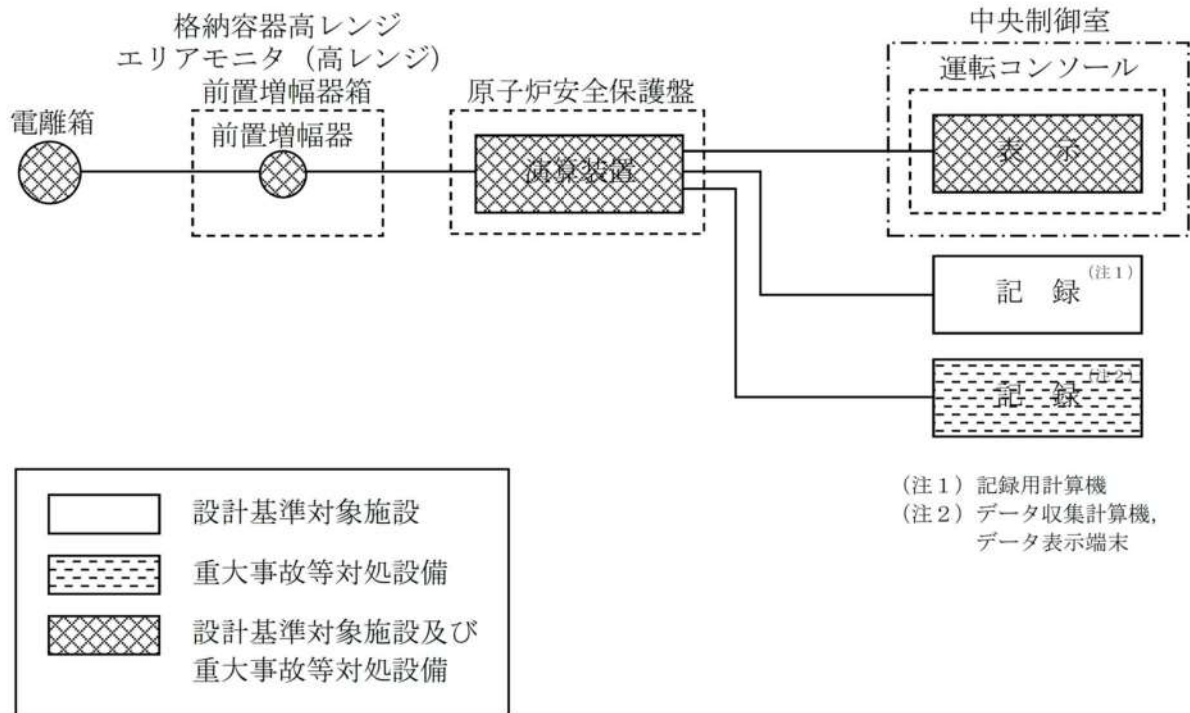


第 32 図 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）の概略構成図

(2) 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，電離箱にて放射線量率を電流信号として検出する。検出した電流信号は，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放射線量率信号に変換する処理を行った後，放射線量率として中央制御室に表示し，記録する。

（第 33 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。）

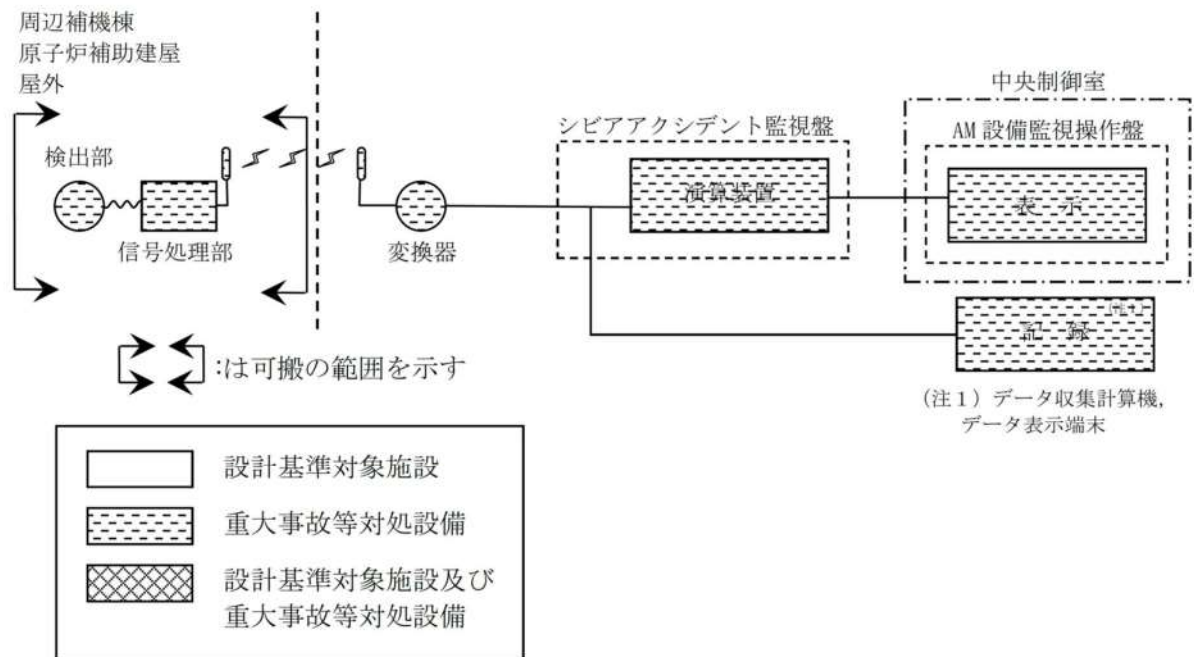


第 33 図 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の概略構成図

(3) 使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ

使用済燃料ピット可搬型エリアモニタは、重大事故等対処設備の機能を有しており、半導体式検出器及びNaI（Tl）シンチレーション検出器にて放射線量率をパルス信号として検出する。検出したパルス信号は、無線伝送先である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放射線量率信号に変換する処理を行った後、放射線量率として中央制御室に表示し、記録する。

（第 34 図「使用済燃料ピット可搬型エリアモニタの概略構成図」参照）



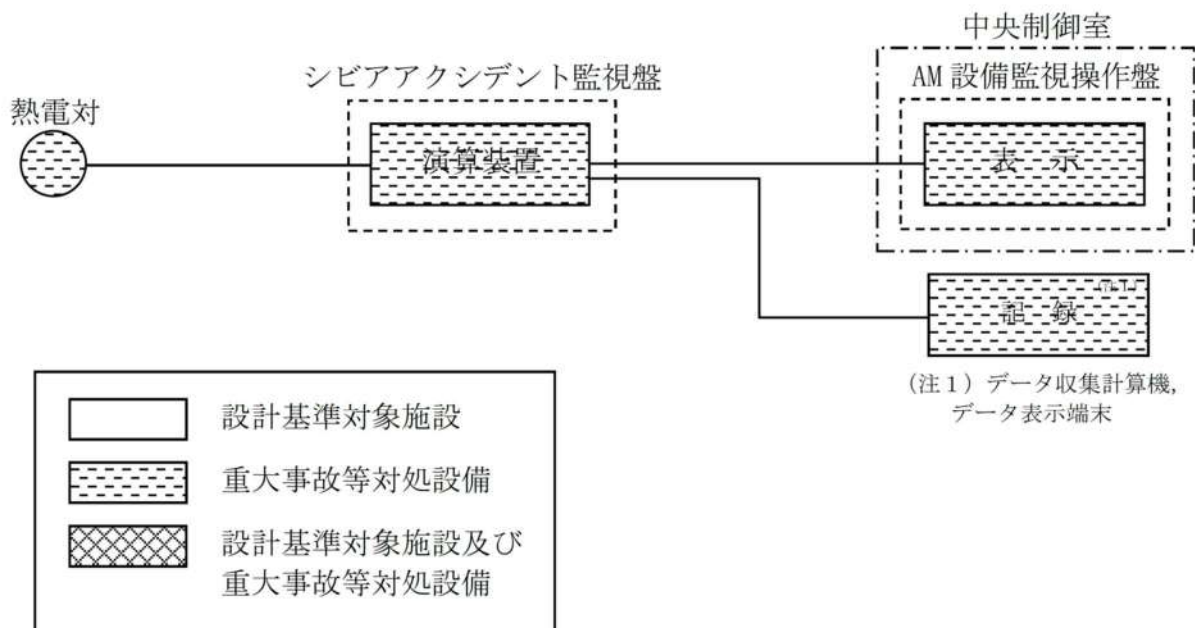
第 34 図 使用済燃料ピット可搬型エリアモニタの概略構成図

3.18 その他重大事故等対処設備の計測装置

(1) 原子炉格納容器内水素処理装置温度

原子炉格納容器内水素処理装置温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、熱電対にて温度を起電力として検出する。検出した起電力は、シビアアクシデント監視盤内の演算装置にて温度に変換する処理を行った後、原子炉格納容器内水素処理装置温度として中央制御室に表示し、記録する。

(第 35 図「原子炉格納容器内水素処理装置温度の概略構成図」参照。)

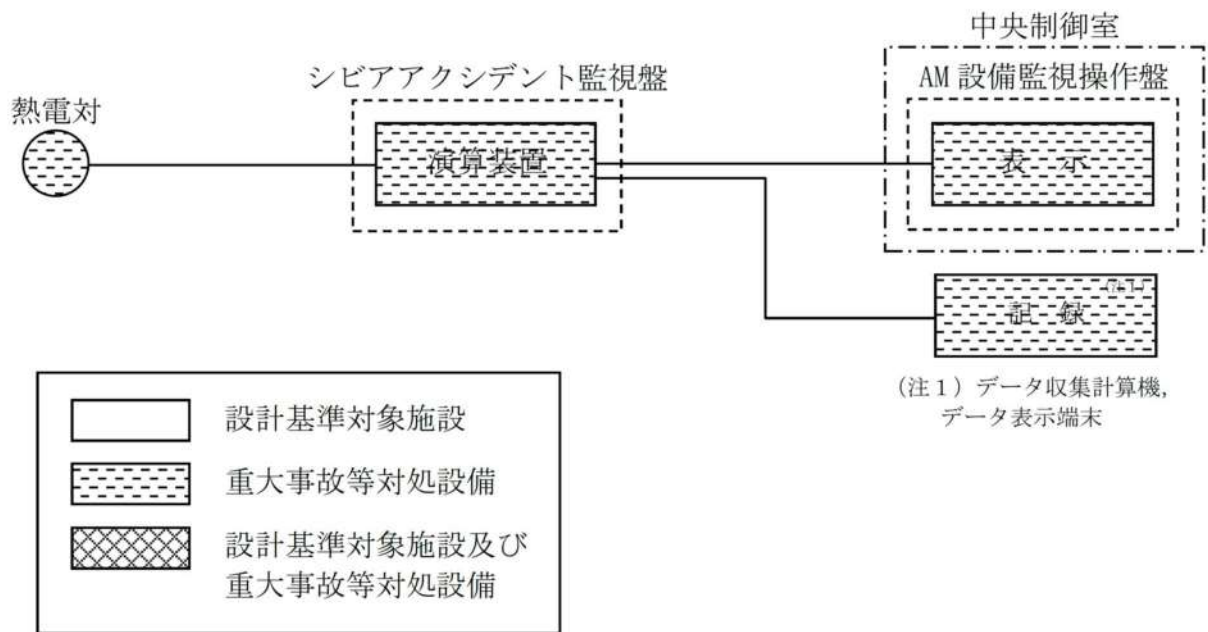


第 35 図 原子炉格納容器内水素処理装置温度の概略構成図

(2) 格納容器水素イグナイタ温度

格納容器水素イグナイタ温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、熱電対にて温度を起電力として検出する。検出した起電力は、シビアアクシデント監視盤内の演算装置にて温度に変換する処理を行った後、格納容器水素イグナイタ温度として中央制御室に表示し、記録する。

(第 36 図「格納容器水素イグナイタ温度の概略構成図」参照。)

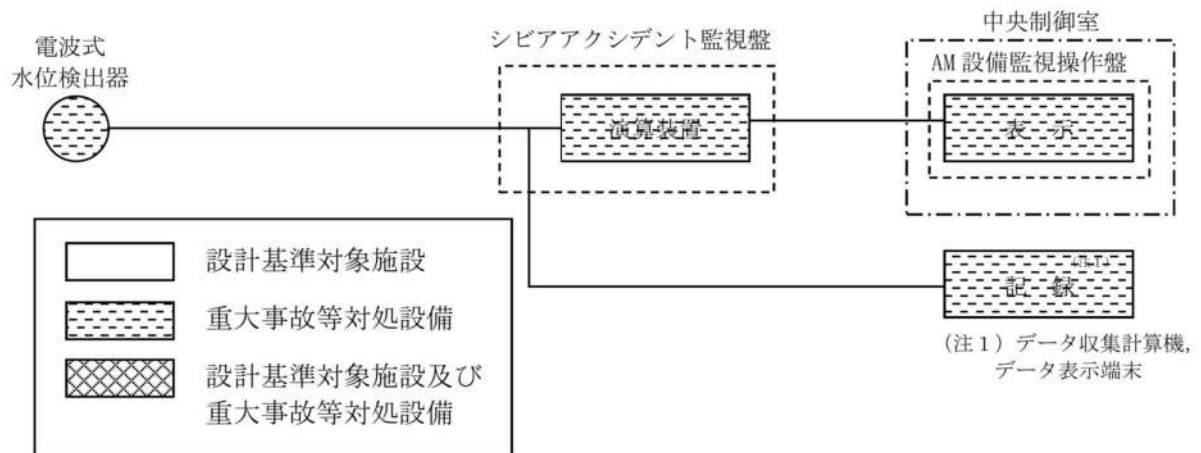


第 36 図 格納容器水素イグナイタ温度の概略構成図

(3) 使用済燃料ピット水位（AM 用）

使用済燃料ピット水位（AM 用）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、電波式水位検出器にて水位を電流信号として検出する。検出した電流信号は、シビアアクシデント監視盤内の演算装置にて水位信号に変換する処理を行った後、使用済燃料ピット水位（AM 用）として中央制御室に表示し、記録する。

（第 37 図「使用済燃料ピット水位（AM 用）の概略構成図」参照）

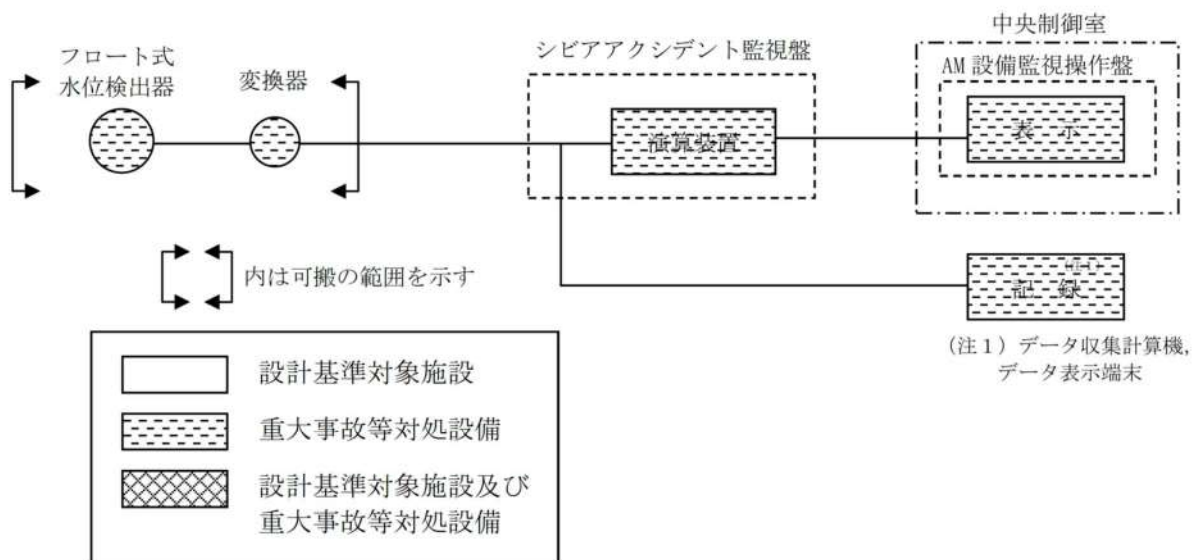


第 37 図 使用済燃料ピット水位（AM 用）の概略構成図

(4) 使用済燃料ピット水位（可搬型）

使用済燃料ピット水位（可搬型）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、使用済燃料ピット水面に浮かべたフロート式水位検出器の使用済燃料ピット水位変化に伴う位置変化を水位変換器で電流信号として検出する。検出した電流信号は、シビアアクシデント監視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、使用済燃料ピット水位（可搬型）として中央制御室に表示し、記録する。

（第 38 図「使用済燃料ピット水位（可搬型）の概略構成図」参照）

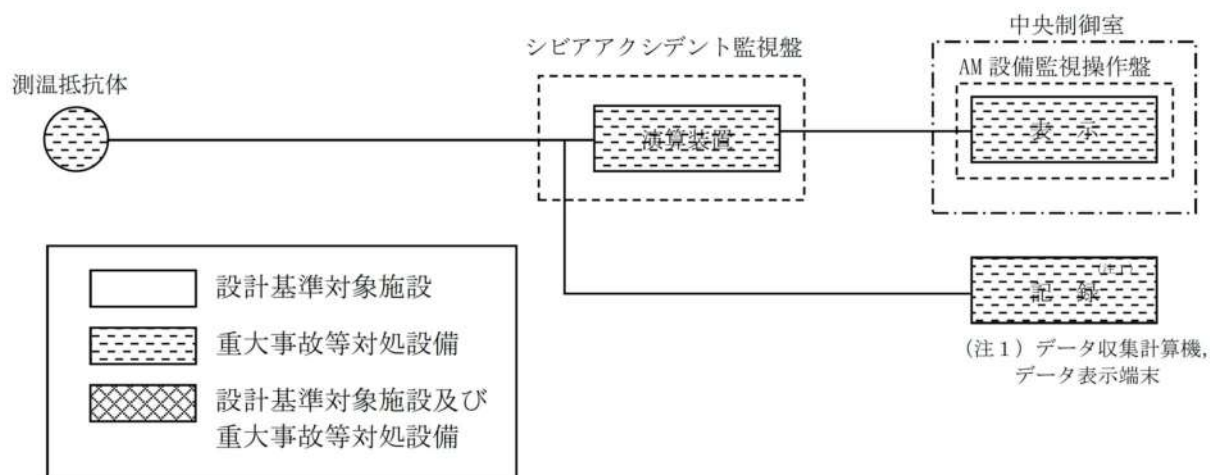


第 38 図 使用済燃料ピット水位（可搬型）の概略構成図

(5) 使用済燃料ピット温度（AM 用）

使用済燃料ピット温度（AM 用）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、測温抵抗体にて温度を抵抗値として検出する。検出した抵抗値は、シビアアクシデント監視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、使用済燃料ピット温度（AM 用）として中央制御室に表示し、記録する。

（第 39 図「使用済燃料ピット温度（AM 用）の概略構成図」参照）



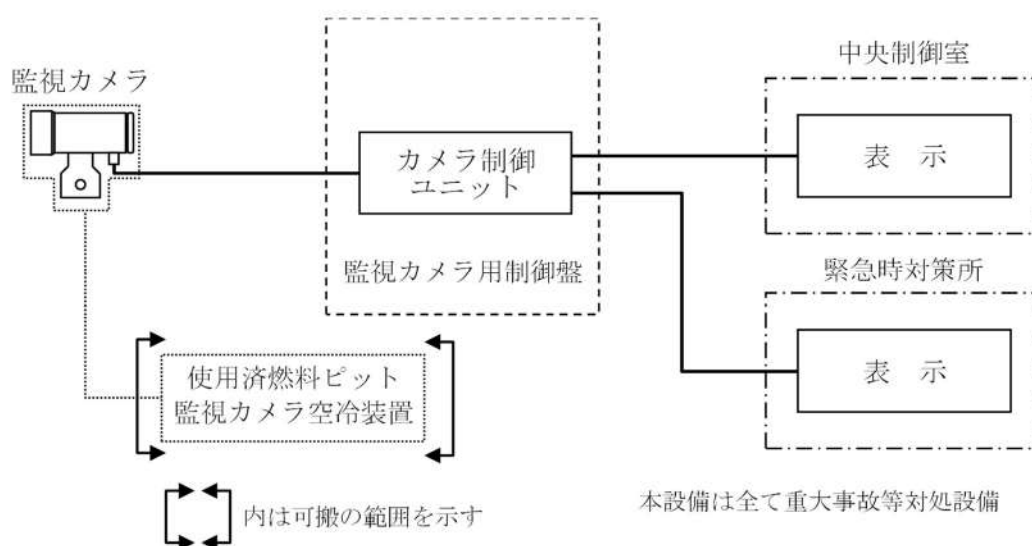
第 39 図 使用済燃料ピット温度（AM 用）の概略構成図

(6) 使用済燃料ピット監視カメラ

使用済燃料ピット監視カメラは、重大事故等対処設備の機能を有しており、使用済燃料ピットの状態が確認できるよう高所に設置し、燃料貯蔵設備に係る重大事故等時において、使用済燃料ピットの状態を監視する。また、本カメラは照明がない場合や蒸気雰囲気下においても状態監視が可能な赤外線カメラであり、使用済燃料ピットの状態が監視可能である。使用済燃料ピット監視カメラの映像信号は、制御ユニットを経由して中央制御室に表示する。

なお、燃料貯蔵設備に係る重大事故等時の高温下においても、可搬型の空冷装置により赤外線カメラを冷却可能なため、監視可能である。

(第 40 図「使用済燃料ピット監視カメラの概略構成図」参照)



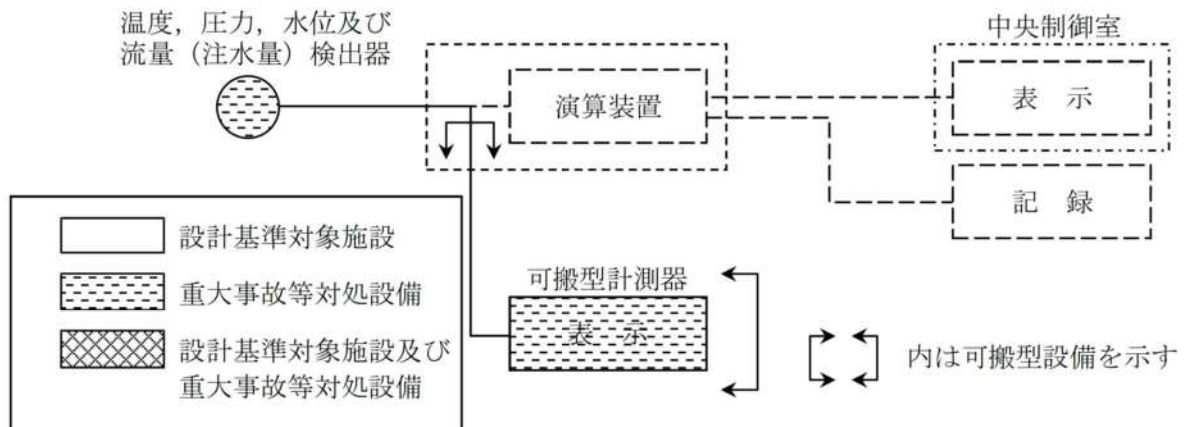
第 40 図 使用済燃料ピット監視カメラの概略構成図

(7) 可搬型計測器

可搬型計測器は、重大事故等対処設備の機能を有しており、重大事故等時に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、炉心損傷防止対策、格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータを抵抗値又は電気信号として計測する。

