

柏崎刈羽原子力発電所第7号機 工事計画審査資料	
資料番号	KK7添-1-023 改3
提出年月日	2020年 5月 21日

V-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

2020年5月

東京電力ホールディングス株式会社

## 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	11
2.3 環境条件等	13
2.4 操作性及び試験・検査性	23
3. 系統施設ごとの設計上の考慮	35
3.1 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	35
3.2 原子炉冷却系統施設	37
3.3 計測制御系統施設	40
3.4 放射線管理施設	44
3.5 原子炉格納施設	47
3.6 その他発電用原子炉の附属施設	50
3.6.1 非常用電源設備	50
3.6.2 常用電源設備	53
3.6.3 火災防護設備	54
3.6.4 浸水防護設備	55
3.6.5 補機駆動用燃料設備	56
3.6.6 非常用取水設備	57
3.6.7 緊急時対策所	58
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に対しても要求されていることから、安全設備を含めた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処施設を対象とする。

## 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

設置許可基準規則第12条第2項に規定される「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」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、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、V-2「耐震性に関する説明書」のうちV-2-1「耐震設計の基本方針」に基づき実施する。地震を除く自然現象及び人為事象に対する設計については、V-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V-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、V-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V-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、V-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。

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、系統の安全機能が達成できるよう、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。

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使用済燃料貯蔵槽（使用済燃料貯蔵プール）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に、共通要因の特性を踏まえ、可能な限り多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ることを考慮して適切な措置を講じた設計とする。

常設重大事故防止設備のうち、計装設備については、重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に、共通要因の特性を踏まえ、可能な限り多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ることを考慮して適切な措置を講じた設計とする。

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

可搬型重大事故等対処設備は、地震、津波、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、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。

建屋については、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が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、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、低温（凍結）、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象を考慮する。このうち、降水及び低温（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、V-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V-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、地震に対しては技術基準規則第 50 条「地震による損傷の防止」に基づく設計とし、津波に対しては二次的影響も含めて技術基準規則第 51 条「津波による損傷の防止」に基づく設計とする。
- ・常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等と同時に機能を損なうおそれがないように、可能な限り設計基準事故対処設備等と位置的分散を図る。
- ・地震に対して屋内の可搬型重大事故等対処設備は、技術基準規則第 49 条「重大事故等対処施設の地盤」に基づく地盤に設置された建屋内に保管する。
- ・屋外の可搬型重大事故等対処設備は、転倒しないことを確認する、又は必要により固縛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。
- ・可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り、複数箇所に分散して保管する。
- ・可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口は、技術基準規則第 50 条「地震による損傷の防止」及び技術基準規則第 51 条「津波による損傷の防止」に基づく設計とする。
- ・可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口は、技術基準規則第 49 条「重大事故等対処施設の地盤」に基づく地盤上の建屋面に複数箇所設置する。また、

接続口から建屋内に水又は電力を供給する経路のうち、常設の経路については、常設重大事故等対処設備として設計し、可搬型ホース等を用いる経路については、可搬型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、V-2「耐震性に関する説明書」のうちV-2-1「耐震設計の基本方針」に基づき実施する。また、可搬型重大事故等対処設備の保管場所及び屋外・屋内アクセスルートにおいて周辺斜面が崩壊しないことの考慮等については、別添 1「可搬型重大事故等対処設備等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。位置的分散が図られた重大事故等対処設備の耐津波設計については、V-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V-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、低温（凍結）、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響及び生物学的事象

風（台風）、竜巻、低温（凍結）、降水、積雪、落雷、地滑り、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

- ・常設重大事故防止設備は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に設置するか、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。
- ・落雷に対して常設代替交流電源設備は、避雷設備等により防護する設計とする。
- ・生物学的事象のうちネズミ等の小動物に対して屋外の常設重大事故防止設備は、侵入防止対策により重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれのない設計とする。
- ・生物学的事象のうちクラゲ等の海生生物からの影響を受けるおそれのある常設重大事故防止設備は、侵入防止対策により重大事故等に対処するため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

- ・可搬型重大事故等対処設備は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に保管するか、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必要な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から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、建屋の異なる面の隣接しない位置に複数箇所設置する。また、接続口から建屋内に水又は電力を供給する経路のうち、常設の経路については、常設重大事故等対処設備として設計し、可搬型ホース等を用いる経路については、可搬型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に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、低温（凍結）、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響及び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、V-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V-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、低温（凍結）、降水、積雪、落雷、地滑り、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等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）、有毒ガス及び船舶の衝突

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、重大事故等対処設備は以下の設計とする。

- ・常設重大事故防止設備は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に設置するか、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。
- ・可搬型重大事故等対処設備は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に

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必要な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分散して保管する。

- ・可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口は、建屋の異なる面の隣接しない位置に複数箇所設置する。また、接続口から建屋内に水又は電力を供給する経路のうち、常設の経路については、常設重大事故等対処設備として設計し、可搬型ホース等を用いる経路については、可搬型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）、有毒ガス及び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、V-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V-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）に対する設計

- ・可搬型重大事故等対処設備は、「(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対しては、可搬型重大事故等対処設備による対策を講じることとする。
- ・屋内の可搬型重大事故等対処設備は、可能な限り設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り、複数箇所に分散して保管する設計とする。
- ・屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備が設置されている建屋から 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対象施設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、建屋の異なる面の隣接しない位置に複数箇所設置する。また、接続口から建屋内に水又は電力を供給する経路のうち、常設の経路については、常設重大事故等対処設備として設計し、可搬型ホース等を用いる経路については、可搬型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、建屋の異なる面の隣接しない位置に複数箇所設置する。また、接続口から建屋内に水又は電力を供給する経路のうち、常設の経路については、常設重大事故等対処設備として設計し、可搬型ホース等を用いる経路については、可搬型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、V-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V-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、建屋の異なる面の隣接しない位置に複数箇所設置する。また、接続口から建屋内に水又は電力を供給する経路のうち、常設の経路については、常設重大事故等対処設備として設計し、可搬型ホース等を用いる経路については、可搬型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、V-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. 火災防護の基本設計」に基づき実施する。位置的分散が図られた可搬型重大事故等対処設備の火災防護計画については、V-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有する設計とするが、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用いる設計とする。

## 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V-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ついては、これら波及的影響により安全施設の機能を損なわないことを、「2.3 環境条件等」に示す。

### (1) 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。
- ・放水砲については、建屋への放水により、当該設備の使用を想定する重大事故時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飛散物による影響の考慮については、V-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（低温（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（低温（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）、竜巻、積雪、火山の影響）による荷重を考慮する。

安全施設及び重大事故等対処設備について、これらの環境条件の考慮事項ごとに、環境圧力、環境温度及び湿度による影響、放射線による影響、屋外の天候による影響（低温（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（低温（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。
  - ・原子炉建屋原子炉区域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、使用済燃料貯蔵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、これらの影響を受けない区画等に設置する。

- ・原子炉建屋内の原子炉区域外及びその他の建屋内の重大事故等対処設備は、重大事故等時におけるそれぞれの場所の環境条件を考慮した設計とする。また、地震による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とするとともに、可搬型重大事故等対処設備については、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。
- ・屋外及び建屋屋上の重大事故等対処設備は、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。操作は、中央制御室、離れた場所又は設置場所で可能な設計とする。また、地震、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、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のうち、主たる流路に影響を与える範囲については、主たる流路の機能を維持できるよう、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、原子炉建屋原子炉区域内は事故時に作動するブローアウトパネル開放設定値を考慮して大気圧相当、原子炉建屋内の原子炉区域外及びその他の建屋内並びに屋外は大気圧であり、大気圧にて機能を損なわない設計とする。

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

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



重大事故等対処設備に対しては、「許可申請書十号」ハ.において評価した重大事故等の中で、原子炉格納容器内の圧力が最も高くなる「大破断 LOCA+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、0.62MPa[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、耐圧部にあつては、機器が使用される環境圧力下において、部材に発生する応力に耐えられることとする。耐圧部以外の部分にあつては、絶縁や回転等の機能が阻害される圧力に到達しないことを確認する。

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

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

b. 環境温度及び湿度による影響

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

原子炉格納容器内の安全施設に対しては、「許可申請書十号」ロ.において評価した設計基準事故の中で、原子炉格納容器内の温度が最も高くなる「原子炉冷却材喪失」を包絡する温度及び湿度として、温度は171℃、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「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、温度は200℃、湿度は100%（蒸気）を設定する。

原子炉建屋原子炉区域内の安全施設に対しては、原子炉建屋原子炉区域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況に応じて、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。

原子炉建屋原子炉区域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℃（運転階：77℃）、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 66℃（事象初期：100℃）、湿度 100%を設定する。

「使用済燃料貯蔵プールにおける重大事故に至るおそれのある事故」時に使用する原子炉建屋運転階の重大事故等対処設備に対しては、使用済燃料貯蔵プール水の沸騰の可能性を考慮して、原則、温度 100℃、湿度 100%を設定する。

「主蒸気管破断事故起因の重大事故等」時に使用する原子炉建屋原子炉区域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屋原子炉区域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。

原子炉建屋内の原子炉区域外及びその他の建屋内の安全施設及び重大事故等対処設備に対しては、原則として、温度は 40℃、湿度は 90%を設定する。

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

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

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

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

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

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

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

### c. 放射線による影響

安全施設及び重大事故等対処設備は、それぞれ事故時に想定される放射線にて機能を損なわない設計とする。放射線については、設備の設置場所の適切な区分（原子炉格納容器内、原子炉建屋原子炉区域内、原子炉建屋内の原子炉区域外及びその他の建屋内、屋外）ごとに想定事故時に到達する最大線量とし、区分ごとの放射線量に対して、遮蔽等の効果

を考慮して、機能を損なわない材料、構造、原理等を用いる設計とする。

安全施設に対しては、「許可申請書十号」ロ.において評価した設計基準事故の中で、原子炉格納容器内の線量が最も高くなる「原子炉冷却材喪失」を選定し、その最大放射線量を包絡する線量として、原子炉格納容器内は500kGy/6ヶ月を設定する。原子炉建屋原子炉区域内の安全施設に対しては、原則として、400Gy/6ヶ月を設定する。

原子炉建屋内の原子炉区域外及びその他の建屋内の安全施設に対しては、屋外と同程度の放射線量として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「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、原則として、800kGy/7日間を設定する。

原子炉建屋原子炉区域内のうち、一般階で使用する重大事故等対処設備に対しては、原則として、460Gy/7日間を設定し、運転階で使用する重大事故等対処設備に対しては、スロッシングにより使用済燃料貯蔵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の寄与を考慮し、原則として、510Gy/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460Gy/7日間に包絡される。

「使用済燃料貯蔵プールにおける重大事故に至るおそれがある事故」時に使用する重大事故等対処設備に対しては、使用済燃料貯蔵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460Gy/7日間に包絡される。

原子炉建屋内の原子炉区域外及びその他の建屋内の重大事故等対処設備に対しては、原則として、10Gy/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、原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線、大気中へ放出された放射性物質によるクラウドシャインガンマ線及びグラウンドシャインガンマ線、格納容器圧力逃がし装置に取り込まれた放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線を考慮し、「許可申請書十号」ハ.において評価した重大事故等の中で、「大破断 LOCA+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、原則、40Gy/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っては，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っては，通常運転時などの事故等以前の状態において受ける放射線量分を事故等時の線量率に割増すること等により，事故等以前の放射線の影響を評価することとする。

放射線の影響の考慮として，原子炉圧力容器は中性子照射の影響を受けるため，設計基準事故時等及び重大事故等時に想定される環境において脆性破壊を防止することにより，その機能を発揮する設計とする。原子炉圧力容器は最低使用温度を 10℃に設定し，関連温度（初期）を-30℃以下に管理することで脆性破壊が生じない設計とする。原子炉圧力容器の破壊靱性に対する評価については，V-1-2-2「原子炉圧力容器の脆性破壊防止に関する説明書」に示す。

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

d. 屋外の天候による影響（低温（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（低温（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）及び積雪の影響）によって機能を損なうことのない設計とする。

可搬型重大事故等対処設備は，地震荷重及び地震を含む荷重の組合せが作用する場合に

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とするとともに、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とするとともに、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、V-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V-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。

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、V-2「耐震性に関する説明書」のうち、V-2-1「耐震設計の基本方針」に基づき実施する。また、地震以外の荷重及び地震以外の荷重の組合せに対する設計については、V-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V-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、V-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V-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、事故対応のために配置・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対しては、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、V-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V-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重大事故等対処設備の耐震設計については、V-2「耐震性に関する説明書」のうちV-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、V-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、V-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、V-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V-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、V-4-2「生体遮蔽装置の放射線の遮蔽及び熱除去についての計算書」に示す。

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

(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 0 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。

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、V-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、V-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V-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・強度の確認又は内部構成部品の確認が必要な設備は、原則として分解・開放（非破壊検査を含む。）が可能な設計とする。

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

設計基準対象施設及び重大事故等対処設備は、**使用前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、運転員等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。中央制御室制御盤は、表示装置（CRT 及びフラットディスプレイ）及び操作器を系統ごとにグループ化して主盤又は大型表示盤に集約し、操作器のコード化（色、形状、大きさ等の視覚的要素での識別）、並びに、表示装置の操作方法に統一性を持たせ、大型表示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、燃焼ガス、ばい煙、有毒ガス及び降下火砕物による操作雰囲気悪化並びに低温）を想定しても、放射線防護措置（遮蔽及び換気空調設備の再循環運転の実施）、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、V-1-5-4「中央制御室の機能に関する説明書」に示す。

a. 操作環境

- ・重大事故等対処設備は、十分な操作空間を確保するとともに、確実な操作ができるよう、必要に応じて操作足場を設置する。
  - ・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、手動操作が可能な設計とする。
- ・重大事故等発生時の現場での接続操作は、ボルト・ネジ接続、フランジ接続又は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。

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。高圧窒素ガス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。
- ・発電用原子炉施設間で相互に使用することができるように、6号機及び7号機とも同一形状とするとともに、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、低温（凍結）、降水、積雪、落雷、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、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4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、基準津波による遡上域最大水位よりも高い位置にアクセスルートを確認する設計とする。
- ・自然現象のうち低温(凍結)、外部人為事象のうち火災・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、自然現象のうち低温(凍結)及び積雪に対して、道路については融雪剤を配備し、車両についてはタイヤチェーン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、低温(凍結)、降水、積雪、落雷、火山の影響及び生物学的事象)及び外部人為事象(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)及び有毒ガス)に対しては、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋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・強度の確認又は内部構成部品の確認が必要な設備は、原則として分解・開放（非破壊検査を含む。）が可能な設計とし、機能・性能確認、各部の経年劣化対策及び日常点検を考慮することにより、分解・開放が不要なものについては外観の確認が可能な設計とする。

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

- ・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。
  - ・ほう酸水注入系貯蔵タンクは、ほう酸濃度及びタンク水位が確認できる設計とする。
  - ・よう素フィルタは、銀ゼオライトの性能試験が可能な設計とする。
  - ・地下軽油タンク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。

1. 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「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」を想定する。	「許可申請書十号」ハ. において評価した重大事故等のうち「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」時に原子炉格納容器内に放出される放射性物質の存在量の線源（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、800kGy/7 日間を設定する。	800kGy/7 日間
原子炉建屋原子炉区域内	有効性評価のうち、原子炉格納容器内の線量が最も高くなる事象として「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」を想定する。	「許可申請書十号」ハ. において評価した重大事故等のうち「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」時に原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉区域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屋原子炉区域内へ移行することを想定する。	原子炉建屋原子炉区域自由体積を保存し、区画内に均一に分布するとして線量を評価した結果、460Gy/7 日間を設定する。なお、運転階の線量については、使用済燃料貯蔵プールの水位低下時に使用済制御棒等から受ける直接線やその散乱線の影響も考慮して、保守的に 510Gy/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、0.1Gy/7 日間であり、460Gy/7 日間に包絡される。	460Gy/7 日間（運転階：510Gy/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	
原子炉建屋内の原子炉区域外及びその他の建屋内	有効性評価のうち、原子炉格納容器内に浮遊する放射性物質が多くなり、格納容器ベントを実施し原子炉建屋内の原子炉区域外及びその他の建屋内の線量が厳しくなる事象として「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」において、代替循環冷却系が使用できない場合を想定する。	原子炉建屋内の原子炉区域外及びその他の建屋内における放射線の環境条件設定のための線源は、「原子炉格納施設の設計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「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屋内の放射性物質、大気中へ放出された放射性物質及び格納容器圧力逃がし装置内に取り込まれた放射性物質を線源として設定する。	原子炉建屋内の原子炉区域外及びその他の建屋内における線量は、「原子炉格納施設の設計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、格納容器圧力逃がし装置一次隔離弁及び二次隔離弁操作位置を代表点として評価する。評価の結果、環境条件は 10Gy/7 日間を設定する。	10Gy/7 日間
屋外	有効性評価のうち、原子炉格納容器内に浮遊する放射性物質が多くなり、格納容器ベントを実施し屋外線量が厳しくなる事象として「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」において、代替循環冷却系が使用できない場合を想定する。	屋外における放射線の環境条件設定のための線源は、「原子炉格納施設の設計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「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屋内の放射性物質、大気中へ放出された放射性物質及び格納容器圧力逃がし装置内に取り込ま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、「原子炉格納施設の設計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、格納容器圧力逃がし装置の近傍位置を代表点として評価する。評価の結果、環境条件は 40Gy/7 日間を設定する。	40Gy/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、500kGy/6 ヶ月を設定する。	500kGy/6 ヶ月
原子炉建屋原子炉区域内	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屋原子炉区域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。	原子炉建屋原子炉区域自由体積を保存し、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、400Gy/6 ヶ月を設定する。	400Gy/6 ヶ月
原子炉建屋内の原子炉区域外及びその他の建屋内	各事故時の放射線の影響を直接受けない範囲であり、想定する事象はない。	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、原子炉建屋原子炉区域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能量

