

VI-1-1-5 クラス 1 機器及び炉心支持構造物の
応力腐食割れ対策に関する説明書

目 次

1. 概要.....	1
2. 申請範囲.....	1
3. クラス 1 機器及び炉心支持構造物の応力腐食割れ対策に関する基本方針.....	1
4. 適用基準, 適用規格.....	2
5. 応力腐食割れ発生抑制策について.....	2
5.1 応力腐食割れ発生前提条件について.....	2
5.2 RCPB 拡大範囲における応力腐食割れ発生抑制策について.....	3

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17条、第18条及びそれらの「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、クラス1機器及びクラス1支持構造物並びに炉心支持構造物が応力腐食割れ発生の抑制を考慮した設計となっていることを説明するものである。

2. 申請範囲

今回の申請範囲である、設計基準対象施設に属する設備のうち原子炉冷却材圧力バウンダリの拡大範囲となる主配管及び隔離弁（以下「RCPB 拡大範囲」という。）は、以下のとおりとする。

- ・E11-F018A, B（残留熱除去系 A系停止時冷却注入隔離弁，残留熱除去系 B系停止時冷却注入隔離弁）から E11-F019A, B（残留熱除去系 A系停止時冷却試験可能逆止弁，残留熱除去系 B系停止時冷却試験可能逆止弁）まで
- ・E11-F015A, B（残留熱除去系 A系停止時冷却吸込第一隔離弁，残留熱除去系 B系停止時冷却吸込第一隔離弁）から E11-F016A, B（残留熱除去系 A系停止時冷却吸込第二隔離弁，残留熱除去系 B系停止時冷却吸込第二隔離弁）まで
- ・E11-F021（残留熱除去系ヘッドスプレイ注入隔離弁）から E11-F022（残留熱除去系ヘッドスプレイ注入逆止弁）まで

なお、RCPB 拡大範囲以外のクラス1機器及びクラス1支持構造物並びに炉心支持構造物に関しては、技術基準規則の要求事項に変更がないため、今回の申請において変更は行わない。

3. クラス1機器及び炉心支持構造物の応力腐食割れ対策に関する基本方針

RCPB 拡大範囲の設備は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（JSME S NC1-2001）及び（JSME S NC1-2005）【事例規格】発電用原子力設備における「応力腐食割れ発生の抑制に対する考慮」（NC-CC-002）」に基づき、応力腐食割れ発生環境下に対する適切な耐食性を有する材料の使用，運転中の引張応力を軽減する設計及び製作時の引張残留応力を低減させる工法や発生した引張残留応力の低減対策の実施並びに保安規定に基づく水質管理等の応力腐食割れ発生の抑制を考慮した設計とする。

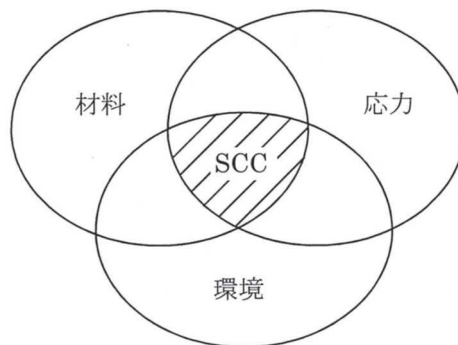
4. 適用基準，適用規格

- ・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（平成 25 年 6 月 19 日 原規技発第 1306194 号 原子力規制委員会決定）
- ・日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（JSME S NC1-2001）及び（JSME S NC1-2005）【事例規格】発電用原子力設備における「応力腐食割れ発生の抑制に対する考慮」（NC-CC-002）」
- ・実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈の制定について（平成 26 年 8 月 6 日 原規技発第 1408063 号 原子力規制委員会決定）

5. 応力腐食割れ発生の抑制策について

5.1 応力腐食割れ発生の前提条件について

応力腐食割れ（SCC）は，材料が特定の環境条件と応力条件にさらされたときに割れを生じる現象であり，下図に示すとおり，材料・応力・環境の 3 要因が重畳した場合に発生する。



一般的に応力腐食割れを抑制するためには，以下に示すように 3 要因のうちの 1 要因以上を取り除く必要がある。

- 応力腐食割れ発生環境下において，応力腐食割れ発生の可能性が高い材料の選定を避ける。
- 引張応力を軽減する設計と製作時の引張残留応力を低減させる工法や発生した引張残留応力の低減処理技術を採用する。
- 応力腐食割れの発生に寄与する腐食環境を緩和する設計と水質管理技術を採用する。

5.2 RCPB 拡大範囲における応力腐食割れ発生の抑制策について

5.2.1 E11-F018A, B (残留熱除去系 A 系停止時冷却注入隔離弁, 残留熱除去系 B 系停止時冷却注入隔離弁) から E11-F019A, B (残留熱除去系 A 系停止時冷却試験可能逆止弁, 残留熱除去系 B 系停止時冷却試験可能逆止弁) まで

RCPB 拡大範囲のうち, E11-F018A, B (残留熱除去系 A 系停止時冷却注入隔離弁, 残留熱除去系 B 系停止時冷却注入隔離弁) から E11-F019A, B (残留熱除去系 A 系停止時冷却試験可能逆止弁, 残留熱除去系 B 系停止時冷却試験可能逆止弁) までは, 以下を考慮することにより, 応力腐食割れの発生を抑制している。

(1) 配管及び弁

a. 材料選定

RCPB 拡大範囲の材料は SFVC2B (原子炉格納容器貫通部の配管) 及び SCPH2 (弁) である。当該材料は炭素鋼であり応力腐食割れの感受性は低い。

(2) 支持構造物

当該部の支持構造物については, 原子炉冷却材高温環境に接液しないこと, 塩化物及びフッ化物混入防止対策を行い, 応力腐食割れの発生を防止している。

5.2.2 E11-F015A, B (残留熱除去系 A 系停止時冷却吸込第一隔離弁, 残留熱除去系 B 系停止時冷却吸込第一隔離弁) から E11-F016A, B (残留熱除去系 A 系停止時冷却吸込第二隔離弁, 残留熱除去系 B 系停止時冷却吸込第二隔離弁) まで

RCPB 拡大範囲のうち, E11-F015A, B (残留熱除去系 A 系停止時冷却吸込第一隔離弁, 残留熱除去系 B 系停止時冷却吸込第一隔離弁) から E11-F016A, B (残留熱除去系 A 系停止時冷却吸込第二隔離弁, 残留熱除去系 B 系停止時冷却吸込第二隔離弁) までは, 以下を考慮することにより, 応力腐食割れの発生を抑制している。

(1) 配管及び弁

a. 材料選定

RCPB 拡大範囲の材料は SFVC2B (原子炉格納容器貫通部の配管) 及び SCPH2 (弁) である。当該材料は炭素鋼であり応力腐食割れの感受性は低い。

(2) 支持構造物

当該部の支持構造物については, 原子炉冷却材高温環境に接液しないこと, 塩化物及びフッ化物混入防止対策を行い, 応力腐食割れの発生を防止している。

5.2.3 E11-F021 (残留熱除去系ヘッドスプレイ注入隔離弁) から E11-F022 (残留熱除去系ヘッドスプレイ注入逆止弁) まで

RCPB 拡大範囲のうち, E11-F021 (残留熱除去系ヘッドスプレイ注入隔離弁) から E11-F022 (残留熱除去系ヘッドスプレイ注入逆止弁) までは, 以下を考慮する

ことにより、応力腐食割れの発生を抑制している。

(1) 配管及び弁

a. 材料選定

RCPB 拡大範囲の材料は SFVC2B（原子炉格納容器貫通部の配管）、STS410（配管）及び SCPH2（弁）である。当該材料は炭素鋼であり応力腐食割れの感受性は低い。

(2) 支持構造物

当該部の支持構造物については、原子炉冷却材高温環境に接液しないこと、塩化物及びフッ化物混入防止対策を行い、応力腐食割れの発生を防止している。

VI-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下
における健全性に関する説明書

目 次

1. 概要	1
2. 基本方針	3
2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散	3
2.2 悪影響防止等	14
2.3 環境条件等	16
2.4 操作性及び試験・検査性	25
3. 系統施設ごとの設計上の考慮	37
3.1 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	37
3.2 原子炉冷却系統施設	39
3.3 計測制御系統施設	42
3.4 放射線管理施設	45
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 火災防護設備	50
3.6.3 浸水防護設備	51
3.6.4 補機駆動用燃料設備	51
3.6.5 非常用取水設備	51
3.6.6 緊急時対策所	52

別添 1 可搬型重大事故等対処設備の保管場所及びアクセスルート

別添 2 可搬型重大事故等対処設備の設計方針

別添 3 発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止について

別添 4 ブローアウトパネル関連設備の設計方針

1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第9条、第14条、第15条（第1項及び第3項を除く。）、第32条第3項、第38条第2項、第44条第1項第5号、第54条（第2項第1号及び第3項第1号を除く。）及び第59条から第77条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に基づき、安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性について説明するものである。

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

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

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

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

を対象とする。共用又は相互接続による安全性の考慮は、技術基準規則第 15 条第 6 項及びその解釈にて安全機能を有する構築物、系統及び機器（以下「安全施設」という。）に対して要求されているため、安全設備を含めた安全施設を対象とする。

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

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

2. 基本方針

安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性について、以下の4項目に分け説明する。

2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散

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

多重性又は多様性及び独立性を備える設計とすることにより、単一故障、環境条件、自然現象、発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれのある事象であつて人為によるもの(故意によるものを除く。)(以下「人為事象」という。)、溢水、火災等により安全機能が損なわれるおそれがない設計とする。

なお、自然現象のうち地震に対する設計については、添付書類「VI-2 耐震性に関する説明書」のうち添付書類「VI-2-1 耐震設計の基本方針」に基づき実施する。地震を除く自然現象及び人為事象に対する設計については、添付書類「VI-1-1-2 発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」のうち添付書類「VI-1-1-2-1-1 発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針」に基づき実施する。溢水に対する設計については、添付書類「VI-1-1-8 発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書」のうち添付書類「VI-1-1-8-1 溢水等による損傷防止の基本方針」に基づき実施する。火災に対する設計については、添付書類「VI-1-1-7 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書」の「2. 火災防護の基本方針」に基づき実施する。また、発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止に係る設計上の考慮等については、別添 3「発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止について」に基づき実施する。

重要施設は、当該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あつて、外部電源が利用できない場合においても、その系統の安全機能を達成できるよう、原則として、多重性又は多様性及び独立性を持つ設計とする。

短期間と長期間の境界は24時間とする。

重要施設のうち、単一設計で安全機能を達成できるものについては、その設計上の考慮を「3. 系統施設ごとの設計上の考慮」に示す。

重大事故防止設備については、設計基準事故対処設備並びに使用済燃料プールの冷却設備及び注水設備(以下「設計基準事故対処設備等」という。)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、多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備がないものは、多様性及び独立性並びに位置的分散の設計方針は適用しない。

常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備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を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有する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の補助パラメータは、代替する機能を有する設計基準事故対処設備と可能な限り多様性及び独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。

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、その他の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。

原子炉建屋、制御建屋、緊急用電気品建屋及び緊急時対策建屋（以下「建屋等」という。）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、人為事象、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、事故等時の温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重要施設及び重大事故等対処設備がその機能を確実に発揮できる設計とすることを、「2.3 環境条件等」に示す。

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

(1) 自然現象

重大事故等対処設備の共通要因のうち、地震、津波、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮を考慮する。このうち、凍結及び降水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、添付書類「VI-1-1-2 発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」のうち添付書類「VI-1-1-2-1-1 発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針」の「4. 組合せ」に示す。

a. 地震、津波

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。
- ・地震による共通要因故障の特性は、設備等に発生する地震力（設備が設置される地盤や建物の影響によって設備等に発生する地震力は異なる。）又は地震による下位クラス施設からの波及的影響により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等と同時に機能を損なうおそれがないように、可能な限り設計基準事故対処設備等と位置的分散を図る。
- ・津波による共通要因故障の特性は、津波の流入、浸水、引き波による水位低下により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等と同時に機能を損なうおそれがないように、津波防護施設及び浸水防止設備の設置により津波の流入を防止する区画又は基準津波による遡上波が到達しない十分高い場所に設置する。
- ・地震に対して、屋内の可搬型重大事故等対処設備は、技術基準規則第 49 条「重大事故等対処施設の地盤」に基づく地盤上の建屋等内に保管する。
- ・屋外の可搬型重大事故等対処設備は、転倒しないことを確認する、又は必要により固縛等の処置をするとともに、地震により生ずる敷地下斜面のすべり、液状化又は揺すり込みによる不等沈下、傾斜及び浮き上がり、地盤支持力の不足、地中埋設構造物の損壊等の影響により必要な機能を喪失しない位置に保管する。
- ・可搬型重大事故等対処設備は、地震に対しては技術基準規則第 50 条「地震による損傷の防止」にて考慮された設計とし、津波に対しては二次的影響も含めて技術基準規則第 51 条「津波による損傷の防止」にて考慮された設計とする。
- ・屋外の可搬型重大事故等対処設備は、津波による影響を考慮して津波防護施設及び浸水防止設備の設置により津波の流入を防止する区画又は基準津波による遡上波が到達しない十分高い場所に保管する。
- ・地震による共通要因故障の特性は、設備等に発生する地震力（設備が設置される地盤や建物の影響によって設備等に発生する地震力は異なる。）又は地震による下位クラス施設からの波及的影響により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから、可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等及び常設重大

事故等対処設備と同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り、複数箇所に分散して保管する。

- ・津波による共通要因故障の特性は、津波の流入、浸水、引き波による水位低下により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから、可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて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内又は建屋面に複数箇所設置する。

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

b. 風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮

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

(a) 常設重大事故等対処設備

- ・風（台風）による共通要因故障の特性は、風（台風）による荷重（風圧力、気圧差）により同じ機能を有する機器が同時に機能喪失に至ることであることから、常設重大事故等対処設備は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋等内に設置するか、又は設計基準事故対処設備等と同時にその機能が損なわれないように、設計基準事故対処設備等と位置的分散を図り、屋外に設置する。
- ・竜巻による共通要因故障の特性は、竜巻による荷重（風圧力、気圧差、飛来物の衝撃荷重）により同じ機能を有する機器が同時に機能喪失に至ることであることから、

常設重大事故防止設備は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋等内に設置するか、又は設計基準事故対処設備等と同時にその機能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。

- ・落雷による共通要因故障の特性は、雷撃電流により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから、常設重大事故防止設備は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋等内に設置するか、又は設計基準事故対処設備等と同時にその機能が損なわれないように、設計基準事故対処設備等と位置的分散を図り、屋外に設置する。また、常設代替交流電源設備は、避雷設備又は接地設備により防護する設計とする。
- ・火山の影響による共通要因故障の特性は、降下火砕物により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから、常設重大事故防止設備は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋等内に設置するか、又は降下火砕物を適宜除去することにより、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設計とする。
- ・生物学的事象のうちネズミ等の小動物による共通要因故障の特性は、電気盤内での地絡・短絡により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから、屋外の常設重大事故防止設備は、侵入防止対策により重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれのない設計とする。
- ・生物学的事象のうちクラゲ等の海生生物による共通要因故障の特性は、海水ポンプの閉塞等により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから、影響を受けるおそれのある常設重大事故防止設備は、侵入防止対策により重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれのない設計とする。
- ・森林火災による共通要因故障の特性は、熱損傷、ばい煙により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから、常設重大事故防止設備は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋等内に設置するか、又は設計基準事故対処設備等と同時にその機能が損なわれないように、設計基準事故対処設備等と位置的分散を図る。
- ・高潮による共通要因故障の特性は、没水、被水により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから、常設重大事故防止設備（非常用取水設備を除く。）は、高潮の影響を受けない敷地高さに設置する。
- ・高潮に対する考慮は、高潮ハザードについて津波の外郭防護の裕度評価において参照する。

(b) 可搬型重大事故等対処設備

- ・風（台風）による共通要因故障の特性は、風（台風）による荷重（風圧力、気圧差）により同じ機能を有する機器が同時に機能喪失に至ることであることから、可搬型重大事故等対処設備は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋等内に保管するか、又は設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に必要

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。

- ・竜巻による共通要因故障の特性は、竜巻による荷重（風圧力、気圧差、飛来物の衝撃荷重）により同じ機能を有する機器が同時に機能喪失に至ることであることから、可搬型重大事故等対処設備は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋等内に保管するか、又は設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に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。また、可搬型重大事故等対処設備は、浮き上がり又は横滑りによって設計基準事故対処設備等や同じ機能を有する他の重大事故等対処設備に衝突する可能性がある設備に対し、飛散させないよう固縛の措置をとることにより、設計基準事故対処設備等や同じ機能を有する他の重大事故等対処設備が同時に損傷しない設計とする。
- ・落雷による共通要因故障の特性は、雷撃電流により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから、可搬型重大事故等対処設備は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋等内に保管するか、又は設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に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。
- ・火山の影響による共通要因故障の特性は、降下火砕物により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから、可搬型重大事故等対処設備は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋等内に保管するか、又は降下火砕物を適宜除去することにより、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設計とする。
- ・生物学的事象のうちクラゲ等の海生生物による共通要因故障の特性は、海水ポンプの閉塞等により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから、クラゲ等の海生生物からの影響を受けるおそれのある屋外の可搬型重大事故等対処設備は、予備を有する設計とする。
- ・森林火災による共通要因故障の特性は、熱損傷、ばい煙により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから、可搬型重大事故等対処設備は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋等内に保管するか、又は設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に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。
- ・高潮による共通要因故障の特性は、没水、被水により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから、可搬型重大事故等対処設備は、高潮の影響を受けない敷地高さに保管する。

- ・高潮に対する考慮は、高潮ハザードについて津波の外郭防護の裕度評価において参照する。

(c) 可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口

- ・可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口は、建屋の異なる面の隣接しない位置又は建屋内及び建屋面の適切に離隔した位置に複数箇所設置する。
- ・生物学的事象のうちネズミ等の小動物に対して屋外に設置する場合は、開口部の閉止により重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれのない設計とする。
- ・高潮に対して可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口は、高潮の影響を受けない敷地高さに設置する。
- ・高潮に対する考慮は、高潮ハザードについて津波の外郭防護の裕度評価において参照する。

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

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

(2) 人為事象

重大事故等対処設備の共通要因のうち、人為事象については、飛来物(航空機落下)、爆発、近隣工場等の火災、危険物を搭載した車両、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. 爆発、近隣工場等の火災、危険物を搭載した車両、有毒ガス及び船舶の衝突

爆発、近隣工場等の火災、危険物を搭載した車両、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。

- ・爆発、近隣工場等の火災、危険物を搭載した車両及び有毒ガスによる共通要因故障の特性は、熱損傷、ばい煙により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから、常設重大事故防止設備は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋等内に設置するか、又は設計基準事故対処設備等と同時にその機能が損なわれないように、設計基準事故対処設備等と位置的分散を図り、屋外に設置する。
- ・船舶の衝突による共通要因故障の特性は、取水路閉塞により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから、常設重大事故防止設備は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋等内に設置するか、又は設計基準事故対処設備等

と同時にその機能が損なわれないように、設計基準事故対処設備等と位置的分散を図り、屋外に設置する。

- ・爆発、近隣工場等の火災、危険物を搭載した車両及び有毒ガスによる共通要因故障の特性は、熱損傷、ばい煙により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから、可搬型重大事故等対処設備は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋等内に保管するか、又は設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に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。
- ・船舶の衝突による共通要因故障の特性は、取水路閉塞により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから、可搬型重大事故等対処設備は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋等内に保管するか、又は設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に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。
- ・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又は建屋内及び建屋面の適切に離隔した位置に複数箇所設置する。

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

b. 飛来物（航空機落下）及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム

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

(a) 飛来物（航空機落下）

- ・飛来物（航空機落下）による共通要因故障の特性は、衝突荷重により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等と同時にその機能が損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等と位置的分散を図り設置する。
- ・飛来物（航空機落下）による共通要因故障の特性は、衝突荷重により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから、可搬型重大事故等対処設備及び可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口は、「(b) 故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム」に対する設計上の考慮と同様の設計上の考慮を行う。

(b) 故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム

- ・故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対しては、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、原子炉建屋及び制御建屋から 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事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備から 100m 以上の離隔距離を確保した上で、複数箇所に分散して保管する設計とする。
- ・可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口は、建屋の異なる面の隣接しない位置又は建屋内及び建屋面の適切に離隔した位置に複数箇所設置する。
- ・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。

- ・重大事故等対処設備に期待する機能については、溢水影響を受けて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、被水及び蒸気影響に対しては可能な限り設計基準事故対処設備等と位置的分散を図り、没水の影響に対しては溢水水位を考慮した位置に設置又は保管する。
- ・溢水による共通要因故障の特性は、没水、被水、蒸気の流出により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから、常設重大事故等対処設備は、可能な限り多様性を有し、位置的分散を図ることで、想定される溢水水位に対して設計基準事故対処設備等と同時に機能を損なうことのない設計とする。
- ・溢水による共通要因故障の特性は、没水、被水、蒸気の流出により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから、可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り、複数箇所に分散して保管する。
- ・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又は建屋内及び建屋面の適切に離隔した隣接しない位置に複数箇所設置する。

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

針」に基づき実施する。

(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。
- ・内部火災による共通要因故障の特性は、熱損傷により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等と同時に機能を損なうおそれがないように、可能な限り設計基準事故対処設備等と位置的分散を図る。
- ・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。
- ・内部火災による共通要因故障の特性は、熱損傷により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから、可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り、複数箇所に分散して保管する。
- ・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又は建屋内及び建屋面の適切に隔離した隣接しない位置に複数箇所設置する。

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

(5) サポート系の故障

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

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添付書類「VI-1-1-4 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設備からの悪影響については、これらの波及的影響により安全施設の機能を損なわないことを「2.3 環境条件等」に示す。

(1) 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。）

- ・ 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、重大事故等対処設備がタービンミサイル等の発生源となることを防ぐことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

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

(3) 共用

安全施設及び常設重大事故等対処設備の共用については、以下の設計とする。

- ・重要安全施設は、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。なお、発電用原子炉施設間で共用又は相互に接続する重要安全施設はないことから、共用又は相互に接続することを考慮する必要はない。
- ・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。

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

2.3 環境条件等

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

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

重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所（使用場所）又は保管場所に応じた耐環境性を有する設計とするとともに、操作が可能な設計とする。重大事故等時の環境条件については、重大事故等時における温度（環境温度及び使用温度）、放射線及び荷重に加えて、その他の使用条件として環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響（凍結及び降水）、重大事故等時に海水を通水する系統への影響、電磁的障害、周辺機器等からの悪影響及び冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む。）の影響を考慮する。

荷重としては、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（凍結及び降水）、荷重、海水を通水する系統への影響、電磁的障害、周辺機器等からの悪影響及び冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む。）の影響並びに設置場所における放射線の影響に分け、以下(1)から(6)に各考慮事項に対する設計上の考慮を説明する。

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

使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれのある事故又は主蒸気管破断事故起因の重大事故等時に使用する設備については、これらの環境条件を考慮した設計とするか、これらの環境影響を受けない区画等に設置する。

- ・原子炉建屋付属棟内、制御建屋内（中央制御室を含む。）、緊急用電気品建屋（地下階）内及び緊急時対策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、転倒防止又は固縛の措置をとる。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。
- ・屋外及び緊急用電気品建屋（地上階）の重大事故等対処設備は、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。操作は、中央制御室、離れた場所又は設置場所で可能な設計とする。また、地震、風（台風）及び積雪の影響による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とするとともに、可搬型重大事故等対処設備については、必要により当該設備の落下防止、転倒防止、固縛の措置をとる。さらに、積雪の影響については、必要により除雪の措置を講じる。
- ・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において、主たる流路の機能を維持できるよう、主たる流路に影響を与える範囲について、主たる流路と同一又は同等の規格で設計する。

a. 環境圧力

原子炉格納容器外の安全施設及び重大事故等対処設備については、事故時に想定される環境圧力が、原子炉建屋原子炉棟内は事故時に作動するブローアウトパネル開放設定値を考慮して大気圧相当、原子炉建屋付属棟内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。

原子炉格納容器内の安全施設に対しては、発電用原子炉設置変更許可申請書「十 発電用原子炉の炉心の著しい損傷その他の事故が発生した場合における当該事故に対処するために必要な施設及び体制の整備に関する事項」（以下「許可申請書十号」という。）ロ.において評価した設計基準事故の中で、原子炉格納容器内の圧力が最も高くなる「原子炉冷却材喪失」を包絡する圧力として、0.427MPa[gage]を設定する。

原子炉格納容器内の重大事故等対処設備に対しては、「許可申請書十号」ハ.において評価した重大事故等の中で、原子炉格納容器内の圧力が最も高くなる「大破断 LOCA+HPCS 失

敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」を包絡する圧力として、原則として、0.854MPa [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、添付書類「VI-4-1 安全弁及び逃がし弁の吹出量計算書」に示す。

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

b. 環境温度及び湿度による影響

安全施設及び重大事故等対処設備は、それぞれ事故時に想定される環境温度及び湿度にて機能を損なわない設計とする。環境温度及び湿度については、設備の設置場所の適切な区分（原子炉格納容器内、原子炉建屋原子炉棟内、原子炉建屋付属棟内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+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」を包絡する温度及び湿度として、原則として、温度は 200℃、湿度は 100%（蒸気）を設定する。

原子炉建屋原子炉棟内の安全施設に対しては、原子炉建屋原子炉棟内の温度が最も高くなる「主蒸気管破断」を考慮し、事故等時の設備の使用状態に応じて、原則として、温度は 66℃（事象初期：100℃）、湿度は 90%（事象初期：100%（蒸気））を設定する。

原子炉建屋原子炉棟内の重大事故等対処設備に対しては、原則として、温度は 66℃、湿度は 100%を設定する。その他、「許可申請書十号」ハ. において評価した重大事故等の中で、エリアの温度が上昇する事象を選定する。

「格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）」時に使用する重大事故等対処設備に対しては、温度は 66℃（事象初期 100℃）、湿度は 100%に設定する。

「使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故」時に使用する重大事故等対処設備に対しては、使用済燃料プール水の沸騰の可能性を考慮して、原則として、温

度は100℃、湿度は100%（蒸気）を設定する。

「主蒸気管破断事故起因の重大事故等」時に使用する原子炉建屋原子炉棟内の重大事故等対処設備に対しては、主蒸気管から原子炉建屋原子炉棟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。

原子炉建屋付属棟内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、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。

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、原子炉建屋原子炉棟内、原子炉建屋付属棟内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260kGy/6ヶ月を設定する。原子炉建屋原子炉棟内の安全施設に対しては、原則として、460Gy/6ヶ月を設定する。

原子炉建屋付属棟内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事象として、「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」での最大放射線量を包絡する線量として、原則として、300kGy/7 日間を設定する。

原子炉建屋原子炉棟内の重大事故等対処設備に対しては、原則として、460Gy/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。

「使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故」時に使用する重大事故等対処設備に対しては、使用済燃料プール水位が低下することで生じる燃料からの直接線とその散乱線が想定されるが、当該影響は小さいため、最大放射線量は 460Gy/7 日間に包絡される。

原子炉建屋付属棟内及びその他の建屋内の重大事故等対処設備に対しては、原則として、屋外と同程度の放射線量として 10Gy/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。

屋外の重大事故等対処設備に対しては、原子炉建屋原子炉棟内の放射性物質からの直接線及びスカイシャイン線、原子炉格納容器から漏えいした放射性物質によるクラウドシャイン線及びグラウンドシャイン線を考慮し、「許可申請書十号」ハ. において評価した重大事故等の中で、「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」での最大放射線量を包絡する線量として、10Gy/7 日間を設定する。

表 2-1-1～表 2-1-6 にこれらの放射線量評価に用いた評価条件等を示す。

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

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

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

ることとする。

放射線の影響の考慮として、原子炉圧力容器は中性子照射の影響を受けるため、設計基準事故時等及び重大事故等時に想定される環境において脆性破壊を防止することにより、その機能を発揮できる設計とする。原子炉圧力容器は最低使用温度を 10℃に設定し、関連温度（初期）を-35℃以下に管理することで脆性破壊が生じない設計とする。原子炉圧力容器の破壊靱性に対する評価については、添付書類「VI-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、生体遮蔽装置としての機能を損なわない設計とする。中央制御室遮蔽及び緊急時対策所遮蔽の遮蔽設計及び評価については、添付書類「VI-4-2 生体遮蔽装置の放射線の遮蔽及び熱除去についての計算書」に示す。

d. 屋外の天候による影響（凍結及び降水）

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

e. 荷重

安全施設については、自然現象のうち地震、風（台風）、竜巻、積雪及び火山の影響による荷重、常設重大事故等対処設備については、自然現象のうち地震、風（台風）及び積雪による荷重の評価を行い、それぞれの荷重及びこれらの荷重の組合せにも機能を有効に発揮できる設計とする。

可搬型重大事故等対処設備については、自然現象（地震、風（台風）及び積雪の影響）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おいては、その機能を有効に発揮するために、横滑りを含めて地震による荷重を考慮して機能を損なわない設計にするとともに、地震後においても機能及び性能を保持する設計とする。

屋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、固縛等の措置をとる。また、積雪の影響を考慮して、必要により除雪の措置を講じる。

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

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

損傷の防止に関する説明書」のうち添付書類「VI-1-1-2-1-1 発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針」に基づき実施する。

地震荷重及び地震を含む荷重の組合せに対する設計を含めた自然現象、人為事象、溢水及び火災に対する可搬型重大事故等対処設備の機能保持に係る設計については、別添2「可搬型重大事故等対処設備の設計方針」に基づき実施する。また、屋外の重大事故等対処設備の地震以外の荷重及び地震以外の荷重の組合せに対する設計については、添付書類「VI-1-1-2 発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」のうち添付書類「VI-1-1-2-1-1 発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針」に基づき実施する。

(2) 海水を通水する系統への影響

- ・常時海水を通水する、海に設置する又は海で使用する安全施設及び重大事故等対処設備は、耐腐食性材料を使用する。常時海水を通水する機器については、耐腐食性向上として炭素鋼内面にライニング又は塗装を行う設計とする。ただし、安全施設及び重大事故等対処設備のうち、常時海水を通水するコンクリート構造物については、腐食を考慮した設計とする。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

- ・安全施設及び重大事故等対処設備のうち電磁波に対する考慮が必要な機器は、電磁波によりその機能を損なうことがないように、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、又は鋼製筐体や金属シールド付ケーブルの適用等により、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、地震については技術基準規則第50条「地震による損傷の防止」に基づく設計とする。可搬型重大事故等対処設備は、地震の波及的影響により、重大事故等に対処するための必要

な機能を損なわないように、設計基準事故対処設備の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り、その機能に応じて、すべ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配置する。位置的分散については、「2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」に示す。また、屋内の可搬型重大事故等対処設備は、油内包機器による地震随伴火災の影響や、水又は蒸気内包機器による地震随伴溢水の影響によりその機能を喪失しない場所に保管するとともに、屋外の可搬型重大事故等対処設備は、地震により生ずる敷地下斜面のすべり、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設計とする。

- ・火災の波及的影響によりその機能を喪失しないように、常設重大事故等対処設備は、技術基準規則第 52 条「火災による損傷の防止」に基づく設計とする。可搬型重大事故等対処設備は、火災防護対策を火災防護計画に策定する。
- ・溢水の波及的影響によりその機能を喪失しないように、重大事故等対処設備は、想定される溢水により機能を損なわないように、重大事故等対処設備の設置区画の止水対策等を実施する。

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

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

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

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

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

(5) 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、添付書類「VI-4-2 生体遮蔽装置の放射線の遮蔽及び熱除去についての計算書」に示す。

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

(6) 冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む。）の影響

- ・安全施設は、日本機械学会「配管内円柱状構造物の流力振動評価指針」（J S M E S O 1 2 - 1998）による規定に基づく評価を行い、配管内円柱状構造物が流体振動により破損物として冷却材に流入しない設計とする。
- ・安全施設は、水質管理基準を定めて水質を管理することにより異物の発生を防止する設計とする。
- ・安全施設及び重大事故等対処設備は、系統外部から異物が流入する可能性のある系統に対しては、ストレーナ等を設置することにより、その機能を有効に発揮できる設計とする。
- ・安全施設及び重大事故等対処設備は、原子炉压力容器内又は原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに冷却材中の異物の影響により想定される最も小さい有効吸込水頭において、その機能を有効に発揮できる設計とする。

配管内円柱状構造物の流力振動評価については、添付書類「VI-1-4-2 流体振動又は温度変動による損傷の防止に関する説明書」に示す。

想定される最も小さい有効吸込水頭において、ポンプが正常に機能することについては、添付書類「VI-1-4-3 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書」及び添付書類「VI-1-8-4 圧力低減設備その他の安全設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書」に示す。

2.4 操作性及び試験・検査性

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

設計基準対象施設及び重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検（試験及び検査を含む。）が実施できるよう、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、原則として、系統試験及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。系統試験については、テストライン等の設備を設置又は必要に応じて準備することで試験可能な設計とする。

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

以下に操作性及び試験・検査性に対する設計上の考慮を説明する。

(1) 操作性

安全施設及び重大事故等対処設備は、操作性を考慮して以下の設計とする。

- ・安全施設は、プラントの安全上重要な機能に支障をきたすおそれがある機器・弁等に対して、色分けや銘板取付け等の識別管理や人間工学的な操作性も考慮した監視操作エリア・設備の配置、中央監視操作の盤面配置、理解しやすい表示方法により発電用原子炉施設の状態が正確、かつ迅速に把握できる設計とするとともに施錠管理を行い、運転員の誤操作を防止する設計とする。また、保守点検において誤りが生じにくいよう留意した設計とする。中央制御室制御盤は、盤面器具（指示計、記録計、操作器具、表示装置、警報表示）を系統ごとにグループ化して主制御盤に集約し、操作器具の統一化（色、形状、大きさ等の視覚的要素での識別）、操作器具の操作方法に統一性を持たせること等により、通常運転、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時において運転員の誤操作を防止するとともに、容易に操作ができる設計とする。
- ・当該操作が必要となる理由となった事象が有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件及び発電用原子炉施設で有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件（地震、内部火災、内部溢水、外部電源喪失並びに燃焼ガス、ばい煙、有毒ガス、降下火砕物及び凍結による操作雰囲気悪化）を想定しても、運転員が運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対応するための設備を中央制御室において操作に必要な照明の確保等により容易に操作することができる設計とするとともに、現場操作についても運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時に操作が必要な箇所は環境条件を想定し、適切な

対応を行うことにより容易に操作することができる設計とする。

- ・重大事故等対処設備は、手順書の整備，訓練・教育により，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 f. に安全施設及び重大事故等対処設備の操作性に係る考慮事項を説明する。

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

a. 操作環境

- ・重大事故等対処設備は，十分な操作空間を確保するとともに，確実な操作ができるよう，必要に応じて操作足場を設置する。
 - ・防護具，可搬型照明等は重大事故等時に迅速に使用できる場所に配備する。
- 操作環境における被ばく影響については，「2.3 環境条件等」に示す。

b. 操作準備

- ・重大事故等対処設備は，現場操作において工具を必要とする場合は，一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて，確実に作業ができる設計とする。
- ・工具は，作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とする。
- ・可搬型重大事故等対処設備は，運搬，設置が確実に行えるように，人力又は車両等による運搬，移動ができるとともに，必要により設置場所にてアウトリガの張り出し，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，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。
- ・重大事故等時において操作する重大事故等対処設備のうち動的機器については，その作動状態の確認が可能な設計とする。

d. 切替性

- ・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。

e. 可搬型重大事故等対処設備の接続性

- ・可搬型重大事故等対処設備を常設設備と接続するものについては、容易かつ確実に接続できるように、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、空気ポンプ、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。
- ・同一ポンプを接続する配管は口径を統一することにより、複数の系統での接続方式の統一も考慮する。

f. 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が移動・運搬できるため、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、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設計とする。
- ・屋外及び屋内アクセスルートは、自然現象に対して、地震、津波、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮を考慮し、人為事象に対して、飛来物（航空機落下）、爆発、近隣工場等の火災、危険物を搭載した車両、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを考慮する。
- ・アクセスルート及び火災防護に関する運用については、保安規定に定める。
- ・屋外アクセスルートに対する地震による影響（周辺構造物等の損壊、周辺斜面の崩壊及び敷地地下斜面のすべり）、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保するため、障害物を除去可能なブルドーザ及びバックホウをそれぞれ1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保する設計とする。
- ・アクセスルートは、基準津波に対し余裕を考慮した高さの防潮堤及び防潮壁で防護することにより、複数のアクセスルートを確保する設計とする。また、高潮に対して、通行への影響を受けない敷地高さにアクセスルートを確保する設計とする。

- ・森林火災については、通行への影響を受けない距離にアクセスルートを確認する設計とする。人為事象のうち飛来物（航空機落下）、爆発、近隣工場等の火災、危険物を搭載した車両、有毒ガス、船舶の衝突及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対しては、迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確認する設計とする。船舶の衝突に対しては、カーテンウォールにより船舶の侵入が阻害されることから、落雷及び電磁的障害に対しては、道路面が直接影響を受けることはないため、さらに生物学的事象に対しては、容易に排除可能なため、アクセスルートへの影響はない。
- ・屋外アクセスルートは、地震の影響による周辺斜面の崩壊及び敷地地下斜面のすべり崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、可搬型重大事故等対処設備の運搬に必要な幅員を確認することにより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、段差緩和対策の実施、迂回又は碎石による段差箇所の仮復旧により対処する設計とする。
- ・屋外アクセスルートは、自然現象のうち、凍結及び積雪に対して、道路については融雪剤を配備し、車両については常時スタッドレスタイヤを装着することにより、並びに急勾配の箇所のすべり止め材配備及びすべり止め舗装を施す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、その他自然現象による影響（風（台風）及び竜巻による飛来物、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮）及び人為事象（飛来物（航空機落下）、爆発、近隣工場等の火災、危険物を搭載した車両、有毒ガス及び船舶の衝突）に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建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可能なように以下について考慮した設計とする。

- ・発電用原子炉の運転中に待機状態にある設計基準対象施設は、試験又は検査によって発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的に試験及び検査ができる設計とする。また、多様性又は多重性を備えた系統及び機器にあっては、その健全性並びに多様性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。

- ・重大事故等対処設備のうち代替電源設備は、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、具体的に以下の機器区分ごとに示す試験・検査が実施可能な設計とし、その設計に該当しない設備は個別の設計とする。

a. ポンプ、ファン、圧縮機

- ・機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、これらは他の系統へ悪影響を及ぼさず試験可能な設計とする。
- ・分解が可能な設計とする。ただし、可搬型設備は、分解又は取替が可能な設計とする。
- ・ポンプ車は、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

b. 弁（手動弁、電動弁、空気作動弁、安全弁）

- ・機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。
- ・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を確認できる設計とする。
- ・放射性よう素フィルタは、銀ゼオライトの性能試験が可能な設計とする。
- ・軽油タンク等は、油量を確認できる設計とする。
- ・タンクローリは、車両としての運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

d. 熱交換器

- ・機能・性能及び漏えいの確認が可能な設計とするとともに、これらは他の系統へ悪影響を及ぼさず試験可能な設計とする。
- ・開放点検が可能な設計とする。
- ・熱交換器ユニットは、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。

e. 空調ユニット

- ・機能・性能の確認が可能な設計とするとともに、これらは他の系統へ悪影響を及ぼさず試験可能な設計とする。
- ・フィルタを設置するものは、差圧確認が可能な設計とする。また、内部確認が可能な

ように、点検口を設ける設計とする。

- f. 流路
 - ・機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、これらは他の系統へ悪影響を及ぼさず試験可能な設計とする。
 - ・熱交換器を流路とするものは、熱交換器の設計方針に従う。
 - ・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。
- h. ガスタービン
 - ・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・性能確認が可能な設計とする。
 - ・分解が可能な設計とする。
- i. 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。
 - ・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。
- j. 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・性能の確認が可能な設計とする。
 - ・鉛蓄電池は電圧測定が可能な設計とする。ただし、鉛蓄電池（密閉形クラッド式）は電圧及び比重測定が可能な設計とする。
- k. 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、ロジック回路動作確認が可能な設計とする。
- l. 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。
- m. 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。

表 2-1-1 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+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」を想定する。	「許可申請書十号」ハ. において評価した重大事故等のうち「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」時に原子炉格納容器内に放出される放射性物質の存在量を包絡した線源（表 2-1-3）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、300kGy/7 日間を設定する。	300kGy/7 日間
原子炉建屋 原子炉棟内	有効性評価のうち、原子炉格納容器内の線量が最も高くなる事象として、「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」を想定する。	「許可申請書十号」ハ. において評価した重大事故等のうち「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」時に原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいする放射性物質の存在量を包絡した線源（表 2-1-4）を設定する。なお、線源の設定に当たり、想定する事象に応じた原子炉格納容器からの漏えい率 0.9~1.3%/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棟内へ移行することを想定する。	原子炉建屋原子炉棟自由体積を保存し、区画内に線源が均一に分布するとして線量を評価した結果、460Gy/7 日間を設定する。 なお、「格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）」時は、最高 9mGy/h であり、460Gy/7 日間に包絡される。	460Gy/7 日間

表 2-1-1 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 附属棟内 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附属棟内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+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」において、代替循環冷却系が使用できない場合を想定する。	原子炉建屋附属棟等の遮蔽効果を考慮しないことから、屋外と同じ線源を設定する。	屋外と同じ放射線量として 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の線量が厳しくなる事象として「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」において、代替循環冷却系が使用できない場合を想定する。	屋外における放射線の環境条件設定のための線源は、「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+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」時における原子炉建屋附属棟内の放射性物質及び大気中へ放出された放射性物質を線源として設定する。	屋外における線量は、「原子炉格納施設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、原子炉格納容器第一隔離弁(D/Wベント用出口隔離弁)の操作場所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

表 2-1-2 放射線の環境条件設定方法（設計基準事故時）（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	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（表 2-1-5）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、260kGy/6ヶ月を設定する。	260kGy/6ヶ月
原子炉建屋 原子炉棟内	原子炉格納容器内で発生する事象のうち、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棟内に漏えいする放射性物質を線源（表 2-1-6）として設定する。	原子炉建屋原子炉棟自由体積を保存し、区画内に線源が均一に分布するとして線量を評価した結果、460Gy/6ヶ月を設定する。	460Gy/6ヶ月

表 2-1-2 放射線の環境条件設定方法（設計基準事故時）（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 附属棟内 及び その他の建屋内	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。	原子炉建屋附属棟等の遮蔽効果を考慮しないことから、屋外と同じ線源を設定する。	屋外と同じ放射線量として、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における線源と同じく、「許可申請書十号」ロ.において評価した設計基準事故のうち「原子炉冷却材喪失」時の、原子炉建屋原子炉棟内の放射性物質及び大気中へ放出された放射性物質を線源として設定する。	屋外における線量は、「中央制御室の居住性に関する説明書」に記載される設計基準事故時の中央制御室への入退域時の被ばく評価に使用するモデル等を使用して設定する。 評価点は、屋外の中央制御室相当（入口付近）の位置を代表点として評価する。評価の結果、環境条件は 1mGy/h 以下を設定する。	1mGy/h以下

表 2-1-3 重大事故等時における原子炉格納容器内の積算放射エネルギー

核種グループ	積算放射エネルギー[Bq・s] (ガンマ線実効エネルギー 0.5MeV 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 4.4E+23	約 2.7E+23
よう素類	約 3.6E+23	約 4.8E+23
Cs 類	約 9.8E+22	約 8.2E+22
Te 類	約 2.2E+22	約 1.0E+22
Ba 類	約 5.5E+21	約 5.5E+21
Ru 類	約 1.8E+21	約 2.3E+21
La 類	約 2.1E+20	約 7.7E+20
Ce 類	約 1.5E+20	約 3.6E+20

表 2-1-4 重大事故等時における原子炉建屋原子炉棟内の積算放射エネルギー

核種グループ	積算放射エネルギー[Bq・s] (ガンマ線実効エネルギー 0.5MeV 換算値)
希ガス類	約 3.0E+21
よう素類	約 9.6E+20
Cs 類	約 3.8E+18
Te 類	約 5.4E+17
Ba 類	約 3.1E+17
Ru 類	約 1.0E+17
La 類	約 2.6E+18
Ce 類	約 2.9E+16

表 2-1-5 設計基準事故時における原子炉格納容器内の積算放射エネルギー

核種	積算放射エネルギー[Bq・s] (ガンマ線実効エネルギー 0.5MeV 換算値)	核種	積算放射エネルギー[Bq・s] (ガンマ線実効エネルギー 0.5MeV 換算値)
Kr-83m	約 2.1E+19	I-131	約 1.0E+23
Kr-85m	約 7.9E+21	I-132	約 3.7E+23
Kr-85	約 3.2E+21	I-133	約 4.3E+22
Kr-87	約 2.2E+22	I-134	約 9.3E+21
Kr-88	約 1.7E+23	I-135	約 3.5E+22
Xe-131m	約 1.8E+21		
Xe-133m	約 3.6E+21		
Xe-133	約 3.2E+23		
Xe-135m	約 1.0E+21		
Xe-135	約 1.3E+23		
Xe-138	約 1.5E+22		

表 2-1-6 設計基準事故時における原子炉建屋原子炉棟内の積算放射エネルギー

核種	積算放射エネルギー[Bq・s] (ガンマ線実効エネルギー 0.5MeV 換算値)	核種	積算放射エネルギー[Bq・s] (ガンマ線実効エネルギー 0.5MeV 換算値)
Kr-83m	約 1.1E+16	I-131	約 8.6E+20
Kr-85m	約 9.4E+18	I-132	約 2.6E+21
Kr-85	約 3.1E+19	I-133	約 1.7E+20
Kr-87	約 8.0E+18	I-134	約 2.4E+18
Kr-88	約 1.3E+20	I-135	約 5.9E+19
Xe-131m	約 1.6E+19		
Xe-133m	約 2.3E+19		
Xe-133	約 2.5E+21		
Xe-135m	約 7.9E+16		
Xe-135	約 2.8E+20		
Xe-138	約 1.1E+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、使用済燃料プールを冷却する機能
- b. 通常運転時等において、使用済燃料プールに水を補給する機能
- 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、使用済燃料プールの冷却等を行う機能
 - ・燃料プール代替注水系（常設配管）による使用済燃料プールへの注水
 - ・燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水
 - ・燃料プールスプレイ系（常設配管）による使用済燃料プールへのスプレイ
 - ・燃料プールスプレイ系（可搬型）による使用済燃料プールへのスプレイ
 - ・大気への放射性物質の拡散抑制
 - ・使用済燃料プールの監視（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
 - ・使用済燃料プールの監視（放射線管理施設と兼用）
- g. 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、表 3-1-1 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。

3.2 原子炉冷却系統施設

(1) 機能

原子炉冷却系統施設は主に以下の機能を有する。

- a. 通常運転時等において，原子炉圧力容器及び一次冷却材設備により適切に炉心を冷却する機能
- b. 設計基準事故時等において，非常用炉心冷却系により炉心を冷却する機能
- c. 設計基準事故時等において，原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器に注水し，水位を維持する機能
- d. 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
- e. 設計基準事故時等において，残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）によりサプレッションチェンバプール水を冷却する機能
- f. 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
- g. 通常運転時等において，残留熱除去設備，非常用炉心冷却設備等の機器で発生する熱を冷却除去する機能
- h. 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
 - ・高圧炉心スプレイ系による原子炉の冷却
 - ・ほう酸水注入系による進展抑制
- i. 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
- j. 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）（復水移送ポンプ）による原子炉の冷却

- ・ 低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）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
 - ・ 残留熱除去系（低圧注水モード）による低圧注水
 - ・ 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉停止時冷却
 - ・ 低圧炉心スプレイ系による低圧注水
 - ・ 原子炉補機代替冷却水系による除熱
 - ・ 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）
 - ・ 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）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
 - ・ 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却
- k. 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
- l. 重大事故等時において、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能
- ・ 原子炉補機代替冷却水系による除熱
 - ・ 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
 - ・ 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱
 - ・ 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉停止時冷却
 - ・ 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内の冷却
 - ・ 残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）によるサブプレッションチェンバプール水の冷却
 - ・ 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）
 - ・ 高圧炉心スプレイ補機冷却水系（高圧炉心スプレイ補機冷却海水系を含む。）
- m. 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
- ・ 原子炉補機代替冷却水系による除熱
 - ・ 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）
- n. 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）
- o. 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
- ・ 代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水（原子炉格納施設と兼用）
 - ・ 溶融炉心の落下遅延・防止（原子炉格納施設と兼用）
- p. 重大事故等時において、使用済燃料プールの冷却等を行う機能
- ・ 重大事故等時における使用済燃料プールの除熱（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設と兼用）

- q. 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（原子炉格納施設と兼用）
 - ・水の供給

 - r. 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（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）

 - s. 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，表 3-2-1 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。

3.3 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
 - ・原子炉圧力容器内への注水量
 - ・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（原子炉格納容器フィルタベント系）（放射線管理施設と兼用）
 - ・最終ヒートシンクの確保（残留熱除去系）
 - ・格納容器バイパスの監視（原子炉圧力容器内の状態）
 - ・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
 - ・その他
- c. 通常運転時等における原子炉制御室機能
 - ・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
 - ・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
 - ・その他の発電用原子炉施設を安全に運転するために必要な機能
 - ・居住性の確保
- 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）

- e. 重大事故等時において、緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にする機能
 - ・代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入
 - ・原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制
 - ・ほう酸水注入
 - ・出力急上昇の防止

 - f. 重大事故等時において、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する機能
 - ・原子炉減圧の自動化
 - ・高圧窒素ガス供給系（非常用）による窒素確保
 - ・代替高圧窒素ガス供給系による原子炉減圧

 - g. 重大事故等時において、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する機能
 - ・原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出（放射線管理施設及び原子炉格納施設と兼用）
 - ・原子炉格納容器内の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装置による水素濃度抑制（原子炉格納施設と兼用）
 - ・原子炉建屋内の水素濃度監視

 - i. 重大事故等時における緊急時対策所機能
 - ・必要な情報の把握
 - ・通信連絡（緊急時対策所）

 - 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. 重大事故等時に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）

 - 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、表 3-3-1 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、表 3-3-2 及び表 3-3-3 に示す。

表 3-3-2 及び表 3-3-3 で示すパラメータは、以下のとおり。

- ・重要監視パラメータ

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

- ・有効監視パラメータ

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

- ・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。

- ・常用代替監視パラメータ

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。

3.4 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、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する機能
 - ・原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出（計測制御系統施設及び原子炉格納施設と兼用）
- d. 重大事故等時において、使用済燃料プールの冷却等を行う機能
 - ・使用済燃料プールの監視（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設と兼用）
- e. 通常運転時等における計測制御機能
- f. 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（原子炉格納容器フィルタベント系）（計測制御系統施設と兼用）
 - ・最終ヒートシンクの確保（耐圧強化ベント系）
 - ・使用済燃料プールの監視（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設と兼用）
- g. 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
- h. 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測定
 - ・放射能観測車の代替測定
 - ・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
- i. 重大事故等時における緊急時対策所機能
 - ・居住性の確保（緊急時対策所）（緊急時対策所と兼用）

j. 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、表 3-4-1 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間にわたって機能が要求される静的機器のうち、単一設計とする中央制御室換気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、ダクトの全周破断及び中央制御室再循環フィルタ装置の閉塞を想定しても、単一故障による放射性物質の放出に伴う被ばくの影響を最小限に抑えるよう、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。

単一設計におけるダクト全周破断時の主要解析条件を表 3-7-1 及び表 3-7-2、中央制御室再循環フィルタ装置閉塞時の主要解析条件を表 3-7-3 及び表 3-7-4、ダクト全周破断時の影響評価結果を表 3-7-5 及び表 3-7-6、中央制御室再循環フィルタ装置閉塞時の影響評価結果を表 3-7-7 及び表 3-7-8 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、修復作業に係る従事者の被ばく線量は緊急時作業に係る線量限度に照らしても十分小さくする設計とする。

単一設計とする箇所の設計に当たっては、想定される単一故障の除去又は修復のためのアクセスが可能であり、かつ、補修作業が容易となる設計とし、修復作業に係る従事者の被ばく線量を緊急時作業にかかる線量強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。

3.5 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格納容器バウンダリ機能
- b. 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
- c. 設計基準事故時等において、残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）によりサブプレッションチェンバプール水を冷却する機能
- 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
 - ・原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却
 - ・原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（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）による原子炉格納容器内の冷却
 - ・残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）によるサブ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
 - ・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）
 - ・原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱
- f. 重大事故等時において、原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却する機能
 - ・原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉格納容器下部への注水
 - ・原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）による原子炉格納容器下部への注水
 - ・原子炉格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水
 - ・原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器下部への注水
 - ・原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水
 - ・代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水（原子炉冷却系統施設と兼用）
 - ・熔融炉心の落下遅延・防止（原子炉冷却系統施設と兼用）
- g. 重大事故等時において、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する機能
 - ・可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器内の不活性化
 - ・原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出（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装置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）
 - ・航空機燃料火災への泡消火（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）
 - j. 重大事故等の収束に必要なとなる水を供給する機能
 - ・重大事故等収束のための水源（原子炉冷却系統施設と兼用）
 - k. 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
 - l. 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（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）
 - m. アクセスルート確保（原子炉冷却系統施設に同じ）
- (2) 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散

「(1) 機能」を考慮して、重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備を、表 3-5-1 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間にわたって機能が要求される静的機器のうち、単一設計とする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、配管の全周破断及び非常用ガス処理系フィルタ装置の閉塞を想定しても、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の被ばく、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表 3-7-9 及び表 3-7-10、影響評価結果を表 3-7-11 及び表 3-7-12 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、修復作業に係る従事者の被ばく線量は緊急時作業に係る線量限度に照らしても十分小さくする設計とする。

単一設計とする箇所の設計に当たっては、想定される単一故障の除去又は修復のためのアクセスが可能であり、かつ、補修作業が容易となる設計とし、修復作業に係る従事者の被ばく線量を緊急時作業にかかる線量強度に照らしても十分小さくなるよう保安規定に基づき管理する。

(b) 残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード）

設計基準事故が発生した場合に長期間にわたって機能が要求される静的機器のうち、単一設計とする残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード）のドライウェルスプレーイ管及びサプレッションチェンバスプレーイ管については、想定される最も過酷な単一故障の条件として、配管1箇所の全周破断を想定した場合においても、原子炉格納容器の冷却機能を達成できる設計とする。ここで、単一故障時には、残留熱除去系1系統による格納容器スプレー冷却系は、スプレー効果に期待できない状態となり、スプレー液滴による除熱を考慮しないこと及び冷却水が破断箇所から落下してサプレッションチェンバのプール水に移行することを想定する。このような場合においても、他の残留熱除去系1系統をサプレッションプール水冷却モードで運転することで原子炉格納容器の冷却機能を代替できる設計とする。

単一設計における主要解析条件を表3-7-13、影響評価結果を表3-7-14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通常待機時の系統的な影響（電氣的な影響を含む。）

(a) 原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置

原子炉建屋ブローアウトパネルは、誤開放しない設計又は開放した場合においても原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置により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及び原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置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
 - ・所内常設蓄電式直流電源設備による給電
 - ・常設代替直流電源設備による給電
 - ・可搬型代替直流電源設備による給電
 - ・代替所内電気設備による給電
 - ・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
 - ・可搬型代替直流電源設備による主蒸気逃がし安全弁機能回復
 - ・主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による主蒸気逃がし安全弁機能回復
- 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（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、表 3-6-1 に示す。

3.6.2 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) 屋内水消火系

火災防護設備のうち、電動機駆動消火ポンプ及び消火水槽は、第1号機と共用するが、各号機に必要な容量を確保するとともに、接続部の弁を閉操作することにより隔離できる設計とすることで、安全性を損なわない設計とする。

3.6.3 浸水防護設備

(1) 機能

浸水防護設備は主に以下の機能を有する。

- a. 津波防護機能
- b. 浸水防止機能
- c. 津波監視機能

3.6.4 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、表 3-6-2 に示す。

3.6.5 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、表 3-6-3 に示す。

3.6.6 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（緊急時対策所）（放射線管理施設と兼用）
- 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、表 3-6-4 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。

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

【設備区分：核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する 主要な設計基準事故 対処設備等*1、*2	機能を代替する重大事故 等対処設備（既設+新 設）*3		
(第69条) 燃料プール 代替注水系 （常設配 管）による 使用済燃料 プールへの 注水	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	大容量送水ポンプ （タイプ I）	可搬型	燃料プール代替注水系（常設配管）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、大容量送水ポンプ（タイプ I）を空冷式のディーゼルエ 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 れる残留熱除去系及び燃料プール冷却浄化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（常設配管）は、代替淡水源を水 源とすることで、使用済燃料プールを水源とする残留熱除去系 及び燃料プール冷却浄化系に対して異なる水源を有する設計と する。 大容量送水ポンプ（タイプ I）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。 大容量送水ポンプ（タイプ I）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。
		ホース延長回収車	可搬型	
(第69条) 燃料プール 代替注水系 （可搬型） による使用 済燃料プ ールへの注水	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	大容量送水ポンプ （タイプ I）	可搬型	燃料プール代替注水系（可搬型）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、大容量送水ポンプ（タイプ I）を空冷式のディーゼルエ 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 れる残留熱除去系及び燃料プール冷却浄化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（可搬型）は、代替淡水源を水源 とすることで、使用済燃料プールを水源とする残留熱除去系及 び燃料プール冷却浄化系に対して異なる水源を有する設計とす る。 大容量送水ポンプ（タイプ I）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。 大容量送水ポンプ（タイプ I）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。
		ホース延長回収車	可搬型	

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

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

*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

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

【設備区分：核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する 主要な設計基準事故 対処設備等*1, *2	機能を代替する重大事故 等対処設備 (既設+新 設)*3		
(第69条) 燃料プール スプレイ系 (常設配管) による使用済燃料 プールへの スプレイ	-	大容量送水ポンプ (タイプ I)	可搬型	燃料プールスプレイ系 (常設配管) 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、大容量送水ポンプ (タイプ I) を空冷式のディーゼルエ 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 れる残留熱除去系及び燃料プール冷却浄化系に対して多様性を 有する設計とする。 また、燃料プールスプレイ系 (常設配管) は、代替淡水源を水 源とすることで、使用済燃料プールを水源とする残留熱除去系 及び燃料プール冷却浄化系に対して異なる水源を有する設計と する。 大容量送水ポンプ (タイプ I) 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。 大容量送水ポンプ (タイプ I) 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。
		ホース延長回収車	可搬型	
		スプレイノズル	可搬型	
(第69条) 燃料プール スプレイ系 (可搬型) による使用 済燃料プールへのス プレイ	-	大容量送水ポンプ (タイプ I)	可搬型	燃料プールスプレイ系 (可搬型) 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、大容量送水ポンプ (タイプ I) を空冷式のディーゼルエ 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 れる残留熱除去系及び燃料プール冷却浄化系に対して多様性を 有する設計とする。 また、燃料プールスプレイ系 (可搬型) は、代替淡水源を水 源とすることで、使用済燃料プールを水源とする残留熱除去系 及び燃料プール冷却浄化系に対して異なる水源を有する設計と する。 大容量送水ポンプ (タイプ I) 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。 大容量送水ポンプ (タイプ I) 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。
		ホース延長回収車	可搬型	
		スプレイノズル	可搬型	
(第69条) 大気への放 射性物質の 拡散抑制	-	大容量送水ポンプ (タイプ II)	可搬型	放水設備 (大気への拡散抑制設備) である大容量送水ポンプ (タイプ II) 及び放水砲は、原子炉建屋及び制御建屋から離れ た屋外に保管する。
		ホース延長回収車	可搬型	
		放水砲	可搬型	
(第69条) 使用済燃料 プールの監 視	燃料貯蔵プール水位 燃料貯蔵プール水温 度 使用済燃料プール水 位/温度 (ガイドパ ルス式) 燃料プール冷却浄化 系ポンプ入口温度 燃料交換フロア放射 線モニタ 燃料取替エリア放射 線モニタ 原子炉建屋原子炉棟 排気放射線モニタ	使用済燃料プール水位/ 温度 (ヒートサーモ式)	常設	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式), 使用済燃料 プール水位/温度 (ガイドパルス式), 使用済燃料プール上部 空間放射線モニタ (高線量), 使用済燃料プール上部空間放射 線モニタ (低線量) 及び使用済燃料プール監視カメラは、燃料 貯蔵プール水位, 燃料貯蔵プール水温度, 燃料プール冷却浄 化系ポンプ入口温度, 燃料交換フロア放射線モニタ, 燃料取替エ リア放射線モニタ及び原子炉建屋原子炉棟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 プール水位/温度 (ヒートサーモ式), 使用済燃料プール上部 空間放射線モニタ (高線量) 及び使用済燃料プール上部空間放 射線モニタ (低線量) は、非常用交流電源設備に対して、多様 性を有する所内常設蓄電式直流電源設備, 常設代替直流電源設 備又は可搬型代替直流電源設備から給電が可能な設計とし、使 用済燃料プール水位/温度 (ガイドパルス式) 及び使用済燃料 プール監視カメラは、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。
		使用済燃料プール水位/ 温度 (ガイドパルス式)	常設	
		使用済燃料プール上部空 間放射線モニタ (高線量)	常設	
		使用済燃料プール上部空 間放射線モニタ (低線量) 【放射線管理施設】		
		使用済燃料プール 監視カメラ	常設	

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

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

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

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

【設備区分：核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する 主要な設計基準事故 対処設備等*1, *2	機能を代替する重大事故 等対処設備 (既設+新 設) *3		
(第69条) 重大事故等 時における 使用済燃料 プールの除 熱	残留熱除去系 (燃料 プール水の冷却) (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残留熱除去系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残留熱除去系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原子炉補機代替冷却水系は、原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。) と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ (タイプ I) を空冷式の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水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。) に対して多様性を有する設計とする。 原子炉補機代替冷却水系の原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ (タイプ I) は、原子炉建屋並びに屋外の海水ポンプ室から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建屋内の原子炉補機冷却水ポンプ及び原子炉補機冷却水系熱交換器並びに屋外の海水ポンプ室の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なわないよう位置的分散を図る設計とする。 原子炉補機代替冷却水系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を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	
	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海 水系を含む。)	原子炉補機代替冷却水系 熱交換器ユニット 【原子炉冷却系統施設】	可搬型	
		大容量送水ポンプ (タイプ I) 【原子炉冷却系統施設】	可搬型	
(第70条) 大気への放 射性物質の 拡散抑制	-	ホース延長回収車 【原子炉冷却系統施設】	可搬型	放水設備 (大気への拡散抑制設備) である大容量送水ポンプ (タイプ II) 及び放水砲は、原子炉建屋及び制御建屋から離れた屋外に保管する。
		大容量送水ポンプ (タイプ II) 【原子炉格納施設と兼 用】	可搬型	
		ホース延長回収車 【原子炉格納施設と兼 用】	可搬型	
(第70条) 海洋への放 射性物質の 拡散抑制	-	放水砲 【原子炉格納施設と兼 用】	可搬型	海洋への拡散抑制設備 (シルトフェンス) であるシルトフェンスは、原子炉建屋及び制御建屋から離れた屋外に保管する。
		シルトフェンス 【原子炉格納施設と兼 用】	可搬型	

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

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

*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

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

【設備区分：核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する 主要な設計基準事故 対処設備等*1, *2	機能を代替する重大事故 等対処設備 (既設 + 新 設) *3		
(第73条) 使用済燃料 プールの監視	使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルス式) *4 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量) *4 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (低線量) *4 使用済燃料プール監視カメラ*4	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	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。
	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) *4 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量) *4 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (低線量) *4 使用済燃料プール監視カメラ*4	使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルス式)	常設	
	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) *4 使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルス式) *4 使用済燃料プール監視カメラ*4	使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量) 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (低線量) 【放射線管理施設】	常設	
	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) *4 使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルス式) *4 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量) *4 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (低線量) *4	使用済燃料プール監視カメラ	常設	
(一) 重大事故等 時に対処す るための流 路, 注水 先, 注入 先, 排出元 等	(原子炉压力容器)	原子炉压力容器 【原子炉冷却系統施設, 計測制御系統施設及び原 子炉格納施設】	常設	-
	(原子炉格納容器)	原子炉格納容器 【原子炉冷却系統施設及 び原子炉格納施設】	常設	
	(使用済燃料プール)	使用済燃料プール	常設	
	-	原子炉建屋原子炉棟 【原子炉格納施設】	常設	

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

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

*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

*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。

表 3-2-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (1/15)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する 主要な設計基準事故 対処設備等*1、*2	機能を代替する重大事故 等対処設備（既設+新 設）*3		
(第54条) アクセス ルート確保	—	ブルドーザ	可搬型	—
	—	バックホウ	可搬型	
(第60条) 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 高圧炉心スプレイ系	高圧代替注水系タービン ポンプ	常設	高圧代替注水系は、高圧炉心スプレイ系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、高圧代替注水系タービンポンプをタービン駆動とすることで、電動機駆動ポンプを用いた高圧炉心スプレイ系に対して多様性を有する設計とする。また、高圧代替注水系の起動に必要な電動弁は、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型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圧炉心スプレイ系及び非常用直流電源設備から給電される原子炉隔離時冷却系に対して、多様性を有する設計とする。 高圧代替注水系タービンポンプは、原子炉建屋原子炉棟内の高圧炉心スプレイ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、高圧炉心スプレイ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) (復水貯蔵タンク)	復水貯蔵タンク[水源]	常設	
(第60条) 原子炉隔離 時冷却系に よる原子炉 の冷却	(原子炉隔離時冷却系) 高圧炉心スプレイ系	原子炉隔離時冷却系 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) (復水貯蔵タンク)	復水貯蔵タンク[水源]	常設	
(第60条) 高圧炉心ス プレイ系に よる原子炉 の冷却	(高圧炉心スプレイ 系) 原子炉隔離時冷却系	高圧炉心スプレイ系 ポンプ	常設	—
	(サブプレッション チェンバ) (復水貯蔵タンク)	復水貯蔵タンク[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	原子炉保護系 制御棒 制御棒駆動機構 水圧制御ユニット	ほう酸水注入系ポンプ	常設	ほう酸水注入系は、制御棒、制御棒駆動機構及び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、制御棒駆動機構及び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、原子炉建屋原子炉棟内の制御棒、制御棒駆動機構及び水圧制御ユニットと異なる区画に設置することで、制御棒、制御棒駆動機構及び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	

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

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

*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表 3-2-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (2/15)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する 主要な設計基準事故 対処設備等*1, *2	機能を代替する重大事故 等対処設備 (既設+新 設) *3		
(第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	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、代替高压室素ガス供給系による原子炉減圧として使用する4個を、可能な限り異なる主蒸気管に分散して設置する設計とする。 主蒸気逃がし安全弁は、代替高压室素ガス供給系による原子炉減圧として使用する4個を、電磁弁の排気側から直接室素を供給して作動させることで、電磁弁を用いた主蒸気逃がし安全弁の作動に対し、多様性を有する設計とする。 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回路(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、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型代替直流電源設備及び主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池からの給電により作動することで、非常用交流電源設備及び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。
	(主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ)	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	
	(主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ)	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*4	(高压炉心スプレイス系注入隔離弁)	高压炉心スプレイス系注入隔離弁	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：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。

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

*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

*4：減圧を行う設備ではないが、インターフェイスシステムLOCA発生時に現場で手動操作により隔離し、漏えい抑制のための減圧を不要とするための設備。

表 3-2-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (3/15)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する 主要な設計基準事故 対処設備等*1, *2	機能を代替する重大事故 等対処設備 (既設 + 新 設) *3		
(第62条) 低圧代替注 水系 (常 設) (復水 移 送 ポ ンプ) による 原子炉の冷 却	残留熱除去系 (低圧 注水モード) 低圧炉心スプレイ系	復水移送ポンプ	常設	<p>低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) は、残留熱除去系 (低圧注水モード及び原子炉停止時冷却モード) 及び低圧炉心スプレイ系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、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 (低圧注水モード及び原子炉停止時冷却モード) 及び低圧炉心スプレイ系ポンプを用いた低圧炉心スプレイ系に対して多様性を有する設計とする。</p> <p>低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) の電動弁 (交流) 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) (復水移送ポンプ) の電動弁 (交流) 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、電動弁 (直流) は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、所内常設蓄電式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。</p>
	(サブプレッション チェンバ) (復水貯蔵タンク)	復水貯蔵タンク [水源]	常設	<p>また、低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) は、復水貯蔵タンクを水源とすることで、サブプレッションチェンバを水源とする残留熱除去系 (低圧注水モード) 及び低圧炉心スプレイ系に対して異なる水源を有する設計とする。</p> <p>復水移送ポンプは、原子炉建屋原子炉棟内の残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプと異なる区画に設置することで、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>復水貯蔵タンクは、屋外に設置することで、原子炉建屋原子炉棟内のサブプレッションチェンバと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) は、残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、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 (常設) (復水移送ポンプ) は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系 (低圧注水モード及び原子炉停止時冷却モード) 及び低圧炉心スプレイ系に対して重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。</p>

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

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

*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表 3-2-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (4/15)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する 主要な設計基準事故 対処設備等*1、*2	機能を代替する重大事故 等対処設備（既設+新 設）*3		
(第62条) 低圧代替注 水系（常 設）（直流 駆動低圧注 水系ポン プ）による 原子炉の冷 却	残留熱除去系（低圧 注水モード） 低圧炉心スプレイ系	直流駆動低圧注水系 ポンプ	常設	低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）は、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、直流駆動低圧注水系ポンプを常設代替直流電源設備からの給電により駆動することで、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ポンプを用いた残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系ポンプを用いた低圧炉心スプレイ系に対して多様性を有する設計とする。 低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）の電動弁（直流）は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、所内常設蓄電式直流電源設備又は常設代替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。 また、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）は、復水貯蔵タンクを水源とすることで、サブプレッションチェンバを水源とする残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系に対して異なる水源を有する設計とする。
	(サブプレッション チェンバ) (復水貯蔵タンク)	復水貯蔵タンク[水源]	常設	直流駆動低圧注水系ポンプは、原子炉建屋原子炉棟内の残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ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。 復水貯蔵タンクは、屋外に設置することで、原子炉建屋原子炉棟内の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）（直流駆動低圧注水系ポンプ）は、残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、流路を独立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）（直流駆動低圧注水系ポンプ）は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系に対して重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。

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

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

*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表 3-2-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (5/15)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する 主要な設計基準事故 対処設備等*1, *2	機能を代替する重大事故 等対処設備（既設+新 設）*3		
(第62条) 低圧代替注 水系（可搬 型）による 原子炉の冷 却	残留熱除去系（低圧 注水モード） 低圧炉心スプレ イ系	大容量送水ポン プ （タイプ I）	可搬型	<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原子炉停止時冷却モード）、低圧炉心スプレイ系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、大容量送水ポンプ（タイプ I）を空冷式の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原子炉停止時冷却モード）、低圧炉心スプレイ系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、サブプレッションチェンバを水源とする残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系並びに復水貯蔵タンク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>大容量送水ポンプ（タイプ I）は、原子炉建屋から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建屋原子炉棟内の残留熱除去系ポンプ、低圧炉心スプレイ系ポンプ及び復水移送ポンプ並びに原子炉建屋付属棟内の直流駆動低圧注水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。</p> <p>大容量送水ポンプ（タイプ I）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、残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、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（低圧注水モード及び原子炉停止時冷却モード）及び低圧炉心スプレイ系に対して重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。</p>
		ホース延長回収車	可搬型	

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

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

*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表 3-2-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (6/15)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する 主要な設計基準事故 対処設備等*1、*2	機能を代替する重大事故 等対処設備（既設+新 設）*3		
(第62条) 残留熱除去系（低圧注水モード） による低圧注水	（残留熱除去系（低圧注水モード）） 低圧炉心スプレイ系	残留熱除去系ポンプ	常設	-
	（サブプレッション チェンバ） （復水貯蔵タンク）	サブプレッションチェンバ [水源]	常設	
(第62条) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード） による原子炉停止時冷却	（残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード））	残留熱除去系ポンプ	常設	-
		残留熱除去系熱交換器	常設	
(第62条) 低圧炉心スプレイ系による低圧注水	（低圧炉心スプレイ系） 残留熱除去系（低圧注水モード）	低圧炉心スプレイ系ポンプ	常設	-
		（サブプレッション チェンバ） （復水貯蔵タンク）	サブプレッションチェンバ [水源]	
(第62条) 原子炉補機代替冷却水系による除熱	原子炉補機代替冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）	原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット	可搬型	原子炉補機代替冷却水系は、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプI）を空冷式の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水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）に対して多様性を有する設計とする。また、原子炉補機代替冷却水系は、原子炉格納容器フィルタベント系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。 原子炉補機代替冷却水系の原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプI）は、原子炉建屋並びに屋外の海水ポンプ室及び排気筒から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建屋内の原子炉補機冷却水ポンプ、熱交換器、耐圧強化ベント系及び原子炉格納容器フィルタベント系並びに屋外の海水ポンプ室の原子炉補機冷却海水系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 原子炉補機代替冷却水系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。
		大容量送水ポンプ（タイプI）	可搬型	
		ホース延長回収車	可搬型	
(第62条) 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）	（原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。））	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：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。

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

*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表 3-2-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (7/15)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する 主要な設計基準事故 対処設備等*1, *2	機能を代替する重大事故 等対処設備 (既設 + 新 設) *3		
(第62条) 低圧代替注 水系 (常 設) (復水 移 送 ポ ンプ) による 残存溶融炉 心の冷却	-	復水移送ポンプ	常設	-
		復水貯蔵タンク [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	-	大容量送水ポンプ (タイプ I)	可搬型	-
		ホース延長回収車	可搬型	
(第62条) 代替循環冷 却系による 残存溶融炉 心の冷却	-	代替循環冷却ポンプ	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 [水源]	常設	
		原子炉補機代替冷却水系 熱交換器ユニット	可搬型	
		大容量送水ポンプ (タイプ I)	可搬型	
		ホース延長回収車	可搬型	
		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：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。

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

*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表 3-2-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (8/15)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する 主要な設計基準事故 対処設備等*1, *2	機能を代替する重大事故 等対処設備（既設+新 設）*3		
(第63条) 原子炉補機 代替冷却水 系による除 熱	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海 水系を含む。)	原子炉補機代替冷却水系 熱交換器ユニット	可搬型	原子炉補機代替冷却水系は、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプⅠ）を空冷式の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水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）に対して多様性を有する設計とする。また、原子炉補機代替冷却水系は、原子炉格納容器フィルタベント系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。 原子炉補機代替冷却水系の原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、原子炉建屋並びに屋外の海水ポンプ室及び排気筒から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建屋内の原子炉補機冷却水ポンプ、熱交換器、耐圧強化ベント系及び原子炉格納容器フィルタベント系並びに屋外の海水ポンプ室の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なわないよう位置的分散を図る設計とする。 原子炉補機代替冷却水系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。
		大容量送水ポンプ (タイプⅠ)	可搬型	
		ホース延長回収車	可搬型	

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

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

*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表 3-2-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (9/15)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する 主要な設計基準事故 対処設備等*1、*2	機能を代替する重大事故 等対処設備（既設+新 設）*3		
(第63条) 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） 原子炉補機冷却水系 （原子炉補機冷却海 水系を含む。）	遠隔手動弁操作設備	常設	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水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、ポンプ及び熱交換器を使用せずに最終的な熱の逃がし場である大気へ熱を輸送できる設計とすることで、残留熱除去系及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）に対して、多様性を有する設計とする。 耐圧強化ベント系の排出経路に設置される隔離弁のうち電動弁（直流）は、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備若しくは可搬型代替直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が可能な設計とし、排出経路に設置される隔離弁のうち電動弁（交流）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からの給電による遠隔操作を可能とすること又は操作ハンドルを用いた人力による操作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水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）に対して、多様性を有する設計とする。 耐圧強化ベント系は、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、原子炉建屋原子炉棟内の残留熱除去系ポンプ及び熱交換器、原子炉建屋付属棟内の原子炉補機冷却水ポンプ及び熱交換器並びに屋外の海水ポンプ室の原子炉補機冷却海水ポンプと異なる区画に設置することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図った設計とする。 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水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）に対して独立性を有する設計とする。
(第63条) 原子炉格納 容器フィル タベント系 による原子 炉格納容器 内の減圧及 び除熱	残留熱除去系（格納 容器スプレイ冷却 モード） 原子炉補機冷却水系 （原子炉補機冷却海 水系を含む。）	フィルタ装置	常設	原子炉格納容器フィルタベント系は、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水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、ポンプ及び熱交換器を使用せずに最終的な熱の逃がし場である大気へ熱を輸送できる設計とすることで、残留熱除去系及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）に対して、多様性を有する設計とする。 また、原子炉格納容器フィルタベント系は、排出経路に設置される隔離弁の電動弁を所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備若しくは可搬型代替直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水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）に対して、多様性を有する設計とする。 原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置及びフィルタ装置出口側ラプチャディスクは、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、原子炉建屋原子炉棟内の残留熱除去系ポンプ及び熱交換器、原子炉建屋付属棟内の原子炉補機冷却水ポンプ及び熱交換器並びに屋外の海水ポンプ室の原子炉補機冷却海水ポンプと異なる区画に設置することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図った設計とする。 原子炉格納容器フィルタベント系は、除熱手段の多様性及び機器の位置的分散によって、残留熱除去系及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）に対して独立性を有する設計とする。
		フィルタ装置出口側 ラプチャディスク	常設	
		可搬型窒素ガス供給装置	可搬型	
		遠隔手動弁操作設備	常設	
		大容量送水ポンプ （タイプ1）	可搬型	
		ホース延長回収車	可搬型	

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

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

*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表 3-2-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (10/15)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する 主要な設計基準事故 対処設備等*1, *2	機能を代替する重大事故 等対処設備（既設+新 設）*3		
(第63条) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉停止時冷却	(残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）)	残留熱除去系ポンプ	常設	-
		残留熱除去系熱交換器	常設	
(第63条) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内の冷却	(残留熱除去系（格納容器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) (復水貯蔵タンク)	サブプレッションチェンバ [水源]	常設	
(第63条) 残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）によるサブプレッションチェンバプール水の冷却	(残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）)	残留熱除去系ポンプ	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) (復水貯蔵タンク)	サブプレッションチェンバ [水源]	常設	
(第63条) 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）	(原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）)	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63条) 高圧炉心スプレイ補機冷却水系（高圧炉心スプレイ補機冷却海水系を含む。）	(高圧炉心スプレイ補機冷却水系（高圧炉心スプレイ補機冷却海水系を含む。）)	高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ	常設	-
		高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ	常設	
		高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器	常設	

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

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

*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表 3-2-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (11/15)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する 主要な設計基準事故 対処設備等*1、*2	機能を代替する重大事故 等対処設備（既設+新 設）*3		
(第64条) 原子炉補機 代替冷却水 系による除 熱	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海 水系を含む。)	原子炉補機代替冷却水系 熱交換器ユニット	可搬型	原子炉補機代替冷却水系は、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプⅠ）を空冷式の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水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）に対して多様性を有する設計とする。また、原子炉補機代替冷却水系は、原子炉格納容器フィルタベント系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。 原子炉補機代替冷却水系の原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、原子炉建屋並びに屋外の海水ポンプ室及び排気筒から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建屋内の原子炉補機冷却水ポンプ、熱交換器、耐圧強化ベント系及び原子炉格納容器フィルタベント系並びに屋外の海水ポンプ室の原子炉補機冷却海水系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 原子炉補機代替冷却水系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。 原子炉補機代替冷却水系は、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットから原子炉補機冷却水系配管との合流点までの系統について、原子炉補機冷却水系に対して独立性を有する設計とする。 これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、原子炉補機代替冷却水系は、設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）に対して重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。
		大容量送水ポンプ (タイプⅠ)	可搬型	
		ホース延長回収車	可搬型	
(第64条) 原子炉補機 冷却水系 (原子炉補 機冷却海水 系を含む。)	(原子炉補機冷却水 系（原子炉補機冷却 海水系を含む。))	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：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。

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

*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表 3-2-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (12/15)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する 主要な設計基準事故 対処設備等*1, *2	機能を代替する重大事故 等対処設備 (既設+新 設)*3		
(第65条) 代替循環冷 却系による 原子炉格納 容器内の減 圧及び除熱	-	代替循環冷却ポンプ 【原子炉格納施設】	常設	代替循環冷却系及び原子炉格納容器フィルタベント系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原理の異なる冷却及び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からの給電により駆動できる設計とする。また、原子炉格納容器フィルタベント系は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。 原子炉格納容器フィルタベント系は、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。 代替循環冷却系に使用する原子炉補機代替冷却水系の原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ(タイプI)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、原子炉建屋内の原子炉格納容器フィルタベント系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 原子炉補機代替冷却水系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、かつ原子炉格納容器フィルタベント系と異なる区画に設置する設計とする。 代替循環冷却系の代替循環冷却ポンプは原子炉建屋付属棟内に、残留熱除去系熱交換器及びサブプレッションチェンバは原子炉建屋原子炉棟内に設置し、原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置及びフィルタ装置出口側ラプチャディスクは原子炉建屋原子炉棟内の代替循環冷却系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る設計とする。 代替循環冷却系と原子炉格納容器フィルタベント系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、流路を分離することで独立性を有する設計とする。 これらの多様性及び流路の独立性並びに位置的分散によって、代替循環冷却系と原子炉格納容器フィルタベント系は、互いに重大事故等対処設備として、可能な限りの独立性を有する設計とする。
		残留熱除去系熱交換器 【原子炉格納施設】	常設	
		サブプレッションチェンバ 【水源】 【原子炉格納施設】	常設	
		原子炉補機代替冷却水系 熱交換器ユニット	可搬型	
		大容量送水ポンプ (タイプI)	可搬型	
		ホース延長回収車	可搬型	
		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：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。

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

*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表 3-2-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (13/15)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する 主要な設計基準事故 対処設備等*1, *2	機能を代替する重大事故 等対処設備 (既設+新 設)*3		
(第66条) 代替循環冷 却系による 原子炉格納 容器下部へ の注水	-	代替循環冷却ポンプ 【原子炉格納施設】	常設	原子炉格納容器下部注水系 (常設) (代替循環冷却ポンプ) 及び代替循環冷却系は、原子炉格納容器下部注水系 (可搬型) 及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原子炉格納容器下部注水系 (常設) (代替循環冷却ポンプ) 及び代替循環冷却系の代替循環冷却ポンプを代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備からの給電による電動機駆動とし、原子炉格納容器下部注水系 (可搬型) 及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) の大容量送水ポンプ (タイプ I) を空冷式の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。 原子炉格納容器下部注水系 (常設) (復水移送ポンプ) 及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (常設) 並びに原子炉格納容器下部注水系 (常設) (代替循環冷却ポンプ) 及び代替循環冷却系は、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対して、原子炉格納容器下部注水系 (常設) (復水移送ポンプ) 及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (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とし、原子炉格納容器下部注水系 (常設) (代替循環冷却ポンプ) 及び代替循環冷却系の代替循環冷却ポンプを代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備からの給電とすることで、多様性を有する設計とする。 代替循環冷却系の電動弁 (交流) 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、代替循環冷却系の電動弁 (交流) は、代替所内電気設備を経由して給電する系統において、独立した回路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。 また、原子炉格納容器下部注水系 (可搬型) 及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) は代替淡水源を水源とすることで、復水貯蔵タンクを水源とする原子炉格納容器下部注水系 (常設) (復水移送ポンプ) 及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (常設) 並びにサブプレッションチェンバを水源とする原子炉格納容器下部注水系 (常設) (代替循環冷却ポンプ) 及び代替循環冷却系に対して、異なる水源を有する設計とする。 復水移送ポンプは、原子炉建屋原子炉棟内、代替循環冷却ポンプは原子炉建屋付属棟内に設置し、大容量送水ポンプ (タイプ I) 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、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。 代替循環冷却系に使用する原子炉補機代替冷却水系の原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ (タイプ I) 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、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。 原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ (タイプ I) の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。 これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、原子炉格納容器下部注水系 (常設) (復水移送ポンプ) 及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (常設) 並びに原子炉格納容器下部注水系 (常設) (代替循環冷却ポンプ) 及び代替循環冷却系並びに原子炉格納容器下部注水系 (可搬型) 及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (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。
		残留熱除去系熱交換器 【原子炉格納施設】	常設	
		サブプレッションチェンバ 【水源】 【原子炉格納施設】	常設	
		原子炉補機代替冷却水系 熱交換器ユニット 【原子炉格納施設】	可搬型	
		大容量送水ポンプ (タイプ I) 【原子炉格納施設】	可搬型	
		ホース延長回収車 【原子炉格納施設】	可搬型	
		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	
		原子炉補機代替冷却水系 熱交換器	常設	

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

*2：() 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。

表 3-2-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (14/15)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する 主要な設計基準事故 対処設備等*1, *2	機能を代替する重大事故 等対処設備 (既設 + 新 設) *3		
(第66条) 熔融炉心の 落下遅延・ 防止	-	高压代替注水系タービン ポンプ 【原子炉格納施設】	常設	-
		復水貯蔵タンク[水源] 【原子炉格納施設】	常設	
	-	ほう酸水注入系ポンプ 【原子炉格納施設】	常設	
		ほう酸水注入系 貯蔵タンク 【原子炉格納施設】	常設	
	-	復水移送ポンプ 【原子炉格納施設】	常設	
		復水貯蔵タンク[水源] 【原子炉格納施設】	常設	
	-	大容量送水ポンプ (タイプ1) 【原子炉格納施設】	可搬型	
		ホース延長回収車 【原子炉格納施設】	可搬型	
	-	代替循環冷却ポンプ 【原子炉格納施設】	常設	
		残留熱除去系熱交換器 【原子炉格納施設】	常設	
		サブプレッションチェンバ [水源] 【原子炉格納施設】	常設	
		原子炉補機代替冷却水系 熱交換器ユニット 【原子炉格納施設】	可搬型	
		大容量送水ポンプ (タイプ1) 【原子炉格納施設】	可搬型	
		ホース延長回収車 【原子炉格納施設】	可搬型	
		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：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。

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

*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表 3-2-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (15/15)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する 主要な設計基準事故 対処設備等*1、*2	機能を代替する重大事故 等対処設備（既設+新 設）*3		
(第69条) 重大事故等 時における 使用済燃料 プールの除 熱	残留熱除去系(燃料 プール水の冷却) (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残留熱除去系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残留熱除去系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原子炉補機代替冷却水系は、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプⅠ）を空冷式の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水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）に対して多様性を有する設計とする。 原子炉補機代替冷却水系の原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、原子炉建屋並びに屋外の海水ポンプ室から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建屋内の原子炉補機冷却水ポンプ及び原子炉補機冷却水系熱交換器並びに屋外の海水ポンプ室の原子炉補機冷却水ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 原子炉補機代替冷却水系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 【核燃料物質の取扱施設 及び貯蔵施設】	常設	
	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海 水系を含む。)	原子炉補機代替冷却水系 熱交換器ユニット	可搬型	
		大容量送水ポンプ (タイプⅠ)	可搬型	
		ホース延長回収車	可搬型	
(第71条) 重大事故等 取束のため の水源	(サブプレッショ ン チェンバ) (復水貯蔵タンク)	復水貯蔵タンク 【原子炉格納施設と兼 用】	常設	-
		サブプレッショ ン チェンバ 【原子炉格納施設と兼 用】	常設	
	-	ほう酸水注入系 貯蔵タンク 【原子炉格納施設と兼 用】	常設	
(第71条) 水の供給	-	大容量送水ポンプ (タイプⅠ)	可搬型	大容量送水ポンプ（タイプⅠ）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。 大容量送水ポンプ（タイプⅠ）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。 大容量送水ポンプ（タイプⅡ）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。
		大容量送水ポンプ (タイプⅡ)	可搬型	
		ホース延長回収車	可搬型	
(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	(原子炉圧力容器)	原子炉圧力容器 【計測制御系統施設及び 原子炉格納施設と兼用】	常設	-
	(原子炉格納容器)	原子炉格納容器 【原子炉格納施設と兼 用】	常設	
	(使用済燃料プー ル)	使用済燃料プール 【核燃料物質の取扱施設 及び貯蔵施設】	常設	
	-	原子炉建屋原子炉棟 【原子炉格納施設】	常設	

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

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

*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

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

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等 ^{*1, *2}	機能を代替する重大事故等対処設備（既設+新設） ^{*3}		
(第59条) 代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入	原子炉保護系	ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）	常設	ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）の電源は、所内常設蓄電式直流電源設備から給電することで、非常用交流電源設備から給電する原子炉保護系の論理回路の交流電源に対して多様性を有する設計とする。 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保護系に対して独立した構成とすることで、原子炉保護系と共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。 また、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、原子炉保護系の電源と電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	常設	
		水圧制御ユニット	常設	
(第59条) 原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制	原子炉保護系 制御棒 制御棒駆動機構 水圧制御ユニット	ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）	常設	ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の電源は、所内常設蓄電式直流電源設備から給電することで、非常用交流電源設備から給電する原子炉保護系の論理回路の交流電源に対して多様性を有する設計とする。 ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、検出器から代替原子炉再循環ポンプトリップ遮断器まで原子炉保護系に対して独立した構成とすることで、共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。 また、ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、原子炉保護系の電源と電気的に分離することで、原子炉保護系と共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。
(第59条) ほう酸水注入	原子炉保護系 制御棒 制御棒駆動機構 水圧制御ユニット	ほう酸水注入系ポンプ	常設	ほう酸水注入系は、制御棒、制御棒駆動機構及び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、制御棒駆動機構及び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、原子炉建屋原子炉棟内の制御棒、制御棒駆動機構及び水圧制御ユニットと異なる区画に設置することで、制御棒、制御棒駆動機構及び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	ATWS緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）	常設	ATWS緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）は、中性子束高及び原子炉水位低（レベル2）の信号により、自動で自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の作動を阻止させることで、手動操作にて自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の作動を阻止させる自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の中央制御室の操作スイッチに対して多様性を有する設計とする。 また、ATWS緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）の論理回路は、自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の中央制御室の操作スイッチが配置される制御盤と異なる制御盤に配置することで、共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。

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

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

*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

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

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等 ^{*1, *2}	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設+新設) ^{*3}		
(第61条) 原子炉減圧の自動化	自動減圧系	代替自動減圧回路 (代替自動減圧機能)	常設	代替自動減圧回路 (代替自動減圧機能) は、原子炉水位低 (レベル1) 及び残留熱除去系ポンプ出口圧力高又は低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力高が成立した場合に、ドライウェル圧力高信号を必要とせず、発電用原子炉の自動減圧を行うことが可能な設計とし、自動減圧系の論理回路に対して異なる作動論理とすることで可能な限り多様性を有する設計とする。 代替自動減圧回路 (代替自動減圧機能) は、他の設備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。 代替自動減圧回路 (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。
		ATWS緩和設備 (自動減圧系作動阻止機能)	常設	
(第61条) 高圧窒素ガス供給系 (非常用) による窒素確保	主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ (主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ)	高圧窒素ガスポンベ	可搬型	高圧窒素ガスポンベは、予備のポンベも含めて、原子炉建屋付属棟内に分散して保管及び設置することで、原子炉格納容器内の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61条) 代替高圧窒素ガス供給系による原子炉減圧	主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ	高圧窒素ガスポンベ	可搬型	高圧窒素ガスポンベは、予備のポンベも含めて、原子炉建屋付属棟内に分散して保管及び設置することで、原子炉格納容器内の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：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。
*2：() 付の設備は、重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

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

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等 ^{*1, *2}	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設+新設) ^{*3}		
(第67条) 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出	-	フィルタ装置 【原子炉格納施設】	常設	原子炉格納容器フィルタベント系及びフィルタ装置出口放射線モニタは、非常用交流電源設備に対して多様性を有する所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電が可能な設計とする。 フィルタ装置出口水素濃度は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。
		フィルタ装置出口側ラプチャディスク 【原子炉格納施設】	常設	
		可搬型窒素ガス供給装置 【原子炉格納施設】	可搬型	
		フィルタ装置出口放射線モニタ 【放射線管理施設】	常設	
		フィルタ装置出口水素濃度	常設	
(第67条) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視	格納容器内雰囲気水素濃度	格納容器内水素濃度 (D/W)	常設	格納容器内水素濃度 (D/W) 及び格納容器内水素濃度 (S/C) は、格納容器内雰囲気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 (D/W) 及び格納容器内水素濃度 (S/C) は、格納容器内雰囲気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 (D/W) 及び格納容器内水素濃度 (S/C) は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から給電が可能な設計とする。 格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度は、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、原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。) に対して多様性を有する原子炉補機代替冷却水系から供給が可能な設計とする。
		格納容器内水素濃度 (S/C)	常設	
	(格納容器内雰囲気水素濃度)	格納容器内雰囲気水素濃度	常設	
	(格納容器内雰囲気酸素濃度)	格納容器内雰囲気酸素濃度	常設	
(第68条) 静的触媒式水素再結合装置による水素濃度抑制	-	静的触媒式水素再結合装置 【原子炉格納施設】	常設	静的触媒式水素再結合装置動作監視装置と原子炉建屋内水素濃度は、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装置動作監視装置は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替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装置動作監視装置	常設	
(第68条) 原子炉建屋内の水素濃度監視	-	原子炉建屋内水素濃度	常設	静的触媒式水素再結合装置動作監視装置と原子炉建屋内水素濃度は、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、原子炉建屋内水素濃度は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電及び所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電により作動できる設計とする。

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

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

*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

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

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	主要設備の計測が困難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の検出器 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広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域) 残留熱除去系熱交換器 入口温度	原子炉圧力容器温度	常設	重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広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域) 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。
	主要パラメータの他チャンネル 原子炉圧力 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域) 原子炉圧力容器温度	原子炉圧力 (SA)	常設	

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

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

*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

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

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ*1、*2	機能を代替する重大事故等対処設備(既設+新設)*3		
(第73条) 原子炉压力容器内の水位	主要パラメータの他チャンネル 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域) 高圧代替注水系ポンプ出口流量 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量) 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量) 直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量 代替循環冷却ポンプ出口流量 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイレインポンプ出口流量 残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイレインポンプ出口流量 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 圧力抑制室圧力	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) 高圧代替注水系ポンプ出口流量 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量) 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量) 直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量 代替循環冷却ポンプ出口流量 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイレインポンプ出口流量 残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイレインポンプ出口流量 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 圧力抑制室圧力	原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	常設	

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

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

*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

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

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性及び多様性及び独立性の考慮内容
	主要設備の計測が困難となつ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 容器内への 注水量	復水貯蔵タンク水位 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA広帯域) 原子炉水位(SA燃料域)	高圧代替注水系ポンプ出口流量	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。
	復水貯蔵タンク水位 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA広帯域) 原子炉水位(SA燃料域)	残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量) 残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	常設	
	復水貯蔵タンク水位 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA広帯域) 原子炉水位(SA燃料域)	直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量	常設	
	圧力抑制室水位 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA広帯域) 原子炉水位(SA燃料域)	代替循環冷却ポンプ出口流量	常設	
	復水貯蔵タンク水位 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA広帯域) 原子炉水位(SA燃料域)	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	常設	
	復水貯蔵タンク水位 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA広帯域) 原子炉水位(SA燃料域)	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	常設	
	圧力抑制室水位 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA広帯域) 原子炉水位(SA燃料域)	残留熱除去系ポンプ出口流量	常設	
	圧力抑制室水位 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA広帯域) 原子炉水位(SA燃料域)	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	常設	

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

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

*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

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

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性及び多様性及び独立性の考慮内容
	主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ*1、*2	機能を代替する重大事故等対処設備（既設+新設）*3		
(第73条) 原子炉格納容器への注水量	復水貯蔵タンク水位 原子炉格納容器下部水位 ドライウエル水位 ドライウエル温度 ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力	残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量） 残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	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。
	原子炉格納容器下部水位 ドライウエル水位 ドライウエル温度 ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力	原子炉格納容器代替スプレイ流量	常設	
	原子炉格納容器下部水位 ドライウエル水位 ドライウエル温度 ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力	代替循環冷却ポンプ出口流量	常設	
	復水貯蔵タンク水位 原子炉格納容器下部水位 ドライウエル水位	原子炉格納容器下部注水流量	常設	
(第73条) 原子炉格納容器内の温度	主要パラメータの他の検出器 ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力	ドライウエル温度	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。
	主要パラメータの他の検出器 サブプレッションプール水温度 圧力抑制室圧力	圧力抑制室内空気温度	常設	
	主要パラメータの他の検出器 圧力抑制室内空気温度	サブプレッションプール水温度	常設	
	主要パラメータの他チャンネル	原子炉格納容器下部温度	常設	
(第73条) 原子炉格納容器内の圧力	圧力抑制室圧力 ドライウエル温度	ドライウエル圧力	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。
	ドライウエル圧力 圧力抑制室内空気温度	圧力抑制室圧力	常設	

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

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

*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

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

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	主要設備の計測が困難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	主要パラメータの他チャンネル 高圧代替注水系ポンプ出口流量 残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量） 残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量） 直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 原子炉格納容器代替スプレイ流量 原子炉格納容器下部注水流量 復水貯蔵タンク水位	圧力抑制室水位	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 残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量） 残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量） 原子炉格納容器代替スプレイ流量 代替循環冷却ポンプ出口流量 原子炉格納容器下部注水流量 復水貯蔵タンク水位	原子炉格納容器下部水位	常設	
	主要パラメータの他チャンネル 残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量） 残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量） 原子炉格納容器代替スプレイ流量 代替循環冷却ポンプ出口流量 原子炉格納容器下部注水流量 復水貯蔵タンク水位	ドライウエル水位	常設	

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

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

*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

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

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	主要設備の計測が困難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 格納容器内雰囲気水素濃度	格納容器内水素濃度 (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。
	主要パラメータの他チャンネル 格納容器内雰囲気水素濃度	格納容器内水素濃度 (S/C)	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 (D/W) 格納容器内水素濃度 (S/C)	格納容器内雰囲気水素濃度	常設	
(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	
(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の検出器 圧力抑制室内空気温度	サブプレッションプール水温度	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。
	サブプレッションプール水温度	残留熱除去系熱交換器入口温度	常設	
	圧力抑制室水位 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域） 原子炉圧力容器温度 原子炉格納容器下部水位 ドライウエル水位 ドライウエル温度 ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力	代替循環冷却ポンプ 出口流量	常設	

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

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

*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

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

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	主要設備の計測が困難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(原子炉格納容器フィルタベント系)	主要パラメータの他チャンネル	フィルタ装置水位(広帯域)	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。
	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力	フィルタ装置入口圧力(広帯域)	常設	
	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力	フィルタ装置出口圧力(広帯域)	常設	
	主要パラメータの他チャンネル	フィルタ装置水温度	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	
	格納容器内水素濃度(D/W) 格納容器内水素濃度(S/C)	フィルタ装置出口水素濃度	常設	
(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 サブプレッションプール水温度	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冷却水入口流量	残留熱除去系熱交換器出口温度	常設	
	圧力抑制室水位 残留熱除去系ポンプ出口 圧力	残留熱除去系ポンプ 出口流量	常設	
(第73条) 格納容器バイパスの監視(原子炉圧力容器内の状態)	主要パラメータの他チャンネル 原子炉水位(SA広帯域) 原子炉水位(SA燃料域)	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広帯域) 原子炉水位(SA燃料域)	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広帯域) 原子炉水位(SA燃料域) 原子炉圧力容器温度	原子炉圧力	常設	
	主要パラメータの他チャンネル 原子炉圧力 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA広帯域) 原子炉水位(SA燃料域) 原子炉圧力容器温度	原子炉圧力(SA)	常設	

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

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

*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

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

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	主要設備の計測が困難となつ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の検出器 ドライウエル圧力	ドライウエル温度	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。
	圧力抑制室圧力 ドライウエル温度	ドライウエル圧力	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)	高压炉心スプレイ系 ポンプ出口圧力	常設	重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータを計測する設備と異なる物理量の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。 重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。 重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替監視パラメータを計測する設備の電源は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。
	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)	残留熱除去系ポンプ 出口圧力	常設	
	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)	低压炉心スプレイ系 ポンプ出口圧力	常設	

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

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

*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

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

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	主要設備の計測が困難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	高压代替注水系ポンプ出口流量 残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量） 残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量） 直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量 原子炉格納容器下部注水流量 高压代替注水系ポンプ出口圧力 直流駆動低圧注水系ポンプ出口圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力 高压炉心スプレイ系ポンプ出口圧力 復水移送ポンプ出口圧力 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）	復水貯蔵タンク水位	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れないよう、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 代替循環冷却ポンプ出口流量 残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 代替循環冷却ポンプ出口圧力 残留熱除去系ポンプ出口圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	圧力抑制室水位	常設	

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

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

*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

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

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性及び多様性及び独立性の考慮内容
	主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ*1、*2	機能を代替する重大事故等対処設備(既設+新設)*3		
(第73条) 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装 置動作監視装置	原子炉建屋内水素濃 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。
(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) ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力	格納容器内雰囲気酸 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。

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

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

*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

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

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等 ^{*1, *2}	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設+新設) ^{*3}		
(第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))	安全パラメータ表示システム (SPDS)	常設	制御建屋及び緊急時対策所内に設置する安全パラメータ表示システム (SPDS) の電源は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備及び緊急時対策所用代替交流電源設備からの給電により使用することで、非常用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	可搬型	可搬型計測器は、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備とは異なる場所である制御建屋内及び緊急時対策建屋内に保管することで位置的分散を図る設計とする。
(第73条) その他 ^{*4}	6-2C母線電圧 6-2D母線電圧 6-2H母線電圧	6-2F-1母線電圧 6-2F-2母線電圧	常設	補助パラメータを計測する設備は、代替する機能を有する設計基準事故対処設備と可能な限り多様性及び独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。 重大事故等対処設備の補助パラメータを計測する設備の電源は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。
	(6-2C母線電圧)	6-2C母線電圧	常設	-
	(6-2D母線電圧)	6-2D母線電圧	常設	
	(6-2H母線電圧)	6-2H母線電圧	常設	
	(4-2C母線電圧)	4-2C母線電圧	常設	
	(4-2D母線電圧)	4-2D母線電圧	常設	
	(125V直流主母線2A電圧)	125V直流主母線2A電圧	常設	
	(125V直流主母線2B電圧)	125V直流主母線2B電圧	常設	
	125V直流主母線2A電圧	125V直流主母線2A-1電圧	常設	
	125V直流主母線2B電圧	125V直流主母線2B-1電圧	常設	
	(250V直流主母線電圧)	250V直流主母線電圧	常設	
	(HPCS125V直流主母線電圧)	HPCS125V直流主母線電圧	常設	
	(高圧窒素ガス供給系 ADS入口圧力)	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 ADS入口圧力	代替高圧窒素ガス供給系窒素ガス供給止め弁入口圧力	常設	

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

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

*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

*4：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助パラメータ。

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

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容	
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等 ^{*1, *2}	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設+新設) ^{*3}			
(第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	中央制御室換気空調系は、多重性を有する非常用交流電源設備からの給電が可能な設計とする。 中央制御室送風機、中央制御室排風機、中央制御室再循環送風機及び中央制御室再循環フィルタ装置は、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からの給電により駆動できる設計とする。 無線連絡設備のうち無線連絡設備(固定型)及び衛星電話設備のうち衛星電話設備(固定型)の電源は、送受話器(ページング)及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備及び緊急時対策所用代替交流電源設備からの給電により使用することで、非常用交流電源設備及び通信用電源装置(蓄電池)からの給電により使用する送受話器(ページング)及び電力保安通信用電話設備に対して多様性を有する設計とする。また、無線連絡設備(固定型)及び衛星電話設備(固定型)は、中央制御室及び緊急時対策所内に設置することで、送受話器(ページング)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。 可搬型照明(SA)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。	
	(中央制御室換気空調系)	中央制御室送風機 【放射線管理施設】	中央制御室送風機 【放射線管理施設】		常設
		中央制御室排風機 【放射線管理施設】	中央制御室排風機 【放射線管理施設】		常設
		中央制御室再循環送風機 【放射線管理施設】	中央制御室再循環送風機 【放射線管理施設】		常設
		中央制御室再循環フィルタ装置 【放射線管理施設】	中央制御室再循環フィルタ装置 【放射線管理施設】		常設
	—	中央制御室待避所遮蔽 【放射線管理施設】	中央制御室待避所遮蔽 【放射線管理施設】		常設
	—	中央制御室待避所加圧設備(空気ボンベ) 【放射線管理施設】	中央制御室待避所加圧設備(空気ボンベ) 【放射線管理施設】		可搬型
	—	差圧計(中央制御室待避所用) 【放射線管理施設】	差圧計(中央制御室待避所用) 【放射線管理施設】		常設
	—	酸素濃度計(中央制御室用)	酸素濃度計(中央制御室用)		可搬型
	—	二酸化炭素濃度計(中央制御室用)	二酸化炭素濃度計(中央制御室用)		可搬型
	送受話器(ページング) 電力保安通信用電話設備	無線連絡設備(固定型)	無線連絡設備(固定型)		常設
		衛星電話設備(固定型)	衛星電話設備(固定型)		常設
	—	データ表示装置(待避所)	データ表示装置(待避所)		常設
中央制御室照明	可搬型照明(SA)	可搬型照明(SA)	可搬型		

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

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

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

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

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等 ^{*1, *2}	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設+新設) ^{*3}		
(第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	制御建屋及び緊急時対策所内に設置する安全パラメータ表示システム (SPDS) の電源は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備及び緊急時対策所用代替交流電源設備からの給電により使用することで、非常用交流電源設備に対して多様性を有する設計とする。
(第76条) 通信連絡 (緊急時対策所)	送受話器 (ページング) 電力保安通信用電話設備	無線連絡設備 (固定型)	常設	無線連絡設備のうち無線連絡設備 (固定型) 及び衛星電話設備のうち衛星電話設備 (固定型) の電源は、送受話器 (ページング) 及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備及び緊急時対策所用代替交流電源設備からの給電により使用することで、非常用交流電源設備及び通信用電源装置 (蓄電池) からの給電により使用する送受話器 (ページング) 及び電力保安通信用電話設備に対して多様性を有する設計とする。また、無線連絡設備 (固定型) 及び衛星電話設備 (固定型) は、中央制御室及び緊急時対策所内に設置することで、送受話器 (ページング) 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 (携帯型)	可搬型	
		衛星電話設備 (固定型)	常設	
		衛星電話設備 (携帯型)	可搬型	
	—	統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備	常設	無線連絡設備のうち無線連絡設備 (携帯型) 及び衛星電話設備のうち衛星電話設備 (携帯型) の電源は、送受話器 (ページング) 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、非常用交流電源設備及び通信用電源装置 (蓄電池) からの給電により使用する送受話器 (ページング) 及び電力保安通信用電話設備に対して多様性を有する設計とする。また、無線連絡設備 (携帯型) 及び衛星電話設備 (携帯型) は、緊急時対策所内に保管することで、送受話器 (ページング) 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。 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の電源は、電力保安通信用電話設備、社内テレビ会議システム、局線加入電話設備及び専用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、常設代替交流電源設備又は緊急時対策所用代替交流電源設備からの給電により使用することで、非常用交流電源設備、通信用電源装置 (蓄電池) 及び充電式電池からの給電により使用する電力保安通信用電話設備、社内テレビ会議システム、局線加入電話設備及び専用電話設備に対して多様性を有する設計とする。

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

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

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等 ^{*1, *2}	機能を代替する重大事故等対処設備(既設+新設) ^{*3}		
(第77条) 発電所内の 通信連絡	送受話器(ページング) 電力保安通信用電話設備	携行型通話装置	可搬型	無線連絡設備のうち無線連絡設備(固定型)及び衛星電話設備のうち衛星電話設備(固定型)の電源は、送受話器(ページング)及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備及び緊急時対策所用代替交流電源設備からの給電により使用することで、非常用交流電源設備及び通信用電源装置(蓄電池)からの給電により使用する送受話器(ページング)及び電力保安通信用電話設備に対して多様性を有する設計とする。また、無線連絡設備(固定型)及び衛星電話設備(固定型)は、中央制御室及び緊急時対策所内に設置することで、送受話器(ページング)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。 携行型通話装置の電源は、送受話器(ページング)及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、乾電池を使用することで、非常用交流電源設備及び通信用電源装置(蓄電池)からの給電により使用する送受話器(ページング)及び電力保安通信用電話設備に対して多様性を有する設計とする。また、携行型通話装置は、中央制御室に保管することで、送受話器(ページング)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。 無線連絡設備のうち無線連絡設備(携帯型)及び衛星電話設備のうち衛星電話設備(携帯型)の電源は、送受話器(ページング)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通信用電源装置(蓄電池)からの給電により使用する送受話器(ページング)及び電力保安通信用電話設備に対して多様性を有する設計とする。また、無線連絡設備(携帯型)及び衛星電話設備(携帯型)は、緊急時対策所内に保管することで、送受話器(ページング)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、衛星電話設備及び携行型通話装置は、それぞれ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。 制御建屋及び緊急時対策所内に設置する安全パラメータ表示システム(SPDS)の電源は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備及び緊急時対策所用代替交流電源設備からの給電により使用することで、非常用交流電源設備に対して多様性を有する設計とする。
		無線連絡設備(固定型)	常設	
		無線連絡設備(携帯型)	可搬型	
		衛星電話設備(固定型)	常設	
		衛星電話設備(携帯型)	可搬型	
	-	安全パラメータ表示システム(SPDS)	常設	

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

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

*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

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

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等 ^{*1, *2}	機能を代替する重大事故等対処設備(既設+新設) ^{*3}		
(第77条) 発電所外の 通信連絡	-	衛星電話設備 (固定型)	常設	衛星電話設備のうち衛星電話設備(固定型)の電源は、送受話器(ページング)及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備及び緊急時対策所用代替交流電源設備からの給電により使用することで、非常用交流電源設備及び通信用電源装置(蓄電池)からの給電により使用する送受話器(ページング)及び電力保安通信用電話設備に対して多様性を有する設計とする。また、衛星電話設備(固定型)は、中央制御室及び緊急時対策所内に設置することで、送受話器(ページング)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。 衛星電話設備のうち衛星電話設備(携帯型)の電源は、送受話器(ページング)及び電力保安通信用電話設備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通信用電源装置(蓄電池)からの給電により使用する送受話器(ページング)及び電力保安通信用電話設備に対して多様性を有する設計とする。また、衛星電話設備(携帯型)は、緊急時対策所内に保管することで、送受話器(ページング)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、衛星電話設備及び携行型通話装置は、それぞれ異なる通信方式を使用し、共通要因によって同時に機能を損なわないよう多様性を有する設計とする。 緊急時対策所内に設置する統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備の電源は、電力保安通信用電話設備、社内テレビ会議システム、局線加入電話設備及び専用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、常設代替交流電源設備又は緊急時対策所用代替交流電源設備からの給電により使用することで、非常用交流電源設備、通信用電源装置(蓄電池)及び充電式電池からの給電により使用する電力保安通信用電話設備、社内テレビ会議システム、局線加入電話設備及び専用電話設備に対して多様性を有する設計とする。 制御建屋及び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又は可搬型代替交流電源設備及び緊急時対策所用代替交流電源設備からの給電により使用することで、非常用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 (携帯型)	可搬型	
		統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備	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及び原子炉格納施設】	常設	
	(使用済燃料プール)	使用済燃料プール 【核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設】	常設	
	-	原子炉建屋原子炉棟 【原子炉格納施設】	常設	

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

表3-3-2 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>
計器の故障時 代替パラメータによる推定	<p>主要パラメータを計測する計器の故障により主要パラメータの監視機能が喪失した場合は、代替パラメータにより主要パラメータを推定する。</p> <p>推定に当たり、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"> ・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。 ・水位を注水源若しくは注水先の水位変化、注水量又は出口圧力により推定。 ・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。 ・除熱状態を温度、圧力、流量等の傾向監視により推定。 ・圧力又は温度を水の飽和状態の関係により推定。 ・注水量を注水先の圧力及び温度の傾向監視により推定。 ・未臨界状態の維持を制御棒の挿入状態により推定。 ・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。 ・水素濃度を装置の作動状況により推定。 ・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。 ・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の圧力により推定。 ・使用済燃料プールの状態を同一物理量（水位及び温度）、あらかじめ評価した水位と放射線量率の相関関係及びカメラによる監視により、使用済燃料プールの水位又は必要な水遮蔽が確保されていることを推定。 ・原子炉圧力容器内の圧力と原子炉格納容器内の圧力（圧力抑制室圧力）の差圧により原子炉圧力容器の満水状態を推定。

表3-3-2 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	
<p>計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合</p>	<p>代替パラメータによる推定</p> <p>原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータのうち、パラメータの値が計器の計測範囲を超えるものは原子炉圧力容器内の温度と水位である。</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"> 原子炉圧力容器内の温度のパラメータである原子炉圧力容器温度が計測範囲を超える（500℃以上）場合は、可搬型計測器により原子炉圧力容器温度を計測する。 原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータである原子炉水位が計測範囲を超えた場合は、高圧代替注水系ポンプ出口流量、残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）、残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）、直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量、代替循環冷却ポンプ出口流量、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量、高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量、残留熱除去系ポンプ出口流量及び低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量のうち、機器動作状態にある流量計から崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し、直前まで判明していた水位に変換率を考慮することにより原子炉圧力容器内の水位を推定する。 <p>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)と圧力抑制室圧力の差圧により、また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推定可能である。</p>
	<p>可搬型計測器による計測</p> <p>原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を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には、可搬型計測器により計測することも可能である。</p>

表 3-3-3 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の検出器 ②原子炉圧力 ②原子炉圧力 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域) ③残留熱除去系熱交換器入口温度	①原子炉圧力容器温度の1つの検出器が故障した場合は、他の検出器により推定する。 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内の温度を推定する。 ③残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。 推定は、主要パラメータの他の検出器を優先する。
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 (SA) ③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA広帯域) ③原子炉水位 (SA燃料域) ③原子炉圧力容器温度	①原子炉圧力の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力 (SA) により推定する。 ③原子炉圧力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、原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	原子炉圧力 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 ③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA広帯域) ③原子炉水位 (SA燃料域) ③原子炉圧力容器温度	①原子炉圧力 (SA) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力により推定する。 ③原子炉圧力 (SA) 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。

*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

表 3-3-3 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
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域) ③高压代替注水系ポンプ出口流量 ③残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量) ③残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量) ③直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量 ③代替循環冷却ポンプ出口流量 ③原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 ③高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量 ③残留熱除去系ポンプ出口流量 ③低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 ④原子炉圧力 ④原子炉圧力 (SA) ④圧力抑制室圧力	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広帯域), 原子炉水位 (SA燃料域) により推定する。 ③原子炉水位の監視が不可能となった場合は, 高压代替注水系ポンプ出口流量, 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量), 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量), 直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量, 代替循環冷却ポンプ出口流量, 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量, 高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量, 残留熱除去系ポンプ出口流量及び低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量のうち, 実際の機器動作状態にある注水流量と崩壊熱除去に必要な注水流量により推定する。 ④原子炉圧力容器への注水により, 主蒸気配管より上まで注水し, 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。 推定は, 主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ②高压代替注水系ポンプ出口流量 ②残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量) ②残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量) ②直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量 ②代替循環冷却ポンプ出口流量 ②原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 ②高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量 ②残留熱除去系ポンプ出口流量 ②低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 ③原子炉圧力 ③原子炉圧力 (SA) ③圧力抑制室圧力	①原子炉水位 (SA広帯域), 原子炉水位 (SA燃料域) の監視が不可能となった場合は, 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) により推定する。 ②原子炉水位の監視が不可能となった場合は, 高压代替注水系ポンプ出口流量, 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量), 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量), 直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量, 代替循環冷却ポンプ出口流量, 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量, 高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量, 残留熱除去系ポンプ出口流量及び低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量のうち, 実際の機器動作状態にある注水流量と崩壊熱除去に必要な注水流量により推定する。 ③原子炉圧力容器への注水により, 主蒸気配管より上まで注水し, 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。 推定は, 原子炉圧力容器内の水位を直接計測する原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) を優先する。

*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

表 3-3-3 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	高圧代替注水系ポンプ出口流量	①復水貯蔵タンク水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域)	①高圧代替注水系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵タンク水位の変化量により注水量を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②高圧代替注水系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉水位の変化量により注水量を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい復水貯蔵タンク水位を優先する。
	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量) 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	①復水貯蔵タンク水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域)	①残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)、残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵タンク水位の変化量により注水量を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)、残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)の監視が不可能となった場合は、原子炉水位の変化量により注水量を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい復水貯蔵タンク水位を優先する。
	直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量	①復水貯蔵タンク水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域)	①直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵タンク水位の変化量により注水量を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉水位の変化量により注水量を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい復水貯蔵タンク水位を優先する。
	代替循環冷却ポンプ出口流量	①圧力抑制室水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域)	①代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源である圧力抑制室水位の変化量により注水量を推定する。 ②代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉水位の変化量により注水量を推定する。 推定は、水源である圧力抑制室水位を優先する。
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	①復水貯蔵タンク水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域)	①原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵タンク水位の変化量により注水量を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉水位の変化量により注水量を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい復水貯蔵タンク水位を優先する。
	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	①復水貯蔵タンク水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域)	①高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵タンク水位の変化量により注水量を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉水位の変化量により注水量を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい復水貯蔵タンク水位を優先する。
	残留熱除去系ポンプ出口流量	①圧力抑制室水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域)	①残留熱除去系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源である圧力抑制室水位の変化量により注水量を推定する。 ②残留熱除去系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉水位の変化量により注水量を推定する。 推定は、水源である圧力抑制室水位を優先する。

*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

表 3-3-3 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
器原 への 炉注 圧水 力容 量	低圧炉心スプレィ系ポンプ出口流量	①圧力抑制室水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域)	①低圧炉心スプレィ系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源である圧力抑制室水位の変化量により注水量を推定する。 ②低圧炉心スプレィ系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉水位の変化量により注水量を推定する。 推定は、水源である圧力抑制室水位を優先する。
原 子 炉 格 納 容 器 へ の 注 水 量	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレィライン洗浄流量) 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	①復水貯蔵タンク水位 ②原子炉格納容器下部水位 ②ドライウエル水位 ③ドライウエル温度 ③ドライウエル圧力 ③圧力抑制室圧力	①残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレィライン洗浄流量)、残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵タンク水位の変化量により注水量を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレィライン洗浄流量)、残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器下部水位、ドライウエル水位の変化量により注水量を推定する。 ③残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレィライン洗浄流量)、残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)の監視が不可能となった場合は、ドライウエル温度、ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力が低下傾向にあることにより注水機能が確保されていることを推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい復水貯蔵タンク水位を優先する。
	原子炉格納容器代替スプレィ流量	①原子炉格納容器下部水位 ①ドライウエル水位 ②ドライウエル温度 ②ドライウエル圧力 ②圧力抑制室圧力	①原子炉格納容器代替スプレィ流量の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器下部水位、ドライウエル水位の変化量により注水量を推定する。 ②原子炉格納容器代替スプレィ流量の監視が不可能となった場合は、ドライウエル温度、ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力が低下傾向にあることにより注水機能が確保されていることを推定する。 推定は、溶融炉心冷却状態を把握することができ注水先である原子炉格納容器下部水位、ドライウエル水位を優先する。
	代替循環冷却ポンプ出口流量	①原子炉格納容器下部水位 ①ドライウエル水位 ②ドライウエル温度 ②ドライウエル圧力 ②圧力抑制室圧力	①代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器下部水位、ドライウエル水位の変化量により注水量を推定する。 ②代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、ドライウエル温度、ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力が低下傾向にあることにより注水機能が確保されていることを推定する。 推定は、注水先である原子炉格納容器下部水位、ドライウエル水位を優先する。
	原子炉格納容器下部注水流量	①復水貯蔵タンク水位 ②原子炉格納容器下部水位 ②ドライウエル水位	①原子炉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タンク水位の変化量により注水量を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②原子炉格納容器下部注水流量の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器下部水位、ドライウエル水位の変化量により注水量を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい復水貯蔵タンク水位を優先する。

*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

表 3-3-3 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温度	ドライウエル温度	①主要パラメータの他の検出器 ②ドライウエル圧力 ③圧力抑制室圧力	①ドライウエル温度の1つの検出器が故障した場合は、他の検出器により推定する。 ②ドライウエル温度の監視が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル圧力によりドライウエル温度を推定する。 ③ドライウエル温度の監視が不可能となった場合は、圧力抑制室圧力により上記②と同様にドライウエル温度を推定する。 推定は、主要パラメータの他の検出器を優先する。
	圧力抑制室内空気温度	①主要パラメータの他の検出器 ②サブプレッションプール水温度 ③圧力抑制室圧力	①圧力抑制室内空気温度の1つの検出器が故障した場合は、他の検出器により推定する。 ②圧力抑制室内空気温度の監視が不可能となった場合は、サブプレッションプール水温度により圧力抑制室内空気温度を推定する。 ③圧力抑制室内空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圧力抑制室圧力により圧力抑制室内空気温度を推定する。 推定は、主要パラメータの他の検出器を優先する。
	サブプレッションプール水温度	①主要パラメータの他の検出器 ②圧力抑制室内空気温度	①サブプレッションプール水温度の1つの検出器が故障した場合は、他の検出器により推定する。 ②サブプレッションプール水温度の監視が不可能となった場合は、圧力抑制室内空気温度によりサブプレッションプール水温度を推定する。 推定は、主要パラメータの他の検出器を優先する。
	原子炉格納容器下部温度	①主要パラメータの他チャンネル	①原子炉格納容器下部温度の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。
原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	①圧力抑制室圧力 ②ドライウエル温度 ③ [ドライウエル圧力] *2	①ドライウエル圧力の監視が不可能となった場合は、圧力抑制室圧力により推定する。 ②ドライウエル圧力の監視が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル温度によりドライウエル圧力を推定する。 ③監視可能であればドライウエル圧力(常用計器)により、ドライウエル圧力を推定する。 推定は、真空破壊装置及びベント管を介して均圧される圧力抑制室圧力を優先する。
	圧力抑制室圧力	①ドライウエル圧力 ②圧力抑制室内空気温度 ③ [圧力抑制室圧力] *2	①圧力抑制室圧力の監視が不可能となった場合は、ドライウエル圧力により推定する。 ②圧力抑制室圧力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圧力抑制室内空気温度により圧力抑制室圧力を推定する。 ③監視可能であれば圧力抑制室圧力(常用計器)により、圧力抑制室圧力を推定する。 推定は、真空破壊装置及びベント管を介して均圧されるドライウエル圧力を優先する。
原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位	①主要パラメータの他チャンネル ②高圧代替注水系ポンプ出口流量 ②残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量) ②残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量) ②直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量 ②原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 ②高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 ②原子炉格納容器代替スプレイ流量 ②原子炉格納容器下部注水流量 ③復水貯蔵タンク水位	①圧力抑制室水位の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圧力抑制室水位の監視が不可能となった場合は、高圧代替注水系ポンプ出口流量、残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量)、残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)、直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量、高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量、原子炉格納容器代替スプレイ流量及び原子炉格納容器下部注水流量により、外部水源を使用した注水量の積算により圧力抑制室水位を推定する。 ③圧力抑制室水位の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵タンク水位の変化量により、圧力抑制室水位を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 (上記②、③の推定方法は、注水流量及び水源の水位変化から算出した水量が全てサブプレッションチェンパへ移行する場合を想定しており、圧力抑制室水位の計測目的であるサブプレッションチェンパからの原子炉格納容器ベント操作可否判断(通常運転水位+約2m)から考えると保守的な評価となることから問題ない。) 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。

*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。

表 3-3-3 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水位	原子炉格納容器下部水位	①主要パラメータの他チャンネル ②残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量) ③残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量) ④原子炉格納容器代替スプレイ流量 ⑤代替循環冷却ポンプ出口流量 ⑥原子炉格納容器下部注水流量 ⑦復水貯蔵タンク水位	①原子炉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原子炉格納容器下部水位の監視が不可能となった場合は、残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)、残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)、原子炉格納容器代替スプレイ流量、代替循環冷却ポンプ出口流量及び原子炉格納容器下部注水流量により原子炉格納容器下部水位を推定する。 ③水源である復水貯蔵タンク水位の変化により、原子炉格納容器下部水位を推定する。なお、復水貯蔵タンク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。
	ドライウエル水位	①主要パラメータの他チャンネル ②残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量) ③残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量) ④原子炉格納容器代替スプレイ流量 ⑤代替循環冷却ポンプ出口流量 ⑥原子炉格納容器下部注水流量 ⑦復水貯蔵タンク水位	①ドライウエル水位の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ドライウエル水位の監視が不可能となった場合は、残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)、残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)、原子炉格納容器代替スプレイ流量、代替循環冷却ポンプ出口流量及び原子炉格納容器下部注水流量によりドライウエル水位を推定する。 ③水源である復水貯蔵タンク水位の変化により、ドライウエル水位を推定する。なお、復水貯蔵タンク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 (D/W)	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内雰囲気水素濃度	①格納容器内水素濃度 (D/W) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器内水素濃度 (D/W) の監視が不可能となった場合は、格納容器内雰囲気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。
	格納容器内水素濃度 (S/C)	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内雰囲気水素濃度	①格納容器内水素濃度 (S/C) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器内水素濃度 (S/C) の監視が不可能となった場合には、格納容器内雰囲気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。
	格納容器内雰囲気水素濃度	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 (D/W) ③格納容器内水素濃度 (S/C)	①格納容器内雰囲気水素濃度の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格納容器内雰囲気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 (D/W) 及び格納容器内水素濃度 (S/C) により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
原子炉放射線格納容器内の	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格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) の監視が不可能となった場合には、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格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) の監視が不可能となった場合には、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。

*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。

表 3-3-3 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
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 [制御棒位置指示系] *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起動領域モニタの監視が不可能となった場合は、制御棒位置指示系（有効監視パラメータ）により全制御棒が全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 [制御棒位置指示系] *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出力領域モニタの監視が不可能となった場合は、制御棒位置指示系（有効監視パラメータ）により全制御棒が全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。
	[制御棒位置指示系] *2	①起動領域モニタ ②出力領域モニタ	①制御棒位置指示系（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制御棒位置指示系（有効監視パラメータ）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。 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。
86 最 終 ヒ ー ト シ ン ク の 確 保	代替 循 環 冷 却 系	サブプレッションプール水温度	①主要パラメータの他の検出器 ②圧力抑制室内空気温度 ①サブプレッションプール水温度の1つの検出器が故障した場合は、他の検出器により推定する。 ②サブプレッションプール水温度の監視が不可能となった場合は、圧力抑制室内空気温度により推定する。 推定は、主要パラメータの他の検出器を優先する。
		残留熱除去系熱交換器入口温度	①サブプレッションプール水温度 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、サブプレッションプール水温度により残留熱除去系熱交換器入口温度を推定する。
	代替循環冷却ポンプ出口流量（原子炉圧力容器への注水）	①圧力抑制室水位 ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（SA広帯域） ②原子炉水位（SA燃料域） ③原子炉圧力容器温度 ①原子炉圧力容器への注水時において代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源である圧力抑制室水位の変化量により注水量を推定する。 ②原子炉圧力容器への注水時において代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、注水先の原子炉水位の水位変化量により代替循環冷却ポンプ出口流量を推定する。 ③原子炉圧力容器への注水時において代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力容器温度により最終ヒートシンクが確保されていることを確認する。 推定は、水源である圧力抑制室水位を優先する。	
	代替循環冷却ポンプ出口流量（原子炉格納容器への注水）	①原子炉格納容器下部水位 ①ドライウエル水位 ②ドライウエル温度 ②ドライウエル圧力 ②圧力抑制室圧力 ①原子炉格納容器への注水時において代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器下部水位、ドライウエル水位の水位変化により代替循環冷却ポンプ出口流量を推定する。 ②原子炉格納容器への注水時において代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、ドライウエル温度、ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力により最終ヒートシンクが確保されていることを確認する。 推定は、注水先の原子炉格納容器下部水位及びドライウエル水位を優先する。	

*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。

表 3-3-3 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	原子炉格納容器 フィルタ装置水位 (広帯域)	①主要パラメータの他チャンネル	①フィルタ装置水位 (広帯域) 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。
	原子炉格納容器 フィルタ装置入口圧力 (広帯域)	①ドライウェル圧力 ①圧力抑制室圧力	①フィルタ装置入口圧力 (広帯域) の監視が不可能となった場合は、ドライウェル圧力又は圧力抑制室圧力の傾向監視により原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の健全性を確認する。
	原子炉格納容器 フィルタ装置出口圧力 (広帯域)	①ドライウェル圧力 ①圧力抑制室圧力	①フィルタ装置出口圧力 (広帯域) の監視が不可能となった場合は、ドライウェル圧力又は圧力抑制室圧力の傾向監視により原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の健全性を確認する。
	原子炉格納容器 フィルタ装置水温度	①主要パラメータの他チャンネル	①フィルタ装置水温度の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。
	原子炉格納容器 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。
	原子炉格納容器 フィルタ装置出口水素濃度	①格納容器内水素濃度 (D/W) ①格納容器内水素濃度 (S/C)	①フィルタ装置出口水素濃度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の水素が原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の配管内を通過することから、格納容器内水素濃度 (D/W) 又は格納容器内水素濃度 (S/C) により推定する。
	耐圧強化ベント系 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。
	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サブレーションプール水温度	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及びサブレーションプール水温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
	残留熱除去系 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冷却水入口流量	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、残留熱除去系熱交換器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、原子炉補機冷却水系系統流量及び残留熱除去系熱交換器冷却水入口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 残留熱除去系ポンプ出口流量	①圧力抑制室水位 ②残留熱除去系ポンプ出口圧力	①残留熱除去系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源である圧力抑制室水位の変化量により注水量を推定する。 ②残留熱除去系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、残留熱除去系ポンプ出口圧力から残留熱除去系ポンプの注水特性を用いて、残留熱除去系ポンプ出口流量が確保されていることを推定する。 推定は、水源である圧力抑制室水位を優先する。

*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

表 3-3-3 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広帯域), 原子炉水位 (SA燃料域) 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広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	①原子炉水位 (SA広帯域), 原子炉水位 (SA燃料域) の監視が不可能となった場合は, 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) により推定する。	
	原子炉圧力	原子炉圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 (SA) ③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA広帯域) ③原子炉水位 (SA燃料域) ③原子炉圧力容器温度	①原子炉圧力の1チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力の監視が不可能となった場合は, 原子炉圧力 (SA) により推定する。 ③原子炉圧力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, 原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は, 主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		原子炉圧力 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 ③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA広帯域) ③原子炉水位 (SA燃料域) ③原子炉圧力容器温度	①原子炉圧力 (SA) の1チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は, 原子炉圧力により推定する。 ③原子炉圧力 (SA) 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。
	原子炉格納容器内の状態	ドライウエル温度	①主要パラメータの他の検出器 ②ドライウエル圧力	①ドライウエル温度の1つの検出器が故障した場合は, 他の検出器により推定する。 ②ドライウエル温度の監視が不可能となった場合は, 飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル圧力によりドライウエル温度を推定する。 推定は, 主要パラメータの他の検出器を優先する。
		ドライウエル圧力	①圧力抑制室圧力 ②ドライウエル温度 ③ [ドライウエル圧力] *2	①ドライウエル圧力の監視が不可能となった場合は, 圧力抑制室圧力により推定する。 ②ドライウエル圧力の監視が不可能となった場合は, 飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル温度によりドライウエル圧力を推定する。 ③監視可能であればドライウエル圧力 (常用計器) により, ドライウエル圧力を推定する。 推定は, 真空破壊装置及びベント管を介して均圧される圧力抑制室圧力を優先する。
	原子炉建屋内の状態	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (SA) ② [エア放射線モニタ] *2	①高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は, 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は, エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。 推定は, 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) を優先する。
		残留熱除去系ポンプ出口圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (SA) ② [エア放射線モニタ] *2	①残留熱除去系ポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は, 原子炉圧力, 原子炉圧力 (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出口圧力の監視が不可能となった場合は, エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。 推定は, 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) を優先する。
		低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (SA) ② [エア放射線モニタ] *2	①低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は, 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は, エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。 推定は, 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) を優先する。

*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。

表 3-3-3 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	復水貯蔵タンク水位	① 高圧代替注水系ポンプ出口流量 ① 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量) ① 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量) ① 直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量 ① 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 ① 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 ① 原子炉格納容器下部注水流量 ② 高圧代替注水系ポンプ出口圧力 ② 直流駆動低圧注水系ポンプ出口圧力 ② 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力 ② 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力 ② 復水移送ポンプ出口圧力 ③ 原子炉水位 (広帯域) ③ 原子炉水位 (燃料域) ③ 原子炉水位 (SA広帯域) ③ 原子炉水位 (SA燃料域)	① 復水貯蔵タンク水位の監視が不可能となった場合は、高圧代替注水系ポンプ出口流量、残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量)、残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)、直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量、高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量及び原子炉格納容器下部注水流量のうち、復水貯蔵タンクを水源として実際の機器動作状態にある流量により推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ② 復水貯蔵タンク水位の監視が不可能となった場合は、復水貯蔵タンクを水源とする高圧代替注水系ポンプ出口圧力、直流駆動低圧注水系ポンプ出口圧力、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力、高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力及び復水移送ポンプ出口圧力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タンク水位が確保されていることを推定する。 ③ 注水先の原子炉水位の水位変化により復水貯蔵タンク水位を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で水位を推定する。 推定は、復水貯蔵タンクを水源とするポンプの注水量を優先する。
	圧力抑制室水位	① 主要パラメータの他チャンネル ② 代替循環冷却ポンプ出口流量 ② 残留熱除去系ポンプ出口流量 ② 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 ③ 代替循環冷却ポンプ出口圧力 ③ 残留熱除去系ポンプ出口圧力 ③ 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	① 圧力抑制室水位の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 圧力抑制室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プール水を水源とする代替循環冷却ポンプ、残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプの出口流量から、これらの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圧力抑制室水位が確保されていることを推定する。 ③ 圧力抑制室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プール水を水源とする代替循環冷却ポンプ、残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプの出口圧力から、これらの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圧力抑制室水位が確保されていることを推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋内水素濃度	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装置動作監視装置	① 原子炉建屋内水素濃度の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 原子炉建屋内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装置動作監視装置 (静的触媒式水素再結合装置入口及び出口の差温度から水素濃度を推定) により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内雰囲気酸素濃度	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 ドライウェル圧力 ② 圧力抑制室圧力	① 格納容器内雰囲気酸素濃度の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 格納容器内雰囲気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) により格納容器内雰囲気酸素濃度を推定する。 ③ 格納容器内雰囲気酸素濃度の監視が不可能となった場合は、ドライウェル圧力及び圧力抑制室圧力により原子炉格納容器内の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。

*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

表 3-3-3 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
使用 済 燃 料 プ ール の 監 視	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	①使用済燃料プール水位/温度 (ガイドパルス式) ②使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量) ②使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (低線量) ②使用済燃料プール監視カメラ	①使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) の監視が不可能となった場合は、使用済燃料プール水位/温度 (ガイドパルス式) により水位・温度を推定する。 ②使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) の監視が不可能な場合は、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量) 及び使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (低線量) により放射線量/水位の関係を利用し使用済燃料プール水位を推定するとともに使用済燃料プール監視カメラにて使用済燃料プールの状態を監視する。 推定は、計測対象が同一である使用済燃料プール水位/温度 (ガイドパルス式) を優先する。
	使用済燃料プール水位/温度 (ガイドパルス式)	①使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) ②使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量) ②使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (低線量) ②使用済燃料プール監視カメラ	①使用済燃料プール水位/温度 (ガイドパルス式) の監視が不可能となった場合は、使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) により水位・温度を推定する。 ②使用済燃料プール水位/温度 (ガイドパルス式) の監視が不可能な場合は、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量) 及び使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (低線量) により放射線量/水位の関係を利用し使用済燃料プール水位を推定するとともに使用済燃料プール監視カメラにて使用済燃料プールの状態を監視する。 推定は、計測対象が同一である使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) を優先する。
	使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量) 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (低線量)	①使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) ①使用済燃料プール水位/温度 (ガイドパルス式) ②使用済燃料プール監視カメラ	①使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量) 及び使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (低線量) の監視が不可能な場合は、使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) 及び使用済燃料プール水位/温度 (ガイドパルス式) 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使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。 推定は、使用済燃料プールを直接監視する使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) 及び使用済燃料プール水位/温度 (ガイドパルス式) を優先する。
	使用済燃料プール監視カメラ	①使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) ①使用済燃料プール水位/温度 (ガイドパルス式) ①使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量) ①使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (低線量)	①使用済燃料プール監視カメラの監視が不可能となった場合は、使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)、使用済燃料プール水位/温度 (ガイドパルス式)、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量) 及び使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (低線量) により使用済燃料プールの状態を推定する。

*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

【設備区分：放射線管理施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する 主要な設計基準事故 対処設備等*1、*2	機能を代替する重大事故 等対処設備（既設+新 設）*3		
(第67条) 原子炉格納 容器フィル タベント系 による原子 炉格納容 器内の水素 及び酸素の 排出	-	フィルタ装置 【原子炉格納施設】	常設	原子炉格納容器フィルタベント系及びフィルタ装置出口放射線 モニタは、非常用交流電源設備に対して多様性を有する所内常 設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替 直流電源設備からの給電が可能な設計とする。 フィルタ装置出口水素濃度は、非常用交流電源設備に対して多 様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設 備から給電が可能な設計とする。
		フィルタ装置出口側ラプ チャディスク 【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	
		フィルタ装置出口水素濃 度 【計測制御系統施設】	常設	
		可搬型窒素ガス供給装置 【原子炉格納施設】	可搬型	
		遠隔手動弁操作設備 【原子炉格納施設】	常設	
		大容量送水ポンプ (タイプ1) 【原子炉格納施設】	可搬型	
ホース延長回収車 【原子炉格納施設】	可搬型			
(第69条) 使用済燃料 プールの監 視	燃料貯蔵プール水位 燃料貯蔵プール水温 度 使用済燃料プール水 位/温度(ガイドパ ルス式) 燃料プール冷却浄化 系ポンプ入口温度 燃料交換フロア放射 線モニタ 燃料取替エリア放射 線モニタ 原子炉建屋原子炉棟 排気放射線モニタ	使用済燃料プール水位/ 温度(ヒートサーモ式) 【核燃料物質の取扱施設 及び貯蔵施設】	常設	使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式)、使用済燃料 プール水位/温度(ガイドパルス式)、使用済燃料プール上部 空間放射線モニタ(高線量)、使用済燃料プール上部空間放射 線モニタ(低線量)及び使用済燃料プール監視カメラは、燃料 貯蔵プール水位、燃料貯蔵プール水温度、燃料プール冷却浄 化系ポンプ入口温度、燃料交換フロア放射線モニタ、燃料取替 エリア放射線モニタ及び原子炉建屋原子炉棟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 プール水位/温度(ヒートサーモ式)、使用済燃料プール上部 空間放射線モニタ(高線量)及び使用済燃料プール上部空間放 射線モニタ(低線量)は、非常用交流電源設備に対して、多様 性を有する所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設 備又は可搬型代替直流電源設備から給電が可能な設計とし、使 用済燃料プール水位/温度(ガイドパルス式)及び使用済燃料 プール監視カメラは、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。
		使用済燃料プール水位/ 温度(ガイドパルス式) 【核燃料物質の取扱施設 及び貯蔵施設】	常設	
		使用済燃料プール上部空 間放射線モニタ(高線 量) 使用済燃料プール上部空 間放射線モニタ(低線 量)	常設	
		使用済燃料プール監視カ メラ 【核燃料物質の取扱施設 及び貯蔵施設】	常設	

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

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

*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

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

【設備区分：放射線管理施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	主要設備の計測が困難となった場合に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(原子炉格納容器フィルタベント系)	主要パラメータの他チャンネル	フィルタ装置水位(広帯域) 【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、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。
	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力	フィルタ装置入口圧力(広帯域) 【計測制御系統施設】	常設	
	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力	フィルタ装置出口圧力(広帯域) 【計測制御系統施設】	常設	
	主要パラメータの他チャンネル	フィルタ装置水温度 【計測制御系統施設】	常設	
	主要パラメータの他チャンネル	フィルタ装置出口放射線モニタ	常設	
	格納容器内水素濃度(D/W) 格納容器内水素濃度(S/C)	フィルタ装置出口水素濃度 【計測制御系統施設】	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	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：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。

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

*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

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

【設備区分：放射線管理施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	主要設備の計測が困難となった場合に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) 使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位/温度(ガイドバルス式) 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量) 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(低線量) 使用済燃料プール監視カメラ	使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式) 【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。
	使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式) 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量) 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(低線量) 使用済燃料プール監視カメラ	使用済燃料プール水位/温度(ガイドバルス式) 【核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設】	常設	
	使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式) 使用済燃料プール水位/温度(ガイドバルス式) 使用済燃料プール監視カメラ	使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量) 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(低線量)	常設	
	使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式) 使用済燃料プール水位/温度(ガイドバルス式) 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量) 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(低線量)	使用済燃料プール監視カメラ 【核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設】	常設	

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

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

【設備区分：放射線管理施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容	
	機能喪失を想定する 主要な設計基準事故 対処設備等*1, *2	機能を代替する重大事故 等対処設備 (既設 + 新 設) *3			
(第74条) 居住性の確保	(中央制御室遮蔽)	中央制御室遮蔽	常設	中央制御室換気空調系は、多重性を有する非常用交流電源設備からの給電が可能な設計とする。 中央制御室送風機、中央制御室排風機、中央制御室再循環送風機及び中央制御室再循環フィルタ装置は、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からの給電により駆動できる設計とする。 無線連絡設備のうち無線連絡設備(固定型)及び衛星電話設備のうち衛星電話設備(固定型)の電源は、送受話器(ページング)及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備及び緊急時対策所用代替交流電源設備からの給電により使用することで、非常用交流電源設備及び通信用電源装置(蓄電池)からの給電により使用する送受話器(ページング)及び電力保安通信用電話設備に対して多様性を有する設計とする。また、無線連絡設備(固定型)及び衛星電話設備(固定型)は、中央制御室及び緊急時対策所内に設置することで、送受話器(ページング)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。 可搬型照明(SA)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。	
	(中央制御室換気空調系)	中央制御室送風機	中央制御室送風機		常設
		中央制御室排風機	中央制御室排風機		常設
		中央制御室再循環送風機	中央制御室再循環送風機		常設
		中央制御室再循環フィルタ装置	中央制御室再循環フィルタ装置		常設
	—	中央制御室待避所遮蔽	常設		
	—	中央制御室待避所加圧設備(空気ボンベ)	可搬型		
	—	差圧計 (中央制御室待避所用)	常設		
	—	酸素濃度計 (中央制御室用) 【計測制御系統施設】	可搬型		
	—	二酸化炭素濃度計 (中央制御室用) 【計測制御系統施設】	可搬型		
	送受話器(ページング) 電力保安通信用電話設備	無線連絡設備(固定型) 【計測制御系統施設】	無線連絡設備(固定型) 【計測制御系統施設】		常設
衛星電話設備(固定型) 【計測制御系統施設】		衛星電話設備(固定型) 【計測制御系統施設】	常設		
—	データ表示装置 (待避所) 【計測制御系統施設】	常設			
中央制御室照明	可搬型照明(SA) 【計測制御系統施設】	可搬型			

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

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

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

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

【設備区分：放射線管理施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する 主要な設計基準事故 対処設備等*1、*2	機能を代替する重大事故 等対処設備（既設＋新 設）*3		
(第75条) モニタリング ポストの 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	可搬型	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第1保管エリア、第2保管エリア、第4保管エリア及び緊急時対策建屋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。
(第75条) 放射能観測 車の代替測 定	放射能観測車	可搬型ダスト・よう素サンプラ	可搬型	可搬型放射線計測装置は、屋外に保管する放射能観測車と離れた緊急時対策建屋内に保管することで、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。
		γ線サーベイメータ	可搬型	
		β線サーベイメータ	可搬型	
(第75条) 気象観測設 備の代替測 定	気象観測設備	代替気象観測設備	可搬型	代替気象観測設備は、屋外の気象観測設備と離れた第2保管エリア及び第4保管エリアに分散して保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
(第75条) 放射線量の 測定	-	可搬型モニタリングポスト	可搬型	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第1保管エリア、第2保管エリア、第4保管エリア及び緊急時対策建屋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。 可搬型放射線計測装置は、屋外に保管する放射能観測車と離れた緊急時対策建屋内に保管することで、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。 小型船舶は、予備と分散して第1保管エリア及び第4保管エリアに保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
		電離箱サーベイメータ	可搬型	
		小型船舶	可搬型	
(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	可搬型	可搬型放射線計測装置は、屋外に保管する放射能観測車と離れた緊急時対策建屋内に保管することで、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。 小型船舶は、予備と分散して第1保管エリア及び第4保管エリアに保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
		γ線サーベイメータ	可搬型	
		β線サーベイメータ	可搬型	
		α線サーベイメータ	可搬型	
		小型船舶	可搬型	

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

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

*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

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

【設備区分：放射線管理施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する 主要な設計基準事故 対処設備等 *1, *2	機能を代替する重大事故 等対処設備 (既設 + 新 設) *3		
(第76条) 居住性の確保 (緊急時 対策所)	-	緊急時対策所遮蔽	常設	緊急時対策所は、中央制御室から独立した緊急時対策建屋と一体の遮蔽及び換気空調設備として、緊急時対策所非常用送風機、緊急時対策所非常用フィルタ装置、緊急時対策所加圧設備 (空気ポンペ)、差圧計 (緊急時対策所用)、酸素濃度計 (緊急時対策所用)、二酸化炭素濃度計 (緊急時対策所用) 及び緊急時対策所可搬型エリアモニタを有し、換気空調設備の電源を常設代替交流電源設備又は緊急時対策所用代替交流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。緊急時対策所、緊急時対策所遮蔽、緊急時対策所非常用送風機、緊急時対策所非常用フィルタ装置、緊急時対策所加圧設備 (空気ポンペ)、差圧計 (緊急時対策所用)、酸素濃度計 (緊急時対策所用)、二酸化炭素濃度計 (緊急時対策所用) 及び緊急時対策所可搬型エリアモニタは、中央制御室とは離れた緊急時対策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。緊急時対策所非常用送風機及び緊急時対策所非常用フィルタ装置は、1台で緊急時対策建屋内を換気するために必要なファン容量及びフィルタ容量を有するものを合計2台設置することで、多重性を有する設計とする。
		緊急時対策所非常用送風機	常設	
		緊急時対策所非常用フィルタ装置	常設	
		緊急時対策所加圧設備 (空気ポンペ)	可搬型	
		差圧計 (緊急時対策所用)	常設	
		酸素濃度計 (緊急時対策所用) 【緊急時対策所】	可搬型	
		二酸化炭素濃度計 (緊急時対策所用) 【緊急時対策所】	可搬型	
		緊急時対策所可搬型エリアモニタ	可搬型	
可搬型モニタリングポスト	可搬型			

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

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

*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表 3-5-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (1/13)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する 主要な設計基準事故 対処設備等*1, *2	機能を代替する重大事故 等対処設備（既設+新 設）*3		
(第64条) 原子炉格納 容器代替ス 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	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（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（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。 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）の電動弁（交流）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、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）の電動弁（交流）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。また、電動弁（直流）は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、所内常設蓄電式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。 また、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）は、復水貯蔵タンク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）に対して異なる水源を有する設計とする。 復水移送ポンプは、原子炉建屋原子炉棟内の残留熱除去系ポンプと異なる区画に設置することで、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。 復水貯蔵タンクは、屋外に設置することで、原子炉建屋原子炉棟内の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。 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（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、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（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。
	(サブプレッション チェンバ) (復水貯蔵タンク)	復水貯蔵タンク[水源]	常設	

