

島根原子力発電所第2号機 審査資料	
資料番号	NS2-添 1-025改05
提出年月日	2023年4月28日

VI-1-1-7 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

2023年4月

中国電力株式会社

## 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 悪影響防止等	13
2.3 環境条件等	15
2.4 操作性及び試験・検査性	25
3. 系統施設ごとの設計上の考慮	37
3.1 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	37
3.2 原子炉冷却系統施設	39
3.3 計測制御系統施設	42
3.4 放射性廃棄物の廃棄施設	46
3.5 放射線管理施設	47
3.6 原子炉格納施設	50
3.7 その他発電用原子炉の附属施設	53
3.7.1 非常用電源設備	53
3.7.2 常用電源設備	55
3.7.3 火災防護設備	56
3.7.4 浸水防護設備	57
3.7.5 補機駆動用燃料設備	58
3.7.6 非常用取水設備	59
3.7.7 緊急時対策所	60
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関連設備の設計方針	

## 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、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「悪影響防止等」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「重要安全施設」という。）に対しても要求されることから、安全設備を含めた重要安全施設を対象とする。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めた発電用原子炉施設を対象とする。

「悪影響防止等」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

重要安全施設は、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がある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）（以下「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、VI-2「耐震に関する説明書」のうちVI-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人為事象に対する設計については、VI-1-1-3「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VI-1-1-3-1-1「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、VI-1-1-9「発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書」のうちVI-1-1-9-1「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、VI-1-1-8「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、発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止に係わ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。

重要安全施設は、当該系統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のいずれかが発生した場合で、外部電源が利用できない場合においても、系統の安全機能を達成できるよう、原則として、多重性又は多様性及び独立性を持つ設計とする。短期間と長期間の境界は24時間とする。

重要安全施設のうち、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. 系統施設ごとの設計上の考慮」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並びに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。）の安全機能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、多様性又は独立性及び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、多様性又は独立性及び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等の安全機能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。

常設重大事故防止設備のうち、計装設備については、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の計測が困難となった場合に、当該パラメータを推定するために必要なパラメータと異なる物理量又は測定原理とする等、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とともに、可能な限り位置的分散を図る設計とする。重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助パラメータは、重大事故等対処設備として設計するとともに、その運用については、保安規定に定めて管理する。

可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等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、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、原子炉建物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、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。

建物については、地震、津波、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、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って人為によるもの（以下「外部人為事象」という。）、溢水、火災及びサポート系の故障を考慮し、以下(1)～(5)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、想定される事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重要安全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. 系統施設ごとの設計上の考慮」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、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り・土石流、火山の影響及び生物学的事象を考慮する。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、風（台風）及び積雪は荷重として、「2.3 環境条件等」に示す。

地震、津波を含む自然現象の組合せの考え方については、VI-1-1-3「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VI-1-1-3-1-1「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

地震及び津波に対して、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。
- ・地震による共通要因故障の特性は、設備等に発生する地震力（設備が設置される地盤や建物の影響によって設備等に発生する地震力は異なる。）又は地震による低耐震クラス設備からの波及的影響により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから、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。
- ・津波による共通要因故障の特性は、津波の流入、浸入、引き波による水位低下により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから、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高さ方向に位置的分散を図る。
- ・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物等内に保管する。
- ・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等の処置をするとともに、地震により生ずる敷地下斜面のすべり、液状化又は揺すり込みによる不等沈下、傾斜及び浮き上がり、地盤支持力の不足、地中埋設構造物の損壊等の影響により必要な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、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。
- ・地震による共通要因故障の特性は、設備等に発生する地震力（設備が設置される地盤や建物の影響によって設備等に発生する地震力は異なる。）又は地震による低耐震ク

ラス設備からの波及的影響により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから、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。

- ・津波による共通要因故障の特性は、津波の流入、浸入、引き波による水位低下により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから、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可能な限り設計基準事故対処設備等と高さ方向に位置的分散を図る。
- ・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物内又は建物面の隣接しない位置に複数箇所設置する。また、接続口から建物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、VI-2「耐震性に関する説明書」のうちVI-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、溢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、VI-1-1-3「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VI-1-1-3-1-1「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、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り・土石流、火山の影響及び生物学的事象

風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り・土石流、火山の影響及び生物学的事象に対して、重大事故等対処設備は以下の設計とする。

- (a) 常設重大事故防止設備

- ・風（台風）による共通要因故障の特性は、風（台風）による荷重（風圧力、気圧差）により同じ機能を有する機器が同時に機能喪失に至ることであることから、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物等内に設置するか、又は設計基準事故対処設備等と同時にその機能が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。

- ・竜巻による共通要因故障の特性は、竜巻による荷重（風圧力、気圧差、飛来物の衝撃荷重）により同じ機能を有する機器が同時に機能喪失に至ることであることから、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物等内に設置するか、又は設計基準事故対処設備等と同時にその機能が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る。
- ・落雷による共通要因故障の特性は、雷撃電流により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから、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物等内に設置するか、又は設計基準事故対処設備等と同時にその機能が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。また、常設代替交流電源設備である常設代替交流電源装置は、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よる共通要因故障の特性は、電気盤内での地絡・短絡により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから、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に必要な機能が損なわれるおそれのない設計とするか、又は設計基準事故対処設備等と同時にその機能が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る。
- ・生物学的事象のうちクラゲ等の海生生物による共通要因故障の特性は、海水ポンプの閉塞等により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから、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に必要な機能が損なわれるおそれのない設計とする。

(b) 可搬型重大事故等対処設備

- ・風（台風）による共通要因故障の特性は、風（台風）による荷重（風圧力、気圧差）により同じ機能を有する機器が同時に機能喪失に至ることであることから、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物等内に保管するか、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、防火帯の内側の複数箇所に分散して保管する。
- ・竜巻による共通要因故障の特性は、竜巻による荷重（風圧力、気圧差、飛来物の衝撃荷重）により同じ機能を有する機器が同時に機能喪失に至ることであることから、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物等内に保管するか、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、防火帯の内側の複数箇所に分散して保管する。

- ・落雷による共通要因故障の特性は、雷撃電流により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから、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物等内に保管するか、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、防火帯の内側の複数箇所に分散して保管する。
- ・生物学的事象のうちクラゲ等の海生生物による共通要因故障の特性は、海水ポンプの閉塞等により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから、クラゲ等の海生生物から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、予備を有する設計とする。

(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、建物の異なる面の隣接しない位置又は屋内及び建物面の適切に離隔した位置に複数箇所設置する。また、接続口から建物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を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。

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、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り・土石流、火山の影響、生物学的事象に対する位置的分散が図られた重大事故等対処設備の設計については、VI-1-1-3「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VI-1-1-3-1-1「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、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り・土石流、火山の影響及び生物学的事象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)、火災・爆発(森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等)、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを考慮する。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. 火災・爆発(森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等)、有毒ガス、船

## 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。

- ・爆発，近隣工場等の火災及び有毒ガスによる共通要因故障の特性は，熱損傷，ばい煙により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから，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物等内に設置するか，又は設計基準事故対処設備等と同時にその機能が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。
- ・船舶の衝突による共通要因故障の特性は，取水路閉塞により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから，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物内に設置するか，又は設計基準事故対処設備等と同時にその機能が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。
- ・爆発，近隣工場等の火災及び有毒ガスによる共通要因故障の特性は，熱損傷，ばい煙により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから，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物等内に保管するか，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，防火帯の内側の複数箇所に分散して保管する。
- ・船舶の衝突による共通要因故障の特性は，取水路閉塞により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから，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物等内に保管するか，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，防火帯の内側の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，建物の異なる面の隣接しない位置又は屋内及び建物面の適切に離隔した位置に複数箇所設置する。また，接続口から建物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，火災・爆発（森林火災，近隣工場等の火災・爆発，航空機落下火災等），有毒ガス，船舶の衝突に対する位置的分散が図られた重大事故等対処設備の設計については，VI-1-1-3「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VI-1-1-3-1-1「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）及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム

飛来物（航空機落下）及び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。

(a) 飛来物（航空機落下）

- ・飛来物（航空機落下）による共通要因故障の特性は、衝突荷重により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから、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。
- ・飛来物（航空機落下）による共通要因故障の特性は、衝突荷重により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから、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、「(b) 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。

(b) 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ついては、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。
- ・屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備は、原子炉建物、タービン建物及び廃棄物処理建物から 100m 以上の離隔距離を確保するとともに、当該可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する屋外の設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備から 100m 以上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、建物の異なる面の隣接しない位置又は屋内及び建物面の適切に離隔した位置に複数箇所設置する。また、接続口から建物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。

### (3) 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、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、建物の異なる面の隣接しない位置又は屋内及び建物面の適切に離隔した位置に複数箇所設置する。また、接続口から建物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、VI-1-1-9「発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書」のうちVI-1-1-9-1「溢水等による損傷防止の基本方針」に基づき実施する。

### (4) 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、建物の異なる面の隣接しない位置又は屋内及び建物面の適切に離隔した位置に複数箇所設置する。また、接続口から建物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、VI-1-1-8「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。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、VI-1-1-8「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。

(5) サポート系の故障

重大事故等対処設備の共通要因のうち、サポート系の故障に対しては、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、サポート系の故障に対しても、可能な限り、多重性又は多様性及び独立性を有するよう、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、冷却源を用いる設計、又は駆動源、冷却源が同じ場合は別の手段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。
- ・可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備と異なる駆動源、冷却源を用いる設計とするか、駆動源、冷却源が同じ場合は別の手段が可能な設計とする。
- ・可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備と可能な限り異なる水源をもつ設計とする。

## 2.2 悪影響防止等

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（他号機を含む。）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待機時の系統的な影響（電気的な影響を含む。）及びタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響並びに号機間の共用を考慮し、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、設備兼用時の容量に関する影響については、複数の機能を兼用する設備について複数の機能を兼用する場合を踏まえて設定した容量をVI-1-1-5「設備別記載事項の設定根拠に関する説明書」に示す。また、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、これらの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) 他の設備への系統的な影響（電気的な影響を含む。）

- ・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、重大事故等発生前（通常時）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。
- ・放水砲による建物への放水により、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の破損及び配管の破断、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設計とする。
- ・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の破損及び配管の破断、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、タービンミサイル等の発生源となることを防ぐことで、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、VI-1-1-10「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、発電用原子炉施設間で原則共用又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。
- ・重要安全施設以外の安全施設は、発電用原子炉施設間で共用又は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設計とする。
- ・常設重大事故等対処設備の各機器については、2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に必要な機能）を満たしつつ、2以上の発電用原子炉施設と共用することにより安全性が向上し、かつ、同一の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。

安全施設及び常設重大事故等対処設備のうち、共用する機器については、「3. 系統施設ごとの設計上の考慮」に示す。



### 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については、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、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重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、その設置場所（使用場所）又は保管場所に応じた耐環境性を有する設計とするとともに、操作が可能な設計とする。重大事故等時の環境条件については、重大事故等時における温度（環境温度及び使用温度）、放射線及び荷重に加えて、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、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、重大事故等が発生した場合における機械的荷重に加えて、環境圧力、温度及び自然現象（地震、風（台風）、積雪）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、想定される重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。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。操作は、中央制御室から可能な設計とする。
  - ・原子炉建物原子炉棟内の重大事故等対処設備は、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。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。このうち，インターフェイスシステム LOCA 時，燃料プールにおける重大事故に至るおそれのある事故又は主蒸気管破断事故起因の重大事故等時に使用する設備については，これらの環境条件を考慮した設計とするか，これらの環境影響を受けない区画等に設置する。

- ・原子炉建物附属棟内及びその他の建物内の重大事故等対処設備は，想定される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については，必要により当該設備の落下防止，転倒防止，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。
- ・屋外及び建物屋上の重大事故等対処設備は，想定される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。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。また，地震，風（台風），積雪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については，必要により当該設備の落下防止，転倒防止，固縛の措置をとる。さらに，積雪の影響を考慮して，必要により除雪等の措置を講じる。
- ・屋外の重大事故等対処設備は，重大事故等時において，万が一，使用中に機能を喪失した場合であっても，可搬型重大事故等対処設備によるバックアップが可能となるように位置的分散を考慮して可搬型重大事故等対処設備を複数保管する設計とする。
- ・原子炉格納容器内の安全施設及び重大事故等対処設備は，設計基準事故等及び重大事故等時に想定される圧力，温度等に対し，格納容器スプレイ水による影響を考慮しても，その機能を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において，主たる流路の機能を維持できるよう，主たる流路に影響を与える範囲について，主たる流路と同一又は同等の規格で設計する。

#### 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，原子炉建物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，原子炉建物附属棟内及びその他の建物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。

原子炉格納容器内の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、0.427MPa[gage]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圧力が最も高くなる「冷却材喪失（大破断 LOCA）+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」を包絡する圧力として、原則として0.853MPa[gage]を設定する。

ただし、重大事故等発生初期に機能が求められるものは、機能が求められるときの環境圧力を考慮して、環境圧力を設定する。

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、耐圧部にあっては、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っては、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逃がし安全弁は、サブ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、VI-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、原子炉建物原子炉棟内、原子炉建物附属棟内、その他の建物及び屋外）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℃、湿度は100%（蒸気）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「冷却材喪失（大破断 LOCA）+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」を包絡する温度及び湿度として、原則として、温度は200℃、湿度は100%（蒸気）を設定する。

原子炉建物原子炉棟内の安全施設に対しては、原子炉建物原子炉棟内の温度が最も高くなる「主蒸気管破断」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66℃（事象初期：100℃）、湿度は90%（事象初期：100%（蒸気））を設定する。

原子炉建物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66℃、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、原則、温度は 66℃（事象初期：100℃）、湿度は 100%を設定する。

「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、燃料プール水の沸騰の可能性を考慮して、原則として、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物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建物原子炉棟内への蒸気の流出を考慮し、原則として、温度は 66℃（事象初期：100℃）、湿度 100%を設定する。

原子炉建物附属棟内及びその他の建物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 85%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、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、原子炉建物原子炉棟内、原子炉建物附属棟内、その他の建物内及び屋外）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263kGy/6ヶ月を設定する。原子炉建物原子炉棟内の安全施設に対しては、原則として、1.75kGy/6ヶ月を設定する。

原子炉建物附属棟内及びその他の建物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1mGy/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、1mGy/h以下を設定する。

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線量が最も高くなる事象として、「過渡事象+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗+原子炉注水失敗+DCH発生」での最大放射線量を包絡する線量として、原則として、740kGy/7日間を設定する。

原子炉建物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、470Gy/7日間を設定する。

「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470Gy/7日間に包絡される。

「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、燃料プール水位が低下することで生じる使用済制御棒等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470Gy/7日間に包絡される。

原子炉建物附属棟内及びその他の建物内の重大事故等対処設備に対しては、原則として、6Gy/7日間を設定する。

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、「冷却材喪失（大破断 LOCA）+ECCS注水機能喪失+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、6Gy/7日間を設定する。

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。

第2-1-1表～第2-1-6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、原子炉压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。原子炉压力容器は最低使用温度を10℃に設定し、関連温度（初期）を-29℃以下に管理することで脆性破壊が生じない設計とする。原子炉压力容器の破壊靱性に対する評価については、VI-1-2-2「原子炉压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、VI-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

安全施設については、自然現象のうち地震、風（台風）、竜巻、積雪及び火山の影響による荷重、常設重大事故等対処設備については、自然現象のうち地震、風（台風）及び積雪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、風（台風）及び積雪）によって機能を損なわない設計とする。

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おいては、その機能を有効に発揮するために、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、必要により当該設備の落下防止、転倒防止、固縛の措置をとる。

屋外の重大事故等対処設備は、地震以外の荷重及び地震以外の荷重の組合せが作用する場合においては、風（台風）及び積雪の影響による荷重を考慮し、機能を損なわない設計にするとともに、必要により当該設備の落下防止、転倒防止、固縛の措置をとる。また、積雪の影響を考慮して、必要により除雪等の措置を講じる。

組み合わせる荷重の考え方については、VI-1-1-3「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VI-1-1-3-1-1「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、VI-2「耐震性に関する説明書」のうちVI-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、VI-1-1-3「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VI-1-1-3-1-1「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、VI-1-1-3「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VI-1-1-3-1-1「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。また使用時に海水を通水する重大事故等対処設備は、海水の影響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よりその機能が損なわれるおそれのある設備については、電磁波による影響を確認する、又は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・ノイズの侵入を防止する、鋼製筐体や金属シールド付ケーブルの適用等、電磁波の侵入を防止する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人為事象による他の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を含む周辺機器等からの悪影響により機能を損なわない設計とする。
- ・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、地震、火災及び溢水による波及的影響を考慮する。
- ・地震の波及的影響によりその機能を喪失しないように、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、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、複数の保管場所に分散保管する。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、地震により生じる敷地下斜面のすべり、液状化又は揺すり込みによる不等沈下、傾斜及び浮き上がり、地盤支持力の不足、地中埋設構造物の損壊等の影響により必要な機能を喪失し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、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、想定される溢水により機能を損なわないように、重大事故等対処設備の設置区画の止水対策等を実施する。

波及的影響を含めた地震以外の自然現象及び人為事象に対する安全施設の設計については、VI-1-1-3「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VI-1-1-3-1-1「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、VI-2「耐震性に関する説明書」のうちVI-2-1「耐震設計の基本方針」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、VI-1-1-8「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、VI-1-1-8「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、VI-1-1-9「発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書」のうちVI-1-1-9-1「溢水等による損傷防止の基本方針」に基づき実施する。

(5) 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、想定される重大事故等が発生した場合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、VI-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、VI-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、VI-1-9-3-2「緊急時対策所の居住性に関する説明書」に示す。

(6) 冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む。）の影響

- ・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 O 1 2 -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、原子炉圧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VI-1-4-2「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、VI-1-4-3「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書」及びVI-1-8-4「圧力低減設備その他の安全設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書」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・強度を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・開放又は非破壊検査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することにより、機器の健全性が確認可能な設備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、使用前事業者検査及び定期事業者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に支障をきたすおそれがある機器・弁等に対して、色分けや銘板取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。中央制御室の制御盤は、盤面器具（指示計、記録計、操作器、表示装置、警報表示）を系統ごとにグループ化して中央監視操作盤に集約し、操作器の統一化（色、形状、大きさ等の視覚的要素での識別）、並びに、操作器の操作方法に統一性を持たせ、中央監視操作盤により運転員同士の情報共有及びプラント設備全体の情報把握を行うことで、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（地震、内部火災、内部溢水、外部電源喪失並びに燃焼ガスやばい煙、有毒ガス、降下火砕物及び凍結による操作雰囲気悪化）を想定しても、放射線防護措置（遮蔽及び換気空調設備の系統隔離運転の実施）、火災防護措置（感知・消火設備の設置）、照明用電源の

確保措置等の適切な措置を講じることにより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同様な環境条件を想定しても、設備を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，教育・訓練により，想定される重大事故等が発生した場合においても，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，保安規定に定めて管理する。以下 a. から g. 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，VI-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，必要に応じて操作足場を設置する。
- ・防護具，可搬型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は，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，必要により設置場所にてアウトリガの張り出し又は輪留めによる固定等が可能な設計とする。

c. 操作内容

- ・現場の操作スイッチは，運転員等の操作性を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，感電防止のため露出した充電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において人力で操作を行う弁は，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作業は，ボルト・ネジ接続，フランジ接続又はより簡便な接続方式等，使用する設備に応じて接続方式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に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。制御盤の操作器は運転員の操作性を考慮した設計とする。

d. 状態確認

- ・想定される重大事故等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。

e. 系統の切替性

- ・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。
- ・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ない。

f. 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、ケーブルはボルト・ネジ接続又はより簡便な接続方式等を用い、配管は配管径や内部流体の圧力によって、大口径配管又は高圧環境においてはフランジを用い、小口径配管かつ低圧環境においてはより簡便な接続方式等を用いる設計とする。窒素ポンプ、空気ポンプ及びタンクローリ等については、各々専用の接続方式を用いる設計とする。
- ・同一ポンプを接続する配管は口径を統一する等、複数の系統での接続方式の統一も考慮する。

g. アクセスルート

アクセスルートは、想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、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。

- ・屋外及び屋内において、アクセスルートは、自然現象、外部人為事象、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、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。
- ・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、地滑り・土石流、火山の影響及び生物学的事象を考慮し、外部人為事象に対して飛来物（航空機落下）、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを考慮する。

- ・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（周辺構造物等の損壊、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、積雪並びに火山の影響）を想定し、複数のアクセスルートの中から状況を確認し、早期に復旧可能なアクセスルートを確認するため、障害物を除去可能なホイールローダを2台（予備1台）保管、使用する。また、地震による屋外タンクからの溢水及び降水に対しては、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認する設計とする。
- ・アクセスルートは、基準津波の影響を受けない防波壁の内側にアクセスルートを確認する設計とする。
- ・自然現象のうち凍結及び地滑り・土石流、外部人為事象のうち飛来物（航空機落下）、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガス、船舶の衝突及び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、迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確認する設計とする。落雷及び電磁的障害に対しては道路面が直接影響を受けることはないため、さらに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仮復旧を行うことで、通行性を確保できる設計とする。また、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、段差緩和対策等を行う、迂回する、又は碎石による段差解消対策により対処する設計とする。
- ・屋外アクセスルートは、自然現象のうち凍結及び積雪に対して、道路については融雪剤を配備し、車両については走行可能なタイヤ等を装着することにより通行性を確保できる設計とする。
- ・屋外アクセスルートは、掘削等の作業により複数のアクセスルートを確認できない場合には、仮設耐震構台を設置しアクセスルートを確認する。
- ・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、地滑り・土石流、火山の影響並びに生物学的事象）及び外部人為事象（飛来物（航空機落下）、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガス及び船舶の衝突）に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建物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、油内包機器及び水素内包機器による地震随伴火災の影響や、水又は蒸気内包機器による地震随伴溢水の影響を考慮するとともに、迂回路を含む複数のルート選定が可能な配置設計とする。

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、使用前事業者検査、定期事業者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つては、その健全性並びに多様性又は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、強度を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・開放又は非破壊検査が可能な設計とし、機能・性能確認、各部の経年劣化対策及び日常点検をすることにより、機器の健全性が確認可能な設備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。

- ・代替電源設備は、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 a～1 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。
- ・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が確認できる設計とする。
  - ・第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は、銀ゼオライトの性能試験が可能な設計とする。
  - ・ガスタービン発電機用軽油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。
- 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。
  - ・可搬型設備は分解又は取替が可能な設計とする。
- 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。
  - ・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。
- 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
  - ・模擬入力による機能・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。
  - ・ロジック回路を有する設備は、模擬入力による機能確認として、ロジック回路動作試験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 放射線の環境条件設定方法（重大事故等時）（1/2）

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「過渡事象+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗+原子炉注水失敗+DCH発生」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「過渡事象+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗+原子炉注水失敗+DCH発生」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の線源（第2-1-3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、よう素及びセシウム等の高揮発性核種の放出についてはMAAPコードの解析結果を用いるものとする。	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、740kGy/7日間を設定する。	740kGy/7日間
原子炉建物 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「過渡事象+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗+原子炉注水失敗+DCH発生」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「過渡事象+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗+原子炉注水失敗+DCH発生」時に原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟内に漏えいする放射性物質の存在量の線源（第2-1-4表）を設定する。なお、線源の設定に当たり、原子炉格納容器の漏えい率1.3%/日に相当する漏えい孔をMAAPコードの解析モデルで設定し、原子炉格納容器の圧力上昇に応じた気相中の放射性物質が原子炉建物原子炉棟内へ移行することを想定する。	原子炉建物原子炉棟自由体積を保存し、区画内に均一に分布するとして線量を評価した結果を包絡する値として470Gy/7日間を設定する。また、「格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）」時は、0.21Gy/7日間であり、470Gy/7日間に包絡される。	470Gy/7日間

第2-1-1表 放射線の環境条件設定方法（重大事故等時）（2/2）

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	
原子炉建物付属棟	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物の原子炉棟外及びその他の建物内の線量が厳しくなる事象として「冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」において、残留熱代替除去系を使用しない場合を想定する。	原子炉建物付属棟等の遮蔽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6Gy/7日間を設定する。	6Gy/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「冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」において、残留熱代替除去系を使用し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、「原子炉格納施設的设计条件に関する説明書」に記載されるベント実施に伴う作業等の作業員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「冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」時における原子炉建物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、「原子炉格納施設的设计条件に関する説明書」に記載されるベント実施に伴う作業等の作業員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、屋外の原子炉補機冷却系熱交換器室入口の位置を代表点として評価する。評価の結果、環境条件は6Gy/7日間を設定する。	6Gy/7日間

