

## 修正不要

### 3.3.2.2.3.2 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。

過渡時自動減圧機能は、想定さ 記載のみ 時において、炉心の著しい損傷を防止するために作動する回路であることから、炉心が露出しないように 燃料有効長頂部 より高い設定として原子炉水位異常低下（レベル1）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、逃がし安全弁が作動すると冷却材が放出され、その補給に残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプによる注水が必要であることから、原子炉水位異常低下（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ（低圧注水系）又は低圧炉心スプレイ系ポンプが運転の場合に作動する設計とする。

絶対値は  
ない

過渡時自動減圧機能の動作対象台数は、炉心損傷に至らない台数を考慮した設計とする。

過渡時自動減圧機能の動作対象弁は、サブプレッション・プールの熱負荷を考慮し、異なる主蒸気配管の逃がし安全弁（自動減圧機能）となるよう設計する。

(46-6-2~4)

第3.3-28表 インターフェイスシステムLOCA隔離弁に関する  
重大事故等対処設備

設備区分	設備名
主要設備	高压炉心スプレイ系注入弁【常設】 原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁【常設】 低压炉心スプレイ系注入弁【常設】 残留熱除去系A系注入弁【常設】 残留熱除去系B系注入弁【常設】 残留熱除去系C系注入弁【常設】
関連設備	付属設備 —
	水源 —
	流路 —
	注水先 —
	電源設備 —
	計装設備*

\* : 主要設備を用いた炉心損傷防止及び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。

## 修正不要

## 過渡時自動減圧機能

名 称	原子炉水位異常低下（レベル1）
保護目的／機能	原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合であって設計基準事故対処設備の原子炉の有する減圧機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損（炉心の著しい損傷後に発生するものに限る。）を防止するため、原子炉水位異常低下（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転状態で逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動させる。
設定値	原子炉圧力容器ゼロレベル*より 960cm 以上

## 【設定根拠】

過渡事象時に高圧注水機能が喪失し、原子炉水位のみ低下していく事象では、ドライウエル圧力高が発生せず、自動減圧系が自動起動しない。そのため、自動減圧系の代替として、原子炉を減圧させるため、残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転中のみ、自動減圧系と同様の原子炉水位異常低下（レベル1）を設定する。

注記\*：原子炉圧力容器ゼロレベルは、原子炉圧力容器基準点を示す。

## &lt;補足&gt;

- ・炉心の著しい損傷を防止するために作動する回路であることから、炉心が露出しないように燃料有効長頂部より高い設定として、原子炉水位異常低下（レベル1）とする。
- ・逃がし安全弁の作動は冷却材の放出となり、その補給に残留熱除去系、低圧炉心スプレイ系により注水が必要であることを考慮して、残留熱除去系、低圧炉心スプレイ系が自動起動する原子炉水位異常低下（レベル1）の設定とする。

正しい記載



## 修正不要

第 3.4-1 表 低圧代替注水系（常設）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		常設低圧代替注水系ポンプ【常設】
関連設備	付属設備	—
	水源*1	代替淡水貯槽【常設】
	流路	低圧代替注水系配管・弁【常設】 残留熱除去系C系配管・弁【常設】
	注水先	原子炉圧力容器【常設】
	電源設備*2 (燃料給油設備含む)	常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【常設】 燃料給油設備 軽油貯蔵タンク【常設】 常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ【常設】
	計装設備*3	原子炉水位（広帯域）【常設】 原子炉水位（燃料域） <sup>○</sup> 【常設】 原子炉水位（SA広帯域）【常設】 原子炉水位（SA燃料域） <sup>○</sup> 【常設】 原子炉圧力【常設】 原子炉圧力（SA）【常設】 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）【常設】 代替淡水貯槽水位【常設】 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力【常設】

記載のみ

- \*1: 水源については「3.13重大事故等の収束に必要な水の供給設備（設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章）」で示す。
- \*2: 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: 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。



第 3.4-9 表 低圧代替注水系（可搬型）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	可搬型代替注水大型ポンプ【可搬】 可搬型代替注水中型ポンプ【可搬】	
関連設備	付属設備	—
	水源*1	代替淡水貯槽【常設】 西側淡水貯水設備【常設】
	流路	低圧代替注水系配管・弁【常設】 低圧炉心スプレイ系配管・弁・スパージャ【常設】 残留熱除去系C系配管・弁【常設】 ホース【可搬】
	注水先	原子炉圧力容器【常設】
	電源設備*2 (燃料給油設備含む)	常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【常設】 可搬型代替交流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】 燃料給油設備 軽油貯蔵タンク【常設】 常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ【常設】 可搬型設備用軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】
	計装設備*3	原子炉水位（広帯域）【常設】 <span style="border: 2px solid red; padding: 2px;">原子炉水位（燃料域）<sup>○</sup>【常設】</span> 原子炉水位（SA広帯域）【常設】 <span style="border: 2px solid red; padding: 2px;">原子炉水位（SA燃料域）<sup>○</sup>【常設】</span> 原子炉圧力【常設】 原子炉圧力（SA）【常設】 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）【常設】 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）【常設】 代替淡水貯槽水位【常設】 西側淡水貯水設備水位【常設】
		記載のみ

\*1 水源については「3.13重大事故等の収束に必要な水の供給設備（設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章）」で示す。

\*2 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 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。

修正不要

第 3.4-16 表 残留熱除去系（低圧注水系）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		残留熱除去系ポンプ【常設】 残留熱除去系熱交換器【常設】 残留熱除去系海水ポンプ【常設】*1 残留熱除去系海水ストレーナ【常設】*1
関連設備	付属設備	—
	水源*2	サプレッション・プール【常設】
	流路	残留熱除去系配管・弁・ストレーナ【常設】
	注水先	原子炉圧力容器【常設】
	電源設備*3 (燃料給油設備含む)	非常用交流電源設備 2C 非常用ディーゼル発電機【常設】 2D 非常用ディーゼル発電機【常設】 2C 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ【常設】 2D 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ【常設】 常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【常設】 燃料給油設備 軽油貯蔵タンク【常設】 常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ【常設】 2C 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ【常設】 2D 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ【常設】
	計装設備*4	原子炉水位（広帯域）【常設】 原子炉水位（燃料域） <sup>7</sup> 【常設】 原子炉水位（SA広帯域）【常設】 原子炉水位（SA燃料域） <sup>9</sup> 【常設】 原子炉圧力【常設】 原子炉圧力（SA）【常設】 残留熱除去系系統流量【常設】 サプレッション・プール水位【常設】 残留熱除去系ポンプ吐出圧力【常設】

記載のみ

- \*1：残留熱除去系海水系設備については、「3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備（設置許可基準規則第48条に対する設計方針を示す章）」で示す。
- \*2：水源については、「3.13重大事故等の収束に必要な水の供給設備（設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章）」で示す。
- \*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）」で示す。
- \*4：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。