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、記録用紙に記録する。

(第 41 図「可搬型計測器の概略構成図」及び第 1 表「可搬型計測器の測定対象パラメータ」参照。)



第 41 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	
・ 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） ・ 高圧注入流量 ・ 低圧注入流量 ・ 代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量 ・ 原子炉容器水位 ・ 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 ・ 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 ・ 補助給水ピット水位 ・ 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 ・ 補助給水流量 ・ ほう酸タンク水位 ・ 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 ・ 格納容器水位 ・ 原子炉格納容器内水素処理装置温度 ・ 格納容器水素イグナイタ温度 ・ 使用済燃料ピット水位（AM 用） ・ 使用済燃料ピット水位（可搬型） ・ 使用済燃料ピット温度（AM 用）

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

計測装置の計測範囲について、第2表に示す。

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 2 表 計測装置の計測範囲 (1/19)

名 称	計測範囲	発電用原子炉の状態 ^(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	重大事故等時		
					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	$1 \sim 10^6 \text{ cps}$ $(10^{-1} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim$ $10^5 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	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 cps に設定している。 重大事故等時に原子炉の停 止状態の確認のためのパラ メータとして用いる。停止 時の変動範囲は計測範囲に 包絡されている。中性子源 領域中性子束が測定できる 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	$10^{-11} \sim 5 \times 10^{-3} \text{ A}$ $(1.3 \times 10^2 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim$ $6.6 \times 10^{10} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$			—	原子炉の起動時から定格 出力運転時の中性子束を 測定できる範囲として中 性子源領域とのオーバ ラップを考慮して $10^{-11} \sim$ $5 \times 10^{-3} \text{ A}$ に設定。	

第 2 表 計測装置の計測範囲 (2/19)

名 称	計測範囲	発電用原子炉の状態 ^(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	重大事故等時 炉心損傷前 炉心損傷後	
出力領域 中性子束	0 ～120% ($3.3 \times 10^5 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim$ $1.2 \times 10^{10} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	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、運転時の異常 な過渡変化並びに設計基 準事故時の中性子束を測 定できる範囲として 0 ～ 120%に設定している。 なお、運転時の異常な過渡 変化時、設計基準事故時、 一時的に計測範囲を超え るが、負の反応度フィード バック効果により短期間 であり、かつ出力上昇及び 下降は急峻であるため、現 状の計測範囲でも運転監 視上影響はない。また、重 大事故等時においても同 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」及び 「中性子源領域中性子束」 と併せて重大事故等時に おける中性子束の変動範 囲を監視可能。
炉外核計測装置						

第 2 表 計測装置の計測範囲 (3/19)

名 称	計測範囲	発電用原子炉の状態 (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	重大事故等時 炉心損傷前 炉心損傷後	
1 次冷却材圧力 (広域)	0 ～21.0 MPa[gage]	0 ～15.41 MPa[gage]	最大値： 約 17.8 MPa[gage] (負荷の喪失)	最大値： 約 17.8 MPa[gage] (主給水管破断)	最大 20.59MPa[gage] 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、1 次系最 高使用圧力 (17.16MPa[gage]) の 1.2 倍 (設計基準事故時の判断基準) である 20.59 MPa[gage] 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 2 表 計測装置の計測範囲 (4/19)

名 称	計測範囲	発電用原子炉の状態（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	重大事故等時		
					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	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、1 次系最高使用温度（343℃）に余裕を見込んだ設定とする。 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。 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。

第 2 表 計測装置の計測範囲 (5/19)

名 称	計測範囲	発電用原子炉の状態（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	重大事故等時		
					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、1 次系最高使用温度（343℃）に余裕を見込んだ設定とする。 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。

第2表 計測装置の計測範囲 (6/19)

名 称	計測範囲	発電用原子炉の状態（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	重大事故等時		
					炉心損傷前	炉心損傷後	
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	—	通常運転時～設計基準事故時のパラメータ変動（0 ～1, 090m ³ /h）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。	
高圧注入流量	0 ～350m ³ /h	0 m 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。	

第 2 表 計測装置の計測範囲 (7/19)

名 称	計測範囲	発電用原子炉の状態（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	重大事故等時		
					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、代替格納容器スプレイポンプの流量（140m ³ /h）も監視可能である。 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する。	

第 2 表 計測装置の計測範囲 (8/19)

名 称	計測範囲	発電用原子炉の状態（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	重大事故等時		
					炉心損傷前	炉心損傷後	
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、加圧器上部胴上端付近から下部胴下端近傍を計測できるように設定する。 計測範囲において、重大事故等時における変動を監視可能である。
格納容器圧力 (AM 用)	0 ～1.0 MPa[gage]	—	—	—	最大 0.566MPa[gage]以下		重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう、原子炉格納容器の限界圧力（2 Pd：0.566MPa[gage]）に余裕を見込んだ設定とする。

第 2 表 計測装置の計測範囲 (9/19)

名 称	計測範囲	発電用原子炉の状態（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	重大事故等時		
					炉心損傷前		炉心損傷後
原子炉格納容器 圧力	0 ～0.35 MPa[gage]	0 MPa[gage]	最大値： 約0.241 MPa[gage] (原子炉冷却材喪失)	最大0.566MPa[gage]以下（注6）		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、設計基準事故時の原子炉格納容器の最高使用圧力（0.283MPa[gage]）に余裕を見込んだ設定とする。 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、原子炉格納容器の最高使用温度（132℃）を上回る200℃に余裕を見込んだ設定とする。 また、重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう、原子炉格納容器の限界温度（200℃）に余裕を見込んだ設定とする。	

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、設計基準事故時の原子炉格納容器の最高使用圧力 (0.283MPa [gage]) に余裕を見込んだ設定とする。

計測範囲上限までは、重大事故等時ににおける変動を監視可能である。

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、原子炉格納容器の最高使用温度 (132℃) を上回る 200℃ に余裕を見込んだ設定とする。

また、重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう、原子炉格納容器の限界温度 (200℃) に余裕を見込んだ設定とする。

第2表 計測装置の計測範囲 (10/19)

名 称	計測範囲	発電用原子炉の状態（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	重大事故等時		
					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7） （主蒸気管破断） 最小値： 0 %以下（注8） （主給水管破断）	最大値： 100%以上（注5） 最小値： 0 %以下（注9）	—	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を 計測できるように設定する。 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7） （主蒸気管破断） 最小値： 0 %以下（注8） （主給水管破断）	最大値： 100%以上（注5） 最小値： 0 %以下（注10）	—	起動、停止、定格出力運転時の水位監視 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すべて計測 できるように設定する。 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 2 表 計測装置の計測範囲 (11/19)

名 称	計測範囲	発電用原子炉の状態（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	重大事故等時		
					炉心損傷前	炉心損傷後	
主蒸気ライン 圧力	0 ～8.5 MPa[gage]	0 ～6.93 MPa[gage]	最大値： 約 7.8 MPa[gage] (原子炉冷却材ポン プの軸固着)	最大値： 約 8.0 MPa[gage] (原子炉停止機能 喪失)	最大値： 約 7.7 MPa[gage] (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、2 次系最 高使用圧力 (7.48MPa[gage]) 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 m ³ /h (0 ～約 6, 100m ³)	重大事故等時に想定される範囲（0 ～ m ³ /h）を包絡するように設定す 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する。	

 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。

第2表 計測装置の計測範囲 (12/19)

名 称	計測範囲	発電用原子炉の状態（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	重大事故等時		
					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%以上（注11）	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、再循環可能水位（71%）に余裕を見込んだ設定（T.P.10.3～15.1m）とする。 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。	
格納容器再循環 サンプル水位 （狭域）	0 ～100%	0 %	0 %	0 ～100%以上	0 ～100%以上（注12）	再循環サンプへの貯水状況を確認するため、再循環サンプ上端を包絡するよう に余裕を見込んだ設定（T.P.10.3～ 12.6m）とする。 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。 なお、狭域水位の100%は、広域水位の 約48%に相当する。	

第 2 表 計測装置の計測範囲 (13/19)

名 称	計測範囲	発電用原子炉の状態（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	重大事故等時		
					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.	—	—	—	ON（注13）	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、溶融炉心の冷却に必要な水量が あることを確認できる設定 (T.P.) とする。	
格納容器水位	ON-OFF T.P.	—	—	—	ON（注13）	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水位以内で あることを監視できるよう、上限の注 水量に相当する水位（T.P.) を設 定とする。	

第2表 計測装置の計測範囲 (14/19)

名 称	計測範囲	発電用原子炉の状態（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	重大事故等時		
					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，原子炉容器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	0 m 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）を包絡するよう 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2表 計測装置の計測範囲 (15/19)

名 称	計測範囲	発電用原子炉の状態（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	重大事故等時		
					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2表 計測装置の計測範囲 (16/19)

名 称	計測範囲	発電用原子炉の状態（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	重大事故等時		
					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。
可搬型格納容器 内水素濃度計測 ユニット	0～20vol%	—	—	—	0～4 vol%	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。
可搬型アニユラ ス水素濃度計測 ユニット	0～20vol%	—	—	—	0～1 vol%		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。
可搬型温度計測 装置（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。
原子炉補機冷却 水サージタンク 圧力（可搬型）	0～1.0MPa [gage]	—	—	—	0～0.28MPa[gage]		原子炉補機冷却水サージタンクの加圧目標 0.28MPa[gage]を包絡するように計測範囲を設定する。

第2表 計測装置の計測範囲 (17/19)

名 称	計測範囲	発電用原子炉の状態（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	重大事故等時		
					炉心損傷前	炉心損傷後	
格納容器内 高レンジエリア モニタ (低レンジ)	$10^2 \sim 10^7 \mu \text{ Sv/h}$	バック グラウンド レベル	バック グラウンド レベル	10^5 mSv/h 以下	10^5 mSv/h 以下	10^8 mSv/h 以下	計測下限値は、原子炉格納容器内の放射線量率を計測する通常時のエリアモニタ（エアロクエリアモニタ、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する。 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内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の計測下限値（ 10^3 mSv/h ）とオーバーラップするよう設定する。
格納容器内 高レンジエリア モニタ (高レンジ)	$10^3 \sim 10^8 \text{ mSv/h}$						計測下限値は、格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）の計測上限値（ 10^4 mSv/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、 10^5 mSv/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放射線量率を包絡し、「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する。
使用済燃料 ピット可搬型 エリアモニタ	$10 \text{ nSv/h} \sim 1,000 \text{ mSv/h}$	—	—	—	$1,000 \text{ mSv/h}$ 以下		重大事故等時において、変動する可能性のある範囲（ $2.6 \mu \text{ Sv/h} \sim 1,000 \text{ mSv/h}$ ）にわたり放射線量率を監視可能。 ^{（注14）}

第 2 表 計測装置の計測範囲 (18/19)

名 称	計測範囲	発電用原子炉の状態（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	重大事故等時		
					炉心損傷前	炉心損傷後	
原子炉格納容器 内水素処理装置 温度監視装置	0～800℃	—	—	—	—	最大 500℃以下	重大事故等時における原子炉格納容器 内水素処理装置作動時に想定される温 度範囲を監視可能である。
格納容器水素 イグナイタ温度 監視装置	0～800℃	—	—	—	—	300～500℃ 程度	重大事故等時に格納容器水素イグナイ タ周囲で水素燃焼が起こった場合に想 定される温度範囲を監視可能である。

第 2 表 計測装置の計測範囲 (19/19)

名 称	計測範囲	発電用原子炉の状態（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	重大事故等時		
					炉心損傷前	炉心損傷後	
使用済燃料 ピット水位 （AM用）	T. P. 25. 24m～ T. P. 32. 76m	T. P. 32. 66m	—	—	T. P. 31. 31m		重大事故等時において、変動する可能性のある使用済燃料ピット上端近傍から燃料貯蔵ラック上端近傍の範囲で使用する済燃料ピットの水位を監視可能。
使用済燃料 ピット水位 （可搬型）	T. P. 21. 30m～ T. P. 32. 76m	T. P. 32. 66m	—	—	T. P. 31. 31m		重大事故等時において、変動する可能性のある使用済燃料ピット上端近傍から底部近傍の範囲で使用する済燃料ピットの水位を監視可能。
使用済燃料 ピット温度 （AM用）	0 ～100℃	52℃以下	—	—	0 ～100℃		重大事故等時において、変動する可能性のある範囲にわたり使用済燃料ピットの温度を監視可能。
使用済燃料 ピット 監視カメラ	—	—	—	—	—		重大事故等時において、使用済燃料ピットの状況を監視可能。

(注 1) 発電用原子炉の状態の定義は、以下のとおり。

- 通常運転時：計画的に行われる起動、停止、運転、高温停止、冷温停止、燃料取替等の発電用原子炉施設の運転であって、その運転状態が所定の制限内にあるもの。通常運転時に想定される設計値を記載。
 - 運転時の異常な過渡変化時：発電用原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作、及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態。運転時の異常な過渡変化時に想定される設計値を記載。
 - 設計基準事故時：「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって、発生する頻度は希であるが、発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定されるもの。設計基準事故時に想定される設計値を記載。
 - 重大事故等時：発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定される事故を超える事故の発生により、発電用原子炉の著しい損傷が発生するおそれがある状態又は炉心の著しい損傷が発生した状態。重大事故等時に想定される設計値を記載。
- (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) 事象によっては 100%水位を一時的に超えるが、事象の収束に伴い 100%以下となる。

(注 6) 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 7) 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 8) 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 9) 計測範囲を超えるが、蒸気発生器がドライアウトしていることを監視可能。

(注 10) 計測範囲を一時的に超えるが、蒸気発生器水位（広域）にて監視可能。

(注 11) 代替格納容器スプレイ等により、原子炉格納容器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。さらに、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 12) 計測範囲を超える場合は、格納容器再循環サンプ水位（広域）で計測可能。

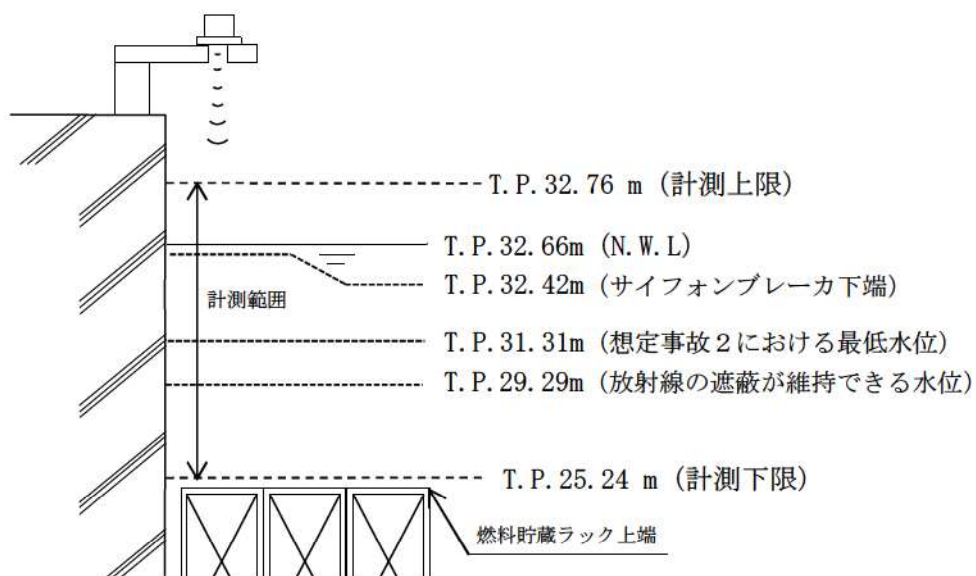
(注 13) 水位が検出器に到達した場合に ON になる。

(注 14) 放射線量率の 1,000mSv/h は、使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ設置箇所における放射線量率の最大値（約 $1 \times 10^8 \mu\text{Sv/h}$ ）を鉛遮蔽によって減衰させた後の値。

使用済燃料ピット水位の概要図と計測範囲との関係及び核計装の計測範囲

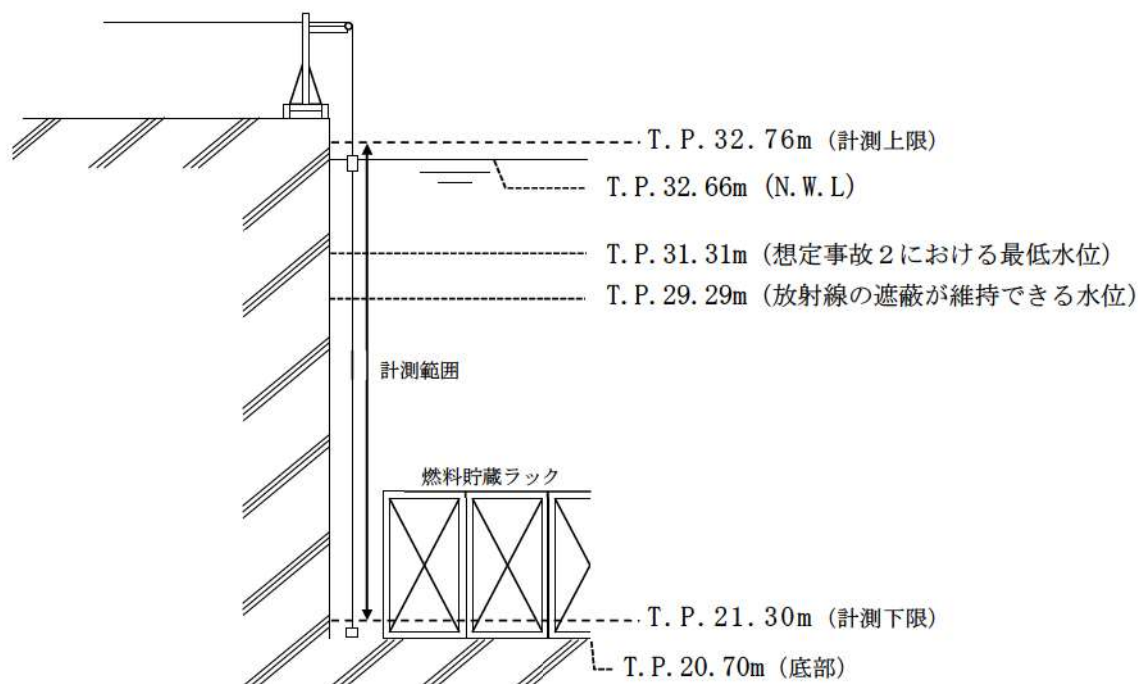
1. 使用済燃料ピット水位

(1) 使用済燃料ピット水位 (AM 用)



