

東海第二発電所

計装設備への対応について(改訂版)

2023年3月29日

日本原子力発電株式会社

本資料のうち、 は営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

1. 福島第一原子力発電所事故の教訓	3
2. 計装設備の主要な変更	6
3. 計装設備の概要	7
4. 新たな安全対策	8
5. まとめ	17

補足説明資料 計装設備への対応について

1. 福島第一原子力発電所事故の教訓(1/3)



【事故の推移】

【事故の教訓】

【対応方針】

地震の発生

外部電源の喪失

大津波の襲来

全電源の喪失

(浸水による多重故障及び共通要因故障)

原子炉の冷却機能の喪失

炉心の損傷

格納容器の破損, 原子炉建屋への放射性物質, 水素の漏えい

原子炉建屋の水素爆発

環境への大規模な放射性物質の放出

計装設備への電源供給が喪失したため機能喪失に至った。

パラメータの変動範囲が計測範囲を超える等の状況となり原子炉施設の状態把握が困難になった。

① 電源供給の多様化

② 計測系の耐震性・耐環境性強化又は計器追設

③ 代替パラメータによる監視・推定手順の明確化

④ 可搬型計器の配備

1. 福島第一原子力発電所事故の教訓(2/3)

<福島第一原子力発電所の事故の推移と教訓(計装設備に関して)>

- ① 地震により外部電源が喪失したが、非常用ディーゼル発電機が設計どおりに作動し、交流電源*1、直流電源*2とともに確保 ⇒ 計装設備は機能維持
- ② その後の想定を超える津波襲来による冷却用海水ポンプ*3の被水や蓄電池や配電盤の冠水により交流電源、直流電源とともに喪失 ⇒ 計装設備の機能喪失→持ち込んだバッテリーを接続し計測するが監視計器は限定的
- ③ シビアアクシデント(炉心損傷・放射性物質放出等)の進展による環境悪化や計測範囲の超過により測定できない計器が発生 ⇒ 代替パラメータや他のパラメータによる推定手段の整備が不十分

- *1 交流電源 : 主にポンプモータの駆動等に用いる電源
- *2 直流電源 : 主にプラントの状態監視・制御に用いる電源
- *3 海水ポンプ: 非常用ディーゼル発電機を冷却するためのポンプ



計装設備に関する事故の教訓

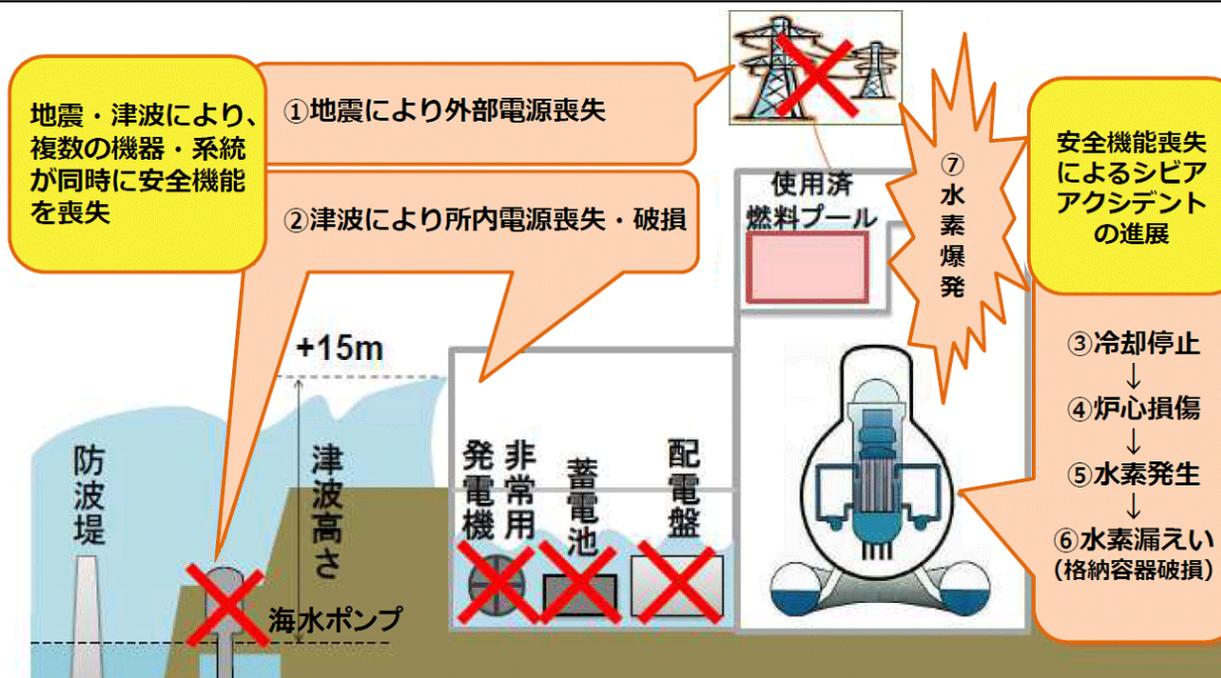
◆外部事象による共通原因故障に係る脆弱性を克服する観点から電源の多様性が図られていなかった。

また、交流電源が復帰する前に直流電源が枯渇した。

◆計測設備の仕様がシビアアクシデント時の厳しい環境条件やパラメータの変動範囲を考慮した仕様になっていなかった。

◆当該パラメータの計測ができない場合に代替パラメータによりプラント状態を監視・推定する手順が十分に整備されていなかった。

- 福島第一原発事故では地震や津波により、複数の機器・システムが同時に安全機能を喪失
- さらに、その後のシビアアクシデントの進展を食い止めることができなかった



＜福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえた計装設備に係る対応方針＞

計装設備に関する事故の教訓

◆電源の多様性が図られていなかった。
また、交流電源が復帰する前に直流電源が枯渇した。

非常用ディーゼル発電機が機能喪失した場合を想定し、常設代替高圧電源装置、可搬型代替低圧電源車等を設置することにより、電源を多様化する。

代替交流電源の復旧まで電源(直流)の供給を行えるよう、蓄電池の容量を増加する。
(第8回「電源設備」にて説明済。)

