

東海第二発電所 工事計画審査資料	
資料番号	工認-61 改5
提出年月日	平成30年5月30日

V-1-1-6 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

## 目次

1.	概要	1
2.	基本方針	3
2.1	多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散	3
2.2	悪影響防止	11
2.3	環境条件等	13
2.4	操作性及び試験・検査性	22
3.	系統施設毎の設計上の考慮	34
3.1	核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	34
3.2	原子炉冷却系統施設	36
3.3	計測制御系統施設	39
3.4	放射性廃棄物の廃棄施設	43
3.5	放射線管理施設	44
3.6	原子炉格納施設	47
3.7	その他発電用原子炉の附属施設	50
3.7.1	非常用電源設備	50
3.7.2	常用電源設備	51
3.7.3	補助ボイラー	51
3.7.4	火災防護設備	51
3.7.5	浸水防護施設	52
3.7.6	補機駆動用燃料設備	52
3.7.7	非常用取水設備	52
3.7.8	緊急時対策所	52
別添-1	可搬型重大事故等対処設備の保管場所及びアクセスルート	
別添-2	可搬型重大事故等対処設備の設計方針	
別添-3	発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止について	
別添-4	ブローアウトパネル <b>関連設備</b> の設計方針	

## 1. 概要

本資料は、「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」（以下「技術基準規則」という。）第9条、第14条、第15条（第1項及び第3項を除く。）、第32条第3項、第38条第2項、第44条第1項第5号及び第54条（第2項第1号及び第3項第1号を除く。）及び第59条から第77条並びにそれらの「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の解釈」（以下「解釈」という。）に基づき、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ついて説明するものである。

今回は、健全性として、機器に要求される機能を有効に発揮するための、系統設計及び構造設計に係る事項を考慮して、「多重性又は多様性及び独立性に係る要求事項を含めた多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散に関する事項（技術基準規則第9条、第14条第1項、第54条第2項第3号、第3項第3号、第5号、第7号及び第59条から第77条並びにそれらの解釈）」（以下「多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」という。）、「共用化による他号機への悪影響も含めた、機器相互の悪影響（技術基準規則第15条第4項、第5項、第6項、第54条第1項第5号、第2項第2号及び第59条から第77条並びにそれらの解釈）」（以下「悪影響防止」という。）、「安全設備及び重大事故等対処設備に想定される事故時の環境条件（使用条件含む）等における機器の健全性（技術基準規則第14条第2項、第32条第3項、第44条第1項第5号、第54条第1項第1号、第6号、第3項第4号及び第59条から第77条並びにそれらの解釈）」（以下「環境条件等」という。）及び「要求される機能を達成するために必要な操作性、試験・検査性、保守点検性等（技術基準規則第15条第2項、第38条第2項及び第54条第1項第2号、第3号、第4号、第3項第2号、第6号及び第59条から第77条並びにそれらの解釈）」（以下「操作性及び試験・検査性」という。）を説明する。

健全性を要求する対象設備については、技術基準規則及びその解釈だけでなく、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」（以下「設置許可基準規則」という。）及びその解釈も踏まえて、重大事故等対処設備は全てを対象とし、安全設備を含む設計基準対象施設は以下のとおり対象を明確にして説明する。

「多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」については、技術基準規則第14条第1項及びその解釈にて安全設備に対して要求されていること、設置許可基準規則第12条第2項及びその解釈にて安全機能を有する系統のうち安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するもの（以下「重要施設」という。）に対しても要求されていることから、安全設備を含めた重要施設を対象とする。人の不法な侵入等の防止の考慮については、技術基準規則第9条及びその解釈にて発電用原子炉施設に対して要求されていることから、重大事故等対処設備を含む発電用原子炉施設を対象とする。

「悪影響防止」のうち、内部発生飛散物の考慮は、技術基準規則第15条第4項及びその解釈にて設計基準対象施設に属する設備に対して要求されていることから、安全設備を含めた設計基準対象施設を対象とする。共用又は相互接続の禁止に対する考慮は、技術基準規則第15条第5項及びその解釈にて、安全設備に対して要求されていること、設置許可基準規則第12条第6項及びその解釈にて重要安全施設に対して要求されていることから、安全設備を含めた重要安全施設を対象とする。共用又は相互接続による安全性の考慮は、技術基準規則第15条第6項及びその解釈にて安全機

能を有する構築物，系統及び機器（以下「安全施設」という。）に対して要求されているため，安全設備を含めた安全施設を対象とする。

「環境条件等」については，設計が技術基準規則第14条第2項及びその解釈にて安全施設に対して要求されているため，安全設備を含めた安全施設を対象とする。

「操作性及び試験・検査性」のうち，操作性の考慮は，技術基準規則第38条第2項及びその解釈にて中央制御室での操作に対する考慮が要求されており，その操作対象を考慮して安全設備を含めた安全施設を対象とする。試験・検査性，保守点検性等の考慮は技術基準規則第15条第2項及びその解釈にて設計基準対象施設に対して要求されており，安全設備を含めた設計基準対象施設を対象とする。

## 2. 基本方針

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ついて、以下の4項目に分け説明する。

### 2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散

重要施設は、単一故障が発生した場合でもその機能を達成できるように、十分高い信頼性を確保し、かつ維持し得る設計とし、原則、多重性又は多様性及び独立性を備える設計とする。

多重性又は多様性及び独立性を備える設計とすることにより、単一故障、環境条件、自然現象、発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれのある事象であつて人為によるもの（故意によるものを除く。）（以下「外部人為事象」という。）、溢水、火災等により安全機能が損なわれるおそれがない設計とする。なお、自然現象のうち地震に対する設計については、添付書類「V-2 耐震性に関する説明書」のうち添付書類「V-2-1 耐震設計の基本方針」に基づき実施する。地震を除く自然現象及び外部人為事象に対する設計については、添付書類「V-1-1-2 発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」のうち添付書類「V-1-1-2-1-1 発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針」に基づき実施する。溢水に対する設計については、添付書類「V-1-1-8 発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書」のうち添付書類「V-1-1-8-1 溢水等による損傷防止の基本方針」に基づき実施する。火災に対する設計については、添付書類「V-1-1-7 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書」の「2. 火災防護の基本方針」に基づき実施する。また、外部人為事象のうち、発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止に係る設計上の考慮等については、別添-3「発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止について」に基づき実施する。

重要施設は、当該システムを構成する機器に短期間では動的機器の単一故障、長期間では動的機器の単一故障又は想定される静的機器の単一故障が発生した場合で、外部電源が利用できない場合においても、システムの安全機能が達成できるよう、原則として、多重性又は多様性、および独立性を持つ設計とする。

短期間と長期間の境界は24時間を基本とする。

重要施設のうち、単一設計で安全機能を達成できるものについては、その設計上の考慮を「3. システム施設毎の設計上の考慮」に示す。

重大事故防止設備については、設計基準事故対処設備の安全機能又は使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能を有する設備と共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、共通要因の特性を踏まえ、可能な限り多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ることを考慮して適切な措置を講じた設計とする。ただし、重大事故に至るおそれのある事故が発生する要因となった喪失機能を代替するもののうち、非常用ディーゼル発電機等のように、多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備がないものは、多様性及び独立性並びに位置的分散の設計方針は適用しない。

常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備の安全機能又は使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能を有する設備と共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがない

いように、共通要因の特性を踏まえ、可能な限り多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ることを考慮して適切な措置を講じた設計とする。

常設重大事故防止設備のうち、計装設備については、重要代替監視パラメータ（当該パラメータの他のチャンネルの計器を除く。）による推定を重要監視パラメータと異なる物理量（水位、注水量等）又は測定原理とすることで、重要監視パラメータに対して可能な限り多様性を持った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。

可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備並びに使用済燃料プールの冷却設備及び注水設備（以下「設計基準事故対処設備等」という。）又は常設重大事故防止設備と共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないように、共通要因の特性を踏まえ、可能な限り多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ることを考慮して適切な措置を講じた設計とする。

可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備と常設設備との接続口は、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、それぞれ互いに異なる複数の場所に設置する設計とする。また、一つの接続口で複数の機能を兼用して使用する場合には、それぞれの機能に必要な容量が確保できる接続口を設け、状況に応じて、それぞれの系統に必要な流量を同時に供給できる設計とする。

可搬型重大事故等対処設備は、地震、津波（基準津波を超え敷地に遡上する津波（以下「敷地に遡上する津波」という。）を含む。）その他自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備等及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管する設計とする。

重大事故緩和設備についても、共通要因の特性を踏まえ、可能な限り多様性を有し、位置的分散を図ることを考慮する。

原子炉建屋（原子炉棟及び付属棟）、緊急時対策所建屋、常設代替高圧電源装置置場、格納容器圧力逃がし装置格納槽、常設低圧代替注水系ポンプ室、緊急用海水ポンプピット、常設代替高圧電源装置用カルバート（立坑部）（以下「建屋等」という。）及び常設代替高圧電源装置用カルバート（トンネル部）、常設代替高圧電源装置用カルバート（カルバート部）、格納容器圧力逃がし装置用配管カルバート、常設低圧代替注水系配管カルバート他（以下「地中の配管トレンチ」という。）は、地震、津波（敷地に遡上する津波を含む。）、火災及び外部からの衝撃による損傷を防止できる設計とする。

共通要因としては、環境条件、自然現象、外部人為事象、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム、溢水、火災及びサポート系の故障を考慮し、以下(1)～(6)に環境条件を除く考慮事項に対する設計上の考慮を説明する。なお、環境条件については、事故等時の温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重要施設及び重大事故等対処設備がその機能を確実に発揮できる設計とすることを、「2.3 環境条件等」に示す。

設計基準事故対処設備等、常設重大事故防止設備及び可搬型重大事故等対処設備について、その機能と、多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備を「3. 系統施設毎の設計上の考慮」に示す。

## (1) 自然現象

重大事故等対処設備の共通要因のうち、地震、津波（敷地に遡上する津波を含む。）、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮の事象を考慮する。このうち、降水及び凍結は屋外の天候による影響として、地震による影響は地震荷重として、津波（敷地に遡上する津波を含む。）による影響は津波荷重として、風（台風）及び竜巻による影響は風荷重として、積雪による影響は積雪荷重として並びに火山による影響は降灰荷重として「2.3 環境条件等」に示す。

地震、津波（敷地に遡上する津波を含む。）を含む自然現象の組合せの考え方については、添付書類「V-1-1-2 発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」のうち添付書類「V-1-1-2-1-1 発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針」の「4. 組合せ」に示す。

## a. 地震、津波（敷地に遡上する津波を含む。）

地震及び津波（敷地に遡上する津波を含む。）に対して、重大事故等対処設備は以下の設計とする。

- ・常設重大事故防止設備は、技術基準規則第49条「重大事故等対処施設の地盤」に基づく地盤上に設置する。
- ・常設重大事故防止設備は、地震に対しては技術基準規則第50条「地震による損傷の防止」に基づく設計とし、津波（敷地に遡上する津波を含む。）に対しては二次的影響も含めて技術基準規則第51条「津波による損傷の防止」に基づく設計とする。
- ・常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等と同時に機能を損なうおそれがないように、可能な限り設計基準事故対処設備等と位置的分散を図る。
- ・地震に対して屋内の可搬型重大事故等対処設備は、技術基準規則第49条「重大事故等対処施設の地盤」に基づく地盤上の建屋内に保管する。
- ・屋外の可搬型重大事故等対処設備は、転倒しないことを確認する、又は必要により固縛などの処置をするとともに、地震による影響（敷地下斜面のすべり、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の不足、地中埋設構造物の損壊等）により影響を受けない複数の保管場所に分散して保管する。
- ・可搬型重大事故等対処設備は、地震に対しては技術基準規則第50条「地震による損傷の防止」にて考慮された設計とし、津波（敷地に遡上する津波を含む。）に対しては二次的影響も含めて技術基準規則第51条「津波による損傷の防止」にて考慮された設計とする。
- ・屋外の可搬型重大事故等対処設備は、津波（敷地に遡上する津波を含む。）による影響を考慮して高台及び水密区画に保管する。
- ・地震、津波（敷地に遡上する津波を含む。）に対して可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的

分散を図り、複数箇所に分散して保管する。

- ・可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口は、技術基準規則第50条「地震による損傷の防止」及び技術基準規則第51条「津波による損傷の防止」に基づく設計とする。
- ・可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口は、技術基準規則第49条「重大事故等対処施設の地盤」に基づく地盤上の建屋等内又は建屋等壁面の適切に隔離した隣接しない位置に複数箇所設置する。また、接続口から建屋等内に水又は電力を供給する経路については、常設重大事故等対処設備として設計する。

これらの設計のうち、常設重大事故等対処設備が設置される地盤の評価及び位置的分散が図られた常設重大事故等対処設備の耐震設計については、添付書類「V-2 耐震性に関する説明書」のうち添付書類「V-2-1 耐震設計の基本方針」に基づき実施する。また、可搬型重大事故等対処設備の保管場所及び屋外・屋内アクセスルートにおいて周辺斜面が崩壊しないことの考慮等については、別添-1「可搬型重大事故等対処設備の保管場所及びアクセスルート」に示す。耐震設計を含めた自然現象、外部人為事象、洪水及び火災に対する位置的分散が図られた可搬型重大事故等対処設備の機能保持に係る設計については、別添-2「可搬型重大事故等対処設備の設計方針」に基づき実施する。位置的分散を図った重大事故等対処設備の耐津波設計については、添付書類「V-1-1-2 発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」のうち添付書類「V-1-1-2-1-1 発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針」に基づき実施する。

b. 風（台風）、竜巻、落雷、生物学的事象、森林火災及び高潮

風（台風）、竜巻、落雷、生物学的事象、森林火災及び高潮に対して、重大事故等対処設備は以下の設計とする。

(a) 常設重大事故等対処設備

- ・常設重大事故防止設備は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋等内に設置するか、又は設計基準事故対処設備等と同時にその機能を損なわれないように、設計基準事故対処設備等と位置的分散を図り、屋外に設置する。
- ・落雷に対して常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置は、避雷設備又は接地設備により防護する設計とする。
- ・生物学的事象のうちネズミ等の小動物に対して屋外の常設重大事故防止設備は、侵入防止対策により重大事故等に対処するための必要な機能が損なわれるおそれのない設計とする。
- ・生物学的事象のうちクラゲ等の海生生物からの影響を受けるおそれのある常設重大事故防止設備は、侵入防止対策により重大事故等に対処するための必要な機能が損なわれるおそれのない設計とする。
- ・高潮に対して常設重大事故防止設備（非常用取水設備は除く。）は、高潮の影響を受けない敷地高さに設置する。
- ・高潮に対する考慮は、高潮ハザードについて津波の外郭防護の裕度評価において参

照する。

(b) 可搬型重大事故等対処設備

- ・可搬型重大事故等対処設備は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋等内に保管するか、又は設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り複数箇所に分散して保管する。
- ・クラゲ等の海生生物の影響を受けるおそれのある屋外の可搬型重大事故等対処設備は、複数の取水箇所を選定できる設計とする。
- ・高潮に対して可搬型重大事故等対処設備は、高潮の影響を受けない敷地高さに保管する。
- ・高潮に対する考慮は、高潮ハザードについて津波の外郭防護の裕度評価において参照する。

(c) 可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口

- ・可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口は、建屋等内及び建屋等壁面の適切に離隔した隣接しない位置に複数箇所設置する。また、接続口から建屋等内に水又は電力を供給する経路については、常設重大事故等対処設備として設計する。
- ・生物学的事象のうちネズミ等の小動物に対して屋外に設置する場合は、開口部の閉止により重大事故等に対処するための必要な機能が損なわれるおそれのない設計とする。
- ・高潮に対して可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口は、高潮の影響を受けない位置に設置する。
- ・高潮に対する考慮は、高潮ハザードについて津波の外郭防護の裕度評価において参照する。

上記(a)～(c)の設計のうち、外部からの衝撃として風(台風)、竜巻、落雷、生物学的事象、森林火災及び高潮に対する位置的分散を図る重大事故等対処設備の設計については、添付書類「V-1-1-2 発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」のうち添付書類「V-1-1-2-1-1 発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針」に基づき実施する。

なお、保管場所及び屋外・屋内アクセスルートにおいては、風(台風)、竜巻、落雷、生物学的事象、森林火災及び高潮に対する考慮について、別添-1「可搬型重大事故等対処設備の保管場所及びアクセスルート」に示す。

(2) 外部人為事象

重大事故等対処設備の共通要因のうち、外部人為事象については、飛来物(航空機落下)、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害を考慮する。なお、電磁的障害については、「2.3 環境条件等」にて考慮し機能が損なわれない設計とする。

a. 爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突

爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突に対して、重大事故等対処設備は以下の設計とする。

- ・常設重大事故防止設備は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋等内に設置するか、又は設計基準事故対処設備等と同時にその機能を損なわれないように、設計基準事故対処設備等と位置的分散を図り、屋外に設置する。
- ・可搬型重大事故等対処設備は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋等内に保管するか、又は設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り複数箇所に分散して保管する。
- ・可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口は、建屋等内及び建屋等壁面の適切に離隔した隣接しない位置に複数箇所設置する。また、接続口から建屋等内に水又は電力を供給する経路については、常設重大事故等対処設備として設計する。

これらの設計のうち、外部からの衝撃として、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突に対する位置的分散を図る重大事故等対処設備の設計については、添付書類「V-1-1-2 発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」のうち添付書類「V-1-1-2-1-1 発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針」に基づき実施する。

b. 飛来物（航空機落下）

飛来物（航空機落下）に対して、重大事故等対処設備は以下の設計とする。

- ・常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等と同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等と位置的分散を図り設置する。
- ・可搬型重大事故等対処設備及び可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口は、「(3) 故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対する設計」上の考慮と同様の設計上の考慮を行う。

(3) 故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム

故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対して、重大事故等対処設備は以下の設計とする。

- ・故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対しては、可搬型重大事故等対処設備による対策を講じることとする。
- ・屋内の可搬型重大事故等対処設備は、可能な限り設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り複数箇所に分散して保管する設計とする。
- ・屋外の可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備が設置されている建屋等並びに屋外の設計基準事故対処設備等又は常設重大事故等対処設備のそれぞれから100 mの離隔距離を確保した上で、複数箇所に分散して保管する設計とする。

- ・可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口は、建屋等内及び建屋等壁面の適切に離隔した隣接しない位置に複数箇所設置する。また、接続口から建屋等内に水又は電力を供給する経路については、常設重大事故等対処設備として設計する。
- ・発電用原子炉施設のうち重大事故等対処設備は、人の不法な侵入等の防止対策を講じた設計とする。具体的には、別添-3「発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止について」に基づき設計上の考慮を行う。

#### (4) 溢水

溢水に対して、重大事故等対処設備は以下の設計とする。

- ・常設重大事故等対処設備は、可能な限り多様性を有し、位置的分散を図ることで、想定される溢水水位に対して設計基準事故対処設備等と同時に機能を損なうことのない設計とする。
- ・可搬型重大事故等対処設備は、想定される溢水水位に対して機能を喪失しない位置に保管する。
- ・可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り、複数箇所に分散して保管する。
- ・可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口は、想定される溢水水位に対して機能を喪失しない位置に設置する。
- ・可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口は、建屋等内及び建屋等壁面の適切に離隔した隣接しない位置に複数箇所設置する。また、接続口から建屋等内に水又は電力を供給する経路については、常設重大事故等対処設備として設計する。

重大事故等対処設備の溢水防護設計については、添付書類「V-1-1-8 発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書」のうち添付書類「V-1-1-8-1 溢水等による損傷防止の基本方針」に基づき実施する。

#### (5) 火災

火災に対して、重大事故等対処設備は以下の設計とする。

- ・常設重大事故防止設備は、技術基準規則第52条「火災による損傷の防止」に基づく設計とする。
- ・常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等と同時に機能を損なうおそれがないように、可能な限り設計基準事故対処設備等と位置的分散を図る。
- ・可搬型重大事故等対処設備は、火災防護対策を火災防護計画に策定する。
- ・可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り、複数箇所に分散して保管する。
- ・可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口は、技術基準規則第52条「火災による損傷の防止」に基づく設計とする。

- ・可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口は、建屋等内及び建屋等壁面の適切に離隔した隣接しない位置に複数箇所設置する。また、接続口から建屋等内に水又は電力を供給する経路については、常設重大事故等対処設備として設計する。

これらの設計のうち、位置的分散が図られた常設重大事故等対処設備の火災防護設計については、添付書類「V-1-1-7 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書」の「2. 火災防護の基本設計」に基づき実施する。位置的分散が図られた可搬型重大事故等対処設備の火災防護計画については、添付書類「V-1-1-7 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書」の「8. 火災防護計画」に基づき策定する。

#### (6) サポート系の故障

重大事故等対処設備において系統又は機器に供給される電力、空気、油、冷却水を考慮する。

重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等と可能な限り系統としての多重性又は多様性及び独立性を図る設計とするが、サポート系に対しても、可能な限り多様性を図るため、以下の設計とする。

- ・常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等と異なる駆動源又は冷却源を用いる設計とするか、駆動源又は冷却源が同じ場合は別の手段による対応が可能な設計とする。
- ・常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等と可能な限り異なる水源をもつ設計とする。
- ・可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故等対処設備と異なる駆動源又は冷却源を用いる設計とするか、駆動源又は冷却源が同じ場合は別の手段による対応が可能な設計とする。
- ・可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故等対処設備と可能な限り異なる水源をもつ設計とする。

## 2.2 悪影響防止

設計基準対象施設は、他の設備から悪影響を受け、安全性を損なわないよう、配置上の考慮又は多重性を考慮する設計とする。

重大事故等対処設備は発電用原子炉施設内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

他の設備への悪影響としては、重大事故等対処設備使用時及び通常待機時の系統的な影響（電氣的な影響を含む。）並びにタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮し、以下に各考慮事項に対する設計上の考慮を説明する。なお、設計基準対象施設に考慮すべき地震、火災、溢水、風（台風）、竜巻による他設備からの悪影響については、これら波及的影響により安全施設の機能を損なわないことを、「2.3 環境条件等」に示す。

### (1) 重大事故等対処設備使用時及び通常待機時の系統的な影響（電氣的な影響を含む。）

- ・系統的な影響に対して重大事故等対処設備は、弁等の操作によって設計基準対象施設として使用する系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすること、通常待機時の隔離若しくは分離された状態から弁等の操作や接続により重大事故等対処設備としての系統構成とすること、他の設備から独立して単独で使用可能なこと、又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により、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。
- ・放水砲による建屋への放水により、放水砲の使用を想定する重大事故等において必要となる屋外の他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

### (2) 内部発生飛散物による影響

- ・設計基準対象施設に属する設備は、蒸気タービン、発電機及び内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する弁及び配管の破断、高速回転機器の破損に伴う飛散物により安全性を損なわないように設計する。
- ・重大事故等対処設備は、内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する弁及び配管の破断、高速回転機器の破損、ガス爆発並びに重量機器の落下を考慮し、これらにより重大事故等対処設備が悪影響を及ぼさない設計とする。

悪影響防止を含めた設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の内部発生飛散物による影響の考慮については、添付書類「V-1-1-9 発電用原子炉施設の蒸気タービン、ポンプ等の損壊に伴う飛散物による損傷防護に関する説明書」に示す。

### (3) 共用

安全施設及び常設重大事故等対処設備の共用については、以下の設計とする。

- ・重要安全施設は、東海発電所との間で原則共用または相互に接続しない設計とするが、安全性が向上する場合は、共用又は相互に接続できる設計とする。
- ・重要施設以外の安全施設は、東海発電所との間で共用する場合には、共用により発電用原子炉施設の安全性を損なわない設計とする。また、相互に接続する場合には、発電用

原子炉施設の安全性を損なわないよう物理的に分離可能な設計とする。

- 常設重大事故等対処設備は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。  
ただし、共用対象の施設ごとに要求される技術的要件（重大事故等に対処するための必要な機能）を満たしつつ、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって、安全性が向上する場合であって、更に同一の発電所内又は隣接する発電所内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、共用できる設計とする。

安全施設のうち、共用する機器については、「3. 系統施設毎の設計上の考慮」に示す。

### 2.3 環境条件等

安全施設及び重大事故等対処設備は、想定される環境条件において、その機能を発揮できる設計とする。

安全施設の設計条件を設定するに当たっては、材料疲労、劣化等に対しても十分な余裕を持って機能維持が可能となるよう、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力、温度、湿度、放射線量等各種の環境条件を考慮し、十分安全側の条件を与えることにより、これらの条件下においても期待されている安全機能を発揮できる設計とする。安全施設の環境条件には、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時における圧力、温度、湿度、放射線のみならず、荷重、屋外の天候による影響（凍結及び降水）、海水を通水する系統への影響、電磁的障害、周辺機器等からの悪影響及び冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む。）の影響を考慮する。

重大事故等対処設備は、重大事故等時の温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置（使用）・保管場所に応じた耐環境性を有する設計とするとともに、操作が可能な設計とする。重大事故等発生時の環境条件については、温度（環境温度、使用温度）、放射線、荷重のみならず、その他の使用条件として、環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響（凍結及び降水）、重大事故等時に海水を通水する系統への影響、電磁的障害及び周辺機器等からの悪影響及び冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む。）の影響を考慮する。

荷重としては、重大事故等時の機械的荷重に加えて、環境圧力、温度及び自然現象（地震、津波（敷地に遡上する津波を含む。）、風（台風）、竜巻、積雪、火山の影響）による荷重を考慮する。

安全施設及び重大事故等対処設備について、これらの環境条件の考慮事項ごとに、環境圧力、環境温度及び湿度による影響、放射線による影響、屋外の天候による影響（凍結及び降水）、荷重、海水を通水する系統への影響、電磁的障害、周辺機器等からの悪影響、冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む。）の影響並びに設置場所における放射線の影響に分け、以下（1）から（6）に各考慮事項に対する設計上の考慮を説明する。

- (1) 環境圧力、環境温度及び湿度による影響、放射線による影響、屋外の天候による影響（凍結及び降水）並びに荷重
  - ・安全施設は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時における環境条件を考慮した設計とする。
  - ・原子炉格納容器内の重大事故等対処設備は、重大事故等時の原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。操作は、中央制御室から可能な設計とする。また、地震による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とする。
  - ・原子炉建屋原子炉棟内の重大事故等対処設備は、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。また、地震による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とするとともに、可搬型重大事故等対処設備は、必要により当該設備の落下防止、転倒防止及び固縛の措置をとる。操作は、中央制御室、異なる区画若しくは離れた場所又は設置場所で

可能な設計とする。

- ・原子炉建屋付属棟内（中央制御室含む。）、緊急時対策所建屋、常用代替高圧電源設備置場（地上階）、格納容器圧力逃がし装置格納槽内、常設低圧代替注水系格納槽内、緊急用海水ポンプピット内及び立坑内の重大事故等対処設備は、重大事故等時におけるそれぞれの場所の環境条件を考慮した設計とする。また、地震による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とするとともに、可搬型重大事故等対処設備は、必要により当該設備の落下防止、転倒防止及び固縛の措置をとる。操作は、中央制御室、異なる区画若しくは離れた場所又は設置場所で可能な設計とする。
- ・屋外及び常設代替高圧電源装置置場（地上階）の重大事故等対処設備は、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。操作は、中央制御室、離れた場所又は設置場所で可能な設計とする。
- ・屋外の可搬型重大事故等対処設備については、必要により当該設備の落下防止、転倒防止及び固縛等の措置をとる。

a. 環境圧力

原子炉格納容器外の安全施設及び重大事故等対処設備については、事故時に想定される環境圧力が、原子炉建屋原子炉棟内は事故時に作動するブローアウトパネル開放設定値を考慮して大気圧相当、原子炉建屋の原子炉棟外及びその他の建屋内並びに屋外は大気圧であり、大気圧にて機能を損なわない設計とする。

原子炉格納容器内の安全施設及び重大事故等対処設備については、使用時に想定される環境圧力が加わっても、機能を損なわない設計とする。

安全施設に対しては、発電用原子炉設置変更許可申請書「十 発電用原子炉の炉心の著しい損傷その他の事故が発生した場合における当該事故に対処するために必要な施設及び体制の整備に関する事項」（以下「許可申請書十号」という。）ロ. において評価した設計基準事故の中で、原子炉格納容器内の圧力が最も高くなる「原子炉冷却材喪失」を包絡する圧力として、0.31 MPa [gage]を設定する。

重大事故等対処設備に対しては、「許可申請書十号」ハ. において評価した重大事故等の中で、原子炉格納容器内の圧力が最も高くなる「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗（+全交流動力電源喪失）」を包絡する圧力として、0.62 MPa [gage]を設定する。主蒸気逃がし安全弁は、「許可申請書十号」ハ. において評価した重大事故等の中で、主蒸気逃がし安全弁による減圧が必要となる条件を包絡する圧力として、最大0.426 MPa [gage]を設定する。

設定した環境圧力に対して機器が機能を損なわないように、耐圧部にあつては、機器が使用される環境圧力下において、部材に発生する応力に耐えられることとする。耐圧部以外の部分にあつては、絶縁や回転等の機能が阻害される圧力に到達しないことを確認する。

原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧を行う安全弁等については、環境圧力において吹出量が確保できる設計とする。原子炉冷却材圧力バウンダリに属する主蒸気逃がし安全弁は、サプレッション・チェンバからの背圧の影響を受けないようベローズと補助背圧平衡ピストンを備えたバネ式の平衡形安全弁とし、吹出量に係る設計については、V-4-1「安全弁

及び逃がし弁の吹出量計算書」に示す。

確認の方法としては、環境圧力と機器の最高使用圧力との比較の他、環境圧力を再現した試験環境下において機器が機能することを確認した実証試験等によるものとする。

b. 環境温度及び湿度による影響

安全施設及び重大事故等対処設備は、それぞれ事故時に想定される環境温度及び湿度にて機能を損なわない設計とする。環境温度及び湿度については、設備の設置場所の適切な区分（原子炉格納容器内、建屋内、屋外）ごとに想定事故時に到達する最高値とし、区分ごとの環境温度及び湿度以上の最高使用温度等を機器仕様として設定する。

原子炉格納容器内の安全施設に対しては、「許可申請書十号」ロ.において評価した設計基準事故の中で、原子炉格納容器内の温度が最も高くなる「原子炉冷却材喪失」を包絡する温度及び湿度として、温度は171.1℃、湿度は100%を設定する。

原子炉格納容器内の重大事故等対処設備に対しては、「許可申請書十号」ハ.において評価した重大事故等の中で、原子炉格納容器内の温度が最も高くなる「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗（+全交流動力電源喪失）」を包絡する温度及び湿度として、温度は200℃（最高235℃）、湿度は100%（蒸気）を設定する。主蒸気逃がし安全弁は、「許可申請書十号」ハ.において評価した重大事故等の中で、主蒸気逃がし安全弁による減圧が必要となる条件を包絡する温度として、最大171℃を設定する。

原子炉格納容器外の建屋内（原子炉建屋原子炉棟内）の安全施設に対しては、**原子炉建屋原子炉棟内の温度が最も高くなる「主蒸気管破断事故」を考慮し**、事故等時の設備の使用状態に応じて、原則として、温度は65.6℃（**事象初期：100℃**）、湿度は90%（**事象初期：100%（蒸気）**）を設定する。

原子炉格納容器外の建屋内（原子炉建屋原子炉棟内）の重大事故等対処設備に対しては、原則として、温度は65.6℃、湿度は100%を設定する。その他、「許可申請書十号」ハ.において評価した重大事故等の中で、エリアの温度が上昇する事象を選定する。

「格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）」時に使用する重大事故等対処設備に対しては、耐火壁により東側区分と西側区分に分離されており、機能が期待される区分は高温水及び蒸気による影響が小さく、温度は65.6℃、湿度は100%に包絡される。

「使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故」時に使用する重大事故等対処設備に対しては、使用済燃料プール水の沸騰の可能性を考慮して、温度は100℃、湿度は100%を設定する。

**「主蒸気管破断事故起因の重大事故等」時に使用する原子炉建屋原子炉棟内の重大事故等対処設備に対しては、主蒸気管から原子炉棟への蒸気の流出を考慮し、原則として、温度は65.6℃（事象初期：100℃）、湿度100%（事象初期：100%（蒸気））を設定する。**

原子炉格納容器外の建屋内（原子炉建屋の原子炉棟外及びその他の建屋内）の**安全施設及び重大事故等対処設備**に対しては、原則として、温度は40℃、湿度は90%を設定する。

屋外の安全施設及び重大事故等対処設備に対しては、夏季を考慮して温度は40℃、湿度は100%を設定する。

環境温度及び湿度以上の最高使用温度等を設定できない機器については、その設備の機能が求められる事故に応じて、サポート系による設備の冷却や、熱源からの距離等を考慮して環境温度及び湿度を設定する。

なお、環境温度を考慮し、耐環境性向上を図る設計を行っている機器については、「3. 系統施設ごとの設計上の考慮」に示す。

設定した環境温度に対して機器が機能を損なわないように、耐圧部にあつては、機器が使用される環境温度下において、部材に発生する応力に耐えられることとする。耐圧部以外の部分にあつては、絶縁や回転等の機能が阻害される温度に到達しないこととする。

環境温度に対する確認の方法としては、環境温度と機器の最高使用温度との比較、規格等に基づく温度評価の他、環境温度を再現した試験環境下において機器が機能することを確認した実証試験等によるものとする。

また、設定した湿度に対して機器が機能を損なわないように、耐圧部にあつては、当該構造部が気密性・水密性を有し、一定の肉厚を有する金属製の構造とすることで、湿度の環境下であっても耐圧機能が維持される設計とする。耐圧部以外の部分にあつては、機器の外装を気密性の高い構造とし、機器内部を周囲の空気から分離することや、機器の内部にヒーターを設置し、内部で空気を加温して相対湿度を低下させること等により、絶縁や導通等の機能が阻害される湿度に到達しないこととする。

湿度に対する確認の方法としては、環境湿度と機器仕様の比較の他、環境湿度を再現した試験環境下において機器が機能することを確認した実証試験等によるものとする。

c. 放射線による影響

安全施設及び重大事故等対処設備は、それぞれ事故時に想定される放射線にて機能を損なわない設計とする。放射線については、設備の設置場所の適切な区分（原子炉格納容器内、建屋内、屋外）ごとに想定事故時に到達する最大線量とし、区分ごとの放射線量に対して、遮蔽等の効果を考慮して、機能を損なわない材料、構造、原理等を用いる設計とする。

安全施設に対しては、「許可申請書十号」ロ.において評価した設計基準事故の中で、原子炉格納容器内の線量が最も高くなる「原子炉冷却材喪失」を選定し、その最大放射線量を包絡する線量として、原子炉格納容器内は260 kGyを設定する。原子炉格納容器外の建屋内（原子炉建屋原子炉棟内）の安全施設に対しては、原則として、1.7 kGyを設定する。

原子炉格納容器外の建屋内（原子炉建屋の原子炉棟外及びその他の建屋内）の安全施設に対しては、屋外と同程度の放射線量として1 mGy/h以下を設定する。

ただし、放射線源の影響を受ける可能性があるエリアについては、遮蔽等の効果や放射線源からの距離等を考慮して放射線量を設定する。

屋外の安全施設に対しては、1 mGy/h以下を設定する。

重大事故等対処設備に対しては、「許可申請書十号」ハ.において評価した重大事故等の中で、原子炉格納容器内の線量が最も高くなる事象として、「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗（+全交流動力電源喪失）」での最大放射線量を包絡する線量として、640 kGyを設定する。主蒸気逃がし安全弁は、設置場所である原子炉格納容器（ドラ

イウエル) 内での最大放射線量を包絡する線量として、最高550 kGyを設定する。

原子炉格納容器外の建屋内(原子炉建屋原子炉棟内)の重大事故等対処設備に対しては、原則として、1.7 kGyを設定する。

「格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)」時に使用する重大事故等対処設備に対しては、最大放射線量は1.7 kGyに包絡される。

「使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故」時に使用する重大事故等対処設備に対しては、使用済燃料プール水位が低下することで生じる燃料からの直接線とその散乱線が想定されるが、当該影響は小さいため、最大放射線量は1.7 kGyに包絡される。

原子炉格納容器外の建屋内(原子炉建屋の原子炉棟外及びその他の建屋内)の重大事故等対処設備に対しては、原則として、屋外と同程度の放射線量として3 Gyを設定する。

ただし、放射線源の影響を受ける可能性があるエリアについては、遮蔽等の効果や放射線源からの距離等を考慮して放射線量を設定する。

屋外の重大事故等対処設備に対しては、原子炉格納容器からの直接線及びスカイシャイン線、原子炉格納容器から漏えいした放射性物質によるクラウドシャイン線及びグラウンドシャイン線を考慮し、「許可申請書十号」ハ.において評価した重大事故等の中で、「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗(+全交流動力電源喪失)」での最大放射線量を包絡する線量として、3 Gyを設定する。

第2-1-1表～第2-1-2表にこれらの放射線量評価に用いた評価条件等を示す

放射線による影響に対して機器が機能を損なわないように、耐圧部にあつては、耐放射線性が低いと考えられるパッキン・ガスケットも含めた耐圧部を構成する部品の性能が有意に低下する放射線量に到達しないこと、耐圧部以外の部分にあつては、電気絶縁や電気信号の伝送・表示等の機能が阻害される放射線量に到達しないこととする。

確認の方法としては、環境放射線を再現した試験環境下において機器が機能することを確認した実証試験等により得られた機器等の機能が維持される積算線量を機器の放射線に対する耐性値とし、環境放射線条件と比較することとする。耐性値に有意な照射速度依存性がある場合には、実証試験の際の照射速度に応じて、機器の耐性値を補正することとする。

環境放射線条件との比較のため、機器の耐性値を機器が照射下にあると評価される期間で除算して線量率に換算することとする。なお、原子炉施設の通常運転中に有意な放射線環境に置かれる機器にあつては、通常運転時などの事故等以前の状態において受ける放射線量分を事故等時の線量率に割増すること等により、事故等以前の放射線の影響を評価することとする。

放射線の影響の考慮として、原子炉圧力容器は中性子照射の影響を受けるため、設計基準事故時等及び重大事故等時に想定される環境において脆性破壊を防止することにより、その機能を発揮できる設計とする。原子炉圧力容器は最低使用温度を21℃に設定し、関連温度(初期)を-12℃以下に管理することで脆性破壊が生じない設計とする。原子炉圧力容器の破壊靱性に対する評価については、添付書類「V-1-2-2 原子炉圧力容器の脆性破