# 修正不要

第 3.4-20 表 低圧炉心スプレイ系に関する

重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名	
主要設備	低圧炉心スプレイ系ポンプ【常設】 残留熱除去系海水ポンプ【常設】 残留熱除去系海水ストレーナ【常設】	
関連設備	付属設備 —	
	水源*1 サプレッション・プール【常設】	
	流路 低圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパージャ【常設】	
	注水先 原子炉圧力容器【常設】	
	電源設備*2 (燃料給油設備含む)	非常用交流電源設備 2C 非常用ディーゼル発電機【常設】 2D 非常用ディーゼル発電機【常設】 2C 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ【常設】 2D 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ【常設】 常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【常設】 燃料給油設備 軽油貯蔵タンク【常設】 常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ【常設】 2C 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ【常設】 2D 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ【常設】
	計装設備*3	原子炉水位(広帯域)【常設】 原子炉水位(燃料域)〇【常設】 原子炉水位(SA広帯域)【常設】 原子炉水位(SA燃料域)〇【常設】 低圧炉心スプレイ系系統流量【常設】 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力【常設】

記載のみ

\*1: 水源については、「3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備(設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章)」で示す。

\*2: 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: 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。



においても、原子炉格納容器内圧力が既定の圧力まで減圧した場合には、原子炉格納容器へのスプレイを停止する運用とする。

耐圧強化ベント系の排出経路に設置する隔離弁（第一弁（S/C側）、第一弁（D/W側）、耐圧強化ベント系一次隔離弁及び耐圧強化ベント系二次隔離弁）は電動弁とし、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車から給電が可能な設計とするとともに、第一弁（S/C側）、第一弁（D/W側）については、駆動部に遠隔人力操作機構を設け、原子炉建屋原子炉棟外から手動操作が可能な設計とする。

耐圧強化ベント系は、原子炉格納容器のサブプレッション・チェンバ側及びドライウエル側のいずれからも排気が可能な設計とする。

サブプレッション・チェンバ側からの排気ではサブプレッション・チェンバの水面からの高さを確保し、ドライウエルからの排気ではドライウエル床面からの高さを確保するとともに燃料有効長頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで、水没の悪影響を受けない

記載のみ

耐圧強化ベント系は、排出経路における放射線量率を測定し、放射性物質濃度を推定できるように、排出経路の配管に耐圧強化ベント系放射線モニタを設ける。

耐圧強化ベント系を使用した場合に放出される放射性物質の放出量に対して、あらかじめ敷地境界での線量評価を行うこととする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 第一弁（S/C側）
- ・ 第一弁（D/W側）
- ・ 耐圧強化ベント系一次隔離弁
- ・ 耐圧強化ベント系二次隔離弁

計とするとともに、第一弁（S/C側）、第一弁（D/W側）については駆動部に遠隔人力操作機構を設け、原子炉建屋原子炉棟外から手動操作できる設計とする。

なお、サプレッション・チェンバ側からの排気ではサプレッション・チェンバの水面からの高さを確保し、ドライウエルからの排気では、ドライウエル床面からの高さを確保するとともに燃料有効長頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで、長期的にも水没の悪影響を受けな

**記載のみ**

本系統は配管及び弁等で構成し、原子炉格納容器内の雰囲気ガスを不活性ガス系及び本系統を經由して原子炉建屋ガス処理系へ導き、主排気筒に沿って設置している原子炉建屋ガス処理系配管を通して大気へ放出する設計とする。また、耐圧強化ベント系は、排出経路配管に放射線検出器を設置することにより、放出された放射性物質濃度を測定することが可能な設計とする。

本系統全体の概要図を第3.5-4図に、本系統に属する重大事故対処設備を第3.5-12表に示す。

本設備は、中央制御室での弁操作によって原子炉格納容器からの排気ラインの流路構成を行うことにより、ベントを実施可能な設計とする。また、全電源喪失により中央制御室からの弁操作が不可能となった場合においても、現場での弁操作によりベントを実施することが可能な設計とする。

## 修正不要

第 3.7-12 表 代替循環冷却系に関する重大事故等対処設備一覧 (2/2)

設備区分		設備名
関連設備	計装設備*3	原子炉水位 (広帯域) 【常設】
		原子炉水位 (燃料域) ◯ 【常設】
		原子炉水位 (SA広帯域) 【常設】
		原子炉水位 (SA燃料域) ◯ 【常設】
		原子炉圧力 【常設】
		原子炉圧力 (SA) 【常設】
		ドライウェル圧力 【常設】
		サブプレッション・チェンバ圧力 【常設】
		ドライウェル雰囲気温度 【常設】
		サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 【常設】
		サブプレッション・プール水温度 【常設】
		代替循環冷却系原子炉注水流量 【常設】
		代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 【常設】
		代替循環冷却系ポンプ入口温度 【常設】
		残留熱除去系熱交換器入口温度 【常設】
サブプレッション・プール水位 【常設】		

記載のみ

\*1: 水源への補給に必要となる設備については、「3.13重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備 (設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章)」で示す。

\*2: 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: 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。



## 修正不要

対する遮蔽及び原子炉格納容器内雰囲気ガスの操作室への流入防止装置（空気ポンプユニット（空気ポンプ））を設ける設計とする。

格納容器圧力逃がし装置内を不活性ガス（窒素）で置換する際、大気との障壁として圧力開放板を設置する設計とする。圧力開放板は、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力で開放する設計とする。

格納容器圧力逃がし装置はサプレッション・チェンバ側及びドライウェル側、いずれからも排気できる設計とする。サプレッション・チェンバ内でのスクラビング効果が期待できるサプレッション・チェンバ側からのベントを第一優先とするが、何らかの原因でサプレッション・チェンバ側からのベントができない場合にはドライウェル側からのベントを行 **記載のみ** レッション・チェンバ側からの排気ではサプレッション・チェンバの水面からの高さを確保し、ドライウェル側からの排気では **燃料有効長頂部** より 絶対他  
なし も高い位置に接続箇所を設けることで、長期的にも熔融炉心及び水没の影響を受けない設計とする。

格納容器圧力逃がし装置使用後に高線量となるフィルタ装置からの被ばくを低減し、事故収束後の復旧作業等の妨げにならないよう、フィルタ装置はフィルタ装置格納槽（地下埋設）内に設置し、周囲には遮蔽体を設ける設計とする。

格納容器圧力逃がし装置における水素濃度及び放射性物質濃度を監視できるよう、格納容器圧力逃がし装置の水素が蓄積する可能性のある配管にフィルタ装置入口水素濃度を設け、フィルタ装置出口配管にフィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）を設ける。フィルタ装置入口水素濃度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給電できる設計とする。また、フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レ