核種	積算放射能量[Bq・s] (0.5 MeV 換算値)	
	ドライウエル	サブプレッションチェンバ
希ガス類	約 5.1E+23	約 3.0E+23
よう素類	約 6.5E+23	約 1.1E+24
CsOH 類	約 3.7E+22	約 1.0E+23
Sb 類	約 8.6E+20	約 2.2E+21
TeO <sub>2</sub> 類	約 4.5E+21	約 1.3E+22
SrO 類	約 8.2E+20	約 1.9E+21
BaO 類	約 2.1E+21	約 5.9E+21
MoO <sub>2</sub> 類	約 1.0E+21	約 2.8E+21
CeO <sub>2</sub> 類	約 2.8E+20	約 7.9E+20
La <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 類	約 4.6E+20	約 1.3E+21

第 2-1-4 表 重大事故等時における原子炉建屋原子炉区域内の積算放射能量

核種	積算放射能量[Bq・s] (0.5 MeV 換算値)
希ガス類	約 6.1E+21
よう素類	約 6.3E+21
CsOH 類	約 5.2E+19
Sb 類	約 1.1E+18
TeO <sub>2</sub> 類	約 6.3E+18
SrO 類	約 8.7E+17
BaO 類	約 3.0E+18
MoO <sub>2</sub> 類	約 1.4E+18
CeO <sub>2</sub> 類	約 3.9E+17
La <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 類	約 6.5E+17

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] (0.5 MeV 換算値)	核種	積算放射能量[Bq・s] (0.5 MeV 換算値)
Kr-83m	約 3.2E+19	I-131	約 1.6E+23
Kr-85m	約 1.2E+22	I-132	約 5.7E+23
Kr-85	約 5.9E+21	I-133	約 6.6E+22
Kr-87	約 3.4E+22	I-134	約 1.4E+22
Kr-88	約 2.6E+23	I-135	約 5.4E+22
Xe-131m	約 2.9E+21		
Xe-133m	約 5.7E+21		
Xe-133	約 5.0E+23		
Xe-135m	約 1.6E+21		
Xe-135	約 2.0E+23		
Xe-138	約 2.3E+22		

第 2-1-6 表 設計基準事故時における原子炉建屋原子炉区域内の積算放射能量

核種	積算放射能量[Bq・s] (0.5 MeV 換算値)	核種	積算放射能量[Bq・s] (0.5 MeV 換算値)
Kr-83m	約 1.3E+16	I-131	約 8.1E+20
Kr-85m	約 1.0E+19	I-132	約 2.4E+21
Kr-85	約 3.5E+19	I-133	約 1.6E+20
Kr-87	約 1.1E+19	I-134	約 3.4E+18
Kr-88	約 1.5E+20	I-135	約 5.9E+19
Xe-131m	約 1.6E+19		
Xe-133m	約 2.1E+19		
Xe-133	約 2.4E+21		
Xe-135m	約 1.4E+17		
Xe-135	約 2.8E+20		
Xe-138	約 1.9E+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、使用済燃料貯蔵プール水を冷却する機能
- b. 通常運転時等において、使用済燃料貯蔵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、使用済燃料貯蔵プールの冷却等を行う機能
  - ・燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料貯蔵プールへの注水及びスプレイ
  - ・燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料貯蔵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
  - ・使用済燃料貯蔵プールの監視（放射線管理施設と兼用）
  - ・重大事故等時における使用済燃料貯蔵プールの除熱（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
  - ・使用済燃料貯蔵プールの監視（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. 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ

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

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

### 3.2 原子炉冷却系統施設

#### (1) 機能

原子炉冷却系統施設は主に以下の機能を有する。

- a. 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
- b. 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圧力容器、配管、冷却材中の保有熱を除去する機能
- c. 設計基準事故時等において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）により原子炉格納容器を保護する機能
- d. 設計基準事故時等において、残留熱除去系（サプレッションチェンバプール水冷却モード）によりサプレッションチェンバのプール水を冷却する機能
- e. 重大事故等時において、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却する機能
  - ・ 高圧代替注水系による原子炉の冷却
  - ・ 原子炉隔離時冷却系による原子炉の冷却
  - ・ 高圧炉心注水系による原子炉の冷却
  - ・ ほう酸水注入系による進展抑制
- 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
  - ・ 主蒸気逃がし安全弁
  - ・ インターフェイスシステム LOCA 隔離弁
  - ・ ブローアウトパネル
- g. 重大事故等時において、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却する機能
  - ・ 低圧代替注水系（常設）による原子炉の冷却
  - ・ 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉の冷却
  - ・ 低圧注水
  - ・ 原子炉停止時冷却
  - ・ 原子炉補機冷却系
  - ・ 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却
  - ・ 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却

- h. 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
  - i. 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
    - ・代替原子炉補機冷却系による除熱
    - ・耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱
    - ・格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（放射線管理施設と兼用）
    - ・原子炉停止時冷却
    - ・格納容器スプレイ冷却
    - ・サブプレッションチェンバプール水冷却
    - ・原子炉補機冷却系
  - j. 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
  - k. 重大事故等時において、原子炉格納容器の過圧破損を防止する機能
    - ・代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（原子炉格納施設と兼用）
  - l. 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
    - ・重大事故等時における使用済燃料貯蔵プールの除熱（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設と兼用）
  - m. 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
  - n. 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）
  - o. 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. 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) 乾電池内蔵型照明（ヘッドライト）

重要安全施設以外の安全施設として、乾電池内蔵型照明（ヘッドライト）は6号機及び7号機で共用とするが、共用とする号機内で同時に使用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。

b. 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) 復水貯蔵槽及び復水補給水系

重要安全施設以外の安全施設の相互接続として、復水貯蔵槽及び復水補給水系は、6号機及び7号機間で相互に接続するが、各号機で要求される容量をそれぞれ確保するとともに、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。連絡時においても、各号機にて設計する圧力に差異を生じさせず、安全性を損なわない設計とする。

### 3.3 計測制御系統施設

#### (1) 機能

計測制御系統施設は主に以下の機能を有する。

- a. 通常運転時等における計測制御機能
- b. 重大事故等時における計測制御機能
  - ・ 原子炉圧力容器内の温度
  - ・ 原子炉圧力容器内の圧力
  - ・ 原子炉圧力容器内の水位
  - ・ 原子炉圧力容器への注水量
  - ・ 原子炉格納容器への注水量
  - ・ 原子炉格納容器内の温度
  - ・ 原子炉格納容器内の圧力
  - ・ 原子炉格納容器内の水位
  - ・ 原子炉格納容器内の水素濃度
  - ・ 未臨界の維持又は監視
  - ・ 最終ヒートシンクの確保（代替循環冷却系）
  - ・ 最終ヒートシンクの確保（格納容器圧力逃がし装置）（放射線管理施設と兼用）
  - ・ 最終ヒートシンクの確保（耐圧強化ベント系）（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（原子炉圧力容器内の状態）
  - ・ 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（原子炉建屋内の状態）
  - ・ 水源の確保
  - ・ 原子炉建屋内の水素濃度
  - ・ 原子炉格納容器内の酸素濃度
  - ・ 発電所内の通信連絡
  - ・ 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
  - ・原子炉冷却材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
  - ・高圧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
  - ・格納容器圧力逃がし装置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）
  - ・耐圧強化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屋等の損傷を防止する機能
  - ・静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制（原子炉格納施設と兼用）
  - ・原子炉建屋内の水素濃度監視
  
- 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と同じ）

## (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、6 号機及び 7 号機で共用とするが、各号機で必要な人員を確保した上で、共用により 6 号機及び 7 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、6 号機及び 7 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がなく、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、5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）に設置又は保管する通信連絡設備は、6号機及び7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、5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）内に設置する衛星電話設備（常設）、無線連絡設備（常設）、5号機屋外緊急連絡用インターフォン（インターフォン）、安全パラメータ表示システム（SPDS）、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム、IP-電話機及びIP-FAX）及びデータ伝送設備は、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、運転員の対応状況等）を共有・考慮しながら、総合的な管理（事故処置を含む。）を行うことができ、安全性の向上が図れることから、6号機及び7号機で共用する設計とする。

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、6号機及び7号機に必要な数量又は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。

b. 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) 計装用圧縮空気系及び計装用圧縮空気設備

重要安全施設以外の安全施設の相互接続として、計装用圧縮空気系及び計装用圧縮空気設備は、6号機及び7号機間で相互に接続するが、各号機で要求される容量をそれぞれ確保するとともに、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。連絡時においても、各号機にて設計する圧力に差異を生じさせず、安全性を損なわない設計とする。

### 3.4 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
  - ・格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（原子炉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
  - ・格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（原子炉格納施設と兼用）
- 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
  - ・格納容器圧力逃がし装置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）
  - ・耐圧強化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、使用済燃料貯蔵槽の冷却等を行う機能
  - ・使用済燃料貯蔵プールの監視（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設と兼用）
- g. 通常運転時等における計測制御機能
- h. 重大事故等時における計測制御機能
  - ・原子炉格納容器内の放射線量率
  - ・最終ヒートシンクの確保（格納容器圧力逃がし装置）（計測制御系統施設と兼用）
  - ・最終ヒートシンクの確保（耐圧強化ベント系）（計測制御系統施設と兼用）
  - ・使用済燃料貯蔵プールの監視（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設と兼用）
- i. 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
- j. 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
- k. 重大事故等時における緊急時対策所機能
- ・居住性の確保（対策本部）（緊急時対策所と兼用）
  - ・居住性の確保（待機場所）（緊急時対策所と兼用）
1. 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) 中央制御室換気空調系
- 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換気空調系のダクトの一部及び中央制御室再循環フィルタ装置については，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，中央制御室再循環フィルタ装置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3日間を考慮し，修復作業に係る放射線業務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) 中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽

常設重大事故等対処設備としての中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽は、重大事故等時において、隣接する6号機及び7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、6号機及び7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。

(b) 中央制御室換気空調系（下部中央制御室の換気を除く。）

重要安全施設としての中央制御室換気空調系（下部中央制御室の換気を除く。）については、6号機及び7号機で共用とするが、各号機で必要な容量を確保した上で、共用により多重性を確保することで、6号機及び7号機の安全性が向上する設計とする。各号機1基設置する当該系統の再循環フィルタについても、共用により多重性を確保することで、6号機及び7号機の安全性が向上する設計とする。



### 3.5 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冷却材圧力バウンダリ機能
- 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（格納容器スプレイ冷却モード）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
  - ・代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却
  - ・代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却
  - ・格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器内の冷却
  - ・サプレッションチェンバプール水の冷却
- 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
  - ・格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（放射線管理施設と兼用）
  - ・代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（原子炉冷却系統施設と兼用）
- f. 重大事故等時において、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却する機能
  - ・格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部への注水
  - ・格納容器下部注水系（可搬型）による格納容器下部への注水
  - ・溶融炉心の落下遅延及び防止
- 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
  - ・格納容器圧力逃がし装置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）
  - ・耐圧強化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屋等の損傷を防止する機能
  - ・静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制（計測制御系統施設と兼用）

- 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）
  - 1. アクセスルート確保（原子炉冷却系統施設と同じ）
- (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及び非常用ガス処理系フィルタ装置については、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、配管については全周破断、非常用ガス処理系フィルタ装置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3日間を考慮し、修復作業に係る放射線業務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。

(b) 格納容器スプレイ冷却系

設計基準事故が発生した場合に長期にわたって機能が要求される静的機器のうち、単一設計とする残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の原子炉格納容器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。

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) 原子炉建屋ブローアウトパネル

原子炉建屋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屋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。

### 3.6 その他発電用原子炉の附属施設

#### 3.6.1 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
    - ・可搬型代替交流電源設備による代替原子炉補機冷却系への給電
    - ・号炉間電力融通ケーブルによる給電
    - ・所内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可搬型蓄電池による減圧
  - 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
    - ・電源の確保（5号機原子炉建屋内緊急時対策所）
  - 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. 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) 第一ガスタービン発電機、第一ガスタービン発電機用燃料タンク、第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ及び緊急用断路器

常設重大事故等対処設備である第一ガスタービン発電機、第一ガスタービン発電機用燃料タンク、第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ及び緊急用断路器は、共用により第一ガスタービン発電機から自号機だけでなく他号機にも電力の供給が可能となり、安全性の向上を図れることから、6号機及び7号機で共用する設計とする。

また、第一ガスタービン発電機、第一ガスタービン発電機用燃料タンク、第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ及び緊急用断路器は、共用により悪影響を及ぼさないよう、6号機及び7号機を断路器等により系統を隔離して使用する設計とする。

- (b) 軽油タンク

常設重大事故等対処設備としての軽油タンクは、第一ガスタービン発電機、電源車、可搬型代替注水ポンプ（A-1級）、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、大容量送水車（熱交換器ユニット用）、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、大容量送水車（海水取水用）、モニタリングポスト用発電機及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の燃料を貯蔵しており、共用により他号機のタンクに貯蔵している燃料も使用可能となり、安全性の向上が図られることから、6号機及び7号機で共用する設計とする。

また、軽油タンクは、共用により悪影響を及ぼさないよう、6号機及び7号機で必要な重大事故等対処設備の燃料を確保するとともに、号機の区分けなくタンクローリ（16kL）及びタンクローリ（4kL）を用いて燃料を利用できる設計とする。

なお、軽油タンクは、重大事故等時に重大事故等対処設備へ燃料補給を実施する場合のみ6号機及び7号機共用とする。

- (c) 号炉間電力融通ケーブル（常設）

常設重大事故等対処設備である号炉間電力融通ケーブル（常設）は、共用により6号機及び7号機相互間での電力融通を可能とし、安全性の向上を図れることから、6号機及び7号機で共用する設計とする。

また、号炉間電力融通ケーブル（常設）は、共用により悪影響を及ぼさないよう、通常時は接続先の系統と分離した状態で設置する設計とする。

- (d) モニタリングポスト用発電機

常設重大事故等対処設備であるモニタリングポスト用発電機は、モニタリングポストに給電する設備であるため、モニタリングポストと同様に6号機及び7号機で共用

することで、操作に必要な時間及び要員を減少させて安全性の向上を図る設計とする。  
 また、モニタリングポスト用発電機は、共用により悪影響を及ぼさないよう、号機の区分けなく使用できる設計とする。

- (e) 5号機原子炉建屋内緊急時対策所用主母線盤及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所用交流110V分電盤

常設重大事故等対処設備である5号機原子炉建屋内緊急時対策所用主母線盤及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所用交流110V分電盤は、共用の設計とすることにより、起動操作や燃料補給に必要な時間及び要員を減少させることで安全性を向上させることができることから、6号機及び7号機で共用する設計とする。

また、5号機原子炉建屋内緊急時対策所用主母線盤及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所用交流110V分電盤は、共用により悪影響を及ぼさないよう、6号機及び7号機を遮断器により系統を隔離して使用する設計とする。

- (f) 送受話器（ページング）用48V蓄電池及び5号機電力保安通信用電話設備用48V蓄電池

重要安全施設以外の安全施設として、送受話器（ページング）用48V蓄電池及び5号機電力保安通信用電話設備用48V蓄電池は6号機及び7号機で共用とするが、共用とする通信連絡設備への給電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。

#### b. 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

非常用所内電源系については、6号機及び7号機間で相互に接続するが、通常時は、6号機及び7号機間連絡ケーブルの両端の遮断器を開放することにより、6号機非常用所内電源系と7号機非常用所内電源系を分離するとともに、迅速かつ安全な電源融通を可能とすることで、6号機及び7号機の安全性が向上するよう、重大事故等発生時においては、6号機及び7号機間連絡ケーブルの両端の遮断器を投入することを保安規定に定めて管理する。

### 3.6.2 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

### 3.6.3 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. 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) 消火系

重要安全施設以外の安全施設として，消火系のうち，電動機駆動消火ポンプ，ディーゼル駆動消火ポンプ及びろ過水タンクは5号機,6号機及び7号機で共用とするが，各号機に必要な容量をそれぞれ確保するとともに，号機間の接続部の弁を閉操作することにより隔離できる設計とすることで，安全性を損なわない設計とする。また，消火系のうち防火扉等は6号機及び7号機で共用とするが，共用対象号機内で共通の対象を防護するために必要な耐火能力を有する設計とすることで，安全性を損なわない設計とする。



### 3.6.4 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

#### (2) 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) 浸水防護施設のうち津波防護に関する施設の一部

重要安全施設以外の安全施設として，浸水防護施設のうち津波防護に関する施設の一部は，号機の区分けなく一体となった津波防護対策及び監視を実施することで，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。

### 3.6.5 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) 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) ディーゼル駆動消火ポンプ用燃料タンク

重要安全施設以外の安全施設として、ディーゼル駆動消火ポンプ用燃料タンクは、ディーゼル駆動消火ポンプの機能を達成するために必要となる容量を有することで、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。

### 3.6.6 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) 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) 海水貯留堰、スクリーン室及び取水路

常設重大事故等対処設備である海水貯留堰、スクリーン室及び取水路は、共用により自号機だけでなく他号機の海水取水箇所も使用することで、安全性の向上を図れることから、6号機及び7号機で共用する設計とする。

