

本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉審査資料	
資料番号	KK67-0072 改43
提出年月日	平成29年2月3日

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉

重大事故等対処設備について

平成29年2月

東京電力ホールディングス株式会社

目次

1. 重大事故等対処設備
 - 1.1 重大事故等対処設備の設備分類
2. 基本設計の方針
 - 2.1 耐震性・耐津波性
 - 2.1.1 発電用原子炉施設の位置
 - 2.1.2 耐震設計の基本方針
 - 2.1.3 耐津波設計の基本方針
 - 2.2 火災による損傷の防止
 - 2.3 重大事故等対処設備の基本設計方針
 - 2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等
 - 2.3.2 容量等
 - 2.3.3 環境条件等
 - 2.3.4 操作性及び試験・検査性
3. 個別設備の設計方針
 - 3.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備
 - 3.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
 - 3.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
 - 3.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
 - 3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
 - 3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
 - 3.7 原子炉格納容器内の過圧破損を防止するための設備
 - 3.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
 - 3.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備
 - 3.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備
 - 3.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
 - 3.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備
 - 3.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備
 - 3.14 電源設備
 - 3.15 計装設備
 - 3.16 原子炉制御室
 - 3.17 監視測定設備
 - 3.18 緊急時対策所
 - 3.19 通信連絡を行うために必要な設備
 - 3.20 原子炉本体
 - 3.21 原子炉格納施設
 - 3.22 燃料貯蔵施設
 - 3.23 非常用取水設備

- 別添資料-1 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（格納容器圧力逃がし装置について）
- 別添資料-2 復水補給水系を用いた代替循環冷却の成立性について
- 別添資料-3 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備について

下線部：今回ご提出資料

3.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備【44条】

【設置許可基準規則】

(緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備)

第四十四条 発電用原子炉施設には、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な設備を設けなければならない。

(解釈)

1 第44条に規定する「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」とは、発電用原子炉が緊急停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力又は原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合のことをいう。

2 第44条に規定する「発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。

(1) BWR

- a) センサー出力から最終的な作動装置の入力までの原子炉スクラム系統から独立した代替反応度制御棒挿入回路 (ARI) を整備すること。
- b) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」に、原子炉出力を制御するため、原子炉冷却材再循環ポンプを自動で停止させる装置を整備すること。
- c) 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入設備 (SLCS) を整備すること。

(2) PWR

- a) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」に、原子炉出力を抑制するため、補助給水系ポンプを自動的に起動させる設備及び蒸気タービンを自動で停止させる設備を整備すること。
- b) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」には、化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備による十分な量のほう酸水注入を実施する設備を整備すること。

3.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

3.1.1 設置許可基準規則第44条への適合方針

運転時の異常な過渡変化時において原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合、又は、当該事象が発生した場合においても、原子炉を未臨界にするための設備として、ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）（ARI）、ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）、及び、ほう酸水注入系（SLC）を設ける。

- (1) ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）（設置許可基準規則解釈の第2項(1)a)

多重化された原子炉緊急停止系から独立した ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）を設け、原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル2）の信号により全制御棒を挿入させることができる設計とする。なお、スクラム失敗時は手動により ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）を動作させることができる設計とする。

また、ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）により作動する制御棒、制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットについて、原子炉を未臨界にする設計とする。

- (2) ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）（設置許可基準規則解釈の第2項(1)b)

多重化された原子炉緊急停止系から独立した ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）を設けることにより、原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル3）の信号により、原子炉冷却材再循環ポンプ4台を自動トリップできる設計とし、原子炉水位低（レベル2）の信号により、原子炉冷却材再循環ポンプ6台を自動トリップできる設計とする。なお、スクラム失敗時は手動により原子炉冷却材再循環ポンプをトリップさせることができる設計とする。

- (3) ほう酸水注入系（設置許可基準規則解釈の第2項(1)c)

ほう酸水注入系は、原子炉を十分未臨界にするための反応度制御能力を有する設計とする。

また、重大事故等時において原子炉スクラム失敗時に自動減圧系が自動起動すると、高圧炉心注水系及び低圧注水系から大量の冷水が注水され、出力の急激な上昇に繋がるため、自動減圧系及び代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）の自動起動阻止回路を用いて、自動起動を阻止する設計とする。

（これについては「3.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備（設置許可基準規則第46条に対する設計方針を示す章）」で示す。）

なお、緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための自主対策設備として、以下を整備する。

- (4) 手動スクラムボタン
手動スクラムボタンを操作することで、制御棒のスクラム動作が可能であることから、手動スクラムボタンを整備している。
- (5) 原子炉モードスイッチ「停止」
原子炉モードスイッチを「停止」位置に切り替えることで、制御棒のスクラム動作が可能であることから、原子炉モードスイッチを整備している。
- (6) スクラムテストスイッチ
スクラムテストスイッチを操作することで、制御棒のスクラム動作が可能であることから、スクラムテストスイッチを整備している。
- (7) スクラムソレノイドヒューズ
現場に設置してあるスクラムソレノイドヒューズを引き抜くことでスクラムパイロット弁電磁コイルの電源を遮断し、制御棒のスクラム動作が可能であることから、スクラムソレノイドヒューズを整備している。
- (8) 制御棒操作監視系，制御棒駆動機構（電動駆動）
スクラムテストスイッチ又はスクラムソレノイドヒューズの操作完了までの間、もしくはこれらの操作が実施できない場合に、制御棒を自動若しくは手動にて電動駆動で挿入する手段として有効であることから、制御棒操作監視系，制御棒駆動機構（電動駆動）を整備している。
- (9) 給水制御系，給水系（電動駆動原子炉給水ポンプ），原子炉隔離時冷却系，高圧炉心注水系
給水系（電動駆動原子炉給水ポンプ），原子炉隔離時冷却系，高圧炉心注水系による原子炉への給水量の調整により，原子炉水位を低下でき，原子炉の出力抑制を行えることから，給水制御系，給水系（電動駆動原子炉給水ポンプ），原子炉隔離時冷却系，高圧炉心注水系を整備している。

3.1.2 重大事故等対処設備

3.1.2.1 ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）

3.1.2.1.1 設備概要

ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、原子炉が運転を緊急に停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力、原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合に、原子炉を未臨界にするため代替制御棒挿入を行うための機能である。

本システムは、検出器（原子炉圧力及び原子炉水位）、論理回路、代替制御棒挿入機能用電磁弁で構成し、原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル 2）の場合に、代替制御棒挿入信号を発信する回路で構成する。原子炉圧力高及び原子炉水位低（レベル 2）の検出器を多重化し、原子炉圧力高は 2 out of 3 論理にて、原子炉水位低（レベル 2）は 2 out of 4 論理にて、作動回路が自動的に信号を発信するよう、信頼性向上を図る設計とする。

また、中央制御室の手動スイッチにより、代替制御棒挿入信号を発信する回路を作動することが可能な設計とする。

なお、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）により作動する制御棒、制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットについても、重大事故等対処設備として整備する。重大事故等対処設備一覧を表3.1-1に示す。

表 3.1-1 ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）【常設】 上記 ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）にて作動する設備として、以下の設備を整備する。 制御棒【常設】 制御棒駆動機構（水圧駆動）【常設】 制御棒駆動系水圧制御ユニット【常設】
附属設備	—
水源	—
流路	制御棒駆動系配管【常設】
注水先	—
電源設備 ^{※1}	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）【常設】
計装設備 ^{※2}	平均出力領域モニタ【常設】 起動領域モニタ【常設】

※1：単線結線図を補足説明資料 44-2 に示す。

電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

※2：主要設備を用いた炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態

計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

なお、ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、以降、代替制御棒挿入機能という。

3.1.2.1.2 主要設備の仕様

図 3.1-1 に代替制御棒挿入機能の説明図を示す。

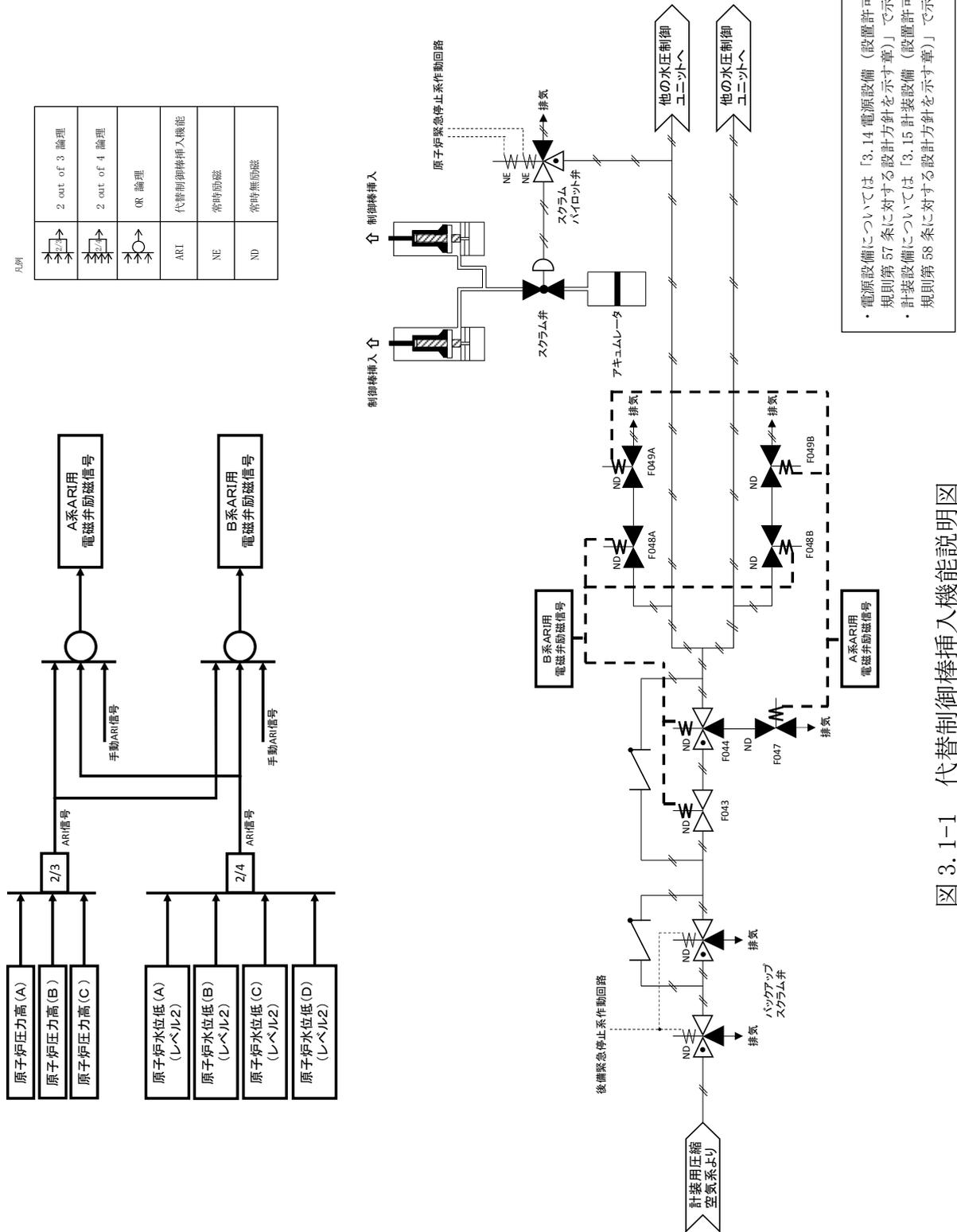


図 3.1-1 代替制御棒挿入機能説明図

・電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。
 ・計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 制御棒

種類 : 十字形
中性子吸収材 : ボロンカーバイド粉末
有効長さ : 約 3.6m
個数 : 205
取付箇所 : 原子炉格納容器内(原子炉圧力容器内)

(2) 制御棒駆動機構 (水圧駆動)

最高使用圧力 : 8.62MPa
最高使用温度 : 302°C
個数 : 205
取付箇所 : 原子炉格納容器内

(3) 制御棒駆動系水圧制御ユニット (アキュムレータ)

種類 : たて置円筒形
容量 : 66L/個
最高使用圧力 : 18.6MPa
最高使用温度 : 66°C
個数 : 103
取付箇所 : 原子炉建屋地下 3 階

3.1.2.1.3 設置許可基準規制第43条への適合方針

3.1.2.1.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重その他の使用条件において，重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

代替制御棒挿入機能は，中央制御室及び二次格納施設内に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，中央制御室及び二次格納施設内の環境条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，以下の表3.1-2に示すような設計とする。

また，制御棒，制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットは，原子炉格納容器内及び二次格納施設内に設置される設備であることから，その機能を期待される重大事故等時の原子炉格納容器内及び二次格納施設内の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，表3.1-2に示す設計とする。

(44-3-2, 3, 8～10, 15, 16)

表 3.1-2 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉格納容器内，中央制御室及び二次格納施設内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	原子炉格納容器内，中央制御室及び二次格納施設内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

代替制御棒挿入機能は、検出器を多重化し作動回路が2 out of 4論理もしくは2 out of 3論理にて自動的に信号を発信するよう、信頼性向上を図る設計とする。

なお、中央制御室にて、制御棒挿入状態の確認によりスクラムが失敗していることが確認された場合は、中央制御室の制御盤にて手動による代替制御棒挿入機能の操作が可能な設計とする。

中央制御室の操作スイッチを操作するにあたり、運転員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、操作対象については銘板をつけることで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。以下の表 3.1-3 に操作対象機器を示す。

また、想定される重大事故等が発生した場合において、制御棒、制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットは、操作不要な設計とする。

(44-3-16)

表 3.1-3 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
代替制御棒挿入機能用電磁弁	無励磁→励磁	中央制御室	スイッチ操作

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

(i) 要求事項

健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

代替制御棒挿入機能は、制御棒挿入機能の作動信号を発信する設備であり、運転中に試験又は検査を実施する場合には、過大な出力変動等によりプラントに外乱を与える可能性があり、かつ、試験中又は検査中は代替制御棒挿入機能自体が維持できない状態となる為、発電用原子炉の停止中に機能・性能の確認が可能な設計とする。

機能試験では、模擬入力による論理回路の動作確認が可能な設計とする。また、性能試験では、模擬入力による校正及び設定値確認が可能な設計とする。

(44-5-2, 4, 5)

表 3.1-4 代替制御棒挿入機能の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
停止中	機能・性能試験	論理回路の動作確認 設定値確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認

制御棒、制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットは、表 3.1-5 に示すように発電用原子炉の停止中に機能・性能試験、分解検査及び外観検査を実施することで、機能・性能の確認が可能な設計とする。

制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットは、機能・性能試験として、制御棒を全引抜き位置からスクラムスイッチによりスクラムさせ、スクラム時間について性能の確認を行うことが可能な設計とする。

また、分解検査として、浸透探傷試験により性能に影響を及ぼす指示模様がないこと、目視により性能に影響を及ぼす恐れのある傷、割れ等がないことについて、制御棒駆動機構（水圧駆動）、制御棒駆動系水圧制御ユニット部品の表面状態の確認を行うことが可能な設計とする。

制御棒は、外観検査として、目視により性能に影響を及ぼす恐れのある傷、割れ等がないことについて、表面状態の確認を行うことが可能な設計とする。

(44-5-6, 8~10, 13, 15~18, 20, 22, 24~26, 29, 31~33, 35)

表 3.1-5 制御棒、制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットの試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
停止中	機能・性能試験	スクラム性能の確認
	分解検査	制御棒駆動機構（水圧駆動）、制御棒駆動系水圧制御ユニット部品の表面状態を、試験及び目視により確認
	外観検査	制御棒外観の確認

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

(i) 要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

代替制御棒挿入機能は、本来の用途以外の用途には使用しない設計とする。
また、制御棒、制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットは、本来の用途以外の用途として使用するための切り替えが不要であり、制御棒、制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットの使用にあたり切り替えせずに使用できる設計とする。

(44-4-2)

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。

代替制御棒挿入機能は、他の設備に悪影響を及ぼさないよう以下の措置を講じる設計とする。

代替制御棒挿入機能は、検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁まで設計基準事故対処設備である多重化された原子炉緊急停止系とは独立した構成となっており、**多重化された**原子炉緊急停止系に悪影響を与えない設計とする。

多重化された原子炉緊急停止系と代替制御棒挿入機能の電源は、遮断器又はヒューズによる電気的な分離をすることで**多重化された**原子炉緊急停止系に悪影響を与えない設計とする。

また、制御棒、制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットは、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用可能とする。

(44-4-2, 44-8-2～9)

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

代替制御棒挿入機能の手動回路について、操作が必要な機器の設置場所、操作場所を表 3.1-6 に示す。代替制御棒挿入機能用電磁弁は、中央制御室で操作を行う設計としており、操作場所の放射線量が高くなるおそれが少ないため操

作が可能である。

なお、制御棒、制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットは、原子炉格納容器内及び二次格納施設内に設置されている設備であるが、代替制御棒挿入機能による信号にて動作可能であり、制御棒、制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットについては操作不要な設計とする。

(44-3-8, 15, 16)

表 3.1-6 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
代替制御棒挿入機能用電磁弁	原子炉建屋地下3階	中央制御室

3.1.2.1.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）

(i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

代替制御棒挿入機能は、原子炉圧力上昇及び原子炉水位低下に至る ATWS 事象の発生時に、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界にするためのシステムである。このため、スクラム不作動時に作動するシステムであることを考慮し、「原子炉圧力高」信号の計器誤差を考慮して確実に作動する設計とする。また、原子炉水位低（レベル3）スクラム発生時の制御棒挿入失敗時に作動するシステムであることを考慮し、「原子炉水位低（レベル2）」信号の計器誤差を考慮して確実に作動する設計とする。

制御棒、制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットは、原子炉を未臨界にすることが可能な能力を有する設計とする。また、アキュムレータの容量にて全ての制御棒を全挿入することが可能な駆動水を有する容量とし、設計基準対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等の仕様に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設の容量等と同仕様の設計とする。

(44-6-2, 3, 7, 8)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）

(i) 要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設

に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。

代替制御棒挿入機能は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

また、制御棒、制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットは、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第43条第2項三）

(i) 要求事項

常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。

代替制御棒挿入機能は、検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁まで**多重化された**原子炉緊急停止系とは独立した構成となっており、地震、火災、溢水等の主要な共通要因故障によって同時に機能を損なわれない設計とする。

代替制御棒挿入機能の論理回路はアナログ回路であるが、**多重化された**原子炉緊急停止系の論理回路はデジタル回路で構築されており、多様性を有する設計とする。

多重化された原子炉緊急停止系と代替制御棒挿入機能の電源は、遮断器又はヒューズによる電氣的な分離をすることで**多重化された**原子炉緊急停止系と同時に機能が損なわれない設計とする。

(44-8-2~9)

3.1.2.2 ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）

3.1.2.2.1 設備概要

ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）は、原子炉が運転を緊急に停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力、原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合に、原子炉出力を制御するため、原子炉冷却材再循環ポンプを停止させることを目的とした機能である。

本システムは、検出器（原子炉圧力及び原子炉水位）、論理回路、原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置（停止に必要な部位）で構成する。本システムの目的は、原子炉冷却材再循環ポンプを停止させることであるが、ABWR の原子炉冷却材再循環ポンプは慣性が小さく、10 台全台を停止させると冷却能力の低下を招くことから、原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル 3）の信号により、原子炉冷却材再循環ポンプ 4 台を自動停止し、原子炉水位低（レベル 2）の信号により、原子炉冷却材再循環ポンプ 6 台を自動停止する設計とする。原子炉圧力高及び原子炉水位低（レベル 2）の検出器を多重化し、原子炉圧力高及び原子炉水位低（レベル 3）は 2 out of 3 論理にて、原子炉水位低（レベル 2）は 2 out of 4 論理にて、作動回路が自動的に信号を発信するよう、信頼性向上を図る設計とする。