## 修正不要

格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（以下、「フィルタベント」という。）実施時の放出放射エネルギーは、フィルタベント実施前に格納容器放射線モニタで炉心状態を確認した上で、炉内内蔵量等の評価に基づいて予め推定できる設計とする。また、フィルタベント実施中は、希ガスの総量を解析により算出した上で、フィルタ装置出口放射線モニタにより放出放射エネルギーを推定できる設計とする。

フィルタ装置は、フィルタ装置内のスクラビング水（水と薬液）、金属フィルタ及びよう素除去部により原子炉格納容器内雰囲気ガスの放射性物質を捕集できる設計とする。

フィルタ装置は、フィルタの構造及び機能の健全性を維持し、かつ、捕集した放射性よう素の再揮発を防止するために、捕集した放射性物質の崩壊熱等を考慮した設計とする。

格納容器圧力逃がし装置は、第一弁（S/C側）又は第一弁（D/W側）並びに第二弁又は第二弁バイパス弁の開操作により原子炉格納容器内雰囲気ガスの放射性物質をフィルタ装置で捕集した後、原子炉格納容器内雰囲気ガスを大気放出し、第一弁（S/C側）又は第一弁（D/W側）の閉操作でその大気放出を停止することができる設計とする。

本系統は、サプレッション・チェンバ側及びドライウエル側のいずれからも排気できる設計とする。サプレッション・チェンバ側からの排気ではサ **記載のみ** チェンバの水面からの高さを確保し、ドライウエル側からの排気では **燃料有効長頂部** よりも高い位置に接続箇所を設けることで、長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。

格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機させ、系統内に可燃性ガス（水素）が蓄積する可能性のある箇所にはバイパスライン

燃料有効  
長さ



## 修正不要

バ側からの排気ではサプレッション・チェンバの水面からの高さを確保し、ドライウェル側からの排気では燃料有効長頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで、長期的にも熔融炉心及び水没の影響を受けない設計とする。

記載のみ

ix) 格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置は、フィルタ装置格納槽（地下埋設）に格納し、十分な厚さのコンクリート及び覆土により地上面の放射線量を十分に低減する設計とする。また、フィルタ装置に接続する配管等については、原子炉建屋原子炉棟内及び原子炉建屋付属棟内に設置することにより、事故時の復旧作業における被ばくを低減する設計とする。

### (2) 代替循環冷却系の設置（設置許可基準規則第1項 a））

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために代替循環冷却系を設ける。

代替循環冷却系は、Mark-II型原子炉格納容器の特徴を踏まえ多重化設計にするとともに、サプレッション・プールを水源とし、代替循環冷却系ポンプによる原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器内へのスプレイ及びサプレッション・チェンバへの注水が可能な設計とする。

なお、原子炉格納容器の過圧破損を防止するための自主対策設備として、以下を整備する。

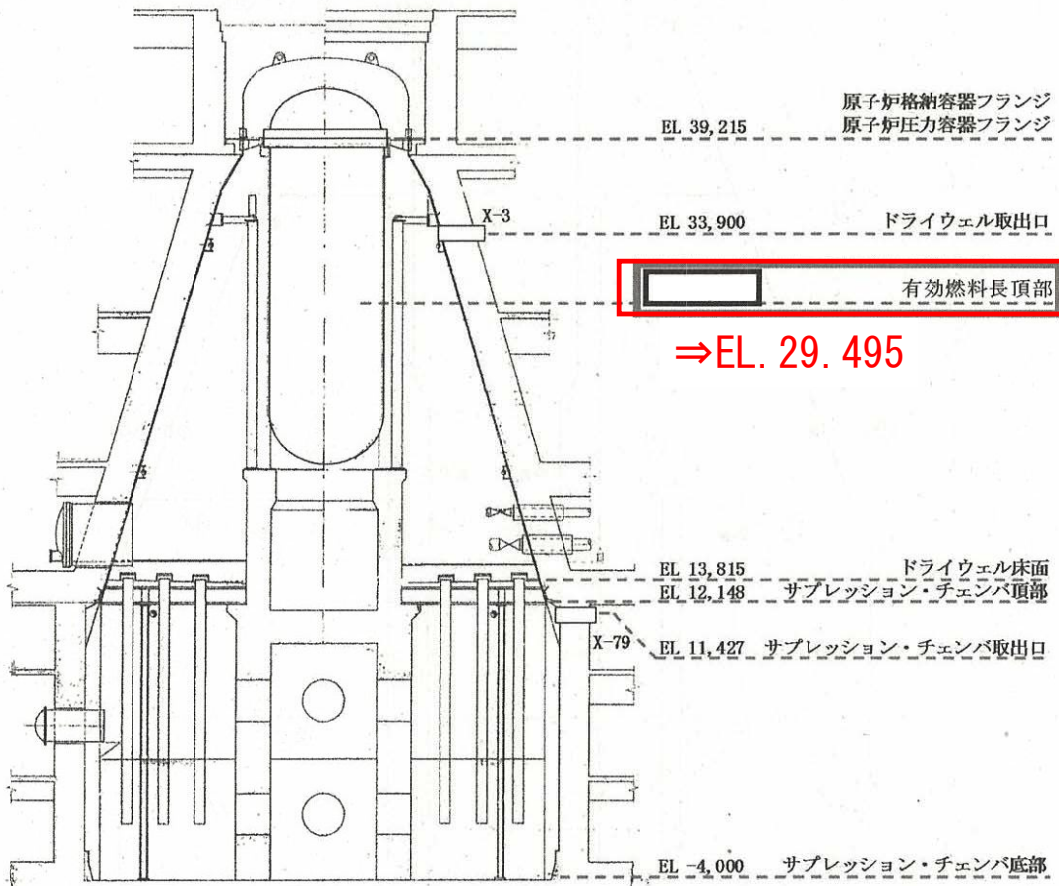
### (3) サプレッション・プール水pH制御装置の設置



格納容器からの取り出し高さ

3.3 格納容器からの取り出し高さ

各主要高さを示した図を第 4.1 図に示す。



第 4.1 図 格納容器からの取り出し高さ

3.4 設計の意図

D/W側の取り出しには、格納容器スプレイによる水没等の影響を受けにくい格納容器上部に位置し、格納容器の圧力を下げるために十分大口径である既設不活性ガス系の貫通孔 (X-3) を選定している。

また、S/C側の取り出しには、原子炉及び格納容器冷却のため実施する外部注水による水位上昇を考慮して、S/C頂部付近に位置し、格納容器圧力を下げるために十分大口径である既設不活性ガス系の貫通孔(X-79)を選定している。