これらの設備は、共用により悪影響を及ぼさないよう、6号機及び7号機に必要な取水容量を十分に有する設計とする。

なお、海水貯留堰、スクリーン室及び取水路は、重大事故等時のみ6号機及び7号機共用とする。

### 3.6.7 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（対策本部）（放射線管理施設と兼用）
  - ・居住性の確保（待機場所）（放射線管理施設と兼用）
  - ・必要な情報の把握
  - ・通信連絡（5号機原子炉建屋内緊急時対策所）
- 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。

#### (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) 5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）

重要安全施設以外の安全施設及び常設重大事故等対処設備としての5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）は、事故対応において6号機及び7号機双方のプラント状況を考慮した指揮命令を行う必要があるため、5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）を6号機及び7号機で共用化し、事故収束に必要な緊急時対策所遮蔽、緊急時対策所換気空調設備、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備等を設置する。共用により、必要な情報（相互のプラント状況、運転員の対応状況等）を共有・考慮しながら、総合的な管理（事故処置を含む。）を行うことで、安全性の向上が図れるとともに安全性を損なわないことから、6号機及び7号機で共用する設計とする。

また、各設備は、共用により悪影響を及ぼさないよう、号機の区分けなく使用できる設計とする。

第 3-1-1 表 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の  
多重性又は多様性及び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 代替注水系 による常設 スプレィヘ ッドを使用 した使用済 燃料貯蔵プ ール注水及 びスプレィ	残留熱除去系 (燃料プール水の冷却及び補 給) 燃料プール冷却浄化系	可搬型代替注水ポンプ (A-1 級)	可搬	燃料プール代替注水系は、残留熱除去 系及び燃料プール冷却浄化系と共通 要因によって同時に機能を損なわな いよう、可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) 及び可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 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浄化系及 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、燃料プール代替注水系は、代替 淡水源を水源とすることで、使用済燃 料貯蔵プールを水源とする残留熱除 去系及び燃料プール冷却浄化系に対 して異なる水源を有する設計とする。
		可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)	可搬	
		常設スプレィヘッド	常設	
(第 69 条) 燃料プール 代替注水系 による可搬 型スプレィ ヘッドを使用 した使用済 燃料貯蔵プ ール注水 及びスプレ ィ	残留熱除去系 (燃料プール水の冷却及び補 給) 燃料プール冷却浄化系	可搬型代替注水ポンプ (A-1 級)	可搬	燃料プール代替注水系の可搬型代替 注水ポンプ (A-1 級) 及び可搬型代替 注水ポンプ (A-2 級) は、原子炉建屋 から離れた屋外に分散して保管する ことで、原子炉建屋内の残留熱除去系 ポンプ及び燃料プール冷却浄化系ポ 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。 可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) 及び 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 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。
		可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)	可搬	
		可搬型スプレィヘッド	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	—	大容量送水車 (原子炉建屋放 水設備用)	可搬	原子炉建屋放水設備である大容量送 水車 (原子炉建屋放水設備用) 及び放 水砲は、原子炉建屋、タービン建屋及 び廃棄物処理建屋から離れた屋外に 保管する。
		放水砲	可搬	

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) 使用済燃料 貯蔵プールの監視	使用済燃料貯蔵プール水位 燃料プール冷却浄化系ポンプ 入口温度 使用済燃料貯蔵プール温度 燃料貯蔵プールエリア放射線 モニタ 燃料取替エリア排気放射線モ ニタ 原子炉区域換気空調系排気放 射線モニタ	使用済燃料貯蔵プール水 位・温度 (SA 広域)	常設	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA), 使用済燃料貯蔵プール水位・ 温度 (SA 広域), 使用済燃料貯蔵プ ール放射線モニタ (高レンジ・低レ ンジ), 使用済燃料貯蔵プール監視カ メラ及び使用済燃料貯蔵プール監視カ メラ用空冷装置は, 使用済燃料貯蔵 プール水位, 燃料プール冷却浄化系ポン プ入口温度, 使用済燃料貯蔵プール温 度, 燃料貯蔵プールエリア放射線モニ タ, 燃料取替エリア排気放射線モニ タ及び原子炉区域換気空調系排気放射 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, 使用済燃料貯 蔵プール水位・温度 (SA), 使用済燃 料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 及び使用済燃料貯蔵プール放射線モ ニタ (高レンジ・低レンジ) は, 非常 用交流電源設備に対して, 多様性を有 する所内蓄電式直流電源設備及び可 搬型直流電源設備から給電が可能な 設計とし, 使用済燃料貯蔵プール監視 カメラ及び使用済燃料貯蔵プール監 視カメラ用空冷装置は, 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が可能な設計と する。
		使用済燃料貯蔵プール水 位・温度 (SA)	常設	
		使用済燃料貯蔵プール放射 線モニタ (高レンジ・低レ ンジ) 【放射線管理施設】	常設	
		使用済燃料貯蔵プール監視 カメラ (使用済燃料貯蔵プ ール監視カメラ用空冷装置を 含む)	常設	

注記\*1 : 重大事故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 (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) 重大事故等 時における 使用済燃料 貯蔵プールの 除熱	残留熱除去系 (燃料プール水の冷却及び補 給) (燃料プール冷却浄化系)	燃料プール冷却浄化系ポン プ	常設	燃料プール冷却浄化系ポンプ及び燃 料プール冷却浄化系熱交換器は、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 系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。 燃料プール冷却浄化系で使用する代 替原子炉補機冷却系は、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、熱交換器ユニット を可搬型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 交流電源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、大容量送水車 (熱交換器ユニット用)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。 代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユ ニット及び大容量送水車(熱交換器ユ ニット用)は、タービン建屋から離れ た屋外に分散して保管することで、ター ビン建屋内の原子炉補機冷却水ポン プ、原子炉補機冷却水系熱交換器及 び原子炉補機冷却海水ポンプと共通 要因によって同時に機能を損わない よう位置的分散を図る設計とする。 熱交換器ユニットの接続口は、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。
		燃料プール冷却浄化系熱交 換器	常設	
		熱交換器ユニット 【原子炉冷却系統施設】	可搬	
		大容量送水車(熱交換器ユ ニット用) 【原子炉冷却系統施設】	可搬	
		代替原子炉補機冷却海水ス トレナー 【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	—	大容量送水車(原子炉建屋放 水設備用) 【原子炉格納施設と兼用】	可搬	原子炉建屋放水設備である大容量送 水車(原子炉建屋放水設備用)及び放 水砲は、原子炉建屋、タービン建屋 及び廃棄物処理建屋から離れた屋外 に保管する。
		放水砲 【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、汚濁防止膜及び小型船舶(汚 濁防止膜設置用)は、原子炉建屋、ター ビン建屋及び廃棄物処理建屋から 離れた屋外に保管する。
		汚濁防止膜 【原子炉格納施設と兼用】	可搬	
		小型船舶(汚濁防止膜設置 用) 【原子炉格納施設と兼用】	可搬	
(第73条) 使用済燃 料貯蔵プ ールの監 視	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) *4 使用済燃料貯蔵プール放射線モニ タ(高レンジ・低レンジ) *4 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ*4	使用済燃料貯蔵プール水 位・温度(SA広域)	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。
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域) *4 使用済燃料貯蔵プール放射線モニ タ(高レンジ・低レンジ) *4 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ*4	使用済燃料貯蔵プール水 位・温度(SA)	常設	
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域) *4 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) *4 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ*4	使用済燃料貯蔵プール放射 線モニタ(高レンジ・低レン ジ) 【放射線管理施設】	常設	
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域) *4 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) *4 使用済燃料貯蔵プール放射線モニ タ(高レンジ・低レンジ) *4	使用済燃料貯蔵プール監視 カメラ(使用済燃料貯蔵プ ール監視カメラ用空冷装置を 含む)	常設	

注記\*1：重大事故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	(原子炉压力容器)	原子炉压力容器 【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	
	(使用済燃料貯蔵プール)	使用済燃料貯蔵プール	常設	
	—	原子炉建屋原子炉区域 【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 (1/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	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) 高压代替注 水系による 原子炉の冷 却	高压炉心注水系 原子炉隔離時冷却系	高压代替注水系ポンプ	常設	高压代替注水系は、高压炉心注水系と 共通要因によって同時に機能を損な われないよう、高压代替注水系ポンプを 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压炉心注水系に 対して多様性を有する設計とする。また、 高压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、非常用交流電源設備から給電 される高压炉心注水系及び非常用直 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。 高压代替注水系ポンプは、原子炉建屋 原子炉区域内の高压炉心注水系ポン プ及び原子炉隔離時冷却系ポンプと 異なる区画に設置することで、高压炉 心注水系ポンプ及び原子炉隔離時冷 却系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) (復水貯蔵槽)	復水貯蔵槽[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 (2/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	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) 高压炉心注水系	原子炉隔離時冷却系ポンプ	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) (復水貯蔵槽)	復水貯蔵槽[水源]	常設	
		サブプレッションチェンバ[水 源]	常設	
(第60条) 高压炉心注 水系による 原子炉の冷 却	(高压炉心注水系) 原子炉隔離時冷却系	高压炉心注水系ポンプ	常設	—
	(サブプレッションチェンバ) (復水貯蔵槽)	復水貯蔵槽[水源]	常設	
		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	原子炉緊急停止系	ほう酸水注入系ポンプ	常設	ほう酸水注入系は、制御棒、制御棒駆 動機構(水圧駆動)及び制御棒駆動系 水圧制御ユニットと共通要因によっ て同時に機能を損なわないよう、ほう 酸水注入系ポンプを非常用交流電源 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(水圧駆動)及 び制御棒駆動系水圧制御ユニットに 対して多様性を有する設計とする。 ほう酸水注入系ポンプ及びほう酸水 注入系貯蔵タンクは、原子炉建屋原子 炉区域内の制御棒、制御棒駆動機構 (水圧駆動)及び制御棒駆動系水圧制 御ユニットと異なる区画に設置する ことで、制御棒、制御棒駆動機構(水 圧駆動)及び制御棒駆動系水圧制御ユ ニットの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。
		ほう酸水注入系貯蔵タンク	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3-2-1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 (3/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	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	(主蒸気逃がし安全弁)	主蒸気逃がし安全弁[操作対象弁]	常設	主蒸気逃がし安全弁、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータは、設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備としての安全機能を兼ねる設備であるが、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。主蒸気逃がし安全弁は、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、主蒸気逃がし安全弁は、所内蓄電式直流電源設備及び可搬型直流電源設備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。
	(アキュムレータ)	主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ	常設	
	(アキュムレータ)	主蒸気逃がし安全弁自動減圧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	(高圧炉心注水系注入隔離弁)	高圧炉心注水系注入隔離弁	常設	—
(第61条) ブローアウトパネル	—	原子炉建屋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 (4/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	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)	復水移送ポンプ	常設	低圧代替注水系 (常設) は、残留熱除去系 (低圧注水モード) と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、復水移送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又は可搬型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交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去系ポンプを用いた残留熱除去系 (低圧注水モード) に対して多様性を有する設計とする。 低圧代替注水系 (常設) の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、非常用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、低圧代替注水系 (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。
	(サブプレッションチェンバ) (復水貯蔵槽)	復水貯蔵槽[水源]	常設	また、低圧代替注水系 (常設) は、復水貯蔵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) に対して異なる水源を有する設計とする。 復水移送ポンプ及び復水貯蔵槽は、廃棄物処理建屋内に設置することで、原子炉建屋内の残留熱除去系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。 低圧代替注水系 (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。 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) 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 (5/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	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)	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)	可搬	<p>低圧代替注水系 (可搬型) は、残留熱除去系 (低圧注水モード) 及び低圧代替注水系 (常設) と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 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) 及び低圧代替注水系 (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、低圧代替注水系 (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、サブレー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) 及び復水貯蔵槽を水源とする低圧代替注水系 (常設) に対して異なる水源を有する設計とする。</p> <p>可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) は、原子炉建屋及び廃棄物処理建屋から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建屋内の残留熱除去系ポンプ及び廃棄物処理建屋内の復水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。</p> <p>可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 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。</p> <p>低圧代替注水系 (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、低圧代替注水系 (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) 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 (6/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	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) 低圧注水	(残留熱除去系(低圧注水モード))	残留熱除去系ポンプ	常設	—
	(サブプレッションチェンバ) (復水貯蔵槽)	サブプレッションチェンバ[水 源]	常設	
(第62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))	残留熱除去系ポンプ	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 ※水源は海 を使用	(原子炉補機冷却系)	原子炉補機冷却水ポンプ	常設	—
		原子炉補機冷却海水ポンプ	常設	
		原子炉補機冷却水系熱交換 器	常設	
(第62条) 低圧代替注 水系(常設) による残存 溶融炉心の 冷却	—	復水移送ポンプ	常設	—
	—	復水貯蔵槽[水源]	常設	
(第62条) 低圧代替注 水系(可搬 型)による残 存溶融炉心 の冷却	—	可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)	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 (7/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	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) 代替原子炉 補機冷却系 による除熱 ※水源は海 を使用	原子炉補機冷却系	熱交換器ユニット	可搬	代替原子炉補機冷却系は、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、熱交換器ユニットを可搬型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、非常用交流電源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、多様性及び独立性を有する設計とし、大容量送水車（熱交換器ユニット用）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。また、代替原子炉補機冷却系は、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系に対して、除熱手段の多様性を有する設計とする。
		大容量送水車（熱交換器ユニット用）	可搬	代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、タービン建屋、原子炉建屋、主排気筒及び格納容器圧力逃がし装置から離れた屋外に分散して保管することで、タービン建屋内の原子炉補機冷却水ポンプ、海水ポンプ及び熱交換器、原子炉建屋内及び屋外に設置される耐圧強化ベント系並びに格納容器圧力逃がし装置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。熱交換器ユニットの接続口は、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。
		代替原子炉補機冷却海水ストレーナ	可搬	代替原子炉補機冷却系は、原子炉補機冷却系の海水系に対して独立性を有するとともに、熱交換器ユニットから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、代替原子炉補機冷却系は、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 (8/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	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) 耐圧強化ベ ント系によ る原子炉格 納容器内の 減圧及び除 熱	残留熱除去系 (格納容器スプレ イ冷却モード) 原子炉補機冷却系	遠隔手動弁操作設備	常設	格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強 化ベント系は、残留熱除去系 (格納容 器スプレイ冷却モード) 及び原子炉補 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、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 原子炉補機冷却系に対して、多様性を 有する設計とする。 また、格納容器圧力逃がし装置及び耐 圧強化ベント系は、排出経路に設置さ れる隔離弁のうち電動弁を常設代替 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 操作設備を用いた人力による遠隔操 作を可能とすることで、非常用交流電 源設備からの給電により駆動する残 留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モ ード) 及び原子炉補機冷却系に対 して、多様性を有する設計とする。 また、格納容器圧力逃がし装置及び耐 圧強化ベント系は、排出経路に設置さ れる隔離弁のうち空気駆動弁を遠隔 空気駆動弁操作設備による遠隔操作 を可能にすること又は遠隔手動弁操 作設備を用いた人力による遠隔操作 を可能とすることで、非常用交流電源 設備からの給電により駆動する残留 熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モ ード) 及び原子炉補機冷却系に対 して、多様性を有する設計とする。 格納容器圧力逃がし装置のフィルタ 装置及びよう素フィルタ並びにラプ チャーディスクは、原子炉建屋近傍の 屋外に設置し、耐圧強化ベント系は、 原子炉建屋内の残留熱除去系ポンプ 及び熱交換器並びにタービン建屋内 の原子炉補機冷却水ポンプ、海水ポン プ及び熱交換器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。 格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強 化ベント系は、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に対して 独立性を有する設計とする。
		遠隔空気駆動弁操作ポン ペ	可搬	
(第 63 条) 格納容器圧 力逃がし装 置による原 子炉格納容 器内の減圧 及び除熱	残留熱除去系 (格納容器スプレ イ冷却モード) 原子炉補機冷却系	フィルタ装置	常設	
		よう素フィルタ	常設	
		ラプチャーディスク	常設	
		ドレン移送ポンプ	常設	
		ドレンタンク	常設	
		遠隔手動弁操作設備	常設	
	遠隔空気駆動弁操作ポン ペ	可搬		
	—	可搬型窒素供給装置	可搬	
	残留熱除去系 (格納容器スプレ イ冷却モード) 原子炉補機冷却系	スクラバ水 pH 制御設備	可搬	
		フィルタベント遮蔽壁 【放射線管理施設】	常設	
配管遮蔽 【放射線管理施設】		常設		
—	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)	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 (9/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	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))	残留熱除去系ポンプ	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(格納容器スプ レイ冷却モード))	残留熱除去系ポンプ	常設	—
		残留熱除去系熱交換器	常設	
	(サブプレッションチェンバ) (復水貯蔵槽)	サブプレッションチェンバ[水 源]	常設	
(第63条) サブプレシ ョンチェン パプール水 冷却	(残留熱除去系(サブプレシ ョンチェンパプール水冷却モー ド))	残留熱除去系ポンプ	常設	—
		残留熱除去系熱交換器	常設	
	(サブプレッションチェンバ) (復水貯蔵槽)	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 ※水源は海 を使用	(原子炉補機冷却系)	原子炉補機冷却水ポンプ	常設	—
		原子炉補機冷却海水ポンプ	常設	
		原子炉補機冷却水系熱交換 器	常設	
(第64条) 原子炉補機 冷却系 ※水源は海 を使用	(原子炉補機冷却系)	原子炉補機冷却水ポンプ	常設	—
		原子炉補機冷却海水ポンプ	常設	
		原子炉補機冷却水系熱交換 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 (10/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	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) 代替循環冷 却系による 原子炉格納 容器内の減 圧及び除熱	—	復水移送ポンプ 【原子炉格納施設】	常設	代替循環冷却系及び格納容器圧力逃 がし装置は、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 冷却及び原子炉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。 代替循環冷却系は、非常用交流電源設 備に対して多様性を有する常設代替 交流電源設備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。 代替循環冷却系に使用する代替原子 炉補機冷却系の熱交換器ユニット及 び大容量送水車 (熱交換器ユニット 用) は、格納容器圧力逃がし装置から 離れた屋外に分散して保管すること で、格納容器圧力逃がし装置と共通要 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。 熱交換器ユニットの接続口は、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、かつ格納容器圧力逃がし 装置との離隔を考慮した設計とする。 代替循環冷却系の復水移送ポンプは 廃棄物処理建屋内に、残留熱除去系 熱交換器及びサブプレッションチェン バは原子炉建屋内に設置し、格納容 器圧力逃がし装置のフィルタ装置及び よう素フィルタ並びにラプチャーディ スクは原子炉建屋近傍の屋外に設置 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。 代替循環冷却系と格納容器圧力逃 がし装置は、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、代替循環 冷却系と格納容器圧力逃がし装置は、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。
	—	残留熱除去系熱交換器 【原子炉格納施設】	常設	
	—	熱交換器ユニット	可搬	
	—	大容量送水車 (熱交換器ユニ ット用)	可搬	
	—	代替原子炉補機冷却海水ス トレーナ	可搬	
	—	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 【原子炉格納施設】	可搬	
	(サブプレッションチェンバ) (復水貯蔵槽)	サブプレッションチェンバ【水 源】 【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 (11/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	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) 重大事故等 時における 使用済燃料 貯蔵プールの 除熱	残留熱除去系 (燃料プール水の冷却及び補給) (燃料プール冷却浄化系)	燃料プール冷却浄化系ポンプ 【核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設】	常設	燃料プール冷却浄化系ポンプ及び燃料プール冷却浄化系熱交換器は、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、残留熱除去系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。 燃料プール冷却浄化系で使用する代替原子炉補機冷却系は、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、熱交換器ユニットを可搬型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、非常用交流電源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、大容量送水車(熱交換器ユニット用)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。
		燃料プール冷却浄化系熱交換器 【核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設】	常設	
		熱交換器ユニット	可搬	
		大容量送水車(熱交換器ユニット用)	可搬	
		代替原子炉補機冷却海水ストレーナ	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 (12/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬	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) (復水貯蔵槽)	復水貯蔵槽	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	
(第71条) 水の供給	—	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)	可搬	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 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。 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 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。 大容量送水車 (海水取水用) 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。
		大容量送水車 (海水取水用)	可搬	
(一) 重大事故等 時に対処す るための流 路, 注水先, 注水先, 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	
	(使用済燃料貯蔵プール)	使用済燃料貯蔵プール 【核燃料物質の取扱施設及 び貯蔵施設】	常設	
	—	原子炉建屋原子炉区域 【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 3-3-1 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 (1/22)