壊防止に関する説明書」に示す。

放射線に対して中央制御室遮蔽及び緊急時対策所遮蔽は、想定事故時においても、遮蔽装置としての機能を損なわない設計とする。中央制御室遮蔽及び緊急時対策所遮蔽の遮蔽設計及び評価については、添付書類「V-4-2 生体遮蔽装置の放射線の遮蔽及び熱除去についての計算書」に示す。

d. 屋外の天候による影響（凍結及び降水）

屋外の安全施設及び常設重大事故等対処設備については、屋外の天候による影響（凍結及び降水により機能を損なわないよう防水対策及び凍結防止対策を行う設計とする。

e. 荷重

安全施設及び常設重大事故等対処設備については、自然現象（地震、津波（敷地に遡上する津波を含む。）、風（台風）、竜巻、積雪及び火山の影響）による荷重の評価を行い、それぞれの荷重及びこれらの荷重の組合せにも機能を有効に発揮できる設計とする。

可搬型重大事故等対処設備については、自然現象（地震、津波（敷地に遡上する津波を含む。）、風（台風）、竜巻、積雪及び火山の影響）によって機能を損なうことのない設計とする。

可搬型重大事故等対処設備は、地震荷重及び地震を含む荷重の組合せが作用する場合には、その機能を有効に発揮するために、横滑りを含めて地震による荷重を考慮して機能を損なわない設計にするとともに、地震後においても機能及び性能を保持する設計とする。

屋内の重大事故等対処設備については、風（台風）及び竜巻による風荷重に対し外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋等内に設置又は保管する設計とする。

屋外の重大事故等対処設備については、地震荷重及び地震を含む荷重の組合せが作用する場合において、固縛することにより転倒及び滑りを防止するとともに、竜巻による浮き上がり荷重及び横滑り荷重による荷重が作用する場合においても飛散させないように、固縛するとともに、積雪及び火山の影響を考慮して、必要により除雪及び除灰等の措置を講じる。

組み合わせる荷重の考え方については、添付書類「V-1-1-2 発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」のうち添付書類「V-1-1-2-1-1 発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針」に示す。

安全施設及び常設重大事故等対処設備の地震荷重及び地震を含む荷重の組合せに対する設計については、添付書類「V-2 耐震性に関する説明書」のうち添付書類「V-2-1 耐震設計の基本方針」に基づき実施する。また、地震以外の荷重及び地震以外の荷重の組合せに対する設計については、添付書類「V-1-1-2 発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」のうち添付書類「V-1-1-2-1-1 発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針」に基づき実施する。

地震荷重及び地震を含む荷重の組合せに対する設計を含めた自然現象、外部人為事象、溢水及び火災に対する可搬型重大事故等対処設備の機能保持に係る設計については、別添-2「可搬型重大事故等対処設備の設計方針」に基づき実施する。また、屋外の重大事故等

対処設備の地震以外の荷重及び地震以外の荷重の組合せに対する設計については、添付書類「V-1-1-2 発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」のうち添付書類「V-1-1-2-1-1 発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針」に基づき実施する。

(2) 海水を通水する系統への影響

- ・ 常時海水を通水する、海に設置する又は海で使用する安全施設及び重大事故等対処設備は、耐腐食性材料を使用する。常時海水を通水する機器については、耐腐食性向上として炭素鋼内面にライニング又は塗装を行う設計とする。ただし、安全施設及び重大事故等対処設備のうち、常時海水を通水するコンクリート構造物については、腐食を考慮した設計とする。
- ・ 原則、淡水を通水するが、海水も通水する可能性のある重大事故等対処設備は、可能な限り淡水を優先し海水通水を短期間とすることで、海水の影響を考慮した設計とする。また、海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。

(3) 電磁的障害

- ・ 安全施設と重大事故等対処設備のうち電磁波に対する考慮が必要な機器は、事故等時においても、電磁波によりその機能が損なわれないよう、ラインフィルタや絶縁回路を設置することによりサージ・ノイズの進入を防止する、又は鋼製筐体や金属シールド付ケーブルを適用し電磁波の進入を防止する等の措置を講じた設計とする。

(4) 周辺機器等からの悪影響

- ・ 安全施設は、地震、火災、溢水及びその他の自然現象並びに外部人為事象による他設備からの悪影響により、発電用原子炉施設としての安全機能が損なわれないよう措置を講じた設計とする。
- ・ 重大事故等対処設備は、事故対応のために設置・配備している自主対策設備や風（台風）及び竜巻等を考慮して当該設備に対し必要により講じた落下防止、転倒防止、固縛などの措置を含む周辺機器等からの悪影響により、重大事故等に対処するために必要な機能を失うおそれがない設計とする。
- ・ 重大事故等対処設備が受ける周辺機器等からの悪影響としては、自然現象、外部人為事象、火災及び溢水による波及的影響を考慮する。屋外の重大事故等対処設備は、地震以外の自然現象及び外部人為事象による波及的影響に起因する周辺機器等からの悪影響により、重大事故等に対処するための必要な機能を損なわないように、常設重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等と位置的分散を図り設置し、可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図るとともに、その機能に応じて、全てを一つの保管場所に保管することなく、一部は離れた位置の保管場所に分散配置する。位置的分散については、「2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」に示す。

- ・地震の波及的影響によりその機能を喪失しないように、重大事故等対処設備は地震による火災源又は溢水源とならない設計とする。常設重大事故等対処設備は、技術基準規則第50条「地震による損傷の防止」に基づく設計とする。可搬型重大事故等対処設備は、地震の波及的影響により、重大事故等に対処するための必要な機能を損なわないように、設計基準事故対処設備の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り、その機能に応じて、全てを一つの保管場所に保管することなく、一部は離れた位置の保管場所に分散配置する。位置的分散については、「2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」に示す。また、屋内の可搬型重大事故等対処設備は、油内包機器による地震随伴火災の有無や、水又は蒸気内包機器による地震随伴溢水の影響を考慮して保管するとともに、屋外の可搬型重大事故等対処設備は、地震により生ずる敷地下斜面の滑り、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の低下及び地下構造物及び水路等の崩壊等を受けない位置に保管する。
- ・火災の波及的影響によりその機能を喪失しないように、重大事故等対処設備は火災発生防止、感知、消火による火災防護を行う。常設重大事故等対処設備は、技術基準規則第52条「火災による損傷の防止」に基づく設計とする。可搬型重大事故等対処設備は、火災防護対策を火災防護計画に策定する。
- ・溢水の波及的影響によりその機能を喪失しないように、重大事故等対処設備は、想定される溢水水位に対して機能を喪失しない位置に設置又は保管する。

波及的影響を含めた地震、火災、溢水以外の自然現象及び外部人為事象に対する安全施設及び重大事故等対処設備の設計については、添付書類「V-1-1-2 発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」のうち添付書類「V-1-1-2-1-1 発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針」に基づき実施する。

波及的影響を含めた安全施設及び常設重大事故等対処設備の耐震設計については、添付書類「V-2 耐震性に関する説明書」に基づき実施する。

波及的影響を含めた可搬型重大事故等対処設備の保管場所における考慮については、別添-1「可搬型重大事故等対処設備の保管場所及びアクセスルート」に示す。

波及的影響を含めた発電用原子炉施設で火災が発生する場合を考慮した安全施設及び常設重大事故等対処設備の火災防護設計については、添付書類「V-1-1-7 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書」の「2. 火災防護の基本方針」に基づき実施する。波及的影響を含めた可搬型重大事故等対処設備の火災防護計画については、添付書類「V-1-1-7 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書」の「8. 火災防護計画」に基づき策定する。

波及的影響を含めた発電用原子炉施設内で発生が想定される溢水の影響評価を踏まえた安全施設及び重大事故等対処設備の溢水防護設計については、添付書類「V-1-1-8 発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書」のうち添付書類「V-1-1-8-1 溢水等による損傷防止の基本方針」に基づき実施する。

(5) 冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む。）

- ・安全施設は、日本機械学会「配管内円柱状構造物の流力振動評価指針」（J S M E S

012-1998) による規定に基づく評価を行い、配管内円柱状構造物が流体振動により破損物として冷却材に流入しない設計とする。

- ・安全施設は、水質管理基準を定めて水質を管理することにより異物の発生を防止する設計とする。
- ・安全施設及び重大事故等対処設備は、系統外部から異物が流入する可能性のある系統に対しては、ストレーナ等を設置することにより、その機能を有効に発揮できる設計とする。
- ・安全施設及び重大事故等対処設備は、原子炉压力容器内又は原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに冷却材中の異物の影響により想定される最も小さい有効吸込水頭において、その機能を有効に発揮できる設計とする。

配管内円柱状構造物の流力振動評価については、添付書類「V-1-4-1 流体振動又は温度変動による損傷の防止に関する説明書」に示す。

想定される最も小さい有効吸込水頭において、ポンプが正常に機能することについては、添付書類「V-1-4-2 非常用炉心冷却設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書」及び添付書類「V-1-8-4 圧力低減設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書」に示す。

#### (6) 設置場所における放射線の影響

- ・安全施設及び重大事故等対処設備の設置場所は、事故等時においても操作及び復旧作業に支障がないように、遮蔽の設置や線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定した上で、設置場所から操作可能、放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作可能、又は中央制御室遮蔽区域内である中央制御室から操作可能な設計とする。
- ・可搬型重大事故等対処設備の設置場所は、重大事故等時においても設置及び常設設備との接続に支障がないように、遮蔽の設置や線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定することにより、当該設備の設置、及び常設重大事故等対処設備との接続が可能な設計とする。

設備の操作場所は、「(1)c. 放射線による影響」にて設定した事故時の線源、線源からの距離、遮蔽効果、操作場所での操作時間（移動時間を含む。）を考慮し、選定する。

遮蔽のうち一時的に設置する遮蔽を除く生体遮蔽装置の遮蔽設計及び評価については、添付書類「V-4-2 生体遮蔽装置の放射線の遮蔽及び熱除去についての計算書」に示す。

中央制御室における放射線の影響として、居住性を確保する設計については、添付書類「V-1-7-3 中央制御室の居住性に関する説明書」に示す。緊急時対策所における放射線の影響として、居住性を確保する設計については、添付書類「V-1-9-3-2 緊急時対策所の居住性に関する説明書」に示す。

## 2.4 操作性及び試験・検査性

安全施設は、誤操作を防止するとともに容易に操作ができる設計とし、重大事故等対処設備は、確実に操作できる設計とする。

設計基準対象施設及び重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検（試験及び検査を含む。）を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とし、構造・強度の確認又は内部構成部品の確認が必要な設備は、原則として分解・開放（非破壊検査を含む。）が可能な設計とする。

なお、機能・性能確認、各部の経年劣化対策及び日常点検を考慮することにより、分解・開放が不要なものについては外観の確認が可能な設計とする。

設計基準対象施設及び重大事故等対処設備は、使用前検査、施設定期検査、定期安全管理検査及び溶接安全管理検査の法定検査に加え、保全プログラムに基づく点検が実施できる設計とする。

設計基準対象施設及び重大事故等対処設備は、原則として、系統試験及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。系統試験については、テストライン等の設備を設置又は必要に応じて準備することで試験可能な設計とする。

また、悪影響防止の観点から他と区分する必要があるもの又は単体で機能・性能を確認するものは、他の系統と独立して機能・性能確認（特性確認を含む。）が可能な設計とする。

以下に操作性及び試験・検査性に対する設計上の考慮を説明する。

### (1) 操作性

安全施設及び重大事故等対処設備は、操作性を考慮して以下の設計とする。

- ・安全施設は、プラントの安全上重要な機能を損なうおそれがある機器・弁等に対して、色分けや銘板取り付け等の識別管理や人間工学的な操作性も考慮した監視操作エリア・設備の配置、中央監視操作の盤面配置、理解しやすい表示方法とするとともに施錠管理を行い、運転員の誤操作を防止する設計とする。また、保守点検において誤りが生じにくいよう留意した設計とする。盤面器具（指示計、記録計、操作器具、表示装置、警報表示）を系統毎にグループ化して主制御盤に集約し、操作器具の統一化（色、形状、操作方法）等を行うことで、通常運転、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時において運転員の誤操作を防止するとともに容易に操作ができる設計とする。
- ・当該操作が必要となる理由となった事象が有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件及び発電用原子炉施設で有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件を想定しても、運転員が運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対応するための設備を中央制御室において容易に操作することができる設計とするとともに、現場操作についても運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時に操作が必要な箇所は環境条件を想定し、適切な対応を行うことにより容易に操作することができる設計とする。
- ・重大事故等対処設備は、手順書の整備、訓練・教育による実操作及び模擬操作を行うことで、重大事故等時においても、操作環境、操作準備及び操作内容を考慮して確実に操

作でき、「許可申請書十号」ハ. で考慮した要員数と想定時間内で、アクセスルートの確保を含め重大事故等に対処できる設計とする。これらの運用に係る体制、管理等については、保安規定に定める。以下a. からf. に安全施設及び重大事故等対処設備の操作性に係る考慮事項を説明する。

なお、中央制御室で操作を行う安全施設の操作性については、添付書類「V-1-5-4 中央制御室の機能に関する説明書」に示す。

a. 操作環境

- ・重大事故等対処設備は、十分な操作空間を確保するとともに、確実な操作ができるよう、必要に応じて操作台を近傍に配置できる設計とする。
- ・防護具、照明等は重大事故等時に迅速に使用できる場所に配備する。

操作環境における被ばく影響については、「2.3 環境条件等」に示す。

b. 操作準備

- ・重大事故等対処設備は、現場操作において工具を必要とする場合は、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とする。
- ・工具は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とする。
- ・可搬型重大事故等対処設備の運搬、設置が確実に行えるように、人力又は車両等による運搬、移動ができるとともに、設置場所にてアウトリガの設置又は固縛等が可能な設計とする。

c. 操作内容

- ・現場のスイッチは、運転員等の操作性及び人間工学的観点から考慮した設計とする。
- ・重大事故等発生時に電源操作が必要な設備は、感電防止のため充電露出部への近接防止を考慮した設計とする。
- ・重大事故等発生時に現場で操作を行う弁は、手動操作又は専用工具による操作が可能な設計とする。
- ・重大事故等発生時の現場での接続操作は、ボルト・ネジ接続、フランジ接続又は簡便な接続規格等、接続規格を統一することにより、確実に接続が可能な設計とする。
- ・重大事故等に対処するため迅速な操作を必要とする機器は、必要な時間内に操作できるように中央制御室での操作が可能な設計とする。中央制御室の操作盤のスイッチは、運転員等の操作性及び人間工学的観点から考慮した設計とする。
- ・重大事故等時において操作する重大事故等対処設備のうち動的機器については、その作動状態の確認が可能な設計とする。

d. 切り替え性

- ・重大事故等対処設備のうち、本来の用途以外の用途（として重大事故等に対処するために使用する設備は、通常時に使用する系統から速やかに切替操作が可能なように、系統に必要な弁等を設ける設計とする。

e. 可搬型重大事故等対処設備の接続性

- ・可搬型重大事故等対処設備を常設設備と接続するものについては、容易かつ確実に接続できるように、原則としてケーブルは、ボルト、ネジ又は簡便な接続規格を、配管

は、フランジを用いる設計とする。他の方法で容易かつ確実に接続できる場合は、専用の接続方法を用いる設計とする。

- ・同一ポンプを接続する系統では、同口径の接続口とする、又は接続継手を配備することにより、複数の系統での規格の統一も考慮する。

f. アクセスルート

アクセスルートは、重大事故等時において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、発電所内の道路及び通路が確保できるよう、以下の設計とする。

- ・屋内及び屋外において、アクセスルートは、自然現象、外部人為事象、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム、溢水及び火災を想定しても、運搬、移動に支障をきたすことのないよう、別ルートも考慮した複数のアクセスルートを確保する。なお、屋外アクセスルートは、基準地震動 $S_0$ 及び敷地遡上津波の影響を受けないルートを確保する。
- ・屋外及び屋内アクセスルートは、自然現象に対して、地震、津波、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮を考慮し、外部人為事象に対して、飛来物（航空機落下）、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突を考慮する。
- ・アクセスルート及び火災防護に関する運用については、保安規定に定める。
- ・屋外アクセスルートに対する地震による影響（周辺構造物の倒壊、周辺斜面の崩壊及び道路面のすべり）、その他自然現象による影響（風（台風）及び竜巻による飛来物、積雪、火山の影響）を想定し、複数のアクセスルートの中から、早期に復旧可能なアクセスルートを確保するため、障害物を除去可能なホイールローダを1セット2台使用する。ホイールローダの保有数は、1セット2台、故障時及び保守点検による待機除外時の予備として3台の合計5台を分散して保管する設計とする。また、降水及び地震による屋外タンクからの溢水に対して、道路上への自然流下も考慮した上で、通行への影響を受けない箇所にアクセスルートを確保する設計とする。
- ・アクセスルートは、基準津波を超え敷地に遡上する津波による遡上高さに対して十分余裕を見た高さに高所のアクセスルートを確保する設計とする。また、高潮に対して、通行への影響を受けない敷地高さにアクセスルートを確保する設計とする。
- ・自然現象のうち凍結及び森林火災、並びに外部人為事象のうち飛来物（航空機落下）、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス及び船舶の衝突に対しては、複数のアクセスルートを確保する設計とする。落雷に対しては、道路面が直接影響を受けることはないため、生物学的事象に対しては、容易に排除可能なため、アクセスルートへの影響はない。
- ・屋外のアクセスルートは、地震の影響による周辺斜面の崩壊及び道路面のすべりで崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、ホイールローダによる崩壊箇所の復旧又は別ルートの通行を行うことで、通行性を確保できる設計とする。また、地震時に使用を想定するルートに不等沈下等に伴う段差の発生が想定される箇所においては、

段差解消対策等を行う設計とする。

- ・屋内アクセスルートは、津波、その他の自然現象による影響（風（台風）及び竜巻による飛来物、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象及び森林火災）及び外部人為事象（飛来物（航空機落下）、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス及び船舶の衝突）に対しては、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋等内に確保する設計とする。
- ・屋内アクセスルートの設定に当たっては、油内包機器による地震随伴火災の影響や、水又は蒸気内包溢水の影響を考慮するとともに、別ルートも考慮した複数のルート選定が可能な配置設計とする。
- ・屋内アクセスルートにおいては、溢水等に対してアクセスルートでの被ばくを考慮した放射線防護具を着用する。また、地震時に資機材の転倒により通行が阻害されないように火災の発生防止対策や、通行性確保対策として、アクセスルートへは通行可能な通路幅が確保できない資機材を設置しないこととするとともに、通行可能な通路幅が確保できる資機材についても必要に応じて落下防止、転倒防止、固縛等により通行に支障をきたさない措置を講じる。

アクセスルートの確保について、周辺斜面の崩壊等に対する考慮を別添-1「可搬型重大事故等対処設備の保管場所及びアクセスルート」に示す。

## (2) 試験・検査性

設計基準対象施設は、その健全性及び能力を確認するために、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検（試験及び検査を含む。）が可能な構造であり、かつ、そのために必要な配置、空間及びアクセス性を備えた設計とする。

また、設計基準対象施設は、使用前検査、溶接安全管理検査、施設定期検査、定期安全管理検査並びに技術基準規則に定められた試験及び検査ができるように以下について考慮した設計とする。

- ・発電用原子炉の運転中に待機状態にある設計基準対象施設は、試験又は検査によって発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的に試験及び検査ができる設計とする。また、多様性又は多重性を備えた系統及び機器にあっては、その健全性並びに多様性及び多重性を確認するため、各々が独立して試験又は検査ができる設計とする。
- ・設計基準対象施設のうち構造、強度の確認又は内部構成部品の確認が必要な設備は、原則として分解・開放（非破壊検査を含む。）が可能な設計とし、機能・性能確認、各部の経年劣化対策及び日常点検を考慮することにより、分解・開放が不要なものについては外観の確認が可能な設計とする。

重大事故等対処設備は、設計基準対象施設と同様な設計に加えて、以下について考慮した設計とする。

- ・重大事故等対処設備のうち電源は、電気系統の重要な部分として適切な定期試験及び検査が可能な設計とする。

設計基準対象施設及び重大事故等対処設備は、具体的に以下の機器区分ごとに示す試験・検査が実施可能な設計とし、その設計に該当しない設備は個別の設計とする。

- a. ポンプ、ファン、圧縮機
  - ・機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、これらは他の系統へ悪影響を及ぼさず試験可能な設計とする。
  - ・分解が可能な設計とする。ただし、可搬型設備は、分解又は取替が可能な設計とする。
  - ・ポンプ車は、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。
- b. 弁（手動弁、電動弁、空気作動弁、安全弁）
  - ・機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、これらは他の系統へ悪影響を及ぼさず試験可能な設計とする。
  - ・分解点検が可能な設計とする。
  - ・人力による手動開閉機構を有する弁は、規定トルクによる開閉確認が可能な設計とする。
- c. 容器（タンク類）
  - ・機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、これらは他の系統へ悪影響を及ぼさず試験可能な設計とする。
  - ・内部確認が可能なよう、マンホール等を設ける。又は外観の確認が可能な設計とする。
  - ・原子炉格納容器は、全体漏えい率試験が可能な設計とする。
  - ・ボンベは規定圧力の確認及び外観の確認が可能な設計とする。
  - ・ほう酸水貯蔵タンクは、ほう酸濃度及びタンク水位を確認できる設計とする。
  - ・よう素フィルタは、銀ゼオライトの性能試験が可能な設計とする。
  - ・軽油貯蔵タンク等は、油量を確認できる設計とする。
  - ・タンクローリは、車両としての運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。
- d. 熱交換器
  - ・機能・性能及び漏えいの確認が可能な設計とするとともに、これらは他の系統へ悪影響を及ぼさず試験可能な設計とする。
  - ・分解点検が可能な設計とする。
- e. 空調ユニット
  - ・機能・性能の確認が可能な設計とするとともに、これらは他の系統へ悪影響を及ぼさず試験可能な設計とする。
  - ・フィルタを設置するものは、差圧確認が可能な設計とする。また、内部確認が可能なように、点検口を設ける設計とする。
- f. 流路
  - ・機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、これらは他の系統へ悪影響を及ぼさず試験可能な設計とする。
  - ・熱交換器を流路とするものは、熱交換器の設計方針に従う。
- g. 内燃機関
  - ・機能・性能の確認が可能なように、発電機側の負荷を用いる試験系統等により、機能・

性能確認ができる系統設計とする。

・分解が可能な設計とする。ただし、可搬型設備は、分解又は取替が可能な設計とする。

h. 発電機

・機能・性能の確認が可能なように、各種負荷（ポンプ負荷、系統負荷、模擬負荷）により機能・性能確認ができる系統設計とする。

・分解が可能な設計とする。ただし、可搬型設備は、分解又は取替が可能な設計とする。

・電源車は、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

i. その他電源設備

・各種負荷（系統負荷、模擬負荷）、絶縁抵抗測定、弁の開閉又は試験装置により、機能・性能の確認ができる系統設計とする。

・鉛蓄電池は、電圧測定が可能な系統設計とする。ただし、鉛蓄電池（ベント型）は電圧及び比重測定が可能な系統設計とする。

j. 計測制御設備

・模擬入力により機能・性能の確認（特性確認又は設定値確認）及び校正が可能な設計とする。

・論理回路を有する設備は、模擬入力による機能確認として、論理回路作動確認が可能な設計とする。

k. 遮蔽

・主要部分の断面寸法の確認が可能な設計とする。

・外観の確認が可能な設計とする。

l. 通信連絡設備

・機能・性能の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

第 2-1-1 表 (1/2) 放射線の環境条件設定方法 (重大事故等時)

対象区画	環境条件設定方法			環境条件	
	想定する事象	線源等	線量評価		
原子炉格納容器内	有効性評価のうち、原子炉格納容器内の線量が最も高くなる事象として「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗 (+全交流動力電源喪失)」を想定する。	「許可申請書十号」ハ.において評価した重大事故等のうち「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗 (+全交流動力電源喪失)」時に原子炉格納容器内に放出される放射性物質の存在量を包絡した線源 (第 2-1-2 表) を設定する。なお、線源の設定に当たり、線量への寄与が大きい希ガス、ヨウ素及びセシウムの原子炉格納容器への放出については全量放出を想定する。	原子炉格納容器自由体積を保存し、区画内に線源が均一に分布するとして線量を評価した結果、主蒸気逃がし安全弁は 550 kGy/7 日間、その他の設備は 640 kGy/7 日間を設定する。	550 kGy/7 日間 (主蒸気逃がし安全弁)、640 kGy/7 日間 (その他の設備)	
原子炉格納容器外	原子炉建屋 原子炉棟内	有効性評価のうち、原子炉格納容器内の線量が最も高くなる事象として「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗 (+全交流動力電源喪失)」を想定する。	「許可申請書十号」ハ.において評価した重大事故等のうち「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗 (+全交流動力電源喪失)」時に原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいする放射性物質の存在量を包絡した線源 (第 2-1-3 表) を設定する。なお、線源の設定に当たり、想定する事象に応じた原子炉格納容器からの漏えい率 (1.3 %/日未満) を上回る漏えい率として 1.5 %/日一定を想定する。	原子炉建屋原子炉棟自由体積を保存し、区画内に線源が均一に分布するとして線量を評価した結果、1.7 kGy/7 日間を設定する。 なお、「格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)」時は、最高 15.2 mGy/h であり、1.7 kGy/に包絡される。	1.7 kGy/7 日間

対象区画		環境条件設定方法			環境条件
		想定する事象	線源等	線量評価	
原子炉格納容器外	原子炉建屋の原子炉棟外及びその他の建屋内	有効性評価のうち、原子炉格納容器内に浮遊する放射性物質が多くなり、格納容器ベントを実施し原子炉建屋の原子炉棟外及びその他の建屋内の線量が厳しくなる事象として「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗（+全交流動力電源喪失）」において、代替循環冷却系が使用できない場合を想定する。	原子炉建屋付属棟等の遮へい効果を考慮しないことから、屋外と同じ線源を設定する。	屋外と同じの放射線量として3 Gy/7日間を設定する。	3 Gy/7日間
屋外		有効性評価のうち、原子炉格納容器内に浮遊する放射性物質が多くなり、格納容器ベントを実施し屋外線量が厳しくなる事象として「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗（+全交流動力電源喪失）」において、代替循環冷却系が使用できない場合を想定する。	屋外における放射線の環境条件設定のための線源は、「中央制御室の居住性に関する説明書」に記載される炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室への入退域時の被ばく評価における線源と同じく、「許可申請書十号」ハ.において評価した重大事故等のうち「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗（+全交流動力電源喪失）」時に原子炉建屋原子炉棟内の放射性物質及び大気中へ放出された放射性物質を線源として設定する。	屋外における線量は、「中央制御室の居住性に関する説明書」に記載される炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室への入退域時の被ばく評価に使用するモデル等を使用して設定する。評価点は、屋外の原子炉建屋近傍の位置を代表点として評価する。評価の結果、環境条件は3 Gy/7日間を設定する。	3 Gy/7日間

第 2-1-1 表 (2/2) 放射線の環境条件設定方法 (設計基準事故時)

対象区画		環境条件設定方法			環境条件
		想定する事象	線源等	線量評価	
原子炉格納容器内		原子炉格納容器内で発生する事象として、原子炉格納容器内の線量が最も高くなる事象として「原子炉冷却材喪失」を想定する。	「許可申請書十号」ロ.において評価した設計基準事故のうち「原子炉冷却材喪失」時に原子炉格納容器内に放出される放射性物質を線源(第 2-1-4 表)として設定する。	原子炉格納容器自由体積を保存し、区画内に線源が均一に分布するとして線量を評価した結果、260 kGy/6 ヶ月を設定する。	260 kGy/6 ヶ月
原子炉格納容器外	原子炉建屋 原子炉棟内	原子炉格納容器内で発生する事象として、原子炉格納容器内の線量が最も高くなる事象として「原子炉冷却材喪失」を想定する。	「許可申請書十号」ロ.において評価した設計基準事故のうち「原子炉冷却材喪失」時に原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいする放射性物質を線源(第 2-1-5 表)として設定する。	原子炉建屋原子炉棟自由体積を保存し、区画内に線源が均一に分布するとして線量を評価した結果、1.7 kGy/6 ヶ月を設定する。	1.7 kGy/6 ヶ月
	原子炉建屋 の原子炉棟 外及びその 他の建屋内	各事故時の放射線の影響を直接受けない範囲であり、想定する事象はない。	原子炉建屋付属棟等の遮へい効果を考慮しないことから、屋外と同じ線源を設定する。	屋外と同じ放射線量として、1 mGy/h 以下を設定する。	1 mGy/h 以下

対象区画	環境条件設定方法			環境条件
	想定する事象	線源等	線量評価	
屋外	原子炉格納容器内で発生する事象として、原子炉格納容器内の線量が最も高くなる事象として「原子炉冷却材喪失」を想定する。	屋外における放射線の環境条件設定のための線源は、「中央制御室の居住性に関する説明書」に記載される設計基準事故時の中央制御室への入退域時の被ばく評価における線源と同じく、「許可申請書十号」ロ.において評価した設計基準事故のうち「原子炉冷却材喪失」時の、原子炉建屋原子炉棟内の放射性物質及び大気中へ放出された放射性物質を線源として設定する。	屋外における線量は、「中央制御室の居住性に関する説明書」に記載される設計基準事故時の中央制御室への入退域時の被ばく評価に使用するモデル等を使用して設定する。評価点は、屋外の中央制御室相当（入口付近）の位置を代表点として評価する。評価の結果、環境条件は1 mGy/h以下を設定する。	1 mGy/h 以下

第 2-1-2 表 重大事故時における原子炉格納容器内の積算放射能量

核種	積算放射能量[Bq・s] (0.5 MeV 換算値)	
	ドライウエル	サプレッション・チェンバ
希ガス類	約 6.6E+23	約 2.8E+23
よう素類	約 1.0E+24	約 1.2E+24
CsOH 類	約 1.1E+23	約 1.9E+23
Sb 類	約 4.0E+21	約 6.5E+21
TeO <sub>2</sub> 類	約 2.1E+22	約 3.5E+22
SrO 類	約 3.7E+21	約 6.0E+21
BaO 類	約 9.6E+21	約 1.6E+22
MoO <sub>2</sub> 類	約 1.5E+21	約 2.5E+21
CeO <sub>2</sub> 類	約 2.4E+21	約 3.9E+21
La <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 類	約 9.2E+21	約 1.5E+22

第 2-1-3 表 重大事故時における原子炉建屋原子炉棟内の積算放射能量

核種	積算放射能量[Bq・s] (0.5 MeV 換算値)
希ガス類	約 1.5E+22
よう素類	約 2.3E+22
CsOH 類	約 2.5E+21
Sb 類	約 4.9E+19
TeO <sub>2</sub> 類	約 3.1E+20
SrO 類	約 1.0E+19
BaO 類	約 2.0E+20
MoO <sub>2</sub> 類	約 3.0E+19
CeO <sub>2</sub> 類	約 3.7E+19
La <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 類	約 1.9E+20

2-1-4 表 設計基準事故時における原子炉格納容器内の積算放射エネルギー

核種	積算放射エネルギー[Bq・s] (0.5 MeV 換算値)	核種	積算放射エネルギー[Bq・s] (0.5 MeV 換算値)
Kr-83m	約 2.8E+19	I-131	約 1.3E+23
Kr-85m	約 1.1E+22	I-132	約 4.7E+23
Kr-85	約 4.3E+21	I-133	約 5.5E+22
Kr-87	約 2.9E+22	I-134	約 1.2E+22
Kr-88	約 2.2E+23	I-135	約 4.5E+22
Xe-131m	約 2.4E+21		
Xe-133m	約 4.8E+21		
Xe-133	約 4.3E+23		
Xe-135m	約 1.4E+21		
Xe-135	約 1.7E+23		
Xe-138	約 2.0E+22		

第 2-1-5 表 設計基準事故時における原子炉建屋原子炉棟内の積算放射エネルギー

核種	積算放射エネルギー[Bq・s] (0.5 MeV 換算値)	核種	積算放射エネルギー[Bq・s] (0.5 MeV 換算値)
Kr-83m	約 1.4E+16	I-131	約 1.6E+20
Kr-85m	約 1.1E+19	I-132	約 5.5E+20
Kr-85	約 2.1E+19	I-133	約 5.7E+19
Kr-87	約 1.0E+19	I-134	約 2.6E+18
Kr-88	約 1.6E+20	I-135	約 3.4E+19
Xe-131m	約 1.1E+19		
Xe-133m	約 1.9E+19		
Xe-133	約 1.9E+21		
Xe-135m	約 1.1E+17		
Xe-135	約 3.0E+20		
Xe-138	約 1.4E+18		

### 3. 系統施設毎の設計上の考慮

申請範囲における設計基準対象施設と重大事故等対処設備について、系統施設ごとの機能と、機能としての健全性を確保するための設備の多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散について説明する。あわせて、特に設計上考慮すべき事項について、系統施設ごとに以下に示す。

なお、流路を形成する配管及び弁並びに電路を形成するケーブル及び盤等への考慮については、その系統内の動的機器（ポンプ、発電機等）を含めた系統としての機能を維持する設計とする。**重大事故等時に期待している設備で、重大事故等対処設備としていない設備については、重大事故等時の環境下でも健全性が確保されること確認する。**

#### 3.1 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設

##### (1) 機能

核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設は主に以下の機能を有する。

- a. 通常運転時等において、使用済燃料プールを冷却する機能
- b. 通常運転時等において、使用済燃料プールに注水する機能
- c. 重大事故等時において、使用済燃料プールの冷却等を行う機能
  - ・可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水
  - ・常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水
  - ・常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレイ
  - ・可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレイ
  - ・可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールのスプレイ
  - ・大気への放射性物質の拡散抑制
  - ・代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却（原子炉冷却系統施設及び非常用取水設備と兼用）
  - ・使用済燃料プールの状態監視（放射線管理施設と兼用）
- d. 重大事故等時の収束に必要となる水の供給設備
  - ・重大事故等収束のための水源（原子炉冷却系統施設、計測制御系統施設及び原子炉格納施設と兼用）
  - ・水の供給（原子炉冷却系統施設、原子炉格納施設及び非常用取水設備と兼用）
- e. 重大事故等時における計測制御機能

・使用済燃料プールの監視（放射線管理施設と兼用）

- f. 重大事故等時に対処するための流路，注水先，注入先，排出先等（原子炉冷却系統施設，計測制御系統施設及び原子炉格納施設と兼用）
  - g. アクセスルートの確保（原子炉冷却系統施設に同じ）
  - h. 可搬型重大事故等対処設備の運搬又は車両による移動（原子炉冷却系統施設に同じ）
- (2) 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散

「(1) 機能」を考慮して，重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備を，第3-1-1表に示す。

なお，当該設備のうち電源設備については，「3.7 その他発電用原子炉の附属施設」の「3.7.1 非常用電源設備」にて整理するものを含む。

(3) 環境条件等

a. 使用済燃料プール監視カメラ

使用済燃料プール周辺において，使用済燃料に係る重大事故等の対処に使用するため，その環境影響を考慮して，耐環境性向上を図る設計とする。

使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置より，使用済燃料プール監視カメラへ空気を供給し冷却することで，使用済燃料プールに係る重大事故等時における高温の環境下においても，使用済燃料プール監視カメラが機能維持できる設計とする。

### 3.2 原子炉冷却系統施設

#### (1) 機能

原子炉冷却系統施設は主に以下の機能を有する。

- a. 通常運転時等において、適切に炉心を冷却する機能（原子炉压力容器及び1次冷却材設備）
- b. 設計基準事故時等において、炉心を冷却する機能（非常用炉心冷却系）
- c. 設計基準事故時等において、原子炉压力容器に注水し、水位を維持する機能（原子炉隔離時冷却系）
- d. 通常運転時等において、炉心崩壊熱及び残留熱の除去、炉心を冷却する機能（残留熱除去系）
- e. 通常運転時等において、残留熱除去設備、非常用炉心冷却設備等の機器で発生する熱を冷却除去する機能（残留熱除去系海水系）
- f. 重大事故等時において、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機能
  - ・ 高圧代替注水系による原子炉注水
  - ・ 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水
  - ・ 高圧炉心スプレイ系による原子炉注水
  - ・ ほう酸水注入系による原子炉注水（ほう酸水注入）
  - ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリの圧力上昇抑制
- g. 重大事故等時において、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する機能
  - ・ 逃がし安全弁（自動減圧機能）
  - ・ 逃がし安全弁（逃がし弁機能）（計測制御系統施設と兼用）
  - ・ 原子炉減圧の自動化（計測制御系統施設と兼用）
  - ・ 逃がし安全弁機能回復（代替直流電源及び逃がし安全弁用可搬型蓄電池供給）（非常用電源設備と兼用）
  - ・ 非常用窒素供給系による窒素確保（計測制御系統施設と兼用）
  - ・ 非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧（計測制御系統施設と兼用）
  - ・ インターフェイスシステムLOCA隔離弁
- h. 重大事故等時において、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却する機能
  - ・ 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水

- ・ 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却
  - ・ 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水
  - ・ 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却
  - ・ 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却
  - ・ 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水
  - ・ 低圧炉心スプレイ系による原子炉注水
  - ・ 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱
  - ・ 緊急用海水系
  - ・ 残留熱除去系海水系
- i. 通常運転時等において、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能（残留熱除去系海水系）
- j. 重大事故等時において、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能
- ・ 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
  - ・ 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱
  - ・ 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱
  - ・ 残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プール水の除熱
  - ・ 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器内の除熱
  - ・ 残留熱除去系海水系による除熱
  - ・ 遠隔人力操作機構による現場操作
  - ・ 緊急用海水系による除熱
- k. 重大事故等時において、原子炉格納容器内の冷却等を行う機能
- ・ 緊急用海水系
  - ・ 残留熱除去系海水系
- l. 重大事故等時において、原子炉格納容器の過圧破損を防止する機能
- ・ 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（原子炉格納施設及び非常用取水設備と兼用）
- m. 重大事故等時において、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却する機能
- ・ 溶融炉心の落下遅延及び防止（原子炉格納施設と兼用）
- n. 重大事故等時において、使用済燃料プールの冷却等を行う機能
- ・ 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設及び非常用取水設備と兼用）