するとともに、原子炉自動停止機能が喪失する事象であり、緩和措置がとられない場合には、原子炉出力が維持されるため、原子炉圧力容器が高温・高圧状態となる。

事故シーケンスグループ等	DB条件を超えるもの※1
「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シーケンスグループ	
高圧・低圧注水機能喪失	×
高圧注水・減圧機能喪失	×
全交流動力電源喪失	
全交流動力電源喪失（長期TB）	×
全交流動力電源喪失（TBD, TBU）	×
全交流動力電源喪失（TBP）	×
崩壊熱除去機能喪失	
取水機能が喪失した場合	×
残留熱除去系が故障した場合	×
原子炉停止機能喪失	○
LOCA時注水機能喪失	×
格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）	×
津波浸水による注水機能喪失	×
「運転中の原子炉における重大事故」に係る格納容器破損モード	
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	
代替循環冷却を使用する場合	—※2
代替循環冷却を使用できない場合	—※2
高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	—※2
原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	—※2
水素燃焼	—※2
シェルアタック	—
溶融炉心・コンクリート相互作用	—※2
「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シーケンスグループ	
崩壊熱除去機能喪失	×※3
全交流動力電源喪失	×※3
原子炉冷却材の流出	×※3
反応度の誤投入	×※3

※1：有効性評価における原子炉圧力と最高使用圧力との比較

※2：非常用炉心冷却系が喪失し、炉心が損傷に至るシナリオである。よって、原子炉冷却材圧力バウンダリの頑健性を評価することを目的とした事故シーケンスとしては参照しない。なお、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）及び水素燃焼は大破断LOCAを起因とし、事故後、急速に減圧するシナリオであり、また、他のシナリオは、原子炉が高圧の状態を維持（その間逃がし安全弁による原子炉圧力制御）するが、原子炉水位がBAF+20%の位置で減圧するシナリオであるため、原子炉圧力という点では「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シーケ



## 修正不要

### 3.10.2.1.3.2 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

静的触媒式水素再結合器は、重大事故等時において、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に水素が漏えいした場合において、原子炉建屋原子炉棟での水素爆発を防止するため、原子炉建屋原子炉棟6階の水素濃度を可燃限界未満に制御するために必要な水素処理容量を有する設計とする。また、静的触媒式水素再結合器は、原子炉建屋原子炉棟6階内の水素の効率的な除去を考慮して、原子炉建屋原子炉棟6階に分散させた配置とする。

静的触媒式水素再結合器は、重大事故等時において、原子炉格納容器 **正しい数値** 状態による性能低下を考慮し、必要な水素処理容量に裕度をもたせた容量を有する個数を配備する。個数の設定にあたっては、水素発生量として **燃料有効部被覆管（AFC）100%に相当する1,400kgとする**。また、発生した水素が原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟に漏えいする原子炉格納容器漏えい率としては、原子炉格納容器圧力2Pd（設計圧力の2倍）における原子炉格納容器漏えい率である約1.4%/dayに余裕を考慮し、10%/dayとする。これらに加えて、反応阻害物質ファクタ 0.5を考慮し、静的触媒式水素再結合器の個数は、上記に示す水素漏えい量において、原子炉建屋原子炉棟6階を可燃限界未満に処理することができる24個とする。



修正不要

2.1.2 水素濃度制御設備の設計方針

P A Rは、炉心の著しい損傷が発生し、原子炉格納容器から多量の水素が原子炉建屋原子炉棟へ漏えいする過酷な状態を想定した場合において、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が可燃限界未満となる設計とする。

原子炉格納容器からの水素の漏えい量は、事故シナリオに依存するが、有効性評価結果（原子炉格納容器への雰囲気圧力・温度による静的負荷が大きい「原子炉冷却材喪失（大L O C A）時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失する事故」を選定）を踏まえた条件において、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が可燃限界未満となることを必要条件とした上で、更に過酷な条件を想定して、P A Rの設計を実施する。

(1) 水素漏えい条件

水素漏えい条件は、第2.1.2-1表に示すとおり、有効性評価結果を踏まえた条件より十分保守的に設定している。

第2.1.2-1表 P A R設計条件における水素漏えい条件

項目	P A R設計条件	【参考】有効性評価結果 (雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損))
水素発生量	約1,400kg (A F C (燃料有効部被覆管) 100%相当)	約700kg (ジルコニウム-水反応, 金属腐食, 水の放射線分解考慮)
原子炉格納容器漏えい率	10%/day (一定)	約1.3%/day (最大)

① 水素発生量について

有効性評価シナリオ（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））では、事象発生25分後に低圧代替注水系（常設）によ

## 修正不要

る原子炉注水を開始し、直ちに炉心が冷却されるため、発生水素量は、ジルコニウム-水反応、金属腐食及び水の放射線分解を考慮しても約700kgとなるが、更に過酷な条件として、約1,400kg (AFC (燃料有効部被覆管) 100%相当) が発生するものとしてPARを設計する。

## 記載のみ

## ② 原子炉格納容器漏えい率について

重大事故等時に格納容器圧力が設計圧力を超える場合の原子炉格納容器漏えい率は、以下のAEC (Atomic Energy Commission) の式から設定する。重大事故等時は、格納容器圧力が設計圧力の2倍 (以下「2Pd」という。) を超えないように運用するため、2Pdにおける原子炉格納容器漏えい率が最大漏えい率となり、事故時条件として200℃、2Pd、AFC 100%相当の水素発生量を想定した場合におけるガス組成 (水素：39%、窒素：21%、水蒸気：40%) を踏まえると、AECの式から約1.4%/dayとなる。この値は、有効性評価結果を包含した条件であるが、更に過酷な条件として10%/dayの漏えい率を仮定し、PARを設計する。

(AECの式)

$$L = L_0 \cdot \sqrt{\frac{(P_t - P_a) \cdot R_t \cdot T_t}{(P_b - P_a) \cdot R_b \cdot T_b}}$$

L : 原子炉格納容器漏えい率

L<sub>0</sub> : 設計漏えい率

P<sub>t</sub> : 原子炉格納容器内圧力

P<sub>a</sub> : 原子炉格納容器外圧力

P<sub>b</sub> : 原子炉格納容器設計圧力

R<sub>t</sub> : 事故時の気体定数



## 修正不要

保する設計とする。

なお、可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは故障時及び保守点検時の予備を有する設計とする。

### 3.11.2.2 代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）

#### 3.11.2.2.1 設備概要

代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）は、設計基準対象施設である残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給機能）及び燃料プール冷却浄化系の有する使用済燃料プールの冷却及び補給機能が喪失した場合に、この機能を代替し、使用済燃料プール内燃料体を冷却し、臨界の防止及び放射線の遮蔽（第54条第1項対応）を目的として設置するものである。

また、大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行緩和、及び臨界の防止（第54条第2項対応）を目的として設置するものである。