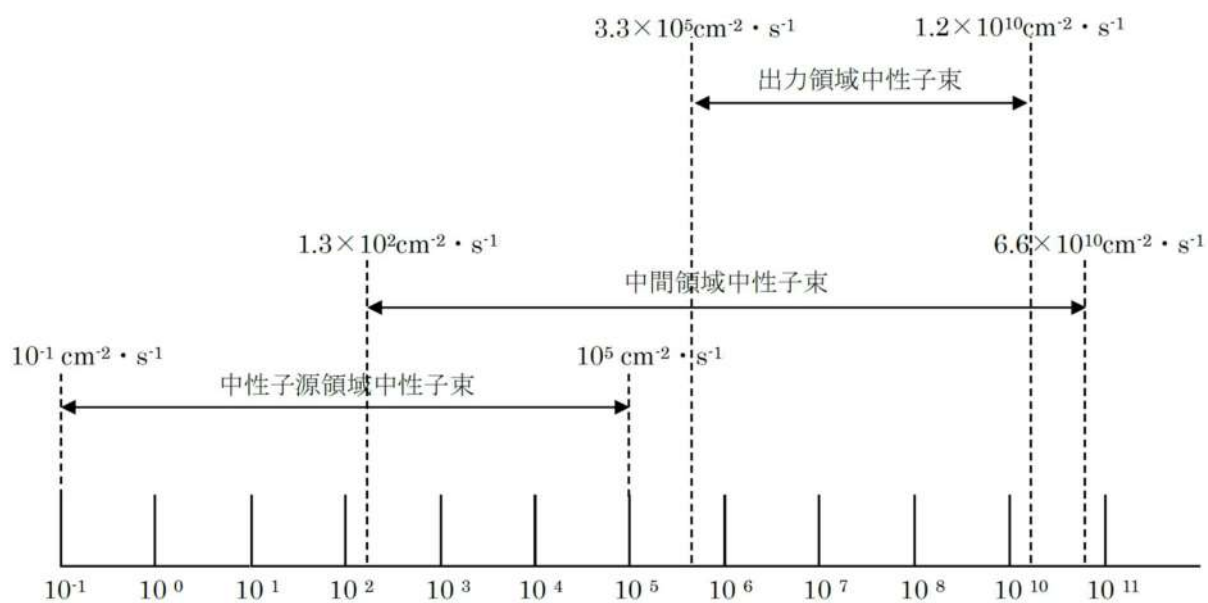
第 42 図 使用済燃料ピット水位 (AM 用) の概要図

(2) 使用済燃料ピット水位（可搬型）



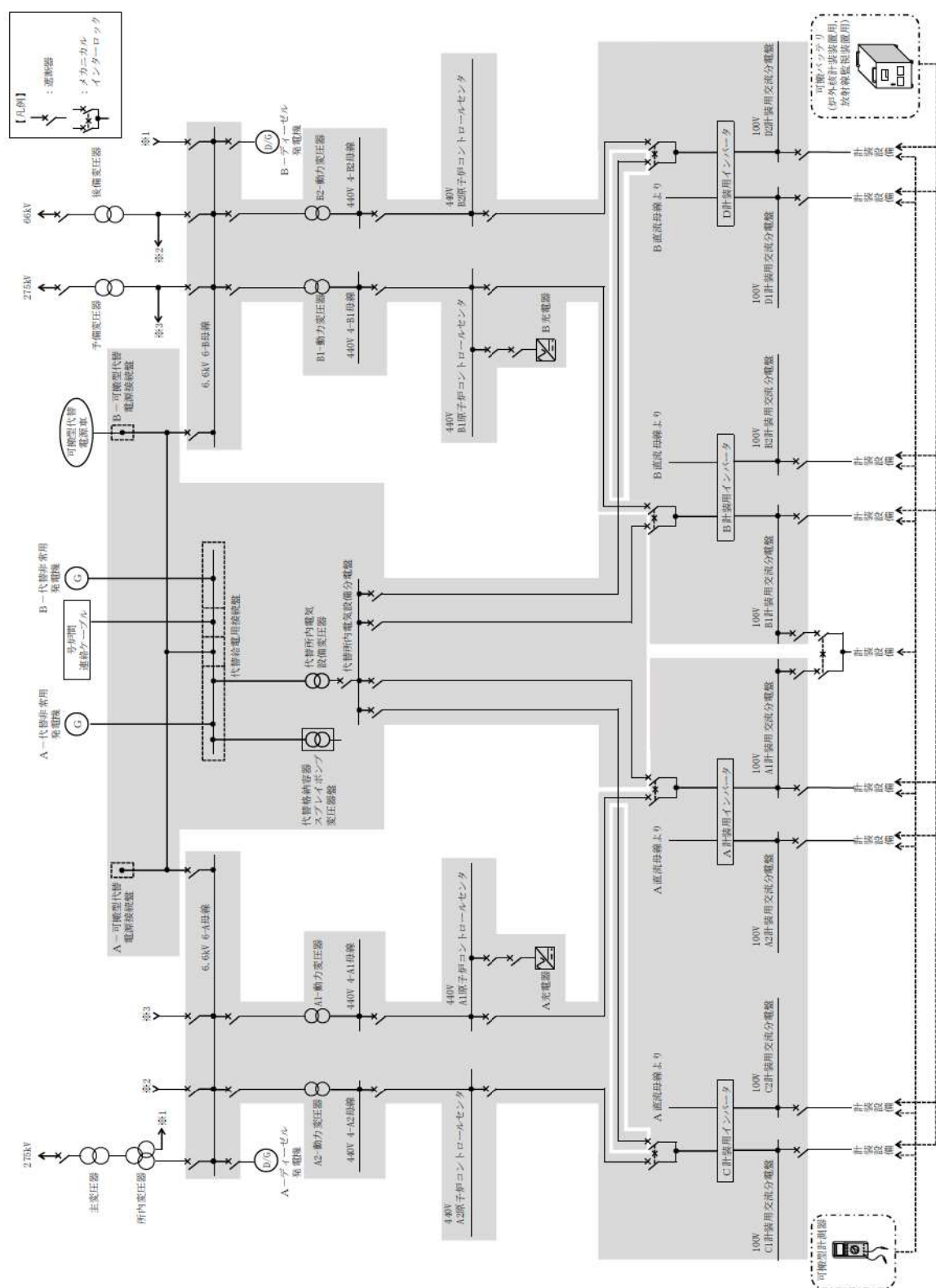
第 43 図 使用済燃料ピット水位（可搬型）の概要図

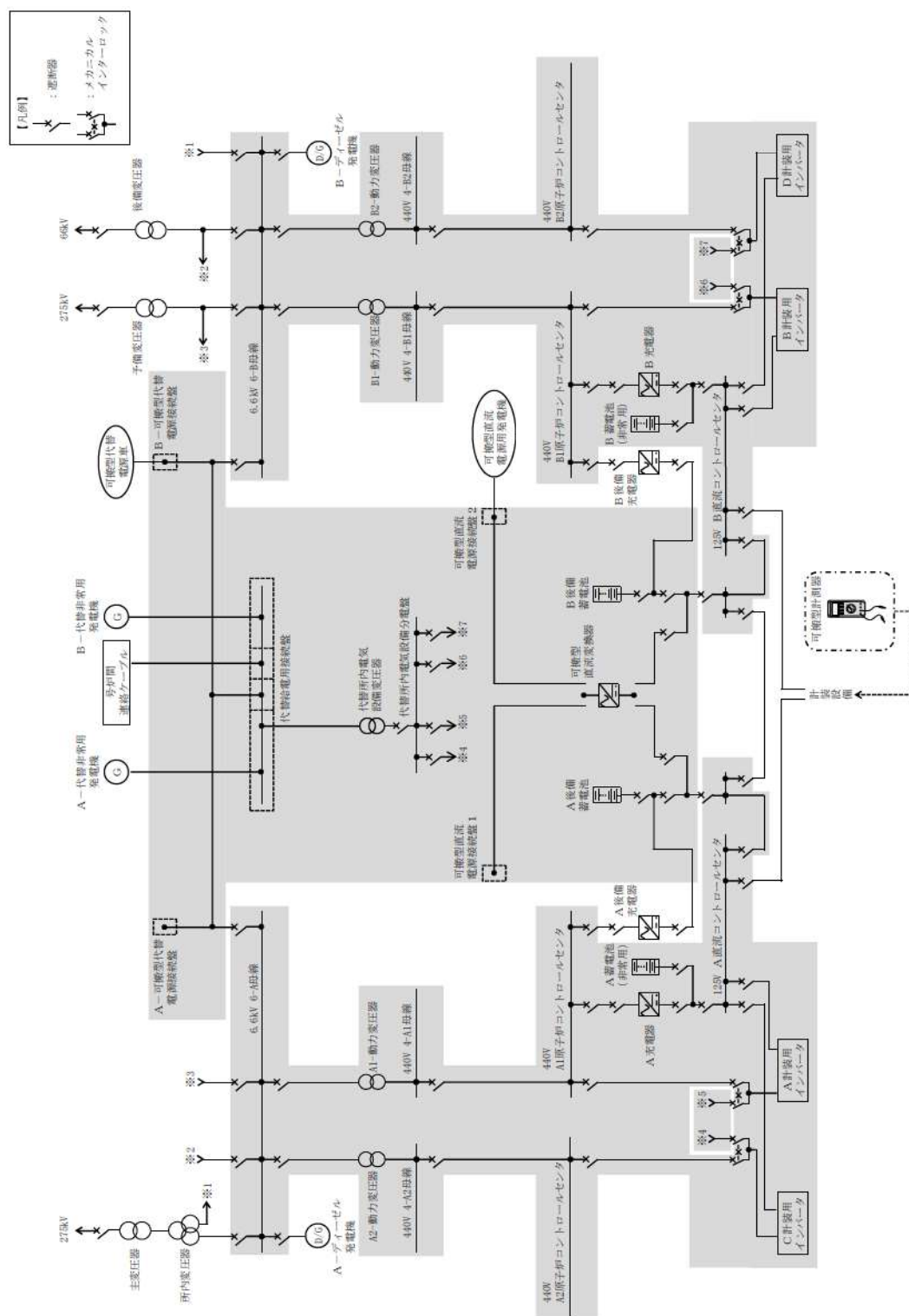
2. 核計装



第 44 図 核計装の概要図

58-6 単線結線図





第2図 単線結線図 (直流)

58-7 アクセスルート図

第1図 可搬型計測器接続場所へのアクセスルート

 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。

第2図 可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）接続場所へのアクセスルート

 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。

第3図 可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）接続場所へのアクセスルート

 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。

第4図 可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）接続場所へのアクセスルート

 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。

 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。

第6図 原子炉補機冷却水サージタンク圧力（可搬型）接続場所へのアクセスルート

 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。

 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。

 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。

 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。

 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。

 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。

 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。

 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。

 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。

 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。

 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。

 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。

 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。

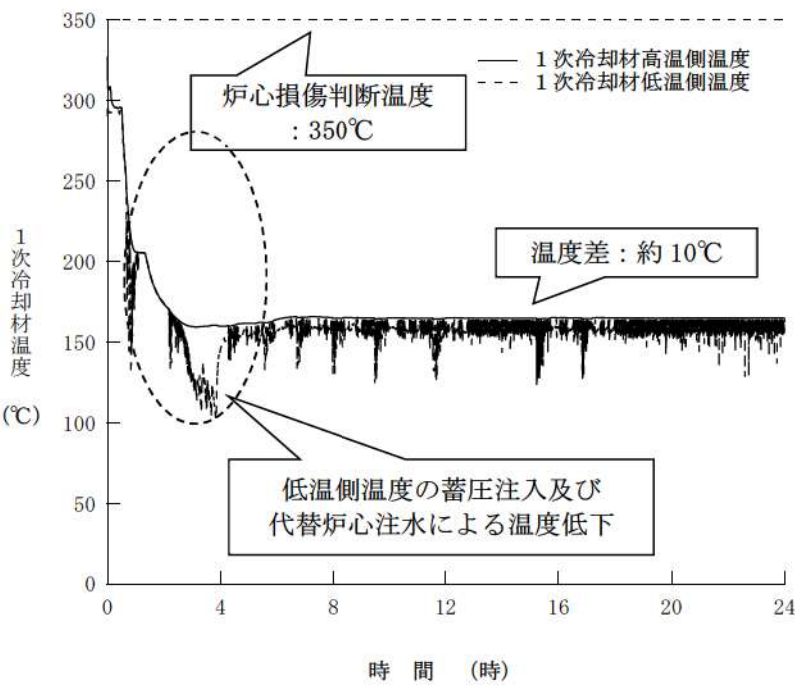
第19図 可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット接続場所へのアクセスルート

 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。

58-8 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（原子炉压力容器内の温度）

項 目	原子炉压力容器内の温度		
	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℃
	〔炉心出口温度〕	40～1,300℃	最大値：約 346℃
代替 パラメータ	① 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〔炉心出口温度〕の代替）	0～400℃	最大値：約 339℃
	① 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〔炉心出口温度〕の代替）	0～400℃	最大値：約 340℃
	② 〔炉心出口温度〕 （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）の代替	40～1,300℃	最大値：約 346℃
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉压力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。 特に原子炉冷却材喪失事故時において、原子炉压力容器への注水に期待できない場合、1次冷却材が流出することにより原子炉压力容器内の水位が低下し、炉心が露出すれば1次冷却材が過熱状態となり、冷却処置が遅れると炉心損傷に至る。 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压力容器内の温度を監視することが重要である。		
推定方法	原子炉压力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）の監視が不可能となった場合には、1次冷却材温度（広域－低温側）（1次冷却材温度（広域－低温側）を推定する場合は1次冷却材温度（広域－高温側）にて推定）により原子炉压力容器内の温度を推定（測定）する。 炉心出口温度（自主対策設備）が監視可能であれば、炉心出口温度（自主対策設備）により測定可能。 推定方法は、以下のとおりである。 ① 1次冷却材温度（広域－低温側），1次冷却材温度（広域－高温側） 同じ仕様のもので1次冷却材の温度を計測することにより推定する。		

推定方法	②〔炉心出口温度〕 炉心出口温度（自主対策設備）が監視可能であれば、炉心出口温度（自主対策設備）により原子炉圧力容器内の温度を推定する。
推定の評価	① 1次冷却材温度（広域－低温側），1次冷却材温度（広域－高温側） 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のを設置しており、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。 原子炉圧力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。  第1図 1次冷却材温度を利用した原子炉圧力容器内温度の推定（事象例：全交流動力電源喪失（RCP シール LOCA が発生する場合））

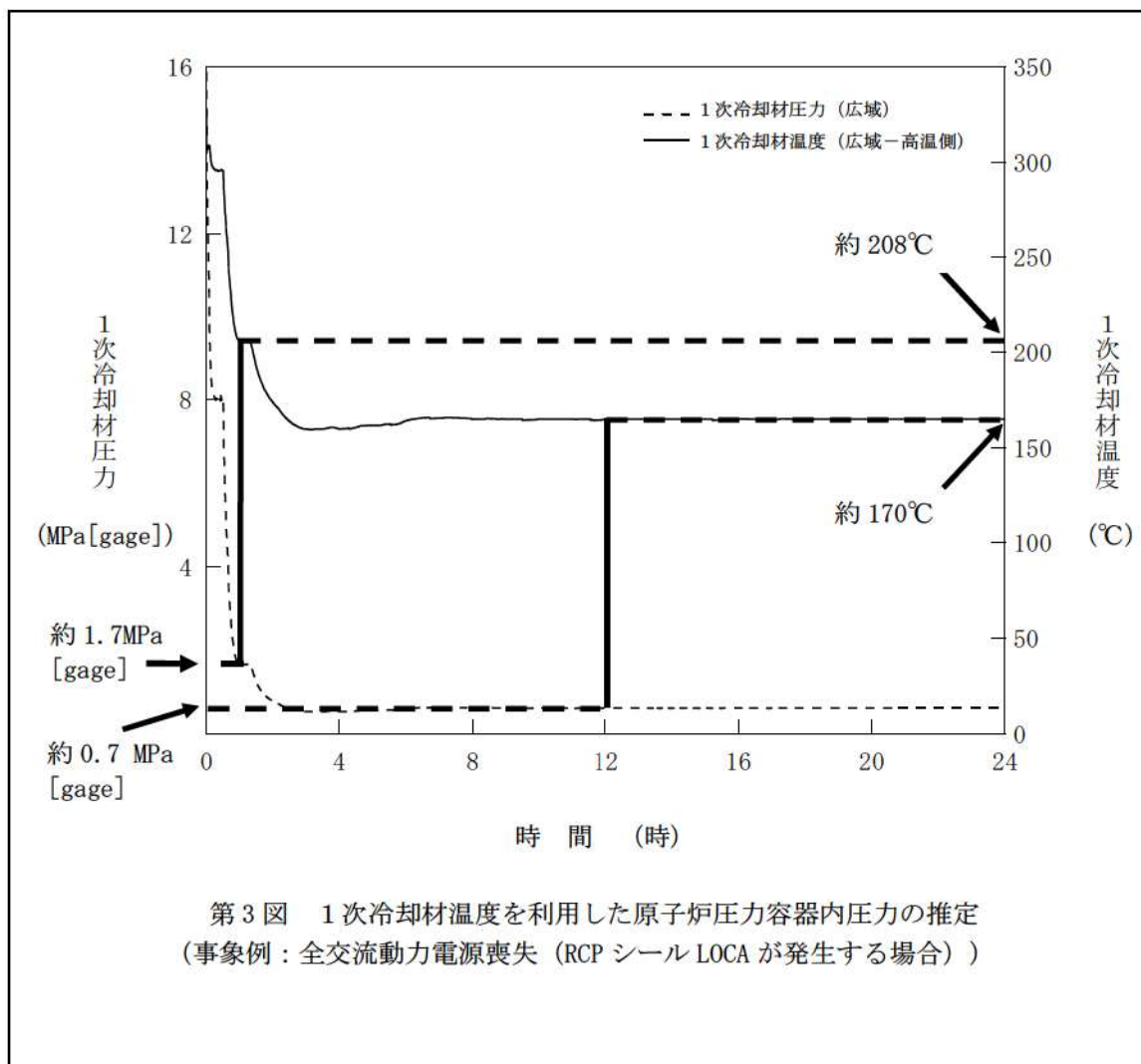
推定の評価	②〔炉心出口温度〕 炉心出口温度（自主対策設備）が監視可能であれば、炉心出口温度（自主対策設備）により原子炉压力容器内の温度を計測可能である。 〔誤差による影響について〕 原子炉压力容器内の温度を監視する目的は、炉心の冷却状態を把握することであり、代替パラメータ（1次冷却材温度（広域－低温側）、1次冷却材温度（広域－高温側））による推定では、同一物理量からの推定であり、計器誤差（1次冷却材温度（広域－低温側）の誤差：±4.4℃、1次冷却材温度（広域－高温側）の誤差：±4.4℃）を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。 代替パラメータ（炉心出口温度（自主対策設備））による推定は、1次冷却材温度（広域－高温側）と炉心出口温度（自主対策設備）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、計器誤差を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。 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、原子炉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。
-------	--

(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（原子炉压力容器内の圧力）

項 目	原子炉压力容器内の圧力		
	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[gage]	最大値： 約 17.8MPa[gage]
	〔加圧器圧力〕	11.0～17.5MPa[gage]	最大値： 約 17.5MPa[gage]
代替 パラメータ	① 〔加圧器圧力〕 （1次冷却材圧力（広域）の代替）	11.0～17.5MPa[gage]	最大値： 約 17.5MPa[gage]
	② 1次冷却材温度（広域－高温側） （1次冷却材圧力（広域）の代替）	0～400℃	最大値：約 340℃
	③ 1次冷却材温度（広域－低温側） （1次冷却材圧力（広域）の代替）	0～400℃	最大値：約 339℃
	① 1次冷却材圧力（広域） （〔加圧器圧力〕の代替）	0～21.0MPa[gage]	最大値： 約 17.8MPa[gage]
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉压力容器内の圧力を監視する目的は、2次冷却系強制冷却等の操作判断のための1次冷却材圧力の確認を実施することである。		
推定方法	原子炉压力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）の監視が不可能となった場合には、加圧器圧力（自主対策設備）が監視可能で計測範囲内であれば、加圧器圧力（自主対策設備）により原子炉压力容器内の圧力を推定する。 原子炉压力容器内が飽和状態にあると想定することで、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）（以下、「1次冷却材温度」という）により原子炉压力容器内の圧力を推定できる。原子炉压力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。 推定方法は、以下のとおりである。 ① 〔加圧器圧力〕 同じ仕様のもので加圧器内の圧力を計測することにより推定する。 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） 原子炉压力容器内の水位が炉心の冠水状態を維持できる水位以上にあると判断できる場合には、原子炉压力容器内が飽和状態と想定し、飽和温度／圧力の関係を利用し、第2図を用いて1次冷却材温度より原子炉压力容器内の圧力を推定する。この推定方法では、原子炉压力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。		

	推定可能範囲：0～約 22.0 MPa[gage]																																																
推定方法	飽和温度と圧力の関係 <table><tr><th>飽和温度(°C)</th><th>圧力(MPa[gage])</th><th>飽和温度(°C)</th><th>圧力(MPa[gage])</th></tr><tr><td>100 以下</td><td>0.0</td><td>319</td><td>11.0</td></tr><tr><td>183</td><td>1.0</td><td>325</td><td>12.0</td></tr><tr><td>214</td><td>2.0</td><td>331</td><td>13.0</td></tr><tr><td>236</td><td>3.0</td><td>337</td><td>14.0</td></tr><tr><td>252</td><td>4.0</td><td>343</td><td>15.0</td></tr><tr><td>265</td><td>5.0</td><td>348</td><td>16.0</td></tr><tr><td>277</td><td>6.0</td><td>353</td><td>17.0</td></tr><tr><td>287</td><td>7.0</td><td>357</td><td>18.0</td></tr><tr><td>296</td><td>8.0</td><td>362</td><td>19.0</td></tr><tr><td>304</td><td>9.0</td><td>366</td><td>20.0</td></tr><tr><td>312</td><td>10.0</td><td>373</td><td>22.0</td></tr></table> 第 2 図 飽和温度／圧力の関係を利用した圧力の推定 ① 1 次冷却材圧力（広域） 同じ仕様のもので 1 次冷却材圧力（広域）を計測することにより推定する。	飽和温度(°C)	圧力(MPa[gage])	飽和温度(°C)	圧力(MPa[gage])	100 以下	0.0	319	11.0	183	1.0	325	12.0	214	2.0	331	13.0	236	3.0	337	14.0	252	4.0	343	15.0	265	5.0	348	16.0	277	6.0	353	17.0	287	7.0	357	18.0	296	8.0	362	19.0	304	9.0	366	20.0	312	10.0	373	22.0
飽和温度(°C)	圧力(MPa[gage])	飽和温度(°C)	圧力(MPa[gage])																																														
100 以下	0.0	319	11.0																																														
183	1.0	325	12.0																																														
214	2.0	331	13.0																																														
236	3.0	337	14.0																																														
252	4.0	343	15.0																																														
265	5.0	348	16.0																																														
277	6.0	353	17.0																																														
287	7.0	357	18.0																																														
296	8.0	362	19.0																																														
304	9.0	366	20.0																																														
312	10.0	373	22.0																																														

推定の評価	①〔加圧器圧力〕 同じ仕様のもので加圧器内の圧力を計測することにより推定する。 ②1次冷却材温度（広域－高温側），③1次冷却材温度（広域－低温側） 原子炉压力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，原子炉压力容器内が飽和状態である範囲で適用できる。 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
推定の評価	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。 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次冷却系減圧事象である場合で2次冷却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。 このような場合，本推定方法による原子炉压力容器内の圧力の推定は有効である。（第3図参照） 1次冷却材温度による推定手順は，原子炉压力容器内が飽和状態にあることに限定されるものの，飽和温度／圧力の関係により推定ができるため，事故収束を行う上で問題とならない。 ①1次冷却材圧力（広域） 同じ仕様のもので1次冷却材圧力（広域）を計測することにより推定する。 〔誤差による影響について〕 原子炉压力容器内の圧力を監視する目的は，2次冷却系強制冷却等の操作判断のための1次冷却材圧力の確認を実施することであり，代替パラメータ（1次冷却材圧力（広域），加圧器圧力（自主対策設備））による推定は，同一物理量からの推定であり，計器誤差（1次冷却材圧力（広域）の誤差：±0.25MPa）を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。 代替パラメータ（1次冷却材温度）による推定では，圧力に換算して原子炉压力容器内の圧力の傾向が把握でき，計器誤差を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。（主蒸気逃がし弁開度調整の判断圧力：1.7MPa[gage]（飽和温度：約208℃）に対して，1次冷却材温度の誤差：約±4.4℃から圧力に換算した場合はそれぞれ1.7±0.16MPa[gage]程度。） 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，原子炉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。

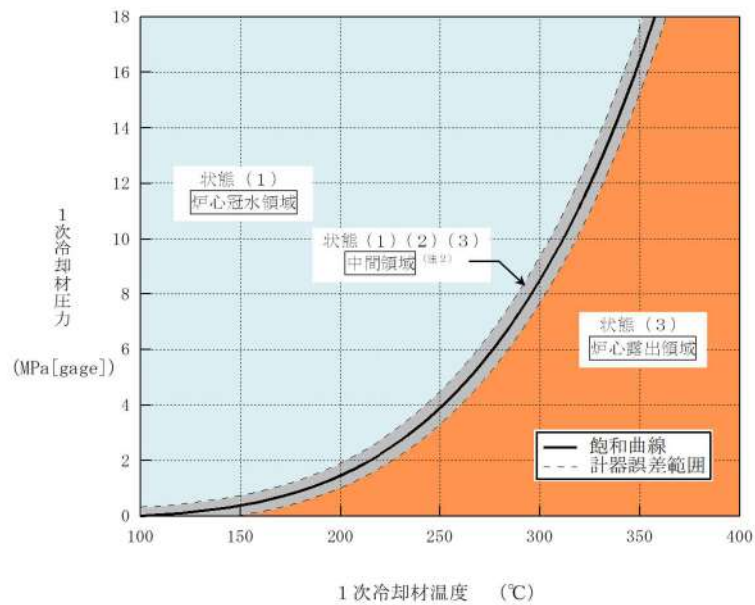


(c) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネル及び他ループを除く）による推定方法について（原子炉压力容器内の水位）

