

V-1-1-4-8-5-1 設定根拠に関する説明書
(貯留堰)

名 称		貯留堰
容 量	m ³	2162 以上 (2378)
個 数	—	1
<p>【設定根拠】</p> <p>(概要)</p> <p>貯留堰は、その他発電用原子炉の附属施設のうち、浸水防護施設の外郭浸水防護設備と兼用する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設 <p>貯留堰は、設計基準対象施設として基準津波による水位低下に対し、非常用海水ポンプ*1が機能維持でき、かつ、発電用原子炉の冷却に必要な海水を確保する設計とする。</p> <p>なお、津波の引き波に対する貯留堰の必要海水量は、取水構造物とあわせて設計する。</p> 重大事故等対処施設 <p>重大事故等時に、その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用取水設備として使用する貯留堰の機能は、設計基準対象施設として使用する場合と同じである。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する貯留堰及び取水構造物の容量は、基準津波による引き波時において、海水面が貯留堰天端高さ (T.P. -4.9 m) を下回った場合でも非常用海水ポンプが継続して取水可能な容量とする。海水面が貯留堰天端高さ (T.P. -4.9 m) を下回る時間は約 3 分間であるが、保守的に非常用海水ポンプ全個数が 30 分間以上継続して取水できるよう 2162 m³ 以上*2とする。</p> <p>重大事故等時に使用する貯留堰及び取水構造物の容量は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、2162 m³ 以上とする。</p> <p>公称値については要求される容量 2162 m³ を上回る、有効貯留容量である 2378 m³ とする。</p> <p>有効貯留容量＝有効水深× (貯留面積－控除面積)</p> <p>ここで、</p> <p>有効貯留容量 (m³)</p> <p>有効水深 (m) : 貯留堰天端高さ (T.P. -4.9 m) から非常用海水ポンプの最も低い取水可能水位 (T.P. m) との差</p> <p>貯留面積 (m²) : 取水構造物及び貯留堰内の海水貯留面積</p> <p>控除面積 (m²) : 貯留面積内の構造物及び設備の控除面積</p> <p>有効貯留容量＝ =2378 (m³) >2162 (m³)</p>		

注記 *1：残留熱除去系海水系ポンプ，非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ

*2：詳細は，添付書類「V-1-1-2 発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」の添付書類「V-1-1-2-2 津波への配慮に関する説明書」に記載する。なお，非常用海水ポンプの取水容量(V_r)は，以下の式により算定する。

$$V_r = (Q_1 + Q_2 + Q_3) / 2 = (3544 + 546 + 233) / 2 \\ = 2161.5 (\text{m}^3) \div 2162 (\text{m}^3) < 2378 (\text{m}^3)$$

V_r ：取水容量 (m^3)

Q_1 ：残留熱除去系海水系ポンプ定格容量*3 885.7 $\text{m}^3/\text{h}/1$ 個（全 4 個）

Q_2 ：非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ定格容量*3 272.6 $\text{m}^3/\text{h}/1$ 個（全 2 個）

Q_3 ：高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ定格容量*3 232.8 $\text{m}^3/\text{h}/1$ 個（全 1 個）

*3：取水容量算定においては小数点第 1 位を切り上げる。

2. 個数の設定根拠

貯留堰は，設計基準対象施設として海を水源とする非常用海水ポンプの水路として，津波による引き波時においても必要な海水を取水するのに必要な個数である 1 個設置する。

貯留堰は，設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

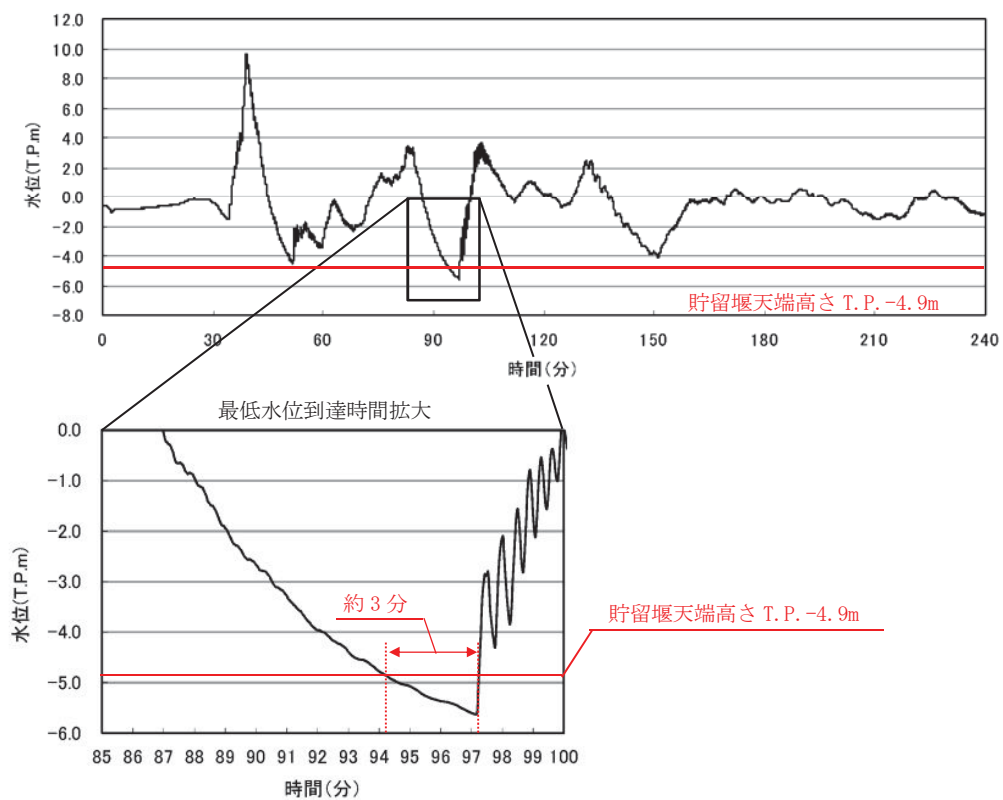


図1 貯留堰（取水構造物含む）水位の時刻歴波形（基準津波）

V-1-1-4-8-5-1-2 設定根拠に関する説明書
(取水構造物)

名 称		取水構造物
容 量	m ³	2162 以上 (2378)
個 数	—	1
<p>【設定根拠】</p> <p>(概要)</p> <p>・ 設計基準対象施設</p> <p>取水構造物*¹は、設計基準対象施設として基準津波による水位低下に対し、非常用海水ポンプ*²が機能維持でき、かつ、発電用原子炉の冷却に必要な海水を確保する設計とする。</p> <p>なお、津波の引き波に対する取水構造物の必要海水量は、貯留堰とあわせて設計する。</p> <p>・ 重大事故等対処施設</p> <p>重大事故等時に、その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用取水設備として使用する取水構造物の機能は、設計基準対象施設として使用する場合と同じである。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設として使用する貯留堰及び取水構造物の容量は、基準津波による引き波時において、海水面が貯留堰天端高さ (T.P. -4.9 m) を下回った場合でも非常用海水ポンプが継続して取水可能な容量とする。海水面が貯留堰天端高さ (T.P. -4.9 m) を下回る時間は約 3 分間であるが、保守的に非常用海水ポンプ全個数が 30 分間以上継続して取水できるよう 2162 m³ 以上*³とする。</p> <p>重大事故等時に使用する貯留堰及び取水構造物の容量は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、2162 m³ 以上とする。</p> <p>公称値については要求される容量 2162 m³ を上回る、有効貯留容量である 2378 m³ とする。</p> <p>有効貯留容量＝有効水深× (貯留面積－控除面積)</p> <p>ここで、</p> <p>有効貯留容量 (m³)</p> <p>有効水深 (m) : 貯留堰天端高さ (T.P. -4.9 m) から非常用海水ポンプの最も低い取水可能水位 (T.P. <input type="text"/> m) との差</p> <p>貯留面積 (m²) : 取水構造物及び貯留堰内の海水貯留面積</p> <p>控除面積 (m²) : 貯留面積内の構造物及び設備の控除面積</p> <p>有効貯留容量＝<input type="text"/>＝2378 (m³) > 2162 (m³)</p>		

注記 *1：取水路及び取水ピットの総称

*2：残留熱除去系海水系ポンプ，非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ

*3：詳細は，添付書類「V-1-1-2 発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」の添付書類「V-1-1-2-2 津波への配慮に関する説明書」に記載する。なお，非常用海水ポンプの取水容量(V_r)は，以下の式により算定する。

$$V_r = (Q_1 + Q_2 + Q_3) / 2 = (3544 + 546 + 233) / 2 \\ = 2161.5 (\text{m}^3) \div 2162 (\text{m}^3) < 2378 (\text{m}^3)$$

V_r ：取水容量 (m^3)

Q_1 ：残留熱除去系海水系ポンプ定格容量*4 885.7 $\text{m}^3/\text{h}/1$ 個 (全 4 個)

Q_2 ：非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ定格容量*4 272.6 $\text{m}^3/\text{h}/1$ 個 (全 2 個)

Q_3 ：高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ定格容量*4 232.8 $\text{m}^3/\text{h}/1$ 個 (全 1 個)

*4：取水容量算定においては小数点第 1 位を切り上げる。

2. 個数の設定根拠

取水構造物は，設計基準対象施設として海を水源とする非常用海水ポンプの水路として，津波による引き波時においても必要な海水を取水するのに必要な個数である 1 個設置する。

取水構造物は，設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

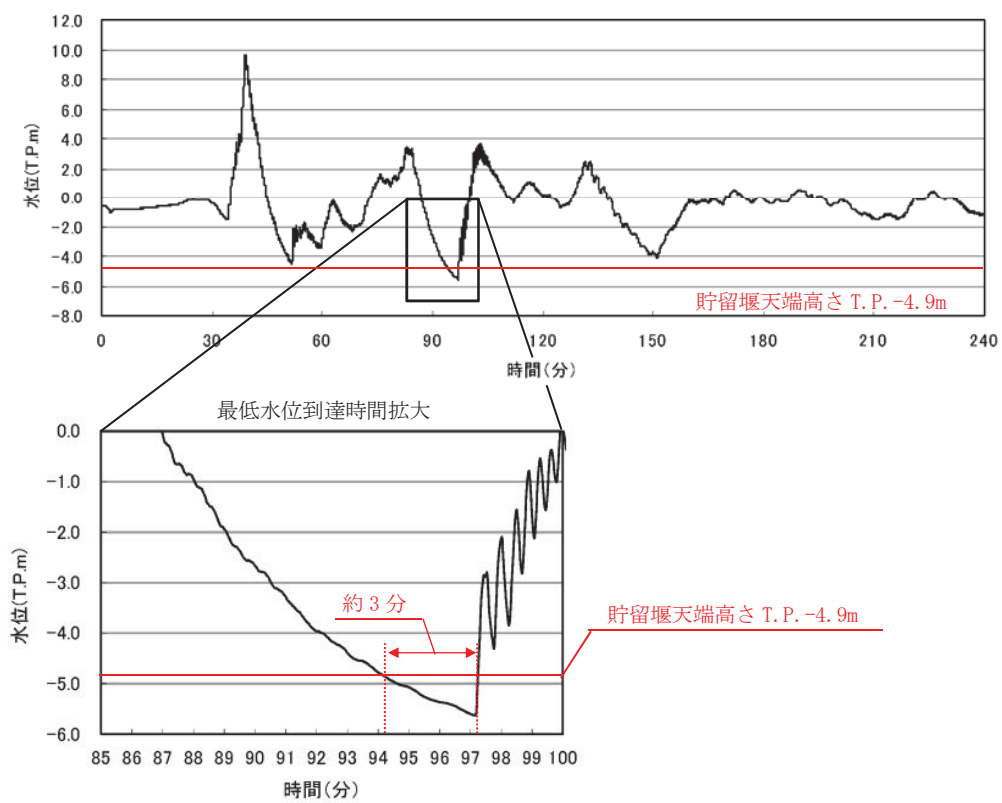


図1 貯留堰（取水構造物含む）水位の時刻歴波形（基準津波）

V-1-1-4-8-5-2 設定根拠に関する説明書

(S A用海水ピット取水塔)

名 称			S A用海水ピット取水塔
容 量		m ³	345 以上 (376.2)
個 数		—	1

【設定根拠】

(概要)

S A用海水ピット取水塔は、海水引込み管、S A用海水ピット、緊急用海水取水管及び緊急用海水ポンプピットとともに、重大事故等対処施設として、基準津波及び敷地に遡上する津波による水位低下に対し、緊急用海水ポンプが機能維持でき、かつ、発電用原子炉の冷却に必要な海水を確保する設計とする。また、海水引込み管、S A用海水ピット、緊急用海水取水管及び緊急用海水ポンプピットとともに一連の系として非常用取水設備を構成し、重大事故等時に緊急用海水ポンプの流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処施設として設計する。

1. 容量の設定根拠

S A用海水ピット取水塔、S A用海水ピット及び緊急用海水ポンプピットは、基準津波及び敷地に遡上する津波による引き波時に、海面の高さが取水箇所であるS A用海水ピット取水塔の天端高さ(T.P.-2.2 m)を下回る場合においても、緊急用海水ポンプ 1 台が継続して取水可能な容量とする。また、海水面がS A用海水ピット取水塔の天端高さ(T.P.-2.2 m)を下回る時間は、基準津波よりも規模の大きい敷地に遡上する津波において約 10 分間であることから、これを上回る 30 分間以上必要な海水取水量を確保可能な設計とし、以下に示すとおり、設計確認値 345 m³ 以上に対し 376.2 m³ を確保する。

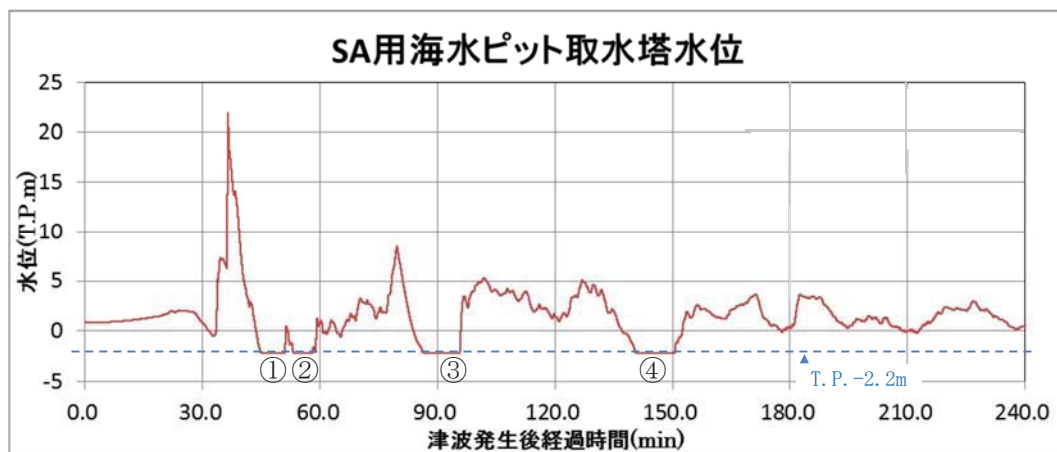
引き波時の非常用取水設備の有効取水容量は、S A用海水ピット取水塔の天端高さ T.P.-2.2 m から緊急用海水ポンプの設計吸込み可能水位である T.P. m の範囲の容量とし、S A用海水ピット取水塔で約 27.1 m³ の他、非常用取水設備を構成する緊急用海水ポンプピットで約 122.6 m³、S A用海水ピットで約 228.5 m³ の合計約 378.2 m³ から緊急用海水ポンプ、S A用海水ピット取水塔内の構造物及び設備の体積の合計約 2 m³ を控除した 376.2 m³ である。

公称値については、1 系統の残留熱除去系熱交換器及び補機類の冷却に必要な海水流量が約 690 m³/h であることから、1 系統の残留熱除去系熱交換器及び補機類の冷却を 30 分間継続できる容量 345 m³ を上回る有効取水容量である 376.2 m³ とする。

なお、海水引込み管及び緊急用海水取水管は、緊急用海水ポンプの設計吸込み可能水位よりも低い位置に設置されていることから、有効取水容量の算定において考慮しない。

2. 個数の設定根拠

S A用海水ピット取水塔は、重大事故等対処施設として海を水源とする緊急用海水ポンプの水路として、津波による引き波時においても必要な海水を取水するのに必要な個数である 1 個設置する。



敷地に遡上する津波における引き波でS A用海水ピット取水塔天端が露出する継続時間を①から④に示す（基準津波時も同様）。

①：約5分 ②：約5分 ③：約10分 ④：約10分

図 1 S A用海水ピット取水塔近傍の水位時刻歴波形
(敷地に遡上する津波)

V-1-1-4-8-5-3 設定根拠に関する説明書
(海水引込み管)

名 称		海水引込み管
容 量	m ³	—
個 数	—	1
<p>【設定根拠】</p> <p>(概要)</p> <p>海水引込み管は、S A用海水ピット取水塔、S A用海水ピット、緊急用海水取水管及び緊急用海水ポンプピットとともに一連の系として非常用取水設備を構成し、重大事故等時に緊急用海水ポンプの流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備として設計する。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>海水引込み管は、地下岩盤内に設置されており敷地に遡上する津波の引き波による海水面の低下の影響を受けないことから、緊急用海水ポンプの有効取水容量の算定において考慮しない。</p> <p>2. 個数の設定根拠</p> <p>海水引込み管は、S A用海水ピット取水塔 1 個とS A用海水ピット 1 個を接続するために必要な個数である 1 個設置する。</p>		

V-1-1-4-8-5-4 設定根拠に関する説明書

(S A用海水ピット)

名 称			S A用海水ピット
容 量		m ³	345 以上 (376. 2)
個 数		—	1

【設定根拠】
(概要)

S A用海水ピットは、S A用海水ピット取水塔、海水引込み管、緊急用海水取水管及び緊急用海水ポンプピットとともに、重大事故等対処施設として、基準津波及び敷地に遡上する津波による水位低下に対し、緊急用海水ポンプが機能維持でき、かつ、発電用原子炉の冷却に必要な海水を確保する設計とする。また、S A用海水ピット取水塔、海水引込み管、緊急用海水取水管及び緊急用海水ポンプピットとともに一連の系として非常用取水設備を構成し、重大事故等時に緊急用海水ポンプの流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処施設として設計する。

1. 容量の設定根拠

S A用海水ピット、S A用海水ピット取水塔及び緊急用海水ポンプピットは、基準津波及び敷地に遡上する津波による引き波時に、海面の高さが取水箇所であるS A用海水ピット取水塔の天端高さ(T.P.-2.2 m)を下回る場合においても、緊急用海水ポンプ 1 台が継続して取水可能な容量とする。また、海水面がS A用海水ピット取水塔の天端高さ(T.P.-2.2 m)を下回る時間は、基準津波よりも規模の大きい敷地に遡上する津波において約 10 分間であることから、これを上回る 30 分間以上必要な海水取水量を確保可能な設計とし、以下に示すとおり、設計確認値 345 m³ 以上に対し 376.2 m³ を確保する。

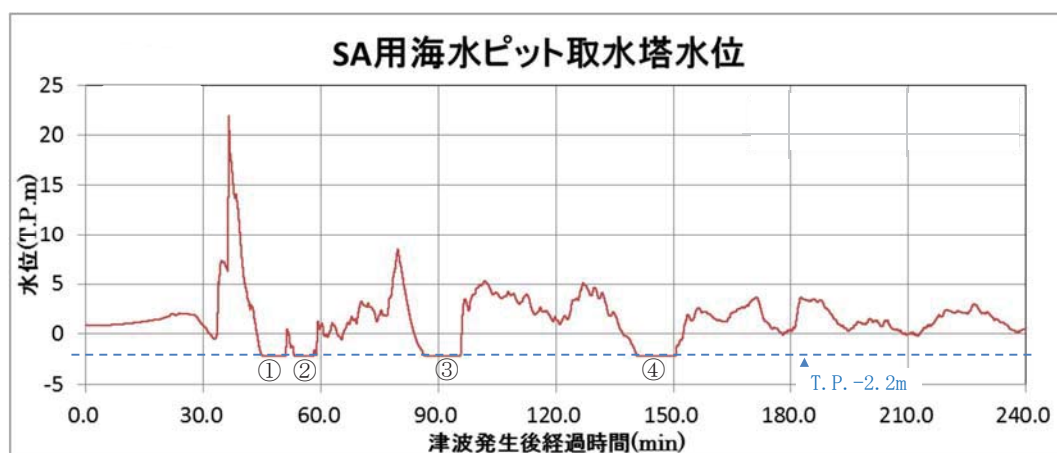
引き波時の非常用取水設備の有効取水容量は、S A用海水ピット取水塔の天端高さ T.P.-2.2 m から緊急用海水ポンプの設計吸込み可能水位である T.P. m の範囲の容量とし、S A用海水ピットで約 228.5 m³ の他、非常用取水設備を構成する緊急用海水ポンプピットで約 122.6 m³、S A用海水ピット取水塔で約 27.1 m³ の合計約 378.2 m³ から緊急用海水ポンプ、S A用海水ピット取水塔内の構造物及び設備の体積の合計約 2 m³ を控除した 376.2 m³ である。

公称値については、1 系統の残留熱除去系熱交換器及び補機類の冷却に必要な海水流量が約 690 m³/h であることから、1 系統の残留熱除去系熱交換器及び補機類の冷却を 30 分間継続できる容量 345 m³ を上回る有効取水容量である 376.2 m³ とする。

なお、海水引込み管及び緊急用海水取水管は、緊急用海水ポンプの設計吸込み可能水位よりも低い位置に設置されていることから、有効取水容量の算定において考慮しない。

2. 個数の設定根拠

S A用海水ピットは、重大事故等対処施設として海を水源とする緊急用海水ポンプの水路として、津波による引き波時においても必要な海水を取水するのに必要な個数である 1 個設置する。



敷地に遡上する津波における引き波でS A用海水ピット取水塔天端が露出する継続時間を①から④に示す（基準津波時も同様）。

①：約5分 ②：約5分 ③：約10分 ④：約10分

図 1 S A用海水ピット取水塔近傍の水位時刻歴波形
(敷地に遡上する津波)

V-1-1-4-8-5-5 設定根拠に関する説明書

(緊急用海水取水管)

名 称		緊急用海水取水管
容 量	m ³	—
個 数	—	1

【設定根拠】

(概要)

緊急用海水取水管は、S A用海水ピット取水塔、海水引込み管、S A用海水ピット及び緊急用海水ポンプピットとともに一連の系として非常用取水設備を構成し、重大事故等時に緊急用海水ポンプの流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処施設として設計する。

1. 容量の設定根拠

緊急用海水取水管は、地下岩盤内に設置されており敷地に遡上する津波の引き波による海水面の低下の影響を受けないことから、緊急用海水ポンプの有効取水容量の算定において考慮しない。

2. 個数の設定根拠

緊急用海水取水管は、S A用海水ピット取水塔 1 個と S A用海水ピット 1 個を接続するために必要な個数である 1 個設置する。

V-1-1-4-8-5-6 設定根拠に関する説明書

(緊急用海水ポンプピット)

名 称		緊急用海水ポンプピット
容 量	m ³	345 以上 (376.2)
個 数	—	1

【設定根拠】

(概要)

緊急用海水ポンプピットは、S A用海水ピット取水塔、海水引込み管、S A用海水ピット及び緊急用海水取水管とともに、重大事故等対処施設として、基準津波及び敷地に遡上する津波による水位低下に対し、緊急用海水ポンプが機能維持でき、かつ、発電用原子炉の冷却に必要な海水を確保する設計とする。また、S A用海水ピット取水塔、海水引込み管、S A用海水ピット及び緊急用海水取水管とともに一連の系として非常用取水設備を構成し、重大事故等時に緊急用海水ポンプの流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処施設として設計する。

1. 容量の設定根拠

緊急用海水ポンプピット、S A用海水ピット取水塔及びS A用海水ピットは、基準津波及び敷地に遡上する津波による引き波時に、海面の高さが取水箇所であるS A用海水ピット取水塔の天端高さ(T.P.-2.2 m)を下回る場合においても、緊急用海水ポンプ 1 台が継続して取水可能な容量とする。また、海水面がS A用海水ピット取水塔の天端高さ(T.P.-2.2 m)を下回る時間は、基準津波よりも規模の大きい敷地に遡上する津波において約 10 分間であることから、これを上回る 30 分間以上必要な海水取水量を確保可能な設計とし、以下に示すとおり、設計確認値 345 m³ 以上に対し 376.2 m³ を確保する。

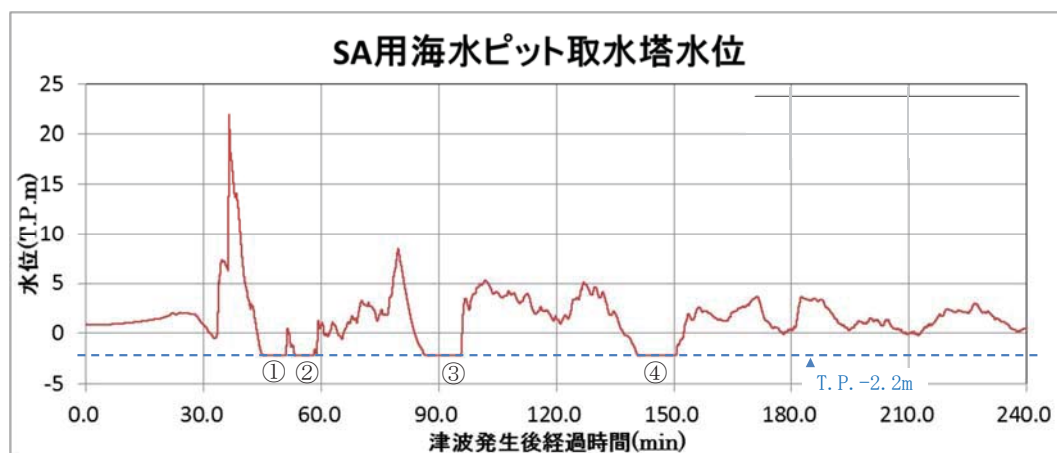
引き波時の非常用取水設備の有効取水容量は、S A用海水ピット取水塔の天端高さ T.P.-2.2 m から緊急用海水ポンプの設計吸込み可能水位である T.P. m の範囲の容量とし、緊急用海水ポンプピットで約 122.6 m³ の他、非常用取水設備を構成するS A用海水ピットで約 228.5 m³、S A用海水ピット取水塔で約 27.1 m³ の合計約 378.2 m³ から緊急用海水ポンプ、S A用海水ピット取水塔内の構造物及び設備の体積合計約 2 m³ を控除した 376.2 m³ である。

公称値については、1 系統の残留熱除去系熱交換器及び補機類の冷却に必要な海水流量が約 690 m³/h であることから、1 系統の残留熱除去系熱交換器及び補機類の冷却を 30 分間継続できる容量 345 m³ を上回る有効取水容量である 376.2 m³ とする。

なお、海水引込み管及び緊急用海水取水管は、緊急用海水ポンプの設計吸込み可能水位よりも低い位置に設置されていることから、有効取水容量の算定において考慮しない。

2. 個数の設定根拠

緊急用海水ポンプピットは、重大事故等対処施設として海を水源とする緊急用海水ポンプの水路として、津波による引き波時においても必要な海水を取水するのに必要な個数である 1 個設置する。



敷地に遡上する津波における引き波でSA用海水ピット取水塔天端が露出する継続時間を①から④に示す（基準津波時も同様）。

①：約5分 ②：約5分 ③：約10分 ④：約10分

図 1 SA用海水ピット取水塔近傍の水位時刻歴波形
(敷地に遡上する津波)

V-1-1-4-別添 1 技術基準要求機器リスト

目次

1. 概要..... 1

2. 技術基準要求機器リスト..... 2

1. 概要

本資料は、基本設計方針にのみ記載する設備に対し、機能及び性能を明確に記載する必要がある設備を選定し、作成した「技術基準要求機器リスト」について説明するものである。

また、「技術基準要求機器リスト」にて選定された設備については、その根拠を別添2の「設定根拠に関する説明書（別添）」又は「個別の説明書」にて仕様設定根拠を説明する。

2. 技術基準要求機器リスト

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
施設共通 (竜巻)	防護ネット	防護措置として設置する防護対策施設としては、防護ネット（硬鋼線材：線径φ4 mm、網目寸法 40 mm）、防護鋼板（炭素鋼：板厚 16 mm 以上）、架構及び扉（炭素鋼：板厚 31.2 mm 以上）を設置し、内包する外部事象防護対象施設の機能を損なわないよう、外部事象防護対象施設の機能喪失に至る可能性のある飛来物が外部事象防護対象施設に衝突することを防止する設計とする。	材料 線径 網目寸法	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
施設共通 (竜巻)	防護鋼板	同上	材料 厚さ	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
施設共通 (竜巻)	扉	同上	材料 厚さ	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
施設共通 (アクセスルート)	ホイールローダ	屋外アクセスルートに対する地震による影響（周辺構造物等の損壊、周辺斜面の崩壊及び道路面のすべり）、その他自然現象（風（台風）及び竜巻による飛来物、積雪並びに火山の影響）による影響を想定し、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ホイールローダを 2 台（予備 3 台）保管、使用する。	台数	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

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	静的サイフォンブレーカ	<p>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戻り配管からサイフォン現象による水の漏えいが発生した場合に、原子炉建屋原子炉棟6階における線量率が放射線被ばくを管理する上で定めた線量率を満足できるよう、漏えいの継続を防止し、燃料体等からの放射線の遮蔽に必要な水位を維持するため、戻り配管上部に静的サイフォンブレーカを設ける設計とする。</p> <p>静的サイフォンブレーカは、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。</p>	—	使用済燃料貯蔵槽の水深の遮蔽能力に関する説明書
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	使用済燃料プール監視カメラ	<p>使用済燃料プール監視カメラ（個数1）は、想定される重大事故等時において赤外線機能により使用済燃料プールの状況が把握できる設計とする。</p> <p>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は、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し、計測する装置は「表1 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の主要設備リスト」の「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」に示す重大事故等対処設備の他、使用済燃料プール監視カメラ（個数1）とする。</p>	個数	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
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置	<p>使用済燃料プール監視カメラの耐環境性向上のため、使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置（個数1、容量 100 L/min 以上）を設ける設計とする。</p>	個数 容量	設定根拠に関する説明書（別添）
原子炉冷却系統施設	耐圧強化ベント系	<p>耐圧強化ベント系の系統設計流量は48000 kg/h（1 Pdにおいて）であり、サプレッション・チェンバ及びドライウェルと接続し、いずれからも排気できる設計とする。</p>	系統設計流量	原子炉格納施設の設計条件に関する説明書

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
計測制御系統施設	格納容器内雰囲気ガスサンプリング装置	格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）は、格納容器内雰囲気ガスサンプリング装置（圧縮機吐出圧力 0.73 MPa 以上、圧縮機容量 5.25 L/min 以上、冷却器容量 35.7 kJ/h 以上、窒素ポンベ個数 4 以上、空調機容量 □ kW 以上）により原子炉格納容器内の雰囲気ガスを原子炉建屋原子炉棟内へ導き、検出器で測定することで、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を中央制御室より監視できる設計とする。	圧縮機吐出圧力 圧縮機容量 冷却器容量 窒素ポンベ個数 空調機容量	設定根拠に関する説明書（別添）
計測制御系統施設	フィルタ装置入口水素濃度	<p>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は、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し、計測する装置は「表 1 計測制御系統施設の主要設備リスト」の「計測装置」に示す重大事故等対処設備の他、フィルタ装置水位（個数 2、計測範囲 180 mm～5500 mm）、フィルタ装置圧力（個数 1、計測範囲 0～1 MPa）、フィルタ装置スクラビング水温度（個数 1、計測範囲 0～300 ℃）、フィルタ装置入口水素濃度（個数 2、計測範囲 0～100 %）、残留熱除去系海水系系統流量（個数 2、計測範囲 0～550 L/s）、緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）（個数 1、計測範囲 0～800 m³/h）、緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）（個数 1、計測範囲 0～50 m³/h）、常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力（個数 1、計測範囲 0～10 MPa）、常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力（個数 2、計測範囲 0～5 MPa）、代替循環冷却系ポンプ吐出圧力（個数 2、計測範囲 0～5 MPa）、原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力（個数 1、計測範囲 0～10 MPa）、高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力（個数 1、計測範囲 0～10 MPa）、残留熱除去系ポンプ吐出圧力（個数 3、計測範囲 0～4 MPa）、低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力（個数 1、計測範囲 0～4 MPa）、静的触媒式水素再結合器動作監視装置（個数 4、計測範囲 0～300 ℃）とする。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置の排出経路における水素濃度を測定し、監視できるよう、水素が蓄積する可能性のある排出経路の配管頂部にフィルタ装置入口水素濃度（個数 2、計測範囲 0～100 %）を設ける設計とする。</p>	個数 計測範囲	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

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
計測制御系統施設	フィルタ装置水位	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は、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し、計測する装置は「表 1 計測制御系統施設の主要設備リスト」の「計測装置」に示す重大事故等対処設備の他、フィルタ装置水位（個数 2，計測範囲 180 mm～5500 mm）、フィルタ装置圧力（個数 1，計測範囲 0～1 MPa）、フィルタ装置スクラビング水温度（個数 1，計測範囲 0～300 ℃）、フィルタ装置入口水素濃度（個数 2，計測範囲 0～100 %）、残留熱除去系海水系系統流量（個数 2，計測範囲 0～550 L/s）、緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）（個数 1，計測範囲 0～800 m ³ /h）、緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）（個数 1，計測範囲 0～50 m ³ /h）、常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力（個数 1，計測範囲 0～10 MPa）、常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力（個数 2，計測範囲 0～5 MPa）、代替循環冷却系ポンプ吐出圧力（個数 2，計測範囲 0～5 MPa）、原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力（個数 1，計測範囲 0～10 MPa）、高圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力（個数 1，計測範囲 0～10 MPa）、残留熱除去系ポンプ吐出圧力（個数 3，計測範囲 0～4 MPa）、低圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力（個数 1，計測範囲 0～4 MPa）、静的触媒式水素再結合器動作監視装置（個数 4，計測範囲 0～300 ℃）とする。	個数 計測範囲	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
計測制御系統施設	フィルタ装置圧力	同上	個数 計測範囲	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
計測制御系統施設	フィルタ装置スクラビング水温度	同上	個数 計測範囲	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
計測制御系統施設	残留熱除去系海水系系統流量	同上	個数 計測範囲	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
計測制御系統施設	緊急用海水系流量 （残留熱除去系熱交換器）	同上	個数 計測範囲	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

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
計測制御系統施設	緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)	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は、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し、計測する装置は「表 1 計測制御系統施設の主要設備リスト」の「計測装置」に示す重大事故等対処設備の他、フィルタ装置水位（個数 2，計測範囲 180 mm～5500 mm）、フィルタ装置圧力（個数 1，計測範囲 0～1 MPa）、フィルタ装置スクラビング水温度（個数 1，計測範囲 0～300 ℃）、フィルタ装置入口水素濃度（個数 2，計測範囲 0～100 %）、残留熱除去系海水系系統流量（個数 2，計測範囲 0～550 L/s）、緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）（個数 1，計測範囲 0～800 m ³ /h）、緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）（個数 1，計測範囲 0～50 m ³ /h）、常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力（個数 1，計測範囲 0～10 MPa）、常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力（個数 2，計測範囲 0～5 MPa）、代替循環冷却系ポンプ吐出圧力（個数 2，計測範囲 0～5 MPa）、原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力（個数 1，計測範囲 0～10 MPa）、高圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力（個数 1，計測範囲 0～10 MPa）、残留熱除去系ポンプ吐出圧力（個数 3，計測範囲 0～4 MPa）、低圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力（個数 1，計測範囲 0～4 MPa）、静的触媒式水素再結合器動作監視装置（個数 4，計測範囲 0～300 ℃）とする。	個数 計測範囲	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
計測制御系統施設	常設高圧代替注水系ポンプ 吐出圧力	同上	個数 計測範囲	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
計測制御系統施設	常設低圧代替注水系ポンプ 吐出圧力	同上	個数 計測範囲	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
計測制御系統施設	代替循環冷却系ポンプ 吐出圧力	同上	個数 計測範囲	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
計測制御系統施設	原子炉隔離時冷却系ポンプ 吐出圧力	同上	個数 計測範囲	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

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
計測制御系統施設	高圧炉心スプレイ系ポンプ 吐出圧力	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は、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し、計測する装置は「表 1 計測制御系統施設の主要設備リスト」の「計測装置」に示す重大事故等対処設備の他、フィルタ装置水位（個数 2，計測範囲 180 mm～5500 mm），フィルタ装置圧力（個数 1，計測範囲 0～1 MPa），フィルタ装置スクラビング水温度（個数 1，計測範囲 0～300 ℃），フィルタ装置入口水素濃度（個数 2，計測範囲 0～100 %），残留熱除去系海水系系統流量（個数 2，計測範囲 0～550 L/s），緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）（個数 1，計測範囲 0～800 m ³ /h），緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）（個数 1，計測範囲 0～50 m ³ /h），常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力（個数 1，計測範囲 0～10 MPa），常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力（個数 2，計測範囲 0～5 MPa），代替循環冷却系ポンプ吐出圧力（個数 2，計測範囲 0～5 MPa），原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力（個数 1，計測範囲 0～10 MPa），高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力（個数 1，計測範囲 0～10 MPa），残留熱除去系ポンプ吐出圧力（個数 3，計測範囲 0～4 MPa），低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力（個数 1，計測範囲 0～4 MPa），静的触媒式水素再結合器動作監視装置（個数 4，計測範囲 0～300 ℃）とする。	個数 計測範囲	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
計測制御系統施設	低圧炉心スプレイ系ポンプ 吐出圧力	同上	個数 計測範囲	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
計測制御系統施設	残留熱除去系ポンプ 吐出圧力	同上	個数 計測範囲	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

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
計測制御系統施設	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	<p>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は、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し、計測する装置は「表 1 計測制御系統施設の主要設備リスト」の「計測装置」に示す重大事故等対処設備の他、フィルタ装置水位（個数 2、計測範囲 180 mm～5500 mm）、フィルタ装置圧力（個数 1、計測範囲 0～1 MPa）、フィルタ装置スクラビング水温度（個数 1、計測範囲 0～300 ℃）、フィルタ装置入口水素濃度（個数 2、計測範囲 0～100 %）、残留熱除去系海水系系統流量（個数 2、計測範囲 0～550 L/s）、緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）（個数 1、計測範囲 0～800 m³/h）、緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）（個数 1、計測範囲 0～50 m³/h）、常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力（個数 1、計測範囲 0～10 MPa）、常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力（個数 2、計測範囲 0～5 MPa）、代替循環冷却系ポンプ吐出圧力（個数 2、計測範囲 0～5 MPa）、原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力（個数 1、計測範囲 0～10 MPa）、高圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力（個数 1、計測範囲 0～10 MPa）、残留熱除去系ポンプ吐出圧力（個数 3、計測範囲 0～4 MPa）、低圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力（個数 1、計測範囲 0～4 MPa）、静的触媒式水素再結合器動作監視装置（個数 4、計測範囲 0～300 ℃）とする。</p> <p>静的触媒式水素再結合器動作監視装置（個数 4、計測範囲 0～300 ℃、検出器種類 熱電対）は、静的触媒式水素再結合器の入口側及び出口側の温度により静的触媒式水素再結合器の作動状態を中央制御室から監視できる設計とし、重大事故等時において測定可能なよう耐環境性を有した熱電対を使用する。</p>	個数 計測範囲 検出器種類	原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書
計測制御系統施設	可搬型計測器	<p>また、代替電源設備が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合、特に重要なパラメータとして、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を計測する装置については、温度、圧力、水位及び流量に係るものについて、乾電池を電源とした可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度、圧力、水位及び流量（注水量）計測用）（個数 20（予備 20））及び可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の圧力、水位及び流量（注水量）計測用）（個数 19（予備 19））により計測できる設計とし、これらを保管する設計とする。</p>	個数	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

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
計測制御系統施設	非常用窒素供給系 高圧窒素ポンペ	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として、非常用窒素供給系は、逃がし安全弁の作動に必要な逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータの充填圧力が喪失した場合において、逃がし安全弁（7 個）の作動に必要な窒素を非常用窒素供給系高圧窒素ポンペ（空調機容量 <input type="text"/> kW 以上）により供給できる設計とする。	空調機容量	設定根拠に関する説明書（別添）
計測制御系統施設	非常用逃がし安全弁駆動系 高圧窒素ポンペ	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、逃がし安全弁機能回復のための重大事故等対処設備として、非常用逃がし安全弁駆動系は、逃がし安全弁の作動に必要な逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータの充填圧力が喪失した場合において、逃がし安全弁のアクチュエータに非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンペ（空調機容量 <input type="text"/> kW 以上）により直接窒素を供給することで、逃がし安全弁（4 個）を一定期間にわたり連続して開状態を保持できる設計とする。	空調機容量	設定根拠に関する説明書（別添）
放射性廃棄物の廃棄施設 （原子炉格納施設と兼用）	格納容器床ドレンサンプ 導入管*	格納容器床ドレンサンプ導入管は、ペDESTAL（ドライウェル部）内の水位を常時 1 m に維持するため、格納容器床ドレンサンプ底部から高さが 1 m の設計とする。また、格納容器機器ドレンサンプ導入管は、ペDESTAL（ドライウェル部）内の水位が 1.2 m 以上であるときに、格納容器床ドレンサンプ導入管と併せてペDESTAL（ドライウェル部）より排水するため、格納容器床ドレンサンプ底部から高さが 1.2 m の設計とする。 格納容器床ドレンサンプ導入管及び格納容器機器ドレンサンプ導入管は、サイフォン効果を除去し、意図した水位で排水を停止するため、頂部付近に空気抜き孔を有する設計とする。	高さ	原子炉格納施設 の設計条件に関する説明書
放射線管理施設	中央制御室待避室差圧計	中央制御室待避室差圧計（個数 1、計測範囲 0～60 Pa）により、中央制御室待避室と中央制御室との間が正圧化に必要な差圧が確保できていることを把握できる設計とする。	個数 計測範囲	中央制御室の居住性に関する説明書

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
放射線管理施設	緊急時対策所用差圧計 (東海、東海第二発電所共用)	緊急時対策所用差圧計（東海、東海第二発電所共用）（個数 1、計測範囲 0～200 Pa）は、緊急時対策所内の正圧化された室内と周辺エリアとの差圧を監視できる設計とする。	個数 計測範囲	緊急時対策所の居住性に関する説明書
放射線管理施設	第二弁操作室差圧計	また、第二弁操作室が微正圧であることを確認するため、第二弁操作室差圧計（個数 1、計測範囲 0～60 Pa）を設ける設計とする。	個数 計測範囲	原子炉格納施設の設計条件に関する説明書
放射線管理施設	第二弁操作室遮蔽	第二弁操作室遮蔽は、炉心の著しい損傷時においても、格納容器圧力逃がし装置の隔離弁操作ができるよう、鉄筋コンクリート 40 cm 以上の遮蔽厚さを有し、第二弁操作室に隣接する格納容器圧力逃がし装置入口配管が設置される方向の壁及び床の遮蔽厚さは、鉄筋コンクリート 120 cm 以上とする設計とする。	材料 厚さ	原子炉格納施設の設計条件に関する説明書
放射線管理施設	可搬型ダスト・よう素サンプラ	重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度（空気中、水中、土壌中）及び放射線量を監視するための移動式周辺モニタリング設備として、Na I シンチレーションサーベイ・メータ、β線サーベイ・メータ、ZnS シンチレーションサーベイ・メータ及び電離箱サーベイ・メータを設け、測定結果を記録し、保存できるように測定値を表示できる設計とし、可搬型ダスト・よう素サンプラ（個数 2（予備 1））、小型船舶（個数 1（予備 1））を保管する設計とする。	個数	管理区域の出入管理設備及び環境試料分析装置に関する説明書
放射線管理施設	小型船舶	同上	個数	設定根拠に関する説明書（別添）
放射線管理施設	可搬型気象観測設備	重大事故等が発生した場合に発電所において、風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するための設備として、可搬型気象観測設備（個数 1（予備 1））を設ける設計とする。	個数	環境測定装置の取付箇所を明示した図面 可搬型気象観測設備

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
原子炉格納施設 (原子炉冷却系統施設と兼用)	サブプレッション・チェンバ	<p>サブプレッション・チェンバ (容量 3400 m³, 個数 1) は, 想定される重大事故等時において, 原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイに使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である高圧代替注水系, 代替循環冷却系, 残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) 及び残留熱除去系 (サブプレッション・プール冷却系) の水源として使用できる設計とする。</p> <p>サブプレッション・チェンバ (容量 3400 m³, 個数 1) は, 想定される重大事故等時において, 原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイに使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) 及び残留熱除去系 (サブプレッション・プール冷却系) の水源として使用できる設計とする。</p> <p>サブプレッション・チェンバ (容量 3400 m³, 個数 1) は, 想定される重大事故等時において, 原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイに使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である高圧代替注水系, 代替循環冷却系, 原子炉隔離時冷却系, 高圧炉心スプレイ系, 残留熱除去系 (低圧注水系) 及び低圧炉心スプレイ系の水源として使用できる設計とする。</p>	容量 個数	原子炉格納施設の設計条件に関する説明書
原子炉格納施設	コリウムシールド	<p>コリウムシールドは, 熔融炉心がベDESTAL (ドライウエル部) へと落下した場合において, 熔融炉心とベDESTAL (ドライウエル部) のコンクリートの相互作用による侵食及び熔融炉心からベDESTAL (ドライウエル部) のコンクリートへの熱影響を抑制するため, 寸法が高さ 1.88 m, 厚さ 0.15 m, 材料がジルコニア (ZrO₂), 個数が 1 個の設計とする。なお, コリウムシールドは, 耐震性を有する設計とする。</p>	高さ 厚さ 材料 個数	原子炉格納施設の設計条件に関する説明書
原子炉格納施設	格納容器機器ドレンサンプ導入管	<p>格納容器床ドレンサンプ導入管は, ベDESTAL (ドライウエル部) 内の水位を常時 1 m に維持するため, 格納容器床ドレンサンプ底部から高さが 1 m の設計とする。また, 格納容器機器ドレンサンプ導入管は, ベDESTAL (ドライウエル部) 内の水位が 1.2 m 以上であるときに, 格納容器床ドレンサンプ導入管と併せてベDESTAL (ドライウエル部) より排水するため, 格納容器床ドレンサンプ底部から高さが 1.2 m の設計とする。</p> <p>格納容器床ドレンサンプ導入管及び格納容器機器ドレンサンプ導入管は, サイフォン効果を除去し, 意図した水位で排水を停止するため, 頂部付近に空気抜き孔を有する設計とする。</p>	高さ	原子炉格納施設の設計条件に関する説明書

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
原子炉格納施設	格納容器床ドレンサンプスリット	原子炉圧力容器破損時にペDESTAL（ドライウェル部）に落下したデブリが、格納容器床ドレンサンプ及び格納容器機器ドレンサンプの排水流路を通じてサブプレッション・チェンバへ移行することを防止するため、格納容器床ドレンサンプスリット及び格納容器機器ドレンサンプスリット（高さ <input type="text"/> mm, 幅 <input type="text"/> mm, 厚さ <input type="text"/> mm, 材料 ステンレス鋼）は、流入したデブリの冷却及び凝固停止を促進する設計とする。	高さ 幅 厚さ 材料	原子炉格納施設 の設計条件に関する説明書
原子炉格納施設	格納容器機器ドレンサンプスリット	同上	高さ 幅 厚さ 材料	原子炉格納施設 の設計条件に関する説明書
原子炉格納施設	泡消火薬剤容器 (大型ポンプ用)	泡消火薬剤の保有数は、必要な容量として 5 m ³ 確保し、故障時の予備用として 5 m ³ の計 10 m ³ を保管する。なお、泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）の容量は 1 m ³ /個であり、確保された泡消火薬剤 5 m ³ を 1 m ³ 毎に分け 5 個、予備用の泡消火薬剤 5 m ³ を 1 m ³ 毎に分け 5 個の計 10 個を保管する。	容量 個数	設定根拠に関する説明書 (別添)
原子炉格納施設	泡混合器	泡混合器は、航空機燃料火災に対応するため、可搬型代替注水大型ポンプ、放水砲及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）に接続することで、泡消火薬剤を混合して放水できる設計とする。また、泡混合器の保有数は、航空機燃料火災に対応するため、1 個と故障時の予備として 1 個の合計 2 個を保管する。	個数	設定根拠に関する説明書 (別添)
原子炉格納施設 (浸水防護施設と兼用)	原子炉建屋外側ブローアウト パネル*	また、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外側ブローアウトパネル（設置枚数 <input type="text"/> 枚、開放差圧 <input type="text"/> kPa 以下）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。	設置枚数 開放差圧	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
原子炉格納施設	ブローアウトパネル閉止装置	炉心の著しい損傷が発生し、原子炉建屋ガス処理系を起動する際に、原子炉建屋外側ブローアウトパネルを閉止する必要がある場合には、中央制御室からブローアウトパネル閉止装置（個数 10）を操作し、容易かつ確実に開口部を閉止できる設計とする。	個数	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

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
原子炉格納施設 (原子炉冷却系統施設と兼用)	格納容器圧力逃がし装置	<p>格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置（フィルタ容器、スクラビング水、金属フィルタ、よう素除去部）、圧力開放板、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系及び耐圧強化ベント系を経由して、フィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋原子炉棟屋上に設ける放出口から排出（系統設計流量 13.4 kg/s (1 Pd において)）することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。</p> <p>原子炉格納容器内に滞留する水素及び酸素を大気へ排出するための重大事故等対処設備として、格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置（フィルタ容器、スクラビング水、金属フィルタ、よう素除去部）、圧力開放板、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系等を経由して、フィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋原子炉棟屋上に設ける放出口から排出（系統設計流量 13.4 kg/s (1 Pd において)）することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への排出を低減しつつ、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器内の水素及び酸素を大気へ排出できる設計とする。</p> <p>残留熱除去系の故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備として、格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置（フィルタ容器、スクラビング水、金属フィルタ、よう素除去部）、圧力開放板、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系等を経由して、フィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋原子炉棟屋上に設ける放出口から放出（系統設計流量 13.4 kg/s (1 Pd において)）することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を抑制しつつ、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。</p>	系統設計流量	原子炉格納施設の設計条件に関する説明書

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
原子炉格納施設 (原子炉冷却系統施設と兼用)	フィルタ装置	フィルタ装置は、排気中に含まれる粒子状放射性物質、ガス状の無機よう素及び有機よう素を除去できる設計とする。また、無機よう素をスクラビング水中に捕集・保持するためにアルカリ性の状態（待機状態においてpH13以上）に維持する設計とする。	pH	原子炉格納施設の設計条件に関する説明書
原子炉格納施設	移送ポンプ	格納容器圧力逃がし装置は、水の放射線分解により発生する水素がフィルタ装置内に蓄積することを防止するため、格納容器圧力逃がし装置使用後にフィルタ装置スクラビング水を移送ポンプ（容量10 m ³ /h/個、揚程40 m、個数1）によりサブプレッション・チェンバへ移送できる設計とする。	容量 揚程 個数	原子炉格納施設の設計条件に関する説明書
原子炉格納施設 (原子炉冷却系統施設と兼用)	遠隔人力操作機構	格納容器圧力逃がし装置使用時の排出経路に設置される隔離弁は、遠隔人力操作機構（個数4）によって人力により容易かつ確実に操作が可能な設計とする。	個数	原子炉格納施設の設計条件に関する説明書
原子炉格納施設 (核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設と兼用)	汚濁防止膜（可搬型）	<p>海洋への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として、海洋拡散抑制設備は、汚濁防止膜等で構成し、汚濁防止膜（可搬型）は、汚染水が発電所から海洋に流出する12箇所（雨水排水路集水桝9箇所及び放水路3箇所）に設置できる設計とする。</p> <p>汚濁防止膜（可搬型）は、海洋への放射性物質の拡散を抑制するため、設置場所に応じた高さ及び幅を有する設計とする。必要数は、各設置場所に必要な幅に対して汚濁防止膜を二重に計2本設置することとし、雨水排水路集水桝9箇所の設置場所に計18本（高さ約3 m、幅約3 m（12本）、高さ約2 m、幅約3 m（6本））及び放水路3箇所の設置場所に計6本（高さ約4 m、幅約4 m（6本））の合計24本使用する設計とする。また、予備については、保守点検は目視点検であり、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに、破れ等の破損時の予備用として各設置場所に対して2本の計24本を保管することとし、予備を含めた保有数として設置場所12箇所分の合計48本を保管する。</p>	高さ 幅 個数	設定根拠に関する説明書（別添）

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
その他発電用 原子炉の附属施設 (非常用電源設備)	メタルクラッド開閉装置	所内電気設備は、3 系統の非常用母線等（メタルクラッド開閉装置（6900 V、2000 A のものを 2 母線）、メタルクラッド開閉装置 HPCS（6900 V、2000 A のものを 1 母線）、パワーセンタ（480 V、4000 A のものを 2 母線）、モータコントロールセンタ（480 V、800 A のものを 14 母線）、モータコントロールセンタ HPCS（480 V、800 A のものを 1 母線）、動力変圧器（3333 kVA、6900/480 V のものを 2 個）、動力変圧器 HPCS（600 kVA、6900/480 V のものを 1 個）により構成することにより、共通要因で機能を失うことなく、3 系統のうち 2 系統は電力供給機能の維持及び人の接近性の確保を図る設計とする。	電圧 電流 母線数	設定根拠に関する説明書 (別添)
その他発電用 原子炉の附属施設 (非常用電源設備)	パワーセンタ	同上	電圧 電流 母線数	設定根拠に関する説明書 (別添)
その他発電用 原子炉の附属施設 (非常用電源設備)	モータコントロールセンタ	同上	電圧 電流 母線数	設定根拠に関する説明書 (別添)
その他発電用 原子炉の附属施設 (非常用電源設備)	動力変圧器	同上	電圧 容量 個数	設定根拠に関する説明書 (別添)
その他発電用 原子炉の附属施設 (非常用電源設備)	メタルクラッド開閉装置 HPCS	同上	電圧 電流 母線数	設定根拠に関する説明書 (別添)
その他発電用 原子炉の附属施設 (非常用電源設備)	モータコントロールセンタ HPCS	同上	電圧 電流 母線数	設定根拠に関する説明書 (別添)
その他発電用 原子炉の附属施設 (非常用電源設備)	動力変圧器 HPCS	同上	電圧 容量 個数	設定根拠に関する説明書 (別添)

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
その他発電用 原子炉の附属施設 (非常用電源設備)	緊急用断路器	これとは別に上記 3 系統の非常用母線等の機能が喪失したことにより発生する重大事故等の対応に必要な設備に電力を給電する代替所内電気設備として、緊急用断路器 (6900 V, 1200 A のものを 1 個)、緊急用メタルクラッド開閉装置 (6900 V, 1200 A のものを 1 個)、緊急用動力変圧器 (2000 kVA, 6900/480 V のものを 1 個)、緊急用パワーセンタ (480 V, 3000 A のものを 1 個)、緊急用モータコントロールセンタ (480 V, 800 A のものを 3 個)、可搬型代替低圧電源車接続盤 (交流入出力 (480 V, 1600 A)、可搬型整流器交流入力 (210 V, 600 A)、可搬型整流器直流出力 (150 V, 400 A) のものを 2 個)、緊急用計装交流主母線盤 (50 kVA, 480/240-120 V のものを 1 個)、緊急用直流 125V 充電器 (125 V, 700 A のものを 1 個)、可搬型整流器用変圧器 (150 kVA, 480/210 V のものを 2 個)、可搬型代替直流電源設備用電源切替盤 (125 V, 400 A のものを 1 個)、緊急用直流 125V 主母線盤 (125 V, 1200 A のものを 1 個)、緊急用直流 125V モータコントロールセンタ (125 V, 400 A のものを 1 個)、緊急用直流 125V 計装分電盤 (125 V, 400 A のものを 1 個)、緊急用無停電電源装置、緊急用無停電計装分電盤 (120 V, 400 A のものを 1 個)、緊急用電源切替盤 (緊急用交流電源切替盤 (480 V, 65 A のものを 2 個)、緊急用直流電源切替盤 (125 V, 120 A のものを 1 個)、緊急用直流計装電源切替盤 (125 V, 50 A のものを 2 個)、緊急用無停電計装電源切替盤 (120 V, 50 A のものを 1 個)) を使用できる設計とする。	電圧 電流 個数	設定根拠に関する説明書 (別添)
その他発電用 原子炉の附属施設 (非常用電源設備)	緊急用メタルクラッド 開閉装置	同上	電圧 電流 個数	設定根拠に関する説明書 (別添)
その他発電用 原子炉の附属施設 (非常用電源設備)	緊急用動力変圧器	同上	電圧 容量 個数	設定根拠に関する説明書 (別添)
その他発電用 原子炉の附属施設 (非常用電源設備)	緊急用パワーセンタ	同上	電圧 電流 個数	設定根拠に関する説明書 (別添)
その他発電用 原子炉の附属施設 (非常用電源設備)	緊急用モータ コントロールセンタ	同上	電圧 電流 個数	設定根拠に関する説明書 (別添)
その他発電用 原子炉の附属施設 (非常用電源設備)	緊急用計装交流主母線盤	同上	電圧 容量 個数	設定根拠に関する説明書 (別添)

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
その他発電用 原子炉の附属施設 (非常用電源設備)	緊急用電源切替盤	これとは別に上記 3 系統の非常用母線等の機能が喪失したことにより発生する重大事故等の対応に必要な設備に電力を給電する代替所内電気設備として、緊急用断路器 (6900 V, 1200 A のものを 1 個)、緊急用メタルクラッド開閉装置 (6900 V, 1200 A のものを 1 個)、緊急用動力変圧器 (2000 kVA, 6900/480 V のものを 1 個)、緊急用パワーセンタ (480 V, 3000 A のものを 1 個)、緊急用モータコントロールセンタ (480 V, 800 A のものを 3 個)、可搬型代替低圧電源車接続盤 (交流入出力 (480 V, 1600 A)、可搬型整流器交流入力 (210 V, 600 A)、可搬型整流器直流出力 (150 V, 400 A) のものを 2 個)、緊急用計装交流主母線盤 (50 kVA, 480/240-120 V のものを 1 個)、緊急用直流 125V 充電器 (125 V, 700 A のものを 1 個)、可搬型整流器用変圧器 (150 kVA, 480/210 V のものを 2 個)、可搬型代替直流電源設備用電源切替盤 (125 V, 400 A のものを 1 個)、緊急用直流 125V 主母線盤 (125 V, 1200 A のものを 1 個)、緊急用直流 125V モータコントロールセンタ (125 V, 400 A のものを 1 個)、緊急用直流 125V 計装分電盤 (125 V, 400 A のものを 1 個)、緊急用無停電電源装置、緊急用無停電計装分電盤 (120 V, 400 A のものを 1 個)、緊急用電源切替盤 (緊急用交流電源切替盤 (480 V, 65 A のものを 2 個)、緊急用直流電源切替盤 (125 V, 120 A のものを 1 個)、緊急用直流計装電源切替盤 (125 V, 50 A のものを 2 個)、緊急用無停電計装電源切替盤 (120 V, 50 A のものを 1 個)) を使用できる設計とする。	電圧 電流 個数	設定根拠に関する説明書 (別添)
その他発電用 原子炉の附属施設 (非常用電源設備)	緊急用無停電計装分電盤	同上	電圧 電流 個数	設定根拠に関する説明書 (別添)
その他発電用 原子炉の附属施設 (非常用電源設備)	緊急用直流 125V 充電器	同上	電圧 電流 個数	設定根拠に関する説明書 (別添)
その他発電用 原子炉の附属施設 (非常用電源設備)	緊急用直流 125V 主母線盤	同上	電圧 電流 個数	設定根拠に関する説明書 (別添)
その他発電用 原子炉の附属施設 (非常用電源設備)	緊急用直流 125V モータ コントロールセンタ	同上	電圧 電流 個数	設定根拠に関する説明書 (別添)
その他発電用 原子炉の附属施設 (非常用電源設備)	緊急用直流 125V 計装分電盤	同上	電圧 電流 個数	設定根拠に関する説明書 (別添)

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
その他発電用 原子炉の附属施設 (非常用電源設備)	緊急時対策所用 メタルクラッド開閉装置 (東海、東海第二発電所共用)	緊急時対策所用発電機（東海、東海第二発電所共用（以下同じ。））は、緊急時対策所用メタルクラッド開閉装置（東海、東海第二発電所共用（以下同じ。））（6900 V、1200 A のものを 1 個）、緊急時対策所用動力変圧器（東海、東海第二発電所共用）（1400 kVA、6900/480 V のものを 1 個）、緊急時対策所用パワーセンタ（東海、東海第二発電所共用）（480 V、1800 A のものを 1 個）、緊急時対策所用モータコントロールセンタ（東海、東海第二発電所共用）（480 V、1200 A 及び 210 V、800 A のものを 2 個）、緊急時対策所用 100V 分電盤（東海、東海第二発電所共用）（105 V、800 A のものを 2 個及び 105 V、400 A のものを 1 個）、緊急時対策所用直流 125V 主母線盤（東海、東海第二発電所共用）（125 V、1200 A のものを 1 個）、緊急時対策所用直流 125V 分電盤（東海、東海第二発電所共用）（125 V、800 A のものを 1 個）を経由して緊急対策所非常用送風機（東海、東海第二発電所共用）、衛星電話設備（固定型）（東海、東海第二発電所共用）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、I P 電話、I P ー F A X）（東海、東海第二発電所共用）及び安全パラメータ表示システム（S P D S）等へ給電できる設計とする。	電圧 電流 個数	設定根拠に関する説明書 (別添)
その他発電用 原子炉の附属施設 (非常用電源設備)	緊急時対策所用動力変圧器 (東海、東海第二発電所共用)	同上	電圧 容量 個数	設定根拠に関する説明書 (別添)
その他発電用 原子炉の附属施設 (非常用電源設備)	緊急時対策所用パワーセンタ (東海、東海第二発電所共用)	同上	電圧 電流 個数	設定根拠に関する説明書 (別添)
その他発電用 原子炉の附属施設 (非常用電源設備)	緊急時対策所用モータ コントロールセンタ (東海、東海第二発電所共用)	同上	電圧 電流 個数	設定根拠に関する説明書 (別添)
その他発電用 原子炉の附属施設 (非常用電源設備)	緊急時対策所用 100V 分電盤 (東海、東海第二発電所共用)	同上	電圧 電流 個数	設定根拠に関する説明書 (別添)
その他発電用 原子炉の附属施設 (非常用電源設備)	緊急時対策所用直流 125V 主母線盤 (東海、東海第二発電所共用)	同上	電圧 電流 個数	設定根拠に関する説明書 (別添)
その他発電用 原子炉の附属施設 (非常用電源設備)	緊急時対策所用直流 125V 分電盤 (東海、東海第二発電所共用)	同上	電圧 電流 個数	設定根拠に関する説明書 (別添)

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
その他発電用 原子炉の附属施設 (非常用電源設備)	可搬型代替低圧電源車接続盤	これとは別に上記3系統の非常用母線等の機能が喪失したことにより発生する重大事故等の対応に必要な設備に電力を給電する代替所内電気設備として、緊急用断路器 (6900 V, 1200 A のものを1 個)、緊急用メタルクラッド開閉装置 (6900 V, 1200 A のものを1 個)、緊急用動力変圧器 (2000 kVA, 6900/480 V のものを1 個)、緊急用パワーセンタ (480 V, 3000 A のものを1 個)、緊急用モータコントロールセンタ (480 V, 800 A のものを3 個)、可搬型代替低圧電源車接続盤 (交流入出力 (480 V, 1600 A)、可搬型整流器交流入力 (210 V, 600 A)、可搬型整流器直流出力 (150 V, 400 A) のものを2 個)、緊急用計装交流主母線盤 (50 kVA, 480/240-120 V のものを1 個)、緊急用直流 125V 充電器 (125 V, 700 A のものを1 個)、可搬型整流器用変圧器 (150 kVA, 480/210 V のものを2 個)、可搬型代替直流電源設備用電源切替盤 (125 V, 400 A のものを1 個)、緊急用直流 125V 主母線盤 (125 V, 1200 A のものを1 個)、緊急用直流 125V モータコントロールセンタ (125 V, 400 A のものを1 個)、緊急用直流 125V 計装分電盤 (125 V, 400 A のものを1 個)、緊急用無停電電源装置、緊急用無停電計装分電盤 (120 V, 400 A のものを1 個)、緊急用電源切替盤 (緊急用交流電源切替盤 (480 V, 65 A のものを2 個)、緊急用直流電源切替盤 (125 V, 120 A のものを1 個)、緊急用直流計装電源切替盤 (125 V, 50 A のものを2 個)、緊急用無停電計装電源切替盤 (120 V, 50 A のものを1 個)) を使用できる設計とする。	電圧 電流 個数	設定根拠に関する説明書 (別添)
その他発電用 原子炉の附属施設 (非常用電源設備)	可搬型代替直流電源設備用 電源切替盤	同上	電圧 電流 個数	設定根拠に関する説明書 (別添)
その他発電用 原子炉の附属施設 (非常用電源設備)	可搬型整流器用変圧器	同上	電圧 容量 個数	設定根拠に関する説明書 (別添)

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
その他発電用 原子炉の附属施設 (非常用電源設備)	直流 125V 主母線盤	所内常設直流電源設備は、125V 系蓄電池 A 系・B 系、電路、計測制御装置等で構成し、125V 系蓄電池 A 系・B 系は、直流 125V 主母線盤 2A・2B (125 V, 1200 A のものを 2 個)、直流 125V モータコントロールセンタ (125 V, 600 A のものを 2 個) 及び非常用無停電計装分電盤 (120 V, 400 A のものを 2 個) へ電力を供給できる設計とする。	電圧 電流 個数	設定根拠に関する説明書 (別添)
その他発電用 原子炉の附属施設 (非常用電源設備)	直流 125V モータ コントロールセンタ	同上	電圧 電流 個数	設定根拠に関する説明書 (別添)
その他発電用 原子炉の附属施設 (非常用電源設備)	非常用無停電計装分電盤	同上	電圧 電流 個数	設定根拠に関する説明書 (別添)
その他発電用 原子炉の附属施設 (非常用電源設備)	直流 125V 主母線盤 HPCS	非常用直流電源設備のうち 125V 系蓄電池 HPCS 系は、直流 125V 主母線盤 HPCS (125 V, 800 A のものを 1 個) へ接続することで、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の起動信号及び初期励磁並びにメタルクラッド開閉装置 HPCS の制御回路等の高圧炉心スプレイ系の負荷に電力を供給できる設計とする。	電圧 電流 個数	設定根拠に関する説明書 (別添)
その他発電用 原子炉の附属施設 (非常用電源設備)	直流±24V 中性子モニタ用 分電盤	非常用直流電源設備のうち、中性子モニタ用蓄電池 A 系・B 系は、直流±24V 中性子モニタ用分電盤 (±24 V, 50 A のものを 2 個) へ接続することで、起動領域計装に電力を供給できる設計とする。	電圧 電流 個数	設定根拠に関する説明書 (別添)

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
その他発電用 原子炉の附属施設 (浸水防護施設)	取水ピット水位計	津波監視設備のうち取水ピット水位計は、所内常設直流電源設備から給電し、T.P. -7.8 m～T.P. +2.3 mを計測範囲として、非常用海水ポンプが設置された取水ピットの下降側の水位を中央制御室及び緊急時対策所から監視可能な設計とする。また、取水ピット水位計は取水ピットの北側と南側にそれぞれ1個ずつ計2個を多重化して設置し、漂流物の衝突に対する防止策・緩和策を講じる設計とする。	個数 計測範囲	環境測定装置の 取付箇所を明示 した図面 津波監視設備 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
その他発電用 原子炉の附属施設 (浸水防護施設)	潮位計	津波監視設備のうち潮位計は、所内常設直流電源設備から給電し、T.P. -5.0 m～T.P. +20.0 mを計測範囲として、津波の上昇側の水位を中央制御室及び緊急時対策所から監視可能な設計とする。また、潮位計は取水口入口近傍の北側と南側にそれぞれ1個ずつ計2個を多重化して設置し、漂流物の衝突に対する防止策・緩和策を講じる設計とする。 津波監視設備のうち潮位計は、所内常設直流電源設備から給電し、計測範囲はT.P. -5.0 m～T.P. +20.0 mであり、敷地に遡上する津波の第1波は、一時的に計測範囲を超えるが、その後も津波の上昇側の水位を中央制御室及び緊急時対策所から監視可能な設計とする。また、潮位計は取水口入口近傍の北側と南側にそれぞれ1個ずつ計2個を多重化して設置し、漂流物の衝突に対する防止策・緩和策を講じる設計とする。	個数 計測範囲	環境測定装置の 取付箇所を明示 した図面 津波監視設備 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
その他発電用 原子炉の附属施設 (浸水防護施設)	循環水系隔離システム (検知器制御盤及び 検知監視盤)	海水ポンプエリア外及びタービン建屋内における循環水管の伸縮継手の破損による溢水量低減については、循環水管の伸縮継手の破損箇所からの溢水を早期に自動検知し、隔離（地震起因による伸縮継手の破損の場合は自動隔離、それ以外は中央制御室からの遠隔手動隔離）を行うために、循環水系隔離システム（漏えい検知器、循環水ポンプ出口弁、復水器水室出入口弁、検知制御盤及び検知監視盤）を設置する。隔離信号発信後1分以内に循環水ポンプ及び循環水ポンプ出口弁、復水器水室出入口弁を自動隔離する設計とする。	自動隔離時間	発電用原子炉施設 の溢水防護に 関する説明書
その他発電用 原子炉の附属施設 (浸水防護施設)	循環水系隔離システム (漏えい検知器)	同上	自動隔離時間	発電用原子炉施設 の溢水防護に 関する説明書
その他発電用 原子炉の附属施設 (浸水防護施設)	循環水系隔離システム (循環水ポンプ出口弁及び 復水器水室出入口弁)	同上	自動隔離時間	発電用原子炉施設 の溢水防護に 関する説明書

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
その他発電用 原子炉の附属施設 (浸水防護施設)	可撓継手 (循環水管伸縮継手)	さらに、海水ポンプエリア外の循環水管については、伸縮継手を可撓継手構造に取替え、継手部のすき間（合計 <input type="text"/> mm 以下）を設定する設計とすることで、破損箇所からの溢水量を低減する設計とする。	継手部のすき間	発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書
その他発電用 原子炉の附属施設 (浸水防護施設)	自動検知・遠隔隔離システム (検知制御盤・監視盤)	漏えい蒸気の影響により、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場合は、漏えい蒸気影響を緩和するための対策を実施する。具体的には、蒸気の漏えいを早期に自動検知し、直ちに自動隔離を行うために、自動検知・遠隔隔離システム（温度検出器、蒸気遮断弁、検知制御・監視盤）を設置する。所内蒸気系統に設置する蒸気遮断弁は、隔離信号発信後 <input type="text"/> 秒以内に自動隔離する設計とする。	蒸気遮断弁 自動隔離時間	発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書
その他発電用 原子炉の附属施設 (浸水防護施設)	自動検知・遠隔隔離システム (温度検出器)	同上	蒸気遮断弁 自動隔離時間	発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書
その他発電用 原子炉の附属施設 (浸水防護施設)	自動検知・遠隔隔離システム (蒸気遮断弁)	同上	蒸気遮断弁 自動隔離時間	発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書
その他発電用 原子炉の附属施設 (浸水防護施設)	防護カバー	蒸気の漏えいの自動検知及び自動遠隔隔離だけでは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配管破断想定箇所には、防護カバーを設置し、防護カバーと配管のすき間（両側合計 <input type="text"/> mm 以下）を設定することで漏えい蒸気影響を緩和する設計とする。	配管とのすき間	設定根拠に関する説明書 (別添)
その他発電用 原子炉の附属施設 (浸水防護施設)	原子炉建屋原子炉棟止水板 6-1	また、原子炉建屋原子炉棟 6 階の大物機器搬入口開口部及び燃料輸送容器搬出口開口部に関して、キャスク搬出入時における原子炉建屋原子炉棟溢水拡大防止堰 6-4（鋼板部）の取り外しの運用並びに原子炉建屋原子炉棟 6 階の残留熱除去系 A 系及び B 系の熱交換器ハッチ開口部に関して、ハッチを開放する場合における原子炉建屋原子炉棟止水板 6-1（高さ <input type="text"/> m 以上）及び原子炉建屋原子炉棟止水板 6-2（高さ <input type="text"/> m 以上）の設置の運用を保安規定に定めて管理する。	高さ	発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書
その他発電用 原子炉の附属施設 (浸水防護施設)	原子炉建屋原子炉棟止水板 6-2	同上	高さ	発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書

申請対象設備		基本設計方針記載内容	明確にする必要がある仕様	記載資料名
施設区分	機器名			
その他発電用 原子炉の附属施設 (緊急時対策所)	酸素濃度計 (東海, 東海第二発電所共用)	緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるよう酸素濃度計(東海, 東海第二発電所共用)(個数 1(予備 1))及び二酸化炭素濃度計(東海, 東海第二発電所共用)(個数 1(予備 1))を保管する設計とするとともに、室内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するための確実な判断ができるよう放射線量を監視、測定するため、さらに緊急時対策所加圧設備による加圧判断のために使用する緊急時対策所エリアモニタ及び可搬型モニタリング・ポストを保管する設計とする。	個数	緊急時対策所の機能に関する説明書
その他発電用 原子炉の附属施設 (緊急時対策所)	二酸化炭素濃度計 (東海, 東海第二発電所共用)	同上	個数	緊急時対策所の機能に関する説明書

注記 * : 兼用先の要求のみにより、性能・機能に対し、基本設計方針で仕様を明確にする必要がある設備。

V-1-1-4-別添 2 設定根拠に関する説明書（別添）

目次

1.	概要	1
2.	設定根拠に関する説明書（別添）	2
2.1	核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	2
2.1.1	使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置	2
2.2	計測制御系統施設	5
2.2.1	格納容器内雰囲気ガスサンプリング装置	5
2.2.2	非常用窒素供給系高圧窒素ボンベ	10
2.2.3	非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ボンベ	12
2.3	放射線管理施設	14
2.3.1	小型船舶	14
2.4	原子炉格納施設	15
2.4.1	泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）	15
2.4.2	泡混合器	16
2.4.3	汚濁防止膜（可搬型）	17
2.5	非常用電源設備	20
2.5.1	メタルクラッド開閉装置	20
2.5.2	パワーセンタ	22
2.5.3	モータコントロールセンタ	25
2.5.4	動力変圧器	29
2.5.5	メタルクラッド開閉装置 HPCS	32
2.5.6	モータコントロールセンタ HPCS	34
2.5.7	動力変圧器 HPCS	36
2.5.8	緊急用断路器	38
2.5.9	緊急用メタルクラッド開閉装置	40
2.5.10	緊急用動力変圧器	42
2.5.11	緊急用パワーセンタ	44
2.5.12	緊急用モータコントロールセンタ	46
2.5.13	緊急用計装交流主母線盤	49
2.5.14	緊急用電源切替盤	51
2.5.15	緊急用無停電計装分電盤	55
2.5.16	緊急用直流 125V 充電器	56
2.5.17	緊急用直流 125V 主母線盤	57
2.5.18	緊急用直流 125V モータコントロールセンタ	58
2.5.19	緊急用直流 125V 計装分電盤	59

2.5.20	緊急時対策所用メタルクラッド開閉装置（東海，東海第二発電所共用）	61
2.5.21	緊急時対策所用動力変圧器（東海，東海第二発電所共用）	62
2.5.22	緊急時対策所用パワーセンタ（東海，東海第二発電所共用）	64
2.5.23	緊急時対策所用モータコントロールセンタ（東海，東海第二発電所共用）	66
2.5.24	緊急時対策所用100V分電盤（東海，東海第二発電所共用）	70
2.5.25	緊急時対策所用直流125V主母線盤（東海，東海第二発電所共用）	74
2.5.26	緊急時対策所用直流125V分電盤（東海，東海第二発電所共用）	75
2.5.27	可搬型代替低圧電源車接続盤	76
2.5.28	可搬型代替直流電源設備用電源切替盤	78
2.5.29	可搬型整流器用変圧器	79
2.5.30	直流125V主母線盤	81
2.5.31	直流125Vモータコントロールセンタ	82
2.5.32	非常用無停電計装分電盤	83
2.5.33	直流125V主母線盤HPCS	84
2.5.34	直流±24V中性子モニタ用分電盤	85
2.6	浸水防護施設	86
2.6.1	防護カバー	86

1. 概要

本資料は、別添 1 の「技術基準要求機器リスト」にて選定された設備について「設定根拠に関する説明書（別添）」を作成し、仕様設定根拠を説明するものである。

2. 設定根拠に関する説明書（別添）

2.1 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設

2.1.1 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置

名 称		使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置	
容 量	L/min	<input type="text"/> 以上 (605)	
個 数	—	1	

【設定根拠】

(概要)

重大事故等時に使用済燃料貯蔵槽である使用済燃料プールの状態監視に使用する使用済燃料プール監視カメラの付属設備である使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置は、以下の機能を有する。

使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置は、使用済燃料プール監視カメラを設置する原子炉建屋原子炉棟 EL. 46.50 m における重大事故等時の環境温度 100 °C を考慮して、カメラ本体に空気を供給し冷却することで、重大事故等時における機能維持を図るために設置する。

使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置は、使用済燃料プール監視カメラに空気を供給する空気圧縮機、供給する空気の温度上昇を防止するための冷却器、除湿器、配管等で構成し、原子炉建屋原子炉棟及び原子炉建屋附属棟内に設置する。

系統構成は、使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を常設設備とし、中央制御室にて空冷装置の弁操作及び起動操作が可能であり、想定される重大事故等時の環境下においても、確実に操作できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置の空気圧縮機から供給される空気が使用済燃料プール監視カメラの入口で °C 以下になるように必要流量を設定する。

使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置の必要流量（空気圧縮機出口）が L/min であることから、空気圧縮機の容量を L/min 以上とする。

なお、公称値については、空気圧縮機に要求される必要流量（空気圧縮機出口） L/min を上回る 605 L/min × 1 台とする。

表 2.1.1-1 必要流量及び評価温度

	必要流量 (空気圧縮機出口) (L/min)	評価温度 (°C)
使用済燃料プール 監視カメラ用空冷装置	<input type="text"/>	<input type="text"/>

使用済燃料プール監視カメラの入口温度の計算及び空気圧縮機の必要流量（空気圧縮機出口）の算出は、以下の手順に沿って行う。

空気圧縮機の必要流量（空気圧縮機出口）の算出に必要な条件は以下の通り。

- ・ 使用済燃料プール監視カメラの入口温度：℃以下*¹
- ・ 原子炉建屋原子炉棟配管入口温度：℃*²
- ・ 周囲温度：原子炉建屋原子炉棟（EL. 46.50 m）100℃*³

（使用済燃料プール監視カメラ，冷却器設置場所）

原子炉建屋付属棟（EL. 23.00 m）46℃*⁴

（空気圧縮機，除湿器設置場所）

- ・ 冷却器の冷風率：35 %*⁵

注記 *1：カメラ映像機能は温度曝露試験にて℃の環境下まで監視可能であることを確認している。

*2：同一機器を使用した試験を実施しており，原子炉建屋付属棟内空調機械室の環境温度である 46℃となる周辺温度環境を設定して試験をした結果，除湿器出口の温度は℃以下となることを確認している。

*3：添付書類「V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」により 100℃に設定している。

*4：添付書類「V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」により 46℃に設定している。

*5：メーカーによる同一機器を使用した試験により，冷風率 35 %において冷却器の出口温度は入口温度より℃低下した空気を供給できることを確認している。

a. 使用済燃料プール監視カメラの必要最低流量を満足するよう必要流量（空気圧縮機出口）を任意に与える。

b. 設定された必要流量（空気圧縮機出口）を用いて，空気圧縮機入口から使用済燃料プール監視カメラ入口に向けて温度を算出する。

c. 上記の計算を使用済燃料プール監視カメラ入口まで行い，℃以下であることを確認する。

（解析結果が℃以上になった場合には，使用済燃料プール監視カメラへの空気流量を増加させ，a. に戻り再度計算を行い，℃以下となるまで流量を与える。）

以上より，必要流量（空気圧縮機出口）L/min 時の使用済燃料プール監視カメラ入口の評価温度は℃となる。

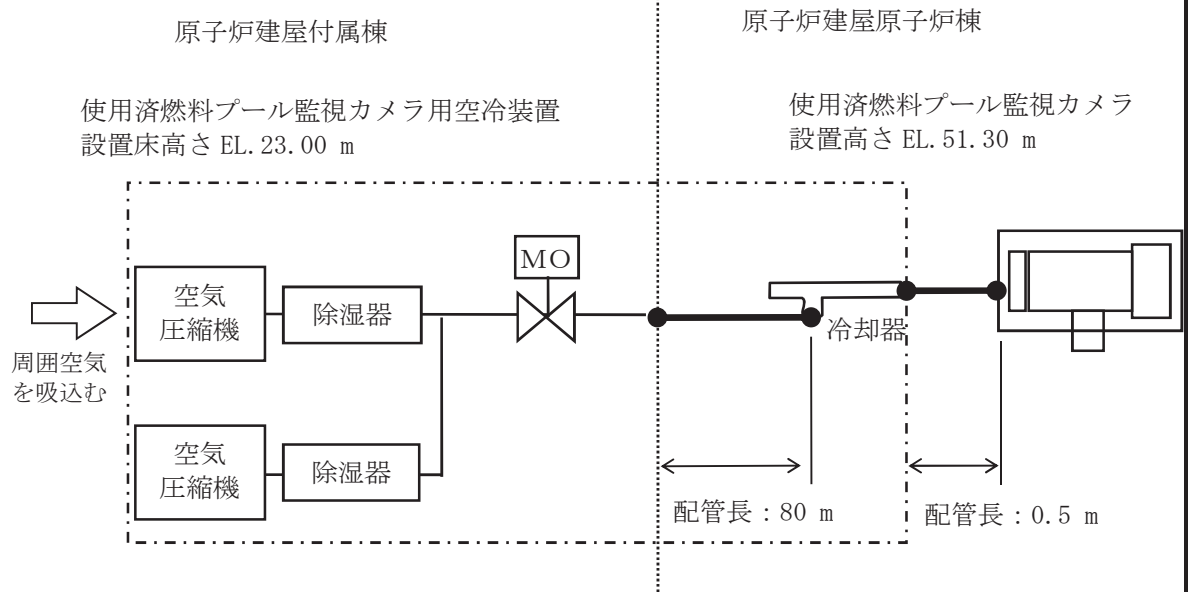


図 2. 1. 1-1 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置の空気供給概略図

2. 個数の設定根拠

使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置は重大事故等対処設備として使用済燃料プール監視カメラに空気を供給し冷却することで、重大事故等時における機能維持を図るために必要な 1 個を設置する。このうち、空気圧縮機及び除湿器については故障時及び保守点検時のバックアップ用として、1 個を加えた合計 2 個を設置する。

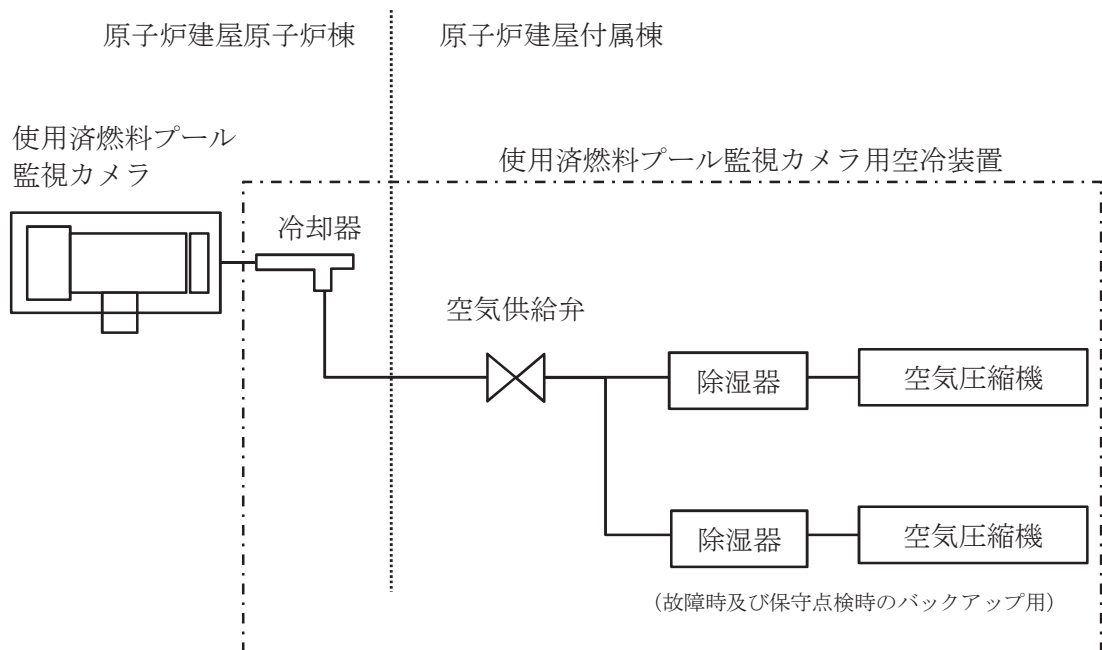


図 2. 1. 1-2 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置の空気供給概略図

2.2 計測制御系統施設

2.2.1 格納容器内雰囲気ガスサンプリング装置

名 称		格納容器内雰囲気ガスサンプリング装置
圧縮機吐出圧力	MPa	0.73 以上
圧 縮 機 容 量	L/min	5.25 以上
冷 却 器 容 量	kJ/h	35.7 以上
窒素ポンベ個数	—	4 以上
空 調 機 容 量	kW	<input type="text"/> 以上 (5.1)

【設定根拠】

(概要)

格納容器内雰囲気ガスサンプリング装置は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定するための監視設備（水素及び酸素濃度監視）として、原子炉格納容器内の雰囲気ガスを格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）へ供給するために設置する。

系統構成は、格納容器内雰囲気ガスサンプリング装置を常設設備とし、中央制御室にて起動操作が可能であり、想定される重大事故等時の環境下においても、確実に操作できる設計とする。

1. 圧縮機吐出圧力の設定根拠

格納容器内雰囲気ガスサンプリング装置の圧縮機を重大事故等対処設備として使用する場合の吐出圧力は、当該ガスサンプリング装置の運転圧力 0.065 MPa[abs]、原子炉格納容器の重大事故等時における使用圧力 0.62 MPa 及びサンプリングガスの流路中の圧力損失を考慮し、その合計値を上回る圧力として 0.73 MPa 以上とする。

2. 圧縮機容量の設定根拠

格納容器内雰囲気ガスサンプリング装置の圧縮機を重大事故等対処設備として使用する場合の容量は、水素濃度及び酸素濃度の計測に必要な容量 5.25 L を 1 分以内に当該ガスサンプリング系統外に排出できる容量として 5.25 L/min 以上とする。

3. 冷却器容量の設定根拠

格納容器内雰囲気ガスサンプリング装置の冷却器を重大事故等対処設備として使用する場合の容量は、120 °Cに制御されたキャビネット内から供給されるサンプリングガスを、酸素濃度計測に必要な 5 °Cに冷却するために必要な容量とする。サンプリングガスの条件は、格納容器ベント実施後、非凝縮性ガスが排出され原子炉格納容器内が蒸気で満たされた状態を考慮し、水蒸気濃度 100 %とする。

冷却器に流入するサンプリングガスが有する熱量は以下の通り。

除熱を必要とするサンプリングガスの質量 m を比重 ρ と冷却器の容積 V により求める。

$$\begin{aligned}
 m &= \rho \times V \\
 &= 1.122 \times 50 \times 10^{-6} \\
 &= 5.61 \times 10^{-5} [\text{kg}]
 \end{aligned}$$

m : サンプルングガス質量[kg]
 ρ : サンプルングガスの比重=1.122 kg/m³
 V : 冷却器の容積=50 cm³

上記により求めたサンプルングガスを 120 °C から 5 °C (温度差 115 °C) に冷却するために必要な除熱量を求める。

(潜熱分 : Q_1)

$$\begin{aligned}
 Q_1 &= 5.61 \times 10^{-5} \times 2706 \times 1000 \\
 &= 151.8 \text{ J}
 \end{aligned}$$

120 °C における飽和蒸気のエンタルピー=2706 kJ/kg

(顕熱分 : Q_2)

$$\begin{aligned}
 Q_2 &= 5.61 \times 10^{-5} \times 7.13 \times 1000 \times 115 \\
 &= 46.0 \text{ J}
 \end{aligned}$$

120 °C における飽和蒸気のエンタルピー=7.13 kJ/(kg・K)

(総熱量 : Q)

$$\begin{aligned}
 Q &= Q_1 + Q_2 \\
 &= 151.8 + 46.0 \\
 &= 197.8 \text{ J}
 \end{aligned}$$

上記で算出したサンプルングガスの総熱量を、格納容器内雰囲気ガスサンプルング装置により設定された 20 秒で除去可能な容量として 35.7 kJ/h 以上とする。

4. 窒素ボンベ個数の設定根拠

重大事故等時に使用する格納容器内雰囲気ガスサンプルング装置の窒素ボンベは、高圧ガス保安法の適合品である一般汎用型の窒素ボンベを使用する。このため、本ボンベの容量は一般汎用型の窒素ボンベの標準容量 46.7 NL/個となる。

格納容器内雰囲気ガスサンプルング装置の窒素ボンベの本数は、格納容器内雰囲気ガスサンプルング装置を 7 日間運転するために必要な数を確保する。

格納容器ガスサンプリング装置 1 系統について、1 日当たりの窒素消費量は以下の通り。

- ①格納容器内雰囲気ガスサンプリング装置の検出ラインにサンプリングガスを押し込むための消費量 =480 NL/日
- ②格納容器内雰囲気ガスサンプリング装置の空気作動弁を駆動させるための消費量 =155 NL/日
- ③格納容器内雰囲気ガスサンプリング装置の冷却器にて発生した凝縮水を原子炉格納容器内に押し込むための消費量 =330 NL/日

上記①～③より合計は 965 NL/日である。格納容器内雰囲気ガスサンプリング装置は多重性を考慮し、2 系列設置することから、7 日間の運転における窒素消費量は 13510 NL である。

窒素ポンベ 1 個当たりの供給量 S_b は、ポンベ使用下限圧力 P_2 を設定し、ポンベ初期充填圧力 P_1 及びポンベ容量 V_b の関係から下記の式で求める。なお、ポンベ使用下限圧力 P_2 は重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力 0.62 MPa を考慮し、0.8 MPa[abs]に設定する。

$$\begin{aligned}
 S_b &= \frac{P_1 - P_2}{P_N} \times V_b \\
 &= \frac{14.8 - 0.8}{0.1013} \times 46.7 \\
 &= 6454 [\text{NL}/\text{個}]
 \end{aligned}$$

S_b : ポンベによる供給量[NL/個]

P_1 : ポンベ初期充填圧力=14.8 MPa[abs]

P_2 : ポンベ使用下限圧力=0.8 MPa[abs]

P_N : 大気圧=0.1013 MPa[abs]

V_b : ポンベ容量=46.7 L/個

上記より、格納容器内雰囲気ガスサンプリング装置を 7 日間運転するために必要な窒素ポンベの個数 M は以下となる。

$$6454 \times M > 13510$$

$$M > 2.09$$

よって、格納容器内雰囲気ガスサンプリング装置の窒素ポンベの本数は 2.09 個となることから、必要な本数は 3 個となるため、窒素ポンベは 3 個を上回る 4 個以上とする。