また、中央制御室の手動スイッチにより、原子炉冷却材再循環ポンプをトリップすることが可能な設計とする。

表 3.1-7 ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）【常設】
附属設備	—
水源	—
流路	—
注水先	—
電源設備 ^{※1}	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）【常設】
計装設備 ^{※2}	平均出力領域モニタ【常設】 起動領域モニタ【常設】

※1：単線結線図を補足説明資料 44-2 に示す。

電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

※2：主要設備を用いた炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態
計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

なお、ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）は、以降、代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能という。

3. 1. 2. 2. 2 主要設備の仕様

図 3. 1-2 に代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能の説明図を示す。

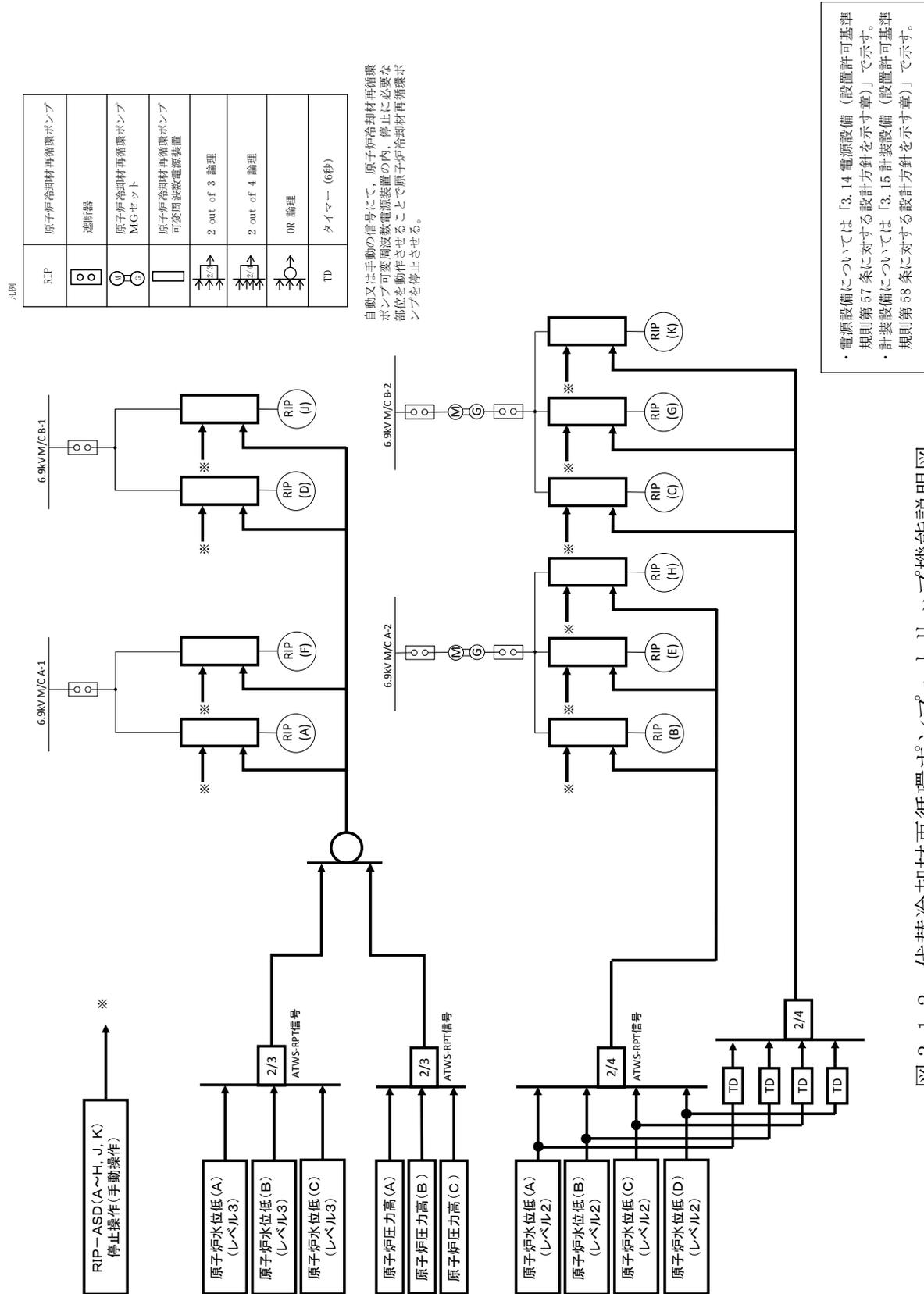


図 3. 1-2 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能説明図

3.1.2.2.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.1.2.2.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重その他の使用条件において，重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能は，中央制御室及び二次格納施設内に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，中央制御室及び二次格納施設内の環境条件を考慮し，以下の表3.1-8に示すような設計とする。

(44-3-2, 4, 9, 11, 16)

表 3.1-8 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	中央制御室及び二次格納施設内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	中央制御室及び二次格納施設内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能は、検出器を多重化し、作動回路が 2 out of 4 論理もしくは 2 out of 3 論理にて自動的に信号を発信するよう、信頼性向上を図る設計とする。

なお、中央制御室の制御盤にて手動による原子炉冷却材再循環ポンプを手動停止させることが可能な設計とする。

中央制御室の操作スイッチを操作するにあたり、運転員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、操作対象については銘板をつけることで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。以下の表3.1-9に操作対象機器を示す。

(44-3-16)

表 3.1-9 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置	起動→停止	中央制御室	スイッチ操作

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

(i) 要求事項

健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能は、原子炉冷却材再循環ポンプ・トリップ機能の作動信号を発信する設備であり、運転中に試験又は検査を実施する場合には、過大な出力変動等によりプラントに外乱を与える可能性があり、かつ、試験中又は検査中は機能自体が維持できない状態となる為、発電用原子炉の停止中に機能・性能の確認が可能な設計とする。

機能試験では、模擬入力による論理回路の動作確認が可能な設計とする。また、性能試験では、模擬入力による校正及び設定値確認が可能な設計とする。

(44-5-3, 4, 5)

表 3.1-10 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
停止中	機能・性能試験	論理回路の動作確認 設定値確認

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

(i) 要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能は、本来の用途以外の用途には使用しない設計とする。

(44-4-3)

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能は、他の設備に悪影響を及ぼさないよう以下の措置を講じる設計とする。

代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能は、検出器から原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置（停止に必要な部位）まで設計基準事故対処設備である多重化された原子炉緊急停止系とは独立した構成となっており、**多重化された原子炉緊急停止系**に悪影響を与えない設計とする。

多重化された原子炉緊急停止系と代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能の電源は、遮断器又はヒューズによる電氣的な分離をすることで**多重化された原子炉緊急停止系**に悪影響を与えない設計とする。

(44-8-2～9)

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能は、現場における操作が不要な設計

とする。

なお、中央制御室の制御盤にて手動による原子炉冷却材再循環ポンプを手動停止させる場合について、操作が必要な機器の設置場所、操作場所を表 3.1-11 に示す。操作スイッチは、中央制御室で操作を行う設計としており、操作場所の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

(44-3-16)

表 3.1-11 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置	原子炉建屋地下 1 階	中央制御室

3.1.2.3.2.2 設置許可基準規則第 43 条第 2 項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第 43 条第 2 項一）

(i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能は、原子炉圧力上昇及び原子炉水位低下に至る ATWS 事象の発生時に、炉心の著しい損傷を防止し、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため、「原子炉水位低（レベル 2，レベル 3）」及び「原子炉圧力高」信号の計器誤差を考慮して確実に作動する設計とする。

なお、ABWR の原子炉冷却材再循環ポンプは慣性が小さく、10 台全台停止させると冷却能力の低下を招くことから、原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル 3）の信号により、原子炉冷却材再循環ポンプ 4 台を自動停止し、原子炉水位低（レベル 2）の信号により、原子炉冷却材再循環ポンプ 6 台を自動停止する設計とする。

(44-6-4～6)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第 43 条第 2 項二）

(i) 要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 2 項三）

(i) 要求事項

常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。

代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能は、検出器から原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置（停止に必要な部位）まで多重化された原子炉緊急停止系とは独立した構成となっており、地震、火災、溢水等の主要な共通要因故障によって同時に機能を損なわれない設計とする。

代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能の論理回路はアナログ回路であるが、多重化された原子炉緊急停止系の論理回路はデジタル回路で構築されており、多様性を有する設計とする。

多重化された原子炉緊急停止系と代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能の電源は、遮断器又はヒューズによる電氣的な分離をすることで多重化された原子炉緊急停止系と同時に機能を損なわれない設計とする。

(44-8-2～9)

3.1.2.3 ほう酸水注入系

3.1.2.3.1 設備概要

原子炉保護系，制御棒及び制御棒駆動系水圧制御ユニットの機能が喪失した場合においても，原子炉を未臨界にすることを目的として，十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入系を設置しているものである。

本システムは，ほう酸水である五ほう酸ナトリウム溶液を貯蔵するためのほう酸水注入系貯蔵タンク，ほう酸水注入系貯蔵タンクから原子炉にほう酸水を注入するためのほう酸水注入系ポンプ等で構成され，高圧炉心注水スパーチャから原子炉へほう酸水を注入することで，原子炉を未臨界にするものである。

本システムは，中央制御室からの手動操作により，ほう酸水注入系起動用キー・スイッチを「ポンプ A（又は B）」位置にすることで，ほう酸水注入系ポンプ吸込弁及びほう酸水注入系注入弁が「全閉」から「全開」となり，ほう酸水注入系ポンプが起動し，原子炉へほう酸水を注入する。

本システム全体の系統概要図を図 3.1-3 に，本システムに関する重大事故等対処設備一覧を表 3.1-12 に示す。

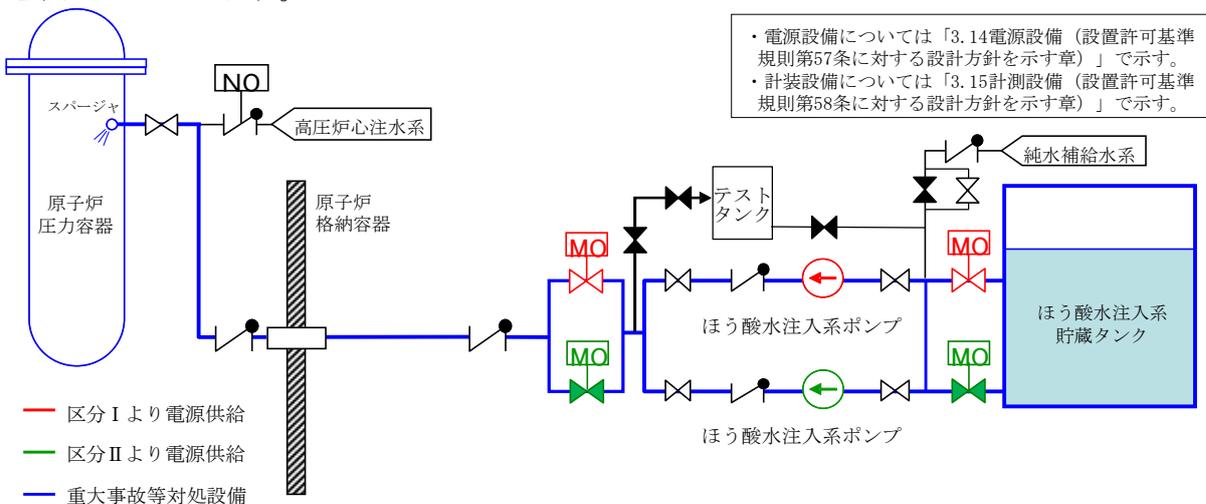


図 3.1-3 ほう酸水注入系 系統概要図

表 3.1-12 ほう酸水注入系に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	ほう酸水注入系ポンプ【常設】 ほう酸水注入系貯蔵タンク【常設】
附属設備	—
水源	—
流路	ほう酸水注入系 配管・弁【常設】 高圧炉心注水系 配管・弁・スパージャ【常設】
注入先	原子炉压力容器【常設】
電源設備 ^{※1}	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）【常設】
計装設備 ^{※2}	平均出力領域モニタ【常設】 起動領域モニタ【常設】

※1：単線結線図を補足説明資料 44-2 に示す。

電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

※2：主要設備を用いた炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態

計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

3.1.2.3.2 主要設備の仕様

(1) ほう酸水注入系ポンプ

種類	: 往復形
容量	: 約 11m ³ /h/台
全揚程	: 約 860m
最高使用圧力	: 吸込側 1.37MPa／吐出側 10.8MPa
最高使用温度	: 66℃
個数	: 1（予備 1）
取付箇所	: 原子炉建屋地上 3 階
原動機の出力	: 45kW

(2) ほう酸水注入系貯蔵タンク

種類	: たて置円筒形
容量	: 約 30m ³
最高使用圧力	: 静水頭
最高使用温度	: 66℃
個数	: 1
取付箇所	: 原子炉建屋地上 3 階

3.1.2.3.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.1.2.3.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

ほう酸水注入系のほう酸水注入系ポンプ及びほう酸水注入系貯蔵タンクは、二次格納施設内に設置される設備であることから、その機能を期待される重大事故等時における二次格納施設内の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、表3.1-13に示す設計とする。

ほう酸水注入系ポンプの操作は、中央制御室の起動用キー・スイッチから遠隔操作可能な設計とする。

(44-3-5, 6, 12, 13)

表 3.1-13 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	二次格納施設内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	二次格納施設内に設置するため、風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

ほう酸水注入系ポンプの操作は、ATWS 事象発生時において、中央制御室内の環境条件（被ばく影響等）を考慮の上、中央制御室における操作盤上での起動用キー・スイッチにより操作可能な設計とする。

ほう酸水注入系ポンプの起動操作は、原子炉出力抑制により原子炉出力を抑制した後、中央制御室からの手動操作により、ほう酸水注入系起動用キー・スイッチを「ポンプ A（又は B）」位置にすることで、ほう酸水注入系ポンプ吸込弁及びほう酸水注入系注入弁が「全閉」から「全開」となり、ほう酸水注入系ポンプが起動し、原子炉へほう酸水を注入する。

表 3.1-14 に操作対象機器を示す。

表 3.1-14 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
ほう酸水注入系ポンプ (A 又は B)	停止→起動	中央制御室	キー・スイッチ操作
ほう酸水注入系ポンプ吸込弁 (A 又は B)	弁閉→弁開	中央制御室	キー・スイッチ操作
ほう酸水注入系注入弁 (A 又は B)	弁閉→弁開	中央制御室	キー・スイッチ操作

中央制御室の起動用キー・スイッチを操作するにあたり、運転員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、操作対象については銘板をつけることで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

(44-3-6, 13)

また、ほう酸水注入系ポンプは並列に 2 台設置され、1 台を予備とすることで多重性を備えた設計とし、必要なときに確実にほう酸水を注入できるよう、ポンプの吐出側に並列に 2 個のほう酸水注入弁を設けることで、確実に原子炉へほう酸水を注入することが可能な設計とする。

なお、ほう酸水注入系貯蔵タンクについては、操作不要な設計とする。

(44-4-4, 5)

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

(i) 要求事項

健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

ほう酸水注入系のほう酸水注入系ポンプ及びほう酸水注入系貯蔵タンクは、表 3.1-15 に示すように発電用原子炉の停止中に機能・性能試験、分解検査及び外観検査、発電用原子炉の運転中に機能・性能試験を実施することで、機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

なお、操作対象弁であるほう酸水注入系ポンプ吸込弁及びほう酸水注入系注入弁についても、発電用原子炉の運転中及び停止中に弁の機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

表 3.1-15 ほう酸水注入系の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
停止中	機能・性能試験	運転性能の確認 漏えいの確認 ほう酸質量の確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
	分解検査	ポンプ部品の表面状態を、試験及び目視により確認
	外観検査	タンク外観の確認
運転中	機能・性能試験	運転性能の確認 漏えいの確認 ほう酸質量の確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認

ほう酸水注入系ポンプは、機能・性能試験として、脱塩水（純水）をテストタンクから循環させ、吐出圧力、系統（ポンプ廻り）の振動、異音、異臭及び漏えいについて運転性能の確認を行うことが可能な設計とする。

また、分解検査として、浸透探傷検査により性能に影響を及ぼす指示模様がないこと、目視により性能に影響を及ぼす恐れのある傷、割れ等がないことについて、ポンプ部品表面状態の確認を行うことが可能な設計とする。

操作対象弁であるほう酸水注入系ポンプ吸込弁及びほう酸水注入系注入弁は、機能・性能試験として、これら操作対象弁が全開することについて弁動作の確認を行うことが可能な設計とする。

ほう酸水注入系貯蔵タンクは、機能・性能試験として、中性子吸収材である五ほう酸ナトリウムの質量が原子炉を十分未臨界にするための反応度制御能力を有する量を満足することとし、ほう酸水注入系貯蔵タンクのほう酸濃度及びタンク水位の確認を行うことにより、ほう酸質量の確認が可能な設計とする。

また、外観検査として、タンク本体外観に傷や漏えい痕がないことについてほう酸水注入系貯蔵タンク外表面状態の確認を行うことが可能な設計とする。

なお、ほう酸水注入系は、多重性を備えた系統及び機器であるが、各々が独立して他の系統へ悪影響を及ぼさず検査が可能な設計とし、ほう酸水注入系ポンプ、ほう酸水注入系貯蔵タンク及び操作対象弁であるほう酸水注入系ポンプ吸込弁及びほう酸水注入系注入弁は、プラント運転中又は停止中における検査を行う際の接近性を考慮した必要な作業空間を備え、構造上接近又は検査が困難とならない設計とする。

(44-5-7, 11, 12, 14, 16, 19, 21, 23, 27, 28, 30, 31, 34, 36)

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

(i) 要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

ほう酸水注入系は、本来の用途である原子炉へのほう酸水注入以外の用途として使用することはない。なお、当該系統の使用にあたり切り替え操作が必要となることから、速やかに切り替え操作が可能なように、系統に必要な弁等を設ける。

原子炉へのほう酸水注入の際に操作が必要となるほう酸水注入系ポンプ、ほう酸水注入系ポンプ吸込弁及びほう酸水注入系注入弁は、中央制御室内における操作盤上の起動用キー・スイッチにより、速やかに操作が可能な設計とし、操作の成立性として、中央制御室でのほう酸水注入開始操作における所要時間は想定として 1 分以内となる。

(44-4-4, 5)

また、ほう酸水注入系によるほう酸水の注入は、原子炉自動スクラム又は手動スクラムを実施しても、原子炉スクラムが成功しない場合に実施される操作であり、図 3.1-4 で示すタイムチャートの通り速やかに切り替え操作を実施することが可能である。

切り替え操作対象機器については、表 3.1-14 に示した通りとなる。



図 3.1-4 原子炉の緊急停止対応タイムチャート※

※：「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての 1. 1 で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

ほう酸水注入系のほう酸水注入系ポンプ、ほう酸水注入系貯蔵タンクは、設計基準対象施設として原子炉へのほう酸水注入時に使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

なお、本システムは使用時以外、中央制御室内における操作盤上の起動用キー・スイッチを「切」位置にし、ほう酸水注入系注入弁を「全閉」とした系統隔離構成としており、取合系統である高圧炉心注水系に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

(44-3-6, 13, 44-4-4, 5)

高圧炉心注水系との隔離弁については、表 3.1-16 に示す通りである。

表 3.1-16 他系統との隔離弁

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作
高圧炉心注水系	ほう酸水注入系注入弁(A)	電動駆動	通常時閉 電源喪失時※閉
	ほう酸水注入系注入弁(B)	電動駆動	通常時閉 電源喪失時※閉