◆シビアアクシデント時の環境条件や変動範囲を考慮した仕様になっていなかった。

重大事故等対処時に監視が必要なパラメータの計測が行えるよう、計器設置場所の環境条件やパラメータの予想変動範囲を評価し、耐震性・耐環境性強化や計器追設を行う。

◆代替パラメータによる監視や状態推定の手順の整備が不十分であった。

代替パラメータによる推定の流れと手順の優先順位を明確にする。

さらに、

代替電源の喪失等、不測の事態を想定し、乾電池を電源とする可搬型計測器を配備する。

2. 計装設備の主要な変更

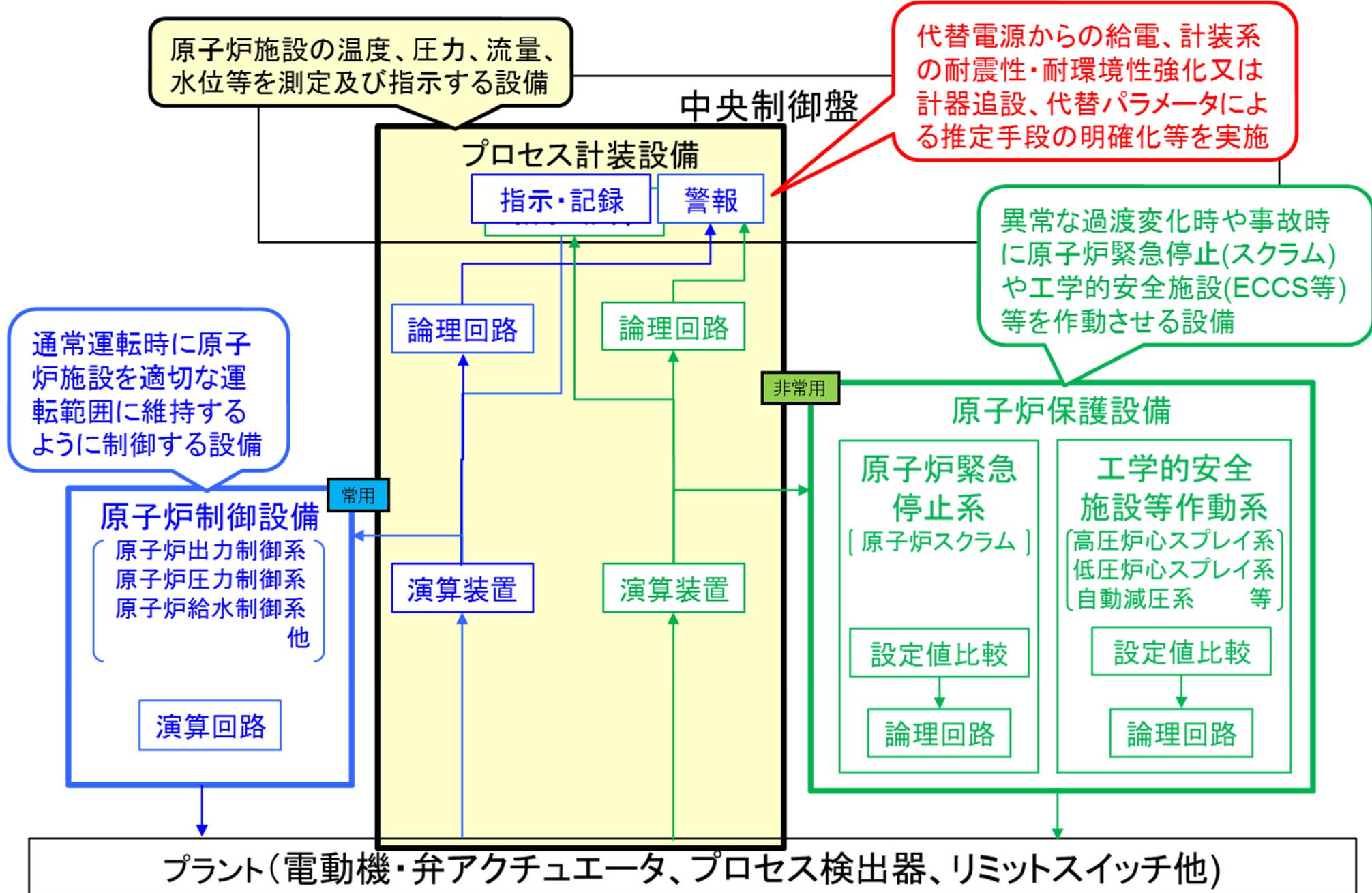


計装設備の主要な変更

対応方針	従来の方策	新たな対策
① 電源供給の多様化	<ul style="list-style-type: none"> ● 非常用所内電源又は直流電源(無停電電源装置を含む)による給電 	<ul style="list-style-type: none"> ● 左記に加えて、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備による給電を追加
② 計装系の耐震性・耐環境性強化又は計器追設	<ul style="list-style-type: none"> ● 設計基準事故時の予想変動範囲、耐震性・耐環境性を満足する計装系を設置 	<ul style="list-style-type: none"> ● 重大事故等時の予想変動範囲、耐震性・耐環境性が左記を上回るものについて、耐震性・耐環境性強化又は計器追設 ● 重大事故等時対処設備の設置に伴い新たに計測が必要な計装系を追加
③ 代替パラメータによる推定手順の明確化	—	<ul style="list-style-type: none"> ● 計器故障時等に代替パラメータにより原子炉施設の状態を把握又は推定する手段と優先順位を明確化
④ 可搬型計器の配備	—	<ul style="list-style-type: none"> ● 計器電源が全て喪失した場合に備え、乾電池を電源とした可搬型計測器を配備(測定値と換算表により対象パラメータを計測)

3. 計装設備の概要

○計装設備(プロセス計装設備)について電源供給の多様化、計測系の機能強化を実施

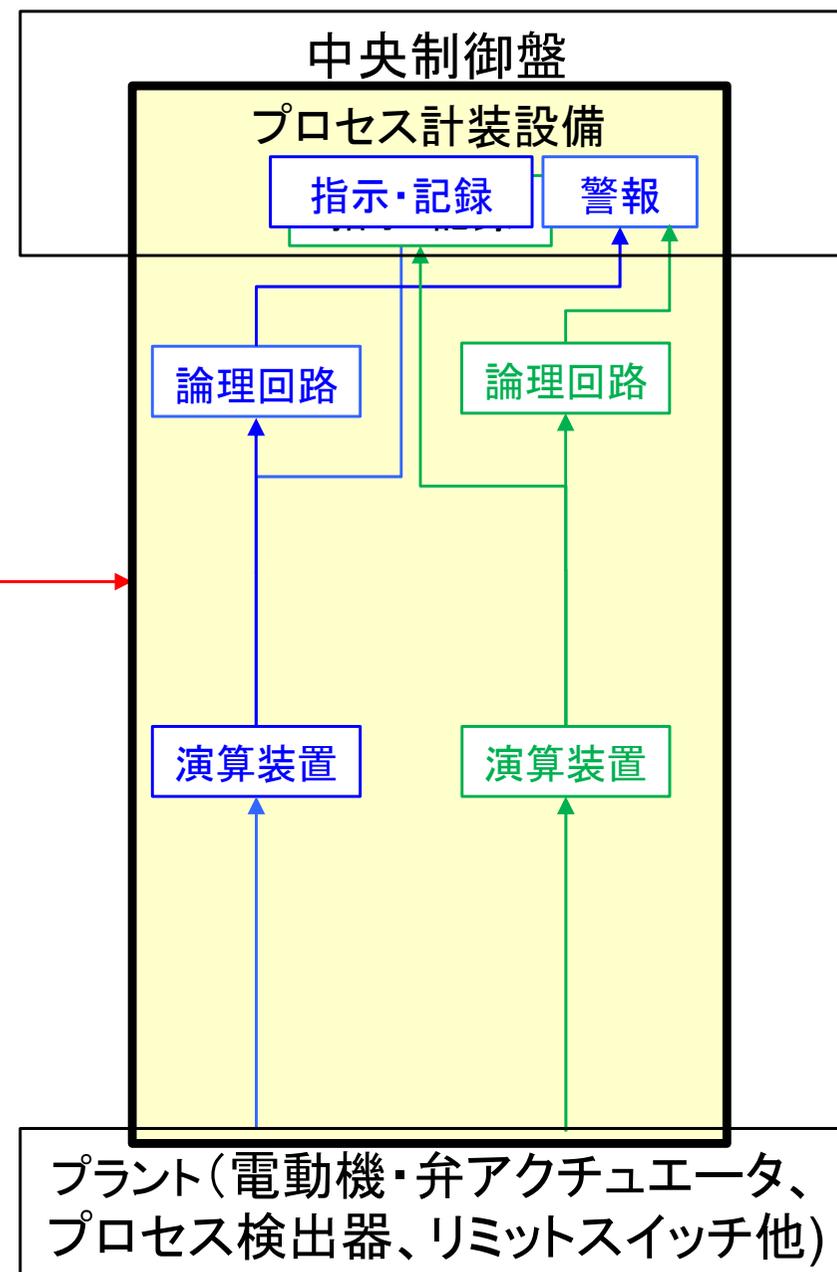
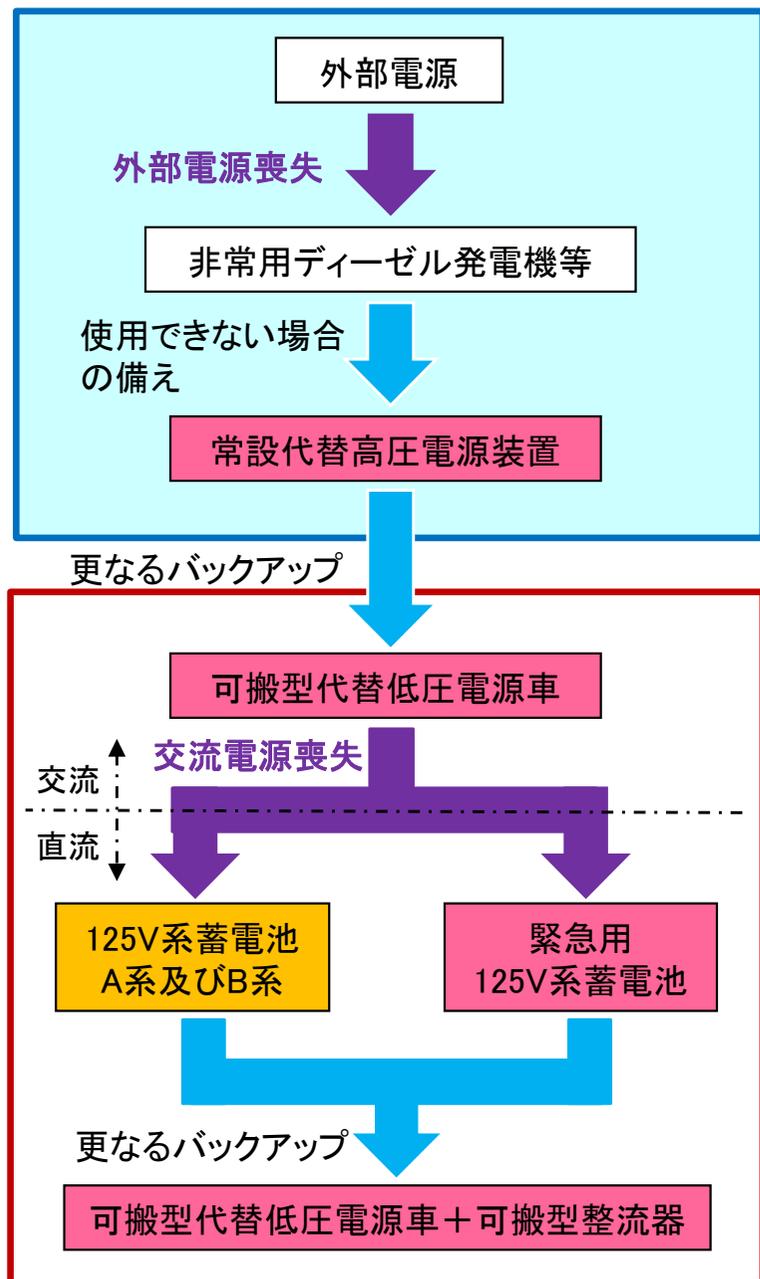


4. 新たな安全対策

① 電源供給の多様化



○計装設備(プロセス計装設備)に対し、常設代替交流電源設備, 可搬型代替交流電源設備, 常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備による給電を追加することで信頼性を向上