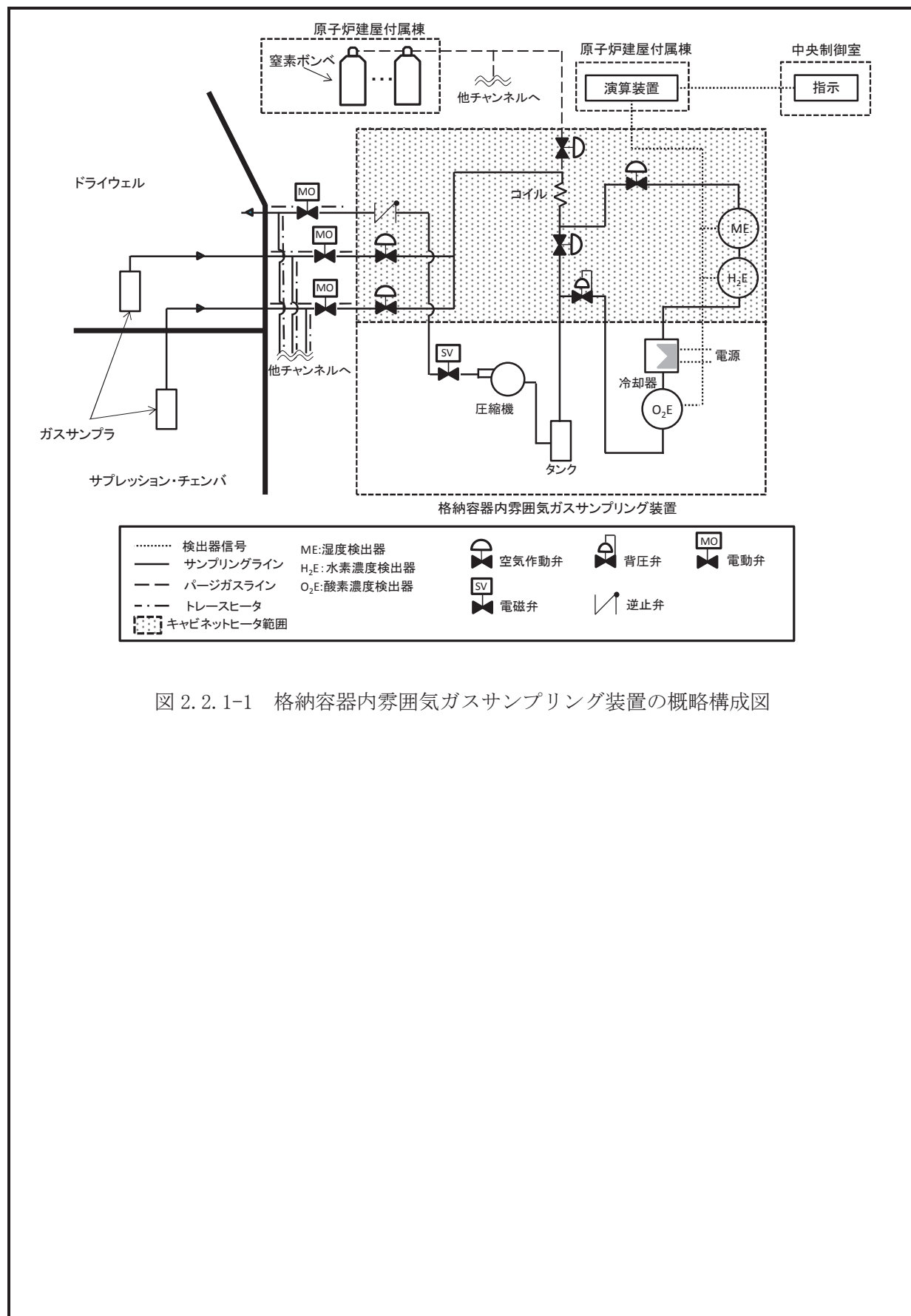


図 2.2.1-1 格納容器内雰囲気ガスサンプリング装置の概略構成図

5. 空調機容量の設定根拠

空調機は、断熱材の内部温度を格納容器内雰囲気ガスサンプリング装置の最高使用温度である 66℃以下に維持するため、断熱材内部の機器発熱量を除熱するために設置する。

空調設備は、図 2. 2. 1-2 のとおり断熱材内部に空調機を設置し、格納容器内雰囲気ガスサンプリング装置に空気を供給する。格納容器内雰囲気ガスサンプリング装置の空調用冷却水は、屋外に新設する冷凍機及び冷水ポンプから供給し空調機内にて空気との熱交換を行う。

空調機を重大事故等対処設備として使用する場合は、断熱材内部の機器発熱量が、格納容器内雰囲気ガスサンプリング装置が kW、空調機は kW、合計 kW であることから、断熱材内部の機器発熱量を除熱できる容量として kW 以上とする。

なお、公称値は、空調機に要求される必要容量を上回る 5.1 kW とする。

なお、サンプリング装置の空調機の冷却容量は、空調機に通水する冷却水量によって性能が担保される。5.1 kW の冷却容量の性能を発揮するために必要な冷却水量は 0.9 m³/h であり、格納容器内ガスサンプリング装置は 2 系統あることから、1.8 m³/h 以上の冷却水を供給できる設計とする。

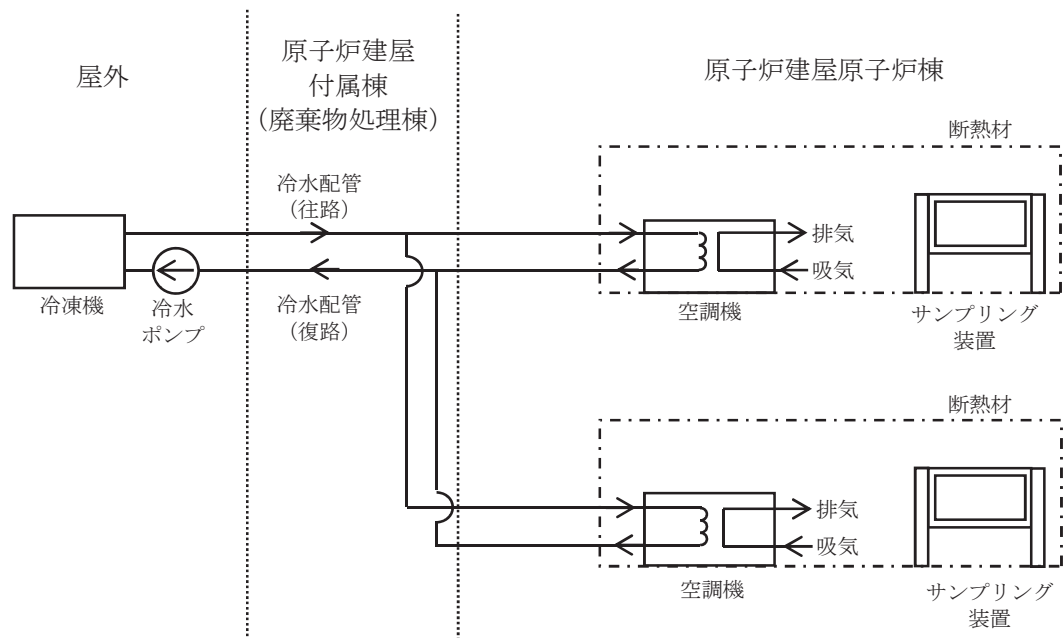


図 2. 2. 1-2 空調設備の概略構成図

2.2.2 非常用窒素供給系高圧窒素ポンプ

名 称		非常用窒素供給系高圧窒素ポンプ
空 調 機 容 量	kW	<input type="text"/> 以上 (8.5)
<p>【設定根拠】</p> <p>(概要)</p> <p>非常用窒素供給系高圧窒素ポンプは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な逃がし安全弁（自動減圧機能）に窒素を供給するために設置する。</p> <p>系統構成は、逃がし安全弁の作動に必要な自動減圧機能用アキュムレータ及び逃がし安全弁制御用アキュムレータの供給圧力が喪失した場合において、逃がし安全弁機能回復として非常用窒素供給系高圧窒素ポンプより自動減圧機能用アキュムレータに窒素を供給し、逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動させることで原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。</p> <p>非常用窒素供給系高圧窒素ポンプの空調機は、断熱材の内部温度を非常用窒素供給系高圧窒素ポンプの最高使用温度である 40℃以下に維持するため、断熱材内部を除熱する目的で設置する。</p> <p>空調設備は、図 2.2.2-1 のとおり断熱材外部の原子炉建屋原子炉棟内に空調機を設置し、断熱材内に空気を供給する。非常用窒素供給系高圧窒素ポンプの空調用冷却水は、屋外に新設する冷凍機及び冷水ポンプから供給し空調機内にて空気との熱交換を行う。</p> <p>1. 空調機容量の設定根拠</p> <p>空調機を重大事故等対処設備として使用する場合は、断熱材外部からの入熱量が <input type="text"/> kW であること、1つの空調機で2箇所の断熱材内の非常用窒素供給系高圧窒素ポンプを冷却することから、断熱材外部からの入熱量を除熱できる容量として <input type="text"/> kW 以上とする。</p> <p>なお、公称値は、空調機に要求される必要容量を上回る 8.5 kW とする。</p> <p>なお、非常用窒素供給系高圧窒素ポンプの空調機の冷却容量は、空調機に通水する冷却水量によって性能が担保される。8.5 kW の冷却容量の性能を発揮するために必要な冷却水量は 1.5 m³/h であり、非常用窒素供給系高圧窒素ポンプの空調機は2系統あることから、3.0 m³/h 以上の冷却水を供給できる設計とする。</p>		

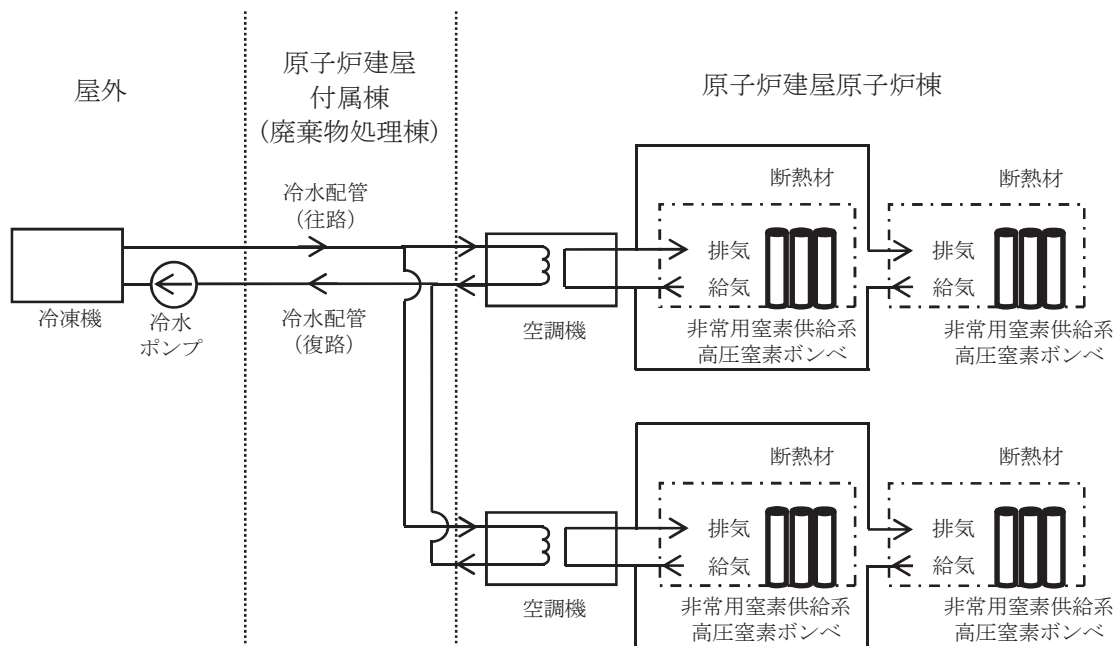


図 2.2.2-1 空調設備の概略構成図

2.2.3 非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンペ

名 称		非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンペ
空 調 機 容 量	kW	<input type="text"/> 以上 (8.5)

【設定根拠】

(概要)

非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンペは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な逃がし安全弁（非常用逃がし安全弁駆動系付）に窒素を供給するために設置する。

系統構成は、逃がし安全弁の作動に必要な自動減圧機能用アキュムレータ及び逃がし安全弁制御用アキュムレータの供給圧力が喪失した場合において、逃がし安全弁機能回復として非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンペより逃がし安全弁（逃がし弁機能）に直接窒素を供給し、逃がし安全弁（逃がし弁機能）2 個を作動させることで原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。また、非常用逃がし安全弁駆動系は、2 系列設置し、1 系列で逃がし安全弁（逃がし弁機能）2 個を作動させることができる設計とする。

非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンペの空調機は、断熱材の内部温度を非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンペの最高使用温度である 40 ℃以下に維持するため、断熱材内部を除熱する目的で設置する。

空調設備は、図 2.2.3-1 のとおり断熱材外部の原子炉建屋原子炉棟内に空調機を設置し、断熱材内に空気を供給する。非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンペの空調用冷却水は、屋外に新設する冷凍機及び冷水ポンプから供給し空調機内にて空気との熱交換を行う。

1. 空調機容量の設定根拠

空調機を重大事故等対処設備として使用する場合の容量は、断熱材外部からの入熱量が kW であること、1 つの空調機で 2 箇所の断熱材内の非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンペを冷却することから、断熱材外部からの入熱量を除熱できる容量として kW 以上とする。

なお、公称値は、空調機に要求される必要容量を上回る 8.5 kW とする。

なお、非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンペの空調機の冷却容量は、空調機に通水する冷却水量によって性能が担保される。8.5 kW の冷却容量の性能を発揮するために必要な冷却水量は 1.5 m³/h であり、非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンペの空調機は 2 系統あることから、3.0 m³/h 以上の冷却水を供給できる設計とする。

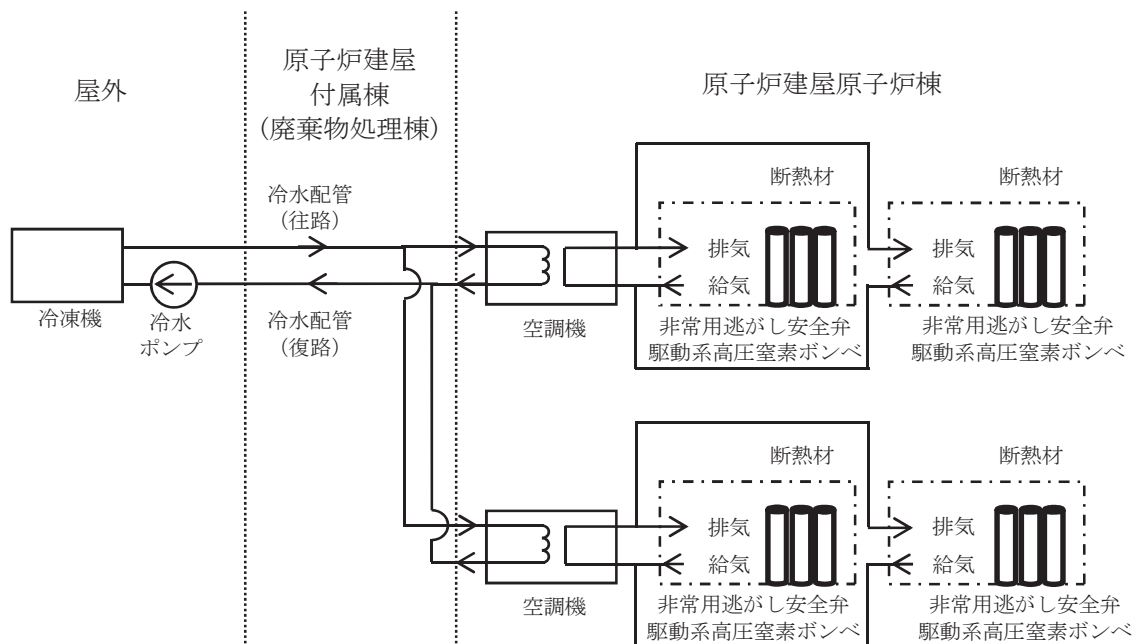


図 2.2.3-1 空調設備の概略構成図

2.3 放射線管理施設

2.3.1 小型船舶

名 称		小型船舶
個 数	—	1（予備 1）
<p>【設定根拠】</p> <p>（概要）</p> <p>小型船舶は、重大事故等対処設備として、重大事故等時において発電所の周辺海域にて発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を測定するために使用する。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>小型船舶の保有数については 1 個とする。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 2 個を分散して保管する。</p>		

2.4 原子炉格納施設

2.4.1 泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）

名 称		泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）
容 量	m ³ /個	1
個 数	—	5（予備 5）

【設定根拠】

（概要）

泡消火薬剤容器は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において発電所等外への放射性物質の拡散を抑制する設備のうち、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するために設置する。

原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災への泡消火として、放水砲をホースにより海を水源とする可搬型代替注水大型ポンプと接続し、泡混合器を使用して、泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）内の泡消火薬剤と海水を混合しながら原子炉建屋周辺へ放水が可能な設計とする。

1. 容量の設定根拠

泡原液の容量は、空港に配備されるべき防災レベル等について記載されている、国際民間航空機関（ICAO）発行の空港業務マニュアル（第1部）（以下「空港業務マニュアル」という。）を基に設定する。

設定にあたっては、空港業務マニュアルで離発着機の大きさにより空港カテゴリーが定められており、最大であるカテゴリー10を適用する。また、保有している泡消火薬剤は、1 % 水成膜泡消火薬剤であり、空港業務マニュアルでは性能レベルBに該当する。

空港カテゴリー10かつ性能レベルBの泡消火薬剤に関しては、混合水溶液 32300 L (32.3 m³) を 11200 L/min (672 m³/h) で放射することが要求されている。

必要な泡消火薬剤原液は、 $32300 \text{ L} (32.3 \text{ m}^3) \times 1 \% = 323 \text{ L} (0.323 \text{ m}^3)$ に対して、空港業務マニュアルでは2倍の量 $323 \text{ L} \times 2 = 646 \text{ L} (0.646 \text{ m}^3)$ を保有することが規定されている。

原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災においては、燃料の漏えいが拡大する可能性があることから、泡消火薬剤の容量は空港業務マニュアルで定められた規定量 0.646 m³ に余裕を考慮し、5 m³ とする。なお、泡消火薬剤の容量 5 m³ は、空港業務マニュアルにて要求されている 672 m³/h を上回る 1338 m³/h で約 20 分放射できる量である。

以上により、泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）の容量は、泡消火薬剤の必要容量 5 m³ を保管できる容量として 5 m³ (1 m³/個の泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）を 5 個) とする。

2. 個数の設定根拠

泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）の保有数は、航空機衝突による航空機燃料火災に対応するために必要な泡消火薬剤を保管できる 5 個及び予備 5 個の計 10 個保管する。

NT2 補② V-1-1-4-別添 2 R5

2.4.2 泡混合器

名 称		泡混合器
個 数	—	1（予備 1）
<p>【設定根拠】</p> <p>（概要）</p> <p>原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するための泡混合器は、以下の機能を有する。</p> <p>泡混合器は、航空機燃料火災に対応するため、可搬型代替注水大型ポンプ、放水砲及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）に接続することで、泡消火薬剤を混合して放水できる設計とする。系統概要図を図 2.4.2-1 に示す。</p> <p>1. 個数の設定根拠</p> <p>泡混合器の保有数は、航空機燃料火災に対応するため、1個と故障時及び保守点検時のバックアップ用としての予備として1個の合計2個を保管する。</p>		
<p>図 2.4.2-1 航空機燃料火災への泡消火 系統概要図</p>		

2.4.3 汚濁防止膜（可搬型）

名 称			汚濁防止膜（可搬型）
高 さ	雨水排水路集水桝 - 1 , 2 , 3 , 4 , 7 , 8	m	約 3
	雨水排水路集水桝-5, 6, 9	m	約 2
	放水路 - A , B , C	m	約 4
幅	雨水排水路集水桝 - 1 , 2 , 3 , 4 , 7 , 8	m	約 3
	雨水排水路集水桝-5, 6, 9	m	約 3
	放水路 - A , B , C	m	約 4
個	数	—	24（予備 24）

【設定根拠】

（概要）

重大事故等時に使用する汚濁防止膜（可搬型）は、以下の機能を有する。

汚濁防止膜（可搬型）は、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、重大事故等対処設備として海洋への放射性物質の拡散を抑制するために設置する。

汚濁防止膜（可搬型）は、汚染水が発電所から海洋に流出するまでに通る排水路に設置された雨水排水路集水桝 9 箇所及び放水路 3 箇所の計 12 箇所に設置することで、大気への放射性物質の拡散を抑制するため放水砲による放水を実施した場合において、放水によって取り込まれた放射性物質の海洋への拡散を抑制できる設計とする。

汚濁防止膜（可搬型）の設置位置を図 2.4.3-1 に示す。

1. 高さの設定根拠

1.1 雨水排水路集水桝-1, 2, 3, 4, 7, 8

重大事故等時に雨水排水路集水桝-1, 2, 3, 4, 7, 8 に設置する汚濁防止膜（可搬型）の高さは、フロート式（カーテン付）であることから、集水桝の水深を考慮し、雨水排水路集水桝-1, 2, 3, 4, 7, 8 の底部まで届く高さである約 3 m とする。

1.2 雨水排水路集水桝-5, 6, 9

重大事故等時に雨水排水路集水桝-5, 6, 9 に設置する汚濁防止膜（可搬型）の高さは、フロート式（カーテン付）であることから、集水桝の水深を考慮し、雨水排水路集水桝-5, 6, 9 の底部まで届く高さである約 2 m とする。

1.3 放水路-A, B, C

重大事故等時に放水路-A, B, C に設置する汚濁防止膜（可搬型）の高さは、フロート式（カーテン付）であることから、放水路の水深を考慮し、放水路-A, B, C の底部まで届く高さである約 4 m とする。

2. 幅の設定根拠

2.1 雨水排水路集水桝-1, 2, 3, 4, 7, 8

重大事故等時に雨水排水路集水桝-1, 2, 3, 4, 7, 8 に設置する汚濁防止膜（可搬型）の幅は，雨水排水路集水桝の幅が約 3 m であることから，雨水排水路集水桝 1 箇所に対し約 3 m とする。

2.2 雨水排水路集水桝-5, 6, 9

重大事故等時に雨水排水路集水桝-5, 6, 9 に設置する汚濁防止膜（可搬型）の幅は，雨水排水路集水桝の幅が約 3 m であることから，雨水排水路集水桝 1 箇所に対し約 3 m とする。

2.3 放水路-A, B, C

重大事故等時に放水路-A, B, C に設置する汚濁防止膜（可搬型）の幅は，1 つの水路を閉止することのできる幅が約 4 m であることから，放水路 1 箇所に対し約 4 m とする。

3. 個数の設定根拠

汚濁防止膜（可搬型）は，放射性物質拡散抑制機能の信頼性向上のため，それぞれの雨水排水路集水桝及び放水路に対して二重に計 2 本設置することとし，雨水排水路集水桝 9 箇所の設置場所に計 18 本及び放水路 3 箇所の設置場所に計 6 本の合計 24 本使用する設計とする。

予備については，保守点検は目視点検であり，保守点検中でも使用可能であるため，保守点検用は考慮せずに，破れ等の破損時の予備用として各設置場所に対して 2 本の計 24 本を保管することとし，予備を含めた保有数として設置場所 12 箇所分の合計 48 本を保管する。

汚濁防止膜（可搬型）の個数の内訳について表 2.4.3-1 に示す。

表 2.4.3-1 汚濁防止膜（可搬型）の個数

名 称	設置箇所数 (箇所)	個数 (本)		
		必要本数	予備	合計
雨水排水路集水桝 -1, 2, 3, 4, 7, 8	6	12	12	24
雨水排水路集水桝-5, 6, 9	3	6	6	12
放水路 - A , B , C	3	6	6	12
合 計	12	24	24	48

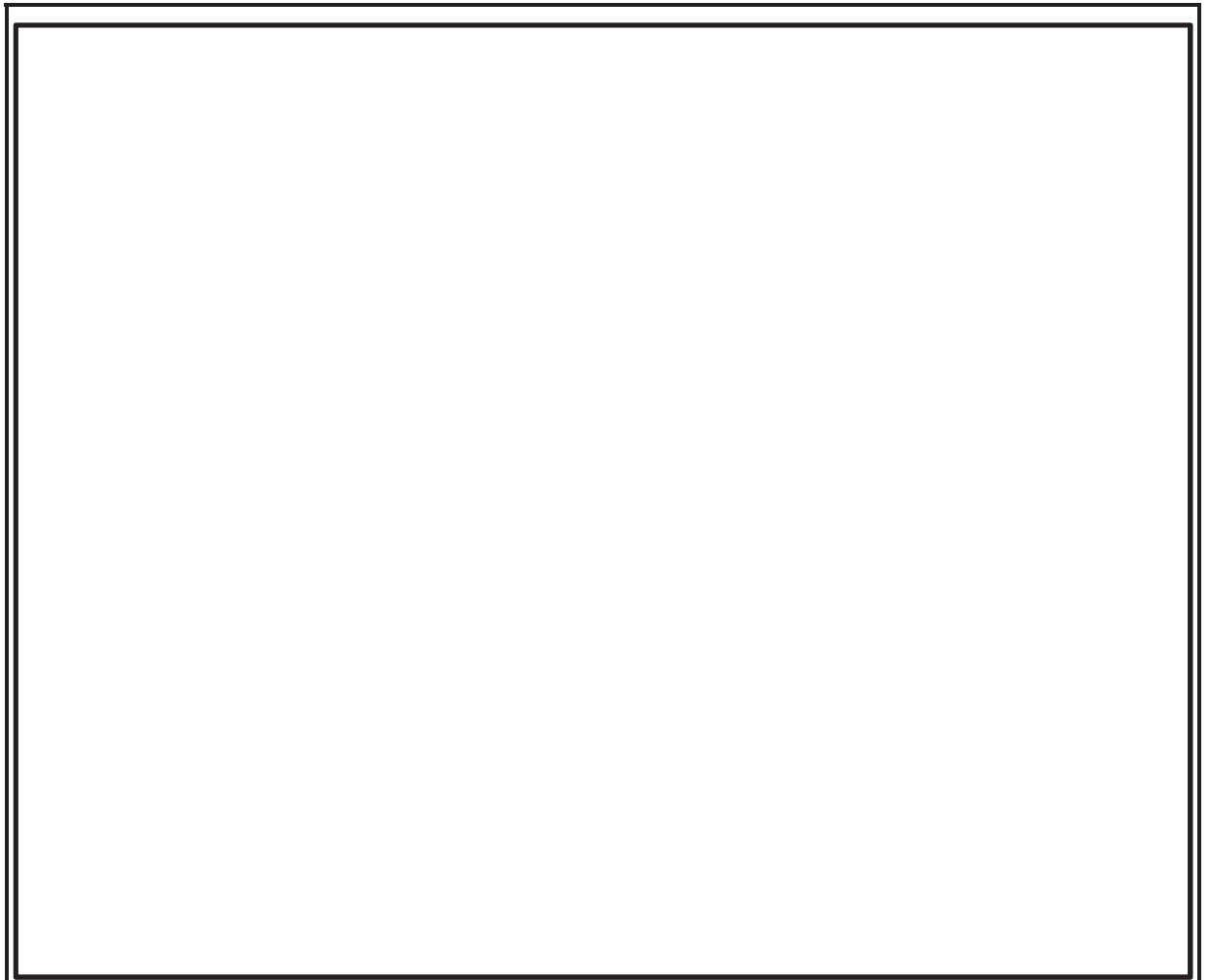


図 2.4.3-1 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備概要図
(海洋への放射性物質の拡散抑制)

2.5 非常用電源設備

2.5.1 メタルクラッド開閉装置

名 称		メタルクラッド開閉装置
容 量	A/個	2000
個 数	—	2

【設定根拠】

(概要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用するメタルクラッド開閉装置*は、以下の機能を有する。

メタルクラッド開閉装置は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、3 系統（メタルクラッド開閉装置 HPCS の 1 系統を含む）のメタルクラッド開閉装置で構成することにより、共通要因で機能を失うことなく、3 系統のうち 2 系統は電力供給機能の維持及び人の接近性の確保を図る設計とする。

メタルクラッド開閉装置の母線電圧は、上流に設置されている各変圧器及び非常用ディーゼル発電機の電圧と同じ 6900 V とする。

1. 容量の設定根拠

メタルクラッド開閉装置の母線容量は、発電所を安全に停止するために必要な負荷容量、工学的安全施設作動時に必要な負荷容量、重大事故等時の対応に必要な負荷容量に基づき設計した非常用ディーゼル発電機の容量を基に設計する。

非常用ディーゼル発電機の電流は、添付書類「V-1-9-1-1 非常用発電装置の出力の決定に関する説明書」にて示す非常用ディーゼル発電機の容量 6500 kVA に対し、以下のとおり 544 A である。

$$I = \frac{Q}{\sqrt{3} \times V} = \frac{6500}{\sqrt{3} \times 6.9} = 543.9 \div 544$$

I : 電流 (A)

Q : 非常用ディーゼル発電機の容量 (kVA) = 6500

V : 電圧 (kV) = 6.9

したがって、メタルクラッド開閉装置の母線容量は、544 A に対し、十分な余裕を有する 2000 A/個とする。

2. 個数の設定根拠

メタルクラッド開閉装置は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である各系列に 1 個とし、合計 2 個設置する。

注記 *：メタルクラッド開閉装置のうち、発電所を安全に停止するために必要な負荷，工学的安全施設の作動時に必要な負荷，重大事故等時の対応に必要な負荷に電力を供給する非常用のメタルクラッド開閉装置を示す。

2.5.2 パワーセンタ

名 称		パワーセンタ
容 量	A/個	4000
個 数	—	2
<p>【設定根拠】</p> <p>(概要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用するパワーセンタ*1は、以下の機能を有する。</p> <p>パワーセンタは、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。</p> <p>系統構成は、2系統のパワーセンタで構成することにより、共通要因で機能を失うことなく、少なくとも1系統は電力供給機能の維持及び人の接近性の確保を図る設計とする。</p> <p>パワーセンタの母線電圧は、下流に設置されている低圧負荷の電圧に電圧降下を考慮して480 Vとする。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>パワーセンタの母線容量は、上流に設置されている動力変圧器から供給される容量を下流に設置されている低圧負荷へ供給できる設計とする。</p> <p>発電所を安全に停止するために必要な負荷容量、工学的安全施設作動時に必要な負荷容量、重大事故等時の対応に必要な容量のうち、最も多くの容量を要する発電所を安全に停止するために必要な負荷容量を表 2.5.2-1 及び表 2.5.2-2 に示す。</p> <p>表 2.5.2-1 及び表 2.5.2-2 のうち、パワーセンタから供給される容量が最も大きくなるのは、制御棒駆動水圧系駆動水ポンプ B、原子炉補機冷却系ポンプ B、タービン補機冷却系ポンプ B、非常用照明、非常用ガス処理装置、ディーゼル室換気装置、非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ、蓄電池用充電器（通信連絡設備（SPDS）等）及びその他のモータコントロールセンタ負荷（燃料プール冷却浄化系ポンプ、使用済燃料プールの水位の監視設備、使用済燃料プールエリア放射線モニタ、モニタリング・ポスト、通信連絡設備等）に供給する 2D 系のパワーセンタであり、その合計容量は 2313 kW であることから、容量は以下のとおり 2892 kVA となる。</p> $Q = \frac{P}{p \cdot f} = \frac{2313}{0.8} = 2891.3 \div 2892$		

Q : パワーセンタの容量 (kVA)

P : 必要負荷 (kW) = 2313

p f : 力率 (平均) = 0.8

したがって、パワーセンタの容量である 2892 kVA に対し、電流は以下のとおり 3479 A である。

$$I = \frac{Q}{\sqrt{3} \times V} = \frac{2892}{\sqrt{3} \times 0.48} = 3478.5 \div 3479$$

I : 電流 (A)

Q : パワーセンタの容量 (kVA) = 2892

V : 電圧 (kV) = 0.48

以上により、パワーセンタの母線容量は 3479 A に対し、十分な余裕を有する 4000 A/個とする。

表 2.5.2-1 発電所を安全に停止するために必要な負荷 (2C 非常用ディーゼル発電機) *2

設備・機器名	負荷容量 (kW)
補機冷却系海水系ポンプ A	468
残留熱除去系ポンプ A	594
残留熱除去系海水系ポンプ A	895
残留熱除去系海水系ポンプ C	895
制御棒駆動水圧系駆動水ポンプ A	215
原子炉補機冷却系ポンプ A	190
タービン補機冷却系ポンプ A	250
非常用照明	78
非常用ガス処理装置	46
ディーゼル室換気装置	38
非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ	55
蓄電池用充電器	97
その他のモータコントロールセンタ負荷*3 (燃料プール冷却浄化系ポンプ, 使用済燃料プールの温度の監視設備, 通信連絡設備等)	1170*3
負荷合計	4991

表 2.5.2-2 発電所を安全に停止するために必要な負荷（2D 非常用ディーゼル発電機）*2

設備・機器名	負荷容量 (kW)
補機冷却系海水系ポンプ B	468
残留熱除去系ポンプ B	594
残留熱除去系海水系ポンプ B	895
残留熱除去系海水系ポンプ D	895
制御棒駆動水圧系駆動水ポンプ B	215
原子炉補機冷却系ポンプ B	190
タービン補機冷却系ポンプ B	250
非常用照明	78
非常用ガス処理装置	46
ディーゼル室換気装置	38
非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ	55
蓄電池用充電器（通信連絡設備（SPDS）等）	153
その他のモータコントロールセンタ負荷*3 （燃料プール冷却浄化系ポンプ，使用済燃料プールの水位の監視設備，使用済燃料プールエリア放射線モニタ，モニタリング・ポスト，通信連絡設備等）	1288*3
負荷合計	5165

2. 個数の設定根拠

パワーセンタは，重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である各系列に 1 個とし，合計 2 個設置する。

注記 *1：パワーセンタのうち，発電所を安全に停止するために必要な負荷，工学的安全施設の作動時に必要な負荷，重大事故等時の対応に必要な負荷に電力を供給する非常用のパワーセンタを示す。

*2：添付書類「V-1-9-1-1 非常用発電装置の出力の決定に関する説明書」より抜粋

*3：「工学的安全施設の作動時に必要な負荷」の共通負荷以外に，工学的安全施設ではないが，発電所の安全停止に必要なタービン・発電機補機などを起動する。

2.5.3 モータコントロールセンタ

名 称		モータコントロールセンタ
容 量	A/個	800
個 数	—	14

【設定根拠】

(概要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用するモータコントロールセンタ*1は、以下の機能を有する。

モータコントロールセンタは、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、3 系統（モータコントロールセンタ HPCS の 1 系統を含む）のモータコントロールセンタで構成することにより、共通要因で機能を失うことなく、3 系統のうち 2 系統は電力供給機能の維持及び人の接近性の確保を図る設計とする。

モータコントロールセンタの母線電圧は、上流に設置されているパワーセンタの電圧と同じ 480 V とする。

1. 容量の設定根拠

モータコントロールセンタの母線容量は、上流に設置されているパワーセンタから供給される容量を下流に設置されている低圧負荷へ供給できる設計とする。

発電所を安全に停止するために必要な負荷容量、工学的安全施設作動時に必要な負荷容量、重大事故等時の対応に必要な負荷容量のうち、最も多くの容量を要する発電所を安全に停止するために必要となる負荷容量を表 2.5.3-1 及び表 2.5.3-2 に示す。

表 2.5.3-1 及び表 2.5.3-2 に示す負荷のうち、モータコントロールセンタから供給される負荷は、非常用照明、非常用ガス処理装置、ディーゼル室換気装置、非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ、蓄電池用充電器及びその他のモータコントロールセンタ負荷である。これらの負荷を各モータコントロールセンタの母線毎に振り分けた結果を表 2.5.3-3 に示す。

表 2.5.3-3 に示すモータコントロールセンタのうち、負荷容量が最大となるのは、モータコントロールセンタ 2C-6 の 495 kW であることから、容量は以下のとおり 619 kVA となる。

$$Q = \frac{P}{p \cdot f} = \frac{495}{0.8} = 618.8 \div 619$$

Q : モータコントロールセンタの容量 (kVA)

P : 必要負荷 (kW) =495

p f : 力率 (平均) =0.8

したがって、モータコントロールセンタの容量である 619 kVA に対し、電流は以下のとおり 745 A である。

$$I = \frac{Q}{\sqrt{3} \times V} = \frac{619}{\sqrt{3} \times 0.48} = 744.5 \div 745$$

I : 電流 (A)

Q : モータコントロールセンタの容量 (kVA) =619

V : 電圧 (kV) =0.48

以上により、モータコントロールセンタの母線容量は 745 A に対し、十分な余裕を有する 800 A/個とする。

表 2.5.3-1 発電所を安全に停止するために必要な負荷 (2C 非常用ディーゼル発電機) *2

設備・機器名	負荷容量 (kW)
補機冷却系海水系ポンプ A	468
残留熱除去系ポンプ A	594
残留熱除去系海水系ポンプ A	895
残留熱除去系海水系ポンプ C	895
制御棒駆動水圧系駆動水ポンプ A	215
原子炉補機冷却系ポンプ A	190
タービン補機冷却系ポンプ A	250
非常用照明	78
非常用ガス処理装置	46
ディーゼル室換気装置	38
非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ	55
蓄電池用充電器	97
その他のモータコントロールセンタ負荷*3 (燃料プール冷却浄化系ポンプ、使用済燃料プールの温度の監視設備、 通信連絡設備等)	1170*3
負荷合計	4991

表 2.5.3-2 発電所を安全に停止するために必要な負荷（2D 非常用ディーゼル発電機）*2

設備・機器名	負荷容量 (kW)
補機冷却系海水系ポンプ B	468
残留熱除去系ポンプ B	594
残留熱除去系海水系ポンプ B	895
残留熱除去系海水系ポンプ D	895
制御棒駆動水圧系駆動水ポンプ B	215
原子炉補機冷却系ポンプ B	190
タービン補機冷却系ポンプ B	250
非常用照明	78
非常用ガス処理装置	46
ディーゼル室換気装置	38
非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ	55
蓄電池用充電器（通信連絡設備（SPDS）等）	153
その他のモータコントロールセンタ負荷*3 （燃料プール冷却浄化系ポンプ，使用済燃料プールの水位の監視設備，使用済燃料プールエリア放射線モニタ，モニタリング・ポスト，通信連絡設備等）	1288*3
負荷合計	5165

表 2.5.3-3 発電所を安全に停止するために必要な負荷（モータコントロールセンタ）

名称	2C-1	2C-2	2C-3	2C-4	2C-5	2C-6	2C-7	2C-8	2C-9
容量 (kW)	99	38	183	109	15	495	208	229	108
名称	2D-1	2D-2	2D-3	2D-4	2D-5	2D-6	2D-7	2D-8	2D-9
容量 (kW)	217	184	110	107	16	472	203	243	106

2. 個数の設定根拠

モータコントロールセンタは，重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である各系列に 7 個とし，合計 14 個*4 設置する。

- 注記 *1: モータコントロールセンタのうち、発電所を安全に停止するために必要な設備、工学的安全施設作動時に必要となる設備及び重大事故等時に必要な設備に電力を供給する非常用のモータコントロールセンタを示す。
- *2: 添付書類「V-1-9-1-1 非常用発電装置の出力の決定に関する説明書」より抜粋
- *3: 「工学的安全施設の作動時に必要な負荷」の共通負荷以外に、工学的安全施設ではないが、発電所の安全停止に必要なタービン・発電機補機などを起動する。
- *4: モータコントロールセンタ 2C-1, 2C-2, 2D-1 及び 2D-2 はタービン・発電機補機など発電所を安全に停止するために必要な負荷にのみ電力を供給するモータコントロールセンタであり、重大事故等対処設備としては使用しない。

2.5.4 動力変圧器

名 称		動力変圧器
容 量	kVA/個	3333
個 数	—	2

【設定根拠】

(概要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する動力変圧器^{*1}は、以下の機能を有する。

動力変圧器は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、3 系統（動力変圧器 HPCS の 1 系統を含む）の動力変圧器で構成することにより、共通要因で機能を失うことなく、3 系統のうち 2 系統は電力供給機能の維持及び人の接近性の確保を図る設計とする。

動力変圧器の電圧は、上流に設置されているメタルクラッド開閉装置の母線電圧 6900 V を下流に設置されているパワーセンタに応じて降圧するため、6900/480 V とする。

1. 容量の設定根拠

動力変圧器の容量は、上流に設置されているメタルクラッド開閉装置の容量を下流に設置されているパワーセンタへ供給できる設計とする。

発電所を安全に停止するために必要な負荷容量、工学的安全施設の作動時に必要な負荷容量、重大事故等時の対応に必要な負荷容量のうち、最も多くの容量を要する発電所を安全に停止するために必要となる容量を表 2.5.4-1 及び表 2.5.4-2 に示す。

表 2.5.4-1 及び表 2.5.4-2 のうち、動力変圧器から供給される負荷は、制御棒駆動水压系駆動水ポンプ B、原子炉補機冷却系ポンプ B、タービン補機冷却系ポンプ B、非常用照明、非常用ガス処理装置、ディーゼル室換気装置、非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ、蓄電池用充電器（通信連絡設備（SPDS）等）及びその他のモータコントロールセンタ負荷（燃料プール冷却浄化系ポンプ、使用済燃料プールの水位の監視設備、使用済燃料プールエリア放射線モニタ、モニタリング・ポスト、通信連絡設備等）であり、その合計容量は 2313 kW となることから、容量は以下のとおり 2892 kVA となる。

$$Q = \frac{P}{p \cdot f} = \frac{2313}{0.8} = 2891.3 \div 2892$$

Q : 動力変圧器の容量 (kVA)

P : 必要負荷 (kW) =2313

p f : 力率 (平均) =0.8

したがって、動力変圧器の容量は、2892 kVA に対し、十分な余裕を有する 3333 kVA/個とする。

表 2.5.4-1 発電所を安全に停止するために必要な負荷 (2C 非常用ディーゼル発電機) *2

設備・機器名	負荷容量 (kW)
補機冷却系海水系ポンプ A	468
残留熱除去系ポンプ A	594
残留熱除去系海水系ポンプ A	895
残留熱除去系海水系ポンプ C	895
制御棒駆動水圧系駆動水ポンプ A	215
原子炉補機冷却系ポンプ A	190
タービン補機冷却系ポンプ A	250
非常用照明	78
非常用ガス処理装置	46
ディーゼル室換気装置	38
非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ	55
蓄電池用充電器	97
その他のモータコントロールセンタ負荷*3 (燃料プール冷却浄化系ポンプ, 使用済燃料プールの温度の監視設備, 通信連絡設備等)	1170*3
負荷合計	4991

表 2.5.4-2 発電所を安全に停止するために必要な負荷（2D 非常用ディーゼル発電機）*2

設備・機器名	負荷容量 (kW)
補機冷却系海水系ポンプ B	468
残留熱除去系ポンプ B	594
残留熱除去系海水系ポンプ B	895
残留熱除去系海水系ポンプ D	895
制御棒駆動水圧系駆動水ポンプ B	215
原子炉補機冷却系ポンプ B	190
タービン補機冷却系ポンプ B	250
非常用照明	78
非常用ガス処理装置	46
ディーゼル室換気装置	38
非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ	55
蓄電池用充電器（通信連絡設備（SPDS）等）	153
その他のモータコントロールセンタ負荷*3 （燃料プール冷却浄化系ポンプ，使用済燃料プールの水位の監視設備，使用済燃料プールエリア放射線モニタ，モニタリング・ポスト，通信連絡設備等）	1288*3
負荷合計	5165

2. 個数の設定根拠

動力変圧器は，重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である各系列に 1 個とし，合計 2 個設置する。

注記 *1: 動力変圧器のうち，発電所を安全に停止するために必要な負荷，工学的安全施設の作動時に必要な負荷，重大事故等時の対応に必要な負荷に電力を供給する非常用の動力変圧器を示す。

*2: 添付書類「V-1-9-1-1 非常用発電装置の出力の決定に関する説明書」より抜粋

*3: 「工学的安全施設の作動時に必要な負荷」の共通負荷以外に，工学的安全施設ではないが，発電所の安全停止に必要なタービン・発電機補機などを起動する。

2.5.5 メタルクラッド開閉装置 HPCS

名 称		メタルクラッド開閉装置 HPCS
容 量	A/個	2000
個 数	—	1

【設定根拠】

(概要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用するメタルクラッド開閉装置 HPCS は、以下の機能を有する。

メタルクラッド開閉装置 HPCS は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、3 系統（メタルクラッド開閉装置 2C, 2D の 2 系統を含む）のメタルクラッド開閉装置で構成することにより、共通要因で機能を失うことなく、3 系統のうち 2 系統は電力供給機能の維持及び人の接近性の確保を図る設計とする。

メタルクラッド開閉装置 HPCS の母線電圧は、上流に設置されている各変圧器及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の電圧と同じ 6900 V とする。

1. 容量の設定根拠

メタルクラッド開閉装置 HPCS の母線容量は、工学的安全施設の作動時に必要となる負荷容量及び重大事故等時の対応に必要な負荷容量に基づき設計した高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の容量を基に設計する。

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の電流は、添付書類「V-1-9-1-1 非常用発電装置の出力の決定に関する説明書」にて示す高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の容量 3500 kVA に対し、以下のとおり 293 A である。

$$I = \frac{Q}{\sqrt{3} \times V} = \frac{3500}{\sqrt{3} \times 6.9} = 292.9 \div 293$$

I : 電流 (A)

Q : 高圧スプレイ系ディーゼル発電機の容量 (kVA) = 3500

V : 電圧 (kV) = 6.9

したがって、メタルクラッド開閉装置 HPCS の母線容量は、293 A に対し、十分な余裕を有する 2000 A/個とする。

2. 個数の設定根拠

メタルクラッド開閉装置 HPCS は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である 1 個設置する。

2.5.6 モータコントロールセンタ HPCS

名 称		モータコントロールセンタ HPCS
容 量	A/個	800
個 数	—	1

【設定根拠】

(概要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用するモータコントロールセンタ HPCS は、以下の機能を有する。

モータコントロールセンタ HPCS は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、3 系統（モータコントロールセンタ 2C, 2D の 2 系統を含む）のモータコントロールセンタで構成することにより、共通要因で機能を失うことなく、3 系統のうち 2 系統は電力供給機能の維持及び人の接近性の確保を図る設計とする。

モータコントロールセンタ HPCS の母線電圧は、下流に設置されている低圧負荷の電圧に電圧降下を考慮して 480 V とする。

1. 容量の設定根拠

モータコントロールセンタ HPCS の母線容量は、上流に設置されている動力変圧器 HPCS の容量を下流に設置されている低圧負荷へ供給できる設計とする。

工学的安全施設の作動時に必要な負荷容量、重大事故等時の対応に必要な負荷容量のうち、最も多くの容量を要する工学的安全施設の作動時に必要な負荷容量を表 2.5.6-1 に示す。

表 2.5.6-1 のうち、モータコントロールセンタ HPCS から供給される負荷は、ディーゼル室換気装置、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ、蓄電池用充電器及びその他のモータコントロールセンタ負荷であり、その合計容量は 111 kW であることから、容量は以下のとおり 139 kVA となる。

$$Q = \frac{P}{p f} = \frac{111}{0.8} = 138.8 \div 139$$

Q : モータコントロールセンタ HPCS の最大容量 (kVA)

P : 必要負荷 (kW) = 111

p f : 力率 (平均) = 0.8

したがって、モータコントロールセンタ HPCS の容量である 139 kVA に対し、電流は以下のとおり 168 A である。

$$I = \frac{Q}{\sqrt{3} \times V} = \frac{139}{\sqrt{3} \times 0.48} = 167.2 \div 168$$

I : 電流 (A)

Q : モータコントロールセンタ HPCS の最大容量 (kVA) = 139

V : 電圧 (kV) = 0.48

以上により、モータコントロールセンタ HPCS の母線容量は 168 A に対し、十分な余裕を有する 800 A/個とする。

表 2.5.6-1 工学的安全施設の作動時に必要な負荷（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機）*

設備・機器名	負荷容量 (kW)
高圧炉心スプレイ系ポンプ	1882
ディーゼル室換気装置	38
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ	55
蓄電池用充電器	10
その他のモータコントロールセンタ負荷	8
負荷合計	1993

2. 個数の設定根拠

モータコントロールセンタ HPCS は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である 1 個設置する。

注記 * : 添付書類「V-1-9-1-1 非常用発電装置の出力の決定に関する説明書」より抜粋

2.5.7 動力変圧器 HPCS

名 称		動力変圧器 HPCS
容 量	kVA/個	600
個 数	—	1
【設定根拠】		
(概要)		
重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する動力変圧器 HPCS は、以下の機能を有する。		
動力変圧器 HPCS は、重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。		
系統構成は、3 系統（動力変圧器 2C, 2D の 2 系統を含む）の動力変圧器で構成することにより、共通要因で機能を失うことなく、3 系統のうち 2 系統は電力供給機能の維持及び人の接近性の確保を図る設計とする。		
動力変圧器 HPCS の電圧は、上流に設置されているメタルクラッド開閉装置 HPCS の母線電圧 6900 V を下流に設置されているモータコントロールセンタ HPCS に応じて降圧するため、6900/480 V とする。		
1. 容量の設定根拠		
動力変圧器 HPCS の容量は、上流に設置されているメタルクラッド開閉装置 HPCS の容量を下流に設置されているモータコントロールセンタ HPCS へ供給できる設計とする。		
工学的安全施設の作動時に必要な負荷容量、重大事故等時の対応に必要な負荷容量のうち、最も多くの容量を要する工学的安全施設の作動時に必要な負荷容量を表 2.5.7-1 に示す。		
表 2.5.7-1 のうち、動力変圧器 HPCS から供給される負荷は、ディーゼル室換気装置、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ、蓄電池用充電器及びその他のモータコントロールセンタ負荷であり、その合計容量は 111 kW となることから、容量は以下のとおり 139 kVA となる。		
$Q = \frac{P}{p \ f} = \frac{111}{0.8} = 138.8 \div 139$		
Q : 動力変圧器 HPCS の容量 (kVA)		
P : 必要負荷 (kW) = 111		
p f : 力率 (平均) = 0.8		
したがって、動力変圧器 HPCS の容量は、139 kVA に対し、十分な余裕を有する 600 kVA/個とする。		

表 2.5.7-1 工学的安全施設の作動時に必要な負荷（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機）*

設備・機器名	負荷容量 (kW)
高圧炉心スプレイ系ポンプ	1882
ディーゼル室換気装置	38
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ	55
蓄電池用充電器	10
その他のモータコントロールセンタ負荷	8
負荷合計	1993

2. 個数の設定根拠

動力変圧器 HPCS は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である 1 個設置する。

注記 *：添付書類「V-1-9-1-1 非常用発電装置の出力の決定に関する説明書」より抜粋

2.5.8 緊急用断路器

名 称		緊急用断路器
容 量	A/個	1200
個 数	—	1

【設定根拠】

(概要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する緊急用断路器は、以下の機能を有する。

緊急用断路器は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置を緊急用断路器に接続し、緊急用メタルクラッド開閉装置から緊急用海水ポンプへ電力を供給できる設計とする。また、緊急用メタルクラッド開閉装置から緊急用動力変圧器及び緊急用パワーセンタを介して常設低圧代替注水系ポンプ及び代替循環冷却系ポンプへ電力を供給できる設計とする。さらに、緊急用パワーセンタから緊急用モータコントロールセンタを介して低圧負荷へ電力を供給できる設計とする。

緊急用断路器の電圧は、下流に設置されている緊急用メタルクラッド開閉装置の電圧と同じ 6900 V とする。

1. 容量の設定根拠

緊急用断路器の母線容量は、重大事故等時に必要な容量に基づき設計した常設代替高圧電源装置の容量を基に設計する。

常設代替高圧電源装置の電流は、添付書類「V-1-9-1-1 非常用発電装置の出力の決定に関する説明書」にて示す常設代替高圧電源装置 5 台分の容量 8625 kVA に対し、以下のとおり 722 A/個である。

$$I = \frac{Q}{\sqrt{3} \times V} = \frac{8625}{\sqrt{3} \times 6.9} = 721.7 \div 722$$

I : 電流 (A)
Q : 常設代替高圧電源装置 5 台分の容量 (kVA) = 8625
V : 電圧 (kV) = 6.9

したがって、緊急用断路器の容量は、722 A に対し、十分な余裕を有する 1200 A/個とする。

2. 個数の設定根拠

緊急用断路器は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である 1 個設置する。

2.5.9 緊急用メタルクラッド開閉装置

名 称		緊急用メタルクラッド開閉装置
容 量	A/個	1200
個 数	—	1

【設定根拠】

(概要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する緊急用メタルクラッド開閉装置は、以下の機能を有する。

緊急用メタルクラッド開閉装置は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置を緊急用断路器に接続し、緊急用メタルクラッド開閉装置から緊急用海水ポンプへ電力を供給できる設計とする。また、緊急用メタルクラッド開閉装置から緊急用動力変圧器及び緊急用パワーセンタを介して常設低圧代替注水系ポンプ及び代替循環冷却系ポンプへ電力を供給できる設計とする。さらに、緊急用パワーセンタから緊急用モータコントロールセンタを経由して低圧負荷へ電力を供給できる設計とする。

緊急用メタルクラッド開閉装置の母線電圧は、接続先であるメタルクラッド開閉装置 2C、2D 及び下流に設置されている緊急用動力変圧器一次電圧と同じ 6900 V とする。

1. 容量の設定根拠

緊急用メタルクラッド開閉装置の母線容量は、重大事故等時に必要な容量に基づき設計した常設代替高圧電源装置の容量を基に設計する。

常設代替高圧電源装置の電流は、添付書類「V-1-9-1-1 非常用発電装置の出力の決定に関する説明書」にて示す常設代替高圧電源装置 5 台分の容量 8625 kVA に対し、以下のとおり 722 A である。

$$I = \frac{Q}{\sqrt{3} \times V} = \frac{8625}{\sqrt{3} \times 6.9} = 721.7 \div 722$$

I : 電流 (A)
Q : 常設代替高圧電源装置 5 台分の容量 (kVA) = 8625
V : 電圧 (kV) = 6.9

したがって、緊急用メタルクラッド開閉装置の母線容量は、722 A に対し、十分な余裕を有する 1200 A/個とする。

2. 個数の設定根拠

緊急用メタルクラッド開閉装置は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である 1 個設置する。

2.5.10 緊急用動力変圧器

名 称		緊急用動力変圧器
容 量	kVA/個	2000
個 数	—	1

【設定根拠】

(概要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する緊急用動力変圧器は、以下の機能を有する。

緊急用動力変圧器は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置を緊急用断路器に接続し、緊急用メタルクラッド開閉装置、緊急用動力変圧器及び緊急用パワーセンタを介して常設低圧代替注水系ポンプ、代替循環冷却系ポンプ及び緊急用モータコントロールセンタへ電力を供給できる設計とする。

緊急用動力変圧器の電圧は、上流に設置されている緊急用メタルクラッド開閉装置の母線電圧 6900 V を下流に設置されている緊急用パワーセンタに応じて降圧するため、6900/480 V とする。

1. 容量の設定根拠

緊急用動力変圧器は、常設低圧代替注水系ポンプ及び代替循環冷却系ポンプ及び緊急用モータコントロールセンタの容量を供給できる設計とする。

緊急用動力変圧器の負荷容量を表 2.5.10-1 に示す。

表 2.5.10-1 より、負荷容量の合計は、1266.4 kW となることから、容量は以下のとおり 1583 kVA となる。

$$Q = \frac{P}{p f} = \frac{1266.4}{0.8} = 1583$$

Q : 緊急用動力変圧器の容量 (kVA)

P : 必要負荷 (kW) = 1266.4

p f : 力率 (平均) = 0.8

したがって、緊急用動力変圧器の容量は 1583 kVA に対し、十分な余裕を有する 2000 kVA/個とする。

表 2.5.10-1 緊急用動力変圧器の負荷容量

負荷	容量 (kW)
常設低圧代替注水系ポンプ (2 台)	380
代替循環冷却系ポンプ	140
緊急用モータコントロールセンタ 1	139
緊急用モータコントロールセンタ 2	218.5
緊急用モータコントロールセンタ 3	388.9
合 計	1266.4

2. 個数の設定根拠

緊急用動力変圧器は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である 1 個設置する。

2.5.11 緊急用パワーセンタ

名 称		緊急用パワーセンタ
容 量	A/個	3000
個 数	—	1
<p>【設定根拠】</p> <p>(概要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する緊急用パワーセンタは、以下の機能を有する。</p> <p>緊急用パワーセンタは、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。</p> <p>系統構成は、設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置を緊急用断路器に接続し、緊急用メタルクラッド開閉装置から緊急用動力変圧器及び緊急用パワーセンタを介して常設低圧代替注水系ポンプ及び代替循環冷却系ポンプへ電力を供給できる設計とする。また、可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車を可搬型代替低圧電源車接続盤に接続し、緊急用パワーセンタを介して常設低圧代替注水系ポンプへ電力を供給できる設計とする。さらに、緊急用パワーセンタから緊急用モータコントロールセンタを介して低圧負荷へ電力を供給できる設計とする。</p> <p>緊急用パワーセンタの母線電圧は、下流に設置されている低圧負荷の電圧に電圧降下を考慮して 480 V とする。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>緊急用パワーセンタの母線容量は、上流に設置されている緊急用動力変圧器の容量を下流に設置されている低圧負荷へ供給できる設計とする。</p> <p>緊急用パワーセンタの負荷容量を表 2.5.11-1 に示す。</p> <p>表 2.5.11-1 より、負荷容量の合計は、1266.4 kW となることから、容量は以下のとおり 1583 kVA となる。</p> $Q = \frac{P}{p \ f} = \frac{1266.4}{0.8} = 1583$ <p>Q : 緊急用パワーセンタの容量 (kVA)</p> <p>P : 必要負荷 (kW) = 1266.4</p> <p>p f : 力率 (平均) = 0.8</p>		

したがって、緊急用パワーセンタの容量である 1583 kVA に対し、電流は以下のとおり 1905 A である。

$$I = \frac{Q}{\sqrt{3} \times V} = \frac{1583}{\sqrt{3} \times 0.48} = 1904.1 \div 1905$$

I : 電流 (A)

Q : 緊急用パワーセンタの容量 (kVA) = 1583

V : 電圧 (kV) = 0.48

以上により、緊急用パワーセンタの母線容量は 1905 A に対し、十分な余裕を有する 3000 A/個とする。

表 2.5.11-1 緊急用パワーセンタの負荷容量

負荷	容量 (kW)
常設低圧代替注水系ポンプ (2 台)	380
代替循環冷却系ポンプ	140
緊急用モータコントロールセンタ 1	139
緊急用モータコントロールセンタ 2	218.5
緊急用モータコントロールセンタ 3	388.9
合 計	1266.4

2. 個数の設定根拠

緊急用パワーセンタは、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である 1 個設置する。

2.5.12 緊急用モータコントロールセンタ

名 称		緊急用モータコントロールセンタ
容 量	A/個	800
個 数	—	3

【設定根拠】

(概要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する緊急用モータコントロールセンタは、以下の機能を有する。

緊急用モータコントロールセンタは、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置を緊急用断路器に接続し、緊急用メタルクラッド開閉装置から緊急用動力変圧器、緊急用パワーセンタ及び緊急用モータコントロールセンタを介して低圧負荷へ電力を供給できる設計とする。また、可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車を可搬型代替低圧電源車接続盤に接続し、緊急用パワーセンタ及び緊急用モータコントロールセンタを介して低圧負荷へ電力を供給できる設計とする。

緊急用モータコントロールセンタの母線電圧は、上流に設置されている緊急用パワーセンタの電圧と同じ 480 V とする。

1. 容量の設定根拠

緊急用モータコントロールセンタの母線容量は、上流に設置されている緊急用パワーセンタから供給される容量を下流に設置されている低圧負荷へ供給できる設計とする。

緊急用モータコントロールセンタの負荷を表 2.5.12-1 から表 2.5.12-3 に示す。

表 2.5.12-1 から表 2.5.12-3 に示す緊急用モータコントロールセンタのうち、負荷容量が最大となるのは、緊急用モータコントロールセンタ 3 の 388.9 kW であることから、容量は以下のとおり 487 kVA となる。

$$Q = \frac{P}{p f} = \frac{388.9}{0.8} = 486.1 \div 487$$

Q : 緊急用モータコントロールセンタの容量 (kVA)
P : 必要負荷 (kW) = 388.9
p f : 力率 (平均) = 0.8

したがって、緊急用モータコントロールセンタの負荷容量 487 kVA に対し、電流は以下のとおり 586 A である。

$$I = \frac{Q}{\sqrt{3} \times V} = \frac{487}{\sqrt{3} \times 0.48} = 585.8 \div 586$$

I : 電流 (A)

Q : 必要容量 (kVA) = 487

V : 電圧 (kV) = 0.48

以上により，緊急用モータコントロールセンタの母線容量は，586 A に対し，十分な余裕を有する 800 A/個とする。

表 2.5.12-1 緊急用モータコントロールセンタ 1 の負荷容量

負荷	容量 (kW)
緊急用直流 125V 充電器	57
その他の低圧負荷 (常設低圧代替注水系ポンプ室空調ファン，緊急用電気室空調，HERMETIS (A) 空調，高圧窒素ガス供給系 (A) ボンベ空調等)	82
合 計	139

表 2.5.12-2 緊急用モータコントロールセンタ 2 の負荷容量

負荷	容量 (kW)
HERMETIS 制御盤	24
緊急用計装交流主母線盤 (原子炉建屋水素濃度計，使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置，モニタリング・ポスト等)	67
代替燃料プール冷却系ポンプ	22
緊急用無停電電源装置	24
緊急用海水ポンプ室空調ファン	3.7
その他の低圧負荷 (フィルタ装置移送ポンプ，フィルタ装置計装ラック，HERMETIS (B) 空調，高圧窒素ガス供給系 (B) ボンベ空調等)	77.8
合 計	218.5

表 2.5.12-3 緊急用モータコントロールセンタ 3 の負荷容量

負荷	容量 (kW)
常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ	2.2
その他の低圧負荷 (常設代替高圧電源装置置場空調，ブローアウトパネル等)	386.7
合 計	388.9

2. 個数の設定根拠

緊急用モータコントロールセンタは、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力の確保に必要な個数である 3 個設置する。

2.5.13 緊急用計装交流主母線盤

名 称		緊急用計装交流主母線盤
容 量	kVA/個	50
個 数	—	1

【設定根拠】

(概要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する緊急用計装交流主母線盤は、以下の機能を有する。

緊急用計装交流主母線盤は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置を緊急用断路器に接続し、緊急用メタルクラッド開閉装置から緊急用動力変圧器、緊急用パワーセンタ、緊急用モータコントロールセンタ及び緊急用計装交流主母線盤を介して計装設備へ電力を供給できる設計とする。また、可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車を可搬型代替低圧電源車接続盤に接続し、緊急用パワーセンタ及び緊急用モータコントロールセンタ及び緊急用計装交流主母線盤を介して計装設備へ電力を供給できる設計とする。

緊急用計装交流主母線盤の電圧は、上流に設置されている緊急用モータコントロールセンタの母線電圧 480 V を下流に設置されている計装設備に応じて降圧するため、480/240-120 V とする。

1. 容量の設定根拠

緊急用計装交流主母線盤の容量は、下流に設置されている計装設備の容量を供給できる設計とする。

緊急用計装交流主母線盤の負荷容量を表 2.5.13-1 に示す。

表 2.5.13-1 より、緊急用計装交流主母線盤の容量は、負荷容量 25 kVA に対し、十分な余裕を有する 50 kVA/個とする。

表 2.5.13-1 緊急用計装交流主母線盤の負荷容量

負荷	容量 (kVA)
使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置	10
原子炉建屋水素濃度計	3
モニタリング・ポスト	3
その他の計装負荷 (フィルタ装置水素濃度計, フィルタ装置スクラビング水 pH 計等)	9
合 計	25

2. 個数の設定根拠

緊急用計装交流主母線盤は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である 1 個設置する。

2.5.14 緊急用電源切替盤

名 称		緊急用電源切替盤			
		緊急用交流 電源切替盤	緊急用直流 電源切替盤	緊急用直流 計装電源切替盤	緊急用無停電 計装電源切替盤
容 量	A/個	65	120	50	50
個 数	—	2	1	2	1
<p>【設定根拠】</p> <p>(概要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する緊急用電源切替盤は、以下の機能を有する。</p> <p>緊急用電源切替盤は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備として設置する緊急用電源切替盤は、緊急用交流電源切替盤、緊急用直流電源切替盤、緊急用直流計装電源切替盤及び緊急用無停電計装電源切替盤から構成される。各緊急用電源切替盤の系統構成は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 緊急用交流電源切替盤 <p>系統構成は、設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置を緊急用断路器に接続し、緊急用メタルクラッド開閉装置から緊急用パワーセンタ、緊急用モータコントロールセンタ及び緊急用交流電源切替盤を介して低圧負荷へ電力を供給できる設計とする。</p> <p>緊急用交流電源切替盤の電圧は、下流に設置されている低圧負荷の電圧に電圧降下を考慮して 480 V とする。</p> ・ 緊急用直流電源切替盤 <p>系統構成は、設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、常設代替直流電源設備である緊急用 125V 系蓄電池から緊急用直流 125V 主母線盤及び緊急用直流 125V モータコントロールセンタを介して緊急用直流電源切替盤へ接続することにより、直流負荷へ電力を供給できる設計とする。</p> <p>緊急用直流電源切替盤の電圧は、下流に設置されている直流負荷の電圧に電圧降下を考慮して 125 V とする。</p> 					

- ・緊急用直流計装電源切替盤

系統構成は、設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、常設代替直流電源設備である緊急用 125V 系蓄電池から緊急用直流 125V 主母線盤及び緊急用直流 125V 計装用分電盤を介して緊急用直流計装電源切替盤へ接続することにより、計装設備へ電力を供給できる設計とする。

緊急用直流計装電源切替盤の電圧は、下流に設置されている計装設備の電圧に電圧降下を考慮して 125 V とする。

- ・緊急用無停電計装電源切替盤

系統構成は、設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、常設代替直流電源設備である緊急用 125V 系蓄電池から緊急用直流 125V 主母線盤、緊急用無停電電源装置及び緊急用無停電計装分電盤を介して緊急用無停電計装電源切替盤へ接続することにより、計装設備へ電力を供給できる設計とする。

緊急用無停電計装電源切替盤の電圧は、下流に設置されている計装設備の電圧に電圧降下を考慮して 120 V とする。

1. 容量の設定根拠

1.1 緊急用交流電源切替盤の容量 65 A/個

緊急用交流電源切替盤は、下流に設置されている電動弁（交流駆動）の容量を供給できる設計とする。

緊急用交流電源切替盤の容量は、電動弁（交流駆動）に電力を供給する電磁接触器 1 個当たりの容量であることから、負荷のうち、電磁接触器 1 個当たりの最大電流を基に設計する。

電磁接触器 1 個当たりの負荷電流が最大となるのは、低圧炉心スプレイ系注入弁（E21-F005）、低圧注水系注入弁 A（E12-F042A）、低圧注水系注入弁 B（E12-F042B）及び低圧注水系注入弁 C（E12-F042A）の 31 A である。

したがって、緊急用交流電源切替盤の容量は、31 A に対し十分な余裕を有する 65 A/個とする。

1.2 緊急用直流電源切替盤の容量 120 A/個

緊急用直流電源切替盤は、下流に設置されている電動弁（直流駆動）の容量を供給できる設計とする。

緊急用直流電源切替盤の容量は、電動弁（直流駆動）に電力を供給する電磁接触器 1 個当たりの容量であることから、負荷のうち、電磁接触器 1 個当たりの最大電流を基に設計する。

電磁接触器 1 個当たりの負荷電流が最大となるのは、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口弁及び原子炉隔離時冷却系原子炉注水弁の 40 A である。

したがって、緊急用直流電源切替盤の容量は、40 A に対し十分な余裕を有する 120 A/個

とする。

1.3 緊急用直流計装電源切替盤の容量 50 A/個

緊急用直流計装電源切替盤は、下流に設置されている計装設備の容量を供給できる設計とする。

緊急用直流計装電源切替盤の容量は、負荷に電力を供給する配線用遮断器 1 個当たりの容量であることから、負荷のうち、配線用遮断器 1 個当たりの負荷容量が最大となる容量を基に設計する。

配線用遮断器 1 個当たりの負荷容量が最大となるのは、安全パラメータ表示システム (SPDS) *1 の 1.9 kVA となる。

したがって、安全パラメータ表示システム (SPDS) の負荷容量 1.9 kVA に対し、電流は以下のとおり 16 A である。

$$I = \frac{Q}{V} = \frac{1.9}{0.125} = 15.2 \div 16$$

I : 電流 (A)

Q : 容量 (kVA) = 1.9

V : 電圧 (kV) = 0.125

以上により、緊急用直流計装電源切替盤の容量は 16 A に対し、十分な余裕を有する 50 A/個とする。

1.4 緊急用無停電計装電源切替盤の容量 50 A/個

緊急用無停電計装電源切替盤は、下流に設置されている計装設備の容量を供給できる設計とする。

緊急用無停電計装電源切替盤の容量は、負荷に電力を供給する配線用遮断器 1 個当たりの容量であることから、負荷のうち、配線用遮断器 1 個当たりの負荷容量が最大となる容量を基に設計する。

配線用遮断器 1 個当たりの負荷容量が最大となるのは、安全パラメータ表示システム (SPDS) *2 の 0.7 kVA となる。

したがって、安全パラメータ表示システム (SPDS) の負荷容量 0.7 kVA に対し、電流は以下のとおり 6 A である。

$$I = \frac{Q}{V} = \frac{0.7}{0.12} = 5.8 \div 6$$

I : 電流 (A)

Q : 容量 (kVA) = 0.7

V : 電圧 (kV) = 0.12

以上により，緊急用無停電計装電源切替盤の容量は6 Aに対し，十分な余裕を有する50 A/個とする。

2. 個数の設定根拠

2.1 緊急用交流電源切替盤の個数 2個

緊急用交流電源切替盤は，重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である各系列に1個とし，合計2個設置する。

2.2 緊急用直流電源切替盤の個数 1個

緊急用直流電源切替盤は，重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である1個設置する。

2.3 緊急用直流計装電源切替盤の個数 2個

緊急用直流計装電源切替盤は，重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である各系列に1個とし，合計2個設置する。

2.4 緊急用無停電計装電源切替盤の個数 1個

緊急用無停電計装電源切替盤は，重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である1個設置する。

注記 *1：安全パラメータ表示システム（SPDS）のうち，直流で運転する負荷。

*2：安全パラメータ表示システム（SPDS）のうち，交流で運転する負荷。

2.5.15 緊急用無停電計装分電盤

名 称		緊急用無停電計装分電盤
容 量	A/個	400
個 数	—	1
<p>【設定根拠】</p> <p>(概要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する緊急用無停電計装分電盤は、以下の機能を有する。</p> <p>緊急用無停電計装分電盤は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。</p> <p>系統構成は、設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、常設代替直流電源設備である緊急用 125V 系蓄電池から緊急用直流 125V 主母線盤及び緊急用無停電電源装置を介して緊急用無停電計装分電盤へ接続することにより、無停電で計装設備へ電力を供給できる設計とする。</p> <p>緊急用無停電計装分電盤の電圧は、下流に設置されている計装設備の電圧に電圧降下を考慮して 120 V とする。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>緊急用無停電計装分電盤は、上流に設置されている緊急用無停電電源装置の容量を下流に設置されている計装設備へ供給できる設計とする。</p> <p>したがって、添付書類「V-1-1-4-8-1-52 設定根拠に関する説明書（緊急用無停電電源装置）」に示す緊急用無停電電源装置の容量である 35 kVA に対し、電流は以下の通り 292 A である。</p> $I = \frac{Q}{V} = \frac{35}{0.12} = 291.7 \div 292$ <p>I : 電流 (A) Q : 緊急用無停電電源装置の容量 (kVA) = 35 V : 電圧 (kV) = 0.12</p> <p>以上により、緊急用無停電計装分電盤の容量は 292 A に対し、十分な余裕を有する 400 A/個とする。</p> <p>2. 個数の設定根拠</p> <p>緊急用無停電計装分電盤は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である 1 個設置する。</p>		

2.5.16 緊急用直流 125V 充電器

名 称		緊急用直流 125V 充電器
容 量	A/個	700
個 数	—	1

【設定根拠】

(概要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する緊急用直流 125V 充電器は、以下の機能を有する。

緊急用直流 125V 充電器は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置を緊急用断路器へ接続し、緊急用メタルクラッド開閉装置から緊急用動力変圧器、緊急用パワーセンタ及び緊急用モータコントロールセンタを介して緊急用直流 125V 充電器へ接続することにより、緊急用直流 125V 主母線盤へ電力を供給できる設計とする。また、可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車を可搬型代替低圧電源車接続盤に接続し、緊急用パワーセンタ及び緊急用モータコントロールセンタを介して緊急用直流 125V 充電器へ接続することにより、緊急用直流 125V 主母線盤へ電力を供給できる設計とする。

緊急用直流 125V 充電器の電圧は、下流に設置されている緊急用 125V 主母線盤の電圧と同じ 125 V とする。

1. 容量の設定根拠

緊急用直流 125V 充電器は、上流に設置される緊急用モータコントロールセンタの容量を下流に設置される緊急用直流 125V 主母線盤へ供給できる設計とする。

緊急用直流 125V 充電器の容量は、設計基準対象施設の電源が喪失後、連続的に供給される直流負荷に対し、負荷切り離しを行わずに供給できる容量を基に設計する。

緊急用直流 125V 充電器の容量は、添付書類「V-1-1-4-8-1-57 設定根拠に関する説明書（緊急用 125V 系蓄電池）」の表 1-1 に示す、設計基準対象施設の電源が喪失後 1 分以降、連続的に給電される負荷電流の 170 A に対し十分な余裕を有する 700 A/個とする。

2. 個数の設定根拠

緊急用直流 125V 充電器は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である 1 個設置する。

2.5.17 緊急用直流 125V 主母線盤

名 称		緊急用直流 125V 主母線盤
容 量	A/個	1200
個 数	—	1

【設定根拠】

(概要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する緊急用直流 125V 主母線盤は、以下の機能を有する。

緊急用直流 125V 主母線盤は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、常設代替直流電源設備である緊急用 125V 系蓄電池を緊急用直流 125V 主母線盤へ接続することにより、直流負荷へ電力を供給できる設計とする。

また、設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失及び蓄電池の枯渇）した場合に、可搬型直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を可搬型代替低圧電源車接続盤に接続し、可搬型代替直流電源設備用電源切替盤、緊急用直流 125V 主母線盤を介して直流負荷へ電力を供給できる設計とする。

緊急用直流 125V 主母線盤の母線電圧は、接続される緊急用 125V 系蓄電池の電圧と同じ 125 V とする。

1. 容量の設定根拠

緊急用直流 125V 主母線盤は、緊急用 125V 系蓄電池の容量を直流負荷へ供給できる設計とする。

緊急用直流 125V 主母線盤の母線容量は、設計基準対象施設の電源が喪失後、連続的に給電される直流負荷の容量を基に設計する。

緊急用直流 125V 主母線盤の母線容量は、添付書類「V-1-1-4-8-1-57 設定根拠に関する説明書（緊急用 125V 系蓄電池）」の表 1-1 に示す、設計基準対象施設の電源が喪失後 1 分以降、連続的に給電される負荷電流の 170 A に対し十分な余裕を有する 1200 A/個とする。
2. 個数の設定根拠

緊急用直流 125V 主母線盤は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である 1 個設置する。

2.5.18 緊急用直流 125V モータコントロールセンタ

名 称		緊急用直流 125V モータコントロールセンタ
容 量	A/個	400
個 数	—	1

【設定根拠】

(概要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する緊急用直流 125V モータコントロールセンタは、以下の機能を有する。

緊急用直流 125V モータコントロールセンタは、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、常設代替直流電源設備である緊急用 125V 系蓄電池を緊急用直流 125V 主母線盤に接続し、緊急用直流 125V モータコントロールセンタを介して直流負荷へ電力を供給できる設計とする。

緊急用直流 125V モータコントロールセンタの母線電圧は、上流に設置されている緊急用 125V 主母線盤の電圧と同じ 125 V とする。

1. 容量の設定根拠

緊急用直流 125V モータコントロールセンタは、下流に設置されている直流負荷の容量を供給できる設計とする。

緊急用直流 125V モータコントロールセンタの負荷は全て電動弁であり、全ての電動弁が同時に動作することはないため、負荷の最大直流電流を基に設計する。

緊急用直流 125V モータコントロールセンタ負荷の最大直流電流は、添付書類「V-1-1-4-8-1-57 設定根拠に関する説明書（緊急用 125V 系蓄電池）」の表 1-1 のうち、高圧代替注水系注入弁の 295 A である。

したがって、緊急用直流 125V モータコントロールセンタの容量は、最大直流電流である 295 A に対し十分な余裕を有する 400 A/個とする。

2. 個数の設定根拠

緊急用直流 125V モータコントロールセンタは、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である 1 個設置する。

2.5.19 緊急用直流 125V 計装分電盤

名 称		緊急用直流 125V 計装分電盤
容 量	A/個	400
個 数	—	1

【設定根拠】

(概要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する緊急用直流 125V 計装分電盤は、以下の機能を有する。

緊急用直流 125V 計装分電盤は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、常設代替直流電源設備である緊急用 125V 系蓄電池を緊急用直流 125V 主母線盤に接続し、緊急用直流 125V 計装分電盤を介して、計装設備へ電力を供給できる設計とする。

また、設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失及び蓄電池の枯渇）した場合に、可搬型直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を可搬型代替低圧電源車接続盤に接続し、可搬型代替直流電源設備用電源切替盤、緊急用直流 125V 主母線盤、緊急用直流 125V 計装分電盤を経由して、計装設備へ電力を供給できる設計とする。

緊急用直流 125V 計装分電盤の電圧は、下流に設置されている計装設備の電圧と同じ 125 V とする。

1. 容量の設定根拠

緊急用直流 125V 計装分電盤は、下流に設置されている計装設備の容量を供給できる設計とする。

緊急用直流 125V 計装分電盤の負荷を表 2.5.19-1 に示す。

緊急用直流 125V 計装分電盤の容量は、表 2.5.19-1 に示す負荷電流 93 A に対し、十分な余裕を有する 400 A/個とする。

表 2.5.19-1 緊急用直流 125V 計装分電盤の負荷

負荷	負荷電流 (A)
緊急用パワーセンタ遮断器制御電源	9
緊急用無停電電源装置制御電源	7
常設代替高圧電源装置遠隔操作盤	4
高圧代替注水制御盤	15
S A 制御盤, S A 監視盤, S A 変換器盤	20
計測装置 (格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W, S/C), 原子 炉隔離時冷却系系統流量 等)	19
緊急用 125V 系蓄電池室水素濃度計	1
安全パラメータ表示システム (S P D S)	16
逃がし安全弁	2
合 計	93

2. 個数の設定根拠

緊急用直流 125V 計装分電盤は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である 1 個設置する。

2.5.20 緊急時対策所用メタルクラッド開閉装置（東海，東海第二発電所共用）

名 称		緊急時対策所用メタルクラッド開閉装置 (東海，東海第二発電所共用)	
容 量	A/個	1200	
個 数	—	1	

【設定根拠】
(概要)
重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する緊急時対策所用メタルクラッド開閉装置は，以下の機能を有する。

緊急時対策所用メタルクラッド開閉装置は，重大事故等が発生した場合においても緊急時対策所の機能及び居住性の維持に必要な電力を確保するために設置する。
系統構成は，常用電源設備からの受電が喪失した場合に，代替交流電源設備である緊急時対策所用発電機を緊急時対策所用メタルクラッド開閉装置に接続し，緊急時対策所用動力変圧器，緊急時対策所用パワーセンタ及び緊急時対策所用モータコントロールセンタを介して低圧負荷へ電力を供給できる設計とする。
緊急時対策所用メタルクラッド開閉装置の母線電圧は，接続元であるメタルクラッド開閉装置 2A-3，2B-2 及び下流に設置されている緊急時対策所用動力変圧器一次電圧と同じ 6900 V とする。

1. 容量の設定根拠
緊急時対策所用メタルクラッド開閉装置の母線容量は，重大事故等時に必要な容量に基づき設計した緊急時対策所用発電機の容量を基に設計する。
緊急時対策所用発電機の電流は，添付書類「V-1-9-1-1 非常用発電装置の出力の決定に関する説明書」にて示す緊急時対策所用発電機の容量 1725 kVA に対し，以下のとおり 145 A である。
$$I = \frac{Q}{\sqrt{3} \times V} = \frac{1725}{\sqrt{3} \times 6.9} = 144.3 \div 145$$

I：電流 (A)
Q：緊急時対策所用発電機の容量 (kVA) =1725
V：電圧 (kV) =6.9

したがって，緊急時対策所用メタルクラッド開閉装置の母線容量は，145 A に対し，十分な余裕を有する 1200 A/個とする。

2. 個数の設定根拠
緊急時対策所用メタルクラッド開閉装置は，重大事故等対処設備として緊急時対策所に必要な電力を確保するために必要な個数である 1 個設置する。

2. 5. 21 緊急時対策所用動力変圧器（東海，東海第二発電所共用）

名 称		緊急時対策所用動力変圧器 (東海，東海第二発電所共用)
容 量	kVA/個	1400
個 数	—	1
<p>【設定根拠】</p> <p>(概要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する緊急時対策所用動力変圧器は，以下の機能を有する。</p> <p>緊急時対策所用動力変圧器は，重大事故等が発生した場合においても緊急時対策所の機能及び居住性の維持に必要な電力を確保するために設置する。</p> <p>系統構成は，常用電源設備からの受電が喪失した場合に，代替交流電源設備である緊急時対策所用発電機を緊急時対策所用メタルクラッド開閉装置に接続し，緊急時対策所用動力変圧器，緊急時対策所用パワーセンタ及び緊急時対策所用モータコントロールセンタを介して低圧負荷へ電力を供給できる設計とする。</p> <p>緊急時対策所用動力変圧器の電圧は，上流に設置されている緊急時対策所用メタルクラッド開閉装置の母線電圧 6900 V を下流に設置されている緊急時対策所用パワーセンタに応じて降圧するため，6900/480 V とする。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>緊急時対策所用動力変圧器は，緊急時対策所用モータコントロールセンタの容量を供給できる設計とする。</p> <p>緊急時対策所用動力変圧器の負荷容量は表 2. 5. 21-1 に示す。</p> <p>表 2. 5. 21-1 より，負荷容量の合計は，240.3 kW となることから，容量は以下のとおり 301 kVA となる。</p> $Q = \frac{P}{p \ f} = \frac{240.3}{0.8} = 300.4 \div 301$ <p>Q : 容量 (kVA) P : 必要負荷 (kW) = 240.3 p f : 力率 (平均) = 0.8</p> <p>したがって，緊急時対策所用動力変圧器の容量は 301 kVA に対し，十分な容量を有する 1400 kVA/個とする。</p>		

表 2.5.21-1 緊急時対策所用動力変圧器の負荷容量

負荷	容量 (kW)
緊急時対策所用モータコントロールセンタ 2A	103.5
緊急時対策所用モータコントロールセンタ 2B	136.8
合 計	240.3

2. 個数の設定根拠

緊急時対策所用動力変圧器は、重大事故等対処設備として緊急時対策所に必要な電力を確保するために必要な個数である 1 個設置する。

2.5.22 緊急時対策所用パワーセンタ（東海，東海第二発電所共用）

名 称		緊急時対策所用パワーセンタ (東海，東海第二発電所共用)
容 量	A/個	1800
個 数	—	1
<p>【設定根拠】</p> <p>(概要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する緊急時対策所用パワーセンタは，以下の機能を有する。</p> <p>緊急時対策所用パワーセンタは，重大事故等が発生した場合においても緊急時対策所の機能及び居住性の維持に必要な電力を確保するために設置する。</p> <p>系統構成は，常用電源設備からの受電が喪失した場合に，代替交流電源設備である緊急時対策所用発電機を緊急時対策所用メタルクラッド開閉装置に接続し，緊急時対策所用動力変圧器，緊急時対策所用パワーセンタ及び緊急時対策所用モータコントロールセンタを介して低圧負荷へ電力を供給できる設計とする。</p> <p>緊急時対策所用パワーセンタの母線電圧は，下流に設置されている低圧負荷の電圧に電圧降下を考慮して 480 V とする</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>緊急時対策所用パワーセンタの母線容量は，上流に設置されている緊急時対策所用動力変圧器の容量を下流に設置されている低圧負荷へ供給できる設計とする。</p> <p>緊急時対策所用パワーセンタの負荷容量は表 2.5.22-1 に示す。</p> <p>表 2.5.22-1 より，負荷容量の合計は，240.3 kW となることから，容量は以下のとおり 301 kVA となる。</p> $Q = \frac{P}{p f} = \frac{240.3}{0.8} = 300.4 \div 301$ <p>Q : 容量 (kVA) P : 必要負荷 (kW) = 240.3 p f : 力率 (平均) = 0.8</p> <p>したがって，緊急時対策所用パワーセンタの容量は 301 kVA に対し，電流は以下のとおり 363 A である。</p> $I = \frac{Q}{\sqrt{3} \times V} = \frac{301}{\sqrt{3} \times 0.48} = 362.1 \div 363$		

I : 電流 (A)

Q : 必要容量 (kVA) = 301

V : 電圧 (kV) = 0.48

したがって、緊急時対策所用パワーセンタの母線容量は、363 A に対し、十分な余裕を有する 1800 A/個とする。

表 2.5.22-1 緊急時対策所用パワーセンタの負荷容量

負荷	容量 (kW)
緊急時対策所用モータコントロールセンタ 2A	103.5
緊急時対策所用モータコントロールセンタ 2B	136.8
合 計	240.3

2. 個数の設定根拠

緊急時対策所用パワーセンタは、重大事故等対処設備として緊急時対策所に必要な電力を確保するために必要な個数である 1 個設置する。

2.5.23 緊急時対策所用モータコントロールセンタ（東海，東海第二発電所共用）

名 称		緊急時対策所用モータコントロールセンタ (東海，東海第二発電所共用)	
容 量	A/個	1200，800	
個 数	—	2	

【設定根拠】

(概要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する緊急時対策所用モータコントロールセンタは，以下の機能を有する。

緊急時対策所用モータコントロールセンタは，重大事故等が発生した場合においても緊急時対策所の機能及び居住性の維持に必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は，常用電源設備からの受電が喪失した場合に，代替交流電源設備である緊急時対策所用発電機を緊急時対策所用メタルクラッド開閉装置に接続し，緊急時対策所用動力変圧器，緊急時対策所用パワーセンタ及び緊急時対策所用モータコントロールセンタを介して低圧負荷へ電力を供給できる設計とする。

緊急時対策所用モータコントロールセンタの母線電圧は，下流に設置されている低圧負荷の電圧に電圧降下を考慮して 480 V 及び 210 V とする

1. 容量の設定根拠

1.1 緊急時対策所用 480V モータコントロールセンタの容量 1200 A/個

緊急時対策所用 480V モータコントロールセンタの母線容量は，上流に設置されている緊急時対策所用パワーセンタから供給される容量を下流に設置されている低圧負荷へ供給できる設計とする。

緊急時対策所用 480V モータコントロールセンタの負荷を表 2.5.23-1 及び表 2.5.23-2 に示す。

表 2.5.23-1 及び表 2.5.23-2 に示す緊急時対策所用 480V モータコントロールセンタのうち，負荷容量が最大となるのは，緊急時対策所用 480V モータコントロールセンタ 2B の 136.8 kW であることから，容量は以下のとおり 171 kVA となる。

$$Q = \frac{P}{p f} = \frac{136.8}{0.8} = 171$$

Q : 容量 (kVA)
P : 必要負荷 (kW) =136.8
p f : 力率 (平均) =0.8

したがって，緊急時対策所用 480V モータコントロールセンタ 2B の負荷容量 171 kVA に対し，電流は以下のとおり 206 A である。

$$I = \frac{Q}{\sqrt{3} \times V} = \frac{171}{\sqrt{3} \times 0.48} = 205.7 \div 206$$

I : 電流 (A)

Q : 必要容量 (kVA) = 171

V : 電圧 (kV) = 0.48

以上により、緊急時対策所用 480V モータコントロールセンタの母線容量は、206 A に対し、十分な余裕を有する 1200 A/個とする。

表 2.5.23-1 緊急時対策所用 480V モータコントロールセンタ 2A の負荷容量

負荷	容量 (kW)
緊急時対策所非常用送風機 2A	15
緊急時対策所非常用フィルタ装置 2A	35
緊急時対策所用 210V モータコントロールセンタ 2A	16.5
緊急時対策所用発電機制御盤等	20
緊急時対策所用 100V 分電盤 2-1	1.75
緊急時対策所用 100V 分電盤 2-2	15.25
合 計	103.5

表 2.5.23-2 緊急時対策所用 480V モータコントロールセンタ 2B の負荷容量

負荷	容量 (kW)
緊急時対策所非常用送風機 2B	15
緊急時対策所非常用フィルタ装置 2B	35
緊急時対策所用 210V モータコントロールセンタ 2B	16.5
緊急時対策所用発電機制御盤等	20
緊急時対策所用 100V 分電盤 1	9.3
緊急時対策所用直流 125V 充電器	41
合 計	136.8

1.2 緊急時対策所用 210V モータコントロールセンタの容量 800 A/個

緊急時対策所用 210V モータコントロールセンタの母線容量は、上流に設置されている緊急時対策所用 480V モータコントロールセンタから供給される容量を下流に設置されている低圧負荷へ供給できる設計とする。

緊急時対策所用 210V モータコントロールセンタの負荷を表 2.5.23-3 及び表 2.5.23-4 に示す。

表 2.5.23-3 及び表 2.5.23-4 に示す緊急時対策所用 210V モータコントロールセンタの負荷容量は同等の 16.5 kW であることから、容量は以下のとおり 21 kVA となる。

$$Q = \frac{P}{p f} = \frac{16.5}{0.8} = 20.6 \div 21$$

Q : 容量 (kVA)
P : 必要負荷 (kW) = 16.5
p f : 力率 (平均) = 0.8

したがって、緊急時対策所用 210V モータコントロールセンタの負荷容量 21 kVA に対し、電流は以下のとおり 58 A である。

$$I = \frac{Q}{\sqrt{3} \times V} = \frac{21}{\sqrt{3} \times 0.21} = 57.7 \div 58$$

I : 電流 (A)
Q : 必要容量 (kVA) = 21
V : 電圧 (kV) = 0.21

以上により、緊急時対策所用 210V モータコントロールセンタの母線容量は、58 A に対し、十分な余裕を有する 800 A/個とする。

表 2.5.23-3 緊急時対策所用 210V モータコントロールセンタ 2A の負荷容量

負荷	容量 (kW)
緊急時対策所用発電機給油ポンプ 2A	1.5
緊急時対策所用発電機制御盤等	15
合 計	16.5

表 2.5.23-4 緊急時対策所用 210V モータコントロールセンタ 2B の負荷容量

負荷	容量 (kW)
緊急時対策所用発電機給油ポンプ 2B	1.5
緊急時対策所用発電機制御盤等	15
合 計	16.5

2. 個数の設定根拠

緊急時対策所用モータコントロールセンタは，重大事故等対処設備として緊急時対策所に必要な電力を確保するために必要な個数である 2 個設置する。

2.5.24 緊急時対策所用 100V 分電盤（東海，東海第二発電所共用）

名 称		緊急時対策所用 100V 分電盤 (東海，東海第二発電所共用)		
		緊急時対策所用 100V 分電盤 1	緊急時対策所用 100V 分電盤 2-1	緊急時対策所用 100V 分電盤 2-2
容 量	A/個	800	800	400
個 数	—	1	1	1
<p>【設定根拠】</p> <p>(概要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する緊急時対策所用 100V 分電盤は、以下の機能を有する。</p> <p>緊急時対策所用 100V 分電盤は、重大事故等が発生した場合においても緊急時対策所の機能及び居住性の維持に必要な電力を確保するために設置する。</p> <p>重大事故等対処設備として設置する緊急時対策所用 100V 分電盤は、緊急時対策所用 100V 分電盤 1、緊急時対策所用 100V 分電盤 2-1 及び緊急時対策所用 100V 分電盤 2-2 から構成される。各緊急時対策所用 100V 分電盤の系統構成は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 緊急時対策所用 100V 分電盤 1 及び緊急時対策所用 100V 分電盤 2-1 <p>系統構成は、常用電源設備からの受電が喪失した場合に、代替交流電源設備である緊急時対策所発電機を緊急時対策所用メタルクラッド開閉装置に接続し、緊急時対策所用動力変圧器、緊急時対策所用パワーセンタ、緊急時対策所用モータコントロールセンタ、緊急時対策所用 100V 分電盤 1 及び緊急時対策所用 100V 分電盤 2-1 を介して低圧負荷へ給電できる設計とする。</p> <p>緊急時対策所用 100V 分電盤 1 及び緊急時対策所用 100V 分電盤 2-1 の電圧は、下流に設置されている低圧負荷の電圧に電圧降下を考慮して 105 V とする</p> ・ 緊急時対策所用 100V 分電盤 2-2 <p>系統構成は、常用電源設備からの受電が喪失した場合に、代替交流電源設備である緊急時対策所発電機を緊急時対策所用メタルクラッド開閉装置に接続し、緊急時対策所用動力変圧器、緊急時対策所用パワーセンタ、緊急時対策所用モータコントロールセンタ、緊急時対策所用無停電電源装置及び緊急時対策所用 100V 分電盤 2-2 を介して低圧負荷へ給電できる設計とする。</p> <p>緊急時対策所用 100V 分電盤 2-2 の電圧は、下流に設置されている低圧負荷の電圧に電圧降下を考慮して 105 V とする。</p> 				

