

島根原子力発電所第2号機 審査資料	
資料番号	NS2-基-073 改 04
提出年月日	2023年2月3日

基本設計方針に関する説明資料

【第73条 計装設備】

- ・ 要求事項との対比表

(設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書に係る様式-7)

- ・ 条文の設計の考え方

(設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書に係る様式-6)

- ・ 先行審査プラントの記載との比較

2023年2月
中国電力株式会社

【第73条 計装設備】

赤色：様式6に関する記載（付番及び下線）
 青色：設置許可本文及び添付書類八からの引用以外の記載
 黄色：前回提出時からの変更箇所
 茶色：設置許可と基本設計方針(後)
 緑色：技術基準と基本設計方針(後)

要求事項との対比表（SA）

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	工事計画認可申請書基本設計方針（後）	設置変更許可申請書本文	設置変更許可申請書添付書類八	設置許可、基本設計方針及び技術基準との対比	備考
<p>（計装設備）</p> <p>第七十三条 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（設置許可基準規則第十六条第三項第二号に規定するパラメータをいう。）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施設しなければならない。①、②、③、④、⑤</p> <p>（解釈）</p> <p>1 第73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。</p>	<p>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設計とする。</p> <p>①-1【73条1】</p>	<p>ロ 発電用原子炉施設の一般構造 (3) その他の主要な構造 (r) 計装設備</p> <p><u>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。①-1</u></p> <p>へ 計測制御系統施設の構造及び設備 (1) 計装 (ii) その他の主要な計装の種類</p> <p>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。□ ①-1</p>	<p>6.4 計装設備（重大事故等対処設備）</p> <p>6.4.1 概要</p> <p>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。◇ ①-1</p>	<p>・同趣旨の記載ではあるが、表現の違いによる差異あり。</p> <p>・要求事項に対する設計の明確化。</p>	<p>計測制御系統施設</p> <p>2.1.1 通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、設計基準事故時及び重大事故等時における計測</p> <p>核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設</p> <p>3. 計測装置等</p> <p>放射線管理施設</p> <p>1.1 放射線管理用計測装置</p>

【第73条 計装設備】

赤色：様式6に関する記載（付番及び下線）
 青色：設置許可本文及び添付書類八からの引用以外の記載
 黄色：前回提出時からの変更箇所
 茶色：設置許可と基本設計方針(後)
 緑色：技術基準と基本設計方針(後)

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	工事計画認可申請書基本設計方針（後）	設置変更許可申請書本文	設置変更許可申請書添付書類八	設置許可，基本設計方針及び技術基準との対比	備考
<p>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) ②</p> <p>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。</p> <p>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。③</p> <p>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。③</p> <p>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。③</p> <p>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。⑤</p> <p style="text-align: center;">— 以下余白 —</p>	<p>重大事故等が発生し，当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータとして，原子炉圧力容器内の温度，圧力及び水位，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量，原子炉格納容器内の温度，圧力，水位，線量当量率，水素濃度及び酸素濃度，原子炉建物内の水素濃度，未臨界の維持又は監視，最終ヒートシンクの確保の監視，格納容器バイパスの監視，水源の確保の監視並びに燃料プールの監視に必要なパラメータを計測する装置を設ける設計とする。</p> <p>なお，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し，重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助パラメータの運用については，保安規定に定めて管理する。</p> <p>①-2, ①-3, ②-1, ②-A 【73条2】</p>	<p>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②-1(炉心損傷防止対策，格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータ)②-2は，十，ハ，(1) 第10-1表 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②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及び有効監視パラメータ)とする。</p> <p>当該パラメータを推定するために必要なパラメータは，□(③-2)十，ハ，(1) 第10-1表 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②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及び有効監視パラメータ)とする。</p> <p>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。②-3</p>	<p>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②(②-1)(炉心損傷防止対策，格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータ)②(②-2)は，添付書類十-Ⅱの「第1.1-1表 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②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及び有効監視パラメータ)とする。</p> <p>当該パラメータを推定するために必要なパラメータは，◇(③-2)添付書類十-Ⅱの「第1.1-1表 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②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及び有効監視パラメータ)とする。</p> <p>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。◇(②-3)計測範囲を第6.4-1表に，設計基準最大値等を第6.4-2表に示す。◇計装設備(重大事故等対処設備)の系統概要図を第6.4-1図から第6.4</p>	<p>・同趣旨の記載ではあるが，表現の違いによる差異あり。</p> <p>・要求事項に対する設計の明確化。</p>	<p>計測制御系統施設</p> <p>2.1.1 通常運転時，運転時の異常な過渡変化時，設計基準事故時及び重大事故等時における計測核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設</p> <p>3. 計測装置等放射線管理施設</p> <p>1.1 放射線管理用計測装置</p> <p>①-2, ①-3引用元：P3 ②-A引用元：P43～P60</p>

設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書に係る様式-7
 【第73条 計装設備】

赤色：様式6に関する記載（付番及び下線）
 青色：設置許可本文及び添付書類八からの引用以外の記載
 黄色：前回提出時からの変更箇所
 茶色：設置許可と基本設計方針(後)
 緑色：技術基準と基本設計方針(後)

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	工事計画認可申請書基本設計方針（後）	設置変更許可申請書本文	設置変更許可申請書添付書類八	設置許可，基本設計方針及び技術基準との対比	備考
	<p>重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータは、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とし、計測する装置は「表1 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の主要設備リスト」の「使用済燃料貯蔵設備 使用済燃料貯蔵槽の温度，水位及び漏えいを監視する装置」に示す重大事故等対処設備の他，燃料プール監視カメラ（S A）（個数1）とする。 ②-1, ②-2, ②-C 【73条6】</p> <p>燃料プール監視カメラ（S A）の耐環境性向上のため，燃料プール監視カメラ用冷却設備（個数1，容量330ℓ/min 以上）を設ける設計とする。 ① 【73条7】</p> <p>重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータは、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とし、計測する装置は「表1 放射線管理施設の主要設備リスト」のプロセスモニタリング設備に示す重大事故等対処設備，エリアモニタリング設備のうち燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）</p>			<p>・同趣旨の記載ではあるが，表現の違いによる差異あり。 ・要求事項に対する設計の明確化。</p> <p>・技術基準規則の要求事項に対する基本設計方針を記載。 ・要求事項に対する設計の明確化。</p> <p>・同趣旨の記載ではあるが，表現の違いによる差異あり。 ・要求事項に対する設計の明確化。</p>	<p>核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 3. 計測装置等</p> <p>②-1, ②-2 引用元：P2 ②-C 引用元：P41</p> <p>核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 3. 計測装置等</p> <p>放射線管理施設 1.1 放射線管理用計測装置</p>

赤色：様式6に関する記載（付番及び下線）
 青色：設置許可本文及び添付書類八からの引用以外の記載
 黄色：前回提出時からの変更箇所

茶色：設置許可と基本設計方針(後)
 緑色：技術基準と基本設計方針(後)

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	工事計画認可申請書基本設計方針（後）	設置変更許可申請書本文	設置変更許可申請書添付書類八	設置許可，基本設計方針及び技術基準との対比	備考
	<p>(SA), 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ) (SA) とする。 ②-1, ②-2 【73条8】</p> <p>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を計測する装置は，設計基準事故等に想定される変動範囲の最大値を考慮し，適切に対応するための計測範囲を有する設計とする。また，重大事故等が発生し，当該重大事故等に対処するために監視することが必要な原子炉压力容器内の温度，圧力及び水位並びに原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量，原子炉格納容器の線量当量率，燃料プールの監視等のパラメータの計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合に，代替パラメータにより推定ができる設計とする。 ③-1, ③-2 【73条9】</p>	<p>a. 監視機能喪失時に使用する設備</p> <p>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。③-1</p> <p>重要監視パラメータ又は有効監視パラメータ（原子炉压力容器内の温度，圧力及び水位並びに原子炉压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は，十，ハ， (1) 第10-1表 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。③-2</p>	<p>6.4.2 設計方針 (1) 監視機能喪失時に使用する設備</p> <p>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。◇ (③-1)</p> <p>重要監視パラメータ又は有効監視パラメータ（原子炉压力容器内の温度，圧力及び水位並びに原子炉压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は，◇ (③-2)</p> <p>添付書類十-Ⅱの「第1.1-1表 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。◇ (③-2)</p>	<p>・同趣旨の記載ではあるが，表現の違いによる差異あり。 ・要求事項に対する設計の明確化。</p>	<p>②-1, ②-2 引用元：P2</p> <p>計測制御系統施設 2.3 計測結果の表示，記録及び保存 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 3. 計測装置等 放射線管理施設 1.1 放射線管理用計測装置</p>

【第73条 計装設備】

赤色：様式6に関する記載（付番及び下線）
 青色：設置許可本文及び添付書類八からの引用以外の記載
 黄色：前回提出時からの変更箇所
 茶色：設置許可と基本設計方針(後)
 緑色：技術基準と基本設計方針(後)

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	工事計画認可申請書基本設計方針（後）	設置変更許可申請書本文	設置変更許可申請書添付書類八	設置許可，基本設計方針及び技術基準との対比	備考
	<p>また、重大事故等時に設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握するための能力（最高計測可能温度等（設計基準最大値等）を明確にするとともに、パラメータの計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合の代替パラメータによる推定等、複数のパラメータの中から確からしさを考慮した優先順位を保安規定に定めて管理する。</p> <p>②-3, ③-3 【73条 10】</p> <p>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を計測する装置の電源は、非常用交流電源設備又は非常用直流電源設備の喪失等により計器電源が喪失した場合において、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、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備を使用できる設計とする。</p> <p>④-1 【73条 11】</p>	<p>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。③-3</p> <p>b. 計器電源喪失時に使用する設備</p> <p><u>非常用交流電源設備又は非常用直流電源設備の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、可搬型代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備を使用する。④-1</u></p>	<p>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。◇ (③-3) 推定手段及び優先順位を第6.4-3表に示す。◇</p> <p>(2) 計器電源喪失時に使用する設備</p> <p>非常用交流電源設備又は非常用直流電源設備の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、可搬型代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備を使用する。◇ (④-1)</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）◇ (④-1) ・可搬型代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）◇ (④-1) ・所内常設蓄電式直流電源設備（10.2 代替電源設備）◇ (④-1) ・常設代替直流電源設備（10.2 代替電源設備）◇ (④-1) 	<p>・同趣旨の記載ではあるが、表現の違いによる差異あり。</p> <p>・要求事項に対する設計の明確化。</p> <p>・同趣旨の記載ではあるが、表現の違いによる差異あり。</p> <p>・要求事項に対する設計の明確化。</p>	<p>計測制御系統施設</p> <p>2.3 計測結果の表示，記録及び保存</p> <p>核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設</p> <p>3. 計測装置等</p> <p>放射線管理施設</p> <p>1.1 放射線管理用計測装置</p> <p>②-3 引用元：P2</p> <p>計測制御系統施設</p> <p>2.4 電源喪失時の計測</p> <p>核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設</p> <p>3. 計測装置等</p> <p>放射線管理施設</p> <p>1.1 放射線管理用計測装置</p>

【第73条 計装設備】

赤色：様式6に関する記載（付番及び下線）
 青色：設置許可本文及び添付書類八からの引用以外の記載
 黄色：前回提出時からの変更箇所
 茶色：設置許可と基本設計方針(後)
 緑色：技術基準と基本設計方針(後)

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	工事計画認可申請書基本設計方針（後）	設置変更許可申請書本文	設置変更許可申請書添付書類八	設置許可，基本設計方針及び技術基準との対比	備考
	<p>また，代替電源設備が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合，<u>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</u>を計測する装置のうち特に重要なパラメータとして，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（原子炉压力容器及び原子炉格納容器内の温度，圧力，水位，流量（注水量）等の計測用として測定時の故障を想定した予備1個含む1セット30個（予備30個））（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の設備で兼用（以下同じ。））により計測できる設計とし，これらを保管する設計とする。</p> <p>④-2，④-3【73条12】</p>	<p>常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，所内常設蓄電式直流電源設備，常設代替直流電源設備及び可搬型直流電源設備については，又，(2)，(iv) 代替電源設備に記載する。②</p> <p>また，<u>代替電源設備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設備</u>については，<u>温度，圧力，水位及び流量に係るものについて，乾電池を電源とした可搬型計測器により計測できる設計とする。</u>④-2</p>	<p>・可搬型直流電源設備（10.2 代替電源設備）◇（④-1） ・代替所内電気設備（10.2 代替電源設備）◇（④-1）</p> <p>常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，所内常設蓄電式直流電源設備，常設代替直流電源設備，可搬型直流電源設備及び代替所内電気設備については，「10.2 代替電源設備」に記載する。◇</p> <p>また，代替電源設備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設備については，温度，圧力，水位及び流量に係るものについて，乾電池を電源とした可搬型計測器により計測できる設計とする。◇（④-2）</p>	<p>・同趣旨の記載ではあるが，表現の違いによる差異あり。 ・要求事項に対する設計の明確化。</p>	<p>計測制御系統施設 2.4 電源喪失時の計測 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 3. 計測装置等</p> <p>④-3 引用元：P18</p>

【第73条 計装設備】

赤色：様式6に関する記載（付番及び下線）
 青色：設置許可本文及び添付書類八からの引用以外の記載
 黄色：前回提出時からの変更箇所
 茶色：設置許可と基本設計方針(後)
 緑色：技術基準と基本設計方針(後)

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	工事計画認可申請書基本設計方針（後）	設置変更許可申請書本文	設置変更許可申請書添付書類八	設置許可，基本設計方針及び技術基準との対比	備考
	<p>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。 ④-4【73条13】</p> <p>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。 ④-5【73条14】</p> <p>原子炉格納容器内の温度，圧力，水位，水素濃度，線量当量率，燃料プールの監視等想定される重大事故等の対応に必要なパラメータは，計測又は監視できる設計とする。また，計測結果は中央制御室に指示又は表示し，記録できる設計とする。 ⑤-1【73条15】</p>	<p><u>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。</u>④-4</p> <p><u>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。</u>④-5</p> <p>c. パラメータ記録時に使用する設備 <u>原子炉格納容器内の温度，圧力，水位，水素濃度，放射線量率等想定される重大事故等の対応に必要な重要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できる設計とする。</u>⑤-1</p>	<p>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。◇ (④-4)</p> <p>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。◇ (④-5)</p> <p>主要な設備は，以下のとおりとする。 ・可搬型計測器◇ (④-2)</p> <p>(3) パラメータ記録時に使用する設備 原子炉格納容器内の温度，圧力，水位，水素濃度，放射線量率等想定される重大事故等の対応に必要な重要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できる設計とする。◇ (⑤-1)</p>	<p>・差異なし。 ・要求事項に対する設計の明確化。</p> <p>・差異なし。 ・要求事項に対する設計の明確化。</p> <p>・同趣旨の記載ではあるが，表現の違いによる差異あり。 ・要求事項に対する設計の明確化。</p>	<p>計測制御系統施設 2.4 電源喪失時の計測 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 3. 計測装置等</p> <p>計測制御系統施設 2.4 電源喪失時の計測 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 3. 計測装置等</p> <p>計測制御系統施設 2.3 計測結果の表示，記録及び保存 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 3. 計測装置等 放射線管理施設 1.1 放射線管理用計測装置</p>