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

表 3-5-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (2/13)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する 主要な設計基準事故 対処設備等*1, *2	機能を代替する重大事故 等対処設備（既設+新 設）*3		
(第64条) 原子炉格納 容器代替ス 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）	大容量送水ポンプ （タイプ I）	可搬型	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、大容量送水ポンプ（タイプ I）を空冷式の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）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）に対して多様性を有する設計とする。 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（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、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（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。 また、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（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）及び復水貯蔵タンクを水源とする原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）に対して異なる水源を有する設計とする。 大容量送水ポンプ（タイプ I）は、原子炉建屋から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建屋原子炉棟内の残留熱除去系ポンプ及び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。 大容量送水ポンプ（タイプ I）の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（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。 これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（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。
		ホース延長回収車	可搬型	
(第64条) 残留熱除去 系（格納容 器スプレイ 冷却モード） による 原子炉格納 容器内の冷 却	(残留熱除去系（格 納容器スプレイ冷却 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) [復水貯蔵タンク]	サブプレッションチェンバ [水源]	
(第64条) 残留熱除去 系（サブ プレッショ ンプール水 冷却モード） によるサブ プレッショ ンチェンバ プール水の 冷却	(残留熱除去系（サブ プレッショ ンプール水 冷却モード））	残留熱除去系ポンプ	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) [復水貯蔵タンク]	サブプレッションチェンバ [水源]	

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

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

*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表 3-5-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性及び多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (3/13)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性及び多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する 主要な設計基準事故 対処設備等*1, *2	機能を代替する重大事故 等対処設備 (既設+新 設)*3		
(第65条) 代替循環冷 却系による 原子炉格納 容器内の減 圧及び除熱	-	代替循環冷却ポンプ	常設	代替循環冷却系及び原子炉格納容器フィルタベント系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原理の異なる冷却及び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からの給電により駆動できる設計とする。また、原子炉格納容器フィルタベント系は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。 原子炉格納容器フィルタベント系は、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。 代替循環冷却系に使用する原子炉補機代替冷却水系の原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ(タイプI)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、原子炉建屋内の原子炉格納容器フィルタベント系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 原子炉補機代替冷却水系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、かつ原子炉格納容器フィルタベント系と異なる区画に設置する設計とする。 代替循環冷却系の代替循環冷却ポンプは原子炉建屋付属棟内に、残留熱除去系熱交換器及びサブプレッションチェンバは原子炉建屋原子炉棟内に設置し、原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置及びフィルタ装置出口側ラプチャディスクは原子炉建屋原子炉棟内の代替循環冷却系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る設計とする。 代替循環冷却系と原子炉格納容器フィルタベント系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、流路を分離することで独立性を有する設計とする。 これらの多様性及び流路の独立性並びに位置的分散によって、代替循環冷却系と原子炉格納容器フィルタベント系は、互いに重大事故等対処設備として、可能な限りの独立性を有する設計とする。
		残留熱除去系熱交換器	常設	
		サブプレッションチェンバ 【水源】	常設	
		原子炉補機代替冷却水系 熱交換器ユニット 【原子炉冷却系統施設】	可搬型	
		大容量送水ポンプ (タイプI) 【原子炉冷却系統施設】	可搬型	
		ホース延長回収車 【原子炉冷却系統施設】	可搬型	
		原子炉補機冷却水ポンプ 【原子炉冷却系統施設】	常設	
		原子炉補機冷却海水 ポンプ 【原子炉冷却系統施設】	常設	
原子炉補機冷却水系 熱交換器 【原子炉冷却系統施設】	常設			

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

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

*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表 3-5-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (4/13)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する 主要な設計基準事故 対処設備等*1、*2	機能を代替する重大事故 等対処設備（既設+新 設）*3		
(第65条) 原子炉格納 容器フィル タベント系 による原子 炉格納容器 内の減圧及 び除熱	-	フィルタ装置	常設	代替循環冷却系及び原子炉格納容器フィルタベント系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原理の異なる冷却及び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からの給電により駆動できる設計とする。また、原子炉格納容器フィルタベント系は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。 原子炉格納容器フィルタベント系は、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。 代替循環冷却系に使用する原子炉補機代替冷却水系の原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプI）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、原子炉建屋内の原子炉格納容器フィルタベント系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 原子炉補機代替冷却水系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、かつ原子炉格納容器フィルタベント系と異なる区画に設置する設計とする。 代替循環冷却系の代替循環冷却ポンプは原子炉建屋付属棟内に、残留熱除去系熱交換器及びサブプレッションチェンバは原子炉建屋原子炉棟内に設置し、原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置及びフィルタ装置出口側ラプチャディスクは原子炉建屋原子炉棟内の代替循環冷却系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る設計とする。 代替循環冷却系と原子炉格納容器フィルタベント系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、流路を分離することで独立性を有する設計とする。 これらの多様性及び流路の独立性並びに位置的分散によって、代替循環冷却系と原子炉格納容器フィルタベント系は、互いに重大事故等対処設備として、可能な限りの独立性を有する設計とする。
		フィルタ装置出口側ラプチャディスク	常設	
		可搬型窒素ガス供給装置	可搬型	
		遠隔手動弁操作設備	常設	
		大容量送水ポンプ（タイプI）	可搬型	
		ホース延長回収車	可搬型	

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

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

*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表 3-5-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (5/13)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する 主要な設計基準事故 対処設備等*1、*2	機能を代替する重大事故 等対処設備（既設+新 設）*3		
(第66条) 原子炉格納 容器下部注 水系（常 設）（復水 移送ポン プ）による 原子炉格納 容器下部へ の注水	-	復水移送ポンプ	常設	<p>原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）は、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（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、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の大容量送水ポンプ（タイプ I）を空冷式のディーゼルエンジンによる駆動とすることで、多様性を有する設計とする。</p> <p>原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）並びに原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）及び代替循環冷却系は、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対して、原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（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とし、原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）及び代替循環冷却系の代替循環冷却ポンプを代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備からの給電とすることで、多様性を有する設計とする。</p> <p>原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）の電動弁（交流）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、原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）の電動弁（交流）は、代替所内電気設備を経由して給電する系統において、独立した回路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。また、原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）の電動弁（直流）は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、所内常設蓄電式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。</p> <p>また、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は代替淡水源を水源とすることで、復水貯蔵タンクを水源とする原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）並びにサブプレッションチェンバを水源とする原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）及び代替循環冷却系に対して、異なる水源を有する設計とする。</p> <p>復水移送ポンプは、原子炉建屋原子炉棟内、代替循環冷却ポンプは原子炉建屋付属棟内に設置し、大容量送水ポンプ（タイプ I）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、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）並びに原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）及び代替循環冷却系並びに原子炉格納容器下部注水系（可搬型）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は、互いに重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。</p>
		復水貯蔵タンク〔水源〕	常設	

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

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

*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表 3-5-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (6/13)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する 主要な設計基準事故 対処設備等*1, *2	機能を代替する重大事故 等対処設備（既設+新 設）*3		
(第66条) 原子炉格納 容器下部注 水系（常 設）（代 替循環冷 却ポン プ）によ る原子炉 格納容器 下部への 注水	-	代替循環冷却ポンプ	常設	原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）及び代替循環冷却系は、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）及び代替循環冷却系の代替循環冷却ポンプを代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備からの給電による電動機駆動とし、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の大容量送水ポンプ（タイプ I）を空冷式の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。
		サブプレッションチェンバ [水源]	常設	原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）の電動弁（交流）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、原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）の電動弁（交流）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。 また、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は代替淡水源を水源とすることで、復水貯蔵タンクを水源とする原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）並びにサブプレッションチェンバを水源とする原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）及び代替循環冷却系に対して、異なる水源を有する設計とする。 復水移送ポンプは、原子炉建屋原子炉棟内、代替循環冷却ポンプは原子炉建屋付属棟内に設置し、大容量送水ポンプ（タイプ I）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、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、原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）並びに原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）及び代替循環冷却系並びに原子炉格納容器下部注水系（可搬型）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（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：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備がないため「-」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。

表 3-5-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (7/13)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する 主要な設計基準事故 対処設備等*1, *2	機能を代替する重大事故 等対処設備 (既設 + 新 設) *3		
(第66条) 原子炉格納 容器下部注 水系 (可搬 型) による 原子炉格納 容器下部へ の注水	-	大容量送水ポンプ (タイプ I)	可搬型	原子炉格納容器下部注水系 (常設) (復水移送ポンプ) 及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (常設) は、原子炉格納容器下部注水系 (可搬型) 及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原子炉格納容器下部注水系 (常設) (復水移送ポンプ) 及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (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、原子炉格納容器下部注水系 (可搬型) 及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) の大容量送水ポンプ (タイプ I) を空冷式の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。 原子炉格納容器下部注水系 (常設) (代替循環冷却ポンプ) 及び代替循環冷却系は、原子炉格納容器下部注水系 (可搬型) 及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原子炉格納容器下部注水系 (常設) (代替循環冷却ポンプ) 及び代替循環冷却系の代替循環冷却ポンプを代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備からの給電による電動機駆動とし、原子炉格納容器下部注水系 (可搬型) 及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) の大容量送水ポンプ (タイプ I) を空冷式の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、原子炉格納容器下部注水系 (可搬型) 及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) は代替淡水源を水源とすることで、復水貯蔵タンクを水源とする原子炉格納容器下部注水系 (常設) (復水移送ポンプ) 及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (常設) 並びにサブプレッションチェンバを水源とする原子炉格納容器下部注水系 (常設) (代替循環冷却ポンプ) 及び代替循環冷却系に対して、異なる水源を有する設計とする。 復水移送ポンプは、原子炉建屋原子炉棟内、代替循環冷却ポンプは原子炉建屋付属棟内に設置し、大容量送水ポンプ (タイプ I) 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、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。 原子炉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、原子炉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。 大容量送水ポンプ (タイプ I) の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。 これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、原子炉格納容器下部注水系 (常設) (復水移送ポンプ) 及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (常設) 並びに原子炉格納容器下部注水系 (常設) (代替循環冷却ポンプ) 及び代替循環冷却系並びに原子炉格納容器下部注水系 (可搬型) 及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (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。
		ホース延長回収車	可搬型	原子炉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、原子炉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。 大容量送水ポンプ (タイプ I) の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。 これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、原子炉格納容器下部注水系 (常設) (復水移送ポンプ) 及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (常設) 並びに原子炉格納容器下部注水系 (常設) (代替循環冷却ポンプ) 及び代替循環冷却系並びに原子炉格納容器下部注水系 (可搬型) 及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (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：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。

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

*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表 3-5-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (8/13)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する 主要な設計基準事故 対処設備等*1、*2	機能を代替する重大事故 等対処設備（既設+新 設）*3		
(第66条) 原子炉格納 容器代替ス プレイ冷却 系（常設） による原子 炉格納容器 下部への注 水	-	復水移送ポンプ	常設	<p>原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）は、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（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、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の大容量送水ポンプ（タイプⅠ）を空冷式のディーゼルエンジンによる駆動とすることで、多様性を有する設計とする。</p> <p>原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）並びに原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）及び代替循環冷却系は、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対して、原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（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とし、原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）及び代替循環冷却系の代替循環冷却ポンプを代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備からの給電とすることで、多様性を有する設計とする。</p> <p>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）の電動弁（交流）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、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）の電動弁（交流）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。また、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）の電動弁（直流）は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、所内常設蓄電式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。</p> <p>また、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は代替淡水源を水源とすることで、復水貯蔵タンクを水源とする原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）並びにサブプレッションチェンバを水源とする原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）及び代替循環冷却系に対して、異なる水源を有する設計とする。</p> <p>復水移送ポンプは、原子炉建屋原子炉棟内、代替循環冷却ポンプは原子炉建屋付属棟内に設置し、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）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、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）並びに原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）及び代替循環冷却系並びに原子炉格納容器下部注水系（可搬型）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は、互いに重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。</p>
		復水貯蔵タンク〔水源〕	常設	<p>また、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は代替淡水源を水源とすることで、復水貯蔵タンクを水源とする原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）並びにサブプレッションチェンバを水源とする原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）及び代替循環冷却系に対して、異なる水源を有する設計とする。</p> <p>復水移送ポンプは、原子炉建屋原子炉棟内、代替循環冷却ポンプは原子炉建屋付属棟内に設置し、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）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、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）並びに原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）及び代替循環冷却系並びに原子炉格納容器下部注水系（可搬型）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は、互いに重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。</p>

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

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

*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表 3-5-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (9/13)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する 主要な設計基準事故 対処設備等*1、*2	機能を代替する重大事故 等対処設備（既設+新 設）*3		
(第66条) 原子炉格納 容器代替ス プレイ冷却 系（可搬 型）による 原子炉格納 容器下部へ の注水	-	大容量送水ポンプ (タイプ I)	可搬型	原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）は、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（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、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の大容量送水ポンプ（タイプ I）を空冷式の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。 原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）及び代替循環冷却系は、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）及び代替循環冷却系の代替循環冷却ポンプを代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備からの給電による電動機駆動とし、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の大容量送水ポンプ（タイプ I）を空冷式の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、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は代替淡水源を水源とすることで、復水貯蔵タンクを水源とする原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）並びにサブプレッションチェンバを水源とする原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）及び代替循環冷却系に対して、異なる水源を有する設計とする。 復水移送ポンプは、原子炉建屋原子炉棟内、代替循環冷却ポンプは原子炉建屋付属棟内に設置し、大容量送水ポンプ（タイプ I）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、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。 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（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、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、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（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、独立した回路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。 大容量送水ポンプ（タイプ I）の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。 これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）並びに原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）及び代替循環冷却系並びに原子炉格納容器下部注水系（可搬型）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（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。
		ホース延長回収車	可搬型	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（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、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、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（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、独立した回路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。 大容量送水ポンプ（タイプ I）の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。 これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）並びに原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）及び代替循環冷却系並びに原子炉格納容器下部注水系（可搬型）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（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：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。

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

*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表 3-5-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (10/13)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する 主要な設計基準事故 対処設備等*1, *2	機能を代替する重大事故 等対処設備 (既設+新 設)*3		
(第66条) 代替循環冷 却系による 原子炉格納 容器下部へ の注水	-	代替循環冷却ポンプ	常設	原子炉格納容器下部注水系 (常設) (代替循環冷却ポンプ) 及び代替循環冷却系は、原子炉格納容器下部注水系 (可搬型) 及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原子炉格納容器下部注水系 (常設) (代替循環冷却ポンプ) 及び代替循環冷却系の代替循環冷却ポンプを代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備からの給電による電動機駆動とし、原子炉格納容器下部注水系 (可搬型) 及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) の大容量送水ポンプ (タイプ I) を空冷式の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。 原子炉格納容器下部注水系 (常設) (復水移送ポンプ) 及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (常設) 並びに原子炉格納容器下部注水系 (常設) (代替循環冷却ポンプ) 及び代替循環冷却系は、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対して、原子炉格納容器下部注水系 (常設) (復水移送ポンプ) 及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (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とし、原子炉格納容器下部注水系 (常設) (代替循環冷却ポンプ) 及び代替循環冷却系の代替循環冷却ポンプを代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備からの給電とすることで、多様性を有する設計とする。 代替循環冷却系の電動弁 (交流) 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、代替循環冷却系の電動弁 (交流) 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。 また、原子炉格納容器下部注水系 (可搬型) 及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) は代替淡水源を水源とすることで、復水貯蔵タンクを水源とする原子炉格納容器下部注水系 (常設) (復水移送ポンプ) 及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (常設) 並びにサブプレッションチェンバを水源とする原子炉格納容器下部注水系 (常設) (代替循環冷却ポンプ) 及び代替循環冷却系に対して、異なる水源を有する設計とする。 復水移送ポンプは、原子炉建屋原子炉棟内、代替循環冷却ポンプは原子炉建屋付属棟内に設置し、大容量送水ポンプ (タイプ I) 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、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。 代替循環冷却系に使用する原子炉補機代替冷却水系の原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ (タイプ I) 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、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。 原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ (タイプ I) の接続口は、共通要因によって接続できなくなことを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。 これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、原子炉格納容器下部注水系 (常設) (復水移送ポンプ) 及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (常設) 並びに原子炉格納容器下部注水系 (常設) (代替循環冷却ポンプ) 及び代替循環冷却系並びに原子炉格納容器下部注水系 (可搬型) 及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (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。
		残留熱除去系熱交換器	常設	
		サブプレッションチェンバ 【水源】	常設	
		原子炉補機代替冷却水系 熱交換器ユニット 【原子炉冷却系統施設】	可搬型	
		大容量送水ポンプ (タイプ I) 【原子炉冷却系統施設】	可搬型	
		ホース延長回収車 【原子炉冷却系統施設】	可搬型	
		原子炉補機冷却水ポンプ 【原子炉冷却系統施設】	常設	
		原子炉補機冷却海水 ポンプ 【原子炉冷却系統施設】	常設	
		原子炉補機代替冷却水系 熱交換器 【原子炉冷却系統施設】	常設	

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

*2：() 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。

表 3-5-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (11/13)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する 主要な設計基準事故 対処設備等*1, *2	機能を代替する重大事故 等対処設備 (既設+新 設) *3		
(第66条) 熔融炉心の 落下遅延・ 防止	-	高压代替注水系タービン ポンプ	常設	-
		復水貯蔵タンク[水源]	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	
		復水貯蔵タンク[水源]	常設	
	-	大容量送水ポンプ (タイプ I)	可搬型	
		ホース延長回収車	可搬型	
	-	代替循環冷却ポンプ	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 [水源]	常設	
		原子炉補機代替冷却水系 熱交換器ユニット 【原子炉冷却系統施設】	可搬型	
		大容量送水ポンプ (タイプ I) 【原子炉冷却系統施設】	可搬型	
		ホース延長回収車 【原子炉冷却系統施設】	可搬型	
		原子炉補機冷却水ポンプ 【原子炉冷却系統施設】	常設	
		原子炉補機冷却海水 ポンプ 【原子炉冷却系統施設】	常設	
原子炉補機冷却水系 熱交換器 【原子炉冷却系統施設】		常設		

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

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

*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表 3-5-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (12/13)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する 主要な設計基準事故 対処設備等*1、*2	機能を代替する重大事故 等対処設備（既設+新 設）*3		
(第67条) 可搬型窒素 ガス供給装 置による原 子炉格納容 器内の不活 性化	—	可搬型窒素ガス供給装置	可搬型	可搬型窒素ガス供給装置は、屋外の保管場所に分散して保管することで、位置的分散を図る設計とする。
(第67条) 原子炉格納 容器フィル タベント系 による原 子炉格納容 器内の水素及 び酸素の排 出	—	フィルタ装置	常設	原子炉格納容器フィルタベント系及びフィルタ装置出口放射線モニタは、非常用交流電源設備に対して多様性を有する所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電が可能な設計とする。 フィルタ装置出口水素濃度は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。
		フィルタ装置出口側 ラプチャディスク	常設	
		可搬型窒素ガス供給装置	可搬型	
		フィルタ装置出口放射線 モニタ 【放射線管理施設】	常設	
		フィルタ装置出口水素濃 度 【計測制御系統施設】	常設	
(第68条) 静的触媒式 水素再結合 装置による 水素濃度抑 制	—	静的触媒式水素再結合装 置	常設	静的触媒式水素再結合装置動作監視装置と原子炉建屋内水素濃度は、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装置動作監視装置は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替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装 置動作監視装置 【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	—	大容量送水ポンプ (タイプⅡ) 【核燃料物質の取扱施設 及び貯蔵施設と兼用】	可搬型	放水設備（大気への拡散抑制設備）である大容量送水ポンプ（タイプⅡ）及び放水砲は、原子炉建屋及び制御建屋から離れた屋外に保管する。
		ホース延長回収車 【核燃料物質の取扱施設 及び貯蔵施設と兼用】	可搬型	
		放水砲 【核燃料物質の取扱施設 及び貯蔵施設と兼用】	可搬型	
(第70条) 航空機燃料 火災への泡 消火	—	大容量送水ポンプ (タイプⅡ)	可搬型	放水設備（泡消火設備）である大容量送水ポンプ（タイプⅡ）、放水砲及び泡消火薬剤混合装置は、原子炉建屋及び制御建屋から離れた屋外に保管する。
		ホース延長回収車	可搬型	
		泡消火薬剤混合装置	可搬型	
		放水砲	可搬型	
(第70条) 海洋への放 射性物質の 拡散抑制	—	シルトフェンス 【核燃料物質の取扱施設 及び貯蔵施設と兼用】	可搬型	海洋への拡散抑制設備（シルトフェンス）であるシルトフェンスは、原子炉建屋及び制御建屋から離れた屋外に保管する。

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

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

*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表 3-5-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (13/13)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する 主要な設計基準事故 対処設備等*1, *2	機能を代替する重大事故 等対処設備 (既設+新 設) *3		
(第71条) 重大事故等 収束のため の水源	(サブプレッション チェンバ) (復水貯蔵タンク)	復水貯蔵タンク 【原子炉冷却系統施設と 兼用】	常設	-
		サブプレッションチェンバ 【原子炉冷却系統施設と 兼用】	常設	
	-	ほう酸水注入系貯蔵 タンク 【原子炉冷却系統施設と 兼用】	常設	
(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、多重性を有する非常用交流電源設備からの給電が可能な設計とする。 非常用ガス処理系排風機及び原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。
		原子炉建屋ブローアウト パネル閉止装置	常設	
(一) 重大事故等 時に対処す るための流 路, 注水 先, 注水 先, 排出元 等	(原子炉压力容器)	原子炉压力容器 【原子炉冷却系統施設及 び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	
	(使用済燃料プー ル)	使用済燃料プール 【核燃料物質の取扱施設 及び貯蔵施設】	常設	
	-	原子炉建屋原子炉棟	常設	

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

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

*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

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

【設備区分：非常用電源設備】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する 主要な設計基準事故 対処設備等*1, *2	機能を代替する重大事故 等対処設備 (既設 + 新 設) *3		
(第61条) 可搬型代替 直流電源設 備による主 蒸気逃がし 安全弁機能 回復	非常用直流電源設備	125V代替蓄電池	常設	可搬型代替直流電源設備は、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及び高圧炉心スプレイ系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、125V代替充電器により交流を直流に変換できることで、125V蓄電池2A、125V蓄電池2B及び125V蓄電池2H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。 可搬型代替直流電源設備の125V代替蓄電池及び125V代替充電器は、制御建屋内の125V蓄電池2A、125V蓄電池2B、125V充電器2A及び125V充電器2B並びに原子炉建屋付属棟内の125V蓄電池2H及び125V充電器2Hと異なる区画又は建屋に設置することで、非常用直流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。 可搬型代替直流電源設備の電源車、ガスタービン発電設備軽油タンク及びタンクローリは、屋外の原子炉建屋付属棟から離れた場所に設置又は保管することで、原子炉建屋付属棟内の非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機、非常用ディーゼル発電設備燃料デイトンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ並びに原子炉建屋付属棟近傍の非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備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。 可搬型代替直流電源設備は、125V代替蓄電池及び電源車から125V直流主母線盤2A-1及び125V直流主母線盤2B-1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125V蓄電池2A、125V蓄電池2B及び125V蓄電池2Hから125V直流主母線盤2A、125V直流主母線盤2B及び125V直流主母線盤2H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、可搬型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。 可搬型代替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。
		電源車	可搬型	
		125V代替充電器	常設	
		非常用ディーゼル発電設備軽油タンク 高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電設備軽油 タンク	常設	
		ガスタービン発電設備軽 油タンク	常設	
		タンクローリ	可搬型	
(第61条) 主蒸気逃がし安全弁用 可搬型蓄電 池による主 蒸気逃がし 安全弁機能 回復	125V蓄電池2A 125V蓄電池2B	主蒸気逃がし安全弁用 可搬型蓄電池	可搬型	主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、所内常設蓄電式直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備と制御建屋内の異なる区画に保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

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

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

*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表 3-6-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (2/7)

【設備区分：非常用電源設備】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する 主要な設計基準事故 対処設備等*1、*2	機能を代替する重大事故 等対処設備（既設+新 設）*3		
(第72条) 常設代替交 流電源設備 による給電	非常用交流電源設備	ガスタービン発電機	常設	常設代替交流電源設備は、非常用交流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、ガスタービン発電機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及び高圧炉心スプレィ系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ガスタービン発電機、ガスタービン発電設備軽油タンク、ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ及びタンクローリは、原子炉建屋付属棟から離れた屋外に設置又は保管することで、原子炉建屋付属棟内の非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機、非常用ディーゼル発電設備燃料デイトンク及び高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電設備燃料デイトンク並びに原子炉建屋付属棟近傍の非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電設備燃料移送ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。 常設代替交流電源設備は、ガスタービン発電機からメタルクラッドスイッチギア（非常用）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及び高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機からメタルクラッドスイッチギア（非常用）までの系統に対して、独立性を有する設計とする。 これらの多様性及び位置的分散並びに回路の独立性によって、常設代替交流電源設備は非常用交流電源設備に対して独立性を有する設計とする。
		ガスタービン発電設備軽油タンク	常設	
		ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ	常設	
		非常用ディーゼル発電設備軽油タンク 高圧炉心スプレィ系 ディーゼル発電設備軽油 タンク	常設	
		タンクローリ	可搬型	
(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	可搬型	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及び高圧炉心スプレィ系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、ガスタービン発電設備軽油タンク及びタンクローリは、屋外の原子炉建屋付属棟から離れた場所に設置又は保管することで、原子炉建屋付属棟内の非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機、非常用ディーゼル発電設備燃料デイトンク及び高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電設備燃料デイトンク並びに原子炉建屋付属棟近傍の非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電設備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は、屋外のガスタービン発電機、ガスタービン発電設備軽油タンク及びガスタービン発電設備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、電源車からメタルクラッドスイッチギア（非常用）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及び高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機からメタルクラッドスイッチギア（非常用）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、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。
		非常用ディーゼル発電設備軽油タンク 高圧炉心スプレィ系 ディーゼル発電設備軽油 タンク	常設	
		ガスタービン発電設備軽油タンク	常設	
		タンクローリ	可搬型	

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

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

*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

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

【設備区分：非常用電源設備】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する 主要な設計基準事故 対処設備等*1、*2	機能を代替する重大事故 等対処設備（既設＋新 設）*3		
(第72条) 所内常設蓄 電式直流電 源設備によ る給電	非常用交流電源設備	125V蓄電池2A	常設	所内常設蓄電式直流電源設備は、原子炉建屋付属棟内の非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機と異なる制御建屋内に設置することで、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、位置的分散を図る設計とする。 所内常設蓄電式直流電源設備は、125V蓄電池2A及び125V蓄電池2Bから125V直流主母線盤2A及び125V直流主母線盤2B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の交流を直流に変換する電路を用いた125V直流主母線盤2A及び125V直流主母線盤2Bまでの系統に対して、独立性を有する設計とする。 これらの位置的分散及び電路の独立性によって、所内常設蓄電式直流電源設備は非常用交流電源設備に対して独立性を有する設計とする。
		125V蓄電池2B	常設	
		125V充電器2A	常設	
		125V充電器2B	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	125V代替蓄電池	常設	常設代替直流電源設備は、制御建屋内の非常用直流電源設備と異なる区画に設置することで、非常用直流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。 常設代替直流電源設備は、125V代替蓄電池から125V直流主母線盤2A-1及び125V直流主母線盤2B-1までの系統並びに250V蓄電池から250V直流主母線盤までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用直流電源設備の125V蓄電池2A、125V蓄電池2B及び125V蓄電池2Hから125V直流主母線盤2A、125V直流主母線盤2B及び125V直流主母線盤2H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。
		250V蓄電池	常設	

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

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

*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表 3-6-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (4/7)

【設備区分：非常用電源設備】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する 主要な設計基準事故 対処設備等*1, *2	機能を代替する重大事故 等対処設備 (既設 + 新 設) *3		
(第72条) 可搬型代替 直流電源設備による給 電	非常用直流電源設備	125V代替蓄電池	常設	可搬型代替直流電源設備は、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及び高圧炉心スプレイ系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、125V代替充電器及び250V充電器により交流を直流に変換できることで、125V蓄電池2A、125V蓄電池2B及び125V蓄電池2H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。 可搬型代替直流電源設備の125V代替蓄電池、250V蓄電池、125V代替充電器及び250V充電器は、制御建屋内の125V蓄電池2A、125V蓄電池2B、125V充電器2A及び125V充電器2B並びに原子炉建屋付属棟内の125V蓄電池2H及び125V充電器2Hと異なる区画又は建屋に設置することで、非常用直流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。 可搬型代替直流電源設備の電源車、ガスタービン発電設備軽油タンク及びタンクローリは、屋外の原子炉建屋付属棟から離れた場所に設置又は保管することで、原子炉建屋付属棟内の非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機、非常用ディーゼル発電設備燃料デイトンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料デイトンク並びに原子炉建屋付属棟近傍の非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備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。 可搬型代替直流電源設備は、125V代替蓄電池及び電源車から125V直流主母線盤2A-1及び125V直流主母線盤2B-1までの系統並びに250V蓄電池及び電源車から250V直流主母線盤までの系統において、独立した回路で系統構成することにより、非常用直流電源設備の125V蓄電池2A、125V蓄電池2B及び125V蓄電池2Hから125V直流主母線盤2A、125V直流主母線盤2B及び125V直流主母線盤2H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、可搬型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。 可搬型代替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。
		250V蓄電池	常設	
		電源車	可搬型	
		125V代替充電器	常設	
		250V充電器	常設	
		非常用ディーゼル発電設備軽油タンク 高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電設備軽油 タンク	常設	
		ガスタービン発電設備軽 油タンク	常設	
		タンクローリ	可搬型	

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

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

*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表 3-6-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (5/7)

【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 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する 主要な設計基準事故 対処設備等*1, *2	機能を代替する重大事故 等対処設備 (既設+新 設) *3		
(第72条) 代替所内電 気設備による給電	非常用所内電気設備	ガスタービン発電機接続 盤	常設	代替所内電気設備のガスタービン発電機接続盤及びメタルクラッドスイッチギア (緊急用) 2Fは、緊急用電気品建屋 (地下階) 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。 代替所内電気設備のメタルクラッドスイッチギア (緊急用) 2G, 動力変圧器 (緊急用), パワーセンタ (緊急用), モータコントロールセンタ (緊急用), 460V原子炉建屋交流電源切替盤 (緊急用), 460V原子炉建屋交流電源切替盤 (非常用) 2C及び460V原子炉建屋交流電源切替盤 (非常用) 2D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、独立した回路で系統構成することにより、非常用所内電気設備に対して、独立性を有する設計とする。 これらの位置的分散及び回路の独立性によって、代替所内電気設備は非常用所内電気設備に対して独立性を有する設計とする。
		メタルクラッドスイッチ ギア (緊急用) 2F	常設	
		メタルクラッドスイッチ ギア (緊急用) 2G	常設	
		動力変圧器 (緊急用)	常設	
		パワーセンタ (緊急用) モータコントロールセン タ (緊急用)	常設	
		460V原子炉建屋交流電源 切替盤 (緊急用)	常設	
		460V原子炉建屋交流電源 切替盤 (非常用) 2C	常設	
	460V原子炉建屋交流電源 切替盤 (非常用) 2D	常設		
	(非常用所内電気設備)	メタルクラッドスイッチ ギア (非常用) 2C	常設	
		メタルクラッドスイッチ ギア (非常用) 2D	常設	

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

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

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

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

【設備区分：非常用電源設備】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する 主要な設計基準事故 対処設備等*1, *2	機能を代替する重大事故 等対処設備 (既設+新 設)*3		
(第72条) 非常用交流 電源設備	(非常用交流電源設備)	非常用ディーゼル発電機	常設	-
		高压炉心スプレイ系 ディーゼル発電機	常設	
		非常用ディーゼル発電設 備燃料デイトンク	常設	
		高压炉心スプレイ系 ディーゼル発電設備燃料 デイトンク	常設	
		非常用ディーゼル発電設 備軽油タンク 高压炉心スプレイ系 ディーゼル発電設備軽油 タンク	常設	
		非常用ディーゼル発電設 備燃料移送ポンプ	常設	
		高压炉心スプレイ系 ディーゼル発電設備燃料 移送ポンプ	常設	
(第72条) 非常用直流 電源設備	(非常用直流電源設備)	125V蓄電池2A	常設	-
		125V蓄電池2B	常設	
		125V蓄電池2H	常設	
		125V充電器2A	常設	
		125V充電器2B	常設	
		125V充電器2H	常設	
(第72条) 燃料補給設 備	(非常用ディーゼル 発電設備軽油タン ク) (高压炉心スプレ イ系ディーゼル発 電設備軽油タンク) 非常用ディーゼル発 電設備燃料移送ポ ンプ 高压炉心スプレイ系 ディーゼル発電設 備燃料移送ポンプ	非常用ディーゼル発電設 備軽油タンク 高压炉心スプレイ系 ディーゼル発電設備軽油 タンク 【補機駆動用燃料設備と 兼用】	常設	燃料補給設備のタンクローリは、原子炉建屋付属棟近傍の非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ及び高压炉心スプレイ系ディーゼル発電設備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、原子炉建屋付属棟近傍の非常用ディーゼル発電設備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。 非常用ディーゼル発電設備軽油タンク、高压炉心スプレイ系ディーゼル発電設備軽油タンク及びガスタービン発電設備軽油タンクは、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。
		ガスタービン発電設備軽 油タンク 【補機駆動用燃料設備と 兼用】	常設	
		タンクローリ 【補機駆動用燃料設備と 兼用】	可搬型	

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

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

【設備区分：非常用電源設備】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する 主要な設計基準事故 対処設備等*1、*2	機能を代替する重大事故 等対処設備（既設+新 設）*3		
(第75条) モニタリン グポストの 代替交流電 源からの給 電	非常用交流電源設備	ガスタービン発電機	常設	常設代替交流電源設備は、非常用交流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、ガスタービン発電機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及び高圧炉心スプレイ系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ガスタービン発電機、ガスタービン発電設備軽油タンク、ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ及びタンクローリは、原子炉建屋付属棟から離れた屋外に設置又は保管することで、原子炉建屋付属棟内の非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機、非常用ディーゼル発電設備燃料デイトンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料デイトンク並びに原子炉建屋付属棟近傍の非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。 常設代替交流電源設備は、ガスタービン発電機からメタルクラッドスイッチギア（非常用）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及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機からメタルクラッドスイッチギア（非常用）までの系統に対して、独立性を有する設計とする。 これらの多様性及び位置的分散並びに回路の独立性によって、常設代替交流電源設備は非常用交流電源設備に対して独立性を有する設計とする。
		ガスタービン発電設備軽油タンク	常設	
		ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ	常設	
		非常用ディーゼル発電設備軽油タンク 高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電設備軽油 タンク	常設	
		タンクローリ	可搬型	
(第76条) 電源の確保 (緊急時対 策所)	非常用交流電源設備	ガスタービン発電機	常設	緊急時対策所の電源設備は、原子炉建屋内に設置する非常用交流電源設備とは100m以上離れた緊急用電気品建屋に常設代替交流電源設備としてガスタービン発電機を設置し、また、原子炉建屋内に設置する非常用交流電源設備とは100m以上離れた緊急時対策建屋の屋外に緊急時対策所用代替交流電源設備として電源車（緊急時対策所用）を保管する。さらに、ガスタービン発電機と電源車（緊急時対策所用）は100m以上の離隔を有することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。 緊急時対策所の電源設備は、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よう、非常用ディーゼル発電機の水冷式に対し、ガスタービン発電機及び電源車（緊急時対策所用）の冷却方式を空冷式とし、サポート系を不要とする設計とする。また、駆動方式を非常用ディーゼル発電機及び電源車（緊急時対策所用）のディーゼル駆動に対し、ガスタービン発電機をガスタービン駆動とすることで、代替電源設備を含めて多様性を有する設計とする。 電源車（緊急時対策所用）は、1台で緊急時対策所に電源供給するために必要な容量を有する設計とする。
		ガスタービン発電設備軽油タンク	常設	
		ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ	常設	
		非常用ディーゼル発電設備軽油タンク 高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電設備軽油 タンク	常設	
		タンクローリ	可搬型	
	非常用所内電気設備	ガスタービン発電機 接続盤	常設	
		メタルクラッドスイッチ ギア（緊急用）2F	常設	
	非常用交流電源設備	電源車 （緊急時対策所用）	可搬型	
		緊急時対策所軽油タンク	常設	
		メタルクラッドスイッチ ギア（緊急時対策所用）	常設	

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

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

【設備区分：補機駆動用燃料設備】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する 主要な設計基準事故 対処設備等*1、*2	機能を代替する重大事故 等対処設備（既設+新 設）*3		
(第72条) 燃料補給設 備	(非常用ディーゼル 発電設備軽油タン ク) (高圧炉心スプレ イ系ディーゼル発 電設備軽油タンク) 非常用ディーゼル 発電設備燃料移送 ポン プ 高圧炉心スプレ イ系 ディーゼル発電設 備 燃料移送ポン プ	非常用ディーゼル発電設 備軽油タンク 高圧炉心スプレ イ系 ディーゼル発電設 備軽油 タンク 【非常用電源設備と兼 用】	常設	燃料補給設備のタンクローリは、原子炉建屋付属棟近傍の非常 用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレ イ系 ディーゼル発電設備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、原子炉建屋付属棟近傍の非常用ディーゼル発 電設備燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電 設備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。 非常用ディーゼル発電設備軽油タンク、高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電設備軽油タンク及びガスタービン発電設備軽油 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。
		ガスタービン発電設備 軽油タンク 【非常用電源設備と兼 用】	常設	
		タンクローリ 【非常用電源設備と兼 用】	可搬型	

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

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

【設備区分：非常用取水設備】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する 主要な設計基準事故 対処設備等*1, *2	機能を代替する重大事故 等対処設備（既設+新 設）*3		
(一) 非常用取水 設備	(貯留堰)	貯留堰	常設	-
	(取水口)	取水口	常設	
	(取水路)	取水路	常設	
	(海水ポンプ室)	海水ポンプ室	常設	

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

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

*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

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

【設備区分：緊急時対策所】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する 主要な設計基準事故 対処設備等*1, *2	機能を代替する重大事故 等対処設備 (既設 + 新 設) *3		
(第76条) 居住性の確保 (緊急時 対策所)	-	緊急時対策所遮蔽 【放射線管理施設】	常設	緊急時対策所は、中央制御室から独立した緊急時対策建屋と一体の遮蔽及び換気空調設備として、緊急時対策所非常用送風機、緊急時対策所非常用フィルタ装置、緊急時対策所加圧設備 (空気ポンペ)、差圧計 (緊急時対策所用)、酸素濃度計 (緊急時対策所用)、二酸化炭素濃度計 (緊急時対策所用) 及び緊急時対策所可搬型エリアモニタを有し、換気空調設備の電源を常設代替交流電源設備又は緊急時対策所用代替交流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。 緊急時対策所、緊急時対策所遮蔽、緊急時対策所非常用送風機、緊急時対策所非常用フィルタ装置、緊急時対策所加圧設備 (空気ポンペ)、差圧計 (緊急時対策所用)、酸素濃度計 (緊急時対策所用)、二酸化炭素濃度計 (緊急時対策所用) 及び緊急時対策所可搬型エリアモニタは、中央制御室とは離れた緊急時対策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。 緊急時対策所非常用送風機及び緊急時対策所非常用フィルタ装置は、1 台で緊急時対策建屋内を換気するために必要なファン容量及びフィルタ容量を有するものを合計 2 台設置することで、多重性を有する設計とする。
		緊急時対策所非常用送風機 【放射線管理施設】	常設	
		緊急時対策所非常用フィルタ装置 【放射線管理施設】	常設	
		緊急時対策所加圧設備 (空気ポンペ) 【放射線管理施設】	可搬型	
		差圧計 (緊急時対策所用) 【放射線管理施設】	常設	
		酸素濃度計 (緊急時対策所用)	可搬型	
		二酸化炭素濃度計 (緊急時対策所用)	可搬型	
		緊急時対策所可搬型 エリアモニタ 【放射線管理施設】	可搬型	
		可搬型モニタリングポスト 【放射線管理施設】	可搬型	

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

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

*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表 3-7-1 単一設計における主要解析条件の比較（中央制御室換気空調系）
（原子炉冷却材喪失（仮想事故）ーダクト全周破断）

項目	影響評価	内規に基づく評価
想定事故	原子炉冷却材喪失（仮想事故）	同左
よう素除去効率	0～20分：0% （通常運転状態） 20分～24時間：90% （事故時運転モード） 24時間～30日：0% （ダクト全周破損）	0～20分：0% （通常運転状態） 20分～30日：90% （事故時運転モード）
実効放出継続時間	24時間	同左
環境に放出された放射性物質の大気拡散条件	中央制御室内 χ/Q [s/m ³] : 1.4×10^{-6} D/Q [Gy/Bq] : 5.7×10^{-20} 入退域時 出入管理所 χ/Q [s/m ³] : 1.4×10^{-6} D/Q [Gy/Bq] : 7.5×10^{-20} 制御建屋出入口 χ/Q [s/m ³] : 1.4×10^{-6} D/Q [Gy/Bq] : 5.7×10^{-20} （気象データは設計基準事故時被ばくと同様（2012年1月～2012年12月））	同左
呼吸率	1.2 [m ³ /h] （成人活動時の呼吸率）	同左
外気リークイン量	1.0 [回/h]	同左
外気取込量	0～20分：5,000 [m ³ /h] （通常運転状態） 20分～24時間：500 [m ³ /h] （事故時運転モード） 24時間～30日：80,000 [m ³ /h] （ダクト全周破損）	0～20分：5,000 [m ³ /h] （通常運転状態） 20分～30日：500 [m ³ /h] （事故時運転モード）
空間容積	8,900 [m ³]	同左
運転員勤務形態	5直3交替	同左

表 3-7-2 単一設計における主要解析条件の比較（中央制御室換気空調系）
（主蒸気管破断（仮想事故）ーダクト全周破断）

項目	影響評価	内規に基づく評価
想定事故	主蒸気管破断（仮想事故）	同左
よう素除去効率	0～20分：0% （通常運転状態） 20分～24時間：90% （事故時運転モード） 24時間～30日：0% （ダクト全周破損）	0～20分：0% （通常運転状態） 20分～30日：90% （事故時運転モード）
実効放出継続時間	24時間	同左
環境に放出された放射性物質の大気拡散条件	中央制御室内 χ/Q [s/m ³] : 2.0×10^{-3} D/Q [Gy/Bq] : 7.0×10^{-18} 入退域時 出入管理所 χ/Q [s/m ³] : 9.9×10^{-4} D/Q [Gy/Bq] : 4.4×10^{-18} 制御建屋出入口 χ/Q [s/m ³] : 1.5×10^{-3} D/Q [Gy/Bq] : 6.0×10^{-18} （気象データは設計基準事故時被ばくと同様（2012年1月～2012年12月））	同左
呼吸率	1.2 [m ³ /h] （成人活動時の呼吸率）	同左
外気リークイン量	1.0 [回/h]	同左
外気取込量	0～20分：5,000 [m ³ /h] （通常運転状態） 20分～24時間：500 [m ³ /h] （事故時運転モード） 24時間～30日：80,000 [m ³ /h] （ダクト全周破損）	0～20分：5,000 [m ³ /h] （通常運転状態） 20分～30日：500 [m ³ /h] （事故時運転モード）
空間容積	8,900 [m ³]	同左
運転員勤務形態	5直3交替	同左

表 3-7-3 単一設計における主要解析条件の比較（中央制御室換気空調系）
（原子炉冷却材喪失（仮想事故）－再循環フィルタ装置閉塞）

項 目	影響評価	内規に基づく評価
想定事故	原子炉冷却材喪失（仮想事故）	同左
よう素除去効率	0～20分：0% （通常運転状態） 20分～24時間：90% （事故時運転モード） 24時間～30日：0% （再循環フィルタ機能喪失）	0～20分：0% （通常運転状態） 20分～30日：90% （事故時運転モード）
実効放出継続時間	24時間	同左
環境に放出された放射性物質の大気拡散条件	中央制御室内 $\chi/Q [s/m^3] : 1.4 \times 10^{-6}$ $D/Q [Gy/Bq] : 5.7 \times 10^{-20}$ 入退域時 出入管理所 $\chi/Q [s/m^3] : 1.4 \times 10^{-6}$ $D/Q [Gy/Bq] : 7.5 \times 10^{-20}$ 制御建屋出入口 $\chi/Q [s/m^3] : 1.4 \times 10^{-6}$ $D/Q [Gy/Bq] : 5.7 \times 10^{-20}$ （気象データは設計基準事故時被ばくと同様（2012年1月～2012年12月））	同左
呼吸率	1.2[m ³ /h] （成人活動時の呼吸率）	同左
外気リークイン量	1.0[回/h]	同左
外気取込量	0～20分：5,000[m ³ /h] （通常運転状態） 20分～30日：500[m ³ /h] （事故時運転モード）	同左
空間容積	8,900[m ³]	同左
運転員勤務形態	5直3交替	同左

表 3-7-4 単一設計における主要解析条件の比較（中央制御室換気空調系）
（主蒸気管破断（仮想事故）－再循環フィルタ装置閉塞）

項目	影響評価	内規に基づく評価
想定事故	主蒸気管破断（仮想事故）	同左
よう素除去効率	0～20分：0% （通常運転状態） 20分～24時間：90% （事故時運転モード） 24時間～30日：0% （再循環フィルタ機能喪失）	0～20分：0% （通常運転状態） 20分～30日：90% （事故時運転モード）
実効放出継続時間	24時間	同左
環境に放出された放射性物質の大気拡散条件	中央制御室内 χ/Q [s/m ³] : 2.0×10^{-3} D/Q [Gy/Bq] : 7.0×10^{-18} 入退域時 出入管理所 χ/Q [s/m ³] : 9.9×10^{-4} D/Q [Gy/Bq] : 4.4×10^{-18} 制御建屋出入口 χ/Q [s/m ³] : 1.5×10^{-3} D/Q [Gy/Bq] : 6.0×10^{-18} （気象データは設計基準事故時被ばくと同様（2012年1月～2012年12月））	同左
呼吸率	1.2 [m ³ /h] （成人活動時の呼吸率）	同左
外気リークイン量	1.0 [回/h]	同左
外気取込量	0～20分：5,000 [m ³ /h] （通常運転状態） 20分～30日：500 [m ³ /h] （事故時運転モード）	同左
空間容積	8,900 [m ³]	同左
運転員勤務形態	5直3交替	同左

表 3-7-5 中央制御室換気空調系故障時影響評価結果
(原子炉冷却材喪失 (仮想事故) -ダクト全周破断)

(単位 : mSv)

被ばく経路		影響評価	内規に基づく評価
中央制御室内	① 建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 6.6×10^{-2}	約 6.6×10^{-2}
	② 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 9.2×10^{-2}	約 9.2×10^{-2}
	③ 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 8.1×10^{-1}	約 4.6×10^{-1}
	小計 (①+②+③)	約 9.7×10^{-1}	約 6.2×10^{-1}
入退域時	④ 建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 4.8×10^{-1}	約 4.8×10^{-1}
	⑤ 大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく	約 4.5×10^{-2}	約 4.5×10^{-2}
	小計 (④+⑤)	約 5.3×10^{-1}	約 5.3×10^{-1}
合計 (①+②+③+④+⑤)		約 1.5	約 1.2
判断基準 (実効線量)		≤ 100	

表 3-7-6 中央制御室換気空調系故障時影響評価結果
 (主蒸気管破断 (仮想事故) -ダクト全周破断)

(単位 : mSv)

被ばく経路		影響評価	内規に基づく評価
中央制御室内	① 建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 6.7×10^{-3}	約 6.7×10^{-3}
	② 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.8×10^{-2}	約 1.8×10^{-2}
	③ 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 1.7	約 1.1
	小計 (①+②+③)	約 1.8	約 1.2
入退域時	④ 建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 5.8×10^{-4}	約 5.8×10^{-4}
	⑤ 大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく	約 4.2×10^{-2}	約 4.2×10^{-2}
	小計 (④+⑤)	約 4.3×10^{-2}	約 4.3×10^{-2}
合計 (①+②+③+④+⑤)		約 1.8	約 1.2
判断基準 (実効線量)		≤ 100	

表 3-7-7 中央制御室換気空調系故障時影響評価結果
(原子炉冷却材喪失 (仮想事故) - 再循環フィルタ装置閉塞)

(単位 : mSv)

被ばく経路		影響評価	内規に基づく評価
中央制御室内	① 建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 6.6×10^{-2}	約 6.6×10^{-2}
	② 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 9.2×10^{-2}	約 9.2×10^{-2}
	③ 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 8.1×10^{-1}	約 4.6×10^{-1}
	小計 (①+②+③)	約 9.7×10^{-1}	約 6.2×10^{-1}
入退域時	④ 建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 4.8×10^{-1}	約 4.8×10^{-1}
	⑤ 大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく	約 4.5×10^{-2}	約 4.5×10^{-2}
	小計 (④+⑤)	約 5.3×10^{-1}	約 5.3×10^{-1}
合計 (①+②+③+④+⑤)		約 1.5	約 1.2
判断基準 (実効線量)		≤ 100	

表 3-7-8 中央制御室換気空調系故障時影響評価結果
 (主蒸気管破断 (仮想事故) - 再循環フィルタ装置閉塞)

(単位 : mSv)

被ばく経路		影響評価	内規に基づく評価
中央制御室内	① 建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 6.7×10^{-3}	約 6.7×10^{-3}
	② 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.8×10^{-2}	約 1.8×10^{-2}
	③ 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 1.7	約 1.1
	小計 (①+②+③)	約 1.8	約 1.2
入退域時	④ 建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 5.8×10^{-4}	約 5.8×10^{-4}
	⑤ 大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく	約 4.2×10^{-2}	約 4.2×10^{-2}
	小計 (④+⑤)	約 4.3×10^{-2}	約 4.3×10^{-2}
合計 (①+②+③+④+⑤)		約 1.8	約 1.2
判断基準 (実効線量)		≤ 100	

表 3-7-9 単一設計における主要解析条件の比較（非常用ガス処理系）（LOCA, 変更点）

項 目	影響評価	ベースケース
原子炉建屋からの換気率	0～24 時間 : 0.5 [回/day] (非常用ガス処理系) 24 時間以降 : 0.5 [回/day] (建屋漏えい)	0.5 [回/day] (非常用ガス処理系)
よう素除去効率	0～24 時間 : 99% (非常用ガス処理系) 24 時間以降 : 0% (—)	99% (非常用ガス処理系)
実効放出継続時間	0～24 時間 (非常用ガス処理系の排気口放出) 相対濃度 χ/Q [s/m ³] : 10 時間 相対線量D/Q [Gy/Bq] : 10 時間 24 時間以降 (地上放出) 相対濃度 χ/Q [s/m ³] : 350 時間 相対線量D/Q [Gy/Bq] : 200 時間	相対濃度 χ/Q [s/m ³] : 24 時間 相対線量D/Q [Gy/Bq] : 24 時間
環境に放出された放射性物質の大気中の拡散条件 (気象データ (2012 年 1 月～2012 年 12 月))	0～24 時間 (非常用ガス処理系の排気口放出) 相対濃度 χ/Q [s/m ³] : 2.9×10^{-6} 相対線量D/Q [Gy/Bq] : 1.1×10^{-19} 24 時間以降 (地上放出) 相対濃度 χ/Q [s/m ³] : 2.6×10^{-5} 相対線量D/Q [Gy/Bq] : 5.0×10^{-19}	相対濃度 χ/Q [s/m ³] : 2.4×10^{-6} 相対線量D/Q [Gy/Bq] : 9.3×10^{-20}

表 3-7-10 単一設計における主要解析条件の比較 (非常用ガス処理系) (FHA, 変更点)

項目	影響評価	ベースケース
燃料取替 作業開始	原子炉停止 3 日後	原子炉停止 1 日後
原子炉建屋 からの換気率	0~24 時間 : 0.5[回/day] (非常用ガス 処理系) 24 時間以降 : 0.5[回/day] (建屋漏えい)	0.5[回/day] (非常用ガス処理系)
よう素 除去効率	0~24 時間 : 99% (非常用ガス処理系) 24 時間以降 : 0% (-)	99% (非常用ガス処理系)
実効放出 継続時間	0~24 時間 (非常用ガス処理系の排気口 放出) 相対濃度 χ/Q [s/m ³] : 10 時間 相対線量 D/Q [Gy/Bq] : 10 時間 24 時間以降 (地上放出) 相対濃度 χ/Q [s/m ³] : 40 時間 相対線量 D/Q [Gy/Bq] : 30 時間	相対濃度 χ/Q [s/m ³] : 1 時間 相対線量 D/Q [Gy/Bq] : 1 時間
環境に放出さ れた放射性物 質の大気中の 拡散条件 (気象データ (2012 年 1 月 ~2012 年 12 月))	0~24 時間 (非常用ガス処理系の排気口 放出) 相対濃度 χ/Q [s/m ³] : 2.9×10^{-6} 相対線量 D/Q [Gy/Bq] : 1.1×10^{-19} 24 時間以降 (地上放出) 相対濃度 χ/Q [s/m ³] : 4.9×10^{-5} 相対線量 D/Q [Gy/Bq] : 9.5×10^{-19}	相対濃度 χ/Q [s/m ³] : 5.5×10^{-6} 相対線量 D/Q [Gy/Bq] : 1.3×10^{-19}
呼吸率	5.16[m ³ /day] (事故全体としての実効放出継続時間 が 24 時間以上であるため、呼吸率は小 児の 1 日平均の呼吸率を使用)	0.31[m ³ /h] (小児の活動時の呼吸率)

表 3-7-11 非常用ガス処理系故障時影響評価結果 (LOCA)

項 目		影響評価	ベースケース
環境に放出される希ガス (ガンマ線実効エネルギー 0.5MeV 換算値)	排気筒放出	約 7.3×10^{10} Bq	約 5.6×10^{11} Bq
	地上放出	約 4.8×10^{11} Bq	—
環境に放出されるよう素 (I-131 等価量-小児実効線量係数換算)	排気筒放出	約 3.3×10^7 Bq	約 1.2×10^9 Bq
	地上放出	約 1.1×10^{11} Bq	—
実効線量	希ガスのガンマ線外部被ばくによる実効線量	約 2.5×10^{-4} mSv	約 5.2×10^{-5} mSv
	よう素の内部被ばくによる実効線量	約 2.7×10^{-2} mSv	約 2.6×10^{-5} mSv
	原子炉建屋原子炉棟内の核分裂生成物からの直接線及びスカイシャイン線による実効線量	約 1.9×10^{-6} mSv	約 1.9×10^{-6} mSv
	合 計	約 2.8×10^{-2} mSv	約 8.0×10^{-5} mSv
判断基準 (実効線量)		≤ 5 mSv	

表 3-7-12 非常用ガス処理系故障時影響評価結果 (FHA)

項 目		影響評価	ベースケース
環境に放出される希ガス (ガンマ線実効エネルギー 0.5MeV 換算値)	排気筒放出	約 7.4×10^{13} Bq	約 2.6×10^{14} Bq
	地上放出	約 8.2×10^{13} Bq	—
環境に放出されるよう素 (I-131 等価量-小児実効線量係数換算)	排気筒放出	約 2.4×10^{10} Bq	約 7.1×10^{10} Bq
	地上放出	約 3.0×10^{12} Bq	—
実効線量	希ガスのガンマ線外部被ばくによる実効線量	約 8.7×10^{-2} mSv	約 3.4×10^{-2} mSv
	よう素の内部被ばくによる実効線量	約 1.4×10^0 mSv	約 5.4×10^{-3} mSv
	合 計	約 1.5×10^0 mSv	約 3.9×10^{-2} mSv
判断基準 (実効線量)		≤ 5 mSv	

表 3-7-13 単一設計における主要解析条件の比較（格納容器スプレイ冷却系）（LOCA）

項 目	影響評価	ベースケース
格納容器スプレイ水等による無機よう素の低減	分配係数：0	分配係数：100

表 3-7-14 格納容器スプレイ冷却系故障時影響評価結果（LOCA）

項 目	影響評価	ベースケース	
環境に放出される希ガス（ガンマ線実効エネルギー 0.5MeV 換算値）	約 5.6×10^{11} Bq	約 5.6×10^{11} Bq	
環境に放出されるよう素（I-131 等価量-小児実効線量係数換算）	約 9.5×10^9 Bq	約 1.2×10^9 Bq	
実効線量	希ガスのガンマ線外部被ばくによる実効線量	約 5.2×10^{-5} mSv	約 5.2×10^{-5} mSv
	よう素の内部被ばくによる実効線量	約 2.2×10^{-4} mSv	約 2.6×10^{-5} mSv
	原子炉建屋原子炉棟内の核分裂生成物からの直接線及びスカイシャイン線による実効線量	約 1.9×10^{-6} mSv	約 1.9×10^{-6} mSv
	合 計	約 2.7×10^{-4} mSv	約 8.0×10^{-5} mSv

判断基準（実効線量）	≤ 5 mSv
------------	--------------

VI-1-1-6-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

目 次

1. はじめに	1
2. 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	1
3. 出入管理及び持込み物品の点検等について	1
3.1 出入管理	2
3.2 車両の管理	2
3.3 探知施設	2
3.4 通信連絡設備	2
3.5 持込み確認	3
4. 不正アクセス行為（サイバーテロを含む。）の防止対策について	3

1. はじめに

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」第9条及び「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」に基づき、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説明する。

2. 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

発電用原子炉施設への人の不法な侵入を防止するための区域を設定し、核物質防護対策として、その区域を人の容易な侵入を防止できる柵、鉄筋コンクリート造りの壁等の障壁によって区画して、巡視、監視等を行うことにより、侵入防止及び出入管理を行うことができる設計とする。

また、探知施設を設け、警報、映像等を集中監視するとともに、核物質防護措置に係る関係機関等との通信連絡を行うことができる設計とする。さらに、防護された区域内においても、施錠管理により、発電用原子炉施設及び特定核燃料物質の防護のために必要な設備又は装置の操作に係る情報システムへの不法な侵入を防止する設計とする。

発電用原子炉施設に不正に爆発性又は易燃性を有する物件その他人に危害を与え、又は他の物件を損傷するおそれがある物件の持込み（郵便物等による発電所外からの爆破物及び有害物質の持込みを含む。）を防止するため、核物質防護対策として、持込み点検を行うことができる設計とする。

不正アクセス行為（サイバーテロを含む。）を防止するため、核物質防護対策として、発電用原子炉施設及び特定核燃料物質の防護のために必要な設備又は装置の操作に係る情報システムが、電気通信回線を通じた不正アクセス行為（サイバーテロを含む。）を受けることがないように、当該情報システムに対する外部からのアクセスを遮断する設計とする。

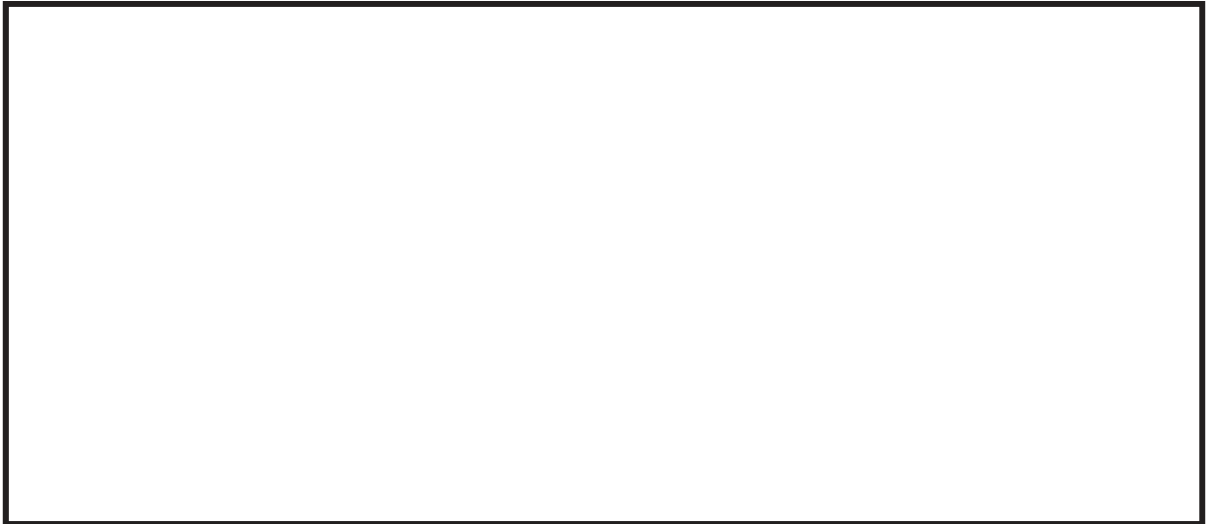
3. 出入管理及び持込み物品の点検等について

発電用原子炉施設への人の不法な侵入を防止するための区域を設定し、核物質防護対策として、その区域を人の容易な侵入を防止できる柵、鉄筋コンクリート造りの壁等の障壁によって区画して、巡視、監視等を行うことにより、侵入防止及び出入管理を行うことができる設計とする。

発電用原子炉施設に不正に爆発性又は易燃性を有する物件その他人に危害を与え、又は他の物件を損傷するおそれがある物件の持込み（郵便物等による発電所外からの爆破物及び有害物質の持込みを含む。）を防止するため、核物質防護対策として、持込み点検を行うことができる設計とする。

具体的には、以下のとおり実施する。

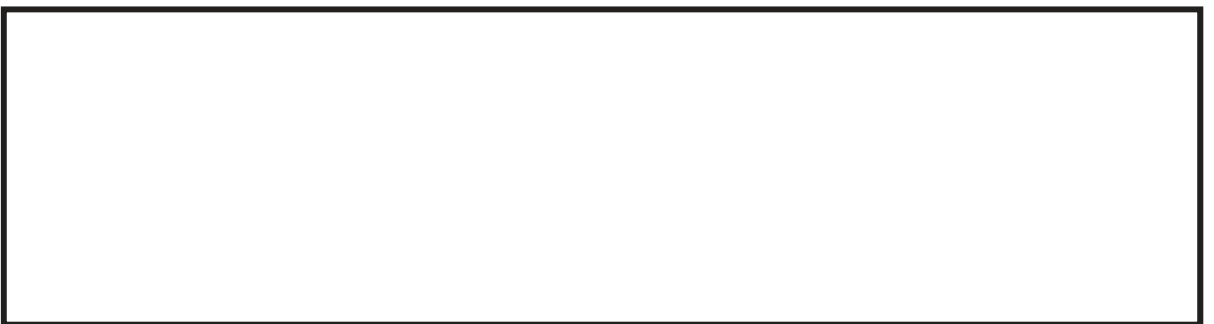
3.1 出入管理



3.2 車両の管理



3.3 探知施設



3.4 通信連絡設備



枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

3.5 持込み確認

防護区域，周辺防護区域及び立入制限区域の出入口において，発電用原子炉施設に不正に爆発性又は易燃性を有する物件その他人に危害を与え，又は他の物件を損傷するおそれがある物件の持込み（郵便物等による発電所外からの爆破物及び有害物質の持込みを含む。）が行われないように持込み点検を行っている。



4. 不正アクセス行為（サイバーテロを含む。）の防止対策について

不正アクセス行為（サイバーテロを含む。）に対しては，発電用原子炉施設及び特定核燃料物質の防護のために必要な設備又は装置の操作に係る情報システムが，電気通信回線を通じて妨害行為又は破壊行為を受けることがないように，電気通信回線を通じた当該情報システムに対する外部からのアクセスを遮断する措置を講じている。

具体的には，以下の対策等を行っている。



枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

VI-1-1-7 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書

目 次

1.	概要	1
2.	火災防護の基本方針	2
2.1	火災の発生防止	3
2.2	火災の感知及び消火	4
2.3	火災の影響軽減	5
3.	火災防護の基本事項	6
3.1	火災防護対策を行う機器等の選定	7
3.2	火災区域及び火災区画の設定	10
3.3	適用規格	11
4.	火災発生防止	43
4.1	発電用原子炉施設の火災の発生防止について	44
4.2	不燃性材料又は難燃性材料の使用について	50
4.3	落雷，地震等の自然現象による火災発生の防止について	54
5.	火災の感知及び消火	62
5.1	火災感知設備について	63
5.2	消火設備について	73
6.	火災の影響軽減対策	106
6.1	火災の影響軽減の対策が必要な火災区域の分離	107
6.2	火災の影響軽減のうち火災防護対象機器等の系統分離	109
6.3	その他の影響軽減対策	120
7.	原子炉の安全確保について	157
7.1	火災に対する原子炉の安全停止対策	158
7.2	火災の影響評価	159
8.	火災防護計画	243

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11条、第52条及びそれらの「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。）」にて適合することを要求している「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準（平成25年6月19日制定）（以下「火災防護に係る審査基準」という。）」に基づき、火災により発電用原子炉施設の安全性を損なわないよう、火災区域及び火災区画に対して、火災の発生防止、火災の感知及び消火並びに火災の影響軽減のそれぞれを考慮した火災防護対策を講じることを説明するものである。

2. 火災防護の基本方針

女川原子力発電所第2号機における設計基準対象施設及び重大事故等対処施設は、火災により発電用原子炉施設の安全性や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、設計基準対象施設のうち、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するための安全機能を有する機器（以下「原子炉の安全停止に必要な機器等」という。）、放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する機器（以下「放射性物質の貯蔵等の機器等」という。）並びに重大事故等対処施設を設置する火災区域及び火災区画に対して、以下に示す火災の発生防止、火災の感知及び消火並びに火災の影響軽減のそれぞれを考慮した火災防護対策を講じる。

2.1 火災の発生防止

発電用原子炉施設内の火災の発生防止として、発火性又は引火性物質を内包する設備に対し、漏えい及び拡大の防止対策、防爆対策、配置上の考慮、換気及び発火性又は引火性物質の貯蔵量を必要な量にとどめる対策を行う。また、可燃性の蒸気又は可燃性の微粉、静電気が溜まるおそれがある設備又は発火源に対して火災発生防止対策を講じるとともに、電気系統に対する過電流による過熱及び損傷を防止並びに放射線分解及び重大事故等時に発生する水素の蓄積を防止する設計とする。

主要な構造材、保温材及び建屋の内装材は、不燃性材料又は同等の性能を有する材料、換気空調設備のフィルタはチャコールフィルタを除き難燃性材料を使用する設計とする。

原子炉の安全停止に必要な機器等、放射性物質の貯蔵等の機器等及び重大事故等対処施設に使用するケーブルは、原則、UL 1581 (Fourth Edition) 1080. VW-1 垂直燃焼試験及びIEEE Std 383-1974 垂直トレイ燃焼試験により、自己消火性及び耐延焼性を確認した難燃ケーブルを使用した設計とする。

屋内の変圧器及び遮断器は、絶縁油を内包しないものを使用する設計とする。

原子炉の安全停止に必要な機器等、放射性物質の貯蔵等の機器等及び重大事故等対処施設は、自然現象のうち、火災の起因となりうる落雷、地震、森林火災及び竜巻（風（台風）含む。）に対して、火災が発生しないよう対策を講じる設計とする。

2.2 火災の感知及び消火

火災の感知及び消火は、原子炉の安全停止に必要な機器等、放射性物質の貯蔵等の機器等及び重大事故等対処施設に対して、火災の影響を限定し、早期の火災感知及び消火を行う設計とする。

火災感知設備及び消火設備は、原子炉の安全停止に必要な機器等及び放射性物質の貯蔵等の機器等の耐震クラス並びに重大事故等対処施設の区分に応じて、機能を保持する設計とする。具体的には、耐震Bクラス機器又は耐震Sクラス機器を設置する火災区域又は火災区画の火災感知設備及び消火設備は、耐震Cクラスであるが、地震時及び地震後において、それぞれ耐震Bクラス機器で考慮する地震力及び基準地震動 S_s による地震力に対し、機能及び性能を保持する設計とする。

自然現象により感知及び消火の機能、性能が阻害された場合は、原因の除去又は早期の取替、復旧を図る設計とするが、必要に応じて監視の強化や、代替消火設備の配置等を行い、必要な機能及び性能を維持する設計とする。

火災感知器は、環境条件や火災の性質等を考慮し、固有の信号を発するアナログ式の煙感知器、熱感知器及び熱感知カメラ並びに非アナログ式の熱感知器、防爆型の煙感知器、防爆型の熱感知器及び炎感知器から異なる種類の感知器を組み合わせる設計とする。

火災受信機盤は、中央制御室で常時監視でき、非常用電源及び常設代替交流電源設備からの受電も可能な設計とする。

消火設備は、火災発生時の煙の充満等を考慮して設置するとともに、消火設備の破損、誤作動又は誤操作によっても、原子炉の安全停止に必要な機器等、放射性物質の貯蔵等の機器等及び重大事故等対処施設に影響を与えないよう設計する。

消火設備は、消防法施行令第11条、第19条及び消防法施行規則第20条に基づく容量等を確保する設計とし、多重性又は多様性及び系統分離に応じた独立性を有する系統構成、外部電源喪失又は全交流動力電源喪失を想定した電源の確保等を考慮した設計とする。

2.3 火災の影響軽減

設計基準対象施設のうち原子炉の安全停止に必要な機器等の火災の影響軽減対策は、発電用原子炉施設において火災が発生した場合に、原子炉の安全停止に必要な機能を確保するために、火災耐久試験によって3時間以上の耐火能力を有することを確認した隔壁等の設置、若しくは火災耐久試験によって1時間耐火能力を有することを確認した隔壁等に加え、火災感知設備及び自動消火設備を組み合わせた措置によって、互いに相違する系列間の系統分離を行う設計とする。

中央制御室制御盤及び原子炉格納容器内は、上記に示す火災の影響軽減のための措置と同等の影響軽減対策を行う設計とする。

火災に対する原子炉の安全停止対策は、火災区域又は火災区画に設置される不燃性材料で構成される構築物、系統及び機器を除く全機器の機能喪失を想定した設計並びに運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対処するための機器に単一故障を想定した設計とする。

火災の影響軽減における系統分離対策により、原子炉施設内の火災区域又は火災区画で火災が発生し当該火災区域又は火災区画に設置される不燃性材料で構成される構築物、系統及び機器を除く全機器の機能喪失を想定しても、原子炉の安全停止に係る安全機能が確保されることを火災影響評価にて確認するとともに、内部火災により原子炉に外乱が及び、かつ、安全保護系及び原子炉停止系の作動を要求される運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故が発生する可能性があるため、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に基づき、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対処するための機器に単一故障を想定しても、事象が収束して原子炉は支障なく低温停止に移行できることを確認する。

3. 火災防護の基本事項

女川原子力発電所第2号機では，原子炉の安全停止に必要な機器等，放射性物質の貯蔵等の機器等及び重大事故等対処施設が設置される火災区域又は火災区画に対して火災防護対策を実施することから，本項では，火災防護を行う機器等を選定し，火災区域及び火災区画の設定について説明する。

3.1 火災防護を行う機器等の選定

火災防護を行う機器等を、設計基準対象施設及び重大事故等対処施設のそれぞれについて選定する。

(1) 設計基準対象施設

発電用原子炉施設は、火災によりその安全性を損なわないように、適切な火災防護対策を講じる設計とする。火災防護対策を講じる対象として「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」のクラス1，クラス2及び安全評価上その機能を期待するクラス3に属する構築物，系統及び機器とする。

その上で、上記構築物，系統及び機器の中から原子炉の安全停止に必要な機器等及び放射性物質の貯蔵等の機器等を抽出する。

抽出された原子炉の安全停止に必要な機器等及び放射性物質の貯蔵等の機器等を火災防護上重要な機器等とする。

また、火災防護上重要な機器等は、火災の発生防止、火災の感知及び消火並びに火災の影響軽減の3つの深層防護の概念に基づき、必要な火災防護対策を講じることを「8. 火災防護計画」に定める。

a. 原子炉の安全停止に必要な機器等

火災により発電用原子炉施設の安全性を損なわないように、原子炉の状態が、運転、起動、高温停止、低温停止及び燃料交換において、発電用原子炉施設に火災が発生した場合にも、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するために必要な原子炉冷却材圧力バウンダリ機能、過剰反応度の印加防止機能、炉心形状の維持機能、原子炉の緊急停止機能、未臨界維持機能、原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能、原子炉停止後の除熱機能、炉心冷却機能、工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能、安全上特に重要な関連機能、安全弁及び逃がし弁の吹き止まり機能、事故時のプラント状態の把握機能、制御室外からの安全停止機能を確保する必要がある。(表3-1)

(a) 原子炉の安全停止に必要な機能を達成するための系統

イ. 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能

原子炉冷却材圧力バウンダリ機能は、圧力バウンダリを構成する機器、配管系により達成される。

ロ. 過剰反応度の印加防止機能

過剰反応度の印加防止機能は、制御棒によって行われ、制御棒カップリングにより達成される。

ハ. 炉心形状の維持機能

炉心形状の維持機能は、炉心支持構造物及び燃料集合体（燃料を除く）により達成される。

ニ. 原子炉の緊急停止機能

原子炉の緊急停止機能は、原子炉停止系の制御棒による系（制御棒及び制御棒駆動系（スクラム機能））により達成される。

- ホ. 未臨界維持機能
未臨界維持機能は、原子炉停止系（制御棒による系又はほう酸水注入系）により達成される。
- ヘ. 原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能
原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能は、逃がし安全弁（安全弁としての開機能）により達成される。
- ト. 原子炉停止後の除熱機能
原子炉停止後の除熱機能は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系、逃がし安全弁（手動逃がし機能）、自動減圧系（手動逃がし機能）により達成される。
- チ. 炉心冷却機能
炉心冷却機能は、非常用炉心冷却系（低圧炉心スプレイ系、低圧注水系、高圧炉心スプレイ系、自動減圧系）により達成される。
- リ. 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能
工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能は、安全保護系（原子炉緊急停止の安全保護回路、非常用炉心冷却系作動の安全保護回路、主蒸気隔離の安全保護回路、原子炉格納容器隔離の安全保護回路、非常用ガス処理系作動の安全保護回路）により達成される。
- ヌ. 安全上特に重要な関連機能
安全上特に重要な関連機能は、非常用所内電源系、制御室及びその遮蔽・非常用換気空調系、非常用補機冷却水系及び直流電源系により達成される。
- ル. 安全弁及び逃がし弁の吹き止まり機能
安全弁及び逃がし弁の吹き止まり機能は、逃がし安全弁（吹き止まり機能に関連する部分）により達成される。
- ヲ. 事故時のプラント状態の把握機能
事故時のプラント状態の把握機能は、事故時監視計器の一部により達成される。
- ワ. 制御室外からの安全停止機能
制御室外からの安全停止機能は、制御室外原子炉停止装置（安全停止に関連するもの）により達成される。
- (b) 原子炉の安全停止に必要な機器等
火災防護対策を行う機器等を選定するために、「(a) 原子炉の安全停止に必要な機能を達成するための系統」を構成する機器等を、原子炉の安全停止に必要な機器等として抽出した。（表3-2）
ただし、安全停止を達成する系統上の配管、手動弁、逆止弁、安全弁、タンク及び熱交換器は、ステンレス鋼及び炭素鋼等の不燃材料であり、火災による影響を受けないことから対象外（燃料油内包設備は除く）とする。

b. 放射性物質を貯蔵する機器等

発電用原子炉施設において火災が発生した場合に、放射性物質の貯蔵等の機器等を火災から防護する必要があることから、火災による影響により放射性物質が放出される可能性のある機器等を、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」に示される放射性物質を貯蔵する機能及び放射性物質の閉じ込め機能を有する機器から抽出し、放射性物質を貯蔵する機器等とする。（表3-3）

なお、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」における「緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能」のうち、気体廃棄物処理設備エリア排気放射線モニタについては、安全評価上その機能を期待するクラス3に属する構築物、系統及び機器であり、その重要度を踏まえ放射性物質の貯蔵等の機器等として選定する。

(2) 重大事故等対処施設

火災により重大事故等に対処するための機能が損なわないよう、重大事故等対処施設である常設重大事故等対処設備及び当該設備に使用するケーブルを設置する火災区域及び火災区画に対して、火災防護対策を講じる。

発電用原子炉施設の重大事故等対処施設は、火災の発生防止、火災の感知及び消火に必要な火災防護対策を講じることを「8. 火災防護計画」に定める。また、可搬型重大事故等対処設備に対する火災防護対策についても「8. 火災防護計画」に定める。

重大事故等対処施設を表3-4に示す。

3.2 火災区域及び火災区画の設定

(1) 火災区域の設定

a. 屋内

建屋等において、耐火壁により囲まれ他の区域と分離される区域を、「3.1 火災防護対策を行う機器等の選定」において選定する機器等の配置を系統分離も考慮して、火災区域を設定する。

建屋内のうち、火災の影響軽減対策が必要な火災防護上重要な機器等が設置される火災区域は、3時間以上の耐火能力を有する耐火壁、天井及び床により隣接する他の火災区域と分離するように設定する。

b. 屋外

屋外の火災区域は、他の区域と分離して火災防護対策を実施するために、「3.1 火災防護対策を行う機器等の選定」において選定する機器等の配置も考慮して、火災区域として設定する。

屋外の火災区域の設定に当たっては、火災区域外への延焼防止を考慮し、資機材管理、火気作業管理、危険物管理、可燃物管理及び巡視を行う。本管理については、火災防護計画に定める。

また、屋外の火災区域のうち、常設代替交流電源設備を設置する火災区域は、「危険物の規則に関する政令」に規定される保有空地を確保する設計とする。

(2) 火災区画の設定

火災区画は、建屋内及び屋外で設定した火災区域を、系統分離の状況、壁の設置状況及び火災防護上重要な機器等と重大事故等対処施設の配置に応じて分割して設定する。

3.3 適用規格

適用する規格としては、既工事計画で適用実績のある規格のほか、最新の規格基準についても技術的妥当性及び適用性を示したうえで適用可能とする。

適用する規格，基準，指針等を以下に示す。

- ・ 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
(平成25年6月28日 原子力規制委員会規則第6号)
- ・ 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
(平成25年6月19日 原規技発第1306194号)
- ・ 発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈
(平成17年12月16日 平成17・12・15原院第5号)
- ・ 実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準
(平成31年2月13日 原規技発第19021310号)
- ・ 原子力発電所の内部火災影響評価ガイド
(平成29年7月19日 原規技発第1707195号原子力規制委員会)
- ・ 実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則
(平成26年2月28日 原子力規制委員会規則第1号)
- ・ 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の解釈
(平成25年6月19日 原規技発第1306193号)
- ・ 発電用軽水型原子炉施設の火災防護に関する審査指針
(平成19年12月27日 原子力安全委員会)
- ・ 発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針
(平成21年3月9日 原子力安全委員会)
- ・ 消防法 (昭和23年7月24日 法律第186号)
- ・ 消防法施行令 (昭和36年3月25日 政令第37号)
- ・ 消防法施行規則 (昭和36年4月1日 自治省令第6号)
- ・ 危険物の規制に関する政令 (昭和34年9月26日 政令第306号)
- ・ 高圧ガス保安法 (昭和26年6月7日 法律第204号)
- ・ 高圧ガス保安法施行令 (平成9年2月19日 政令第20号)
- ・ 建築基準法 (昭和25年5月24日 法律第201号)
- ・ 建築基準法施行令 (昭和25年11月16日 政令第338号)
- ・ 平成12年建設省告示第1400号
(平成16年9月29日 国土交通省告示第1178号による改定)
- ・ 発電用火力設備に関する技術基準を定める省令
(平成26年11月5日 経済産業省令第55号)
- ・ 発電用火力設備の技術基準の解釈
(平成25年5月17日 20130507商局第2号)

- ・電気設備に関する技術基準を定める省令
(平成24年9月14日 経済産業省令第68号)
- ・原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準を定める命令
(平成24年9月14日 経済産業省令第70号)
- ・発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針
(平成13年3月29日 原子力安全委員会)
- ・原子力発電所の火災防護規程 (JEAC4626-2010) 日本電気協会
- ・原子力発電所の火災防護指針 (JEAG4607-2010) 日本電気協会
- ・JISA 4201-1992 建築物等の避雷設備 (避雷針)
- ・JISA 4201-2003 建築物等の雷保護
- ・JISL 1091-1999 繊維製品の燃焼性試験方法
- ・独立行政法人 産業安全研究所「工場電気設備防爆指針」 (ガス蒸気防爆2006)
- ・社団法人 日本空気清浄協会「空気清浄装置用ろ材燃焼性試験方法指針」
(JACANo. 11A-2003)
- ・社団法人電池工業会「蓄電池室に関する設計指針」 (SBAG0603-2001)
- ・”Fire Dynamics Tools (FDTs) : Quantitative Fire Hazard Analysis Methods for the U.S. Nuclear Regulatory Commission Fire Protection Inspection Program, “ NUREG-1805 December 2004
- ・IEEE Std 383-1974 垂直トレイ燃焼試験
- ・IEEE Std 1202-1991 垂直トレイ燃焼試験
- ・UL 1581 (Fourth Edition) 1080. VW-1 垂直燃焼試験
- ・発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (JSME S NC1-2005/2007) 日本機械学会
- ・原子力発電所耐震設計技術指針 (JEAG4601-1987) 日本電気協会
- ・原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編 (JEAG4601・補1984) 日本電気協会
- ・原子力発電所耐震設計技術指針 (JEAG4601-1991 追補版) 日本電気協会
- ・社団法人火力原子力発電技術協会「BWR配管における混合ガス (水素・酸素) 蓄積防止に関するガイドライン」 (平成17年10月)

表3-1 原子炉の安全停止に必要な機能を達成するための系統

- (1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ
- (2) 制御棒カップリング
- (3) 炉心支持構造物
- (4) 燃料集合体（燃料を除く）
- (5) 原子炉停止系（制御棒及び制御棒駆動系（スクラム機能））
- (6) ほう酸水注入系
- (7) 逃がし安全弁
- (8) 自動減圧系
- (9) 残留熱除去系
- (10) 原子炉隔離時冷却系
- (11) 高圧炉心スプレイ系
- (12) 低圧炉心スプレイ系
- (13) 非常用ディーゼル発電設備
- (14) 非常用所内電源設備（交流）
- (15) 直流電源系
- (16) 原子炉補機冷却水系
- (17) 原子炉補機冷却海水系
- (18) 高圧炉心スプレイ冷却水系
- (19) 高圧炉心スプレイ冷却海水系
- (20) 非常用換気空調系
- (21) 中央制御室換気空調系
- (22) 換気空調補機非常用冷却水系
- (23) 制御室外原子炉停止装置
- (24) 計測制御系（事故時監視計器の一部を含む。）
- (25) 安全保護系

表3-2 原子炉の安全停止に必要な機器等 (1/19)

機能	機器番号	設備名称	火災区域又は 火災区画
原子炉冷却材圧 カバウンダリ	B21-M0-F004	主蒸気ドレンライン第一隔離弁	R1-J
	B21-M0-F005	主蒸気ドレンライン第二隔離弁	RN-E
	G31-M0-F002	CUW 入口ライン第一隔離弁	R1-J
	G31-M0-F003	CUW 入口ライン第二隔離弁	R1-I
	E11-M0-F021	RHR ヘッドスプレイ注入隔離弁	R1-D
	B21-N0-F002A~D	主蒸気第一隔離弁	R1-J
	B21-A0-F003A~D	主蒸気第二隔離弁	RN-E
	B21-A0-F052A	FDW 第二隔離弁 (A)	RN-E
	B21-A0-F052B	FDW 第二隔離弁 (B)	RN-E
	B21-M0-F016	原子炉圧力容器頂部ガス抜き弁	R1-J
	B21-M0-F013	原子炉圧力容器ベント第一弁	R1-J
	B21-M0-F014	原子炉圧力容器ベント第二弁	R1-J
	B32-N0-F013	PLR サンプルライン第一隔離弁	R1-J
	B32-A0-F014	PLR サンプルライン第二隔離弁	R1-D
過剰反応度の印 加防止	—	制御棒カップリング	R1-J
	—	制御棒駆動機構カップリング	R1-J
炉心形状の維持	—	炉心支持構造物	R1-J
	—	燃料集合体 (燃料除く)	R1-J
原子炉緊急停 止、未臨界維持	C12-D001-139	スクラムパイロット弁電磁弁	R1-K
	C12-D001-126	スクラム弁	R1-K
	C12-D001-128	窒素容器	R1-K
	C12-D001-125	アキュムレータ	R1-K
	C41-A001	ほう酸水注入系貯蔵タンク	R1-K
	C41-C001A	ほう酸水注入系ポンプ (A)	R1-K
	C41-C001B	ほう酸水注入系ポンプ (B)	R1-K
	C41-M0-F001A	SLC タンク 出口弁 (A)	R1-K
	C41-M0-F001B	SLC タンク 出口弁 (B)	R1-K
	C41-M0-F006A	SLC 注入電動弁 (A)	R1-K
	C41-M0-F006B	SLC 注入電動弁 (B)	R1-K
原子炉冷却材圧 カバウンダリの 過圧防止/安全 弁及び逃がし弁 の吹き止まり	B21-N0-F001A~L	主蒸気逃がし安全弁 (安全弁開機能)	R1-J

表3-2 原子炉の安全停止に必要な機器等 (2/19)

機能	機器番号	設備名称	火災区域又は 火災区画
炉心冷却／停止 後の除熱	B21-N0- F001A, C, E, H, J, L -SV (A) (B)	主蒸気逃がし安全弁 (自動減圧機能) 用電磁弁 (A, C, E, H, J, L)	R1-J
	B21-N0- F001A, C, E, H, J, L	主蒸気逃がし安全弁 (自動減圧機能)	R1-J
	B21-N0- F001B, D, F, G, K	主蒸気逃がし安全弁	R1-J
	B21-N0- F001A, B, C, D, E, F , G, H, J, K, L-SV	主蒸気逃がし安全弁用電磁弁	R1-J
	P54-M0-F104A	代替 HPIN 第一隔離弁 (A)	RN-M
	P54-M0-F104B	代替 HPIN 第一隔離弁 (B)	R2-B
	P54-M0-F105A-1	代替 HPIN 排気流路切替弁 (A-1)	RN-M
	P54-M0-F105A-2	代替 HPIN 排気流路切替弁 (A-2)	R2-B
	P54-M0-F105B-1	代替 HPIN 排気流路切替弁 (B-1)	RN-M
	P54-M0-F105B-2	代替 HPIN 排気流路切替弁 (B-2)	R2-B
	E11-B001A	残留熱除去系熱交換器 (A)	R1-D
	E11-B001B	残留熱除去系熱交換器 (B)	R2-B
	E11-C001A	残留熱除去系ポンプ (A)	R1-A
	E11-C001B	残留熱除去系ポンプ (B)	R2-A
	E11-C001C	残留熱除去系ポンプ (C)	R2-A
	E11-M0-F001A	RHR ポンプ (A) S/C 吸込弁	R1-A
	E11-M0-F001B	RHR ポンプ (B) S/C 吸込弁	R2-A
	E11-M0-F001C	RHR ポンプ (C) S/C 吸込弁	R2-A
	E11-M0-F003A	RHR 熱交換器 (A) バイパス弁	R1-D
	E11-M0-F003B	RHR 熱交換器 (B) バイパス弁	R2-B
	E11-M0-F004A	RHR A 系 LPCI 注入隔離弁	R1-D
	E11-M0-F004B	RHR B 系 LPCI 注入隔離弁	R2-B
	E11-M0-F004C	RHR C 系 LPCI 注入隔離弁	R2-B
	E11-M0-F008A	RHR 熱交換器 (A) 出口弁	R1-D
	E11-M0-F008B	RHR 熱交換器 (B) 出口弁	R2-B
	E11-M0-F009A	RHR A 系格納容器スプレイ流量調整弁	R1-D
	E11-M0-F009B	RHR B 系格納容器スプレイ流量調整弁	R2-B
	E11-M0-F010A	RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁	R1-D
	E11-M0-F010B	RHR B 系格納容器スプレイ隔離弁	R2-B

表3-2 原子炉の安全停止に必要な機器等 (3/19)

機能	機器番号	設備名称	火災区域又は 火災区画
炉心冷却／停止 後の除熱	E11-MO-F011A	RHR A系 S/C スプレイ 隔離弁	R1-I
	E11-MO-F011B	RHR B系 S/C スプレイ 隔離弁	R1-I
	E11-MO-F012A	RHR A系 試験用調整弁	R1-I
	E11-MO-F012B	RHR B系 試験用調整弁	R1-I
	E11-MO-F012C	RHR C系 試験用調整弁	R1-I
	E11-MO-F015A	RHR A系 停止時冷却吸込第一隔離弁	R1-J
	E11-MO-F015B	RHR B系 停止時冷却吸込第一隔離弁	R1-J
	E11-MO-F016A	RHR A系 停止時冷却吸込第二隔離弁	R1-I
	E11-MO-F016B	RHR B系 停止時冷却吸込第二隔離弁	R1-I
	E11-MO-F017A	RHR ポンプ(A)停止時冷却吸込弁	R1-A
	E11-MO-F017B	RHR ポンプ(B)停止時冷却吸込弁	R2-A
	E11-MO-F018A	RHR A系 停止時冷却注入隔離弁	R1-I
	E11-MO-F018B	RHR B系 停止時冷却注入隔離弁	R1-I
	E11-MO-F024A	RHR ポンプ(A) ミニマムフロー弁	R1-I
	E11-MO-F024B	RHR ポンプ(B) ミニマムフロー弁	R1-I
	E11-MO-F024C	RHR ポンプ(C) ミニマムフロー弁	R1-I
	E11-MO-F037A	RHR A系 試料採取第一弁	R1-D
	E11-MO-F037B	RHR B系 試料採取第一弁	R2-B
	E11-MO-F038A	RHR A系 試料採取第二弁	R1-D
	E11-MO-F038B	RHR B系 試料採取第二弁	R2-B
	E11-MO-F039	事故後 RHR サンプリング第一弁	R1-D
	E11-MO-F040	事故後 RHR サンプリング第二弁	R1-D
	E11-MO-F045A	RHR A系 RW 連絡第一弁	R1-I
	E11-MO-F045B	RHR B系 RW 連絡第一弁	R1-I
	E11-MO-F046A	RHR A系 RW 連絡第二弁	R1-I
	E11-MO-F046B	RHR B系 RW 連絡第二弁	R1-I
	E11-MO-F049A	RHR A系 系統暖機弁	R1-I
	E11-MO-F049B	RHR B系 系統暖機弁	R1-I
	E11-MO-F080	代替循環冷却ポンプ吸込弁	R1-I
	E11-MO-F082	代替循環冷却ポンプ流量調整弁	R1-I
	E11-N0-F005A	RHR A系 L P C I 注入試験可能逆止弁	R1-J
	E11-N0-F005B	RHR B系 L P C I 注入試験可能逆止弁	R1-J
	E11-N0-F005C	RHR C系 L P C I 注入試験可能逆止弁	R1-J

表3-2 原子炉の安全停止に必要な機器等 (4/19)

機能	機器番号	設備名称	火災区域又は 火災区画
炉心冷却／停止 後の除熱	E11-N0-F019A	RHR A 系停止時冷却注入試験可能逆止弁	R1-J
	E11-N0-F019B	RHR B 系停止時冷却注入試験可能逆止弁	R1-J
	B32-M0-F001A	原子炉再循環ポンプ(A)吸込弁	R1-J
	B32-M0-F001B	原子炉再循環ポンプ(B)吸込弁	R1-J
	B32-M0-F002A	原子炉再循環ポンプ(A)吐出弁	R1-J
	B32-M0-F002B	原子炉再循環ポンプ(B)吐出弁	R1-J
	T49-M0-F005A	FCS A 系冷却水止め弁	R1-D
	T49-M0-F005B	FCS B 系冷却水止め弁	R2-B
	T49-M0-F006A	FCS A 系冷却水入口弁	RN-0
	T49-M0-F006B	FCS B 系冷却水入口弁	R-9-63
	E21-C001	低圧炉心スプレイ系ポンプ	R1-B
	E21-M0-F001	LPCS ポンプ S/C 吸込弁	R1-B
	E21-M0-F003	LPCS 注入隔離弁	R1-K
	E21-M0-F006	LPCS 試験用調整弁	R1-I
	E21-M0-F009	LPCS ポンプミニマムフロー弁	R1-I
	E21-N0-F004	LPCS 注入ライン試験可能逆止弁	R1-J
	E22-C001	高圧炉心スプレイ系ポンプ	R3-A
	E22-M0-F001	HPCS ポンプ CST 吸込弁	R3-A
	E22-M0-F003	HPCS 注入隔離弁	R1-K
	E22-M0-F006	HPCS ポンプ S/C 吸込弁	R3-A
	E22-M0-F008	HPCS CST 側第一試験用調整弁	R1-I
	E22-M0-F009	HPCS CST 側第二試験用調整弁	R1-I
	E22-M0-F010	HPCS S/C 側試験用調整弁	R1-I
	E22-M0-F011	HPCS ポンプ CST 側ミニマムフロー第一弁	R1-I
	E22-M0-F012	HPCS ポンプ CST 側ミニマムフロー第二弁	R1-I
	E22-M0-F013	HPCS ポンプ S/C 側ミニマムフロー弁	R1-I
	E22-N0-F004	HPCS 注入ライン試験可能逆止弁	R1-J
	P13-M0-F073	復水貯蔵タンク常用, 非常用給水管連絡ライン止め弁	R2-A
	P15-M0-F001	FPMUW ポンプ吸込弁	R-1-11
	P15-M0-F005	FPMUW 試験用調整弁	R1-I
	E61-M0-F006	HPAC 第二試験用調整弁	RN-J
	E61-M0-F007	HPAC ポンプミニマムフロー弁	RN-J
	P13-A001	復水貯蔵タンク	Y-7-7

表3-2 原子炉の安全停止に必要な機器等 (5/19)

機能	機器番号	設備名称	火災区域又は 火災区画
停止後の除熱	E51-A001	原子炉隔離時冷却系真空タンク	R1-A
	E51-C001	原子炉隔離時冷却系ポンプ	R1-A
	E51-C002	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン	R1-A
	E51-C003	原子炉隔離時冷却系復水ポンプ	R1-A
	E51-C004	原子炉隔離時冷却系真空ポンプ	R1-A
	E51-M0-F001	RCIC ポンプ CST 吸込弁	R1-A
	E51-M0-F003	RCIC 注入弁	R1-I
	E51-M0-F005	RCIC ポンプ S/C 吸込弁	R1-A
	E51-M0-F007	RCIC タービン入口蒸気ライン第一隔離弁	R1-J
	E51-M0-F008	RCIC タービン入口蒸気ライン第二隔離弁	R1-D
	E51-M0-F009	RCIC タービン止め弁	R1-A
	E51-M0-F011	RCIC タービン排気ライン隔離弁	R1-I
	E51-M0-F012	RCIC 第一試験用調整弁	R1-A
	E51-M0-F013	RCIC 第二試験用調整弁	R1-A
	E51-M0-F015	RCIC ポンプミニマムフロー弁	R1-I
	E51-M0-F017	RCIC 冷却水ライン止め弁	R1-A
	E51-PCV-F018	RCIC 冷却水ライン圧力調整弁	R1-A
	E51-M0-F027	RCIC タービン入口蒸気ライン暖機弁	R1-J
	E51-M0-F029	RCIC 真空ポンプ吐出ライン隔離弁	R1-I
	E51-A0-F035	RCIC 復水ポンプ吐出ドレンライン第一弁	R1-A
	E51-A0-F036	RCIC 復水ポンプ吐出ドレンライン第二弁	R1-A
	E51-M0-F071	RCIC 主蒸気止め弁	R1-A
	E51-M0-F082	RCIC 蒸気供給ライン分離弁	R1-D
	E51-A0-F004	RCIC 注入ライン試験可能逆止弁	R1-I
	E51-A0-F020	RCIC タービン入口蒸気ドレンライン第一弁	R1-A
	E51-A0-F021	RCIC タービン入口蒸気ドレンライン第二弁	R1-A
	E51-H0-F072	RCIC 蒸気加減弁	R1-A
	E61-M0-F050	HPAC タービン止め弁	RN-J
	E61-M0-F064	HPAC 蒸気供給ライン分離弁	R1-D
	E61-A0-F053	HPAC タービン入口蒸気ドレンライン第一弁	RN-J

表3-2 原子炉の安全停止に必要な機器等 (6/19)

機能	機器番号	設備名称	火災区域又は 火災区画
サポート系 (換気空調 補機非常用 冷却系)	P25-C001A	換気空調補機非常用冷却水系冷水ポンプ(A)	R1-B
	P25-C001B	換気空調補機非常用冷却水系冷水ポンプ(B)	R2-A
	P25-C001C	換気空調補機非常用冷却水系冷水ポンプ(C)	R1-B
	P25-C001D	換気空調補機非常用冷却水系冷水ポンプ(D)	R2-A
	P25-D001A	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(A)	R1-B
	P25-D001B	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(B)	R2-A
	P25-D001C	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(C)	R1-B
	P25-D001D	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(D)	R2-A
	P25-A002A	換気空調補機非常用冷却水系サージタンク(A)	R2-F
	P25-A002B	換気空調補機非常用冷却水系サージタンク(B)	R2-F
	P25-TCV-F007A	中央制御室給気冷却コイル(A)温度調節弁	C1-A
	P25-TCV-F007B	中央制御室給気冷却コイル(B)温度調節弁	C2-A
	P25-PCV-F014A	HECW(A)往還差圧調節弁	R1-B
	P25-PCV-F014B	HECW(B)往還差圧調節弁	R2-A
	P25-TCV-F018A	計測制御電源(A)室給気冷却コイル温度調節弁	C1-A
	P25-TCV-F018B	計測制御電源(B)室給気冷却コイル温度調節弁	C2-A
	P25-TCV-F024A	原子炉補機(A)室給気冷却コイル温度調節弁	R1-B
	P25-TCV-F024B	原子炉補機(B)室給気冷却コイル温度調節弁	R2-D
サポート系 (原子炉補 機冷却水系)	P42-C001A	原子炉補機冷却水ポンプ(A)	R1-B
	P42-C001B	原子炉補機冷却水ポンプ(B)	R2-A
	P42-C001C	原子炉補機冷却水ポンプ(C)	R1-B
	P42-C001D	原子炉補機冷却水ポンプ(D)	R2-A
	P42-A001A	原子炉補機冷却水サージタンク(A)	R2-F
	P42-A001B	原子炉補機冷却水サージタンク(B)	R2-F
	P42-B001A	原子炉補機冷却水系熱交換器(A)	R1-B
	P42-B001B	原子炉補機冷却水系熱交換器(B)	R2-A
	P42-B001C	原子炉補機冷却水系熱交換器(C)	R1-B
	P42-B001D	原子炉補機冷却水系熱交換器(D)	R2-A
	P42-TCV-F006A	RCW冷却水供給温度熱交換器(A)側調節弁	R1-B
	P42-TCV-F006B	RCW冷却水供給温度熱交換器(B)側調節弁	R2-A
	P42-TCV-F010A	RCW冷却水供給温度ポンプ(A)側調節弁	R1-B
	P42-TCV-F010B	RCW冷却水供給温度ポンプ(B)側調節弁	R2-A
	P42-MO-F004A	RCW熱交換器(A)冷却水出口弁	R1-B
	P42-MO-F004B	RCW熱交換器(B)冷却水出口弁	R2-A
	P42-MO-F004C	RCW熱交換器(C)冷却水出口弁	R1-B
	P42-MO-F004D	RCW熱交換器(D)冷却水出口弁	R2-A

表3-2 原子炉の安全停止に必要な機器等 (7/19)

機能	機器番号	設備名称	火災区域又は 火災区画
サポート系（原子炉補機冷却水系）	P42-M0-F013A	RHR 熱交換器(A)冷却水出口弁	R1-D
	P42-M0-F013B	RHR 熱交換器(B)冷却水出口弁	R2-B
	P42-M0-F031A	非常用 D/G (A)冷却水出口弁 (A)	R1-B
	P42-M0-F031B	非常用 D/G (B)冷却水出口弁 (B)	R2-A
	P42-M0-F031C	非常用 D/G (A)冷却水出口弁 (C)	R1-B
	P42-M0-F031D	非常用 D/G (B)冷却水出口弁 (D)	R2-A
	P42-M0-F036A	HECW 冷凍機(A)冷却水圧力調節弁	R1-B
	P42-M0-F036B	HECW 冷凍機(B)冷却水圧力調節弁	R2-A
	P42-M0-F036C	HECW 冷凍機(C)冷却水圧力調節弁	R1-B
	P42-M0-F036D	HECW 冷凍機(D)冷却水圧力調節弁	R2-A
	P42-M0-F251	RCW 代替冷却水不要負荷分離弁 (A)	R1-I
	P42-M0-F261	RCW 代替冷却水不要負荷分離弁 (B)	R1-I
	P42-M0-F091A	RCW 常用冷却水供給側分離弁 (A)	R1-B
	P42-M0-F091B	RCW 常用冷却水供給側分離弁 (B)	R2-A
	P42-A0-F089A	RCW 常用冷却水緊急しゃ断弁 (A)	R1-B
	P42-A0-F089B	RCW 常用冷却水緊急しゃ断弁 (B)	R2-A
	P42-A0-F089C	RCW 常用冷却水緊急しゃ断弁 (C)	R1-B
	P42-A0-F089D	RCW 常用冷却水緊急しゃ断弁 (D)	R2-A
サポート系（原子炉補機冷却海水系）	P45-C001A	原子炉補機冷却海水ポンプ (A)	Y1-A
	P45-C001B	原子炉補機冷却海水ポンプ (B)	R2-A
	P45-C001C	原子炉補機冷却海水ポンプ (C)	Y1-A
	P45-C001D	原子炉補機冷却海水ポンプ (D)	R2-A
	P45-M0-F002A	RSW ポンプ (A)吐出弁	Y1-A
	P45-M0-F002B	RSW ポンプ (B)吐出弁	R2-A
	P45-M0-F002C	RSW ポンプ (C)吐出弁	Y1-A
	P45-M0-F002D	RSW ポンプ (D)吐出弁	R2-A
	P45-M0-F004A	RSW ストレーナ (A)旋回弁	R1-B
	P45-M0-F004B	RSW ストレーナ (B)旋回弁	R2-A
	P45-M0-F004C	RSW ストレーナ (C)旋回弁	R1-B
	P45-M0-F004D	RSW ストレーナ (D)旋回弁	R2-A
	P45-M0-F006A	RSW ポンプ吐出連絡管 (A)止め弁	Y1-A
	P45-M0-F006B	RSW ポンプ吐出連絡管 (B)止め弁	R2-A

表3-2 原子炉の安全停止に必要な機器等 (8/19)

機能	機器番号	設備名称	火災区域又は 火災区画
サポート系（原子炉補機冷却海水系）	P45-M0-F012A	RSW ストレーナ(A)ブロー弁	R1-B
	P45-M0-F012B	RSW ストレーナ(B)ブロー弁	R2-A
	P45-M0-F012C	RSW ストレーナ(C)ブロー弁	R1-B
	P45-M0-F012D	RSW ストレーナ(D)ブロー弁	R2-A
	P45-D001A	原子炉補機冷却海水系ストレーナ(A)	R1-B
	P45-D001B	原子炉補機冷却海水系ストレーナ(B)	R2-A
	P45-D001C	原子炉補機冷却海水系ストレーナ(C)	R1-B
	P45-D001D	原子炉補機冷却海水系ストレーナ(D)	R2-A
サポート系（高圧炉心スプレイ補機冷却海水系）	P47-C001	高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ	R3-A
	P47-A001	高圧炉心スプレイ補機冷却水サージタンク	R2-F
	P47-B001	高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器	R3-A
サポート系（高圧炉心スプレイ補機冷却海水系）	P48-C001	高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ	Y3-A
	P48-M0-F002	HPSW ポンプ吐出弁	Y3-A
	P48-D001A	高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレーナ(A)	Y3-A
	P48-D001B	高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレーナ(B)	Y3-A
サポート系（非常用ディーゼル発電設備）	R43-A100A	潤滑油サンプタンク(A)	R1-B
	R43-A100B	潤滑油サンプタンク(B)	R2-A
	R43-A200A	非常用ディーゼル発電設備軽油タンク(A)	Y1-B
	R43-A200B	非常用ディーゼル発電設備軽油タンク(B)	Y2-B
	R43-A200C	非常用ディーゼル発電設備軽油タンク(C)	Y1-B
	R43-A200D	非常用ディーゼル発電設備軽油タンク(D)	Y2-B
	R43-A200E	非常用ディーゼル発電設備軽油タンク(E)	Y1-B
	R43-A200F	非常用ディーゼル発電設備軽油タンク(F)	Y2-B
	R43-A201A	燃料デイトンク(A)	R1-B
	R43-A201B	燃料デイトンク(B)	R2-D
	R43-B002A	清水加熱器(A)	R1-B
	R43-B002B	清水加熱器(B)	R2-A
	R43-B003A	機関付空気冷却器(A)	R1-B
	R43-B003B	機関付空気冷却器(B)	R2-A
	R43-B100A	潤滑油冷却器(A)	R1-B
	R43-B100B	潤滑油冷却器(B)	R2-A
	R43-B101A	潤滑油加熱器(A)	R1-B
	R43-B101B	潤滑油加熱器(B)	R2-A

表3-2 原子炉の安全停止に必要な機器等 (9/19)

機能	機器番号	設備名称	火災区域又は 火災区画
サポート系（非常用ディーゼル発電設備）	R43-C001A	非常用ディーゼル発電機(A)	R1-B
	R43-C001B	非常用ディーゼル発電機(B)	R2-A
	R43-C002A	非常用ディーゼル機関(A)	R1-B
	R43-C002B	非常用ディーゼル機関(B)	R2-A
	R43-C003A	清水加熱器ポンプ(A)	R1-B
	R43-C003B	清水加熱器ポンプ(B)	R2-A
	R43-C004A	機関付清水ポンプ(A)	R1-B
	R43-C004B	機関付清水ポンプ(B)	R2-A
	R43-C100A	潤滑油プライミングポンプ(A)	R1-B
	R43-C100B	潤滑油プライミングポンプ(B)	R2-A
	R43-C101A	機関付動弁注油電動ポンプ(A)	R1-B
	R43-C101B	機関付動弁注油電動ポンプ(B)	R2-A
	R43-C103A	機関付潤滑油ポンプ(A)	R1-B
	R43-C103B	機関付潤滑油ポンプ(B)	R2-A
	R43-C200A	燃料移送ポンプ(A)	Y1-B
	R43-C200B	燃料移送ポンプ(B)	Y2-B
	R43-C300A-1	D/G 空気圧縮機(A-1)	R1-B
	R43-C300A-2	D/G 空気圧縮機(A-2)	R2-A
	R43-C300B-1	D/G 空気圧縮機(B-1)	R1-B
	R43-C300B-2	D/G 空気圧縮機(B-2)	R2-A
	R43-TCV-F055A	D/G(A) 清水温度調整弁	R1-B
	R43-TCV-F055B	D/G(B) 清水温度調整弁	R2-A
	R43-TCV-F102A	潤滑油温度調整弁(A)	R1-B
	R43-TCV-F102B	潤滑油温度調整弁(B)	R2-A
	R43-A001A	清水膨張タンク(A)	R1-B
	R43-A001B	清水膨張タンク(B)	R2-A
	R43-A300A	空気だめ(自動)(A)	R1-B
	R43-A300B	空気だめ(自動)(B)	R2-A
	R43-A301A	空気だめ(手動)(A)	R1-B
	R43-A301B	空気だめ(手動)(B)	R2-A
	R43-B001A	清水冷却器(A)	R1-B
	R43-B001B	清水冷却器(B)	R2-A
	R43-D302A	排気サイレンサ(A)	—
	R43-D302B	排気サイレンサ(B)	—

表3-2 原子炉の安全停止に必要な機器等 (10/19)

機能	機器番号	設備名称	火災区域又は 火災区画
サポート系（非 常用ディーゼル 発電設備）	R43-D100A	潤滑油フィルタ（A）	R1-B
	R43-D100B	潤滑油フィルタ（B）	R2-A
	R43-D202A	燃料油フィルタ（A）	R1-B
	R43-D202B	燃料油フィルタ（B）	R2-A
	R43-S0-F308A	D/G（A）第一始動弁	R1-B
	R43-S0-F308B	D/G（B）第一始動弁	R2-A
	R43-S0-F311A	D/G（A）第二始動弁	R1-B
	R43-S0-F311B	D/G（B）第二始動弁	R2-A
	R43-S0-F317AX	D/G（A）第一停止弁	R1-B
	R43-S0-F317AY	D/G（A）第二停止弁	R1-B
	R43-S0-F317BX	D/G（B）第一停止弁	R2-A
	R43-S0-F317BY	D/G（B）第二停止弁	R2-A
サポート系（高 圧炉心スプレイ 系ディーゼル発 電機（燃料移送 系を含む））	R44-A001	清水膨張タンク	R3-A
	R44-A102	潤滑油補給タンク	R3-A
	R44-A200	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備軽油タンク	Y3-B
	R44-A201	燃料デイトンク	R3-A
	R44-A300	空気だめ（自動）	R3-A
	R44-A301	空気だめ（手動）	R3-A
	R44-B001	清水冷却器	R3-A
	R44-B002	清水加熱器	R3-A
	R44-B003	機関付空気冷却器	R3-A
	R44-B100	潤滑油冷却器	R3-A
	R44-B101	潤滑油加熱器	R3-A
	R44-B102	発電機軸受潤滑油冷却器	R3-A
	R44-C001	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機	R3-A
	R44-C002	高圧炉心スプレイ系ディーゼル機関	R3-A
	R44-C003	清水加熱器ポンプ	R3-A
	R44-C004	機関付清水ポンプ	R3-A
	R44-C100	潤滑油プライミングポンプ	R3-A
	R44-C103	機関付潤滑油ポンプ	R3-A
	R44-C104	潤滑油補給ポンプ	R3-A
	R44-C200	燃料移送ポンプ	Y3-B

表3-2 原子炉の安全停止に必要な機器等 (11/19)

機能	機器番号	設備名称	火災区域又は 火災区画
サポート系（高 圧炉心スプレ イ系ディーゼ ル発電機（燃 料移送系を 含む））	R44-C300H-1	D/G 空気圧縮機（H-1）	R3-A
	R44-C300H-2	D/G 空気圧縮機（H-2）	R3-A
	R44-TCV-F055	清水温度調整弁	R3-A
	R44-TCV-F102	潤滑油温度調整弁	R3-A
	R44-D100	機関付潤滑油フィルタ	R3-A
	R44-D202	燃料油フィルタ	R3-A
	R44-D302	排気サイレンサ	—
	R44-S0-F308	HPCS D/G 第一始動弁	R3-A
	R44-S0-F311	HPCS D/G 第二始動弁	R3-A
	R44-S0-F317X	HPCS D/G 第一停止弁	R3-A
	R44-S0-F317Y	HPCS D/G 第二停止弁	R3-A
サポート系（非 常用換気空調 系）	V10-D101	LPCS ポンプ室空調機	R1-B
	V10-D102	RHR ポンプ(A)室空調機	R1-A
	V10-D103	RHR ポンプ(B)室空調機	R2-A
	V10-D105	RHR ポンプ(C)室空調機	R2-A
	V10-D106	HPCS ポンプ室空調機	R3-A
	V11-C001A	原子炉補機(A)室送風機(A)	R1-B
	V11-C001B	原子炉補機(A)室送風機(B)	R1-B
	V11-C002A	原子炉補機(A)室排風機(A)	R1-B
	V11-C002B	原子炉補機(A)室排風機(B)	R1-B
	V11-C003A	D/G(A)室非常用送風機(A)	R1-B
	V11-C003B	D/G(A)室非常用送風機(B)	R1-B
	V11-C003C	D/G(A)室非常用送風機(C)	R1-B
	V11-C004	緊急用電気品室(1)非常用送風機	R1-C
	V11-D101A	RCW ポンプ(A)室空調機(A)	R1-B
	V11-D101B	RCW ポンプ(A)室空調機(B)	R1-B
	V12-C001A	原子炉補機(B)室送風機(A)	R2-D
	V12-C001B	原子炉補機(B)室送風機(B)	R2-D
	V12-C002A	原子炉補機(B)室排風機(A)	R2-A
	V12-C002B	原子炉補機(B)室排風機(B)	R2-A
	V12-C003A	D/G(B)室非常用送風機(A)	R2-D
	V12-C003B	D/G(B)室非常用送風機(B)	R2-D
	V12-C003C	D/G(B)室非常用送風機(C)	R2-D
	V12-C004	緊急用電気品室(2)非常用送風機	R2-D
	V12-D101A	RCW ポンプ(B)室空調機(A)	R2-A
	V12-D101B	RCW ポンプ(B)室空調機(B)	R2-A

表3-2 原子炉の安全停止に必要な機器等 (12/19)

機能	機器番号	設備名称	火災区域又は 火災区画
サポート系（非 常用換気空調 系）	V13-C001A	原子炉補機(HPCS)室送風機(A)	R3-A
	V13-C001B	原子炉補機(HPCS)室送風機(B)	R3-A
	V13-C002A	原子炉補機(HPCS)室排風機(A)	R3-A
	V13-C002B	原子炉補機(HPCS)室排風機(B)	R3-A
	V13-C003A	D/G(HPCS)室非常用送風機(A)	R3-A
	V13-C003B	D/G(HPCS)室非常用送風機(B)	R3-A
サポート系（中 央制御室換気空 調系）	V30-C001A	中央制御室送風機(A)	C1-A
	V30-C001B	中央制御室送風機(B)	C2-A
	V30-C002A	中央制御室排風機(A)	C1-A
	V30-C002B	中央制御室排風機(B)	C2-A
	V30-D303	中央制御室外気取入ダンパ（前）	C1-A
	V30-D304	中央制御室外気取入ダンパ（後）	C1-A
	V30-D305A	中央制御室排風機(A) 出口ダンパ	C1-A
	V30-D305B	中央制御室排風機(B) 出口ダンパ	C2-A
	V30-C003A	中央制御室再循環送風機(A)	C1-A
	V30-C003B	中央制御室再循環送風機(B)	C2-A
	V30-D301A	中央制御室少量外気取入ダンパ(A)	C1-A
	V30-D301B	中央制御室少量外気取入ダンパ(B)	C2-A
	V30-D302A	中央制御室再循環フィルタ装置入口ダンパ(A)	C1-A
	V30-D302B	中央制御室再循環フィルタ装置入口ダンパ(B)	C2-A
サポート系（非 常用換気空調 系）	V31-C001A	計測制御電源(A)室送風機(A)	C1-A
	V31-C001B	計測制御電源(A)室送風機(B)	C1-A
	V31-C002A	計測制御電源(A)室排風機(A)	C1-A
	V31-C002B	計測制御電源(A)室排風機(B)	C1-A
	V32-C001A	計測制御電源(B)室送風機(A)	C2-A
	V32-C001B	計測制御電源(B)室送風機(B)	C2-A
	V32-C002A	計測制御電源(B)室排風機(A)	C2-A
	V32-C002B	計測制御電源(B)室排風機(B)	C2-A

表3-2 原子炉の安全停止に必要な機器等 (13/19)

機能	機器番号	設備名称	火災区域又は 火災区画
サポート系（非 常用所内電源設 備（交流））	R22-P101	6.9kV メタクラ 6-2C	R1-B
	R22-P102	6.9kV メタクラ 6-2D	R2-A
	R22-P103	6.9kV メタクラ 6-2H	R3-A
	R23-P101	460V P/C 4-2C	R1-B
	R23-P102	460V P/C 4-2D	R2-A
	R23-P103	動力変圧器 6-2PH	R3-A
	R24-P103	460V R/B MCC 2C-1	R1-B
	R24-P104	460V R/B MCC 2C-2	R1-B
	R24-P105	460V R/B MCC 2C-3	R1-B
	R24-P106	460V R/B MCC 2C-4	R1-B
	R24-P107	460V R/B MCC 2C-5	R1-B
	R24-P108	460V R/B MCC 2D-1	R2-A
	R24-P109	460V R/B MCC 2D-2	R2-A
	R24-P110	460V R/B MCC 2D-3	R2-A
	R24-P111	460V R/B MCC 2D-4	R2-A
	R24-P112	460V R/B MCC 2D-5	R2-A
	R24-P115	460V R/B MCC 2H	R3-A
	R24-P301	460V C/B MCC 2C-1	C1-A
	R24-P302	460V C/B MCC 2C-2	C1-A
	R24-P303	460V C/B MCC 2D-1	C2-A
	R24-P304	460V C/B MCC 2D-2	C2-A
	R24-P703	460V R/B 交流電源切替盤 2C	R1-C
	R24-P704	460V R/B 交流電源切替盤 2D	R2-D
サポート系（直 流電源系）	R42-A	125V 蓄電池 2A	C1-B C1-A
	R42-B	125V 蓄電池 2B	C2-A
	R42-H	125V 蓄電池 2H	R3-A
	R42-P001A	125V 直流受電パワーセンタ 2A	C1-A
	R42-P001B	125V 直流受電パワーセンタ 2B	C2-A
	R42-P002A	125V 充電器盤 2A	C1-A
	R42-P002B	125V 充電器盤 2B	C2-A
	R42-P003A	125V 直流主母線盤 2A(P/C)	C1-A
	R42-P003B	125V 直流主母線盤 2B(P/C)	C2-A
	R42-P004A	125V 直流主母線盤 2A(MCC)	C1-A
	R42-P004B	125V 直流主母線盤 2B(MCC)	C2-A

表3-2 原子炉の安全停止に必要な機器等 (14/19)

機能	機器番号	設備名称	火災区域又は 火災区画
サポート系（直 流電源系）	R42-P032	125V 充電器盤 2H	R3-A
	R42-P033	125V 直流主母線盤 2H(P/C)	R3-A
	R42-P034	125V 直流主母線盤 2H(MCC)	R3-A
	R42-P051	125V 直流分電盤 2A-1	C1-A
	R42-P052	125V 直流分電盤 2A-2	C1-A
	R42-P053	125V 直流分電盤 2A-3	C1-A
	R42-P054	125V 直流分電盤 2B-1	C2-A
	R42-P055	125V 直流分電盤 2B-2	C2-A
	R42-P056	125V 直流分電盤 2B-3	C2-A
	R42-P060	125V 直流分電盤 2H	R3-A
	R42-P101	125V 直流 RCIC MCC	R1-D
サポート系（非 常用所内電源設 備（交流））	R46-P001	無停電交流電源用静止型無停電電源装置 2A	C1-A
	R46-P002	無停電交流電源用静止型無停電電源装置 2B	C2-A
	R46-P051	120V 無停電交流分電盤 2A-1	C1-A
	R46-P052	120V 無停電交流分電盤 2A-2	C1-A
	R46-P053	120V 無停電交流分電盤 2B-1	C2-A
	R46-P054	120V 無停電交流分電盤 2B-2	C2-A
	R47-P003A	中央制御室用電源切替盤 2A	C1-A
	R47-P003B	中央制御室用電源切替盤 2B	C2-A
	R47-P051	中央制御室 120V 交流分電盤 2A	C1-A
	R47-P052	中央制御室 120V 交流分電盤 2B	C2-A
	R47-P053	高圧炉心スプレイ系 120V 交流分電盤 2H	R3-A
	R47-TR001	HPCS 交流分電盤 2H用変圧器	R3-A
サポート系（制 御系）	H11-P601-1	原子炉冷却制御盤 ESS- I・III	C1-C
	H11-P601-2	原子炉冷却制御盤 ESS- II	C1-C
	H11-P602	原子炉補機制御盤	C1-C
	H11-P603	原子炉制御盤	C1-C
	H11-P606-1	起動領域モニタ・安全系プロセス放射線モニタ盤(A)	C1-C
	H11-P606-2	起動領域モニタ・安全系プロセス放射線モニタ盤(B)	C1-C
	H11-P609	A系原子炉保護系盤	C1-C
	H11-P611	B系原子炉保護系盤	C1-C

表3-2 原子炉の安全停止に必要な機器等 (15/19)

機能	機器番号	設備名称	火災区域又は 火災区画
サポート系 (制御系)	H11-P613-1	原子炉系プロセス計装盤 (A)ESS- I	C1-C
	H11-P613-2	原子炉系プロセス計装盤 (B)ESS- II	C1-C
	H11-P613-3	プロセス計装盤	C1-C
	H11-P614	原子炉系温度記録計装盤	C1-C
	H11-P617	残留熱除去系 (A)・低圧炉心スプレイ系盤 ESS- I	C1-C
	H11-P618	残留熱除去系 (B・C) 盤 ESS- II	C1-C
	H11-P620	高圧炉心スプレイ系盤 ESS-III	C1-C
	H11-P621	原子炉隔離時冷却系盤 ESS- I	C1-C
	H11-P622	格納容器第一隔離弁盤 NSSSS- I	C1-C
	H11-P623	格納容器第二隔離弁盤 NSSSS- II	C1-C
	H11-P624	A 系自動減圧系盤 ESS- I	C1-C
	H11-P625	B 系自動減圧系盤 ESS- II	C1-C
	H11-P628	FPC・FPMUW・SLC・MUWC・MUWP 制御盤	C1-C
	H11-P631-1	トリップチャンネル盤 ESS- I	C1-C
	H11-P631-2	トリップチャンネル盤 ESS- II	C1-C
	H11-P631-3	トリップチャンネル盤 ESS-III	C1-C
	H11-P638	格納容器内雰囲気モニタ盤 (A)	C1-C
	H11-P639	格納容器内雰囲気モニタ盤 (B)	C1-C
	H11-P645	サブレーションプール水温度記録監視盤区分 I	C1-C
	H11-P646	サブレーションプール水温度記録監視盤区分 II	C1-C
	H11-P651	所内補機制御盤	C1-C
	H11-P653	所内電源制御盤	C1-C
	H11-P678	原子炉格納容器調気系盤	C1-C
	H11-P680	A 系非常用換気空調系盤 ESS- I	C1-C
	H11-P681	B 系・HPCS 系非常用換気空調系盤 ESS- II ・ III	C1-C
	H11-P682	常用換気空調系盤	C1-C
	H11-P688	RCW・RSW 盤 ESS- I	C1-C
	H11-P689	RCW・RSW 盤 ESS- II	C1-C
	H11-P701-1	漏えい検出系盤区分 I	C1-C
	H11-P701-2	漏えい検出系盤区分 II	C1-C
	H11-P702	床漏えい検出表示盤	C1-C
	H11-P732	M/C 補助継電器盤 (2C)	C1-C
	H11-P733	M/C 補助継電器盤 (2D)	C1-C
	H11-P734	M/C 補助継電器盤 (2HPCS)	C1-C
H11-P931	電源切替制御盤 (1)	C1-C	

表3-2 原子炉の安全停止に必要な機器等 (16/19)

機能	機器番号	設備名称	火災区域又は 火災区画
サポート系 (制御系)	H21-P028A	スクラム電磁弁ヒューズ盤 (A)	R1-K
	H21-P028B	スクラム電磁弁ヒューズ盤 (B)	R1-K
	H21-P028C	スクラム電磁弁ヒューズ盤 (C)	R1-K
	H21-P028D	スクラム電磁弁ヒューズ盤 (D)	R1-K
	H21-P028E	スクラム電磁弁ヒューズ盤 (E)	R1-K
	H21-P028F	スクラム電磁弁ヒューズ盤 (F)	R1-K
	H21-P028G	スクラム電磁弁ヒューズ盤 (G)	R1-K
	H21-P028H	スクラム電磁弁ヒューズ盤 (H)	R1-K
	H21-P042	RCIC タービン制御盤	C1-A
	H21-P055	中央制御室外原子炉停止装置盤	C1-D
	H21-P270A	非常用ディーゼル発電機 2A シリコン整流器盤	R1-B
	H21-P270B	非常用ディーゼル発電機 2B シリコン整流器盤	R2-A
	H21-P271A	非常用ディーゼル発電機 2A 界磁調整器盤	R1-B
	H21-P271B	非常用ディーゼル発電機 2B 界磁調整器盤	R2-A
	H21-P272A	非常用ディーゼル発電機 2A 自動電圧調整器盤	R1-B
	H21-P272B	非常用ディーゼル発電機 2B 自動電圧調整器盤	R2-A
	H21-P273A	非常用ディーゼル発電機 2A 補機制御盤	R1-B
	H21-P273B	非常用ディーゼル発電機 2B 補機制御盤	R2-A
	H21-P274A	非常用ディーゼル発電機 2A 制御盤	R1-B
	H21-P274B	非常用ディーゼル発電機 2B 制御盤	R2-A
	H21-P275A	非常用ディーゼル発電機 2A NGR 盤	R1-B
	H21-P275B	非常用ディーゼル発電機 2B NGR 盤	R2-A
	H21-P276A	非常用ディーゼル発電機 2A SCT 盤	R1-B
	H21-P276B	非常用ディーゼル発電機 2B SCT 盤	R2-A
	H21-P277A	非常用ディーゼル発電機 2A PPT 盤	R1-B
	H21-P277B	非常用ディーゼル発電機 2B PPT 盤	R2-A
	H21-P278A	非常用ディーゼル発電機 2A PT-CT 盤	R1-B
	H21-P278B	非常用ディーゼル発電機 2B PT-CT 盤	R2-A
	H21-P280	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 シリコン整流器盤	R3-A
	H21-P281	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 界磁調整器盤	R3-A
	H21-P282	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 自動電圧調整器盤	R3-A

表3-2 原子炉の安全停止に必要な機器等 (17/19)

機能	機器番号	設備名称	火災区域又は 火災区画
サポート系 (制御系)	H21-P283	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 補機制御盤	R3-A
	H21-P284	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 制御盤	R3-A
	H21-P285	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 NGR 盤	R3-A
	H21-P286	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 SCT 盤	R3-A
	H21-P287	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 PPT 盤	R3-A
	H21-P288	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 PT-CT 盤	R3-A
	H21-P301A	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機 (A) 制御盤	R1-B
	H21-P301B	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機 (B) 制御盤	R2-A
	H21-P301C	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機 (C) 制御盤	R1-B
	H21-P301D	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機 (D) 制御盤	R2-A
	H21-P370A	SRNM 前置増幅器盤 (A)	R1-K
	H21-P370B	SRNM 前置増幅器盤 (B)	R1-K
	H21-P370C	SRNM 前置増幅器盤 (C)	R1-K
	H21-P370D	SRNM 前置増幅器盤 (D)	R1-K
	H21-P384A	格納容器内雰囲気モニタヒータ制御盤 (A)	R1-B
	H21-P384B	格納容器内雰囲気モニタヒータ制御盤 (B)	R2-D
	H22-P382A	格納容器内雰囲気モニタサンプリングラック (A)	R1-H
	H22-P382B	格納容器内雰囲気モニタサンプリングラック (B)	R2-B
	H25-P386A	格納容器内雰囲気モニタプリアンプ収納箱 (A)	C1-A
	H25-P386B	格納容器内雰囲気モニタプリアンプ収納箱 (B)	C2-A
プロセス監視	C51-NE001A	SRNM 検出器 A	R1-J
	C51-NE001B	SRNM 検出器 B	R1-J
	C51-NE001C	SRNM 検出器 C	R1-J
	C51-NE001D	SRNM 検出器 D	R1-J
	C51-NE001E	SRNM 検出器 E	R1-J
	C51-NE001F	SRNM 検出器 F	R1-J
	C51-NE001G	SRNM 検出器 G	R1-J
	C51-NE001H	SRNM 検出器 H	R1-J
	B21-LT044A	原子炉水位 (燃料域)	R1-K
	B21-LT044B	原子炉水位 (燃料域)	R1-K
	B21-LT052A	原子炉水位 (広帯域) (A)	R1-K
	B21-LT052B	原子炉水位 (広帯域) (B)	R1-K
	B21-PT051A	原子炉圧力 (A)	R1-K
	B21-PT051B	原子炉圧力 (B)	R1-K

表3-2 原子炉の安全停止に必要な機器等 (18/19)

機能	機器番号	設備名称	火災区域又は 火災区画
プロセス監視	T11-TE001A	サブプレッションプール水温度(11°)	R1-J
	T11-TE001B	サブプレッションプール水温度(11°)	R1-J
	T11-TE002A	サブプレッションプール水温度(34°)	R1-J
	T11-TE002B	サブプレッションプール水温度(34°)	R1-J
	T11-TE003A	サブプレッションプール水温度(56°)	R1-J
	T11-TE003B	サブプレッションプール水温度(56°)	R1-J
	T11-TE004A	サブプレッションプール水温度(79°)	R1-J
	T11-TE004B	サブプレッションプール水温度(79°)	R1-J
	T11-TE005A	サブプレッションプール水温度(101°)	R1-J
	T11-TE005B	サブプレッションプール水温度(101°)	R1-J
	T11-TE006A	サブプレッションプール水温度(124°)	R1-J
	T11-TE006B	サブプレッションプール水温度(124°)	R1-J
	T11-TE007A	サブプレッションプール水温度(146°)	R1-J
	T11-TE007B	サブプレッションプール水温度(146°)	R1-J
	T11-TE008A	サブプレッションプール水温度(169°)	R1-J
	T11-TE008B	サブプレッションプール水温度(169°)	R1-J
	T11-TE009A	サブプレッションプール水温度(191°)	R1-J
	T11-TE009B	サブプレッションプール水温度(191°)	R1-J
	T11-TE010A	サブプレッションプール水温度(214°)	R1-J
	T11-TE010B	サブプレッションプール水温度(214°)	R1-J
	T11-TE011A	サブプレッションプール水温度(236°)	R1-J
	T11-TE011B	サブプレッションプール水温度(236°)	R1-J
	T11-TE012A	サブプレッションプール水温度(259°)	R1-J
	T11-TE012B	サブプレッションプール水温度(259°)	R1-J
	T11-TE013A	サブプレッションプール水温度(281°)	R1-J
	T11-TE013B	サブプレッションプール水温度(281°)	R1-J
	T11-TE014A	サブプレッションプール水温度(304°)	R1-J
	T11-TE014B	サブプレッションプール水温度(304°)	R1-J
	T11-TE015A	サブプレッションプール水温度(326°)	R1-J
	T11-TE015B	サブプレッションプール水温度(326°)	R1-J
	T11-TE016A	サブプレッションプール水温度(349°)	R1-J
	T11-TE016B	サブプレッションプール水温度(349°)	R1-J
	E11-FT006A	RHR ポンプ(A) 出口流量	R1-A
E11-FT006B	RHR ポンプ(B) 出口流量	R1-A	
E11-FT006C	RHR ポンプ(C) 出口流量	R2-A	

表3-2 原子炉の安全停止に必要な機器等 (19/19)

機能	機器番号	設備名称	火災区域又は 火災区画
プロセス監視	E11-TE010A	RHR 熱交換器(A)入口温度	R1-D
	E11-TE010B	RHR 熱交換器(B)入口温度	R2-B
	E21-FT006	LPCS ポンプ出口流量	R1-B
	E22-FT005B	HPCS ポンプ出口流量	R3-A
	E51-FT004	RCIC ポンプ出口流量	R1-A
	P13-LT005	復水貯蔵タンク水位	Y-7-7
	P42-LT011A	RCW サージタンク(A)水位	R2-F
	P42-LT011B	RCW サージタンク(B)水位	R2-F
	R22-VI621C	6-2C 母線電圧	C1-C
	R22-VI621D	6-2D 母線電圧	C1-C
	R22-VI621H	HPCS 母線電圧	C1-C
	R42-VI701A	125V 直流主母線 2A 電圧	C1-C
	R42-VI701B	125V 直流主母線 2B 電圧	C1-C
	R42-VI800	HPCS125V 直流主母線電圧	C1-C
	T48-PT014	ドライウエル圧力	R1-K
	T48-PT017	ドライウエル圧力	R2-E
	T48-PT018A	圧力抑制室内圧力	R1-K
	T48-PT018B	圧力抑制室内圧力	R1-K
	T48-LT020	圧力抑制室水位	R1-A
	T48-LT021	圧力抑制室水位	R1-B
	P42-PT004A	RCW A系 冷却水供給圧力	R1-B
	P42-PT004B	RCW B系 冷却水供給圧力	R2-A
	P45-PT001A	R S Wポンプ(A)出口圧力	Y1-A
	P45-PT001B	R S Wポンプ(B)出口圧力	R2-A
	P45-PT001C	R S Wポンプ(C)出口圧力	Y1-A
	P45-PT001D	R S Wポンプ(D)出口圧力	R2-A
	P47-PT004	HPCW 冷却水供給圧力	R3-A
	P48-PT001	HPSW ポンプ出口圧力	Y3-A
	D23-RE005A	CAMS 放射線モニタ(IC)(D/W)	R1-K
	D23-RE005B	CAMS 放射線モニタ(IC)(D/W)	R1-K
	D23-RE006A	CAMS 放射線モニタ(IC)(S/C)	R1-I
	D23-RE006B	CAMS 放射線モニタ(IC)(S/C)	R1-I
	D23-H2T001A	格納容器内雰囲気気水素濃度	R1-H
	D23-H2T001B	格納容器内雰囲気気水素濃度	R2-B

表3-3 放射性物質の貯蔵等の機器等

機能	系統	設備名称	火災区域又は火災区画
原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されないものであって、放射性物質を貯蔵する機能	気体廃棄物処理系	配管，排ガス予熱器，排ガス再結合器，排ガス復水器，排ガス予冷器，排ガス乾燥器，活性炭式希ガスホールドアップ塔，排ガスフィルタ	T-1-27 T-3-13
		空気作動弁	T-3-13
		気体廃棄物処理設備エリア排気放射線モニタ	T-1
放射性物質の閉じ込め機能，放射線の遮蔽及び放出低減機能	非常用ガス処理系	空気作動弁，電動弁，空調機，乾燥装置	RN-E
放射性物質の放出の防止機能	放射性気体廃棄物処理系の隔離弁	空気作動弁	T-3-13

表3-4 重大事故等対処施設の機器リスト (1/9)

設備名称	火災区域又は 火災区画	備考
炉心シュラウド	R1-J	
シュラウドサポート	R1-J	
炉心シュラウド支持ロッド	R1-J	
上部格子板	R1-J	
炉心支持板	R1-J	
中央燃料支持金具	R1-J	
周辺燃料支持金具	R1-J	
制御棒案内管	R1-J	
原子炉压力容器	R1-J	
ジェットポンプ	R1-J	
使用済燃料プール	R2-F	
使用済燃料貯蔵ラック	R2-F	
制御棒・破損燃料貯蔵ラック	R2-F	
使用済燃料プール水位/温度(ガイドパルス式)	R2-F	
使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式)	R2-F	
燃料プール冷却浄化系熱交換器	RN-0	
燃料プール冷却浄化系ポンプ	RN-0	
スキマサージタンク	R2-F	
使用済燃料プール監視カメラ	R2-F	
サイフォンブレイク孔	R2-F	
主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ	R1-J	
B21-F001A, C, E, H, J, L(主蒸気逃がし安全弁(A, C, E, H, J, L))	R1-J	
残留熱除去系熱交換器(A)	R1-D	
残留熱除去系熱交換器(B)	R2-B	
残留熱除去系ポンプ(A)	R1-A	
残留熱除去系ポンプ(B)	R2-A	
残留熱除去系ストレーナ(A)	R1-J	
残留熱除去系ストレーナ(B)	R1-J	
T48-F019(ドライウェルベント用出口隔離弁)	R2-B	
T48-F022(サブプレッションチェンバベント用出口隔離弁)	R1-I	
T63-F001(原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁(A))	R1-K	
T63-F002(原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁(B))	R1-K	
高圧炉心スプレイ系ポンプ	R3-A	
復水貯蔵タンク	R-7-7	
高圧炉心スプレイ系ストレーナ	R1-J	

表3-4 重大事故等対処施設の機器リスト (2/9)

設備名称	火災区域又は 火災区画	備考
低圧炉心スプレイ系ポンプ	R1-B	
低圧炉心スプレイ系ストレーナ	R1-J	
高圧代替注水系タービンポンプ	RN-J	
原子炉隔離時冷却系ポンプ	R1-A	
直流駆動低圧注水系ポンプ	R3-A	
復水移送ポンプ	R-3-8	
代替循環冷却ポンプ	RN-A	
残留熱除去系ポンプ(C)	R2-A	
残留熱除去系ストレーナ(C)	R1-J	
原子炉補機冷却水系熱交換器(A)	R1-B	
原子炉補機冷却水系熱交換器(B)	R2-A	
原子炉補機冷却水系熱交換器(C)	R1-B	
原子炉補機冷却水系熱交換器(D)	R2-A	
原子炉補機冷却水ポンプ(A)	R1-B	
原子炉補機冷却水ポンプ(B)	R2-A	
原子炉補機冷却水ポンプ(C)	R1-B	
原子炉補機冷却水ポンプ(D)	R2-A	
原子炉補機冷却海水ポンプ(A)	Y1-A	
原子炉補機冷却海水ポンプ(B)	R2-A	
原子炉補機冷却海水ポンプ(C)	Y1-A	
原子炉補機冷却海水ポンプ(D)	R2-A	
原子炉補機冷却水サージタンク(A)	R2-F	
原子炉補機冷却水サージタンク(B)	R2-F	
原子炉補機冷却海水系ストレーナ(A)	R1-B	
原子炉補機冷却海水系ストレーナ(B)	R2-A	
原子炉補機冷却海水系ストレーナ(C)	R1-B	
原子炉補機冷却海水系ストレーナ(D)	R2-A	
高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器	R3-A	
高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ	R3-A	
高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ	Y3-A	
高圧炉心スプレイ補機冷却水サージタンク	R1-K	
高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレーナ	Y3-A	
T48-F020(ベント用非常用ガス処理系側隔離弁)	RN-E	
T48-F021(ベント用換気空調系側隔離弁)	R1-K	
T48-F045(格納容器排気非常用ガス処理系側止め弁)	RN-E	
T48-F046(格納容器排気換気空調系側止め弁)	R1-K	

表3-4 重大事故等対処施設の機器リスト (3/9)

設備名称	火災区域又は 火災区画	備考
T48-F043(原子炉格納容器耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁)	RN-E	
T48-F044(原子炉格納容器耐圧強化ベント用連絡配管止め弁)	RN-E	
原子炉格納容器(ドライウェル)	R1-J	
原子炉格納容器(サブプレッションチェンバ)	R1-J	
排気筒	—	
E22-F003(高压炉心スプレイ系注入隔離弁)	R1-K	
E61-F003(高压代替注水系注入弁)	RN-J	
E61-F050(高压代替注水系タービン止め弁)	RN-J	
E51-F082(原子炉隔離時冷却系蒸気供給ライン分離弁)	R1-D	
P15-F001(燃料プール補給水系ポンプ吸込弁)	R-1-11	
E51-F003(原子炉隔離時冷却系注入弁)	R1-I	
E51-F008(原子炉隔離時冷却系タービン入口蒸気ライン第二隔離弁)	R1-D	
E51-F009(原子炉隔離時冷却系タービン止め弁)	R1-A	
E51-F017(原子炉隔離時冷却系冷却水ライン止め弁)	R1-A	
E51-F536(原子炉隔離時冷却系真空タンクドレン弁)	R1-A	
E61-F064(高压代替注水系蒸気供給ライン分離弁)	R1-D	
制御棒	R1-J	
制御棒駆動機構	R1-J	
水圧制御ユニット(アキュムレータ, 窒素容器, スクラム入口弁, スクラム出口弁含む。)	R1-K	
ほう酸水注入系ポンプ(A)	R1-K	
ほう酸水注入系ポンプ(B)	R1-K	
ほう酸水注入系貯蔵タンク	R1-K	
起動領域モニタ	R1-J	
出力領域モニタ	R1-J	
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	R1-A	
高压炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	R3-A	
高压代替注水系ポンプ出口圧力	R1-A	
直流駆動低压注水系ポンプ出口圧力	R3-A	
代替循環冷却ポンプ出口圧力	RN-A	
残留熱除去系ポンプ出口圧力	R1-A	
低压炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	R1-B	
復水移送ポンプ出口圧力	R-3-8	
残留熱除去系熱交換器入口温度	R1-D/R2-B	
残留熱除去系熱交換器出口温度	R1-D/R2-B	

表3-4 重大事故等対処施設の機器リスト (4/9)

設備名称	火災区域又は 火災区画	備考
残留熱除去系ポンプ(A) 出口流量	R1-A	
残留熱除去系ポンプ(B) 出口流量	R1-A	
残留熱除去系ポンプ(C) 出口流量	R2-A	
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	R1-A	
高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	R3-A	
低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	R1-B	
高圧代替注水系ポンプ出口流量	R1-A	
残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	R1-K	
残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	R1-K	
直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量	R3-A	
代替循環冷却ポンプ出口流量	RN-A	
原子炉圧力	R1-K	
原子炉圧力(SA)	R1-K	
原子炉水位(広帯域)	R1-K	
原子炉水位(燃料域)	R1-K	
原子炉水位(SA広帯域)	R1-K	
原子炉水位(SA燃料域)	R1-K	
ドライウエル圧力	R1-K/R2-E	
圧力抑制室圧力	R1-K	
ドライウエル温度	R1-J	
圧力抑制室内空気温度	R1-J	
サブプレッションプール水温度	R1-J	
原子炉格納容器下部温度	R1-J	
格納容器内雰囲気酸素濃度	R1-H/R2-B	
格納容器内水素濃度(D/W)	R1-J	
格納容器内水素濃度(S/C)	R1-J	
格納容器内雰囲気水素濃度	R1-H/R2-B	
復水貯蔵タンク水位	Y-7-7	
原子炉格納容器代替スプレイ流量	R1-K	
原子炉格納容器下部注水流量	R1-K	
圧力抑制室水位	R1-A/R1-B	
原子炉格納容器下部水位	R1-J	
ドライウエル水位	R1-J	
原子炉建屋内水素濃度	RN-P/R3-D/ RN-M/R2-F	

表3-4 重大事故等対処施設の機器リスト (5/9)

設備名称	火災区域又は 火災区画	備考
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, IP-FAX)	KB-1	
無線連絡設備(固定型)	C1-C/KB-1	
衛星電話設備(固定型)	C1-C/KB-1	
安全パラメータ表示システム(SPDS)	C1-C/KB-1	
データ伝送設備	KB-1	
フィルタ装置出口水素濃度	RN-0	
静的触媒式水素再結合装置動作監視装置	R2-F	
原子炉圧力容器温度	R1-J	
フィルタ装置入口圧力(広帯域)	R1-B	
フィルタ装置出口圧力(広帯域)	R1-K	
フィルタ装置水位(広帯域)	R1-K	
フィルタ装置水温度	RN-I	
原子炉補機冷却水系系統流量	R1-B/R2-A	
残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量	R1-K	
高圧窒素ガス供給系 ADS 入口圧力	R1-K	
代替高圧窒素ガス供給系窒素ガス供給止め弁入口圧力	R2-A	
6-2F-1 母線電圧	C1-C	
6-2F-2 母線電圧	C1-C	
6-2C 母線電圧	C1-C	
6-2D 母線電圧	C1-C	
6-2H 母線電圧	C1-C	
4-2C 母線電圧	C1-C	
4-2D 母線電圧	C1-C	
125V 直流主母線2A 電圧	C1-C	
125V 直流主母線2B 電圧	C1-C	
125V 直流主母線2A-1 電圧	C1-C	
125V 直流主母線2B-1 電圧	C1-C	
250V 直流主母線電圧	C1-C	
HPCS125V 直流主母線電圧	C1-C	

表3-4 重大事故等対処施設の機器リスト (6/9)

設備名称	火災区域又は 火災区画	備考
格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)	R1-K	
格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)	R1-I	
フィルタ装置出口放射線モニタ	R1-B	
耐圧強化ベント系放射線モニタ	R2-A	
使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (低線量)	R2-F	
使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量)	R2-F	
中央制御室送風機	C1-A/C2-A	
中央制御室再循環送風機	C1-A	
中央制御室排風機	C1-A/C2-A	
中央制御室再循環フィルタ装置	C1-A	
緊急時対策所非常用送風機	KB-1	
緊急時対策所非常用フィルタ装置	KB-1	
二次遮蔽	—	
中央制御室遮蔽	C1-C	
緊急時対策所遮蔽	KB-1	
中央制御室待避所遮蔽	C1-C	
差圧計 (中央制御室待避所用)	C1-C	
差圧計 (緊急時対策所用)	KB-1	
機器搬出入用ハッチ	R1-K	
逃がし安全弁搬出入口	R3-D	
制御棒駆動機構搬出入口	RN-P	
サブプレッションチェンバ出入口	R1-I	
所員用エアロック	RN-M	
原子炉建屋原子炉棟	—	
原子炉建屋機器搬出入口	RN-I	
原子炉建屋エアロック	R2-D/RN-E	
T11-F034A, B, C, D, E, F (真空破壊弁)	R1-J	
ダウンコマ	R1-J	
ベント管	R1-J	
ベント管ベローズ	R1-J	
ベントヘッド	R1-J	
非常用ガス処理系排風機	RN-E	
静的触媒式水素再結合装置	R2-F	
T48-F064 (窒素ガス発生装置出口共用ヘッド安全弁)	—	

表3-4 重大事故等対処施設の機器リスト (7/9)

設備名称	火災区域又は 火災区画	備考
フィルタ装置	RN-I	
フィルタ装置出口側ラプチャディスク	RN-I	
原子炉建屋ブローアウトパネル	RN-E	
非常用ガス処理系空気乾燥装置	RN-E	
非常用ガス処理系フィルタ装置	RN-E	
原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置	RN-E	
非常用ディーゼル発電機（内燃機関，調速装置，非常調速装置，清水ポンプ含む。）	R1-B/R2-A	
空気だめ(自動)	R1-B/R2-A	
燃料デイトンク	R1-B/R2-D	
燃料移送ポンプ	Y1-B/Y2-B	
非常用ディーゼル発電設備軽油タンク	Y1-B/Y2-B	
励磁装置	R1-B/R2-A	
保護継電装置	R1-B/R2-A	
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（内燃機関，調速装置，非常調速装置，清水ポンプ含む。）	R3-A	
空気だめ(自動)	R3-A	
燃料デイトンク	R3-A	
燃料移送ポンプ	Y3-B	
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備軽油タンク	Y3-B	
励磁装置	R3-A	
保護継電装置	R3-A	
ガスタービン機関	EB-1	
調速装置	EB-1	
非常調速装置	EB-1	
ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ	EG-1	
ガスタービン発電設備軽油タンク	EB-1	
ガスタービン発電設備燃料小出槽	EB-1	
ガスタービン発電機	EB-1	
ガスタービン発電機励磁装置	EB-1	
ガスタービン発電機保護継電装置	EB-1	
緊急時対策所軽油タンク	EG-1	

表3-4 重大事故等対処施設の機器リスト (8/9)

設備名称	火災区域又は 火災区画	備考
125V蓄電池 (A)	C1-B/C1-A	
125V蓄電池 (B)	C2-C	
125V蓄電池 (H)	R3-A	
250V蓄電池	C1-A	
125V代替蓄電池	CN-A	
125V充電器2A	C1-A	
125V充電器2B	C2-A	
125V充電器2H	R3-A	
250V充電器	C2-A	
125V代替充電器	C2-A	
動力変圧器(緊急用)	R2-D	
ガスタービン発電機接続盤	EB-1	
メタルクラッドスイッチギア(緊急用)	R2-D/EB-1	
パワーセンタ(緊急用)	R2-D	
ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ接続盤	EB-1	
モータコントロールセンタ(緊急用)	R2-D	
中央制御室120V交流分電盤(緊急用)	R2-D	
460V原子炉建屋交流電源切替盤(緊急用)	R2-D	
120V原子炉建屋交流電源切替盤(緊急用)	R2-D	
125V直流主母線盤2A, 2B	C1-A/C2-A	
125V直流主母線盤2H	R3-A	
125V直流RCICモータコントロールセンタ	R1-D	
125V直流分電盤2A-1, 2A-2, 2A-3, 2B-1, 2B-2, 2B-3, 2B-4	C1-A/C2-A	
125V直流電源切替盤2A, 2B	R1-C/R2-D	
125V直流主母線盤2A-1, 2B-1	R1-C/R2-D	
125V直流分電盤2H	R3-A	
メタルクラッドスイッチギア(非常用)	R1-B/R2-A/ R3-A	
動力変圧器(非常用)	R1-B/R2-A/ R3-A	
パワーセンタ(非常用)	R1-B/R2-A	
モータコントロールセンタ(非常用)	R1-B/R2-A/ R3-A/C1-A/ C2-A	
中央制御室分電盤用変圧器(非常用)	C1-A/C2-A	
中央制御室120V交流分電盤(非常用)	C1-A/C2-A	
460V原子炉建屋交流電源切替盤(非常用)	R1-C/R2-D	