1. 容量の設定根拠

1.1 緊急時対策所用 100V 分電盤 1 及び緊急時対策所用 100V 分電盤 2-1 の容量 800 A/個

緊急時対策所用 100V 分電盤 1 及び緊急時対策所用 100V 分電盤 2-1 の容量は、上流に設置されている緊急時対策所用モータコントロールセンタの容量を下流に設置されている低圧負荷へ供給できる設計とする。

緊急時対策所用 100V 分電盤 1 及び緊急時対策所用 100V 分電盤 2-1 の負荷を表 2.5.24-1 及び表 2.5.24-2 に示す。

表 2.5.24-1 及び表 2.5.24-2 に示す緊急時対策所用 100V 分電盤 1 及び緊急時対策所用 100V 分電盤 2-1 のうち、負荷容量が最大となるのは、緊急時対策所用 100V 分電盤 1 の 9.3 kW であることから、容量は以下のとおり 12 kVA となる。

$$Q = \frac{P}{p f} = \frac{9.3}{0.8} = 11.6 \div 12$$

Q : 容量 (kVA)

P : 必要負荷 (kW) = 9.3

p f : 力率 (平均) = 0.8

したがって、緊急時対策所用 100V 分電盤 1 の負荷容量 12 kVA に対し、電流は以下のとおり 66 A である。

$$I = \frac{Q}{\sqrt{3} \times V} = \frac{12}{\sqrt{3} \times 0.105} = 65.9 \div 66$$

I : 電流 (A)

Q : 必要容量 (kVA) = 12

V : 電圧 (kV) = 0.105

以上により、緊急時対策所用 100V 分電盤 1 及び緊急時対策所用 100V 分電盤 2-1 の容量は、66 A に対し、十分な余裕を有する 800 A/個とする。

表 2.5.24-1 緊急時対策所用 100V 分電盤 1 の負荷容量

負荷	容量 (kW)
消火設備	1
放射線管理設備	8.3
合 計	9.3

表 2.5.24-2 緊急時対策所用 100V 分電盤 2-1 の負荷容量

負荷	容量 (kW)
自動火災報知設備	1.75
合 計	1.75

1.2 緊急時対策所用 100V 分電盤 2-2 の容量 400 A/個

緊急時対策所用 100V 分電盤 2-2 の容量は、上流に設置されている緊急時対策所用モータコントロールセンタの容量を下流に設置されている低圧負荷へ供給できる設計とする。

緊急時対策所用 100V 分電盤 2-2 の負荷を表 2.5.24-3 に示す。

表 2.5.24-3 より、負荷容量の合計は、15.25 kW となることから、容量は以下のとおり 20 kVA となる。

$$Q = \frac{P}{p f} = \frac{15.25}{0.8} = 19.1 \div 20$$

Q : 容量 (kVA)

P : 必要負荷 (kW) = 15.25

p f : 力率 (平均) = 0.8

したがって、緊急時対策所用 100V 分電盤 2-2 の容量は 20 kVA に対し、電流は以下のとおり 110 A である。

$$I = \frac{Q}{\sqrt{3} \times V} = \frac{20}{\sqrt{3} \times 0.105} = 109.9 \div 110$$

I : 電流 (A)

Q : 必要容量 (kVA) = 20

V : 電圧 (kV) = 0.105

以上により、緊急時対策所用 100V 分電盤 2-2 の容量は、110 A に対し、十分な余裕を有する 400 A/個とする。

表 2.5.24-3 緊急時対策所用 100V 分電盤 2-2 の負荷容量

負荷	容量 (kW)
安全パラメータ表示システム (SPDS), 衛星電話設備 (固定型) 及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備	11.4
放射線管理設備	1
自動火災報知設備	2.85
合 計	15.25

2. 個数の設定根拠

2.1 緊急時対策所用 100V 分電盤 1 の個数 1 個

緊急時対策所用 100V 分電盤 1 は, 重大事故等対処設備として緊急時対策所に必要な電力を確保するために必要な個数である 1 個設置する。

2.2 緊急時対策所用 100V 分電盤 2-1 の個数 1 個

緊急時対策所用 100V 分電盤 2-1 は, 重大事故等対処設備として緊急時対策所に必要な電力を確保するために必要な個数である 1 個設置する。

2.3 緊急時対策所用 100V 分電盤 2-2 の個数 1 個

緊急時対策所用 100V 分電盤 2-2 は, 重大事故等対処設備として緊急時対策所に必要な電力を確保するために必要な個数である 1 個設置する。

2. 5. 25 緊急時対策所用直流 125V 主母線盤（東海，東海第二発電所共用）

名 称		緊急時対策所用直流 125V 主母線盤 (東海，東海第二発電所共用)	
容 量	A/個	1200	
個 数	—	1	
<p>【設定根拠】</p> <p>(概要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する緊急時対策所用直流 125V 主母線盤は，以下の機能を有する。</p> <p>緊急時対策所用直流 125V 主母線盤は，重大事故等が発生した場合においても緊急時対策所の機能及び居住性の維持に必要な電力を確保するために設置する。</p> <p>系統構成は，常用電源設備からの受電が喪失した場合に，緊急時対策所の直流電源設備である緊急時対策所用 125V 系蓄電池を緊急時対策所用直流 125V 主母線盤へ接続することにより，直流負荷へ電力を供給できる設計とする。</p> <p>緊急時対策所用直流 125V 主母線盤の母線電圧は，接続される緊急時対策所用 125V 系蓄電池の電圧と同じ 125 V とする。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>緊急時対策所用直流 125V 主母線盤の母線容量は，緊急時対策所用 125V 系蓄電池の容量を直流負荷へ供給できる設計とする。</p> <p>緊急時対策所用直流 125V 主母線盤の母線容量は，添付書類「V-1-1-4-8-1-58 設定根拠に関する説明書（緊急時対策所用 125V 系蓄電池（東海，東海第二発電所共用)）」の表 1-1 に示す，常用電源設備の受電が喪失後 1 分以降，連続的に給電される負荷電流の 320 A に対し十分な余裕を有する 1200 A/個とする。</p> <p>2. 個数の設定根拠</p> <p>緊急時対策所用直流 125V 主母線盤は，重大事故等対処設備として緊急時対策所に必要な電力を確保するために必要な個数である 1 個設置する。</p>			

2. 5. 26 緊急時対策所用直流 125V 分電盤（東海，東海第二発電所共用）

名 称		緊急時対策所用直流 125V 分電盤 (東海，東海第二発電所共用)
容 量	A/個	800
個 数	—	1
<p>【設定根拠】</p> <p>(概要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する緊急時対策所用直流 125V 分電盤は，以下の機能を有する。</p> <p>緊急時対策所用直流 125V 分電盤は，重大事故等が発生した場合においても緊急時対策所の機能及び居住性の維持に必要な電力を確保するために設置する。</p> <p>系統構成は，常用電源設備からの受電が喪失した場合に，緊急時対策所の直流電源設備である緊急時対策所用 125V 系蓄電池から緊急時対策所用直流 125V 主母線盤を経由し，緊急時対策所用直流 125V 分電盤へ接続することにより，直流負荷へ電力を供給できる設計とする。</p> <p>緊急時対策所用直流 125V 分電盤の電圧は，下流に設置されている直流負荷の電圧と同じ 125 V とする</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>緊急時対策所用直流 125V 分電盤は，緊急時対策所用 125V 系蓄電池の容量を直流負荷へ供給できる設計とする。</p> <p>緊急時対策所用直流 125V 分電盤の容量は，添付書類「V-1-1-4-8-1-58 設定根拠に関する説明書（緊急時対策所用 125V 系蓄電池（東海，東海第二発電所共用）」の表 1-1 に示す，常用電源設備の受電が喪失後 1 分以降，連続的に給電される負荷電流の 320 A に対し十分な余裕を有する 800 A/個とする。</p> <p>2. 個数の設定根拠</p> <p>緊急時対策所用直流 125V 分電盤は，重大事故等対処設備として緊急時対策所に必要な電力を確保するために必要な個数である 1 個設置する。</p>		

2.5.27 可搬型代替低圧電源車接続盤

名 称			可搬型代替低圧電源車接続盤
容 量	A/個	交流入出力	1600
		可搬型整流器交流入力	600
		可搬型整流器直流出力	400
個 数	—	2	

【設定根拠】

(概要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車接続盤は、以下の機能を有する。

可搬型代替低圧電源車接続盤は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車を可搬型代替低圧電源車接続盤に接続し、非常用のパワーセンタ又は緊急用パワーセンタを介して低圧負荷へ電力を供給できる設計とする。

また、設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失及び蓄電池の枯渇）した場合に、可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を可搬型代替低圧電源車接続盤に接続し、可搬型代替直流電源設備用電源切替盤を経由して直流 125V 主母線盤又は緊急用直流 125V 主母線盤に必要な電力を供給できる設計とする。

可搬型代替低圧電源車接続盤の交流入出力の電圧は、接続先であるパワーセンタ 2C、2D、緊急用パワーセンタ及び可搬型整流器用変圧器一次電圧と同じ 480 V、可搬型整流器交流入力の電圧は、上流に設置されている可搬型整流器用変圧器の電圧と同じ 210 V、可搬型整流器直流出力の電圧は、上流に接続する可搬型整流器の使用電圧と同じ 150 V とする。

1. 容量の設定根拠

可搬型代替低圧電源車接続盤は、重大事故等時に必要な容量に基づき設計した可搬型代替低圧電源車、可搬型整流器用変圧器及び可搬型整流器の容量を基に設計する。

1.1 可搬型代替低圧電源車接続盤の容量（交流入出力） 1600 A/個

可搬型代替低圧電源車の電流は、添付書類「V-1-9-1-1 非常用発電装置の出力の決定に関する説明書」にて示す可搬型代替低圧電源車 2 台分の容量 1000 kVA に対し、以下のとおり 1203 A/個である。

$$I = \frac{Q}{\sqrt{3} \times V} = \frac{1000}{\sqrt{3} \times 0.48} = 1202.8 \div 1203$$

I : 電流 (A)

Q : 可搬型代替低圧電源車 2 台分の容量 (kVA) = 1000

V : 電圧 (kV) = 0.48

したがって、可搬型代替低圧電源車接続盤の容量（交流入出力）は、1203 A に対し、十分な余裕を有する 1600 A/個とする。

1.2 可搬型代替低圧電源車接続盤の容量（可搬型整流器交流入力） 600 A/個

可搬型整流器用変圧器の電流は、可搬型整流器用変圧器の容量 150 kVA に対し、以下のとおり 413 A/個である。

$$I = \frac{Q}{\sqrt{3} \times V} = \frac{150}{\sqrt{3} \times 0.21} = 412.4 \div 413$$

I : 電流 (A)

Q : 可搬型整流器用変圧器の容量 (kVA) = 150

V : 電圧 (kV) = 0.21

したがって、可搬型代替低圧電源車接続盤の容量（可搬型整流器交流入力）は、413 A に対し、十分な余裕を有する 600 A/個とする。

1.3 可搬型代替低圧電源車接続盤の容量（可搬型整流器直流出力） 400 A/個

可搬型整流器の電流は、添付書類「V-1-1-4-8-1-53 設定根拠に関する説明書（可搬型整流器）」に示すとおり 400 A（可搬型整流器 4 個分）である。

したがって、可搬型代替低圧電源車接続盤の容量（可搬型整流器直流出力）は、可搬型整流器 4 個分の容量 400 A と同じ 400 A/個とする。

2. 個数の設定根拠

可搬型代替低圧電源車接続盤は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保する可搬型代替低圧電源車の保有数の 2 セットと同じ、2 個設置する。

2. 5. 28 可搬型代替直流電源設備用電源切替盤

名 称		可搬型代替直流電源設備用電源切替盤
容 量	A/個	400
個 数	—	1
<p>【設定根拠】</p> <p>(概要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する可搬型代替直流電源設備用電源切替盤は、以下の機能を有する。</p> <p>可搬型代替直流電源設備用電源切替盤は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。</p> <p>系統構成は、設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失及び蓄電池の枯渇）した場合に、可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を可搬型代替低圧電源車接続盤に接続し、可搬型代替直流電源設備用電源切替盤を介して直流 125V 主母線盤又は緊急用直流 125V 主母線盤に必要な電力を供給できる設計とする。</p> <p>可搬型代替直流電源設備用電源切替盤の電圧は、接続先である直流 125V 主母線盤 2A, 2B 及び緊急用直流 125V 主母線盤の電圧と同じ 125 V とする</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>可搬型代替直流電源設備用電源切替盤は、重大事故等時に必要な容量に基づき設計した可搬型整流器の容量を基に設計する。</p> <p>可搬型整流器の電流は、添付書類「V-1-1-4-8-1-53 設定根拠に関する説明書（可搬型整流器）」に示すとおり 400 A（可搬型整流器 4 個分）である。</p> <p>したがって、可搬型代替直流電源設備用電源切替盤の容量は、可搬型整流器 4 個分の容量 400 A と同じ 400 A/個とする。</p> <p>2. 個数の設定根拠</p> <p>可搬型代替直流電源設備用電源切替盤は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である 1 個設置する。</p>		

2. 5. 29 可搬型整流器用変圧器

名 称		可搬型整流器用変圧器
容 量	kVA/個	150
個 数	—	2
<p>【設定根拠】</p> <p>(概要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する可搬型整流器用変圧器は、以下の機能を有する。</p> <p>可搬型整流器用変圧器は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。</p> <p>系統構成は、設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失及び蓄電池の枯渇）した場合に、可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を可搬型代替低圧電源車接続盤に接続し、可搬型代替直流電源設備用電源切替盤を介して直流 125V 主母線盤又は緊急用直流 125V 主母線盤に必要な電力を供給できる設計とする。</p> <p>可搬型整流器用変圧器の電圧は、上流に設置されている可搬型代替低圧電源車接続盤の交流出力電圧 480 V を下流に設置されている可搬型整流器に応じて降圧するため、480/210 V とする。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>可搬型整流器用変圧器は、重大事故等時に必要な容量に基づき設計した可搬型整流器の容量を基に設計する。</p> <p>可搬型整流器の容量は、添付書類「V-1-1-4-8-1-53 設定根拠に関する説明書（可搬型整流器）」にて示す可搬型整流器 4 個分の容量 60 kW に対し、以下のとおり 112 kVA である。</p> $Q = \frac{P}{p f \cdot e f} = \frac{60}{0.6 \times 0.9} \div 112$ <p>Q : 可搬型整流器用変圧器の容量 (kVA)</p> <p>P : 可搬型整流器 4 個分の容量 (kW) = 60</p> <p>p f : 力率 = 0.6</p> <p>e f : 効率 = 0.9</p> <p>以上により、可搬型整流器用変圧器の容量は、112 kVA に対し、十分な余裕を有する 150 kVA/個とする。</p>		

2. 個数の設定根拠

可搬型整流器用変圧器は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な可搬型整流器の保有数の2セットと同じ、2個設置する。

2.5.30 直流 125V 主母線盤

名 称		直流 125V 主母線盤
容 量	A/個	1200
個 数	—	2

【設定根拠】

(概要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する直流 125V 主母線盤は、以下の機能を有する。

直流 125V 主母線盤は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、所内常設直流電源設備である 125V 系蓄電池 A 系、B 系を直流 125V 主母線盤へ接続することにより、直流負荷へ電力を供給できる設計とする。

直流 125V 主母線盤の母線電圧は、接続される 125V 系蓄電池 A 系、B 系の電圧と同じ 125 V とする。

1. 容量の設定根拠

直流 125V 主母線盤は、125V 系蓄電池 A 系、B 系の容量を直流負荷へ供給できる設計とする。

直流 125V 主母線盤の母線容量は、設計基準対象施設の電源が喪失後、連続的に給電される直流負荷のうち、最大となる直流負荷の容量を基に設計する。

直流 125V 主母線盤の母線容量は、添付書類「V-1-1-4-8-1-54 設定根拠に関する説明書（125V 系蓄電池 A 系、B 系）」表 1-1 及び表 1-2 にて示す設計基準対象施設の電源が喪失後 1 分以降、連続的に給電される最大負荷電流である 285 A に対し十分な余裕を有する 1200 A/個 とする。

2. 個数の設定根拠

直流 125V 主母線盤は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である各系列に 1 個とし、合計 2 個設置する。

2.5.31 直流 125V モータコントロールセンタ

名 称		直流 125V モータコントロールセンタ
容 量	A/個	600
個 数	—	2

【設定根拠】

(概要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する直流 125V モータコントロールセンタは、以下の機能を有する。

直流 125V モータコントロールセンタは、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、所内常設直流電源設備である 125V 系蓄電池から直流 125V 主母線盤を介して直流 125V モータコントロールセンタへ接続することにより、直流負荷へ電力を供給できる設計とする。

直流 125V モータコントロールセンタの母線電圧は、上流に設置されている直流 125V 主母線盤の電圧と同じ 125 V とする。

1. 容量の設定根拠

直流 125V モータコントロールセンタは、下流に設置されている直流負荷の容量を供給できる設計とする。

直流 125V モータコントロールセンタの負荷は全て電動弁であり、全ての電動弁が同時に動作することはないため、負荷の最大直流電流を基に設計する。

直流 125V モータコントロールセンタの負荷のうち最大直流負荷は、添付書類「V-1-1-4-8-1-54 設定根拠に関する説明書（125V 系蓄電池 A 系、B 系）」表 1-1 の直流 125V モータコントロールセンタ（直流電動弁他）のうち、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口弁及び原子炉隔離時冷却系原子炉注水弁の 170 A である。

したがって、直流 125V モータコントロールセンタの容量は、最大直流電流である 170 A に対し十分な余裕を有する 600 A/個とする。

2. 個数の設定根拠

直流 125V モータコントロールセンタは、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である 2 個設置する。

2.5.32 非常用無停電計装分電盤

名 称		非常用無停電計装分電盤
容 量	A/個	400
個 数	—	2

【設定根拠】

(概要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する非常用無停電計装分電盤は、以下の機能を有する。

非常用無停電計装分電盤は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、所内常設直流電源設備である 125V 系蓄電池 A 系、B 系から直流 125V 主母線盤及び非常用無停電電源装置を介して非常用無停電計装分電盤へ接続することにより、無停電で計装設備へ電力を供給できる設計とする。

非常用無停電計装分電盤の電圧は、下流に設置されている計装設備の電圧に電圧降下を考慮して 120 V とする。

1. 容量の設定根拠

非常用無停電計装分電盤は、上流に設置されている非常用無停電電源装置の容量を下流に設置されている計装設備へ供給できる設計とする。

したがって、添付書類「V-1-1-4-8-1-51 設定根拠に関する説明書（非常用無停電電源装置）」に示す非常用無停電電源装置の容量である 35 kVA に対し、電流は以下の通り 292 A である。

$$I = \frac{Q}{V} = \frac{35}{0.12} = 291.7 \div 292$$

I : 電流 (A)
Q : 非常用無停電電源装置の容量 (kVA) = 35
V : 電圧 (kV) = 0.12

以上により、非常用無停電計装分電盤の容量は 292 A に対し、十分な余裕を有する 400 A/個とする。

2. 個数の設定根拠

非常用無停電計装分電盤は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である各系列に 1 個とし、合計 2 個設置する。

2. 5. 33 直流 125V 主母線盤 HPCS

名 称		直流 125V 主母線盤 HPCS
容 量	A/個	800
個 数	—	1

【設定根拠】

(概要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する直流 125V 主母線盤 HPCS は、以下の機能を有する。

直流 125V 主母線盤 HPCS は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、非常用直流電源設備である 125V 系蓄電池 HPCS 系を直流 125V 主母線盤 HPCS に接続することにより、直流負荷へ電力を供給できる設計とする。

直流 125V 主母線盤 HPCS の母線電圧は、接続される 125V 系蓄電池 HPCS 系の電圧と同じ 125 V とする。

1. 容量の設定根拠

直流 125V 主母線盤 HPCS は、125V 系蓄電池 HPCS 系の容量を直流負荷へ供給できる設計とする。

直流 125V 主母線盤 HPCS の母線容量は、設計基準対象施設の電源が喪失後、連続的に給電される直流負荷の容量を基に設計する。

直流 125V 主母線盤 HPCS の母線容量は、添付書類「V-1-1-4-8-1-55 設定根拠に関する説明書（125V 系蓄電池 HPCS 系）」の表 1-1 にて示す、設計基準対象施設の電源が喪失後 1 分以降、連続的に給電される負荷電流の 5 A に対し十分な余裕を有する 800 A/個とする。

2. 個数の設定根拠

直流 125V 主母線盤 HPCS は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である 1 個設置する。

2. 5. 34 直流±24V 中性子モニタ用分電盤

名 称		直流±24V 中性子モニタ用分電盤
容 量	A/個	50
個 数	—	2

【設定根拠】

(概要)

重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する直流±24V 中性子モニタ用分電盤は、以下の機能を有する。

直流±24V 中性子モニタ用分電盤は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより、重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、非常用直流電源設備である中性子モニタ用蓄電池を直流±24V 中性子モニタ用分電盤へ接続することにより、直流負荷へ電力を供給できる設計とする。

直流±24V 中性子モニタ用分電盤の電圧は、接続される中性子モニタ用蓄電池の電圧と同じ±24 V とする。

1. 容量の設定根拠

直流±24V 中性子モニタ用分電盤は、中性子モニタ用蓄電池の容量を直流負荷へ供給できる設計とする。

直流±24V 中性子モニタ用分電盤の母線容量は、設計基準対象施設の電源が喪失後、連続的に給電される直流負荷のうち、最大となる直流負荷の容量を基に設計する。

直流±24V 中性子モニタ用分電盤の容量は、添付書類「V-1-1-4-8-1-56 設定根拠に関する説明書（中性子モニタ用蓄電池）」の表 1-1 及び表 1-2 にて示す、連続的に給電される最大負荷電流である 20 A に対し十分な余裕を有する 50 A/個とする。

2. 個数の設定根拠

直流±24V 中性子モニタ用分電盤は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である各系列に 1 個とし、合計 2 個設置する。

2.6 浸水防護施設

2.6.1 防護カバー

名 称		防護カバー
配管とのすき間	mm	両側合計 <input type="text"/> 以下
<p>【設定根拠】</p> <p>(概要)</p> <p>原子炉隔離時冷却系配管の想定破損による蒸気漏えい発生時において、その他発電用原子炉の附属施設のうち浸水防護施設として蒸気影響の緩和に期待する防護カバーは、以下の機能を有する。</p> <p>防護カバーは、原子炉隔離時冷却系配管の想定破損による漏えい蒸気による防護すべき設備への影響を緩和するために、原子炉隔離時冷却系配管のターミナルエンド部に設置する。</p> <p>防護カバーと配管とのすき間寸法を両側合計 <input type="text"/> mm 以下とすることで、漏えい蒸気による原子炉建屋内原子炉棟内の温度が、添付書類「V-1-1-8-4 溢水影響に関する評価」にて設定した原子炉建屋原子炉棟内の評価用環境条件（100℃）を超えない設計とする。</p> <p>1. 配管とのすき間の設定根拠</p> <p>防護カバーと配管のすき間（両側合計 <input type="text"/> mm）からの漏えい蒸気による原子炉建屋原子炉棟内の最高温度が 100℃以下となる設計とする。</p> <p>漏えい蒸気による原子炉建屋原子炉棟内の最高温度は、防護カバーと配管とのすき間から算出される漏えい蒸気流量等を条件とし、熱流体解析コード GOTHIC により蒸気拡散解析を実施して算出する。蒸気拡散解析の評価手順については、添付書類「V-1-1-8-4 溢水影響に関する評価」にて示す手順に準ずる。また、漏えい蒸気流量は蒸気単層臨界流として“Murdock-Bauman 相関式”より算出する。</p> <p>防護カバーを設置する配管口径は 10B（外径：267.4 mm）及び 4B（外径：114.3 mm）であり、すき間を両側合計 <input type="text"/> mm として設定した防護カバーの内径は配管口径 10B の場合で <input type="text"/> mm、配管口径 4B の場合で <input type="text"/> mm となる。防護カバーと配管とのすき間の断面積は以下の式より、配管口径 10B の場合で <input type="text"/> mm²、配管口径 4B の場合で <input type="text"/> mm² となる。</p> <p>【10B の場合】</p> $A_1 = \left(\frac{1}{4} \times \pi \times D_1^2 \right) - \left(\frac{1}{4} \times \pi \times D_2^2 \right) = \text{}$ $A_2 = A_1 \times 2 = \text{}$ <p>A₁：防護カバーと配管とのすき間の断面積（片端）（mm²） A₂：防護カバーと配管とのすき間の断面積（両端）（mm²） D₁：防護カバー内径（mm）= <input type="text"/> D₂：配管外径（mm）= 267.4</p>		

【4B の場合】

$$A_3 = \left(\frac{1}{4} \times \pi \times D_3^2 \right) - \left(\frac{1}{4} \times \pi \times D_4^2 \right) = \boxed{}$$

$$A_4 = A_3 \times 2 = \boxed{}$$

A_3 : 防護カバーと配管とのすき間の断面積 (片端) (mm^2)

A_4 : 防護カバーと配管とのすき間の断面積 (両端) (mm^2)

D_3 : 防護カバー内径 (mm) = $\boxed{}$

D_4 : 配管外径 (mm) = 114.3

また、漏えい蒸気の流出圧力及び流出温度は、原子炉隔離時冷却系配管の最高使用圧力及び最高使用温度より 8.62 MPa 及び 302 °C とする。防護カバーと配管のすき間からの漏えい蒸気の流出流量は、防護カバーと配管とのすき間の断面積、流出圧力及び流出温度より、配管口径 10B の場合で $\boxed{}$ kg/s、配管口径 4B の場合で $\boxed{}$ kg/s となる。

蒸気漏えい発生区画における最高温度は、表 2.6.1-1 に示す解析条件における蒸気拡散解析より、配管口径 10B の場合で $\boxed{}$ °C、配管口径 4B の場合で $\boxed{}$ °C となる。また、蒸気漏えい発生区画以外の区画は蒸気漏えい発生区画より温度が上昇することはないことから、原子炉建屋原子炉棟内の温度が 100 °C を超えることはない。

表 2.6.1-1 解析条件

項目	解析条件	
	配管口径 10B	配管口径 4B
蒸気漏えい発生区画 (空間体積 [m^3])	原子炉建屋原子炉棟 2 階東 側エリア (1810)	残留熱除去系熱交換器 A 室 (1100)
流出流量 [kg/s]	$\boxed{}$	$\boxed{}$
流出圧力 [MPa]	8.62	
流出温度 [°C]	302	
初期温度 [°C]	40 (原子炉建屋原子炉棟全域)	
破断発生から離隔までの時間	蒸気漏えい発生区画の温度が $\boxed{}$ °C 到達から $\boxed{}$ 秒後	
空調条件	停止状態を考慮	
その他	<ul style="list-style-type: none"> ・ヒートシンクとなる構造物への熱伝達による温度低下は考慮しない。 ・ブローアウトパネルの開放は考慮しない。 	

これより、漏えい蒸気による原子炉建屋原子炉棟内の温度が 100 °C 以下とするために、防護カバーと配管とのすき間部の寸法を両側合計 $\boxed{}$ mm 以下とする設計とする。

V-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. 基本方針	1
4. 応力腐食割れ発生の抑制策について	2
4.1 応力腐食割れ発生の前提条件について	2
4.2 申請範囲における応力腐食割れ発生の抑制策について	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」（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

今回の申請範囲は、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弁 E12-F009（残留熱除去系シャットダウンライン隔離弁（内側））から弁 E12-F008（残留熱除去系シャットダウンライン隔離弁（外側））まで及び弁 E12-F053A, B（残留熱除去系 A 系シャットダウン注入弁，残留熱除去系 B 系シャットダウン注入弁）から弁 E12-F050A, B（残留熱除去系 A 系停止時冷却ラインテスト逆止弁，残留熱除去系 B 系停止時冷却ラインテスト逆止弁）までの主配管及び弁（以下「R C P B 拡大範囲」という。），及び，弁取替となる E12-F041A, B, C（残留熱除去系 A 系注入ラインテスト逆止弁，残留熱除去系 B 系注入ラインテスト逆止弁，残留熱除去系 C 系注入ラインテスト逆止弁），E12-F050A, B（残留熱除去系 A 系停止時冷却ラインテスト逆止弁，残留熱除去系 B 系停止時冷却ラインテスト逆止弁），E21-F005（低圧炉心スプレイ系注入弁），E21-F006（低圧炉心スプレイ系テストブル逆止弁），E22-F005（高圧炉心スプレイ系テストブル逆止弁），E51-F064（原子炉隔離時冷却系蒸気ライン外側隔離弁）及び E51-F065（原子炉隔離時冷却系注入ライン外側テスト逆止弁）の改造部を対象とする。

なお，R C P B 拡大範囲及び取替となる弁以外のクラス 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。

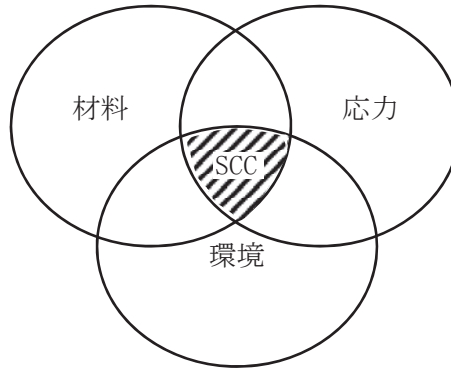
3. 基本方針

R C P B 拡大範囲の設備及び取替となる弁は，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 1-2001）及び（J S M E S N C 1-2005）【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」（N C-C C-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. 応力腐食割れ発生の抑制策について

4.1 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。

- a. 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。
- b. 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。
- c. 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。

4.2 申請範囲における応力腐食割れ発生の抑制策について

4.2.1 弁 E12-F009（残留熱除去系シャットダウンライン隔離弁（内側））から弁 E12-F008（残留熱除去系シャットダウンライン隔離弁（外側））まで

RCPB 拡大範囲のうち、弁 E12-F009（残留熱除去系シャットダウンライン隔離弁（内側））から弁 E12-F008（残留熱除去系シャットダウンライン隔離弁（外側））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. 発生応力

当該部は、運転中の引張応力が増大する設計及び製作時の引張残留応力が高くなる工法を極力避けて設計し、溶接施工に関しては、当時の法令に従い、技術的妥当性が確認された溶接施工法である。

また、第三者機関にて認可された発電用原子炉施設の溶接士により施工されており、昭和 45 年通商産業省令第 81 号「電気工作物の溶接に関する技術基準を定める省令」に

基づき十分な品質管理を行っている。

さらに、当該部は開先等の形状を不連続で特異な形状としないこと及び溶接施工時には著しい引張残留応力が発生しないように適切な溶接条件、溶接順序等を採用することにより、引張残留応力の低減を図っている。

b. 環境

定格出力運転時の原子炉冷却材中の溶存酸素及びその他の不純物濃度が十分低くなるよう水質管理を行っている。

また、塩化物、フッ化物及び硫化物混入防止対策を行い、塩化物、フッ化物及び硫化物に起因する応力腐食割れの発生を防止している。さらに、配管外面に対しては、代表箇所における定期的な目視点検及び付着塩分量測定を実施するとともに、異常が認められた場合、配管表面清掃及び浸透探傷検査を実施し、異常の無いことを確認している。

なお、当該ラインは第1隔離弁閉により隔離されているため、定格出力運転時温度は100℃より低く、応力腐食割れが発生する可能性が低いことを確認している。

(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。

4.2.2 弁 E12-F053A, B (残留熱除去系A系シャットダウン注入弁, 残留熱除去系B系シャットダウン注入弁) から弁 E12-F050A, B (残留熱除去系A系停止時冷却ラインテスト逆止弁, 残留熱除去系B系停止時冷却ラインテスト逆止弁) まで

R C P B 拡大範囲のうち、弁 E12-F053A, B (残留熱除去系A系シャットダウン注入弁, 残留熱除去系B系シャットダウン注入弁) から弁 E12-F050A, B (残留熱除去系A系停止時冷却ラインテスト逆止弁, 残留熱除去系B系停止時冷却ラインテスト逆止弁) 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

当該部のうち原子炉格納容器貫通部以外の材料は、炭素含有量を制限 ($C \leq 0.020\%$) した SUS316TP, SUSF316, SCS14 であり、応力腐食割れの感受性が低く、これまでも BWR の原子炉冷却材高温環境下における応力腐食割れ対策材料として多く使用されている。

当該部のうち原子炉格納容器貫通部については、内面肉盛溶接の実施により、応力腐食割れの感受性を低減し、改善を行っている。

b. 発生応力

当該部は、運転中の引張応力が増大する設計及び製作時の引張残留応力が高くなる工法を極力避けて設計し、溶接施工に関しては、当時の法令に従い、技術的妥当性が確認された溶接施工法である。

また、第三者機関にて認可された発電用原子炉施設の溶接士により施工されており、昭和 45 年通商産業省令第 81 号「電気工作物の溶接に関する技術基準を定める省令」及び日本機械学会「発電用原子力設備規格 溶接規格」(J S M E S N B 1-2007)に基づき十分な品質管理を行っている。

さらに、当該部のうち原子炉格納容器貫通部以外は応力腐食割れの感受性が低い材料の選定、開先等の形状を不連続で特異な形状としないこと及び溶接施工時には著しい引張残留応力が発生しないように適切な溶接条件、溶接順序等を採用することにより、引張残留応力の低減を図っている。

弁取替を実施する E12-F053A, B (残留熱除去系 A 系シャットダウン注入弁, 残留熱除去系 B 系シャットダウン注入弁) は、運転中の引張応力が増大する設計及び製作時の引張残留応力が高くなる工法を極力避けて設計し、溶接施工に関しては、日本機械学会「発電用原子力設備規格 溶接規格」(J S M E S N B 1-2007)に基づき十分な品質管理を行う。

さらに、弁取替を実施する E12-F053A, B (残留熱除去系 A 系シャットダウン注入弁, 残留熱除去系 B 系シャットダウン注入弁) は応力腐食割れの感受性が低い材料の選定、開先等の形状を不連続で特異な形状としないこと及び溶接施工時には著しい引張残留応力が発生しないように適切な溶接条件、溶接順序等を採用することにより、引張残留応力の低減を図る。

c. 環境

定格出力運転時の原子炉冷却材中の溶存酸素及びその他の不純物濃度が十分低くなるよう水質管理を行っている。

また、塩化物、フッ化物及び硫化物混入防止対策を行い、塩化物、フッ化物及び硫化物に起因する応力腐食割れの発生を防止している。さらに、配管外面に対しては、代表箇所における定期的な目視点検及び付着塩分量測定を実施するとともに、異常が認められた場合、配管表面清掃及び浸透探傷検査を実施し、異常の無いことを確認している。

(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。

4.2.3 弁取替となる対象

取替となる弁は、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) 炭素鋼製の弁

弁体のみが取替となる E12-F041A, B, C (残留熱除去系 A 系注入ラインテスト逆止弁, 残留熱除去系 B 系注入ラインテスト逆止弁, 残留熱除去系 C 系注入ラインテスト逆止弁), E21-F006 (低圧炉心スプレイ系テストダブル逆止弁), E22-F005 (高圧炉心スプレイ系テストダブル逆止弁) の弁体の材料は, SF490A 相当としている。また, 弁一式が取替となる E21-F005 (低圧炉心スプレイ系注入弁), E51-F064 (原子炉隔離時冷却系蒸気ライン外側隔離弁) の材料は, SCPL1 としている。炭素鋼においては, ステンレス鋼よりも応力腐食割れが生じにくいとされており, さらに, 原子炉冷却材高温環境下においても過大な荷重がかからないような設計とすること, 隙間が存在するような特殊な構造をとっていないこと, 材料が著しく硬化するのを避けるために応力除去焼鈍を実施することで, 応力腐食割れの発生を抑制している。

(2) 取替となる弁のうちステンレス鋼製の弁

弁体のみが取替となる E12-F050A (残留熱除去系 A 系停止時冷却ラインテスト逆止弁), E51-F065 (原子炉隔離時冷却系注入ライン外側テスト逆止弁), 弁体及び弁箱が取替となる E12-F050B (残留熱除去系 B 系停止時冷却ラインテスト逆止弁) 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。

a. 材料選定

当該部のうち E12-F050A (残留熱除去系 A 系停止時冷却ラインテスト逆止弁) の弁体の材料, E12-F050B (残留熱除去系 B 系停止時冷却ラインテスト逆止弁) の弁体及び弁箱の材料は, 炭素含有量を制限 ($C \leq 0.020 \%$) した SUS316L, SUSF316L, SCS14 であり, 応力腐食割れの感受性が低く, これまでも BWR の原子炉冷却材高温環境下における応力腐食割れ対策材料として多く使用されている。

b. 発生応力

当該弁のうち弁箱の取替を実施する E12-F050B (残留熱除去系 B 系停止時冷却ラインテスト逆止弁) は, 運転中の引張応力が増大する設計及び製作時の引張残留応力が高くなる工法を極力避けて設計し, 溶接施工に関しては, 日本機械学会「発電用原子力設備規格 溶接規格」(J S M E S N B1-2007) に基づき十分な品質管理を行う。

さらに, 当該弁のうち弁箱の取替を実施する E12-F050B (残留熱除去系 B 系停止時冷却ラインテスト逆止弁) は応力腐食割れの感受性が低い材料の選定, 開先等の形状を不連続で特異な形状としないこと及び溶接施工時には著しい引張残留応力が発生しないように適切な溶接条件, 溶接順序等を採用することにより, 引張残留応力の低減を図る。

c. 環境

定格出力運転時の原子炉冷却材中の溶存酸素及びその他の不純物濃度が十分低くなるよう水質管理を行っている。

また、塩化物、フッ化物及び硫化物混入防止対策を行い、塩化物、フッ化物及び硫化物に起因する応力腐食割れの発生を防止している。

(3) 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。

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

目次

1. 概要	1
2. 基本方針	3
2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散	3
2.2 悪影響防止	14
2.3 環境条件等	16
2.4 操作性及び試験・検査性	26
3. 系統施設毎の設計上の考慮	38
3.1 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	38
3.2 原子炉冷却系統施設	40
3.3 計測制御系統施設	43
3.4 放射性廃棄物の廃棄施設	47
3.5 放射線管理施設	48
3.6 原子炉格納施設	51
3.7 その他発電用原子炉の附属施設	54
3.7.1 非常用電源設備	54
3.7.2 常用電源設備	55
3.7.3 補助ボイラー	55
3.7.4 火災防護設備	55
3.7.5 浸水防護施設	56
3.7.6 補機駆動用燃料設備	56
3.7.7 非常用取水設備	57
3.7.8 緊急時対策所	57
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号及び第54条（第2項第1号及び第3項第1号を除く。）及び第59条から第77条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に基づき、安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性について説明するものである。

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

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

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

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

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

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

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

2. 基本方針

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

2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散

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

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

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

短期間と長期間の境界は24時間とする。

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. 系統施設毎の設計上の考慮」に示す。

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

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

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

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

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

(1) 自然現象

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

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

a. 地震、津波（敷地に遡上する津波を含む。）

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

- ・常設重大事故防止設備は、技術基準規則第49条「重大事故等対処施設の地盤」に基づく地盤上に設置する。
- ・常設重大事故防止設備は、地震に対しては技術基準規則第50条「地震による損傷の防止」に基づく設計とし、津波に対しては二次的影響も含めて技術基準規則第51条「津波による損傷の防止」に基づく設計とする。
- ・地震による共通要因故障の特性は、設備等に発生する地震力（設備が設置される地盤や建物の影響によって設備等に発生する地震力は異なる。）又は地震による低耐震クラス設備からの波及的影響により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等と同時に機能を損なうおそれがないように、可能な限り設計基準事故対処設備等と位置的分散を図る。
- ・津波（敷地に遡上する津波を含む。）による共通要因故障の特性は、津波の流入、浸入、引き波による水位低下により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等と同時に機能を損なうおそれがないように、可能な限り設計基準事故対処設備等と高さ方向に位置的分散を図る。
- ・地震に対して屋内の可搬型重大事故等対処設備は、技術基準規則第49条「重大事故等対処施設の地盤」に基づく地盤上の建屋等内に保管する。
- ・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（敷地に遡上する津波を含む。）による影響を考慮して高台及び水密区画に保管する。
- ・地震による共通要因故障の特性は、設備等に発生する地震力（設備が設置される地盤や建物の影響によって設備等に発生する地震力は異なる。）又は地震による低耐震クラス設備からの波及的影響により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから、可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り、複数箇所に分散して保管する。
- ・津波（敷地に遡上する津波を含む。）による共通要因故障の特性は、津波の流入、浸入、引き波による水位低下により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから、可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて可能な限り設計基準事故対処設備等と高さ方向に位置的分散を図る。
- ・可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口は、技術基準規則第50条「地震による損傷の防止」及び技術基準規則第51条「津波による損傷の防止」に基づく設計とする。また、敷地に遡上する津波を考慮して、位置的分散を図る設計とする。
- ・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、技術基準規則第49条「重大事故等対処施設の地盤」に基づく地盤上の建屋等内又は建屋等壁面の適切に隔離した隣接しない位置に複数箇所設置する。また、接続口から建屋等内に水又は電力を供給する経路については、常設重大事故等対処設備として設計する。

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

b. 風（台風）、竜巻、落雷、生物学的事象、森林火災及び高潮

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

(a) 常設重大事故等対処設備

- ・風（台風）による共通要因故障の特性は，風（台風）による荷重（風圧力，気圧差）により同じ機能を有する機器が同時に機能喪失に至ることであることから，常設重大事故防止設備は，外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建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である常設代替高圧電源装置は，避雷設備又は接地設備により防護する設計とする。
- ・生物学的事象のうちネズミ等の小動物による共通要因故障の特性は，電気盤内での地絡・短絡により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから，屋外の常設重大事故防止設備は，侵入防止対策により重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれのない設計とするか，又は設計基準事故対処設備等と同時にその機能が損なわれないように設計基準事故対処設備等と位置的分散を図る。
- ・生物学的事象のうちクラゲ等の海生生物による共通要因故障の特性は，海水ポンプの閉塞等により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから，影響を受けるおそれのある常設重大事故防止設備は，侵入防止対策により重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれのない設計とする。
- ・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（非常用取水設備は除く。）は，高潮の影響を受けない敷地高さに設置する。
- ・高潮に対する考慮は，高潮ハザードについて津波の外郭防護の裕度評価において参照する。

(b) 可搬型重大事故等対処設備

- ・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機能を損なうおそれがないように，設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り，防火帯の内側の複数箇所に分散して保管する。
- ・竜巻による共通要因故障の特性は，竜巻による荷重（風圧力，気圧差，飛来物の衝撃荷重）により同じ機能を有する機器が同時に機能喪失に至ることであることから，可搬型重大事故等対処設備は，外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋等内に保管するか，又は設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に機能を損なうおそれがないように，設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り，防火帯の内側の複数箇所に分散して保管する。
- ・落雷による共通要因故障の特性は，雷撃電流により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから，可搬型重大事故等対処設備は，外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋等内に保管するか，又は設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に機能を損なうおそれがないように，設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り，防火帯の内側の複数箇所に分散して保管する。
- ・生物学的事象のうちクラゲ等の海生生物による共通要因故障の特性は，海水ポンプの閉塞等により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから，クラゲ等の海生生物からの影響を受けるおそれのある屋外の可搬型重大事故等対処設備は，予備を有する設計とする。
- ・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。
- ・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，建屋等内及び建屋等壁面の適切に離隔した隣接しない位置に複数箇所設置する。また，接続口から

建屋等内に水又は電力を供給する経路については、常設重大事故等対処設備として設計する。

- ・生物学的事象のうちネズミ等の小動物に対して屋外に設置する場合は、開口部の閉止により重大事故等に対処するための必要な機能が損なわれるおそれのない設計とする。
- ・高潮に対して可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口は、高潮の影響を受けない位置に設置する。
- ・高潮に対する考慮は、高潮ハザードについて津波の外郭防護の裕度評価において参照する。

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

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

(2) 外部人為事象

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

a. 爆発、近隣工場等の火災、危険物を搭載した車両、有毒ガス、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、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、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。

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

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

b. 飛来物（航空機落下）

飛来物（航空機落下）に対して、重大事故等対処設備は以下の設計とする。

- ・飛来物（航空機落下）による共通要因故障の特性は、衝突荷重により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等と同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等と位置的分散を図り設置する。
- ・飛来物（航空機落下）による共通要因故障の特性は、衝突荷重により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失に至ることであることから、可搬型重大事故等対処設備及び可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口は、「(3) 故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム」に対する設計上の考慮と同様の設計上の考慮を行う。

(3) 故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム

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

- ・故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対しては、可搬型重大事故等対処設備による対策を講じることとする。

- ・屋内の可搬型重大事故等対処設備は、可能な限り設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り、複数箇所に分散して保管する設計とする。
- ・屋外の可搬型重大事故等対処設備は、原子炉建屋、常設代替高圧電源装置置場、常設低圧代替注水系ポンプ室、格納容器圧力逃がし装置格納槽、緊急用海水ポンプピット、海水ポンプエリアから100 m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100 m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、建屋等内及び建屋等壁面の適切に離隔した隣接しない位置に複数箇所設置する。また、接続口から建屋等内に水又は電力を供給する経路については、常設重大事故等対処設備として設計する。
- ・発電用原子炉施設のうち重大事故等対処設備は、人の不法な侵入等の防止対策を講じた設計とする。具体的には、別添3「発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止について」に基づき設計上の考慮を行う。

(4) 溢水

溢水に対して、重大事故等対処設備は以下の設計とする。

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

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

本方針」に基づき実施する。

(5) 火災

火災に対して、重大事故等対処設備は以下の設計とする。

- ・常設重大事故防止設備は、技術基準規則第52条「火災による損傷の防止」に基づく設計とする。
- ・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、建屋等内及び建屋等壁面の適切に離隔した隣接しない位置に複数箇所設置する。また、接続口から建屋等内に水又は電力を供給する経路については、常設重大事故等対処設備として設計する。

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

(6) サポート系の故障

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

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

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

異なる駆動源又は冷却源を用いる設計とするか、駆動源又は冷却源が同じ場合は別の手段による対応が可能な設計とする。

- 可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故等対処設備と可能な限り異なる水源をもつ設計とする。

2.2 悪影響防止

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

重大事故等対処設備は発電用原子炉施設（隣接する発電用原子炉施設を含む。）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通常待機時の系統的な影響（電氣的な影響を含む。）、設備兼用時の容量に関する影響、地震、火災、溢水、風（台風）及び竜巻による影響、タービンミサイル等の内部発生飛散物による影響並びに共用を考慮し、以下に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。）、タービンミサイル等の内部発生飛散物による影響並びに共用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「V-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、風（台風）、竜巻による他設備からの悪影響については、これらの波及的影響により安全施設の機能を損なわないことを「2.3 環境条件等」に示す。重大事故等対処設備に考慮すべき地震、火災、溢水、風（台風）、竜巻による他設備への影響については、これらの波及的影響により他設備の機能を損なわないことを「2.3 環境条件等」に示す。

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

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

(2) 内部発生飛散物による影響

- ・ 設計基準対象施設に属する設備は、蒸気タービン、発電機及び内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する弁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ように設計する。
- ・ 重大事故等対処設備は、内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する弁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「V-1-1-9 発電用原子炉施設の蒸気タービン、ポンプ等の損壊に伴う飛散物による損傷防護に関する説明書」に示す。

(3) 共用

安全施設及び常設重大事故等対処設備の共用については、以下の設計とする。

- ・重要安全施設は、東海発電所との間で原則共用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、東海発電所と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、東海発電所との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。ただし、重要安全施設以外の安全施設は、東海発電所と相互に接続しない設計とする。
- ・常設重大事故等対処設備は、一部の敷地を共有する東海発電所内の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。ただし、共用対象の施設毎に要求される技術的要件（重大事故等に対処するための必要な機能）を満たしつつ、東海発電所内の発電用原子炉施設と共用することによって、安全性が向上する場合であって、さらに東海発電所内及び東海第二発電所内の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、共用できる設計とする。

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

2.3 環境条件等

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

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

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

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

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

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

落下防止、転倒防止及び固縛の措置をとる。このうち、インターフェイスシステム L O C A 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（中央制御室含む。）、緊急時対策所建屋内、常設代替高圧電源装置置場（地下階）内、格納容器圧力逃がし装置格納槽内、常設低圧代替注水系ポンプ室内、緊急用海水ポンプピット内及び立坑内の重大事故等対処設備は、重大事故等時におけるそれぞれの場所の環境条件を考慮した設計とする。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。また、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とするとともに、可搬型重大事故等対処設備については、必要により当該設備の落下防止、転倒防止及び固縛の措置をとる。
- 屋外及び常設代替高圧電源装置置場（地上階）の重大事故等対処設備は、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。操作は、中央制御室、離れた場所又は設置場所で可能な設計とする。また、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とするとともに、可搬型重大事故等対処設備については、地震後においても機能及び性能を保持する設計とする。さらに、風（台風）及び竜巻による風荷重を考慮して、浮き上がり又は横滑りによって設計基準事故対処設備や同じ機能を有する他の重大事故等対処設備に衝突して損傷することを防止するとともに、積雪及び火山の影響を考慮して、必要により除雪及び除灰等の措置を講じる。
- 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、原子炉建屋の原子炉棟外及びその他の建屋内並びに屋外は大気圧であり、大気圧にて機能を損なわない設計とする。

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

原子炉格納施設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、0.31 MPa [gage]を設定する。

原子炉格納施設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+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗（+全交流動力電源喪失）」を包絡する圧力として、原則として、0.62 MPa [gage]を設定する。

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

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

原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧を行う安全弁等については、環境圧力において吹出量が確保できる設計とする。原子炉冷却材圧力バウンダリに属する逃がし安全弁は、サブレッション・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「V-4-1 安全弁及び逃がし弁の吹出量計算書」に示す。

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

b. 環境温度及び湿度による影響

安全施設及び重大事故等対処設備は、それぞれ事故時に想定される環境温度及び湿度にて機能を損なわない設計とする。環境温度及び湿度については、設備の設置場所の適切な区分（原子炉格納容器内、建屋内、屋外）毎に想定事故時に到達する最高値とし、区分毎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+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗（+全交流動力電源喪失）」を包絡する温度及び湿度として、原則として、温度は200℃（最高235℃）、湿度は100%（蒸気）を設定する。

原子炉格納容器外の建屋内（原子炉建屋原子炉棟内）の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65.6℃（事象初期：100℃）、湿度は90%（事象初期：100%（蒸気））を設定する。

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

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

「使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故」時に使用する重大事故等対処設備に対しては、使用済燃料プール水の沸騰の可能性を考慮して、温度は100℃、湿度は100%（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棟への蒸気の流出を考慮し、原則として、温度は65.6℃（事象初期：100℃）、湿度100%（事象初期：100%（蒸気））を設定する。

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

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

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

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

設定した環境温度に対して機器が機能を損なわないように、耐圧部にあっては、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っては、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、耐圧部にあっては、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っては、機器の外装を気密性の高い構造とし、機器内部を周囲の空気から分離することや、機器の内部にヒーターを設置し、内部で空気を加温して相対湿度を低下させること等により、絶縁や導通等の機能が阻害される湿度に到達しないこととする。

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

c. 放射線による影響

安全施設及び重大事故等対処設備は、それぞれ事故時に想定される放射線にて機能を損なわない設計とする。放射線については、設備の設置場所の適切な区分（原子炉格納容器内、建屋内、屋外）毎に想定事故時に到達する最大線量とし、区分毎の放射線量に対して、

遮蔽等の効果を考慮して、機能を損なわない材料、構造、原理等を用いる設計とする。

安全施設に対しては、「許可申請書十号」ロ.において評価した設計基準事故の中で、原子炉格納容器内の線量が最も高くなる「原子炉冷却材喪失」を選定し、その最大放射線量を包絡する線量として、原子炉格納容器内は260 kGy/6ヶ月を設定する。原子炉格納容器外の建屋内（原子炉建屋原子炉棟内）の安全施設に対しては、原則として、1.7 kGy/6ヶ月を設定する。

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

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

屋外の安全施設に対しては、1 mGy/h以下を設定する。

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+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗（+全交流動力電源喪失）」での最大放射線量を包絡する線量として、原則として、640 kGy/7日間を設定する。

原子炉格納容器外の建屋内（原子炉建屋原子炉棟内）の重大事故等対処設備に対しては、原則として、1.7 kGy/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1.7 kGy/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1.7 kGy/7日間に包絡される。

原子炉格納容器外の建屋内（原子炉建屋の原子炉棟外及びその他の建屋内）の重大事故等対処設備に対しては、原則として、屋外と同程度の放射線量として3 Gy/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、原子炉格納容器からの直接線及びスカイシャイン線、原子炉格納容器から漏えいした放射性物質によるクラウドシャイン線及びグランドシャイン線を考慮し、「許可申請書十号」ハ.において評価した重大事故等の中で、「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗（+全交流動力電源喪失）」での最大放射線量を包絡する線量として、3 Gy/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、耐圧部にあっては、耐放射線性が低いと考えられるパッキン・ガスケットも含めた耐圧部を構成する部品の性能が有意に低下する放射線量に到達しないこと、耐圧部以外の部分にあっては、電気絶縁や電気信号の伝送・表示等の機能が阻害される放射線量に到達しないこととする。

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

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

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

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

d. 屋外の天候による影響（凍結及び降水）

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

e. 荷重

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

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

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

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

影響を及ぼさない設計とする。

屋外の重大事故等対処設備については、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）及び竜巻による風荷重の影響に対し、風荷重を考慮すること、又は位置的分散を考慮した設置若しくは保管により機能が損なわない設計とする。悪影響防止のための固縛については、位置的分散とあいまって、浮き上がり荷重及び横滑り荷重による荷重が作用する場合においても設計基準事故対処設備や同じ機能を有する他の重大事故等対処設備に衝突し、損傷させることのない設計とする。また、積雪及び火山の影響を考慮して、必要により除雪及び除灰等の措置を講じる。

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

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

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

(2) 海水を通水する系統への影響

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

(3) 電磁的障害

- ・ 安全施設と重大事故等対処設備のうち電磁波に対する考慮が必要な機器は、事故等時においても、電磁波によりその機能が損なわれないよう、ラインフィルタや絶縁回路を設

置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を適用し電磁波の侵入を防止する等の措置を講じた設計とする。

(4) 周辺機器等からの悪影響

- ・安全施設は，地震，火災，溢水及びその他の自然現象並びに外部人為事象による他設備からの悪影響により，発電用原子炉施設としての安全機能が損なわれないよう措置を講じた設計とする。
- ・重大事故等対処設備は，事故対応のために設置・配備している自主対策設備や風（台風）及び竜巻等を考慮して当該設備に対し必要により講じた落下防止，転倒防止，固縛などの措置を含む周辺機器等からの悪影響により，重大事故等に対処するために必要な機能を失うおそれがない設計とする。
- ・重大事故等対処設備が受ける周辺機器等からの悪影響としては，自然現象，外部人為事象，火災及び溢水による波及的影響を考慮する。屋外の重大事故等対処設備は，地震以外の自然現象及び外部人為事象による波及的影響に起因する周辺機器等からの悪影響により，重大事故等に対処するための必要な機能を損なわないように，常設重大事故等対処設備は，設計基準事故対処設備等と位置的分散を図り設置し，可搬型重大事故等対処設備は，設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図るとともに，その機能に応じて，全てを一つの保管場所に保管することなく，一部は離れた位置の保管場所に分散配置する。また，重大事故等対処設備及び資機材等は，竜巻による風荷重が作用する場合においても，設計基準事故及び重大事故等に対処するための必要な機能に悪影響を及ぼさないように，浮き上がり又は横滑りにより飛散しない設計とするか，設計基準事故対処設備等及び当該保管エリア以外の重大事故等対処設備に衝突し，損傷させない位置に保管する設計とする。位置的分散については，「2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」に示す。
- ・地震の波及的影響によりその機能を喪失しないように，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」に基づく設計とし，津波（敷地に遡上する津波を含む。）については漂流物対策等を実施する設計とする。可搬型重大事故等対処設備は，地震の波及的影響により，重大事故等に対処するための必要な機能を損なわないように，設計基準事故対処設備の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り，その機能に応じて，全てを一つの保管場所に保管することなく，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有無や，水又は蒸気内包機器による地震随伴溢水の影響を考慮して保管するとともに，屋外の可搬型重大事故等対処設備は，地震により生じる敷地下斜面のすべり，液状化及び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，地中埋設構造物の崩壊等を受けない位置に保管する。
- ・重大事故等対処設備は，地震により他の設備に悪影響を及ぼさない設計とし，また，地震による火災源又は溢水源とならない設計とする。常設重大事故等対処設備については

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については、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とすることにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、可搬型重大事故等対処設備は、設置場所でアウトリガの設置、車輪止め等による固定又は固縛が可能な設計とする。

- ・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。
- ・重大事故等対処設備は、地震起因以外の火災により他の設備に悪影響を及ぼさないよう、火災発生防止、感知、消火による火災防護を行う。常設重大事故等対処設備は、技術基準規則第52条「火災による損傷の防止」に基づく設計とする。可搬型重大事故等対処設備は、火災防護対策を火災防護計画に策定する。
- ・溢水の波及的影響によりその機能を喪失しないように、重大事故等対処設備は、想定される溢水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。
- ・重大事故等対処設備は、地震起因以外の溢水により他の設備に悪影響を及ぼさないよう、想定する重大事故等対処設備の破損等により、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

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

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

波及的影響及び悪影響防止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。

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

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

(5) 冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む。）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「V-1-4-2 流体振動又は温度変動による損傷の防止に関する説明書」に示す。

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

(6) 設置場所における放射線の影響

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

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

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

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

2.4 操作性及び試験・検査性

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

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

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

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

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

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

以下に操作性及び試験・検査性に対する設計上の考慮を説明する。

(1) 操作性

安全施設及び重大事故等対処設備は、操作性を考慮して以下の設計とする。

- ・安全施設は、プラントの安全上重要な機能を損なうおそれがある機器・弁等に対して、色分けや銘板取り付け等の識別管理や人間工学的な操作性も考慮した監視操作エリア・設備の配置、中央監視操作の盤面配置、理解しやすい表示方法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）を系統毎にグループ化して中央制御室操作盤に集約し、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やばい煙、有毒ガス、降下火砕物及び凍結による操作雰囲気悪化）を想定しても、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、重大事故等時においても、操作環境、操作準備及び操作内容を考慮して確実に操作でき、「許可申請書十号」ハ.で考慮した要員数と想定時間内で、アクセスルートの確保を含め重大事故等に対処できる設計とする。これらの運用に係る体制、管理等については、保安規定に定めて管理する。

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「V-1-5-5 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の運搬、設置が確実にできるように、人力又は車両等による運搬、移動ができるとともに、設置場所にてアウトリガの張り出し又は輪留めによる固定等が可能な設計とする。

c. 操作内容

- ・現場のスイッチは、運転員等の操作性及び人間工学的観点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、感電防止のため充電露出部への近接防止を考慮した設計とする。
- ・重大事故等発生時に現場で操作を行う弁は、手動操作又は専用工具による操作が可能な設計とする。
- ・重大事故等発生時の現場での接続操作は、ボルト・ネジ接続、フランジ接続又は簡便な接続規格等、接続規格を統一することにより、確実に接続が可能な設計とする。
- ・重大事故等に対処するため迅速な操作を必要とする機器は、必要な時間内に操作できるように中央制御室での操作が可能な設計とする。中央制御室の制御盤のスイッチは、運転員等の操作性及び人間工学的観点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作的機器については、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。
- ・重大事故等対処設備のうち、本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備はない。

e. 可搬型重大事故等対処設備の接続性

- ・可搬型重大事故等対処設備を常設設備と接続するものについては、容易かつ確実に接続できるように、原則として、ケーブルはボルト、ネジ又は簡便な接続規格を用い、配管は配管径や内部流体の圧力によって、大口径配管又は高圧環境においてはフランジを用い、小口径配管かつ低圧環境においてはより簡便な接続方式等を用いる設計とする。窒素ポンプ、空気ポンプ、タンクローリ等については、各々専用の接続方法を用いる設計とする。
- ・同一ポンプを接続する系統は、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、重大事故等時において、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。

- ・屋内及び屋外において、アクセスルートは、自然現象、外部人為事象、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム、溢水及び火災を想定しても、運搬、移動に支障をきたすことのないよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。なお、屋外アクセスルートは、基準津波の影響を受けない防潮堤内に、基準地震動 S_s 及び敷地に遡上する津波の影響を受けないルートを少なくとも1つ確保する。
- ・屋外及び屋内アクセスルートは、自然現象に対して、地震、津波（敷地に遡上する津波を含む。）、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮を考慮し、外部人為事象に対して、飛来物（航空機落下）、爆発、近隣工場等の火災、危険物を搭載した車両、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害を考慮する。
- ・アクセスルート及び火災防護に関する運用については、保安規定に定める。
- ・屋外アクセスルートに対する地震による影響（周辺構造物の倒壊、周辺斜面の崩壊及び道路面のすべり）、その他自然現象による影響（風（台風）及び竜巻による飛来物、積雪、火山の影響）を想定し、複数のアクセスルートの中から状況を確認し、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ホイールローダを1セット2台使用する。ホイールローダの保有数は、1セット2台、故障時及び保守点検による待機除外時の予備として3台の合計5台を分散して保管する設計とする。な

お、東海発電所の排気筒の短尺化及びサービス建屋減築等によりアクセスルートへの影響を防止する設計とする。また、降水及び地震による屋外タンクからの溢水に対して、道路上への自然流下も考慮した上で、通行への影響を受けない箇所にアクセスルートを確保する設計とする。

- ・アクセスルートは、敷地に遡上する津波による遡上高さに対して十分余裕を見た高さに高所のアクセスルートを確保する設計とする。また、高潮に対して、通行への影響を受けない敷地高さにアクセスルートを確保する設計とする。
- ・自然現象のうち凍結及び森林火災、外部人為事象のうち飛来物（航空機落下）、爆発、近隣工場等の火災、危険物を搭載した車両、有毒ガス及び船舶の衝突並びに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、迂回路を考慮した複数のアクセスルートを確保する設計とする。落雷及び電磁的障害に対しては、道路面が直接影響を受けることはないため、さらに生物学的事象に対しては、容易に排除可能なため、アクセスルートへの影響はない。
- ・屋外のアクセスルートは、地震の影響による周辺斜面の崩壊及び道路面のすべりで崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、ホイールロードによる崩壊箇所の復旧又は迂回路の通行を行うことで、通行性を確保できる設計とする。また、不等沈下等に伴う段差の発生が想定される箇所においては、段差緩和対策等を行う設計とする。
- ・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、車両についてはタイヤチェーン等を装着することにより通行性を確保できる設計とする。
- ・屋内アクセスルートは、津波（敷地に遡上する津波を含む。）、その他の自然現象による影響（風（台風）及び竜巻による飛来物、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象及び森林火災及び高潮）及び外部人為事象（飛来物（航空機落下）、爆発、近隣工場等の火災、危険物を搭載した車両、有毒ガス及び船舶の衝突）に対しては、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋等内に確保する設計とする。
- ・屋内アクセスルートの設定に当たっては、油内包機器及び水素内包機器による地震随伴火災の影響や、水又は蒸気内包溢水の影響を考慮するとともに、別ルートも考慮した複数のルート選定が可能な配置設計とする。

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

(2) 試験・検査性

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

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

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

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

- ・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毎に示す試験・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。

- 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。
- 弁（手動弁、電動弁、空気作動弁、安全弁）
 - ・機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、これらは他の系統へ悪影響を及ぼさず試験可能な設計とする。
 - ・分解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。
- 容器（タンク類）
 - ・機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、これらは他の系統へ悪影響を及ぼさず試験可能な設計とする。
 - ・内部確認が可能なよう、マンホール等を設ける、又は外観の確認が可能な設計とする。
 - ・原子炉格納容器は、全体漏えい率試験が可能な設計とする。
 - ・ボンベは規定圧力の確認及び外観の確認が可能な設計とする。
 - ・ほう酸水貯蔵タンクは、ほう酸濃度及びタンク水位を確認できる設計とする。
 - ・よう素フィルタは、銀ゼオライトの性能試験が可能な設計とする。
 - ・軽油貯蔵タンク等は、油量を確認できる設計とする。
 - ・タンクローリは、車両としての運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。
- 熱交換器
 - ・機能・性能及び漏えいの確認が可能な設計とするとともに、これらは他の系統へ悪影

響を及ぼさず試験可能な設計とする。

- ・分解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、点検口を設けるとともに、性能の確認が可能なように、フィルタを取り出すことが可能な設計とする。
- ・分解又は取替が可能な設計とする。

f. 流路

- ・機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、これらは他の系統へ悪影響を及ぼさず試験可能な設計とする。
- ・熱交換器を流路とするものは、熱交換器の設計方針に従う。

g. 内燃機関

- ・機能・性能の確認が可能なように、発電機側の負荷を用いる試験系統等により、機能・性能確認ができる系統設計とする。
- ・分解が可能な設計とする。ただし、可搬型設備は、分解又は取替が可能な設計とする。

h. 発電機

- ・機能・性能の確認が可能なように、各種負荷（ポンプ負荷、系統負荷、模擬負荷）により機能・性能確認ができる系統設計とする。
- ・分解が可能な設計とする。ただし、可搬型設備は、分解又は取替が可能な設計とする。
- ・電源車は、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

i. その他電源設備

- ・各種負荷（系統負荷、模擬負荷）、絶縁抵抗測定、弁の開閉又は試験装置により、機能・性能の確認ができる系統設計とする。
- ・鉛蓄電池は、電圧測定が可能な系統設計とする。ただし、鉛蓄電池（ベント型）は電圧及び比重測定が可能な系統設計とする。

j. 計測制御設備

- ・模擬入力により機能・性能の確認（特性確認又は設定値確認）及び校正が可能な設計とする。
- ・論理回路を有する設備は、模擬入力による機能確認として、論理回路作動確認が可能な設計とする。

k. 遮蔽

- ・主要部分の断面寸法の確認が可能な設計とする。
- ・外観の確認が可能な設計とする。

l. 通信連絡設備

- ・機能・性能の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

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＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗（＋全交流動力電源喪失）」を想定する。	「許可申請書十号」ハ、において評価した重大事故等のうち「大破断LOCA＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗（＋全交流動力電源喪失）」時に原子炉格納容器内に放出される放射性物質の存在量を包絡した線源（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の原子炉格納容器への放出については全量放出を想定する。	原子炉格納容器自由体積を保存し、区画内に線源が均一に分布するとして線量を評価した結果、640 kGy/7 日間を設定する。	640 kGy/7 日間
原子炉格納容器外	有効性評価のうち、原子炉格納容器内の線量が最も高くなる事象として「大破断LOCA＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗（＋全交流動力電源喪失）」を想定する。	「許可申請書十号」ハ、において評価した重大事故等のうち「大破断LOCA＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗（＋全交流動力電源喪失）」時に原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいする放射性物質の存在量を包絡した線源（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（1.3%/日未満）を上回る漏えい率として1.5%/日を想定する。	原子炉建屋原子炉棟自由体積を保存し、区画内に線源が均一に分布するとして線量を評価した結果、1.7 kGy/7 日間を設定する。 なお、「格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）」時は、最高 15.2 mGy/h であり、1.7 kGy/7 日間に包絡される。	1.7 kGy/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	
原子炉格納容器外	原子炉建屋の外及びその他の建屋内	有効性評価のうち、原子炉格納容器内に浮遊する放射性物質が多くなり、格納容器ベントを実施し原子炉建屋の原子炉棟外及びその他の建屋内の線量が厳しくなる事象として「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗（+全交流動力電源喪失）」において、代替循環冷却系が使用できない場合を想定する。	原子炉建屋付属棟等の遮へい効果を考慮しないことから、屋外と同じ線源を設定する。	屋外と同じの放射線量として3 Gy/7 日間を設定する。	3 Gy/7 日間
屋外		有効性評価のうち、原子炉格納容器内に浮遊する放射性物質が多くなり、格納容器ベントを実施し屋外線量が厳しくなる事象として「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗（+全交流動力電源喪失）」において、代替循環冷却系が使用できない場合を想定する。	屋外における放射線の環境条件設定のための線源は、「中央制御室の居住性に関する説明書」に記載される炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室への入退域時の被ばく評価における線源と同じく、「許可申請書十号」ハ. において評価した重大事故等のうち「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗（+全交流動力電源喪失）」時に原子炉建屋原子炉棟内の放射性物質及び大気中へ放出された放射性物質を線源として設定する。	屋外における線量は、「中央制御室の居住性に関する説明書」に記載される炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室への入退域時の被ばく評価に使用するモデル等を使用して設定する。 評価点は、屋外の原子炉建屋近傍の位置を代表点として評価する。評価の結果、環境条件は3 Gy/7 日間を設定する。	3 Gy/7 日間

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	
原子炉格納容器外	原子炉格納容器内	原子炉格納容器内で発生する事象として、原子炉格納容器内の線量が最も高くなる事象として「原子炉冷却材喪失」を想定する。	「許可申請書十号」ロ．において評価した設計基準事故のうち「原子炉冷却材喪失」時に原子炉格納容器内に放出される放射性物質を線源（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、260 kGy/6 ヶ月を設定する。	260 kGy/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として、原子炉格納容器内の線量が最も高くなる事象として「原子炉冷却材喪失」を想定する。	「許可申請書十号」ロ．において評価した設計基準事故のうち「原子炉冷却材喪失」時に原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいする放射性物質を線源（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、1.7 kGy/6 ヶ月を設定する。	1.7 kGy/6 ヶ月
	原子炉建屋 の原子炉棟 外及びその 他の建屋内	各事故時の放射線の影響を直接受けない範囲であり、想定する事象はない。	原子炉建屋付属棟等の遮へい効果を考慮しないことから、屋外と同じ線源を設定する。	屋外と同じの放射線量として、1 mGy/h 以下を設定する。	1 mGy/h 以下

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

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能量

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

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能量

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

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

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

3. 系統施設毎の設計上の考慮

申請範囲における設計基準対象施設と重大事故等対処設備について、系統施設毎の機能と、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、系統施設毎に以下に示す。

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注水する機能
- c. 重大事故等時において、使用済燃料プールの冷却等を行う機能
 - ・可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水
 - ・常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水
 - ・常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プール注水及びスプレイ
 - ・可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プール注水及びスプレイ
 - ・可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プール注水及びスプレイ
 - ・大気への放射性物質の拡散抑制
 - ・代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却（原子炉冷却系統施設と兼用）
 - ・使用済燃料プールの監視（放射線管理施設と兼用）
- d. 工場外への放射線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）
- e. 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（原子炉冷却系統施設及び原子炉格納施設と兼用）
 - ・水の供給（原子炉冷却系統施設及び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 3-1-1 に示す。

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

(3) 環境条件等

a. 使用済燃料プール監視カメラ

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

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

3.2 原子炉冷却系統施設

(1) 機能

原子炉冷却系統施設は主に以下の機能を有する。

- a. 通常運転時等において、適切に炉心を冷却する機能（原子炉压力容器及び一次冷却材設備）
- b. 設計基準事故時等において、炉心を冷却する機能（非常用炉心冷却系）
- c. 設計基準事故時等において、原子炉压力容器に注水し、水位を維持する機能（原子炉隔離時冷却系）
- d. 通常運転時等において、炉心崩壊熱及び残留熱の除去、炉心を冷却する機能（残留熱除去系）
- e. 通常運転時等において、残留熱除去設備、非常用炉心冷却設備等の機器で発生する熱を冷却除去する機能（残留熱除去系海水系）
- f. 重大事故等時において、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却する機能
 - ・高圧代替注水系による原子炉注水
 - ・原子炉隔離時冷却系による原子炉注水
 - ・高圧炉心スプレイ系による原子炉注水
 - ・ほう酸水注入系による原子炉注水（ほう酸水注入）
 - ・原子炉冷却材圧力バウンダリの圧力上昇抑制
- g. 重大事故等時において、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する機能
 - ・逃がし安全弁
 - ・インターフェイスシステム L O C A 隔離弁
- h. 重大事故等時において、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却する機能
 - ・低圧代替注水系（常設）による原子炉注水
 - ・低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却
 - ・低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水
 - ・低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却
 - ・代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却
 - ・残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水
 - ・低圧炉心スプレイ系による原子炉注水
 - ・残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱

- ・緊急用海水系
 - ・残留熱除去系海水系
- i. 通常運転時等において、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能（残留熱除去系海水系）
- j. 重大事故等時において、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能
- ・格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（放射線管理施設、原子炉格納施設及び非常用電源設備と兼用）
 - ・耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱
 - ・残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱
 - ・残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プール水の除熱
 - ・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内の除熱
 - ・残留熱除去系海水系による除熱
 - ・緊急用海水系による除熱
- k. 重大事故等時において、原子炉格納容器内の冷却等を行う機能
- ・緊急用海水系
 - ・残留熱除去系海水系
- l. 重大事故等時において、原子炉格納容器の過圧破損を防止する機能
- ・代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（原子炉格納施設と兼用）
- m. 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
- ・熔融炉心の落下遅延及び防止（原子炉格納施設と兼用）
- n. 重大事故等時において、使用済燃料プールの冷却等を行う機能
- ・代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設と兼用）
- o. 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（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設及び原子炉格納施設と兼用）
 - ・水の供給（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設及び原子炉格納施設と兼用）
- p. 重大事故等時に対処するための流路、注水先、注入先、排出元等（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設、計測制御系統施設及び原子炉格納施設と兼用）
- q. アクセスルート確保

(2) 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散

「(1) 機能」を考慮して、重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備を、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、「3.7 その他発電用原子炉の附属施設」の「3.7.1 非常用電源設備」にて整理するものを含む。

3.3 計測制御系統施設

(1) 機能

計測制御系統施設は主に以下の機能を有する。

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

- ・中央制御室にて操作を行う重大事故等対処設備の監視及び制御機能
 - ・その他の重大事故等に対処するために必要な機能
 - ・中央制御室待避室による居住性の確保（放射線管理施設と兼用）
 - ・可搬型照明（S A）による居住性の確保
 - ・酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計による居住性の確保
 - ・チェン징ングエリアの設置及び運用による汚染の持ち込みの防止
- 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
 - ・再循環系ポンプ停止による原子炉出力抑制
 - ・ほう酸水注入
 - ・自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止
- f. 重大事故等時において、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する機能
- ・原子炉減圧の自動化
 - ・非常用窒素供給系による窒素確保
 - ・非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧
- g. 重大事故等時において、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する機能
- ・格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視
 - ・格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出（放射線管理施設、原子炉格納施設及び非常用電源設備と兼用）
- h. 重大事故等時において、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止する機能
- ・静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制（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
- 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（社内外）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、「3.7 その他発電用原子炉の附属施設」の「3.7.1 非常用電源設備」にて整理するものを含む。

また、計測機器の故障等により、重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するための多様性を有したパラメータについて、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。

注記 *：自主対策設備とは、技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備をいう。

(3) 悪影響防止

a. 共用

以下の設備については、東海発電所及び東海第二発電所で共用する設計とする。

(a) 通信連絡設備

重要安全施設以外の安全施設として、通信連絡設備のうち衛星電話設備（固定型）、衛星電話設備（携帯型）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS 端末及び FAX）、テレビ会議システム（社内）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP 電話及び IP-FAX）、加入電話設備（加入電話及び加入 FAX）及び専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））は、東

海発電所で同時に通信・通話するために必要な仕様を満足する設計とすることで、安全性を損なわない設計とする。

常設重大事故等対処設備として、通信連絡設備のうち緊急時対策所内に設置する衛星電話設備（固定型）及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP電話及びIP-FAX）は、同一の端末を使用することにより、端末を変更する場合に生じる情報共有の遅延を防止することができ、安全性の向上が図れることから、東海発電所及び東海第二発電所で共用する設計とする。

衛星電話設備（固定型）及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP電話及びIP-FAX）は、共用により悪影響を及ぼさないよう、東海発電所及び東海第二発電所の使用する要員が通信連絡するために必要な容量を確保する設計とする。

3.4 放射性廃棄物の廃棄施設

(1) 機能

放射性廃棄物の廃棄施設は主に以下の機能を有する。

- a. 廃棄物の種類に応じて，処理又は貯蔵保管する機能

3.5 放射線管理施設

(1) 機能

放射線管理施設は主に以下の機能を有する。

- a. 通常運転時等における原子炉制御室機能
 - ・中央制御室の居住性の確保
 - ・モニタリング・ポストによる放射線量の測定
 - ・放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定
 - ・気象観測設備による気象観測項目の測定
- b. 重大事故等時における原子炉制御室機能
 - ・中央制御室換気系による居住性の確保
 - ・中央制御室待避室による居住性の確保（計測制御系統施設と兼用）
- c. 重大事故等時において、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能
 - ・格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（原子炉冷却系統施設、原子炉格納施設及び非常用電源設備と兼用）
- d. 重大事故等時において、原子炉格納容器の過圧破損を防止する機能
 - ・格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（原子炉格納施設及び非常用電源設備と兼用）
- e. 重大事故等時において、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する機能
 - ・格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出（計測制御系統施設、原子炉格納施設及び非常用電源設備と兼用）
- f. 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）
- g. 重大事故等時における計測制御機能
 - ・原子炉格納容器内の放射線量率
 - ・最終ヒートシンクの確保（格納容器圧力逃がし装置）（計測制御系統施設と兼用）
 - ・最終ヒートシンクの確保（耐圧強化ベント系）
 - ・使用済燃料プールの監視（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設と兼用）
- h. 重大事故等時における監視測定機能
 - ・放射線量の代替測定
 - ・放射能観測車の代替測定
 - ・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

- ・緊急時対策所非常用換気設備及び緊急時対策所加圧設備による放射線防護
- ・放射線量の測定

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、「3.7 その他発電用原子炉の附属施設」の「3.7.1 非常用電源設備」にて整理するものを含む。

a. 単一設計

(a) 中央制御室換気系

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

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、設計基準事故時に、ダクトの全周破断に伴う漏えいを考慮し、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源強度を下回ることを確認した。

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

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

中央制御室換気系のうち単一設計とするダクトの一部の設計に当たっては、想定される単一故障の除去又は修復のためのアクセスが可能であり、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) 悪影響防止

a. 共用

以下の設備については、東海発電所及び東海第二発電所で共用する設計とする。

(a) 緊急時対策所遮蔽、緊急時対策所非常用換気設備及び緊急時対策所用差圧計

常設重大事故等対処設備として、緊急時対策所は、事故対応において東海第二発電所及び廃止措置中の東海発電所双方のプラント状況を考慮した指揮命令を行う必要がある

ため、緊急時対策所を共用化し、事故収束に必要な緊急時対策所遮蔽、緊急時対策所非常用換気設備（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）及び緊急時対策所用差圧計を設置する。共用により、必要な情報（相互のプラント状況、運転員の対応状況等）を共有・考慮しながら、総合的な管理（事故処置を含む。）を行うことで、安全性の向上が図れることから、東海第二発電所及び廃止措置中の東海発電所で共用する設計とする。

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

3.6 原子炉格納施設

(1) 機能

原子炉格納施設は主に以下の機能を有する。

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

- ・航空機燃料火災への泡消火

- i. 重大事故等の収束に必要な水を提供する機能
 - ・重大事故等収束のための水源（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設及び原子炉冷却系統施設と兼用）
 - ・水の供給（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設及び原子炉冷却系統施設と兼用）
- j. 重大事故等時における原子炉制御室機能
 - ・原子炉建屋ガス処理系による居住性の確保
 - ・原子炉建屋外側ブローアウトパネルの閉止による居住性の確保
- 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計測制御系統施設と兼用）

- 1. アクセスルート確保（原子炉冷却系統施設に同じ）

(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，「3.7 その他発電用原子炉の附属施設」の「3.7.1 非常用電源設備」にて整理するものを含む。

a. 単一設計

(a) 原子炉建屋ガス処理系

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

想定される単一故障の発生に伴う周辺公衆に対する放射線被ばくは，設計基準事故時に，配管の全周破断に伴う漏えいを考慮し，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の比較を表 3-7-3 及び表 3-7-4 に，配管全周破断時の影響評価を表 3-7-5 及び表 3-7-6 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屋外の場合 4 日間，屋内の場合 2 日間を考慮し，修復作業に係る従事者の被ばく線量は緊急時作業に係る線量限度に照らしても十分小さくする設計とする。

原子炉建屋ガス処理系のうち単一設計とする配管の一部の設計に当たっては，

想定される単一故障の除去又は修復のためのアクセスが可能であり、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（格納容器スプレイ冷却系）

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

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

単一設計における主要解析条件の比較を表 3-7-7 に、スプレイヘッダ（サブプレッション・チェンバ側）全周破断時の影響評価を表 3-7-8 に示す。なお、評価に当たっては、本来は残留熱除去系 2 系統の作動に期待できるものの、保守的に残留熱除去系 1 系統の作動に期待し、破断口から注水される水がサブプレッション・チェンバの冷却に寄与しないものとした。

(3) 悪影響防止

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

(a) ブローアウトパネル閉止装置

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

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

3.7 その他発電用原子炉の附属施設

3.7.1 非常用電源設備

(1) 機能

非常用電源設備は主に以下の機能を有する。

- a. 通常運転時等における非常用電源機能
 - b. 重大事故等時における非常用電源機能
 - ・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
 - ・燃料給油設備による給油（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逃がし安全弁機能回復
 - ・逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復
 - d. 重大事故等時において、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能
 - ・格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（原子炉冷却系統施設、放射線管理施設及び原子炉格納施設と兼用）
 - e. 重大事故等時において、原子炉格納容器の過圧破損を防止する機能
 - ・格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（放射線管理施設及び原子炉格納施設と兼用）
 - f. 重大事故等時において、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する機能
 - ・可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化（原子炉格納施設と兼用）
 - ・格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出（計測制御系統施設、放射線管理施設及び原子炉格納施設と兼用）
 - g. 重大事故等時における緊急時対策所機能
 - ・緊急時対策所用代替電源設備による給電
 - h. アクセスルート確保（原子炉冷却系統施設に同じ）
- (2) 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散
- 「(1) 機能」を考慮して、重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備を、表 3-6-1 に示す。

a. 非常用の計測制御用電源設備

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

(3) 悪影響防止

a. 共用

以下の設備については、東海発電所及び東海第二発電所で共用する設計とする。

(a) 緊急時対策所用代替電源設備

常設重大事故等対処設備として、緊急時対策所は、事故対応において東海第二発電所及び廃止措置中の東海発電所双方のプラント状況を考慮した指揮命令を行う必要があるため、緊急時対策所を共用化し、事故収束に必要な緊急時対策所用代替電源設備（緊急時対策所用発電機、緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク及び緊急時対策所用発電機給油ポンプ）を設置する。共用により、必要な情報（相互のプラント状況、運転員の対応状況等）を共有・考慮しながら、総合的な管理（事故処置を含む。）を行うことで、安全性の向上が図れることから、東海第二発電所及び廃止措置中の東海発電所で共用する設計とする。

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

3.7.2 常用電源設備

(1) 機能

常用電源設備は主に以下の機能を有する。

a. 通常運転時等における保安電源機能

3.7.3 補助ボイラー

(1) 機能

補助ボイラーは主に以下の機能を有する。

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

3.7.4 火災防護設備

火災防護設備は主に以下の機能を有する。

(1) 機能

a. 火災の発生防止、感知、消火、影響軽減機能

(2) 悪影響防止

a. 共用

以下の設備については、東海発電所及び東海第二発電所で共用する設計とする。

(a) 火災感知設備

重要安全施設以外の安全施設として、火災防護設備である火災感知設備の一部は、共用する火災区域に設け、中央制御室での監視を可能とすることで、共用により発電用原子炉の安全性を損なわない設計とする。

(b) 消火系

重要安全施設以外の安全施設として、火災防護設備である消火系のうち電動機駆動消火ポンプ、構内消火用ポンプ、ディーゼル駆動消火ポンプ、ディーゼル駆動構内消火ポンプ、ろ過水貯蔵タンク、原水タンク及び多目的タンクは、必要な容量をそれぞれ確保するとともに、接続部の弁を閉操作することにより隔離できる設計とすることで、安全性を損なわない設計とする。

(c) 火災区域構造物

重要安全施設以外の安全施設として、火災防護設備である火災区域構造物のうち固体廃棄物作業建屋及び固体廃棄物貯蔵庫は、共用する火災区域に必要な構造物により構成し、共用により発電用原子炉の安全性を損なわない設計とする。

3.7.5 浸水防護施設

浸水防護施設は主に以下の機能を有する。

(1) 機能

- a. 津波防護機能
- b. 浸水防止機能
- c. 津波監視機能

3.7.6 補機駆動用燃料設備

(1) 機能

補機駆動用燃料設備は主に以下の機能を有する。

- a. 重大事故等時における補機駆動用燃料の供給機能
- b. アクセスルート確保（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) 悪影響防止

a. 共用

以下の設備については、東海発電所及び東海第二発電所で共用する設計とする。

(a) ディーゼル駆動消火ポンプ用燃料タンク

重要安全施設以外の安全施設として、ディーゼル駆動消火ポンプ燃料タンクは、ディーゼル駆動消火ポンプの機能を達成するために必要となる容量を有することで、共用により発電用原子炉の安全性を損なわない設計とする。

3.7.7 非常用取水設備

非常用取水設備は主に以下の機能を有する。

(1) 機能

a. 通常運転時等における流路としての機能

b. 重大事故等時における流路としての機能

(2) 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散

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

3.7.8 緊急時対策所

(1) 機能

緊急時対策所は主に以下の機能を有する。

a. 通常運転時等における緊急時対策所機能

b. 重大事故等時における緊急時対策所機能

- ・ 緊急時対策所非常用換気設備及び緊急時対策所加圧設備による放射線防護（放射線管理施設）
- ・ 緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定
- ・ 放射線量の測定（放射線管理施設）
- ・ 必要な情報の把握（計測制御系統施設）
- ・ 通信連絡（計測制御系統施設）
- ・ 緊急時対策所用代替電源設備による給電（非常用電源設備）

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、「3.7.1 非常用電源設備」にて整理するものを含む。

(3) 悪影響防止

a. 共用

以下の設備については、東海発電所及び東海第二発電所で共用する設計とする。

(a) 緊急時対策所

重要安全施設以外の安全施設として、緊急時対策所は、東海発電所と同時発災時に対応するために必要な居住性を確保する設計とすることで、安全性を損なわない設計とする。

常設重大事故等対処設備として、緊急時対策所は、事故対応において東海第二発電所及び廃止措置中の東海発電所双方のプラント状況を考慮した指揮命令を行う必要があるため、緊急時対策所を共用化し、事故収束に必要な緊急時対策所遮蔽、緊急時対策所非常用換気設備等を設置する。共用により、必要な情報（相互のプラント状況、運転員の対応状況等）を共有・考慮しながら、総合的な管理（事故処置を含む。）を行うことで、安全性の向上が図れることから、東海第二発電所及び廃止措置中の東海発電所で共用する設計とする。

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

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（1/6）

【設備区分：核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等 ^{*1, *2}	機能を代替する重大事故等対処設備（既設＋新設） ^{*3}		
(第 69 条) 可搬型代替注 水中型ポンプ 又は可搬型代 替注水大型ポ ンプによる代 替燃料プール 注水系(注水ラ イン)を使用し た使用済燃料 プール注水	残留熱除去系（使用済燃料プ ール水の冷却及び補給） 燃料プール冷却浄化系	可搬型代替注水中型ポンプ	可搬型	可搬型代替注水中型ポンプを使用した使用済燃料 プール注水は、残留熱除去系及び燃料プール冷却 浄化系と共通要因によって同時に機能を損なわな いよう、可搬型代替注水中型ポンプを空冷式のデ ィーゼルエンジンにより駆動することで、電動駆 動ポンプにより構成される燃料プール冷却浄化系 及び残留熱除去系に対して多様性を有する設計と する。 可搬型代替注水大型ポンプを使用した使用済燃料 プール注水及び使用済燃料プールのスプレイは、残 留熱除去系及び燃料プール冷却浄化系と共通要因 によって同時に機能を損なわないよう、可搬型代 替注水大型ポンプを空冷式のディーズエンジンに より駆動することで、電動駆動ポンプにより構 成される燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系 に対して多様性を有する設計とする。 常設低圧代替注水系ポンプ及び可搬型代替注水大 型ポンプは、代替淡水貯槽を水源とすることで、使 用済燃料プールを水源とする燃料プール冷却浄化 系及び残留熱除去系に対して異なる水源を有する 設計とする。 可搬型代替注水中型ポンプは、西側淡水貯水設備 を水源とすることで、使用済燃料プールを水源と する燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系に対 して異なる水源を有する設計とする。 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大 型ポンプは、原子炉建屋原子炉棟から離れた屋外 に分散して保管することで、原子炉建屋原子炉棟 内の燃料プール冷却浄化系ポンプ、残留熱除去系 ポンプ及び常設低圧代替注水系格納槽内の常設低 圧代替注水系ポンプと共通要因によって同時に機 能を喪失しないよう位置的分散を図る設計とする。 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大 型ポンプの接続口は、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、位置的分散を図つ た複数箇所に設置する設計とする。
		可搬型代替注水大型ポンプ	可搬型	
	サプレッション・チェンバ	西側淡水貯水設備〔水源〕	常設	
		代替淡水貯槽〔水源〕	常設	
(第 69 条) 常設低圧代替 注水系ポンプ による代替燃 料プール注水 系（注水ライ ン)を使用した 使用済燃料プ ール注水	残留熱除去系（使用済燃料プ ール水の冷却及び補給） 燃料プール冷却浄化系	常設低圧代替注水系ポンプ	常設	常設低圧代替注水系は、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、常設代替交流電源設備からの給 電が可能な設計とすることで、非常用交流電源設 備からの給電により駆動する燃料プール冷却浄化 系及び残留熱除去系に対して、多様性を有し位置 的分散を図る設計とする。 常設低圧代替注水系ポンプは、冷却水を不要（自然 冷却）とすることで、残留熱除去系海水系により冷 却する残留熱除去系ポンプ及び自然冷却により冷 却する燃料プール冷却浄化系ポンプに対して多様 性を有する設計とする。 常設低圧代替注水系ポンプは、屋外の常設低圧代 替注水系格納槽内に設置することで、原子炉建屋 原子炉棟内の燃料プール冷却浄化系ポンプ及び残 留熱除去系ポンプと位置的分散を図る設計とす る。 常設低圧代替注水系ポンプ及び可搬型代替注水大 型ポンプは、代替淡水貯槽を水源とすることで、使 用済燃料プールを水源とする燃料プール冷却浄化 系及び残留熱除去系に対して異なる水源を有する 設計とする。
	サプレッション・チェンバ	代替淡水貯槽〔水源〕	常設	

注記 *1：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「－」とする。
*2：（ ）付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区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 (2/6)

【設備区分：核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等 ^{*1, *2}	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設+新設) ^{*3}		
(第 69 条) 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系(常設スプレイヘッダ)を使用した使用済燃料プール注水及びスプレイ	残留熱除去系 (使用済燃料プールの冷却及び補給) 燃料プール冷却浄化系	常設低圧代替注水系ポンプ	常設	常設低圧代替注水系は、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、常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とすることで、非常用交流電源設備からの給電により駆動する燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系に対して、多様性を有し位置的分散を図る設計とする。 常設低圧代替注水系ポンプは、冷却水を不要 (自然冷却) とすることで、残留熱除去系海水系により冷却する残留熱除去系ポンプ及び自然冷却により冷却する燃料プール冷却浄化系ポンプに対して多様性を有する設計とする。 常設低圧代替注水系ポンプは、屋外の常設低圧代替注水系格納槽内に設置することで、原子炉建屋原子炉棟内の燃料プール冷却浄化系ポンプ及び残留熱除去系ポンプと位置的分散を図る設計とする。 常設低圧代替注水系ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、代替淡水貯槽を水源とすることで、使用済燃料プールを水源とする燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系に対して異なる水源を有する設計とする。
		常設スプレイヘッダ	常設	
	サプレッション・チェンバ	代替淡水貯槽 [水源]	常設	
(第 69 条) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(常設スプレイヘッダ)を使用した使用済燃料プール注水及びスプレイ	残留熱除去系 (使用済燃料プールの冷却及び補給) 燃料プール冷却浄化系	可搬型代替注水大型ポンプ	可搬型	可搬型代替注水大型ポンプを使用した使用済燃料プール注水及び使用済燃料プールスプレイは、残留熱除去系及び燃料プール冷却浄化系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、可搬型代替注水大型ポンプを空冷式のディーゼルエンジンにより駆動することで、電動駆動ポンプにより構成される燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系に対して多様性を有する設計とする。 常設低圧代替注水系ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、代替淡水貯槽を水源とすることで、使用済燃料プールを水源とする燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系に対して異なる水源を有する設計とする。 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、原子炉建屋原子炉棟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燃料プール冷却浄化系ポンプ、残留熱除去系ポンプ及び常設低圧代替注水系格納槽内の常設低圧代替注水系ポンプと共通要因によって同時に機能を喪失しないよう位置的分散を図る設計とする。 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプの接続口は、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。
		常設スプレイヘッダ	常設	
	サプレッション・チェンバ	代替淡水貯槽 [水源]	常設	