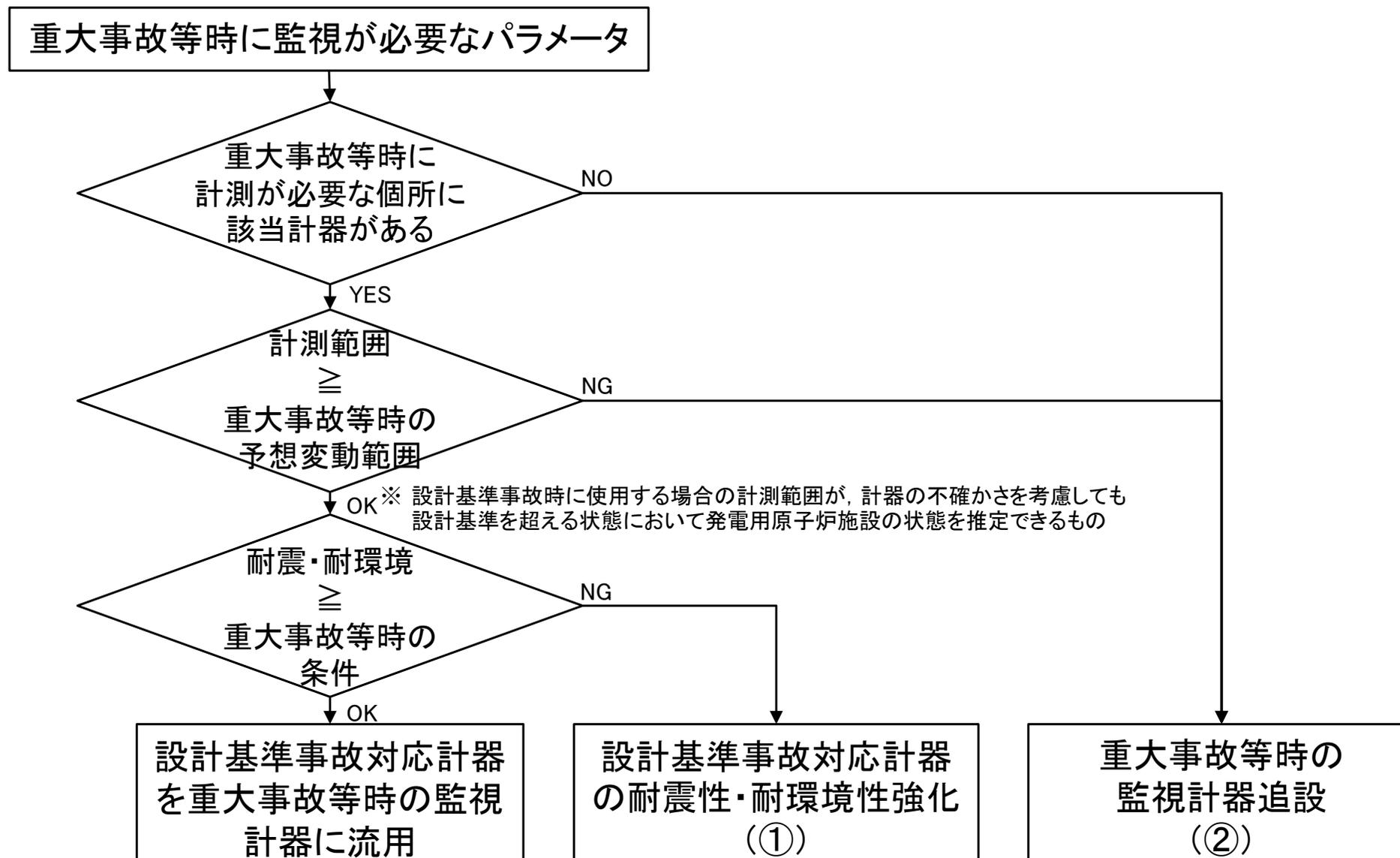
■ : 既設強化 ■ : 新規設置

4. 新たな安全対策

②計装系の耐震性・耐環境性強化又は計器追設(1/5)



○重大事故等対処時に監視が必要なパラメータを計測するため、耐震性・耐環境性強化又は監視計器の追設を実施



4. 新たな安全対策



②計装系の耐震性・耐環境性強化又は計器追設(2/5)

○設計基準事故対応計器の耐震性・耐環境性強化又は重大事故等時の監視計器追設を実施したものは以下のとおり。

①設計基準事故対応計器の耐震性・耐環境性強化	②重大事故等時の監視計器追設
<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 ・ 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 ・ 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ・ 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 ・ 残留熱除去系熱交換器入口温度、出口温度 ・ 原子炉隔離時冷却系系統流量 ・ 高圧炉心スプレイ系系統流量 ・ 原子炉圧力(SA) ・ 原子炉水位(広帯域) ・ ドライウエル圧力 ・ サプレッション・チェンバ圧力 ・ サプレッション・プール水位 ・ 格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W、S/C) ・ 残留熱除去系海水系系統流量(A系)※ 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 ・ 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 ・ 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 ・ 代替循環冷却系ポンプ入口温度 ・ 高圧代替注水系系統流量 ・ 低圧代替注水系原子炉注水流量(常設ライン用、常設ライン狭帯域用、可搬ライン用、可搬ライン狭帯域用) ・ 代替循環冷却系原子炉注水流量、格納容器スプレイ流量 ・ 原子炉水位(SA広帯域、SA燃料域) ・ ドライウエル雰囲気温度 ・ サプレッション・チェンバ雰囲気温度 ・ サプレッション・プール水温度 ・ 格納容器下部水位、水温 ・ 格納容器内酸素濃度(SA)、水素濃度(SA) ・ 代替淡水貯槽水位 ・ 西側淡水貯水設備水位 ・ 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量(常設ライン用、可搬ライン用)、格納容器下部注水流量 ・ 原子炉建屋水素濃度 ・ フィルタ装置出口放射線モニタ(高レンジ、低レンジ) ・ 耐圧強化ベント系放射線モニタ ・ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ(高レンジ、低レンジ) ・ 原子炉圧力容器温度 ・ フィルタ装置水位、圧力、スクラビング水温度、入口水素濃度 ・ 緊急用海水系流量残留熱除去系熱交換器、残留熱除去系補機) ・ 静的触媒式水素再結合器動作監視装置 ・ 使用済燃料プール水位・温度(SA広域) ・ 使用済燃料プール監視カメラ

※B系は設置変更許可申請時点で既に重大事故等時の耐環境性を有する計器に交換済であったため、設計基準事故対応計器を重大事故等時の監視計器に流用

4. 新たな安全対策

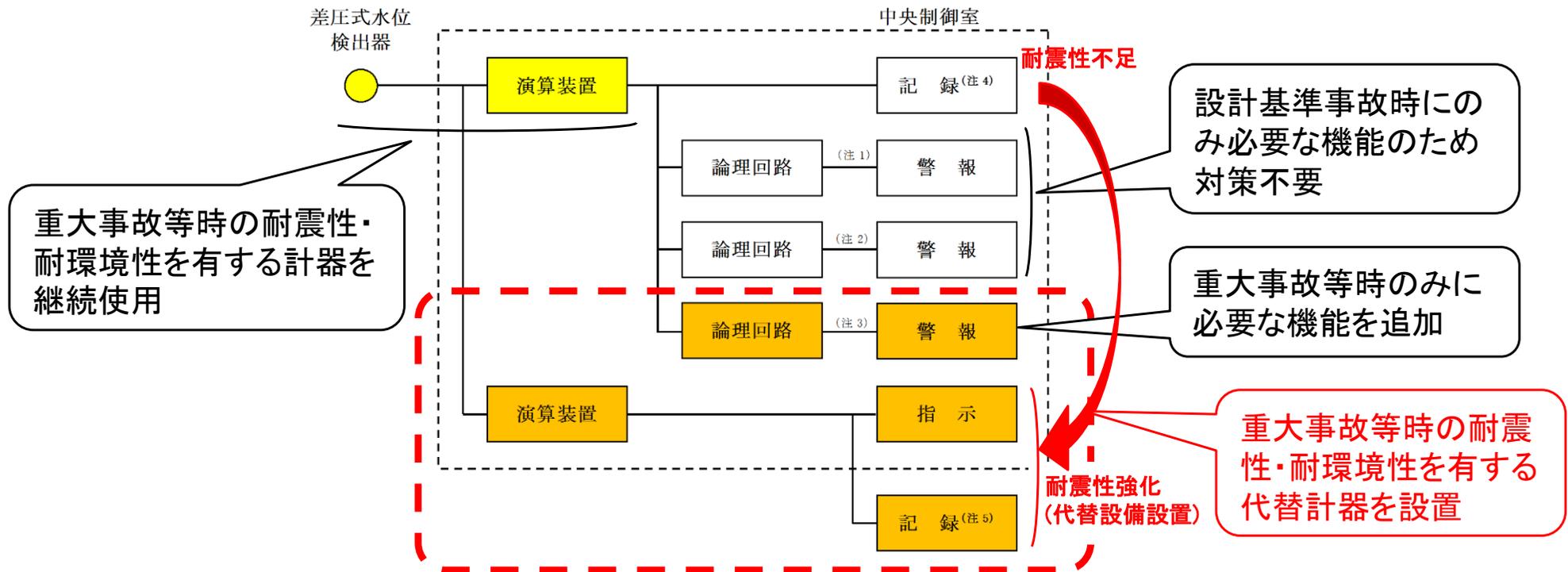
②計装系の耐震性・耐環境性強化又は計器追設(3/5)

①設計基準事故対応計器※の耐震性・耐環境性強化

パラメータ例

- 原子炉水位(広帯域)
- 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
- 残留熱除去系ポンプ吐出圧力