- o. 重大事故等時の収束に必要なとなる水の供給設備
    - ・重大事故等収束のための水源（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設，計測制御系統施設及び原子炉格納施設と兼用）
    - ・水の供給（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設，原子炉格納施設及び非常用取水設備と兼用）
  - p. 重大事故等時に対処するための流路，注水先，注入先，排出先等（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵，計測制御系統施設及び原子炉格納施設と兼用）
  - q. アクセスルートの確保
  - r. 可搬型重大事故等対処設備の運搬又は車両による移動
- (2) 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散
- 「(1) 機能」を考慮して，重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備を，第3-2-1表に示す。
- なお，当該設備のうち電源設備については，「3.7 その他発電用原子炉の附属施設」の「3.7.1 非常用電源設備」にて整理するものを含む。
- (3) 悪影響防止
- a. 共用
- 以下の設備については，東海発電所及び東海第二発電所で共用する設計とする。
- (a) 給水処理系
- 重要安全施設以外の安全施設としての給水処理系のうち原水タンク，ろ過水貯蔵タンク，多目的タンク及び純粹貯蔵タンクは，必要な容量をそれぞれ確保するとともに，接続部の弁を閉操作することにより隔離できる設計とすることで，安全性を損なわない設計とする。

### 3.3 計測制御系統施設

#### (1) 機能

計測制御系統施設は主に以下の機能を有する。

- a. 通常運転時等における計測制御機能
- b. 重大事故等時における計測制御機能
  - ・原子炉圧力容器内の温度
  - ・原子炉圧力容器内の圧力
  - ・原子炉圧力容器内の水位
  - ・原子炉圧力容器への注水量
  - ・原子炉格納容器への注水量
  - ・原子炉格納容器内の温度
  - ・原子炉格納容器内の圧力
  - ・原子炉格納容器内の水位
  - ・原子炉格納容器内の水素濃度
  - ・未臨界の維持又は監視
  - ・最終ヒートシンクの確保（格納容器圧力逃がし装置）（放射線管理施設と兼用）
  - ・最終ヒートシンクの確保（代替循環冷却系）
  - ・最終ヒートシンクの確保（残留熱除去系）
  - ・格納容器バイパスの監視
  - ・水源の確保
  - ・原子炉建屋内の水素濃度
  - ・原子炉格納容器内の酸素濃度
  - ・発電所内の通信連絡
  - ・必要な情報の把握
  - ・温度，圧力，水位，注水量の計測・監視
  - ・圧力，水位，注水量の計測・監視
- c. 通常運転時等における原子炉制御室機能
  - ・反応度制御系（原子炉停止系を含む。）に係る設備及び非常用炉心冷却系等非常時に原子炉の安全を確保するための設備を操作する機能
  - ・発電用原子炉施設の主要な系統の運転・制御に必要な監視及び制御機能
  - ・その他の発電用原子炉施設を安全に運転するために必要な機能
  - ・中央制御室の居住性の確保
- d. 重大事故等時における原子炉制御室機能
  - ・中央制御室にて操作を行う重大事故等対処設備を操作する機能
  - ・中央制御室にて操作を行う重大事故等対処設備の監視及び制御機能

- ・その他の重大事故等に対処するために必要な機能
  - ・中央制御室退避室による居住性の確保
  - ・可搬型照明（S A）による居住性の確保
  - ・酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計による居住性の確保
- e. 重大事故等時において、緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にする機能
- ・代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入
  - ・原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制
  - ・ほう酸水注入
  - ・自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止
- f. 重大事故等時において、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する機能
- ・逃がし安全弁（逃し弁機能）（原子炉冷却系統施設と兼用）
  - ・原子炉減圧の自動化（原子炉冷却系統施設と兼用）
  - ・非常用窒素供給系による窒素確保
  - ・非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉の減圧
- g. 重大事故等時において、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する機能
- ・格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視
- h. 重大事故等時において、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止する機能
- ・原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視
- i. 重大事故等時の収束に必要となる水の供給設備
- ・重大事故等収束のための水源（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設、原子炉冷却系統施設及び原子炉格納施設と兼用）
- j. 重大事故等時において、運転員が原子炉制御室にとどまるための機能
- ・中央制御室待避室による居住性の確保（放射線管理施設と兼用）
  - ・可搬型照明（S A）による居住性の確保
  - ・酸素濃度系及び二酸化炭素濃度系による居住性の確保
  - ・チェンジングエリアの設置及び運用による汚染の持ち込みの防止
- k. 重大事故等時における緊急時対策所機能
- ・必要な情報の把握（緊急時対策所と兼用）
  - ・通信連絡（緊急時対策所と兼用）

1. 通信連絡を行うために必要な機能
    - ・発電所内の通信連絡
    - ・発電所外（社内外）の通信連絡
  
  - m. 重大事故等時に対処するための流路，注水先，注入先，排出先等（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵，原子炉冷却系統施設及び原子炉格納施設と兼用）
  
  - n. アクセスルートの確保（原子炉冷却系統施設に同じ）
  
  - o. 可搬型重大事故等対処設備の運搬又は車両による移動（原子炉冷却系統施設に同じ）
- (2) 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散
- 「(1) 機能」を考慮して，重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備を，第3-3-1表に示す。
- なお，当該設備のうち電源設備については，「3.7 その他発電用原子炉の附属施設」の「3.7.1 非常用電源設備」にて整理するものを含む。
- また，計測機器の故障等により，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の多様性を有したパラメータについて，第3-3-2表及び第3-3-3表に示す。
- 第3-3-2表及び第3-3-3表で示すパラメータは，以下のとおり。
- ・重要監視パラメータ
 

主要パラメータのうち，耐震性，耐環境性を有し，重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも1つ以上有するパラメータをいう。
  - ・有効監視パラメータ
 

主要パラメータのうち，自主対策設備の計器のみで計測されるが，計測することが困難になった場合にその代替パラメータが重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器で計測されるパラメータをいう。
  - ・代替パラメータ
 

計器の故障，計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合及び計器電源の喪失により，主要パラメータを計測することが困難となった場合において，主要パラメータを推定するために必要なパラメータをいう。
  - ・自主対策設備
 

技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが，プラント状況によっては，事故対応に有効な設備をいう。
- (3) 悪影響防止
- a. 共用
 

以下の設備については，東海発電所及び東海第二発電所で共用する設計とする。

(a) 通信連絡設備

重要安全施設以外の安全施設としての通信連絡設備のうち無線連絡設備（固定型）、無線連絡設備（携帯型）、衛星電話設備（固定型）、衛星電話設備（携帯型）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS 端末及び F A X）、テレビ会議システム（社内）、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、I P 電話及び I P - F A X）、加入電話設備（加入電話及び加入 F A X）及び専用電話設備（ホットライン）（地方公共団体向）は、東海発電所で同時に通信・通話するために必要な仕様を満足する設計とすることで、安全性を損なわない設計とする。

常設重大事故等対処設備としての通信連絡設備のうち衛星電話設備（固定型）及び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、I P 電話及び I P - F A X）は、発電所の区別なく通信連絡することで、通信連絡を迅速に行うことができ、安全性の向上が図れることから、東海発電所及び東海第二発電所で共用する設計とする。衛星電話設備（固定型）及び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、I P 電話及び I P - F A X）は、共用により悪影響を及ぼさないよう、東海発電所及び東海第二発電所で同時に通信・通話するために必要な仕様を満足する設計とする。

### 3.4 放射性廃棄物の廃棄施設

#### (1) 機能

放射性廃棄物の廃棄施設は主に以下の機能を有する。

- a. 廃棄物の種類に応じて、処理又は貯蔵保管する機能

#### (2) 悪影響防止

- a. 共用

以下の設備については、東海発電所及び東海第二発電所で共用する設計とする。

##### (a) 固体廃棄物処理系

重要安全施設以外の安全施設としての固体廃棄物処理系のうちセメント混練固化装置、雑固体廃棄物焼却装置、雑固体減容処理設備、固体廃棄物貯蔵庫及び固体廃棄物作業建屋は、その処理量を東海第二発電所及び東海発電所における合計の予想発生量を考慮することで、安全性を損なわない設計とする。

### 3.5 放射線管理施設

#### (1) 機能

放射線管理施設は主に以下の機能を有する。

- a. 通常運転時等における原子炉制御室機能
  - ・中央制御室換気系及び原子炉建屋ガス処理系による移住性の確保
  - ・モニタリング・ポストによる放射線量の測定
  - ・放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定
  - ・気象観測設備による気象観測項目の測定
  
- d. 重大事故等時において、原子炉格納容器の過圧破損を防止する機能
  - ・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（原子炉格納施設及び非常用電源設備と兼用）
  
- c. 重大事故等時において、使用済燃料貯蔵槽の冷却等を行う機能
  - ・使用済燃料プールの状態監視（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設と兼用）
  
- d. 重大事故等時における計測制御機能
  - ・原子炉格納容器内の放射線量率
  - ・最終ヒートシンクの確保（格納容器圧力逃がし装置）（計測制御系統施設と兼用）
  - ・最終ヒートシンクの確保（耐圧強化ベント系）
  - ・使用済燃料プールの監視（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設と兼用）
  
- e. 重大事故等時において、運転員が原子炉制御室にとどまるための機能
  - ・中央制御室換気系による居住性の確保
  - ・中央制御室待避室による居住性の確保（計測制御系統施設と兼用）
  - ・可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定
  - ・可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定
  - ・可搬型放射能測定装置等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定
  - ・可搬型気象観測設備による気象観測項目の代替測定
  
- f. 重大事故等時における監視測定機能
  - ・可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定
  - ・可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定
  - ・可搬型放射能測定装置等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定
  - ・可搬型気象観測設備による気象観測項目の代替測定
  
- g. 緊急時対策所機能
  - ・緊急時対策所非常用換気設備及び緊急時対策所加圧設備による放射線防護（緊急時対

策所と兼用)

- ・放射線量の測定（緊急時対策所と兼用）

h. アクセスルートの確保（原子炉冷却系統施設に同じ）

i. 可搬型重大事故等対処設備の運搬又は車両による移動（原子炉冷却系統施設に同じ）

## (2) 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散

「(1) 機能」を考慮して、重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備を、第3-4-1表に示す。

なお、当該設備のうち電源設備については、「3.7 その他発電用原子炉の附属施設」の「3.7.1 非常用電源設備」にて整理するものを含む。

### a. 単一設計

#### (a) 中央制御室換気系

設計基準事故が発生した場合に長期間にわたって機能が要求される静的機器のうち、単一設計とする中央制御室換気系のダクトの一部については、当該設備に要求される原子炉制御室非常用換気空調機能が喪失する単一故障のうち、想定される最も過酷な条件として、ダクトの全周破断を想定しても、安全上支障のない期間に単一故障を確実に除去又は修復できる設計とし、その単一故障を仮定しない。

安全上支障のない期間については、設計基準事故時に、ダクトの全周破断に伴う漏えいを考慮したとしても、**中央制御室の運転員の被ばく量は緊急作業時に係る線源強度に対して十分な裕度を確保でき**、また、補修作業に係る被ばくが緊急時作業に係る線量限度以下とできる期間として、2日間とする。

単一設計における主要解析条件の比較を第3-7-1表に、ダクト全周破断時の影響評価を第3-7-2表に示す。

**中央制御室換気系のうち単一設計とするダクトの一部の設計に当たっては、想定される単一故障の除去又は修復のためのアクセス性が可能であり、かつ、補修作業が容易な設計とする。**

## (3) 悪影響防止

### a. 共用

以下の設備については、東海発電所及び東海第二発電所で共用する設計とする。

#### (a) 放射線監視設備

重要安全施設以外の安全施設としての放射線監視設備のうち固定モニタリング設備、気象観測設備、放射能観測車及び環境資料測定設備は、東海第二発電所及び東海発電所の共通の対象である発電所周辺の放射線等を監視、測定するために必要な仕様を満足する設計とすることで、安全性を損なわない設計とする。

重要安全施設以外の安全施設としての放射線監視設備のうち出入管理室は、東海第二

発電所及び東海発電所の共通の対象である管理区域の出入管理及び被ばく線量の監視をするために必要な仕様を満足する設計とすることで、安全性を損なわない設計とする。

### 3.6 原子炉格納施設

#### (1) 機能

原子炉格納施設は主に以下の機能を有する。

- a. 通常運転時等における原子炉格納容器バウンダリ機能
- b. 重大事故等時において、原子炉格納容器内の冷却等を行う機能
  - ・代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱
  - ・代替循環冷却系によるサブプレッション・プール水の除熱
  - ・代替格納容器スプレー冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却
  - ・代替格納容器スプレー冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却
  - ・残留熱除去系（格納容器スプレー冷却系）による格納容器内の除熱
  - ・残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）によるサブプレッション・プール水の除熱
- c. 重大事故等時において、原子炉格納容器の過圧破損を防止する機能
  - ・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（放射線管理施設及び非常用電源設備と兼用）
  - ・代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（原子炉冷却系統施設及び非常用取水設備と兼用）
- d. 重大事故等時において、原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却する機能
  - ・格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水
  - ・格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水
  - ・熔融炉心の落下遅延及び防止（原子炉冷却系統施設と兼用）
- e. 重大事故等時において、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する機能
  - ・可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化（非常用電源設備と兼用）
  - ・格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出（放射線管理施設及び非常電源設備と兼用）
- f. 重大事故等時において、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止する機能
  - ・原子炉建屋ガス処理系による水素排出
  - ・静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制
- g. 工場等外への放射性物質の拡散を抑制する機能
  - ・大気への放射性物質の拡散抑制（非常用取水設備と兼用）
  - ・海洋への放射性物質の拡散抑制
  - ・航空機燃料火災への泡消火（非常用取水設備と兼用）

- h. 重大事故等の収束に必要な水を提供する機能
    - ・重大事故等収束のための水源（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設，原子炉冷却系統施設及び計測制御系統施設と兼用）
    - ・水の供給（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設，原子炉冷却系統施設及び非常用取水設備と兼用）
  - i. 重大事故等時において，運転員が原子炉制御室にとどまるための機能
    - ・原子炉建屋ガス処理系による居住性の確保
    - ・原子炉建屋外側ブローアウトパネルの閉止による居住性の確保
  - j. 重大事故等時に対処するための流路，注水先，注入先，排出先等（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵，原子炉冷却系統施設及び計測制御系統施設と兼用）
  - k. アクセスルートの確保（原子炉冷却系統施設に同じ）
1. 可搬型重大事故等対処設備の運搬又は車両による移動（原子炉冷却系統施設に同じ）
- (2) 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散

「(1) 機能」を考慮して，重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備を，第 3-5-1 表に示す。

なお，当該設備のうち電源設備については，「3.7 その他発電用原子炉の附属施設」の「3.7.1 非常用電源設備」にて整理するものを含む。

a. 単一設計

(a) 原子炉建屋ガス処理系

設計基準事故が発生した場合に長期間にわたって機能が要求される静的機器のうち，単一設計とする原子炉建屋ガス処理系の配管の一部については，当該設備に要求される原子炉格納容器内又は放射性物質が原子炉格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能が喪失する単一故障のうち，想定される最も過酷な条件として，配管の全周破断を想定しても，安全上支障のない期間に単一故障を確実に除去又は修復できる設計とし，その単一故障を仮定しない。

安全上支障のない期間については，設計基準事故時に，配管の全周破断に伴う漏えいを考慮したとしても，周辺の公衆に対する放射線被ばくのリスクが設置（変更）許可を受けた「環境への放射性物質の異常な放出」の評価結果と同程度であり，また，補修作業に係る被ばくが緊急時作業に係る線量限度以下とできる期間として，屋外の場合 4 日間，屋内の場合 2 日間とする。

単一設計における主要解析条件の比較を第 3-7-3 表及び第 3-7-4 表に，配管全周破断時の影響評価を第 3-7-5 表及び第 3-7-6 表に示す。

設計に当たっては、想定される単一故障の除去又は修復のためのアクセスが可能であり、かつ、補修作業が容易となる設計とする。

(b) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）

設計基準事故が発生した場合に長期間にわたって機能が要求される静的機器のうち、単一設計とする残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）のスプレイヘッド（サプレッション・チェンバ側）については、想定される最も過酷な単一故障の条件として、配管1箇所<sup>1</sup>の全周破断を想定した場合においても、原子炉格納容器の冷却機能を達成できる設計とする。

また、静的機器の単一故障としてスプレイヘッド（サプレッション・チェンバ側）の全周破断を仮定しても、残留熱除去系2系統にてドライウェルスプレイを行うか、又は1系統をドライウェルスプレイ、もう1系統を残留熱除去系（サプレッション・プール冷却モード）で運転することで原子炉格納容器の冷却機能を代替できる設計とする。

単一設計における主要解析条件の比較を第3-7-7表に、スプレイヘッド（サプレッション・チェンバ側）全周破断時の影響評価を第3-7-8表に示す。

(3) 悪影響防止

a. 重大事故等対処設備使用時及び通常待機時の系統的な影響（電気的な影響を含む。）

(a) ブローアウトパネル閉止装置

原子炉建屋外側ブローアウトパネルは、誤開放しない設計又は開放した場合においても閉止できる若しくはブローアウトパネル閉止装置にて開口部を速やかに閉止できる設計とし、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

悪影響防止を含めた原子炉建屋外側ブローアウトパネル及びブローアウトパネル閉止装置等の機能要求に対する設計については、別添-4「ブローアウトパネル関連設備の設計方針」に示す。

### 3.7 その他発電用原子炉の附属施設

#### 3.7.1 非常用電源設備

##### (1) 機能

非常用電源設備は主に以下の機能を有する。

- a. 通常運転時等における非常用電源機能
- b. 重大事故等時における非常用電源機能
  - ・非常用交流電源設備による非常用所内電気設備への給電
  - ・常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電
  - ・可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電
  - ・所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電
  - ・可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電
  - ・常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電
  - ・可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電
  - ・常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電
  - ・可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電
  - ・可搬型設備用軽油タンクから各機器への給油
  - ・軽油貯蔵タンクから2C・2D 非常用ディーゼル発電機及び高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機への給油
- c. 重大事故等時において、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する機能
  - ・逃がし安全弁機能回復（代替直流電源供給及び逃がし安全弁用可搬型蓄電池供給）
- d. 重大事故等時において、原子炉格納容器の過圧破損を防止する機能
  - ・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（放射線管理施設及び原子炉格納施設と兼用）
- e. 重大事故等時において、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する機能
  - ・可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化（原子炉格納施設と兼用）
  - ・格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出（放射線管理施設及び原子炉格納施設と兼用）
- f. 緊急時対策所
  - ・緊急時対策所用代替電源設備による給電（緊急時対策所と兼用）
- g. アクセスルートの確保（原子炉冷却系統施設に同じ）
- h. 可搬型重大事故等対処設備の運搬又は車両による移動（原子炉冷却系統施設に同じ）

##### (2) 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散

「(1) 機能」を考慮して、重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の多重性又

は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備を，第3-6-1表に示す。

a. 非常用の計測制御用電源設備

非常用の計測制御用電源設備は，計装用主母線2母線及び計装用分電盤3母線で構成する。計装用分電盤2A及び2Bは，2系統に分離独立する設計とし，それぞれ非常用無停電電源装置から給電することで，多重性及び独立性を図った設計とする。

3.7.2 常用電源設備

(1) 機能

常用電源設備は主に以下の機能を有する。

a. 通常運転時等における保安電源機能

3.7.3 補助ボイラー

(1) 機能

所内ボイラは主に以下の機能を有する。

a. タービンのグランド蒸気，廃棄物処理系の濃縮器，屋外タンク配管の保温及び各種建屋等の暖房用の蒸気供給機能

(2) 悪影響防止

a. 共用

以下の設備については，東海発電所及び東海第二発電所で共用する設計とする。

(a) 所内ボイラ設備及び所内蒸気系

重要安全施設以外の安全施設としての所内ボイラ設備及び所内蒸気系は，必要な容量をそれぞれ確保するとともに，接続部の弁を閉操作することにより隔離できる設計とすることで，安全性を損なわない設計とする。

3.7.4 火災防護設備

火災防護設備は主に以下の機能を有する。

(1) 機能

a. 火災の発生防止，感知，消火，影響軽減機能

(2) 悪影響防止

a. 共用

以下の設備については，東海発電所及び東海第二発電所で共用する設計とする。

(a) 消火系

重要安全施設以外の安全施設としての消火系のうち構内消火用ポンプ，ディーゼル駆動構内消火ポンプ，原水タンク及び多目的タンクは，必要な容量をそれぞれ確保するとともに，接続部の弁を閉操作することにより隔離できる設計とすることで，安全

性を損なわない設計とする。

### 3.7.5 浸水防護施設

浸水防護施設は主に以下の機能を有する。

- (1) 機能
  - a. 津波防護機能
  - b. 浸水防止機能
  - c. 津波監視機能

### 3.7.6 補機駆動用燃料設備

#### (1) 機能

補機駆動用燃料設備は主に以下の機能を有する。

- a. 重大事故等時における補機駆動用燃料の供給機能
- b. アクセスルートの確保（原子炉冷却系統施設に同じ）
- c. 可搬型重大事故等対処設備の運搬又は車両による移動（原子炉冷却系統施設に同じ）

#### (2) 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散

「(1) 機能」を考慮して、重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備を、第3-6-2表に示す。

### 3.7.7 非常用取水設備

非常用取水設備は主に以下の機能を有する。

#### (1) 機能

- a. 通常運転時等における流路としての機能
- b. 重大事故等時における流路としての機能

#### (2) 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散

「(1) 機能」を考慮して、重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備を、第3-6-3表に示す。

### 3.7.8 緊急時対策所

#### (1) 機能

緊急時対策所は主に以下の機能を有する。

- a. 通常運転時等における緊急時対策所機能

- b. 重大事故等時における緊急時対策所機能
    - ・緊急時対策所非常用換気設備及び緊急時対策所加圧設備による放射線防護（放射線管理施設と兼用）
    - ・緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定
    - ・放射線量の測定（放射線管理施設と兼用）
    - ・必要な情報の把握（計測制御系統施設と兼用）
    - ・通信連絡（計測制御系統施設と兼用）
    - ・緊急時対策所用代替電源設備による給電（非常用電源設備と兼用）
  - c. アクセスルートの確保（原子炉冷却系統施設に同じ）
  - d. 可搬型重大事故等対処設備の運搬又は車両による移動（原子炉冷却系統施設に同じ）
- (2) 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散
- 「(1) 機能」を考慮して、重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備を、第3-6-4表に示す。
- なお、当該設備のうち電源設備については、「3.7.1 非常用電源設備」にて整理するものを含む。
- (3) 悪影響防止
- a. 共用
- 以下の設備については、東海発電所及び東海第二発電所で共用する設計とする。
- (a) 緊急時対策所
- 重要安全施設以外の安全施設としての緊急時対策所は、東海発電所と同時発災時に対応するために必要な居住性を確保する設計とすることで、安全性を損なわない設計とする。
- 常設重大事故等対処設備としての緊急時対策所は、東海第二発電所の重大事故等発生時に廃止措置中の東海発電所の事故が同時に発生した場合において、緊急時対策所用発電機、緊急時対策所用発電機用燃料タンク及び緊急時対策所用発電機給油ポンプを共用することにより、総合的な管理を行い安全性の向上を図ることができ、双方のプラント状況を考慮した指揮命令に悪影響を及ぼさないことから共用とする。

第3-1-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (1/7)

【設備区分：核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1, 2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設)*3		
(第69条) 可搬型代替注水中 型ポンプ又は可搬 型代替注水大型ポ ンプによる代替燃 料プール注水系(注 水ライン)を使用し た使用済燃料プー ル注水	残留熱除去系 (使用済燃料 プール水の冷却及び補給) 燃料プール冷却浄化系	可搬型代替注水中型ポンプ	可搬型	可搬型代替注水中型ポンプを使用した使用済燃料プール注水は、可搬型代替注水中型ポンプを空冷式のディーゼルエンジン駆動とすることで、電動駆動の燃料プール冷却浄化系ポンプ及び残留熱除去系ポンプに対して多様性を有する設計とする。
		可搬型代替注水大型ポンプ	可搬型	
	(使用済燃料プール)	使用済燃料プール (サイフォン防止機能含む) [注水先]	常設	可搬型代替注水大型ポンプの水源を代替淡水貯槽とすることで、燃料プール冷却浄化系ポンプ及び残留熱除去系ポンプを使用した使用済燃料プールへの注水機能に対して異なる水源を有する設計とする。
	サプレッション・プール	西側淡水貯水設備 [水源]	常設	可搬型代替注水中型ポンプの水源を西側淡水貯水設備とすることで、燃料プール冷却浄化系ポンプ及び残留熱除去系ポンプを使用した使用済燃料プールへの注水機能に対して異なる水源を有する設計とする。
		代替淡水貯槽 [水源]	常設	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、屋外の保管場所に分散して保管することで、原子炉建屋原子炉棟内の燃料プール冷却浄化系ポンプ、残留熱除去系ポンプ及び常設低圧代替注水系格納槽内の常設低圧代替注水系ポンプと位置的分散を図る設計とする。
(第69条) 常設低圧代替注水 系ポンプによる代 替燃料プール注水 系(注水ライン)を 使用した使用済燃 料プール注水	残留熱除去系 (使用済燃料 プール水の冷却及び補給) 燃料プール冷却浄化系	常設低圧代替注水系ポンプ	常設	常設低圧代替注水系ポンプを使用した使用済燃料プール注水は、常設代替高圧電源装置設置場に設置する常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置からの独立した電源供給ラインから給電することにより、原子炉建屋付属棟に設置する非常用ディーゼル発電機から給電する燃料プール冷却浄化系ポンプによる使用済燃料プール冷却及び残留熱除去系ポンプによる使用済燃料プール冷却及び補給に対して多様性を有し位置的分散を図る設計とする。常設低圧代替注水系ポンプは、冷却水を不要(自然冷却)とすることで、残留熱除去系海水系により冷却する残留熱除去系ポンプ及び自然冷却により冷却する燃料プール冷却浄化系ポンプに対して多様性を有する設計とする。常設低圧代替注水系ポンプは、屋外の常設低圧代替注水系格納槽内に設置することで、原子炉建屋原子炉棟内の燃料プール冷却浄化系ポンプ及び残留熱除去系ポンプと位置的分散を図る設計とする。常設低圧代替注水系ポンプの水源を代替淡水貯槽とすることで、燃料プール冷却浄化系ポンプ及び残留熱除去系ポンプを使用した使用済燃料プールへの注水機能に対して異なる水源を有する設計とする。
	(使用済燃料プール)	使用済燃料プール (サイフォン防止機能含む) [注水先]	常設	
	サプレッション・プール	代替淡水貯槽 [水源]	常設	

注記 \*1：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。

\*2：( ) 付の設備は、重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため、共通要因による機能喪失を想定していない。

\*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第 3-1-1 表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (2/7)

【設備区分：核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1, 2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設)*3		
(第 69 条) 常設低圧代替注水 系ポンプによる代 替燃料プール注水 系(常設スプレィヘ ッド)を使用した使 用済燃料プールの スプレィ	燃料プール冷却浄化系	常設低圧代替注水系ポンプ	常設	常設低圧代替注水系ポンプを使用した使用済燃料プールのスプレィは、常設代替高圧電源装置置場に設置する常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置からの独立した電源供給ラインから給電することにより、原子炉建屋付属棟に設置する非常用ディーゼル発電機から給電する燃料プール冷却浄化系ポンプによる使用済燃料プール冷却に対して多様性を有し位置的分散を図る設計とする。 常設低圧代替注水系ポンプは、冷却水を不要(自然冷却)とすることで、自然冷却により冷却する燃料プール冷却浄化系ポンプに対して多様性を有する設計とする。 常設低圧代替注水系ポンプは、屋外の常設低圧代替注水系格納槽内に設置することで、原子炉建屋原子炉棟内の燃料プール冷却浄化系ポンプと位置的分散を図る設計とする。 常設低圧代替注水系ポンプの水源を代替淡水貯槽とすることで、燃料プール冷却浄化系ポンプ及び残留熱除去系ポンプを使用した使用済燃料プールへの注水機能に対して異なる水源を有する設計とする。
		常設スプレィヘッド	常設	
	(使用済燃料プール)	使用済燃料プール (サイフォン防止機能含む) [注水先]	常設	
	サブプレッション・プール	代替淡水貯槽 [水源]	常設	
(第 69 条) 可搬型代替注水大 型ポンプによる代 替燃料プール注水 系(常設スプレィヘ ッド)を使用した使 用済燃料プールの スプレィ	燃料プール冷却浄化系	可搬型代替注水大型ポンプ	可搬型	可搬型代替注水大型ポンプを使用した使用済燃料プールのスプレィは、可搬型代替注水大型ポンプを空冷式のディーゼルエンジン駆動とすることで、電動駆動の燃料プール冷却浄化系ポンプに対して多様性を有する設計とする。 可搬型代替注水大型ポンプの水源を代替淡水貯槽とすることで、燃料プール冷却浄化系ポンプを使用した使用済燃料プールへの注水機能に対して異なる水源を有する設計とする。 可搬型代替注水大型ポンプは、屋外の保管場所に分散して保管することで、原子炉建屋原子炉棟内の燃料プール冷却浄化系ポンプ及び常設低圧代替注水系格納槽内の常設低圧代替注水系ポンプと位置的分散を図る設計とする。
		常設スプレィヘッド	常設	
	(使用済燃料プール)	使用済燃料プール (サイフォン防止機能含む) [注水先]	常設	
	サブプレッション・プール	代替淡水貯槽 [水源]	常設	
(第 69 条) 可搬型代替注水大 型ポンプによる代 替燃料プール注水 系(可搬型スプレィ ノズル)を使用した 使用済燃料プールの スプレィ	燃料プール冷却浄化系	可搬型代替注水大型ポンプ	可搬型	可搬型代替注水大型ポンプを使用した使用済燃料プールのスプレィは、可搬型代替注水大型ポンプを空冷式のディーゼルエンジン駆動とすることで、電動駆動の燃料プール冷却浄化系ポンプに対して多様性を有する設計とする。 可搬型代替注水大型ポンプの水源を代替淡水貯槽とすることで、燃料プール冷却浄化系ポンプを使用した使用済燃料プールへの注水機能に対して異なる水源を有する設計とする。 可搬型代替注水大型ポンプは、屋外の保管場所に分散して保管することで、原子炉建屋原子炉棟内の燃料プール冷却浄化系ポンプ及び常設低圧代替注水系格納槽内の常設低圧代替注水系ポンプと位置的分散を図る設計とする。
		可搬型スプレィノズル	可搬型	
	(使用済燃料プール)	使用済燃料プール (サイフォン防止機能含む) [注水先]	常設	
	サブプレッション・プール	代替淡水貯槽 [水源]	常設	

注記 \*1：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。

\*2：( ) 付の設備は、重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため、共通要因による機能喪失を想定していない。

\*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3-1-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (3/7)

【設備区分：核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1, 2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第69条) 大気への放射性物質の拡散抑制	—	可搬型代替注水大型ポンプ (放水用)	可搬型	—
		放水砲	可搬型	
(第69条) 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却	燃料プール冷却浄化系	代替燃料プール冷却系ポンプ	常設	代替燃料プール冷却系ポンプを使用した使用済燃料プールの冷却は、常設代替高圧電源装置置場に設置する常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置からの独立した電源供給ラインから給電することにより、原子炉建屋付属棟に設置する非常用ディーゼル発電機から給電する燃料プール冷却浄化系ポンプによる使用済燃料プール冷却に対して多様性を有し位置的分散を図る設計とする。 代替燃料プール冷却系ポンプは、冷却を不要(自然冷却)とすることで、自然冷却の燃料プール冷却浄化系ポンプに対して多様性を有する設計とする。 代替燃料プール冷却系ポンプ及び代替燃料プール冷却系熱交換器を使用する代替燃料プール冷却系の配管は、燃料プール冷却浄化系配管の分岐点から燃料プール冷却浄化系の配管との合流点までを独立した系統とすることで、燃料プール冷却浄化系ポンプを使用した冷却系統に対して独立性を有する設計とする。 緊急用海水ポンプを使用した使用済燃料プールの冷却は、常設代替高圧電源装置置場に設置する常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置からの独立した電源供給ラインから給電することにより、原子炉建屋付属棟に設置する非常用ディーゼル発電機から給電する残留熱除去系海水ポンプによる冷却水(海水)の確保に対して多様性を有し位置的分散を図る設計とする。 緊急用海水ポンプにより代替燃料プール冷却系熱交換器に冷却水を供給する系統は、燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系の冷却水系統である原子炉補機冷却系及び残留熱除去系海水系の系統に対して多様性を有する設計とする。 代替燃料プール冷却系ポンプ及び代替燃料プール冷却系熱交換器は、原子炉建屋原子炉棟内の燃料プール冷却浄化系ポンプ及び燃料プール冷却浄化系熱交換器と異なる区画に設置することにより、位置的分散を図る設計とする。
		代替燃料プール冷却系熱交換器	常設	
	(使用済燃料プール)	使用済燃料プール [注水先]	常設	
	残留熱除去系海水系	緊急用海水ポンプ 【原子炉冷却系統施設】	常設	
		緊急用海水系ストレーナ 【原子炉冷却系統施設】	常設	
	—	S A用海水ピット取水塔 【非常用取水設備】	常設	
	—	海水引込み管 【非常用取水設備】	常設	
	—	S A用海水ピット 【非常用取水設備】	常設	
	—	緊急用海水取水管 【非常用取水設備】	常設	
—	緊急用海水ポンピット 【非常用取水設備】	常設		

注記 \*1：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。  
\*2：( ) 付の設備は、重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため、共通要因による機能喪失を想定していない。  
\*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3-1-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (4/7)

【設備区分：核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1, 2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設)*3		
(第69条) 使用済燃料プールの 状態監視	使用済燃料プール水位 燃料プール冷却浄化系 ポンプ入口温度 使用済燃料プール温度 燃料取替フロア燃料プール エリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替 床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダク ト放射線モニタ	使用済燃料プール水位・温 度 (SA広域)	常設	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域), 使用 済燃料プール温度 (SA), 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) 及 び使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プ ール監視カメラ用空冷装置を含む) は, 使用済 燃料プール水位, 燃料プール冷却浄化系ポン プ入口温度, 使用済燃料プール温度, 燃料取替フ ロア燃料プールエリア放射線モニタ, 原子炉建 屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 及び原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニ タと同時に機能が損なわれることを防止する 設計とする。使用済燃料プール水位・温度 (S A広域), 使用済燃料プール温度 (SA), 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) 及び使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を 含む) のうち使用済燃料プール監視カメラは, 非常用ディーゼル発電機に対して, 多様性を有 する常設代替直流電源設備である緊急用 125V 系蓄電池又は可搬型代替直流電源設備である 可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器から 給電が可能な設計とし, 使用済燃料プール監視 カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装 置を含む) のうち使用済燃料プール監視カメラ 用空冷装置は, 非常用ディーゼル発電機に対 して, 多様性を有する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。
		使用済燃料プール温度 (S A)	常設	
		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) 【放射線管理施設】	常設	
		使用済燃料プール監視カメ ラ (使用済燃料プール監視 カメラ用空冷装置を含む)	常設	
(第71条) 重大事故等収束の ための水源	(サブプレッション・プ ール)	西側淡水貯水設備 【原子炉冷却系統施設及び 原子炉格納施設と兼用】	常設	原子炉圧力容器への注水, 格納容器スプレイ, 原子炉格納容器下部への注水, 使用済燃料プ ールへの注水及びスプレイに使用する可搬型代 替注水中型ポンプ及びフィルタ装置用スクラ ピング水の補給に使用する可搬型代替注水中 型ポンプの水源である西側淡水貯水設備は, 設 計基準事故対処設備の水源であるサブプレシ ョン・プール及びほう酸水貯蔵タンクに対して 異なる系統の水源として設計する。西側淡水貯 水設備は, 原子炉建屋原子炉棟外に設置するこ とにより, 原子炉格納容器内のサブプレシ ョン・プール及び原子炉建屋原子炉棟内のほう 酸水貯蔵タンクと位置的分散を図る設計とする。 原子炉圧力容器への注水, 格納容器スプレイ, 原子炉格納容器下部への注水, 使用済燃料プ ールへの注水及びスプレイに使用する可搬型代 替注水大型ポンプ及びフィルタ装置用スクラ ピング水の補給に使用する可搬型代替注水大 型ポンプの水源である代替淡水貯槽は, 設計基 準事故対処設備の水源であるサブプレシ ョン・プール及びほう酸水貯蔵タンクに対して異 なる系統の水源として設計する。代替淡水貯槽 は, 原子炉建屋原子炉棟外の常設低圧代替注水 系格納槽内に設置することにより, 原子炉格納 容器内のサブプレシ ョン・プール及びほう酸水貯蔵タンクと位置的 分散を図る設計とする。
		代替淡水貯槽 【原子炉冷却系統施設及び 原子炉格納施設と兼用】	常設	
		サブプレッション・プ ール 【原子炉冷却系統施設及び 原子炉格納施設】	常設	
		淡水タンク*4 【原子炉冷却系統施設と兼 用】	常設	
	原子炉緊急停止系, 制御 棒, 制御棒駆動水圧系水圧 制御ユニット	ほう酸水貯蔵タンク 【原子炉冷却系統施設, 計 測制御系統施設及び原子炉 格納施設】	常設	

注記 \*1: 重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については, その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。

\*2: ( ) 付の設備は, 重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため, 共通要因による機能喪失を想定していない。

\*3: 当該設備区分に属さない設備区分については, 【 】内に設備区分を示す。

\*4: 重大事故等対処設備ではなく代替淡水源 (措置) であるが, 本機能において必要なため記載。

第3-1-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (6/7)