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

*2：() 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。

*3：当該設備区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 (3/6)

【設備区分：核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等 ^{*1, *2}	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設+新設) ^{*3}		
(第 69 条) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(可搬型スプレイノズル)を使用した使用済燃料プール注水及びスプレイ	残留熱除去系 (使用済燃料プール水の冷却及び補給) 燃料プール冷却浄化系	可搬型代替注水大型ポンプ	可搬型	可搬型代替注水大型ポンプを使用した使用済燃料プール注水及び使用済燃料プールスプレイは、残留熱除去系及び燃料プール冷却浄化系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、可搬型代替注水大型ポンプを空冷式のディーゼルエンジンにより駆動することで、電動駆動ポンプにより構成される燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系に対して多様性を有する設計とする。 常設低圧代替注水系ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、代替淡水貯槽を水源とすることで、使用済燃料プールを水源とする燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系に対して異なる水源を有する設計とする。 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、原子炉建屋原子炉棟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燃料プール冷却浄化系ポンプ、残留熱除去系ポンプ及び常設低圧代替注水系格納槽内の常設低圧代替注水系ポンプと共通要因によって同時に機能を喪失しないよう位置的分散を図る設計とする。 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプの接続口は、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。
		可搬型スプレイノズル	可搬型	
	サプレッション・チェンバ	代替淡水貯槽 [水源]	常設	
(第 69 条) 大気への放射性物質の拡散抑制	—	可搬型代替注水大型ポンプ (放水用)	可搬型	原子炉建屋放水設備又は海洋拡散抑制設備である可搬型代替注水大型ポンプ (放水用)、放水砲、泡混合器、泡消火薬剤容器 (大型ポンプ用) 及び汚濁防止膜は、原子炉建屋、タービン建屋及び廃棄物処理建屋から離れた屋外に保管する。
		放水砲	可搬型	

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、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。

*3：当該設備区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（4/6）

【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) 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却	残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却） 燃料プール冷却浄化系	代替燃料プール冷却系ポンプ	常設	代替燃料プール冷却系ポンプ及び代替燃料プール冷却系熱交換器は、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並びに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、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並びに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。 緊急用海水ポンプは、緊急用海水ポンプビットに設置することで、屋外の海水ポンプ室に設置する残留熱除去系海水系ポンプに対して位置的分散を図る設計とする。 代替燃料プール冷却系及び緊急用海水系は、燃料プール冷却浄化系及び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、常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とすることで、非常用交流電源設備からの給電により駆動する燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系に対して、多様性を有し位置的分散を図る設計とする。 緊急用海水系により代替燃料プール冷却系熱交換器に冷却水を供給する系統は、燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系の冷却水系統である残留熱除去系海水系の系統に対して多様性を有する設計とする。 代替燃料プール冷却系ポンプは、冷却を不要（自然冷却）とすることで、残留熱除去系海水系により冷却する残留熱除去系ポンプ及び自然冷却の燃料プール冷却浄化系ポンプに対して多様性を有する設計とする。 代替燃料プール冷却系ポンプ及び代替燃料プール冷却系熱交換器を使用する代替燃料プール冷却系の配管は、燃料プール冷却浄化系配管の分岐点から燃料プール冷却浄化系の配管との合流点までを独立した系統とすることで、燃料プール冷却浄化系ポンプ及び残留熱除去系ポンプを使用した冷却系統に対して独立性を有する設計とする。
		代替燃料プール冷却系熱交換器	常設	
	残留熱除去系海水系	緊急用海水ポンプ 【原子炉冷却系統施設】	常設	
		緊急用海水系ストレーナ 【原子炉冷却系統施設】	常設	
(第69条) 使用済燃料プールの監視	(使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）) 使用済燃料プール水位 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度 使用済燃料プール温度 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ	使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）	常設	使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）、使用済燃料プール温度（SA）、使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）、使用済燃料プール監視カメラ及び使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置は、使用済燃料プール水位、燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度、使用済燃料プール温度、燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ、原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ及び原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタと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（SA 広域）、使用済燃料プール温度（SA）、使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び使用済燃料プール監視カメラは、非常用交流電源設備に対して、多様性を有する常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備から給電が可能な設計とし、使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。
		使用済燃料プール温度（SA）	常設	
		使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 【放射線管理施設】	常設	
		使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）	常設	

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、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区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 (5/6)

【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70条) 大気への放射性物質の拡散抑制	—	可搬型代替注水大型ポンプ (放水用) 【原子炉格納施設と兼用】 放水砲 【原子炉格納施設と兼用】	可搬型 可搬型	原子炉建屋放水設備又は海洋拡散抑制設備である可搬型代替注水大型ポンプ (放水用)、放水砲、泡混合器、泡消火薬剤容器 (大型ポンプ用) 及び汚濁防止膜は、原子炉建屋、タービン建屋及び廃棄物処理建屋から離れた屋外に保管する。
(第70条) 海洋への放射性物質の拡散抑制	—	汚濁防止膜 【原子炉格納施設と兼用】	可搬型	原子炉建屋放水設備又は海洋拡散抑制設備である可搬型代替注水大型ポンプ (放水用)、放水砲、泡混合器、泡消火薬剤容器 (大型ポンプ用) 及び汚濁防止膜は、原子炉建屋、タービン建屋及び廃棄物処理建屋から離れた屋外に保管する。
(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)	西側淡水貯水設備 [水源] 【原子炉冷却系統施設及び原子炉格納施設と兼用】	常設	低圧代替注水系 (常設)、低圧代替注水系 (可搬型)、代替格納容器スプレー冷却系 (常設)、代替格納容器スプレー冷却系 (可搬型)、格納容器下部注水系 (常設)、格納容器下部注水系 (可搬型)、代替燃料プール注水系 (注水ライン)、代替燃料プール注水系 (常設スプレーヘッド) 及び代替燃料プール注水系 (可搬型スプレーノズル) は、代替淡水貯槽を水源とすることで、設計基準事故対処設備等の水源であるサブプレッション・チェンバに対して異なる水源を有する設計とする。 低圧代替注水系 (可搬型)、代替格納容器スプレー冷却系 (可搬型)、格納容器下部注水系 (可搬型) 及び代替燃料プール注水系 (注水ライン) は、西側淡水貯水設備を水源とすることで、設計基準事故対処設備等の水源であるサブプレッション・チェンバに対して異なる水源を有する設計とする。
		代替淡水貯槽 [水源] 【原子炉冷却系統施設及び原子炉格納施設と兼用】	常設	
		サブプレッション・チェンバ [水源] 【原子炉冷却系統施設及び原子炉格納施設】	常設	
	—	ほう酸水貯蔵タンク [水源] 【原子炉冷却系統施設及び原子炉格納施設】	常設	—
(第71条) 水の供給	サブプレッション・チェンバ	可搬型代替注水中型ポンプ 【原子炉冷却系統施設及び原子炉格納施設と兼用】	可搬型	西側淡水貯水設備及び代替淡水貯槽は、可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプにより淡水又は海水を供給できる設計とし、設計基準事故対処設備等の水源であるサブプレッション・チェンバに対して異なる系統の水源として設計する。 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、屋外の複数の異なる場所に分散して保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプの接続口は、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。
		可搬型代替注水大型ポンプ 【原子炉冷却系統施設及び原子炉格納施設と兼用】	可搬型	

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、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区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 (6/6)

【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	使用済燃料プール温度 (S A) ^{*4} 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ^{*4} 使用済燃料プール監視カメラ ^{*4}	使用済燃料プール水位・温度 (S A広域)	常設	重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 (S A広域) ^{*4} 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ^{*4} 使用済燃料プール監視カメラ ^{*4}	使用済燃料プール温度 (S A)	常設	
	使用済燃料プール水位・温度 (S A広域) ^{*4} 使用済燃料プール温度 (S A) ^{*4} 使用済燃料プール監視カメラ ^{*4}	使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 【放射線管理施設】	常設	
	使用済燃料プール水位・温度 (S A広域) ^{*4} 使用済燃料プール温度 (S A) ^{*4} 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ^{*4}	使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む)	常設	
(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、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。

*3：当該設備区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（1/12）

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等 ^{*1, *2}	機能を代替する重大事故等対処設備（既設＋新設） ^{*3}		
(第54条) アクセスルート確保	—	ホイールローダ	可搬型	—
(第60条) 高圧代替注水系による原子炉注水	高圧炉心スプレイ系 原子炉隔離時冷却系	常設高圧代替注水系ポンプ	常設	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、常設高圧代替注水系ポンプをタービン駆動とすることで、電動機駆動ポンプを用いた高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、常設代替交流電源設備、可搬型代替直流電源設備又は常設代替直流電源設備からの給電及び現場において人力により、ポンプの起動に必要な弁を操作できることで、非常用交流電源設備から給電される高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。 常設高圧代替注水系ポンプは、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。
		高圧代替注水系タービン止め弁	常設	
	(サブプレッション・チェンバ)	サブプレッション・チェンバ [水源]	常設	
(第60条) 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水	(原子炉隔離時冷却系) 高圧炉心スプレイ系	原子炉隔離時冷却系ポンプ	常設	原子炉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。
		原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁	常設	
	(サブプレッション・チェンバ)	サブプレッション・チェンバ [水源]	常設	
(第60条) 高圧炉心スプレイ系による原子炉注水	(高圧炉心スプレイ系) 原子炉隔離時冷却系	高圧炉心スプレイ系ポンプ	常設	—
	(サブプレッション・チェンバ)	サブプレッション・チェンバ [水源]	常設	
(第60条) ほう酸水注入系による原子炉注水（ほう酸水注入）	—	ほう酸水注入ポンプ	常設	—
		ほう酸水貯蔵タンク[水源]	常設	
(第60条) 原子炉冷却材圧力バウンダリの圧力上昇抑制	(逃がし安全弁)	逃がし安全弁（安全弁機能）	常設	—

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、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。

*3：当該設備区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 (2/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等 ^{*1, *2}	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設+新設) ^{*3}		
(第61条) 逃がし安全弁	(逃がし安全弁)	逃がし安全弁 [操作対象弁]	常設	<p>逃がし安全弁及び自動減圧機能用アキュムレータは、設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備としての安全機能を兼ねる設備であるが、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。</p> <p>逃がし安全弁は、非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧として使用する 4 個を、異なる主蒸気管に分散して設置する設計とする。</p> <p>逃がし安全弁は、非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧として使用する 4 個を、電磁弁の排気側から直接窒素を供給して作動させることで、電磁弁を用いた逃がし安全弁の作動に対し、多様性を有する設計とする。</p> <p>逃がし安全弁は、中央制御室からの手動操作又は過渡時自動減圧機能からの信号により作動することで、自動減圧機能による作動に対して多様性を有する設計とする。また、逃がし安全弁は、所内常設直流電源設備、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。</p>
	(アキュムレータ)	自動減圧機能用アキュムレータ	常設	
(第61条) インターフェイスシステム LOCA 隔離弁 ^{*4}	(高圧炉心スプレイ系注入弁)	高圧炉心スプレイ系注入弁	常設	—
	(原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁)	原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁	常設	
	(低圧炉心スプレイ系注入弁)	低圧炉心スプレイ系注入弁	常設	
	(残留熱除去系 A 系注入弁)	残留熱除去系 A 系注入弁	常設	
	(残留熱除去系 B 系注入弁)	残留熱除去系 B 系注入弁	常設	
	(残留熱除去系 C 系注入弁)	残留熱除去系 C 系注入弁	常設	

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

*2：() 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。

*3：当該設備区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必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 (3/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等 ^{*1, *2}	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設+新設) ^{*3}		
(第62条) 低圧代替注水系(常設)による原子炉注水	残留熱除去系(低圧注水系) 低圧炉心スプレイ系	常設低圧代替注水系ポンプ	常設	低圧代替注水系(常設)は、残留熱除去系(低圧注水系)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、常設低圧代替注水系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(低圧注水系)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)の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、非常用交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、低圧代替注水系(常設)の電動弁は、代替所内電気設備を経由して給電する系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。 また、低圧代替注水系(常設)は、代替淡水貯槽を水源とすることで、サブプレッション・チェンバのプール水を水源とする残留熱除去系(低圧注水系)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。 常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽は、原子炉建屋外の常設低圧代替注水系格納槽内に設置することで、原子炉建屋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)及び低圧代替注水系(可搬型)は、残留熱除去系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、水源から残留熱除去系配管及び低圧炉心スプレイ系配管との合流点までの系統について、残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ系に対して独立性を有する設計とする。 これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、低圧代替注水系(常設)及び低圧代替注水系(可搬型)は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系(低圧注水系)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。
	サブプレッション・チェンバ	代替淡水貯槽[水源]	常設	
(第62条) 低圧代替注水系(常設)による残存熔融炉心の冷却	—	常設低圧代替注水系ポンプ	常設	—
		代替淡水貯槽[水源]	常設	

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

*2：() 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。

*3：当該設備区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（4/12）

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等 ^{*1, *2}	機能を代替する重大事故等対処設備（既設＋新設） ^{*3}		
(第62条) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水	残留熱除去系（低圧注水系） 低圧炉心スプレイ系	可搬型代替注水中型ポンプ	可搬型	<p>低圧代替注水系（可搬型）は、残留熱除去系（低圧注水系）、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、可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプを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（低圧注水系）、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>低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水中型ポンプは、西側淡水貯水設備を水源とすることで、サブプレッション・チェンバのプール水を水源とする残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系並びに代替淡水貯槽を水源とする低圧代替注水系（常設）に対して異なる水源を有する設計とする。</p> <p>また、低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは、代替淡水貯槽を水源とすることで、サブプレッション・チェンバのプール水を水源とする残留熱除去系（低圧注水系）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>可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、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低圧炉心スプレイ系ポンプ並びに常設低圧代替注水系格納槽内の常設低圧代替注水系ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプの接続口は、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>
		可搬型代替注水大型ポンプ	可搬型	
	サブプレッション・チェンバ	西側淡水貯水設備[水源]	常設	<p>低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）は、残留熱除去系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、水源から残留熱除去系配管及び低圧炉心スプレイ系配管との合流点までの系統について、残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ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）及び低圧代替注水系（可搬型）は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系）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>
		代替淡水貯槽[水源]	常設	
(第62条) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却	—	可搬型代替注水中型ポンプ	可搬型	—
		可搬型代替注水大型ポンプ	可搬型	
		西側淡水貯水設備[水源]	常設	
		代替淡水貯槽[水源]	常設	

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

*2：（ ）付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。

*3：当該設備区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 (5/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等 ^{*1, *2}	機能を代替する重大事故等対処設備（既設＋新設） ^{*3}		
(第62条) 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却	—	代替循環冷却系ポンプ	常設	—
		残留熱除去系熱交換器	常設	
		サプレッション・チェンバ [水源]	常設	
(第62条) 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水	(残留熱除去系（低圧注水系）) 低圧炉心スプレイ系	残留熱除去系ポンプ	常設	—
		残留熱除去系熱交換器	常設	
	(サプレッション・チェンバ)	サプレッション・チェンバ [水源]	常設	
(第62条) 低圧炉心スプレイ系による原子炉注水	(低圧炉心スプレイ系) 残留熱除去系（低圧注水系）	低圧炉心スプレイ系ポンプ	常設	—
	(サプレッション・チェンバ)	サプレッション・チェンバ [水源]	常設	
(第62条) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱	(残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）)	残留熱除去系ポンプ	常設	—
		残留熱除去系熱交換器	常設	
(第62条) 緊急用海水系	残留熱除去系海水系	緊急用海水ポンプ	常設	緊急用海水系は、残留熱除去系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、常設代替交流電源設備からの給電を可能とすることにより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海水系に対して多様性を有する設計とする。また、緊急用海水系は、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系に対して、除熱手段の多様性を有する設計とする。 緊急用海水系は、原子炉建屋に隣接する緊急用海水ポンプピット内に設置することにより、海水ポンプ室に設置する残留熱除去系海水系ポンプ、原子炉建屋外の格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化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。 緊急用海水系は、電源の多様性及び機器の位置的分散により、残留熱除去系海水系に対し独立性を有する設計とする。
		緊急用海水系ストレーナ	常設	
(第62条) 残留熱除去系海水系	(残留熱除去系海水系)	残留熱除去系海水系ポンプ	常設	—
		残留熱除去系海水系ストレーナ	常設	

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

*2：（ ）付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。

*3：当該設備区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（6/12）

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等 ^{*1, *2}	機能を代替する重大事故等対処設備（既設＋新設） ^{*3}		
(第63条) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系） 残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）	フィルタ装置 【原子炉格納施設と兼用】	常設	格納容器圧力逃がし装置は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系、格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）及び残留熱除去系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、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、残留熱除去系及び残留熱除去系海水系に対して、多様性を有する設計とする。 また、格納容器圧力逃がし装置は、排出経路に設置される隔離弁の電動弁を常設代替交流電源設備若しくは可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作を可能とすること又は遠隔人力操作機構若しくは操作ハンドル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（原子炉停止時冷却系、格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）及び残留熱除去系海水系に対して、多様性を有する設計とする。 格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置は原子炉建屋外の格納容器圧力逃がし装置格納槽に、及び圧力開放板は原子炉建屋近傍の屋外に設置し、耐圧強化ベント系は、原子炉建屋原子炉棟内の残留熱除去系ポンプ、熱交換器及び屋外の残留熱除去系海水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った設計とする。 格納容器圧力逃がし装置は、除熱手段の多様性及び機器の位置的分散によって、残留熱除去系及び残留熱除去系海水系に対して独立性を有する設計とする。
		第一弁（S／C側）	常設	
		第一弁（D／W側）	常設	
		第二弁	常設	
		第二弁バイパス弁	常設	
		遠隔人力操作機構	常設	
		第二弁操作室遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
		第二弁操作室空気ボンベユニット（空気ボンベ） 【放射線管理施設】	可搬型	
		第二弁操作室差圧計 【放射線管理施設】	常設	
		圧力開放板	常設	
		室素供給装置 【原子炉格納施設】	可搬型	
		室素供給装置用電源車 【非常用電源設備】	可搬型	
		フィルタ装置遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
		配管遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
		移送ポンプ 【原子炉格納施設】	常設	
	サブプレッション・チェンバ	可搬型代替注水中型ポンプ	可搬型	
		可搬型代替注水大型ポンプ	可搬型	
		西側淡水貯水設備[水源]	常設	
		代替淡水貯槽[水源]	常設	

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

*2：（ ）付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。

*3：当該設備区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（7/12）

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等 ^{*1, *2}	機能を代替する重大事故等対処設備（既設＋新設） ^{*3}		
(第63条) 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系） 残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）	第一弁（S/C側）	常設	耐圧強化ベント系は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系、格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）及び残留熱除去系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、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、残留熱除去系及び残留熱除去系海水系に対して、多様性を有する設計とする。 また、耐圧強化ベント系は、排出経路に設置される隔離弁の電動弁を常設代替交流電源設備若しくは可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作を可能とすること又は遠隔人力操作機構若しくは操作ハンドル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（原子炉停止時冷却系、格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）及び残留熱除去系海水系に対して、多様性を有する設計とする。 格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置は原子炉建屋外の格納容器圧力逃がし装置格納槽に、及び圧力開放板は原子炉建屋近傍の屋外に設置し、耐圧強化ベント系は、原子炉建屋原子炉棟内の残留熱除去系ポンプ、熱交換器及び屋外の残留熱除去系海水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、残留熱除去系及び残留熱除去系海水系に対して独立性を有する設計とする。
		第一弁（D/W側）	常設	
		耐圧強化ベント系一次隔離弁	常設	
		耐圧強化ベント系二次隔離弁	常設	
		遠隔人力操作機構	常設	
(第63条) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱	(残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）)	残留熱除去系ポンプ	常設	—
		残留熱除去系熱交換器	常設	
(第63条) 残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）によるサブプレッション・プール水の除熱	(残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）)	残留熱除去系ポンプ	常設	—
		残留熱除去系熱交換器	常設	
	(サブプレッション・チェンバ)	サブプレッション・チェンバ [水源]	常設	
(第63条) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内の除熱	(残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）)	残留熱除去系ポンプ	常設	—
		残留熱除去系熱交換器	常設	
	(サブプレッション・チェンバ)	サブプレッション・チェンバ [水源]	常設	
(第63条) 残留熱除去系海水系による除熱	(残留熱除去系海水系)	残留熱除去系海水系ポンプ	常設	—
		残留熱除去系海水系ストレーナ	常設	

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

*2：（ ）付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。

*3：当該設備区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（8/12）

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等 ^{*1, *2}	機能を代替する重大事故等対処設備（既設＋新設） ^{*3}		
(第63条) 緊急用海水系 による除熱	残留熱除去系海水系	緊急用海水ポンプ	常設	緊急用海水系は、残留熱除去系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、常設代替交流電源設備からの給電を可能とすることにより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海水系に対して多様性を有する設計とする。また、緊急用海水系は、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系に対して、除熱手段の多様性を有する設計とする。
		緊急用海水系ストレーナ	常設	緊急用海水系は、原子炉建屋に隣接する緊急用海水ポンプピット内に設置することにより、海水ポンプ室に設置する残留熱除去系海水系ポンプ、原子炉建屋外の格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化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。 緊急用海水系は、電源の多様性及び機器の位置的分散により、残留熱除去系海水系に対し独立性を有する設計とする。
(第64条) 緊急用海水系	残留熱除去系海水系	緊急用海水ポンプ	常設	緊急用海水系は、残留熱除去系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、常設代替交流電源設備からの給電を可能とすることにより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海水系に対して多様性を有する設計とする。また、緊急用海水系は、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系に対して、除熱手段の多様性を有する設計とする。
		緊急用海水系ストレーナ	常設	緊急用海水系は、原子炉建屋に隣接する緊急用海水ポンプピット内に設置することにより、海水ポンプ室に設置する残留熱除去系海水系ポンプ、原子炉建屋外の格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化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。 緊急用海水系は、電源の多様性及び機器の位置的分散により、残留熱除去系海水系に対し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、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。

*3：当該設備区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 (9/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等 ^{*1, *2}	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設+新設) ^{*3}		
(第64条) 残留熱除去系 海水系	(残留熱除去系海水系)	残留熱除去系海水系ポンプ	常設	—
		残留熱除去系海水系ストレーナ	常設	
(第65条) 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	—	代替循環冷却系ポンプ 【原子炉格納施設】	常設	代替循環冷却系及び格納容器圧力逃がし装置は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原理の異なる冷却及び原子炉格納容器内の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。 代替循環冷却系は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。 格納容器圧力逃がし装置は、人力により排出経路に設置される隔離弁を操作できる設計とすることで、代替循環冷却系に対して駆動源の多様性を有する設計とする。 代替循環冷却系の代替循環冷却系ポンプ、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、格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置は原子炉建屋近傍の格納容器圧力逃がし装置格納槽 (地下埋設) に、第二弁操作室遮蔽、第二弁操作室空気ポンベユニット (空気ポンベ) 及び第二弁操作室差圧計は原子炉建屋付属棟に、圧力開放板は原子炉建屋近傍の屋外に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 代替循環冷却系と格納容器圧力逃がし装置は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、流路を分離することで独立性を有する設計とする。 これらの多様性及び流路の独立性並びに位置的分散によって、代替循環冷却系と格納容器圧力逃がし装置は、互いに重大事故等対処設備として、可能な限りの独立性を有する設計とする。
		残留熱除去系熱交換器 【原子炉格納施設】	常設	
		サブプレッション・チェンバ 〔水源〕 【原子炉格納施設】	常設	
		残留熱除去系海水系ポンプ	常設	
		残留熱除去系海水系ストレーナ	常設	
		緊急用海水ポンプ	常設	
		緊急用海水系ストレーナ	常設	

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

*2：() 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。

*3：当該設備区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（10/12）

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等 ^{*1, *2}	機能を代替する重大事故等対処設備（既設＋新設） ^{*3}		
(第66条) 溶融炉心の落下遅延及び防止	—	常設高圧代替注水系ポンプ 【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	
	—	ほう酸水注入ポンプ 【原子炉格納施設】	常設	
		ほう酸水貯蔵タンク 〔水源〕 【原子炉格納施設】	常設	
	—	常設低圧代替注水系ポンプ 【原子炉格納施設】	常設	
		代替淡水貯槽〔水源〕 【原子炉格納施設】	常設	
	—	可搬型代替注水中型ポンプ 【原子炉格納施設】	可搬型	
		可搬型代替注水大型ポンプ 【原子炉格納施設】	可搬型	
		西側淡水貯水設備〔水源〕 【原子炉格納施設】	常設	
		代替淡水貯槽〔水源〕 【原子炉格納施設】	常設	
	—	代替循環冷却系ポンプ 【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	
		緊急用海水ポンプ	常設	
		緊急用海水系ストレーナ	常設	
		残留熱除去系海水系ポンプ	常設	
		残留熱除去系海水系ストレーナ	常設	

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

*2：（ ）付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。

*3：当該設備区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 (11/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等 ^{*1, *2}	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設+新設) ^{*3}		
(第 69 条) 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却	残留熱除去系 (使用済燃料プール水の冷却) 燃料プール冷却浄化系	代替燃料プール冷却系ポンプ 【核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設】	常設	代替燃料プール冷却系ポンプ及び代替燃料プール冷却系熱交換器は、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並びに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、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並びに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。 緊急用海水ポンプは、緊急用海水ポンプピットに設置することで、屋外の海水ポンプ室に設置する残留熱除去系海水系ポンプに対して位置的分散を図る設計とする。 代替燃料プール冷却系及び緊急用海水系は、燃料プール冷却浄化系及び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、常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とすることで、非常用交流電源設備からの給電により駆動する燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系に対して、多様性を有し位置的分散を図る設計とする。 緊急用海水系により代替燃料プール冷却系熱交換器に冷却水を供給する系統は、燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系の冷却水系統である残留熱除去系海水系の系統に対して多様性を有する設計とする。 代替燃料プール冷却系ポンプは、冷却を不要 (自然冷却) とすることで、残留熱除去系海水系により冷却する残留熱除去系ポンプ及び自然冷却の燃料プール冷却浄化系ポンプに対して多様性を有する設計とする。 代替燃料プール冷却系ポンプ及び代替燃料プール冷却系熱交換器を使用する代替燃料プール冷却系の配管は、燃料プール冷却浄化系配管の分岐点から燃料プール冷却浄化系の配管との合流点までを独立した系統とすることで、燃料プール冷却浄化系ポンプ及び残留熱除去系ポンプを使用した冷却系統に対して独立性を有する設計とする。
		代替燃料プール冷却系熱交換器 【核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設】	常設	
	残留熱除去系海水系	緊急用海水ポンプ	常設	
		緊急用海水系ストレーナ	常設	

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、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。

*3：当該設備区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 (12/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等 ^{*1, *2}	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設＋新設) ^{*3}		
(第71条) 重大事故等収束のための水源	(サブプレッション・チェンバ)	西側淡水貯水設備 [水源] 【核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設及び原子炉格納施設と兼用】	常設	低圧代替注水系 (常設), 低圧代替注水系 (可搬型), 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設), 代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型), 格納容器下部注水系 (常設), 格納容器下部注水系 (可搬型), 代替燃料プール注水系 (注水ライン), 代替燃料プール注水系 (常設スプレイヘッド) 及び代替燃料プール注水系 (可搬型スプレイノズル) は, 代替淡水貯槽を水源とすることで, 設計基準事故対処設備等の水源であるサブプレッション・チェンバに対して異なる水源を有する設計とする。 低圧代替注水系 (可搬型), 代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型), 格納容器下部注水系 (可搬型) 及び代替燃料プール注水系 (注水ライン) は, 西側淡水貯水設備を水源とすることで, 設計基準事故対処設備等の水源であるサブプレッション・チェンバに対して異なる水源を有する設計とする。
		代替淡水貯槽 [水源] 【核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設及び原子炉格納施設と兼用】	常設	
		サブプレッション・チェンバ [水源] 【原子炉格納施設と兼用】	常設	
	—	ほう酸水貯蔵タンク [水源] 【原子炉格納施設と兼用】	常設	—
(第71条) 水の供給	サブプレッション・チェンバ	可搬型代替注水中型ポンプ 【核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設及び原子炉格納施設と兼用】	可搬型	西側淡水貯水設備及び代替淡水貯槽は, 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプにより淡水又は海水を供給できる設計とし, 設計基準事故対処設備等の水源であるサブプレッション・チェンバに対して異なる系統の水源として設計する。 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは, 屋外の複数の異なる場所に分散して保管することで, 共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプの接続口は, 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。
		可搬型代替注水大型ポンプ 【核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設及び原子炉格納施設と兼用】	可搬型	
(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 【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, 重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり, 共通要因による機能喪失を想定していない。
*3: 当該設備区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	原子炉緊急停止系	A T W S 緩和設備 (代替制御棒挿入機能)	常設	A T W S 緩和設備 (代替制御棒挿入機能) の電源は、所内常設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緊急停止系の論理回路の交流電源に対して多様性を有する設計とする。 A T W S 緩和設備 (代替制御棒挿入機能) は、検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁まで原子炉緊急停止系に対して独立した構成とすることで、原子炉緊急停止系と共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。 また、A T W S 緩和設備 (代替制御棒挿入機能) は、原子炉緊急停止系の電源と電気的に分離することで、共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。
		A T W S 緩和設備 (代替制御棒挿入機能) 手動スイッチ	常設	
		制御棒	常設	
		制御棒駆動機構	常設	
		制御棒駆動系水圧制御ユニット	常設	
(第 59 条) 再循環系ポンプ停止による 原子炉出力抑制	原子炉緊急停止系 制御棒 制御棒駆動系水圧制御ユニット	A T W S 緩和設備 (代替再循環系ポンプトリップ機能)	常設	A T W S 緩和設備 (代替再循環系ポンプトリップ機能) の電源は、所内常設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緊急停止系の論理回路の交流電源に対して多様性を有する設計とする。 A T W S 緩和設備 (代替再循環系ポンプトリップ機能) は、検出器から再循環系ポンプ遮断器及び低速度用電源装置遮断器まで原子炉緊急停止系に対して独立した構成とすることで、共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。 また、A T W S 緩和設備 (代替再循環系ポンプトリップ機能) は、原子炉緊急停止系の電源と電気的に分離することで、原子炉緊急停止系と共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。
		再循環系ポンプ遮断器手動スイッチ	常設	
		低速度用電源装置遮断器手動スイッチ	常設	
(第 59 条) ほう酸水注入	原子炉緊急停止系 制御棒 制御棒駆動系水圧制御ユニット	ほう酸水注入ポンプ	常設	ほう酸水注入系は、制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動系水圧制御ユニットと共通要因によって同時に機能を損なわないよう、ほう酸水注入ポンプを非常用交流電源設備からの給電により駆動することで、アクキュムレータにより駆動する制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動系水圧制御ユニットに対して多様性を有する設計とする。 ほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクは、原子炉建屋原子炉棟内の制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動系水圧制御ユニットと異なる区画に設置することで、制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動系水圧制御ユニットと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
		ほう酸水貯蔵タンク	常設	
(第 59 条) 自動減圧系の 起動阻止スイッチによる 原子炉出力急上昇防止	自動減圧系	自動減圧系の起動阻止スイッチ	常設	自動減圧系の起動阻止スイッチは、設計基準事故対処設備である自動減圧系の制御盤と共通要因によって同時に機能が損なわれないよう、中央制御室内で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、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。

*3：当該設備区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	過渡時自動減圧機能	常設	過渡時自動減圧機能は、原子炉水位異常低下（レベル1）により残留熱除去系ポンプ吐出圧力高又は低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出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、原子炉の自動減圧を行うことが可能な設計とし、自動減圧機能の論理回路に対して異なる作動論理とすることで可能な限り多様性を有する設計とする。 過渡時自動減圧機能は、他の設備と電氣的に分離することで、共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。 過渡時自動減圧機能は、自動減圧系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、自動減圧系の制御盤と位置的分散を図る設計とする。
		自動減圧系の起動阻止スイッチ	常設	
(第61条) 非常用窒素供給系による窒素確保	アキュムレータ	非常用窒素供給系高圧窒素ポンペ	可搬型	非常用窒素供給系高圧窒素ポンペは、予備のポンペも含めて、原子炉建屋原子炉棟内に分散して保管及び設置することで、原子炉格納容器内の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) 非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧	アキュムレータ	非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンペ	可搬型	非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンペは、予備のポンペも含めて、原子炉建屋原子炉棟内に分散して保管及び設置することで、原子炉格納容器内の逃がし安全弁の逃がし弁機能用アキュムレータと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
(第67条) 格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視	—	格納容器内水素濃度（SA）	常設	格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）は、格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、検出器の設置箇所の位置的分散を図る設計とする。 また、格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。
		格納容器内酸素濃度（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、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。

*3：当該設備区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) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出	—	フィルタ装置 【原子炉格納施設】	常設	格納容器圧力逃がし装置は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。
		第一弁（S／C側） 【原子炉格納施設】	常設	
		第一弁（D／W側） 【原子炉格納施設】	常設	
		第二弁 【原子炉格納施設】	常設	
		第二弁バイパス弁 【原子炉格納施設】	常設	
		遠隔人力操作機構 【原子炉格納施設】	常設	
		第二弁操作室遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
		第二弁操作室空気ポンプユニット（空気ポンプ） 【放射線管理施設】	可搬型	
		第二弁操作室差圧計 【放射線管理施設】	常設	
		圧力開放板 【原子炉格納施設】	常設	
		窒素供給装置 【原子炉格納施設】	可搬型	
		窒素供給装置用電源車 【非常用電源設備】	可搬型	
		フィルタ装置遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
		配管遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
		移送ポンプ 【原子炉格納施設】	常設	
		可搬型代替注水中型ポンプ 【原子炉格納施設】	可搬型	
		可搬型代替注水大型ポンプ 【原子炉格納施設】	可搬型	
		西側淡水貯水設備[水源] 【原子炉格納施設】	常設	
		代替淡水貯槽[水源] 【原子炉格納施設】	常設	
		フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 【放射線管理施設】	常設	
		フィルタ装置入口水素濃度	常設	
(第68条) 静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制	—	静的触媒式水素再結合器 【原子炉格納施設】	常設	静的触媒式水素再結合器動作監視装置と原子炉建屋水素濃度は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、異なる計測方式とすることで多様性を有する設計とする。また、静的触媒式水素再結合器動作監視装置及び原子炉建屋水素濃度は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、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器動作監視装置	常設	

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

*2：（ ）付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。

*3：当該設備区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
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等 ^{*1, *2}	機能を代替する重大事故等対処設備（既設＋新設） ^{*3}		
(第68条) 原子炉建屋内の水素濃度監視	—	原子炉建屋水素濃度	常設	静的触媒式水素再結合器動作監視装置と原子炉建屋水素濃度は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、異なる計測方式とすることで多様性を有する設計とする。また、静的触媒式水素再結合器動作監視装置及び原子炉建屋水素濃度は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、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。
(第73条) 原子炉圧力容器内の温度	主要パラメータの他チャンネル ^{*4} 原子炉圧力 ^{*4} 原子炉圧力（S A） ^{*4} 原子炉水位（広帯域） ^{*4} 原子炉水位（燃料域） ^{*4} 原子炉水位（S A広帯域） ^{*4} 原子炉水位（S A燃料域） ^{*4} 残留熱除去系熱交換器入口温度 ^{*4}	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 ^{*4} 原子炉圧力（S A） ^{*4} 原子炉水位（広帯域） ^{*4} 原子炉水位（燃料域） ^{*4} 原子炉水位（S A広帯域） ^{*4} 原子炉水位（S A燃料域） ^{*4} 原子炉圧力容器温度 ^{*4}	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 ^{*4} 原子炉圧力 ^{*4} 原子炉水位（広帯域） ^{*4} 原子炉水位（燃料域） ^{*4} 原子炉水位（S A広帯域） ^{*4} 原子炉水位（S A燃料域） ^{*4} 原子炉圧力容器温度 ^{*4}	原子炉圧力（S A）	常設	

注記 *1：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2：（ ）付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区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 3-3-1 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) 原子炉圧力容器内の水位	主要パラメータの他チャンネル 原子炉水位 (S A広帯域) 原子炉水位 (S A燃料域) 高压代替注水系系統流量 低压代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用) 低压代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用) 低压代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用) 低压代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用) 代替循環冷却系原子炉注水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 高压炉心スプレイ系系統流量 残留熱除去系系統流量 低压炉心スプレイ系系統流量 原子炉圧力 原子炉圧力 (S A) サプレッション・チェンバ圧力	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	常設	重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) 高压代替注水系系統流量 低压代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用) 低压代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用) 低压代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用) 低压代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用) 代替循環冷却系原子炉注水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 高压炉心スプレイ系系統流量 残留熱除去系系統流量 低压炉心スプレイ系系統流量 原子炉圧力 原子炉圧力 (S A) サプレッション・チェンバ圧力	原子炉水位 (S A広帯域) 原子炉水位 (S A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、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。

*3：当該設備区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 (6/18)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	主要設備の計測が困難となっ た場合の重要代替監視パラメ ータ*1, *2	機能を代替する重大事故等 対処設備 (既設+新設) *3		
(第73条) 原子炉压力容器への注水量	サブプレッション・プール水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A広帯域) 原子炉水位 (S A燃料域) 常設高圧代替注水系ポンプ吐 出圧力	高圧代替注水系系統流量	常設	重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータを計測する設備と異なる物理量の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。 重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。 重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替監視パラメータを計測する設備の電源は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。
	代替淡水貯槽水位 西側淡水貯水設備水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A広帯域) 原子炉水位 (S A燃料域)	低圧代替注水系原子炉注水 流量 (常設ライン用) 低圧代替注水系原子炉注水 流量 (常設ライン狭帯域 用) 低圧代替注水系原子炉注水 流量 (可搬ライン用) 低圧代替注水系原子炉注水 流量 (可搬ライン狭帯域 用)	常設	
	サブプレッション・プール水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A広帯域) 原子炉水位 (S A燃料域) 代替循環冷却系ポンプ吐出圧 力	代替循環冷却系原子炉注水 流量	常設	
	サブプレッション・プール水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A広帯域) 原子炉水位 (S A燃料域) 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐 出圧力	原子炉隔離時冷却系系統流 量	常設	
	サブプレッション・プール水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A広帯域) 原子炉水位 (S A燃料域) 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐 出圧力	高圧炉心スプレイ系系統流 量	常設	
	サブプレッション・プール水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A広帯域) 原子炉水位 (S A燃料域) 残留熱除去系ポンプ吐出圧力	残留熱除去系系統流量	常設	
	サブプレッション・プール水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A広帯域) 原子炉水位 (S A燃料域) 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐 出圧力	低圧炉心スプレイ系系統流 量	常設	

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

*2：() 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。

*3：当該設備区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（7/18）

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	主要設備の計測が困難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) 原子炉格納容器への注水量	代替淡水貯槽水位 西側淡水貯水設備水位 サブプレッション・プール水位	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	常設	重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータを計測する設備と異なる物理量の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。 重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。 重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替監視パラメータを計測する設備の電源は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。
	代替循環冷却系原子炉注水流量 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	常設	
	代替淡水貯槽水位 西側淡水貯水設備水位 格納容器下部水位	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	常設	
(第73条) 原子炉格納容器内の温度	主要パラメータの他チャンネル ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力	ドライウエル雰囲気温度	常設	重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の電源は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。
	主要パラメータの他チャンネル サブプレッション・プール水温度 サブプレッション・チェンバ圧力	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	常設	
	主要パラメータの他チャンネル サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	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	格納容器下部水温	常設	
(第73条) 原子炉格納容器内の圧力	サブプレッション・チェンバ圧力 ドライウエル雰囲気温度	ドライウエル圧力	常設	重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 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	サブプレッション・チェンバ圧力	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、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区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) 原子炉格納容器内の水位	低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用) 低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用) 低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用) 低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用) 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用) 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用) 低圧代替注水系格納容器下部注水流量 代替淡水貯槽水位 西側淡水貯水設備水位 ドライウエル圧力 サプレッション・チェンパ圧力	サプレッション・プール水位	常設	重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータを計測する設備と異なる物理量の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。 重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。 重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替監視パラメータを計測する設備の電源は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。
	主要パラメータの他チャンネル 低圧代替注水系格納容器下部注水流量 代替淡水貯槽水位 西側淡水貯水設備水位	格納容器下部水位	常設	
(第73条) 原子炉格納容器内の水素濃度	主要パラメータの他チャンネル	格納容器内水素濃度 (S A)	常設	重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。 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、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。
 *3：当該設備区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) 未臨界の維持 又は監視	主要パラメータの他チャンネル 平均出力領域計装	起動領域計装	常設	重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 起動領域計装	平均出力領域計装	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チャンネル サブプレッション・チェンバ雰 囲気温度	サブプレッション・プール水 温度	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出口温 度	代替循環冷却系ポンプ入口 温度	常設	
	サブプレッション・プール水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域) 代替循環冷却系格納容器ス プレイ流量 代替循環冷却系ポンプ吐出圧 力 原子炉圧力容器温度	代替循環冷却系原子炉注水 流量	常設	
	代替循環冷却系原子炉注水流 量 代替循環冷却系ポンプ吐出圧 力 サブプレッション・プール水温 度 ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ雰 囲気温度	代替循環冷却系格納容器ス プレイ流量	常設	
	主要パラメータの他チャンネル	フィルタ装置水位	常設	
	ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧 力 フィルタ装置スクラビング水 温度	フィルタ装置圧力	常設	
(第73条) 最終ヒートシンクの確保(格 納容器圧力逃 がし装置)	フィルタ装置圧力	フィルタ装置スクラビング 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。
	主要パラメータ (フィルタ装 置出口放射線モニタ (高レン ジ)) の他チャンネル	フィルタ装置出口放射線モ ニタ (高レンジ・低レン ジ) 【放射線管理施設】	常設	
	主要パラメータの他チャンネル 格納容器内水素濃度 (SA)	フィルタ装置入口水素濃度	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、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区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) 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 残留熱除去系海水系系統流量 緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器) 緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)	残留熱除去系熱交換器出口 温度	常設	
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	残留熱除去系系統流量	常設	
(第73条) 格納容器バイパスの監視(原子炉圧力容器内の状態)	主要パラメータの他チャンネル 原子炉水位 (S A広帯域) 原子炉水位 (S A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。 重要代替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 (S A広帯域) 原子炉水位 (S A燃料域)	常設	
	主要パラメータの他チャンネル 原子炉圧力 (S A) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A広帯域) 原子炉水位 (S A燃料域) 原子炉圧力容器温度	原子炉圧力	常設	
	主要パラメータの他チャンネル 原子炉圧力 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A広帯域) 原子炉水位 (S A燃料域) 原子炉圧力容器温度	原子炉圧力 (S A)	常設	
(第73条) 格納容器バイパスの監視(原子炉格納容器内の状態)	主要パラメータの他チャンネル ドライウエル圧力	ドライウエル雰囲気温度	常設	重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータを計測する設備と異なる物理量の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。 重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。 重要代替監視パラメータを計測する設備及び重要代替監視パラメータを計測する設備の電源は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。
	サブプレッション・チェンパ圧力 ドライウエル雰囲気温度	ドライウエル圧力	常設	

注記 *1：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「ー」とする。
*2：() 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区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っ た場合の重要代替監視パラメ ータ*1, *2	機能を代替する重大事故等 対処設備（既設＋新設）*3		
(第73条) 格納容器バイ パスの監視(原 子炉建屋内の 状態)	原子炉圧力 原子炉圧力（S A）	高圧炉心スプレイ系ポンプ 吐出圧力	常設	重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータを計測する設備と異なる物理量の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。 重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。 重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替監視パラメータを計測する設備の電源は、共通要因によ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（S A）	原子炉隔離時冷却系ポンプ 吐出圧力	常設	
	原子炉圧力 原子炉圧力（S A）	残留熱除去系ポンプ吐出圧 力	常設	
	原子炉圧力 原子炉圧力（S A）	低圧炉心スプレイ系ポンプ 吐出圧力	常設	
(第73条) 水源の確保	高圧代替注水系系統流量 代替循環冷却系原子炉注水流 量 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心スプレイ系系統流量 残留熱除去系系統流量 低圧炉心スプレイ系系統流量 常設高圧代替注水系ポンプ吐 出圧力 代替循環冷却系ポンプ吐出圧 力 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐 出圧力 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐 出圧力 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐 出圧力	サプレッション・プール水 位	常設	重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータを計測する設備と異なる物理量の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。 重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。 重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替監視パラメータを計測する設備の電源は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。

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、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。

*3：当該設備区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(続 き)	低圧代替注水系原子炉注水流 量 (常設ライン用) 低圧代替注水系原子炉注水流 量 (常設ライン狭帯域用) 低圧代替注水系原子炉注水流 量 (可搬ライン用) 低圧代替注水系原子炉注水流 量 (可搬ライン狭帯域用) 低圧代替注水系格納容器スプ レイ流量 (常設ライン用) 低圧代替注水系格納容器スプ レイ流量 (可搬ライン用) 低圧代替注水系格納容器下部 注水流量 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A広帯域) 原子炉水位 (S A燃料域) サプレッション・プール水位 常設低圧代替注水系ポンプ吐 出圧力	代替淡水貯槽水位	常設	重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監 視パラメータを計測する設備と異なる物理量の計 測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータ を計測する設備に対して可能な限り多様性を持った 計測方法により計測できる設計とする。 重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと 可能な限り位置的分散を図る設計とする。 重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替 監視パラメータを計測する設備の電源は、共通要因 によって同時に機能を損なわないよう、非常用交流 電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電 源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可 能な設計とする。
	低圧代替注水系原子炉注水流 量 (常設ライン用) 低圧代替注水系原子炉注水流 量 (常設ライン狭帯域用) 低圧代替注水系格納容器スプ レイ流量 (常設ライン用) 低圧代替注水系格納容器下部 注水流量 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A広帯域) 原子炉水位 (S A燃料域) サプレッション・プール水位	西側淡水貯水設備水位	常設	
(第73条) 原子炉建屋内 の水素濃度	主要パラメータの他チャンネ ル 静的触媒式水素再結合器動作 監視装置	原子炉建屋水素濃度	常設	重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監 視パラメータを計測する設備と異なる物理量の計 測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータ を計測する設備に対して可能な限り多様性を持った 計測方法により計測できる設計とする。 重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと 可能な限り位置的分散を図る設計とする。 重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替 監視パラメータを計測する設備の電源は、共通要因 によって同時に機能を損なわないよう、非常用交流 電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電 源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可 能な設計とする。

注記 *1：重大事故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、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。
 *3：当該設備区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 (13/18)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	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) 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 ^{*4} 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ^{*4} 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ^{*4} ドライウエル圧力 ^{*4} サブプレッション・チェンバ圧力 ^{*4}	格納容器内酸素濃度 (S A)	常設	重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータを計測する設備と異なる物理量の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。 重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。 重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替監視パラメータを計測する設備の電源は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。
(第73条) 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	中央制御室及び緊急時対策所建屋内に設置する SPDS 及びデータ伝送設備の電源は、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備又は緊急時対策所用代替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 (原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度、圧力、水位及び流量 (注水量) 計測用)	可搬型	可搬型計測器は、各計器と離れた原子炉建屋付属棟内及び緊急時対策所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。
(第73条) 圧力、水位、注水量の計測・監視	各計器	可搬型計測器 (原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の圧力、水位及び流量 (注水量) 計測用)	可搬型	可搬型計測器は、各計器と離れた原子炉建屋付属棟内及び緊急時対策所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。

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、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。

*3：当該設備区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 3-3-1 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) その他 ^{*4}	(M/C 2 C 電圧)	M/C 2 C 電圧	常設	—
	(M/C 2 D 電圧)	M/C 2 D 電圧	常設	
	(M/C H P C S 電圧)	M/C H P C S 電圧	常設	
	(P/C 2 C 電圧)	P/C 2 C 電圧	常設	
	(P/C 2 D 電圧)	P/C 2 D 電圧	常設	
	M/C 2 C 電圧 M/C 2 D 電圧 M/C H P C S 電圧	緊急用M/C 電圧	常設	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。 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。
	P/C 2 C 電圧 P/C 2 D 電圧	緊急用P/C 電圧	常設	
	(直流125V主母線盤 2 A 電圧)	直流 125V 主母線盤 2 A 電圧	常設	—
	(直流125V主母線盤 2 B 電圧)	直流 125V 主母線盤 2 B 電圧	常設	
	(直流125V主母線盤 H P C S 電圧)	直流 125V 主母線盤 H P C S 電圧	常設	
	(直流±24V中性子モニタ用分電盤 2 A 電圧)	直流±24V 中性子モニタ用分電盤 2 A 電圧	常設	
	(直流±24V中性子モニタ用分電盤 2 B 電圧)	直流±24V 中性子モニタ用分電盤 2 B 電圧	常設	
	直流125V主母線盤 2 A 電圧 直流125V主母線盤 2 B 電圧 直流125V主母線盤 H P C S 電圧	緊急用直流 125V 主母線盤電圧	常設	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。 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。
	(非常用窒素供給系供給圧力)	非常用窒素供給系供給圧力	常設	—
	非常用窒素供給系供給圧力	非常用窒素供給系高圧窒素ボンベ圧力	常設	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。 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。
	非常用窒素供給系供給圧力	非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力	常設	
	非常用窒素供給系供給圧力	非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ボンベ圧力	常設	

注記 *1: 重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については, その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2: () 付の設備は, 重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり, 共通要因による機能喪失を想定していない。
*3: 当該設備区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) 中央制御室待避室による居住性の確保	—	中央制御室待避室遮蔽 【放射線管理施設】	常設	—
		中央制御室待避室空気ポンプユニット (空気ポンプ) 【放射線管理施設】	可搬型	
		中央制御室待避室差圧計 【放射線管理施設】	常設	
		衛星電話設備 (可搬型) (待避室)	可搬型	
		データ表示装置 (待避室)	可搬型	
(第74条) 可搬型照明 (SA) による居住性の確保	中央制御室照明	可搬型照明 (SA)	可搬型	可搬型照明 (SA) は、非常用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。
(第74条) 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計による居住性の確保	—	酸素濃度計	可搬型	—
		二酸化炭素濃度計	可搬型	
(第74条) チェン징 エリアの設置及び運用による汚染の持ち込みの防止	—	可搬型照明 (SA)	可搬型	可搬型照明 (SA) は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。
(第76条) 必要な情報の把握	(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	中央制御室及び緊急時対策所内に設置するSPDS及びデータ伝送設備の電源は、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備又は緊急時対策所用代替電源設備からの給電により使用することで、非常用交流電源設備に対して多様性を有する設計とする。

注記 *1：重大事故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、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。

*3：当該設備区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) 通信連絡	送受話器 (ページング) 電力保安通信用電話設備 (固定電話機, PHS 端末及び F A X)	無線連絡設備 (携帯型)	可搬型	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 (固定電話機, PHS 端末及び F A X) 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, 可搬型代替交流電源設備又は緊急時対策所用代替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又は蓄電池からの給電により使用する送受話器 (ページング) 及び電力保安通信用電話設備 (固定電話機, PHS 端末及び F A X) 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 (固定電話機, PHS 端末及び F A X) 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。 携行型有線通話装置の電源は, 送受話器 (ページング) 及び電力保安通信用電話設備 (固定電話機, PHS 端末及び F A X) 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又は蓄電池からの給電により使用する送受話器 (ページング) 及び電力保安通信用電話設備 (固定電話機, PHS 端末及び F A X) に対して多様性を有する設計とする。また, 携行型有線通話装置は, 中央制御室及び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 (固定電話機, PHS 端末及び F A X) 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 (固定電話機, PHS 端末及び F A X) と共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 充電電池を使用することで, 非常用交流電源設備又は蓄電池からの給電により使用する送受話器 (ページング) 及び電力保安通信用電話設備 (固定電話機, PHS 端末及び F A X) 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) 及び無線連絡設備 (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 (固定電話機, PHS 端末及び F A X) 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 (固定型)	常設	
		衛星電話設備 (携帯型)	可搬型	
		携行型有線通話装置	可搬型	
	—	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備 (テレビ会議システム, I P 電話, I P - F A X)	常設	緊急時対策所内に設置する統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備は, 電力保安通信用電話設備 (固定電話機, PHS 端末及び F A X), 加入電話設備 (加入電話及び加入 F A X), テレビ会議システム (社内) 及び専用電話設備 (専用電話 (ホットライン) (地方公共団体向)) と共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 緊急時対策所用代替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又は蓄電池からの給電により使用する電力保安通信用電話設備 (固定電話機, PHS 端末及び F A X), 加入電話設備 (加入電話及び加入 F A X), テレビ会議システム (社内) 及び専用電話設備 (専用電話 (ホットライン) (地方公共団体向)) に対して多様性を有する設計とする。

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, 重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり, 共通要因による機能喪失を想定していない。
 *3: 当該設備区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 (固定電話機, PHS 端末及びFAX)	携帯型有線通話装置	可搬型	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 (固定電話機, PHS 端末及びFAX) と共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 常設代替交流電源設備, 可搬型代替交流電源設備又は緊急時対策所用代替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又は蓄電池からの給電により使用する送受話器 (ページング) 及び電力保安通信用電話設備 (固定電話機, PHS 端末及びFAX) に対して多様性を有する設計とする。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 (固定電話機, PHS 端末及びFAX) と共通要因によって同時に機能を損なわないよう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	携帯型有線通話装置の電源は, 送受話器 (ページング) 及び電力保安通信用電話設備 (固定電話機, PHS 端末及びFAX) と共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 乾電池を使用することで, 非常用交流電源設備又は蓄電池からの給電により使用する送受話器 (ページング) 及び電力保安通信用電話設備 (固定電話機, PHS 端末及びFAX) に対して多様性を有する設計とする。また, 携帯型有線通話装置は, 中央制御室及び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 (固定電話機, PHS 端末及びFAX) と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
		衛星電話設備 (固定型)	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 (固定電話機, PHS 端末及びFAX) と共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 充電電池を使用することで, 非常用交流電源設備又は蓄電池からの給電により使用する送受話器 (ページング) 及び電力保安通信用電話設備 (固定電話機, PHS 端末及びFAX) に対して多様性を有する設計する。また, 衛星電話設備 (携帯型) 及び無線連絡設備 (携帯型) は, 緊急時対策所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 (固定電話機, PHS 端末及びFAX) と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
		衛星電話設備 (携帯型)	可搬型	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 (固定電話機, PHS 端末及びFAX) と共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 充電電池を使用することで, 非常用交流電源設備又は蓄電池からの給電により使用する送受話器 (ページング) 及び電力保安通信用電話設備 (固定電話機, PHS 端末及びFAX) に対して多様性を有する設計する。また, 衛星電話設備 (携帯型) 及び無線連絡設備 (携帯型) は, 緊急時対策所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 (固定電話機, PHS 端末及びFAX) と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
	(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	中央制御室及び緊急時対策所建屋内に設置するSPDS及びデータ伝送設備の電源は, 常設代替交流電源設備, 可搬型代替交流電源設備又は緊急時対策所用代替電源設備からの給電により使用することで, 非常用交流電源設備に対して多様性を有する設計とする。

注記 *1: 重大事故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, 重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり, 共通要因による機能喪失を想定していない。
 *3: 当該設備区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(社内 外)の通信連絡	—	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に接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，I P 電話及び I P－F A X）	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等がないため「—」とする。
 *2：（ ）付の設備は，重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり，共通要因による機能喪失を想定していない。
 *3：当該設備区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		
計器故障時	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>
	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、流量、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又は注水量及び吐出圧力により推定 ・ 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 ・ 原子炉圧力容器破損後にペDESTAL（ドライウェル部）に落下したデブリの冠水状態を温度により推定 ・ 圧力又は温度を水の飽和状態の関係から推定 ・ 注水量をポンプの注水特性の関係により推定 ・ 原子炉格納容器内の水位をドライウェル圧力とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧により推定 ・ 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内圧力により推定 ・ 使用済燃料プールの状態を同一物理量（温度）、あらかじめ評価した水位と放射線量率の相関関係及びカメラの監視により、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（S/C）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		
計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合	代替パラメータによる推定	<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のパラメータである原子炉水位が計測範囲を超えた場合は、高圧代替注水系系統流量、低圧代替注水系原子炉注水流量、代替循環冷却系原子炉注水流量、原子炉隔離時冷却系系統流量、高圧炉心スプレイ系系統流量、残留熱除去系系統流量及び低圧炉心スプレイ系系統流量のうち、機器動作状態にある流量計から崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し、直前まで判明していた水位に変換率を考慮することにより原子炉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）とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧により、原子炉圧力容器内の水位が燃料有効長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>
	可搬型計測器による計測	<p>原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を計測するパラメータ以外で計器の計測範囲を超えた場合は、可搬型計測器により計測することも可能である。</p>

表 3-3-3 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (1/17)

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

注記 *1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

表 3-3-3 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (2/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の水位	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高圧代替注水系統流量 ③低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用) ③低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用) ③低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用) ③低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用) ③代替循環冷却系原子炉注水流量 ③原子炉隔離時冷却系系統流量 ③高圧炉心スプレレイ系系統流量 ③残留熱除去系系統流量 ③低圧炉心スプレレイ系系統流量 ④原子炉圧力 ④原子炉圧力 (SA) ④サブプレッション・チェンバ圧力	①原子炉水位 (広帯域), 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高圧代替注水系統流量, 低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用), 低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用), 低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用), 低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用), 代替循環冷却系原子炉注水流量, 原子炉隔離時冷却系系統流量, 高圧炉心スプレレイ系系統流量, 残留熱除去系系統流量, 低圧炉心スプレレイ系系統流量のうち機器動作状態にある流量より, 崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し, 原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ④原子炉圧力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し, 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバ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高圧代替注水系統流量 ②低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用) ②低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用) ②低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用) ②低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用) ②代替循環冷却系原子炉注水流量 ②原子炉隔離時冷却系系統流量 ②高圧炉心スプレレイ系系統流量 ②残留熱除去系系統流量 ②低圧炉心スプレレイ系系統流量 ③原子炉圧力 ③原子炉圧力 (SA) ③サブプレッション・チェンバ圧力	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高圧代替注水系統流量, 低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用), 低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用), 低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用), 低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用), 代替循環冷却系原子炉注水流量, 原子炉隔離時冷却系系統流量, 高圧炉心スプレレイ系系統流量, 残留熱除去系系統流量, 低圧炉心スプレレイ系系統流量のうち機器動作状態にある流量より, 崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し, 原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ③原子炉圧力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し, 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバ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を優先する。

注記 *1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

表 3-3-3 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (3/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量	①サブプレッジョン・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域) ③常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	①高圧代替注水系系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッジョン・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧代替注水系系統流量を推定する。 ③高圧代替注水系系統流量の監視が不可能となった場合は、常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力から常設高圧代替注水系ポンプの注水特性を用いて、高圧代替注水系系統流量が確保されていることを推定する。
	低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用) 低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用) 低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用) 低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用)	①代替淡水貯槽水位 ①西側淡水貯水設備水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域)	①低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用)、低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用)、低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用)、低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用)の監視が不可能となった場合は、水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により注水量を推定する。なお、代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により低圧代替注水系原子炉注水流量を推定する。
	代替循環冷却系原子炉注水流量	①サブプレッジョン・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域) ③代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	①代替循環冷却系原子炉注水流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッジョン・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により代替循環冷却系原子炉注水流量を推定する。 ③代替循環冷却系原子炉注水流量の監視が不可能となった場合は、代替循環冷却系ポンプ吐出圧力から代替循環冷却系ポンプの注水特性を用いて、代替循環冷却系原子炉注水流量が確保されていることを推定する。
	原子炉隔離時冷却系系統流量	①サブプレッジョン・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域) ③原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	推定は、水源であるサブプレッジョン・プール水位を優先する。 ①原子炉隔離時冷却系系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッジョン・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により原子炉隔離時冷却系系統流量を推定する。 ③原子炉隔離時冷却系系統流量の監視が不可能となった場合は、原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力から原子炉隔離時冷却系ポンプの注水特性を用いて、原子炉隔離時冷却系系統流量が確保されていることを推定する。
	注記	*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。 *2：[]は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。	

表 3-3-3 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (4/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器への注水量	高圧炉心スプレイ系系統流量	①サブプレッション・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域) ③高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	①高圧炉心スプレイ系系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧炉心スプレイ系系統流量を推定する。 ③高圧炉心スプレイ系系統流量の監視が不可能となった場合は、高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力から高圧炉心スプレイ系ポンプの注水特性を用いて、高圧炉心スプレイ系系統流量が確保されていることを推定する。
	残留熱除去系系統流量	①サブプレッション・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域) ③残留熱除去系ポンプ吐出圧力	推定は、水源であるサブプレッション・プール水位を優先する。 ①残留熱除去系系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により残留熱除去系系統流量を推定する。 ③残留熱除去系系統流量の監視が不可能となった場合は、残留熱除去系ポンプ吐出圧力から残留熱除去系ポンプの注水特性を用いて、残留熱除去系系統流量が確保されていることを推定する。
	低圧炉心スプレイ系系統流量	①サブプレッション・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域) ③低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	推定は、水源であるサブプレッション・プール水位を優先する。 ①低圧炉心スプレイ系系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により低圧炉心スプレイ系系統流量を推定する。 ③低圧炉心スプレイ系系統流量の監視が不可能となった場合は、低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力から低圧炉心スプレイ系ポンプの注水特性を用いて、低圧炉心スプレイ系系統流量が確保されていることを推定する。
			推定は、水源であるサブプレッション・プール水位を優先する。
			推定は、水源であるサブプレッション・プール水位を優先する。

注記 *1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

表 3-3-3 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (5/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法	
			①低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用)	②注水先のサブプレッジョン・プール水位の変化により低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用) , 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用) を推定する。
原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用)	①代替淡水貯槽水位	①低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用) の監視が不可能となった場合は、水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により注水量を推定する。なお、代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。	①低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用) を推定する。
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用)	①西側淡水貯水設備水位 ②サブプレッジョン・プール水位	①代替淡水貯槽水位	②注水先のサブプレッジョン・プール水位の変化により低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用) を推定する。
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	①代替循環冷却系原子炉注水流量 ①代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	①代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、代替循環冷却系ポンプ吐出圧力から代替循環冷却系の注水特性を用いて流量を推定し、この流量から代替循環冷却系原子炉注水流量を差し引いて、代替循環冷却系格納容器スプレイ流量を推定する。	①代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用) を推定する。
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	①代替淡水貯槽水位 ①西側淡水貯水設備水位 ②格納容器下部水位	①低圧代替注水系格納容器下部注水流量の監視が不可能となった場合は、水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により注水量を推定する。なお、代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。	①低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用) を推定する。

注記 *1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

表 3-3-3 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (6/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウエル圧力 ③サブプレッション・チェンバ圧力	①ドライウエル雰囲気温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②ドライウエル雰囲気温度の監視が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル圧力によりドライウエル雰囲気温度を推定する。 ③サブプレッション・チェンバ圧力により、上記②と同様にドライウエル雰囲気温度を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッション・プール水温度 ③サブプレッション・チェンバ圧力	①サブプレッション・チェンバ雰囲気温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②サブプレッション・チェンバ雰囲気温度の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・プール水温度によりサブプレッション・チェンバ雰囲気温度を推定する。 ③飽和温度/圧力の関係を利用してサブプレッション・チェンバ圧力によりサブプレッション・チェンバ雰囲気温度を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	サブプレッション・プール水温度	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	①サブプレッション・プール水温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②サブプレッション・プール水温度の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・チェンバ雰囲気温度によりサブプレッション・プール水温度を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	格納容器下部水温	①主要パラメータの他チャンネル	①格納容器下部水温の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ＜R P V破損判断基準＞ ペデスタル底部に温度計を設置し、指示値の上昇又は喪失によりR P V破損検知に用いる。 デブリの落下、堆積挙動の不確かさを考慮して等間隔で計5個（予備1個含む）設置し、R P V破損の早期判断の観点から、2個以上が上昇傾向（デブリ落下による水温上昇）又はダウンスケール（温度計の溶融による短絡又は導通）となった場合に、R P V破損を判断する。 ＜ペデスタル満水注水判断基準＞ ペデスタル底面から0.2 mの高さに温度計を設置し、0.2 m以上のデブリ堆積有無を検知し、ペデスタル満水までの注水可否を判断する。また、指示値の上昇又は喪失により、R P V破損検知に用いる。 デブリの落下、堆積挙動の不確かさを考慮して等間隔で計5個（予備1個含む）設置し、十分な量のデブリ堆積検知の観点から、3個以上がオーバースケール（デブリの接触による温度上昇）又はダウンスケール（温度計の溶融による短絡又は導通）した場合に、ペデスタル満水までの注水を判断する。

注記 *1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

表 3-3-3 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (7/17)

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

注記 *1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

表 3-3-3 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (8/17)

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

注記 *1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

表 3-3-3 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (9/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内水素濃度 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ② [格納容器内水素濃度] *2	①格納容器内水素濃度 (SA) の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②監視可能であれば格納容器内水素濃度 (常用代替監視パラメータ) により、水素濃度を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	①格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) の監視が不可能となった場合は、格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	①格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) の監視が不可能となった場合は、格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
未臨界の維持又は監視	起動領域計装	①主要パラメータの他チャンネル ②平均出力領域計装 ③ [制御棒操作監視系] *2	①起動領域計装の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②起動領域計装の監視が不可能となった場合は、平均出力領域計装により推定する。 ③制御棒操作監視系 (有効監視パラメータ) により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	平均出力領域計装	①主要パラメータの他チャンネル ②起動領域計装 ③ [制御棒操作監視系] *2	①平均出力領域計装の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②平均出力領域計装の監視が不可能となった場合は、起動領域計装により推定する。 ③制御棒操作監視系 (有効監視パラメータ) により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	[制御棒操作監視系] *2	①起動領域計装 ②平均出力領域計装	①制御棒操作監視系 (有効監視パラメータ) の監視が不可能となった場合は、起動領域計装により推定する。 ②平均出力領域計装により推定する。 推定は、低出力領域を監視する起動領域計装を優先する。

注記 *1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

表 3-3-3 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (10/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ推定方法	
		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	サブプレッション・プール水温度	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッション・チェンバ霧囲気温度	①サブプレッション・プール水温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②サブプレッション・プール水温度の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・チェンバ霧囲気温度によりサブプレッション・プール水温度を推定する。
	代替循環冷却系ポンプ入口温度	①残留熱除去系熱交換器出口温度	推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。 ①代替循環冷却系ポンプ入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出口温度により代替循環冷却系ポンプ入口温度を推定する。
	代替循環冷却系原子炉注水流量	①サブプレッション・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域) ③代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 ③代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 ④原子炉圧力容器温度	①代替循環冷却系原子炉注水流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により代替循環冷却系原子炉注水流量を推定する。 ③代替循環冷却系ポンプ吐出圧力から代替循環冷却系ポンプの注水特性を用いて流量を推定し、この流量から代替循環冷却系格納容器スプレイ流量を差し引いて、代替循環冷却系原子炉注水流量を推定する。 ④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推定する。 推定は、水源であるサブプレッション・プール水位を優先する。
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	①代替循環冷却系原子炉注水流量 ①代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 ②サブプレッション・プール水温度 ②ドライウエル霧囲気温度 ②サブプレッション・チェンバ霧囲気温度	①代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、代替循環冷却系ポンプ吐出圧力から代替循環冷却系ポンプの注水特性を用いて流量を推定し、この流量から代替循環冷却系原子炉注水流量を差し引いて、代替循環冷却系格納容器スプレイ流量を推定する。 ②代替循環冷却系による冷却において、代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・プール水温度、ドライウエル霧囲気温度、サブプレッション・チェンバ霧囲気温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。 推定は、ポンプの注水特性の関係より推定する代替循環冷却系原子炉注水流量、代替循環冷却系ポンプ吐出圧力を優先する。

注記 *1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

表 3-3-3 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (11/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
最終ヒートシンクの確保 格納容器圧力逃がし装置	フィルタ装置水位	①主要パラメータの他チャンネル	①フィルタ装置水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
	フィルタ装置圧力	①ドライウエル圧力	①フィルタ装置圧力の監視が不可能となった場合は、ドライウエル圧力又はサブプレッション・チェンバ圧力の傾向監視により格納容器圧力逃がし装置の健全性を推定する。
		②フィルタ装置スクラビング水温度	②飽和温度／圧力の関係を利用してフィルタ装置スクラビング水温度によりフィルタ装置圧力を推定する。
	フィルタ装置スクラビング水温度		推定は、同じ物理量であるドライウエル圧力、サブプレッション・チェンバ圧力を優先する。
	フィルタ装置スクラビング水温度	①フィルタ装置圧力	①飽和温度／圧力の関係を利用してフィルタ装置圧力によりフィルタ装置スクラビング水温度を推定する。
	フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	①主要パラメータ（フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ））の他チャンネル	①フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
注記	フィルタ装置入口水素濃度	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内水素濃度（SA）	①フィルタ装置入口水素濃度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②フィルタ装置入口水素濃度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の水素が格納容器圧力逃がし装置の配管内を通過することから、格納容器内水素濃度（SA）により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。

*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

表 3-3-3 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (12/17)

分類		主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
耐圧強化ベント系 最終ヒートシンクの確保	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。
	残留熱除去系熱交換器入口温度	残留熱除去系熱交換器入口温度	①原子炉圧力容器温度 ①サブプレッジョン・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、サブプレッジョン・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。
		残留熱除去系熱交換器出口温度	①残留熱除去系熱交換器入口温度 ②残留熱除去系海水系系統流量 ②緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器) ②緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)	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残留熱除去系海水系系統流量又は緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)、緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機) 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。
			①残留熱除去系ポンプ吐出圧力	①残留熱除去系系統流量の監視が不可能となった場合は、残留熱除去系ポンプ吐出圧力から残留熱除去系ポンプの注水特性を用いて、残留熱除去系系統流量が確保されていることを推定する。

注記 *1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

表 3-3-3 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (13/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法	
格納容器バイパスの監視 原子炉圧力容器内の状態	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA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 (広帯域) ①原子炉水位 (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	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 (SA) ③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA広帯域) ③原子炉水位 (SA燃料域) ③原子炉圧力容器温度	①原子炉圧力の1チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力の監視が不可能となった場合は, 原子炉圧力 (SA) により推定する。 ③原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで, 原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は, 主要パラメータの他チャンネルを優先する。	
	原子炉圧力 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 ③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA広帯域) ③原子炉水位 (SA燃料域) ③原子炉圧力容器温度	①原子炉圧力 (SA) の1チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は, 原子炉圧力により推定する。 ③原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで, 原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は, 主要パラメータの他チャンネルを優先する。	

注記 *1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

表 3-3-3 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (14/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の状態	ドライウエル雰囲気温度	①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウエル圧力	①ドライウエル雰囲気温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②ドライウエル雰囲気温度の監視が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル圧力によりドライウエル雰囲気温度を推定する。
	ドライウエル圧力	①サブプレッション・チェンバ圧力 ②ドライウエル雰囲気温度 ③ [ドライウエル圧力] *2	推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。 ①ドライウエル圧力の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・チェンバ圧力により推定する。 ②飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル雰囲気温度によりドライウエル圧力を推定する。 ③監視可能であればドライウエル圧力 (常用代替監視パラメータ) により、圧力を推定する。
	高圧炉心スプレレイ系ポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (SA) ② [エリア放射線モニタ] *2	推定は、真空破壊装置、ベント管を介して均圧されるサブプレッション・チェンバ圧力を優先する。 ①高圧炉心スプレレイ系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②高圧炉心スプレレイ系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は、エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。
原子炉建屋内の状態 格納容器バイパスの監視	原子炉圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (SA) ② [エリア放射線モニタ] *2	推定は、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) を優先する。 ①原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は、エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (SA) ② [エリア放射線モニタ] *2	推定は、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) を優先する。 ①残留熱除去系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②残留熱除去系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は、エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (SA) ② [エリア放射線モニタ] *2	推定は、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) を優先する。 ①低圧炉心スプレレイ系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②低圧炉心スプレレイ系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は、エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。
	低圧炉心スプレレイ系ポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (SA) ② [エリア放射線モニタ] *2	推定は、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) を優先する。 ①低圧炉心スプレレイ系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②低圧炉心スプレレイ系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は、エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。

注記 *1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

表 3-3-3 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (15/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
水源の確保	サブプレッション・プール水位	①高圧代替注水系系統流量 ①代替循環冷却系原子炉注水流量 ①原子炉隔離時冷却系系統流量 ①高圧炉心スプレイス系統流量 ①残留熱除去系系統流量 ①低圧炉心スプレイス系統流量 ②常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 ②代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 ②原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 ②高圧炉心スプレイスポンプ吐出圧力 ②残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ②低圧炉心スプレイスポンプ吐出圧力	①サブプレッション・プール水位の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・チェンバの水位容量曲線を用いて、サブプレッション・プール水から原子炉圧力容器へ注水する高圧代替注水系、代替循環冷却系、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイス系、残留熱除去系、低圧炉心スプレイス系の流量と経過時間より算出した注水量から推定する。 ②サブプレッション・チェンバ内のプール水を水源とする常設高圧代替注水系ポンプ、代替循環冷却系ポンプ、原子炉隔離時冷却系ポンプ、高圧炉心スプレイス系ポンプ、残留熱除去系ポンプ、低圧炉心スプレイス系ポンプの吐出圧力から各ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッション・プール水位が確保されていることを推定する。 <ポンプ停止判断基準> サプレッション・プール水位不明時は、上記①又は②の推定方法により、水源が確保されていることを推定する。原子炉圧力容器への注水中に、E C C Sの配管破断などによりサブプレッション・プール水が流出し、ポンプの必要N P S Hが得られず、吐出圧力の異常 (圧力低下、ハンチングなど) が確認された場合に、ポンプを停止する。 推定は、サブプレッション・チェンバ内のプール水を水源とするポンプの注水量を優先する。
	代替淡水貯槽水位	①低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用) ①低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用) ①低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用) ①低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用) ①低圧代替注水系格納容器スプレイス流量 (常設ライン用) ①低圧代替注水系格納容器スプレイス流量 (可搬ライン用) ①低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (S A広帯域) ②原子炉水位 (S A燃料域) ②サブプレッション・プール水位 ②常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	①代替淡水貯槽水位の監視が不可能となった場合は、代替淡水貯槽を水源とする常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの注水量から、代替淡水貯槽水位を推定する。なお、代替淡水貯槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ②注水先の原子炉水位及びサブプレッション・プール水位の水位変化により代替淡水貯槽水位を推定する。なお、代替淡水貯槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ②代替淡水貯槽を水源とする常設低圧代替注水系ポンプの吐出圧力から常設低圧代替注水系ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源である代替淡水貯槽水位が確保されていることを推定する。 推定は、代替淡水貯槽を水源とするポンプの注水量を優先する。

注記 *1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

表 3-3-3 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (16/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
水源の確保	西側淡水貯水設備水位	①低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用) ①低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用) ①低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用) ①低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域) ②サブプレッション・プール水位	①西側淡水貯水設備水位の監視が不可能となった場合は、西側淡水貯水設備を水源とする可搬型代替注水中型ポンプの注水量から、西側淡水貯水設備水位を推定する。なお、西側淡水貯水設備の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ②注水先の原子炉水位及びサブプレッション・プール水位の水位変化により西側淡水貯水設備水位を推定する。なお、西側淡水貯水設備の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 推定は、西側淡水貯水設備を水源とするポンプの注水量を優先する。
	原子炉建屋水素濃度	①主要パラメータの他チャンネル ②静的触媒式水素再結合器動作監視装置	①原子炉建屋水素濃度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉建屋水素濃度の監視が不可能となった場合は、静的触媒式水素再結合器動作監視装置 (静的触媒式水素再結合器入口/出口の温度差により水素濃度を推定) により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ②格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ②ドライウエル圧力 ②サブプレッション・チェンバ圧力 ③ [格納容器内酸素濃度] *2	①格納容器内酸素濃度 (SA) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器内酸素濃度 (SA) の監視が不可能となった場合は、格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 又は格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果 (解析結果) により格納容器内酸素濃度 (SA) を推定する。 ②ドライウエル圧力又はサブプレッション・チェンバ圧力により、格納容器内圧力が正圧であることを確認すること、事故後の原子炉格納容器内への空気 (酸素) の流入有無を把握し、水素燃焼の可能性を推定する。 ③監視可能であれば格納容器内酸素濃度 (常用代替監視パラメータ) により、酸素濃度を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。

注記 *1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

表 3-3-3 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (17/17)

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

注記 *1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

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（1/7）

【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63条) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系） 残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）	フィルタ装置 【原子炉冷却系統施設及び原子炉格納施設】	常設	格納容器圧力逃がし装置は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系、格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）及び残留熱除去系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、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、残留熱除去系及び残留熱除去系海水系に対して、多様性を有する設計とする。 また、格納容器圧力逃がし装置は、排出経路に設置される隔離弁の電動弁を常設代替交流電源設備若しくは可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作を可能とすること又は遠隔人力操作機構若しくは操作ハンドル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（原子炉停止時冷却系、格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）及び残留熱除去系海水系に対して、多様性を有する設計とする。 格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置は原子炉建屋外の格納容器圧力逃がし装置格納槽に、及び圧力開放板は原子炉建屋近傍の屋外に設置し、耐圧強化ベント系は、原子炉建屋原子炉棟内の残留熱除去系ポンプ、熱交換器及び屋外の残留熱除去系海水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った設計とする。 格納容器圧力逃がし装置は、除熱手段の多様性及び機器の位置的分散によって、残留熱除去系及び残留熱除去系海水系に対して独立性を有する設計とする。
		第一弁（S/C側） 【原子炉冷却系統施設】	常設	
		第一弁（D/W側） 【原子炉冷却系統施設】	常設	
		第二弁 【原子炉冷却系統施設】	常設	
		第二弁バイパス弁 【原子炉冷却系統施設】	常設	
		遠隔人力操作機構 【原子炉冷却系統施設】	常設	
		第二弁操作室遮蔽	常設	
		第二弁操作室空気ボンベユニット（空気ボンベ）	可搬型	
		第二弁操作室差圧計	常設	
		圧力開放板 【原子炉冷却系統施設】	常設	
		窒素供給装置 【原子炉格納施設】	可搬型	
		窒素供給装置用電源車 【非常用電源設備】	可搬型	
		フィルタ装置遮蔽	常設	
		配管遮蔽	常設	
		移送ポンプ 【原子炉格納施設】	常設	
	サブプレッション・チェンバ	可搬型代替注水中型ポンプ 【原子炉冷却系統施設】	可搬型	
		可搬型代替注水大型ポンプ 【原子炉冷却系統施設】	可搬型	
		西側淡水貯水設備[水源] 【原子炉冷却系統施設】	常設	
		代替淡水貯槽[水源] 【原子炉冷却系統施設】	常設	

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

*2：（ ）付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。

*3：当該設備区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（2/7）

【設備区分：放射線管理施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等 ^{*1, *2}	機能を代替する重大事故等対処設備（既設＋新設） ^{*3}		
(第65条) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	—	フィルタ装置 【原子炉格納施設】	常設	代替循環冷却系及び格納容器圧力逃がし装置は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原理の異なる冷却及び原子炉格納容器内の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。 格納容器圧力逃がし装置は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。 格納容器圧力逃がし装置は、人力により排出経路に設置される隔離弁を操作できる設計とすることで、代替循環冷却系に対して駆動源の多様性を有する設計とする。 代替循環冷却系の代替循環冷却系ポンプ、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、格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置は原子炉建屋近傍の格納容器圧力逃がし装置格納槽（地下埋設）に、第二弁操作室遮蔽、第二弁操作室空気ポンベユニット（空気ポンベ）及び第二弁操作室差圧計は原子炉建屋付属棟に、圧力開放板は原子炉建屋近傍の屋外に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 代替循環冷却系と格納容器圧力逃がし装置は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、流路を分離することで独立性を有する設計とする。 これらの多様性及び流路の独立性並びに位置的分散によって、代替循環冷却系と格納容器圧力逃がし装置は、互いに重大事故等対処設備として、可能な限りの独立性を有する設計とする。
		第一弁（S／C側） 【原子炉格納施設】	常設	
		第一弁（D／W側） 【原子炉格納施設】	常設	
		第二弁 【原子炉格納施設】	常設	
		第二弁バイパス弁 【原子炉格納施設】	常設	
		遠隔人力操作機構 【原子炉格納施設】	常設	
		第二弁操作室遮蔽	常設	
		第二弁操作室空気ポンベユニット（空気ポンベ）	可搬型	
		第二弁操作室差圧計	常設	
		圧力開放板 【原子炉格納施設】	常設	
		窒素供給装置 【原子炉格納施設】	可搬型	
		窒素供給装置用電源車 【非常用電源設備】	可搬型	
		フィルタ装置遮蔽	常設	
		配管遮蔽	常設	
		移送ポンプ 【原子炉格納施設】	常設	
		可搬型代替注水中型ポンプ 【原子炉格納施設】	可搬型	
		可搬型代替注水大型ポンプ 【原子炉格納施設】	可搬型	
		西側淡水貯水設備[水源] 【原子炉格納施設】	常設	
		代替淡水貯槽[水源] 【原子炉格納施設】	常設	

注記 *1：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2：（ ）付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区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（3/7）

【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) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出	—	フィルタ装置 【原子炉格納施設】	常設	格納容器圧力逃がし装置は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。
		第一弁（S／C側） 【原子炉格納施設】	常設	
		第一弁（D／W側） 【原子炉格納施設】	常設	
		第二弁 【原子炉格納施設】	常設	
		第二弁バイパス弁 【原子炉格納施設】	常設	
		遠隔人力操作機構 【原子炉格納施設】	常設	
		第二弁操作室遮蔽	常設	
		第二弁操作室空気ポンプユニット（空気ポンプ）	可搬型	
		第二弁操作室差圧計	常設	
		圧力開放板 【原子炉格納施設】	常設	
		窒素供給装置 【原子炉格納施設】	可搬型	
		窒素供給装置用電源車 【非常用電源設備】	可搬型	
		フィルタ装置遮蔽	常設	
		配管遮蔽	常設	
		移送ポンプ 【原子炉格納施設】	常設	
		可搬型代替注水中型ポンプ 【原子炉格納施設】	可搬型	
		可搬型代替注水大型ポンプ 【原子炉格納施設】	可搬型	
		西側淡水貯水設備[水源] 【原子炉格納施設】	常設	
		代替淡水貯槽[水源] 【原子炉格納施設】	常設	
		フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	常設	
		フィルタ装置入口水素濃度 【計測制御系統施設】	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、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。
 *3：当該設備区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 (4/7)

【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69条) 使用済燃料プールの監視	(使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)) 使用済燃料プール水位 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度 使用済燃料プール温度 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) 【核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設】	常設	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域), 使用済燃料プール温度 (SA), 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ), 使用済燃料プール監視カメラ及び使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置は, 使用済燃料プール水位, 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度, 使用済燃料プール温度, 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ, 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ及び原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタと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 (SA広域), 使用済燃料プール温度 (SA), 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 及び使用済燃料プール監視カメラは, 非常用交流電源設備に対して, 多様性を有する常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備から給電が可能な設計とし, 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置は, 非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。
		使用済燃料プール温度 (SA) 【核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設】	常設	
		使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	常設	
		使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む) 【核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設】	常設	
(第73条) 原子炉格納容器内の放射線量率	主要パラメータの他チャンネル ^{*4} 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ^{*4}	格納容器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 ^{*4} 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ^{*4}	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	常設	
(第73条) 最終ヒートシンクの確保 (格納容器圧力逃がし装置)	主要パラメータの他チャンネル ^{*4}	フィルタ装置水位 【計測制御系統施設】	常設	重要代替監視パラメータを計測する設備は, 重要監視パラメータを計測する設備と異なる物理量の計測又は測定原理とすることで, 重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。 重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。 重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替監視パラメータを計測する設備の電源は, 共通要因によ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。
	ドライウェル圧力 ^{*4} サブプレッション・チェンバ圧力 ^{*4} フィルタ装置スクラビング水温度 ^{*4}	フィルタ装置圧力 【計測制御系統施設】	常設	
	フィルタ装置圧力 ^{*4}	フィルタ装置スクラビング水温度 【計測制御系統施設】	常設	
	主要パラメータ (フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ)) の他チャンネル ^{*4}	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	常設	
	主要パラメータの他チャンネル ^{*4} 格納容器内水素濃度 (SA) ^{*4}	フィルタ装置入口水素濃度 【計測制御系統施設】	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, 重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり, 共通要因による機能喪失を想定していない。
*3: 当該設備区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 3-4-1 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（5/7）

【設備区分：放射線管理施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等 ^{*1, *2}	機能を代替する重大事故等対処設備（既設＋新設） ^{*3}		
(第73条) 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 ^{*4}	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) 使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール温度（S A） ^{*4} 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） ^{*4} 使用済燃料プール監視カメラ ^{*4}	使用済燃料プール水位・温度（S A広域） 【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（S A広域） ^{*4} 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） ^{*4} 使用済燃料プール監視カメラ ^{*4}	使用済燃料プール温度（S A） 【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（S A広域） ^{*4} 使用済燃料プール温度（S A） ^{*4} 使用済燃料プール監視カメラ ^{*4}	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	常設	
	使用済燃料プール水位・温度（S A広域） ^{*4} 使用済燃料プール温度（S A） ^{*4} 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） ^{*4}	使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む） 【核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設】	常設	
(第74条) 中央制御室換気系による居住性の確保	(中央制御室遮蔽)	中央制御室遮蔽	常設	—
	(中央制御室換気系)	中央制御室換気系空気調和機ファン	常設	
		中央制御室換気系フィルタ系ファン	常設	
		中央制御室換気系フィルタユニット	常設	

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

*2：（ ）付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。

*3：当該設備区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 3-4-1 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 (6/7)

【設備区分：放射線管理施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等 ^{*1, *2}	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設+新設) ^{*3}		
(第74条) 中央制御室待避室による居住性の確保	—	中央制御室待避室遮蔽	常設	—
		中央制御室待避室空気ポンプユニット (空気ポンプ)	可搬型	
		中央制御室待避室差圧計	常設	
		衛星電話設備 (可搬型) (待避室) 【計測制御系統施設】	可搬型	
		データ表示装置 (待避室) 【計測制御系統施設】	可搬型	
(第75条) 放射線量の代替測定	モニタリング・ポスト	可搬型モニタリング・ポスト	可搬型	可搬型モニタリング・ポストは、屋外のモニタリング・ポストと離れた緊急時対策所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・よう素サンブラ	可搬型	可搬型放射能測定装置は、屋外に保管する放射能観測車と離れた緊急時対策所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。
		Na I シンチレーションサーベイ・メータ	可搬型	
		β線サーベイ・メータ	可搬型	
		Zn S シンチレーションサーベイ・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	可搬型気象観測設備	可搬型	可搬型気象観測設備は、屋外の気象観測設備と離れた緊急時対策所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・ポストと離れた緊急時対策所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。 小型船舶は、予備と分散して屋外の可搬型重大事故等対処設備保管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。
		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・よう素サンブラ	可搬型	可搬型放射能測定装置は、屋外に保管する放射能観測車と離れた緊急時対策所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、予備と分散して屋外の可搬型重大事故等対処設備保管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。
		Na I シンチレーションサーベイ・メータ	可搬型	
		β線サーベイ・メータ	可搬型	
		Zn S シンチレーションサーベイ・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、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。

*3：当該設備区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（7/7）

【設備区分：放射線管理施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等 ^{*1, *2}	機能を代替する重大事故等対処設備（既設＋新設） ^{*3}		
(第76条) 緊急時対策所非常用換気設備及び緊急時対策所加圧設備による放射線防護	—	緊急時対策所遮蔽	常設	緊急時対策所は、中央制御室から独立した緊急時対策所建屋と一体の遮蔽及び非常用換気設備として、緊急時対策所非常用送風機、緊急時対策所非常用フィルタ装置、緊急時対策所加圧設備、緊急時対策所用差圧計、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び緊急時対策所エリアモニタを有し、非常用換気設備の電源を緊急時対策所用発電機から給電できる設計とする。 これら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、緊急時対策所用差圧計、緊急時対策所用発電機、緊急時対策所加圧設備、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び緊急時対策所エリアモニタは、中央制御室とは離れた緊急時対策所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台で緊急時対策所内を換気するために必要なファン容量及びフィルタ容量を有するものを合計2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	可搬型	
		緊急時対策所用差圧計	常設	
(第76条) 放射線量の測定	—	緊急時対策所エリアモニタ	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、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。

*3：当該設備区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（1/11）

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	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) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系） 残留熱除去系（サブプレッショ ン・プール冷却系）	フィルタ装置 【原子炉冷却系統施設と兼用】	常設	格納容器圧力逃がし装置は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系、格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッ ション・プール冷却系）及び残留熱除去系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、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、残留熱除去系及び残留熱除去系海水系に対して、多様性を有する設計とする。 また、格納容器圧力逃がし装置は、排出経路に設置される隔離弁の電動弁を常設代替交流電源設備若しくは可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作を可能とすること又は遠隔人力操作機構若しくは操作ハンドル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（原子炉停止時冷却系、格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッ ション・プール冷却系）及び残留熱除去系海水系に対して、多様性を有する設計とする。 格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置は原子炉建屋外の格納容器圧力逃がし装置格納槽に、及び圧力開放板は原子炉建屋近傍の屋外に設置し、耐圧強化ベント系は、原子炉建屋原子炉棟内の残留熱除去系ポンプ、熱交換器及び屋外の残留熱除去系海水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った設計とする。 格納容器圧力逃がし装置は、除熱手段の多様性及び機器の位置的分散によって、残留熱除去系及び残留熱除去系海水系に対して独立性を有する設計とする。
		第一弁（S/C側） 【原子炉冷却系統施設】	常設	
		第一弁（D/W側） 【原子炉冷却系統施設】	常設	
		第二弁 【原子炉冷却系統施設】	常設	
		第二弁バイパス弁 【原子炉冷却系統施設】	常設	
		遠隔人力操作機構 【原子炉冷却系統施設】	常設	
		第二弁操作室遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
		第二弁操作室空気ポンベユニット（空気ポンベ） 【放射線管理施設】	可搬型	
		第二弁操作室差圧計 【放射線管理施設】	常設	
		圧力開放板 【原子炉冷却系統施設】	常設	
		室素供給装置	可搬型	
		室素供給装置用電源車 【非常用電源設備】	可搬型	
		フィルタ装置遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
		配管遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
		移送ポンプ	常設	
	サブプレッショ ン・チェンバ	可搬型代替注水中型ポンプ 【原子炉冷却系統施設】	可搬型	
		可搬型代替注水大型ポンプ 【原子炉冷却系統施設】	可搬型	
		西側淡水貯水設備[水源] 【原子炉冷却系統施設】	常設	
		代替淡水貯槽[水源] 【原子炉冷却系統施設】	常設	

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

*2：（ ）付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。

*3：当該設備区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 (2/11)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等 ^{*1, *2}	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設+新設) ^{*3}		
(第64条) 代替格納容器 スプレイ冷却 系(常設)による 原子炉格納 容器内の冷却	残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系) 残留熱除去系(サブプレッション・プール冷却系)	常設低圧代替注水系ポンプ	常設	代替格納容器スプレイ冷却系(常設)は、残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、常設低圧代替注水系ポンプを代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により駆動できることで、非常用所内電気設備を経由した非常用交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去系ポンプを用いた残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)に対して多様性を有する設計とする。 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、非常用交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、代替格納容器スプレイ冷却系(常設)の電動弁は、代替所内電気設備を経由して給電する系統において、独立した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。
	サブプレッション・チェンバ	代替淡水貯槽[水源]	常設	また、代替格納容器スプレイ冷却系(常設)は、代替淡水貯槽を水源とすることで、サブプレッション・チェンバを水源とする残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)に対して異なる水源を有する設計とする。 常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽は、常設低圧代替注水系格納槽内に設置することで、原子炉建屋原子炉棟内の残留熱除去系ポンプ及びサブプレッション・チェンバと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)及び代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)は、残留熱除去系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、水源から残留熱除去系配管との合流点までの系統について、残留熱除去系に対して独立性を有する設計とする。 これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、代替格納容器スプレイ冷却系(常設)及び代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)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、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。

*3：当該設備区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 (3/11)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等 ^{*1, *2}	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設+新設) ^{*3}		
(第64条) 代替格納容器 スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器内の冷却	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) 残留熱除去系 (サブプレッショ ン・プール冷却系)	可搬型代替注水中型ポンプ	可搬型	代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) は、残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) 及び代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプを空冷式のディーゼルエンジン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系) 及び代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) に対して多様性を有する設計とする。 代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、非常用交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) の電動弁は、代替所内電気設備を経由して給電する系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。 また、代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) は、西側淡水貯水設備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系) 及び代替淡水貯槽を水源とする代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) に対して異なる水源を有する設計とする。
		可搬型代替注水大型ポンプ	可搬型	
	サブプレッショ ン・チェンバ	西側淡水貯水設備[水源]	常設	可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、原子炉建屋及び常設低圧代替注水系格納槽から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建屋内の残留熱除去系ポンプ及び常設低圧代替注水系格納槽内の常設低圧代替注水系ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプの接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) 及び代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) は、残留熱除去系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、水源から残留熱除去系配管との合流点までの系統について、残留熱除去系に対して独立性を有する設計とする。 これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) 及び代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) 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。
		代替淡水貯槽[水源]	常設	
	(第64条) 残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) による格納容器内の除熱	残留熱除去系ポンプ	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	