表3-4 重大事故等対処施設の機器リスト (9/9)

設備名称	火災区域又は 火災区画	備考
貯留堰(No. 1), (No. 2), (No. 3), (No. 4), (No. 5), (No. 6)	—	
取水口	—	
取水路	—	
海水ポンプ室	—	

4. 火災の発生防止

発電用原子炉施設は、火災によりその安全性を損なわないよう、以下に示す対策を講じる。

4.1項では、発電用原子炉施設の火災の発生防止として実施する発火性又は引火性物質を内包する設備、可燃性の蒸気又は可燃性の微粉、発火源、水素並びに過電流による過熱防止に対する対策について説明するとともに、火災の発生防止に係る個別留意事項についても説明する。

4.2項では、火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に対して、原則、不燃性材料及び難燃性材料を使用する設計であることを説明する。

4.3項では、落雷、地震等の自然現象に対しても、火災の発生防止対策を講じることを説明する。

4.1 発電用原子炉施設の火災の発生防止について

(1) 発火性又は引火性物質に対する火災の発生防止対策

発火性又は引火性物質を内包する設備又はこれらの設備を設置する火災区域又は火災区画は、以下の火災の発生防止対策を講じる。

ここでいう発火性又は引火性物質は、消防法で危険物として定められる潤滑油又は燃料油並びに高圧ガス保安法で高圧ガスとして定められる水素、窒素、液化炭酸ガス、空調用冷媒等のうち可燃性である水素を対象とする。

以下、a. 項において、潤滑油又は燃料油を内包する設備に対する火災の発生防止対策、b. 項において、水素を内包する設備に対する火災の発生防止対策について説明する。

a. 潤滑油又は燃料油を内包する設備に対する火災の発生防止対策

(a) 潤滑油又は燃料油の漏えい及び拡大防止対策

潤滑油又は燃料油を内包する設備（以下「油内包設備」という。）は、溶接構造、シール構造の採用により、油の漏えいを防止する。

油内包設備は漏えい油を全量回収する構造である堰、ドレンリム、オイルパン又は側溝により、油内包設備の漏えい油の拡大を防止する。（図4-1）

(b) 油内包設備の配置上の考慮

火災区域内に設置する油内包設備の火災により、発電用原子炉施設の安全機能及び重大事故等に対処する機能を損なわないよう、発電用原子炉施設の火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設は、油内包設備の火災による影響を軽減するために、壁等の設置又は隔離を確保する配置上の考慮を行う設計とする。

(c) 油内包設備を設置する火災区域の換気

潤滑油又は燃料油は、油内包設備を設置する室内温度よりも十分高く、機器運転時の温度よりも高い引火点の潤滑油又は燃料油を使用する設計とする。

また、潤滑油又は燃料油が設備の外部へ漏えいした場合に可燃性蒸気となって爆発性雰囲気形成をしないよう、空調機器による機械換気又は自然換気を行う設計とする。

油内包設備がある火災区域における換気を、表4-1に示す。

(d) 潤滑油又は燃料油の防爆対策

潤滑油又は燃料油は、(c)項に示すとおり、設備の外部へ漏えいしても爆発性雰囲気は形成されない。

したがって、油内包設備を設置する火災区域では、可燃性蒸気の着火源防止対策として用いる防爆型の電気品及び計装品の使用並びに防爆を目的とした電気設備の接地対策は不要とする設計とする。

(e) 潤滑油又は燃料油の貯蔵

潤滑油又は燃料油の貯蔵設備とは、供給設備へ潤滑油又は燃料油を補給するためにこれらを貯蔵する設備のことであり、ディーゼル発電設備へ燃料を補給するための軽油タンク及び燃料デイトンク、常設代替交流電源設備へ燃料を補給するためのガスタービン発電設備軽油タンク及び電源車（緊急時対策所用）へ燃料を補給するための緊

急時対策建屋軽油タンクがある。

これらの設備は、以下のとおり、貯蔵量を一定時間の運転に必要な量にとどめる設計とする。

- イ. 非常用ディーゼル発電設備軽油タンクは、非常用ディーゼル発電機2台を7日間連続運転するために必要な量を考慮した必要量（2台合計で約584m³）を貯蔵するため、約110m³/基のタンクを6基（6基合計約660m³）設置する設計とする。
 - ロ. 高圧炉心スプレー系ディーゼル発電設備軽油タンクは、高圧炉心スプレー系ディーゼル発電機1台を7日間連続運転するために必要な量を考慮した必要量（約151m³）を貯蔵するため、約170m³のタンクを設置する設計とする。
 - ハ. 燃料デイトタンクは、タンク容量（約20m³（HPCS系は約14m³））に対して、非常用ディーゼル発電機を8時間連続運転するために必要な量（約13.9m³（HPCS系は約7.2m³））を考慮し、貯蔵量が約15.9m³～17.6m³（HPCS系は約9.7m³～11.3m³）になるように管理する。
 - ニ. ガスタービン発電設備軽油タンクは、ガスタービン発電機2台を7日間連続運転するために必要な量（約254m³）に対し、約110m³/基のタンクを3基（3基合計約330m³）設置する設計とする。
 - ホ. 緊急時対策建屋軽油タンクは、電源車（緊急時対策所用）を7日間連続運転するために必要な量（約16.8m³）に対し、約10m³/基のタンクを3基（3基合計約30m³）設置する設計とする。
- b. 水素を内包する設備に対する火災の発生防止対策
- (a) 水素の漏えい及び拡大防止対策

水素を内包する設備のうち気体廃棄物処理系設備、発電機水素ガス供給設備の配管等は雰囲気への水素の漏えいを考慮した溶接構造とし、弁グランド部からの雰囲気への水素漏えいの可能性のある弁は、雰囲気への水素の漏えいを考慮しベローズ等によって、水素の漏えい及び拡大防止対策を講じる。

以下に示す水素ポンベは、常時、建屋外に保管し、ポンベ使用時のみ必要量を建屋に持ち込む運用について、火災防護計画に定め管理することにより、水素の漏えい及び拡大防止対策を講じる。

 - イ. 格納容器内雰囲気モニタ校正用水素ポンベ
 - ロ. 気体廃棄物処理系設備水素濃度校正用水素ポンベ
 - ハ. フィルタ装置出口水素濃度校正用水素ポンベ
 - ニ. 原子炉建屋水素濃度校正用水素ポンベ
 - (b) 水素の漏えい検出

蓄電池を設置する火災区域又は火災区画は、水素濃度検出器を設置し、水素の燃焼限界濃度である4 vol%の1/4以下の濃度にて、中央制御室に警報を発する設計とする。

気体廃棄物処理系設備は、設備内の水素濃度が燃焼限界濃度以下となるように設計

するが、設備内の水素濃度については中央制御室にて常時監視できる設計とし、水素濃度が上昇した場合には中央制御室に警報を発する設計とする。

発電機水素ガス供給設備は、水素消費量を管理するとともに、発電機内の水素純度及び圧力を中央制御室にて常時監視できる設計とし、発電機内の水素純度や水素圧力が低下した場合には中央制御室に警報を発する設計とする。

水素ポンペを作業時のみ持ち込み校正作業を行う火災区域又は火災区画は、機械換気により水素濃度を燃焼限界濃度以下とするように設計することから、水素濃度検出器は設置しない設計とする。

さらに、水素ポンペは常時、建屋外に保管し、ポンペ使用時のみ必要量を建屋に持ち込む運用とし、校正の際はポンペを固縛したうえ、通常時は元弁を閉とし、ポンペ元弁の開操作時には携帯型水素濃度計により水素漏えいの有無を測定することとし、水素が漏えいした場合でも速やかに元弁を閉操作し漏えいを停止する。また、作業終了時や漏えい確認時には速やかに元弁を閉操作することを手順に定める。

(c) 水素を内包する設備の配置上の考慮

火災区域内に設置する水素を内包する設備の火災により、発電用原子炉施設の安全機能及び重大事故等に対処する機能を損なわないよう、発電用原子炉施設の火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設は、水素を内包する設備の火災による影響を軽減するために、壁、床及び天井の設置による配置上の考慮を行う設計とする。

(d) 水素を内包する設備がある火災区域の換気

水素を内包する設備である蓄電池、気体廃棄物処理系設備、発電機水素ガス供給設備及び水素ポンペを作業時のみ持ち込み校正作業を行う火災区域又は火災区画は、火災の発生を防止するために、水素濃度を燃焼限界濃度以下とするよう、以下に示す空調機器による機械換気を行う設計とする。（表4-2）

なお、空調機器は多重化して設置し、動的機器の単一故障を想定しても換気が可能な設計とする。

イ. 蓄電池

安全機能を有する蓄電池を設置する火災区域又は火災区画は、非常用電源から給電される送風機及び排風機による機械換気を行う設計とする。

それ以外の蓄電池を設置する火災区域の換気設備は、常用電源から給電される送風機及び排風機により機械換気を行う設計とする。

重大事故等対処施設である蓄電池を設置する火災区域は、常設代替交流電源設備からも給電される送風機及び排風機による機械換気を行う設計とする。

万一、上記の送風機及び排風機が異常により停止した場合は、中央制御室に警報を発報する設計とし、運転員による現場での遮断器開放により、送風機及び排風機が復帰するまでの間は、蓄電池に充電しない運用とする。

蓄電池室には、蓄電池充電時に水素が発生することから、発火源となる直流開閉装置やインバータを設置しない設計とする。

ロ. 気体廃棄物処理系設備及び発電機水素ガス供給設備

気体廃棄物処理系設備は、空気抽出器より抽出された水素と酸素の混合状態が燃焼限界濃度とならないよう、排ガス再結合器によって設備内の水素濃度が燃焼限界濃度である4 vol%以下となるよう設計する。加えて、気体廃棄物処理系設備及び発電機水素ガス供給設備を設置する火災区域又は火災区画は、常用電源から給電されるタービン建屋送風機及び排風機により機械換気を行うことにより、水素濃度を燃焼限界濃度以下とするように設計する。

ハ. 水素ポンベ

格納容器内雰囲気モニタ校正用水素ポンベを作業時のみ持ち込み校正作業を行う火災区域又は火災区画は、原子炉建屋原子炉棟送風機及び排風機による機械換気を行うことにより、水素濃度を燃焼限界濃度以下とするように設計する。

(e) 水素を内包する設備を設置する火災区域の防爆対策

水素を内包する設備は、本項の(a)項及び(d)項に示す漏えい及び拡大防止対策並びに換気を行うことから、「電気設備に関する技術基準を定める省令」第69条及び「工場電気設備防爆指針」に示される爆発性雰囲気とならない。

したがって、水素を内包する設備を設置する火災区域等では、防爆型の電気品及び計装品の使用並びに防爆を目的とした電気設備の接地対策は不要とする設計とする。

なお、電気設備の必要な箇所には、「原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準を定める省令」第10条、第11条に基づく接地を施す。

(f) 水素の貯蔵

水素を貯蔵する水素ポンベは、ポンベ使用時のみ建屋に持ち込む運用とし、火災区域内に水素の貯蔵機器を設置しないことを火災防護計画にて定める。

(2) 可燃性の蒸気又は可燃性の微粉の対策

火災区域は、以下に示すとおり、可燃性の蒸気又は可燃性の微粉を高所に排出するための設備、電気及び計装品の防爆型の採用並びに静電気を除去する装置の設置等、可燃性の蒸気又は可燃性の微粉の対策は不要である。

a. 可燃性の蒸気

油内包設備を設置する火災区域は、潤滑油又は燃料油が設備の外部へ漏えいしても、引火点が室内温度よりも十分高く、機器運転時の温度よりも高いため、可燃性蒸気は発生しない。

火災区域において有機溶剤を使用する場合は必要量以上持ち込まない運用とし、可燃性の蒸気が滞留するおそれがある場合は、建屋の送風機及び排風機による機械換気を行うとともに、使用する有機溶剤の種類等に応じ、有機溶剤を使用する場所において、換気、通風、拡散の措置によっても、有機溶剤の滞留を防止する設計とする。

このため、引火点が室内温度及び機器運転時の温度よりも高い潤滑油又は燃料油を使用すること並びに火災区域における有機溶剤を使用する場合の滞留防止対策について、火災防護計画に定め管理する。

b. 可燃性の微粉

火災区域には、「工場電気設備防爆指針」に記載される「可燃性粉じん（石炭のように空気中の酸素と発熱反応を起こし爆発する粉じん）」や「爆発性粉じん（金属粉じんのよう空気中の酸素が少ない雰囲気又は二酸化炭素中でも着火し、浮遊状態では激しい爆発を生じる粉じん）」のような可燃性の微粉を発生する常設設備はない。

「工場電気設備防爆指針」に記載される可燃性の微粉を発生する設備及び静電気が溜まるおそれがある設備を設置しないことを火災防護計画に定め管理する。

(3) 発火源への対策

火災区域は、以下に示すとおり、火花を発生する設備や高温の設備等、発火源となる設備を設置しない設計とし、設置を行う場合は、火災の発生防止対策を行う設計とする。

- a. 発電用原子炉施設における火花を発生する設備としては、直流電動機及びディーゼル発電機のブラシがあるが、これら設備の火花を発生する部分は金属製の筐体内に収納し、火花が設備外部に出ない構造とする。
- b. 発電用原子炉施設には、高温となる設備があるが、高温部分を保温材で覆うことによって、可燃性物質との接触による直接的な過熱防止及び間接的な過熱防止を行う設計とする。

(4) 過電流による過熱防止対策

発電用原子炉施設内の電気系統は、送電線への落雷等外部からの影響や、地絡、短絡等に起因する過電流による過熱や焼損を防止するために、保護継電器及び遮断器により、故障回路を早期に遮断する設計とする。

(5) 放射線分解等により発生する水素の蓄積防止対策

発電用原子炉施設は、以下に示すとおり、放射線分解、充電時の蓄電池から発生する水素の蓄積防止対策を行う設計とする。

- a. 充電時の蓄電池から発生する水素については、「(1)b. (d) 水素を内包する設備がある火災区域の換気」に示す換気により、蓄積防止対策を行う設計とする。
- b. 火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設が設置される火災区域又は火災区画のうち、放射線分解により水素が発生する火災区域又は火災区画は、社団法人火力原子力発電技術協会「BWR配管における混合ガス（水素・酸素）蓄積防止に関するガイドライン（平成17年10月）」に基づき、原子炉の安全性を損なうおそれがある場合には、水素の蓄積を防止する設計とする。

なお、ガイドライン制定前に経済産業省指示文書「中部電力株式会社浜岡原子力発電所1号機の余熱除去系配管破断に関する再発防止対策について（平成14年5月）」を受け、水素の蓄積のおそれがある箇所に対して対策を実施している。

また、重大事故等時の原子炉格納容器内及び建屋内の水素については、重大事故等対処施設にて、蓄積防止対策を行う設計とする。

(6) 火災発生防止に係る個別留意事項

- a. 放射性廃棄物の処理及び貯蔵設備の火災の発生防止対策

放射性廃棄物の処理及び貯蔵設備の火災の発生防止として、放射性物質の崩壊熱を考慮した火災の発生防止対策並びに放射性物質を含んだ使用済イオン交換樹脂及び濃縮廃液は密閉した金属製の槽又はタンク内にする貯蔵する設計とする。

放射性物質を含んだチャコールフィルタは、固体廃棄物として処理するまでの間、ドラム缶に収納し保管する設計とする。

放射性物質を含んだH E P Aフィルタは、固体廃棄物として処理するまでの間、不燃シートで養生し保管する設計とする。

放射性物質を処理する設備としては、気体、液体及び固体廃棄物処理設備が該当するが、これら設備で処理する廃棄物には、火災発生の考慮が必要な崩壊熱を有する放射性物質はない。

放射性廃棄物貯蔵設備である使用済樹脂貯蔵槽、濃縮廃液貯蔵タンクは、放射性物質を液体に浸した状態で貯蔵し、固体廃棄物貯蔵所は、ドラム缶等の不燃性材料である金属製の容器に収納した状態で貯蔵するため火災発生の考慮が必要な崩壊熱を有する放射性物質はない。

b. 放射性廃棄物の処理及び貯蔵設備の換気設備

放射性廃棄物処理設備及び放射性廃棄物貯蔵設備を設置する火災区域の管理区域用換気設備は、環境への放射性物質の放出を防ぐために、空調の停止及び風量調整ダンパの閉止により、隔離ができる設計とする。

c. 電気室の目的外使用の禁止

電気品室は、電源供給に火災影響を与えるような可燃性の資機材等を保管せず、電源供給のみに使用することを火災防護計画に定め管理する。

4.2 不燃性材料又は難燃性材料の使用について

火災の発生を防止するため、火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設は、以下に示すとおり、不燃性材料又は難燃性材料を使用する設計とする。

以下、(1)項において、不燃性材料又は難燃性材料を使用する場合の設計、(2)項において、不燃性材料又は難燃性材料を使用できない場合で不燃性材料又は難燃性材料と同等以上の性能を有するもの（以下「代替材料」という。）を使用する設計、(3)項において、不燃性材料又は難燃性材料を使用できない場合で火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設の機能を確保するために必要な代替材料の使用が技術的に困難な場合の設計について説明する。

(1) 不燃性材料又は難燃性材料の使用

a. 主要な構造材

火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設のうち、機器、配管、ダクト、トレイ、電線管、盤の筐体及びこれらの支持構造物の主要な構造材は、火災の発生防止及び当該設備の強度確保等を考慮し、以下のいずれかを満たす不燃性材料を使用する設計とする。

- (a) 建築基準法に基づき認定を受けた不燃性材料
- (b) ステンレス鋼、低合金鋼、炭素鋼等の不燃性である金属材料

b. 保温材

火災区域又は火災区画に設置される火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に使用する保温材は、以下のいずれかを満たす不燃性材料を使用する設計とする。

- (a) 平成12年建設省告示第1400号に定められた不燃性材料
- (b) 建築基準法に基づき認定を受けた不燃性材料

c. 建屋内装材

火災区域又は火災区画に設置される火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設を設置する建屋の内装材は、以下の(a)項を満たす不燃性材料を使用する設計とし、中央制御室等のカーペットは、以下の(b)項を満たす防災物品を使用する設計とする。

- (a) 建築基準法に基づき認定を受けた不燃性材料
- (b) 消防法に基づき認定を受けた防災物品

d. 火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に使用するケーブル

火災区域又は火災区画に設置される火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に使用するケーブルには、以下の燃焼試験により自己消火性及び耐延焼性を確認した難燃ケーブルを使用する設計とする。

(a) 自己消火性

表4-3に示すとおり、バーナによりケーブルを燃焼させ、残炎による燃焼が60秒を超えない等の判定基準にて自己消火性を確認するUL1581 (Fourth Edition) 1080. VW-1 垂直燃焼試験に定められる試験方法により燃焼試験を実施し、判定基準を満足することを確認する。

(b) 耐延焼性

イ. ケーブル（光ファイバケーブルを除く）

表4-4に示すとおり，バーナによりケーブルを燃焼させ，自己消火時のケーブルのシース及び絶縁体の最大損傷距離が1800mm未満であること等の判定基準にて耐延焼性を確認する I E E E S t d 3 8 3 - 1974 垂直トレイ燃焼試験に定められる試験方法により燃焼試験を実施し，判定基準を満足することを確認する。

ロ. 光ファイバケーブル

表4-5に示すとおり，バーナによりケーブルを燃焼させ，自己消火時のケーブルのシース及び絶縁体の最大損傷距離が1500mm未満であること等の判定基準にて耐延焼性を確認する I E E E S t d 1 2 0 2 - 1991 垂直トレイ燃焼試験に定められる試験方法により燃焼試験を実施し，判定基準を満足することを確認する。

e. 換気空調設備のフィルタ

火災区域又は火災区画に設置される火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設のうち，換気空調設備のフィルタは，チャコールフィルタを除き，以下のいずれかを満足することを確認した難燃性フィルタを使用する設計とする。

(a) J I S L 1 0 9 1（繊維製品の燃焼性試験方法）

(b) J A C A N o . 1 1 A（空気清浄装置用ろ材燃焼性試験方法指針（公益社団法人日本空気清浄協会））

f. 変圧器及び遮断器に対する絶縁油

火災区域又は火災区画に設置される火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設のうち，建屋内に設置する変圧器及び遮断器は，可燃性物質である絶縁油を内包していない以下の変圧器及び遮断器を使用する設計とする。

(a) 乾式変圧器

(b) 真空遮断器，気中遮断器

(2) 不燃性材料又は難燃性材料を使用できない場合の代替材料の使用

不燃性材料又は難燃性材料を使用できない場合で代替材料を使用する場合は，以下のa. 項及びb. 項に示す設計とする。

a. 保温材

火災区域又は火災区画に設置される火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に使用する保温材の材料について，不燃性材料が使用できない場合は，以下の(a)項を満たす代替材料を使用する設計とする。

(a) 建築基準法に基づき認定を受けた不燃性材料と同等以上の性能を有する材料

b. 建屋内装材

火災区域又は火災区画に設置される火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設を設置する建屋の内装材として不燃性材料が使用できない場合は，以下の(a)項を満たす代替材料を使用する設計とする。

(a) 消防法に基づき認定を受けた防災物品と同等以上であることを消防法施行令の防

炎防火対象物の指定等の項に示される防火試験により確認した材料

(3) 不燃性材料又は難燃性材料でないものを使用

不燃性材料又は難燃性材料を使用できない場合で代替材料の使用が技術上困難な場合は、以下の①項及び②項のいずれかを設計の基本方針とし、具体的な設計について以下のa.項からc.項に示す。

① 火災防護上重要な機器等の機能を確保するために必要な代替材料の使用が技術上困難な場合は、当該構築物、系統及び機器における火災に起因して他の火災防護上重要な機器等において火災が発生することを防止するための措置を講じる。

② 重大事故等対処施設の機能を確保するために必要な代替材料の使用が技術上困難な場合は、当該施設における火災に起因して他の重大事故等対処施設及び設計基準事故対処設備において火災が発生することを防止するための措置を講じる。

a. 主要な構造材

(a) 配管のパッキン類

配管のパッキン類は、その機能を確保するために必要な代替材料の使用が技術上困難であり、ステンレス鋼等の不燃性である金属材料で覆われたフランジ等の狭隘部に設置し、直接火炎に晒されることはないことから、不燃性材料又は難燃性材料ではない材料を使用する設計とする。

(b) 金属材料内部の潤滑油

不燃性材料である金属材料のポンプ、弁等の躯体内部に設置する駆動部の潤滑油は、その機能を確保するために必要な代替材料の使用が技術上困難であり、発火した場合でも他の火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に延焼しないことから、不燃性材料又は難燃性材料ではない材料を使用する設計とする。

(c) 金属材料内部の電気配線

不燃性材料である金属材料のポンプ、弁等の躯体内部に設置する駆動部の電気配線は、製造者等により機器本体と電気配線を含めて電気用品としての安全性及び健全性が確認されているため、その機能を確保するために必要な代替材料の使用が技術上困難であり、発火した場合でも他の火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に延焼しないことから、不燃性材料又は難燃性材料ではない材料を使用する設計とする。

b. 建屋内装材

火災区域又は火災区画に設置される火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設を設置する建屋の内装材について、その機能を確保するために必要な代替材料の使用が技術上困難な場合は、当該構築物、系統及び機器における火災に起因して他の火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設において火災が発生することを防止するための措置を講じる設計とする。

火災区域又は火災区画に設置される火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設を設置する建屋の内装材のうち、管理区域の床には耐放射線性及び除染性を確保すること、原子炉格納容器内部の床、壁には耐放射線性、除染性及び耐腐食性を確保するこ

とを目的として、塗布するコーティング剤については、使用箇所が不燃性材料であるコンクリート表面であること、建築基準法施行令第1条第6項に基づく難燃性が確認された塗料であること、加熱源を除去した場合はその燃焼部が広がらないこと、原子炉格納容器内を含む建屋内に設置する火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設は、不燃性又は難燃性の材料を使用し、その周辺における可燃物を管理することから、難燃性材料を使用する設計とする。

なお、原子炉格納容器内に設置する原子炉の安全停止に必要な機器等及び重大事故等対処施設は、不燃性又は難燃性の材料を使用し周辺には可燃物がないことを火災防護計画に定め、管理する。

c. 火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に使用するケーブル

(a) 核計装ケーブル及び放射線モニタケーブル

核計装ケーブルは、放射線検出のためには微弱電流又は微弱パルスを扱う必要があり、耐ノイズ性を確保するために、高い絶縁抵抗を有する同軸ケーブルを使用する設計とする。放射線モニタケーブルについても、放射線検出のためには微弱電流又は微弱パルスを扱う必要があり、核計装ケーブルと同様に耐ノイズ性を確保するため、絶縁体に誘電率の低い架橋ポリエチレンを使用することで高い絶縁抵抗を有する同軸ケーブルを使用している。

これらの一部のケーブルは、自己消火性を確認するUL 1581 (Fourth Edition) 1080. VW-1 垂直燃焼試験は満足するが、延焼性を確認するIEEE Std 383-1974 垂直トレイ燃焼試験は満足しない。

したがって、核計装ケーブル及び放射線モニタケーブルは、火災を想定した場合にも延焼しないよう、原子炉格納容器外については専用の電線管に収納するとともに、電線管の両端は、電線管外部からの酸素供給防止を目的とし、耐火性を有するシール材を処置することで、難燃ケーブルと同等以上の延焼防止を図る設計とする。

4.3 落雷，地震等の自然現象による火災発生の防止について

発電用原子炉施設では，地震，津波，洪水，風（台風），竜巻，凍結，降水，積雪，落雷，地滑り，火山の影響，生物学的事象，森林火災及び高潮の自然現象が想定される。

この内，津波，森林火災及び竜巻（風（台風）含む。）について，火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設は，それぞれの現象に対して発電用原子炉施設の安全機能及び重大事故等に対処する機能が損なわないよう，これらの自然現象から防護を行う設計とする。

凍結，降水，積雪，高潮及び生物学的事象のうちクラゲ等の海生生物の影響については，火災が発生する自然現象ではなく，火山の影響についても，火山から発電用原子炉施設に到着するまでに火山灰等が冷却されることを考慮すると，火災が発生する自然現象ではない。

生物学的事象のうちネズミ等の小動物の影響については，侵入防止対策により影響を受けないことから，火災が発生する自然現象ではない。

地滑り及び洪水については，立地的要因により，発電用原子炉施設の火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に影響を与える可能性がないため，火災が発生する自然現象ではない。

したがって，発電用原子炉施設内の構築物，系統及び機器においては，落雷，地震，竜巻（風（台風）含む。）及び森林火災に対して，これらの現象によって火災が発生しないように，以下のとおり火災防護対策を講じる。

(1) 落雷による火災の発生防止

発電用原子炉施設内の構築物，系統及び機器は，落雷による火災発生を防止するため，地盤面からの高さ20mを超える構築物には，建築基準法に基づき「J I S A 4 2 0 1 建築物等の避雷設備（避雷針）（1992年度版）」又は「J I S A 4 2 0 1 建築物等の雷保護（2003年度版）」に準拠した避雷設備の設置及び接地網の敷設を行う設計とする。

送電線については，「4.1(4) 過電流による過熱防止対策」に示すとおり，故障回路を早期に遮断する設計とする。

なお，常設代替交流電源設備のガスタービン発電機には，落雷による火災発生を防止するため，避雷設備を設置する設計とする。

避雷設備設置箇所は以下のとおり。

- ・原子炉建屋
- ・制御建屋
- ・タービン建屋
- ・排気筒
- ・緊急時対策建屋
- ・緊急用電気品建屋

(2) 地震による火災の発生防止

- a. 火災防護上重要な機器等は，耐震クラスに応じて十分な支持性能をもつ地盤に設置する設計とするとともに，「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」（平成25年6月19日原子力規制委員会）に従い，耐震クラスに応じた耐震設計と

する。

- b. 重大事故等対処施設は、施設の区分に応じて十分な支持性能をもつ地盤に設置する設計とするとともに、「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」（平成25年6月19日原子力規制委員会）に従い、施設の区分に応じた耐震設計とする。

(3) 森林火災による火災の発生防止

屋外の火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設は、外部火災防護に関する基本方針に基づき評価し設置した防火帯による防護等により、火災の発生防止を講じる設計とする。

(4) 竜巻（風（台風）を含む。）による火災の発生防止

屋外の火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設は、竜巻防護に関する基本方針に基づき設計する竜巻防護対策設備の設置，衝突防止を考慮して実施する車両の飛散防止対策により，火災の発生防止を講じる設計とする。

表4-1 油内包設備がある火災区域又は火災区画の換気設備

油内包設備がある火災区域又は火災区画	換気設備等
原子炉建屋	原子炉建屋原子炉棟送風機及び排風機
原子炉建屋のうち 非常用ディーゼル発電機室，デイトンク室	原子炉補機室送風機及び排風機
原子炉建屋のうち 廃棄物処理区域	廃棄物処理区域送風機及び排風機
タービン建屋	タービン建屋送風機及び排風機 常用電気品室送風機及び排風機
緊急時対策建屋軽油タンク室	緊急時対策所常用送風機 緊急時対策所軽油タンク室排風機
緊急用電気品建屋ガスタービン発電機室	自然換気
屋外	自然換気

表4-2 水素を内包する設備がある火災区域又は火災区画の換気設備

水素を内包する設備		換気設備等		
設備	耐震 クラス	設備	供給 電源	耐震 クラス
DC125V蓄電池	S	計測制御電源室送風機・排風機	非常用	S
区分Ⅲ蓄電池	S	原子炉補機(HPCS)室送風機・排風機	非常用	S
DC250V蓄電池	C (Ss)	計測制御電源室送風機・排風機	非常用	S
DC125V代替蓄電池	C (Ss)	計測制御電源室送風機・排風機	非常用	S
緊急時対策建屋蓄電池	C (Ss)	緊急時対策所 常・非常用送風機・排風機	非常用	C (Ss)
緊急用電気品建屋蓄電池	C (Ss)	緊急用電気品建屋送風機	非常用	C (Ss)
気体廃棄物処理系設備	B	タービン建屋送風機・排風機	常用	C
発電機水素ガス供給設備	C	タービン建屋送風機・排風機	常用	C
格納容器内雰囲気モニタ校正用 水素ボンベ使用箇所		原子炉建屋原子炉棟送風機・排風機	常用	C
フィルタ装置出口水素濃度計校正用 水素ボンベ使用箇所				
原子炉建屋水素濃度計校正用 水素ボンベ使用箇所				

表4-3 UL 1581 (Fourth Edition) 1080. VW-1
垂直燃焼試験の概要

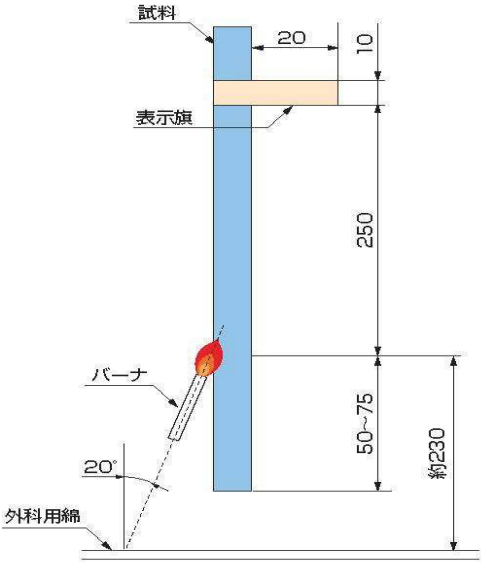
<p>試験装置概要</p>	 <p>単位：[mm]</p>
<p>試験内容</p>	<p>表示旗を取付けた試料を垂直に保持し、20度の角度でチリルバーナの炎をあてる。 15秒着火、15秒休止を5回繰り返し、試料の燃焼の程度を調べる。</p>
<p>燃焼源</p>	<p>チリルバーナ</p>
<p>バーナ熱量</p>	<p>2.14 MJ/h</p>
<p>使用燃料</p>	<p>工業用メタンガス</p>
<p>判定基準</p>	<p>① 残炎による燃焼が60秒を超えないこと。 ② 表示旗が25%以上焼損しないこと。 ③ 落下物によって底部の外科用綿が燃焼しないこと。</p>

表4-4 IEEE Std 383-1974 垂直トレイ燃焼試験の概要

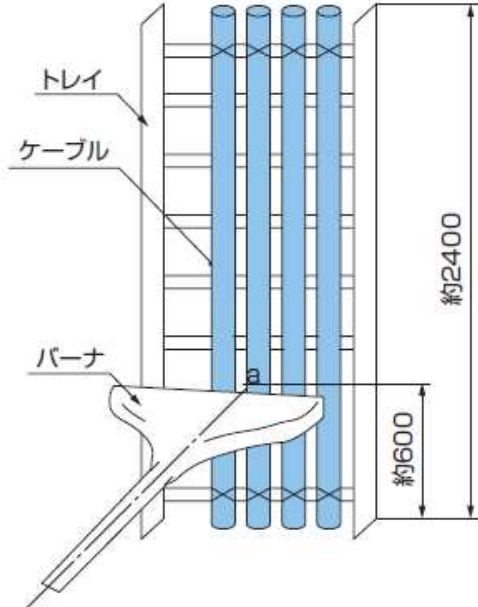
<p>試験装置概要</p>	 <p>単位：[mm]</p>
<p>試験内容</p>	<p>バーナを点火し、20分経過後バーナの燃焼を停止し、そのまま放置してケーブルの燃焼が自然に停止したならば試験を終了する。</p>
<p>燃焼源</p>	<p>リボンバーナ</p>
<p>バーナ熱量</p>	<p>70,000BTU/h (73.3MJ/h)</p>
<p>使用燃料</p>	<p>天然ガス若しくはプロパンガス</p>
<p>判定基準</p>	<p>① バーナを消火後、自己消火したときのケーブルのシース及び絶縁体の最大損傷長が1,800mm未満であること。 ② 3回の試験いずれにおいても、上記を満たすこと。</p>

表 4-5 I E E E S t d 1 2 0 2 - 1 9 9 1 垂直トレイ燃焼試験の概要

試験装置概要		
試験内容	燃焼室寸法	2,438×2,438×3,353 mm
	壁伝熱性能	6.8 W/(m ² k) 以下
	換気量	0.65±0.02 m ³ /s 以下
	風速	1 m/s 以下
火源	燃焼ガス調質	25±5°C Air 露点0度以下
	バーナ角度	20° 上向き
試料	プレコンディショニング	18°C以上 3時間
判定基準	シース損傷距離	1,500 mm 以下



図 4-1 漏えい油の拡大防止対策の例

5. 火災の感知及び消火

火災感知設備及び消火設備は、火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に対して火災の影響を限定し、早期の火災感知及び消火を行う設計とする。

5.1項では、火災感知設備に関して、5.1.1項に要求機能及び性能目標、5.1.2項に機能設計及び5.1.3項に構造強度設計について説明する。

5.2項では、消火設備に関して、5.2.1項に要求機能及び性能目標、5.2.2項に機能設計、5.2.3項に構造強度設計及び5.2.4項に技術基準規則に基づく強度評価について説明する。

5.1 火災感知設備について

火災感知設備は、火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に対して火災の影響を限定し、早期の火災の感知を行う設計とし、火災防護上重要な機器等の耐震クラス及び重大事故等対処施設の区分に応じて、機能を保持する設計とする。

火災感知設備の設計に当たっては、機能設計上の性能目標と構造強度上の性能目標を「5.1.1 要求機能及び性能目標」にて定め、これらの性能目標を達成するための機能設計及び構造強度設計を「5.1.2 機能設計」及び「5.1.3 構造強度設計」において説明する。

5.1.1 要求機能及び性能目標

火災感知設備の設計に関する機能及び性能を保持するための要求機能を(1)項にて整理し、この要求機能を踏まえた機能設計上の性能目標及び構造強度上の性能目標を(2)項にて定める。

(1) 要求機能

火災感知設備は、火災区域又は火災区画の火災に対し早期の火災の感知を行うことが要求されている。

火災感知設備は、地震等の自然現象によっても火災感知の機能が保持されることが要求され、地震については、火災区域又は火災区画の火災に対し、地震時及び地震後においても、火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設への火災の影響を限定し、火災を早期に感知する機能を損なわないことが要求される。

(2) 性能目標

a. 機能設計上の性能目標

火災感知設備は、火災区域又は火災区画の火災に対し、火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に対する火災の影響を限定し、早期に火災を感知する機能を保持することを機能設計上の性能目標とする。

火災感知設備のうち耐震Sクラス機器及び重大事故等対処施設を設置する火災区域又は火災区画の火災感知設備は、火災区域又は火災区画の火災に対し、地震時及び地震後においても、電源を確保するとともに、火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設への火災の影響を限定し、耐震Sクラス機器及び重大事故等対処施設を設置する火災区域又は火災区画の火災を感知する機能を保持することを機能設計上の性能目標とする。

耐震Sクラス機器及び重大事故等対処施設を設置する火災区域又は火災区画の火災感知設備の機能設計を「5.1.2(4) 火災感知設備の自然現象に対する考慮」のa.項に示す。

b. 構造強度上の性能目標

火災感知設備は、火災区域又は火災区画の火災に対し、火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に対する火災の影響を限定し、早期に火災を感知する機能を保持することを構造設計上の性能目標とする。

火災感知設備のうち耐震Sクラス機器及び重大事故等対処施設を設置する火災区域又は火災区画の火災感知設備は、基準地震動 S_s による地震力に対し、耐震性を有する原子炉建屋等にボルトで固定し、主要な構造部材が火災を早期に感知する機能を保持可能な構造強度を有する設計とし、基準地震動 S_s による地震力に対し、電氣的機能を保持することを構造強度上の性能目標とする。

耐震Sクラス機器及び重大事故等対処施設を設置する火災区域又は火災区画の火災を感知する火災感知設備の電源は、非常用電源から受電する。非常用電源は、耐震Sクラスであるため、その耐震計算の方法及び結果については、工事計画認可申請書添付書類「VI-2-10-1-4 その他の非常用電源設備の耐震性についての計算書」のうち工事計画認可申請書添付書類「VI-2-10-1-4-24 コントロールセンタ（非常用）の耐震性についての計算書」に示す。

5.1.2 機能設計

本項では、「5.1.1 要求機能及び性能目標」で設定している火災感知設備の機能設計上の性能目標を達成するために、火災感知設備の機能設計の方針を定める。

(1) 火災感知器

a. 設置条件

火災感知設備のうち火災感知器は、早期に火災を感知するため、火災区域又は火災区画における放射線、取付面高さ、温度、湿度、空気流等の環境条件及び炎が生じる前に発煙する等の予想される火災の性質を考慮して選定する。

火災感知器の選定においては、設置場所に対応する適切な火災感知器の種類を以下、b.項に示すとおり、消防法に準じて選定する設計とする。また、火災感知器の取付方法、火災感知器の設置個数の考え方等の技術的な部分については、消防法に基づき設置する設計とする。

b. 火災感知器の種類

(a) 煙感知器、熱感知器を設置する火災区域又は火災区画（表5-1）

火災感知設備の火災感知器は、平常時の状況（温度、煙濃度）を監視し、火災現象（急激な温度や煙濃度の上昇）を把握することができるアナログ式の煙感知器、アナログ式の熱感知器の異なる種類の感知器を組み合わせることを基本として、火災区域又は火災区画に設置する設計とする。

また、異なる種類の火災感知器の設置に加え、盤内で火災が発生した場合に早期に火災発生を感知できるよう、「6.2.4(1) 中央制御室制御盤の系統分離対策」の(b)項に基づき、中央制御室制御盤内に高感度煙検出設備を設置する設計とする。

(b) (a)項以外の組合せで火災感知器を設置する特徴的な火災区域又は火災区画（表5-1）

火災感知器の取付条件によっては(a)項に示すアナログ式の火災感知器の設置が技術的に困難なものもある。

以下イ.項からホ.項に示す火災感知器は、消防法の設置条件に基づき、(a)項に示す設計とは、異なる火災感知器の組合せによって設置し、これらの火災感知器を設置する火災区域又は火災区画を以下の(イ)項から(へ)項において説明する。

イ. 天井が高く大空間の火災区域又は火災区画

天井が高く大空間となっている場所の火災感知器は、炎が発する赤外線又は紫外線を感知するために、煙及び熱が火災感知器に到達する時間遅れがなく、早期感知の観点で優位性のある非アナログ式の炎感知器を設置する。

なお、非アナログ式の炎感知器は、誤作動を防止するため炎特有の性質を検出する赤外線方式を採用し、外光が当たらず、高温物体が近傍にない箇所に設置することで、アナログ式と同等の機能を有する。

ロ. 空気の流れがある火災区域又は火災区画

ディーゼル発電機室非常用送風機室の火災感知器は、機器運転中の空気の流れにより火災時の煙が流出するおそれがあることから、非アナログ式の炎感知器を設置する。

なお、非アナログ式の炎感知器は、誤作動を防止するため炎特有の性質を検出する赤外線方式を採用し、外光が当たらず、高温物体が近傍にない箇所に設置することで、アナログ式と同等の機能を有する。

ハ. 燃料が気化するおそれがある火災区域又は火災区画

燃料が気化するおそれがある軽油タンクエリアの火災感知器は、燃料が気化することを考慮し、非アナログ式の防爆型とする。

防爆型の火災感知器は、非アナログ式のみ製造されており、接点構造を持たないものとする。

また、軽油タンク室の地下埋設構造による閉鎖空間によって、直接風雨にさらされない環境に設置することから、誤作動防止を図る設計とする。さらに、非アナログ式の熱感知器は、軽油の引火点、当該タンクの最高使用温度を考慮した温度を作動値とすることで誤作動防止を図る設計とするため、アナログ式と同等の機能を有する。

ニ. 屋外の火災区域又は火災区画

屋外に設置する火災感知器は、降雨等の影響を考慮し密閉性を有する防爆型又は屋外仕様の火災感知器が適している。

屋外仕様の炎感知器(赤外線)は非アナログ式である。屋外仕様の炎感知器(赤外線)は、感知原理に「赤外線3波長式」(物質の燃焼時に発生する特有な放射エネルギーの波長帯を3つ検知した場合にのみ発報する。)を採用し、さらに太陽光の影響についても火災発生時の特有な波長帯のみを感知することで誤作動防止を図る設計とするため、アナログ式と同等の機能を有する。

ホ. 水素の発生のおそれがある蓄電池室の火災区域又は火災区画

水素の発生のおそれがある蓄電池室の火災感知器は、万一の水素濃度の上昇を

考慮し、非アナログ式の防爆型とする。

また、防爆型の火災感知器は、非アナログ式のみ製造されており、接点構造を持たないものとする。

蓄電池室の火災感知器は、室内の周囲温度を考慮し、作動値を室温より高めに設定し、誤作動防止を図る設計とするため、非アナログ式の火災感知器であっても、アナログ式と同等の機能を有する。

(イ) 燃料取替床等

i. 火災感知器

- ・アナログ式の煙感知器
- ・非アナログ式の炎感知器

ii. 選定理由

燃料取替床等は天井が高く大空間となっており、火災による熱が周囲に拡散することから、熱感知器による感知は困難である。このため、アナログ式の煙感知器を設置する設計とする。

また、早期感知の観点で優位性のある非アナログ式の炎感知器をそれぞれの監視範囲に火災の感知に影響を及ぼす死角がないように設置する設計とする。

炎感知器は非アナログ式であるが、炎感知器は、平常時より炎の波長の有無を連続監視し、火災現象（急激な環境変化）を把握でき、外光が当たらず、高温物体が近傍にない箇所に設置する。また、炎感知器は、感知原理に「赤外線3波長式」（物質の燃焼時に発生する特有な放射エネルギーの波長帯を3つ検知した場合にのみ発報する。）を採用し、誤作動防止を図る設計とするため、アナログ式と同等の機能を有する。

(ロ) ディーゼル発電機室非常用送風機室

i. 火災感知器

- ・アナログ式の熱感知器
- ・非アナログ式の炎感知器

ii. 選定理由

ディーゼル発電機室非常用送風機室は、機器運転中の空気の流れにより火災時の煙が流出するおそれがあることから、煙感知器による感知は困難である。このためアナログ式の熱感知器を設置する設計とする。

また、早期感知の観点で優位性のある非アナログ式の炎感知器をそれぞれの監視範囲に火災の感知に影響を及ぼす死角がないように設置する設計とする。

炎感知器は非アナログ式であるが、炎感知器は、平常時より炎の波長の有無を連続監視し、火災現象（急激な環境変化）を把握でき、外光が当たらず、高温物体が近傍にない箇所に設置する。また、炎感知器は、感知原理に「赤外

線 3 波長式」(物質の燃焼時に発生する特有な放射エネルギーの波長帯を 3 つ検知した場合にのみ発報する。)を採用し、誤作動防止を図る設計とするため、アナログ式と同等の機能を有する。

(ハ) 原子炉格納容器

i. 火災感知器

- ・アナログ式の煙感知器
- ・アナログ式の熱感知器

ii. 選定理由

原子炉格納容器は、以下の原子炉の状態及び運用により、火災感知器の基本の組合せであるアナログ式の煙感知器及びアナログ式の熱感知器とする。

(i) 起動中

火災感知器の基本の組合せであるアナログ式の煙感知器及びアナログ式の熱感知器とする。

ただし、原子炉格納容器は、運転中、閉鎖した状態で長期間高温かつ高線量環境となることから、アナログ式の火災感知器が故障する可能性がある。そのため、原子炉格納容器内に設置する火災感知器は、起動時の窒素封入後に作動信号を除外する運用とする。

(ii) 運転中

原子炉格納容器内は、窒素が封入され雰囲気の不活性化されていることから、火災は発生しない。

(iii) 低温停止中

原子炉停止後、運転中の環境によって、火災感知器が故障している可能性があることから、火災感知器の基本の組合せであるアナログ式の煙感知器及びアナログ式の熱感知器に取り替える。

(ニ) 軽油タンク及びガスタービン発電設備軽油タンクエリア

i. 火災感知器

- ・非アナログ式の防爆型熱感知器
- ・非アナログ式の防爆型煙感知器

ii. 選定理由

熱感知器及び煙感知器は、万一軽油タンク室に漏えいするような故障が発生した場合に引火性又は発火性の雰囲気形成する可能性があるため、非アナログ式の防爆型とする。

なお、防爆型の煙感知器及び防爆型の熱感知器は、非アナログ式しか製造されていない。

火災感知器の誤作動防止の観点から、アナログ式の火災感知器の設置が要求されているが、防爆型の煙感知器及び防爆型の熱感知器は、ともに非アナログ式である。軽油タンク及びガスタービン発電設備軽油タンクエリアは地

下埋設構造による閉鎖空間によって、直接風雨にさらされない環境に設置することから、誤作動防止を図る設計とする。さらに、非アナログ式の熱感知器は、軽油の引火点、当該タンクの最高使用温度を考慮した温度を作動値とすることで誤作動防止を図る設計とするため、アナログ式と同等の機能を有する。

(ホ) 海水ポンプ室（補機ポンプエリア）及びガスタービン発電設備燃料移送ポンプエリア

i. 火災感知器

- ・アナログ式の屋外仕様の熱感知カメラ
- ・非アナログ式の屋外仕様の炎感知器

ii. 選定理由

海水ポンプ室（補機ポンプエリア）及びガスタービン発電設備燃料移送ポンプエリアは、屋外に設置するため火災時の煙の拡散、降水等の影響を考慮し、アナログ式の屋外仕様の熱感知カメラと非アナログ式の屋外仕様の炎感知器とする。

また、アナログ式の熱感知カメラについては、監視範囲内に火災の検知に影響を及ぼす死角が無いように設置する。

火災感知器の誤作動防止の観点から、アナログ式の火災感知器の設置が要求されるが、屋外仕様の炎感知器（赤外線）は非アナログ式である。屋外仕様の炎感知器（赤外線）は、感知原理に「赤外線3波長式」（物質の燃焼時に発生する特有な放射エネルギーの波長帯を3つ検知した場合にのみ発報する。）を採用し、さらに太陽光の影響についても火災発生時の特有な波長帯のみを感知することで誤作動防止を図る設計とするため、アナログ式と同等の機能を有する。

(ヘ) 蓄電池室

i. 火災感知器

- ・非アナログ式の防爆型煙感知器
- ・非アナログ式の防爆型熱感知器

ii. 選定理由

蓄電池室は、蓄電池の充電中に少量の水素を発生するおそれがあることから、万一の水素濃度上昇を考慮し、非アナログ式の防爆型とする。

なお、防爆型の煙感知器及び防爆型の熱感知器は、非アナログ式しか製造されていない。

火災感知器の誤作動防止の観点から、アナログ式の火災感知器の設置が要求されているが、蓄電池室の火災感知器は、室内の周囲温度を考慮し、作動値を室温より高めに設定し、誤作動防止を図る設計とするため、非アナログ式の火災感知器であっても、アナログ式と同等の機能を有する。

(c) その他の火災区域又は火災区画

火災感知器を設置しない、若しくは消防法又は建築基準法に基づく火災感知器を設置する火災区域又は火災区画について以下に示す。

イ. ルーバ室，給気ケーシング室，給気室，ブローアウトシャフト室，ダクトスペース，パイプスペース，トレンチ（予備スペース）

ルーバ室，給気ケーシング室，給気室，ブローアウトシャフト室，ダクトスペース，パイプスペース，トレンチ（予備スペース）は，発火源となるようなものが設置されておらず，可燃物管理により可燃物を持ち込まない運用とするうえ，コンクリートの壁で囲われていることから火災の影響を受けない。

したがって，ルーバ室，給気ケーシング室，給気室，ブローアウトシャフト室，ダクトスペース，パイプスペース，トレンチ（予備スペース）には火災感知器を設置しない設計とする。

ロ. 排気チャンバ室

排気チャンバ室は，排気を屋外に通すための部屋であり，発火源となるようなものが設置されておらず，可燃物管理により可燃物を持ち込まない運用とするうえ，コンクリートの壁で囲われていることから，火災の影響を受けない。

したがって，排気チャンバ室には火災感知器を設置しない設計とする。

ハ. フィルタ室

フィルタ室に設置されているフィルタは難燃性であり，発火源となるようなものが設置されておらず，可燃物管理により可燃物を持ち込まない運用とするうえ，通常コンクリートの壁で囲われていることから，火災の影響を受けない。

したがって，フィルタ室には火災感知器を設置しない設計とする。

ニ. 使用済燃料プール，復水貯蔵タンク，使用済樹脂貯蔵槽，浄化系沈降分離槽

使用済燃料プール，復水貯蔵タンク，使用済樹脂貯蔵槽，浄化系沈降分離槽については内部が水で満たされており，火災が発生するおそれはない。

したがって，使用済燃料プール，復水貯蔵タンク，使用済樹脂貯蔵槽，浄化系沈降分離槽には火災感知器を設置しない設計とする。

ホ. 不燃性材料であるコンクリート又は金属により構成された設備のみを設けた火災区域又は火災区画

不燃性材料であるコンクリート又は金属により構成された配管，容器，タンク，手動弁，コンクリート構築物については流路，バウンダリとしての機能が火災により影響を受けないことから消防法又は建築基準法に基づく火災感知器を設ける設計とする。

ヘ. フェイル・セーフ設計の設備のみが設置された火災区域又は火災区画

フェイル・セーフ設計の設備については火災により動作機能を喪失した場合であっても，安全機能が影響を受けることは考えにくいいため，消防法又は建築基準法に基づく火災感知器を設ける設計とする。

ト． 気体廃棄物処理設備エリア排気放射線モニタ検出器設置区画

放射線モニタ検出器は隣接した検出器間を耐火隔壁により分離する設計とする。これにより火災発生時に同時に監視機能を喪失することは考えにくく、重要度クラス3の設備として火災に対して代替性を有することから、消防法又は建築基準法に基づく火災感知器を設ける設計とする。

なお、上記の監視を行う放射線モニタ盤を設置する中央制御室については火災発生時の影響を考慮し、固有の信号を発するアナログ式の煙感知器、アナログ式の熱感知器の異なる種類の感知器を設置する設計とする。

(2) 火災受信機盤

- a. 火災感知設備のうち火災受信機盤は、火災感知設備の作動状況を中央制御室において常時監視できる設計としており、火災が発生していない平常時には、火災が発生していないこと及び火災感知設備に異常がないことを火災受信機盤で確認する。
- b. 火災受信機盤は、消防法に基づき設計し、構成される受信機により、以下の機能を有するように設計する。
 - (a) アナログ式の火災感知器が接続可能であり、作動した火災感知器を1つずつ特定できる機能
 - (b) 非アナログ式の防爆型煙感知器、防爆型熱感知器、熱感知器及び炎感知器が接続可能であり、作動した火災感知器を1つずつ特定できる機能
 - (c) アナログ式の屋外仕様の熱感知カメラによる映像監視（熱サーモグラフィ）により、火災発生場所の特定ができる機能
 - (d) アナログ式の煙吸引式検出設備が接続可能であり、作動した火災感知器を1つずつ特定できる機能
- c. 火災感知器は以下のとおり点検を行うことができるものを使用する設計とする。
 - (a) 火災感知器は、自動試験機能又は遠隔試験機能により点検ができる設計とする。
 - (b) 自動試験機能又は遠隔試験機能を持たない火災感知器は、機能に異常がないことを確認するため、消防法施行規則に準じ、煙等の火災を模擬した試験を実施できる設計とする。

(3) 火災感知設備の電源確保

火災感知設備は、外部電源喪失時又は全交流動力電源喪失時においても、火災の感知を可能とするため、ディーゼル発電機又は代替電源から電力が供給開始されるまでの容量を有した蓄電池を内蔵する。

また、火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設を設置する火災区域又は火災区画の火災感知設備は、非常用電源及び常設代替交流電源設備からの受電も可能な設計とする。

(4) 火災感知設備の自然現象に対する考慮

女川原子力発電所の安全を確保する上で設計上考慮すべき自然現象としては、網羅的に抽出するために、発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無に関わらず、国内外の

基準や文献等に基づき事象を抽出した。これらの事象のうち、原子炉設備に影響を与えるおそれがある事象として、地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮を抽出した。

これらの自然現象のうち、落雷については、「4.3(1) 落雷による火災の発生防止」に示す対策により、機能を維持する設計とする。

地震については以下a.項に示す対策により機能を維持する設計とする。

凍結については以下b.項に示す対策により機能を維持する設計とする。

竜巻、風（台風）に対しては、以下c.項に示す対策により機能を維持する設計とする。

上記以外の津波、洪水、降水、積雪、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮については、c.項に示す対策により機能を維持する設計とする。

- a. 火災感知設備は、表5-2及び表5-3に示すとおり、火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に対する火災の影響を限定し、早期の火災の感知を行う設計とし、火災防護上重要な機器等の耐震クラス及び重大事故等対処施設の区分に応じて、機能を保持する設計とする。火災感知設備は、火災区域又は火災区画の火災に対し、地震時及び地震後においても、電源を確保するとともに、火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に対する火災の影響を限定し、火災防護上重要な機器等の耐震クラス及び重大事故等対処施設の区分に応じて火災を早期に感知する機能を保持するために、以下の設計とする。
 - (a) 消防法の設置条件に準じ、「(1) 火災感知器」に示す周囲の環境条件を考慮して設置する火災感知器及び「(2) 火災受信機盤」に示す火災の監視等の機能を有する火災受信機盤等により構成する設計とする。
 - (b) 「(3) 火災感知設備の電源確保」に示すとおり、非常用電源及び常設代替交流電源設備から受電可能な設計とし、電源喪失時においても火災の感知を可能とするために必要な容量を有した蓄電池を内蔵する設計とする。
 - (c) 地震時及び地震後においても、火災を早期に感知するための機能を保持する設計とする。具体的には、火災感知設備を取り付ける固定ボルトの応力評価及び電氣的機能を確認するための電氣的機能維持評価を行う設計とする。耐震設計については、「5.1.3 構造強度設計」に示す。
- b. 屋外に設置する火災感知設備は、女川原子力発電所で考慮している最低気温 -14.6°C まで低下しても使用可能な火災感知器を設置する設計とする。
- c. 屋外の火災感知設備は、屋外仕様とした上で火災感知器の予備を保有し、自然現象により感知の機能、性能が阻害された場合は、早期に取替を行うことにより機能、性能を復旧させる設計とする。

5.1.3 構造強度設計

火災感知設備が構造強度上の性能目標を達成するよう、機能設計で設定した火災感知設備の機能を踏まえ、耐震設計の方針を以下のとおり設定する。

火災感知設備は、「5.1.1 要求機能及び性能目標」の「(2) 性能目標」b.項で設定している構造強度上の性能目標を踏まえ、火災区域又は火災区画の火災に対し、火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に対する火災の影響を限定し、早期に火災を感知する機能を保持する設計とする。

火災感知設備のうち耐震Sクラスの機器及び重大事故等対処施設を設置する火災区域又は火災区画の火災感知設備は、基準地震動 S_s による地震力に対し、耐震性を有する原子炉建屋等にボルトで固定し、主要な構造部材が火災を早期に感知する機能を保持可能な構造強度を有する設計とする。また、基準地震動 S_s による地震力に対し、電氣的機能を保持する設計とする。

火災感知設備の耐震評価は、工事計画認可申請書添付書類「VI-2 耐震性に関する説明書」のうち工事計画認可申請書添付書類「VI-2-1-9 機能維持の基本方針」の荷重及び荷重の組み合わせ並びに許容限界に基づき設定した工事計画認可申請書添付書類「VI-2-別添 1-1 火災防護設備の耐震計算の方針」に示す耐震評価の方針により実施する。

火災感知設備の耐震評価の方法及び結果を工事計画認可申請書添付書類「VI-2-別添 1-2 火災感知器の耐震計算書」及び工事計画認可申請書添付書類「VI-2-別添 1-3 火災受信機盤の耐震計算書」に示すとともに、動的地震力の水平2方向及び鉛直方向の組合せに対する火災感知設備の影響評価結果を工事計画認可申請書添付書類「VI-2-別添 1-5 火災防護設備の水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価」に示す。

5.2 消火設備について

消火設備は、火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に対して火災の影響を限定し、早期の火災の消火を行う設計とし、火災防護上重要な機器等の耐震クラス及び重大事故等対処施設の区分に応じて、機能を保持する設計とする。

消火設備の設計に当たっては、機能設計上の性能目標と構造強度上の性能目標を「5.2.1 要求機能及び性能目標」にて定め、これら性能目標を達成するための機能設計及び構造強度設計を「5.2.2 機能設計」及び「5.2.3 構造強度設計」において説明する。

5.2.1 要求機能及び性能目標

本項では、消火設備の設計に関する機能及び性能を保持するための要求機能を(1)項にて整理し、この要求機能を踏まえた機能設計上の性能目標及び構造強度上の性能目標を(2)項にて定める。

(1) 要求機能

消火設備は、火災区域又は火災区画の火災に対し、早期の火災の消火を行うことが要求される。

消火設備は、地震等の自然現象によっても消火の機能が保持されることが要求され、地震については、火災区域又は火災区画の火災に対し、地震時及び地震後においても、火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設への火災の影響を限定し、火災を早期に消火する機能を損なわないことが要求される。

(2) 性能目標

a. 機能設計上の性能目標

消火設備は、火災区域又は火災区画の火災に対し、火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に対する火災の影響を限定し、早期に消火する機能を保持することを機能設計上の性能目標とする。

消火設備は、火災区域又は火災区画の火災に対し、地震時及び地震後においても電源を確保するとともに、煙の充満等により消火活動が困難となる火災区域又は火災区画に設置する火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に対する火災の影響を限定し、火災防護上重要な機器等の耐震クラス及び重大事故等対処施設の区分に応じて火災を早期に消火する機能を保持することを機能設計上の性能目標とする。

火災防護上重要な機器等の耐震クラス及び重大事故等対処施設の区分に応じた消火設備の機能設計を「5.2.2(5) 消火設備の設計」の f. 項に示す。

b. 構造強度上の性能目標

消火設備は、火災区域又は火災区画の火災に対し、火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に対する火災の影響を限定し、早期に消火する機能を保持することを構造設計上の性能目標とする。

火災区域又は火災区画に設置する消火設備は、火災防護上重要な機器等の耐震クラス及び重大事故等対処施設の区分に応じた地震力に対し、耐震性を有する原子炉建屋

等にボルトで固定し、主要な構造部材が火災を早期に消火する機能を保持可能な構造強度を有する設計とし、火災防護上重要な機器等の耐震クラス及び重大事故等対処施設の区分に応じた地震力に対し、電氣的及び動的機能を保持する設計とすることを構造強度上の性能目標とする。

耐震Sクラス機器及び重大事故等対処施設を設置する火災区域又は火災区画の火災を消火するハロンガス消火設備の電源は、外部電源喪失時にも消火ができるように、非常用電源から受電し、これらのコントロールセンタの耐震計算の方法及び結果については、工事計画認可申請書添付書類「VI-2-10-1-4 その他の非常用電源設備の耐震性についての計算書」のうち工事計画認可申請書添付書類「VI-2-10-1-4-24 コントロールセンタ（非常用）の耐震性についての計算書」に示す。

クラス3機器である消火設備のうち、使用条件における系統圧力を考慮して選定した消火設備は、技術基準規則第17条1項第3号及び第10号に適合するよう、適切な材料を使用し、十分な構造及び強度を有する設計とすることを構造強度上の性能目標とする。技術基準規則に基づく強度評価を、「5.2.4 消火設備に対する技術基準規則に基づく強度評価について」に示す。

5.2.2 機能設計

本項では、「5.2.1 要求機能及び性能目標」で設定している消火設備の機能設計上の性能目標を達成するために、消火設備の機能設計の方針を定める。

火災区域又は火災区画に設置する消火設備は、火災区域又は火災区画の火災を早期に消火するために、消防法又は実証試験に基づき設置する設計とする。（表5-4）

消火設備の選定は、火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難である火災区域又は火災区画と、消火活動が困難とならない火災区域又は火災区画それぞれに対して実施する。

以下、(1)項に示す火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難である火災区域又は火災区画は、固定式消火設備であるハロンガス消火設備及びケーブルトレイ消火設備を設置する設計とする。

以下、(2)項に示す消火活動が困難とならない火災区域又は火災区画においては、消防法第21条の2第2項による型式適合検定に合格した消火器の設置、移動式消火設備又は消火栓による消火を行う設計とする。

なお、原子炉格納容器内についても、消火活動が困難とならない火災区画として、消火器の設置又は消火栓による消火を行う設計とする。

「6.2 火災の影響軽減のうち火災防護対象機器等の系統分離」に示す系統分離対策として自動消火設備が必要な火災区域又は火災区画は、ハロンガス消火設備を設置する設計とする。

復水貯蔵タンク、使用済燃料プール、使用済樹脂貯蔵槽及び浄化系沈降分離槽は、火災の発生するおそれがないことから、消火設備を設置しない設計とする。

(1) 火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難となる火災区域又は火災区画

本項では、a.項において、火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難となる火災区域又は火災区画の選定について、b.項において、選定した火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難となる火災区域又は火災区画に設置する消火設備について説明する。

a. 火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難となる火災区域又は火災区画の選定

建屋内の火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設を設置する火災区域又は火災区画は、以下(2)項に示すものを除いて、火災発生時に煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難となるものとして選定する。

b. 火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難となる火災区域又は火災区画に設置する消火設備

火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難となる火災区域又は火災区画は以下のいずれかの消火設備を設置する設計とする。

(a) ハロンガス消火設備（全域）

イ. 消火対象

火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難となる火災区域又は火災区画並びに火災防護に係る審査基準の「2.3 火災の影響軽減」に基づく火災防護対象機器の系統分離を目的とした自動消火設備の設置が必要な火災区域又は火災区画を対象とする。

ロ. 消火設備

図5-1, 図5-4及び図5-5に示す自動消火設備であるハロンガス消火設備（全域）を設置する設計とする。

ハ. 警報装置等

ハロンガス消火設備（全域）は、消火能力を維持するための自動ダンパの設置又は空調設備の手動停止による消火剤の流出防止や電源断等の故障警報を中央制御室に発する設計とする。

ハロンガス消火設備（全域）を自動起動させるための消火設備用感知器は、煙感知器と熱感知器のAND回路とすることで誤作動防止を図っており、火災時に本感知器が一つ以上作動した場合、中央制御室に警報を発する設計とする。

(b) ハロンガス消火設備（局所）

イ. 消火対象

火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難となる火災区域又は火災区画のうち、原子炉建屋通路部等並びに火災防護に係る審査基準の「2.3 火災の影響軽減」に基づく火災防護対象機器の系統分離を目的とした自動消火設備の設置が必要な火災区域又は火災区画のうち、中央制御室床下ケーブルピットを対象とする。

ロ. 消火設備

原子炉建屋通路部等は、煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難となる火災区域又は火災区画であり、床面積が大きく、開口を有しているため、原子炉建屋通路部等において、煙の充満を発生させるおそれのある可燃物（油内包設備、電源盤）に対して、図5-2及び図5-6に示す自動消火設備であるハロンガス消火設備（局所）を設置する設計とする。

また、中央制御室の一部である中央制御室床下ケーブルピットに対しても図5-2及び図5-6に示す自動消火設備であるハロンガス消火設備（局所）を設置する設計とする。

ハ. 警報装置等

ハロンガス消火設備（局所）は、電源断等の故障警報を中央制御室に発する設計とする。

ハロンガス消火設備（局所）を自動起動させるための消火設備用感知器は、煙感知器と熱感知器のAND回路とすることで誤作動防止を図っており、火災時に本

感知器が一つ以上作動した場合、中央制御室に警報を発する設計とする。

(c) ケーブルトレイ消火設備

イ. 消火対象

火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難となる火災区域又は火災区画のうち、原子炉建屋通路部等及び火災防護に係る審査基準の「2.3 火災の影響軽減」に基づく火災防護対象機器の系統分離を目的とした自動消火設備の設置が必要な火災区域又は火災区画のケーブルトレイを対象とする。

ロ. 消火設備

図5-3及び図5-7に示す自動消火設備であるケーブルトレイ消火設備を設置する設計とする。

ハ. 警報装置等

ケーブルトレイ消火設備は、設備異常の故障警報を中央制御室に発する設計とする。

ケーブルトレイ消火設備を自動起動させるための感知器は、火災時に火災の熱で溶損する感知チューブで、早期に感知し、中央制御室に警報を発する設計とする。

(2) 火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難とならない火災区域又は火災区画

本項では、a. 項にて火災発生時に煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難とならない火災区域又は火災区画の選定について、b. 項において、選定した火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難とならない火災区域又は火災区画に設置する消火設備について説明する。

a. 火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難とならない火災区域又は火災区画の選定

消火活動が困難とならない火災区域又は火災区画は、以下に示すとおり、煙が大気へ放出される火災区域又は火災区画並びに煙の発生が抑制される火災区域又は火災区画とする。

(a) 煙が大気へ放出される火災区域又は火災区画

以下の火災区域又は火災区画は、屋外に設置し、火災が発生しても煙が大気へ放出される設計とする。

- イ. 海水ポンプ室（補機ポンプエリア）
- ロ. 軽油タンクエリア
- ハ. 燃料移送ポンプ室
- ニ. ガスタービン発電設備軽油タンクエリア
- ホ. ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ
- ヘ. ガスタービン発電機室

(b) 煙の発生が抑制される火災区域又は火災区画

イ. 中央制御室

中央制御室床下ケーブルピットを除く中央制御室は、運転員が常駐するため、早期の火災感知及び消火活動が可能であり、火災発生時において煙が充満する前に消火活動が可能な設計とする。

中央制御室制御盤内は、高感度煙検出設備による早期の火災感知により運転員による消火活動が可能であり、火災発生時において煙が充満する前に消火可能である。

なお、建築基準法に準拠した容量の排煙設備により煙を排出することも可能な設計とする。

ロ. 緊急時対策所建屋通路部

緊急時対策所建屋の通路部、階段室、エアロック室等は、消火活動の妨げとならないよう可燃物管理を行うことにより区画内の火災荷重を低く管理することで、煙の発生を抑える設計とする。

ハ. 原子炉格納容器

原子炉格納容器内において、原子炉運転中は、窒素置換されているため火災発生のおそれはないが、窒素置換されていない原子炉停止中においては、原子炉格納容器の空間体積（約7650m³）に対して容量が24000m³/hのページ用排風機にて換気され、かつ原子炉格納容器の機器ハッチが開放されているため、万一、火災が発生した場合でも煙が充満せず、消火活動が可能な設計とする。

ニ. トーラス室

トーラス室内において万一火災が発生した場合でも、トーラス室の空間体積（約11000m³）に対して換気風量が21600m³/hであり、排煙可能な設計とすることにより、煙が充満せず、消火活動が可能な設計とする。

ホ. 燃料取替床

燃料取替床は可燃物が少なく大空間となっており、煙が充満しないため、消火活動が可能な設計とする。

ヘ. 気体廃棄物処理系設備を設置する火災区域又は火災区画（気体廃棄物処理設備エリア排気放射線モニタ検出器を含む。）

気体廃棄物処理系は、不燃性材料である金属により構成されており、火災に対してフェイル・クローズ設計の隔離弁を設ける設計とすることにより、火災による影響はない。

また、放射線モニタ検出器は隣接した検出器間を耐火隔壁により分離する設計とし、火災発生時に同時に監視機能が喪失することを防止する。

加えて、消火活動の妨げとならないよう可燃物管理を行うことで、煙の発生を抑える設計とする。

ト. 液体廃棄物処理系設備を設置する火災区域又は火災区画

液体廃棄物処理系は、不燃性材料である金属により構成されており、火災に対

してフェイル・クローズ設計の隔離弁を設ける設計とすることにより、火災による影響はない。加えて、消火活動の妨げとならないよう可燃物管理を行うことにより区画内の火災荷重を低く管理することで、煙の発生を抑える設計とする。

チ. 新燃料貯蔵庫

新燃料貯蔵庫は、金属とコンクリートに覆われており、火災による影響はない。加えて、消火活動の妨げとならないよう可燃物管理を行うことにより庫内の火災荷重を低く管理することで、煙の発生を抑える設計とする。

リ. 可燃物が少なく、火災が発生しても煙が充満しない火災区域又は火災区画

以下に示す火災区域又は火災区画は、消火活動の妨げとならないよう可燃物管理を行うことにより区画内の火災荷重を低く管理することで、煙の発生を抑える設計とする。

(イ) 階段室，パーソナルエアロック前室，パイプスペース

室内に設置している機器は、電線管等である。これらは、不燃性材料又は難燃性材料で構成されており、ケーブルは電線管及び金属製の可とう電線管で敷設する設計とする。

(ロ) 低電導度廃液収集ポンプ室，代替循環冷却ポンプ室

室内に設置している機器は、ポンプ，電線管等である。これらは、不燃性材料又は難燃性材料で構成されており、可燃物としては軸受に潤滑油を使用している。軸受は不燃性材料である金属で覆われており、設備外部で燃え広がることはない。その他に可燃物は設置しておらず、ケーブルは電線管及び金属製の可とう電線管で敷設する設計とする。

(ハ) 制御棒駆動機構計装ラック室，除染室

室内に設置している機器は、ダクト，電線管等である。これらは、不燃性材料又は難燃性材料で構成されており、ケーブルは電線管及び金属製の可とう電線管で敷設する設計とする。

(ニ) フィルタ装置室

室内に設置している機器は、フィルタ装置，電線管等である。これらは、不燃性材料又は難燃性材料で構成されており、ケーブルは電線管及び金属製の可とう電線管で敷設する設計とする。

(ホ) 移動式炉心内計装系装置室

室内に設置している機器は、移動式炉心内計装系装置等である。これらは、不燃性材料又は難燃性材料で構成されており、ケーブルは電線管及び金属製の可とう電線管で敷設する設計とする。

(ヘ) 高圧代替注水系ポンプ室，残留熱除去系バルブ室，残留熱除去系熱交換器室，計装ペネトレーション室

室内に設置している機器は、ポンプ，電動弁，熱交換器等である。これらは、不燃性材料又は難燃性材料で構成されており、ケーブルは電線管及び金属製の

可とう電線管で敷設する設計とする。

(ト) 制御棒駆動機構補修室，メンテナンス室

室内に設置している機器は，制御盤，揚重機等である。これらは，不燃性材料又は難燃性材料で構成されており，可燃物としては制御盤があるが少量かつ近傍に可燃物がなく，不燃性材料である金属で覆われており燃え広がることはない。その他に可燃物は設置しておらず，ケーブルは電線管及び金属製の可とう電線管で敷設する設計とする。

(チ) 原子炉補機送風機室及び排風機室，ディーゼル発電機室非常用送風機室，非常用ガス処理系ファン室

室内に設置している機器は，送風機，排風機，電動弁等である。これらは，不燃性材料又は難燃性材料で構成されており，可燃物としては軸受にグリスを使用している。軸受は，不燃性材料である金属で覆われており，設備外部で燃え広がることはない。その他に可燃物は設置しておらず，ケーブルは電線管及び金属製の可とう電線管で敷設する設計とする。

(リ) 配管トレンチ

室内に設置している機器は，配管，電線管等である。これらは，不燃性材料又は難燃性材料で構成されており，ケーブルは電線管及び金属製の可とう電線管で敷設する設計とする。

(ヌ) ダスト放射線モニタ室，格納容器内雰囲気モニタ室

室内に設置している機器は，サンプルポンプ，計装ラック等である。これらは，不燃性材料又は難燃性材料で構成されており，ケーブルは電線管及び金属製の可とう電線管で敷設する設計とする。

(ル) 活性炭式希ガスホールドアップ塔室，排ガス復水器室

室内に設置している機器は，活性炭式希ガスホールドアップ塔，排ガス再結合器，排ガス予冷器等である。これらは，不燃性材料又は難燃性材料で構成されており，ケーブルは電線管及び金属製の可とう電線管で敷設する設計とする。

(ロ) 復水貯蔵タンク/連絡トレンチ/バルブ室

室内に設置している機器は，空気作動弁，計器等である。これらは，不燃性材料又は難燃性材料で構成されており，ケーブルは電線管及び金属製の可とう電線管で敷設する設計とする。

(ワ) ブローアウトパネル室

室内に設置している機器は，原子炉建屋ブローアウトパネル及び原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置等である。これらは，不燃性材料又は難燃性材料で構成されており，ケーブルは電線管及び金属製の可とう電線管で敷設する設計とする。

- b. 火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難とならない火災区域又は火災区画に設置する消火設備

(2) a. 項に示す消火活動が困難とならない(a)項及び(b)項の火災区域又は火災区画は、消防要員等による消火活動を行うために、消火器、消火栓及び移動式消火設備を設置する設計とする。

なお、新燃料貯蔵庫は、純水中においても未臨界となるように材料を考慮した新燃料貯蔵ラックに貯蔵された燃料の中心間隔を確保する設計とすることから、消火水の流入に対する措置を不要な設計とする。

ただし、以下については、消火対象の特徴を考慮し、以下の消火設備を設置する設計とする。

(a) 中央制御室制御盤内

イ. 消火設備

二酸化炭素消火器

ロ. 選定理由

中央制御室床下ケーブルピットを除く中央制御室内は、常駐運転員により、可搬式の消火器にて消火を行うが、中央制御室制御盤内の火災を考慮し、電気機器への影響がない可搬式の二酸化炭素消火器を配備する。

(b) 原子炉格納容器

イ. 消火設備

消火器、消火栓

ロ. 選定理由

原子炉格納容器内は、(2) a. (b)ハ項のとおり、消火活動が困難とならない火災区域又は火災区画であることから、原子炉の状態を考慮し、消火器及び消火栓を使用する設計とする。

(イ) 起動中

原子炉の起動中は原子炉格納容器内の環境が高温となり、消火器の使用温度を超える可能性があることから、原子炉起動前に原子炉格納容器内に設置した消火器を撤去し、原子炉格納容器内の窒素置換作業が完了するまでの間は、消火器を所員用エアロック近傍（原子炉格納容器外）に設置する。

さらに、消火栓を用いても対応できる設計とする。

(ロ) 運転中

原子炉格納容器内は、原子炉運転中、消火器は設置されないが、窒素が封入され雰囲気の不活性化されていることから、火災の発生はない。

(ハ) 停止中

原子炉起動中と同様に、原子炉格納容器内の消火については、消火器を使用する設計とする。また、消火栓を用いても対応できる設計とする。

(3) 火災が発生するおそれのない火災区域又は火災区画に対する消火設備の設計方針

本項では、火災が発生するおそれのない火災区域又は火災区画である復水貯蔵タンク、使用済燃料貯蔵プール、使用済樹脂貯蔵槽及び浄化系沈降分離槽に対する消火設備の設

計方針について説明する。

a. 復水貯蔵タンク

復水貯蔵タンクは、金属製のタンクであり、タンク内は水で満たされて、火災が発生しないため、復水貯蔵タンクには、消火設備を設置しない設計とする。

b. 使用済燃料プール

使用済燃料プールは、その側面と底面が金属とコンクリートに覆われており、プール内は水で満たされていることにより、使用済燃料プール内では火災が発生しないため、使用済燃料プールには消火設備を設置しない設計とする。

使用済燃料プールは、純水中においても未臨界となるように使用済燃料を配置する設計とすることから、消火水の流入に対する措置を不要な設計とする。

c. 使用済樹脂貯蔵槽及び浄化系沈降分離槽

使用済樹脂貯蔵槽及び浄化系沈降分離槽は、金属とコンクリートに覆われており、槽内に貯蔵する樹脂は水に浸かっており、使用済樹脂貯蔵槽及び浄化系沈降分離槽は可燃物を置かず発火源がない設計とする。

このため、使用済樹脂貯蔵槽及び浄化系沈降分離槽には、消火設備を設置しない設計とする。

(4) 消火設備の破損、誤作動及び誤操作による安全機能又は重大事故等に対処するために必要な機能への影響評価

本項では、消火設備の破損、誤作動及び誤操作による安全機能又は重大事故等に対処するために必要な機能への影響について説明する。

消火設備は、破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても、原子炉を安全に停止させるための機能又は重大事故等に対処するために必要な機能を損なわない設計とする。

ハロゲン化物は電気絶縁性が大きく揮発性も高いことから、設備の破損、誤作動又は誤操作により消火剤が放出されても電気及び機械設備に影響を与えないため、火災区域又は火災区画に設置するガス消火設備には、ハロンガス消火設備又はケーブルトレイ消火設備を選定する設計とする。

非常用ディーゼル発電機は、非常用ディーゼル発電機室に設置するハロンガス消火設備の破損、誤作動又は誤操作により消火剤の放出を考慮しても機能が喪失しないよう、燃焼用空気は外気から直接、給気する設計とする。

消火設備の放水等による溢水は、技術基準規則第 12 条及び第 54 条に基づき、原子炉の安全停止に必要な機器等の機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響がないよう設計する。

(5) 消火設備の設計

本項では、消火設備の設計として、以下のa. 項に消火設備の消火剤の容量、b. 項に消火設備の系統構成、c. 項に消火設備の電源確保、d. 項に消火設備の配置上の考慮、e. 項に消火設備の警報、f. 項に地震等の自然現象に対する考慮について説明するとともに、

g. 項に消火設備の設計に係るその他の事項について説明する。

a. 消火設備の消火剤の容量

(a) 想定火災の性質に応じた消火剤の容量

消火設備に必要な消火剤の容量については、ハロンガス消火設備は消防法施行規則第20条に基づき算出する。また、ケーブルトレイ消火設備は、実証試験により消火性能が確認された消火剤濃度以上となる容量以上を確保するように設計する。消火剤に水を使用する消火栓の容量は、「(b)消火用水の最大放水量の確保」に示す。

消火剤の算出については表5-4に示す。

(b) 消火用水の最大放水量の確保

イ. 屋内水消火系

消火用水供給系の水源である消火水槽（1,2号機共用（以下同じ。））及び消火水タンクは、消防法施行令第11条（屋内消火栓設備に関する基準）に基づき、屋内消火栓を同時に使用する場合を想定した場合の2時間の最大放水量を十分に確保する設計とする。

なお、消火水槽は1号機及び2号機で共用であるが、万一、1号機及び2号機においてそれぞれ単一の火災が同時に発生し、消火栓による放水を想定しても、十分な量を確保するとともに、発電用原子炉施設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。

ロ. 屋外水消火系

消火用水供給系の水源である屋外消火系消火水タンクは、消防法施行令第19条（屋外消火栓設備に関する基準）に基づき、屋外消火栓を同時に使用する場合を想定した場合の2時間の最大放水量を十分に確保する設計とする。

b. 消火設備の系統構成

(a) 消火用水供給系の多重性又は多様性の考慮

イ. 屋内水消火系

消火用水供給系の水源は、容量約110m³の消火水槽及び消火水タンクを各1基設置し、多重性を有する設計とする。

消火用水供給系の消火ポンプは、電動機駆動消火ポンプ（「1,2号機共用」（以下同じ。））を2台設置し、多重性を有する設計とする。

ロ. 屋外水消火系

消火用水供給系の水源は、容量約100m³の屋外消火系消火水タンクを2基設置し、多重性を有する設計とする。

消火用水供給系の消火ポンプは、屋外消火系電動機駆動消火ポンプ及び屋外消火系ディーゼル駆動消火ポンプの設置により、多様性を有する設計とする。

屋外消火系ディーゼル駆動消火ポンプの駆動用燃料は、屋外消火系ディーゼル駆動消火ポンプに付属する燃料タンクに貯蔵する。

屋外消火系ディーゼル駆動消火ポンプの内燃機関は、技術基準規則第48条第

3項に適合する設計とする。(表 5-5)

(b) 系統分離に応じた独立性の考慮

原子炉の安全停止に必要な機器等のうち、火災防護対象機器等の系統分離を行うために設置するハロンガス消火設備及びケーブルトレイ消火設備は、以下に示す系統分離に応じた独立性を有する設計とする。

- ・静的機器は 24 時間以内の単一故障の想定が不要であり、静的機器である消火配管は、基準地震動 S_s で損傷しないように設計する。なお、早期感知及び早期消火によって火災は収束するため、配管は多重化しない設計とする。
- ・動的機器である選択弁等の単一故障を想定して選択弁等は多重化する設計とする。また、動的機器である容器弁の単一故障を想定して容器弁及びボンベも消火濃度を満足するために必要な本数以上のボンベを設置する設計とする。
- ・重大事故等対処施設は、重大事故に対処する機能と設計基準事故対処設備の安全機能が単一の火災によって同時に機能喪失しないよう、区分分離や位置的分散を図る設計とする。

重大事故等対処施設のある火災区域又は火災区画、及び設計基準事故対処設備のある火災区域又は火災区画に設置する消火設備は、上記の区分分離や位置的分散に応じた独立性を備えた設計とする。

(c) 消火栓の優先供給

消火用水供給系は、飲料水系や所内用水系等と共用する場合には、隔離弁を設置して遮断する措置により、消火用水の供給を優先する設計とする。

c. 消火設備の電源確保

屋外消火系ディーゼル駆動消火ポンプは、外部電源喪失時にもディーゼル機関を起動できるように、蓄電池により電源が確保される設計とする。

ハロンガス消火設備は、外部電源喪失時又は全交流動力電源喪失時にも設備の動作に必要な電源が蓄電池により確保される設計とする。

ケーブルトレイ用の消火設備であるケーブルトレイ消火設備は、火災の熱によって感知チューブが溶損することで、ボンベの容器弁を開放させ、消火剤が放出される機械的な構造であるため、作動には電源が不要な設計とする。

d. 消火設備の配置上の考慮

(a) 火災に対する二次的影響の考慮

イ. ハロンガス消火設備 (全域)

ハロンガス消火設備 (全域) は、電気絶縁性の高いガスを採用することで、火災が発生している火災区域又は火災区画からの火災の火炎及び熱による直接的な影響のみならず、煙、流出流体、断線、爆発等の二次的影響が、火災が発生していない火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に悪影響を及ぼさない設計とする。

また、防火ダンパを設け、煙の二次的影響が火災防護上重要な機器等及び重大

事故等対処施設に悪影響を及ぼさない設計とする。

(イ) ハロンガス消火設備（全域）のボンベ及び制御盤は、火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に悪影響を及ぼさないよう、消火対象となる機器が設置されている火災区域又は火災区画とは別の区画に設置する設計とする。

(ロ) ハロンガス消火設備（全域）のボンベは、火災による熱の影響を受けても破損及び爆発が発生しないよう、ボンベに接続する安全弁によりボンベの過圧防止を図る設計とする。

ロ. ハロンガス消火設備（局所）及びケーブルトレイ消火設備

ハロンガス消火設備（局所）及びケーブルトレイ消火設備についても、電気絶縁性の高いガスを採用することで、火災が発生している火災区域又は火災区画からの火災の火炎及び熱による直接的な影響のみならず、煙、流出流体、断線、爆発等の二次的影響が、火災が発生していない火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に悪影響を及ぼさない設計とする。

(イ) ハロンガス消火設備（局所）及びケーブルトレイ消火設備のボンベ及び制御盤は、火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に悪影響を及ぼさないよう、消火対象と十分に離れた位置にボンベ及び制御盤を設置する設計とする。

(ロ) ハロンガス消火設備（局所）及びケーブルトレイ消火設備は、火災による熱の影響を受けても破損及び爆発が発生しないよう、ボンベに接続する安全弁によりボンベの過圧防止を図る設計とする。

(ハ) ハロンガス消火設備（局所）及びケーブルトレイ消火設備のうち、ケーブルトレイに対する消火設備については、消火剤の流出を防ぐためにケーブルトレイ内に消火剤を留める設計とする。また、電源盤に対する消火設備については、消火剤の流出を防ぐために隔壁内に消火剤を留める設計とする。

(b) 管理区域内からの放出消火剤の流出防止

管理区域内に放出した消火水は、放射性物質を含むおそれがあることから、管理区域外へ流出を防止するため、管理区域と非管理区域の境界に堰等を設置するとともに、各フロアのファンネルや配管により排水及び回収し、液体廃棄物処理系で処理する設計とする。

(c) 消火栓の配置

火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設を設置する火災区域又は火災区画に設置する消火栓は、消防法施行令第 11 条（屋内消火栓設備に関する基準）及び第 19 条（屋外消火設備に関する基準）に準拠し、すべての火災区域又は火災区画の消火活動に対処できるように原子炉建屋等の屋内は消火栓から半径 25m の範囲、屋外は消火栓から半径 40m の範囲に配置する。

e. 消火設備の警報

(a) 消火設備の故障警報

電動機駆動消火ポンプ、屋外消火系電動機駆動消火ポンプ、屋外消火系ディーゼ

ル駆動消火ポンプ，ハロンガス消火設備及びケーブルトレイ消火設備は，電源断等の故障警報を中央制御室に発する設計とする。

消火設備の故障警報が発信した場合には，中央制御室及び必要な現場の制御盤警報を確認し，消火設備に故障が発生している場合には早期に補修を行う。

(b) ハロンガス消火設備の退避警報

固定式ガス消火設備であるハロンガス消火設備は，作動前に職員等の退避ができるように警報を発する設計とする。

ケーブルトレイ消火設備は，消火剤に毒性がなく，消火時に生成されるフッ化水素は延焼防止シートを設置したケーブルトレイ内に留まり，外部に有意な影響を及ぼさないため，消火設備作動前に退避警報を発しない設計とする。

f. 消火設備の自然現象に対する考慮

女川原子力発電所の安全を確保するうえで設計上考慮すべき自然現象としては，網羅的に抽出するために，発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無にかかわらず，国内外の基準や文献等に基づき事象を抽出した。これらの事象のうち，原子力設備に影響を与えるおそれがある事象として，地震，津波，洪水，風（台風），竜巻，凍結，降水，積雪，落雷，地滑り，火山の影響，生物学的事象，森林火災及び高潮を抽出した。

これらの自然現象のうち，落雷については，「4.3(1) 落雷による火災の発生防止」に示す対策により，機能を維持する設計とする。

地震については，以下(c)項及び(d)項に示す対策により機能を維持する設計とする。

凍結については，以下(a)項に示す対策により機能を維持する設計とする。

風（台風），竜巻に対しては，以下(b)項に示す対策により機能を維持する設計とする。

上記以外の津波，洪水，降水，積雪，地滑り，火山の影響，生物学的事象，森林火災及び高潮についても(e)項に示すその他の自然現象の対策により機能を維持する設計とする。

(a) 凍結防止対策

屋外消火設備の配管は，保温材により凍結防止対策を実施する。また，凍結を防止するため，自動排水機構により消火栓内部に水が溜まらないような構造とする設計とする。

(b) 風水害対策

電動機駆動消火ポンプ，屋外消火系電動機駆動消火ポンプ，屋外消火系ディーゼル駆動消火ポンプ，ハロンガス消火設備及びケーブルトレイ消火設備は，風水害により性能が阻害されず，影響を受けないよう建屋内に設置する設計とする。

電動機駆動消火ポンプ，屋外消火系電動機駆動消火ポンプ及び屋外消火系ディーゼル駆動消火ポンプを設置しているポンプ室の壁及び扉については，風水害に対してその性能が著しく阻害されることがないよう浸水対策を実施する。

屋外消火栓は風水害に対してその性能が著しく阻害されることがないように、雨水の浸入等により動作機構が影響を受けない機械式を用いる設計とする。

(c) 地震対策

火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に対する火災の影響を限定し、耐震Sクラス機器及び重大事故等対処施設を設置する火災区域又は火災区画のハロンガス消火設備及びケーブルトレイ消火設備は、表5-6及び表5-7に示すとおり、火災防護上重要な機器等の耐震クラス及び重大事故等対処施設の区分に応じて、機能を保持する設計とする。

消火設備は、火災区域又は火災区画の火災に対し、地震時及び地震後においても、電源を確保するとともに、煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難となる火災区域又は火災区画に設置する火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に対する火災の影響を限定し、耐震Sクラス機器及び重大事故等対処施設を設置する火災区域又は火災区画の火災を早期に消火する機能を保持するため、以下の設計とする。

- イ. 「(5) 消火設備の設計」のa. 項に示す消火剤の容量等、消防法の設置条件に準じて設置する設計とする。
- ロ. 「(5) 消火設備の設計」のc. 項に示すとおり、非常用電源及び常設代替交流電源設備から受電可能な設計とする。
- ハ. 耐震Sクラス機器及び重大事故等対処施設を設置する火災区域又は火災区画のハロンガス消火設備及びケーブルトレイ消火設備は、消火設備の主要な構造部材が火災を早期に消火する機能を保持可能な構造強度を有する設計とする。また、消火設備の電氣的機能及び動的機能も保持する設計とする。
なお、具体的な設計内容については、「5.2.3 構造強度設計」に示す。

(d) 地盤変位対策

- イ. 地震時における地盤変位対策として、屋外消火配管は、地上又はトレンチに設置し、地震時における地盤変位に対し、配管の自重や内圧、外的荷重を考慮し地盤沈下による建屋と周辺地盤との相対変位を考慮する設計とする。
また、地盤変位対策としては、水消火配管のレイアウト、配管曲げ加工、配管支持長さからフレキシビリティを考慮した配置とすることで、地盤変位による変形を配管系統全体で吸収する設計とする。
- ロ. 屋外消火配管が破断した場合でも移動式消火設備を用いて屋内消火栓へ消火用水の供給ができるように、建屋に給水接続口を複数個所設置する設計とする。

(e) その他の自然現象に対する対策

- イ. その他の自然現象に対する対策により、消火の機能及び性能が阻害される場合は原因の除去又は早期取替え、復旧を図る設計とする。

g. その他

(a) 移動式消火設備の配備

移動式消火設備は、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」第83条第3号に基づき、消火ホース等の資機材を備え付けている化学消防自動車（2台）及び泡原液搬送車（1台）を配備する。

また、消火用水のバックアップラインとして建屋に設置する給水接続口に移動式消火設備の給水口を取り付けることで、各消火栓への給水も可能となる設計とする。

移動式消火設備の仕様を表5-8に示す。

(b) 消火用の照明器具

建築基準法第35条及び建築基準法施行令第126条の5に準じ、建屋内の消火栓、消火設備現場盤の設置場所及び設置場所への経路には、移動及び消火設備の操作を行うため、現場への移動等の時間（最大約1時間）に加え、消防法の消火継続時間20分を考慮して、8時間以上の容量の蓄電池を内蔵する照明器具を設置する設計とする。

(c) ポンプ室

火災発生時の煙の充満により消火活動が困難となるポンプ室には、消火活動によらなくとも迅速に消火できるように固定式ガス消火設備を設置し、鎮火の確認のために運転員や消防隊員がポンプ室に入る場合については、再発火するおそれがあることから、十分に冷却時間を確保した上で扉の開放、換気空調系及び可搬型排煙装置により換気が可能な設計とする。

(d) 使用済燃料貯蔵設備、新燃料貯蔵庫

使用済燃料貯蔵設備は、水中に設置されたラックに燃料を貯蔵し、消火水が流入しても未臨界となるように使用済燃料を配置する設計とする。

新燃料貯蔵庫は、消火活動により消火用水が放水され、消火水に満たされても臨界とならない設計とする。

(e) ケーブル処理室

ケーブル処理室は、自動消火設備であるハロンガス消火設備により消火する設計とするが、消火活動のため2箇所を入口を設置する設計とする。

区分Ⅲケーブル処理室は消火活動のための入口は1箇所であるが、部屋の大きさが狭く、室内の可燃物は少量のケーブルトレイのみであるため、火災が発生した場合においても、入口から消火要員による当該室全域の消火活動を行うことが可能な設計とする。

5.2.3 構造強度設計

消火設備が、構造強度上の性能目標を達成するよう、機能設計で設定した消火設備の機能を踏まえ、耐震設計の方針を以下のとおり設定する。

消火設備は、「5.2.1 要求機能及び性能目標」の(2)性能目標 b.項で設定している構造強度上の性能目標を踏まえ、火災区域又は火災区画の火災に対し、火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に対する火災の影響を限定し、早期に消火する機能を保持する設計とする。

消火設備のうち耐震Sクラス機器及び重大事故等対処施設を設置する火災区域又は火災区画のハロンガス消火設備及びケーブルトレイ消火設備は、基準地震動 S_s による地震力に対し、耐震性を有する原子炉建屋等にボルトで固定し、主要な構造部材が火災を早期に消火する機能を保持可能な構造強度を有する設計とし、基準地震動 S_s による地震力に対し、電氣的及び動的機能を保持する設計とする。

消火設備の耐震評価は、工事計画認可申請書添付書類「VI-2 耐震性に関する説明書」のうち工事計画認可申請書添付書類「VI-2-1-9 機能維持の基本方針」の荷重及び荷重の組合せ並びに許容限界に基づき設定した工事計画認可申請書添付書類「VI-2-別添1-1 火災防護設備の耐震計算の方針」に示す耐震評価の方針により実施する。

消火設備の耐震評価の方法及び結果については、以下に示す。また、動的地震力の水平2方向及び鉛直方向の組合せに対する消火設備の影響評価結果についても示す。

- ・「VI-2-別添1 火災防護設備の耐震性についての計算書」
- ・「VI-2-別添1-4-1-1 ハロンガスボンベ設備の耐震性についての計算書」
- ・「VI-2-別添1-4-1-2 ハロンガス供給選択弁の耐震性についての計算書」
- ・「VI-2-別添1-4-1-3 ハロンガス消火設備制御盤の耐震性についての計算書」
- ・「VI-2-別添1-4-1-4 管の耐震性についての計算書」
- ・「VI-2-別添1-4-2-1 ボンベ設備の耐震性についての計算書」
- ・「VI-2-別添1-4-2-2 管の耐震性についての計算書」
- ・「VI-2-別添1-5 火災防護設備の水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価結果」

5.2.4 消火設備に対する技術基準規則に基づく強度評価について

クラス3機器である消火設備は、技術基準規則により、クラスに応じた強度を確保することを要求されている。

このため、消火設備のうち、その使用条件における系統圧力を考慮して選定して水消火設備、ハロンガス消火設備及びケーブルトレイ消火設備の主配管は、技術基準規則第17条に基づき強度評価を行う。

消火設備のうち、完成品としてそれぞれ高圧ガス保安法及び消防法の規制をうけるハロンガス消火設備及びケーブルトレイ消火設備のポンペ並びに消火器は、技術基準規則第17条に規定されるクラス3容器の材料、構造及び強度の規定と、高圧ガス保安法及び消防法の材料、構造及び強度の規定が同等の水準であることを、工事計画認可申請書添付書類「VI-3-3-7-2 火災防護設備の強度に関する説明書」において確認する。

屋外消火系ディーゼル駆動消火ポンプの内燃機関は、「5.2 消火設備について」の5.2.2(5)b.(a)項に示すとおり、技術基準規則第48条の規定により、「発電用火力設備に関する技術基準を定める省令」第25条から第29条に適合する設計とし、同省令第25条に基づく強度評価については、その基本方針と強度評価結果を工事計画認可申請書添付書類「VI-3-別添4 発電用火力設備の技術基準による強度に関する説明書」に示す。

表5-1 火災感知器の型式ごとの設置方針について (1/3)

設置対象区域 又は区画	具体的 区域	周囲の環境条件と 感知器の選定方針	種類	アナログ式/ 非アナログ式	
一般 区域	通路部・ 部屋等	通路部・ 部屋等	・ 消防法施行規則に則り煙感知器 と熱感知器を設置	煙感知器	アナログ式*1
			熱感知器	アナログ式*1	
	天井高さ が高く、 煙が拡散 しない場 所	通路・部屋等 のうち天井高 が8m以上あ る箇所	・ 消防法施行規則に則り煙感知器 と炎感知器を設置 ・ 炎感知器は非アナログ式である が、炎が発する赤外線を検知す るため、炎が生じた時点で感知 することができ、火災の早期感 知に優位性がある	煙感知器	アナログ式*1
				炎感知器 (赤外線)	非アナログ式
	燃料取替 床	燃料取替床	・ 消防法施行規則に則り煙感知器 と炎感知器を設置 ・ 結露の発生が予想されるエリア のため防湿型の煙感知器を設置 ・ 炎感知器は非アナログ式である が、炎が発する赤外線を検知す るため、炎が生じた時点で感知 することができ、火災の早期感 知に優位性がある	煙感知器 (防湿型)	アナログ式*1
				炎感知器 (赤外線)	非アナログ式
	ディーゼ ル発電機 室非常用 送風機室	D/G(A)室非常 用送風機室 D/G(B)室非常 用送風機室 D/G(HPCS)室 非常用送風機 室	・ 発電機運転時の空気流を考慮 し、炎感知器と熱感知器を設置 する ・ 炎感知器は非アナログ式である が、炎が発する赤外線を検知す るため、炎が生じた時点で感知 することができ、火災の早期感 知に優位性がある	炎感知器 (赤外線)	非アナログ式
				熱感知器	アナログ式*1

表5-1 火災感知器の型式ごとの設置方針について (2/3)

設置対象区域 又は区画	具体的 区域	周囲の環境条件と 感知器の選定方針	種類	アナログ式/ 非アナログ式
放射線量が高い 場所	原子炉格納容 器*2	<ul style="list-style-type: none"> ・プラント運転中は高放射線環境となることからアナログ式感知器を室内に設置すると故障する可能性がある。ただし、プラント運転中の原子炉格納容器は窒素封入により不活性化しており火災の発生の可能性がない。このため、プラント起動中の窒素封入後に受信機にて作動信号を除外する。 ・消防法施行規則に則りアナログ式の煙感知器と熱感知器を設置。なお、想定火災源に対しては、さらなる安全性向上の観点から非アナログ式の熱感知器を設置 	煙感知器	アナログ式*1
			熱感知器	アナログ式*1
			熱感知器 (金属の膨 張係数の差 を利用した もの)	非アナログ式
	MS トンネル室	<ul style="list-style-type: none"> ・消防法施行規則に則り煙感知器と熱感知器を設置 	煙感知器	アナログ式*1
			熱感知器	アナログ式*1
引火性又は発火 性の雰囲気形成 のおそれがある 場所	DC125V バッテ リ (A) (B) 室 区分Ⅲ バッテ リ室	<ul style="list-style-type: none"> ・充電時に水素発生のおそれがある蓄電池室は、引火性又は発火性の雰囲気形成のおそれがあるため、防爆型の煙感知器及び熱感知器を設置 	防爆型 煙感知器	非アナログ式
			防爆型 熱感知器	非アナログ式
高湿度環境の ケーブルトレン チ	ケーブル連絡 トレンチ	<ul style="list-style-type: none"> ・トレンチ内の湿度環境を考慮し、防湿型煙感知器と防水型熱感知器を設置する 	煙感知器	アナログ式*1
	復水貯蔵タン クエリア DGDO 連絡配管 トレンチ		熱感知器	アナログ式*1

表5-1 火災感知器の型式ごとの設置方針について (3/3)

設置対象区域 又は区画	具体的 区域	周囲の環境条件と 感知器の選定方針	種類	アナログ式/ 非アナログ式
屋外	海水ポンプ室（補機ポンプエリア） ガスタービン発電設備燃料移送ポンプエリア	<ul style="list-style-type: none"> 海水ポンプは屋外であるため、エリア全体の火災を感知する必要があるが、火災による煙が周囲に拡散し煙感知器による火災感知は困難 エリア全体の火災を感知するために、アナログ式の熱感知カメラ及び非アナログ式の炎感知器を設置 	屋外仕様熱感知カメラ（赤外線）	アナログ式*1
			屋外仕様炎感知器（赤外線）	非アナログ式
	軽油タンクエリア ガスタービン発電設備軽油タンク		防爆型煙感知器	非アナログ式
			防爆型熱感知器	非アナログ式

注記*1：ここでいう「アナログ式」は、平常時の状況（温度、煙の濃度）を監視し、かつ火災現象（急激な温度や煙の濃度の上昇を）把握することができる機能を持つものと定義する。

*2：原子炉格納容器に設置する火災感知器は、運転中は信号を除外する設定とし、原子炉停止後に取替えを行う。

表5-2 火災感知設備耐震評価対象機器（火災防護上重要な機器等）

No.	防護対象		火災感知設備		耐震設計の基本方針	備考
	対象設備	耐震クラス	構成品	耐震クラス		
①	火災防護上重要な機器等のうち、耐震Sクラス機器	S	火災感知器*1	C	基準地震動S _s による地震力に対する機能保持	
			火災受信機盤			
②	火災防護上重要な機器等のうち、耐震Bクラス機器	B	火災感知器*2	C	耐震Bクラス機器で考慮する地震力に対する機能保持	
			火災受信機盤			
③	一般エリア	C	火災感知器	C	*3	
			火災受信機盤			

注記*1：煙感知器（アナログ），熱感知器（アナログ），防爆型煙感知器（非アナログ），防爆型熱感知器（非アナログ），炎感知器（非アナログ），熱感知カメラ（アナログ）を示す。

*2：煙感知器（アナログ），熱感知器（アナログ），炎感知器（非アナログ）を示す。

*3：耐震重要度分類に応じた静的地震力に対しておおむね弾性状態にとどまる範囲で耐えられる設計とする。

表5-3 火災感知設備耐震評価対象機器（重大事故等対処施設）

No.	防護対象	火災感知設備		耐震設計の基本方針	備考
	対象設備	構成品	耐震クラス		
①	火災防護対策を講じる重大事故等対処施設	火災感知器*	C	基準地震動 S_s による地震力に対する機能保持	
		火災受信機盤			

注記*：煙感知器（アナログ），熱感知器（アナログ），防爆型煙感知器（非アナログ），防爆型熱感知器（非アナログ），炎感知器（非アナログ），熱感知カメラ（アナログ）を示す。

表5-4 火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設が設置される火災区域又は火災区画で使用する消火設備

消火設備	消火剤	消火剤量	主な消火設備
ハロンガス消火設備（全域）	ハロン1301	防護空間体積×0.32(kg) (消防法施行規則第20条に基づき算出される量以上)	煙の充満又は放射線の影響による消火活動が困難な火災区域又は火災区画, 若しくは火災の影響軽減のための対策が必要な火災区域又は火災区画
ハロンガス消火設備（局所）	ハロン1301	単位体積あたりの消火剤量×防護空間の容積×1.25(kg) (消防法施行規則第20条に基づき算出される量以上)	煙の充満又は放射線の影響による消火活動が困難な火災区域又は火災区画
ケーブルトレイ消火設備	FK-5-1-12	対象機器の空間体積×0.84kg/m ³ 以上 1.46kg/m ³ 以下に開口補償を見込む (試験結果による)	原子炉建屋通路部等のケーブルトレイ
水消火設備	水	130L/min (屋内消火栓：消防法施行令第11条) 350L/min (屋外消火栓：消防法施行令第19条)	全火災区域又は火災区画
消火器	粉末 二酸化炭素	消防法施行規則第6条, 第7条に基づき算出される必要量	

表5-5 屋外消火系ディーゼル駆動消火ポンプ内燃機関（燃料タンク含む）の
技術基準規則第48条第3項への適合性

要求	内容
技術基準規則 第48条第3項	設計基準対象施設に施設する内燃機関に対して、発電用火力設備に関する技術基準を定める省令第25条から第29条を準用することを要求

発電用火力設備に関する 技術基準を定める省令	内容
(内燃機関等の構造等) 第25条	屋外消火系ディーゼル駆動消火ポンプの内燃機関は、非常調速装置が作動したときに達する回転速度に対して構造上十分な機械的強度を有する設計とする。
(調速装置) 第26条	屋外消火系ディーゼル駆動消火ポンプは、内燃機関に流入する燃料を自動的に調整し、定格負荷を遮断した場合でも非常調速装置が作動する回転速度未満にする能力を有する調速装置（ガバナ）を設ける設計とする。
(非常停止装置) 第27条	本条の規定に適合すべき内燃機関は、発電用火力設備の技術基準の解釈第40条第1項において、一般用電気工作物であり、かつ、定格出力500kWを超えるものとされており、屋外消火系ディーゼル駆動消火ポンプの内燃機関は、事業用電気工作物のうち自家用工作物であり、また、定格出力も44kWであることから、本条文は適用外である。
(過圧防止装置) 第28条	本条の規定に適合すべき内燃機関は、発電用火力設備の技術基準の解釈第41条第2項には、シリンダーの直径が230mmを越えるもの等と示されており、屋外消火系ディーゼル駆動屋外消火ポンプの内燃機関は、シリンダー直径が104mmであることから、本条文は適用外である。
(計測装置) 第29条	屋外消火系ディーゼル駆動消火ポンプの内燃機関には、設備の損傷を防止するため運転状態を計測する装置を設ける設計とする。

表5-6 消火設備耐震評価対象機器（火災防護上重要な機器等）

No.	防護対象 ^{*3, *4}		消火設備			耐震設計の基本方針
	対象設備	耐震クラス	消火設備	構成品	耐震クラス	
①	火災防護上重要な機器等	S	ハロンガス消火設備	ボンベラック	C	基準地震動 S_s による地震力に対する機能保持
				容器弁		
				選択弁		
				制御盤		
				ガス供給配管		
②	火災防護上重要な機器等 (ケーブルトレイ)	S	ケーブルトレイ消火設備	消火ユニット	C	基準地震動 S_s による地震力に対する機能保持
				ガス供給配管		
				感知チューブ ^{*1}		
③	一般エリア	C	消火栓	電動機駆動消火ポンプ	C	*2
				屋外消火系電動機駆動消火ポンプ		
				屋外消火系ディーゼル駆動消火ポンプ		
				消火水槽		
				消火水タンク		
				屋外消火系消火水タンク		
				制御盤		
				配管		

注記*1：ケーブルトレイ消火設備の感知チューブについては、強制的に座屈させた状態の模擬、強制的につぶした状態の模擬を行った際に、漏えい試験を実施し、ガスの漏えいがないことを確認することにより、機能保持を確認する。

*2：耐震重要度分類に応じた静的地震力に対しておおむね弾性状態にとどまる範囲で耐えられる設計とする。

*3：火災防護上重要な機器等のうち、屋外の火災区域又は火災区画である海水ポンプ室に対しては、煙が充満せず消火活動が可能であるため、壁又は床に固縛した消火器にて消火する。

*4：火災防護上重要な機器等のうち、タービン建屋等に設置される耐震Bクラス機器は、煙が充満せず消火活動が可能であるため、壁又は床に固縛した消火器にて消火する。

表5-7 消火設備耐震評価対象機器（重大事故等対処施設）

No.	防護対象*2	消火設備			耐震 クラス	耐震設計の基本 方針
	対象設備	消火設備	構成品			
①	火災防護対策を講 じる重大事故等対 処施設	ハロンガス 消火設備	ボンベラック	C	基準地震動 S _s による地震カに 対する機能保持	
			容器弁			
			選択弁			
			制御盤			
			ガス供給配管			
②		ケーブル トレイ 消火設備	消火ユニット	C	基準地震動 S _s による地震カに 対する機能保持	
			ガス供給配管			
			感知チューブ*1			
③		電動機駆動消火ポンプ	消火栓	屋外消火系 電動機駆動消火ポンプ	C	—
				屋外消火系 ディーゼル駆動消火ポンプ		
				消火水槽		
				消火水タンク		
				屋外消火系 消火水タンク		
				制御盤		
				配管		

注記*1：ケーブルトレイ消火設備の感知チューブについては、強制的に座屈させた状態の模擬、強制的につぶした状態の模擬を行った際に、漏えい試験を実施し、ガスの漏えいがないことを確認することにより、機能保持を確認する。

*2：重大事故等対処施設のうち、屋外の火災区域又は火災区画である海水ポンプ室に対しては、煙が充満せず消火活動が可能であるため、壁又は床に固縛した消火器にて消火する。

表5-8 移動式消火設備の仕様

項目		仕様	
車種		化学消防自動車	泡原液搬送車
消火剤		水又は泡水溶液	泡消火薬剤（搬送・備蓄）
消火剤の特徴		水：消火剤の確保が容易 泡水溶液：油火災に極めて有効	---
水槽／原液槽容量		1500L／500L	1000L（搬送・備蓄）
消火原理		冷却及び窒息	---
薬液濃度		3%	---
放水能力	流量	2000 L/min	---
	圧力	0.85 MPa	---
ホース長		20m×25本	---
水槽への給水		消火栓，防火水槽 ろ過水タンク	---
適用法令		消防法，その他関係法令	---
配備台数		2台	1台
配備場所		第3及び第4保管エリア	第3保管エリア

化学消防自動車は，水槽と原液槽を有し，水又は泡消火剤とを混合希釈した泡消火により，様々な火災に対応可能である。泡原液搬送車には1000Lの泡消火薬剤を確保する。

これらの移動式消火設備は，消火栓や防火水槽等から給水し，車両に積載しているホースにより約500mの範囲が消火可能である。

化学消防自動車は，原子力発電所の火災防護規定（J E A C 4 6 2 6 -2010）及び原子力発電所の火災防護審査指針（J E A G 4 6 0 7 -2010）による，新潟県中越沖地震における柏崎刈羽原子力発電所の火災に対する自衛消防体制の強化策として要求された2箇所において30分の消火活動に必要な水量に対し，防火水槽も考慮した上で水量を確保な設計とする。

ハロンガス消火設備（全域）の仕様

項目		仕様
消火剤	消火剤	ハロン1301
	消火原理	連鎖反応抑制（負触媒効果）
	消火剤の特徴	設備及び人体に対して無害
消火設備	適用規格	消防法施行規則第20条
	火災感知	自動消火設備用火災感知器 （異なる種類の感知器のAND信号）
	放出方式	自動（中央制御室又は現場での手動起動も可能な設計とする）
	消火方式	全域放出方式
	電源	非常用電源及び及び蓄電池を盤内に設置
	破損，誤作動，誤操作による影響	電気絶縁性が高く，揮発性の高いハロンは，電気設備及び機械設備に影響を与えない。

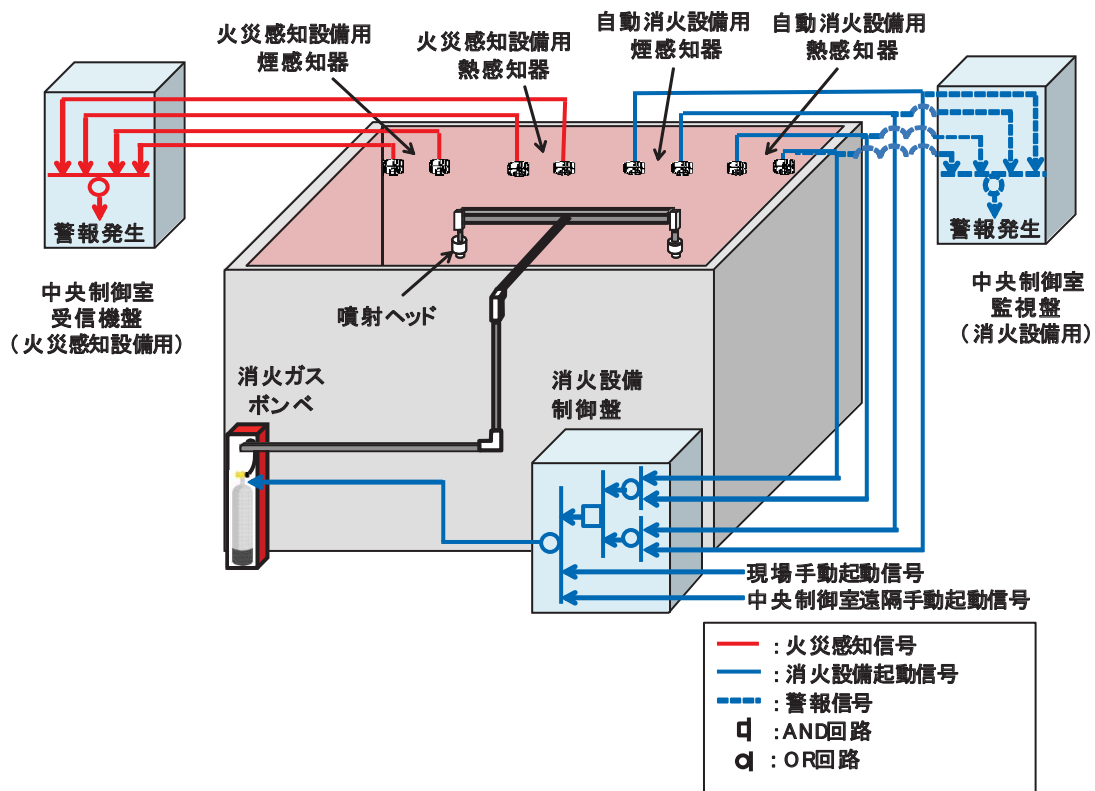


図5-1 ハロンガス消火設備（全域）の概要図

ハロンガス消火設備（局所）の仕様

項目		仕様
消火剤	消火剤	ハロン1301
	消火原理	連鎖反応抑制（負触媒効果）
	消火剤の特徴	設備及び人体に対して無害
消火設備	適用規格	消防法施行規則第20条
	火災感知	自動消火設備用火災感知器 （異なる種類の感知器のAND信号）
	放出方式	自動（中央制御室又は現場での手動起動も可能な設計とする）
	消火方式	局所放出方式
	電源	非常用電源及び蓄電池を盤内に設置
	破損，誤作動，誤操作による影響	電気絶縁性が高く，揮発性の高いハロンは，電気設備及び機械設備に影響を与えない。

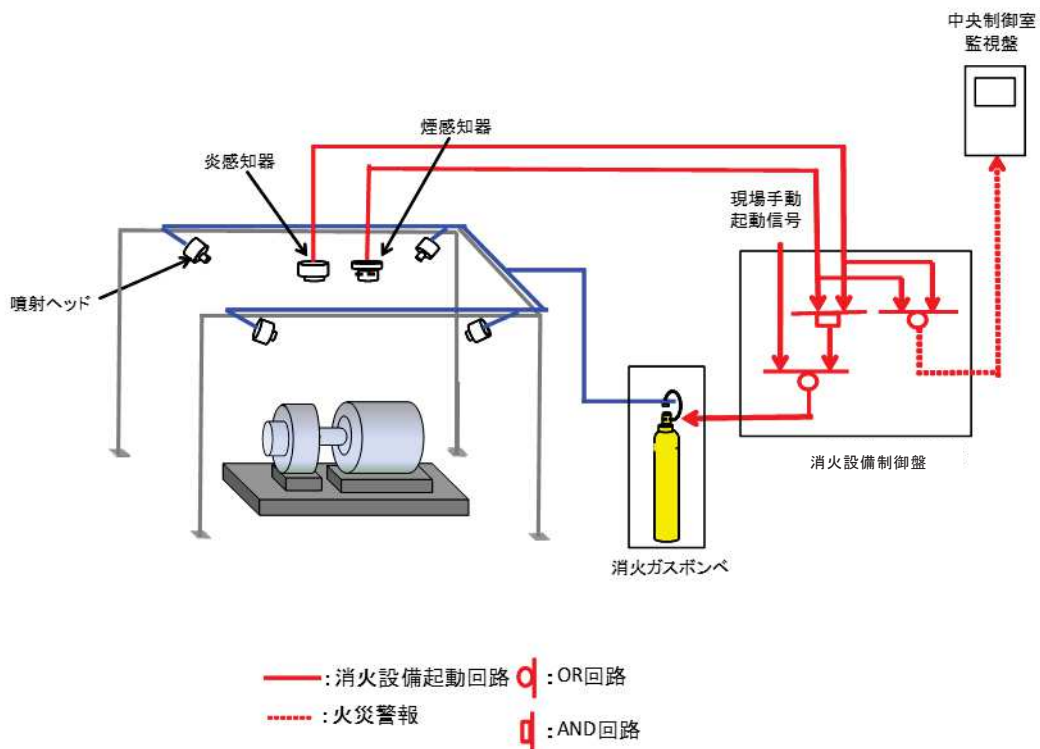


図5-2 ハロンガス消火設備（局所）の概要図

ケーブルトレイ消火設備の仕様

項目		仕様
消火剤	消火剤	FK-5-1-12
	消火原理	連鎖反応抑制（負触媒効果）
	消火剤の特徴	設備及び人体に対して無害
消火設備	適用規格	消防法施行規則第20条（準用）及び試験結果
	火災感知	感知チューブ方式
	放出方式	自動（現場での手動起動も可能な設計とする）
	消火方式	局所放出方式
	電源	電源不要
	破損，誤作動，誤操作による影響	電気絶縁性が高く，揮発性の高い消火剤（FK-5-1-12）は，電気設備及び機械設備に影響を与えない。

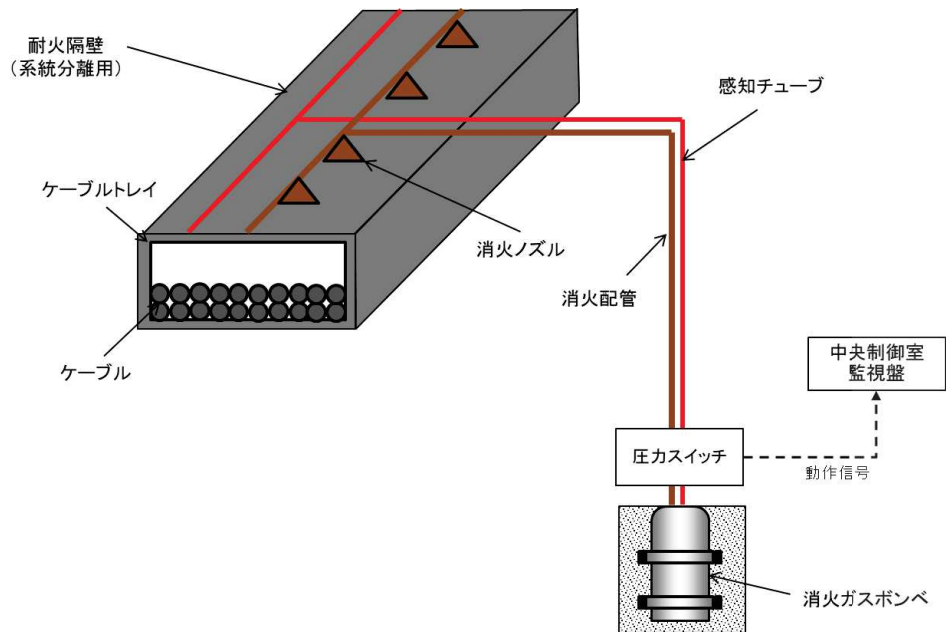


図 5-3 ケーブルトレイ消火設備の概要図

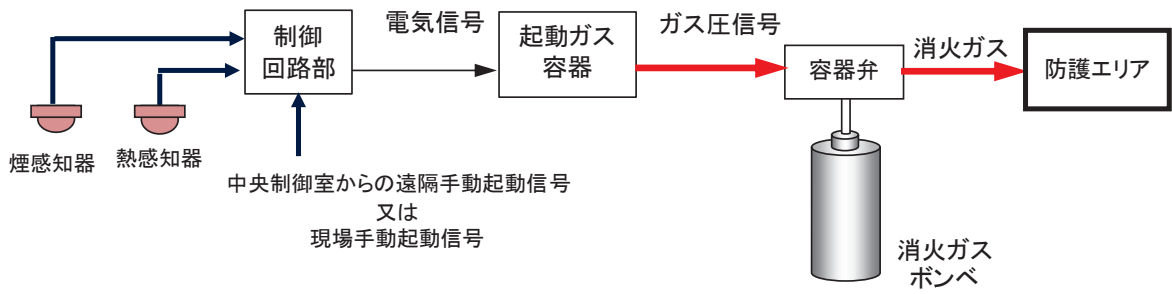


図 5-4 ハロンガス消火設備（全域：選択弁なし） 系統構成

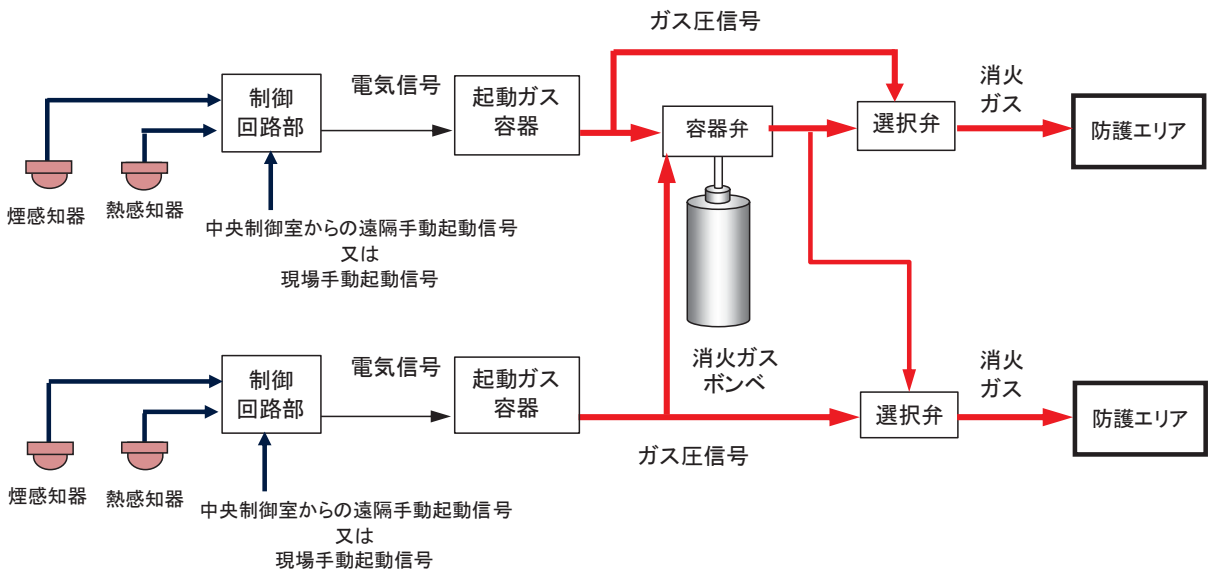


図 5-5 ハロンガス消火設備（全域：選択弁あり） 系統構成

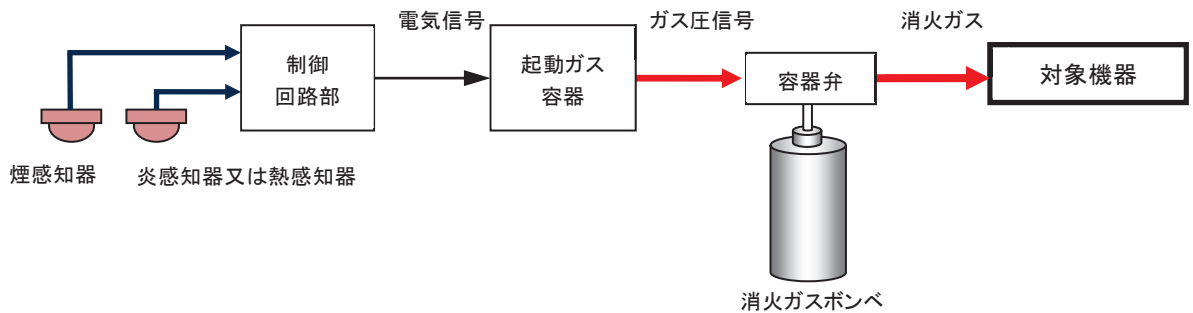


図 5-6 ハロンガス消火設備（局所） 系統構成

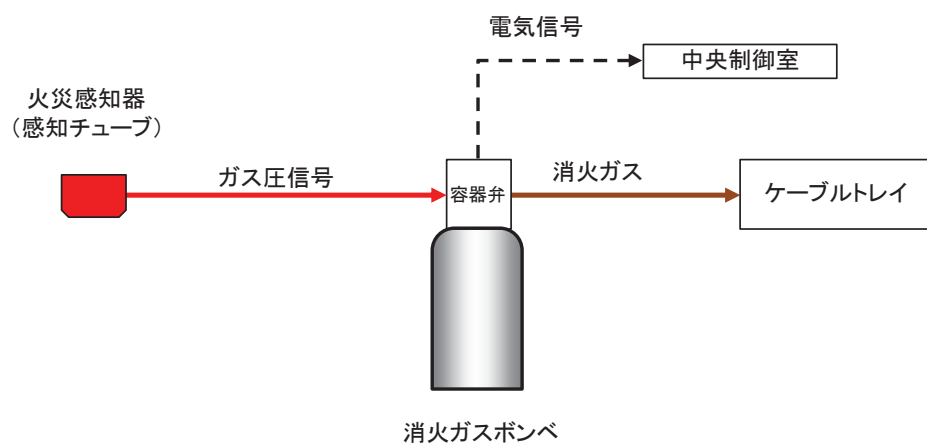


図 5-7 ケーブルトレイ消火設備系統構成

6. 火災の影響軽減対策

発電用原子炉施設は、火災によりその安全性を損なわないよう、火災防護上重要な機器等の重要度に応じ、それらを設置する火災区域又は火災区画内の火災及び隣接する火災区域又は火災区画における火災による影響に対し、火災の影響軽減のための対策を講じる。

6.1項では、火災防護上重要な機器等が設置される火災区域又は火災区画内の分離について説明する。

6.2項では、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するために必要となる火災防護対象機器等の選定、火災防護対象機器等に対する系統分離対策について説明するとともに、中央制御室制御盤及び原子炉格納容器内に対する火災の影響軽減対策についても説明する。

6.3項では、換気空調設備、煙、油タンク及びケーブル処理室に対する火災の影響軽減対策について説明する。

6.1 火災の影響軽減対策が必要な火災区域の分離

火災の影響軽減対策が必要な火災防護上重要な機器等が設置される火災区域については、3時間以上の耐火能力を有する耐火壁として、3時間耐火に設計上必要な150mm以上の壁厚を有するコンクリート耐火壁や3時間以上の耐火能力を有することを確認した耐火壁（貫通部シール、防火扉、防火ダンパを含む。）により他の火災区域と分離する。

3時間以上の耐火能力を有する耐火壁により分離されている火災区域又は火災区画のファンネルは、煙等流入防止装置の設置によって、他の火災区域又は火災区画からの煙の流入を防止する設計とする。

3時間以上の耐火能力を有する耐火壁（貫通部シール、防火扉、防火ダンパを含む。）の設計として、耐火性能を以下の文献等又は火災耐久試験にて確認する。

(1) コンクリート壁

3時間の耐火性能に必要なコンクリート壁の最小壁厚は、表6-1及び表6-2に示す以下の文献により、保守的に150mm以上の設計とする。

- a. 2001年版耐火性能検証法の解説及び計算例とその解説（「建設省告示第1433号耐火性能検証法に関する算出方法等を定める件」講習会テキスト（国土交通省住宅局建築指導課））
- b. 海外規定のNFPAハンドブック

(2) 貫通部シール（配管貫通部、ケーブルトレイ及び電線管貫通部）、防火扉、防火ダンパ

貫通部シール（配管貫通部、ケーブルトレイ及び電線管貫通部）、防火扉、防火ダンパは、以下に示す実証試験にて3時間耐火性能を確認したものを使用する設計とする。

a. 貫通部シール（配管貫通部）

(a) 試験方法

建築基準法の規定に準じて図6-1に示す加熱曲線（ISO834）で3時間加熱する。

(b) 判定基準

表6-3に示す建築基準法第2条第7号 耐火構造を確認するための防火設備性能試験（防耐火性能試験・評価業務方法書）の判定基準をすべて満足する設計とする。

(c) 試験体

女川原子力発電所第2号機の配管貫通部の仕様に基づき、表6-4に示す配管貫通部とする。

(d) 試験結果

試験結果を表6-5に示す。

b. 貫通部シール（ケーブルトレイ及び電線管貫通部）

(a) 試験方法

建築基準法の規定に準じて図6-1に示す加熱曲線（ISO834）で3時間加熱する。

(b) 判定基準

表6-3に示す建築基準法第2条第7号 耐火構造を確認するための防火設備性能試

験（防耐火性能試験・評価業務方法書）の判定基準をすべて満足する設計とする。

(c) 試験体

女川原子力発電所第2号機のケーブルトレイ及び電線管貫通部の仕様を考慮し、それぞれ表6-6及び表6-7に示すとおりとする。

(d) 試験結果

試験結果を表6-8に示す。

c. 防火扉

(a) 試験方法

建築基準法の規定に準じて図6-1に示す加熱曲線（ISO834）で3時間加熱する。

(b) 判定基準

表6-3に示す建築基準法第2条第7号耐火構造を確認するための防火設備性能試験（防耐火性能試験・評価業務方法書）の判定基準をすべて満足する設計とする。

(c) 試験体

女川原子力発電所第2号機の防火扉の仕様を考慮し、表6-9に示すとおりとする。

(d) 試験結果

試験結果を表6-10に示す。

d. 防火ダンパ

(a) 試験方法

建築基準法の規定に準じて図6-1に示す加熱曲線（ISO834）で3時間加熱する。

(b) 判定基準

表6-3に示す建築基準法第2条第7号耐火構造を確認するための防火設備性能試験（防耐火性能試験・評価業務方法書）の判定基準をすべて満足する設計とする。

(c) 試験体

女川原子力発電所第2号機の防火ダンパの仕様を考慮し、表6-11に示すとおりとする。

(d) 試験結果

試験結果を表6-12に示す。

6.2 火災の影響軽減のうち火災防護対象機器等の系統分離

発電用原子炉施設内の火災によって、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するために必要となる火災防護対象機器等を選定し、それらについて互いに相違する系列間を隔壁又は離隔距離により系統分離する設計とする。

6.2.1 火災防護対象機器等の選定

火災が発生しても、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持する（以下「原子炉の安全停止」という。）ためには、プロセスを監視しながら原子炉を停止し、冷却を行うことが必要であり、このためには、手動操作に期待してでも、原子炉の安全停止に必要な機能を少なくとも1つ確保する必要がある。

このため、単一火災（任意の一つの火災区域又は火災区画で発生する火災）の発生によって、原子炉の安全停止に必要な機能を有する多重化されたそれぞれの系統が同時に機能喪失することのないよう、「3. (1)a. 原子炉の安全停止に必要な機器等」にて選定した原子炉の安全停止に必要な火災防護対象機器等について系統分離対策を講じる設計とする。

選定した火災防護対象機器及び火災防護対象機器の駆動若しくは制御に必要な火災防護対象ケーブルを火災防護対象機器等とする。

選定した火災防護対象機器のリストを表 6-13 に示す。

6.2.2 火災防護対象機器等に対する系統分離対策の基本方針

女川原子力発電所第2号機における系統分離対策は、火災防護対象機器等が設置される火災区域又は火災区画に対して、6.2.1項に示す考え方に基づき、安全区分Ⅰと安全区分Ⅱ、Ⅲを境界とし、以下の(1)項から(3)項に示すいずれかの方法で実施することを基本方針とする。

- (1) 3時間以上の耐火能力を有する隔壁等による分離
- (2) 水平距離6m以上の確保、火災感知設備及び自動消火設備の設置
- (3) 1時間耐火隔壁による分離、火災感知設備及び自動消火設備の設置

上記(1)項から(3)項の基本方針について以下に説明する。各系統分離方法によるケーブルトレイに対する対策例を表6-14に示す。

上記(1)項に示す系統分離対策は、互いに相違する系列の火災防護対象機器等を、火災耐久試験により3時間以上の耐火能力を確認した隔壁等で分離する設計とする。

上記(2)項に示す系統分離対策は、互いに相違する系列の火災防護対象機器等を、仮置きするものを含めて可燃性物質のない水平距離6m以上の離隔距離を確保する設計とする。火災感知設備は、自動消火設備を作動させるために設置し、自動消火設備の誤作動防止を考慮した感知器の作動により自動消火設備を作動させる設計とする。

上記(3)項に示す系統分離対策は、互いに相違する系列の火災防護対象機器等を、火災耐久試験により1時間以上の耐火能力を確認した隔壁等(耐火隔壁、耐火ラッピング)で分離する設計とする。火災感知設備は、自動消火設備を作動させるために設置し、自動消火設備の誤作動防止を考慮した感知器の作動により自動消火設備を作動させる設計とする。

6.2.3 火災防護対象機器等に対する具体的な系統分離対策

(1) 3時間以上の耐火能力を有する隔壁等による分離

「6.2.2 火災防護対象機器等に対する系統分離対策の基本方針」の(1)項に示す、3時間以上の耐火性能を有する隔壁等による分離について、具体的な対策を以下に示す。

a. 3時間以上の耐火能力を有する隔壁等

3時間以上の耐火能力を有する隔壁等として、コンクリート壁、耐火ボード、貫通部シール、防火扉、防火ダンパ、耐火ラッピングの設置で分離する設計とする。

b. 火災耐久試験

貫通部シール（配管貫通部、ケーブルトレイ及び電線管貫通部）、防火扉、防火ダンパは、「6.1 火災の影響軽減対策が必要な火災区域の分離」の(2)項に示す実証試験にて3時間以上の耐火性能を確認したものを使用する設計とする。

耐火ボード及び耐火ラッピングは、以下に示す実証試験にて3時間耐火性能を確認したものを使用する設計とする。

(a) 耐火ボード

イ. 試験方法

建築基準法の規定に準じて図6-1に示す加熱曲線（ISO834）で3時間加熱する。

ロ. 判定基準

表6-3に示す建築基準法第2条第7号耐火構造を確認するための防火設備性能試験（防耐火性能試験・評価業務方法書）の判定基準をすべて満足する設計とする。

ハ. 試験体

女川原子力発電所第2号機の火災防護対象機器等に応じて適するものを選定し、表6-15に示すとおりとする。

ニ. 試験結果

試験結果を表6-16に示す。

(b) ケーブルトレイ耐火ラッピング

イ. 試験方法

建築基準法の規定に準じて図6-1に示す加熱曲線（ISO834）で3時間加熱する。

ロ. 判定基準

表6-17に示す耐火性の判定基準を満足する設計とする。

ハ. 試験体

女川原子力発電所第2号機のケーブルトレイの仕様を考慮し、表6-18に示すとおりとする。

ニ. 試験結果

試験結果を表6-19に示す。

(c) 電動弁駆動部耐火ラッピング

イ. 試験方法

建築基準法の規定に準じて図 6-1 に示す加熱曲線（ISO 834）で 3 時間加熱する。

ロ. 判定基準

表 6-3 に示す防火設備の判定基準を満足すること、3 時間加熱後に電動弁駆動部の作動確認を行い、動作可能であることを判定基準とする。

ハ. 試験体

女川原子力発電所第 2 号機の電動弁駆動部の仕様を考慮し、表 6-20 に示すとおりとする。

ニ. 試験結果

試験結果を表 6-21 に示す。

(2) 1 時間耐火隔壁による分離、火災感知設備及び自動消火設備の設置

「6.2.2 火災防護対象機器等に対する系統分離対策の基本方針」の(3)項に示す、1 時間耐火隔壁による分離、火災感知設備及び自動消火設備の設置について、具体的な対策を以下に示す。

a. 1 時間の耐火能力を有する隔壁

(a) 制御盤間の分離に使用する場合

1 時間の耐火能力を有する隔壁として、以下のイ. 項に示す隔壁で制御盤間の系統分離を実施する場合は、以下のロ. 項に示す火災耐久試験により耐火性能を確認した隔壁（けい酸カルシウム板）で分離する設計とする。

イ. 系統分離方法

(イ) 耐火隔壁の仕様

表 6-22 に示すけい酸カルシウム版を耐火隔壁とし、制御盤間に設置する設計とする。

(ロ) 耐火隔壁の寸法

耐火隔壁の寸法は、互いに相違する系列の火災防護対象機器等に同時に火災の影響が及ばないように、互いに相違する系列の制御盤が互いに直視できない高さ及び幅となるように設計する。

ロ. 火災耐久試験

(イ) 試験方法

耐火隔壁近傍での火災を想定し、建築基準法の規定に準じて、図 6-1 に示す加熱曲線（ISO 834）で 1 時間加熱する。

火災耐久試験の加熱に当たっては、耐火炉の炉内測定温度のばらつきが、加熱曲線（ISO 834）の下限の許容差を下回らないよう加熱を行う。

(ロ) 判定基準

表 6-23 に示す建築基準法第 2 条第 7 号 耐火構造を確認するための防火設備性能試験（防耐火性能試験・評価業務方法書）の判定基準をすべて満足する設計とする。

(ハ) 試験結果

試験結果を表 6-24 に示す。

(b) 計器の分離に使用する場合

1 時間の耐火能力を有する隔壁として、以下のイ. 項に示す発泡性耐火被覆を施工した鉄板で計器の系統分離を実施する場合は、以下のロ. 項に示す火災耐久試験により耐火性能を確認した発泡性耐火被覆を施工した鉄板で分離する設計とする。

イ. 系統分離方法

(イ) 耐火隔壁の仕様

表 6-25 に示す 2.3mm 以上の厚さの鉄板の片側に、発泡性耐火被覆を施工したものを耐火隔壁とし、計器に設置する設計とする。

(ロ) 耐火隔壁の寸法

耐火隔壁の寸法は、互いに相違する系列の火災防護対象機器等に同時に火災の影響が及ばないように、互いに相違する系列の計器が互いに直視できない高さ及び幅となるように設計する。

ロ. 火災耐久試験

(イ) 試験方法

耐火隔壁近傍での火災を想定し、建築基準法の規定に準じて、図 6-1 に示す加熱曲線（ISO 834）で 1 時間加熱し、表 6-25 に示す非加熱側より離隔を確保した各温度を測定する。

火災耐久試験の加熱に当たっては、耐火炉の炉内測定温度のばらつきが、加熱曲線（ISO 834）の下限の許容差を下回らないよう加熱を行う。

(ロ) 判定基準

非加熱側より離隔を確保した各点温度を測定計測器の誤差を考慮して測定し、当該機器の最高使用温度を超えないこと。

(ハ) 試験結果

試験結果を表 6-26 及び図 6-2 に示す。

(c) ケーブルトレイ（全域消火用）の分離に使用する場合

1 時間の耐火能力を有する隔壁として、以下のイ. 項に示す断熱材を施工した鉄板でハロンガス消火設備（全域）内に設置するケーブルトレイ間の系統分離を実施する場合は、以下のロ. 項に示す火災耐久試験により耐火性能を確認した断熱材を施工した鉄板で分離する設計とする。

イ. 系統分離方法

(イ) 図 6-3 に示す鉄板に断熱材を施工したものを、ケーブルトレイに設置する設計とする。

(ロ) 以下のロ.項に示す火災耐久試験の条件を維持するために、ケーブルトレイ直下への可燃物の仮置きを禁止とすることを火災防護計画に定め、管理する。

ロ. 火災耐久試験

(イ) 試験方法

ケーブルトレイが設置される火災区域又は火災区画における火災源の火災を想定し、表 6-28 に示す試験体とし、ケーブルトレイ下面は、建築基準法の規定に準じた図 6-1 に示す加熱曲線（ISO 834）による加熱、ケーブルトレイ上面及び側面は、130℃を下回らない温度により加熱し、図 6-3 に示す非加熱側のケーブルトレイ内の温度測定位置の温度を測定する。

火災耐久試験の加熱に当たっては、耐火炉の炉内測定温度のばらつきが、加熱曲線（ISO 834）の下限の許容差を下回らないよう加熱を行う。

(ロ) 判定基準

表 6-29 に示す防火設備の判定基準を満足することを確認する。

(ハ) 試験結果

試験結果を表6-30及び図6-4に示す。

(d) ケーブルトレイ（局所消火用）の分離に使用する場合

1 時間の耐火能力を有する隔壁として、以下のイ.項に示すケーブルトレイ消火設備を設置するケーブルトレイ間の系統分離を実施する場合は、以下のロ.項に示す火災耐久試験により耐火性能を確認した断熱材を施工した鉄板で分離する設計とする。

イ. 系統分離方法

(イ) 図 6-5 に示す延焼防止シートに発泡性耐火被覆を施工したものを、ケーブルトレイ全周に設置する設計とする。

(ロ) 以下のロ.項に示す火災耐久試験の条件を維持するために、ケーブルトレイ直下への可燃物の仮置きを禁止とすることを火災防護計画に定め、管理する。

ロ. 火災耐久試験

(イ) 試験方法

ケーブルトレイが設置される火災区域又は火災区画における火災源の火災を想定し、表 6-31 に示す試験体とし、ケーブルトレイ下面は、建築基準法の規定に準じた図 6-1 に示す加熱曲線（ISO 834）による加熱、ケーブルトレイ上面及び側面は、130℃を下回らない温度により加熱し、図 6-5 に示す非加熱側のケーブルトレイ内の温度測定位置の温度を測定する。

火災耐久試験の加熱に当たっては、耐火炉の炉内測定温度のばらつきが、加熱曲線（ISO 834）の下限の許容差を下回らないよう加熱を行う。

(ロ) 判定基準

表 6-29 に示す防火設備の判定基準を満足することを確認する。

(ハ) 試験結果

試験結果を表6-32及び図6-6に示す。

6.2.4 中央制御室及び原子炉格納容器の系統分離対策

中央制御室及び原子炉格納容器は、「6.2.2 火災防護対象機器等に対する系統分離対策の基本方針」と同等の保安水準を確保する対策として以下のとおり系統分離対策を講じる。

(1) 中央制御室制御盤の系統分離対策

中央制御室制御盤の火災防護対象機器等は、運転員の操作性及び視認性向上を目的として近接して設置することから、互いに相違する系列の水平距離を 6m 以上確保することや互いに相違する系列を 1 時間の耐火能力を有する隔壁等で分離することが困難である。

このため、中央制御室制御盤の火災防護対象機器等は、「6.2.2 火災防護対象機器等に対する系統分離対策の基本方針」に示す対策と同等の系統分離対策を実施するために、以下の a. 項に示す措置を実施するとともに、以下の b. 項に示す系統分離対策を実施する設計とする。

a. 措置

火災により中央制御室制御盤 1 面の安全機能が喪失しても、原子炉を安全に停止するために必要な運転操作に必要な手順を管理する。

b. 系統分離対策

(a) 離隔距離等による系統分離対策

中央制御室制御盤の操作スイッチ及びケーブルは、火災を発生させて近接する他の構成部品に火災の影響がないことを確認した実証試験（「ケーブル、制御盤及び電源盤火災の実証試験」TLR-088）の結果等に基づき、以下に示す分離対策を実施する。

イ. 安全系異区分が混在する制御盤内にある操作スイッチは、厚さ 1.6mm 以上の金属製筐体で覆い、さらに、一般操作スイッチと上下方向 4 mm、左右方向 3.9 mm 以上の離隔距離を確保する設計とする。

ロ. 安全系異区分が混在する制御盤内では、区分間に厚さ 3.2 mm 以上の金属製バリアを設置するとともに、盤内配線ダクトの離隔距離を 3cm 以上確保する設計とする。

ハ. 安全系異区分が混在する制御盤内にある配線は、金属製バリアにより覆う設計とする。

ニ. ケーブルは、当該ケーブルに火災が発生しても延焼せず、また、周囲へ火災の影響を与えない耐熱ビニル電線、難燃仕様のフッ素樹脂 (ETFE) 及び難燃ケーブルを使用し、電線管に敷設する設計とする。

ホ. 中央制御室制御盤は、厚さ 4.5 mm 以上の金属製筐体で覆う設計とする。

(b) 火災感知設備

イ. 火災感知設備として、中央制御室内は煙感知器及び熱感知器を設置し、火災発生時には常駐する運転員による早期の消火活動によって、異なる安全区分への影

響を軽減する設計とする。これに加えて、中央制御室制御盤内には、高感度煙検出設備を設置する設計とする。

- ロ．中央制御室制御盤内の火災発生時、常駐する運転員は煙を目視することで火災対象の把握が可能であるが、火災発生個所の特定が困難な場合も想定し、可搬型のサーモグラフィカメラを中央制御室に配備する設計とする。

(c) 消火設備

中央制御室制御盤内の消火については、電気機器への影響がない二酸化炭素消火器を使用して、運転員による消火を行う。

(2) 中央制御室床下ケーブルピットの火災の影響軽減対策

中央制御室の火災防護対象機器等は、運転員の操作性及び視認性向上を目的として近接して設置することから、中央制御室床下ケーブルピットに敷設する火災防護対象ケーブルについても、互いに相違する系列の3時間以上の耐火能力を有する隔壁による分離、又は水平距離を6m以上確保することが困難である。このため、中央制御室床下ケーブルピットについては、下記に示す系統分離対策を実施する設計とする。

(a) 系統分離対策

1時間以上の耐火能力を有する分離板又は障壁で分離する設計とする。

(b) 火災感知設備

系統分離のために設置する消火設備を作動させるために、火災感知設備を設置する設計とする。

(c) 消火設備

中央制御室床下ケーブルピットは、自動消火設備であるハロンガス消火設備を設置する設計とする。

(3) 原子炉格納容器内の火災の影響軽減対策

原子炉格納容器内は、プラント運転中は、窒素が封入され雰囲気の不活性化されていることから、火災の発生は想定されない。一方で、窒素が封入されていない期間のほとんどは原子炉が低温停止に到達している期間であるが、わずかではあるものの原子炉が低温停止に到達していない期間もあることから以下のとおり影響軽減対策を行う設計とする。

なお、原子炉格納容器内での作業に伴う持込み可燃物については、持込み期間、可燃物量、持込み場所を管理する。また、原子炉格納容器内の油内包機器、分電盤等については、金属製の筐体やケーシングで構成すること、油を内包する点検用機器は通常時電源を切る運用とすることによって、火災発生時においても火災防護対象機器等の火災の影響の低減を図る設計とする。

原子炉格納容器内は、機器やケーブル等が密集しており、干渉物が多く、3時間以上の耐火能力を有する隔壁等の設置や、6m以上の離隔距離の確保、かつ、火災感知設備及び自動消火設備の設置、1時間の耐火能力を有する隔壁等の設置、かつ、火災感知設備及び自動消火設備の設置が困難である。