【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	原子炉緊急停止系	ATWS 緩和設備(代替制御棒挿入機能)	常設	ATWS 緩和設備 (代替制御棒挿入機能) は、原子炉緊急停止系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、論理回路をアナログ回路で構築することで、デジタル回路で構築する原子炉緊急停止系に対して多様性を有する設計とする。 ATWS 緩和設備 (代替制御棒挿入機能) は、検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁まで原子炉緊急停止系に対して独立した構成とすることで、原子炉緊急停止系と共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。 また、ATWS 緩和設備 (代替制御棒挿入機能) は、原子炉緊急停止系の電源と電気的に分離することで、共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。
		制御棒	常設	
		制御棒駆動機構 (水圧駆動)	常設	
		制御棒駆動系水圧制御ユニット	常設	
(第 59 条) 原子炉冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制	原子炉緊急停止系	ATWS 緩和設備(代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能)	常設	ATWS 緩和設備 (代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能) は、原子炉緊急停止系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、論理回路をアナログ回路で構築することで、デジタル回路で構築する原子炉緊急停止系に対して多様性を有する設計とする。 ATWS 緩和設備 (代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能) は、検出器から原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置 (停止に必要な部位) まで原子炉緊急停止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、ATWS 緩和設備 (代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能) は、原子炉緊急停止系の電源と電気的に分離することで、原子炉緊急停止系と共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。

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 (2/22)

【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	原子炉緊急停止系	ほう酸水注入系ポンプ	常設	ほう酸水注入系は、制御棒、制御棒駆動機構(水圧駆動)及び制御棒駆動系水圧制御ユニットと共通要因によって同時に機能を損なわないよう、ほう酸水注入系ポンプを非常用交流電源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(水圧駆動)及び制御棒駆動系水圧制御ユニットに対して多様性を有する設計とする。 ほう酸水注入系ポンプ及びほう酸水注入系貯蔵タンクは、原子炉建屋原子炉区域内の制御棒、制御棒駆動機構(水圧駆動)及び制御棒駆動系水圧制御ユニットと異なる区画に設置することで、制御棒、制御棒駆動機構(水圧駆動)及び制御棒駆動系水圧制御ユニットと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
		ほう酸水注入系貯蔵タンク	常設	
(第 59 条) 出力急上昇 の防止	自動減圧系	自動減圧系の起動阻止スイッチ	常設	代替自動減圧ロジック(代替自動減圧機能)は、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、論理回路をアナログ回路で構築することで、デジタル回路で構築する自動減圧系に対して多様性を有する設計とする。
(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。
		自動減圧系の起動阻止スイッチ	常設	
(第 61 条) 高圧窒素ガ ス供給系に よる作動窒 素ガス確保	(アキュムレータ)	高圧窒素ガスポンプ	可搬	高圧窒素ガスポンプは、予備のポンプも含めて、原子炉建屋内の原子炉区域外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主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ及び主蒸気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「—」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 (3/22)

【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) 格納容器圧力逃がし装置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 (代替循環冷却系使用時の格納容器内の可燃性ガスの排出を含む)	可燃性ガス濃度制御系	フィルタ装置 【原子炉格納施設】	常設	格納容器圧力逃がし装置は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備、及び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駆動できる設計とする。格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタ並びにラプチャーディスクは原子炉建屋近傍の屋外に設置し、耐圧強化ベント系のサブプレッションチェンバは原子炉建屋内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。
		よう素フィルタ 【原子炉格納施設】	常設	
		ラプチャーディスク 【原子炉格納施設】	常設	
	—	フィルタ装置出口放射線モニタ 【放射線管理施設】	常設	
		フィルタ装置水素濃度	常設	
		ドレン移送ポンプ 【原子炉格納施設】	常設	
		ドレンタンク 【原子炉格納施設】	常設	
		遠隔手動弁操作設備 【原子炉格納施設】	常設	
		遠隔空気駆動弁操作作用ポンプ 【原子炉格納施設】	可搬	
		可搬型窒素供給装置 【原子炉格納施設】	可搬	
		スクラバ水 pH 制御設備 【原子炉格納施設】	可搬	
		フィルタベント遮蔽壁 【放射線管理施設】	常設	
		配管遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 【原子炉格納施設】	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 3-3-1 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 (4/22)

【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) 耐圧強化ベ 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 (代替 循環冷却系 使用時の格 納容器内の 可燃性ガス の排出を含 む)	—	可搬型窒素供給装置 【原子炉格納施設】	可搬	耐圧強化ベント系は、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、及び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 により駆動できる設計とする。 耐圧強化ベント系は、同一目的の水素 爆発による原子炉格納容器の損傷を 防止するための設備である可燃性ガ ス濃度制御系と異なる方式にて水素 ガス及び酸素ガスの濃度を低減する ことで多様性を有する設計とし、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。 格納容器圧力逃がし装置のフィルタ 装置及びよう素フィルタ並びにラブ チャーディスクは原子炉建屋近傍の 屋外に設置し、耐圧強化ベント系のサ プレッションチェンバは原子炉建屋 内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。
		サプレッションチェンバ 【原子炉格納施設】	常設	
		耐圧強化ベント系放射線モ ニタ 【放射線管理施設】	常設	
		フィルタ装置水素濃度	常設	
	可燃性ガス濃度制御系	遠隔手動弁操作設備 【原子炉格納施設】	常設	
		遠隔空気駆動弁操作作用ボン ベ 【原子炉格納施設】	可搬	
(第 67 条) 水素濃度及 び酸素濃度 の監視	格納容器内水素濃度	格納容器内水素濃度 (SA)	常設	格納容器内水素濃度 (SA) は、格納容 器内水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、異なる計 測方式とすることで多様性を有する 設計とする。格納容器内水素濃度 (SA) は、格納容器内水素濃度と共通要因 によって同時に機能を損なわないよう、 検出器の設置箇所も位置的分散を図 る設計とする。また、格納容器内水素 濃度 (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する。 格納容器内水素濃度及び格納容器内 酸素濃度は、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、原子炉補機冷却系に対して多 様性を有する代替原子炉補機冷却系 から供給が可能な設計とする。
	(格納容器内水素濃度)	格納容器内水素濃度	常設	
	(格納容器内酸素濃度)	格納容器内酸素濃度	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 (5/22)

【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 水素再結合 器による水 素濃度抑制	—	静的触媒式水素再結合器 【原子炉格納施設】	常設	静的触媒式水素再結合器動作監視装置と原子炉建屋水素濃度は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、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、静的触媒式水素再結合器動作監視装置及び原子炉建屋水素濃度は、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。
		静的触媒式水素再結合器動作監視装置	常設	
(第 68 条) 原子炉建屋 内の水素濃 度監視	—	原子炉建屋水素濃度	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 (6/22)

【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 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 残留熱除去系熱交換器入口温度	原子炉圧力容器温度	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。
(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 (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	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。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	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「—」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 (7/22)

【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) 高压代替注水系系統流量 復水補給水系流量 (RHR A 系代 替注水流量) 復水補給水系流量 (RHR B 系代 替注水流量) 原子炉隔離時冷却系系統流量 高压炉心注水系系統流量 残留熱除去系系統流量 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 格納容器内圧力 (S/C)	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、共通要因によつて 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) 高压代替注水系系統流量 復水補給水系流量 (RHR A 系代 替注水流量) 復水補給水系流量 (RHR B 系代 替注水流量) 原子炉隔離時冷却系系統流量 高压炉心注水系系統流量 残留熱除去系系統流量 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 格納容器内圧力 (S/C)	原子炉水位 (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 (8/22)

【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 容器への注 水量	復水貯蔵槽水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)	高压代替注水系系統流量	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。
	復水貯蔵槽水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)	復水補給水系流量 (RHR A 系 代替注水流量) 復水補給水系流量 (RHR B 系 代替注水流量)	常設	
	復水貯蔵槽水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)	原子炉隔離時冷却系系統流 量	常設	
	復水貯蔵槽水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)	高压炉心注水系系統流量	常設	
	サブプレッションチェンパ ール水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)	残留熱除去系系統流量	常設	
(第 73 条) 原子炉格納 容器への注 水量	復水貯蔵槽水位 (SA) 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C)	復水補給水系流量 (RHR B 系 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。
	復水貯蔵槽水位 (SA) 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) 格納容器下部水位	復水補給水系流量 (格納容器 下部注水流量)	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 (9/22)

【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 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C)	ドライウエル雰囲気温度	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。
	サプレッションチェンパプ ル水温度 格納容器内圧力 (S/C)	サプレッションチェンパ 気体温度	常設	
	主要パラメータの他チャンネ ル サプレッションチェンパ 気体温度	サプレッションチェンパ ール水温度	常設	
(第 73 条) 原子炉格納 容器内の圧 力	格納容器内圧力 (S/C) ドライウエル雰囲気温度	格納容器内圧力 (D/W)	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。
	格納容器内圧力 (D/W) サプレッションチェンパ 気体温度	格納容器内圧力 (S/C)	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 (10/22)

【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	復水補給水系流量 (RHR B 系代 替注水流量) 復水貯蔵槽水位 (SA) 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C)	サブプレッションチェンパ ール水位	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。
	主要パラメータの他チャンネ ル 復水補給水系流量 (格納容器下 部注水流量) 復水貯蔵槽水位 (SA)	格納容器下部水位	常設	
(第 73 条) 原子炉格納 容器内の水 素濃度	主要パラメータの他チャンネ ル 格納容器内水素濃度 (SA)	格納容器内水素濃度	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。
	主要パラメータの他チャンネ ル 格納容器内水素濃度	格納容器内水素濃度 (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 (11/22)

【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 出力領域モニタ	起動領域モニタ	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 起動領域モニタ	出力領域モニタ	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 (12/22)

【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 (代替循環 冷却系)	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 ー温度	サブプレッションチェンバ ー水温度	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。
	サブプレッションチェンバ ー水温度	復水補給水系温度 (代替循環 冷却)	常設	
	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	復水補給水系流量 (RHR A 系 代替注水流量)	常設	
	復水補給水系流量 (RHR A 系代 替注水流量) 復水補給水系流量 (格納容器下 部注水流量) 復水移送ポンプ吐出圧力 格納容器内圧力 (S/C) サブプレッションチェンバ ー水位 サブプレッションチェンバ ー水温度 ドライウェル雰囲気温度 サブプレッションチェンバ ー温度	復水補給水系流量 (RHR B 系 代替注水流量)	常設	
	復水補給水系流量 (RHR B 系代 替注水流量) 復水移送ポンプ吐出圧力 格納容器内圧力 (S/C) サブプレッションチェンバ ー水位 格納容器下部水位	復水補給水系流量 (格納容器 下部注水流量)	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 (13/22)

【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 圧力逃がし 装置)	主要パラメータの他チャンネル	フィルタ装置水位	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、共通要因によつて 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。
	格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C)	フィルタ装置入口圧力	常設	
	主要パラメータの他チャンネル	フィルタ装置出口放射線モ ニタ 【放射線管理施設】	常設	
	主要パラメータの他チャンネル 格納容器内水素濃度 (SA)	フィルタ装置水素濃度	常設	
	主要パラメータの他チャンネル	フィルタ装置金属フィルタ 差圧	常設	
	フィルタ装置水位	フィルタ装置スクラバ水 pH	常設	
(第 73 条) 最終ヒート シンクの確保 (耐圧強化 ベント系)	主要パラメータの他チャンネル	耐圧強化ベント系放射線モ ニタ 【放射線管理施設】	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、共通要因によつて 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。
	格納容器内水素濃度 (SA)	フィルタ装置水素濃度	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 (14/22)

【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 サブプレッションチェンパ ール水温度	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 原子炉補機冷却水系系統流量 残留熱除去系熱交換器入口冷 却水流量	残留熱除去系熱交換器出口 温度	常設	
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	残留熱除去系系統流量	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	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	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「—」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 (15/22)

【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 格納容器内圧力 (D/W)	ドライウェル雰囲気温度	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、共通要因によつて 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。
	格納容器内圧力 (S/C) ドライウェル雰囲気温度	格納容器内圧力 (D/W)	常設	
(第 73 条) 格納容器バ イパスの監 視 (原子炉建 屋内の状態)	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)	高圧炉心注水系ポンプ吐出 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、共通要因によつて 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)	残留熱除去系ポンプ吐出 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 (16/22)

【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	高压代替注水系統流量 復水補給水系流量 (RHR A 系代 替注水流量) 復水補給水系流量 (RHR B 系代 替注水流量) 原子炉隔離時冷却系系統流量 高压炉心注水系統流量 復水補給水系流量 (格納容器下 部注水流量) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 復水移送ポンプ吐出圧力	復水貯蔵槽水位 (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。
	復水補給水系流量 (RHR A 系代 替注水流量) 復水補給水系流量 (RHR B 系代 替注水流量) 残留熱除去系系統流量 復水移送ポンプ吐出圧力 残留熱除去系ポンプ吐出圧力	サブプレッションチェンパ ール水位	常設	
(第 73 条) 原子炉建屋 内の水素濃 度	主要パラメータの他チャンネ ル 静的触媒式水素再結合器 動 作監視装置	原子炉建屋水素濃度	常設	重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 (17/22)

【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	主要パラメータの他チャンネル 格納容器内雰囲気放射線モニ タ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニ タ (S/C) 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C)	格納容器内酸素濃度	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。
(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	コントロール建屋及び 5 号機原子炉 建屋内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若し くは可搬型代替交流電源設備及び 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所用可 搬型電源設備からの給電により使用 することで、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。
(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 (18/22)

【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) その他*4	—	高圧窒素ガス供給系ADS入口 圧力	常設	—
		高圧窒素ガス供給系窒素ガ スポンベ出口圧力	常設	
		RCW サージタンク水位	常設	
		原子炉補機冷却系熱交換器 出口冷却水温度	常設	
		ドレンタンク水位	常設	
		遠隔空気駆動弁操作用ボン ベ出口圧力	常設	
		M/C C 電圧	常設	
		M/C D 電圧	常設	
		第一 GTG 発電機電圧	常設	
		非常用 D/G 発電機電圧	常設	
		非常用 D/G 発電機電力	常設	
		非常用 D/G 発電機周波数	常設	
		P/C C-1 電圧	常設	
		P/C D-1 電圧	常設	
		直流 125V 主母線盤 A 電圧	常設	
		直流 125V 主母線盤 B 電圧	常設	
		直流 125V 充電器盤 A-2 蓄電 池電圧	常設	
		AM用直流 125V 充電器盤蓄電 池電圧	常設	
		第一 GTG 発電機周波数	常設	
		電源車電圧	可搬	
電源車周波数	可搬			
M/C E 電圧	常設			
P/C E-1 電圧	常設			
直流 125V 主母線盤 C 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 (19/22)