第2-1-2表 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「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2-1-5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、263kGy/6ヶ月を設定する。	263kGy/6ヶ月
原子炉建物原子炉棟内	原子炉格納容器内で発生する事象のうち、原子炉格納容器内の線量が最も高くなる事象として「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物原子炉棟内に漏えいする放射性物質を線源（第2-1-6表）として設定する。	原子炉建物原子炉棟内自由体積を保存し、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1.75kGy/6ヶ月を設定する。	1.75kGy/6ヶ月
原子炉建物附属棟及びその他の建物内	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。	保守的に屋外と同じ線源を設定する。	屋外と同じ放射線量として、1mGy/h以下を設定する。	1mGy/h以下
屋外	原子炉格納容器内で発生する事象のうち、原子炉格納容器内の線量が最も高くなる事象として「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、原子炉建物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1mGy/h以下を設定する。	1mGy/h以下

第2-1-3表 重大事故等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(0.5MeV換算値)]	
	ドライウエル	サプレッションチェンバ
希ガス	約 $4.3 \times 10^{23}$	約 $1.6 \times 10^{23}$
CsI	約 $8.0 \times 10^{23}$	約 $1.4 \times 10^{24}$
CsOH	約 $7.9 \times 10^{22}$	約 $1.9 \times 10^{23}$
Sb	約 $7.1 \times 10^{21}$	約 $1.7 \times 10^{22}$
TeO <sub>2</sub>	約 $4.4 \times 10^{22}$	約 $1.1 \times 10^{23}$
SrO	約 $2.9 \times 10^{20}$	約 $7.2 \times 10^{20}$
BaO	約 $7.8 \times 10^{21}$	約 $1.9 \times 10^{22}$
MoO <sub>2</sub>	約 $1.3 \times 10^{23}$	約 $3.1 \times 10^{23}$
CeO <sub>2</sub>	約 $1.0 \times 10^{21}$	約 $2.5 \times 10^{21}$
La <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	約 $1.2 \times 10^{21}$	約 $2.9 \times 10^{21}$
計	約 $1.5 \times 10^{24}$	約 $2.2 \times 10^{24}$

第2-1-4表 重大事故等時における原子炉建物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(0.5MeV換算値)]
希ガス	約 $7.8 \times 10^{21}$
CsI	約 $7.2 \times 10^{21}$
CsOH	約 $2.0 \times 10^{18}$
Sb	約 $5.8 \times 10^{16}$
TeO <sub>2</sub>	約 $4.0 \times 10^{17}$
SrO	約 $6.6 \times 10^{13}$
BaO	約 $1.5 \times 10^{15}$
MoO <sub>2</sub>	約 $2.1 \times 10^{16}$
CeO <sub>2</sub>	約 $3.5 \times 10^{14}$
La <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	約 $3.2 \times 10^{14}$
計	約 $1.5 \times 10^{22}$

第2-1-5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能量

核種	積算放射能量[Bq・s] ( $\gamma$ 線実効エネルギー 0.5MeV換算値)	核種	積算放射能量[Bq・s] ( $\gamma$ 線実効エネルギー 0.5MeV換算値)
Kr-83m	約 $2.0 \times 10^{19}$	I-131	約 $1.0 \times 10^{23}$
Kr-85m	約 $7.9 \times 10^{21}$	I-132	約 $3.7 \times 10^{23}$
Kr-85	約 $3.2 \times 10^{21}$	I-133	約 $4.3 \times 10^{22}$
Kr-87	約 $2.2 \times 10^{22}$	I-134	約 $9.2 \times 10^{21}$
Kr-88	約 $1.6 \times 10^{23}$	I-135	約 $3.5 \times 10^{22}$
Xe-131m	約 $1.8 \times 10^{21}$		
Xe-133m	約 $3.6 \times 10^{21}$		
Xe-133	約 $3.1 \times 10^{23}$		
Xe-135m	約 $1.0 \times 10^{21}$		
Xe-135	約 $1.3 \times 10^{23}$		
Xe-138	約 $1.5 \times 10^{22}$		

第2-1-6表 設計基準事故時における原子炉建物原子炉棟内の積算放射能量

核種	積算放射能量[Bq・s] ( $\gamma$ 線実効エネルギー 0.5MeV換算値)	核種	積算放射能量[Bq・s] ( $\gamma$ 線実効エネルギー 0.5MeV換算値)
Kr-83m	約 $1.0 \times 10^{16}$	I-131	約 $4.6 \times 10^{20}$
Kr-85m	約 $8.3 \times 10^{18}$	I-132	約 $1.5 \times 10^{21}$
Kr-85	約 $1.6 \times 10^{19}$	I-133	約 $1.2 \times 10^{20}$
Kr-87	約 $7.7 \times 10^{18}$	I-134	約 $2.3 \times 10^{18}$
Kr-88	約 $1.2 \times 10^{20}$	I-135	約 $5.0 \times 10^{19}$
Xe-131m	約 $8.4 \times 10^{18}$		
Xe-133m	約 $1.4 \times 10^{19}$		
Xe-133	約 $1.4 \times 10^{21}$		
Xe-135m	約 $7.8 \times 10^{16}$		
Xe-135	約 $2.2 \times 10^{20}$		
Xe-138	約 $1.0 \times 10^{18}$		

### 3. 系統施設ごとの設計上の考慮

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。

#### 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、燃料プール水を冷却する機能
- b. 通常運転時等において、燃料プール水を補給する機能
- c. 通常運転時等における計測制御機能
- d. 重大事故等時において、燃料プールの冷却等を行う機能
  - ・燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの注水及びスプレイ
  - ・燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水及びスプレイ
  - ・大気への放射性物質の拡散抑制
  - ・燃料プールの監視（放射線管理施設と兼用）
  - ・燃料プール冷却系による燃料プールの除熱（原子炉冷却系統施設と兼用）
- e. 発電所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（原子炉格納施設と兼用）
  - ・海洋への放射性物質の拡散抑制（原子炉格納施設と兼用）
- f. 重大事故等時における計測制御機能
  - ・燃料プールの監視（放射線管理施設と兼用）
  - ・温度、圧力、水位、注水量の計測・監視（計測制御系統施設と兼用）
- g. 重大事故等に対処するための流路、注水先、注入先、排出元等（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）

h. アクセスルート確保（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、「3.6 その他発電用原子炉の附属施設」の「3.6.1 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. 燃料プール監視カメラ（S A）

燃料プール周辺において、燃料プール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。

燃料プール監視カメラ用冷却設備により、燃料プール監視カメラ（S A）へ空気を供給し冷却することで、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燃料プール監視カメラ（S A）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、原子炉压力容器及び一次冷却材設備により適切に炉心を冷却する機能
- b. 設計基準事故時等において、非常用炉心冷却系により炉心を冷却する機能
- c. 設計基準事故時等において、原子炉隔離時冷却系により原子炉压力容器に注水し、水位を維持する機能
- d. 通常運転時等において、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）により炉心の崩壊熱及び原子炉压力容器、配管、冷却材中の保有熱を除去する機能
- e. 設計基準事故時等において、残留熱除去系（格納容器冷却モード）により原子炉格納容器を保護する機能
- f. 設計基準事故時等において、残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）によりサブプレッションプール水を冷却する機能
- g. 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
  - ・ 高圧原子炉代替注水系による原子炉の冷却
  - ・ 原子炉隔離時冷却系による原子炉の冷却
  - ・ 高圧炉心スプレイ系による原子炉の冷却
  - ・ ほう酸水注入系による進展抑制
- h. 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
  - ・ インターフェイスシステム LOCA 隔離弁
  - ・ 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル
- i. 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
  - ・ 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉の冷却
  - ・ 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉の冷却

- ・残留熱除去系（低圧注水モード）による低圧注水
  - ・低圧炉心スプレイ系による低圧注水
  - ・残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉停止時冷却
  - ・原子炉補機冷却系
  - ・低圧原子炉代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却
  - ・低圧原子炉代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却
- j. 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
- k. 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
- ・原子炉補機代替冷却系による除熱
  - ・格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（放射線管理施設と兼用）
  - ・残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉停止時冷却
  - ・残留熱除去系（格納容器冷却モード）による格納容器スプレイ冷却
  - ・残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）によるサブプレッションプール水冷却
  - ・原子炉補機冷却系
  - ・高圧炉心スプレイ補機冷却系
- l. 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
- ・原子炉補機冷却系
- m. 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
- ・残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（原子炉格納施設と兼用）
- n. 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
- ・燃料プール冷却系による燃料プールの除熱（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設と兼用）
- o. 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
  - ・水の供給
- p. 重大事故等時対処するための流路、注水先、注入先、排出元等（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）

q. アクセスルート確保

(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、「3.6 その他発電用原子炉の附属施設」の「3.6.1 非常用電源設備」にて整理するものを含む。

(3) 悪影響防止等

a. 相互接続

以下の設備については、その他の号機と相互接続する設計とする。

(a) 復水輸送系

重要安全施設以外の安全施設の相互接続として、復水輸送系は、1号機及び2号機間で相互に接続するが、連絡時以外においては、号機間の接続部の弁を常時閉とすることにより物理的に分離し、安全性を損なわない設計とする。また、2号機の系統圧力が1号機の系統圧力より高い設計となっているが、逆止弁を設けることで、1号機から2号機への連絡時においても1号機側へ流出しない設計とすることで、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
  - ・ 原子炉压力容器内の温度
  - ・ 原子炉压力容器内の圧力
  - ・ 原子炉压力容器内の水位
  - ・ 原子炉压力容器への注水量
  - ・ 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（残留熱代替除去系）
  - ・ 最終ヒートシンクの確保（格納容器フィルタベント系）（放射線管理施設と兼用）
  - ・ 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（原子炉压力容器内の状態）
  - ・ 格納容器バイパスの監視（原子炉格納容器内の状態）
  - ・ 格納容器バイパスの監視（原子炉建物内の状態）
  - ・ 水源の確保
  - ・ 原子炉建物内の水素濃度
  - ・ 原子炉格納容器内の酸素濃度
  - ・ 発電所内の通信連絡
  - ・ 温度、圧力、水位、注水量の計測・監視（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設と兼用）
  - ・ その他
- c. 通常運転時等における原子炉制御室機能
  - ・ 設計基準対象施設の健全性を確認するために必要なパラメータを監視する機能
  - ・ 発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な操作を行う機能
  - ・ 居住性の確保
  - ・ 発電用原子炉施設の外部の状況を把握する機能

- d. 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
  - ・居住性の確保（放射線管理施設と兼用）
  - ・照明の確保
  
- 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
  - ・出力急上昇の防止
  
- 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
  - ・原子炉減圧の自動化
  - ・逃がし安全弁窒素ガス供給系による作動窒素ガス確保
  
- 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
  - ・格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出（放射線管理施設及び原子炉格納施設と兼用）
  - ・水素濃度及び酸素濃度の監視
  
- h. 重大事故等時において、水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止する機能
  - ・静的触媒式水素処理装置による水素濃度抑制（原子炉格納施設と兼用）
  - ・原子炉建物内の水素濃度監視
  - ・格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出（放射線管理施設及び原子炉格納施設と兼用）
  
- i. 設計基準事故時等における通信連絡機能
  
- j. 通信連絡を行うために必要な機能
  - ・発電所内の通信連絡
  - ・発電所外の通信連絡
  
- k. 重大事故等時対処するための流路，注水先，注入先，排出元等（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）
  
- l. アクセスルート確保（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、「3.6 その他発電用原子炉の附属施設」の「3.6.1 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3-3-1表～第3-3-3表で示すパラメータ(主要パラメータ及び代替パラメータ)は、以下のとおり。

主要パラメータは以下のとおり分類する。

- ・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となった場合にその代替パラメータが重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器で計測されるパラメータをいう。

代替パラメータは以下のとおり分類する。

- ・重要代替監視パラメータ

主要パラメータの代替パラメータを計測する計器が重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも1つ以上有するパラメータをいう。

- ・有効監視パラメータ

主要パラメータの代替パラメータが自主対策設備の計器のみで計測されるパラメータをいう。

## (3) 悪影響防止等

## a. 共用

以下の設備については、その他の号機と共用する設計とする。

## (a) 中央制御室

重要安全施設としての中央制御室については、1号機及び2号機で共用とするが、1号機が廃止措置段階であることを踏まえ、各号機で必要な人員を確保した上で、共用により1号機及び2号機の中央制御室を自由に行き来できる空間とすることによりプラントの状況に応じた、運転員の相互融通を可能とすることで、1号機及び2号機の安全性が向上する設計とする。

重要安全施設以外の安全施設として、中央制御室に設置又は保管する設備の一部は、

監視及び操作に支障をきたすことなく、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。

(b) 通信連絡設備

重要安全施設以外の安全施設として、局線加入電話設備（固定電話機及びFAX）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）、衛星電話設備（固定型）、衛星電話設備（携帯型）、無線通信設備（固定型）、無線通信設備（携帯型）及び専用電話設備（専用電話設備（ホットライン）（地方公共団体他向））は、1号機、2号機及び3号機で共用とするが、共用対象号機内で同時に通信・通話するために必要な仕様を満足する設備とすることで、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、中央制御室内に設置する無線通信設備（固定型）、衛星電話設備（固定型）、廃棄物処理建物内に設置する安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちSPDSデータ収集サーバ、緊急時対策所内に設置する無線通信設備（固定型）、無線通信設備（携帯型）、衛星電話設備（固定型）、衛星電話設備（携帯型）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP-電話機及びIP-FAX）、安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちSPDS伝送サーバ及びSPDSデータ表示装置並びにデータ伝送設備は、号機の区分けなく通信連絡することで、必要な情報（相互のプラント状況、運転員、緊急時対策要員及び自衛消防隊の対応状況等）を共有・考慮しながら総合的な管理（事故処理を含む。）を行うことができ、また、端末を変更する場合に生じる情報共有の遅延を防止することができ、安全性の向上が図れることから、1、2、3号機で共用（SPDSデータ収集サーバは1、2号機共用（以下同じ。））する設計とする。

これらの通信連絡設備は、共用により悪影響を及ぼさないよう、1、2、3号機に必要な容量を確保するとともに、号機の区分けなく通信連絡が可能な設計とする。

### 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



### 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
  - ・居住性の確保
- b. 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
  - ・居住性の確保（計測制御系統施設と兼用）
- c. 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
  - ・格納容器フィルタベント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と兼用）
- 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
  - ・格納容器フィルタベント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
  - ・格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出（計測制御系統施設及び原子炉格納施設と兼用）
- f. 重大事故等時において、水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止する機能
  - ・格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出（計測制御系統施設及び原子炉格納施設と兼用）
- g. 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
  - ・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）
- h. 通常運転時等における計測制御機能
- i. 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（格納容器フィルタベント系）（計測制御系統施設と兼用）
  - ・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）

- j. 通常運転時等における監視測定機能
  - ・線量当量率及び放射性物質の濃度等の測定
  - ・風向，風速その他の気象条件の測定
  
- k. 重大事故等時における監視測定機能
  - ・放射線量の代替測定
  - ・放射能観測車の代替測定装置
  - ・気象観測設備の代替測定
  - ・放射線量の測定
  - ・放射性物質濃度（空气中・水中・土壌中）及び海上モニタリング
  
- l. 重大事故等時における緊急時対策所機能
  - ・居住性の確保（緊急時対策所と兼用）
  
- m. アクセスルート確保（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，「3.6 その他発電用原子炉の附属施設」の「3.6.1 非常用電源設備」にて整理するものを含む。

a. 単一設計

(a) 中央制御室空調換気系

設計基準事故が発生した場合に長期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空調換気系のダクトの一部及び中央制御室非常用再循環処理装置フィルタについては，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，ダクトについては全周破断，中央制御室非常用再循環処理装置フィルタについては閉塞を想定しても，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。

想定される単一故障の発生に伴う中央制御室の運転員の被ばく量は，保守的に単一故障を除去又は修復ができない場合で評価したとしても，緊急作業時に係る線量限度を下回ることを確認した。

単一設計における主要解析条件を第3-7-1表，影響評価結果を第3-7-2表に示す。

また，単一故障の除去又は修復のための作業期間として想定する2日間を考慮し，修復作業に係る従事者の被ばく線量は緊急時作業に係る線量限度に照らしても十分小さくする設計とする。

単一設計とする箇所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が可能であり、かつ、補修作業が容易となる設計とし、修復作業に係る従事者の被ばく線量を緊急時作業に係る線量限度に照らしても十分小さくなるよう保安規定に基づき管理する。

(3) 悪影響防止等

a. 共用

以下の設備については、その他の号機と共用する設計とする。

(a) 中央制御室遮蔽

常設重大事故等対処設備としての中央制御室遮蔽は、重大事故等時において、隣接する1号機及び2号機の事故対応を一つの中央制御室として共用することによって、プラント状態に応じた運転員の融通により安全性が向上することから、1号機及び2号機で共用する設計とする。

また、共用により悪影響を及ぼさないよう、号機の区分けなく一体となった遮蔽機能を有する設計とする。

### 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. 設計基準事故時等において、格納容器内ガス濃度制御系により原子炉格納容器を保護する機能
- c. 設計基準事故時等において、残留熱除去系（格納容器冷却モード）により原子炉格納容器を保護する機能
- d. 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
  - ・格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器内の冷却
  - ・格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却
  - ・残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器内の冷却
  - ・残留熱除去系（サブプレッションプール冷却モード）によるサブプレッションプール水の冷却
- e. 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
  - ・格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（放射線管理施設と兼用）
  - ・残留熱代替除去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と兼用）
- f. 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
  - ・ペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水
  - ・ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水
  - ・格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水
  - ・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）
- 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
  - ・窒素ガス代替注入系による原子炉格納容器内の不活性化
  - ・格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出（計測制御系統施設及び放射線管理施設と兼用）

- h. 重大事故等時において、水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止する機能
  - ・静的触媒式水素処理装置による水素濃度抑制（計測制御系統施設と兼用）
  - ・格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出（計測制御系統施設及び放射線管理施設と兼用）
- i. 発電所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（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設と兼用）
  - ・海洋への放射性物質の拡散抑制（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設と兼用）
  - ・航空機燃料火災への泡消火
- 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
  - ・被ばく線量の低減
- k. 重大事故等時対処するための流路，注水先，注入先，排出元等（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）
- l. アクセスルート確保（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、「3.6 その他発電用原子炉の附属施設」の「3.6.1 非常用電源設備」にて整理するものを含む。

a. 単一設計

(a) 非常用ガス処理系

設計基準事故が発生した場合に長期にわたって機能が要求される静的機器のうち、単一設計とする非常用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。

想定される単一故障の発生に伴う周辺公衆に対する放射線被ばくは、保守的に単一故障を除去又は修復ができない場合で評価したとしても、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に示された設計基準事故時の判断基準を下回ることを確認した。

単一設計における主要解析条件を第3-7-3表及び第3-7-4表、影響評価結果を第

3-7-5 表及び第 3-7-6 表に示す。

また、単一故障の除去又は修復のための作業期間として想定する 2 日間を考慮し、修復作業に係る従事者の被ばく線量は緊急時作業に係る線量限度に照らしても十分小さくする設計とする。

単一設計とする箇所的设计に当たっては、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し、修復作業に係る従事者の被ばく線量を緊急時作業に係る線量限度に照らしても十分小さくなるよう保安規定に基づき管理する。

(b) 残留熱除去系（格納容器冷却モード）

設計基準事故が発生した場合に長期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（格納容器冷却モード）の原子炉格納容器スプレイ管（サブプレッションチェンバススプレイ管）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確保できる設計とする。

また、静的機器の単一故障として原子炉格納容器スプレイ管（サブプレッションチェンバススプレイ管）の全周破断を仮定しても、残留熱除去の 1 系統をドライウエルスプレイ、もう 1 系統を残留熱除去系（サブ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を第 3-7-7 表、影響評価結果を第 3-7-8 表に示す。

(3) 悪影響防止等

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

(a) 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルは、誤開放せずに規定の圧力にて速やかに開放する設計又は開放した場合においても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物燃料取替階ブローアウトパネル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
  - ・ 常設代替交流電源設備による給電
  - ・ 可搬型代替交流電源設備による給電
  - ・ 常設代替交流電源設備による原子炉補機代替冷却系への給電
  - ・ 所内常設蓄電式直流電源設備による給電
  - ・ 常設代替直流電源設備による給電
  - ・ 可搬型直流電源設備による給電
  - ・ 代替所内電源設備による給電
  - ・ 非常用交流電源設備
  - ・ 非常用直流電源設備
  - ・ 燃料補給設備（補機駆動用燃料設備と兼用）
- 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
  - ・ 可搬型直流電源設備による減圧
  - ・ 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）による減圧
- d. 重大事故等時における監視測定機能
  - ・ モニタリングポストの代替交流電源からの給電
- e. 重大事故等時における緊急時対策所機能
- f. アクセスルート確保（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。

(3) 悪影響防止等

a. 相互接続

以下の設備については、その他の号機と相互接続する設計とする。

(a) 非常用電源系

非常用低圧母線のコントロールセンタについては、2号機非常用低圧母線のコントロールセンタと1号機の非常用低圧母線のコントロールセンタを相互に接続し、重大事故等発生時において1号機及び2号機の非常用低圧母線のコントロールセンタ遮断器の投入により、迅速かつ安全に電源融通を可能とすることで、相互接続することにより安全性が向上する設計とする。なお、これらの相互接続部については、各号機に設置している遮断器を通常時、切状態にして物理的に分離することで、自動で投入されることなく、1号機の電気故障が2号機に波及しないようにすることで要求される安全機能を満たすことができる設計とする。



### 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常用電源機能

### 3.7.3 火災防護設備

#### (1) 機能

火災防護設備は主に以下の機能を有する。

- a. 火災感知，消火，影響軽減機能

#### (2) 悪影響防止等

- a. 相互接続

以下の設備については，その他の号機と相互接続する設計とする。

##### (a) 水消火設備

重要安全施設以外の安全施設として，水消火設備については，2号炉廻り消火系及びサイトバンカ建物消火系は，1号機及び2号機間で相互に接続するが，号機間の接続部に逆止弁を設ける設計とすることで，1号機側において何らかの要因で設備が破損した場合にも，2号機側に影響を及ぼすことはなく，安全性を損なわない設計とする。

### 3.7.4 浸水防護設備

#### (1) 機能

浸水防護設備は主に以下の機能を有する。

- a. 津波防護機能
- b. 浸水防止機能
- c. 津波監視機能

### 3.7.5 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非常用電源機能
  - ・燃料補給設備（非常用電源設備と兼用）
  
- b. アクセスルート確保（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。

### 3.7.6 非常用取水設備

#### (1) 機能

非常用取水設備は主に以下の機能を有する。

- a. 設計基準事故時等において，冷却に必要な海水を確保する機能
- b. その他の設備
  - ・非常用取水設備
- c. アクセスルート確保（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3-6-3表に示す。

### 3.7.7 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
  - ・居住性の確保（放射線管理施設と兼用）
  - ・必要な情報の把握
  - ・通信連絡
- c. アクセスルート確保（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、「3.6.1 非常用電源設備」にて整理するものを含む。

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位置的分散を考慮する対象設備 (1/5)

【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	多重性又は多様性及び位置的分散の 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) 燃料プールのス プレイ系 (常設ス プレイヘッド) による燃料プ ールへの注水及び スプレイ	残留熱除去系 (燃料プール冷却及び補給) 燃料プール冷却系	大量送水車	可搬	燃料プールのスプレイ系は、残留熱除去系及び燃料プール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、大量送水車をディーゼルエンジンにより駆動することで、電動機駆動ポンプにより構成される燃料プール冷却系及び残留熱除去系に対して多様性を有する設計とする。  また、燃料プールのスプレイ系は、代替淡水源を水源とすることで、燃料プールを水源とする残留熱除去系及び燃料プール冷却系の冷却機能並びにサブプレッションチェンバを水源とする残留熱除去系の補給機能に対して異なる水源を有する設計とする。燃料プールのスプレイ系の大量送水車は、原子炉建物から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建物内の残留熱除去ポンプ及び燃料プール冷却ポンプと共通要因によって同時に機能を喪失しないよう位置的分散を図る設計とする。  大量送水車の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所を設置する設計とする。
		可搬型ストレーナ	可搬	
		常設スプレイヘッド	常設	
(第 69 条) 燃料プールのス プレイ系 (可搬型 スプレイノズル) による燃料 プールへの注水 及びスプレイ	残留熱除去系 (燃料プール冷却及び補給) 燃料プール冷却系	大量送水車	可搬	燃料プールのスプレイ系の大量送水車は、原子炉建物から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建物内の残留熱除去ポンプ及び燃料プール冷却ポンプと共通要因によって同時に機能を喪失しないよう位置的分散を図る設計とする。  大量送水車の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所を設置する設計とする。
		可搬型ストレーナ	可搬	
		可搬型スプレイノズル	可搬	
(第 69 条) 大気への放射性 物質の拡散抑制 ※ 水源は海を 使用	—	大型送水ポンプ車 【原子炉格納施設と兼用】	可搬	原子炉建物放水設備である大型送水ポンプ車及び放水砲は、原子炉建物、タービン建物及び廃棄物処理建物から離れた屋外に保管する。
		放水砲 【原子炉格納施設と兼用】	可搬	

注記\*1：重大事故緩和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位置的分散を考慮する対象設備 (2/5)