※ 電源喪失時は、原子炉保護系安全保護回路の電源が喪失することにより制御棒が挿入されることから、ATWS 事象発生時において、電源喪失は想定しない。

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

ほう酸水注入系の系統構成に操作が必要な機器の設置場所、操作場所を表 3.1-17 に示す。

ほう酸水注入系ポンプ、ほう酸水注入系ポンプ吸込弁及びほう酸水注入系注入弁は、二次格納施設内に設置されている設備であるが、中央制御室から操作可能な設計とする。

なお、ほう酸水注入系貯蔵タンクについては、操作不要な設計とする。

(44-3-5～7, 12～14)

表 3.1-17 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
ほう酸水注入系ポンプ (A)	原子炉建屋地上 3 階	中央制御室
ほう酸水注入系ポンプ (B)	原子炉建屋地上 3 階	中央制御室
ほう酸水注入系ポンプ吸込弁 (A)	原子炉建屋地上 3 階	中央制御室
ほう酸水注入系ポンプ吸込弁 (B)	原子炉建屋地上 3 階	中央制御室
ほう酸水注入系注入弁 (A)	原子炉建屋地上 3 階	中央制御室
ほう酸水注入系注入弁 (B)	原子炉建屋地上 3 階	中央制御室

3.1.2.3.3.2 設置許可基準規則第 43 条第 2 項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第 43 条第 2 項一）

(i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

ほう酸水注入系のほう酸水注入系ポンプ及びほう酸水注入系貯蔵タンクは、十分な反応度制御能力を有する容量とした設計とし、設計基準対象施設の容量等の仕様が、原子炉を未臨界にするために必要となる容量等の仕様に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設の容量と同仕様の設計とする。

ポンプ1台あたりの容量は、十分な反応度制御能力を満足するための設計上の許容注入時間（設計ほう酸水濃度を設計ほう酸水注入速度で注入する時間）で注入可能な流量を確保する設計とする。

タンク容量は、原子炉を未臨界にするために必要なほう酸水濃度の設計値を確保するために必要なほう酸水溶液の有効容量にタンク無効容量を考慮した容量を確保できる設計とする。

(44-6-9～13)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）

(i) 要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

ほう酸水注入系のほう酸水注入系ポンプ及びほう酸水注入系貯蔵タンクは、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第43条第2項三）

(i) 要求事項

常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

ほう酸水注入系のほう酸水注入系ポンプ及びほう酸水注入系貯蔵タンクは、設計基準事故対処設備である制御棒、制御棒駆動系水圧制御ユニットと同時にその機能が損なわれることはない。

ほう酸水注入系ポンプ及びほう酸水注入系貯蔵タンクは、制御棒、制御棒駆動系水圧制御ユニットと異なる駆動源を用い、二次格納施設内で位置的分散が図られた設計とする。

ほう酸水注入系の設計基準事故対処設備との多様性及び位置的分散について、表 3.1-18 に示す。

(44-3-5, 8, 12, 15)

表 3.1-18 多様性又は多重性, 位置的分散

項目	設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備
		制御棒 制御棒駆動系水圧制御ユニット
機器	アキュムレータ	ほう酸水注入系ポンプ
	原子炉建屋地下 3 階	原子炉建屋地上 3 階
水源	不要	ほう酸水注入系貯蔵タンク
	—	原子炉建屋地上 3 階
駆動電源	不要	非常用ディーゼル発電機
	—	原子炉建屋地上 1 階

3.15 計装設備【58条】

【設置許可基準規則】

(計装設備)

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

(解釈)

- 1 第58条に規定する「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。
 - a) 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確にすること。（最高計測可能温度等）
 - b) 発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態の推定手段を整備すること。
 - i) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位が推定できる手段を整備すること。
 - ii) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量が推定できる手段を整備すること。
 - iii) 推定するために必要なパラメータは、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。
 - c) 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータが計測又は監視及び記録ができること。

3.15 計装設備

3.15.1 設置許可基準規則第58条への適合方針

重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために必要なパラメータを計測する設備を設置又は保管する。

当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ（炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータ）は、「表3.15-10 重大事故等対策における手順書の概要」のうち「1.15 事故時の計装に関する手順等」のパラメータの選定で分類された主要パラメータ（重要監視パラメータ）とする。

当該パラメータを推定するために必要なパラメータは、「表3.15-10 重大事故等対策における手順書の概要」のうち「1.15 事故時の計装に関する手順等」のパラメータの選定で分類された代替パラメータ（重要代替監視パラメータ）とする。

主要パラメータ及び代替パラメータのうち、自主対策設備の計器のみで計測される場合は、有効監視パラメータ（自主対策設備）とする（図3.15-3 重大事故等時に必要なパラメータの選定フロー 参照）。

また、電源設備の受電状態、重大事故等対処設備の運転状態及びその他の設備の運転状態により発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータを補助パラメータとする。なお、重大事故等対処設備の運転及び動作状態を表示する設備（ランプ表示灯等）については、各条文の設置許可基準規則第43条への適合状況のうち、(2)操作の確実性（設置許可基準規則第43条第1項二）にて、適合性を整理する（図3.15-3 重大事故等時に必要なパラメータの選定フロー 参照）。

(1)把握能力の整備（設置許可基準規則解釈の第1項 a））

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備（重大事故等対処設備）について、設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握するための能力（最高計測可能温度等（設計基準最大値等））を明確にする。計測範囲を表3.15-11に示す。

(2)推定手段の整備（設置許可基準規則解釈の第1項 b））

a. 監視機能喪失時に使用する設備

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

重要監視パラメータ又は有効監視パラメータ（原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水

量等)の計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合の推定は、「表3.15-10 重大事故等対策における手順書の概要」のうち「1.15 事故時の計装に関する手順等」の計器故障時の代替パラメータによる推定又は計器の計測範囲を超えた場合の代替パラメータによる推定の対応手段等により推定ができる設計とする。

計器故障時に、当該パラメータの他チャンネルの計器がある場合、他チャンネルの計器により計測するとともに、重要代替監視パラメータが複数ある場合は、推定する重要監視パラメータとの関係性がより直接的なパラメータ、検出器の種類及び使用環境条件を踏まえた確からしさを考慮し、優先順位を定める。推定手段及び優先順位を表3.15-12に示す。

b. 計器電源喪失時に使用する設備

全交流動力電源喪失及び直流電源喪失等により計器電源が喪失した場合において、計測設備への代替電源設備として常設代替交流電源設備(第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機)、所内蓄電式直流電源設備、可搬型代替交流電源設備(電源車)及び可搬型直流電源設備を使用する。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・常設代替交流電源設備(3.14 電源設備【57条】)
- ・所内蓄電式直流電源設備(3.14 電源設備【57条】)
- ・可搬型代替交流電源設備(3.14 電源設備【57条】)
- ・可搬型直流電源設備(3.14 電源設備【57条】)

常設代替交流電源設備(第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機)、所内蓄電式直流電源設備、可搬型代替交流電源設備(電源車)及び可搬型直流電源設備については、「3.14 電源設備【57条】」に記載する。

また、代替電源(直流、交流)が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合、特に重要なパラメータとして、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測するための設備として、温度、圧力、水位及び流量に係るものについて、乾電池を電源とした可搬型計測器を整備する。

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

(3) パラメータ記録時に使用する設備（設置許可基準規則解釈の第1項 c））

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

重大事故等の対応に必要なパラメータは，電磁的に記録，保存し，電源喪失により保存した記録が失われないとともに帳票が出力できる設計とする。また，記録は必要な容量を保存できる設計とする。

具体的な設備は，以下のとおりとする。

- ・データ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置，SPDS表示装置（図3.15-6）

3.15.2 重大事故等対処設備

3.15.2.1 計装設備

3.15.2.1.1 設備概要

重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために必要なパラメータを計測する設備を設置又は保管する。

図 3.15-4, 5 に重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計装設備の概要図を示す。

なお、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータについては、重大事故等時の有効な情報を把握するため、設計基準対象施設の計装設備も用いて監視している。このような計装設備は、設計基準対象施設としての要件に沿って設置しており、かつ、その使用目的を変えるものではないが、推定という手法も含めて設置許可基準規則第 58 条適合のために必要な設備であることから、他の重大事故等対処設備の計装設備と併せて設置許可基準規則第 43 条への適合状況を整理する。

表 3.15-1 計装設備に関する重大事故等対処設備一覧 (1/4)

設備区分	設備名
主要設備	原子炉圧力容器温度【常設】 原子炉圧力【常設】 原子炉圧力 (SA)【常設】 原子炉水位【常設】 原子炉水位 (SA)【常設】 高圧代替注水系系統流量【常設】 原子炉隔離時冷却系系統流量 (設計基準拡張)【常設】 高圧炉心注水系系統流量 (設計基準拡張)【常設】 復水補給水系流量 (原子炉圧力容器)【常設】 残留熱除去系系統流量 (設計基準拡張)【常設】 復水補給水系流量 (原子炉格納容器)【常設】 ドライウェル雰囲気温度【常設】 サプレッション・チェンバ気体温度【常設】 サプレッション・チェンバ・プール水温度【常設】 格納容器内圧力 (D/W)【常設】 格納容器内圧力 (S/C)【常設】 サプレッション・チェンバ・プール水位【常設】 格納容器下部水位【常設】 格納容器内水素濃度【常設】 格納容器内水素濃度 (SA)【常設】 格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)【常設】 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)【常設】 起動領域モニタ【常設】 平均出力領域モニタ【常設】 復水補給水系温度 (代替循環冷却)【常設】 フィルタ装置水位【常設】 フィルタ装置入口圧力【常設】 フィルタ装置出口放射線モニタ【常設】 フィルタ装置水素濃度【常設】 フィルタ装置金属フィルタ差圧【常設】 フィルタ装置スクラバ水 pH【常設】 耐圧強化ベント系放射線モニタ【常設】 残留熱除去系熱交換器入口温度 (設計基準拡張)【常設】 残留熱除去系熱交換器出口温度 (設計基準拡張)【常設】 原子炉補機冷却水系系統流量 (設計基準拡張)【常設】

表 3.15-1 計装設備に関する重大事故等対処設備一覧 (2/4)

設備区分	設備名
主要設備	残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量（設計基準拡張）【常設】 復水貯蔵槽水位（SA）【常設】 復水移送ポンプ吐出圧力【常設】 残留熱除去系ポンプ吐出圧力（設計基準拡張）【常設】 原子炉建屋水素濃度【常設】 静的触媒式水素再結合器 動作監視装置【常設】 格納容器内酸素濃度【常設】 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）【常設】 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）【常設】 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）【常設】 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ【常設】 （使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置【常設】を含む） データ伝送装置【常設】 緊急時対策支援システム伝送装置【常設】 SPDS 表示装置【常設】 可搬型計測器【可搬】
附属設備	—
水源 （水源に関する流路，電源設備を含む）	—
流路	—
注水先	—
電源設備 ^{*1}	常設代替交流電源設備 第一ガスタービン発電機【常設】及び第二ガスタービン発電機【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ（16kL）【可搬】 第一ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】及び第二ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】及び第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】

表 3.15-1 計装設備に関する重大事故等対処設備一覧 (3/4)

設備区分	設備名
電源設備* ¹	<p>可搬型代替交流電源設備</p> <p>電源車【可搬】</p> <p>軽油タンク【常設】</p> <p>タンクローリ (4kL)【可搬】</p> <p>代替所内電気設備</p> <p>緊急用高圧母線【常設】</p> <p>緊急用断路器【常設】</p> <p>緊急用電源切替箱断路器【常設】</p> <p>緊急用電源切替箱接続装置【常設】</p> <p>AM用動力変圧器【常設】</p> <p>AM用MCC【常設】</p> <p>AM用切替盤【常設】</p> <p>AM用操作盤【常設】</p> <p>非常用高圧母線C系【常設】</p> <p>非常用高圧母線D系【常設】</p> <p>所内蓄電式直流電源設備</p> <p>直流125V蓄電池A【常設】</p> <p>直流125V蓄電池A-2【常設】</p> <p>AM用直流125V蓄電池【常設】</p> <p>直流125V充電器A【常設】</p> <p>直流125V充電器A-2【常設】</p> <p>AM用直流125V充電器【常設】</p> <p>上記所内蓄電式直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。</p> <p>常設代替交流電源設備</p> <p>可搬型代替交流電源設備</p> <p>可搬型直流電源設備</p> <p>電源車【可搬】</p> <p>AM用直流125V充電器【常設】</p> <p>非常用交流電源設備</p> <p>非常用ディーゼル発電機 (設計基準拡張)【常設】</p> <p>非常用直流電源設備</p> <p>直流125V蓄電池B (設計基準拡張)【常設】</p> <p>直流125V蓄電池C (設計基準拡張)【常設】</p> <p>直流125V蓄電池D (設計基準拡張)【常設】</p> <p>直流125V充電器B (設計基準拡張)【常設】</p> <p>直流125V充電器C (設計基準拡張)【常設】</p>

表 3.15-1 計装設備に関する重大事故等対処設備一覧 (4/4)

設備区分	設備名
電源設備* ¹	<p>直流 125V 充電器 D (設計基準拡張) 【常設】 上記非常用直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 非常用ディーゼル発電機</p>

*1：単線結線図を補足説明資料 58-2 に示す。

電源設備については「3.14 電源設備 (設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

3.15.2.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を表 3.15-2 に示す。

表 3.15-2 計装設備の主要機器仕様 (1/3)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
原子炉圧力容器温度	熱電対	0～350℃	3	原子炉格納容器内
原子炉圧力	弾性圧力検出器	0～10MPa[gage]	3	原子炉建屋地下1階
原子炉圧力 (SA)	弾性圧力検出器	0～10MPa[gage]	1	原子炉建屋地下1階
原子炉水位	差圧式水位検出器	-3200～3500mm ^{*1}	3	原子炉建屋地下1階
		-4000～1300mm ^{*2}	2	原子炉建屋地下3階
		-3200～3500mm ^{*1}	1	原子炉建屋地下1階
原子炉水位 (SA)	差圧式水位検出器	-8000～3500mm ^{*1}	1	原子炉建屋地下3階 (6号炉) 原子炉建屋地下2階 (7号炉)
高压代替注水系 系統流量	差圧式流量検出器	0～300m ³ /h	1	原子炉建屋地下2階
原子炉隔離時冷却系 系統流量	差圧式流量検出器	0～300m ³ /h	1	原子炉建屋地下3階
高压炉心注水系系統流量	差圧式流量検出器	0～1000m ³ /h	2	原子炉建屋地下3階
復水補給水系流量 (原子炉圧力容器)	差圧式流量検出器	0～200m ³ /h (6号炉) 0～150m ³ /h (7号炉)	1	原子炉建屋地下1階
		0～350m ³ /h	1	原子炉建屋地下1階 (6号炉) 原子炉建屋地上1階 (7号炉)
残留熱除去系系統流量	差圧式流量検出器	0～1500m ³ /h	3	原子炉建屋地下3階
復水補給水系流量 (原子炉格納容器)	差圧式流量検出器	0～350m ³ /h	1	原子炉建屋地下1階 (6号炉) 原子炉建屋地上1階 (7号炉)
		0～150m ³ /h (6号炉) ^{*3} 0～100m ³ /h (7号炉) ^{*3}	1	原子炉建屋地下2階
ドライウエル 雰囲気温度	熱電対	0～300℃	2	原子炉格納容器内
サプレッション・ チェンバ気体温度	熱電対	0～200℃	1	原子炉格納容器内
サプレッション・ チェンバ・プール水温度	測温抵抗体	0～200℃	3	原子炉格納容器内
格納容器内圧力 (D/W)	弾性圧力検出器	0～1000kPa[abs]	1	原子炉建屋地上中3階 (6号炉) 原子炉建屋地上3階 (7号炉)
格納容器内圧力 (S/C)	弾性圧力検出器	0～980.7kPa[abs]	1	原子炉建屋地上1階

表 3.15-2 計装設備の主要機器仕様 (2/3)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
サプレッション・ チェンバ・プール水位	差圧式水位検出器	-6~11m (T. M. S. L. -7150~ +9850mm) *4	1	原子炉建屋地下3階
格納容器下部水位	電極式水位検出器	+1m, +2m, +3m (T. M. S. L. -5600mm, -4600mm, -3600mm) *4	3	原子炉格納容器内
格納容器内水素濃度	熱伝導式 水素検出器	0~30vol% (6号炉) 0~20vol%/0~100vol% (7号炉)	2	原子炉建屋地上3, 中3 階 (6号炉) 原子炉建屋地上中3階 (7号炉)
格納容器内水素濃度 (SA)	水素吸蔵材料式 水素検出器	0~100vol%	2	原子炉格納容器内
格納容器内雰囲気放射線 レベル (D/W)	電離箱	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	2	原子炉建屋地上1階
格納容器内雰囲気放射線 レベル (S/C)	電離箱	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	2	原子炉建屋地下1階
起動領域モニタ	核分裂電離箱	$10^{-1} \sim 10^6 \text{cps}$ (1.0×10^3 $\sim 1.0 \times 10^9 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$) 0~40%又は0~125% ($1.0 \times 10^8 \sim 2.0 \times 10^{13}$ $\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	10	原子炉格納容器内
平均出力領域モニタ	核分裂電離箱	0~125% ($1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times$ $10^{14} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	4*5	原子炉格納容器内
復水補給水系温度 (代替循環冷却)	熱電対	0~200℃	1	原子炉建屋地下3階
フィルタ装置水位	差圧式水位検出器	0~6000mm	2	屋外 (フィルタベント遮蔽 壁内)
フィルタ装置 入口圧力	弾性圧力検出器	0~1MPa[gage]	1	原子炉建屋地上3階 (6号炉) 原子炉建屋地上中3階 (7号炉)
フィルタ装置 出口放射線モニタ	電離箱	$10^{-2} \sim 10^5 \text{mSv/h}$	2	屋外 (原子炉建屋屋上)
フィルタ装置 水素濃度	熱伝導式 水素検出器	0~100vol%	2	原子炉建屋地上3階
フィルタ装置 金属フィルタ差圧	差圧式圧力検出器	0~50kPa	1	屋外(フィルタベント 遮蔽壁内)
フィルタ装置 スクラバ水pH	pH検出器	pH0~14	1	屋外(フィルタベント 遮蔽壁内)
耐圧強化ベント系 放射線モニタ	電離箱	$10^{-2} \sim 10^5 \text{mSv/h}$	2	原子炉建屋地上4階