赤色：様式6に関する記載（付番及び下線）
 青色：設置許可本文及び添付書類八からの引用以外の記載
 黄色：前回提出時からの変更箇所
 茶色：設置許可と基本設計方針(後)
 緑色：技術基準と基本設計方針(後)

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	工事計画認可申請書基本設計方針（後）	設置変更許可申請書本文	設置変更許可申請書添付書類八	設置許可，基本設計方針及び技術基準との対比	備考
	重大事故等の対応に必要となるパラメータは，安全パラメータ表示システム（SPDS）（「1，2，3号機共用」，SPDSデータ収集サーバは1，2号機共用（以下同じ。）のうちSPDS伝送サーバにて電磁的に記録，保存し，電源喪失により保存した記録が失われないようにする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。 ⑤-2，⑤-3【73条16】		重大事故等の対応に必要となるパラメータは，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。⑤-2 主要な設備は，以下のとおりとする。 ・安全パラメータ表示システム（SPDS）（SPDSデータ収集サーバ，SPDS伝送サーバ及びSPDSデータ表示装置）⑤-3	・同趣旨の記載ではあるが，表現の違いによる差異あり。 ・要求事項に対する設計の明確化。	計測制御系統施設 2.3 計測結果の表示，記録及び保存 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 3. 計測装置等 放射線管理施設 1.1 放射線管理用計測装置

【第73条 計装設備】

赤色：様式6に関する記載（付番及び下線）
 青色：設置許可本文及び添付書類八からの引用以外の記載
 黄色：前回提出時からの変更箇所

茶色：設置許可と基本設計方針(後)
 緑色：技術基準と基本設計方針(後)

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	工事計画認可申請書基本設計方針（後）	設置変更許可申請書本文	設置変更許可申請書添付書類八	設置許可，基本設計方針及び技術基準との対比	備考
		ホ 原子炉冷却系統施設の構造及び設備 (3) 非常用冷却設備 (ii) 主要な機器及び管の個数及び構造 b. 重大事故等対処設備 (a) 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 (a-3) 監視及び制御に用いる設備 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態が発電用原子炉を冷却する場合に監視及び制御に使用する重大事故等対処設備として，原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）及び原子炉水位（SA）は原子炉水位を監視又は推定でき，原子炉圧力，原子炉圧力（SA），高圧原子炉代替注水流量及びサプレッション・プール水位（SA）は原子炉圧力容器へ注水するための高圧原子炉代替注水系の作動状況を確認できる設計とする。③ (2-A) ー 以下 余 白 ー	5.4 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 5.4.2 設計方針 (3) 監視及び制御に用いる設備 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態が発電用原子炉を冷却する場合に監視及び制御に使用する重大事故等対処設備として，原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（SA），原子炉圧力，原子炉圧力（SA），高圧原子炉代替注水流量及びサプレッション・プール水位（SA）を使用する。 原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）及び原子炉水位（SA）は原子炉水位を監視又は推定でき，原子炉圧力，原子炉圧力（SA），高圧原子炉代替注水流量及びサプレッション・プール水位（SA）は原子炉圧力容器へ注水するための高圧原子炉代替注水系の作動状況を確認できる設計とする。◇ (2-A) 主要な設備は，以下のとおりとする。 ・原子炉水位（広帯域）(6.4 計装設備（重大事故等対処設備）) ・原子炉水位（燃料域）(6.4 計装		

赤色：様式6に関する記載（付番及び下線）
 青色：設置許可本文及び添付書類八からの引用以外の記載
 黄色：前回提出時からの変更箇所
 茶色：設置許可と基本設計方針(後)
 緑色：技術基準と基本設計方針(後)

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	工事計画認可申請書基本設計方針（後）	設置変更許可申請書本文	設置変更許可申請書添付書類八	設置許可，基本設計方針及び技術基準との対比	備考
	<p>(多様性，位置的分散) 基本方針については，「5.1.2 多様性，位置的分散等」に示す。I</p>		<p>設備（重大事故等対処設備） ・原子炉水位（SA）（6.4 計装設備（重大事故等対処設備）） ・原子炉圧力（6.4 計装設備（重大事故等対処設備）） ・原子炉圧力（SA）（6.4 計装設備（重大事故等対処設備）） ・高圧原子炉代替注水流量（6.4 計装設備（重大事故等対処設備）） ・サプレッション・プール水位（SA）（6.4 計装設備（重大事故等対処設備）） ◇ (2-A) 6.4 計装設備（重大事故等対処設備） 6.4.2 設計方針 6.4.2.1 <u>多様性，位置的分散</u> <u>基本方針については，「1.1.7.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。I</u> 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を計測する設備と異なる物理量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。◇ 重大事故等対処設備の補助パラメ</p>	<p>・同趣旨の記載ではあるが，表現の違いによる差異あり。 ・技術基準規則54条の要求事項に関する基本方針について，呼び込む旨を記載。</p>	<p>施設の基本設計方針には記載しない。</p>

赤色：様式6に関する記載（付番及び下線）
 青色：設置許可本文及び添付書類八からの引用以外の記載
 黄色：前回提出時からの変更箇所

茶色：設置許可と基本設計方針(後)
 緑色：技術基準と基本設計方針(後)

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	工事計画認可申請書基本設計方針（後）	設置変更許可申請書本文	設置変更許可申請書添付書類八	設置許可，基本設計方針及び技術基準との対比	備考
	<p>(悪影響防止) 基本方針については、「5.1.3 悪影響防止等」に示す。II</p>		<p>ータは，代替する機能を有する設計基準事故対処設備と可能な限り多様性及び独立性を有し，位置的分散を図る設計とする。◇</p> <p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ並びに重大事故等対処設備の補助パラメータを計測する設備の電源は，共通要因によって同時に機能を損なわないよう，非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。◇</p> <p>電源設備の多様性，位置的分散については「10.2 代替電源設備」にて記載する。◇</p> <p>6.4.2.2 <u>悪影響防止</u> <u>基本方針については，「1.1.7.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。II</u></p> <p>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並び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測装置の間においては，パラメータ相互をヒューズ，アイソレータ等により電氣的に分離することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>◇ 重大事故等対処設備の補助パラメ</p>	<p>・同趣旨の記載ではあるが，表現の違いによる差異あり。</p> <p>・技術基準規則54条の要求事項に関する基本方針について，呼び込む旨を記載。</p>	<p>施設の基本設計方針には記載しない。</p>

赤色：様式6に関する記載（付番及び下線）
 青色：設置許可本文及び添付書類八からの引用以外の記載
 黄色：前回提出時からの変更箇所
 茶色：設置許可と基本設計方針(後)
 緑色：技術基準と基本設計方針(後)

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	工事計画認可申請書基本設計方針（後）	設置変更許可申請書本文	設置変更許可申請書添付書類八	設置許可，基本設計方針及び技術基準との対比	備考
	<p>(共用の禁止) 基本方針については、「5.1.3 悪影響防止等」に示す。III-1</p> <p>安全パラメータ表示システム（SPDS）は、号機^④の区分けなく通信することで、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・考慮しながら総合的な管理（事故処理を含む。）を行うことができ、また、端末を変更する場合に生じる情報共有の遅延を防止することができ、安全性の向上が図れることから、1、2、3号機で共用する設計とする。</p>		<p>ータは、電氣的に分離することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。④</p> <p>安全パラメータ表示システム（SPDS）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重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。④</p> <p>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により、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。④</p> <p>6.4.2.3 共用の禁止 基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。III-1</p> <p>安全パラメータ表示システム（SPDS）は、号炉^④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・考慮しながら総合的な管理（事故処理を含む。）を行うことができ、安全性の向上を図る設計とする。III-2</p>	<p>・同趣旨の記載ではあるが、表現の違いによる差異あり。</p> <p>・技術基準規則54条の要求事項に関する基本方針について、呼び込む旨を記載。</p> <p>・同趣旨の記載ではあるが、表現の違いによる差異あり。</p> <p>・技術基準規則第54条の要求事項のうち、共用に関する設計について記載。</p>	<p>施設の基本設計方針には記載しない。</p> <p>計測制御系統施設 6. 設備の共用</p>

赤色：様式6に関する記載（付番及び下線）
 青色：設置許可本文及び添付書類八からの引用以外の記載
 黄色：前回提出時からの変更箇所

茶色：設置許可と基本設計方針(後)
 緑色：技術基準と基本設計方針(後)

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	工事計画認可申請書基本設計方針（後）	設置変更許可申請書本文	設置変更許可申請書添付書類八	設置許可，基本設計方針及び技術基準との対比	備考
	<p>III-2【73条17】</p> <p>また，安全パラメータ表示システム（SPDS）は，共用により悪影響を及ぼさないよう，1，2，3号機に必要な容量を確保するとともに，号機の区分けなく通信連絡が可能な設計とする。</p> <p>III-3【73条18】</p> <p>（容量等） 基本方針については，「5.1.4 容量等」に示す。IV</p>		<p>また，安全パラメータ表示システム（SPDS）は，共用により悪影響を及ぼさないよう，必要な容量を確保するとともに，号機の区分けなく通信連絡が可能な設計とする。III-3</p> <p>6.4.2.4 容量等 基本方針については，「1.1.7.2 容量等」に示す。IV</p> <p>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。◇</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力 ・原子炉水位（広帯域） ・原子炉水位（燃料域） ・原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 ・高圧炉心スプレイポンプ出口流量 ・低圧炉心スプレイポンプ出口流量 ・残留熱除去ポンプ出口流量 ・格納容器水素濃度（B系） ・格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル） 	<p>・同趣旨の記載ではあるが，表現の違いによる差異あり。</p> <p>・技術基準規則第54条の要求事項のうち，共用に関する設計について記載。</p> <p>・同趣旨の記載ではあるが，表現の違いによる差異あり。</p> <p>・技術基準規則54条の要求事項に関する基本方針について，呼び込む旨を記載。</p>	<p>計測制御系統施設 6. 設備の共用</p> <p>施設の基本設計方針には記載しない。</p>

【第73条 計装設備】

赤色：様式6に関する記載（付番及び下線）
 青色：設置許可本文及び添付書類八からの引用以外の記載
 黄色：前回提出時からの変更箇所
 茶色：設置許可と基本設計方針(後)
 緑色：技術基準と基本設計方針(後)

実用発電用原子炉及び その附属施設の技術基準に 関する規則	工事計画認可申請書 基本設計方針（後）	設置変更許可申請書 本文	設置変更許可申請書 添付書類八	設置許可，基本設計方針及び 技術基準との対比	備 考
			<ul style="list-style-type: none"> ・格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ） ・中性子源領域計装 ・中間領域計装 ・平均出力領域計装 ・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 ・残留熱除去系熱交換器冷却水流量 ・原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力 ・高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 ・残留熱除去ポンプ出口圧力 ・低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 ・格納容器酸素濃度（B系） ・燃料プール水位・温度（SA） <p>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。◇</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力容器温度（SA） ・原子炉圧力（SA） ・原子炉水位（SA） ・高圧原子炉代替注水流量 ・代替注水流量（常設） ・低圧原子炉代替注水流量 ・低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用） ・格納容器代替スプレイ流量 ・ペDESTAL代替注水流量 ・ペDESTAL代替注水流量（狭帯域用） 		

設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書に係る様式-7
 【第73条 計装設備】

赤色：様式6に関する記載（付番及び下線）
 青色：設置許可本文及び添付書類八からの引用以外の記載
 黄色：前回提出時からの変更箇所

茶色：設置許可と基本設計方針(後)
 緑色：技術基準と基本設計方針(後)

実用発電用原子炉及び その附属施設の技術基準に 関する規則	工事計画認可申請書 基本設計方針（後）	設置変更許可申請書 本文	設置変更許可申請書 添付書類八	設置許可，基本設計方針及び 技術基準との対比	備 考
			<ul style="list-style-type: none"> ・残留熱代替除去系原子炉注水流量 ・残留熱代替除去系格納容器スプレ イ流量 ・ドライウエル温度（SA） ・ペDESTAL温度（SA） ・ペDESTAL水温度（SA） ・サブプレッション・チェンバ温度（S A） ・サブプレッション・プール水温度（S A） ・ドライウエル圧力（SA） ・サブプレッション・チェンバ圧力（S A） ・サブプレッション・プール水位（S A） ・ドライウエル水位 ・ペDESTAL水位 ・格納容器水素濃度（SA） ・スクラバ容器水位 ・スクラバ容器圧力 ・スクラバ容器温度 ・第1ベントフィルタ出口放射線モ ニタ（高レンジ・低レンジ） ・低圧原子炉代替注水槽水位 ・低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧 力 ・残留熱代替除去ポンプ出口圧力 ・原子炉建物水素濃度 ・静的触媒式水素処理装置入口温度 ・静的触媒式水素処理装置出口温度 ・格納容器酸素濃度（SA） ・燃料プール水位（SA） ・燃料プールエリア放射線モニタ（高 		

【第73条 計装設備】

赤色：様式6に関する記載（付番及び下線）
 青色：設置許可本文及び添付書類八からの引用以外の記載
 黄色：前回提出時からの変更箇所
 茶色：設置許可と基本設計方針(後)
 緑色：技術基準と基本設計方針(後)

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	工事計画認可申請書基本設計方針（後）	設置変更許可申請書本文	設置変更許可申請書添付書類八	設置許可，基本設計方針及び技術基準との対比	備考
			<p>レンジ・低レンジ）（SA）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・燃料プール監視カメラ（SA）（燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。） <p>重大事故等対処設備の補助パラメータは，重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断ができ，系統の目的に応じて必要となる計測範囲を有する設計とする。◇</p> <p>安全パラメータ表示システム（SPDS）は，想定される重大事故等時に発電所内の通信連絡をする必要のある場所に必要なデータ量を伝送することができる設計とする。◇</p> <p>第1ベントフィルタ出口水素濃度は，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。原子炉格納容器の排出経路での水素濃度監視用として1セット1個使用する。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1個を加えた合計2個保管する設計とする。◇</p> <p>可搬型計測器は，<u>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1セット30個（測定時の故障を想定した予備1個含む。）</u>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<u>30個</u>を含めて合計60個を保管</p>		