本系統は、可搬型代替注水大型ポンプ、水源である代替淡水貯槽、流路であるホース、可搬型スプレイノズル、燃料給油設備である可搬型設備用軽油タンク、タンクローリ、注水先である使用済燃料プール等から構成される。

第54条第1項対応においては、代替淡水貯槽を水源として可搬型代替注水大型ポンプから可搬型スプレイノズルまでホースを接続し、使用済燃料プールへ注水することで使用済燃料プールの水位を維持可能な設計とする。

第54条第2項対応においては、代替淡水貯槽を水源として可搬型代替注水大型ポンプから可搬型スプレイノズルまでホースを接続し、使用済燃料プール水位の異常な低下により燃料有効頂部を下記載のみ料に直接スプレイすることで、燃料損傷を緩和するとともに、スプレイ水の放射性物質叩き

## 修正不要

### 3.11.2.5.2 主要設備の仕様

設備の主要機器仕様を以下に示す。

(1) 使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)

兼用する設備は以下のとおり。

- ・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
- ・計装設備 (重大事故等対処設備)

個 数	水位 : 1	
	温度 : 1 (検出点 2 箇所)	
計 測 範 囲	水位 : EL. 35, 077mm～46, 577mm <sup>*</sup>	
	温度 : 0～120℃	
種 類	水位 : ガイドパルス式	
	温度 : 測温抵抗体	
取 付 箇 所	水位 : 原子炉建屋原子炉棟 6 階	
	温度 : 原子炉建屋原子炉棟 6 階	

※使用済燃料ラック上端 (EL. 39, 377mm) , 使用済燃料ラック底部 (EL. 35, 097mm)

正しい数値

(2) 使用済燃料プール温度 (SA)

兼用する設備は以下のとおり。

- ・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
- ・計装設備 (重大事故等対処設備)

個 数	: 1	
計 測 範 囲	: 0～120℃	
種 類	: 熱電対	
取 付 箇 所	: 原子炉建屋原子炉棟 6 階	



## 修正不要

### 3.11.2.5.3.2 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。

### 正しい数値

使用済燃料プール水位・温度（SA広域）は、重大事故等時において変動する可能性のある使用済燃料プール水位の範囲（N.W.Lから-0.619m）及び温度の範囲（0～100℃）にわたり測定できる設計とする。

使用済燃料プール温度（SA）は、重大事故等時において変動する可能性のある使用済燃料プール温度の範囲（0～100℃）にわたり測定できる設計とする。

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）は、重大事故等時において変動する可能性のある範囲（3.0mSv/h以下）にわたり測定できる設計とする。

使用済燃料プール監視カメラは（使用済燃料プール監視カメラ用冷却装置を含む）は、重大事故等時において蒸気環境下での監視性を考慮して、赤外線機能により使用済燃料プールの状況が把握できる設計とする。また、使用済燃料プール監視カメラの設置場所は、使用済燃料プールの状況が確認できるよう視野を考慮した設計とする。なお、使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置は、重大事故等時における原子炉建屋原子炉棟の環境温度での使用を想定し、耐環境性向上を図る設計とする。

(54-6-19～25)

## 修正不要

第 54-13-1 表 未臨界性評価の基本計算条件

	項目	仕様
燃料仕様	燃料種類	9 × 9 燃料 (A 型)
	U <sup>235</sup> 濃縮度	<input type="text"/> wt% ※1
	ペレット密度	理論密度の 97%
	ペレット直径	0.96 cm
	被覆管外径	1.12 cm
	被覆管厚さ	0.71 mm
	燃料有効長	3.71 m
使用済燃料ラック	ラックタイプ	キャン型
	ラックピッチ	<input type="text"/> mm
	材料	ボロン添加ステンレス鋼
	ボロン濃度	<input type="text"/> wt% ※2
	板厚	<input type="text"/> mm
	内のり	<input type="text"/> mm

※1 : 未臨界性評価用燃料集合体 ( $k_{\infty} = 1.3$  未燃焼組成, Gd なし)

※2 : ボロン濃度の解析使用値は, 製造公差下限値とする。



重要度分類指針		東海第二発電所					
分類	定義	機能	構造物、系統又は機器	重要安全施設 (該当するものに○)	共用/相互接続 あり	関連する別系統の共用/相互接続あり	
MS-2	1) PS-2の構造物、系統及び機器の損傷又は故障により敷地周辺公衆に与える放射線の影響を十分に小さくするようとする構造物、系統及び機器  2) 放射性物質放出の防止機能	1) 燃料プール水の補給機能	非常用補給水系  放射性気体廃棄物処理系の隔離弁、排気筒(非常用ガス処理系排気管の支持機能以外)	残留熱除去系(ポンプ、サブプレッション・プール、サブプレッション・プールから燃料プールまでの配管、弁)  残留熱除去系  放射性気体廃棄物処理系(オフガス系) 隔離弁  排気筒(非常用ガス処理系排気管の支持機能以外)  燃料プール冷却浄化系の燃料プール入口逆止弁  原子炉建屋原子炉棟  原子炉建屋  原子炉建屋ガス処理系			
		1) 事故時のプラント状態の把握機能  2) 異常状態への対応上特に重要な構造物、系統及び機器	事故時監視計器の一部  中性子束(起動領域計装) 原子炉スクラム用電磁接触器の状態 制御棒位置 原子炉水位(広帯域、燃料域) 原子炉圧力 原子炉格納容器圧力 サプレッション・プール水温度 原子炉格納容器エリア放射線量率(高レンジ)	乾燥装置(乾燥装置部分) 排気筒(非常用ガス処理系排気管の支持機能)  記載のみ			

重要度分類指針		東海第二発電所					
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器	重要安全施設 (該当するものに○)	共用/相互接続 あり	関連する別系統の共用/相互接続あり	
MS-2	2) 異常状態への対応上特に重要な構築物、系統及び機器	1) 事故時のプラント状態の把握機能 2) 異常状態の緩和機能 3) 制御室外からの安全停止機能	事故時監視計器の一部	<p>[低温停止への移行]</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉圧力</li> <li>原子炉水位 (広帯域)</li> <li>[ドライウエルスプレイン]</li> <li>原子炉水位 (広帯域, <b>燃料域</b>)</li> <li>原子炉格納容器圧力</li> <li>[サブレーション・プール冷却]</li> <li>原子炉水位 (広帯域, <b>燃料域</b>)</li> <li>サブレーション・プール水温度</li> </ul> <p>[可燃性ガス濃度制御系起動]</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉格納容器水素濃度</li> <li>原子炉格納容器酸素濃度</li> </ul> <p>(対象外)</p>	記載のみ		
PS-3	1) 異常状態の起因事象となるものであって、PS-1及びPS-2以外の構築物、系統及び機器	1) 原子炉冷却材保持機能 (PS-1, PS-2以外のもの) 2) 原子炉冷却材の循環機能 3) 放射性物質の貯蔵機能	BWRには対象機能なし 制御室外原子炉停止装置 (安全停止に関連するもの) 計装配管, 試料採取管 原子炉再循環系 サブレーション・プール排水系, 復水貯蔵タンク, 放射性廃棄物処理施設 (放射性インベントリの小さいもの)	<p>制御室外原子炉停止装置 (安全停止に関連するもの) の操作回路</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>計装配管, 弁</li> <li>試料採取管, 弁</li> <li>ドレン配管, 弁</li> <li>ベント配管, 弁</li> <li>原子炉再循環ポンプ, 配管, 弁, ライザー管 (炉内), ジェットポンプ</li> <li>復水貯蔵タンク</li> <li>液体廃棄物処理系 (低電導度廃液収集槽, 高電導度廃液収集槽)</li> <li>固体廃棄物処理系 (CUW粉末樹脂沈降分離槽, 使用済樹脂槽, 濃縮廃液タンク, 固体廃棄物貯蔵庫 (ドラム缶))</li> </ul>			