表 3.15-2 計装設備の主要機器仕様 (3/3)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
残留熱除去系熱交換器 入口温度	熱電対	0~300℃	3	原子炉建屋地下3階
残留熱除去系熱交換器 出口温度	熱電対	0~300℃	3	原子炉建屋地下2階 (6号炉) 原子炉建屋地下3階 (7号炉)
原子炉補機冷却水系 系統流量	差圧式流量検出器	0~4000m ³ /h(6号炉区分 I, II) 0~3000m ³ /h(6号炉区分 III, 7号炉区分 I, II) 0~2000m ³ /h(7号炉区分 III)	3	原子炉建屋地下3階 タービン建屋地下2階 (6号炉) タービン建屋地下1,2 階 (7号炉)
残留熱除去系熱交換器 入口冷却水流量	差圧式流量検出器	0~2000m ³ /h(6号炉) 0~1500m ³ /h(7号炉)	3	原子炉建屋地下2,3階 (6号炉) 原子炉建屋地下3階 (7号炉)
復水貯蔵槽水位 (SA)	差圧式水位検出器	0~16m(6号炉) 0~17m(7号炉)	1	廃棄物処理建屋地下3 階
復水移送ポンプ 吐出圧力	弾性圧力検出器	0~2MPa[gage]	3	廃棄物処理建屋地下3 階
残留熱除去系ポンプ 吐出圧力	弾性圧力検出器	0~3.5MPa[gage]	3	原子炉建屋地下3階
原子炉建屋水素濃度	熱伝導式 水素検出器	0~20vol%	7	原子炉建屋地下1,2, 中2階, 地上2,4階
静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	熱電対	0~300℃	4	原子炉建屋地上4階
格納容器内酸素濃度	熱磁気風式 酸素検出器	0~30vol%(6号炉) 0~10vol%/0~30vol% (7号炉)	2	原子炉建屋地上3,中3 階(6号炉) 原子炉建屋地上中3階 (7号炉)
使用済燃料貯蔵 プール水位・温度 (SA広域)	熱電対	T. M. S. L. 20180~ 31170mm(6号炉) T. M. S. L. 20180~ 31123mm(7号炉) 0~150℃	1	原子炉建屋地上4階
使用済燃料貯蔵 プール水位・温度 (SA)	熱電対	T. M. S. L. 23420~ 30420mm(6号炉) T. M. S. L. 23373~ 30373mm(7号炉) 0~150℃	1	原子炉建屋地上4階
使用済燃料貯蔵 プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	電離箱	10 ¹ ~10 ⁸ mSv/h	1	原子炉建屋地上4階
		10 ⁻² ~10 ⁵ mSv/h(6号炉) 10 ⁻³ ~10 ⁴ mSv/h(7号炉)	1	原子炉建屋地上4階
使用済燃料貯蔵 プール監視カメラ	赤外線カメラ	-	1	原子炉建屋地上4階

- *1: 基準点は蒸気乾燥器スカート下端(原子炉圧力容器零レベルより1224cm)
 *2: 基準点は有効燃料棒上端(原子炉圧力容器零レベルより905cm)
 *3: 格納容器下部注水流量 *4: T. M. S. L. =東京湾平均海面
 *5: 局部出力領域モニタの検出器は208個であり,
 平均出力領域モニタの各チャンネルには、52個ずつの信号が入力される。

データ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置，SPDS 表示装置の主要機器仕様を以下に示す。

設備名	データ伝送装置
使用回線	有線系回線，無線系回線
個数	1 式
取付箇所	6 号炉 コントロール建屋地上 1 階 7 号炉 コントロール建屋地上 1 階
設備名	緊急時対策支援システム伝送装置 (6 号及び 7 号炉共用)
使用回線	有線系回線，衛星系回線
個数	1 式
取付箇所	免震重要棟地上 1 階 (免震重要棟内緊急時対策所) 5 号炉原子炉建屋地上 3 階 (5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所)
設備名	SPDS 表示装置 (6 号及び 7 号炉共用)
個数	1 式
取付箇所	免震重要棟地上 1 階及び 2 階 (免震重要棟内緊急時対策所) 5 号炉原子炉建屋地上 3 階 (5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所)

可搬型計測器の主要機器仕様を以下に示す。

個数	46 (23/プラント) (予備 23 (6 号及び 7 号炉共用))
保管場所	6 号炉 コントロール建屋地上 2 階 7 号炉 コントロール建屋地上 2 階 5 号炉原子炉建屋地上 3 階 (5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所)

なお，電源設備については「3.14 電源設備 (設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

3.15.2.1.3 設置許可基準規則第43条への適合状況

3.15.2.1.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合状況

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度,放射線,荷重その他の使用条件において,重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については,「2.3.3 環境条件等」に示す。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は,原子炉格納容器内に設置する設備であることから,その機能を期待される重大事故等が発生した場合における,原子炉格納容器内の環境条件及び荷重条件を考慮し,以下の表3.15-3に示す設計とする。

- ・原子炉圧力容器温度
- ・ドライウェル雰囲気温度
- ・サプレッション・チェンバ気体温度
- ・サプレッション・チェンバ・プール水温度
- ・格納容器下部水位
- ・格納容器内水素濃度 (SA)
- ・起動領域モニタ
- ・平均出力領域モニタ

なお,起動領域モニタ,平均出力領域モニタについては,重大事故等時初期における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は,二次格納施設内に設置する設備であることから,その機能を期待される重大事故等が発生した場合における,二次格納施設内の環境条件及び荷重条件を考慮し,以下の表3.15-3に示す設計とする。

- ・原子炉圧力
- ・原子炉圧力 (SA)
- ・原子炉水位
- ・原子炉水位 (SA)
- ・高圧代替注水系系統流量
- ・原子炉隔離時冷却系系統流量

- ・ 高圧炉心注水系系統流量
- ・ 復水補給水系流量（原子炉圧力容器）
- ・ 残留熱除去系系統流量
- ・ 復水補給水系流量（原子炉格納容器）
- ・ 格納容器内圧力（D/W）
- ・ 格納容器内圧力（S/C）
- ・ サプレッション・チェンバ・プール水位
- ・ 格納容器内水素濃度
- ・ 格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W）
- ・ 格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C）
- ・ 復水補給水系温度（代替循環冷却）
- ・ 耐圧強化ベント系放射線モニタ（7号炉）
- ・ 残留熱除去系熱交換器入口温度
- ・ 残留熱除去系熱交換器出口温度
- ・ 原子炉補機冷却水系系統流量（6号炉区分Ⅲのみ）
- ・ 残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量
- ・ 残留熱除去系ポンプ吐出圧力
- ・ 原子炉建屋水素濃度
- ・ 静的触媒式水素再結合器 動作監視装置
- ・ 格納容器内酸素濃度
- ・ 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域）
- ・ 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）
- ・ 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）
- ・ 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は、原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内に設置する設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における、原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内の環境条件及び荷重条件を考慮し、以下の表 3.15-3 に示す設計とする。

- ・ フィルタ装置入口圧力
- ・ フィルタ装置水素濃度
- ・ 耐圧強化ベント系放射線モニタ（6号炉）
- ・ 原子炉補機冷却水系系統流量（6号炉区分Ⅲ以外）
- ・ 復水貯蔵槽水位（SA）
- ・ 復水移送ポンプ吐出圧力
- ・ 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置

表 3.15-3 想定する環境条件及び荷重条件（屋内）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	検出器の設置場所である原子炉格納容器内，二次格納施設内，原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。（詳細は「2.1.3 耐震設計の基本方針」に示す。）
風（台風）・積雪	原子炉格納容器内，二次格納施設内，原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は，屋外（フィルタベント遮蔽壁内）に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，屋外（フィルタベント遮蔽壁内）の環境条件及び荷重条件を考慮し，以下の表 3.15-4 に示す設計とする。

- ・フィルタ装置水位
- ・フィルタ装置金属フィルタ差圧
- ・フィルタ装置スクラバ水pH

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は，屋外（原子炉建屋屋上）に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，屋外（原子炉建屋屋上）の環境条件及び荷重条件を考慮し，以下の表 3.15-4 に示す設計とする。

- ・フィルタ装置出口放射線モニタ

表 3.15-4 想定する環境条件及び荷重条件（屋外）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	検出器の設置場所である屋外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	耐震性が確保されたフィルタベント装置基礎上又は原子炉建屋に設置し，地震荷重により機器が損傷しないことを確認する。
風（台風）・積雪	検出器の設置場所である屋外で風荷重，積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを応力評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

データ伝送装置は，コントロール建屋内に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，コントロール建屋の環境条件及び荷重条件を考慮し，以下の表 3.15-5 に示す対応とする。

可搬型計測器は，コントロール建屋内に保管するため，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，コントロール建屋の環境条件及び荷重条件を考慮し，以下の表 3.15-5 に示す対応とする。

また，緊急時対策支援システム伝送装置及び SPDS 表示装置は，免震重要棟（免震重要棟内緊急時対策所）及び 5 号炉原子炉建屋（5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所）に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，免震重要棟（免震重要棟内緊急時対策所）及び 5 号炉原子炉建屋（5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所）のそれぞれの環境条件及び荷重条件を考慮し，以下の表 3.15-6 に示す対応とする。

可搬型計測器は，5 号炉原子炉建屋（5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所）内に保管するため，重大事故等時における 5 号炉原子炉建屋（5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所）内の環境条件及び荷重条件を考慮し，以下の表 3.15-6 に示す設計とする。

表 3.15-5 想定する環境条件及び荷重条件（コントロール建屋）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	設置場所であるコントロール建屋内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組み合わせを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。詳細は「2.1.3 耐震設計の基本方針」に示す。）
風（台風）・積雪	コントロール建屋内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

表 3.15-6 想定する環境条件及び荷重条件
（免震重要棟（免震重要棟内緊急時対策所）又は
5号炉原子炉建屋（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所））

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	設置場所である免震重要棟（免震重要棟内緊急時対策所）又は5号炉原子炉建屋（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所）で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組み合わせを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。詳細は「2.1.3 耐震設計の基本方針」に示す。）
風（台風）・積雪	免震重要棟（免震重要棟内緊急時対策所）及び5号炉原子炉建屋（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所）に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(58-3-1～36)

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度は、通常時からサンプリング方式による計測を実施しており、中央制御室にて監視を行っている。サンプリング装置は、中央制御室の格納容器内雰囲気モニタ盤から操作が可能な設計とする。中央制御室の操作スイッチを操作するにあたり、運転員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、操作対象については銘板をつけることで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

フィルタ装置水素濃度は、サンプリング方式による計測を実施しており、原子炉建屋の二次格納施設外にてサンプリング装置の弁操作及び起動操作が可能であり、想定される重大事故等時の環境下においても、確実に操作できる設計とする。格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び FCVS 出口水素濃度サンプリングラックの操作スイッチを操作するにあたり、運転員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、操作対象については銘板をつけることで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

フィルタ装置スクラバ水 pH は、サンプリング方式による計測を実施しており、屋外（フィルタベント遮蔽壁内）にてサンプリング装置の弁操作及び起動操作が可能であり、想定される重大事故等時の環境下においても、確実に操作できる設計とする。格納容器フィルタベント装置 pH サンプリングラックの操作スイッチを操作するにあたり、運転員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、操作対象については銘板をつけることで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置は、原子炉建屋の二次格納施設外にて空冷装置の弁操作及び起動操作が可能であり、想定される重大事故等時の環境下においても、確実に操作できる設計とする。空冷装置の操作器、表示器及び銘板は、操作者の操作及び監視性を考慮しており、確実に操作できる設

計とする。

SPDS 表示装置は、電源、通信ケーブルは接続されており、各パラメータを監視するにあたり、運転員及び復旧班員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。重大事故等が発生した場合において、設置場所である免震重要棟及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所において、一般のコンピュータと同様に電源スイッチを入れ（スイッチ操作）、操作（スイッチ操作）することにより、確実に各パラメータを監視することが可能な設計とする。

可搬型計測器の接続箇所は、中央制御室、原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内にて操作が可能であり、想定される重大事故等時の環境下においても、確実に操作できる設計とする。操作場所である中央制御室、原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内の各制御盤では、十分な操作空間を確保する。

可搬型計測器の計装ケーブルの接続は、ボルト・ネジ接続とし、接続規格を統一することにより、一般的に使用される工具を用いて接続箇所確実に接続できる設計とし、付属の操作スイッチにより設置場所での操作が可能となる設計とする。

表3.15-7に操作対象機器を示す。

表 3.15-7 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
格納容器内水素濃度 (サンプリング装置)	停止⇒起動 系統選択 (D/W⇔S/C)	中央制御室	スイッチ 操作
格納容器内酸素濃度 (サンプリング装置)	停止⇒起動 系統選択 (D/W⇔S/C)	中央制御室	スイッチ 操作
フィルタ装置水素濃度 (サンプリング装置)	ラインナップ 起動・停止 系統切り替え	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋の二次格納施設外)	手動弁開閉 スイッチ 操作
フィルタ装置スクラバ水pH (サンプリング装置)	ラインナップ 起動・停止	フィルタベント遮蔽壁内(屋外)	手動弁開閉 スイッチ 操作
使用済燃料貯蔵プール監視 カメラ用空冷装置	停止⇒起動	原子炉建屋地上4階 (原子炉建屋の二次格納施設外)	スイッチ 操作
使用済燃料貯蔵プール監視 カメラ用空冷装置空気供給弁	全閉⇒全開	原子炉建屋地上4階 (原子炉建屋の二次格納施設外)	手動弁開
SPDS 表示装置	起動・停止 (パラメータ監視)	免震重要棟地上1階及び2階 (免震重要棟内緊急時対策所)	スイッチ 操作
SPDS 表示装置	起動・停止 (パラメータ監視)	5号炉原子炉建屋地上3階 (5号 炉原子炉建屋内緊急時対策所)	スイッチ 操作
可搬型計測器	接続箇所端子リフト 可搬型計測器接続	中央制御室 原子炉建屋地下1階 (原子炉建屋の二次格納施設外) タービン建屋地下中2階 (その他の建屋内)	接続操作 スイッチ 操作

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

- ・原子炉圧力
- ・原子炉水位
- ・原子炉隔離時冷却系系統流量
- ・高圧炉心注水系系統流量
- ・残留熱除去系系統流量
- ・格納容器内水素濃度
- ・格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)
- ・格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)
- ・起動領域モニタ
- ・平均出力領域モニタ
- ・残留熱除去系熱交換器入口温度
- ・残留熱除去系熱交換器出口温度
- ・原子炉補機冷却水系系統流量
- ・残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量
- ・残留熱除去系ポンプ吐出圧力
- ・格納容器内酸素濃度
- ・使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)

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

- ・原子炉圧力容器温度
- ・原子炉圧力 (SA)
- ・原子炉水位 (SA)
- ・高圧代替注水系系統流量
- ・復水補給水系流量 (原子炉圧力容器)
- ・復水補給水系流量 (原子炉格納容器)
- ・ドライウエル雰囲気温度
- ・サプレッション・チェンバ気体温度
- ・サプレッション・チェンバ・プール水温度
- ・格納容器内圧力 (D/W)
- ・格納容器内圧力 (S/C)
- ・サプレッション・チェンバ・プール水位
- ・格納容器下部水位
- ・格納容器内水素濃度 (SA)
- ・復水補給水系温度 (代替循環冷却)

- ・フィルタ装置水位
- ・フィルタ装置入口圧力
- ・フィルタ装置出口放射線モニタ
- ・フィルタ装置金属フィルタ差圧
- ・フィルタ装置スクラバ水 pH
- ・耐圧強化ベント系放射線モニタ
- ・復水貯蔵槽水位 (SA)
- ・復水移送ポンプ吐出圧力
- ・原子炉建屋水素濃度
- ・静的触媒式水素再結合器 動作監視装置
- ・使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)
- ・使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)
- ・使用済燃料貯蔵プール監視カメラ
(使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)

(58-3-10, 12, 16, 24, 26, 31, 33~36) (58-9-5, 7, 10, 11, 13)

(3) 試験及び検査 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項三)

(i) 要求事項

健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備は、模擬入力による機能・性能の確認(特性の確認)及び校正ができる設計とする。表 3.15-8 に計装設備の試験・検査内容を示す。

データ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置、SPDS 表示装置は、機能・性能の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

可搬型計測器は、模擬入力による性能の確認ができる設計とする。

(58-5-1~9)

表 3.15-8 計装設備の試験及び検査 (1/2)

計器分類	パラメータ	発電用原子炉の状態	項目	内容
水位計	原子炉水位	停止中	機能・性能試験	計器校正
	原子炉水位 (SA)			
	サプレッション・チェンバ・プール水位			
	フィルタ装置水位			
	復水貯蔵槽水位 (SA)			
	格納容器下部水位			動作確認
圧力計	原子炉圧力	停止中	機能・性能試験	計器校正
	原子炉圧力 (SA)			
	格納容器内圧力 (D/W)			
	格納容器内圧力 (S/C)			
	フィルタ装置入口圧力			
	フィルタ装置金属フィルタ差圧			
	復水移送ポンプ吐出圧力			
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力			
流量計	高压代替注水系系統流量	停止中	機能・性能試験	計器校正
	原子炉隔離時冷却系系統流量			
	高压炉心注水系系統流量			
	復水補給水系流量 (原子炉圧力容器)			
	残留熱除去系系統流量			
	復水補給水系流量 (原子炉格納容器)			
	原子炉補機冷却水系系統流量			
	残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量			
温度計	原子炉圧力容器温度	停止中	機能・性能試験	絶縁抵抗測定 温度確認 計器校正
	ドライウエル雰囲気温度			
	サプレッション・チェンバ気体温度			
	サプレッション・チェンバ・プール水温度			
	復水補給水系温度 (代替循環冷却)			
	残留熱除去系熱交換器入口温度			
	残留熱除去系熱交換器出口温度			
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置			
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	停止中又は 運転中		
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)			
水素及び酸素濃度計	格納容器内水素濃度	停止中	機能・性能試験	サンプルガス校正 計器校正
	格納容器内水素濃度 (SA)			
	フィルタ装置水素濃度			
	原子炉建屋水素濃度			
	格納容器内酸素濃度			
放射線量率計	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)	停止中	機能・性能試験	線源校正 計器校正
	格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)			
	フィルタ装置出口放射線モニタ			
	耐圧強化ベント系放射線モニタ			
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)			
pH 計	フィルタ装置スクラバ水 pH	停止中	機能・性能試験	計器校正
原子炉出力	起動領域モニタ	運転中	機能・性能試験	プラト特性
		停止中	機能・性能試験	線源校正 計器校正
	平均出力領域モニタ	運転中	機能・性能試験	プラト特性
		停止中	機能・性能試験	線源校正 計器校正

表 3.15-8 計装設備の試験及び検査 (2/2)

計器分類	パラメータ	発電用原子炉の状態	項目	内容
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ		停止中又は運転中	機能・性能試験	外観点検表示確認
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置		停止中又は運転中	機能・性能試験	外観点検動作確認
データ伝送装置, 緊急時対策支援システム伝送装置, SPDS 表示装置		停止中又は運転中	機能・性能試験	外観確認データの表示及び伝送の確認
可搬型計測器		停止中又は運転中	機能・性能試験	模擬入力の確認

(4) 切り替えの容易性 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項四)

(i) 要求事項

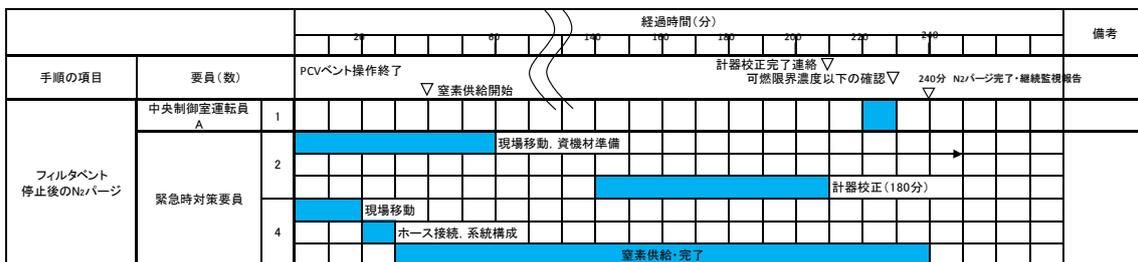
本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備は、本来の用途以外に使用しない設計とする。

フィルタ装置水素濃度は、耐圧強化ベント系を使用する際には格納容器圧力逃がし装置と切り替えるために弁の切り替え操作が必要であるが、現場にて容易に切り替え可能な設計とする。



※設備未完成のため、系統完成後改めて検証・確認を行う

図 3.15-1 フィルタ装置水素濃度計測のタイムチャート*

*:「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての 1.7 で示すタイムチャート

データ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置，SPDS 表示装置は，本来の用途以外に使用しない設計とする。