【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	多重性又は多様性及び位置的分散の 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) 燃料プールの監視	(燃料プール水位・温度 (S A) ) 燃料プール水位 燃料プール温度 燃料プール冷却ポンプ入口温度 原子炉建物放射線モニタ (燃料取替階エリア) 燃料取替階放射線モニタ	燃料プール水位 (S A)	常設	燃料プール水位 (S A) , 燃料プール水位・温度 (S A) , 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ) (S A) , 燃料プールエリア放射線モニタ (低レンジ) (S A) , 燃料プール監視カメラ (S A) 及び燃料プール監視カメラ用冷却設備は, 燃料プール水位, 燃料プール温度, 燃料プール冷却ポンプ入口温度, 原子炉建物放射線モニタ (燃料取替階エリア) 及び燃料取替階放射線モニタと共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 燃料プール水位・温度 (S A) は, 非常用交流電源設備に対して, 多様性を有する所内常設蓄電式直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とし, 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ) (S A) , 燃料プールエリア放射線モニタ (低レンジ) (S A) 及び燃料プール監視カメラ (S A) 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直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とし, 燃料プール水位 (S A) 及び燃料プール監視カメラ用冷却設備は, 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給電が可能な設計とする。
		燃料プール水位・温度 (S A)	常設	
		燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ) (S A) 燃料プールエリア放射線モニタ (低レンジ) (S A) 【放射線管理施設】	常設	
		燃料プール監視カメラ (S A) (燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。)	常設	

- 注記\*1 : 重大事故緩和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「一」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位置的分散を考慮する対象設備 (3/5)

【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	多重性又は多様性及び位置的分散の 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) 燃料プール冷却系による燃料プールの除熱	残留熱除去系 (燃料プール水の冷却及び補給) (燃料プール冷却系)	燃料プール冷却ポンプ	常設	燃料プール冷却ポンプ及び燃料プール冷却系熱交換器は、残留熱除去系ポンプ及び熱交換器と異なる区画に設置することで、残留熱除去ポンプ及び熱交換器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。  燃料プール冷却系で使用する原子炉補機代替冷却系は、原子炉補機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、移動式代替熱交換設備を常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とすることで、非常用ディーゼル発電設備からの給電により駆動する原子炉補機冷却系に対して、多様性を有する設計とし、大型送水ポンプ車をディーゼルエンジンにより駆動することで、電動機駆動ポンプにより構成される原子炉補機冷却系に対して多様性を有する設計とする。  原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、原子炉建物から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建物内の原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却系熱交換器及び屋外の原子炉補機海水ポンプ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。移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。
		燃料プール冷却系熱交換器	常設	
		移動式代替熱交換設備 【原子炉冷却系統施設】	可搬	
		大型送水ポンプ車 【原子炉冷却系統施設】	可搬	
(第 70 条) 大気への放射性物質の拡散抑制 ※水源は海を使用	—	大型送水ポンプ車 【原子炉格納施設と兼用】	可搬	原子炉建物放水設備である大型送水ポンプ車及び放水砲は、原子炉建物、タービン建物及び廃棄物処理建物から離れた屋外に保管する。
		放水砲 【原子炉格納施設と兼用】	可搬	

注記\*1：重大事故緩和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位置的分散を考慮する対象設備 (4/5)

【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	多重性又は多様性及び位置的分散の 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70条) 海洋への放射性物質の拡散抑制	—	放射性物質吸着材 【原子炉格納施設と兼用】	可搬	海洋拡散抑制設備である放射性物質吸着材、シルトフェンス及び小型船舶は、原子炉建物、タービン建物及び廃棄物処理建物から離れた屋外に保管する。
		シルトフェンス 【原子炉格納施設と兼用】	可搬	
		小型船舶 【原子炉格納施設と兼用】	可搬	
(第73条) 燃料プールの監視	燃料プール水位・温度 (SA) *4 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ) (SA) *4 燃料プールエリア放射線モニタ (低レンジ) (SA) *4 燃料プール監視カメラ (SA) *4	燃料プール水位 (SA)	常設	重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータを計測する設備と異なる物理量の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。  重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。  重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替監視パラメータを計測する設備の電源は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。
	燃料プール水位 (SA) *4 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ) (SA) *4 燃料プールエリア放射線モニタ (低レンジ) (SA) *4 燃料プール監視カメラ (SA) *4	燃料プール水位・温度 (SA)	常設	
	燃料プール水位 (SA) *4 燃料プール水位・温度 (SA) *4 燃料プール監視カメラ (SA) *4	燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ) (SA) 燃料プールエリア放射線モニタ (低レンジ) (SA) 【放射線管理施設】	常設	
	燃料プール水位 (SA) *4 燃料プール水位・温度 (SA) *4 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ) (SA) *4 燃料プールエリア放射線モニタ (低レンジ) (SA) *4	燃料プール監視カメラ (SA) (燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。)	常設	

注記\*1：重大事故緩和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位置的分散を考慮する対象設備 (5/5)

【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	多重性又は多様性及び位置的分散の 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) 温度, 圧力, 水位, 注水量の 計測・監視	各計器	可搬型計測器 【計測制御系統施設と兼用】	可搬	—
(一) 重大事故等時に 対処するための 流路, 注水先, 注入先, 排出元 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, 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, 原子 炉格納施設】	常設	
	(燃料プール)	燃料プール	常設	
	—	原子炉建物原子炉棟 【原子炉格納施設】	常設	

注記\*1 : 重大事故緩和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位置的分散を考慮する対象設備 (1/13)

【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	多重性又は多様性及び位置的分散の 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 54 条) アクセスルート 確保	—	ホイールローダ	可搬	—
(第 60 条) 高圧原子炉代替 注水系による原 子炉の冷却	高圧炉心スプレイ系 原子炉隔離時冷却系	高圧原子炉代替注水ポンプ	常設	高圧原子炉代替注水系は、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、高圧原子 炉代替注水ポンプをタービン駆動と することで、電動機駆動ポンプを用 いた高圧炉心スプレイ系に対して多 様性を有する設計とする。また、高 圧原子炉代替注水系の起動に必要な 電動弁は、常設代替直流電源設備又 は可搬型直流電源設備からの給電及 び現場において人力により、ポンプ の起動に必要な弁を操作できること で、高圧炉心スプレイ系ディーゼル 発電設備から給電される高圧炉心ス プレイ系及び非常用直流電源設備か ら給電される原子炉隔離時冷却系に 対して、多様性を有する設計とする。  高圧原子炉代替注水ポンプは、原子 炉建物原子炉棟内の高圧炉心スプレ イポンプ及び原子炉隔離時冷却ポン プと異なる区画に設置することで、 高圧炉心スプレイポンプ及び原子炉 隔離時冷却ポンプと共通要因によっ 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。
	(サブプレッションチェンバ) 復水貯蔵タンク	サブプレッションチェンバ [水源]	常設	

注記\*1：重大事故緩和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位置的分散を考慮する対象設備 (2/13)

【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	多重性又は多様性及び位置的分散の 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 60 条) 原子炉隔離時冷 却系による原子 炉の冷却	(原子炉隔離時冷却系) 高圧炉心スプレイ系	原子炉隔離時冷却ポンプ	常設	原子炉隔離時冷却系の起動に必要な 電動弁は、現場において人力による 手動操作を可能とすることで、非常 用直流電源設備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。
	(サブプレッションチェンバ) 復水貯蔵タンク	サブプレッションチェンバ [水源]	常設	
(第 60 条) 高圧炉心スプレ イ系による原子 炉の冷却	(高圧炉心スプレイ系) 原子炉隔離時冷却系	高圧炉心スプレイポンプ	常設	—
	(サブプレッションチェンバ) 復水貯蔵タンク	サブプレッションチェンバ [水源]	常設	
(第 60 条) ほう酸水注入系 による進展抑制	原子炉保護系, 制御棒, 制御棒駆動水圧系	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水圧系水圧制 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ディーゼル発電 設備からの給電により駆動すること で、アキュ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 駆動水圧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。
		ほう酸水貯蔵タンク	常設	ほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯 蔵タンクは、原子炉建物原子炉棟内 の制御棒, 制御棒駆動機構及び制御 棒駆動水圧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 水圧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。

注記\*1：重大事故緩和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位置的分散を考慮する対象設備 (3/13)

【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	多重性又は多様性及び位置的分散の 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	(逃がし安全弁)	逃がし安全弁 [操作対象弁]	常設	逃がし安全弁及び逃がし安全弁逃がし弁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、想定される重大事故等時に必要となる個数に対して十分に余裕をもった個数を分散して設置する設計とする。  逃がし安全弁は、中央制御室からの手動操作又は代替自動減圧ロジック(代替自動減圧機能)からの信号により作動することで、自動減圧機能による作動に対して多様性を有する設計とする。また、逃がし安全弁は、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備及び主蒸気逃がし安全弁用蓄電池(補助盤室)からの給電により作動することで、非常用直流電源設備からの給電による作動に対して多様性を有する設計とする。
	(逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ)	逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ	常設	
(第 61 条) インターフェイスシステム LOCA 隔離弁	(残留熱除去系注水弁)	残留熱除去系注水弁	常設	—
	(低圧炉心スプレイ系注水弁)	低圧炉心スプレイ系注水弁	常設	—
(第 61 条) 原子炉建物燃料 取替階ブローアウトパネル	—	原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル	常設	—

注記\*1：重大事故緩和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位置的分散を考慮する対象設備 (4/13)

【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	多重性又は多様性及び位置的分散の 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) 低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉の冷却	残留熱除去系 (低圧注水モード) 低圧炉心スプレイ系	低圧原子炉代替注水ポンプ	常設	<p>低圧原子炉代替注水系 (常設) は、残留熱除去系 (低圧注水モード) 及び低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、低圧原子炉代替注水ポンプを代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備からの給電により駆動することで、非常用所内電気設備を経由した非常用ディーゼル発電設備からの給電により駆動する残留熱除去ポンプを用いた残留熱除去系 (低圧注水モード) 及び低圧炉心スプレイポンプを用いた低圧炉心スプレイ系に対して多様性を有する設計とする。</p> <p>低圧原子炉代替注水系 (常設) の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、非常用ディーゼル発電設備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。また、低圧原子炉代替注水系 (常設) の電動弁は、代替所内電気設備を経由して給電する系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>また、低圧原子炉代替注水系 (常設) は、低圧原子炉代替注水槽を水源とすることで、サブプレッションチェンバを水源とする残留熱除去系 (低圧注水モード) 及び低圧炉心スプレイ系に対して異なる水源を有する設計とする。</p>
	サブプレッションチェンバ	低圧原子炉代替注水槽 [水源]	常設	<p>低圧原子炉代替注水ポンプ及び低圧原子炉代替注水槽は、原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置することで、原子炉建物内の低圧炉心スプレイポンプ、残留熱除去ポンプ及びサブプレッションチェンバ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。</p> <p>低圧原子炉代替注水系 (常設) は、残留熱除去系及び低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、残留熱除去系に対しては、水源から残留熱除去系配管との合流点までの系統について、低圧炉心スプレイ系に対しては、水源から注水先である原子炉圧力容器までの系統全体に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、低圧原子炉代替注水系 (常設) は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系 (低圧注水モード) 及び低圧炉心スプレイ系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。</p>

注記\*1：重大事故緩和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位置的分散を考慮する対象設備 (5/13)

【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	多重性又は多様性及び位置的分散の 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) 低圧原子炉代 替注水系 (可 搬型) による 原子炉の冷却	残留熱除去系 (低圧注水モー ド) 低圧炉心スプレイ系	大量送水車	可搬	<p>低圧原子炉代替注水系 (可搬型) は、残留熱除去系 (低圧注水モード)、低圧炉心スプレイ系及び低圧原子炉代替注水系 (常設) と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、大量送水車をディーゼルエンジンにより駆動することで、電動機駆動ポンプにより構成される残留熱除去系 (低圧注水モード)、低圧炉心スプレイ系及び低圧原子炉代替注水系 (常設) に対して多様性を有する設計とする。</p> <p>低圧原子炉代替注水系 (可搬型) の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、非常用ディーゼル発電設備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。また、低圧原子炉代替注水系 (可搬型) の電動弁は、代替所内電気設備を経由して給電する系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>また、低圧原子炉代替注水系 (可搬型) は、代替淡水源を水源とすることで、サブレクションチェンバを水源とする残留熱除去系 (低圧注水モード) 及び低圧炉心スプレイ系並びに低圧原子炉代替注水槽を水源とする低圧原子炉代替注水系 (常設) に対して異なる水源を有する設計とする。</p>
		可搬型ストレーナ	可搬	<p>大量送水車は、原子炉建物及び原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建物内の低圧炉心スプレイポンプ及び残留熱除去ポンプ並びに低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内の低圧原子炉代替注水ポンプ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。</p> <p>大量送水車の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所を設置する設計とする。</p> <p>低圧原子炉代替注水系 (可搬型) は、残留熱除去系及び低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、残留熱除去系に対しては、水源から残留熱除去系配管との合流点までの系統について、低圧炉心スプレイ系に対しては、水源から注水先である原子炉圧力容器までの系統全体に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、低圧原子炉代替注水系 (可搬型) は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系 (低圧注水モード) 及び低圧炉心スプレイ系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。</p>

注記\*1：重大事故緩和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位置的分散を考慮する対象設備 (6/13)

【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	多重性又は多様性及び位置的分散の 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) 残留熱除去系 (低圧注水モード)による低圧 注水	(残留熱除去系 (低圧注水モード) 低圧炉心スプレイ系)	残留熱除去ポンプ	常設	—
	(サブプレッションチェンバ)	サブプレッションチェンバ [水源]	常設	
(第 62 条) 低圧炉心スプレイ系による低圧 注水	残留熱除去系 (低圧注水モード) (低圧炉心スプレイ系)	低圧炉心スプレイポンプ	常設	—
	(サブプレッションチェンバ)	サブプレッションチェンバ [水源]	常設	
(第 62 条) 残留熱除去系 (原子炉停止時 冷却モード)による原子炉停止 時冷却	(残留熱除去系 (原子炉停止時 冷却モード))	残留熱除去ポンプ	常設	—
		残留熱除去系熱交換器	常設	
(第 62 条) 原子炉補機冷却 系 (原子炉補機 海水系を含む。 ※水源は海を使用	(原子炉補機冷却系 (原子炉補機 海水系を含む。))	原子炉補機冷却水ポンプ	常設	—
		原子炉補機海水ポンプ	常設	
		原子炉補機冷却系熱交換器	常設	
(第 62 条) 低圧原子炉代替 注水系 (常設) による残存溶融 炉心の冷却	—	低圧原子炉代替注水ポンプ	常設	—
	—	低圧原子炉代替注水槽 [水源]	常設	
(第 62 条) 低圧原子炉代替 注水系 (可搬 型)による残存 溶融炉心の冷却	—	大量送水車	可搬	—
		可搬型ストレーナ	可搬	

注記\*1：重大事故緩和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位置的分散を考慮する対象設備 (7/13)

【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	多重性又は多様性及び位置的分散の 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) 原子炉補機代替 冷却系による除 熱 ※水源は海を使用	原子炉補機冷却系 (原子炉補機海 水系を含む。)	移動式代替熱交換設備	可搬	原子炉補機代替冷却系は、原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。) と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、移動式代替熱交換設備を常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とすることで、非常用ディーゼル発電設備からの給電により駆動する原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。) に対して、多様性及び独立性を有する設計とし、大型送水ポンプ車をディーゼルエンジンにより駆動することで、電動機駆動ポンプにより構成される原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。) に対して多様性を有する設計とする。また、原子炉補機代替冷却系は、格納容器フィルタベント系に対して、除熱手段の多様性を有する設計とする。
		大型送水ポンプ車	可搬	原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、原子炉建物及び格納容器フィルタベント系から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建物内の原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却系熱交換器及び屋外の原子炉補機海水ポンプ並びに原子炉建物外の格納容器フィルタベント系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。
		移動式代替熱交換設備ストレーナ	可搬	移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。 原子炉補機代替冷却系は、原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。) と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原子炉補機海水系に対して独立性を有するとともに、移動式代替熱交換設備から屋外の接続口を介した原子炉補機冷却系配管との合流点までの系統について、原子炉補機冷却系に対して独立性を有する設計とする。 また、大型送水ポンプ車から屋内の接続口を介した原子炉補機冷却系配管との合流点までの系統について、原子炉補機冷却系に対して独立性を有する設計とする。 これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、原子炉補機代替冷却系は、設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。) 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：重大事故緩和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位置的分散を考慮する対象設備 (8/13)

【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	多重性又は多様性及び位置的分散の 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) 格納容器フィル タベント系によ る原子炉格納容 器内の減圧及び 除熱	残留熱除去系 (格納容器冷却モ ード) 原子炉補機冷却系 (原子炉補機 海水系を含む。)	第 1 ベントフィルタスクラバ 容器	常設	格納容器フィルタベント系は、残留熱 除去系 (格納容器冷却モード) 及び原 子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を 含む。) 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できる設計と することで、残留熱除去系及び原子炉 補機冷却系 (原子炉補機海水系を含 む。) に対して、多様性を有する設計 とする。  また、格納容器フィルタベント系は、 排出経路に設置される隔離弁の電動弁 を常設代替交流電源設備若しくは可搬 型代替交流電源設備からの給電による 遠隔操作を可能とすること又は遠隔手 動弁操作機構を用いた人力による遠隔 操作を可能とすることで、非常用デー ゼール発電設備からの給電により駆動 する残留熱除去系 (格納容器冷却モ ード) 及び原子炉補機冷却系 (原子炉補 機海水系を含む。) に対して、多様性 を有する設計とする。
		第 1 ベントフィルタ銀ゼオラ イト容器	常設	
		圧力開放板	常設	
		遠隔手動弁操作機構	常設	
		第 1 ベントフィルタ格納槽遮 蔽 【放射線管理施設】	常設	
		配管遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
	—	可搬式窒素供給装置	可搬	格納容器フィルタベント系の第 1 ベ ントフィルタスクラバ容器及び第 1 ベ ントフィルタ銀ゼオライト容器は原子炉 建物外の第 1 ベントフィルタ格納槽内 に設置し、原子炉建物内の残留熱除 去ポンプ、残留熱除去系熱交換器、原 子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷 却系熱交換器及び屋外の原子炉補機海 水ポンプと異なる区画に設置すること で、共通要因によって同時に機能を損 なわないよう位置的分散を図った設計 とする。
—	第 1 ベントフィルタ出口放射線 モニタ (高レンジ) 第 1 ベントフィルタ出口放射線 モニタ (低レンジ) 【放射線管理施設】	常設	格納容器フィルタベント系は、除熱手 段の多様性及び機器の位置的分散によ って、残留熱除去系及び原子炉補機冷 却系 (原子炉補機海水系を含む。) に 対して独立性を有する設計とする。	

注記\*1：重大事故緩和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位置的分散を考慮する対象設備 (9/13)

【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	多重性又は多様性及び位置的分散の 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) 原子炉停止時 冷却	(残留熱除去系 (原子炉停止時 冷却モード))	残留熱除去ポンプ	常設	—
		残留熱除去系熱交換器	常設	
(第 63 条) 格納容器スプレ イ冷却	(残留熱除去系 (格納容器冷却 モード))	残留熱除去ポンプ	常設	—
		残留熱除去系熱交換器	常設	
	(サブプレッションチェンバ)	サブプレッションチェンバ [水源]	常設	
(第 63 条) 残留熱除去系 (サブプレッショ ンプール水冷却 モード) による サブプレッショ ンプール水の冷却	(残留熱除去系 (サブプレッショ ンプール水冷却モード))	残留熱除去ポンプ	常設	—
		残留熱除去系熱交換器	常設	
	(サブプレッションチェンバ)	サブプレッションチェンバ [水源]	常設	
(第 63 条) 原子炉補機冷却 系 (原子炉補機 海水系を含む。) ※水源は 海を使用	(原子炉補機冷却系 (原子炉 補機海水系を含む。))	原子炉補機冷却水ポンプ	常設	—
		原子炉補機海水ポンプ	常設	
		原子炉補機冷却系熱交換器	常設	
(第 63 条) 高圧炉心スプレ イ補機冷却系 (高圧炉心スプレ イ補機海水系 を含む。) ※水 源は海を使用	(高圧炉心スプレイ補機冷却 系 (高圧炉心スプレイ補機海 水系を含む。))	高圧炉心スプレイ補機冷却水 ポンプ	常設	—
		高圧炉心スプレイ補機海水ポ ンプ	常設	
		高圧炉心スプレイ補機冷却系 熱交換器	常設	
(第 64 条) 原子炉補機冷却 系 (原子炉補機 海水系を含む。) ※水源は海を使用	(原子炉補機冷却系 (原子炉 補機海水系を含む。))	原子炉補機冷却水ポンプ	常設	—
		原子炉補機海水ポンプ	常設	
		原子炉補機冷却系熱交換器	常設	

注記\*1：重大事故緩和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位置的分散を考慮する対象設備 (10/13)

【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	多重性又は多様性及び位置的分散の 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) 残留熱代替除 去系による原 子炉格納容器 内の減圧及び 除熱	—	残留熱代替除去ポンプ 【原子炉格納施設】	常設	残留熱代替除去系及び格納容器フィルタベ ント系は、共通要因によって同時に機能を 損なわないよう、原理の異なる冷却及び格 納容器内の減圧手段を用いることで多様性 を有する設計とする。
		残留熱除去系熱交換器 【原子炉格納施設】	常設	残留熱代替除去系は、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し る。
		移動式代替熱交換設備	可搬	残留熱代替除去系に使用する原子炉補機代 替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型 送水ポンプ車は、格納容器フィルタベント 系から離れた屋外に分散して保管すること で、格納容器フィルタベント系と共通要因 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。移動式代替熱交 換設備及び大型送水ポンプ車の接続口は、 共通要因によって接続できなくなることを 防止するため、互いに異なる複数箇所に設 置し、かつ格納容器フィルタベント系との 離隔を考慮した設計とする。残留熱代替除 去系の残留熱代替除去ポンプは原子炉建物 附属棟内に、残留熱除去系熱交換器及びサ プレッションチェンバは原子炉建物原子炉 棟内に設置し、格納容器フィルタベント系 の第1ベントフィルタスクラバ容器及び第 1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は原子 炉建物外の第1ベントフィルタ格納槽内 に、圧力開放板は原子炉建物近傍の屋外に 設置す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位置的分散を図る設計 とする。
		大型送水ポンプ車	可搬	残留熱代替除去系と格納容器フィルタベ ント系は、共通要因によって同時に機能を 損なわないよう、流路を分離することで独立 性を有する設計とする。
		移動式代替熱交換設備スト レーナ	可搬	これらの多様性及び流路の独立性並びに位 置的分散によって、残留熱代替除去系と格 納容器フィルタベント系は、互いに重大事 故等対処設備として、可能な限りの独立性 を有する設計とする。
		サプレッションチェンバ 【水源】 【原子炉格納施設】	常設	これらの多様性及び流路の独立性並びに位 置的分散によって、残留熱代替除去系と格 納容器フィルタベント系は、互いに重大事 故等対処設備として、可能な限りの独立性 を有する設計とする。

注記\*1：重大事故緩和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位置的分散を考慮する対象設備 (11/13)

【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	多重性又は多様性及び位置的分散の 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	—	高压原子炉代替注水ポンプ	常設	—
		ほう酸水注入ポンプ	常設	
		ほう酸水貯蔵タンク	常設	
		低压原子炉代替注水ポンプ	常設	
		大量送水車	可搬	
		可搬型ストレーナ	可搬	
		サブプレッションチェンバ [水源]	常設	
		低压原子炉代替注水槽 [水源]	常設	

注記\*1：重大事故緩和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位置的分散を考慮する対象設備 (12/13)

【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	多重性又は多様性及び位置的分散の 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) 燃料プール冷却 系による燃料プ ールの除熱	残留熱除去系 (燃料プール冷却及び補給) (燃料プール冷却系)	燃料プール冷却ポンプ 【核燃料物質の取扱施設及 び貯蔵施設】	常設	燃料プール冷却ポンプ及び燃料プ ール冷却系熱交換器は、残留熱除去系 ポンプ及び熱交換器と異なる区画に 設置することで、残留熱除去ポンプ 及び熱交換器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。
		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	燃料プール冷却系で使用する原子炉 補機代替冷却系は、原子炉補機冷却 系と共通要因によって同時に機能を 損なわないよう、移動式代替熱交換 設備を常設代替交流電源設備からの 給電が可能な設計とすることで、非 常用ディーゼル発電設備からの給電 により駆動する原子炉補機冷却系に 対して、多様性を有する設計とし、 大型送水ポンプ車をディーゼルエン ジンにより駆動することで、電動機 駆動ポンプにより構成される原子炉 補機冷却系に対して多様性を有する 設計とする。
		移動式代替熱交換設備	可搬	原子炉補機代替冷却系の移動式代替 熱交換設備及び大型送水ポンプ車 は、原子炉建物から離れた屋外に分 散して保管することで、原子炉建物 内の原子炉補機冷却水ポンプ、原子 炉補機冷却系熱交換器及び屋外の原 子炉補機海水ポンプと共通要因によ 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。移動式 代替熱交換設備及び大型送水ポンプ 車の接続口は、共通要因によって接 続できなくなることを防止するた め、位置的分散を図った複数箇所に 設置する設計とする。
		大型送水ポンプ車	可搬	
		移動式代替熱交換設備スト レーナ	可搬	