【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	中央制御室可搬型陽圧化空調機は、中央制御室換気空調系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう独立性を有した設備構成とすることで多様性を有する設計とする。 中央制御室可搬型陽圧化空調機及び中央制御室待避室陽圧化装置(空気ポンペ)は、コントロール建屋に保管し、中央制御室換気空調設備とは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。差圧計及び酸素濃度・二酸化炭素濃度計は、中央制御室内及び中央制御室待避室内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。 データ表示装置(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。 無線連絡設備のうち無線連絡設備(常設)及び衛星電話設備のうち衛星電話設備(常設)の電源は、送受話器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若しくは可搬型代替交流電源設備及び 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの給電により使用することで、非常用交流電源設備及び充電器(蓄電池)からの給電により使用する送受話器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、無線連絡設備(常設)及び衛星電話設備(常設)は、中央制御室及び 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所内に設置することで、送受話器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) 【放射線管理施設】	常設	
	—	中央制御室待避室遮蔽(可搬型) 【放射線管理施設】	可搬	
	中央制御室換気空調系	中央制御室可搬型陽圧化空調機 【放射線管理施設】	可搬	
		中央制御室待避室陽圧化装置(空気ポンペ) 【放射線管理施設】	可搬	
	送受話器 電力保安通信用電話設備	無線連絡設備(常設)	常設	
		衛星電話設備(常設)	常設	
	—	データ表示装置(待避室)	常設	
	—	差圧計	可搬	
—	酸素濃度・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 (20/22)

【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	中央制御室照明	可搬型蓄電池内蔵型照明	可搬	可搬型蓄電池内蔵型照明は、遮断器を 設けることで中央制御室の非常用照 明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。 可搬型蓄電池内蔵型照明は、中央制御 室の非常用照明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。
(第 77 条) 発電所内の 通信連絡	送受話器 電力保安通信用電話設備	携帯型音声呼出電話設備	可搬	無線連絡設備のうち無線連絡設備(常 設)及び衛星電話設備のうち衛星電話 設備(常設)の電源は、送受話器及び 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若しくは可 搬型代替交流電源設備及び 5 号機原 子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電 源設備からの給電により使用すること で、非常用交流電源設備及び充電器 (蓄電池)からの給電により使用する 送受話器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、無線連絡設備(常設)及び 衛星電話設備(常設)は、中央制御室 及び 5 号機原子炉建屋内緊急時対策 所内に設置することで、送受話器及び 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。 携帯型音声呼出電話設備の電源は、送 受話器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、乾電池等を使用するこ とで、非常用交流電源設備及び充電器 (蓄電池)からの給電により使用する 送受話器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、携帯型音声呼出電話設備は、 中央制御室及び 5 号機原子炉建屋内 緊急時対策所内に保管することで、送 受話器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。
		携帯型音声呼出電話設備*4		
		無線連絡設備(常設)	常設	
		無線連絡設備(常設)*4		
		無線連絡設備(可搬型)	可搬	
		衛星電話設備(常設)	常設	
		衛星電話設備(常設)*4		
		衛星電話設備(可搬型)	可搬	
		5号機屋外緊急連絡用インタ ーフォン(インターフォン)	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。  
\*4：5号機原子炉建屋内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 (21/22)

【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>5 号機屋外緊急連絡用インターフ ォン(インターフォン)の電源は、送受 話器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 われないよう、5 号機原子炉建屋内緊急 時対策所用可搬型電源設備からの給 電により使用することで、非常用交流 電源設備及び充電器(蓄電池)から の給電により使用する送受話器及び電 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、5 号機 屋外緊急連絡用インターフォン(イン ターフォン)は、5 号機原子炉建屋屋 外、5 号機原子炉建屋内緊急時対策所 内及び 5 号機中央制御室内に設置す ることで、送受話器及び電力保安通 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>無線連絡設備のうち無線連絡設備(可 搬型)及び衛星電話設備のうち衛星電 話設備(可搬型)の電源は、送受話器 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、非常用交流電源設備及び充電器 (蓄電池)からの給電により使用する 送受話器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、無線連絡設備(可搬型)及 び衛星電話設備(可搬型)は、5 号機 原子炉建屋内緊急時対策所内に保管 することで、送受話器及び電力保安 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>無線連絡設備、衛星電話設備、携帯型 音声呼出電話設備及び 5 号機屋外緊 急連絡用インターフォン(インターフ ォン)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 われないよう多様性を有する設計とす る。</p> <p>コントロール建屋及び 5 号機原子炉 建屋内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若しく は可搬型代替交流電源設備及び 5 号 機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬 型電源設備からの給電により使用す ることで、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。</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 (22/22)

【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 (常設)	常設	コントロール建屋及び 5 号機原子炉 建屋内緊急時対策所内に設置するデ ータ伝送設備の電源は、常設代替交流 電源設備若しくは可搬型代替交流電 源設備及び 5 号機原子炉建屋内緊急 時対策所用可搬型電源設備からの給 電により使用することで、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。
		衛星電話設備 (常設) *4		
		衛星電話設備 (可搬型)	可搬	
		統合原子力防災ネットワ ークを用いた通信連絡設備 (テ レビ会議システム, IP-電話 機及び IP-FAX)	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	(原子炉圧力容器)	原子炉圧力容器 【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	
	(使用済燃料貯蔵プール)	使用済燃料貯蔵プール 【核燃料物質の取扱施設及 び貯蔵施設】	常設	
	—	原子炉建屋原子炉区域 【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。  
\*4：5号機原子炉建屋内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>
計器故障時の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>推定に当たり、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、水素濃度及び中性子束）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吐出圧力により推定</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>・ 必要な pH が確保されていることを、フィルタ装置水位の水位変化により推定</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>・ 原子炉格納容器内の水位を格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により推定</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する</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>・ 使用済燃料貯蔵プールの状態を同一物理量（温度及び水位）、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の監視により、使用済燃料貯蔵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原子炉格納容器内の圧力(S/C)の差圧により原子炉圧力容器の満水状態を推定する</li> </ul>

第 3-3-2 表 パラメータの推定手段 (2/2)

事故時の計装に関する手順等	
計器の計測範囲(把握能力)を超えた場合	<p>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、原子炉圧力容器内の温度及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量である。</p> <p>これらのパラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に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>原子炉格納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た場合は、炉心損傷状態と推定して対応する。</li> <li>原子炉格納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、高圧代替注水系系統流量、原子炉隔離時冷却系系統流量、高圧炉心注水系系統流量、復水補給水系流量(RHR A 系代替注水流量)、復水補給水系流量(RHR B 系代替注水流量)、残留熱除去系系統流量のうち、機器動作状態にある流量計より熱崩壊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)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により、原子炉圧力容器内の水位が有効燃料棒頂部以上であることは、原子炉圧力容器温度により監視可能である。</li> <li>原子炉圧力容器への注水量を監視するパラメータである復水補給水系流量(RHR A 系代替注水流量)が計測範囲を超えた場合において、低圧代替注水系使用時は、水源である復水貯蔵槽の水位又は注水先である原子炉圧力容器内の水位変化により注水量を推定する。また、代替循環冷却系使用時は、注水先である原子炉圧力容器内の水位変化により注水量を推定する。</li> <li>原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータである復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)が計測範囲を超えた場合は、水源である復水貯蔵槽の水位又は注水先である原子炉格納容器内の水位変化により注水量を推定する。</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> <p>また、可搬型計測器に表示される計測値を読み取り、換算表を用いて工学値に換算する。</p>

第3-3-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (1/11)

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

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 (2/11)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位 (SA) ③高圧代替注水系系統流量 ③復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) ③復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) ③原子炉隔離時冷却系系統流量 ③高圧炉心注水系系統流量 ③残留熱除去系系統流量 ④原子炉圧力 ④原子炉圧力 (SA) ④格納容器内圧力 (S/C)	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高圧代替注水系系統流量, 復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量), 復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量), 原子炉隔離時冷却系系統流量, 高圧炉心注水系系統流量, 残留熱除去系系統流量のうち機器動作状態にある流量より, 崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し, 原子炉压力容器内の水位を推定する。 ④原子炉压力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し, 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉压力容器の満水を推定する。 推定は, 主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	原子炉水位 (SA)	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ②高圧代替注水系系統流量 ②復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) ②復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) ②原子炉隔離時冷却系系統流量 ②高圧炉心注水系系統流量 ②残留熱除去系系統流量 ③原子炉圧力 ③原子炉圧力 (SA) ③格納容器内圧力 (S/C)	①原子炉水位 (SA) の水位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高圧代替注水系系統流量, 復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量), 復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量), 原子炉隔離時冷却系系統流量, 高圧炉心注水系系統流量, 残留熱除去系系統流量のうち機器動作状態にある流量より, 崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し, 原子炉压力容器内の水位を推定する。 ③原子炉压力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し, 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉压力容器の満水を推定する。 推定は, 原子炉压力容器内の水位を直接計測する原子炉水位を優先する。

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 (3/11)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量	①復水貯蔵槽水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	①高圧代替注水系系統流量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵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高圧代替注水系系統流量を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位 (SA) を優先する。
	復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) * 復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)  *代替循環冷却系運転時は「最終ヒートシンクの確保」を参照	①復水貯蔵槽水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	①復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)、復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵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復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)、復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位 (SA) を優先する。
	原子炉隔離時冷却系系統流量	①復水貯蔵槽水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	①原子炉隔離時冷却系系統流量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵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原子炉隔離時冷却系系統流量を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位 (SA) を優先する。
	高圧炉心注水系系統流量	①復水貯蔵槽水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	①高圧炉心注水系系統流量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵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高圧炉心注水系系統流量を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位 (SA) を優先する。
	残留熱除去系系統流量	①サブプレッションチェンバプール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	①残留熱除去系系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッションチェンバ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系系統流量を推定する。 推定は、水源であるサブプレッションチェンバプール水位を優先する。
原子炉格納容器への注水量	復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) * 復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) *  *代替循環冷却系運転時は「最終ヒートシンクの確保」を参照	①復水貯蔵槽水位 (SA) ②格納容器内圧力 (D/W) ②格納容器内圧力 (S/C) ②格納容器下部水位	①復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)、復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) より格納容器への注水量を推定する。 ②注水先の格納容器下部水位の変化により復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位 (SA) を優先する。



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 (4/11)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内圧力 (D/W) ③格納容器内圧力 (S/C)	①ドライウエル雰囲気温度の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②ドライウエル雰囲気温度の監視が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係を利用して格納容器内圧力 (D/W) によりドライウエル雰囲気温度を推定する。 ③格納容器内圧力 (S/C) により、上記②と同様にドライウエル雰囲気温度を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	サブプレッションチェンバ気体温度	①サブプレッションチェンバプール水温度 ②格納容器内圧力 (S/C) ③[サブプレッションチェンバ気体温度]*2	①サブプレッションチェンバ気体温度の監視が不可能となった場合は、サブプレッションチェンバプール水温度によりサブプレッションチェンバ気体温度を推定する。 ②飽和温度/圧力の関係を利用して格納容器内圧力 (S/C) によりサブプレッションチェンバ気体温度を推定する。 ③監視可能であればサブプレッションチェンバ気体温度 (常用計器) により、温度を推定する。 推定は、サブプレッションチェンバ内にあるサブプレッションチェンバプール水温度を優先する。
	サブプレッションチェンバプール水温度	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッションチェンバ気体温度	①サブプレッションチェンバプール水温度の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②サブプレッションチェンバプール水温度の監視が不可能となった場合は、サブプレッションチェンバ気体温度によりサブプレッションチェンバプール水温度を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力 (D/W)	①格納容器内圧力 (S/C) ②ドライウエル雰囲気温度 ③[格納容器内圧力 (D/W)]*2	①格納容器内圧力 (D/W) の圧力の監視が不可能となった場合は、格納容器内圧力 (S/C) により推定する。 ②飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル雰囲気温度により格納容器内圧力 (D/W) を推定する。 ③監視可能であれば格納容器内圧力 (D/W) (常用計器) により、圧力を推定する。 推定は、真空破壊装置、連通孔及びベント管を介して均圧される格納容器内圧力 (S/C) を優先する。
	格納容器内圧力 (S/C)	①格納容器内圧力 (D/W) ②サブプレッションチェンバ気体温度 ③[格納容器内圧力 (S/C)]*2	①格納容器内圧力 (S/C) の圧力の監視が不可能となった場合は、格納容器内圧力 (D/W) により推定する。 ②飽和温度/圧力の関係を利用してサブプレッションチェンバ気体温度により格納容器内圧力 (S/C) を推定する。 ③監視可能であれば格納容器内圧力 (S/C) (常用計器) により、圧力を推定する。 推定は、真空破壊装置、連通孔及びベント管を介して均圧される格納容器内圧力 (D/W) を優先する。

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 (5/11)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の水位	サブプレッションチェンバプール水位	①復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量) ②復水貯蔵槽水位 (SA) ③格納容器内圧力 (D/W) ④格納容器内圧力 (S/C) ④[サブプレッションチェンバプール水位]*2	①サブプレッションチェンバプール水位の監視が不可能となった場合は、復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量) の注水量により、サブプレッションチェンバプール水位を推定する。 ②水源である復水貯蔵槽水位の変化により、サブプレッションチェンバプール水位を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 (上記①, ②の推定方法は、注水量及び水源の水位変化から算出した水量が全てサブプレッションチェンバへ移行する場合を想定しており、サブプレッションチェンバプール水位の計測目的 (ウェットウェルベントの操作可否判断 (ベントライン高さ-1m: 9.1m) を把握すること) から考えると保守的な評価となることから問題ない。) ③格納容器内圧力 (D/W) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧によりサブプレッションチェンバプール水位を推定する。 ④監視可能であればサブプレッションチェンバプール水位 (常用計器) により、水位を推定する。推定は、注水先に近い復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量) を優先する。
	格納容器下部水位	①主要パラメータの他チャンネル ②復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) ③復水貯蔵槽水位 (SA)	①格納容器下部水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器下部水位の監視が不可能となった場合は、復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) の注水量により、格納容器下部水位を推定する。 ③水源である復水貯蔵槽水位の変化により、格納容器下部水位を推定する。なお、復水貯蔵槽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。
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内水素濃度 (SA)	①格納容器内水素濃度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器内水素濃度の監視が不可能となった場合は、格納容器内水素濃度 (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。
	格納容器内水素濃度 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内水素濃度	①格納容器内水素濃度 (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格納容器内水素濃度 (SA) の監視が不可能となった場合は、格納容器内水素濃度により推定する。推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。

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 (6/11)

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放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)	①主要パラメータの他チャンネル ②[エリア放射線モニタ]*2	①格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②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。
	格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)	①主要パラメータの他チャンネル ②[エリア放射線モニタ]*2	①格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②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。
未臨界の維持又は監視	起動領域モニタ	①主要パラメータの他チャンネル ②出力領域モニタ ③[制御棒操作監視系]*2	①起動領域モニタの 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②起動領域モニタの監視が不可能となった場合は、出力領域モニタにより推定する。 ③制御棒操作監視系 (有効監視パラメータ) により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	出力領域モニタ	①主要パラメータの他チャンネル ②起動領域モニタ ③[制御棒操作監視系]*2	①出力領域モニタの 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②出力領域モニタの監視が不可能となった場合は、起動領域モニタにより推定する。 ③制御棒操作監視系 (有効監視パラメータ) により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	[制御棒操作監視系]*2	①起動領域モニタ ②出力領域モニタ	①制御棒操作監視系 (有効監視パラメータ) の監視が不可能となった場合は、起動領域モニタにより推定する。 ②出力領域モニタにより推定する。 推定は、低出力領域を監視する起動領域モニタを優先する。

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 (7/11)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
最終ヒートシンクの確保	代替循環冷却系	サブプレッションチェンバプール水温度	①サブプレッションチェンバプール水温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②サブプレッションチェンバプール水温度の監視が不可能となった場合は、サブプレッションチェンバプール水温度によりサブプレッションチェンバプール水温度を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		復水補給水系温度 (代替循環冷却)	①復水補給水系温度 (代替循環冷却) 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チェンバプール水温度により推定する。
		復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ①原子炉水位 (SA) ②原子炉圧力容器温度
		復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	①復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) ①復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) ①復水移送ポンプ吐出圧力 ①格納容器内圧力 (S/C) ①サブプレッションチェンバプール水位 ②サブプレッションチェンバプール水温度 ②ドライウェル雰囲気温度 ②サブプレッションチェンバプール水温度
		復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)	①復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) ①復水移送ポンプ吐出圧力 ①格納容器内圧力 (S/C) ①サブプレッションチェンバプール水位 ②格納容器下部水位