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、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区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（4/11）

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	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) 残留熱除去系 (サブプレッ ション・プール冷 却系)によるサ ブプレッション・ プール水の除 熱	(残留熱除去系 (サブプレッ ション・プール冷却系))	残留熱除去系ポンプ	常設	—
		残留熱除去系熱交換器	常設	
	(サブプレッション・チェン バ)	サブプレッション・チェンバ [水源]	常設	
(第65条) 代替循環冷却 系による原子 炉格納容器内 の減圧及び除 熱	—	代替循環冷却系ポンプ	常設	代替循環冷却系及び格納容器圧力逃がし装置は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原理の異なる冷却及び原子炉格納容器内の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。 代替循環冷却系は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。 格納容器圧力逃がし装置は、人力により排出経路に設置される隔離弁を操作できる設計とすることで、代替循環冷却系に対して駆動源の多様性を有する設計とする。 代替循環冷却系の代替循環冷却系ポンプ、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、格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置は原子炉建屋近傍の格納容器圧力逃がし装置格納槽（地下埋設）に、第二弁操作室遮蔽、第二弁操作室空気ポンベユニット（空気ポンベ）及び第二弁操作室差圧計は原子炉建屋付属棟に、圧力開放板は原子炉建屋近傍の屋外に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 代替循環冷却系と格納容器圧力逃がし装置は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、流路を分離することで独立性を有する設計とする。 これらの多様性及び流路の独立性並びに位置的分散によって、代替循環冷却系と格納容器圧力逃がし装置は、互いに重大事故等対処設備として、可能な限りの独立性を有する設計とする。
		残留熱除去系熱交換器	常設	
		サブプレッション・チェンバ [水源]	常設	
		残留熱除去系海水系ポンプ 【原子炉冷却系統施設】	常設	
		残留熱除去系海水系ストレーナ 【原子炉冷却系統施設】	常設	
		緊急用海水ポンプ 【原子炉冷却系統施設】	常設	
		緊急用海水系ストレーナ 【原子炉冷却系統施設】	常設	

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、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。

*3：当該設備区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 (5/11)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等 ^{*1, *2}	機能を代替する重大事故等対処設備（既設＋新設） ^{*3}		
(第65条) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	—	フィルタ装置	常設	代替循環冷却系及び格納容器圧力逃がし装置は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原理の異なる冷却及び原子炉格納容器内の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。 格納容器圧力逃がし装置は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。 格納容器圧力逃がし装置は、人力により排出経路に設置される隔離弁を操作できる設計とすることで、代替循環冷却系に対して駆動源の多様性を有する設計とする。 代替循環冷却系の代替循環冷却系ポンプ、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、格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置は原子炉建屋近傍の格納容器圧力逃がし装置格納槽（地下埋設）に、第二弁操作室遮蔽、第二弁操作室空気ポンプユニット（空気ポンベ）及び第二弁操作室差圧計は原子炉建屋付属棟に、圧力開放板は原子炉建屋近傍の屋外に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 代替循環冷却系と格納容器圧力逃がし装置は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、流路を分離することで独立性を有する設計とする。 これらの多様性及び流路の独立性並びに位置的分散によって、代替循環冷却系と格納容器圧力逃がし装置は、互いに重大事故等対処設備として、可能な限りの独立性を有する設計とする。
		第一弁（S／C側）	常設	
		第一弁（D／W側）	常設	
		第二弁	常設	
		第二弁バイパス弁	常設	
		遠隔人力操作機構	常設	
		第二弁操作室遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
		第二弁操作室空気ポンプユニット（空気ポンベ） 【放射線管理施設】	可搬型	
		第二弁操作室差圧計 【放射線管理施設】	常設	
		圧力開放板	常設	
		室素供給装置	可搬型	
		室素供給装置用電源車 【非常用電源設備】	可搬型	
		フィルタ装置遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
		配管遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
		移送ポンプ	常設	
		可搬型代替注水中型ポンプ	可搬型	
		可搬型代替注水大型ポンプ	可搬型	
		西側淡水貯水設備【水源】	常設	
		代替淡水貯槽【水源】	常設	

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

*2：（ ）付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。

*3：当該設備区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 (6/11)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等 ^{*1, *2}	機能を代替する重大事故等対処設備（既設＋新設） ^{*3}		
(第66条) 格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル(ドライウエル部)への注水	—	常設低圧代替注水系ポンプ	常設	格納容器下部注水系（常設）及び格納容器下部注水系（可搬型）は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、格納容器下部注水系（常設）の常設低圧代替注水系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及び可搬型代替交流電源設備からの給電による電動機駆動とし、格納容器下部注水系（可搬型）の可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプを空冷式のディーゼルエンジンによる駆動とすることで、多様性を有する設計とする。
		コリウムシールド	常設	格納容器下部注水系（常設）の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、格納容器下部注水系（常設）の電動弁は、代替所内電気設備を経由して給電する系統において、独立した電路で系統構成することにより、独立性を有する設計とする。
		代替淡水貯槽[水源]	常設	常設低圧代替注水系ポンプは、常設低圧代替注水系格納槽内に設置し、可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは常設低圧代替注水系格納槽から離れた屋外に分散して保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、格納容器下部注水系（常設）及び格納容器下部注水系（可搬型）は、互いに重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。

注記 *1：重大事故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、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。

*3：当該設備区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（7/11）

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等 ^{*1, *2}	機能を代替する重大事故等対処設備（既設＋新設） ^{*3}		
(第66条) 格納容器下部注水系（可搬型）によるベデスタル(ドライウェル部)への注水	—	可搬型代替注水中型ポンプ	可搬型	格納容器下部注水系（常設）及び格納容器下部注水系（可搬型）は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、格納容器下部注水系（常設）の常設低圧代替注水系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及び可搬型代替交流電源設備からの給電による電動機駆動とし、格納容器下部注水系（可搬型）の可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプを空冷式のディーゼルエンジンによる駆動とすることで、多様性を有する設計とする。 また、格納容器下部注水系（可搬型）の可搬型代替注水中型ポンプは、西側淡水貯水設備を水源とすることで、代替淡水貯槽を水源とする格納容器下部注水系（常設）に対して、異なる水源を有する設計とする。 常設低圧代替注水系ポンプは、常設低圧代替注水系格納槽内に設置し、可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは常設低圧代替注水系格納槽から離れた屋外に分散して保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 格納容器下部注水系（可搬型）の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、格納容器下部注水系（可搬型）の電動弁は、代替所内電気設備を経由して給電する系統において、独立した電路で系統構成することにより、独立性を有する設計とする。 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプの接続口は、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、格納容器下部注水系（常設）及び格納容器下部注水系（可搬型）は、互いに重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。
		可搬型代替注水大型ポンプ	可搬型	
		コリウムシールド	常設	
		西側淡水貯水設備[水源]	常設	
		代替淡水貯槽[水源]	常設	

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

*2：（ ）付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。

*3：当該設備区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（8/11）

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等 ^{*1, *2}	機能を代替する重大事故等対処設備（既設＋新設） ^{*3}		
(第66条) 溶融炉心の落下遅延及び防止	—	常設高圧代替注水系ポンプ	常設	—
		サブプレッション・チェンバ 〔水源〕	常設	
	—	ほう酸水注入ポンプ	常設	
		ほう酸水貯蔵タンク〔水源〕	常設	
	—	常設低圧代替注水系ポンプ	常設	
		代替淡水貯槽〔水源〕	常設	
	—	可搬型代替注水中型ポンプ	可搬型	
		可搬型代替注水大型ポンプ	可搬型	
		西側淡水貯水設備〔水源〕	常設	
		代替淡水貯槽〔水源〕	常設	
	—	代替循環冷却系ポンプ	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 〔水源〕	常設	
		緊急用海水ポンプ 【原子炉冷却系統施設】	常設	
		緊急用海水系ストレーナ 【原子炉冷却系統施設】	常設	
		残留熱除去系海水系ポンプ 【原子炉冷却系統施設】	常設	
		残留熱除去系海水系ストレーナ 【原子炉冷却系統施設】	常設	
(第67条) 可搬型窒素供給装置による 原子炉格納容器内の不活性化	—	窒素供給装置	可搬型	—
		窒素供給装置用電源車 【非常用電源設備】	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、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。

*3：当該設備区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（9/11）

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	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) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出	—	フィルタ装置	常設	格納容器圧力逃がし装置は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。
		第一弁（S／C側）	常設	
		第一弁（D／W側）	常設	
		第二弁	常設	
		第二弁バイパス弁	常設	
		遠隔人力操作機構	常設	
		第二弁操作室遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
		第二弁操作室空気ポンプユニット（空気ポンプ） 【放射線管理施設】	可搬型	
		第二弁操作室差圧計 【放射線管理施設】	常設	
		圧力開放板	常設	
		室素供給装置	可搬型	
		室素供給装置用電源車 【非常用電源設備】	可搬型	
		フィルタ装置遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
		配管遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
		移送ポンプ	常設	
		可搬型代替注水中型ポンプ	可搬型	
		可搬型代替注水大型ポンプ	可搬型	
		西側淡水貯水設備[水源]	常設	
		代替淡水貯槽[水源]	常設	
		フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 【放射線管理施設】	常設	
		フィルタ装置入口水素濃度 【計測制御系統施設】	常設	
(第68条) 原子炉建屋ガス処理系による水素排出	—	非常用ガス処理系排風機	常設	非常用ガス処理系排風機及び非常用ガス再循環系排風機は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。
		非常用ガス処理系フィルタトレイン	常設	
		非常用ガス再循環系排風機	常設	
		非常用ガス再循環系フィルタトレイン	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、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。

*3：当該設備区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 (10/11)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	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68条) 静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制	—	静的触媒式水素再結合器	常設	静的触媒式水素再結合器動作監視装置と原子炉建屋水素濃度は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、異なる計測方式とすることで多様性を有する設計とする。また、静的触媒式水素再結合器動作監視装置及び原子炉建屋水素濃度は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、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器動作監視装置 【計測制御系統施設】	常設	
(第70条) 大気への放射性物質の拡散抑制	—	可搬型代替注水大型ポンプ (放水用) 【核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設と兼用】	可搬型	原子炉建屋放水設備又は海洋拡散抑制設備である可搬型代替注水大型ポンプ (放水用)、放水砲、泡混合器、泡消火薬剤容器 (大型ポンプ用) 及び汚濁防止膜は、原子炉建屋、タービン建屋及び廃棄物処理建屋から離れた屋外に保管する。
		放水砲 【核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設と兼用】	可搬型	
(第70条) 海洋への放射性物質の拡散抑制	—	汚濁防止膜 【核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設と兼用】	可搬型	原子炉建屋放水設備又は海洋拡散抑制設備である可搬型代替注水大型ポンプ (放水用)、放水砲、泡混合器、泡消火薬剤容器 (大型ポンプ用) 及び汚濁防止膜は、原子炉建屋、タービン建屋及び廃棄物処理建屋から離れた屋外に保管する。
(第70条) 航空機燃料火災への泡消火	—	可搬型代替注水大型ポンプ (放水用)	可搬型	原子炉建屋放水設備又は海洋拡散抑制設備である可搬型代替注水大型ポンプ (放水用)、放水砲、泡混合器、泡消火薬剤容器 (大型ポンプ用) 及び汚濁防止膜は、原子炉建屋、タービン建屋及び廃棄物処理建屋から離れた屋外に保管する。
		放水砲	可搬型	
		泡混合器	可搬型	
		泡消火薬剤容器 (大型ポンプ用)	可搬型	
(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)	西側淡水貯水設備 [水源] 【核燃料物質の取扱施設及び原子炉冷却系統施設と兼用】	常設	低圧代替注水系 (常設)、低圧代替注水系 (可搬型)、代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)、代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型)、格納容器下部注水系 (常設)、格納容器下部注水系 (可搬型)、代替燃料プール注水系 (注水ライン)、代替燃料プール注水系 (常設スプレイヘッド) 及び代替燃料プール注水系 (可搬型スプレイノズル) は、代替淡水貯槽を水源とすることで、設計基準事故対処設備等の水源であるサブプレッション・チェンバに対して異なる水源を有する設計とする。
		代替淡水貯槽 [水源] 【核燃料物質の取扱施設及び原子炉冷却系統施設と兼用】	常設	
		サブプレッション・チェンバ [水源] 【原子炉冷却系統施設と兼用】	常設	
	—	ほう酸水貯蔵タンク [水源] 【原子炉冷却系統施設と兼用】	常設	—

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

*2：() 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。

*3：当該設備区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 (11/11)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等 ^{*1, *2}	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設+新設) ^{*3}		
(第71条) 水の供給	サプレッション・チェンバ	可搬型代替注水中型ポンプ 【核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設及び原子炉冷却系統施設と兼用】	可搬型	西側淡水貯水設備及び代替淡水貯槽は、可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプにより淡水又は海水を供給できる設計とし、設計基準事故対処設備等の水源であるサプレッション・チェンバに対して異なる系統の水源として設計する。 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、屋外の複数の異なる場所に分散して保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプの接続口は、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。
		可搬型代替注水大型ポンプ 【核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設及び原子炉冷却系統施設と兼用】	可搬型	
(第74条) 原子炉建屋ガス処理系による居住性の確保	—	非常用ガス再循環系排風機	常設	原子炉建屋ガス処理系は、多重性を有する非常用交流電源設備からの給電が可能な設計とする。 原子炉建屋ガス処理系の非常用ガス処理系排風機及び非常用ガス再循環系排風機は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。
		非常用ガス処理系排風機	常設	
(第74条) 原子炉建屋外側ブローアウトパネルの閉止による居住性の確保	—	ブローアウトパネル閉止装置	常設	ブローアウトパネル閉止装置は、非常用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。
		ブローアウトパネル閉止装置開閉状態表示	常設	
		ブローアウトパネル開閉状態表示	常設	
(一) 重大事故等時に対処するための流路、注水先、注入先、排出元等	(原子炉圧力容器)	原子炉圧力容器 【原子炉冷却系統施設及び計測制御系統施設と兼用】	常設	—
	(原子炉格納容器)	原子炉格納容器 【原子炉冷却系統施設と兼用】	常設	
	(使用済燃料プール)	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、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。

*3：当該設備区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（1/8）

【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 よる逃がし安 全弁機能回復	125V系蓄電池A系・B系・H P C S系	可搬型代替低圧電源車	可搬型	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、可搬型代替低圧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2 C・2 D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、可搬型整流器により交流電力を直流に変換できることで、125V系蓄電池A系・B系及びH P C S系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可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器は、屋外の原子炉建屋付属棟から離れた場所に保管することで、原子炉建屋付属棟内の2 C・2 D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並びに125V系蓄電池A系・B系及びH P C S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。
		可搬型整流器	可搬型	可搬型代替直流電源設備は、可搬型代替低圧電源車から直流125V主母線盤2 A・2 B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、125V系蓄電池A系・B系から直流125V主母線盤2 A・2 Bまでの系統に対して、独立性を有する設計とする。 これらの多様性及び位置的分散並びに電路の独立性によって、可搬型代替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可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器の接続箇所は、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。
(第61条) 逃がし安全弁 用可搬型蓄電池 による逃がし安全 弁機能回復	125V系蓄電池A系・B系	逃がし安全弁用可搬型蓄電池	可搬型	逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、125V系蓄電池A系及び125V系蓄電池B系に対して異なる種類の蓄電池を用いることで多様性を有する設計とする。 逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、原子炉建屋付属棟内の125V系蓄電池A系及び125V系蓄電池B系と異なる区画の中央制御室に保管することで、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、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。

*3：当該設備区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 (2/8)

【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63条) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) 残留熱除去系 (サブプレッショ ン・プール冷却系)	フィルタ装置 【原子炉冷却系統施設及び 原子炉格納施設】	常設	格納容器圧力逃がし装置は、残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系、格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッ ション・プール冷却系) 及び残留熱除去系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、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、残留熱除去系及び残留熱除去系海水系に対して、多様性を有する設計とする。 また、格納容器圧力逃がし装置は、排出経路に設置される隔離弁の電動弁を常設代替交流電源設備若しくは可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作を可能とすること又は遠隔人力操作機構若しくは操作ハンドル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 (原子炉停止時冷却系、格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッ ション・プール冷却系) 及び残留熱除去系海水系に対して、多様性を有する設計とする。 格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置は原子炉建屋外の格納容器圧力逃がし装置格納槽に、及び圧力開放板は原子炉建屋近傍の屋外に設置し、耐圧強化ベント系は、原子炉建屋原子炉棟内の残留熱除去系ポンプ、熱交換器及び屋外の残留熱除去系海水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った設計とする。 格納容器圧力逃がし装置は、除熱手段の多様性及び機器の位置的分散によって、残留熱除去系及び残留熱除去系海水系に対して独立性を有する設計とする。
		第一弁 (S/C側) 【原子炉冷却系統施設】	常設	
		第一弁 (D/W側) 【原子炉冷却系統施設】	常設	
		第二弁 【原子炉冷却系統施設】	常設	
		第二弁バイパス弁 【原子炉冷却系統施設】	常設	
		遠隔人力操作機構 【原子炉冷却系統施設】	常設	
		第二弁操作室遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
		第二弁操作室空気ポンベユニット (空気ポンベ) 【放射線管理施設】	可搬型	
		第二弁操作室差圧計 【放射線管理施設】	常設	
		圧力開放板 【原子炉冷却系統施設】	常設	
		室素供給装置 【原子炉冷却系統施設】	可搬型	
		室素供給装置用電源車	可搬型	
		フィルタ装置遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
		配管遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
		移送ポンプ 【原子炉格納施設】	常設	
	サブプレッション・チェンバ	可搬型代替注水中型ポンプ 【原子炉冷却系統施設】	可搬型	
		可搬型代替注水大型ポンプ 【原子炉冷却系統施設】	可搬型	
		西側淡水貯水設備[水源] 【原子炉冷却系統施設】	常設	
		代替淡水貯槽[水源] 【原子炉冷却系統施設】	常設	

注記 *1：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「－」とする。
*2：() 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区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 (3/8)

【設備区分：非常用電源設備】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等 ^{*1, *2}	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設＋新設) ^{*3}		
(第 65 条) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	—	フィルタ装置 【原子炉格納施設】	常設	代替循環冷却系及び格納容器圧力逃がし装置は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原理の異なる冷却及び原子炉格納容器内の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。 格納容器圧力逃がし装置は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。 格納容器圧力逃がし装置は、人力により排出経路に設置される隔離弁を操作できる設計とすることで、代替循環冷却系に対して駆動源の多様性を有する設計とする。 代替循環冷却系の代替循環冷却系ポンプ、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、格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置は原子炉建屋近傍の格納容器圧力逃がし装置格納槽（地下埋設）に、第二弁操作室遮蔽、第二弁操作室空気ポンベユニット（空気ポンベ）及び第二弁操作室差圧計は原子炉建屋付属棟に、圧力開放板は原子炉建屋近傍の屋外に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 代替循環冷却系と格納容器圧力逃がし装置は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、流路を分離することで独立性を有する設計とする。 これらの多様性及び流路の独立性並びに位置的分散によって、代替循環冷却系と格納容器圧力逃がし装置は、互いに重大事故等対処設備として、可能な限りの独立性を有する設計とする。
		第一弁（S／C側） 【原子炉格納施設】	常設	
		第一弁（D／W側） 【原子炉格納施設】	常設	
		第二弁 【原子炉格納施設】	常設	
		第二弁バイパス弁 【原子炉格納施設】	常設	
		遠隔人力操作機構 【原子炉格納施設】	常設	
		第二弁操作室遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
		第二弁操作室空気ポンベユニット（空気ポンベ） 【放射線管理施設】	可搬型	
		第二弁操作室差圧計 【放射線管理施設】	常設	
		圧力開放板 【原子炉格納施設】	常設	
		室素供給装置 【原子炉格納施設】	可搬型	
		室素供給装置用電源車	可搬型	
		フィルタ装置遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
		配管遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
		移送ポンプ 【原子炉格納施設】	常設	
		可搬型代替注水中型ポンプ 【原子炉格納施設】	可搬型	
		可搬型代替注水大型ポンプ 【原子炉格納施設】	可搬型	
		西側淡水貯水設備【水源】 【原子炉格納施設】	常設	
		代替淡水貯槽【水源】 【原子炉格納施設】	常設	
(第67条) 可搬型室素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化	—	室素供給装置 【原子炉格納施設】	可搬型	—
		室素供給装置用電源車	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、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。

*3：当該設備区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（4/8）

【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67条) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出	—	フィルタ装置 【原子炉格納施設】	常設	格納容器圧力逃がし装置は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。
		第一弁（S／C側） 【原子炉格納施設】	常設	
		第一弁（D／W側） 【原子炉格納施設】	常設	
		第二弁 【原子炉格納施設】	常設	
		第二弁バイパス弁 【原子炉格納施設】	常設	
		遠隔人力操作機構 【原子炉格納施設】	常設	
		第二弁操作室遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
		第二弁操作室空気ポンプユニット（空気ポンプ） 【放射線管理施設】	可搬型	
		第二弁操作室差圧計 【放射線管理施設】	常設	
		圧力開放板 【原子炉格納施設】	常設	
		室素供給装置 【原子炉格納施設】	可搬型	
		室素供給装置用電源車	可搬型	
		フィルタ装置遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
		配管遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
		移送ポンプ 【原子炉格納施設】	常設	
		可搬型代替注水中型ポンプ 【原子炉格納施設】	可搬型	
		可搬型代替注水大型ポンプ 【原子炉格納施設】	可搬型	
		西側淡水貯水設備[水源] 【原子炉格納施設】	常設	
		代替淡水貯槽[水源] 【原子炉格納施設】	常設	
		フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 【放射線管理施設】	常設	
		フィルタ装置入口水素濃度 【計測制御系統施設】	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、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。

*3：当該設備区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 (5/8)

【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	2 C・2 D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	常設代替高圧電源装置	常設	<p>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、常設代替高圧電源装置の冷却方式を空冷とすることで、冷却方式が水冷である2 C・2 D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。</p> <p>常設代替交流電源設備の常設代替高圧電源装置は、原子炉建屋付属棟から離れた屋外(常設代替高圧電源装置置場)に設置することで、原子炉建屋付属棟内の2 C・2 D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>常設代替交流電源設備は、常設代替高圧電源装置からメタルクラッド開閉装置2 C及びメタルクラッド開閉装置2 D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、2 C・2 D非常用ディーゼル発電機からメタルクラッド開閉装置2 C及びメタルクラッド開閉装置2 Dまでの系統に対して、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。</p>
(第72条) 可搬型代替交流電源設備による給電	2 C・2 D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	可搬型代替低圧電源車	可搬型	<p>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、可搬型代替低圧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2 C・2 D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。</p> <p>可搬型代替交流電源設備の可搬型代替低圧電源車は、屋外の原子炉建屋付属棟から離れた場所に保管することで、原子炉建屋付属棟内の2 C・2 D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可搬型代替低圧電源車は、屋外(常設代替高圧電源装置置場)の常設代替高圧電源装置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。</p> <p>可搬型代替交流電源設備は、可搬型代替低圧電源車からパワーセンタ2 C及びパワーセンタ2 D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、2 C・2 D非常用ディーゼル発電機からパワーセンタ2 C及びパワーセンタ2 Dまでの系統に対して、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である2 C・2 D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に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>可搬型代替交流電源設備の可搬型代替低圧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。</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、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区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 (6/8)

【設備区分：非常用電源設備】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等 ^{*1, *2}	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設＋新設) ^{*3}		
(第72条) 所内常設直流電源設備による給電	2 C・2 D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	125V系蓄電池 A 系	常設	<p>所内常設直流電源設備は、原子炉建屋付属棟内の 2 C・2 D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区画に設置することで、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。</p> <p>所内常設直流電源設備は、125V 系蓄電池 A 系・B 系から直流 125V 主母線盤 2 A・2 B 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、2 C・2 D非常用ディーゼル発電機の交流を直流に変換する回路を用いた直流 125V 主母線盤 2 A・2 B 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回路の独立性によって、所内常設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。</p> <p>常設代替直流電源設備は、原子炉建屋廃棄物処理棟内に設置することで、原子炉建屋付属棟内の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。</p>
		125V系蓄電池 B 系	常設	
(第72条) 可搬型代替直流電源設備による給電	125V 系蓄電池 A 系・B 系・H P C S 系	可搬型代替低圧電源車	可搬型	<p>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、可搬型代替低圧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 2 C・2 D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、可搬型整流器により交流電力を直流に変換できることで、125V 系蓄電池 A 系・B 系及び H P C S 系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。</p> <p>可搬型代替直流電源設備の可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器は、屋外の原子炉建屋付属棟から離れた場所に保管することで、原子炉建屋付属棟内の 2 C・2 D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及び 125V 系蓄電池 A 系・B 系及び H P C S 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。</p> <p>可搬型代替直流電源設備は、可搬型代替低圧電源車から直流 125V 主母線盤 2 A・2 B 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、125V 系蓄電池 A 系・B 系から直流 125V 主母線盤 2 A・2 B までの系統に対して、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。</p> <p>可搬型代替直流電源設備の可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器の接続箇所は、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。</p>
		可搬型整流器	可搬型	

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

*2：() 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。

*3：当該設備区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（7/8）

【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	緊急用M／C	常設	代替所内電気設備の緊急用メタルクラッド開閉装置及び緊急用パワーセンタは、屋内（常設代替高压電源装置置場）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緊急用モータコントロールセンタは、屋内（常設代替高压電源装置置場）及び原子炉建屋廃棄物処理棟内に設置することで、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緊急用電源切替盤は、原子炉建屋原子炉棟及び中央制御室内に設置することで、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緊急用直流 125V 主母線盤は、原子炉建屋廃棄物処理棟内に設置することで、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電路の独立性によって、代替所内電気設備は非常用所内電気設備に対して独立性を有する設計とする。
		緊急用P／C	常設	
		緊急用MCC	常設	
		緊急用電源切替盤	常設	
		緊急用直流125V主母線盤	常設	
	125V 系蓄電池A系・B系・HPCS系	緊急用125V系蓄電池	常設	
(第72条) 非常用交流電源設備	(2C非常用ディーゼル発電機)	2C非常用ディーゼル発電機	常設	—
	(2D非常用ディーゼル発電機)	2D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)	高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機	常設	
	(2C非常用ディーゼル発電機燃料油デイトンク)	2C非常用ディーゼル発電機燃料油デイトンク	常設	
	(2D非常用ディーゼル発電機燃料油デイトンク)	2D非常用ディーゼル発電機燃料油デイトンク	常設	
	(高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料油デイトンク)	高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料油デイトンク	常設	
	(2C非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ)	2C非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ	常設	
	(2D非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ)	2D非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ	常設	
	(高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ)	高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ	常設	
	(軽油貯蔵タンク)	軽油貯蔵タンク	常設	
	(2C非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ)	2C非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ	常設	
	(2D非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ)	2D非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ	常設	
	(高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ)	高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ	常設	
	(高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ)	高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ	常設	

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

*2：() 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。

*3：当該設備区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 (8/8)

【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) 非常用直流電源設備	(125V 系蓄電池 A 系)	125V系蓄電池 A 系	常設	—
	(125V 系蓄電池 B 系)	125V系蓄電池 B 系	常設	
	(125V 系蓄電池 H P C S 系)	125V系蓄電池 H P C S 系	常設	
	(中性子モニタ用蓄電池 A 系)	中性子モニタ用蓄電池 A 系	常設	
	(中性子モニタ用蓄電池 B 系)	中性子モニタ用蓄電池 B 系	常設	
(第72条) 燃料給油設備 による給油	(軽油貯蔵タンク) 2 C・2 D 非常用ディーゼル 発電機燃料移送ポンプ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル 発電機燃料移送ポンプ	可搬型設備用軽油タンク 【補機駆動用燃料設備と兼用】	常設	燃料給油設備のタンクローリは、屋内（常設代替高圧電源装置置場）の 2 C・2 D 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機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、屋内（常設代替高圧電源装置置場）の 2 C・2 D 非常用ディーゼル発電機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。 可搬型設備用軽油タンクは、軽油貯蔵タンクと離れた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。燃料給油設備の常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプは、屋内（常設代替高圧電源装置置場）の非常用交流電源設備 2 C 系、2 D 系及び H P C S 系と異なる区画に設置することで、屋内（常設代替高圧電源装置置場）の 2 C・2 D 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機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。
		タンクローリ 【補機駆動用燃料設備と兼用】	可搬型	
		軽油貯蔵タンク	常設	
		常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ	常設	
(第76条) 緊急時対策所用代替電源設備による給電	常用電源設備	緊急時対策所用発電機	常設	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、緊急時対策所用差圧計、緊急時対策所用発電機、緊急時対策所加圧設備、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び緊急時対策所エリアモニタは、中央制御室とは離れた緊急時対策所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。 緊急時対策所用発電機、緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク及び緊急時対策所用発電機給油ポンプは、原子炉建屋付属棟内に設置する非常用交流電源設備とは離れた緊急時対策所建屋内に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。 緊急時対策所用発電機は、中央制御室の電源である非常用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、電源の冷却方式を空冷式とすることで多様性を有する設計とする。緊急時対策所用発電機は、1 台で緊急時対策所に給電するために必要な容量を有するものを、2 台設置することで、多重性を有する設計とする。緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクは、外部からの支援がなくとも、1 基で緊急時対策所用発電機の 7 日分の連続運転に必要なタンク容量を有するものを 2 基設置することで、多重性を有する設計とする。緊急時対策所用発電機給油ポンプは、1 台で緊急時対策所用発電機の連続運転に必要な燃料を供給できるポンプ容量を有するものを 2 台設置することで、多重性を有する設計とする。
		緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク	常設	
		緊急時対策所用発電機給油ポンプ	常設	
		緊急時対策所用 M/C 電圧計	常設	

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

*2：() 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。

*3：当該設備区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) 燃料給油設備 による給油	(軽油貯蔵タンク) 2 C・2 D非常用ディーゼル 発電機燃料移送ポンプ 高圧炉心スプレイ系ディーゼ ル発電機燃料移送ポンプ	可搬型設備用軽油タンク 【非常用電源設備と兼用】	常設	燃料給油設備のタンクローリは、屋内（常設代替高圧電源装置置場）の2 C・2 D非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機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、屋内（常設代替高圧電源装置置場）の2 C・2 D非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機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。 可搬型設備用軽油タンクは、軽油貯蔵タンクと離れた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。燃料給油設備の常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプは、屋内（常設代替高圧電源装置置場）の非常用交流電源設備2 C系、2 D系及びH P C S系と異なる区画に設置することで、屋内（常設代替高圧電源装置置場）の2 C・2 D非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機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。
		タンクローリ 【非常用電源設備と兼用】	可搬型	
		軽油貯蔵タンク 【非常用電源設備】	常設	
		常設代替高圧電源装置燃料 移送ポンプ 【非常用電源設備】	常設	

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

*2：（ ）付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。

*3：当該設備区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	—
	(取水路，取水ピット)	取水構造物	常設	
	取水路，取水ピット	S A用海水ピット取水塔	常設	
		海水引込み管	常設	
		S A用海水ピット	常設	
		緊急用海水取水管	常設	
		緊急用海水ポンプピット	常設	

注記 *1：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については，その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
 *2：（ ）付の設備は，重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり，共通要因による機能喪失を想定していない。
 *3：当該設備区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（1/4）

【設備区分：緊急時対策所】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等 ^{*1, *2}	機能を代替する重大事故等対処設備（既設＋新設） ^{*3}		
(第76条) 緊急時対策所非常用換気設備及び緊急時対策所加圧設備による放射線防護	—	緊急時対策所遮蔽 【放射線管理施設】	常設	緊急時対策所は、中央制御室から独立した緊急時対策所建屋と一体の遮蔽及び非常用換気設備として、緊急時対策所非常用送風機、緊急時対策所非常用フィルタ装置、緊急時対策所加圧設備、緊急時対策所用差圧計、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び緊急時対策所エリアモニタを有し、非常用換気設備の電源を緊急時対策所用発電機から給電できる設計とする。 これら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、緊急時対策所用差圧計、緊急時対策所用発電機、緊急時対策所加圧設備、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び緊急時対策所エリアモニタは、中央制御室とは離れた緊急時対策所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台で緊急時対策所内を換気するために必要なファン容量及びフィルタ容量を有するものを合計2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 【放射線管理施設】	可搬型	
		緊急時対策所用差圧計 【放射線管理施設】	常設	
(第76条) 緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定	—	酸素濃度計	可搬型	酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び緊急時対策所エリアモニタは、中央制御室とは離れた緊急時対策所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。
		二酸化炭素濃度計	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、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。

*3：当該設備区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（2/4）

【設備区分：緊急時対策所】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	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) 放射線量の測定	—	緊急時対策所エリアモニタ 【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	
(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))	安全パラメータ表示システム (SPDS) 【計測制御系統施設】	常設	中央制御室及び緊急時対策所内に設置するSPDS及びデータ伝送設備の電源は、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備又は緊急時対策所用代替電源設備からの給電により使用することで、非常用交流電源設備に対して多様性を有する設計とする。

注記 *1：重大事故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、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。

*3：当該設備区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 (3/4)

【設備区分：緊急時対策所】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等 ^{*1, *2}	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設+新設) ^{*3}		
(第76条) 通信連絡	送受話器 (ページング), 電力保安通信用電話設備 (固定電話機, PHS 端末及びFAX)	無線連絡設備 (携帯型) 【計測制御系統施設】	可搬型	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 (固定電話機, PHS 端末及びFAX) と共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 常設代替交流電源設備, 可搬型代替交流電源設備又は緊急時対策所用代替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又は蓄電池からの給電により使用する送受話器 (ページング) 及び電力保安通信用電話設備 (固定電話機, PHS 端末及びFAX) に対して多様性を有する設計とする。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 (固定電話機, PHS 端末及びFAX) と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 携行型有線通話装置の電源は, 送受話器 (ページング) 及び電力保安通信用電話設備 (固定電話機, PHS 端末及びFAX) と共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 乾電池を使用することで, 非常用交流電源設備又は蓄電池からの給電により使用する送受話器 (ページング) 及び電力保安通信用電話設備 (固定電話機, PHS 端末及びFAX) に対して多様性を有する設計とする。また, 携行型有線通話装置は, 中央制御室及び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 (固定電話機, PHS 端末及びFAX) と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
		衛星電話設備 (固定型) 【計測制御系統施設】	常設	
		衛星電話設備 (携帯型) 【計測制御系統施設】	可搬型	
		携行型有線通話装置 【計測制御系統施設】	可搬型	
	—	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備 (テレビ会議システム, IP 電話, IP-FAX) 【計測制御系統施設】	常設	緊急時対策所内に設置する統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備は, 電力保安通信用電話設備 (固定電話機, PHS 端末及びFAX), 加入電話設備 (加入電話及び加入FAX), テレビ会議システム (社内) 及び専用電話設備 (専用電話 (ホットライン) (地方公共団体向)) と共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 緊急時対策所用代替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又は蓄電池からの給電により使用する電力保安通信用電話設備 (固定電話機, PHS 端末及びFAX), 加入電話設備 (加入電話及び加入FAX), テレビ会議システム (社内) 及び専用電話設備 (専用電話 (ホットライン) (地方公共団体向)) に対して多様性を有する設計とする。

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, 重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり, 共通要因による機能喪失を想定していない。
 *3: 当該設備区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（4/4）

【設備区分：緊急時対策所】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等 ^{*1, *2}	機能を代替する重大事故等対処設備（既設＋新設） ^{*3}		
(第76条) 緊急時対策所用代替電源設備による給電	常用電源設備	緊急時対策所用発電機 【非常用電源設備】	常設	緊急時対策所、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、緊急時対策所用差圧計、緊急時対策所用発電機、緊急時対策所加圧設備、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び緊急時対策所エリアモニタは、中央制御室とは離れた緊急時対策所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。 緊急時対策所用発電機、緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク及び緊急時対策所用発電機給油ポンプは、原子炉建屋付属棟内に設置する非常用交流電源設備とは離れた緊急時対策所建屋内に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。 緊急時対策所用発電機は、中央制御室の電源である非常用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、電源の冷却方式を空冷式とすることで多様性を有する設計とする。 緊急時対策所用発電機は、1台で緊急時対策所に給電するために必要な容量を有するものを、2台設置することで、多重性を有する設計とする。 緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクは、外部からの支援がなくとも、1基で緊急時対策所用発電機の7日分の連続運転に必要なタンク容量を有するものを2基設置することで、多重性を有する設計とする。 緊急時対策所用発電機給油ポンプは、1台で緊急時対策所用発電機の連続運転に必要な燃料を供給できるポンプ容量を有するものを2台設置することで、多重性を有する設計とする。
		緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク 【非常用電源設備】	常設	
		緊急時対策所用発電機給油ポンプ 【非常用電源設備】	常設	
		緊急時対策所用M/C電圧計 【非常用電源設備】	常設	

注記 *1：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「－」とする。
*2：（ ）付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区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（中央制御室換気系）

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

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

表 3-7-2 中央制御室換気系ダクト全周破断時の影響評価

（単位：mSv）

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

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

項目	影響評価	ベースケース
放射性物質 の環境に放 出される経 路	<p>（事故発生～24 時間）</p> <p>非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系で処理された後，非常用ガス処理系排気筒から大気中に放出[排気筒放出]</p> <p>（24 時間以降）</p> <p>非常用ガス再循環系は機能するが，処理されたガスは原子炉建屋内へ放出され，原子炉建屋内の放射性物質の一部が大気中に放出[地上放出]</p>	<p>非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系で処理された後，非常用ガス処理系排気筒から大気中に放出[排気筒放出]</p>
環境に放出 された放射 性物質の大 気中の拡散 条件	<p>（実効放出継続時間*）</p> <p>[事故発生～24 時間]</p> <ul style="list-style-type: none"> ・希ガス：10 時間 ・よう素：20 時間 <p>[24 時間以降]</p> <ul style="list-style-type: none"> ・希ガス：140 時間 ・よう素：210 時間 <p>（相対線量（D/Q））</p> <p>[事故発生～24 時間] 5.6×10^{-20} (Gy/Bq)</p> <p>[24 時間以降] 2.4×10^{-19} (Gy/Bq)</p> <p>（相対濃度（χ/Q））</p> <p>[事故発生～24 時間] 8.9×10^{-7} (s/m³)</p> <p>[24 時間以降] 7.0×10^{-6} (s/m³)</p>	<p>（実効放出継続時間）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・希ガス：24 時間 ・よう素：24 時間 <p>（相対線量（D/Q））</p> <p>4.5×10^{-20} (Gy/Bq)</p> <p>（相対濃度（χ/Q））</p> <p>8.0×10^{-7} (s/m³)</p>

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

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

項目	影響評価	ベースケース
放射性物質 の環境に放 出される経 路	<p>（事故発生～24 時間）</p> <p>非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系で処理された後，非常用ガス処理系排気筒から大気中に放出[排気筒放出]</p> <p>（24 時間以降）</p> <p>非常用ガス再循環系は機能するが，処理されたガスは原子炉建屋内へ放出され，原子炉建屋内の放射性物質の一部が大気中に放出[地上放出]</p>	非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系で処理された後，非常用ガス処理系排気筒から大気中に放出[排気筒放出]
環境に放出 された放射 性物質の大 気中の拡散 条件	<p>（実効放出継続時間*）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・希ガス：10 時間 ・よう素：1 時間 <p>（相対線量（D/Q））</p> <p>[事故発生～24 時間] 5.6×10^{-20} (Gy/Bq)</p> <p>[24 時間以降] 4.8×10^{-19} (Gy/Bq)</p> <p>（相対濃度（χ/Q））</p> <p>[事故発生～24 時間] 2.0×10^{-6} (s/m³)</p> <p>[24 時間以降] 2.4×10^{-5} (s/m³)</p>	<p>（実効放出継続時間）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・希ガス：15 時間 ・よう素：5 時間 <p>（相対線量（D/Q））</p> <p>5.1×10^{-20} (Gy/Bq)</p> <p>（相対濃度（χ/Q））</p> <p>2.0×10^{-6} (s/m³)</p>

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

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

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

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

項目		影響評価	ベースケース
環境に放出される希ガス（ γ 線 実効エネルギー 0.5 MeV 換算値）	排気筒放出	約 2.4×10^{14} Bq	約 3.1×10^{14} Bq
	地上放出	約 7.7×10^{13} Bq	－
環境に放出されるよう素（I- 131 等価量－小児実効線量係 数換算）	排気筒放出	約 6.0×10^{10} Bq	約 6.1×10^{10} Bq
	地上放出	約 2.0×10^{10} Bq	－
実効線量	希ガスの γ 線外部被ばくによる 実効線量	約 5.0×10^{-2} mSv	約 1.6×10^{-2} mSv
	よう素の内部被ばくによる実 効線量	約 8.4×10^{-3} mSv	約 1.7×10^{-3} mSv
	合計	約 5.9×10^{-2} mSv	約 1.8×10^{-2} mSv
判断基準（実効線量）		≤ 5 mSv	

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

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

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

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

V-1-1-6-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

目 次

1. はじめに	別添 1-1
2. 保管場所	別添 1-2
2.1 保管場所の基本方針	別添 1-2
2.2 保管場所の影響評価	別添 1-3
2.3 保管場所の評価方法	別添 1-6
2.4 保管場所の評価結果	別添 1-10
3. 屋外アクセスルート	別添 1-20
3.1 屋外アクセスルートの基本方針	別添 1-20
3.2 屋外アクセスルートの影響評価	別添 1-21
3.3 屋外アクセスルートの評価方法	別添 1-23
3.4 屋外アクセスルートの評価結果	別添 1-28
4. 屋内アクセスルート	別添 1-78
4.1 屋内アクセスルートの基本方針	別添 1-78
4.2 屋内アクセスルートの影響評価	別添 1-80
4.3 屋内アクセスルートの評価方法	別添 1-82
4.4 屋内アクセスルートの評価結果	別添 1-83

別図

屋内アクセスルート ルート図	別添 1-100
----------------	----------

1. はじめに

可搬型重大事故等対処設備の保管場所及び保管場所から設置場所，接続場所まで運搬するための経路並びに他の設備の被害状況を把握するための経路（以下，「アクセスルート」という。）について，設計上考慮する事項（被害要因の影響評価）を本資料にて説明する。

2. 保管場所

2.1 保管場所の基本方針

地震、津波（基準津波を超え敷地に遡上する津波（以下、「敷地に遡上する津波*」という。）を含む。）その他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による影響を考慮した上で、原子炉建屋、常設重大事故等対処設備及び設計基準事故対処設備から十分な離隔を確保した敷地の西側及び南側に分散して保管場所（以下、西側は「西側保管場所」、南側は「南側保管場所」という。）を設定する。

なお、屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋外から水・電力を供給する可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替注水ポンプは、必要な容量を有する設備を2セット、また、屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋外から水・電力を供給する可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替注水ポンプ以外の設備は、必要となる容量を有する1セットを以下の事項を考慮した位置に保管する。

上記を受けた保管場所設定の考え方を以下に示す。

- ・地震、津波（敷地に遡上する津波を含む。）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による影響を考慮し、保管場所同士は100 m以上の離隔を確保する。
- ・敷地に遡上する津波の影響を受けない場所とする。
- ・大型航空機の衝突を考慮して、原子炉建屋、設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備と100 m以上の離隔を確保する。
- ・基準地震動 S_s による被害（周辺構造物の倒壊、周辺タンク等の損壊、周辺斜面の崩壊、敷地下斜面のすべり、液状化及び揺すり込みによる不等沈下・傾斜、液状化に伴う浮き上がり、地盤支持力の不足、地中埋設構造物の損壊）の影響を受けない場所とする。
- ・可搬型重大事故等対処設備のうち、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップとする予備は、地震、津波（敷地に遡上する津波を含む。）以外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による影響を考慮し、保管場所及び原子炉建屋等から100 m以上の離隔を確保する。

保管場所の配置、標高及び離隔距離等を第2-1図に示す。

注記 *：基準津波（T.P. +17.1 m：防潮堤位置）を超え敷地に遡上する津波（T.P. +24 m：防潮堤位置）を指す。

2.2 保管場所の影響評価

可搬型重大事故等対処設備の保管場所の設計においては、保管場所について想定される自然現象の抽出を行い、その自然現象が起因する被害要因に対して影響評価を行い、その影響を受けない位置に保管場所を設定する。

保管場所について想定される自然現象の抽出結果を第 2-1 表に示す。

第 2-1 表 保管場所に想定される自然現象 (1/2)

自然現象	概略評価結果	被害要因抽出
地震	・地盤や周辺斜面の崩壊による影響、周辺構造物の倒壊・損壊・火災・溢水による影響が考えられる。	○
津波（敷地に遡上する津波を含む。）	・基準津波に対しては、防潮堤を設置することから、原子炉建屋等や保管場所へ遡上する浸水はない。したがって、設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備は同時に機能喪失しない。 ・敷地に遡上する津波に対しては、津波による遡上解析の結果、敷地は浸水するものの、保管場所は敷地高さ T.P. +23 m 以上に配置することから、敷地に遡上する津波による浸水の影響を受けない（第 2-2 図参照）。	×
洪水	・敷地の地形及び表流水の状況から、洪水による被害は生じないことを、東海村発行の浸水ハザードマップ及び国土交通省発行の浸水想定区域図から確認している。	×
風（台風）	・竜巻の評価に包含される。	×
竜巻	・設計基準事故対処設備は竜巻に対して建屋内等の防護した場所に設置していることから、屋外に配備している可搬型重大事故等対処設備と同時に機能喪失しない。 ・重大事故等時に期待する可搬型重大事故等対処設備は、西側と南側の 2 箇所の保管場所にそれぞれ離隔して分散配置していることから、原子炉建屋と同時に機能喪失しない。 ・常設重大事故等対処設備のうち常設代替高圧電源装置を屋外に設置しているが、ディーゼル発電機、可搬型代替低圧電源車保管場所と離隔していることから、同時に機能喪失しない。 ・保管場所に配備する可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備や同じ機能を有する他の重大事故等対処設備に衝突し、損傷させないよう固縛を実施することから、飛散して悪影響を与えることはない。	×
凍結	・設計基準事故対処設備は建屋内等に設置されているため影響を受けず、保管場所に設置されている重大事故等対処設備と同時に機能喪失しない。 ・凍結は、気象予報により事前の予測が十分可能であり、始動に影響が出ないよう、各設備の温度に関する仕様を下回るおそれがある場合には、必要に応じて、あらかじめ可搬型重大事故等対処設備の暖気運転等を行うこととしているため、影響を受けない。 ・保管場所は良好な排水ができる設計とすることから、降雨後に気温が低下し氷点下になったとしても、路面の摩擦係数に影響を与えるような凍結のおそれはない。	×

第 2-1 表 保管場所に想定される自然現象 (2/2)

自然現象	概略評価結果	被害要因抽出
降水	・ 保管場所は高所に設置していることや、排水路で集水し、排水することから、保管場所に滞留水が発生する可能性は小さい。	×
積雪	・ 気象予報により事前の予測が十分可能であり、あらかじめ体制を強化した上で、原子炉建屋等及び保管場所の除雪は積雪状況を見計らいながら行うことで対処が可能であることから、設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備は同時に機能喪失しない。 ・ また、保管場所等の除雪はホイールローダによる実施も可能である。	×
落雷	・ 設計基準事故対処設備は避雷対策を施した建屋内等に配備されており、かつ保管場所とは位置的分散が図られていることから、同時に機能喪失しない。 ・ 1 回の落雷により影響を受ける範囲は限定され、2 箇所の保管場所は離隔して位置的分散を図っているため、影響を受けない。	×
火山の影響	・ 噴火発生の情報を受けた際は、あらかじめ体制を強化し、原子炉建屋等、保管場所及び可搬型重大事故等対処設備の除灰を行うことにより対処が可能であることから、設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備は同時に機能喪失しない。 ・ 保管場所等の除灰はホイールローダによる実施も可能である。	×
生物学的事象	・ 設計基準事故対処設備は、浸水防止対策により水密化された建屋内等に設置されているため、ネズミ等の小動物の侵入による影響を受けない。したがって、屋外の保管場所にある重大事故等対処設備と同時に機能喪失しない。 ・ 保管場所は 2 箇所あり、位置的に分散されている。また、複数の設備が同時に機能喪失する可能性は小さい。 ・ 可搬型重大事故等対処設備は、ネズミ等の小動物の侵入により設備機能に影響がないよう、侵入できるような開口部は侵入防止対策を実施する。	×
森林火災	・ 原子炉建屋と保管場所は防火帯の内側にあるため、延焼の影響を受けない。また、原子炉建屋及び保管場所は熱影響に対して離隔距離を確保しているため、設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備は同時に機能喪失しない。 ・ 保管場所周辺の植生火災は、防火エリアを設置するため、影響を受けない。	×
高潮	・ 高潮の影響を受けない敷地高さに設置することから影響はない。	×

また，保管場所に対する被害要因及び被害事象を第 2-2 表に示す。

第 2-2 表 保管場所に対する被害要因及び被害事象

保管場所に影響を与える おそれのある被害要因	保管場所で懸念される被害事象
①周辺構造物の倒壊 (建屋，送電鉄塔等)	倒壊物による可搬型重大事故等対処設備の損壊，通行不能
②周辺タンク等の損壊	火災，溢水による可搬型重大事故等対処設備の損壊，通行不能
③周辺斜面の崩壊	土砂流入による可搬型重大事故等対処設備の損壊，通行不能
④敷地下斜面のすべり	敷地下斜面のすべりによる可搬型重大事故等対処設備の損壊，通行不能
⑤液状化及び揺すり込みによる不等沈下・傾斜，液状化に伴う浮き上がり	不等沈下・傾斜，浮き上がりによる可搬型重大事故等対処設備の損壊，通行不能
⑥地盤支持力の不足	可搬型重大事故等対処設備の転倒，通行不能
⑦地中埋設構造物の損壊	陥没による可搬型重大事故等対処設備の損壊，通行不能

2.3 保管場所の評価方法

保管場所への影響について、第 2-2 表の被害要因ごとに評価する。

(1) 周辺構造物の倒壊及び周辺タンク等の損壊

周辺構造物の倒壊に対する影響評価については、保管場所周辺の構造物・タンクを対象とし、基準地震動 S_s 作用時において、保守的に倒壊するものと仮定し、構造物の高さ相当を考慮した倒壊影響範囲を設定した上で、保管場所を設定した周辺構造物の倒壊影響範囲に含まれるか否かで評価する。

ただし、耐震 S クラスの構造物・タンク及び S クラス以外で基準地震動 S_s により倒壊に至らないことを確認している構造物・タンクについては、保管場所への影響を及ぼさない構造物・タンクとする。

また、周辺タンクの損壊による地震随伴火災及び薬品漏えいによる影響が及ぶ範囲に保管場所が含まれるか否かでも評価する。

(2) 周辺斜面の崩壊及び敷地下斜面のすべり

周辺斜面の崩壊及び敷地下斜面のすべりによる影響については、以下の方法ですべり安定性評価を行い、評価基準と比較することにより評価を行う。影響評価においては、周辺斜面の崩壊により保管場所が土砂流入の影響を受けないこと、また、保管場所の敷地下斜面の安定性が確保されていることを確認する。

評価対象とする斜面は、下記 a. に基づき抽出し、当該斜面については、すべり安定性評価を実施する。

a. 評価対象斜面の抽出方法

評価対象斜面については、斜面と保管場所との離隔距離を判断基準として、「土砂災害防止法」に基づき、保管場所周辺における斜面の形状及び高さ等を考慮して抽出する。

評価対象斜面の具体的な抽出方法を以下に示す。

保管場所の周辺斜面の崩壊及び敷地下斜面のすべりに対する影響評価断面位置図を第 2-3 図、断面図を第 2-4 図に示す。

- ・西側保管場所の周辺斜面は、保管場所よりも高い位置に斜面はない。敷地下斜面は保管場所の東側に斜面高さ約 9.0 m の斜面があるが、保管場所は斜面高さに対して十分離れて（約 140 m）いる（A-A 断面）。また、最大高さ約 4.5 m の盛土で造成されていることから、当該箇所を敷地下斜面として選定する（b-b 断面）。
- ・南側保管場所は、周辺斜面として高さが最も高い南側の斜面（高さ約 4.0 m）を評価対象斜面として選定する（D-D 断面）。敷地下斜面は保管場所の東側に斜面高さ約 13.0 m の斜面があるが、保管場所は斜面高さに対して十分離れて（約 100 m）いる（C-C 断面）。また、最大高さ約 3.0 m の盛土で造成されていることから、当該箇所を敷地下斜面として選定する（d-d 断面）。

b. 周辺斜面及び敷地下斜面の評価方法

抽出された斜面については、基準地震動 S_s に耐性があることを確認した使用済燃料乾式貯蔵建屋（以下「D/C」という。）の西側斜面と地質・斜面形状の比較を実施し、基準地震動 S_s に対する安定性を確認する。

c. 評価基準

保管場所の周辺斜面及び敷地下斜面について、高さ・勾配がD/Cの西側斜面よりも斜面高さが低く緩斜面であり、かつ、地質がすべりが想定される範囲で同一であることを評価基準とする。

(3) 液状化及び揺すり込みによる不等沈下・傾斜、液状化に伴う浮き上がり

液状化及び揺すり込みによる不等沈下・傾斜、地中埋設構造物の液状化に伴う浮き上がりについては、下記 a. に基づき算定した沈下量及び浮き上がり量をもとに、保管場所に発生する地表面の段差量及び傾斜を算定し、車両が通行可能であることを確認する。

a. 沈下量、浮き上がり量の算定法

沈下量（不等沈下量）については、液状化による沈下量と揺すり込みによる沈下量の合計とし、浮き上がり量については、液状化に伴う地中埋設構造物の揚圧力と抵抗力から算定する。

保管場所における液状化及び揺すり込み沈下による不等沈下に対する影響評価断面の位置図及び断面図を第 2-5 図に示す。

(a) 液状化による沈下量

飽和砂質地盤の液状化による沈下量は、一次元有効応力解析による残留変位と Ishihara et al. (1992) * の体積ひずみと液状化抵抗の関係から沈下率を設定し、飽和砂質土層の厚さを乗じた沈下量を足し合わせて算定する。

残留変位は、有効応力解析 (FLIP) により算定する。西側保管場所及び南側保管場所直下の地質・地質構造はおおむね水平成層になっていることから、一次元モデルにより検討を行う。西側保管場所及び南側保管場所のそれぞれ 1 点を選定し、それぞれの地点での基準地震動 S_s による残留変位を算定する。

液状化による沈下量については、地下水位以深の飽和砂質地盤を対象層とし、保管場所周辺の飽和砂質地盤における最も小さい相対密度 (D_{2s}-3 層, 71.7 %) と Ishihara et al. (1992) * の体積ひずみと液状化抵抗の関係から層厚の 2.0 % を沈下量として算定する。

体積ひずみと液状化抵抗の関係及び想定する沈下率を第 2-6 図に示す。

注記 * : Kenji Ishihara and Mitsutoshi Yoshimine (1992) : Evaluation Of Settlements In Sand Deposits Following Liquefaction During Earthquakes; Solis And Foundations Vol32, No. 1, 172-188

(b) 揺すり込みによる沈下量

揺すり込みによる沈下量については、地下水位以浅の不飽和地盤を対象層とし、鉄道構造物等設計標準・同解説 耐震設計*に示されている方法に基づき算定した沈下率及び新潟県中越沖地震時における東京電力柏崎刈羽原子力発電所の沈下実績も考慮し、層厚の 1.0 %を沈下量として算定する。なお、地下水位を地表面に設定するため、対象となる不飽和地盤はない。

注記 *：鉄道総合技術研究所編（1999）[鉄道構造物等設計標準・同解説 耐震設計，p. 323]

(c) 液状化に伴う浮き上がり量

液状化に伴う地中埋設構造物の浮き上がりについては、構造物下端よりも地下水位が高い地中埋設構造物を対象とし、地下水位以深の飽和砂質地盤が全て液状化したと仮定して、トンネル標準示方書（土木学会，2006）に基づき、浮き上がりに対する安全率を算定する。

液状化に伴う地中埋設構造物の浮き上がりが発生すると評価された場合は、保守的に浮き上がり抵抗力の不足分を構造物周辺の地盤（埋戻土）の飽和単位体積重量及び構造物の幅で除して浮き上がり量を算定する。

b. 地下水位の設定

沈下量及び浮き上がり量の算定における地下水位については、防潮堤の設置により地下水位が上昇する可能性を考慮し、保守的に地表面に設定する。

c. 評価基準

液状化及び揺すり込みによる沈下により、保管場所に発生する地表面の段差量及び縦横断勾配の評価基準については、緊急車両が徐行により走行可能な段差量 15 cm*¹ 及び登坂可能な勾配 12 %*²、*³ とする。

注記 *1：地震時の段差被害に対する補修と交通解放の管理・運用方法について（佐藤ら，2007[平成 19 年度 近畿地方整備局研究発表会]）

*2：道路構造令 第 20 条及び林道規程 第 20 条より（可搬型重大事故等対処設備の移動速度を 10 km/h と想定していること、私有地内で交通量が少ないことから、縦断勾配は 12 %を適用する。）

*3：小規模道路の平面線形及び縦断勾配の必要水準に関する基礎的検討（濱本ら，2012 [国土交通省 国土技術政策総合研究所 第 667 号]）では、積雪時における登坂可能な勾配を 15 %としているが、車両の通行の確実性を考慮し、本評価における評価基準値としては保守的な 12 %を適用する。

(4) 地盤支持力の不足

a. 影響評価の方法

地盤支持力の評価については、保管場所の地震時接地圧が評価基準値を下回ることとする。地震時の接地圧については、基準地震動 S_s による保管場所の地表面での鉛直最大応答加速度から鉛直震度係数を算定し、常時接地圧に鉛直震度係数を乗じて算定する。常時接地圧は、可搬型重大事故等対処設備の総重量、鉄筋コンクリート床版の重量及び雪荷重の和を鉄筋コンクリート床版の面積で除して算定する。

b. 評価基準

評価基準値については、西側保管場所及び南側保管場所は、主に砂質土で構成されていることから、道路橋示方書*を参考に砂地盤の最大地盤反力度(常時)の 400 kN/m^2 を評価基準値とする。

注記 *：道路橋示方書・同解説 IV下部構造編（社団法人日本道路協会，2012）

(5) 地中埋設構造物の損壊

地中埋設構造物の損壊による影響については、保管場所に地中埋設構造物が存在するか確認する。

地中埋設構造物が存在する場合、基準地震動 S_s 作用時において、保守的に損壊するものと仮定し、地中埋設構造物の影響が及ぶ範囲に保管場所が含まれる場合は、損壊による段差量を評価する。

ただし、耐震Sクラスの構造物及びSクラス以外で基準地震動 S_s により損壊に至らないことを確認している地中埋設構造物については、保管場所への影響を及ぼさない地中埋設構造物とする。

2.4 保管場所の評価結果

(1) 周辺構造物の倒壊及び周辺タンク等の損壊

保管場所周辺には、倒壊及び損壊により影響を及ぼすおそれのある構造物及びタンク等は存在しない。

周辺構造物の倒壊及び周辺タンク等の損壊に対する影響評価結果を第 2-3 表、保管場所の周辺構造物及びタンク等の状況を第 2-7 図に示す。

第 2-3 表 周辺構造物の倒壊及び周辺タンク等の損壊に対する影響評価結果

被害要因	評価結果	
	西側保管場所	南側保管場所
①周辺構造物の倒壊 (建屋、送電鉄塔等)	該当なし	該当なし
②周辺タンク等の損壊	該当なし	該当なし

(2) 周辺斜面の崩壊及び敷地下斜面のすべり

保管場所の周辺斜面は、基準地震動 S_s に対して耐性のある D/C の西側斜面と比較すると、すべりが想定される範囲で地質は同一であり、緩斜面かつ斜面高さが低いことから基準地震動 S_s に対して裕度があり、崩壊及びすべりは発生しないことを確認した。
評価結果を第 2-4 表に示す。

第 2-4 表 周辺斜面の崩壊及び敷地下斜面のすべりに対する影響評価結果

被害要因	評価結果		【評価基準】 D/C の西側斜面
	西側保管場所	南側保管場所	
③周辺斜面の崩壊	該当なし	安定性あり 対象 : 南側切土 地質 : du 層 斜面勾配 : 1 : 2.0 斜面高さ : 最大約 4.0 m	地質 : du 層 斜面勾配 : 1 : 1.9 斜面高さ : 14 m
④敷地下斜面のすべり	安定性あり 対象 : 北側盛土 地質 : 盛土* 斜面勾配 : 1 : 2.0 斜面高さ : 最大約 4.5 m	安定性あり 対象 : 北側盛土 地質 : 盛土* 斜面勾配 : 1 : 2.0 斜面高さ : 最大約 3.0 m	

注記 * : 盛土の施工において、改良土等により、安定性が確認されている強度（地山（du 層）相当）を確保する。

(3) 液状化及び揺すり込みによる不等沈下・傾斜、液状化に伴う浮き上がり

a. 不等沈下の評価

評価結果を第 2-5 表に示す。

第 2-5 表 不等沈下に対する影響評価結果

被害要因	評価結果		【評価基準】
	西側保管場所	南側保管場所	
⑤液状化及び揺すり込みによる不等沈下（段差量）	2.0 cm	2.0 cm	段差量 15 cm 以下

b. 傾斜の評価

評価結果を第 2-6 表に示す。

第 2-6 表 傾斜に対する影響評価結果

被害要因	評価結果		【評価基準】
	西側保管場所	南側保管場所	
⑤液状化及び揺すり込みによる不等沈下（傾斜）	1.3 %	1.2 %	傾斜 12 %以下

c. 浮き上がりの評価

評価結果を第 2-7 表に示す。

第 2-7 表 浮き上がりに対する影響評価結果

被害要因	保管場所	構造物下端よりも地下水位が高い地中埋設構造物	評価結果	【評価基準】
⑤液状化に伴う浮き上がり	西側保管場所	可搬型設備用軽油タンク	問題なし	段差量 15 cm 以下
	南側保管場所	対象なし	—	段差量 15 cm 以下

(4) 地盤支持力の不足

評価結果を第 2-8 表に示す。

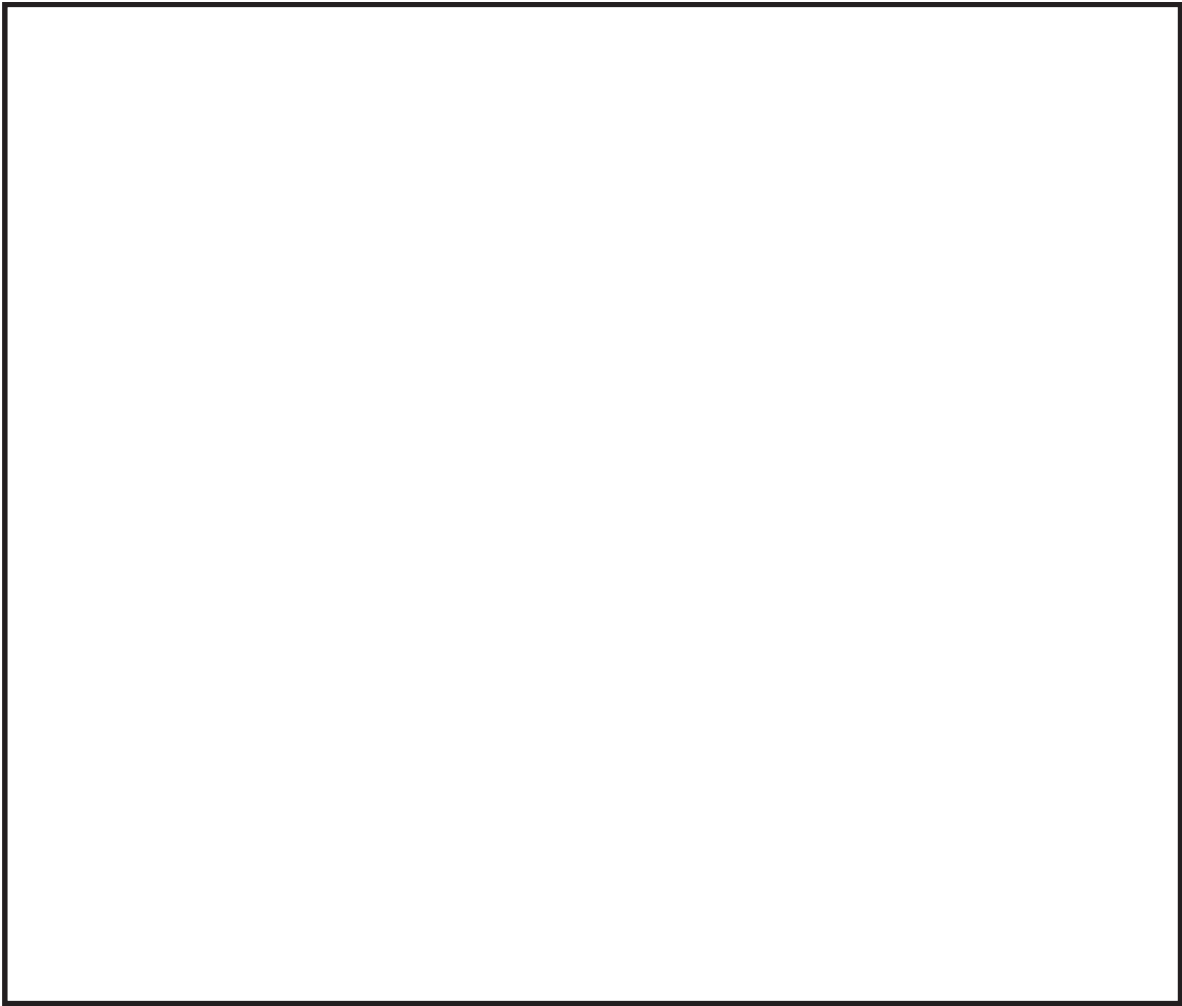
第 2-8 表 地盤支持力に対する影響評価結果

被害要因	評価結果		【評価基準】
	西側保管場所	南側保管場所	
⑥地盤支持力の不足	41.5 kN/m ²	42.6 kN/m ²	400 kN/m ² 以下

- (5) 地中埋設構造物の損壊
評価結果を第 2-9 表に示す。

第 2-9 表 地中埋設構造物に対する影響評価結果

被害要因	評価結果	
	西側保管場所	南側保管場所
⑦地中埋設構造物の損壊	問題なし	対象なし

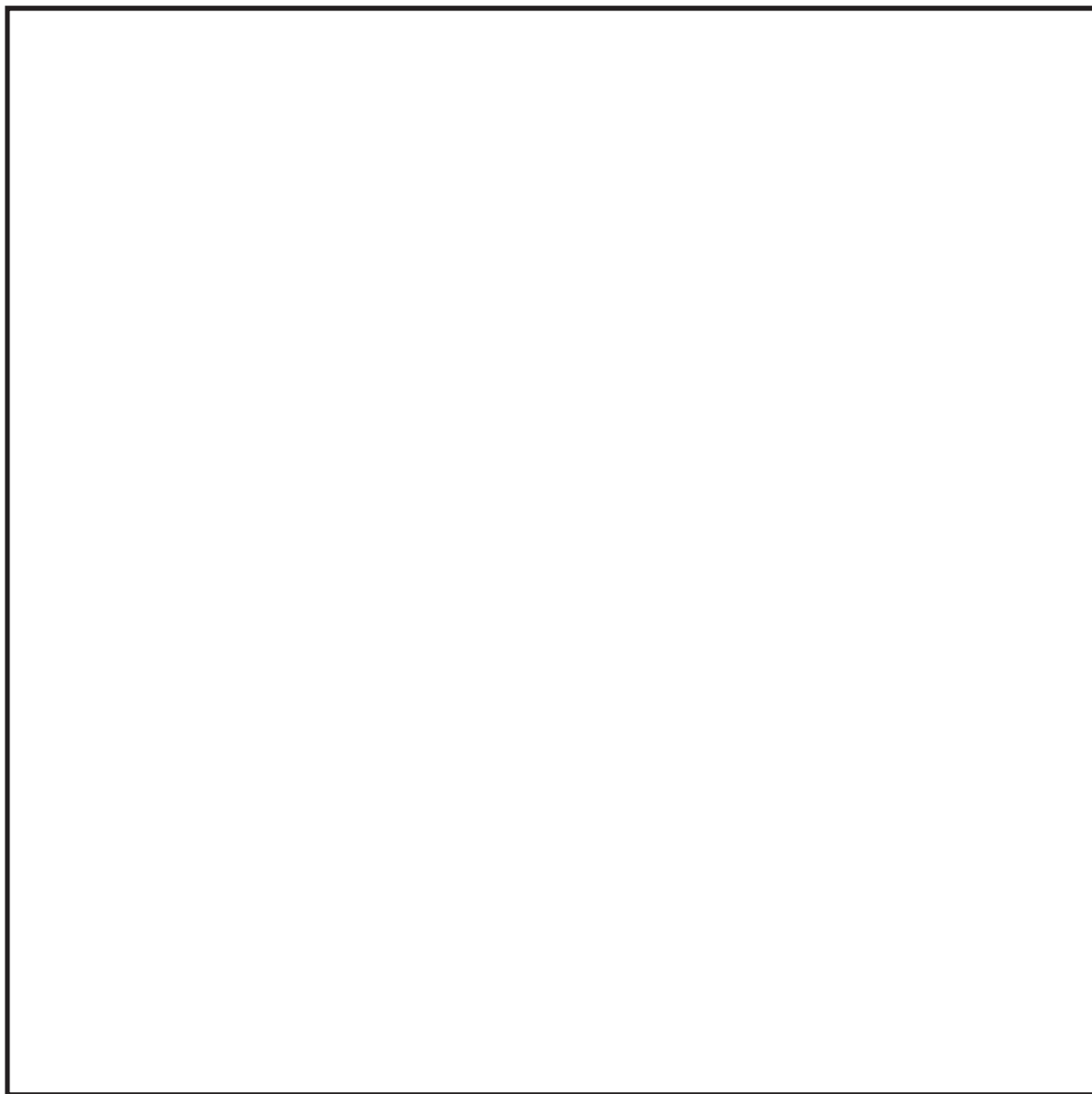


保管場所	標高	常設代替高圧電源装置等からの離隔距離	原子炉建屋からの離隔距離	地盤の種類
西側保管場所	T. P. +23 m	約 195 m	約 275 m	砂質地盤 盛土・切土地盤
南側保管場所	T. P. +25 m	約 120 m	約 300 m	砂質地盤 盛土・切土地盤

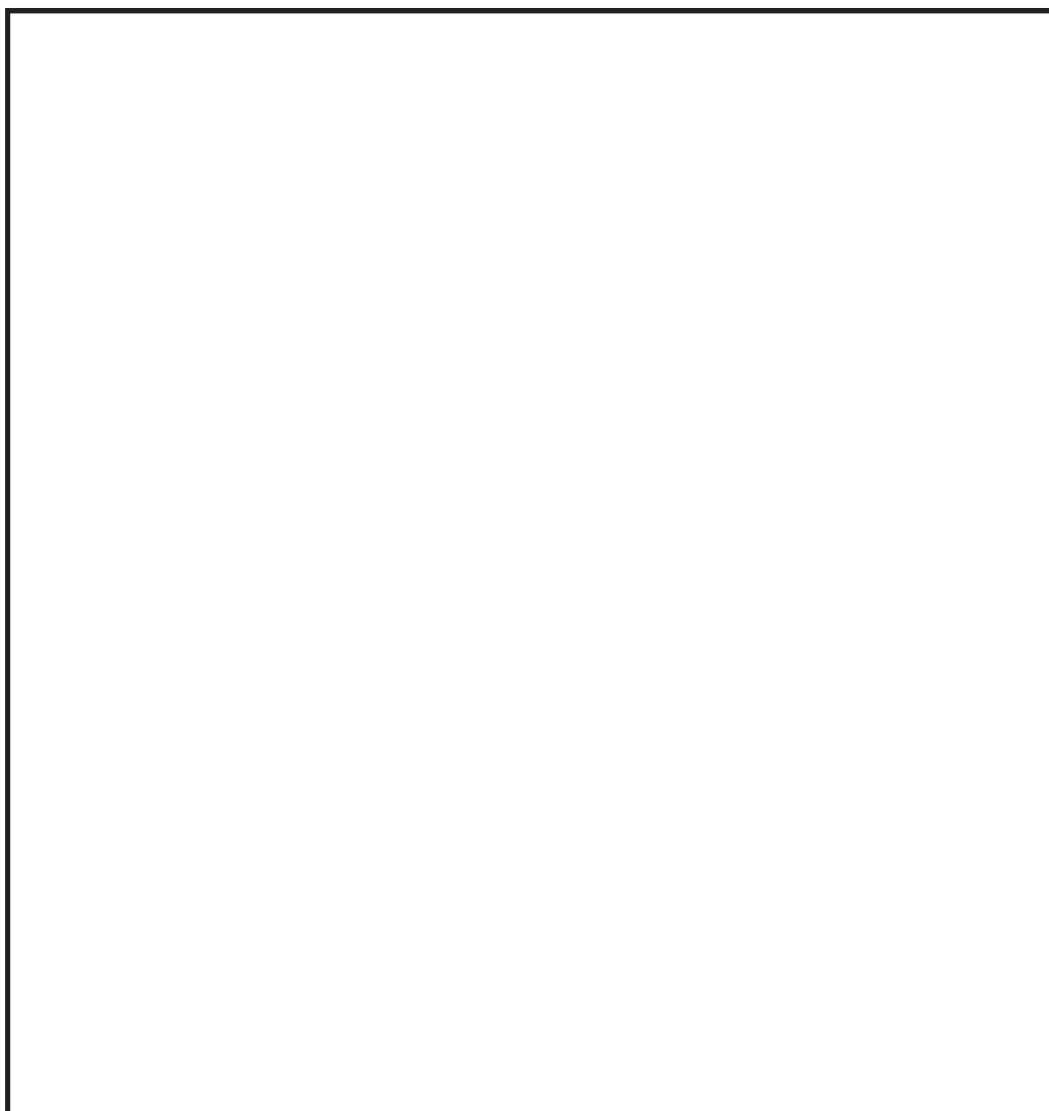
(参考)

予備機置場	T. P. +8 m	—	—	砂質地盤
-------	------------	---	---	------

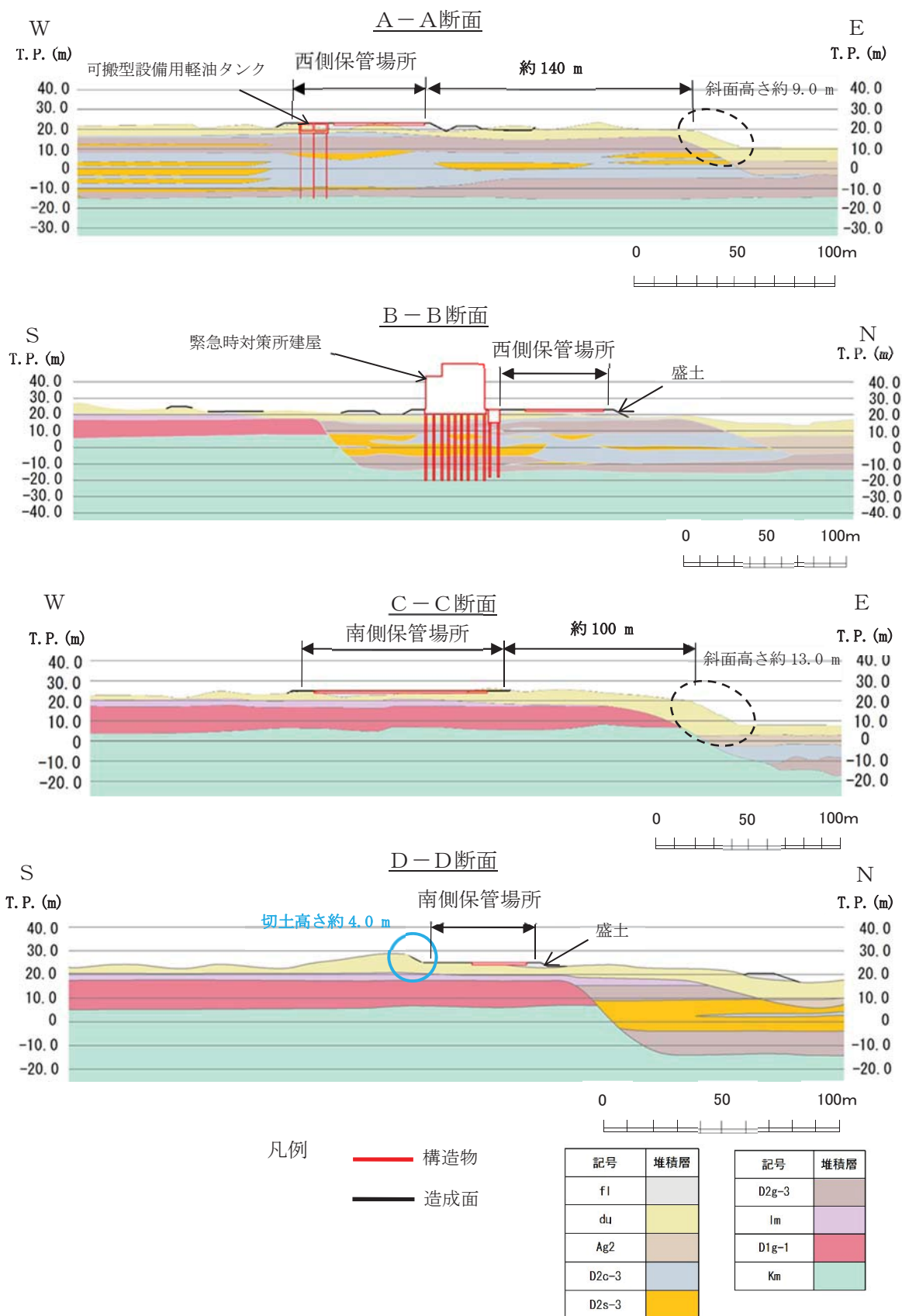
第 2-1 図 保管場所の位置図



第 2-2 図 敷地に遡上する津波時の浸水範囲

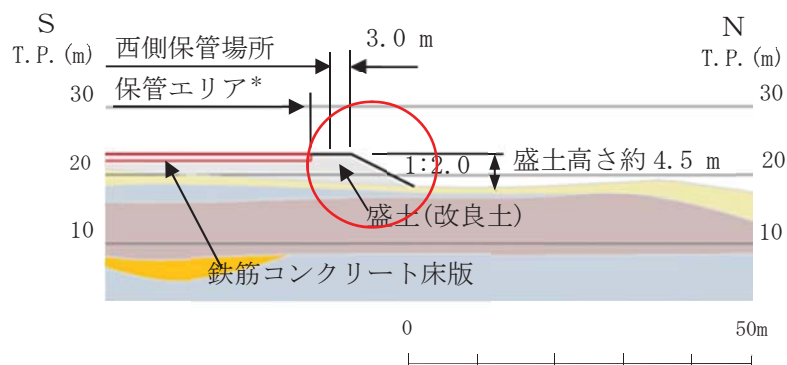


第 2-3 図 保管場所の周辺斜面の崩壊及び敷地下斜面の
すべりに対する影響評価断面位置図

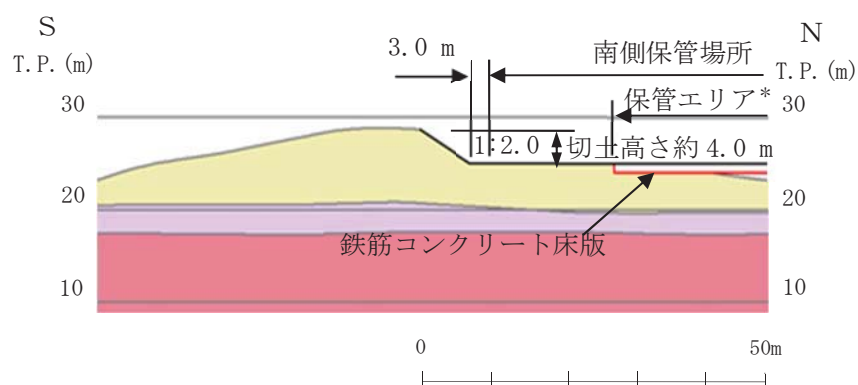


第 2-4 図 保管場所の周辺斜面の崩壊及び敷地下斜面のすべりに対する影響評価断面図 (1/2)

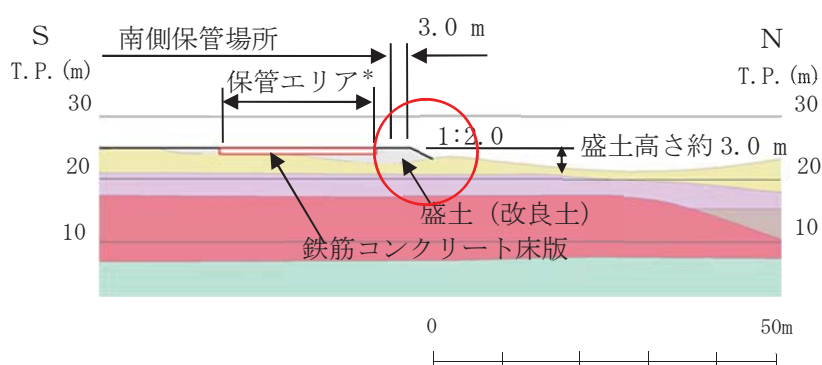
西側保管場所 北側盛土断面（b－b断面）



南側保管場所 南側切土断面（D－D断面拡大）



南側保管場所 北側盛土断面（d－d断面）



凡例

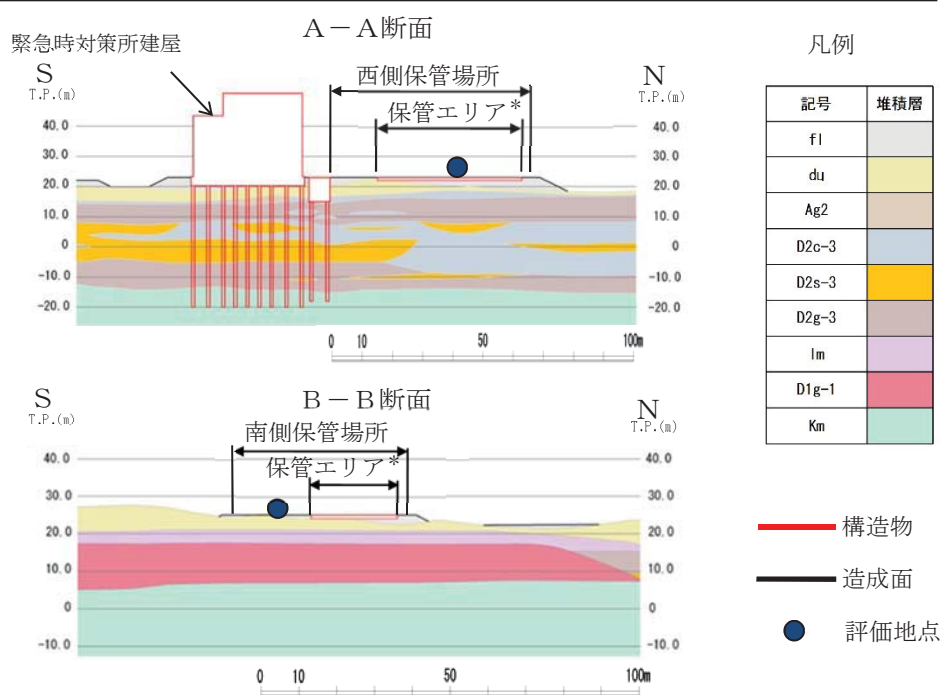
— 構造物
— 造成面

記号	堆積層
f l	
du	
Ag2	
D2g-3	
D2s-3	

記号	堆積層
D2g-3	
lm	
D1g-1	
Kn	

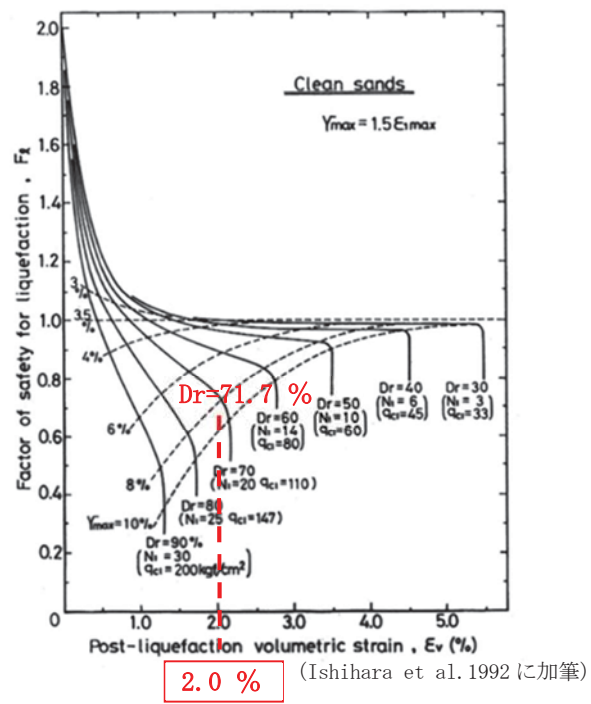
注記 *：保管場所における可搬型重大事故等対処設備を保管しているエリアを指す

第 2-4 図 保管場所の周辺斜面の崩壊及び敷地下斜面のすべりに対する影響評価断面図（2／2）



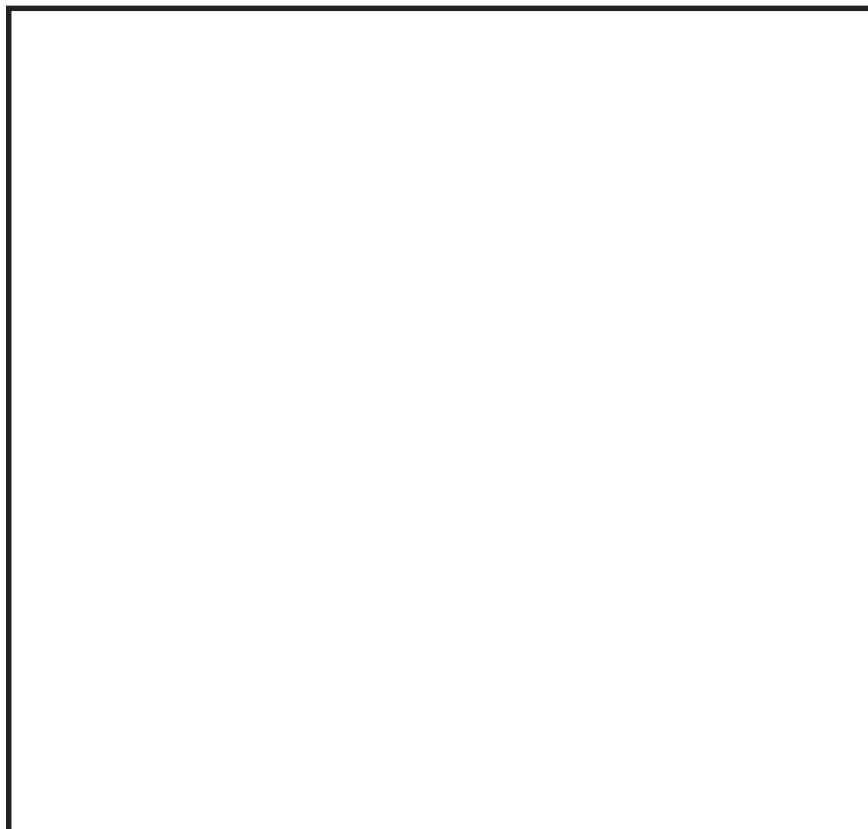
注記 * : 保管場所における可搬型重大事故等対処設備を保管しているエリアを指す

第 2-5 図 保管場所における液状化及び揺すり込み沈下による
不等沈下に対する影響評価断面の位置図及び断面図



液状化に伴う沈下：沈下率 2.0 %

第 2-6 図 体積ひずみと液状化抵抗の関係及び想定する沈下率



第 2-7 図 周辺構造物の配置図

3. 屋外アクセスルート

3.1 屋外アクセスルートの基本方針

地震、津波（敷地に遡上する津波を含む。）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による影響を考慮し、可搬型重大事故等対処設備の保管場所から設置場所及び接続場所までのアクセスルートを複数設定する。また、アクセスルートは緊急時対策所又は待機所から原子炉建屋内へ入域するための経路を考慮し設定する。

上記を受けた屋外アクセスルート設定の考え方を以下に示す。また、屋外アクセスルート図を第 3-1 図に示す。

(1) 地震及び津波（敷地に遡上する津波を含む。）の影響の考慮

- a. 複数設定するアクセスルートは以下の(a), (b) 2つの条件を満足するルートとする。
 - (a) 基準津波の影響を受けないルート
 - (b) 基準地震動 S_s による被害（周辺構造物の倒壊、周辺タンク等の損壊、周辺斜面の崩壊、道路面のすべり、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、側方流動、液状化に伴う浮き上がり、地中埋設構造物の損壊）の影響を受けないルート、重機による復旧が可能なルート又は人力による作業（ホース若しくはケーブルの敷設）が可能なルート
- b. 上記 a. のアクセスルートのうち、基準地震動 S_s の影響を受けないアクセスルートを少なくとも 1 ルート設定する。
- c. 上記 b. のアクセスルートのうち、敷地に遡上する津波の影響を受けないアクセスルートを少なくとも 1 ルート設定する。

敷地に遡上する津波を起因とした重大事故等は、当該津波から防護する常設重大事故等対処設備（原子炉隔離時冷却系、低圧代替注水系、残留熱除去系、緊急用海水系、常設代替高圧電源装置等）により対応可能な設計とするが、これに加えて、全交流動力電源が喪失した場合の対応手段を確保するため可搬型重大事故等対処設備による原子炉等への注水に係る可搬型重大事故等対処設備のアクセスルートを設定する。

(2) 地震及び津波（敷地に遡上する津波を含む。）以外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の影響の考慮

地震及び津波（敷地に遡上する津波を含む。）以外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に対し、同時に影響を受けない又は重機による復旧が可能なアクセスルートを複数設定する。

また、予備機置場からアクセスルートまで自主整備ルートを設定する。

3.2 屋外アクセスルートの影響評価

屋外アクセスルートの設計においては、屋外アクセスルートについて想定される自然現象の抽出を行い、その自然現象が起因する被害要因に対して影響評価を行い、その影響を受けないルートを確保する、又はその影響を排除できる設計とする。

屋外アクセスルートについて想定される自然現象の抽出結果を第 3-1 表に示す。

第 3-1 表 屋外アクセスルートに想定される自然現象 (1/2)

自然現象	概略評価結果	被害要因抽出
地震	・地盤や周辺斜面の崩壊による影響、周辺構造物の倒壊・損壊・火災・溢水（薬品漏えいを含む。）による影響が考えられる。	○
津波（敷地に遡上する津波を含む。）	・基準津波に対しては、防潮堤を設置することから、アクセスルートへ遡上する浸水はない。 ・敷地に遡上する津波に対しては、津波による遡上解析の結果、敷地が浸水すること及び被害想定やその後の復旧作業には不確かさがあることを考慮し、津波の影響を受けない高所にアクセスルート及び可搬型重大事故等対処設備による対応が必要な水源及び接続口を設置することから敷地に遡上する津波の影響を受けない（第 3-2 図参照）。	×
洪水	・敷地の地形及び表流水の状況から、洪水による被害は生じないことを、東海村発行の浸水ハザードマップ及び国土交通省発行の浸水想定区域図から確認している。	×
風（台風）	・竜巻の評価に包含される。	×
竜巻	・竜巻により飛散物が発生した場合も、ホイールロードにより撤去することが可能である。 ・送電線の垂れ下がりに伴う通行障害が発生した場合であっても、迂回路を選択することで目的地へのアクセスが可能である。 ・竜巻により飛散し、ホイールロードで撤去できずアクセスを阻害すると想定される物品に対して固縛等の対策を実施することから、アクセスに悪影響を与える可能性は小さい。また、複数のルートが確保されていることから、飛来物が発生した場合もアクセスルートは確保可能である。	×
凍結	・気象予報により事前の予測が十分可能であり、アクセスルートへの融雪剤散布等の事前対応によりアクセス性を確保する。 ・路面が凍結した場合にも、走行可能なタイヤ等を装着していることから、アクセスに問題を生じる可能性は小さい。	×
降水	・排水路は滞留水を速やかに海域に排水する設計とすることから、アクセス性に支障はない。	×
積雪	・気象予報により事前の予測が十分可能であり、あらかじめ体制を強化した上で、アクセスルートの積雪状況等を見計らいながら除雪することで対処が可能である。 ・積雪時においても、走行可能なタイヤ等を装着していることから、アクセスに問題を生じる可能性は小さい。	×