可搬型計測器は，本来の用途以外の用途には使用しない設計とする。可搬型計測器の計装ケーブルの接続は，接続規格を統一することにより，速やかに接続操作可能な設計とする。

図 3.15-2 に中央制御室及び現場(原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内)での可搬型計測器接続による監視パラメータ計測タイムチャートを示す。

		経過時間(分)												備考	
		4	6	8	10	12	14	16	18						
手順の項目	要員(数)	接続開始 接続完了, 計測開始													
可搬計測器によるパラメータ確認 (中央制御室での接続)	中央制御室運転員A, B	2	1測定点あたり, 10分(接続, 測定のみ)												

中央制御室での可搬型計器接続

		経過時間(分)												備考	
		4	6	8	10	12	14	16	18						
手順の項目	要員(数)	接続開始 接続完了, 計測開始													
可搬計測器によるパラメータ確認 (現場での接続)	現場運転員C, D	2	移動 1測定点あたり, 10分(接続, 測定のみ)												

原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内での可搬型計器接続

図 3.15-2 可搬型計器による監視パラメータ計測のタイムチャート*

*:「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての 1.15 で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項五)

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止」に示す。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備のうち，多重性を有するパラメータの計測装置は，チャンネル相互を物理的，電氣的に分離し，チャンネル間の独立を

図る設計とする。また、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測装置の間においてもパラメータ相互をヒューズによる電氣的な分離することで、他の設備に電氣的な悪影響を及ぼさない設計とする。

データ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置、SPDS表示装置は、通常時は他系統と隔離された系統構成となっており、通常時の系統構成を変えずに重大事故等対処設備としての系統構成ができる設計とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、電源についても分離することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型計測器は、通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度は、通常時からサンプリング方式による計測を実施しており、中央制御室にて監視を行っている。サンプリング装置は、中央制御室遮蔽区域内である中央制御室の格納容器内雰囲気モニタ盤から操作可能な設計とする。

フィルタ装置水素濃度は、原子炉建屋の二次格納施設外の格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び FCVS 出口水素濃度サンプリングラックにてサンプリング装置の弁操作及び起動操作が可能であり、想定される重大事故等が発生した場合における放射線を考慮しても設置場所での操作が可能であるように放射線量の低い場所に設置する。

フィルタ装置スクラバ水 pH は、屋外（フィルタベント遮蔽壁内）の格納容器フィルタベント装置 pH サンプリングラックにてサンプリング装置の弁操作及び起動操作が可能であり、想定される重大事故等が発生した場合における放射線を考慮しても設置場所での操作が可能であるように放射線量の低い場所

に設置する。

使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置は、原子炉建屋の二次格納施設外地上4階に設置されており、操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

SPDS表示装置は、免震重要棟（免震重要棟内緊急時対策所）及び5号炉原子炉建屋（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所）に設置及び操作し、操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

可搬型計測器の計装ケーブルの接続は、線源からの離隔距離により放射線量が高くなる恐れのない設置場所である、中央制御室、原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内で操作可能な設計とする。

表 3.15-9 に操作対象機器設置場所を示す。

表 3.15-9 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作／監視場所
格納容器内水素濃度 (サンプリング装置)	原子炉建屋地上3階及び中3階(6号炉) (二次格納施設内)	中央制御室／中央制御室
	原子炉建屋地上中3階(7号炉) (二次格納施設内)	
格納容器内酸素濃度 (サンプリング装置)	原子炉建屋地上3階及び中3階(6号炉) (二次格納施設内)	中央制御室／中央制御室
	原子炉建屋地上中3階(7号炉) (二次格納施設内)	
フィルタ装置水素濃度 (サンプリング装置)	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋の二次格納施設外)	原子炉建屋地上3階(原子炉建屋の二次格納施設外)／中央制御室
フィルタ装置 スクラバ水 pH (サンプリング装置)	屋外 (フィルタベント遮蔽壁内)	屋外(フィルタベント遮蔽壁内) ／中央制御室
使用済燃料貯蔵プール 監視カメラ用空冷装置	原子炉建屋地上4階 (原子炉建屋の二次格納施設外)	原子炉建屋地上4階 (原子炉建屋の二次格納施設外)
使用済燃料貯蔵プール 監視カメラ用空冷装置 空気供給弁	原子炉建屋地上4階 (原子炉建屋の二次格納施設外)	原子炉建屋地上4階 (原子炉建屋の二次格納施設外)
SPDS表示装置	免震重要棟地上1階及び2階 (免震重要棟内緊急時対策所)	免震重要棟地上1階及び2階(免震重要棟内緊急時対策所)
SPDS表示装置	5号炉原子炉建屋地上3階 (5号炉原子炉建屋内緊急時対策所)	5号炉原子炉建屋地上3階 (5号炉原子炉建屋内緊急時対策所)
可搬型計測器	中央制御室 原子炉建屋地下1階 (原子炉建屋の二次格納施設外) タービン建屋地下中2階 (その他の建屋内)	中央制御室 原子炉建屋地下1階 (原子炉建屋の二次格納施設外) タービン建屋地下中2階 (その他の建屋内)

(58-3-10, 12, 16, 24, 26, 31, 33~36) (58-9-5, 7, 10, 11, 13)

3.15.2.1.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合状況

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）

(i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は、設計基準事故時の計測機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の計測範囲が、計器の不確かさを考慮しても設計基準を超える状態において発電用原子炉施設の状態を推定できるため、設計基準事故対処設備と同仕様の設計とする。

- ・原子炉圧力
- ・原子炉水位
- ・原子炉隔離時冷却系系統流量
- ・高圧炉心注水系系統流量
- ・残留熱除去系系統流量
- ・格納容器内水素濃度
- ・格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W）
- ・格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C）
- ・起動領域モニタ
- ・平均出力領域モニタ
- ・残留熱除去系熱交換器入口温度
- ・残留熱除去系熱交換器出口温度
- ・原子炉補機冷却水系系統流量
- ・残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量
- ・残留熱除去系ポンプ吐出圧力
- ・格納容器内酸素濃度
- ・使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域）

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は、計器の不確かさを考慮しても設計基準を超える状態において発電用原子炉施設の状態を推定できる設計とする。

- ・原子炉圧力容器温度
- ・原子炉圧力（SA）
- ・原子炉水位（SA）

- ・ 高圧代替注水系系統流量
- ・ 復水補給水系流量（原子炉压力容器）
- ・ 復水補給水系流量（原子炉格納容器）
- ・ ドライウエル雰囲気温度
- ・ サプレッション・チェンバ気体温度
- ・ サプレッション・チェンバ・プール水温度
- ・ 格納容器内圧力（D/W）
- ・ 格納容器内圧力（S/C）
- ・ サプレッション・チェンバ・プール水位
- ・ 格納容器下部水位
- ・ 格納容器内水素濃度（SA）
- ・ 復水補給水系温度（代替循環冷却）
- ・ フィルタ装置水位
- ・ フィルタ装置入口圧力
- ・ フィルタ装置出口放射線モニタ
- ・ フィルタ装置水素濃度
- ・ フィルタ装置金属フィルタ差圧
- ・ フィルタ装置スクラバ水 pH
- ・ 耐圧強化ベント系放射線モニタ
- ・ 復水貯蔵槽水位（SA）
- ・ 復水移送ポンプ吐出圧力
- ・ 原子炉建屋水素濃度
- ・ 静的触媒式水素再結合器 動作監視装置
- ・ 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）
- ・ 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）
- ・ 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ
（使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む）

データ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置，SPDS 表示装置は，発電所内外の通信連絡をする必要のある場所に重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを伝送できる設計とする。SPDS 表示装置は，免震重要棟及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所に各 1 セットを設置し，保守点検又は故障時のバックアップ用として，自主的に 1 セットを保管する設計とする。

(58-6-1～65)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第 43 条第 2 項二）

(i) 要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止」に示す。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

データ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置，SPDS 表示装置は、号炉の区分けなく通信連絡することで、必要な情報（相互のプラント状況，運転員の対応状況等）を共有及び考慮しながら、事故対応を含む総合的な管理及び対応を行うことにより安全性の向上が図れることから、6 号及び 7 号炉で共有する設計とする。

また、データ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置，SPDS 表示装置は、共用することによって悪影響を及ぼさないよう、6 号及び 7 号炉の各々に必要な容量を確保するとともに、号炉の区分けなく通信連絡が可能な設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 2 項三）

(i) 要求事項

常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止」に示す。

重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータと異なる物理量（水位，注水量等）の計測又は測定原理と

することで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。

重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。

データ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置、SPDS表示装置は、共通要因によって、その機能が損なわれることを防止するために、可能な限り多様性を確保し、頑健性を持たせた設計とする（詳細については、「3.19 通信連絡を行うために必要な設備」で示す）。

また、電源については代替電源設備からの供給が可能であり、多様性を考慮した設計とする。

(58-2-1～3, 58-3-1～36)

3.15.2.1.3.3 設置許可基準規則第43条第3項への適合状況

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第3項一）

(i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え，十分に余裕のある容量を有するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

可搬型計測器は，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度，圧力，水位及び流量（注水量）等の計測用として6号炉，7号炉それぞれ1セット23個（測定時の故障を想定した予備として，6号炉，7号炉それぞれ1個含む）使用する。保有数は，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として23個（6号及び7号炉共用）を含めて合計69個を分散して保管する設計とする。 (58-3-33, 36) (58-9-1~4)

(2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項二）

(i) 要求事項

常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあっては，当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ，かつ，二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう，接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

可搬型計測器の計装ケーブルの接続は，ボルト・ネジ接続とし，接続規格を統一することにより，一般的に使用される工具を用いて容易かつ確実に接続操作可能な設計とする。

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第43条第3項三）

(i) 要求事項

常設設備と接続するものにあっては，共通要因によって接続することができなくなることを防止するため，可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止」に示す。

可搬型計測器は，原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備ではなく，中央制御室，原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内から接続可能な設計とする。

(58-9-5～13)

(4) 設置場所（設置許可基準規則第43条第3項四）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け，及び常設設備と接続することができるよう，放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

可搬型計測器の計装ケーブルの接続は，線源からの離隔距離により放射線量が高くなる恐れが少ない設置場所である，中央制御室，原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内で操作可能な設計とする。

(58-9-5～13)

(5) 保管場所（設置許可基準規則第43条第3項五）

(i) 要求事項

地震，津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止」に示す。

可搬型計測器は，重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備とは異なる場所であるコントロール建屋内及び5号炉原子炉建屋（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所）に保管することとし，位置的分散を図る設計とする。

(58-3-33, 36) (58-9-5～13)

(6) アクセスルートの確保（設置許可基準規則第 43 条第 3 項六）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

可搬型計測器は、コントロール建屋内及び 5 号炉原子炉建屋（5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所）にて保管しており、可搬型計測器の計装ケーブルの接続は、線源からの離隔距離により放射線量が高くなる恐れのない設置場所である、中央制御室、原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内であり、アクセスルートは確保されている。

(58-3-33, 36) (58-9-5～13)

(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故等防止設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 3 項七）

(i) 要求事項

重大事故防止設備のうち可搬型のものは、共通要因によって、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止」に示す。

可搬型計測器は、地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故設備の配置その他の条件を考慮し、コントロール建屋内及び 5 号炉原子炉建屋（5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所）に保管することで位置的分散を図る設計とする。

(58-3-33, 36) (58-9-5～13)

表 3.15-10 重大事故等対策における手順書の概要

1.15 事故時の計装に関する手順等	
方針目的	<p>重大事故等が発生し、計測機器の故障等により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合に、当該パラメータの推定に有効な情報を把握するため、計器故障時の対応、計器の計測範囲を超えた場合への対応、計器電源の喪失時の対応、計測結果を記録する手順等を整備する。</p>
対応手段等	<p>監視機能の喪失</p> <p>計器故障時のパラメータ推定</p> <p>主要パラメータを計測する計器の故障により主要パラメータの監視機能が喪失した場合は、代替パラメータによる推定を行う。 推定にあたっては、使用する計器が複数ある場合、代替パラメータと主要パラメータの関連性、検出器の種類、使用環境条件及び計測される値の不確かさを考慮し、使用するパラメータの優先順位をあらかじめ定める。 代替パラメータによる主要パラメータの推定ケースは以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・同一物理量（温度、圧力、水位、放射線量率、水素濃度及び中性子束）から推定するケース ・水位を注水源若しくは注水先の水位変化又は注水量及び吐出圧力から推定するケース ・流量を注水先又は注水源の水位変化を監視することにより推定するケース ・除熱状態を温度、圧力等の傾向監視により推定するケース ・原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいを水位、圧力等の傾向監視により推定するケース ・圧力又は温度を水の飽和状態の関係から推定 ・注水量を注水先の圧力より注水特性の関係から推定 ・格納容器内圧力（D/W）と格納容器内圧力（S/C）の差圧から原子炉格納容器内の水位を推定 ・未臨界状態の維持を制御棒の挿入状態により推定するケース ・あらかじめ評価したパラメータの相関関係により酸素濃度を推定するケース ・装置の作動状況により水素濃度を推定するケース ・使用済燃料プールの状態を同一物理量（温度及び水位）、あらかじめ評価した水位と放射線量の相関関係及びカメラによる監視により、使用済燃料プールの水位又は必要な水遮蔽が確保されていることを推定するケース <p>主要パラメータを計測する多重化された重要計器が、計器の故障により計測することが困難になった場合に、他チャンネルの重要計器により計測を行う。</p>
	<p>計器の計測範囲を超えた場合のパラメータ推定</p> <p>原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータのうち、パラメータの値が計器の計測範囲を超えるものは、原子炉圧力容器内の温度と水位である。 原子炉圧力容器内の水位の値が計器の計測範囲を超えた場合、発電用原子炉施設の状態を推定するための手段は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータである原子炉圧力容器温度を計測する計器の計測範囲は0～350℃である。重大事故等発生時における損傷炉心冷却成否及び格納容器下部注水判断の温度は300℃であり計測範囲内で判断可能である。なお、原子炉圧力容器温度が計測範囲を超える（350℃以上）場合は炉心損傷状態と推定して対応する。 ・原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータである原子炉水位の計測範囲を超えた場合、高圧代替注水系系統流量、復水補給水系流量（原子炉圧力容器）、原子炉隔離時冷却系系統流量、高圧炉心注水系系統流量、残留熱除去系系統流量のうち機器動作状態にある流量計より崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し、直前まで判明していた水位に変換率を考慮することにより原子炉圧力容器内の水位を推定する。

対応手段等	計器電源の喪失	<p>計器電源の喪失時の対応</p> <p>全交流動力電源喪失及び直流電源喪失等により計器電源が喪失した場合、特に重要なパラメータとして、パラメータ選定で選定した重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測又は監視を行う手段は、以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・全交流動力電源喪失及び直流電源喪失等により計器電源が喪失した場合に、所内蓄電式直流電源設備、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、可搬型直流電源設備から、計器へ給電する。 ・代替電源（交流、直流）の供給ができない場合には、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する計器については、温度、圧力、水位及び流量に係るものについて、可搬型計測器を接続し計測又は監視を行う。 <p>また、可搬型計測器の計測結果を工学値に換算する換算表を準備する。</p> <p>可搬型計測器による計測対象の選定を行う際、同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は、いずれか1つの適切なパラメータを選定し計測又は監視する。同一の物理量について、複数のパラメータがある場合は、いずれか1つの適切なパラメータを選定し計測又は監視する。</p>
	記録	<p>重大事故等発生時において、原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率等想定される重大事故等の対応に必要な重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測結果について、以下の方法により計測結果を記録する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・緊急時対策支援システム伝送装置にて記録、保存する。 ・複数の計測結果を使用し計算により推定する主要パラメータの値、可搬型計測器及び現場操作時のみ監視する現場計器の指示値で計測されるパラメータの値は、記録用紙に記録する。

配慮すべき事項	パラメータの選定	<p>重大事故等に対処するために監視することが必要となるパラメータを技術的能力1.1～1.15（設置許可基準規則44条～58条）の手順着手の判断基準及び操作手順に用いるパラメータ並びに有効性評価の判断及び確認に関するパラメータより抽出し、これを抽出パラメータとする。</p> <p>抽出パラメータのうち、炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータを主要パラメータとする。</p> <p>また、計器の故障、計器の計測範囲の超過及び計器電源の喪失により、主要パラメータを計測することが困難となった場合において、主要パラメータを推定するために必要なパラメータを代替パラメータとする。</p> <p>主要パラメータは、以下のとおり分類する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重要監視パラメータ <ul style="list-style-type: none"> 主要パラメータのうち、耐震性、耐環境性を有し、重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも1つ以上有するパラメータをいう。 ・有効監視パラメータ <ul style="list-style-type: none"> 主要パラメータのうち、自主対策設備の計器のみで計測されるが、計測することが困難となった場合にその代替パラメータが重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器で計測されるパラメータをいう。 <p>代替パラメータは、以下のとおり分類する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重要代替監視パラメータ <ul style="list-style-type: none"> 主要パラメータの代替パラメータを計測する計器が重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも1つ以上有するパラメータをいう。 ・有効監視パラメータ <ul style="list-style-type: none"> 主要パラメータの代替パラメータが自主対策設備の計器のみで計測されるパラメータをいう。 <p>また、抽出パラメータのうち、発電用原子炉施設の状態を直接監視することはできないが、電源設備の受電状態、重大事故等対処設備の運転状態及びその他の設備の運転状態等により発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータを補助パラメータとする。なお、重大事故等対処設備の運転・動作状態を表示する設備（ランプ表示灯等）については、各条文の設置許可基準規則第43条への適合状況のうち、(2)操作の確実性（設置許可基準規則第43条第1項二）にて、適合性を整理する。</p> <p>主要パラメータを計測する多重化された重要計器が、チャンネル故障により計測することが困難になった場合に、他チャンネルの重要計器により計測を行う。</p>
	原子炉施設の状態把握の発電用	<p>重要監視パラメータを計測する重要計器及び重要代替監視パラメータを計測する重要代替計器の計測範囲、個数、耐震性及び非常用電源からの給電の有無を示し、設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握する能力を明確化する。</p>
	確からしさの考慮	<p>圧力のパラメータと温度のパラメータを水の飽和状態の関係から推定する場合は、水が飽和状態にないと不確かさが生じるため、計器が故障するまでの発電用原子炉施設の状況及び事故進展状況を踏まえ、複数の関連パラメータを確認し、有効な情報を得た上で推定する。</p> <p>推定にあたっては、代替パラメータの誤差による影響を考慮する。</p>
	電源確保	<p>全交流動力電源が喪失した場合において、計測設備への代替電源設備として常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内蓄電式直流電源設備、可搬型直流電源設備から、計器へ給電する。</p>

表 3.15-11 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（1/9）

分類	重要監視パラメータ, 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源
① 原子炉圧力容器内の 温度	原子炉圧力容器温度	3	0～350℃	300℃*4	炉心の損傷状態を把握し、適切に対応するための判断基準として、300℃を監視可能。	1	C(Ss)	AM用 直流電源
	原子炉圧力*2	「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。						
	原子炉圧力（SA）*2							
	原子炉水位*2	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。						
	原子炉水位（SA）*2							
	残留熱除去系熱交換器入口温度*2	「⑫最終ヒートシンクの確保 <残留熱除去系>」を監視するパラメータと同じ。						
② 原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力*1	3	0～10MPa[gage]	8.48MPa[gage]	重大事故等時における原子炉圧力容器最高圧力（8.92MPa[gage]）を包絡する範囲として設定。なお、主蒸気逃がし安全弁の手动操作により変動する範囲についても計測範囲に包絡されており、監視可能である。	1	S	区分Ⅰ，Ⅱ，Ⅲ 直流電源
	原子炉圧力（SA）*1	1	0～10MPa[gage]	8.48MPa[gage]				
		原子炉水位*2	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。					
		原子炉水位（SA）*2						
		原子炉圧力容器温度*2	「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。					
③ 原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位*1	3	-3200～3500mm*5	-2880～1650mm*5	炉心の冷却状況を把握する上で、原子炉水位制御範囲（レベル3～8）及び有効燃料棒上端付近まで監視可能。	1	S	区分Ⅰ，Ⅱ，Ⅲ 直流電源
		2	-4000～1300mm*6	465～1300mm*6				
	原子炉水位（SA）*1	1	-3200～3500mm*5	-2880～1650mm*5				
		1	-8000～3500mm*5					
		高压代替注水系系統流量*2	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。					
		復水補給水系流量（原子炉圧力容器）*2						
		原子炉隔離時冷却系系統流量*2						
	高压炉心注水系系統流量*2							
	残留熱除去系系統流量*2							