このため、原子炉格納容器内の火災防護対象機器等に対し、「6.2.2 火災防護対象機器等に対する系統分離対策の基本方針」に示す対策と同等の系統分離対策を実施するために、以下a.項に示す措置を実施するとともに、以下b.項に示す系統分離対策を実施する設計とする。

a. 措置

原子炉格納容器内の油内包機器の単一の火災が時間経過とともに徐々に進展した結果、原子炉格納容器内の安全機能が全喪失し、空気作動弁は、電磁弁に接続される制御ケーブルの断線によりフェイル動作、電動弁は、モータに接続される電源ケーブルの断線により火災発生時の開度を維持するものと想定した場合に、原子炉を安全に停止するために必要な手順を選定し、管理する措置を行う設計とする。

b. 系統分離対策

(a) 火災防護対象ケーブルの分離及び火災防護対象機器の分散配置

原子炉格納容器内の火災防護対象機器等は、系統分離の観点から安全系区分Ⅰと安全系区分Ⅱ機器の水平距離を6m以上確保し、異なる安全系区分の機器間にある介在物（ケーブル、電磁弁）については、金属製の筐体に収納することで延焼防止対策を行う設計とする。

また、原子炉格納容器内の火災防護対象ケーブルは、可能な限り位置的分散を図る設計とする。

原子炉起動中において、原子炉格納容器内のケーブルは、難燃ケーブルを使用するとともに、電線管で敷設することにより、火災の影響軽減対策を行う設計とする。

なお、原子炉圧力容器下部に敷設されている起動領域モニタの核計装ケーブルを一部露出して敷設するが、核計装ケーブルに火災が発生した場合でも延焼しないことを実証していること、また、図6-8に示すとおり、火災の影響軽減の観点から起動領域モニタはチャンネルごとに、位置的分散を図って設置する設計とする。

(b) 火災感知設備

火災感知設備は、アナログ式の煙感知器、アナログ式の熱感知器を設置する設計とする。

なお、誤作動を防止するため、窒素封入により不活性化し火災が発生する可能性がない期間については、作動信号を除外する運用とする。

(c) 消火設備

イ. 原子炉格納容器内の消火については、運転員及び初期消火要員による原子炉格納容器外のエアロック付近に常備する消火器及び消火栓を用いた速やかな消火活動により消火ができる設計とする。

ロ. 起動中又は停止過程の空気環境において、原子炉格納容器内が広範囲な火災となり原子炉格納容器内への入域が困難な場合には、原子炉格納容器内を密閉状態とし内部の窒息消火を行う設計とする。

ハ. 原子炉格納容器内点検終了後から窒素ガス置換完了までの間で原子炉格納容

器内の火災が発生した場合には、火災による延焼防止の観点から、窒素封入開始後、約2時間20分を目安に窒素封入を継続し、格納容器内の酸素濃度を下げて消火する消火活動も実施可能とする。

二. また、上記に示す原子炉格納容器内での消火活動の手順については、火災防護計画に定め、管理する。

原子炉停止中においても、原子炉起動中と同様の設計とし、制御棒は金属等の不燃性材料で構成された機械品であることから、原子炉格納容器内の火災によっても、原子炉の停止機能及び未臨界機能を喪失しない設計とする。

また、原子炉格納容器内は仮置きする可燃物を置かないことを、火災防護計画に定め、管理する。

6.3 その他の影響軽減対策

(1) 換気空調設備に対する火災の影響軽減対策

- a. 火災防護上重要な機器等を設置する火災区域に関連する換気空調設備には、他の火災区域又は火災区画への火、熱又は煙の影響が及ばないように、他の火災区域又は火災区画の境界となる箇所に3時間耐火性能を有する防火ダンパを設置する設計とする。
- b. 換気空調設備のフィルタは、「4.2 不燃性材料又は難燃性材料の使用について」に示すとおり、チャコールフィルタを除き、難燃性のものを使用する設計とする。

(2) 煙に対する火災の影響軽減対策

a. 中央制御室

運転員が常駐する中央制御室の火災発生時の煙を排気するために、建築基準法に準拠した容量の排煙設備を設置する設計とする。

中央制御室の排煙設備は、「建築基準法施行令第126条の3」に準じ、 $120\text{m}^3/\text{min}$ 以上で、かつ、床面積 1m^2 につき $1\text{m}^3/\text{min}$ 以上を満足するよう、中央制御室防煙区画の最大区画床面積約 406m^2 に対して排気容量（約 $812\text{m}^3/\text{min}$ ）の容量とする。

なお、排煙設備は中央制御室専用であるため、放射性物質の環境への放出を考慮する必要はない。

b. ケーブル処理室

電気ケーブルが密集するケーブル処理室は、ハロンガス消火設備（全域）による自動消火により火災発生時の煙の発生が抑制されることから、煙の排気は不要である。

c. 軽油タンク及びガスタービン発電設備軽油タンク

引火性液体である軽油を貯蔵する軽油タンク等は、屋外に設置するため、煙が大気に放出されることから、排煙設備は設置不要である。

(3) 油タンクに対する火災の影響軽減対策

火災区域又は火災区画に設置する油タンクは、油タンク内で発生するガスを換気空調設備により排気又はベント管により屋外へ排気する。

(4) ケーブル処理室に対する火災の影響軽減対策

ケーブル処理室のケーブルトレイ間は、互いに相違する系列間を水平方向 0.9m 、垂直方向 1.5m の最小離隔距離を確保する設計とする。最小離隔距離を確保できない場合は、隔壁等で分離する設計とする。

表6-1 2001年版耐火性能検証法の解説及び計算例とその解説

<p>普通コンクリート壁の屋内火災耐火時間（遮熱性）の算定図</p> <p>「建設省告示第1433号耐火性能検証法に関する算出方法等を定める件」講習会テキスト」に加筆</p>	
<p>解説</p>	<p>火災強度 2 時間を越えた場合，建築基準法により指定された耐火構造壁はないが，2001 年版耐火性能検証法の解説及び計算例とその解説（「建設省告示第 1 4 3 3 号 耐火性能検証法に関する算出方法等を定める件」講習会テキスト（国土交通省住宅局建築指導課））により，コンクリート壁の屋内火災保有耐火時間（遮熱性限界時間）の算定方法が下式のとおり示されており，これにより最小壁厚を算出することができる。</p> $t = \left(\frac{460}{\alpha}\right)^{\frac{3}{2}} 0.012C_D D^2$ <p>ここで，t：保有耐火時間 [min]，D：壁の厚さ [mm]，α：火災温度上昇係数 [460：標準加熱 曲線]*1，C_D：遮熱特性係数 [1.0：普通コンクリート，1.2：軽量コンクリート]*2である。</p> <p>注記*1：建築基準法の防火規定は 2000 年に国際的な調和を図るため，国際標準の ISO 方式が導入され，標準加熱曲線は ISO 834 となり，火災温度係数 α は 460 となる。</p> <p>*2：普通コンクリート(1.0)，軽量コンクリート(1.2)を示す。</p> <p>上記式より，屋内火災保有耐火時間180min（3時間）に必要な壁厚は123mmと算出できる。</p> <p>また，普通コンクリート壁の屋内火災保有耐火時間（遮熱性限界時間）について，上図のとおり240min（4時間）までの算定図が示されている。</p>

表6-2 海外規定のNFPAハンドブック

(「原子力発電所の火災防護指針J E A G 4 6 0 7 -2010」に加筆)

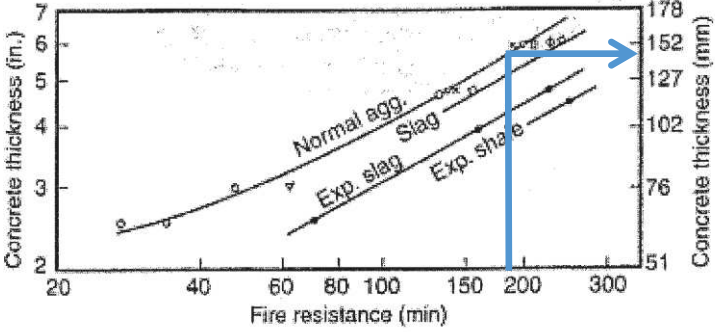
<p>耐火壁の厚さと耐火時間の関係 (米国NFPA Handbook Twentieth Editionより)</p>	 <p>The graph plots concrete thickness in inches (left y-axis, 2 to 7) and millimeters (right y-axis, 51 to 178) against fire resistance in minutes (x-axis, 20 to 300). Three data series are shown: Normal agg. (top line), Slag (middle line), and Exp. shale (bottom line). A vertical blue line is drawn at 150 minutes, with a horizontal arrow pointing to the right y-axis at approximately 152 mm.</p> <p>NORMAL AGGREGATE : 普通骨材 SLAG : スラグ骨材 EXPANDED SHALE : 膨張頁(けつ)岩骨材 EXPANDED SLAG : 膨張スラグ骨材</p> <p>図4-d 耐火壁の厚さと耐火時間の関係 (米国NFPA Handbook Twentieth Edition より) Reproduced with permission from NFPA's Fire Protection Handbook®, Copyright©2008, National Fire Protection Association.</p>
<p>解説</p>	<p>コンクリート壁の耐火性を示す海外規格として、米国のNFPAハンドブックがあり、3時間耐火に必要な壁の厚さは約150mm*と読み取れる。</p> <p>注記* : 3時間耐火に必要なコンクリート壁の厚さとしては、「原子力発電所の火災防護指針J E A G 4 6 0 7 -2010」に例示された米国NFPA (National Fire Protection Association)ハンドブックに記載される耐火壁の厚さと耐火時間の関係より、3時間耐火に必要な厚さが約150mm程度であることが読み取れる。</p>

表6-3 防火設備性能試験の判定基準

試験項目	遮炎性の確認
判定基準	①火炎が通る隙間，非加熱面側に達する亀裂等が生じない。 ②非加熱面側に10秒を超えて発炎を生じない。 ③非加熱面側に10秒を超えて火炎が噴出しない。

表6-4 配管貫通部の試験体

施工箇所	適用貫通部	試験体概略図
壁/床	端部に付属品のない貫通部	
	シリコンシールを使用している貫通部	
	スリーブ内の両端部にモルタルを充填している貫通部	

表6-5 配管貫通部シールの試験結果

試験炉	耐火材	試験体形状		適用貫通部	試験結果
		スリーブ径	配管径		
壁	ファイナフレックスBIO	250A	100A	端部に付属品のない貫通部	良
	ロスリムボード, ファイナフレックスBIO	250A	100A	シリコンシールを使用している貫通部	良
	モルタル	400□	10A×20本	スリーブ内の全てにモルタルを充填している貫通部	良

表6-6 ケーブルトレイ貫通部の試験体

適用貫通部	試験体概略図
ケーブルトレイ貫通部	

表6-7 電線管貫通部の試験体

適用貫通部	試験体概略図
電線管貫通部	

表6-8 ケーブルトレイ及び電線管貫通部の試験結果

試験体	ケーブルトレイ貫通部	電線管貫通部
試験結果	良	良

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表6-9 防火扉の試験体

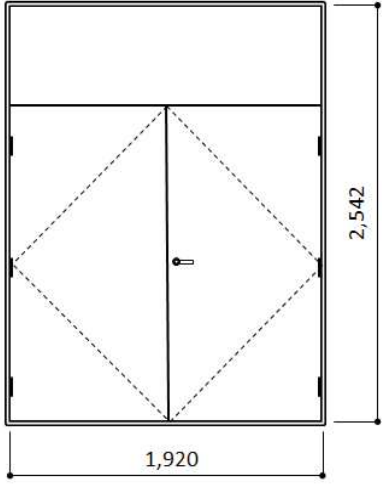
試験体	両開き扉
寸法	W1,920mm × H2,542mm
板厚	1.6mm
扉姿図	 <p style="text-align: right;">単位：mm</p>

表6-10 防火扉の試験結果

扉種別	両開き
試験結果	良

表6-11 防火ダンパの試験体

板厚	3.2mm
ダンパサイズ	800mm×850mm
概要	

表6-12 防火ダンパの試験結果

試験体	防火ダンパ
試験結果	良

表6-13 火災防護対象機器等 (1/14)

機能	機器番号	設備名称	火災区域又は 火災区画
炉心冷却/停止 後の除熱	B21-N0- F001A, C, E, H, J, L-SV(A) (B)	主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能)用電磁弁 (A, C, E, H, J, L)	R1-J
	E11-C001A	残留熱除去系ポンプ(A)	R1-A
	E11-C001B	残留熱除去系ポンプ(B)	R2-A
	E11-C001C	残留熱除去系ポンプ(C)	R2-A
	E11-M0-F001A	RHRポンプ(A)S/C吸込弁	R1-A
	E11-M0-F001B	RHRポンプ(B)S/C吸込弁	R2-A
	E11-M0-F001C	RHRポンプ(C)S/C吸込弁	R2-A
	E11-M0-F003A	RHR熱交換器(A)バイパス弁	R1-D
	E11-M0-F003B	RHR熱交換器(B)バイパス弁	R2-B
	E11-M0-F004A	RHR A系LPCI注入隔離弁	R1-D
	E11-M0-F004B	RHR B系LPCI注入隔離弁	R2-B
	E11-M0-F004C	RHR C系LPCI注入隔離弁	R2-B
	E11-M0-F008A	RHR熱交換器(A)出口弁	R1-D
	E11-M0-F008B	RHR熱交換器(B)出口弁	R2-B
	E11-M0-F012A	RHR A系試験用調整弁	R1-I
	E11-M0-F012B	RHR B系試験用調整弁	R1-I
	E11-M0-F012C	RHR C系試験用調整弁	R1-I
	E11-M0-F015A	RHR A系停止時冷却吸込第一隔離弁	R1-J
	E11-M0-F015B	RHR B系停止時冷却吸込第一隔離弁	R1-J
	E11-M0-F016A	RHR A系停止時冷却吸込第二隔離弁	R1-I
	E11-M0-F016B	RHR B系停止時冷却吸込第二隔離弁	R1-I
	E11-M0-F017A	RHRポンプ(A)停止時冷却吸込弁	R1-A
	E11-M0-F017B	RHRポンプ(B)停止時冷却吸込弁	R2-A
	E11-M0-F018A	RHR A系停止時冷却注入隔離弁	R1-I
	E11-M0-F018B	RHR B系停止時冷却注入隔離弁	R1-I
	E11-M0-F024A	RHRポンプ(A)ミニマムフロー弁	R1-I
	E11-M0-F024B	RHRポンプ(B)ミニマムフロー弁	R1-I
	E11-M0-F024C	RHRポンプ(C)ミニマムフロー弁	R1-I
	B32-M0-F002A	原子炉再循環ポンプ(A)吐出弁	R1-J
	B32-M0-F002B	原子炉再循環ポンプ(B)吐出弁	R1-J
	E21-C001	低圧炉心スプレイ系ポンプ	R1-B
	E21-M0-F001	LPCSポンプS/C吸込弁	R1-B
	E21-M0-F003	LPCS注入隔離弁	R1-K
	E21-M0-F006	LPCS試験用調整弁	R1-I
	E21-M0-F009	LPCSポンプミニマムフロー弁	R1-I

表6-13 火災防護対象機器等 (2/14)

機能	機器番号	設備名称	火災区域又は 火災区画
炉心冷却／停止 後の除熱	E22-C001	高压炉心スプレイ系ポンプ	R3-A
	E22-M0-F001	HPCSポンプCST吸込弁	R3-A
	E22-M0-F003	HPCS注入隔離弁	R1-K
	E22-M0-F006	HPCSポンプS/C吸込弁	R3-A
	E22-M0-F010	HPCS S/C側試験用調整弁	R1-I
	E22-M0-F011	HPCSポンプCST側ミニマムフロー第一弁	R1-I
	E22-M0-F012	HPCSポンプCST側ミニマムフロー第二弁	R1-I
	E22-M0-F013	HPCSポンプS/C側ミニマムフロー弁	R1-I
停止後の除熱	E51-C001	原子炉隔離時冷却系ポンプ	R1-A
	E51-C002	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン	R1-A
	E51-C003	原子炉隔離時冷却系復水ポンプ	R1-A
	E51-C004	原子炉隔離時冷却系真空ポンプ	R1-A
	E51-M0-F001	RCICポンプCST吸込弁	R1-A
	E51-M0-F003	RCIC注入弁	R1-I
	E51-M0-F005	RCICポンプS/C吸込弁	R1-A
	E51-M0-F007	RCICタービン入口蒸気ライン第一隔離弁	R1-J
	E51-M0-F008	RCICタービン入口蒸気ライン第二隔離弁	R1-D
	E51-M0-F009	RCICタービン止め弁	R1-A
	E51-M0-F011	RCICタービン排気ライン隔離弁	R1-I
	E51-M0-F015	RCICポンプミニマムフロー弁	R1-I
	E51-M0-F017	RCIC冷却水ライン止め弁	R1-A
	E51-M0-F029	RCIC真空ポンプ吐出ライン隔離弁	R1-I
	E51-A0-F035	RCIC復水ポンプ吐出ドレンライン第一弁	R1-A
	E51-A0-F036	RCIC復水ポンプ吐出ドレンライン第二弁	R1-A
	E51-M0-F071	RCIC主蒸気止め弁	R1-A
E51-M0-F082	RCIC蒸気供給ライン分離弁	R1-D	
E51-H0-F072	RCIC蒸気加減弁	R1-A	
サポート系（換 気空調補機非常 用冷却系）	P25-C001A	換気空調補機非常用冷却水系冷水ポンプ(A)	R1-B
	P25-C001B	換気空調補機非常用冷却水系冷水ポンプ(B)	R2-A
	P25-C001C	換気空調補機非常用冷却水系冷水ポンプ(C)	R1-B
	P25-C001D	換気空調補機非常用冷却水系冷水ポンプ(D)	R2-A
	P25-D001A	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(A)	R1-B
	P25-D001B	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(B)	R2-A
	P25-D001C	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(C)	R1-B
	P25-D001D	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(D)	R2-A

表6-13 火災防護対象機器等 (3/14)

機能	機器番号	設備名称	火災区域又は 火災区画
サポート系 (換気空調 補機非常用 冷却系)	P25-TCV-F007A	中央制御室給気冷却コイル(A)温度調節弁	C1-A
	P25-TCV-F007B	中央制御室給気冷却コイル(B)温度調節弁	C2-A
	P25-PCV-F014A	HECW(A)往還差圧調節弁	R1-B
	P25-PCV-F014B	HECW(B)往還差圧調節弁	R2-A
	P25-TCV-F018A	計測制御電源(A)室給気冷却コイル温度調節弁	C1-A
	P25-TCV-F018B	計測制御電源(B)室給気冷却コイル温度調節弁	C2-A
	P25-TCV-F024A	原子炉補機(A)室給気冷却コイル温度調節弁	R1-B
	P25-TCV-F024B	原子炉補機(B)室給気冷却コイル温度調節弁	R2-D
サポート系 (原子炉補 機冷却水系)	P42-C001A	原子炉補機冷却水ポンプ(A)	R1-B
	P42-C001B	原子炉補機冷却水ポンプ(B)	R2-A
	P42-C001C	原子炉補機冷却水ポンプ(C)	R1-B
	P42-C001D	原子炉補機冷却水ポンプ(D)	R2-A
	P42-TCV-F006A	RCW 冷却水供給温度熱交換器(A)側調節弁	R1-B
	P42-TCV-F006B	RCW 冷却水供給温度熱交換器(B)側調節弁	R2-A
	P42-TCV-F010A	RCW 冷却水供給温度ポンプ(A)側調節弁	R1-B
	P42-TCV-F010B	RCW 冷却水供給温度ポンプ(B)側調節弁	R2-A
	P42-MO-F004A	RCW 熱交換器(A)冷却水出口弁	R1-B
	P42-MO-F004B	RCW 熱交換器(B)冷却水出口弁	R2-A
	P42-MO-F004C	RCW 熱交換器(C)冷却水出口弁	R1-B
	P42-MO-F004D	RCW 熱交換器(D)冷却水出口弁	R2-A
	P42-MO-F013A	RHR 熱交換器(A)冷却水出口弁	R1-D
	P42-MO-F013B	RHR 熱交換器(B)冷却水出口弁	R2-B
	P42-MO-F031A	非常用 D/G(A)冷却水出口弁(A)	R1-B
	P42-MO-F031B	非常用 D/G(B)冷却水出口弁(B)	R2-A
	P42-MO-F031C	非常用 D/G(A)冷却水出口弁(C)	R1-B
	P42-MO-F031D	非常用 D/G(B)冷却水出口弁(D)	R2-A
	P42-MO-F036A	HECW 冷凍機(A)冷却水圧力調節弁	R1-B
	P42-MO-F036B	HECW 冷凍機(B)冷却水圧力調節弁	R2-A
	P42-MO-F036C	HECW 冷凍機(C)冷却水圧力調節弁	R1-B
	P42-MO-F036D	HECW 冷凍機(D)冷却水圧力調節弁	R2-A
P42-MO-F251	RCW 代替冷却水不要負荷分離弁(A)	R1-I	
P42-MO-F261	RCW 代替冷却水不要負荷分離弁(B)	R1-I	

表6-13 火災防護対象機器等 (4/14)

機能	機器番号	設備名称	火災区域又は 火災区画
サポート系 (原子炉 補機冷却海水系)	P45-C001A	原子炉補機冷却海水ポンプ (A)	Y1-A
	P45-C001B	原子炉補機冷却海水ポンプ (B)	R2-A
	P45-C001C	原子炉補機冷却海水ポンプ (C)	Y1-A
	P45-C001D	原子炉補機冷却海水ポンプ (D)	R2-A
	P45-M0-F002A	RSW ポンプ (A) 吐出弁	Y1-A
	P45-M0-F002B	RSW ポンプ (B) 吐出弁	R2-A
	P45-M0-F002C	RSW ポンプ (C) 吐出弁	Y1-A
	P45-M0-F002D	RSW ポンプ (D) 吐出弁	R2-A
	P45-M0-F004A	RSW ストレーナ (A) 旋回弁	R1-B
	P45-M0-F004B	RSW ストレーナ (B) 旋回弁	R2-A
	P45-M0-F004C	RSW ストレーナ (C) 旋回弁	R1-B
	P45-M0-F004D	RSW ストレーナ (D) 旋回弁	R2-A
サポート系 (原子炉 補機冷却海水系)	P45-M0-F012A	RSW ストレーナ (A) ブロー弁	R1-B
	P45-M0-F012B	RSW ストレーナ (B) ブロー弁	R2-A
	P45-M0-F012C	RSW ストレーナ (C) ブロー弁	R1-B
	P45-M0-F012D	RSW ストレーナ (D) ブロー弁	R2-A
サポート系 (高压炉 心スプレイ 補機冷 却水系)	P47-C001	高压炉心スプレイ補機冷却水ポンプ	R3-A
サポート系 (高压炉 心スプレイ 補機冷 却海水系)	P48-C001	高压炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ	Y3-A
	P48-M0-F002	HPSW ポンプ吐出弁	Y3-A
サポート系 (非常用 ディーゼル発電設 備)	R43-A100A	潤滑油サンプタンク (A)	R1-B
	R43-A100B	潤滑油サンプタンク (B)	R2-A
	R43-A200A	非常用ディーゼル発電設備軽油タンク (A)	Y1-B
	R43-A200B	非常用ディーゼル発電設備軽油タンク (B)	Y2-B
	R43-A200C	非常用ディーゼル発電設備軽油タンク (C)	Y1-B
	R43-A200D	非常用ディーゼル発電設備軽油タンク (D)	Y2-B
	R43-A200E	非常用ディーゼル発電設備軽油タンク (E)	Y1-B
	R43-A200F	非常用ディーゼル発電設備軽油タンク (F)	Y2-B
	R43-A201A	燃料デイタンク (A)	R1-B
	R43-A201B	燃料デイタンク (B)	R2-D
	R43-B002A	清水加熱器 (A)	R1-B
	R43-B002B	清水加熱器 (B)	R2-A
	R43-B100A	潤滑油冷却器 (A)	R1-B
	R43-B100B	潤滑油冷却器 (B)	R2-A
	R43-B101A	潤滑油加熱器 (A)	R1-B
	R43-B101B	潤滑油加熱器 (B)	R2-A

表6-13 原子炉の安全停止に必要な機器等 (5/14)

機能	機器番号	設備名称	火災区域又は 火災区画
サポート系（非 常用ディーゼル 発電設備）	R43-C001A	非常用ディーゼル発電機(A)	R1-B
	R43-C001B	非常用ディーゼル発電機(B)	R2-A
	R43-C002A	非常用ディーゼル機関(A)	R1-B
	R43-C002B	非常用ディーゼル機関(B)	R2-A
	R43-C003A	清水加熱器ポンプ(A)	R1-B
	R43-C003B	清水加熱器ポンプ(B)	R2-A
	R43-C004A	機関付清水ポンプ(A)	R1-B
	R43-C004B	機関付清水ポンプ(B)	R2-A
	R43-C100A	潤滑油プライミングポンプ(A)	R1-B
	R43-C100B	潤滑油プライミングポンプ(B)	R2-A
	R43-C101A	機関付動弁注油電動ポンプ(A)	R1-B
	R43-C101B	機関付動弁注油電動ポンプ(B)	R2-A
	R43-C103A	機関付潤滑油ポンプ(A)	R1-B
	R43-C103B	機関付潤滑油ポンプ(B)	R2-A
	R43-C200A	燃料移送ポンプ(A)	Y1-B
	R43-C200B	燃料移送ポンプ(B)	Y2-B
	R43-D100A	潤滑油フィルタ(A)	R1-B
	R43-D100B	潤滑油フィルタ(B)	R2-A
	R43-D202A	燃料油フィルタ(A)	R1-B
	R43-D202B	燃料油フィルタ(B)	R2-A
	R43-S0-F308A	D/G(A)第一始動弁	R1-B
	R43-S0-F308B	D/G(B)第一始動弁	R2-A
	R43-S0-F311A	D/G(A)第二始動弁	R1-B
	R43-S0-F311B	D/G(B)第二始動弁	R2-A
	R43-S0-F317AX	D/G(A)第一停止弁	R1-B
	R43-S0-F317AY	D/G(A)第二停止弁	R1-B
	R43-S0-F317BX	D/G(B)第一停止弁	R2-A
	R43-S0-F317BY	D/G(B)第二停止弁	R2-A

表6-13 原子炉の安全停止に必要な機器等 (6/14)

機能	機器番号	設備名称	火災区域又は 火災区画
サポート系（高 圧炉心スプレ イ系ディーゼ ル発電機（燃料移送 系を含む））	R44-A102	潤滑油補給タンク	R3-A
	R44-A200	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備軽油タンク	Y3-B
	R44-A201	燃料デイトンク	R3-A
	R44-B002	清水加熱器	R3-A
	R44-B100	潤滑油冷却器	R3-A
	R44-B101	潤滑油加熱器	R3-A
	R44-B102	発電機軸受潤滑油冷却器	R3-A
	R44-C001	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機	R3-A
	R44-C002	高圧炉心スプレイ系ディーゼル機関	R3-A
	R44-C003	清水加熱器ポンプ	R3-A
	R44-C004	機関付清水ポンプ	R3-A
	R44-C100	潤滑油プライミングポンプ	R3-A
	R44-C103	機関付潤滑油ポンプ	R3-A
	R44-C104	潤滑油補給ポンプ	R3-A
	R44-C200	燃料移送ポンプ	Y3-B
	R44-D100	機関付潤滑油フィルタ	R3-A
	R44-D202	燃料油フィルタ	R3-A
	R44-S0-F308	HPCS D/G 第一始動弁	R3-A
	R44-S0-F311	HPCS D/G 第二始動弁	R3-A
R44-S0-F317X	HPCS D/G 第一停止弁	R3-A	
R44-S0-F317Y	HPCS D/G 第二停止弁	R3-A	
サポート系（非 常用換気空調 系）	V10-D101	LPCS ポンプ室空調機	R1-B
	V10-D102	RHR ポンプ(A)室空調機	R1-A
	V10-D103	RHR ポンプ(B)室空調機	R2-A
	V10-D105	RHR ポンプ(C)室空調機	R2-A
	V10-D106	HPCS ポンプ室空調機	R3-A
	V11-C001A	原子炉補機(A)室送風機(A)	R1-B
	V11-C001B	原子炉補機(A)室送風機(B)	R1-B
	V11-C002A	原子炉補機(A)室排風機(A)	R1-B
	V11-C002B	原子炉補機(A)室排風機(B)	R1-B
	V11-C003A	D/G(A)室非常用送風機(A)	R1-B
	V11-C003B	D/G(A)室非常用送風機(B)	R1-B
	V11-C003C	D/G(A)室非常用送風機(C)	R1-B
	V11-C004	緊急用電気品室(1)非常用送風機	R1-C
	V11-D101A	RCW ポンプ(A)室空調機(A)	R1-B
	V11-D101B	RCW ポンプ(A)室空調機(B)	R1-B

表6-13 原子炉の安全停止に必要な機器等 (7/14)

機能	機器番号	設備名称	火災区域又は 火災区画
サポート系 (非常用換気空調系)	V12-C001A	原子炉補機(B)室送風機(A)	R2-D
	V12-C001B	原子炉補機(B)室送風機(B)	R2-D
	V12-C002A	原子炉補機(B)室排風機(A)	R2-A
	V12-C002B	原子炉補機(B)室排風機(B)	R2-A
	V12-C003A	D/G(B)室非常用送風機(A)	R2-D
	V12-C003B	D/G(B)室非常用送風機(B)	R2-D
	V12-C003C	D/G(B)室非常用送風機(C)	R2-D
	V12-C004	緊急用電気品室(2)非常用送風機	R2-D
	V12-D101A	RCW ポンプ(B)室空調機(A)	R2-A
	V12-D101B	RCW ポンプ(B)室空調機(B)	R2-A
	V13-C001A	原子炉補機(HPCS)室送風機(A)	R3-A
	V13-C001B	原子炉補機(HPCS)室送風機(B)	R3-A
	V13-C002A	原子炉補機(HPCS)室排風機(A)	R3-A
	V13-C002B	原子炉補機(HPCS)室排風機(B)	R3-A
	V13-C003A	D/G(HPCS)室非常用送風機(A)	R3-A
	V13-C003B	D/G(HPCS)室非常用送風機(B)	R3-A
サポート系 (中央制御室換気空調系)	V30-C001A	中央制御室送風機(A)	C1-A
	V30-C001B	中央制御室送風機(B)	C2-A
	V30-C002A	中央制御室排風機(A)	C1-A
	V30-C002B	中央制御室排風機(B)	C2-A
	V30-D303	中央制御室外気取入ダンパ(前)	C1-A
	V30-D304	中央制御室外気取入ダンパ(後)	C1-A
	V30-D305A	中央制御室排風機(A)出口ダンパ	C1-A
	V30-D305B	中央制御室排風機(B)出口ダンパ	C2-A
サポート系 (非常用換気空調系)	V31-C001A	計測制御電源(A)室送風機(A)	C1-A
	V31-C001B	計測制御電源(A)室送風機(B)	C1-A
	V31-C002A	計測制御電源(A)室排風機(A)	C1-A
	V31-C002B	計測制御電源(A)室排風機(B)	C1-A
	V32-C001A	計測制御電源(B)室送風機(A)	C2-A
	V32-C001B	計測制御電源(B)室送風機(B)	C2-A
	V32-C002A	計測制御電源(B)室排風機(A)	C2-A
	V32-C002B	計測制御電源(B)室排風機(B)	C2-A

表6-13 原子炉の安全停止に必要な機器等 (8/14)

機能	機器番号	設備名称	火災区域又は 火災区画
サポート系（非 常用所内電源設 備（交流））	R22-P101	6.9kV メタクラ 6-2C	R1-B
	R22-P102	6.9kV メタクラ 6-2D	R2-A
	R22-P103	6.9kV メタクラ 6-2H	R3-A
	R23-P101	460V P/C 4-2C	R1-B
	R23-P102	460V P/C 4-2D	R2-A
	R23-P103	動力変圧器 6-2PH	R3-A
	R24-P103	460V R/B MCC 2C-1	R1-B
	R24-P104	460V R/B MCC 2C-2	R1-B
	R24-P105	460V R/B MCC 2C-3	R1-B
	R24-P106	460V R/B MCC 2C-4	R1-B
	R24-P107	460V R/B MCC 2C-5	R1-B
	R24-P108	460V R/B MCC 2D-1	R2-A
	R24-P109	460V R/B MCC 2D-2	R2-A
	R24-P110	460V R/B MCC 2D-3	R2-A
	R24-P111	460V R/B MCC 2D-4	R2-A
	R24-P112	460V R/B MCC 2D-5	R2-A
	R24-P115	460V R/B MCC 2H	R3-A
	R24-P301	460V C/B MCC 2C-1	C1-A
	R24-P302	460V C/B MCC 2C-2	C1-A
	R24-P303	460V C/B MCC 2D-1	C2-A
	R24-P304	460V C/B MCC 2D-2	C2-A
	R24-P703	460V R/B 交流電源切替盤 2C	R1-C
R24-P704	460V R/B 交流電源切替盤 2D	R2-D	
サポート系（直 流電源系）	R42-A	125V 蓄電池 2A	C1-B C1-A
	R42-B	125V 蓄電池 2B	C2-A
	R42-H	125V 蓄電池 2H	R3-A
	R42-P001A	125V 直流受電パワーセンタ 2A	C1-A
	R42-P001B	125V 直流受電パワーセンタ 2B	C2-C
	R42-P002A	125V 充電器盤 2A	C1-A
	R42-P002B	125V 充電器盤 2B	C2-C
	R42-P003A	125V 直流主母線盤 2A(P/C)	C1-A
	R42-P003B	125V 直流主母線盤 2B(P/C)	C2-A
	R42-P004A	125V 直流主母線盤 2A(MCC)	C1-A
	R42-P004B	125V 直流主母線盤 2B(MCC)	C2-A

表6-13 原子炉の安全停止に必要な機器等 (9/14)

機能	機器番号	設備名称	火災区域又は 火災区画
サポート系 (直 流電源系)	R42-P032	125V 充電器盤 2H	R3-A
	R42-P033	125V 直流主母線盤 2H(P/C)	R3-A
	R42-P034	125V 直流主母線盤 2H(MCC)	R3-A
	R42-P051	125V 直流分電盤 2A-1	C1-A
	R42-P052	125V 直流分電盤 2A-2	C1-A
	R42-P053	125V 直流分電盤 2A-3	C1-A
	R42-P054	125V 直流分電盤 2B-1	C2-A
	R42-P055	125V 直流分電盤 2B-2	C2-A
	R42-P056	125V 直流分電盤 2B-3	C2-A
	R42-P060	125V 直流分電盤 2H	R3-A
	R42-P101	125V 直流 RCIC MCC	R1-D
サポート系 (非 常用所内電源設 備 (交流))	R46-P001	無停電交流電源用静止型無停電電源装置 2A	C1-A
	R46-P002	無停電交流電源用静止型無停電電源装置 2B	C2-A
	R46-P051	120V 無停電交流分電盤 2A-1	C1-A
	R46-P052	120V 無停電交流分電盤 2A-2	C1-A
	R46-P053	120V 無停電交流分電盤 2B-1	C2-A
	R46-P054	120V 無停電交流分電盤 2B-2	C2-A
	R47-P003A	中央制御室用電源切替盤 2A	C1-A
	R47-P003B	中央制御室用電源切替盤 2B	C2-A
	R47-P051	中央制御室 120V 交流分電盤 2A	C1-A
	R47-P052	中央制御室 120V 交流分電盤 2B	C2-A
	R47-P053	高圧炉心スプレイ系 120V 交流分電盤 2H	R3-A
	R47-TR001	HPCS 交流分電盤 2H用変圧器	R3-A
サポート系 (制 御系)	H11-P601-1	原子炉冷却制御盤 ESS- I・III	C1-C
	H11-P601-2	原子炉冷却制御盤 ESS- II	C1-C
	H11-P602	原子炉補機制御盤	C1-C
	H11-P603	原子炉制御盤	C1-C
	H11-P606-1	起動領域モニタ・安全系プロセス放射線モニタ盤(A)	C1-C
	H11-P606-2	起動領域モニタ・安全系プロセス放射線モニタ盤(B)	C1-C
	H11-P609	A系原子炉保護系盤	C1-C
	H11-P611	B系原子炉保護系盤	C1-C

表6-13 原子炉の安全停止に必要な機器等 (10/14)

機能	機器番号	設備名称	火災区域又は 火災区画
サポート系 (制 御系)	H11-P613-1	原子炉系プロセス計装盤 (A)ESS- I	C1-C
	H11-P613-2	原子炉系プロセス計装盤 (B)ESS- II	C1-C
	H11-P613-3	プロセス計装盤	C1-C
	H11-P614	原子炉系温度記録計盤	C1-C
	H11-P617	残留熱除去系 (A)・低圧炉心スプレイ系盤 ESS- I	C1-C
	H11-P618	残留熱除去系 (B・C) 盤 ESS- II	C1-C
	H11-P620	高圧炉心スプレイ系盤 ESS-III	C1-C
	H11-P621	原子炉隔離時冷却系盤 ESS- I	C1-C
	H11-P622	格納容器第一隔離弁盤 NSSSS- I	C1-C
	H11-P623	格納容器第二隔離弁盤 NSSSS- II	C1-C
	H11-P624	A 系自動減圧系盤 ESS- I	C1-C
	H11-P625	B 系自動減圧系盤 ESS- II	C1-C
	H11-P628	FPC・FPMUW・SLC・MUWC・MUWP 制御盤	C1-C
	H11-P631-1	トリップチャンネル盤 ESS- I	C1-C
	H11-P631-2	トリップチャンネル盤 ESS- II	C1-C
	H11-P631-3	トリップチャンネル盤 ESS-III	C1-C
	H11-P638	格納容器内雰囲気モニタ盤 (A)	C1-C
	H11-P639	格納容器内雰囲気モニタ盤 (B)	C1-C
	H11-P645	サブレーションプール水温度記録監視盤区分 I	C1-C
	H11-P646	サブレーションプール水温度記録監視盤区分 II	C1-C
	H11-P651	所内補機制御盤	C1-C
	H11-P653	所内電源制御盤	C1-C
	H11-P678	原子炉格納容器調気系盤	C1-C
	H11-P680	A 系非常用換気空調系盤 ESS- I	C1-C
	H11-P681	B 系・HPCS 系非常用換気空調系盤 ESS- II・III	C1-C
	H11-P682	常用換気空調系盤	C1-C
	H11-P688	RCW・RSW 盤 ESS- I	C1-C
	H11-P689	RCW・RSW 盤 ESS- II	C1-C
	H11-P701-1	漏えい検出系盤区分 I	C1-C
	H11-P701-2	漏えい検出系盤区分 II	C1-C
	H11-P702	床漏えい検出表示盤	C1-C
	H11-P732	M/C 補助継電器盤 (2C)	C1-C
	H11-P733	M/C 補助継電器盤 (2D)	C1-C
H11-P734	M/C 補助継電器盤 (2HPCS)	C1-C	
H11-P931	電源切替制御盤 (1)	C1-C	

表6-13 原子炉の安全停止に必要な機器等 (11/14)

機能	機器番号	設備名称	火災区域又は 火災区画
サポート系 (制御系)	H21-P042	RCIC タービン制御盤	C1-A
	H21-P055	中央制御室外原子炉停止装置盤	C1-D
	H21-P270A	非常用ディーゼル発電機 2A シリコン整流器盤	R1-B
	H21-P270B	非常用ディーゼル発電機 2B シリコン整流器盤	R2-A
	H21-P271A	非常用ディーゼル発電機 2A 界磁調整器盤	R1-B
	H21-P271B	非常用ディーゼル発電機 2B 界磁調整器盤	R2-A
	H21-P272A	非常用ディーゼル発電機 2A 自動電圧調整器盤	R1-B
	H21-P272B	非常用ディーゼル発電機 2B 自動電圧調整器盤	R2-A
	H21-P273A	非常用ディーゼル発電機 2A 補機制御盤	R1-B
	H21-P273B	非常用ディーゼル発電機 2B 補機制御盤	R2-A
	H21-P274A	非常用ディーゼル発電機 2A 制御盤	R1-B
	H21-P274B	非常用ディーゼル発電機 2B 制御盤	R2-A
	H21-P275A	非常用ディーゼル発電機 2A NGR 盤	R1-B
	H21-P275B	非常用ディーゼル発電機 2B NGR 盤	R2-A
	H21-P276A	非常用ディーゼル発電機 2A SCT 盤	R1-B
	H21-P276B	非常用ディーゼル発電機 2B SCT 盤	R2-A
	H21-P277A	非常用ディーゼル発電機 2A PPT 盤	R1-B
	H21-P277B	非常用ディーゼル発電機 2B PPT 盤	R2-A
	H21-P278A	非常用ディーゼル発電機 2A PT-CT 盤	R1-B
	H21-P278B	非常用ディーゼル発電機 2B PT-CT 盤	R2-A
	H21-P280	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 シリコン整流器盤	R3-A
	H21-P281	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 界磁調整器盤	R3-A
	H21-P282	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 自動電圧調整器盤	R3-A
	H21-P283	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 補機制御盤	R3-A
	H21-P284	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 制御盤	R3-A
	H21-P285	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 NGR 盤	R3-A
	H21-P286	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 SCT 盤	R3-A
	H21-P287	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 PPT 盤	R3-A
H21-P288	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 PT-CT 盤	R3-A	

表6-13 原子炉の安全停止に必要な機器等 (12/14)

機能	機器番号	設備名称	火災区域又は 火災区画
サポート系 (制御系)	H21-P301A	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(A)制御盤	R1-B
	H21-P301B	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(B)制御盤	R2-A
	H21-P301C	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(C)制御盤	R1-B
	H21-P301D	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(D)制御盤	R2-A
	H21-P370A	SRNM 前置増幅器盤(A)	R1-K
	H21-P370B	SRNM 前置増幅器盤(B)	R1-K
	H21-P370C	SRNM 前置増幅器盤(C)	R1-K
	H21-P370D	SRNM 前置増幅器盤(D)	R1-K
	H21-P384A	格納容器内雰囲気モニタヒータ制御盤(A)	R1-B
	H21-P384B	格納容器内雰囲気モニタヒータ制御盤(B)	R2-D
	H22-P382A	格納容器内雰囲気モニタサンプリングラック(A)	R1-H
	H22-P382B	格納容器内雰囲気モニタサンプリングラック(B)	R2-B
	H25-P386A	格納容器内雰囲気モニタプリアンプ収納箱(A)	C1-A
	H25-P386B	格納容器内雰囲気モニタプリアンプ収納箱(B)	C2-A
プロセス監視	C51-NE001A	SRNM 検出器 A	R1-J
	C51-NE001B	SRNM 検出器 B	R1-J
	C51-NE001C	SRNM 検出器 C	R1-J
	C51-NE001D	SRNM 検出器 D	R1-J
	C51-NE001E	SRNM 検出器 E	R1-J
	C51-NE001F	SRNM 検出器 F	R1-J
	C51-NE001G	SRNM 検出器 G	R1-J
	C51-NE001H	SRNM 検出器 H	R1-J
	B21-LT044A	原子炉水位(燃料域)	R1-K
	B21-LT044B	原子炉水位(燃料域)	R1-K
	B21-LT052A	原子炉水位(広帯域)(A)	R1-K
	B21-LT052B	原子炉水位(広帯域)(B)	R1-K
	B21-PT051A	原子炉圧力(A)	R1-K
	B21-PT051B	原子炉圧力(B)	R1-K

表6-13 原子炉の安全停止に必要な機器等 (13/14)

機能	機器番号	設備名称	火災区域又は 火災区画
プロセス監視	T11-TE001A	サブプレッションプール水温度(11°)	R1-J
	T11-TE001B	サブプレッションプール水温度(11°)	R1-J
	T11-TE002A	サブプレッションプール水温度(34°)	R1-J
	T11-TE002B	サブプレッションプール水温度(34°)	R1-J
	T11-TE003A	サブプレッションプール水温度(56°)	R1-J
	T11-TE003B	サブプレッションプール水温度(56°)	R1-J
	T11-TE004A	サブプレッションプール水温度(79°)	R1-J
	T11-TE004B	サブプレッションプール水温度(79°)	R1-J
	T11-TE005A	サブプレッションプール水温度(101°)	R1-J
	T11-TE005B	サブプレッションプール水温度(101°)	R1-J
	T11-TE006A	サブプレッションプール水温度(124°)	R1-J
	T11-TE006B	サブプレッションプール水温度(124°)	R1-J
	T11-TE007A	サブプレッションプール水温度(146°)	R1-J
	T11-TE007B	サブプレッションプール水温度(146°)	R1-J
	T11-TE008A	サブプレッションプール水温度(169°)	R1-J
	T11-TE008B	サブプレッションプール水温度(169°)	R1-J
	T11-TE009A	サブプレッションプール水温度(191°)	R1-J
	T11-TE009B	サブプレッションプール水温度(191°)	R1-J
	T11-TE010A	サブプレッションプール水温度(214°)	R1-J
	T11-TE010B	サブプレッションプール水温度(214°)	R1-J
	T11-TE011A	サブプレッションプール水温度(236°)	R1-J
	T11-TE011B	サブプレッションプール水温度(236°)	R1-J
	T11-TE012A	サブプレッションプール水温度(259°)	R1-J
	T11-TE012B	サブプレッションプール水温度(259°)	R1-J
	T11-TE013A	サブプレッションプール水温度(281°)	R1-J
	T11-TE013B	サブプレッションプール水温度(281°)	R1-J
	T11-TE014A	サブプレッションプール水温度(304°)	R1-J
	T11-TE014B	サブプレッションプール水温度(304°)	R1-J
	T11-TE015A	サブプレッションプール水温度(326°)	R1-J
	T11-TE015B	サブプレッションプール水温度(326°)	R1-J
	T11-TE016A	サブプレッションプール水温度(349°)	R1-J
	T11-TE016B	サブプレッションプール水温度(349°)	R1-J
	E11-FT006A	RHR ポンプ(A) 出口流量	R1-A
E11-FT006B	RHR ポンプ(B) 出口流量	R1-A	
E11-FT006C	RHR ポンプ(C) 出口流量	R2-A	

表6-13 原子炉の安全停止に必要な機器等 (14/14)

機能	機器番号	設備名称	火災区域又は 火災区画
プロセス監視	E11-TE010A	RHR 熱交換器(A)入口温度	R1-D
	E11-TE010B	RHR 熱交換器(B)入口温度	R2-B
	E21-FT006	LPCS ポンプ出口流量	R1-B
	E22-FT005B	HPCS ポンプ出口流量	R3-A
	E51-FT004	RCIC ポンプ出口流量	R1-A
	P13-LT005	復水貯蔵タンク水位	Y-7-7
	P42-LT011A	RCW サージタンク(A)水位	R2-F
	P42-LT011B	RCW サージタンク(B)水位	R2-F
	R22-VI621C	6-2C 母線電圧	C1-C
	R22-VI621D	6-2D 母線電圧	C1-C
	R22-VI621H	HPCS 母線電圧	C1-C
	R42-VI701A	125V 直流主母線 2A 電圧	C1-C
	R42-VI701B	125V 直流主母線 2B 電圧	C1-C
	R42-VI800	HPCS125V 直流主母線電圧	C1-C
	T48-PT014	ドライウエル圧力	R1-K
	T48-PT017	ドライウエル圧力	R2-E
	T48-PT018A	圧力抑制室内圧力	R1-K
	T48-PT018B	圧力抑制室内圧力	R1-K
	T48-LT020	圧力抑制室水位	R1-A
	T48-LT021	圧力抑制室水位	R1-B
	P42-PT004A	RCW A系冷却水供給圧力	R1-B
	P42-PT004B	RCW B系冷却水供給圧力	R2-A
	P45-PT001A	RSW ポンプ(A)出口圧力	Y1-A
	P45-PT001B	RSW ポンプ(B)出口圧力	R2-A
	P45-PT001C	RSW ポンプ(C)出口圧力	Y1-A
	P45-PT001D	RSW ポンプ(D)出口圧力	R2-A
	P47-PT004	HPCW 冷却水供給圧力	R3-A
	P48-PT001	HPSW ポンプ出口圧力	Y3-A
	D23-RE005A	CAMS 放射線モニタ(IC)(D/W)	R1-K
	D23-RE005B	CAMS 放射線モニタ(IC)(D/W)	R1-K
	D23-RE006A	CAMS 放射線モニタ(IC)(S/C)	R1-I
	D23-RE006B	CAMS 放射線モニタ(IC)(S/C)	R1-I
	D23-H2T001A	格納容器内雰囲気気水素濃度	R1-H
	D23-H2T001B	格納容器内雰囲気気水素濃度	R2-B

表6-14 ケーブルトレイに対する系統分離方法

	a. 3時間耐火隔壁	b. 6m以上の離隔+ 火災感知+自動消火	c. 1時間耐火隔壁+ 火災感知+自動消火
概要			
耐火隔壁	○(3時間)	×	○(1時間)
火災感知設備	×	○	○
自動消火設備	×	○	○
設計の 考え方	<p>3時間以上の耐火能力を有する隔壁を設置</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ケーブルトレイ外の火災から、<u>3時間耐火隔壁</u>によって、火災防護対象ケーブルを3時間防護 ○ケーブルトレイ内の火災から、<u>3時間耐火隔壁</u>によって、他のケーブルトレイの火災防護対象ケーブルを3時間防護 <p>火災区域（区画）で発生するケーブルトレイ外の火災は、隔壁の耐火性能>可燃物の等価火災時間であることが前提</p>	<p>6m以上の離隔+火災感知設備+自動消火設備を設置</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ケーブルトレイ外の火災から、<u>6m離隔+早期感知+消火</u>によって、火災防護対象ケーブルを防護 ○ケーブルトレイ内の火災から、<u>6m離隔+早期感知+消火</u>によって、他のケーブルトレイの火災防護対象ケーブルを防護 <p>火災区域（区画）で発生するケーブルトレイ外及びケーブルトレイ内の火災は、6mの離隔+火災感知及び自動消火の早期消火により火災防護対象ケーブルへ影響を与えず、①の3時間耐火による方法と同等の分離性能を有する方法である。</p>	<p>1時間以上の耐火能力を有する隔壁+火災感知設備+自動消火設備を設置</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ケーブルトレイ外の火災から、<u>1時間耐火隔壁+早期感知+消火</u>によって、火災防護対象ケーブルを防護 ○ケーブルトレイ内の火災から、<u>1時間耐火隔壁+早期感知+消火</u>によって、他のケーブルトレイの火災防護対象ケーブルを防護 <p>火災区域（区画）で発生するケーブルトレイ外及びケーブルトレイ内の火災は、1時間耐火隔壁+火災感知及び自動消火の早期消火により火災防護対象ケーブルへ影響を与えず、①又は②による方法と同等の分離性能を有する方法である。</p>

表6-15 耐火ボードの試験体

試験体	(1)	(2)	(3)
主な使用用途	計装品 (現場制御盤)	計装品 (計装ラック)	計装品 (計装ラック)
概要			
材料			

表6-16 耐火ボードの試験結果

試験体		耐火隔壁		
		(1)	(2)	(3)
判定基準	非加熱面側へ 10 秒を超えて継続する 炎の噴出がないこと	良	良	良
	非加熱面側へ 10 秒を超えて継続する 発炎がないこと	良	良	良
	火炎が通る亀裂等の損傷及び隙間が生 じないこと	良	良	良
試験結果		合格	合格	合格

表6-17 ケーブルトレイ耐火ラッピング耐火性能試験の判定基準

試験項目	遮炎性の確認
判定基準	①耐火被覆材の非加熱面側の温度上昇値が平均で 139K, 最大で 181K を超えないこと。 ②火災耐久試験及びその後の放水試験においてケーブルトレイが露出する開口が生じないこと。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表6-18 ケーブルトレイ耐火ラッピングの試験体

	試験体
ケーブルトレイ	W600mm
構成材料	アクアカバー
概要	

表 6-19 ケーブルトレイ耐火ラッピングの試験結果

試験体	非加熱面 温度上昇	放水試験結果
ケーブルトレイ (W600mm)	良	良

表6-20 電動弁駆動部耐火ラッピングの試験体

	試験体
電動弁駆動部 型式	SB-00D
寸法	約526mm×約297mm
構成材料	パイロジェルXT, FFBI0ブランケット
概要	

表 6-21 電動弁駆動部耐火ラッピングの試験結果

試験体		試験結果
判定基準	火炎が通る亀裂等の損傷及び隙間が生じないこと	良
	非加熱面側に 10 秒を超えて発炎を生じないこと	良*1
	非加熱面側に 10 秒を超えて火炎が噴出し ないこと	良*1
	電動弁駆動部が動作可能であること	良
試験結果		合格

注記*1：耐火試験後の電動弁駆動部表面の損傷状態、内部の測定温度を確認し試験結果「良」と判定した。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表6-22 制御盤用耐火隔壁の試験体

試験体	
構成材料	
概要	

表6-23 防火設備の判定基準

試験項目	遮熱性及び遮炎性の確認
判定基準	試験体の裏面温度上昇が、平均で140K以下、最高で180K以下であること。
	非加熱側へ10秒を超えて継続する火炎の噴出がないこと。
	非加熱面で10秒を超えて継続する発炎がないこと。
	火炎が通る亀裂等の損傷及び隙間を生じないこと。

表 6-24 制御盤用耐火隔壁の試験結果

試験体		試験結果
判定基準	試験体の裏面温度上昇が、平均で 140K 以下、最高で 180K 以下であること。	良 (平均 55.3K, 最高 67.2K)
	非加熱側へ 10 秒を超えて継続する火炎の噴出がないこと。	良
	非加熱面で 10 秒を超えて継続する発炎がないこと。	良
	火炎が通る亀裂等の損傷及び隙間を生じないこと。	良
試験結果		合格

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表6-25 計器用耐火隔壁の試験体

	試験体
構成材料	発泡性耐火被覆
概要	<p>試験体寸法: 785mm x 685mm</p> <p>発泡性耐火被覆 鉄板 (厚さ:2.3mm)</p> <p>熱電対</p> <p>温度測定位置: 裏面、裏面から25mm、 50mm、75mm、100mm</p> <p>試験体</p> <p>バーナー</p> <p>耐火炉</p>

表 6-26 計器用耐火隔壁の試験結果

試験体		試験結果
判定基準	試験体の裏面温度*1 上昇が, 平均で 140K 以下, 最高で 180K 以下であること。	良 (平均 19.8K, 最高 23.0K)
	非加熱側へ 10 秒を超えて継続する火炎の噴出がないこと。	良
	非加熱面で 10 秒を超えて継続する発炎がないこと。	良
	火炎が通る亀裂等の損傷及び隙間を生じないこと。	良
試験結果		合格

注記*1: 隔壁から 25mm 以上離隔距離を設けることにより裏面温度が判定基準を下回ることを確認し, 試験結果を良とした。

表6-27 試験条件

	トレイ下面	トレイ側面	トレイ上面
試験体	I S O加熱	130℃*	130℃*

注記*：F D T sにて求めた高温ガスのうち、最も高温となる火災区域（区画）の温度を包絡する130℃と想定する。

表6-28 ケーブルトレイ（全域消火）用耐火隔壁の試験体

	試験体
構成材料	
概要	<p>【試験体の加熱方法】</p> <p>（試験装置立体図）</p> <p>（試験装置断面図）</p> <p>※試験体を耐火炉上部に設置し、試験体下部を耐火炉にて加熱する。試験体上部はフードで覆い、ヒーターで加熱する。</p>

表6-29 ケーブルトレイ耐火隔壁の判定基準

試験項目	遮熱性及び遮炎性の確認
判定基準	試験体の裏面温度上昇が、平均で140K以下、最高で180K以下であること。
	非加熱側へ10秒を超えて継続する火炎の噴出がないこと。
	非加熱面で10秒を超えて継続する発炎がないこと。
	火炎が通る亀裂等の損傷及び隙間を生じないこと。
	ケーブルの表面温度が損傷温度（205℃）を超えないこと。*1
	ケーブルが健全であること。（導通確認，絶縁抵抗測定*2）

注記*1：内部火災影響ガイド 表8.2ケーブルの損傷基準から、NUREG/CR-6850に基づき選定。

*2：電気設備の技術基準（第58条）に基づき選定。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 6-30 ケーブルトレイ（全域消火）用耐火隔壁の試験結果

試験体		試験結果
判定基準	試験体の裏面温度上昇が，平均で 140K 以下，最高で 180K 以下であること。	良 (平均 67.7K, 最高 67.7K)
	非加熱側へ 10 秒を超えて継続する火炎の噴出がないこと。	良
	非加熱面で 10 秒を超えて継続する発炎がないこと。	良
	火炎が通る亀裂等の損傷及び隙間を生じないこと。	良
	ケーブルの表面温度が損傷温度 (205℃) を超えないこと。	良 (81.4℃)
	ケーブルが健全であること。	良
試験結果		合格

表6-31 ケーブルトレイ（局所消火）用耐火隔壁の試験体

試験体	
構成材料	
概要	<div style="display: flex; justify-content: space-around; align-items: flex-start;"> <div style="text-align: center;"> <p>【試験体の加熱方法】</p> <p>(試験装置立体図)</p> </div> <div style="text-align: center;"> <p>(試験装置断面図)</p> </div> <div style="font-size: small;"> <p>※試験体を耐火炉上部に設置し，試験体下部を耐火炉にて加熱する。試験体上部はフードで覆い，ヒーターで加熱する。</p> </div> </div>

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 6-32 ケーブルトレイ（局所消火）用耐火隔壁の試験結果

試験体		試験結果
判定基準	試験体の裏面温度上昇が，平均で 140K 以下，最高で 180K 以下であること。	良 (平均 106.2K, 最高 133.2K)
	非加熱側へ 10 秒を超えて継続する火炎の噴出がないこと。	良
	非加熱面で 10 秒を超えて継続する発炎がないこと。	良
	火炎が通る亀裂等の損傷及び隙間を生じないこと。	良
	ケーブルの表面温度が損傷温度 (205℃) を超えないこと。	良 (82.2℃)
	ケーブルが健全であること。	良
試験結果		合格

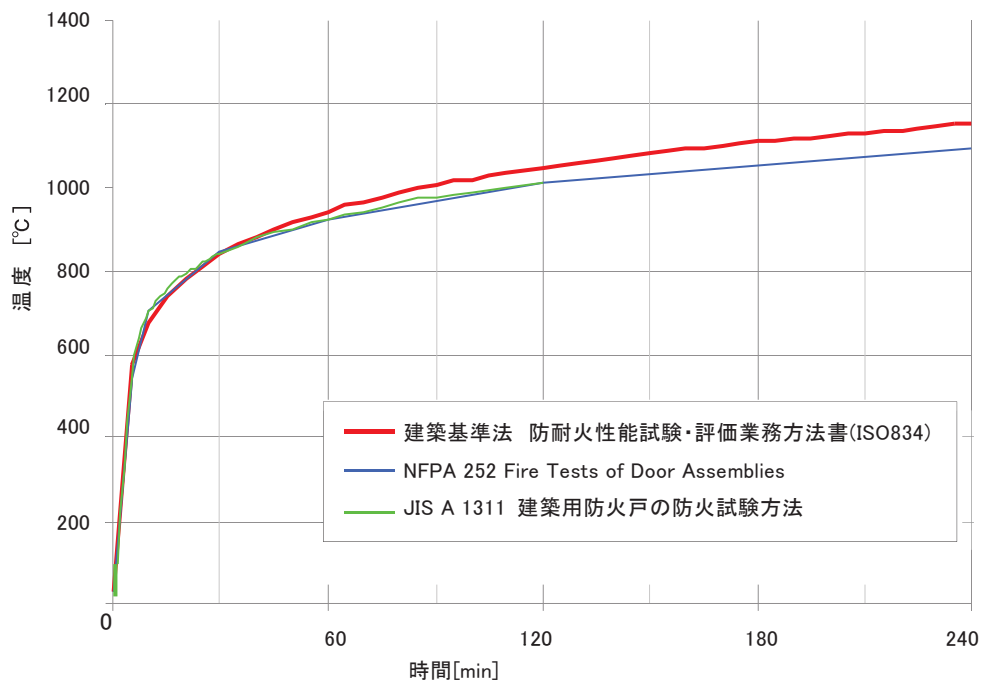


図 6-1 加熱曲線

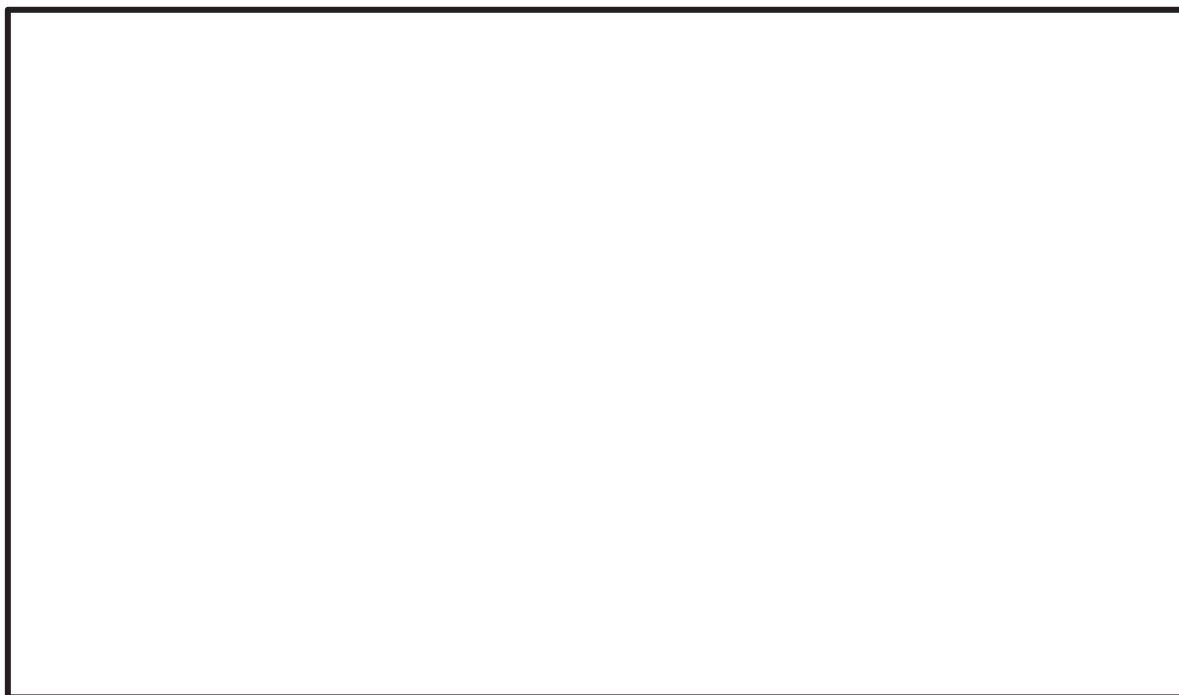


図 6-2 発泡性被覆を施工した鉄板の試験結果

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

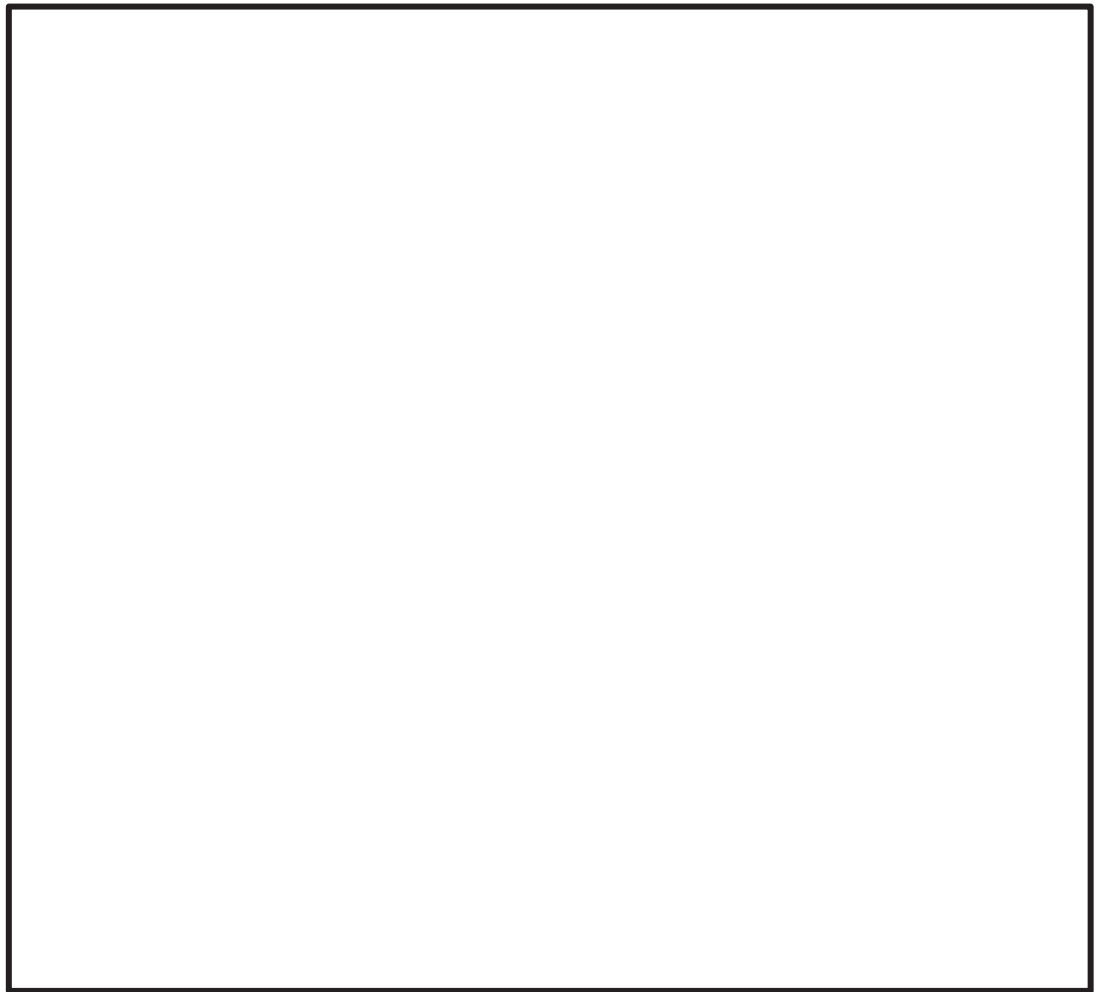


図6-3 断熱材を施工した鉄板の1時間火災耐久試験

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

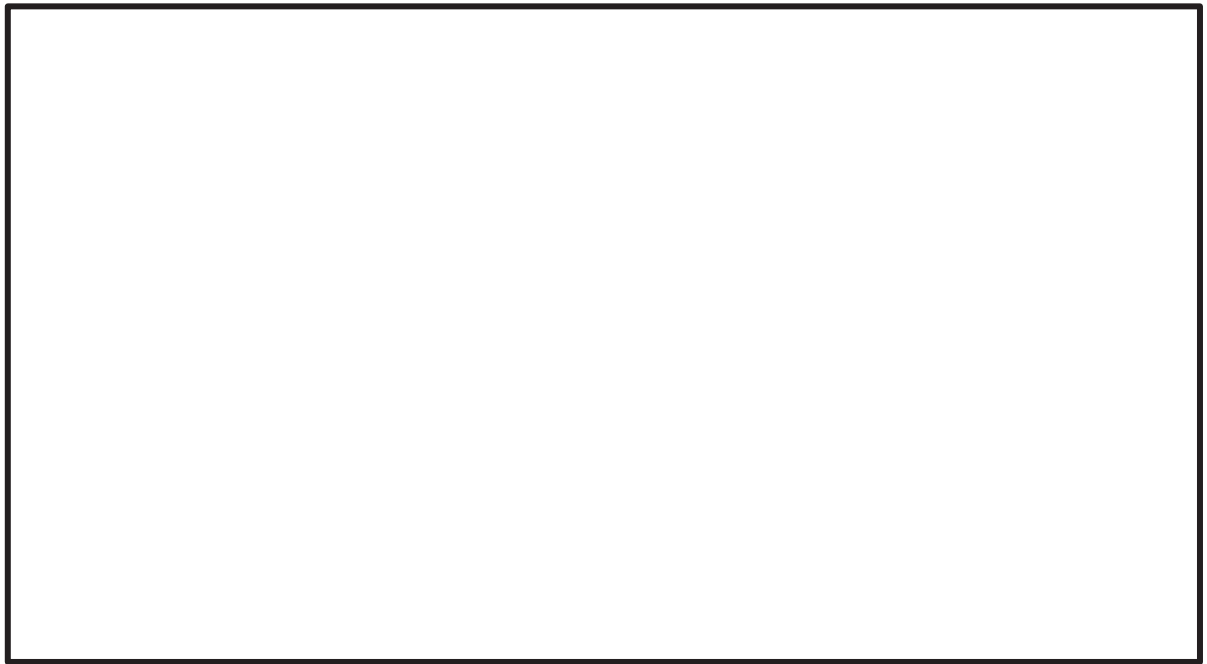


図 6-4 断熱材を施工した鉄板の試験結果

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

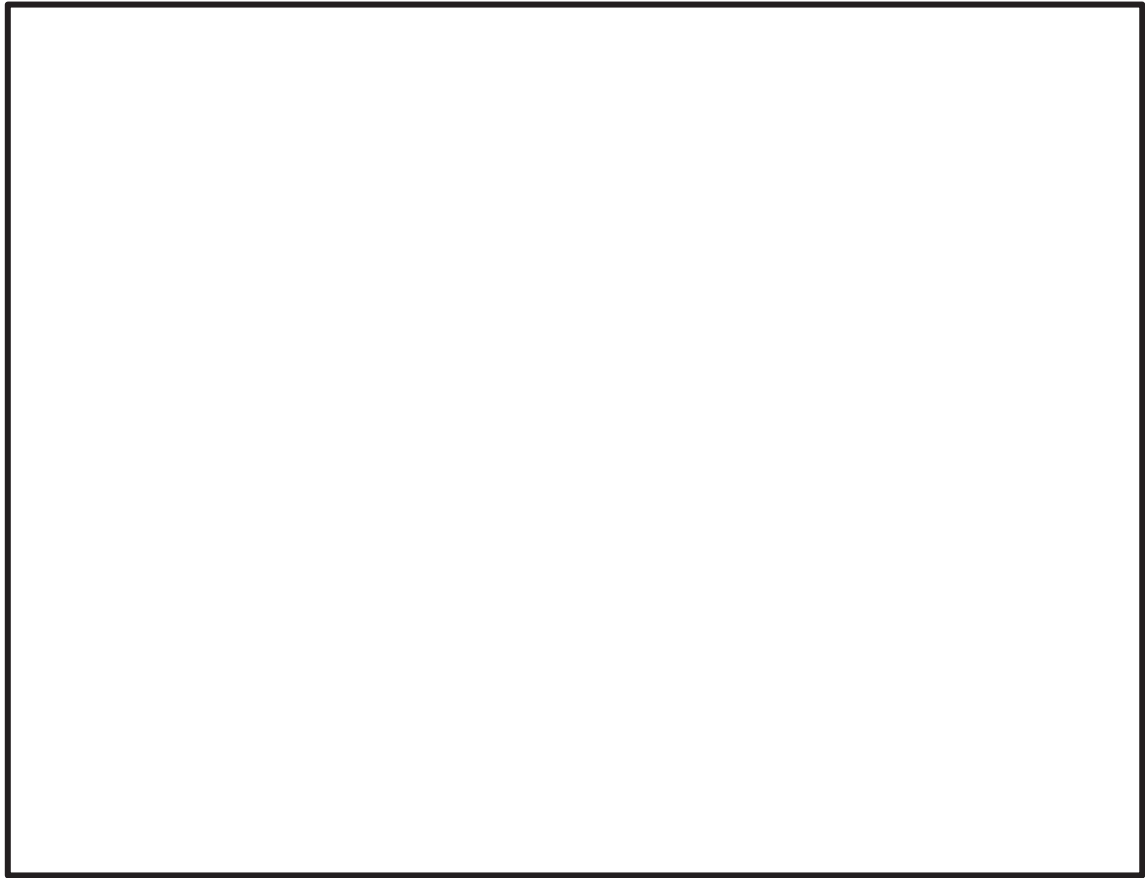


図 6-5 発泡性耐火被覆を施工した延焼防止シートの1時間火災耐久試験



図 6-6 発泡性耐火被覆を施工した延焼防止シートの試験結果

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

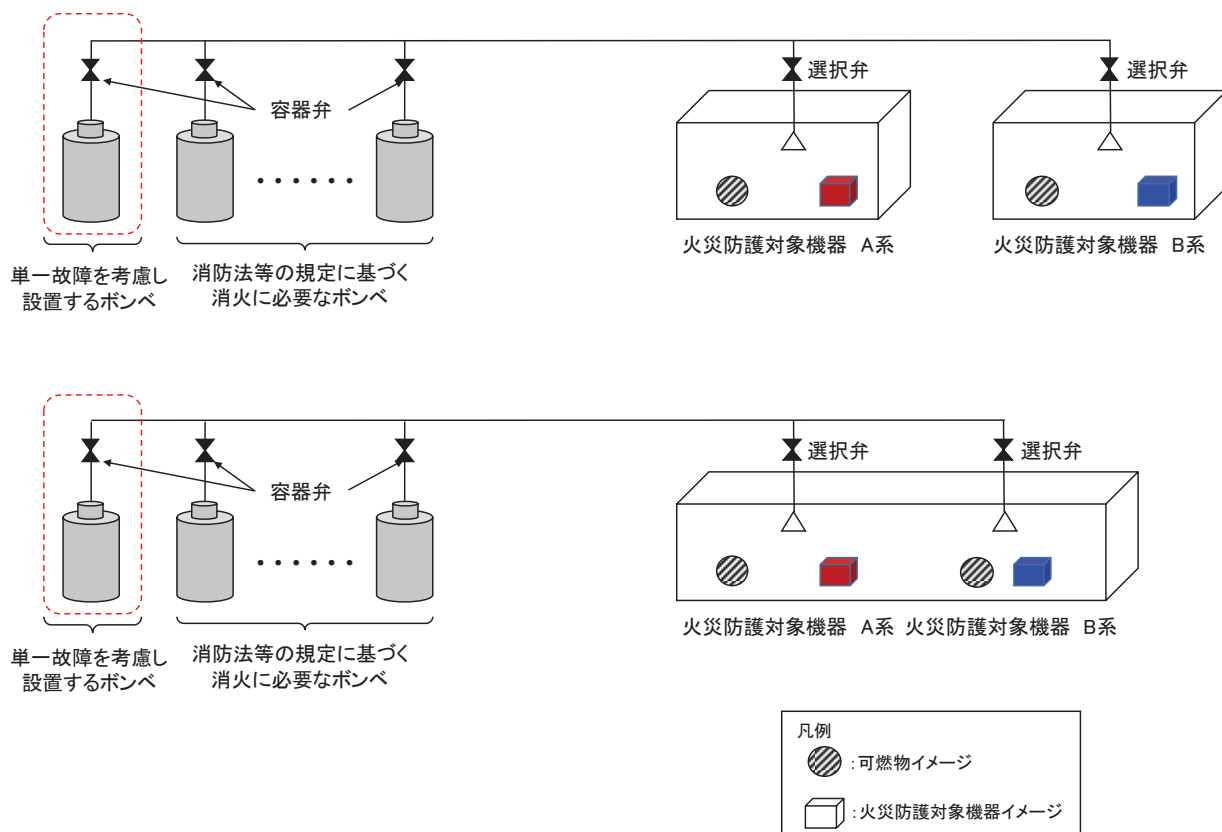


図 6-7 ハロンガス消火設備（全域）の系統構成

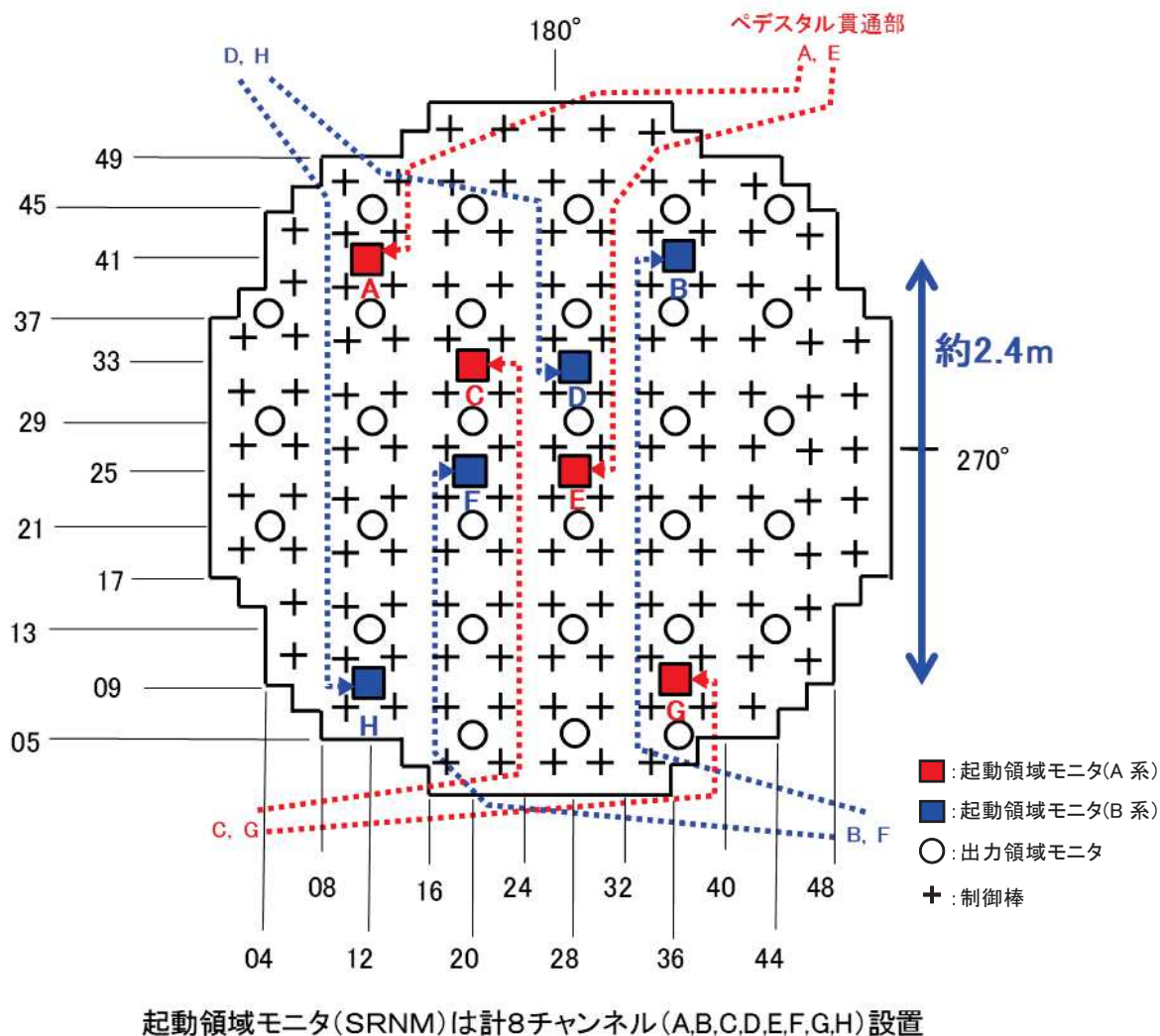


図 6-8 起動領域モニタの位置的分散

7. 原子炉の安全確保について

火災防護に係る審査基準では、火災の影響軽減として系統分離対策を要求するとともに、発電用原子炉施設内の火災によって、安全保護系及び原子炉停止系の作動が要求される場合には、多重化されたそれぞれの系統が同時に機能を失うことなく、原子炉の安全停止が可能である設計であることを要求し、原子炉の安全停止が可能であることを火災影響評価によって確認することを要求している。

評価ガイドには、内部火災により原子炉に外乱が及び、かつ、安全保護系、原子炉停止系の作動を要求される場合には、その影響を考慮し、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に基づき安全解析を行うとの記載がある。

このため、7.1項では、火災に対する原子炉の安全停止対策としての設計について説明する。

7.2項では、7.1項に示す設計により、火災が発生しても原子炉の安全停止が達成できることを、火災影響評価として説明する。

7.1 火災に対する原子炉の安全停止対策

女川原子力発電所第2号機の火災に対する原子炉の安全停止対策としての設計を以下に示す。

- (1) 火災区域又は火災区画に設置される不燃性材料で構成される構築物，系統及び機器を除く全機器の機能喪失を想定した設計

発電用原子炉施設内の火災区域又は火災区画に火災が発生し，安全保護系及び原子炉停止系の作動が要求される場合には，当該火災区域又は火災区画に設置される不燃性材料で構成される構築物，系統及び機器を除く全機器の機能喪失を想定しても，「6. 火災の影響軽減対策」に示す火災の影響軽減のための系統分離対策によって，原子炉の安全停止に必要な機能を確保するための手段（以下「成功パス」という。）を少なくとも1つ確保することで，多重化されたそれぞれの系統が同時に機能を失うことなく，原子炉を安全に停止できる設計とする。

- (2) 設計基準事故等に対処するための機器に単一故障を想定した設計

内部火災により，安全保護系及び原子炉停止系の作動を要求される運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生する場合には，「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に基づき，運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故に対処するための機器に単一故障を想定しても，制御盤間の離隔距離，盤内の延焼防止対策又は現場操作によって，多重化されたそれぞれの系統が同時に機能を失うことなく，原子炉の高温停止，低温停止を達成し，維持できる設計とする。

7.2 火災の影響評価

- (1) 火災区域又は火災区画に設置される不燃性材料で構成される構築物，系統及び機器を除く全機器の機能喪失を想定した設計に対する評価

評価ガイドを参照し，火災の影響軽減における系統分離対策により，発電用原子炉施設内の火災区域又は火災区画（以下「火災区画」という。）で火災が発生し，当該火災区画に設置される不燃性材料で構成される構築物，系統及び機器を除く全機器の機能喪失を想定しても，多重化されたそれぞれの系統が同時に機能を失うことなく，原子炉の安全停止に係わる安全機能が確保されることを火災影響評価にて確認する。

火災影響評価は，火災区画内の火災荷重の増加により，火災荷重から求める等価時間が，火災区画を構成する壁，防火扉，防火ダンパ及び貫通部シールの耐火時間より大きくなる場合や，設備改造により火災防護対象機器等を設置する火災区画が変更となる場合には，再評価を実施する。

火災影響評価の評価方法及び再評価については，火災防護計画に定め管理する。

以下，a. 項において評価条件，b. 項において評価方法及びc. 項において評価結果を説明する。

a. 評価条件

火災影響評価では，各火災区画内の可燃性物質，機器，ケーブル，隣接する火災区域又は火災区画（以下「隣接火災区画」という。）等の情報を整理して評価を実施することから，評価の前に火災区画特性表を，以下の(a)項から(f)項に従って作成する。

火災区画内の資機材の保管状況及び設備の設置状況等に変更がある場合は，火災区画特性表における等価時間や火災防護対象機器等の設置位置等の更新を行う。

火災区画特性表の作成及び更新については，火災防護計画にて定め，管理する。

(a) 火災区画の特定

各火災区画に対して，以下の情報を整理し，火災区画特性表に記載する。

- イ. プラント名
- ロ. 建屋
- ハ. 火災区画番号

(b) 火災区画にある火災ハザードの特定

各火災区画内に存在する火災ハザードを整理し，火災区画特性表に記載する。

- イ. 火災区画内の部屋番号，名称
- ロ. 床面積
- ハ. 発熱量
- ニ. 火災荷重
- ホ. 等価時間

(c) 火災区画にある防火設備

火災影響評価では，評価する火災区画における系統分離対策が実施されていることを確認することから，火災区画内の防火設備と消火方法を整理し，火災区画特性表に

記載するとともに、火災区画内の火災感知器も記載する。

(d) 隣接火災区画への火災伝播経路

火災伝播評価を行うために、各火災区画と隣接火災区画との火災伝播経路を調査し、火災区画特性表に記載する。

なお、隣接火災区画は、火災を想定する当該火災区画の一部でも壁が接している火災区画を選定する。

- イ. 隣接火災区画番号
- ロ. 隣接火災区画内の部屋番号、名称
- ハ. 火災伝播経路
- ニ. 耐火壁の耐火時間
- ホ. 伝播の可能性

(e) 火災により影響を受ける火災防護対象機器の特定

「6.2(1) 火災防護対象機器等の選定」で選定した火災防護対象機器を、当該火災区画の火災により影響を受けるものとして、火災区画特性表に記載する。

(f) 火災防護対象ケーブルの特定

(e)項で特定した火災防護対象機器の電源、制御、計装ケーブルである火災防護対象ケーブルを、火災区画特性表に記載する。

火災影響評価では、成功パスが少なくとも一つ確保されるか否かを評価するが、その際に、ポンプや弁等の火災防護対象機器の機能喪失を想定することに加え、火災防護対象ケーブルの断線等も想定して火災影響評価を行うことから、火災防護対象ケーブルが通過する火災区画を調査し、火災区画特性表に記載する。

b. 評価方法

評価ガイドを参照して実施する火災影響評価では、火災区画の火災を想定し、隣接火災区画に火災の影響が及ぶ場合には、隣接火災区画も含んで火災影響評価を行う必要がある。

このため、火災影響評価を実施する前に、当該火災区画に火災を想定した場合の隣接火災区画への影響を評価する火災伝播評価を実施する。

火災伝播評価の結果、隣接火災区画に影響を与えない火災区画に対する評価及び隣接火災区画に影響を与える火災区画に対する評価を実施する方法で火災影響評価を実施する。

以下(a)項に火災伝播評価の方法、(b)項に火災区画に対する火災影響評価の方法を示す。

(a) 火災伝播評価

当該火災区画に火災を想定した場合に、隣接火災区画へ影響を与えるか否かを評価する火災伝播評価の方法を以下に示す。(図7-1)

- イ. 隣接火災区画に影響を与えない火災区画
隣接火災区画との境界の障壁に開口がなく、かつ、当該火災区画の等価時間が、

構成する障壁の耐火能力より小さければ、隣接火災区画への影響はないことから、当該火災区画は、隣接火災区画に影響を与えない火災区画として選定する。

ロ. 隣接火災区画に影響を与える火災区画

隣接火災区画との境界の障壁に開口があるか、又は、当該火災区画の等価時間が、火災区画を構成する障壁の耐火能力より大きい場合は、隣接火災区画に影響を与える可能性があることから、隣接火災区画に影響を与える火災区画として選定する。

(b) 火災区画に対する火災影響評価

(a)項に示す火災伝播評価によって選定された隣接火災区画に影響を与えない火災区画及び隣接火災区画に影響を与える火災区画に対する火災影響評価の方法を、以下のイ.項及びロ.項に示す。

イ. 隣接火災区画に影響を与えない火災区画

隣接火災区画に影響を与えない火災区画について、不燃性材料で構成される構築物、系統及び機器を除く全機器の機能喪失を想定しても、原子炉の安全停止に必要な成功パスが少なくとも一つ確保される場合は、原子炉の安全停止に影響を与えない。

上記条件を満足しない当該火災区画は、系統分離対策を行うことで、原子炉の安全停止が可能となる。

当該火災区画内に設置される不燃性材料で構成される構築物、系統及び機器を除く全機器の機能喪失を想定した場合に、原子炉の安全停止に影響を与えるか否かを確認する手順を、以下の(イ)項から(ニ)項に示す。(図7-2)

(イ) 成功パス確認一覧表の作成

当該火災区画に対し、系統の多重性及び多様性を踏まえ、原子炉の安全停止に必要な系統、機器の組合せを整理した成功パス確認一覧表を作成する。

(ロ) 成功パスの確認

当該火災区画に設置される不燃性材料で構成される構築物、系統及び機器を除く全機器の機能喪失を想定した場合に、機能喪失する火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブル(以下「ターゲット」という。)を成功パス確認一覧表に記載し、原子炉の安全停止に必要な機能が維持されるか否かを確認する。

原子炉の安全停止に必要な機能を持つ系統を表7-1に示す。

(ハ) スクリーンアウトされる火災区画

上記(ロ)項において、原子炉の安全停止に必要な成功パスが少なくとも一つ確保される火災区画は、当該火災区画に火災を想定しても原子炉の安全停止に影響を与えないことから、スクリーンアウトする火災区画とする。

(ニ) スクリーンアウトされない火災区画

上記(ロ)項において、原子炉の安全停止に必要な成功パスが確保されない当該火災区画は、当該火災区画の火災を想定すると、原子炉の安全停止に影響を与える可能性がある。

このため、当該火災区画において、詳細な火災影響評価として、「6. 火災の影響軽減対策」に示す系統分離対策を実施することを確認する。

なお、原子炉の安全停止に必要な成功パスが確保されない場合は、追加の火災防護対策を実施し、原子炉の安全停止に必要な成功パスを少なくとも一つ確保する。

ロ. 隣接火災区画に影響を与える火災区画

隣接火災区画に影響を与える火災区画は、当該火災区画及び隣接火災区画（以下「隣接2区画」という。）に設置される不燃性材料で構成される構築物、系統及び機器を除く全機器の機能喪失を想定しても、原子炉の安全停止に必要な成功パスが少なくとも一つ確保される場合は、原子炉の安全停止に影響を与えない。

上記条件を満足しない隣接2区画は、系統分離対策を行うことで、原子炉の安全停止が可能となる。

隣接2区画に設置される不燃性材料で構成される構築物、系統及び機器を除く全機器の機能喪失を想定しても、原子炉の安全停止に影響を与えないことを確認する手順を、以下の(イ)項から(ニ)項に示す。(図7-3)

(イ) 隣接2区画のターゲットの確認

隣接2区画のターゲットを確認し、以下のi からivに分類する。

- i. 当該火災区画及び隣接火災区画にターゲットが存在する場合
- ii. 当該火災区画はターゲットが存在するが隣接火災区画にはターゲットが存在しない場合
- iii. 当該火災区画はターゲットが存在しないが隣接火災区画にターゲットが存在する場合
- iv. 当該火災区画及び隣接火災区画にターゲットが存在しない場合

(ロ) 成功パスの確認

上記(イ)項で実施した分類に応じて、原子炉の安全停止に必要な機能が維持されるか否かを以下のi. 項からiv. 項のとおり確認する。

確認に当たっては、「(b)イ(ロ) 成功パスの確認」と同様に行う。

- i. 当該火災区画及び隣接火災区画にターゲットが存在する場合
隣接2区画のターゲットが全喪失しても、少なくとも1つの成功パスが確保されるか否かを確認する。
- ii. 当該火災区画はターゲットが存在するが隣接火災区画にはターゲットが存在しない場合
当該火災区画のターゲットが全喪失しても、少なくとも1つの成功パスが確保されるか否かを確認する。
- iii. 当該火災区画はターゲットが存在しないが隣接火災区画にターゲットが存在する場合
隣接火災区画のターゲットが全喪失しても、少なくとも1つの成功パスが確保

されるか否かを確認する。

iv. 当該火災区画及び隣接火災区画にターゲットが存在しない場合

この場合は、隣接2区画に設置される不燃性材料で構成される構築物、系統及び機器を除く全機器の機能喪失を想定しても、原子炉の安全停止に必要な成功パスが少なくとも一つ確保される。

(ハ) スクリーンアウトされる火災区画

上記(ロ) i. 項から iii. 項において、原子炉の安全停止に必要な成功パスが少なくとも一つ確保される火災区画は、当該及び隣接火災区画に火災を想定しても、原子炉の安全停止に影響を与えないことから、スクリーンアウトする火災区画とする。

また、上記(ロ) iv. 項の場合も、当該火災区画に火災を想定しても、原子炉の安全停止に影響を与えないことからスクリーンアウトする火災区画とする。

(ニ) スクリーンアウトされない火災区画

上記(ロ) i. 項から iii. 項において、原子炉の安全停止に必要な成功パスが確保されない火災区画は、当該火災区画の火災を想定すると、原子炉の安全停止に影響を与える可能性がある。

このため、当該火災区画において、詳細な火災影響評価として、以下に示すとおり「6. 火災の影響軽減対策」に示す系統分離対策を実施することを確認する。

原子炉の安全停止に必要な成功パスが確保されない場合は、追加の火災防護対策を実施し、原子炉の安全停止に必要な成功パスを少なくとも一つ確保する。

i. 当該火災区画及び隣接火災区画にターゲットが存在する場合

当該火災区画及び隣接火災区画内のターゲットの系統分離対策

ii. 当該火災区画はターゲットが存在するが隣接火災区画にはターゲットが存在しない場合

当該火災区画内のターゲットの系統分離対策

iii. 当該火災区画はターゲットが存在しないが隣接火災区画にターゲットが存在する場合

隣接火災区画内のターゲットの系統分離対策

c. 評価結果

b. 項に示す評価方法に従い火災影響評価を実施した結果、「6. 火災の影響軽減対策」の系統分離対策を実施する7.1(1)項に示す設計により、発電用原子炉施設内で火災が発生しても、原子炉の安全停止に係わる安全機能は確保される。

以下(a)項に火災伝播評価結果、(b)項に隣接火災区画に影響を与えない火災区画に対する火災影響評価の結果を示す。

(a) 火災伝播評価

「b. 評価方法」の(a)項に示す当該火災区画に火災を想定した場合に、隣接火災区画へ影響を与えるか否かを評価する火災伝播評価を実施した。

その結果、隣接火災区画に影響を与える火災区画が存在することを確認した。(表7-2)

(b) 隣接火災区画に影響を与えない火災区画に対する火災影響評価

隣接火災区画に影響を与えない火災区画に対して、b. (b)イ. (ロ)項に示すとおり、当該火災区画に設置される不燃性材料で構成される構築物、系統及び機器を除く全機器の機能喪失を想定しても原子炉の安全停止に必要な機能が確保されるか否かを確認した。成功パス確認一覧表を表7-3に示す。

成功パス確認一覧表において、成功パスが少なくとも1つ確保される火災区画は、b. (b)イ. (ハ)項に示すとおり、スクリーンアウトする火災区画とした。

成功パスが確保されない火災区画は、b. (b)イ. (ニ)項に示すとおり、スクリーンアウトされない火災区画として、詳細な火災影響評価を実施し、「6. 火災の影響軽減対策」に示す火災の影響軽減のための系統分離対策が実施されていることを確認した。

以上より隣接火災区画に影響を与えない火災区画は、火災区画に設置される不燃性材料で構成される構築物、系統及び機器を除く全機器の機能喪失を想定しても、原子炉の安全停止が可能であることを確認した。

(c) 隣接火災区画に火災の影響を与える火災区画に対する火災影響評価

隣接火災区画に影響を与える火災区画について、a. (b)ロ. (ロ)項に示すとおり、当該火災区画に設置される不燃性材料で構成される構築物、系統及び機器を除く全機器の機能喪失を想定しても原子炉の安全停止に必要な機能が確保されるか否かを確認した。火災影響評価結果を表7-4に示す。

成功パスが確保されない火災区画はa. (b)ロ. (ニ)項に示すとおり、スクリーンアウトされない火災区画として、詳細な火災影響評価を実施し、「6. 火災の影響軽減対策」に示す火災の影響軽減のための系統分離対策が実施されていることを確認した。

以上より隣接火災区画に影響を与える火災区画は、火災区画に設置される不燃性材料で構成される構築物、系統及び機器を除く全機器の機能喪失を想定しても、原子炉の安全停止が可能であることを確認した。

(2) 対処系に単一故障を想定した設計に対する評価

内部火災により原子炉に外乱が及び、かつ、安全保護系及び原子炉停止系の作動を要求される運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生する可能性があるため、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」(以下「安全評価審査指針」という。)に基づき、対処系に対し単一故障を想定しても、事象が収束して原子炉は支障なく低温停止に移行できることを確認する。

以下、a. 項において評価条件、b. 項において評価方法及びc. 項において評価結果を説明する。

a. 評価条件

対処系に単一故障を想定した設計に対する評価における条件を、以下の(a)項及び(b)項に示す。

- (a) 火災影響評価における運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の条件は、安全評価審査指針に示される条件を用いる。
- (b) (a)項に示す条件とは異なる火災影響評価特有の条件は、以下に示すものとする。
 - イ. 電動弁は、遮断器に接続される制御ケーブルが、火災の影響による誤信号で、当該システムの機能を考慮し、厳しい方向に動作するものとする。
 - ロ. 空気作動弁は、電磁弁に接続される制御ケーブルが、火災の影響による誤信号で、当該システムの機能を考慮し、厳しい方向に動作するものとする。
 - ハ. 電動補機は、遮断器に接続される制御ケーブルが、火災の影響による誤信号で、当該システムの機能を考慮し、厳しい方向に起動又は停止するものとする。

b. 評価方法

対処系に単一故障を想定した設計に対して、以下の(a)項から(c)項に示す方法で火災影響評価を実施する。

- (a) 内部火災により発生する可能性のある運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の特定

内部火災により発生する可能性のある運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故は、安全評価審査指針において評価すべき具体的な事象として示される運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故のうち、火災の影響を考慮した場合に発生する可能性のある事象を対象とする。

- (b) 単一故障の想定

本評価における単一故障の想定は、内部火災により発生する可能性のある運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故に対処するために必要な系統及び機器のうち、解析の結果を最も厳しくする機器の単一故障を想定する。

- (c) 火災影響評価

(a)項で特定した各事象発生時に(b)項に示す単一故障を想定し、事象を収束するために必要な機能が失われず、事象が収束して原子炉は支障なく低温停止に移行できることを確認する。

c. 評価結果

a. 項及びb. 項に従い火災影響評価を実施した結果、火災による影響を考慮しても、事象が収束して原子炉は支障なく低温停止に移行できることを以下のとおり確認した。

- (a) 火災影響評価結果

火災による影響を考慮しても、内部火災により発生する可能性のある設計基準事故として原子炉冷却材流量の喪失を選定し、対処系に対し安全評価審査指針に基づく単一故障を想定しても、原子炉スクラムに係る論理回路がフェイル・セーフ設計であること及び当該制御盤は安全区分に応じて分離されていることから、事象が収束して原子炉は支障なく低温停止に移行できることを確認した。

また、内部火災により発生する可能性のある運転時の異常な過渡変化を選定し、対処系に対し安全評価審査指針に基づく単一故障を想定しても、原子炉スクラムに係る論理回路がフェイル・セーフ設計であること及び当該制御盤は安全区分に応じて分離されていることから、事象が収束して原子炉は支障なく低温停止に移行できることを確認した。

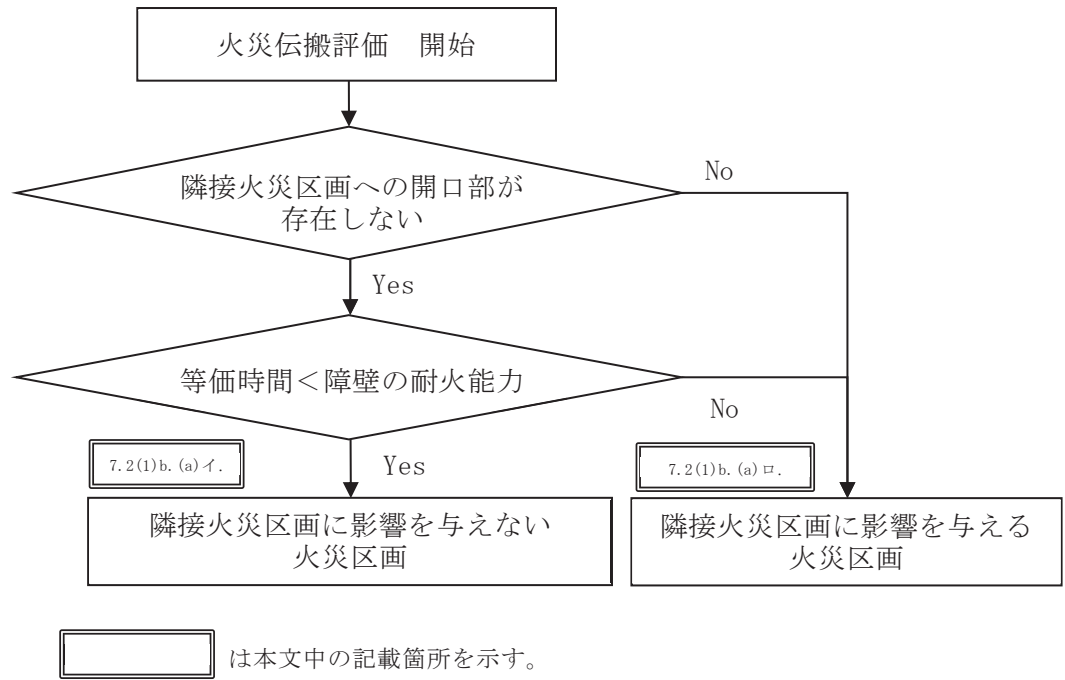


図 7-1 火災伝播評価手順の概要フロー

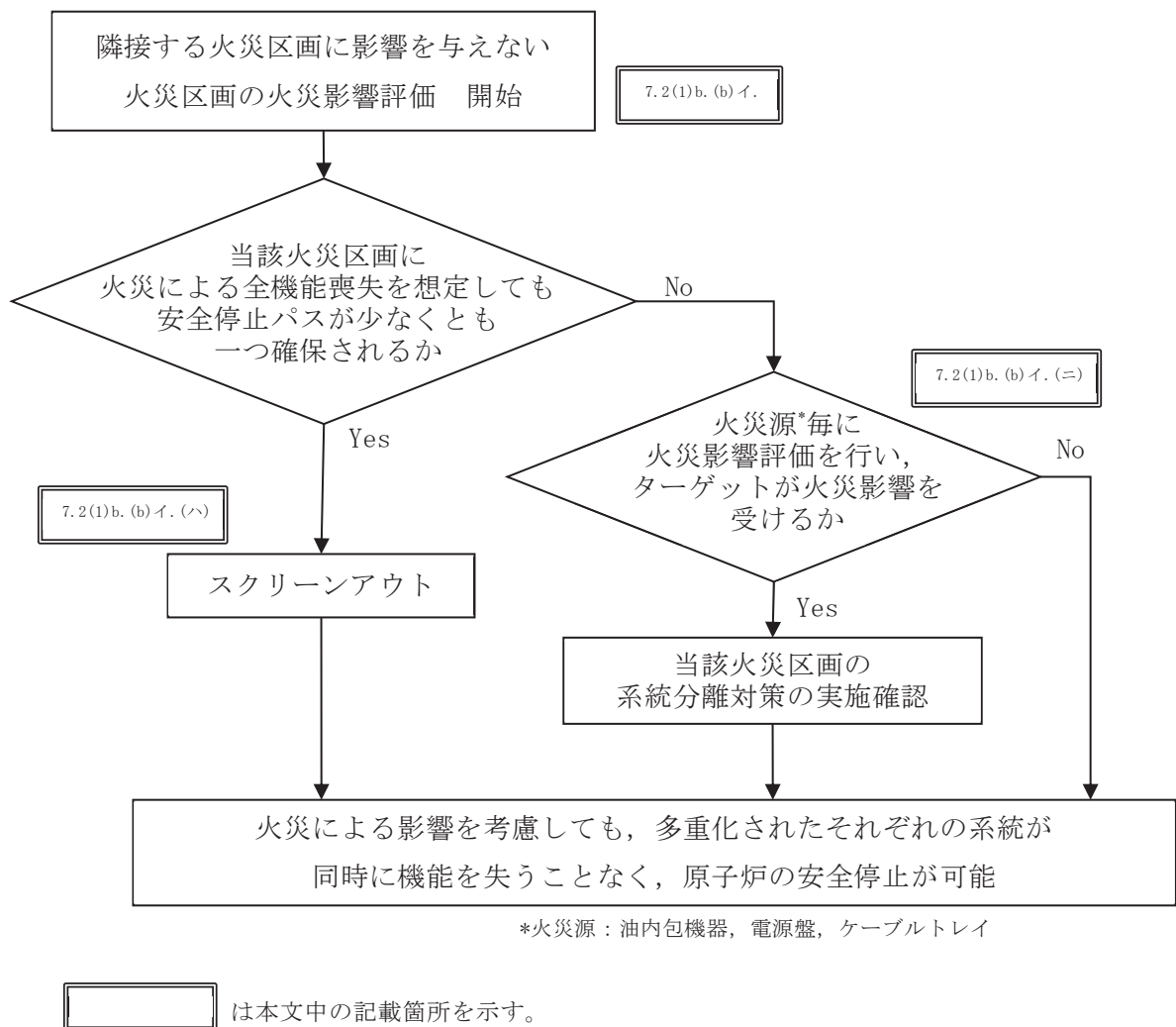
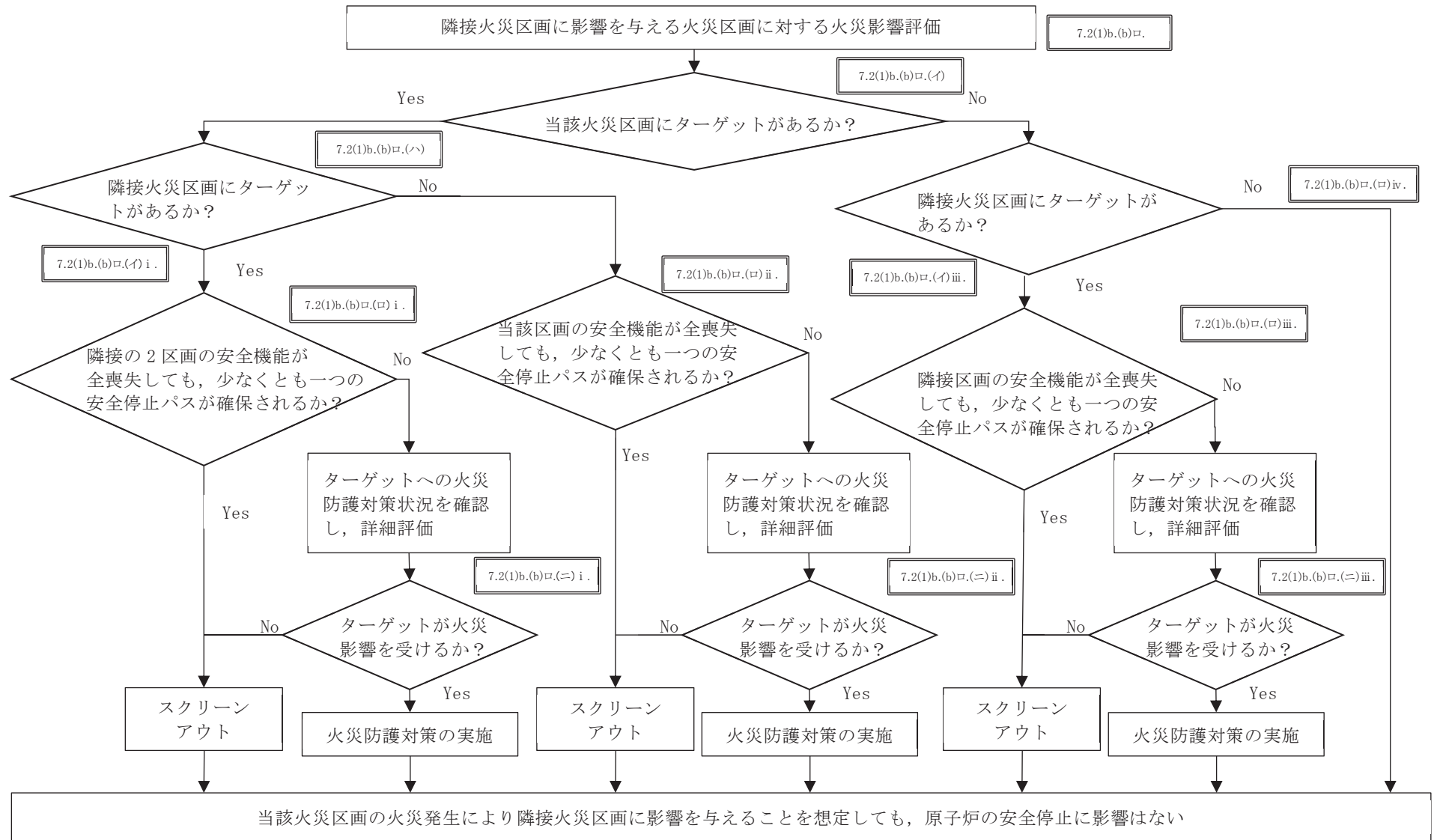


図 7-2 隣接火災区画に影響を与えない火災区画の
火災影響評価手順の概要フロー



169

□ は本文中の記載箇所を示す。

図 7-3 隣接火災区画に影響を与える火災区画の火災影響評価手順の概要フロー

表 7-1 成功パスを確保するために必要な系統一覧

緩和系	安全停止パス①	安全停止パス①'	安全停止パス②	安全停止パス②'
a. 安全保護系	原子炉保護系の安全保護回路			
	工学的安全施設の作動回路			
b. 原子炉停止系	スクラム機能			
	SLC			
c. 工学的安全施設 (原子炉補給水機能をもつ系統)	ADS弁(A系)	ADS弁(A系)	ADS弁(B系)	ADS弁(B系)
	RCIC	HPCS	HPCS	RCIC
	LPCS or LPCI(A)	LPCS or LPCI(A)	LPCI(B) or LPCI(C)	LPCI(B) or LPCI(C)
d. 非常用交流電源系	非常用交流電源(区分Ⅰ)	非常用交流電源(区分Ⅰ)	非常用交流電源(区分Ⅱ)	非常用交流電源(区分Ⅱ)
	—	非常用交流電源(区分Ⅲ)	非常用交流電源(区分Ⅲ)	—
e. 直流電源系	直流電源(区分Ⅰ)	直流電源(区分Ⅰ)	直流電源(区分Ⅱ)	直流電源(区分Ⅱ)
	—	直流電源(区分Ⅲ)	直流電源(区分Ⅲ)	—
f. 事故時監視計器	中性子束	中性子束	中性子束	中性子束
	原子炉圧力	原子炉圧力	原子炉圧力	原子炉圧力
	原子炉水位	原子炉水位	原子炉水位	原子炉水位
	S/C水温	S/C水温	S/C水温	S/C水温
g. 残留熱除去系	RHR(A)	RHR(A)	RHR(B)	RHR(B)
h. 最終ヒートシンク へ熱を輸送する系統	RCW(A)/RSW(A)	RCW(A)/RSW(A)	RCW(B)/RSW(B)	RCW(B)/RSW(B)
	—	HPCW/HPSW	HPCW/HPSW	—
i. 補助設備	中央制御室空調(区分Ⅰ)	中央制御室空調(区分Ⅰ)	中央制御室空調(区分Ⅱ)	中央制御室空調(区分Ⅱ)
	非常用D/G-A室空調	非常用D/G-A室空調	非常用D/G-B室空調	非常用D/G-B室空調
	—	HPCS-D/G室空調	HPCS-D/G室空調	—
	非常用電気品室空調(区分Ⅰ)	非常用電気品室空調(区分Ⅰ)	非常用電気品室空調(区分Ⅱ)	非常用電気品室空調(区分Ⅱ)
	—	HPCS電気品室空調	HPCS電気品室空調	—
	HECW(区分Ⅰ)	HECW(区分Ⅰ)	HECW(区分Ⅱ)	HECW(区分Ⅱ)

略語の定義

SLC : ほう酸水注入系 ADS : 自動減圧系 RCIC : 原子炉隔離時冷却系 HPCS : 高圧炉心スプレイ系 LPCS : 低圧炉心スプレイ系
 LPCI : 低圧注水モード S/C : 圧力抑制室 RHR : 残留熱除去系 RCW : 原子炉補機冷却水系 RSW : 原子炉補機冷却海水系
 HPCW : 高圧炉心スプレイ補機冷却水系 HPSW : 高圧炉心スプレイ補機冷却海水系 D/G : ディーゼル発電設備 HECW : 換気空調補機非常用冷却水系

表 7-2 女川原子力発電所第2号機 隣接火災区画への火災伝播評価結果

火災区画	火災区画内の主な部屋名称	等価火災時間	隣接火災区画	耐火時間	火災伝播の可能性	備考
R1-A	RHR ポンプ(A)室 他	0.27h	R1-D	3h	無	
			RN-E			
			R-4-15			
			R-5-15			
			R-5-16			
			R1-I	-	有	
			R1-K			
			R2-A			
			RN-A			
			RN-C			
			RN-J			
			RN-K			
			R-1-52			
			R-1-53			
			R-3-8			
			R-3-26			
			R-3-31			
			R-3-32			

表 7-2 女川原子力発電所第 2 号機 隣接火災区画への火災伝播評価結果

火災区画	火災区画内の主な部屋名称	等価火災時間	隣接火災区画	耐火時間	火災伝播の可能性	備考
R1-B	RCW 熱交換器・ポンプ (A) (C) 室 他	1.25	R2-A	3h	無	
			R2-F			
			R3-A			
			R-1-61			
			R-3-41			
			R-5-67			
			Y1-B			
			Y-7-7			
			R1-C	-	有	
			R1-I			
			R1-K			
			R2-C			
			RN-A			
			RN-B			
			RN-D			
			RN-F			
			RN-G			
			RN-I			
			R-1-48			
			R-3-40			
			R-8-21			
			R-9-41			
			R-11-5			

表 7-2 女川原子力発電所第 2 号機 隣接火災区画への火災伝播評価結果

火災区画	火災区画内の主な部屋名称	等価火災時間	隣接火災区画	耐火時間	火災伝播の可能性	備考
R1-C	緊急用電気品室(1) 他	1.54h	C1-E	3h	無	
			C2-A			
			CN-A			
			C-3-33			
			RN-D			
			RN-I			
			R-1-53			
			C1-A			
		R1-B				
		R1-K				
		R2-A				
		R2-D				
		R3-E				
		RN-A				
		RN-B				
		R-5-16				

表 7-2 女川原子力発電所第 2 号機 隣接火災区画への火災伝播評価結果

火災区画	火災区画内の主な部屋名称	等価火災時間	隣接火災区画	耐火時間	火災伝播の可能性	備考
R1-D	DC RCIC MCC 室 他	0.23h	R1-A	3h	無	
			R1-J			
			R2-F			
			RN-J			
			R-5-9			
			R-5-15			
			R1-H	-	有	
			R1-I			
			R1-K			
			R2-A			
			R2-B			
			R2-D			
			R3-D			
			RN-E			
			RN-L			
			RN-O			
			R-5-63			
			R-6-5			

表 7-2 女川原子力発電所第 2 号機 隣接火災区画への火災伝播評価結果

火災区画	火災区画内の主な部屋名称	等価火災時間	隣接火災区画	耐火時間	火災伝播の可能性	備考
R1-H	CAMS ラック (A) 室	0.21h	R2-F	3h	無	
			R1-D	-	有	
			R1-K			
R1-I	トーラス室	0.21h	R1-J	3h	無	
			RN-B			
			R-3-40			
			R-3-41			
			R-5-9	-	有	
			R1-A			
			R1-B			
			R1-D			
			R1-K			
			R2-A			
			R2-B			
			R3-A			
			RN-A			
			RN-C			
			RN-E			
			RN-J			
			RN-P			
R-5-63						

表 7-2 女川原子力発電所第 2 号機 隣接火災区画への火災伝播評価結果

火災区画	火災区画内の主な部屋名称	等価火災時間	隣接火災区画	耐火時間	火災伝播の可能性	備考
R1-J	原子炉格納容器	0.98h	R1-D	3h	無	
			R1-I			
			R1-K			
			R2-B			
			R2-E			
			R2-F			
			R3-D			
			RN-E			
			RN-M			
			RN-O			
			RN-P			

表 7-2 女川原子力発電所第 2 号機 隣接火災区画への火災伝播評価結果

火災区画	火災区画内の主な部屋名称	等価火災時間	隣接火災区画	耐火時間	火災伝播の可能性	備考
R1-K	B1F, 1F, 2F インナー通路	0.93h	R1-J	3h	無	
			RN-K			
			R-3-41			
			R-8-21			
			R1-A	-	有	
			R1-B			
			R1-C			
			R1-D			
			R1-H			
			R1-I			
			R2-A			
			R2-B			
			R2-D			
			R2-E			
			R2-F			
			R3-A			
			R3-D			
			RN-A			
			RN-B			
			RN-E			
			RN-I			
			RN-J			
			RN-L			
			RN-M			
			RN-O			
			RN-P			
			R-1-52			
R-1-53						
R-1-61						
R-3-31						
R-3-34						
R-3-40						

表 7-2 女川原子力発電所第 2 号機 隣接火災区画への火災伝播評価結果

火災区画	火災区画内の主な部屋名称	等価火災時間	隣接火災区画	耐火時間	火災伝播の可能性	備考
(続き) R1-K	(続き) B1F, 1F, 2F インナー通路	0.93h	R-5-9	—	有	
			R-5-15			
			R-5-16			
			R-5-47			
			R-5-63			
			R-6-5			
			R-6-7			
			R-7-69			
			R-9-63			

表 7-2 女川原子力発電所第 2 号機 隣接火災区画への火災伝播評価結果

火災区画	火災区画内の主な部屋名称	等価火災時間	隣接火災区画	耐火時間	火災伝播の可能性	備考
R2-A	RHR ポンプ(B)室 他	0.86h	R1-A	3h	無	
			R1-B			
			R1-I			
			R1-K			
			R2-F			
			R3-A			
			RN-I			
			RN-K			
			R-1-48			
			R-1-52			
			R-3-34			
			R-7-69			
			R-9-58			
			R-10-8			
			R1-C	-	有	
			R1-D			
			R2-D			
			R3-E			
			RN-A			
			RN-B			
			RN-C			
			RN-D			
			RN-E			
			RN-F			
			RN-H			
			RN-J			
			RN-L			
R-1-51						
R-1-61						
R-3-8						
R-8-23						
R-9-46						

表 7-2 女川原子力発電所第 2 号機 隣接火災区画への火災伝播評価結果

火災区画	火災区画内の主な部屋名称	等価火災時間	隣接火災区画	耐火時間	火災伝播の可能性	備考
(続き) R2-A	(続き) RHR ポンプ(B)室 他	0.86h	R-10-4	-	無	
			R-11-7			
			Y3-A			
			YN-A			
			Y-1-5			
R2-B	RHR 熱交換器(B)室 他	0.04h	R1-J	3h	無	
			R2-F			
			R1-D	-	有	
			R1-I			
			R1-K			
			R3-D			
			RN-E			
			RN-M			
R2-C	DGDO(B)連絡配管トレンチ	0.00h	R3-A	3h	無	
			RN-D			
			R-5-67			
			R1-B	-	有	
			RN-F			

表 7-2 女川原子力発電所第 2 号機 隣接火災区画への火災伝播評価結果

火災区画	火災区画内の主な部屋名称	等価火災時間	隣接火災区画	耐火時間	火災伝播の可能性	備考
R2-D	緊急用電気品室(2) 他	0.99h	C1-C	3h	無	
			C1-E			
			C-3-33			
			C-4-7			
			R-1-51			
			C1-F	-	有	
			C2-A			
			CN-A			
			R1-C			
			R1-D			
			R1-K			
			R2-A			
			R3-E			
			RN-A			
			RN-B			
			RN-E			
			RN-L			
R-1-52						
R2-E	ダスト放射線モニタ(B)室	0.09h	R1-J	3h	無	
			R2-F			
			R1-K	-	有	
			RN-M			
			RN-O			
			R-9-63			

表 7-2 女川原子力発電所第 2 号機 隣接火災区画への火災伝播評価結果

火災区画	火災区画内の主な部屋名称	等価火災時間	隣接火災区画	耐火時間	火災伝播の可能性	備考
R2-F	運転床	0.05h	R1-B	3h	無	
			R1-D			
			R1-H			
			R1-J			
			R2-A			
			R2-B			
			R2-E			
			R3-A			
			RN-M			
			RN-O			
			R-3-34			
			R-9-43			
			R-9-63			
			R-11-5			
			R1-K	-	有	
			RN-A			
			RN-B			
			RN-E			
			R-1-61			
			R-7-69			

表 7-2 女川原子力発電所第 2 号機 隣接火災区画への火災伝播評価結果

火災区画	火災区画内の主な部屋名称	等価火災時間	隣接火災区画	耐火時間	火災伝播の可能性	備考
R3-A	HPCS ポンプ室 他	1.19h	R1-I	3h	無	
			R1-K			
			R2-A			
			R2-C			
			R2-F			
			R-3-41			
			R1-B	-	有	
			RN-D			
			RN-F			
			R-1-61			
			R-3-34			
			R-5-47			
			R-8-22			
			R-9-42			
R-9-43						
R-9-57						
R3-D	バルブラッピング室	0.43h	R1-J	3h	無	
			R1-D	-	有	
			R1-K			
			R2-B			
			RN-E			
R3-E	RW 制御室 他	2.30h	RN-A	3h	無	
			RN-B			
			CN-A			
			R1-C	-	有	
			R2-A			
			R2-D			
			C3-A			

表 7-2 女川原子力発電所第 2 号機 隣接火災区画への火災伝播評価結果

火災区画	火災区画内の主な部屋名称	等価火災時間	隣接火災区画	耐火時間	火災伝播の可能性	備考
RN-A	LCW サンプルポンプ室 他	0.32h	C1-B	3h	無	
			C1-E			
			CN-A			
			R3-E			
			RN-L			
			RN-O			
			C1-A	-	有	
			C2-A			
			C2-C			
			R1-A			
			R1-B			
			R1-C			
			R1-I			
			R1-K			
			R2-A			
			R2-D			
			R2-F			
			RN-B			
			RN-D			
			RN-E			
			RN-I			
			R-1-48			
			R-1-53			
			R-5-16			

表 7-2 女川原子力発電所第2号機 隣接火災区画への火災伝播評価結果

火災区画	火災区画内の主な部屋名称	等価火災時間	隣接火災区画	耐火時間	火災伝播の可能性	備考
RN-B	LCW 移送ポンプ室 他	0.03h	R1-I	3h	無	
			R2-F			
			R3-E			
			R1-B	-	有	
			R1-C			
			R1-K			
			R2-A			
			R2-D			
			RN-A			
			RN-E			
			RN-I			
			R-12-4			

表 7-2 女川原子力発電所第 2 号機 隣接火災区画への火災伝播評価結果

火災区画	火災区画内の主な部屋名称	等価火災時間	隣接火災区画	耐火時間	火災伝播の可能性	備考
RN-C	CUW ポンプ(A)室 他	0.01h	R1-A	-	有	
			R1-I			
			R2-A			
			RN-J			
RN-D	1F ハッチ室 他	0.10h	R1-C	3h	無	
			R2-C			
			RN-F			
			RN-H			
			R-1-48			
			R-5-67			
			Y-1-5			
			R1-B	-	有	
			R2-A			
			R3-A			
			RN-A			
			RN-G			
			RN-K			
			R-4-13			
R-8-22						

表 7-2 女川原子力発電所第 2 号機 隣接火災区画への火災伝播評価結果

火災区画	火災区画内の主な部屋名称	等価火災時間	隣接火災区画	耐火時間	火災伝播の可能性	備考
RN-E	燃料交換機制御室 他	0.08h	R1-A	3h	無	
			R1-J			
			R-5-16			
			R-6-5			
			R-7-69			
			R-12-4			
			R1-D	-	有	
			R1-I			
			R1-K			
			R2-A			
			R2-B			
			R2-D			
			R2-F			
			R3-D			
			RN-A			
			RN-B			
			RN-J			
			RN-L			
			R-1-52			
RN-F	常用系ケーブル連絡トレンチ 他	0.18h	RN-D	3h	無	
			RN-H			
			R-1-51			
			R-4-13			
			Y-1-5			
			R1-B	-	有	
			R2-A			
			R2-C			
R3-A						

表 7-2 女川原子力発電所第 2 号機 隣接火災区画への火災伝播評価結果

火災区画	火災区画内の主な部屋名称	等価火災時間	隣接火災区画	耐火時間	火災伝播の可能性	備考
RN-G	VVVF ケーブルトレンチ 他	0.15h	R-1-48	3h	無	
			R1-B	-	有	
			RN-D			
			RN-I			
RN-H	RSW(B)連絡配管トレンチ 他	0.65h	RN-D	3h	無	
			RN-F			
			R-1-51			
			R-4-13			
			Y-1-5	-	有	
			R2-A			
RN-I	ドラム貯蔵エリア 他	0.14h	R1-C	3h	無	
			R2-A			
			R-1-48			
			R1-B	-	有	
			R1-K			
			RN-A			
			RN-B			
			RN-G			

表 7-2 女川原子力発電所第 2 号機 隣接火災区画への火災伝播評価結果

火災区画	火災区画内の主な部屋名称	等価火災時間	隣接火災区画	耐火時間	火災伝播の可能性	備考
RN-J	CUW 再生熱交換器室 他	0.03h	R1-D	3h	無	
			R-5-9			
			R1-A	-	有	
			R1-I			
			R1-K			
			R2-A			
			RN-C			
			RN-E			
			R-5-15			
RN-K	P. S	0.00h	R1-K	3h	無	
			R2-A			
			R-1-51			
			R1-A	-	有	
			RN-D			
			R-3-8			
R-4-13						
RN-L	MS トンネル L/C 室 他	0.02h	RN-A	3h	無	
			R1-D	-	有	
			R1-K			
			R2-A			
			R2-D			
			RN-E			

表 7-2 女川原子力発電所第 2 号機 隣接火災区画への火災伝播評価結果

火災区画	火災区画内の主な部屋名称	等価火災時間	隣接火災区画	耐火時間	火災伝播の可能性	備考
RN-M	ISI モックアップ室 他	0.49h	R1-J	3h	無	
			R2-F			
			R-9-63			
			R1-K	-	有	
			R2-B			
			R2-E			
RN-0						
RN-0	FPC 熱交換器(A)(B)室 他	0.02h	R1-J	3h	無	
			R2-F			
			RN-A			
			R1-D	-	有	
			R1-K			
			R2-E			
RN-M						
RN-P	CRD 補修室 他	0.03h	R1-J	3h	無	
			R1-I	-	有	
			R1-K			
R-1-48	R-05 階段室	0.01h	R2-A	3h	無	
			RN-D			
			RN-I			
			R1-B	-	有	
RN-A						
R-1-51	R-07 階段室	0.01h	R2-D	3h	無	
			RN-F			
			RN-H			
			RN-K			
			R-3-8			
			R-4-13			
			Y-1-5			
			R2-A	-	有	

表 7-2 女川原子力発電所第 2 号機 隣接火災区画への火災伝播評価結果

火災区画	火災区画内の主な部屋名称	等価火災時間	隣接火災区画	耐火時間	火災伝播の可能性	備考
R-1-52	R-08 階段室	0.00h	R2-A	3h	無	
			RN-0			
			R-3-8			
			R-3-26			
			R1-A	-	有	
			R1-K			
			R2-D			
			RN-E			
R-1-53	R-09 階段室	0.00h	R1-C	3h	無	
			R-3-31			
			R1-A	-	有	
			RN-A			
R-1-61	R-02 階段室	0.00h	R1-B	3h	無	
			R2-F			
			R-3-34			
			R-8-21			
			R1-K	-	有	
			R2-A			
			R3-A			
R-3-8	MUWC ポンプ室	0.49h	R-1-51	3h	無	
			R-1-52			
			R-4-14			
			R1-A	-	有	
			R2-A			
			RN-K			
			R-3-33			

表 7-2 女川原子力発電所第 2 号機 隣接火災区画への火災伝播評価結果

火災区画	火災区画内の主な部屋名称	等価火災時間	隣接火災区画	耐火時間	火災伝播の可能性	備考
R-3-26	MUWC サンプリングラック室	0.25h	R-1-52	3h	無	
			R1-A	—	有	
R-3-31	D. S	0.00h	R-1-53	3h	無	
			R1-A	—	有	
			R1-K			
R-3-32	連絡配管トレンチ	0.00h	R1-A	—	有	
R-3-33	連絡配管トレンチ	0.72h	R-3-8	—	有	
R-3-34	D. S	0.00h	R2-A	3h	無	
			R2-F			
			R-1-61			
			R1-K	—	有	
R-3-40	トーラス室前室	0.00h	R3-A	3h	無	
			R1-I			
			R1-B			
R-3-41	トーラス室前室	0.00h	R1-K	3h	無	
			R1-B			
			R1-I			
			R3-A			
R-4-13	ダーティ連絡配管トレンチ	0.00h	RN-F	3h	無	
			RN-H			
			R-1-51			
			Y-1-5			
			RN-D	—	有	
RN-K						
R-4-14	連絡配管トレンチ	0.00h	R-3-8	3h	無	
R-4-15	連絡配管トレンチ	0.00h	R1-A	3h	無	

表 7-2 女川原子力発電所第2号機 隣接火災区画への火災伝播評価結果

火災区画	火災区画内の主な部屋名称	等価火災時間	隣接火災区画	耐火時間	火災伝播の可能性	備考
R-5-9	サンプリングラック室	0.10h	R1-D	3h	無	
			R1-I			
			RN-J			
			R1-K	-	有	
			R-5-63			
R-5-15	原子炉水サンプリングラック室	0.34h	R1-A	3h	無	
			R1-D			
			R1-K	-	有	
			RN-J			
R-5-16	PASS ラック室	0.18h	RN-E	3h	無	
			R1-A			
			R1-C	-	有	
			R1-K			
			RN-A			
R-5-47	CRD スクラム排出容器(B)室	0.00h	R1-K	-	有	
			R3-A			
R-5-63	TIP 駆動装置室	0.14h	R1-D	-	有	
			R1-I			
			R1-K			
			R-5-9			
R-5-67	東側トレンチ	0.00h	R1-B	3h	無	
			R2-C			
			RN-D			
			Y1-B			
			Y2-B			

表 7-2 女川原子力発電所第 2 号機 隣接火災区画への火災伝播評価結果

火災区画	火災区画内の主な部屋名称	等価火災時間	隣接火災区画	耐火時間	火災伝播の可能性	備考
R-6-5	P. S	0.00h	RN-E	3h	無	
			R1-D	—	有	
			R1-K			
R-6-7	連絡配管トレンチ	0.00h	R1-K	—	有	
R-7-69	R-11 階段室	0.00h	R2-A	3h	無	
			R2-F			
			RN-E			
			R-11-7			
			R1-K	—	有	
R-8-21	D. S	0.00h	R1-K	3h	無	
			R-1-61			
			R1-B	—	有	
R-8-22	P. S	0.00h	R-9-42	3h	無	
			R3-A	—	有	
			RN-D			
R-8-23	D. S	0.00h	R2-A	—	有	
R-9-41	原子炉補機(A)室給気ケーシング	0.00h	R1-B	—	有	
R-9-42	原子炉補機(HPCS)室排気チャンバ室	0.00h	R-8-22	3h	無	
			R3-A	—	有	
R-9-43	原子炉補機(HPCS)室給気ケーシング	0.00h	R2-F	3h	無	
			R3-A	—	有	
R-9-46	原子炉補機(B)室給気ケーシング	0.00h	R2-A	—	有	

表 7-2 女川原子力発電所第 2 号機 隣接火災区画への火災伝播評価結果

火災区画	火災区画内の主な部屋名称	等価火災時間	隣接火災区画	耐火時間	火災伝播の可能性	備考
R-9-57	D/G(HPCS)室非常用排気チャンバ室	0.00h	R3-A	—	有	
R-9-58	D/G(B)室非常用排気チャンバ室	0.00h	R2-A	3h	無	
R-9-63	FCS 再結合装置(B)室	0.02h	R2-F	3h	無	
			RN-M			
			R1-K	—	有	
			R2-E			
R-10-4	E.V 機械室	0.04h	R2-A	—	有	
R-10-8	OG 配管連絡トレンチ	0.00h	R2-A	3h	無	
R-11-5	原子炉補機(A)室給気ルーバー室	0.00h	R2-F	3h	無	
			R1-B	—	有	
R-11-7	原子炉補機(B)室給気ルーバー室	0.00h	R-7-69	3h	無	
			R2-A	—	有	
R-12-4	ギャラリー室	0.01h	RN-E	3h	無	
			RN-B	—	有	

表 7-2 女川原子力発電所第 2 号機 隣接火災区画への火災伝播評価結果

火災区画	火災区画内の主な部屋名称	等価火災時間	隣接火災区画	耐火時間	火災伝播の可能性	備考
C1-A	空調機械(A)室 他	1.46h	C1-C	-	有	
			C1-D			
			C1-E			
			C1-F			
			C2-A			
			C2-C			
			CN-A			
			R1-C			
			RN-A			
C1-B	DC125V バッテリ(A)-1 室	1.33h	RN-A	3h	無	
			C2-A	-	有	
C1-C	中央制御室 他	4.12h	C-4-3	3h	有	
			R2-D			
			C1-A	-	有	
			C1-E			
			C1-F			
			C2-A			
			C3-A			
CN-A						
C1-D	RSS 盤室	1.68h	CN-A	3h	無	
			C1-A	-	有	
			C2-A			
			C2-C			
C1-E	C-01 階段室	0.01h	R1-C	3h	無	
			R2-D			
			RN-A			
			C1-A	-	有	
			C1-C			
			C2-A			
			CN-A			

表 7-2 女川原子力発電所第2号機 隣接火災区画への火災伝播評価結果

火災区画	火災区画内の主な部屋名称	等価火災時間	隣接火災区画	耐火時間	火災伝播の可能性	備考
C1-F	常用系ケーブル処理室	13.55h	C1-A	-	有	
			C1-C			
			C2-A			
			CN-A			
			R2-D			
C2-A	空調機械(B)室 他	0.98h	R1-C	3h	無	
			C1-A	-	有	
			C1-B			
			C1-C			
			C1-D			
			C1-E			
			C1-F			
			C2-C			
			CN-A			
			R2-D			
			RN-A			
C2-C	常用・共通 M/C・P/C室	1.22h	C1-A	-	有	
			C1-D			
			C2-A			
			CN-A			
			RN-A			
C3-A	区分Ⅲケーブル処理室	0.52h	C1-C	-	有	
			CN-A			
			R3-E			
C-3-33	クリーン通路	0.29h	CN-A	3h	無	
			R1-C			
			R2-D			
			R3-E			

表 7-2 女川原子力発電所第 2 号機 隣接火災区画への火災伝播評価結果

火災区画	火災区画内の主な部屋名称	等価火災時間	隣接火災区画	耐火時間	火災伝播の可能性	備考
C-4-3	排煙機械室	0.01h	C1-C	3h	無	
			CN-A			
C-4-7	クリーン通路	0.27h	R2-A	3h	無	
			R2-D			
			CN-A	—	有	
CN-A	通路 他	0.49h	C1-D	3h	無	
			C-3-33			
			C-4-3			
			R1-C			
			R3-E			
			RN-A			
			C1-A	—	有	
			C1-C			
			C1-E			
			C1-F			
			C2-A			
			C2-C			
			C3-A			
			C-4-7			
R2-D						

表 7-2 女川原子力発電所第 2 号機 隣接火災区画への火災伝播評価結果

火災区画	火災区画内の主な部屋名称	等価火災時間	隣接火災区画	耐火時間	火災伝播の可能性	備考
Y1-A	RSW ポンプ(A)(C)室	1.17h	Y3-A	3h	無	
			YN-A	—	有	
Y1-B	軽油タンク室(A) 他	58.70h	R1-B	3h	無	3時間以上の耐火能力を有する耐火壁で分離するため、火災伝播の可能性はないと評価
			Y2-B			
			Y3-B			
			R-5-67			
Y2-B	軽油タンク室(B) 他	56.35h	Y1-B	3h	無	3時間以上の耐火能力を有する耐火壁で分離するため、火災伝播の可能性はないと評価
			R-5-67			
Y3-A	HPSW ポンプ室	3.88h	Y1-A	3h	無	3時間以上の耐火能力を有する耐火壁で分離するため、火災伝播の可能性はないと評価
			R2-A	—	有	
			YN-A			
Y3-B	軽油タンク室(H) 他	71.15h	Y1-B	3h	無	3時間以上の耐火能力を有する耐火壁で分離するため、火災伝播の可能性はないと評価
YN-A	循環水ポンプ(A)室 他	0.43h	R2-A	—	有	
			Y1-A			
			Y3-A			
Y-1-5	常用系ケーブル連絡トレンチ	0.55h	RN-D	3h	無	
			RN-F			
			RN-H			
			R1-51			
			R-4-13			
			R2-A	—	有	
Y-7-7	復水貯蔵タンク/連絡トレンチ/バルブ室	0.01h	R1-B	3h	無	

表 7-3 女川原子力発電所第 2 号機 成功パス確認一覧表

火災 区画 番号	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全 施設	非常用 交流 電源系	直流 電源系	事故時 監視 計器	残留熱 除去系	最終ヒート シンクへ熱 を輸送する 系統	補助 設備	評価結果		
										高温 停止	低温 停止	確認事項
R1-A	○	○	○ *1	○	○	○	○	○	○	○	○	高温停止の安全停止パスが以下にあることを確認した。 1) 原子炉停止系：スクラム 2) 原子炉過圧防止：SRV 3) 炉心冷却：HPCS, ADS (B) と LPCI (B) or (C) の組合せ*1 4) 非常用交流電源：DG (B) (HPCS) 5) 直流電源系：直流電源 (Ⅱ) (Ⅲ) 6) 補機冷却系, 補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能 低温停止の安全停止パスが以下にあることを確認した。 1) 原子炉減圧：ADS (B) 2) 崩壊熱除去：RHR (B) 3) 非常用交流電源：DG (B) 4) 直流電源系：直流電源 (Ⅱ) 5) 補機冷却系, 補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能
R1-B	○	○	○ *1	○	○	○	○	○	○	○	○	高温停止の安全停止パスが以下にあることを確認した。 1) 原子炉停止系：スクラム 2) 原子炉過圧防止：SRV 3) 炉心冷却：HPCS, ADS (B) と LPCI (B) or (C) の組合せ*1 4) 非常用交流電源：DG (B) (HPCS) 5) 直流電源系：直流電源 (Ⅱ) (Ⅲ) 6) 補機冷却系, 補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能 低温停止の安全停止パスが以下にあることを確認した。 1) 原子炉減圧：ADS (B) 2) 崩壊熱除去：RHR (B) 3) 非常用交流電源：DG (B) 4) 直流電源系：直流電源 (Ⅱ) 5) 補機冷却系, 補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能

表 7-3 女川原子力発電所第 2 号機 成功パス確認一覧表

火災 区画 番号	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全 施設	非常用 交流 電源系	直流 電源系	事故時 監視 計器	残留熱 除去系	最終ヒート シンクへ熱 を輸送する 系統	補助 設備	評価結果		
										高温 停止	低温 停止	確認事項
R1-C	○	○	○ *1	○	○	○	○	○	○	○	○	高温停止の安全停止パスが以下にあることを確認した。 1) 原子炉停止系：スクラム 2) 原子炉過圧防止：SRV 3) 炉心冷却：HPCS, ADS (B) と LPCI (B) or (C) の組合せ*1 4) 非常用交流電源：DG (B) (HPCS) 5) 直流電源系：直流電源 (Ⅱ) (Ⅲ) 6) 補機冷却系, 補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能 低温停止の安全停止パスが以下にあることを確認した。 1) 原子炉減圧：ADS (B) 2) 崩壊熱除去：RHR (B) 3) 非常用交流電源：DG (B) 4) 直流電源系：直流電源 (Ⅱ) 5) 補機冷却系, 補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能
R1-D	○	○	○ *1	○	○	○	○	○	○	○	○	高温停止の安全停止パスが以下にあることを確認した。 1) 原子炉停止系：スクラム 2) 原子炉過圧防止：SRV 3) 炉心冷却：HPCS, ADS (B) と LPCI (B) or (C) の組合せ*1 4) 非常用交流電源：DG (B) (HPCS) 5) 直流電源系：直流電源 (Ⅱ) (Ⅲ) 6) 補機冷却系, 補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能 低温停止の安全停止パスが以下にあることを確認した。 1) 原子炉減圧：ADS (B) 2) 崩壊熱除去：RHR (B) 3) 非常用交流電源：DG (B) 4) 直流電源系：直流電源 (Ⅱ) 5) 補機冷却系, 補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能

表 7-3 女川原子力発電所第 2 号機 成功パス確認一覧表

火災 区画 番号	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全 施設	非常用 交流 電源系	直流 電源系	事故時 監視 計器	残留熱 除去系	最終ヒート シンクへ熱 を輸送する 系統	補助 設備	評価結果		
										高温 停止	低温 停止	確認事項
R1-H	○	○	○ *1	○	○	○	○	○	○	○	○	高温停止の安全停止パスが以下にあることを確認した。 1) 原子炉停止系：スクラム 2) 原子炉過圧防止：SRV 3) 炉心冷却：RCIC, HPCS, ADS(A)とLPCI(A)orLPCSの組合せ, ADS(B)とLPCI(B)or(C)の組合せ*1 4) 非常用交流電源：DG(A)(B)(HPCS) 5) 直流電源系：直流電源(Ⅰ)(Ⅱ)(Ⅲ) 6) 補機冷却系, 補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及 び補助設備を確保可能 低温停止の安全停止パスが以下にあることを確認した。 1) 原子炉減圧：ADS(A)(B) 2) 崩壊熱除去：RHR(A)(B) 3) 非常用交流電源：DG(A)(B) 4) 直流電源系：直流電源(Ⅰ)(Ⅱ) 5) 補機冷却系, 補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及 び補助設備を確保可能
R1-I	○	○	○ *1	○	○	○	○	○	○	○	○	高温停止の安全停止パスが以下にあることを確認した。 1) 原子炉停止系：スクラム 2) 原子炉過圧防止：SRV 3) 炉心冷却：HPCS, ADS(B)とLPCI(B)or(C)の組合せ*1 4) 非常用交流電源：DG(B)(HPCS) 5) 直流電源系：直流電源(Ⅱ)(Ⅲ) 6) 補機冷却系, 補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及 び補助設備を確保可能 低温停止の安全停止パスが以下にあることを確認した。 1) 原子炉減圧：ADS(B) 2) 崩壊熱除去：RHR(B) 3) 非常用交流電源：DG(B) 4) 直流電源系：直流電源(Ⅱ) 5) 補機冷却系, 補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及 び補助設備を確保可能

表 7-3 女川原子力発電所第 2 号機 成功パス確認一覧表

火災 区画 番号	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全 施設	非常用 交流 電源系	直流 電源系	事故時 監視 計器	残留熱 除去系	最終ヒート シンクへ熱 を輸送する 系統	補助 設備	評価結果		
										高温 停止	低温 停止	確認事項
R1-J	○	○	○ *1	○	○	○	○	○	○	○	○	高温停止の安全停止パスが以下のようにあることを確認した。 1) 原子炉停止系：スクラム 2) 原子炉過圧防止：SRV 3) 炉心冷却：HPCS, ADS (B) と LPCI (B) or (C) の組合せ*1 4) 非常用交流電源：DG (B) (HPCS) 5) 直流電源系：直流電源 (Ⅱ) (Ⅲ) 6) 補機冷却系, 補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及 び補助設備を確保可能 低温停止の安全停止パスが以下のようにあることを確認した。 1) 原子炉減圧：ADS (B) 2) 崩壊熱除去：RHR (B) 3) 非常用交流電源：DG (B) 4) 直流電源系：直流電源 (Ⅱ) 5) 補機冷却系, 補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及 び補助設備を確保可能
R1-K	○	○	○ *1	○	○	○	○	○	○	○	○	高温停止の安全停止パスが以下のようにあることを確認した。 1) 原子炉停止系：スクラム 2) 原子炉過圧防止：SRV 3) 炉心冷却：HPCS, ADS (B) と LPCI (B) or (C) の組合せ*1 4) 非常用交流電源：DG (B) (HPCS) 5) 直流電源系：直流電源 (Ⅱ) (Ⅲ) 6) 補機冷却系, 補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及 び補助設備を確保可能 低温停止の安全停止パスが以下のようにあることを確認した。 1) 原子炉減圧：ADS (B) 2) 崩壊熱除去：RHR (B) 3) 非常用交流電源：DG (B) 4) 直流電源系：直流電源 (Ⅱ) 5) 補機冷却系, 補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及 び補助設備を確保可能

表 7-3 女川原子力発電所第 2 号機 成功パス確認一覧表

火災 区画 番号	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全 施設	非常用 交流 電源系	直流 電源系	事故時 監視 計器	残留熱 除去系	最終ヒート シンクへ熱 を輸送する 系統	補助 設備	評価結果		
										高温 停止	低温 停止	確認事項
R2-A	○	○	○ *1	○	○	○	○	○	○	○	○	高温停止の安全停止パスが以下にあることを確認した。 1) 原子炉停止系：スクラム 2) 原子炉過圧防止：SRV 3) 炉心冷却：HPCS, ADS(A)とLPCI(A) or LPCSの組合せ*1 4) 非常用交流電源：DG(A) (HPCS) 5) 直流電源系：直流電源(Ⅰ)(Ⅲ) 6) 補機冷却系, 補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能 低温停止の安全停止パスが以下にあることを確認した。 1) 原子炉減圧：ADS(A) 2) 崩壊熱除去：RHR(A) 3) 非常用交流電源：DG(A) 4) 直流電源系：直流電源(Ⅰ) 5) 補機冷却系, 補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能
R2-B	○	○	○ *1	○	○	○	○	○	○	○	○	高温停止の安全停止パスが以下にあることを確認した。 1) 原子炉停止系：スクラム 2) 原子炉過圧防止：SRV 3) 炉心冷却：HPCS, ADS(A)とLPCI(A) or LPCSの組合せ*1 4) 非常用交流電源：DG(A) (HPCS) 5) 直流電源系：直流電源(Ⅰ)(Ⅲ) 6) 補機冷却系, 補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能 低温停止の安全停止パスが以下にあることを確認した。 1) 原子炉減圧：ADS(A) 2) 崩壊熱除去：RHR(A) 3) 非常用交流電源：DG(A) 4) 直流電源系：直流電源(Ⅰ) 5) 補機冷却系, 補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能

表 7-3 女川原子力発電所第 2 号機 成功パス確認一覧表

火災 区画 番号	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全 施設	非常用 交流 電源系	直流 電源系	事故時 監視 計器	残留熱 除去系	最終ヒート シンクへ熱 を輸送する 系統	補助 設備	評価結果		
										高温 停止	低温 停止	確認事項
R2-C	○	○	○ *1	○	○	○	○	○	○	○	○	高温停止の安全停止パスが以下のようにあることを確認した。 1) 原子炉停止系：スクラム 2) 原子炉過圧防止：SRV 3) 炉心冷却：RCIC, ADS(A)とLPCI(A) or LPCSの組合せ*1 4) 非常用交流電源：DG(A) 5) 直流電源系：直流電源(I) 6) 補機冷却系, 補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能 低温停止の安全停止パスが以下のようにあることを確認した。 1) 原子炉減圧：ADS(A) 2) 崩壊熱除去：RHR(A) 3) 非常用交流電源：DG(A) 4) 直流電源系：直流電源(I) 5) 補機冷却系, 補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能
R2-D	○	○	○ *1	○	○	○	○	○	○	○	○	高温停止の安全停止パスが以下のようにあることを確認した。 1) 原子炉停止系：スクラム 2) 原子炉過圧防止：SRV 3) 炉心冷却：HPCS, ADS(A)とLPCI(A) or LPCSの組合せ*1 4) 非常用交流電源：DG(A) (HPCS) 5) 直流電源系：直流電源(I) (III) 6) 補機冷却系, 補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能 低温停止の安全停止パスが以下のようにあることを確認した。 1) 原子炉減圧：ADS(A) 2) 崩壊熱除去：RHR(A) 3) 非常用交流電源：DG(A) 4) 直流電源系：直流電源(I) 5) 補機冷却系, 補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能