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 (8/11)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法	
最終ヒートシンクの確保	格納容器圧力逃がし装置	フィルタ装置水位	①主要パラメータの他チャンネル	①フィルタ装置水位の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。
		フィルタ装置入口圧力	①格納容器内圧力 (D/W) ①格納容器内圧力 (S/C)	①フィルタ装置入口圧力の監視が不可能となった場合は、格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) の傾向監視により格納容器圧力逃がし装置の健全性を推定する。
		フィルタ装置出口放射線モニタ	①主要パラメータの他チャンネル	①フィルタ装置出口放射線モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
		フィルタ装置水素濃度	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内水素濃度 (SA)	①フィルタ装置水素濃度の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フィルタ装置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圧力逃がし装置の配管内を通過することから、格納容器内水素濃度 (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。
		フィルタ装置金属フィルタ差圧	①主要パラメータの他チャンネル	①フィルタ装置金属フィルタ差圧の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。
		フィルタ装置スクラバ水 pH	①フィルタ装置水位	①フィルタ装置スクラバ水 pH の監視が不可能となった場合は、フィルタ装置水位によりベントガスに含まれる水蒸気の凝縮によるスクラバ水の希釈状況により推定する。
	ベント系 耐圧強化	耐圧強化ベント系放射線モニタ	①主要パラメータの他チャンネル	①耐圧強化ベント系放射線モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
		フィルタ装置水素濃度	①格納容器内水素濃度 (SA)	①フィルタ装置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耐圧強化ベント系の配管内を通過することから、格納容器内水素濃度 (SA) により推定する。
	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 ①サブプレッションチェンバプール水温度	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、サブプレッションチェンバプール水温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
		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 ②原子炉補機冷却水系系統流量 ②残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	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残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。 ②原子炉補機冷却水系系統流量、残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量により、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。
		残留熱除去系系統流量	①残留熱除去系ポンプ吐出圧力	①残留熱除去系系統流量の監視が不可能となった場合は、残留熱除去系ポンプ吐出圧力から残留熱除去系ポンプの注水特性を用いて、残留熱除去系系統流量が確保されていることを推定する。

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 (9/11)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
格納容器バイパスの監視	原子炉圧力容器内の状態	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位 (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。 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) ①原子炉水位 (SA) の水位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。
		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 ①原子炉圧力の1チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力の監視が不可能となった場合は, 原子炉圧力 (SA) により推定する。 ③原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで, 原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は, 主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		原子炉圧力 (SA)	①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 ①原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は, 原子炉圧力により推定する。 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。
		ドライウェル雰囲気温度	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内圧力 (D/W) ①ドライウェル雰囲気温度の1チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定する。 ②ドライウェル雰囲気温度の監視が不可能となった場合は, 飽和温度/圧力の関係を利用して格納容器内圧力 (D/W) によりドライウェル雰囲気温度を推定する。 推定は, 主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	原子炉格納容器内の状態	格納容器内圧力 (D/W)	①格納容器内圧力 (S/C) ②ドライウェル雰囲気温度 ③[格納容器内圧力 (D/W)]*2 ①格納容器内圧力 (D/W) の圧力の監視が不可能となった場合は, 格納容器内圧力 (S/C) により推定する。 ②飽和温度/圧力の関係を利用してドライウェル雰囲気温度により格納容器内圧力 (D/W) を推定する。 ③監視可能であれば格納容器内圧力 (D/W) (常用計器) により, 圧力を推定する。 推定は, 真空破壊装置, 連通孔及びベント管を介して均圧される格納容器内圧力 (S/C) を優先する。
		高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (SA) ②[エリア放射線モニタ]*2 ①高圧炉心注水系ポンプ吐出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 (SA) の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②高圧炉心注水系ポンプ吐出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 (SA) を優先する。
	原子炉建屋内の状態	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (SA) ②[エリア放射線モニタ]*2 ①残留熱除去系ポンプ吐出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 (SA) の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②残留熱除去系ポンプ吐出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 (SA) を優先する。

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 (10/11)

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	復水貯蔵槽水位 (SA)	①高圧代替注水系系統流量 ①復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) ①復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) ①原子炉隔離時冷却系系統流量 ①高圧炉心注水系系統流量 ①復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA) ②復水移送ポンプ吐出圧力 ③[復水貯蔵槽水位]*2	①復水貯蔵槽水位 (SA) の監視が不可能となった場合は、復水貯蔵槽を水源とするポンプの注水量から、復水貯蔵槽水位 (SA) を推定する。なお、復水貯蔵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の水位変化により復水貯蔵槽水位 (SA) を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ②復水貯蔵槽を水源とする復水移送ポンプの吐出圧力から復水移送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、水源である復水貯蔵槽水位が確保されていることを推定する。 ③監視可能であれば復水貯蔵槽水位 (常用計器) により、水位を推定する。 推定は、復水貯蔵槽を水源とするポンプの注水量を優先する。
	サブプレッションチェンバプール水位	①復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) ①復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) ①残留熱除去系系統流量 ②復水移送ポンプ吐出圧力 ②残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ③[サブプレッションチェンバプール水位]*2	①サブプレッションチェンバプール水位の監視が不可能となった場合は、サブプレッションチェンバの水位容量曲線を用いて、原子炉格納容器へ注水する復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) と経過時間より算出した注水量から推定する。また、サブプレッションチェンバの水位容量曲線を用いて、サブプレッションチェンバプール水から原子炉圧力容器へ注水する復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) 又は残留熱除去系系統流量と経過時間より算出した注水量から推定する。 ②サブプレッションチェンバプールを水源とする復水移送ポンプ、残留熱除去系ポンプの吐出圧力から復水移送ポンプ、残留熱除去系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チェンバプール水位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チェンバプール水位 (常用計器) により、水位を推定する。 推定は、サブプレッションチェンバプールを水源とするポンプの注水量を優先する。
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	①主要パラメータの他チャンネル ②静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	①原子炉建屋水素濃度の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉建屋水素濃度の監視が不可能となった場合は、静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 (静的触媒式水素再結合器入口/出口の差温度により水素濃度を推定) により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。

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 (11/11)

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酸素濃度	格納容器内酸素濃度	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) ②格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) ②格納容器内圧力 (D/W) ②格納容器内圧力 (S/C)	①格納容器内酸素濃度の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器内酸素濃度の監視が不可能となった場合は、格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) 又は格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的な G 値を入力とした評価結果 (解析結果) により格納容器内酸素濃度を推定する。 ②格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) 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。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
使用済燃料貯蔵プールの監視	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) ②使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ③使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) の監視が不可能となった場合は、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) により、水位・温度を推定する。 ②使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) にて使用済燃料貯蔵プールの水位を推定する。 ③使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより、使用済燃料貯蔵プールの状態を監視する。 推定は、同じ仕様である使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) を優先する。
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) ②使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ③使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) により、水位・温度を推定する。 ②使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) にて使用済燃料貯蔵プールの水位を推定する。 ③使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより、使用済燃料貯蔵プールの状態を監視する。 推定は、同じ仕様である使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) を優先する。
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) ①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) ②使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	①使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) の監視が不可能となった場合は、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) にて水位を計測した後、水位と放射線量率の関係により放射線量率を推定する。 ②使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより、使用済燃料貯蔵プールの状態を監視する。 推定は、使用済燃料貯蔵プールを直接監視する使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 及び使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) を優先する。
	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) ①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) ①使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	①使用済燃料貯蔵プール監視カメラの監視が不可能となった場合は、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) にて、使用済燃料貯蔵プールの状態を推定する。

注記\*1 : 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

\*2 : [ ] は有効監視パラメータ又は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3-4-1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) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	残留熱除去系（格納容器スプレ イ冷却モード） 原子炉補機冷却系	フィルタ装置 【原子炉冷却系統施設】	常設	格納容器圧力逃がし装置は、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び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、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に対して、多様性を有する設計とする。 また、格納容器圧力逃がし装置は、排出経路に設置される隔離弁のうち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設備を用いた人力による遠隔操作を可能とすることで、非常用交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び原子炉補機冷却系に対して、多様性を有する設計とする。 また、格納容器圧力逃がし装置は、排出経路に設置される隔離弁のうち空気作動弁を遠隔空気駆動弁操作設備による遠隔操作を可能にすること又は遠隔手動弁操作設備を用いた人力による遠隔操作を可能とすることで、非常用交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び原子炉補機冷却系に対して、多様性を有する設計とする。 格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタ並びにラブチャーディスクは、原子炉建屋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った設計とする。 格納容器圧力逃がし装置は、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に対して独立性を有する設計とする。
		よう素フィルタ 【原子炉冷却系統施設】	常設	
		ラブチャーディスク 【原子炉冷却系統施設】	常設	
		ドレン移送ポンプ 【原子炉冷却系統施設】	常設	
		ドレンタンク 【原子炉冷却系統施設】	常設	
		遠隔手動弁操作設備 【原子炉冷却系統施設】	常設	
		遠隔空気駆動弁操作作用ポン ベ【原子炉冷却系統施設】	可搬	
	—	可搬型窒素供給装置 【原子炉冷却系統施設】	可搬	
	残留熱除去系（格納容器スプレ イ冷却モード） 原子炉補機冷却系	スクラバ水 pH 制御設備 【原子炉冷却系統施設】	可搬	
		フィルタベント遮蔽壁	常設	
配管遮蔽		常設		
—	可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）【原子炉冷却系統施設】	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 (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) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	—	フィルタ装置 【原子炉格納施設】	常設	代替循環冷却系及び格納容器圧力逃がし装置は、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原子炉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。 格納容器圧力逃がし装置は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。また、格納容器圧力逃がし装置は、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、代替循環冷却系に対して駆動源の多様性を有する設計とする。 代替循環冷却系の復水移送ポンプは廃棄物処理建屋内に、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屋内に設置し、格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタ並びにラブチャーディスクは原子炉建屋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。 代替循環冷却系と格納容器圧力逃がし装置は、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、代替循環冷却系と格納容器圧力逃がし装置は、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。
		よう素フィルタ 【原子炉格納施設】	常設	
		ラブチャーディスク 【原子炉格納施設】	常設	
		ドレン移送ポンプ 【原子炉格納施設】	常設	
		ドレンタンク 【原子炉格納施設】	常設	
		遠隔手動弁操作設備 【原子炉格納施設】	常設	
		遠隔空気駆動弁操作作用ポンプ 【原子炉格納施設】	可搬	
		可搬型窒素供給装置 【原子炉格納施設】	可搬	
		スクラバ水 pH 制御設備 【原子炉格納施設】	可搬	
		フィルタベント遮蔽壁	常設	
		配管遮蔽	常設	
—	可搬型代替注水ポンプ (A-2級) 【原子炉格納施設】	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 (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) 格納容器圧力逃がし装置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(代替循環冷却系使用時の格納容器内の可燃性ガスの排出を含む)	可燃性ガス濃度制御系	フィルタ装置 【原子炉格納施設】	常設	格納容器圧力逃がし装置は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備、及び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駆動できる設計とする。格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタ並びにラブチャーディスクは原子炉建屋近傍の屋外に設置し、耐圧強化ベント系のサブプレッションチェンバは原子炉建屋内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。
		よう素フィルタ 【原子炉格納施設】	常設	
		ラブチャーディスク 【原子炉格納施設】	常設	
	—	フィルタ装置出口放射線モニタ	常設	
		フィルタ装置水素濃度 【計測制御系統施設】	常設	
		ドレン移送ポンプ 【原子炉格納施設】	常設	
		ドレンタンク 【原子炉格納施設】	常設	
		遠隔手動弁操作設備 【原子炉格納施設】	常設	
		遠隔空気駆動弁操作作用ポンプ 【原子炉格納施設】	可搬	
		可搬型窒素供給装置 【原子炉格納施設】	可搬	
		スクラバ水 pH 制御設備 【原子炉格納施設】	可搬	
		フィルタベント遮蔽壁	常設	
		配管遮蔽	常設	
可搬型代替注水ポンプ (A-2級) 【原子炉格納施設】	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 (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67条) 耐圧強化ベ 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(代替 循環冷却系 使用時の格 納容器内の 可燃性ガス の排出を含 む)	—	可搬型窒素供給装置 【原子炉格納施設】	可搬	耐圧強化ベント系は、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、及び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駆動できる設計とする。 耐圧強化ベント系は、同一目的の水素爆発による原子炉格納容器の損傷を防止するための設備である可燃性ガス濃度制御系と異なる方式にて水素ガス及び酸素ガスの濃度を低減することで多様性を有する設計とし、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。 格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタ並びにラプチャーディスクは原子炉建屋近傍の屋外に設置し、耐圧強化ベント系のサプレッションチェンバは原子炉建屋内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。
		サプレッションチェンバ 【原子炉格納施設】	常設	
		耐圧強化ベント系放射線モニタ	常設	
		フィルタ装置水素濃度 【計測制御系統施設】	常設	
	可燃性ガス濃度制御系	遠隔手動弁操作設備 【原子炉格納施設】	常設	
		遠隔空気駆動弁作用ポン ベ【原子炉格納施設】	可搬	
(第69条) 使用済燃料 貯蔵プールの監視	使用済燃料貯蔵プール水位 燃料プール冷却浄化系ポン プ入口温度 使用済燃料貯蔵プール温度 燃料貯蔵プールエリア放射線 モニタ 燃料取替エリア排気放射線モ ニタ 原子炉区域換気空調系排気放 射線モニタ	使用済燃料貯蔵プール水 位・温度 (SA 広域) 【核燃料物質の取扱施設及 び貯蔵施設】	常設	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)、使用済燃料貯蔵プール監視カメラ及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置は、使用済燃料貯蔵プール水位、燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度、使用済燃料貯蔵プール温度、燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ、燃料取替エリア排気放射線モニタ及び原子炉区域換気空調系排気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、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 及び使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) は、非常用交流電源設備に対して、多様性を有する所内蓄電式直流電源設備及び可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とし、使用済燃料貯蔵プール監視カメラ及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置は、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が可能な設計とする。
		使用済燃料貯蔵プール水 位・温度 (SA) 【核燃料物質の取扱施設及 び貯蔵施設】	常設	
		使用済燃料貯蔵プール放射 線モニタ (高レンジ・低レ ンジ)	常設	
		使用済燃料貯蔵プール監視 カメラ (使用済燃料貯蔵プ ール監視カメラ用空冷装置を 含む) 【核燃料物質の取扱施設及 び貯蔵施設】	常設	

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
	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	格納容器内雰囲気放射線モ ニタ (D/W)	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、共通要因によつて 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	格納容器内雰囲気放射線モ ニタ (S/C)	常設	
(第73条) 最終ヒート シンクの確 保(格納容器 圧力逃がし 装置)	主要パラメータの他チャンネル	フィルタ装置水位 【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。 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、共通要因によつて 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。
	格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C)	フィルタ装置入口圧力 【計測制御系統施設】	常設	
	主要パラメータの他チャンネル	フィルタ装置出口放射線モ ニタ	常設	
	主要パラメータの他チャンネル 格納容器内水素濃度 (SA)	フィルタ装置水素濃度 【計測制御系統施設】	常設	
	主要パラメータの他チャンネル	フィルタ装置金属フィルタ 差圧【計測制御系統施設】	常設	
	フィルタ装置水位	フィルタ装置スクラバ水 pH【計測制御系統施設】	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) 最終ヒート シンクの確 保(耐圧強化 ベント系)	主要パラメータの他チャンネル	耐圧強化ベント系放射線モ ニタ	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。
	格納容器内水素濃度 (SA)	フィルタ装置水素濃度 【計測制御系統施設】	常設	
(第73条) 使用済燃料 貯蔵プールの監視	使用済燃料貯蔵プール水位・温 度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール放射線 モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料貯蔵プール監視カ メラ	使用済燃料貯蔵プール水 位・温度 (SA 広域) 【核燃料物質の取扱施設及 び貯蔵施設】	常設	重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。
	使用済燃料貯蔵プール水位・温 度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール放射線 モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料貯蔵プール監視カ メラ	使用済燃料貯蔵プール水 位・温度 (SA) 【核燃料物質の取扱施設及 び貯蔵施設】	常設	
	使用済燃料貯蔵プール水位・温 度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール水位・温 度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール監視カ メラ	使用済燃料貯蔵プール放射 線モニタ (高レンジ・低レ ンジ)	常設	
	使用済燃料貯蔵プール水位・温 度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール水位・温 度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール放射線 モニタ (高レンジ・低レンジ)	使用済燃料貯蔵プール監視 カメラ (使用済燃料貯蔵プ ール監視カメラ用空冷装置を 含む) 【核燃料物質の取扱施設及 び貯蔵施設】	常設	