【設備区分：核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1, 2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設)*3		
(第71条) 水の供給	—	可搬型代替注水中型ポンプ 【原子炉冷却系統施設及び 原子炉格納施設と兼用】	可搬型	原子炉圧力容器への注水, 格納容器スプレイ, 原子炉格納容器下部への注水, 使用済燃料プ ールへの注水及びスプレイに使用する可搬型代 替注水中型ポンプ, 可搬型代替注水大型ポン プは, 屋外に分散して保管することで, 原子炉建 屋原子炉棟内に設置する設計基準事故対処設 備のポンプ及び常設低圧代替注水系格納槽内 の常設低圧代替注水系ポンプと, 位置的分散を 図る設計とする。
	—	可搬型代替注水大型ポンプ 【原子炉冷却系統施設及び 原子炉格納施設と兼用】	可搬型	
	—	S A用海水ビット取水塔 【非常用取水設備】	常設	
	—	海水引込み管 【非常用取水設備】	常設	
	—	S A用海水ビット 【非常用取水設備】	常設	
	(貯留堰)	貯留堰 【非常用取水設備】	常設	
(取水路, 取水ビット)	取水構造物 【非常用取水設備】	常設		
(第73条) 使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール温度 (S A)*4 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)*4 使用済燃料プール監視カメ ラ*4	使用済燃料プール水位・温 度 (S A広域)	常設	重大事故等対処設備のうち重要代替監視パラ メータを計測する設備は, 重要監視パラメータ と異なる物理量 (水位, 注水量等) の計測又は 測定原理とすることで, 重要監視パラメータを 計測する設備に対して可能な限り多様性を持 った計測方法により計測できる設計とする。 重要代替監視パラメータは, 重要監視パラメ ータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。 重要監視パラメータを計測する設備及び重要 代替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 常用ディーゼル発電機に対して多様性を有す る常設代替交流電源設備である常設代替高圧 電源装置, 可搬型代替交流電源設備である可 搬型代替低圧電源車並びに可搬型代替直流電 源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬 型整流器から給電できる設計とする。
	使用済燃料プール水位・温 度 (S A広域)*4 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)*4 使用済燃料プール監視カメ ラ*4	使用済燃料プール温度 (S A)	常設	
	使用済燃料プール水位・温 度 (S A広域)*4 使用済燃料プール温度 (S A)*4 使用済燃料プール監視カメ ラ*4	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) 【放射線管理施設】	常設	
	用済燃料プール水位・温度 (S A広域)*4 使用済燃料プール温度 (S A)*4 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)*4	使用済燃料プール監視カメ ラ (使用済燃料プール監視 カメラ用空冷装置を含む)	常設	

注記 \*1: 重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については, その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

\*2: ( ) 付の設備は, 重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため, 共通要因による機能喪失を想定していない。

\*3: 当該設備区分に属さない設備区分については, 【 】内に設備区分を示す。

\*4: 主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ

第 3-1-1 表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (7/7)

【設備区分：核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1, 2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(一) 重大事故等時に対 処するための流路, 注水先, 排出先等	(原子炉圧力容器)	原子炉圧力容器 【原子炉冷却系統施設, 計 測制御系統施設及び原子炉 格納施設】	常設	-
	(原子炉格納容器)	原子炉格納容器 【原子炉冷却系統施設及び 原子炉格納施設】	常設	
	(使用済燃料プール)	使用済燃料プール	常設	
	-	原子炉建屋原子炉棟 【原子炉格納施設】	常設	

注記 \*1: 重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については, その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。

\*2: ( ) 付の設備は, 重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため, 共通要因による機能喪失を想定していない。

\*3: 当該設備区分に属さない設備区分については, 【 】内に設備区分を示す。

第3-2-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (1/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1, 2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設)*3		
(54条) アクセスルート確保	—	ホイールローダ	可搬型	—
(第60条) 高圧代替注水系による原子炉注水	高圧炉心スプレイ系, 原子炉隔離時冷却系	常設高圧代替注水系ポンプ	常設	常設高圧代替注水系ポンプは, 蒸気タービン駆動とすることで, 電動機駆動による高圧炉心スプレイ系ポンプに対し多様性を有する設計とする。 高圧代替注水系タービン止め弁は, 高圧炉心スプレイ系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう常設代替高圧電源装置, 可搬型代替低圧電源車又は緊急用 125V 系蓄電池から給電可能とすることで多様性を有する設計とする。また, 中央制御室からの遠隔操作ができない場合であっても現場で容易に人力操作が可能となるよう弁駆動部に手動操作ハンドルを設けることで, 電動駆動に対し多様性を有する設計とする。 常設高圧代替注水系ポンプは, 原子炉建屋原子炉棟内の原子炉隔離時冷却系ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ポンプと異なる区画に設置することで, 原子炉隔離時冷却系ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ポンプと位置的分散を図る設計とする。
		高圧代替注水系タービン止め弁	常設	
	(原子炉圧力容器)	原子炉圧力容器[注水先]	常設	高圧代替注水系による原子炉注水は, サプレッション・プールから原子炉へ注水する原子炉隔離時冷却系配管との合流部まで, 原子炉隔離時冷却系ポンプを使用する系統に対して可能な限り独立性を有する設計とする。また, サプレッション・プールから原子炉へ注水する高圧炉心スプレイ系配管は高圧代替注水系と異なった流路とし, 高圧炉心スプレイ系ポンプを使用する系統に対して可能な限り独立性を有する設計とする。
	(サプレッション・プール)	サプレッション・プール[水源]	常設	常設高圧代替注水系ポンプのタービンを駆動させるための蒸気と原子炉隔離時冷却系ポンプのタービンを駆動させるための蒸気は, 共通の配管から分岐させることで可能な限り独立性を有する設計とする。 常設高圧代替注水系ポンプは, 軸受等の冷却を自己冷却とすることで, 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプにより冷却する高圧炉心スプレイ系ポンプ及び自己冷却である原子炉隔離時冷却系ポンプに対して多様性を有する設計とする。

注記 \*1: 重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については, その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。  
\*2: ( ) 付の設備は, 重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため, 共通要因による機能喪失を想定していない。  
\*3: 当該設備区分に属さない設備区分については, 【 】内に設備区分を示す。

第3-2-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (2/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等 <sup>*1</sup>	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設+新設) <sup>*3</sup>		
(第60条) 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水	(原子炉隔離時冷却系) 高圧炉心スプレイ系	原子炉隔離時冷却系ポンプ	常設	—
	(原子炉圧力容器)	原子炉圧力容器[注水先]	常設	
	(サブプレッション・プール)	サブプレッション・プール [水源]	常設	
(第60条) 高圧炉心スプレイ系による原子炉注水	(高圧炉心スプレイ系) 原子炉隔離時冷却系	高圧炉心スプレイ系ポンプ	常設	—
	(原子炉圧力容器)	原子炉圧力容器[注水先]	常設	
	(サブプレッション・プール)	サブプレッション・プール [水源]	常設	
(第60条) ほう酸水注入系による原子炉注水 (ほう酸水注入)	原子炉緊急停止系、制御棒、制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット	ほう酸水注入ポンプ ほう酸水貯蔵タンク[水源]	常設	—
	(原子炉圧力容器)	原子炉圧力容器[注入先]	常設	
	(原子炉圧力容器)	原子炉圧力容器[注入先]	常設	
(第60条) 原子炉冷却材圧力バウンダリの圧力上昇抑制	(逃がし安全弁)	逃がし安全弁 (安全弁機能)	常設	—
(第61条) 逃がし安全弁 (自動減圧機能)	(逃がし安全弁)	逃がし安全弁 (自動減圧機能)	常設	逃がし安全弁 (自動減圧機能) 及び自動減圧機能用アキュムレータは、設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備としての安全機能を兼ねる設備であるが、重大事故等時に必要となる個数に対して余裕をもった個数を異なる主蒸気管に分散して設置する設計とする。
	(アキュムレータ)	自動減圧機能用アキュムレータ	常設	
(第61条) 逃がし安全弁 (逃がし弁機能)	(逃がし安全弁)	逃がし安全弁 (逃がし弁機能) 【操作対象弁】	常設	逃がし安全弁 (逃がし弁機能) は、非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧として使用する4個を、異なる主蒸気管に分散して配置する設計とする。 非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベは、予備のポンベも含めて、原子炉建屋原子炉棟内に分散して保管及び設置することで、原子炉格納容器内の逃がし安全弁 (自動減圧機能用) の逃がし弁機能用アキュムレータと共通要因によって同時に機能を損なわないように位置的分散を図る設計とする。
	(アキュムレータ)	非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベ 【計測制御系統施設】	可搬型	
(第61条) 原子炉減圧の自動化	自動減圧系	過渡時自動減圧機能 【計測制御系統施設】	常設	常設重大事故防止設備である過渡時自動減圧機能の論理回路は、原子炉水位の低下により低圧炉心スプレイ系又は残留熱除去系 (低圧炉心注水系) が起動した場合に、ドライウエル圧力高信号を必要とせず、原子炉の自動減圧を行うことが可能な設計とし、自動減圧機能の論理回路に対して異なる作動論理とすることで可能な限り多様性を有する設計とする。 過渡時自動減圧機能は、自動減圧系と電気的に分離することで、共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。 過渡時自動減圧機能は、自動減圧系と共通要因によって同時に機能を損なわないように、自動減圧系の制御盤と位置的分散を図る設計とする。
	(逃がし安全弁)	逃がし安全弁 (自動減圧機能)	常設	
	(アキュムレータ)	自動減圧機能用アキュムレータ	常設	

注記 \*1：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

\*2：( ) 付の設備は、重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため、共通要因による機能喪失を想定していない。

\*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第 3-2-1 表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (3/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等 <sup>*1</sup> 2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) <sup>*3</sup>		
(第61条) 逃がし安全弁機能 回復 (代替直流電源供 給及び逃がし安全 弁用可搬型蓄電池 供給)	125V系蓄電池 A系, 125V系蓄電池 B系	逃がし安全弁用可搬型蓄電 池 【非常用電源設備】	可搬型	可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁 機能回復において逃がし安全弁 (自動減圧機 能) は、可搬型代替直流電源設備である可搬型 代替低圧電源車又は逃がし安全弁用可搬型蓄 電池から給電することで、所内常設直流電源設 備である 125V 系蓄電池 A 系及び 125V 系蓄電池 B 系を用いた弁操作に対し、多様性を有する設 計とする。 逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、共通要因によ って同時に機能を損なわないよう、所内常設直 流電源設備である 125V 系蓄電池 A 系及び 125V 系蓄電池 B 系に対して異なる種類の蓄電池を 用いることで多様性を有する設計とする。 逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、通常時は接続 せず、原子炉建屋付属棟内の所内常設直流電源 設備である所内常設直流電源設備である 125V 系蓄電池 A 系及び 125V 系蓄電池 B 系と異なる 区画である中央制御室に保管することで、位置 的分散を図る設計とする。
	2C・2D 非常用ディー ゼル発電機	常設代替直流電源設備 【非常用電源設備】	常設	
		可搬型代替直流電源設備 【非常用電源設備】	可搬型	
	(アキュムレータ)	自動減圧機能用アキュムレ ータ	常設	
(第61条) 非常用窒素供給系 による窒素確保	(アキュムレータ)	非常用窒素供給系高圧窒素 ポンベ 【計測制御系統施設】	可搬型	非常用窒素供給系高圧窒素ポンベは、予備のポン ベも含めて、原子炉建屋原子炉棟内に分散して 保管及び設置することで、原子炉格納容器内 の逃がし安全弁 (自動減圧機能用) のアキュム レータと共通要因によって同時に機能を損な わないように位置的分散を図る設計とする。
	(逃がし安全弁)	逃がし安全弁 (自動減圧機 能)	常設	
(第61条) 非常用逃がし安全 弁駆動系による原 子炉減圧	(アキュムレータ)	非常用逃がし安全弁駆動系 高圧窒素ポンベ 【計測制御系統施設】	可搬型	非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベは、 予備のポンベも含めて、原子炉建屋原子炉棟内 に分散して保管及び設置することで、原子炉格 納容器内の逃がし安全弁 (自動減圧機能用) の 逃がし弁機能用アキュムレータと共通要因に よって同時に機能を損なわないように位置的 分散を図る設計とする。
	(逃がし安全弁)	逃がし安全弁 (逃がし弁機 能) [操作対象弁]	常設	
(第61条) インターフェイス システム L O C A 隔離弁 <sup>*4</sup>	(高圧炉心スプレー系注入 弁)	高圧炉心スプレー系注入弁	常設	—
	(原子炉隔離時冷却系原子 炉注入弁)	原子炉隔離時冷却系原子炉 注入弁	常設	
	(低圧炉心スプレー系注入 弁)	低圧炉心スプレー系注入弁	常設	
	(残留熱除去系 A 系注入 弁)	残留熱除去系 A 系注入弁	常設	
	(残留熱除去系 B 系注入 弁)	残留熱除去系 B 系注入弁	常設	
	(残留熱除去系 C 系注入 弁)	残留熱除去系 C 系注入弁	常設	

注記 \*1：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。  
\*2：( ) 付の設備は、重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため、共通要因による機能喪失を想定していない。  
\*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。  
\*4：減圧を行う設備ではないが、インターフェイスシステム L O C A 発生時に現場で手動操作により隔離し、漏えい抑制のための減圧を不要とするための設備

第 3-2-1 表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (4/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等* 1, 2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第62条) 低圧代替注水系 (常 設) による原子炉注 水	残留熱除去系 (低圧注水 系) 低圧炉心スプレイ系	常設低圧代替注水系ポンプ	常設	常設低圧代替注水系ポンプを使用する原子炉注水は、常設代替高圧電源装置場所に設置する常設代替高圧電源装置からの独立した電源供給ラインから給電することにより、原子炉建屋付属棟に設置する非常用ディーゼル発電機から給電する残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプを使用する原子炉への注水に対して多様性を有する設計とする。 低圧代替注水系 (常設) の電動弁は、ハンドルを設け手動操作を可能とすることで、常設代替高圧電源装置からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。
	(原子炉圧力容器)	原子炉圧力容器[注水先]	常設	常設低圧代替注水系ポンプを使用する原子炉注水は、代替淡水貯槽を水源とすることで、サブプレッション・プールを水源とする残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプを使用する原子炉注水に対して異なる水源を持つ設計とする。 常設低圧代替注水系ポンプは、屋外の常設低圧代替注水系格納槽内に設置することで、原子炉建屋原子炉棟内の残留熱除去系ポンプに対して位置的分散を図る設計とする。
	サブプレッション・プール	代替淡水貯槽[水源]	常設	常設低圧代替注水系ポンプは冷却水を不要 (自然冷却) とすることで、残留熱除去系海水ポンプにより冷却する残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプに対して多様性を有する設計とする。 常設低圧代替注水系ポンプを使用する原子炉への注水配管は、代替淡水貯槽から残留熱除去系C系配管との合流点まで、残留熱除去系ポンプを使用する系統に対して可能な限り独立性を有する設計とする。
(第62条) 低圧代替注水系 (常 設) による残存溶融 炉心の冷却	残留熱除去系 (低圧注水 系) 低圧炉心スプレイ系	低圧代替注水系 (常設)	常設	—

注記 \*1: 重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

\*2: ( ) 付の設備は、重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため、共通要因による機能喪失を想定していない。

\*3: 当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第 3-2-1 表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (5/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等* 1, 2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第62条) 低圧代替注水系 (可 搬型) による原子炉 注水	残留熱除去系 (低圧注水 系) 低圧炉心スプレイ系	可搬型代替注水中型ポンプ	可搬型	可搬型代替注水中型ポンプを使用する低圧代 替注水系 (可搬型) による原子炉注水は、可搬 型代替注水中型ポンプを空冷式のディーゼル エンジン駆動とすることで、電動駆動の残留熱 除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプ に対して多様性を有する設計とする。また、西 側淡水貯水設備を水源とすることで、代替淡水 貯槽を水源とする常設低圧代替注水系ポンプ を使用する原子炉への注水及びサブプレッショ ン・プールを水源とする残留熱除去系ポンプ及 び低圧炉心スプレイ系ポンプを使用する原子 炉への注水に対して異なる水源を持つ設計と する。 可搬型代替注水大型ポンプを使用する低圧代 替注水系 (可搬型) による原子炉注水は、可搬 型代替注水大型ポンプを空冷式のディーゼル エンジン駆動とすることで、電動駆動の残留熱 除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプ に対して多様性を有する設計とする。また、代 替淡水貯槽を水源とすることで、サブプレッショ ン・プールを水源とする残留熱除去系ポンプ及 び低圧炉心スプレイ系ポンプを使用する原子 炉への注水に対して異なる水源を持つ設計と する。
		可搬型代替注水大型ポンプ	可搬型	
	(原子炉圧力容器)	原子炉圧力容器[注水先]	常設	低圧代替注水系 (可搬型) の電動弁は、ハンド ルを設け手動操作を可能とすることで、常設代 替高圧電源装置からの給電による遠隔操作に 対して多様性を有する設計とする。 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、屋外の保管場所に分散して保 管することで、原子炉建屋原子炉棟内の残留熱 除去系ポンプ、低圧炉心スプレイ系ポンプ及び 常設低圧代替注水系格納槽内の常設低圧代替 注水系ポンプに対して位置的分散を図る設計 とする。
	サブプレッション・プール	西側淡水貯水設備[水源]	常設	可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注 水大型ポンプを使用する低圧代替注水系 (可搬 型) による原子炉注水の配管は、代替淡水貯槽 から残留熱除去系C系配管及び低圧炉心スプ レイ系配管との合流点までの系統について、残 留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポ ンプを使用する系統に対して可能な限り独立 性を有する設計とする。
サブプレッション・プール	代替淡水貯槽[水源]	代替淡水貯槽[水源]	常設	可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注 水大型ポンプを使用する低圧代替注水系 (可搬 型) による原子炉注水の配管は、代替淡水貯槽 から残留熱除去系C系配管及び低圧炉心スプ レイ系配管との合流点までの系統について、残 留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポ ンプを使用する系統に対して可能な限り独立 性を有する設計とする。
(第62条) 低圧代替注水系 (可 搬型) による残存溶 融炉心の冷却	残留熱除去系 (低圧注水 系) 低圧炉心スプレイ系	低圧代替注水系 (可搬型)	可搬型	—

注記 \*1: 重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

\*2: ( ) 付の設備は、重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため、共通要因による機能喪失を想定していない。

\*3: 当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3-2-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (6/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1, 2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設)*3		
(第62条) 代替循環冷却系による 残存溶融炉心の冷却	—	代替循環冷却系ポンプ	常設	代替循環冷却系ポンプを使用する代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却は、電源を常設代替高圧電源装置からの独立した電源供給ラインから給電することにより非常用ディーゼル発電機から給電する残留熱除去系ポンプを使用する原子炉注水に対して多様性を有し位置的分散を図る設計とする。また、代替循環冷却系ポンプは、冷却水を不要(自然冷却)とすることで、残留熱除去系海水ポンプにより冷却する残留熱除去系ポンプに対して多様性を有する設計とする。 代替循環冷却系ポンプは、原子炉建屋原子炉棟内の残留熱除去系ポンプと異なる区画に設置することで、残留熱除去系ポンプと位置的分散を図る設計とする。 代替循環冷却系ポンプを使用する残存溶融炉心の冷却の配管は、残留熱除去系熱交換器の出口配管の分岐点から、残留熱除去系配管との合流点までの系統について、残留熱除去系ポンプを使用する系統に対して可能な限り独立性を有する設計とする。 代替循環冷却系の電動弁は、ハンドルを設け手動操作を可能とすることで、常設代替高圧電源装置からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。
		残留熱除去系熱交換器	常設	
	(原子炉圧力容器)	原子炉圧力容器[注水先]	常設	
	(サブプレッション・プール)	サブプレッション・プール[水源]	常設	
(第62条) 残留熱除去系(低圧注水系)による原子炉注水	(残留熱除去系(低圧注水系)) 低圧炉心スプレイ系	残留熱除去系ポンプ	常設	—
		残留熱除去系熱交換器	常設	
	(原子炉圧力容器)	原子炉圧力容器[注水先]	常設	
	(サブプレッション・プール)	サブプレッション・プール[水源]	常設	
(第62条) 低圧炉心スプレイ系による原子炉注水	(低圧炉心スプレイ系) 残留熱除去系(低圧注水系)	低圧炉心スプレイ系ポンプ	常設	—
	(原子炉圧力容器)	原子炉圧力容器[注水先]	常設	
	(サブプレッション・プール)	サブプレッション・プール[水源]	常設	
(第62条) 残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)による原子炉除熱	(残留熱除去系(原子炉停止時冷却系))	残留熱除去系ポンプ	常設	—
		残留熱除去系熱交換器	常設	
	(原子炉圧力容器)	原子炉圧力容器[注水先]	常設	

注記 \*1: 重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

\*2: ( ) 付の設備は、重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため、共通要因による機能喪失を想定していない。

\*3: 当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第 3-2-1 表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (7/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1, 2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設)*3		
(第62条) 緊急用海水系	残留熱除去系海水系	緊急用海水ポンプ	常設	緊急用海水系による除熱に使用する緊急用海水ポンプは、常設代替高压電源装置からの独立した電源供給ラインから給電することにより非常用ディーゼル発電機から給電する残留熱除去系海水ポンプに対して多様性を有する設計とする。 緊急用海水ポンプは、原子炉建屋に隣接する緊急用海水ポンプピット内に設置することにより屋外の海水ポンプ室に設置する残留熱除去系海水ポンプに対して位置的分散を図る設計とする。
		緊急用海水系ストレーナ	常設	
(第62条) 残留熱除去系海水系	(残留熱除去系)	残留熱除去系海水系ポンプ	常設	-
		残留熱除去系海水系ストレーナ	常設	
(第63条) 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	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系)	格納容器圧力逃がし装置	常設	格納容器圧力逃がし装置は、大気を最終ヒートシンクとし、代替循環冷却系は、海を最終ヒートシンクとする原理の異なる冷却及び原子炉格納容器内の減圧手段を用いることで共通要因によって同時に機能を損なわないよう多様性を有する設計とする。
(第63条) 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系)	第一弁 (S/C側)	常設	耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱は、残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、ポンプ及び熱交換器を使用せずに最終的な熱の逃がし場である大気へ熱を輸送が可能な設計とすることで、残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) に対して多様性を有する設計とする。 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱に使用する第一弁 (S/C側)、第一弁 (D/W側)、耐圧強化ベント系一次隔離弁及び耐圧強化ベント系二次隔離弁は、常設代替高压電源装置又は可搬型代替低圧電源車からの独立した電源供給ラインからの給電により中央制御室から遠隔操作を可能とすることで、非常用ディーゼル発電機から給電する残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) に対して多様性を有する設計とする。また、第一弁 (S/C側) 及び第一弁 (D/W側) は、遠隔人力操作機構により原子炉建屋原子炉棟外にて人力により確実に操作が可能な設計とすること、及び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、駆動部にハンドルを設け設置場所にて人力により確実に操作が可能な設計とすることで、電動駆動に対して多様性を有する設計とする。
		第一弁 (D/W側)	常設	
		耐圧強化ベント系一次隔離弁	常設	
		耐圧強化ベント系二次隔離弁	常設	
		遠隔人力操作機構	常設	

注記 \*1: 重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。

\*2: ( ) 付の設備は、重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため、共通要因による機能喪失を想定していない。

\*3: 当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第 3-2-1 表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (8/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1. 2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設)*3		
(第63条) 残留熱除去系 (原子 炉停止時冷却系) に よる原子炉除熱	(残留熱除去系 (原子炉停 止時冷却系))	残留熱除去系 (原子炉停止 時冷却系)	常設	—
(第63条) 残留熱除去系 (サブ レッション・プール 冷却系) によるサブ レッション・プール 水の除熱	(残留熱除去系 (サブレッ ション・プール冷却系))	残留熱除去系 (サブレッシ ョン・プール冷却系)	常設	—
(第63条) 残留熱除去系 (格納 容器スプレイ冷却 系) による原子炉格 納容器内の除熱	(残留熱除去系 (格納容器 スプレイ冷却系))	残留熱除去系 (格納容器ス プレイ冷却系)	常設	—
(第63条) 残留熱除去系海水 系による除熱	(残留熱除去系)	残留熱除去系海水系ポンプ	常設	—
		残留熱除去系海水系ストレー ナ	常設	
(63条) 遠隔人力操作機構 による現場操作	残留熱除去系 (格納容器ス プレイ冷却系)	遠隔人力操作機構	常設	第一弁 (S/C側) 及び第一弁 (D/W側) は、 遠隔人力操作機構により原子炉建屋原子炉棟 外にて人力により確実に操作が可能な設計と すること、及び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、駆動部 にハンドルを設け設置場所にて人力により確 実に操作が可能な設計とすることで、電動駆 動に対して多様性を有する設計とする。
(第63条) 緊急用海水系によ る除熱	残留熱除去系海水系	緊急用海水ポンプ	常設	緊急用海水系による除熱に使用する緊急用 海水ポンプは、常設代替高圧電源装置からの 独立した電源供給ラインから給電すること により非常用ディーゼル発電機から給電す る残留熱除去系海水ポンプに対して多様性 を有する設計とする。 緊急用海水ポンプは、原子炉建屋に隣接す る緊急用海水ポンプピット内に設置するこ とにより屋外の海水ポンプ室に設置する残 留熱除去系海水ポンプに対して位置的分散 を図る設計とする。
		緊急用海水系ストレーナ	常設	
(第64条) 緊急用海水系	残留熱除去系海水系	緊急用海水ポンプ	常設	緊急用海水系による除熱に使用する緊急用 海水ポンプは、常設代替高圧電源装置から の独立した電源供給ラインから給電するこ とにより非常用ディーゼル発電機から給電 する残留熱除去系海水ポンプに対して多様 性を有する設計とする。 緊急用海水ポンプは、原子炉建屋に隣接す る緊急用海水ポンプピット内に設置するこ とにより屋外の海水ポンプ室に設置する残 留熱除去系海水ポンプに対して位置的分散 を図る設計とする。
		緊急用海水系ストレーナ	常設	
(第64条) 残留熱除去系海水 系	(残留熱除去系)	残留熱除去系海水系ポンプ	常設	—
		残留熱除去系海水系ストレー ナ	常設	

注記 \*1：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

\*2：( ) 付の設備は、重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため、共通要因による機能喪失を想定していない。

\*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第 3-2-1 表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (9/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1, 2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設)*3		
(第64条) 緊急用海水系	残留熱除去系海水系	緊急用海水ポンプ	常設	緊急用海水系による除熱に使用する緊急用海水ポンプは、常設代替高圧電源装置からの独立した電源供給ラインから給電することにより非常用ディーゼル発電機から給電する残留熱除去系海水ポンプに対して多様性を有する設計とする。 緊急用海水ポンプは、原子炉建屋に隣接する緊急用海水ポンプピット内に設置することにより屋外の海水ポンプ室に設置する残留熱除去系海水ポンプに対して位置的分散を図る設計とする。
		緊急用海水系ストレーナ	常設	
(第64条) 残留熱除去系海水系	(残留熱除去系)	残留熱除去系海水系ポンプ	常設	-
		残留熱除去系海水系ストレーナ	常設	
(第65条) 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	-	代替循環冷却系ポンプ 【原子炉格納施設】	常設	格納容器圧力逃がし装置は、大気を最終ヒートシンクとし、代替循環冷却系は、海を最終ヒートシンクとする原理の異なる冷却及び原子炉格納容器内の減圧手段を用いることで共通要因によって同時に機能を損なわないよう多様性を有する設計とする。 また、代替循環冷却系は、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からの給電により駆動できる設計とする。 緊急用海水系による除熱に使用する緊急用海水ポンプは、常設代替高圧電源装置からの独立した電源供給ラインから給電することにより非常用ディーゼル発電機から給電する残留熱除去系海水ポンプに対して多様性を有する設計とする。 緊急用海水ポンプは、原子炉建屋に隣接する緊急用海水ポンプピット内に設置することにより屋外の海水ポンプ室に設置する残留熱除去系海水ポンプに対して位置的分散を図る設計とする。
	-	残留熱除去系熱交換器 【原子炉格納施設】	常設	
	(サブプレッション・プール)	サブプレッション・プール[水源] 【原子炉格納施設】	常設	
	残留熱除去系海水系	緊急用海水ポンプ	常設	
		緊急用海水系ストレーナ	常設	
	(残留熱除去系)	残留熱除去系海水系ポンプ	常設	
		残留熱除去系海水系ストレーナ	常設	
	(貯留堰)	貯留堰 【非常用取水設備】	常設	
	(取水路、取水ピット)	取水構造物 【非常用取水設備】	常設	
	-	S A用海水ピット取水塔 【非常用取水設備】	常設	
	-	海水引込み管 【非常用取水設備】	常設	
	-	S A用海水ピット 【非常用取水設備】	常設	
	-	緊急用海水取水管 【非常用取水設備】	常設	
	-	緊急用海水ポンプピット[流路] 【非常用取水設備】	常設	
(原子炉圧力容器)	原子炉圧力容器[注水先]	常設		
(原子炉格納容器)	原子炉格納容器[注水先]	常設		

注記 \*1：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。

\*2：( ) 付の設備は、重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため、共通要因による機能喪失を想定していない。

\*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第 3-2-1 表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (10/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1, 2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設)*3		
(第66条) 溶融炉心の落下遅延及び防止	(原子炉隔離時冷却系) 高圧炉心スプレイス系	原子炉隔離時冷却系	常設	-
	高圧炉心スプレイス系, 原子 炉隔離時冷却系	高圧代替注水系	常設	
	原子炉緊急停止系, 制御 棒, 制御棒駆動水圧系水圧 制御ユニット	ほう酸水注入系	常設	
	残留熱除去系 (低圧注水 系) 低圧炉心スプレイス系	低圧代替注水系 (常設)	常設	
	残留熱除去系 (低圧注水 系) 低圧炉心スプレイス系	低圧代替注水系 (可搬型)	可搬型	
	-	代替循環冷却系 【原子炉格納施設と兼用】	常設	
(第 69 条) 代替燃料プール冷 却系による使用済 燃料プール冷却	燃料プール冷却浄化系	代替燃料プール冷却系ポン プ 【核燃料物質の取扱施設及 び貯蔵施設】	常設	代替燃料プール冷却系ポンプを使用した使用済燃料プールの冷却は、常設代替高圧電源装置置場に設置する常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置からの独立した電源供給ラインから給電することにより、原子炉建屋付属棟に設置する非常用ディーゼル発電機から給電する燃料プール冷却浄化系ポンプによる使用済燃料プール冷却に対して多様性を有し位置的分散を図る設計とする。 代替燃料プール冷却系ポンプは、冷却を不要（自然冷却）とすることで、自然冷却の燃料プール冷却浄化系ポンプに対して多様性を有する設計とする。 代替燃料プール冷却系ポンプ及び代替燃料プール冷却系熱交換器を使用する代替燃料プール冷却系の配管は、燃料プール冷却浄化系配管の分岐点から燃料プール冷却浄化系の配管との合流点までを独立した系統とすることで、燃料プール冷却浄化系ポンプを使用した冷却系統に対して独立性を有する設計とする。 緊急用海水ポンプを使用した使用済燃料プールの冷却は、常設代替高圧電源装置置場に設置する常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置からの独立した電源供給ラインから給電することにより、原子炉建屋付属棟に設置する非常用ディーゼル発電機から給電する残留熱除去系海水ポンプによる冷却水（海水）の確保に対して多様性を有し位置的分散を図る設計とする。 緊急用海水ポンプにより代替燃料プール冷却系熱交換器に冷却水を供給する系統は、燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系の冷却水系統である原子炉補機冷却系及び残留熱除去系海水系の系統に対して多様性を有する設計とする。 代替燃料プール冷却系ポンプ及び代替燃料プール冷却系熱交換器は、原子炉建屋原子炉棟内の燃料プール冷却浄化系ポンプ及び燃料プール冷却浄化系熱交換器と異なる区画に設置することにより、位置的分散を図る設計とする。
		代替燃料プール冷却系熱交 換器 【核燃料物質の取扱施設及 び貯蔵施設】	常設	
	(使用済燃料プール)	使用済燃料プール [注水 先] 【核燃料物質の取扱施設及 び貯蔵施設】	常設	
	残留熱除去系海水系	緊急用海水ポンプ	常設	
		緊急用海水系ストレーナ	常設	
	-	S A用海水ピット取水塔 【非常用取水設備】	常設	
	-	海水引込み管 【非常用取水設備】	常設	
	-	S A用海水ピット 【非常用取水設備】	常設	
	-	緊急用海水取水管 【非常用取水設備】	常設	
	-	緊急用海水ポンピット 【非常用取水設備】	常設	

注記 \*1: 重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。  
\*2: ( ) 付の設備は、重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため、共通要因による機能喪失を想定していない。  
\*3: 当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3-2-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (11/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1, 2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設)*3		
(第71条) 重大事故等収束の ための水源	(サブプレッション・プ ール)	西側淡水貯水設備 【核燃料物質の取扱施設及 び貯蔵施設及び原子炉格納 施設と兼用】	常設	原子炉圧力容器への注水、格納容器スプレイ、 原子炉格納容器下部への注水、使用済燃料プ ールへの注水及びスプレイに使用する可搬型代 替注水中型ポンプ及びフィルタ装置用スクラ ピング水の補給に使用する可搬型代替注水中 型ポンプの水源である西側淡水貯水設備は、設 計基準事故対処設備の水源であるサブプレシ ョン・プール及びほう酸水貯蔵タンクに対して 異なる系統の水源として設計する。西側淡水貯 水設備は、原子炉建屋原子炉棟外に設置するこ とにより、原子炉格納容器内のサブプレシ ョン・プール及び原子炉建屋原子炉棟内のほう酸 水貯蔵タンクと位置的分散を図る設計とする。 原子炉圧力容器への注水、格納容器スプレイ、 原子炉格納容器下部への注水、使用済燃料プ ールへの注水及びスプレイに使用する可搬型代 替注水大型ポンプ及びフィルタ装置用スクラ ピング水の補給に使用する可搬型代替注水大 型ポンプの水源である代替淡水貯槽は、設計基 準事故対処設備の水源であるサブプレシ ョン・プール及びほう酸水貯蔵タンクに対して異 なる系統の水源として設計する。代替淡水貯槽 は、原子炉建屋原子炉棟外の常設低圧代替注水 系格納槽内に設置することにより、原子炉格納 容器内のサブプレッション・プール及び原子炉建 屋原子炉棟内のほう酸水貯蔵タンクと位置的 分散を図る設計とする。
		代替淡水貯槽 【核燃料物質の取扱施設及 び貯蔵施設及び原子炉格納 施設と兼用】	常設	
		サブプレッション・プール 【原子炉格納施設と兼用】	常設	
		淡水タンク*4 【核燃料物質の取扱施設及 び貯蔵施設と兼用】	常設	
	原子炉緊急停止系、制御 棒、制御棒駆動水圧系水圧 制御ユニット	ほう酸水貯蔵タンク 【計測制御系統施設及び原 子炉格納施設と兼用】	常設	
(第71条) 水の供給	—	可搬型代替注水中型ポンプ 【核燃料物質の取扱施設及 び貯蔵施設及び原子炉格納 施設と兼用】	可搬型	
	—	可搬型代替注水大型ポンプ 【核燃料物質の取扱施設及 び貯蔵施設及び原子炉格納 施設と兼用】	可搬型	
	—	SA用海水ピット取水塔 【非常用取水設備】	常設	
	—	海水引込み管 【非常用取水設備】	常設	
	—	SA用海水ピット 【非常用取水設備】	常設	
	(貯留堰)	貯留堰 【非常用取水設備】	常設	
	(取水路、取水ピット)	取水構造物 【非常用取水設備】	常設	

注記 \*1：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

\*2：( ) 付の設備は、重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため、共通要因による機能喪失を想定していない。

\*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

\*4：重大事故等対処設備ではなく代替淡水源（措置）であるが、本機能において必要なため記載。

第 3-2-1 表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (12/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1, *2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(一) 重大事故等時に対 処するための流路, 注水先, 排出先等	(原子炉压力容器)	原子炉压力容器 【計測制御系統施設及び原 子炉格納施設と兼用】	常設	-
	(原子炉格納容器)	原子炉格納容器 【原子炉格納施設と兼用】	常設	
	(使用済燃料プール)	使用済燃料プール 【核燃料物質の取扱施設及 び貯蔵施設 d】	常設	
	-	原子炉建屋原子炉棟 【原子炉格納施設】	常設	

注記 \*1：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。

\*2：( ) 付の設備は、重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため、共通要因による機能喪失を想定していない。

\*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第 3-3-1 表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (1/18)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1, 2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設)*3		
(59 条) 代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入	原子炉緊急停止系	ATWS 緩和設備 (代替制御棒挿入機能)	常設	ATWS 緩和設備 (代替制御棒挿入機能) の論理回路の電源は、直流 125V 充電器 2 A 及び直流 125V 充電器 2 B を用いた直流電源から給電することで、非常用交流電源設備の 2 C 非常用ディーゼル発電機及び 2 D 非常用ディーゼル発電機から給電する原子炉緊急停止系の論理回路の交流電源に対して多様性を有する設計とする。 ATWS 緩和設備 (代替制御棒挿入機能) の論理回路は、原子炉緊急停止系の論理回路から電氣的・物理的に分離し、独立した盤として異なる区画に設置することで、原子炉緊急停止系と共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。 ATWS 緩和設備 (代替制御棒挿入機能) は、検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁まで原子炉緊急停止系の検出器からスクラム・パイロット弁に対して独立した構成とすることで、原子炉緊急停止系と共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。 ATWS 緩和設備 (代替制御棒挿入機能) は、原子炉緊急停止系の電源と電氣的に分離することで、原子炉緊急停止系と共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。
		ATWS 緩和設備 (代替制御棒挿入機能) 手 動スイッチ	常設	
		制御棒	常設	
		制御棒駆動機構	常設	
		制御棒駆動系水圧制御ユニ ット	常設	
(59 条) 原子炉再循環ポン プ停止による原子 炉出力抑制	原子炉緊急停止系、制御 棒、制御棒駆動水圧系水圧 制御ユニット	ATWS 緩和設備 (代替原 子炉再循環ポンプトリ ップ機能)	常設	ATWS 緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプトリップ機能) の論理回路の電源は、直流 125V 充電器 2 A 及び直流 125V 充電器 2 B を用いた直流電源から給電することで、非常用交流電源設備の 2 C 非常用ディーゼル発電機及び 2 D 非常用ディーゼル発電機から給電する原子炉緊急停止系の論理回路の交流電源に対して多様性を有する設計とする。 ATWS 緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプトリップ機能) の論理回路は、原子炉緊急停止系の論理回路から電氣的・物理的に分離し、独立した盤として異なる区画に設置することで、原子炉緊急停止系と共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。 ATWS 緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプトリップ機能) は、検出器から原子炉再循環ポンプ遮断器及び低速度用電源装置遮断器まで原子炉緊急停止系の検出器からスクラム・パイロット弁に対して独立した構成とすることで、原子炉緊急停止系と共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。 ATWS 緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプトリップ機能) は、原子炉緊急停止系の電源と電氣的に分離することで原子炉緊急停止系と共通要因によって同時に機能を損なわれない設計とする。
		原子炉再循環ポンプ遮断器 手動スイッチ	常設	
		低速度用電源装置遮断器手 動スイッチ	常設	