赤色：様式6に関する記載（付番及び下線）
 青色：設置許可本文及び添付書類八からの引用以外の記載
 黄色：前回提出時からの変更箇所
 茶色：設置許可と基本設計方針(後)
 緑色：技術基準と基本設計方針(後)

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	工事計画認可申請書基本設計方針（後）	設置変更許可申請書本文	設置変更許可申請書添付書類八	設置許可，基本設計方針及び技術基準との対比	備考
	(環境条件等) 基本方針については、「5.1.5 環境条件等」に示す。V		する設計とする。④-3 6.4.2.5 環境条件等 基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。V 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し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。◇ <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力容器温度（SA） ・ドライウエル温度（SA） ・ペDESTAL温度（SA） ・ペDESTAL水温度（SA） ・サブプレッション・チェンバ温度（SA） ・サブプレッション・プール水温度（SA） ・ドライウエル水位 ・ペDESTAL水位 ・中性子源領域計装 ・中間領域計装 ・平均出力領域計装 なお，中性子源領域計装，中間領域計装及び平均出力領域計装については，想定される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	<ul style="list-style-type: none"> ・同趣旨の記載ではあるが，表現の違いによる差異あり。 ・技術基準規則54条の要求事項に関する基本方針について，呼び込む旨を記載。 	施設の基本設計方針には記載しない。

【第73条 計装設備】

赤色：様式6に関する記載（付番及び下線）
 青色：設置許可本文及び添付書類八からの引用以外の記載
 黄色：前回提出時からの変更箇所
 茶色：設置許可と基本設計方針(後)
 緑色：技術基準と基本設計方針(後)

実用発電用原子炉及び その附属施設の技術基準に 関する規則	工事計画認可申請書 基本設計方針（後）	設置変更許可申請書 本文	設置変更許可申請書 添付書類八	設置許可，基本設計方針及び 技術基準との対比	備 考
			監視パラメータ並びに重大事故等対 処設備の補助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 子炉建物原子炉棟内に設置し，想定 される重大事故等時における環境条 件を考慮した設計とする。◇ ・原子炉圧力 ・原子炉圧力（S A） ・原子炉水位（広帯域） ・原子炉水位（燃料域） ・原子炉水位（S A） ・高圧原子炉代替注水流量 ・低圧原子炉代替注水流量 ・低圧原子炉代替注水流量（狭帯域 用） ・格納容器代替スプレイ流量 ・ペDESTAL代替注水流量 ・ペDESTAL代替注水流量（狭帯域 用） ・原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 ・高圧炉心スプレイポンプ出口流量 ・残留熱除去ポンプ出口流量 ・低圧炉心スプレイポンプ出口流量 ・残留熱代替除去系原子炉注水流量 ・残留熱代替除去系格納容器スプレ イ流量 ・ドライウエル圧力（S A） ・サプレッション・チェンバ圧力（S A） ・サプレッション・プール水位（S A） ・格納容器水素濃度（S A） ・格納容器水素濃度（B系）		

【第73条 計装設備】

赤色：様式6に関する記載（付番及び下線）
 青色：設置許可本文及び添付書類八からの引用以外の記載
 黄色：前回提出時からの変更箇所
 茶色：設置許可と基本設計方針(後)
 緑色：技術基準と基本設計方針(後)

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	工事計画認可申請書基本設計方針（後）	設置変更許可申請書本文	設置変更許可申請書添付書類八	設置許可，基本設計方針及び技術基準との対比	備考
			<ul style="list-style-type: none"> ・格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル） ・格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ） ・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 ・残留熱除去系熱交換器冷却水流量 ・原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力 ・高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 ・残留熱除去ポンプ出口圧力 ・低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 ・原子炉建物水素濃度 ・静的触媒式水素処理装置入口温度 ・静的触媒式水素処理装置出口温度 ・格納容器酸素濃度（SA） ・格納容器酸素濃度（B系） ・燃料プール水位・温度（SA） ・燃料プール水位（SA） ・燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA） ・燃料プール監視カメラ（SA） ・RCWサージタンク水位 <p style="margin-top: 10px;">重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ並びに重大事故等対処設備の補助パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は，付属棟内及びその他の建物内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>④</p> <ul style="list-style-type: none"> ・代替注水流量（常設） ・残留熱代替除去ポンプ出口圧力 		

【第73条 計装設備】

赤色：様式6に関する記載（付番及び下線）
 青色：設置許可本文及び添付書類八からの引用以外の記載
 黄色：前回提出時からの変更箇所
 茶色：設置許可と基本設計方針(後)
 緑色：技術基準と基本設計方針(後)

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	工事計画認可申請書基本設計方針（後）	設置変更許可申請書本文	設置変更許可申請書添付書類八	設置許可，基本設計方針及び技術基準との対比	備考
			<ul style="list-style-type: none"> ・スクラバ容器水位 ・スクラバ容器圧力 ・スクラバ容器温度 ・第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ） ・低圧原子炉代替注水槽水位 ・低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力 ・燃料プール監視カメラ用冷却設備 ・C-メタクラ母線電圧 ・D-メタクラ母線電圧 ・HPCS-メタクラ母線電圧 ・C-ロードセンタ母線電圧 ・D-ロードセンタ母線電圧 ・緊急用メタクラ電圧 ・SAロードセンタ母線電圧 ・A-115V系直流盤母線電圧 ・B-115V系直流盤母線電圧 ・SA用115V系充電器盤蓄電池電圧 ・230V系直流盤（常用）母線電圧 ・B1-115V系蓄電池（SA）電圧 ・ADS用N₂ガス減圧弁二次側圧力 ・N₂ガスポンベ圧力 ・RCW熱交換器出口温度 ・原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力 <p style="margin-top: 10px;">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，屋外に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p>		

設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書に係る様式-7
 【第73条 計装設備】

赤色：様式6に関する記載（付番及び下線）
 青色：設置許可本文及び添付書類八からの引用以外の記載
 黄色：前回提出時からの変更箇所
 茶色：設置許可と基本設計方針(後)
 緑色：技術基準と基本設計方針(後)

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	工事計画認可申請書基本設計方針（後）	設置変更許可申請書本文	設置変更許可申請書添付書類八	設置許可，基本設計方針及び技術基準との対比	備考
			<p>・第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（低レンジ）</p> <p>・第1ベントフィルタ出口水素濃度</p> <p>安全パラメータ表示システム（SPDS）のSPDSデータ収集サーバは，廃棄物処理建物内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。◇</p> <p>SPDSデータ収集サーバは，想定される重大事故等時に操作を行う必要がない設計とする。◇</p> <p>安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちSPDS伝送サーバは，緊急時対策所に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。◇</p> <p>SPDS伝送サーバは，想定される重大事故等時に操作を行う必要がない設計とする。◇</p> <p>安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちSPDSデータ表示装置は，緊急時対策所に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。◇</p> <p>SPDSデータ表示装置の操作は，想定される重大事故等時において，設置場所で可能な設計とする。◇</p> <p>可搬型計測器は，廃棄物処理建物内及び緊急時対策所内に保管し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。◇</p> <p>可搬型計測器の操作は，想定される</p>		

【第73条 計装設備】

赤色：様式6に関する記載（付番及び下線）
 青色：設置許可本文及び添付書類八からの引用以外の記載
 黄色：前回提出時からの変更箇所
 茶色：設置許可と基本設計方針(後)
 緑色：技術基準と基本設計方針(後)

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	工事計画認可申請書基本設計方針（後）	設置変更許可申請書本文	設置変更許可申請書添付書類八	設置許可，基本設計方針及び技術基準との対比	備考
	<p>(操作性の確保)</p> <p>基本方針については、「5.1.6 操作性及び試験・検査性」に示す。VI</p>		<p>重大事故等時において，設置場所で可能な設計とする。◇</p> <p>6.4.2.6 <u>操作性の確保</u></p> <p>基本方針については，「1.1.7.4 <u>操作性及び試験・検査性について</u>」に示す。VI</p> <p>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。◇</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力 ・原子炉水位（広帯域） ・原子炉水位（燃料域） ・原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 ・高圧炉心スプレイポンプ出口流量 ・残留熱除去ポンプ出口流量 ・低圧炉心スプレイポンプ出口流量 ・格納容器水素濃度（B系） ・格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル） ・格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ） ・中性子源領域計装 ・中間領域計装 ・平均出力領域計装 ・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 ・残留熱除去系熱交換器冷却水流量 ・高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 ・残留熱除去ポンプ出口圧力 	<ul style="list-style-type: none"> ・同趣旨の記載ではあるが，表現の違いによる差異あり。 ・技術基準規則54条の要求事項に関する基本方針について，呼び込む旨を記載。 	<p>施設の基本設計方針には記載しない。</p>

設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書に係る様式-7
 【第73条 計装設備】

赤色：様式6に関する記載（付番及び下線）
 青色：設置許可本文及び添付書類八からの引用以外の記載
 黄色：前回提出時からの変更箇所
 茶色：設置許可と基本設計方針(後)
 緑色：技術基準と基本設計方針(後)

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	工事計画認可申請書基本設計方針（後）	設置変更許可申請書本文	設置変更許可申請書添付書類八	設置許可，基本設計方針及び技術基準との対比	備考
			<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力 ・低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 ・格納容器酸素濃度（B系） ・燃料プール水位・温度（SA） ・C-メタクラ母線電圧 ・D-メタクラ母線電圧 ・HPCS-メタクラ母線電圧 ・C-ロードセンタ母線電圧 ・D-ロードセンタ母線電圧 ・A-115V系直流盤母線電圧 ・B-115V系直流盤母線電圧 ・230V系直流盤（常用）母線電圧 ・B1-115V系蓄電池（SA）電圧 ・N₂ガスボンベ圧力 ・RCWサージタンク水位 ・RCW熱交換器出口温度 ・原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力 <p>格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）は，設計基準対象施設として使用する場合と同じ構成で，重大事故等対処設備として使用できる設計とする。◇</p> <p>格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）を計測するためのサンプリング装置は，中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。◇</p> <p>中性子源領域計装及び中間領域計装は，設計基準対象施設として使用する場合と同じ構成で，重大事故等対処設備として使用できる設計とする。◇</p>		

【第73条 計装設備】

赤色：様式6に関する記載（付番及び下線）
 青色：設置許可本文及び添付書類八からの引用以外の記載
 黄色：前回提出時からの変更箇所
 茶色：設置許可と基本設計方針(後)
 緑色：技術基準と基本設計方針(後)

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	工事計画認可申請書基本設計方針（後）	設置変更許可申請書本文	設置変更許可申請書添付書類八	設置許可，基本設計方針及び技術基準との対比	備考
			<p>中性子源領域計装及び中間領域計装は，中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。◇</p> <p>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。◇</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力容器温度（SA） ・原子炉圧力（SA） ・原子炉水位（SA） ・高圧原子炉代替注水流量 ・代替注水流量（常設） ・低圧原子炉代替注水流量 ・低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用） ・格納容器代替スプレイ流量 ・ペDESTAL代替注水流量 ・ペDESTAL代替注水流量（狭帯域用） ・残留熱代替除去系原子炉注水流量 ・残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量 ・ドライウエル温度（SA） ・ペDESTAL温度（SA） ・ペDESTAL水温度（SA） ・サプレッション・チェンバ温度（SA） ・サプレッション・プール水温度（SA） ・ドライウエル圧力（SA） ・サプレッション・チェンバ圧力（S 		

設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書に係る様式-7
 【第73条 計装設備】

赤色：様式6に関する記載（付番及び下線）
 青色：設置許可本文及び添付書類八からの引用以外の記載
 黄色：前回提出時からの変更箇所

茶色：設置許可と基本設計方針(後)
 緑色：技術基準と基本設計方針(後)

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	工事計画認可申請書基本設計方針（後）	設置変更許可申請書本文	設置変更許可申請書添付書類八	設置許可，基本設計方針及び技術基準との対比	備考
			A) ・ドライウェル水位 ・サプレッション・プール水位（S A） ・ペDESTAL水位 ・格納容器水素濃度（S A） ・スクラバ容器水位 ・スクラバ容器圧力 ・スクラバ容器温度 ・第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） ・低圧原子炉代替注水槽水位 ・低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力 ・残留熱代替除去ポンプ出口圧力 ・原子炉建物水素濃度 ・静的触媒式水素処理装置入口温度 ・静的触媒式水素処理装置出口温度 ・格納容器酸素濃度（S A） ・燃料プール水位（S A） ・燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（S A） ・燃料プール監視カメラ（S A）（燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。） ・緊急用メタクラ電圧 ・S Aロードセンタ母線電圧 ・S A用115V系充電器盤蓄電池電圧 ・ADS用N ₂ ガス減圧弁二次側圧力 格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）は，想定さ		

設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書に係る様式-7
 【第73条 計装設備】

赤色：様式6に関する記載（付番及び下線）
 青色：設置許可本文及び添付書類八からの引用以外の記載
 黄色：前回提出時からの変更箇所
 茶色：設置許可と基本設計方針(後)
 緑色：技術基準と基本設計方針(後)

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	工事計画認可申請書基本設計方針（後）	設置変更許可申請書本文	設置変更許可申請書添付書類八	設置許可，基本設計方針及び技術基準との対比	備考
			<p>れる重大事故等時に切り替えることなく使用できる設計とする。◇</p> <p>格納容器水素濃度（SA）及び格納容器酸素濃度（SA）を計測するためのサンプリング装置は，中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。◇</p> <p>燃料プール監視カメラ用冷却設備は，想定される重大事故等時に切り替えることなく使用できる設計とする。◇</p> <p>燃料プール監視カメラ用冷却設備は，付属棟内で弁及び付属の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。◇</p> <p>第1ベントフィルタ出口水素濃度は，想定される重大事故等時に切り替えることなく使用できる設計とする。◇</p> <p>第1ベントフィルタ出口水素濃度は，車両による運搬，移動ができる設計とするとともに，接続規格を統一することにより，確実に接続できる設計とする。◇</p> <p>第1ベントフィルタ出口水素濃度を計測するためのサンプリング装置は，屋外でサンプリング装置の弁及び付属の操作スイッチにより操作が可能な設計とし，中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。◇</p> <p>安全パラメータ表示システム（SPDS）は，想定される重大事故等</p>		