※ 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もの



重大事故等時の耐震性・耐環境性を有する計器を継続使用

設計基準事故時にのみ必要な機能のため対策不要

重大事故等時のみに必要な機能を追加

重大事故等時の耐震性・耐環境性を有する代替計器を設置

	設計基準対象施設	(注1) 原子炉隔離時冷却系起動
	重大事故等対処設備	(注2) 残留熱除去系(低圧注水系)起動 低圧炉心スプレイ系起動 自動減圧系作動
	設計基準対象施設及び重大事故等対処設備	(注3) 過渡時自動減圧系作動
		(注4) 記録計
		(注5) 緊急時対策支援システム伝送装置

原子炉水位(広帯域)の概略構成図

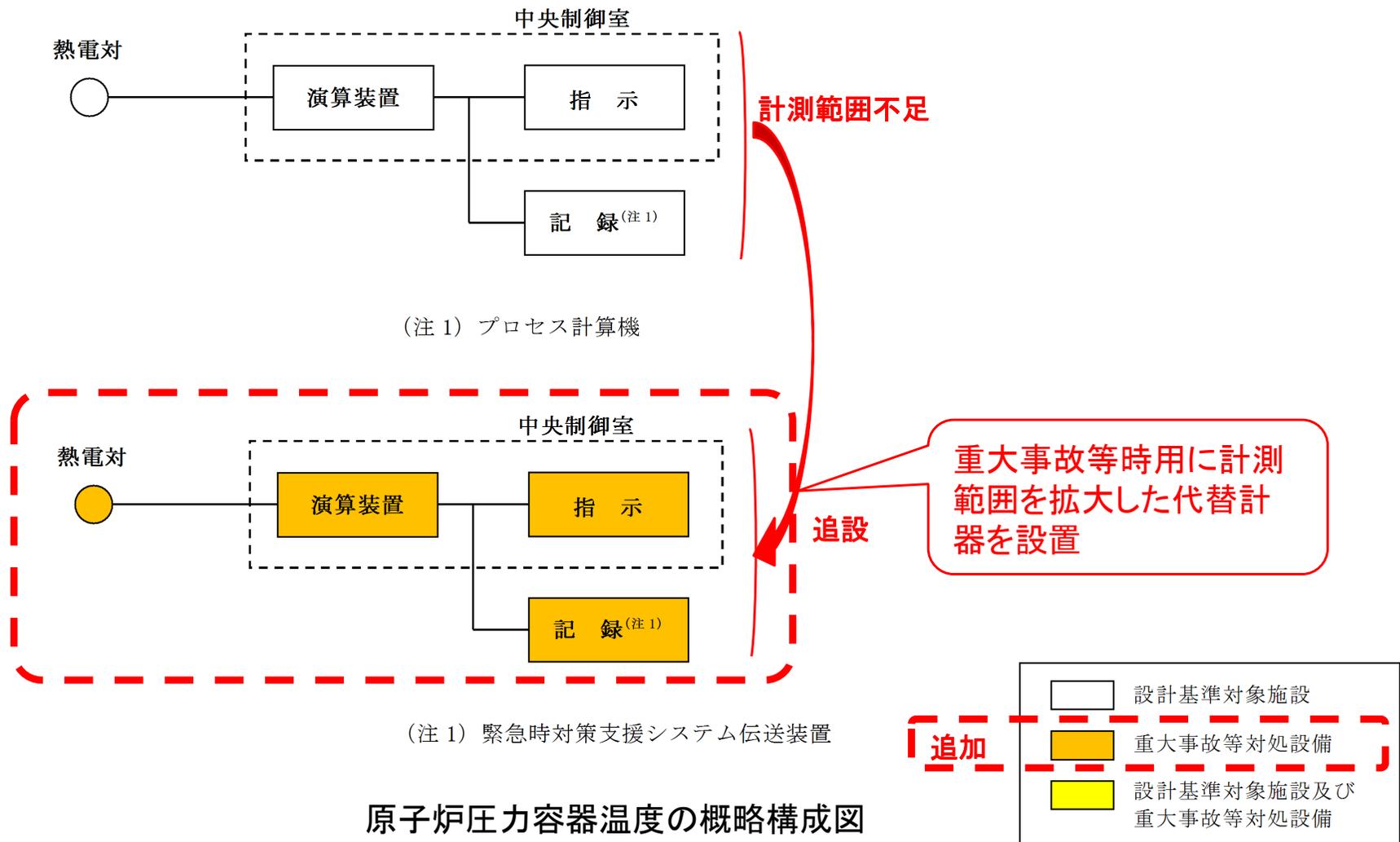
4. 新たな安全対策

②計装系の耐震性・耐環境性強化又は計器追設(4/5)

②重大事故等時の監視計器追設

パラメータ例

- 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・チェンバ雰囲気温度
- サプレッション・プール水温度



原子炉圧力容器温度の概略構成図

4. 新たな安全対策

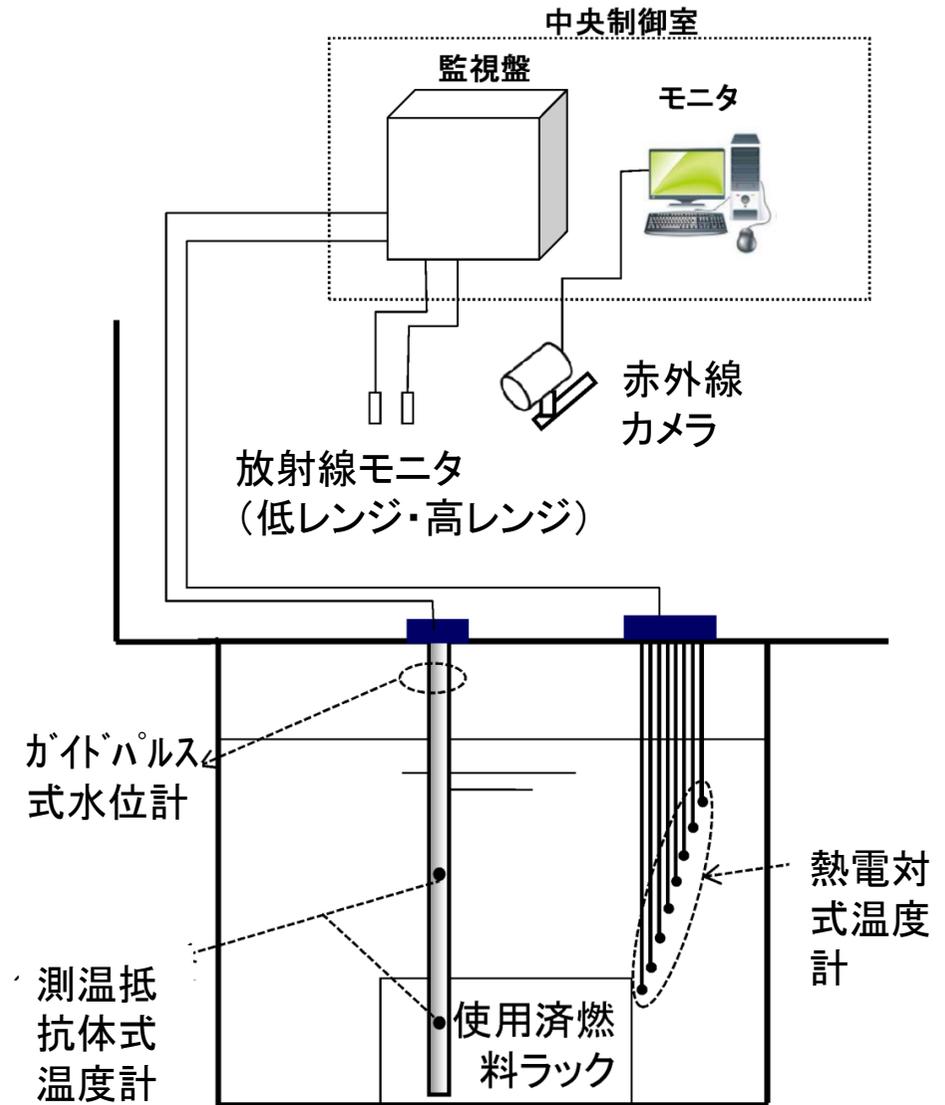
②計装系の耐震性・耐環境性強化又は計器追設(5/5)



重大事故等時の監視計器追設: 使用済燃料プールの監視強化

○従来の設備は異常検知(通常状態からの逸脱の検知)が目的であったが、重大事故等時の状態把握のため、**測定箇所、測定範囲、耐環境性を向上させた監視設備を追設**

監視項目	従来設備	追加設備
水位	レベルスイッチ2台 ・通常水位近傍を監視	水位計(ガイドパルス式*)1台 ・SFP底面近傍まで連続測定可能 ・耐環境性向上(～100℃蒸気環境)
温度	熱電対式温度計1台 ・通常水位近傍の温度を監視	熱電対式温度計1式** ・燃料頂部付近まで8点の温度測定可能 ・耐環境性向上(～100℃蒸気環境)
		測温抵抗体式温度計2台 ・燃料体付近まで2点の温度測定可能 ・耐環境性向上(～100℃蒸気環境)
放射線	放射線モニタ1台 ・従事者の放射線防護の観点から10mSv/hまでを監視	放射線モニタ(低レンジ・高レンジ各1台) ・重大事故等時の監視を目的として10 ⁵ Sv/hまでを監視 ・耐環境性向上(～100℃蒸気環境)
カメラ	ITV1台 ・SFP廻り監視用	赤外線カメラ1台 ・赤外線監視機能により照明停電時や蒸気雰囲気においても監視可能 ・専用空冷装置により耐環境性向上(～100℃蒸気環境)