項 目	原子炉压力容器内の水位		
	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
	原子炉容器水位	0～100%	最大値：100% 最小値：0 %
	〔1 次冷却系統ループ水位〕	T. P. 22. 57～ T. P. 23. 14m	最大値：T. P. 23. 14m 以上 最小値：T. P. 22. 57m 以下
代替 パラメータ	①原子炉容器水位 （加圧器水位の代替）	0～100%	最大値：100% 最小値：0 %
	①加圧器水位 （原子炉容器水位の代替）	0～100%	最大値：約 99% 最小値：0 %以下
	②〔サブクール度〕 （加圧器水位及び原子炉容器水位の代替）	-200～200℃	最小値：-200℃以下
	②1 次冷却材圧力（広域） （加圧器水位及び原子炉容器水位の代替）	0～ 21. 0MPa[gage]	最大値： 約 17. 8MPa[gage]
	②1 次冷却材温度（広域－高温側） （加圧器水位，原子炉容器水位及び〔1 次冷却系統ループ水位〕の代替）	0～400℃	最大値：約 340℃
	②1 次冷却材温度（広域－低温側） （原子炉容器水位及び〔1 次冷却系統ループ水位〕の代替）	0～400℃	最大値：約 339℃
	②〔炉心出口温度〕 （原子炉容器水位の代替）	40～1, 300℃	最大値：約 346℃
計測目的	②〔余熱除去ポンプ出口圧力〕 （〔1 次冷却系統ループ水位〕の代替）	0～ 5. 0MPa[gage]	0. 89～4. 2MPa[gage]
	重大事故等時において，主要パラメータにて原子炉压力容器内の水位を監視する目的は，炉心冷却状態を確認することである。		

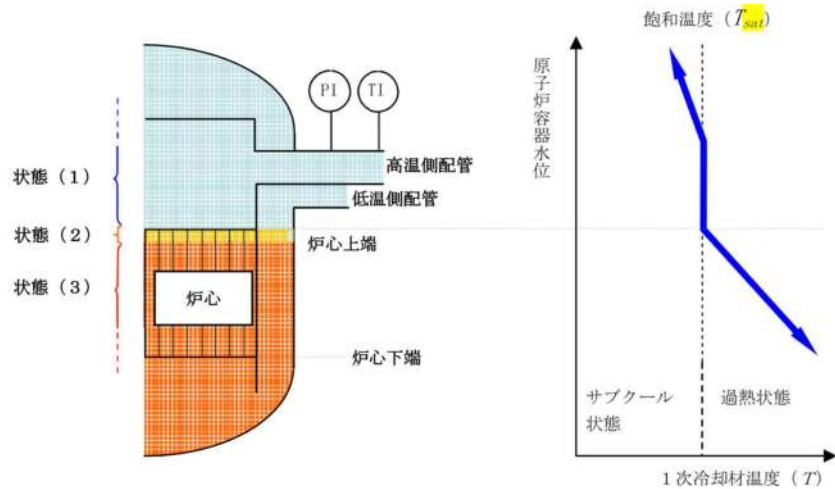
推定方法	原子炉圧力容器内の水位の主要パラメータである加圧器水位の計測が不可能となった場合、代替パラメータの①原子炉容器水位（原子炉容器水位を推定する場合は加圧器水位）、②サブクール度（自主対策設備）、1次冷却材圧力（広域）、炉心出口温度（自主対策設備）、1次冷却材温度（広域－高温側）及び1次冷却材温度（広域－低温側）により原子炉圧力容器内がサブクール状態又は過熱状態であることを監視し炉心の冷却状態を確認することにより推定する。 プラント停止中における1次冷却系ミッドループ運転時において、1次冷却系統ループ水位（自主対策設備）の監視が不可能となった場合は、1次冷却材温度の変化により水位を、監視可能であれば、余熱除去ポンプ出口圧力（自主対策設備）の傾向監視により水位変化を推定する。 推定方法は、以下のとおりである。 ①原子炉容器水位、加圧器水位 同様の仕様のもので原子炉圧力容器内の水位を計測することにより推定する。原子炉容器水位を使用する場合は、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、原子炉圧力容器内の水位を推定する。原子炉容器水位の監視が困難な場合は、加圧器水位により原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ②〔サブクール度〕、1次冷却材圧力（広域）、〔炉心出口温度〕、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） サブクール度（自主対策設備）、1次冷却材圧力（広域）、炉心出口温度（自主対策設備）、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、原子炉圧力容器内がサブクール状態又は過熱状態であることを監視することで、原子炉圧力容器内の水位が、炉心上端以上で冠水状態であることを確認する。
-------------	--

	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次冷却材温度（広域－高温側） 1次冷却材温度（広域－低温側） 炉心出口温度（自主対策設備）	1次冷却材・蒸気の温度監視	1次冷却材・蒸気の温度（ T ）
		〔サブクール度〕	サブクール状態又は飽和状態の監視	サブクール度（ $T_{sat} - T$ ）
		(1) 原子炉圧力容器内がサブクール状態若しくは飽和状態 判別方法：$T \leq T_{sat}$（サブクール状態若しくは飽和状態） 水位：第4、5図の状態（1）に相当 (2) 原子炉圧力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：第4、5図の状態（2）に相当 (3) 原子炉圧力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：第4、5図の状態（3）に相当		
		原子炉圧力容器内の水位の推定 【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		



第4図 飽和蒸気－圧力曲線を基にした水位の推定

推定方法



第5図 原子炉压力容器内の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、炉心上端近傍若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 : 炉心上端近傍若しくは炉心上端部未満 (状態 (2) (3))

推定方法	なお、プラント停止中における1次冷却系ミッドループ運転において、1次冷却システムループ水位（自主対策設備）の監視が不可能となった場合には、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）の傾向監視により、1次冷却材温度が急上昇した場合には、原子炉压力容器内の水位が炉心上端以下まで低下し、炉心の冠水状態が維持されていないことを推定する。 ②〔余熱除去ポンプ出口圧力〕 プラント停止中における1次冷却系ミッドループ運転において、1次冷却システムループ水位（自主対策設備）の監視が不可能となった場合、余熱除去ポンプ出口圧力（自主対策設備）の傾向監視により、当該圧力が低下したことをもって、原子炉压力容器内の水位が低下していることを推定する。
推定の評価	①原子炉容器水位、加圧器水位 同様の仕様のもので原子炉压力容器内の水位を計測することにより、原子炉压力容器内の水位を計測することができ、炉心冷却状態を把握する上で適用できる。 なお、原子炉容器水位を使用する場合は、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压力容器内の水位を把握する上で適切である。また、加圧器水位を使用する場合は、その計測範囲は1次冷却材配管より上部に位置することから炉心が冠水状態であることを把握する上で適切である。 ②〔サブクール度〕，1次冷却材圧力（広域），〔炉心出口温度〕，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） サブクール度（自主対策設備），1次冷却材圧力（広域），炉心出口温度（自主対策設備），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）による推定方法は、原子炉压力容器内の水位の計測が不可能となった場合の炉心冠水操作時における発電用原子炉の状態を考慮した推定としており、炉心冷却状態を把握する上で適用できる。具体的には、原子炉压力容器内がサブクール状態又は過熱状態であることを監視することで、原子炉压力容器内の水位が、炉心上端以上で冠水状態であることを確認することにより、炉心損傷で原子炉压力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できる。 * 原子炉压力容器内の水位の計測が不可能となる状況として機器の故障以外に、原子炉压力容器内の圧力と原子炉格納容器内の温度の関係から水位不明と判断する場合がある。これは、計測機器内部の水が外部から飽和温度以上に過熱されることで蒸発し、正確な指示を示さなくなるためである。

推定の評価	なお、大規模な破断が発生した場合は原子炉圧力容器の満水を確認することが困難であるため、炉心の冠水状態が確保されたことを上記②から推定する。 さらに、1次冷却材温度による推定方法は、プラント停止中の1次冷却系ミッドループ運転において1次冷却材温度の推移を監視し、炉心露出時の急激な温度上昇を確認することにより、原子炉容器水位の低下を推定する方法であり、かつ、その計測範囲は重大事故等時における損傷炉心の判断基準（350℃）を包絡する1次冷却材温度（0～400℃）であることから、炉心冷却状態を把握する上で適用できる。 ②〔余熱除去ポンプ出口圧力〕 余熱除去ポンプ出口圧力（自主対策設備）による推定方法は、プラント停止中の1次冷却系ミッドループ運転において余熱除去ポンプ出口圧力（自主対策設備）の推移を監視し、1次冷却系保有水量の減少による余熱除去ポンプ出口圧力（自主対策設備）の低下を確認することにより、原子炉圧力容器水位の低下を推定する方法であり、かつ、その計測範囲は余熱除去運転中の1次冷却材圧力を包絡する圧力（0～5.0MPa[gage]）であることから、炉心冷却状態を把握する上で適用できる。 〔誤差による影響について〕 原子炉圧力容器内の水位を監視する目的は、炉心冷却状態を把握することであり、代替パラメータ（加圧器水位、原子炉容器水位）による推定は、同一物理量からの推定であり、計器誤差（加圧器水位の誤差：±1.0%、原子炉容器水位の誤差：±5.35%）を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。 代替パラメータ（サブクール度（自主対策設備）、1次冷却材圧力（広域）、炉心出口温度（自主対策設備）、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））による推定では、原子炉圧力容器内がサブクール状態又は過熱状態であることを監視することで、原子炉圧力容器内の水位が、炉心上端以上で冠水状態であることを把握でき、計器誤差（1次冷却材圧力（広域）の誤差：±0.25MPa、1次冷却材温度（広域－低温側）の誤差：±4.4℃、1次冷却材温度（広域－高温側）の誤差：±4.4℃）を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。 代替パラメータ（余熱除去ポンプ出口圧力（自主対策設備））による推定では、圧力の傾向監視により、原子炉圧力容器内の水位の傾向を把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。 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、原子炉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。
-------	--

(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（原子炉圧力容器への注水量）

項 目	原子炉圧力容器への注水量		
	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
	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 ）	—
	〔B－格納容器スプレイ流量〕	0 ～ 1, 300m ³ /h	□ 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 ）	—
	〔充てん流量〕	0 ～ 70m ³ /h	56. 8m ³ /h
	〔蓄圧タンク圧力〕	0 ～ 6. 0MPa〔gage〕	4. 4MPa〔gage〕
	〔蓄圧タンク水位〕	0 ～ 100%	0 ～ 100%
	〔AM 用消火水積算流量〕	0 ～ 250m ³ /h （0 ～ 999, 999m ³ ）	—
代替 パラメータ	①燃料取替用水ピット水位 （高压注入流量, 低压注入流量, B －格納容器スプレイ冷却器出口 積算流量（AM 用）, 〔B－格納 容器スプレイ流量〕, 代替格納容 器スプレイポンプ出口積算流量 及び〔充てん流量〕の代替）	0 ～ 100%	100%
	①補助給水ピット水位 （代替格納容器スプレイポンプ出 口積算流量の代替）	0 ～ 100%	100%
	①低压注入流量 （〔AM 用消火水積算流量〕の代替）	0 ～ 1, 100m ³ /h	1, 090m ³ /h
	②加圧器水位 （高压注入流量, 低压注入流量, B －格納容器スプレイ冷却器出口 積算流量（AM 用）, 〔B－格納 容器スプレイ流量〕, 代替格納容 器スプレイポンプ出口積算流 量, 〔充てん流量〕及び〔AM 用 消火水積算流量〕の代替）	0 ～ 100%	最大値：約 99% 最小値：0 %以下

□ 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。

代替 パラメータ	③原子炉容器水位 (高圧注入流量, 低圧注入流量, B ー格納容器スプレイ冷却器出口 積算流量 (AM 用), [B ー格納 容器スプレイ流量], 代替格納容 器スプレイポンプ出口積算流 量, [充てん流量] 及び [AM 用 消火水積算流量] の代替)	0 ~ 100%	最大値 : 100% 最小値 : 0 %
	④格納容器再循環サンプ水位 (広 域) (高圧注入流量, 低圧注入流量, B ー格納容器スプレイ冷却器出口 積算流量 (AM 用), [B ー格納 容器スプレイ流量], 代替格納容 器スプレイポンプ出口積算流量 及び [充てん流量] の代替)	0 ~ 100%	100%
	① 1 次冷却材圧力 (広域) ([蓄圧タンク圧力] 及び [蓄圧タ ンク水位] の代替)	0 ~ 21.0MPa [gage]	最大値 : 約 17.8MPa [gage]
	① 1 次冷却材温度 (広域ー低温側) ([蓄圧タンク圧力] 及び [蓄圧タ ンク水位] の代替)	0 ~ 400℃	最大値 : 約 339℃
計測目的	重大事故等時において, 主要パラメータにて原子炉圧力容器への注水量を監視する目的は, 原子炉圧力容器への注水設備が機能していることを確認し炉心冷却状態を把握することである。		
推定方法	原子炉圧力容器への注水量の主要パラメータである各系統の注水流量の計測が不可能となった場合, 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又は注水先の加圧器及び原子炉圧力容器の水位変化により原子炉圧力容器への注水量を推定することができる。原子炉冷却材喪失が発生した場合においては原子炉容器水位及び格納容器再循環サンプ水位 (広域) の水位変化並びに 1 次冷却材圧力 (広域) 及び 1 次冷却材温度 (広域ー低温側) により注水量を推定することができる。また, AM 用消火水積算流量 (自主対策設備) の計測が不可能となった場合, 低圧注入流量を監視することで原子炉圧力容器への注水量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。 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を水源としている場合は, 直前まで判明していた水位及び測定時の水位から第 6 図を用いて, 燃料取替用水ピット水の体積の変化量を求め, 原子炉圧力容器への注水量を推定する。 補助給水ピットを水源としている場合は, 直前まで判明していた水位及び測		

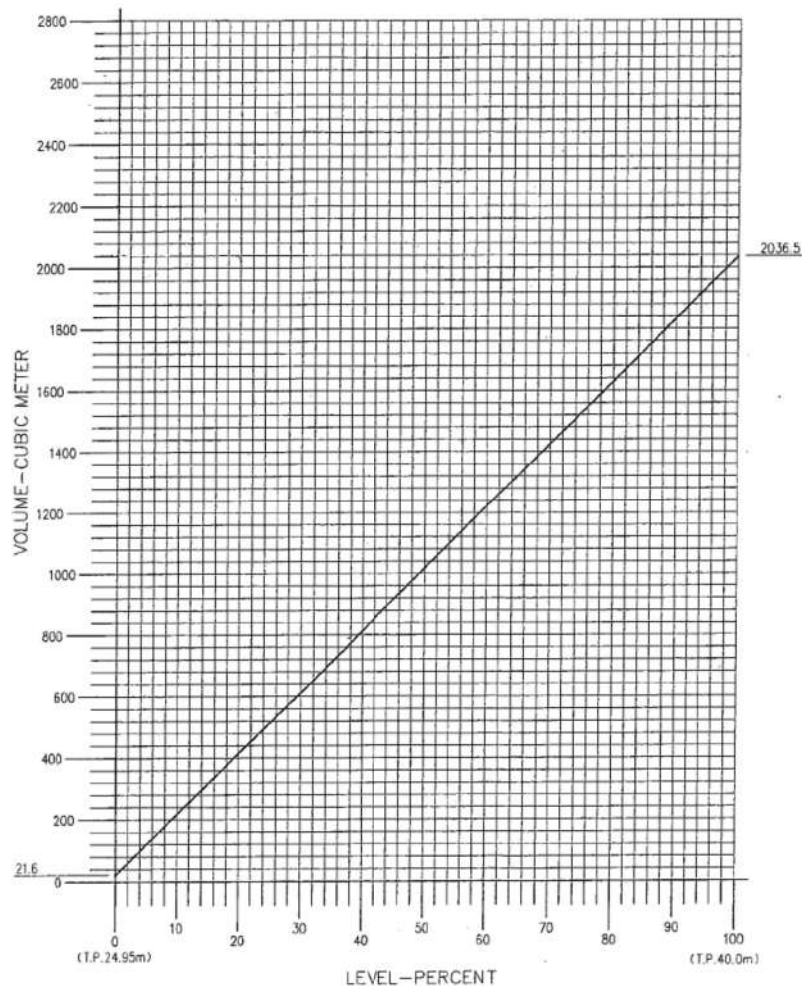
推定方法

定時の水位から第7図を用いて、補助給水ピット水の体積の変化量を求め、原子炉圧力容器への注水量を推定する。

これらの推定方法では、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、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。原子炉冷却材喪失が発生した場合においては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。

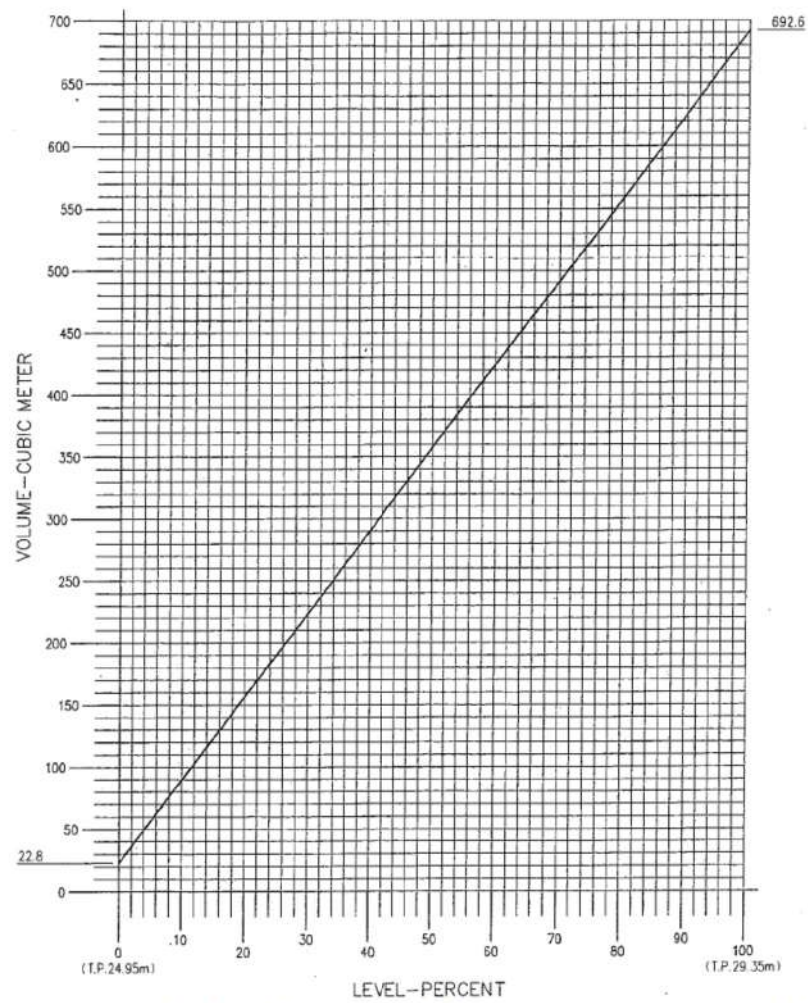
なお、炉心冷却状態を原子炉容器水位又は加圧器水位にて併せて確認する。

推定可能範囲の目安：各注水流量の計測範囲



第6図 燃料取替用水ピット水位と燃料取替用水ピット水の体積の関係

推定方法



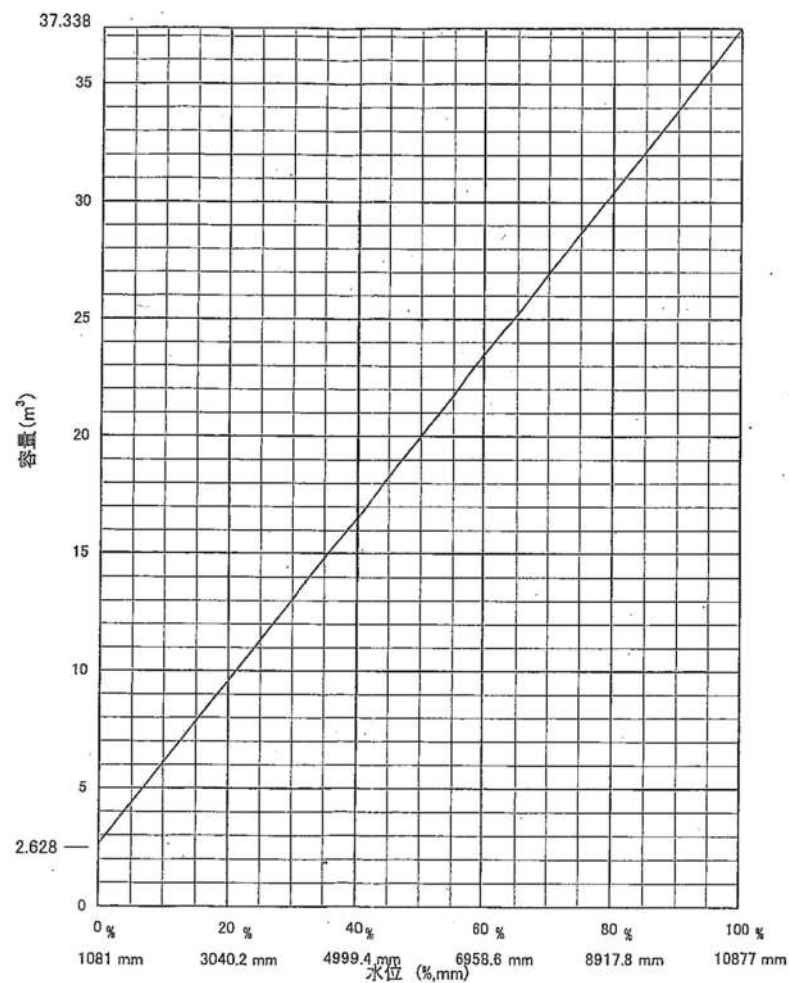
第7図 補助給水ピット水位と補助給水ピット水の体積の関係

推定方法

②加圧器水位

任意の時間における水位及び測定時の水位から第 8 図を用いて、冷却材の体積の変化量を求め、原子炉圧力容器への注水量を推定する。

推定可能範囲の目安：全範囲



第 8 図 加圧器水位と加圧器水の体積の関係

推定方法	③原子炉容器水位 任意の時間における水位及び測定時の水位から第 9 図を用いて、冷却材の体積の変化量を求め、第 10 図を用いて、崩壊熱除去に必要な注水量を求め、体積変化量に加算して原子炉圧力容器への注水量を算出する。特に測定時の水位から炉心の冠水状態を確認できる場合は、同図を用いて原子炉圧力容器に蓄水した冷却材の体積を求め、原子炉圧力容器への注水量が十分であることを推定する。 推定可能範囲：全範囲 原子炉圧力容器への注水流量[m³/h] = (原子炉圧力容器内の冷却材体積[m³] ÷ 注水時間[h]) + 崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器への注水流量[m³/h] 第 9 図 原子炉容器水位と原子炉圧力容器内の冷却材の体積の関係 第 10 図 原子炉停止後の時間と崩壊熱除去に必要な注水量の関係
-------------	---