【第73条 計装設備】

赤色：様式6に関する記載（付番及び下線）
 青色：設置許可本文及び添付書類八からの引用以外の記載
 黄色：前回提出時からの変更箇所
 茶色：設置許可と基本設計方針(後)
 緑色：技術基準と基本設計方針(後)

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	工事計画認可申請書基本設計方針（後）	設置変更許可申請書本文	設置変更許可申請書添付書類八	設置許可，基本設計方針及び技術基準との対比	備考
			<p>時において，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重大事故等対処設備として使用する設計とする。◇</p> <p>安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちSPDSデータ収集サーバ及びSPDS伝送サーバは，常時伝送を行うため，通常操作を必要としない設計とする。◇</p> <p>安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちSPDSデータ表示装置は，付属の操作スイッチにより緊急時対策所内で操作が可能な設計とする。◇</p> <p>可搬型計測器は，設計基準対象施設とは兼用しないため，想定される重大事故等時に切り替えることなく使用できる設計とする。◇</p> <p>可搬型計測器は，運転員が携行して屋内のアクセスルートを通行できる設計とする。◇</p> <p>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操作が可能な設計とする。◇</p> <p>6.4.3 主要設備及び仕様</p> <p>計装設備（重大事故等対処設備）の主要機器仕様並びに重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ</p>		

赤色：様式6に関する記載（付番及び下線）
 青色：設置許可本文及び添付書類八からの引用以外の記載
 黄色：前回提出時からの変更箇所
 茶色：設置許可と基本設計方針(後)
 緑色：技術基準と基本設計方針(後)

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	工事計画認可申請書基本設計方針（後）	設置変更許可申請書本文	設置変更許可申請書添付書類八	設置許可，基本設計方針及び技術基準との対比	備考
	<p>(試験検査) 基本方針については、「5.1.6 操作性及び試験・検査性」に示す。VII</p> <p>— 以下余白 —</p>		<p>を第6.4-1表及び第6.4-2表に，代替パラメータによる主要パラメータの推定を第6.4-3表に示す。◇ また，重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助パラメータを第6.4-4表に示す。◇</p> <p>6.4.4 試験検査 基本方針については，「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。VII</p> <p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ並びに重大事故等対処設備の補助パラメータを計測する設備は，発電用原子炉の運転中又は停止中に，模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正が可能な設計とする。◇</p> <p>安全パラメータ表示システム（SPDS）は，発電用原子炉の運転中又は停止中に，機能・性能の確認及び外観の確認が可能な設計とする。◇</p> <p>可搬型計測器は，発電用原子炉の運転中又は停止中に，模擬入力による性能の確認が可能な設計とする。◇</p>	<p>・同趣旨の記載ではあるが，表現の違いによる差異あり。 ・技術基準規則54条の要求事項に関する基本方針について，呼び込む旨を記載。</p> <p>— 以下余白 —</p>	<p>施設の基本設計方針には記載しない。</p>

【第73条 計装設備】

赤色：様式6に関する記載（付番及び下線）
 青色：設置許可本文及び添付書類八からの引用以外の記載
 黄色：前回提出時からの変更箇所
 茶色：設置許可と基本設計方針(後)
 緑色：技術基準と基本設計方針(後)

実用発電用原子炉及び その附属施設の技術基準に 関する規則	工事計画認可申請書 基本設計方針（後）	設置変更許可申請書 本文	設置変更許可申請書 添付書類八	設置許可，基本設計方針及び 技術基準との対比	備 考
			第6.4-1表 計装設備（重大事故等 対処設備）の主要機器仕様◇ (1) <u>原子炉圧力容器温度（S A）</u> 個 数 2 計測範囲 0～500℃②-B (2) 原子炉圧力 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装系 個 数 2 計測範囲 0～10MPa [gage] (3) 原子炉圧力（S A） 個 数 1 計測範囲 0～11MPa [gage] (4) 原子炉水位（広帯域） 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装系 個 数 2 計測範囲 -400～150cm ^{※1} (5) 原子炉水位（燃料域） 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装系 個 数 2 計測範囲 -800～-300cm ^{※1} (6) 原子炉水位（S A） 個 数 1 計測範囲 -900～150cm ^{※1}		

【第73条 計装設備】

赤色：様式6に関する記載（付番及び下線）
 青色：設置許可本文及び添付書類八からの引用以外の記載
 黄色：前回提出時からの変更箇所

茶色：設置許可と基本設計方針(後)
 緑色：技術基準と基本設計方針(後)

実用発電用原子炉及び その附属施設の技術基準に 関する規則	工事計画認可申請書 基本設計方針（後）	設置変更許可申請書 本文	設置変更許可申請書 添付書類八	設置許可，基本設計方針及び 技術基準との対比	備 考
			(7) 高压原子炉代替注水流量 個 数 1 計測範囲 0～150m ³ /h (8) 代替注水流量（常設） 個 数 1 計測範囲 0～300m ³ /h (9) 低压原子炉代替注水流量 個 数 2 計測範囲 0～200m ³ /h (10) 低压原子炉代替注水流量（狭 帯域用） 個 数 2 計測範囲 0～50m ³ /h (11) 格納容器代替スプレイ流量 個 数 2 計測範囲 0～150m ³ /h (12) ペDESTAL代替注水流量 個 数 2 計測範囲 0～150m ³ /h (13) ペDESTAL代替注水流量（狭 帯域用） 個 数 2 計測範囲 0～50m ³ /h (14) 原子炉隔離時冷却ポンプ出口 流量 兼用する設備は以下のとおり。		

【第73条 計装設備】

赤色：様式6に関する記載（付番及び下線）
 青色：設置許可本文及び添付書類八からの引用以外の記載
 黄色：前回提出時からの変更箇所
 茶色：設置許可と基本設計方針(後)
 緑色：技術基準と基本設計方針(後)

実用発電用原子炉及び その附属施設の技術基準に 関する規則	工事計画認可申請書 基本設計方針（後）	設置変更許可申請書 本文	設置変更許可申請書 添付書類八	設置許可，基本設計方針及び 技術基準との対比	備 考
			<p>・原子炉プラント・プロセス計装系 個 数 1 計測範囲 0～150m³/h</p> <p>(15) 高圧炉心スプレイポンプ出口 流量 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装系 個 数 1 計測範囲 0～1,500m³/h</p> <p>(16) 残留熱除去ポンプ出口流量 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装系 個 数 3 計測範囲 0～1,500m³/h</p> <p>(17) 低圧炉心スプレイポンプ出口 流量 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装系 個 数 1 計測範囲 0～1,500m³/h</p> <p>(18) 残留熱代替除去系原子炉注水 流量 個 数 1 計測範囲 0～50m³/h</p> <p>(19) 残留熱代替除去系格納容器ス プレイ流量 個 数 1 計測範囲 0～150m³/h</p>		

【第73条 計装設備】

赤色：様式6に関する記載（付番及び下線）
 青色：設置許可本文及び添付書類八からの引用以外の記載
 黄色：前回提出時からの変更箇所

茶色：設置許可と基本設計方針(後)
 緑色：技術基準と基本設計方針(後)

実用発電用原子炉及び その附属施設の技術基準に 関する規則	工事計画認可申請書 基本設計方針（後）	設置変更許可申請書 本文	設置変更許可申請書 添付書類八	設置許可，基本設計方針及び 技術基準との対比	備 考
			(20) ドライウェル温度（SA） 個 数 7 計測範囲 0～300℃ (21) ペDESTAL温度（SA） 個 数 2 計測範囲 0～300℃ (22) ペDESTAL水温度（SA） 個 数 2 計測範囲 0～300℃ (23) サプレッション・チェンバ温 度（SA） 個 数 2 計測範囲 0～200℃ (24) サプレッション・プール水温 度（SA） 個 数 2 計測範囲 0～200℃ (25) ドライウェル圧力（SA） 個 数 2 計測範囲 0～1,000kPa [abs] (26) サプレッション・チェンバ圧 力（SA） 個 数 2 計測範囲 0～1,000kPa [abs]		

【第73条 計装設備】

赤色：様式6に関する記載（付番及び下線）
 青色：設置許可本文及び添付書類八からの引用以外の記載
 黄色：前回提出時からの変更箇所

茶色：設置許可と基本設計方針(後)
 緑色：技術基準と基本設計方針(後)

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	工事計画認可申請書基本設計方針（後）	設置変更許可申請書本文	設置変更許可申請書添付書類八	設置許可，基本設計方針及び技術基準との対比	備考
			(27) サプレッション・プール水位 (SA) 個 数 1 計測範囲 -0.80～5.50m ^{**2} (28) ドライウェル水位 個 数 3 計測範囲 -3.0m ^{**3} , -1.0m ^{**3} , +1.0m ^{**3} (29) ペDESTAL水位 個 数 4 計測範囲 +0.1m ^{**4} , +1.2m ^{**4} , +2.4m ^{**4} , +2.4m ^{**4} (30) 格納容器水素濃度 (B系) 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装系 ・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 個 数 1 計測範囲 0～5 vol% / 0～100vol% (31) 格納容器水素濃度 (SA) 兼用する設備は以下のとおり。 ・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 個 数 1 計測範囲 0～100vol% (32) 格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウェル)		設置変更許可申請の審査から詳細設計の進捗により，計測範囲を見直している。 (変更前) -3.0m, -1.0m, +1.0m (変更後) -3.0m, -1.0m, +0.9m 設置変更許可申請の審査から詳細設計の進捗により，計測範囲を見直している。 (変更前) 0～5vol%/0～100vol% (変更後) 0～20vol%/0～100vol%

【第73条 計装設備】

赤色：様式6に関する記載（付番及び下線）
 青色：設置許可本文及び添付書類八からの引用以外の記載
 黄色：前回提出時からの変更箇所
 茶色：設置許可と基本設計方針(後)
 緑色：技術基準と基本設計方針(後)

実用発電用原子炉及び その附属施設の技術基準に 関する規則	工事計画認可申請書 基本設計方針（後）	設置変更許可申請書 本文	設置変更許可申請書 添付書類八	設置許可，基本設計方針及び 技術基準との対比	備 考
			<p>第8.1-2表 放射線管理設備（重大事故等時）の主要機器仕様に記載する。</p> <p>(33) 格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ） 第8.1-2表 放射線管理設備（重大事故等時）の主要機器仕様に記載する。</p> <p>(34) 中性子源領域計装 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉中性子計装系 個 数 4 計測範囲 $10^{-1} \sim 10^6 \text{ s}^{-1}$ ($1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)</p> <p>(35) 中間領域計装 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉中性子計装系 個 数 8 計測範囲 0～40%又は 0～125% ($1.0 \times 10^8 \sim 1.5 \times 10^{13} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)</p> <p>(36) 平均出力領域計装 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉中性子計装系 個 数 6^{※5} 計測範囲 0～125% ($1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)</p>		

設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書に係る様式-7
 【第73条 計装設備】

赤色：様式6に関する記載（付番及び下線）
 青色：設置許可本文及び添付書類八からの引用以外の記載
 黄色：前回提出時からの変更箇所

茶色：設置許可と基本設計方針(後)
 緑色：技術基準と基本設計方針(後)

実用発電用原子炉及び その附属施設の技術基準に 関する規則	工事計画認可申請書 基本設計方針（後）	設置変更許可申請書 本文	設置変更許可申請書 添付書類八	設置許可，基本設計方針及び 技術基準との対比	備 考
			<p>(37) <u>スクラバ容器水位</u> 個 数 <u>8</u> 計測範囲 ②-B</p> <p>(38) <u>スクラバ容器圧力</u> 個 数 <u>4</u> 計測範囲 <u>0～1MPa</u> [gage] ②-B</p> <p>(39) <u>スクラバ容器温度</u> 個 数 <u>4</u> 計測範囲 <u>0～300℃</u>②-B</p> <p>(40) 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 第8.1-2表 放射線管理設備（重大事故等時）の主要機器仕様に記載する。</p> <p>(41) <u>第1ベントフィルタ出口水素濃度</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・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 個 数 <u>1(予備1)</u> 計測範囲 <u>0～20vol%</u>／ <u>0～100vol%</u>②-B</p> <p>(42) 残留熱除去系熱交換器入口温度 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装系</p>		

設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書に係る様式-7
 【第73条 計装設備】

赤色：様式6に関する記載（付番及び下線）
 青色：設置許可本文及び添付書類八からの引用以外の記載
 黄色：前回提出時からの変更箇所

茶色：設置許可と基本設計方針(後)
 緑色：技術基準と基本設計方針(後)

実用発電用原子炉及び その附属施設の技術基準に 関する規則	工事計画認可申請書 基本設計方針（後）	設置変更許可申請書 本文	設置変更許可申請書 添付書類八	設置許可，基本設計方針及び 技術基準との対比	備 考
			個 数 2 計測範囲 0～200℃ (43) 残留熱除去系熱交換器出口温 度 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装系 個 数 2 計測範囲 0～200℃ (44) <u>残留熱除去系熱交換器冷却水 流量</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装系 個 数 <u>2</u> 計測範囲 <u>0～1,500m³/h</u> ②-B (45) 残留熱除去ポンプ出口圧力 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装系 個 数 3 計測範囲 0～4MPa [gage] (46) 低圧原子炉代替注水槽水位 個 数 1 計測範囲 0～1,500m ³ （0～ 12,542mm） (47) <u>低圧原子炉代替注水ポンプ出 口圧力</u> 個 数 <u>2</u> 計測範囲 <u>0～4MPa [gage]</u>		

赤色：様式6に関する記載（付番及び下線）
 青色：設置許可本文及び添付書類八からの引用以外の記載
 黄色：前回提出時からの変更箇所

茶色：設置許可と基本設計方針(後)
 緑色：技術基準と基本設計方針(後)