- 注記\*1：重大事故緩和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位置的分散を考慮する対象設備 (13/13)

【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	多重性又は多様性及び位置的分散の 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 ※水源としては 海も使用可能	(サブプレッションチェンバ) 復水貯蔵タンク	低圧原子炉代替注水槽	常設	—
		サブプレッションチェンバ	常設	
	—	ほう酸水注入系貯蔵タンク	常設	
	構内監視カメラ*4 (構内監視カメラ (ガスタービン 発電機建物屋上))	構内監視カメラ (ガスタービン発電機建物屋 上)	常設	
(第71条) 水の供給	—	大量送水車	可搬	大量送水車は、屋外の複数の異なる場所に分散して保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
		可搬型ストレーナ	可搬	大量送水車の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。
(一) 重大事故等時に 対処するための 流路, 注水先, 注入先, 排出元 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	
	(燃料プール)	燃料プール 【核燃料物質の取扱施設及び 貯蔵施設】	常設	
	—	原子炉建物原子炉棟 【原子炉格納施設】	常設	

注記\*1：重大事故緩和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：固体廃棄物貯蔵所C棟屋上に設置する構内監視カメラ。



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位置的分散を考慮する対象設備 (1/24)

【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	多重性又は多様性及び位置的分散の 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 59 条) 代替制御棒挿入 機能による制御 棒緊急挿入	原子炉保護系	A T W S 緩和設備 (代替制 御棒挿入機能)	常設	A T W S 緩和設備 (代替制御棒挿 入機能) の論理回路の電源は、非常 用直流電源設備から給電すること で、非常用ディーゼル発電設備から 給電する原子炉保護系の論理回路の 交流電源に対して多様性を有する設 計とする。  A T W S 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保護系 に対して独立した構成とすることで、 原子炉保護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。  また、A T W S 緩和設備 (代替制御 棒挿入機能) は、原子炉保護系の電 源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。
		制御棒	常設	
		制御棒駆動機構	常設	
		制御棒駆動水圧系水圧制御 ユニット	常設	
(第 59 条) 原子炉再循環ポ ンプ停止による 原子炉出力抑制	原子炉保護系 制御棒 制御棒駆動水圧系	A T W S 緩和設備 (代替原子 炉再循環ポンプトリップ機 能)	常設	A T W S 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、非常用直流電源設備か ら給電することで、非常用ディーゼ ル発電設備から給電する原子炉保護 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。  A T W S 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トリップ遮 断器まで原子炉保護系に対して独立 した構成とすることで、共通要因に よって同時に機能を損なわない設計 とする。  また、A T W S 緩和設備 (代替原子 炉再循環ポンプトリップ機能) は、 原子炉保護系の電源と電氣的に分離 することで、原子炉保護系と共通要 因によって同時に機能を損なわない 設計とする。

注記\*1：重大事故緩和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位置的分散を考慮する対象設備 (2/24)

【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	多重性又は多様性及び位置的分散の考 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 59 条) ほう酸水注入	原子炉保護系 制御棒 制御棒駆動水圧系	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水圧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ディーゼル発電設備からの給電により駆動することで、アキュ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水圧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、原子炉建物原子炉棟内の制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧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水圧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	
(第 59 条) 出力急上昇の 防止	自動減圧系	自動減圧起動阻止スイッチ	常設	代替自動減圧ロジック (代替自動減圧機能) は、原子炉水位低 (レベル1) 及び残留熱除去ポンプ又は低圧炉心スプレイポンプ運転の場合に、ドライウェル圧力高信号を必要とせず、発電用原子炉の自動減圧を行うことが可能な設計とし、自動減圧系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。
		代替自動減圧起動阻止スイッチ		
(第 61 条) 原子炉減圧の 自動化 ※ 自動減圧機 能付き逃がし 安全弁のみ	自動減圧系	代替自動減圧ロジック (代替自動減圧機能)	常設	代替自動減圧ロジック (代替自動減圧機能) は、他の設備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。  代替自動減圧ロジック (代替自動減圧機能) 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する。
		自動減圧起動阻止スイッチ	常設	
		代替自動減圧起動阻止スイッチ		
(第 61 条) 逃がし安全弁 窒素ガス供給 系	(逃がし安全弁逃がし弁 機能用アキュムレータ)	逃がし安全弁窒素ガスポン ペ	可搬	逃がし安全弁窒素ガスポンペは、予備のポンペも含めて、原子炉建物付属棟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位置的分散を図る設計とする。

注記\*1：重大事故緩和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「一」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位置的分散を考慮する対象設備 (3/24)

【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	多重性又は多様性及び位置的分散の 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 67 条) 格納容器フィルタベント系 による原子炉格納容器内の 水素ガス及び酸素ガスの排 出	可燃性ガス濃度制御系	第1ベントフィルタスクラバ 容器 【原子炉格納施設】	常設	格納容器フィルタベント系は、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。
		第1ベントフィルタ銀ゼオラ イト容器 【原子炉格納施設】	常設	
		圧力開放板 【原子炉格納施設】	常設	
	—	遠隔手動弁操作機構 【原子炉格納施設】	常設	
	—	第1ベントフィルタ格納槽 遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
	—	配管遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
	—	可搬式窒素供給装置 【原子炉格納施設】	可搬	
	—	第1ベントフィルタ出口水素 濃度	可搬	
	—	第1ベントフィルタ出口放射 線モニタ (高レンジ) 第1ベントフィルタ出口放射 線モニタ (低レンジ) 【放射線管理施設】	常設	

- 注記\*1：重大事故緩和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位置的分散を考慮する対象設備 (4/24)

【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	多重性又は多様性及び位置的分散の 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 67 条) 水素濃度及び酸素濃度の監視	格納容器水素濃度	格納容器水素濃度 (S A)	常設	格納容器水素濃度 (S A) 及び格納容器酸素濃度 (S A) は、格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、異なる冷却方式とすることで多様性を有する設計とする。
	(格納容器水素濃度)	格納容器水素濃度 (B系)	常設	格納容器水素濃度 (S A) 及び格納容器酸素濃度 (S A) は、格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、検出器の設置箇所の位置的分散を図る設計とする。
	格納容器酸素濃度	格納容器酸素濃度 (S A)	常設	また、格納容器水素濃度 (S A) 及び格納容器酸素濃度 (S A) 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給電が可能な設計とする。
	(格納容器酸素濃度)	格納容器酸素濃度 (B系)	常設	格納容器水素濃度 (B系) 及び格納容器酸素濃度 (B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給電が可能な設計とする。
				また、サンプリングガスの冷却に必要な冷却水は、原子炉補機代替冷却系に対して多様性を有する原子炉補機代替冷却系から供給が可能な設計とする。

- 注記\*1：重大事故緩和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位置的分散を考慮する対象設備 (5/24)

【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	多重性又は多様性及び位置的分散の 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 68 条) 静的触媒式水素 処理装置による 水素濃度抑制	—	静的触媒式水素処理装置 【原子炉格納施設】	常設	静的触媒式水素処理装置入口温度及 び静的触媒式水素処理装置出口温度 と原子炉建物水素濃度は、共通要因 によって同時に機能を損なわないよ う、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。  また、静的触媒式水素処理装置入口 温度及び静的触媒式水素処理装置出 口温度は、非常用交流電源設備に対 して多様性を有する常設代替直流電 源設備又は可搬型直流電源設備から の給電により作動できる設計とす る。  原子炉建物水素濃度は、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作動 できる設計とする。
		静的触媒式水素処理装置 入口温度	常設	
		静的触媒式水素処理装置 出口温度	常設	
(第 68 条) 原子炉建物内の 水素濃度監視	—	原子炉建物水素濃度	常設	

注記\*1：重大事故緩和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位置的分散を考慮する対象設備 (6/24)

【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	多重性又は多様性及び位置的分散の 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68条) 格納容器フィルタベント系 による原子炉格納容器内の 水素ガス及び酸素ガスの排 出	—	第1ベントフィルタスクラバ 容器 【原子炉格納施設】	常設	格納容器フィルタベント系は、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。
		第1ベントフィルタ銀ゼオラ イト容器 【原子炉格納施設】	常設	
		圧力開放板 【原子炉格納施設】	常設	
		遠隔手動弁操作機構 【原子炉格納施設】	常設	
		第1ベントフィルタ格納槽 遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
		配管遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
		可搬式窒素供給装置 【原子炉格納施設】	可搬	
		第1ベントフィルタ出口水素 濃度	可搬	
第1ベントフィルタ出口放射 線モニタ (高レンジ) 第1ベントフィルタ出口放射 線モニタ (低レンジ) 【放射線管理施設】	常設			

- 注記\*1：重大事故緩和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位置的分散を考慮する対象設備 (7/24)

【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	多重性又は多様性及び位置的分散 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) 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) 残留熱除去系熱交換器入口 温度	原子炉圧力容器温度 (S A)	常設	重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータを計測する設備と異なる物理量の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。  重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。  重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替監視パラメータを計測する設備の電源は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。
(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) 原子炉圧力容器温度 (S A)	原子炉圧力	常設	重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータを計測する設備と異なる物理量の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。  重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。
	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) 原子炉圧力容器温度 (S A)	原子炉圧力 (S A)	常設	重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替監視パラメータを計測する設備の電源は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。

注記\*1：重大事故緩和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位置的分散を考慮する対象設備 (8/24)

【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	多重性又は多様性及び位置的分散 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) 原子炉圧力容器 内の水位	主要パラメータの他チャンネル 原子炉水位 (SA) 高压原子炉代替注水流量 代替注水流量 (常設) 低压原子炉代替注水流量 低压原子炉代替注水流量 (狭帯域 用) 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 高压炉心スプレイポンプ出口流量 残留熱除去ポンプ出口流量 低压炉心スプレイポンプ出口流量 残留熱代替除去系原子炉注水流量 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) サプレッションチェンバ圧力 (S A)	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	常設	重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータを計測する設備と異なる物理量の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。 重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。
	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 高压原子炉代替注水流量 代替注水流量 (常設) 低压原子炉代替注水流量 低压原子炉代替注水流量 (狭帯域 用) 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 高压炉心スプレイポンプ出口流量 残留熱除去ポンプ出口流量 低压炉心スプレイポンプ出口流量 残留熱代替除去系原子炉注水流量 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) サプレッションチェンバ圧力 (S A)	原子炉水位 (SA)	常設	重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替監視パラメータを計測する設備の電源は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。

注記\*1：重大事故緩和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位置的分散を考慮する対象設備 (9/24)

【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	多重性又は多様性及び位置的分散 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) 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 (S A) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A)	高圧原子炉代替注水流量	常設	重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータを計測する設備と異なる物理量の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。  重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。  重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替監視パラメータを計測する設備の電源は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。
	低圧原子炉代替注水槽水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A)	代替注水流量 (常設)	常設	
	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A)	低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	常設	
	サブプレッションプール水位 (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)	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	常設	
	サブプレッションプール水位 (S A) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A)	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	常設	
	サブプレッションプール水位 (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)	残留熱除去ポンプ出口流量	常設	
	サブプレッションプール水位 (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)	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	常設	
	サブプレッションプール水位 (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)	残留熱代替除去系原子炉注水流量	常設	

注記\*1：重大事故緩和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位置的分散を考慮する対象設備 (10/24)

【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	多重性又は多様性及び位置的分散 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) 原子炉格納容器 への注水量	低圧原子炉代替注水槽水位 ドライウエル圧力 (S A) サプレッションチェンバ圧力 (S A) ドライウエル水位 サプレッションプール水位 (S A) ペDESTAL水位	代替注水流量 (常設)	常設	重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータを計測する設備と異なる物理量の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。  重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。  重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替監視パラメータを計測する設備の電源は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。
	ドライウエル圧力 (S A) サプレッションチェンバ圧力 (S A) ドライウエル水位 サプレッションプール水位 (S A) ペDESTAL水位	格納容器代替スプレイ流量	常設	
	ペDESTAL水位 ドライウエル水位	ペDESTAL代替注水流量 ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用)	常設	
	残留熱代替除去系原子炉注水流量 残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	常設	

- 注記\*1：重大事故緩和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「一」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位置的分散を考慮する対象設備 (11/24)

【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	多重性又は多様性及び位置的分散 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) 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 ペDESTAL温度 (SA) ドライウエル圧力 (SA) サブプレッションチェンバ圧力 (SA)	ドライウエル温度 (SA)	常設	重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータを計測する設備と異なる物理量の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。  重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。  重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替監視パラメータを計測する設備の電源は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。
	主要パラメータの他チャンネル ドライウエル温度 (SA) ドライウエル圧力 (SA) サブプレッションチェンバ圧力 (SA)	ペDESTAL温度 (SA)	常設	
	主要パラメータの他チャンネル	ペDESTAL水温度 (SA)	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温度 (SA) サブプレッションチェンバ圧力 (SA)	サブプレッションチェンバ温度 (SA)	常設	
	主要パラメータの他チャンネル サブプレッションチェンバ温度 (SA)	サブプレッションプール水温度 (SA)	常設	
(第 73 条) 原子炉格納容器 内の圧力	主要パラメータの他チャンネル サブプレッションチェンバ圧力 (SA) ドライウエル温度 (SA) ペDESTAL温度 (SA)	ドライウエル圧力 (SA)	常設	重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータを計測する設備と異なる物理量の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。  重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。  重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替監視パラメータを計測する設備の電源は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。
	主要パラメータの他チャンネル ドライウエル圧力 (SA) サブプレッションチェンバ温度 (SA)	サブプレッションチェンバ圧力 (SA)	常設	

注記\*1：重大事故緩和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位置的分散を考慮する対象設備 (12/24)

【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	多重性又は多様性及び位置的分散 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) 原子炉格納容器 内の水位	サプレッションプール水位 (SA) 代替注水流量 (常設) 低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域 用) 格納容器代替スプレイ流量 ペDESTAL代替注水流量 ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域 用) 低圧原子炉代替注水槽水位	ドライウエル水位	常設	重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータを計測する設備と異なる物理量の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。 重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。 重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替監視パラメータを計測する設備の電源は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。
	代替注水流量 (常設) 低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域 用) 格納容器代替スプレイ流量 ペDESTAL代替注水流量 ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域 用) 低圧原子炉代替注水槽水位	サプレッションプール水位 (SA)	常設	
	主要パラメータの他チャンネル 代替注水流量 (常設) 格納容器代替スプレイ流量 ペDESTAL代替注水流量 低圧原子炉代替注水槽水位	ペDESTAL水位	常設	
(第 73 条) 原子炉格納容器 内の水素濃度	格納容器水素濃度 (SA)	格納容器水素濃度 (B系)	常設	重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータを計測する設備と異なる物理量の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。 重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。 重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替監視パラメータを計測する設備の電源は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。
	格納容器水素濃度 (B系)	格納容器水素濃度 (SA)	常設	

注記\*1：重大事故緩和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位置的分散を考慮する対象設備 (13/24)

【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	多重性又は多様性及び位置的分散 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) 未臨界の維持又は監視	主要パラメータの他チャンネル 中間領域計装 出力領域計装	中性子源領域計装	常設	重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータを計測する設備と異なる物理量の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。 重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。 重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替監視パラメータを計測する設備の電源は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。
	主要パラメータの他チャンネル 中性子源領域計装 出力領域計装	中間領域計装	常設	
	主要パラメータの他チャンネル 中性子源領域計装 中間領域計装	出力領域計装	常設	

- 注記\*1：重大事故緩和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位置的分散を考慮する対象設備 (14/24)

【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	多重性又は多様性及び位置的分散の 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 (残留 熱代替除去系)	主要パラメータの他チャンネル サブプレッションチェンバ温度 (SA)	サブプレッションプール水 温度 (SA)	常設	重要代替監視パラメータを計測する 設備は、重要監視パラメータを計測 する設備と異なる物理量の計測又は 測定原理とすることで、重要監視パ ラメータを計測する設備に対して可 能な限り多様性を持った計測方法に より計測できる設計とする。  重要代替監視パラメータは重要監視 パラメータと可能な限り位置的分散 を図る設計とする。  重要監視パラメータを計測する設備 及び重要代替監視パラメータを計測 する設備の電源は、共通要因によっ て同時に機能を損なわないよう、非 常用交流電源設備に対して多様性を 有する常設代替交流電源設備又は可 搬型代替交流電源設備から給電が可 能な設計とする。
	サブプレッションプール水温度 (SA)	残留熱除去系熱交換器出口 温度	常設	
	サブプレッションプール水位 (S A) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 残留熱代替除去系格納容器スプレ イ流量 残留熱代替除去系ポンプ出口 圧力 原子炉圧力容器温度 (SA)	残留熱代替除去系原子炉注 水流量	常設	
	残留熱代替除去系原子炉注水流 量 残留熱代替除去系ポンプ出口圧 力 サブプレッションプール水温度 (SA) ドライウエル温度 (SA) サブプレッションチェンバ温度 (SA)	残留熱代替除去系格納容器 スプレイ流量	常設	

注記\*1：重大事故緩和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位置的分散を考慮する対象設備 (15/24)

【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	多重性又は多様性及び位置的分散の 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 容器フィルタベ ント系)	主要パラメータの他チャンネル	スクラバ容器水位	常設	重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータを計測する設備と異なる物理量の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。  重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。  重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替監視パラメータを計測する設備の電源は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。
	主要パラメータの他チャンネル ドライウェル圧力 (S A) サブプレッションチェンバ圧力 (S A)	スクラバ容器圧力	常設	
	主要パラメータの他チャンネル	スクラバ容器温度	常設	
	主要パラメータの他チャンネル	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ) 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (低レンジ) 【放射線管理施設】	常設	
	主要パラメータの予備 格納容器水素濃度 (B系) 格納容器水素濃度 (S A)	第1ベントフィルタ出口水素濃度	可搬	

- 注記\*1：重大事故緩和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位置的分散を考慮する対象設備 (16/24)

【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	多重性又は多様性及び位置的分散の 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 (残留 熱除去系)	原子炉圧力容器温度 (SA) サブプレッションプール水温度 (SA)	残留熱除去系熱交換器入 口温度	常設	重要代替監視パラメータを計測する 設備は、重要監視パラメータを計測 する設備と異なる物理量の計測又は 測定原理とすることで、重要監視パ ラメータを計測する設備に対して可 能な限り多様性を持った計測方法に より計測できる設計とする。  重要代替監視パラメータは重要監視 パラメータと可能な限り位置的分散 を図る設計とする。  重要監視パラメータを計測する設備 及び重要代替監視パラメータを計測 する設備の電源は、共通要因によっ て同時に機能を損なわないよう、非 常用交流電源設備に対して多様性を 有する常設代替交流電源設備又は可 搬型代替交流電源設備から給電が可 能な設計とする。
	残留熱除去系熱交換器入口 温度 残留熱除去系熱交換器冷却水 流量	残留熱除去系熱交換器出 口温度	常設	
	残留熱除去ポンプ出口圧力	残留熱除去ポンプ出口流量	常設	
(第 73 条) 格納容器バイパ スの監視 (原子 炉圧力容器内の 状態)	主要パラメータの他チャンネル 原子炉水位 (SA)	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	常設	重要代替監視パラメータを計測する 設備は、重要監視パラメータを計測 する設備と異なる物理量の計測又は 測定原理とすることで、重要監視パ ラメータを計測する設備に対して可 能な限り多様性を持った計測方法に より計測できる設計とする。  重要代替監視パラメータは重要監視 パラメータと可能な限り位置的分散 を図る設計とする。  重要監視パラメータを計測する設備 及び重要代替監視パラメータを計測 する設備の電源は、共通要因によっ て同時に機能を損なわないよう、非 常用交流電源設備に対して多様性を 有する常設代替交流電源設備又は可 搬型代替交流電源設備から給電が可 能な設計とする。
	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	原子炉水位 (SA)	常設	
	主要パラメータの他チャンネル 原子炉圧力 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 原子炉圧力容器温度 (SA)	原子炉圧力	常設	
	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 (SA) 原子炉圧力容器温度 (SA)	原子炉圧力 (SA)	常設	

注記\*1：重大事故緩和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「一」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位置的分散を考慮する対象設備 (17/24)

【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	多重性又は多様性及び位置的分散の 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) 格納容器バイ パスの監視 (原子炉格納 容器内の状 態)	主要パラメータの他チャンネル ドライウエル圧力 (SA)	ドライウエル温度 (SA)	常設	重要代替監視パラメータを計測する 設備は、重要監視パラメータを計測 する設備と異なる物理量の計測又は 測定原理とすることで、重要監視パ ラメータを計測する設備に対して可 能な限り多様性を持った計測方法に より計測できる設計とする。  重要代替監視パラメータは重要監視 パラメータと可能な限り位置的分散 を図る設計とする。  重要監視パラメータを計測する設備 及び重要代替監視パラメータを計測 する設備の電源は、共通要因によっ て同時に機能を損なわないよう、非 常用交流電源設備に対して多様性を 有する常設代替交流電源設備又は可 搬型代替交流電源設備から給電が可 能な設計とする。
	主要パラメータの他チャンネル サブプレッションチェンバ圧力 (S A) ドライウエル温度 (SA)	ドライウエル圧力 (SA)	常設	
(第73条) 格納容器バイ パスの監視 (原子 炉建物内の状 態)	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)	残留熱除去ポンプ出口圧力	常設	重要代替監視パラメータを計測する設 備は、重要監視パラメータを計測する 設備と異なる物理量の計測又は測定原 理とすることで、重要監視パラメータ を計測する設備に対して可能な限り多 様性を持った計測方法により計測でき る設計とする。  重要代替監視パラメータは重要監視 パラメータと可能な限り位置的分散 を図る設計とする。  重要監視パラメータを計測する設備 及び重要代替監視パラメータを計測 する設備の電源は、共通要因によっ て同時に機能を損なわないよう、非 常用交流電源設備に対して多様性を 有する常設代替交流電源設備又は可 搬型代替交流電源設備から給電が可 能な設計とする。
	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)	低圧炉心スプレイポンプ出口 圧力	常設	

- 注記\*1：重大事故緩和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位置的分散を考慮する対象設備 (18/24)

【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	多重性又は多様性及び位置的分散の 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) 水源の確保	代替注水流量 (常設) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) サブレーションプール水位 (SA) 低圧原子炉代替注水ポンプ出口 圧力	低圧原子炉代替注水槽水位	常設	重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータを計測する設備と異なる物理量の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。  重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。
	高圧原子炉代替注水流量 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイポンプ出口流量 残留熱除去ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイポンプ出口流量 残留熱代替除去系原子炉注水流量 原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力 高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 残留熱除去ポンプ出口圧力 低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	サブレーションプール水位 (SA)	常設	
(第 73 条) 原子炉建物内の 水素濃度	主要パラメータの他チャンネル 静的触媒式水素処理装置入口温度 静的触媒式水素処理装置出口温度	原子炉建物水素濃度	常設	重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータを計測する設備と異なる物理量の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。  重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。  重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替監視パラメータを計測する設備の電源は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。

注記\*1：重大事故緩和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位置的分散を考慮する対象設備 (19/24)

【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	多重性又は多様性及び位置的分散の 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) 原子炉格納容器 内の酸素濃度	格納容器酸素濃度 (SA) 格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) 格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッションチェンバ) ドライウエル圧力 (SA) サブプレッションチェンバ圧力 (SA)	格納容器酸素濃度 (B系)	常設	重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータを計測する設備と異なる物理量の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。  重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。  重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替監視パラメータを計測する設備の電源は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。
	格納容器酸素濃度 (B系) 格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) 格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッションチェンバ) ドライウエル圧力 (SA) サブプレッションチェンバ圧力 (SA)	格納容器酸素濃度 (SA)	常設	
(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	廃棄物処理建物及び緊急時対策所内に設置する安全パラメータ表示システム (SPDS) の電源は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備及び緊急時対策所用発電機からの給電により使用することで、非常用ディーゼル発電設備又は無停電電源装置 (充電器等を含む。) に対して多様性を有する設計とする。
(第 73 条) 温度、圧力、 水位、注水量の 計測・監視	各計器	可搬型計測器 【核燃料物質の取扱施設 及び貯蔵施設と兼用】	可搬	—

注記\*1：重大事故緩和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位置的分散を考慮する対象設備 (20/24)