追加設備概要図

* :パルス信号を発信し水面からの反射波を受信するまでの時間遅れから水位を測定する。

** :福島事故後の緊急安全対策にて設置済

4. 新たな安全対策



③代替パラメータによる推定手順の明確化(1/2)

- 重大事故等への対処時に、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把握することが必要な原子炉施設の状態を直接監視するパラメータ(主要パラメータ)を対象として、計器の故障等により、対象パラメータを計測することが困難となった場合に、対象パラメータを推定する有効な情報を把握できる代替パラメータを抽出し、対象パラメータとの関係性や代替パラメータの確からしさを考慮し、推定手順と優先順位を決定

分類	対象パラメータ(主要パラメータ)※
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力、原子炉圧力(SA)
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(広帯域、燃料域)、原子炉水位(SA広帯域、SA燃料域)
原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量、低圧代替注水系原子炉注水流量、代替循環冷却系原子炉注水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量、高圧炉心スプレイ系系統流量、低圧炉心スプレイ系系統流量 等
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度、サプレッション・チェンバ雰囲気温度、サプレッション・プール水温度 等
原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力、サプレッション・チェンバ圧力
原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位、格納容器下部水位
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度(SA)
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モニタ(D/W、S/C)
未臨界の維持又は監視	起動領域計装、平均出力領域計装 等
最終ヒートシンクの確保	代替循環冷却系原子炉注水流量、代替循環冷却系ポンプ入口温度、残留熱除去系系統流量 等
格納容器バイパスの監視	原子炉圧力、ドライウエル圧力、高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 等
水源の確保	サプレッション・プール水位、代替淡水貯槽水位、西側淡水貯水設備水位
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度(SA)
使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度(SA広域)、使用済燃料プール温度(SA) 等

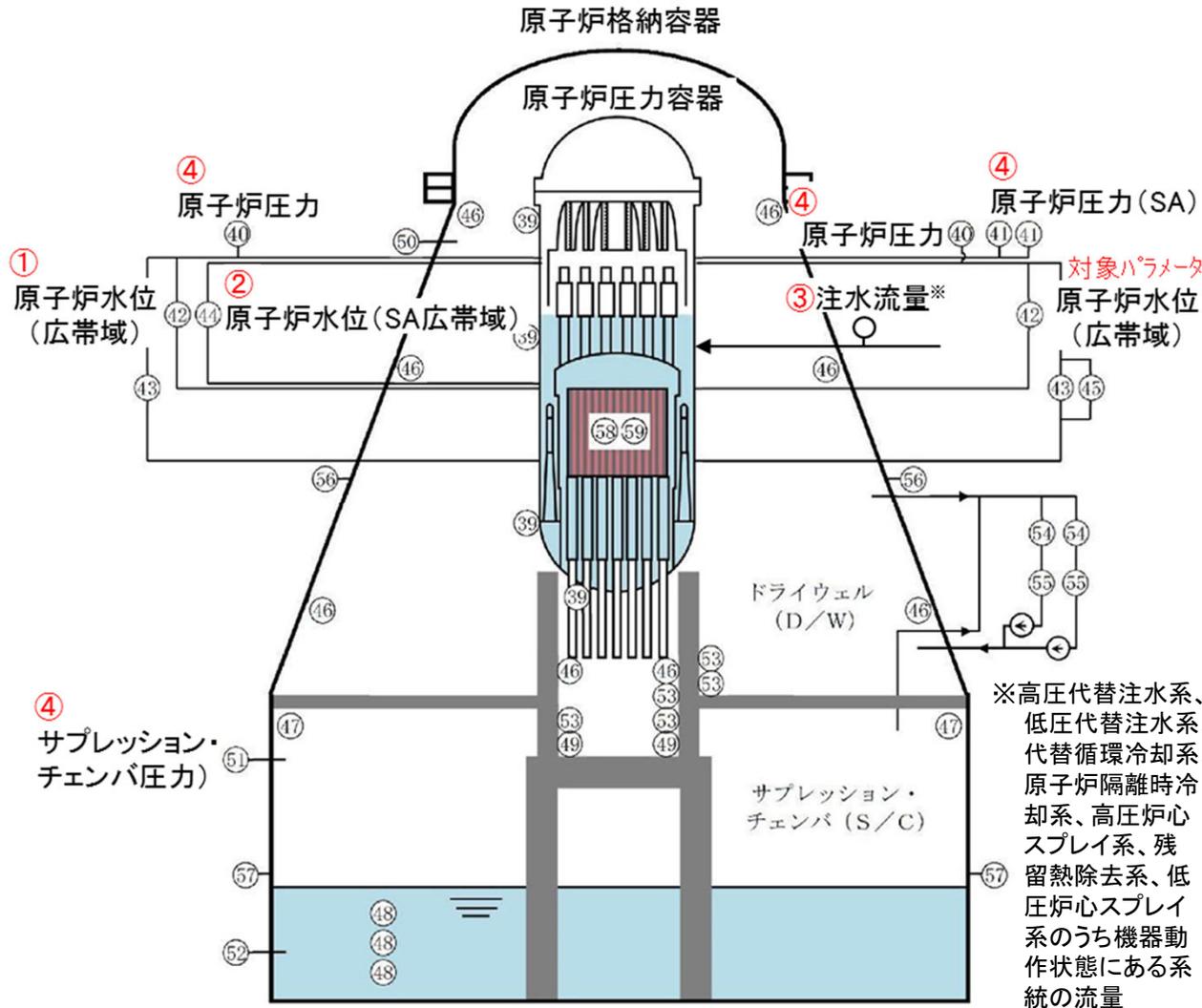
※対象パラメータ(主要パラメータ)の全リスト及び代替パラメータによる推定手順・方法については補足説明資料参照

4. 新たな安全対策

③代替パラメータによる推定手順の明確化(2/2)

代替パラメータによる推定手順と優先順位: 原子炉水位(広帯域)

○計器の故障等により、原子炉水位(広帯域)(対象パラメータ)の計測が困難となった場合には、「推定手順と優先順位」に示す①～④の順で代替パラメータにより原子炉の水位を推定する。



推定手順と優先順位

原子炉水位(広帯域)(対象パラメータ)の監視

故障等

① 原子炉水位(広帯域)の他チャンネルによる監視

故障等

② 原子炉水位(SA広帯域)による監視

故障等

③ 原子炉圧力容器への注水流量※と崩壊熱除去に必要な水量の差を水位に換算し、直前まで判明していた水位から原子炉水位を推定



故障等

④ 原子炉圧力又は原子炉圧力(SA)とサプレッション・チェンバ圧力の圧力差(差圧)から原子炉圧力容器の満水を推定(炉心冷却状態を確認)

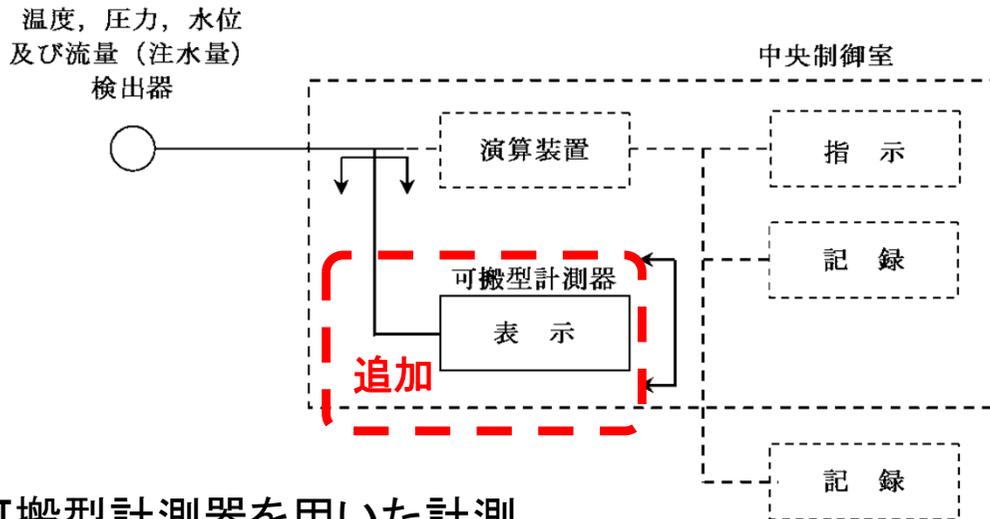
1. 原子炉圧力容器への注水を継続
2. 逃がし安全弁から水が流出
3. 原子炉格納容器内の圧力が上昇
4. 原子炉圧力又は原子炉圧力(SA)とサプレッション・チェンバ圧力の圧力差(差圧)が発生
5. 差圧が一定値以上であれば原子炉圧力容器は満水と推定(炉心の冷却状態を確認)

4. 新たな安全対策

④可搬型計器の配備

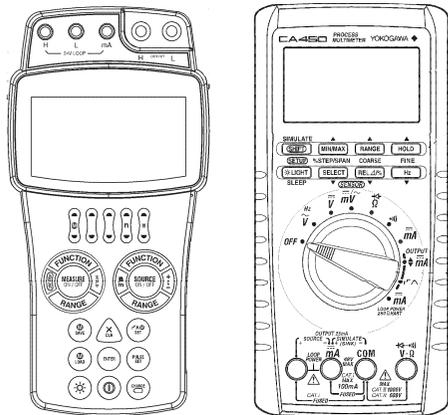


○更なる対策として、代替電源の喪失等、不測の事態を想定した場合でも、原子炉压力容器及び原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、注水量等の特に重要なパラメータの測定が可能となるよう、**乾電池を電源とする可搬型計測器を配備**（測定値と換算表により対象パラメータを把握）