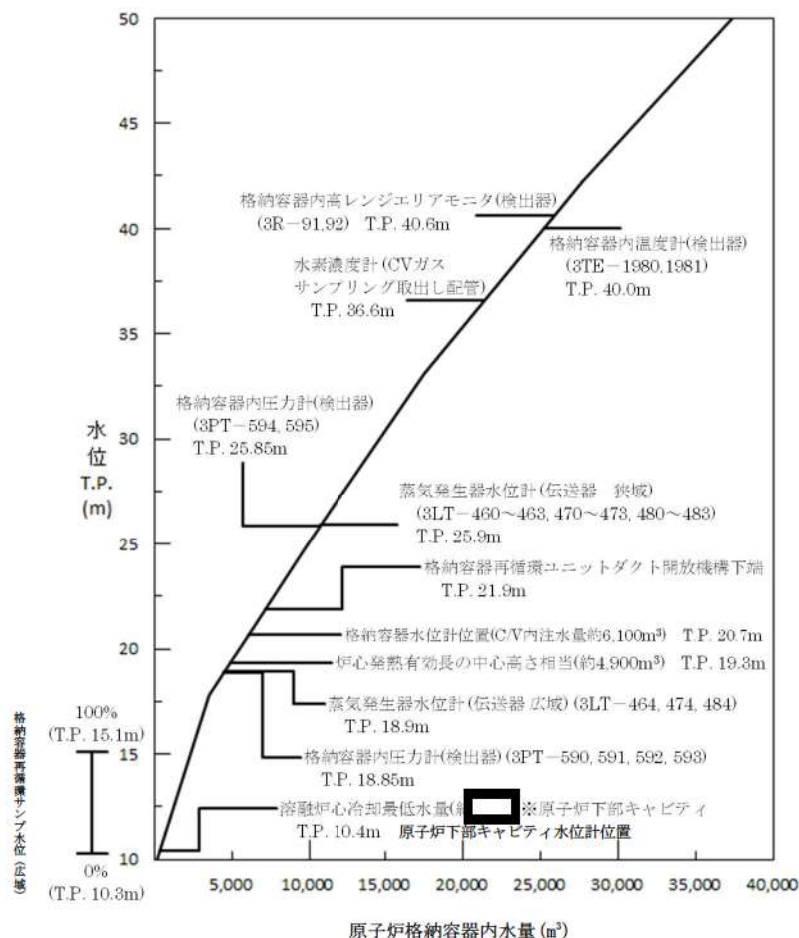
枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

推定方法

④格納容器再循環サンプ水位（広域）

任意の時間における水位及び測定時の水位から第 11 図を用いて、格納容器再循環サンプに蓄水した冷却材の体積変化量を求め、各種水源（燃料取替用水ピット、補助給水ピット）から原子炉压力容器又は原子炉格納容器内へ注水された注水量より差し引くことにより、原子炉压力容器への注水量を推定する。

推定可能範囲：全範囲



第 11 図 格納容器再循環サンプ水位（広域）と原子炉格納容器内水量の関係

① 1 次冷却材圧力（広域）

1 次冷却材圧力（広域）と蓄圧タンク保持圧力を比較することにより、蓄圧タンクからの注水開始時刻を特定し、1 次冷却材圧力（広域）の傾向監視を継続することにより、任意の時間における蓄圧タンクからの注水量を推定する。

なお、本推定方法の適用条件は、原子炉冷却材喪失が発生した場合に限定される。

推定可能範囲：全範囲

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。

推定方法	① 1次冷却材温度（広域－低温側） 原子炉圧力容器内の水位が炉心の冠水状態を維持できる水位以上にあると判断できる場合には、原子炉圧力容器内が飽和状態と想定し、飽和温度／圧力の関係を利用し、第2図を用いて1次冷却材温度より原子炉圧力容器内圧力を推定することにより、以降は前項（1次冷却材圧力（広域））と同じ方法で蓄圧タンクからの注水量を推定する。 推定可能範囲：全範囲 ① 低圧注入流量 AM用消火水積算流量（自主対策設備）の監視が不可能となった場合は、低圧注入流量により注水量を推定する。 推定可能範囲：全範囲
推定の評価	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。 本推定方法は、水源の水位変化から求めるものであり、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。 ・ 補助給水ピット水位 補助給水ピット水位による推定方法は、原子炉圧力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に切り替えた場合に適用できる。 本推定方法は、水源の水位変化から求めるものであり、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。 ② 加圧器水位 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すべ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できる。 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。

推定の評価	③原子炉容器水位 原子炉容器水位による推定方法は、崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位変化量に相当する水量の和を利用して、プラントの状態を考慮した推定としており、崩壊熱除去に必要な注水量を確認し炉心冷却状態を把握する上で適用できる。 本推定方法は、①及び②の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。 なお、低温側配管で破断が発生した場合には、非常用炉心冷却設備による注入水は破断口から漏えいするため、原子炉圧力容器への注水量の推定値に不確かさが伴うことに留意する必要がある。 ④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）による推定方法は、格納容器再循環サンプ水位（広域）の計測範囲内において適用できる。 なお、本推定方法の適用条件は、格納容器バイパスが発生していない場合に限定されるものの、①、②及び③の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。また、蓄圧タンクから原子炉圧力容器への注水量は①を考慮する。 ①1次冷却材圧力（広域） 1次冷却材圧力（広域）による推定方法は、蓄圧タンクからの注水が伴う場合に適用できる。 ①1次冷却材温度（広域－低温側） 1次冷却材温度（広域－低温側）による推定方法は、蓄圧タンクからの注水が伴う場合に適用できる。 ①低圧注入流量 低圧注入流量による推定方法は、原子炉圧力容器への注水流量を直接的に計測するものであり、時間積分することにより原子炉圧力容器への注水量を推定する方法として適用できる。
-------	--

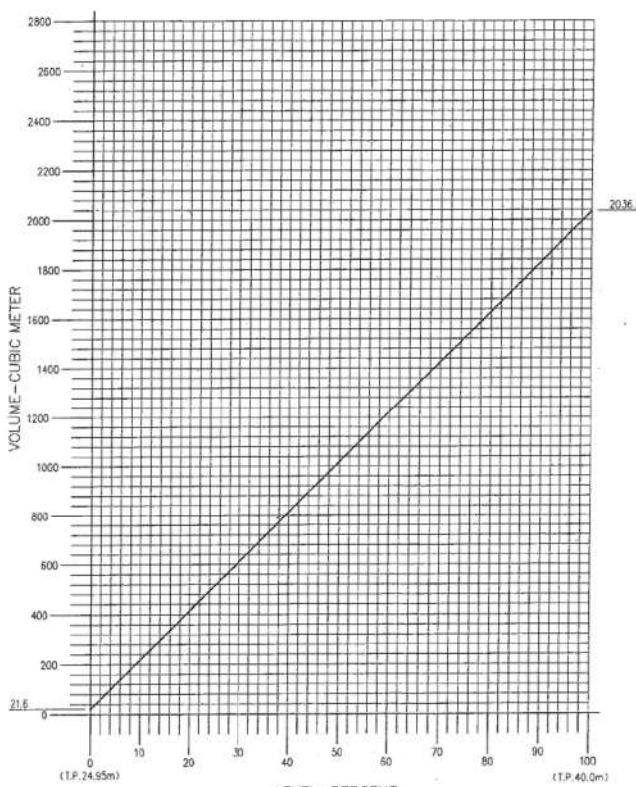
推定の評価	[誤差による影響について] 原子炉圧力容器への注水量を監視する目的は、注水設備が機能していることを確認し、炉心冷却状態を把握することであり、代替パラメータ（燃料取替用水ピット水位、補助給水ピット水位）による推定は、水源の水位変化量から、注水設備により原子炉圧力容器へ注水されていることの傾向が把握でき、計器誤差（燃料取替用水ピット水位の誤差：±1.0%，補助給水ピット水位の誤差：±1.0%）を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。 代替パラメータ（加圧器水位、原子炉容器水位、格納容器再循環サンプ水位（広域））による推定では、注水先の水位変化量から、注水設備により原子炉圧力容器へ注水されていることの傾向が把握でき、計器誤差（加圧器水位の誤差：±1.0%，原子炉容器水位の誤差： 格納容器再循環サンプ水位（広域）の誤差：±2.0%）を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。 代替パラメータ（1次冷却材圧力（広域））による推定では、圧力の傾向監視により、蓄圧タンクからの注水開始を把握でき、計器誤差（1次冷却材圧力（広域）の誤差：±0.25MPa）を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。 代替パラメータ（1次冷却材温度（広域－低温側））による推定では、温度の傾向監視により、蓄圧タンクからの注水開始を把握でき、計器誤差（1次冷却材温度（広域－低温側）の誤差：±4.4℃）を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。 代替パラメータ（低圧注入流量）による推定では、同一物理量からの推定であり、計器誤差（低圧注入流量の誤差：±8.9m³/h）を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。 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、原子炉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。
-------	---

 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。

(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（原子炉格納容器への注水量）

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)	—
	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)	—
	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
	〔充てん流量〕	0 ～70m ³ /h	56. 8m ³ /h
	〔格納容器スプレイ流量〕	0 ～1, 300m ³ /h	 ³ /h
	〔AM 用消火水積算流量〕	0 ～250m ³ /h (0 ～999, 999m ³)	—
代替 パラメータ	①燃料取替用水ピット水位 (B－格納容器スプレイ冷却器 出口積算流量（AM 用）, 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, 〔充てん流量〕及び 〔格納容器スプレイ流量〕の 代替)	0 ～100%	100%
	①B－格納容器スプレイ冷却器 出口積算流量（AM 用） (〔AM 用消火水積算流量〕の代 替)	0 ～1, 300m ³ /h (0 ～10, 000m ³)	—
	①〔格納容器スプレイ流量〕 (〔AM 用消火水積算流量〕の代 替)	0 ～1, 300m ³ /h	 ³ /h
	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）, 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, 〔充てん流量〕, 〔格 納容器スプレイ流量〕及び〔AM 用消火水積算流量〕の代替)	0 ～100%	100%
	①補助給水ピット水位 (代替格納容器スプレイポンプ 出口積算流量の代替)	0 ～100%	100%

 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。

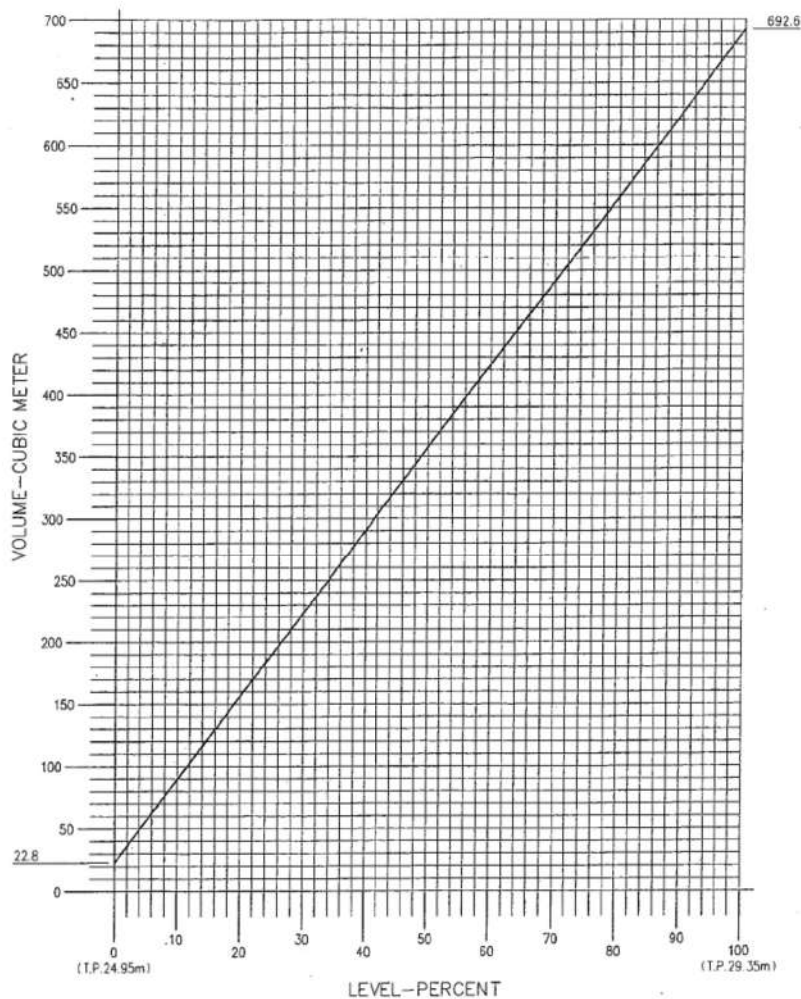
代替 パラメータ	②〔ろ過水タンク水位〕 （〔AM 用消火水積算流量〕の代 替）	0 ～20,000mm	—
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器への注水量を監視する目的は、原子炉格納容器への注水設備が機能していることの確認である。		
推定方法	原子炉格納容器への注水量の主要パラメータであるB－格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM 用）、高圧注入流量、低圧注入流量、充てん流量（自主対策設備）、格納容器スプレイ流量（自主対策設備）及びAM 用消火水積算流量（自主対策設備）の計測が不可能となった場合、以下のとおり代替パラメータにより原子炉格納容器への注水量を推定することができる。 推定方法は、以下のとおりである。 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 第 12 図を用いて、燃料取替用水ピット水位から注水量を算出する。燃料取替用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。 推定可能範囲：各注水流量の計測範囲  第 12 図 燃料取替用水ピットの水位と水量の相関図		

推定方法

・補助給水ピット水位

第13図を用いて、補助給水ピット水位から注水量を算出する。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。

推定可能範囲：各注水流量の計測範囲



第13図 補助給水ピットの水位と水量の相関図

① B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM 用)

原子炉格納容器内に注水を行っている期間の積算流量より、注水量を推定する。

② [格納容器スプレイ流量]

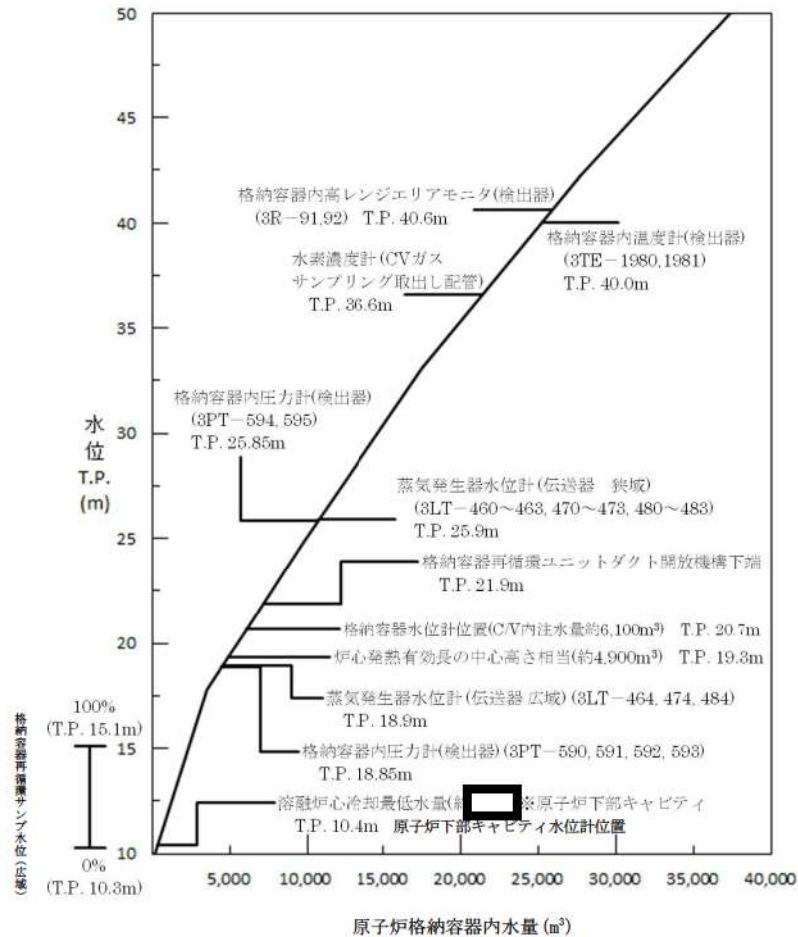
原子炉格納容器内に注水を行っている期間の格納容器スプレイ流量 (自主対策設備) の指示値を時間積分することにより、注水量を推定する。

②格納容器再循環サンプ水位（広域）

第 14 図を用いて、格納容器再循環サンプ水位（広域）から注水量を算出する。

推定可能範囲：各注水流量の計測範囲

推定方法



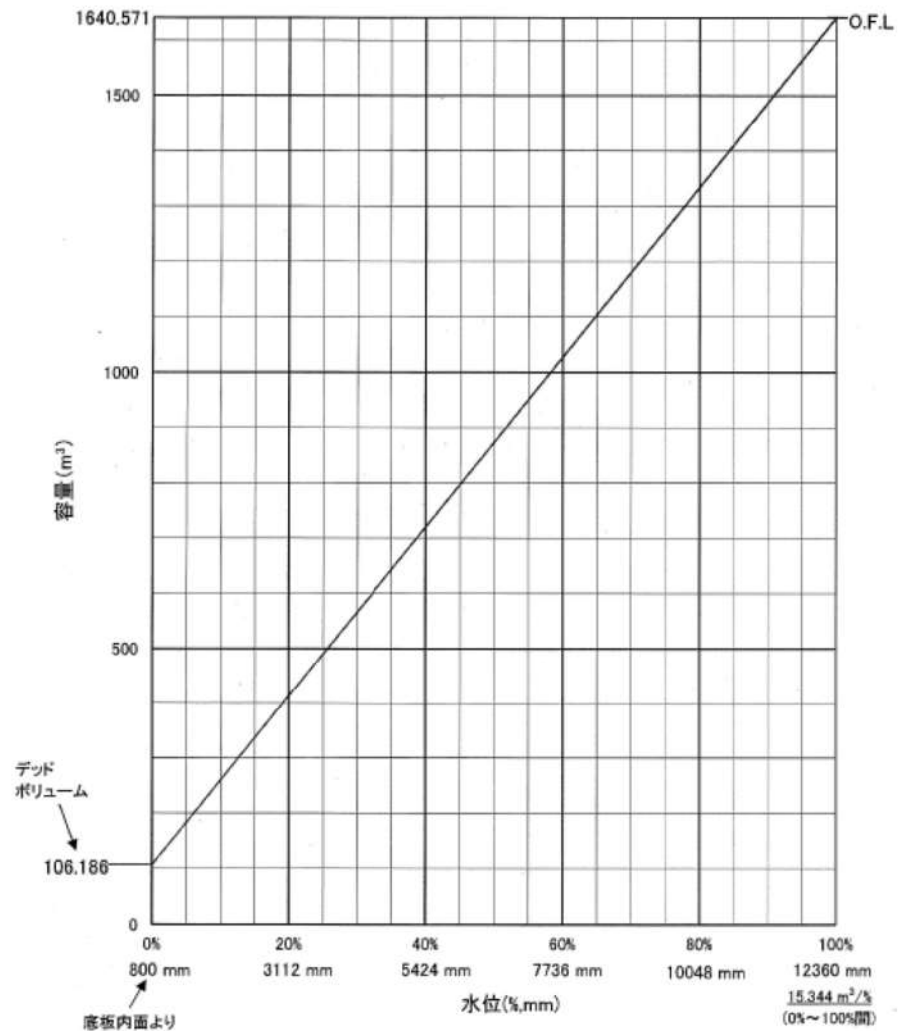
第 14 図 格納容器再循環サンプ水位（広域）の水位と原子炉格納容器内水量の相関図

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。

②〔ろ過水タンク水位〕

第 15 図を用いて，ろ過水タンク水位（自主対策設備）から注水量を算出する。

推定方法



第 15 図 ろ過水タンクの水位と水量の相関図

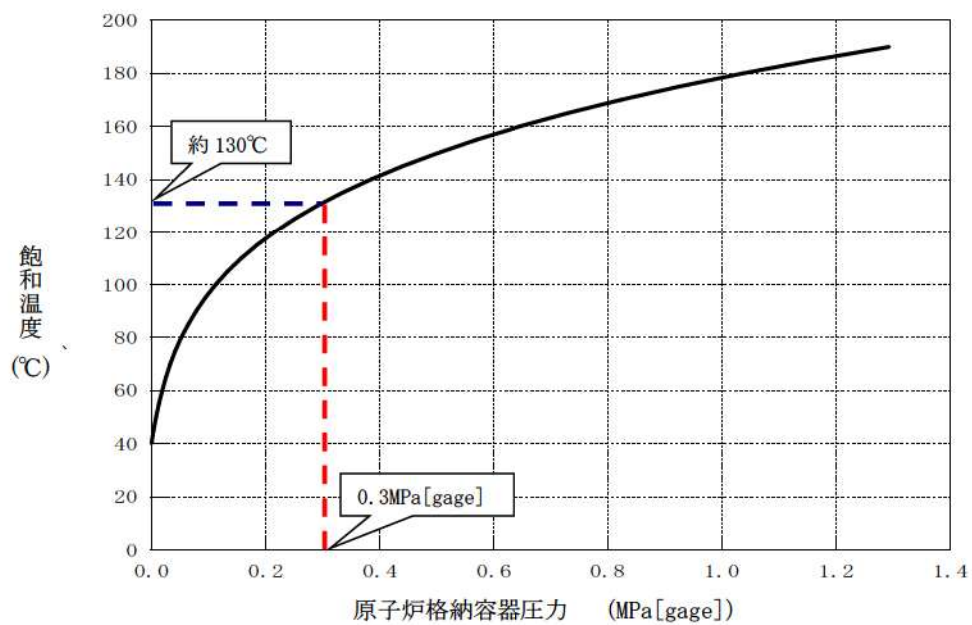
推定の評価	①燃料取替用水ピット水位及び補助給水ピット水位 ・燃料取替用水ピット水位 燃料取替用水ピット水位による推定方法は、燃料取替用水ピットを水源として使用し、かつ、燃料取替用水ピットを水源とした他の系統への使用量が把握できる場合に適用できる。 本推定方法は、水源の水位変化から求めるものであり、プラント状態に影響を受けるものではないため、プラント状態に依存することなく適用できる。 ・補助給水ピット水位 補助給水ピット水位による推定方法は、原子炉格納容器への注水の水源を燃料取替用水ピットから補助給水ピットに切り替えた場合に適用できる。 本推定方法は、水源の水位変化から求めるものであり、プラン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。 ①B－格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM 用）及び〔格納容器スプレイ流量〕 B－格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM 用）及び格納容器スプレイ流量（自主対策設備）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、B－格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM 用）及び格納容器スプレイ流量（自主対策設備）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。 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）による推定方法は、格納容器再循環サンプ水位（広域）の計測範囲内において適用できる。 なお、本推定方法の適用条件は、格納容器バイパスが発生していない場合に限定されるものの、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。 ②〔ろ過水タンク水位〕 ろ過水タンク水位（自主対策設備）による推定方法は、ろ過水タンク水位（自主対策設備）を水源として使用し、かつ、ろ過水タンク水位（自主対策設備）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。 本推定方法は、水源の水位変化から求めるものであり、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。 〔誤差による影響について〕 原子炉格納容器への注水量を監視する目的は、注水設備により原子炉格納容器へ注水されていることの傾向を把握することであり、代替パラメータ（燃料取替用水ピット水位、補助給水ピット水位及びろ過水タンク水位（自主対策設備））による推定は、水源の水位変化量から注水量の傾向が把握でき、計器誤差（燃料取替用水ピット水位の誤差：±1.0%、補助給水ピット水位の誤差：±1.0%）を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施する
-------	--