【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	多重性又は多様性及び位置的分散 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) その他*4	ADS用N <sub>2</sub> ガス供給圧力	ADS用N <sub>2</sub> ガス減圧弁二次 側圧力	常設	—
	(N <sub>2</sub> ガスポンベ圧力)	N <sub>2</sub> ガスポンベ圧力	常設	
	(原子炉補機冷却水ポンプ出口圧 力)	原子炉補機冷却水ポンプ出口 圧力	常設	
	(RCW熱交換器出口温度)	RCW熱交換器出口温度	常設	
	(RCWサージタンク水位)	RCWサージタンク水位	常設	
	(C-メタクラ母線電圧)	C-メタクラ母線電圧	常設	
	(D-メタクラ母線電圧)	D-メタクラ母線電圧	常設	
	(HPCS-メタクラ母線電圧)	HPCS-メタクラ母線電圧	常設	
	(C-ロードセンタ母線電圧)	C-ロードセンタ母線電圧	常設	
	(D-ロードセンタ母線電圧)	D-ロードセンタ母線電圧	常設	
	C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧	緊急用メタクラ電圧	常設	
	C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧	SAロードセンタ母線電圧	常設	
	(B1-115V系蓄電池(SA) 電圧)	B1-115V系蓄電池(SA) 電圧	常設	
	(A-115V系直流盤母線電圧)	A-115V系直流盤母線電圧	常設	
	(B-115V系直流盤母線電圧)	B-115V系直流盤母線電圧	常設	
	(230V系直流盤(常用)母線 電圧)	230V系直流盤(常用)母線 電圧	常設	
	A-115V系直流盤母線電圧 B-115V系直流盤母線電圧 HPCS系直流盤母線電圧	SA用115V系充電器盤蓄電池 電圧	常設	

- 注記\*1：重大事故緩和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用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位置的分散を考慮する対象設備 (21/24)

【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	多重性又は多様性及び位置的分散の 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) 居住性の確保	(中央制御室遮蔽)	中央制御室遮蔽 【放射線管理施設】	常設	中央制御室空調換気系は、多重性を有する非常用ディーゼル発電設備からの給電が可能な設計とする。 中央制御室送風機及び中央制御室非常用再循環送風機は、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給電できる設計とする。 プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）は、計測制御設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、電気的分離を図る設計とする。 無線通信設備（固定型）及び衛星電話設備（固定型）の電源は、所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備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使用することで、非常用ディーゼル発電設備又は無停電電源装置（充電器等を含む。）からの給電により使用する所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備に対して多様性を有する設計とする。また、無線通信設備（固定型）及び衛星電話設備（固定型）は、中央制御室及び緊急時対策所内に設置することで、所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備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。
	—	中央制御室待避室遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
	(中央制御室空調換気系)	中央制御室送風機 【放射線管理施設】	常設	
		中央制御室非常用再循環送風機 【放射線管理施設】	常設	
		中央制御室非常用再循環処理装置フィルタ 【放射線管理施設】	常設	
	—	中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンプ） 【放射線管理施設】	可搬	
	所内通信連絡設備 電力保安通信用電話設備	無線通信設備（固定型）	常設	
		衛星電話設備（固定型）	常設	
	—	プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）	可搬	
	—	中央制御室差圧計	常設	
	—	待避室差圧計	常設	
	—	酸素濃度計	可搬	
—	二酸化炭素濃度計	可搬		

注記\*1：重大事故緩和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位置的分散を考慮する対象設備 (22/24)

【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	多重性又は多様性及び位置的分散の 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) 照明の確保	非常用照明	LEDライト(三脚タイプ)	可搬	LEDライト(三脚タイプ)は、中央制御室の非常用照明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。
(第77条) 発電所内の通信 連絡	所内通信連絡設備 電力保安通信用電話設備	有線式通信設備	可搬	無線通信設備のうち無線通信設備(固定型)及び衛星電話設備のうち衛星電話設備(固定型)の電源は、所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備及び緊急時対策所用発電機からの給電により使用することで、非常用ディーゼル発電設備又は無停電電源装置(充電器等を含む。)からの給電により使用する所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備に対して多様性を有する設計とする。また、無線通信設備(固定型)及び衛星電話設備(固定型)は、中央制御室及び緊急時対策所内に設置することで、所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備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。  有線式通信設備の電源は、所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備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で、非常用ディーゼル発電設備又は無停電電源装置(充電器等を含む。)からの給電により使用する所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備に対して多様性を有する設計とする。また、有線式通信設備は、中央制御室付近の廃棄物処理建物内に保管することで、所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備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。
		無線通信設備(固定型)	常設	
		無線通信設備(固定型)*4		
		無線通信設備(携帯型)	可搬	
		衛星電話設備(固定型)	常設	
		衛星電話設備(固定型)*4		
		衛星電話設備(携帯型)	可搬	

注記\*1：重大事故緩和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「一」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：緊急時対策所で使用するもの。

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位置的分散を考慮する対象設備 (23/24)

【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	多重性又は多様性及び位置的分散 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 (つづき)	—	安全パラメータ表示システム (SPDS)	常設	<p>無線通信設備のうち無線通信設備（携帯型）及び衛星電話設備のうち衛星電話設備（携帯型）の電源は、所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、充電式電池を使用することで、非常用ディーゼル発電設備又は無停電電源装置（充電器等を含む。）からの給電により使用する所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備に対して多様性を有する設計とする。また、無線通信設備（携帯型）及び衛星電話設備（携帯型）は、緊急時対策所内に保管することで、所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備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。</p> <p>無線通信設備、衛星電話設備及び有線式通信設備は、異なる通信方式を使用し、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。</p> <p>廃棄物処理建物及び緊急時対策所内に設置する安全パラメータ表示システム（SPDS）の電源は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備及び緊急時対策所用発電機からの給電により使用することで、非常用ディーゼル発電設備又は無停電電源装置（充電器等を含む。）に対して多様性を有する設計とする。</p>

注記\*1：重大事故緩和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位置的分散を考慮する対象設備 (24/24)

【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	多重性又は多様性及び位置的分散の 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) 発電所外の通信 連絡	—	衛星電話設備 (固定型) *4	常設	緊急時対策所内に設置するデータ伝 送設備の電源は、緊急時対策所用発 電機からの給電により使用すること で、非常用ディーゼル発電設備又は 無停電電源装置 (充電器等を含 む。) 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	
		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 レレ会議システム, I P - 電 話機及び I P - F A X)	常設	
		データ伝送設備	常設	
(一) 重大事故等時に 対処するための 流路, 注水先, 注入先, 排出元 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, 原子 炉格納施設】	常設	
	(燃料プール)	燃料プール 【核燃料物質の取扱施設及 び貯蔵施設】	常設	
	—	原子炉建物原子炉棟 【原子炉格納施設】	常設	

- 注記\*1：重大事故緩和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：緊急時対策所で使用するもの。



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を推定する。</p> <p>推定にあたり、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、計測される値の不確かさ等を考慮し、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、放射線量率、水素濃度、中性子束、酸素濃度）により推定</li> <li>・水位を注水源若しくは注水先の水位変化又は注水量及びポンプ出口圧力により推定</li> <li>・流量を注水源又は注水先の水位変化を監視することにより推定</li> <li>・除熱状態を温度、圧力、流量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により推定</li> <li>・注水量を注水先の圧力から注水特性の関係により推定</li> <li>・未臨界状態の維持を制御棒の挿入状態により推定</li> <li>・酸素濃度をあらかじめ評価したパラメータの相関関係により推定</li> <li>・水素濃度を装置の作動状況により推定</li> <li>・エリア放射線モニタの傾向監視により格納容器バイパス事象が発生したことを推定</li> <li>・原子炉格納容器への空気（酸素）の流入の有無を原子炉格納容器内圧力により推定</li> <li>・燃料プールの状態を同一物理量（水位）、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、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> <li>・原子炉圧力容器内の圧力とサブプレッションチェンバの圧力の差圧により原子炉圧力容器の満水状態を推定</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）を超過した場合	<p>代替パラメータによる推定</p> <p>原子炉圧力容器内の温度，圧力及び水位，並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータのうち，パラメータの値が計器の計測範囲を超えるものは，原子炉圧力容器の温度及び水位である。</p> <p>原子炉圧力容器の温度及び水位の値が計器の計測範囲（把握能力）を超過した場合，発電用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>原子炉圧力容器内の温度のパラメータである原子炉圧力容器温度が計測範囲を超える（500℃以上）場合は，可搬型計測器により原子炉圧力容器温度を計測する。</li> <li>原子炉圧力容器内の水位の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，原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量，代替注水流量（常設），低圧原子炉代替注水流量，高圧炉心スプレイポンプ出口流量，残留熱除去ポンプ出口流量，低圧炉心スプレイポンプ出口流量，高圧原子炉代替注水流量，残留熱代替除去系原子炉注水流量のうち，機器動作状態にある流量計より崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し，直前まで判明していた水位に変換率を考慮することにより原子炉圧力容器内の水位を推定する。なお，原子炉圧力容器内が満水状態であることは，原子炉圧力（SA）とサブプレッションチェンバ圧力（SA）の差圧により，原子炉圧力容器内の水位が燃料棒有効長頂部以上であることは，原子炉圧力容器温度（SA）により推定可能である。</li> </ul>
可搬型計測器による計測	<p>原子炉圧力容器内の温度，圧力及び水位，並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を計測するパラメータ以外で計器の計測範囲を超えた場合は，可搬型計測器により計測することも可能である。</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 (1/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (S A)	①主要パラメータの他チャンネル	<p>①原子炉圧力容器温度 (S A) 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。</p> <p>②原子炉圧力容器温度 (S A) 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、原子炉スクラム後、原子炉水位が燃料棒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温度を推定する。</p> <p>③残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。</p>
		②原子炉圧力 ②原子炉圧力 (S A) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (S A)	
		③残留熱除去系熱交換器入口温度	

注記\* : 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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 (2/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	代替パラメータ推定方法
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 (S A) ③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (S A) ③原子炉圧力容器温度 (S A)	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 (S A) 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 (S A) により飽和温度/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 (S A)	①原子炉圧力 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (S A) ②原子炉圧力容器温度 (S A)	①原子炉圧力 (S A) 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。 ②原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度 (S A) により飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は、原子炉圧力容器内の圧力を直接計測する原子炉圧力を優先する。

注記\*：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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 (3/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の水位	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) ③高圧原子炉代替注水流量 ③代替注水流量 (常設) ③低圧原子炉代替注水流量 ③低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ③原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 ③高圧炉心スプレィポンプ出口流量 ③残留熱除去ポンプ出口流量 ③低圧炉心スプレィポンプ出口流量 ③残留熱代替除去系原子炉注水流量 ④原子炉圧力 ④原子炉圧力 (SA) ④サプレッションチェンバ圧力 (SA)	①原子炉水位 (広帯域), 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), 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) により推定する。 ③高圧原子炉代替注水流量, 代替注水流量 (常設), 低圧原子炉代替注水流量, 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用), 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量, 高圧炉心スプレィポンプ出口流量, 残留熱除去ポンプ出口流量, 低圧炉心スプレィポンプ出口流量, 残留熱代替除去系原子炉注水流量のうち機器動作状態にある流量より, 崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し, 原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ④原子炉圧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) とサプレッションチェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧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)	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ②高圧原子炉代替注水流量 ②代替注水流量 (常設) ②低圧原子炉代替注水流量 ②低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ②原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 ②高圧炉心スプレィポンプ出口流量 ②残留熱除去ポンプ出口流量 ②低圧炉心スプレィポンプ出口流量 ②残留熱代替除去系原子炉注水流量 ③原子炉圧力 ③原子炉圧力 (SA) ③サプレッションチェンバ圧力 (SA)	①原子炉水位 (SA) 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) により推定する。 ②高圧原子炉代替注水流量, 代替注水流量 (常設), 低圧原子炉代替注水流量, 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用), 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量, 高圧炉心スプレィポンプ出口流量, 残留熱除去ポンプ出口流量, 低圧炉心スプレィポンプ出口流量, 残留熱代替除去系原子炉注水流量のうち機器動作状態にある流量より, 崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し, 原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ③原子炉圧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) とサプレッションチェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。 推定は, 原子炉圧力容器内の水位を直接計測する原子炉水位を優先する。

注記\*: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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 (4/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	代替パラメータ推定方法
原子炉压力容器への注水量	高压原子炉代替注水流量	①サブプレッションプール水位 (S A) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (S A)	①高压原子炉代替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。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高压原子炉代替注水流量を推定する。 推定は、水源であるサブプレッションプール水位 (S A) を優先する。
	代替注水流量 (常設)	①低压原子炉代替注水槽水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (S A)	①代替注水流量 (常設) の監視が不可能となった場合は、水源である低压原子炉代替注水槽水位の水量変化により注水量を推定する。なお、低压原子炉代替注水槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により代替注水流量 (常設) を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい低压原子炉代替注水槽水位を優先する。
	低压原子炉代替注水流量 低压原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ①原子炉水位 (S A)	①低压原子炉代替注水流量、低压原子炉代替注水流量 (狭帯域用) の監視が不可能となった場合は、注水先の原子炉水位の水位変化により注水量を推定する。
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	①サブプレッションプール水位 (S A) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (S A)	①原子炉隔離時冷却ポンプ出口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ポンプ出口流量を推定する。 推定は、水源であるサブプレッションプール水位 (S A) を優先する。
	高压炉心スプレイポンプ出口流量	①サブプレッションプール水位 (S A) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (S A)	①高压炉心スプレイポンプ出口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ポンプ出口流量を推定する。 推定は、水源であるサブプレッションプール水位 (S A) を優先する。
	残留熱除去ポンプ出口流量	①サブプレッションプール水位 (S A) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (S A)	①残留熱除去ポンプ出口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残留熱除去ポンプ出口流量を推定する。 推定は、水源であるサブプレッションプール水位 (S A) を優先する。
	低压炉心スプレイポンプ出口流量	①サブプレッションプール水位 (S A) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (S A)	①低压炉心スプレイポンプ出口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低压炉心スプレイポンプ出口流量を推定する。 推定は、水源であるサブプレッションプール水位 (S A) を優先する。
	残留熱代替除去系原子炉注水流量	①サブプレッションプール水位 (S A) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (S A)	①残留熱代替除去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。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により残留熱代替除去系原子炉注水流量を推定する。 推定は、水源であるサブプレッションプール水位 (S A) を優先する。

注記\* : 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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 (5/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器への注水量	代替注水流量 (常設)	①低圧原子炉代替注水槽水位	①代替注水流量 (常設) の監視が不可能となった場合は、水源である低圧原子炉代替注水槽水位の水量変化により注水量を推定する。なお、低圧原子炉代替注水槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先のドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッションチェンバ圧力 (SA) より代替注水流量 (常設) を推定する。 ②注水先のドライウエル水位、サブプレッションプール水位 (SA) 及びペDESTAL水位の水位変化により代替注水流量 (常設) を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい低圧原子炉代替注水槽水位を優先する。
		②ドライウエル圧力 (SA) ②サブプレッションチェンバ圧力 (SA)	
		②ドライウエル水位 ②サブプレッションプール水位 (SA) ②ペDESTAL水位	
	格納容器代替スプレイ流量	①ドライウエル圧力 (SA) ①サブプレッションチェンバ圧力 (SA)	①格納容器代替スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、注水先のドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッションチェンバ圧力 (SA) より格納容器代替スプレイ流量を推定する。 ①注水先のドライウエル水位、サブプレッションプール水位 (SA) 及びペDESTAL水位の変化により注水量を推定する。
①ドライウエル水位 ①サブプレッションプール水位 (SA) ①ペDESTAL水位			
ペDESTAL代替注水流量 ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用)	①ペDESTAL水位 ①ドライウエル水位	①ペDESTAL代替注水流量、ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用) の監視が不可能となった場合は、注水先のペDESTAL水位及びドライウエル水位の変化により注水量を推定する。	
残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	①残留熱代替除去系原子炉注水流量 ①残留熱代替除去ポンプ出口圧力	①残留熱代替除去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、残留熱代替除去ポンプ出口圧力から残留熱代替除去ポンプの注水特性を用いて流量を推定し、この流量から残留熱代替除去系原子炉注水流量を差し引いて、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量を推定する。	

注記\* : 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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 (6/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②ベデスタル温度 (SA)	①ドライウエル温度 (SA) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②ドライウエル温度 (SA) の監視が不可能となった場合には、ベデスタル温度 (SA) により推定する。 ③飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル圧力 (SA) によりドライウエル温度 (SA) を推定する。 ④サブプレッションチェンバ圧力 (SA) により、上記③と同様にドライウエル温度 (SA) 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ドライウエル圧力 (SA) ④サブプレッションチェンバ圧力 (SA)	
	ベデスタル温度 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウエル温度 (SA)	
		③ドライウエル圧力 (SA) ④サブプレッションチェンバ圧力 (SA)	
	ベデスタル水温度 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル	
	サブプレッションチェンバ温度 (SA)	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 (SA)	
		③サブプレッションチェンバ圧力 (SA)	
	サブプレッションプール水温度 (SA)	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温度 (SA)	

注記\*：代替パラメータの番号は優先順位を示す。



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 (7/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	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 (SA)	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圧力 (SA)	①ドライウエル圧力 (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ドライウエル圧力 (SA) 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 (SA) により推定する。 ③飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル温度 (SA) , ペデスタル温度 (SA) によりドライウエル圧力 (SA) 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ドライウエル温度 (SA) ③ペデスタル温度 (SA)	
	サブプレッションチェンバ圧力 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウエル圧力 (SA)	
		③サブプレッションチェンバ温度 (SA)	

注記\* : 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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 (8/17)

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	ドライウエル水位	①サブプレッションプール水位 (SA) ②代替注水流量 (常設) ②低圧原子炉代替注水流量 ②低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ②格納容器代替スプレイ流量 ②ペDESTAL代替注水流量 ②ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用) ③低圧原子炉代替注水槽水位	①原子炉格納容器下部注水の停止判断に用いるドライウエル水位計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位 (SA) により推定する。 ②ドライウエル水位の監視が不可能となった場合は、代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)、格納容器代替スプレイ流量、ペDESTAL代替注水流量、ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用) のうち機器動作状態にある流量により、ドライウエル水位を推定する。 ③水源である低圧原子炉代替注水槽水位の水量変化により、ドライウエル水位を推定する。なお、低圧原子炉代替注水槽水位の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 推定は、サブプレッションプール水位 (SA) を優先する。
	サブプレッションプール水位 (SA)	①代替注水流量 (常設) ①低圧原子炉代替注水流量 ①低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ①格納容器代替スプレイ流量 ①ペDESTAL代替注水流量 ①ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用) ②低圧原子炉代替注水槽水位 ③ [サブプレッションプール水位] *2	①サブプレッションプール水位 (SA) の監視が不可能となった場合は、代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)、格納容器代替スプレイ流量、ペDESTAL代替注水流量、ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用) のうち機器動作状態にある流量により、サブプレッションプール水位 (SA) を推定する。 ②水源である低圧原子炉代替注水槽水位の水量変化により、サブプレッションプール水位 (SA) を推定する。なお、低圧原子炉代替注水槽水位の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ③監視可能であればサブプレッションプール水位 (常用計器) により、水位を推定する。 推定は、代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)、格納容器代替スプレイ流量、ペDESTAL代替注水流量、ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用) を優先する。
	ペDESTAL水位	①主要パラメータの他チャンネル ②代替注水流量 (常設) ②格納容器代替スプレイ流量 ②ペDESTAL代替注水流量 ③低圧原子炉代替注水槽水位	①ペDESTAL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ペDESTAL水位の監視が不可能になった場合は、代替注水流量 (常設)、格納容器代替スプレイ流量、ペDESTAL代替注水流量により、ペDESTAL水位を推定する。 ③水源である低圧原子炉代替注水槽水位の水量変化により、ペDESTAL水位を推定する。なお、低圧原子炉代替注水槽水位の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。

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重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば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 (9/17)

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	格納容器水素濃度 (B系)	①格納容器水素濃度 (SA) ② [格納容器水素濃度 (A系)] *2	①格納容器水素濃度 (B系) の監視が不可能となった場合は、格納容器水素濃度 (SA) により推定する。 ②監視可能であれば格納容器水素濃度 (A系) (常用計器) により、水素濃度を推定する。推定は、格納容器水素濃度 (SA) を優先する。
	格納容器水素濃度 (SA)	①格納容器水素濃度 (B系) ② [格納容器水素濃度 (A系)] *2	①格納容器水素濃度 (SA) の監視が不可能となった場合は、格納容器水素濃度 (B系) により推定する。 ②監視可能であれば格納容器水素濃度 (A系) (常用計器) により、水素濃度を推定する。推定は、格納容器水素濃度 (B系) を優先する。
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)	①主要パラメータの他チャンネル ② [エリア放射線モニタ] *2	①格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) 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監視可能であれば、エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) の指示値を用いて、原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッションチェンバ)	①主要パラメータの他チャンネル ② [エリア放射線モニタ] *2	①格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッションチェンバ) 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監視可能であれば、エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) の指示値を用いて、原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。

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重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば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 (10/17)

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 監 視	中性子源領域計装	①主要パラメータの他チャンネル ②中間領域計装 ②出力領域計装	①中性子源領域計装の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中性子源領域計装の監視が不可能になった場合は、中間領域計装、出力領域計装により推定する。 ③制御棒手動操作・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。
		③ [制御棒手動操作・監視系] *2	
	中間領域計装	①主要パラメータの他チャンネル ②中性子源領域計装 ②出力領域計装	①中間領域計装の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中間領域計装の監視が不可能になった場合は、中性子源領域計装、出力領域計装により推定する。 ③制御棒手動操作・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。
		③ [制御棒手動操作・監視系] *2	
	出力領域計装	①主要パラメータの他チャンネル ②中性子源領域計装 ②中間領域計装	①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出力領域計装の監視が不可能になった場合は、中性子源領域計装、中間領域計装により推定する。 ③制御棒手動操作・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。
③ [制御棒手動操作・監視系] *2			
[制御棒手動操作・監視系] *2	①中性子源領域計装 ②中間領域計装 ③出力領域計装	①制御棒手動操作・監視系（有効監視パラメータ）の監視が不可能になった場合は、中性子源領域計装により推定する。 ②中間領域計装により推定する。 ③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中性子源領域計装を優先する。	

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重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば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 (11/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	代替パラメータ推定方法
最終ヒートシンクの確保 残留熱代替除去系	サブプレッションプール水温度 (SA)	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温度 (SA)	①サブプレッションプール水温度 (SA) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②サブプレッションプール水温度 (SA) 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温度 (SA) によりサブプレッションプール水温度 (SA) を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	残留熱除去系熱交換器出口温度	①サブプレッションプール水温度 (SA)	①残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合は、熱交換器ユニットの熱交換量評価からサブプレッションプール水温度 (SA) により推定する。
	残留熱代替除去系原子炉注水流量	①サブプレッションプール水位 (SA)	①残留熱代替除去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 (SA) の変化により注水量を推定する。 ②残留熱代替除去系原子炉注水流量の監視が不可能となった場合は、注水先の原子炉水位の水位変化により残留熱代替除去系原子炉注水流量を推定する。 ③残留熱代替除去系原子炉注水流量の監視が不可能となった場合は、残留熱代替除去ポンプ出口圧力から残留熱代替除去ポンプの注水特性を用いて流量を推定し、この流量から残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量を差し引いて、残留熱代替除去系原子炉注水流量を推定する。 ④原子炉圧力容器温度 (SA) 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、注水先の原子炉水位を優先する。
		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)			
残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	①残留熱代替除去系原子炉注水流量 ①残留熱代替除去ポンプ出口圧力	①残留熱代替除去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、残留熱代替除去ポンプ出口圧力から残留熱代替除去ポンプの注水特性を用いて流量を推定し、この流量から残留熱代替除去系原子炉注水流量を差し引いて、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量を推定する。 ②残留熱代替除去系による冷却において、残留熱代替除去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、サブプレッションプール水温度 (SA)、ドライウエル温度 (SA)、サブプレッションチェンバ温度 (SA) 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、残留熱代替除去系原子炉注水流量、残留熱代替除去ポンプ出口圧力を優先する。	
	②サブプレッションプール水温度 (SA) ②ドライウエル温度 (SA) ②サブプレッションチェンバ温度 (SA)		