可搬型計測器を用いた計測概略構成図

内は可搬の範囲を示す。



可搬型計測器の例

・配備数 : 39個 (予備39個)

・監視パラメータ : 右表のとおり

炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等に係るパラメータ

・保管場所 : 中央制御室
緊急時対策所 (予備)

・測定場所 : 中央制御室

監視パラメータ	
原子炉压力容器温度	サブプレッション・チェンバ圧力
原子炉圧力	サブプレッション・プール水位
原子炉圧力 (S A)	格納容器下部水位
原子炉水位 (広帯域)	フィルタ装置水位
原子炉水位 (燃料域)	フィルタ装置圧力
原子炉水位 (S A広帯域)	フィルタ装置スクラビング水温度
原子炉水位 (S A燃料域)	代替循環冷却系ポンプ入口温度
高压代替注水系系統流量	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量
原子炉隔離時冷却系系統流量	残留熱除去系熱交換器入口温度
高压炉心スプレイ系系統流量	残留熱除去系熱交換器出口温度
低压代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用)	残留熱除去系海水系系統流量
低压代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用)	緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)
低压代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用)	緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)
低压代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用)	代替淡水貯槽水位
代替循環冷却系原子炉注水流量	西側淡水貯水設備水位
残留熱除去系系統流量	常設高压代替注水系ポンプ吐出圧力
低压炉心スプレイ系系統流量	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力
低压代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用)	高压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
低压代替注水系格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用)	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力
低压代替注水系格納容器下部注水流量	残留熱除去系ポンプ吐出圧力
ドライウェル雰囲気温度	低压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	常設低压代替注水系ポンプ吐出圧力
サブプレッション・プール水温度	静的触媒式水素再結合器動作監視装置
格納容器下部水温	使用済燃料プール温度 (S A広域)
ドライウェル圧力	使用済燃料プール温度 (S A)

- ◆ 常設代替高圧電源装置，可搬型代替低圧電源車等の新設により電源を多様化し，外部電源及び非常用ディーゼル発電機が使用できない場合においても，プラントの状態を監視又は推定する手段を確保
- ◆ 重大事故等に対処するために必要なパラメータを計測又は監視及び記録する多様な設備を設置又は保管。
また、計器故障等に備えて，代替パラメータを用いた対象パラメータの推定手段と優先順位を明確化
- ◆ 更なる対策として、代替電源も含む全ての電源が喪失した場合等の不測の事態に備え，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の特に重要なパラメータの計測用に，乾電池を電源とした可搬型計測器を配備

これらの対策により、重大事故等が発生した場合においても、プラントの状態を適切に把握又は推定できることを確認している。

(補足説明資料 計装設備への対応)

補足説明資料 目 次

1. 電気・計装品の耐環境性能の検証に関する対応	20
2. 計装設備の裕度について	23
3. 原子炉水位計による水位の計測について	26
4. 原子炉水位計の電源について	28

1. 電気・計装品の耐環境性能の検証に関する対応(1/3)



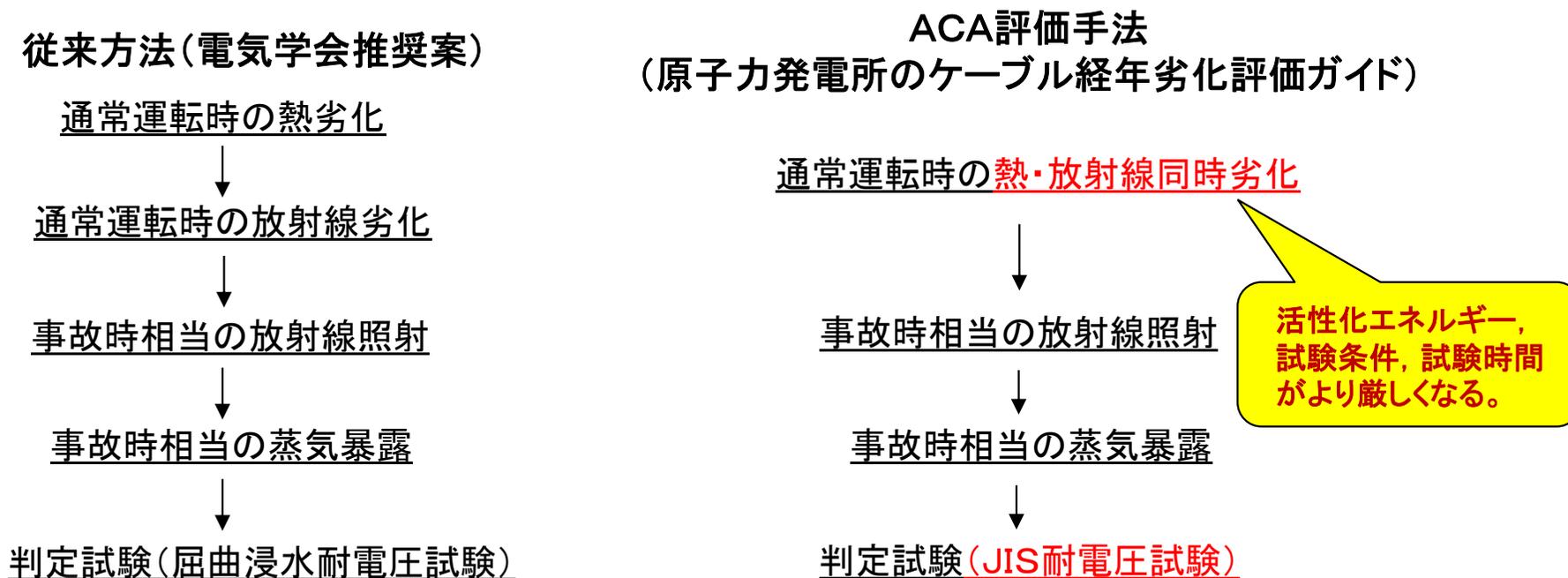
○原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針(JEAG4623-2018)の主な改定内容

- 電気ケーブルに対して、**原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド(平成26年2月 JNES-RE-2013-2049)**を用いてもよいこと、最終機能試験には、原則としてケーブル線種ごとに定められている最新版のJIS規格を適用することが追記された。

JNES-RE-2013-2049 原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド

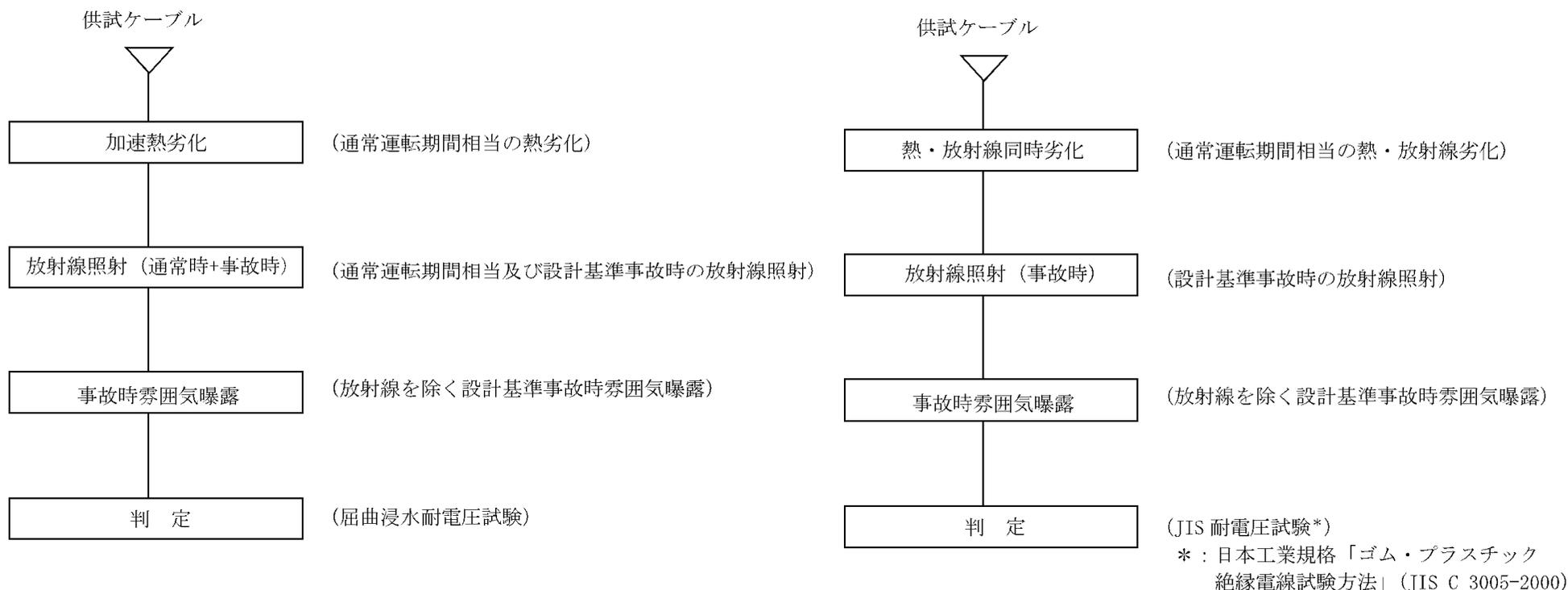
ケーブルについて、**より実機に近い経年劣化を模擬した耐環境性能検証**について、考慮すべき事項や推奨される方法についてまとめたもの