推定の評価	ことが可能である。 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）、格納容器スプレイ流量（自主対策設備））による推定は、注水設備による原子炉格納容器への注水量が把握でき、計器誤差（B－格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）の誤差：±11.3m³/h）を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。 代替パラメータ（格納容器再循環サンプ水位（広域））による推定は、注水先の水位から注水量の傾向が把握でき、計器誤差（格納容器再循環サンプ水位（広域）の誤差：±2.0%）を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。 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、原子炉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。
-------	---

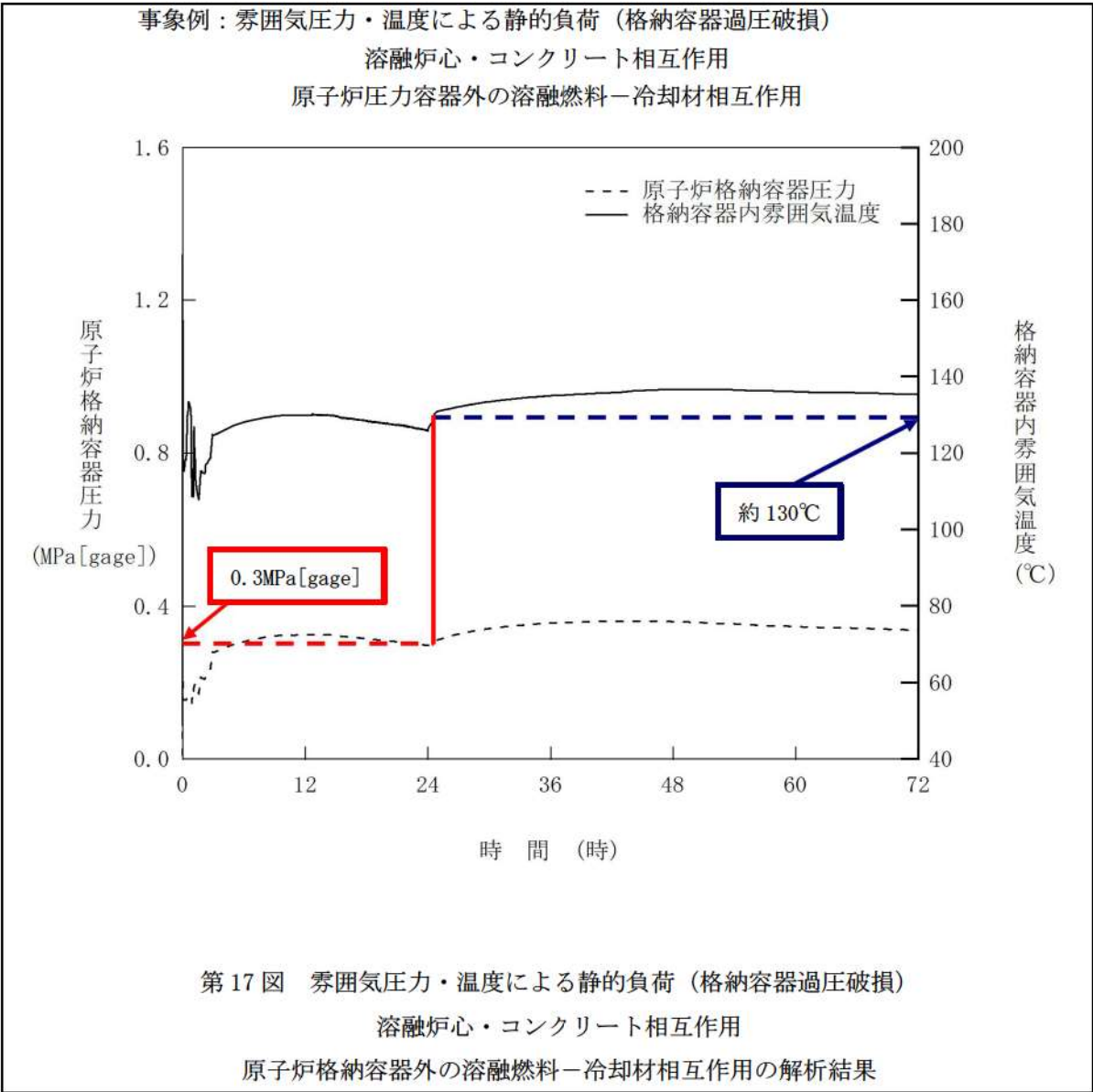
(f) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネル及び他ループを除く）による推定方法について（原子炉格納容器内の温度）

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	0～0.35MPa[gage]	最大値： 約 0.241MPa[gage]
	②格納容器圧力（AM 用）	0～1.0MPa[gage]	—
計測目的	重大事故等時において、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、原子炉格納容器の過温破損防止を把握することである。		
推定方法	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不可能となった場合、代替パラメータの原子炉格納容器圧力又は格納容器圧力（AM 用）により原子炉格納容器内の温度を推定することができる。 推定方法は、以下のとおりである。 ①②原子炉格納容器圧力及び格納容器圧力（AM 用） 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。 したがって、現在の原子炉格納容器内が以下のような条件により飽和状態と判断される場合は、飽和温度／圧力の関係を利用して第 16 図より原子炉格納容器内温度を推定する。 ・ これまでに損傷炉心を冷却するための水が 1 次冷却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。 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。 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） 温度パラメータ ①格納容器内温度 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 推定可能範囲：100℃～180℃		

推定の評価	①②原子炉格納容器圧力及び格納容器圧力（AM 用） 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原子炉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。 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。 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。 なお、原子炉格納容器内は窒素等の非凝縮性ガスが存在することから、原子炉格納容器内は完全には飽和状態にはならず、非凝縮性ガスの分圧分だけ原子炉格納容器内の圧力が高くなるため、本推定手段を用いると推定値より実際の原子炉格納容器内の温度は低くなると推測される。 〔誤差による影響について〕 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、原子炉格納容器の過温破損防止を把握することであり、代替パラメータ（原子炉格納容器圧力及び格納容器圧力（AM 用））による推定は、圧力を温度に換算して原子炉格納容器内の温度の傾向が把握でき、計器誤差（原子炉格納容器圧力の誤差：$\pm 0.0044\text{MPa}$、格納容器圧力（AM 用）の誤差：$\pm 0.015\text{MPa}$）を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。 本推定方法は、このような差が生じることを把握しながら推定することで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、除熱操作判断をする上で適用できる。 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、原子炉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。
-------	--



第 16 図 飽和温度と圧力の関係

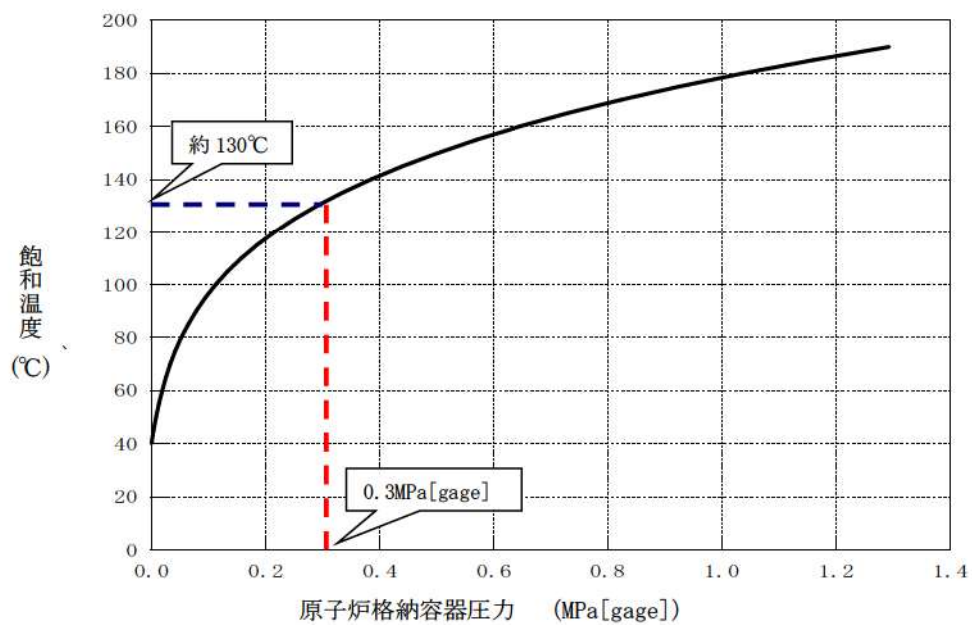


(g) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネル及び他ループを除く）による推定方法について（原子炉格納容器内の圧力）

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[gage]	最大値： 約0.241MPa[gage]
	格納容器圧力（AM用）	0～1.0MPa[gage]	—
代替 パラメータ	①格納容器圧力（AM用） （原子炉格納容器圧力の代替）	0～1.0MPa[gage]	—
	①〔格納容器圧力（狭域）〕 （原子炉格納容器圧力及び格納容器圧力（AM用）の代替）	-10～30kPa[gage]	—
	①原子炉格納容器圧力 （格納容器圧力（AM用）の代替）	0～0.35MPa[gage]	最大値： 約0.241MPa[gage]
	②格納容器内温度 （原子炉格納容器圧力及び格納容器圧力（AM用）の代替）	0～220℃	最大値：約124℃
計測目的	重大事故等時において、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、原子炉格納容器の過圧破損防止を把握することである。		
推定方法	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、格納容器圧力（AM用）の計測が不可能となった場合、代替パラメータの格納容器圧力（AM用）、格納容器圧力（狭域）（自主対策設備）、原子炉格納容器圧力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ことができる。 推定方法は、以下のとおりである。 ①格納容器圧力（AM用）、〔格納容器圧力（狭域）〕及び原子炉格納容器圧力 格納容器圧力（AM用）、格納容器圧力（狭域）（自主対策設備）及び原子炉格納容器圧力により、原子炉格納容器内の圧力を直接測定する。 ②格納容器内温度 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。		

推定方法	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。 ・これまでに損傷炉心を冷却するための水が1次冷却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こと。 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。 <table> <tr> <td>圧力パラメータ</td><td>①原子炉格納容器圧力 ②格納容器圧力（AM用）</td></tr> <tr> <td>温度パラメータ</td><td>①格納容器内温度</td></tr> <tr> <td>注入量パラメータ</td><td>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</td></tr> </table> 推定可能範囲：0～1.0MPa[gage]	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）	温度パラメータ	①格納容器内温度	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
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）						
温度パラメータ	①格納容器内温度						
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						
推定の評価	①格納容器圧力（AM用）、〔格納容器圧力（狭域）〕及び原子炉格納容器圧力 ・格納容器圧力（AM用） 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。 ・〔格納容器圧力（狭域）〕 格納容器圧力（狭域）（自主対策設備）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。 ・原子炉格納容器圧力 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。						

推定の評価	②格納容器内温度 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原子炉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。 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。 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。 〔誤差による影響について〕 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、原子炉格納容器の過圧破損防止を把握することであり、代替パラメータ（格納容器圧力（AM 用）、格納容器圧力（狭域）（自主対策設備）、原子炉格納容器圧力）による推定は、同一物理量からの推定であり、計器誤差（格納容器圧力（AM 用）の誤差：$\pm 0.015\text{MPa}$、原子炉格納容器圧力の誤差：$\pm 0.0044\text{MPa}$）を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。 代替パラメータ（格納容器内温度）による推定は、圧力に換算して原子炉格納容器内の圧力の傾向が把握でき、計器誤差（格納容器内温度の誤差：$\pm 4.4^{\circ}\text{C}$）を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。 なお、原子炉格納容器内は窒素等の非凝縮性ガスが存在することから、原子炉格納容器内は完全には飽和状態にならず、非凝縮性ガスの分圧だけ原子炉格納容器内の圧力が高くなるため、本推定手段を用いると推定値より実際の圧力は高くなると推定される。 本推定方法は、このような差が生じることを把握しながら推定することで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、除熱操作判断をする上で適用できる。 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、原子炉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。
-------	--

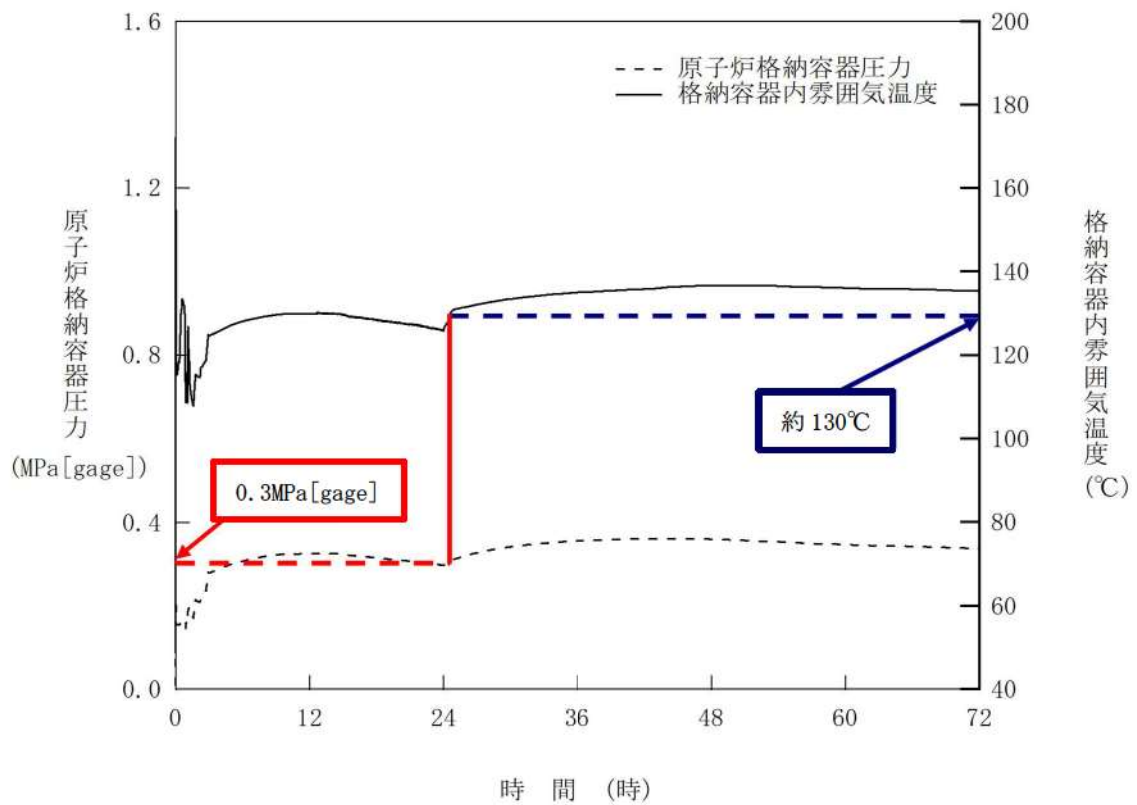


第 18 図 飽和温度と圧力の関係

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）

溶融炉心・コンクリート相互作用

原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用



第 19 図 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）

溶融炉心・コンクリート相互作用

原子炉格納容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の解析結果

(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（原子炉格納容器内の水位（1））

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	①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（広域）の代替）	0～100%	100%以上
	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）の代替）	0～100%	100%
	②原子炉下部キャビティ水位 （格納容器再循環サンプ水位（広域）の代替）	ON-OFF	—
	②格納容器水位 （格納容器再循環サンプ水位（広域）の代替）	ON-OFF	—
	③燃料取替用水ピット水位 （格納容器再循環サンプ水位（広域）の代替）	0～100%	100%
	③補助給水ピット水位 （格納容器再循環サンプ水位（広域）の代替）	0～100%	100%
	③B－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）の代替）	0～1,300m ³ /h (0～10,000m ³)	—
計測目的	③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（広域）の代替）	0～200m ³ /h (0～10,000m ³)	—
	重大事故等時において、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、熔融炉心・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。		

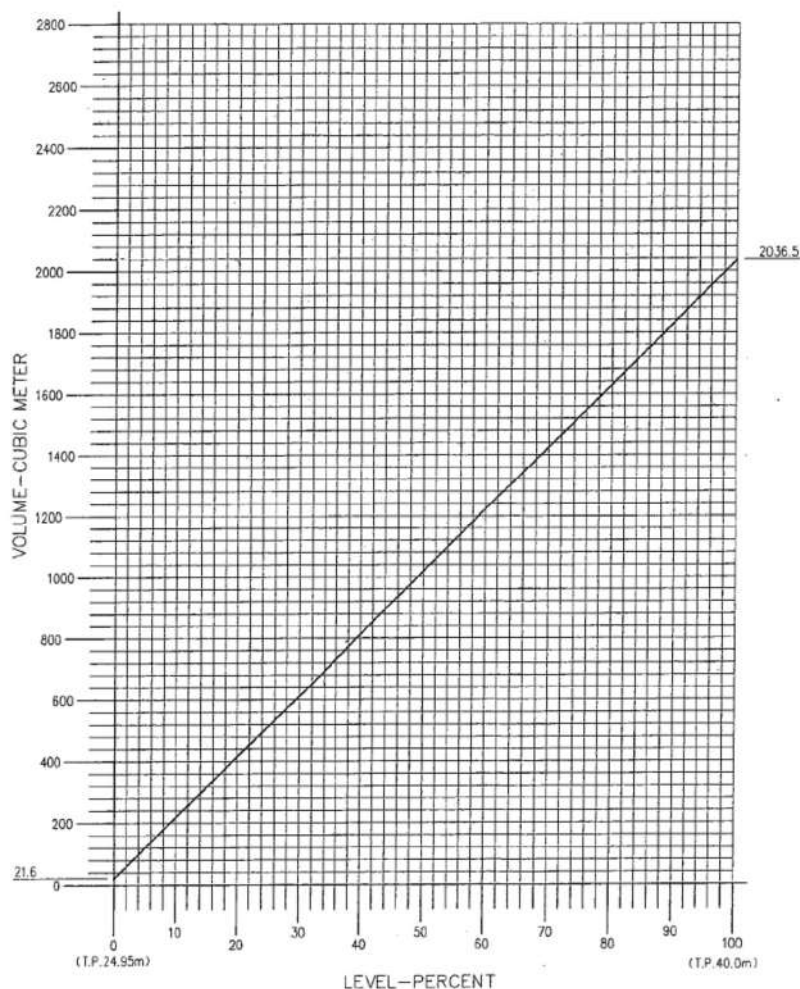
推定方法	原子炉格納容器内の水位（１）の主要パラメータである格納容器再循環サンプル水位（広域）の計測が不可能となった場合、測定範囲内であれば、格納容器再循環サンプル水位（狭域）又は原子炉下部キャビティ水位及び格納容器水位並びに注水源である燃料取替用水ピット水位、補助給水ピット水位、Ｂ－格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM 用）及び代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量により、原子炉格納容器内の水位を推定する。この推定方法では、計測範囲内であれば、相関関係があり連続的な監視ができる格納容器再循環サンプル水位（狭域）を優先して使用し推定する。なお、熔融炉心の冷却に必要な水位を確認する場合は、格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。 原子炉格納容器内の水位（１）の主要パラメータである格納容器再循環サンプル水位（狭域）の計測が不可能となった場合、代替パラメータである格納容器再循環サンプル水位（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。 推定方法は、以下のとおりである。 ①格納容器再循環サンプル水位（狭域）及び格納容器再循環サンプル水位（広域） 格納容器再循環サンプル水位（狭域）と格納容器再循環サンプル水位（広域）の相関図を用いて、その対応から水位を推定する。 <table border="1"> <caption>Data points for Figure 20</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> 第 20 図 格納容器再循環サンプル水位狭域水位と広域水位の相関図 ②原子炉下部キャビティ水位及び格納容器水位 原子炉下部キャビティ水位が液面を感知する水位、格納容器水位が液面を感知する水位と格納容器再循環サンプル水位（広域）の相関を用いて、その対応から水位を推定する。	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																								

推定方法

- 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・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算出し，それを基に，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。

推定可能範囲：各注水流量の計測範囲



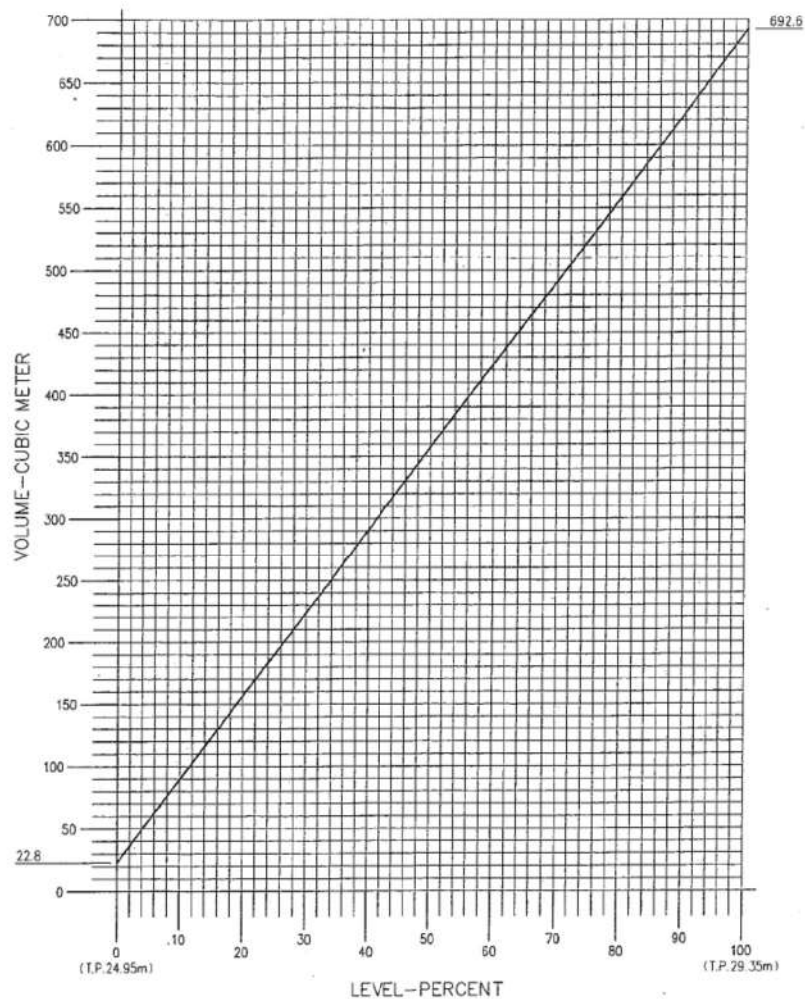
第 21 図 燃料取替用水ピットの水位と水量の相関図

推定方法

・補助給水ピット水位

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算出し、それを基に、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。

推定可能範囲：各注水流量の計測範囲



第 22 図 補助給水ピットの水位と水量の相関図

・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

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。

推定可能範囲：各注水流量の計測範囲

推定方法	第 23 図 原子炉格納容器の水位と水量の相関図
推定の評価	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） ・ 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）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。 なお、格納容器再循環サンプ水位（広域）と比較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。 ・ 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）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。