注記\* : 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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 (12/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	代替パラメータ推定方法	
最終ヒートシンクの確保	格納容器フィルタベント系	スクラバ容器水位	①主要パラメータの他チャンネル ①スクラバ容器水位の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。	
		スクラバ容器圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウェル圧力 (S A) ③サブプレッションチェンバ圧力 (S A) ①スクラバ容器圧力の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スクラバ容器圧力の監視が不可能となった場合は、ドライウェル圧力 (S A) 又はサブプレッションチェンバ圧力 (S A) の傾向監視により格納容器フィルタベント系の健全性を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。	
		スクラバ容器温度	①主要パラメータの他チャンネル ①スクラバ容器温度の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。	
		第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ) 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (低レンジ)	①主要パラメータの他チャンネル ①第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ) 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。	
		第1ベントフィルタ出口水素濃度	①主要パラメータの予備 ②格納容器水素濃度 (B系) ③格納容器水素濃度 (S A) ①第1ベントフィルタ出口水素濃度が故障した場合は、予備の第1ベントフィルタ出口水素濃度により推定する。 ②第1ベントフィルタ出口水素濃度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の水素ガスが格納容器フィルタベント系の配管内を通過することから、格納容器水素濃度 (B系) 及び格納容器水素濃度 (S A) により推定する。 推定は、主要パラメータの予備を優先する。	
	残留熱除去系	残留熱除去系熱交換器入口温度	①原子炉圧力容器温度 (S A) ①サブプレッションプール水温度 (S A) ①残留熱除去系熱交換器入口温度の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力容器温度 (S A) , サブプレッションプール水温度 (S A) 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。	
		残留熱除去系熱交換器出口温度	①残留熱除去系熱交換器入口温度	①残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能になった場合は、熱交換器ユニットの熱交換量評価から残留熱除去系熱交換入口温度により推定する。 ②残留熱除去系熱交換器冷却水流量により、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、残留熱除去系熱交換器入口温度を優先する。
			②残留熱除去系熱交換器冷却水流量	
	残留熱除去ポンプ出口流量	①残留熱除去ポンプ出口圧力 ①残留熱除去ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、残留熱除去ポンプ出口圧力から残留熱除去ポンプの注水特性を用いて、残留熱除去ポンプ出口流量が確保されていることを推定する。		

注記\*：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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 (13/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	代替パラメータ推定方法	
格納容器バイパスの監視	原子炉压力容器内の状態	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	①原子炉水位 (広帯域), 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), 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) 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。	
		原子炉水位 (SA)	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域)	
		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) ③原子炉圧力容器温度 (SA)	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 (SA) 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原子炉圧力 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) ②原子炉圧力容器温度 (SA)
	原子炉格納容器内の状態	ドライウエル温度 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル	①ドライウエル温度 (SA) の1チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定する。 ②ドライウエル温度 (SA) 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 (SA) によりドライウエル温度 (SA) 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 (SA)	
		ドライウエル圧力 (SA)	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圧力 (SA)	①ドライウエル圧力 (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ドライウエル圧力 (SA) 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 (SA) により推定する。 ③飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル温度 (SA) によりドライウエル圧力 (SA) 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ドライウエル温度 (SA)			

注記\*: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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 (14/17)

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	原子炉建物内の状態	残留熱除去ポンプ出口圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (S A)	①残留熱除去ポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力、原子炉圧力 (S A) の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②残留熱除去ポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は、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、原子炉圧力、原子炉圧力 (S A) を優先する。	
			② [エリア放射線モニタ] *2		
		低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (S A)		①低圧炉心スプレイポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力、原子炉圧力 (S A) の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②低圧炉心スプレイポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は、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、原子炉圧力、原子炉圧力 (S A) を優先する。
			② [エリア放射線モニタ] *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重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば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 (15/17)

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	低圧原子炉代替注水槽水位	①代替注水流量（常設） 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） ②サブプレッションプール水位（SA） ②低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	①低圧原子炉代替注水槽水位の監視が不可能となった場合は、低圧原子炉代替注水槽を水源とする代替注水流量（常設）から低圧原子炉代替注水槽水位を推定する。なお、低圧原子炉代替注水槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ②注水先の原子炉水位又はサブプレッションプール水位（SA）の水位変化により低圧原子炉代替注水槽水位を推定する。なお、低圧原子炉代替注水槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ②低圧原子炉代替注水槽を水源とする低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力から低圧原子炉代替注水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、水源である低圧原子炉代替注水槽水位が確保されていることを推定する。 推定は、低圧原子炉代替注水槽を水源とするポンプの代替注水流量（常設）を優先する。
	サブプレッションプール水位（SA）	①高圧原子炉代替注水流量 ①原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 ①高圧炉心スプレイポンプ出口流量 ①残留熱除去ポンプ出口流量 ①低圧炉心スプレイポンプ出口流量 ①残留熱代替除去系原子炉注水流量 ②原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力 ②高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 ②残留熱除去ポンプ出口圧力 ②低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 ②残留熱代替除去ポンプ出口圧力 ③ [サブプレッションプール水位] *2	①サブプレッションプール水位（SA）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の水位容量曲線を用いて、原子炉圧力容器へ注水する高圧原子炉代替注水流量、原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量、高圧炉心スプレイポンプ出口流量、残留熱除去ポンプ出口流量、低圧炉心スプレイポンプ出口流量、残留熱代替除去系原子炉注水流量と経過時間より算出した注水量から推定する。 ②サブプレッションプールを水源とする原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力、高圧炉心スプレイポンプ出口圧力、残留熱除去ポンプ出口圧力、低圧炉心スプレイポンプ出口圧力、残留熱代替除去ポンプ出口圧力から原子炉隔離時冷却ポンプ、高圧炉心スプレイポンプ、残留熱代替除去ポンプ、低圧炉心スプレイポンプ、残留熱代替除去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（SA）が確保されていることを推定する。 ③監視可能であればサブプレッションプール水位（常用計器）により、水位を推定する。 推定は、サブプレッションプール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重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば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 (16/17)

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
原子炉建物内の 水素濃度	原子炉建物水素濃度	①主要パラメータの他チャンネル	①原子炉建物水素濃度の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原子炉建物水素濃度の監視が不可能となった場合は、静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度の温度差により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		②静的触媒式水素処理装置入口温度 ②静的触媒式水素処理装置出口温度	
原子炉格納容器内の 酸素濃度	格納容器酸素濃度 (B系)	①格納容器酸素濃度 (SA) ②格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) ②格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッションチェンバ) ②ドライウエル圧力 (SA) ②サブプレッションチェンバ圧力 (SA) ③ [格納容器酸素濃度 (A系)] *2	①格納容器酸素濃度 (B系) の監視が不可能となった場合は、格納容器酸素濃度 (SA) により推定する。 ②格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) 又は格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッションチェンバ) にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果 (解析結果) により格納容器酸素濃度 (B系) を推定する。 ②ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッションチェンバ圧力 (SA) 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。 ③監視可能であれば格納容器酸素濃度 (A系) (常用計器) により、酸素濃度を推定する。 推定は、格納容器酸素濃度 (SA) を優先する。
	格納容器酸素濃度 (SA)	①格納容器酸素濃度 (B系) ②格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) ②格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッションチェンバ) ②ドライウエル圧力 (SA) ②サブプレッションチェンバ圧力 (SA) ③ [格納容器酸素濃度 (A系)] *2	①格納容器酸素濃度 (SA) の監視が不可能となった場合は、格納容器酸素濃度 (B系) により推定する。 ②格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) 又は格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッションチェンバ) にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果 (解析結果) により格納容器酸素濃度 (SA) を推定する。 ②ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッションチェンバ圧力 (SA) 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。 ③監視可能であれば格納容器酸素濃度 (A系) (常用計器) により、酸素濃度を推定する。 推定は、格納容器酸素濃度 (B系) 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重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば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 (17/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	代替パラメータ推定方法
燃料プールの監視	燃料プール水位 (SA)	①燃料プール水位・温度 (SA) ②燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ) (SA) ②燃料プールエリア放射線モニタ (低レンジ) (SA) ③燃料プール監視カメラ (SA)	①燃料プール水位 (SA) の監視が不可能となった場合は、燃料プール水位・温度 (SA) により燃料プール水位を推定する。 ②燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ) (SA), 燃料プールエリア放射線モニタ (低レンジ) (SA) により燃料プール水位を推定する。 ③燃料プール監視カメラ (SA) により、燃料プールの状態を監視する。 推定は、燃料プール水位・温度 (SA) を優先する。
	燃料プール水位・温度 (SA)	①燃料プール水位 (SA) ②燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ) (SA) ②燃料プールエリア放射線モニタ (低レンジ) (SA) ③燃料プール監視カメラ (SA)	①燃料プール水位・温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、燃料プール水位 (SA) により水位・温度を推定する。 ②燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ) (SA), 燃料プールエリア放射線モニタ (低レンジ) (SA) にて燃料プールの状態を判断した後、燃料プールの水位を推定する。 ③燃料プール監視カメラ (SA) により、燃料プールの状態を監視する。 推定は、燃料プール水位 (SA) を優先する。
	燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ) (SA) 燃料プールエリア放射線モニタ (低レンジ) (SA)	①燃料プール水位 (SA) ①燃料プール水位・温度 (SA) ②燃料プール監視カメラ (SA)	①燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ) (SA), 燃料プールエリア放射線モニタ (低レンジ) (SA) の監視が不可能となった場合は、燃料プール水位 (SA), 燃料プール水位・温度 (SA) にて水位を計測した後、水位と放射線率の関係により放射線量率を推定する。 ②燃料プール監視カメラ (SA) により、燃料プールの状態を監視する。 推定は、燃料プールを直接監視する燃料プール水位 (SA), 燃料プール水位・温度 (SA) を優先する。
	燃料プール監視カメラ (SA)	①燃料プール水位 (SA) ①燃料プール水位・温度 (SA) ①燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ) (SA) ①燃料プールエリア放射線モニタ (低レンジ) (SA)	①燃料プール監視カメラ (SA) の監視が不可能となった場合は、燃料プール水位 (SA), 燃料プール水位・温度 (SA), 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ) (SA), 燃料プールエリア放射線モニタ (低レンジ) (SA) にて、燃料プールの状態を推定する。

注記\* : 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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位置的分散を考慮する対象設備 (1/10)

【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	多重性又は多様性及び位置的分散の 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) 格納容器フィル タベント系によ る原子炉格納容 器内の減圧及び 除熱	残留熱除去系 (格納容器冷却モ ード) 原子炉補機冷却系 (原子炉補機 海水系を含む。)	第 1 ベントフィルタスクラバ 容器 【原子炉冷却系統施設】	常設	格納容器フィルタベント系は、残留 熱除去系 (格納容器冷却モード) 及 び原子炉補機冷却系 (原子炉補機海 水系を含む。) 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最終的 な熱の逃がし場である大気へ熱を輸 送できる設計とすることで、残留熱 除去系及び原子炉補機冷却系 (原子 炉補機海水系を含む。) に対して、 多様性を有する設計とする。  また、格納容器フィルタベント系 は、排出経路に設置される隔離弁の 電動弁を常設代替交流電源設備若し くは可搬型代替交流電源設備からの 給電による遠隔操作を可能とするこ と又は遠隔手動弁操作機構を用いた 人力による遠隔操作を可能とするこ とで、非常用ディーゼル発電設備か らの給電により駆動する残留熱除去 系 (格納容器冷却モード) 及び原子 炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を 含む。) に対して、多様性を有する 設計とする。  格納容器フィルタベント系の第 1 ベントフィルタスクラバ容器及び第 1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器は 第 1 ベントフィルタ格納槽内に、圧 力開放板は原子炉建物近傍の屋外に 設置し、原子炉建物内の残留熱除去 ポンプ、残留熱除去系熱交換器、原 子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機 冷却系熱交換器及び屋外の原子炉補 機海水ポンプと異なる区画に設置す 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位置的分散を 図った設計とする。
		第 1 ベントフィルタ銀ゼオラ イト容器 【原子炉冷却系統施設】	常設	
		圧力開放板 【原子炉冷却系統施設】	常設	
		遠隔手動弁操作機構 【原子炉冷却系統施設】	常設	
		第 1 ベントフィルタ格納槽 遮蔽	常設	
	配管遮蔽	常設		
	可搬式窒素供給装置 【原子炉冷却系統施設】	可搬		
—	第 1 ベントフィルタ出口放射 線モニタ (高レンジ) 第 1 ベントフィルタ出口放射 線モニタ (低レンジ)	常設	格納容器フィルタベント系は、除熱 手段の多様性及び機器の位置的分散 によって、残留熱除去系及び原子炉 補機冷却系 (原子炉補機海水系を含 む。) に対して独立性を有する設計 とする。	

注記\*1：重大事故緩和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位置的分散を考慮する対象設備 (2/10)

【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	多重性又は多様性及び位置的分散の 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) 格納容器フィル タベント系によ る原子炉格納容 器内の減圧及び 除熱	—	第1ベントフィルタスクラバ 容器 【原子炉格納施設】	常設	<p>残留熱代替除去系及び格納容器フィルタベント系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原理の異なる冷却及び格納容器内の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。</p> <p>格納容器フィルタベント系は、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。また、格納容器フィルタベント系は、可搬型代替交流電源設備又は人力により排出経路に設置される隔離弁を操作できる設計とすることで、残留熱代替除去系に対して駆動源の多様性を有する設計とする。</p> <p>残留熱代替除去系の残留熱代替除去ポンプは原子炉建物付属棟内に、残留熱除去系熱交換器及びサブプレッションチェンバは原子炉建物原子炉棟内に設置し、格納容器フィルタベント系の第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は第1ベントフィルタ格納槽内に、圧力開放板は原子炉建物近傍の屋外に設置す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位置的分散を図る設計とする。</p> <p>残留熱代替除去系と格納容器フィルタベント系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、流路を分離することで独立性を有する設計とする。これらの多様性及び流路の独立性並びに位置的分散によって、残留熱代替除去系と格納容器フィルタベント系は、互いに重大事故等対処設備として、可能な限りの独立性を有する設計とする。</p>
		第1ベントフィルタ銀ゼオラ イト容器 【原子炉格納施設】	常設	
		圧力開放板 【原子炉格納施設】	常設	
		遠隔手動弁操作機構 【原子炉格納施設】	常設	
		第1ベントフィルタ格納槽 遮蔽	常設	
		配管遮蔽	常設	
		可搬式窒素供給装置 【原子炉格納施設】	可搬	
		第1ベントフィルタ出口放射 線モニタ (高レンジ) 第1ベントフィルタ出口放射線 モニタ (低レンジ)	常設	

注記\*1：重大事故緩和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位置的分散を考慮する対象設備 (3/10)

【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	多重性又は多様性及び位置的分散の 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 67 条) 格納容器フィル タベント系によ る原子炉格納容 器内の水素ガス 及び酸素ガスの 排出	可燃性ガス濃度制御系	第1ベントフィルタスクラバ 容器 【原子炉格納施設】	常設	格納容器フィルタベント系は、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。
		第1ベントフィルタ銀ゼオラ イト容器 【原子炉格納施設】	常設	
		圧力開放板 【原子炉格納施設】	常設	
	—	遠隔手動弁操作機構 【原子炉格納施設】	常設	
		第1ベントフィルタ格納槽 遮蔽	常設	
		配管遮蔽	常設	
		可搬式窒素供給装置 【原子炉格納施設】	可搬	
		第1ベントフィルタ出口水素 濃度 【計測制御系統施設】	可搬	
		第1ベントフィルタ出口放射 線モニタ (高レンジ) 第1ベントフィルタ出口放射 線モニタ (低レンジ)	常設	

注記\*1：重大事故緩和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位置的分散を考慮する対象設備 (4/10)

【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	多重性又は多様性及び位置的分散の 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 68 条) 格納容器フィル タベント系によ る原子炉格納容 器内の水素ガス 及び酸素ガスの 排出	—	第1ベントフィルタスクラバ 容器 【原子炉格納施設】	常設	格納容器フィルタベント系は、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。
		第1ベントフィルタ銀ゼオラ イト容器 【原子炉格納施設】	常設	
		圧力開放板 【原子炉格納施設】	常設	
		遠隔手動弁操作機構 【原子炉格納施設】	常設	
		第1ベントフィルタ格納槽 遮蔽	常設	
		配管遮蔽	常設	
		可搬式窒素供給装置 【原子炉格納施設】	可搬	
		第1ベントフィルタ出口水素 濃度 【計測制御系統施設】	可搬	
		第1ベントフィルタ出口放射 線モニタ (高レンジ) 第1ベントフィルタ出口放射 線モニタ (低レンジ)	常設	

注記\*1：重大事故緩和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位置的分散を考慮する対象設備 (5/10)

【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	多重性又は多様性及び位置的分散の 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) 燃料プールの監視	(燃料プール水位・温度 (SA)) 燃料プール水位 燃料プール温度 燃料プール冷却ポンプ入口温 度 原子炉建物放射線モニタ (燃料取替階エリア) 燃料取替階放射線モニタ	燃料プール水位 (SA) 【核燃料物質の取扱施設及 び貯蔵施設】	常設	燃料プール水位 (SA), 燃料プー ル水位・温度 (SA), 燃料プール エリア放射線モニタ (高レンジ) (SA), 燃料プールエリア放射線 モニタ (低レンジ) (SA), 燃料 プール監視カメラ (SA) 及び燃料 プール監視カメラ用冷却設備は, 燃 料プール水位, 燃料プール温度, 燃 料プール冷却ポンプ入口温度, 原子 炉建物放射線モニタ (燃料取替階エ リア) 及び燃料取替階放射線モニタ と共通要因によって同時に機能を損 なわないよう, 燃料プール水位・温 度 (SA) は, 非常用交流電源設備 に対して, 多様性を有する所内常設 蓄電式直流電源設備又は可搬型直流 電源設備から給電が可能な設計と し, 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ) (SA), 燃料プー ルエリア放射線モニタ (低レンジ) (SA) 及び燃料プール監視カメラ (SA) 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直 流電源設備又は可搬型直流電源設備 から給電が可能な設計とし, 燃料プ ール水位 (SA) 及び燃料プール監 視カメラ用冷却設備は, 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 交流電源設備から給電が可能な設計 とする。
		燃料プール水位・温度 (S A) 【核燃料物質の取扱施設及び 貯蔵施設】	常設	
		燃料プールエリア放射線モ ニタ (高レンジ) (SA) 燃料プールエリア放射線モ ニタ (低レンジ) (SA)	常設	
		燃料プール監視カメラ (SA) (燃料プール監視カメラ用冷却 設備を含む。) 【核燃料物質の取扱施設及 び貯蔵施設】	常設	

注記\*1 : 重大事故緩和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位置的分散を考慮する対象設備 (6/10)

【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	多重性又は多様性及び位置的分散 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) 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	格納容器雰囲気放射線モニ タ (ドライウエル)	常設	重要代替監視パラメータを計測す る設備は、重要監視パラメータを 計測する設備と異なる物理量の計 測又は測定原理とすることで、重 要監視パラメータを計測する設備 に対して可能な限り多様性を持った 計測方法により計測できる設計 とする。  重要代替監視パラメータは重要監 視パラメータと可能な限り位置的 分散を図る設計とする。
	主要パラメータの他チャンネル	格納容器雰囲気放射線モニ タ (サブプレッションチェン バ)	常設	重要監視パラメータを計測する設 備及び重要代替監視パラメータを 計測する設備の電源は、共通要因 によって同時に機能を損なわない よう、非常用交流電源設備に対 して多様性を有する常設代替交流電 源設備又は可搬型代替交流電源設 備から給電が可能な設計とする。
(第 73 条) 最終ヒートシンク の確保 (格納 容器フィルタベ ント系)	主要パラメータの他チャンネル	スクラバ容器水位 【計測制御系統施設】	常設	重要代替監視パラメータを計測す る設備は、重要監視パラメータを 計測する設備と異なる物理量の計 測又は測定原理とすることで、重 要監視パラメータを計測する設備 に対して可能な限り多様性を持った 計測方法により計測できる設計 とする。
	主要パラメータの他チャンネル ドライウエル圧力 (SA) サブプレッションチェンバ圧力 (SA)	スクラバ容器圧力 【計測制御系統施設】	常設	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。
	主要パラメータの他チャンネル	スクラバ容器温度 【計測制御系統施設】	常設	重要監視パラメータを計測する設 備及び重要代替監視パラメータを 計測する設備の電源は、共通要因 によって同時に機能を損なわない よう、非常用交流電源設備に対 して多様性を有する常設代替交流電 源設備又は可搬型代替交流電源設 備から給電が可能な設計とする。
	主要パラメータの他チャンネル	第1ベントフィルタ出口放 射線モニタ (高レンジ) 第1ベントフィルタ出口放 射線モニタ (低レンジ)	常設	重要監視パラメータを計測する設 備及び重要代替監視パラメータを 計測する設備の電源は、共通要因 によって同時に機能を損なわない よう、非常用交流電源設備に対 して多様性を有する常設代替交流電 源設備又は可搬型代替交流電源設 備から給電が可能な設計とする。
	主要パラメータの予備 格納容器水素濃度 (B系) 格納容器水素濃度 (SA)	第1ベントフィルタ出口水 素濃度 【計測制御系統施設】	可搬	

- 注記\*1：重大事故緩和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位置的分散を考慮する対象設備 (7/10)

【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	多重性又は多様性及び位置的分散の 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) 燃料プールの監視	燃料プール水位・温度 (SA) 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ) (SA) 燃料プールエリア放射線モニタ (低レンジ) (SA) 燃料プール監視カメラ (SA)	燃料プール水位 (SA) 【核燃料物質の取扱施設 及び貯蔵施設】	常設	重要代替監視パラメータを計測する 設備は、重要監視パラメータを計測 する設備と異なる物理量の計測又は 測定原理とすることで、重要監視パ ラメータを計測する設備に対して可 能な限り多様性を持った計測方法に より計測できる設計とする。  重要代替監視パラメータは重要監視 パラメータと可能な限り位置的分散 を図る設計とする。  重要監視パラメータを計測する設備 及び重要代替監視パラメータを計測 する設備の電源は、共通要因によっ て同時に機能を損なわないよう、非 常用交流電源設備に対して多様性を 有する常設代替交流電源設備又は可 搬型代替交流電源設備から給電が可 能な設計とする。
	燃料プール水位 (SA) 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ) (SA) 燃料プールエリア放射線モニタ (低レンジ) (SA) 燃料プール監視カメラ (SA)	燃料プール水位・温度 (SA) 【核燃料物質の取扱施設 及び貯蔵施設】	常設	
	燃料プール水位 (SA) 燃料プール水位・温度 (SA) 燃料プール監視カメラ (SA)	燃料プールエリア放射線 モニタ (高レンジ) (S A) 燃料プールエリア放射線 モニタ (低レンジ) (S A)	常設	
	燃料プール水位 (SA) 燃料プール水位・温度 (SA) 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ) (SA) 燃料プールエリア放射線モニタ (低レンジ) (SA)	燃料プール監視カメラ (S A) (燃料プール監視カメ ラ用冷却設備を含む。) 【核燃料物質の取扱施設及 び貯蔵施設】	常設	

注記\*1：重大事故緩和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位置的分散を考慮する対象設備 (8/10)

【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	多重性又は多様性及び位置的分散の 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) 居住性の確保	(中央制御室遮蔽)	中央制御室遮蔽	常設	中央制御室空調換気系は、多重性を有する非常用ディーゼル発電設備からの給電が可能な設計とする。 中央制御室送風機及び中央制御室非常用再循環送風機は、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給電できる設計とする。 プラントパラメータ監視装置 (中央制御室待避室) は、計測制御設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、電気的分離を図る設計とする。 無線通信設備 (固定型) 及び衛星電話設備 (固定型) の電源は、所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備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使用することで、非常用ディーゼル発電設備及び無停電電源装置 (充電器等を含む。) からの給電により使用する所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備に対して多様性を有する設計とする。また、無線通信設備 (固定型) 及び衛星電話設備 (固定型) は、中央制御室及び緊急時対策所内に設置することで、所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備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。
	—	中央制御室待避室遮蔽	常設	
	(中央制御室空調換気系)	中央制御室送風機	常設	
		中央制御室非常用再循環送風機	常設	
		中央制御室非常用再循環処理装置フィルタ	常設	
	—	中央制御室待避室正圧化装置 (空気ポンプ)	可搬	
	所内通信連絡設備 電力保安通信用電話設備	無線通信設備 (固定型) 【計測制御系統施設】	常設	
		衛星電話設備 (固定型) 【計測制御系統施設】	常設	
	—	プラントパラメータ監視装置 (中央制御室待避室) 【計測制御系統施設】	可搬	
	—	中央制御室差圧計 【計測制御系統施設】	常設	
	—	待避室差圧計 【計測制御系統施設】	常設	
	—	酸素濃度計 【計測制御系統施設】	可搬	
—	二酸化炭素濃度計 【計測制御系統施設】	可搬		

注記\*1：重大事故緩和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位置的分散を考慮する対象設備 (9/10)

【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	多重性又は多様性及び位置的分散の 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75条) 放射線量の代替 測定	モニタリングポスト	可搬式モニタリングポスト	可搬	可搬式モニタリングポストは、屋外のモニタリングポストと離れた第1保管エリア及び第4保管エリアに分散して保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
(第75条) 放射能観測車の 代替測定装置	放射能観測車	可搬式ダスト・よう素サンプ ラ	可搬	放射能測定装置は、屋外に保管する放射能観測車と離れた緊急時対策所に保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
		NaIシンチレーションサー ベイメータ	可搬	
		GM汚染サーベイメータ	可搬	
(第75条) 気象観測設備の 代替測定	気象観測設備	可搬式気象観測装置	可搬	可搬式気象観測装置は、屋外の気象観測設備と離れた第1保管エリア及び第4保管エリアに分散して保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
(第75条) 放射線量の測定	—	可搬式モニタリングポスト	可搬	小型船舶は、予備と分散して第1保管エリア及び第4保管エリアに保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
		電離箱サーベイメータ	可搬	
		小型船舶	可搬	
(第75条) 放射性物質濃度 （空气中・水 中・土壌中）及 び海上モニタリ ング	—	可搬式ダスト・よう素サンプ ラ	可搬	小型船舶は、予備と分散して第1保管エリア及び第4保管エリアに保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
		NaIシンチレーションサー ベイメータ	可搬	
		GM汚染サーベイメータ	可搬	
		α・β線サーベイメータ	可搬	
		小型船舶	可搬	