- ACA評価手法の方が実環境を模擬できており、**従前手法よりACAの方が劣化が加速**される。
- そのため、従来手法に比べて**ACA評価手法ではケーブル寿命が短命に評価される傾向**となる。



- 設計基準事故時雰囲気内で機能要求があるケーブルについては、**電気学会推奨案及びACAガイドの両試験にて以下の試験手順・環境条件で評価を行い、いずれの試験に対しても必要な性能を確保していることを確認している。**

【CVケーブルの例】



試験手順(電気学会推奨案)

試験手順(ACAガイド)

1. 電気・計装品の耐環境性能の検証に関する対応(3/3)



試験条件(電気学会推奨案)

	試験条件	説明
加速熱劣化	135℃×149 時間	原子炉格納容器外の <u>周囲最高温度 40℃では、60年間の通常運転期間を包絡する。</u>
放射線照射 (通常時 事故時)	放射線照射線量 : 760 kGy	東海第二で想定される線量 <u>約 7.1 kGy (60年間の通常運転期間相当の線量 約 80 Gy に設計基準事故時の最大積算値約 7.0 kGy を加えた線量) を包絡する。</u> また、東海第二で想定される線量 <u>約 101 kGy (60年間の通常運転期間相当の線量 約 80 Gy に重大事故等時の最大積算値約 100 kGy を加えた線量) を包絡する。</u>
事故時雰囲気曝露	最高温度 : 171℃ 最高圧力 : 0.427 MPa 曝露時間 : 25 時間	東海第二における設計基準事故時の <u>最高温度 100℃, 最高圧力 0.001744 MPa</u> 及び重大事故等時の <u>最高温度 100℃, 最高圧力 0.0069 MPa を包絡する。</u>

試験条件(ACAガイド)

	試験条件	説明
熱・放射線同時劣化	100℃-89.3 Gy/h-805 時間	「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究に関する最終報告書 (JNES-SS-0903)」(以下、「ACA 研究」という)の試験結果をもとに時間依存データの重ね合わせ手法を用いて東海第二の原子炉格納容器外の <u>環境条件に展開し評価した結果、60年間の通常運転期間を包絡する。</u>
放射線照射 (事故時)	放射線照射線量 : 260 kGy	東海第二で想定される設計基準事故時の最大積算値 <u>約 7.0 kGy を包絡する。</u>
事故時雰囲気曝露	最高温度 : 171℃ 最高圧力 : 0.427 MPa 曝露時間 : 13 日間	東海第二における設計基準事故時の <u>最高温度 100℃, 最高圧力 0.001744 MPa を包絡する。</u>

試験結果(電気学会推奨案)

項目	試験手順	判定基準	結果
屈曲浸水耐電圧試験	① 直線状に試料を伸ばした後、試料外径 (14.5 mm) の約 40 倍のマンダレルに巻きつける。 ② ①の両端部以外を常温の水中に浸し 1 時間以上放置する。 ③ ②の状態、公称絶縁体厚さに対し交流電圧 3.2 kV/mm を 5 分間印加する。	<u>絶縁破壊しないこと。</u>	良

[出典：メーカーデータ]

試験結果(ACAガイド)

項目	試験手順	判定基準	結果
JIS 耐電圧試験	AC 1,500 V-1 分間	<u>絶縁破壊しないこと。</u>	良

[出典：原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究に関する最終報告書 (JNES-SS-0903)]

2. 計装設備の裕度について(1/3)



○重大事故等時の環境条件における機器の健全性の確保について

- 基準地震動による地震力に対して、必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。
- 重大事故等時の温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるように、その設置場所(使用場所)又は保管場所に応じた耐環境性を有する設計するとともに、操作が可能な設計とする。
- 原子炉格納容器内を代表として、一律で設定する重大事故等対処設備の設置エリアに対する環境条件と考慮事項を示す。

No	重大事故等対処設備の設置エリア	環境条件		考慮事項
1	原子炉格納容器内	圧力	・原則 0.62 MPa[gage]	・PCV限界圧力を設定
		温度・湿度	・原則 200 °C (最高 235 °C) ・原則 100 % (蒸気)	・200°Cは、PCVバウンダリ許容温度を設定 ・235°Cは、有効性評価における原子炉格納容器気相部の最高温度を設定
		放射線	・原則 640 kGy/7 日間	・PCV内の空間線量への寄与が大きい希ガス、ヨウ素、セシウムについては、RPVからPCVに全量放出されている状態を保守的に想定する等し、半球中心における線量評価結果(サブマージョンモデル)を設定 D/W最大 540 kGy/7 日間 S/C最大 640 kGy/7 日間

PCV:原子炉格納容器

RPV:原子炉圧力容器

D/W:原子炉格納容器上部

S/C:原子炉格納容器下部(圧力抑制室)

2. 計装設備の裕度について(2/3)

○重大事故等時を考慮した計測装置の計測範囲について

- 計装装置の計測範囲は、通常運転時から設計基準事故時及び重大事故等時に至った際のプラント状態に応じたパラメータの各予想変動範囲を十分包絡するように設定している。

以下に、計測範囲の設定に関する考え方の一例を示す。

パラメータ変動包絡例

名称	計測範囲	プラントの状態 ^{※1} と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時 ^{※1}	設計基準事故時 ^{※1} (運転時の異常な 過渡変化時を含む)	重大事故時 ^{※1}		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
原子炉圧力	0~10.5MPa [gage]					
原子炉圧力 (SA)	0~10.5MPa [gage]					

2. 計装設備の裕度について(3/3)

○重大事故等時を考慮した計測装置の計測範囲について

パラメータ新規追加例

名称	計測範囲	プラントの状態 ^{※1} と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時 ^{※1}	設計基準事故時 ^{※1} (運転時の異常な 過渡変化時を含む)	重大事故時 ^{※1}		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
格納容器下部水温						

※1 プラント状態の定義は、以下のとおり。

- ・通常運転時:計画的に行われる起動, 停止, 出力運転, 高温停止, 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誤操作, 及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態。運転時の異常な過渡変化時に想定される設計値を記載。
- ・設計基準事故時:「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって, 発生する頻度は稀であるが, 発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定されるもの。設計基準事故時に想定される設計値を記載。
- ・重大事故時:発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定される事故を超える事故の発生により, 発電用原子炉の炉心の著しい損傷が発生するおそれがある状態又は炉心の著しい損傷が発生した状態。重大事故等時に想定される設計値を記載。

3. 原子炉水位計による水位の計測について(1/2)

○原子炉水位の計測は、既設の水位計又はシビアアクシデントに対応した新設の水位計により、複数のチャンネルや多重性を有している。さらに、万一、水位が直接測定できない場合でも、性質の異なる水位・満水の推定方法にて代替監視が可能である。