表 7-3 女川原子力発電所第 2 号機 成功パス確認一覧表

火災 区画 番号	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全 施設	非常用 交流 電源系	直流 電源系	事故時 監視 計器	残留熱 除去系	最終ヒート シンクへ熱 を輸送する 系統	補助 設備	評価結果		
										高温 停止	低温 停止	確認事項
R2-E	○	○	○ *1	○	○	○	○	○	○	○	○	高温停止の安全停止パスが以下のようにあることを確認した。 1) 原子炉停止系：スクラム 2) 原子炉過圧防止：SRV 3) 炉心冷却：RCIC, ADS(A)とLPCI(A) or LPCSの組合せ*1 4) 非常用交流電源：DG(A) 5) 直流電源系：直流電源(I) 6) 補機冷却系, 補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能 低温停止の安全停止パスが以下のようにあることを確認した。 1) 原子炉減圧：ADS(A) 2) 崩壊熱除去：RHR(A) 3) 非常用交流電源：DG(A) 4) 直流電源系：直流電源(I) 5) 補機冷却系, 補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能
R2-F	○	○	○ *1	○	○	○	○	○	○	○	○	高温停止の安全停止パスが以下のようにあることを確認した。 1) 原子炉停止系：スクラム 2) 原子炉過圧防止：SRV 3) 炉心冷却：RCIC, ADS(A)とLPCI(A) or LPCSの組合せ*1 4) 非常用交流電源：DG(A) 5) 直流電源系：直流電源(I) 6) 補機冷却系, 補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能 低温停止の安全停止パスが以下のようにあることを確認した。 1) 原子炉減圧：ADS(A) 2) 崩壊熱除去：RHR(A) 3) 非常用交流電源：DG(A) 4) 直流電源系：直流電源(I) 5) 補機冷却系, 補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能

表 7-3 女川原子力発電所第 2 号機 成功パス確認一覧表

火災 区画 番号	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全 施設	非常用 交流 電源系	直流 電源系	事故時 監視 計器	残留熱 除去系	最終ヒート シンクへ熱 を輸送する 系統	補助 設備	評価結果		
										高温 停止	低温 停止	確認事項
R3-A	○	○	○ *1	○	○	○	○	○	○	○	○	高温停止の安全停止パスが以下のようにあることを確認した。 1) 原子炉停止系：スクラム 2) 原子炉過圧防止：SRV 3) 炉心冷却：RCIC, ADS(A)とLPCI(A) or LPCSの組合せ*1 4) 非常用交流電源：DG(A) 5) 直流電源系：直流電源(I) 6) 補機冷却系, 補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能 低温停止の安全停止パスが以下のようにあることを確認した。 1) 原子炉減圧：ADS(A) 2) 崩壊熱除去：RHR(A) 3) 非常用交流電源：DG(A) 4) 直流電源系：直流電源(I) 5) 補機冷却系, 補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能
R3-D	○	○	○ *1	○	○	○	○	○	○	○	○	高温停止の安全停止パスが以下のようにあることを確認した。 1) 原子炉停止系：スクラム 2) 原子炉過圧防止：SRV 3) 炉心冷却：RCIC, ADS(A)とLPCI(A) or LPCSの組合せ*1 4) 非常用交流電源：DG(A) 5) 直流電源系：直流電源(I) 6) 補機冷却系, 補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能 低温停止の安全停止パスが以下のようにあることを確認した。 1) 原子炉減圧：ADS(A) 2) 崩壊熱除去：RHR(A) 3) 非常用交流電源：DG(A) 4) 直流電源系：直流電源(I) 5) 補機冷却系, 補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能

表 7-3 女川原子力発電所第 2 号機 成功パス確認一覧表

火災 区画 番号	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全 施設	非常用 交流 電源系	直流 電源系	事故時 監視 計器	残留熱 除去系	最終ヒート シンクへ熱 を輸送する 系統	補助 設備	評価結果		
										高温 停止	低温 停止	確認事項
R3-E	○	○	○ *1	○	○	○	○	○	○	○	○	高温停止の安全停止パスが以下のようにあることを確認した。 1) 原子炉停止系：スクラム 2) 原子炉過圧防止：SRV 3) 炉心冷却：RCIC, ADS(A)とLPCI(A) or LPCSの組合せ*1 4) 非常用交流電源：DG(A) 5) 直流電源系：直流電源(I) 6) 補機冷却系, 補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能 低温停止の安全停止パスが以下のようにあることを確認した。 1) 原子炉減圧：ADS(A) 2) 崩壊熱除去：RHR(A) 3) 非常用交流電源：DG(A) 4) 直流電源系：直流電源(I) 5) 補機冷却系, 補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能
RN-A	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	原子炉の安全停止に必要な機器等を設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスクリーンアウト
RN-B	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	原子炉の安全停止に必要な機器等を設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスクリーンアウト
RN-C	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	原子炉の安全停止に必要な機器等を設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスクリーンアウト
RN-D	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	原子炉の安全停止に必要な機器等を設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスクリーンアウト
RN-E	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	原子炉の安全停止に必要な機器等を設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスクリーンアウト

表 7-3 女川原子力発電所第 2 号機 成功パス確認一覧表

火災 区画 番号	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全 施設	非常用 交流 電源系	直流 電源系	事故時 監視 計器	残留熱 除去系	最終ヒート シンクへ熱 を輸送する 系統	補助 設備	評価結果		
										高温 停止	低温 停止	確認事項
RN-F	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	原子炉の安全停止に必要な機器等を設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスクリーンアウト
RN-G	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	原子炉の安全停止に必要な機器等を設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスクリーンアウト
RN-H	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	原子炉の安全停止に必要な機器等を設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスクリーンアウト
RN-I	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	原子炉の安全停止に必要な機器等を設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスクリーンアウト
RN-J	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	原子炉の安全停止に必要な機器等を設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスクリーンアウト
RN-K	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	原子炉の安全停止に必要な機器等を設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスクリーンアウト
RN-L	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	原子炉の安全停止に必要な機器等を設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスクリーンアウト
RN-M	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	原子炉の安全停止に必要な機器等を設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスクリーンアウト
RN-O	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	原子炉の安全停止に必要な機器等を設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスクリーンアウト
RN-P	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	原子炉の安全停止に必要な機器等を設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスクリーンアウト

表 7-3 女川原子力発電所第 2 号機 成功パス確認一覧表

火災 区画 番号	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全 施設	非常用 交流 電源系	直流 電源系	事故時 監視 計器	残留熱 除去系	最終ヒート シンクへ熱 を輸送する 系統	補助 設備	評価結果		
										高温 停止	低温 停止	確認事項
RN-Q	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	原子炉の安全停止に必要な機器等を設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスクリーンアウト
RN-R	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	原子炉の安全停止に必要な機器等を設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスクリーンアウト
R-1-48	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	原子炉の安全停止に必要な機器等を設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスクリーンアウト
R-1-51	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	原子炉の安全停止に必要な機器等を設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスクリーンアウト
R-1-52	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	原子炉の安全停止に必要な機器等を設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスクリーンアウト
R-1-53	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	原子炉の安全停止に必要な機器等を設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスクリーンアウト
R-1-61	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	原子炉の安全停止に必要な機器等を設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスクリーンアウト
R-3-8	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	原子炉の安全停止に必要な機器等を設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスクリーンアウト
R-3-26	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	原子炉の安全停止に必要な機器等を設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスクリーンアウト
R-3-31	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	原子炉の安全停止に必要な機器等を設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスクリーンアウト

表 7-3 女川原子力発電所第 2 号機 成功パス確認一覧表

火災 区画 番号	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全 施設	非常用 交流 電源系	直流 電源系	事故時 監視 計器	残留熱 除去系	最終ヒート シンクへ熱 を輸送する 系統	補助 設備	評価結果		
										高温 停止	低温 停止	確認事項
R-3-32	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	原子炉の安全停止に必要な機器等を設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスクリーンアウト
R-3-33	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	原子炉の安全停止に必要な機器等を設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスクリーンアウト
R-3-34	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	原子炉の安全停止に必要な機器等を設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスクリーンアウト
R-3-40	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	原子炉の安全停止に必要な機器等を設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスクリーンアウト
R-3-41	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	原子炉の安全停止に必要な機器等を設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスクリーンアウト
R-4-13	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	原子炉の安全停止に必要な機器等を設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスクリーンアウト
R-4-14	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	原子炉の安全停止に必要な機器等を設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスクリーンアウト
R-4-15	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	原子炉の安全停止に必要な機器等を設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスクリーンアウト
R-5-9	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	原子炉の安全停止に必要な機器等を設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスクリーンアウト
R-5-15	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	原子炉の安全停止に必要な機器等を設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスクリーンアウト

表 7-3 女川原子力発電所第 2 号機 成功パス確認一覧表

火災 区画 番号	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全 施設	非常用 交流 電源系	直流 電源系	事故時 監視 計器	残留熱 除去系	最終ヒート シンクへ熱 を輸送する 系統	補助 設備	評価結果		
										高温 停止	低温 停止	確認事項
R-5-16	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	原子炉の安全停止に必要な機器等を設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスクリーンアウト
R-5-47	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	原子炉の安全停止に必要な機器等を設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスクリーンアウト
R-5-63	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	原子炉の安全停止に必要な機器等を設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスクリーンアウト
R-5-67	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	原子炉の安全停止に必要な機器等を設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスクリーンアウト
R-6-5	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	原子炉の安全停止に必要な機器等を設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスクリーンアウト
R-6-7	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	原子炉の安全停止に必要な機器等を設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスクリーンアウト
R-7-69	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	原子炉の安全停止に必要な機器等を設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスクリーンアウト
R-8-21	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	原子炉の安全停止に必要な機器等を設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスクリーンアウト
R-8-22	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	原子炉の安全停止に必要な機器等を設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスクリーンアウト
R-8-23	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	原子炉の安全停止に必要な機器等を設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスクリーンアウト

表 7-3 女川原子力発電所第 2 号機 成功パス確認一覧表

火災 区画 番号	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全 施設	非常用 交流 電源系	直流 電源系	事故時 監視 計器	残留熱 除去系	最終ヒート シンクへ熱 を輸送する 系統	補助 設備	評価結果		
										高温 停止	低温 停止	確認事項
R-9-41	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	原子炉の安全停止に必要な機器等を設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスクリーンアウト
R-9-42	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	原子炉の安全停止に必要な機器等を設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスクリーンアウト
R-9-43	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	原子炉の安全停止に必要な機器等を設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスクリーンアウト
R-9-46	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	原子炉の安全停止に必要な機器等を設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスクリーンアウト
R-9-57	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	原子炉の安全停止に必要な機器等を設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスクリーンアウト
R-9-58	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	原子炉の安全停止に必要な機器等を設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスクリーンアウト
R-9-63	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	原子炉の安全停止に必要な機器等を設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスクリーンアウト
R-10-4	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	原子炉の安全停止に必要な機器等を設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスクリーンアウト
R-10-8	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	原子炉の安全停止に必要な機器等を設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスクリーンアウト
R-11-5	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	原子炉の安全停止に必要な機器等を設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスクリーンアウト

表 7-3 女川原子力発電所第 2 号機 成功パス確認一覧表

火災 区画 番号	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全 施設	非常用 交流 電源系	直流 電源系	事故時 監視 計器	残留熱 除去系	最終ヒート シンクへ熱 を輸送する 系統	補助 設備	評価結果		
										高温 停止	低温 停止	確認事項
R-11-7	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	原子炉の安全停止に必要な機器等を設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスクリーンアウト
R-12-4	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	原子炉の安全停止に必要な機器等を設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスクリーンアウト

表 7-3 女川原子力発電所第 2 号機 成功パス確認一覧表

火災 区画 番号	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全 施設	非常用 交流 電源系	直流 電源系	事故時 監視 計器	残留熱 除去系	最終ヒート シンクへ熱 を輸送する 系統	補助 設備	評価結果		
										高温 停止	低温 停止	確認事項
C1-A	○	○	○ *1	○	○	○	○	○	○	○	○	高温停止の安全停止パスが以下にあることを確認した。 1) 原子炉停止系：スクラム 2) 原子炉過圧防止：SRV 3) 炉心冷却：HPCS, ADS (B) と LPCI (B) or (C) の組合せ*1 4) 非常用交流電源：DG (B) (HPCS) 5) 直流電源系：直流電源 (Ⅱ) (Ⅲ) 6) 補機冷却系, 補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能 低温停止の安全停止パスが以下にあることを確認した。 1) 原子炉減圧：ADS (B) 2) 崩壊熱除去：RHR (B) 3) 非常用交流電源：DG (B) 4) 直流電源系：直流電源 (Ⅱ) 5) 補機冷却系, 補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能
C1-B	○	○	○ *1	○	○	○	○	○	○	○	○	高温停止の安全停止パスが以下にあることを確認した。 1) 原子炉停止系：スクラム 2) 原子炉過圧防止：SRV 3) 炉心冷却：HPCS, ADS (B) と LPCI (B) or (C) の組合せ*1 4) 非常用交流電源：DG (B) (HPCS) 5) 直流電源系：直流電源 (Ⅱ) (Ⅲ) 6) 補機冷却系, 補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能 低温停止の安全停止パスが以下にあることを確認した。 1) 原子炉減圧：ADS (B) 2) 崩壊熱除去：RHR (B) 3) 非常用交流電源：DG (B) 4) 直流電源系：直流電源 (Ⅱ) 5) 補機冷却系, 補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能

表 7-3 女川原子力発電所第 2 号機 成功パス確認一覧表

火災 区画 番号	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全 施設	非常用 交流 電源系	直流 電源系	事故時 監視 計器	残留熱 除去系	最終ヒート シンクへ熱 を輸送する 系統	補助 設備	評価結果		
										高温 停止	低温 停止	確認事項
C1-C	○	○	○ *1	○	○	○	○	○	○	○	○	高温停止の安全停止パスが以下にあることを確認した。 1) 原子炉停止系：スクラム 2) 原子炉過圧防止：SRV 3) 炉心冷却：HPCS, ADS (B) と LPCI (B) or (C) の組合せ*1 4) 非常用交流電源：DG (B) (HPCS) 5) 直流電源系：直流電源 (Ⅱ) (Ⅲ) 6) 補機冷却系, 補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能 低温停止の安全停止パスが以下にあることを確認した。 1) 原子炉減圧：ADS (B) 2) 崩壊熱除去：RHR (B) 3) 非常用交流電源：DG (B) 4) 直流電源系：直流電源 (Ⅱ) 5) 補機冷却系, 補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能
C1-D	○	○	○ *1	○	○	○	○	○	○	○	○	高温停止の安全停止パスが以下にあることを確認した。 1) 原子炉停止系：スクラム 2) 原子炉過圧防止：SRV 3) 炉心冷却：HPCS, ADS (B) と LPCI (B) or (C) の組合せ*1 4) 非常用交流電源：DG (B) (HPCS) 5) 直流電源系：直流電源 (Ⅱ) (Ⅲ) 6) 補機冷却系, 補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能 低温停止の安全停止パスが以下にあることを確認した。 1) 原子炉減圧：ADS (B) 2) 崩壊熱除去：RHR (B) 3) 非常用交流電源：DG (B) 4) 直流電源系：直流電源 (Ⅱ) 5) 補機冷却系, 補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能

表 7-3 女川原子力発電所第 2 号機 成功パス確認一覧表

火災 区画 番号	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全 施設	非常用 交流 電源系	直流 電源系	事故時 監視 計器	残留熱 除去系	最終ヒート シンクへ熱 を輸送する 系統	補助 設備	評価結果		
										高温 停止	低温 停止	確認事項
C1-E	○	○	○ *1	○	○	○	○	○	○	○	○	高温停止の安全停止パスが以下のようにあることを確認した。 1) 原子炉停止系：スクラム 2) 原子炉過圧防止：SRV 3) 炉心冷却：HPCS, ADS (B) と LPCI (B) or (C) の組合せ*1 4) 非常用交流電源：DG (B) (HPCS) 5) 直流電源系：直流電源 (Ⅱ) (Ⅲ) 6) 補機冷却系, 補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能 低温停止の安全停止パスが以下のようにあることを確認した。 1) 原子炉減圧：ADS (B) 2) 崩壊熱除去：RHR (B) 3) 非常用交流電源：DG (B) 4) 直流電源系：直流電源 (Ⅱ) 5) 補機冷却系, 補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能
C1-F	○	○	○ *1	○	○	○	○	○	○	○	○	高温停止の安全停止パスが以下のようにあることを確認した。 1) 原子炉停止系：スクラム 2) 原子炉過圧防止：SRV 3) 炉心冷却：HPCS, ADS (B) と LPCI (B) or (C) の組合せ*1 4) 非常用交流電源：DG (B) (HPCS) 5) 直流電源系：直流電源 (Ⅱ) (Ⅲ) 6) 補機冷却系, 補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能 低温停止の安全停止パスが以下のようにあることを確認した。 1) 原子炉減圧：ADS (B) 2) 崩壊熱除去：RHR (B) 3) 非常用交流電源：DG (B) 4) 直流電源系：直流電源 (Ⅱ) 5) 補機冷却系, 補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能

表 7-3 女川原子力発電所第 2 号機 成功パス確認一覧表

火災 区画 番号	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全 施設	非常用 交流 電源系	直流 電源系	事故時 監視 計器	残留熱 除去系	最終ヒート シンクへ熱 を輸送する 系統	補助 設備	評価結果		
										高温 停止	低温 停止	確認事項
C2-A	○	○	○ *1	○	○	○	○	○	○	○	○	高温停止の安全停止パスが以下にあることを確認した。 1) 原子炉停止系：スクラム 2) 原子炉過圧防止：SRV 3) 炉心冷却：HPCS, ADS(A)とLPCI(A) or LPCSの組合せ*1 4) 非常用交流電源：DG(A) (HPCS) 5) 直流電源系：直流電源(Ⅰ)(Ⅲ) 6) 補機冷却系, 補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能 低温停止の安全停止パスが以下にあることを確認した。 1) 原子炉減圧：ADS(A) 2) 崩壊熱除去：RHR(A) 3) 非常用交流電源：DG(A) 4) 直流電源系：直流電源(Ⅰ) 5) 補機冷却系, 補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能
C2-C	○	○	○ *1	○	○	○	○	○	○	○	○	高温停止の安全停止パスが以下にあることを確認した。 1) 原子炉停止系：スクラム 2) 原子炉過圧防止：SRV 3) 炉心冷却：RCIC, ADS(A)とLPCI(A) or LPCSの組合せ*1 4) 非常用交流電源：DG(A) 5) 直流電源系：直流電源(Ⅰ) 6) 補機冷却系, 補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能 低温停止の安全停止パスが以下にあることを確認した。 1) 原子炉減圧：ADS(A) 2) 崩壊熱除去：RHR(A) 3) 非常用交流電源：DG(A) 4) 直流電源系：直流電源(Ⅰ) 5) 補機冷却系, 補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能

表 7-3 女川原子力発電所第 2 号機 成功パス確認一覧表

火災 区画 番号	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全 施設	非常用 交流 電源系	直流 電源系	事故時 監視 計器	残留熱 除去系	最終ヒート シンクへ熱 を輸送する 系統	補助 設備	評価結果		
										高温 停止	低温 停止	確認事項
C3-A	○	○	○ *1	○	○	○	○	○	○	○	○	高温停止の安全停止パスが以下のようにあることを確認した。 1) 原子炉停止系：スクラム 2) 原子炉過圧防止：SRV 3) 炉心冷却：RCIC, ADS(A)とLPCI(A) or LPCSの組合せ*1 4) 非常用交流電源：DG(A) 5) 直流電源系：直流電源(I) 6) 補機冷却系, 補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能 低温停止の安全停止パスが以下のようにあることを確認した。 1) 原子炉減圧：ADS(A) 2) 崩壊熱除去：RHR(A) 3) 非常用交流電源：DG(A) 4) 直流電源系：直流電源(I) 5) 補機冷却系, 補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能
CN-A	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	原子炉の安全停止に必要な機器等を設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスクリーンアウト
C-3-33	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	原子炉の安全停止に必要な機器等を設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスクリーンアウト
C-4-3	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	原子炉の安全停止に必要な機器等を設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスクリーンアウト
C-4-7	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	原子炉の安全停止に必要な機器等を設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスクリーンアウト

表 7-3 女川原子力発電所第 2 号機 成功パス確認一覧表

火災 区画 番号	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全 施設	非常用 交流 電源系	直流 電源系	事故時 監視 計器	残留熱 除去系	最終ヒート シンクへ熱 を輸送する 系統	補助 設備	評価結果		
										高温 停止	低温 停止	確認事項
Y1-A	○	○	○ *1	○	○	○	○	○	○	○	○	高温停止の安全停止パスが以下のようにあることを確認した。 1) 原子炉停止系：スクラム 2) 原子炉過圧防止：SRV 3) 炉心冷却：HPCS, ADS(B)とLPCI(B) or (C)の組合せ*1 4) 非常用交流電源：DG(B)(HPCS) 5) 直流電源系：直流電源(Ⅱ)(Ⅲ) 6) 補機冷却系, 補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能 低温停止の安全停止パスが以下のようにあることを確認した。 1) 原子炉減圧：ADS(B) 2) 崩壊熱除去：RHR(B) 3) 非常用交流電源：DG(B) 4) 直流電源系：直流電源(Ⅱ) 5) 補機冷却系, 補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能

表 7-3 女川原子力発電所第 2 号機 成功パス確認一覧表

火災 区画 番号	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全 施設	非常用 交流 電源系	直流 電源系	事故時 監視 計器	残留熱 除去系	最終ヒート シンクへ熱 を輸送する 系統	補助 設備	評価結果		
										高温 停止	低温 停止	確認事項
Y1-B	○	○	○ *1	○	○	○	○	○	○	○	○	高温停止の安全停止パスが以下のようにあることを確認した。 1) 原子炉停止系：スクラム 2) 原子炉過圧防止：SRV 3) 炉心冷却：RCIC, ADS (B) と LPCI (B) or (C) の組合せ*1 4) 非常用交流電源：DG (B) 5) 直流電源系：直流電源 (Ⅱ) 6) 補機冷却系, 補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能 低温停止の安全停止パスが以下のようにあることを確認した。 1) 原子炉減圧：ADS (B) 2) 崩壊熱除去：RHR (B) 3) 非常用交流電源：DG (B) 4) 直流電源系：直流電源 (Ⅱ) 5) 補機冷却系, 補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能
Y2-B	○	○	○ *1	○	○	○	○	○	○	○	○	高温停止の安全停止パスが以下のようにあることを確認した。 1) 原子炉停止系：スクラム 2) 原子炉過圧防止：SRV 3) 炉心冷却：RCIC, ADS (A) と LPCI (A) or LPCS の組合せ*1 4) 非常用交流電源：DG (A) 5) 直流電源系：直流電源 (Ⅰ) 6) 補機冷却系, 補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能 低温停止の安全停止パスが以下のようにあることを確認した。 1) 原子炉減圧：ADS (A) 2) 崩壊熱除去：RHR (A) 3) 非常用交流電源：DG (A) 4) 直流電源系：直流電源 (Ⅰ) 5) 補機冷却系, 補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能

表 7-3 女川原子力発電所第 2 号機 成功パス確認一覧表

火災 区画 番号	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全 施設	非常用 交流 電源系	直流 電源系	事故時 監視 計器	残留熱 除去系	最終ヒート シンクへ熱 を輸送する 系統	補助 設備	評価結果		
										高温 停止	低温 停止	確認事項
Y3-A	○	○	○ *1	○	○	○	○	○	○	○	○	高温停止の安全停止パスが以下のようにあることを確認した。 1) 原子炉停止系：スクラム 2) 原子炉過圧防止：SRV 3) 炉心冷却：RCIC, ADS(A)とLPCI(A) or LPCSの組合せ*1 4) 非常用交流電源：DG(A) 5) 直流電源系：直流電源(I) 6) 補機冷却系, 補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能 低温停止の安全停止パスが以下のようにあることを確認した。 1) 原子炉減圧：ADS(A) 2) 崩壊熱除去：RHR(A) 3) 非常用交流電源：DG(A) 4) 直流電源系：直流電源(I) 5) 補機冷却系, 補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能
Y3-B	○	○	○ *1	○	○	○	○	○	○	○	○	高温停止の安全停止パスが以下のようにあることを確認した。 1) 原子炉停止系：スクラム 2) 原子炉過圧防止：SRV 3) 炉心冷却：RCIC, ADS(B)とLPCI(B) or (C)の組合せ*1 4) 非常用交流電源：DG(B) 5) 直流電源系：直流電源(II) 6) 補機冷却系, 補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能 低温停止の安全停止パスが以下のようにあることを確認した。 1) 原子炉減圧：ADS(B) 2) 崩壊熱除去：RHR(B) 3) 非常用交流電源：DG(B) 4) 直流電源系：直流電源(II) 5) 補機冷却系, 補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能

表 7-3 女川原子力発電所第2号機 成功パス確認一覧表

火災 区画 番号	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全 施設	非常用 交流 電源系	直流 電源系	事故時 監視 計器	残留熱 除去系	最終ヒート シンクへ熱 を輸送する 系統	補助 設備	評価結果		
										高温 停止	低温 停止	確認事項
YN-A	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	原子炉の安全停止に必要な機器等を設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスクリーンアウト
Y-1-5	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	原子炉の安全停止に必要な機器等を設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスクリーンアウト
Y-7-7	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	原子炉の安全停止に必要な機器等を設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスクリーンアウト

表 7-4 女川原子力発電所第 2 号機 隣接火災区画に影響を与える火災区画の火災影響評価結果

火災を想定する当該火災区画			隣接火災区画			安全停止パス		評価
火災区画	火災区画内の主な部屋名称	ターゲット	火災区画	火災区画内の主な部屋名称	ターゲット	2 火災区画機能喪失想定	成功パス	
R1-A	RHR ポンプ(A)室 他	有	R1-I	トーラス室	有	有	②	系統分離対策により安全停止パスを確保可能
			R1-K	B1F, 1F, 2F インナー通路	有	有	②	
			R2-A	RHR ポンプ(B)室 他	有	有	①	
			RN-A	LCW サンプルポンプ室 他	無	有	②	
			RN-C	CUW ポンプ(A)室 他	無	有	②	
			RN-J	CUW 再生熱交換器室 他	無	有	②	
			RN-K	P. S	無	有	②	
			R-1-52	R-08 階段室	無	有	②	
			R-1-53	R-09 階段室	無	有	②	
			R-3-8	MUWC ポンプ室	無	有	②	
			R-3-26	MUWC サンプリングラック室	無	有	②	
			R-3-31	D. S	無	有	②	
R-3-32	連絡配管トレンチ	無	有	②				
R1-B	RCW 熱交換器・ポンプ(A)(C)室 他	有	R1-C	緊急用電気品室(1) 他	有	有	②	系統分離対策により安全停止パスを確保可能
			R1-I	トーラス室	有	有	②	
			R1-K	B1F, 1F, 2F インナー通路	有	有	②	
			R2-C	DGDO(B)連絡配管トレンチ	有	有	①	
			RN-A	LCW サンプルポンプ室 他	無	有	②	
			RN-B	LCW 移送ポンプ室 他	無	有	②	
			RN-D	1F ハッチ室 他	無	有	②	
			RN-F	常用系ケーブル連絡トレンチ 他	無	有	②	
			RN-G	VVVF ケーブルトレンチ 他	無	有	②	
			RN-I	ドラム貯蔵エリア 他	無	有	②	
			R-1-48	R-05 階段室	無	有	②	
			R-3-40	トーラス室前室	無	有	②	
			R-8-21	D. S	無	有	②	
			R-9-41	原子炉補機(A)室給気ケーシング	無	有	②	
R-11-5	原子炉補機(A)室給気ルーバー室	無	有	②				

表 7-4 女川原子力発電所第 2 号機 隣接火災区画に影響を与える火災区画の火災影響評価結果

火災を想定する当該火災区画			隣接火災区画			安全停止パス		評価
火災区画	火災区画内の主な部屋名称	ターゲット	火災区画	火災区画内の主な部屋名称	ターゲット	2 火災区画機能喪失想定	成功パス	
R1-C	緊急用電気品室(1) 他	有	C1-A	空調機械(A)室 他	有	有	②	系統分離対策により安全停止パスを確保可能
			R1-A	RCW 熱交換器・ポンプ(A)(C)室 他	有	有	②	
			R1-B	RHR ポンプ(B)室 他	有	有	②	
			R1-K	B1F, 1F, 2F インナー通路	有	有	②	
			R2-A	RHR ポンプ(B)室 他	有	有	①'	
			R2-D	緊急用電気品室(2) 他	有	有	①'	
			R3-E	RW 制御室 他	有	有	①	
			RN-A	LCW サンプルポンプ室 他	無	有	②	
			RN-B	LCW 移送ポンプ室 他	無	有	②	
			R-5-16	PASS ラック室	無	有	②	
R1-D	DC RCIC MCC 室 他	有	R1-H	CAMS ラック(A)室	有	有	②	系統分離対策により安全停止パスを確保可能
			R1-I	トーラス室	有	有	②	
			R1-K	B1F, 1F, 2F インナー通路	有	有	②	
			R2-A	RHR ポンプ(B)室 他	有	有	①'	
			R2-B	RHR 熱交換器(B)室 他	有	有	①'	
			R2-D	緊急用電気品室(2) 他	有	有	①'	
			R3-D	バルブラッピング室	有	有	①②'	
			RN-E	燃料交換機制御室 他	無	有	②	
			RN-L	MS トンネル L/C 室 他	無	有	②	
			RN-O	FPC 熱交換器(A)(B)室 他	無	有	②	
			R-5-63	TIP 駆動装置室	無	有	②	
R-6-5	P.S	無	有	②				
R1-H	CAMS ラック(A)室	無	R1-D	DC RCIC MCC 室 他	有	有	②	系統分離対策により安全停止パスを確保可能
			R1-K	B1F, 1F, 2F インナー通路	有	有	②	

表 7-4 女川原子力発電所第 2 号機 隣接火災区画に影響を与える火災区画の火災影響評価結果

火災を想定する当該火災区画			隣接火災区画			安全停止パス		評価
火災区画	火災区画内の主な部屋名称	ターゲット	火災区画	火災区画内の主な部屋名称	ターゲット	2 火災区画機能喪失想定	成功パス	
R1-I	トールラス室	有	R1-A	RHR ポンプ(A)室 他	有	有	②	系統分離対策により安全停止パスを確保可能
			R1-B	RCW 熱交換器・ポンプ(A)(C)室 他	有	有	②	
			R1-D	DC RCIC MCC 室 他	有	有	②	
			R1-K	B1F, 1F, 2F インナー通路	有	有	②	
			R2-A	RHR ポンプ(B)室 他	有	有	①'	
			R2-B	RHR 熱交換器(B)室 他	有	有	①'	
			R3-A	HPCS ポンプ室 他	有	有	①	
			RN-A	LCW サンプルポンプ室 他	無	有	②	
			RN-C	CUW ポンプ(A)室 他	無	有	②	
			RN-E	燃料交換機制御室 他	無	有	②	
			RN-J	CUW 再生熱交換器室 他	無	有	②	
RN-P	CRD 補修室 他	無	有	②				
R-5-63	TIP 駆動装置室	無	有	②				

表 7-4 女川原子力発電所第 2 号機 隣接火災区画に影響を与える火災区画の火災影響評価結果

火災を想定する当該火災区画			隣接火災区画			安全停止パス		評価
火災区画	火災区画内の主な部屋名称	ターゲット	火災区画	火災区画内の主な部屋名称	ターゲット	2 火災区画機能喪失想定	成功パス	
R1-K	B1F, 1F, 2F インナー通路	有	R1-A	RHR ポンプ(A)室 他	有	有	②	系統分離対策により安全停止パスを確保可能
			R1-B	RCW 熱交換器・ポンプ(A)(C)室 他	有	有	②	
			R1-C	緊急用電気品室(1) 他	有	有	②	
			R1-D	DC RCIC MCC 室 他	有	有	②	
			R1-H	CAMS ラック(A)室	有	有	②	
			R1-I	トーラス室	有	有	②	
			R2-A	RHR ポンプ(B)室 他	有	有	①'	
			R2-B	RHR 熱交換器(B)室 他	有	有	①'	
			R2-D	緊急用電気品室(2) 他	有	有	①'	
			R2-E	ダスト放射線モニタ(B)室	有	有	①①'	
			R2-F	運転床	有	有	①	
			R3-A	HPCS ポンプ室 他	有	有	①	
			R3-D	バルブラッピング室	有	有	①②'	
			RN-A	LCW サンプルポンプ室 他	無	有	②	
			RN-B	LCW 移送ポンプ室 他	無	有	②	
			RN-E	燃料交換機制御室 他	無	有	②	
			RN-I	ドラム貯蔵エリア 他	無	有	②	
			RN-J	CUW 再生熱交換器室 他	無	有	②	
			RN-L	MS トンネル L/C 室 他	無	有	②	
			RN-M	ISI モックアップ室 他	無	有	②	
			RN-O	FPC 熱交換器(A)(B)室 他	無	有	②	
			RN-P	CRD 補修室 他	無	有	②	
			R-1-52	R-08 階段室	無	有	②	
			R-1-53	R-09 階段室	無	有	②	
R-1-61	R-02 階段室	無	有	②				
R-3-31	D.S	無	有	②				
R-3-34	D.S	無	有	②				
R-3-40	トーラス室前室	無	有	②				

表 7-4 女川原子力発電所第 2 号機 隣接火災区画に影響を与える火災区画の火災影響評価結果

火災を想定する当該火災区画			隣接火災区画			安全停止パス		評価
火災区画	火災区画内の主な部屋名称	ターゲット	火災区画	火災区画内の主な部屋名称	ターゲット	2 火災区画機能喪失想定	成功パス	
R1-K	B1F, 1F, 2F インナー通路	有	R-5-9	サンプリングラック室	無	有	②	系統分離対策により安全停止パスを確保可能
			R-5-15	原子炉水サンプリングラック室	無	有	②	
			R-5-16	PASS ラック室	無	有	②	
			R-5-47	CRD スクラム排出容器(B)室	無	有	②	
			R-5-63	TIP 駆動装置室	無	有	②	
			R-6-5	P. S	無	有	②	
			R-6-7	連絡配管トレンチ	無	有	②	
			R-7-69	R-11 階段室	無	有	②	
R-9-63	FCS 再結合装置(B)室	無	有	②				

表 7-4 女川原子力発電所第 2 号機 隣接火災区画に影響を与える火災区画の火災影響評価結果

火災を想定する当該火災区画			隣接火災区画			安全停止パス		評価
火災区画	火災区画内の主な部屋名称	ターゲット	火災区画	火災区画内の主な部屋名称	ターゲット	2 火災区画機能喪失想定	成功パス	
R2-A	RHR ポンプ(B)室 他	有	R1-C	緊急用電気品室(1) 他	有	有	②	系統分離対策により安全停止パスを確保可能
			R1-D	DC RCIC MCC 室 他	有	有	②	
			R2-D	緊急用電気品室(2) 他	有	有	①'	
			R3-E	RW 制御室 他	有	有	①	
			RN-A	LCW サンプルポンプ室 他	無	有	①'	
			RN-B	LCW 移送ポンプ室 他	無	有	①'	
			RN-C	CUW ポンプ(A)室 他	無	有	①'	
			RN-D	1F ハッチ室 他	無	有	①'	
			RN-E	燃料交換機制御室 他	無	有	①'	
			RN-F	常用系ケーブル連絡トレンチ 他	無	有	①'	
			RN-H	RSW(B)連絡配管トレンチ 他	無	有	①'	
			RN-J	CUW 再生熱交換器室 他	無	有	①'	
			RN-L	MS トンネル L/C 室 他	無	有	①'	
			R-1-51	R-07 階段室	無	有	①'	
			R-1-61	R-02 階段室	無	有	①'	
			R-3-8	MUWC ポンプ室	無	有	①'	
			R-8-23	D. S	無	有	①'	
			R-9-46	原子炉補機(B)室給気ケーシング	無	有	①'	
			R-10-4	E. V 機械室	無	有	①'	
			R-11-7	原子炉補機(B)室給気ルーバー室	無	有	①'	
Y3-A	HPSW ポンプ室	有	有	①②'				
YN-A	循環水ポンプ(A)室 他	無	有	①'				
Y-1-5	常用系ケーブル連絡トレンチ	無	有	①'				

表 7-4 女川原子力発電所第 2 号機 隣接火災区画に影響を与える火災区画の火災影響評価結果

火災を想定する当該火災区画			隣接火災区画			安全停止パス		評価
火災区画	火災区画内の主な部屋名称	ターゲット	火災区画	火災区画内の主な部屋名称	ターゲット	2火災区画機能喪失想定	成功パス	
R2-B	RHR 熱交換器(B)室 他	有	R1-D	DC RCIC MCC 室 他	有	有	②	系統分離対策により安全停止パスを確保可能
			R1-I	トールス室	有	有	②	
			R1-K	B1F, 1F, 2F インナー通路	有	有	②	
			R3-D	バルブラッピング室	有	有	②	
			RN-E	燃料交換機制御室 他	無	有	①'	
			RN-M	ISI モックアップ室 他	無	有	①'	
R2-C	DGDO(B)連絡配管トレンチ	有	R1-B	RCW 熱交換器・ポンプ(A)(C)室 他	有	有	②	系統分離対策により安全停止パスを確保可能
			RN-F	常用系ケーブル連絡トレンチ 他	無	有	①	
R2-D	緊急用電気品室(2) 他	有	C1-F	常用系ケーブル処理室	有	有	①'	系統分離対策により安全停止パスを確保可能
			C2-A	空調機械(B)室 他	有	有	①'	
			CN-A	通路 他	無	有	①'	
			R1-C	緊急用電気品室(1) 他	有	有	②	
			R1-D	DC RCIC MCC 室 他	有	有	②	
			R1-K	B1F, 1F, 2F インナー通路	有	有	②	
			R2-A	RHR ポンプ(B)室 他	有	有	①'	
			R3-E	RW 制御室 他	有	有	①	
			RN-A	LCW サンプルポンプ室 他	無	有	①'	
			RN-B	LCW 移送ポンプ室 他	無	有	①'	
			RN-E	燃料交換機制御室 他	無	有	①'	
			RN-L	MS トンネル L/C 室 他	無	有	①'	
			R-1-52	R-08 階段室	無	有	①'	
R2-E	ダスト放射線モニタ(B)室	有	R1-K	B1F, 1F, 2F インナー通路	有	有	②	系統分離対策により安全停止パスを確保可能
			RN-M	ISI モックアップ室 他	無	有	①①'	
			RN-0	FPC 熱交換器(A)(B)室 他	無	有	①①'	
			R-9-63	FCS 再結合装置(B)室	無	有	①①'	

表 7-4 女川原子力発電所第 2 号機 隣接火災区画に影響を与える火災区画の火災影響評価結果

火災を想定する当該火災区画			隣接火災区画			安全停止パス		評価
火災区画	火災区画内の主な部屋名称	ターゲット	火災区画	火災区画内の主な部屋名称	ターゲット	2 火災区画機能喪失想定	成功パス	
R2-F	運転床	有	R1-K	B1F, 1F, 2F インナー通路	有	有	②	系統分離対策により安全停止パスを確保可能
			RN-A	LCW サンプルポンプ室 他	無	有	①	
			RN-B	LCW 移送ポンプ室 他	無	有	①	
			RN-E	燃料交換機制御室 他	無	有	①	
			R-1-61	R-02 階段室	無	有	①	
			R-7-69	R-11 階段室	無	有	①	
R3-A	HPCS ポンプ室 他	有	R1-B	RCW 熱交換器・ポンプ (A) (C) 室 他	有	有	②	系統分離対策により安全停止パスを確保可能
			RN-D	1F ハッチ室 他	無	有	①	
			RN-F	常用系ケーブル連絡トレンチ 他	無	有	①	
			R-1-61	R-02 階段室	無	有	①	
			R-3-34	D. S	無	有	①	
			R-5-47	CRD スクラム排出容器 (B) 室	無	有	①	
			R-8-22	P. S	無	有	①	
			R-9-42	原子炉補機 (HPCS) 室排気チャンバ室	無	有	①	
			R-9-43	原子炉補機 (HPCS) 室給気ケーシング	無	有	①	
R-9-57	D/G (HPCS) 室非常用排気チャンバ室	無	有	①				
R3-D	バルブラッピング室	有	R1-D	DC RCIC MCC 室 他	有	有	②	系統分離対策により安全停止パスを確保可能
			R1-K	B1F, 1F, 2F インナー通路	有	有	②	
			R2-B	RHR 熱交換器 (B) 室 他	有	有	①'	
			RN-E	燃料交換機制御室 他	無	有	①②'	
R3-E	RW 制御室 他	有	C3-A	区分Ⅲケーブル処理室	有	有	①	系統分離対策により安全停止パスを確保可能
			R1-C	緊急用電気品室 (1) 他	有	有	②	
			R2-A	RHR ポンプ (B) 室 他	有	有	①'	
			R2-D	緊急用電気品室 (2) 他	有	有	①'	

表 7-4 女川原子力発電所第 2 号機 隣接火災区画に影響を与える火災区画の火災影響評価結果

火災を想定する当該火災区画			隣接火災区画			安全停止パス		評価
火災区画	火災区画内の主な部屋名称	ターゲット	火災区画	火災区画内の主な部屋名称	ターゲット	2 火災区画機能喪失想定	成功パス	
RN-A	LCW サンプルポンプ室 他	無	C1-A	空調機械 (A) 室 他	有	有	②	系統分離対策により安全停止パスを確保可能
			C2-A	空調機械 (B) 室 他	有	有	①'	
			C2-C	常用・共通 M/C・P/C 室	有	有	①	
			R1-A	RHR ポンプ (A) 室 他	有	有	②	
			R1-B	RCW 熱交換器・ポンプ (A) (C) 室他	有	有	②	
			R1-C	緊急用電気品室 (1) 他	有	有	②	
			R1-I	トールス室	有	有	②	
			R1-K	B1F, 1F, 2F インナー通路	有	有	②	
			R2-A	RHR ポンプ (B) 室 他	有	有	①'	
			R2-D	緊急用電気品室 (2) 他	有	有	①'	
			R2-F	運転床	有	有	①	
			RN-B	LCW 移送ポンプ室 他	無	—	—	ターゲットが存在しないことからスクリーンアウト
			RN-D	1F ハッチ室 他	無	—	—	
			RN-E	燃料交換機制御室 他	無	—	—	
			RN-I	ドラム貯蔵エリア 他	無	—	—	
			R-1-48	R-05 階段室	無	—	—	
R-1-53	R-09 階段室	無	—	—				
R-5-16	PASS ラック室	無	—	—				
RN-B	LCW 移送ポンプ室 他	無	R1-B	RCW 熱交換器・ポンプ (A) (C) 室他	有	有	②	系統分離対策により安全停止パスを確保可能
			R1-C	緊急用電気品室 (1) 他	有	有	②	
			R1-K	B1F, 1F, 2F インナー通路	有	有	②	
			R2-A	RHR ポンプ (B) 室 他	有	有	①'	
			R2-D	緊急用電気品室 (2) 他	有	有	①'	
			RN-A	LCW サンプルポンプ室 他	無	—	—	ターゲットが存在しないことからスクリーンアウト
			RN-E	燃料交換機制御室 他	無	—	—	
			RN-I	ドラム貯蔵エリア 他	無	—	—	
			R-12-4	ギャラリー室	無	—	—	

表 7-4 女川原子力発電所第 2 号機 隣接火災区画に影響を与える火災区画の火災影響評価結果

火災を想定する当該火災区画			隣接火災区画			安全停止パス		評価
火災区画	火災区画内の主な部屋名称	ターゲット	火災区画	火災区画内の主な部屋名称	ターゲット	2 火災区画機能喪失想定	成功パス	
RN-C	CUW ポンプ(A)室 他	無	R1-A	RHR ポンプ(A)室 他	有	有	②	系統分離対策により安全停止パスを確保可能
			R1-I	トーラス室	有	有	②	
			R2-A	RHR ポンプ(B)室 他	有	有	①'	
			RN-J	CUW 再生熱交換器室 他	無	—	—	ターゲットが存在しないことからスクリーンアウト
RN-D	1F ハッチ室 他	無	R1-B	RCW 熱交換器・ポンプ(A)(C)室 他	有	有	②	系統分離対策により安全停止パスを確保可能
			R2-A	RHR ポンプ(B)室 他	有	有	①'	
			R3-A	HPCS ポンプ室 他	有	有	①	
			RN-A	LCW サンプルポンプ室 他	無	—	—	ターゲットが存在しないことからスクリーンアウト
			RN-G	VVVF ケーブルトレンチ 他	無	—	—	
			RN-K	P. S	無	—	—	
			R-4-13	ダーティ連絡配管トレンチ	無	—	—	
R-8-22	P. S	無	—	—				
RN-E	燃料交換機制御室 他	無	R1-D	DC RCIC MCC 室 他	有	有	②	系統分離対策により安全停止パスを確保可能
			R1-I	トーラス室	有	有	②	
			R1-K	B1F, 1F, 2F インナー通路	有	有	②	
			R2-A	RHR ポンプ(B)室 他	有	有	①'	
			R2-B	RHR 熱交換器(B)室 他	有	有	①'	
			R2-D	緊急用電気品室(2) 他	有	有	①'	
			R2-F	運転床	有	有	①	
			R3-D	バルブラッピング室	有	有	①②'	
			RN-A	LCW サンプルポンプ室 他	無	—	—	ターゲットが存在しないことからスクリーンアウト
			RN-B	LCW 移送ポンプ室 他	無	—	—	
			RN-J	CUW 再生熱交換器室 他	無	—	—	
			RN-L	MS トンネル L/C 室	無	—	—	
			R-1-52	R-08 階段室	無	—	—	

表 7-4 女川原子力発電所第 2 号機 隣接火災区画に影響を与える火災区画の火災影響評価結果

火災を想定する当該火災区画			隣接火災区画			安全停止パス		評価
火災区画	火災区画内の主な部屋名称	ターゲット	火災区画	火災区画内の主な部屋名称	ターゲット	2 火災区画機能喪失想定	成功パス	
RN-F	常用系ケーブル連絡トレンチ 他	無	R1-B	RCW 熱交換器・ポンプ (A) (C) 室他	有	有	②	系統分離対策により安全停止パスを確保可能
			R2-A	RHR ポンプ (B) 室 他	有	有	①'	
			R2-C	DGDO (B) 連絡配管トレンチ	有	有	①	
			R3-A	HPCS ポンプ室 他	有	有	①	
RN-G	VVVF ケーブルトレンチ 他	無	R1-B	RCW 熱交換器・ポンプ (A) (C) 室他	有	有	②	系統分離対策により安全停止パスを確保可能
			RN-D	1F ハッチ室 他	無	—	—	ターゲットが存在しないことからスクリーンアウト
			RN-I	ドラム貯蔵エリア 他	無	—	—	
RN-H	RSW (B) 連絡配管トレンチ 他	無	R2-A	RHR ポンプ (B) 室 他	有	有	①'	系統分離対策により安全停止パスを確保可能
RN-I	ドラム貯蔵エリア 他	無	R1-B	RCW 熱交換器・ポンプ (A) (C) 室他	有	有	②	系統分離対策により安全停止パスを確保可能
			R1-K	B1F, 1F, 2F インナー通路	有	有	②	
			RN-A	LCW サンプルポンプ室 他	無	—	—	ターゲットが存在しないことからスクリーンアウト
			RN-B	LCW 移送ポンプ室 他	無	—	—	
			RN-G	VVVF ケーブルトレンチ 他	無	—	—	
RN-J	CUW 再生熱交換器室 他	無	R1-A	RHR ポンプ (A) 室 他	有	有	②	系統分離対策により安全停止パスを確保可能
			R1-I	トーラス室	有	有	②	
			R1-K	B1F, 1F, 2F インナー通路	有	有	②	
			R2-A	RHR ポンプ (B) 室 他	有	有	①'	ターゲットが存在しないことからスクリーンアウト
			RN-C	CUW ポンプ (A) 室 他	無	—	—	
			RN-E	燃料交換機制御室 他	無	—	—	
			R-5-15	原子炉水サンプリングラック室	無	—	—	
RN-K	P. S	無	R1-A	RHR ポンプ (A) 室 他	有	有	②	系統分離対策により安全停止パスを確保可能
			RN-D	1F ハッチ室 他	無	—	—	ターゲットが存在しないことからスクリーンアウト
			R-3-8	MUWC ポンプ室	無	—	—	
			R-4-13	ダーティ連絡配管トレンチ	無	—	—	

表 7-4 女川原子力発電所第 2 号機 隣接火災区画に影響を与える火災区画の火災影響評価結果

火災を想定する当該火災区画			隣接火災区画			安全停止パス		評価
火災区画	火災区画内の主な部屋名称	ターゲット	火災区画	火災区画内の主な部屋名称	ターゲット	2火災区画機能喪失想定	成功パス	
RN-L	MS トンネル L/C 室 他	無	R1-D	DC RCIC MCC 室 他	有	有	②	系統分離対策により安全停止パスを確保可能
			R1-K	B1F, 1F, 2F インナー通路	有	有	②	
			R2-A	RHR ポンプ (B) 室 他	有	有	①'	
			R2-D	緊急用電気品室 (2) 他	有	有	①'	
			RN-E	燃料交換機制御室 他	無	—	—	ターゲットが存在しないことからスクリーンアウト
RN-M	ISI モックアップ室 他	無	R1-K	B1F, 1F, 2F インナー通路	有	有	②	系統分離対策により安全停止パスを確保可能
			R2-B	RHR 熱交換器 (B) 室 他	有	有	①'	
			R2-E	ダスト放射線モニタ (B) 室	有	有	①①'	
			RN-O	FPC 熱交換器 (A) 室 他	無	—	—	ターゲットが存在しないことからスクリーンアウト
RN-O	FPC 熱交換器 (A) 室 他	無	R1-D	DC RCIC MCC 室 他	有	有	②	系統分離対策により安全停止パスを確保可能
			R1-K	B1F, 1F, 2F インナー通路	有	有	②	
			R2-E	ダスト放射線モニタ (B) 室	有	有	①①'	
			RN-M	ISI モックアップ室 他	無	—	—	ターゲットが存在しないことからスクリーンアウト
RN-P	CRD 補修室 他	無	R1-I	トーラス室	有	有	②	系統分離対策により安全停止パスを確保可能
			R1-K	B1F, 1F, 2F インナー通路	有	有	②	
R-1-48	R-05 階段室	無	R1-B	RCW 熱交換器・ポンプ (A) (C) 室 他	有	有	②	系統分離対策により安全停止パスを確保可能
			RN-A	LCW サンプルポンプ室 他	無	—	—	ターゲットが存在しないことからスクリーンアウト
R-1-51	R-07 階段室	無	R2-A	RHR ポンプ (B) 室 他	有	有	①'	系統分離対策により安全停止パスを確保可能
R-1-52	R-08 階段室	無	R1-A	RHR ポンプ (A) 室 他	有	有	②	系統分離対策により安全停止パスを確保可能
			R1-K	B1F, 1F, 2F インナー通路	有	有	②	
			R2-D	緊急用電気品室 (2) 他	有	有	①'	
			RN-E	燃料交換機制御室 他	無	—	—	ターゲットが存在しないことからスクリーンアウト

表 7-4 女川原子力発電所第 2 号機 隣接火災区画に影響を与える火災区画の火災影響評価結果

火災を想定する当該火災区画			隣接火災区画			安全停止パス		評価
火災区画	火災区画内の主な部屋名称	ターゲット	火災区画	火災区画内の主な部屋名称	ターゲット	2 火災区画機能喪失想定	成功パス	
R-1-53	R-09 階段室	無	R1-A	RHR ポンプ (A) 室 他	有	有	②	系統分離対策により安全停止パスを確保可能
			R1-K	B1F, 1F, 2F インナー通路	有	有	②	
			RN-A	LCW サンプルポンプ室 他	無	—	—	ターゲットが存在しないことからスクリーンアウト
R-1-61	R-02 階段室	無	R1-K	B1F, 1F, 2F インナー通路	有	有	②	系統分離対策により安全停止パスを確保可能
			R2-A	RHR ポンプ (B) 室 他	有	有	①'	
			R3-A	HPCS ポンプ室 他	有	有	①	
R-3-8	MUWC ポンプ室	無	R1-A	RHR ポンプ (A) 室 他	有	有	②	系統分離対策により安全停止パスを確保可能
			R2-A	RHR ポンプ (B) 室 他	有	有	①'	
			RN-K	P. S	無	—	—	ターゲットが存在しないことからスクリーンアウト
			R-3-33	連絡配管トレンチ	無	—	—	
R-3-26	MUWC サンプリングラック室	無	R1-A	RHR ポンプ (A) 室 他	有	有	②	系統分離対策により安全停止パスを確保可能
R-3-31	D. S	無	R1-A	RHR ポンプ (A) 室 他	有	有	②	系統分離対策により安全停止パスを確保可能
			R1-K	B1F, 1F, 2F インナー通路	有	有	②	
R-3-32	連絡配管トレンチ	無	R1-A	RHR ポンプ (A) 室 他	有	有	②	系統分離対策により安全停止パスを確保可能
R-3-33	連絡配管トレンチ	無	R-3-8	MUWC ポンプ室	無	—	—	ターゲットが存在しないことからスクリーンアウト
R-3-34	D. S	無	R1-K	B1F, 1F, 2F インナー通路	有	有	②	系統分離対策により安全停止パスを確保可能
			R3-A	HPCS ポンプ室 他	有	有	①	
R-3-40	トーラス室前室	無	R1-B	RCW 熱交換器・ポンプ (A) (C) 室 他	有	有	②	系統分離対策により安全停止パスを確保可能
			R1-K	B1F, 1F, 2F インナー通路	有	有	②	
R-4-13	ダーティ連絡配管トレンチ	無	RN-D	1F ハッチ室 他	無	—	—	ターゲットが存在しないことからスクリーンアウト
			RN-K	P. S	無	—	—	

表 7-4 女川原子力発電所第 2 号機 隣接火災区画に影響を与える火災区画の火災影響評価結果

火災を想定する当該火災区画			隣接火災区画			安全停止パス		評価
火災区画	火災区画内の主な部屋名称	ターゲット	火災区画	火災区画内の主な部屋名称	ターゲット	2 火災区画機能喪失想定	成功パス	
R-5-9	サンプリングラック室	無	R1-K	B1F, 1F, 2F インナー通路	有	有	②	系統分離対策により安全停止パスを確保可能
			R-5-63	TIP 駆動装置室	無	—	—	ターゲットが存在しないことからスクリーンアウト
R-5-15	原子炉水サンプリングラック室	無	R1-K	B1F, 1F, 2F インナー通路	有	有	②	系統分離対策により安全停止パスを確保可能
			RN-J	CUW 再生熱交換器室 他	無	—	—	ターゲットが存在しないことからスクリーンアウト
R-5-16	PASS ラック室	無	R1-A	RHR ポンプ(A)室 他	有	有	②	系統分離対策により安全停止パスを確保可能
			R1-C	緊急用電気品室(1) 他	有	有	②	
			R1-K	B1F, 1F, 2F インナー通路	有	有	②	
			RN-A	LCW サンプルポンプ室 他	無	—	—	ターゲットが存在しないことからスクリーンアウト
R-5-47	CRD スクラム排出容器(B)室	無	R1-K	B1F, 1F, 2F インナー通路	有	有	②	系統分離対策により安全停止パスを確保可能
			R3-A	HPCS ポンプ室 他	有	有	①	
R-5-63	TIP 駆動装置室	無	R1-D	DC RCIC MCC 室 他	有	有	②	系統分離対策により安全停止パスを確保可能
			R1-I	トーラス室	有	有	②	
			R1-K	B1F, 1F, 2F インナー通路	有	有	②	
			R-5-9	サンプリングラック室	無	—	—	ターゲットが存在しないことからスクリーンアウト
R-6-5	P. S	無	R1-D	DC RCIC MCC 室 他	有	有	②	系統分離対策により安全停止パスを確保可能
			R1-K	B1F, 1F, 2F インナー通路	有	有	②	
R-6-7	連絡配管トレンチ	無	R1-K	B1F, 1F, 2F インナー通路	有	有	②	系統分離対策により安全停止パスを確保可能
R-7-69	R-11 階段室	無	R1-K	B1F, 1F, 2F インナー通路	有	有	②	系統分離対策により安全停止パスを確保可能
R-8-21	D. S	無	R1-B	RCW 熱交換器・ポンプ(A)(C)室 他	有	有	②	系統分離対策により安全停止パスを確保可能

表 7-4 女川原子力発電所第 2 号機 隣接火災区画に影響を与える火災区画の火災影響評価結果

火災を想定する当該火災区画			隣接火災区画			安全停止パス		評価
火災区画	火災区画内の主な部屋名称	ターゲット	火災区画	火災区画内の主な部屋名称	ターゲット	2 火災区画機能喪失想定	成功パス	
R-8-22	P. S	無	R3-A	HPCS ポンプ室 他	有	有	①	系統分離対策により安全停止パスを確保可能
			RN-D	1F ハッチ室 他	無	—	—	ターゲットが存在しないことからスクリーンアウト
R-8-23	D. S	無	R2-A	RHR ポンプ(B)室 他	有	有	①'	系統分離対策により安全停止パスを確保可能
R-9-41	原子炉補機(A)室給気ケーシング	無	R1-B	RCW 熱交換器・ポンプ(A)(C)室 他	有	有	②	系統分離対策により安全停止パスを確保可能
R-9-42	原子炉補機(HPCS)室排気チャンバ室	無	R3-A	HPCS ポンプ室 他	有	有	①	系統分離対策により安全停止パスを確保可能
R-9-43	原子炉補機(HPCS)室給気ケーシング	無	R3-A	HPCS ポンプ室 他	有	有	①	系統分離対策により安全停止パスを確保可能
R-9-46	原子炉補機(B)室給気ケーシング	無	R2-A	RHR ポンプ(B)室 他	有	有	①'	系統分離対策により安全停止パスを確保可能
R-9-57	D/G(HPCS)室非常用排気チャンバ室	無	R3-A	HPCS ポンプ室 他	有	有	①	系統分離対策により安全停止パスを確保可能
R-9-63	FCS 再結合装置(B)室	無	R1-K	B1F, 1F, 2F インナー通路	有	有	②	系統分離対策により安全停止パスを確保可能
			R2-E	ダスト放射線モニタ(B)室	有	有	①①'	
R-10-4	E. V 機械室	無	R2-A	RHR ポンプ(B)室 他	有	有	①'	系統分離対策により安全停止パスを確保可能
R-11-5	原子炉補機(A)室給気ルーバー室	無	R1-B	RCW 熱交換器・ポンプ(A)(C)室 他	有	有	②	系統分離対策により安全停止パスを確保可能
R-11-7	原子炉補機(B)室給気ルーバー室	無	R2-A	RHR ポンプ(B)室 他	有	有	①'	系統分離対策により安全停止パスを確保可能
R-12-4	ギャラリー室	無	RN-B	LCW 移送ポンプ室 他	無	—	—	ターゲットが存在しないことからスクリーンアウト

表 7-4 女川原子力発電所第 2 号機 隣接火災区画に影響を与える火災区画の火災影響評価結果

火災を想定する当該火災区画			隣接火災区画			安全停止パス		評価
火災区画	火災区画内の主な部屋名称	ターゲット	火災区画	火災区画内の主な部屋名称	ターゲット	2 火災区画機能喪失想定	成功パス	
C1-A	空調機械(A)室 他	有	C1-C	中央制御室 他	有	有	②	系統分離対策により安全停止パスを確保可能
			C1-D	RSS 盤室	有	有	②	
			C1-E	C-01 階段室	有	有	②	
			C1-F	常用系ケーブル処理室	有	有	②	
			C2-A	空調機械(B)室 他	有	有	①'	
			C2-C	常用・共通 M/C・P/C 室	有	有	①	
			CN-A	通路 他	無	有	②	
			R1-C	緊急用電気品室(1) 他	有	有	②	
			RN-A	LCW サンプルポンプ室 他	無	有	②	
C1-B	DC125V バッテリ(A)-1 室	有	C2-A	空調機械(B)室 他	有	有	①'	系統分離対策により安全停止パスを確保可能
C1-C	中央制御室 他	有	C1-A	空調機械(A)室 他	有	有	②	系統分離対策により安全停止パスを確保可能
			C1-E	C-01 階段室	有	有	②	
			C1-F	常用系ケーブル処理室	有	有	②	
			C2-A	空調機械(B)室 他	有	有	①'	
			C3-A	区分Ⅲケーブル処理室	有	有	①②'	
			CN-A	通路 他	無	有	②	
			C-4-3	排煙機械室	無	有	②	
			R2-D	緊急用電気品室(2) 他	有	有	①'	
C1-D	RSS 盤室	有	C1-A	空調機械(A)室 他	有	有	②	系統分離対策により安全停止パスを確保可能
			C2-A	空調機械(B)室 他	有	有	①'	
			C2-C	常用・共通 M/C・P/C 室	有	有	①	
C1-E	C-01 階段室	有	C1-A	空調機械(A)室 他	有	有	②	系統分離対策により安全停止パスを確保可能
			C1-C	中央制御室 他	有	有	②	
			C2-A	空調機械(B)室 他	有	有	①'	
			CN-A	通路 他	無	有	②	

表 7-4 女川原子力発電所第 2 号機 隣接火災区画に影響を与える火災区画の火災影響評価結果

火災を想定する当該火災区画			隣接火災区画			安全停止パス		評価
火災区画	火災区画内の主な部屋名称	ターゲット	火災区画	火災区画内の主な部屋名称	ターゲット	2 火災区画機能喪失想定	成功パス	
C1-F	常用系ケーブル処理室	有	C1-A	空調機械(A)室 他	有	有	②	系統分離対策により安全停止パスを確保可能
			C1-C	中央制御室 他	有	有	②	
			C2-A	空調機械(B)室 他	有	有	①'	
			CN-A	通路 他	無	有	①①' ②②'	
			R2-D	緊急用電気品室(2) 他	有	有	①'	
C2-A	空調機械(B)室 他	有	C1-A	空調機械(A)室 他	有	有	②	系統分離対策により安全停止パスを確保可能
			C1-B	DC125V バッテリ(A)-1 室	有	有	②②'	
			C1-C	中央制御室 他	有	有	②	
			C1-D	RSS 盤室	有	有	②	
			C1-E	C-01 階段室	有	有	②	
			C1-F	常用系ケーブル処理室	有	有	①'	
			C2-C	常用・共通 M/C・P/C 室	有	有	①	
			CN-A	通路 他	無	有	①'	
			R2-D	緊急用電気品室(2) 他	有	有	①'	
			RN-A	LCW サンプルポンプ室 他	無	有	①'	
C2-C	常用・共通 M/C・P/C 室	有	C1-A	空調機械(A)室 他	有	有	②	系統分離対策により安全停止パスを確保可能
			C1-D	RSS 盤室	有	有	②	
			C2-A	空調機械(B)室 他	有	有	①'	
			CN-A	通路 他	無	有	①	
			RN-A	LCW サンプルポンプ室 他	無	有	①	
C3-A	区分Ⅲケーブル処理室	有	C1-C	中央制御室 他	有	有	②	系統分離対策により安全停止パスを確保可能
			CN-A	通路 他	無	有	①②'	
			R3-E	RW 制御室 他	有	有	①	

表 7-4 女川原子力発電所第 2 号機 隣接火災区画に影響を与える火災区画の火災影響評価結果

火災を想定する当該火災区画			隣接火災区画			安全停止パス		評価
火災区画	火災区画内の主な部屋名称	ターゲット	火災区画	火災区画内の主な部屋名称	ターゲット	2 火災区画機能喪失想定	成功パス	
CN-A	通路 他	無	C1-A	空調機械 (A) 室 他	有	有	②	系統分離対策により安全停止パスを確保可能
			C1-C	中央制御室 他	有	有	②	
			C1-E	C-01 階段室	有	有	②	
			C1-F	常用系ケーブル処理室	有	有	①①' ②②'	
			C2-A	空調機械 (B) 室 他	有	有	①'	
			C2-C	常用・共通 M/C・P/C 室	有	有	①	
			C3-A	区分Ⅲケーブル処理室	有	有	①②'	
			R2-D	緊急用電気品室 (2) 他	有	有	①'	
			C-4-7	クリーン通路	無	—	—	ターゲットが存在しないことからスクリーンアウト
C-4-7	クリーン通路	無	CN-A	通路 他	無	—	—	ターゲットが存在しないことからスクリーンアウト

表 7-4 女川原子力発電所第 2 号機 隣接火災区画に影響を与える火災区画の火災影響評価結果

火災を想定する当該火災区画			隣接火災区画			安全停止パス		評価
火災区画	火災区画内の主な部屋名称	ターゲット	火災区画	火災区画内の主な部屋名称	ターゲット	2 火災区画機能喪失想定	成功パス	
Y1-A	RSW ポンプ(A)(C)室	有	YN-A	循環水ポンプ(A)室 他	無	有	②②'	系統分離対策により安全停止パスを確保可能
Y3-A	HPSW ポンプ室	有	R2-A	RHR ポンプ(B)室 他	有	有	①'	系統分離対策により安全停止パスを確保可能
			Y1-A	RSW ポンプ(A)(C)室	有	有	②'	
			YN-A	循環水ポンプ(A)室 他	無	有	①②'	
YN-A	循環水ポンプ(A)室 他	無	R2-A	RHR ポンプ(B)室 他	有	有	①'	系統分離対策により安全停止パスを確保可能
			Y1-A	RSW ポンプ(A)(C)室	有	有	②②'	
			Y3-A	HPSW ポンプ室	有	有	①②'	
Y-1-5	常用系ケーブル連絡トレンチ	無	R2-A	RHR ポンプ(B)室 他	有	有	①'	系統分離対策により安全停止パスを確保可能

8. 火災防護計画

火災防護計画は、発電用原子炉施設全体を対象とした火災防護対策を実施するために策定する。

火災防護計画に定める主なものを以下に示す。

(1) 組織体制，教育訓練及び手順

計画を遂行するための体制，責任の所在，責任者の権限，体制の運営管理，必要な要員の確保及び教育訓練並びに火災防護対策を実施するために必要な手順等について定める。

(2) 発電用原子炉施設の火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設

- a. 発電用原子炉施設の火災防護上重要な機器等については、火災発生防止、火災の感知及び消火並びに火災の影響軽減の3つの深層防護の概念に基づき、必要な火災防護対策を行うことについて定める。重大事故等対処施設については、火災発生防止、火災の感知及び消火に必要な火災防護対策を行うことについて定める。
- b. 屋外の火災区域は、火災区域外への延焼防止を考慮し、資機材管理、火気作業管理、危険物管理、可燃物管理及び巡視を行うことについて定める。
- c. 潤滑油又は燃料油を貯蔵する設備は、運転に必要な量にとどめて貯蔵することについて定める。
- d. 水素ポンベは、常時、建屋外に保管し、ポンベ使用時のみ必要量を建屋に持ち込む運用とする。
- e. 水素を内包する設備がある火災区域において、送風機及び排風機が異常により停止した場合は、運転員が現場にて遮断器を開放し、送風機及び排風機が復帰するまでの間は、蓄電池に充電しない運用とする。
- f. 引火点が室内温度及び機器運転時の温度よりも高い潤滑油又は燃料油を使用すること並びに火災区域における有機溶剤を使用する場合の滞留防止対策について定め管理する。
- g. 「工場電気設備防爆指針」に記載される微粉を発生する設備及び静電気が溜まるおそれがある設備を設置しないことを定める。
- h. 放射性物質を含んだ使用済イオン交換樹脂及び濃縮廃液は、固体廃棄物として処理するまでの間、密閉された金属製の槽・タンクで保管する。
- i. 放射性物質を含んだチャコールフィルタは、固体廃棄物として処理するまでの間、ドラム缶に収納し保管するとともに、ドラム缶の周りに可燃物を置かない。
- j. 放射性物質を含んだHEPAフィルタは固体廃棄物として処理するまでの間、不燃シートで包んで保管する。
- k. 電気品室は、電源供給に火災影響を与えるような可燃性の資機材等を保管せず、電源供給のみに使用することを定め管理する。
1. 原子炉格納容器内に設置する原子炉の安全停止に必要な機器等及び重大事故等対処

施設は、不燃性又は難燃性の材料を使用し周辺への可燃物の仮置きを原則禁止とするとともに、作業に伴う持込み可燃物について、持込み期間・可燃物量・持込み場所を管理する。

- m. 原子炉格納容器内に設置する火災感知器は、起動時の窒素封入後に作動信号を除外する運用とする。
- n. 火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難とならない火災区域又は火災区画のうち、可燃物管理を行うことで煙の発生を抑える火災区域又は火災区画は、可燃物管理により火災荷重を低く管理する。
- o. 中央制御室制御盤の1面に火災が発生した場合における消火の手順について定める。
- p. 原子炉格納容器内の油内包機器、分電盤等については、金属製の筐体やケーシングで構成すること、油を内包する点検用機器は通常電源を切る運用とする。
- q. 原子炉格納容器内で火災が発生した場合における消火の手順について定める。
- r. 火災影響評価の評価方法及び再評価について定める。
- s. 火災影響評価の条件として使用する火災区画特性表の作成及び更新について定める。
- t. 外部火災から防護するための運用等について定める。

(3) 可搬型重大事故等対処設備、その他発電用原子炉施設

可搬型重大事故等対処設備及び(2)項で対象とした設備以外の発電用原子炉施設（以下「その他の発電用原子炉施設」という。）については、設備等に応じた火災防護対策を行うことについて定める。可搬型重大事故等対処設備及びその他発電用原子炉施設の主要な火災防護対策は以下のとおり。

a. 可搬型重大事故等対処設備

(a) 火災発生防止

- イ. 火災によって重大事故等に対処する機能が同時に喪失しないよう考慮し、分散して保管する。
- ロ. 可搬型重大事故等対処設備のうち、発火性又は引火性物質である潤滑油及び燃料油を内包する設備は、溶接構造、シール構造の採用により漏えいの防止対策を講じる。
- ハ. 可搬型重大事故等対処設備の保管に当たっては、保管エリア内での他設備への火災の影響を軽減するため、金属製の容器への収納、不燃シートによる養生、又は距離による離隔を考慮して保管する。
- ニ. 可搬型ホース及び可搬型ケーブルは、通常時は金属製の容器に保管し、使用時は、周囲に可燃物がないよう設置する。
- ホ. 可搬型重大事故等対処設備保管エリア内の潤滑油及び燃料油を内包する機器は、可燃物に隣接する場所には配置しない等のエリア外への延焼防止を考慮する。
- ヘ. 可搬型重大事故等対処設備の保管エリア内外の境界付近に可燃物を置かない管理を実施する。

- ト. 可搬型重大事故等対処設備は、地震による火災の発生を防止するための転倒防止対策を実施する。
- チ. 竜巻（風（台風）含む。）による火災において、重大事故等に対処する機能が損なわれないよう、可搬型重大事故等対処設備の分散配置又は固縛を実施する。

(b) 火災の感知及び消火

- イ. 可搬型重大事故等対処設備保管エリアの火災感知器は、早期に火災感知できるように、固有の信号を発する異なる種類の火災感知器を設置する。
- ロ. 屋外の保管エリアの火災感知は、炎感知器と熱感知カメラにより感知ができる範囲に、可搬型重大事故等対処設備を保管することにより実施する。
- ハ. 屋外の可搬型重大事故等対処設備保管エリアの火災感知器は、故障時に早期に取り替えられるよう予備を保有する。
- ニ. 可搬型重大事故等対処設備の保管エリアは消火器又は移動式消火設備による消火を行う。

b. その他の発電用原子炉施設

- (a) その他の発電用原子炉施設の火災防護は、設計基準対象施設及び重大事故等対処施設に対して実施している火災防護対策を考慮して、消防法、建築基準法、日本電気協会電気技術規程・指針に基づき設備に応じた火災防護対策を実施する。
- (b) 火災区域又は火災区画並びに可搬型重大事故等対処設備の保管エリアに設置又は保管しているその他の発電用原子炉施設に対する火災感知は、それぞれの火災区域、火災区画又は可搬型重大事故等対処設備の保管エリアにおける火災感知の設計方針を適用する。
- (c) (b)項以外のその他の発電用原子炉施設の火災感知として、設備の設置状況又は保管状況及びその場所の環境等を考慮して火災感知器を設置する。
- (d) 火災区域又は火災区画並びに可搬型重大事故等対処設備の保管エリアに設置又は保管しているその他の発電用原子炉施設に対する消火は、それぞれの火災区域、火災区画又は可搬型重大事故等対処設備の保管エリアにおける消火の設計方針を適用する。
- (e) (d)項以外のその他の発電用原子炉施設の消火は、設備の設置状況又は保管状況及びその場所の環境を考慮して、消火器、消火栓又は移動式消火設備による消火を行う。

VI-1-1-8 発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書

目 次

VI-1-1-8-1 溢水等による損傷防止の基本方針

VI-1-1-8-1 溢水等による損傷防止の基本方針

目次

1. 概要	1
2. 溢水等による損傷防止の基本方針	1
2.1 防護すべき設備の設定	3
2.2 溢水評価条件の設定	3
2.3 溢水評価及び防護設計方針	6
2.4 溢水防護に関する施設の設計方針	9
3. 適用規格	12

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12条及び第54条並びに「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。）に適合する設計とするため、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備が発電所施設内における溢水の発生によりその要求される機能を損なうおそれがある場合に、防護処置その他の適切な処置を講じることを説明するものである。

2. 溢水等による損傷防止の基本方針

「原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド」（以下「評価ガイド」という。）を踏まえて、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても、発電用原子炉を高温停止でき、引き続き低温停止及び放射性物質の閉じ込め機能を維持できる設計とする。また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持できる設計とする。さらに、使用済燃料プールにおいては、使用済燃料プールの冷却機能及び使用済燃料プールへの給水機能を維持できる設計とする。ここで、これらの機能を維持するために必要な設備（以下「溢水防護対象設備」という。）について、これら設備が、没水、被水及び蒸気の影響を受けて、その安全機能を損なわない設計（多重性又は多様性を有する設備が同時にその安全機能を損なわない設計）とする。また、溢水の影響により発電用原子炉に外乱が及び、かつ、安全保護系、原子炉停止系の作動を要求される場合には、その溢水の影響を考慮した上で、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に基づき必要な機器の単一故障を考慮し、発生が予想される運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故について安全解析を行い、炉心損傷に至ることなく当該事象を収束できる設計とする。

重大事故防止設備については、溢水の影響により設計基準対象施設の安全機能と同時にその機能が喪失しないよう設計基準対象設備等の配置を含めて位置的分散を図る設計とする。また、重大事故等対処設備であって、重大事故防止設備でない設備は、修復性等も考慮の上、できる限り内部溢水に対する頑健性を確保する設計とする。さらに、重大事故等対処設備のみによる安全性確保として、設計基準対象施設の機能に期待せずに、重大事故等対処設備によりプラントの安全性に関する主要な機能が損なわれるおそれのない設計とする。

溢水防護対象設備及び重大事故等対処設備を防護すべき設備とし、設定方針を「2.1 防護すべき設備の設定」に示す。

溢水評価を実施するに当たり、溢水源及び溢水量を、溢水影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水（以下「想定破損による溢水」という。）、発電所内で生じる異常状態（火災を含む。）の拡大防止のために設置される系統からの放水による溢水（以下「消火水の放水による溢水」という。）並びに地震に起因する機器の破損等により生じる溢水（使用済燃料プール等のスロッシングにより生じる溢水を含む。）の発生

要因別に設定する。なお、施設定期検査中においては、使用済燃料プール、原子炉ウェル及び蒸気乾燥器・気水分離器ピットのスロッシングにより生じる溢水を踏まえ溢水源及び溢水量を設定する。その他の要因による溢水として、地下水の流入、地震以外の自然現象、機器の誤作動等により生じる溢水（以下「その他の溢水」という。）を考慮し、溢水源及び溢水量を設定する。

溢水防護に対する評価対象区画（以下「溢水防護区画」という。）及び溢水経路は、溢水防護区画内外で発生を想定する溢水に対して、当該区画内の溢水水位が最も高くなるように設定する。溢水源、溢水量、溢水防護区画及び溢水経路の設定方針を「2.2 溢水評価条件の設定」に示す。

溢水評価では、没水、被水及び蒸気の影響を受けて要求される機能を損なうおそれがある防護すべき設備に対して、溢水影響評価を実施し、必要に応じて防護対策を実施する。具体的な評価及び防護設計方針を、「2.3.1 防護すべき設備を内包する建屋内及びエリア内で発生する溢水に関する溢水評価及び防護設計方針」のうち「(1) 没水の影響に対する評価及び防護設計方針」、「(2) 被水の影響に対する評価及び防護設計方針」及び「(3) 蒸気影響に対する評価及び防護設計方針」に示す。

使用済燃料プールの機能維持に関しては、発生を想定する溢水の影響を受けて、使用済燃料プール冷却系統及び給水系統が要求される機能を損なうおそれがないことを評価する。具体的な評価及び防護設計方針を、「2.3.2 使用済燃料プールの機能維持に関する評価及び防護設計方針」に示す。

溢水防護区画を内包する建屋外から溢水が流入するおそれがある場合には、防護対策により溢水の流入を防止する。具体的な評価及び防護設計方針を、「2.3.3 防護すべき設備を内包する建屋外及びエリア外で発生する溢水に関する溢水評価及び防護設計方針」に示す。

発電用原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器、配管その他の設備（ポンプ、弁、使用済燃料プール、原子炉ウェル、蒸気乾燥器・気水分離器ピット）から放射性物質を含む液体があふれ出るおそれがある場合において、放射性物質を含む液体が管理区域外へ漏えいすることを防止する設計とする。管理区域外への漏えい防止に関する評価及び防護設計方針を「2.3.4 放射性物質を含んだ液体の管理区域外への漏えい防止に関する溢水評価及び防護設計方針」に示す。

防護すべき設備が発生を想定する溢水により要求される機能を損なうおそれがある場合、又は放射性物質を含む液体が管理区域外に漏えいするおそれがある場合には、防護対策その他の適切な処置を実施する。発生を想定する溢水から防護すべき設備を防護するための施設（以下「溢水防護に関する施設」という。）について、実施する防護対策その他の適切な処置の設計方針を「2.4 溢水防護に関する施設の設計方針」に示す。

溢水評価条件の変更により評価結果が影響を受けないことを確認するために、溢水防護区画において、各種設備の追加及び資機材の持込みにより評価条件としている溢水源、

溢水経路及び滞留面積等に見直しがある場合は、溢水評価への影響確認を行うこととし、保安規定に定めて管理する。

2.1 防護すべき設備の設定

評価ガイドを踏まえ、以下のとおり溢水防護対象設備を設定する。

- (1) 「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」における分類のクラス1, 2に属する構築物, 系統及び機器に加え, 安全評価上その機能を期待するクラス3に属する構築物, 系統及び機器のうち, 以下の機能を達成するための重要度の特に高い安全機能を有する系統が, その安全機能を適切に維持するために必要な設備。

- ・運転状態にある場合には, 発電用原子炉を高温停止及び, 引き続き低温停止することができ, 並びに放射性物質の閉じ込め機能を維持するための設備。
- ・停止状態にある場合は引き続きその状態を維持する設備。

- (2) 使用済燃料プールの冷却機能及び使用済燃料プールへの給水機能を適切に維持するために必要な設備

また, 重大事故等対処設備についても溢水から防護すべき設備として設定する。防護すべき設備の設定の具体的な内容を添付書類「VI-1-1-8-2 防護すべき設備の設定」に示す。

2.2 溢水評価条件の設定

- (1) 溢水源及び溢水量の設定

溢水源及び溢水量は, 想定破損による溢水, 消火水の放水による溢水及び地震起因による溢水を踏まえ設定する。また, その他の溢水も評価する。

想定破損による溢水又は消火水の放水による溢水の溢水源の想定に当たっては, 一系統における単一の機器の破損又は単一箇所での異常状態の発生とし, 他の系統及び機器は健全なものと仮定する。また, 一系統にて多重性又は多様性を有する機器がある場合においても, そのうち単一の機器が破損すると仮定する。号機間で共用する建屋及び一体構造の建屋に設置される機器にあつては, 共用, 非共用機器に係わらず, その建屋内で単一の溢水源を想定し, 建屋全体の溢水経路を考慮する。

想定破損による溢水では, 評価ガイドを参照し, 高エネルギー配管は「完全全周破断」, 低エネルギー配管は「配管内径の1/2の長さで配管肉厚の1/2の幅を有する貫通クラック(以下「貫通クラック」という。)」の破損を想定した評価とし, 想定する破損箇所は溢水影響が最も大きくなる位置とする。

ただし, 高エネルギー配管については, ターミナルエンドを除き, 応力評価の結果により, 以下のとおり破損形状を想定する。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリの配管について, 発

生応力が許容応力の 0.8 倍以下であり、疲れ累積係数が 0.1 以下であれば破損を想定しない。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリ以外の配管について、発生応力が許容応力の 0.4 倍を超え 0.8 倍以下であり、疲れ累積係数が 0.1 以下であれば「貫通クラック」による溢水を想定した評価とする。また、発生応力が許容応力の 0.4 倍以下であり、疲れ累積係数が 0.1 以下であれば破損は想定しない。

低エネルギー配管については、配管の発生応力が許容応力の 0.4 倍以下であれば破損は想定しない。

破損を想定しない高エネルギー配管と低エネルギー配管は、評価結果に影響するような配管減肉がないことを確認するために、継続的な肉厚管理を実施することとし、保安規定に定めて管理する。

また、高エネルギー配管として運転している時間の割合が、当該系統の運転している時間の 2% 又はプラント運転期間の 1% より小さいことから低エネルギー配管とする系統（ほう酸水注入系、残留熱除去系、低圧炉心スプレイ系、高圧炉心スプレイ系、原子炉隔離時冷却系、加熱蒸気及び復水戻り系）については、運転時間実績管理を実施することとし、保安規定に定めて管理する。

消火水の放水による溢水では、消火活動に伴う消火栓からの放水量を溢水量として設定する。消火栓以外の設備である発電所内で生じる異常状態（火災を含む。）の拡大防止のために設置されるスプリンクラ及び格納容器スプレイ冷却系からの溢水については、防護すべき設備が溢水影響を受けない設計とする。具体的には、防護すべき設備が設置される建屋には、スプリンクラは設置しない設計とする。格納容器スプレイ系統の作動により発生する溢水については、原子炉格納容器内の防護すべき設備が要求される機能を損なうおそれがない設計とし、詳細は添付書類「VI-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」の「2.3 環境条件等」に示す。また、格納容器スプレイ冷却系は、単一故障により誤作動しないように設計されることから、誤作動による溢水は想定しない。

地震起因による溢水では、溢水源となり得る機器（流体を内包する機器）のうち、基準地震動 S_s による地震力により破損が生じる機器及び使用済燃料プール等のスロッシングによる漏えい水を溢水源として設定する。耐震 S クラス機器については、基準地震動 S_s による地震力によって破損は生じないことから溢水源として想定しない。また、耐震 B 及び C クラス機器のうち耐震対策工事の実施又は設計上の裕度の考慮により、基準地震動 S_s による地震力に対して耐震性が確保されているものについては溢水源として想定しない。

溢水量の算出に当たっては、漏水が生じるとした機器のうち防護すべき設備への

溢水の影響が最も大きくなる位置で漏水が生じるものとして評価する。

溢水源となる配管については破断形状を完全全周破断とし、溢水源となる容器については全保有水量を考慮した上で、溢水量を算出する。

使用済燃料プール等のスロッシングによる溢水量の算出に当たっては、基準地震動 S_s による地震力により生じるスロッシング現象を三次元流動解析により評価し、使用済燃料プール外へ漏えいする溢水量を考慮し、施設定期検査中においては、使用済燃料プール、原子炉ウェル及び蒸気乾燥器・気水分離器ピットのスロッシングによる溢水を考慮し溢水源として設定する。

また、隔離による漏えい停止を期待する場合は、漏えい停止までの隔離時間を考慮し、配管の破損箇所から流出した漏水量と隔離後の溢水量として隔離範囲内の系統の保有水量を合算して設定する。ここで、漏水量は、配管の破損箇所からの流出流量に隔離時間を乗じて設定する。なお、手動による漏えい停止の手順は、保安規定に定めて管理する。

その他の溢水については、地下水の流入、降水、屋外タンクの竜巻による飛来物の衝突による破損に伴う漏えい等の地震以外の自然現象に伴う溢水、機器の誤作動、弁グランド部及び配管フランジ部からの漏えい事象を想定する。

溢水源及び溢水量の設定の具体的な内容を添付書類「VI-1-1-8-3 溢水評価条件の設定」のうち「2. 溢水源及び溢水量の設定」に示す。

(2) 溢水防護区画及び溢水経路の設定

溢水防護区画は、防護すべき設備が設置されている全ての区画並びに中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス通路について設定する。

溢水防護区画は壁、扉、堰、床段差等、又はそれらの組み合わせによって他の区画と分離される区画として設定する。

溢水経路は、溢水防護区画内外で発生を想定する溢水に対して、当該区画内の溢水水位が最も高くなるように設定する。アクセス通路の設定については、必要に応じて環境の温度及び放射線量を考慮する。消火活動により区画の扉を開放する場合は、開放した扉からの消火水の伝播を考慮した溢水経路とする。なお、火災により貫通部の止水機能が損なわれる場合には、当該貫通部からの消火水の流入を考慮する。

また、溢水経路を構成する水密扉については、閉止状態を確実にするために、中央制御室における閉止状態の確認、開放後の確実な閉止操作及び閉止されていない状態が確認された場合の閉止操作の手順書の整備を行うこととし、保安規定に定めて管理する。

常設している堰の取り外し及びハッチを開放する場合の運用を保安規定に定めて管理する。

溢水防護区画及び溢水経路の設定の具体的な内容を添付書類「VI-1-1-8-3 溢水

評価条件の設定」のうち「3. 溢水防護区画及び溢水経路の設定」に示す。

2.3 溢水評価及び防護設計方針

2.3.1 防護すべき設備を内包する建屋内及びエリア内で発生する溢水に関する溢水評価及び防護設計方針

(1) 没水の影響に対する評価及び防護設計方針

発生を想定する溢水量,溢水防護区画及び溢水経路から算出される溢水水位と,防護すべき設備が要求される機能を損なうおそれがある高さ(以下「機能喪失高さ」という。)を評価し,防護すべき設備が没水の影響により要求される機能を損なうおそれがないことを評価する。

また,溢水の流入状態,溢水源からの距離,人のアクセス等による一時的な水位変動を考慮し,機能喪失高さは,溢水水位に対して裕度を確保する設計とする。具体的には,防護すべき設備の機能喪失高さが溢水防護区画ごとに算出される溢水水位に対して一律100mm以上の裕度を確保する設計とする。

さらに,機能喪失高さは,区画の床勾配による床面高さのばらつきを考慮した設計とする。

防護すべき設備が溢水による水位に対し機能喪失高さを確保できないおそれがある場合は,溢水水位を上回る高さまで,止水性を維持する壁,扉,蓋,堰,逆流防止装置又は貫通部止水処置により溢水伝播を防止する対策を実施する。

止水性を維持する溢水防護に関する施設については,試験又は机上評価にて止水性を確認する設計とする。

消火水の放水による没水影響で防護すべき設備の機能を損なうおそれがある場合には,水消火を行わない消火手段(ハロンガス消火設備による消火,ケーブルトレイ消火設備による消火又は消火器による消火)を採用することで没水の影響が発生しない設計とする。さらに当該エリアへの不用意な放水を行わない運用とすることとし保安規定に定めて管理する。

没水影響評価の具体的な内容を添付書類「VI-1-1-8-4 溢水影響に関する評価」のうち「2.1 没水影響に対する評価」に示す。

(2) 被水の影響に対する評価及び防護設計方針

溢水源からの直線軌道及び放物線軌道の飛散による被水並びに天井面の開口部又は貫通部からの被水の影響を受ける範囲内にある防護すべき設備が被水により安全機能を損なうおそれがないことを評価する。

防護すべき設備は,被水に対する保護構造(以下「保護構造」という。)を有し被水影響を受けても要求される機能を損なうおそれがない設計とする。

保護構造を有さない場合は,要求される機能を損なうおそれがないよう同時に溢水の影響を受けないような配置設計又は被水の影響を受けない設計とする。

保護構造により要求される機能を損なうおそれがない設計とする設備については、評価された被水条件を考慮しても要求される機能を損なうおそれがないことを設計時に確認し、保護構造を維持するための保守管理を実施する。

また、水消火を行う場合には、消火対象以外の設備への誤放水がないよう、消火放水時に不用意な放水を行わない運用とすることとし保安規定に定めて管理する。

被水影響評価の具体的な内容を添付書類「VI-1-1-8-4 溢水影響に関する評価」のうち「2.2 被水影響に対する評価」に示す。

(3) 蒸気影響に対する評価及び防護設計方針

溢水防護区画内で発生を想定する溢水源からの漏えい蒸気の直接噴出及び拡散による影響を受ける範囲内にある防護すべき設備が、蒸気放出の影響により要求される機能を損なうおそれがないことを評価する。

防護すべき設備は、溢水源からの漏えい蒸気を考慮した耐蒸気仕様を有し、蒸気影響を受けても要求される機能を損なうおそれがない設計とする。

耐蒸気仕様を有さない場合は、要求される機能を損なうおそれがないよう多重性又は多様性を有し、同時に溢水の影響を受けないような別区画に設置され、要求される機能を同時に損なうことのない設計又は蒸気曝露試験により設備の健全性が確認されている漏えい蒸気影響を緩和するための対策を実施する。

蒸気曝露試験は、漏えい蒸気による環境において要求される機能を損なうおそれがある電気設備又は計装設備を対象に、漏えい蒸気による環境条件（温度、湿度及び圧力）により対象設備が要求される機能を損なわないことを評価するために実施する。ただし、試験実施が困難な機器については、漏えい蒸気による環境条件に対する耐性を机上評価する。

主蒸気管破断事故時等には、原子炉建屋原子炉棟内外の差圧による原子炉建屋ブローアウトパネルの開放により、溢水防護区画内において蒸気影響を軽減する設計とする。

また、防護すべき設備が蒸気環境に曝された場合、防護すべき設備の要求される機能が損なわれていないことを確認することとし、保安規定に定めて管理する。

蒸気影響評価の具体的な内容を添付書類「VI-1-1-8-4 溢水影響に関する評価」のうち「2.3 蒸気影響に対する評価」に示す。

原子炉建屋ブローアウトパネルに関する具体的な設計方針については、添付書類「VI-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」に示す。

2.3.2 使用済燃料プールのスロッシング後の機能維持に関する評価及び防護設計方針

使用済燃料プール等のスロッシング後の機能維持に関しては、基準地震動 S_s による地震力によって生じるスロッシング後の使用済燃料プール等の水位低下を考慮しても、使用済燃料プールの冷却機能及び使用済燃料プールへの給水機能が確保され、それらを用いることにより適切な水温（水温 65°C 以下）及び遮蔽水位（オーバーフロー水位）が維持できることを評価する。

使用済燃料プール等のスロッシングによる溢水量の算出に当たっては、基準地震動 S_s による地震力によって生じるスロッシング現象を3次元流動解析により評価する。その際、使用済燃料プールの初期水位はオーバーフロー水位として評価する。

使用済燃料プール機能維持評価の具体的な内容を添付書類「VI-1-1-8-4 溢水影響に関する評価」のうち「2.4 使用済燃料プールの機能維持に関する溢水評価」に示す。

2.3.3 防護すべき設備を内包するエリア外及び建屋外で発生する溢水に関する溢水評価及び防護設計方針

防護すべき設備を内包するエリア外及び建屋外において、発生を想定する溢水である循環水系配管の伸縮継手の破損による溢水、屋外タンクの破損による溢水及び地下水等が、防護すべき設備を内包するエリア内及び建屋内に流入するおそれがある場合には、壁、扉、堰等の設置及び貫通部止水処置により流入を防止する設計とし、防護すべき設備が要求される機能を損なうおそれがない設計とする。

また、防護すべき設備を内包するエリア外及び建屋外で発生する溢水量の低減対策として以下に期待する。

タービン建屋内における循環水系配管の伸縮継手及びタービン補機冷却海水系配管において耐震性を確認していない箇所からの溢水を早期に自動検知し、隔離を行うために、循環水系隔離システム（漏えい検知器、復水器水室出入口弁、検知制御盤等）及びタービン補機冷却海水系隔離システム（漏えい検知器、タービン補機冷却海水ポンプ吐出弁、検知制御盤等）を設置する。循環水系隔離システムについては、隔離信号発信後約 で循環水ポンプを停止するとともに、復水器水室出入口弁を閉止することにより破断想定箇所と海洋を隔離する設計とし、タービン補機冷却海水系隔離システムについては、隔離信号発信後約 でタービン補機冷却海水ポンプを停止するとともに、タービン補機冷却海水ポンプ吐出弁を閉止することにより破断想定箇所と海洋を隔離する設計とする。

地下水については、排水ポンプの故障等により建屋周囲の水位が地表面まで上昇することを想定し、建屋外周部における壁及び貫通部止水処置により防護すべ

き設備を内包する建屋への流入を防止する設計とする。

防護すべき設備を内包するエリア外及び建屋外で発生する溢水に関する溢水評価の具体的な内容を添付書類「VI-1-1-8-4 溢水影響に関する評価」のうち「3. 溢水防護区画を内包する建屋外からの流入防止」に示す。

2.3.4 放射性物質を含んだ液体の管理区域外への漏えい防止に関する溢水評価及び防護設計方針

発電用原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器、配管及びその他の設備（ポンプ、弁、使用済燃料プール、原子炉ウェル、蒸気乾燥器・気水分離器ピット）からあふれ出る放射性物質を含む液体について、溢水量、溢水防護区画及び溢水経路により溢水水位を算出し、放射性物質を内包する液体が管理区域外へ漏えいすることを防止し伝播するおそれがないことを評価する。なお、地震時における放射性物質を含む液体の溢水量の算出については、耐震重要度分類に応じた要求される地震力を用いて設計する。

放射性物質を含む液体が管理区域外に伝播するおそれがある場合には管理区域外への溢水伝播を防止するため、防護対策を実施する。

評価で期待する溢水防護対策として、漏えいする溢水水位を上回る高さを有する伝播防止処置を実施し、放射性物質を含む液体が管理区域外へ伝播しない設計とする。また、溢水防護対策は、溢水の流入状態、溢水源からの距離、人のアクセス等による一時的な水位変動を考慮し、溢水水位に対して原則 100 mm 以上の裕度を確保する設計とする。

管理区域外への漏えい防止に関する溢水評価の具体的な内容を添付書類「VI-1-1-8-4 溢水影響に関する評価」のうち「4. 管理区域外への漏えい防止に関する溢水評価」に示す。

2.4 溢水防護に関する施設の設計方針

「2.2 溢水評価条件の設定」及び「2.3 溢水評価及び防護設計方針」を踏まえ、溢水防護区画の設定、溢水経路の設定及び溢水評価において期待する溢水防護に関する施設の設計方針を以下に示す。設計に当たっては、溢水防護に関する施設が要求される機能を踏まえ、溢水の伝播を防止する設備及び蒸気影響を緩和する設備に分類し設計方針を定める。

また、溢水防護に期待する施設は、要求される機能を維持するため、計画的に保守管理を実施するとともに、必要に応じ補修を実施することとし、保安規定に定めて管理する。

溢水防護に関する施設の設計方針を添付書類「VI-1-1-8-5 溢水防護施設の詳細設計」に示す。

2.4.1 溢水伝播を防止する設備

(1) 水密扉（外郭浸水防護設備又は原子炉建屋と一部兼用）

原子炉建屋，制御建屋，海水ポンプ室，復水貯蔵タンクエリア，軽油タンクエリア，タービン建屋，補助ボイラー建屋及び屋外で発生を想定する溢水が，溢水防護区画内へ伝播しない設計とするために，原子炉建屋，制御建屋，海水ポンプ室，軽油タンクエリアに止水性を有する水密扉を設置する。

また，原子炉建屋浸水防止水密扉(No.1)，原子炉建屋浸水防止水密扉(No.2)，制御建屋浸水防止水密扉(No.1)，制御建屋浸水防止水密扉(No.2)，制御建屋浸水防止水密扉(No.3)，制御建屋浸水防止水密扉(No.4)，制御建屋浸水防止水密扉(No.5)，計測制御電源室(B)浸水防止水密扉(No.3)，制御建屋空調機械(A)室浸水防止水密扉，制御建屋空調機械(B)室浸水防止水密扉，第2号機MCR浸水防止水密扉を，外郭浸水防護設備として兼用し，原子炉建屋大物搬入口を，内郭浸水防護設備として兼用する。

原子炉建屋，制御建屋，海水ポンプ室，軽油タンクエリアに設置する水密扉は，発生を想定する溢水水位による静水圧に対し，溢水伝播を防止する機能を維持する設計とする。また，地震時及び地震後において期待する水密扉については，基準地震動 S_s による地震力に対して，溢水伝播を防止する機能を維持する設計とする。それ以外の水密扉については，主要設備リストにおける耐震重要度分類にて要求される地震力に対して，溢水伝播を防止する機能を維持する設計とする。

(2) 浸水防止蓋（浸水防止設備と兼用）

屋外で発生を想定する溢水が，溢水防護区画内へ伝播しない設計とするために，軽油タンクエリアに止水性を有する浸水防止蓋を設置する。また，軽油タンクエリアに設置する浸水防止蓋を，浸水防止設備として兼用する。

浸水防止蓋は，発生を想定する溢水水位による静水圧に対し，溢水伝播を防止する機能を維持する設計とする。また，地震時及び地震後において，基準地震動 S_s による地震力に対して，溢水伝播を防止する機能を維持する設計とする。

(3) 浸水防止堰

原子炉建屋及び制御建屋で発生を想定する溢水が，溢水防護区画内へ伝播しない設計とするために，原子炉建屋及び制御建屋に止水性を有する浸水防止堰を設置する。

原子炉建屋及び制御建屋に設置する浸水防止堰は，発生を想定する溢水水位による静水圧に対し，溢水伝播を防止する機能を維持する設計とする。

また，地震時及び地震後において，期待する浸水防止堰については，基準地震動 S_s による地震力に対して，溢水伝播を防止する機能を維持する設計とする。それ以外の浸水防止堰については，主要設備リストにおける耐震重要度分類にて要求される地震力に対して，溢水伝播を防止する機能を維持する設計とする。

- (4) 管理区域外伝播防止水密扉，管理区域外伝播防止堰（放射性廃棄物の廃棄施設と一部兼用）

管理区域内で発生を想定する放射性物質を含む液体が，管理区域外へ伝播しない設計とするために，原子炉建屋，制御建屋及びタービン建屋に管理区域外伝播防止水密扉又は管理区域外伝播防止堰を設置する。また，原子炉建屋地上1階の施設外との境界壁面及び施設外へ出入口床面（原子炉建屋地上1階屋外への出入口，原子炉建屋地上1階タービン建屋を結ぶ連絡通路，原子炉建屋地上1階廃棄物処理系制御室出入口，原子炉建屋地上1階通路部出入口）及びタービン建屋地下2階及び制御建屋地下2階配管エリアの施設外との境界壁面及びこれに囲まれた床面（タービン建屋地下2階TCW熱交換器室出入口）を，管理区域外伝播防止堰として兼用する。

原子炉建屋，制御建屋及びタービン建屋に設置する管理区域外伝播防止水密扉又は管理区域外伝播防止堰は，発生を想定する溢水水位による静水圧に対し，溢水伝播を防止する機能を維持する設計とする。

また，地震時及び地震後において期待する管理区域外伝播防止水密扉又は管理区域外伝播防止堰については，主要設備リストにおける耐震重要度分類にて要求される地震力に対して，溢水伝播を防止する機能を維持する設計とする。

- (5) 逆流防止装置

原子炉建屋及び制御建屋で発生を想定する溢水が，床ドレンラインを介して溢水防護区画内へ伝播しない設計とするために，床ドレンラインに止水性を有する逆流防止装置を設置する。

逆流防止装置は，発生を想定する溢水水位による静水圧に対し，溢水伝播を防止する機能を維持する設計とする。

また，地震時及び地震後において期待する逆流防止装置については，基準地震動 S_s による地震力に対して，溢水伝播を防止する機能を維持する設計とする。それ以外の逆流防止装置については，主要設備リストにおける耐震重要度分類にて要求される地震力に対して，溢水伝播を防止する機能を維持する設計とする。

- (6) 貫通部止水処置（浸水防止設備と一部兼用）

原子炉建屋，制御建屋，海水ポンプ室，復水貯蔵タンクエリア，軽油タンクエリア，タービン建屋，補助ボイラー建屋及び屋外にて発生を想定する溢水が，溢水防護区画内へ伝播しない設計とするため，貫通部止水処置を実施する。

原子炉建屋，制御建屋，海水ポンプ室，復水貯蔵タンクエリア，軽油タンクエリア及びタービン建屋に設置する貫通部止水処置は，発生を想定する溢水水位による静水圧及び溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対し，溢水伝播を防止する機能を維持する設計とする。

また，地震時及び地震後において期待する貫通部止水処置については，基準地

震動 S_s による地震力に対して、溢水伝播を防止する機能を維持する設計とする。
それ以外の貫通部止水処置については、主要設備リストにおける耐震重要度分類にて要求される地震力に対して、溢水伝播を防止する機能を維持する設計とする。

(7) 循環水系隔離システム

タービン建屋復水器エリアで発生を想定する循環水系配管破断箇所からの溢水量を低減するために、循環水系配管破断箇所からの溢水を早期に自動検知し、隔離を行うために、循環水系隔離システム（漏えい検知器、復水器水室出入口弁、検知制御盤等）を設置する。

また、地震時及び地震後において、基準地震動 S_s による地震力に対して、溢水量を低減する機能を維持する設計とする。

(8) タービン補機冷却海水系隔離システム

タービン建屋内のタービン補機冷却水系熱交換器を設置するエリアで発生を想定するタービン補機冷却海水系配管破断箇所からの溢水量を低減するために、タービン補機冷却海水系配管破断箇所からの溢水を早期に自動検知し、隔離を行うタービン補機冷却海水系隔離システム（漏えい検知器、タービン補機冷却海水ポンプ吐出弁、検知制御盤等）を設置する。

また、地震時及び地震後において、基準地震動 S_s による地震力に対して、溢水量を低減する機能を維持する設計とする。

2.4.2 蒸気影響を緩和する設備

(1) 蒸気防護カバー

タービン建屋内で想定する漏えい蒸気が防護すべき設備へ与える影響を緩和するために防護すべき設備を囲う蒸気防護カバーを設置する。

蒸気防護カバーは、蒸気の噴出による荷重に対して蒸気影響を緩和する機能を損なうおそれがない設計とする。

3. 適用規格

適用する規格としては、既往工認で適用実績がある規格のほか、最新の規格基準についても技術的妥当性及び適用性を示したうえで適用可能とする。

適用する規格、基準、指針等を以下に示す。

- ・発電用原子力設備規格 設計・建設規格（J S M E S N C 1 - 2005/2007）
- ・原子力発電所耐震設計技術指針（J E A G 4 6 0 1 - 1987）
- ・原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編（J E A G 4 6 0 1 ・ 補 - 1984）
- ・原子力発電所の火災防護指針（J E A G 4 6 0 7 - 2010）
- ・原子力発電所耐震設計技術指針（J E A G 4 6 0 1 - 1991 追補版）

- ・ 日本産業規格 (J I S)
- ・ 建築基準法 (昭和 25 年 5 月 24 日法律第 201 号)
- ・ 建築基準法施行令 (昭和 25 年 11 月 16 日政令第 338 号)
- ・ 消防法 (昭和 23 年 7 月 24 日法律第 186 号)
- ・ 消防法施行令 (昭和 36 年 3 月 25 日政令第 37 号)
- ・ 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 (平成 25 年 6 月 19 日原規技発第 1306194 号)
- ・ 鉄筋コンクリート構造計算規準 -許容応力度設計法- 日本建築学会 1999 年
- ・ 鉄筋コンクリート構造計算規準 日本建築学会 2010 年
- ・ 鋼構造設計規準 -許容応力度設計法- 日本建築学会 2005 年
- ・ 各種合成構造設計指針・同解説 日本建築学会 2010 年
- ・ 発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針 (平成 2 年 8 月 30 日 原子力安全委員会)
- ・ 原子力施設における建築物の維持管理指針・同解説 日本建築学会 2015 年
- ・ 水道施設耐震工法指針・解説 日本水道協会 1997 年
- ・ 水道施設耐震工法指針・解説 日本水道協会 2009 年
- ・ コンクリート標準示方書 [構造性能照査編] 土木学会 2002 年
- ・ 鋼構造接合部設計指針 日本建築学会 2012 年
- ・ 機械工学便覧 基礎編 α 3 材料力学 日本機械学会 2005 年

VI-1-1-10 通信連絡設備に関する説明書

目 次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
2.1 通信連絡設備（発電所内）	1
2.2 通信連絡設備（発電所外）	1
3. 施設の詳細設計方針	2
3.1 通信連絡設備（発電所内）	2
3.1.1 送受話器（ページング）（警報装置を含む。）	3
3.1.2 電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS 端末及び FAX）	4
3.1.3 移動無線設備（固定型）及び移動無線設備（車載型）	4
3.1.4 無線連絡設備（固定型）及び無線連絡設備（携帯型）	4
3.1.5 携行型通話装置	5
3.1.6 衛星電話設備（固定型）及び衛星電話設備（携帯型）	5
3.1.7 安全パラメータ表示システム（SPDS）	6
3.2 通信連絡設備（発電所外）	7
3.2.1 電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS 端末，FAX 及び 衛星保安電話（固定型））	8
3.2.2 社内テレビ会議システム	9
3.2.3 局線加入電話設備（加入電話機及び加入 FAX）	9
3.2.4 専用電話設備（地方公共団体向ホットライン）	9
3.2.5 衛星電話設備（固定型）及び衛星電話設備（携帯型）	9
3.2.6 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 電話及び IP-FAX）	10
3.2.7 データ伝送設備	11

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」第46条、第47条第4項及び第5項、第76条、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」に基づく通信連絡設備について説明するものである。

2. 基本方針

2.1 通信連絡設備（発電所内）

原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常の際に、中央制御室等から人が立ち入る可能性のある原子炉建屋、タービン建屋、作業場所等の建屋内外各所の人に操作、作業、退避の指示、事故対策のための集合等の連絡をサイレン及び音声により行うことができるよう、警報装置、多様性を確保した通信連絡設備（発電所内）及び緊急時対策所へ事故状態等の把握に必要なデータを伝送できる安全パラメータ表示システム（SPDS）を設置又は保管する。

通信連絡設備（発電所内）は、非常用所内電源又は無停電電源（充電器等を含む。）に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故（以下「重大事故等」という。）が発生した場合において、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けるとともに、当該設備に代替電源設備から給電が可能な設計とする。

2.2 通信連絡設備（発電所外）

設計基準事故が発生した場合において、発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡ができるよう、通信連絡設備（発電所外）及び発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ERSS）へ必要なデータを伝送できるデータ伝送設備を設置又は保管する。

通信連絡設備（発電所外）は、通信方式の多様性を備えた構成の専用通信回線に接続する。

通信連絡設備（発電所外）は、非常用所内電源又は無停電電源（充電器等を含む。）に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

重大事故等が発生した場合において、発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けるとともに、当該設備に代替電源設備から給電が可能な設計とする。

3. 施設の詳細設計方針

3.1 通信連絡設備（発電所内）

原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常の際に、中央制御室等から人が立ち入る可能性のある原子炉建屋、タービン建屋、作業場所等の建屋内外各所の人に操作、作業、退避の指示、事故対策のための集合等の連絡をサイレン及び音声により行うことができる設備並びに音声及びFAXにより行うことができる設備として、第1表に示す警報装置及び多様性を確保した通信連絡設備（発電所内）を設置又は保管する。

警報装置として送受話器（ページング）及び多様性を確保した通信連絡設備（発電所内）として送受話器（ページング）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）、移動無線設備（固定型）、移動無線設備（車載型）、携行型通話装置、無線連絡設備（固定型）、無線連絡設備（携帯型）、衛星電話設備（固定型）及び衛星電話設備（携帯型）を設置又は保管する。

緊急時対策所へ事故状態等の把握に必要なデータを伝送できる設備として、データ収集装置、SPDS 伝送装置及びSPDS 表示装置で構成する安全パラメータ表示システム（SPDS）を設置する。

安全パラメータ表示システム（SPDS）は、計測制御系統施設の計測装置及び緊急時対策所の設備で兼用する。

通信連絡設備（発電所内）及び安全パラメータ表示システム（SPDS）は、二以上の発電用原子炉施設と共用しない設計とする。

警報装置、通信連絡設備（発電所内）及び安全パラメータ表示システム（SPDS）については、第1図に示すとおり非常用所内電源又は無停電電源（充電器等を含む。）に接続又は充電式電池若しくは乾電池を使用し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

重大事故等が発生した場合において、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な通信連絡設備（発電所内）及び計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有するために必要な通信連絡設備（発電所内）として、第1表に示す必要な数量の衛星電話設備（固定型）、無線連絡設備（固定型）及び無線連絡設備（携帯型）を中央制御室及び緊急時対策所に設置又は保管し、衛星電話設備（携帯型）は、緊急時対策所内に保管し、携行型通話装置は、中央制御室内に保管する。

なお、可搬型については必要な数量に加え、故障を考慮した数量の予備を保管する。

中央制御室に設置する衛星電話設備（固定型）及び無線連絡設備（固定型）は、中央制御室待避所でも使用できる設計とする。

緊急時対策所へ重大事故等に対処するために必要なデータを伝送できる設備として、安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちデータ収集装置を制御建屋内に設置し、

SPDS 伝送装置及び SPDS 表示装置を緊急時対策建屋内に設置する。

これらの重大事故等が発生した場合に必要な通信連絡設備（発電所内）及び安全パラメータ表示システム（SPDS）については、第1図に示すとおり代替電源設備である常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）、可搬型代替交流電源設備（電源車）又は緊急時対策所用代替交流電源設備（電源車（緊急時対策所用））から給電が可能な設計とする。

充電式電池を使用する通信連絡設備（発電所内）については、ほかの端末又は予備の充電式電池と交換することにより、継続して通話ができ、使用後の充電式電池は、代替電源設備からの給電が可能な中央制御室又は緊急時対策所の電源から充電器を用いて充電することができる設計とする。

乾電池を使用する通信連絡設備（発電所内）については、予備の乾電池と交換することにより7日間以上継続して通話ができる設計とする。

また、基準地震動 S_s による地震力に対し、地震時及び地震後においても、通信連絡に係る機能を保持するため、第2表に示す固縛又は固定による転倒、横滑り、飛び跳ね及び落下の防止措置（以下「転倒防止措置等」という。）を実施するとともに、信号ケーブル及び電源ケーブルは、耐震性を有する電線管、トレイ及びダクト（以下「電線管等」という。）に敷設する設計とする。

転倒防止措置等については、添付書類「VI-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」に、耐震性に関する詳細は、添付書類「VI-2 耐震性に関する説明書」のうち添付書類「VI-2-1 耐震設計の基本方針」に示す。

3.1.1 送受話器（ページング）（警報装置を含む。）

発電所内の建屋内外各所の人に操作、作業、退避の指示、事故対策のための集合等の連絡を行うために、送受話器（ページング）（警報装置を含む。）を設置する。

送受話器（ページング）（警報装置を含む。）は、送受話器（ページング）（ハンドセット）及び送受話器（ページング）（スピーカ）から構成される。

指示は、発電所各所に設置する送受話器（ページング）（ハンドセット）を使用し、送受話器（ページング）（スピーカ）にて行うことができる設計とする。

また、中央制御室から発電所内へサイレン及び音声による警報を行うことができる設計とする。

発電所の運転及び保守業務に必要なパトロール経路、並びに機器の操作監視に必要な場所で、目につき易く利便性の高い位置に送受話器（ページング）（ハンドセット）を設け、発電所内の建屋内外各所との通信連絡ができる設計とする。

送受話器（ページング）（スピーカ）は、送受話器（ページング）（ハンドセッ

ト)の近傍に設置するが、設置場所の暗騒音レベル及び設置環境を考慮して設置する。

送受話器(ページング)(警報装置を含む。)は、非常用所内電源及び無停電電源(充電器等を含む。)に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

3.1.2 電力保安通信用電話設備(固定電話機, PHS 端末及び FAX)

中央制御室、緊急時対策所及び屋内外の作業場所との間で相互に通信連絡を行うために、電力保安通信用電話設備(固定電話機, PHS 端末及び FAX)を設置又は保管する。

電力保安通信用電話設備(固定電話機, PHS 端末及び FAX)のうち固定電話機及び FAX は、非常用所内電源及び無停電電源(充電器等を含む。)に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

また、PHS 端末の電源は、充電式電池を使用し、外部電源が期待できない場合でも、動作可能な設計とする。

3.1.3 移動無線設備(固定型)及び移動無線設備(車載型)

緊急時対策所と屋外のモニタリングを行う場所との間で通信連絡を行うために、移動無線設備(固定型)及び移動無線設備(車載型)を設置する。

移動無線設備(固定型)は、非常用所内電源及び無停電電源(充電器等を含む。)に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

また、移動無線設備(車載型)の電源は、車載電源を使用し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

3.1.4 無線連絡設備(固定型)及び無線連絡設備(携帯型)

中央制御室、緊急時対策所及び屋外の作業場所との間で相互に通信連絡を行うために、無線連絡設備(固定型)及び無線連絡装置(携帯型)を設置又は保管する。

無線連絡設備(固定型)は、第2図に示すとおり屋外に設置したアンテナと接続することにより、屋内で使用できる設計とする。

無線連絡設備(固定型)は、非常用所内電源又は無停電電源(充電器等を含む。)に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

また、無線連絡設備(携帯型)の電源は、充電式電池を使用し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

重大事故等が発生した場合に使用する中央制御室に設置する無線連絡設備(固定型)は、非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機に加えて、全交流

動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）又は可搬型代替交流電源設備（電源車）から給電が可能な設計とし、緊急時対策所に設置する無線連絡設備（固定型）は、非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）又は緊急時対策所用代替交流電源設備（電源車（緊急時対策所用））から給電が可能な設計とする。

また、無線連絡設備（携帯型）の電源は充電式電池を使用し、ほかの端末又は予備の充電式電池と交換することにより、継続して通話ができ、使用後の充電式電池は、代替電源設備からの給電が可能な中央制御室又は緊急時対策所の電源から充電器を用いて充電することができる設計とする。

3.1.5 携行型通話装置

中央制御室及び屋内の作業場所との間で相互に通信連絡を行うために、携行型通話装置を保管する。

携行型通話装置は、端末である携行型通話装置と専用接続箱をケーブルで接続することにより、容易かつ確実に使用できる設計とする。

携行型通話装置の電源は、乾電池を使用し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

重大事故等が発生した場合に使用する携行型通話装置の電源は、乾電池を使用し、予備の乾電池と交換することにより、7日間以上継続して通話ができる設計とする。

3.1.6 衛星電話設備（固定型）及び衛星電話設備（携帯型）

中央制御室、緊急時対策所及び屋外の作業場所との間で相互に通信連絡を行うために、衛星電話設備（固定型）及び衛星電話設備（携帯型）を設置又は保管する。

衛星電話設備（固定型）は、第3図に示すとおり屋外に設置したアンテナと接続することにより、屋内で使用できる設計とする。

衛星電話設備（固定型）は、非常用所内電源又は無停電電源（充電器等を含む。）に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

また、衛星電話設備（携帯型）の電源は充電式電池を使用し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

重大事故等が発生した場合に使用する中央制御室に設置する衛星電話設備（固定型）は、非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である常設代替交流電源設備

(ガスタービン発電機) 又は可搬型代替交流電源設備 (電源車) から給電が可能な設計とし、緊急時対策所に設置する衛星電話設備 (固定型) は、非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である常設代替交流電源設備 (ガスタービン発電機) 又は緊急時対策所用代替交流電源設備 (電源車 (緊急時対策所用)) から給電が可能な設計とする。

また、衛星電話設備 (携帯型) の電源は、充電式電池を使用し、ほかの端末又は予備の充電式電池と交換することにより、継続して通話ができ、使用後の充電式電池は、代替電源設備からの給電が可能な中央制御室又は緊急時対策所の電源から充電器を用いて充電することができる設計とする。

3.1.7 安全パラメータ表示システム (SPDS)

原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常及び重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所へ第3表に示す事故状態等の把握に必要なデータを伝送できる設備として、第4図に示すとおりデータ収集装置、SPDS 伝送装置及び SPDS 表示装置で構成する安全パラメータ表示システム (SPDS) を設置する。

安全パラメータ表示システム (SPDS) は、非常用所内電源又は無停電電源 (充電器等を含む。) に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

重大事故等が発生した場合に使用する安全パラメータ表示システム (SPDS) のうち制御建屋内に設置するデータ収集装置は、非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である常設代替交流電源設備 (ガスタービン発電機) 又は可搬型代替交流電源設備 (電源車) から給電が可能な設計とする。

また、緊急時対策建屋に設置する SPDS 伝送装置及び SPDS 表示装置は、非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である常設代替交流電源設備 (ガスタービン発電機) 又は緊急時対策所用代替交流電源設備 (電源車 (緊急時対策所用)) から給電が可能な設計とする。

安全パラメータ表示システム (SPDS) のうちデータ収集装置及び SPDS 伝送装置は、常時伝送を行う設計とする。

第3表に示す緊急時対策所へ伝送している、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常及び重大事故等の対処に必要なパラメータは、耐震性のある重大事故時監視盤、重大事故時モニタ盤等からプラントパラメータを直接収集し、伝送できる設計とする。

3.2 通信連絡設備（発電所外）

設計基準事故が発生した場合において、発電所外の本店、国、地方公共団体及びその他関係機関等の必要箇所への事故の発生等に係る連絡を音声、FAX 及びテレビ会議により行うことができる通信連絡設備（発電所外）として、第4表に示す電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS 端末、FAX 及び衛星保安電話（固定型））、社内テレビ会議システム、局線加入電話設備（加入電話機及び加入 FAX）、専用電話設備（地方公共団体向ホットライン）、衛星電話設備（固定型）、衛星電話設備（携帯型）及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム、IP 電話及び IP-FAX）を設置又は保管する。

また、発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ERSS）へ必要なデータを伝送できる設備として、データ伝送設備を設置する。

通信連絡設備（発電所外）及びデータ伝送設備については、第5表に示すとおり有線系、無線系又は衛星系回線による通信方式の多様性を確保した通信回線に接続する。

電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS 端末、FAX 及び衛星保安電話（固定型））、社内テレビ会議システム、専用電話設備（地方公共団体向ホットライン）、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 電話及び IP-FAX）及びデータ伝送設備は、専用通信回線に接続し、輻輳による使用制限又は通信事業者による通信制限を受けることなく常時使用できる設計とする。

また、これらの専用通信回線の容量は、通話及びデータ伝送に必要な容量に対し、十分な余裕を確保した設計とする。

通信連絡設備（発電所外）及びデータ伝送設備については、第1図に示すとおり非常用所内電源又は無停電電源（充電器等を含む。）に接続又は充電式電池を使用し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合において、データ伝送設備は、基準地震動 S_s による地震力に対し、地震時及び地震後においても、緊急時対策支援システム（ERSS）へ必要なデータを伝送する機能を保持するため、第2表に示す固縛又は固定による転倒防止措置等を実施するとともに、信号ケーブル及び電源ケーブルは、耐震性を有する電線管等の電路に敷設する設計とする。

転倒防止措置等については、添付書類「VI-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」に、耐震性に関する詳細は、添付書類「VI-2 耐震性に関する説明書」のうち添付書類「VI-2-1 耐震設計の基本方針」に示す。

重大事故等が発生した場合において、発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な通信連絡設備（発電所外）及び計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所で共有するために必要な

通信連絡設備（発電所外）として、第4表に示す必要な数量の衛星電話設備（固定型）を中央制御室及び緊急時対策所に設置し、衛星電話設備（携帯型）及び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電話及びIP-FAX）を緊急時対策所に設置又は保管する。

なお、可搬型については必要な数量に加え、故障を考慮した数量の予備を保管する。

また、発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ERSS）へ重大事故等に対処するために必要なデータを伝送できる設備として、SPDS伝送装置で構成するデータ伝送設備を緊急時対策所に設置する。

通信連絡設備（発電所外）及びデータ伝送設備は、二以上の発電用原子炉施設と共用しない設計とする。

これらの重大事故等が発生した場合に必要な通信連絡設備（発電所外）及びデータ伝送設備については、第1図に示すとおり代替電源設備である常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）、可搬型代替交流電源設備（電源車）又は緊急時対策所用代替交流電源設備（電源車（緊急時対策所用））から給電が可能な設計とする。

充電式電池を使用する通信連絡設備（発電所外）については、ほかの端末又は予備の充電式電池と交換することにより、継続して通話ができ、使用後の充電式電池は、代替電源設備からの給電が可能な中央制御室又は緊急時対策所の電源から充電器を用いて充電することができる設計とする。

重大事故等が発生した場合に必要な通信連絡設備（発電所外）及びデータ伝送設備については、基準地震動 S_s による地震力に対し、地震時及び地震後においても通信連絡に係る機能を保持するため、第2表に示す固縛又は固定による転倒防止措置等を実施するとともに、信号ケーブル及び電源ケーブルは、耐震性を有する電線管等の電路に敷設する設計とする。

転倒防止措置等については、添付書類「VI-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」に、耐震性に関する詳細は、添付書類「VI-2 耐震性に関する説明書」のうち添付書類「VI-2-1 耐震設計の基本方針」に示す。

3.2.1 電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末、FAX及び衛星保安電話（固定型））

発電所と本店、国、地方公共団体及びその他関係機関等との間で通信連絡を行うために、専用の電力保安通信用回線（有線系及び無線系）による電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）及び通信事業者が提供する専用通信回線（衛星系）による電力保安通信用電話設備（衛星保安電話（固定型））を設置又は保管する。

電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末、FAX及び衛星保安電話（固

定型))のうち固定電話機、FAX及び衛星保安電話(固定型)は、非常用所内電源及び無停電電源(充電器等を含む。)に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

また、電力保安通信用電話設備(固定電話機、PHS 端末、FAX 及び衛星保安電話(固定型))のうち PHS 端末の電源は充電式電池を使用し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

3.2.2 社内テレビ会議システム

発電所と本店との間で通信連絡を行うために、専用の電力保安通信用回線(有線系)及び通信事業者が提供する通信事業者回線(衛星系)による社内テレビ会議システムを設置する。

社内テレビ会議システムは、非常用所内電源に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

3.2.3 局線加入電話設備(加入電話機及び加入 FAX)

発電所と本店、国、地方公共団体及びその他関係機関等との間で通信連絡を行うために、通信事業者が提供する回線(有線系)による局線加入電話設備(加入電話機及び加入 FAX)を設置する。

局線加入電話設備(加入電話機及び加入 FAX)のうち加入 FAX は、非常用所内電源に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

局線加入電話設備(加入電話機及び加入 FAX)のうち加入電話機は、通信回線から給電する設備であり、外部電源が期待できない場合でも動作可能である。

3.2.4 専用電話設備(地方公共団体向ホットライン)

発電所と地方公共団体との間で通信連絡を行うために、通信事業者が提供する専用通信回線(有線系)による専用電話設備(地方公共団体向ホットライン)を設置する。

専用電話設備(地方公共団体向ホットライン)は、非常用所内電源に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

3.2.5 衛星電話設備(固定型)及び衛星電話設備(携帯型)

発電所と本店、国、地方公共団体及びその他関係機関等との間で通信連絡を行うために、通信事業者が提供する回線(衛星系)による衛星電話設備(固定型)及び衛星電話設備(携帯型)を設置又は保管する。

また、発電所と発電所外でモニタリングを行う場所との間で通信連絡を行うために、衛星電話設備(携帯型)を保管する。

衛星電話設備（固定型）は、第3図に示すとおり屋外に設置したアンテナと接続することにより、屋内で使用できる設計とする。

衛星電話設備（固定型）は、非常用所内電源及び無停電電源（充電器等を含む。）に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

また、衛星電話設備（携帯型）の電源は充電式電池を使用し、外部電源が期待できない場合でも、動作可能な設計とする。

重大事故等が発生した場合に使用する中央制御室に設置する衛星電話設備（固定型）は、非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）又は可搬型代替交流電源設備（電源車）から給電が可能な設計とし、緊急時対策所に設置する衛星電話設備（固定型）は、非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）又は緊急時対策所用代替交流電源設備（電源車（緊急時対策所用））から給電が可能な設計とする。

また、衛星電話設備（携帯型）の電源は、充電式電池を使用し、ほかの端末又は予備の充電式電池と交換することにより、継続して通話ができ、使用後の充電式電池は、代替電源設備からの給電が可能な中央制御室又は緊急時対策所の電源から充電器を用いて充電することができる設計とする。

3.2.6 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電話及びIP-FAX）

発電所と本店、国、地方公共団体へ通信連絡を行うために、第5図に示すとおり通信事業者が提供する専用の統合原子力防災ネットワーク回線（有線系又は衛星系）によ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電話及びIP-FAX）を設置する。

IP電話（有線系）及びIP-FAX（有線系）は有線系回線を使用し、IP電話（衛星系）及びIP-FAX（衛星系）は衛星系回線を使用できる設計とする。

また、テレビ会議システムについては、有線系又は衛星系回線を使用できる設計とする。

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電話及びIP-FAX）は、非常用所内電源及び無停電電源（充電器等を含む。）に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

重大事故等が発生した場合に使用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電話及びIP-FAX）は、非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源が喪失した場合にお

いても、代替電源設備である常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）又は緊急時対策所用代替交流電源設備（電源車（緊急時対策所用））から給電が可能な設計とする。

3.2.7 データ伝送設備

発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ERSS）へ第3表に示す必要なデータを伝送できる設備として、第4図に示すとおり通信事業者が提供する専用の統合原子力防災ネットワーク回線（有線系又は衛星系）によるSPDS伝送装置で構成するデータ伝送設備を設置する。

データ伝送設備は、非常用所内電源及び無停電電源（充電器等を含む。）に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

重大事故等が発生した場合に使用するデータ伝送設備は、非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）又は緊急時対策所用代替交流電源設備（電源車（緊急時対策所用））から給電が可能な設計とする。

また、データ伝送設備は、常時伝送を行う設計とする。

第3表に示す緊急時対策支援システム（ERSS）へ伝送している原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常及び重大事故等の対処に必要なパラメータは、耐震性のある重大事故時監視盤、重大事故時モニタ盤等からプラントパラメータを直接収集し、伝送できる設計とする。

第 1 表 通信連絡設備（発電所内）の主要設備一覧（1/4）

通信種別	主要設備		容量*1		
			設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備	
警報装置	所内	送受話器（ページング） （警報装置を含む。）	ハンドセット	全体台数 527 台 ・中央制御室 : 17 台 ・緊急時対策所 : 2 台 ・事務建屋等 : 508 台	—
			スピーカ	全体台数 935 台 ・中央制御室 : 11 台 ・緊急時対策所 : 2 台 ・事務建屋等 : 922 台	—
通信連絡設備 （発電所内）		送受話器（ページング） （警報装置を含む。）	ハンドセット	全体台数 527 台 ・中央制御室 : 17 台 ・緊急時対策所 : 2 台 ・事務建屋等 : 508 台	—
			スピーカ	全体台数 935 台 ・中央制御室 : 11 台 ・緊急時対策所 : 2 台 ・事務建屋等 : 922 台	—

注記 *1：設置又は保管場所並びに容量は、原子力防災訓練により実効性を確認し、必要に応じ適宜改善していく。

第 1 表 通信連絡設備（発電所内）の主要設備一覧（2/4）

通信種別	主要設備		容量*1	
			設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備
通信連絡設備 （発電所内）	電力保安通信用電話設備	固定電話機*2	全体台数 329 台 ・中央制御室 : 5 台 ・緊急時対策所 : 12 台 ・事務建屋等 : 312 台*3	—
		PHS 端末*2	全体台数 507 台 ・中央制御室 : 6 台 ・緊急時対策所 : 12 台 ・事務建屋等 : 489 台*3	—
		FAX*2	全体台数 12 台 ・中央制御室 : 1 台 ・緊急時対策所 : 1 台 ・事務建屋等 : 10 台*3	—
	移動無線設備	移動無線設備 （固定型）	全体台数 5 台 ・中央制御室 : 1 台 ・緊急時対策所 : 1 台 ・事務建屋 : 3 台*3 その他 : 一式 （緊急時対策建屋） ・屋外アンテナ	—
		移動無線設備 （車載型）	全体台数 1 台 （放射能観測車(モニタリングカー)）	—

注記 *1：設置又は保管場所並びに容量は，原子力防災訓練により実効性を確認し，必要に応じ適宜改善していく。

*2：発電所内と発電所外で共用。

*3：事務建屋に設置又は保管の通信連絡設備のみ第 1，2 及び 3 号機共用。

第 1 表 通信連絡設備（発電所内）の主要設備一覧（3/4）

通信種別		主要設備		容量*1	
				設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備
通信連絡設備 （発電所内）	所内	携行型通話装置		全体台数 30 台 ・中央制御室 : 10 台 ・緊急時対策所 : 10 台 ・事務建屋 : 10 台	全体台数 20 台*3 ・中央制御室 : 10 台 ・緊急時対策所 : 10 台
		無線連絡設備	無線連絡設備(固定型)	全体台数 7 台 ・中央制御室 : 2 台 ・緊急時対策所 : 4 台 ・事務建屋 : 1 台 その他：一式 (原子炉建屋) ・屋外アンテナ (緊急時対策建屋) ・屋外アンテナ	全体台数 6 台*3 ・中央制御室 : 2 台 ・緊急時対策所 : 4 台 その他：一式 (原子炉建屋) ・屋外アンテナ (緊急時対策建屋) ・屋外アンテナ
			無線連絡設備(携帯型)*4	全体台数 43 台 ・中央制御室 : 5 台 ・緊急時対策所 : 38 台	全体台数 43 台*3 ・中央制御室 : 5 台 (無線連絡設備用充電器 : 5 台) (無線連絡設備用充電式電池予備 : 5 台) ・緊急時対策所 : 38 台 (無線連絡設備用充電器 : 38 台) (無線連絡設備用充電式電池予備 : 38 台)
		衛星電話設備	衛星電話設備 (固定型)*2	全体台数 7 台 ・中央制御室 : 2 台 ・緊急時対策所 : 4 台 ・事務建屋 : 1 台 その他：一式 (原子炉建屋) ・屋外アンテナ (緊急時対策建屋) ・屋外アンテナ	全体台数 6 台*3 ・中央制御室 : 2 台 ・緊急時対策所 : 4 台 その他：一式 (原子炉建屋) ・屋外アンテナ (緊急時対策建屋) ・屋外アンテナ
			衛星電話設備 (携帯型)*2*4	全体台数 18 台 ・中央制御室 : 5 台 ・緊急時対策所 : 10 台 ・事務建屋 : 3 台	全体台数 15 台*3 ・中央制御室 : 5 台 (衛星電話携帯型用充電器 : 5 台) (衛星電話携帯型用充電式電池予備 : 5 台) ・緊急時対策所 : 10 台 (衛星電話携帯型用充電器 : 10 台) (衛星電話携帯型用充電式電池予備 : 10 台)

注記 *1：設置又は保管場所並びに容量は、原子力防災訓練により実効性を確認し、必要に応じ適宜改善していく。

*2：発電所内と発電所外で共用。

*3：設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。

*4：可搬型については、現場（屋外）にて使用する。

第 1 表 通信連絡設備（発電所内）の主要設備一覧（4/4）

通信種別		主要設備		容量* ¹	
				設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備
安全パラメータ表示システム (SPDS)	所内	安全パラメータ表示システム (SPDS)	データ収集装置* ²	1 式 (制御建屋) ・データ収集装置 (原子炉建屋) ・無線アンテナ	同左* ³
			SPDS 伝送装置* ²	1 式 (緊急時対策建屋) ・SPDS 伝送装置 ・無線アンテナ	同左* ³
			SPDS 表示装置* ²	1 式 (緊急時対策所) ・SPDS 表示装置	同左* ³

注記 *1：設置又は保管場所並びに容量は，原子力防災訓練により実効性を確認し，必要に応じ適宜改善していく。

*2：発電所内と発電所外で共用。

*3：設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。

第 2 表 通信連絡設備の耐震性 (1/3)

通信連絡設備（発電所内）及び通信連絡設備（発電所外）に係る耐震性

通信種別	主要設備		耐震措置
通信連絡設備 (発電所内)	無線連絡設備	無線連絡設備 (固定型)	<ul style="list-style-type: none"> ○無線連絡設備（固定型）は、耐震性を有する緊急時対策所及び中央制御室の固縛装置により拘束した机に、固縛し設置する設計とし、耐震評価（転倒評価）を実施する。また、試験又は解析により機能が維持されることを確認する。 ○無線連絡設備（携帯型）は、耐震性を有する緊急時対策所及び中央制御室内に固縛した収納箱に保管する設計とし、耐震評価（転倒評価）を実施する。また、試験又は解析により機能が維持されることを確認する。
		無線連絡設備 (携帯型)	<ul style="list-style-type: none"> ○無線連絡設備（固定型）の屋外アンテナは、耐震性を有する緊急時対策建屋及び原子炉建屋に設置するとともに転倒防止措置等を施す設計とし、耐震評価（構造強度評価）を実施する。また、試験又は解析により機能が維持されることを確認する。 ○信号ケーブル及び電源ケーブルは、耐震性を有する電線管等の電路に敷設する設計とし、電線管等の耐震評価（定ピッチスパン）を実施する。
	携行型通話装置		<ul style="list-style-type: none"> ○携行型通話装置は、耐震性を有する中央制御室内に固縛した収納箱に保管する設計とし、耐震評価（転倒評価）を実施する。また、試験又は解析により機能が維持されることを確認する。 ○信号ケーブル等は、耐震性を有する電線管等の電路に敷設する設計とし、電線管等の耐震評価（定ピッチスパン）等を実施する。
	衛星電話設備	衛星電話設備 (固定型) * 1	<ul style="list-style-type: none"> ○衛星電話設備（固定型）は、耐震性を有する緊急時対策所及び中央制御室の固縛装置により拘束した机に、固縛し設置する設計とし、耐震評価（転倒評価）を実施する。また、試験又は解析により機能が維持されることを確認する。 ○衛星電話設備（携帯型）は、耐震性を有する緊急時対策所内に固縛した収納箱に保管する設計とし、耐震評価（転倒評価）を実施する。また、試験又は解析により機能が維持されることを確認する。
衛星電話設備 (携帯型) * 1		<ul style="list-style-type: none"> ○衛星電話設備（固定型）の屋外アンテナは、耐震性を有する緊急時対策建屋及び原子炉建屋に設置するとともに転倒防止措置等を施す設計とし、耐震評価（構造強度評価）を実施する。また、試験又は解析により機能が維持されることを確認する。 ○信号ケーブル及び電源ケーブルは、耐震性を有する電線管等の電路に敷設する設計とし、電線管等の耐震評価（定ピッチスパン）を実施する。 	

注記 * 1 : 発電所内と発電所外で共用。

第 2 表 通信連絡設備の耐震性 (2/3)

通信連絡設備（発電所内）及び通信連絡設備（発電所外）に係る耐震性

通信種別	主要設備		耐震措置
	衛星電話設備	衛星電話設備 (固定型)* ¹	<ul style="list-style-type: none"> ○衛星電話設備（固定型）は、耐震性を有する緊急時対策所及び中央制御室の固縛装置により拘束した机に、固縛し設置する設計とし、耐震評価（転倒評価）を実施する。また、試験又は解析により機能が維持されることを確認する。 ○衛星電話設備（携帯型）は、耐震性を有する緊急時対策所内に固縛した収納箱に保管する設計とし、耐震評価（転倒評価）を実施する。また、試験又は解析により機能が維持されることを確認する。 ○衛星電話設備（固定型）の屋外アンテナは、耐震性を有する緊急時対策建屋及び原子炉建屋に設置するとともに転倒防止措置等を施す設計とし、耐震評価（構造強度評価）を実施する。また、試験又は解析により機能が維持されることを確認する。 ○信号ケーブル及び電源ケーブルは、耐震性を有する電線管等の電路に敷設する設計とし、電線管等の耐震評価（定ピッチスパン）を実施する。
		衛星電話設備 (携帯型)* ¹	
通信連絡設備 (発電所外)	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	<ul style="list-style-type: none"> ○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 電話及び IP-FAX）のラックは、耐震性を有する緊急時対策所に設置するとともに転倒防止措置等を施す設計とし、耐震評価（構造強度評価）を実施する。また、試験又は解析により機能が維持されることを確認する。 ○テレビ会議システム及び IP-FAX は、耐震性を有する緊急時対策所に設置するとともに転倒防止措置等を施す設計とし、耐震評価（転倒評価）を実施する。また、試験又は解析により機能が維持されることを確認する。
		IP 電話	<ul style="list-style-type: none"> ○IP 電話は、耐震性を有する緊急時対策所の固縛装置により拘束した机に、固縛し設置する設計とし、耐震評価（転倒評価）を実施する。また、試験又は解析により機能が維持されることを確認する。
		IP-FAX	<ul style="list-style-type: none"> ○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 電話及び IP-FAX）の屋外アンテナは、耐震性を有する緊急時対策建屋に設置するとともに転倒防止措置等を施す設計とし、耐震評価（構造強度評価）を実施する。また、試験又は解析により機能が維持されることを確認する。 ○信号ケーブル及び電源ケーブルは、耐震性を有する電線管等の電路に敷設する設計とし、電線管等の耐震評価（定ピッチスパン）を実施する。 ○発電所外の必要箇所へは、有線系回線及び耐震性を有する衛星系回線にて伝送する。

注記 *1：発電所内と発電所外で共用。

第 2 表 通信連絡設備の耐震性 (3/3)

安全パラメータ表示システム (SPDS) 及びデータ伝送設備に係る耐震性

通信種別	主要設備	耐震措置
制御建屋	データ収集装置	<ul style="list-style-type: none"> ○データ収集装置は、耐震性を有する制御建屋に設置するとともに転倒防止措置等を施す設計とし、耐震評価 (構造強度評価) を実施する。また、試験又は解析により機能が維持されることを確認する。 ○信号ケーブル及び電源ケーブルは、耐震性を有する電線管等の電路に敷設する設計とし、電線管等の耐震評価 (定ピッチスパン) を実施する。 ○データ収集装置へのデータ入力のうち、重大事故等の対処に必要なパラメータは重大事故時監視盤、重大事故時モニタ盤等からプラントパラメータを直接収集し、伝送できる設計とする。
原子炉建屋	建屋間伝送設備	<ul style="list-style-type: none"> ○無線通信用アンテナは、耐震性を有する原子炉建屋に設置するとともに転倒防止措置等を施す設計とし、耐震評価 (構造強度評価) を実施する。また、試験又は解析により機能が維持されることを確認する。 ○有線系回線及び耐震性を有する無線系回線にて伝送する。
緊急時対策所	建屋間伝送設備	<ul style="list-style-type: none"> ○無線通信用アンテナは、耐震性を有する緊急時対策建屋に設置するとともに転倒防止措置等を施す設計とし、耐震評価 (構造強度評価) を実施する。また、試験又は解析により機能が維持されることを確認する。 ○有線系回線及び耐震性を有する無線系回線にて伝送する。
	SPDS 伝送装置	<ul style="list-style-type: none"> ○SPDS 伝送装置は、耐震性を有する緊急時対策所に設置するとともに転倒防止措置等を施す設計とし、耐震評価 (構造強度評価) を実施する。また、試験又は解析により機能が維持されることを確認する。 ○信号ケーブル及び電源ケーブルは、耐震性を有する電線管等の電路に敷設する設計とし、電線管等の耐震評価 (定ピッチスパン) を実施する。
	SPDS 表示装置	<ul style="list-style-type: none"> ○SPDS 表示装置は、耐震性を有する緊急時対策所に設置するとともに転倒防止措置等を施す設計とし、耐震評価 (転倒評価) を実施する。また、試験又は解析により機能が維持されることを確認する。

第3表 安全パラメータ表示システム（SPDS）伝送パラメータ（1/10）

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ （*1）	基準規則 等への適 合に必要な主要パ ラメータ （*2）	バック アップ対象 パラメータ
炉心反応度 の状態確認	A PRMレベル（平均）	○	○	—	○
	A PRM（A）レベル	○	—	○	○
	A PRM（B）レベル	○	—	○	○
	A PRM（C）レベル	○	—	○	○
	A PRM（D）レベル	○	—	○	○
	A PRM（E）レベル	○	—	○	○
	A PRM（F）レベル	○	—	○	○
	S RNM（A）対数計数率	○	○	○	○
	S RNM（B）対数計数率	○	○	○	○
	S RNM（C）対数計数率	○	○	○	○
	S RNM（D）対数計数率	○	○	○	○
	S RNM（E）対数計数率	○	○	○	○
	S RNM（F）対数計数率	○	○	○	○
	S RNM（G）対数計数率	○	○	○	○
	S RNM（H）対数計数率	○	○	○	○
	S RNM（A）計数率高高	○	○	—	○
	S RNM（B）計数率高高	○	○	—	○
	S RNM（C）計数率高高	○	○	—	○
	S RNM（D）計数率高高	○	○	—	○
	S RNM（E）計数率高高	○	○	—	○
	S RNM（F）計数率高高	○	○	—	○
	S RNM（G）計数率高高	○	○	—	○
	S RNM（H）計数率高高	○	○	—	○
	S RNM（A）線形%出力	○	○	—	○
	S RNM（B）線形%出力	○	○	—	○
	S RNM（C）線形%出力	○	○	—	○
	S RNM（D）線形%出力	○	○	—	○
	S RNM（E）線形%出力	○	○	—	○
	S RNM（F）線形%出力	○	○	—	○
	S RNM（G）線形%出力	○	○	—	○
S RNM（H）線形%出力	○	○	—	○	
全制御棒全挿入		○	○	—	○

注記 *1：ERSS 伝送パラメータは既設 SPDS の ERSS 伝送パラメータ及び既設 SPDS から追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータを ERSS へ伝送する。

原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

*2：選定パラメータについては、以下の規則及び審査基準から選定する。

「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」第五十四条（使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備）、第五十八条（計装設備）、第六十条（監視測定設備）

「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」に係る適合状況説明資料、1.11（使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等）、1.15（事故等の計装に関する手順等）、1.17（監視測定等に関する手順等）

第3表 安全パラメータ表示システム (SPDS) 伝送パラメータ (2/10)

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ (*1)	基準規則 等への適 合に必要な主要パ ラメータ (*2)	バック アップ対象 パラメータ
炉心冷却の 状態確認	原子炉圧力(広帯域)BV	○	○	—	○
	原子炉圧力(広帯域)A	○	—	○	○
	原子炉圧力(広帯域)B	○	—	○	○
	原子炉水位(広帯域)PBV	○	○	—	○
	原子炉水位(広帯域)A	○	—	○	○
	原子炉水位(広帯域)B	○	—	○	○
	原子炉水位(燃料域)PBV	○	○	—	○
	原子炉水位(燃料域)A	○	—	○	○
	原子炉水位(燃料域)B	○	—	○	○
	PLRポンプ(A)入口温度	○	○	—	○
	PLRポンプ(B)入口温度	○	○	—	○
	SRV 開	○	○	—	○
	RHRポンプ(A)出口流量	○	○	○	○
	RHRポンプ(B)出口流量	○	○	○	○
	RHRポンプ(C)出口流量	○	○	○	○
	LPCSポンプ出口流量	○	○	○	○
	HPCSポンプ出口流量	○	○	○	○
	RICポンプ出口流量	○	○	○	○
	HPACポンプ出口流量	○	—	○	○
	RHRヘッドスプレイレイン洗浄流量	○	—	○	○
	RHRB系格納容器冷却ライン洗浄流量	○	—	○	○
	RHR熱交換器(A)冷却水入口流量	○	—	○	○
	RHR熱交換器(B)冷却水入口流量	○	—	○	○
	RCW A系 系統流量	○	—	○	○
	RCW B系 系統流量	○	—	○	○
	6.9kV母線6-2A電圧	○	○	—	○
	6.9kV母線6-2B電圧	○	○	—	○
	6.9kV母線6-E電圧	○	○	—	○
	6.9kV母線6-2SA1電圧	○	○	—	○
	6.9kV母線6-2SA2電圧	○	○	—	○
	6.9kV母線6-2SB1電圧	○	○	—	○
	6.9kV母線6-2SB2電圧	○	○	—	○
	6.9kV母線6-2C電圧	○	○	○	○
	6.9kV母線6-2D電圧	○	○	○	○
6.9kV母線6-2H電圧	○	○	○	○	
D/G 2A しゃ断器投入	○	○	—	○	

注記 *1: ERSS 伝送パラメータは既設 SPDS の ERSS 伝送パラメータ及び既設 SPDS から追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータを ERSS へ伝送する。

原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

*2: 選定パラメータについては、以下の規則及び審査基準から選定する。

「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」第五十四条(使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備)、第五十八条(計装設備)、第六十条(監視測定設備)

「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」に係る適合状況説明資料、1.11(使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等)、1.15(事故等の計装に関する手順等)、1.17(監視測定等に関する手順等)

第3表 安全パラメータ表示システム（SPDS）伝送パラメータ（3/10）

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ （*1）	基準規則 等への適 合に必要な 主要パ ラメータ （*2）	バック アップ対象 パラメータ
炉心冷却の 状態確認	D/G 2B しゃ断器投入	○	○	—	○
	HPCS D/G しゃ断器投入	○	○	—	○
	復水貯蔵タンク水位	○	—	○	○
	原子炉压力容器温度（原子炉压力容器胴フランジ下部温度）	○	—	○	○
	原子炉压力容器温度（給水ノズルN4B温度）	○	—	○	○
	原子炉压力容器温度（給水ノズルN4D温度）	○	—	○	○
	原子炉压力容器温度（原子炉压力容器下鏡上部温度）	○	—	○	○
	原子炉压力容器温度（原子炉压力容器下鏡下部温度）	○	—	○	○
格納容器内 の状態確認	ドライウエル圧力（広帯域）（最大）	○	○	—	○
	ドライウエル圧力	○	—	○	○
	圧力抑制室圧力（最大）	○	○	—	○
	圧力抑制室圧力	○	—	○	○
	RPVベロースील部周辺温度（最大）	○	○	—	○
	圧力抑制室水位（BV）	○	○	—	○
	圧力抑制室水位A	○	—	○	○
	圧力抑制室水位B	○	—	○	○
	圧力抑制室内空気温度A	○	—	○	○
	圧力抑制室内空気温度B	○	—	○	○
	圧力抑制室内空気温度C	○	—	○	○
	圧力抑制室内空気温度D	○	—	○	○
	サブプレッションプール水温度（最大）	○	○	—	○
	サブプレッションプール水温度（11°）	○	—	○	○
	サブプレッションプール水温度（34°）	○	—	○	○
	サブプレッションプール水温度（56°）	○	—	○	○
	サブプレッションプール水温度（79°）	○	—	○	○
	サブプレッションプール水温度（101°）	○	—	○	○
	サブプレッションプール水温度（124°）	○	—	○	○
	サブプレッションプール水温度（146°）	○	—	○	○
	サブプレッションプール水温度（169°）	○	—	○	○
	サブプレッションプール水温度（191°）	○	—	○	○
	サブプレッションプール水温度（214°）	○	—	○	○
	サブプレッションプール水温度（236°）	○	—	○	○
サブプレッションプール水温度（259°）	○	—	○	○	
サブプレッションプール水温度（281°）	○	—	○	○	
サブプレッションプール水温度（304°）	○	—	○	○	
サブプレッションプール水温度（326°）	○	—	○	○	

注記 *1：ERSS 伝送パラメータは既設 SPDS の ERSS 伝送パラメータ及び既設 SPDS から追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータを ERSS へ伝送する。

原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

*2：選定パラメータについては、以下の規則及び審査基準から選定する。

「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」第五十四条（使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備）、第五十八条（計装設備）、第六十条（監視測定設備）

「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」に係る適合状況説明資料、1.11（使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等）、1.15（事故等の計装に関する手順等）、1.17（監視測定等に関する手順等）

第3表 安全パラメータ表示システム (SPDS) 伝送パラメータ (4/10)