表 3.15-11 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（2/9）

分類	重要監視パラメータ, 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源	
④原子炉圧力容器への注水量	高压代替注水系系統流量	1	0～300m ³ /h	－＊9	高压代替注水系ポンプの最大流量（182m ³ /h）を監視可能。	1	－ (Ss)	AM用 直流電源	
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	0～300m ³ /h	182m ³ /h	原子炉隔離時冷却系ポンプの最大流量（182m ³ /h）を監視可能。		S	区分Ⅰ 直流電源	
	高压炉心注水系系統流量	2	0～1000m ³ /h	727m ³ /h	高压炉心注水系ポンプの最大流量（727m ³ /h）を監視可能。		S	区分Ⅱ，Ⅲ 直流電源	
	復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	0～200m ³ /h（6号炉） 0～150m ³ /h（7号炉）	1	－＊9	代替低压注水系による原子炉圧力容器への注水時における復水移送ポンプの最大流量（90m ³ /h）を監視可能。	1	－ (Ss)	AM用 直流電源＊11	
		0～350m ³ /h	1	－＊9	重大事故等時における復水移送ポンプの最大流量（300m ³ /h）を監視可能。		－ (Ss)	AM用 直流電源＊11	
	残留熱除去系系統流量	3	0～1500m ³ /h	954m ³ /h	残留熱除去系ポンプの最大流量（954m ³ /h）を監視可能。		S	区分Ⅰ，Ⅱ，Ⅲ 直流電源	
	復水貯蔵槽水位（SA）＊2	「⑭水源の確保」を監視するパラメータと同じ。							
	サブプレッション・チェンバ・ブル水位＊2	「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。							
	原子炉水位＊2	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。							
	原子炉水位（SA）＊2								
⑤原子炉格納容器への注水量	復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1	0～350m ³ /h	－＊9	格納容器スプレイ時における復水移送ポンプの最大流量（140m ³ /h）を監視可能。	1	－ (Ss)	AM用 直流電源＊11	
		1	0～150m ³ /h（6号炉）＊ 7 0～100m ³ /h（7号炉）＊ 7	－＊9	格納容器下部への注水時における復水移送ポンプの最大流量（90m ³ /h）を監視可能。		－ (Ss)	AM用 直流電源＊12	
	復水貯蔵槽水位（SA）＊2	「⑭水源の確保」を監視するパラメータと同じ。							
	格納容器内圧力（D/W）＊2	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。							
	格納容器内圧力（S/C）＊2								
	格納容器下部水位＊2	「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。							

表 3.15-11 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（3/9）

分類	重要監視パラメータ, 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源
⑥ 原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	2	0～300℃	138℃	格納容器の限界温度（200℃）を監視可能。	1	C(Ss)	AM用 直流電源* 11, 12
	サブプレッション・チェンバ気体温度*1	1	0～200℃	138℃		1	C(Ss)	AM用 直流電源*11
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度* 1	3	0～200℃	97℃	格納容器の限界圧力（620kPa[gage]）におけるサブプレッション・チェンバ・プール水の飽和温度（約166℃）を監視可能。		S	AM用 直流電源
	格納容器内圧力（D/W）*2	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。						
	格納容器内圧力（S/C）*2							
⑦ 原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力（D/W）*1	1	0～1000kPa[abs]	246kPa[gage]	格納容器の限界圧力（620kPa[gage]）を監視可能。	1	S	AM用 直流電源*11
	格納容器内圧力（S/C）*1	1	0～980.7kPa[abs]	197kPa[gage]			S	AM用 直流電源*11
	ドライウエル雰囲気温度*2	「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。						
	サブプレッション・チェンバ気体温度*2							
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度* 2							
⑧ 原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	-6～11m (T.M.S.L. -7150～ +9850mm) *8	-2.59～0m (T.M.S.L. -3740～ -1150mm) *8	ウェットウエルベント操作可否判断（ベントライン高さ-1m：9.05m）を把握できる範囲を監視可能。	1	S	AM用 直流電源*11
	格納容器下部水位	3	+1m, +2m, +3m (T.M.S.L. -5600, -4600, -3600mm) *8	- *9	重大事故等時において、格納容器下部に熔融炉心の冷却に必要な水量（底部から+2m）があることを監視可能。	1	- (Ss)	AM用 直流電源*12
	復水補給水系流量（原子炉格納容器）*2	「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。						
	復水貯蔵槽水位（SA）*2	「⑭水源の確保」を監視するパラメータと同じ。						
	格納容器内圧力（D/W）*2	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。						
	格納容器内圧力（S/C）*2							

表 3.15-11 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（4/9）

分類	重要監視パラメータ, 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源
器内の水素濃度 ⑨ 原子炉格納容器	格納容器内水素濃度*1	2	0~30vol% (6号炉) 0~20vol% /0~100vol% (7号炉)	6.2vol%	重大事故等時において、格納容器内の水素燃焼の可能性（水素濃度：4vol%）を把握する上で監視可能。 なお、6号炉については、格納容器内水素濃度が30vol%を超えた場合においても、格納容器内水素濃度（SA）により把握可能。	—	S	計器、サンプリング装置： 区分Ⅰ、Ⅱ 計測用交流電源
	格納容器内水素濃度（SA）*1	2	0~100vol%			—	S	AM用 直流電源
放射線量率 ⑩ 原子炉格納容器内の	格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W）*1	2	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	10Sv/h 未満*10	炉心損傷の判断値（原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約10Sv/h）を把握する上で監視可能（上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる）。	—	S	区分Ⅰ 直流電源 区分Ⅱ 計測用交流電源
	格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C）*1	2	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	10Sv/h 未満*10	炉心損傷の判断値（原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約10Sv/h）を把握する上で監視可能（上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる）。	—	S	区分Ⅰ 直流電源 区分Ⅱ 計測用交流電源
⑪ 未臨界の維持又は確認	起動領域モニタ*1	10	$10^{-1} \sim 10^6 \text{cps}$ ($1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$) 0~40%又は0~125% ($1.0 \times 10^8 \sim 2.0 \times 10^{13} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	定格出力の 約10倍	原子炉の停止時から起動時及び起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能。 なお、起動領域モニタが測定できる範囲を超えた場合は、平均出力領域モニタによって監視可能。	—	S	区分Ⅰ、Ⅱ、Ⅲ、Ⅳ バイタル交流電源
	平均出力領域モニタ*1	4*3	0~125% ($1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)		原子炉の起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能。 なお、設計基準事故時及び重大事故等時、一時的に計測範囲を超えるが、負の反応度フィードバック効果により短期間であり、かつ出力上昇及び下降は急峻である。125%を超えた領域でその指示に基づき操作を伴うものでないことから、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原子炉再循環ポンプトリップ等により中性子束は低下するため、現状の計測範囲でも対応が可能。	—	S	区分Ⅰ、Ⅱ、Ⅲ、Ⅳ バイタル交流電源

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表 3.15-11 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（5/9）

分類	重要監視パラメータ, 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源	
⑫最終ヒートシンクの確保	＜代替循環冷却系＞								
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度*1		「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。						
	復水補給水温度（代替循環冷却）	1	0～200℃	－*9	代替循環冷却時における復水移送ポンプの最高使用温度（85℃）に余裕を見込んだ設定とする。	1	－ (Ss)	AM用 直流電源	
	復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1	0～200m ³ /h（6号炉） 0～150m ³ /h（7号炉）	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。					
	復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1	0～350m ³ /h	「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。					
	＜格納容器圧力逃がし装置＞								
	フィルタ装置水位*1	2	0～6000mm	－*9	スクラバノズル上端を計測範囲のゼロ点とし、フィルタ装置機能維持のための上限：約2200mm、下限：約500mmを監視可能。	1	－ (Ss)	AM用 直流電源*11	
	フィルタ装置入口圧力*1	1	0～1MPa[gage]	－*9	格納容器ベント実施時に、格納容器圧力逃がし装置の最高圧力（0.62MPa[gage]）が監視可能。	1	－ (Ss)	AM用 直流電源*11	
	フィルタ装置出口放射線モニタ	2	10 ⁻² ～10 ⁵ mSv/h	－*9	格納容器ベント実施時に、想定されるフィルタ装置出口の最大線量当量率（約7×10 ⁴ mSv/h）を監視可能。	－	－ (Ss)	AM用 直流電源*11	
	フィルタ装置水素濃度	2	0～100vol%	－*9	格納容器ベント停止後の窒素によるパージを実施し、フィルタ装置及び耐圧強化ベントラインの配管内に滞留する水素濃度が可燃限界濃度（4vol%）以下であることを監視可能。	－	－ (Ss)	計器：AM用 直流電源*11 サンプリング装置：区分Iバイ タル交流電源	
	フィルタ装置金属フィルタ差圧	1	0～50kPa	－*9	フィルタ装置金属フィルタの上限差圧 が監視可能。	1	－ (Ss)	AM用 直流電源*11	
	フィルタ装置スクラバ水 pH	1	pH0～14	－*9	フィルタ装置スクラバ水のpH（pH0～14）が監視可能。	－	－ (Ss)	AM用 直流電源*11	
	＜耐圧強化ベント系＞								
耐圧強化ベント系放射線モニタ	2	10 ⁻² ～10 ⁵ mSv/h	－*9	耐圧強化ベント実施時に、想定される排気ラインの最大線量当量率（約7×10 ⁴ mSv/h）を監視可能。	－	－ (Ss)	AM用 直流電源*11		
フィルタ装置水素濃度	1	「⑫最終ヒートシンクの確保 ＜格納容器圧力逃がし装置＞」を監視するパラメータと同じ。							

表 3.15-11 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（6/9）

分類	重要監視パラメータ, 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源	
⑫ 最終ヒートシンクの確保	＜残留熱除去系＞								
	残留熱除去系熱交換器入口温度	3	0～300℃	182℃	残留熱除去系の運転時における，残留熱除去系熱交換器出口温度の変動範囲（182℃）を監視可能。	1	C(Ss)	区分Ⅰ，Ⅱ，Ⅲ 直流電源	
	残留熱除去系熱交換器出口温度	3	0～300℃	182℃	残留熱除去系の運転時における，残留熱除去系熱交換器出口温度の変動範囲（182℃）を監視可能。	1	C(Ss)	区分Ⅰ，Ⅱ，Ⅲ 直流電源	
	残留熱除去系系統流量	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。							
	原子炉補機冷却水系系統流量	3	0～4000m ³ /h（6号炉区分Ⅰ，Ⅱ） 0～3000m ³ /h（6号炉区分Ⅲ，7号炉区分Ⅰ，Ⅱ） 0～2000m ³ /h（7号炉区分Ⅲ）	1300m ³ /h（区分Ⅰ，Ⅱ） 1100m ³ /h（6号炉区分Ⅲ） 800m ³ /h（7号炉区分Ⅲ）	原子炉補機冷却系中間ループ循環ポンプの最大流量（1300m ³ /h（区分Ⅰ，Ⅱ），1100m ³ /h（6号炉区分Ⅲ），800m ³ /h（7号炉区分Ⅲ））を監視可能。 熱交換器ユニット（代替原子炉補機冷却水ポンプ）の最大流量（600m ³ /h）を監視可能。	1	C(Ss)	区分Ⅰ，Ⅱ，Ⅲ 直流電源	
	残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	3	0～2000m ³ /h（6号炉） 0～1500m ³ /h（7号炉）	1300m ³ /h（区分Ⅰ，Ⅱ） 1100m ³ /h（6号炉区分Ⅲ） 800m ³ /h（7号炉区分Ⅲ）	原子炉補機冷却系中間ループ循環ポンプの最大流量（1300m ³ /h（区分Ⅰ，Ⅱ），1100m ³ /h（6号炉区分Ⅲ），800m ³ /h（7号炉区分Ⅲ））を監視可能。 熱交換器ユニット（代替原子炉補機冷却水ポンプ）の最大流量（600m ³ /h）を監視可能。		C(Ss)	区分Ⅰ，Ⅱ，Ⅲ 直流電源	
	ドライウエル雰囲気温度*2	「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。							
	サブプレッション・チェンバ氣體温度*2								
	格納容器内圧力（D/W）*2	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。							
	格納容器内圧力（S/C）*2								
	格納容器内水素濃度（SA）*2	「⑨原子炉格納容器内の水素濃度」を監視するパラメータと同じ。							
	原子炉圧力容器温度*2	「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。							

表 3.15-11 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（7/9）

分類	重要監視パラメータ, 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源
⑬ 格納容器バイパスの監視	原子炉水位*1	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。						
	原子炉水位 (SA) *1							
	原子炉圧力*1	「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。						
	原子炉圧力 (SA) *1							
	ドライウェル雰囲気気温度*1	「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。						
	格納容器内圧力 (D/W) *1	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。						
⑭ 水源の確保	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	0~16m (6号炉) 0~17m (7号炉)	0~15.5m (6号炉) 0~15.7m (7号炉)	復水貯蔵槽の底部からオーバーフローレベル (6号炉: 0~15.5m, 7号炉: 0~15.7m) を監視可能。	1	S	AM用 直流電源
	サブプレッション・チェンバ・プール水位	「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。						
	高压代替注水系系統流量*2	「④原子炉圧力容器への注水量」及び「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。						
	復水補給水系流量 (原子炉圧力容器) *2							
	原子炉隔離時冷却系系統流量*2							
	高压炉心注水系系統流量*2							
	残留熱除去系系統流量*2							
	復水補給水系流量 (原子炉格納容器) *2							
	原子炉水位*2	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。						
	原子炉水位 (SA) *2							
	復水移送ポンプ吐出圧力*2	3	0~2MPa [gage]	- *9	復水移送ポンプ吐出圧力 (0.92MPa [gage]) を監視可能。	1	- (Ss)	AM用 直流電源* 11, 12
残留熱除去系ポンプ吐出圧力*2	3	0~3.5MPa [gage]	2.2MPa [gage]	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 (2.2MPa [gage]) を監視可能。	B(Ss)		区分 I, II, III 直流電源	

表 3.15-11 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（8/9）

分類	重要監視パラメータ, 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源
⑮ 原子炉建屋 内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	7	0～20vol%	－*9	重大事故等時において、原子炉建屋内の水素燃焼の可能性（水素濃度：4vol%）を把握する上で監視可能。	－	－ (Ss)	AM用 直流電源
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置*2	4	0～300℃	－*9	重大事故等時において、静的触媒式水素再結合器作動時に想定される温度範囲を監視可能。	1	－ (Ss)	AM用 直流電源
⑯ 原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度	2	0～30vol% (6号炉) 0～10vol% /0～30vol% (7号炉)	4.9vol%	重大事故等時において、格納容器内の水素燃焼の可能性（酸素濃度：5vol%）を把握する上で監視可能。	－	S	計器, サンプル ング装置： 区分Ⅰ, Ⅱ 計測用交流電 源
	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) *2	「⑩原子炉格納容器内の放射線量率」を監視するパラメータと同じ。						
	格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) *2							
	格納容器内圧力 (D/W) *2	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。						
	格納容器内圧力 (S/C) *2							

表 3.15-11 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（9/9）

分類	重要監視パラメータ, 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源
⑰ 使用済燃料プールの監視	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域） *1	1	T. M. S. L. 20180～ 31170mm（6号炉） T. M. S. L. 20180～ 31123mm（7号炉）	T. M. S. L. 31395mm （6号炉） T. M. S. L. 31390mm （7号炉）	重大事故等により変動する可能性のある使用済燃料プール上部から底部近傍までの範囲にわたり水位を監視可能。	1	C(Ss)	区分 I 直流電源
			0～150℃	66℃	重大事故等により変動する可能性のある使用済燃料プールの温度を監視可能。			
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）*1	1	T. M. S. L. 23420～ 30420mm（6号炉） T. M. S. L. 23373～ 30373mm（7号炉）	—*9	重大事故等により変動する可能性のある使用済燃料プール上部から使用済燃料ラック上端近傍までの範囲にわたり水位を監視可能。	重大事故等により変動する可能性のある使用済燃料プールの温度を監視可能。	C(Ss)	AM 用 直流電源
			0～150℃					
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）*1	1	10 ¹ ～10 ⁶ mSv/h	—*9	重大事故等により変動する可能性がある放射線量率の範囲にわたり監視可能。	—	C(Ss)	AM 用 直流電源
1		10 ⁻² ～10 ⁵ mSv/h(6号炉) 10 ⁻³ ～10 ⁴ mSv/h(7号炉)						
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ*1	1	—	—*9	重大事故等時において使用済燃料プール及びその周辺の状況を監視可能。	—	— (Ss)	カメラ：区分 I バイタル交流電源 空冷装置：区分 I 計測用交流電源	

*1：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ，*2：重要代替監視パラメータ

*3：局部出力領域モニタの検出器は 208 個であり，平均出力領域モニタの各チャンネルには，52 個ずつの信号が入力される。

*4：設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。

*5：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより 1224cm），*6：基準点は有効燃料棒上端（原子炉圧力容器零レベルより 905cm）

*7：格納容器下部注水流量，*8：T. M. S. L. =東京湾平均海面，*9：重大事故等時に使用する設備のため，設計基準事故時は値なし。

*10：炉心損傷は，原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 10Sv/h（経過時間とともに判断値は低くなる）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。

*11：設置許可基準規則第 47 条，48 条及び 49 条で抽出された計装設備は設計基準事故対処設備に対して，多様性及び独立性を有し，位置的分散を図ることとしており，電源については，非常用所内電気設備と独立性を有し，位置的分散を設ける設計とする。詳細については，「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）の補足説明資料 57-9」参照。なお，各条文に対するパラメータの選定結果は，補足説明資料 58-11 に整理している。

*12：設置許可基準規則第 51 条で抽出された計装設備は複数のパラメータとすることで多様性を有しており，復水補給水系流量（原子炉格納容器）及び格納容器下部水位に対して，復水移送ポンプ吐出圧力及びドライウェル雰囲気温度はそれぞれ独立性を有する設計としている。電源については，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から代替所内電気設備を経由して電源を受電できる設計とするとともに，可搬型計測器による計測が可能な設計としており，多様性を有している。詳細については，「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）の補足説明資料 57-9」参照。なお，条文に対するパラメータの選定結果は，補足説明資料 58-11 に整理している。