注記 \*1：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。

\*2：( ) 付の設備は、重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため、共通要因による機能喪失を想定していない。

\*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第 3-3-1 表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (2/18)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1, 2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(59 条) ほう酸水注入	原子炉緊急停止系, 制御 棒, 制御棒駆動水圧系水圧 制御ユニット	ほう酸水注入ポンプ	常設	ほう酸水注入系は, 制御棒, 制御棒駆動機構及 び制御棒駆動系水圧制御ユニットと共通要因 によって同時に機能を損なわないよう, ほう酸 水注入ポンプを非常用交流電源設備である 2 C 非常用ディーゼル発電機及び 2 D 非常 用ディーゼル発電機からの給電により駆動す ることで, アクムレータにより駆動する制御 棒, 制御棒駆動機構及び制御棒駆動系水圧制御 ユニットに対して多様性を有する設計とする。 ほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンク は, 原子炉建屋原子炉棟内の制御棒, 制御棒駆 動機構及び制御棒駆動系水圧制御ユニットと 異なる区画に設置することで, 制御棒, 制御棒 駆動機構及び制御棒駆動系水圧制御ユニット と共通要因によって同時に機能を損なわない よう位置的分散を図る設計とする。
		ほう酸水貯蔵タンク	常設	
	(原子炉圧力容器)	原子炉圧力容器[注入先]	常設	
(59 条) 自動減圧系の起動 阻止スイッチによ る原子炉出力急上 昇防止	—	自動減圧系の起動阻止スイ ッチ	常設	—
(第61条) 逃がし安全弁(逃が し弁機能)	(逃がし安全弁)	逃がし安全弁(逃がし弁機 能) [操作対象弁] 【原子炉冷却系統施設】	常設	逃がし安全弁(逃がし弁機能)は, 非常用逃が し安全弁駆動系による原子炉減圧として使用 する 4 個を, 異なる主蒸気管に分散して配置す る設計とする。 非常用逃がし安全弁駆動系高圧室素ポンベは, 予備のポンベも含めて, 原子炉建屋原子炉棟内 に分散して保管及び設置することで, 原子炉格 納容器内の逃がし安全弁(自動減圧機能用)の 逃がし弁機能用アクムレータと共通要因によ って同時に機能を損なわないよう位置的 分散を図る設計とする。
	(アクムレータ)	非常用逃がし安全弁駆動系 高圧室素ポンベ	可搬型	
(第61条) 原子炉減圧の自動 化	自動減圧系	過渡時自動減圧機能	常設	常設重大事故防止設備である過渡時自動減圧 機能の論理回路は, 原子炉水位の低下により低 圧炉心スプレイ系又は残留熱除去系(低圧炉心 注水系)が起動した場合に, ドライウェル圧力 高信号を必要とせず, 原子炉の自動減圧を行 うことが可能な設計とし, 自動減圧機能の論理 回路に対して異なる作動論理とすることで可能 な限り多様性を有する設計とする。 過渡時自動減圧機能は, 自動減圧系と電氣的に 分離することで, 共通要因によって同時に機能 を損なわない設計とする。 過渡時自動減圧機能は, 自動減圧系と共通要因 によって同時に機能を損なわないよう, 自動 減圧系の制御盤と位置的分散を図る設計とし る。
	(逃がし安全弁)	逃がし安全弁(自動減圧機 能) 【原子炉冷却系統施設】	常設	
	(アクムレータ)	自動減圧機能用アクムレ ータ 【原子炉冷却系統施設】	常設	

注記 \*1: 重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については, その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

\*2: ( ) 付の設備は, 重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため, 共通要因による機能喪失を想定していない。

\*3: 当該設備区分に属さない設備区分については, 【 】内に設備区分を示す。

第 3-3-1 表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (3/18)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1, 2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設)*3		
(第61条) 非常用窒素供給系 による窒素確保	(アキュムレータ)	非常用窒素供給系高圧窒素 ポンペ	可搬型	非常用窒素供給系高圧窒素ポンペは、予備のポンペも含めて、原子炉建屋原子炉棟内に分散して保管及び設置することで、原子炉格納容器内の逃がし安全弁 (自動減圧機能) のアキュムレータと共通要因によって同時に機能を損なわないように位置的分散を図る設計とする。
	(逃がし安全弁)	逃がし安全弁 (自動減圧機能) 【原子炉冷却系統施設】	常設	
(第61条) 非常用逃がし安全 弁駆動系による原子 炉減圧	(アキュムレータ)	非常用逃がし安全弁駆動系 高圧窒素ポンペ	可搬型	非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンペは、予備のポンペも含めて、原子炉建屋原子炉棟内に分散して保管及び設置することで、原子炉格納容器内の逃がし安全弁 (自動減圧機能) の逃がし弁機能用アキュムレータと共通要因によって同時に機能を損なわないように位置的分散を図る設計とする。
	(逃がし安全弁)	逃がし安全弁 (逃がし弁機能) [操作対象弁] 【原子炉冷却系統施設】	常設	
(第67条) 格納容器内水素濃 度 (SA) 及び格納 容器内酸素濃度 (SA) による原子 炉格納容器内の 水素濃度及び酸素 濃度監視	格納容器雰囲気モニタ	格納容器内水素濃度 (SA)	常設	格納容器内水素濃度 (SA) 及び格納容器内酸素濃度 (SA) (サンプリング装置を含む) は、同一目的の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である格納容器雰囲気モニタと共通要因によって同時に機能が損なわないよう、非常用ディーゼル発電機に対して多様性を有する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できる設計とし、可能な限り位置的分散を図る設計とする。
	格納容器雰囲気モニタ	格納容器内酸素濃度 (SA)	常設	
(第68条) 原子炉建屋原子炉 棟内の水素濃度監視	—	原子炉建屋水素濃度	常設	静的触媒式水素再結合器動作監視装置と原子炉建屋水素濃度は、共通要因によって同時に機能を損なわないように異なる計測方式とすることで、多様性を有する設計とする。
(第71条) 重大事故等収束の ための水源	(サブプレッション・プール)	西側淡水貯水設備 【核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設、原子炉冷却系統施設及び原子炉格納施設】	常設	原子炉圧力容器への注水、格納容器スプレイ、原子炉格納容器下部への注水、使用済燃料プールへの注水及びスプレイに使用する可搬型代替注水中型ポンプ及びフィルタ装置用スクラッピング水の補給に使用する可搬型代替注水中型ポンプの水源である西側淡水貯水設備は、設計基準事故対処設備の水源であるサブプレッション・プール及びほう酸水貯蔵タンクに対して異なる系統の水源として設計する。西側淡水貯水設備は、原子炉建屋原子炉棟外に設置することにより、原子炉格納容器内のサブプレッション・プール及び原子炉建屋原子炉棟内のほう酸水貯蔵タンクと位置的分散を図る設計とする。原子炉圧力容器への注水、格納容器スプレイ、原子炉格納容器下部への注水、使用済燃料プールへの注水及びスプレイに使用する可搬型代替注水大型ポンプ及びフィルタ装置用スクラッピング水の補給に使用する可搬型代替注水大型ポンプの水源である代替淡水貯槽は、設計基準事故対処設備の水源であるサブプレッション・プール及びほう酸水貯蔵タンクに対して異なる系統の水源として設計する。代替淡水貯槽は、原子炉建屋原子炉棟外の常設低圧代替注水系格納槽内に設置することにより、原子炉格納容器内のサブプレッション・プール及び原子炉建屋原子炉棟内のほう酸水貯蔵タンクと位置的分散を図る設計とする。
		代替淡水貯槽 【核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設、原子炉冷却系統施設及び原子炉格納施設】	常設	
		サブプレッション・プール 【原子炉冷却系統施設及び原子炉格納施設】	常設	
		淡水タンク*4 【核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設及び計測制御系統施設】	常設	
	原子炉緊急停止系、制御棒、制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット	ほう酸水貯蔵タンク 【原子炉冷却系統施設及び原子炉格納施設と兼用】	常設	

注記 \*1：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

\*2：( ) 付の設備は、重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため、共通要因による機能喪失を想定していない。

\*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

\*4：重大事故等対処設備ではなく代替淡水源 (措置) であるが、本機能において必要なため記載。

第3-3-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (4/18)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	主要設備の計測が困難にな った場合の重要代替監視パ ラメータ*1, 2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設)*3		
(第73条) 原子炉圧力容器内 の温度	主要パラメータの他チャン ネル 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広帯域) 原子炉水位 (S A燃料域) 残留熱除去系熱交換器入口 温度	原子炉圧力容器温度	常設	重大事故等対処設備のうち重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータと異なる物理量 (水位, 注水量等) の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。重要代替監視パラメータは、重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替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、非常用ディーゼル発電機に対して多様性を有する常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置、可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車並びに可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器から給電できる設計とする。
(第73条) 原子炉圧力容器内 の圧力	主要パラメータの他チャン ネル 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広帯域) 原子炉水位 (S A燃料域) 原子炉圧力容器温度	原子炉圧力	常設	重大事故等対処設備のうち重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータと異なる物理量 (水位, 注水量等) の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。重要代替監視パラメータは、重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替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、非常用ディーゼル発電機に対して多様性を有する常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置、可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車並びに可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器から給電できる設計とする。
	主要パラメータの他チャン ネル 原子炉圧力 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A広帯域) 原子炉水位 (S A燃料域) 原子炉圧力容器温度	原子炉圧力 (S A)	常設	

注記 \*1: 重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。

\*2: ( ) 付の設備は、重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため、共通要因による機能喪失を想定していない。

\*3: 当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第 3-3-1 表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (5/18)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	主要設備の計測が困難になった場合の重要代替監視パラメータ*1, 2	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設+新設)*3		
(第73条) 原子炉压力容器内の水位	主要パラメータの他チャンネル 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域) 高压代替注水系系統流量 低压代替注水系原子炉注水流量 代替循環冷却系原子炉注水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 高压炉心スプレイ系系統流量 残留熱除去系系統流量 低压炉心スプレイ系系統流量 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) サプレッション・チェンバ 圧力	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	常設	重大事故等対処設備のうち重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータと異なる物理量 (水位, 注水量等) の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。 重要代替監視パラメータは、重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。 重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替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、非常用ディーゼル発電機に対して多様性を有する常設代替交流電源設備である常設代替高压電源装置、可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低压電源車並びに可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低压電源車及び可搬型整流器から給電できる設計とする。
	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 高压代替注水系系統流量 低压代替注水系原子炉注水流量 代替循環冷却系原子炉注水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 高压炉心スプレイ系系統流量 残留熱除去系系統流量 低压炉心スプレイ系系統流量 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) サプレッション・チェンバ 圧力	原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	常設	

注記 \*1: 重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。

\*2: ( ) 付の設備は、重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため、共通要因による機能喪失を想定していない。

\*3: 当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3-3-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (6/18)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	主要設備の計測が困難にな った場合の重要代替監視パ ラメータ <sup>*1, 2</sup>	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) <sup>*3</sup>		
(第73条) 原子炉压力容器へ の注水量	サブプレッション・プール水 位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A広帯域) 原子炉水位 (S A燃料域)	高压代替注水系系統流量	常設	重大事故等対処設備のうち重要代替監視パラ メータを計測する設備は、重要監視パラメータ と異なる物理量(水位, 注水量等)の計測又は 測定原理とすることで、重要監視パラメータを 計測する設備に対して可能な限り多様性を持 った計測方法により計測できる設計とする。 重要代替監視パラメータは、重要監視パラメ ータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。 重要監視パラメータを計測する設備及び重要 代替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 常用ディーゼル発電機に対して多様性を有する 常設代替交流電源設備である常設代替高压電 源装置、可搬型代替交流電源設備である可搬 型代替低压電源車並びに可搬型代替直流電源 設備である可搬型代替低压電源車及び可搬型 整流器から給電できる設計とする。
	代替淡水貯槽水位 西側淡水貯水設備水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A広帯域) 原子炉水位 (S A燃料域)	低压代替注水系原子炉注水 流量	常設	
	主要パラメータの他チャン ネル サブプレッション・プール水 位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A広帯域) 原子炉水位 (S A燃料域)	代替循環冷却系原子炉注水 流量	常設	
	サブプレッション・プール水 位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A広帯域) 原子炉水位 (S A燃料域)	原子炉隔離時冷却系系統流 量	常設	
	サブプレッション・プール水 位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A広帯域) 原子炉水位 (S A燃料域)	高压炉心スプレイ系系統流 量	常設	
	主要パラメータの他チャン ネル サブプレッション・プール水 位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A広帯域) 原子炉水位 (S A燃料域)	残留熱除去系系統流量	常設	
	サブプレッション・プール水 位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A広帯域) 原子炉水位 (S A燃料域)	低压炉心スプレイ系系統流 量	常設	

注記 \*1: 重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。

\*2: ( ) 付の設備は、重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため、共通要因による機能喪失を想定していない。

\*3: 当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3-3-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備（7/18）

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	主要設備の計測が困難になった場合の重要代替監視パラメータ*1, 2	機能を代替する重大事故等対処設備（既設+新設）*3		
(第73条) 原子炉格納容器への注水量	代替淡水貯槽水位 西側淡水貯水設備水位 サプレッション・プール水位	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	常設	重大事故等対処設備のうち重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータと異なる物理量（水位、注水量等）の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。 重要代替監視パラメータは、重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。 重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替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、非常用ディーゼル発電機に対して多様性を有する常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置、可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車並びに可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器から給電できる設計とする。
	代替淡水貯槽水位 西側淡水貯水設備水位 格納容器下部水位	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	常設	
(第73条) 原子炉格納容器内の温度	主要パラメータの他チャンネル ドライウエル圧力 サプレッション・チェンバ圧力	ドライウエル雰囲気温度	常設	重大事故等対処設備のうち重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータと異なる物理量（水位、注水量等）の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。 重要代替監視パラメータは、重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。 重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替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、非常用ディーゼル発電機に対して多様性を有する常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置、可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車並びに可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器から給電できる設計とする。
	主要パラメータの他チャンネル サプレッション・プール水温度 サプレッション・チェンバ圧力	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	常設	
	主要パラメータの他チャンネル サプレッション・チェンバ雰囲気温度	サプレッション・プール水温度	常設	
	主要パラメータの他チャンネル	格納容器下部水温	常設	
(第73条) 原子炉格納容器内の圧力	サプレッション・チェンバ圧力 ドライウエル雰囲気温度	ドライウエル圧力	常設	重大事故等対処設備のうち重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータと異なる物理量（水位、注水量等）の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。 重要代替監視パラメータは、重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。 重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替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、非常用ディーゼル発電機に対して多様性を有する常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置、可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車並びに可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器から給電できる設計とする。
	ドライウエル圧力 サプレッション・チェンバ雰囲気温度	サプレッション・チェンバ圧力	常設	

注記 \*1：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。  
\*2：（ ）付の設備は、重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため、共通要因による機能喪失を想定していない。  
\*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第 3-3-1 表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (8/18)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	主要設備の計測が困難になった場合の重要代替監視パラメータ*1, 2	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設+新設)*3		
(第73条) 原子炉格納容器内の水位	低圧代替注水系原子炉注水流量 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 低圧代替注水系格納容器下部注水流量 代替淡水貯槽水位 西側淡水貯水設備水位 ドライウエル圧力 サプレッション・チェンバ圧力	サプレッション・プール水位	常設	重大事故等対処設備のうち重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータと異なる物理量(水位, 注水量等)の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。 重要代替監視パラメータは、重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。 重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替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、非常用ディーゼル発電機に対して多様性を有する常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置、可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車並びに可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器から給電できる設計とする。
	主要パラメータの他チャンネル 低圧代替注水系格納容器下部注水流量 代替淡水貯槽水位 西側淡水貯水設備水位	格納容器下部水位	常設	
(第73条) 原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ドライウエル圧力 サプレッション・チェンバ圧力	格納容器内水素濃度 (S A)	常設	重大事故等対処設備のうち重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータと異なる物理量(水位, 注水量等)の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。 重要代替監視パラメータは、重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。 重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替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、非常用ディーゼル発電機に対して多様性を有する常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置、可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車並びに可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器から給電できる設計とする。
(第73条) 未臨界の維持又は監視	主要パラメータの他チャンネル 平均出力領域計装	起動領域計装	常設	重大事故等対処設備のうち重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータと異なる物理量(水位, 注水量等)の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。 重要代替監視パラメータは、重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。 重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替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、非常用ディーゼル発電機に対して多様性を有する常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置、可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車並びに可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器から給電できる設計とする。
	主要パラメータの他チャンネル 起動領域計装	平均出力領域計装	常設	

注記 \*1: 重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。  
 \*2: ( ) 付の設備は、重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため、共通要因による機能喪失を想定していない。  
 \*3: 当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第 3-3-1 表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (9/18)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	主要設備の計測が困難にな った場合の重要代替監視パ ラメータ*1, 2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第73条) 最終ヒートシンク の確保 (格納容器 圧力逃がし装置)	主要パラメータ (フィルタ 装置水位, フィルタ装置出 口放射線モニタ (高レン ジ), フィルタ装置入口水 素濃度) の他チャンネル ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ 雰囲気温度 ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ 圧力	フィルタ装置水位 フィルタ装置圧力 フィルタ装置スクラビング 水温度 フィルタ装置出口放射線モ ニタ (高レンジ・低レン ジ) 【放射線管理施設】 フィルタ装置入口水素濃度	常設	重大事故等対処設備のうち重要代替監視パラメータを計測する設備は, 重要監視パラメータと異なる物理量 (水位, 注水量等) の計測又は測定原理とすることで, 重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。重要代替監視パラメータは, 重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替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, 非常用ディーゼル発電機に対して多様性を有する常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置, 可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車並びに可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器から給電できる設計とする。
(第73条) 最終ヒートシンク の確保 (代替循環 冷却系)	主要パラメータの他チャン ネル ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ 雰囲気温度	サブプレッション・プール水 温度 代替循環冷却系ポンプ入口 温度 代替循環冷却系原子炉注水 流量 代替循環冷却系格納容器ス プレイ流量	常設	重大事故等対処設備のうち重要代替監視パラメータを計測する設備は, 重要監視パラメータと異なる物理量 (水位, 注水量等) の計測又は測定原理とすることで, 重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。重要代替監視パラメータは, 重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替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, 非常用ディーゼル発電機に対して多様性を有する常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置, 可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車並びに可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器から給電できる設計とする。

注記 \*1: 重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については, その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。

\*2: ( ) 付の設備は, 重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため, 共通要因による機能喪失を想定していない。

\*3: 当該設備区分に属さない設備区分については, 【 】内に設備区分を示す。

第3-3-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (10/18)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	主要設備の計測が困難にな った場合の重要代替監視パ ラメータ*1, 2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設)*3		
(第73条) 最終ヒートシンク の確保 (残留熱除 去系)	主要パラメータの他チャン ネル 原子炉圧力容器温度 ドライウエル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ 雰囲気温度 サプレッション・プール水 温度	残留熱除去系熱交換器入口 温度 残留熱除去系熱交換器出口 温度 残留熱除去系系統流量 残留熱除去系海水系統流 量	常設	重大事故等対処設備のうち重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータと異なる物理量 (水位, 注水量等) の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。重要代替監視パラメータは、重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替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、非常用ディーゼル発電機に対して多様性を有する常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置、可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車並びに可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器から給電できる設計とする。
	原子炉圧力容器温度 ドライウエル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ 雰囲気温度 サプレッション・プール水 温度	緊急用海水系流量 (残留熱 除去系熱交換器) 緊急用海水系流量 (残留熱 除去系補機)	常設	重大事故等対処設備のうち重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータと異なる物理量 (水位, 注水量等) の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。重要代替監視パラメータは、重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替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、非常用ディーゼル発電機に対して多様性を有する常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置、可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車並びに可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器から給電できる設計とする。
(第73条) 格納容器バイパス の監視	主要パラメータ (原子炉水 位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉圧力, 原子炉圧力 (S A)) の他 チャンネル ドライウエル雰囲気温度 ドライウエル圧力	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A広帯域) 原子炉水位 (S A燃料域) 原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)	常設	重大事故等対処設備のうち重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータと異なる物理量 (水位, 注水量等) の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。重要代替監視パラメータは、重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替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、非常用ディーゼル発電機に対して多様性を有する常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置、可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車並びに可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器から給電できる設計とする。
	主要パラメータ (ドライウ エル雰囲気温度) の他チャン ネル 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A広帯域) 原子炉水位 (S A燃料域) 原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)	ドライウエル雰囲気温度 ドライウエル圧力	常設	

注記 \*1: 重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。

\*2: ( ) 付の設備は、重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため、共通要因による機能喪失を想定していない。

\*3: 当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第 3-3-1 表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (11/18)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	主要設備の計測が困難にな った場合の重要代替監視パ ラメータ*1, 2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設)*3		
(第73条) 水源の確保	高压代替注水系系統流量 代替循環冷却系原子炉注水 流量 原子炉隔離時冷却系系統流 量 高压炉心スプレィ系系統流 量 残留熱除去系系統流量 低压炉心スプレィ系系統流 量 常設高压代替注水系ポンプ 吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ吐出 圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ 吐出 圧力 高压炉心スプレィ系ポンプ 吐出圧力 残留熱除去系ポンプ吐出圧 力 低压炉心スプレィ系ポンプ 吐出圧力	サプレッション・プール水 位	常設	重大事故等対処設備のうち重要代替監視パラ メータを計測する設備は、重要監視パラメータ と異なる物理量（水位、注水量等）の計測又は 測定原理とすることで、重要監視パラメータを 計測する設備に対して可能な限り多様性を持 った計測方法により計測できる設計とする。 重要代替監視パラメータは、重要監視パラメ ータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。 重要監視パラメータを計測する設備及び重要 代替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 常用ディーゼル発電機に対して多様性を有する 常設代替交流電源設備である常設代替高压電 源装置、可搬型代替交流電源設備である可搬 型代替低压電源車並びに可搬型代替直流電源 設備である可搬型代替低压電源車及び可搬型 整流器から給電できる設計とする。
	低压代替注水系原子炉注水 流量 低压代替注水系格納容器ス プレィ流量 低压代替注水系格納容器下 部注水流量 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） サプレッション・プール水 位 常設低压代替注水系ポンプ 吐出圧力	代替淡水貯槽水位	常設	
	低压代替注水系原子炉注水 流量 低压代替注水系格納容器ス プレィ流量 低压代替注水系格納容器下 部注水流量 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） サプレッション・プール水 位	西側淡水貯水設備水位	常設	

注記 \*1：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。

\*2：（ ）付の設備は、重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため、共通要因による機能喪失を想定していない。

\*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第 3-3-1 表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (12/18)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	主要設備の計測が困難にな った場合の重要代替監視パ ラメータ*1, 2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設)*3		
(第73条) 原子炉建屋内の水 素濃度	主要パラメータの他チャン ネル 静的触媒式水素再結合器動 作監視装置	原子炉建屋水素濃度	常設	重大事故等対処設備のうち重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータと異なる物理量(水位, 注水量等)の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。重要代替監視パラメータは、重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替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、非常用ディーゼル発電機に対して多様性を有する常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置、可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車並びに可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器から給電できる設計とする。
(第73条) 原子炉格納容器内 の酸素濃度	格納容器雰囲気放射線モニ タ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニ タ (S/C) ドライウエル圧力 サプレッション・チェンバ 圧力	格納容器内酸素濃度 (S A)	常設	重大事故等対処設備のうち重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータと異なる物理量(水位, 注水量等)の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。重要代替監視パラメータは、重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替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、非常用ディーゼル発電機に対して多様性を有する常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置、可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車並びに可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器から給電できる設計とする。
(第73条) 発電所内の通信連 絡	—	安全パラメータ表示システ ム (SPDS)	常設	安全パラメータ表示システム (SPDS) は、非常用ディーゼル発電機に対して多様性を有する常設代替高圧電源装置、可搬型代替低圧電源車又は緊急時対策所用発電機から給電できる設計とする。安全パラメータ表示システム (SPDS) は、異なる通信方式を使用し、多様性を有する設計とする。
(第73条) 必要な情報の把握	—	データ表示装置	可搬型	データ表示装置は、非常用ディーゼル発電機に対して多様性を有する緊急時対策所用発電機から給電できる設計とする。
(第73条) 温度, 圧力, 水位, 注水量の計測・監 視	—	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, 水位及び流 量 (注水量) 計測用)	可搬型	重大事故等対処設備のうち重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータと異なる物理量(水位, 注水量等)の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。
(第73条) 圧力, 水位, 注水量 の計測・監視	—	可搬型計測器 (原子炉圧力 容器及び原子炉格納容器内 の圧力, 水位及び流量 (注 水量) 計測用)	可搬型	重大事故等対処設備のうち重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータと異なる物理量(水位, 注水量等)の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。

注記 \*1: 重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。  
\*2: ( ) 付の設備は、重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため、共通要因による機能喪失を想定していない。  
\*3: 当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第 3-3-1 表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (13/18)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	主要設備の計測が困難にな った場合の重要代替監視パ ラメータ*1, 2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第73条) その他*4	—	M/C 2C電圧	常設	—
	—	M/C 2D電圧	常設	
	—	M/C HPCS電圧	可搬型	
	—	P/C 2C電圧	常設	
	—	P/C 2D電圧	常設	
	—	緊急用M/C電圧	常設	
	—	緊急用P/C電圧	常設	
	—	直流125V主母線盤 2A電 圧	常設	
	—	直流125V主母線盤 2B電 圧	常設	
	—	直流125V主母線盤 HPC S電圧	常設	
	—	中性子モニタ用蓄電池 A 系電圧	常設	
	—	中性子モニタ用蓄電池 B 系電圧	常設	
	—	緊急用直流125V主母線盤電 圧	常設	
	—	ほう酸水注入ポンプ吐出圧 力	常設	
	—	非常用窒素供給系供給圧力	常設	
	—	非常用窒素供給系高压窒素 ポンベ圧力	常設	
—	非常用逃がし安全弁駆動系 供給圧力	常設		
—	非常用逃がし安全弁駆動系 高压窒素ポンベ圧力	常設		

注記 \*1：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

\*2：( ) 付の設備は、重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため、共通要因による機能喪失を想定していない。

\*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

\*4：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使用している補助パラメータ

第 3-3-1 表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (14/18)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1, 2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設)*3		
(第74条) 中央制御室待避室 による居住性の確保	—	中央制御室待避室 【放射線管理施設】	常設	—
	—	中央制御室待避室遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
	—	中央制御室待避室空気ポン ベユニット (空気ポンベ) 【放射線管理施設】	可搬型	
	—	差圧計 【放射線管理施設】	常設	
	—	衛星電話設備 (可搬型) (待避室)	可搬型	
	—	データ表示装置 (待避室)	可搬型	
(第74条) 可搬型照明 (SA) による居住性の確保	中央制御室照明	可搬型照明 (SA)	可搬型	可搬型照明 (SA) は、非常用ディーゼル発 電機に対して多様性を有する常設代替高圧電 源装置から給電できる設計とする。
(第74条) 酸素濃度計及び二 酸化炭素濃度計に よる居住性の確保	—	酸素濃度計	可搬型	—
		二酸化炭素濃度計	可搬型	
(第74条) チェンジングエリ アの設置及び運用 による汚染の持ち 込み防止	—	可搬型照明 (SA)	可搬型	可搬型照明 (SA) は、非常用ディーゼル発 電機に対して多様性を有する常設代替高圧電 源装置から給電できる設計とする。
(第76条) 必要な情報の把握	—	安全パラメータ表示システ ム (SPDS)	常設	安全パラメータ表示システム (SPDS) は、 非常用ディーゼル発電機に対して多様性を有 する常設代替高圧電源装置、可搬型代替低圧電 源車又は緊急時対策用発電機から給電でき る設計とする。 安全パラメータ表示システム (SPDS) は、 異なる通信方式を使用し、多様性を有する設計 とする。

注記 \*1: 重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

\*2: ( ) 付の設備は、重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため、共通要因による機能喪失を想定していない。

\*3: 当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3-3-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (15/18)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, 2	機能を代替する重大事故等対処設備(既設+新設)*3		
(第76条) 通信連絡	送受話器(ページング), 電力保安通信用電話設備(固定電話機, PHS端末)	無線連絡設備(携帯型)	可搬型	衛星電話設備(固定型)は, 送受話器(ページング)及び電力保安通信用電話設備(固定電話機, PHS端末及びFAX)と共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 緊急時対策用発電機からの給電により使用することにより非常用ディーゼル発電機又は蓄電池からの給電により使用する送受話器(ページング)及び電力保安通信用電話設備(固定電話機, PHS端末及びFAX)に対して多様性を有する設計とする。 衛星電話設備(固定型)は, 緊急時対策所建屋内に設置することにより送受話器(ページング)及び電力保安通信用電話設備(固定電話機, PHS端末及びFAX)に対して位置的分散を図る設計とする。 衛星電話設備(携帯型)及び無線連絡設備(携帯型)の電源は, 送受話器(ページング)及び電力保安通信用電話設備(固定電話機, PHS端末及びFAX)と共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 充電機を使用することにより非常用ディーゼル発電機又は蓄電池からの給電により使用する送受話器(ページング)及び電力保安通信用電話設備(固定電話機, PHS端末及びFAX)に対して多様性を有する設計とする。 衛星電話設備(携帯型)及び無線連絡設備(携帯型)は, 緊急時対策所建屋内に保管することにより送受話器(ページング)及び電力保安通信用電話設備(固定電話機, PHS端末及びFAX)に対して位置的分散を図る設計とする。 携帯型有線通話装置の電源は, 送受話器(ページング)及び電力保安通信用電話設備(固定電話機, PHS端末及びFAX)と共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 乾電池を使用することにより非常用ディーゼル発電機又は蓄電池からの給電により使用する送受話器(ページング)及び電力保安通信用電話設備(固定電話機, PHS端末及びFAX)に対して多様性を有する設計とする。 衛星電話設備(携帯型)及び無線連絡設備(携帯型)は, 緊急時対策所建屋内に保管することにより送受話器(ページング)及び電力保安通信用電話設備(固定電話機, PHS端末及びFAX)に対して位置的分散を図る設計とする。 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電話及びIP-FAX)は, 電力保安通信用電話設備(固定電話機, PHS端末及びFAX), 加入電話設備(加入電話及び加入FAX)及び専用電話設備(専用電話(ホットライン)(地方公共団体向))と共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 緊急時対策用発電機からの給電により使用することにより非常用ディーゼル発電機又は蓄電池からの給電により使用する電力保安通信用電話設備(固定電話機, PHS端末及びFAX), 加入電話設備(加入電話及び加入FAX)及び専用電話設備(専用電話(ホットライン)(地方公共団体向))に対して多様性を有する設計とする。
		衛星電話設備(固定型)	可搬型	
		衛星電話設備(携帯型)	常設	
		携帯型有線通話装置	可搬型	
	電力保安通信用電話設備(固定電話機及びPHS端末), 加入電話設備(加入電話及び加入FAX), 専用電話設備(専用電話(ホットライン)(地方公共団体向))	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, IP-FAX)	常設	
	-	データ伝送装置	常設	

注記 \*1: 重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については, その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。  
\*2: ( ) 付の設備は, 重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため, 共通要因による機能喪失を想定していない。  
\*3: 当該設備区分に属さない設備区分については, 【 】内に設備区分を示す。

第 3-3-1 表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (16/18)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1, 2	機能を代替する重大事故 等対処設備 (既設+新 設)*3		
(第77条) 発電所内の通信連 絡	送受話器 (ページング), 電力保安通信用電話設備 (固定電話機及びPHS端 末)	携行型有線通話装置	可搬型	衛星電話設備 (固定型) は, 送受話器 (ページング) 及び電力保安通信用電話設備 (固定電話機, PHS 端末及びFAX) と共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 常設代替高圧電源装置, 可搬型代替低圧電源車又は緊急時対策所用発電機からの給電により使用することにより非常用ディーゼル発電機又は蓄電池からの給電により使用する送受話器 (ページング) 及び電力保安通信用電話設備 (固定電話機, PHS 端末及びFAX) に対して多様性を有する設計とする。 衛星電話設備 (固定型) は, 中央制御室及び緊急時対策所建屋内に設置することにより送受話器 (ページング) 及び電力保安通信用電話設備 (固定電話機, PHS 端末及びFAX) に対して位置的分散を図る設計とする。
		無線連絡設備 (携帯型)	可搬型	衛星電話設備 (携帯型) 及び無線連絡設備 (携帯型) の電源は, 送受話器 (ページング) 及び電力保安通信用電話設備 (固定電話機, PHS 端末及びFAX) と共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 充電機を使用することにより非常用ディーゼル発電機又は蓄電池からの給電により使用する送受話器 (ページング) 及び電力保安通信用電話設備 (固定電話機, PHS 端末及びFAX) に対して多様性を有する設計とする。
		衛星電話設備 (固定型)	常設	衛星電話設備 (携帯型) 及び無線連絡設備 (携帯型) は, 緊急時対策所建屋内に保管することにより送受話器 (ページング) 及び電力保安通信用電話設備 (固定電話機, PHS 端末及びFAX) に対して位置的分散を図る設計とする。 携行型有線通話装置の電源は, 送受話器 (ページング) 及び電力保安通信用電話設備 (固定電話機, PHS 端末及びFAX) と共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 乾電池を使用することにより非常用ディーゼル発電機又は蓄電池からの給電により使用する送受話器 (ページング) 及び電力保安通信用電話設備 (固定電話機, PHS 端末及びFAX) に対して多様性を有する設計とする。
		衛星電話設備 (携帯型)	可搬型	衛星電話設備 (携帯型) 及び無線連絡設備 (携帯型) は, 中央制御室及び緊急時対策所建屋内に保管することにより送受話器 (ページング) 及び電力保安通信用電話設備 (固定電話機, PHS 端末及びFAX) に対して位置的分散を図る設計とする。 衛星電話設備 (固定型), 衛星電話設備 (携帯型), 無線連絡設備 (携帯型) 及び携行型有線通話装置は, 異なる通信方式を使用し, 多様性を有する設計とする。
	-	安全パラメータ表示システム (SPDS)	常設	安全パラメータ表示システム (SPDS) は, 非常用ディーゼル発電機に対して多様性を有する常設代替高圧電源装置, 可搬型代替低圧電源車又は緊急時対策所用発電機から給電できる設計とする。 安全パラメータ表示システム (SPDS) は, 異なる通信方式を使用し, 多様性を有する設計とする。

注記 \*1: 重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については, その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。

\*2: ( ) 付の設備は, 重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため, 共通要因による機能喪失を想定していない。

\*3: 当該設備区分に属さない設備区分については, 【 】内に設備区分を示す。

第3-3-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (17/18)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1, 2	機能を代替する重大事故 等対処設備 (既設+新 設)*3		
(第77条) 発電所外 (社内外) の通信連絡	電力保安通信用電話設備 (固定電話機及びPHS端 末), 加入電話設備 (加入 電話及び加入FAX), 専 用電話設備 (専用電話 (ホ ットライン) (地方公共団 体向))	衛星電話設備 (固定型)	常設	衛星電話設備 (固定型) は, 送受話器 (ページ ング) 及び電力保安通信用電話設備 (固定電話機, PHS 端末及びFAX) と共通要因によって同時 に機能を損なわないよう, 緊急時対策所用発電機 からの給電により使用することにより非常用デ ィーゼル発電機又は蓄電池からの給電により使 用する送受話器 (ページング) 及び電力保安通 信用電話設備 (固定電話機, PHS 端末及びFAX) に対して多様性を有する設計とする。 衛星電話設備 (固定型) は, 緊急時対策所建屋内 に設置することにより送受話器 (ページング) 及 び電力保安通信用電話設備 (固定電話機, PHS 端末及びFAX) に対して位置的分散を図る設計 とする。 衛星電話設備 (携帯型) の電源は, 送受話器 (ペ ージング) 及び電力保安通信用電話設備 (固定電 話機, PHS 端末及びFAX) と共通要因によっ て同時に機能を損なわないよう, 充電池を使用す ることにより非常用ディーゼル発電機又は蓄電 池からの給電により使用する送受話器 (ページ ング) 及び電力保安通信用電話設備 (固定電話 機, PHS 端末及びFAX) に対して多様性を有す る設計とする。 衛星電話設備 (携帯型) は, 緊急時対策所建屋内 に保管することにより送受話器 (ページング) 及 び電力保安通信用電話設備 (固定電話機, PHS 端末及びFAX) に対して位置的分散を図る設計 とする。 衛星電話設備 (携帯型) は, 緊急時対策所建屋内 に保管することにより送受話器 (ページング) 及 び電力保安通信用電話設備 (固定電話機, PHS 端末及びFAX) に対して位置的分散を図る設計 とする。
		衛星電話設備 (携帯型)	可搬型	衛星電話設備 (携帯型) は, 緊急時対策所建屋内 に保管することにより送受話器 (ページング) 及 び電力保安通信用電話設備 (固定電話機, PHS 端末及びFAX) に対して位置的分散を図る設計 とする。 衛星電話設備 (携帯型) は, 緊急時対策所建屋内 に保管することにより送受話器 (ページング) 及 び電力保安通信用電話設備 (固定電話機, PHS 端末及びFAX) に対して位置的分散を図る設計 とする。
		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 電話及びIP -FAX)	常設	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 電話及びIP -FAX) は, 電力保安通信用電話設備 (固定電 話機, PHS 端末及びFAX), 加入電話設備 (加 入電話及び加入FAX) 及び専用電話設備 (専 用電話 (ホットライン) (地方公共団体向)) と共 通要因によって同時に機能を損なわないよう, 緊 急時対策所用発電機からの給電により使用する ことにより非常用ディーゼル発電機又は蓄電池 からの給電により使用する電力保安通信用電話 設備 (固定電話機, PHS 端末及びFAX), 加 入電話設備 (加入電話及び加入FAX) 及び専 用電話設備 (専用電話 (ホットライン) (地方公 共団体向)) に対して多様性を有する設計とする。 衛星電話設備 (固定型), 衛星電話設備 (携帯 型) 及び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 及びIP-FAX) は, 異なる通信方式を使用し, 多 様性を有する設計とする。
	—	データ伝送設備	常設	データ伝送設備は, 非常用ディーゼル発電機に対 して多様性を有する緊急時対策所用発電機から 給電できる設計とする。 データ伝送設備は, 異なる通信方式を使用し, 多 様性を有する設計とする。