○原子炉水位計(広帯域)が故障した場合の代替の水位監視の手段及び水位の推定方法を一例として示す。

推定手順と優先順位

- ①②: 原子炉水位(広帯域)
- ③: 原子炉水位(SA広帯域)
- ④: 注水流量*
- ⑤: 逃がし安全弁

- ⑥: 原子炉圧力容器への注水
- ⑦: 逃がし安全弁からの排水
- ⑧: 原子炉圧力
- ⑨: 原子炉圧力(SA)
- ⑩: サプレッション・チェンバ圧力

1. 原子炉水位(広帯域)①(対象パラメータ)の監視

故障等

2. 原子炉水位(広帯域)②による監視 **他チャンネル監視**

故障等

3. 原子炉水位(SA広帯域)③による監視 **新設水位計監視(多重性)**

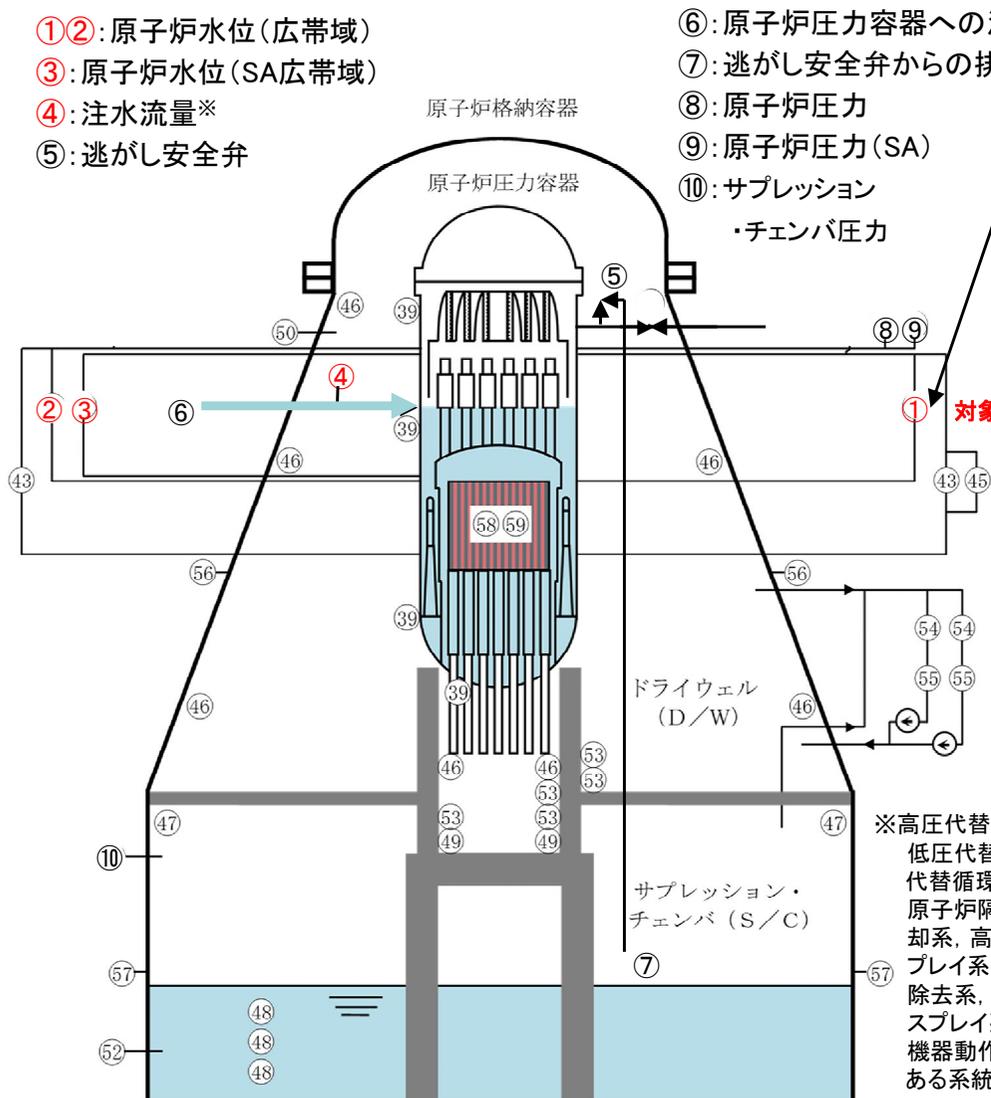
故障等

4. 原子炉圧力容器への注水流量④*により、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。
水位推定(多様性)



故障等

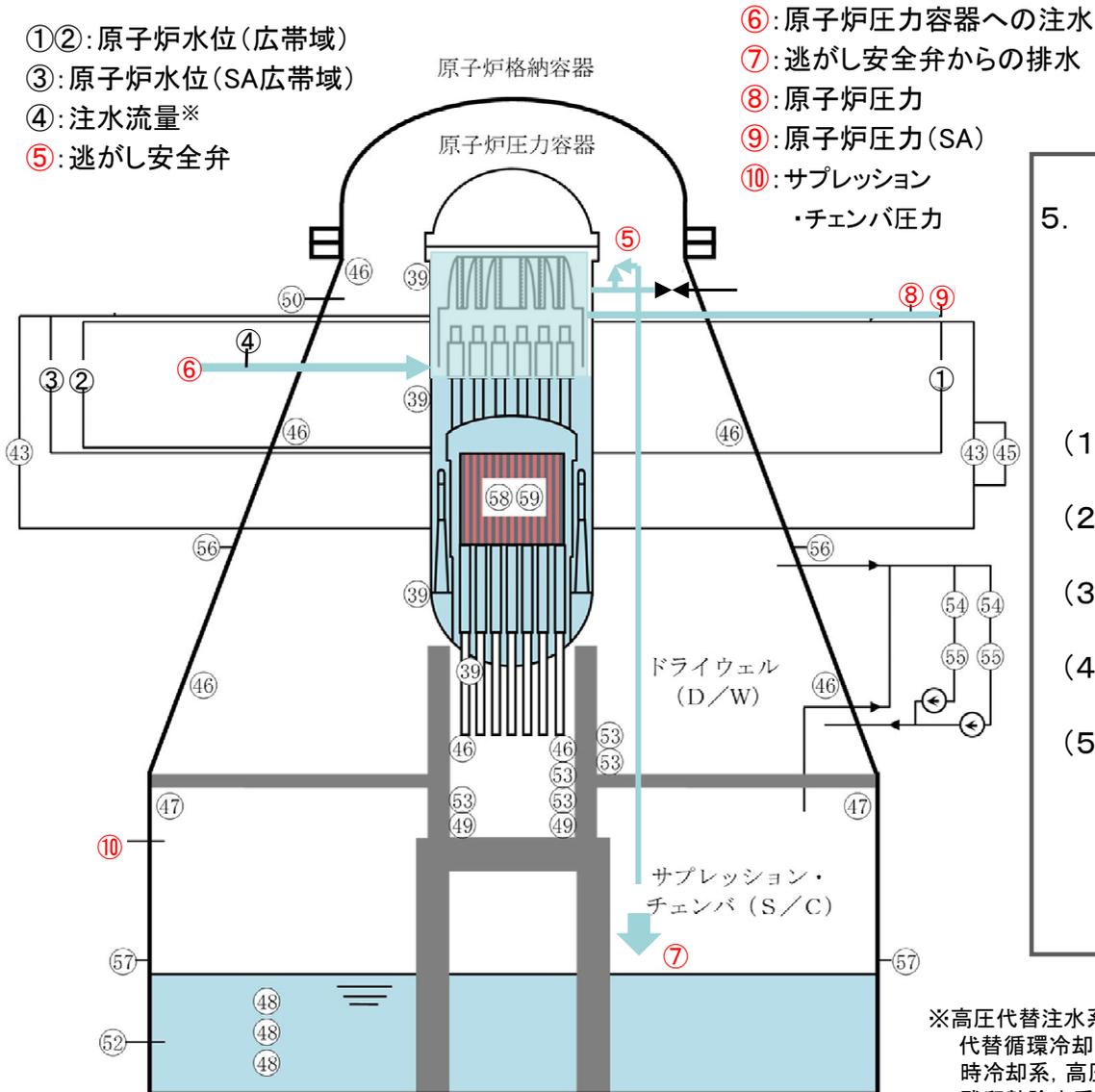
5. 原子炉圧力又は原子炉圧力(SA)とサプレッション・チェンバ圧力の圧力差(差圧)から原子炉圧力容器の満水を推定(炉心冷却状態を確認)
満水の推定(多様性)
⇒次シートにて説明



※高圧代替注水系、
低圧代替注水、
代替循環冷却系、
原子炉隔離時冷却系、
高圧炉心スプレイ系、
残留熱除去系、
低圧炉心スプレイ系のうち
機器動作状態にある系統の流量

3. 原子炉水位計による水位の計測について(2/2)

○満水の推定方法



5. 原子炉圧力又は原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバ圧力の圧力差 (差圧) から原子炉圧力容器の満水を推定 (炉心冷却状態を確認)

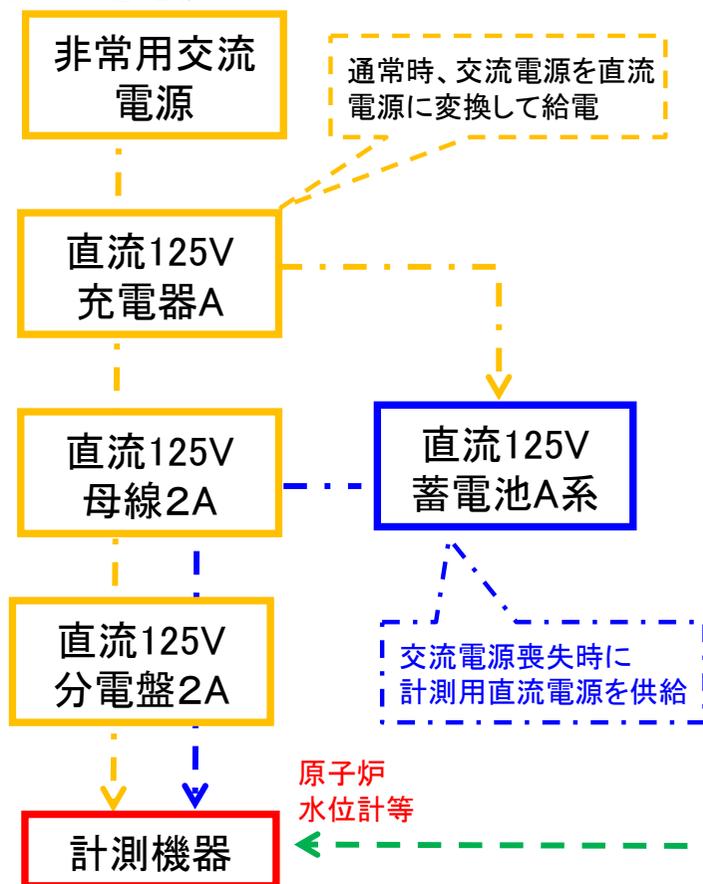
- (1) 逃がし安全弁⑤が開状態である
- (2) 原子炉圧力容器への注水⑥を継続
- (3) 逃がし安全弁⑤から蒸気ではなく水が流出する⑦
- (4) 原子炉圧力容器内の圧力⑧⑨が上昇する
- (5) 原子炉圧力⑧又は原子炉圧力 (SA) ⑨とサブプレッション・チェンバ圧力⑩の圧力差 (差圧) が発生し、差圧が一定値以上であれば原子炉圧力容器は満水と推定

※高圧代替注水系、低圧代替注水、代替循環冷却系、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系、低圧炉心スプレイ系のうち機器動作状態にある系統の流量

4. 原子炉水位計の電源について(1/2)

- 原子炉水位計の電源は、所内の交流電源を変換した直流電源系から給電される。仮に、全交流電源喪失等により、上流側の交流電源が喪失しても、直流125V蓄電池A系又はB系、更に緊急用直流125V蓄電池より、計測用の直流電源を給電可能な設計としている。これらの対応により、継続的に原子炉水位の監視が可能である。
- さらに、不測の事態により、計測に必要な直流電源まで喪失に至った場合でも、乾電池を電源とする可搬型計測器を用いて水位の監視が可能である。

代表でA系を記載



直流電源が喪失しても
可搬型計測器を用いて
水位監視が可能

可搬型計測器の例