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
	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	中央制御室可搬型陽圧化空調機は、中央制御室換気空調系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう独立性を有した設備構成とすることで多様性を有する設計とする。 中央制御室可搬型陽圧化空調機及び中央制御室待避室陽圧化装置(空気ポンペ)は、コントロール建屋に保管し、中央制御室換気空調設備とは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。 差圧計及び酸素濃度・二酸化炭素濃度計は、中央制御室内及び中央制御室待避室内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。 データ表示装置(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。 無線連絡設備のうち無線連絡設備(常設)及び衛星電話設備のうち衛星電話設備(常設)の電源は、送受話器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若しくは可搬型代替交流電源設備及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの給電により使用することで、非常用交流電源設備及び充電器(蓄電池)からの給電により使用する送受話器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、無線連絡設備(常設)及び衛星電話設備(常設)は、中央制御室及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所内に設置することで、送受話器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)	常設	
	—	中央制御室待避室遮蔽(可搬型)	可搬	
	中央制御室換気空調系	中央制御室可搬型陽圧化空調機	可搬	
		中央制御室待避室陽圧化装置(空気ポンペ)	可搬	
	送受話器 電力保安通信用電話設備	無線連絡設備(常設) 【計測制御系統施設】	常設	
		衛星電話設備(常設) 【計測制御系統施設】	常設	
	—	データ表示装置(待避室) 【計測制御系統施設】	常設	
—	差圧計 【計測制御系統施設】	可搬		
—	酸素濃度・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（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75条) 放射線量の 代替測定	モニタリングポスト	可搬型モニタリングポスト	可搬	可搬型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5号機 原子炉建屋内緊急時対策所及び屋外 の高台保管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。
(第75条) 放射能観測 車の代替測 定装置	放射能観測車	可搬型ダスト・よう素サンプ ラ	可搬	可搬型放射線計測器は、屋外に保管す る放射能観測車と離れた5号機原子 炉建屋内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 バイメータ	可搬	
		GM 汚染サーバイメータ	可搬	
(第75条) 気象観測設 備の代替測 定	気象観測設備	可搬型気象観測装置	可搬	可搬型気象観測装置は、屋外の気象観 測設備と離れた屋外の高台保管場所 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。
(第75条) 放射線量の 測定	—	可搬型モニタリングポスト	可搬	小型船舶（海上モニタリング用）は、 予備と分散して屋外の高台保管場所 に保管することで、共通要因によつて 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。
		電離箱サーバイメータ	可搬	
		小型船舶（海上モニタリング 用）	可搬	
(第75条) 放射性物質 濃度（空気 中・水中・土 壌中）及び海 上モニタリ ング	—	可搬型ダスト・よう素サンプ ラ	可搬	小型船舶（海上モニタリング用）は、 予備と分散して屋外の高台保管場所 に保管することで、共通要因によつて 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 バイメータ	可搬	
		GM 汚染サーバイメータ	可搬	
		ZnS シンチレーションサー バイメータ	可搬	
		小型船舶（海上モニタリング 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3-4-1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76条) 居住性の確保 (対策本部)	—	5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 遮蔽	常設	5号機原子炉建屋内緊急時対策所の対策本部は、中央制御室から独立した5号機原子炉建屋と一体の遮蔽並びに換気空調設備として、可搬型陽圧化空調機、陽圧化装置 (空気ポンペ)、二酸化炭素吸収装置、可搬型外気取入送風機、差圧計、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び可搬型エリアモニタを有し、換気空調設備の電源を5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備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。 5号機原子炉建屋内緊急時対策所、対策本部の遮蔽、高気密室、可搬型陽圧化空調機、陽圧化装置 (空気ポンペ)、二酸化炭素吸収装置、可搬型外気取入送風機、差圧計、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び可搬型エリアモニタは、中央制御室とは離れた5号機原子炉建屋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。
		5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 可搬型陽圧化空調機	可搬	
		5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 可搬型外気取入送風機	可搬	
		5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 陽圧化装置 (空気ポンペ)	可搬	
		5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 二酸化炭素吸収装置 【緊急時対策所】	常設	
		酸素濃度計 (対策本部) 【緊急時対策所】	可搬	
		二酸化炭素濃度計 (対策本部) 【緊急時対策所】	可搬	
		差圧計 (対策本部) 【緊急時対策所】	可搬	
		可搬型エリアモニタ (対策本部)	可搬	
		可搬型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3-4-1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 (待機場 所)	—	5号機原子炉建屋内緊急時対 策所 (待機場所) 遮蔽	常設	待機場所は、中央制御室から独立した 5号機原子炉建屋及びそれと一体の 遮蔽及び室内遮蔽並びに換気空調設 備として、可搬型陽圧化空調機及び陽 圧化装置 (空気ポンペ)、差圧計、酸 素濃度計、二酸化炭素濃度計及び可搬 型エリアモニタを有し、換気空調設 備の電源を5号機原子炉建屋内緊急時 対策所用可搬型電源設備から給電で 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。 5号機原子炉建屋内緊急時対策所、待 機場所の遮蔽、室内遮蔽、可搬型陽圧 化空調機、陽圧化装置 (空気ポンペ)、 差圧計、酸素濃度計、二酸化炭素濃度 計及び可搬型エリアモニタは、中央制 御室とは離れた5号機原子炉建屋に 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。
		5号機原子炉建屋内緊急時対 策所 (待機場所) 室内遮蔽	常設	
		5号機原子炉建屋内緊急時対 策所 (待機場所) 可搬型陽圧 化空調機	可搬	
		5号機原子炉建屋内緊急時対 策所 (待機場所) 陽圧化装置 (空気ポンペ)	可搬	
		酸素濃度計 (待機場所) 【緊急時対策所】	可搬	
		二酸化炭素濃度計 (待機場 所) 【緊急時対策所】	可搬	
		差圧計 (待機場所) 【緊急時対策所】	可搬	
可搬型エリアモニタ (待機場 所)	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 (1/11)

【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) 代替格納容 器スプレ イ冷却系 (常 設) による原 子炉格納容 器内の冷却	残留熱除去系 (格納容器スプレ イ冷却モード)	復水移送ポンプ	常設	代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) は, 残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) と共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 復水移送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ことで, 非常用所内電気設備を経由した非常用交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去系ポンプを用いた残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) に対して多様性を有する設計とする。 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) の電動弁は, ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで, 非常用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, 代替格納容器スプレイ冷却系 (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。
	(サブプレッションチェンバ) (復水貯蔵槽)	復水貯蔵槽[水源]	常設	また, 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) は, 復水貯蔵槽を水源とすることで, サプレッションチェンバを水源とする残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) に対して異なる水源を有する設計とする。 復水移送ポンプ及び復水貯蔵槽は, 廃棄物処理建屋内に設置することで, 原子炉建屋内の残留熱除去系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。 代替格納容器スプレイ冷却系 (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。 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, 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) は, 設計基準事故対処設備である残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) 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。

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 (2/11)

【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) 代替格納 容器スプレ イ冷却系 (可搬 型) による 原子炉格 納容器内 の冷却	残留熱除去系 (格納容器スプレ イ冷却モード)	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)	可搬	<p>代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) は、残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) 及び代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 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 (格納容器スプレイ冷却モード) 及び代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) に対して多様性を有する設計とする。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、非常用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、代替格納容器スプレイ冷却系 (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、代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) は、代替淡水源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 (格納容器スプレイ冷却モード) 及び復水貯蔵槽を水源とする代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) に対して異なる水源を有する設計とする。</p> <p>可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) は、原子炉建屋及び廃棄物処理建屋から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建屋内の残留熱除去系ポンプ及び廃棄物処理建屋内の復水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。</p> <p>可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の接続口は、共通要因によって接続できなくなること防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系 (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、代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) 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 (3/11)

【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) 格納容器ス プレイ冷却 系による原 子炉格納容 器内の冷却	(残留熱除去系(格納容器ス プレイ冷却モード))	残留熱除去系ポンプ	常設	—
		残留熱除去系熱交換器	常設	
	(サブプレッションチェンバ (復水貯蔵槽))	サブプレッションチェンバ[水 源]	常設	
(第 64 条) サブプレシ ョンチェン バブル水 の冷却	(残留熱除去系(サブプレシ ョンチェンバブル水冷却モー ド))	残留熱除去系ポンプ	常設	—
		残留熱除去系熱交換器	常設	
	(サブプレッションチェンバ (復水貯蔵槽))	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 (4/11)

【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) 格納容器圧 力逃がし装 置による原 子炉格納容 器内の減圧 及び除熱	—	フィルタ装置	常設	代替循環冷却系及び格納容器圧力逃 がし装置は、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 冷却及び原子炉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。 格納容器圧力逃がし装置は、非常用交 流電源設備に対して多様性を有する 常設代替交流電源設備又は可搬型代 替交流電源設備からの給電により駆 動できる設計とする。また、格納容器 圧力逃がし装置は、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、代替循環冷却系に 対して駆動源の多様性を有する設計 とする。 代替循環冷却系の復水移送ポンプは 廃棄物処理建屋内に、残留熱除去系熱 交換器及びサブプレッションチェンバ は原子炉建屋内に設置し、格納容器圧 力逃がし装置のフィルタ装置及びよ う素フィルタ並びにラプチャーディ スクは原子炉建屋近傍の屋外に設置 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。 代替循環冷却系と格納容器圧力逃が し装置は、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、代替循環冷 却系と格納容器圧力逃がし装置は、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。
		よう素フィルタ	常設	
		ラプチャーディスク	常設	
		ドレン移送ポンプ	常設	
		ドレンタンク	常設	
		遠隔手動弁操作設備	常設	
		遠隔空気駆動弁操作作用ポン プ	可搬	
		可搬型窒素供給装置	可搬	
		スクラバ水 pH 制御設備	可搬	
		フィルタベント遮蔽壁 【放射線管理施設】	常設	
配管遮蔽 【放射線管理施設】	常設			
—	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)	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 (5/11)

【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) 代替循環冷 却系による 原子炉格納 容器内の減 圧及び除熱	—	復水移送ポンプ	常設	代替循環冷却系及び格納容器圧力逃 がし装置は、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 冷却及び原子炉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。 代替循環冷却系は、非常用交流電源設 備に対して多様性を有する常設代替 交流電源設備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。 代替循環冷却系に使用する代替原子 炉補機冷却系の熱交換器ユニット及 び大容量送水車 (熱交換器ユニット 用) は、格納容器圧力逃がし装置から 離れた屋外に分散して保管すること で、格納容器圧力逃がし装置と共通要 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。 熱交換器ユニットの接続口は、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、かつ格納容器圧力逃がし装 置との離隔を考慮した設計とする。 代替循環冷却系の復水移送ポンプは 廃棄物処理建屋内に、残留熱除去系熱 交換器及びサブプレッションチェンバ は原子炉建屋内に設置し、格納容器圧 力逃がし装置のフィルタ装置及びよ う素フィルタ並びにラプチャーディ スクは原子炉建屋近傍の屋外に設置 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。 代替循環冷却系と格納容器圧力逃が し装置は、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、代替循環冷 却系と格納容器圧力逃がし装置は、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。
	—	残留熱除去系熱交換器	常設	
	—	熱交換器ユニット 【原子炉冷却系統施設】	可搬	
	—	大容量送水車 (熱交換器ユニ ット用) 【原子炉冷却系統施設】	可搬	
	—	代替原子炉補機冷却海水ス トレーナ 【原子炉冷却系統施設】	可搬	
	—	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)	可搬	
—	(サブプレッションチェンバ) (復水貯蔵槽)	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 (6/11)

【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) 格納容器下部注水系(常設)による格納容器下部への注水	—	復水移送ポンプ	常設	格納容器下部注水系(常設)及び格納容器下部注水系(可搬型)は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、格納容器下部注水系(常設)の復水移送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又は可搬型代替交流電源設備からの給電による電動機駆動とし、格納容器下部注水系(可搬型)の可搬型代替注水ポンプ(A-2級)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。 格納容器下部注水系(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、格納容器下部注水系(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。
	—	コリウムシールド	常設	また、格納容器下部注水系(常設)及び格納容器下部注水系(可搬型)の水源は、それぞれ復水貯蔵槽と代替淡水源とすることで、異なる水源を有する設計とする。
	—	復水貯蔵槽[水源]	常設	復水移送ポンプは、廃棄物処理建屋内に設置し、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)は廃棄物処理建屋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。 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、格納容器下部注水系(常設)及び格納容器下部注水系(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 (7/11)

【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) 格納容器下部注水系 (可搬型) による 格納容器下部への注水	—	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)	可搬	格納容器下部注水系 (常設) 及び格納容器下部注水系 (可搬型) は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、格納容器下部注水系 (常設) の復水移送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又は可搬型代替交流電源設備からの給電による電動機駆動とし、格納容器下部注水系 (可搬型) の可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 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。 また、格納容器下部注水系 (常設) 及び格納容器下部注水系 (可搬型) の水源は、それぞれ復水貯蔵槽と代替淡水源とすることで、異なる水源を有する設計とする。 復水移送ポンプは、廃棄物処理建屋内に設置し、可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) は廃棄物処理建屋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。
		コリウムシールド	常設	格納容器下部注水系 (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、格納容器下部注水系 (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。 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 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、格納容器下部注水系 (常設) 及び格納容器下部注水系 (可搬型) 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 (8/11)

【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	—	高压代替注水系ポンプ	常設	—
		ほう酸水注入系ポンプ	常設	
		ほう酸水注入系貯蔵タンク	常設	
		復水移送ポンプ	常設	
		可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)	可搬	
		復水貯蔵槽[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 (9/11)

【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) 格納容器圧力逃がし装置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(代替循環冷却系使用時の格納容器内の可燃性ガスの排出を含む)	可燃性ガス濃度制御系	フィルタ装置	常設	格納容器圧力逃がし装置は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備、及び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駆動できる設計とする。格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタ並びにラブチャーディスクは原子炉建屋近傍の屋外に設置し、耐圧強化ベント系のサブプレッションチェンバは原子炉建屋内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。
		よう素フィルタ	常設	
		ラブチャーディスク	常設	
	—	フィルタ装置出口放射線モニタ 【放射線管理施設】	常設	
		フィルタ装置水素濃度 【計測制御系統施設】	常設	
		ドレン移送ポンプ	常設	
		ドレンタンク	常設	
		遠隔手動弁操作設備	常設	
		遠隔空気駆動弁操作ポンプ	可搬	
		可搬型窒素供給装置	可搬	
		スクラバ水 pH 制御設備	可搬	
		フィルタベント遮蔽壁 【放射線管理施設】	常設	
		配管遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)	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 (10/11)

【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) 耐圧強化ベ 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(代替 循環冷却系 使用時の格 納容器内の 可燃性ガス の排出を含 む)	—	可搬型窒素供給装置	可搬	耐圧強化ベント系は、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、及び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駆動できる設計とする。 耐圧強化ベント系は、同一目的の水素爆発による原子炉格納容器の損傷を防止するための設備である可燃性ガス濃度制御系と異なる方式にて水素ガス及び酸素ガスの濃度を低減することで多様性を有する設計とし、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。 格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタ並びにラプチャーディスクは原子炉建屋近傍の屋外に設置し、耐圧強化ベント系のサプレッションチェンバは原子炉建屋内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。
		サプレッションチェンバ	常設	
		耐圧強化ベント系放射線モニタ 【放射線管理施設】	常設	
		フィルタ装置水素濃度 【計測制御系統施設】	常設	
	可燃性ガス濃度制御系	遠隔手動弁操作設備	常設	
		遠隔空気駆動弁操作ポンプ	可搬	
(第68条) 静的触媒式 水素再結合 器による水 素濃度抑制	—	静的触媒式水素再結合器	常設	静的触媒式水素再結合器動作監視装置と原子炉建屋水素濃度は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、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、静的触媒式水素再結合器動作監視装置及び原子炉建屋水素濃度は、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。
		静的触媒式水素再結合器動作監視装置 【計測制御系統施設】	常設	
(第70条) 大気への放 射性物質の 拡散抑制 ※水源は海 を使用	—	大容量送水車(原子炉建屋放水設備用) 【核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設と兼用】	可搬	原子炉建屋放水設備である大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)及び放水砲は、原子炉建屋、タービン建屋及び廃棄物処理建屋から離れた屋外に保管する。
		放水砲 【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3-5-1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 (11/11)

【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) 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, 汚濁防止膜及び小型船舶 (汚 濁防止膜設置用) は, 原子炉建屋, タ ービン建屋及び廃棄物処理建屋から 離れた屋外に保管する。
		汚濁防止膜 【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 (汚濁防止膜設置 用) 【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	—	大容量送水車 (原子炉建屋放 水設備用)	可搬	原子炉建屋放水設備である大容量送 水車 (原子炉建屋放水設備用), 放水 砲, 泡原液混合装置及び泡原液搬送車 は, 原子炉建屋, タービン建屋及び廃 棄物処理建屋から離れた屋外に保管 する。
		放水砲	可搬	
		泡原液搬送車	可搬	
		泡原液混合装置	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。
(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	
	(使用済燃料貯蔵プール)	使用済燃料貯蔵プール 【核燃料物質の取扱施設及 び貯蔵施設】	常設	
	—	原子炉建屋原子炉区域	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 (1/7)

【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	電源車	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、電源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、AM 用直流 125V 充電器により交流電力を直流に変換できることで、蓄電池 (非常用) 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電源車、AM 用直流 125V 充電器及びタンクローリ (4kL) は、屋外の原子炉建屋から離れた場所及び原子炉建屋内に設置又は保管することで、原子炉建屋内の非常用ディーゼル発電機並びに燃料デイトンク、原子炉建屋近傍の燃料移送ポンプ及びコントロール建屋内の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、電源車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電源車の接続箇所は、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。
		AM 用直流 125V 充電器	常設	
		軽油タンク	常設	
		タンクローリ (4kL)	可搬	
		直流 125V 蓄電池 7A 直流 125V 蓄電池 7A-2 直流 125V 蓄電池 7B	AM 用切替装置 (SRV)	

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 (2/7)

【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 可搬型蓄電池による減 圧	直流 125V 蓄電池 7A 直流 125V 蓄電池 7A-2 直流 125V 蓄電池 7B	主蒸気逃がし安全弁用可搬 型蓄電池	可搬	主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、蓄電池 (非常用) 及び AM 用直流 125V 蓄電池に対して異なる種類の蓄電池を用いることで多様性を有する設計とする。 主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、原子炉建屋内の原子炉区域外及びコントロール建屋と異なる区画の原子炉建屋内の原子炉区域外に分散して保管することで、コントロール建屋の蓄電池 (非常用) 及び原子炉建屋内の原子炉区域外の AM 用直流 125V 蓄電池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。
		主蒸気逃がし安全弁用可搬 型蓄電池 (予備)		
(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	第一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、第一ガスタービン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第一ガスタービン発電機、タンクローリ (16kL)、第一ガスタービン発電機用燃料タンク及び第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは、原子炉建屋から離れた屋外に設置又は保管することで、原子炉建屋内の非常用ディーゼル発電機並びに燃料ディタンク及び原子炉建屋近傍の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、第一ガスタービン発電機から非常用高圧母線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機から非常用高圧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。
		軽油タンク	常設	
		タンクローリ (16kL)	可搬	
		第一ガスタービン発電機用 燃料タンク	常設	
		第一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 (3/7)