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ (*1)	基準規則 等への適 合に必要な主要パ ラメータ (*2)	バック アップ対象 パラメータ
格納容器内 の状態確認	サブプレッションプール水温度 (349°)	○	—	○	○
	CAMS水素濃度A (0~30%)	○	○	○	○
	CAMS水素濃度B (0~30%)	○	○	○	○
	CAMS水素濃度A (0~100%)	○	—	○	○
	CAMS水素濃度B (0~100%)	○	—	○	○
	格納容器内水素濃度A (D/W)	○	—	○	○
	格納容器内水素濃度A (S/C)	○	—	○	○
	格納容器内水素濃度B (D/W)	○	—	○	○
	格納容器内水素濃度B (S/C)	○	—	○	○
	CAMS酸素濃度A	○	○	○	○
	CAMS酸素濃度B	○	○	○	○
	CAMS (A) サンプル切替 (D/W)	○	○	—	○
	CAMS (B) サンプル切替 (D/W)	○	○	—	○
	D/W放射線モニタA	○	○	○	○
	D/W放射線モニタB	○	○	○	○
	S/C放射線モニタA	○	○	○	○
	S/C放射線モニタB	○	○	○	○
	RHR A系格納容器スプレイ隔離弁開	○	○	—	○
	RHR B系格納容器スプレイ隔離弁開	○	○	—	○
	RHRポンプ (A) 出口圧力	○	—	○	○
	RHRポンプ (B) 出口圧力	○	—	○	○
	RHRポンプ (C) 出口圧力	○	—	○	○
	HPCSポンプ出口圧力	○	—	○	○
	LPCSポンプ出口圧力	○	—	○	○
	RCCポンプ出口圧力	○	—	○	○
	RCCポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	○	—	—	○
	HPACポンプ出口圧力	○	—	○	○
	HPACタービン入口蒸気圧力	○	—	—	○
	ドライウェル雰囲気温度 (ドライウェルフランジ部 (0°) 周辺温度)	○	—	○	○
	ドライウェル雰囲気温度 (ドライウェルフランジ部 (180°) 周辺温度)	○	—	○	○
	ドライウェル雰囲気温度 (SRV搬出入口上部周辺温度)	○	—	○	○
	ドライウェル雰囲気温度 (所員用エアロック上部周辺温度)	○	—	○	○
	ドライウェル雰囲気温度 (電気ペネ部 (45°) 周辺温度)	○	—	○	○
ドライウェル雰囲気温度 (電気ペネ部 (225°) 周辺温度)	○	—	○	○	

注記 *1: ERSS 伝送パラメータは既設 SPDS の ERSS 伝送パラメータ及び既設 SPDS から追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータを ERSS へ伝送する。

原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

*2: 選定パラメータについては、以下の規則及び審査基準から選定する。

「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」第五十四条 (使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備)、第五十八条 (計装設備)、第六十条 (監視測定設備)

「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」に係る適合状況説明資料、1.11 (使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等)、1.15 (事故等の計装に関する手順等)、1.17 (監視測定等に関する手順等)

第3表 安全パラメータ表示システム（SPDS）伝送パラメータ（5/10）

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ （*1）	基準規則 等への適 合に必要な 主要パラ メータ （*2）	バック アップ対象 パラメータ
格納容器内 の状態確認	ドライウエル雰囲気温度（機器搬出入用ハッチ下部（135°）周辺温度）	○	—	○	○
	ドライウエル雰囲気温度（機器搬出入用ハッチ下部（315°）周辺温度）	○	—	○	○
	ドライウエル雰囲気温度（制御棒駆動機構搬出入口下部周辺温度）	○	—	○	○
	ドライウエル雰囲気温度（ペDESTAL内（90°）周辺温度）	○	—	○	○
	ドライウエル雰囲気温度（ペDESTAL内（270°）周辺温度）	○	—	○	○
	復水移送ポンプ出口圧力	○	—	○	○
	ドライウエル水位A（2cm）	○	—	○	○
	ドライウエル水位B（2cm）	○	—	○	○
	ドライウエル水位A（23cm）	○	—	○	○
	ドライウエル水位B（23cm）	○	—	○	○
	ドライウエル水位A（34cm）	○	—	○	○
	ドライウエル水位B（34cm）	○	—	○	○
	原子炉格納容器下部水位A（0.5m）	○	—	○	○
	原子炉格納容器下部水位B（0.5m）	○	—	○	○
	原子炉格納容器下部水位A（1.0m）	○	—	○	○
	原子炉格納容器下部水位B（1.0m）	○	—	○	○
	原子炉格納容器下部水位A（1.5m）	○	—	○	○
	原子炉格納容器下部水位B（1.5m）	○	—	○	○
	原子炉格納容器下部水位A（2.0m）	○	—	○	○
	原子炉格納容器下部水位B（2.0m）	○	—	○	○
	原子炉格納容器下部水位A（2.5m）	○	—	○	○
	原子炉格納容器下部水位B（2.5m）	○	—	○	○
	原子炉格納容器下部水位A（2.8m）	○	—	○	○
	原子炉格納容器下部水位B（2.8m）	○	—	○	○
原子炉格納容器下部注水流量	○	—	○	○	
原子炉格納容器代替スプレイ流量（A）	○	—	○	○	
原子炉格納容器代替スプレイ流量（B）	○	—	○	○	
放射能隔離 の状態確認	スタック放射線モニタ（IC）A	○	○	○	○
	スタック放射線モニタ（IC）B	○	○	○	○
	スタック放射線モニタ（SCIN）A	○	○	○	○
	スタック放射線モニタ（SCIN）B	○	○	○	○
	主蒸気管放射能高高A1	○	○	—	○
	主蒸気管放射能高高A2	○	○	—	○
	主蒸気管放射能高高B1	○	○	—	○
主蒸気管放射能高高B2	○	○	—	○	

注記 *1：ERSS 伝送パラメータは既設 SPDS の ERSS 伝送パラメータ及び既設 SPDS から追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータを ERSS へ伝送する。

原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

*2：選定パラメータについては、以下の規則及び審査基準から選定する。

「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」第五十四条（使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備）、第五十八条（計装設備）、第六十条（監視測定設備）

「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」に係る適合状況説明資料、1.11（使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等）、1.15（事故等の計装に関する手順等）、1.17（監視測定等に関する手順等）

第3表 安全パラメータ表示システム（SPDS）伝送パラメータ（6/10）

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ （*1）	基準規則 等への適 合に必要 な主要パ ラメータ （*2）	バック アップ対象 パラメータ
放射能隔離 の状態確認	PCIS内側隔離	○	○	—	○
	PCIS外側隔離	○	○	—	○
	MSIV（第1）全弁開	○	○	—	○
	主蒸気第1隔離弁（A）開	○	○	—	○
	主蒸気第1隔離弁（B）開	○	○	—	○
	主蒸気第1隔離弁（C）開	○	○	—	○
	主蒸気第1隔離弁（D）開	○	○	—	○
	MSIV（第2）全弁開	○	○	—	○
	主蒸気第2隔離弁（A）開	○	○	—	○
	主蒸気第2隔離弁（B）開	○	○	—	○
	主蒸気第2隔離弁（C）開	○	○	—	○
	主蒸気第2隔離弁（D）開	○	○	—	○
環境の情報 確認	SGTS A系動作	○	○	—	○
	SGTS B系動作	○	○	—	○
	SGTS放射線モニタ（IC）A	○	○	—	○
	SGTS放射線モニタ（IC）B	○	○	—	○
	SGTSトレイン出口流量（A）	○	—	—	○
	SGTSトレイン出口流量（B）	○	—	—	○
	原子炉建屋外気間差圧（北側）	○	—	—	○
	原子炉建屋外気間差圧（西側）	○	—	—	○
	原子炉建屋外気間差圧（南側）	○	—	—	○
	原子炉建屋外気間差圧（東側）	○	—	—	○
	放水口モニタ（2号機）	○	○	—	○
	モニタリングポストIC線量率H1	○	○	○	○
	モニタリングポストIC線量率H2	○	○	○	○
	モニタリングポストIC線量率H3	○	○	○	○
	モニタリングポストIC線量率H4	○	○	○	○
	モニタリングポストIC線量率H5	○	○	○	○
	モニタリングポストIC線量率H6	○	○	○	○
	モニタリングポストNaI線量率L1	○	○	○	○
	モニタリングポストNaI線量率L2	○	○	○	○
	モニタリングポストNaI線量率L3	○	○	○	○
モニタリングポストNaI線量率L4	○	○	○	○	
モニタリングポストNaI線量率L5	○	○	○	○	
モニタリングポストNaI線量率L6	○	○	○	○	

注記 *1：ERSS 伝送パラメータは既設 SPDS の ERSS 伝送パラメータ及び既設 SPDS から追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータを ERSS へ伝送する。

原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

*2：選定パラメータについては、以下の規則及び審査基準から選定する。

「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」第五十四条（使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備）、第五十八条（計装設備）、第六十条（監視測定設備）

「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」に係る適合状況説明資料、1.11（使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等）、1.15（事故等の計装に関する手順等）、1.17（監視測定等に関する手順等）

第3表 安全パラメータ表示システム（SPDS）伝送パラメータ（7/10）

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ （*1）	基準規則 等への適 合に必要な 主要パ ラメータ （*2）	バック アップ対象 パラメータ
環境の情報 確認	風向（ドップラーソーダ）	○	○	○	○
	風向（露場観測）	○	○	○	○
	風速（ドップラーソーダ）	○	○	○	○
	風速（露場観測）	○	○	○	○
	大気安定度	○	○	○	○
	可搬型モニタリングポスト1 高レンジ	○	—	○	—*3
	可搬型モニタリングポスト2 高レンジ	○	—	○	—*3
	可搬型モニタリングポスト3 高レンジ	○	—	○	—*3
	可搬型モニタリングポスト4 高レンジ	○	—	○	—*3
	可搬型モニタリングポスト5 高レンジ	○	—	○	—*3
	可搬型モニタリングポスト6 高レンジ	○	—	○	—*3
	可搬型モニタリングポスト7 高レンジ	○	—	○	—*3
	可搬型モニタリングポスト8 高レンジ	○	—	○	—*3
	可搬型モニタリングポスト9 高レンジ	○	—	○	—*3
	可搬型モニタリングポスト10 高レンジ	○	—	○	—*3
	可搬型モニタリングポスト11 高レンジ	○	—	○	—*3
	可搬型モニタリングポスト1 低レンジ	○	—	○	—*3
	可搬型モニタリングポスト2 低レンジ	○	—	○	—*3
	可搬型モニタリングポスト3 低レンジ	○	—	○	—*3
	可搬型モニタリングポスト4 低レンジ	○	—	○	—*3
	可搬型モニタリングポスト5 低レンジ	○	—	○	—*3
	可搬型モニタリングポスト6 低レンジ	○	—	○	—*3
	可搬型モニタリングポスト7 低レンジ	○	—	○	—*3
	可搬型モニタリングポスト8 低レンジ	○	—	○	—*3
	可搬型モニタリングポスト9 低レンジ	○	—	○	—*3
	可搬型モニタリングポスト10 低レンジ	○	—	○	—*3
	可搬型モニタリングポスト11 低レンジ	○	—	○	—*3
	風向（可搬型）	○	—	○	—*3
風速（可搬型）	○	—	○	—*3	
大気安定度（可搬型）	○	—	○	—*3	

注記 *1：ERSS 伝送パラメータは既設 SPDS の ERSS 伝送パラメータ及び既設 SPDS から追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータを ERSS へ伝送する。

原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

*2：選定パラメータについては、以下の規則及び審査基準から選定する。

「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」第五十四条（使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備）、第五十八条（計装設備）、第六十条（監視測定設備）

「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」に係る適合状況説明資料、1.11（使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等）、1.15（事故等の計装に関する手順等）、1.17（監視測定等に関する手順等）

*3：バックアップ伝送ラインを経由せず、SPDS 表示装置にて確認できる。

第3表 安全パラメータ表示システム（SPDS）伝送パラメータ（8/10）

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ （*1）	基準規則 等への適 合に必要な 主要パラ メータ （*2）	バック アップ対象 パラメータ
非常用炉 心冷却系 （ECC S）の状 態等	ADS A系作動	○	○	—	○
	ADS B系作動	○	○	—	○
	R C I Cタービン止め弁開	○	○	—	○
	L P C Sポンプ 運転中	○	○	—	○
	H P C Sポンプ 運転中	○	○	—	○
	R H Rポンプ（A） 運転中	○	○	—	○
	R H Rポンプ（B） 運転中	○	○	—	○
	R H Rポンプ（C） 運転中	○	○	—	○
	R H R A系L P C I注入隔離弁開	○	○	—	○
	R H R B系L P C I注入隔離弁開	○	○	—	○
	R H R C系L P C I注入隔離弁開	○	○	—	○
	総給水流量	○	○	—	○
使用済燃 料プールの 状態確認	使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式） [使用済燃料プール温度（燃料ラック上端+7010mm）]	○	—	○	○
	使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式） [使用済燃料プール温度（燃料ラック上端+6810mm）]	○	—	○	○
	使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式） [使用済燃料プール温度（燃料ラック上端+6500mm）]	○	—	○	○
	使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式） [使用済燃料プール温度（燃料ラック上端+6000mm）]	○	—	○	○
	使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式） [使用済燃料プール温度（燃料ラック上端+5500mm）]	○	—	○	○
	使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式） [使用済燃料プール温度（燃料ラック上端+5000mm）]	○	—	○	○
	使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式） [使用済燃料プール温度（燃料ラック上端+4000mm）]	○	—	○	○
	使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式） [使用済燃料プール温度（燃料ラック上端+3000mm）]	○	—	○	○
	使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式） [使用済燃料プール温度（燃料ラック上端+2000mm）]	○	—	○	○
	使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式） [使用済燃料プール温度（燃料ラック上端+1000mm）]	○	—	○	○
	使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式） [使用済燃料プール温度（燃料ラック上端）]	○	—	○	○

注記 *1：ERSS 伝送パラメータは既設 SPDS の ERSS 伝送パラメータ及び既設 SPDS から追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータを ERSS へ伝送する。

原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

*2：選定パラメータについては、以下の規則及び審査基準から選定する。

「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」第五十四条（使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備）、第五十八条（計装設備）、第六十条（監視測定設備）

「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」に係る適合状況説明資料、1.11（使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等）、1.15（事故等の計装に関する手順等）、1.17（監視測定等に関する手順等）

第3表 安全パラメータ表示システム（SPDS）伝送パラメータ（9/10）

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ （*1）	基準規則 等への適 合に必要な 主要パラ メータ （*2）	バック アップ対象 パラメータ
使用済燃料プールの状態確認	使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式） 〔使用済燃料プール水位（燃料ラック上端-4300mm ～+7300mm）〕	○	—	○	○
	使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式） 〔使用済燃料プール上部温度〕	○	—	○	○
	使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式） 〔使用済燃料プール下部温度〕	○	—	○	○
	燃料プール上部空間放射線モニタ（低線量）	○	—	○	○
	燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量）	○	—	○	○
水素爆発による格納容器の破損防止確認	フィルタ装置出口水素濃度（0～30％）	○	—	○	○
	フィルタ装置出口水素濃度（0～100％）	○	—	○	○
	フィルタ装置水位（A）（広帯域）	○	—	○	○
	フィルタ装置水位（B）（広帯域）	○	—	○	○
	フィルタ装置水位（C）（広帯域）	○	—	○	○
	フィルタ装置入口圧力（広帯域）	○	—	○	○
	フィルタ装置出口圧力（広帯域）	○	—	○	○
	フィルタ装置水温度（A）	○	—	○	○
	フィルタ装置水温度（B）	○	—	○	○
	フィルタ装置水温度（C）	○	—	○	○
	フィルタ装置出口放射線モニタ（A）	○	—	○	○
フィルタ装置出口放射線モニタ（B）	○	—	○	○	

注記 *1：ERSS 伝送パラメータは既設 SPDS の ERSS 伝送パラメータ及び既設 SPDS から追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータを ERSS へ伝送する。

原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

*2：選定パラメータについては、以下の規則及び審査基準から選定する。

「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」第五十四条（使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備）、第五十八条（計装設備）、第六十条（監視測定設備）

「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」に係る適合状況説明資料、1.11（使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等）、1.15（事故等の計装に関する手順等）、1.17（監視測定等に関する手順等）

第3表 安全パラメータ表示システム（SPDS）伝送パラメータ（10/10）

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ （*1）	基準規則 等への適 合に必要な 主要パラ メータ （*2）	バック アップ対象 パラメータ
水素爆発による原子炉建屋の損傷防止確認	原子炉建屋内水素濃度 （原子炉建屋オペレーティングフロア水素濃度A）	○	—	○	○
	原子炉建屋内水素濃度 （原子炉建屋オペレーティングフロア水素濃度B）	○	—	○	○
	原子炉建屋内水素濃度（バルブラッピング室）	○	—	○	○
	原子炉建屋内水素濃度（所員用エアロック前室）	○	—	○	○
	原子炉建屋内水素濃度（CRD補修室）	○	—	○	○
	原子炉建屋内水素濃度（計装ペネトレーション室）	○	—	○	○
	原子炉建屋内水素濃度（トールラス室）	○	—	○	○
	静的触媒式水素再結合装置1動作監視装置入口温度	○	—	○	○
	静的触媒式水素再結合装置1動作監視装置出口温度	○	—	○	○
	静的触媒式水素再結合装置8動作監視装置入口温度	○	—	○	○
	静的触媒式水素再結合装置8動作監視装置出口温度	○	—	○	○
	静的触媒式水素再結合装置12動作監視装置入口温度	○	—	○	○
	静的触媒式水素再結合装置12動作監視装置出口温度	○	—	○	○
	静的触媒式水素再結合装置19動作監視装置入口温度	○	—	○	○
静的触媒式水素再結合装置19動作監視装置出口温度	○	—	○	○	

注記 *1：ERSS 伝送パラメータは既設 SPDS の ERSS 伝送パラメータ及び既設 SPDS から追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータを ERSS へ伝送する。

原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

*2：選定パラメータについては、以下の規則及び審査基準から選定する。

「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」第五十四条（使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備）、第五十八条（計装設備）、第六十条（監視測定設備）

「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」に係る適合状況説明資料、1.11（使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等）、1.15（事故等の計装に関する手順等）、1.17（監視測定等に関する手順等）

第 4 表 通信連絡設備（発電所外）の主要設備一覧（1/3）

通信種別		主要設備		容量*1		
				設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備	
通信連絡設備 （発電所外）	所外	社外 （所内を含む。）	電力保安通信用 電話設備	固定電話機*2	全体台数 329 台 ・中央制御室 : 5 台 ・緊急時対策所 : 12 台 ・事務建屋等 : 312 台*4	—
				PHS 端末*2	全体台数 507 台 ・中央制御室 : 6 台 ・緊急時対策所 : 12 台 ・事務建屋等 : 489 台*4	—
				FAX*2	全体台数 12 台 ・中央制御室 : 1 台 ・緊急時対策所 : 1 台 ・事務建屋等 : 10 台*4	—
				衛星保安電話 （固定型）	全体台数 2 台 ・緊急時対策所 : 1 台 ・事務建屋 : 1 台*4 その他 : 一式 （緊急時対策建屋） ・衛星アンテナ	—
			局線加入電話設備	加入電話機	全体台数 47(10) 台*3 ・中央制御室 : 1(1) 台*3 ・緊急時対策所 : 12(1) 台*3 ・事務建屋 : 34(8) 台*3*4	—
				加入 FAX	全体台数 12(4) 台*3 ・中央制御室 : 1(0) 台*3 ・緊急時対策所 : 1(1) 台*3 ・事務建屋等 : 10(3) 台*3*4	—

注記 *1: 設置又は保管場所並びに容量は、原子力防災訓練により実効性を確認し、必要に応じ適宜改善していく。

*2: 発電所内と発電所外で共用。

*3: () 内は、災害時優先電話の台数を示す。

*4: 事務建屋に設置又は保管の通信連絡設備のみ第 1, 2 及び 3 号機共用。

第 4 表 通信連絡設備（発電所外）の主要設備一覧（2/3）

通信種別		主要設備		容量*1	
				設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備
通信連絡設備 （発電所外）	所外	社内	社内テレビ会議システム	全体台数 7 台 ・緊急時対策所：1 台 ・事務建屋等：6 台*5	—
		社外	専用電話設備（地方公共団体向ホットライン）	全体台数 20 台 ・緊急時対策所：10 台 ・事務建屋：10 台*5	—
		社外 （所内を含む。）	衛星電話設備	衛星電話設備 （固定型）*2	全体台数 7 台 ・中央制御室：2 台 ・緊急時対策所：4 台 ・事務建屋：1 台 その他：一式 （原子炉建屋） ・屋外アンテナ （緊急時対策建屋） ・屋外アンテナ
	衛星電話設備 （携帯型）*2*4			全体台数 18 台 ・中央制御室：5 台 ・緊急時対策所：10 台 ・事務建屋：3 台	全体台数 15 台*3 ・中央制御室：5 台 （衛星電話携帯型用充電器：5 台） （衛星電話携帯型用充電式電池予備：5 台） ・緊急時対策所：10 台 （衛星電話携帯型用充電器：10 台） （衛星電話携帯型用充電式電池予備：10 台）

注記 *1：設置又は保管場所並びに容量は、原子力防災訓練により実効性を確認し、必要に応じ適宜改善していく。

*2：発電所内と発電所外で共用。

*3：設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。

*4：可搬型については、現場（屋外）にて使用する。

*5：事務建屋に設置又は保管の通信連絡設備のみ第 1、2 及び 3 号機共用。

第 4 表 通信連絡設備（発電所外）の主要設備一覧（3/3）

通信種別		主要設備		容量*1		
				設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備	
通信連絡設備 （発電所外）	所外	社外 （所内を含む。）	統合原子力防災 ネットワークを 用いた通信連絡 設備		一式 （緊急時対策建屋） ・統合原子力防災ネットワーク用 通信機器収容架 その他：一式 （緊急時対策建屋） ・衛星アンテナ	同左*3
				テレビ会議システム	一式 ・緊急時対策所：1 台 ・事務建屋：1 台	一式 ・緊急時対策所：1 台*3
				IP 電話	全体台数 14 台 ・緊急時対策所：6 台 （有線系：4 台，衛星系：2 台） ・事務建屋：8 台	全体台数 6 台*3 ・緊急時対策所：6 台 （有線系：4 台，衛星系：2 台）
				IP-FAX	全体台数 7 台 ・緊急時対策所：3 台 （有線系：2 台，衛星系：1 台） ・事務建屋：4 台	全体台数 3 台*3 ・緊急時対策所：3 台 （有線系：2 台，衛星系：1 台）
データ伝送設備		データ伝送設備	SPDS 伝送装置*2	一式 （緊急時対策建屋） ・SPDS 伝送装置 ・衛星アンテナ	同左*3	

注記 *1：設置又は保管場所並びに容量は，原子力防災訓練により実効性を確認し，必要に応じ適宜改善していく。

*2：発電所内と発電所外で共用。

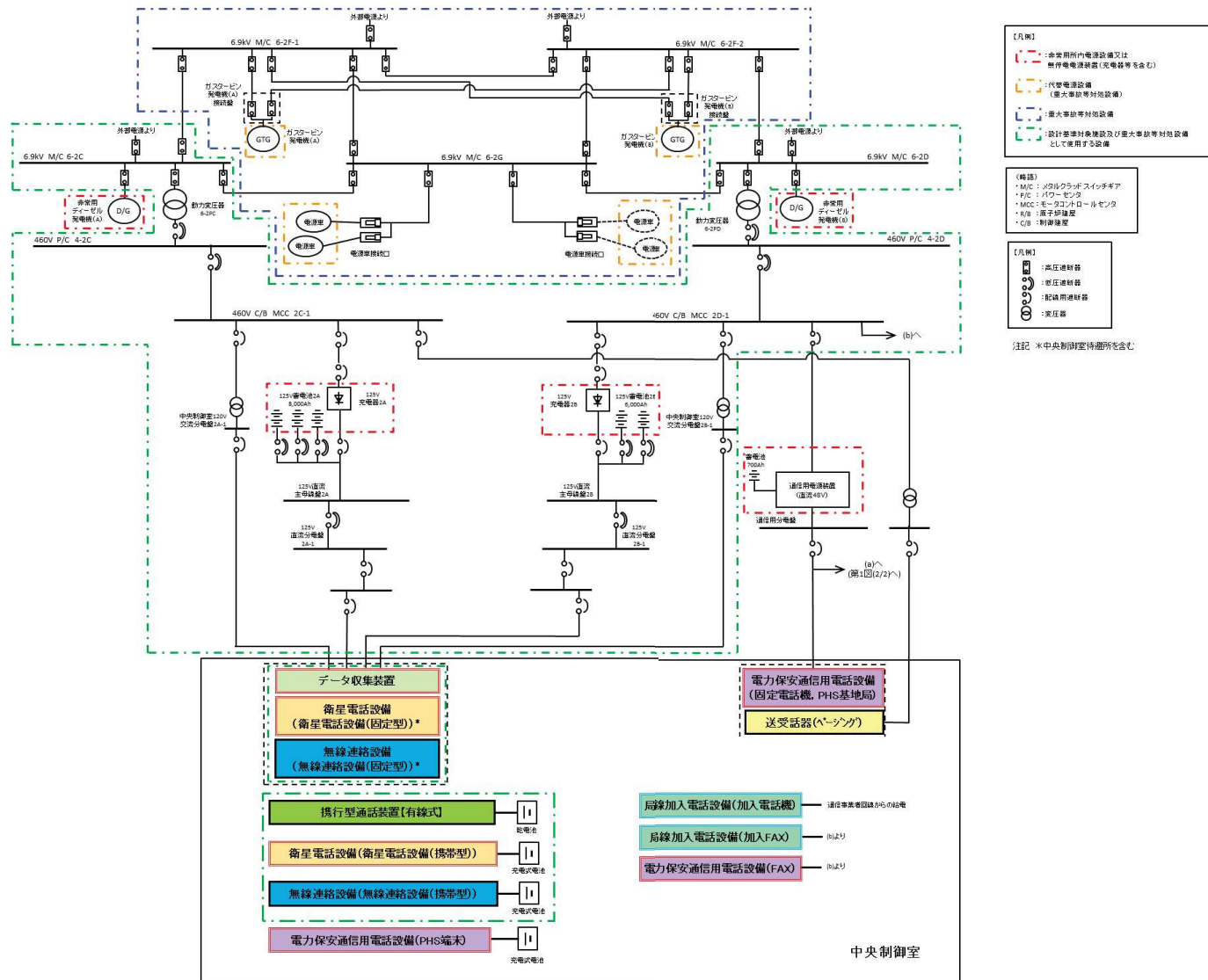
*3：設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。

第5表 多様性を確保した通信回線（通信連絡設備（発電所外））

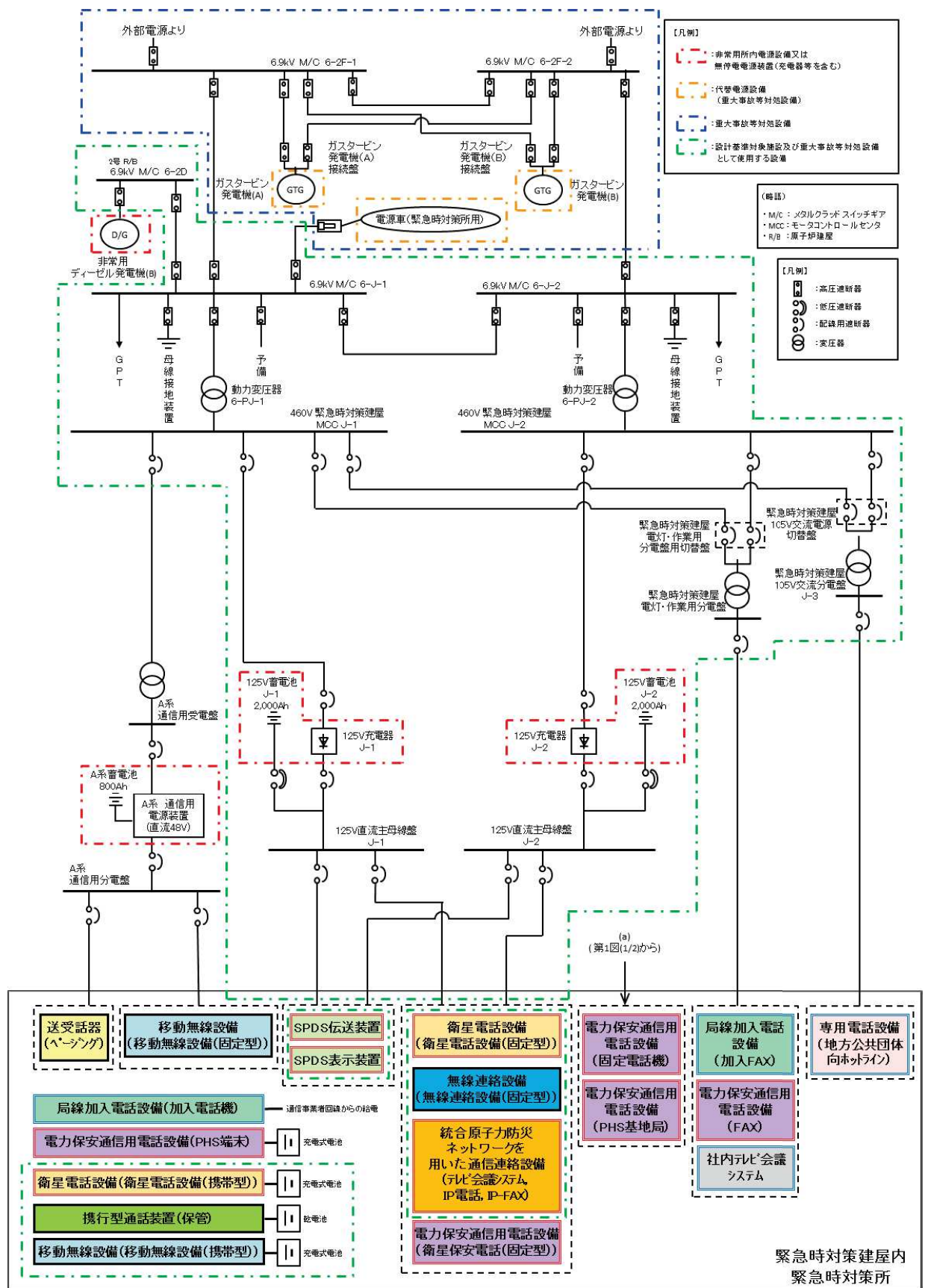
通信回線種別		主要設備		機能	専用	通信の制限*2
電力保安 通信用回線	有線系回線 (光ケーブル)	電力保安通信用 電話設備*1	固定電話機、PHS 端末	電話	○	◎
			FAX	FAX	○	◎
		社内テレビ会議システム		テレビ会議	○	◎
		データ伝送設備	SPDS 伝送装置	データ伝送	○	◎
	無線系回線 (多重無線)	電力保安通信用 電話設備*1	固定電話機、PHS 端末	電話	○	◎
			FAX	FAX	○	◎
データ伝送設備	SPDS 伝送装置	データ伝送	○	◎		
通信事業者 回線	有線系回線 (メタルケーブル)	局線加入電話設備 (災害時優先契約あり)	加入電話機	電話	—	○
			加入 FAX	FAX	—	○
		局線加入電話設備 (災害時優先契約なし)	加入電話機	電話	—	×*3
			加入 FAX	FAX	—	×*3
	衛星系回線	衛星電話設備	衛星電話設備（固定型）	電話	—	○
			衛星電話設備（携帯型）	電話	—	○
		電力保安通信用電話設備	衛星保安電話（固定型）	電話	○	◎
		社内テレビ会議システム		テレビ会議	○	◎
	データ伝送設備	SPDS 伝送装置	データ伝送	○	◎	
	有線系回線 (光ケーブル)	専用電話設備	専用電話設備 (地方公共団体向ホット ライン)	電話	○	◎
通信事業者 回線 (統合原子力 防災ネット ワーク)	有線系回線 (光ケーブル)	統合原子力防災 ネットワークを用いた通 信連絡設備	IP 電話	電話	○	◎
			IP-FAX	FAX	○	◎
			テレビ会議システム		テレビ会議	○
	衛星系回線		IP 電話	電話	○	◎
			IP-FAX	FAX	○	◎
			テレビ会議システム		テレビ会議	○
	有線系回線 (光ケーブル)	データ伝送設備	SPDS 伝送装置	データ伝送	○	◎
	衛星系回線					

注記 *1：局線加入電話設備に接続されており，発電所外への連絡も可能
 *2：通信の制限とは，輻輳のほか，災害発生時等の通信事業者による通信規制を想定
 *3：通信の制限時は，ほかの通信連絡設備で発電所外への連絡が可能

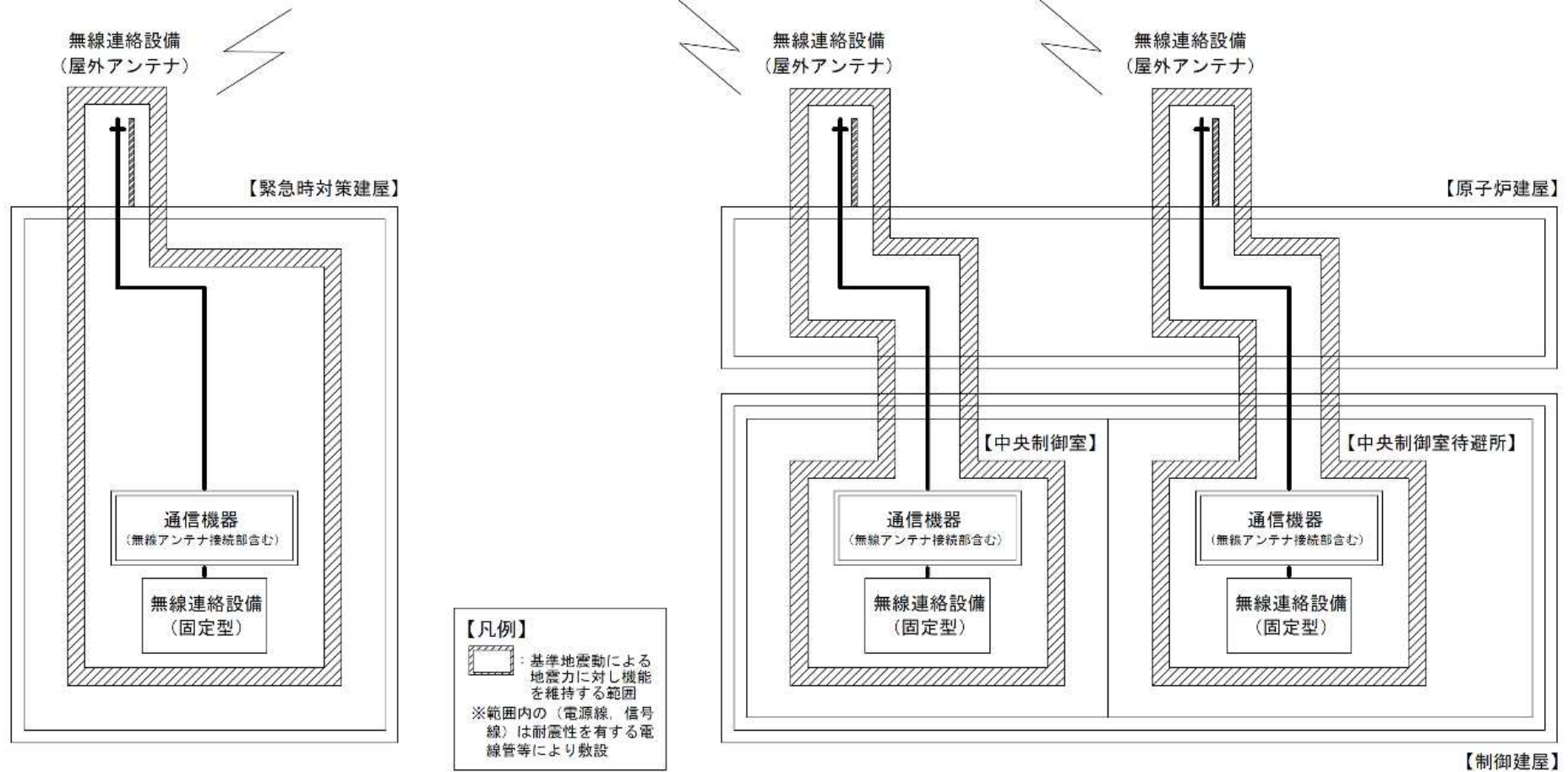
【凡例】・専用 ○：専用回線，—：非専用回線
 ・通信の制限 ◎：制限なし，○：制限の恐れが少ない，×：制限の恐れがある



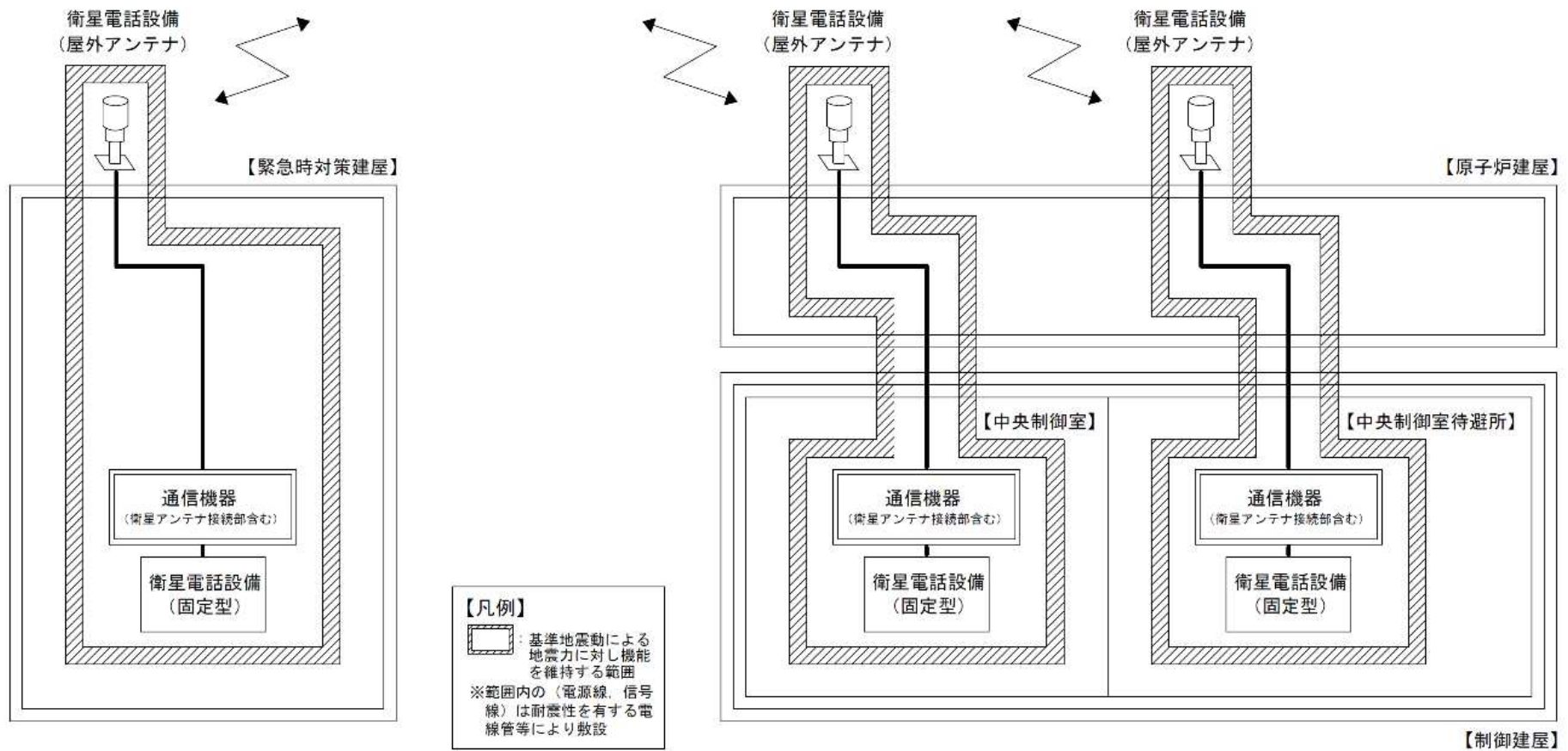
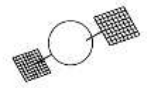
第1図 通信連絡設備の電源概略構成図 (1/2)



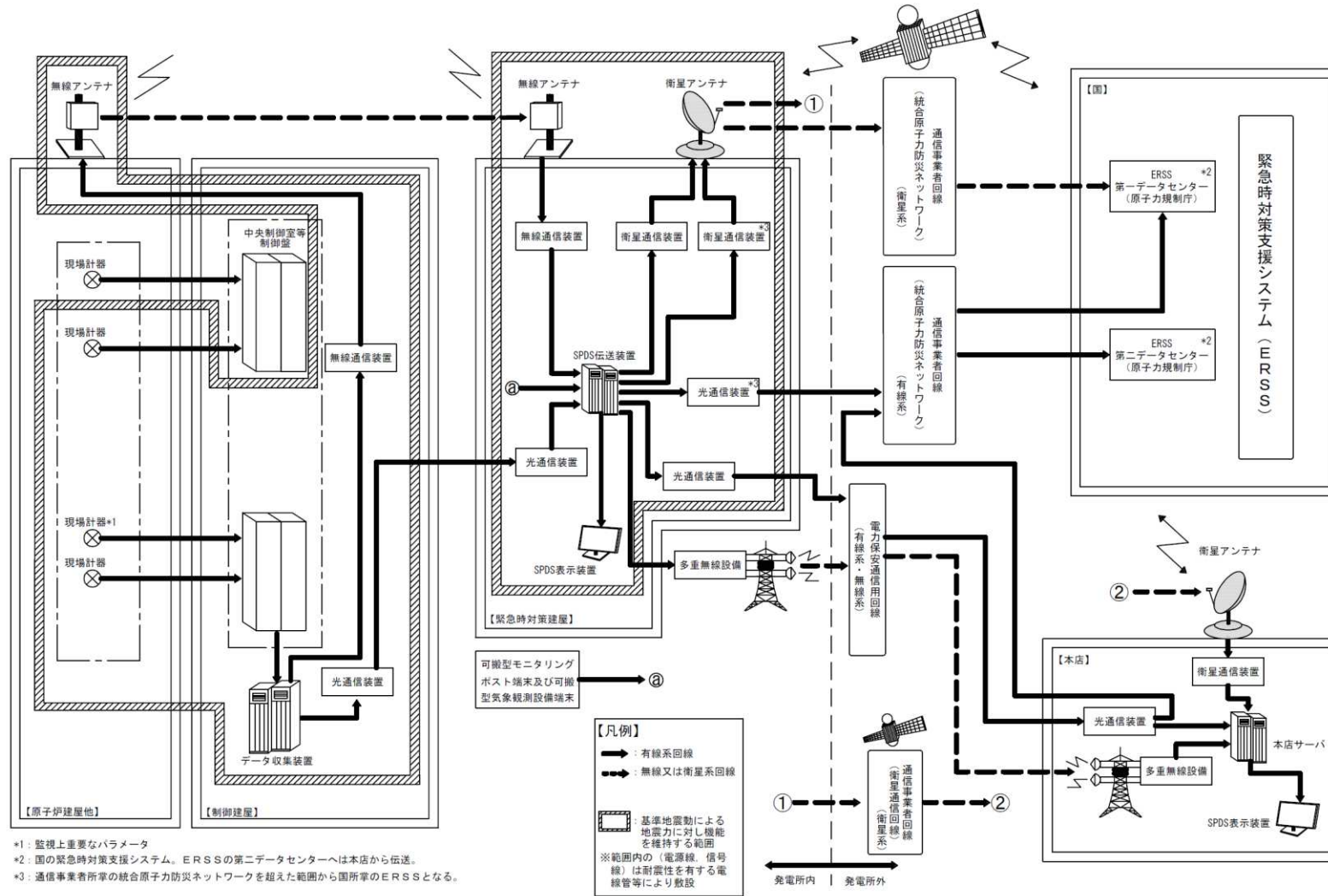
第1図 通信連絡設備の電源概略構成図 (2/2)



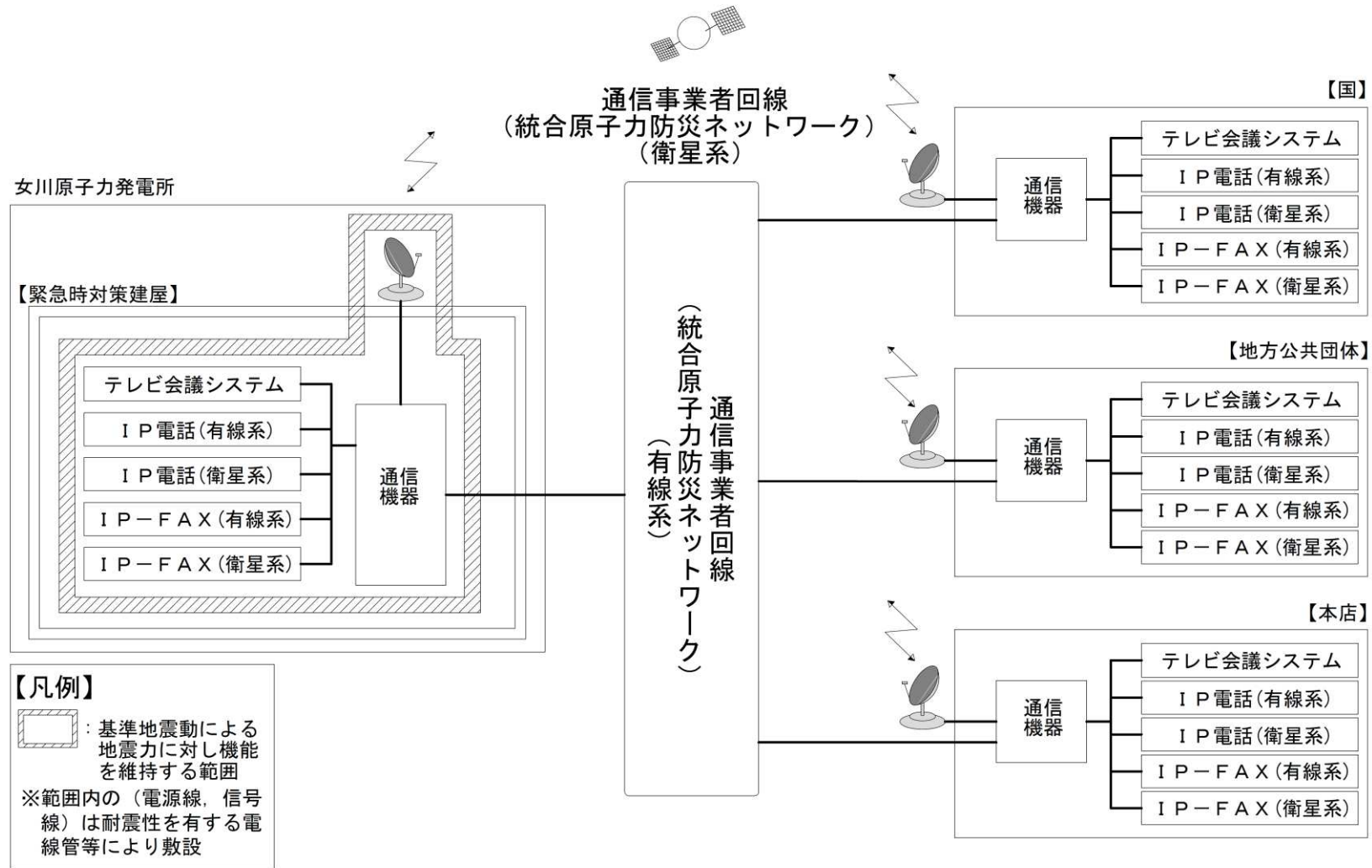
第 2 図 無線連絡設備 (固定型) の概略構成図



第 3 図 衛星電話設備（固定型）概略構成図



第4図 安全パラメータ表示システム (SPDS) 及びデータ伝送設備の概略構成図



第5図 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電話及びIP-FAX)の概略構成図

VI-1-1-11 安全避難通路に関する説明書

目 次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
3. 施設の詳細設計方針	1

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 13 条第 1 項第 1 号に基づき、その位置を明確かつ恒久的に表示することにより容易に識別できる安全避難通路（「第 2 号機設備」、「第 1 号機設備、第 1, 2 号機共用」及び「第 1 号機設備、第 1, 2, 3 号機共用」（以下同じ。））を設置することについて説明するものである。

2. 基本方針

災害時に、原子炉施設内従事者等が使用する部屋及び区画から屋外への安全な避難のため、その位置を明確かつ恒久的に表示することにより容易に識別できるよう、非常灯（「第 2 号機設備」、「第 1 号機設備、第 1, 2 号機共用」及び「第 1 号機設備、第 1, 2, 3 号機共用」（以下同じ。））及び誘導灯（「第 2 号機設備」、「第 1 号機設備、第 1, 2 号機共用」及び「第 1 号機設備、第 1, 2, 3 号機共用」（以下同じ。））を配置した安全避難通路を設置する。

3. 施設の詳細設計方針

発電用原子炉施設には、「建築基準法」（制定昭和 25 年 5 月 24 日法律第 201 号）及び「建築基準法施行令」（制定昭和 25 年 11 月 16 日政令第 338 号）に準拠し、安全避難通路を構成する避難階段及び地上へ通じる通路を設ける設計とする。

安全避難通路には、建築基準法及び建築基準法施行令に準拠した、非常用の照明装置である非常灯並びに「消防法」（制定昭和 23 年 7 月 24 日法律第 186 号）及び「消防法施行令」（制定昭和 36 年 3 月 25 日政令第 37 号）に準拠した、誘導灯を設置する。

非常灯は、中央制御室等の原子炉施設内従事者等が常時滞在する居室、居室から地上へ通じる廊下及び階段その他の通路に設置する設計とし、誘導灯は、避難口である旨及び避難の方向を明示する設計とする。

非常灯及び誘導灯の取付箇所を添付書類「VI-1-1-12 非常用照明に関する説明書」表 2 に示し、安全避難通路の設置状況を添付図面「第 1-7-1 図から第 1-7-40 図 安全避難通路を明示した図面」に記載する。

なお、非常灯及び誘導灯に関する事項のうち、技術基準規則第 13 条第 1 項第 2 号の要求である照明用の電源が喪失した場合においても機能を損なわない設計として、電源、照度等に関する事項について、添付書類「VI-1-1-12 非常用照明に関する説明書」に示す。

VI-1-1-12 非常用照明に関する説明書

目 次

1.	概要	1
2.	基本方針	1
2.1	避難用照明	1
2.2	設計基準事故が発生した場合に用いる作業用照明	2
2.2.1	常設の作業用照明	2
2.2.2	可搬型の作業用照明	2
2.3	重大事故等発生時の照明	3
3.	施設の詳細設計方針	3
3.1	避難用照明	3
3.2	設計基準事故が発生した場合に用いる作業用照明	4
3.2.1	常設の作業用照明	4
3.2.2	可搬型の作業用照明	5
3.3	重大事故等発生時の照明	9

1. 概要

本資料は、以下について説明するものである。

- ・「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 13 条第 1 項第 2 号に基づき照明用の電源が喪失した場合においても機能を損なわない避難用の照明
- ・技術基準規則第 13 条第 1 項第 3 号及び「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。）に基づき発電用原子炉施設内で設計基準事故が発生した場合に用いる照明（避難用の照明を除く。）及びその専用の電源
- ・技術基準規則第 54 条第 1 項第 2 号及び第 3 項第 6 号に基づき、想定される重大事故等が発生した場合に確実に操作するため及び可搬型重大事故等対処設備を運搬するため並びに被害状況を把握するための照明
- ・技術基準規則第 74 条及びその解釈に基づき重大事故等が発生した場合においても中央制御室に運転員がとどまるために必要な設備としての照明及びその照明への代替交流電源設備からの給電

2. 基本方針

表 1 に示す各照明設備の基本方針について以下に記載する。

表 1 照明の種類と設備名

照明の種類	常設	可搬	設備名
避難用照明	○	—	非常灯
	○	—	誘導灯
設計基準事故が発生した場合に用いる作業用照明	○	—	非常用照明
	○	—	直流照明兼非常用照明
	○	—	直流照明
	—	○	可搬型照明
重大事故等発生時の照明	—	○	可搬型照明（SA）
	—	○	乾電池内蔵型照明
	—	○	可搬型照明

2.1 避難用照明

安全避難通路（「第 2 号機設備」，「第 1 号機設備，第 1, 2 号機共用」及び「第 1 号機設備，第 1, 2, 3 号機共用」（以下同じ。））には、位置を明確かつ恒久的に表示し、照明用の電源が喪失した場合においても機能を損なわないよう、避難用の照明として非常灯（「第 2 号機設備」，「第 1 号機設備，第 1, 2 号機共用」及び「第 1 号機設備，第 1, 2, 3 号機共用」（以下同じ。））を設けるとともに、避難口及び避難の方向を明示するため誘導灯（「第 2 号機設備」，「第 1 号機設備，第 1, 2 号機共用」及び「第 1 号機設備，第 1, 2, 3 号機共用」（以下同じ。））を設ける設計とする。非常灯及び誘導灯は、非常用ディーゼル発電機又は内蔵電池から給電可能な設計とする。

2.2 設計基準事故が発生した場合に用いる作業用照明

2.2.1 常設の作業用照明

発電用原子炉施設内で設計基準事故が発生した場合に用いる作業用照明として、避難用の照明とは別に、非常用照明、直流照明兼非常用照明及び直流照明を設置する。

非常用照明は、発電用原子炉の停止、停止後の冷却及び監視等の操作が必要となる中央制御室、中央制御室で操作が困難な場合に必要な操作を行う現場機器室及び現場機器室へのアクセスルート並びに設計基準事故に対処するために、緊急時対策所及び緊急時対策建屋屋内アクセスルートに設置する。また、外部電源喪失時にも必要な照明を確保できるように、非常用母線に接続し、非常用ディーゼル発電機からも電力を供給する設計とする。

直流照明兼非常用照明は、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始される前までに必要な操作を実施する中央制御室及び現場機器室に設置する。

直流照明は、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始される前までに必要な操作を実施する中央制御室に設置する。

直流照明兼非常用照明及び直流照明は、非常用直流電源設備に接続し、非常用ディーゼル発電機からも電力を供給する設計とするほか、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始されるまでの間、点灯可能な設計とする。

非常用照明、直流照明兼非常用照明及び直流照明は、設計基準事故が発生した場合に必要な操作及び作業場所への移動が行えるように、避難用照明である非常灯と同等以上の照度（1 lx 以上（蛍光灯使用時は 2 lx 以上））を有する設計とする。

2.2.2 可搬型の作業用照明

発電用原子炉施設内で設計基準事故が発生した場合に用いる作業用照明として、避難用の照明とは別に、乾電池を内蔵した可搬型照明（懐中電灯、ランタンタイプ LED ライト及びヘッドライト（ヘルメット装着用））を配備する。

可搬型照明は、全交流動力電源喪失時に緊急時対策所内の可搬型照明保管場所への移動及び緊急時対策所内の照度の確保における必要な照明として配備する。

また、全交流動力電源喪失時に常設の作業用照明設置箇所以外での初動操作に対応する運転員に必要な照明として配備する。

2.3 重大事故等発生時の照明

重大事故等が発生した場合に用いる照明として、以下の照明設備を配備する。

- ・中央制御室及び中央制御室待避所に運転員がとどまるために必要な照明設備として常設代替交流電源設備からの給電が可能な蓄電池を内蔵した可搬型照明（SA）を配備する。
- ・中央制御室バウンダリに隣接した場所に設ける中央制御室チェンジングエリアでの身体の汚染検査，作業服の着替え等に必要な照明設備として乾電池内蔵型照明を配備する。
- ・緊急時対策建屋内に設ける緊急時対策所チェンジングエリアでの身体の汚染検査，作業服の着替え等に必要な照明設備として乾電池内蔵型照明を配備する。
- ・重大事故等が発生した場合に，確実に操作を実施するため及び可搬型重大事故等対処設備を運搬するため並びに他の設備の被害状況を把握するために必要な照明設備として可搬型照明を配備する。

3. 施設の詳細設計方針

3.1 避難用照明

添付書類「VI-1-1-11 安全避難通路に関する説明書」に示す安全避難通路には，位置を明確かつ恒久的に表示し，照明用の電源が喪失した場合においても機能を損なわない避難用の照明として，非常灯並びに避難口及び避難の方向を明示するための誘導灯を設置する設計とする。

非常灯は，「建築基準法」（制定昭和 25 年 5 月 24 日法律第 201 号）及び「建築基準法施行令」（制定昭和 25 年 11 月 16 日政令第 338 号）に準拠し，中央制御室等の原子炉施設内従事者等が常時滞在する居室，居室から地上へ通じる廊下及び階段その他の通路に設置し，直接照明として床面において 1 lx 以上（蛍光灯使用時は 2 lx 以上）の照度を確保する設計とする。また，外部電源喪失により非常灯への電力の供給が停止した場合においても，原子炉施設内従事者等が建屋内から地上へ避難するために必要な照明の確保が可能となるよう，非常灯は非常用ディーゼル発電機から電力を供給できる設計，又は昭和 45 年建設省告示第 1830 号に準拠し，30 分間有効に点灯できる容量を有した内蔵電池を備える設計とする。

誘導灯は，「消防法」（制定昭和 23 年 7 月 24 日法律第 186 号），「消防法施行令」（制定昭和 36 年 3 月 25 日政令第 37 号）及び「消防法施行規則」（制定昭和 36 年 4 月 1 日自治省令第 6 号）に準拠し，屋内から直接地上へ通じる通路，出入口及び避難階段に設置する。また，外部電源喪失により誘導灯への電力の供給が停止した場合においても，原子炉施設内従事者等が建屋内から地上へ避難できるように避難口及び避難の方向を明示するため，誘導灯は非常用ディーゼル発電機から電力を供給できる設計，又は消防法施行規則第 28 条の三に準拠し，20 分間有効に点灯できる容量を有した内蔵電池を備え

る設計とする。

避難用照明の電源系統を図 1 に、非常灯及び誘導灯の取付箇所を表 2 及び添付図面「第 1-8-1 図から第 1-8-41 図 非常用照明の取付箇所を明示した図面」に示す。

表 2 非常灯及び誘導灯の取付箇所

建屋名称
2号機制御建屋
2号機原子炉建屋
2号機タービン建屋
2号機補助ボイラ建屋
緊急時対策建屋
焼却炉建屋
第1固体廃棄物貯蔵所
第2固体廃棄物貯蔵所
第3固体廃棄物貯蔵所
第4固体廃棄物貯蔵所
サイトバンカ建屋
予備変圧器配電盤室
緊急用電気品建屋

3.2 設計基準事故が発生した場合に用いる作業用照明

3.2.1 常設の作業用照明

設計基準事故が発生した場合に用いる作業用照明として、避難用の照明とは別に非常用照明、直流照明兼非常用照明及び直流照明を設置する。

非常用照明は、発電用原子炉の停止、停止後の冷却及び監視等の操作が必要となる中央制御室、中央制御室で操作が困難な場合に必要な操作を行う現場機器室及び現場機器室へのアクセスルート並びに設計基準事故に対処するために、緊急時対策所及び緊急時対策建屋屋内アクセスルートに設置する。また、外部電源喪失時にも必要な照明を確保できるように、非常用母線（モータコントロールセンタ 2C 系及び 2D 系並びにメタルクラッドスイッチギア 2D 系を介したモータコントロールセンタ J 系）に接続し、非常用ディーゼル発電機からも電力を供給する設計とする。

直流照明兼非常用照明は、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始される前までに必要な操作を実施する中央制御室及び現場機器室に設置する。

直流照明は、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始される前までに必要な操作を実施する中央制御室に設置する。

直流照明兼非常用照明及び直流照明は、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始される前まで

(約 15 分間)においても点灯できるように非常用直流電源設備から電力を供給できる設計とする。

非常用照明は、発電用原子炉の停止、停止後の冷却及び監視等の操作が必要となる中央制御室、中央制御室で操作が困難な場合に必要な操作を行う現場機器室及び現場機器室へのアクセスルートにおいて、操作及び移動に必要な照明を確保できる設計とする。また、設計基準事故に対処するために、緊急時対策所及び緊急時対策建屋屋内アクセスルートにおいて、操作及び移動に必要な照明を確保できる設計とする。

直流照明兼非常用照明及び直流照明は、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始される前までに必要な操作を実施する中央制御室又は現場機器室において、操作及び移動に必要な照明を確保できる設計とする。

作業用照明の電源系統を図 1 に、作業用照明の取付箇所を表 3 及び添付図面「第 1-8-1 図から第 1-8-41 図 非常用照明の取付箇所を明示した図面」に示す。

3.2.2 可搬型の作業用照明

設計基準事故が発生した場合に作業に用いる可搬型照明は、昼夜場所を問わず作業が可能となるよう以下のとおり配備する。

- ・全交流動力電源喪失時における緊急時対策所内の可搬型照明保管場所への移動時の照度を確保できるよう可搬型照明(ヘッドライト(ヘルメット装着用))を事務建屋に配備する。
- ・全交流動力電源喪失時における緊急時対策所内の照度を確保できるよう可搬型照明(ランタンタイプ LED ライト及びヘッドライト(ヘルメット装着用))を緊急時対策所に配備する。
- ・常設の作業用照明により設計基準事故に対応するための操作及び作業場所までの移動に必要な照明は確保されるが、万一、作業用照明設置箇所以外での対応が必要になった場合には、初動操作に対応する運転員が常時滞在している中央制御室に可搬型照明(懐中電灯、ランタンタイプ LED ライト及びヘッドライト(ヘルメット装着用))を配備する。

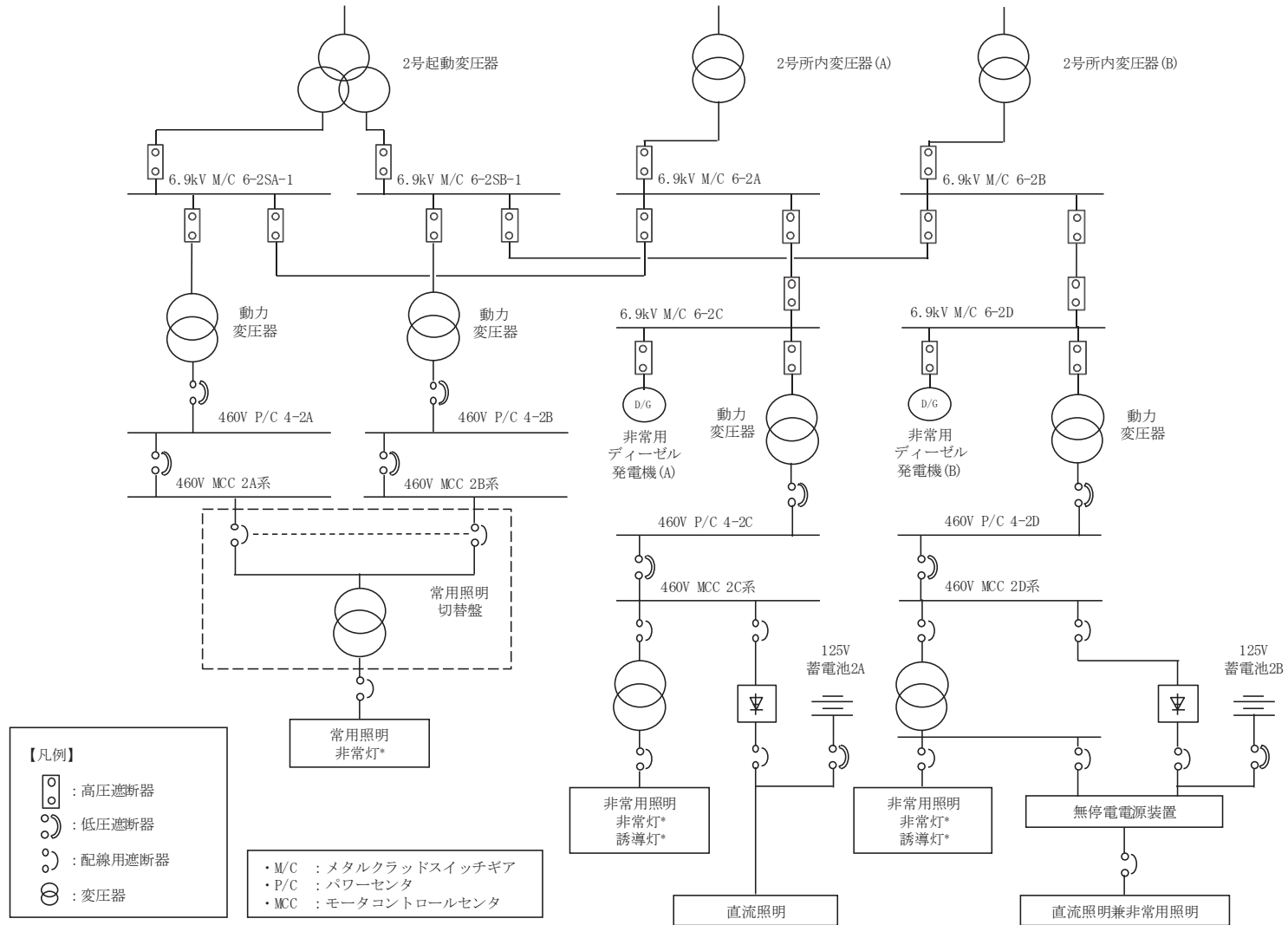
可搬型の作業用照明の使用箇所を表 3 に、保管場所を添付図面「第 1-8-1 図から第 1-8-41 図 非常用照明の取付箇所を明示した図面」に示す。

表 3 設備名，給電元及び作業用照明の取付箇所

設備名		給電元	設置場所（使用箇所）
作業用照明	非常用照明	非常用低圧母線	中央制御室 現場機器室* アクセスルート
		非常用高圧母線	緊急時対策建屋
	直流照明 兼非常用照明	非常用直流電源設備 (非常用低圧母線 (区分Ⅱ)) (125V 蓄電池 2B)	中央制御室 現場機器室*
	直流照明	非常用直流電源設備 (非常用低圧母線 (区分Ⅰ)) (125V 蓄電池 2A)	中央制御室
	可搬型照明	—	(常設の作業用照明設置箇所以外での対応) (緊急時対策所及び緊急時対策所までの移動)

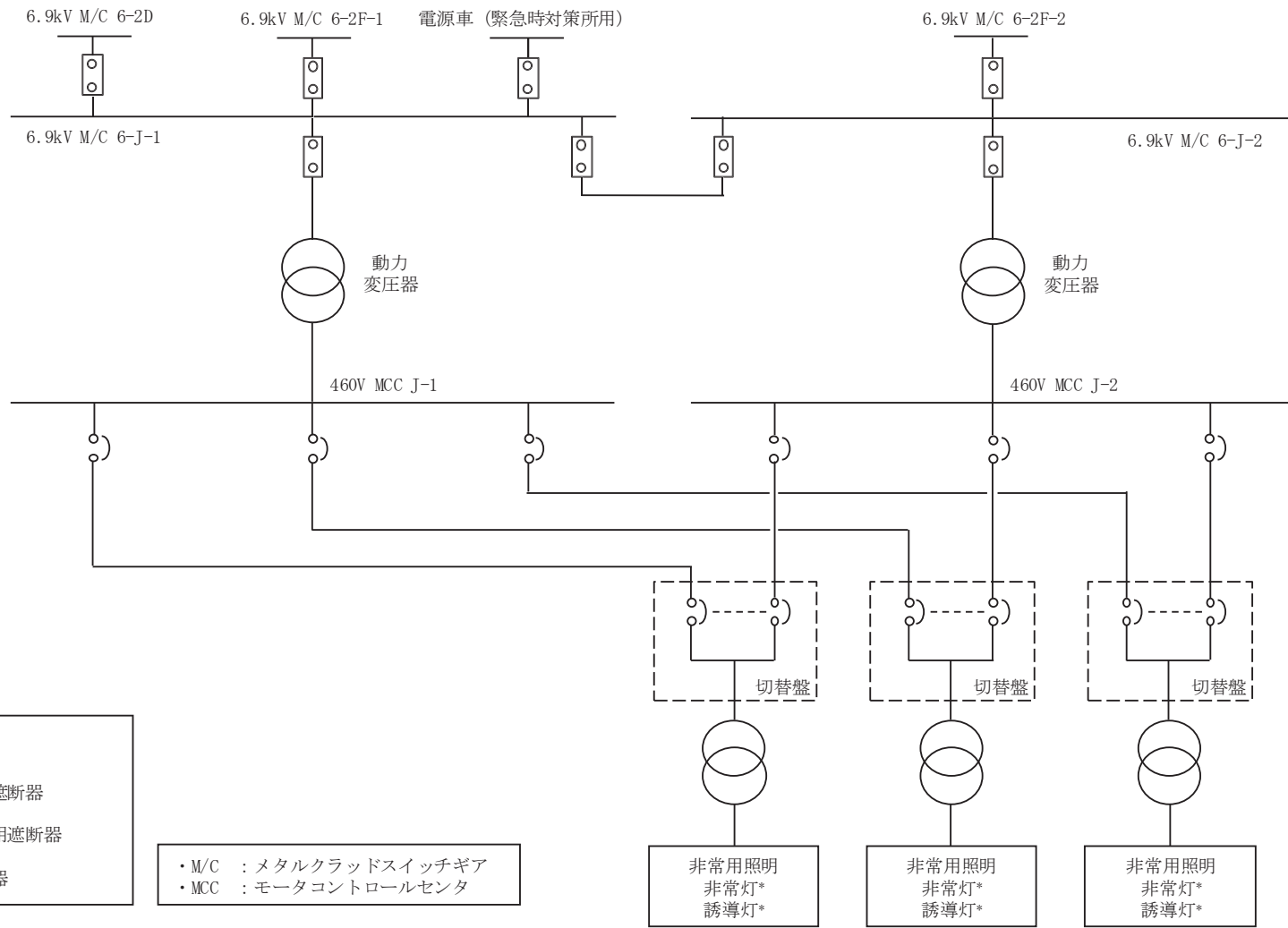
注記* : 設計基準事故が発生した場合に操作が必要な現場機器室は，以下のとおり。

- ・ 区分Ⅰ 非常用電気品室
- ・ 区分Ⅱ 非常用 MCC 室
- ・ 計測制御電源 (A), (B) 室
- ・ 中央制御室外原子炉停止操作室
- ・ 空調機械 (A) 室
- ・ RHR ポンプ (A), (B) 室
- ・ A, B 系ペネバルブ室
- ・ RHR 熱交換器 (A), (B) 室
- ・ トーラス室 (上部トーラス室)
- ・ 燃料プール冷却浄化系熱交換器上室
- ・ 非常用ディーゼル発電機 (A), (B) 室
- ・ 区分Ⅰ 及び区分Ⅱ 非常用 D/G 制御盤室
- ・ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機室
- ・ 区分Ⅲ 非常用 D/G 制御盤室






* : 非常灯及び誘導灯には蓄電池が内蔵されている

図1 照明電源系統図 (2号機) (1/2)



【凡例】

-  : 高圧遮断器
-  : 配線用遮断器
-  : 変圧器

- M/C : メタルクラッドスイッチギア
- MCC : モータコントロールセンタ

* : 非常灯及び誘導灯には蓄電池が内蔵されている

図 1 照明電源系統図 (緊急時対策建屋) (2/2)

3.3 重大事故等発生時の照明

重大事故等発生時に、中央制御室及び中央制御室待避所での監視操作に必要な照度を確保するため、可搬型照明（SA）を配備する。また、中央制御室バウンダリに隣接した場所に設ける中央制御室チェンジングエリア及び緊急時対策建屋内に設ける緊急時対策所チェンジングエリアでの身体の汚染検査、作業服の着替え等に必要な照度を確保するため、乾電池内蔵型照明を配備する。

可搬型照明（SA）は、常設代替交流電源設備から電力の供給を可能とするため、非常用低圧母線に接続された中央制御室内のコンセントに接続可能な設計とする。

可搬型照明（SA）の電源系統図を図2に示す。

可搬型照明（SA）は、重大事故等時に中央制御室の制御盤での操作に必要な照度及び中央制御室待避所の居住性確保に必要な照度として、照明全消灯状態にて監視操作が可能なことを確認している、主制御盤垂直部で20 lx以上の照度を確保する設計とする。また、中央制御室待避所に設置する可搬型照明（SA）は、運転員が中央制御室待避所にとどまり必要な監視等を行うため20 lx以上の照度を確保する設計とする。

中央制御室バウンダリに隣接した場所に設ける中央制御室チェンジングエリア及び緊急時対策建屋内に設ける緊急時対策所チェンジングエリアでの身体の汚染検査、作業服の着替え等に必要な照明として設置する乾電池内蔵型照明は、脱衣、汚染検査及び除染時に必要な照度として5 lx以上の照度を確保する設計とする。

可搬型照明（SA）の必要数は、中央制御室の制御盤での操作又は監視に必要な照度を有するものを5個、中央制御室待避所にとどまり必要な監視等を行うために必要な照度を有するものを1個、故障時及び保守点検時のバックアップ用として1個の合計7個を中央制御室に保管する設計とする。

乾電池内蔵型照明の必要数は、身体の汚染検査、作業服の着替え等に必要な照度を有するものを中央制御室チェンジングエリアでは5個使用し、故障時及び保守点検時のバックアップ用として1個の合計6個を中央制御室に保管する設計とし、また、緊急時対策所チェンジングエリアでは6個使用し、故障時及び保守点検時のバックアップ用として1個の合計7個を緊急時対策建屋内に保管する設計とする。

また、技術基準規則第54条第1項第2号及び第3項第6号に基づき想定される重大事故等時において、重大事故等対処設備を停電時及び夜間時に確実に操作を実施するため及び可搬型重大事故等対処設備を運搬するため並びに他の設備の被害状況を把握するために必要な照明設備として、可搬型照明を重大事故等時に迅速に使用できる場所に配備する。

可搬型照明に関しては、保安規定に基づく下部規程（二次文書、三次文書）にて資機材としての取扱いについて定め、管理する。

可搬型照明（SA）及び乾電池内蔵型照明の保管場所及び使用箇所を添付図面「第1-8-1図から第1-8-41図 非常用照明の取付箇所を明示した図面」に示す。

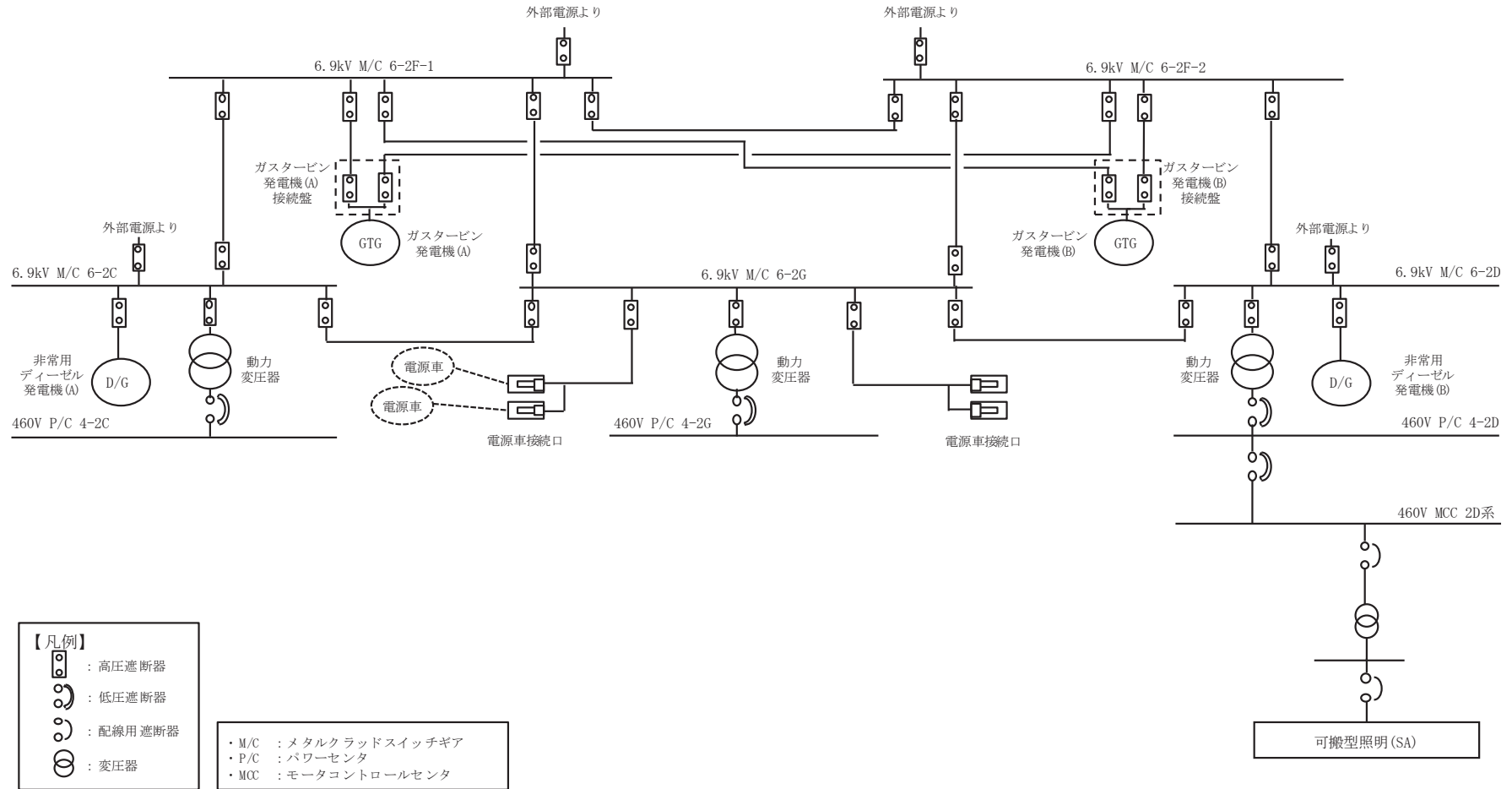


図2 可搬型照明 (SA) 電源概略系統図

VI-1-2 原子炉本体の説明書

目 次

VI-1-2-2 原子炉压力容器の脆性破壊防止に関する説明書

VI-1-2-2 原子炉圧力容器の脆性破壊防止に関する説明書

目 次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
3. 適用基準，適用規格等	2
4. 脆性破壊防止に対する設計	2
5. 評価対象と評価方法	2
6. 記号の説明	5
7. 最低使用温度に基づく評価	6
7.1 評価箇所	6
7.2 最低使用温度	6
8. 関連温度に基づく評価	7
8.1 評価箇所	7
8.2 関連温度の要求値	7
8.3 応力拡大係数の計算	7
8.3.1 最大仮想欠陥	7
8.3.2 応力拡大係数の計算	8
8.4 中性子照射による関連温度の移行量	8
8.5 計算結果	10
8.5.1 応力拡大係数の計算結果	10
8.5.2 関連温度の要求値の計算結果	10
9. 上部棚吸収エネルギーの評価	11
9.1 評価箇所	11
9.2 上部棚吸収エネルギーの評価方法	11
9.3 上部棚吸収エネルギーの計算	11
9.3.1 上部棚吸収エネルギー減少率の推定	11
9.3.2 上部棚吸収エネルギー調整値の算出	12
9.4 上部棚吸収エネルギーの評価結果	12
10. 結論	13
付録1 中性子照射による関連温度移行量	27

図表目次

図 7-1	破壊靱性評価箇所	14
図 8-1	最大仮想欠陥形状	15
表 5-1 (1)	重大事故シーケンスの影響確認	16
表 5-1 (2)	重大事故シーケンスの影響確認	17
表 5-1 (3)	重大事故シーケンスの影響確認	18
表 7-1	最低使用温度に基づく評価箇所	19
表 8-1 (1)	評価対象となる材料（銅板及び鏡板部）	20
表 8-1 (2)	評価対象となる材料（ノズル）	21
表 8-2	原子炉圧力容器の 40 定格負荷相当年数の運転期間中の中性子束及び中性子 照射量	22
表 8-3 (1)	応力拡大係数及び関連温度の要求値の計算結果（銅板及び鏡板部）	23
表 8-3 (2)	応力拡大係数及び関連温度の要求値の計算結果（ノズル）	24
表 9-1	国内 USE 予測式の適用範囲及び評価対象の諸元	25
表 9-2	上部棚吸収エネルギーの評価結果	26

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14条第2項及び第54条第1項第1号並びにそれらの「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、設計基準対象施設としての原子炉圧力容器の破壊靱性及び想定される重大事故等が発生した場合に、原子炉圧力容器が重大事故等時に対処するために流路としての機能を有効に発揮できることを確認するため、破壊靱性に対する評価について説明するものである。あわせて、技術基準規則第17条第1項第1号及び第55条第1項第2号並びにそれらの解釈に対して、原子炉圧力容器の材料が適切であることを説明する。

今回、設計基準対象施設としての原子炉圧力容器の材料については、平成4年1月13日付け3資庁第10518号にて認可された工事計画から変更はないが、各供用状態及び試験状態に対する評価結果に影響を及ぼす脆化予測法が改訂されたため、改めて設計基準対象施設としての原子炉圧力容器の破壊靱性に対する評価について説明する。また、重大事故等対処設備としての原子炉圧力容器の破壊靱性に対する評価について説明する。

2. 基本方針

原子炉圧力容器に使用する材料は、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いて使用される圧力、温度、放射線、荷重その他の使用条件に対して適切な破壊靱性を有する設計とする。

原子炉圧力容器に使用する材料は、中性子照射の影響を考慮し適切な破壊靱性を維持できるように、保安規定に監視試験片の評価結果に基づき原子炉冷却材温度及び圧力の制限範囲を設定することを定めて、原子炉圧力容器の脆性破壊を防止するよう管理する。

原子炉圧力容器に使用する材料は、重大事故等時における温度、圧力及び荷重に対して適切な破壊靱性を有する設計とし、かつ、重大事故等時における温度、放射線、荷重その他の使用条件において重大事故等時に対処するために流路としての機能を有効に発揮することができる設計とする。

原子炉圧力容器の脆性破壊防止以外の温度、放射線、荷重その他の使用条件に対して健全性を維持することについては、添付書類「VI-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」に示している。

原子炉圧力容器の材料に対して施設時の評価として、中性子照射が及ぼす影響を評価することから、評価時期については、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」第43条の3の32に、発電用原子炉の運転できる期間が40年と定められていることを考慮し、40定格負荷相当年数を想定して、評価を実施する。

なお、原子炉圧力容器の炉心領域部の中性子照射による影響評価については、監視試験片によって計画的に評価を行うとともに、施設後40定格負荷相当年数の運転期間後以降の評価については、高経年化対策として実施する。

3. 適用基準，適用規格等

- ・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（平成 25 年 6 月 19 日 原規技発第 1306194 号 原子力規制委員会決定）
- ・日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（J S M E S N C 1 - 2 0 0 5（2007年追補版含む））」
- ・日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法」（J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7）
- ・日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法」（J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7）[2010年追補版]
- ・日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法」（J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7）[2013年追補版]
- ・日本電気協会「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の監視試験方法」（J E A C 4 2 0 6 - 2 0 0 7）

4. 脆性破壊防止に対する設計

技術基準規則第 17 条を踏まえ，原子炉圧力容器に使用する材料は，強度と靱性に優れた低合金鋼の鋼板及び鍛鋼品で構成し，原子炉冷却材と接触する原子炉圧力容器内面部分はステンレス鋼及び高ニッケル合金で内張りし，耐食性を向上させた設計とする。原子炉圧力容器は脆性破壊防止の観点から，原子炉冷却材の最低温度を設定し，適切な温度で使用する。また，中性子照射脆化が予想される材料に関しては，材料中の Cu 及び Ni 含有量が多いほど中性子照射脆化に与える影響が大きいことから，材料調達時に各元素の含有量を管理する。

また，技術基準規則第 55 条を踏まえ，重大事故等対処設備としての原子炉圧力容器の材料は，重大事故等時の原子炉圧力容器の使用温度が崩壊熱による原子炉冷却材の加熱により設計基準対象施設としての最低使用温度を下回らず，想定される使用条件に対して適切な破壊靱性を有する設計とする。

5. 評価対象と評価方法

原子炉圧力容器に使用する材料は，発電用原子力設備規格（設計・建設規格 J S M E S N C 1 - 2 0 0 5（2007年追補版含む））（日本機械学会 2007 年）（以下「設計・建設規格」という。）に基づいて，評価対象となる材料を抽出する。評価対象となる材料は，原子炉圧力容器を構成する材料のうち，耐圧部を構成する材料であり，かつ，設計・建設規格の PVB-2311 に示される脆性破壊が生じにくい板厚，断面積，外径及び指定材料等の条件により，破壊靱性試験が必要となる材料をすべて抽出し，評価を行う。この抽出により，最低使用温度に対してスタッドボルト，関連温度に対して耐圧部を構成する材料，上部棚吸収エネルギーに対して炉心領域材料が評価対象となる。

技術基準規則第 14 条及び第 54 条への適合性を確認するため，技術基準規則第 14 条

の解釈に示される「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法 J E A C 4 2 0 6 - 2 0 0 7 (日本電気協会)」(以下「J E A C 4 2 0 6」という。), 「原子炉構造材の監視試験方法 J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7 (日本電気協会)」, 「原子炉構造材の監視試験方法 J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7 [2 0 1 0 年追補版](日本電気協会)」及び「原子炉構造材の監視試験方法 J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7 [2 0 1 3 年追補版](日本電気協会)」(以下「J E A C 4 2 0 1」という。)の手法を用いて, 原子炉圧力容器の脆性破壊に対する評価を行う。

J E A C 4 2 0 6 第 2 章クラス 1 機器の規定により, 破壊靱性試験を行う場合に必要とされる試験条件, すなわち最低使用温度を明確にすること, 並びに関連温度の要求値及び J E A C 4 2 0 1 の規定により, 上部棚吸収エネルギーが供用期間中の破壊靱性の要求を満足することを示す。また, 重大事故等が発生した場合に, 原子炉圧力容器が重大事故等時に対処するために流路としての機能を有効に発揮できることを示す。

破壊靱性の評価は, J E A C 4 2 0 6 の FB-2000 で規定されるように, 最低使用温度以下での衝撃試験結果を判定基準と対比し評価する方法, J E A C 4 2 0 6 の FB-4000 並びに附属書 A 及び附属書 F で規定されるように, 応力拡大係数と運転状態における材料の温度より求められる関連温度を用いて評価する方法, また, J E A C 4 2 0 1 の SA-3440 で規定されるように, 高温時における靱性を示す上部棚吸収エネルギーの減少率を予測し, 設計寿命末期における上部棚吸収エネルギーを評価する方法に区分される。

原子炉圧力容器材料で破壊靱性試験を要求される箇所に対し, 最低使用温度を基準とする評価箇所と関連温度を基準とする評価箇所を区別して評価を行い, 加えて炉心領域材料について上部棚吸収エネルギーを評価する。なお, 関連温度を用いての評価は, 供用期間中の耐圧・漏えい試験及び供用状態 A 及び B(耐圧・漏えい試験を除く)の運転条件において, 原子炉圧力容器の材料の脆性破壊防止の観点で破壊靱性上最も厳しい運転条件は, 低温高圧の運転管理となる耐圧・漏えい試験時であるため, 供用状態 A 及び B の評価は耐圧・漏えい試験での評価で代表する。

供用状態 C 及び供用状態 D については, J E A C 4 2 0 6 解説-附属書 A-3120 より, 健全性評価上最も問題となる事象は PTS 事象*¹である。沸騰水型原子炉圧力容器では相当運転期間での中性子照射量が低いこと, 炉圧は蒸気温度の低下に伴い低下することから PTS 事象は発生しない。そのため, 供用状態 C 及び供用状態 D においては脆性破壊に対して厳しくなる事象はなく, 耐圧・漏えい試験時に対する評価で代表される。

重大事故等時について炉心損傷防止対策の有効性評価における重大事故シーケンス及び格納容器破損防止対策の有効性評価における評価事故シーケンスを表 5-1(1), 表 5-1(2)及び表 5-1(3)に示す。表 5-1(1), 表 5-1(2)及び表 5-1(3)より重大事故等時(原子炉停止機能喪失[ATWS]を除く)の温度・圧力条件は従来想定されている設計基準事象に包絡される。原子炉停止機能喪失[ATWS]において設計基準事象の圧力を超えるが, 飽和蒸気線図上で変化するため, 破壊靱性上厳しい運転条件である低温高圧の運転状態とな

ることではない。このことから、重大事故等対処設備としての原子炉圧力容器の破壊靱性に対する評価は、8章に示す設計基準事象における評価で代表できる。

具体的な破壊靱性の評価方法は、原子炉圧力容器の耐圧部材料に使用される低合金鋼がフェライト鋼であり、脆性破壊が懸念される材料であることから、評価においては破壊力学を適用する。破壊力学では、欠陥の先端近傍の応力場の強さを応力拡大係数で表し、応力拡大係数が破壊靱性を超えると破壊すると判断する。原子炉圧力容器の材料の評価に当たっては、保守的に欠陥が存在するものと仮定し、欠陥の先端に生じる欠陥の進展力(応力拡大係数)を、供用期間中に想定される圧力・温度条件等から算出する。破壊靱性については、落重試験及び衝撃試験から得られる関連温度($R T_{NDT}$)及び金属温度と関数の関係にあることから、関連温度を用いて各温度の破壊靱性を算出する。

また、経年劣化事象により破壊靱性の低下が懸念される部位については、供用期間中における劣化を考慮した評価を行う。軽水炉における材料の破壊靱性の低下を伴う劣化事象としては、熱時効と中性子照射脆化が挙げられる。熱時効については、原子炉圧力容器の材料である低合金鋼に対する影響を、財団法人発電設備技術検査協会の研究*2において検証されており、有意な劣化事象ではない。一方、中性子照射脆化については、J E A C 4 2 0 1において監視試験の対象となる中性子照射量 $10^{17}n/cm^2 (E > 1 \text{ MeV})$ 以上となる炉心領域が含まれるため、考慮が必要である。

中性子照射脆化は、中性子照射量及び材料の化学成分(Cu, Ni, P)に依存し、中性子照射量及びこれら化学成分の含有量が多いほど脆化は大きい傾向にある。原子炉圧力容器を構成する各部位の材料については、板材と鍛造材の違いはあるものの、すべて低合金鋼を使用しており、化学成分に有意な差はない。一方、供用期間中に原子炉圧力容器の材料が受ける中性子照射量については、炉心領域のうち、炉心の有効高さを直接囲む胴板3及び胴板4の内表面が最も多い($1.7 \times 10^{18}n/cm^2 (E > 1 \text{ MeV})$ 程度)ことから、中性子照射脆化を考慮した破壊靱性の評価は、当該事象が懸念される胴板3及び胴板4について実施する。なお、胴板3及び胴板4の溶接部は母材と同等以上の靱性を持つことを確認した施工法を用いて溶接を行うため、評価においては母材を対象とする。

中性子照射量を考慮する位置は、内表面及び表面からの仮想欠陥深さ $1/4 t$ (内表面から $1/4 t$ 部)とする。

注記*1：PTS(加圧熱衝撃)

加圧下の原子炉圧力容器内で急激な冷却が生じると、原子炉圧力容器内外間の温度差により高い引張応力が容器内面に発生し、これと内圧による膜応力が重畳して高い引張応力が容器内面に発生する現象。

*2：プラント長寿命化技術開発 低合金鋼・ステンレス鋼等腐食環境材料試験(低合金鋼・ステンレス鋼)(BWR)(昭和62年度～平成4年度のまとめ)(平成5年3月財団法人 発電設備技術検査協会)

6. 記号の説明

記号	記号の説明	単位
a	欠陥の深さ	mm
f	原子炉圧力容器内表面から深さ a における中性子照射量	n/cm ²
F(a/r _n)	補正係数で, J E A C 4 2 0 6 の附属書 F の附属書図 F-4200-1 で有限要素法のデータを結んだ曲線により得られる値	—
K _I	供用状態における材料の応力と応力係数との積 (以下「応力拡大係数」という。)	MPa・√m
K _{Ic}	J E A C 4 2 0 6 の附属書 A により規定される静的破壊 靱性値	MPa・√m
K _{Ip}	一次応力による応力拡大係数	MPa・√m
K _{Iq}	二次応力による応力拡大係数	MPa・√m
ℓ	欠陥の長さ	mm
M _m	J E A C 4 2 0 6 の附属書 F の附属書図 F-3100-1 により 得られる膜応力の応力補正係数	√m
M _b	J E A C 4 2 0 6 の附属書 F の F-3100 に示される曲げ応 力の応力補正係数(M _m の $\frac{2}{3}$ の値)	√m
R T _{NDT}	J E A C 4 2 0 6 の FB-2000 及び附属書 A により規定さ れる関連温度	°C
Δ R T _{NDT}	関連温度の移行量	°C
r _i	ノズルの内半径	mm
r _c	ノズルコーナーの曲率半径	mm
r _n	ノズルのみかけの半径	mm
S _F	安全係数	—
T	供用状態における材料の温度	°C
t	板厚	mm
U S E	上部棚吸収エネルギー	J
Δ U S E	上部棚吸収エネルギー減少率	%
φ _c	原子炉圧力容器内表面から深さ a における中性子束	n/(cm ² ・s)
σ	胴及び鏡板部の周方向応力	MPa
σ _{m1}	一次膜応力	MPa
σ _{m2}	二次膜応力	MPa
σ _{b1}	一次曲げ応力	MPa
σ _{b2}	二次曲げ応力	MPa

7. 最低使用温度に基づく評価

7.1 評価箇所

J E A C 4 2 0 6 の FB-2400 の規定により，最低使用温度以下の温度で衝撃試験を行う箇所を表 7-1 及び図 7-1 に示す。

7.2 最低使用温度

表 7-1 に示した箇所の最低使用温度を同表中に示す。最低使用温度は，平成 4 年 1 月 13 日付 3 資庁第 10518 号にて認可された工事計画添付書類に示す熱サイクル図をもとに，原子炉の運転状態又は試験状態において原子炉压力容器の内外にて接する液体の最低温度を考慮して定めた。

8. 関連温度に基づく評価

8.1 評価箇所

J E A C 4 2 0 6 の FB-2100 の規定により，関連温度に基づいた評価を行う箇所を表 8-1(1)，表 8-1(2)及び図 7-1 に示す。

8.2 関連温度の要求値

原子炉圧力容器に欠陥を想定した場合，欠陥に発生する応力拡大係数 K_I が，J E A C 4 2 0 6 の附属書 A の A-3222 に基づく静的破壊靱性値 K_{IC} を超えなければ脆性破壊は生じない。

K_{IC} は関連温度 $R T_{NDT}$ を基準とした温度の関数として示される。

$$K_{IC} = 36.48 + 22.78 \exp[0.036(T - R T_{NDT})]$$

ここで，関連温度 $R T_{NDT}$ を関連温度の要求値として計算するため，上式を $R T_{NDT}$ についての式とする。

(関連温度)

$$R T_{NDT} = T - \frac{1}{0.036} \ln \left(\frac{K_{IC} - 36.48}{22.78} \right)$$

K_I が K_{IC} を超えない $R T_{NDT}$ の最大値として，関連温度の要求値を定義すると以下の式により求められる。

(関連温度の要求値)

$$R T_{NDT} \leq T - \frac{1}{0.036} \ln \left(\frac{K_I - 36.48}{22.78} \right)$$

応力拡大係数 K_I の計算は，J E A C 4 2 0 6 の附属書 A 及び附属書 F により，8.3 節に示すように行う。

8.3 応力拡大係数の計算

8.3.1 最大仮想欠陥

応力拡大係数の計算に用いる最大仮想欠陥は，胴及び鏡板部にあつては，板厚の 1/4 倍の深さ，板厚の 1.5 倍の長さの表面欠陥を用いる。ただし，板厚 t が $t < 100.0\text{mm}$ の場合，100.0mm 厚断面に対する欠陥を用いる。

ノズル部にあつては，ノズルが取り付く部分の胴及び鏡板部板厚の 1/4 倍の深さの欠陥を用いる。ただし，最大仮想欠陥の大きさは胴部の最大仮想欠陥寸法を超えないものとする。

図 8-1 に最大仮想欠陥の形状を示す。

8.3.2 応力拡大係数の計算

応力拡大係数は、材料に欠陥の存在を想定した場合、過渡時の温度・圧力変化による欠陥の進展力を係数で表す。

耐圧・漏えい試験時における応力拡大係数は、有限要素法又は理論式より算出した膜応力及び曲げ応力をもとに算出する。

(1) 形状不連続部を含めた胴及び鏡板部

形状不連続部を含めた胴及び鏡板部の応力拡大係数の計算は次式による。

$$K_I = S_F \cdot K_{I_p} + K_{I_q}$$

a. 一次応力に対する安全係数

$$S_F = 1.5 \text{ (耐圧・漏えい試験における係数)}$$

b. 一次応力に対する応力拡大係数

$$K_{I_p} = M_m \cdot \sigma_{m1} + M_b \cdot \sigma_{b1}$$

M_m は、J E A C 4 2 0 6 の附属書 F の附属書図 F-3100-1 により得られる。

M_b は、 M_m の 2/3 の値。

c. 二次応力に対する応力拡大係数

$$K_{I_q} = M_m \cdot \sigma_{m2} + M_b \cdot \sigma_{b2}$$

(2) ノズル部

ノズル部の応力拡大係数の計算は次式による。

$$K_I = \frac{S_F \cdot F \left(a / r_n \right) \cdot \sigma \cdot \sqrt{\pi \cdot a}}{\sqrt{1000}}$$

ここで、

$$S_F = 1.5$$

$$r_n = r_i + 0.29 \cdot r_c$$

8.4 中性子照射による関連温度の移行量

炉心領域材料は、中性子照射による脆化を受けると予想されることから、中性子照射による関連温度の移行量 $\Delta R T_{NDT}$ を見込む。

中性子束及び中性子照射量は、第2回監視試験結果から得られた値を評価に用いる。

40 定格負荷相当年数の運転期間中に原子炉圧力容器の材料が受ける中性子照射量は、原子炉圧力容器の胴板 3、胴板 4 の内表面、板厚の 1/4t 部の中性子照射量を算出する。各位置における最大中性子束を解析コード「DORT」を用いて算出し、リードファクタ*及び照射期間を用いて、中性子照射量を算出する。

なお、評価に用いる解析コード「DORT」の検証及び妥当性確認等の概要については、「VI-5 計算機プログラム(解析コード)の概要」に示す。

算出した中性子束及び中性子照射量を表 8-2 に示す。

内表面から深さ 1/4 t 位置での中性子束 ϕ_c は以下となる。

$$\phi_c = 9.62 \times 10^8 \text{ n}/(\text{cm}^2 \cdot \text{s})$$

中性子照射量 f は、中性子束 ϕ_c に 40 定格負荷相当年数を乗ずることにより求める。

$$f = 9.62 \times 10^8 \times (40 \times 365 \times 24 \times 60 \times 60) = 1.22 \times 10^{18} \text{ n}/\text{cm}^2$$

付録 1 より、炉心領域材料の化学成分を用いて、安全側に中性子照射による関連温度の移行量を、 $\Delta R T_{NDT} = 25.4^\circ\text{C}$ とする。

注記* : 監視試験片の照射位置における中性子束の、原子炉容器内表面あるいは他の位置における最大中性子束に対する比で表す。

8.5 計算結果

8.5.1 応力拡大係数の計算結果

応力拡大係数の計算条件及び計算結果を表 8-3(1)及び表 8-3(2)に示す。

表 8-3(1)には胴及び鏡板部に対する計算結果を、表 8-3(2)にはノズル部に対する計算結果を示す。

8.5.2 関連温度の要求値の計算結果

応力拡大係数及び耐圧試験の温度より、8.2 節に示した関係を満足する関連温度の要求値を求めた結果を、胴及び鏡板部に対して表 8-3(1)に、ノズル部に対して表 8-3(2)に示す。また、同表中に使用する材料の実測値を示す。

なお、表 8-3(1)及び表 8-3(2)において使用した耐圧試験温度 54℃は、中性子照射による関連温度の移行量を設計段階で予測し、これをもとに定めた温度であり、平成 4 年 1 月 13 日付 3 資庁第 10518 号にて認可された工事計画認可申請書添付書類 IV-3-1-1-1「原子炉圧力容器の応力解析の方針」の原子炉圧力容器の運転条件に示される。

9. 上部棚吸収エネルギーの評価

9.1 評価箇所

J E A C 4 2 0 6 の FB-2200 の規定により，上部棚吸収エネルギーの評価は，中性子照射による脆化を受けると予想される炉心領域材料について行う。評価を行う箇所を図 7-1 に示す。

9.2 上部棚吸収エネルギーの評価方法

上部棚吸収エネルギーは，高温時における鋼材の粘り強さ(靱性)の程度を示す指標であり，中性子照射が進むと低下する。

上部棚吸収エネルギーの要求値は，J E A C 4 2 0 6 の FB-4200 において，68J 以上と規定されており，J E A C 4 2 0 1 附属書 B の B-3100 に基づき，供用期間中の中性子照射を考慮しても，原子炉圧力容器内表面から 1/4 t 位置において，上部棚吸収エネルギー調整値が 68J 以上であることを確認する。

上部棚吸収エネルギーの算出に当たっては，評価対象の材料中の元素含有量，中性子照射量及び温度について，J E A C 4 2 0 1 附属書 B で国内 U S E 予測式の適用範囲として規定されており，今回の評価に用いる材料，中性子照射量及び温度については，すべて適用範囲を満足しているため，国内 U S E 予測式を用いる。表 9-1 に国内 U S E 予測式の適用範囲及び評価対象の諸元を示す。

9.3 上部棚吸収エネルギーの計算

9.3.1 上部棚吸収エネルギー減少率の推定

中性子照射による上部棚吸収エネルギーの減少率($\Delta U S E$ (%))を，次式を用いて推定する。

$$\Delta U S E = C_0 + [C F_U] \cdot [F F_U]_{(f)} + M_U$$

ここで，

C_0 : 係数
-0.95

$[C F_U]$: 化学成分による係数

$$[C F_U] = 5.23 + 9.36 \cdot \left\{ 0.5 + 0.5 \cdot \tanh \left(\frac{C_u - 0.087}{0.034} \right) \right\} \times (1 + 0.59 \cdot Ni)$$

$[F F_U]_{(f)}$ 中性子照射量 f による係数 (\log は常用対数を表す)

$$[F F_U]_{(f)} = f^{(0.349 - 0.068 \cdot \log f)}$$

- Cu : 銅の含有量 (mass%)
 %
- Ni : ニッケルの含有量 (mass%)
 %
- f : 40 定格負荷相当年数での原子炉圧力容器内表面から 1/4t 部の中性子照射量
 1.22 ($\times 10^{18} \text{n/cm}^2$, $E > 1 \text{MeV}$)
- M_U : マージン (%)
 13.8%
 $M_U = 2\sigma_{\Delta U}$ $\sigma_{\Delta U}$ は $\Delta U S E$ に対する標準偏差: 6.9% (母材)

9.3.2 上部柵吸収エネルギー調整値の算出

9.3.1 項にて推定した上部柵吸収エネルギーの減少率 ($\Delta U S E$) 及び照射前の上部柵吸収エネルギー ($U S E$ (初期値)) を用いて、上部柵吸収エネルギー調整値 ($U S E$ (調整値)) を、次式を用いて算出する。

評価に当たっては、初期条件確認試験の結果を $U S E$ (初期値) として $U S E$ (調整値) の算出を行う。

$$U S E \text{ (調整値)} = U S E \text{ (初期値)} \times (1 - \Delta U S E / 100)$$

$U S E$ (調整値) : 照射後の上部柵吸収エネルギー (J)

$U S E$ (初期値) : 照射前の上部柵吸収エネルギー (J)

9.4 上部柵吸収エネルギーの評価結果

供用期間中の中性子照射を考慮した、上部柵吸収エネルギー調整値の計算結果を表 9-2 に示す。

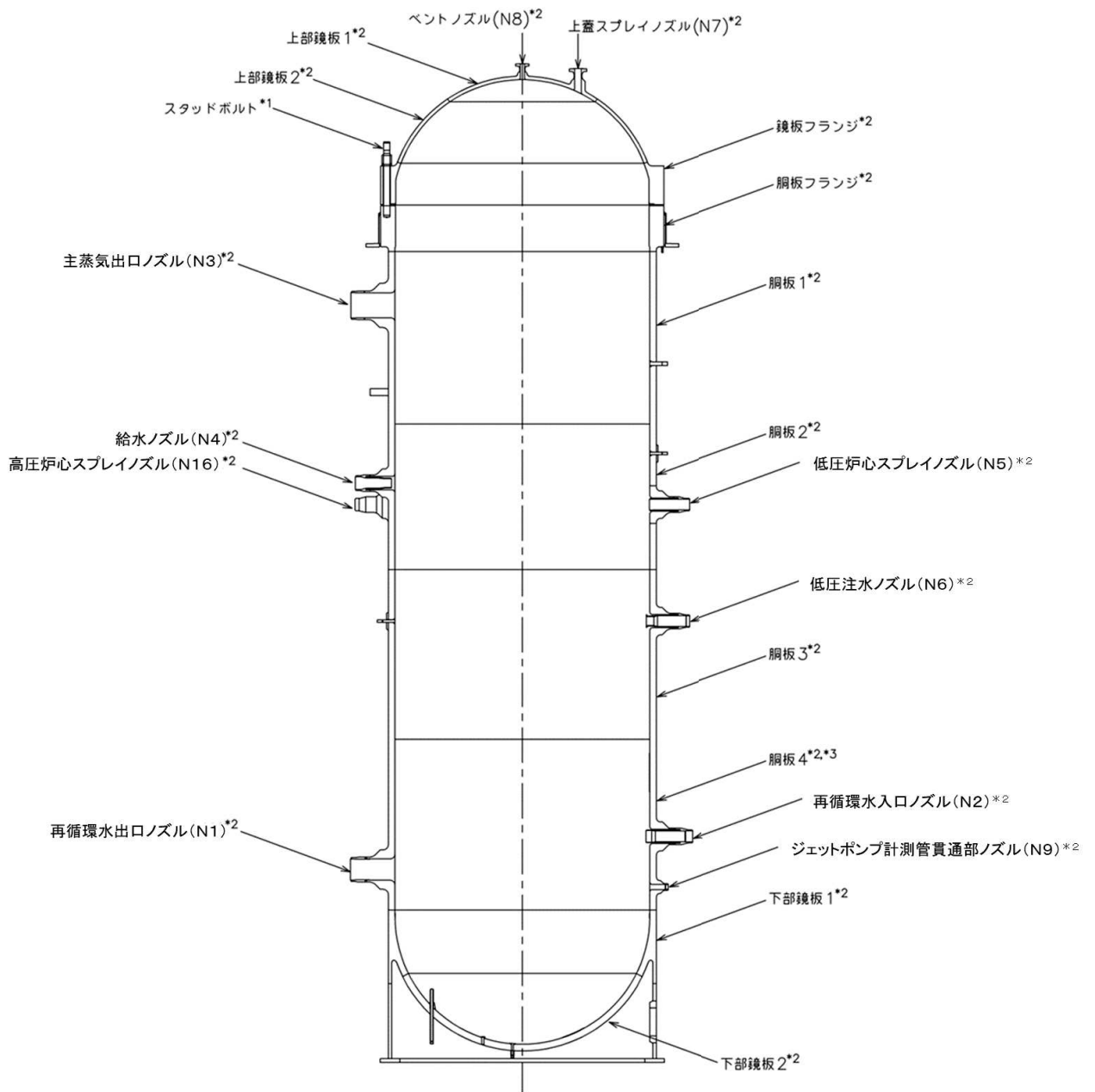
表 9-2 より、40 定格負荷相当年数での上部柵吸収エネルギー調整値は、J E A C 4 2 0 6 に規定される要求値の 68J 以上を満足している。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

10. 結論

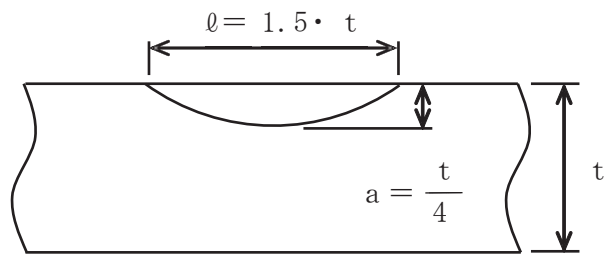
原子炉圧力容器の材料に対して、J E A C 4 2 0 6 第 2 章クラス 1 機器の規定により破壊靱性の評価を必要とされる箇所について、J E A C 4 2 0 6 の FB-2000 により最低使用温度以下の温度で衝撃試験を行う箇所は流体の最低温度を考慮した最低使用温度を定めるとともに、J E A C 4 2 0 6 の FB-4000 並びに附属書 A 及び附属書 F により関連温度を決定する必要がある箇所については関連温度の要求値を示し、J E A C 4 2 0 6 の FB-2100 により求めた関連温度が要求値を満足することを確認した。

また、設計寿命末期における上部棚吸収エネルギー調整値が、J E A C 4 2 0 6 の FB-4200 に規定されている要求値、68 J 以上を満足することを確認した。

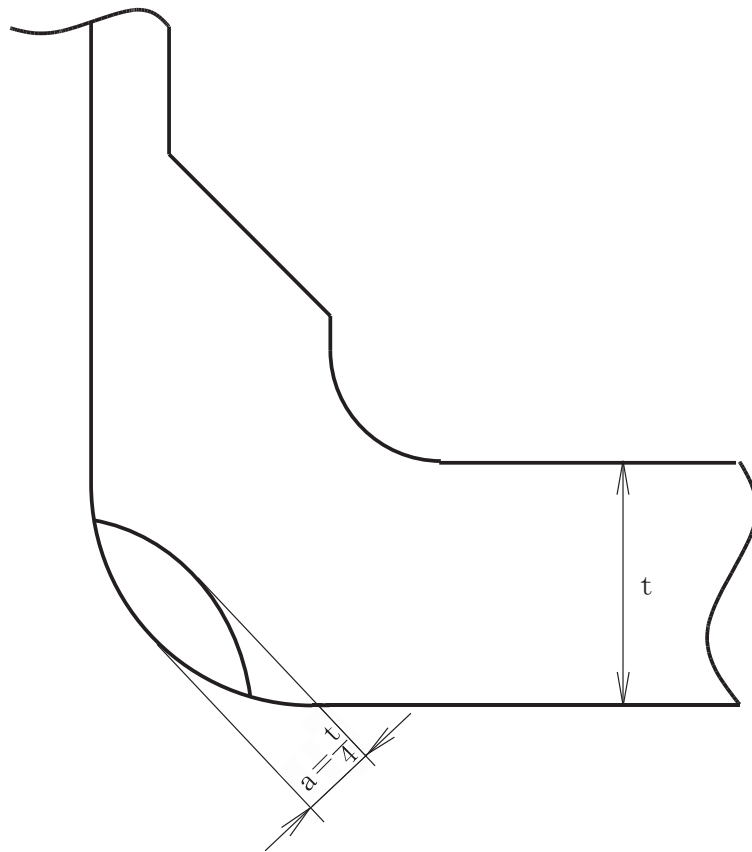


- 注記 *1: 最低使用温度を基準とする評価箇所
 *2: 関連温度を基準とする評価箇所
 *3: 上部棚吸収エネルギーの評価箇所

図 7-1 破壊靱性評価箇所



a. 胴板及び鏡板



b. ノズル

図 8-1 最大仮想欠陥形状

表 5-1 (1) 重大事故シーケンスの影響確認

	重要事故 シーケンス等	事象の概要及び考察
1-1	高圧・低圧注水 機能喪失 (高圧代替注水系による 注水) [TQUV]	給水喪失により原子炉水位は低下し、高圧代替注水系が運転開始して原子炉水位は維持される。その後、逃がし安全弁（自動減圧機能）2 弁を手動開放させ、低圧代替注水系（常設）により注水する。本挙動は設計熱サイクルで想定している「原子炉冷却材喪失事故」に包絡される。
1-2	高圧・低圧注水 機能喪失 (高圧代替注水系の機能 喪失) [TQUV]	給水喪失により原子炉水位は徐々に低下する。その後、逃がし安全弁（自動減圧機能）6 弁を手動開放させ、低圧代替注水系（常設）により注水する。本挙動は設計熱サイクルで想定している「原子炉冷却材喪失事故」に包絡される。
2	高圧注水・減圧機能喪失 [TQUX]	給水喪失により原子炉水位は徐々に低下する。その後、代替自動減圧機能による自動減圧が行われ、低圧炉心スプレイ等により注水される。本挙動は設計熱サイクルで想定している「原子炉冷却材喪失事故」に包絡される。
3-1	全交流動力電源喪失 [長期 TB/TBU/TBD]	外部電源喪失により原子炉水位は低下し、原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系が運転開始して原子炉水位は維持される。その後、逃がし安全弁（自動減圧機能）2 弁を手動開放させ、直流駆動低圧注水系又は低圧代替注水系（常設）等により注水する。本挙動は設計熱サイクルで想定している「原子炉冷却材喪失事故」に包絡される。
3-2	全交流動力電源喪失 [TBP]	外部電源喪失及び逃がし安全弁の 1 弁開固着により原子炉水位は低下し、原子炉隔離時冷却系が運転開始する。その後、逃がし安全弁（自動減圧機能）1 弁を手動開放させ、直流駆動低圧注水系又は低圧代替注水系（常設）により注水する。本挙動は設計熱サイクルで想定している「原子炉冷却材喪失事故」に包絡される。

表 5-1 (2) 重大事故シーケンスの影響確認

	重要事故 シーケンス等	事象の概要及び考察
4	崩壊熱除去機能喪失 (取水機能喪失) [TW]	給水喪失により原子炉水位は低下し、原子炉隔離時冷却系が運転開始して原子炉水位が維持される。その後、逃がし安全弁(自動減圧機能)2弁を手動開放させ、低圧代替注水系(常設)により注水する。本挙動は設計熱サイクルで想定している「原子炉冷却材喪失事故」に包絡される。
5	崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系機能喪失) [TW]	給水喪失により原子炉水位は低下し、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が運転開始して原子炉水位が維持される。その後、逃がし安全弁(自動減圧機能)2弁を手動開放させ、高圧炉心スプレイ系により注水する。本挙動は設計熱サイクルで想定している「原子炉冷却材喪失事故」に包絡される。
6	原子炉停止機能喪失 [ATWS]	主蒸気隔離弁誤閉止の発生後、原子炉スクラムに失敗する。主蒸気隔離弁が閉止されると原子炉圧力が上昇し、原子炉圧力高信号で再循環ポンプがトリップする。主蒸気隔離弁の閉止により、タービン駆動原子炉給水ポンプはトリップするが、電動機駆動原子炉給水ポンプにより給水が継続される。圧力上昇の挙動は設計熱サイクルで想定している「過大圧力」の圧力を超えるが、飽和蒸気線図上で変化するため、破壊靱性上厳しい運転条件である低温高圧の運転状態となることはない。
7	LOCA 時注水機能喪失 (中小破断) [SE]	給水喪失及びLOCA発生により原子炉水位は徐々に低下する。その後、逃がし安全弁(自動減圧機能)6弁を手動開放させ、低圧代替注水系(常設)による注水を開始する。本事象は設計熱サイクルで想定している「原子炉冷却材喪失事故」に包絡される。

表 5-1 (3) 重大事故シーケンスの影響確認

	重要事故 シーケンス等	事象の概要及び考察
8	格納容器バイパス (インターフェイスシス テム LOCA) [ISLOCA]	ISLOCA 時は、高圧炉心スプレイのポンプの吸込み配管からの漏えいを想定し、破断口からの冷却材流出による水位低下により、原子炉隔離時冷却系が運転開始する。その後、逃がし安全弁（自動減圧機能）2弁を手動開放させ、低圧炉心スプレイ系等による注水を開始する。本事象は設計熱サイクルで想定している「原子炉冷却材喪失事故」に包絡される。
9	雰囲気圧力・温度による 静的負荷 (格納容器過圧・過温破 損)	大破断 LOCA により原子炉水位は低下し、炉心が損傷・溶融する。その後、低圧代替注水系（常設）や代替循環冷却系による注水を開始し、溶融炉心を冷却することで、原子炉圧力容器は破損しない。本事象は設計熱サイクルで想定している「原子炉冷却材喪失事故」に包絡される。
10	水素燃焼	
11	高圧溶融物放出／格納容 器雰囲気直接加熱、 原子炉圧力容器外の溶融 燃料－冷却材相互作用、 溶融炉心・コンクリート 相互作用	原子炉圧力容器が破損するシーケンスであり、原子炉圧力容器の破壊靱性に対する評価は不要である。

表 7-1 最低使用温度に基づく評価箇所

評価箇所	材料	最低使用温度(℃)
スタッドボルト	SNB24-3	<input type="text"/>

表 8-1 (1) 評価対象となる材料 (胴板及び鏡板部)

評価対象箇所	材 料	備 考
上部鏡板 1	SQV2A	$t \geq 16$ mm
上部鏡板 2	SQV2A	$t \geq 16$ mm
胴板 1	SQV2A	$t \geq 16$ mm
胴板 2	SQV2A	$t \geq 16$ mm
胴板 3	SFVQ1A	$t \geq 16$ mm
胴板 4	SFVQ1A	$t \geq 16$ mm
下部鏡板 1	SFVQ1A	$t \geq 16$ mm
下部鏡板 2	SFVQ1A	$t \geq 16$ mm
鏡板フランジ	SFVQ1A	$t \geq 16$ mm
胴板フランジ	SFVQ1A	$t \geq 16$ mm

表 8-1 (2) 評価対象となる材料 (ノズル)

評価対象箇所	材 料	備 考
再循環水出口ノズル (N1)	SFVQ1A	$t \geq 16$ mm
再循環水入口ノズル (N2)	SFVQ1A	$t \geq 16$ mm
主蒸気出口ノズル (N3)	SFVQ1A	$t \geq 16$ mm
給水ノズル (N4)	SFVQ1A	$t \geq 16$ mm
低圧炉心スプレイノズル (N5)	SFVQ1A	$t \geq 16$ mm
低圧注水ノズル (N6)	SFVQ1A	$t \geq 16$ mm
上蓋スプレイノズル (N7)	SFVQ1A	$t \geq 16$ mm
ベントノズル (N8)	SFVQ1A	$t \geq 16$ mm
ジェットポンプ計測管貫通部ノズル (N9)	SFVQ1A	$t \geq 16$ mm
高圧炉心スプレイノズル (N16)	SFVQ1A	$t \geq 16$ mm

表 8-2 原子炉圧力容器の 40 定格負荷相当年数の運転期間中の中性子束及び中性子照射量

部 位	中性子束 (n/cm ² /s, E > 1MeV)	中性子照射量 (n/cm ² , E > 1MeV)
内表面	1.33 × 10 ⁹	1.68 × 10 ¹⁸
1/4 t	9.62 × 10 ⁸	1.22 × 10 ¹⁸

表 8-3 (1) 応力拡大係数及び関連温度の要求値の計算結果 (胴板及び鏡板部)
 耐圧試験 (最高使用圧力以下) $T = 54^{\circ}\text{C}$ $a = t / 4$

名称	材料	K_1 ($\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$)	関連温度 ($^{\circ}\text{C}$)	
			要求値	実測値
上部鏡板 1	SQV2A	69.6	43.6	-45
上部鏡板 2	SQV2A	118.8	18.3	-45
胴板 1	SQV2A	110.4	21.3	-40
胴板 2	SQV2A	87.1	31.8	-35
胴板 3	SFVQ1A	87.1	6.4*	-40
胴板 4	SFVQ1A	87.1	6.4*	-50
下部鏡板 1	SFVQ1A	38.8	117.4	-45
下部鏡板 2	SFVQ1A	72.6	41.1	-40
鏡板フランジ	SFVQ1A	118.8	18.3	-45
胴板フランジ	SFVQ1A	110.4	21.3	-45

注記* : 中性子照射による関連温度の移行量を考慮した値。

表 8-3 (2) 応力拡大係数及び関連温度の要求値の計算結果 (ノズル部)

耐圧試験(最高使用圧力以下) $T = 54^{\circ}\text{C}$ $a = t / 4$

名称	材料	K_I ($\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$)	関連温度 ($^{\circ}\text{C}$)	
			要求値	実測値
再循環水出口ノズル (N1)	SFVQ1A	151.0	9.1	-60
再循環水入口ノズル (N2)	SFVQ1A	134.3	13.5	-50
主蒸気出口ノズル (N3)	SFVQ1A	151.1	9.1	-65
給水ノズル (N4)	SFVQ1A	128.7	15.1	-50
低圧炉心スプレイノズル (N5)	SFVQ1A	131.1	14.4	-55
低圧注水ノズル (N6)	SFVQ1A	131.1	14.4	-55
上蓋スプレイノズル (N7)	SFVQ1A	92.7	28.9	-60
ベントノズル (N8)	SFVQ1A	79.3	36.4	-50
ジェットポンプ計測管貫通部ノズル (N9)	SFVQ1A	95.4	27.6	-55
高圧炉心スプレイノズル (N16)	SFVQ1A	131.1	14.4	-50

表 9-1 国内 USE 予測式の適用範囲及び評価対象の諸元

項目	適用範囲 (J E A C 4 2 0 1)	評価対象の諸元
材料の Cu 含有量 (mass%)	0.25 以下	<input type="checkbox"/> *1
材料の Ni 含有量 (mass%)	0.5~1.0	<input type="checkbox"/> *1
材料の P 含有量 (mass%)	0.020 以下	<input type="checkbox"/> *1
中性子照射量 (n/cm ² , E>1MeV)	$1.0 \times 10^{17} \sim 1.2 \times 10^{20}$	表 8-2 参照
公称照射温度 (°C)	274~310	<input type="checkbox"/> *2

注記*1：材料調達時における試験による実測値

*2：ダウンカマの原子炉冷却材温度の公称値

表 9-2 上部棚吸収エネルギーの評価結果

評価箇所	上部棚吸収エネルギー(J)		
	U S E (初期値)	U S E (調整値)	要求値 (必要下限値)
炉心領域材料	□	203	68

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

付録1 中性子照射による関連温度移行量

J E A C 4 2 0 1により、関連温度移行量の予測値を求める。J E A C 4 2 0 1によると、関連温度移行量の予測値は評価対象の材料中の元素含有量、中性子照射量、中性子束及び温度について、J E A C 4 2 0 1-2 0 0 7 附属書 B で国内脆化予測法の適用範囲として規定されており、今回の評価に用いる材料、中性子照射量、中性子束及び温度については、すべて適用範囲を満足しているため、国内脆化予測法を用いる。付表-1 に国内脆化予測法の適用範囲及び評価対象の諸元を示す。

$$\Delta R T_{NDT} \text{ 予測値} = \Delta R T_{NDT} \text{ 計算値} + M_R$$

ここで、

$\Delta R T_{NDT}$ 計算値：J E A C 4 2 0 1 の B-2100②に規定される手順により、附属書表 B-2100-2 を用いて計算する、関連温度の移行量の計算値(°C)

M_R ：J E A C 4 2 0 1 の B-2100③に規定されるマージン 22(°C)

$\Delta R T_{NDT}$ の計算においては以下のパラメータを使用する。

ϕ_c ：計算に使用する中性子束(n/(cm²・s))

Cu：銅の含有量(mass%)

Ni：ニッケルの含有量(mass%)

上式により、以下の値に対して関連温度の移行量を求める。材料の化学成分は、材料調達時における試験による実測値を用いて算出する。

$$\phi_c = 9.62 \times 10^8 \text{ (n/(cm}^2 \cdot \text{s))}$$

$$\text{Cu} \leq \boxed{} \%$$

$$\text{Ni} \leq \boxed{} \%$$

上式に対して関連温度の移行量は、3.4°Cと求まる。

ただし、中性子照射による関連温度の移行量は、マージン 22°Cを見込んで、25.4°Cとして関連温度の検討を行う。

なお、中性子照射による関連温度の移行量を監視するために、付図-1 に示す位置に監視試験片を取り付けている。

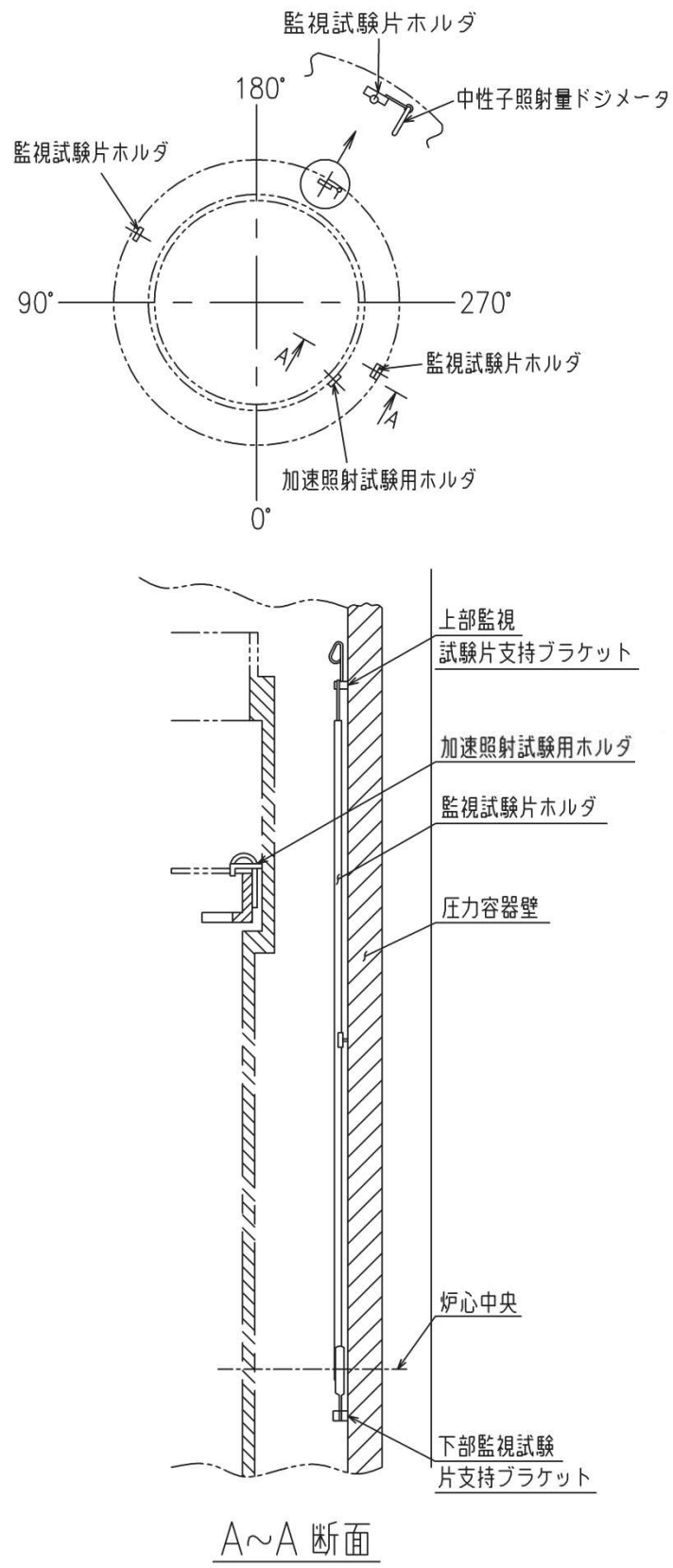
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

付表-1 国内脆化予測法の適用範囲及び評価対象の諸元

項目	適用範囲 (J E A C 4 2 0 1)	評価対象の諸元
材料の Cu 含有量 (mass%)	0.25 以下	<input type="text"/> *1
材料の Ni 含有量 (mass%)	0.5~1.1	<input type="text"/> *1
材料の P 含有量 (mass%)	0.025 以下	<input type="text"/> *1
中性子照射量 (n/cm ² , E > 1MeV)	$1.0 \times 10^{17} \sim 1.2 \times 10^{20}$	1.22×10^{18}
中性子束 (n/cm ² ·s, E > 1MeV)	$1 \times 10^7 \sim 1 \times 10^{12}$	9.62×10^8
公称照射温度 (°C)	270~290	<input type="text"/> *2

注記*1：材料調達時における試験による実測値

*2：ダウンカマの原子炉冷却材温度の公称値



付図-1 監視試験片取付図

VI-1-3 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の説明書

目 次

- VI-1-3-1 使用済燃料貯蔵槽の温度、水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書
- VI-1-3-2 燃料取扱設備、新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵設備の核燃料物質が臨界に達しないことに関する説明書
- VI-1-3-3 燃料体等又は重量物の落下による使用済燃料貯蔵槽内の燃料体等の破損の防止及び使用済燃料貯蔵槽の機能喪失の防止に関する説明書
- VI-1-3-4 使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書
- VI-1-3-5 使用済燃料貯蔵槽の水深の遮蔽能力に関する説明書

VI-1-3-1 使用済燃料貯蔵槽の温度，水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書

目次

1.	概要	1
2.	基本方針	1
2.1	設計基準対象施設に関する使用済燃料プール温度及び使用済燃料プール水位の計測	1
2.2	重大事故等対処設備に関する使用済燃料プール温度及び使用済燃料プール水位等の計測	1
3.	使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の構成	3
3.1	使用済燃料プール温度及び使用済燃料プール水位等を計測する装置	4
3.2	使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測結果の記録及び保存	16
3.2.1	計測結果の指示又は表示	16
3.2.2	設計基準対象施設に関する計測結果の記録及び保存	16
3.2.3	重大事故等対処設備に関する計測結果の記録及び保存	16
3.3	使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の電源構成	18
4.	使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測範囲及び警報動作範囲	20

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34条及び第47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。)」に関わる核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽の温度、水位及び漏えいを監視する装置の構成、計測範囲、警報動作範囲について説明するとともに、技術基準規則第69条及び第73条並びにその解釈に関わる核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の構成、計測範囲について説明するものである。

併せて技術基準規則第34条及びその解釈に関わる使用済燃料貯蔵槽の温度、水位の計測結果の記録の保存及び外部電源が喪失した場合の計測についても説明するとともに、技術基準規則第69条及びその解釈に関わる核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の交流又は直流電源が必要な場合の代替電源設備からの給電及び使用済燃料プールの状態を監視するカメラの構成、構造及び取付箇所についても説明する。

今回は、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち、設計基準対象施設に関する使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の構成、計測範囲、警報動作範囲、計測結果の記録の保存及び外部電源が喪失した場合の計測、重大事故等対処設備に関する使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の構成、計測範囲、計測結果の記録及び代替電源設備からの給電並びに使用済燃料プールの状態を監視するカメラの構成、構造及び取付箇所について説明する。

2. 基本方針

2.1 設計基準対象施設に関する使用済燃料プール温度及び使用済燃料プール水位の計測

技術基準規則第34条「計測装置」及びその解釈の要求事項に基づき、使用済燃料貯蔵槽の温度、水位の監視に必要な設備として、燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度、燃料貯蔵プール水温度、燃料貯蔵プール水位、燃料プールライナドレン漏えい及び使用済燃料プール水位/温度(ガイドパルス式)を設け、使用済燃料プールの水温の著しい上昇又は水位の著しい低下が計測可能な設計とし、計測結果は指示又は表示し、記録計又はプロセス計算機から出力される帳票にて継続的に記録し、帳票は保存できる設計とする。また、外部電源が喪失した場合でも、非常用交流電源設備からの電源供給によりこれらを計測することができる設計とする。

技術基準規則第47条「警報装置等」及びその解釈の要求事項に基づき、使用済燃料プールの水温の著しい上昇又は水位の著しい低下を確実に検知し、自動的に警報を発信する装置を設け、燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度、燃料貯蔵プール水温度、燃料貯蔵プール水位、燃料プールライナドレン漏えい及び使用済燃料プール水位/温度(ガイドパルス式)の計測値が警報設定値に達した場合には、中央制御室に警報を発信する設計とする。

2.2 重大事故等対処設備に関する使用済燃料プール温度及び使用済燃料プール水位等の計測

技術基準規則第69条「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」及びその解釈に基づき、燃料貯蔵設備に係る重大事故等時*に使用済燃料プールの監視に必要な設備として、使用済燃料プール水位/温度(ガイドパルス式)、使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式)及び使用済燃料プール監視カメラを設け、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある

範囲にわたり計測可能な設計とするとともに、使用済燃料プール水位／温度(ガイドパルス式)、使用済燃料プール水位／温度(ヒートサーモ式)の計測結果は中央制御室に指示し、記録及び保存できる設計とする。

使用済燃料プール監視カメラは、使用済燃料プールの状態が確認できるよう高所に設置し、燃料貯蔵設備に係る重大事故等時において、使用済燃料プールの状態を中央制御室で監視できる設計とする。また、照明がない場合や蒸気雰囲気下においても専用照明及び霧除去機能付きの可視光カメラを用い、使用済燃料プールの状態が監視できる設計とする。

これらの計測装置及びカメラは、交流又は直流電源が必要な場合に代替電源設備から給電できる設計とする。

技術基準規則第73条「計装設備」及びその解釈に基づき、重大事故等が発生し、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータとして、使用済燃料プールの監視に必要なパラメータの計測装置を設ける設計とするとともに、重大事故等が発生し、計測機器(非常用のものを含む。)の故障又は故障が疑われ、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために必要なパラメータを計測する設備を設置又は保管する設計とする。

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、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータとする。

炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータの計測装置の計測範囲は、設計基準事故時に想定される変動範囲の最大値を考慮し、適切に対応するための計測範囲を有する設計とするとともに、重大事故等が発生し、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータの計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合に、代替パラメータによる推定の対応手段等により推定できる設計とする。

また、重大事故等時に設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握するための能力(計測可能範囲)の明確化をするとともに、パラメータの計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合に、代替パラメータによる推定の対応手段等、複数のパラメータの中から確からしさを考慮した優先順位を保安規定に定める設計とする。

想定される重大事故等の対応に必要な炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータは、計測又は監視及び記録できる設計とする。

重大事故等の対応に必要なパラメータは、安全パラメータ表示システム伝送装置(以下「SPDS 伝送装置」という。)に電磁的に記録、保存し、電源喪失により保存した記録が失われない設計とする。また、記録は必要な容量を保存できる設計とする。

注記＊：燃料貯蔵設備に係る重大事故等は以下のとおり

- a. 「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の解釈」第37条 3-1 (a) 及び (b) で定義する想定事故1(使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料貯蔵槽内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故)及び想定事故2(サイフォン現象等により使用済燃

料貯蔵槽内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料貯蔵槽の水位が低下する事故)において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下

- b. 使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他要因により当該使用済燃料貯蔵槽内の水位が異常に低下した場合

3. 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の構成

使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の検出器から計測結果の指示又は表示、記録及び警報装置に至るシステム構成を「3.1 使用済燃料プール温度及び使用済燃料プール水位等を計測する装置」に示す。

設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の計測結果の指示又は表示、記録及び保存については、「3.2 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測結果の記録及び保存」に示す。

また、設計基準対象施設の外部電源が喪失した場合の非常用交流電源設備からの電源供給及び重大事故等対処設備の交流又は直流電源が必要な場合の代替電源設備からの電源供給について「3.3 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の電源構成」に示す。

3.1 使用済燃料プール温度及び使用済燃料プール水位等を計測する装置

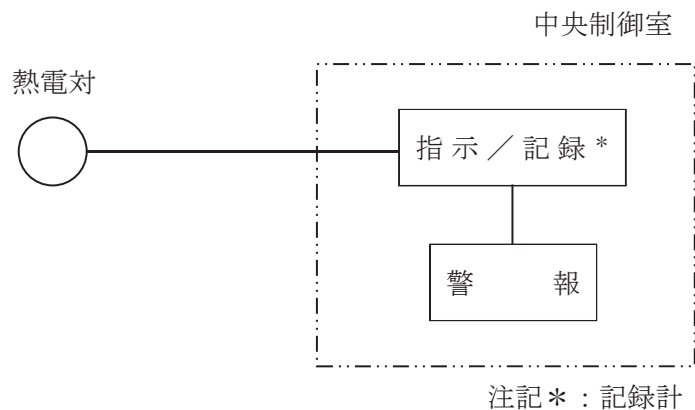
(1) 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度

燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度の検出信号は、熱電対にて発生した起電力を、中央制御室内の記録計にて温度に変換することで、燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度を中央制御室に指示し、記録及び保存する。記録及び保存について「3.2 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測結果の記録及び保存」に示す。

また、検出信号が警報設定値に達した場合には、中央制御室に音とともに警報表示を行う。

(「図 3.1-1 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度の概略構成図」参照。)

外部電源が使用できない場合においても、非常用交流電源設備から中央制御室 120V 交流分電盤（非常用）を介した電源供給により、燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度を計測することができる。電源供給について「3.3 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の電源構成」に示す。



	設計基準対象施設
	重大事故等対処設備
	設計基準対象施設及び 重大事故等対処設備

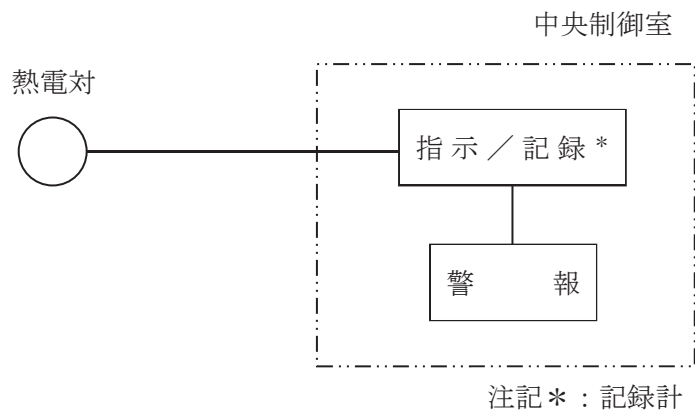
図 3.1-1 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度の概略構成図

(2) 燃料貯蔵プール水温度

燃料貯蔵プール水温度の検出信号は、熱電対にて発生した起電力を、中央制御室内の記録計にて温度に変換することで、燃料貯蔵プール水温度を中央制御室に指示し、記録及び保存する。記録及び保存について「3.2 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測結果の記録及び保存」に示す。

また、検出信号が警報設定値に達した場合には、中央制御室に音とともに警報表示を行う。
 (「図 3.1-2 燃料貯蔵プール水温度の概略構成図」参照。)

外部電源が使用できない場合においても、非常用交流電源設備から中央制御室 120V 交流分電盤（非常用）を介した電源供給により、使用済燃料プールの温度を計測することができる。電源供給について「3.3 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の電源構成」に示す。



	設計基準対象施設
	重大事故等対処設備
	設計基準対象施設及び 重大事故等対処設備

図 3.1-2 燃料貯蔵プール水温度の概略構成図

(3) 燃料貯蔵プール水位

燃料貯蔵プール水位は、フロート式水位検出器で計測され、燃料貯蔵プール水位が警報設定値に達した場合には、中央制御室に音とともに警報表示を行い、記録及び保存する。記録及び保存について「3.2 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測結果の記録及び保存」に示す。（「図 3.1-3 燃料貯蔵プール水位の概略構成図」参照。）

また、外部電源が使用できない場合においても、非常用交流電源設備から中央制御室 120V 交流分電盤（非常用）を介した電源供給により、使用済燃料プールの水位を計測することができる。電源供給について「3.3 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の電源構成」に示す。

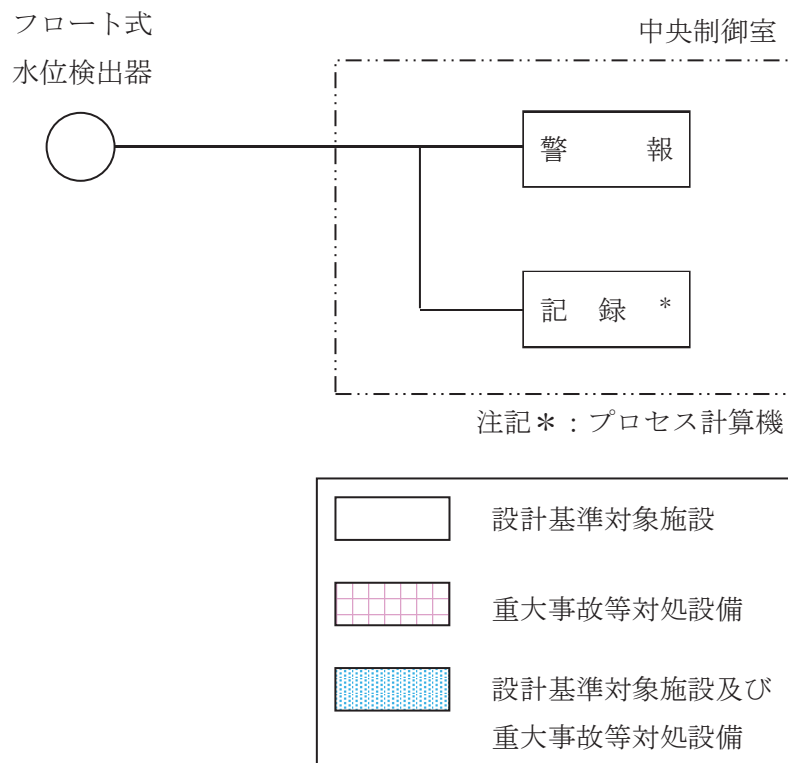


図 3.1-3 燃料貯蔵プール水位の概略構成図

(4) 燃料プールライナドレン漏えい

燃料プールライナドレン漏えいは、フロート式水位検出器で検出され、ドレン溜の水位が警報設定値に達した場合には、中央制御室に音とともに警報表示を行い、記録及び保存する。記録及び保存について「3.2 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測結果の記録及び保存」に示す。（「図 3.1-4 燃料プールライナドレン漏えいの概略構成図」参照。）

外部電源が使用できない場合においても、非常用交流電源設備から中央制御室 120V 交流分電盤（非常用）を介した電源供給により、ドレン溜の水位を計測することができる。電源供給について「3.3 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の電源構成」に示す。

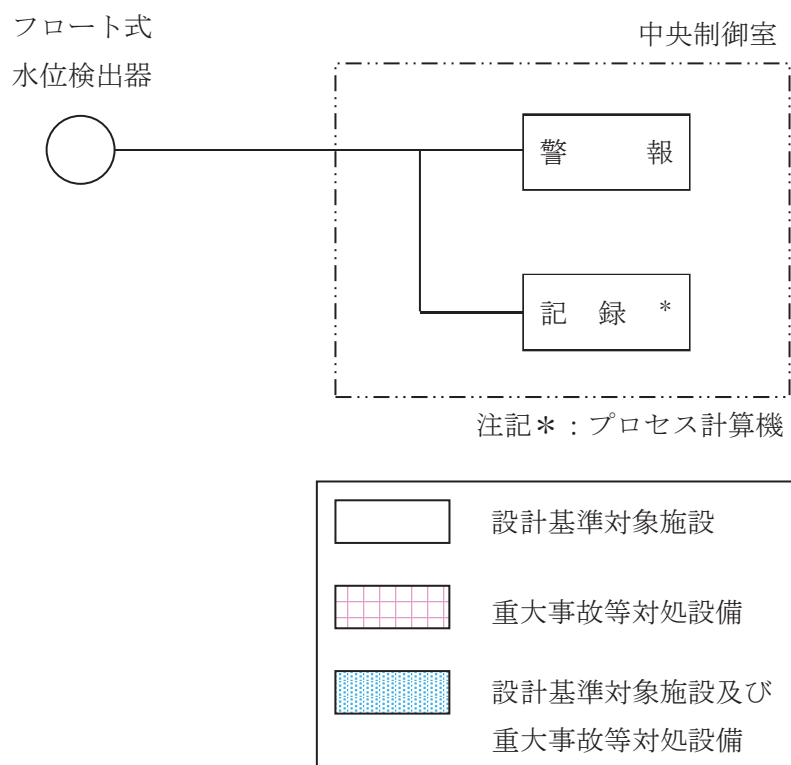


図 3.1-4 燃料プールライナドレン漏えいの概略構成図

(5) 使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）

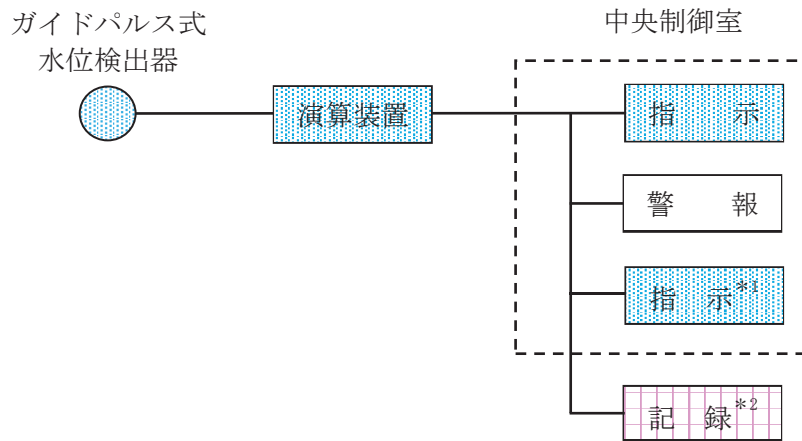
使用済燃料プール水位（ガイドパルス式）は、ガイドパルス式水位検出器から反射したパルス信号を検出するまでの時間を演算装置にて測定し水位信号へ変換する処理を行った後、中央制御室に指示し、SPDS伝送装置にて記録及び保存する。（「図3.1-5 使用済燃料プール水位（ガイドパルス式）の概略構成図」及び「図3.1-7 使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）の構造図」参照。）

使用済燃料プール温度（ガイドパルス式）は、測温抵抗体の抵抗値を演算装置にて温度信号へ変換する処理を行った後、中央制御室に指示し、SPDS伝送装置にて記録及び保存する。

また、演算装置にて警報設定値との比較を行い、使用済燃料プール水位又は温度が警報設定値に達した場合には、中央制御室に音とともに警報表示を行う。（「図3.1-6 使用済燃料プール温度（ガイドパルス式）の概略構成図」及び「図3.1-7 使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）の構造図」参照。）

記録及び保存について「3.2 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測結果の記録及び保存」に示す。

外部電源が使用できない場合においても、非常用交流電源設備、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である電源車から中央制御室120V交流分電盤（非常用）を介して供給することにより、使用済燃料プールの水位を計測することができる。電源供給について「3.3 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の電源構成」に示す。