実用発電用原子炉及び その附属施設の技術基準に 関する規則	工事計画認可申請書 基本設計方針（後）	設置変更許可申請書 本文	設置変更許可申請書 添付書類八	設置許可，基本設計方針及び 技術基準との対比	備 考
			<p>②-B</p> <p>(48) <u>原子炉隔離時冷却ポンプ出口</u> <u>圧力</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装系 個 数 <u>1</u> 計測範囲 <u>0～10MPa</u> [gage]</p> <p>②-B</p> <p>(49) <u>高圧炉心スプレイポンプ出口</u> <u>圧力</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装系 個 数 <u>1</u> 計測範囲 <u>0～12MPa</u> [gage]</p> <p>②-B</p> <p>(50) <u>低圧炉心スプレイポンプ出口</u> <u>圧力</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装系 個 数 <u>1</u> 計測範囲 <u>0～5MPa</u> [gage]</p> <p>(51) <u>残留熱代替除去ポンプ出口</u> <u>圧力</u> 個 数 <u>2</u> 計測範囲 <u>0～3MPa</u> [gage]</p> <p>②-B</p> <p>(52) <u>原子炉建物水素濃度</u> 兼用する設備は以下のとおり。</p>		

赤色：様式6に関する記載（付番及び下線）
 青色：設置許可本文及び添付書類八からの引用以外の記載
 黄色：前回提出時からの変更箇所

茶色：設置許可と基本設計方針(後)
 緑色：技術基準と基本設計方針(後)

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	工事計画認可申請書基本設計方針（後）	設置変更許可申請書本文	設置変更許可申請書添付書類八	設置許可，基本設計方針及び技術基準との対比	備考
			<p>・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 個 数 1 6 計測範囲 0～10vol% 0～20vol%</p> <p>(53) <u>静的触媒式水素処理装置入口温度</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・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 個 数 <u>2</u> 計測範囲 <u>0～100℃②-B</u></p> <p>(54) <u>静的触媒式水素処理装置出口温度</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・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 個 数 <u>2</u> 計測範囲 <u>0～400℃②-B</u></p> <p>(55) 格納容器酸素濃度（B系） 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装系 ・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 個 数 1 計測範囲 0～5 vol%/ 0～25vol%</p>		<p>設置変更許可申請の審査から詳細設計の進捗により，計測範囲を見直している。 （変更前）0～5vol%/0～25vol% （変更後）0～10vol%/0～25vol%</p> <p>— 以下 余 白 —</p>

【第73条 計装設備】

赤色：様式6に関する記載（付番及び下線）
 青色：設置許可本文及び添付書類八からの引用以外の記載
 黄色：前回提出時からの変更箇所
 茶色：設置許可と基本設計方針(後)
 緑色：技術基準と基本設計方針(後)

実用発電用原子炉及び その附属施設の技術基準に 関する規則	工事計画認可申請書 基本設計方針（後）	設置変更許可申請書 本文	設置変更許可申請書 添付書類八	設置許可，基本設計方針及び 技術基準との対比	備 考
			(56) 格納容器酸素濃度（SA） 兼用する設備は以下のとおり。 ・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 個 数 1 計測範囲 0～25vol% (57) 燃料プール水位・温度（SA） 第4.3-1表 燃料プールの冷却等 のための設備の主要機器仕様に記載 する。 (58) 燃料プール水位（SA） 第4.3-1表 燃料プールの冷却等 のための設備の主要機器仕様に記載 する。 (59) 燃料プールエリア放射線モニ タ（高レンジ・低レンジ）（SA） 第8.1-2表 放射線管理設備（重大 事故等時）の主要機器仕様に記載 する。 (60) <u>燃料プール監視カメラ（SA）</u> （燃料プール監視カメラ用冷却設備 を含む。）②-C 第4.3-1表 燃料プールの冷却等 のための設備の主要機器仕様に記載 する。 (61) 安全パラメータ表示システム （SPDS） 第10.11-2表 通信連絡を行うため		

設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書に係る様式-7
 【第73条 計装設備】

赤色：様式6に関する記載（付番及び下線）
 青色：設置許可本文及び添付書類八からの引用以外の記載
 黄色：前回提出時からの変更箇所
 茶色：設置許可と基本設計方針(後)
 緑色：技術基準と基本設計方針(後)

実用発電用原子炉及び その附属施設の技術基準に 関する規則	工事計画認可申請書 基本設計方針（後）	設置変更許可申請書 本文	設置変更許可申請書 添付書類八	設置許可，基本設計方針及び 技術基準との対比	備 考
			に必要な設備（常設）の主要機器仕 様に記載する。◇ (62) 可搬型計測器 個 数 30（予備30） ※1：基準点は気水分離器下端（原 子炉圧力容器零レベルより 1,328cm）。 ※2：基準点はサプレッション・プ ール通常水位（EL5610）。 ※3：基準点は格納容器底面 （EL10100）。 ※4：基準点はコリウムシールド上 表面（EL6706）。 ※5：局部出力領域計装の検出器は 124個であり，平均出力領域計装の各 チャンネルには14個又は17個の信号 が入力される。		

赤色：様式6に関する記載（付番及び下線）
 青色：設置許可本文及び添付書類八からの引用以外の記載
 黄色：前回提出時からの変更箇所

茶色：設置許可と基本設計方針(後)
 緑色：技術基準と基本設計方針(後)

設置変更許可申請書添付書類八

第6.4-2表 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）（1/18）

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
① 原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度（SA）	2	0～500℃	最大値： 302℃	重大事故等時における損傷炉心の冷却状態を把握し、適切に対応するための判断基準（300℃）に対して、500℃までを監視可能。	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}					
	原子炉水位（広帯域） ^{※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（燃料域） ^{※1}					
	原子炉水位（SA） ^{※1}					
残留熱除去系熱交換器入口温度 ^{※1}	「⑩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 ^{※2}	2	0～10MPa [gage]	最大値： 8.29MPa [gage]	重大事故等時における原子炉圧力容器最高圧力（8.68MPa [gage]）を包絡する範囲として設定。なお、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
	原子炉圧力（SA） ^{※2}	1	0～11MPa [gage]	最大値： 8.29MPa [gage]	原子炉圧力容器最高使用圧力（8.62MPa [gage]）の1.2倍（10.34MPa [gage]）を監視可能。	
	原子炉水位（広帯域） ^{※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（燃料域） ^{※1}					
	原子炉水位（SA） ^{※1}					
	原子炉圧力容器温度（SA） ^{※1}	「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				

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
 ※3：基準点は気水分離器下端（原子炉圧力容器零レベルより1,328cm）。 ※4：基準点はサブプレッション・プール通常水位（EL5610）。
 ※5：基準点は格納容器底面（EL10100）。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面（EL6706）。
 ※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
 ※8：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。
 ※9：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。
 ※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端（EL35518）。 ※11：検出点は7箇所。

※赤線部：②-A

赤色：様式6に関する記載（付番及び下線）
 青色：設置許可本文及び添付書類八からの引用以外の記載
 黄色：前回提出時からの変更箇所

茶色：設置許可と基本設計方針(後)
 緑色：技術基準と基本設計方針(後)

設置変更許可申請書添付書類八

第6.4-2表 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）（2/18）

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	
③ 原子炉 圧力 容器 内 の 水 位	原子炉水位（広帯域）※2	2	-400～150cm※3	-798～132cm※3	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）及び燃料棒有効長底部まで監視可能である。	1	
	原子炉水位（燃料域）※2	2	-800～-300cm※3				
	原子炉水位（SA）※2	1	-900～150cm※3				
	高压原子炉代替注水流量※1	「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					
	代替注水流量（常設）※1						
	低压原子炉代替注水流量※1						
	低压原子炉代替注水流量（狭帯域用）※1						
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量※1						
	高压炉心スプレイポンプ出口流量※1						
	残留熱除去ポンプ出口流量※1						
	低压炉心スプレイポンプ出口流量※1						
	残留熱代替除去系原子炉注水流量※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							
サブプレッション・チェンバ圧力（SA）※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						

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
 ※3：基準点は気水分離器下端（原子炉圧力容器零レベルより1,328cm）。 ※4：基準点はサブプレッション・プール通常水位（EL5610）。
 ※5：基準点は格納容器底面（EL10100）。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面（EL6706）。
 ※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
 ※8：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。
 ※9：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。
 ※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端（EL35518）。 ※11：検出点は7箇所。

※赤線部：②-A

赤色：様式6に関する記載（付番及び下線）
 青色：設置許可本文及び添付書類八からの引用以外の記載
 黄色：前回提出時からの変更箇所

茶色：設置許可と基本設計方針(後)
 緑色：技術基準と基本設計方針(後)

設置変更許可申請書添付書類八

第6.4-2表 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）（3/18）

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
④ 原子炉圧力容器への注水量（1/2）	高圧原子炉代替注水流量	1	0～150m ³ /h	—※8	高圧原子炉代替注水ポンプの最大注水量（93m ³ /h）を監視可能である。	1
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	0～150m ³ /h	0～99m ³ /h	原子炉隔離時冷却ポンプの最大注水量（99m ³ /h）を監視可能。	
	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0～1,500m ³ /h	0～1,314m ³ /h	高圧炉心スプレイ・ポンプの最大注水量（1,314m ³ /h）を監視可能。	
	代替注水流量（常設）	1	0～300m ³ /h	—※8	低圧原子炉代替注水ポンプの最大注水量（230m ³ /h）を監視可能。	—
	低圧原子炉代替注水流量	2	0～200m ³ /h	—※8	大量送水車を用いた低圧原子炉代替注水系（可搬型）における最大注水量（70m ³ /h）を監視可能。また、崩壊熱相当の注水量（12m ³ /h）を監視可能。	1
	低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）	2	0～50m ³ /h	—※8		
	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0～1,500m ³ /h	0～1,380m ³ /h	残留熱除去ポンプの最大注水量（1,380m ³ /h）を監視可能。	
	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0～1,500m ³ /h	0～1,314m ³ /h	低圧炉心スプレイ・ポンプの最大注水量（1,314m ³ /h）を監視可能。	
	残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	0～50m ³ /h	—※8	残留熱代替除去系原子炉注水の最大注水量（30m ³ /h）を監視可能。	

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
 ※3：基準点は気水分離器下端（原子炉圧力容器零レベルより1,328cm）。 ※4：基準点はサブプレッション・プール通常水位（EL5610）。
 ※5：基準点は格納容器底面（EL10100）。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面（EL6706）。
 ※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
 ※8：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。
 ※9：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。
 ※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端（EL35518）。 ※11：検出点は7箇所。

※赤線部：②-A

赤色：様式6に関する記載（付番及び下線）
 青色：設置許可本文及び添付書類八からの引用以外の記載
 黄色：前回提出時からの変更箇所

茶色：設置許可と基本設計方針(後)
 緑色：技術基準と基本設計方針(後)

設置変更許可申請書添付書類八

第6.4-2表 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）（4/18）

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
④ 原子炉 圧力容器 への注水量 (2/2)	サブプレッション・プール水位（SA）※1				「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	
	低圧原子炉代替注水槽水位※1				「⑭水源の確保」を監視するパラメータと同じ	
	原子炉水位（広帯域）※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（燃料域）※1					
	原子炉水位（SA）※1					

- ※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
 ※3：基準点は気水分離器下端（原子炉圧力容器零レベルより1,328cm）。 ※4：基準点はサブプレッション・プール通常水位（EL5610）。
 ※5：基準点は格納容器底面（EL10100）。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面（EL6706）。
 ※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
 ※8：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。
 ※9：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。
 ※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端（EL35518）。 ※11：検出点は7箇所。

※赤線部：②-A

赤色：様式6に関する記載（付番及び下線）
 青色：設置許可本文及び添付書類八からの引用以外の記載
 黄色：前回提出時からの変更箇所

茶色：設置許可と基本設計方針(後)
 緑色：技術基準と基本設計方針(後)

設置変更許可申請書添付書類八

第6.4-2表 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）（5/18）

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
⑤ 原子炉格納容器への注水量	代替注水流量（常設）	「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				
	格納容器代替スプレイ流量	2	0～150m ³ /h	—※8	大量送水車を用いた格納容器代替スプレイ系（可搬型）における最大注水量（120m ³ /h）を監視可能。	1
	ペDESTAL代替注水流量	2	0～150m ³ /h	—※8	大量送水車を用いたペDESTAL代替注水系（可搬型）における最大注水量（120m ³ /h）を監視可能。また、崩壊熱相当の注水量（12m ³ /h）を監視可能。	1
	ペDESTAL代替注水流量（狭帯域用）	2	0～50m ³ /h	—※8		
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	1	0～150m ³ /h	—※8	残留熱代替除去系格納容器スプレイの最大注水量（120m ³ /h）を監視可能。	1
	低圧原子炉代替注水槽水位※1	「⑩水源の確保」を監視するパラメータと同じ				
	ドライウェル圧力（SA）※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				
	サブプレッション・チェンバ圧力（SA）※1					
	ドライウェル水位※1	「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				
	サブプレッション・プール水位（SA）※1					
	ペDESTAL水位※1					
	残留熱代替除去系原子炉注水流量※1	「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				
	残留熱代替除去ポンプ出口圧力※1	「⑩水源の確保」を監視するパラメータと同じ				

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
 ※3：基準点は気水分離器下端（原子炉圧力容器零レベルより1,328cm）。 ※4：基準点はサブプレッション・プール通常水位（EL5610）。
 ※5：基準点は格納容器底面（EL10100）。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面（EL6706）。
 ※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
 ※8：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。
 ※9：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。
 ※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端（EL35518）。 ※11：検出点は7箇所。

※赤線部：②-A

赤色：様式6に関する記載（付番及び下線）
 青色：設置許可本文及び添付書類八からの引用以外の記載
 黄色：前回提出時からの変更箇所

茶色：設置許可と基本設計方針(後)
 緑色：技術基準と基本設計方針(後)

設置変更許可申請書添付書類八

第6.4-2表 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）（6/18）

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
⑥ 原子炉格納容器内の温度	ドライウェル温度（SA）※2	7	0～300℃	最大値：145℃	原子炉格納容器の限界温度（200℃）を監視可能。	1
	ペDESTAL温度（SA）※2	2	0～300℃	最大値：145℃	原子炉格納容器の限界温度（200℃）を監視可能。	1
	ペDESTAL水温度（SA）	2	0～300℃	—※8	原子炉格納容器下部に熔融炉心が落下した場合における原子炉圧力容器の破損検知が可能。	1
	サブプレッション・チェンバ温度（SA）※2	2	0～200℃	最大値：88℃	原子炉格納容器の限界温度（200℃）を監視可能。	1
	サブプレッション・プール水温度（SA）※2	2	0～200℃	最大値：88℃	原子炉格納容器の限界圧力（2Pd：853kPa [gage]）におけるサブプレッション・プール水の飽和温度（約178℃）を監視可能。	
	ドライウェル圧力（SA）※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				
	サブプレッション・チェンバ圧力（SA）※1					