表 3.15-12 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (1/9)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 ②原子炉圧力 (SA) ②原子炉水位 ②原子炉水位 (SA) ③残留熱除去系熱交換器入口温度	①原子炉圧力容器温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力容器温度の監視が不可能となった場合には、原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の温度を推定する。 また、スクラム後、原子炉水位が有効燃料棒頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器温度を推定する。 ③残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	原子炉圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 (SA) ③原子炉水位 ③原子炉水位 (SA) ③原子炉圧力容器温度	①原子炉圧力の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力の監視が不可能となった場合には、原子炉圧力 (SA) により推定する。 ③原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 (SA)	①原子炉圧力 ②原子炉水位 ②原子炉水位 (SA) ②原子炉圧力容器温度	①原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合には、原子炉圧力により推定する。 ②原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は、原子炉圧力容器内の圧力を直接計測する原子炉圧力を優先する。
	原子炉水位	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位 (SA) ③高圧代替注水系系統流量 ③復水補給水系流量 (原子炉圧力容器) ③原子炉隔離時冷却系系統流量 ③高圧炉心注水系系統流量 ③残留熱除去系系統流量	①原子炉水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉水位の監視が不可能となった場合には、原子炉水位 (SA) により推定する。 ③高圧代替注水系系統流量、復水補給水系流量 (原子炉圧力容器)、原子炉隔離時冷却系系統流量、高圧炉心注水系系統流量、残留熱除去系系統流量のうち機器動作状態にある流量より、崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し、原子炉圧力容器内の水位を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (SA)	①原子炉水位 ②高圧代替注水系系統流量 ②復水補給水系流量 (原子炉圧力容器) ②原子炉隔離時冷却系系統流量 ②高圧炉心注水系系統流量 ②残留熱除去系系統流量	①原子炉水位 (SA) の水位の監視が不可能となった場合には、原子炉水位により推定する。 ②高圧代替注水系系統流量、復水補給水系流量 (原子炉圧力容器)、原子炉隔離時冷却系系統流量、高圧炉心注水系系統流量、残留熱除去系系統流量のうち機器動作状態にある流量より、崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し、原子炉圧力容器内の水位を推定する。 推定は、原子炉圧力容器内の水位を直接計測する原子炉水位を優先する。

表 3.15-12 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (2/9)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量	①復水貯蔵槽水位 (SA) ②原子炉水位 ②原子炉水位 (SA)	①高圧代替注水系系統流量の監視が不可能となった場合には、水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧代替注水系系統流量を推定する。 推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい復水貯蔵槽水位 (SA) を優先する。
	復水補給水系流量 (原子炉圧力容器)	①復水貯蔵槽水位 (SA) ②原子炉水位 ②原子炉水位 (SA)	①復水補給水系流量 (原子炉圧力容器) の監視が不可能となった場合には、水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位及びの水位変化により復水補給水系流量 (原子炉圧力容器) を推定する。 推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい復水貯蔵槽水位 (SA) を優先する。
	原子炉隔離時冷却系系統流量	①復水貯蔵槽水位 (SA) ②原子炉水位 ②原子炉水位 (SA)	①原子炉隔離時冷却系系統流量の監視が不可能となった場合には、水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により原子炉隔離時冷却系系統流量を推定する。 推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい復水貯蔵槽水位 (SA) を優先する。
	高圧炉心注水系系統流量	①主要パラメータの他チャンネル ②復水貯蔵槽水位 (SA) ③原子炉水位 ③原子炉水位 (SA)	①高圧炉心注水系系統流量の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 (他系統が運転状態の場合) ②高圧炉心注水系系統流量の監視が不可能となった場合には、水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ③注水先の原子炉水位の水位変化により高圧炉心注水系系統流量を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	残留熱除去系系統流量	①主要パラメータの他チャンネル ②サプレッション・チェンバ・プール水位 ③原子炉水位 ③原子炉水位 (SA)	①残留熱除去系系統流量の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 (他系統が運転状態の場合) ②残留熱除去系系統流量の監視が不可能となった場合には、水源であるサプレッション・チェンバ・プール水位の変化により注水量を推定する。 ③注水先の原子炉水位の水位変化により残留熱除去系系統流量を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
原子炉格納容器への注水量	復水補給水系流量 (原子炉格納容器)	①復水貯蔵槽水位 (SA) ②格納容器内圧力 (D/W) ②格納容器内圧力 (S/C) ②格納容器下部水位	①水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により復水補給水系流量 (原子炉格納容器) を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②復水補給水系流量 (原子炉格納容器) の監視が不可能となった場合には、注水先の格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) より格納容器への注水量を推定する。 ②注水先の格納容器内の水位の変化により復水補給水系流量 (原子炉格納容器) を推定する。 推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい復水貯蔵槽水位 (SA) を優先する。

表 3.15-12 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (3/9)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内圧力 (D/W) ③格納容器内圧力 (S/C)	①ドライウエル雰囲気温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②ドライウエル雰囲気温度の監視が不可能となった場合には、飽和温度/圧力の関係を利用して格納容器内圧力 (D/W) によりドライウエル雰囲気温度を推定する。 ③格納容器内圧力 (S/C) により、上記②と同様にドライウエル雰囲気温度を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	サブプレッション・チェンバ気体温度	①サブプレッション・チェンバ・プール水温度 ②格納容器内圧力 (S/C) ③[サブプレッション・チェンバ気体温度]*2	①サブプレッション・チェンバ気体温度の監視が不可能となった場合には、サブプレッション・チェンバ・プール水温度によりサブプレッション・チェンバ気体温度を推定する。 ②飽和温度/圧力の関係を利用して格納容器内圧力 (S/C) によりサブプレッション・チェンバ気体温度を推定する。 ③監視可能であればサブプレッション・チェンバ気体温度 (常用計器) により、温度を推定する。 推定は、サブプレッション・チェンバ内にあるサブプレッション・チェンバ・プール水温度を優先する。
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッション・チェンバ気体温度 ③格納容器内圧力 (S/C)	①サブプレッション・チェンバ・プール水温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②サブプレッション・チェンバ・プール水温度の監視が不可能となった場合には、サブプレッション・チェンバ気体温度によりサブプレッション・チェンバ・プール水温度を推定する。 ③飽和温度/圧力の関係を利用して格納容器内圧力 (S/C) によりサブプレッション・チェンバ・プール水温度を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力 (D/W)	①格納容器内圧力 (S/C) ②ドライウエル雰囲気温度 ③[格納容器内圧力 (D/W)]*2	①格納容器内圧力 (D/W) の圧力の監視が不可能となった場合には、格納容器内圧力 (S/C) により推定する。 ②飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル雰囲気温度により格納容器内圧力 (D/W) を推定する。 ③監視可能であれば格納容器内圧力 (D/W) (常用計器) により、圧力を推定する。 推定は、真空破壊装置、連通孔及びベント管を介して均圧される格納容器内圧力 (S/C) を優先する。
	格納容器内圧力 (S/C)	①格納容器内圧力 (D/W) ②サブプレッション・チェンバ気体温度 ②サブプレッション・チェンバ・プール水温度 ③[格納容器内圧力 (S/C)]*2	①格納容器内圧力 (S/C) の圧力の監視が不可能となった場合には、格納容器内圧力 (D/W) により推定する。 ②飽和温度/圧力の関係を利用してサブプレッション・チェンバ気体温度及びサブプレッション・チェンバ・プール水温度により格納容器内圧力 (S/C) を推定する。 ③監視可能であれば格納容器内圧力 (S/C) (常用計器) により、圧力を推定する。 推定は、真空破壊装置、連通孔及びベント管を介して均圧される格納容器内圧力 (D/W) を優先する。

表 3.15-12 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (4/9)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の水位	サプレッション・チェンバ・プール水位	①復水補給水系流量 (原子炉格納容器) ②復水貯蔵槽水位 (SA) ③格納容器内圧力 (D/W) ③格納容器内圧力 (S/C) ④[サプレッション・チェンバ・プール水位]*2	①サプレッション・チェンバ・プール水位の監視が不可能となった場合には、復水補給水系流量 (原子炉格納容器) の注水量により、サプレッション・チェンバ・プール水位を推定する。 ②水源である復水貯蔵槽水位の変化により、サプレッション・チェンバ・プール水位を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 (上記①, ②の推定方法は、注水流量及び水源の水位変化から算出した水量が全てサプレッション・チェンバへ移行する場合を想定しており、サプレッション・チェンバ・プール水位の計測目的 (ウェットウェルベントの操作可否判断 (ベントライン高さ-1m: 9.05m) を把握すること) から考えると保守的な評価となることから問題ない) ③格納容器内圧力 (D/W) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧によりサプレッション・チェンバ・プール水位を推定する。 ④監視可能であればサプレッション・チェンバ・プール水位 (常用計器) により、水位を推定する。 推定は、注水先に近い復水補給水系流量 (原子炉格納容器) を優先する。
	格納容器下部水位	①主要パラメータの他チャンネル ②復水補給水系流量 (原子炉格納容器) * 格納容器下部注水流量 ③復水貯蔵槽水位 (SA)	①格納容器下部水位の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器下部水位の監視が不可能となった場合には、復水補給水系流量 (原子炉格納容器) の注水量により、格納容器下部水位を推定する。 ③水源である復水貯蔵槽水位の変化により、格納容器下部水位を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内水素濃度 (SA)	①格納容器内水素濃度の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器内水素濃度の監視が不可能となった場合には、格納容器内水素濃度 (SA) により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	格納容器内水素濃度 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内水素濃度	①格納容器内水素濃度 (SA) の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器内水素濃度 (SA) の監視が不可能となった場合には、格納容器内水素濃度により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。

表 3.15-12 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (5/9)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) ③[エリア放射線モニタ]*2	①格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) の監視が不可能となった場合には、格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) により推定する。 ③エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) の指示値を用いて、格納容器内の放射線量率を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) ③[エリア放射線モニタ]*2	①格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) の監視が不可能となった場合には、格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) により推定する。 ③エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) の指示値を用いて、格納容器内の放射線量率を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
未臨界の維持又は確認	起動領域モニタ	①主要パラメータの他チャンネル ②平均出力領域モニタ ③[制御棒操作監視系]*2	①起動領域モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②起動領域モニタの監視が不可能となった場合には、平均出力領域モニタにより推定する。 ③制御棒操作監視系 (有効監視パラメータ) により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	平均出力領域モニタ	①主要パラメータの他チャンネル ②起動領域モニタ ③[制御棒操作監視系]*2	①平均出力領域モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②平均出力領域モニタの監視が不可能となった場合には、起動領域モニタにより推定する。 ③制御棒操作監視系 (有効監視パラメータ) により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	[制御棒操作監視系]*2	①起動領域モニタ ②平均出力領域モニタ	①制御棒操作監視系 (有効監視パラメータ) の監視が不可能となった場合には、起動領域モニタにより推定する。 ②平均出力領域モニタにより推定する。 推定は、低出力領域を監視する起動領域モニタを優先する。

表 3.15-12 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (6/9)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
最終ヒートシンクの確保	<p><代替循環冷却系> サプレッション・チェンバ・プール水温度 復水補給水系温度 (代替循環冷却) 復水補給水系流量 (原子炉压力容器) 復水補給水系流量 (原子炉格納容器)</p>	<p>①主要パラメータ (サプレッション・チェンバ・プール水温度) の他チャンネル ②ドライウエル雰囲気温度 ③サプレッション・チェンバ気体温度</p>	<p>①主要パラメータのうち、サプレッション・チェンバ・プール水温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 また、復水補給水系温度 (代替循環冷却) の監視が不可能となった場合には、熱交換器ユニットの熱交換量評価からサプレッション・チェンバ・プール水温度により推定する。 ②代替循環冷却系による冷却において、サプレッション・チェンバ・プール水温度、復水補給水系温度 (代替循環冷却)、復水補給水系流量 (原子炉压力容器)、復水補給水系流量 (原子炉格納容器) の監視が不可能となった場合には、ドライウエル雰囲気温度、サプレッション・チェンバ気体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。 推定は、主要パラメータ (サプレッション・チェンバ・プール水温度) の他チャンネルを優先する。</p>
	<p><格納容器圧力逃がし装置> フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置水素濃度 フィルタ装置金属フィルタ差圧 フィルタ装置スクラバ水 pH</p>	<p>①主要パラメータ (フィルタ装置水位、フィルタ装置出口放射線モニタ、フィルタ装置水素濃度) の他チャンネル ②ドライウエル雰囲気温度 ③サプレッション・チェンバ気体温度 ④格納容器内圧力 (D/W) ⑤格納容器内圧力 (S/C) ⑥格納容器内水素濃度 (SA)</p>	<p>①主要パラメータのうち、フィルタ装置水位、フィルタ装置出口放射線モニタ、フィルタ装置水素濃度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器圧力逃がし装置による冷却において、フィルタ装置水位、フィルタ装置入口圧力、フィルタ装置出口放射線モニタ、フィルタ装置水素濃度、フィルタ装置金属フィルタ差圧、フィルタ装置スクラバ水 pH の監視が不可能となった場合には、ドライウエル雰囲気温度、サプレッション・チェンバ気体温度、格納容器内圧力 (D/W)、格納容器内圧力 (S/C) 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。 なお、フィルタ装置水素濃度の監視が不可能となった場合には、原子炉格納容器内の水素ガスが格納容器圧力逃がし装置の配管内を通過することから、格納容器内水素濃度 (SA) により推定する。また、フィルタ装置スクラバ水 pH の監視が不可能となった場合には、フィルタ装置水位によりベントガスに含まれる水蒸気の凝縮によるスクラバ水の希釈状況から推定する。さらに、フィルタ装置入口圧力又はフィルタ装置金属フィルタ差圧の監視が不可能となった場合には、格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) の傾向監視により格納容器圧力逃がし装置の健全性を推定する。 推定は、主要パラメータ (フィルタ装置水位、フィルタ装置出口放射線モニタ、フィルタ装置水素濃度) の他チャンネルを優先する。</p>
	<p><耐圧強化ベント系> 耐圧強化ベント系放射線モニタ フィルタ装置水素濃度</p>	<p>①主要パラメータ (耐圧強化ベント系放射線モニタ) の他チャンネル ②ドライウエル雰囲気温度 ③サプレッション・チェンバ気体温度 ④格納容器内圧力 (D/W) ⑤格納容器内圧力 (S/C) ⑥格納容器内水素濃度 (SA)</p>	<p>①主要パラメータのうち、耐圧強化ベント系放射線モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②耐圧強化ベント系による冷却において、耐圧強化ベント系放射線モニタ、フィルタ装置水素濃度の監視が不可能となった場合には、ドライウエル雰囲気温度、サプレッション・チェンバ気体温度、格納容器内圧力 (D/W)、格納容器内圧力 (S/C) 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。 なお、フィルタ装置水素濃度の監視が不可能となった場合には、原子炉格納容器内の水素ガスが耐圧強化ベント系の配管内を通過することから、格納容器内水素濃度 (SA) により推定する。 推定は、主要パラメータ (耐圧強化ベント系放射線モニタ) の他チャンネルを優先する。</p>

表 3.15-12 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (7/9)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
最終ヒートシンクの確保	< 残留熱除去系 > 残留熱除去系熱交換器入口温度 残留熱除去系熱交換器出口温度 残留熱除去系系統流量 原子炉補機冷却水系系統流量 残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	①主要パラメータ (残留熱除去系熱交換器入口温度, 残留熱除去系熱交換器出口温度, 残留熱除去系系統流量, 原子炉補機冷却水系系統流量, 残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量) の他チャンネル ②原子炉圧力容器温度 ②ドライウエル雰囲気温度 ②サプレッション・チェンバ気体温度 ②サプレッション・チェンバ・プール水温度	①主要パラメータのうち, 残留熱除去系熱交換器入口温度, 残留熱除去系熱交換器出口温度, 残留熱除去系系統流量, 原子炉補機冷却水系系統流量, 残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量の1チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定する。 ②残留熱除去系による冷却において, 残留熱除去系熱交換器入口温度, 残留熱除去系熱交換器出口温度, 残留熱除去系系統流量, 原子炉補機冷却水系系統流量, 残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量の監視が不可能となった場合には, 原子炉圧力容器温度, ドライウエル雰囲気温度, サプレッション・チェンバ気体温度, サプレッション・チェンバ・プール水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。 推定は, 主要パラメータ (残留熱除去系熱交換器入口温度, 残留熱除去系熱交換器出口温度, 残留熱除去系系統流量, 原子炉補機冷却水系系統流量, 残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量) の他チャンネルを優先する。
格納容器バイパスの監視	原子炉水位 原子炉水位 (SA) 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)	①主要パラメータ (原子炉水位, 原子炉圧力) の他チャンネル ②ドライウエル雰囲気温度 ②格納容器内圧力 (D/W) ②[エリア放射線モニタ]*2	①主要パラメータのうち, 原子炉水位, 原子炉圧力の1チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定する。 ②原子炉水位, 原子炉水位 (SA), 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合には, ドライウエル雰囲気温度, 格納容器内圧力 (D/W), エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。 推定は, 主要パラメータ (原子炉水位, 原子炉圧力) の他チャンネルを優先する。
	ドライウエル雰囲気温度 格納容器内圧力 (D/W)	①主要パラメータ (ドライウエル雰囲気温度) の他チャンネル ②原子炉水位 ②原子炉水位 (SA) ②原子炉圧力 ②原子炉圧力 (SA) ②[エリア放射線モニタ]*2	①主要パラメータのうち, ドライウエル雰囲気温度の1チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルのドライウエル雰囲気温度により推定する。 ②ドライウエル雰囲気温度, 格納容器内圧力 (D/W) の監視が不可能となった場合には, 原子炉水位, 原子炉水位 (SA), 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA), エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。 推定は, 主要パラメータ (ドライウエル雰囲気温度) の他チャンネルを優先する。
	[エリア放射線モニタ]*2	①原子炉水位 ①原子炉水位 (SA) ①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (SA) ①ドライウエル雰囲気温度 ①格納容器内圧力 (D/W)	①エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) の監視が不可能となった場合には, 原子炉水位, 原子炉水位 (SA), 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA), ドライウエル雰囲気温度, 格納容器内圧力 (D/W) により格納容器バイパスの発生を推定する。

表 3.15-12 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (8/9)