注記\*1：重大事故緩和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位置的分散を考慮する対象設備 (10/10)

【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	多重性又は多様性及び位置的分散の 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) 居住性の確保 (緊急時対策 所)	—	緊急時対策所遮蔽	常設	<p>緊急時対策所は、中央制御室から独立した建物と一体の遮蔽及び換気空調設備として、緊急時対策所空気浄化送風機、緊急時対策所空気浄化フィルタユニット、空気ポンベ加圧設備 (空気ポンベ)、差圧計、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び可搬式エリア放射線モニタを有し、換気空調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。これらは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。</p> <p>緊急時対策所、緊急時対策所遮蔽、緊急時対策所空気浄化送風機、緊急時対策所空気浄化フィルタユニット、空気ポンベ加圧設備 (空気ポンベ)、差圧計、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び可搬式エリア放射線モニタは、中央制御室とは離れた建物に保管又は設置することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p>
		緊急時対策所空気浄化送風機	可搬	
		緊急時対策所空気浄化フィルタユニット	可搬	
		空気ポンベ加圧設備 (空気ポンベ)	可搬	
		差圧計	常設	
		酸素濃度計 【緊急時対策所】	可搬	
		二酸化炭素濃度計 【緊急時対策所】	可搬	
		可搬式エリア放射線モニタ	可搬	
		可搬式モニタリングポスト	可搬	

- 注記\*1：重大事故緩和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位置的分散を考慮する対象設備 (1/13)

【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	多重性又は多様性及び位置的分散の 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) 格納容器代替ス プレイ系（常 設）による原子 炉格納容器内の 冷却	残留熱除去系（格納容器冷 却モード）	低圧原子炉代替注水ポンプ	常設	<p>格納容器代替スプレイ系（常設）は、残留熱除去系（格納容器冷却モード）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、低圧原子炉代替注水ポンプを代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備からの給電により駆動できることで、非常用所内電気設備を経由した非常用ディーゼル発電設備からの給電により駆動する残留熱除去ポンプを用いた残留熱除去系（格納容器冷却モード）に対して多様性を有する設計とする。</p> <p>格納容器代替スプレイ系（常設）の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、非常用ディーゼル発電設備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。また、格納容器代替スプレイ系（常設）の電動弁は、代替所内電気設備を経由して給電する系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。</p>
	サブプレッションチェンバ	低圧原子炉代替注水槽【水源】	常設	<p>また、格納容器代替スプレイ系（常設）は、低圧原子炉代替注水槽を水源とすることで、サブプレッションチェンバを水源とする残留熱除去系（格納容器冷却モード）に対して異なる水源を有する設計とする。</p> <p>低圧原子炉代替注水ポンプ及び低圧原子炉代替注水槽は、原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置することで、原子炉建物内の残留熱除去ポンプ及びサブプレッションチェンバ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。格納容器代替スプレイ系（常設）は、残留熱除去系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、水源から残留熱除去系配管との合流点までの系統について、残留熱除去系に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、格納容器代替スプレイ系（常設）は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器冷却モード）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。</p>

- 注記\*1：重大事故緩和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位置的分散を考慮する対象設備 (2/13)

【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	多重性又は多様性及び位置的分散の 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) 格納容器代替 スプレイ系 (可搬型) に よる原子炉格 納容器内の冷 却	残留熱除去系 (格納容器冷 却モード)	大量送水車	可搬	<p>格納容器代替スプレイ系 (可搬型) は、残留熱除去系 (格納容器冷却モード) 及び格納容器代替スプレイ系 (常設) と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、大量送水車をディーゼルエンジンにより駆動することで、電動機駆動ポンプにより構成される残留熱除去系 (格納容器冷却モード) 及び格納容器代替スプレイ系 (常設) に対して多様性を有する設計とする。</p> <p>格納容器代替スプレイ系 (可搬型) の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、非常用ディーゼル発電設備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。また、格納容器代替スプレイ系 (可搬型) の電動弁は、代替所内電気設備を経由して給電する系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>また、格納容器代替スプレイ系 (可搬型) は、代替淡水源を水源とすることで、サブレッシュンチェンバを水源とする残留熱除去系 (格納容器冷却モード) 及び低圧原子炉代替注水槽を水源とする格納容器代替スプレイ系 (常設) に対して異なる水源を有する設計とする。大量送水車は、原子炉建物及び原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建物内の残留熱除去ポンプ及び原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内の低圧原子炉代替注水ポンプ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。大量送水車の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所を設置する設計とする。格納容器代替スプレイ系 (可搬型) は、残留熱除去系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、水源から残留熱除去系配管との合流点までの系統について、残留熱除去系に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、格納容器代替スプレイ系 (可搬型) は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系 (格納容器冷却モード) 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。</p>
		可搬型ストレーナ	可搬	

注記\*1：重大事故緩和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位置的分散を考慮する対象設備 (3/13)

【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	多重性又は多様性及び位置的分散の 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) 残留熱除去系 (格納容器冷却 モード) による 原子炉格納容器 内の冷却	(残留熱除去系 (格納容器冷却 モード))	残留熱除去ポンプ	常設	—
		残留熱除去系熱交換器	常設	
	(サブプレッションチェンバ)	サブプレッションチェンバ [水源]	常設	
(第 64 条) 残留熱除去 (サ ブプレッション プール水冷却モ ード) による原 子炉格納容器 内の冷却	(残留熱除去系 (サブプレッ ションプール水冷却モード))	残留熱除去ポンプ	常設	—
		残留熱除去系熱交換器	常設	
	(サブプレッションチェンバ)	サブプレッションチェンバ [水源]	常設	

- 注記\*1：重大事故緩和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位置的分散を考慮する対象設備 (4/13)

【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	多重性又は多様性及び位置的分散の 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) 格納容器フィル タベント系によ る原子炉格納容 器内の減圧及び 除熱	—	第1ベントフィルタスクラバ 容器	常設	<p>残留熱代替除去系及び格納容器フィル タベント系は、共通要因によって 同時に機能を損なわないよう、原理 の異なる冷却及び格納容器内の減圧 手段を用いることで多様性を有する 設計とする。</p> <p>格納容器フィルタベント系は、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。また、格 納容器フィルタベント系は、可搬型 代替交流電源設備又は人力により排 出経路に設置される隔離弁を操作で きる設計とすることで、残留熱代替 除去系に対して駆動源の多様性を有 する設計とする。</p> <p>残留熱代替除去系の残留熱代替除去 ポンプは原子炉建物付属棟内に、残 留熱除去系熱交換器及びサブプレッ ションチェンバは原子炉建物原子炉棟 内に設置し、格納容器フィルタベ ント系の第1ベントフィルタスクラバ 容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオ ライト容器は第1ベントフィルタ格 納槽内に、圧力開放板は原子炉建物 近傍の屋外に設置することで共通要 因によって同時に機能を損なわな いよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>残留熱代替除去系と格納容器フィル タベント系は、共通要因によって同 時に機能を損なわないよう、流路を 分離することで独立性を有する設計 とする。これらの多様性及び流路の 独立性並びに位置的分散によって、 残留熱代替除去系と格納容器フィル タベント系は、互いに重大事故等対 処設備として、可能な限りの独立性 を有する設計とする。</p>
		第1ベントフィルタ銀ゼオラ イト容器	常設	
		圧力開放板	常設	
		遠隔手動弁操作機構	常設	
		第1ベントフィルタ格納槽 遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
		配管遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
		可搬式窒素供給装置	可搬	
第1ベントフィルタ出口放射 線モニタ (高レンジ) 第1ベントフィルタ出口放射 線モニタ (低レンジ) 【放射線管理施設】	常設			

注記\*1：重大事故緩和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位置的分散を考慮する対象設備 (5/13)

【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	多重性又は多様性及び位置的分散の 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) 残留熱代替除去系による原子炉 格納容器内の減 圧及び除熱	—	残留熱代替除去ポンプ	常設	残留熱代替除去系及び格納容器フィルタベント系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原理の異なる冷却及び格納容器内の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。
		残留熱除去系熱交換器	常設	残留熱代替除去系は、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。
		移動式代替熱交換設備 【原子炉冷却系統施設】	可搬	残留熱代替除去系に使用する原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、格納容器フィルタベント系から離れた屋外に分散して保管することで、格納容器フィルタベント系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。移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、互いに異なる複数箇所に設置し、かつ格納容器フィルタベント系との隔離を考慮した設計とする。残留熱代替除去系の残留熱代替除去ポンプは原子炉建物付属棟内に、残留熱除去系熱交換器及びサブプレッションチェンバは原子炉建物原子炉棟内に設置し、格納容器フィルタベント系の第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は第1ベントフィルタ格納槽内に、圧力開放板は原子炉建物近傍の屋外に設置す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位置的分散を図る設計とする。
		大型送水ポンプ車 【原子炉冷却系統施設】	可搬	
		移動式代替熱交換設備ストレーナ 【原子炉冷却系統施設】	可搬	
		サブプレッションチェンバ [水源]	常設	残留熱代替除去系と格納容器フィルタベント系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、流路を分離することで独立性を有する設計とする。これらの多様性及び流路の独立性並びに位置的分散によって、残留熱代替除去系と格納容器フィルタベント系は、互いに重大事故等対処設備として、可能な限りの独立性を有する設計とする。

- 注記\*1：重大事故緩和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位置的分散を考慮する対象設備 (6/13)

【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	多重性又は多様性及び位置的分散の 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) ペDESTAL代替 注水系 (常設) による原子炉格 納容器下部への 注水	—	低圧原子炉代替注水ポンプ	常設	<p>ペDESTAL代替注水系 (常設), ペDESTAL代替注水系 (可搬型) 及び格納容器代替スプレイ系 (可搬型) は, 共通要因によって同時に機能を損なわないよう, ペDESTAL代替注水系 (常設) の低圧原子炉代替注水ポンプを代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備からの給電による電動機駆動とし, ペDESTAL代替注水系 (可搬型) 及び格納容器代替スプレイ系 (可搬型) の大量送水車をディーゼルエンジンによる駆動とすることで, 多様性を有する設計とする。</p> <p>ペDESTAL代替注水系 (常設) の電動弁は, ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで, 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る遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また, ペDESTAL代替注水系 (常設) の電動弁は, 代替所内電気設備を経由して給電する系統において, 独立した回路で系統構成することにより, 非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。</p>
		コリウムシールド	常設	<p>また, ペDESTAL代替注水系 (常設) は低圧原子炉代替注水槽を水源とすることで, 代替淡水源を水源とするペDESTAL代替注水系 (可搬型) 及び格納容器代替スプレイ系 (可搬型) に対して, 異なる水源を有する設計とする。</p>
	—	低圧原子炉代替注水槽[水源]	常設	<p>低圧原子炉代替注水ポンプは, 原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置し, 大量送水車は原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽から離れた屋外に分散して保管することで, 共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって, ペDESTAL代替注水系 (常設) 並びにペDESTAL代替注水系 (可搬型) 及び格納容器代替スプレイ系 (可搬型) は, 互いに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。</p>

注記\*1 : 重大事故緩和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位置的分散を考慮する対象設備 (7/13)

【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	多重性又は多様性及び位置的分散の 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) ペDESTAL代替 注水系 (可搬 型) による原子 炉格納容器下部 への注水	—	大量送水車	可搬	ペDESTAL代替注水系 (常設), ペDESTAL代替注水系 (可搬型) 及び格納容器代替スプレイ系 (可搬型) は, 共通要因によって同時に機能を損なわないよう, ペDESTAL代替注水系 (常設) の低圧原子炉代替注水ポンプを代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備からの給電による電動機駆動とし, ペDESTAL代替注水系 (可搬型) 及び格納容器代替スプレイ系 (可搬型) の大量送水車をディーゼルエンジンによる駆動とすることで, 多様性を有する設計とする。
		可搬型ストレーナ	可搬	また, ペDESTAL代替注水系 (常設) は低圧原子炉代替注水槽を水源とすることで, 代替淡水源を水源とするペDESTAL代替注水系 (可搬型) 及び格納容器代替スプレイ系 (可搬型) に対して, 異なる水源を有する設計とする。
		コリウムシールド	常設	低圧原子炉代替注水ポンプは, 原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置し, 大量送水車は原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽から離れた屋外に分散して保管することで, 共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 ペDESTAL代替注水系 (可搬型) の電動弁は, ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで, 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る遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また, ペDESTAL代替注水系 (可搬型) の電動弁は, 代替所内電気設備を経由して給電する系統において, 独立した電路で系統構成することにより, 非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。 大量送水車の接続口は, 共通要因によって接続できなくなることを防止するため, 位置的分散を図った複数箇所を設置する設計とする。 これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって, ペDESTAL代替注水系 (常設) 並びにペDESTAL代替注水系 (可搬型) 及び格納容器代替スプレイ系 (可搬型) は, 互いに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 : 重大事故緩和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位置的分散を考慮する対象設備 (8/13)

【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	多重性又は多様性及び位置的分散の 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) 格納容器代替ス プレイ系 (可搬 型) による原子 炉格納容器下部 への注水	—	大量送水車	可搬	ペDESTAL代替注水系 (常設), ペDESTAL代替注水系 (可搬型) 及び格納容器代替スプレイ系 (可搬型) は, 共通要因によって同時に機能を損なわないよう, ペDESTAL代替注水系 (常設) の低圧原子炉代替注水ポンプを代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備からの給電による電動機駆動とし, ペDESTAL代替注水系 (可搬型) 及び格納容器代替スプレイ系 (可搬型) の大量送水車をディーゼルエンジンによる駆動とすることで, 多様性を有する設計とする。
		可搬型ストレーナ	可搬	また, ペDESTAL代替注水系 (常設) は低圧原子炉代替注水槽を水源とすることで, 代替淡水源を水源とするペDESTAL代替注水系 (可搬型) 及び格納容器代替スプレイ系 (可搬型) に対して, 異なる水源を有する設計とする。
		コリウムシールド	常設	低圧原子炉代替注水ポンプは, 原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置し, 大量送水車は原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽から離れた屋外に分散して保管することで, 共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
				格納容器代替スプレイ系 (可搬型) の電動弁は, ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで, 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る遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また, 格納容器代替スプレイ系 (可搬型) の電動弁は, 代替所内電気設備を経由して給電する系統において, 独立した電路で系統構成することにより, 非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。
				大量送水車の接続口は, 共通要因によって接続できなくなることを防止するため, 位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。
				これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって, ペDESTAL代替注水系 (常設) 並びにペDESTAL代替注水系 (可搬型) 及び格納容器代替スプレイ系 (可搬型) は, 互いに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：重大事故緩和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位置的分散を考慮する対象設備 (9/13)

【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	多重性又は多様性及び位置的分散の 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	—	高压原子炉代替注水ポンプ	常設	—
		ほう酸水注入ポンプ	常設	
		ほう酸水貯蔵タンク	常設	
		低压原子炉代替注水ポンプ	常設	
		大量送水車	可搬	
		可搬型ストレナ	可搬	
		サブプレッションチェンバ [水源]	常設	
		低压原子炉代替注水槽 [水源]	常設	

- 注記\*1：重大事故緩和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位置的分散を考慮する対象設備 (10/13)

【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	多重性又は多様性及び位置的分散の 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 67 条) 格納容器フィル タベント系によ る原子炉格納容 器内の水素ガス 及び酸素ガスの 排出	可燃性ガス濃度制御系	第1ベントフィルタスクラバ 容器	常設	格納容器フィルタベント系は、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。
		第1ベントフィルタ銀ゼオラ イト容器	常設	
		圧力開放板	常設	
	—	遠隔手動弁操作機構	常設	
	—	第1ベントフィルタ格納槽 遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
	—	配管遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
	—	可搬式窒素供給装置	可搬	
	—	第1ベントフィルタ出口水素 濃度 【計測制御系統施設】	可搬	
	—	第1ベントフィルタ出口放射 線モニタ (高レンジ) 第1ベントフィルタ出口放射 線モニタ (低レンジ) 【放射線管理施設】	常設	

注記\*1：重大事故緩和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位置的分散を考慮する対象設備 (11/13)

【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	多重性又は多様性及び位置的分散の 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 68 条) 静的触媒式水素 処理装置による 水素濃度抑制	—	静的触媒式水素処理装置	常設	静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度と原子炉建物水素濃度は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、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。
		静的触媒式水素処理装置入口温度 静的触媒式水素処理装置出口温度 【計測制御系統施設】	常設	また、静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備からの給電により作動できる設計とする。  原子炉建物水素濃度は、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作動できる設計とする。

- 注記\*1：重大事故緩和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位置的分散を考慮する対象設備 (12/13)

【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	多重性又は多様性及び位置的分散の 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 68 条) 格納容器フィル タベント系によ る原子炉格納容 器内の水素ガス 及び酸素ガスの 排出	—	第1 ベントフィルタスクラバ 容器	常設	格納容器フィルタベント系は、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。
		第1 ベントフィルタ銀ゼオラ イト容器	常設	
		圧力開放板	常設	
		遠隔手動弁操作機構	常設	
		第1 ベントフィルタ格納槽 遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
		配管遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
		可搬式窒素供給装置	可搬	
		第1 ベントフィルタ出口水素 濃度 【計測制御系統施設】	可搬	
		第1 ベントフィルタ出口放射 線モニタ (高レンジ) 第1 ベントフィルタ出口放射 線モニタ (低レンジ) 【放射線管理施設】	常設	

- 注記\*1：重大事故緩和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位置的分散を考慮する対象設備 (13/13)

【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	多重性又は多様性及び位置的分散の 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 70 条) 大気への放射性 物質の拡散抑制 ※ 水源は海を 使用	—	大型送水ポンプ車 【核燃料物質の取扱施設及 び貯蔵施設と兼用】	可搬	原子炉建物放水設備である大型送水 ポンプ車及び放水砲は、原子炉建 物、タービン建物及び廃棄物処理建 物から離れた屋外に保管する。
		放水砲 【核燃料物質の取扱施設及び 貯蔵施設と兼用】	可搬	
(第 70 条) 海洋への放射性 物質の拡散抑制	—	放射性物質吸着材 【核燃料物質の取扱施設及 び貯蔵施設と兼用】	可搬	海洋拡散抑制設備である放射性物質 吸着材、シルトフェンス及び小型船 舶は、原子炉建物、タービン建物及 び廃棄物処理建物から離れた屋外に 保管する。
		シルトフェンス 【核燃料物質の取扱施設及 び貯蔵施設と兼用】	可搬	
		小型船舶 【核燃料物質の取扱施設及 び貯蔵施設と兼用】	可搬	
(第 70 条) 航空機燃料火災 への泡消火 ※ 水源は海を 使用	—	大型送水ポンプ車	可搬	原子炉建物放水設備である大型送水 ポンプ車、放水砲及び泡消火薬剤容 器は、原子炉建物、タービン建物及 び廃棄物処理建物から離れた屋外に 保管する。
		放水砲	可搬	
		泡消火薬剤容器	可搬	
(第 74 条) 被ばく線量の低 減	—	非常用ガス処理系排風機	常設	非常用ガス処理系及び原子炉建物燃 料取替階ブローアウトパネル閉止装 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 給電できる設計とする。
		原子炉建物燃料取替階ブ ローアウトパネル閉止装置	常設	
(一) 重大事故等時 に対処するた めの流路、注 水先、注入 先、排出元等	(原子炉圧力容器)	原子炉圧力容器 【原子炉冷却系統施設及び 計測制御系統施設と兼用】	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	
	(燃料プール)	燃料プール 【核燃料物質の取扱施設及 び貯蔵施設】	常設	
	—	原子炉建物原子炉棟	常設	

注記\*1：重大事故緩和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	多重性又は多様性及び位置的分散の 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) 可搬型直流電源 設備による減圧	非常用直流電源設備 (A系及びHPCS系)	高压発電機車	可搬	可搬型直流電源設備は、非常用直流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、高压発電機車の冷却方式を空冷とすることで、冷却方式が水冷である非常用ディーゼル発電設備の発電機及び高压炉心スプレィ系ディーゼル発電設備の発電機から給電する非常用直流電源設備に対して多様性を有する設計とする。また、B1-115V系充電器 (SA)、SA用115V系充電器及び230V系充電器 (常用) により交流電力を直流に変換できることで、230V系蓄電池 (RCIC)、A-115V系蓄電池、高压炉心スプレィ系蓄電池、B-115V系蓄電池、B1-115V系蓄電池 (SA)、原子炉中性子計装用蓄電池を用いる非常用直流電源設備に対して多様性を有する設計とする。  可搬型直流電源設備の高压発電機車、B1-115V系充電器 (SA)、SA用115V系充電器、230V系充電器 (常用) 及びタンクローリは、屋外の原子炉建物から離れた場所及び廃棄物処理建物内に設置又は保管することで、原子炉建物内の非常用ディーゼル発電設備、高压炉心スプレィ系ディーゼル発電設備、ディーゼル燃料デイトンク、原子炉建物近傍のB-ディーゼル燃料移送ポンプ、タービン建物近傍のA-ディーゼル燃料移送ポンプ、ディーゼル燃料移送ポンプ及び廃棄物処理建物内の異なる区画に設置する充電器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。  可搬型直流電源設備は、高压発電機車の発電機から直流母線までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用ディーゼル発電設備の発電機及び高压炉心スプレィ系ディーゼル発電設備の発電機から直流母線までの系統に対して、独立性を有する設計とする。  これらの多様性及び位置的分散並びに電路の独立性によって、可搬型直流電源設備は非常用直流電源設備に対して独立性を有する設計とする。
		B1-115V系充電器 (SA)	常設	
		SA用115V系充電器	常設	
		230V系充電器 (常用)	常設	
		ガスタービン発電機用軽油タンク	常設	
		A-ディーゼル燃料貯蔵タンク	常設	
		B-ディーゼル燃料貯蔵タンク	常設	
		ディーゼル燃料貯蔵タンク	常設	
		タンクローリ	可搬	
A-115V系蓄電池、 B-115V系蓄電池、 B1-115V系蓄電池 (SA)	SRV用電源切替盤	常設	可搬型直流電源設備の高压発電機車の接続箇所は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所を設置する設計とする。	

注記\*1：重大事故緩和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	多重性又は多様性及び位置的分散の 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) 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (補助盤室) による減圧	A-115V 系蓄電池, B-115V 系蓄電池, B1-115V系蓄電池 (SA)	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (補助盤室)	可搬	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (補助盤室) は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、常設の鉛蓄電池である、A-115V系蓄電池、B-115V系蓄電池、B1-115V系蓄電池 (SA) 及びSA用115V蓄電池に対して、可搬型の鉛蓄電池とすることで多様性を有する設計とする。  主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (補助盤室) は、廃棄物処理建物内のA-115V系蓄電池、B-115V系蓄電池、B1-115V系蓄電池 (SA) 及びSA用115V系蓄電池と廃棄物処理建物内の異なる区画に保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
(第 72 条) 常設代替交流電源設備による給電	非常用交流電源設備	ガスタービン発電機	常設	常設代替交流電源設備は、非常用交流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、ガスタービン発電機の発電機をガスタービンにより駆動することで、ディーゼルエンジンにより駆動する非常用ディーゼル発電設備の発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備の発電機を用いる非常用交流電源設備に対して多様性を有する設計とする。
		ガスタービン発電機用軽油タンク	常設	常設代替交流電源設備のガスタービン発電機、ガスタービン発電機用サービスタンク及びガスタービン発電機用燃料移送ポンプは、原子炉建物から離れたガスタービン発電機建物内に設置することで、原子炉建物内の非常用ディーゼル発電設備、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備、ディーゼル燃料タンク、原子炉建物近傍に設置する非常用ディーゼル発電設備のB-ディーゼル燃料移送ポンプ、タービン建物近傍に設置する非常用ディーゼル発電設備のA-ディーゼル燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備のディーゼル燃料移送ポンプ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。
		ガスタービン発電機用サービスタンク	常設	常設代替交流電源設備は、ガスタービン発電機の発電機からメタルクラッド開閉装置2C及び2Dまでの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用ディーゼル発電設備の発電機からメタルクラッド開閉装置2C及び2Dまでの系統並びに高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備の発電機からメタルクラッド開閉装置HPCSまでの系統に対して、独立性を有する設計とする。
		ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ	常設	これらの多様性及び位置的分散並びに電路の独立性によって、常設代替交流電源設備は非常用交流電源設備に対して独立性を有する設計とする。