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
 ※3：基準点は気水分離器下端（原子炉圧力容器零レベルより1,328cm）。 ※4：基準点はサブプレッション・プール通常水位（EL5610）。
 ※5：基準点は格納容器底面（EL10100）。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面（EL6706）。
 ※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
 ※8：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。
 ※9：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。
 ※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端（EL35518）。 ※11：検出点は7箇所。

※赤線部：②-A

赤色：様式6に関する記載（付番及び下線）
 青色：設置許可本文及び添付書類八からの引用以外の記載
 黄色：前回提出時からの変更箇所

茶色：設置許可と基本設計方針(後)
 緑色：技術基準と基本設計方針(後)

設置変更許可申請書添付書類八

第6.4-2表 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）（7/18）

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
⑦原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力（SA）※2	2	0～1,000kPa [abs]	最大値： 324kPa [gage]	原子炉格納容器の限界圧力（2Pd：853kPa [gage]）を監視可能。	1
	サプレッション・チェンバ圧力（SA）※2	2	0～1,000kPa [abs]	最大値： 206kPa [gage]		
	ドライウエル温度（SA）※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				
	ペDESTAL温度（SA）※1					
	サプレッション・チェンバ温度（SA）※1					

- ※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
 ※3：基準点は気水分離器下端（原子炉圧力容器零レベルより1,328cm）。 ※4：基準点はサプレッション・プール通常水位（EL5610）。
 ※5：基準点は格納容器底面（EL10100）。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面（EL6706）。
 ※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
 ※8：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。
 ※9：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。
 ※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端（EL35518）。 ※11：検出点は7箇所。

※赤線部：②-A

赤色：様式6に関する記載（付番及び下線）
 青色：設置許可本文及び添付書類八からの引用以外の記載
 黄色：前回提出時からの変更箇所

茶色：設置許可と基本設計方針(後)
 緑色：技術基準と基本設計方針(後)

設置変更許可申請書添付書類八

第6.4-2表 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）（8/18）

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	
⑧ 原子炉格納容器内の水位	ドライウェル水位	3	-3.0m ^{※5} , -1.0m ^{※5} , +1.0m ^{※5}	- ^{※8}	重大事故等時において、溶融炉心の冷却に必要な原子炉格納容器下部への事前注水量を監視可能。 残留熱代替除去系による代替循環冷却実施時におけるペDESTAL代替注水系（可搬型）による注水の停止の判断基準（格納容器底面+1.0m）を監視可能。	1	
	サブプレッション・プール水位（SA） ^{※2}	1	-0.80~5.50m ^{※4}	-0.5~0m ^{※4}	ウェットウェルベント操作可否判断を把握できる範囲を監視可能。 （サブプレッション・プールを水源とする非常用炉心冷却系の起動時に想定される変動（低下）水位：-0.5m についても監視可能。）	1	
	ペDESTAL水位	4	+0.1m ^{※6} , +1.2m ^{※6} , +2.4m ^{※6} , +2.4m ^{※6}	- ^{※8}	重大事故等時において、原子炉格納容器下部に溶融炉心の冷却に必要な水深（+2.4m）があることを監視可能。	1	
	代替注水流量（常設） ^{※1}	「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					
	低圧原子炉代替注水流量 ^{※1}						
	低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用） ^{※1}						
	格納容器代替スプレイ流量 ^{※1}						
	ペDESTAL代替注水流量 ^{※1}						
ペDESTAL代替注水流量（狭帯域用） ^{※1}							
低圧原子炉代替注水槽水位 ^{※1}	「⑭水源の確保」を監視するパラメータと同じ						

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
 ※3：基準点は気水分離器下端（原子炉圧力容器零レベルより1,328cm）。 ※4：基準点はサブプレッション・プール通常水位（EL5610）。
 ※5：基準点は格納容器底面（EL10100）。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面（EL6706）。
 ※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
 ※8：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。
 ※9：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。
 ※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端（EL35518）。 ※11：検出点は7箇所。

※赤線部：②-A

赤色：様式6に関する記載（付番及び下線）
 青色：設置許可本文及び添付書類八からの引用以外の記載
 黄色：前回提出時からの変更箇所

茶色：設置許可と基本設計方針(後)
 緑色：技術基準と基本設計方針(後)

設置変更許可申請書添付書類八

第6.4-2表 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）（9/18）

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
⑨ 原子炉格納容器内の 水素濃度	格納容器水素濃度（B系）※2	1	0～5 vol% / 0～100 vol%	0～2.0 vol%	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲（0～90.4 vol%）を監視可能。	—
	格納容器水素濃度（SA）※2	1	0～100 vol%	0～2.0 vol%	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲（0～90.4 vol%）を監視可能。	—
⑩ 原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)	2	$10^{-2} \sim 10^5$ Sv/h	約10Sv/h未満※9	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（上記の判断値及び推定値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる）。	—
	格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	2	$10^{-2} \sim 10^5$ Sv/h	約10Sv/h未満※9	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（上記の判断値及び推定値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる）。	—

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
 ※3：基準点は気水分離器下端（原子炉圧力容器零レベルより1,328cm）。 ※4：基準点はサブプレッション・プール通常水位（EL5610）。
 ※5：基準点は格納容器底面（EL10100）。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面（EL6706）。
 ※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
 ※8：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。
 ※9：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。
 ※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端（EL35518）。 ※11：検出点は7箇所。

※赤線部：②-A

赤色：様式6に関する記載（付番及び下線）
 青色：設置許可本文及び添付書類八からの引用以外の記載
 黄色：前回提出時からの変更箇所

茶色：設置許可と基本設計方針(後)
 緑色：技術基準と基本設計方針(後)

設置変更許可申請書添付書類八

第6.4-2表 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）（10/18）

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
⑪ 未 臨 界 の 維 持 又 は 監 視	中性子源領域計装 ^{※2}	4	$10^{-1} \sim 10^6 \text{ s}^{-1}$ ($1.0 \times 10^3 \sim$ 1.0×10^9 $\text{cm}^2 \cdot \text{s}^{-1}$)	定格出力の 約21倍	原子炉の停止時から起動時の中性子束を監視可能。 なお、中性子源領域計装が測定できる範囲を超えた場合は、中間領域計装、平均出力 領域計装によって監視可能。	—
	中間領域計装 ^{※2}	8	0~40% 又は0~125% ($1.0 \times 10^8 \sim$ $1.5 \times 10^{13} \text{cm}^2 \cdot \text{s}^{-1}$)		原子炉の停止時から起動時の中性子束を監視可能。 なお、中間領域計装が測定できる範囲を超えた場合は、平均出力領域計装によって監 視可能。	—
	平均出力領域計装 ^{※2}	6 ^{※7}	0~125% ($1.2 \times 10^{12} \sim$ 2.8×10^{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。	—

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
 ※3：基準点は気水分離器下端（原子炉圧力容器零レベルより1,328cm）。 ※4：基準点はサブプレッション・プール通常水位（EL5610）。
 ※5：基準点は格納容器底面（EL10100）。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面（EL6706）。
 ※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
 ※8：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。
 ※9：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。
 ※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端（EL35518）。 ※11：検出点は7箇所。

※赤線部：②-A

赤色：様式6に関する記載（付番及び下線）
 青色：設置許可本文及び添付書類八からの引用以外の記載
 黄色：前回提出時からの変更箇所

茶色：設置許可と基本設計方針(後)
 緑色：技術基準と基本設計方針(後)

設置変更許可申請書添付書類八

第6.4-2表 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）（11/18）

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	
⑫最終ヒートシンクの確保	サブプレッション・プール水温度 (SA) ※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		
	残留熱除去系熱交換器出口温度				「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		
	残留熱代替除去系原子炉注水流量※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		
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量※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		
	サブプレッション・プール水位 (SA) ※1				「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（広帯域）※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（燃料域）※1						
	原子炉水位 (SA) ※1						
	残留熱代替除去ポンプ出口圧力※1					「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・チェンバ温度 (SA) ※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	
	ドライウエル温度 (SA) ※1						
	原子炉圧力容器温度 (SA) ※1					「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	

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
 ※3：基準点は気水分離器下端（原子炉圧力容器零レベルより1,328cm）。 ※4：基準点はサブプレッション・プール通常水位（EL5610）。
 ※5：基準点は格納容器底面（EL10100）。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面（EL6706）。
 ※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
 ※8：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。
 ※9：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。
 ※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端（EL35518）。 ※11：検出点は7箇所。

※赤線部：②-A

赤色：様式6に関する記載（付番及び下線）
 青色：設置許可本文及び添付書類八からの引用以外の記載
 黄色：前回提出時からの変更箇所

茶色：設置許可と基本設計方針(後)
 緑色：技術基準と基本設計方針(後)

設置変更許可申請書添付書類八

第6.4-2表 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）（12/18）

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	
⑫最終ヒートシンクの確保	スクラバ容器水位	8		—※8	系統待機時におけるスクラバ容器水位の範囲（1,700mm～1,900mm）及びフィルタ装置機能維持のための系統運転時の下限水位から上限水位の範囲（ ）を監視可能。	1	
	スクラバ容器圧力	4	0～1MPa [gage]	—※8	格納容器ベント実施時に、格納容器フィルタベント系の最高使用圧力（0.853MPa [gage]）が監視可能。	1	
	スクラバ容器温度	4	0～300℃	—※8	格納容器フィルタベント系の最高使用温度（200℃）を計測可能な範囲とする。	1	
	第1ベントフィルタ出口放射線 モニタ（高レンジ・低レンジ）	2	$10^{-2} \sim 10^5$ Sv/h	—※8	格納容器ベント実施時（炉心損傷している場合）に、想定される第1ベントフィルタ出口の最大放射線量率（約 1.6×10^1 Sv/h）を監視可能。	—	
		1	$10^{-3} \sim 10^4$ mSv/h	—※8	格納容器ベント実施時（炉心損傷していない場合）に、想定される第1ベントフィルタ出口の最大放射線量率（約 6.5×10^{-2} mSv/h）を監視可能。	—	
	第1ベントフィルタ出口水素濃度	1	0～20vol% / 0～100vol%	—※8	格納容器ベント停止後の窒素によるパージを実施し、第1ベントフィルタ出口配管内に滞留する水素濃度が可燃限界（4 vol%）未満であることを監視可能。	—	
	ドライウエル圧力（SA）※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					
	サブプレッション・チェンバ圧力（SA）※1						
	格納容器水素濃度（B系）※1	「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					
	格納容器水素濃度（SA）※1						

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
 ※3：基準点は気水分離器下端（原子炉圧力容器零レベルより1,328cm）。 ※4：基準点はサブプレッション・プール通常水位（EL5610）。
 ※5：基準点は格納容器底面（EL10100）。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面（EL6706）。
 ※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
 ※8：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。
 ※9：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。
 ※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端（EL35518）。 ※11：検出点は7箇所。

※赤線部：②-A

赤色：様式6に関する記載（付番及び下線）
 青色：設置許可本文及び添付書類八からの引用以外の記載
 黄色：前回提出時からの変更箇所

茶色：設置許可と基本設計方針(後)
 緑色：技術基準と基本設計方針(後)

設置変更許可申請書添付書類八

第6.4-2表 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）（13/18）

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
⑫最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度※2	2	0～200℃	185℃以下	残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系系統水の最高使用温度（185℃）を監視可能。	1
	残留熱除去系熱交換器出口温度	2	0～200℃	185℃以下	残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系系統水の最高使用温度（185℃）を監視可能。	1
	残留熱除去ポンプ出口流量	「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				
	原子炉圧力容器温度（SA）※1	「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				
	サブプレッション・プール水温度（SA）※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				
	残留熱除去系熱交換器冷却水流量※1	2	0～1,500m ³ /h	0～1,218m ³ /h	残留熱除去系熱交換器冷却水流量の最大流量（1,218m ³ /h）を監視可能。 移動式代替熱交換器設備の最大流量（600m ³ /h）を監視可能。	1
	残留熱除去ポンプ出口圧力※1	「⑬格納容器バイパスの監視」を監視するパラメータと同じ				

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
 ※3：基準点は気水分離器下端（原子炉圧力容器零レベルより1,328cm）。 ※4：基準点はサブプレッション・プール通常水位（EL5610）。
 ※5：基準点は格納容器底面（EL10100）。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面（EL6706）。
 ※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
 ※8：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。
 ※9：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。
 ※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端（EL35518）。 ※11：検出点は7箇所。

※赤線部：②-A

赤色：様式6に関する記載（付番及び下線）
 青色：設置許可本文及び添付書類八からの引用以外の記載
 黄色：前回提出時からの変更箇所

茶色：設置許可と基本設計方針(後)
 緑色：技術基準と基本設計方針(後)

設置変更許可申請書添付書類八

第6.4-2表 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）（14/18）

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	
⑬ 格納容器バイパスの監視	原子炉水位（広帯域）※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（燃料域）※2						
	原子炉水位（SA）※2						
		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					
		原子炉圧力容器温度（SA）※1				「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	
		原子炉格納容器内の状態				「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	
		ドライウエル温度（SA）※2					
		ドライウエル圧力（SA）※2					
		サブプレッション・チェンバ圧力（SA）※1					
		原子炉建物内の状態	3	0～4MPa [gage]	最大値： 1.0MPa [gage]	残留熱除去系の運転時における，残留熱除去系系統の最高使用圧力（1.0MPa [gage]）を監視可能。	1
		残留熱除去ポンプ出口圧力	1	0～5MPa [gage]	最大値： 2.0MPa [gage]	低圧炉心スプレイ系の運転時における，低圧炉心スプレイ系統の最高使用圧力（2.0MPa [gage]）を監視可能。	
	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						

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
 ※3：基準点は気水分離器下端（原子炉圧力容器零レベルより1,328cm）。 ※4：基準点はサブプレッション・プール通常水位（EL5610）。
 ※5：基準点は格納容器底面（EL10100）。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面（EL6706）。
 ※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり，平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
 ※8：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。
 ※9：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。
 ※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端（EL35518）。 ※11：検出点は7箇所。

※赤線部：②-A

赤色：様式6に関する記載（付番及び下線）
 青色：設置許可本文及び添付書類八からの引用以外の記載
 黄色：前回提出時からの変更箇所

茶色：設置許可と基本設計方針(後)
 緑色：技術基準と基本設計方針(後)