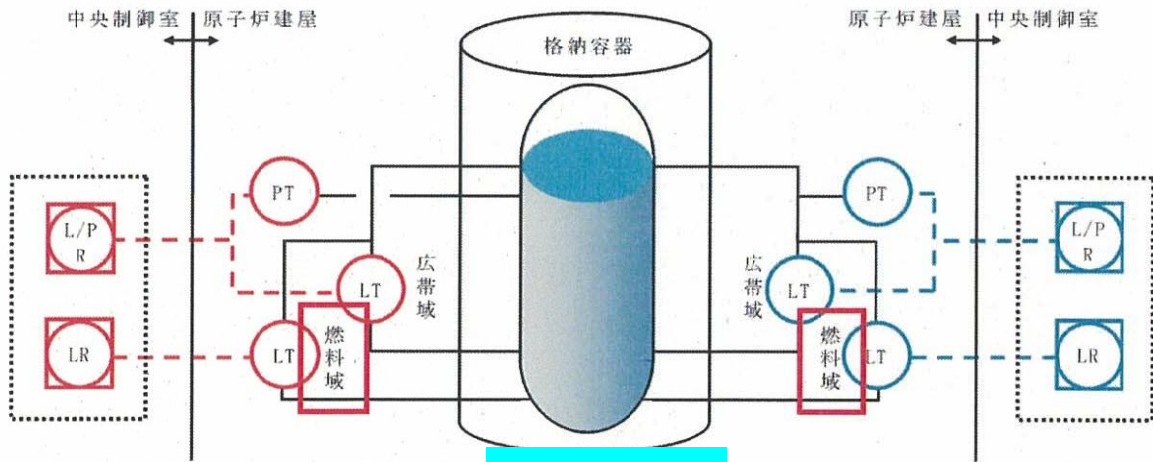


修正不要

No.	27	
安全機能	事故時の炉心冷却状態の把握機能	
系統・機器	原子炉水位計装（広帯域, 燃料域） 原子炉圧力計装	
多重性又は多様性	有	原子炉水位計装（広帯域, 燃料域）及び原子炉圧力計装はそれぞれ2区分設置しており、多重性を有している。
独立性	有	(1)各計装は、想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時において健全に動作するよう設計している。  (2)各計装は、いずれも耐震Sクラス設備として設計している。 また、溢水、火災については、位置的分散を図るとともに、溢水、火災の影響軽減対策等を実施することにより、同時に監視不能とならないよう設計する。  (3)各計装は、その区分に応じ、中央制御室の盤内において離隔して設置しており、それぞれ分離して配置している。また、電源についてはそれぞれ異なる区分から供給しており、1つの区分に故障が発生した場合においても安全機能を損なわないよう設計している。  上記(1)～(3)により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。
長期間にわたる要求	有	使用期間は24時間以上の長期間。
系統概略図	第27-1図 原子炉水位計装（広帯域, 燃料域），原子炉圧力計装	

記載のみ

凡例 P-: 圧力 -T: 発信器 □: 盤 -: 区分 I  
L-: 水位 -R: 記録計 ○: 盤 -: 区分 II



記載のみ

第27-1図 原子炉水位計装（広帯域, 燃料域），原子炉圧力計装 系統概略図



修正不要

No.	29	
<p>安全機能 系統・機器</p>	<p>事故時のプラント操作のための情報の把握機能</p> <p>【冷温停止への移行】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉圧力計装</li> <li>原子炉水位計装（広帯域）</li> </ul> <p>【ドライウェルスプレイ】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位計装（広帯域, <b>燃料域</b>)</li> <li>原子炉格納容器圧力計装</li> </ul> <p>【サブプレッション・プール冷却】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位計装（広帯域, <b>燃料域</b>)</li> <li>サブプレッション・プール水温度計装</li> </ul> <p>【可燃性ガス濃度制御系起動】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉格納容器水素濃度計装</li> <li>原子炉格納容器酸素濃度計装</li> </ul> <p>【放射性気体廃棄物処理系の隔離】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>主排気筒放射線モニタ計装</li> </ul>	
<p>多重性又は 多様性</p>	<p>有</p>	<p>【冷温停止への移行】</p> <p>原子炉圧力計装及び原子炉水位計装（広帯域）はそれぞれ2区分設置しており、多重性を有している。</p> <p>【ドライウェルスプレイ】</p> <p>原子炉水位計装（広帯域, <b>燃料域</b>)及び原子炉格納容器圧力計装はそれぞれ2区分設置しており、多重性を有している。</p> <p>【サブプレッション・プール冷却】</p> <p>原子炉水位計装（広帯域, <b>燃料域</b>)及びサブプレッション・プール水温度計装はそれぞれ2区分設置しており、多重性を有している。</p> <p>【可燃性ガス濃度制御系起動】</p> <p>原子炉格納容器水素濃度計装及び原子炉格納容器酸素濃度計装はそれぞれ2区分設置しており、多重性を有している。</p> <p>【放射性気体廃棄物処理系の隔離】</p> <p>主排気筒放射線モニタ計装は2区分設置しており、多重性を有している。</p>
<p>独立性</p>	<p>有</p>	<p>(1)各計装は、想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時において健全に動作するよう設計している。主排気筒放射線モニタは排気筒モニタ建屋に設置しており、放射性気体廃棄物処理施設破損時の排気筒モニタ建屋における環境下で健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2)各計装は、耐震Sクラス設備として設計している。原子炉格納容器圧力計装は、耐震Sクラス設備として設計する。また、溢水、火災については、位置的分散を図るとともに、溢水、火災の影響軽減対策等を実施することにより、同時に監視不能とならないよう設計する。 主排気筒放射線モニタ計装は、区分に応じて個別の盤・ラックに配置し、系統分離する。</p> <p>(3)各計装は、その区分に応じ、中央制御室の異なる盤に設置しており、それぞれ分離して配置している。また、電源についてはそれぞれ異なる区分から供給しており、1つの区分に故障が発生した場合においても安全機能を損なわないよう設計している。</p> <p>(4)原子炉格納容器圧力計装は、その区分に応じ、中央制御室の異なる盤に設置、あるいは盤内において離隔して設置し、それぞれ分離して配置する設計とする。また、電源についてはそれぞれ異なる区分から供給し、1つの区分に故障が発生した場合においても安全機能を損なわない設計とする。</p>