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。

推定の評価	②原子炉下部キャビティ水位及び格納容器水位 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。 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。 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 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。 〔誤差による影響について〕 原子炉格納容器内の水位（1）を監視する目的は、熔融炉心・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り、代替パラメータ（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（広域）、原子炉下部キャビティ水位、格納容器水位）による推定は、同一物理量からの推定であり、計器誤差（格納容器再循環サンプ水位（狭域）の誤差：±1.5%、格納容器再循環サンプ水位（広域）の誤差：±2.0%、原子炉下部キャビティ水位の誤差：-0mm/+60mm、格納容器水位の誤差：-60mm/+0mm）を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。 代替パラメータ（燃料取替用水ピット水位、補助給水ピット水位）による推定は、水源の水位変化量から、注水先の水位の傾向が把握でき、計器誤差（燃料取替用水ピット水位の誤差：±1.0%、補助給水ピット水位の誤差：±1.0%）を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。 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）、代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量）による推定は、注水設備による原子炉格納容器への注水量から注水先の水位の傾向が把握でき、計器誤差（B－格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM 用）の誤差：±11.3m³/h、代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量の誤差：±1.7m³/h）を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。 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、原子炉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。
-------	--

(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（原子炉格納容器内の水位（２））

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	ON-OFF	—
	原子炉下部キャビティ水位		
代替 パラメータ	①格納容器再循環サンプ水位（広域） （原子炉下部キャビティ水位の代替）	0～100％	100％
	①燃料取替用水ピット水位 （格納容器水位及び原子炉下部キャビティ水位の代替）	0～100％	100％
	①補助給水ピット水位 （格納容器水位及び原子炉下部キャビティ水位の代替）	0～100％	100％
	①B－格納容器スプレイ冷却器 出口積算流量（AM用） （格納容器水位及び原子炉下部キャビティ水位の代替）	0～1,300m ³ /h （0～10,000m ³ ）	—
	①代替格納容器スプレイポンプ 出口積算流量 （格納容器水位及び原子炉下部キャビティ水位の代替）	0～200m ³ /h （0～10,000m ³ ）	—
計測目的	重大事故等時において、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熔融炉心冷却に必要な水量の有無の確認である。		
推定方法	原子炉格納容器内の水位（２）の主要パラメータである格納容器水位の計測が不可能となった場合、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。 原子炉格納容器内の水位（２）の主要パラメータである原子炉下部キャビティ水位の計測が不可能となった場合、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		

推定方法

環サンプ水位（広域）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。

推定方法は、以下のとおりである。

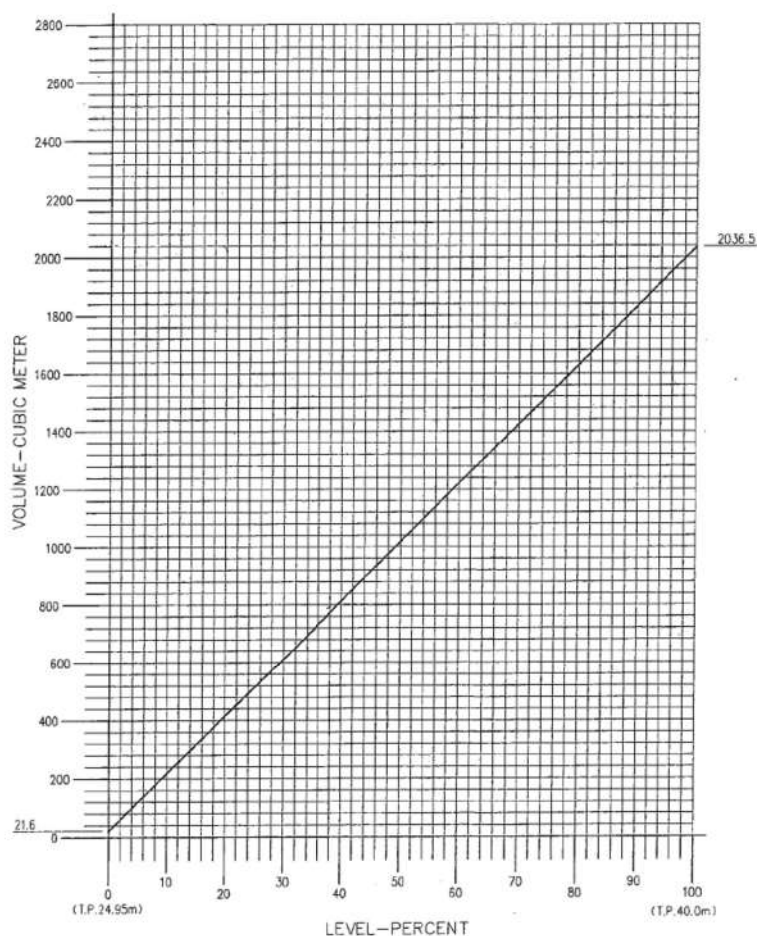
①格納容器再循環サンプ水位（広域）

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。

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・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算出し、それを基に、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。

推定可能範囲：各注水流量の計測範囲



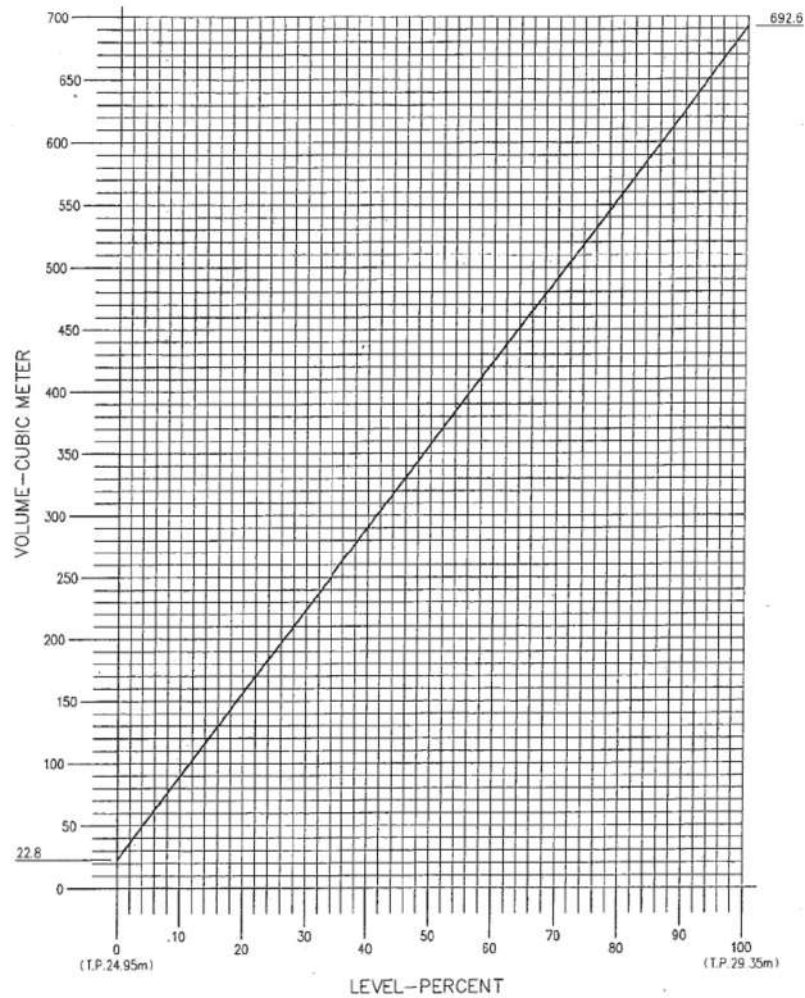
第 24 図 燃料取替用水ピットの水位と水量の相関図

・補助給水ピット水位

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算出し、それを基に、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。

推定可能範囲：各注水流量の計測範囲

推定方法



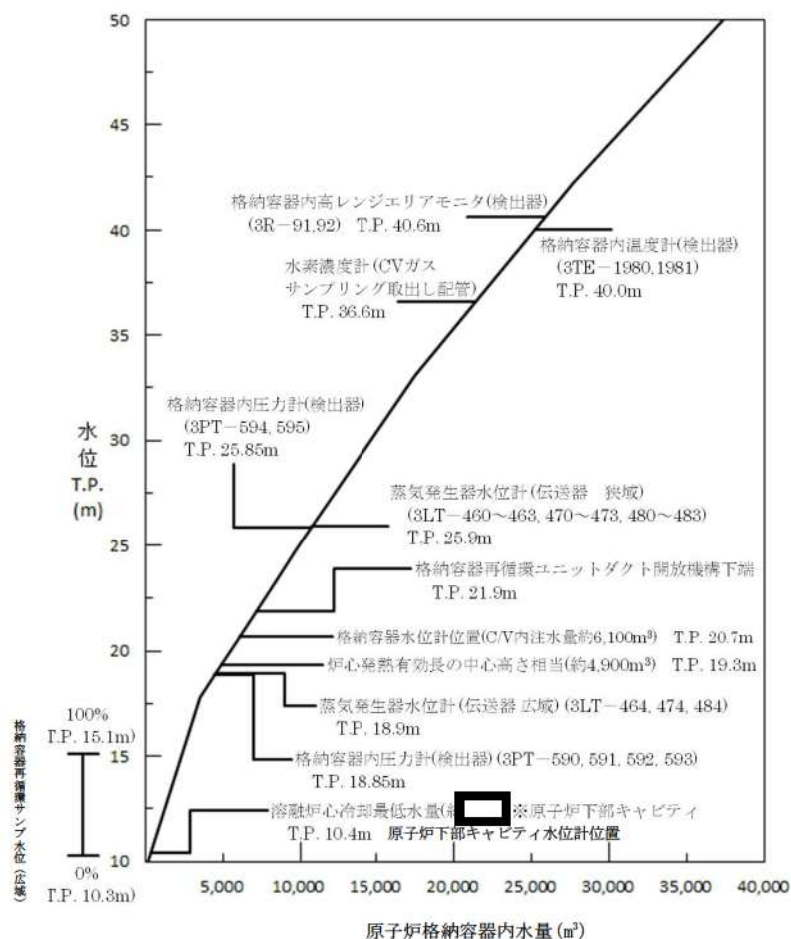
第 25 図 補助給水ピットの水位と水量の相関図

- ・ 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

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。

推定可能範囲 : 各注水流量の計測範囲

推定方法



第 26 図 原子炉格納容器の水位と水量の相関図

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。

推定の評価	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（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。 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。 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。 〔誤差による影響について〕 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有無の確認，原子炉下部キャビティの熔融炉心冷却に必要な水量の有無の確認であり，代替パラメータ（格納容器再循環サンプ水位（広域））による推定は，同一物理量からの推定であり，計器誤差（格納容器再循環サンプ水位（広域）の誤差：±2.0%）を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。 代替パラメータ（燃料取替用水ピット水位，補助給水ピット水位）による推定は，水源の水位変化量から，注水先の水位の傾向が把握でき，計器誤差（燃料取替用水ピット水位の誤差：±1.0%，補助給水ピット水位の誤差：±1.0%）を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。 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），代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量）による推定は，注水設備による原子炉格納容器への注水量から注水先の水位の傾向が把握でき，計器誤差（B－格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）の誤差：±11.3m³/h，代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量の誤差：±1.7m³/h）を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。 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，原子炉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。
-------	---

(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（原子炉格納容器内の水素濃度）

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%	—
代替 パラメータ	①原子炉格納容器内水素処理装置温度	0～800℃	—
	①格納容器水素イグナイタ温度	0～800℃	—
	②〔ガス分析計による水素濃度〕	0～100vol%	—
計測目的	重大事故等時において、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、原子炉格納容器内の水素濃度が大規模な燃焼が生じる可能性の高い濃度にあるかどうかの確認である。		
推定方法	原子炉格納容器内の水素濃度の主要パラメータである格納容器内水素濃度の計測が不可能となった場合、代替パラメータの原子炉格納容器内水素処理装置温度、格納容器水素イグナイタ温度又はガス分析計による水素濃度（自主対策設備）により原子炉格納容器内の水素濃度を推定する。 推定方法は、以下のとおりである。 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動作時の温度特性から、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。 ②〔ガス分析計による水素濃度〕 自主対策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、ガス分析計による水素濃度（自主対策設備）の結果に基づき水素濃度を監視する。		

推定の評価	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8 vol%(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。 ②〔ガス分析計による水素濃度〕 ガス分析計による水素濃度（自主対策設備）の推定は、直接的に原子炉格納容器内の水素濃度を計測するものであり、推定方法として妥当である。 〔誤差による影響について〕 原子炉格納容器内の水素濃度を監視する目的は、原子炉格納容器内の水素濃度が大規模な燃焼を生じる可能性の高い濃度にあるかどうかを把握することであり、代替パラメータ（原子炉格納容器内水素処理装置温度、格納容器水素イグナイタ温度）による推定は、装置の作動状況により水素濃度の傾向が把握でき、計器誤差（原子炉格納容器内水素処理装置温度の誤差：±12.3℃、格納容器水素イグナイタ温度の誤差：±12.3℃）を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。 代替パラメータ（ガス分析計による水素濃度（自主対策設備））による推定は、同一物理量からの推定であり、原子炉格納容器内の水素濃度の傾向が把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。 以上より、これらの代替パラメータによる推定で、原子炉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。
-------	--

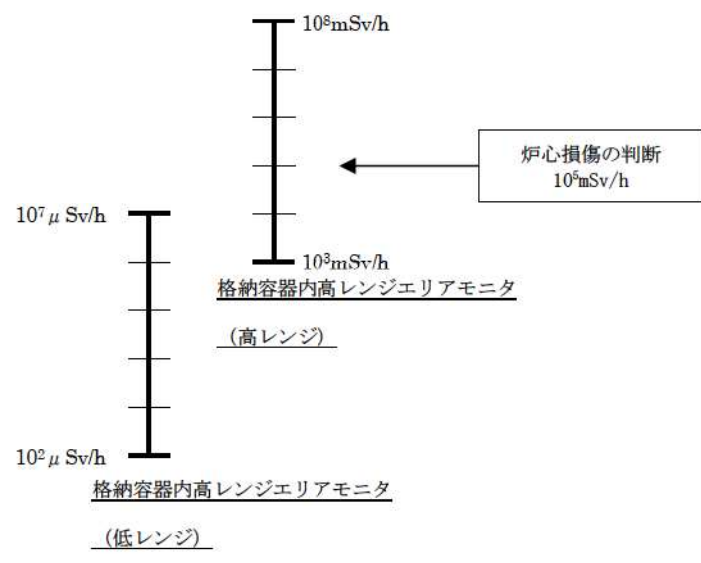
(k) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネル及び他ループを除く）による推定方法
について（アニュラス部の水素濃度）

項 目	アニュラス部の水素濃度		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	アニュラス水素濃度（可搬型）	0～20vol%	—
	〔アニュラス水素濃度〕	0～20vol%	—
代替 パラメータ	①〔アニュラス水素濃度〕 （アニュラス水素濃度（可搬型）の代替）	0～20vol%	—
	①アニュラス水素濃度（可搬型） （〔アニュラス水素濃度〕の代替）	0～20vol%	—
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにてアニュラス部の水素濃度を監視する目的は、原子炉格納容器からの水素漏えいがあるかどうかの確認である。		
推定方法	アニュラス部の水素濃度の主要パラメータであるアニュラス水素濃度（可搬型）の監視が不可能となった場合、監視可能であれば、アニュラス水素濃度（自主対策設備）により推定する。 アニュラス部の水素濃度の主要パラメータであるアニュラス水素濃度（自主対策設備）の監視が不可能となった場合、アニュラス水素濃度（可搬型）により推定する。 推定方法は、以下のとおりである。 ①〔アニュラス水素濃度〕 自主対策設備であるアニュラス水素濃度が使用可能であれば、アニュラス水素濃度（自主対策設備）により推定する。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。 ①アニュラス水素濃度（可搬型） アニュラス水素濃度（自主対策設備）の監視が不可能となった場合には、アニュラス水素濃度（可搬型）により推定する。		
推定の評価	①〔アニュラス水素濃度〕 アニュラス水素濃度（自主対策設備）による推定は、直接的にアニュラス部の水素濃度を計測するものであり、推定方法として妥当である。 ①アニュラス水素濃度（可搬型） アニュラス水素濃度（可搬型）による推定は、直接的にアニュラス部の水素濃度を計測するものであり、推定方法として妥当である。		

推定の評価	〔誤差による影響について〕 アニュラス部の水素濃度を監視する目的は、原子炉格納容器からの水素漏えいを把握することであり、代替パラメータ（アニュラス水素濃度（自主対策設備）、アニュラス水素濃度（可搬型））による推定は、同一物理量からの推定であり、アニュラス部の水素濃度の傾向を把握でき、計器誤差（アニュラス水素濃度（可搬型）の誤差：±1.15vol%）を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。 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、原子炉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。
-------	--

(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（原子炉格納容器内の放射線量率（1））

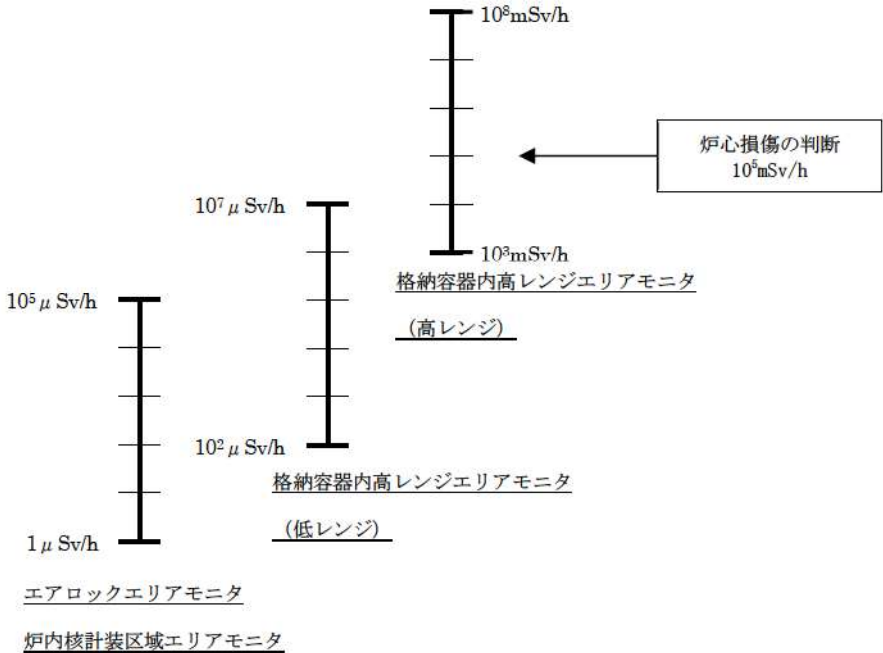
項 目	原子炉格納容器内の放射線量率（1）		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	格納容器内高レンジエリア モニタ（高レンジ）	$10^3 \sim 10^8 \text{ mSv/h}$	10^5 mSv/h 以下 炉心損傷判断の値は 10^5 mSv/h であり，設 計基準では炉心損傷し ないことからこの値を 下回る。
代替 パラメータ	①格納容器内高レンジエリ アモニタ（低レンジ）	$10^2 \sim 10^7 \mu \text{ Sv/h}$	同上
	① [モニタリングポスト及び モニタリングステーショ ン]	低レンジ： $8.7 \times 10^{-1} \sim$ $1.0 \times 10^4 \text{ nGy/h}$ 高レンジ： $1.0 \times 10^3 \sim$ $1.0 \times 10^8 \text{ nGy/h}$	同上
計測目的	重大事故等時において，主要パラメータにて原子炉格納容器内の放射線量率（1）を監視する目的は，炉心損傷の判断である。		
推定方法	原子炉格納容器内の放射線量率（1）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）の計測が不可能となった場合，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（自主対策設備）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桁以上上昇）により，炉心損傷のおそれが生じているか否かを推定する。 推定方法は，以下のとおりである。 ①格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ），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（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（自主対策設備）により原子炉格納容器内の放射線量率（1）を推定する。 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。		

推定方法	 推定可能範囲：$10^2 \sim 10^7 \mu\text{Sv/h}$
推定の評価	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（自主対策設備）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。 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。 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）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（自主対策設備）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。 [誤差による影響について] 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り、代替パラメータ（格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）、モニタリングポスト及びモニタリングステーション（自主対策設備））による推定は、同一物理量からの推定であり、計器誤差（格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）の誤差：$4.7 \times 10^{N-1} \sim 1.8 \times 10^N \mu\text{Sv/h}$（$N: 2 \sim 7$））を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。 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、原子炉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。

(m) 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（原子炉格納容器内の放射線量率（2））

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。
	〔格納容器じんあいモニタ〕	$10 \sim 10^7\text{cpm}$	バックグラウンド レベルを超える
	〔格納容器ガスモニタ〕	$10 \sim 10^7\text{cpm}$	バックグラウンド レベルを超える
	〔エアロックエリアモニタ〕	$1 \sim 10^5 \mu\text{Sv/h}$	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。
	〔炉内核計装区域エリアモニタ〕	$1 \sim 10^5 \mu\text{Sv/h}$	同上
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） （格納容器内高レンジエリアモ ニタ（低レンジ）の代替）	$10^3 \sim 10^8\text{mSv/h}$	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。
	②〔エアロックエリアモニタ〕 （格納容器内高レンジエリアモ ニタ（低レンジ）の代替）	$1 \sim 10^5 \mu\text{Sv/h}$	同上
	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）の代替）	$1 \sim 10^5 \mu\text{Sv/h}$	同上
	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〕， 〔格納容器ガスモニタ〕，〔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〕の代替）	$10^2 \sim 10^7 \mu\text{Sv/h}$	同上

計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の放射線量率（２）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。 特に重大事故等時において、安全注入に期待できない場合、１次冷却系保有水が流出することにより１次冷却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。 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。
推定方法	推定方法は以下のとおりである。 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〕 ①格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ） 原子炉格納容器内の放射線量率（２）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）の計測が不可能となった場合、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（自主対策設備である格納容器じんあいモニタ、格納容器ガスモニタ、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計測が不可能となった場合、主要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）を代替パラメータとして用いて原子炉格納容器内の放射線量率を計測する）。 また、エアロックエリアモニタ（自主対策設備）及び炉内核計装区域エリアモニタ（自主対策設備）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、その間の放射線量率と推定する。 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）、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計測範囲の関係は、以下のとおりである。

推定方法	 推定可能範囲： 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）：$10^3 \sim 10^8 \text{ mSv/h}$ 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）：$10^2 \sim 10^7 \mu \text{ Sv/h}$ 〔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〕：$1 \sim 10^5 \mu \text{ Sv/h}$
推定の評価	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。 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 10^6 mSv/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。 また、エアロックエリアモニタ（自主対策設備）及び炉内核計装区域エリアモニタ（自主対策設備）の計測範囲のうち、炉心損傷の判断の値となる 10^6 mSv/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。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（自主対策設備）及び炉内核計装区域エリアモニタ（自主対策設備）の測定範囲より高い場合は、その間の放射線量率と推定する。 〔誤差による影響について〕 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り、代替パラメータ（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）、エアロックエリアモニタ（自主対策設備）、炉内核計装区域エリアモニタ（自主対策設備））による推定は、同一物理量からの推定であり、計器誤差（格納容器内高レンジエリ