第 3-1 表 屋外アクセスルートに想定される自然現象 (2/2)

自然現象	概略評価結果	被害要因抽出
落雷	<ul style="list-style-type: none"> 落雷によりアクセスルートが影響を受けることはない。 落雷発生中は、屋内等に一時的に退避し、状況を見て屋外作業を実施する。 	×
火山の影響	<ul style="list-style-type: none"> 噴火発生の情報を受けた際は、あらかじめ体制を強化し、アクセスルートの除灰を行うことにより対処可能である。 	×
生物学的事象	<ul style="list-style-type: none"> 影響なし 	×
森林火災	<ul style="list-style-type: none"> アクセスルートは防火帯の内側であり、延焼の影響を受けない。また、熱影響を受けないルートにより通行が可能であるため、アクセス性に支障はない。 必要に応じて自衛消防隊が消火活動を行うことで対処が可能である。 保管場所周辺の植生火災は、防火エリアを設置するため、影響は受けない 	×
高潮	<ul style="list-style-type: none"> 高潮の影響を受けない敷地高さに設置することから影響はない。 	×

また、屋外アクセスルートに対する被害要因及び被害事象を第 3-2 表に示す。

第 3-2 表 屋外アクセスルートに対する地震時の被害要因及び被害事象

屋外アクセスルートに影響を与えるおそれのある被害要因	屋外アクセスルートで懸念される被害事象
①周辺建造物の倒壊 (建屋、送電鉄塔等)	倒壊物による通行不能
②周辺タンク等の損壊	タンク損壊に伴う火災・溢水による通行不能
③周辺斜面の崩壊	土砂流入、道路損壊による通行不能
④道路面のすべり	
⑤液状化及び揺すり込みによる不等沈下、側方流動、液状化に伴う浮き上がり	アクセスルートの不等沈下、側方流動、浮き上がりによる通行不能
⑥地盤支持力の不足	懸念される被害事象なし
⑦地中埋設建造物の損壊	陥没による通行不能

3.3 屋外アクセスルートの評価方法

アクセスルートへの影響について、第 3-2 表の被害要因ごとに評価する。

(1) 周辺構造物の倒壊及び周辺タンク等の損壊

周辺構造物の倒壊に対する影響評価については、保管場所と同様にアクセスルート周辺の構造物・タンクを対象とし、基準地震動 S_s により損壊し、アクセスルート上にがれきが発生、又は倒壊するものとしてアクセスルートへの影響を評価する。

ただし、耐震 S クラスの構造物・タンク及び S クラス以外で基準地震動 S_s により倒壊に至らないことを確認している構造物・タンクについては、アクセスルートへの影響を及ぼさない構造物・タンクとする。

構造物・タンクの損壊による影響範囲は、保守的に構造物・タンクが根元から倒壊するものとして構造物・タンク高さ分を設定する。その結果、アクセスルートの中でそれらの影響範囲内にあり、必要な幅員を確保できない区間を通行に影響を及ぼす区間として抽出する。必要な幅員については、通行車両として大型車両である可搬型代替注水大型ポンプの全幅及びホースの敷設幅を考慮し、5.0 m 以上とする。

また、周辺タンクの損壊については、可燃物施設、薬品タンク及び溢水評価対象タンクの損壊時の影響についても評価する。

可燃物施設の損壊によるアクセスルートへの影響評価フローを第 3-3 図に示す。

(2) 周辺斜面の崩壊及び道路面のすべり

周辺斜面の崩壊及び道路面のすべりによる影響については、以下の方法ですべり安定性評価を行い、評価基準と比較することにより評価を行う。影響評価においては、崩壊のおそれがある斜面がある場合は、崩壊時の堆積形状を予測し、必要な幅員が確保可能であること、又はホイールロードにより復旧可能であることを確認する。

評価対象とする斜面は下記 a. に基づき抽出し、当該斜面については、すべり安定性評価を実施する。

a. 評価対象斜面の抽出方法

評価対象斜面については、アクセスルート周辺における斜面の形状及び高さ等を考慮して抽出する。

評価対象斜面の具体的な抽出方法を以下に示す。

ただし、鋼管杭鉄筋コンクリート防潮壁沿いのアクセスルートは防潮堤背面の地盤改良した地盤嵩上げ部に設置されることから、周辺斜面の崩壊及び道路面のすべりの影響評価対象から除外する。

屋外アクセスルートの周辺斜面の崩壊及び道路面のすべりに対する影響評価断面位置図を第 3-4 図、断面図を第 3-5 図に示す。

- ・ T.P. +8 m エリアのアクセスルート沿いの斜面は、T.P. +8 m 盤とその西側の T.P. +11 m 盤を区切る擁壁及び T.P. +8 m 盤とその東側の T.P. +3 m 盤を介する法面があるこ

とから、①－①断面及び②－②断面として選定する。

- ・保管場所から T.P. +8 m エリアへのアクセスルートに対しては、斜面勾配が最も大きく斜面高さが最も高い③－③断面を選定した。また、最大高さ約 3.5 m の盛土で造成されている④－④断面を道路面のすべり評価対象斜面として選定する。

b. アクセスルートの安定性確認

保管場所と同様に、基準地震動 S_s に耐性があることを確認した D/C の西側斜面と地質・斜面形状等の比較を実施し、基準地震動 S_s に対する安定性を確認する。

c. 評価基準の設定

保管場所と同様に、アクセスルート周辺における斜面について、高さ・勾配が、D/C の西側斜面よりも斜面高さが低く緩斜面であり、かつ、地質がすべりが想定される範囲で同一であることを評価基準とする。

(3) 液状化及び揺すり込みによる不等沈下、側方流動、液状化に伴う浮き上がり

液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地中埋設構造物の液状化に伴う浮き上がりについては、下記 a. 及び b. に基づき算定した沈下量及び浮き上がり量をもとに、アクセスルートに発生する地表面の段差量を算定し、車両が通行可能であることを確認する。

a. 地中埋設構造物と埋戻し部等との境界部（埋設物境界部）

(a) 沈下量、浮き上がり量の算定法

沈下量（不等沈下量）については、液状化による沈下量と揺すり込みによる沈下量の合計とし、浮き上がり量については、液状化に伴う地中埋設構造物の揚圧力と抵抗力から算定する。

アクセスルートにおける地中埋設構造物を網羅的に抽出した上で、地下水位に応じた不等沈下量及び浮き上がり量を算定する。

アクセスルート下の地中埋設構造物を第 3-6 図に示す。

i) 液状化による沈下量

液状化による沈下量については、地下水位以深の飽和砂質地盤を対象層とし、敷地内の飽和砂質地盤における最も小さい相対密度（ A_s 層, 67.5 %）と Ishihara et al. (1992) の体積ひずみと液状化抵抗の関係から層厚の 2.3 % を沈下量として算定する。

体積ひずみと液状化抵抗の関係及び想定する沈下率を第 3-7 図に示す。

ii) 揺すり込みによる沈下量

保管場所と同様に、揺すり込みによる沈下量については、地下水位以浅の不飽和地盤を対象層とし、層厚の 1.0 % を沈下量として算定する。

iii) 液状化に伴う浮き上がり量

液状化に伴う地中埋設構造物の浮き上がりについては、構造物下端よりも地下水位が高い地中埋設構造物を対象とし、地下水位以深の飽和砂質地盤が全て液状化したと仮定して、トンネル標準示方書（土木学会，2006）に基づき、浮き上がりに対する安全率を算定する。

液状化に伴う地中埋設構造物の浮き上がりが発生すると評価された場合は、保守的に浮き上がり抵抗力の不足分を構造物周辺の地盤（埋戻土）の飽和単位体積重量及び構造物の幅で除して浮き上がり量を算定する。

(b) 地下水位の設定

保管場所と同様に、沈下量及び浮き上がり量の算定における地下水位については、防潮堤の設置により地下水位が上昇する可能性を考慮し、保守的に地表面に設定する。ただし、排水設備により、地下水位を低下させている箇所については、地下水位を別途設定する。

(c) 評価基準

保管場所と同様に、液状化及び揺すり込みによる沈下により、アクセスルートに発生する地表面の段差量及び縦横断勾配の評価基準は、緊急車両が徐行により走行可能な段差量 15 cm 及び登坂可能な勾配 12 %とする。

b. 地山と埋戻部との境界部

(a) 沈下量の算定法

沈下量（不等沈下量）については、液状化による沈下量と揺すり込みによる沈下量の合計とする。

アクセスルートにおける地下埋設構造物を網羅的に抽出した上で、地下水位に応じた不等沈下量を算定する。

また、建屋周辺については、建屋設置に伴う掘削範囲がアクセスルートと重なる箇所を抽出した上で、地下水位に応じた不等沈下量を算定する。

建屋の埋戻部の境界を第 3-8 図に示す。

i) 液状化による沈下量

地中埋設構造物と埋戻し部等との境界部（埋設物境界部）と同様に、液状化による沈下量については、地下水位以深の飽和砂質地盤を対象層とし、敷地内の飽和砂質地盤における最も小さい相対密度（ A_s 層，68 %）と Ishihara et al. (1992) の体積ひずみと液状化抵抗の関係から層厚の 2.3 %を沈下量として算定する。

ii) 揺すり込みによる沈下量

地中埋設構造物と埋戻し部等との境界部（埋設物境界部）と同様に、揺すり込みによる沈下量については、地下水位以浅の不飽和地盤を対象層とし、層厚の 1.0 %を沈

下量として算定する。

(b) 地下水位の設定

地中埋設構造物と埋戻し部等との境界部（埋設物境界部）と同様に、沈下量の算定における地下水位については、防潮堤の設置により地下水位が上昇する可能性を考慮し、保守的に地表面に設定する。ただし、排水設備により、地下水位を低下させている箇所については、地下水位を別途設定する。

(c) 評価基準

地中埋設構造物と埋戻し部等との境界部（埋設物境界部）と同様に、液状化及び揺すり込みによる沈下により、アクセスルートに発生する地表面の段差量及び縦横断勾配の評価基準は、緊急車両が徐行により走行可能な段差量 15 cm 及び登坂可能な勾配 12 % とする。

c. 側方流動

側方流動による影響は、道路橋示方書・同解説V耐震設計編（平成 14 年 3 月）より、水際線からおおむね 100 m 程度の範囲とされていることから、海岸線よりおおむね 100 m の範囲のアクセスルートを側方流動による影響の評価対象とする。

側方流動の評価範囲を第 3-9 図に示す。

(4) 地中埋設構造物の損壊

地震時における地中埋設構造物の損壊により、可搬型重大事故等対処設備の通行に影響を与えないことを確認する。地中埋設構造物の損壊による影響については、アクセスルート下の地中埋設構造物のうち耐震性が十分ではないコンクリート構造物について保守的に損壊を想定し、その内空部の高さを損壊により道路に発生する段差量として評価する。

アクセスルートに発生する地表面の段差量の評価基準は、緊急車両が徐行により走行可能な段差量 15 cm とする。

(5) 復旧時間の評価

地震時のアクセスルートとして選定したルートについて、周辺構造物の損壊箇所や周辺斜面の崩壊箇所の復旧に要する作業時間を評価し、要求時間内に通行性を確保可能か確認する。

a. 復旧方法

アクセスルート上に発生したがれき及び崩壊土砂については、ホイールローダにより復旧する。がれきや崩壊土砂の復旧方法は以下のとおりである。

(a) がれき撤去

- ・復旧により確保するアクセスルートは、対象車両（可搬型代替注水大型ポンプ）の規格及びホースの敷設幅を考慮し、幅員 5.0 m 以上とする。

- ・復旧作業は、ホイールローダを使用することとし、作業要員は2名以上（アクセスルート確保要員2名）とする。
- ・アクセスルート上のがれきについては、ホイールローダによりがれきをルート外へ押し出すことによりルートを確認する。

(b) 崩壊土砂撤去

- ・復旧により確保するアクセスルートは、対象車両（可搬型代替注水大型ポンプ）の規格及びホースの敷設幅を考慮し、幅員 5.0 m 以上、切土法面勾配は 1 : 1.0 とする。
- ・復旧作業は、ホイールローダを使用することとし、作業要員は2名以上（アクセスルート確保要員2名）とする。
- ・アクセスルート上の堆積土砂については、ホイールローダにより土砂をルート外へ押し出すことによりルートを確認する。

b. 復旧時間の算定条件

アクセスルート復旧時間の算定条件は以下のとおりとする。

- ・ホイールローダ等の可搬型重大事故等対処設備の移動速度は、通常走行時：10 km/h、がれき撤去時：1.44 km/h（30 秒/12 m）、人員（徒歩）の移動速度は 4 km/h とする。
- ・アクセスルート確保要員は、緊急時対策所に集合し、復旧作業を開始する。
- ・アクセスルート確保要員は、緊急時対策所から保管場所へ向かい、ホイールローダを操作しがれき撤去を実施する。

3.4 屋外アクセスルートの評価結果

(1) 周辺構造物の倒壊及び周辺タンク等の損壊

a. 周辺構造物の倒壊

アクセスルート近傍にある周辺構造物について、損壊による屋外アクセスルートへの影響評価を行った結果、第 3-10 図及び第 3-3 表に示すとおり、構造物等の損壊によるがれきの影響は受けるものの、アクセス性を確保することが可能であることを確認した。

- ・ 構造物等の損壊に伴うがれきの発生により、アクセスルートの必要な幅員が確保できない場合は、ホイールローダによる撤去又はがれき上へのホース、ケーブルの敷設によりアクセス性が確保可能である。
- ・ 西側保管場所近傍に設置されている送電鉄塔は、鉄塔敷地周辺の地盤変状の影響について評価を行い、影響がないことを確認しているが、損壊するものとして評価を行った。
- ・ 西側保管場所近傍の上空には送電線が架線されているが、送電線の垂れ下がりにより通行支障が発生した場合は、迂回路を通行する。

第 3-3 表 損壊時にアクセスルートの閉塞が懸念される構造物の
被害想定及び対応内容

名称	被害想定	対応内容
屋内開閉所 サンプルタンク室 (R/W) ヘパフィルター室 モルタル混練建屋 補修装置等保管倉庫 焼却炉用プロパンボンベ庫 機材倉庫 サイトバンカー建屋 廃棄物処理建屋 換気空調ダクト		<ul style="list-style-type: none"> ・非構造部材である外装板の脱落の被害が主となる鉄骨造建屋のがれきは、ホイールローダにて撤去が可能である。 ・構造物の損壊により発生したのがれきがアクセスルートに干渉した場合は、ホイールローダにてがれき撤去を実施又はがれき上へのホース、ケーブルを敷設することで、アクセス性が確保可能である。
サービス建屋 サービス建屋ボンベ庫 固体廃棄物貯蔵庫 A 棟 固体廃棄物貯蔵庫 B 棟 固体廃棄物作業建屋 緊急時対策室建屋 事務本館 タービンホール (東海発電所) 主排気ダクト	<ul style="list-style-type: none"> ・地震により構造物が倒壊し、発生したのがれきによりアクセスルートを閉塞する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・構造物の損壊により発生したのがれきがアクセスルートに干渉した場合は、迂回路を通行することで、アクセス性が確保可能である。
サービス建屋～チェックポイント歩道上屋 154 kV 引留鉄構 原子炉建屋付属棟 (ALC パネル部) 廃棄物処理建屋 (ALC パネル部) サービス建屋 (東海発電所) 排気筒 (東海発電所)		<ul style="list-style-type: none"> ・事前対策を実施するため、アクセス性が確保可能である。
275 kV 送電鉄塔 (No. 1) 154 kV 送電鉄塔 (No. 6) 154 kV 送電鉄塔 (No. 7) 154 kV 送電鉄塔 (No. 8)	<ul style="list-style-type: none"> ・地震により送電線が断線し、アクセスルート上に垂れ下がり、アクセスルートを閉塞する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・アクセスルートに送電線が垂れ下がった場合は、迂回路を通行する。 ・万一、復旧が必要な場合には油圧式ケーブルカッターにて切断する等により通行可能とする。

b. 周辺タンク等の損壊

アクセスルート周辺の屋外タンクには、可燃物施設、薬品及び水を内包するタンク等が存在し、これらが破損することを想定した場合の影響について以下のとおり評価した。

可燃物施設及び薬品タンクの配置を第 3-11 図、溢水評価対象タンクの配置を第 3-12 図に示す。

(a) 可燃物施設

可燃物施設の損壊について、損壊による屋外アクセスルートへの影響評価を行った結果、第 3-4 表に示すとおり、可燃物施設がアクセス性に影響を与えることはないことを確認した。

- ・アクセスルートが火災発生時の熱影響を受ける場合は、迂回路を通行する。
- ・主要な変圧器（主要変圧器、予備変圧器、所内変圧器、起動変圧器）は、変圧器火災対策、事故拡大防止対策が図られていること、また、防油堤内に漏えいした絶縁油は防油堤地下の廃油槽に流下することから火災発生の可能性は極めて低いと考えられるが、火災が発生するものとして評価を行った。
- ・万一、消火活動が必要となった場合においても、自衛消防隊による早期の消火活動が可能である。なお、消火活動は火災発生箇所近傍の使用可能な消火栓（原水タンク）又は防火水槽を用いる。

可燃物施設のうち、火災を想定する施設の火災発生時における輻射強度 1.6 kW/m^2 *を第 3-13 図に示す。

注記 *：石油コンビナートの防災アセスメント指針

第 3-4 表 可燃物施設損壊時の対応内容 (1/3)

名称	内容物	容量	対応内容
ディーゼル発電機 用燃料タンク	軽油	970 L	<ul style="list-style-type: none"> ・火災が発生した場合でも、アクセスルートからの離隔距離が確保されており、アクセスルートへの影響はない。 ・万一、消火活動が必要となった場合でも、自衛消防隊による早期の消火活動が可能である。
変圧器用屋外消火 ポンプ用燃料タンク	軽油	700 L	
軽油貯蔵タンク	軽油	400 kL×2	<ul style="list-style-type: none"> ・当該タンクは移設予定であり、移設に伴い、耐震 S クラス設計とすることから、火災は発生しない。 ・万一、消火活動が必要となった場合でも、自衛消防隊による早期の消火活動が可能である。
常設代替高压 電源装置	軽油	995 L×6	<ul style="list-style-type: none"> ・当該設備は S₃機能維持設計とすることから、火災は発生しない。 ・万一、消火活動が必要となった場合でも、自衛消防隊による早期の消火活動が可能である。
	潤滑油	156 L×6	
可搬型設備用 軽油タンク	軽油	30 kL×7	<ul style="list-style-type: none"> ・当該タンクは S₃機能維持設計とすることから、火災は発生しない。 ・万一、消火活動が必要となった場合でも、自衛消防隊による早期の消火活動が可能である。
緊急時対策所用 発電機燃料油 貯蔵タンク	軽油	75 kL×2	<ul style="list-style-type: none"> ・当該タンクは S₃機能維持設計とすることから、火災は発生しない。 ・万一、消火活動が必要となった場合でも、自衛消防隊による早期の消火活動が可能である。
主要変圧器	絶縁油	136 kL	<ul style="list-style-type: none"> ・火災が発生した場合は迂回路を通行する。 ・万一、消火活動が必要となった場合でも、自衛消防隊による早期の消火活動が可能である。

第 3-4 表 可燃物施設損壊時の対応内容 (2/3)

名称	内容物	容量	対応内容
予備変圧器	絶縁油	35.9 kL	<ul style="list-style-type: none"> ・火災が発生した場合でも、アクセスルートからの離隔距離が確保されており、アクセスルートへの影響はない。 ・万一、消火活動が必要となった場合でも、自衛消防隊による早期の消火活動が可能である。
所内変圧器	絶縁油	21 kL×2	
起動変圧器	絶縁油	45.95 kL 46.75 kL	
66kV 非常用 変電所	絶縁油	6.6 kL	
1 号エステート 変圧器	絶縁油	1.1 kL	
2 号エステート 変圧器	絶縁油	1.1 kL	
絶縁油 保管タンク	—	—	<ul style="list-style-type: none"> ・当該タンクは空運用であることから、火災は発生しない。
中央制御室 計器用エンジン 発電機			
緊急用エンジン 発電機燃料 タンク			
重油貯蔵タンク	重油	500 kL	<ul style="list-style-type: none"> ・当該タンクは移設予定であり、移設に伴い、地下埋設式とすることから、火災は発生しない。 ・万一、消火活動が必要となった場合でも、自衛消防隊による早期の消火活動が可能である。
緊急時対策室 建屋地下タンク	重油	20 kL	<ul style="list-style-type: none"> ・地下埋設式のタンクであり火災は発生しない。 ・万一、消火活動が必要となった場合でも、自衛消防隊による早期の消火活動が可能である。
緊急時対策室 建屋	重油	5.76 kL	<ul style="list-style-type: none"> ・火災が発生した場合でも、アクセスルートからの離隔距離が確保されており、アクセスルートへの影響はない。 ・万一、消火活動が必要となった場合でも、自衛消防隊による早期の消火活動が可能である。
オイル サービスタンク	重油	390 L	
構内服洗濯用 タンク	重油	1.82 kL	
熔融炉灯油 タンク	灯油	10 kL	<ul style="list-style-type: none"> ・火災が発生した場合は迂回路を通行する。 ・万一、消火活動が必要となった場合でも、自衛消防隊による早期の消火活動が可能である。

第 3-4 表 可燃物施設漏えい時被害想定 (3/3)

名称	内容物	容量	対応内容
油倉庫	第 1 石油類	900 L	<ul style="list-style-type: none"> 倉庫そのものが危険物を保管するための専用の保管庫（壁，柱，床等を不燃材料で設置等）となっているため，火災の発生リスクは低い。 万一，消火活動が必要となった場合でも，自衛消防隊による早期の消火活動が可能である。
	第 2 石油類	2.2 kL	
	第 3 石油類	18.2 kL	
	第 4 石油類	21 kL	
	アルコール類	200 L	
No. 1 保修用油倉庫	第 1 石油類	100 L	
	第 2 石油類	4 kL	
	第 4 石油類	90 kL	
No. 2 保修用油倉庫	第 4 石油類	100 kL	
H2 ボンベ庫	水素	7 m ³ ×20	<ul style="list-style-type: none"> ボンベはチェーンにより固縛されており，転倒による損傷は考えにくく，また着火源とも成り難いため火災の発生リスクは低い。 万一，消火活動が必要となった場合でも，自衛消防隊による早期の消火活動が可能である。
予備ボンベ庫①	水素	7 m ³ ×40	
予備ボンベ庫②	水素	7 m ³ ×20	
所内ボイラー プロパン ボンベ庫	プロパン	50 kg×4	
焼却炉用 プロパン ボンベ庫	プロパン	500 kg×5	
サービス建屋 ボンベ庫	アセチレン	7 kg×3	
廃棄物処理建屋 化学分析用 ボンベ庫	アセチレン	7 kg×1	
	アルゴン＋ メタン	7 m ³ ×4	
食堂用プロパン ボンベ庫	プロパン	50 kg×18	<ul style="list-style-type: none"> 基礎に固定して設置しており，転倒による損傷は考えにくく，また着火源とも成り難いため火災の発生リスクは低い。 万一，消火活動が必要となった場合でも，自衛消防隊による早期の消火活動が可能である。
水素貯槽	水素	6.7 m ³	

(b) 薬品タンク

薬品タンクについて、損壊による屋外アクセスルートへの影響評価を行った結果、第 3-5 表に示すとおり、薬品タンクがアクセス性に影響を与えることはないことを確認した。

- ・薬品タンクが損壊した場合、薬品タンク周辺の路面勾配による路肩への流下が考えられることから、影響は小さいと考えられる。

漏えいした薬品は堰や建屋の周辺への滞留が想定されるが、薬品タンクはアクセスルートから 10 m 以上離れているため、漏えいによる影響は小さいと考えられる。

また、漏えい時にアクセスや送水ホースの敷設作業等が必要な場合は、防護具の着用及び送水ホースを薬品耐性のあるゴム等により防護する。

- ・なお、薬品タンクは堰内又は建屋内に設置されているため、漏えいによる影響は限定的と考えられる。また、屋外に設置されている窒素ガス供給設備液体窒素貯蔵タンクは、漏えいした場合であっても大気中に拡散することから、漏えいによる影響が限定的と考えられる。

第 3-5 表 薬品タンク漏えい時の対応内容 (1/2)

名称	内容物	容量 (濃度)	対応内容
硫酸貯蔵タンク *1	硫酸	50 kL (95 %)	<ul style="list-style-type: none"> ・路面勾配による路肩への流下，送水ホースを薬品防護するため，影響は小さい。 ・薬品タンクは，アクセスルートから 10 m 以上離れているため，漏えいした薬品がタンク周辺に滞留していた場合でも，漏えいによる影響は小さい。 ・保護具の着用，送水ホース等の保護を行うことから，人体への影響はない。
R/W 中和硫酸供給用硫酸タンク *1		600 L (95 %)	
希硫酸槽 *1		444 L (10 %)	
硫酸貯槽 *1		3 kL (95 %)	
カチオン塔用硫酸希釈槽 *3		880 L (20 %)	
カチオン塔用硫酸計量槽 *3		160 L (95 %)	
MB-P 塔用硫酸計量槽 *3		155 L (95 %)	
MB-P 塔用硫酸希釈槽 *3		155 L (20 %)	
硫酸希釈槽 *2		1.19 kL (10 %)	

第 3-5 表 薬品タンク漏えい時の対応内容 (2/2)

名称	内容物	容量 (濃度)	対応内容
苛性ソーダ 貯蔵タンク *2	苛性 ソーダ	50 kL (25 %)	<ul style="list-style-type: none"> ・路面勾配による路肩への流下，送水ホースを薬品防護するため，影響は小さい。 ・薬品タンクは，アクセスルートから 10 m 以上離れているため，漏えいした薬品がタンク周辺に滞留していた場合でも，漏えいによる影響は小さい。 ・保護具の着用，送水ホース等の保護を行うことから，人体への影響はない。
溶融炉苛性 ソーダタンク *4		3 kL (25 %)	
苛性ソーダ貯槽 *2		10 kL (25 %)	
アニオン塔用苛性ソーダ計量槽 *3		540 L (25 %)	
MB-P 塔用苛性ソーダ計量槽 *3		155 L (25 %)	
硫酸第一鉄 薬注タンク	硫酸 第一鉄	7 kL (90 %～ 100 %)	
溶融炉アンモニア タンク *4	アンモ ニア	1 kL (10 %～ 35 %)	
S/B 用次亜塩素 溶解タンク *3	次亜 塩素酸 ナト リウム	200 L (6 %)	
構内用次亜塩素 溶解タンク *3		200 L (6 %)	
PAC 貯槽 *2	ポリ 塩化 アルミ ニウム	6 kL (10 %～ 11 %)	
アニオン塔 *3	アニ オン 樹脂	5.4 kL×2 (35 %～ 60 %)	
カチオン塔 *3	カチ オン 樹脂	3.49 kL×2 (35 %～ 60 %)	
窒素ガス供給設備 液体窒素貯蔵 タンク	液化 窒素	55.6 kL (99.99 %)	<ul style="list-style-type: none"> ・大気中に拡散することから，漏えいによる影響は小さい。

注記 *1：タンクが破損し，漏えいしても全容量を収容できる堰をタンクの周辺に設置している。

*2：タンクの周辺に堰を設置している。

*3：タンクは建屋内に設置している。

*4：アクセスルートから十分な離隔を確保した箇所に移設する。

(c) 溢水タンク

溢水評価対象タンクについて、損壊による屋外アクセスルートへの影響評価を行った結果、第 3-6 表に示すとおり、溢水評価対象タンクがアクセス性に影響を与えることはないことを確認した。

- ・周辺の道路上及び排水設備を自然流下し比較的短時間で拡散することからアクセスルートにおける徒歩*及び可搬型重大事故等対処設備の走行及び運搬に影響はない。

注記 *：建屋の浸水時における歩行可能な水深は、歩行困難水深及び水圧でドアが開かなくなる水深などから 30 cm 以下と設定されており、屋外においても同様な値とする。

「地下空間における浸水対策ガイドライン」（平成 28 年 1 月現在 国土交通省 HP）参照

第 3-6 表 溢水評価対象タンク漏えい時の対応内容 (1/2)

名称	容量	対応内容
碍子洗浄タンク	100 kL	<ul style="list-style-type: none"> ・地震によりタンク又は付属配管が破損した場合でも、周辺の空地が平坦かつ広大であり、比較的短時間で拡散することから、アクセス性に影響はない。 ・溢水が発生した場合であっても、純水、ろ過水等であり、人体への影響はない。 ・原子炉建屋西側接続口は、津波（敷地に遡上する津波を含む。）や竜巻等の影響を考慮し、止水処理を施した地下格納槽内に設置することからタンク破損による溢水の影響はない。
HHOG 冷水塔	1.5 kL	
HHOG 補給水タンク	2.39 kL	
取水口ろ過水ヘッドタンク	20 kL	
ブローダウンタンク	1.67 kL	
S/B 飲料水タンク	10 kL	
チェックポイント高置水槽	4 kL	
AD ビル飲料水タンク	22 kL	
構内服ランドリー受水槽	4 kL	
600 トン純水タンク	600 kL	
放管センター受水槽	22 kL	
原子力館受水槽（ろ過水）	12 kL	
原子力館受水槽（飲料水）	12 kL	
ろ過用水高築水槽	20 kL	
活性炭ろ過器	40 kL×2	
No. 1pH 調整槽	2.7 kL	
No. 2pH 調整槽	1.32 kL	
凝集沈殿槽	78 kL	
パルセーター	200 kL	
第 1 ろ過水タンク	150 kL	
加圧水槽	1.1 kL	
薬品混合槽	8.4 kL	
加圧浮上分離槽	74.82 kL	

第 3-6 表 溢水評価対象タンク漏えい時の対応内容 (2/2)

名称	容量	対応内容
第 2 ろ過水タンク	150 kL	<ul style="list-style-type: none"> ・地震によりタンク又は付属配管が破損した場合でも、周辺の空地が平坦かつ広大であり、比較的短時間で拡散することから、アクセス性に影響はない。 ・溢水が発生した場合であっても、純水、ろ過水等であり、人体への影響はない。 ・原子炉建屋西側接続口は、津波（敷地に遡上する津波を含む。）や竜巻等の影響を考慮し、止水処理を施した地下格納槽内に設置することからタンク破損による溢水の影響はない。
濃縮槽	62 kL	
多目的タンク	1,500 kL	
モノバルブフィルター	92.2 kL×2	
モノスコアフィルター	15.3 kL	
原水タンク	1,000 kL	
ろ過水貯蔵タンク	1,500 kL	
純水貯蔵タンク	500 kL	
脱炭酸水槽	2 kL×2	
温水槽	14 kL	
中間槽	15 kL	

(2) 周辺斜面の崩壊及び道路面のすべり

アクセスルートの周辺斜面の崩壊及び道路面のすべりについて、影響評価を行った結果、第 3-7 表に示すとおり、評価対象斜面の安定性に影響がないこと、ホイールロードによる復旧が可能なこと、又は当該アクセスルートを地震時に使用しないことで、アクセス性に影響を与えることはないことを確認した。

- ・①－①断面については、基準地震動 S_s に対して耐性のある D/C の西側斜面と比較すると、急斜面であるため崩壊を想定し、ホース等を敷設する場合に、必要な道幅（5.0 m）の確保が困難であることから、ホイールロードによる復旧が可能なことを確認した。
- ・②－②断面については、D/C の西側斜面と比較すると、急斜面であるため崩壊を想定し、復旧に時間を要することから、当該アクセスルートは地震時には使用しないものとする。
- ・③－③断面については、D/C の西側斜面と比較すると、すべりが想定される範囲で地質は同一であり、緩斜面かつ斜面高さが同等であることから基準地震動 S_s に対して裕度があり、崩壊及びすべりは発生しないことを確認した。
- ・④－④断面については、盛土の施工において改良土等により、安定性が確認されている強度（地山（du 層）相当）を確保するため、アクセスルートへの影響はない。

第 3-7 表 アクセスルートの周辺斜面の崩壊及び道路面のすべりの評価結果

被害要因	評価結果		【評価基準】 D/C の西側斜面
	①-①断面	③-③断面	
③周辺斜面の崩壊	影響あり (ホイールローダにより復旧) 地質：擁壁，埋戻土，du 層 斜面勾配：直 (1:0) 斜面高さ：3 m 安定性評価：崩壊を想定	影響なし 地質：du 層 斜面勾配：1:2.0 ^{*1} 斜面高さ：最大約 14 m ^{*1} 安定性評価：問題なし	地質：du 層 斜面勾配：1:1.9 斜面高さ：14 m

被害要因	評価結果		【評価基準】 D/C の西側斜面
	②-②断面	④-④断面	
④道路面のすべり	影響あり (当該ルートを使用しない) 地質：du 層 斜面勾配：1:1.5 斜面高さ：5 m 安定性評価：崩壊を想定	影響なし 地質：盛土 ^{*2} 斜面勾配：1:2.0 斜面高さ：最大約 3.5 m 安定性評価：問題なし	地質：du 層 斜面勾配：1:1.9 斜面高さ：14 m

注記 *1：アクセスルート沿いの切土部における最大斜面勾配は 1:2.0，最大斜面高さは 5 m である。また，③-③断面は，斜面高さが最大約 14 m であるが，平均勾配は 1:7.8 の緩い斜面である。

*2：盛土の施工において，改良土等により，安定性が確認されている強度（地山（du 層）相当）を確保する。

(3) 液状化及び揺すり込みによる不等沈下，側方流動，液状化に伴う浮き上がり

a. 不等沈下（地中埋設構造物と埋戻し部等との境界部）

地震時に車両通行を想定するアクセスルートの地中埋設構造物と埋戻し部等との境界部について，不等沈下による段差量の評価を行った結果を第 3-8 表に示す。

第 3-8 表 相対沈下量算定結果

：段差（相対沈下量）が15 cmを超える箇所						
No.	名称	路面高	基礎 下端	構造物高	地下 水位	相対 沈下量
		T. P. + (m)	T. P. + (m)	(m)	T. P. + (m)	(cm)
2	電線管路	8.0	7.2	0.10	8.0	0.3
5	電線管路	8.0	5.7	0.85	8.0	2.0
6	電線管路	8.0	5.7	0.85	8.0	2.0
7	電線管路	8.0	6.6	0.32	8.0	0.8
8	電線管路	8.0	6.7	0.16	8.0	0.4
9	電線管路	8.0	6.8	0.16	8.0	0.4
12	電線管路	8.0	6.5	0.16	8.0	0.4
14	電線管路	8.0	7.1	0.10	8.0	0.3
15	電線管路	8.0	6.5	0.20	8.0	0.5
16	電線管路	8.0	6.6	0.25	8.0	0.6
17	電線管路	8.0	6.8	0.10	8.0	0.3
18	電線管路	8.0	6.8	0.15	8.0	0.4
19	電線管路	8.0	7.3	0.10	8.0	0.3
23	電線管路	8.0	6.6	0.13	8.0	0.3
24	電線管路	8.0	6.6	0.15	8.0	0.4
25	電線管路	8.0	7.4	0.11	8.0	0.3
26	電線管路	8.0	7.4	0.11	8.0	0.3
27	電線管路	8.0	7.4	0.11	8.0	0.3
28	電線管路	8.0	7.6	0.10	8.0	0.3
29	電線管路	8.0	7.2	0.11	8.0	0.3
30	浄化槽配管	8.0	6.3	0.40	8.0	1.0
31	浄化槽配管	8.0	6.3	0.40	8.0	1.0
32	消火配管	8.0	6.3	0.17	8.0	0.4
33	消火配管	8.0	6.6	0.17	8.0	0.4
34	消火配管	8.0	6.7	0.11	8.0	0.3
35	消火配管	8.0	6.9	0.11	8.0	0.3
36	ろ過水配管	8.0	6.6	0.09	8.0	0.3
37	ろ過水配管	8.0	6.6	0.09	8.0	0.3
38	ろ過水配管	8.0	6.5	0.32	8.0	0.8
39	ろ過水配管	8.0	6.9	0.17	8.0	0.4
40	ろ過水配管	8.0	6.8	0.17	8.0	0.4
44	D/Yドレン配管	8.0	6.6	0.11	8.0	0.3
45	D/Yドレン配管	8.0	6.6	0.11	8.0	0.3
46	D/Yドレン配管	8.0	6.6	0.11	8.0	0.3
48	OG配管	8.0	3.7	0.76	8.0	1.8
49	OG配管	8.0	4.4	0.76	8.0	1.8
51	MUW配管	8.0	5.8	0.17	8.0	0.4
52	MUW配管	8.0	6.6	0.06	8.0	0.2
53	MUW配管	8.0	5.8	0.17	8.0	0.4
54	D G S W配管	8.0	4.3	0.46	8.0	1.1
55	ケーブル管路	8.0	6.7	0.12	8.0	0.3
57	ケーブル管路	8.0	6.7	0.12	8.0	0.3
58	ケーブル管路	8.0	6.7	0.12	8.0	0.3
59	ケーブル管路	8.0	6.7	0.12	8.0	0.3
60	ケーブル管路	8.0	6.7	0.12	8.0	0.3
61	ケーブル管路	8.0	6.7	0.12	8.0	0.3
64	ケーブル管路	8.0	6.7	0.12	8.0	0.3
68	排水溝	8.0	7.4	0.60	8.0	1.4
69	原水系，消火系トレンチ	8.0	6.9	1.08	8.0	2.5
70	消火系トレンチ	8.0	7.2	0.76	8.0	1.8
71	電線管トレンチ	8.0	7.7	0.34	8.0	0.8
79	消火系トレンチ	8.0	7.3	0.75	8.0	1.8
80	プロパン配管トレンチ	8.0	7.6	0.45	8.0	1.1
82	排水溝	8.0	7.6	0.42	8.0	1.0
83	排水溝	8.0	7.4	0.60	8.0	1.4
84	補助蒸気系トレンチ	8.0	7.5	0.46	8.0	1.1
86	排水溝	8.0	7.7	0.29	8.0	0.7
87	ろ過水系トレンチ	8.0	6.8	1.20	8.0	2.8
88	排水溝	8.0	7.5	0.51	8.0	1.2
91	R H R S配管	8.0	4.2	2.00	8.0	4.6
92	R H R S配管	8.0	4.4	1.80	8.0	4.2
93	ケーブル管路	8.0	5.9	0.90	8.0	2.1
94	ケーブル管路	8.0	5.9	0.90	8.0	2.1
95	ケーブル管路	8.0	5.9	0.90	8.0	2.1
118	復水器冷却用取水路（東海発電所）	8.0	-7.7	8.50	8.0	19.6
123	一般排水配管	8.0	5.3	0.58	8.0	1.4
125	予備変圧器洞道	8.0	6.1	0.27	8.0	0.7
126	蒸気系配管	8.0	5.3	0.08	8.0	0.2
127	電線管路	8.0	6.9	0.30	8.0	0.7
128	電線管路	8.0	6.2	0.45	8.0	1.1
129	R H R S配管	8.0	5.5	2.00	8.0	4.6
130	R H R S配管	8.0	5.7	1.80	8.0	4.2
131	OG配管	8.0	3.8	0.22	8.0	0.5
132	一般排水配管	8.0	6.7	0.36	8.0	0.9
133	一般排水配管	8.0	6.9	0.36	8.0	0.9
134	一般排水配管	8.0	6.9	0.25	8.0	0.6
135	OG配管	8.0	3.7	0.76	8.0	1.8
136	MUW配管	8.0	6.7	0.06	8.0	0.2
137	D G S W配管	8.0	4.3	0.46	8.0	1.1

b. 浮き上がり（地中埋設構造物と埋戻し部等との境界部）

地震時に車両通行を想定するアクセスルートの中埋設構造物と埋戻し部等との境界部について、浮き上がりによる段差量の評価を行った結果を第 3-9 表に示す。

第 3-9 表 浮き上がり評価結果

 : 浮き上がり量が15 cmを超える箇所

No.	名称	路面高	基礎 下端	構造物高	地下 水位	揚圧力 U	浮き上がり 抵抗力 W	浮き上がり 安全率 F s	浮き上がり 量 δ h
		T. P. + (m)	T. P. + (m)	(m)	T. P. + (m)	(kN/m)	(kN/m)		(m)
2	電線管路	8.000	7.230	0.100	8.000	—	—	—	—
5	電線管路	8.000	5.660	0.850	8.000	40.4	29.7	0.73	0.62
6	電線管路	8.000	5.660	0.850	8.000	42.2	30.9	0.73	0.63
7	電線管路	8.000	6.580	0.320	8.000	12.1	20.2	1.67	—
8	電線管路	8.000	6.720	0.160	8.000	8.7	11.9	1.37	—
9	電線管路	8.000	6.840	0.160	8.000	7.4	10.5	1.41	—
12	電線管路	8.000	6.540	0.160	8.000	8.5	11.3	1.33	—
14	電線管路	8.000	7.140	0.100	8.000	—	—	—	—
15	電線管路	8.000	6.480	0.200	8.000	7.4	10.3	1.39	—
16	電線管路	8.000	6.590	0.250	8.000	8.2	12.5	1.53	—
17	電線管路	8.000	6.780	0.100	8.000	—	—	—	—
18	電線管路	8.000	6.830	0.150	8.000	—	—	—	—
19	電線管路	8.000	7.340	0.100	8.000	—	—	—	—
23	電線管路	8.000	6.610	0.130	8.000	—	—	—	—
24	電線管路	8.000	6.570	0.150	8.000	—	—	—	—
25	電線管路	8.000	7.440	0.110	8.000	—	—	—	—
26	電線管路	8.000	7.440	0.110	8.000	—	—	—	—
27	電線管路	8.000	7.440	0.110	8.000	—	—	—	—
28	電線管路	8.000	7.580	0.100	8.000	—	—	—	—
29	電線管路	8.000	7.190	0.110	8.000	—	—	—	—
30	浄化槽配管	8.000	6.294	0.400	8.000	13.5	12.1	0.90	0.17
31	浄化槽配管	8.000	6.294	0.400	8.000	13.5	12.1	0.90	0.17
32	消火配管	8.000	6.335	0.165	8.000	5.3	5.4	1.01	—
33	消火配管	8.000	6.635	0.165	8.000	4.4	4.4	1.01	—
34	消火配管	8.000	6.686	0.114	8.000	—	—	—	—
35	消火配管	8.000	6.886	0.114	8.000	—	—	—	—
36	ろ過水配管	8.000	6.611	0.089	8.000	—	—	—	—
37	ろ過水配管	8.000	6.611	0.089	8.000	—	—	—	—
38	ろ過水配管	8.000	6.482	0.319	8.000	9.4	9.3	0.99	0.02
39	ろ過水配管	8.000	6.935	0.165	8.000	3.4	3.4	1.01	—
40	ろ過水配管	8.000	6.835	0.165	8.000	3.7	3.8	1.01	—
44	D/Yドレン配管	8.000	6.586	0.114	8.000	—	—	—	—
45	D/Yドレン配管	8.000	6.586	0.114	8.000	—	—	—	—
46	D/Yドレン配管	8.000	6.586	0.114	8.000	—	—	—	—
48	OG配管	8.000	3.738	0.762	8.000	63.0	57.3	0.91	0.39
49	OG配管	8.000	4.438	0.762	8.000	52.7	47.0	0.89	0.39
51	MUW配管	8.000	5.835	0.165	8.000	6.9	7.0	1.00	—
52	MUW配管	8.000	6.640	0.061	8.000	—	—	—	—
53	MUW配管	8.000	5.835	0.165	8.000	6.9	7.0	1.00	—
54	DG S W配管	8.000	4.343	0.457	8.000	32.4	32.2	0.99	0.03
55	ケーブル管路	8.000	6.680	0.120	8.000	—	—	—	—
57	ケーブル管路	8.000	6.680	0.120	8.000	—	—	—	—
58	ケーブル管路	8.000	6.680	0.120	8.000	—	—	—	—
59	ケーブル管路	8.000	6.680	0.120	8.000	—	—	—	—
60	ケーブル管路	8.000	6.680	0.120	8.000	—	—	—	—
61	ケーブル管路	8.000	6.680	0.120	8.000	—	—	—	—
64	ケーブル管路	8.000	6.680	0.120	8.000	—	—	—	—
68	排水溝	8.000	7.400	0.600	8.000	9.3	3.1	0.34	0.40
69	原水系、消火系トレンチ	8.000	6.920	1.080	8.000	28.9	5.7	0.20	0.87
70	消火系トレンチ	8.000	7.240	0.760	8.000	14.2	3.9	0.27	0.55
71	電線管トレンチ	8.000	7.660	0.340	8.000	3.0	1.7	0.55	0.15
79	消火系トレンチ	8.000	7.250	0.750	8.000	14.4	3.9	0.27	0.55
80	プロパン配管トレンチ	8.000	7.550	0.450	8.000	6.4	2.6	0.41	0.27
82	排水溝	8.000	7.580	0.420	8.000	4.7	2.2	0.46	0.23
83	排水溝	8.000	7.400	0.600	8.000	9.3	3.1	0.34	0.40
84	補助蒸気系トレンチ	8.000	7.540	0.460	8.000	7.5	2.9	0.38	0.28
86	排水溝	8.000	7.710	0.290	8.000	3.0	1.8	0.58	0.12
87	ろ過水系トレンチ	8.000	6.800	1.200	8.000	21.0	4.8	0.23	0.93
88	排水溝	8.000	7.490	0.510	8.000	4.9	2.2	0.44	0.28
91	RHR S配管	8.000	4.200	2.000	8.000	149.8	126.3	0.84	0.60
92	RHR S配管	8.000	4.400	1.800	8.000	127.7	108.6	0.85	0.54
93	ケーブル管路	8.000	5.900	0.900	8.000	146.7	333.3	2.27	—
94	ケーブル管路	8.000	5.900	0.900	8.000	146.7	333.3	2.27	—
95	ケーブル管路	8.000	5.900	0.900	8.000	146.7	333.3	2.27	—
118	復水器冷却用取水路（東海発電所）	8.000	-7.700	8.500	8.000	2984.9	3128.3	1.05	—
123	一般排水配管	8.000	5.276	0.584	8.000	30.9	27.4	0.89	0.31
125	予備変圧器洞道	8.000	6.140	0.265	8.000	14.1	13.4	0.95	0.09
126	蒸気系配管	8.000	5.324	0.076	8.000	4.0	4.0	1.00	—
127	電線管路	8.000	6.900	0.300	8.000	16.0	29.0	1.81	—
128	電線管路	8.000	6.230	0.450	8.000	27.5	48.2	1.75	—
129	RHR S配管	8.000	5.500	2.000	8.000	97.0	74.4	0.77	0.58
130	RHR S配管	8.000	5.700	1.800	8.000	80.3	61.9	0.77	0.53
131	OG配管	8.000	3.784	0.216	8.000	17.7	17.4	0.98	0.07
132	一般排水配管	8.000	6.738	0.360	8.000	8.8	7.6	0.86	0.18
133	一般排水配管	8.000	6.939	0.360	8.000	7.4	6.2	0.83	0.18
134	一般排水配管	8.000	6.942	0.254	8.000	5.2	4.7	0.90	0.11
135	OG配管	8.000	3.738	0.762	8.000	63.0	57.3	0.91	0.39
136	MUW配管	8.000	6.740	0.061	8.000	—	—	—	—
137	DG S W配管	8.000	4.343	0.457	8.000	32.4	32.2	0.99	0.03

c. 不等沈下（地山と埋戻し部との境界部）

地震時に車両通行を想定するアクセスルート之地山と埋戻し部との境界部について、不等沈下による段差量の算定を行った結果を第 3-10 表（地中埋設構造物の埋戻し部の沈下量算定結果）及び第 3-11 表（建屋の埋戻し部の沈下量算定結果）に示す。

第 3-10 表 埋戻部の沈下量算定結果（地中埋設構造物）

：沈下量が15 cmを超える箇所

No.	名称	路面高	基礎 下端	構造物高	地下 水位	埋戻部の 沈下量
		T. P. + (m)	T. P. + (m)	(m)	T. P. + (m)	(cm)
2	電線管路	8.0	7.2	0.10	8.0	1.8
5	電線管路	8.0	5.7	0.85	8.0	5.4
6	電線管路	8.0	5.7	0.85	8.0	5.4
7	電線管路	8.0	6.6	0.32	8.0	3.3
8	電線管路	8.0	6.7	0.16	8.0	3.0
9	電線管路	8.0	6.8	0.16	8.0	2.7
12	電線管路	8.0	6.5	0.16	8.0	3.4
14	電線管路	8.0	7.1	0.10	8.0	2.0
15	電線管路	8.0	6.5	0.20	8.0	3.5
16	電線管路	8.0	6.6	0.25	8.0	3.3
17	電線管路	8.0	6.8	0.10	8.0	2.9
18	電線管路	8.0	6.8	0.15	8.0	2.7
19	電線管路	8.0	7.3	0.10	8.0	1.6
23	電線管路	8.0	6.6	0.13	8.0	3.2
24	電線管路	8.0	6.6	0.15	8.0	3.3
25	電線管路	8.0	7.4	0.11	8.0	1.3
26	電線管路	8.0	7.4	0.11	8.0	1.3
27	電線管路	8.0	7.4	0.11	8.0	1.3
28	電線管路	8.0	7.6	0.10	8.0	1.0
29	電線管路	8.0	7.2	0.11	8.0	1.9
30	浄化槽配管	8.0	6.3	0.40	8.0	4.0
31	浄化槽配管	8.0	6.3	0.40	8.0	4.0
32	消火配管	8.0	6.3	0.17	8.0	3.9
33	消火配管	8.0	6.6	0.17	8.0	3.2
34	消火配管	8.0	6.7	0.11	8.0	3.1
35	消火配管	8.0	6.9	0.11	8.0	2.6
36	ろ過水配管	8.0	6.6	0.09	8.0	3.2
37	ろ過水配管	8.0	6.6	0.09	8.0	3.2
38	ろ過水配管	8.0	6.5	0.32	8.0	3.5
39	ろ過水配管	8.0	6.9	0.17	8.0	2.5
40	ろ過水配管	8.0	6.8	0.17	8.0	2.7
44	D/Yドレン配管	8.0	6.6	0.11	8.0	3.3
45	D/Yドレン配管	8.0	6.6	0.11	8.0	3.3
46	D/Yドレン配管	8.0	6.6	0.11	8.0	3.3
48	OG配管	8.0	3.7	0.76	8.0	9.9
49	OG配管	8.0	4.4	0.76	8.0	8.2
51	MUW配管	8.0	5.8	0.17	8.0	5.0
52	MUW配管	8.0	6.6	0.06	8.0	3.2
53	MUW配管	8.0	5.8	0.17	8.0	5.0
54	D G S W配管	8.0	4.3	0.46	8.0	8.5
55	ケーブル管路	8.0	6.7	0.12	8.0	3.1
57	ケーブル管路	8.0	6.7	0.12	8.0	3.1
58	ケーブル管路	8.0	6.7	0.12	8.0	3.1
59	ケーブル管路	8.0	6.7	0.12	8.0	3.1
60	ケーブル管路	8.0	6.7	0.12	8.0	3.1
61	ケーブル管路	8.0	6.7	0.12	8.0	3.1
64	ケーブル管路	8.0	6.7	0.12	8.0	3.1
68	排水溝	8.0	7.4	0.60	8.0	1.4
69	原水系、消火系トレンチ	8.0	6.9	1.08	8.0	2.5
70	消火系トレンチ	8.0	7.2	0.76	8.0	1.8
71	電線管トレンチ	8.0	7.7	0.34	8.0	0.8
79	消火系トレンチ	8.0	7.3	0.75	8.0	1.8
80	プロパン配管トレンチ	8.0	7.6	0.45	8.0	1.1
82	排水溝	8.0	7.6	0.42	8.0	1.0
83	排水溝	8.0	7.4	0.60	8.0	1.4
84	補助蒸気系トレンチ	8.0	7.5	0.46	8.0	1.1
86	排水溝	8.0	7.7	0.29	8.0	0.7
87	ろ過水系トレンチ	8.0	6.8	1.20	8.0	2.8
88	排水溝	8.0	7.5	0.51	8.0	1.2
91	R H R S 配管	8.0	4.2	2.00	8.0	8.8
92	R H R S 配管	8.0	4.4	1.80	8.0	8.3
93	ケーブル管路	8.0	5.9	0.90	8.0	4.9
94	ケーブル管路	8.0	5.9	0.90	8.0	4.9
95	ケーブル管路	8.0	5.9	0.90	8.0	4.9
118	復水器冷却用取水路（東海発電所）	8.0	-7.7	8.50	8.0	36.2
123	一般排水配管	8.0	5.3	0.58	8.0	6.3
125	予備変圧器洞道	8.0	6.1	0.27	8.0	4.3
126	蒸気系配管	8.0	5.3	0.08	8.0	6.2
127	電線管路	8.0	6.9	0.30	8.0	2.6
128	電線管路	8.0	6.2	0.45	8.0	4.1
129	R H R S 配管	8.0	5.5	2.00	8.0	5.8
130	R H R S 配管	8.0	5.7	1.80	8.0	5.3
131	OG配管	8.0	3.8	0.22	8.0	9.7
132	一般排水配管	8.0	6.7	0.36	8.0	3.0
133	一般排水配管	8.0	6.9	0.36	8.0	2.5
134	一般排水配管	8.0	6.9	0.25	8.0	2.5
135	OG配管	8.0	3.7	0.76	8.0	9.9
136	MUW配管	8.0	6.7	0.06	8.0	2.9
137	D G S W配管	8.0	4.3	0.46	8.0	8.5

第 3-11 表 埋戻部の沈下量算定結果（建屋）

No.	名称	路面高	基礎 * 下端	地下 水位	掘削形式	アクセス ルートへの 影響	埋戻部の 沈下量 (cm)
		T. P. + (m)	T. P. + (m)	T. P. + (m)	開削, 土留	影響有: × 影響無: ○	
11	原子炉建屋	8.0	-15.0	-15.0	開削	×	23.0
13	水電解装置建屋	8.0	6.7	8.0	開削	○	—
19	廃棄物処理建屋	8.0	-13.2	-13.2	土留	×	21.2
37	補修装置等保管倉庫	8.0	6.9	8.0	開削	○	—
44	事務本館	8.0	5.5	8.0	開削	○	—
46	タービンホール（東海発電所）	8.0	0.6	8.0	開削	○	—
47	サービス建屋（東海発電所）	8.0	6.4	8.0	開削	○	—
50	固化処理建屋	8.0	5.5	8.0	開削	○	—
51	サイトバンカー建屋	8.0	1.6	8.0	開削	×	14.8
Q	排気筒	8.0	4.3	8.0	土留	○	—

注記 *：基礎下端の標高については，基礎下の砕石等の高さを考慮し，砕石等の下端を標高とする。

d. 側方流動

側方流動について影響評価を行った結果，評価範囲のアクセスルート（取水構造物西側のアクセスルート）の東側は，鉄筋コンクリート防潮壁，鋼製防護壁又は取水構造物が設置されており，護岸背面の地盤改良を行うことから，側方流動は発生しないと考えられるが，当該アクセスルートは T. P. +8 m エリアと T. P. +3 m エリアの境となる斜面の法肩付近に位置するため，地震時の地盤変状が想定される。

当該部の復旧には時間を要することから，当該アクセスルートは地震時には使用しないものとする。

なお，鉄筋コンクリート防潮壁は，水際線に並行する岩盤に支持された地中連続壁基礎が設置されることから，本防潮壁の西側は側方流動は発生しない。

(4) 地中埋設構造物の損壊

地震時に車両通行を想定するアクセスルートの損壊が想定される地中埋設構造物について，損壊による影響評価を行った結果を第 3-12 表に示す。

第 3-12 表 構造物損壊評価の抽出結果

：損壊時に段差が15 cmを超える箇所

No.	名称	構造物の分類	構造物高
			(m)
2	電線管路	鋼管	0.10
5	電線管路	コンクリート構造物	0.85
6	電線管路	コンクリート構造物	0.85
7	電線管路	鋼管	0.32
8	電線管路	鋼管	0.16
9	電線管路	鋼管	0.16
12	電線管路	鋼管	0.16
14	電線管路	鋼管	0.10
15	電線管路	鋼管	0.20
16	電線管路	鋼管	0.25
17	電線管路	鋼管	0.10
18	電線管路	鋼管	0.15
19	電線管路	鋼管	0.10
23	電線管路	鋼管	0.13
24	電線管路	鋼管	0.15
25	電線管路	鋼管	0.11
26	電線管路	鋼管	0.11
27	電線管路	鋼管	0.11
28	電線管路	鋼管	0.10
29	電線管路	鋼管	0.11
30	浄化槽配管	鋼管	0.41
31	浄化槽配管	鋼管	0.41
32	消火配管	鋼管	0.17
33	消火配管	鋼管	0.17
34	消火配管	鋼管	0.11
35	消火配管	鋼管	0.11
36	ろ過水配管	鋼管	0.09
37	ろ過水配管	鋼管	0.09
38	ろ過水配管	鋼管	0.32
39	ろ過水配管	鋼管	0.17
40	ろ過水配管	鋼管	0.17
44	D/Yドレン配管	鋼管	0.11
45	D/Yドレン配管	鋼管	0.11
46	D/Yドレン配管	鋼管	0.11
48	OG配管	鋼管	0.76
49	OG配管	鋼管	0.76
51	MUW配管	鋼管	0.17
52	MUW配管	鋼管	0.06
53	MUW配管	鋼管	0.17
54	D G S W配管	鋼管	0.46
55	ケーブル管路	鋼管	0.12
57	ケーブル管路	鋼管	0.12
58	ケーブル管路	鋼管	0.12
59	ケーブル管路	鋼管	0.12
60	ケーブル管路	鋼管	0.12
61	ケーブル管路	鋼管	0.12
64	ケーブル管路	鋼管	0.12
68	排水溝	コンクリート構造物	0.60
69	原水系、消火系トレンチ	コンクリート構造物	1.08
70	消火系トレンチ	コンクリート構造物	0.76
71	電線管トレンチ	コンクリート構造物	0.34
79	消火系トレンチ	コンクリート構造物	0.75
80	プロパン配管トレンチ	コンクリート構造物	0.45
82	排水溝	コンクリート構造物	0.42
83	排水溝	コンクリート構造物	0.60
84	補助蒸気系トレンチ	コンクリート構造物	0.46
86	排水溝	コンクリート構造物	0.29
87	ろ過水系トレンチ	コンクリート構造物	1.20
88	排水溝	コンクリート構造物	0.51
91	R H R S 配管	鋼管	2.00
92	R H R S 配管	鋼管	1.80
93	ケーブル管路	鋼管	0.90
94	ケーブル管路	鋼管	0.90
95	ケーブル管路	鋼管	0.90
118	復水器冷却用取水路（東海発電所）	コンクリート構造物	8.50
123	一般排水配管	コンクリート構造物	0.58
125	予備変圧器洞道	コンクリート構造物	0.27
126	蒸気系配管	鋼管	0.08
127	電線管路	鋼管	0.30
128	電線管路	鋼管	0.45
129	R H R S 配管	鋼管	2.00
130	R H R S 配管	鋼管	1.80
131	OG配管	鋼管	0.22
132	一般排水配管	コンクリート構造物	0.36
133	一般排水配管	コンクリート構造物	0.36
134	一般排水配管	コンクリート構造物	0.25
135	OG配管	鋼管	0.76
136	MUW配管	鋼管	0.06
137	D G S W配管	鋼管	0.46

(5) 段差緩和対策（路盤補強等）の整理

地震時に通行を想定するアクセスルートについて、これまでの評価結果を踏まえ、対策を必要とする箇所に路盤補強等を実施する。路盤補強等の段差緩和対策の実施箇所について対策の種類を整理した結果を第 3-13 表及び第 3-14 表に、路盤補強等の実施箇所を第 3-14 図に、路盤補強等の概念図を第 3-15 図に示す。

なお、地震時に通行を想定するルートのうち新規制基準対応工事範囲で 15 cm 以上の段差発生が想定される箇所については、路盤補強等の事前対策を実施する。

以上の段差緩和対策を講じて通行性を確保することからアクセスルートへの影響はない。

なお、上記の対策により、可搬型重大事故等対処設備の通行性を確保するとともに、敷地の地質・地質構造に関する特徴から想定されるリスクについても影響がないことを確認しているが、さらに、事前対策として、基準地震動 S_s の影響を受けないルート、基準地震動 S_s 及び敷地に遡上する津波の影響を受けないルート（保管場所内ルート含む）のうち、上記の対策を実施する箇所を除く範囲に対して、使用するアクセスルートの確実性を高めるために補強材敷設による路盤変状緩和対策を実施する。

第 3-13 表 路盤補強等の対象構造物


 : 路盤補強等, 事前対策の実施対象

No.	名称	不等沈下 により 15cmを超える 段差発生	液状化により 15cmを超える 浮き上がり 発生	地山と埋戻部 の境界で 通行影響あり	地中埋設物 損壊時に 15cmを超える 段差発生	対策の種類
2	電線管路	—	—	—	—	—
5	電線管路	—	○	—	○	A
6	電線管路	—	○	—	○	A
7	電線管路	—	—	—	—	—
8	電線管路	—	—	—	—	—
9	電線管路	—	—	—	—	—
12	電線管路	—	—	—	—	—
14	電線管路	—	—	—	—	—
15	電線管路	—	—	—	—	—
16	電線管路	—	—	—	—	—
17	電線管路	—	—	—	—	—
18	電線管路	—	—	—	—	—
19	電線管路	—	—	—	—	—
23	電線管路	—	—	—	—	—
24	電線管路	—	—	—	—	—
25	電線管路	—	—	—	—	—
26	電線管路	—	—	—	—	—
27	電線管路	—	—	—	—	—
28	電線管路	—	—	—	—	—
29	電線管路	—	—	—	—	—
30	浄化槽配管	—	○	—	—	A
31	浄化槽配管	—	○	—	—	A
32	消火配管	—	—	—	—	—
33	消火配管	—	—	—	—	—
34	消火配管	—	—	—	—	—
35	消火配管	—	—	—	—	—
36	ろ過水配管	—	—	—	—	—
37	ろ過水配管	—	—	—	—	—
38	ろ過水配管	—	—	—	—	—
39	ろ過水配管	—	—	—	—	—
40	ろ過水配管	—	—	—	—	—
44	D/Yドレン配管	—	—	—	—	—
45	D/Yドレン配管	—	—	—	—	—
46	D/Yドレン配管	—	—	—	—	—
48	OG配管	—	○	—	—	A
49	OG配管	—	○	—	—	A
51	MUW配管	—	—	—	—	—
52	MUW配管	—	—	—	—	—
53	MUW配管	—	—	—	—	—
54	DG SW配管	—	—	—	—	—
55	ケーブル管路	—	—	—	—	—
57	ケーブル管路	—	—	—	—	—
58	ケーブル管路	—	—	—	—	—
59	ケーブル管路	—	—	—	—	—
60	ケーブル管路	—	—	—	—	—
61	ケーブル管路	—	—	—	—	—
64	ケーブル管路	—	—	—	—	—
68	排水溝	—	○	—	○	B
69	原水系, 消火系トレンチ	—	○	—	○	A+B+C
70	消火系トレンチ	—	○	—	○	B+C
71	電線管トレンチ	—	○	—	○	B
79	消火系トレンチ	—	○	—	○	B+C
80	プロパン配管トレンチ	—	○	—	○	B
82	排水溝	—	○	—	○	B
83	排水溝	—	○	—	○	B
84	補助蒸気系トレンチ	—	○	—	○	B
86	排水溝	—	—	—	○	B
87	ろ過水系トレンチ	—	○	—	○	B+C
88	排水溝	—	○	—	○	B
91	RHR S配管	—	○	—	—	*
92	RHR S配管	—	○	—	—	*
93	ケーブル管路	—	—	—	—	—
94	ケーブル管路	—	—	—	—	—
95	ケーブル管路	—	—	—	—	—
118	復水器冷却用取水路 (東海発電所)	○	—	○	○	C+D
123	一般排水配管	—	○	—	○	A
125	予備変圧器洞道	—	—	—	○	B
126	蒸気系配管	—	—	—	—	—
127	電線管路	—	—	—	—	—
128	電線管路	—	—	—	—	—
129	RHR S配管	—	○	—	—	*
130	RHR S配管	—	○	—	—	*
131	OG配管	—	—	—	—	—
132	一般排水配管	—	○	—	○	A
133	一般排水配管	—	○	—	○	A
134	一般排水配管	—	—	—	○	B
135	OG配管	—	○	—	—	A
136	MUW配管	—	—	—	—	—
137	DG SW配管	—	—	—	—	—

○: 該当する場合 —: 該当しない場合

注記 *: RHR S配管上を通るアクセスルートの直下は地盤改良体が設置されることから, RHR S配管の浮き上がりは発生しない。

第 3-14 表 路盤補強等の対象建屋

 : 路盤補強等, 事前対策の実施対象

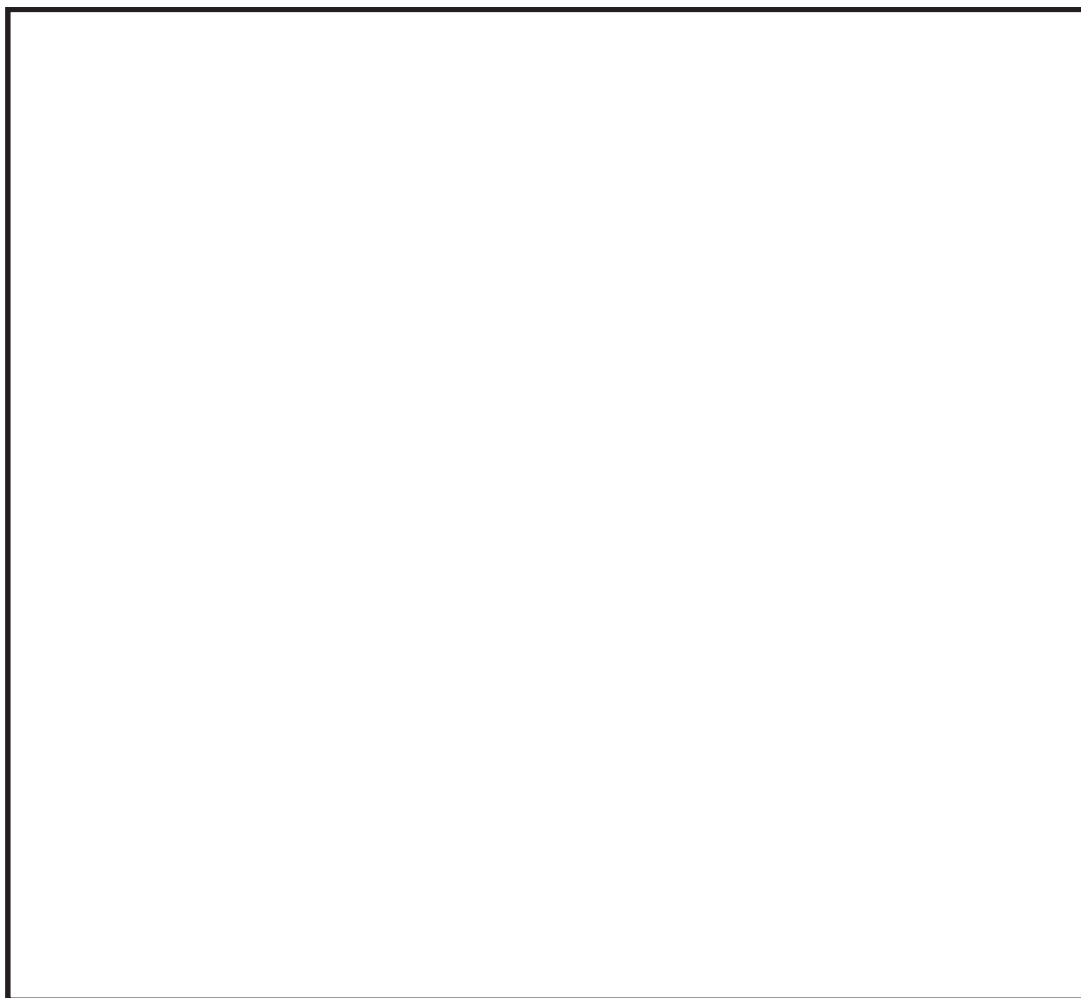
No.	名称	地山と埋戻部の境界で通行影響あり
11	原子炉建屋	—
13	水電解装置建屋	—
19	廃棄物処理建屋	—
37	補修装置等保管倉庫	—
44	事務本館	—
46	タービンホール (東海発電所)	—
47	サービス建屋 (東海発電所)	—
50	固化処理建屋	—
51	サイトバンカー建屋	—
Q	排気筒	—

○ : 該当する場合 — : 該当しない場合

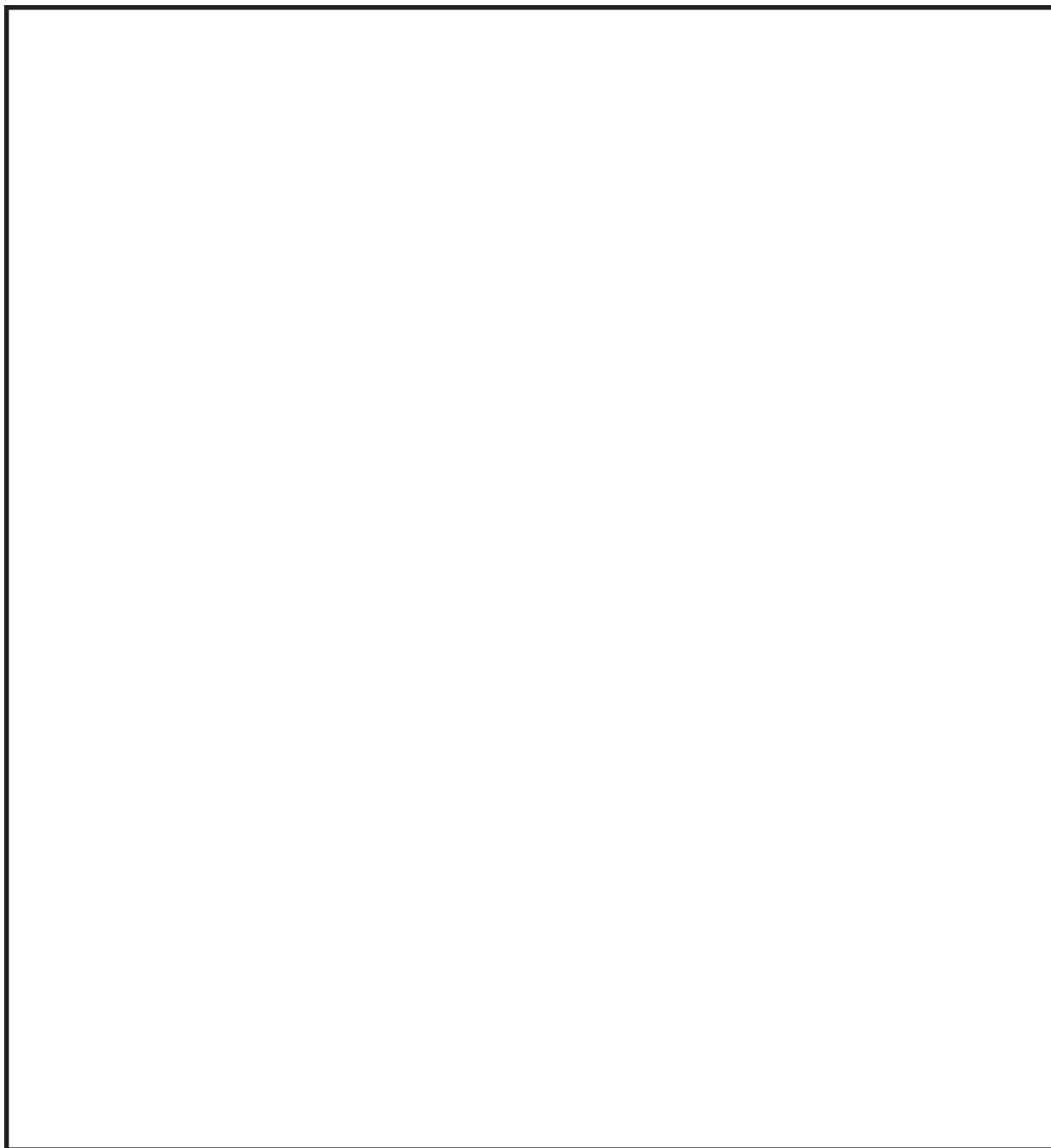
(6) 復旧時間の評価

崩壊箇所の復旧作業時間をもとに, 設定した全てのアクセスルートの復旧時間評価を第 3-16 図から第 3-25 図に示す。

いずれのルートの復旧作業の実施により, 比較的短時間で通行性の確保が可能である。また, 重大事故等対応要員は, 復旧ルートの選定, 着手が早期に実施できるよう, 参集中に屋外アクセスルートの状況を確認する。



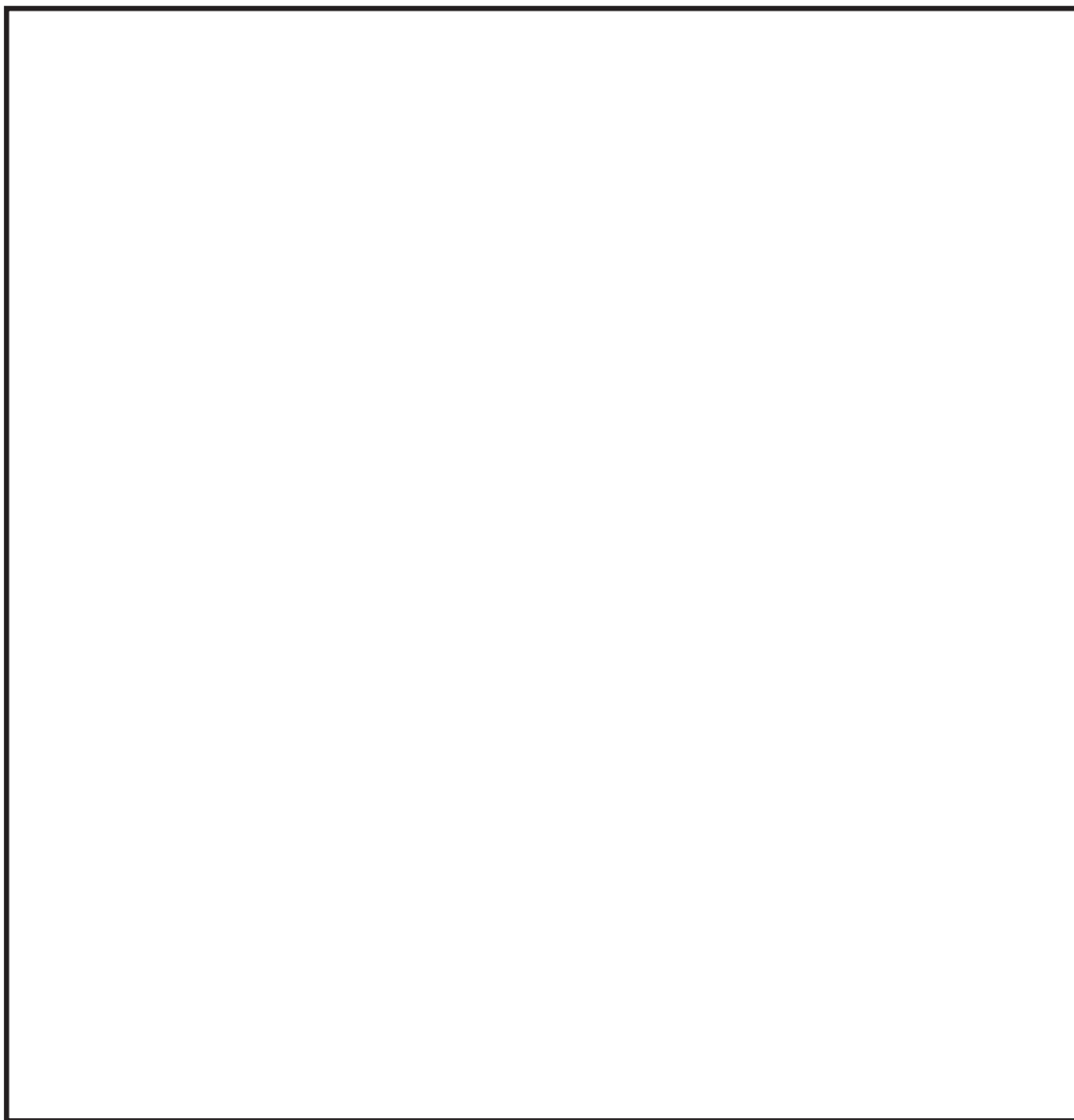
第 3-1 図 屋外アクセスルート図 (1/3)



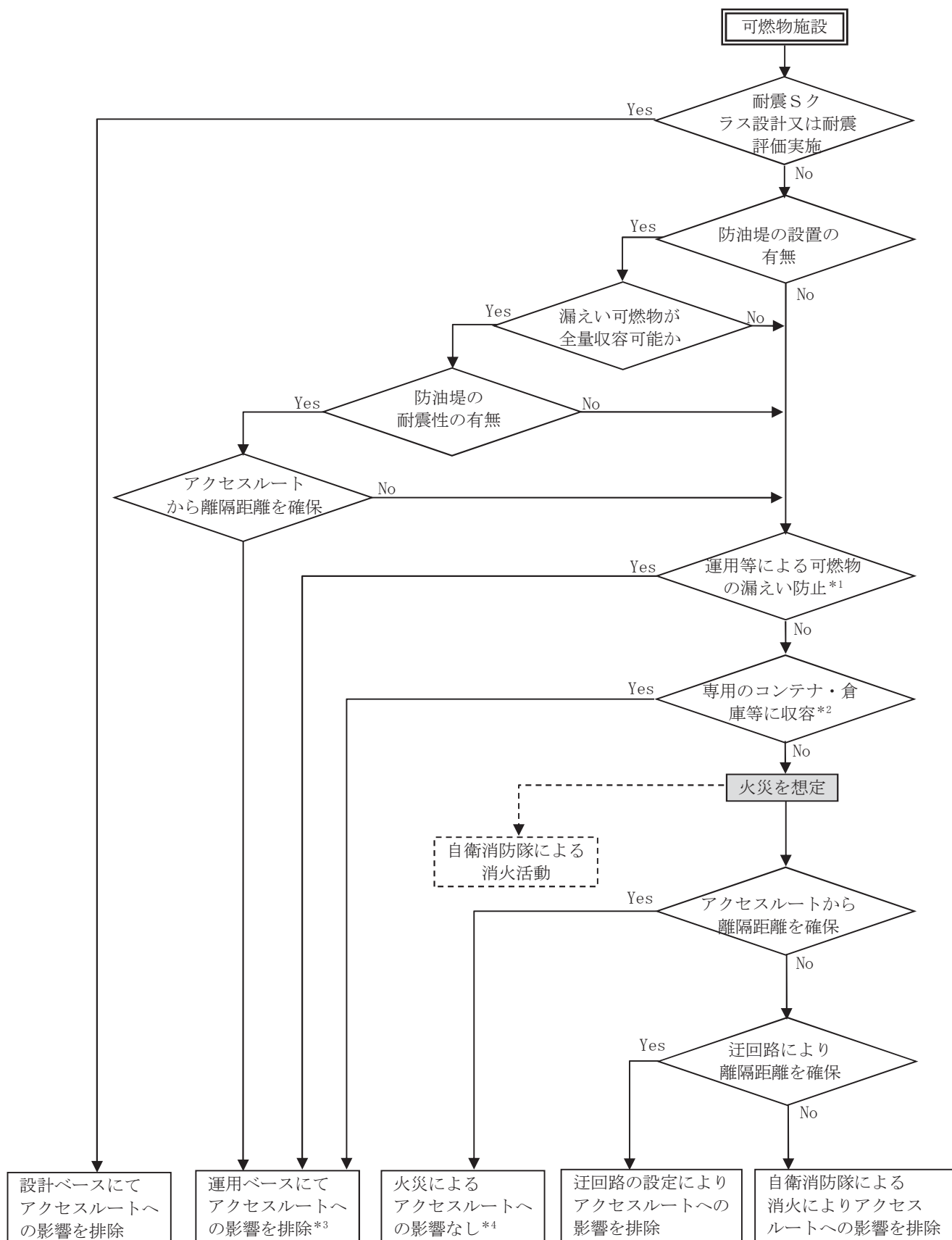
第 3-1 図 屋外アクセスルート図 (2/3)
(基準地震動 S_s の影響を受けないルート)



第 3-1 図 屋外アクセスルート図 (3/3)
(基準地震動 S_s 及び敷地に遡上する津波の影響を受けないルート)

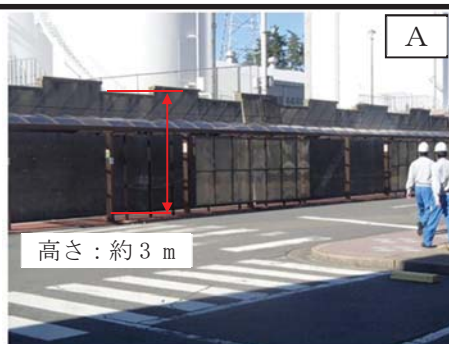


第 3-2 図 敷地に遡上する津波時の浸水範囲



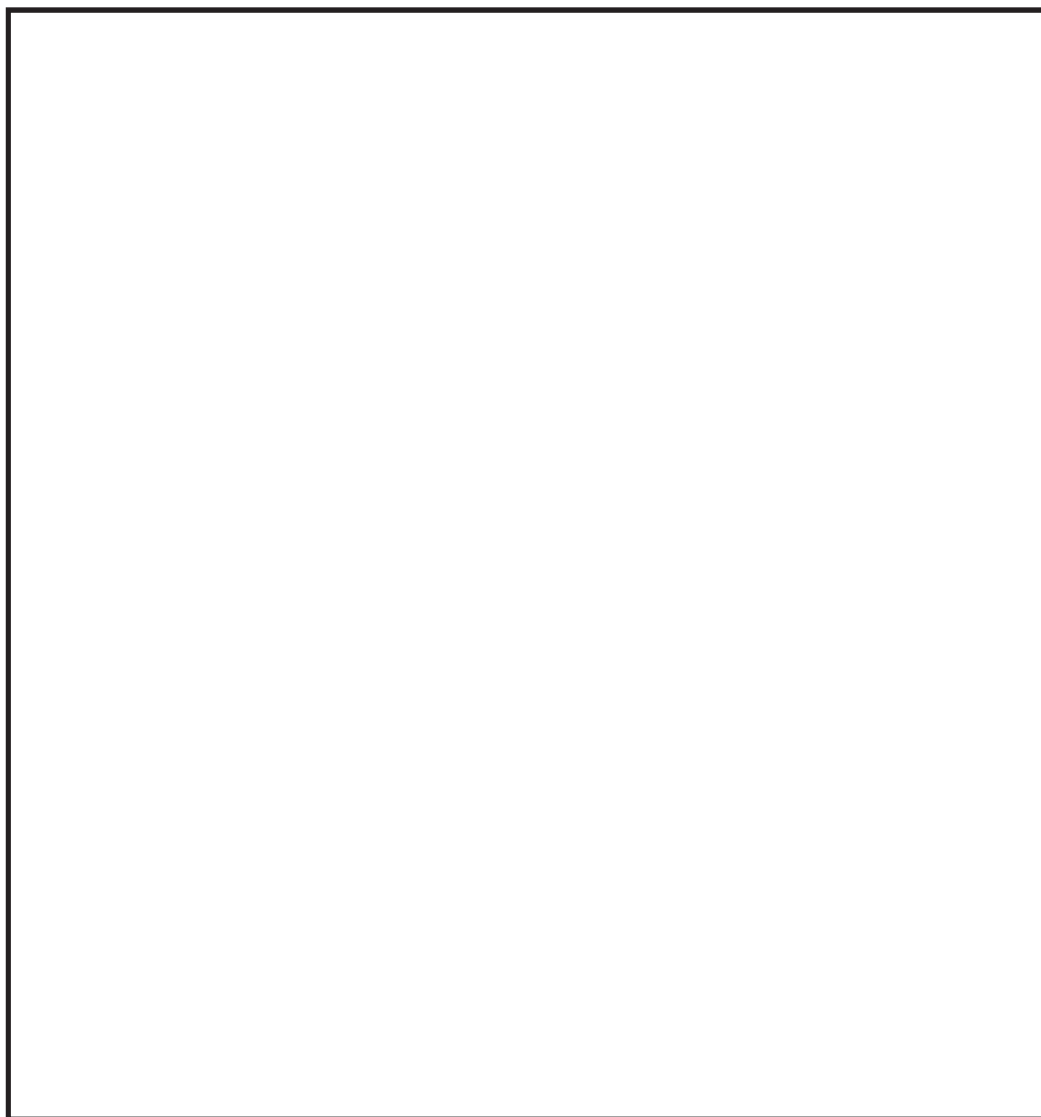
注記 *1: ボンベ口金の通常閉運用（口金を開としている期間は、作業員を配置し、ただちに閉止可能とする）又は空運用
 *2: 保管可燃物は、ドラム缶等の容器に収納、固縛し転倒防止措置を行う
 *3: 火災の発生は考えにくい、万一火災が発生した場合は自衛消防隊による消火活動を実施する
 *4: 地下埋設式の可燃物施設は、火災発生は想定しない

第 3-3 図 可燃物施設の損壊によるアクセスルートへの影響評価フロー

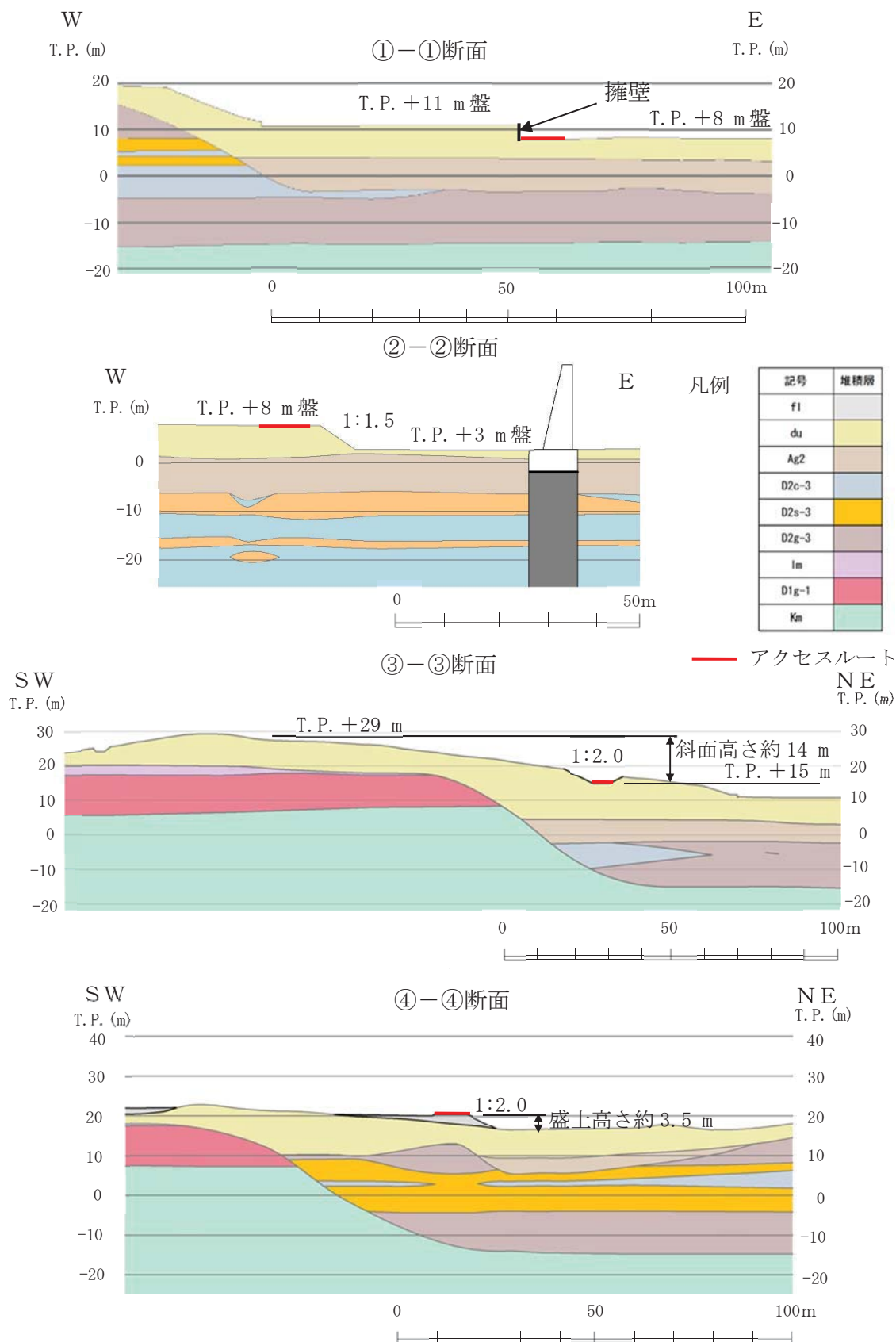


注記 * : ③及び④は、今後造成するエリアのため写真は掲載せず

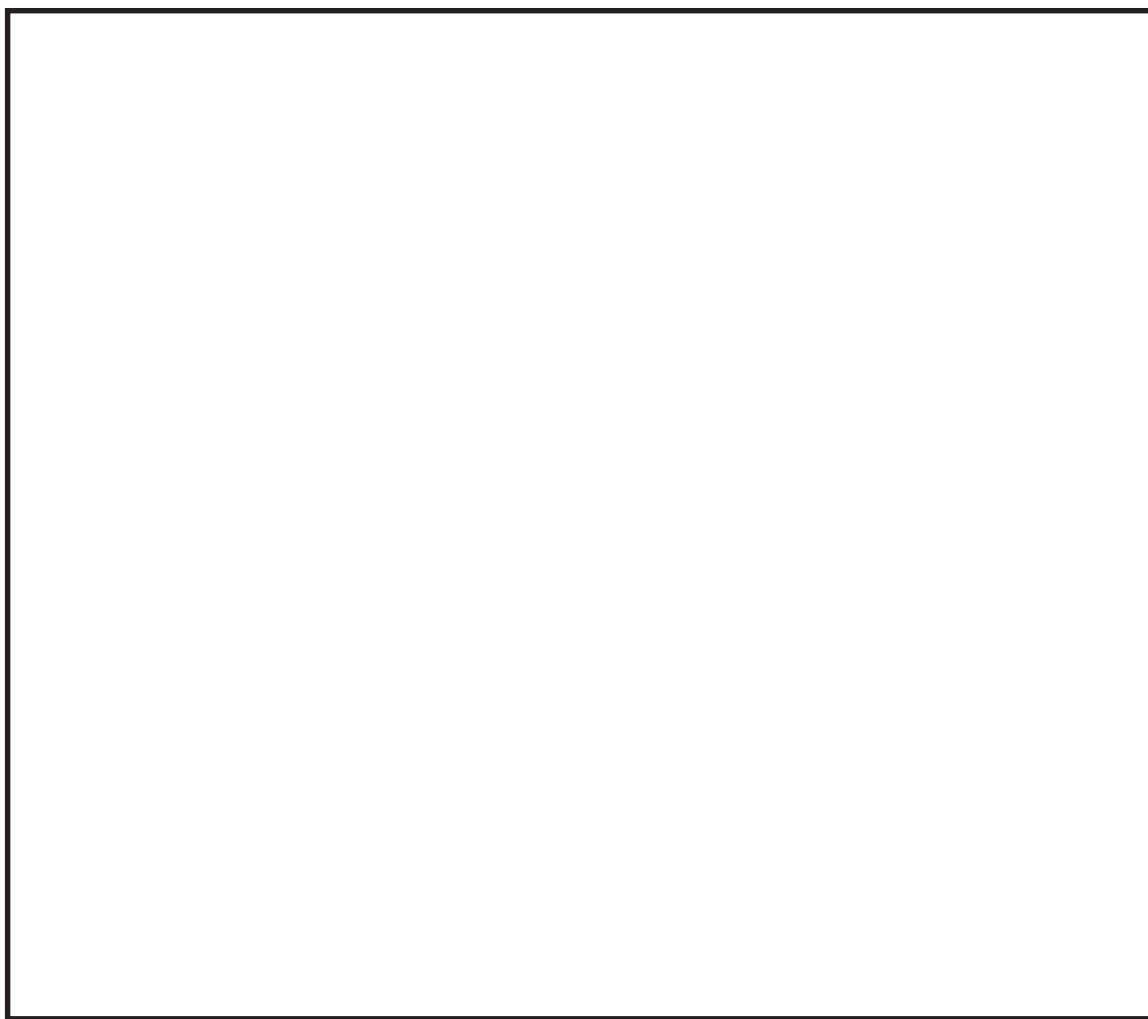
第 3-4 図 アクセスルートの周辺斜面の崩壊及び道路面のすべりに対する影響評価断面位置図 (1/2)