【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	電源車	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、電源車の冷 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 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、電 源車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 動する第一ガスタービン発電機を用 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。 可搬型代替交流電源設備の電源車及 びタンクローリ (4kL) は、屋外の原 子炉建屋から離れた場所に保管す ることで、原子炉建屋内の非常用デ ィーゼル発電機並びに燃料ディタンク 及び原子炉建屋近傍の燃料移送ポン 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 電源設備の電源車及びタンクローリ (4kL) は、屋外のタービン建屋近 傍の第一ガスタービン発電機、第一 ガスタービン発電機用燃料タンク及 び第一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。可搬型代替交流 電源設備は、電源車から非常用高 圧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機から非常 用高圧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。可搬型代替交流電源設備の電 源車の接続箇所は、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。
		軽油タンク	常設	
		タンクローリ (4kL)	可搬	
(第 72 条) 可搬型代替 交流電源設 備による代 替原子炉補 機冷却系へ の給電	非常用交流電源設備	電源車	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 (4/7)

【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) 号炉間電力 融通ケーブルによる給 電	非常用所内電気設備	号炉間電力融通ケーブル (常 設)	常設	号炉間電力融通電気設備の号炉間電 力融通ケーブル (常設) は、コント ロール建屋内に設置することで、原子炉 建屋内の非常用ディーゼル発電機と 共通要因によって同時に機能を損な われないよう位置的分散を図る設計と する。
		号炉間電力融通ケーブル (可 搬型)	可搬	号炉間電力融通電気設備の号炉間電 力融通ケーブル (可搬型) は、原子炉 建屋及びコントロール建屋から離れた 屋外に保管することで、原子炉建屋 内の非常用ディーゼル発電機及びコ ントロール建屋内の号炉間電力融通 ケーブル (常設) と共通要因によって 同時に機能を損なわれないよう、位置 的分散を図る設計とする。
(第 72 条) 所内蓄電式 直流電源設 備による給 電	非常用直流電源設備 (B 系、C 系及び D 系)	直流 125V 蓄電池 7A	常設	所内蓄電式直流電源設備は、コント ロール建屋内の非常用直流電源設備 4 系統のうち 3 系統と異なる区画及び 原子炉建屋内に設置することで、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れないよう位置 的分散を図る設計とする。 所内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、独立した回路で系統構成す ることにより、非常用直流電源設備 4 系統のうち 3 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、所内蓄電式直流電源設 備は非常用直流電源設備 4 系統のうち 3 系統に対して独立性を有する設計と する。
		直流 125V 蓄電池 7A-2	常設	
		AM 用直流 125V 蓄電池	常設	
		直流 125V 充電器 7A	常設	
		直流 125V 充電器 7A-2	常設	
		AM 用直流 125V 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	AM 用直流 125V 蓄電池	常設	常設代替直流電源設備は、原子炉建 屋内に設置することで、コントロール 建屋内の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、独立した回路で系統構成す ることにより、非常用直流電源設備の蓄 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。
		AM 用直流 125V 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 (5/7)

【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	電源車	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、電源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、AM 用直流 125V 充電器により交流電力を直流に変換できることで、蓄電池 (非常用) 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。
		AM 用直流 125V 充電器	常設	可搬型直流電源設備の電源車、AM 用直流 125V 充電器及びタンクローリ (4kL) は、屋外の原子炉建屋から離れた場所及び原子炉建屋内に設置又は保管することで、原子炉建屋内の非常用ディーゼル発電機並びに燃料デイトンク、原子炉建屋近傍の燃料移送ポンプ及びピコントロール建屋内の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。
		軽油タンク	常設	可搬型直流電源設備は、電源車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。
		タンクローリ (4kL)	可搬	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電源車の接続箇所は、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。

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 (6/7)

【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	緊急用断路器	常設	代替所内電気設備の緊急用断路器、緊急用電源切替箱断路器、緊急用電源切替箱接続装置、AM 用動力変圧器、AM 用 MCC 及び AM 用操作盤は、非常用所内電気設備と異なる区画に設置することで、非常用所内電気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。代替所内電気設備は、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、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。
		緊急用電源切替箱断路器	常設	
		緊急用電源切替箱接続装置	常設	
		AM 用動力変圧器	常設	
		AM 用 MCC	常設	
		AM 用操作盤	常設	
	非常用所内電気設備 (E 系)	AM 用切替盤	常設	
		メタルクラッド開閉装置 7C	常設	
	メタルクラッド開閉装置 7D	常設		
(第 72 条) 非常用交流 電源設備	(非常用ディーゼル発電機)	非常用ディーゼル発電機	常設	—
	(燃料移送ポンプ)	燃料移送ポンプ	常設	
	(軽油タンク)	軽油タンク	常設	
	(燃料ディタンク)	燃料ディタンク	常設	
(第 72 条) 非常用直流 電源設備	直流 125V 蓄電池 7B, 直流 125V 蓄電池 7C, 直流 125V 蓄電池 7D	直流 125V 蓄電池 7A	常設	—
		直流 125V 蓄電池 7A-2	常設	
	(直流 125V 蓄電池 7B)	直流 125V 蓄電池 7B	常設	
	(直流 125V 蓄電池 7C)	直流 125V 蓄電池 7C	常設	
	(直流 125V 蓄電池 7D)	直流 125V 蓄電池 7D	常設	
	直流 125V 充電器 7B, 直流 125V 充電器 7C, 直流 125V 充電器 7D	直流 125V 充電器 7A	常設	
		直流 125V 充電器 7A-2	常設	
	(直流 125V 充電器 7B)	直流 125V 充電器 7B	常設	
	(直流 125V 充電器 7C)	直流 125V 充電器 7C	常設	
	(直流 125V 充電器 7D)	直流 125V 充電器 7D	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 (7/7)

【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	(軽油タンク)	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 (4kL) は、原子炉建屋近傍の燃料移送ポン プから離れた屋外に分散して保管す ることで、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し る。 軽油タンクは、屋外に分散して設 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う位置的分 散を図る設計とする。
		タンクローリ (4kL) 【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	—	モニタリングポスト用発電 機	常設	モニタリングポスト用発電機は、常 用所内電源設備と離れた屋外のモニ タリングポスト 2, 5, 8 周辺エリア に設置することで、共通要因によっ て同時に機能が損なわれないよう 位置的分散を図る設計とする。
(第 76 条) 電源の確保 (5号機原子 炉建屋内緊 急時対策所)	非常用所内電源設備	5号機原子炉建屋内緊急時対 策所用可搬型電源設備	可搬	5号機原子炉建屋内緊急時対策所用 可搬型電源設備は、6号及び7号機 原子炉建屋内に設置する非常用交流 電源設備とは離れた建屋の屋外に保 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う、位置的分散 を図る設計とする。 5号機原子炉建屋内緊急時対策所用 可搬型電源設備は、中央制御室の電 源である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。 5号機原子炉建屋内緊急時対策所用 可搬型電源設備は、1台で5号機原 子炉建屋内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、2台を1セットとして使用する ことに加え、予備を3台保管する ことで、多重性を有する設計とし る。
		可搬ケーブル	可搬	
		5号機原子炉建屋内緊急時対 策所用主母線盤	常設	
		5号機原子炉建屋内緊急時対 策所用交流 110V 分電盤	常設	
	(軽油タンク)	軽油タンク	常設	
		タンクローリ (4kL)	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 3-6-2 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	(軽油タンク)	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 (4kL) は、原子炉建屋近傍の燃料移送ポンプ から離れた屋外に分散して保管する ことで、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。 軽油タンクは、屋外に分散して設置す 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。
		タンクローリ (4kL) 【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 <sup>*1,*2</sup>	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) <sup>*3</sup>		
(一) 非常用取水 設備	(海水貯留堰)	海水貯留堰	常設	—
	(スクリーン室)	スクリーン室	常設	
	(取水路)	取水路	常設	
	(補機冷却用海水取水路)	補機冷却用海水取水路	常設	
	(補機冷却用海水取水槽)	補機冷却用海水取水槽	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 (1/4)

【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 (対策本 部)	—	5号機原子炉建屋内緊急時対 策所 (対策本部) 遮蔽 【放射線管理施設】	常設	5号機原子炉建屋内緊急時対策所の 対策本部は、中央制御室から独立した 5号機原子炉建屋と一体の遮蔽並び に換気空調設備として、可搬型陽圧化 空調機、陽圧化装置 (空気ポンペ)、 二酸化炭素吸収装置、可搬型外気取入 送風機、差圧計、酸素濃度計、二酸化 炭素濃度計及び可搬型エリアモニタ を有し、換気空調設備の電源を5号機 原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型 電源設備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。 5号機原子炉建屋内緊急時対策所、対 策本部の遮蔽、高気密室、可搬型陽圧 化空調機、陽圧化装置 (空気ポンペ)、 二酸化炭素吸収装置、可搬型外気取入 送風機、差圧計、酸素濃度計、二酸化 炭素濃度計及び可搬型エリアモニタ は、中央制御室とは離れた5号機原子 炉建屋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。
		5号機原子炉建屋内緊急時対 策所 (対策本部) 可搬型陽圧 化空調機 【放射線管理施設】	可搬	
		5号機原子炉建屋内緊急時対 策所 (対策本部) 可搬型外気 取入送風機 【放射線管理施設】	可搬	
		5号機原子炉建屋内緊急時対 策所 (対策本部) 陽圧化装置 (空気ポンペ) 【放射線管理施設】	可搬	
		5号機原子炉建屋内緊急時対 策所 (対策本部) 二酸化炭素 吸収装置	常設	
		酸素濃度計 (対策本部)	可搬	
		二酸化炭素濃度計 (対策本 部)	可搬	
		差圧計 (対策本部)	可搬	
		可搬型エリアモニタ (対策本 部) 【放射線管理施設】	可搬	
		可搬型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 (2/4)

【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 (待機場 所)	—	5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (待機場所) 遮蔽 【放射線管理施設】	常設	待機場所は、中央制御室から独立した5号機原子炉建屋及びそれと一体の遮蔽及び室内遮蔽並びに換気空調設備として、可搬型陽圧化空調機及び陽圧化装置 (空気ポンペ)、差圧計、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び可搬型エリアモニタを有し、換気空調設備の電源を5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備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。 5号機原子炉建屋内緊急時対策所、待機場所の遮蔽、室内遮蔽、可搬型陽圧化空調機、陽圧化装置 (空気ポンペ)、差圧計、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び可搬型エリアモニタは、中央制御室とは離れた5号機原子炉建屋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。
		5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (待機場所) 室内遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
		5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (待機場所) 可搬型陽圧化空調機 【放射線管理施設】	可搬	
		5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (待機場所) 陽圧化装置 (空気ポンペ) 【放射線管理施設】	常設	
		酸素濃度計 (待機場所)	可搬	
		二酸化炭素濃度計 (待機場所)	可搬	
		差圧計 (待機場所)	可搬	
		可搬型エリアモニタ (待機場所) 【放射線管理施設】	可搬	
(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	コントロール建屋及び5号機原子炉建屋内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若しくは可搬型代替交流電源設備及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの給電により使用することで、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。

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 (3/4)

【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 (5 号機原子炉 建屋内緊急 時対策所)	送受話器 電力保安通信用電話設備	無線連絡設備 (常設)	常設	無線連絡設備のうち無線連絡設備 (常設) 及び衛星電話設備のうち衛星電話設備 (常設) の電源は、送受話器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若しくは可搬型代替交流電源設備及び 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの給電により使用することで、非常用交流電源設備及び充電器 (蓄電池) からの給電により使用する送受話器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、無線連絡設備 (常設) 及び衛星電話設備 (常設) は、中央制御室及び 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所内に設置することで、送受話器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。 携帯型音声呼出電話設備の電源は、送受話器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、乾電池等を使用することで、非常用交流電源設備及び充電器 (蓄電池) からの給電により使用する送受話器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、携帯型音声呼出電話設備は、中央制御室及び 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所内に保管することで、送受話器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。 5 号機屋外緊急連絡用インターフォン (インターフォン) の電源は、送受話器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、5 号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの給電により使用することで、非常用交流電源設備及び充電器 (蓄電池) からの給電により使用する送受話器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、5 号機屋外緊急連絡用インターフォン (インターフォン) は、5 号機原子炉建屋屋外、5 号機原子炉建屋内緊急時対策所内及び 5 号機中央制御室内に設置することで、送受話器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。
		無線連絡設備 (可搬型)	可搬	
		携帯型音声呼出電話設備	可搬	
		衛星電話設備 (常設)	常設	
		衛星電話設備 (可搬型)	可搬	
		統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備 (テレビ会議システム、IP-電話機及び IP-FAX)	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 (4/4)

【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 <sup>*1,*2</sup>	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) <sup>*3</sup>		
(第 76 条) 通信連絡 (5 号機原子炉 建屋内緊急 時対策所) (つづき)	送受信器 電力保安通信用電話設備	5号機屋外緊急連絡用インタ ーフォン (インターフォン)	常設	無線連絡設備のうち無線連絡設備(可搬型)及び衛星電話設備のうち衛星電話設備(可搬型)の電源は、送受信器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、非常用交流電源設備及び充電器(蓄電池)からの給電により使用する送受信器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、無線連絡設備(可搬型)及び衛星電話設備(可搬型)は、5号機原子炉建屋内緊急時対策所内に保管することで、送受信器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。 無線連絡設備、衛星電話設備、携帯型音声呼出電話設備及び5号機屋外緊急連絡用インターフォン(インターフォン)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。 5号機原子炉建屋内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を用いた通信連絡設備(テレビ会議システム、IP-電話機及びIP-FAX)の電源は、テレビ会議システム、専用電話設備及び衛星電話設備(社内向)と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの給電により使用することで、非常用交流電源設備及び乾電池からの給電により使用するテレビ会議システム、専用電話設備及び衛星電話設備(社内向)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 3-7-1 表 単一設計における主要解析条件（中央制御室換気空調系）

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：90%（再循環） 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	よう素：340時間 希ガス：110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 $\chi/Q[s/m^3]$ （よう素）： $2.7 \times 10^{-4}$ $\chi/Q[s/m^3]$ （希ガス）： $3.0 \times 10^{-4}$ $D/Q[Gy/Bq]$ ： $2.3 \times 10^{-18}$ 入退域時 $\chi/Q[s/m^3]$ ： $7.7 \times 10^{-5}$ $D/Q[Gy/Bq]$ ： $8.2 \times 10^{-19}$ （気象データは設計基準事故時被ばくと同様（1985年10月～1986年9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] （2010年3月16日～17日に実施した中央制御室空気流入率測定試験結果0.3[回/h]に余裕をみた値）
外気取込量	0～15分：10,000[m <sup>3</sup> /h] （2プラント通常運転状態） 15分～30日：2,000[m <sup>3</sup> /h]（少量取込）
空間容積	20,800[m <sup>3</sup> ]（6号機及び7号機中央制御室全体）
運転員勤務形態	5直2交代

第 3-7-2 表 中央制御室換気空調系故障時の影響評価結果

項目	影響評価結果
実効線量	約 34mSv
判断基準（実効線量）	$\leq 100\text{mSv}$

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
原子炉建屋からの換気率	0～24 時間 : 0.5 回/d (非常用ガス処理系) 24 時間以降 : 0.5 回/d (建屋漏えい)
よう素除去効率	0～24 時間 : 99.99% (非常用ガス処理系) 24 時間以降 : 0% (—)
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) 相対濃度 $\chi/Q[s/m^3]$ : 10 時間 相対線量 $D/Q[Gy/Bq]$ : 10 時間 24 時間以降 (地上放散) 相対濃度 $\chi/Q[s/m^3]$ : 350 時間 相対線量 $D/Q[Gy/Bq]$ : 200 時間
環境に放出された放射性物質 の大気拡散条件 (気象データは変更なし : 1985 年 10 月～1986 年 9 月)	0～24 時間 (非常用ガス処理系の排気口放出) $\chi/Q[s/m^3]$ : $2.1 \times 10^{-6}$ $D/Q[Gy/Bq]$ : $8.9 \times 10^{-20}$ 24 時間以降 (地上放散) $\chi/Q[s/m^3]$ : $5.6 \times 10^{-6}$ $D/Q[Gy/Bq]$ : $9.8 \times 10^{-20}$

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
原子炉建屋からの換気率	0～24 時間：0.5 回/d（非常用ガス処理系） 24 時間以降：0.5 回/d（建屋漏えい）
よう素除去効率	0～24 時間：99.99%（非常用ガス処理系） 24 時間以降：0%（－）
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） 相対濃度 $\chi/Q[s/m^3]$ ：10 時間 相対線量 $D/Q[Gy/Bq]$ ：10 時間 24 時間以降（地上放散） 相対濃度 $\chi/Q[s/m^3]$ ：40 時間 相対線量 $D/Q[Gy/Bq]$ ：30 時間
環境に放出された放射性物質 の大気拡散条件 （気象データは変更なし：1985 年 10 月～1986 年 9 月）	0～24 時間（非常用ガス処理系の排気口放出） $\chi/Q[s/m^3]$ ： $2.1 \times 10^{-6}$ $D/Q[Gy/Bq]$ ： $8.9 \times 10^{-20}$ 24 時間以降（地上放散） $\chi/Q[s/m^3]$ ： $9.9 \times 10^{-6}$ $D/Q[Gy/Bq]$ ： $2.2 \times 10^{-19}$
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 $3.4 \times 10^{-3}$ 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 $3.1 \times 10^{-1}$ 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（原子炉格納容器スプレイ管）

項目	評価条件*
想定事故	原子炉冷却材喪失
分配係数	1

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 3-7-8 表 原子炉格納容器スプレイ管故障時の影響評価結果

項目	影響評価結果
実効線量	約 $1.5 \times 10^{-5}$ mSv
判断基準（実効線量）	$\leq 5$ mSv