注記\*1：重大事故緩和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	多重性又は多様性及び位置的分散の 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) 可搬型代替交流 電源設備による 給電	非常用交流電源設備	高压発電機車	可搬	可搬型代替交流電源設備は、非常用交流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、高压発電機車の冷却方式を空冷とすることで、冷却方式が水冷である非常用ディーゼル発電設備の発電機及び高压炉心スプレー系ディーゼル発電設備の発電機を用いる非常用交流電源設備に対して多様性を有する設計とする。また、可搬型代替交流電源設備は、常設代替交流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、高压発電機車の発電機をディーゼルエンジンにより駆動することで、ガスタービンにより駆動するガスタービン発電機の発電機を用いる常設代替交流電源設備に対して多様性を有する設計とする。
		ガスタービン発電機用軽油 タンク	常設	可搬型代替交流電源設備の高压発電機車及びタンクローリは、屋外の原子炉建物から離れた場所に保管することで、原子炉建物内の非常用ディーゼル発電設備、高压炉心スプレー系ディーゼル発電設備、ディーゼル燃料デイトンク、原子炉建物近傍のB-ディーゼル燃料移送ポンプ、タービン建物近傍のA-ディーゼル燃料移送ポンプ及びディーゼル燃料移送ポンプ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。また、可搬型代替交流電源設備の高压発電機車及びタンクローリは、ガスタービン発電機建物内に設置するガスタービン発電機、ガスタービン発電機用サービスタンク及びガスタービン発電機用燃料移送ポンプから離れた場所に保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。
		A-ディーゼル燃料貯蔵タンク	常設	可搬型代替交流電源設備は、高压発電機車の発電機からメタルクラッド開閉装置2C及び2Dまでの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用ディーゼル発電設備の発電機からメタルクラッド開閉装置2C及び2Dまでの系統並びに高压炉心スプレー系ディーゼル発電設備の発電機からメタルクラッド開閉装置HPCSまでの系統に対して、独立性を有する設計とする。
		B-ディーゼル燃料貯蔵タンク	常設	これらの多様性及び位置的分散並びに電路の独立性によって、可搬型代替交流電源設備は非常用交流電源設備に対して独立性を有する設計とする。
		ディーゼル燃料貯蔵タンク	常設	可搬型代替交流電源設備の高压発電機車の接続箇所は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。
		タンクローリ	可搬	

注記\*1：重大事故緩和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	多重性又は多様性及び位置的分散の 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) 所内常設蓄電式 直流電源設備に よる給電	非常用直流電源設備 (A 系及び HPCS 系)	B-115V系蓄電池	常設	所内常設蓄電式直流電源設備は、原子 炉建物及び廃棄物処理建物内の非常用 直流電源設備3系統のうち2系統と異 なる区画に設置することで、非常用直 流電源設備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。  所内常設蓄電式直流電源設備は、蓄 電池及び充電器から直流母線までの系 統において、独立した電路で系統構 成することにより、非常用直流電源 設備3系統のうち2系統の蓄電池及 び充電器から直流母線までの系統に 対して、独立性を有する設計とする。  これらの位置的分散及び電路の独立 性によって、所内常設蓄電式直流電 源設備は非常用直流電源設備3系統 のうち2系統に対して独立性を有す る設計とする。
		B1-115V系蓄電池 (SA)	常設	
		230V系蓄電池 (RCIC)	常設	
		SA用115V系蓄電池	常設	
		B-115V系充電器	常設	
		B1-115V系充電器 (SA)	常設	
		230V系充電器 (RCIC)	常設	
SA用115V系充電器	常設			
(第 72 条) 常設代替直流電 源設備による給 電	非常用直流電源設備 (A 系及び HPCS 系)	SA用115V系蓄電池	常設	常設代替直流電源設備は、廃棄物 処理建物内に設置し、非常用直流電 源設備3系統のうち2系統と異なる 区画に設置することで、非常用直 流電源設備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。  常設代替直流電源設備は、蓄電池 及び充電器から直流母線までの系 統において、独立した電路で系統構 成することにより、非常用直流電源 設備3系統のうち2系統の蓄電池 及び充電器から直流母線までの系 統に対して、独立性を有する設計と する。  これらの位置的分散及び電路の独立 性によって、常設代替直流電源設備 は非常用直流電源設備に対して独立 性を有する設計とする。
		SA用115V系充電器	常設	

注記\*1：重大事故緩和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「一」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	多重性又は多様性及び位置的分散の 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) 可搬型直流電 源設備による 給電	非常用直流電源設備 (A系及びHPCS系)	高压発電機車	可搬	可搬型直流電源設備は、非常用直流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、高压発電機車の冷却方式を空冷とすることで、冷却方式が水冷である非常用ディーゼル発電設備の発電機及び高压炉心スプレイ系ディーゼル発電設備の発電機から給電する非常用直流電源設備に対して多様性を有する設計とする。また、B1-115V系充電器(SA)、SA用115V系充電器及び230V系充電器(常用)により交流電力を直流に変換できることで、230V系蓄電池(RCIC)、A-115V系蓄電池、高压炉心スプレイ系蓄電池、B-115V系蓄電池、B1-115V系蓄電池(SA)、原子炉中性子計装用蓄電池を用いる非常用直流電源設備に対して多様性を有する設計とする。  可搬型直流電源設備の高压発電機車、B1-115V系充電器(SA)、SA用115V系充電器、230V系充電器(常用)及びタンクローリは、屋外の原子炉建物から離れた場所及び廃棄物処理建物内に設置又は保管することで、原子炉建物内の非常用ディーゼル発電設備、高压炉心スプレイ系ディーゼル発電設備、ディーゼル燃料デイトンク、原子炉建物近傍のB-ディーゼル燃料移送ポンプ、タービン建物近傍のA-ディーゼル燃料移送ポンプ、ディーゼル燃料移送ポンプ及び廃棄物処理建物内の異なる区画に設置する充電器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。  可搬型直流電源設備は、高压発電機車の発電機から直流母線までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用ディーゼル発電設備の発電機及び高压炉心スプレイ系ディーゼル発電設備の発電機から直流母線までの系統に対して、独立性を有する設計とする。  これらの多様性及び位置的分散並びに電路の独立性によって、可搬型直流電源設備は非常用直流電源設備に対して独立性を有する設計とする。  可搬型直流電源設備の高压発電機車の接続箇所は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。
		B1-115V系充電器 (SA)	常設	
		SA用115V系充電器	常設	
		230V系充電器 (常用)	常設	
		ガスタービン発電機用 軽油タンク	常設	
		A-ディーゼル燃料貯蔵タンク	常設	
		B-ディーゼル燃料貯蔵タンク	常設	
		ディーゼル燃料貯蔵タンク	常設	
タンクローリ	可搬			

注記\*1：重大事故緩和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	多重性又は多様性及び位置的分散の 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) 代替所内電源 設備による給 電	非常用所内電気設備	緊急用メタクラ	常設	代替所内電気設備の緊急用メタクラ、メタクラ切替盤、高圧発電機車接続プラグ収納箱、緊急用メタクラ接続プラグ盤、SAロードセンタ、SA1コントロールセンタ、SA2コントロールセンタ、充電器電源切替盤、SA電源切替盤及び重大事故操作盤は非常用所内電気設備とは異なる区画に設置することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。  代替所内電気設備は、独立した回路で系統構成することにより、非常用所内電気設備に対して、独立性を有する設計とする。  これらの位置的分散及び回路の独立性によって、代替所内電気設備は非常用所内電気設備に対して独立性を有する設計とする。
		メタクラ切替盤	常設	
		高圧発電機車接続プラグ収納箱	常設	
		緊急用メタクラ接続プラグ盤	常設	
		SAロードセンタ	常設	
		SA1コントロールセンタ	常設	
		SA2コントロールセンタ	常設	
		充電器電源切替盤	常設	
		SA電源切替盤	常設	
		重大事故操作盤	常設	
	非常用所内電気設備HPCS系	メタルクラッド開閉装置 2C	常設	
メタルクラッド開閉装置 2D		常設		
(第 72 条) 非常用交流電 源設備	(A-非常用ディーゼル発電設備)	A-非常用ディーゼル発電設備	常設	
	(B-非常用ディーゼル発電設備)	B-非常用ディーゼル発電設備	常設	
	(高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備)	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備	常設	
	(A-ディーゼル燃料移送ポンプ)	A-ディーゼル燃料移送ポンプ	常設	
	(B-ディーゼル燃料移送ポンプ)	B-ディーゼル燃料移送ポンプ	常設	
	(ディーゼル燃料移送ポンプ)	ディーゼル燃料移送ポンプ	常設	
	(A-ディーゼル燃料貯蔵タンク)	A-ディーゼル燃料貯蔵タンク	常設	
	(B-ディーゼル燃料貯蔵タンク)	B-ディーゼル燃料貯蔵タンク	常設	
	(ディーゼル燃料貯蔵タンク)	ディーゼル燃料貯蔵タンク	常設	
(ディーゼル燃料デイトンク)	ディーゼル燃料デイトンク	常設		

注記\*1：重大事故緩和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	多重性又は多様性及び位置的分散の 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) 非常用直流電 源設備	(A-115V系蓄電池)	A-115V系蓄電池	常設	—
	非常用直流電源設備（A系及び HPCS系）	B-115V系蓄電池	常設	
		B1-115V系蓄電池（SA）	常設	
		230V系蓄電池（RCIC）	常設	
	(高圧炉心スプレイ系蓄電池)	高圧炉心スプレイ系蓄電池	常設	
	(A-原子炉中性子計装用蓄電池)	A-原子炉中性子計装用蓄電 池	常設	
	(B-原子炉中性子計装用蓄電池)	B-原子炉中性子計装用蓄電 池	常設	
	(A-115V系充電器)	A-115V系充電器	常設	
	非常用直流電源設備（A系及び HPCS系）	B-115V系充電器	常設	
		B1-115V系充電器（SA）	常設	
		230V系充電器（RCIC）	常設	
	(高圧炉心スプレイ系充電器)	高圧炉心スプレイ系充電器	常設	
	(A-原子炉中性子計装用充電器)	A-原子炉中性子計装用充電器	常設	
	(B-原子炉中性子計装用充電器)	B-原子炉中性子計装用充電器	常設	

注記\*1：重大事故緩和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	多重性又は多様性及び位置的分散 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) 燃料補給設備	(A-ディーゼル燃料貯蔵タンク B-ディーゼル燃料貯蔵タンク ディーゼル燃料貯蔵タンク)	ガスタービン発電機用軽油 タンク  【補機駆動用燃料設備と兼 用】	常設	燃料補給設備のタンクローリは、タービン建物近傍のA-ディーゼル燃料移送ポンプ及びディーゼル燃料移送ポンプ並びに原子炉建物近傍のB-ディーゼル燃料移送ポンプから離れた屋外に分散して保管することで、A-ディーゼル燃料移送ポンプ、B-ディーゼル燃料移送ポンプ及びディーゼル燃料移送ポンプ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。  ガスタービン発電機用軽油タンクは、タービン建物及び原子炉建物から離れた場所に設置することで、タービン建物近傍のA-ディーゼル燃料貯蔵タンク及びディーゼル燃料貯蔵タンク並びに原子炉建物近傍のB-ディーゼル燃料貯蔵タンク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。
		A-ディーゼル燃料貯蔵タンク B-ディーゼル燃料貯蔵タンク ディーゼル燃料貯蔵タンク  【補機駆動用燃料設備と兼用】	常設	
		タンクローリ  【補機駆動用燃料設備と兼用】	可搬	
(第75条) モニタリングポストの代替交流電源からの給電	非常用交流電源設備	ガスタービン発電機	常設	常設代替交流電源設備は、非常用交流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、ガスタービン発電機の発電機をガスタービンにより駆動することで、ディーゼルエンジンにより駆動する非常用ディーゼル発電設備の発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備の発電機を用いる非常用交流電源設備に対して多様性を有する設計とする。  常設代替交流電源設備のガスタービン発電機、ガスタービン発電機用サービスタンク及びガスタービン発電機用燃料移送ポンプは、原子炉建物から離れたガスタービン発電機建物内に設置することで、原子炉建物内の非常用ディーゼル発電設備、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備、ディーゼル燃料デイトンク、原子炉建物近傍に設置する非常用ディーゼル発電設備のB-ディーゼル燃料移送ポンプ、タービン建物近傍に設置する非常用ディーゼル発電設備のA-ディーゼル燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備のディーゼル燃料移送ポンプ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。  常設代替交流電源設備は、ガスタービン発電機の発電機からメタルクラッド開閉装置2C及び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、非常用ディーゼル発電設備の発電機からメタルクラッド開閉装置2C及び2Dまでの系統並びに高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備の発電機からメタルクラッド開閉装置HPCSまでの系統に対して、独立性を有する設計とする。  これらの多様性及び位置的分散並びに回路の独立性によって、常設代替交流電源設備は非常用交流電源設備に対して独立性を有する設計とする。
		ガスタービン発電機用軽油タンク	常設	
		ガスタービン発電機用サービスタンク	常設	
		ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ	常設	

注記\*1：重大事故緩和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	多重性又は多様性及び位置的分散の 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) 電源の確保 (緊 急時対策所)	非常用ディーゼル発電設備	緊急時対策所用発電機	可搬	緊急時対策所用発電機は、2号炉原子炉建物内の非常用ディーゼル発電機とは離れた建物の屋外に保管す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、位置的分散を図る設計とする。	
		可搬ケーブル	可搬		
	非常用所内電気設備	緊急時対策所 発電機接続 プラグ盤	常設	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設備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 低圧母線盤	常設		
	非常用ディーゼル発電設備	緊急時対策所用燃料地下タンク	常設	緊急時対策所用発電機は、1台で緊急時対策所に給電するために必要な容量を有するものを、燃料補給時の切替えを考慮して、合計2台を緊急時対策所に接続することで多重性を有するとともに、故障対応時及び保守点検時のバックアップ用として予備機を2台保管する設計とする。	
		タンクローリ	可搬		
		ホース	可搬		
					燃料補給設備のタンクローリは、原子炉建物内のディーゼル燃料デイトンク並びにタービン建物近傍のA-ディーゼル燃料移送ポンプから離れた屋外に分散して保管することで、ディーゼル燃料デイトンク及びA-ディーゼル燃料移送ポンプ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。
					燃料補給設備の緊急時対策所用燃料地下タンクは、タービン建物近傍のA-ディーゼル燃料貯蔵タンクから離れた場所に設置することで、A-ディーゼル燃料貯蔵タンク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。

注記\*1：重大事故緩和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	多重性又は多様性及び位置的分散の 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) 燃料補給設備	(A-ディーゼル燃料貯蔵タンク B-ディーゼル燃料貯蔵タンク ディーゼル燃料貯蔵タンク)	ガスタービン発電機用軽油 タンク 【非常用電源設備と兼用】	常設	燃料補給設備のタンクローリは、タービン建物近傍のA-ディーゼル燃料移送ポンプ及びディーゼル燃料移送ポンプ並びに原子炉建物近傍のB-ディーゼル燃料移送ポンプから離れた屋外に分散して保管することで、A-ディーゼル燃料移送ポンプ、B-ディーゼル燃料移送ポンプ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。
		A-ディーゼル燃料貯蔵タンク B-ディーゼル燃料貯蔵タンク ディーゼル燃料貯蔵タンク 【非常用電源設備と兼用】	常設	
		タンクローリ 【非常用電源設備と兼用】	可搬	

- 注記\*1：重大事故緩和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	多重性又は多様性及び位置的分散の 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	(取水口)	取水口	常設	—
	(取水管)	取水管	常設	
	(取水槽)	取水槽	常設	

注記\*1：重大事故緩和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	多重性又は多様性及び位置的分散の 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) 居住性の確保 (緊急時対策 所)	—	緊急時対策所遮蔽 【放射線管理施設】	常設	緊急時対策所は、中央制御室から独立した建物と一体の遮蔽及び換気空調設備として、緊急時対策所空気浄化送風機、緊急時対策所空気浄化フィルタユニット、空気ポンベ加圧設備(空気ポンベ)、差圧計、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び可搬式エリア放射線モニタを有し、換気空調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。これらは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、緊急時対策所遮蔽、緊急時対策所空気浄化送風機、緊急時対策所空気浄化フィルタユニット、空気ポンベ加圧設備(空気ポンベ)、差圧計、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び可搬式エリア放射線モニタは、中央制御室とは離れた建物に保管又は設置することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
		緊急時対策所空気浄化送風機 【放射線管理施設】	可搬	
		緊急時対策所空気浄化フィルタユニット 【放射線管理施設】	可搬	
		空気ポンベ加圧設備 (空気ポンベ) 【放射線管理施設】	可搬	
		差圧計 【放射線管理施設】	常設	
		酸素濃度計	可搬	
		二酸化炭素濃度計	可搬	
		可搬式エリア放射線モニタ 【放射線管理施設】	可搬	
		可搬式モニタリングポスト 【放射線管理施設】	可搬	

注記\*1：重大事故緩和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	多重性又は多様性及び位置的分散の 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) 必要な情報の把握	—	安全パラメータ表示システム (SPDS)	常設	廃棄物処理建物及び緊急時対策所内に設置する安全パラメータ表示システム (SPDS) の電源は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備及び緊急時対策所用発電機からの給電により使用することで、非常用ディーゼル発電設備又は無停電電源装置 (充電器等を含む。) に対して多様性を有する設計とする。

注記\*1 : 重大事故緩和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	多重性又は多様性及び位置的分散の 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 (緊急 時対策所)	所内通信連絡設備 電力保安通信用電話設備	無線通信設備 (固定型)	常設	無線通信設備のうち無線通信設備 (固定型) 及び衛星電話設備のうち衛星電話設備 (固定型) の電源は、所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備及び緊急時対策所用発電機からの給電により使用することで、非常用ディーゼル発電設備又は無停電電源装置 (充電器等を含む。) からの給電により使用する所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備に対して多様性を有する設計とする。また、無線通信設備 (固定型) 及び衛星電話設備 (固定型) は、中央制御室及び緊急時対策所内に設置することで、所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備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。  無線通信設備のうち無線通信設備 (携帯型) 及び衛星電話設備のうち衛星電話設備 (携帯型) の電源は、所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、充電式電池を使用することで、非常用ディーゼル発電設備又は無停電電源装置 (充電器等を含む。) からの給電により使用する所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備に対して多様性を有する設計とする。また、無線通信設備 (携帯型) 及び衛星電話設備 (携帯型) は、緊急時対策所内に保管することで、所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備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。  無線通信設備及び衛星電話設備は、異なる通信方式を使用し、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。  緊急時対策所内に設置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の電源は、電力保安通信用電話設備、局線加入電話設備、専用電話設備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で、非常用ディーゼル発電設備又は無停電電源装置 (充電器等を含む。) からの給電により使用する電力保安通信用電話設備、局線加入電話設備、及び専用電話設備に対して多様性を有する設計とする。
		無線通信設備 (携帯型)	可搬	
		衛星電話設備 (固定型)	常設	
	衛星電話設備 (携帯型)	可搬		
	—	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-電話機及び I P-F A X)	常設	

注記\*1：重大事故緩和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（中央制御室空調換気系）

項目	評価条件
想定事故	原子炉冷却材喪失（仮想事故）
よう素除去効率	0～15分：0%（通常運転状態） 15分～24時間：95%（系統隔離運転） 24時間～30日：0%（再循環フィルタ機能喪失）
実効放出継続時間	24時間
環境に放出された放射性物質の 大気拡散条件	中央制御室 $\chi/Q[s/m^3] : 3.0 \times 10^{-4}$ $D/Q[Gy/Bq] : 2.6 \times 10^{-18}$ 入退域時 $\chi/Q[s/m^3] : 1.8 \times 10^{-4}$ $D/Q[Gy/Bq] : 1.9 \times 10^{-18}$ (気象データは2009年1月～2009年12月)
呼吸率	1.2[m <sup>3</sup> /h] (成人活動時の呼吸率)
外気インリーク量	0.5[回/h] (2017年8月1日～2017年8月2日に実施した中央制御室 空気流入率測定試験結果 0.082[回/h]に余裕をみた 値)
外気取込量	0～15分：21000[m <sup>3</sup> /h]（通常運転状態） 15分～30日：3500[m <sup>3</sup> /h]（少量取込）
中央制御室換気系処理空間容積	18000[m <sup>3</sup> ]
中央制御室内容積	2440[m <sup>3</sup> ](居住スペース（1, 2号機中央制御室）)
運転員勤務形態	4直2交代

第3-7-2表 中央制御室空調換気系故障時の影響評価結果

項目	影響評価結果
実効線量	約 37mSv
判断基準（実効線量）	≤100mSv

第3-7-3表 単一設計における主要解析条件（非常用ガス処理系）（原子炉冷却材喪失）

項目	評価条件*
想定事故	原子炉冷却材喪失
原子炉棟からの換気率	0～24 時間：1回/d（非常用ガス処理系） 24時間以降：1回/d（原子炉棟漏えい）
非常用ガス処理系 よう素除去効率	0～24 時間：99.97%（非常用ガス処理系） 24時間以降：99.97%（非常用ガス処理系の単一配管の全周 破断により，フィルタを通過したガスが原子 炉棟内に放出）
実効放出継続時間	0～24時間（非常用ガス処理系の排気口放出） 希ガス：10 時間 よう素：10 時間 24 時間以降（地上放散） 希ガス：140 時間 よう素：170 時間
環境に放出された放射性物質 の大气拡散条件 (2009年1月～2009年12月)	0～24 時間（非常用ガス処理系の排気口放出） $\chi/Q[s/m^3] : 3.3 \times 10^{-5}$ $D/Q[Gy/Bq] : 1.8 \times 10^{-19}$ 24 時間以降（地上放散） $\chi/Q[s/m^3] : 1.9 \times 10^{-5}$ $D/Q[Gy/Bq] : 4.0 \times 10^{-19}$

注記\*：評価条件の中で原子炉設置変更許可申請書添付書類十「3.4.4 原子炉冷却材喪失」から変更したもののみを示す。

第3-7-4表 単一設計における主要解析条件（非常用ガス処理系）（燃料集合体の落下）

項目	評価条件*
想定事故	燃料集合体の落下
原子炉棟からの換気率	0～24 時間：1回/d（非常用ガス処理系） 24～72時間：1回/d（原子炉棟漏えい） 72～76時間：1回/d（原子炉棟漏えい） 76時間以降：1回/d（非常用ガス処理系）
よう素除去効率	0～24 時間：99.97%（非常用ガス処理系） 24～72時間：99.97%（非常用ガス処理系の単一配管の全周破断により，フィルタを通過したガスが原子炉棟内に放出） 72～76時間：0%（非常用ガス処理系修復作業期間） 76時間以降：99.97%（非常用ガス処理系）
実効放出継続時間	0～24 時間（非常用ガス処理系の排気口放出） 希ガス：10 時間 よう素：10 時間 24～76 時間（地上放散） 希ガス：10 時間 よう素：10 時間 76 時間以降（非常用ガス処理系の排気口放出） 希ガス：20 時間 よう素：1 時間
環境に放出された放射性物質の 大気拡散条件 (2009年1月～2009年12月)	0～24 時間（非常用ガス処理系の排気口放出） $\chi/Q[s/m^3] : 3.3 \times 10^{-6}$ $D/Q[Gy/Bq] : 1.8 \times 10^{-19}$ 24～76 時間（地上放散） $\chi/Q[s/m^3] : 5.0 \times 10^{-5}$ $D/Q[Gy/Bq] : 9.5 \times 10^{-19}$ 76 時間以降（非常用ガス処理系の排気口放出） $\chi/Q[s/m^3] : 8.8 \times 10^{-6}$ $D/Q[Gy/Bq] : 1.6 \times 10^{-19}$
呼吸率	5.16[m <sup>3</sup> /d]

注記\*：評価条件の中で原子炉設置変更許可申請書添付書類十「3.4.3 燃料集合体の落下」から変更したもののみを示す。

第3-7-5表 非常用ガス処理系故障時の影響評価結果（原子炉冷却材喪失）

項目	影響評価結果
実効線量	約 $1.2 \times 10^{-2}$ mSv
判断基準（実効線量）	$\leq 5$ mSv

第3-7-6表 非常用ガス処理系故障時の影響評価結果（燃料集合体の落下）

項目	影響評価結果
実効線量	約 $1.1 \times 10^0$ mSv
判断基準（実効線量）	$\leq 5$ mSv

第3-7-7表 単一設計における主要解析条件の比較（残留熱除去系（格納容器冷却モード））  
（原子炉冷却材喪失）

項目	影響評価	ベースケース
残留熱除去系（格納容器冷却モード）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（2/2系統） ・格納容器冷却モード：1系統 ・サブプレッションプール水冷却モード：1系統	残留熱除去系（1/2系統） ・格納容器冷却モード：1系統

第3-7-8表 原子炉格納容器スプレイ管（サブプレッションチェンバスプレイ管）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	判断基準
ドライウエル最高温度 (°C)	約145	約145	171
ドライウエル最高圧力 (kPa[gage])	約330	約330	427
サブプレッションプール水 最高温度 (°C)	約71	約87	104
サブプレッションチェンバ 最高圧力 (kPa[gage])	約210	約210	427