注記 \*1: 重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については, その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。  
\*2: ( ) 付の設備は, 重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため, 共通要因による機能喪失を想定していない。  
\*3: 当該設備区分に属さない設備区分については, 【 】内に設備区分を示す。

第 3-3-1 表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (18/18)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1. 2	機能を代替する重大事故 等対処設備 (既設+新 設) *3		
(一) 重大事故等時に対 処するための流路, 注水先, 排出先等	(原子炉压力容器)	原子炉压力容器 【原子炉冷却系統施設及 び原子炉格納施設と兼 用】	常設	—
	(原子炉格納容器)	原子炉格納容器 【原子炉冷却系統施設及 び原子炉格納施設】	常設	
	(使用済燃料プール)	使用済燃料プール 【核燃料物質の取扱施設 及び貯蔵施設】	常設	
	—	原子炉建屋原子炉棟 【原子炉格納施設】	常設	

注記 \*1: 重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については, その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

\*2: ( ) 付の設備は, 重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため, 共通要因による機能喪失を想定していない。

\*3: 当該設備区分に属さない設備区分については, 【 】内に設備区分を示す。

第3-3-2表 パラメータの推定手段 (1/2)

事故時の計装に関する手順等	
他チャンネルによる計測	<p>主要パラメータを計測する多重化された重要計器が、計器の故障により計測することが困難となった場合において、他チャンネルの重要計器により計測できる場合は、当該計器を用いて計測を行う。</p>
計器故障時 代替パラメータによる推定	<p>主要パラメータを計測する計器の故障により主要パラメータの監視機能が喪失した場合は、代替パラメータにより主要パラメータの推定を行う。</p> <p>推定に当たっては、使用する計器が複数ある場合は、代替パラメータと主要パラメータの関連性、検出器の種類、使用環境条件及び計測される値の確からしさを考慮し、使用するパラメータの優先順位をあらかじめ定める。</p> <p>代替パラメータによる主要パラメータの推定は、以下の方法で行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 同一物理量（温度、圧力、水位、流量、放射線量率、水素濃度及び中性子束）から推定</li> <li>・ 水位を水源若しくは注水先の水位変化又は注水量及び吐出圧力から推定</li> <li>・ 流量を注水先又は水源の水位変化を監視することにより推定</li> <li>・ 圧力から原子炉圧力容器又は原子炉格納容器の水位を推定</li> <li>・ 原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいを水位、圧力等の傾向監視により推定</li> <li>・ 圧力又は温度を水の飽和状態の関係から推定</li> <li>・ 水素濃度が燃焼するおそれのある状態であるかを推定</li> <li>・ 装置の作動状況により水素濃度を推定</li> <li>・ 制御棒の位置指示により未臨界を推定</li> <li>・ プラントの状態により最終ヒートシンクの確保を推定</li> <li>・ 使用済燃料プールの状態を同一物理量（温度）、あらかじめ評価した水位と放射線量率の相関関係及びカメラによる監視により、使用済燃料プールの水位又は必要な水遮蔽が確保されていることを推定</li> </ul>

第3-3-2表 パラメータの推定手段 (2/2)

事故時の計装に関する手順等	
計器の計測範囲(把握能力)を超えた場合	<p>代替パラメータによる推定</p> <p>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を監視するパラメータのうち, パラメータの値が計器の計測範囲を超えるものは, 原子炉压力容器内の温度と水位である。</p> <p>原子炉压力容器内の温度及び水位の値が計器の計測範囲を超えた場合に原子炉施設の状態を推定するための手順を以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉压力容器内の温度を監視するパラメータである原子炉压力容器温度が計測範囲を超えた場合は, 炉心損傷状態と推定して対応する。なお, 原子炉压力容器温度(下鏡部)をR P V破損徴候パラメータとして「300℃到達」が検知され, やがてR P V破損に至る可能性が高い状況であると判断し, 破損判断パラメータである格納容器下部水温を常時監視する。</li> <li>原子炉压力容器内の水位を監視するパラメータである原子炉水位が計測範囲を超えた場合は, 高圧代替注水系系統流量, 低圧代替注水系原子炉注水流量, 代替循環冷却系原子炉注水流量, 原子炉隔離時冷却系系統流量, 高圧炉心スプレイ系系統流量, 残留熱除去系系統流量, 低圧炉心スプレイ系系統流量のうち, 機器動作状態にある流量計から崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し, 直前まで判明していた水位に変換率を考慮することにより原子炉压力容器内の水位を推定する。</li> </ul> <p>なお, 原子炉压力容器内が満水状態であることは, 原子炉圧力又は原子炉圧力(S A)とサブレーション・チェンバ圧力の差圧により, 原子炉压力容器内の水位が有効燃料長頂部以上であることは推定可能である。</p>
可搬型計測器による計測	<p>原子炉压力容器内の温度を監視するパラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合で, 重要代替計器の故障等により代替パラメータによる推定が困難となった場合に, 可搬型計測器により原子炉压力容器温度を計測する。</p>

第3-3-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (1/14)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
原子炉容器内の温度	原子炉圧力容器温度	①主要パラメータの他チャンネル	①原子炉圧力容器温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力容器温度の監視が不可能となった場合は、原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の温度を推定する。また、スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度を推定する。 ③残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。
		②原子炉圧力 ②原子炉圧力 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域) ③残留熱除去系熱交換器入口温度	
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 (SA) ③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA広帯域) ③原子炉水位 (SA燃料域) ③原子炉圧力容器温度	①原子炉圧力の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力 (SA) により推定する。 ③原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	原子炉圧力 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 ③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA広帯域) ③原子炉水位 (SA燃料域) ③原子炉圧力容器温度	①原子炉圧力 (SA) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力により推定する。 ③原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。

注記 \*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

\*2：[ ]は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第3-3-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (2/14)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域) ③高圧代替注水系系統流量 ③低圧代替注水系原子炉注水流量 ③代替循環冷却系原子炉注水流量 ③原子炉隔離時冷却系系統流量 ③高圧炉心スプレー系系統流量 ③残留熱除去系系統流量 ③低圧炉心スプレー系系統流量 ④原子炉圧力 ④原子炉圧力 (SA) ④サブプレッション・チェンバ圧力	①原子炉水位 (広帯域) 又は原子炉水位 (燃料域) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉水位 (広帯域) 又は原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合は、原子炉水位 (SA広帯域) 又は原子炉水位 (SA燃料域) により推定する。 ③高圧代替注水系系統流量, 低圧代替注水系原子炉注水流量, 代替循環冷却系原子炉注水流量, 原子炉隔離時冷却系系統流量, 高圧炉心スプレー系系統流量, 残留熱除去系系統流量, 低圧炉心スプレー系系統流量のうち機器動作状態にある流量より, 崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し, 原子炉压力容器内の水位を推定する。 ④原子炉压力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し, 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉压力容器の満水を推定する。  推定は, 主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ②高圧代替注水系系統流量 ②低圧代替注水系原子炉注水流量 ②代替循環冷却系原子炉注水流量 ②原子炉隔離時冷却系系統流量 ②高圧炉心スプレー系系統流量 ②残留熱除去系系統流量 ②低圧炉心スプレー系系統流量 ④原子炉圧力 ④原子炉圧力 (SA) ④サブプレッション・チェンバ圧力	①原子炉水位 (SA広帯域) 又は原子炉水位 (SA燃料域) の監視が不可能となった場合は, 原子炉水位 (広帯域) 又は原子炉水位 (燃料域) により推定する。 ②高圧代替注水系系統流量, 低圧代替注水系原子炉注水流量, 代替循環冷却系原子炉注水流量, 原子炉隔離時冷却系系統流量, 高圧炉心スプレー系系統流量, 残留熱除去系系統流量, 低圧炉心スプレー系系統流量のうち機器動作状態にある流量より, 崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し, 原子炉压力容器内の水位を推定する。 ③原子炉压力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し, 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉压力容器の満水を推定する。  推定は, 原子炉压力容器内の水位を直接計測する原子炉水位 (広帯域) 又は原子炉水位 (燃料域) を優先する。

注記 \*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

\*2: [ ]は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが, 監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第3-3-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (3/14)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器への注水量 (1/2)	高压代替注水系系統流量	①サブプレッション・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域)	①高压代替注水系系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高压代替注水系系統流量を推定する。  推定は、環境悪化の影響が小さいサブプレッション・プール水位を優先する。
	低压代替注水系原子炉注水流量	①代替淡水貯槽水位 ①西側淡水貯水設備水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域)	①低压代替注水系原子炉注水流量の監視が不可能となった場合は、水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により低压代替注水系原子炉注水流量を推定する。  推定は、環境悪化の影響が小さい代替淡水貯槽水位を優先する。
	代替循環冷却系原子炉注水流量	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッション・プール水位 ③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA広帯域) ③原子炉水位 (SA燃料域)	①代替循環冷却系原子炉注水流量の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。(他系統が運転状態の場合) ②代替循環冷却系原子炉注水流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ③注水先の原子炉水位の水位変化により代替循環冷却系原子炉注水流量を推定する。
			推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	原子炉隔離時冷却系系統流量	①サブプレッション・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域)	①原子炉隔離時冷却系系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により原子炉隔離時冷却系系統流量を推定する。  推定は、環境悪化の影響が小さいサブプレッション・プール水位を優先する。
	高压炉心スプレイ系系統流量	①サブプレッション・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域)	①高压炉心スプレイ系系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高压炉心スプレイ系系統流量を推定する。  推定は、環境悪化の影響が小さいサブプレッション・プール水位を優先する。

注記 \*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

\*2: [ ]は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。

第3-3-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (4/14)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器への注水量 (2/2)	残留熱除去系系統流量	①主要パラメータの他チャンネル ②サプレッション・プール水位 ③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA広帯域) ③原子炉水位 (SA燃料域)	①残留熱除去系系統流量の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。(他系統が運転状態の場合) ②残留熱除去系系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ③注水先の原子炉水位の水位変化により残留熱除去系系統流量を推定する。  推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	低圧炉心スプレイ系系統流量	①サプレッション・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域)	①低圧炉心スプレイ系系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により低圧炉心スプレイ系系統流量を推定する。  推定は、環境悪化の影響が小さいサプレッション・プール水位を優先する。
原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	①代替淡水貯槽水位 ①西側淡水貯水設備水位 ②サプレッション・プール水位	①低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先のサプレッション・プール水位の変化により低圧代替注水系格納容器スプレイ流量を推定する。  推定は、環境悪化の影響が小さい代替淡水貯槽水位を優先する。
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	①代替淡水貯槽水位 ①西側淡水貯水設備水位 ②格納容器下部水位	①低圧代替注水系格納容器下部注水流量の監視が不可能となった場合は、水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の格納容器下部水位の変化により低圧代替注水系格納容器下部注水流量を推定する。  推定は、環境悪化の影響が小さい代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位を優先する。

注記 \*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

\*2：[ ]は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第3-3-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (5/14)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	①主要パラメータの他チャンネル	①ドライウエル雰囲気温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②ドライウエル雰囲気温度の監視が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル圧力によりドライウエル雰囲気温度を推定する。 ③サブプレッション・チェンバ圧力により、上記②と同様にドライウエル雰囲気温度を推定する。  推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		②ドライウエル圧力 ③サブプレッション・チェンバ圧力	
	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッション・プール水温度	①サブプレッション・チェンバ雰囲気温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②サブプレッション・チェンバ雰囲気温度の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・プール水温度によりサブプレッション・チェンバ雰囲気温度を推定する。 ③飽和温度/圧力の関係を利用してサブプレッション・チェンバ圧力によりサブプレッション・チェンバ雰囲気温度を推定する。  推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		③サブプレッション・チェンバ圧力	
サブプレッション・プール水温度	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	①サブプレッション・プール水温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②サブプレッション・プール水温度の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・チェンバ雰囲気温度によりサブプレッション・プール水温度を推定する。  推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。	
格納容器下部水温	①主要パラメータの他チャンネル	①格納容器下部水温の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。  <RPV破損判断基準> デブリの落下、堆積挙動の不確かさを考慮して等間隔で計5個(予備1個含む)設置し、RPV破損の早期判断の観点から、2個以上が上昇傾向(デブリ落下による水温上昇)又はダウンスケール(温度計の溶融による短絡又は導通)となった場合に、RPV破損を判断する。  <ベDESTAL満水注水判断基準> デブリの落下、堆積挙動の不確かさを考慮して等間隔で計5個(予備1個含む)設置し、十分な量のデブリ堆積検知の観点から、3個以上がオーバースケール(デブリの接触による温度上昇)又はダウンスケール(温度計の溶融による短絡又は導通)となった場合に、ベDESTAL満水注水を判断する。	

注記 \*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

\*2: [ ]は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ(耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。

第 3-3-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (6/14)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	①サブプレッション・チェンバ圧力	①ドライウエル圧力の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・チェンバ圧力により推定する。 ②飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル雰囲気温度によりドライウエル圧力を推定する。 ③監視可能であればドライウエル圧力（常用代替監視パラメータ）により、圧力を推定する。  推定は、真空破壊装置、ベント管を介して均圧されるサブプレッション・チェンバ圧力を優先する。
		②ドライウエル雰囲気温度	
		③ [ドライウエル圧力] *2	
	サブプレッション・チェンバ圧力	①ドライウエル圧力	①サブプレッション・チェンバ圧力の監視が不可能となった場合は、ドライウエル圧力により推定する。 ②飽和温度/圧力の関係を利用してサブプレッション・チェンバ雰囲気温度によりサブプレッション・チェンバ圧力を推定する。 ③監視可能であればサブプレッション・チェンバ圧力（常用代替監視パラメータ）により、圧力を推定する。  推定は、真空破壊装置、ベント管を介して均圧されるドライウエル圧力を優先する。
		②サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	
		③ [サブプレッション・チェンバ圧力] *2	

注記 \*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

\*2：[ ]は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第3-3-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (7/14)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位	① 低圧代替注水系原子炉注水流量 ① 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 ① 低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ② 代替淡水貯槽水位 ② 西側淡水貯水設備水位 ③ ドライウェル圧力 ③ サプレッション・チェンバ圧力	① サプレッション・プール水位の監視が不可能となった場合は、低圧代替注水系原子炉注水流量、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量により、サブプレッション・プール水位を推定する。 ② 水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により、サブプレッション・プール水位を推定する。 <ベント判断基準> サプレッション・プール水位不明時は、上記①又は②の推定方法により、注水流量及び水源の水位変化から算出した水量が全てサブプレッション・プールへ移行する場合を想定しており、サブプレッション・プール水位の計測目的から考えると保守的な評価となり問題ないことから、推定した値からベント実施判断基準であるサブプレッション・プール通常水位+6.5m (ベントライン下端から-1.64m) の到達確認をもって、ベントを実施する。 ③ ドライウェル圧力とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧によりサブプレッション・プール水位を推定する。  推定は、注水先に近い低圧代替注水系原子炉注水流量、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量を優先する。
	格納容器下部水位	① 主要パラメータの他チャンネル ② 低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ③ 代替淡水貯槽水位 ③ 西側淡水貯水設備水位 ④ 格納容器下部雰囲気温度	① 格納容器下部水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 格納容器下部水位の監視が不可能となった場合は、低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量により、格納容器下部水位を推定する。 ③ 水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により、格納容器下部水位を推定する。 ④ デブリの少量落下時 (デブリ堆積高さ<0.2 m)、デブリが冠水されていることを格納容器下部雰囲気温度により推定する。  推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。

注記 \*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

\*2: [ ]は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。

第 3-3-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (8/14)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (SA)	①格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ①格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ①ドライウエル圧力 ①サプレッション・チェンバ圧力	①格納容器内水素濃度 (SA) の監視が不可能となった場合は、格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 又は格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果 (解析結果) により推定する。 ①ドライウエル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力により、格納容器内圧力が正圧であることを確認することで、事故後の格納容器内への空気 (酸素) の流入有無を把握し、水素燃焼の可能性を推定する。 ②監視可能であれば格納容器内水素濃度 (常用代替監視パラメータ) により、水素濃度を推定する。  推定は、重要代替計器である格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) , 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) , ドライウエル圧力及びサプレッション・チェンバ圧力を優先する。
		② [格納容器内水素濃度] *2	
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 (D/W)	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	①格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) の監視が不可能となった場合は、格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) により推定する。  推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	①格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) の監視が不可能となった場合は、格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) により推定する。  推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。

注記 \*1 : 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

\*2 : [ ]は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第3-3-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (9/14)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
未 臨 界 の 維 持 又 は 確 認	起動領域計装	①主要パラメータの他チャンネル ②平均出力領域計装 ③ [制御棒操作監視系] *2	①起動領域計装の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②起動領域計装の監視が不可能となった場合は、平均出力領域計装により推定する。 ③制御棒操作監視系(有効監視パラメータ)により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。  推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	平均出力領域計装	①主要パラメータの他チャンネル ②起動領域計装 ③ [制御棒操作監視系] *2	①平均出力領域計装の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②平均出力領域計装の監視が不可能となった場合は、起動領域計装により推定する。 ③制御棒操作監視系(有効監視パラメータ)により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。  推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	[制御棒操作監視系]	①起動領域計装 ②平均出力領域計装	①制御棒操作監視系(有効監視パラメータ)の監視が不可能となった場合は、起動領域計装により推定する。 ②平均出力領域計装により推定する。  推定は、低出力領域を監視する起動領域計装を優先する。
最 終 ヒ ー ト シ ン ク の 確 保 ( 1 / 2 )	<格納容器圧力逃がし装置> フィルタ装置水位 フィルタ装置圧力 フィルタ装置スクラビング水温度 フィルタ装置出口放射線モニタ(高レンジ・低レンジ) フィルタ装置入口水素濃度	①主要パラメータ(フィルタ装置水位、フィルタ装置出口放射線モニタ(高レンジ)、フィルタ装置入口水素濃度)の他チャンネル  ②ドライウエル雰囲気温度 ②サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 ②ドライウエル圧力 ②サブプレッション・チェンバ圧力	①主要パラメータのうち、フィルタ装置水位、フィルタ装置出口放射線モニタ(高レンジ)、フィルタ装置入口水素濃度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器圧力逃がし装置による冷却において、フィルタ装置水位、フィルタ装置圧力、フィルタ装置スクラビング水温度、フィルタ装置出口放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)、フィルタ装置入口水素濃度の監視が不可能となった場合は、ドライウエル雰囲気温度、ドライウエル圧力又はサブプレッション・チェンバ雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ圧力により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。 ②なお、フィルタ装置圧力の監視が不可能となった場合は、フィルタ容器内は飽和状態であるため、スクラビング水温度からフィルタ装置圧力を推定する。 ②フィルタ装置スクラビング水温度の監視が不可能となった場合は、優先して予備側検出素子により計測する。予備側の監視が不可能な場合は、フィルタ容器内は飽和状態であるため、フィルタ装置圧力からスクラビング水温度を推定する。  推定は、主要パラメータ(フィルタ装置水位、フィルタ装置出口放射線モニタ(高レンジ)、フィルタ装置入口水素濃度)の他チャンネルを優先する。

注記 \*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

\*2: [ ]は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ(耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。

第 3-3-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (10/14)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
最終ヒートシンクの確保 (2/2)	<耐圧強化ベント系> 耐圧強化ベント系放射線モニタ	①ドライウエル雰囲気温度 ①サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 ①ドライウエル圧力 ①サブプレッション・チェンバ圧力	①耐圧強化ベント系による冷却において、耐圧強化ベント系放射線モニタの監視が不可能となった場合は、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ雰囲気温度、ドライウエル圧力、サブプレッション・チェンバ圧力により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。  推定は、ドライウエル又はウェットウエルのベントに使用した方を優先する。
	<代替循環冷却系> サブプレッション・プール水温度 代替循環冷却系ポンプ入口温度 代替循環冷却系原子炉注水流量 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウエル雰囲気温度 ②サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	①主要パラメータの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。(代替循環冷却系ポンプ入口温度、代替循環冷却系原子炉注水流量及び代替循環冷却系格納容器スプレイ流量は、他系統が運転状態の場合) ②代替循環冷却系による冷却において、サブプレッション・プール水温度、代替循環冷却系ポンプ入口温度、代替循環冷却系原子炉注水流量、代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ雰囲気温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。  推定は、主要パラメータ（サブプレッション・プール水温度、代替循環冷却系ポンプ入口温度、代替循環冷却系原子炉注水流量、代替循環冷却系格納容器スプレイ流量）の他チャンネルを優先する。
	<残留熱除去系> 残留熱除去系熱交換器入口温度 残留熱除去系熱交換器出口温度 残留熱除去系系統流量 残留熱除去系海水系系統流量 緊急用海水系流量(残留熱除去系熱交換器) 緊急用海水系流量(残留熱除去系補機)	①主要パラメータ(残留熱除去系熱交換器入口温度、残留熱除去系熱交換器出口温度、残留熱除去系系統流量、残留熱除去系海水系系統流量)の他チャンネル ②原子炉圧力容器温度 ②ドライウエル雰囲気温度 ②サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 ②サブプレッション・プール水温度	①主要パラメータのうち、残留熱除去系熱交換器入口温度、残留熱除去系熱交換器出口温度、残留熱除去系系統流量、残留熱除去系海水系系統流量の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②残留熱除去系による冷却において、残留熱除去系熱交換器入口温度、残留熱除去系熱交換器出口温度、残留熱除去系系統流量、残留熱除去系海水系系統流量、緊急用海水系流量(残留熱除去系熱交換器)、緊急用海水系流量(残留熱除去系補機)の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ雰囲気温度、サブプレッション・プール水温度により最終ヒートシンクが確保されていることを確認する。  推定は、主要パラメータ(残留熱除去系熱交換器入口温度、残留熱除去系熱交換器出口温度、残留熱除去系系統流量、残留熱除去系海水系系統流量)の他チャンネルを優先する。

注記 \*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

\*2: [ ]は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ(耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。

第 3-3-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (11/14)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
格納容器バイパスの監視	<原子炉圧力容器内の状態> 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)	①主要パラメータ (原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA)) の他チャンネル ②ドライウエル雰囲気温度 ②ドライウエル圧力 ② [エリア放射線モニタ] *2	①主要パラメータのうち, 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉圧力及び原子炉圧力 (SA) の1チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定する。 ②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), 原子炉圧力及び原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は, ドライウエル雰囲気温度, ドライウエル圧力, エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。  推定は, 主要パラメータ (原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA)) の他チャンネルを優先する。
	<原子炉格納容器内の状態> ドライウエル雰囲気温度 ドライウエル圧力	①主要パラメータ (ドライウエル雰囲気温度) の他チャンネル ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域) ②原子炉圧力 ②原子炉圧力 (SA) ② [エリア放射線モニタ] *2	①主要パラメータのうち, ドライウエル雰囲気温度の1チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定する。 ②ドライウエル雰囲気温度, ドライウエル圧力の監視が不可能となった場合は, 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) 及びエリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。  推定は, 主要パラメータ (ドライウエル雰囲気温度) の他チャンネルを優先する。
	<原子炉建屋内の状態> [エリア放射線モニタ]	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ①原子炉水位 (SA広帯域) ①原子炉水位 (SA燃料域) ①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (SA) ①ドライウエル雰囲気温度 ①ドライウエル圧力	①エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) の監視が不可能となった場合は, 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), ドライウエル雰囲気温度及びドライウエル圧力により格納容器バイパスの発生を推定する。

注記 \*1 : 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

\*2 : [ ]は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが, 監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第 3-3-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (12/14)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
水源の確保 (1/2)	サブプレッション・プール水位	①高圧代替注水系系統流量 ①代替循環冷却系原子炉注水流量 ①原子炉隔離時冷却系系統流量 ①高圧炉心スプレイ系系統流量 ①残留熱除去系系統流量 ①低圧炉心スプレイ系系統流量 ②常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 ②代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 ②原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 ②高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 ②残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ②低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	①サブプレッション・プール水位の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・プールを水源とする高圧代替注水系、代替循環冷却系、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系、低圧炉心スプレイ系の流量から各系統が正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッション・プールの水位が確保されていることを推定する。 ②サブプレッション・プールを水源とする常設高圧代替注水系ポンプ、代替循環冷却系ポンプ、原子炉隔離時冷却系ポンプ、高圧炉心スプレイ系ポンプ、残留熱除去系ポンプ、低圧炉心スプレイ系ポンプの吐出圧力から各ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッション・プール水位が確保されていることを推定する。 <ポンプ停止基準> サブプレッション・プール水位不明時は、上記①又は②の推定方法により、水源が確保されていることを推定する。原子炉圧力容器への注水中に、ECCS系の配管破断などによりサブプレッション・プール水が流出し、ポンプの必要NPSHが得られず、吐出圧力の異常（圧力低下、ハンチングなど）が確認された場合に、ポンプを停止する。 推定は、サブプレッション・プールを水源とするポンプの注水量を優先する。
	代替淡水貯槽水位	①低圧代替注水系原子炉注水流量 ①低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 ①低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（SA広帯域） ②原子炉水位（SA燃料域） ②サブプレッション・プール水位 ③常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	①代替淡水貯槽水位の監視が不可能となった場合は、代替淡水貯槽を水源とする常設低圧代替注水系ポンプによる各注水先への流量から、代替淡水貯槽水位を推定する。 ②注水先の原子炉水位及びサブプレッション・プール水位の水位変化により代替淡水貯槽水位を推定する。なお、代替淡水貯槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ③常設低圧代替注水系ポンプの吐出圧力から、ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源である代替淡水貯槽水位が確保されていることを推定する。 推定は、代替淡水貯槽を水源とするポンプの注水量を優先する。

注記 \*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

\*2：[ ]は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第 3-3-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (13/14)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
水源の確保 (2/2)	西側淡水貯水設備水位	① 低圧代替注水系原子炉注水流量 ① 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 ① 低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ② 原子炉水位 (広帯域) ② 原子炉水位 (燃料域) ② 原子炉水位 (SA広帯域) ② 原子炉水位 (SA燃料域) ② サプレッション・プール水位	① 西側淡水貯水設備水位の監視が不可能となった場合は、西側淡水貯水設備を水源とする可搬型代替注水中型ポンプによる各注水先への流量から、西側淡水貯水設備水位を推定する。 ② 注水先の原子炉水位及びサプレッション・プール水位の水位変化により西側淡水貯水設備水位を推定する。なお、西側淡水貯水設備の補給状況も考慮した上で水位を推定する。  推定は、西側淡水貯水設備水位を水源とするポンプの注水量を優先する。
		① 主要パラメータの他チャンネル  ② 静的触媒式水素再結合器動作監視装置	① 原子炉建屋水素濃度の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 原子炉建屋水素濃度の監視が不可能となった場合は、静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 (静的触媒式水素再結合器入口/出口の差温度により水素濃度を推定) により推定する。  推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (SA)	① 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ① 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ① ドライウェル圧力 ① サプレッション・チェンバ圧力 ② [格納容器内酸素濃度] *2	① 格納容器内酸素濃度 (SA) の監視が不可能となった場合は、格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 又は格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的な G 値を入力とした評価結果 (解析結果) により推定する。 ① ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力により、格納容器内圧力が正圧であることを確認することで、事故後の原子炉格納容器内への空気 (酸素) の流入有無を把握し、水素燃焼の可能性を推定する。 ② 監視可能であれば格納容器内酸素濃度 (常用代替監視パラメータ) により、酸素濃度を推定する。  推定は、重要代替計器である格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) , 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) , ドライウェル圧力及びサプレッション・チェンバ圧力を優先する。

注記 \*1 : 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

\*2 : [ ]は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第 3-3-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (14/14)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)	①使用済燃料プール温度 (SA) ①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) ②使用済燃料プール監視カメラ	①使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) の監視が不可能となった場合は、使用済燃料プール温度 (SA) により使用済燃料プールの温度を推定する。また、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) にて放射線量を計測した後、水位と放射線量率の関係から水位を推定する。 ②使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。  推定は、温度の場合は同じ仕様である使用済燃料プール温度 (SA) を、水位の場合は使用済燃料プールを直接監視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) を優先する。
	使用済燃料プール温度 (SA)	①使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) ②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) ②使用済燃料プール監視カメラ	①使用済燃料プール温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) により温度を推定する。 ②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) 及び使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。  推定は、同じ仕様である使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) を優先する。
	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)	①使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) ②使用済燃料プール温度 (SA) ②使用済燃料プール監視カメラ	①使用済燃料プールエリア放射線モニタの監視が不可能となった場合は、使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) にて水位を計測した後、水位と放射線量率の関係から放射線量を推定する。 ②使用済燃料プール温度 (SA) 及び使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。  推定は、使用済燃料プールを直接監視する使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) を優先する。
	使用済燃料プール監視カメラ	①使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) ①使用済燃料プール温度 (SA) ①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)	①使用済燃料プール監視カメラの監視が不可能となった場合は、使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)、使用済燃料プール温度 (SA)、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) にて、使用済燃料プールの状態を推定する。

注記 \*1 : 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

\*2 : [ ]は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第3-4-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (1/6)

【設備区分：放射線管理施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1, 2	機能を代替する重大事故 等対処設備(既設+新 設)*3		
(第65条) 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	—	フィルタ装置 【原子炉格納施設】	常設	格納容器圧力逃がし装置は、大気を最終ヒートシンクとし、代替循環冷却系は、海を最終ヒートシンクとする原理の異なる冷却及び原子炉格納容器内の減圧手段を用いることで共通要因によって同時に機能を損なわないよう多様性を有する設計とする。 格納容器圧力逃がし装置は、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の給電により駆動できる設計とする。 格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置は、原子炉建屋近傍のフィルタ装置格納槽(地下埋設)に、第二弁操作室遮蔽、第二弁操作室空気ポンベユニット(空気ポンベ)及び差圧計は原子炉建屋付属棟に、圧力開放板は原子炉建屋近傍の屋外に設置することで、原子炉建屋原子炉棟内に設置する代替循環冷却系ポンプ、サブプレッション・プール及び残留熱除去系熱交換器に対して共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 可搬型窒素供給装置は、原子炉建屋から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建屋原子炉棟内に設置する代替循環冷却系ポンプ、サブプレッション・プール及び残留熱除去系熱交換器に対して共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
	—	第一弁(S/C側) 【原子炉格納施設】	常設	
	—	第一弁(D/W側) 【原子炉格納施設】	常設	
	—	第二弁 【原子炉格納施設】	常設	
	—	第二弁バイパス弁 【原子炉格納施設】	常設	
	—	遠隔人力操作機構 【原子炉格納施設】	常設	
	—	第二弁操作室遮蔽	常設	
	—	第二弁操作室空気ポンベ ユニット(空気ポンベ)	可搬型	
	—	差圧計	常設	
	—	圧力開放板 【原子炉格納施設】	常設	
	—	窒素供給装置 【原子炉格納施設】	可搬型	
	—	窒素供給装置用電源車 【非常用電源設備】	可搬型	
	—	フィルタ装置遮蔽 【原子炉格納施設】	常設	
	—	配管遮蔽	常設	
	—	移送ポンプ 【原子炉格納施設】	常設	
	—	可搬型代替注水中型ポン プ 【原子炉格納施設】	可搬型	
	—	可搬型代替注水大型ポン プ 【原子炉格納施設】	可搬型	
	サブプレッション・プール	西側淡水貯水設備[水源] 【原子炉格納施設】	常設	
	代替淡水貯槽[水源] 【原子炉格納施設】	常設		

注記 \*1：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

\*2：( ) 付の設備は、重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため、共通要因による機能喪失を想定していない。

\*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3-4-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (2/6)

【設備区分：放射線管理施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等 <sup>*1, 2</sup>	機能を代替する重大事故 等対処設備 (既設+新 設) <sup>*3</sup>		
(第69条) 使用済燃料プールの 状態監視	使用済燃料プール水位 燃料プール冷却浄化系 ポンプ入口温度 使用済燃料プール温度 燃料取替フロア燃料プール エリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替 床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダク ト放射線モニタ	使用済燃料プール水位・ 温度 (SA広域) 【核燃料物質の取扱施設 及び貯蔵施設】	常設	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域), 使用済 燃料プール温度 (SA), 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) 及び使用 済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視 カメラ用空冷装置を含む) は, 使用済燃料プール 水位, 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度, 使 用済燃料プール温度, 燃料取替フロア燃料プール エリア放射線モニタ, 原子炉建屋換気系燃料取替 床排気ダクト放射線モニタ及び原子炉建屋換気 系排気ダクト放射線モニタと同時に機能が損な われることを防止する設計とする。使用済燃料プ ール水位・温度 (SA広域), 使用済燃料プール温 度 (SA), 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) 及び使用済燃料プー ル監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷 装置を含む) のうち使用済燃料プール監視カメラ は, 非常用ディーゼル発電機に対して, 多様性を 有する常設代替直流電源設備である緊急用 125V 系蓄電池又は可搬型代替直流電源設備である可 搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器から給電 が可能な設計とし, 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含 む) のうち使用済燃料プール監視カメラ用空冷装 置は, 非常用ディーゼル発電機に対して, 多様性 を有する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。
		使用済燃料プール温度 (SA) 【核燃料物質の取扱施設 及び貯蔵施設】	常設	
		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)	常設	
		使用済燃料プール監視カ メラ (使用済燃料プール 監視カメラ用空冷装置を 含む) 【核燃料物質の取扱施設 及び貯蔵施設】	常設	
(第73条) 原子炉格納容器内 の放射線量率	主要パラメータの他チャン ネル <sup>*4</sup> 格納容器雰囲気放射線モニ タ (S/C) <sup>*4</sup>	格納容器雰囲気放射線モ ニタ (D/W)	常設	重大事故等対処設備のうち重要代替監視パラメ ータを計測する設備は, 重要監視パラメータと異 なる物理量 (水位, 注水量等) の計測又は測定原 理とすることで, 重要監視パラメータを計測する 設備に対して可能な限り多様性を持った計測方 法により計測できる設計とする。 重要代替監視パラメータは, 重要監視パラメータ と可能な限り位置的分散を図る設計とする。 重要監視パラメータを計測する設備及び重要代 替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, 非常用デ ィーゼル発電機に対して多様性を有する常設代 替交流電源設備である常設代替高圧電源装置, 可 搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電 源車並びに可搬型代替直流電源設備である可搬 型代替低圧電源車及び可搬型整流器から給電で きる設計とする。
		格納容器雰囲気放射線モ ニタ (S/C)	常設	

注記 \*1: 重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については, その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。  
\*2: ( ) 付の設備は, 重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため, 共通要因による機能喪失を想定していない。  
\*3: 当該設備区分に属さない設備区分については, 【 】内に設備区分を示す。  
\*4: 主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ

第 3-4-1 表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (3/6)

【設備区分：放射線管理施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	主要設備の計測が困難とな った場合の重要代替監視パ ラメータ*1, 2	機能を代替する重大事故 等対処設備 (既設+新 設)*3		
(第73条) 最終ヒートシンク の確保 (格納容器 圧力逃がし装置)	主要パラメータ (フィルタ 装置水位, フィルタ装置出 口放射線モニタ (高レン ジ), フィルタ装置入口水 素濃度) の他チャンネル ドライウェル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ 雰囲気温度 ドライウェル圧力 サブプレッション・チェンバ 圧力	フィルタ装置水位 【計測制御系統施設】 フィルタ装置圧力 【計測制御系統施設】 フィルタ装置スクラビン グ水温度 【計測制御系統施設】 フィルタ装置出口放射線 モニタ (高レンジ・低レ ンジ) フィルタ装置入口水素濃 度 【計測制御系統施設】	常設	重大事故等対処設備のうち重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータと異なる物理量 (水位, 注水量等) の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。 重要代替監視パラメータは、重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。 重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替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、非常用ディーゼル発電機に対して多様性を有する常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置、可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車並びに可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器から給電できる設計とする。
(第73条) 最終ヒートシンク の確保 (耐圧強化 ベント系)	ドライウェル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ 雰囲気温度 ドライウェル圧力 サブプレッション・チェンバ 圧力	耐圧強化ベント系放射線 モニタ	常設	重大事故等対処設備のうち重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータと異なる物理量 (水位, 注水量等) の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。 重要代替監視パラメータは、重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。 重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替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、非常用ディーゼル発電機に対して多様性を有する常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置、可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車並びに可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器から給電できる設計とする。

注記 \*1: 重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。

\*2: ( ) 付の設備は、重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため、共通要因による機能喪失を想定していない。

\*3: 当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3-4-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (4/6)