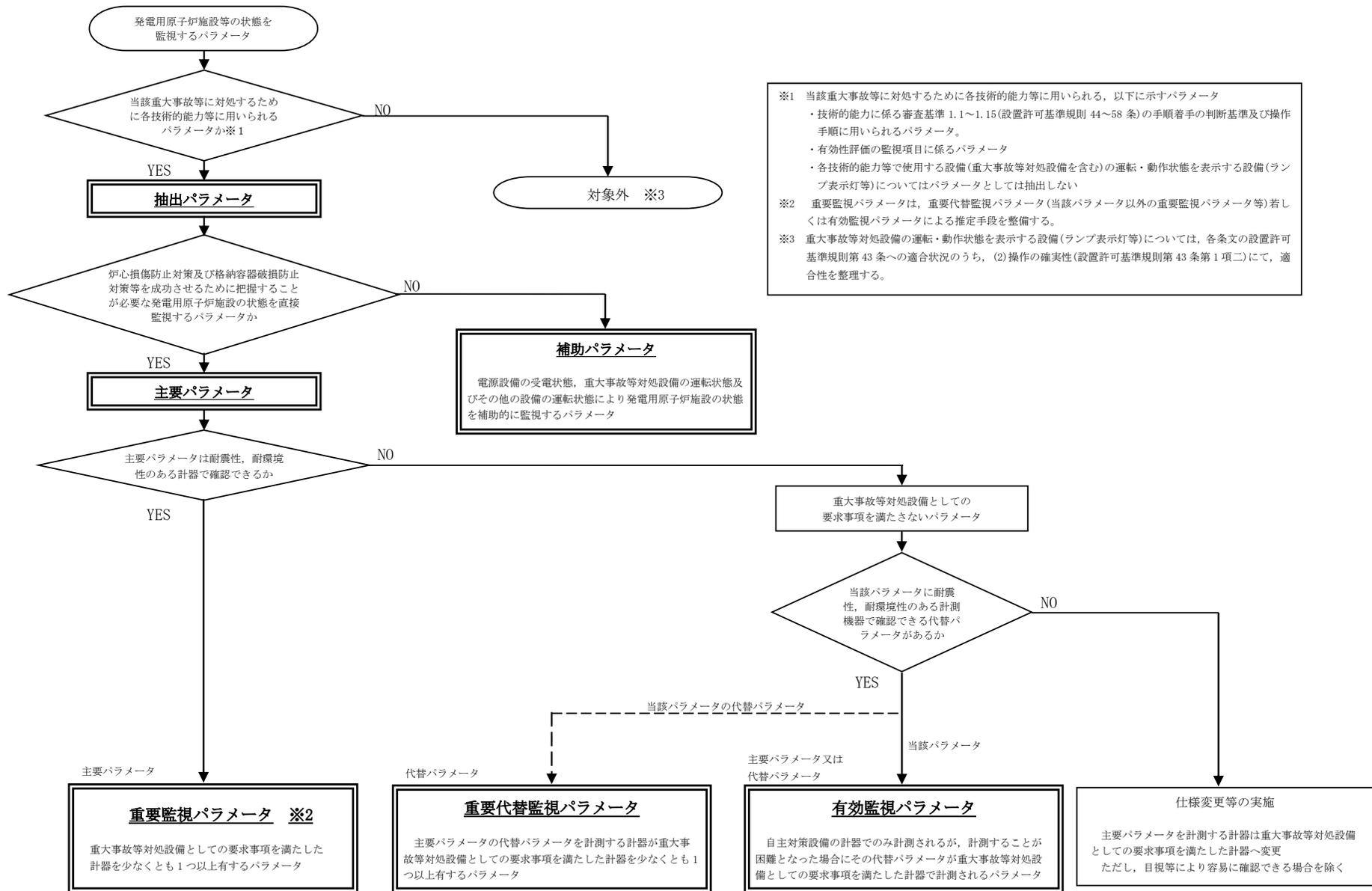
分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
水源の確保	復水貯蔵槽水位 (SA)	①高圧代替注水系システム流量 ①復水補給水系流量 (原子炉圧力容器) ①原子炉隔離時冷却系システム流量 ①高圧炉心注水系システム流量 ①復水補給水系流量 (原子炉格納容器) ②原子炉水位 ②原子炉水位 (SA) ②復水移送ポンプ吐出圧力 ③[復水貯蔵槽水位]*2	①復水貯蔵槽を水源とするポンプの注水量から、復水貯蔵槽水位 (SA) を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により復水貯蔵槽水位 (SA) を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ②復水貯蔵槽を水源とする復水移送ポンプの吐出圧力から復水移送ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源である復水貯蔵槽水位が確保されていることを推定する。 ③監視可能であれば復水貯蔵槽水位 (常用計器) により、水位を推定する。 推定は、復水貯蔵槽を水源とするポンプの注水量を優先する。
	サブプレッション・チェンバ・プール水位	①復水補給水系流量 (原子炉圧力容器) ①復水補給水系流量 (原子炉格納容器) ①残留熱除去系システム流量 ②復水移送ポンプ吐出圧力 ②残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ③[サブプレッション・チェンバ・プール水位]*2	①サブプレッション・チェンバ・プール水位の監視が不可能となった場合には、サブプレッション・チェンバ・プールを水源とする復水移送ポンプ、残留熱除去系ポンプの流量から復水移送ポンプ、残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッション・チェンバ・プール水位が確保されていることを推定する。 ②サブプレッション・チェンバ・プールを水源とする復水移送ポンプ、残留熱除去系ポンプの吐出圧力から復水移送ポンプ、残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッション・チェンバ・プール水位が確保されていることを推定する。 ③監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位 (常用計器) により、水位を推定する。 推定は、サブプレッション・チェンバ・プールを水源とするポンプの注水量を優先する。
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	①主要パラメータの他チャンネル ②静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	①原子炉建屋水素濃度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉建屋水素濃度の監視が不可能となった場合には、静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 (静的触媒式水素再結合器入口/出口の差温度から水素濃度を推定) により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) ②格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) ②格納容器内圧力 (D/W) ②格納容器内圧力 (S/C)	①格納容器内酸素濃度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器内酸素濃度の監視が不可能となった場合には、格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) 又は格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果 (解析結果) により格納容器内酸素濃度を推定する。 ②格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) により、格納容器内圧力が正圧であることを確認することで、事故後の原子炉格納容器内への空気 (酸素) の流入有無を把握し、水素燃焼の可能性を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。

表 3.15-12 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (9/9)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
使用済燃料プールの監視	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) ①使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ②使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) の監視が不可能となった場合には、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) により、水位・温度を推定する。使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) にて使用済燃料貯蔵プールの状態を判断した後、使用済燃料プールの水位を推定する。 ②使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。 推定は、同じ仕様である使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) を優先する。
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) ①使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ②使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) の監視が不可能となった場合には、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) により、水位・温度を推定する。使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) にて使用済燃料プールの状態を判断した後、使用済燃料プールの水位を推定する。 ②使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。 推定は、同じ仕様である使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) を優先する。
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) ①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) ②使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	①使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) の監視が不可能となった場合には、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) にて水位を計測した後、水位と放射線量率の関係から放射線量を推定する。 ②使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。 推定は、使用済燃料プールを直接監視する使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 及び使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) を優先する。
	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) ①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) ①使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	①使用済燃料貯蔵プール監視カメラの監視が不可能となった場合には、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) にて、使用済燃料プールの状態を推定する。

*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2: [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。



※1 当該重大事故等に対処するために各技術的能力等に用いられる、以下に示すパラメータ
 ・技術的能力に係る審査基準 1.1～1.15(設置許可基準規則 44～58 条)の手順着手の判断基準及び操作手順に用いられるパラメータ。
 ・有効性評価の監視項目に係るパラメータ
 ・各技術的能力等で使用する設備(重大事故等対処設備を含む)の運転・動作状態を表示する設備(ランプ表示灯等)についてはパラメータとしては抽出しない

※2 重要監視パラメータは、重要代替監視パラメータ(当該パラメータ以外の重要監視パラメータ等)若しくは有効監視パラメータによる推定手段を整備する。

※3 重大事故等対処設備の運転・動作状態を表示する設備(ランプ表示灯等)については、各条文の設置許可基準規則第 43 条への適合状況のうち、(2)操作の確実性(設置許可基準規則第 43 条第 1 項二)にて、適合性を整理する。

図 3.15-3 重大事故等時に必要なパラメータの選定フロー

電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条 に対する設計方針を示す章）」

- ⑫ 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域)
- ⑬ 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)
- ⑭ 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ
- ⑮ 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ
- ⑯ 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ

- ⑳ フィルタ装置入口圧力
- ㉑ フィルタ装置出口放射線モニタ
- ㉒ フィルタ装置水素濃度
- ㉓ フィルタ装置金属フィルタ差圧
- ㉔ フィルタ装置スクラバ水pH
- ㉕ 耐圧強化ベンント系放射線モニタ

- ① 残留熱除去系熱交換器入口温度
- ② 残留熱除去系熱交換器出口温度
- ③ 残留熱除去系ポンプ吐出圧力
- ④ 残留熱除去系系統流量
- ⑤ 原子炉補給冷却水系統流量
- ⑥ 残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量
- ⑦ 復水貯蔵槽水位 (SA)
- ⑧ 高圧炉心注水系統流量
- ⑨ 原子炉隔離時冷却系統流量
- ⑩ 高圧代替注水系統流量
- ⑪ 復水補給水系統流量 (原子炉圧力容器)
- ⑫ 復水補給水系統流量 (原子炉格納容器)
- ⑬ 復水移送ポンプ吐出圧力
- ⑭ 復水補給水系統温度 (代替循環冷却)
- ⑮ 原子炉建屋水素濃度
- ⑯ 静的触媒式水素再結合器 動作監視装置

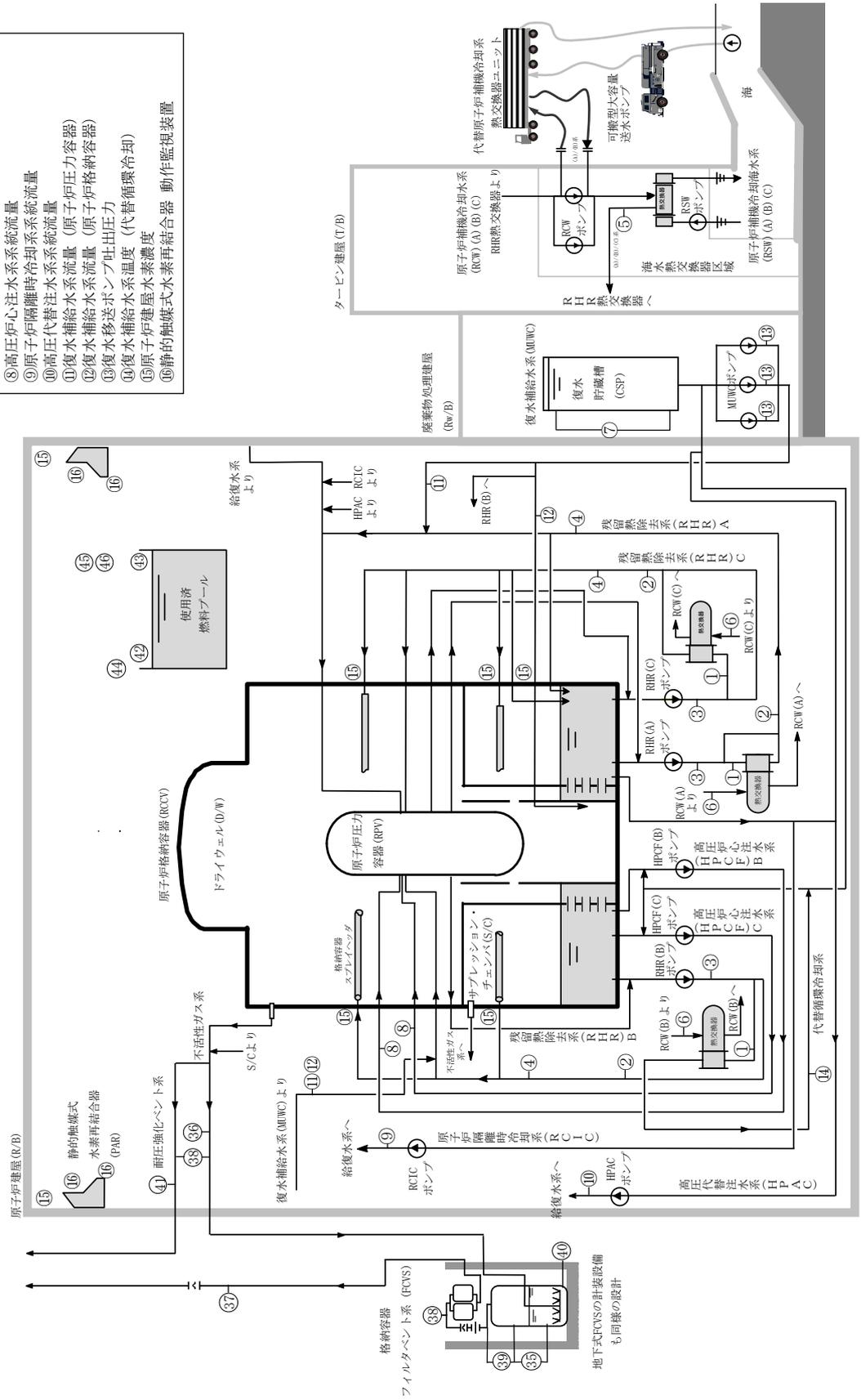
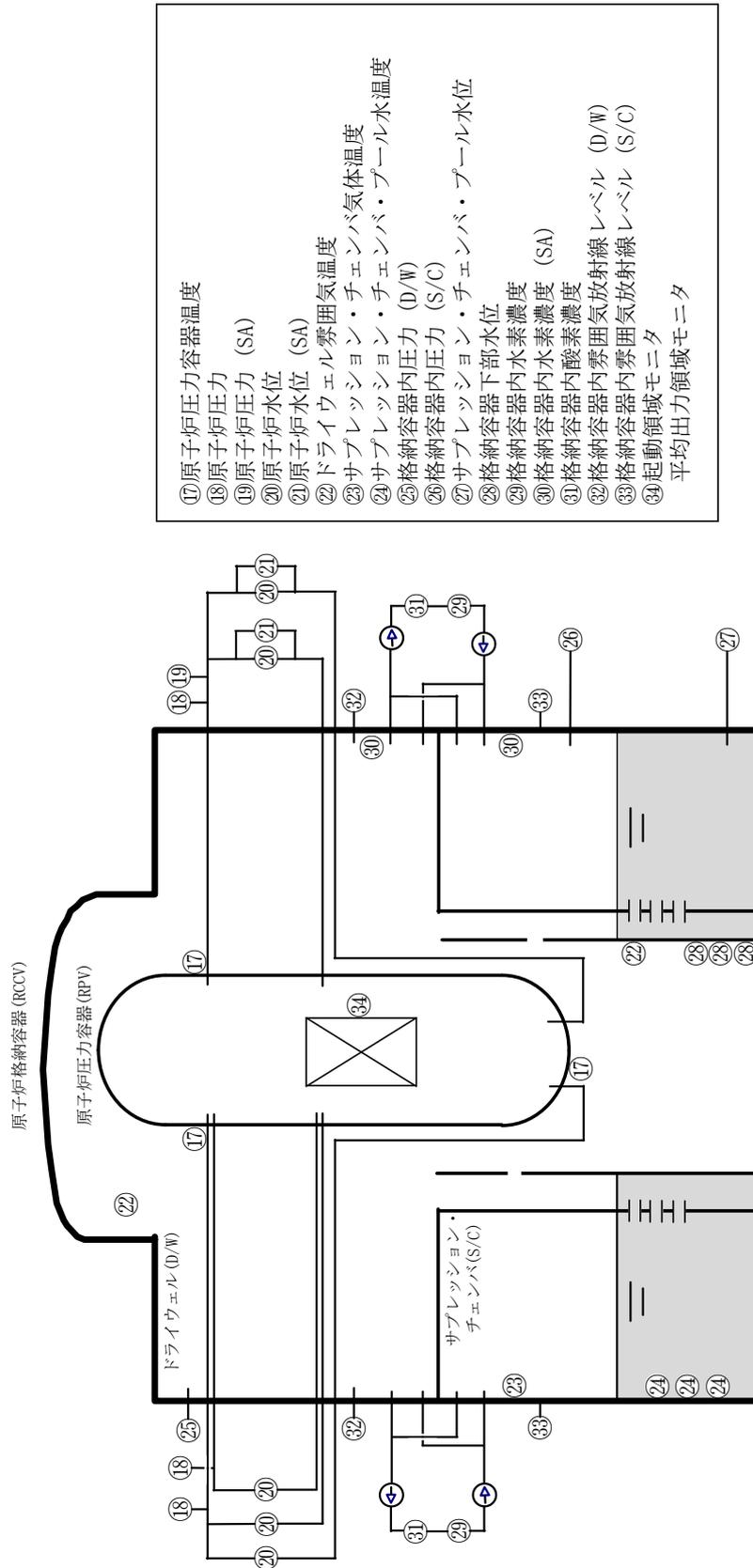


図 3.15-4 主要設備 概略系統図 (1/3)

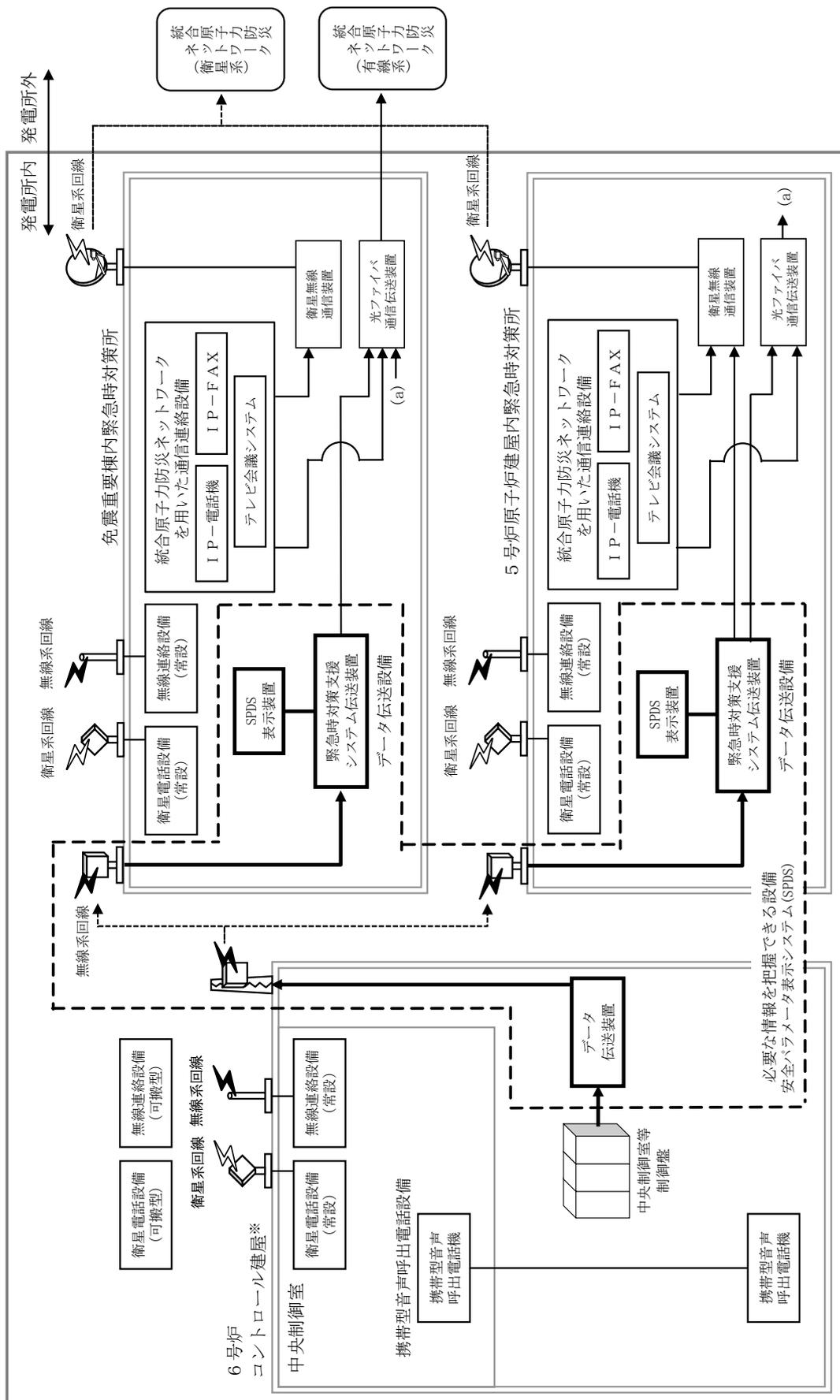
電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条
に対する設計方針を示す章）」



- ①7 原子炉圧力容器温度
- ①8 原子炉圧力
- ①9 原子炉圧力 (SA)
- ②0 原子炉水位
- ②1 原子炉水位 (SA)
- ②2 ドライヴェル雰囲気温度
- ②3 サブレーション・チェンバ気体温度
- ②4 サブレーション・チェンバ・プール水温度
- ②5 格納容器内圧力 (D/W)
- ②6 格納容器内圧力 (S/C)
- ②7 サブレーション・チェンバ・プール水位
- ②8 格納容器下部水位
- ②9 格納容器内水素濃度
- ③0 格納容器内酸素濃度 (SA)
- ③1 格納容器内酸素濃度
- ③2 格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)
- ③3 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)
- ③4 起動領域モニタ
平均出力領域モニタ

図 3.15-5 主要設備 概略系統図 (2/3)

電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条 に対する設計方針を示す章）」



※：7号炉も同様

図 3.15-6 主要設備 概略系統図(3/3)