推定の評価	アモニタ（高レンジ）の誤差：$4.7 \times 10^{N-1} \sim 1.8 \times 10^N \text{ mSv/h}$（$N: 3 \sim 8$），格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）の誤差：$4.7 \times 10^{N-1} \sim 1.8 \times 10^N \mu \text{ Sv/h}$（$N: 2 \sim 7$））を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。 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，原子炉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。
-------	--

(n) 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（未臨界の維持又は監視）

項 目	未臨界の維持又は監視		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	出力領域中性子束	0～120% ($3.3 \times 10^5 \sim 1.2 \times 10^{10} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	最大値： 定格出力の約 194 倍 (制御棒飛び出し)
	中間領域中性子束	$10^{-11} \sim 5 \times 10^{-3} \text{A}$ ($1.3 \times 10^2 \sim 6.6 \times 10^{10} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	最大値： 定格出力の約 194 倍 (制御棒飛び出し)
	中性子源領域中性子束	1～ 10^6cps ($10^{-1} \sim 10^5 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	最大値： 定格出力の約 194 倍 (制御棒飛び出し)
	〔中間領域起動率〕	-0.5～5.0DPM	—
	〔中性子源領域起動率〕	-0.5～5.0DPM	—
代替 パラメータ	①出力領域中性子束 (中間領域中性子束の代替)	0～120% ($3.3 \times 10^5 \sim 1.2 \times 10^{10} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	最大値： 定格出力の約 194 倍 (制御棒飛び出し)
	①中間領域中性子束 (出力領域中性子束，中性子源 領域中性子束，〔中間領域起 動率〕及び〔中性子源領域起 動率〕の代替)	$10^{-11} \sim 5 \times 10^{-3} \text{A}$ ($1.3 \times 10^2 \sim 6.6 \times 10^{10} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	最大値： 定格出力の約 194 倍 (制御棒飛び出し)
	①中性子源領域中性子束 (中間領域中性子束，〔中間領 域起動率〕及び〔中性子源領 域起動率〕の代替)	1～ 10^6cps ($10^{-1} \sim 10^5 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	最大値： 定格出力の約 194 倍 (制御棒飛び出し)
	②1次冷却材温度（広域－高温 側） (出力領域中性子束の代替)	0～400℃	最大値：約 340℃
	②1次冷却材温度（広域－低温 側） (出力領域中性子束の代替)	0～400℃	最大値：約 339℃
	②ほう酸タンク水位 (出力領域中性子束，中間領域 中性子束及び中性子源領域 中性子束の代替)	0～100%	100%
	②〔中性子源領域起動率〕 (〔中間領域起動率〕の代替)	-0.5～5.0DPM	—
	②〔中間領域起動率〕 (〔中性子源領域起動率〕の代 替)	-0.5～5.0DPM	—

計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて未臨界を監視する目的は、制御棒又はほう酸水により原子炉が停止していることを確認するためである。
推定方法	(1) 出力領域中性子束 未臨界を監視する主要パラメータである出力領域中性子束の計測が不可能となった場合、代替パラメータの中間領域中性子束、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）又はほう酸タンク水位により推定する。 推定方法は以下のとおりである。 ① 中間領域中性子束 出力領域中性子束の計測が不可能となった場合、代替パラメータの中間領域中性子束により推定する。 ② 1次冷却材温度（広域－高温側）、1次冷却材温度（広域－低温側） 出力領域中性子束の計測が不可能となった場合、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包絡す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。 ③ ほう酸タンク水位 出力領域中性子束の計測が不可能となった場合、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) 中間領域中性子束 未臨界を監視する主要パラメータである中間領域中性子束の計測が不可能となった場合、代替パラメータの出力領域中性子束若しくは中性子源領域中性子束又はほう酸タンク水位により推定する。 推定方法は以下のとおりである。 ① 出力領域中性子束、中性子源領域中性子束 中間領域中性子束の計測が不可能となった場合、代替パラメータの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、代替パラメータの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。

推定方法	②ほう酸タンク水位 中間領域中性子束の計測が不可能となった場合、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。 (3) 中性子源領域中性子束 未臨界を監視する主要パラメータである中性子源領域中性子束の計測が不可能となった場合、代替パラメータの中間領域中性子束又はほう酸タンク水位により推定する。 推定方法は以下のとおりである。 ①中間領域中性子束 中性子源領域中性子束の計測が不可能となった場合、代替パラメータの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る推定を行う。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。 ③ほう酸タンク水位 中性子源領域中性子束の計測が不可能となった場合、代替パラメータの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。 (4) [中間領域起動率] 未臨界を監視する主要パラメータである中間領域起動率（自主対策設備）の計測が不可能となった場合、代替パラメータの中間領域中性子束、中性子源領域中性子束又は中性子源領域起動率（自主対策設備）により推定する。 推定方法は以下のとおりである。 ①中間領域中性子束 中間領域起動率（自主対策設備）の計測が不可能となった場合、代替パラメータの中間領域中性子束により推定する。 ①中性子源領域中性子束、② [中性子源領域起動率] 中性子源領域中性子束の測定範囲の場合、代替パラメータの中性子源領域中性子束及び中性子源領域起動率（自主対策設備）により推定する。 (5) [中性子源領域起動率] 未臨界を監視する主要パラメータである中性子源領域起動率（自主対策設備）の計測が不可能となった場合、代替パラメータの中性子源領域中性子束、中間領域中性子束又は中間領域起動率（自主対策設備）により推定する。
------	--

推定方法	推定方法は以下のとおりである。 ①中性子源領域中性子束 中性子源領域起動率（自主対策設備）の計測が不可能となった場合、代替パラメータの中性子源領域中性子束により推定する。 ①中間領域中性子束，②〔中間領域起動率〕 中間領域中性子束の測定範囲の場合，代替パラメータの中間領域中性子束及び中間領域起動率（自主対策設備）により推定する。
推定の評価	(1)出力領域中性子束 ①中間領域中性子束 中間領域中性子束による推定は直接的に原子炉出力を計測するものであり，原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。 ②1次冷却材温度（広域－高温側），1次冷却材温度（広域－低温側） 1次冷却材温度（広域－高温側）と1次冷却材温度（広域－低温側）の差による推定は，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原子炉出力を推定するものであり，原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。 ③ほう酸タンク水位 ほう酸タンクは，原子炉が低温状態において臨界未満に維持できる設備であるため，その機能が満足していることを，ほう酸タンク水位の低下量に基づき原子炉の未臨界状態に必要なほう酸水量が炉心に注入されたことから確認することができる。これにより，原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。 (2)中間領域中性子束 ①出力領域中性子束，中性子源領域中性子束 出力領域中性子束又は中性子源領域中性子束による推定は，直接的に原子炉出力を計測するものであり，原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。 ③ほう酸タンク水位 ほう酸タンクは，原子炉が低温状態において臨界未満に維持できる設備であるため，その機能が満足していることを，ほう酸タンク水位の低下量に基づき原子炉の未臨界状態に必要なほう酸水量が炉心に注入されたことから確認することができる。これにより，原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。

推定の評価	(3) 中性子源領域中性子束 ① 中間領域中性子束 中間領域中性子束による推定は、直接的に原子炉出力を計測するものであり、原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。 ③ ほう酸タンク水位 ほう酸タンクは、原子炉が低温状態において臨界未満に維持できる設備であるため、その機能が満足していることを、ほう酸タンク水位の低下量に基づき原子炉の未臨界状態に必要なほう酸水量が炉心に注入されたことから確認することができる。これにより、原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。 (4) [中間領域起動率] ① 中間領域中性子束 中間領域中性子束による推定は、直接的に原子炉出力を計測するものであり、原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。 ① 中性子源領域中性子束、② [中性子源領域起動率] 中性子源領域中性子束による推定は、直接的に原子炉出力を計測するものであり、原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。また、中性子源領域起動率（自主対策設備）による推定は、直接的に計測した原子炉出力から原子炉出力の変化率を計測するものであり、原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。 (5) [中性子源領域起動率] ① 中性子源領域中性子束 中性子源領域中性子束による推定は、直接的に原子炉出力を計測するものであり、原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。 ① 中間領域中性子束、② [中間領域起動率] 中間領域中性子束による推定は、直接的に原子炉出力を計測するものであり、原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。また、中間領域起動率（自主対策設備）による推定は、直接的に計測した原子炉出力から原子炉出力の変化率を計測するものであり、原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。 [誤差による影響について] 未臨界を監視する目的は、制御棒又はほう酸水により原子炉が停止していることを把握することであり、代替パラメータ（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、中間領域起動率（自主対策設備）、中性子源領域起動率（自主対策設備））による推定は、同一物量からの推定であり、原子炉が停止していることを把握でき、計器誤差（出力領域中性子束の誤差：±1.0%，中間領域中性子束の誤差：$5.4 \times 10^{N-1} \sim 1.9 \times 10^N$ A（N：-11～-3））、中
-------	---

推定の評価	性子源領域中性子束の誤差：$6.6 \times 10^{N-1} \sim 1.6 \times 10^N \text{cps}$ ($N: 0 \sim 6$)) を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。 代替パラメータ（1次冷却材温度（広域－高温側）、1次冷却材温度（広域－低温側））による推定は、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）の温度差と原子炉出力の相関関係から原子炉が停止していることを把握でき、計器誤差（1次冷却材温度（広域－高温側）の誤差：$\pm 4.4^\circ\text{C}$、1次冷却材温度（広域－低温側）の誤差：$\pm 4.4^\circ\text{C}$）を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。 代替パラメータ（ほう酸タンク水位）による推定は、原子炉へのほう酸水注入量により未臨界状態であるか否かを把握でき、計器誤差（ほう酸タンク水位の誤差：$\pm 1.0\%$）を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。 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、原子炉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。
-------	---

(o) 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（最終ヒートシンクの確保）

項 目	最終ヒートシンクの確保		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	格納容器内自然対流冷却		
	原子炉格納容器圧力	0 ～0.35MPa[gage]	最大値： 約 0.241MPa[gage]
	原子炉補機冷却水 サージタンク水位	0 ～100%	100%
	〔原子炉補機冷却水 サージタンク圧力（AM 用）〕	0 ～1.0MPa[gage]	—
	〔C，D－格納容器再 循環ユニット補機冷却 水流量〕	0 ～120m³/h	—
	格納容器再循環ユニッ ト入口温度／出口温度	0 ～200℃	—
	〔C，D－原子炉補機 冷却水冷却器出口補機 冷却水温度〕	0 ～100℃	—
	〔B－原子炉補機冷却 水戻り母管温度〕	0 ～100℃	—
	蒸気発生器 2 次側からの除熱による発電用原子炉の冷却		
	主蒸気ライン圧力	0 ～8.5MPa[gage]	最大値： 約 7.8MPa[gage]
	蒸気発生器水位（狭域）	0 ～100%	最大値：100%以上 最小値：0 %以下
	蒸気発生器水位（広域）	0 ～100%	最大値：100%以上 最小値：0 %以下
	補助給水流量	0 ～130m³/h	50m³/h
	〔主蒸気流量〕	0 ～2,000t/h	最大値：約 4,836t/h
代替 パラメータ	格納容器内自然対流冷却		
	①格納容器圧力(AM 用) (原子炉格納容器圧力 の代替)	0 ～1.0MPa[gage]	—

代替 パラメータ	①格納容器内温度 (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] 及び格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度の代替)	0 ~ 220℃	最大値 : 約 124℃
	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, [C, D-原子炉補機冷却水冷却器出口補機冷却水温度] 及び [B-原子炉補機冷却水戻り母管温度] の代替)	0 ~ 200℃	—
	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)] の代替)	0 ~ 1.0MPa[gage]	—
	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] 及び格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度の代替)	0 ~ 0.35MPa[gage]	最大値 : 約 0.241MPa[gage]
	蒸気発生器 2 次側からの除熱による発電用原子炉の冷却		
	① 1 次冷却材温度 (広域-低温側) (主蒸気ライン圧力, 蒸気発生器水位 (狭域) 及び蒸気発生器水位 (広域) の代替)	0 ~ 400℃	最大値 : 約 339℃

代替 パラメータ	② 1 次冷却材温度（広域－高温側） （主蒸気ライン圧力，蒸気発生器水位（狭域）及び蒸気発生器水位（広域）の代替）	0～400℃	最大値：約 340℃
	① 蒸気発生器水位（広域） （蒸気発生器水位（狭域），補助給水流量及び〔主蒸気流量〕の代替）	0～100%	最大値：100%以上 最小値：0%以下
	① 蒸気発生器水位（狭域） （蒸気発生器水位（広域），補助給水流量及び〔主蒸気流量〕の代替）	0～100%	最大値：100%以上 最小値：0%以下
	① 補助給水ピット水位 （補助給水流量の代替）	0～100%	100%
	① 主蒸気ライン圧力 （〔主蒸気流量〕の代替）	0～8.5MPa[gage]	最大値： 約 7.8MPa[gage]
	② 補助給水流量 （〔主蒸気流量〕の代替）	0～130m ³ /h	50m ³ /h
計測目的	重大事故等時において，主要パラメータにて最終ヒートシンクの確保を監視する目的は，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の除熱が適切に行われているかどうかの確認である。 なお，最終ヒートシンクの確保はプラント状態を監視するため，単一パラメータで確認することは困難であり，複数のパラメータを組み合わせることにより監視が可能である。		
推定方法	1. 格納容器内自然対流冷却 (1) 原子炉格納容器圧力 ① 格納容器圧力（AM 用） 原子炉格納容器圧力の監視が不可能となった場合には，格納容器圧力（AM 用）により推定する。		

推定方法	①格納容器内温度 原子炉格納容器圧力の監視が不可能となった場合には、原子炉格納容器内の雰囲気温度と水温が平衡状態にあると仮定し、格納容器内温度により推定する。 〔補足〕 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。 ・これまでに損傷炉心を冷却するための水が1次冷却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こと。 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。 <table border="0"> <tr> <td>圧力パラメータ</td><td>①原子炉格納容器圧力 ②格納容器圧力（AM用）</td></tr> <tr> <td>温度パラメータ</td><td>①格納容器内温度</td></tr> <tr> <td>注入量パラメータ</td><td>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</td></tr> </table> 推定可能範囲：0～1.0MPa〔gage〕 (2)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監視が不可能となった場合には、可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）の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。 (3)〔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）（自主対策設備）の監視が不可能となった場合には、原子炉補機冷却水サージタンク圧力（可搬型）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。	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）	温度パラメータ	①格納容器内温度	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
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）						
温度パラメータ	①格納容器内温度						
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						

推定方法	(4) [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, 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（自主対策設備）の監視が不可能となった場合には, 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。 (5) 格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度 ①格納容器内温度, 原子炉格納容器圧力 可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）の監視が不可能となった場合には, 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。 (6) [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（自主対策設備）の監視が不可能となった場合には, 可搬型温度計測装置（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。 (7) [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（自主対策設備）の監視が不可能となった場合には, 可搬型温度計測装置（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。 2. 蒸気発生器2次側からの除熱による発電用原子炉の冷却 (1) 主蒸気ライン圧力 ①1次冷却材温度（広域－低温側） 主蒸気ライン圧力の監視が不可能となった場合には, 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, 飽和温度／圧力の関係を利用して1次冷却材温度（広域－低温側）により主蒸気ライン圧力を推定し, 最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。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。 ②1次冷却材温度（広域－高温側） 主蒸気ライン圧力の監視が不可能となった場合には, 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, 飽和温度／圧力の関係を利用して1次冷却材温度（広域－高温側）により主蒸気ライン圧力を推定し, 最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。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。 (2) 蒸気発生器水位（狭域） ①蒸気発生器水位（広域）
------	---

推定方法	蒸気発生器水位（狭域）の監視が不可能となった場合には、相関関係のある蒸気発生器水位（広域）の傾向監視により、蒸気発生器水位（狭域）を推定し、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。 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） 蒸気発生器水位（狭域）の監視が不可能となった場合には、1 次冷却材温度（広域－低温側），1 次冷却材温度（広域－高温側）の傾向監視により、蒸気発生器水位（狭域）を推定し、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。 (3) 蒸気発生器水位（広域） ① 蒸気発生器水位（狭域） 蒸気発生器水位（広域）の監視が不可能となった場合には、測定範囲内であれば蒸気発生器水位（狭域）にて推定する。 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） 蒸気発生器水位（広域）の監視が不可能となった場合には、1 次冷却材温度（広域－低温側），1 次冷却材温度（広域－高温側）の傾向監視により、蒸気発生器水位（狭域）を推定し、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。 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）及び 1 次冷却材温度（広域－高温側）が上昇傾向となることで推定することができる。 (4) 補助給水流量 ① 補助給水ピット水位 蒸気発生器への注水時において補助給水流量の監視が不可能となった場合には、水源である補助給水ピット水位の傾向監視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。 ① 蒸気発生器水位（広域） 蒸気発生器への注水時において補助給水流量の監視が不可能となった場合には、注入先の蒸気発生器水位（広域）の傾向監視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。 ① 蒸気発生器水位（狭域） 蒸気発生器への注水時において補助給水流量の監視が不可能となった場合には、注入先の蒸気発生器水位（狭域）の傾向監視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。 (5) 〔主蒸気流量〕 ① 主蒸気ライン圧力 主蒸気流量（自主対策設備）の監視が不可能となった場合には、主蒸気ラ
-------------	---

推定方法	イン圧力の傾向監視により、蒸気発生器2次側による除熱状態を監視し、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。 ①蒸気発生器水位（狭域）、蒸気発生器水位（広域）、②補助給水流量 主蒸気流量（自主対策設備）の監視が不可能となった場合には、蒸気発生器水位（狭域）及び蒸気発生器水位（広域）並びに補助給水流量の傾向監視により、主蒸気流量（自主対策設備）を推定する。
推定の評価	1. 格納容器内自然対流冷却 (1) 原子炉格納容器圧力 ①格納容器圧力（AM 用） 格納容器圧力（AM 用）の低下傾向を確認することで、除熱が適切に行われていることを確認することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。本推定方法は、原子炉格納容器圧力の計測範囲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。（格納容器圧力（AM 用）の誤差：±0.015MPa） ①格納容器内温度 格納容器内温度の低下傾向を確認することで、除熱が適切に行われていることを確認することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。本推定方法は、原子炉格納容器内が飽和状態である場合にその飽和圧力の推定が可能であるため、原子炉格納容器圧力の推定に有効である。（格納容器内温度の誤差：±4.4℃） (2) 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 除熱対象である原子炉格納容器内の温度を示す可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）の低下傾向を確認することができれば、除熱が適切に行われていることを確認することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。（可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）の誤差：±（0.45℃＋読み値の0.5%）） (3) 〔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内の圧力を同等の仕様の圧力計で計測することにより、原子炉補機冷却水サージタンク圧力（AM 用）（自主対策設備）を推定することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。本推定方法は、原子炉補機冷却水サージタンク圧力（AM 用）（自主対策設備）の計測範囲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。（原子炉補機冷却水サージタンク圧力（可搬型）の誤差：±0.016MPa）

推定の評価	(4) [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, 原子炉格納容器圧力 除熱対象である格納容器内温度及び原子炉格納容器圧力の低下傾向を確認することができれば, 除熱が適切に行われていることを確認することができ, 最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。(格納容器内温度の誤差: $\pm 4.4^{\circ}\text{C}$, 原子炉格納容器圧力の誤差: $\pm 0.0044\text{MPa}$) (5) 格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度 ①格納容器内温度, 原子炉格納容器圧力 除熱対象である格納容器内温度及び原子炉格納容器圧力の低下傾向を確認することができれば, 除熱が適切に行われていることを確認することができ, 最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。(格納容器内温度の誤差: $\pm 4.4^{\circ}\text{C}$, 原子炉格納容器圧力の誤差: $\pm 0.0044\text{MPa}$) (6) [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 可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度)による推定は, 格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度の温度差の減少傾向を確認することができれば, 除熱が適切に行われていることを確認することができ, 最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。(可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度)の誤差: $\pm (0.45^{\circ}\text{C} + \text{読み値の} 0.5\%)$) (7) [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 可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度)による推定は, 格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度の温度差の減少傾向を確認することができれば, 除熱が適切に行われていることを確認することができ, 最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。(可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度)の誤差: $\pm (0.45^{\circ}\text{C} + \text{読み値の} 0.5\%)$) 2. 蒸気発生器2次側からの除熱による発電用原子炉の冷却 (1) 主蒸気ライン圧力 ①1次冷却材温度(広域－低温側) 1次冷却材温度(広域－低温側)による推定方法は, 1次冷却系が満水状態で蒸気発生器2次側が飽和状態の場合, 飽和温度/圧力の関係を利用して1次冷却材温度から主蒸気ライン圧力を推定し, 蒸気発生器2次側圧力の低下傾向を確認することで除熱が適切に行われていることを確認することができ, 最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。(1次冷却材温度(広域－低温側): $\pm 4.4^{\circ}\text{C}$)
-------	--

推定の評価	② 1 次冷却材温度（広域－高温側） 1 次冷却材温度（広域－高温側）による推定方法は、1 次冷却系が満水状態で蒸気発生器 2 次側が飽和状態の場合、飽和温度／圧力の関係を利用して 1 次冷却材温度から主蒸気ライン圧力を推定し、蒸気発生器 2 次側圧力の低下傾向を確認することで除熱が適切に行われていることを確認することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。（1 次冷却材温度（広域－高温側）：±4.4℃） (2) 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（広域）の傾向監視により、除熱が適切に行われていることを確認することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。本推定方法は、蒸気発生器水位（狭域）の計測範囲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。（蒸気発生器水位（広域）の誤差：±1.25%） 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） 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）の傾向監視による蒸気発生器水位（狭域）の推定方法は、1 次冷却材温度が低下又は安定していることを確認することができれば、1 次冷却系を除熱するのに十分な蒸気発生器 2 次側保有水量が確保されていることを推定することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。なお、1 次冷却材温度が上昇している場合は、1 次冷却系を除熱することが可能なだけの蒸気発生器の保有水量が残存していない、若しくは蒸気発生器がドライアウトしていることが推定できる。（1 次冷却材温度（広域－低温側）：±4.4℃，1 次冷却材温度（広域－高温側）：±4.4℃） (3) 蒸気発生器水位（広域） ① 蒸気発生器水位（狭域） 蒸気発生器水位（狭域）の傾向監視により、除熱が適切に行われていることを確認することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。本推定方法は、蒸気発生器水位（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。（蒸気発生器水位（狭域）の誤差：±1.0%） 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） 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）の傾向監視による蒸気発生器水位（広域）の推定方法は、1 次冷却材温度が低下又は安定していることを確認することができれば、1 次冷却系を除熱するのに十分な蒸気発生器 2 次側保有水量が確保されていることを推定することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。なお、1 次冷却材温度が上昇している場合は、1 次冷却系を除熱することが可能なだけの蒸気発生器の保有水量が残存していない、若しくは蒸気発生器がドライアウト
-------	--