【設備区分：放射線管理施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容	
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1, 2	機能を代替する重大事故 等対処設備 (既設+新 設) *3			
(第73条) 使用済燃料プールの 監視	使用済燃料プール温度 (S A) *4 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) *4 使用済燃料プール監視カメ ラ*4	使用済燃料プール水位・ 温度 (SA広域) 【核燃料物質の取扱施設 及び貯蔵施設】	常設	重大事故等対処設備のうち重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータと異なる物理量 (水位, 注水量等) の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。 重要代替監視パラメータは、重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。 重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替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、非常用ディーゼル発電機に対して多様性を有する常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置、可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車並びに可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器から給電できる設計とする。	
	使用済燃料プール水位・温 度 (SA広域) *4 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) *4 使用済燃料プール監視カメ ラ*4	使用済燃料プール温度 (SA) 【核燃料物質の取扱施設 及び貯蔵施設】	常設		
	使用済燃料プール水位・温 度 (SA広域) *4 使用済燃料プール温度 (S A) *4 使用済燃料プール監視カメ ラ*4	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)	常設		
	用済燃料プール水位・温度 (SA広域) *4 使用済燃料プール温度 (S A) *4 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) *4	使用済燃料プール監視カ メラ (使用済燃料プール 監視カメラ用空冷装置を 含む) 【核燃料物質の取扱施設 及び貯蔵施設】	常設		
(第74条) 中央制御室換気系 による居住性の確 保	(中央制御室)	中央制御室	常設	中央制御室換気系は、多重性を有する非常用ディーゼル発電機から給電できる設計とする。 中央制御室換気系空気調和機ファン及び中央制御室換気系フィルタ系ファンは、非常用ディーゼル発電機に対して多様性を有する常設代替高圧電源装置から給電できる設計とする。	
	(中央制御室遮蔽)	中央制御室遮蔽	常設		
	(中央制御室換気系)	中央制御室換気系空気調 和機ファン	中央制御室換気系空気調 和機ファン		常設
		中央制御室換気系フィル タ系ファン	中央制御室換気系フィル タ系ファン		常設
		中央制御室換気系給排気 隔離弁	中央制御室換気系給排気 隔離弁		常設
		中央制御室換気系排煙装 置隔離弁	中央制御室換気系排煙装 置隔離弁		常設
中央制御室換気系フィル タユニット	中央制御室換気系フィル タユニット	常設			
(第74条) 中央制御室待避室 による居住性の確 保	—	中央制御室待避室 【放射線管理施設】	常設	—	
	—	中央制御室待避室遮蔽 【放射線管理施設】	常設		
	—	中央制御室待避室空気ボ ンベユニット (空気ボン ベ) 【放射線管理施設】	可搬型		
	—	差圧計 【放射線管理施設】	常設		
	—	衛星電話設備 (可搬型) (待避室)	可搬型		
	—	データ表示装置 (待避 室)	可搬型		

注記 \*1: 重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

\*2: ( ) 付の設備は、重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため、共通要因による機能喪失を想定していない。

\*3: 当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

\*4: 主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ

第3-4-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (5/6)

【設備区分：放射線管理施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1, 2	機能を代替する重大事故 等対処設備（既設+新 設）*3		
(第74条) 中央制御室待避室 による居住性の確保	—	中央制御室待避室	常設	—
	—	中央制御室待避室遮蔽	常設	
	—	中央制御室待避室空気ボ ンベユニット（空気ボン ベ）	可搬型	
	—	差圧計	常設	
	—	衛星電話設備（可搬型） （待避室） 【計測制御系統施設】	可搬型	
	—	データ表示装置（待避 室） 【計測制御系統施設】	可搬型	
(第75条) 可搬型モニタリ ング・ポストによる 放射線量の測定及 び代替測定	モニタリング・ポスト	可搬型モニタリング・ポ スト 可搬型モニタリング・ポ スト端末	可搬型 可搬型	可搬型モニタリング・ポストは、緊急時対策所建 屋内に保管することで、屋外のモニタリング・ポ ストと位置的分散を図る設計とする。
(第75条) 可搬型放射能測定 装置による空气中 の放射性物質の濃 度の代替測定	放射能観測車	可搬型ダスト・よう素サ ンプラ Na Iシンチレーション サーベイ・メータ β線サーベイ・メータ ZnSシンチレーション サーベイ・メータ	可搬型 可搬型 可搬型 可搬型	可搬型放射能観測装置は、緊急時対策所建屋内に 保管することで、屋外に保管する放射能観測車と 位置的分散を図る設計とする。
(第75条) 可搬型放射能測定 装置等による放射 性物質の濃度及び 放射線量の測定	—	可搬型ダスト・よう素サ ンプラ Na Iシンチレーション サーベイ・メータ β線サーベイ・メータ ZnSシンチレーション サーベイ・メータ 電離箱サーベイ・メータ 小型船舶	可搬型 可搬型 可搬型 可搬型 可搬型 可搬型	可搬型放射能観測装置は、緊急時対策所建屋内に 保管することで、屋外に保管する放射能観測車と 位置的分散を図る設計とする。 小型船舶は、西側及び南側保管場所に保管するこ とで同時に機能を損なわないよう、位置的分散を 図る設計とする。
(第75条) 可搬型気象観測設 備による気象観測 項目の代替測定	気象観測設備	可搬型気象観測設備 可搬型気象観測設備端末	可搬型 可搬型	可搬型気象観測設備は、緊急時対策所建屋内に保 管することで、屋外の気象観測設備と位置的分散 を図る設計とする。

注記 \*1：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

\*2：（ ）付の設備は、重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため、共通要因による機能喪失を想定していない。

\*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第 3-4-1 表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (6/6)

【設備区分：放射線管理施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1. 2	機能を代替する重大事故 等対処設備 (既設+新 設) *3		
(第76条) 緊急時対策所非常 用換気設備及び緊 急時対策所加圧設 備による放射線防 護	—	緊急時対策所遮蔽	常設	緊急時対策所は、独立した建屋及びそれと一体の緊急時対策所遮蔽並びに非常用換気設備として緊急時対策所非常用送風機、緊急時対策所非常用フィルタ装置及び緊急時対策所用差圧計を有し、さらに、非常用換気設備の電源を緊急時対策所用発電機から給電できる設計とする。これら中央制御室に対して独立性を有した設備により居住性を確保できる設計とする。 緊急時対策所非常用送風機、緊急時対策所非常用フィルタ装置、緊急時対策所用差圧計及び緊急時対策所加圧設備は、緊急時対策所建屋内に保管することで、中央制御室に対して位置的分散を図る設計とする。 緊急時対策所非常用送風機及び緊急時対策所非常用フィルタ装置は、1個で緊急時対策所内を換気するために必要なファン容量及びフィルタ容量を有するものを合計2個設置することで、多重性を有する設計とする。
	—	緊急時対策所非常用送風機	常設	
	—	緊急時対策所非常用フィルタ装置	常設	
	—	緊急時対策所加圧設備	可搬型	
	—	緊急時対策所用差圧計	常設	
(第76条) 放射線量の測定	—	緊急時対策所エアモニタ	可搬型	緊急時対策所エアモニタは、緊急時対策所建屋内に保管することで、中央制御室に対して位置的分散を図る設計とする。 可搬型モニタリング・ポストは、緊急時対策所建屋内に保管することで、屋外のモニタリング・ポストと位置的分散を図る設計とする。
	モニタリング・ポスト	可搬型モニタリング・ポスト	可搬型	

注記 \*1：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

\*2：( ) 付の設備は、重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため、共通要因による機能喪失を想定していない。

\*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3-5-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (1/9)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1. 2	機能を代替する重大事故 等対処設備 (既設+新 設)*3		
(第64条) 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱	-	代替循環冷却系ポンプ	常設	-
		残留熱除去系熱交換器	常設	
	(原子炉格納容器)	原子炉格納容器[注水先]	常設	
	(サブプレッション・プール)	サブプレッション・プール [水源]	常設	
(第64条) 代替循環冷却系によるサブプレッション・プール水の除熱	-	代替循環冷却系ポンプ	常設	-
		残留熱除去系熱交換器	常設	
	(原子炉格納容器)	原子炉格納容器[注水先]	常設	
	(サブプレッション・プール)	サブプレッション・プール [水源]	常設	
(第64条) 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器内の冷却	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系)	常設低圧代替注水系ポンプ	常設	常設低圧代替注水系ポンプを使用する代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器内の冷却は、常設代替高圧電源装置からの独立した電源供給ラインから給電することにより非常用ディーゼル発電機から給電する残留熱除去系ポンプを使用する原子炉格納容器内の除熱に対して多様性を有する設計とする。 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) の電動弁は、ハンドルを設け手動操作を可能とすることで、常設代替高圧電源装置からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。 常設低圧代替注水系ポンプは、屋外の常設低圧代替注水系格納槽内に設置することで、原子炉建屋原子炉棟内の残留熱除去系ポンプに対して位置的分散を図る設計とする。 常設低圧代替注水系ポンプは冷却水を不要 (自然冷却) とすることで、残留熱除去系海水ポンプにより冷却する残留熱除去系ポンプに対して多様性を有する設計とする。 常設低圧代替注水系ポンプを使用する代替格納容器スプレイ配管は、代替淡水貯槽から残留熱除去系B系配管との合流点までを独立した系統とすることで、残留熱除去系ポンプ (B) を使用する格納容器スプレイ系統に対して可能な限り多様性を有する設計とする。
	(原子炉格納容器)	原子炉格納容器[注水先]	常設	
	サブプレッション・プール	代替淡水貯槽[水源]	常設	

注記 \*1：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。

\*2：( ) 付の設備は、重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため、共通要因による機能喪失を想定していない。

\*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3-5-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (2/9)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1. 2	機能を代替する重大事故 等対処設備 (既設+新 設) *3		
(第64条) 代替格納容器ス プレイ冷却系 (可搬 型)による原子炉格 納容器内の冷却	残留熱除去系 (格納容器ス プレイ冷却系)	可搬型代替注水中型ポン プ	可搬型	可搬型代替注水中型ポンプを使用する代替格納 容器スプレイ冷却系 (可搬型) による原子炉格納 容器内の冷却は、可搬型代替注水中型ポンプを空 冷式のディーゼルエンジン駆動とすることで、電 動駆動の残留熱除去系ポンプに対して多様性を 有する設計とする。また、西側淡水貯水設備を水 源とすることで、代替淡水貯槽を水源とする代替 格納容器スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格 納容器内の冷却、サブプレッション・プールを水源 とする残留熱除去系ポンプを使用する原子炉格 納容器内の除熱に対して異なる水源を持つ設計 とする。 可搬型代替注水大型ポンプを使用する代替格納 容器スプレイ冷却系 (可搬型) による原子炉格納 容器内の冷却は、可搬型代替注水大型ポンプを空 冷式のディーゼルエンジン駆動とすることで、電 動駆動の残留熱除去系ポンプに対して多様性を 有する設計とする。また、代替淡水貯槽を水源と することで、サブプレッション・プールを水源とす る残留熱除去系ポンプを使用する原子炉格納容 器内の除熱に対して異なる水源を持つ設計とす る。 代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) の電動弁 は、ハンドルを設け手動操作を可能とすること で、常設代替高圧電源装置からの給電による遠隔 操作に対して多様性を有する設計とする。 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、屋外の保管場所に分散して保管す ることで、原子炉建屋原子炉棟内の残留熱除去系 ポンプ及び常設低圧代替注水系格納槽内の常設 低圧代替注水系ポンプと位置的分散を図る設計 とする。 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水 大型ポンプを使用する格納容器スプレイ配管は、 接続口から残留熱除去系A系配管及び残留熱除 去系B系配管との合流点までを独立した系統と することで、残留熱除去系ポンプを使用する格納 容器スプレイ系統に対して可能な限り独立性 を有する設計とする。
		可搬型代替注水大型ポン プ	可搬型	
	(原子炉格納容器)	原子炉格納容器[注水先]	常設	
	サブプレッション・プール	西側淡水貯水設備[水源]	常設	
	代替淡水貯槽[水源]	常設		
(第64条) 残留熱除去系 (格納 容器スプレイ冷却 系)による格納容 器内の除熱	(残留熱除去系 (格納容 器スプレイ冷却系))	残留熱除去系ポンプ	常設	-
		残留熱除去系熱交換器	常設	
	(原子炉格納容器)	原子炉格納容器[注水先]	常設	
	(サブプレッション・プ ール)	サブプレッション・プール [水源]	常設	
(第64条) 残留熱除去系 (サブ プレッション・プ ール冷却系)によるサブ プレッション・プ ール水の除熱	(残留熱除去系 (サブプレ ッション・プール冷却系))	残留熱除去系ポンプ	常設	-
		残留熱除去系熱交換器	常設	
	(サブプレッション・プ ール)	サブプレッション・プール [水源]	常設	

注記 \*1：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。

\*2：( ) 付の設備は、重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため、共通要因による機能喪失を想定していない。

\*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3-5-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (3/9)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等* 1, 2	機能を代替する重大事故 等対処設備 (既設+新 設)*3		
(第65条) 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	—	フィルタ装置	常設	格納容器圧力逃がし装置は、大気を最終ヒートシンクとし、代替循環冷却系は、海を最終ヒートシンクとする原理の異なる冷却及び原子炉格納容器内の減圧手段を用いることで共通要因によって同時に機能を損なわないよう多様性を有する設計とする。 格納容器圧力逃がし装置は、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の給電により駆動できる設計とする。 格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置は、原子炉建屋近傍のフィルタ装置格納槽(地下埋設)に、第二弁操作室遮蔽、第二弁操作室空気ポンプユニット(空気ポンベ)及び差圧計は原子炉建屋付属棟に、圧力開放板は原子炉建屋近傍の屋外に設置することで、原子炉建屋原子炉棟内に設置する代替循環冷却系ポンプ、サブプレッション・プール及び残留熱除去系熱交換器に対して共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 可搬型窒素供給装置は、原子炉建屋から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建屋原子炉棟内に設置する代替循環冷却系ポンプ、サブプレッション・プール及び残留熱除去系熱交換器に対して共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
	—	第一弁 (S/C側)	常設	
	—	第一弁 (D/W側)	常設	
	—	第二弁	常設	
	—	第二弁バイパス弁	常設	
	—	遠隔人力操作機構	常設	
	—	第二弁操作室遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
	—	第二弁操作室空気ポンプ ユニット (空気ポンベ) 【放射線管理施設】	可搬型	
	—	差圧計 【放射線管理施設】	常設	
	—	圧力開放板	常設	
	—	窒素供給装置	可搬型	
	—	窒素供給装置用電源車 【非常用電源設備】	可搬型	
	—	フィルタ装置遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
	—	配管遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
	—	移送ポンプ	常設	
	—	可搬型代替注水中型ポン プ	可搬型	
	—	可搬型代替注水大型ポン プ	可搬型	
サブプレッション・プール	西側淡水貯水設備[水源] 代替淡水貯槽[水源]	常設 常設		

注記 \*1：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

\*2：( ) 付の設備は、重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため、共通要因による機能喪失を想定していない。

\*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第 3-5-1 表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (4/9)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1. 2	機能を代替する重大事故 等対処設備 (既設+新 設)*3		
(第65条) 代替循環冷却系に よる原子炉格納容 器内の減圧及び除 熱	—	代替循環冷却系ポンプ	常設	格納容器圧力逃がし装置は、大気を最終ヒートシンクとし、代替循環冷却系は、海を最終ヒートシンクとする原理の異なる冷却及び原子炉格納容器内の減圧手段を用いることで共通要因によって同時に機能を損なわないよう多様性を有する設計とする。 また、代替循環冷却系は、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からの給電により駆動できる設計とする。 緊急用海水系による除熱に使用する緊急用海水ポンプは、常設代替高圧電源装置からの独立した電源供給ラインから給電することにより非常用ディーゼル発電機から給電する残留熱除去系海水ポンプに対して多様性を有する設計とする。 緊急用海水ポンプは、原子炉建屋に隣接する緊急用海水ポンプピット内に設置することにより屋外の海水ポンプ室に設置する残留熱除去系海水ポンプに対して位置的分散を図る設計とする。
	—	残留熱除去系熱交換器	常設	
	(サブプレッション・プール)	サブプレッション・プール 【水源】	常設	
	残留熱除去系海水系	緊急用海水ポンプ 【原子炉冷却系統施設】	常設	
		緊急用海水系ストレナ 【原子炉冷却系統施設】	常設	
	(残留熱除去系)	残留熱除去系海水系ポンプ 【原子炉冷却系統施設】	常設	
		残留熱除去系海水系ストレナ 【原子炉冷却系統施設】	常設	
	(貯留堰)	貯留堰 【非常用取水設備】	常設	
	(取水路, 取水ピット)	取水構造物【非常用取水 設備】	常設	
	—	S A用海水ピット取水塔 【非常用取水設備】	常設	
	—	海水引込み管 【非常用取水設備】	常設	
	—	S A用海水ピット 【非常用取水設備】	常設	
	—	緊急用海水取水管 【非常用取水設備】	常設	
	—	緊急用海水ポンプピット 【非常用取水設備】	常設	
(原子炉圧力容器)	原子炉圧力容器【注水先】	常設		
(原子炉格納容器)	原子炉格納容器【注水先】	常設		

注記 \*1：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

\*2：( ) 付の設備は、重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため、共通要因による機能喪失を想定していない。

\*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3-5-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (5/9)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1. 2	機能を代替する重大事故 等対処設備 (既設+新 設) *3		
(第66条) 格納容器下部注水 系(常設)によるペ DESTAL(ドライウ エル部)への注水	-	常設低圧代替注水系ポン プ	常設	常設低圧代替注水系ポンプを使用する格納容器 下部注水系(常設)によるペDESTAL(ドライウ エル部)への注水は、常設代替交流電源設備である 常設代替高圧電源装置からの独立した電源供 給ラインから給電することにより駆動すること が可能な設計とする。 格納容器下部注水系(常設)の電動弁は、弁駆動 部にハンドルを設け現場での人力操作を 可能とすることで、電動駆動に対し多様性 を有する設計とする。 格納容器下部注水系(常設)及び格納容器下部注 水系(可搬型)の水源は、それぞれ代替淡水貯槽 と代替淡水源とすることで、異なる水源を有する 設計とする。 常設低圧代替注水系ポンプは、屋外の常設低圧代 替注水系格納槽内に設置することで、屋外の保管 場所に分散して保管する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と位置的分 散を図る設計とする。 常設低圧代替注水系ポンプによるペDESTAL(ド ライウエル部)への注水配管は、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によ るペDESTAL(ドライウエル部)への注水配管と の合流点までを独立した設計とすることで可能 な限り独立性を有する設計とする。 これらの多様性及びシステムの独立性並びに位置的 分散によって、格納容器下部注水系(常設)と格 納容器下部注水系(可搬型)が同時にその機能が 損なわれないよう、互いの重大事故等対処設備と しての独立性を有する設計とする。
		コリウムシールド	常設	
	(原子炉格納容器)	原子炉格納容器[注水先]	常設	
	サプレッション・プール	代替淡水貯槽[水源]	常設	
(第66条) 格納容器下部注水 系(可搬型)による ペDESTAL(ドライ ウエル部)への注水	-	可搬型代替注水中型ポン プ	可搬型	格納容器下部注水系(可搬型)の可搬型代替注水 中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、空 冷式のディーゼルエンジン駆動とすることで、電 動駆動の常設低圧代替注水系ポンプに対して多 様性を有する設計とする。 格納容器下部注水系(可搬型)の電動弁は、弁駆 動部にハンドルを設け現場での人力操作 を可能とすることで、電動駆動に対し多様性 を有する設計とする。 格納容器下部注水系(常設)及び格納容器下部注 水系(可搬型)の水源は、それぞれ代替淡水貯槽 と代替淡水源とすることで、異なる水源を有する 設計とする。 常設低圧代替注水系ポンプは、屋外の常設低圧代 替注水系格納槽内に設置することで、屋外の保管 場所に分散して保管する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と位置的分 散を図る設計とする。 常設低圧代替注水系ポンプによるペDESTAL(ド ライウエル部)への注水配管は、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によ るペDESTAL(ドライウエル部)への注水配管と の合流点までを独立した設計とすることで可能 な限り独立性を有する設計とする。 これらの多様性及びシステムの独立性並びに位置的 分散によって、格納容器下部注水系(常設)と格 納容器下部注水系(可搬型)が同時にその機能が 損なわれないよう、互いの重大事故等対処設備と しての独立性を有する設計とする。
		可搬型代替注水大型ポン プ	可搬型	
		コリウムシールド	常設	
	(原子炉格納容器)	原子炉格納容器[注水先]	常設	
	サプレッション・プール	西側淡水貯水設備[水源]	常設	
		代替淡水貯槽[水源]	常設	

注記 \*1：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。

\*2：( ) 付の設備は、重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため、共通要因による機能喪失を想定していない。

\*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3-5-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (6/9)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等 <sup>*1</sup> 2	機能を代替する重大事故 等対処設備 (既設+新 設) <sup>*3</sup>		
(第66条) 熔融炉心の落下遅延 及び防止	(原子炉隔離時冷却系) 高圧炉心スプレイ系	原子炉隔離時冷却系	常設	-
	高圧炉心スプレイ系, 原子 炉隔離時冷却系	高圧代替注水系	常設	
	原子炉緊急停止系, 制御 棒, 制御棒駆動水圧系水圧 制御ユニット	ほう酸水注入系	常設	
	残留熱除去系 (低圧注水 系) 低圧炉心スプレイ系	低圧代替注水系 (常設)	常設	
	残留熱除去系 (低圧注水 系) 低圧炉心スプレイ系	低圧代替注水系 (可搬 型)	可搬型	
	-	代替循環冷却系 【原子炉冷却系統施設と 兼用】	常設	
(第67条) 可搬型窒素供給装置 による原子炉格納容 器内の不活性化	-	窒素供給装置	可搬型	可搬型窒素供給装置は, 屋外の保管場所に分散し て保管することで, 位置的分散を図る設計とす る。
	-	窒素供給装置用電源車 【非常用電源設備】	可搬型	
	(原子炉格納容器)	原子炉格納容器[注入先]	常設	
(67条) 格納容器圧力逃がし 装置による原子炉格 納容器内の水素及び 酸素の排出	-	フィルタ装置	常設	格納容器圧力逃がし装置は, 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の給電により 駆動できる設計とする。 可搬型窒素供給装置は, 屋外の保管場所に分散し て保管することで, 位置的分散を図る設計とす る。
	-	第一弁 (S/C側)	常設	
	-	第一弁 (D/W側)	常設	
	-	第二弁	常設	
	-	第二弁バイパス弁	常設	
	-	遠隔人力操作機構	常設	
	-	第二弁操作室遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
	-	第二弁操作室空気ポンベ ユニット (空気ポンベ) 【放射線管理施設】	可搬型	
	-	差圧計 【放射線管理施設】	常設	
	-	圧力開放板	常設	
	-	窒素供給装置	可搬型	
	-	窒素供給装置用電源車 【非常用電源設備】	可搬型	
	-	フィルタ装置遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
	-	配管遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
	-	移送ポンプ	常設	
-	可搬型代替注水中型ポン プ	可搬型		
-	可搬型代替注水大型ポン プ	可搬型		
サブプレッション・プール	西側淡水貯水設備[水源]	常設	常設	
	代替淡水貯槽[水源]	常設	常設	

注記 \*1: 重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については, その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。  
\*2: ( ) 付の設備は, 重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため, 共通要因による機能喪失を想定していない。  
\*3: 当該設備区分に属さない設備区分については, 【 】内に設備区分を示す。

第3-5-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (7/9)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等 <sup>*1, 2</sup>	機能を代替する重大事故 等対処設備 (既設+新 設) <sup>*3</sup>		
(68条) 原子炉建屋ガス処 理系による水素排 出	—	非常用ガス処理系排風機	常設	非常用ガス処理系排風機は、非常用ディーゼル発 電機に対して多様性を有する常設代替高圧電源 装置から給電できる設計とする。 非常用ガス再循環系排風機は、非常用ディーゼル 発電機に対して多様性を有する常設代替高圧電 源装置から給電できる設計とする。
		非常用ガス処理系フィル タユニット	常設	
	—	非常用ガス再循環系排風 機	常設	
		非常用ガス再循環系フィ ルタユニット	常設	
(68条) 静的触媒式水素再 結合器による水素 濃度抑制	—	静的触媒式水素再結合器	常設	静的触媒式水素再結合器動作監視装置と原子炉 建屋水素濃度は、共通要因によって同時に機能を 損なわないように異なる計測方式とすることで、 多様性を有する設計とする。
		静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	常設	
	—	原子炉建屋原子炉棟	常設	
(第70条) 大気への放射性物 質の拡散抑制	—	可搬型代替注水大型ポン プ (放水用)	可搬型	発電所外への放射性物質の拡散を抑制するた めの設備 (大気への放射性物質の拡散抑制) である 可搬型代替注水大型ポンプ (放水用)、放水砲は、 西側及び南側保管場所に保管することで、原子炉 建屋、タービン建屋及び廃棄物処理建屋から離れた 屋外に保管する。
		放水砲	可搬型	
	—	SA用海水ビット取水塔 【非常用取水設備】	常設	
	—	海水引込み管 【非常用取水設備】	常設	
(第70条) 海洋への放射性物 質の拡散抑制	—	汚濁防止膜	可搬型	発電所外への放射性物質の拡散を抑制するた めの設備 (海洋への放射性物質の拡散抑制) である 汚濁防止膜は、西側及び南側保管場所に保管する ことで、原子炉建屋、タービン建屋及び廃棄物処 理建屋から離れた屋外に保管する。
(第70条) 航空機燃料火災へ の泡消火	—	可搬型代替注水大型ポン プ (放水用)	可搬型	発電所外への放射性物質の拡散を抑制するた めの設備 (航空機燃料火災への泡消火) である可搬 型代替注水大型ポンプ (放水用)、放水砲、泡混合 器及び泡消火薬剤容器 (大型ポンプ用) は、西側 及び南側保管場所に保管することで、原子炉建 屋、タービン建屋及び廃棄物処理建屋から離れた 屋外に保管する。
		放水砲	可搬型	
		泡混合器	可搬型	
		泡消火薬剤容器 (大型ポ ンプ用)	可搬型	
	—	SA用海水ビット取水塔 【非常用取水設備】	常設	
	—	海水引込み管 【非常用取水設備】	常設	
	—	SA用海水ビット 【非常用取水設備】	常設	

注記 \*1: 重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

\*2: ( ) 付の設備は、重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため、共通要因による機能喪失を想定していない。

\*3: 当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3-5-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (8/9)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1, 2	機能を代替する重大事故 等対処設備 (既設+新 設)*3		
(第71条) 重大事故等収束の ための水源	(サブプレッション・プ ール)	西側淡水貯水設備 【核燃料物質の取扱施設 及び貯蔵施設及び原子炉 冷却系統施設と兼用】	常設	原子炉圧力容器への注水、格納容器スプレイ、原 子炉格納容器下部への注水、使用済燃料プールへ の注水及びスプレイに使用する可搬型代替注水 中型ポンプ及びフィルタ装置用スクラビング水 の補給に使用する可搬型代替注水中型ポンプの 水源である西側淡水貯水設備は、設計基準事故対 処設備の水源であるサブプレッション・プール及び ほう酸水貯蔵タンクに対して異なる系統の水源 として設計する。西側淡水貯水設備は、原子炉建 屋原子炉棟外に設置することにより、原子炉格納 容器内のサブプレッション・プール及び原子炉建屋 原子炉棟内のほう酸水貯蔵タンクと位置的分散 を図る設計とする。 原子炉圧力容器への注水、格納容器スプレイ、原 子炉格納容器下部への注水、使用済燃料プールへ の注水及びスプレイに使用する可搬型代替注水 大型ポンプ及びフィルタ装置用スクラビング水 の補給に使用する可搬型代替注水大型ポンプの 水源である代替淡水貯槽は、設計基準事故対処設 備の水源であるサブプレッション・プール及びほう 酸水貯蔵タンクに対して異なる系統の水源とし て設計する。代替淡水貯槽は、原子炉建屋原子炉 棟外の常設低圧代替注水系格納槽内に設置する ことにより、原子炉格納容器内のサブプレッショ ン・プール及び原子炉建屋原子炉棟内のほう酸水 貯蔵タンクと位置的分散を図る設計とする。
		代替淡水貯槽 【核燃料物質の取扱施設 及び貯蔵施設及び原子炉 冷却系統施設と兼用】	常設	
		サブプレッション・プール 【原子炉冷却系統施設と 兼用】	常設	
		淡水タンク*4 【核燃料物質の取扱施設 及び貯蔵施設及び原子炉 冷却系統施設】	常設	
	原子炉緊急停止系、制御 棒、制御棒駆動水圧系水圧 制御ユニット	ほう酸水貯蔵タンク 【計測制御系統施設及び 原子炉冷却系統施設と兼 用】	常設	
(第71条) 水の供給	—	可搬型代替注水中型ポン プ 【核燃料物質の取扱施設 及び貯蔵施設及び原子炉 冷却系統施設と兼用】	可搬型	原子炉圧力容器への注水、格納容器スプレイ、原 子炉格納容器下部への注水、使用済燃料プールへ の注水及びスプレイに使用する可搬型代替注水 中型ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプは、屋外 に分散して保管することで、原子炉建屋原子炉棟 内に設置する設計基準事故対処設備のポンプ及 び常設低圧代替注水系格納槽内の常設低圧代替 注水系ポンプと、位置的分散を図る設計とする。
	—	可搬型代替注水大型ポン プ 【核燃料物質の取扱施設 及び貯蔵施設及び原子炉 冷却系統施設と兼用】	可搬型	
	—	S A用海水ピット取水塔 【非常用取水設備】	常設	
	—	海水引込み管 【非常用取水設備】	常設	
	—	S A用海水ピット 【非常用取水設備】	常設	
	(貯留堰)	貯留堰 【非常用取水設備】	常設	
	(取水路、取水ピット)	取水構造物 【非常用取水設備】	常設	

注記 \*1：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

\*2：( ) 付の設備は、重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため、共通要因による機能喪失を想定していない。

\*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

\*4：重大事故等対処設備ではなく代替淡水源（措置）であるが、本機能において必要なため記載。

第3-5-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (9/9)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等* 1, 2	機能を代替する重大事故 等対処設備 (既設+新 設) *3		
(第74条) 原子炉建屋ガス処理系による居住性の確保	(非常用ガス再循環系)	非常用ガス再循環系排風機	常設	原子炉建屋ガス処理系は、多重性を有する非常用ディーゼル発電機から給電できる設計とする。非常用ガス再循環系排風機は、非常用ディーゼル発電機に対して多様性を有する常設代替高圧電源装置から給電できる設計とする。原子炉建屋ガス処理系は、多重性を有する非常用ディーゼル発電機から給電できる設計とする。非常用ガス処理系排風機は、非常用ディーゼル発電機に対して多様性を有する常設代替高圧電源装置から給電できる設計とする。
	(非常用ガス処理系)	非常用ガス処理系排風機	常設	
	—	原子炉建屋原子炉棟	常設	
(第74条) 原子炉建屋外側ブローアウトパネルの閉止による居住性の確保	—	ブローアウトパネル閉止装置	常設	ブローアウトパネル閉止装置は、非常用ディーゼル発電機に対して多様性を有する常設代替高圧電源装置から給電できる設計とする。
		ブローアウトパネル閉止装置開閉状態表示	常設	
		ブローアウトパネル開閉状態表示	常設	
(一) 重大事故等時に対処するための流路、注水先、排出先等	(原子炉压力容器)	原子炉压力容器 【計測制御系統施設及び原子炉冷却系統施設と兼用】	常設	—
	(原子炉格納容器)	原子炉格納容器 【原子炉冷却系統施設と兼用】	常設	
	(使用済燃料プール)	使用済燃料プール 【核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設】	常設	
	—	原子炉建屋原子炉棟	常設	

注記 \*1：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。  
\*2：( ) 付の設備は、重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため、共通要因による機能喪失を想定していない。  
\*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3-6-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (1/9)

【設備区分：非常用電源設備】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1. 2	機能を代替する重大事故 等対処設備 (既設+新 設) *3		
(第61条) 逃がし安全弁機能 回復 (代替直流電源供 給及び逃がし安全 弁用可搬型蓄電池 供給)	125V系蓄電池 A系, 125V系蓄電池 B系	逃がし安全弁用可搬型蓄 電池	可搬型	可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機 能回復において逃がし安全弁 (自動減圧機能) は, 可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧 電源車又は逃がし安全弁用可搬型蓄電池から給 電することで, 所内常設直流電源設備である 125V 系蓄電池A系及び 125V 系蓄電池B系を用いた弁 操作に対し, 多様性を有する設計とする。 逃がし安全弁用可搬型蓄電池は, 共通要因によっ て同時に機能を損なわないよう, 所内常設直流電 源設備である 125V 系蓄電池A系及び 125V 系蓄電 池B系に対して異なる種類の蓄電池を用いること で多様性を有する設計とする。 逃がし安全弁用可搬型蓄電池は, 通常時は接続せ ず, 原子炉建屋付属棟内の所内常設直流電源設備 である所内常設直流電源設備である125V系蓄電 池A系及び125V系蓄電池B系と異なる区画であ る中央制御室に保管することで, 位置的分散を図 る設計とする。
	2C・2D 非常用ディー ゼル発電機	常設代替直流電源設備	常設	
		可搬型代替直流電源設備	可搬型	
	(アキュムレータ)	自動減圧機能用アキュム レータ 【原子炉冷却系統施設】	常設	
(第63条) 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	-	フィルタ装置 【原子炉格納施設】	常設	格納容器圧力逃がし装置は, 大気を最終ヒートシ ンクとし, 代替循環冷却系は, 海を最終ヒートシ ンクとする原理の異なる冷却及び原子炉格納容 器内の減圧手段を用いることで共通要因によっ て同時に機能を損なわないよう多様性を有する 設計とする。 格納容器圧力逃がし装置は, 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の給電により 駆動できる設計とする。 格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置は, 原子 炉建屋近傍のフィルタ装置格納槽 (地下埋設) に, 第二弁操作室遮蔽, 第二弁操作室空気ポンベユ ニット (空気ポンベ) 及び差圧計は原子炉建屋付 属棟に, 圧力開放板は原子炉建屋近傍の屋外に設 置することで, 原子炉建屋原子炉棟内に設置する 代替循環冷却系ポンプ, サプレッション・プール 及び残留熱除去系熱交換器に対して共通要因によ って同時に機能を損なわないよう位置的分散を 図る設計とする。 可搬型窒素供給装置は, 原子炉建屋から離れた屋 外に分散して保管することで, 原子炉建屋原子 炉棟内に設置する代替循環冷却系ポンプ, サプレ ッション・プール及び残留熱除去系熱交換器に対 して共通要因によって同時に機能を損なわない よう位置的分散を図る設計とする。
	-	第一弁 (S/C側) 【原子炉冷却系統施設】	常設	
	-	第一弁 (D/W側) 【原子炉冷却系統施設】	常設	
	-	第二弁 【原子炉格納施設】	常設	
	-	第二弁バイパス弁 【原子炉格納施設】	常設	
	-	遠隔人力操作機構 【原子炉格納施設】	常設	
	-	第二弁操作室遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
	-	第二弁操作室空気ポンベ ユニット (空気ポンベ) 【放射線管理施設】	可搬型	
	-	差圧計 【放射線管理施設】	常設	
	-	圧力開放板 【原子炉格納施設】	常設	
	-	窒素供給装置 【原子炉格納施設】	可搬型	
	-	窒素供給装置用電源車 【非常用電源設備】	可搬型	
	-	フィルタ装置遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
	-	配管遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
	-	移送ポンプ 【原子炉格納施設】	常設	
	-	可搬型代替注水中型ポン プ 【原子炉冷却系統施設】	可搬型	
-	可搬型代替注水大型ポン プ 【原子炉冷却系統施設】	可搬型		
サプレッション・プール	西側淡水貯水設備 [水源] 【原子炉冷却系統施設】	常設		
		代替淡水貯槽 [水源] 【原子炉冷却系統施設】	常設	

注記 \*1: 重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については, その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。

\*2: ( ) 付の設備は, 重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため, 共通要因による機能喪失を想定していない。

\*3: 当該設備区分に属さない設備区分については, 【 】 内に設備区分を示す。

第3-6-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (2/9)

【設備区分：非常用電源設備】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1. 2	機能を代替する重大事故 等対処設備 (既設+新 設) *3		
(第65条) 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	—	フィルタ装置 【原子炉格納施設】	常設	格納容器圧力逃がし装置は、大気を最終ヒートシンクとし、代替循環冷却系は、海を最終ヒートシンクとする原理の異なる冷却及び原子炉格納容器内の減圧手段を用いることで共通要因によって同時に機能を損なわないよう多様性を有する設計とする。 格納容器圧力逃がし装置は、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の給電により駆動できる設計とする。 格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置は、原子炉建屋近傍のフィルタ装置格納槽 (地下埋設) に、第二弁操作室遮蔽、第二弁操作室空気ポンベユニット (空気ポンベ) 及び差圧計は原子炉建屋付属棟に、圧力開放板は原子炉建屋近傍の屋外に設置することで、原子炉建屋原子炉棟内に設置する代替循環冷却系ポンプ、サブプレッション・プール及び残留熱除去系熱交換器に対して共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 可搬型窒素供給装置は、原子炉建屋から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建屋原子炉棟内に設置する代替循環冷却系ポンプ、サブプレッション・プール及び残留熱除去系熱交換器に対して共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
	—	第一弁 (S/C側) 【原子炉冷却系統施設】	常設	
	—	第一弁 (D/W側) 【原子炉冷却系統施設】	常設	
	—	第二弁 【原子炉格納施設】	常設	
	—	第二弁バイパス弁 【原子炉格納施設】	常設	
	—	遠隔人力操作機構 【原子炉格納施設】	常設	
	—	第二弁操作室遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
	—	第二弁操作室空気ポンベ ユニット (空気ポンベ) 【放射線管理施設】	可搬型	
	—	差圧計 【放射線管理施設】	常設	
	—	圧力開放板 【原子炉格納施設】	常設	
	—	窒素供給装置 【原子炉格納施設】	可搬型	
	—	窒素供給装置用電源車 【非常用電源設備】	可搬型	
	—	フィルタ装置遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
	—	配管遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
	—	移送ポンプ 【原子炉格納施設】	常設	
—	可搬型代替注水中型ポン プ 【原子炉冷却系統施設】	可搬型		
—	可搬型代替注水大型ポン プ 【原子炉冷却系統施設】	可搬型		
サブプレッション・プール	西側淡水貯水設備 [水源] 【原子炉冷却系統施設】	常設		
	代替淡水貯槽 [水源] 【原子炉冷却系統施設】	常設		
(第67条) 可搬型窒素供給装 置による原子炉格 納容器内の不活性 化	—	窒素供給装置 【原子炉格納施設】	可搬型	可搬型窒素供給装置は、屋外の保管場所に分散して保管することで、位置的分散を図る設計とする。
	—	窒素供給装置用電源車	可搬型	
(原子炉格納容器)	—	原子炉格納容器 [注入先] 【原子炉格納施設】	常設	

注記 \*1：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

\*2：( ) 付の設備は、重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため、共通要因による機能喪失を想定していない。