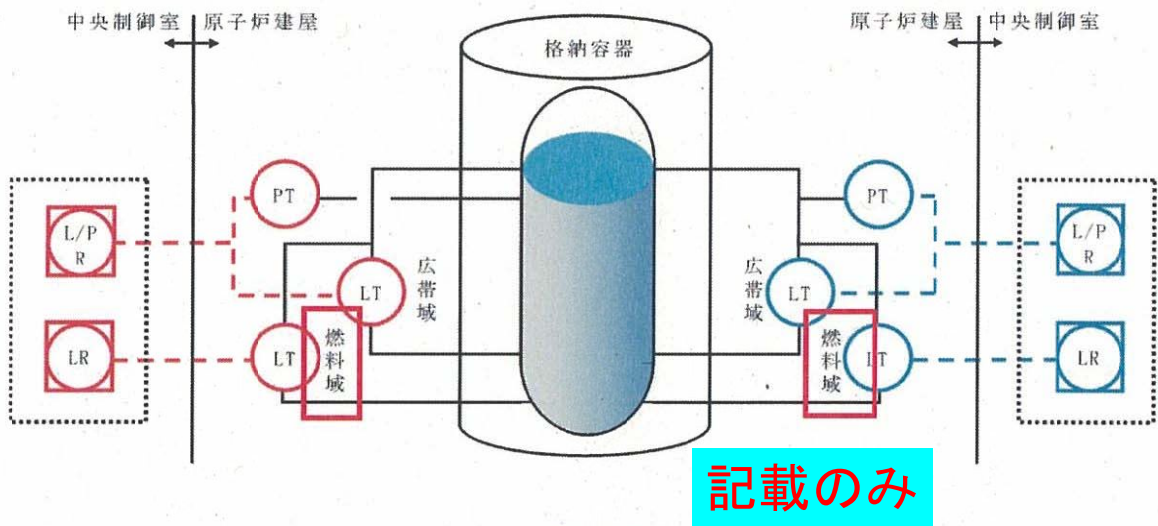
記載のみ

記載のみ

修正不要

		(5)主排気筒放射線モニタ計装の電源についてはそれぞれ異なる区分から供給し、1つの区分に故障が発生した場合においても安全機能を損なわない設計とする。  上記(1)～(5)により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。
長期間にわたる要求	有	使用期間は24時間以上の長期間。 <b>記載のみ</b>
系統概略図	第29-1図 原子炉水位計装 (広帯域, <b>燃料域</b> ) 第29-2図 原子炉格納容器圧力計装, サプレッション・プール水温度計装 第29-3図 原子炉格納容器水素濃度計装及び酸素濃度計装 第29-4図 主排気筒放射線モニタ計装	

凡例 P-: 圧力 -T: 発信器  
L-: 水位 -R: 記録計 □: 盤  
-: 区分 I  
-: 区分 II



第29-1図 原子炉水位計装 (広帯域, **燃料域**) 原子炉圧力計装 系統概略図



重要度の特に高い安全機能を有する系統の分析結果(4/5)

No.	安全機能 (設置許可基準規則第12条)	対象系統・機器	フロー①に係わる抽出		フロー②に係わる抽出		独立性	
			系統の多重性の有無	安全機能の多重性又は多様性の有無	フロー①対象機器	静的機器単一設計箇所		使用期間
23	原子炉格納容器バウンダリを構成する配管の隔離機能	原子炉格納容器バウンダリ隔離弁	有	多重性有	原子炉格納容器バウンダリ隔離弁は、設置許可基準規則第三十二条に適合する設計としており、多重性又は多様性を有している。	-	-	有
24	原子炉停止系に対する作動信号(常用系として作動させるものを除く)の発生機能	安全保護系(スクラム機能)	有	多重性有	安全保護系(スクラム機能)は2つの独立した原子炉緊急停止系より構成されている。原子炉緊急停止系の各系は1つの測定変数に対して2つ以上の独立したトリップ接点を持っており、いずれかの接点の動作で当該系がトリップし、2系統が共にトリップした場合に原子炉がスクラムする設計となっている。	-	短期	有
25	工学的安全施設に分類される機器若しくは系統に対する作動信号の発生機能	安全保護系(非常用炉心冷却系作動, 主蒸気隔離, 原子炉格納容器隔離, 原子炉建屋ガス処理系作動)	有	多重性又は多様性有	安全保護系は、各区分において複数の検出器から得られた信号を用い、安全論回路を通じて作動信号を発生させており、多重性又は多様性を有している。	-	長期	有
26	事故時の原子炉の停止状態の把握機能	起動領域計装  原子炉スクラム用電磁接触器の状態監視設備及び制御棒位置監視設備	有	多重性有	起動領域計装は、中性子源領域と中間領域の2つの領域で8チャンネルによる中性子モニタリングを行っている。多重性を有している。原子炉スクラム用電磁接触器の状態監視設備と制御棒位置監視設備による確認によって多様性を有している。	-	長期	有
27	事故時の炉心冷却状態の把握機能	原子炉水位計装(広帯域, 燃料域)  原子炉圧力計装	有	多重性有	原子炉水位計装(広帯域, 燃料域)は2区分設置しており、多重性を有している。原子炉圧力計装は2区分設置しており、多重性を有している。	記載のみ	長期	有



重要度の特に高い安全機能を有する系統の分析結果(5/5)