注記*1：記録計
注記*2：SPDS 伝送装置

	設計基準対象施設
	重大事故等対処設備
	設計基準対象施設及び重大事故等対処設備

図 3.1-5 使用済燃料プール水位（ガイドパルス式）の概略構成図

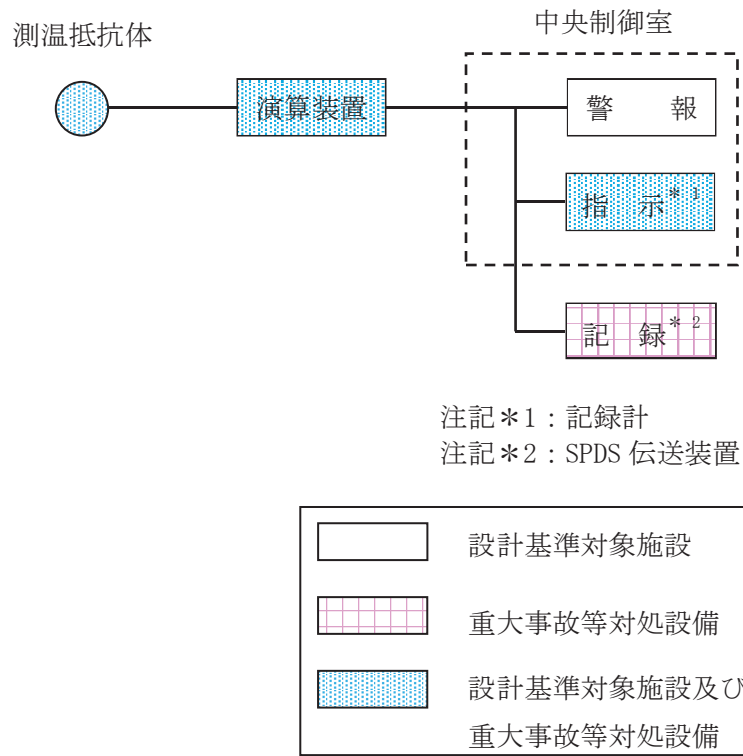


図 3.1-6 使用済燃料プール温度（ガイドパルス式）の概略構成図

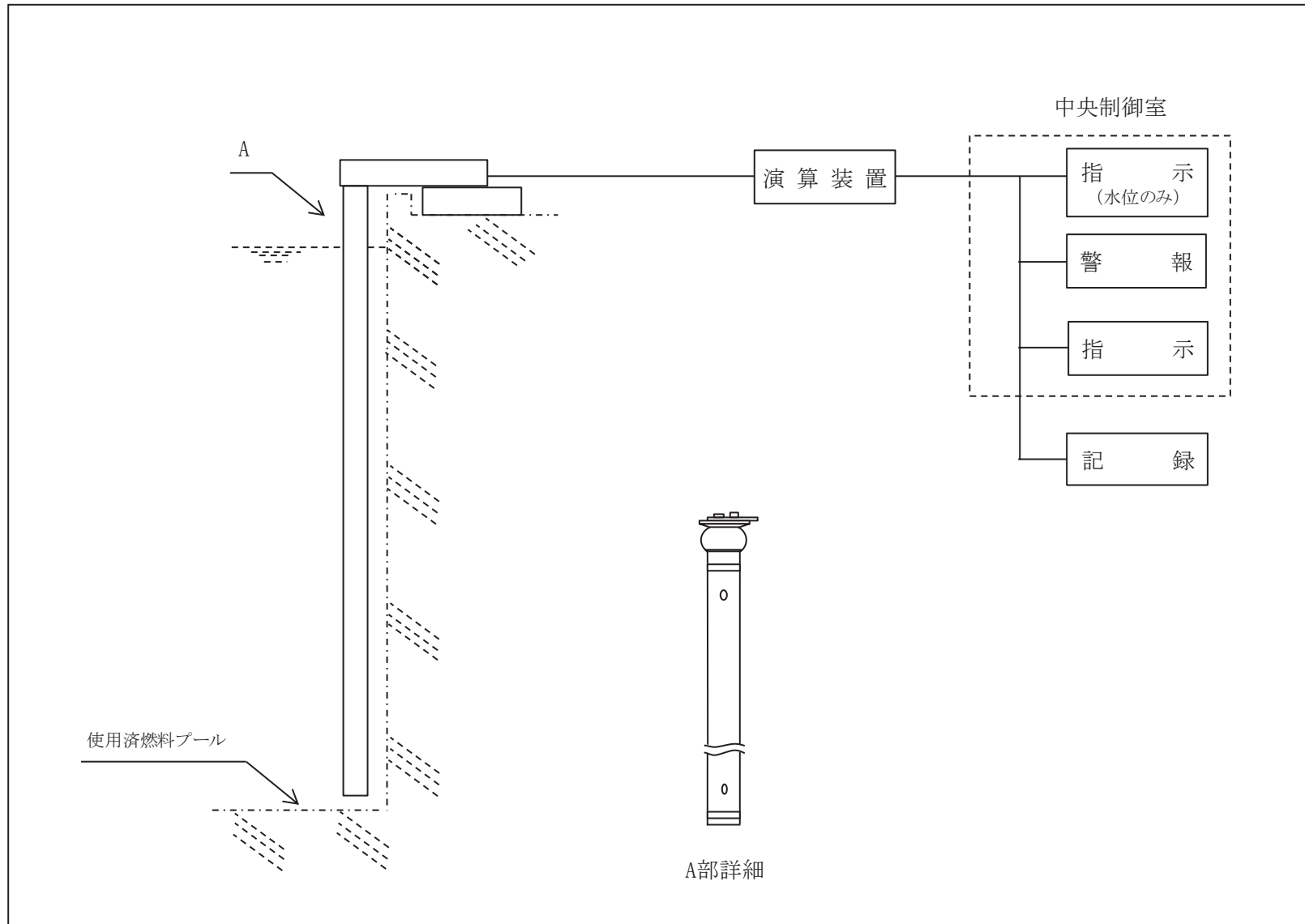


図 3.1-7 使用済燃料プール水位/温度 (ガイドパルス式) の構造図

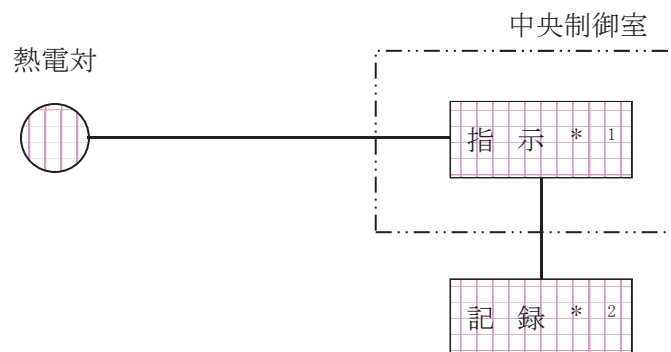
(6) 使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）

使用済燃料プール水位（ヒートサーモ式）は，使用済燃料貯蔵ラック上端(O.P. 25920mm)から上方に14箇所を設置した熱電対にて発生した起電力を，演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後，使用済燃料プール水位（ヒートサーモ式）を中央制御室に指示し，SPDS伝送装置にて記録及び保存する。

使用済燃料プール温度（ヒートサーモ式）は，熱電対にて発生した起電力を，演算装置にて温度信号へ変換する処理を行った後，使用済燃料プール温度（ヒートサーモ式）を中央制御室に指示し，SPDS伝送装置にて記録及び保存する。

記録及び保存について「3.2 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測結果の記録及び保存」に示す。（「図 3.1-8 使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）の概略構成図」及び「図 3.1-9 使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）の構造図」参照。）

直流電源が必要な場合，常設代替直流電源設備である 125V 代替蓄電池又は可搬型代替直流電源設備である電源車及び 125V 代替充電器から 125V 直流主母線盤 2A-1 を介して供給する。電源供給について「3.3 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の電源構成」に示す。



注記*1：記録計

*2：SPDS 伝送装置

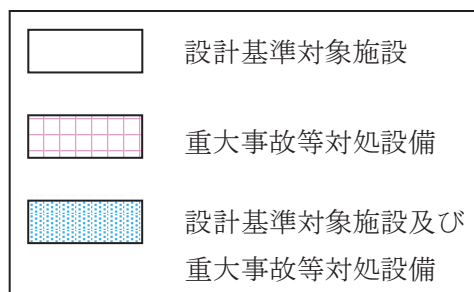


図 3.1-8 使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）の概略構成図

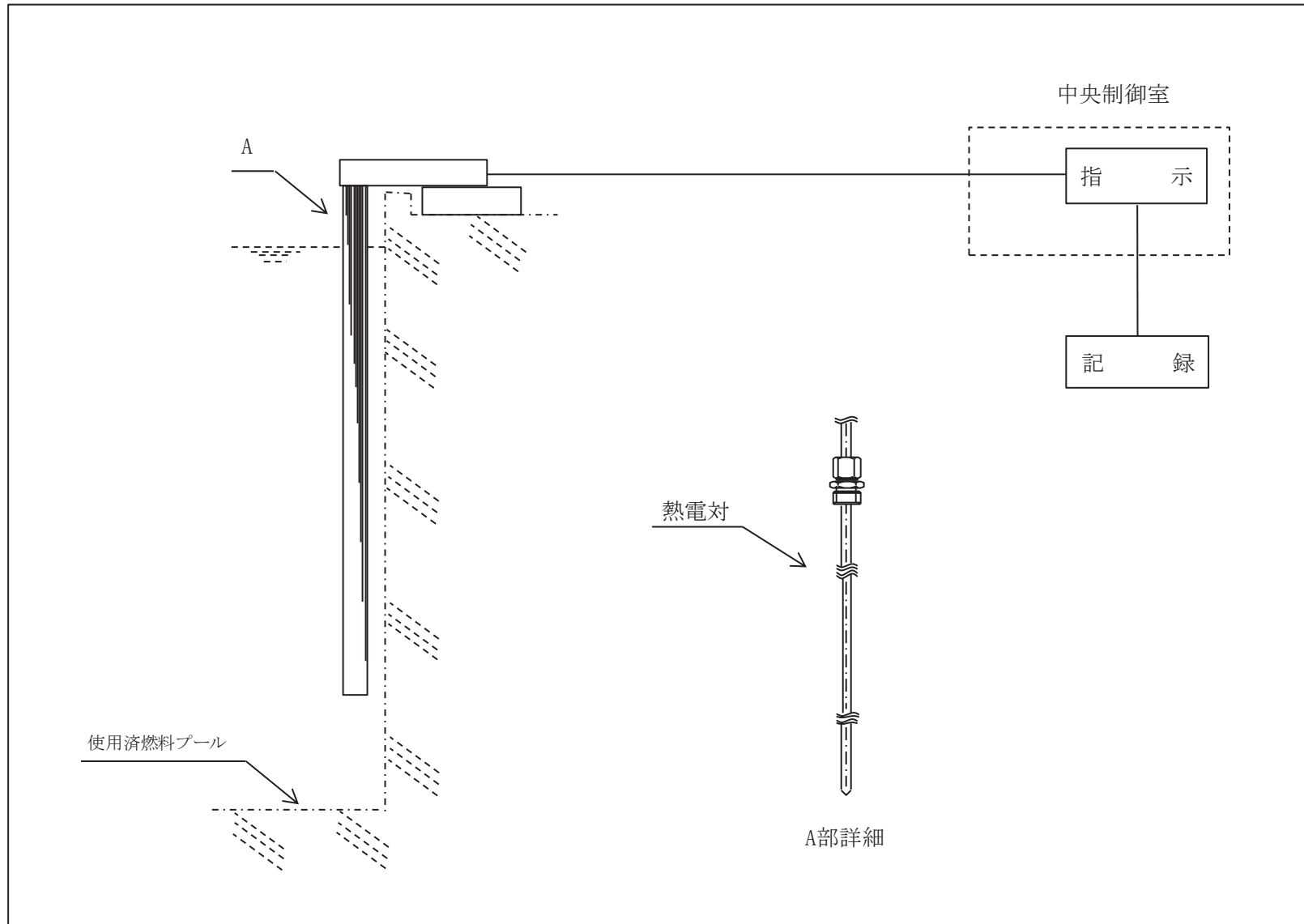


図 3.1-9 使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）の構造図

(7) 使用済燃料プール監視カメラ

使用済燃料プール監視カメラは、使用済燃料プールの状態が確認できるよう高所に設置し、燃料貯蔵設備に係る重大事故等時において、使用済燃料プールの状態を監視できる設計とする。また、照明がない場合や蒸気雰囲気下においても専用照明及び霧除去機能付きの可視光カメラを用い、使用済燃料プールの状態が監視できる設計とする。

使用済燃料プール監視カメラの映像信号は、制御ユニットを介し、中央制御室内のモニターに表示する。（「図 3.1-10 使用済燃料プール監視カメラの概略構成図」参照。）

また、使用済燃料プール監視カメラは、冷却装置とカメラが一体となった構造とし、燃料貯蔵槽設備に係る重大事故等時においても監視可能な設計とする。

交流電源が必要な場合、非常用交流電源設備、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である電源車から中央制御室 120V 交流分電盤（非常用）を介して供給する。電源供給について「3.3 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の電源構成」に示す。

使用済燃料プール監視カメラの構造並びに取付位置を「図 3.1-11 使用済燃料プール監視カメラの構造図」及び「図 3.1-12 使用済燃料プール監視カメラの取付箇所を明示した図面」に示す。

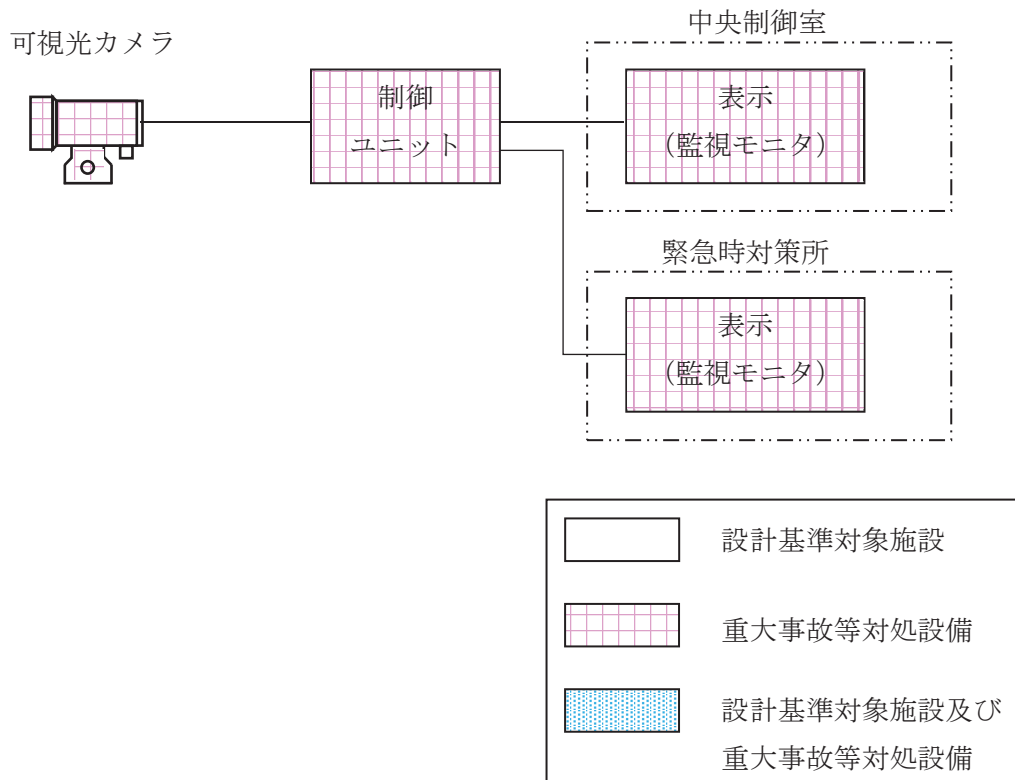


図 3.1-10 使用済燃料プール監視カメラの概略構成図

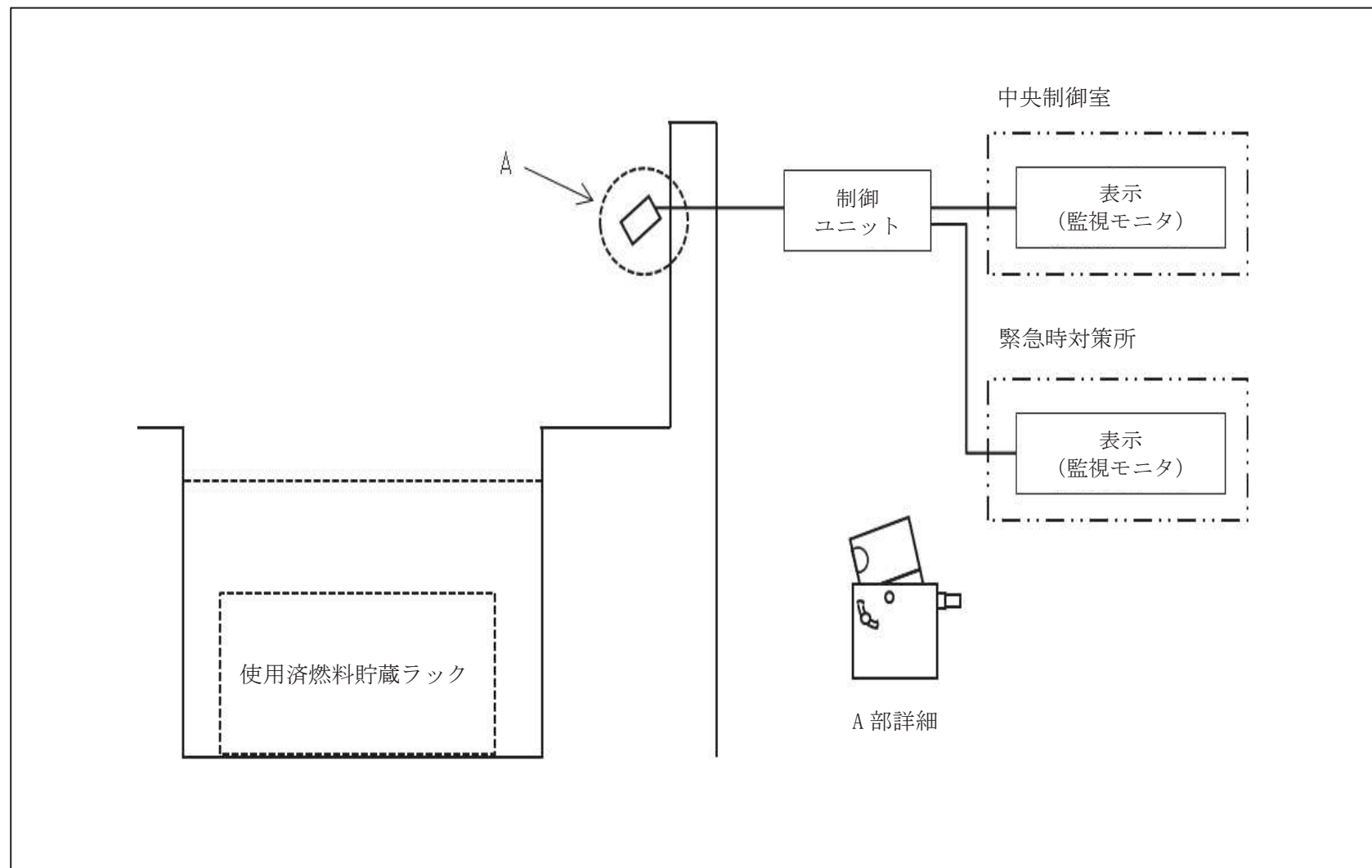


図 3.1-11 使用済燃料プール監視カメラの構造図



図 3.1-12 使用済燃料プール監視カメラの取付箇所を明示した図面

3.2 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測結果の記録及び保存

3.2.1 計測結果の指示又は表示

使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測結果は、中央制御室に指示又は表示し、記録できる設計とする。計測結果の指示又は表示場所及び記録場所を「表 3.2.1-1 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測結果の指示又は表示場所及び記録場所」に示す。

3.2.2 設計基準対象施設に関する計測結果の記録及び保存

技術基準規則第 34 条第 4 項に関わる計測をする装置にあつては、計測結果を記録し、及びこれを保存することができる設計とする。燃料貯蔵プール水位及び燃料プールライナドレン漏えいの計測結果はプロセス計算機からの記録を帳票として出力し保存できる設計とする。記録を保存する計測項目と計測装置等を「表 3.2.2-1 記録を保存する計測項目と計測装置等」に示す。

3.2.3 重大事故等対処設備に関する計測結果の記録及び保存

使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）及び使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）の計測結果は中央制御室に指示し、SPDS 伝送装置で電磁的に記録、保存し、全交流動力電源喪失時においても保存した記録が失われないようにするとともに、帳票に出力できる設計とする。また、プラント状態の推移を把握するためにデータ収集周期は 1 分とするとともに、記録の保存容量は計測結果を取り出すことで継続的なデータを得ることができるよう、14 日以上保存できる設計とする。

表 3.2.1-1 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測結果の指示又は表示場所及び記録場所

計測装置	指示又は表示場所	記録場所
燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度	中央制御室	中央制御室（記録計）
燃料貯蔵プール水温度	中央制御室	中央制御室（記録計）
燃料貯蔵プール水位	中央制御室	中央制御室（プロセス計算機）
燃料プールライナドレン漏えい	中央制御室	中央制御室（プロセス計算機）
使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）	中央制御室	中央制御室（記録計） 緊急時対策所（SPDS 伝送装置）
使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）	中央制御室	中央制御室（記録計） 緊急時対策所（SPDS 伝送装置）

表 3.2.2-1 記録を保存する計測項目と計測装置等

計測項目	計測装置等
使用済燃料その他高放射性の燃料体を貯蔵する水槽の水温及び水位	燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度 燃料貯蔵プール水温度 燃料貯蔵プール水位 燃料プールライナドレン漏えい 使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）

技術基準規則第 34 条第 4 項に関わるその他の計測項目については、工事計画認可申請書添付書類「VI-1-5-1 計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」及び工事計画認可申請書添付書類「VI-1-7-1 放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」に示す。

3.3 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の電源構成

設計基準対象施設に関する燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度，燃料貯蔵プール水温度，燃料貯蔵プール水位，燃料プールライナドレン漏えい及び使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）は外部電源が使用できない場合，非常用交流電源設備から給電を行える設計とする。

また，重大事故等対処設備に関する使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）は，直流電源が必要な場合，常設代替直流電源設備である 125V 代替蓄電池又は可搬型代替直流電源設備である電源車及び 125V 代替充電器から給電が可能な設計とする。使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）及び使用済燃料プール監視カメラは，常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である電源車から給電が可能な設計とする。

（「図 3.3-1 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の概略電源系統図（交流電源）」及び「図 3.3-2 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の概略電源系統図（直流電源）」参照。）

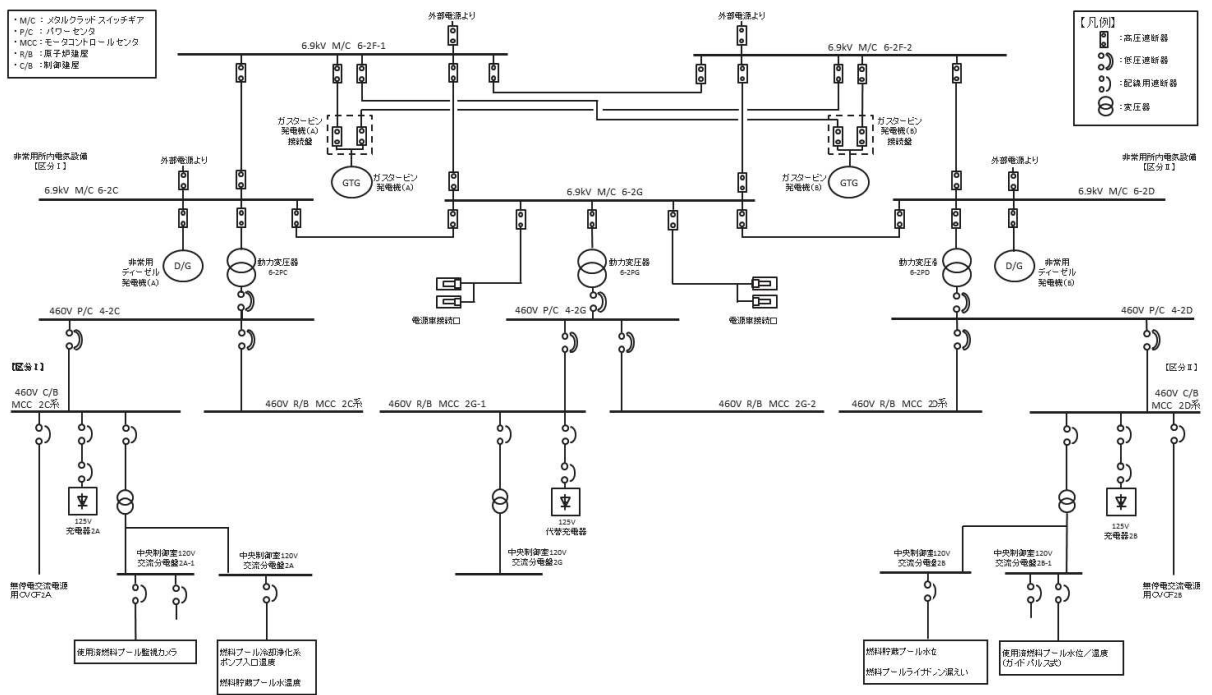


図 3.3-1 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の概略電源系統図（交流電源）

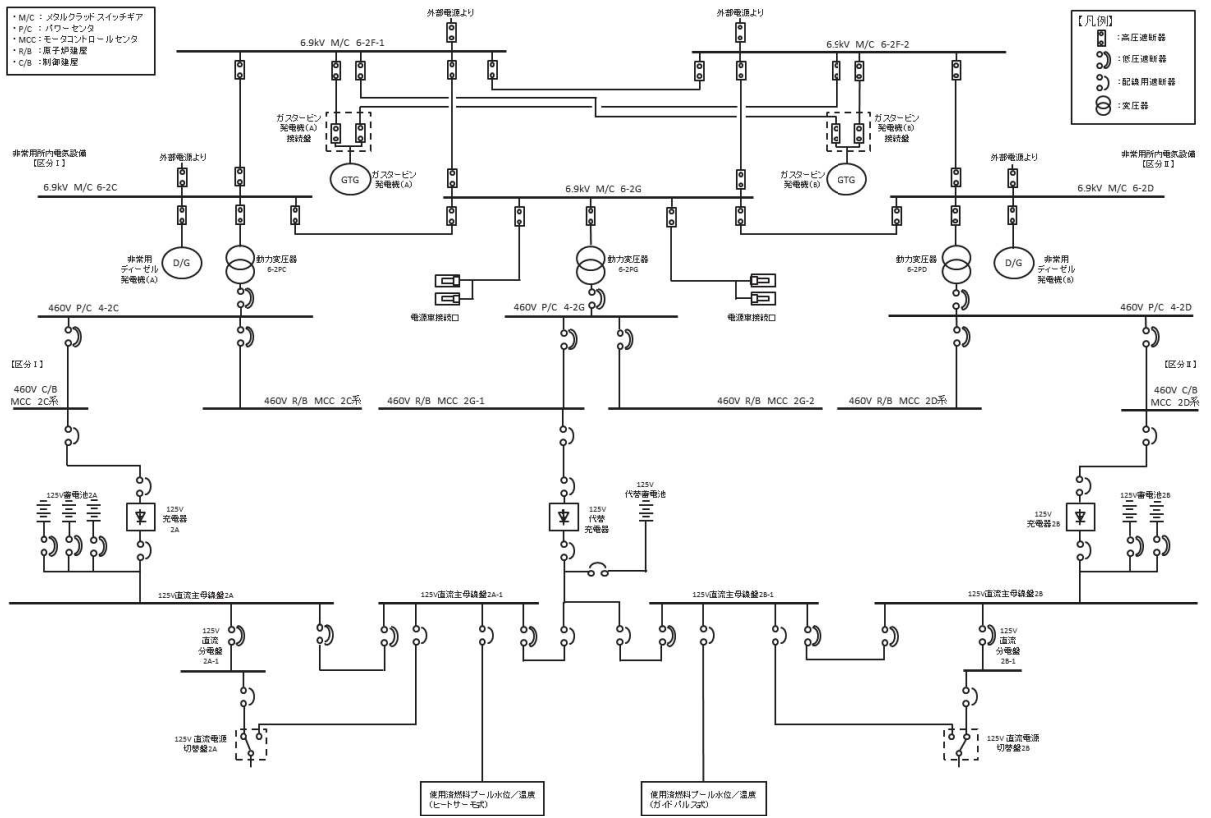


図 3.3-2 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の概略電源系統図（直流電源）

4. 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測範囲及び警報動作範囲

使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測範囲及び警報動作範囲の設定に対する考え方について以下に示す。

重大事故等対処設備については、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり計測する設計としていること及び技術基準規則の要求に該当しないことから警報装置を設けない設計とする。

(1) 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度

燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度は、燃料プール冷却浄化系ポンプ吸込部に設置した熱電対の温度変動による熱起電力の変動を検出することにより、温度を連続的に計測する。

燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度の計測範囲は、使用済燃料プール内における冷却水の過熱状態を監視できるように、0～100℃の温度を計測可能とする。プール水の最高許容温度 65℃に余裕を見た温度 57℃を警報設定値とする。（「図 4-1 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度の設置図」参照。）

警報動作範囲は、0～100℃の範囲で設定可能であり、検出信号が警報設定値に達した場合には、中央制御室に音とともに警報表示を行う。温度高の警報動作温度以上の温度では、警報表示状態を継続する。

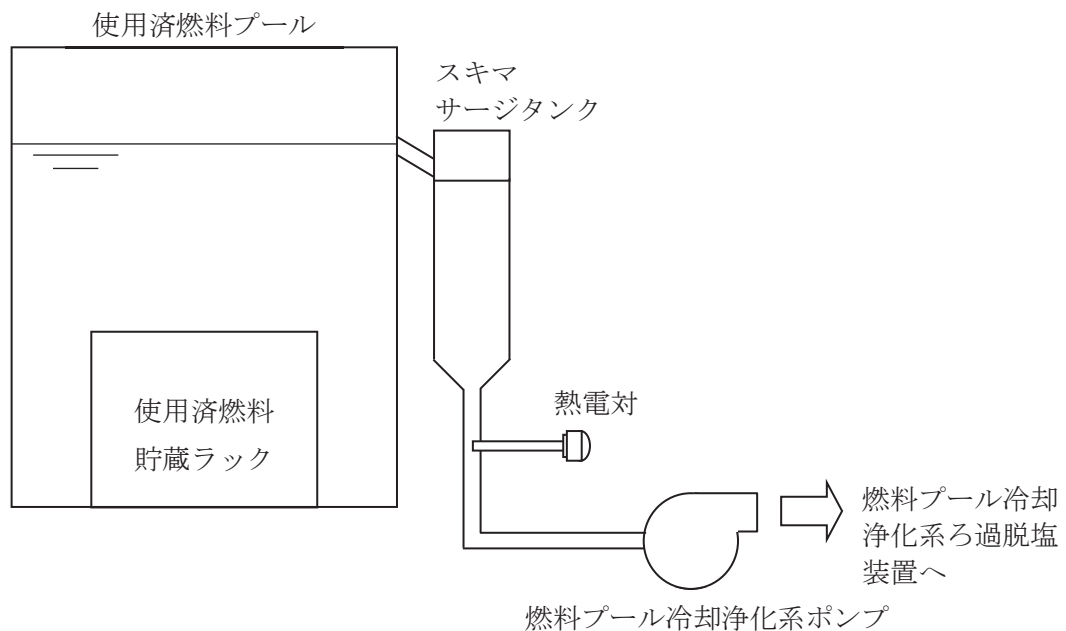


図 4-1 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度の設置図

(2) 燃料貯蔵プール水温度

燃料貯蔵プール水温度は、使用済燃料プール水中の熱電対の温度変動による熱起電力の変動を検出することにより、温度を連続的に計測する。

燃料貯蔵プール水温度の計測範囲は、使用済燃料プール内における冷却水の過熱状態を監視できるように、0～100℃の温度を計測可能とする。また、使用済燃料プール水位の水位低警報設定（O.P. 32730mm）を包絡する範囲で温度計測可能な設置位置とする。（「図 4-2 燃料貯蔵プール水温度の設置図」参照。）

警報動作範囲は、0～100℃の範囲で設定可能であり、検出信号が警報設定値に達した場合には、中央制御室に音とともに警報表示を行う。温度高の警報動作温度以上の温度では、警報表示状態を継続する。

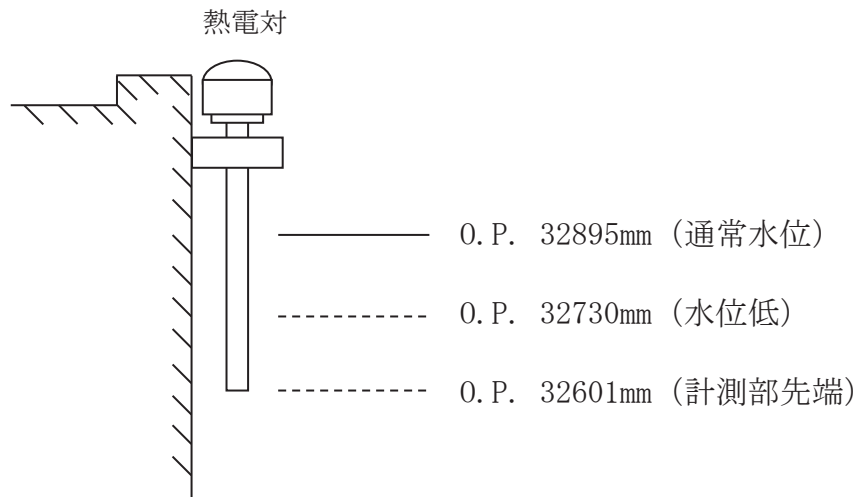


図 4-2 燃料貯蔵プール水温度の設置図

(3) 燃料貯蔵プール水位

燃料貯蔵プール水位は、フロート式水位検出器で計測され、使用済燃料プール水位が警報設定値に達した場合には、中央制御室に音とともに警報表示を行う。

燃料貯蔵プール水位高警報については通常水位 (O.P. 32895mm) から燃料取替床 (O.P. 33200) の間の (O.P. 32930mm) とする。燃料貯蔵プール水位低警報については通常水位 (O.P. 32895mm) より下の (O.P. 32730mm) とする。(「図 4-3 燃料貯蔵プール水位の警報動作範囲」参照。)

水位低の警報動作水位以下、又は水位高の警報動作水位以上の水位では、警報表示状態を継続する。

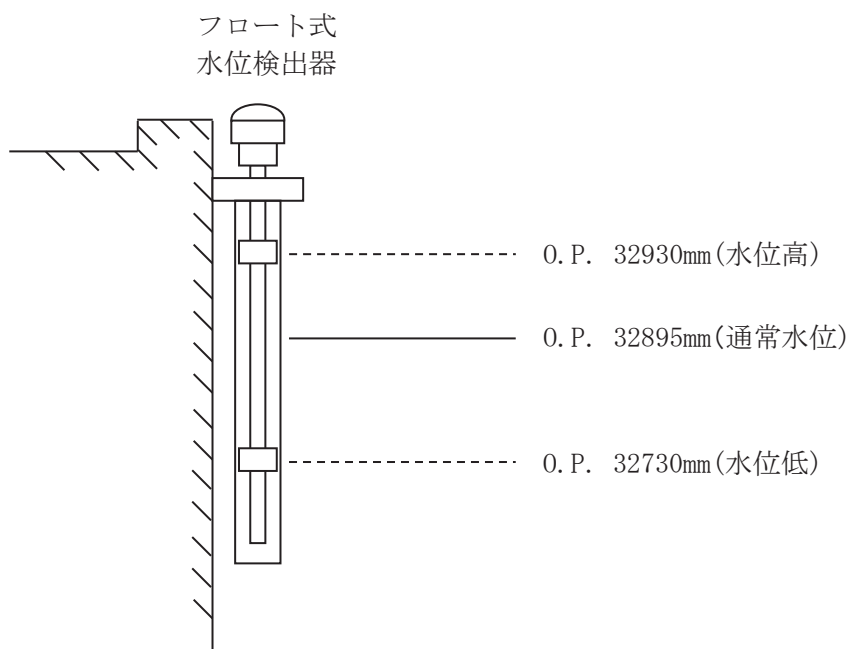


図 4-3 燃料貯蔵プール水位の警報動作範囲

(4) 燃料プールライナドレン漏えい

燃料プールライナドレン漏えいは、フロート式水位検出器で計測され、水位が警報設定値に達した場合に、中央制御室に音とともに警報表示を行う。

燃料プールライナドレン水位高警報は使用済燃料プールライナからの漏えいを早期監視するためドレン弁(O.P. 15550mm)から+528mm(O.P. 16078mm)としている。(図4-4「燃料プールライナドレン漏えいの設置図」参照。)

水位高の警報動作水位以上の水位では、警報表示状態を継続する。

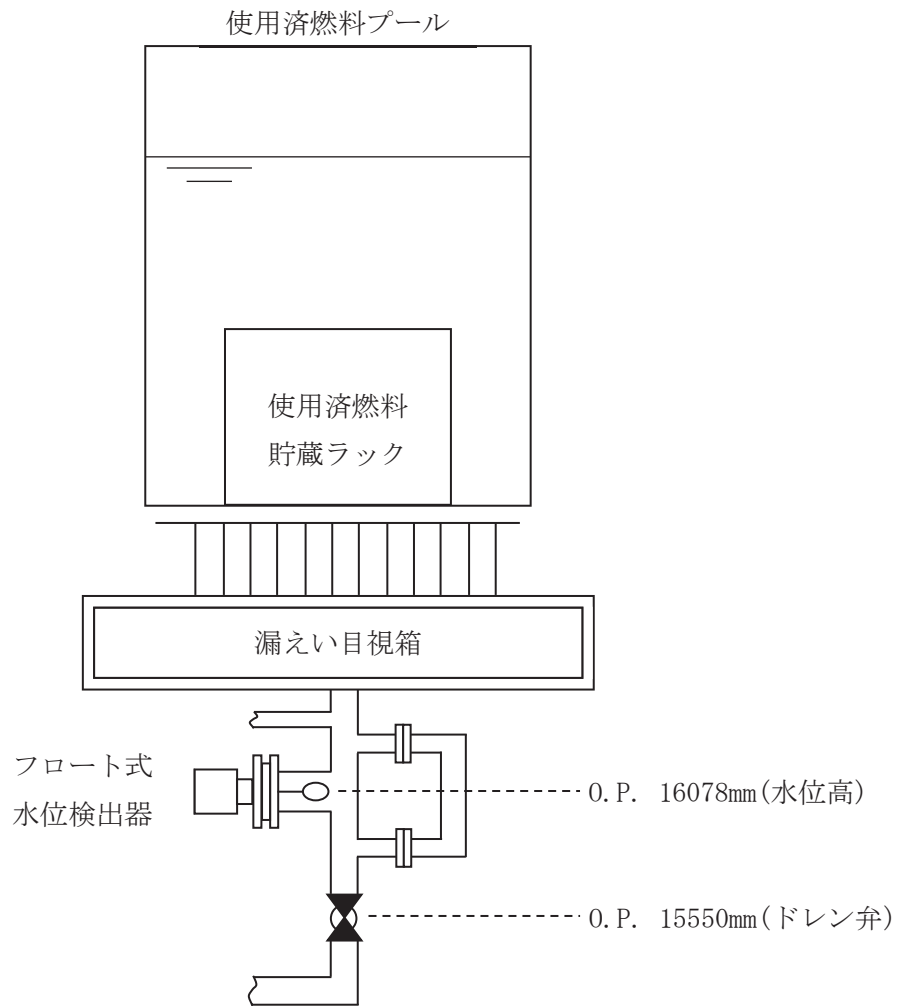


図4-4 燃料プールライナドレン漏えいの設置図

(5) 使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）

使用済燃料プール水位（ガイドパルス式）は、ガイドパルス式水位検出器から反射したパルス信号を検出するまでの時間を計測することにより、水位を連続的に計測する。

使用済燃料プール水位（ガイドパルス式）の計測範囲は、想定事故 1、想定事故 2 及び使用済燃料プールの水位が異常に低下する事故を考慮し、使用済燃料プール底部近傍 (O. P. 21620mm) から使用済燃料プール上端近傍 (O. P. 33220mm) を計測範囲とする。

警報動作は O. P. 21620mm～O. P. 33220mm の範囲で設定可能であり、検出水位が警報設定値に達した場合には、中央制御室に音とともに警報表示を行う。水位低の警報動作水位以下の水位では、警報表示状態を継続する。（「図 4-5 使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）の設置図」参照。）

使用済燃料プール温度（ガイドパルス式）は、2 箇所の検出点を持ち、使用済燃料プール水中の温度変動による測温抵抗体の抵抗値の変動を検出することにより、温度を連続的に計測する。

使用済燃料プール温度（ガイドパルス式）の計測範囲は、使用済燃料プール内における冷却水の過熱状態を監視できるよう、0～120℃の温度を計測可能とする。また、想定事故 1 及び想定事故 2 における水位が低下した場合の最低水位 (O. P. 31995mm) においても温度計測できる設置位置とする。（「図 4-5 使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）の設置図」参照。）

警報動作範囲は、0～120℃の範囲で設定可能であり、検出信号が警報設定値に達した場合には、中央制御室に音とともに警報表示を行う。温度高の警報動作温度以上の温度では、警報表示状態を継続する。

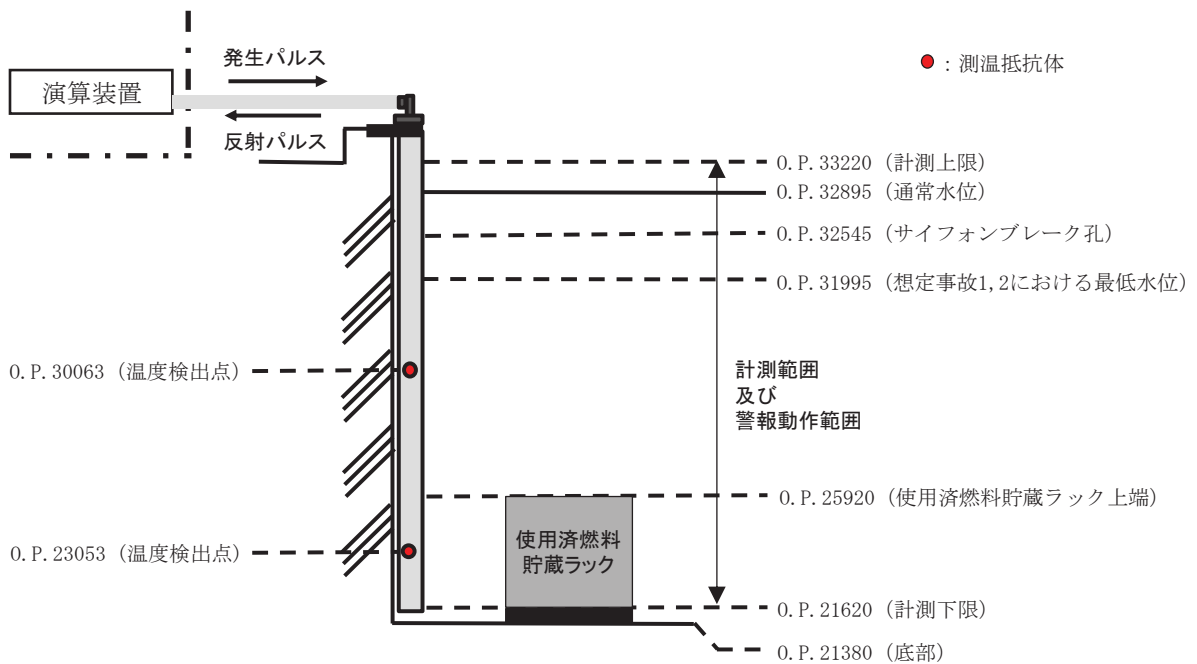


図 4-5 使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）の計測範囲及び警報動作範囲

(6) 使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）

使用済燃料プール水位（ヒートサーモ式）は使用済燃料貯蔵ラック上端（O.P. 25920mm）から上方に 14 箇所に設置した熱電対の温度変化から水中／気中を判定することにより間接的に水位を監視する。

使用済燃料プール水位（ヒートサーモ式）の計測範囲は、想定事故 1，想定事故 2 及び使用済燃料プールの水位が異常に低下する事故を考慮し、使用済燃料貯蔵ラック上端（O.P. 25920mm）から使用済燃料プール上端近傍（O.P. 32930mm）を計測範囲とする。（「図 4-6 使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）の設置図」参照。）

使用済燃料プール温度（ヒートサーモ式）は、使用済燃料プール水中の熱電対の温度変動による熱起電力の変動を検出することにより、温度を連続的に計測する。

使用済燃料プール温度（ヒートサーモ式）の計測範囲は、使用済燃料プール内における冷却水の過熱状態を監視できるよう、0～150℃の温度を計測可能とする。また、想定事故 1 及び想定事故 2 における水位が低下した場合の最低水位（O.P. 31995mm）においても温度計測できる設置位置とする。（「図 4-6 使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）の設置図」参照。）

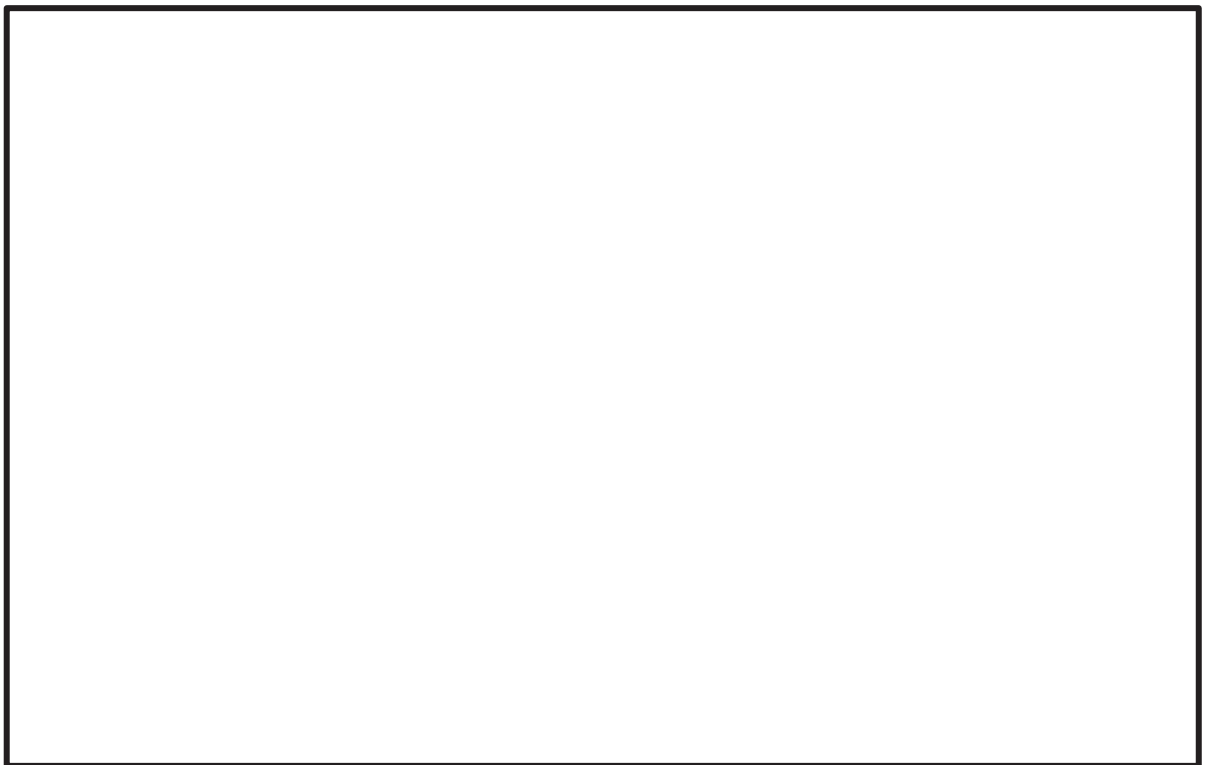


図 4-6 使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）の設置図

枠組みの内容は商業機密の観点から公開できません。

VI-1-3-2 燃料取扱設備，新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵設備の
核燃料物質が臨界に達しないことに関する説明書

目 次

1. 概 要	1
2. 基本方針	1
3. 使用済燃料プール水漏えい時の未臨界性評価	2
3.1 評価の基本方針	2
3.2 計算方法	3
3.2.1 計算体系	3
3.2.2 計算条件	3
3.3 計算結果	3
添付	
未臨界性評価の燃料条件	8

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 26 条及び第 69 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、燃料体又は使用済燃料（以下「燃料体等」という。）が臨界に達しないことを説明するものである。

なお、技術基準規則第 26 条の要求事項に変更がないため、技術基準規則第 26 条の要求事項に係る燃料取扱設備、新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵設備の核燃料物質が臨界に達しないことの説明に関しては、今回の申請において変更は行わない。

今回は、技術基準規則第 69 条の要求事項に基づき、使用済燃料貯蔵設備（以下「使用済燃料プール」という。）の水位が低下した場合において、燃料体等が臨界に達しないことを説明する。

2. 基本方針

使用済燃料プールは、燃料プール冷却浄化系、残留熱除去系の故障等により使用済燃料プールの冷却機能が喪失及び補給水系の故障により使用済燃料プールの注水機能が喪失又は使用済燃料プールに接続する配管の破損等により使用済燃料プール水の小規模な漏えいその他要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合（以下「小規模漏えい時」という。）に、技術基準規則第 69 条第 1 項及び解釈により施設が要求されている燃料プール代替注水系による冷却及び水位確保により使用済燃料プールの機能（燃料体等の冷却、水深の遮蔽能力）を維持するとともに、実効増倍率が最も高くなる冠水状態においても臨界を防止できる設計とする。

また、使用済燃料プールは、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により、当該使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合（以下「大規模漏えい時」という。）に、技術基準規則第 69 条第 2 項及び解釈により施設が要求されている燃料プールスプレイ系（使用済燃料プールへのスプレイ）にて、使用済燃料貯蔵ラック（以下「ラック」という。）及び燃料体等を冷却し、臨界にならないよう配慮したラック形状において、スプレイや蒸気条件においても臨界を防止できる設計とする。

なお、上記の使用済燃料プールの冷却機能喪失時、小規模漏えい時及び大規模漏えい時においては、燃料プール代替注水系（燃料プールスプレイ系）の他、同等の機能を持つ常設スプレイヘッドも使用する。

このため、小規模漏えい時及び大規模漏えい時の使用済燃料プールの未臨界性評価の評価基準は、使用済燃料プール水温、ラック製造公差、ラックボロン濃度、ラックセル内燃料配置それぞれについての不確定性を考慮し、最も結果が厳しくなる状態で、いかなる様な水密度であっても実効増倍率が 0.95 以下となる設計とする。

3. 使用済燃料プール水漏えい時の未臨界性評価

3.1 評価の基本方針

使用済燃料プールで小規模漏えいが発生した場合、燃料プール代替注水系（燃料プールのスプレイ系）による注水により放射線の遮蔽が維持される水位を確保でき、あわせて燃料有効長頂部の冠水状態を維持できる。また、使用済燃料プールに貯蔵される燃料体等の冷却が可能である。なお、放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることについては、添付書類「VI-1-3-5 使用済燃料貯蔵槽の水深の遮蔽能力に関する説明書」にて説明し、燃料体等の冷却が可能であることについては、添付書類「VI-1-3-4 使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書」にて説明する。

燃料プール代替注水系（燃料プールのスプレイ系）による注水により燃料体等を冷却及び放射線の遮蔽が維持される水位を確保することで、使用済燃料プールの機能（燃料体等の冷却、水深の遮蔽能力）が維持される。

放射線の遮蔽が維持される水位が確保された状態で使用済燃料プール水の温度が上昇して沸騰状態となり、水密度が低下した場合、燃料体等は水密度の低下とともに、減速された中性子が燃料領域で核分裂反応に寄与する割合が低下する設計としているため、使用済燃料プール全体の実効増倍率は、水密度が高い冠水時に比べて低下する。このため、小規模漏えい時の使用済燃料プールの未臨界性評価は、実効増倍率が最も高くなる冠水状態で臨界を防止できることを確認する。

また、使用済燃料プールで大規模漏えいが発生した場合、燃料プールのスプレイ系（使用済燃料プールへのスプレイ）により、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するため、使用済燃料プール全面にスプレイを実施し、ラック及び燃料体等を冷却する。なお、使用済燃料プール全面にスプレイを実施し、ラック及び燃料体等を冷却することについては、添付書類「VI-1-3-4 使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書」にて説明する。

大規模漏えい時の使用済燃料プールの未臨界性評価は、燃料プールのスプレイ系（使用済燃料プールへのスプレイ）にて、ラック及び燃料体等を冷却し、臨界にならないよう配慮したラック形状において、スプレイや蒸気条件においても臨界を防止できることを確認するため、使用済燃料プール全体の水密度を一様に $0.0\sim 1.0\text{g/cm}^3$ まで変化させた条件で実効増倍率の計算を行う。この水密度の条件により、小規模漏えい時の冠水状態で臨界を防止できることも確認する。

実効増倍率の計算には、3次元モンテカルロ計算コード KENO-V.a を内蔵した SCALE6.1 を使用し、その解析フローチャートを第1図に示す。なお、評価に用いる解析コード SCALE システムの検証及び妥当性確認等の概要については、添付書類「VI-5-5 計算機コード概要 SCALE」に示す。

3.2 計算方法

3.2.1 計算体系

計算体系としては、水平方向及び垂直方向に無限に広がりを持つ体系とし、体系からの中性子漏えいを無視する。計算体系を第2図に示す。

女川原子力発電所第2号機の使用済燃料プールでは、ボロン添加ステンレス鋼（以下「B-SUS」という。）製ラックセルに燃料を貯蔵する。使用済燃料プールには、通常は限られた体数の新燃料と照射済燃料を貯蔵するが、臨界設計では、新燃料及びいかなる燃焼度の照射済燃料を貯蔵しても十分安全側の評価を得るように、炉心装荷時の無限増倍率が1.30となる燃料を用いて評価している。また、使用済燃料プール水温、ラック製造公差、ボロン添加率、ラックセル内燃料配置それぞれについて最も結果が厳しくなる状態で評価している。

3.2.2 計算条件

評価の計算条件は以下のとおりであり、詳細を第1表に示す。

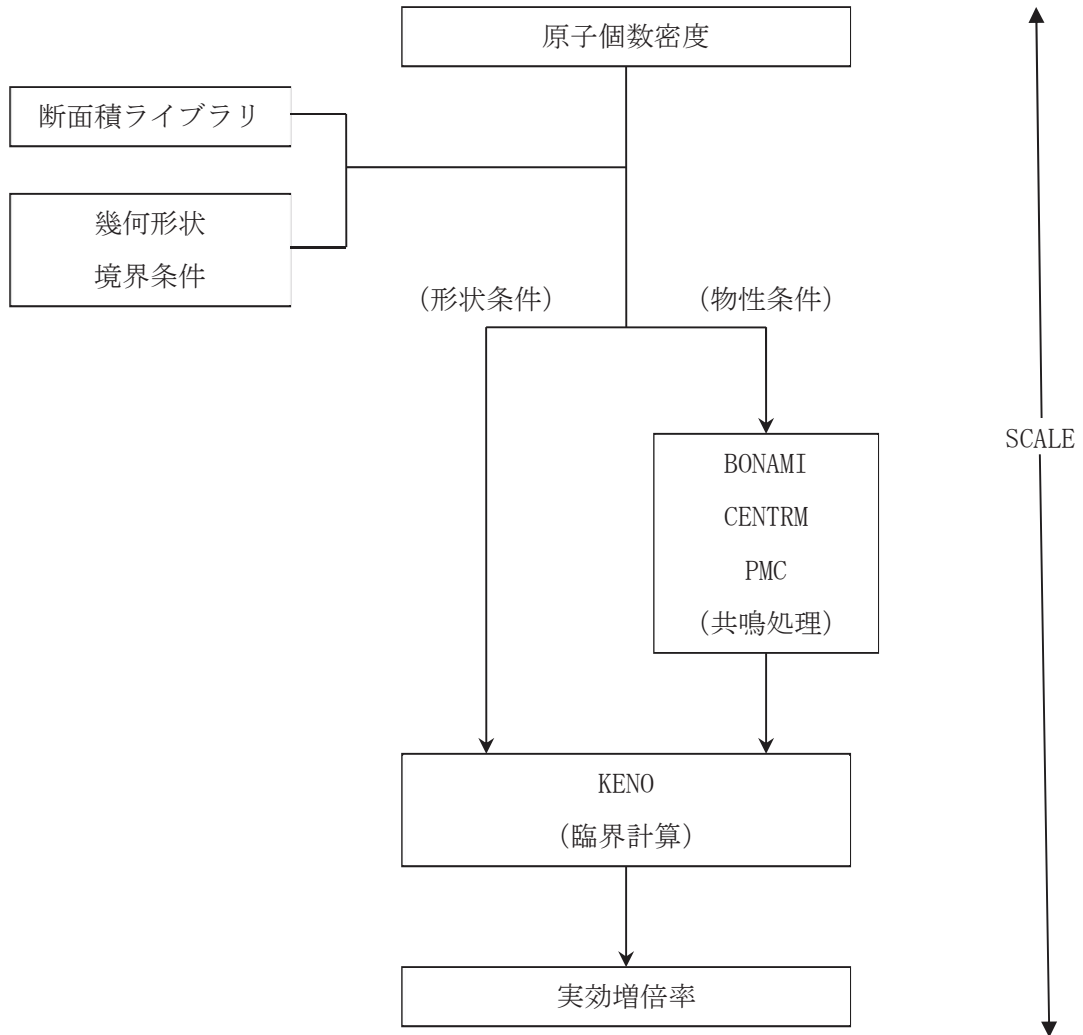
- (a) 燃料の平均濃縮度は wt%（炉心装荷時無限増倍率1.30となる燃料）とする（添付参照）。
- (b) 水の密度は、 $0.0\sim 1.0\text{ g/cm}^3$ とする。
- (c) ボロン濃度の解析使用値は、製造公差下限値の wt%とする。

以下の計算条件は公称値に正負の製造公差を未臨界性評価上厳しくなる側に不確定性として考慮するものである。なお、ラックセル内での燃料配置については、実効増倍率が最も高くなるラック中心に向かう偏心配置とする（第2図）。

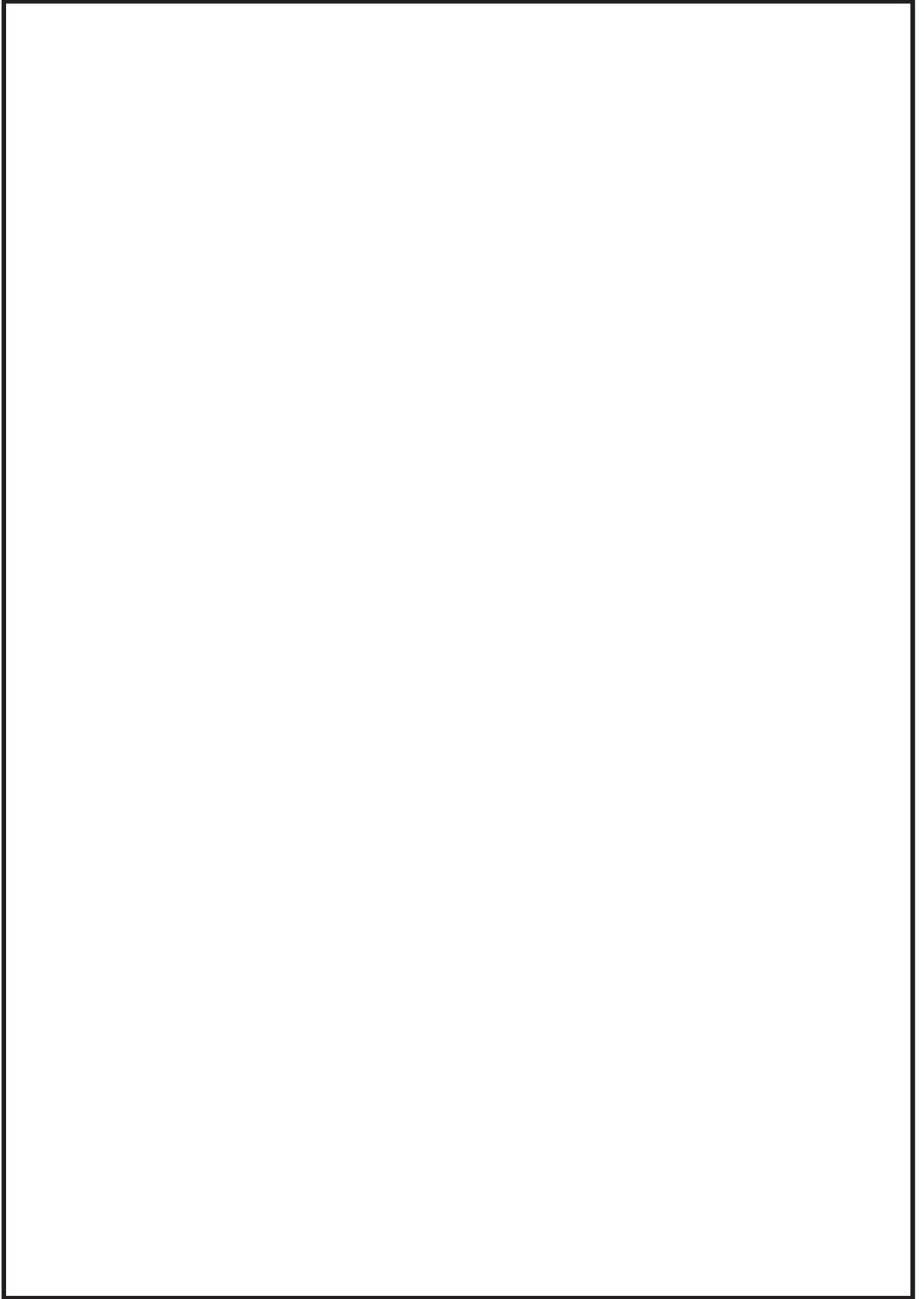
- (d) ラックピッチ
- (e) ラック厚さ
- (f) ラック内のり

3.3 計算結果

使用済燃料プール水漏えい時の未臨界性評価結果を第3図に示す。統計誤差 3σ （0.001）を加えても実効増倍率は最大で0.924となり、0.95以下を満足している。



第1図 解析フローチャート



第2図 使用済燃料プールの未臨界性評価の計算体系

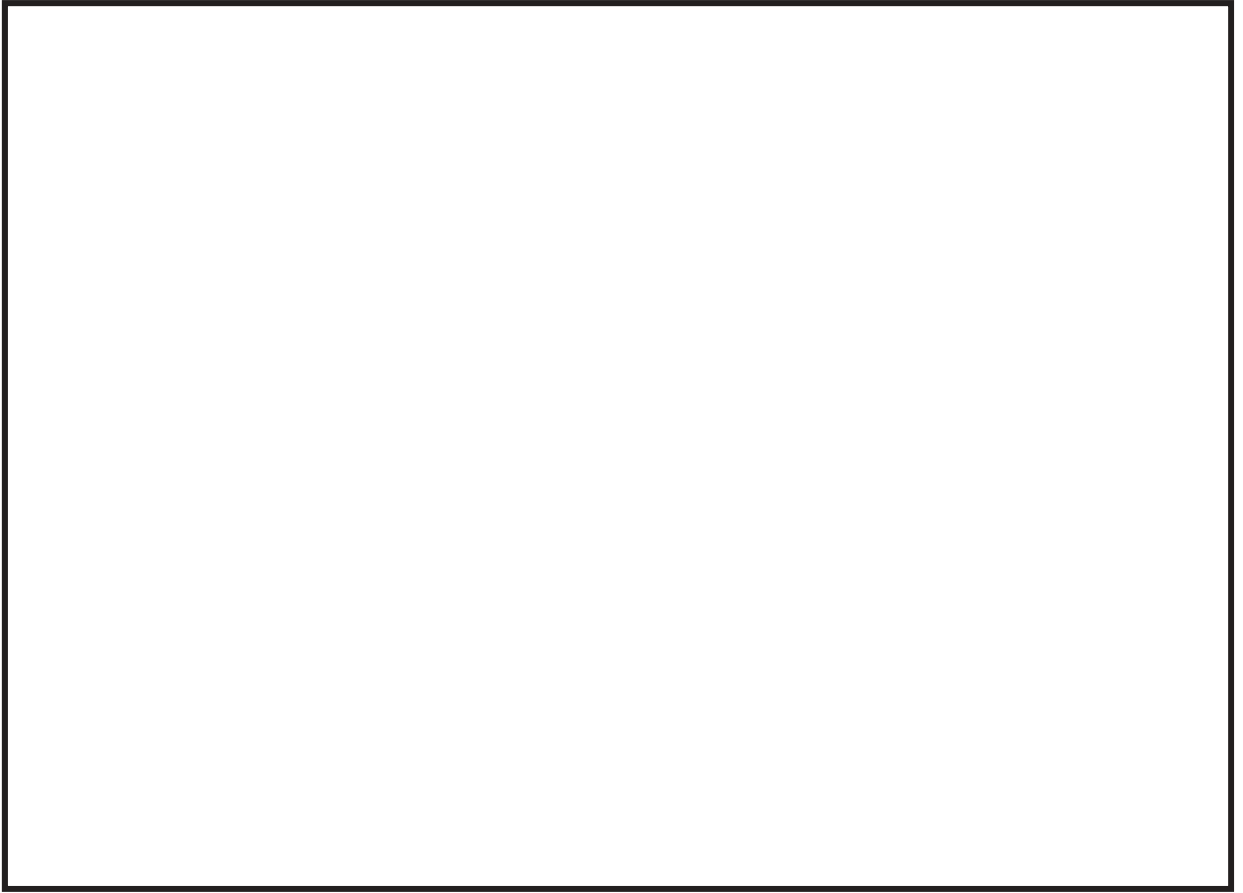
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

第 1 表 未臨界性評価の基本計算条件

	項目	仕様
燃料仕様	燃料種類	9×9 燃料 (A 型)
	²³⁵ U 濃縮度	□ wt% *1
	ペレット密度	理論密度の約 97%
	ペレット直径	0.96 cm
	被覆管外径	1.12 cm
	被覆管厚さ	0.71 mm
プール水	水密度	0.0~1.0 g/cm ³
使用済燃料貯蔵ラック	ラックタイプ	角管型
	ラックピッチ (長辺方向)	□ mm
	(短辺方向)	□ mm
	材料	ボロン添加ステンレス鋼
	ボロン濃度	□ wt% *2
	厚さ	□ mm
	内のり (長辺方向)	154.7 mm
	(短辺方向)	151.2 mm

注記 *1: 未臨界性評価用燃料集合体 ($k_{\infty}=1.30$, 未燃焼組成, Gd なし)

*2: ボロン濃度の解析使用値は、製造公差下限値とする。



第3図 実効増倍率の水密度依存性

未臨界性評価の燃料条件

9×9燃料（A型）、9×9燃料（B型）、高燃焼度8×8燃料等の炉心装荷時の無限増倍率は、それぞれ添加されたガドリニアの量によって2種類ずつあるタイプを、それぞれ軸方向2～4領域に分割し、2次元の無限体系にて燃焼を進めて計算している。いずれの燃料においても低Gd燃料上部において無限増倍率が最大となり、運転期間中のガドリニア効果によるピークや燃料製造公差を考慮しても1.30を超えることはない。中でもピーク時の無限増倍率が高いのは9×9燃料（A型）及び9×9燃料（B型）であるが、値はほぼ同等のため、9×9燃料（A型）をモデルバンドルの想定に用いた。

濃縮度分布は燃料棒を数種類に分け、実燃料の濃縮度分布を参考に、濃縮度分布を設定した。この濃縮度分布は、ウラン燃料設計の基本的な考え方（燃料集合体の内側と外側での中性子スペクトルの違いをふまえ、濃縮度を外側に向かって低く、コーナー部は最も低濃縮度にする）に基づいている。9×9燃料（A型）の濃縮度分布を参考にし、ガドリニアの燃焼が進んだ状態を想定して無限増倍率が1.30となるように濃縮度分布を変更した結果、平均濃縮度は wt% となった。また、いずれの燃料においてもガドリニアの燃焼が進んだ状態から、さらに燃焼が進むと無限増倍率は低下するため、使用済燃料として貯蔵される状態においては、より大きな保守性をもつと言える。モデルバンドルとしては9×9燃料（A型）を用いたが、いずれの燃料を用いても、この大きな保守性に包絡され、燃料条件は保守的である。

VI-1-3-3 燃料体等又は重量物の落下による使用済燃料貯蔵槽内の燃料体等の破損の防止及び使用済燃料貯蔵槽の機能喪失の防止に関する説明書

目 次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
3. 燃料取扱設備における燃料集合体の落下防止対策	1
3.1 燃料交換機	2
3.2 原子炉建屋クレーン	3
3.3 燃料チャンネル着脱機	3
3.4 まとめ	4
4. 使用済燃料プール周辺設備等の重量物の落下防止対策	10
4.1 落下防止対策の基本的な考え方	10
4.2 落下防止対策の検討	10
4.3 落下防止対策の設計	13
5. 使用済燃料プール内への落下物による使用済燃料プール内の燃料体等への影響評価	17
5.1 基本方針	17
5.2 強度評価方法	20
5.3 評価条件	24
5.4 評価結果	24
別紙 1 燃料集合体落下時の使用済燃料プールライニングの健全性について	25

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26条第1項第4号及び第7号並びにそれらの「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、燃料取扱いに使用するクレーン、装置等の燃料取扱設備における、燃料集合体の落下防止対策について説明するものである。あわせて、技術基準規則第26条第2項第4号ニ及びその解釈に基づき、燃料取扱設備等の重量物が落下しても使用済燃料プールの機能が損なわれないことを説明する。

2. 基本方針

燃料取扱設備は、通常運転時に使用する燃料体又は使用済燃料（以下、「燃料体等」という。）の落下防止機能（ワイヤロープ二重化、動力電源喪失時の自動ブレーキ機能等）を有する設計とする。

また、燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時及び重量物の落下時においても、使用済燃料プールの冷却機能、遮蔽機能が損なわれないようにするため、燃料体等の落下に対しては十分な厚さのステンレス鋼内張りを施設して使用済燃料プール水の減少に繋がる損傷を防止するとともに、クレーン等の重量物の落下に対しては適切な落下防止対策を施す設計とする。また、使用済燃料プール内への重量物の落下によって燃料体等が破損しないことを計算により確認する。

3. 燃料取扱設備における燃料集合体の落下防止対策

燃料取扱設備は、燃料交換機、原子炉建屋クレーン及び燃料チャンネル着脱機で構成する。燃料交換機、原子炉建屋クレーン及び燃料チャンネル着脱機は、新燃料を原子炉建屋原子炉棟内に搬入してから原子炉に装荷するまで、及び使用済燃料を原子炉から取り出し原子炉建屋原子炉棟外へ移送するまでの取扱いを行える設計とする。

使用済燃料の使用済燃料プールからの搬出には、使用済燃料輸送容器を使用する。搬出に際しては、原子炉建屋原子炉棟内のキャスク除染ピット等にてキャスクの除染を行う。

また、燃料取扱設備のうち、原子炉建屋クレーンは、未臨界性を確保したキャスクに収納して吊り上げる場合を除き、燃料体等を1体ずつ取り扱う構造とすることにより、臨界を防止する設計とする。燃料交換機及び燃料チャンネル着脱機は、燃料体等を1体ずつ取り扱う構造とすることにより、臨界を防止する設計とする。燃料交換機においては燃料体等の原子炉から使用済燃料プールへの移送、使用済燃料プールから原子炉への移送及びキャスクへの収納時等に燃料体等を吊り上げた際に、燃料チャンネル着脱機においては燃料体等の検査等を行う際に、水面に近づいた状態にあっても、燃料体等からの放射線の遮蔽

に必要な水深を確保できる設計とする。

さらに、燃料取扱設備は、地震荷重等の適切な組合せを考慮しても強度上耐えうる設計とするとともに、ワイヤロープの二重化、フック部の外れ止め及び動力電源喪失時の保持機能等を有することで、移動中の燃料体等の落下を防止する設計とする。ワイヤロープ及びフックは、それぞれクレーン構造規格、クレーン等安全規則の規定を満たす安全率を有する設計とする。

また、燃料取扱設備は、その機能の健全性を確認するため、定期的に試験及び検査を行う。

燃料取扱いに使用する燃料交換機、原子炉建屋クレーン及び燃料チャンネル着脱機の概要を以下に示す。

3.1 燃料交換機

燃料交換機は原子炉建屋原子炉棟 3 階に設けたレール上を水平に移動するブリッジと、その上を移動するトロリで構成する。

トロリ上には、燃料体等をつかむためのグラップルを内蔵した燃料つかみ具があり、燃料体等は、グラップルにてつかまれた状態で原子炉及び使用済燃料プール内の適切な位置に移動することができる設計とする。

ブリッジ及びトロリの駆動並びに燃料つかみ具の昇降を安全かつ確実に行うために、グラップルには機械的インターロックを設ける。

グラップルのフックは空気作動式とし、燃料体等をつかんだ状態で空気源が喪失しても、フック開閉用のエアシリンダ内のバネによりフックが閉方向に動作する。また、燃料体等を吊った状態において、メカニカルロック機構によりフックが固定されるため、フックは開方向に動作しないことから、燃料体等の落下を防止する構造とする（図 3-4 参照）。また、燃料つかみ具は二重のワイヤロープで保持する設計とする（図 3-3 参照）。

燃料交換機は、取扱い中に燃料体等を損傷させないよう荷重監視を行うことにより、あらかじめ設定する荷重値を超えた場合、上昇を阻止するインターロックを有することで燃料体等の破損やそれに伴う燃料体等の落下を防止する設計とする。あわせて、動力電源喪失の場合にも燃料体等の保持状態を維持するために、電磁ブレーキのスプリング機構を有した設計とする（図 3-1, 3-2 参照）。

燃料交換機は耐震 B クラスで設計するが、耐震 S クラス設備への波及的影響を及ぼさないことを確認するため、基準地震動 S_s による評価を実施し、走行部はレールを抱え込む構造として地震時に落下することがない設計とする。耐震設計の方針は、添付書類「VI-2-11-2-9 燃料交換機の耐震性についての計算書」に示す。

3.2 原子炉建屋クレーン

原子炉建屋クレーンは、原子炉建屋内壁に沿って設けたレール上を水平に移動するガーダと、その上を移動するトロリで構成する。

原子炉建屋クレーンは、原子炉建屋原子炉棟内で新燃料輸送容器、キャスクの移送及び新燃料等の移送を安全かつ確実に行うものである。本クレーンは、新燃料輸送容器、キャスク及び新燃料等の移送中において、動力電源が喪失しても確実に保持状態を維持するために、電磁ブレーキのスプリング機構を有した設計とする（図 3-1, 3-2 参照）。

フックは、玉掛け用ワイヤロープ等が当該フックから外れることを防止するための装置を設ける（図 3-5 参照）。さらに、重量物を吊った状態において、使用済燃料プール上を通過できないよう、モード選択により、移送範囲の制限を行うためのインターロックを設ける（図 3-7, 3-8 参照）。

また、重量物を移送する主巻フックは二重ドラム方式にすることで仮にワイヤロープが 1 本切れた場合でも残りのワイヤロープで重量物が落下せず、安全に保持できる設計とする（図 3-6 参照）。

補巻フックにおいては、クレーン構造規格を満足したワイヤロープの使用と、玉掛け用ワイヤロープ等が当該フックから外れることを防止するための装置を設けた設計とする。

原子炉建屋クレーンは耐震 B クラスで設計するが、耐震 S クラス設備への波及的影響を及ぼさないことを確認するため、基準地震動 S_s による評価を実施し、走行部は浮き上がり代を設けた構造として地震時に落下することがない設計とする。耐震設計の方針は、添付書類「VI-2-11-2-8 原子炉建屋クレーンの耐震性についての計算書」に示す。

3.3 燃料チャンネル着脱機

燃料チャンネル着脱機は、1 体のみ燃料体等を載せることのできる台座と燃料体等が倒れないよう上部で保持する固定具が一体となり昇降する装置である。燃料チャンネル着脱機は、新燃料搬入等の際に燃料体等を保持して昇降し、原子炉建屋クレーンと燃料交換機間の受け渡しを行うとともに、検査対象となった燃料体等のチャンネルボックスを取り外すための当該燃料体等の昇降、及び燃料体等の検査等のために当該燃料体等を昇降する装置である。燃料チャンネル着脱機は、動力電源喪失の場合にも確実に燃料体等の保持機能を維持するために、電磁ブレーキのスプリング機構を有した設計とするとともに、常用下限及び非常用下限のリミットスイッチによるインターロック及び燃料体等が倒れないよう上部で保持する固定具により燃料体等の落下を防止する設計とする（図 3-1, 3-2, 3-9 参照）。

燃料チャンネル着脱機は耐震 B クラスで設計するが、耐震 S クラス設備への波及的影響を及ぼさないことを確認するため、基準地震動 S_s による評価を実施し、地震時に落下することがない設計とする。耐震設計の方針は、添付書類「VI-2-11-2-21 チャンネ

ル着脱機の耐震性についての計算書」に示す。

3.4 まとめ

燃料取扱設備における燃料体等の落下防止対策をまとめたものを表 3-1 に示す。

表 3-1 燃料体等の落下防止対策

機器名称	落下防止対策
燃料交換機	<ul style="list-style-type: none"> (1) 巻き上げ機は電源喪失時に電磁ブレーキのスプリング機構で保持する構造 (2) 燃料つかみ具は二重ワイヤーロープでグラップルを保持する構造 (3) グラップルは空気源喪失時にも燃料集合体をつかむ構造 (4) グラップルの機械的インターロック (5) 燃料体等取扱い時の過荷重インターロック
原子炉建屋 クレーン	<ul style="list-style-type: none"> (1) 巻き上げ機は電源喪失時に電磁ブレーキのスプリング機構で保持する構造 (2) フックの外れ止め (3) 主巻フックは二重ドラム方式とし仮にワイヤーロープが一本切れた場合でも重量物が落下せず安全に保持できる構造 (4) モード選択による移送範囲を制限するインターロック
燃料チャンネル 着脱機	<ul style="list-style-type: none"> (1) 電源喪失時に電磁ブレーキのスプリング機構で駆動軸を保持する構造 (2) 常用下限及び非常用下限のリミットスイッチによるインターロック (3) 固定具により燃料体等が倒れないように上部で保持する構造

【巻き上げ機運転時（電源投入時）の状態】

巻き上げ機運転時は、電磁石にてブレーキ板を吸い寄せ、ブレーキ板とブレーキライニングの間に隙間ができるため、駆動軸は回転可能な状態である。



図 3-1 電磁ブレーキの概要

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

【巻き上げ機停止時（電源遮断時）の状態】

巻き上げ機停止時，あるいは，電源遮断時には，押しバネの力によってブレーキ板をブレーキライニングに押し付け，駆動軸が回転できない状態である。



第 3-2 図 電磁ブレーキの動作原理

燃料交換機のワイヤロープは，2 本有しており，仮にワイヤロープが 1 本破断したとしても，残りのワイヤロープ 1 本で燃料体等，グラップル及びマストを保持でき，燃料体等を落下させず，安全に支持できる設計とする。



図 3-3 燃料つかみ具の二重ワイヤロープでグラップル及びマストを保持する構造

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

グラップルは、動力源となる作動空気が喪失した場合でも、フック開閉用のエアシリンダ内のバネによりフックが閉方向に動作する。また、燃料体等を吊った状態において、グラップルはメカニカルインターロック機構によりフックが固定されるため、フックは開方向に動作しない。また、メカニカルインターロック機構をフック開方向に動作させるには、燃料集合体が着座し、ハンドル部が内筒を押し上げる必要があり、このような機械的インターロックを備えているとともに、フックは動力源となる作動空気が喪失した場合でも、フック開閉用エアシリンダ内のバネにより、常に閉方向に動作する。



グラップル部概念図

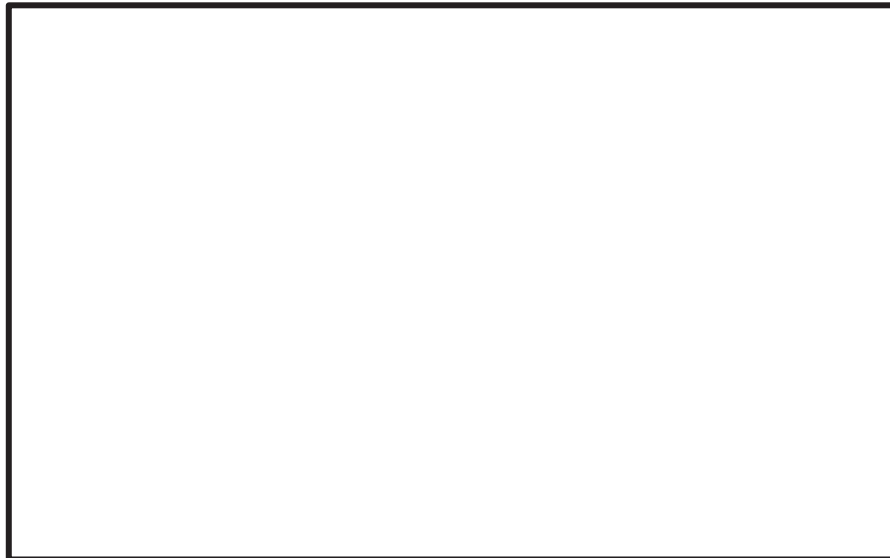


図 3-4 グラップルの空気源喪失時にも燃料体等をつかむ構造

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

フックの外れ止め装置は、吊荷がフックから外れないようにバネの力により通常位置に保持されるため、吊荷のフックからの脱落を防ぐことができる。



図 3-5 フックの外れ止め装置

主巻装置の落下防止対策として、ワイヤロープ及び減速機、ブレーキ、ドラム等を二重化し重量物が落下しない設計（二重ドラム方式）としている。



図 3-6 二重ドラム方式概念図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



図 3-7 原子炉建屋クレーンのインターロック (Bモード)
による重量物移送範囲

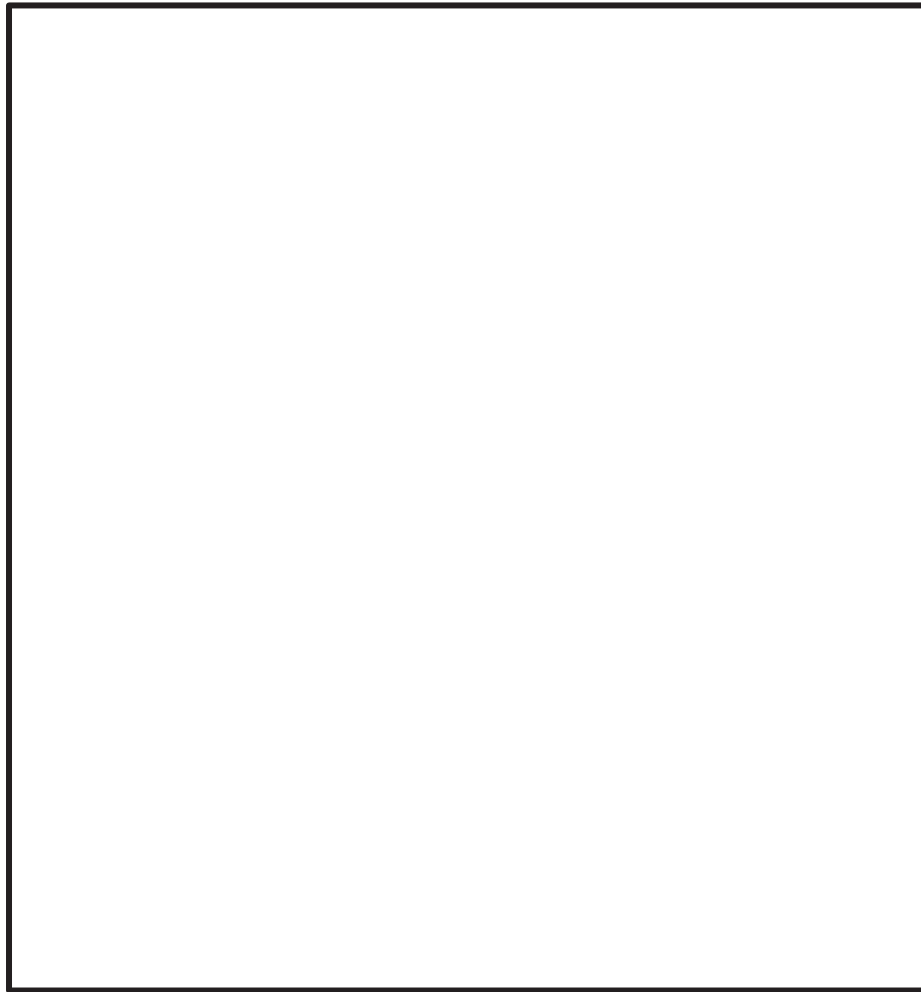


図 3-8 原子炉建屋クレーンのインターロック (Aモード)
によるキャスク移送範囲

燃料チャンネル着脱機は、1体のみ燃料体等を載せることのできる可動台と燃料体等が倒れないよう上部で支持するローラガイドが一体となり昇降する設計となっており、常用下限及び非常用下限のリミットスイッチによるインターロックとあいまって、燃料体等の落下を防止する。

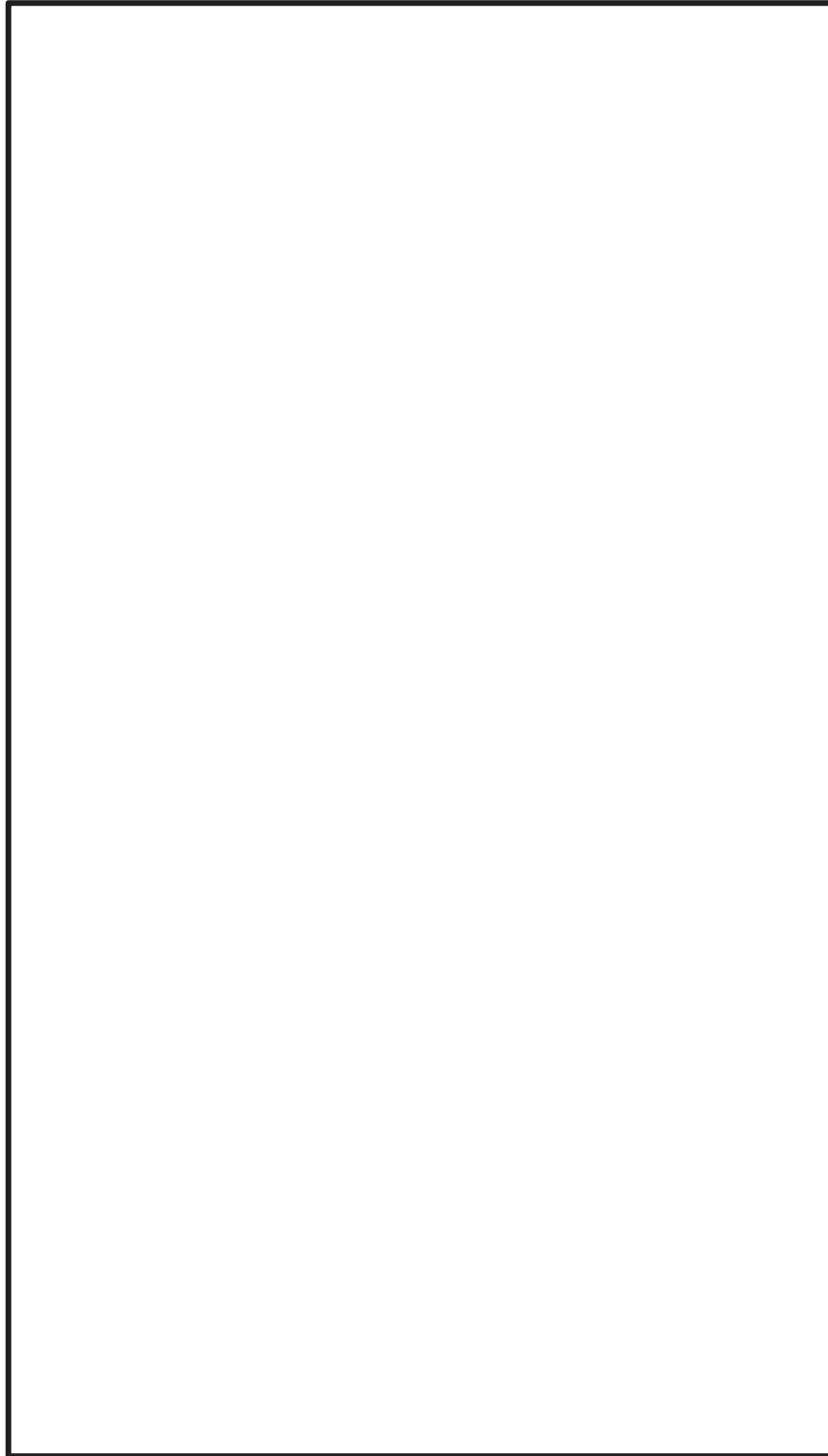


図 3-9 燃料チャンネル着脱機の概略図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

4. 使用済燃料プール周辺設備等の重量物の落下防止対策

4.1 落下防止対策の基本的な考え方

模擬燃料集合体の気中落下試験（以下、「落下試験」という。）での最大減肉量を考慮しても使用済燃料プールの機能が損なわれない厚さ以上のステンレス鋼内張り（以下、「ライニング」という。）を施設することから、気中落下時の衝突エネルギーが落下試験より大きい設備等に対して、適切な落下防止対策（離隔、固縛等又は基準地震動 S_s に対する落下防止設計）を実施する。

気中落下時の衝突エネルギーは、使用済燃料プールライニング面（O.P. m）からの各設備等の設置高さに応じた位置エネルギーとする。

気中落下時の衝突エネルギーが落下試験の衝突エネルギーより小さい設備等については、適切に落下防止するとともに、落下形態を含めて落下試験結果に包含されるため、使用済燃料プール水の減少に繋がるようなライニングの損傷のおそれはない。

また、燃料体等については、模擬燃料集合体の落下試験における重量及び落下高さを超える場合があるが、水の浮力及び抗力を考慮することで、気中での模擬燃料集合体の衝突エネルギーを下回ることを確認している。使用済燃料プールライニングの健全性については、別紙 1「燃料集合体落下時の使用済燃料プールライニングの健全性について」に示す。

さらに、燃料体等については、燃料取扱設備において使用済燃料プールライニングへの落下を防止する設計とする。

4.2 落下防止対策の検討

使用済燃料プール周辺設備等の重量物のうち、使用済燃料プールへの落下時に使用済燃料プールの機能に影響を及ぼすおそれのある重量物について、使用済燃料プールとの位置関係、作業計画、ウォークダウンの結果を踏まえて網羅的に抽出する。落下防止対策としては、気中落下時の衝突エネルギーが落下試験の衝突エネルギーより大きい設備等について、使用済燃料プールからの離隔を確保できる重量物は、十分な離隔距離を確保し、必要に応じて固縛又は固定等により落下防止を行う。十分な離隔を確保できない重量物は、基準地震動 S_s による地震荷重に対し使用済燃料プールへ落下しない設計を行う。

重量物の抽出フロー及び落下防止対策を図 4-1 に、その結果を表 4-1 に示す。

燃料体等については、3. に示したとおり、燃料取替機、原子炉建屋クレーン及び燃料チャンネル着脱機において、使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。

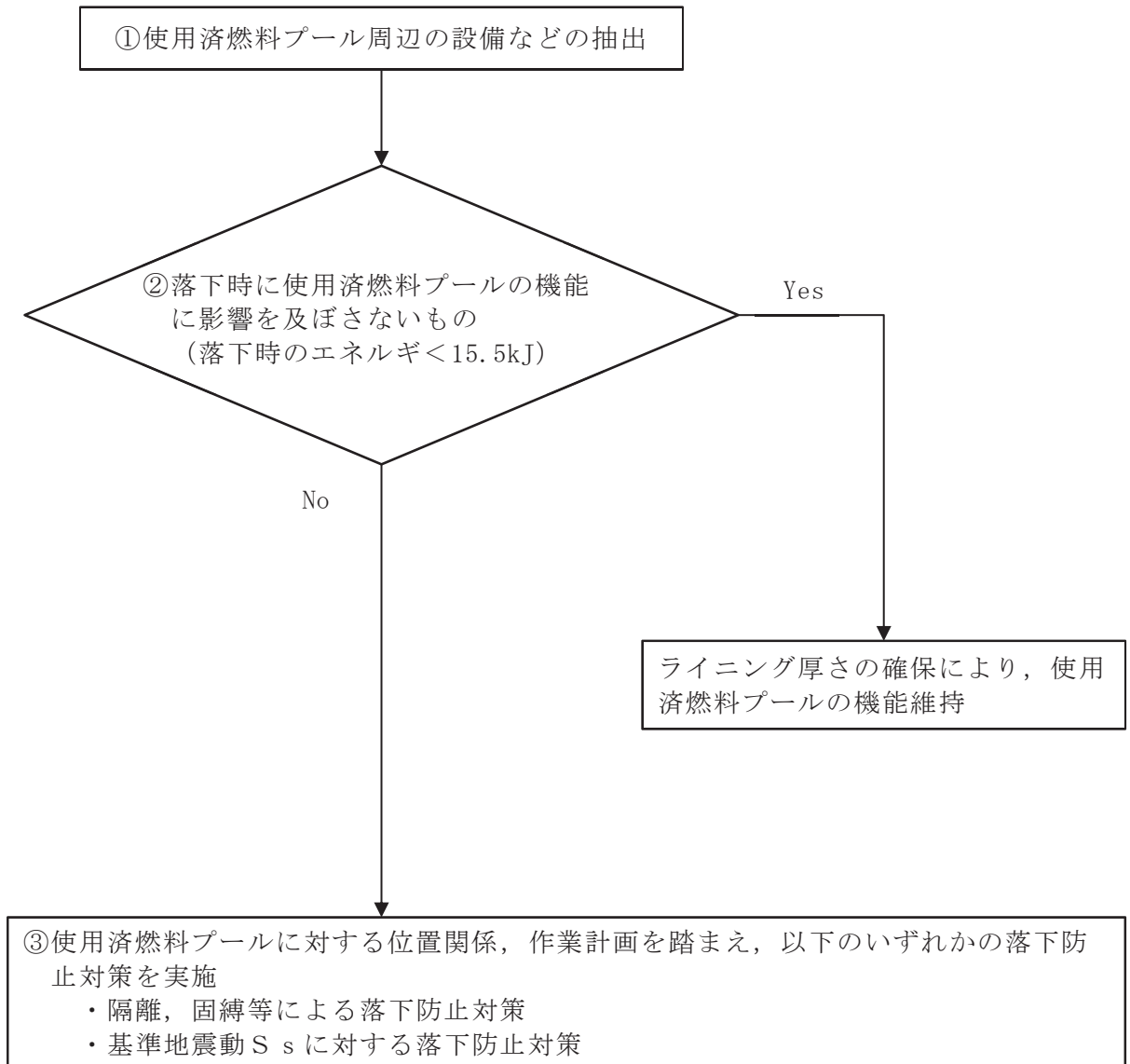


図 4-1 重量物の落下フロー及び落下防止対策

表 4-1 重量物の抽出結果及び落下防止対策

番号	①使用済燃料プール周辺設備等	②落下時に使用済燃料プールの機能に影響を及ぼさないもの*1 (落下時のエネルギー<15.5kJ)			③使用済燃料プールに対する位置関係, 作業計画を踏まえた落下防止対策
		重量	高さ	評価	
1	原子炉建屋原子炉棟	特定不可	約 26m	—	基準地震動 S s に対する落下防止対策
2	燃料交換機	約 36t	約 12m	× 約 4.2MJ	基準地震動 S s に対する落下防止対策
3	原子炉建屋クレーン	約 333t	約 20m	× 約 65MJ	基準地震動 S s に対する落下防止対策
4	その他クレーン	—	—	—	離隔, 固縛等による落下防止対策
5	原子炉格納容器 (取扱具含む)	—	—	—	離隔, 固縛等による落下防止対策
6	原子炉压力容器 (取扱具含む)	約 19t	約 20m	× 約 3.6MJ	離隔, 固縛等による落下防止対策
7	内挿物 (取扱具含む)	約 300kg	約 24m	× 約 71kJ	離隔, 固縛等による落下防止対策
8	プール内ラック類	約 260kg	約 3.5m	○ 約 9kJ	—*2
9	プールゲート類	約 950kg	約 21m	× 約 193kJ	離隔, 固縛等による落下防止対策
10	使用済燃料輸送容器 (取扱具含む)	約 101t	約 20m	× 約 20MJ	離隔, 固縛等による落下防止対策
11	電源盤類	—	—	—	離隔, 固縛等による落下防止対策
12	フェンス・ラダー類	約 180kg	約 24m	× 約 43kJ	離隔, 固縛等による落下防止対策
13	装置類	約 2t	約 21m	× 約 405kJ	離隔, 固縛等による落下防止対策
14	作業機材類	約 400kg	約 21m	× 約 81kJ	離隔, 固縛等による落下防止対策
15	計器・カメラ・通信機器類	約 2t	約 0.3m	○ 約 6kJ	—*2
16	試験・検査用機材類	約 1t	約 21m	× 約 203kJ	離隔, 固縛等による落下防止対策
17	コンクリートブロック・ハッチ類	約 10t	約 20m	× 約 2MJ	離隔, 固縛等による落下防止対策
18	その他	約 100kg	約 12m	○ 約 12kJ	—*2

注記 *1: 落下エネルギーが 15.5kJ (310kg×5.1m×9.80665m/s²) 以上であれば「×」, 15.5kJ 未満であれば「○」(高さは, 使用済燃料プールライニング面までの高さであり, 落下時のエネルギーは, 水の浮力, 落下中の水抵抗を考慮しない気中落下した場合の保守的な値としている。)

*2: 使用済燃料プール周辺で資機材等を設置する場合は, 落下時の衝突エネルギーの大小に関わらず, 社内規程に基づき荷重評価を行い, 設置場所や固定方法について検討した上で設置する。

4.3 落下防止対策の設計

a. 離隔，固縛等による落下防止対策

(a) その他クレーン，原子炉格納容器，電源盤類等

その他クレーン，原子炉格納容器（取扱具含む），電源盤類等は重量物であり，車輪のような抵抗を緩和させる構造もないことから転倒を仮定しても使用済燃料プールに届かない距離に設置して離隔を取るとともに，必要な固縛等を実施する設計とする。

原子炉圧力容器（取扱具含む），内挿物，プールゲート類，使用済燃料輸送容器（取扱具含む），フェンス・ラダー類，装置類，作業機材類，試験・検査用機材類，コンクリートプラグ・ハッチ類は，使用済燃料プールから十分な離隔距離を可能な限り確保し，必要な固縛若しくは固定を実施する設計とする。

(b) 内挿物のうち蒸気乾燥器，気水分離器等

蒸気乾燥器，気水分離器等は，原子炉ウェルを挟んで使用済燃料プールと反対側にあるD/Sプールに設置し，使用済燃料プールと離隔距離が十分とれているため，地震時であっても使用済燃料プールに落下しない。

b. 耐震性確保による落下防止対策

(a) 原子炉建屋及び使用済燃料プール周辺にある常設設備

原子炉建屋原子炉棟については，原子炉建屋原子炉棟 3 階（O.P. m）より上部の鉄筋コンクリート造の壁及び鉄骨造の屋根トラス等を線材，面材により立体的にモデル化した立体架構モデルを作成し，基準地震動 S_s に対する評価を行い，屋根トラスにおいて水平地震動と鉛直地震動を同時に考慮した発生応力が終局耐力を超えず，使用済燃料プールに落下しない設計とする。原子炉建屋原子炉棟屋根トラスの解析モデルについて図 4-2 に示す。

また，屋根については鋼板（デッキプレート）の上に鉄筋コンクリート造の床を設けた構造となっており，地震による剥落はない。原子炉建屋原子炉棟 3 階床面より上部を構成する壁は鉄筋コンクリート造の耐震壁であり，3 階床面より下部の耐震壁とあわせて基準地震動 S_s に対して落下しない設計とする。なお，使用済燃料プール上部にある常設設備としては天井照明があるが，その落下エネルギーは気中落下試験時の燃料集合体の落下エネルギーより小さいため検討不要である。また，使用済燃料プール周辺にある重大事故等対処設備としては，静的触媒式水素再結合装置及び使用済燃料プールスプレインズルがあるが，基準地震動 S_s に対して使用済燃料プールに落下しない設計とする。

耐震設計評価結果については，添付書類「VI-2-9-3-1 原子炉建屋原子炉棟の耐震性についての計算書」，添付書類「VI-2-9-4-4-3-1 静的触媒式水素再結合装置

の耐震性についての計算書」及び添付書類「VI-2-4-3-2 燃料プール代替注水系の耐震性についての計算書」, 添付書類「VI-2-4-3-3 燃料プールのスプレイ系の耐震性についての計算書」に示す。

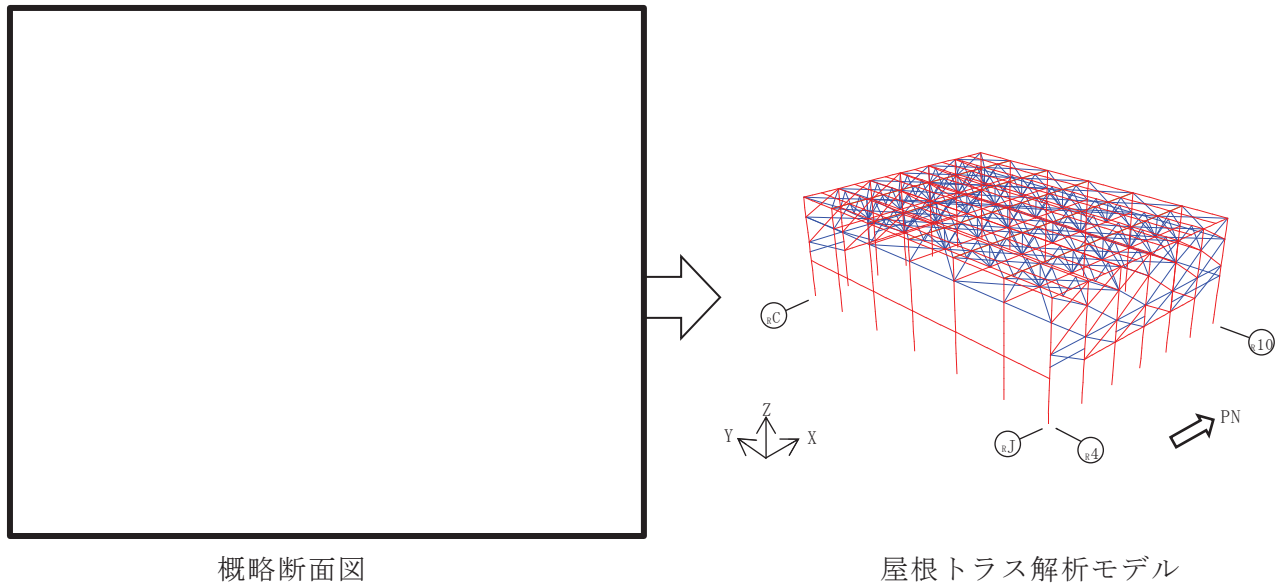


図 4-2 原子炉建屋原子炉棟屋根トラスの解析モデル概要図

(b) 燃料交換機

燃料交換機は、浮上りによる脱線を防止するため、転倒防止装置を設置する。転倒防止装置は、走行レールの頭部を転倒防止装置にて抱き込む構造であり、燃料交換機の浮上りにより走行及び横行レールより脱線しない構造とする。

各レールにはレール走行方向に対する脱線を防止するため、ストoppaが設置されているが、地震時等に走行、横行レール上を燃料交換機又はトロリが滑り、仮に本ストoppaが損傷したとしても、使用済燃料プール側の走行レールについては燃料交換機の幅より建屋壁面との離隔距離の幅のほうが短いことから、燃料交換機がレールから脱線するおそれは無く、横行レールについては、燃料交換機ブリッジ上部にレールが敷設されており、トロリが脱線したとしても走行レール外側（使用済燃料プールエリア外）へ脱線することから、使用済燃料プールに落下することはない。

燃料交換機と使用済燃料プールの位置関係を図 4-3 に示す。

燃料交換機は、想定される最大重量を上回る定格荷重 kg の吊荷を吊った状態においても、基準地震動 S_s に対して使用済燃料プールに落下しない設計とする。

耐震設計評価結果については、添付書類「VI-2-11-2-9 燃料交換機の耐震性に関する計算書」に示す。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

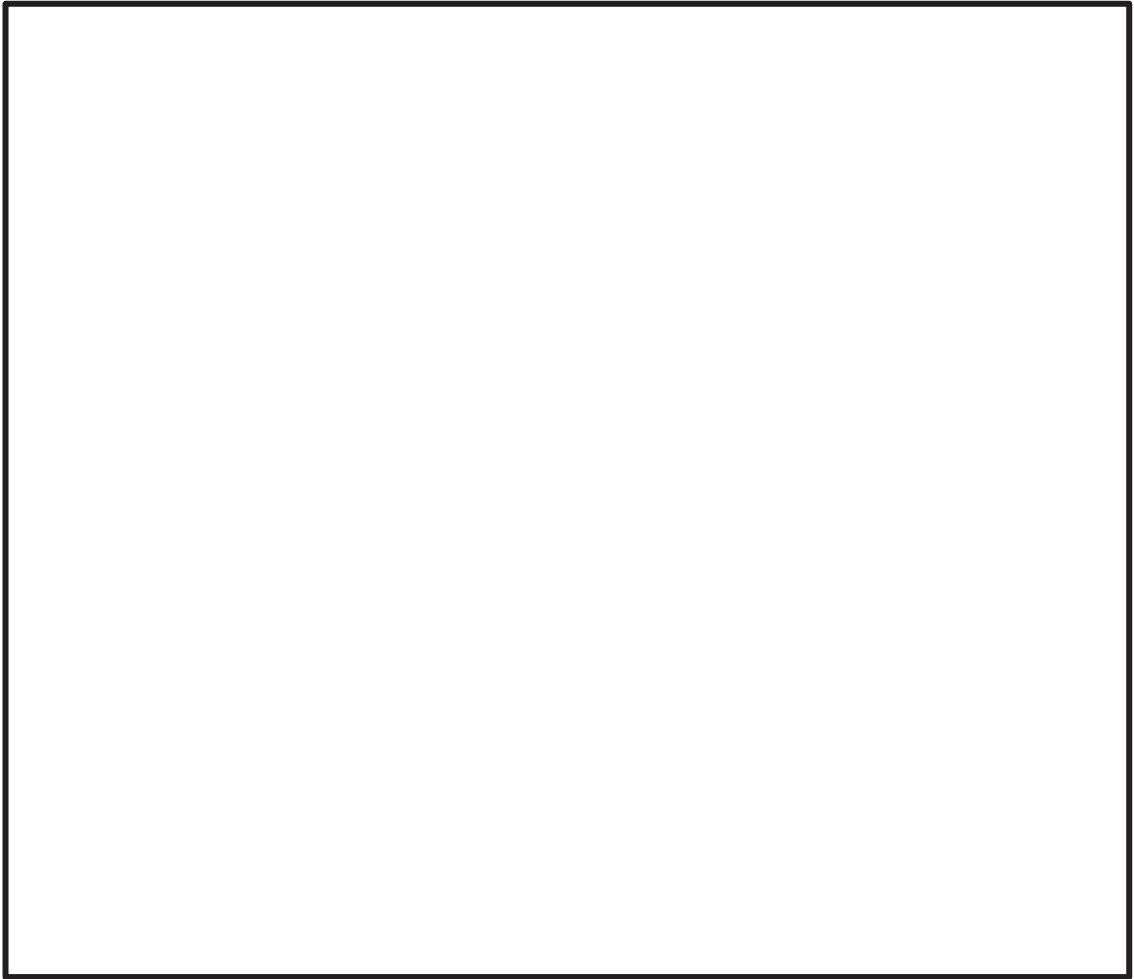


図 4-3 燃料交換機と使用済燃料プールの位置関係

(c) 原子炉建屋クレーン

原子炉建屋クレーンは、走行及び横行レールからの浮上りによる脱線を防止するため、脱線防止ラグを設置する。脱線防止ラグは、ランウェイガード当り面及び横行レールに対し、浮上り代を設けた構造とし、クレーンの浮上りにより走行及び横行レールより脱線しない構造とする。

なお、走行及び横行レールには、走行または横行方向への脱線を防止するため、ストッパが設置されているが、地震時等に走行、横行レール上を原子炉建屋クレーン又はトロリが滑り、仮に本ストッパが損傷したとしても、走行及び横行レールと建屋壁面との離隔距離より、原子炉建屋クレーン又はトロリが走行及び横行レールから脱線するおそれは無く、使用済燃料プールに落下することはない。原子炉建屋クレーンと使用済燃料プールの位置関係を図 4-4 に示す。

原子炉建屋クレーンは、下部に設置された上位クラス施設である使用済燃料プールに対して、波及的影響を及ぼさないことを確認することから、想定される最大質量を上回る定格荷重 125t の吊荷を吊った状態においても、基準地震動 S_s に対し

て使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。

耐震性評価結果については、添付書類「VI-2-11-2-8 原子炉建屋クレーンの耐震性に関する計算書」にて示す。

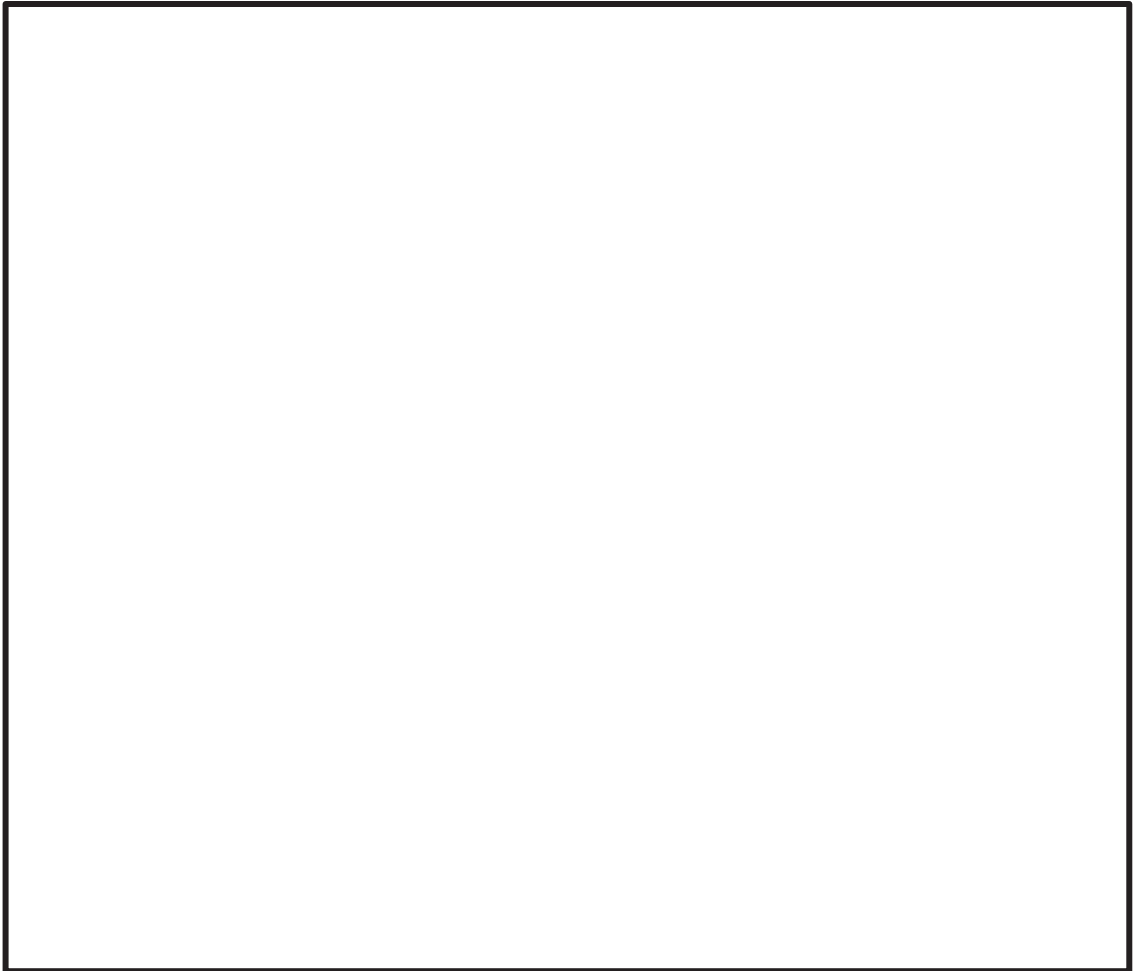


図 4-4 原子炉建屋クレーンと使用済燃料プールの位置関係

5. 使用済燃料プール内への落下物による使用済燃料プール内の燃料体等への影響評価

使用済燃料プール内への落下物によって使用済燃料プール内の燃料体等が破損しないことを計算により確認する。

5.1 基本方針

(1) 影響評価の基本的考え方

4.において気中落下時の衝突エネルギーが落下試験の衝突エネルギーより大きい設備等については適切な落下防止対策を実施することから、落下試験の衝突エネルギーを適用して使用済燃料プール内の燃料体等への影響評価を実施する。

以降においては、燃料体等からチャンネルボックスを除いた状態を「燃料集合体」と呼び、評価については、燃料集合体のうち核燃料物質及び核分裂生成物を内包する燃料被覆管が、放射性物質の閉じ込め機能を保持するよう、破損に至るような変形に対して妥当な安全余裕を有することを計算により確認する。

(2) 落下物の選定

上述のとおり表 4-1 において落下防止対策を施さない重量物による落下エネルギーを包含できる落下物として、模擬燃料集合体を選定する。

(3) 評価方針

燃料集合体の概要を図 5-1, 5-2 及び燃料集合体とラックの関係図を図 5-3 に示す。

燃料集合体の強度評価フローを図 5-4 に示す。

燃料集合体の強度評価においては、その構造を踏まえ、落下物による荷重の作用方向及び伝達過程を考慮し、評価対象部位を選定する。

落下物による燃料集合体への影響については、落下物の衝突により生じるひずみが許容値を超えないことを確認する。

落下物が同時に複数の燃料集合体に衝突することが考えられるが、保守的に 1 体の燃料集合体に落下物が衝突するものとして計算を行う。

燃料集合体は図 5-3 のとおり、ラック内に貯蔵されている。燃料被覆管部分はラック内にあるが、燃料集合体上部は露出した状態にある。よって、落下物は燃料集合体の上部タイプレートに直接衝突するものとして評価を行う。

燃料集合体の許容限界は、燃料被覆管の破断伸びに適切な余裕を考慮した値とする。

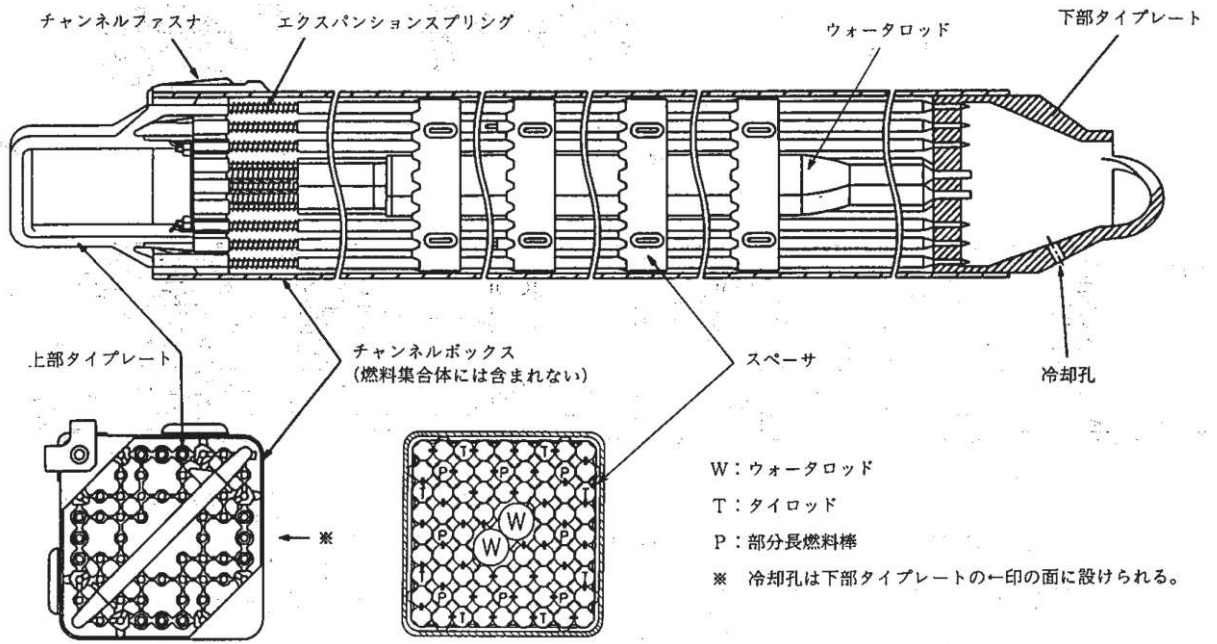


図 5-1 燃料集合体の概要 (9×9燃料 (A型))

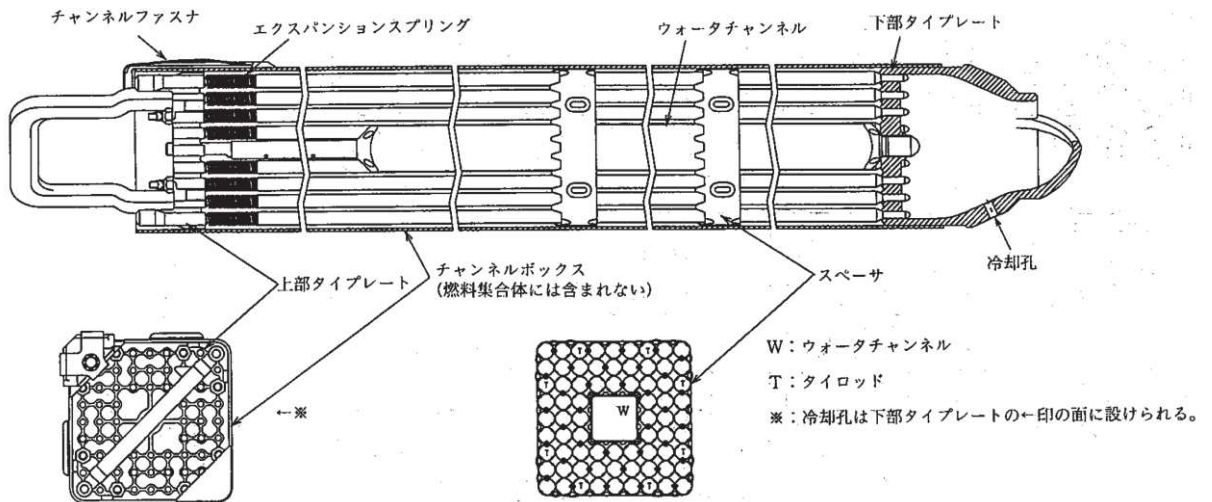


図 5-2 燃料集合体の概要 (9×9燃料 (B型))

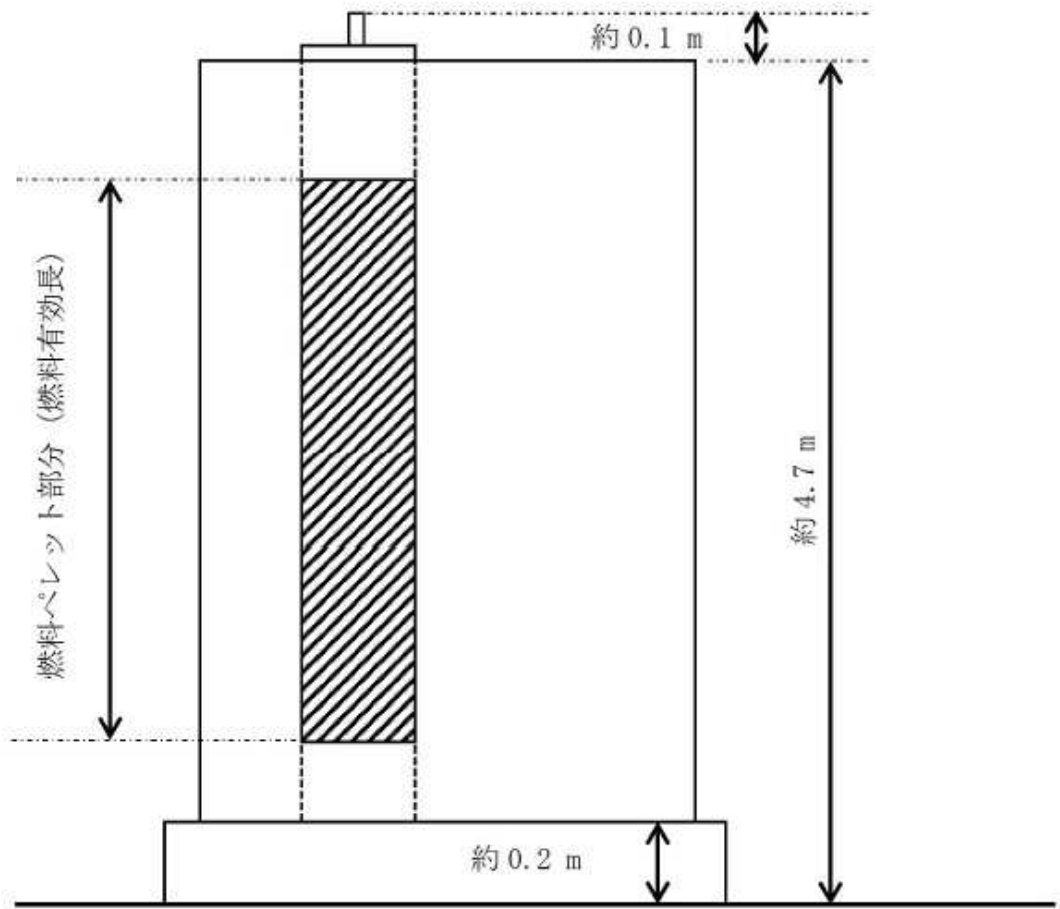


図 5-3 燃料集合体とラックの関係図

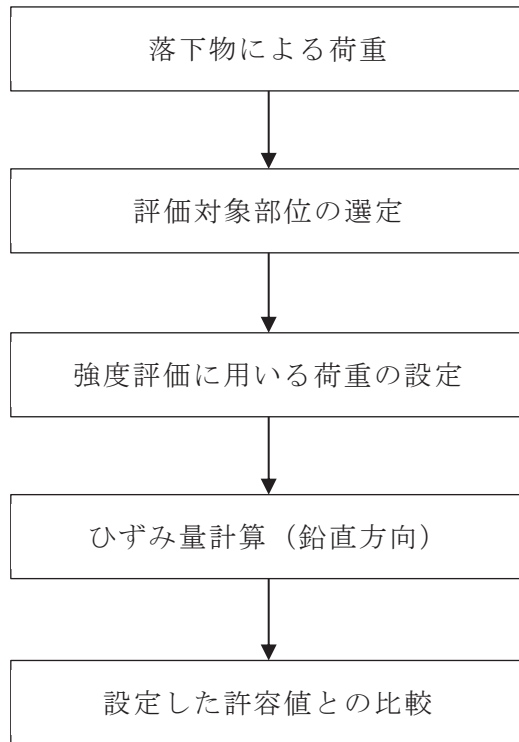


図 5-4 燃料集合体の強度評価フロー

5.2 強度評価方法

(1) 記号の定義

燃料集合体の強度評価に用いる記号を表 5-1 に示す。

表 5-1 強度評価に用いる記号

記号	単位	定義
A	m ²	燃料被覆管の断面積
E	MPa	燃料集合体の縦弾性係数
E ₁	J	燃料集合体の変形エネルギー
L	m	燃料被覆管の長さ
m	kg	落下物の重量
g	m/s ²	重力加速度
h	m	落下高さ
W	J	落下物の落下エネルギー
ε _p	%	燃料被覆管の塑性ひずみ
ε _y	%	燃料被覆管の弾性ひずみ
π	—	円周率
σ _y	MPa	燃料被覆管の耐力

(2) 評価対象部位

燃料集合体の評価対象部位は、落下物による荷重の作用方向及び伝達過程を考慮し設定する。

落下物による衝撃荷重は、落下物が燃料集合体に直接衝突した際、燃料被覆管に作用し、ひずみが発生する。

落下物は上部タイプレートに衝突し、押し下げられた上部タイプレートは上部タイプレートと接続しているすべての燃料棒に荷重を伝達するため、落下物による荷重は燃料棒の局所に集中することはない。

このことから、燃料被覆管を評価対象部位とし設定する。

(3) 荷重の設定

燃料集合体の強度評価に用いる荷重は、表 5-2 の荷重を用いる。気中重量から燃料棒体積分の水の重量のみを減じた各燃料集合体の実際の水中重量は、表中の値以下となる。なお、落下エネルギーの評価に用いる荷重及び高さについては、4.1 及び 5.1 (1) に記載のとおり保守的に落下試験と同じ条件とする。

表 5-2 落下物の諸元

落下物の種類	m (kg)	g (m/s ²)	h (m)
模擬燃料集合体	310	9.80665	5.1

(4) 許容限界

燃料集合体のひずみの許容限界値は、燃料被覆管が破断しないこととすることから、「平成 18 年度リサイクル燃料資源貯蔵技術調査等（貯蔵燃料長期健全性等確認試験に関する試験最終成果報告書）」（（独）原子力安全基盤機構）の試験データ等を踏まえて、許容ひずみは燃料被覆管の破断伸びに対して十分保守側の 1%とする。

(5) 評価方法

燃料集合体の構造図を図 5-5 に、断面図を図 5-6 に示す。燃料集合体の強度評価については、落下物による落下エネルギーを用いて評価し、燃料被覆管に生じるひずみを算出する。

燃料集合体への衝突時には、落下物は周辺のラックセルとも衝突することが想定されるが、評価においては保守的に、燃料集合体のみ衝突するものとする。

評価に用いる燃料集合体は保守的に以下の燃料集合体を想定し、評価を行う。

- ・評価対象燃料集合体のうち、燃料被覆管断面積と燃料被覆管長さの積が小さくなる 9 × 9 燃料（A 型）燃料集合体の寸法を使用する。

- ・ 照射に伴い耐力は上昇するが、保守的に未照射時の値を使用する。
- ・ 燃料被覆管の断面積は減肉した照射済みの燃料を想定する。
- ・ 燃料集合体への衝撃荷重は燃料棒（標準燃料棒のみ）全数で受けるものとする。
- ・ ウォータロッドは保守的に無視する。

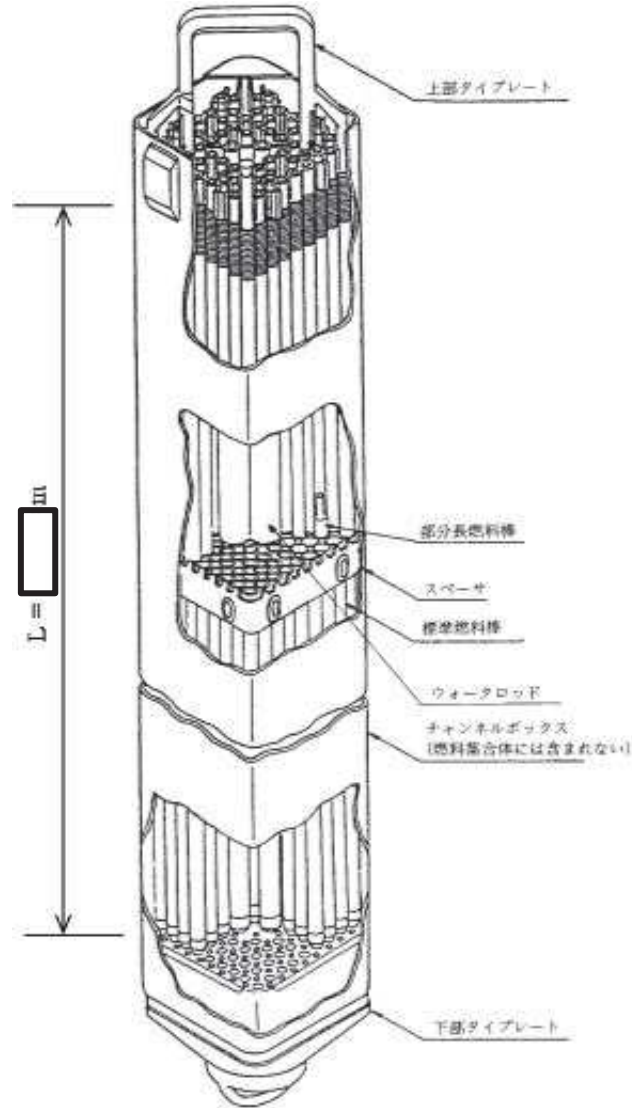
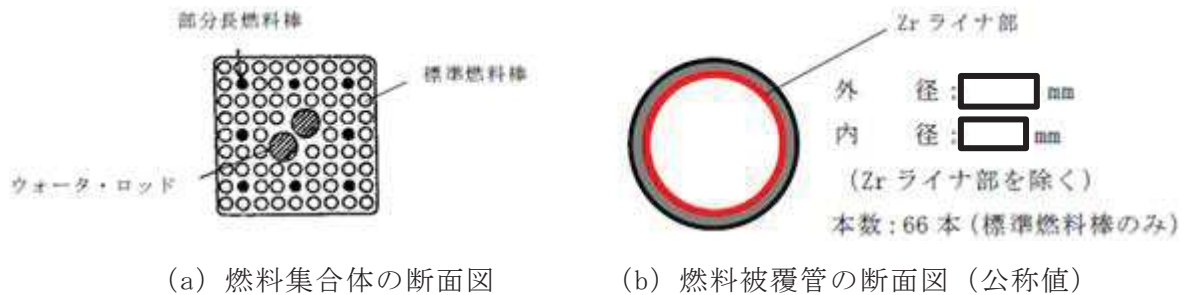


図 5-5 燃料集合体の構造図



(a) 燃料集合体の断面図 (b) 燃料被覆管の断面図 (公称値)

図 5-6 燃料集合体の断面図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

a. 衝突影響評価

落下物の衝突に伴う荷重は、燃料集合体の上部タイプレートを介して燃料棒、ウオータロッドに作用することになるが、落下エネルギーが全て燃料被覆管の変形に費やされるものとし、この際に燃料被覆管に生じるひずみを算出する。算出に当たっては、保守的な評価となるよう燃料被覆管は弾完全塑性体とし、図 5-7 に示すとおり塑性変形に伴う硬化を考慮しないものとする。

(a) 落下物の落下エネルギー（鉛直成分）

$$W = m \cdot g \cdot h$$

(b) 燃料被覆管の変形エネルギー

$$E_1 = (S1 + S2) \cdot A \cdot L = \left(\frac{1}{2} \cdot \sigma_y \cdot \epsilon_y + \sigma_y \cdot \epsilon_p \right) \cdot A \cdot L$$

ここで $\epsilon_y = \sigma_y / E$

(a) 及び (b) より、 $W = E_1$ として塑性ひずみ ϵ_p を求める。

$$\epsilon_p = \frac{m \cdot g \cdot h}{A \cdot L \cdot \sigma_y} - \frac{1}{2} \epsilon_y$$

ただし、 $\left(\frac{1}{2} \cdot \sigma_y \cdot \epsilon_y \right) \cdot A \cdot L$ が W よりも大きい場合、 $\epsilon_p = 0$ （弾性範囲内）となる。

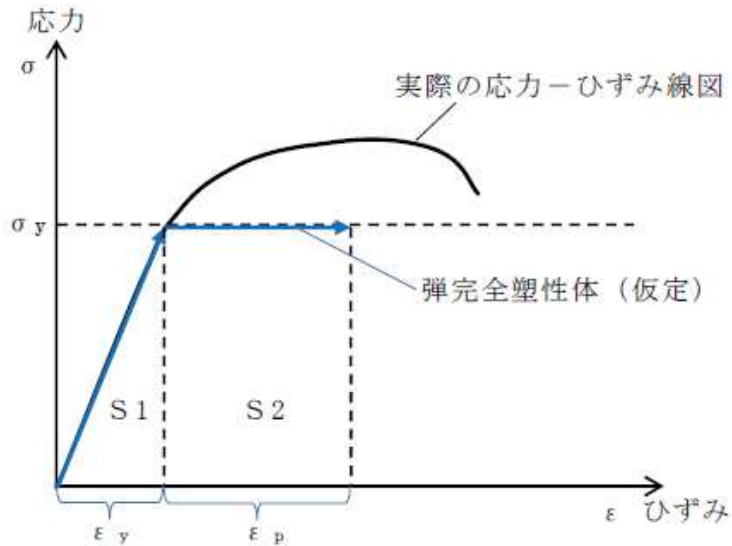


図 5-7 弾完全塑性体の保守性
(イメージ図)

5.3 評価条件

燃料集合体の強度評価に用いる評価条件を表 5-3 に示す。

表 5-3 評価条件 (燃料集合体)

燃料集合体の材料*	A (m ²)	L (m)
ジルカロイ-2	1.30×10^{-3}	<input type="text"/>

E (MPa)	σ_y (MPa)	ϵ_y (%)
<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記*：燃料集合体は複数の部材から構成されており，ここでは，計算に使用した縦弾性係数の引用部材を記載した。また，燃料被覆管の断面積Aについては，「平成18年度高燃焼度9×9型燃料信頼性実証成果報告書（総合評価編）」（原子力安全基盤機構）」に記載されているとおり，使用済燃料の燃料被覆管は新燃料に比べ腐食により約2%減肉するため，保守的に3.5%減肉を考慮した値を使用する。

5.4 評価結果

燃料集合体の強度評価結果を表 5-4 に示す。

燃料集合体に発生するひずみは許容ひずみ以下である。

表 5-4 評価結果

ϵ_p (%)	許容ひずみ (%)	裕度
0.86	1.0	1.16

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

燃料集合体落下時の使用済燃料プールライニングの健全性について

1. 模擬燃料集合体落下試験

使用済燃料プールへの燃料集合体落下については、模擬燃料集合体を用いた気中落下試験を実施し、万一の燃料集合体の落下を想定した場合においても、ライニングが健全性を確保することを確認している*1。

試験結果としては、ライニングの最大減肉量は初期値 3.85mm に対して 0.7mm であった。また、落下試験後のライニング表面の浸透探傷試験の結果は、割れ等の有害な欠陥は認められず、燃料落下後のライニングは健全であることが確認された。

図 1-1 は、気中による模擬燃料集合体の落下試験の方法を示したものである。図 1-1 に示す落下試験における模擬燃料集合体重量は、チャンネルボックスを含めた状態で 310kg と保守的*2 であり、燃料落下高さは燃料交換機による通常の燃料移動高さを考慮し、5.1m と安全側である。燃料移動高さについては、燃料体等を使用済燃料輸送容器に装荷する場合及び使用済燃料輸送容器から取り出す場合に限り、5.1m よりも高い m としているが、この場合も燃料体等の水中浮力を考慮することにより、上記落下試験における落下エネルギー ($310\text{kg} \times g \times 5.1\text{m} = 15.5\text{kJ}$, ここで重力加速度 $g = 9.80665\text{m/s}^2$) に包絡されることを確認した。

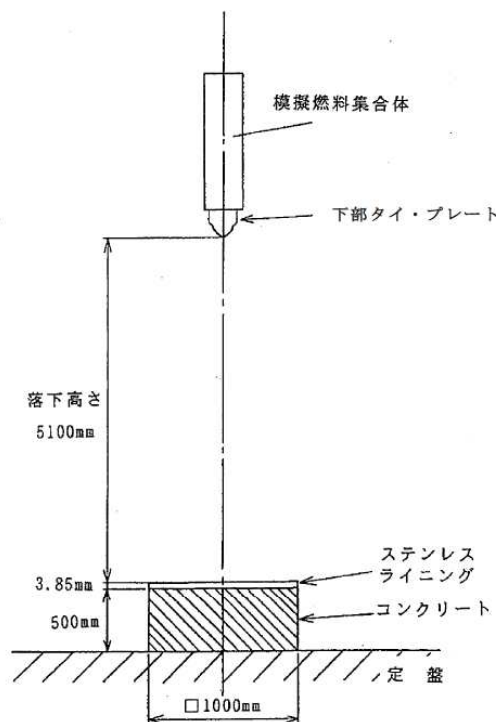


図 1-1 模擬燃料集合体落下試験方法

注記 *1：株式会社日立製作所，「沸騰水型原子力発電所燃料集合体落下時の燃料プールライニングの健全性について」（HLR-050），平成6年12月

*2：女川原子力発電所第2号機にて取り扱っている燃料集合体重量（チャンネルボックス含む。）は，表2-1に示すとおり水中で310kg未満であることを確認している。燃料装荷時等に使用するダブルブレードガイドも，気中での重量は約300kgである。

2. 模擬燃料集合体と実機燃料集合体の落下エネルギーの比較

模擬燃料集合体の落下エネルギーが実機燃料集合体の落下エネルギーを上回ることを確認した。表2-1に落下物の重量，落下高さ及び落下エネルギーをまとめる。

表 2-1 燃料集合体重量

		落下物の重量		落下高さ H (m)	落下 エネルギー E*2 (kJ)	備考
		気中 Ma (kg)	水中 Mw (kg)			
実機燃料集合体	新型 8×8 ジルコニウム ライナ燃料			*1		(落下エネルギー $E = g \cdot M \cdot H$ ここで， g：重力加速度 M：落下物の重量 H：落下高さ)
	高燃焼度 8×8 燃料					
	9×9 燃料 (A型)					
	9×9 燃料 (B型)					
模擬燃料 集合体		310 (気中実測値)		5.1	約 15.5	(落下物の重量(水中) $M_w = M_a - \rho \cdot V$ ここで， M _a ：落下物の重量 (気中) ρ：水密度 V：実機体積)

注記 *1：実機における使用済燃料プール底面からの吊上げ上限高さ

*2：()内は，水中での重量で計算した落下エネルギー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

VI-1-3-4 使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書

目 次

1. 概 要	1
2. 基本方針	1
3. 評 価	3
3.1 評価方法	3
3.2 評価条件	4
3.3 評価結果	9

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 26 条及び第 69 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、使用済燃料貯蔵槽（以下「使用済燃料プール」という。）で貯蔵し得る容量を踏まえた発熱量に対する冷却能力（スプレーによる燃料体又は使用済燃料（以下「燃料体等」という。）の著しい損傷の進行緩和及び放射性物質の放出低減を含む）について説明するものである。

なお、通常運転時の冷却能力に関しては、技術基準規則の要求事項に変更がないため今回の申請において変更は行わない。

今回は、重大事故の発生防止等のために設置する燃料プール代替注水系により使用済燃料プールに貯蔵される燃料体等の冷却が可能であること、及び可搬型スプレー設備により重大事故時に燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、環境への放射性物質の放出をできる限り低減することを説明する。

2. 基本方針

技術基準規則第 69 条第 1 項及びその解釈に基づき、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において、燃料プール代替注水系（常設配管）又は燃料プール代替注水系（可搬型）により、使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故の想定事故 1 及び想定事故 2 に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において、有効性が確認されている使用済燃料プールへの注水流量を上回る注水を行うことで使用済燃料プール内の燃料体等を冷却できる設計とする。

また、技術基準規則第 69 条第 2 項及びその解釈に基づき、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において、燃料プールスプレー系（常設配管）又は燃料プールスプレー系（可搬型）により、使用済燃料プールの熱負荷（崩壊熱）による蒸発量を上回る量の水又は海水を使用済燃料プールに全面に向けてスプレーする設計とする。これにより、燃料体等の著しい損傷の進行を緩和するとともに、蒸発量を上回るスプレーは、浮遊する粒子状の放射性物質を吸着し降下させる等の効果により、放射性物質の放出を低減する。

燃料プールスプレー系（常設配管）又は燃料プールスプレー系（可搬型）によるスプレー量と比較する蒸発量の評価にあたっては、「実用発電用原子炉に係る使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」（以下「有効性評価ガイド」という。）を参考に、通常の冷却機能又は注水機能を喪失した場合の、原子炉停止後に最短時間で取り出した全炉心分の燃料体が一時的に保管された使用済燃料プールの熱負荷（崩壊熱）による蒸発量を用いることとする。

なお、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において大気への放射性物質の拡散を抑制できる設計とする。評価については、大容量送水ポンプ(タイプ I)の容量設定根拠に記載する。

(1) 燃料プール代替注水系

燃料プール代替注水系(常設配管)は、第 1 保管エリア、第 2 保管エリア、第 3 保管エリア及び第 4 保管エリアに保管する大容量送水ポンプ(タイプ I)により、使用済燃料プールへ注水する。

燃料プール代替注水系(常設配管)は大容量送水ポンプ(タイプ I)、配管・ホース・弁類、計測制御装置等で構成し、大容量送水ポンプ(タイプ I)により、代替淡水源の水を燃料プール冷却浄化系配管等から使用済燃料プールへ注水することで、使用済燃料プールの水位を維持できる設計とする。また、代替淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要な水の供給設備である大容量送水ポンプ(タイプ I)により海を利用できる設計とする。系統構成を図 3.3-1 に示す。

燃料プール代替注水系(可搬型)は、第 1 保管エリア、第 2 保管エリア、第 3 保管エリア及び第 4 保管エリアに保管する大容量送水ポンプ(タイプ I)により、使用済燃料プールへ注水する。

燃料プール代替注水系(可搬型)は、大容量送水ポンプ(タイプ I)、ホース、計測制御装置等で構成し、大容量送水ポンプ(タイプ I)により、代替淡水源の水をホース等を経由して使用済燃料プールへ注水することで、使用済燃料プールの水位を維持できる設計とする。また、代替淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要な水の供給設備である大容量送水ポンプ(タイプ I)により海を利用できる設計とする。系統構成を図 3.3-2 に示す。

(2) 燃料プールのスプレイ系

燃料プールのスプレイ系(常設配管)は、第 1 保管エリア、第 2 保管エリア、第 3 保管エリア及び第 4 保管エリアに保管する大容量送水ポンプ(タイプ I)により、使用済燃料プールへスプレイする。

燃料プールのスプレイ系(常設配管)は、大容量送水ポンプ(タイプ I)、スプレイノズル、配管・ホース・弁類、計測制御装置等で構成し、大容量送水ポンプ(タイプ I)により、代替淡水源の水を燃料プール冷却浄化系配管等を経由してスプレイノズルから使用済燃料プール内燃料体等に直接スプレイすることで、燃料損傷を緩和するとともに、環境への放射性物質の放出をできる限り低減できる設計とする。また、代替淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要な水の供給設備である大容量送水ポンプ(タイプ I)により海を利用できる設計とする。系統構成を図 3.3-3 に示す。

燃料プールスプレイ系（可搬型）は，第1保管エリア，第2保管エリア，第3保管エリア及び第4保管エリアに保管する大容量送水ポンプ（タイプI）により，使用済燃料プールへスプレイする。

燃料プールスプレイ系（可搬型）は，大容量送水ポンプ（タイプI），スプレイノズル，ホース，計測制御装置等で構成し，大容量送水ポンプ（タイプI）により，代替淡水源の水をホース等を経由してスプレイノズルから使用済燃料プール内燃料体等に直接スプレイすることで，燃料損傷を緩和するとともに，環境への放射性物質の放出をできる限り低減できる設計とする。また，代替淡水源が枯渇した場合において，重大事故等の収束に必要となる水の供給設備である大容量送水ポンプ（タイプI）により海を利用できる設計とする。系統構成を図3.3-7に示す。

(3) 燃料プール冷却浄化系

燃料プール冷却浄化系は，重大事故等が発生し，非常用交流電源設備及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）が機能喪失した場合でも，常設代替交流電源設備及び原子炉補機代替冷却水系を用いて，使用済燃料プールを除熱できる設計とする。

燃料プール冷却浄化系は，燃料プール冷却浄化系ポンプ，燃料プール冷却浄化系熱交換器，配管・弁類，計測制御装置等で構成し，使用済燃料プールの水をポンプにより熱交換器等を経由して循環させることで，使用済燃料プールを冷却できる設計とする。

また，重大事故等の発生時は非常用取水設備である取水口又は海水ポンプ室から燃料プール冷却浄化系熱交換器の冷却水を取水し，大容量送水ポンプ（タイプI）により原子炉補機代替冷却水系へ送水する設計とする。系統構成を図3.3-9及び図3.3-10に示す。

3. 評価

3.1 評価方法

(1) 注水時

使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故の想定事故1及び想定事故2に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において，有効性が確認されている使用済燃料プールへの注水流量に対し，燃料プール代替注水系（常設配管）及び燃料プール代替注水系（可搬型）の注水量が上回ることを確認する。

(2) スプレー時

使用済燃料プール水の蒸発量に対し，燃料プールスプレー系（常設配管）及び燃料プールスプレー系（可搬型）のスプレー量が上回ることを確認する。

使用済燃料プールの熱負荷（燃料取替のために原子炉から使用済燃料プールに取り出した燃料体から発生する崩壊熱と，過去の燃料取替で取り出された使用済燃料から発生する崩壊熱の合計）による，使用済燃料プール水の蒸発量は以下の式で求める。

$$V = Q \div (H_{SH} + H_{SL}) \times m \times 3,600$$

- V : 必要スプレー量 [m³/h]
- Q : 崩壊熱 [kW]
- H_{SH} : 水の顕熱 (40°C～100°C) (大気圧) [kJ/kg]
- H_{SL} : 水の蒸発潜熱 [kJ/kg]
- m : 水の比容積 [m³/kg]

(3) 燃料プール冷却時

使用済燃料プールの冷却機能が喪失した場合においても，原子炉補機代替冷却水系から供給される冷却水を通水することにより，使用済燃料プールに保管されている使用済燃料プール内燃料体等の崩壊熱を除去できることを確認する。

この場合，燃料プール冷却浄化系ポンプ 1 台により燃料プール冷却浄化系熱交換器 1 基に冷却水を通水することで除熱を行う設計とする。

3.2 評価条件

使用済燃料プールの熱負荷（崩壊熱）は，有効性評価ガイドを参考に，以下の条件とする。

- (1) 使用済燃料プールには，貯蔵されている燃料体等の他に，原子炉停止後に最短時間で取り出された全炉心分の燃料体が一時保管されていることとする。
 - a. 使用済燃料プールの熱負荷としては，燃料取替のために原子炉から使用済燃料プールに取り出した燃料（全炉心分）から発生する崩壊熱と，過去の燃料取替で取り出された使用済燃料から発生する崩壊熱の合計値を想定する。使用済燃料の崩壊熱の評価条件として，崩壊熱が高くなるように燃料取り出し直後の状態を考慮する。
 - b. 原子炉を停止してから使用済燃料プールへの燃料体の取り出しが完了するまでの期間は，至近の定期検査における実績を考慮して 10 日とする。
 - c. 施設定期検査ごとに約 1/4 炉心分（燃料集合体取替体数 136 体）の使用済燃料が使用済燃料プールに取り出されるものとする。

(2) 使用済燃料の崩壊熱については、燃料組成、燃焼度等を考慮して設計に基づき適正に評価する。

- a. 1 サイクルの運転期間は 14 ヶ月、使用済燃料の取出平均燃焼度を 45 GWd/t、燃料取替のために原子炉から使用済燃料プールに取り出した燃料の平均燃焼度は 33 GWd/t とし、表 3.2-1、表 3.2-2 及び表 3.2-3 のとおりとする。
- b. 「(1)」及び「(2)」の条件に基づく熱負荷（崩壊熱）を、表 3.2-1、表 3.2-2 及び表 3.2-3 に示す。

崩壊熱に関しては、ORIGEN2 コードにて求めた。なお、評価に用いる解析コードの検証及び妥当性確認等の概要については、添付書類「VI-5 計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。

(燃料プール代替注水系（常設配管）の冷却能力の評価)

大容量送水ポンプ(タイプ I)からの注水量が使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故の想定事故 1 及び想定事故 2 に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において、有効性が確認されている使用済燃料プールへの注水流量を上回ることを確認する。

(燃料プール代替注水系（可搬型）の冷却能力の評価)

大容量送水ポンプ(タイプ I)からの注水量が使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故の想定事故 1 及び想定事故 2 に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において、有効性が確認されている使用済燃料プールへの注水流量を上回ることを確認する。

(燃料プールスプレイ系（常設配管）の冷却能力の評価)

使用済燃料プール内での輻射や蒸気の対流による伝熱を考慮し、使用済燃料プール内燃料体の熱負荷（崩壊熱）を除去するために必要な容量を上回るスプレイ水が入ることを確認する。燃料損傷時にできる限り放射性物質の放出を低減することについても、スプレイ量が熱負荷（崩壊熱）を除去するために必要な容量を上回ることを確認する。

使用済燃料プール全面に向けたスプレイに関しては、スプレイノズルの噴射幅、首振り角度を考慮したスプレイ分布と、スプレイノズルの設置位置、使用済燃料プール形状・寸法を比較して評価する。

(燃料プールスプレイ系（可搬型）の冷却能力の評価)