\*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3-6-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (3/9)

【設備区分：非常用電源設備】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1. 2	機能を代替する重大事故 等対処設備(既設+新 設)*3		
(67条) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出	—	フィルタ装置 【原子炉格納施設】	常設	格納容器圧力逃がし装置は、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の給電により駆動できる設計とする。 可搬型窒素供給装置は、屋外の保管場所に分散して保管することで、位置的分散を図る設計とする。
	—	第一弁(S/C側) 【原子炉冷却系統施設】	常設	
	—	第一弁(D/W側) 【原子炉冷却系統施設】	常設	
	—	第二弁 【原子炉格納施設】	常設	
	—	第二弁バイパス弁 【原子炉格納施設】	常設	
	—	遠隔人力操作機構 【原子炉格納施設】	常設	
	—	第二弁操作室遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
	—	第二弁操作室空気ポンプ ユニット(空気ポンプ) 【放射線管理施設】	可搬型	
	—	差圧計 【放射線管理施設】	常設	
	—	圧力開放板 【原子炉格納施設】	常設	
	—	窒素供給装置 【原子炉格納施設】	可搬型	
	—	窒素供給装置用電源車	可搬型	
	—	フィルタ装置遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
	—	配管遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
	—	移送ポンプ 【原子炉格納施設】	常設	
	—	可搬型代替注水中型ポンプ 【原子炉冷却系統施設】	可搬型	
	—	可搬型代替注水大型ポンプ 【原子炉冷却系統施設】	可搬型	
サブプレッション・プール	西側淡水貯水設備[水源] 【原子炉冷却系統施設】	常設		
	代替淡水貯槽[水源] 【原子炉冷却系統施設】	常設		
(第72条) 非常用交流電源設備による非常用所内電気設備への給電	(2C・2D 非常用ディーゼル発電機, 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機)	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	
		高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機	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	
		高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ	常設	

注記 \*1: 重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

\*2: ( ) 付の設備は、重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため、共通要因による機能喪失を想定していない。

\*3: 当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第 3-6-1 表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (4/9)

【設備区分：非常用電源設備】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1. 2	機能を代替する重大事故 等対処設備 (既設+新 設) *3		
(第72条) 常設代替交流電源 設備による非常用 所内電気設備への 給電	2C・2D 非常用ディー ゼル発電機	常設代替高压電源装置	常設	常設代替高压電源装置は、2C・2D 非常用ディーゼル発電機海水系に期待しない空冷式のディーゼル駆動とすることで、2C・2D 非常用ディーゼル発電機海水系からの冷却水供給を必要とする水冷式の2C・2D 非常用ディーゼル発電機に対して、多様性を有する設計とする。 常設代替高压電源装置は、屋外(常設代替高压電源装置置場)に設置することで、原子炉建屋付属棟内の2C・2D 非常用ディーゼル発電機と位置的分散を図る設計とする。 常設代替高压電源装置を使用した代替電源系統は、常設代替高压電源装置からメタルクラッド開閉装置2C及びメタルクラッド開閉装置2Dまでの系統において、独立した回路で系統構成することにより、2C・2D 非常用ディーゼル発電機からメタルクラッド開閉装置2C及びメタルクラッド開閉装置2Dまでの電源系統に対して、独立した設計とする。 常設代替交流電源設備は、これらの多様性及び回路の独立並びに位置的分散によって、2C・2D 非常用ディーゼル発電機を使用する設計基準事故対処設備に対して重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。
(第72条) 可搬型代替交流電源 設備による非常用 所内電気設備への 給電	2C・2D 非常用ディー ゼル発電機	可搬型代替低压電源車	可搬型	可搬型代替低压電源車は、2C・2D 非常用ディーゼル発電機海水系に期待しない空冷式のディーゼル駆動とすることで、2C・2D 非常用ディーゼル発電機海水系からの冷却水供給を必要とする水冷式の2C・2D 非常用ディーゼル発電機に対して、多様性を有する設計とする。 可搬型代替低压電源車は、西側保管場所及び南側保管場所に分散して保管することで、原子炉建屋付属棟内の2C・2D 非常用ディーゼル発電機及び屋外(常設代替高压電源装置置場)の常設代替高压電源装置と位置的分散を図る設計とする。 可搬型代替低压電源車を使用した代替電源系統は、可搬型代替低压電源車からパワーセンタ2C及びパワーセンタ2Dまでの系統において、独立した回路で系統構成することにより、2C・2D 非常用ディーゼル発電機及び常設代替高压電源装置からメタルクラッド開閉装置2C及びメタルクラッド開閉装置2Dまでの電源系統に対して、独立した設計とする。 可搬型代替低压電源車を使用した代替電源系統は、これらの多様性及び回路の独立並びに位置的分散によって、2C・2D 非常用ディーゼル発電機を使用する設計基準事故対処設備に対して重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。

注記 \*1：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。

\*2：( ) 付の設備は、重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため、共通要因による機能喪失を想定していない。

\*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3-6-1表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (5/9)

【設備区分：非常用電源設備】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1. 2	機能を代替する重大事 故等対処設備（既設＋ 新設）*3		
(第72条) 所内常設直流電源 設備による非常用 所内電気設備への 給電	2C・2D 非常用ディー ゼル発電機	125V系蓄電池 A系	常設	125V系蓄電池 2A・2B・HPCS系及び中性子 モニター用蓄電池 A系・B系は、通常待機時より直 流125V主母線盤 2A・2B・HPCSへ接続し、 直流電源を給電することで、2C・2D 非常用デ ィーゼル発電機及び高圧炉心スプレィ系ディーゼ ル発電機の交流を直流に変換する回路を用いた交 流電源からの給電に対して、多様性を有する設計と する。 125V系蓄電池 2A・2B・HPCS系及び中性子 モニター用蓄電池 A系・B系は、原子炉建屋付属棟 内の2C・2D 非常用ディーゼル発電機及び高圧 炉心スプレィ系ディーゼル発電機と異なる区画に 設置することで、位置的分散を図る設計とする。 125V系蓄電池 2A・2B・HPCS系及び中性子 モニター用蓄電池 A系・B系から直流±24V中性子 モニター用分電盤 2A・2Bまでの系統において、独 立した回路で系統構成することにより、2C・2D 非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレィ系 ディーゼル発電機の交流を直流に変換する回路を 用いた直流125V主母線盤 2A・2B・HPCS及 び直流±24V中性子モニター用分電盤 2A・2Bま での電源系統に対して、独立した設計とする。 所内常設直流電源設備は、これらの多様性及び電 路の独立並びに位置的分散によって、2C・2D 非 常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレィ系デ ィーゼル発電機を使用する設計基準事故対処設備 に対して重大事故等対処設備としての独立性を有 する設計とする。
		125V系蓄電池 B系	常設	
		125V系蓄電池 HPCS S系	常設	
		中性子モニター用蓄電池 A系	常設	
		中性子モニター用蓄電池 B系	常設	
(第72条) 可搬型代替直流電 源設備による非常 用所内電気設備へ の給電	2C・2D 非常用ディー ゼル発電機	可搬型代替低圧電源車	可搬型	可搬型代替低圧電源車は、2C・2D 非常用デ ィーゼル発電機海水系に期待しない空冷式のデ ィーゼル駆動とすることで、2C・2D 非常用デ ィーゼル発電機海水系からの冷却水供給を必要と する水冷式の2C・2D 非常用ディーゼル発電機 に対して、多様性を有する設計とする。また、可 搬型整流器により交流電力を直流に変換できるこ とで、125V系蓄電池 A系・B系に対して、多様 性を持つ設計とする。 可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器は、西 側保管場所及び南側保管場所に分散して保管す ること、原子炉建屋付属棟内の2C・2D 非常 用ディーゼル発電機と位置的分散を図る設計と する。 可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を使用 した代替電源系統は、可搬型代替低圧電源車から 直流125V主母線盤 2A・2Bまでの系統にお いて、独立した回路で系統構成することにより、 2C・2D 非常用ディーゼル発電機の交流を直 流に変換する回路を用いた直流125V主母線盤 2A・2Bまでの電源系統に対して、独立した設 計とする。 可搬型代替直流電源設備は、これらの多様性及 び電路の独立並びに位置的分散によって、2C・ 2D 非常用ディーゼル発電機を使用する設計基 準事故対処設備に対して重大事故等対処設備と しての独立性を有する設計とする。
		可搬型整流器	可搬型	

注記 \*1：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。

\*2：( ) 付の設備は、重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため、共通要因による機能喪失を想定していない。

\*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第 3-6-1 表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (6/9)

【設備区分：非常用電源設備】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1. 2	機能を代替する重大事故 等対処設備 (既設+新 設) *3		
(第72条) 常設代替交流電源 設備による代替所 内電気設備への給 電	非常用所内電気設備	常設代替高圧電源装置	常設	<p>緊急用メタルクラッド開閉装置, 緊急用パワーセンタ及び緊急用直流 125V 主母線盤を使用した代替所内電気設備の系統は, 独立した電路で系統構成することにより所内電気設備である 2 系統のメタルクラッド開閉装置 2C・2D, パワーセンタ 2C・2D 及び直流 125V 主母線盤 2A・2B を使用した非常用所内電気設備の系統に対して, 独立した電路として設計する。なお, 独立した電路には緊急用電源切替盤や可搬型代替直流電源設備用電源切替盤も含む。また, 電源を 2C・2D 非常用ディーゼル発電機に対して多様性を有する常設代替高圧電源装置, 可搬型代替低圧電源車, 緊急用 125V 系蓄電池及び可搬型整流器から給電できる設計とする。</p> <p>緊急用メタルクラッド開閉装置及び緊急用パワーセンタは, 屋内 (常設代替高圧電源装置置場) に設置することで, 原子炉建屋付属棟内の所内電気設備である 2 系統のメタルクラッド開閉装置 2C・2D 及びパワーセンタ 2C・2D と, 位置的分散を図る設計とする。</p> <p>緊急用直流 125V 主母線盤は, 原子炉建屋廃棄物処理棟内に設置することで, 原子炉建屋付属棟内の所内電気設備である 2 系統の直流 125V 主母線盤 2A・2B と位置的分散を図る設計とする。代替所内電気設備は, これらの多様性及び電路の独立並びに位置的分散によって, 所内電気設備である 2 系統のメタルクラッド開閉装置 2C・2D 及びパワーセンタ 2C・2D に対して重大事故等対処設備としての独立性を持つ設計とする。</p>
		緊急用 M/C	常設	
(第72条) 可搬型代替交流電 源設備による代替 所内電気設備への 給電	非常用所内電気設備	可搬型代替低圧電源車	可搬型	<p>緊急用メタルクラッド開閉装置, 緊急用パワーセンタ及び緊急用直流 125V 主母線盤を使用した代替所内電気設備の系統は, 独立した電路で系統構成することにより所内電気設備である 2 系統のメタルクラッド開閉装置 2C・2D, パワーセンタ 2C・2D 及び直流 125V 主母線盤 2A・2B を使用した非常用所内電気設備の系統に対して, 独立した電路として設計する。なお, 独立した電路には緊急用電源切替盤や可搬型代替直流電源設備用電源切替盤も含む。また, 電源を 2C・2D 非常用ディーゼル発電機に対して多様性を有する常設代替高圧電源装置, 可搬型代替低圧電源車, 緊急用 125V 系蓄電池及び可搬型整流器から給電できる設計とする。</p> <p>緊急用メタルクラッド開閉装置及び緊急用パワーセンタは, 屋内 (常設代替高圧電源装置置場) に設置することで, 原子炉建屋付属棟内の所内電気設備である 2 系統のメタルクラッド開閉装置 2C・2D 及びパワーセンタ 2C・2D と, 位置的分散を図る設計とする。</p> <p>緊急用直流 125V 主母線盤は, 原子炉建屋廃棄物処理棟内に設置することで, 原子炉建屋付属棟内の所内電気設備である 2 系統の直流 125V 主母線盤 2A・2B と位置的分散を図る設計とする。代替所内電気設備は, これらの多様性及び電路の独立並びに位置的分散によって, 所内電気設備である 2 系統のメタルクラッド開閉装置 2C・2D 及びパワーセンタ 2C・2D に対して重大事故等対処設備としての独立性を持つ設計とする。</p>
		緊急用 P/C	常設	

注記 \*1: 重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については, その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。

\*2: ( ) 付の設備は, 重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため, 共通要因による機能喪失を想定していない。

\*3: 当該設備区分に属さない設備区分については, 【 】内に設備区分を示す。

第 3-6-1 表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (7/9)

【設備区分：非常用電源設備】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1. 2	機能を代替する重大事故 等対処設備 (既設+新 設) *3		
(第72条) 常設代替直流電源 設備による代替所 内電気設備への給 電	非常用所内電気設備	緊急用125V系蓄電池	常設	緊急用 125V 系蓄電池は、通常待機時より緊急用 直流 125V 主母線盤へ接続し、直流電源を給電す ること、2C・2D 非常用ディーゼル発電機 の交流を直流に変換する回路を用いた交流電源 からの給電に対して、多様性を有する設計とし る。 緊急用 125V 系蓄電池は、原子炉建屋廃棄物処理 棟内に設置することで、原子炉建屋付属棟内の 2 C・2D 非常用ディーゼル発電機と、位置的分 散を図る設計とする。 緊急用 125V 系蓄電池を使用した代替電源系統 は、緊急用 125V 系蓄電池から緊急用直流 125V 主 母線盤までの系統において、独立した回路で系統 構成することにより、2C・2D 非常用ディー ゼル発電機の交流を直流に変換する回路を用い た直流 125V 主母線盤 2A・2B までの電源系 統に対して、独立した設計とする。 常設代替直流電源設備は、これらの多様性及び電 路の独立並びに位置的分散によって、2C・2D 非常用ディーゼル発電機を使用する設計基準事 故対処設備に対して重大事故等対処設備として の独立性を有する設計とする。
		緊急用直流125V主母線盤	常設	
(第72条) 可搬型代替直流電 源設備による代替 所内電気設備への 給電	非常用所内電気設備	可搬型代替低圧電源車	可搬型	緊急用メタルクラッド開閉装置、緊急用パワーセ ンタ及び緊急用直流 125V 主母線盤を使用した代 替所内電気設備の系統は、独立した回路で系統構 成することにより所内電気設備である 2 系統の メタルクラッド開閉装置 2C・2D、パワーセン タ 2C・2D 及び直流 125V 主母線盤 2A・2 B を使用した非常用所内電気設備の系統に対し て、独立した回路として設計する。なお、独立し た回路には緊急用電源切替盤や可搬型代替直流 電源設備用電源切替盤も含む。また、電源を 2C・ 2D 非常用ディーゼル発電機に対して多様性を 有する常設代替高圧電源装置、可搬型代替低圧電 源車、緊急用 125V 系蓄電池及び可搬型整流器か ら給電できる設計とする。 緊急用メタルクラッド開閉装置及び緊急用パワ ーセンタは、屋内 (常設代替高圧電源装置置場) に設置することで、原子炉建屋付属棟内の所内電 気設備である 2 系統のメタルクラッド開閉装置 2C・2D 及びパワーセンタ 2C・2D と、位置 的分散を図る設計とする。 緊急用直流 125V 主母線盤は、原子炉建屋廃棄物 処理棟内に設置することで、原子炉建屋付属棟内 の所内電気設備である 2 系統の直流 125V 主母線 盤 2A・2B と位置的分散を図る設計とする。 代替所内電気設備は、これらの多様性及び電路の 独立並びに位置的分散によって、所内電気設備で ある 2 系統のメタルクラッド開閉装置 2C・2D 及びパワーセンタ 2C・2D に対して重大事故等 対処設備としての独立性を持つ設計とする。
		可搬型整流器	可搬型	
		緊急用直流125V主母線盤	常設	

注記 \*1：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。  
\*2：( ) 付の設備は、重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため、共通要因による機能喪失を想定していない。  
\*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第 3-6-1 表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (8/9)

【設備区分：非常用電源設備】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1. 2	機能を代替する重大事故 等対処設備 (既設+新 設) *3		
(第72条) 可搬型設備用軽油 タンクから各機器 への給油	非常用所内電気設備	可搬型設備用軽油タンク	常設	可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリは、可搬型設備用軽油タンクから各機器までの流路を有しており、軽油貯蔵タンクから2C・2D非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機までの流路に対して、独立した流路を有していることから、2C・2D非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機と独立した設計とする。 タンクローリは、西側保管場所及び南側保管場所に分散して保管することで、原子炉建屋付属棟内の2C・2D 非常用ディーゼル発電機と位置的分散を図る設計とする。 可搬型設備用軽油タンクは、西側保管場所及び南側保管場所に設置することで原子炉建屋付属棟内の2C・2D 非常用ディーゼル発電機と、位置的分散を図る設計とする。 燃料給油設備は、これらの多様性及び燃料流路の独立並びに位置的分散によって、2C・2D 非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機を使用する設計基準事故対処設備に対して重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。
		タンクローリ	可搬型	
(第72条) 軽油貯蔵タンクから2C・2D 非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機への給油	2C・2D 非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機	軽油貯蔵タンク	常設	設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備の兼用としている軽油貯蔵タンクは、軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置までの流路を有しており、軽油貯蔵タンクから2C・2D非常用ディーゼル発電機までの流路に対して、独立した設計としていることから、2C・2D非常用ディーゼル発電機と独立した設計とする。 2C・2D非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプは、電源を非常用所内電気設備から受電することで、常設代替交流電源設備から受電する常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプに対して、多様性を有する設計とする。 2C・2D非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプは、軽油貯蔵タンクから2C・2D非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機までの流路を有しており、軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置までの流路に対して、独立した設計としている。
		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	
		高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ	常設	

注記 \*1：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。  
\*2：( ) 付の設備は、重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため、共通要因による機能喪失を想定していない。  
\*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第 3-6-1 表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (9/9)

【設備区分：非常用電源設備】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1. 2	機能を代替する重大事故 等対処設備 (既設+新 設) *3		
(第76条) 緊急時対策所用代 替電源設備による 給電	—	緊急時対策所用発電機	常設	緊急時対策所用発電機は、緊急時対策所建屋内に設置及び保管することで、中央制御室に対して位置的分散を図る設計とする。 緊急時対策所用発電機は、中央制御室の電源である非常用ディーゼル発電機と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、電源の冷却方式を空冷式とすることで多様性を有する設計とする。 緊急時対策所用発電機は、1個で緊急時対策所に給電するために必要な発電機容量を有するものを合計2個設置することで、多重性を有する設計とする。 緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクは、外部からの支援がなくとも、1個で緊急時対策所用発電機の7日分の連続運転に必要なタンク容量を有するものを合計2個設置することで、多重性を有する設計とする。 緊急時対策所用発電機給油ポンプは、1個で緊急時対策所用発電機の連続運転に必要な燃料を供給できるポンプ容量を有するものを合計2個設置することで、多重性を有する設計とする。
		緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク	常設	
		緊急時対策所用発電機給油ポンプ	常設	
		緊急時対策所用M/C電圧計	常設	

注記 \*1：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

\*2：( ) 付の設備は、重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため、共通要因による機能喪失を想定していない。

\*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第 3-6-2 表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (1/1)

【設備区分：補機駆動用燃料設備】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1. 2	機能を代替する重大事故 等対処設備 (既設+新 設) *3		
(第72条) 燃料補給	非常用所内電気設備	可搬型設備用軽油タンク	常設	可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリは、可搬型設備用軽油タンクから各機器までの流路を有しており、軽油貯蔵タンクから2C・2D非常用ディーゼル発電及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機までの流路に対して、独立した流路を有していることから、2C・2D非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機と独立した設計とする。 タンクローリは、西側保管場所及び南側保管場所に分散して保管することで、原子炉建屋付属棟内の2C・2D非常用ディーゼル発電機と位置的分散を図る設計とする。 可搬型設備用軽油タンクは、西側保管場所及び南側保管場所に設置することで原子炉建屋付属棟内の2C・2D非常用ディーゼル発電機と、位置的分散を図る設計とする。 燃料給油設備は、これらの多様性及び燃料流路の独立並びに位置的分散によって、2C・2D非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を使用する設計基準事故対処設備に対して重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。
		タンクローリ	可搬型	

注記 \*1：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。

\*2：( ) 付の設備は、重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため、共通要因による機能喪失を想定していない。

\*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3-6-3表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (1/1)

【設備区分：非常用取水設備】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1. 2	機能を代替する重大事故 等対処設備（既設+新 設）*3		
(一) 非常用取水設備	(貯留堰)	貯留堰	常設	—
	(取水路, 取水ピット)	取水構造物	常設	
	—	SA用海水ピット取水塔	常設	
	—	海水引込み管	常設	
	—	SA用海水ピット	常設	
	—	緊急用海水取水管	常設	
	—	緊急用海水ポンプピット	常設	

注記 \*1：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については，その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

\*2：( ) 付の設備は，重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため，共通要因による機能喪失を想定していない。

\*3：当該設備区分に属さない設備区分については，【 】内に設備区分を示す。

第3-6-4表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (1/3)

【設備区分：緊急時対策所】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1. 2	機能を代替する重大事故 等対処設備 (既設+新 設)*3		
(第76条) 緊急時対策所非常 用換気設備及び緊 急時対策所加圧設 備による放射線防 護	-	緊急時対策所遮蔽 【放射線管理施設】	常設	緊急時対策所は、独立した建屋及びそれと一体の緊急時対策所遮蔽並びに非常用換気設備として緊急時対策所非常用送風機、緊急時対策所非常用フィルタ装置及び緊急時対策所用差圧計を有し、さらに、非常用換気設備の電源を緊急時対策所用発電機から給電できる設計とする。これら中央制御室に対して独立性を有した設備により居住性を確保できる設計とする。 緊急時対策所非常用送風機、緊急時対策所非常用フィルタ装置、緊急時対策所用差圧計及び緊急時対策所加圧設備は、緊急時対策所建屋内に保管することで、中央制御室に対して位置的分散を図る設計とする。 緊急時対策所非常用送風機及び緊急時対策所非常用フィルタ装置は、1個で緊急時対策所内を換気するために必要なファン容量及びフィルタ容量を有するものを合計2個設置することで、多重性を有する設計とする。
		緊急時対策所非常用送風機 【放射線管理施設】	常設	
		緊急時対策所非常用フィルタ装置 【放射線管理施設】	常設	
		緊急時対策所給気・排気配管	常設	
		緊急時対策所給気・排気隔離弁	常設	
		緊急時対策所加圧設備 【放射線管理施設】	可搬型	
		緊急時対策所加圧設備 (配管・弁)	常設	
緊急時対策所用差圧計 【放射線管理施設】	常設			
(第76条) 緊急時対策所内の 酸素濃度及び二酸 化炭素濃度の測定	-	酸素濃度計	可搬型	酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、緊急時対策所建屋内に設置及び保管することで、中央制御室に対して位置的分散を図る設計とする。
		二酸化炭素濃度計	可搬型	
(第76条) 放射線量の測定	モニタリング・ポスト	緊急時対策所エリアモニタ 【放射線管理施設】	可搬型	緊急時対策所エリアモニタは、緊急時対策所建屋内に設置及び保管することで、中央制御室に対して位置的分散を図る設計とする。 可搬型モニタリング・ポストは、緊急時対策所建屋内に保管することで、屋外のモニタリング・ポストと位置的分散を図る設計とする。
		可搬型モニタリング・ポスト 【放射線管理施設】	可搬型	
(第76条) 必要な情報の把握	-	安全パラメータ表示システム (SPDS) 【計測制御系統施設】	常設	安全パラメータ表示システム (SPDS) は、非常用ディーゼル発電機に対して多様性を有する常設代替高圧電源装置、可搬型代替低圧電源車又は緊急時対策所用発電機から給電できる設計とする。 安全パラメータ表示システム (SPDS) は、異なる通信方式を使用し、多様性を有する設計とする。

注記 \*1：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。

\*2：( ) 付の設備は、重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため、共通要因による機能喪失を想定していない。

\*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第 3-6-4 表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (2/3)

【設備区分：緊急時対策所】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, 2	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設+新設)*3		
(第76条) 通信連絡	送受話器 (ページング), 電力保安通信用電話設備 (固定電話機, PHS 端末)	無線連絡設備 (携帯型)	可搬型	衛星電話設備 (固定型) は, 送受話器 (ページング) 及び電力保安通信用電話設備 (固定電話機, PHS 端末及び FAX) と共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 緊急時対策所用発電機からの給電により使用することにより非常用ディーゼル発電機又は蓄電池からの給電により使用する送受話器 (ページング) 及び電力保安通信用電話設備 (固定電話機, PHS 端末及び FAX) に対して多様性を有する設計とする。 衛星電話設備 (固定型) は, 緊急時対策所建屋内に設置することにより送受話器 (ページング) 及び電力保安通信用電話設備 (固定電話機, PHS 端末及び FAX) に対して位置的分散を図る設計とする。 衛星電話設備 (携帯型) 及び無線連絡設備 (携帯型) の電源は, 送受話器 (ページング) 及び電力保安通信用電話設備 (固定電話機, PHS 端末及び FAX) と共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 充電機を使用することにより非常用ディーゼル発電機又は蓄電池からの給電により使用する送受話器 (ページング) 及び電力保安通信用電話設備 (固定電話機, PHS 端末及び FAX) に対して多様性を有する設計とする。 衛星電話設備 (携帯型) 及び無線連絡設備 (携帯型) は, 緊急時対策所建屋内に保管することにより送受話器 (ページング) 及び電力保安通信用電話設備 (固定電話機, PHS 端末及び FAX) に対して位置的分散を図る設計とする。 携帯型有線通話装置の電源は, 送受話器 (ページング) 及び電力保安通信用電話設備 (固定電話機, PHS 端末及び FAX) と共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 乾電池を使用することにより非常用ディーゼル発電機又は蓄電池からの給電により使用する送受話器 (ページング) 及び電力保安通信用電話設備 (固定電話機, PHS 端末及び FAX) に対して多様性を有する設計とする。
		衛星電話設備 (固定型)	可搬型	
		衛星電話設備 (携帯型)	常設	
		携帯型有線通話装置	可搬型	
	電力保安通信用電話設備 (固定電話機及び PHS 端末), 加入電話設備 (加入電話及び加入 FAX), 専用電話設備 (専用電話 (ホットライン) (地方公共団体向))	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, IP-FAX)	常設	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 電話及び IP-FAX) は, 電力保安通信用電話設備 (固定電話機, PHS 端末及び FAX), 加入電話設備 (加入電話及び加入 FAX) 及び専用電話設備 (専用電話 (ホットライン) (地方公共団体向)) と共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 緊急時対策所用発電機からの給電により使用することにより非常用ディーゼル発電機又は蓄電池からの給電により使用する電力保安通信用電話設備 (固定電話機, PHS 端末及び FAX), 加入電話設備 (加入電話及び加入 FAX) 及び専用電話設備 (専用電話 (ホットライン) (地方公共団体向)) に対して多様性を有する設計とする。
	-	データ伝送装置	常設	衛星電話設備 (固定型), 衛星電話設備 (携帯型), 無線連絡設備 (携帯型), 携帯型有線通話装置, データ伝送設備及び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 電話及び IP-FAX) は, 異なる通信方式を使用し, 多様性を有する設計とする。

注記 \*1: 重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については, その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。

\*2: ( ) 付の設備は, 重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため, 共通要因による機能喪失を想定していない。

\*3: 当該設備区分に属さない設備区分については, 【 】内に設備区分を示す。

第 3-6-4 表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (3/3)

【設備区分：緊急時対策所】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等*1. 2	機能を代替する重大事故 等対処設備 (既設+新 設) *3		
(第76条) 緊急時対策所用代 替電源設備による 給電	—	緊急時対策所用発電機 【非常用電源設備】	常設	緊急時対策所用発電機は、緊急時対策所建屋内に 設置及び保管することで、中央制御室に対して位 置的分散を図る設計とする。 緊急時対策所用発電機は、中央制御室の電源であ る非常用ディーゼル発電機と共通要因によって 同時に機能を損なわないよう、電源の冷却方式を 空冷式とすることで多様性を有する設計とする。 緊急時対策所用発電機は、1個で緊急時対策所に 給電するために必要な発電機容量を有するもの を合計2個設置することで、多重性を有する設計 とする。 緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクは、外部 からの支援がなくとも、1個で緊急時対策所用発 電機の7日分の連続運転に必要なタンク容量を有 するものを合計2個設置することで、多重性を有 する設計とする。 緊急時対策所用発電機給油ポンプは、1個で緊急 時対策所用発電機の連続運転に必要な燃料を供 給できるポンプ容量を有するものを合計2個設置 することで、多重性を有する設計とする。
		緊急時対策所用発電機燃 料油貯蔵タンク 【非常用電源設備】	常設	
		緊急時対策所用発電機給 油ポンプ 【非常用電源設備】	常設	
		緊急時対策所用M/C電 圧計 【非常用電源設備】	常設	

注記 \*1：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。  
\*2：( ) 付の設備は、重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため、共通要因による機能喪失を想定していない。  
\*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

第3-7-1表 単一設計における主要解析条件の比較（中央制御室換気系）

項目	影響評価	内規に基づく評価
中央制御室換気系の機能	事故発生より15分後*～24時間 非常用循環流量：5,100 m <sup>3</sup> /h 外気取込量：0 m <sup>3</sup> /h インリーク：1回/h	事故発生15分後*～30日 再循環流量：5,100 m <sup>3</sup> /h 外気取込量：3,400 m <sup>3</sup> /h (間欠：27時間循環運転後3時間外気取込) インリーク：1回/h
	24時間～30日 非常用循環流量：0 m <sup>3</sup> /h 外気取込量：45,900 m <sup>3</sup> /h インリーク：1回/h	

注記 \*：事故発生後に手動操作にて非常用循環系ファンを起動させるが、時間余裕を考慮して事故発生より15分後に起動させるものとする。

第3-7-2表 中央制御室換気系ダクト全周破断時の影響評価

(単位：mSv)

項目		影響評価	内規に基づく評価
室内滞在時	建物内放射性物質からの直接線及びスカイシャイン線による被ばく	約 $1.6 \times 10^0$	約 $1.6 \times 10^0$
	大気中放射性物質による被ばく	約 $3.4 \times 10^{-2}$	約 $3.4 \times 10^{-2}$
	室内に取り込まれる放射性物質による被ばく	約 $4.8 \times 10^{-1}$	約 $2.0 \times 10^{-1}$
入退域時	建物内放射性物質からの直接線及びスカイシャイン線による被ばく	約 $1.0 \times 10^0$	約 $1.0 \times 10^0$
	大気中放射性物質による被ばく	約 $3.5 \times 10^{-2}$	約 $3.5 \times 10^{-2}$
合計		約 $3.1 \times 10^0$	約 $2.9 \times 10^0$
判定基準（実効線量）		$\leq 100$ mSv	

第 3-7-3 表 単一設計における主要解析条件の比較（原子炉建屋ガス処理系）（原子炉冷却材喪失）

項目	影響評価	ベースケース
放射性物質の環境に放出される経路	<p>(事故発生～24 時間)</p> <p>非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系で処理された後、非常用ガス処理系排気筒から大気中に放出[排気筒放出]</p> <p>(24 時間以降)</p> <p>非常用ガス再循環系は機能するが、処理されたガスは原子炉建屋内へ放出され、原子炉建屋内の放射性物質の一部が大気中に放出[地上放出]</p>	<p>非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系で処理された後、非常用ガス処理系排気筒から大気中に放出[排気筒放出]</p>
環境に放出された放射性物質の大気中の拡散条件	<p>(実効放出継続時間*)</p> <p>[事故発生～24 時間]</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・希ガス：10 時間</li> <li>・よう素：20 時間</li> </ul> <p>[24 時間以降]</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・希ガス：140 時間</li> <li>・よう素：210 時間</li> </ul> <p>(相対線量 (D/Q))</p> <p>[事故発生～24 時間] <math>5.6 \times 10^{-20}</math> (Gy/Bq)</p> <p>[24 時間以降] <math>2.4 \times 10^{-19}</math> (Gy/Bq) (相対濃度 (<math>\chi/Q</math>))</p> <p>[事故発生～24 時間] <math>8.9 \times 10^{-7}</math> (s/m<sup>3</sup>)</p> <p>[24 時間以降] <math>7.0 \times 10^{-6}</math> (s/m<sup>3</sup>)</p>	<p>(実効放出継続時間)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・希ガス：24 時間</li> <li>・よう素：24 時間</li> </ul> <p>(相対線量 (D/Q))</p> <p><math>4.5 \times 10^{-20}</math> (Gy/Bq)</p> <p>(相対濃度 (<math>\chi/Q</math>))</p> <p><math>8.0 \times 10^{-7}</math> (s/m<sup>3</sup>)</p>

注記 \* :実効放出継続時間は、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」により算出する。

第 3-7-4 表 単一設計における主要解析条件の比較（原子炉建屋ガス処理系）（燃料集合体の落下）

項目	影響評価	ベースケース
放射性物質の環境に放出される経路	<p>（事故発生～24 時間）</p> <p>非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系で処理された後，非常用ガス処理系排気筒から大気中に放出[排気筒放出]</p> <p>（24 時間以降）</p> <p>非常用ガス再循環系は機能するが，処理されたガスは原子炉建屋内へ放出され，原子炉建屋内の放射性物質の一部が大気中に放出[地上放出]</p>	<p>非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系で処理された後，非常用ガス処理系排気筒から大気中に放出[排気筒放出]</p>
環境に放出された放射性物質の大気中の拡散条件	<p>（実効放出継続時間*）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・希ガス：10 時間</li> <li>・よう素：1 時間</li> </ul> <p>（相対線量 (D/Q)）</p> <p>[事故発生～24 時間] <math>5.6 \times 10^{-20}</math> (Gy/Bq)</p> <p>[24 時間以降] <math>4.8 \times 10^{-19}</math> (Gy/Bq)</p> <p>（相対濃度 (<math>\chi/Q</math>)）</p> <p>[事故発生～24 時間] <math>2.0 \times 10^{-6}</math> (s/m<sup>3</sup>)</p> <p>[24 時間以降] <math>2.4 \times 10^{-5}</math> (s/m<sup>3</sup>)</p>	<p>（実効放出継続時間）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・希ガス：15 時間</li> <li>・よう素：5 時間</li> </ul> <p>（相対線量 (D/Q)）</p> <p><math>5.1 \times 10^{-20}</math> (Gy/Bq)</p> <p>（相対濃度 (<math>\chi/Q</math>)）</p> <p><math>2.0 \times 10^{-6}</math> (s/m<sup>3</sup>)</p>

注記 \*：実効放出継続時間は、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」により算出する。

第3-7-5表 原子炉建屋ガス処理系配管（非常用ガス再循環系－非常用ガス処理系連絡配管）全周破断時の影響評価（原子炉冷却材喪失）

項目		影響評価	ベースケース
環境に放出される希ガス（ $\gamma$ 線 実効エネルギー0.5 MeV 換算値）	排気筒放出	約 $7.9 \times 10^{11}$ Bq	約 $4.0 \times 10^{12}$ Bq
	地上放出	約 $3.2 \times 10^{12}$ Bq	－
環境に放出されるよう素（I- 131 等価量－小児実効線量係 数換算）	排気筒放出	約 $4.4 \times 10^8$ Bq	約 $4.8 \times 10^9$ Bq
	地上放出	約 $1.4 \times 10^{11}$ Bq	－
実効線量	希ガスの $\gamma$ 線外部被ばくによる 実効線量	約 $8.2 \times 10^{-4}$ mSv	約 $1.8 \times 10^{-4}$ mSv
	よう素の内部被ばくによる実 効線量	約 $9.6 \times 10^{-3}$ mSv	約 $3.6 \times 10^{-5}$ mSv
	原子炉建屋内からの直接線及 びスカイシャイン線による実 効線量	約 $1.0 \times 10^{-4}$ mSv	約 $1.0 \times 10^{-4}$ mSv
	合計	約 $1.1 \times 10^{-2}$ mSv	約 $3.2 \times 10^{-4}$ mSv

第3-7-6表 原子炉建屋ガス処理系配管（非常用ガス再循環系－非常用ガス処理系連絡配管）全周破断時の影響評価（燃料集合体の落下）

項目		影響評価	ベースケース
環境に放出される希ガス （ $\gamma$ 線実効エネルギー0.5 MeV 換算値）	排気筒放出	約 $2.4 \times 10^{14}$ Bq	約 $3.1 \times 10^{14}$ Bq
	地上放出	約 $7.7 \times 10^{13}$ Bq	－
環境に放出されるよう素 （I-131 等価量－小児実効 線量係数換算）	排気筒放出	約 $6.0 \times 10^{10}$ Bq	約 $6.1 \times 10^{10}$ Bq
	地上放出	約 $2.0 \times 10^{10}$ Bq	－
実効線量	希ガスの $\gamma$ 線外部被ばくによ る実効線量	約 $5.0 \times 10^{-2}$ mSv	約 $1.6 \times 10^{-2}$ mSv
	よう素の内部被ばくによる実 効線量	約 $8.4 \times 10^{-3}$ mSv	約 $1.7 \times 10^{-3}$ mSv
	合計	約 $5.9 \times 10^{-2}$ mSv	約 $1.8 \times 10^{-2}$ mSv

第3-7-7表 単一設計における主要解析条件の比較（格納容器スプレイ冷却系（残留熱除去系））  
（原子炉冷却材喪失）

項目	影響評価	ベースケース
格納容器冷却系の機能	スプレイ流量 ・ドライウエル側：95 % ・サブプレッション・チェンバ側：0 %	スプレイ流量 ・ドライウエル側：95 % ・サブプレッション・チェンバ側：5 %
作動系統	残留熱除去系（1/2系統） ・格納容器スプレイ冷却1系統	残留熱除去系（1/2系統） ・格納容器スプレイ冷却1系統

第3-7-8表 スプレイヘッダ（サブプレッション・チェンバ側）全周破断時の影響評価（原子炉冷却材喪失）

項目	影響評価	ベースケース	判断基準
ドライウエル最高温度（℃）	約 139	約 139	171
ドライウエル最高圧力（kPa[gage]）	約 250	約 250	310
サブプレッション・チェンバプール水最高水温（℃）	約 90	約 88	104
サブプレッション・チェンバ最高圧力（kPa[gage]）	約 200	約 200	310