設置変更許可申請書添付書類八

第6.4-2表 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）（15/18）

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
⑭ 水源の 確保 (1/2)	低圧原子炉代替注水槽水位	1	0～1,500m ³ (0～12,542mm)	—※8	低圧原子炉代替注水槽の底部から上端（0～1,495m ³ ）を監視可能である。	1
	サブプレッション・プール水位（SA）※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				
	高圧原子炉代替注水流量※1	「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				
	代替注水流量（常設）※1					
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量※1					
	高圧炉心スプレイポンプ出口流量※1					
	残留熱除去ポンプ出口流量※1					
	低圧炉心スプレイポンプ出口流量※1					
	残留熱代替除去系原子炉注水流量※1					

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
 ※3：基準点は気水分離器下端（原子炉圧力容器零レベルより1,328cm）。 ※4：基準点はサブプレッション・プール通常水位（EL5610）。
 ※5：基準点は格納容器底面（EL10100）。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面（EL6706）。
 ※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
 ※8：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。
 ※9：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。
 ※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端（EL35518）。 ※11：検出点は7箇所。

※赤線部：②-A

赤色：様式6に関する記載（付番及び下線）
 青色：設置許可本文及び添付書類八からの引用以外の記載
 黄色：前回提出時からの変更箇所

茶色：設置許可と基本設計方針(後)
 緑色：技術基準と基本設計方針(後)

設置変更許可申請書添付書類八

第6.4-2表 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）（16/18）

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
⑭ 水源の確保 (2/2)	原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力 ^{※1}	1	0～10MPa [gage]	最大値： 9.02MPa [gage]	原子炉隔離時冷却系の運転時における，原子炉隔離時冷却系統の最高使用圧力（9.02MPa [gage]）を監視可能。	1
	高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 ^{※1}	1	0～12MPa [gage]	最大値： 8.93MPa [gage]	高圧炉心スプレイ系の運転時における，高圧炉心スプレイ系統の最高使用圧力（8.93MPa [gage]）を監視可能。	
	残留熱除去ポンプ出口圧力 ^{※1}	「⑬格納容器バイパスの監視」を監視するパラメータと同じ				
	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 ^{※1}					
	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力 ^{※1}	2	0～4MPa [gage]	— ^{※8}	重大事故等時における，低圧原子炉代替注水ポンプの最高使用圧力（3.92MPa [gage]）を監視可能。	1
	残留熱代替除去ポンプ出口圧力 ^{※1}	2	0～3MPa [gage]	— ^{※8}	重大事故等時における，残留熱代替除去ポンプの最高使用圧力（2.5MPa [gage]）を監視可能。	
	原子炉水位（広帯域） ^{※1}	「⑬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（燃料域） ^{※1}					
	原子炉水位（SA） ^{※1}					

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
 ※3：基準点は気水分離器下端（原子炉圧力容器零レベルより1,328cm）。 ※4：基準点はサブプレッション・プール通常水位（EL5610）。
 ※5：基準点は格納容器底面（EL10100）。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面（EL6706）。
 ※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり，平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
 ※8：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。
 ※9：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。
 ※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端（EL35518）。 ※11：検出点は7箇所。

※赤線部：②-A

赤色：様式6に関する記載（付番及び下線）
 青色：設置許可本文及び添付書類八からの引用以外の記載
 黄色：前回提出時からの変更箇所

茶色：設置許可と基本設計方針(後)
 緑色：技術基準と基本設計方針(後)

設置変更許可申請書添付書類八

第6.4-2表 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）（17/18）

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
⑮ 原子炉建物内の 水素濃度	原子炉建物水素濃度	1	0～10vol%	—※8	重大事故等時において、原子炉建物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、静的触媒式水素処理装置にて、原子炉建物内の水素濃度を可燃限界である4vol%未満に低減する）。	—
		6	0～20vol%			
	静的触媒式水素処理装置入口温度※1	2	0～100℃	—※8	重大事故等時において、静的触媒式水素処理装置作動時に想定される温度を監視可能。	1
	静的触媒式水素処理装置出口温度※1	2	0～400℃			1
⑯ 原子炉格納容器内の 酸素濃度	格納容器酸素濃度（B系）※2	1	0～5vol%/ 0～25vol%	4.3vol%以下	重大事故等時において、原子炉格納容器内の酸素濃度が変動する可能性のある範囲（0～4.4vol%）を監視可能。	—
	格納容器酸素濃度（SA）※2	1	0～25vol%	4.3vol%以下	重大事故等時において、原子炉格納容器内の酸素濃度が変動する可能性のある範囲（0～4.4vol%）を監視可能。	—
	格納容器雰囲気放射線モニタ （ドライウエル）※1	「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				
	格納容器雰囲気放射線モニタ （サブプレッション・チェンバ）※1					
	ドライウエル圧力（SA）※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				
	サブプレッション・チェンバ圧力（SA）※1					

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
 ※3：基準点は気水分離器下端（原子炉圧力容器零レベルより1,328cm）。 ※4：基準点はサブプレッション・プール通常水位（EL5610）。
 ※5：基準点は格納容器底面（EL10100）。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面（EL6706）。
 ※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
 ※8：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。
 ※9：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。
 ※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端（EL35518）。 ※11：検出点は7箇所。

※赤線部：②-A

赤色：様式6に関する記載（付番及び下線）
 青色：設置許可本文及び添付書類八からの引用以外の記載
 黄色：前回提出時からの変更箇所

茶色：設置許可と基本設計方針(後)
 緑色：技術基準と基本設計方針(後)

設置変更許可申請書添付書類八

第6.4-2表 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）（18/18）

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
⑰ 燃料 プールの監視	燃料プール水位（SA）※2	1	-4.30~7.30m ^{※10} (EL31218~42818)	6,982mm ^{※10} (EL42500)	重大事故等時により変動する可能性のある燃料プール上部から底部付近までの範囲にわたり水位を監視可能。	—
	燃料プール水位・温度（SA）※2	1 ^{※11}	-1,000~6,710mm ^{※10} (EL34518~42228)	6,982mm ^{※10} (EL42500)	重大事故等時により変動する可能性のある燃料プール上部から使用済燃料貯蔵ラック上端近傍までの範囲にわたり水位を監視可能。	1
			0~150℃	最大値： 65℃	重大事故等時により変動する可能性のある燃料プールの温度を監視可能。	
	燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)（SA）※2	1	10 ¹ ~10 ⁸ mSv/h	— ^{※8}	重大事故等時により変動する可能性がある放射線量率の範囲（10 ⁻³ ~10 ⁷ mSv/h）にわたり監視可能。	—
		1	10 ⁻³ ~10 ⁴ mSv/h			
燃料プール監視カメラ（SA）※2	1	—	— ^{※8}	重大事故等時において燃料プールの状況を監視可能。	—	

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
 ※3：基準点は気水分離器下端（原子炉圧力容器零レベルより1,328cm）。 ※4：基準点はサブプレッション・プール通常水位（EL5610）。
 ※5：基準点は格納容器底面（EL10100）。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面（EL6706）。
 ※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
 ※8：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。
 ※9：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。
 ※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端（EL35518）。 ※11：検出点は7箇所。

※赤線部：②-A

— 以下余白 —

【第 73 条 計装設備】

— : 該当なし
 ※ : 条文全体に関わる説明書

様式-6

各条文の設計の考え方

第 73 条 (計装設備)					
1.1 技術基準の条文, 解釈への適合性に関する考え方					
No.	基本設計方針で記載する事項	適合性の考え方 (理由)	項-号	解釈	説明資料等
①	パラメータを推定するために必要な情報を把握できる設備の施設	技術基準規則の要求事項を受けている内容を記載する。 なお, 補助パラメータの運用について, 保安規定に定める旨も記載する。	1 項	—	a, b, c, d, e, f
②	発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータの種類及び把握能力の明確化	技術基準規則の要求事項及びその解釈を受けている内容を記載する。	1 項	1a)	a, c, d, e, f
③	監視機能喪失時に使用する設備	技術基準規則の要求事項及びその解釈を受けている内容を記載する。	1 項	1b) i), 1b) ii), 1b) iii)	a, b, c, d, e, f
④	計器電源喪失時に使用する設備	技術基準規則の要求事項を受けている内容を記載する。 なお, 非常用電源又は代替電源喪失時の設計方針について記載する。 可搬型計測器による計測対象の選定を行う際の考え方についても記載する。	1 項	—	c, d
⑤	パラメータ記録時に使用する設備	技術基準規則の要求事項及びその解釈を受けている内容を記載する。 なお, 保存したパラメータは電源喪失時, 記録が失われないことについても記載する。	1 項	1c)	c, d, e, f
1.2 技術基準規則第 54 条への適合性に関する考え方					
No.	基本設計方針で記載する事項	適合性の考え方 (理由)	項-号	解釈	説明資料等
I	多様性, 位置的分散等	多様性, 位置的分散等に関する基本方針の呼び込み先を記載する。	—	—	b
II	悪影響防止	悪影響防止に関する基本方針の呼び込み先を記載する。	—	—	b

【第 73 条 計装設備】

—：該当なし
※：条文全体に関わる説明書

様式-6

Ⅲ	共用の禁止	共用の禁止に関する基本方針の呼び込み先を記載する。 なお、個別設計についても記載する。	—	—	b
Ⅳ	容量等	容量等に関する基本方針の呼び込み先を記載する。	—	—	a, c, d, f
Ⅴ	環境条件等	環境条件等に関する基本方針の呼び込み先を記載する。	—	—	b
Ⅵ	操作性の確保	操作性の確保に関する基本方針の呼び込み先を記載する。	—	—	b
Ⅶ	試験検査	試験検査に関する基本方針の呼び込み先を記載する。	—	—	b

2. 設置許可本文のうち、基本設計方針に記載しないことの考え方

No.	項目	考え方	説明資料等
①	設置許可本文内の重複記載	設置許可本文内にある同趣旨の記載を採用するため記載しない。	—
②	文章、表又は図の呼び込み	設置許可内での文章、表又は図の呼び込みであるため記載しない。	—
③	設置許可添八との重複記載	設置許可添八の記載の方がより適切であり、設置許可添八の記載を採用するため記載しない。	—

3. 設置許可添八のうち、基本設計方針に記載しないことの考え方

No.	項目	考え方	説明資料等
①	設置許可本文との重複記載	設置許可本文にある同趣旨の記載を採用するため記載しない。	—
②	文章、表又は図の呼び込み	設置許可内での文章、表又は図の呼び込みであるため記載しない。	—
③	設備の健全性に関する記載	設備の健全性に関する記載は第 54 条に包括して記載するため記載しない。	—
④	仕様	要目表として整理するため記載しない。	—
⑤	設置許可添八内の重複記載	設置許可添八内にある同趣旨の記載を採用するため記載しない。	—

4. 詳細な検討が必要な事項

No.	記載先
a	設備別記載事項の設定根拠に関する説明書
b	安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書
c	使用済燃料貯蔵槽の温度、水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書、検出器の取付箇所を明示した図面並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書

設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書に係る様式-6

【第73条 計装設備】

—：該当なし
※：条文全体に関わる説明書

様式-6

d	計測装置の構成に関する説明書，計測制御系統図及び検出器の取付箇所を明示した図面並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書
e	放射線管理用計測装置の構成に関する説明書
f	放射線管理用計測装置の系統図及び検出器の取付箇所を明示した図面並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書
※	発電用原子炉の設置の許可との整合性に関する説明書
※	設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書

実線・・・設備運用又は体制等の相違（設計方針の相違）
 波線・・・記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

東海第二発電所（2018. 10. 12 版） 工事計画認可申請書 基本設計方針（変更後）	柏崎刈羽原子力発電所 7号機 （2020. 9. 25 版） 工事計画認可申請書 基本設計方針（変更後）	島根原子力発電所 2号機 工事計画認可申請書 基本設計方針（変更後）	備考
		<p>3. 計測装置等</p> <p><u>燃料プール監視カメラ（SA）</u>の耐環境性向上のため、<u>燃料プール監視カメラ用冷却設備</u>（個数1，容量<u>330ℓ/min</u>以上）を設ける設計とする。【69条32】【73条7】</p> <p>重大事故等が発生し，当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータとして，<u>燃料プール</u>の監視に必要なパラメータを計測する装置を設ける設計とする。【73条2】</p> <p>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設計とする。【73条1】</p> <p>重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータは，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とし，計測する装置は「表1 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の主要設備リスト」の「<u>使用済燃料貯蔵設備</u> 使用済燃料貯蔵槽の温度，水位及び漏えいを監視する装置」に示す重大事故等対処設備の他，<u>燃料プール監視カメラ（SA）</u>（個数1）とする。【73条6】</p> <p>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を計測する装置は，設計基準事故等に想定される変動範囲の最大値を考慮し，適切に対応するための計測範囲を有する設計とする。また，重大事故等が発生し，当該重大事故等に対処するために監視することが必要な<u>燃料プールの監視</u>のパラメータの計測が困難となった場合に，代替パラメータにより推定ができる設計とする。【73条9】</p>	<p>・設備の相違 【東海第二，柏崎7】 設備構成の相違による必要容量の相違</p>

東海第二発電所（2018. 10. 12 版） 工事計画認可申請書 基本設計方針（変更後）	柏崎刈羽原子力発電所 7 号機 （2020. 9. 25 版） 工事計画認可申請書 基本設計方針（変更後）	島根原子力発電所 2 号機 工事計画認可申請書 基本設計方針（変更後）	備考
		<p>また、重大事故等時に設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握するための能力（計測可能範囲）を明確にするとともに、パラメータの計測が困難となった場合の代替パラメータによる推定等、複数のパラメータの中から確からしさを考慮した優先順位を保安規定に定めて管理する。【73 条 10】</p> <p><u>燃料プールの監視で想定される重大事故等の対応に必要なとなるパラメータは、計測又は監視できる設計とする。また、計測結果は中央制御室に指示又は表示し、記録できる設計とする。</u>【73 条 15】</p> <p><u>重大事故等の対応に必要なとなるパラメータは、安全パラメータ表示システム（SPDS）（「1, 2, 3号機共用」, SPDS データ収集サーバは1, 2号機共用（以下同じ。））のうちSPDS 伝送サーバにて電磁的に記録、保存し、電源喪失により保存した記録が失われないようにする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。</u>【73 条 16】</p> <p>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を計測する装置の電源は、<u>非常用交流電源設備又は非常用直流電源設備の喪失等により計器電源が喪失した場合において、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、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備を使用できる設計とする。</u>【73 条 11】</p>	<p>・記載方針の相違 【東海第二】 島根 2 号機は、中央制御室に指示又は表示し、記録するため、その設計方針を記載している</p> <p>・記載方針の相違 【東海第二】 島根 2 号機は、SPDS にて記録、保存するため、その設計方針を記載している。また共用設備の相違</p>