使用済燃料プール内での輻射や蒸気の対流による伝熱を考慮し、使用済燃料プー

ル内燃料体の熱負荷（崩壊熱）を除去するために必要な容量を上回るスプレー水が入ることを確認する。燃料損傷時にできる限り放射性物質の放出を低減することについても、スプレー量が熱負荷（崩壊熱）を除去するために必要な容量を上回ることを確認する。

使用済燃料プール全面に向けたスプレーに関しては、スプレーノズルの噴射幅、首振り角度を考慮したスプレー分布と、スプレーノズルの設置位置、使用済燃料プール形状・寸法を比較して評価する。

（燃料プール冷却浄化系の冷却能力の評価）

使用済燃料プールの冷却機能が喪失した場合においても、原子炉補機代替冷却水系から供給される冷却水を通水することにより、使用済燃料プールに保管されている使用済燃料プール内燃料体等の崩壊熱を除去できることを確認する。

この場合、燃料プール冷却浄化系ポンプ 1 台により燃料プール冷却浄化系熱交換器 1 基に冷却水を通水することで除熱を行う設計とする。

表 3.2-1 崩壊熱評価条件

	原子炉運転中	原子炉停止中
照射期間／1 サイクル	14 ヶ月	14 ヶ月
冷却期間／1 サイクル	483 日 ^{*1}	483 日 ^{*1}
停止期間 ^{*2}	57 日 ^{*3}	57 日 ^{*3}
使用済燃料体数	1690 体 ^{*4}	1690 体 ^{*5}
施設定期検査時取出燃料体数	—	560 体 ^{*5}
評価日	運転開始直後	原子炉停止 10 日後 ^{*6}

注記 *1：女川原子力発電所第 1 号機は 496 日。

*2：過去の施設定期検査における発電機解列から併入までの期間の実績よりも短い日数を設定した。

*3：女川原子力発電所第 1 号機は 70 日。

*4：使用済燃料プールの最大貯蔵量（2250 体）から 1 炉心分の燃料（560 体）を除いた体数（1690 体）が貯蔵されているものとする。

*5：使用済燃料プールの最大貯蔵量（2250 体）の燃料が貯蔵（前サイクルまで原子炉に装荷されていた取出燃料（560 体）＋使用済燃料（1690 体））されているものとする。

*6：女川 2 号機の至近の定期検査における実績（約 11 日）を踏まえ、原子炉停止後 10 日を設定した。

表 3.2-2 燃料取出スキーム（原子炉運転中）

取出燃料	女川原子力発電所第2号機から発生分				女川原子力発電所第1号機から発生分			
	冷却期間	燃料数 [体]	取出平均 燃焼度 [GWd/t]	崩壊熱 [MW]	冷却期間	燃料数 [体]	取出平均 燃焼度 [GWd/t]	崩壊熱 [MW]
9 サイクル 冷却済燃料	—	—	—	—	—	—	—	—
8 サイクル 冷却済燃料	8×(14ヶ月 +57日)+57日	136	45	3.7×10^{-2}	—	—	—	—
	—	—	—	—	5×(14ヶ月 +70日)+42ヶ月	18	45	4.9×10^{-3}
7 サイクル 冷却済燃料	7×(14ヶ月 +57日)+57日	136	45	3.9×10^{-2}	—	—	—	—
	—	—	—	—	4×(14ヶ月 +70日)+42ヶ月	92	45	2.7×10^{-2}
6 サイクル 冷却済燃料	6×(14ヶ月 +57日)+57日	136	45	4.2×10^{-2}	—	—	—	—
	—	—	—	—	3×(14ヶ月 +70日)+42ヶ月	88	45	2.8×10^{-2}
5 サイクル 冷却済燃料	5×(14ヶ月 +57日)+57日	136	45	4.6×10^{-2}	—	—	—	—
	—	—	—	—	2×(14ヶ月 +70日)+42ヶ月	88	45	3.1×10^{-2}
4 サイクル 冷却済燃料	4×(14ヶ月 +57日)+57日	136	45	5.3×10^{-2}	—	—	—	—
	—	—	—	—	1×(14ヶ月 +70日)+42ヶ月	88	45	3.7×10^{-2}
3 サイクル 冷却済燃料	3×(14ヶ月 +57日)+57日	136	45	6.7×10^{-2}	—	—	—	—
	—	—	—	—	42ヶ月	92	45	5.2×10^{-2}
2 サイクル 冷却済燃料	2×(14ヶ月 +57日)+57日	136	45	9.8×10^{-2}	—	—	—	—
1 サイクル 冷却済燃料	1×(14ヶ月 +57日)+57日	136	45	1.8×10^{-1}	—	—	—	—
定期検査時 取出燃料	57日	136	45	7.2×10^{-1}	—	—	—	—
小計	—			1.3×10^0	—			1.8×10^{-1}
崩壊熱 合計	崩壊熱：1.5MW（燃料体数：1690体）							

表 3.2-3 燃料取出スキーム（原子炉停止中）

取出燃料	女川原子力発電所第2号機から発生分				女川原子力発電所第1号機から発生分			
	冷却期間	燃料数 [体]	取出平均 燃焼度 [GWd/t]	崩壊熱 [MW]	冷却期間	燃料数 [体]	取出平均 燃焼度 [GWd/t]	崩壊熱 [MW]
9 サイクル 冷却済燃料	—	—	—	—	6×(14ヶ月 +70日)+42ヶ月	66	45	1.7×10 ⁻²
8 サイクル 冷却済燃料	8×(14ヶ月 +57日)+10日	136	45	3.7×10 ⁻²	—	—	—	—
	—	—	—	—	5×(14ヶ月 +70日)+42ヶ月	88	45	2.4×10 ⁻²
7 サイクル 冷却済燃料	7×(14ヶ月 +57日)+10日	136	45	3.9×10 ⁻²	—	—	—	—
	—	—	—	—	4×(14ヶ月 +70日)+42ヶ月	92	45	2.6×10 ⁻²
6 サイクル 冷却済燃料	6×(14ヶ月 +57日)+10日	136	45	4.2×10 ⁻²	—	—	—	—
	—	—	—	—	3×(14ヶ月 +70日)+42ヶ月	88	45	2.7×10 ⁻²
5 サイクル 冷却済燃料	5×(14ヶ月 +57日)+10日	136	45	4.6×10 ⁻²	—	—	—	—
	—	—	—	—	2×(14ヶ月 +70日)+42ヶ月	88	45	3.0×10 ⁻²
4 サイクル 冷却済燃料	4×(14ヶ月 +57日)+10日	136	45	5.4×10 ⁻²	—	—	—	—
	—	—	—	—	1×(14ヶ月 +70日)+42ヶ月	88	45	3.6×10 ⁻²
3 サイクル 冷却済燃料	3×(14ヶ月 +57日)+10日	136	45	6.8×10 ⁻²	—	—	—	—
	—	—	—	—	42ヶ月	92	45	5.1×10 ⁻²
2 サイクル 冷却済燃料	2×(14ヶ月 +57日)+10日	136	45	1.0×10 ⁻¹	—	—	—	—
1 サイクル 冷却済燃料	1×(14ヶ月 +57日)+10日	136	45	1.9×10 ⁻¹	—	—	—	—
定期検査時 取出燃料	10日	560	33	5.8×10 ⁰	—	—	—	—
小計	—			6.4×10 ⁰	—			2.1×10 ⁻¹
崩壊熱 合計	崩壊熱：6.7MW（燃料体数：2250体）							

3.3 評価結果

(1) 燃料プール代替注水系（常設配管）

「3.1 評価方法」の使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故の想定事故1及び想定事故2に係る有効性評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付書類十)において、有効性が確認されている使用済燃料プールへの注水流量は114 m³/hであり、1台当たり約1,200 m³/h以上の補給能力を持つ大容量送水ポンプ(タイプI)を設置することで、この注水流量を上回る注水を確保できる。

大容量送水ポンプ(タイプI)から燃料プール冷却浄化系配管等を介して使用済燃料プールへ注水する系統を図3.3-1に示す。

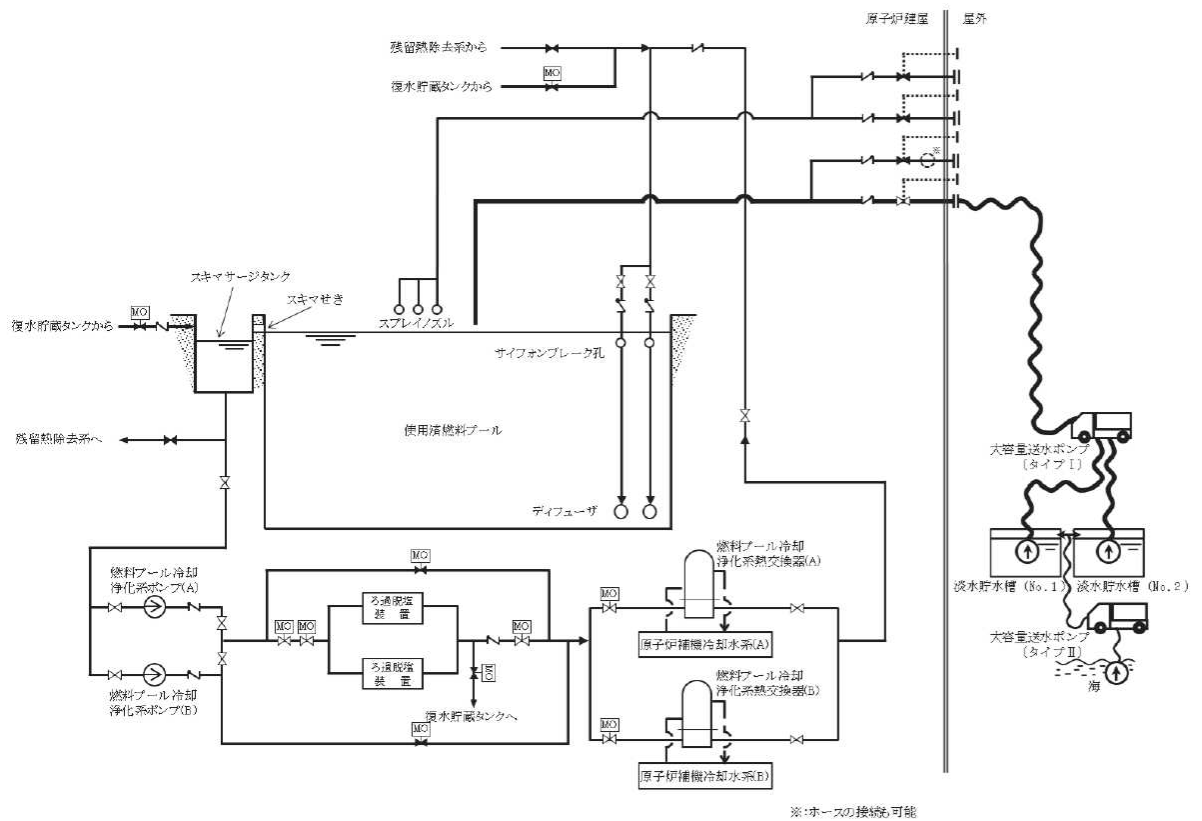


図 3.3-1 大容量送水ポンプ(タイプ I)による燃料プール代替注水系(常設配管)を使用した使用済燃料プール注水

(2) 燃料プール代替注水系（可搬型）

「3.1 評価方法」の使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故の想定事故1及び想定事故2に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において、有効性が確認されている使用済燃料プールへの注水流量は114 m³/hであり、1個当たり1,200 m³/h以上の補給能力を持つ大容量送水ポンプ（タイプI）を設置することで、この注水流量を上回る注水を確保できる。

大容量送水ポンプ（タイプI）からホース等を介して使用済燃料プールに注水する系統を図3.3-2に示す。

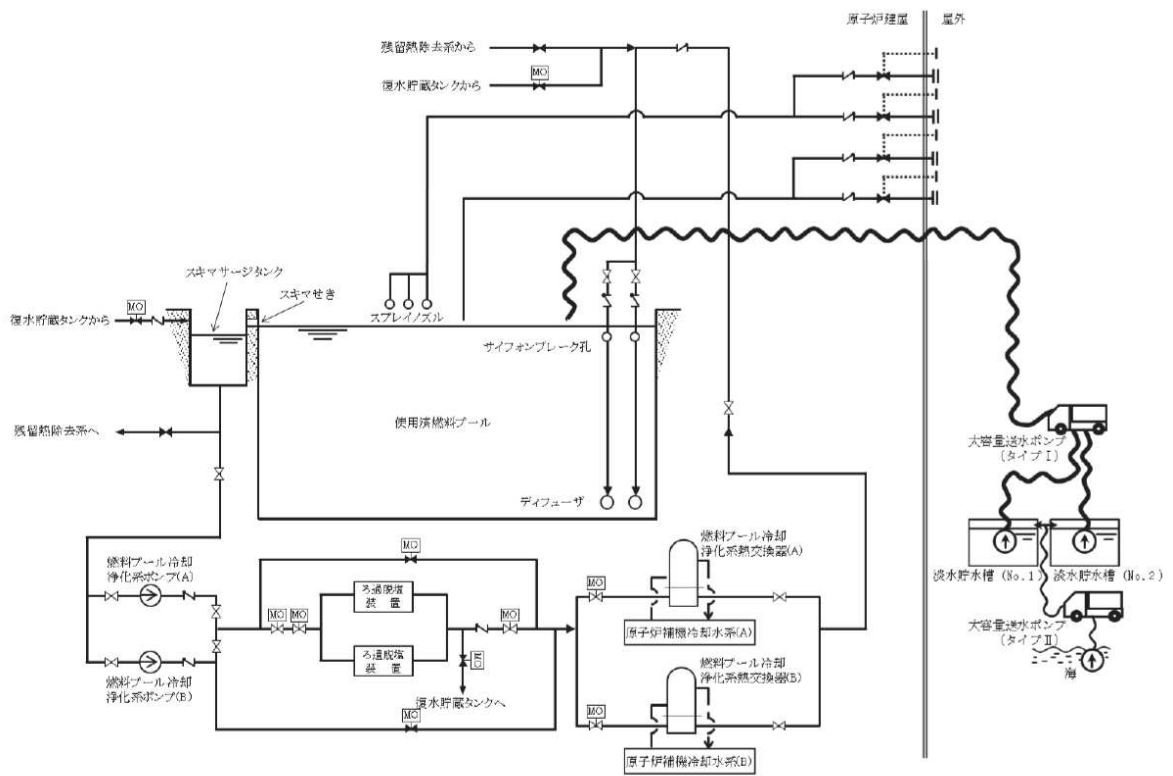


図 3.3-2 大容量送水ポンプ（タイプ I）による燃料プール代替注水系（可搬型）を使用した使用済燃料プール注水

(3) 燃料プールスプレイ系（常設配管）

「3.1 評価方法」の式で求めた使用済燃料プール内燃料体の崩壊熱を除去するために必要な容量は約 9.7m³/h であり、また、NEI06-12 における使用済燃料プールへのスプレイ要求容量が 200gpm（約 45.4m³/h）である。さらに、スプレイノズル 1 台当たりの必要流量が 42m³/h であり、スプレイノズル 3 台を使用することで、約 126m³/h を使用済燃料プール内にスプレイできる。

使用済燃料プール内燃料体等に直接スプレイすることで、燃料損傷を緩和するとともに、スプレイ水の放射性物質叩き落としの効果により、環境への放射性物質放出を低減する。

大容量送水ポンプ(タイプ I)からスプレイノズル 3 台を介して使用済燃料プールへスプレイする系統を図 3.3-3 に示す。

表 3.3-1 及び表 3.3-2 にスプレイ試験条件を、図 3.3-4 及び図 3.3-5 にスプレイ試験に基づくスプレイ分布を、図 3.3-6 に使用済燃料プールにおけるスプレイノズル 3 台の設置位置とスプレイ分布を示す。

図 3.3-6 により、使用済燃料プール全体にスプレイすることが可能である。

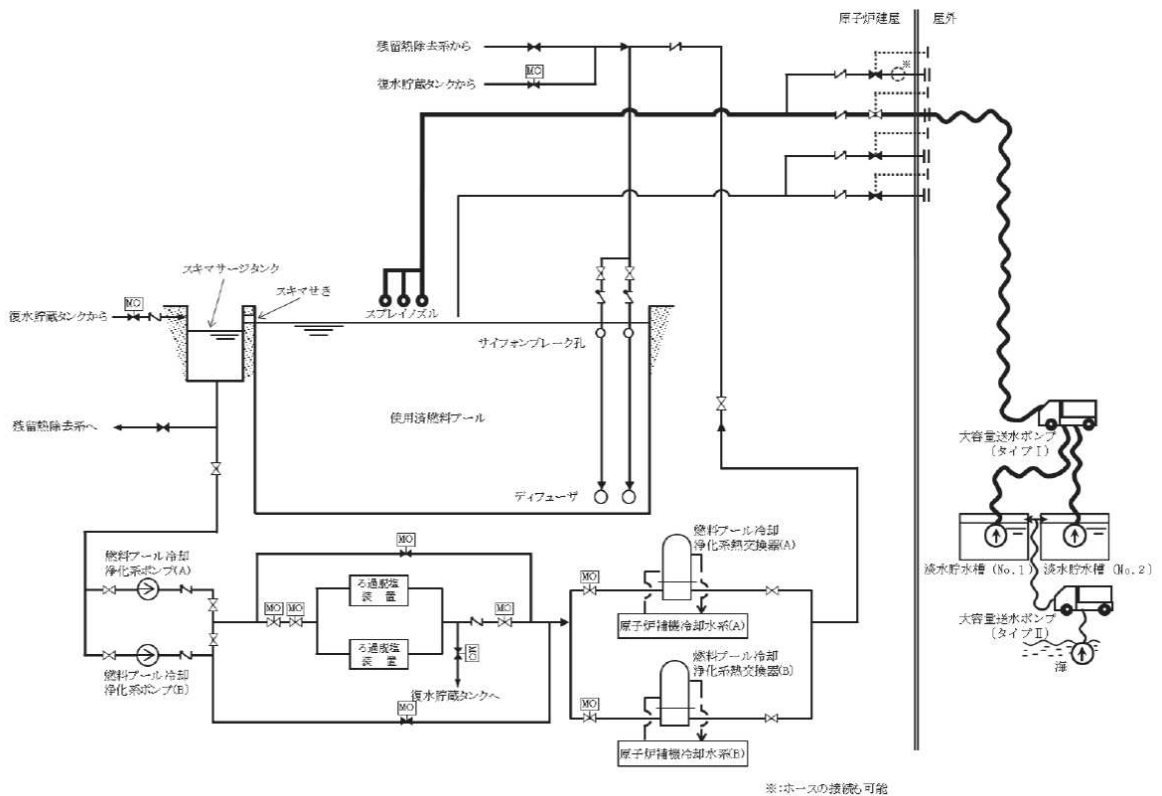


図 3.3-3 大容量送水ポンプ(タイプ I)による燃料プールスプレイ系（常設配管）を使用した使用済燃料プールスプレイ

表 3.3-1 スプレー試験条件（水平距離 10 m）

項目	試験条件

表 3.3-2 スプレー試験条件（水平距離 15 m）

項目	試験条件

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

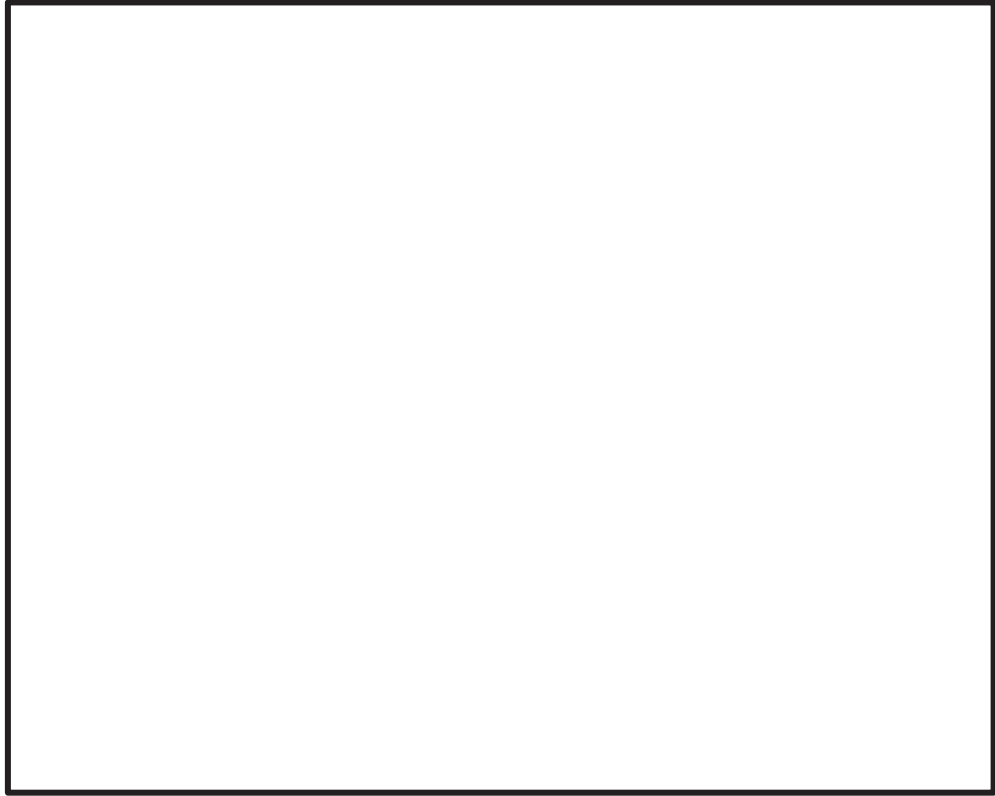


図 3.3-4 スpray試験に基づくスpray分布 (水平距離 10 m)

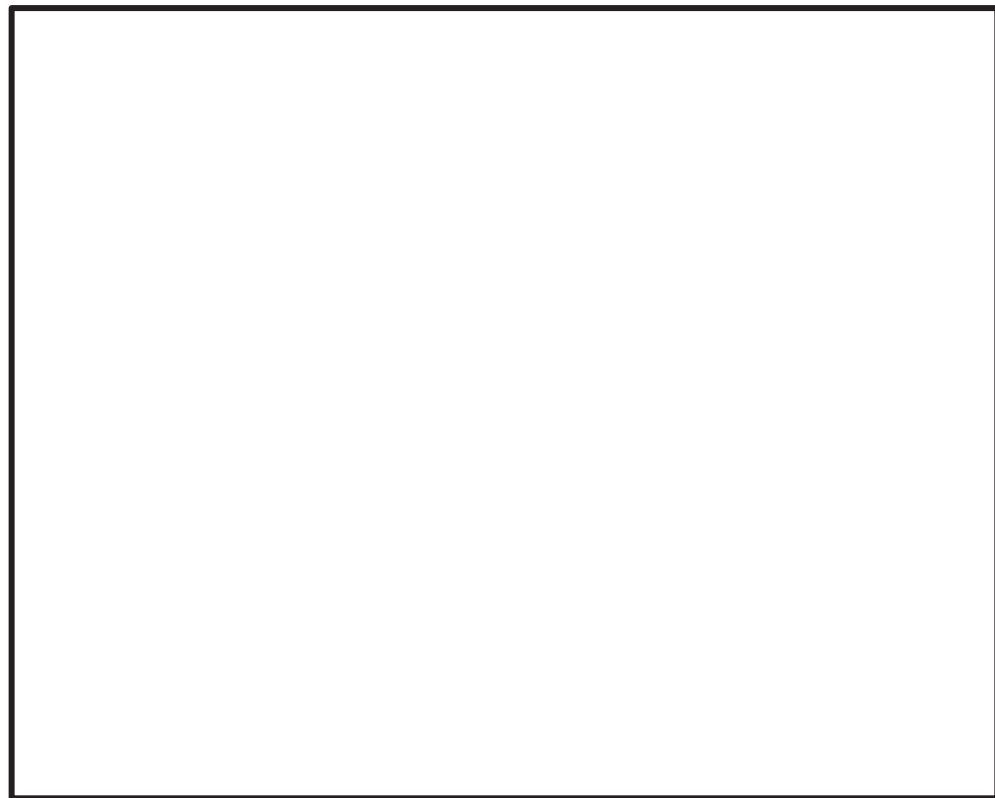


図 3.3-5 スpray試験に基づくスpray分布 (水平距離 15 m)

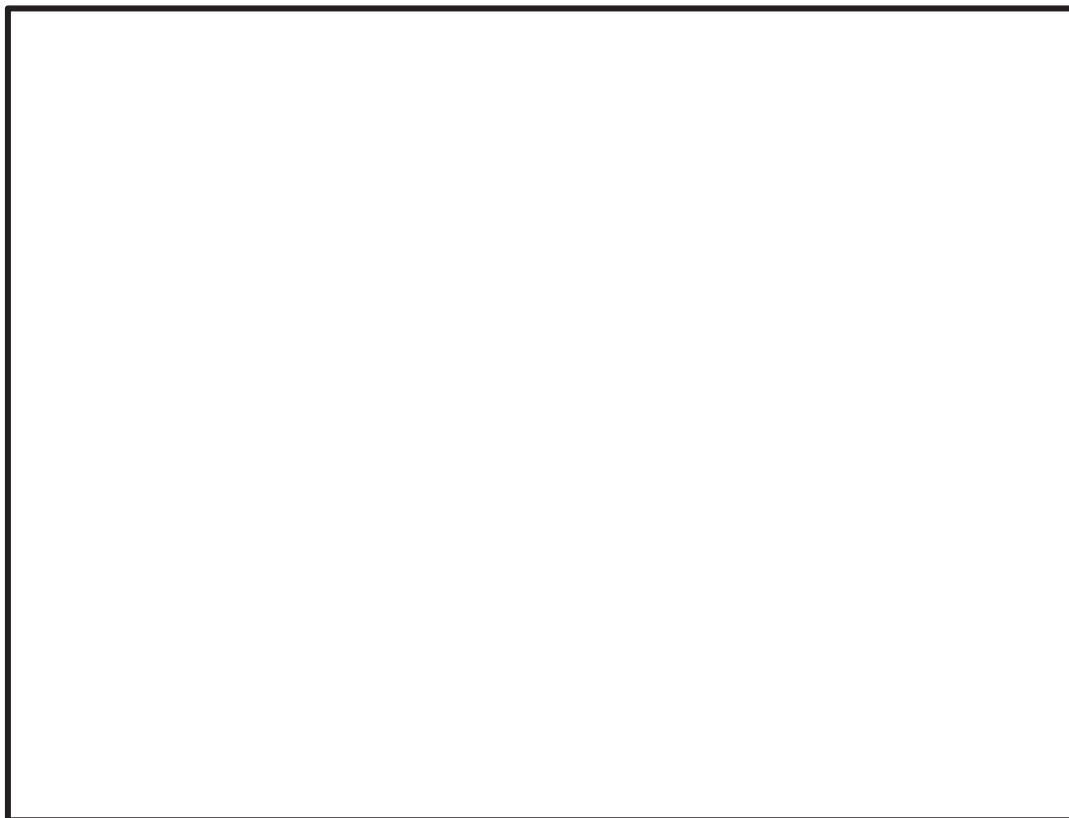


図 3.3-6 燃料プールスプレイ系（常設配管）におけるスプレイノズルの設置位置とスプレイ分布

(4) 燃料プールスプレイ系（可搬型）

「3.1 評価方法」の式で求めた使用済燃料プール内燃料体の崩壊熱を除去するために必要な容量は約 $9.7\text{m}^3/\text{h}$ であり、また、NEI06-12 における使用済燃料プールへのスプレイ要求容量が 200gpm （約 $45.4\text{m}^3/\text{h}$ ）である。さらに、スプレイノズル 1 台当たりの必要流量が $42\text{m}^3/\text{h}$ であり、スプレイノズル 3 台を使用することで、約 $126\text{m}^3/\text{h}$ を使用済燃料プール内にスプレイできる。

使用済燃料プール内燃料体等に直接スプレイすることで、燃料損傷を緩和するとともに、スプレイ水の放射性物質叩き落としの効果により、環境への放射性物質放出を低減する。

大容量送水ポンプ(タイプ I)からスプレイノズル 3 台を介して使用済燃料プールへスプレイする系統を図 3.3-7 に示す。

スプレイノズルの設置位置とスプレイ分布を図 3.3-8 に示す。

図 3.3-8 により、使用済燃料プール全体にスプレイすることが可能である。

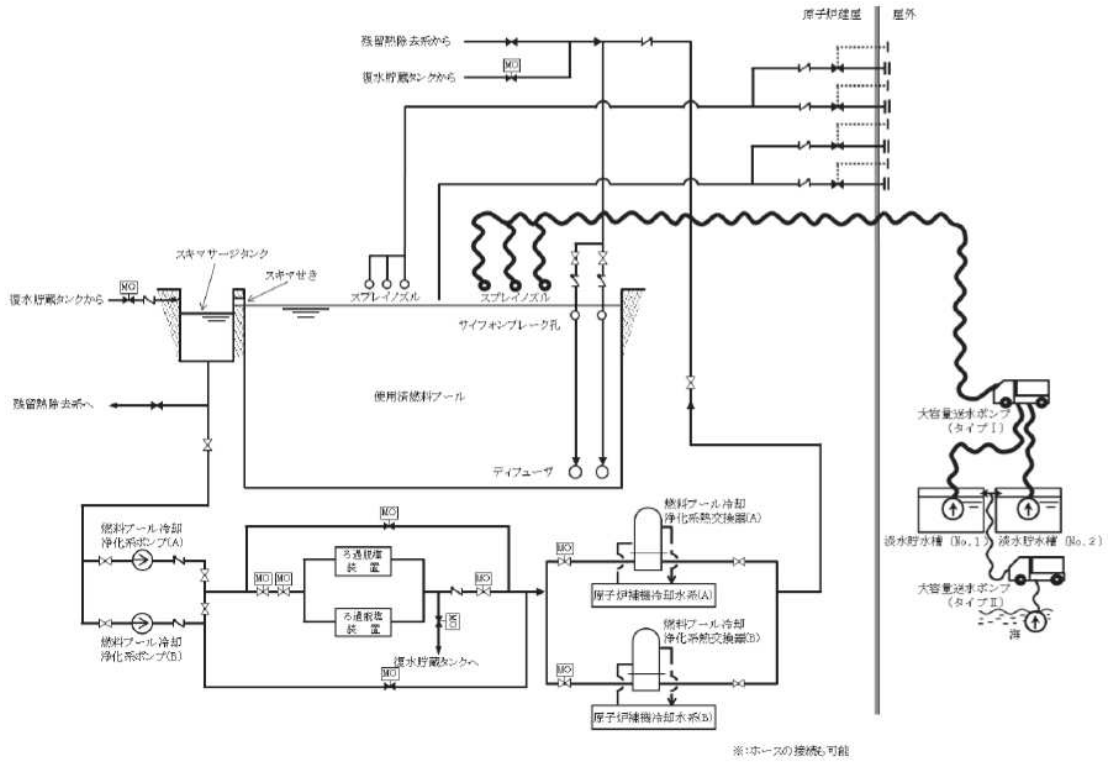


図 3.3-7 大容量送水ポンプ(タイプ I)による燃料プールスプレイ系(可搬型)を使用した使用済燃料プールスプレイ



図 3.3-8 燃料プールスプレイ系(可搬型)におけるスプレインノズルの設置位置とスプレイ分布

(5) 燃料プール冷却浄化系

燃料プール冷却浄化系である燃料プール冷却浄化系熱交換器は、設計基準対象施設が有する使用済燃料プールの冷却機能が喪失した場合においても、原子炉補機代替冷却水系から供給される冷却水を通水することにより、使用済燃料プールに保管されている使用済燃料プール内燃料体等の崩壊熱を除去可能な設計とする（図 3.3-9 及び図 3.3-10）。

設計基準対象施設として使用する燃料プール冷却浄化系熱交換器の容量は、平衡炉心の通常の燃料交換時、燃料プール閉鎖直後（原子炉停止後 21 日）に使用済燃料プールに貯蔵された使用済燃料から発生する崩壊熱 2.29MW を 2 個の熱交換器で除去可能な容量として、海水温度 26℃、使用済燃料プール水温度 52℃の場合において 1.26MW/個とする。

重大事故等対処設備として使用する燃料プール冷却浄化系熱交換器の容量は、平衡炉心の通常の燃料交換時、原子炉停止後 57 日目に使用済燃料プールに貯蔵された使用済燃料から発生する崩壊熱 1.5MW を 1 個の熱交換器で除去可能な容量として、海水温度 26℃、使用済燃料プール水温度 65℃、燃料プール冷却浄化系熱交換器への通水流量が使用済燃料プール水側 160m³/h、原子炉補機代替冷却水側 180m³/h の場合において、2.29MW/個とする。

燃料プール冷却浄化系熱交換器及び燃料プール冷却浄化系ポンプの容量の根拠は、各機器の容量設定根拠に記載する。

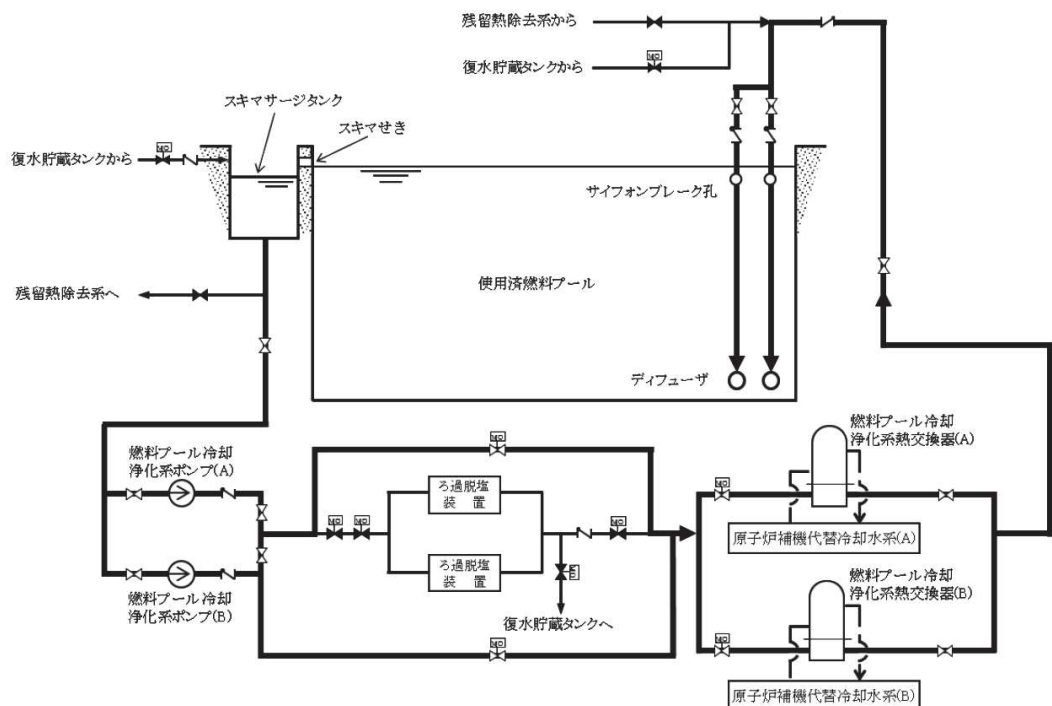


図 3.3-9 燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱
(燃料プール冷却浄化系)

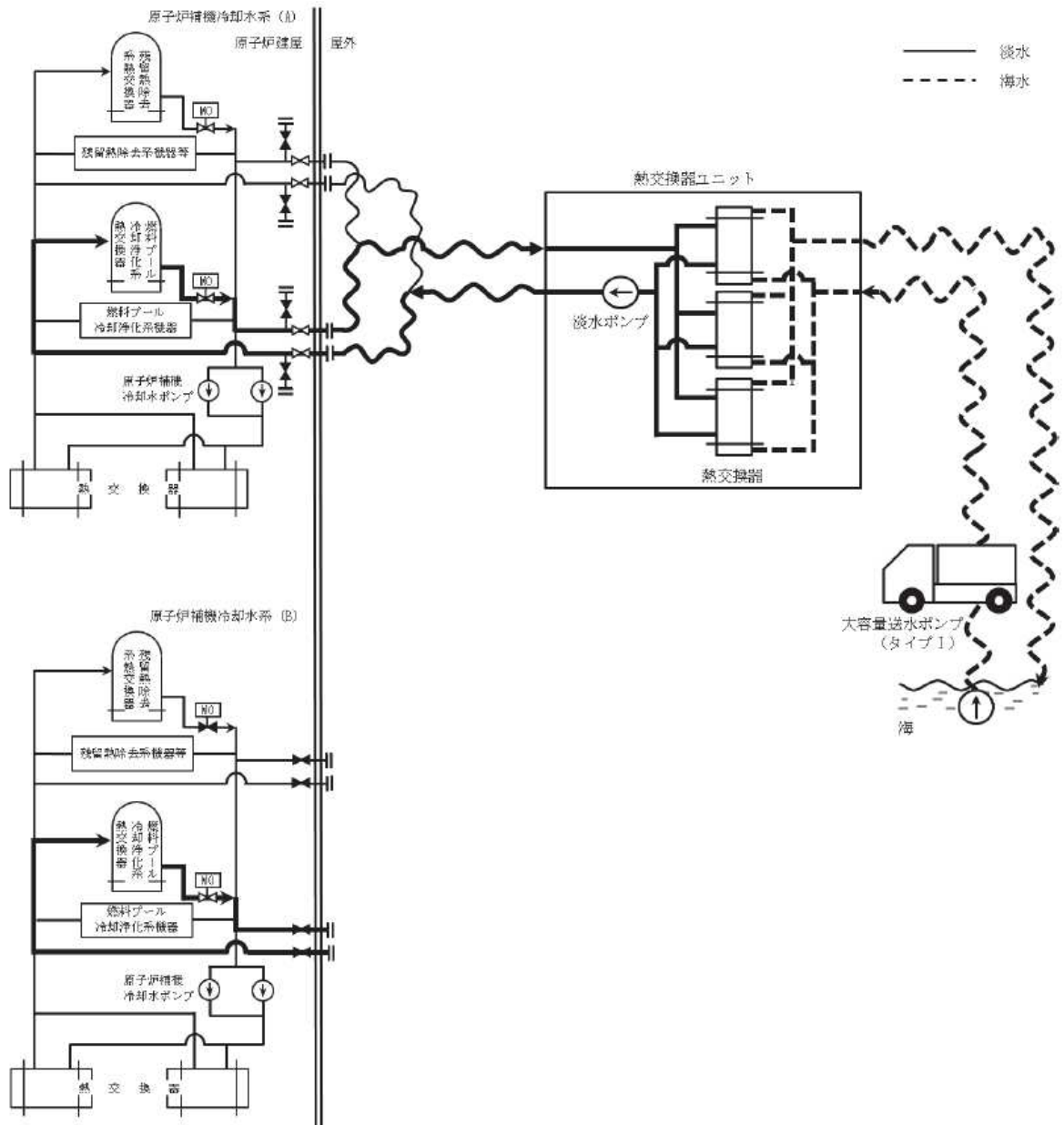


図 3.3-10 燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱
(原子炉補機代替冷却水系)

VI-1-3-5 使用済燃料貯蔵槽の水深の遮蔽能力に関する説明書

目 次

1.	概要	1
2.	基本方針	1
3.	使用済燃料プールにおける水遮蔽の評価	2
3.1	評価条件	2
3.1.1	使用済燃料の計算条件	2
3.1.2	使用済制御棒の計算条件	2
4.	線源	3
4.1	使用済燃料の線源強度	3
4.1.1	評価方法	3
4.1.2	評価条件	3
4.1.3	評価結果	4
4.2	使用済制御棒の線源強度	5
4.2.1	評価方法	5
4.2.2	放射化断面積	6
4.2.3	照射期間及び中性子束	6
4.2.4	評価結果	6
5.	遮蔽計算	9
5.1	計算方法	9
5.2	線量率計算	9
5.2.1	計算モデル	9
5.2.2	計算結果	14
6.	サイフォンブレイク孔の詳細設計方針	16
6.1	配管強度への影響について	16
6.2	人的要因による機能障害について	16
6.3	異物による閉塞について	16
6.4	落下物による閉塞について	16
6.5	通水状況の確認について	17

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26条及び第69条第1項並びにそれらの「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、使用済燃料貯蔵槽（以下「使用済燃料プール」という。）の水深による放射線の遮蔽能力に関し、原子炉建屋燃料取替床における線量率が、基準線量率（10mSv/h）以下*を満足できることを説明するものである。

なお、通常運転時における水深の遮蔽能力に関しては、技術基準規則の要求事項に変更がないため、今回の申請において変更は行わない。

今回は、重大事故に至るおそれがある事故として、使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プール水位が低下した場合における放射線の遮蔽能力について説明するものである。

注記*：基準線量率は、原子炉建屋燃料取替床での作業時間から10mSv/hに設定した。

原子炉建屋燃料取替床での操作は、重大事故等対応要員による使用済燃料プールへの注水準備操作（ホース設置）を想定しており、原子炉建屋燃料取替床に滞在する時間は3.5時間以内である。そのため、重大事故等対応要員の被ばく量は最大でも35mSvであり、緊急作業時における被ばく限度の100mSvに対して余裕がある。

2. 基本方針

技術基準規則第69条第1項及びその解釈に基づき、使用済燃料プールに接続する配管が破断した場合に原子炉建屋燃料取替床における線量率10mSv/h以下を満足するため、使用済燃料プール水位は、使用済燃料プール内の燃料体又は使用済燃料（以下「燃料体等」という。）及び使用済制御棒からの放射線の遮蔽に必要な水位高さ以上を維持できる設計とする。

また、燃料プール冷却浄化系戻り配管については、サイフォン現象による漏えいを停止できるサイフォンブレイク孔を整備し、使用済燃料プール水位の低下がサイフォンブレイク孔位置（通常水位から0.35m下）付近にて停止する設計とする。

サイフォンブレイク孔は、「実用発電用原子炉に係る使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」を参考に、耐震性も含めて機器、弁類等の故障及び誤操作等によりその機能を喪失することのない設計とする。

3. 使用済燃料プールにおける水遮蔽の評価

施設定期検査作業での原子炉建屋燃料取替床における線量率 10mSv/h 以下を満足するために必要な水遮蔽厚を算定する。

3.1 評価条件

3.1.1 使用済燃料の計算条件

- (1) 使用済燃料プールの水面における線量率の計算においては貯蔵容量分 (2250 体) の使用済燃料貯蔵を想定する。
- (2) 使用済燃料プールの水温は 100℃とし、水の密度は約 0.958g/cm³ * とする。
- (3) 使用済燃料は使用済燃料有効部 (約 9.6m×約 10.9m×約 3.7m) を線源とする。燃料有効部以外の燃料集合体構造部材による遮蔽効果は考慮せず、遮蔽能力が構造部材より小さい水とみなす。
- (4) 使用済燃料貯蔵ラックによる遮蔽効果は考慮せず、ラック材料よりも遮蔽効果の小さい水とみなす。

3.1.2 使用済制御棒の計算条件

- (1) 使用済制御棒からの線量率計算においては制御棒貯蔵ラック又は制御棒貯蔵ハンガすべてに使用済制御棒が貯蔵された状態を想定する。
- (2) 使用済燃料プールの水温は 100℃とし、水の密度は約 0.958g/cm³ * とする。
- (3) 使用済制御棒は実際の制御棒貯蔵ラック又は制御棒貯蔵ハンガの配置と面積を包絡するような直方体線源とする。使用済制御棒は、遮蔽能力が構造部材より小さい水とみなす。
- (4) 制御棒貯蔵ラック又は制御棒貯蔵ハンガによる遮蔽効果は考慮せず、ラック材料又はハンガ材料よりも遮蔽効果の小さい水とみなす。
- (5) 制御棒貯蔵ラックと制御棒貯蔵ハンガの保管数量は、評価上の保管数量として合計 138 本と想定する。平均的な取替本数 13 本が施設定期検査ごとに取り出される想定とし、14 カ月運転+57 日施設定期検査を繰り返すものとした。また、3 施設定期検査以上前の取替分は、保守的にすべて 3 施設定期検査前取替とした。ただし、Hf 制御棒は、1 施設定期検査に一度取り替えるため、保守的である最も小さい停止期間として 1 施設定期検査を想定した。さらに、既に、7 年以上保管されている使用済制御棒は 7 年間の施設停止期間を設定した。制御棒の冷却期間及び保管本数を表 3-1 に示す。なお、これは保管可能な箇所に全て保管されることを想定しているため、評価上は保守的な計算条件と言える。

注記 * : 「1999 日本機械学会蒸気表」

表 3-1 制御棒の冷却期間及び保管本数

冷却期間 (d)	保管本数 (本)			
	制御棒貯蔵ラック		制御棒貯蔵ハンガ	
	Hf 型	B4C 型	Hf 型	B4C 型
10	0	0	0	0
493	24	0	2	0
976	0	0	0	0
1459	0	0	0	98
1942	0	0	0	0
2425	0	0	0	0
2555(7年間)	0	0	14	0
合計	24	0	16	98
	138			

4. 線源

4.1 使用済燃料の線源強度

4.1.1 評価方法

使用済燃料の線源強度は、ORIGEN2コード*を使用する。

ORIGEN2では、反応断面積、燃料照射期間及び冷却期間、比出力並びに燃料の物質組成等を入力することで使用済燃料の線源強度を算出する。なお、評価に用いる計算機コードの検証、妥当性評価については、工事計画認可申請書添付書類「VI-5-4 計算機コード概要 ORIGEN2」に示す。

注記* : A. G. Croff, "A User's Manual for the ORIGEN2 Computer Code", ORNL/TM-7175, Oak Ridge National Laboratory, (1980)

4.1.2 評価条件

使用済燃料の線源強度評価条件を表 4-1 に示す。

表 4-1 使用済燃料の線源強度評価条件

項目	評価条件	備考
燃料	STEPⅢ 9×9A 型	
濃縮度	□(wt%)	
燃料集合体 1 体あたり ウラン重量	□(kg)	
比出力	25.2165(MW/t)	
燃料照射期間	1784.5 日	燃焼度 45000MWd/t ÷ 比出力 25.2165MW/t
冷却期間	10 日	
反応断面積	BWRU	BWR 用 ^{235}U -enrichied- UO_2 27,500MWd/t

4.1.3 評価結果

以上の条件に基づき評価した使用済燃料の線源強度を表 4-2 に示す。

表 4-2 使用済燃料の線源強度

群	ガンマ線エネルギー (MeV)	燃料線源強度 ($\text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$)
1	1.00×10^{-2}	約 2.47×10^{11}
2	2.50×10^{-2}	約 5.58×10^{10}
3	3.75×10^{-2}	約 6.42×10^{10}
4	5.75×10^{-2}	約 4.32×10^{10}
5	8.50×10^{-2}	約 5.01×10^{10}
6	1.25×10^{-1}	約 9.30×10^{10}
7	2.25×10^{-1}	約 5.35×10^{10}
8	3.75×10^{-1}	約 4.21×10^{10}
9	5.75×10^{-1}	約 1.49×10^{11}
10	8.50×10^{-1}	約 1.69×10^{11}
11	1.25×10^0	約 1.25×10^{10}
12	1.75×10^0	約 4.60×10^{10}
13	2.25×10^0	約 2.64×10^9
14	2.75×10^0	約 1.71×10^9
15	3.50×10^0	約 1.50×10^7
16	5.00×10^0	約 1.01×10^2
17	7.00×10^0	約 1.17×10^1
18	9.50×10^0	約 1.34×10^0
合計		約 1.03×10^{12}

4.2 使用済制御棒の線源強度

4.2.1 評価方法

- (1) 制御棒の線源強度は、ORIGEN2コードを使用する。
ORIGEN2では、放射化断面積、照射期間及び冷却期間、照射の中性子束並びに被照射材料（制御棒）の物質組成を入力することで中性子による放射化放射能を計算する。
- (2) 各制御棒（Hf, B4C）の単位体積当たりの線源強度は、各々制御棒をハンドル部及び有効部の2領域に分割し算出する。
- (3) 制御棒は、タイプ（Hf, B4C）別に冷却期間の異なる制御棒が混在するため、貯蔵制御棒全体の放射能を保存して線源体積で加重平均（均質化）した線源強度を設定する。

4.2.2 放射化断面積

ORIGEN 2 に入力する放射化断面積は, BWRU を適用する (^{235}U -enriched UO_2 27, 500MWd/mt)。

4.2.3 照射期間及び中性子束

照射期間及び中性子束を表 4-3 に示す。なお, 施設定期検査期間等による減衰は考慮しない。各制御棒の冷却期間を考慮する。

表 4-3 制御棒の照射期間及び中性子束

制御棒タイプ	照射期間 (d)	全中性子束 ($\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)
Hf 型制御棒 (9snvt 照射)	426	1.4×10^{15}
Hf 型制御棒 (4snvt 照射)	426	6.1×10^{14}
B4C 型制御棒 (1.7snvt 照射)	426	2.6×10^{14}

4.2.4 評価結果

以上の条件に基づき評価した制御棒貯蔵ラック及び制御棒貯蔵ハンガ内の使用済制御棒の線源強度を表 4-4 及び表 4-5 に示す。

表 4-4 制御棒貯蔵ラック内の使用済制御棒の線源強度

群	ガンマ線 エネルギー (MeV)	制御棒ハンドル部 線源強度 ($\text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$)	制御棒有効部 線源強度 ($\text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$)
1	1.00×10^{-2}	約 1.13×10^8	約 2.27×10^8
2	2.50×10^{-2}	約 1.58×10^7	約 1.47×10^7
3	3.75×10^{-2}	約 9.03×10^6	約 1.31×10^7
4	5.75×10^{-2}	約 1.02×10^7	約 5.47×10^8
5	8.50×10^{-2}	約 4.02×10^6	約 5.10×10^7
6	1.25×10^{-1}	約 1.55×10^6	約 1.54×10^8
7	2.25×10^{-1}	約 5.34×10^5	約 1.48×10^8
8	3.75×10^{-1}	約 1.58×10^5	約 1.21×10^7
9	5.75×10^{-1}	約 1.47×10^6	約 6.79×10^7
10	8.50×10^{-1}	約 1.52×10^8	約 1.11×10^8
11	1.25×10^0	約 3.44×10^9	約 1.83×10^9
12	1.75×10^0	約 2.71×10^4	約 1.86×10^4
13	2.25×10^0	約 1.82×10^4	約 7.05×10^3
14	2.75×10^0	約 5.63×10^1	約 2.48×10^1
15	3.50×10^0	約 4.65×10^{-12}	約 4.29×10^{-1}
16	5.00×10^0	0.0	約 1.83×10^{-5}
17	7.00×10^0	0.0	約 2.11×10^{-6}
18	9.50×10^0	0.0	約 2.43×10^{-7}
合計		約 3.74×10^9	約 3.17×10^9

表 4-5 制御棒貯蔵ハンガの使用済制御棒の線源強度

群	ガンマ線 エネルギー (MeV)	制御棒ハンドル部 線源強度 ($\text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$)	制御棒有効部 線源強度 ($\text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$)
1	1.00×10^{-2}	約 3.43×10^7	約 1.80×10^7
2	2.50×10^{-2}	約 5.71×10^6	約 2.54×10^6
3	3.75×10^{-2}	約 3.25×10^6	約 1.52×10^6
4	5.75×10^{-2}	約 3.67×10^6	約 1.00×10^7
5	8.50×10^{-2}	約 1.44×10^6	約 1.38×10^6
6	1.25×10^{-1}	約 5.54×10^5	約 2.62×10^6
7	2.25×10^{-1}	約 1.83×10^5	約 2.38×10^6
8	3.75×10^{-1}	約 5.13×10^4	約 2.10×10^5
9	5.75×10^{-1}	約 2.58×10^4	約 1.06×10^6
10	8.50×10^{-1}	約 8.41×10^6	約 8.98×10^6
11	1.25×10^0	約 1.24×10^9	約 5.29×10^8
12	1.75×10^0	約 4.24×10^2	約 2.92×10^2
13	2.25×10^0	約 6.59×10^3	約 2.77×10^3
14	2.75×10^0	約 2.04×10^1	約 8.63×10^0
15	3.50×10^0	約 1.40×10^{-12}	約 9.45×10^{-3}
16	5.00×10^0	0.0	約 2.60×10^{-5}
17	7.00×10^0	0.0	約 3.00×10^{-6}
18	9.50×10^0	0.0	約 3.44×10^{-7}
合計		約 1.30×10^9	約 5.78×10^8

5. 遮蔽計算

5.1 計算方法

使用済燃料プール水深の遮蔽の計算は、制御棒貯蔵ハンガ（北側，南側）線源，制御棒貯蔵ラック線源，使用済燃料貯蔵ラック線源の各線源ごとに，それぞれの真上の原子炉建屋燃料取替床面高さで行う。遮蔽計算には，点減衰核積分法コードである QAD-CGGP2R コードを用いて計算する。なお，評価に用いる計算機コードの検証，妥当性評価については，工事計画認可申請書添付書類「VI-5-3 計算機コード概要 QAD-CGGP2R」に示す。

計算機コードの主な入力条件は以下の項目である。

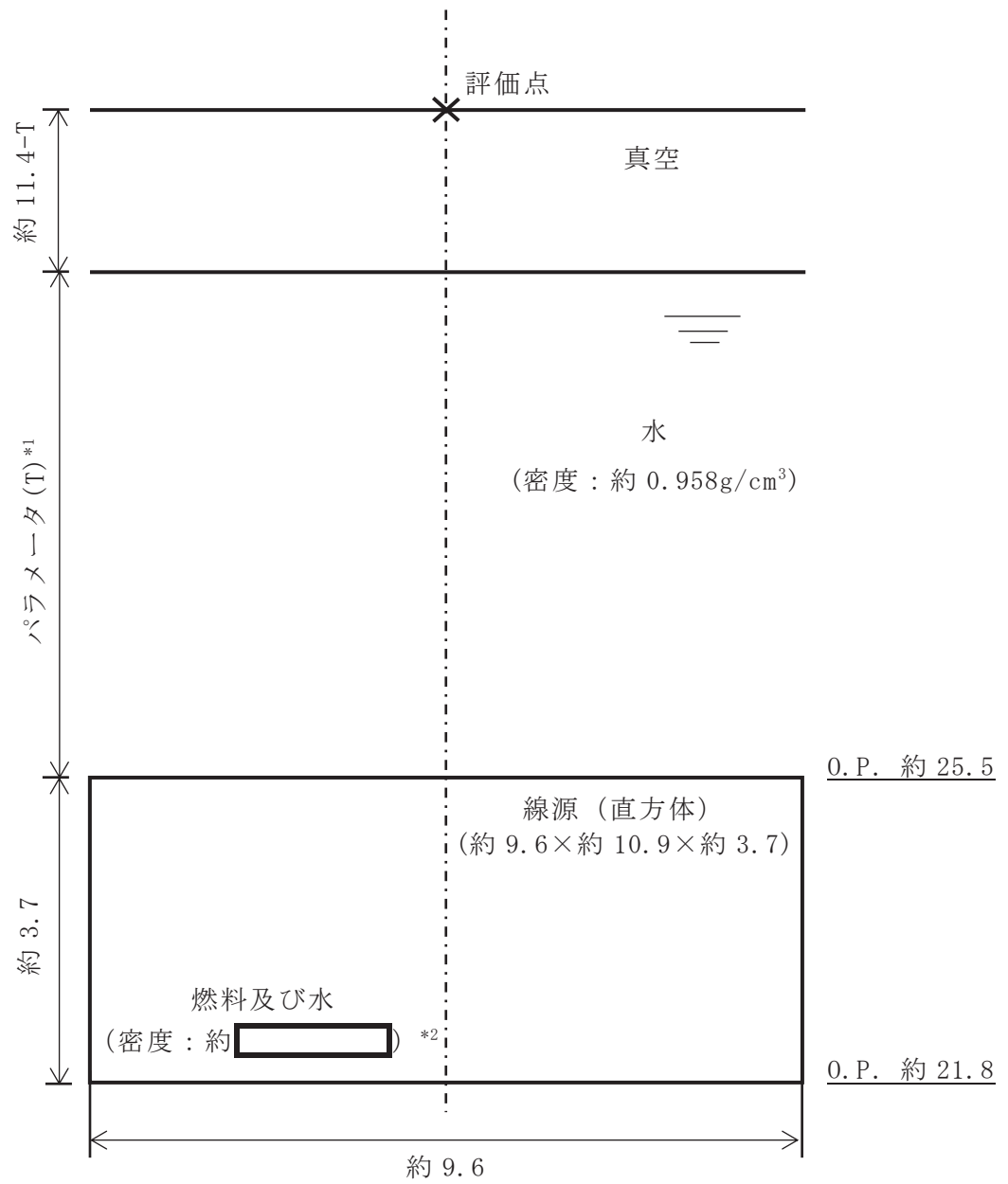
- ・線源強度
- ・遮蔽厚さ（使用済燃料プール水深）
- ・線源からの距離
- ・線源のエネルギー
- ・線源となる使用済燃料，使用済制御棒の形状
- ・遮蔽体の物質の指定

5.2 線量率計算

線量率の計算は，5.1 節に示した入力条件を計算機コードに入力して行う。

5.2.1 計算モデル

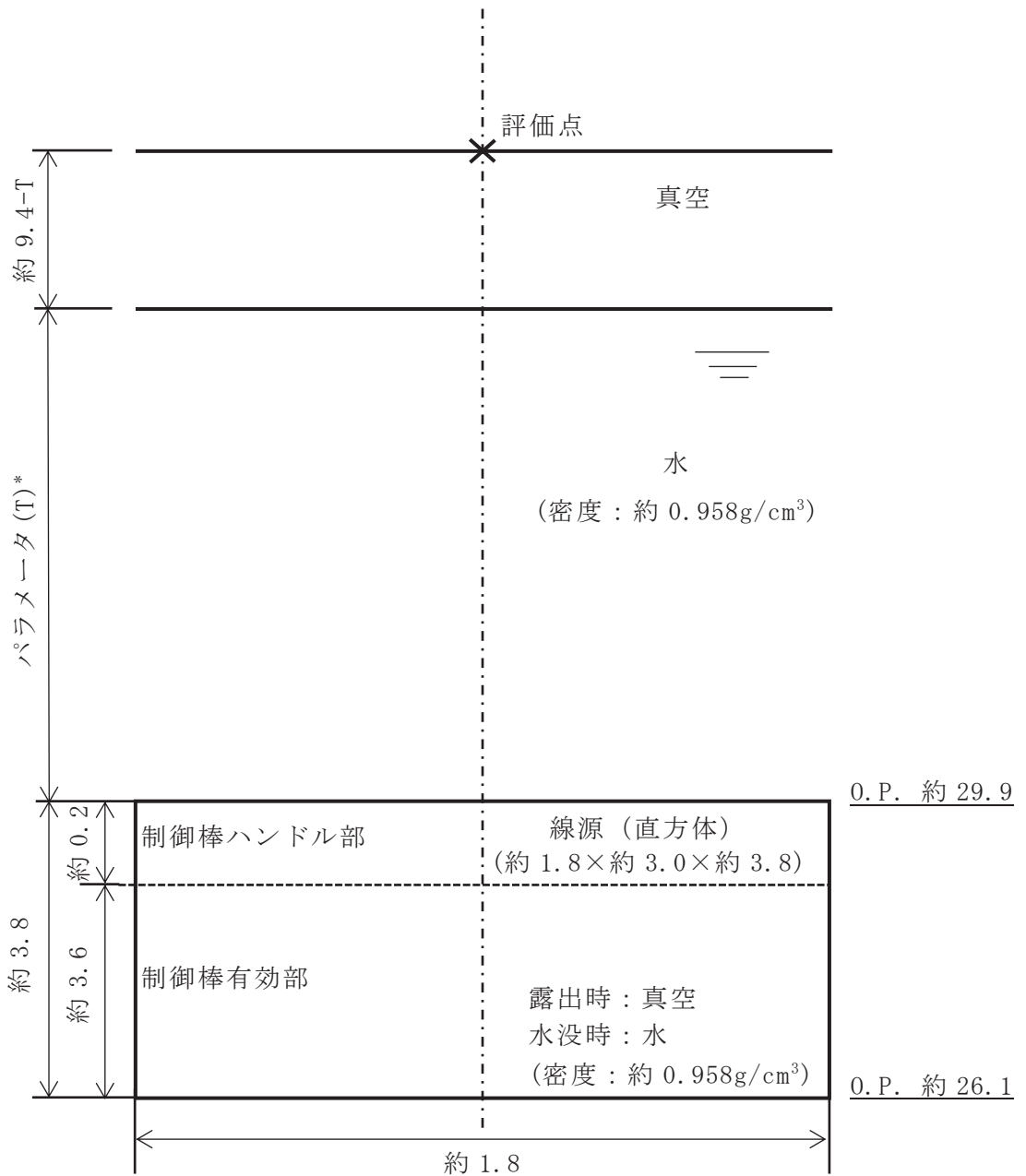
図 5-1～図 5-4 に使用済燃料プールの計算モデルを示す。線量率計算では，評価点を線源となる機器の中心軸上に設定し，線量率が最大となる位置について線量率を算出する。



注記 *1 : T は遮蔽水位の高さを示す。(単位 : m)

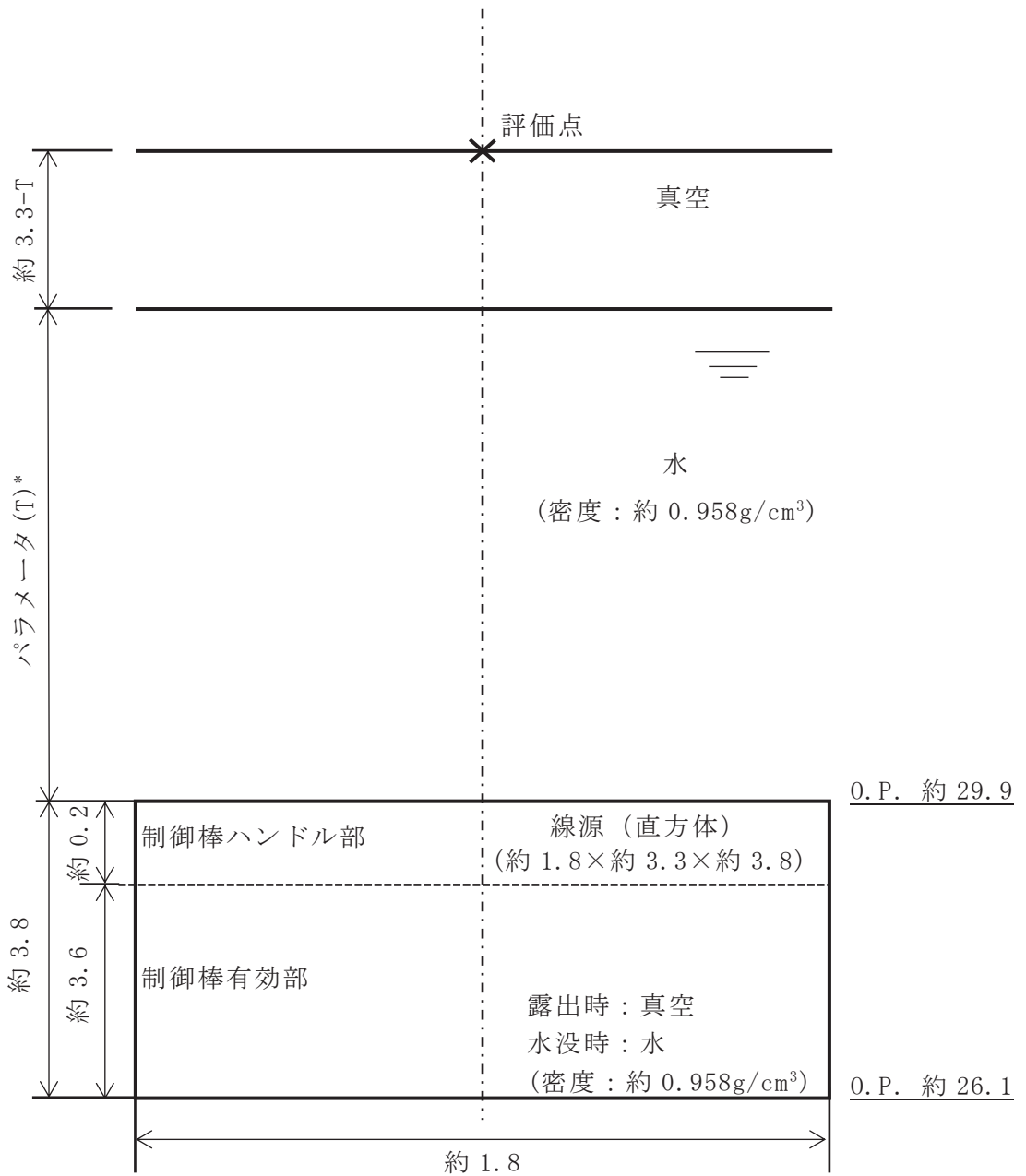
*2 : 評価モデルの使用済燃料の密度は、使用済燃料の密度及び水の密度を基に、使用済燃料及び水の体積比から算出している(体積中に含まれる使用済燃料以外の構造材は保守的に密度の小さい水としている)。

図 5-1 使用済燃料プール水面の線量率計算モデル



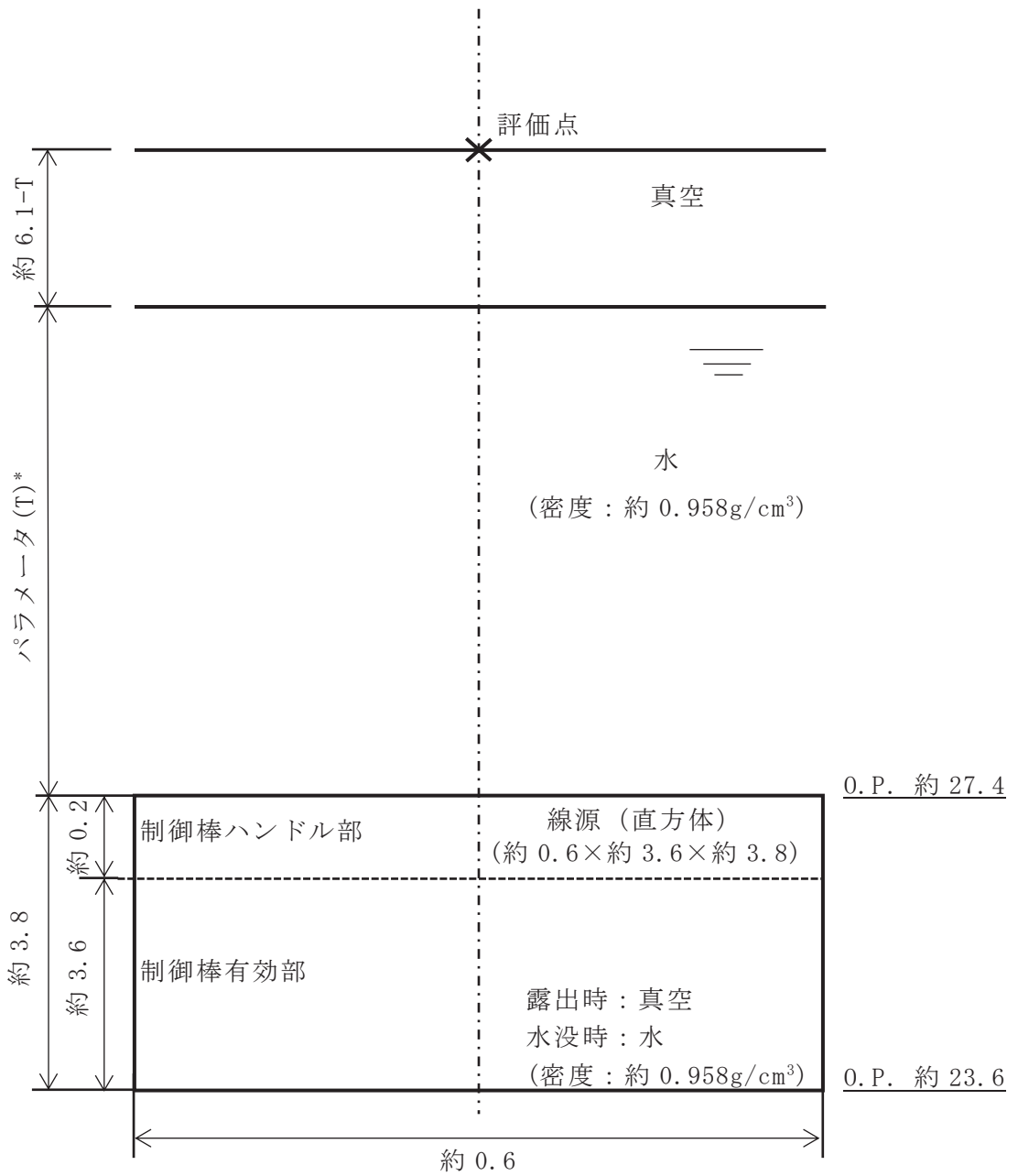
注記 * : T は遮蔽水位の高さを示す。(単位 : m)

図 5-2 制御棒貯蔵ハンガ (北側) の線量率計算モデル



注記 * : T は遮蔽水位の高さを示す。(単位 : m)

図 5-3 制御棒貯蔵ハンガ (南側) の線量率計算モデル



注記 * : T は遮蔽水位の高さを示す。(単位 : m)

図 5-4 制御棒貯蔵ラックの線量率計算モデル

5.2.2 計算結果

(1) 線量率の計算結果

使用済燃料プールの線量率と水位の関係の計算結果を図 5-5 に示す。

図 5-5 より、使用済燃料プール周辺の線量率を基準線量率以下とする放射線遮蔽の維持に必要な水遮蔽厚（原子炉建屋燃料取替床における線量率が、基準線量率（10mSv/h）以下を満足できる水遮蔽厚）は、通常水位より約 1.3m 下となる。

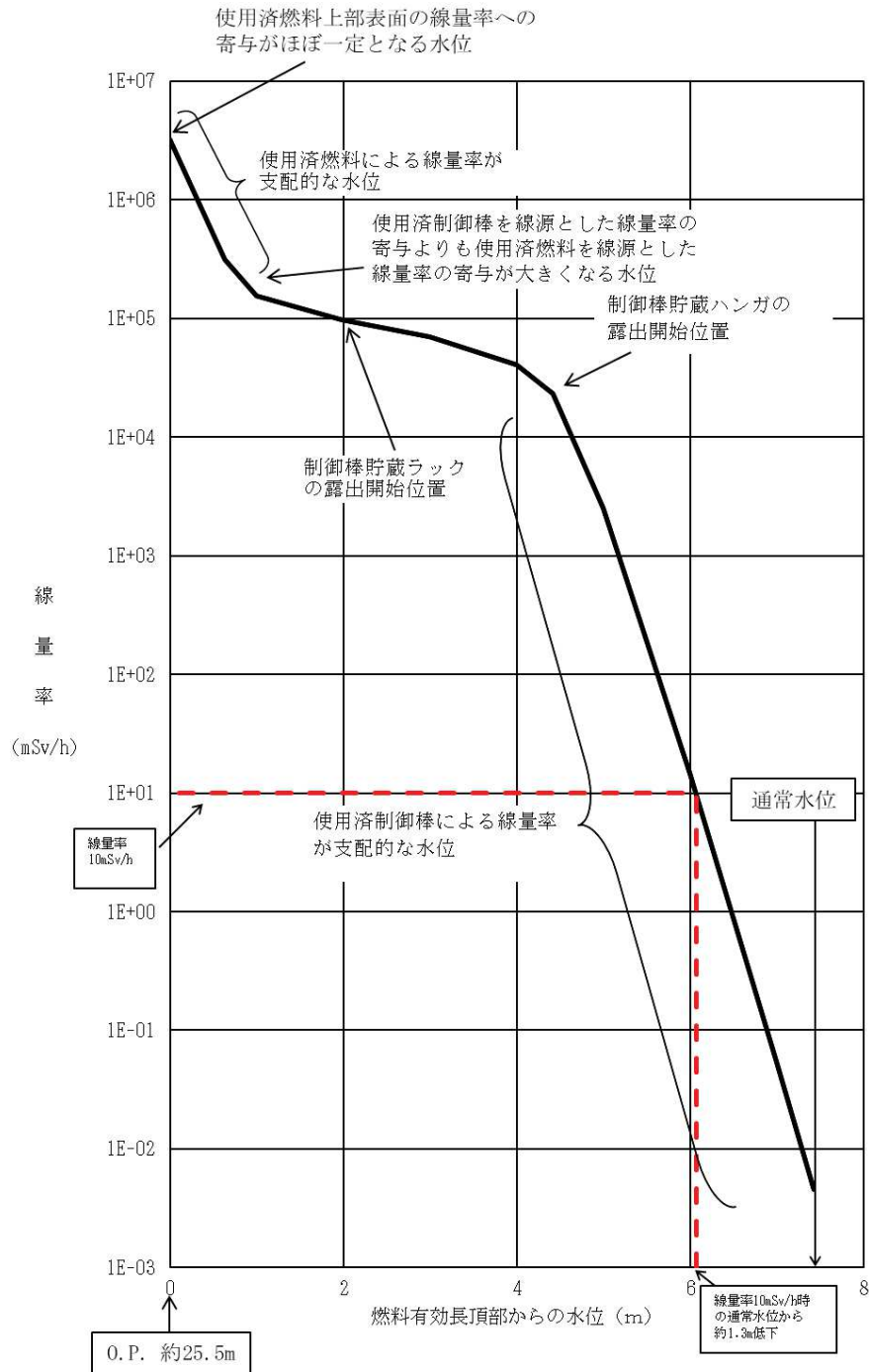


図 5-5 使用済燃料プールの線量率と水位の関係

(2) 評価結果

(1)で求めた使用済燃料プールの水遮蔽厚を図5-6に示す。また、燃料プール冷却浄化系戻り配管にサイフォンブレイク孔が設置されており、地震、人的要因、異物による閉塞、落下物干渉に対し健全性を有する設計とすることから、配管破断により、サイフォンブレイク孔まで使用済燃料プール水位が低下すればサイフォン効果を除去することが可能である。

原子炉建屋燃料取替床における線量率が、基準線量率(10mSv/h)以下となる水遮蔽厚は、(1)結果から、通常水位より約1.3m下であり、使用済燃料プール水位の低下が燃料プール冷却浄化系戻り配管のサイフォンブレイク孔位置(通常水位から0.35m下)付近にて停止する設計とすることで、遮蔽に必要な水遮蔽厚を維持し、技術基準規則第69条第1項及びその解釈の要求を満足する設計とする。

なお、プールの水位が放射線の遮蔽維持水位(通常水位より約1.3m下)まで低下するのは事象発生から約18時間後であり、重大事故等対策として期待している大容量送水ポンプ(タイプI)による燃料プール代替注水系による注水操作の時間余裕はある。想定事故2に係る有効性評価解析(原子炉設置変更許可申請添付書類十)において、プール水位は通常水位から約0.89m下まで低下するに留まり、必要な水遮蔽厚が維持されることを確認している。

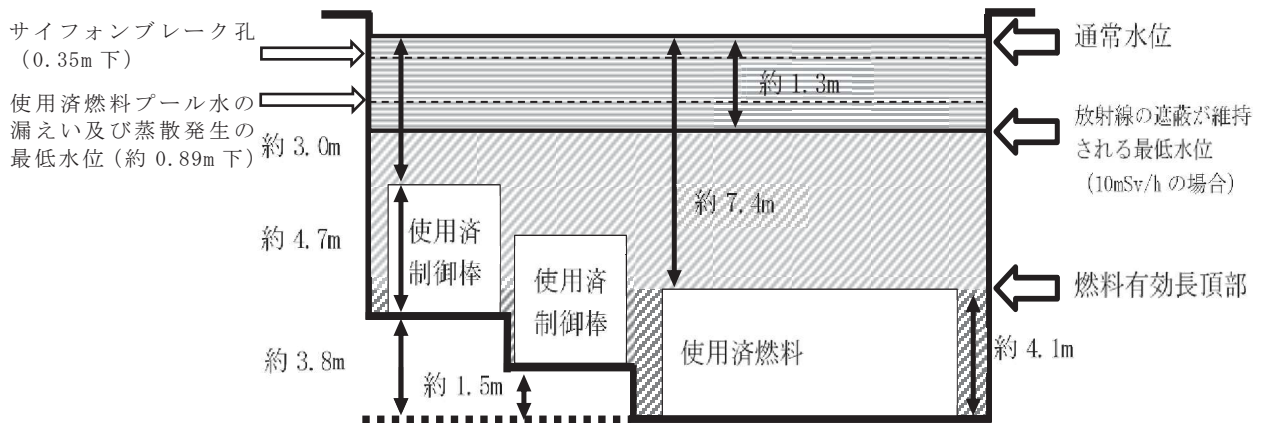


図5-6 使用済燃料プールの水遮蔽厚の関係

6. サイフオンブレイク孔の詳細設計方針

燃料プール冷却浄化系戻り配管のサイフオンブレイク孔については、重大事故等時においても閉塞が発生せず、その効果を期待できるよう、以下のとおり設計する。

6.1 配管強度への影響について

燃料プール冷却浄化系戻り配管は、常設耐震重要重大事故防止設備であり、重大事故等クラス2配管に該当することから、発電用原子力設備規格（設計・建設規格（2012年版）J S M E S N C 1 - 2 0 1 2）（日本機械学会 2012年12月）におけるクラス2配管を準用する。クラス2配管への穴補強の適用の条件はPPC-3422より、「(1)平板以外の管に設ける穴であって、穴の径が64mm以下で、かつ、管の内径の4分の1以下の穴を設ける場合」に該当することから、穴の補強が不要と規定されており、設計上サイフオンブレイク孔が燃料プール冷却浄化系戻り配管の強度へ与える影響はない。

また、当該配管は基準地震動 S_s による地震力に対して十分な耐震性を有する設計としている。

6.2 人的要因による機能阻害について

サイフオンブレイク孔は、燃料プール冷却浄化系戻り配管に孔（開口）のみを施工し、弁等の作動機構を有しない設計とし、誤操作や故障により機能喪失しないようにする。また、燃料プール冷却浄化系戻り配管のサイフオン現象による漏えいが発生した場合でも、サイフオンブレイク孔の位置まで水位が低下すれば、当該配管内部に空気を吸い込みサイフオン現象を解消できる設備とすることで、人的要因による機能阻害が発生しない設計とする。

6.3 異物による閉塞について

サイフオンブレイク孔が異物によって閉塞するおそれがないよう、使用済燃料プール廻りには異物侵入防止エリアを設定し、そのエリア内への持ち込み物品の管理等を実施することで、使用済燃料プールへの異物落下、侵入防止を図る。

使用済燃料プールの水面に浮遊している埃等については、使用済燃料プール水のフィルターを介して常時循環・浄化することで、サイフオンブレイク孔が閉塞する可能性を低くする。

6.4 落下物による閉塞について

サイフオンブレイク孔は、燃料プール冷却浄化系戻り配管の垂直部分に施工することにより、重大事故等時、万一、使用済燃料プール上に構築物等が落下した場合においても、サイフオンブレイク孔を直接閉塞する可能性が低い設計とする。

6.5 通水状況の確認について

サイフォンブレイク孔は上記の通り閉塞する可能性が低い設計とするが、念のため、定期的なパトロール（1回／週）を実施し、目視によりサイフォンブレイク孔の通水状況を確認することで閉塞がないことを確認する。

VI-1-4 原子炉冷却系統施設の説明書

目 次

- VI-1-4-1 原子炉格納容器内の原子炉冷却材の漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書
- VI-1-4-2 流体振動又は温度変動による損傷の防止に関する説明書

VI-1-4-1 原子炉格納容器内の原子炉冷却材の漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書

目 次

1. 概要	1
2. 基本方針	2
3. 漏えいを監視する装置の構成	4
3.1 ドライウェル送風機冷却コイルドレン流量測定装置	5
3.2 ドライウェル床ドレンサンプル水位測定装置	6
3.3 漏えい検出時間	7
3.3.1 検出時間の評価方法	7
3.3.2 漏えい水が蒸気になる割合	9
3.3.3 記号の定義	10
3.3.4 検出時間の算出	13
3.3.5 検出時間	20
3.3.6 原子炉冷却材圧力バウンダリの範囲の拡大が検出時間に与える影響	26
4. 漏えいを監視する装置の計測範囲及び警報動作範囲	27
4.1 ドライウェル送風機冷却コイルドレン流量測定装置の計測範囲及び警報動作範囲	27
4.2 ドライウェル床ドレンサンプル水位測定装置の計測範囲及び警報動作範囲	28

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 28 条及びその「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、原子炉冷却材圧力バウンダリに属する配管等（以下「RCPB 配管」という。）から原子炉冷却材の漏えいが生じた場合に、漏えいを確実に、かつ速やかに検出する監視装置の構成並びに計測範囲及び警報動作範囲について説明するものである。

なお、技術基準規則第 28 条及びその解釈に関わる RCPB 配管（拡大範囲を除く。）からの原子炉冷却材の漏えいを監視する装置に関しては、技術基準規則の要求事項に変更がないため、今回の申請において変更は行わない。

原子炉冷却材圧力バウンダリの拡大範囲となる弁 E11-F018A, B（残留熱除去系 A, B 系停止時冷却注入隔離弁）から弁 E11-F019A, B（残留熱除去系 A, B 系停止時冷却試験可能逆止弁）まで、弁 E11-F015A, B（残留熱除去系 A, B 系停止時冷却吸込第一隔離弁）から弁 E11-F016A, B（残留熱除去系 A, B 系停止時冷却吸込第二隔離弁）まで及び弁 E11-F021（残留熱除去系ヘッドスプレイ注入隔離弁）から弁 E11-F022（残留熱除去系ヘッドスプレイ注入逆止弁）までの配管の拡大部分を含め漏えい位置を特定できない原子炉格納容器内の原子炉冷却材の漏えいを監視する装置について説明する。

2. 基本方針

RCPB 配管からの原子炉冷却材の漏えいの検出装置として、原子炉格納容器内への漏えいに対しては、ドライウェル送風機冷却コイルドレン流量測定装置、ドライウェル床ドレンサンプル水位測定装置、ドライウェル機器ドレンサンプル水位測定装置及び格納容器内ダスト放射線濃度測定装置を設置する設計とする。そのうち、漏えい位置を特定できない原子炉格納容器内への漏えいに対しては、ドライウェル床ドレンサンプル水位測定装置により 1 時間以内に $0.23\text{m}^3/\text{h}$ ($3.8\text{l}/\text{min}$) *の漏えい量を検出する能力を有した設計とするとともに自動的に警報を発信する設計とする。ドライウェル床ドレンサンプル水位測定装置が故障した場合は、これと同等の機能を有するドライウェル送風機冷却コイルドレン流量測定装置及び格納容器内ダスト放射線濃度測定装置により、漏えい位置を特定できない原子炉格納容器内への漏えいを検知可能な設計とする。

なお、格納容器内ダスト放射線濃度測定装置により監視する設計の変更は行わない。

原子炉冷却材は高温高压であり、RCPB 配管からの漏えいは蒸気と液体(水)に分離され、原子炉格納容器内に漏えいする。

原子炉格納容器内への漏えいのうち蒸気分については、原子炉格納容器内に設置する各機器からの放熱量に漏えいした $0.23\text{m}^3/\text{h}$ ($3.8\text{l}/\text{min}$) の蒸気分 ($1.5\text{l}/\text{min}$) を凝縮させるための熱量を加えても十分な冷却能力を有するドライウェル冷却系冷却器により凝縮され、これらの凝縮水はドレン配管を通してドライウェル床ドレンサンプルへ流入する。ドレン配管に流入した凝縮水は、ドレン配管に設置したドライウェル送風機冷却コイルドレン流量測定装置により、漏えい量を検出できる設計とする。

原子炉格納容器内への漏えいのうち液体分 ($2.3\text{l}/\text{min}$) については、漏えい水が RCPB 配管の保温材内に滞留した後、保温材から漏れ出し、ドライウェル床面から床ドレン受口へ流れ、ドレン配管を経て、ドライウェル床ドレンサンプルに流入する。これらの流入水をドライウェル床ドレンサンプル水位測定装置で水位変化率を測定することにより、漏えい量を検出できる設計とする。

(図 2-1 「漏えい監視装置の概略図」 参照)

注記*： $0.23\text{m}^3/\text{h}$ ($3.8\text{l}/\text{min}$)：原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいでないことが確認されていない漏えい率の制限値。

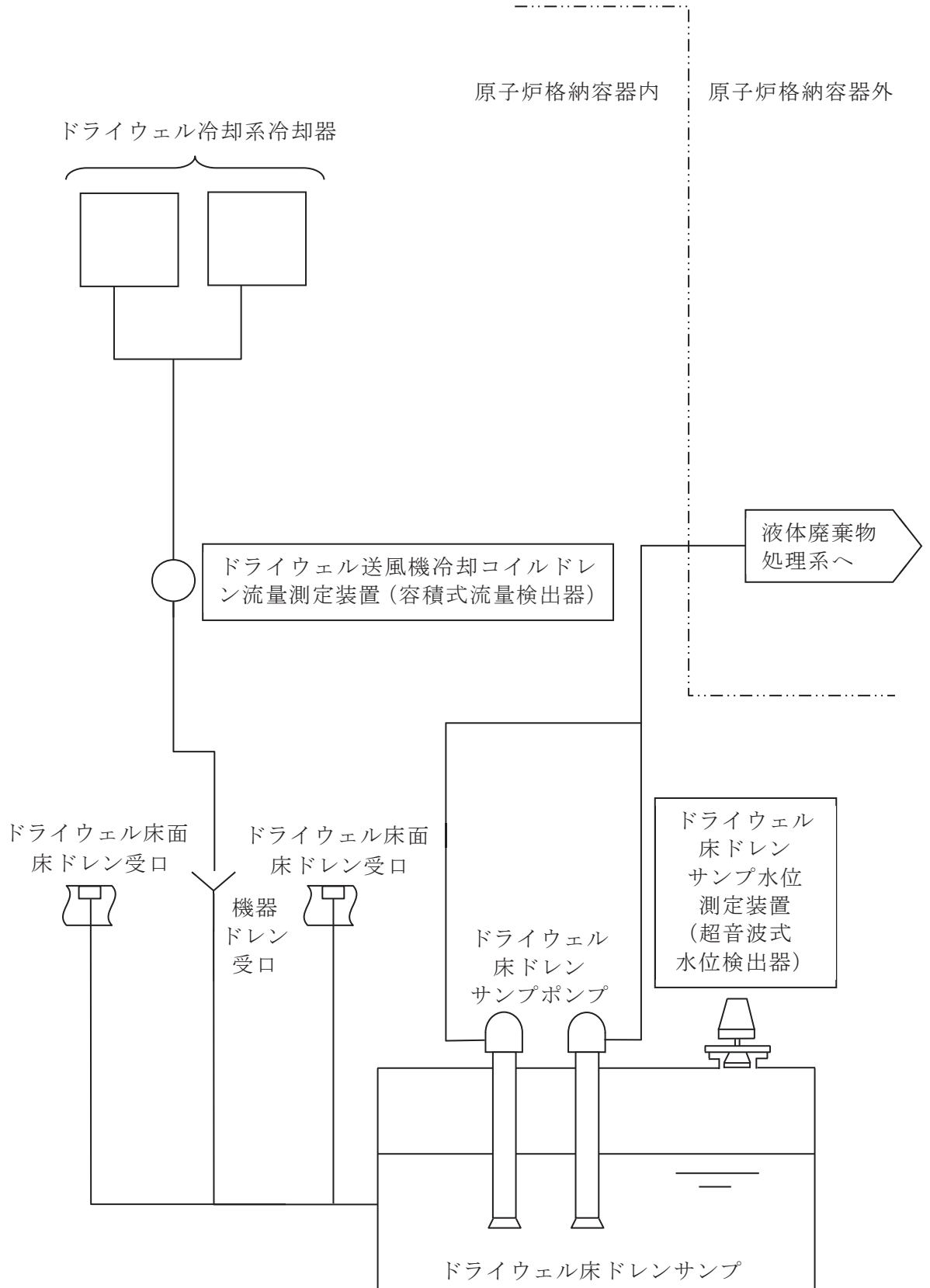


図 2-1 漏えい監視装置の概略図

3. 漏えいを監視する装置の構成

高温高圧の原子炉冷却材が原子炉格納容器内に放出されると、原子炉格納容器内の雰囲気における飽和蒸気と飽和水になる。漏えいの検出装置は、エネルギー保存の式より 38%相当が飽和蒸気となり、残り 62%相当が飽和水となることを考慮する。（「3.3.2 漏えい水が蒸気になる割合」参照）

RCPB 配管からの漏えいのうち蒸気分については、漏えい量の 38%相当の蒸気をドライウエル冷却系冷却器で凝縮することにより漏えい水を回収し、ドライウエル送風機冷却コイルドレン流量測定装置にて漏えいを検出する設計とする。その構成について「3.1 ドライウエル送風機冷却コイルドレン流量測定装置」に示す。

RCPB 配管からの漏えいのうち液体分については、ドライウエル床面から床ドレン受口へ流れ、ドレン配管を経て、ドライウエル床ドレンサンプに流入する設計であり、すべての漏えい水（液体分及び蒸気分の凝縮水の合計）をドライウエル床ドレンサンプ水位測定装置で検出する設計とする。その構成について「3.2 ドライウエル床ドレンサンプ水位測定装置」に示す。

これらの漏えい検出装置が、1 時間以内に $0.23\text{m}^3/\text{h}$ ($3.8\text{l}/\text{min}$) の漏えいを検出することについて「3.3 漏えい検出時間」に示す。

3.1 ドライウェル送風機冷却コイルドレン流量測定装置

RCPB 配管からの漏えいのうち蒸気分は、ドライウェル冷却系冷却器で凝縮させ、凝縮水としてドレン配管を経由してドライウェル床ドレンサンプに流入する。このドレン配管に設置されたドライウェル送風機冷却コイルドレン流量測定装置により、漏えい量を検出する。

ドライウェル送風機冷却コイルドレン流量測定装置の検出信号は、容積式流量検出器からの電流信号を、床漏えい検出表示盤内の演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、ドライウェル送風機冷却コイルドレン流量を中央制御室に指示及び記録する。また、検出信号が警報設定値に達した場合には、中央制御室に音とともに警報表示を行う。

(図 3-1「ドライウェル送風機冷却コイルドレン流量測定装置の概略構成図」参照)

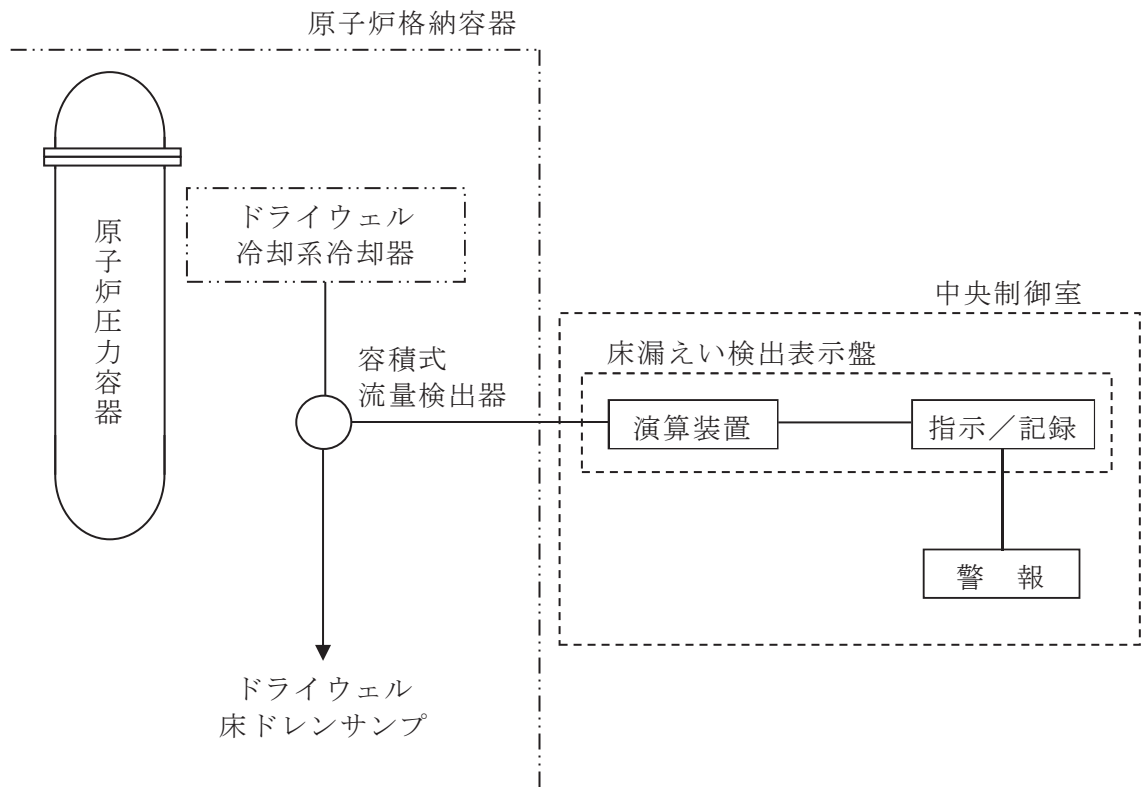


図 3-1 ドライウェル送風機冷却コイルドレン流量測定装置の概略構成図

3.2 ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置

RCPB 配管からの漏えいのうち液体分は、ドライウェル床面から床ドレン受口へ流れ、ドレン配管を経て、ドライウェル床ドレンサンプに流入する。さらに、ドライウェル床ドレンサンプには、ドライウェル送風機冷却コイルドレン流量測定装置からの凝縮水も流入するため、ドライウェル床ドレンサンプにすべての漏えい水が流入する。したがって、漏えい箇所により、流入経路が違うものの、すべての漏えい水がドライウェル床ドレンサンプへ流入することから、漏えい箇所から流入までに要する時間が最大となる時間以降は、漏えい量と同量の流入となる。このドライウェル床ドレンサンプに設置されたドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置により、漏えい量に相当する水位を検出する。

ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置の検出信号は、超音波式水位検出器からの電流信号を、中央制御室の指示部及び記録部にて水位信号へ変換する処理を行った後、ドライウェル床ドレンサンプ水位を中央制御室に指示及び記録する。また、超音波式水位検出器からの電流信号をプロセス計算機内の演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後、警報設定値に達した場合には、中央制御室に音とともに警報表示を行う。

(図 3-2 「ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置の概略構成図」 参照)

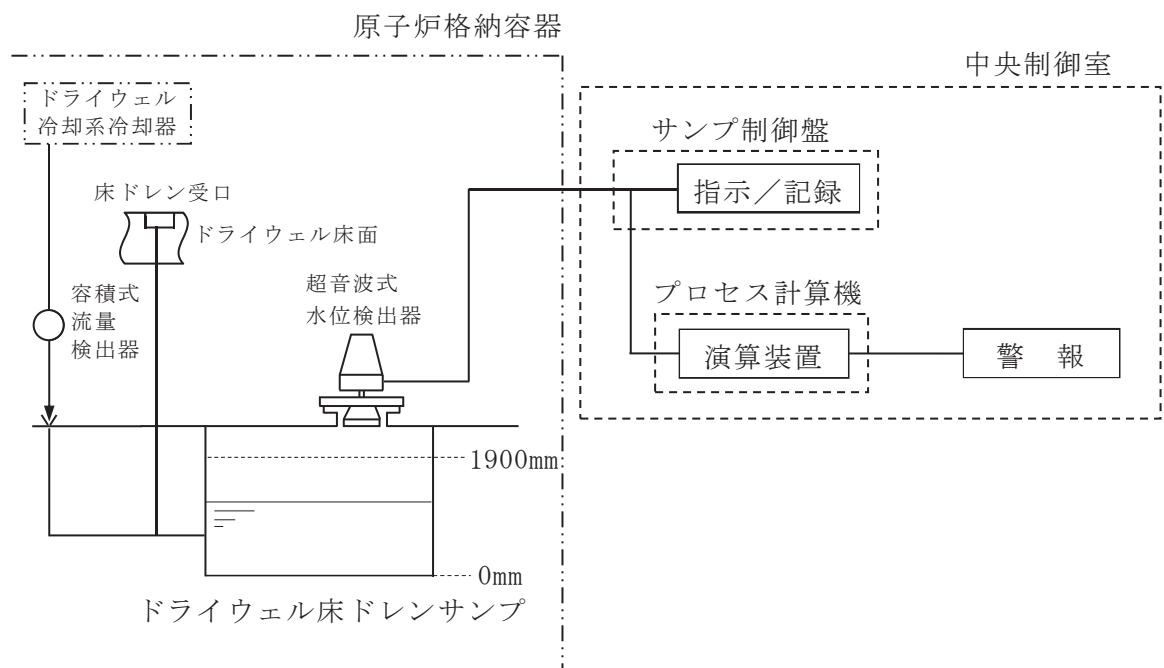


図 3-2 ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置の概略構成図

3.3 漏えい検出時間

3.3.1 検出時間の評価方法

RCPB 配管からの漏えいは蒸気と液体（水）に分離されることから，飽和蒸気と飽和水になる割合を求め，漏えい発生から 0.23m³/h (3.8ℓ/min) 相当の漏えいを検出するまでの時間について個別に算出する。蒸気分は，ドライウェル冷却系冷却器で凝縮することにより漏えい水を回収し，ドライウェル送風機冷却コイルドレン流量測定装置で漏えいを検出するまでの時間とし，液体分は，ドライウェル床面から床ドレン受口へ流れ，ドレン配管を經由してドライウェル床ドレンサンプに回収し，ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置で漏えいを検出するまでの時間及びドライウェル送風機冷却コイルドレン流量測定装置からの漏えい水をドレン配管を經由してドライウェル床ドレンサンプに回収し，ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置で漏えいを検出するまでの時間とする。

ここでは，ドライウェル送風機冷却コイルドレン流量測定装置及びドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置での漏えい検出時間について，図 3-3「漏えい検出時間について」に示す漏えい箇所から検出装置までの経路における遅れ時間要素（ $T_1 \sim T_9$ ）を考慮し最大となる時間を算出しても 1 時間以内に漏えいが検出できることを評価する。

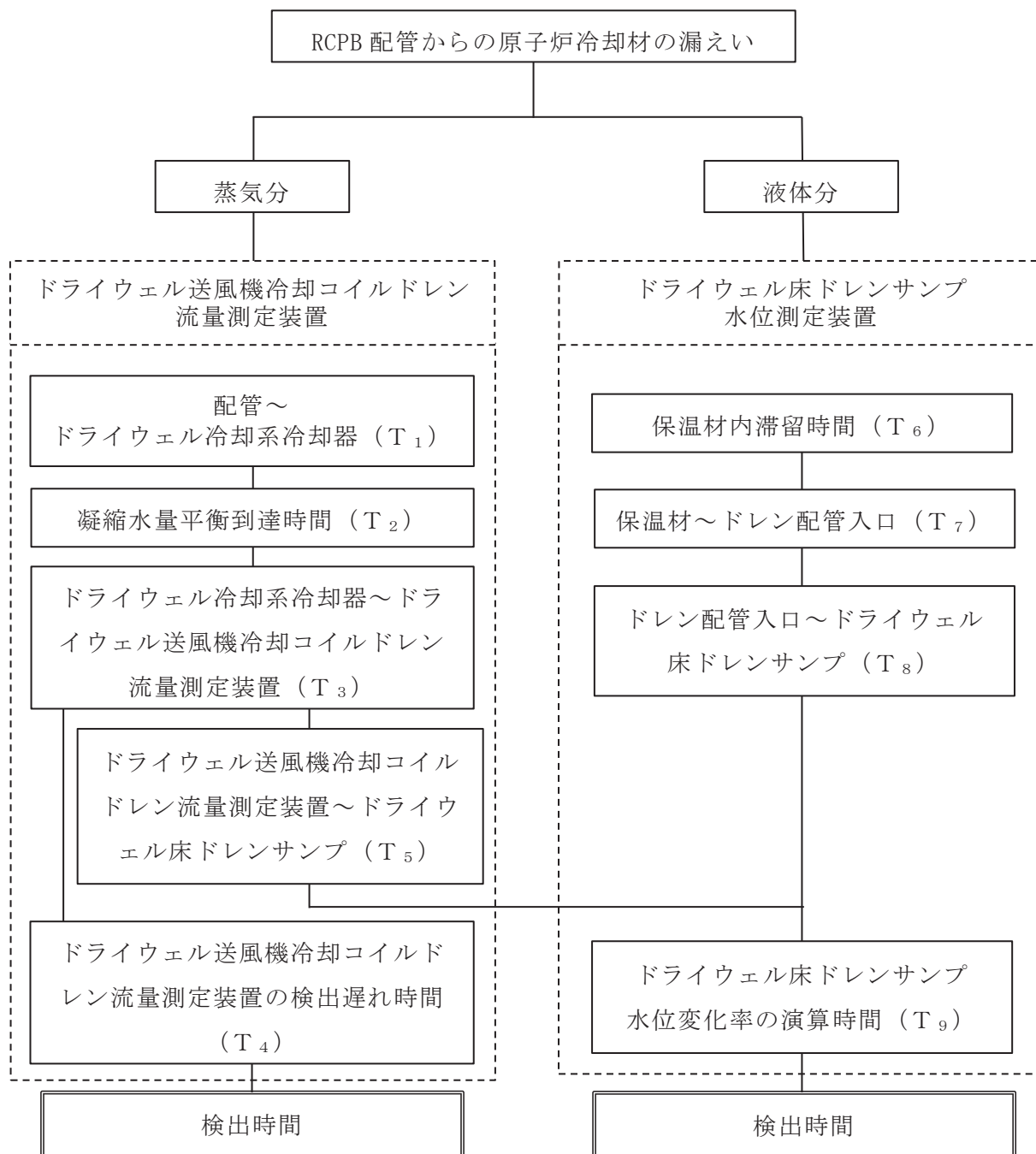


図 3-3 漏えい検出時間について

3.3.2 漏えい水が蒸気になる割合

RCPB 配管からの漏えい水は、漏れ出した際、瞬時に原子炉格納容器内の雰囲気における飽和蒸気と飽和水に変化するため、断熱変化として評価する。漏えい水が蒸気になる割合を以下のエネルギー保存の式より求める。

$$\begin{aligned}
 i_1 &= i_2 \cdot X + i_2' \cdot (1 - X) \\
 &= i_2 \cdot X + i_2' - i_2' \cdot X \\
 X &= \frac{i_1 - i_2'}{i_2 - i_2'}
 \end{aligned}$$

表 3-1 漏えい水が蒸気になる割合に使用する記号の説明

	記号	単位	定義
漏えい水が蒸気になる割合	X	—	蒸発する割合
	i_1	J/kg	原子炉冷却材のエンタルピ [°] *1
	i_2	J/kg	大気圧での蒸気のエンタルピ [°]
	i_2'	J/kg	大気圧での水のエンタルピ [°]

注記*1：原子炉定格圧力（6.93MPa）における飽和水のエンタルピ[°]。

表 3-2 漏えい水が蒸気と液体（水）になる割合

インプットパラメータ		計算結果	
		蒸気になる割合	液体になる割合
i_1 ：原子炉冷却材のエンタルピ [°] *2	1.269×10^6 (J/kg)	0.38 (38%)	0.62*3 (62%)
i_2 ：大気圧での蒸気のエンタルピ [°]	2.676×10^6 (J/kg)		
i_2' ：大気圧での水のエンタルピ [°]	0.419×10^6 (J/kg)		

注記*2：原子炉定格圧力（6.93MPa）における飽和水のエンタルピ[°]。

*3：蒸気になる割合の残りを液体の割合とする。

3.3.3 記号の定義

漏えい検出時間の計算に用いる記号について、以下に説明する。

表 3-3 ドライウエル送風機冷却コイルドレン流量測定装置の検出時間の計算に用いる記号の定義

	記号	単位	定義
ドライウエル送風機冷却コイルドレン流量測定装置の検出時間	T_1	min	ドライウエル冷却系冷却器までの蒸気到達時間（配管～ドライウエル冷却系冷却器）
	T_2	min	凝縮水量が平衡に達する時間
	T_3	min	ドレン配管移送時間（ドライウエル冷却系冷却器～ドライウエル送風機冷却コイルドレン流量測定装置）
	T_4	min	ドライウエル送風機冷却コイルドレン流量測定装置の検出遅れ時間
	V	m^3	ドライウエル内自由体積
	Q_G	m^3/min	ドライウエル冷却系送風機風量
	Q_F	m^3/min	除湿に寄与するドライウエル冷却系冷却器風量
	Q_1	l/min	漏えい量（蒸気分）
	X	l/m^3	ドライウエル内雰囲気湿分
	X_0	l/m^3	ドライウエル冷却系冷却器出口湿分
	Q	l/min	ドライウエル冷却系冷却器での凝縮水量
	v_3	m/s	ドレン配管を流れる漏えい水の平均流速（ドライウエル冷却系冷却器～ドライウエル送風機冷却コイルドレン流量測定装置）
	C	—	流速係数
	i	—	こう配
	n	—	粗度係数
	A	m^2	流路断面積
	Q_D	m^3/h	ドレン配管を流れる漏えい水の流量
	m	m	平均深さ
	L	m	ドレン配管のぬれ縁長さ
	L_3	m	ドレン配管の長さ（ドライウエル冷却系冷却器～ドライウエル送風機冷却コイルドレン流量測定装置）

表 3-4 ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置の検出時間（蒸気分）の
計算に用いる記号の定義

	記号	単位	定義
ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置の検出時間（蒸気分）	T_1	min	ドライウェル冷却系冷却器までの蒸気到達時間（配管～ドライウェル冷却系冷却器）
	T_2	min	凝縮水量が平衡に達する時間
	T_3	min	ドレン配管移送時間（ドライウェル冷却系冷却器～ドライウェル送風機冷却コイルドレン流量測定装置）
	T_5	min	ドレン配管移送時間（ドライウェル送風機冷却コイルドレン流量測定装置～ドライウェル床ドレンサンプ）
	T_9	min	ドライウェル床ドレンサンプ水位変化率の演算時間
	v_5	m/s	ドレン配管を流れる漏えい水の平均流速（ドライウェル送風機冷却コイルドレン流量測定装置～ドライウェル床ドレンサンプ）
	C	—	流速係数
	i	—	こう配
	n	—	粗度係数
	A	m^2	流路断面積
	Q_D	m^3/h	ドレン配管を流れる漏えい水の流量
	m	m	平均深さ
	L	m	ドレン配管のぬれ縁長さ
L_5	m	ドレン配管の長さ（ドライウェル送風機冷却コイルドレン流量測定装置～ドライウェル床ドレンサンプ）	

表 3-5 ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置の検出時間（液体分）の
計算に用いる記号の定義

	記号	単位	定義
ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置の検出時間（液体分）	T ₆	min	保温材から漏れ出るまでの時間
	T ₇	min	ドレン配管入口までの到達時間
	T ₈	min	ドレン配管移送時間（ドレン配管入口～ドライウェル床ドレンサンプ）
	T ₉	min	ドライウェル床ドレンサンプ水位変化率の演算時間
	d ₁	m	保温材外径
	d ₂	m	配管外径
	L ₆	m	保温材最大長さ
	Q ₂	ℓ/min	漏えい量（液体分）
	v ₇	m/s	床面を流れる漏えい水の平均流速
	v ₈	m/s	ドレン配管を流れる漏えい水の平均流速（ドレン配管入口～ドライウェル床ドレンサンプ）
	C	—	流速係数
	i	—	こう配
	n	—	粗度係数
	A	m ²	流路断面積
	Q _D	m ³ /h	床面及びドレン配管を流れる漏えい水の流量
	m	m	平均深さ
	L	m	床面及びドレン配管のぬれ縁長さ
L ₇	m	ドレン配管入口までの床面距離	
L ₈	m	ドレン配管の長さ	

3.3.4 検出時間の算出

検出時間の評価方法に基づき、漏えい水が蒸気になる割合及び記号の定義を踏まえ各装置での漏えい検出時間を算出する。

(1) ドライウェル送風機冷却コイルドレン流量測定装置の検出時間

- a. ドライウェル冷却系冷却器までの蒸気到達時間（配管～ドライウェル冷却系冷却器）： T_1

RCPB 配管からの漏えいのうち、蒸気分は保温材継目より直ちに保温材外に出ると考える。漏れ出た蒸気は、やがてドライウェル冷却系冷却器の冷却コイルに達し、冷却されて凝縮水となる。

本項では、RCPB 配管から漏えいした蒸気がドライウェル冷却系冷却器の冷却コイルに達し、冷却が開始されるまでの時間を評価する。

RCPB 配管が設置されている空間の空気はドライウェル冷却系送風機により強制的に循環することから、RCPB 配管から漏えいした蒸気がドライウェル冷却系冷却器の冷却コイルに達する最長経路は、漏えい蒸気を含む原子炉格納容器内の空気がドライウェル冷却系送風機により一巡する経路であると考えられる。したがって、ドライウェル冷却系冷却器の冷却コイルまでの到達時間は、安全側に評価して、原子炉格納容器内の空気がドライウェル冷却系送風機により一巡する時間 T_1 を求める。

$$T_1 = \frac{V}{Q_G}$$

- b. 凝縮水量が平衡に到達する時間（凝縮水量平衡到達時間）： T_2

RCPB 配管から漏えいした蒸気により、一定の時間をかけて原子炉格納容器内の湿分が増加するとともに、ドライウェル冷却系冷却器における凝縮水量が増加するが、最終的には漏えい蒸気量とドライウェル冷却系冷却器における凝縮水量が同量になり、原子炉格納容器内の状態が平衡状態に達する。

本項では、漏えい蒸気量とドライウェル冷却系冷却器における凝縮水量が同量になるまでの時間を評価する。

ドライウェル冷却系冷却器の冷却コイルで冷却された凝縮水が平衡に達するために必要な時間 T_2 は、以下の式の原子炉格納容器内の湿分の時間変化量（左辺）と原子炉格納容器内部への漏えい量及び凝縮量（右辺）により微分方程式及び初期条件 $t=0$ において、 $X=X_0$ が成り立ち、これらを解くことにより式 (3.1) に示す凝縮水量 Q と凝縮開始後の経過時間 t との関係により求めることができる。具体的には、式 (3.1) の結果から凝縮水が平衡に達する時間として評価し、凝縮水量が平衡に達する時間 T_2 は、凝縮水量 Q が漏えい量 Q_1 の 90% 以上と

なる平衡到達時間とする。

なお、 $0.23\text{m}^3/\text{h}$ ($3.8\text{l}/\text{min}$) に相当する漏えいを検出し、警報を発信するための設定値は、凝縮水量 Q が漏えい量 Q_1 の90%となる値に設定する。

(図 3-4 「凝縮水量平衡時間算出の概略図」参照)

$$V \cdot \frac{dX}{dt} = Q_1 - Q_F \cdot (X - X_0)$$

初期条件 $t = 0, X = X_0$ で解き、凝縮水量 Q について整理すると下記となる。

$$Q = Q_F \cdot (X - X_0)$$

$$= Q_1 \left(1 - e^{-\frac{Q_F}{V} \cdot t} \right) \dots \dots \dots (3. 1)$$

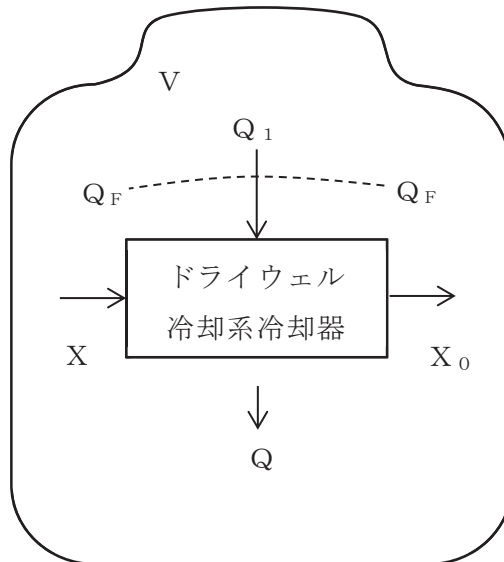


図 3-4 凝縮水量平衡時間算出の概略図

- c. ドレン配管移送時間 (ドライウエル冷却系冷却器～ドライウエル送風機冷却コイルドレン流量測定装置) : T_3

ドライウエル冷却系冷却器にて凝縮した凝縮水はドレン配管を通過してドライウエル送風機冷却コイルドレン流量測定装置に導かれる。

本項では、凝縮水がドライウエル冷却系冷却器のドレン配管を經由し、ドライウエル送風機冷却コイルドレン流量測定装置に到達するまでの時間を評価する。

ドライウエル冷却系冷却器からドライウエル送風機冷却コイルドレン流量測定装置までの呼び径 50A のドレン配管 (内径 0.0527m) には 1/100 のこう配が施されているため、ドレン配管を流れる平均流速 v_3 を、シエジー形の公式及びガンギェ・クッタの経験式 (「新版機械工学便覧」 (1987 年 4 月日本機械学会編) A5-11.8 項より) から算出することにより、ドレン配管移送時間 T_3 を求める。

(図 3-5 「ドレン配管の概略図」参照)

$$v = C \sqrt{m \cdot i}$$

$$C = \frac{23 + (1/n) + (0.00155/i)}{1 + \{23 + (0.00155/i)\} \cdot (n/\sqrt{m})}$$

$$T_3 = \frac{L_3}{v_3}$$

$$Q_D = v \cdot A \cdot 3600$$

$$m = A / L$$

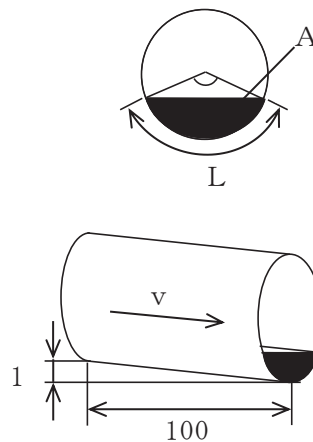


図 3-5 ドレン配管の概略図

d. ドライウェル送風機冷却コイルドレン流量測定装置の検出遅れ時間： T_4

ドライウェル送風機冷却コイルドレン流量測定装置には容積式流量検出器を用いるため、検出遅れ時間 T_4 として2minを考慮する。

(2) ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置の検出時間（蒸気分）

- a. ドライウェル冷却系冷却器までの蒸気到達時間（配管～ドライウェル冷却系冷却器）： T_1

RCPB 配管から漏えいした蒸気がドライウェル冷却系冷却器の冷却コイルに達し、冷却が開始されるまでの時間 T_1 は、(1)a. 項と同じ時間である。

- b. 凝縮水量が平衡に達する時間（凝縮水量平衡到達時間）： T_2

漏えい蒸気量とドライウェル冷却系冷却器における凝縮水量が同量になるまでの時間 T_2 は、(1)b. 項と同じ時間である。

- c. ドレン配管移送時間（ドライウェル冷却系冷却器～ドライウェル送風機冷却コイルドレン流量測定装置）： T_3

凝縮水がドライウェル冷却系冷却器のドレン配管を経由し、ドライウェル送風機冷却コイルドレン流量測定装置に到達するまでの時間 T_3 は、(1)c. 項と同じ時間である。

- d. ドレン配管移送時間（ドライウェル送風機冷却コイルドレン流量測定装置～ドライウェル床ドレンサンプ）： T_5

ドライウェル送風機冷却コイルドレン流量測定装置に導かれた凝縮水はドレン配管を通してドライウェル床ドレンサンプに導かれる。

本項では、凝縮水がドライウェル送風機冷却コイルドレン流量測定装置のドレン配管を経由し、ドライウェル床ドレンサンプに到達するまでの時間を評価する。

ドライウェル送風機冷却コイルドレン流量測定装置からドライウェル床ドレンサンプまでの呼び径 80A のドレン配管（内径 0.0781m）には、ドライウェル床ドレンサンプに向かって 1/100 のこう配が施されているため、ドレン配管を流れる平均流速 v_5 を、(1)c. 項で用いたシェジー形の公式及びガンギェ・クッタの経験式から算出することにより、ドレン配管移送時間 T_5 を求める。

$$T_5 = \frac{L_5}{v_5}$$

- e. ドライウェル床ドレンサンプ水位変化率の演算時間： T_9

ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置は、超音波式水位検出器によりドライウェル床ドレンサンプの水位を測定し、その水位から水位変化率を計算し、監視している。

ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置の計測精度を考慮し、漏えい発生

から $0.23\text{m}^3/\text{h}$ ($3.8\text{l}/\text{min}$) に相当する漏えいを水位変化率により検出するために必要な時間は 14 分となる。また、演算開始とドレン流入開始のタイミングによっては検出できないことも考えられるため、演算終了から演算開始までの時間 (4 分 23 秒) も考慮する必要がある。このため検出時間は 18 分 23 秒となるが、保守的に 19 分後に検出可能と設定する。

以上より、演算時間 T_9 は 19min とする。

(3) ドライウェル床ドレンサンプル水位測定装置の検出時間（液体分）

a. 保温材から漏れ出るまでの時間（保温材内滞留時間）： T_6

原子炉冷却材配管は保温材（金属保温）を設置しており，保温材は水が滞留しないよう設計されているが，保温材から漏えい水が漏れ出るまでの時間 T_6 は，保守的に漏えい水が2分割の一部の保温材及び保温材と原子炉冷却材配管のすき間の2分割部分に滞留後（保温材は円周方向に一体構造のものではなく，独立に2分割された金属保温を止め合わせて取り付けていることから漏えい水は保温材内に入り込むとは考えにくい及安全側の評価をしている。）に接合部から漏れ出ると仮定し，次式により保温材内滞留時間 T_6 を求める。

（図3-6「保温材の概略図」参照）

なお，本計算は，原子炉冷却材を内包する配管の金属保温材のうち，2分割で水平配管に設置される保温材内容積が最も大きい箇所を評価している。

$$T_6 = \frac{\left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{\pi}{4} (d_1^2 - d_2^2) L_6 \right\}}{Q_2} \times 10^3$$

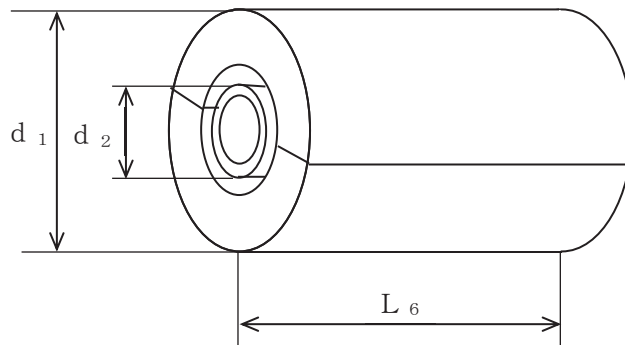


図 3-6 保温材の概略図

b. ドレン配管入口までの到達時間（保温材～ドレン配管入口）： T_7

保温材からの漏えい水はドライウエル床面に落下するが、床面には床ドレン受口があり、この床ドレン受口に向かって1/100のこう配が施されており、床面を流れる平均流速 v_7 を、(1)c.項で用いたシェジュー形の公式及びガンギェ・クッタの経験式から算出することにより、ドレン配管入口までの到達時間 T_7 を求める。

（図 3-7「落下点～ドライウエル床ドレンサンプまでの流入経路」及び図 3-8「床面概略図」参照）

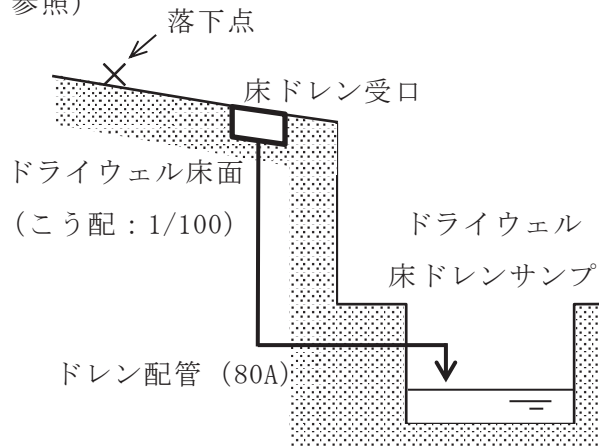


図 3-7 落下点～ドライウエル床ドレンサンプまでの流入経路

$$T_7 = \frac{L_7}{v_7}$$

$$Q_D = v \cdot A \cdot 3600$$

$$m = A / L$$

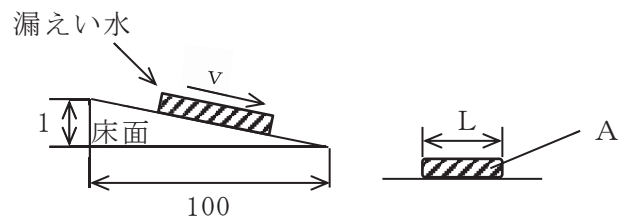


図 3-8 床面概略図

c. ドレン配管移送時間（ドレン配管入口～ドライウエル床ドレンサンプ）： T_8

ドレン配管入口からドライウエル床ドレンサンプまでの呼び径 80A のドレン配管（内径 0.0781m）には、ドライウエル床ドレンサンプに向かって1/100のこう配が施されているため、ドレン配管を流れる漏えい水の平均流速 v_8 を、(1)c.項で用いたシェジュー形の公式及びガンギェ・クッタの経験式から算出することにより、液体分のドレン配管移送時間 T_8 を求める。

$$T_8 = \frac{L_8}{v_8}$$

d. ドライウエル床ドレンサンプ水位変化率の演算時間： T_9

ドライウエル床ドレンサンプ水位変化率の演算時間 T_9 は、(2)e.項と同じ時間である。

3.3.5 検出時間

「3.3.1 検出時間の評価方法」及び「3.3.2 漏えい水が蒸気になる割合」を踏まえて検出時間の算出を行った結果を図 3-9「漏えい検出時間の評価結果」及び表 3-6「漏えい検出時間の整理表」に示す。蒸気分としてドライウェル送風機冷却コイルドレン流量測定装置により漏えい量を検出するまでの時間 ($T_1 + T_2 + T_3 + T_4$) は、表 3-6「漏えい検出時間の整理表 (1/4)」に示すように 32 分である。また、液体分としてドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置により漏えい量を検出するまでの時間は、表 3-6「漏えい検出時間の整理表 (4/4)」に示すように、ドライウェル冷却系冷却器からの流入時間にドライウェル床ドレンサンプ水位変化率の演算時間を加算した時間 ($T_1 + T_2 + T_3 + T_5 + T_9$)、ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置の検出時間 ($T_6 + T_7 + T_8 + T_9$) のうち最大時間としても、59 分で検出可能であることから、1 時間以内に検出できる設計である。

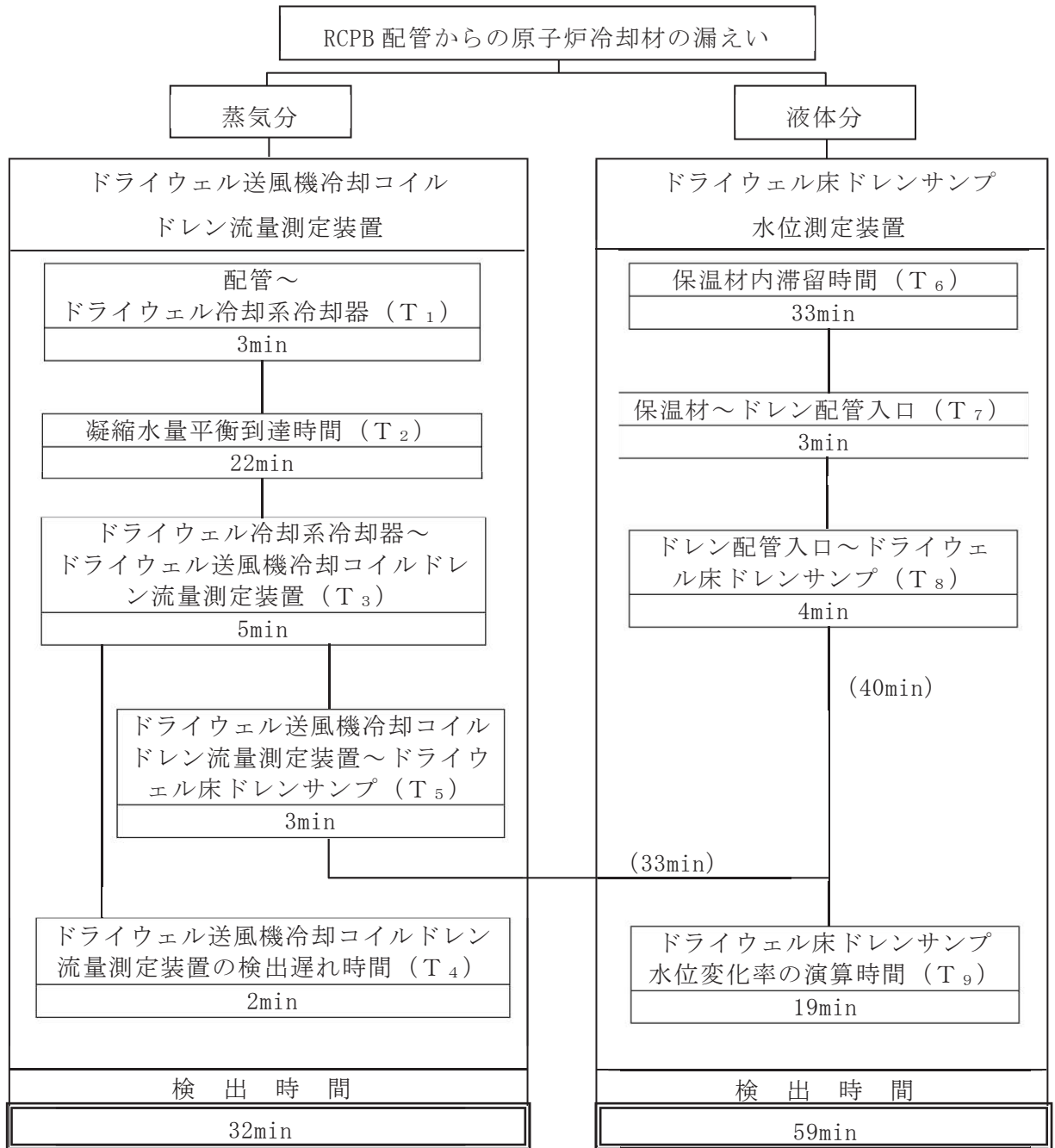


図 3-9 漏えい検出時間の評価結果

表 3-6 漏えい検出時間の整理表 (1/4)

項目		計算パラメータ		評価時間 (min)
ドライウエル送風機冷却コイルドレン流量測定装置の検出時間	a. ドライウエル冷却系冷却器までの蒸気到達時間 (配管～ドライウエル冷却系冷却器) : T_1 (min)	V : ドライウエル内自由体積 (m^3)	7650	$T_1 = 3$
		Q_G : ドライウエル冷却系送風機風量 (m^3/min)	<input type="text"/> *1	
	b. 凝縮水量が平衡に達する時間 (凝縮水量平衡到達時間) : T_2 (min)	V : ドライウエル内自由体積 (m^3)	7650	$T_2 = 22^{*2}$
		Q_F : 除湿に寄与するドライウエル冷却系冷却器風量 (m^3/min)	<input type="text"/>	
		Q_1 : 漏えい量 (蒸気分) (l/min)	1.5	
		Q : ドライウエル冷却系冷却器での凝縮水量 (l/min)	(数式)	
	c. ドレン配管移送時間 (ドライウエル冷却系冷却器～ドライウエル送風機冷却コイルドレン流量測定装置) : T_3 (min)	v_3 : ドレン配管を流れる漏えい水の平均流速 (m/s)	0.130*3	$T_3 = 5$
		C : 流速係数	23.601*3	
		i : こう配	0.01	
		n : 粗度係数	0.01*4	
		A : 流路断面積 (m^2)	0.000097*3	
		Q_D : ドレン配管を流れる漏えい水の流量 (m^3/h)	0.045	
		m : 平均深さ (m)	0.00301*3	
		L : ドレン配管のぬれ縁長さ (m)	0.0320*3	
d. ドライウエル送風機冷却コイルドレン流量測定装置の検出遅れ時間 : T_4 (min)		— *5	$T_4 = 2$	
検出時間合計		$T_1 + T_2 + T_3 + T_4$	32	

注記*1: ドライウエル冷却系送風機 4 台分の風量。

*2: 凝縮水量 Q が警報設定値である漏えい量 (蒸気分) Q_1 の 90% 以上となる平衡到達時間として算出。(図 3-10「凝縮水量が平衡に達する時間について」参照)

*3: 平均深さ m を仮定し, 収束計算によって得られる値。

*4: 「機械工学便覧」の金属配管 (黄銅管) の係数を参考に, 実機における配管仕様 (粗度係数 0.01 以下) を踏まえて設定した値。

*5: 計算パラメータなし。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 3-6 漏えい検出時間の整理表 (2/4)

項 目		計算パラメータ		評価時間 (min)	
ドライウエル床ドレンサンプル水位測定装置の検出時間(蒸気分)	e. ドライウエル冷却系冷却器までの蒸気到達時間(配管～ドライウエル冷却系冷却器) : T_1 (min)	a. 項と同じ	a. 項と同じ	$T_1 = 3$	
	f. 凝縮水量が平衡に達する時間(凝縮水量平衡到達時間) : T_2 (min)	b. 項と同じ	b. 項と同じ	$T_2 = 22$	
	g. ドレン配管移送時間(ドライウエル冷却系冷却器～ドライウエル送風機冷却コイルドレン流量測定装置) : T_3 (min)	c. 項と同じ	c. 項と同じ	$T_3 = 5$	
	h. ドレン配管移送時間(ドライウエル送風機冷却コイルドレン流量測定装置～ドライウエル床ドレンサンプル) : T_5 (min)	v_5 : ドレン配管を流れる漏えい水の平均流速 (m/s)		0.156^{*1}	$T_5 = 3$
		C : 流速係数		25.664^{*1}	
		i : こう配		0.01	
		n : 粗度係数		0.01^{*2}	
		A : 流路断面積 (m ²)		0.000160^{*1}	
		Q_D : ドレン配管を流れる漏えい水の流量 (m ³ /h)		0.090	
		m : 平均深さ (m)		0.00372^{*1}	
L : ドレン配管のぬれ縁長さ (m)		0.0430^{*1}			
L ₅ : ドレン配管の長さ (m)		25			
i. ドライウエル床ドレンサンプル水位変化率の演算時間 : T_9 (min)	— ^{*3}			$T_9 = 19$	
検出時間合計	$T_1 + T_2 + T_3 + T_5 + T_9$			52	

注記*1 : 平均深さmを仮定し、収束計算によって得られる値。

*2 : 「機械工学便覧」の金属配管(黄銅管)の係数を参考に、実機における配管仕様(粗度係数0.01以下)を踏まえて設定した値。

*3 : 計算パラメータなし。

表 3-6 漏えい検出時間の整理表 (3/4)

項目		計算パラメータ		評価時間 (min)
ドライウエル床ドレンサンプル水位測定装置の検出時間 (液体分)	j. 保温材から漏れ出るまでの時間 (保温材内滞留時間) : T_6 (min)	d_1 : 保温材外径 (m)	0.735	$T_6 = 33$
		d_2 : 配管外径 (m)	0.5206	
		L_6 : 保温材最大長さ (m)	0.700	
		Q_2 : 漏えい量 (液体分) (ℓ/min)	2.3	
	k. ドレン配管入口までの到達時間 (保温材～ドレン配管入口) : T_7 (min)	v_7 : 床面を流れる漏えい水の平均流速 (m/s)	0.045 ^{*1}	$T_7 = 3$
		C : 流速係数	11.540 ^{*1}	
		i : こう配	0.01	
		n : 粗度係数	0.013 ^{*2}	
		A : 流路断面積 (m ²)	0.000847 ^{*1}	
		Q_D : 床面を流れる漏えい水の流量 (m ³ /h)	0.138	
		m : 平均深さ (m)	0.00154 ^{*1}	
		L : 床面のぬれ縁長さ (m)	0.55 ^{*3}	
	l. ドレン配管移送時間 (ドレン配管入口～ドライウエル床ドレンサンプル) : T_8 (min)	v_8 : ドレン配管を流れる漏えい水の平均流速 (m/s)	0.183 ^{*1}	$T_8 = 4$
		C : 流速係数	27.499 ^{*1}	
		i : こう配	0.01	
		n : 粗度係数	0.01 ^{*4}	
		A : 流路断面積 (m ²)	0.000209 ^{*1}	
		Q_D : ドレン配管を流れる漏えい水の流量 (m ³ /h)	0.138	
		m : 平均深さ (m)	0.00443 ^{*1}	
L : ドレン配管のぬれ縁長さ (m)	0.0473 ^{*1}			
m. ドライウエル床ドレンサンプル水位変化率の演算時間 : T_9 (min)	L_8 : ドレン配管の長さ (m)	33	$T_9 = 19$	
	i. 項と同じ			
検出時間合計		$T_6 + T_7 + T_8 + T_9$		59

注記*1 : 平均深さmを仮定し、収束計算によって得られる値。

*2 : 「機械工学便覧」の純セメント平滑面の係数を参考に設定した値。

*3 : 実測値に基づき設定した値。

*4 : 「機械工学便覧」の金属配管 (黄銅管) の係数を参考に、実機における配管仕様 (粗度係数 0.01 以下) を踏まえて設定した値。

表 3-6 漏えい検出時間の整理表 (4/4)

項目	計算パラメータ	評価時間 (min)
ドライウェル床ドレンサンプの水位変化率検出時間	ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置の検出時間 (蒸気分) ($T_1 + T_2 + T_3 + T_5 + T_9$)	52
	ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置の検出時間 (液体分) ($T_6 + T_7 + T_8 + T_9$)	59
検出時間	上記検出時間の最大時間	59

O2 ① VI-1-4-1 R0

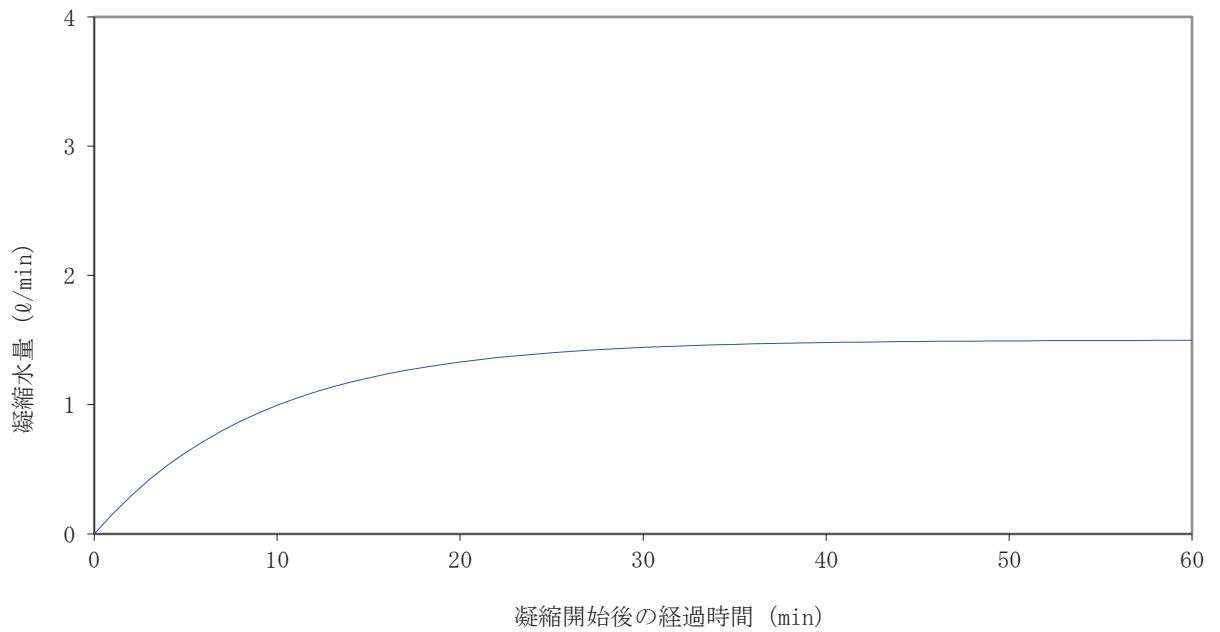


図 3-10 凝縮水量が平衡に達する時間について

3.3.6 原子炉冷却材圧力バウンダリの範囲の拡大が検出時間に与える影響

原子炉冷却材圧力バウンダリの範囲の拡大が検出時間に与える影響を評価するために、原子炉冷却材圧力バウンダリの拡大範囲から漏えいが発生した場合の漏えい時間が、蒸気分及び液体分のそれぞれについて表 3-6「漏えい検出時間の整理表」で整理した検出時間に包絡されているかを確認する。

(1) 蒸気分の漏えい

原子炉冷却材圧力バウンダリの拡大範囲からの漏えいのうち蒸気分は、保温材継目より直ちに保温材外にでるため、従前の RCPB 配管からの漏えいと同様にドライウエル冷却系冷却器で冷却・凝縮し、ドレン配管に設置したドライウエル送風機冷却コイルドレン流量測定装置により検出される。よって、表 3-6「漏えい検出時間の整理表」における RCPB 配管からの漏えい水（蒸気分）の検出時間である $T_1 + T_2 + T_3 + T_5 + T_9 = 52$ 分に包絡される。

(2) 液体分の漏えい

原子炉冷却材圧力バウンダリの拡大範囲からの漏えいのうち液体分は、従前の RCPB 配管からの漏えいと同様に保温材で一定時間滞留した後に、ドライウエル床面に漏えいする。その後、ドライウエル床面から床ドレン受口へ流れ、ドレン配管を経て、ドライウエルの最下層に設置されているドライウエル床ドレンサンプに流入し、ドライウエル床ドレンサンプ水位測定装置により検出される。

表 3-6「漏えい検出時間の整理表」における RCPB 配管からの漏えい水（液体分）の検出時間は、原子炉冷却材圧力バウンダリの拡大範囲を含めた原子炉冷却材配管のうち、最も保温材内容積の大きい箇所かつ最も移送時間が長くなる経路により漏えい検出時間を評価したものであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの拡大範囲からの漏えいのうち液体分についても、従前の RCPB 配管からの漏えい水（液体分）の検出時間である $T_6 + T_7 + T_8 + T_9 = 59$ 分に包絡される。

(3) 評価結果

(1)(2)より、本評価においては原子炉冷却材圧力バウンダリの拡大範囲も含め、保守的な条件を設定していることから、原子炉冷却材圧力バウンダリの拡大範囲での漏えいを検出する時間は、表 3-6「漏えい検出時間の整理表」で整理した検出時間に包絡される。

4. 漏えいを監視する装置の計測範囲及び警報動作範囲

4.1 ドライウェル送風機冷却コイルドレン流量測定装置の計測範囲及び警報動作範囲

ドライウェル送風機冷却コイルドレン流量測定装置の計測範囲は、RCPB 配管からのドライウェル内への漏えい流体の全漏えい量 $0.23\text{m}^3/\text{h}$ ($3.8\text{l}/\text{min}$) に相当する凝縮水を計測できるよう $0\sim 5\text{l}/\text{min}$ を設定する。

警報動作範囲は、 $0\sim 5\text{l}/\text{min}$ で設定可能であり、全漏えい量 $0.23\text{m}^3/\text{h}$ ($3.8\text{l}/\text{min}$) の蒸気分 ($1.5\text{l}/\text{min}$) の漏えいに相当する流量になる前 ($1.35\text{l}/\text{min}$) に、流量高の警報を中央制御室に発信する。なお、警報動作流量以上の流量では、警報動作状態を継続する。

(図 4-1 「ドライウェル送風機冷却コイルドレン流量測定装置の計測範囲」参照。)

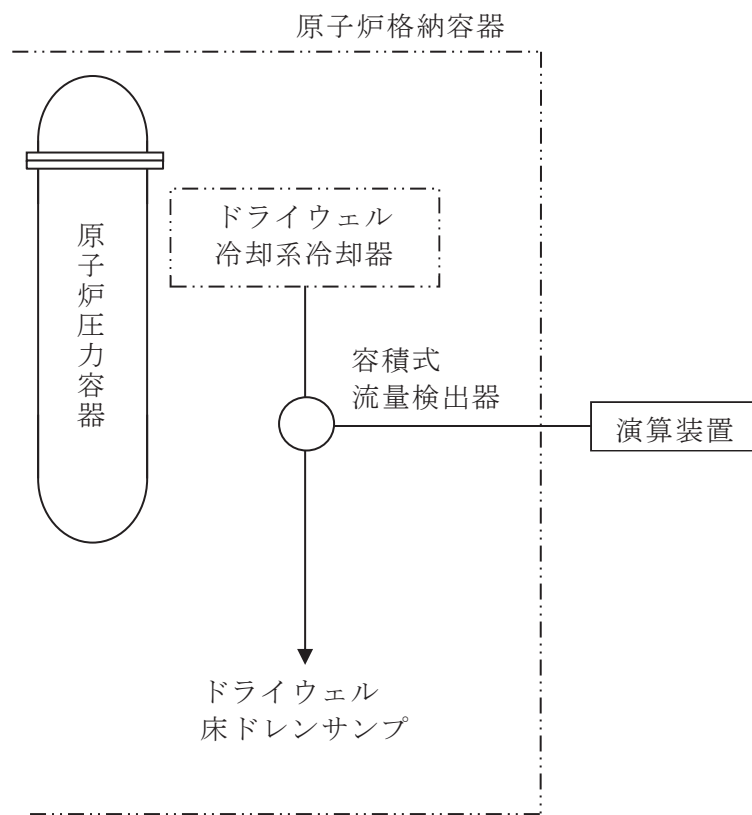


図 4-1 ドライウェル送風機冷却コイルドレン流量測定装置の計測範囲

4.2 ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置の計測範囲及び警報動作範囲

ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置の計測範囲は、RCPB 配管からのドライウェル内への漏えい流体の全漏えい量 $0.23\text{m}^3/\text{h}$ ($3.8\text{l}/\text{min}$) の流入量（ドライウェル床ドレンサンプにおける1時間の水位上昇は 102mm に相当）が計測できるよう $0\sim 1900\text{mm}$ を設定する。

警報動作範囲は、 $0\sim 1900\text{mm}$ で設定可能であり、全漏えい量 $0.23\text{m}^3/\text{h}$ ($3.8\text{l}/\text{min}$) の漏えいに相当する水位変化率 ($23\text{mm}/14\text{min}$) になると水位変化率高の警報を中央制御室に発信する。なお、警報動作水位変化率以上の変化率では、警報動作状態を継続する。

（図 4-2 「ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置の計測範囲」参照。）

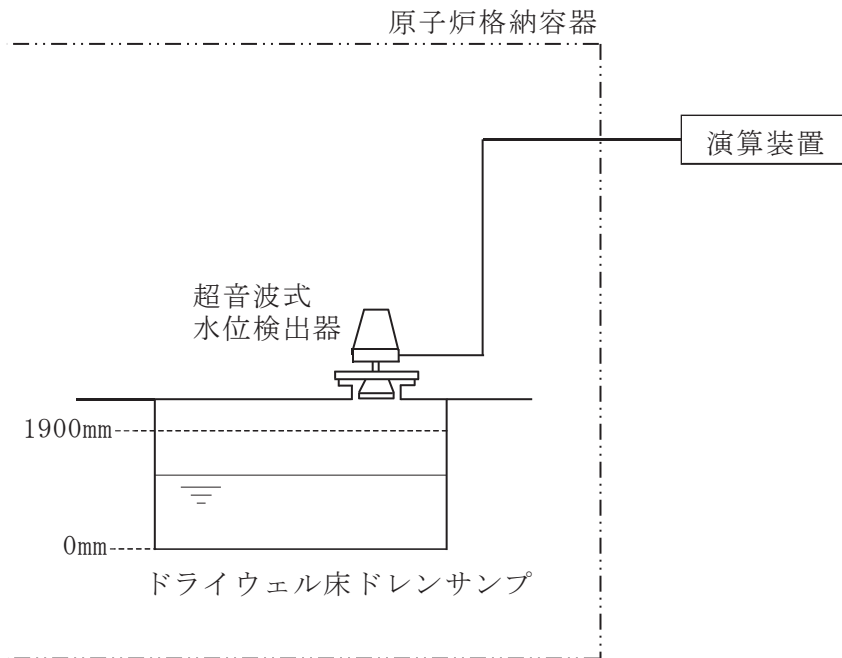


図 4-2 ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置の計測範囲

VI-1-4-2 流体振動又は温度変動による損傷の防止に関する説明書

目 次

1. 概要	1
2. 評価範囲	1
3. 基本方針	1
4. 配管内円柱状構造物の流力振動評価	2
5. 配管の高サイクル熱疲労に関する評価	2
6. まとめ	2

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」第19条及び「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」に基づき、原子炉冷却系統に係る容器、管、ポンプ及び弁が、原子炉冷却材の循環、沸騰その他の挙動により生じる流体振動、又は温度差のある流体の混合その他の挙動により生じる温度変動により損傷を受けない設計となっていることを説明する。

2. 評価範囲

今回の評価範囲は、「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の解釈」に基づき、原子炉冷却材圧力バウンダリの一部が拡大されることに伴い、以下の範囲の主配管（以下「RCPB 拡大範囲」という。）内の設備を対象とする。

- ・ 残留熱除去系 A, B 系停止時冷却注入隔離弁から残留熱除去系 A, B 系停止時冷却試験可能逆止弁まで
- ・ 残留熱除去系 A, B 系停止時冷却吸込第一隔離弁から残留熱除去系 A, B 系停止時冷却吸込第二隔離弁まで
- ・ 残留熱除去系ヘッドスプレイ注入隔離弁から残留熱除去系ヘッドスプレイ注入逆止弁まで

なお、RCPB 拡大範囲以外の既設設備における配管内円柱状構造物の流体振動による損傷防止に関する評価については、「女川原子力発電所における流体振動による配管内円柱状構造物の損傷防止に関する評価結果と措置計画等の報告について（平成18年8月10日付け東北電原設第20号）」にて、既設設備における配管の高サイクル熱疲労に関する評価については、「女川原子力発電所2号機 高サイクル熱疲労による損傷の防止に関する評価および検査結果報告書」（平成20年3月3日付け東北電原設第53号）にて評価し、問題ないことを確認している。

3. 基本方針

原子炉冷却系統、原子炉冷却材浄化系及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）に係る容器、管、ポンプ及び弁は、原子炉冷却材の循環、沸騰その他の原子炉冷却材の挙動により生じる流体振動又は温度差のある流体の混合その他の原子炉冷却材の挙動により生じる温度変動により損傷を受けない設計とする。

RCPB 拡大範囲の管に設置された円柱状構造物で耐圧機能を有するものに関する流体振動評価は、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手法及び評価フローに従った評価及び必要な措置を行う。

温度差のある流体の混合等で生じる温度変動により発生する配管の高サイクル熱疲労による損傷防止は、日本機械学会「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」（J S M E S 0 1 7 -2003）の規定に基づく手法及び評価フローに従って評価及び措置を実施する。

4. 配管内円柱状構造物の流力振動評価

配管内に円柱状構造物を設置している場合，流れによる流体力及び励起される振動による円柱状構造物への影響を評価するが，RCPB 拡大範囲には評価対象となる配管内円柱状構造物が設置されていないため，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)の「2. 適用範囲および対象」に該当せず，評価は不要である。

5. 配管の高サイクル熱疲労に関する評価

配管に高サイクル熱疲労を引き起こす熱流動現象が作用する場所として高低温水合流部及び閉塞分岐管が考えられるが，RCPB 拡大範囲には評価対象となる高低温水合流部がなく，また，通常運転時流路の原子炉からみて第1隔離弁が閉弁で運用されており，高温水の流入がなく，閉塞分岐管であるドレンライン，ベントラインが評価対象とならないため，日本機械学会「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」(J S M E S 0 1 7 -2003)の「2. 疲労評価上考慮すべき熱流動現象 2.2 評価対象とする現象」に該当せず，評価は不要である。

6. まとめ

RCPB 拡大範囲には，流体振動又は温度変動による損傷が懸念される部位はなく，流体振動又は温度変動による損傷を受けない設計となっている。