No.	安全機能 (設置許可基準規則第12条)	対象系統・機器	フロー①に係わる抽出		フロー②に係わる抽出		使用期間	対象系統	独立性
			系統の多重性の有無	安全機能の多重性又は多様性の有無	フロー①対象機器	静的機器単一設計箇所			
28	事故時の放射能閉じ込め状態の把握機能	原子炉格納容器圧力計装	有	多重性有	原子炉格納容器圧力計装は2区分設置しており、多重性を有している。	-	-	-	有
		サブプレッション・プール水温度計装	有	多重性有	サブプレッション・プール水温度計装は2区分設置しており、多重性を有している。	-	-	長期	有
		原子炉格納容器エリア放射線量率計装	有	多重性有	原子炉格納容器エリア放射線量率計装は2区分設置しており、多重性を有している。	-	-	-	有
		原子炉圧力計装	有	多重性有	原子炉圧力計装は2区分設置しており、多重性を有している。	-	-	-	有
		原子炉水位計装 (広帯域, 燃料域)	有	多重性有	原子炉水位計装 (広帯域, 燃料域) は2区分設置しており、多重性を有している。	-	-	-	有
29	事故時のプラント操作のための情報の把握機能	原子炉格納容器圧力計装	有	多重性有	原子炉格納容器圧力計装は2区分設置している。	-	-	-	有
		サブプレッション・プール水温度計装	有	多重性有	サブプレッション・プール水温度計装は2区分設置しており、多重性を有している。	-	-	長期	有
		原子炉格納容器水素濃度計装	有	多重性有	原子炉格納容器水素濃度計装は2区分設置しており、多重性を有している。	-	-	-	有
		原子炉格納容器酸素濃度計装	有	多重性有	原子炉格納容器酸素濃度計装は2区分設置しており、多重性を有している。	-	-	-	有
		主排気筒放射線モニタ計装	有	多重性有	主排気筒放射線モニタ計装は2区分設置しており、多重性を有している。	-	-	-	有

記載のみ

修正不要

重要度分類指針		東海第二発電所		
分類	定義	機能	構造物、系統又は機器	
MS-2	1) 事故時のプラント状態の把握機能 2) 異常状態への対応上特に重要な構造物、系統及び機器	1) 事故時のプラント状態の把握機能	[低温停止への移行] ・原子炉圧力 ・原子炉水位 (広帯域) [ドライウエルスプレイ] ・原子炉水位 (広帯域, 燃料域) ・原子炉格納容器圧力 [サブプレッション・プール冷却] ・原子炉水位 (広帯域, 燃料域) ・サブプレッション・プールの水温度 [可燃性ガス濃度制御系起動] ・原子炉格納容器水素濃度 ・原子炉格納容器酸素濃度 (対象外)	重要度が特に高い安全機能 (設置許可基準規則の解釈第12条) 【No.29】事故時のプラント操作のための情報の把握機能
		2) 異常状態の緩和機能 3) 制御室外からの安全停止機能	事故時監視計器の一部 BWRには対象機能なし 制御室外原子炉停止装置 (安全停止に関連するもの) 計装配管, 弁 試料採取管, 弁 ドレン配管, 弁 ベント配管, 弁 原子炉再循環ポンプ, 配管, 弁, ライザー管 (炉内), ジェットポンプ 復水貯蔵タンク 液体廃棄物処理系 (低電導度液体収集槽, 高電導度廃液収集槽) 固体廃棄物処理系 (CUW粉末樹脂沈降分離槽, 使用済樹脂槽, 濃縮廃液タンク, 固体廃棄物貯蔵庫 (ドラム缶))	記載のみ
PS-3	1) 異常状態の起回事象となるものであって, PS-1及びPS-2以外の構造物, 系統及び機器	1) 原子炉冷却材保持機能 (PS-1, PS-2以外のもの) 2) 原子炉冷却材の循環機能	計装配管, 弁 試料採取管, 弁 ドレン配管, 弁 ベント配管, 弁 原子炉再循環ポンプ, 配管, 弁, ライザー管 (炉内), ジェットポンプ 復水貯蔵タンク 液体廃棄物処理系 (低電導度液体収集槽, 高電導度廃液収集槽) 固体廃棄物処理系 (CUW粉末樹脂沈降分離槽, 使用済樹脂槽, 濃縮廃液タンク, 固体廃棄物貯蔵庫 (ドラム缶))	(対象外)
		3) 放射性物質の貯蔵機能	サプレッションプール水排水系, 復水貯蔵タンク, 放射性廃棄物処理施設 (放射性インベントリの小さいもの)	



重要度分類指針		東海第二発電所	
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器
MS-2	1) PS-2の構築物、系統及び機器の損傷又は故障により敷地周辺公衆に与える放射線の影響を十分小さくするようにする構築物、系統及び機器 2) 異常状態への対応上特に重要な構築物、系統及び機器	1) 燃料プール水の補給機能 2) 放射性物質放出の防止機能	残留熱除去系 (ポンプ、サブプレッション・プール、サブプレッション・プールから燃料プールまでの配管、弁) 残留熱除去系 ポンプミニマムフローラインの配管、弁 サプレッション・プールストレーナ 放射性気体廃棄物処理系 (オフガス系) 隔離弁 排気筒 (非常用ガス処理系排気管の支持機能以外) 燃料プール冷却浄化系の燃料プール入口逆止弁 原子炉建屋原子炉棟 原子炉建屋 原子炉建屋常用換気空調系隔離弁 原子炉建屋ガス処理系 乾燥装置 (乾燥装置部分) 排気筒 (非常用ガス処理系排気管の支持機能) ・中性子束 (起動領域計装) ・原子炉スクラム用電磁接触器の状態 ・制御棒位置 ・原子炉水位 (広帯域、燃料域) ・原子炉圧力 ・原子炉格納容器圧力 ・サブプレッション・プール水温度 ・原子炉格納容器エリア放射線量率 (高レンジ)
		非常用補給水系 放射性気体廃棄物処理系の隔離弁、排気筒 (非常用ガス処理系排気管の支持機能以外) 燃料集合体落下事故時放射線放出を低減する系	重要度が特に高い安全機能 (設置許可基準規則の解釈第12条)

記載のみ




3.5 中央制御室待避室のデータ表示装置で確認できるパラメータ

第 3.5-1 表 データ表示装置（待避室）で確認できるパラメータ

(1/6)

目的	対象パラメータ
炉心反応度の状態確認	平均出力領域計装 平均
	平均出力領域計装 A
	平均出力領域計装 B
	平均出力領域計装 C
	平均出力領域計装 D
	平均出力領域計装 E
	平均出力領域計装 F
	起動領域計装 A
	起動領域計装 B
	起動領域計装 C
	起動領域計装 D
	起動領域計装 E
	起動領域計装 F
	起動領域計装 G
起動領域計装 H	
炉心冷却の状態確認	原子炉水位(狭帯域)
	原子炉水位(広帯域)
	原子炉水位(燃料域)
	原子炉水位(SA 広帯域)
	原子炉水位(SA 燃料域)
	原子炉圧力
	原子炉圧力(SA)
	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
	原子炉隔離時冷却系系統流量
	残留熱除去系系統流量 A
	残留熱除去系系統流量 B
	残留熱除去系系統流量 C
逃がし安全弁出口温度	

記載のみ

 : SA 範囲

# 別 冊

(大規模損壊)

本資料は商業機密又は防護上の観点から公開できません。