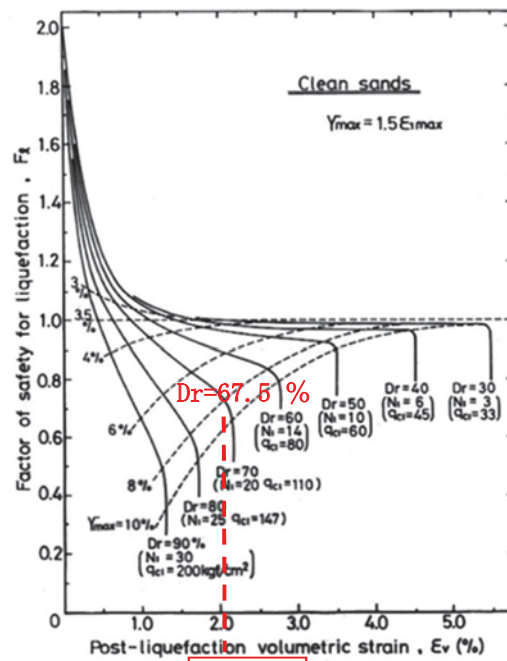
第 3-4 図 アクセスルートの周辺斜面の崩壊及び道路面の
すべりに対する影響評価断面位置図 (2/2)



第 3-5 図 アクセスルートの周辺斜面の崩壊及び道路面のすべりに対する影響評価断面図



第 3-6 図 アクセスルート下の地中埋設構造物

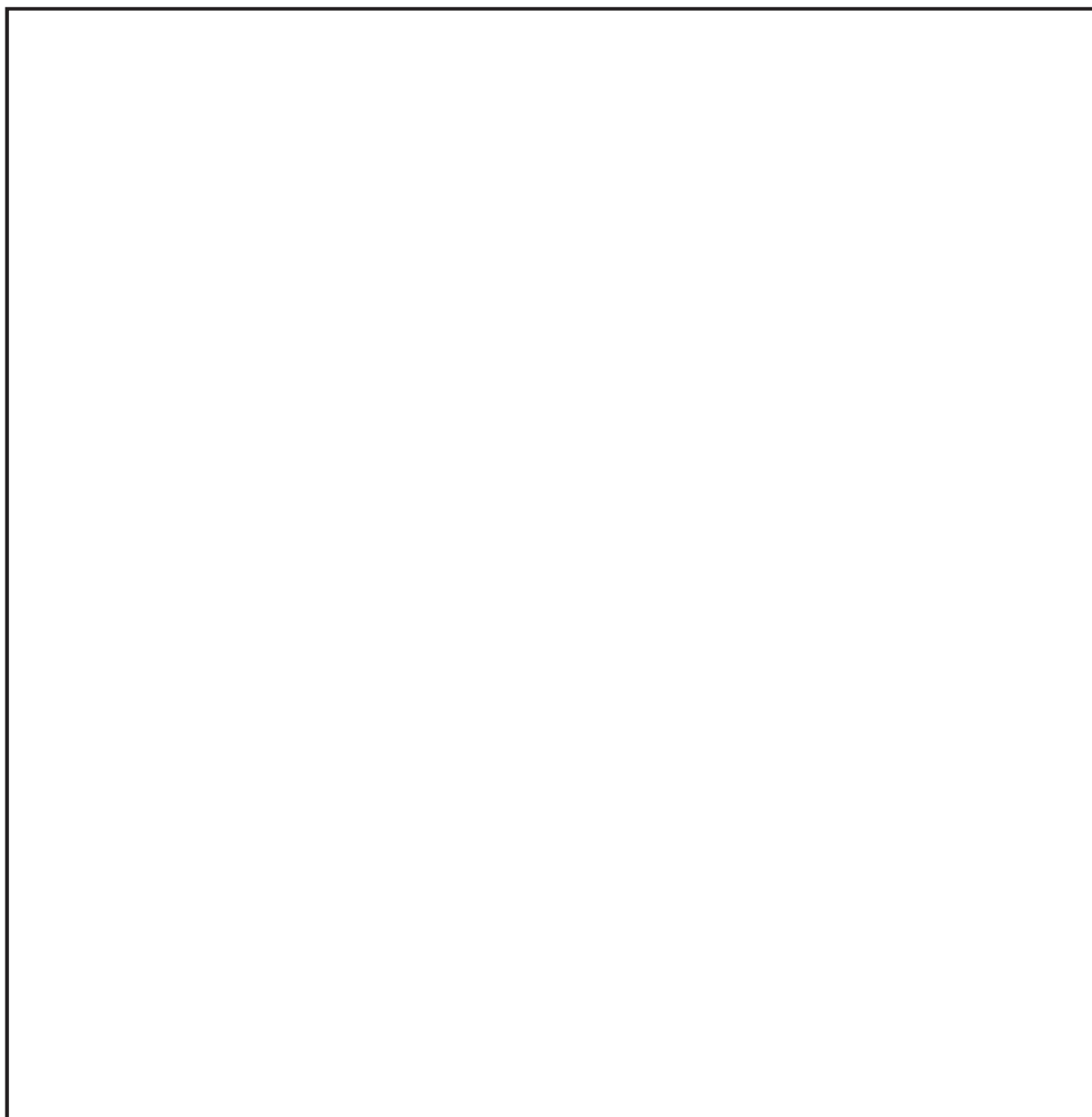


(Ishihara et al. 1992 に加筆)

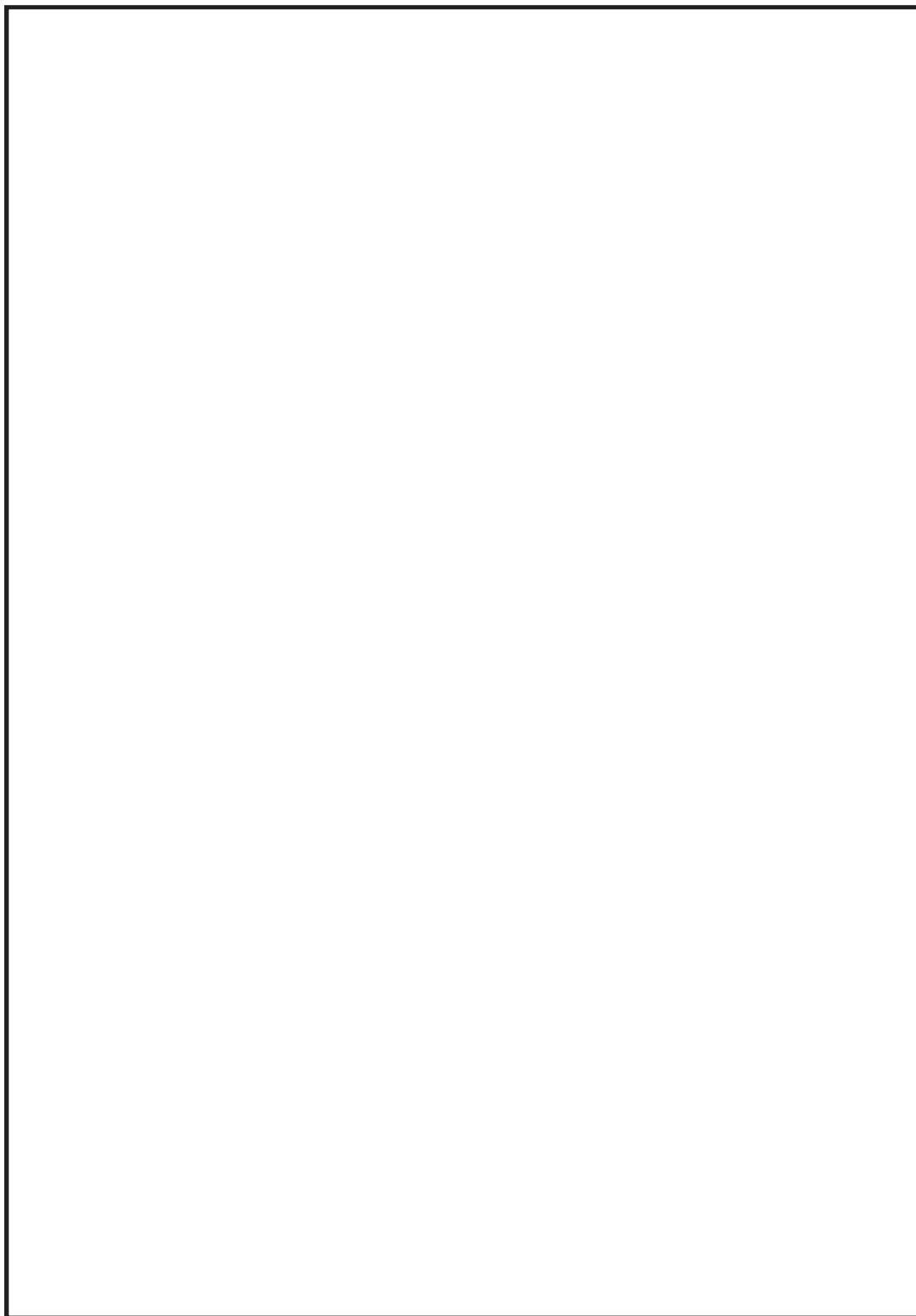
2.3 %

液状化に伴う沈下 : 沈下率 2.3 %

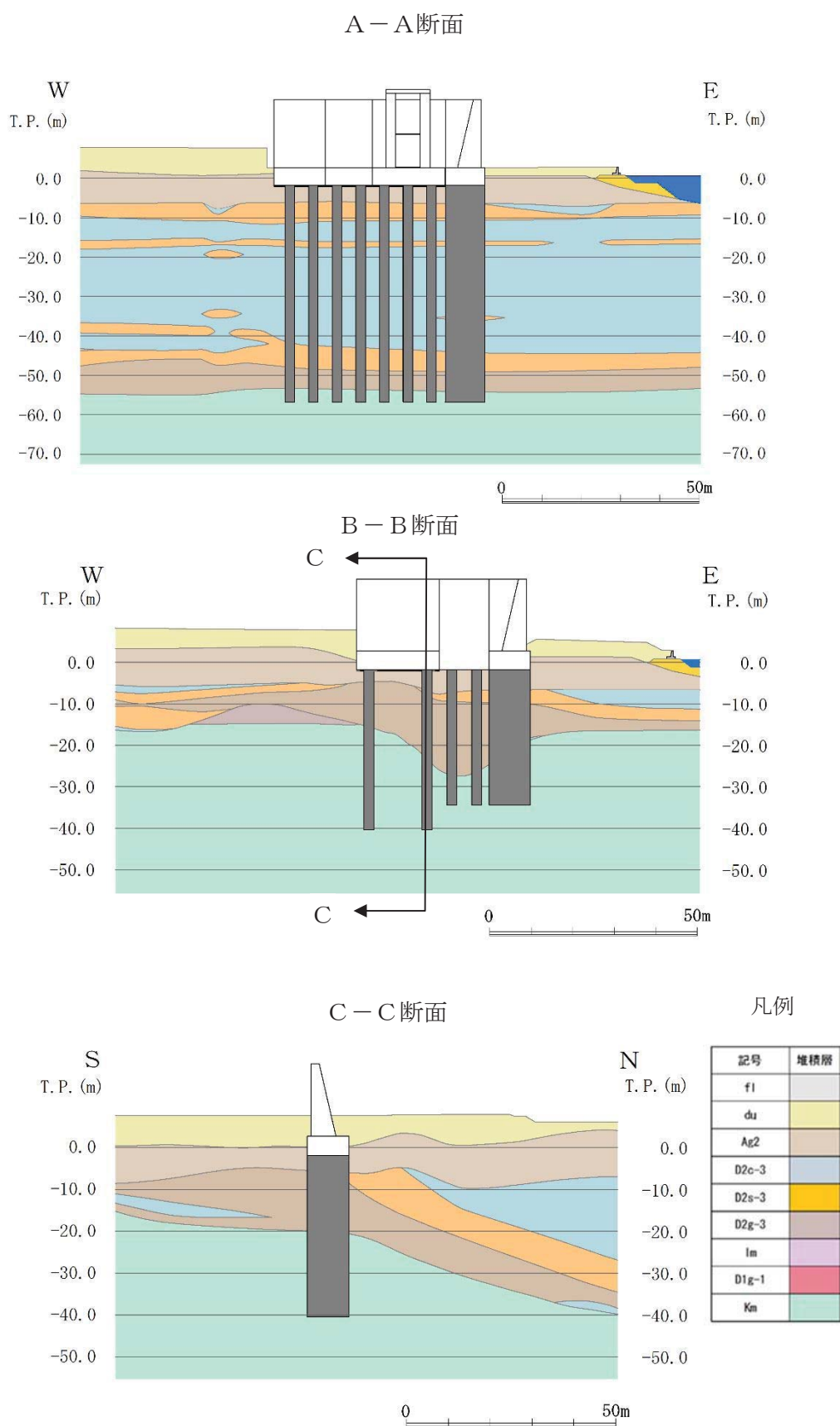
第 3-7 図 体積ひずみと液状化抵抗の関係及び想定する沈下率



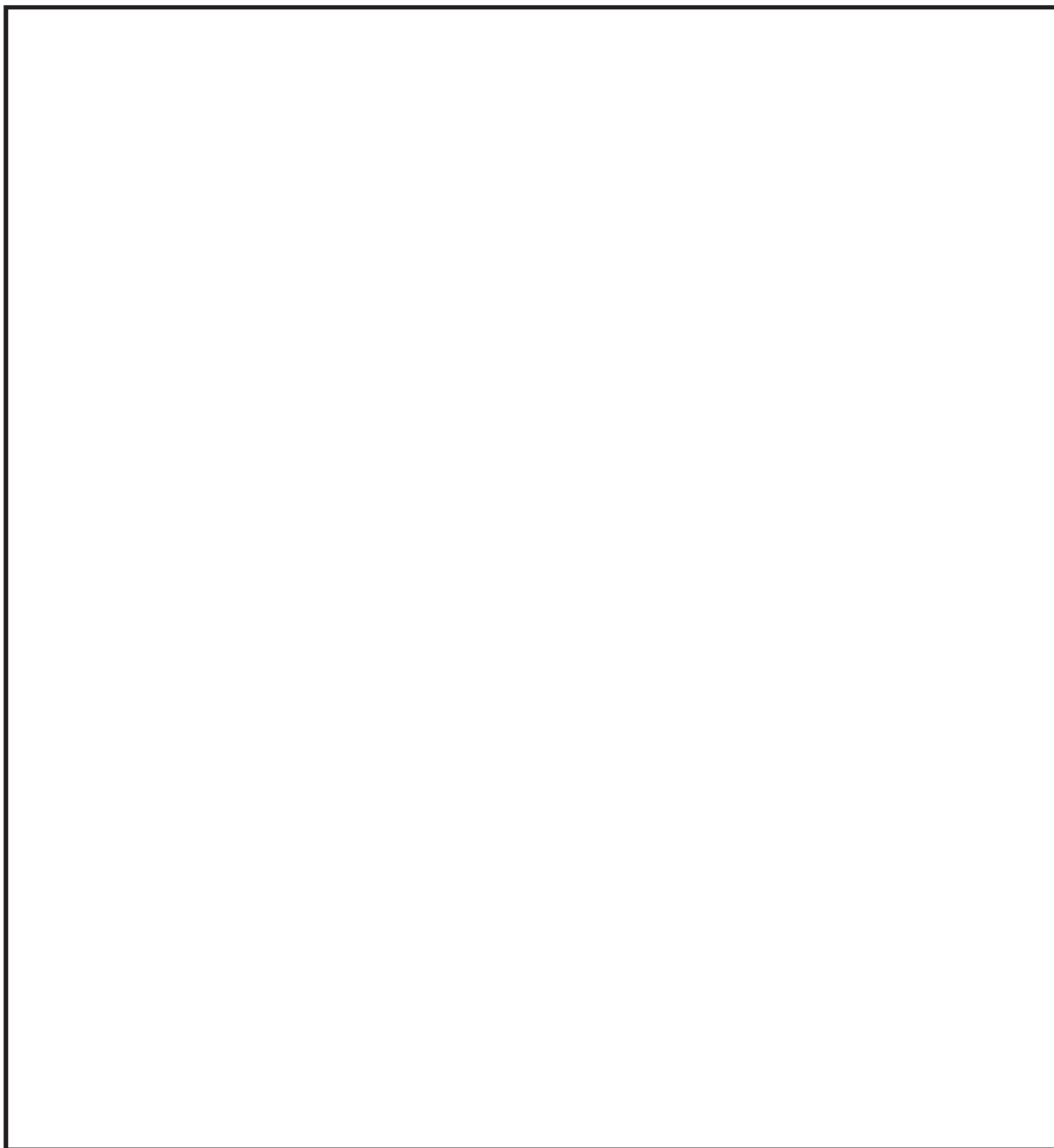
第 3-8 図 建屋の埋戻部の境界



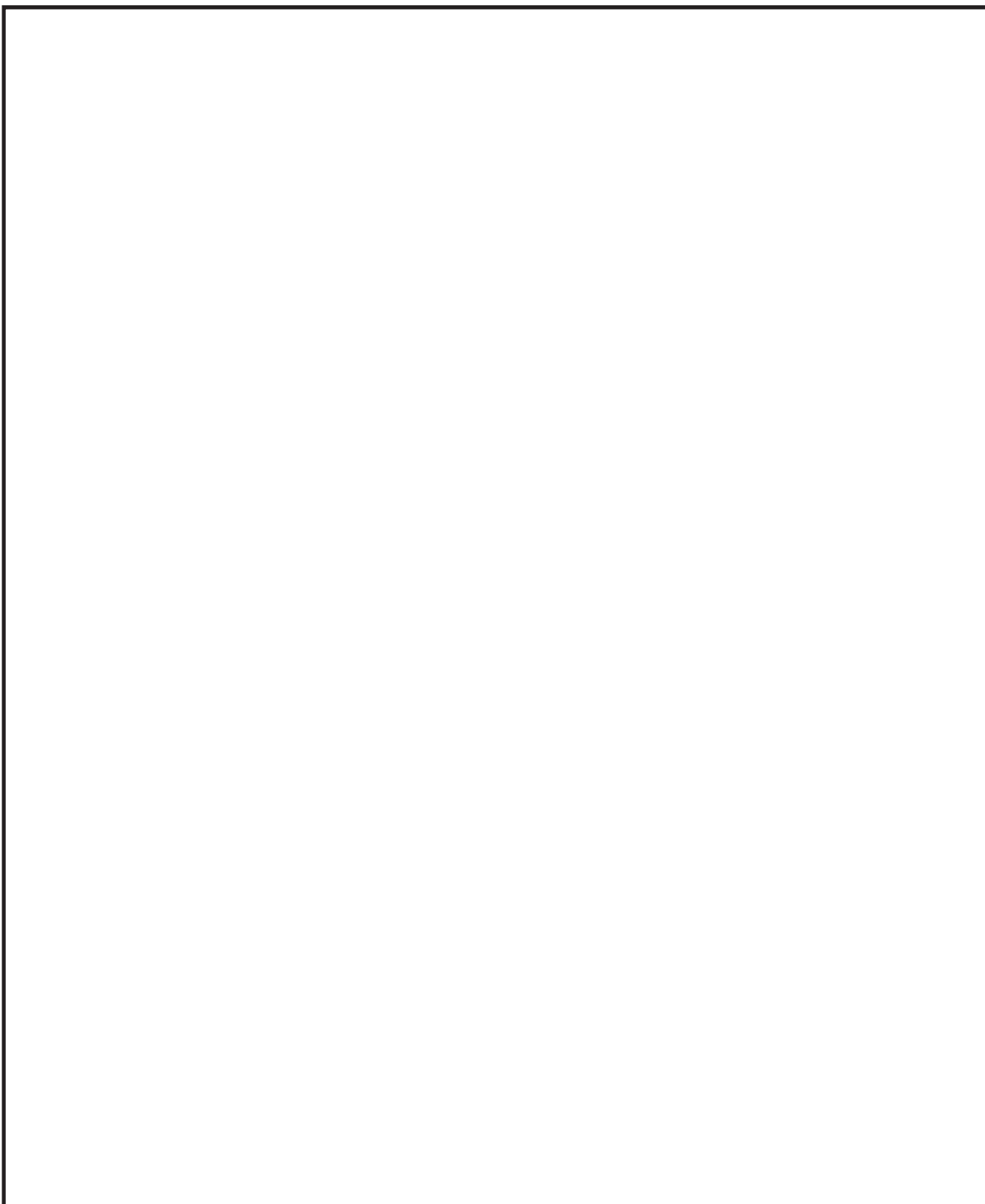
第 3-9 図 側方流動の評価範囲 (1/2)



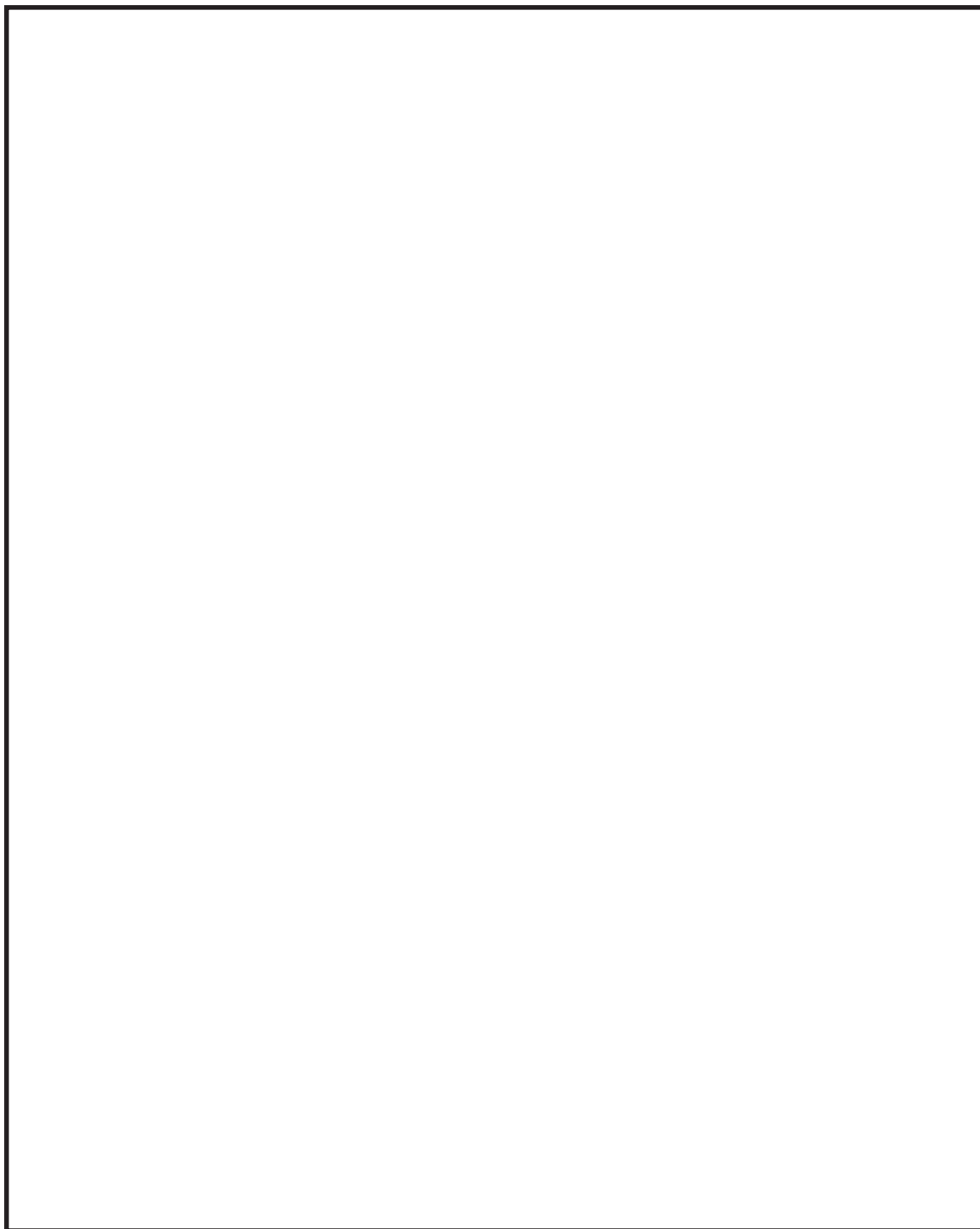
第 3-9 図 側方流動の評価範囲 (2/2)



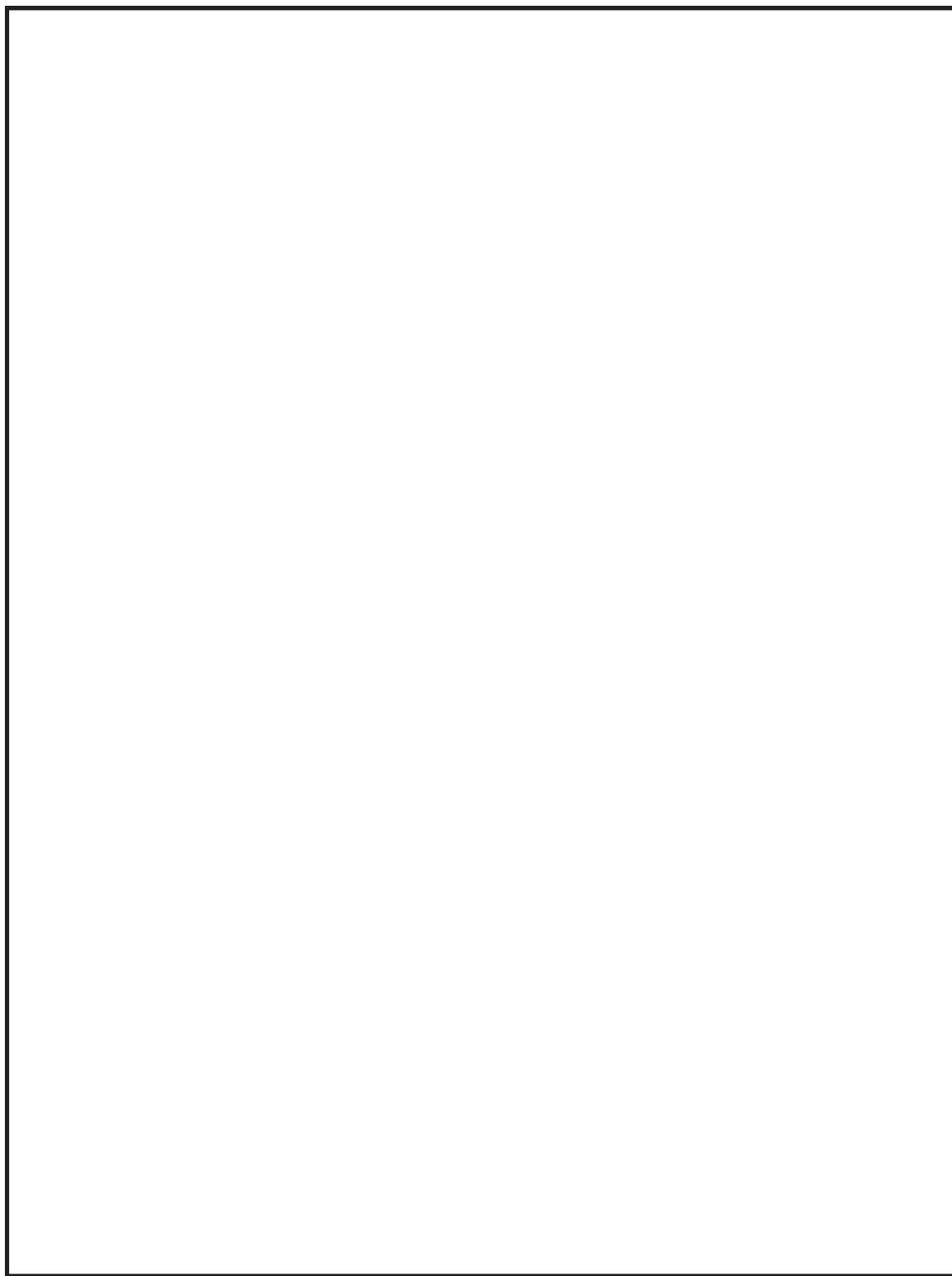
第 3-10 図 損壊時にアクセスルートに影響を及ぼす周辺構造物



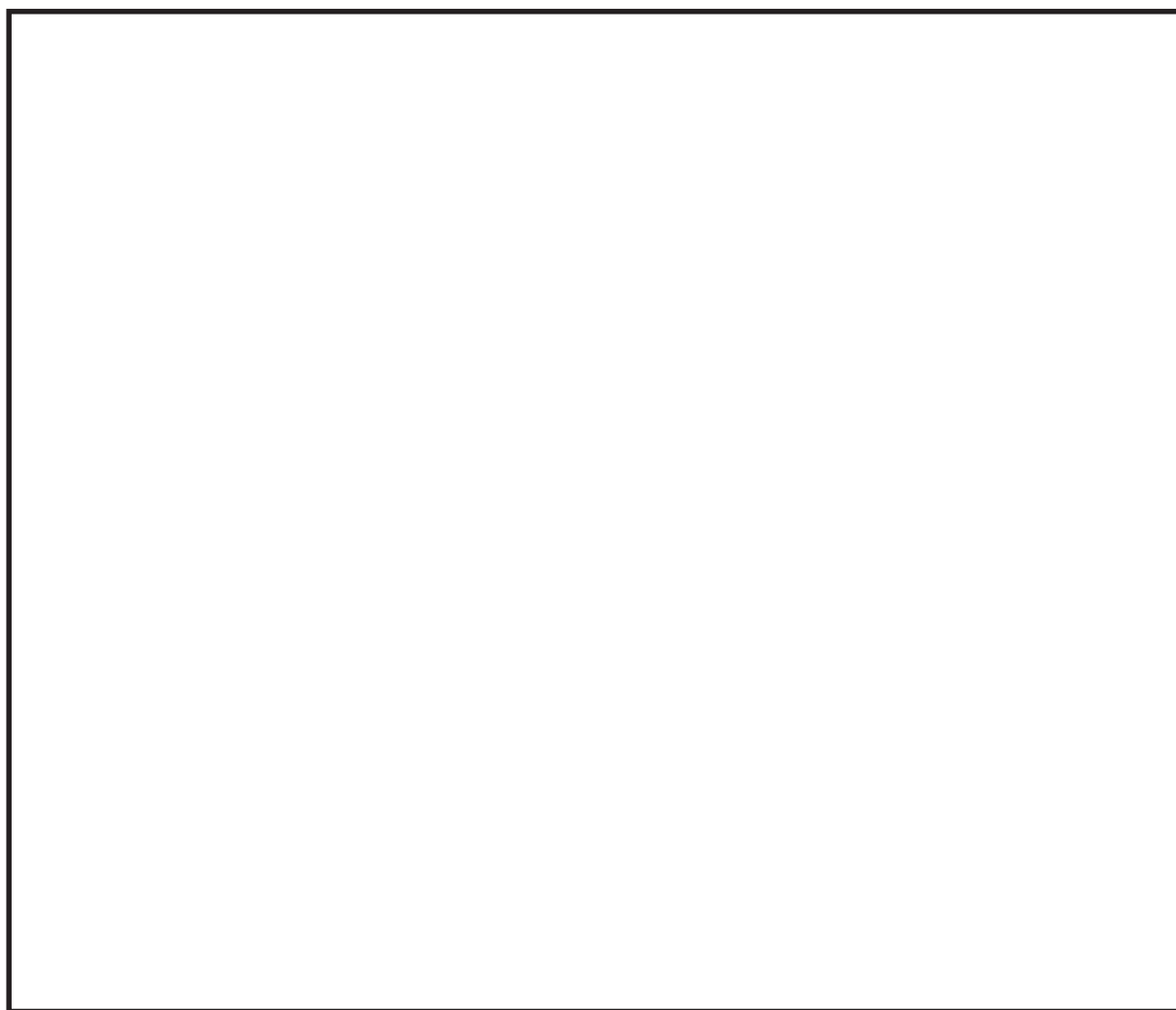
第 3-11 図 可燃物施設，薬品タンク配置図



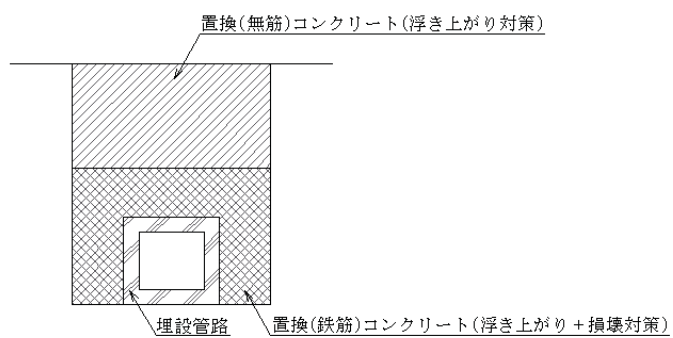
第 3-12 図 溢水評価対象タンク配置図



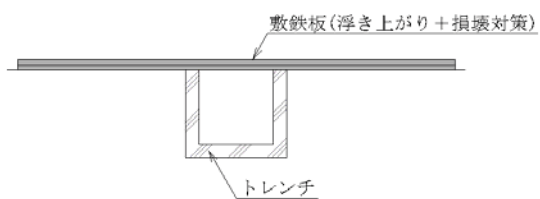
第 3-13 図 可燃物施設火災時の影響範囲



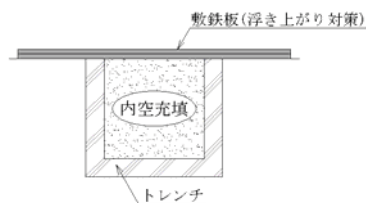
第 3-14 図 路盤補強等の実施箇所



タイプA (置換コンクリート)



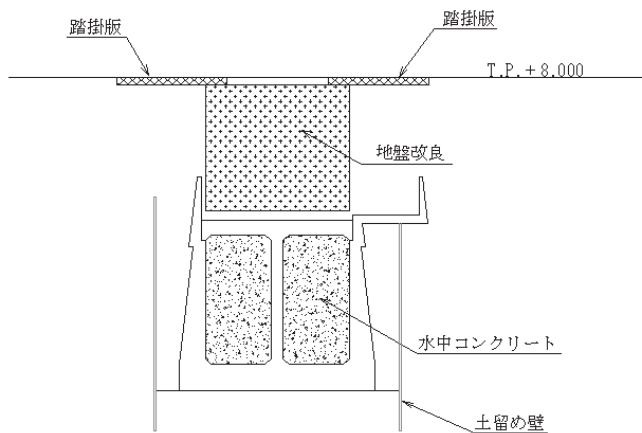
タイプB (敷鉄板)



図はタイプBとの併用を示す。

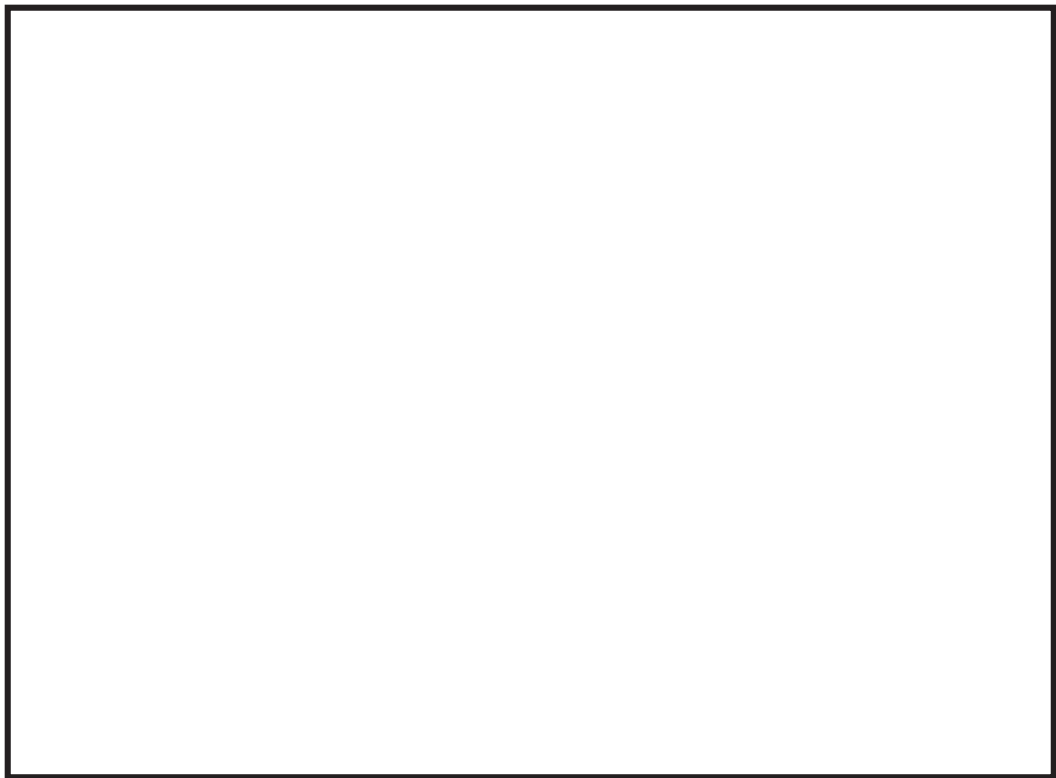
注記 * : 損壊対策の照査不要

タイプC (内空充填)



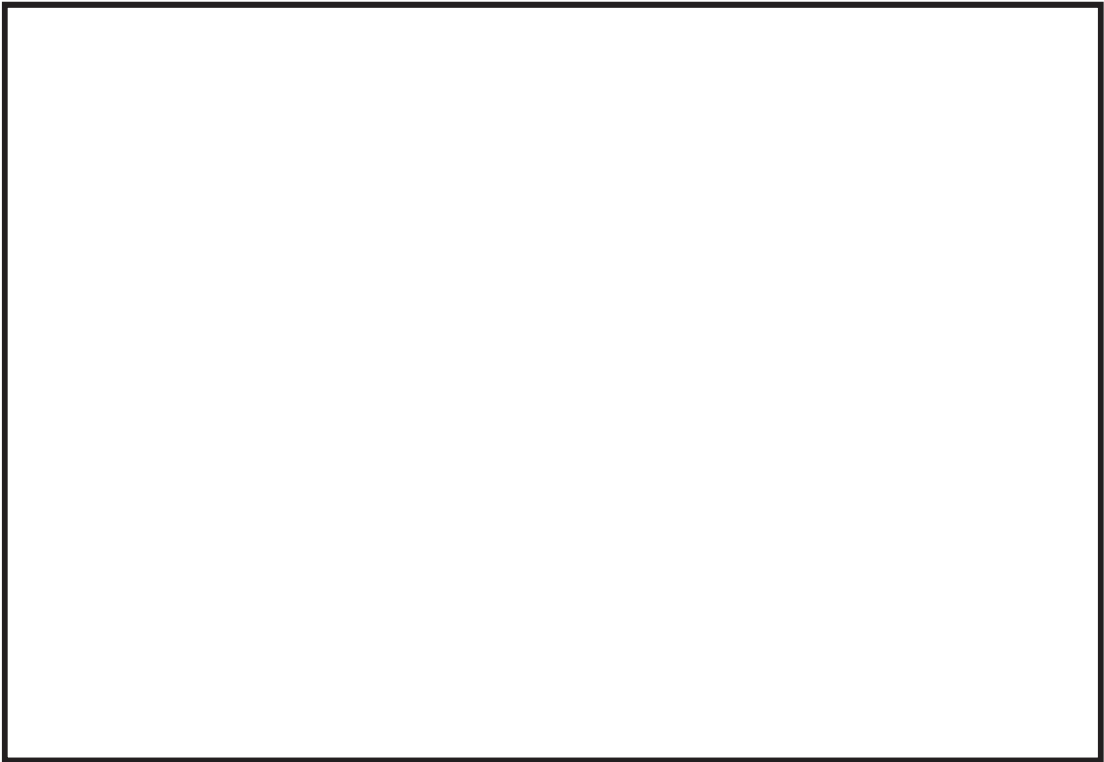
タイプD (踏掛版)

第 3-15 図 路盤補強等の概念図



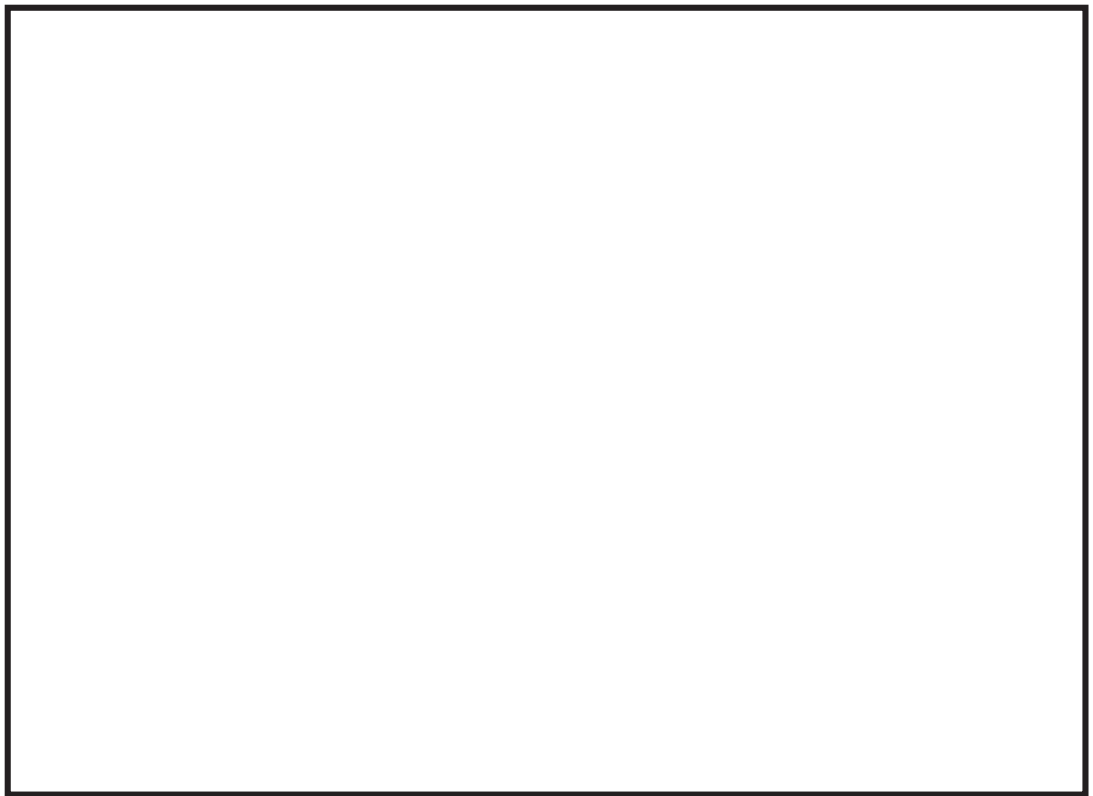
区間	項目	対象	距離 (約 m)	所要時間 (分)	累積 (分)
がれき撤去なし					

第 3-16 図 設定した A ルート（緊急時対策所建屋～代替淡水貯槽～原子炉建屋西側接続口）
及び復旧時間



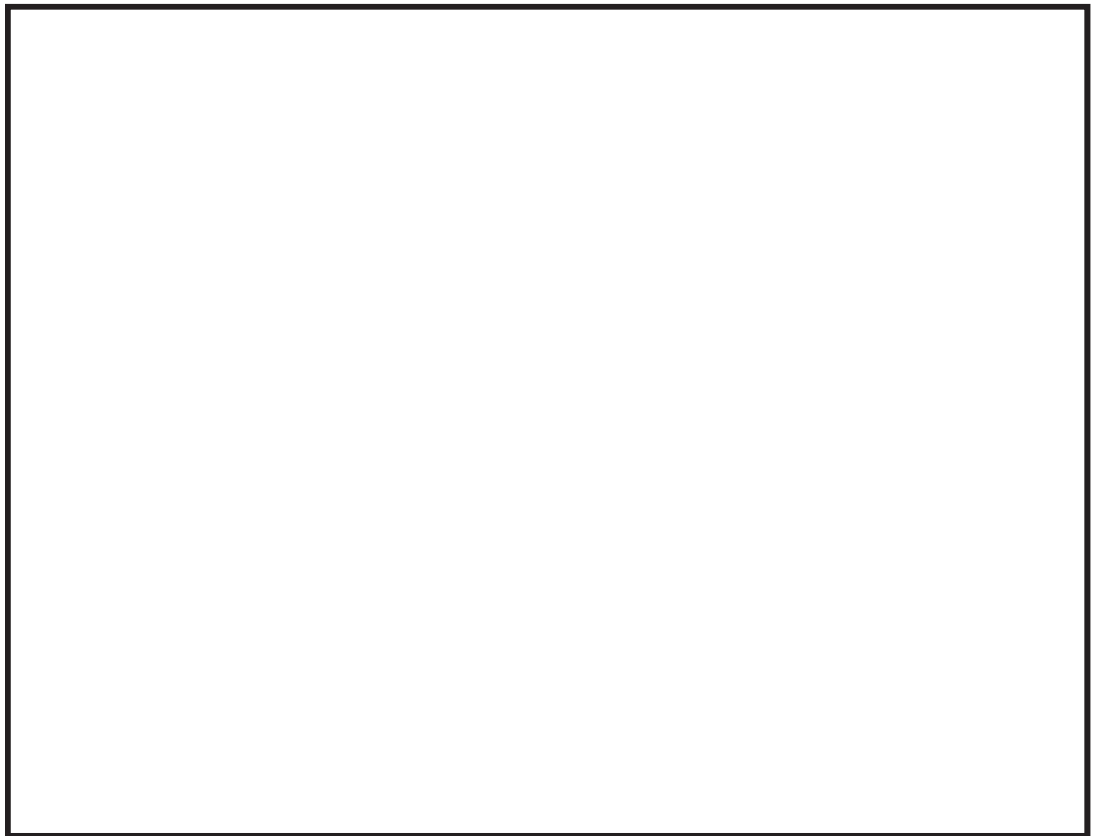
区間	項目	対象	距離 (約 m)	所要時間 (分)	累積 (分)
がれき撤去なし					

第 3-17 図 設定した B ルート（緊急時対策所建屋～西側淡水貯水設備～高所接続口（東側／西側））及び復旧時間



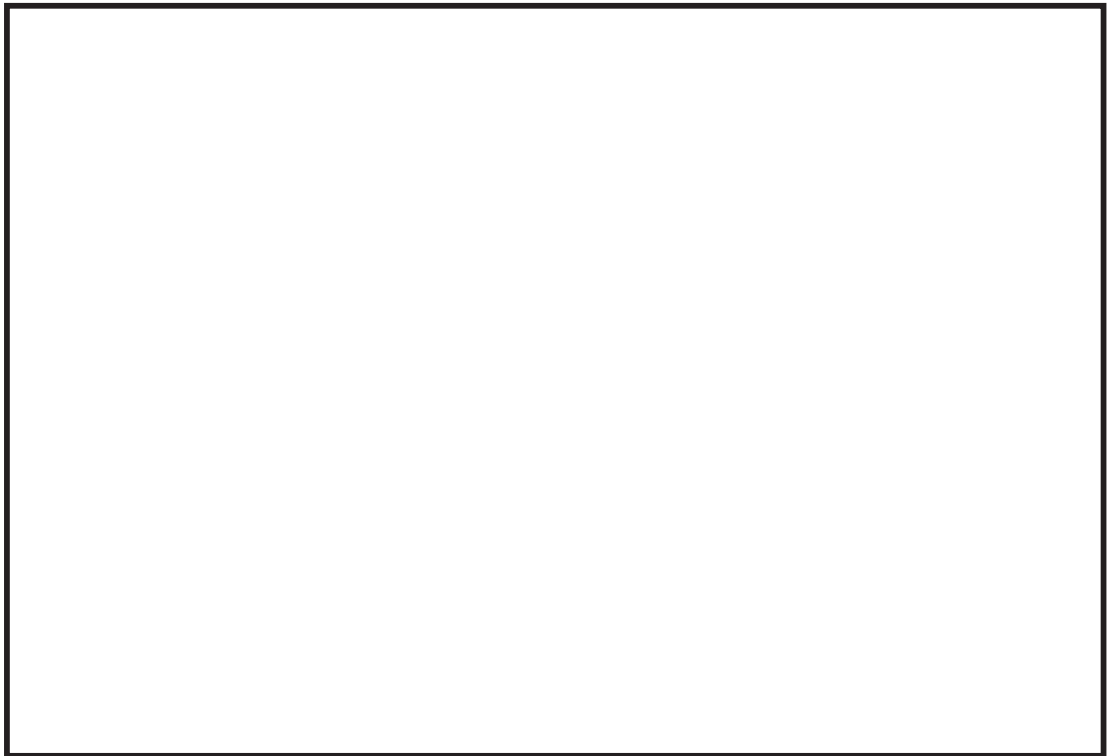
区間	項目	対象	距離 (約 m)	所要時間 (分)	累積 (分)
①→②	徒歩移動	緊急時対策所建屋→南側保管場所	216	4	4
②→③	重機移動	南側保管場所→代替淡水貯槽	1,008	7	11
	がれき撤去 (A)	サイトバンカー建屋		2	13

第 3-18 図 設定した C ルート（緊急時対策所建屋～代替淡水貯槽～原子炉建屋西側接続口）
及び復旧時間



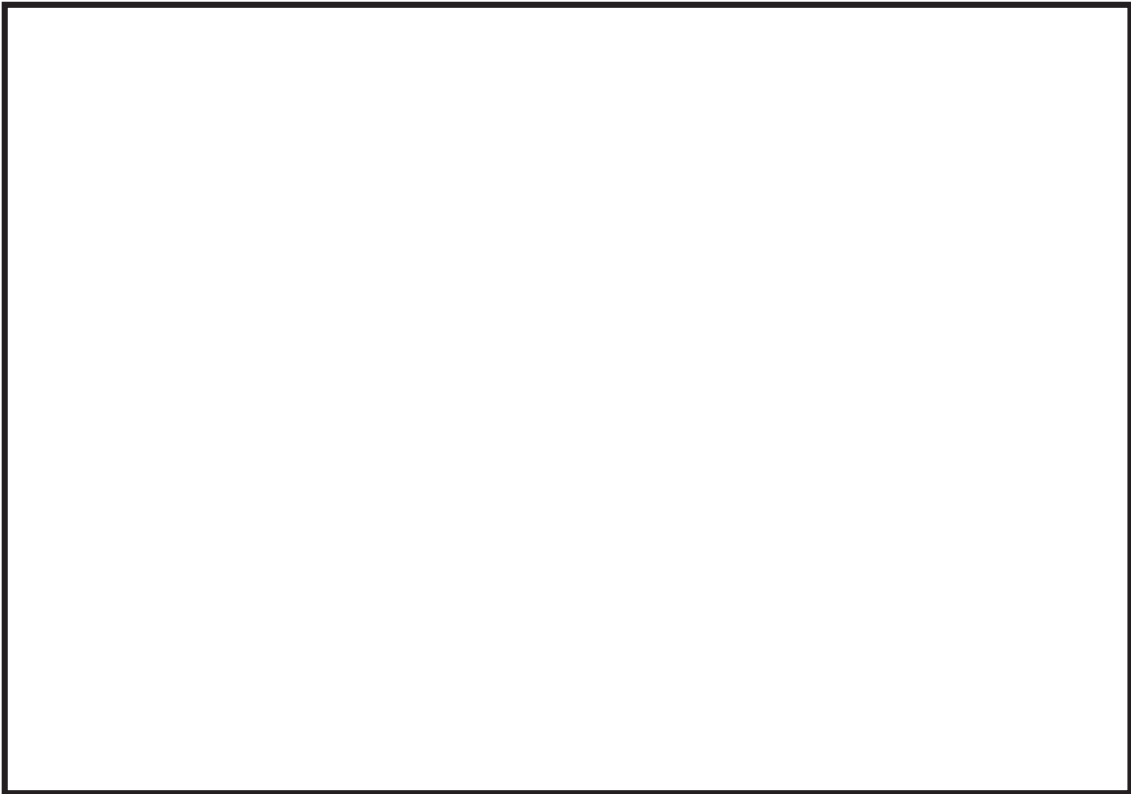
区間	項目	対象	距離 (約 m)	所要時間 (分)	累積 (分)
①→②	徒歩移動	緊急時対策所建屋→南側保管場所	216	4	4
②→③	重機移動	南側保管場所→代替淡水貯槽	489	3	7
③→④	重機移動	代替淡水貯槽→原子炉建屋東側接続口	542	4	11
	がれき撤去 (A)	サイトバンカー建屋		2	13
	がれき撤去 (B)	補修装置等保管倉庫		3	16
	がれき撤去 (C)	焼却炉用プロパンボンベ庫		2	18
	がれき撤去 (D)	モルタル混練建屋		1	19

第 3-19 図 設定した D ルート（緊急時対策所建屋～代替淡水貯槽～原子炉建屋東側接続口）
及び復旧時間



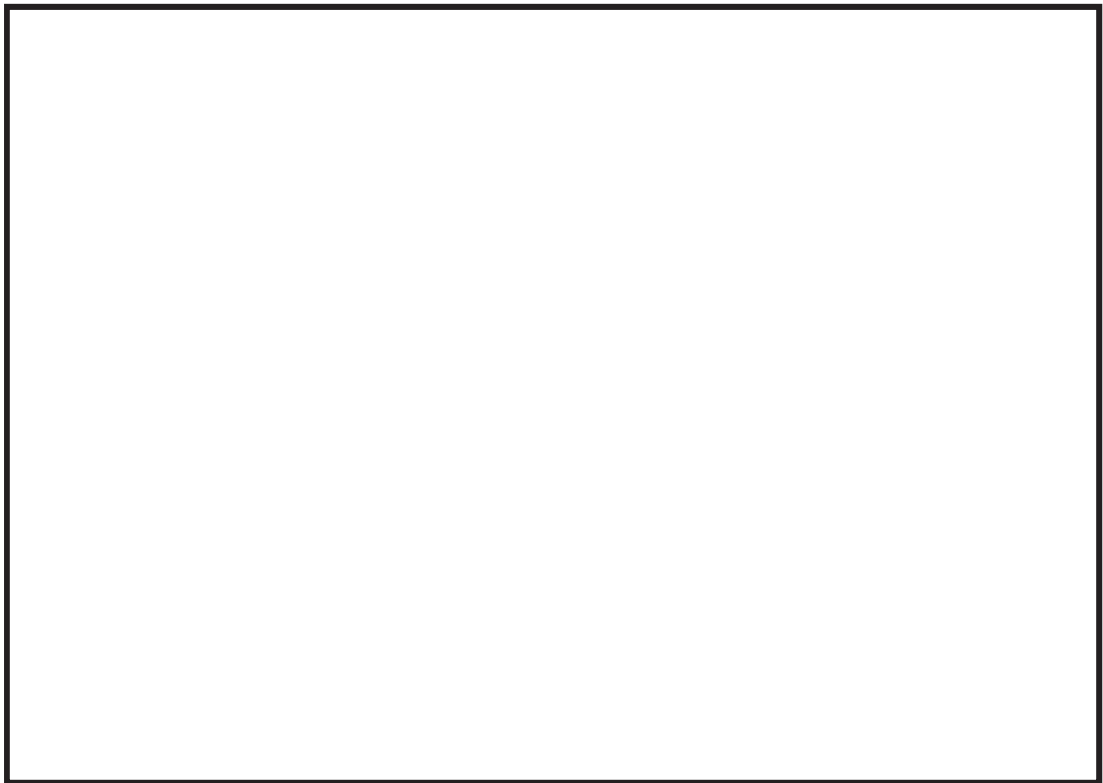
区間	項目	対象	距離 (約 m)	所要時間 (分)	累積 (分)
がれき撤去なし					

第 3-20 図 設定した E ルート（緊急時対策所建屋～西側淡水貯水設備～代替淡水貯槽）
及び復旧時間



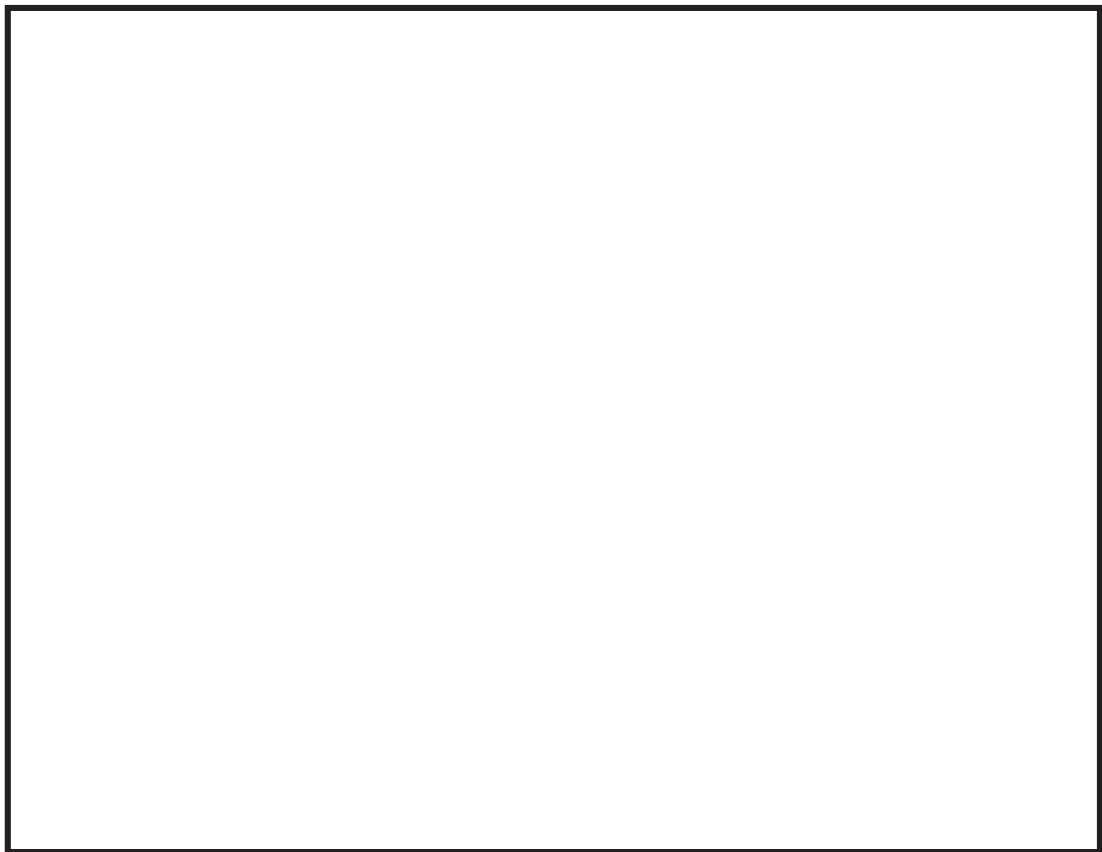
区間	項目	対象	距離 (約 m)	所要時間 (分)	累積 (分)
①→②	徒歩移動	緊急時対策所建屋→南側保管場所	216	4	4
②→③	重機移動	南側保管場所→代替淡水貯槽	1,008	7	11
	がれき撤去 (A)	サイトバンカー建屋		2	13

第 3-21 図 設定した F ルート（緊急時対策所建屋～西側淡水貯水設備～代替淡水貯槽）
及び復旧時間



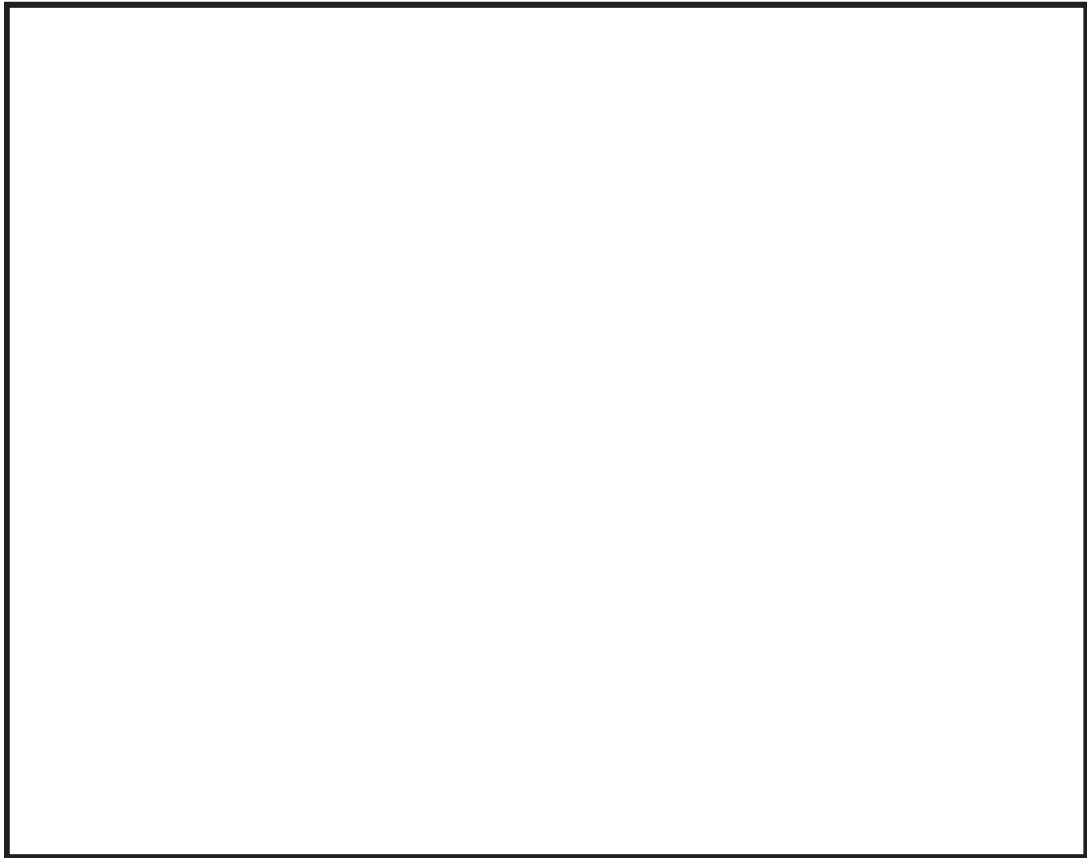
区間	項目	対象	距離 (約 m)	所要時間 (分)	累積 (分)
がれき撤去なし					

第 3-22 図 設定した G ルート（緊急時対策所建屋～原子炉建屋西側接続口（可搬型窒素供給装置接続口））及び復旧時間



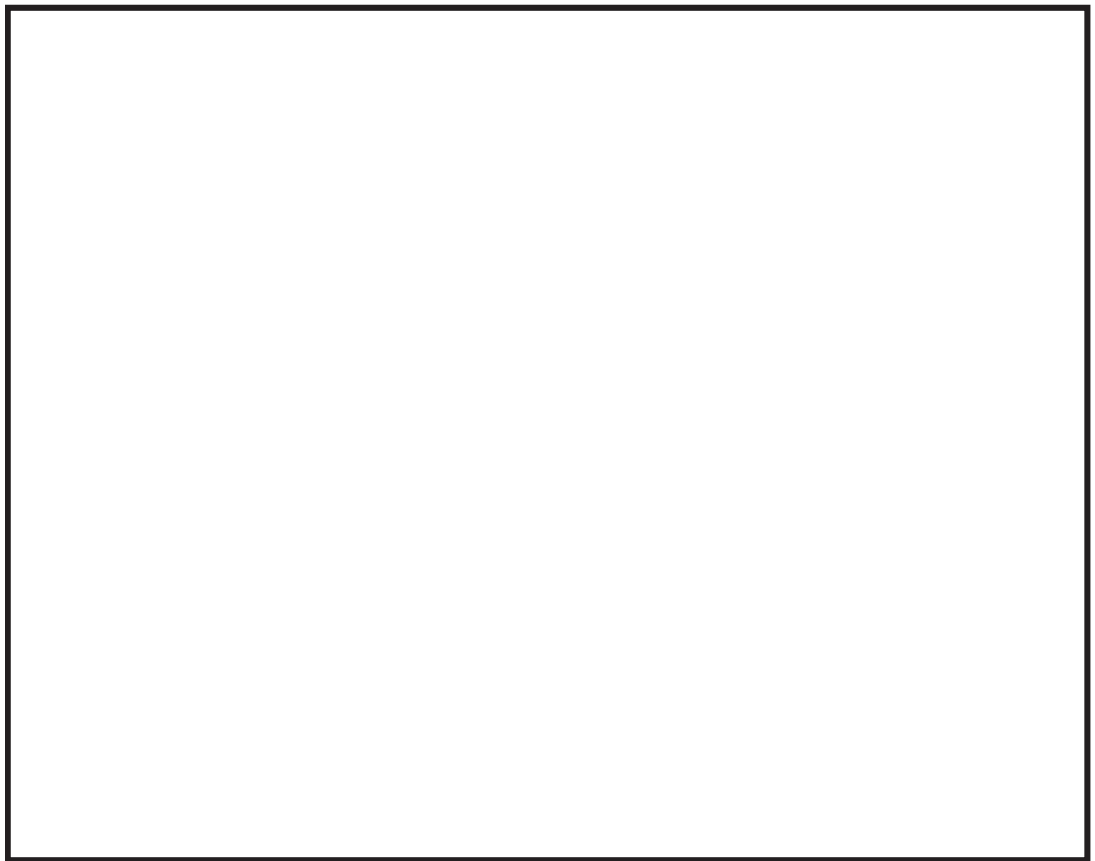
区間	項目	対象	距離 (約 m)	所要時間 (分)	累積 (分)
①→②	徒歩移動	緊急時対策所建屋→南側保管場所	216	4	4
②→③	重機移動	南側保管場所→原子炉建屋西側接続口	1,074	7	11
	がれき撤去 (A)	サイトバンカー建屋		2	13

第 3-23 図 設定したHルート（緊急時対策所建屋～原子炉建屋西側接続口（可搬型窒素供給装置接続口））及び復旧時間



区間	項目	対象	距離 (約 m)	所要時間 (分)	累積 (分)
①→②	徒歩移動	緊急時対策所建屋→南側保管場所	216	4	4
②→③	重機移動	南側保管場所→原子炉建屋東側接続口	1,031	7	11
	がれき撤去 (A)	サイトバンカー建屋		2	13
	がれき撤去 (B)	モルタル混練建屋		1	14

第 3-24 図 設定した I ルート（緊急時対策所建屋～原子炉建屋東側接続口（可搬型窒素供給装置接続口））及び復旧時間



区間	項目	対象	距離 (約 m)	所要時間 (分)	累積 (分)
①→②	徒歩移動	緊急時対策所建屋→南側保管場所	216	4	4
②→③	重機移動	南側保管場所→原子炉建屋東側接続口	1,092	7	11
	がれき撤去 (A)	モルタル混練建屋		1	12

第 3-25 図 設定した J ルート（緊急時対策所建屋～原子炉建屋東側接続口（可搬型窒素供給装置接続口））及び復旧時間

4. 屋内アクセスルート

4.1 屋内アクセスルートの基本方針

地震、津波（敷地に遡上する津波を含む。）その他の自然現象による影響及び人為事象による影響を考慮し、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋に、各設備の操作場所までのアクセスルートを複数設定する。

上記を受けた屋内アクセスルート設定の考え方を以下に示す。

(1) 地震及び津波（敷地に遡上する津波を含む。）の影響の考慮

- a. 屋外から直接原子炉建屋内に入域するための原子炉建屋の入口は、以下の条件を考慮し設定する。
 - (a) 原子炉建屋入口を複数設定
 - (b) 上記(a)のうち、基準地震動 S_s の影響を受けない位置的分散を考慮した入口を少なくとも2箇所設定
 - (c) 上記(b)のうち、敷地に遡上する津波の影響を受けない高さの異なる入口を少なくとも2箇所設定
- b. 複数設定するアクセスルートは以下の条件を満足するルートとする。
 - (a) 基準地震動 S_s の影響を受けず、敷地に遡上する津波に対して影響を受けない高さ、又は水密化を図った原子炉建屋にアクセスルートを設定

また、ルート設定に当たっては以下を考慮

 - ・アクセスルート近傍の油内包機器及び水素内包機器について、地震時に火災源とならないこと
 - ・地震に伴う溢水が発生した場合においても歩行可能な水深であること
 - ・アクセスルート近傍の資機材等について、地震による転倒等により通行を阻害しないように固縛等の転倒防止対策を実施すること

(2) 地震及び津波（敷地に遡上する津波を含む。）以外の自然現象の考慮

地震及び津波（敷地に遡上する津波を含む。）以外の自然現象に対し、外部からの衝撃による損傷の防止が図られたアクセスルートを設定する。

(3) その他の考慮事項

アクセスルートの設定に当たっては、高線量区域を通行しないよう考慮する。

外部起因事象として想定される津波（敷地に遡上する津波を含む。）のうち基準津波については、防潮堤が設置されているため、屋内アクセスルートは影響を受けない。敷地に遡上する津波については、屋内アクセスルートが設定されている原子炉建屋が水密化され、影響を受けない。

また、屋内アクセスルートは地震、津波（敷地に遡上する津波を含む。）及びその他の自然現象による影響（洪水、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、高潮）及び外部人為事象を想定して、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。

4.2 屋内アクセスルートの影響評価

屋内アクセスルートの設計においては、屋外アクセスルートについて想定される自然現象の抽出を行い、その自然現象が起因する被害要因に対して影響評価を行い、その影響を受けないルートを確保する。

屋内アクセスルートについて想定される自然現象の抽出結果を第 4-1 表に示す。

第 4-1 表 屋内アクセスルートに想定される自然現象

自然現象	概略評価結果	被害要因抽出
地震	・周辺施設の損傷、転倒及び落下、地震随伴火災、地震による内部溢水による影響が考えられる。	○
津波（敷地に遡上する津波を含む。）	・基準津波に対し防潮堤を設置することから、建屋近傍まで遡上する浸水はない。 ・水密化された建屋内であることから敷地に遡上する津波による浸水の影響は受けない。 ・建屋屋上は敷地に遡上する津波の影響を受けない。	×
洪水	・敷地の地形及び表流水の状況から、洪水による被害は生じないことを、東海村発行の浸水ハザードマップ及び国土交通省発行の浸水想定区域図から確認している。	×
風（台風）	・竜巻の評価に包含される。	×
竜巻	・原子炉建屋は竜巻に対し頑健性を有することから影響は受けない。	×
凍結	・屋上を通行する箇所は、凍結状況を見計らいながら通行することで対処が可能である。 ・屋上を通行する箇所以外は建屋内であり、影響は受けない。	×
降水	・浸水防止対策を施された建屋内であること、排水設備が設置されていることから影響は受けない。	×
積雪	・屋上を通行する箇所は、あらかじめ体制を強化した上で、積雪状況を見計らいながら除雪することで対処が可能である。 ・屋上を通行する箇所以外は、建屋内であり、影響は受けない。	×
落雷	・原子炉建屋には避雷設備を設置しており影響は受けない。	×
火山の影響	・噴火発生の情報を受けた際は、あらかじめ体制を強化し、屋上を通行する箇所の除灰を行うことにより対処が可能である。 ・屋上を通行する箇所以外は建屋内であり、影響は受けない。	×
生物学的事象	・原子炉建屋は、浸水防止対策により水密化された建屋内に設置されているため、ネズミ等の小動物の侵入による影響を受けない。	×
森林火災	・屋内アクセスルートは防火帯内側の原子炉建屋であり、影響は受けない。	×
高潮	・原子炉建屋は、高潮の影響を受けない敷地高さに設置することから影響はない。	×

以上の抽出結果を踏まえ、屋内アクセスルート設計にあたり、地震、地震随伴火災及び地震随伴内部溢水による屋内アクセスルートへの影響評価を行い、その影響を受けないルートを設定する。

地震に伴う、屋内アクセスルートの影響評価項目を以下に示す。

- ・地震随伴火災
- ・地震随伴内部溢水

地震による影響を考慮し、屋内アクセスルートの選定に際し、周辺施設の転倒及び落下等による影響がないことを確認するため、現場の整備状況を確認し、アクセスルート周辺に影響を及ぼす施設がないことを確認する。

4.3 屋内アクセスルートの評価方法

アクセスルートへの影響について、被害要因ごとに評価する。

屋内アクセスルートを別図に示す。

(1) 地震随伴火災

屋内アクセスルート近傍の地震随伴火災の発生の可能性がある機器について、以下のとおり抽出・評価を実施する。

- ・事故シーケンスごとに必要な対応処置のためのアクセスルートをルート図上に描画し、ルート近傍の回転機器*を抽出する。
- ・耐震Sクラス機器又は基準地震動 S_s にて耐震性があると確認された機器は地震により損壊しないものとし、内包油による地震随伴火災は発生しないものとする。
- ・耐震Sクラス機器ではない、かつ基準地震動 S_s にて耐震性がない機器のうち、油を内包する機器については地震により支持構造物が損壊し、漏えいした油又は水素ガス（4 vol%以上）に着火する可能性があるため、火災源として耐震評価を実施する。
- ・耐震評価はSクラスの機器と同様に基準地震動 S_s で評価し、JEAG4601に従った評価を実施する。
- ・耐震裕度を有するものについては地震により損壊しないものと考え、火災源としての想定は不要とする。

地震随伴火災の発生の可能性がある機器の抽出フローを第4-1図に示す。

注記 *：アクセスルート近傍のケーブルトレイ及び電源盤は、設置許可基準規則第八条

「火災による損傷の防止」において得られた火災防護を適用し、火災の火炎、熱による直接的な影響のみならず、煙、流出流体、断線及び爆発等の二次的影響が考えにくいことから除外する。

なお、火災時に煙充満による影響については、煙が滞留するような箇所は自動起動又は中央制御室からの手動操作による固定式消火設備を設置することからアクセス性に影響はないと考えられるが、速やかなアクセスが困難な場合は迂回路を使用する。

(2) 地震随伴内部溢水

地震発生時のアクセスルートのアクセス性の評価を以下のとおり実施する。

- ・事故シーケンスごとに必要な対応処置のためのアクセスルートとして使用するエリアを抽出し、エリアごとのアクセスルート近傍の溢水源を抽出する。
- ・耐震Sクラス機器又は基準地震動 S_s にて耐震性があると確認された機器は地震により損壊しないものとし、保有水が外部に流出することはないものとする。
- ・耐震Sクラスではない、かつ基準地震動 S_s にて耐震性がない機器は、溢水源とする。
- ・耐震評価はSクラスの機器と同様に基準地震動 S_s で評価し、JEAG4601に従った評価を実施する。
- ・耐震裕度を有するものについては地震により損壊しないものと考え、溢水源としての想定

は不要とする。

内部溢水によるアクセス判断フロー図を第 4-2 図，水位評価概略図を第 4-3 図に示す。

4.4 屋内アクセスルートの評価結果

(1) 地震随伴火災

アクセスルート近傍にある地震随伴火災が発生する可能性がある機器について第 4-2 表，エリアについて第 4-4 図に示す。

このうち耐震 S クラス以外の機器で，油又は水素を内包する機器について耐震評価を実施した結果，耐震評価対象機器については基準地震動 S_0 時にも損壊しないことを確認した。

第 4-2 表 地震随伴火災源 一覧表 (1/5)

No.	機器名称	損傷モード	評価部位	応力分類	発生値	許容基準値	設備区分
					MPa	MPa	
①	原子炉冷却材浄化系プリコートポンプ	機能損傷	基礎ボルト	引張	12	220	B C クラス (耐震裕度有)
				せん断	7	169	
		機能損傷	ポンプ取付ボルト	引張	2	186	
				せん断	4	143	
		機能損傷	原動機取付ボルト	引張	9	186	
				せん断	6	143	
②	燃料プール冷却浄化系プリコートポンプ	機能損傷	基礎ボルト	引張	12	220	B C クラス (耐震裕度有)
				せん断	7	169	
		機能損傷	ポンプ取付ボルト	引張	2	186	
				せん断	4	143	
		機能損傷	原動機取付ボルト	引張	9	186	
				せん断	6	143	
③	ドライウェル除湿系冷凍機*	機能損傷	基礎ボルト	引張	98	154	B C クラス (耐震裕度有)
				せん断	67	143	
④	ドライウェル除湿系冷水ポンプ	機能損傷	基礎ボルト	引張	15	186	B C クラス (耐震裕度有)
				せん断	9	143	
		機能損傷	ポンプ取付ボルト	引張	1	186	
				せん断	3	143	
		機能損傷	原動機取付ボルト	引張	9	186	
				せん断	6	143	
⑤	非常用ガス再循環系排風機 (A), (B)	—	—	—	—	—	S クラス
⑥	ほう酸水注入ポンプ (A), (B)	—	—	—	—	—	S クラス

注記 * : スクリュー式冷凍機であることから基礎ボルトにて評価

第 4-2 表 地震随伴火災源 一覧表 (2/5)

No.	機器名称	損傷 モード	評価部位	応力 分類	発生値	許容 基準値	設備区分
					MPa	MPa	
⑦	燃料プール冷却浄化 系循環ポンプ (A), (B)	機能 損傷	基礎ボルト	引張	12	198	B C クラス (耐震裕度 有)
				せん断	11	152	
		機能 損傷	ポンプ取付 ボルト	引張	3	186	
				せん断	11	143	
		機能 損傷	原動機取付 ボルト	引張	13	186	
				せん断	8	143	
⑧	燃料プール冷却浄化 系逆洗水移送ポンプ	機能 損傷	基礎ボルト	引張	8	186	B C クラス (耐震裕度 有)
				せん断	4	143	
		機能 損傷	ポンプ取付 ボルト	引張	1	186	
				せん断	4	143	
		機能 損傷	原動機取付 ボルト	引張	7	186	
				せん断	5	143	
⑨	原子炉冷却材浄化系 逆洗水移送ポンプ	機能 損傷	基礎ボルト	引張	9	186	B C クラス (耐震裕度 有)
				せん断	4	143	
		機能 損傷	ポンプ取付 ボルト	引張	1	186	
				せん断	4	143	
		機能 損傷	原動機取付 ボルト	引張	9	186	
				せん断	5	143	
⑩	原子炉再循環流量 制御系ユニット (A), (B)	機能 損傷	基礎ボルト	引張	31	180	B C クラス (耐震裕度 有)
				せん断	51	143	
		機能 損傷	原動機 (ポン プ含む) 取付ボルト	引張	29	186	
				せん断	16	143	
⑪	主蒸気隔離弁漏えい 抑制系ブロワ (A), (B)	機能 損傷	基礎ボルト	引張	29	200	B C クラス (耐震裕度 有)
				せん断	16	154	
		機能 損傷	ブロワ取付 ボルト	引張	15	186	
				せん断	5	143	
		機能 損傷	原動機取付 ボルト	引張	5	186	
				せん断	3	143	
⑫ 1	原子炉冷却材浄化系 循環ポンプ (A) *	機能 損傷	基礎ボルト	引張	15	200	B C クラス (耐震裕度 有)
				せん断	12	154	
		機能 損傷	ポンプ取付 ボルト	引張	2	186	
				せん断	6	143	
		機能 損傷	原動機取付 ボルト	引張	11	186	
				せん断	6	143	
⑫ 2	原子炉冷却材浄化系 循環ポンプ (B) *	機能 損傷	基礎ボルト	引張	17	200	B C クラス (耐震裕度 有)
				せん断	13	154	
		機能 損傷	ポンプ取付 ボルト	引張	2	186	
				せん断	6	143	
		機能 損傷	原動機取付 ボルト	引張	13	186	
				せん断	9	143	

注記 * : 原動機の重量が (A), (B) で異なる

第 4-2 表 地震随伴火災源 一覧表 (3/5)

No.	機器名称	損傷 モード	評価部位	応力 分類	発生値	許容 基準値	設備区分
					MPa	MPa	
⑬	クラリ 苛性ポンプ	—	—	—	—	—	休止設備
⑭	クラリ凝集剤ポンプ	—	—	—	—	—	休止設備
⑮	クラリ 高分子凝集剤 ポンプ	—	—	—	—	—	休止設備
⑯	クラリファイアー 供給ポンプ	機能 損傷	基礎ボルト	引張	10	200	B C クラス (耐震裕度 有)
				せん断	6	154	
		機能 損傷	ポンプ取付 ボルト	引張	1	186	
				せん断	3	143	
		機能 損傷	原動機取付 ボルト	引張	6	186	
せん断	3			143			
⑰	凝縮水収集ポンプ	機能 損傷	基礎ボルト	引張	11	200	B C クラス (耐震裕度 有)
				せん断	8	154	
		機能 損傷	ポンプ取付 ボルト	引張	1	186	
				せん断	5	143	
		機能 損傷	原動機取付 ボルト	引張	9	186	
せん断	5			143			
⑱	廃液濃縮器循環ポン プ (A) , (B)	機能 損傷	基礎ボルト	引張	33	200	B C クラス (耐震裕度 有)
				せん断	20	154	
		機能 損傷	ポンプ取付 ボルト	引張	2	186	
				せん断	8	143	
		機能 損傷	原動機取付 ボルト	引張	12	186	
せん断	8			143			
⑲	廃液濃縮器補助循環 ポンプ	機能 損傷	基礎ボルト	引張	7	200	B C クラス (耐震裕度 有)
				せん断	4	154	
		機能 損傷	ポンプ取付 ボルト	引張	1	186	
				せん断	5	143	
		機能 損傷	原動機取付 ボルト	引張	3	186	
せん断	2			143			
⑳	床ドレンフィルタ 保持ポンプ	—	—	—	—	—	休止設備
㉑	廃液フィルタ保持 ポンプ (A) , (B)	—	—	—	—	—	休止設備
㉒	プリコートポンプ (A) , (B)	—	—	—	—	—	休止設備

第 4-2 表 地震随伴火災源 一覧表 (4/5)

No.	機器名称	損傷 モード	評価部位	応力 分類	発生値	許容 基準値	設備区分
					MPa	MPa	
㉓	りん酸ソーダポンプ	機能 損傷	基礎ボルト	引張	81	200	B C クラス (耐震裕度 有)
				せん断	20	154	
		機能 損傷	駆動部 (ポ ンプ, 原動 機) 取付ボ ルト	引張	47	186	
				せん断	19	143	
㉔	中和硫酸ポンプ	機能 損傷	基礎ボルト	引張	22	200	B C クラス (耐震裕度 有)
				せん断	7	154	
		機能 損傷	駆動部 (ポ ンプ, 原動 機) 取付ボ ルト	引張	11	186	
				せん断	6	143	
㉕	中和苛性ポンプ	機能 損傷	基礎ボルト	引張	22	200	B C クラス (耐震裕度 有)
				せん断	7	154	
			駆動部 (ポ ンプ, 原動 機) 取付ボ ルト	引張	11	186	
				せん断	6	143	
㉖	非常用ディーゼル 発電機 (2C)	—	—	—	—	—	S クラス
㉗	高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電機	—	—	—	—	—	S クラス
㉘	非常用ディーゼル 発電機 (2D)	—	—	—	—	—	S クラス
㉙	制御棒駆動水ポンプ (A), (B)	機能 損傷	基礎ボルト	引張	20	200	B C クラス (耐震裕度 有)
				せん断	14	154	
		機能 損傷	ポンプ取付 ボルト	引張	18	186	
				せん断	13	143	
		機能 損傷	増速機取付 ボルト	引張	8	186	
				せん断	4	143	
		機能 損傷	原動機取付 ボルト	引張	12	186	
				せん断	8	143	
㉚	制御棒駆動水ポンプ 補助油ポンプ (A), (B)	機能 損傷	基礎ボルト	引張	20	200	B C クラス (耐震裕度 有)
				せん断	14	154	
		機能 損傷	ポンプ取付 ボルト	引張	3	186	
				せん断	2	143	
		機能 損傷	原動機取付 ボルト	引張	15	186	
				せん断	2	143	

第 4-2 表 地震随伴火災源 一覧表 (5/5)

No.	機器名称	損傷 モード	評価部位	応力 分類	発生値	許容 基準値	設備区分
					MPa	MPa	
③①	原子炉隔離時冷却系 レグシールポンプ	機能 損傷	基礎ボルト	引張	1	186	B C クラス (耐震裕度 有)
				せん断	2	143	
		機能 損傷	ポンプ取付 ボルト	引張	2	186	
				せん断	1	143	
		機能 損傷	原動機取付 ボルト	引張	3	186	
				せん断	2	143	
③②	残留熱除去系 レグシールポンプ	—	—	—	—	—	B C クラス (波及的影 響確認機 器)
③③	低圧炉心スプレイ系 レグシールポンプ	—	—	—	—	—	B C クラス (波及的影 響確認機 器)
③④	残留熱除去系ポンプ (A) , (B) , (C)	—	—	—	—	—	S クラス
③⑤	原子炉隔離時冷却系 ポンプ	—	—	—	—	—	S クラス
③⑥	低圧炉心スプレイ系 ポンプ	—	—	—	—	—	S クラス

(2) 地震随伴内部溢水

評価結果として、各エリアの溢水水位を第 4-3 表に示す。


地震時に最終滞留区画となる原子炉棟地下 2 階の西側エリアを除く、アクセスルートにおける最大溢水水位は、20 cm 以下であることから、胴長靴を装備することで、地震により溢水が発生してもアクセスルートの通行は可能である。

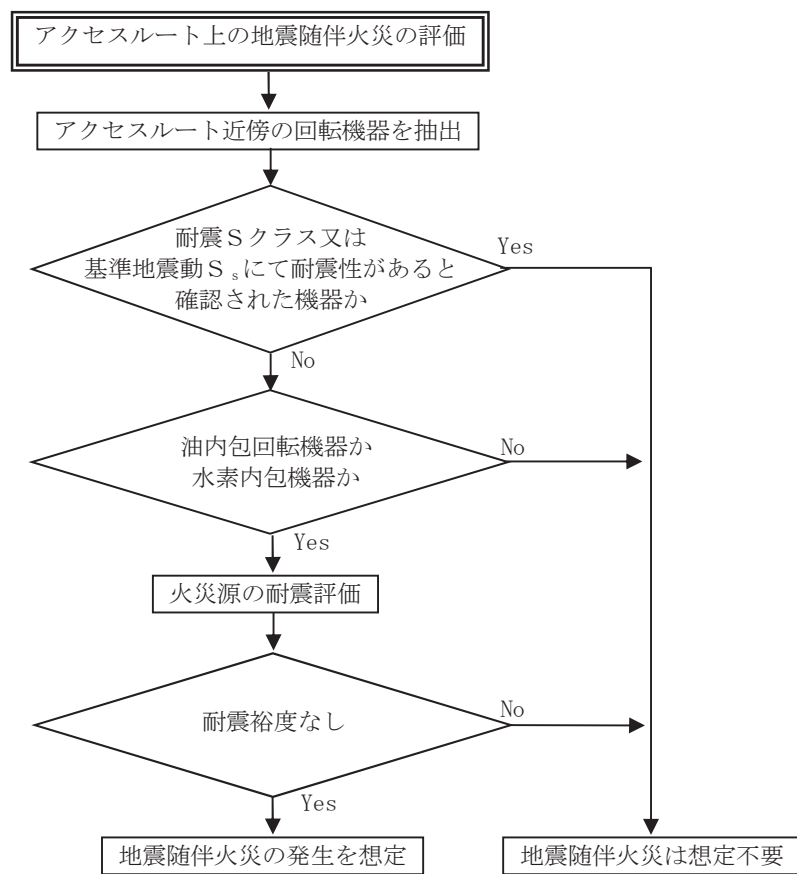
なお、最終滞留区画については、最大 64 cm の溢水水位となる。このため、現場へのアクセス及び操作が可能となるよう必要な高さの歩廊を設置する。

第 4-3 表 アクセスエリア溢水水位

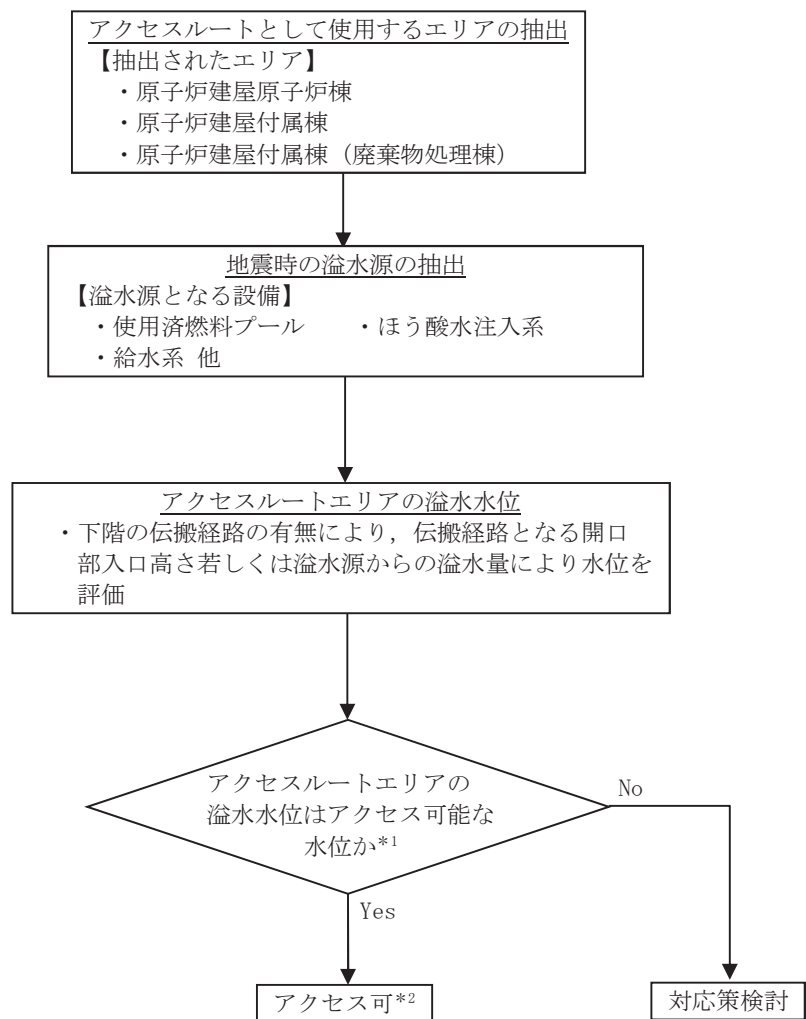
EL. (m)							
46.50	堰高さ以下						
38.80	堰高さ以下						
30.50			滞留水なし				
29.00	堰高さ以下						
27.00						—	
25.30						—	
23.00			滞留水なし				
22.00						滞留水なし	
20.30	堰高さ以下					—	
18.00			滞留水なし				
14.00	堰高さ以下					滞留水なし	
13.70			滞留水なし				
10.50			—				
8.20	堰高さ以下		滞留水なし			滞留水なし	
2.56			滞留水なし				
2.00	堰高さ以下						
-0.50						滞留水なし	
-4.00	最大 64 cm		滞留水なし			—	

【凡例】

- : アクセスしないフロア
 : 対象フロアなし
「堰高さ」 : 下層階へ排水する開口部高さ
「滞留水なし」: 溢水源がない又は下層階への排水により当該エリアでの滞留水なし

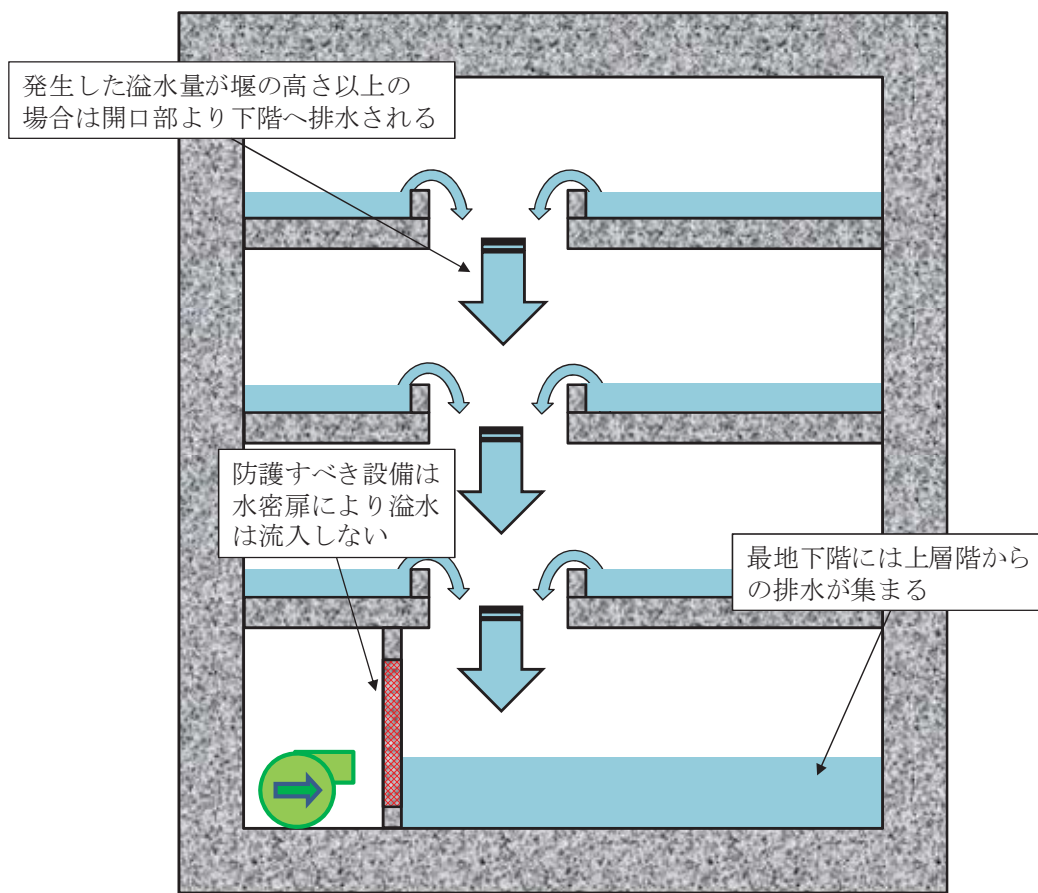


第 4-1 図 想定火災源の熱影響評価対象抽出フロー



注記 *1：建屋の浸水時における歩行可能な水深は，歩行困難水深及び水压でドアが開かなくなる水深などから30 cm 以下と設定している。水位20 cm以下であればアクセス可能と判断する。
「地下空間における浸水対策ガイドライン」（平成28年1月現在 国土交通省HP）参照
*2：溢水水位によりアクセス可能と判断しても，放射性物質による被ばく防護及び感電防止のため，適切な装備を装着する。