東海第二発電所（2018. 10. 12 版） 工事計画認可申請書 基本設計方針（変更後）	柏崎刈羽原子力発電所 7 号機 （2020. 9. 25 版） 工事計画認可申請書 基本設計方針（変更後）	島根原子力発電所 2 号機 工事計画認可申請書 基本設計方針（変更後）	備考
		<p><u>また、代替電源設備が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合、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を計測する装置のうち特に重要なパラメータとして、温度及び水位に係るものについて、乾電池を電源とした可搬型計測器（原子炉压力容器及び原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、流量（注水量）等の計測用として測定時の故障を想定した予備 1 個含む 1 セット 30 個（予備 30 個））（計測制御系統施設の設備を核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の設備で兼用（以下同じ。））により計測できる設計とし、これらを保管する設計とする。【73 条 12】</u></p> <p><u>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。【73 条 13】【73 条 14】</u></p>	<p>・記載方針の相違 【東海第二】 島根 2 号機は、可搬型計測器を計測制御系統施設と兼用する設計としている</p> <p>・設備の相違 【柏崎 7】 パラメータを計測する設備の数の相違による個数の相違。 島根 2 号機は、単号機申請</p> <p>・記載方針の相違 【東海第二】 島根 2 号機は、計測するパラメータの選定方法について記載している</p>

先行審査プラントの記載との比較表（計測制御系統施設の基本設計方針）

実線・・設備運用又は体制等の相違（設計方針の相違）
 波線・・記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■・・前回提出時からの変更箇所

東海第二発電所（2018. 10. 12 版） 工事計画認可申請書 基本設計方針（変更後）	柏崎刈羽原子力発電所 7号機 （2020. 9. 25 版） 工事計画認可申請書 基本設計方針（変更後）	島根原子力発電所 2号機 工事計画認可申請書 基本設計方針（変更後）	備考
		<p>2. 計測装置等</p> <p>2.1 計測装置</p> <p>2.1.1 通常運転時，運転時の異常な過渡変化時，<u>設計基準事故時及び重大事故等時における計測</u></p> <p>重大事故等が発生し，当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータとして，原子炉压力容器内の温度，圧力及び水位，原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量，原子炉格納容器内の温度，圧力，水位，水素濃度及び酸素濃度，<u>原子炉建物内の水素濃度</u>，未臨界の維持又は監視，最終ヒートシンクの確保の監視，格納容器バイパスの監視並びに水源の確保の監視に必要なパラメータを計測する装置を設ける設計とする。</p> <p><u>なお，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し，重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助パラメータの運用については，保安規定に定めて管理する。【73条2】</u></p> <p>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設計とする。【73条1】</p> <p>重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータは，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とし，計測する装置は「表1 計測制御系統施設の主要設備リスト」の「計測装置」に示す重大事故等対処設備の他，<u>原子炉压力容器温度（S A）（個数2，計測範囲0～500℃）</u>，<u>スクラバ容器水位（個数8，計測範囲</u> <u>mm）</u>，<u>スクラバ容器圧力（個数4，計測範囲0～1MPa）</u>，<u>スクラバ容器温度（個数4，計測範</u></p>	<p>備考</p> <p>・設備運用の相違 【東海第二】 島根2号機の補助パラメータは，保安規定に定めて管理する</p> <p>・設備の相違 【東海第二，柏崎7】 基本設計方針の記載対象設備の相違</p>

東海第二発電所（2018. 10. 12 版） 工事計画認可申請書 基本設計方針（変更後）	柏崎刈羽原子力発電所 7 号機 （2020. 9. 25 版） 工事計画認可申請書 基本設計方針（変更後）	島根原子力発電所 2 号機 工事計画認可申請書 基本設計方針（変更後）	備考
		<p> <u>囲 0～300℃），第 1 ベントフィルタ出口水素濃度（個数 1(予備 1)，計測範囲 0～20vol%/0～100vol%)，残留熱除去系熱交換器冷却水流量（個数 2，計測範囲 0～1500m³/h)，低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力（個数 2，計測範囲 0～4MPa)，原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力（個数 1，計測範囲 0～10MPa)，高圧炉心スプレイポンプ出口圧力（個数 1，計測範囲 0～12MPa)，残留熱代替除去ポンプ出口圧力（個数 2，計測範囲 0～3MPa)，静的触媒式水素処理装置入口温度（個数 2，計測範囲 0～100℃)，静的触媒式水素処理装置出口温度（個数 2，計測範囲 0～400℃）とする。【73 条 3】</u> </p>	<p> ・設備運用の相違 【東海第二】 島根 2 号機の補助パラメータは，保安規定に定めて管理する </p>

東海第二発電所（2018. 10. 12 版） 工事計画認可申請書 基本設計方針（変更後）	柏崎刈羽原子力発電所 7 号機 （2020. 9. 25 版） 工事計画認可申請書 基本設計方針（変更後）	島根原子力発電所 2 号機 工事計画認可申請書 基本設計方針（変更後）	備考
		<p>2.1.2 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の計測 <u>格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）は、格納容器ガスサンプリング装置（格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）（圧縮機（個数 1, 吐出圧力 0.86MPa 以上, 容量 12.4ℓ/min 以上）, 冷却器（個数 1, 容量 15.4kJ/h 以上）, 窒素ポンベ（個数 2（予備 2））により原子炉格納容器内の雰囲気ガスを原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内へ導き, 検出器で測定することで, 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を中央制御室（「1, 2 号機共用」（以下同じ。））より監視できる設計とする。【67 条 27】【73 条 5】</u></p> <p><u>格納容器水素濃度（B 系）及び格納容器酸素濃度（B 系）は、格納容器ガスサンプリング装置（格納容器水素濃度（B 系）及び格納容器酸素濃度（B 系）（サンプリングポンプ（個数 1, 吐出圧力 0.66MPa 以上, 容量 1ℓ/min/個以上）, 冷却器（個数 2, 伝熱面積 0.22m²/個以上））により原子炉格納容器内の雰囲気ガスを原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内へ導き, 検出器で測定することで, 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を中央制御室より監視できる設計とする。【67 条 29】【73 条 4】</u></p>	<p>・設備の相違 【柏崎 7】 島根 2 号機は, サンプルリング式の計測装置を新設する 【東海第二】 設備構成及び設備仕様の相違。 島根 2 号機は, 使用される環境条件の相違により, サンプリングに必要な機器のみで構成している。また, 島根 2 号機は, 島根 1 号機と中央制御室を共用する</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 島根 2 号機は, 既設の計測装置を重大事故等対処設備としても使用する設計とする 【柏崎 7】 設備構成及び設備仕様の相違</p>

東海第二発電所（2018. 10. 12 版） 工事計画認可申請書 基本設計方針（変更後）	柏崎刈羽原子力発電所 7号機 （2020. 9. 25 版） 工事計画認可申請書 基本設計方針（変更後）	島根原子力発電所 2号機 工事計画認可申請書 基本設計方針（変更後）	備考
		<p>2.3 計測結果の表示，記録及び保存</p> <p>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を計測する装置は，設計基準事故等に想定される変動範囲の最大値を考慮し，適切に対応するための計測範囲を有する設計とする。また，重大事故等が発生し，当該重大事故等に対処するために監視することが必要な原子炉压力容器内の温度，圧力及び水位並びに原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量等のパラメータの計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合に，代替パラメータにより推定ができる設計とする。【73条9】</p> <p>また，重大事故等時に設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握するための能力（最高計測可能温度等（設計基準最大値等））を明確にするとともに，パラメータの計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合の代替パラメータによる推定等，複数のパラメータの中から確からしさを考慮した優先順位を保安規定に定めて管理する。【73条10】</p> <p>原子炉格納容器内の温度，圧力，水位，水素濃度等想定される重大事故等の対応に必要となるパラメータは，計測又は監視できる設計とする。また，計測結果は中央制御室に指示又は表示し，記録できる設計とする。【73条15】</p> <p>重大事故等の対応に必要となるパラメータは，安全パラメータ表示システム（SPDS）（「1，2，3号機共用」，SPDSデータ収集サーバは1，2号機共用（以下同じ。）のうちSPDS伝送サーバにて電磁的に記録，保存し，電源喪失により保存した記録が失われないようにする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。【73条16】</p>	<p>・設備の相違 【東海第二】 共用設備の相違</p>

東海第二発電所（2018. 10. 12 版） 工事計画認可申請書 基本設計方針（変更後）	柏崎刈羽原子力発電所 7号機 （2020. 9. 25 版） 工事計画認可申請書 基本設計方針（変更後）	島根原子力発電所 2号機 工事計画認可申請書 基本設計方針（変更後）	備考
		<p>2.4 電源喪失時の計測</p> <p>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を計測する装置の電源は、<u>非常用交流電源設備又は非常用直流電源設備の喪失等により計器電源が喪失した場合において、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、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備を使用できる設計とする。【73条 11】</u></p> <p>また、代替電源設備が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合、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を計測する装置のうち特に重要なパラメータとして、<u>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（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、流量（注水量）等の計測用として測定時の故障を想定した予備1個含む1セット30個（予備30個）（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の設備で兼用（以下同じ。））により計測できる設計とし、これらを保管する設計とする。【73条 12】</u></p> <p><u>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。【73条 13】</u></p> <p><u>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。【73条 14】</u></p>	<p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】 可搬型計測器の設備仕様及びパラメータを計測する設備の数の相違による個数の相違</p> <p>【柏崎7】 パラメータを計測する設備の数の相違による個数の相違。</p> <p>島根2号機は、単号機申請</p> <p>・記載方針の相違</p> <p>【東海第二】 島根2号機は、計測するパラメータの選定方法について記載している</p>

東海第二発電所（2018. 10. 12 版） 工事計画認可申請書 基本設計方針（変更後）	柏崎刈羽原子力発電所 7 号機 （2020. 9. 25 版） 工事計画認可申請書 基本設計方針（変更後）	島根原子力発電所 2 号機 工事計画認可申請書 基本設計方針（変更後）	備考
		<p>6. <u>設備の共用</u></p> <p><u>中央制御室内に設置する無線通信設備（固定型）、衛星電話設備（固定型）、廃棄物処理建物内に設置する安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちSPDSデータ収集サーバ、緊急時対策所内に設置する無線通信設備（固定型）、無線通信設備（携帯型）、衛星電話設備（固定型）、衛星電話設備（携帯型）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP-電話機及びIP-FAX）、安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちSPDS伝送サーバ及びSPDSデータ表示装置並びにデータ伝送設備は、号機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、緊急時対策要員及び自衛消防隊の対応状況等）を共有・考慮しながら総合的な管理（事故処理を含む。）を行うことができ、また、端末を変更する場合に生じる情報共有の遅延を防止することができ、安全性の向上が図れることから、1、2、3号機で共用する設計とする。【73条17】【77条20】</u></p> <p><u>これらの通信連絡設備は、共用により悪影響を及ぼさないよう、1、2、3号機に必要な容量を確保するとともに、号機の区分けなく通信連絡が可能な設計とする。【73条18】【77条21】</u></p>	<p>・記載方針の相違 【東海第二】 島根2号機は共用について記載する</p> <p>・設備の相違 【柏崎7】 島根2号機は、中央制御室及び廃棄物処理建物内にも号機の区分けなく使用する設備を設置する。 島根2号機は、有線式通信設備を中央制御室～現場（屋内）で使用する。 島根2号機は共用する理由が異なる</p>

実線・・設備運用又は体制等の相違（設計方針の相違）
 波線・・記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）

先行審査プラントの記載との比較表（放射線管理施設の基本設計方針）

東海第二発電所（2018. 10. 12 版） 工事計画認可申請書 基本設計方針（変更後）	柏崎刈羽原子力発電所 7号機 （2020. 9. 25 版） 工事計画認可申請書 基本設計方針（変更後）	島根原子力発電所 2号機 工事計画認可申請書 基本設計方針（変更後）	備考
		<p>1. 放射線管理施設</p> <p>1.1 放射線管理用計測装置</p> <p>重大事故等が発生し，当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータとして，原子炉格納容器内の線量当量率，最終ヒートシンクの確保の監視及び燃料プールの監視に必要なパラメータを計測する装置を設ける設計とする。【73条2】</p> <p>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する設計とする。【73条1】</p> <p>重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータは，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とし，計測する装置は「表1 放射線管理施設の主要設備リスト」のプロセスモニタリング設備に示す重大事故等対処設備，エリアモニタリング設備のうち燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）（SA），燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）（SA）とする。【73条8】</p> <p>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を計測する装置は，設計基準事故等に想定される変動範囲の最大値を考慮し，適切に対応するための計測範囲を有する設計とする。また，重大事故等が発生し，当該重大事故等に対処するために監視することが必要な原子炉格納容器の線量当量率等のパラメータの計測が困難となった場合に，代替パラメータにより推定ができる設計とする。【73条9】</p>	<p>・設備の相違 【柏崎7】 島根2号機は，他号機と共用しない</p>

東海第二発電所（2018. 10. 12 版） 工事計画認可申請書 基本設計方針（変更後）	柏崎刈羽原子力発電所 7号機 （2020. 9. 25 版） 工事計画認可申請書 基本設計方針（変更後）	島根原子力発電所 2号機 工事計画認可申請書 基本設計方針（変更後）	備考
		<p>また、重大事故等時に設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握するための能力（計測可能範囲）を明確にするとともに、パラメータの計測が困難となった場合の代替パラメータによる推定等、複数のパラメータの中から確からしさを考慮した優先順位を保安規定に定めて管理する。【73条 10】</p> <p>原子炉格納容器内の線量当量率等想定される重大事故等の対応に必要なパラメータは、計測又は監視できる設計とする。また、計測結果は中央制御室に指示又は表示し、記録できる設計とする。【73条 15】</p> <p>重大事故等の対応に必要なパラメータは、安全パラメータ表示システム（SPDS）（「1, 2, 3号機共用」, SPDSデータ収集サーバは1, 2号機共用（以下同じ。）のうちSPDS伝送サーバにて電磁的に記録、保存し、電源喪失により保存した記録が失われないようにする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。【73条 16】</p> <p>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を計測する装置の電源は、非常用交流電源設備又は非常用直流電源設備の喪失等により計器電源が喪失した場合において、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、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備を使用できる設計とする。【73条 11】</p>	<p>・設備の相違 【東海第二】 共用設備の相違</p>