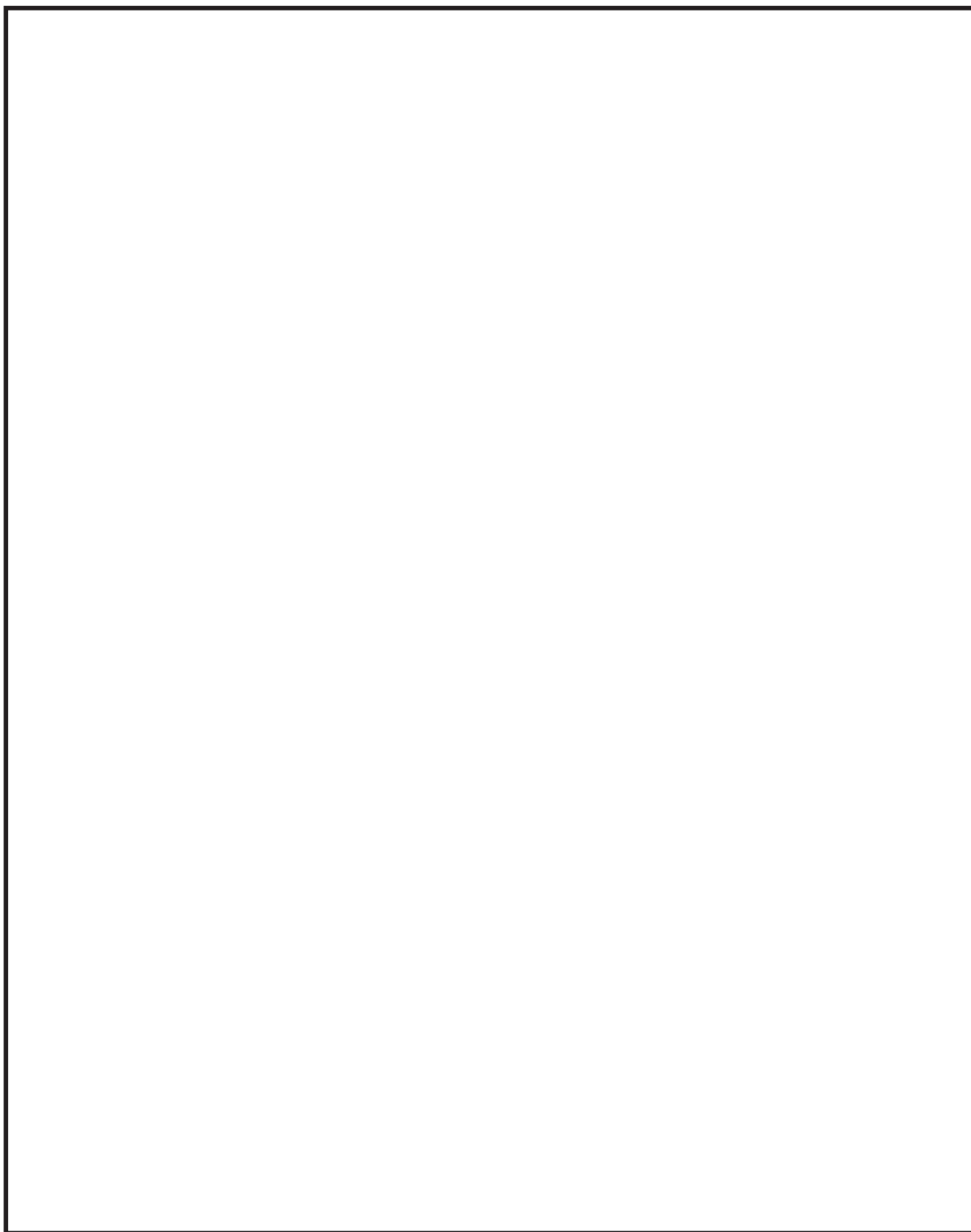
第 4-2 図 地震随伴の内部溢水評価フロー図



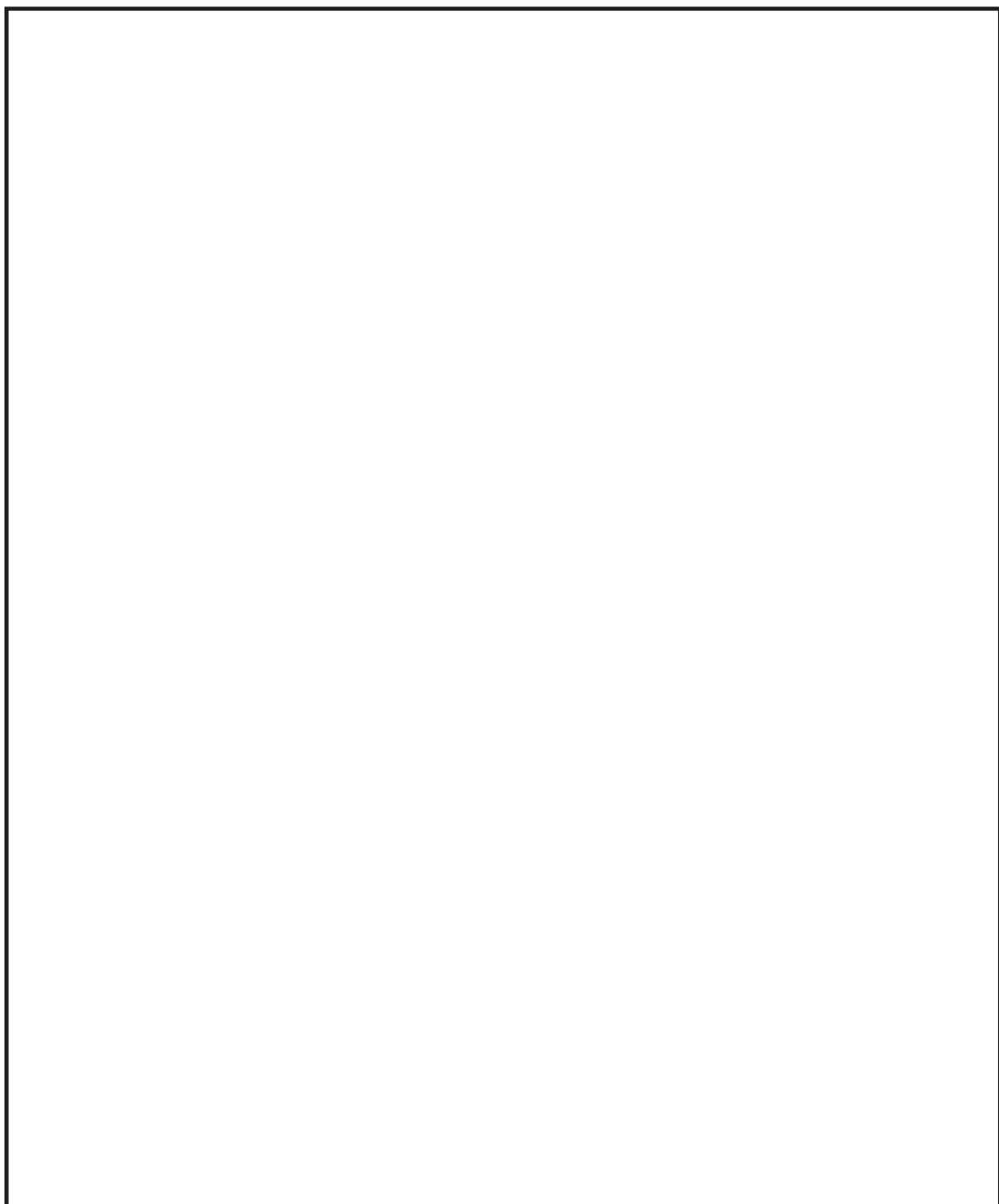
第 4-3 図 水位評価概要図



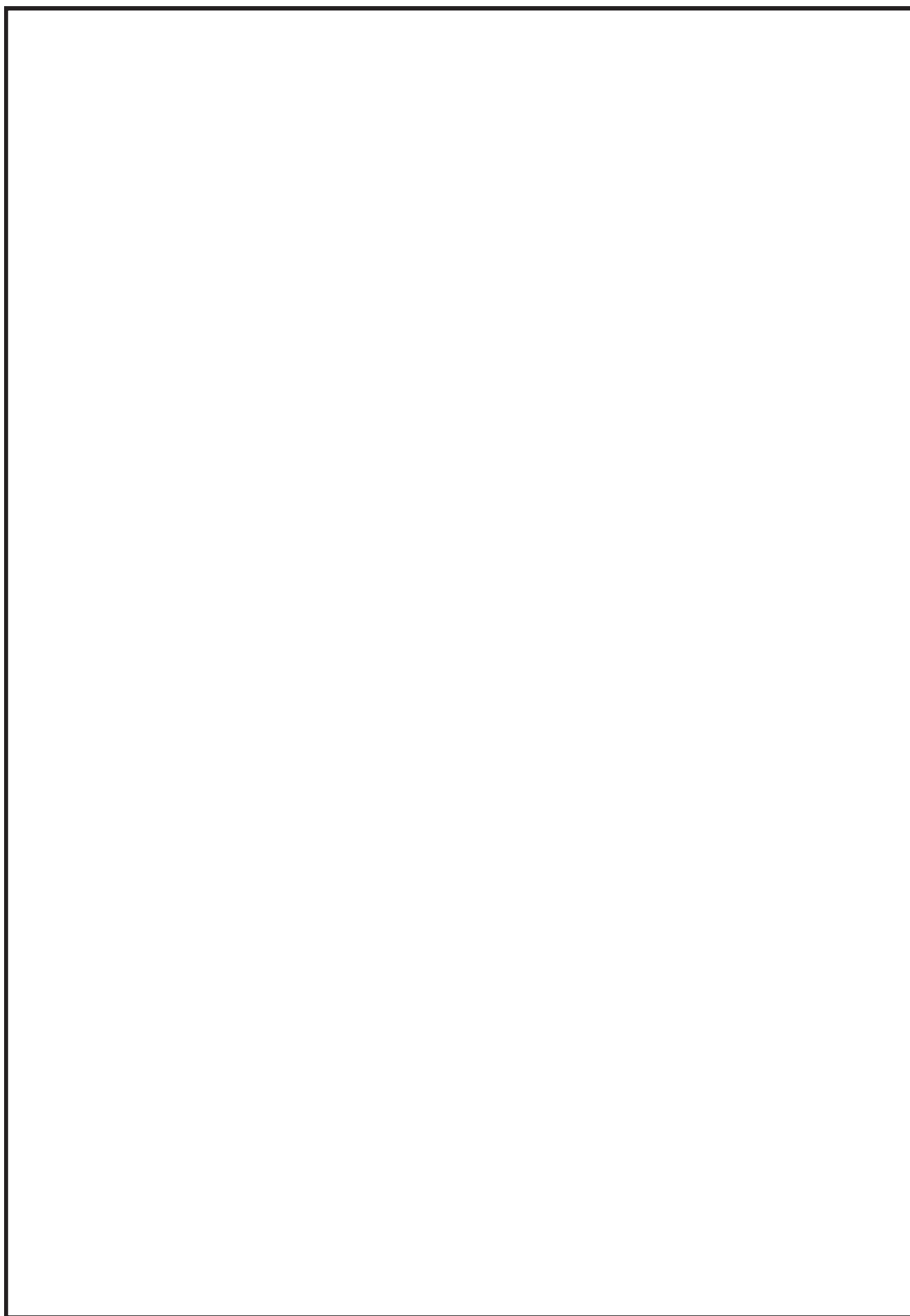
第 4-4 図 アクセスルート近傍の油内包機器エリア図 (1/8)



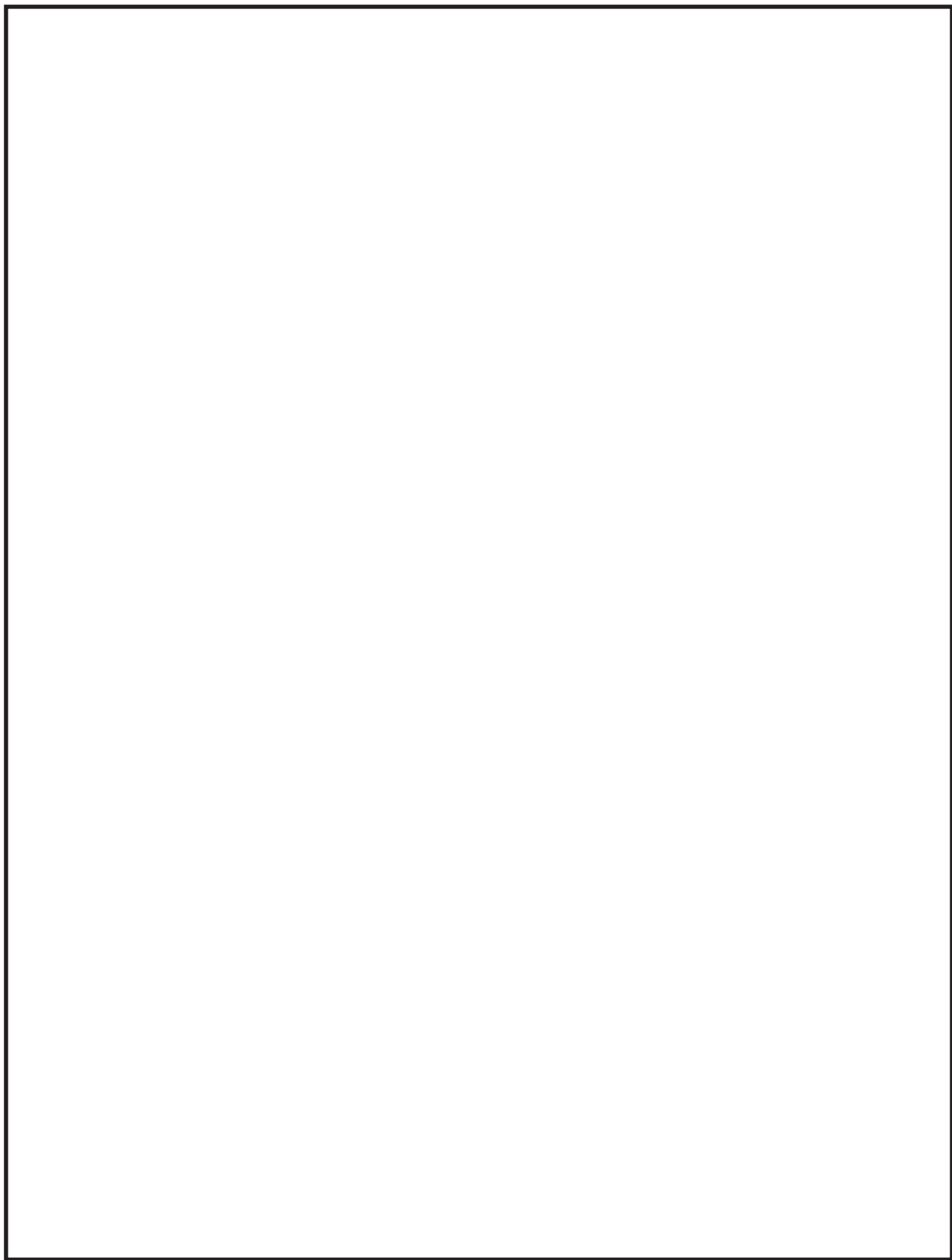
第 4-4 図 アクセスルート近傍の油内包機器エリア図 (2/8)



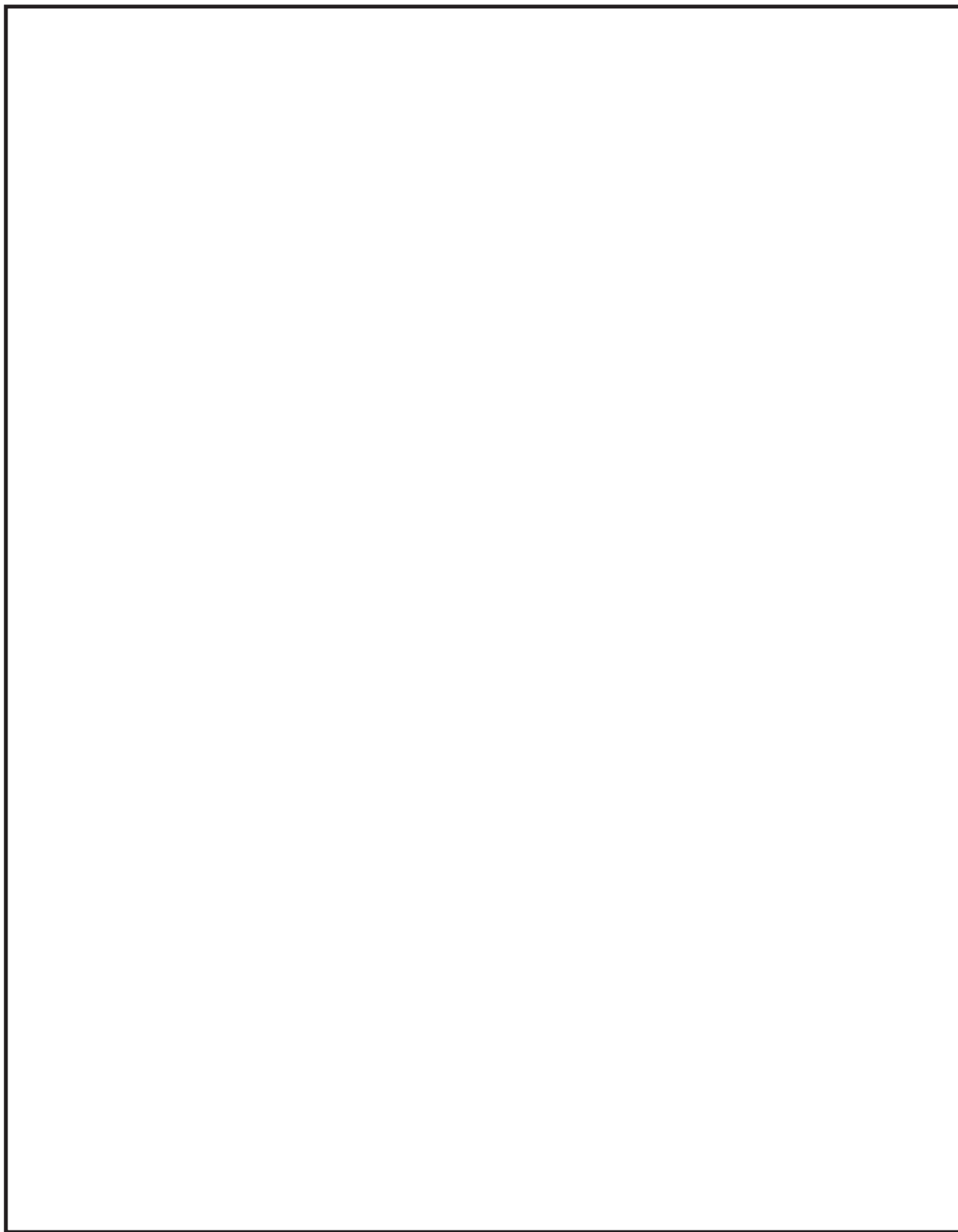
第 4-4 図 アクセスルート近傍の油内包機器エリア図 (3/8)



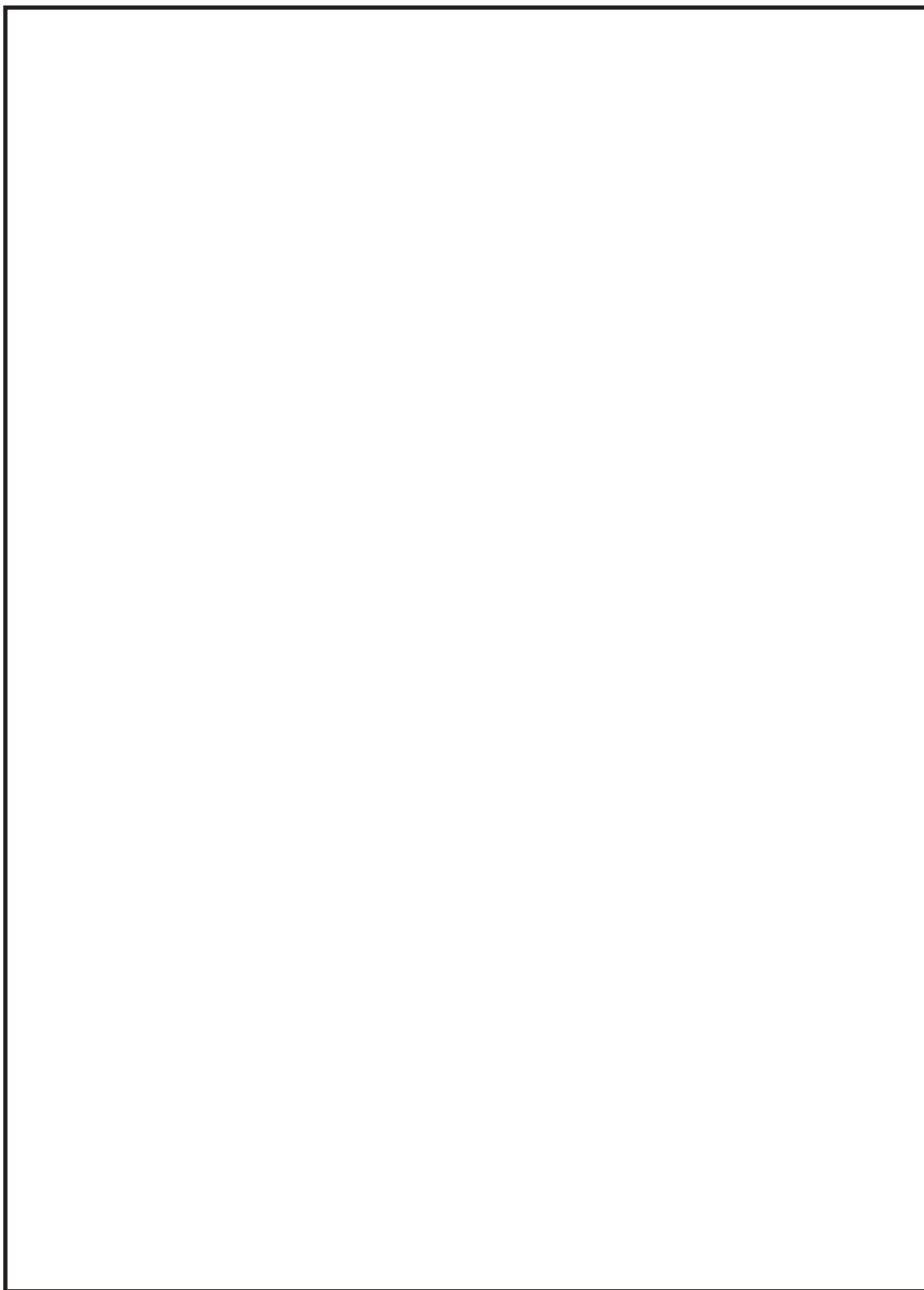
第 4-4 図 アクセスルート近傍の油内包機器エリア図 (4/8)



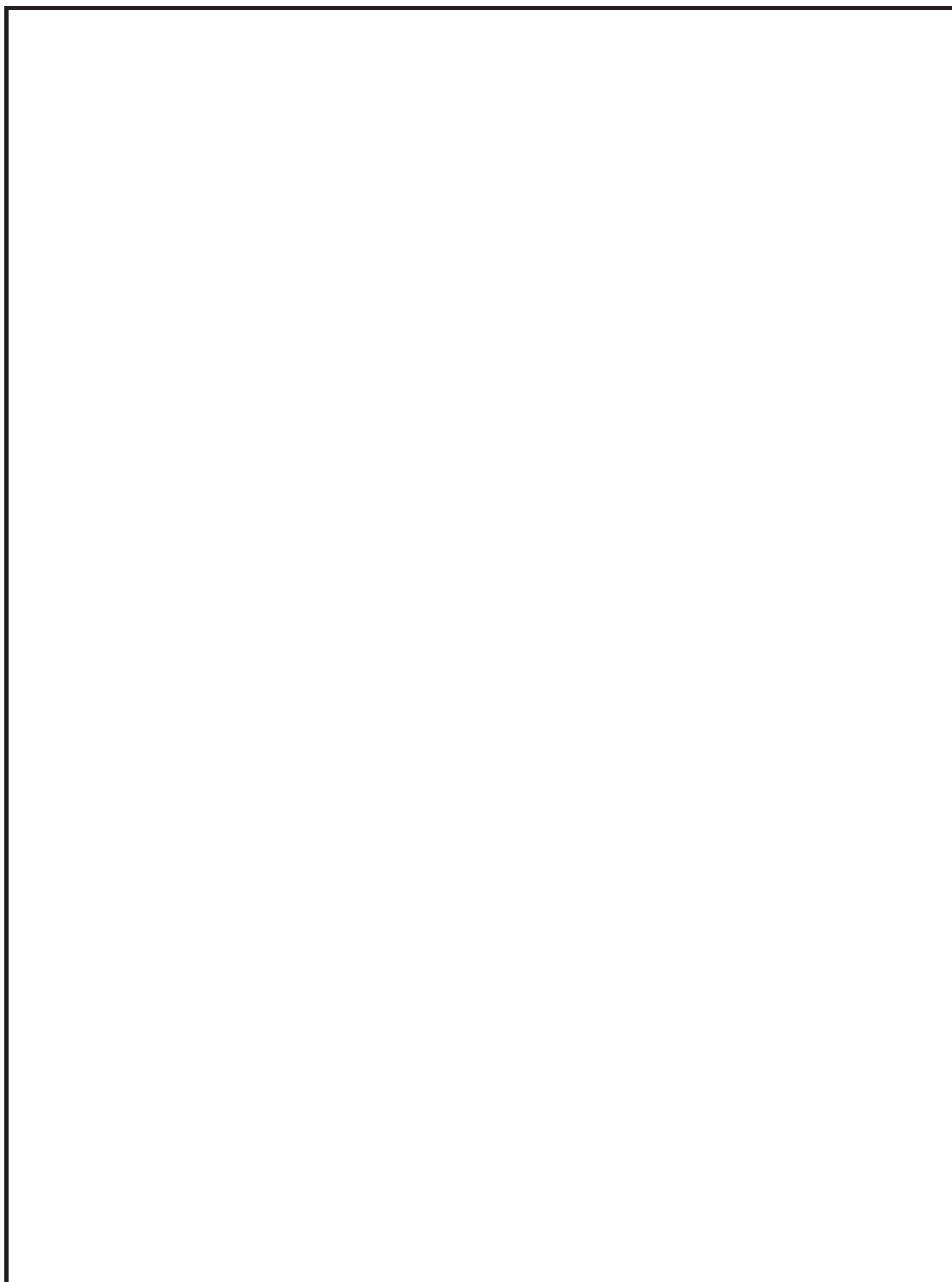
第 4-4 図 アクセスルート近傍の油内包機器エリア図 (5/8)



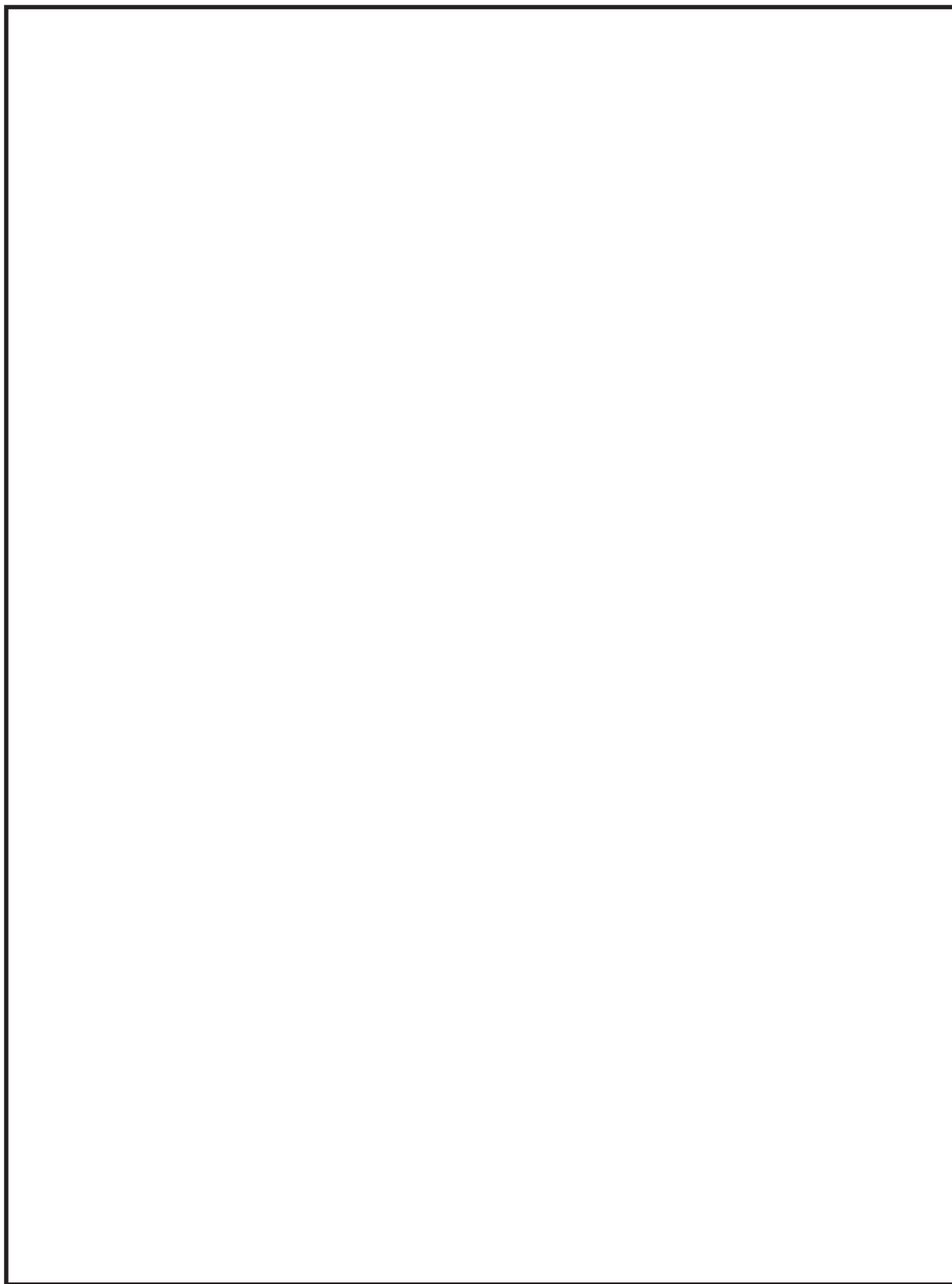
第 4-4 図 アクセスルート近傍の油内包機器エリア図 (6／8)



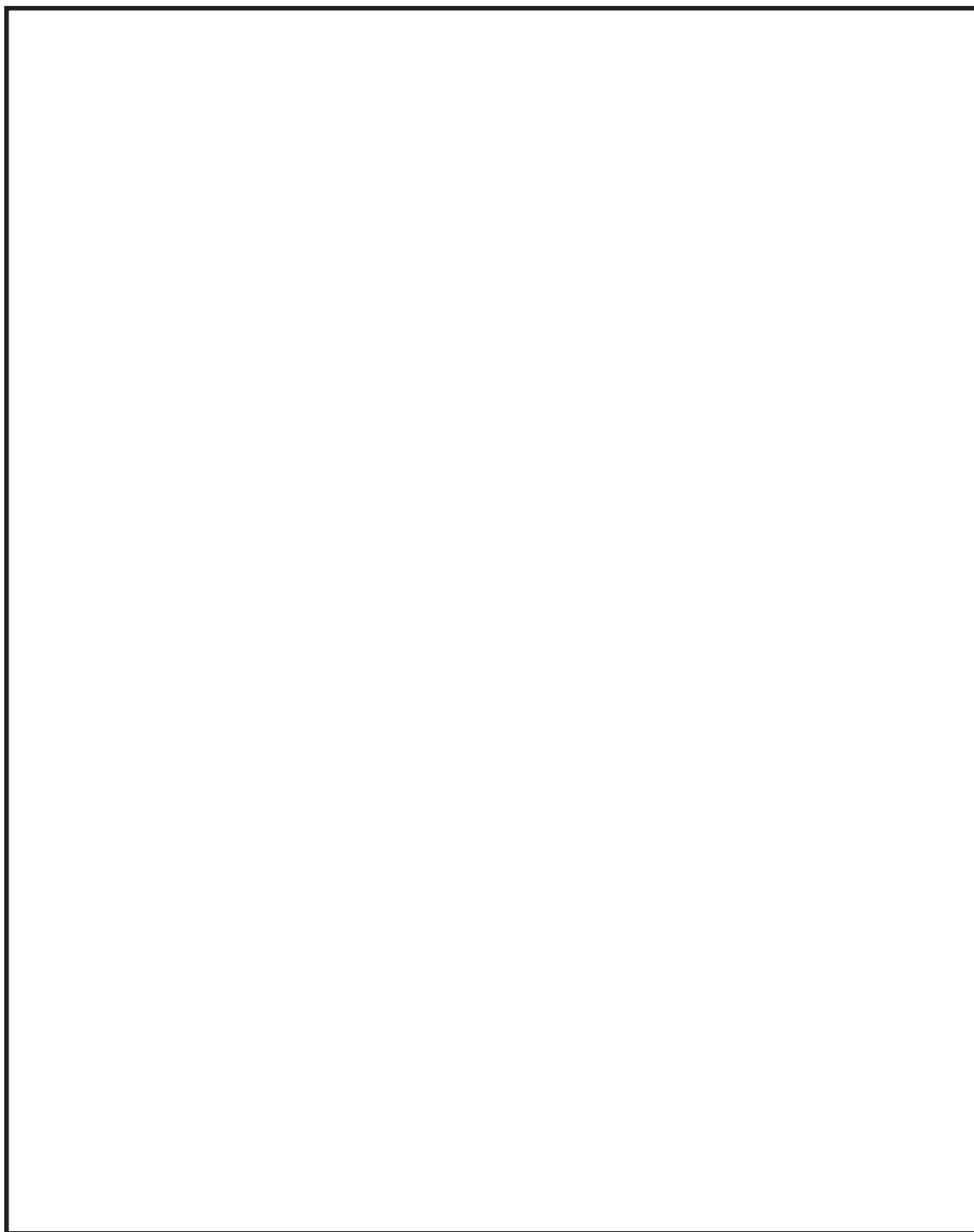
第 4-4 図 アクセスルート近傍の油内包機器エリア図 (7/8)



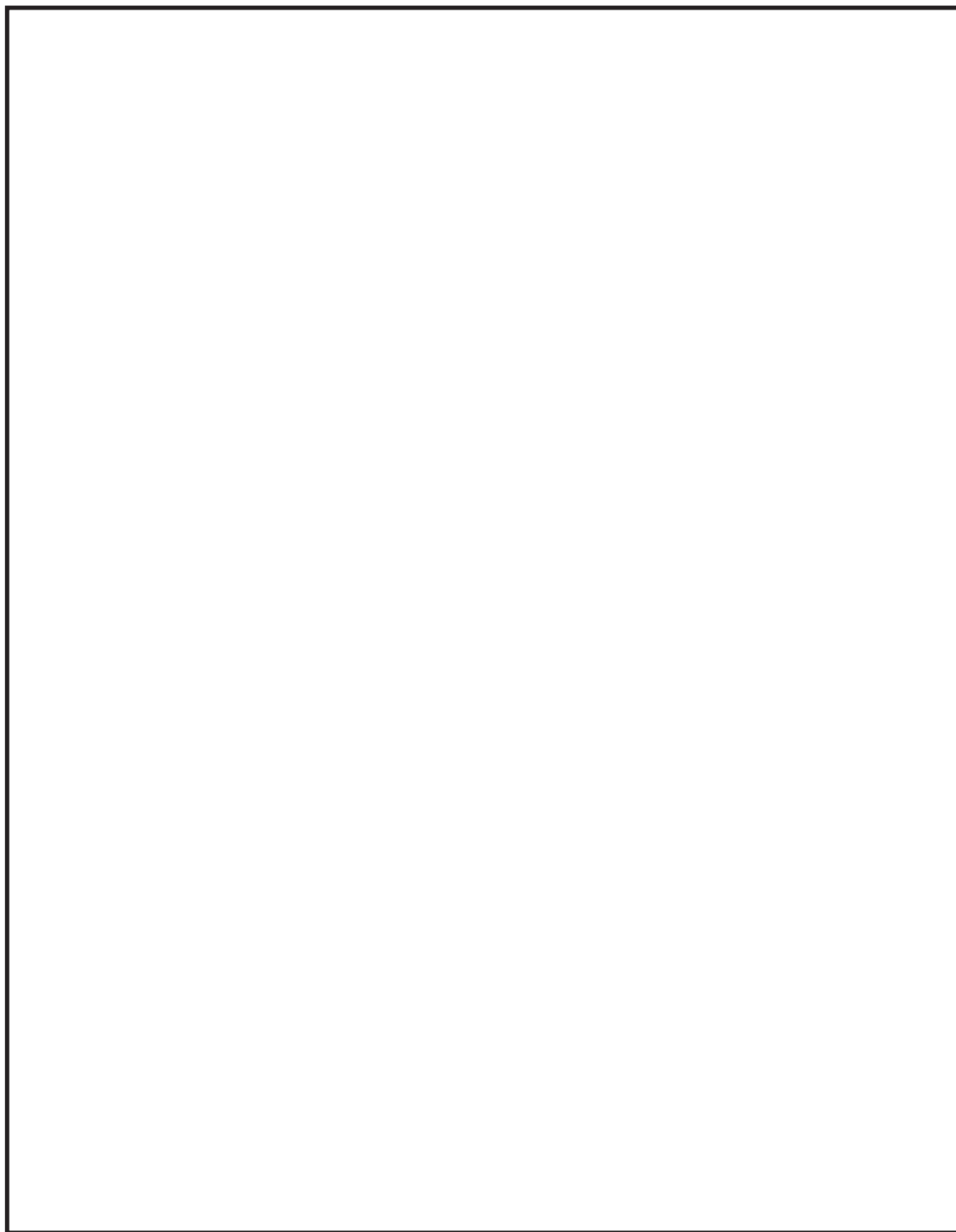
第 4-4 図 アクセスルート近傍の油内包機器エリア図 (8/8)



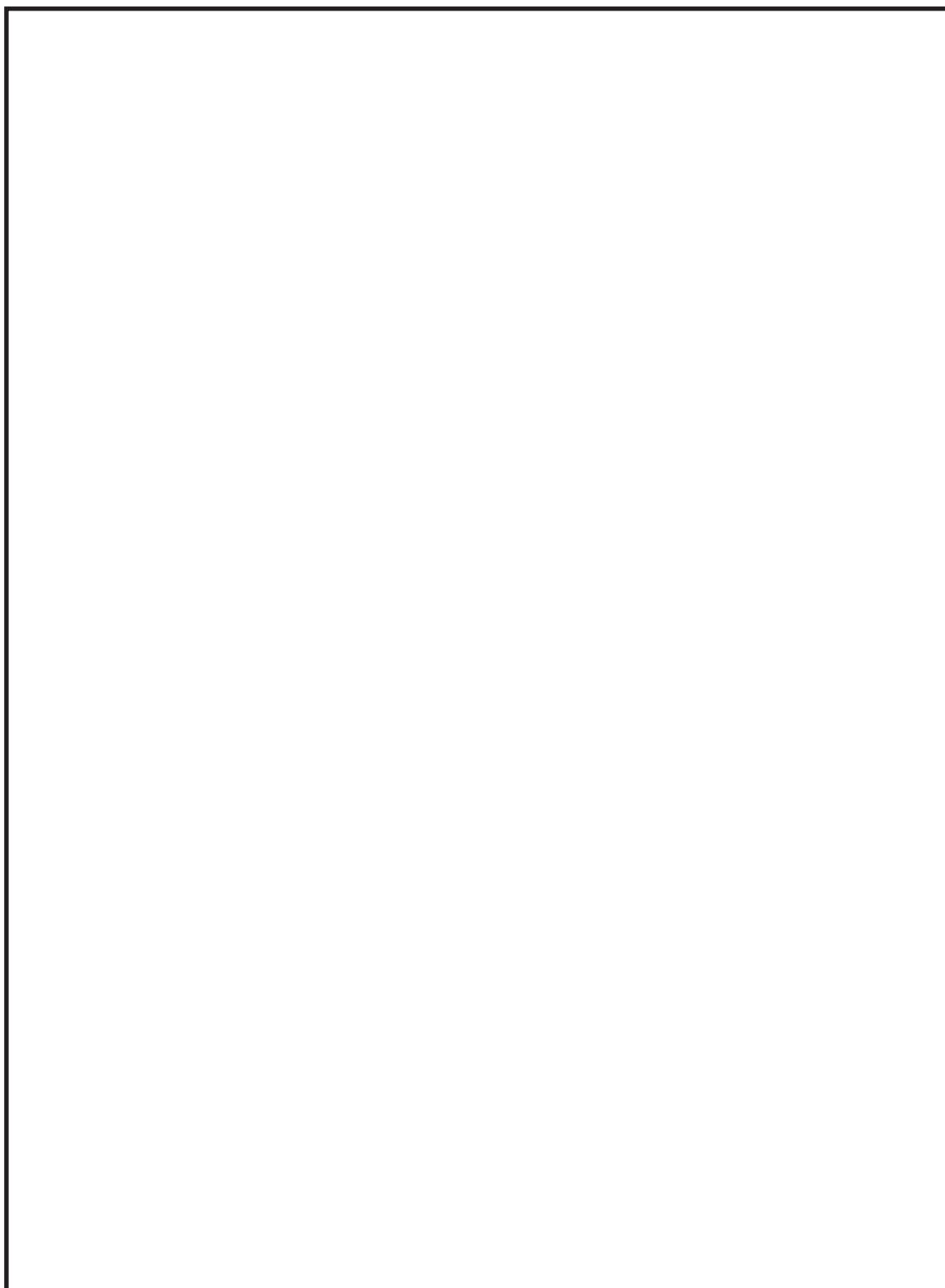
屋内アクセスルート ルート図 (1／8)



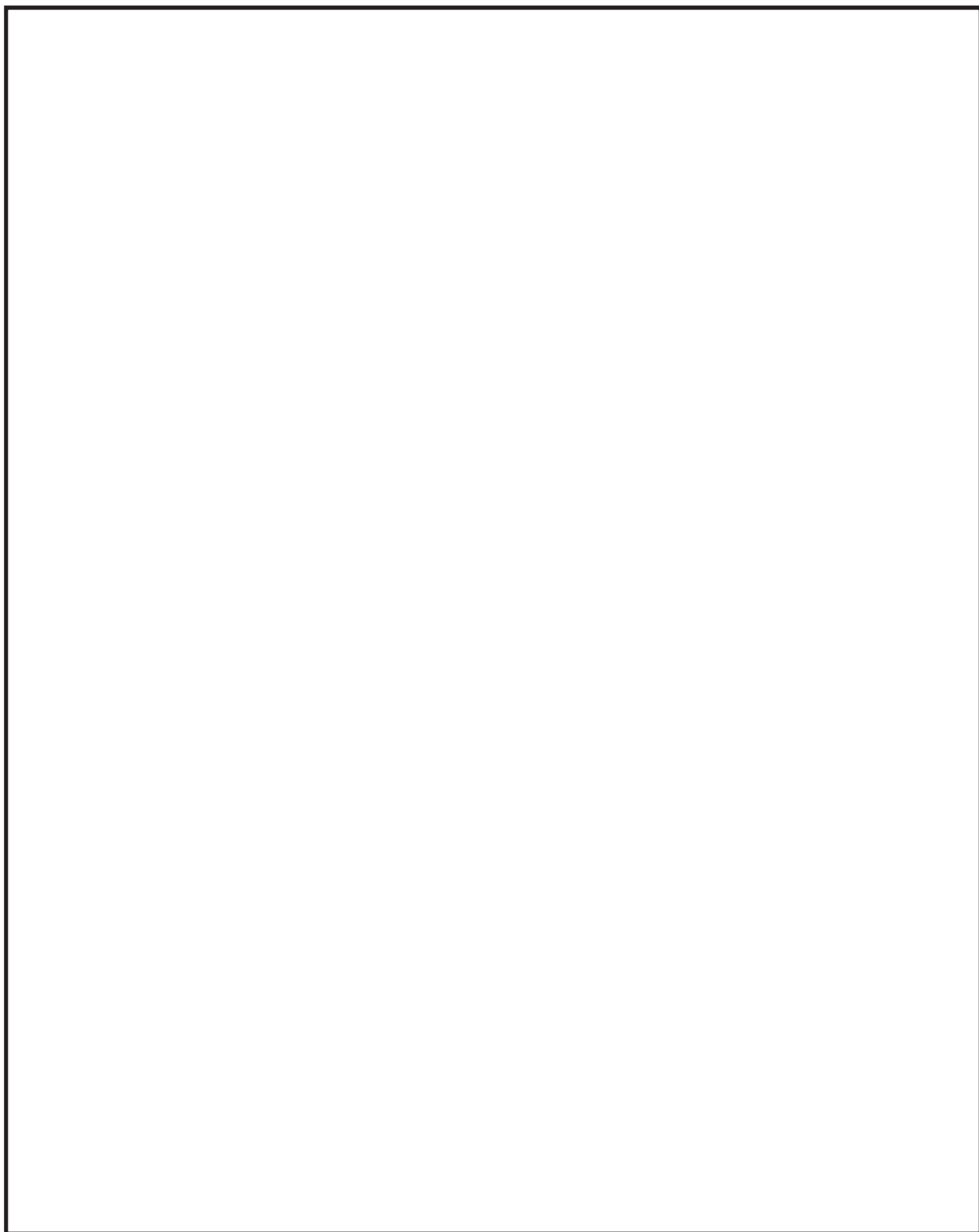
屋内アクセスルート ルート図 (2/8)



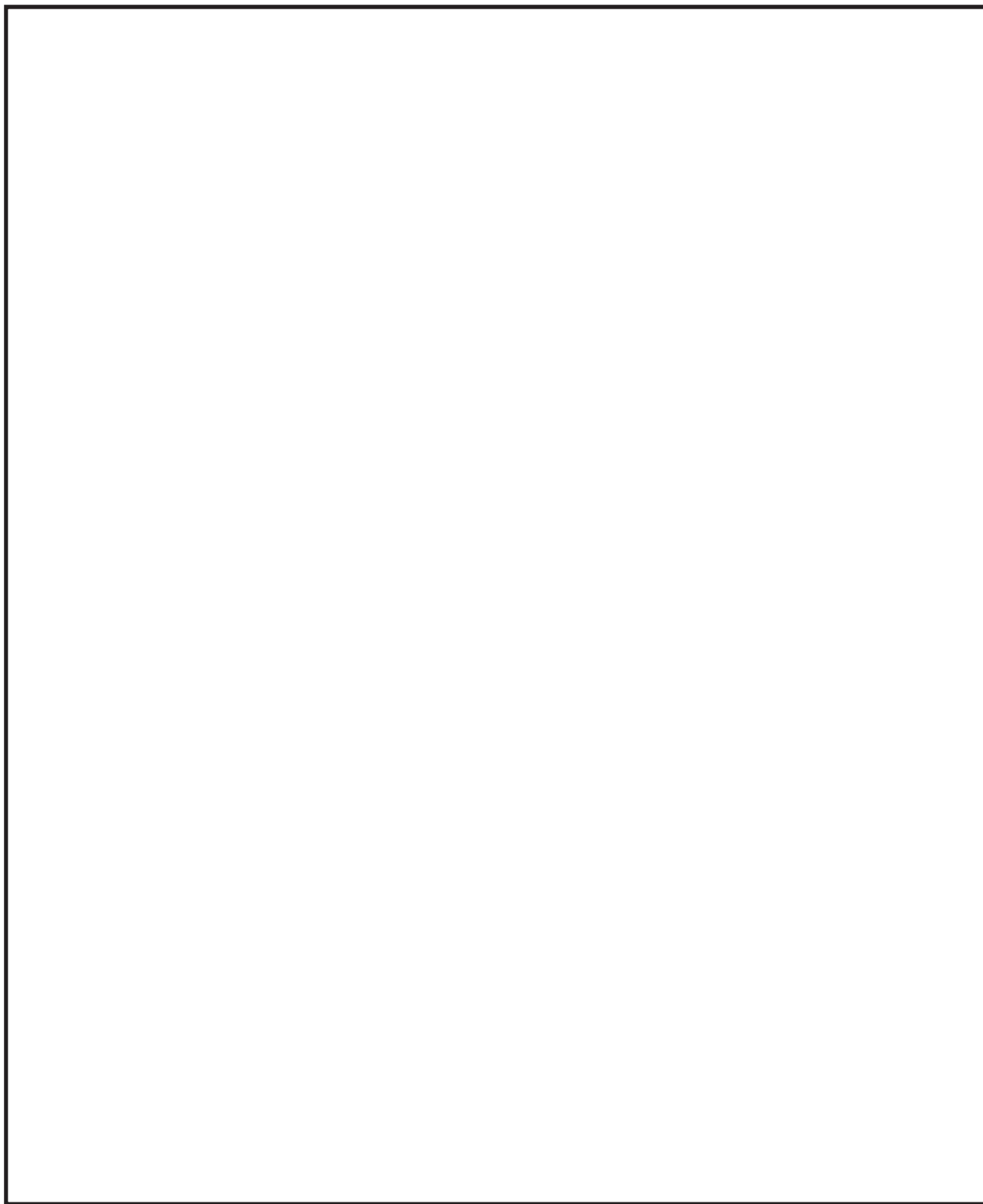
屋内アクセスルート ルート図 (3／8)



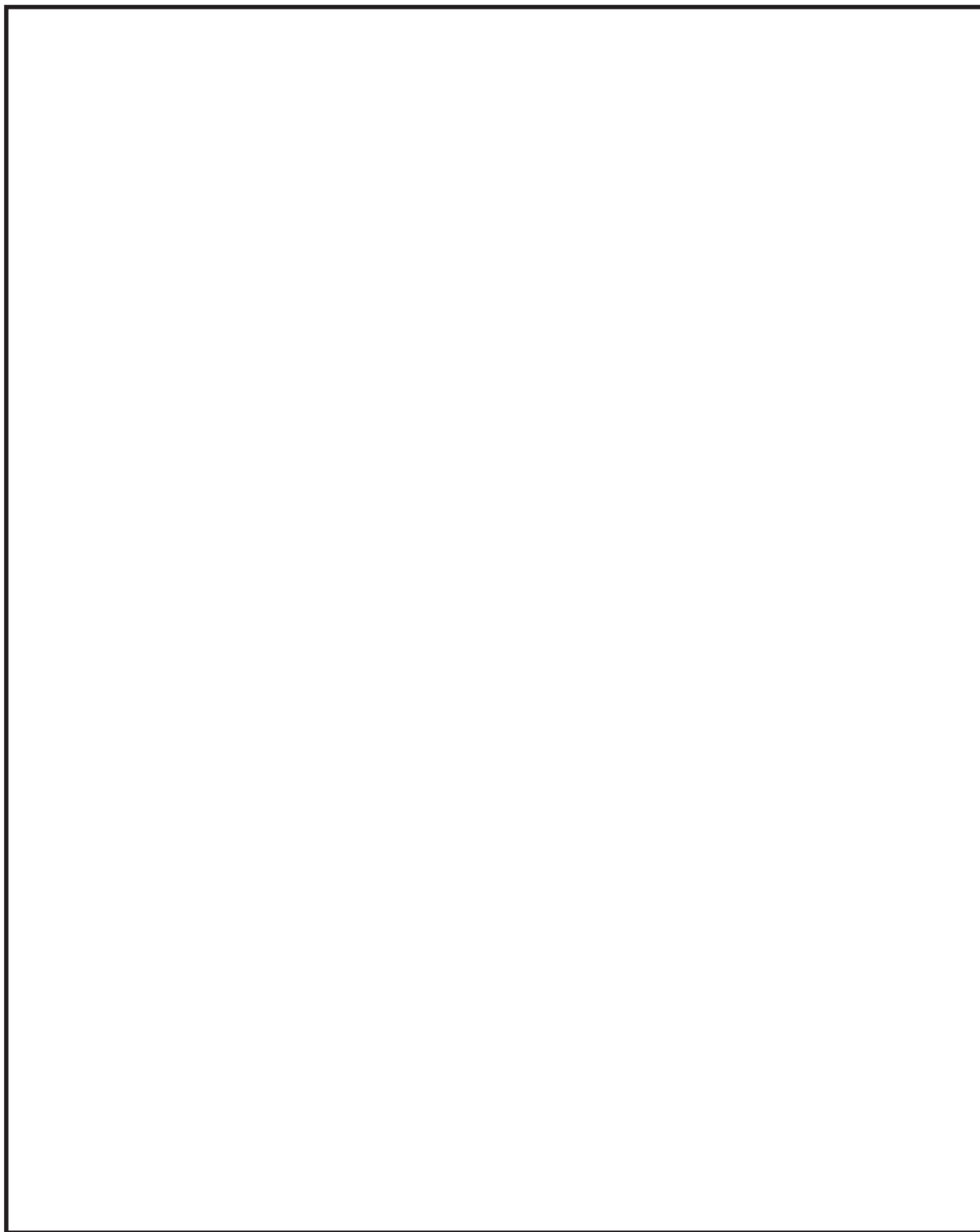
屋内アクセスルート ルート図 (4/8)



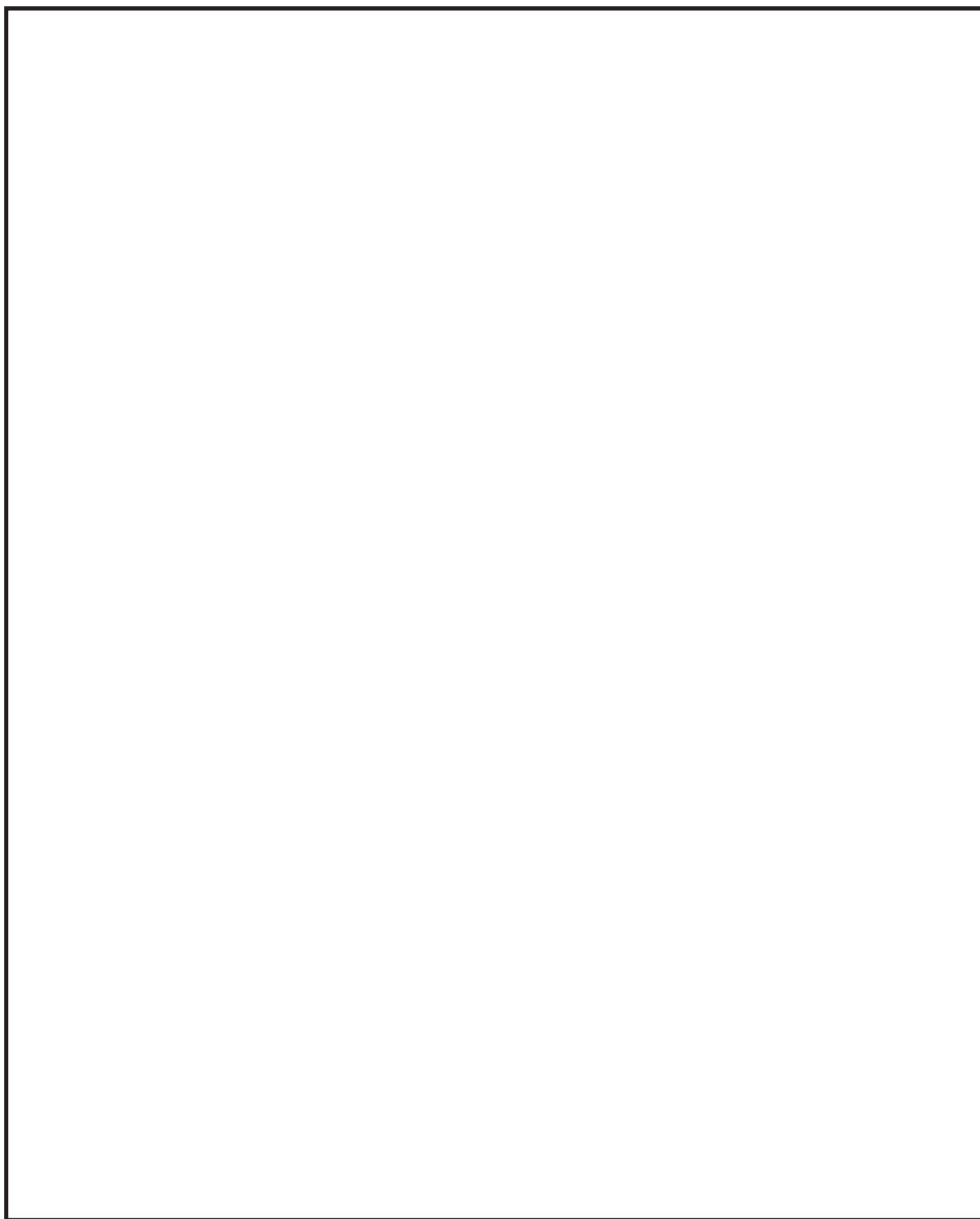
屋内アクセスルート ルート図 (5/8)



屋内アクセスルート ルート図 (6／8)



屋内アクセスルート ルート図 (7/8)



屋内アクセスルート ルート図 (8／8)

V-1-1-6 別添 2 可搬型重大事故等対処設備の設計方針

目次

	頁
1. 概要	1
2. 設計の基本方針	2
3. 設備分類	7
4. 要求機能及び性能目標	9
4.1 要求機能	9
4.2 性能目標	9
5. 機能設計	12
5.1 車両型設備	12
5.2 ポンベ設備	12
5.3 その他設備	13
6. 構造強度設計	14
6.1 構造強度の設計方針	14
6.2 荷重及び荷重の組合せ	15
6.3 機能維持の方針	16
6.4 波及的影響評価	26

1. 概要

本添付書類は、添付書類「V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」（以下「添付書類V-1-1-6」という。）にて設定している可搬型重大事故等対処設備の機能維持に係る設計方針を整理した上で、各設計方針に対して、可搬型重大事故等対処設備の設備分類、要求機能及び性能目標を明確にし、各設備の機能設計等について説明するものである。

なお、添付書類V-1-1-6 では、可搬型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、「多重性、多様性及び位置的分散」，「悪影響防止」，「環境条件等」及び「操作性及び試験・検査性」に分け、設計方針を示している。

2. 設計の基本方針

可搬型重大事故等対処設備は、荷重及び波及的影響を含め想定される環境条件において、重大事故等及び設計基準事故に対処するための必要な機能を損なわない設計とするとともに、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

また、可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備と共通要因によって同時に機能が損なわれるおそれがない設計とする。

これらの設計に考慮すべき要因である自然現象、外部人為事象、溢水及び火災に対する可搬型重大事故等対処設備の設計方針について以下に示す。

(1) 自然現象及び外部人為事象

a. 地震

可搬型重大事故等対処設備は、自然現象のうち地震に関して、耐震設計として横すべ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とするとともに、地震後においても機能及び性能を維持する設計とする。

屋内の可搬型重大事故等対処設備は、地震随伴火災及び地震随伴溢水の影響を考慮して保管する。

屋外の可搬型重大事故等対処設備は、地震による影響（周辺構造物の倒壊や周辺斜面の崩壊、道路面のすべり、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の不足並びに地下構造物及び水路等の損壊等）を受けない位置に保管する。

可搬型重大事故等対処設備は、設計基準対象施設とは異なり、床や地盤等に強固に固定されず、地震により他の設備へ波及的影響を与えるおそれがあることから、使用時の移動又は運搬において他の設備へ波及的影響を考慮する必要がある。また、構造上、地震により、すべり又は傾きが生じることが考えられることから、波及的影響の評価により、当該設備による他の設備に対して波及的影響を及ぼさない設計とする。

可搬型重大事故等対処設備の保管場所は、設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備と位置的分散を図る設計とする。

可搬型重大事故等対処設備は、その機能に応じ、位置的分散を考慮の上、隣接しない保管場所に保管する設計とする。

可搬型重大事故等対処設備の耐震設計については、本添付書類に基づき実施する。

可搬型重大事故等対処設備の位置的分散については、添付書類V-1-1-6 の「2.1 多重性、多様性及び位置的分散」に示す。

可搬型重大事故等対処設備の保管場所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、添付書類V-1-1-6 の別添-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。

b. 津波

可搬型重大事故等対処設備は、自然現象として津波（基準津波を超え敷地に遡上する津波を含む。以下「敷地に遡上する津波」という。）に対する耐津波設計を実施する。

屋外の可搬型重大事故等対処設備は、基準津波による影響を考慮し、必要な津波防護対策

を講じる設計とする。また、敷地に遡上する津波に対しては、津波が到達しない高所に保管する。屋内の可搬型重大事故等対処設備に対しても、基準津波及び敷地に遡上する津波による影響を考慮し、必要な津波防護対策を講じる設計とする。

可搬型重大事故等対処設備の保管場所は、設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備と位置的分散を図る設計とする。

可搬型重大事故等対処設備は、その機能に応じ、位置的分散を考慮の上、隣接しない保管場所に保管する設計とする。

可搬型重大事故等対処設備の耐津波設計については、添付書類「V-1-1-2 発電用原子炉施設の自然現象等による損傷防止に関する説明書」のうち添付書類「V-1-1-2-1 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説明書」に基づき実施する。

可搬型重大事故等対処設備の位置的分散については、添付書類V-1-1-6 の「2.1 多重性、多様性及び位置的分散」に示す。

c. 風（台風）及び竜巻

屋内の可搬型重大事故等対処設備は、自然現象のうち風（台風）及び竜巻に対し、建屋内に保管する設計とする。

屋外の可搬型重大事故等対処設備は、風（台風）及び竜巻による風荷重を考慮して、他の設備に悪影響を及ぼさないよう、固定する設計とする。

屋外の可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備と位置的分散を図る設計とする。

屋外の可搬型重大事故等対処設備は、その機能に応じ、位置的分散を考慮の上、隣接しない保管場所に保管する設計とする。

風（台風）及び竜巻に対する可搬型重大事故等対処設備の設計については、添付書類「V-1-1-2 発電用原子炉施設の自然現象等による損傷防止に関する説明書」のうち添付書類「V-1-1-2-1 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説明書」に基づき実施する。

可搬型重大事故等対処設備の位置的分散については、添付書類V-1-1-6 の「2.1 多重性、多様性及び位置的分散」に示す。

d. 積雪及び火山の影響

屋内の可搬型重大事故等対処設備は、自然現象のうち積雪及び火山の影響に対して建屋内に保管する設計とする。

屋外の可搬型重大事故等対処設備は、積雪及び火山の影響を考慮して、必要により除雪及び除灰の措置を講じる。

屋外の可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備と位置的分散を図る設計とする。

屋外の可搬型重大事故等対処設備は、その機能に応じ、位置的分散を考慮の上、隣接しない保管場所に保管する設計とする。

可搬型重大事故等対処設備は、積雪及び火山の影響に対する設計について、添付書類「V

-1-1-2 発電用原子炉施設の自然現象等による損傷防止に関する説明書」のうち添付書類「V-1-1-2-1 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説明書」に基づき実施する。

可搬型重大事故等対処設備の位置的分散については、添付書類V-1-1-6 の「2.1 多重性、多様性及び位置的分散」に示す。

e. 飛散物（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

可搬型重大事故等対処設備は、外部人為事象のうち飛散物（航空機落下）及び故意による大型航空機の衝突並びにその他のテロリズムに関して、原則として建屋内に保管するとともに、可能な限り設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備と位置的分散を図る設計とする。

屋外の可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備が設置されている建屋及び屋外の常設重大事故等対処設備のそれぞれから 100m の離隔距離又は屋外の設計基準事故対処設備から 100m の離隔距離を確保した上で、位置的分散を図る設計とする。

屋外の可搬型重大事故等対処設備は、その機能に応じ、位置的分散を考慮の上、隣接しない保管場所に保管する設計とする。

可搬型重大事故等対処設備の位置的分散については、添付書類V-1-1-6 の「2.1 多重性、多様性及び位置的分散」に示す。

f. その他自然現象及び外部人為事象

屋内の可搬型重大事故等対処設備は、自然現象のうち落雷、生物学的事象、森林火災及び高潮並びに外部人為事象のうち近隣の産業施設等の火災・爆発（飛来物含む）、航空機墜落による火災、火災の二次的影響（ばい煙）、有毒ガス及び漂流船舶の衝突（以下「その他自然現象及び外部人為事象」という。）に対して、建屋内に保管する設計とする。

屋外の可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備と位置的分散を図る設計とする。

屋外の可搬型重大事故等対処設備は、その機能に応じ、位置的分散を考慮の上、隣接しない保管場所に保管する設計とする。

その他自然現象及び外部人為事象に対する可搬型重大事故等対処設備の設計については、添付書類「V-1-1-2 発電用原子炉施設の自然現象等による損傷防止に関する説明書」のうち添付書類「V-1-1-2-1 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説明書」に基づき実施する。

可搬型重大事故等対処設備の位置的分散については、添付書類V-1-1-6 の「2.1 多重性、多様性及び位置的分散」に示す。

(2) 溢水

可搬型重大事故等対処設備は、屋外の低耐震クラスのタンクの破損等による溢水に対して、溢水による浸水深を考慮した設計とするか又は溢水の影響のない高所に保管する設計とする。

可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備と位置的分散を図る設計とする。

屋外の可搬型重大事故等対処設備は、その機能に応じ、位置的分散を考慮の上、隣接しない保管場所に保管する設計とする。

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

(3) 火災

可搬型重大事故等対処設備は、火災に対して火災防護計画に基づき火災防護対策を策定する。

可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備と位置的分散を図る設計とする。

屋外の可搬型重大事故等対処設備は、その機能に応じ、位置的分散を考慮の上、隣接しない保管場所に保管する設計とする。

可搬型重大事故等対処設備の火災防護計画については、添付書類「V-1-1-7 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書」の内容を踏まえ策定する。

可搬型重大事故等対処設備の位置的分散については、添付書類V-1-1-6の「2.1 多重性、多様性及び位置的分散」に示す。

以上を踏まえ、可搬型重大事故等対処設備については、設備の構造及び機能別に分類し、機能設計上の性能目標と地震による荷重を考慮した構造強度設計上の性能目標を定める。

可搬型重大事故等対処設備は、機能設計上の性能目標を達成するため、設備ごとに機能の設計方針を定める。

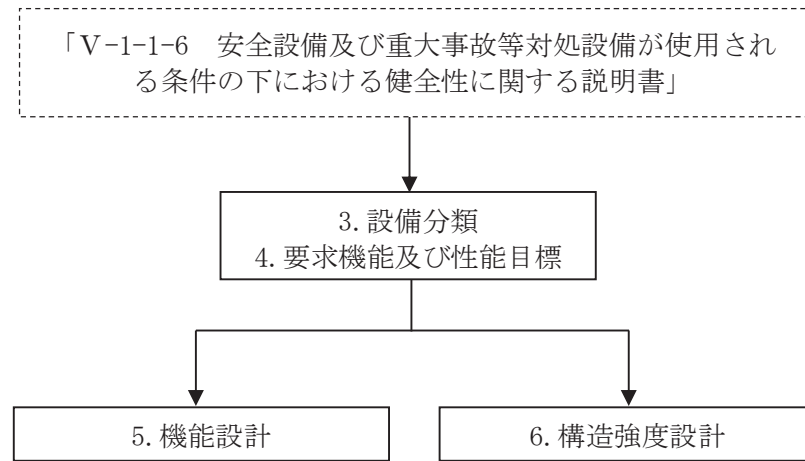
可搬型重大事故等対処設備は、構造強度設計上の性能目標を達成するため、設備ごとに構造強度設計上の方針を示した上で、添付書類「V-1-1-2 発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」のうち添付書類「V-1-1-2-1 発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する説明書」及び添付書類「V-2 耐震性に関する説明書」のうち添付書類「V-2-1-9 機能維持の基本方針」の「3.1 構造強度上の制限」にて設定している荷重条件及び荷重の組合せに従い、構造強度設計上に必要な考慮すべき荷重条件を設定し、その荷重の組合せの考え方を定める。

可搬型重大事故等対処設備の設計フローを図2-1に示す。

耐震設計上の重大事故等対処施設の設備の分類に該当しない設備である可搬型重大事故等対処設備の耐震計算については、主要設備リスト記載機器であるため、添付書類「V-2 耐震性に関する説明書」のうち添付書類「V-2-1-9 機能維持の基本方針」に基づき実施し、耐震計算の方針並びに耐震計算の方法及び結果については、添付書類「V-2-別添3 可搬型重大事故等対処設備等の耐震性に関する説明書」に示す。

添付書類「V-1-1-2 発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」のうち添付書類「V-1-1-2-3 竜巻への配慮に関する説明書」に基づき竜巻対策として実施する固縛措置については、可搬型重大事故等対処設備の耐震計算の波及的影響評価の結果を考慮した設計

とする。



(注) フロー中の番号は本資料での記載箇所

図 2-1 設備の設計フロー

3. 設備分類

可搬型重大事故等対処設備は、構造強度設計を行うに当たり、当該設備を支持する構造を含む各設備の構造により以下のとおり分類する。

(1) 車両型設備

移動機能を有する車両等にポンプ、発電機、内燃機関、電動機等を積載し、ボルト等で固定し、地盤安定性を有する屋外の保管場所の地面に固定せずに保管する設備を車両型設備として分類する。

- a. 可搬型代替注水大型ポンプ
- b. 可搬型代替注水中型ポンプ
- c. 可搬型代替低圧電源車
- d. 窒素供給装置用電源車
- e. 窒素供給装置
- f. タンクローリ
- g. ホイールローダ

(2) ボンベ設備

ボンベ架台に収納し、架台を耐震性を有する建屋内にボルトで固定して保管する設備をボンベ設備として分類する。

- a. 非常用窒素供給系A系高圧窒素ボンベ
- b. 非常用窒素供給系B系高圧窒素ボンベ
- c. 非常用逃がし安全弁駆動系A系高圧窒素ボンベ
- d. 非常用逃がし安全弁駆動系B系高圧窒素ボンベ
- e. 中央制御室待避室空気ボンベユニット（空気ボンベ）
- f. 緊急時対策所加圧設備（空気ボンベ）
- g. 第二弁操作室空気ボンベユニット（空気ボンベ）

(3) その他設備

耐震性を有する建屋内の保管場所又は地盤安定性を有する屋外の保管場所において、スリング等で固縛する設備をその他設備として分類する。

- a. 可搬型スプレイノズル
- b. 放水砲
- c. ホース
- d. 汚濁防止膜
- e. 泡混合器
- f. 泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）
- g. 可搬型計測器（温度、圧力、水位及び流量計測用）
- h. 可搬型計測器（圧力、水位及び流量計測用）
- i. 酸素濃度計

- j. 二酸化炭素濃度計
- k. 可搬型照明（S A）
- l. 衛星電話設備（携帯型）
- m. 衛星電話設備（可搬型）（待避室）
- n. 無線連絡設備（携帯型）
- o. 携行型有線通話装置
- p. データ表示装置（待避室）
- q. 可搬型整流器
- r. 逃がし安全弁用可搬型蓄電池
- s. 緊急時対策所エリアモニタ
- t. 可搬型モニタリング・ポスト
- u. 可搬型モニタリング・ポスト端末
- v. 可搬型ダスト・よう素サンプラ
- w. β 線サーベイ・メータ
- x. Na I シンチレーションサーベイ・メータ
- y. Zn S シンチレーションサーベイ・メータ
- z. 電離箱サーベイ・メータ
- aa. 小型船舶（船体）
- ab. 小型船舶（船外機，バッテリー，コントローラ）
- ac. 可搬型気象観測設備
- ad. 可搬型気象観測設備端末

4. 要求機能及び性能目標

重大事故等に対処することを目的として、添付書類V-1-1-6において、可搬型重大事故等対処設備は、地震後においても重大事故等に対処するために必要な機能を損なわないこととしている。また、構造強度設計を行うに当たり、「3. 設備分類」において、車両型設備、ポンベ設備及びその他設備に分類している。これらを踏まえ、設備分類ごとに要求機能を整理するとともに、機能設計上の性能目標と構造強度設計上の性能目標を設定する。

4.1 要求機能

可搬型重大事故等対処設備は、重大事故等に対し、地震後においても重大事故等に対処するために必要な機能を損なわないことが要求される。

可搬型重大事故等対処設備は、地震時において、他の設備に悪影響を及ぼさないことが要求される。

4.2 性能目標

(1) 車両型設備

車両型設備は、重大事故等に対し、地震後においても、車両型設備全体としての安定性及び重大事故等に対処するために必要な送水等の機能を維持し、容易に移動できることを機能設計上の性能目標とする。

また、車両型設備は、地震後においても、他の可搬型重大事故等対処設備を含む他の設備からの機械的な波及的影響により、重大事故等に対処するために必要な送水等の機能を維持し、容易に移動できることを損なわないよう、また、地震時において、他の可搬型重大事故等対処設備に悪影響を及ぼさないようにすることを機能設計上の性能目標とする。

車両型設備は、重大事故等起因の荷重は発生しないため、基準地震動 S_s による地震力に対し、地盤安定性を有する屋外の保管場所に保管するとともに、以下の内容を構造強度設計上の性能目標とする。

a. 構造強度

車両型設備は、地震後において、基準地震動 S_s による地震力に対し、炉心等へ冷却水を送水する機能を有するポンプ及び必要な負荷へ給電するために発電する機能を有する発電機並びにこれらの駆動源となる内燃機関及び電動機等の機器を車両にボルト等で固定し、主要な構造部材が送水機能、発電機能及び支持機能等を維持可能な構造強度を有すること。

b. 転倒

車両型設備は、地震時において、基準地震動 S_s による地震力に対し、炉心等へ冷却水を送水するポンプ及び必要な負荷へ給電する発電機並びにこれらの駆動源となる内燃機関及び電動機等を車両に取付ボルト等で固定し、車両型設備全体が安定性を有し、転倒しないこと。

c. 機能維持

(a) 動的及び電氣的機能

車両型設備は、地震後において、基準地震動 S_s による地震力に対し、車両に積載しているポンプ等の炉心等へ冷却水を送水する機能及び必要な負荷へ給電するための発電機能並びにこれらの駆動源となる内燃機関及び電動機等の動的及び電氣的機能を維持できること。

(b) 支持機能、移動機能

車両型設備は、地震後において、基準地震動 S_s による地震力に対し、車両積載設備から受ける荷重を支持する機能並びに車両型設備としての自走又は牽引等による移動機能を維持できること。

d. 波及的影響

車両型設備は、地震時において、基準地震動 S_s による地震力に対し、地盤安定性を有する屋外の保管場所の地面等に固定せずに保管し、車両型設備全体が安定性を有し、主要な構造部材が送水機能、発電機能及び支持機能等を維持可能な構造強度を有し、当該設備の傾き及び横すべりにより、他の設備のうち、当該設備以外の可搬型重大事故等対処設備に波及的影響を及ぼさないよう保管すること。

(2) ボンベ設備

ボンベ設備は、重大事故等に対し、地震後においても、機器全体としての安定性及び重大事故等に対処するために必要な窒素又は空気の供給機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。

また、ボンベ設備は、地震後においても、他の可搬型重大事故等対処設備を含む他の設備からの機械的な波及的影響により、重大事故等に対処するために必要な窒素等の供給機能を維持できることを損なわないよう、また、地震時において、他の可搬型重大事故等対処設備に悪影響を及ぼさないようにすることを機能設計上の性能目標とする。

ボンベ設備は、重大事故等起因の荷重は発生しないため、基準地震動 S_s による地震力に対し、耐震性を有する建屋内の保管場所に保管するとともに、以下の内容を構造強度設計上の性能目標とする。

a. 構造強度

ボンベ設備は、地震後において、基準地震動 S_s による地震力に対し、ボンベ架台に収納し、架台を耐震性を有する建屋内の保管場所の床又は壁等に溶接で固定して保管し、主要な構造部材が窒素及び空気供給機能を維持可能な構造強度を有すること。

b. 転倒

ボンベ設備は、地震時において、基準地震動 S_s による地震力に対し、耐震性を有する建屋内の保管場所に保管し、床又は壁等溶接で固定することで機器全体が安定性を有し、

転倒しないこと。

c. 波及的影響

ポンベ設備は、地震後において、基準地震動 S_s による地震力に対し、ポンベ架台に収納し、架台を耐震性を有する建屋内の保管場所の床又は壁等に溶接で固定して保管し、主要な構造部材が窒素及び空気供給機能を維持可能な構造強度を有することで、当該設備以外の可搬型重大事故等対処設備に波及的影響を及ぼさないよう保管すること。

(3) その他設備

その他設備は、重大事故等に対し、地震後においても、機器全体としての安定性及び重大事故等に対処するために必要な計測、給電等の機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。

その他設備は、地震後においても、他の可搬型重大事故等対処設備等を含む他の設備からの機械的な波及的影響により、重大事故等に対処するために必要な計測、給電等の機能を維持できることを損なわないよう、また地震時において、他の可搬型重大事故等対処設備等に波及的影響を及ぼさないようにすることを機能設計上の性能目標とする。

その他設備は、重大事故起因の荷重は発生しないため、基準地震動 S_s による地震力に対し、耐震性を有する建屋内の保管場所又は地盤安定性を有する屋外の保管場所に保管するとともに、以下の内容を構造強度設計上の性能目標とする。

a. 構造強度

その他設備を保管する架台又は収納ラックは、地震後において、基準地震動 S_s による地震力に対し、床にボルト等で固定し、主要な構造部材が支持機能を維持可能な構造強度を有すること。

b. 転倒

その他設備は、地震時において、基準地震動 S_s による地震力に対し、耐震性を有する建屋内の保管場所又は地盤安定性を有する屋外の保管場所に保管し、スリング等にて固縛する等により、機器全体が安定性を有し、転倒しないこと。

c. 機能維持

その他設備は、地震後において、基準地震動 S_s による地震力に対し、主要な構造部位が水位、圧力等を計測する機能、必要な負荷へ給電する機能等の動的及び電氣的機能を維持できること。

d. 波及的影響

その他設備は、地震後において、基準地震動 S_s による地震力に対し、耐震性を有する建屋内の保管場所又は地盤安定性を有する屋外の保管場所の床にボルトで固定した架台又は収納ラックに保管すること並びに壁等にスリング等にて固縛することで、機器本体が

安定性を有し、当該設備以外の可搬型重大事故等対処設備に波及的影響を及ぼさないこと。

5. 機能設計

「4. 要求機能及び性能目標」で設定している、可搬型重大事故等対処設備の機能設計上の性能目標を達成するために、各設備の機能設計の方針を定める。

5.1 車両型設備

5.1.1 車両型設備の設計方針

車両型設備は、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.2 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

車両型設備は、重大事故等に対し、地震後においても車両型設備全体としての安定性及び重大事故等に対処するために必要な送水等の機能を維持し、容易に移動できるものとするため、炉心等へ冷却水を送水するポンプ及び必要な負荷へ給電する発電機並びにこれらの駆動源となる内燃機関及び電動機等の機器を車両に積載し、自走又は牽引等による移動が可能な設計とする。

車両型設備は、地震後においても、他の可搬型重大事故等対処設備を含む他の設備からの機械的な波及的影響により重大事故等に対処するために必要な送水等の機能を維持し、容易に移動できるよう、また、地震時において、他の可搬型重大事故等対処設備に悪影響を及ぼさないように、他の設備から適切な離隔距離を確保するため、可搬型重大事故等対処設備間の離隔距離を設定した設計とする。

5.2 ボンベ設備

5.2.1 ボンベ設備の設計方針

ボンベ設備は、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.2 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

ボンベ設備は、重大事故等に対し、地震後においても、機器全体としての安定性及び重大事故等に対処するために必要な窒素及び空気の供給機能を維持するため、非常用窒素供給系等へ窒素を供給する機能及び緊急時対策所等へ空気を供給する機能を有するボンベをボンベ架台に収納する設計とする。

ボンベ設備は、地震後においても、他の可搬型重大事故等対処設備を含む他の設備からの機械的な波及的影響により重大事故等に対処するために必要な窒素及び空気供給機能を維持できることを損なわないよう、また、地震時において、他の可搬型重大事故等対処設備に悪影響を及ぼさないように、ボンベ架台に収納する設計とする。

ボンベ設備は、地震時のラックの構造健全性及び転倒による周辺設備への波及的影響がないことを確認することで、接続先の耐震性が確保された常設配管との間で大きな相対的変位が生じない設計とするとともに、常設設備と接続する連絡管については、可とう性をもつ形状とし、地震時にも機能維持が可能な設計とする。また、連絡管と常設配管との接続箇所（ねじ込み部）については、せん断破壊評価式を用いたねじ込み継手の評価及び内圧に対する強度評価にて健全性を確認する。

5.3 その他設備

5.3.1 その他設備の設計方針

その他設備は、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.2 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

その他設備は、重大事故等に対し、地震後においても、機器全体としての安定性及び重大事故等に対処するために必要な計測、給電等の機能を維持するために、水位、圧力等を計測する機能、必要な負荷へ給電する機能等を有する設備を収納箱等に保管する等の設計とする。

その他設備は、地震後においても、他の可搬型重大事故等対処設備を含む他の設備からの機械的な波及的影響により重大事故等に対処するために必要な計測、給電等の機能を維持できることを損なわないよう、また地震時において、他の可搬型重大事故等対処設備に悪影響を及ぼさないように、適切に固縛する設計とする。

6. 構造強度設計

「4. 要求機能及び性能目標」で設定している、車両型設備、ポンベ設備及びその他設備が構造強度設計上の性能目標を達成するよう、「5. 機能設計」で設定している各設備が有する機能を踏まえて、構造強度設計の設計方針を設定する。

各設備の構造強度の設計方針を設定し、想定する荷重及び荷重の組合せを設定し、それらの荷重に対し、各設備の構造強度を維持するよう構造強度設計と評価方針を設定する。

可搬型重大事故等対処設備の波及的影響評価については、「6.4 波及的影響評価」に示す。

可搬型重大事故等対処設備の耐震計算の基本方針を、添付書類「V-2-別添 3-1 可搬型重大事故等対処設備の耐震計算方針」に示す。可搬型重大事故等対処設備の耐震計算の方法及び結果を、添付書類「V-2-別添 3-3 可搬型重大事故等対処設備のうち車両型設備の耐震性についての計算書」、添付書類「V-2-別添 3-4 可搬型重大事故等対処設備のうちポンベ設備の耐震性についての計算書」、添付書類「V-2-別添 3-5 可搬型重大事故等対処設備のうちその他設備の耐震性についての計算書」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各設備の影響評価結果については、添付書類「V-2-別添 3-6 可搬型重大事故等対処設備の水平 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」に示す。

6.1 構造強度の設計方針

「4. 要求機能及び性能目標」で設定している構造強度設計上の性能目標を達成するための設計方針を車両型設備、ポンベ設備及びその他設備ごとに示す。

6.1.1 車両型設備

車両型設備は、「5.1 車両型設備」で設定している機能設計を踏まえ、炉心等へ冷却水を送水するポンプ及び必要な負荷へ給電する発電機並びにこれらの駆動源となる内燃機関及び電動機等の機器を車両に積載し、自走又は牽引等による移動が可能な設計とする。また、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.2 性能目標」で設定している構造強度設計上の性能目標を踏まえ、基準地震動 S_s による地震力に対し、車両型設備全体が安定性を有し、主要な構造部材が送水機能、発電機能及び支持機能等を維持可能な構造強度を有し、動的及び電氣的機能を維持し、車両型設備の積載設備から受ける荷重を支持する機能並びに車両型設備としての自走又は牽引等による移動機能を維持できる設計とする。

6.1.2 ポンベ設備

ポンベ設備は、「5.2 ポンベ設備」で設定している機能設計を踏まえ、非常用窒素供給系等へ窒素を供給する機能及び緊急時対策所等へ空気を供給する機能を有するポンベを架台に収納する設計とする。また、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.2 性能目標」で設定している構造強度設計上の性能目標を踏まえ、基準地震動 S_s による地震力に対し、耐震性を有する架台に収納し、非常用窒素供給系等へ窒素を供給するポンベについては、建屋内の保管場所の壁又は床面のアンカープレートに溶接で固定して保管し、緊急時対策所等へ空気を供給するポンベについては、建屋床面にボルトで固定することで、主要な構造部材が窒素又は空気供給機能を維持可能な構造強度を有する設計とする。

6.1.3 その他設備

その他設備は、「5.3 その他設備」で設定している機能設計を踏まえ水位、圧力等を計測する機能、必要な負荷へ給電する機能等を有する設備を収納箱等に保管する等の設計とする。また、「4. 要求機能及び性能目標」の「4.2 性能目標」で設定している構造強度設計上の性能目標を踏まえ、基準地震動 S_s による地震力に対し、耐震性を有する建屋内の保管場所又は地盤安定性を有する屋外の保管場所に保管し、床にボルトで固定した架台又は収納ラックに保管、壁等にスリング等にて固縛し、機器本体が安定性を有し、主要な構造部材が水位、圧力等を計測する機能、必要な負荷へ給電する機能等の機能を維持可能な構造強度を有し、動的及び電氣的機能を維持できる設計とする。

6.2 荷重及び荷重の組合せ

「4. 要求機能及び性能目標」で設定している構造強度設計上の性能目標を達成するために、考慮すべき荷重条件を設定し荷重の組合せの考え方を示す。

6.2.1 荷重の種類

(1) 常時作用する荷重

常時作用する荷重は持続的に生じる荷重であり、自重及び積載荷重とする。

(2) 風荷重

風荷重は、添付書類「V-1-1-2 発電用原子炉施設の自然現象等による損傷防止に関する説明書」に従い、平成 12 年 5 月 31 日建築基準法施行令（建設省告示第 1454 号）に基づく発電所立地地域（東海村）の基準風速 30m/s を使用する。

津波と風荷重の最大荷重の継続時間が共に短く、同時に発生する確率が低いことを踏まえ、ガスト影響係数を 1 として風荷重を算定する。

(3) 積雪荷重

積雪荷重は、添付書類「V-1-1-2 発電用原子炉施設の自然現象等による損傷防止に関する説明書」に従い、茨城県建築基準法施工細則に定められた発電所立地地域（東海村）の基準積雪深 30cm（単位荷重：20N/cm/m²）に、積雪面積を乗じて積雪荷重を算定する。

(4) 地震荷重

地震荷重は、基準地震動 S_s に伴う地震力による荷重とする。

耐震計算における動的地震力の水平方向及び鉛直方向の組合せについては、水平 1 方向及び鉛直方向地震力の組合せ、又は水平 2 方向及び鉛直方向地震力の組合せで実施する。耐震計算を水平 1 方向及び鉛直方向地震力の組合せで実施した場合は、その計算結果に基づき水平 2 方向及び鉛直方向地震力の組合せが耐震性に及ぼす影響を評価する。

可搬型重大事故等対処設備の耐震計算における動的地震力の水平 1 方向及び鉛直方向地震力の組合せた結果は、添付書類「V-2 耐震性に関する説明書」の「V-2-別添 3

可搬型重大事故等対処設備の耐震性に関する説明書」のうち「V-2-別添 3-3 可搬型重大事故等対処設備のうち車両型設備の耐震性についての計算書」, 「別添 3-4 可搬型重大事故等対処設備のうちポンベ設備の耐震性についての計算書」, 「別添 3-5 可搬型重大事故等対処設備のうちその他設備の耐震性についての計算書」に, 水平 2 方向及び鉛直方向地震力の組合せの評価結果は添付書類「V-2 耐震性に関する説明書」の「V-2-別添 3 可搬型重大事故等対処設備の耐震性に関する説明書」のうち「V-2-別添 3-6 可搬型重大事故等対処設備の水平 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」に示す。

6.2.2 荷重の組合せ

可搬型重大事故等対処設備の耐震計算の荷重の組合せの考え方について, 保管状態であることから重大事故等起因の荷重は考慮しない。荷重の組合せの考え方については, 添付書類「V-2 耐震性に関する説明書」のうち添付書類「V-2-1-9 機能維持の基本方針」に示す。

6.3 機能維持の方針

「4. 要求機能及び性能目標」で設定している構造強度設計上の性能目標を達成するために, 「6.1 構造強度の設計方針」に示す構造を踏まえ, 「6.2 荷重及び荷重の組合せ」で設定している荷重条件を考慮して, 各設備の構造設計及びそれを踏まえた評価方針を設定する。

6.3.1 車両型設備

(1) 構造設計

車両型設備は, 「6.1 構造強度の設計方針」で設定している設計方針及び「6.2 荷重及び荷重の組合せ」で設定している荷重を踏まえ, 以下の構造とする。

車両型設備は, サスペンションを有し, 地震に対する影響を軽減できる構造とし, 間接支持構造物として車両又は台車にポンプ, 発電機等を取付ボルトにより据え付ける構造であるとともに, 早期の重大事故等への対処を考慮し, 自走, 牽引等にて移動できる構造とし, 車両, 台車, ポンプ, 発電機等で構成する構造とする。また, 地盤安定性を有する屋外の保管場所の地面等に固定せずに保管する。

車両型設備の構造計画を表 6-1 に示す。車両型設備の概略図を図 6-1 に示す。

(2) 評価方針

車両型設備は, 「(1) 構造設計」を踏まえ, 以下の耐震評価方針とする。

a. 構造強度

基準地震動 S_s による地震力に対し, 車両に積載しているポンプ, 電動機, 内燃機関等の支持部の取付ボルト及びコンテナ取付ボルトが, 塑性ひずみが生じる場合であっても, その量が微小なレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有することを, 計算により確認する。

b. 転倒

ポンプ、発電機等の機器を積載している車両全体は、基準地震動 S_s による地震力に対し、保管場所の地表面の最大応答加速度が、加振試験により転倒しないことを確認した加振台の最大加速度以下であることにより確認する。

c. 機能維持

(a) 動的及び電氣的機能

車両に積載しているポンプ、電動機、内燃機関等は、基準地震動 S_s による地震力に対し、保管場所の地表面の最大加速度が、地震力に伴う浮き上がりを考慮しても、加振試験により、ポンプの送水機能、発電機の発電機能及び内燃機関の駆動機能等の動的及び電氣的機能を維持できることを確認した加振台の最大加速度以下であることにより確認する。

(b) 支持機能、移動機能

車両部は、基準地震動 S_s による地震力に対し、保管場所の地表面の最大加速度が、地震力に伴う浮き上がりを考慮しても、加振試験により積載物の支持機能及び車両型設備としての自走又は牽引等による移動機能を維持できることを確認した加振台の最大加速度以下であることにより確認する。

基準地震動 S_s による地震力に対する耐震計算の方針については、添付書類「V-2-別添 3-1 可搬型重大事故等対処設備の耐震計算方針」に示し、耐震計算の方法及び結果については、添付書類「V-2-別添 3-3 可搬型重大事故等対処設備のうち車両型設備の耐震性についての計算書」に示す。

表 6-1 車両型設備の構造計画

設備分類	計画の概要		説明図
	主体構造	支持構造	
【位置】 車両型設備は、添付書類V-1-1-6の要求を満たす地盤安定性を有する保管場所として、以下のエリアに保管する設計としている。 ・可搬型重大事故等対処設備保管場所（西側） ・可搬型重大事故等対処設備保管場所（南側）			
車両型設備	サスペンションを有し、地震に対する影響を軽減できる構造であるとともに、早期の重大事故等への対処を考慮し、自走又は牽引等にて移動できる構造とし、車両、台車、ポンプ、発電機等により構成する。	ポンプ及び内燃機関は、コンテナに直接支持構造物である取付ボルトにて固定する。ポンプ、内燃機関等を収納したコンテナは、間接支持構造物であるトラックに積載し取付ボルトにより固定し、保管場所に固定せずに保管する。	図 6-1

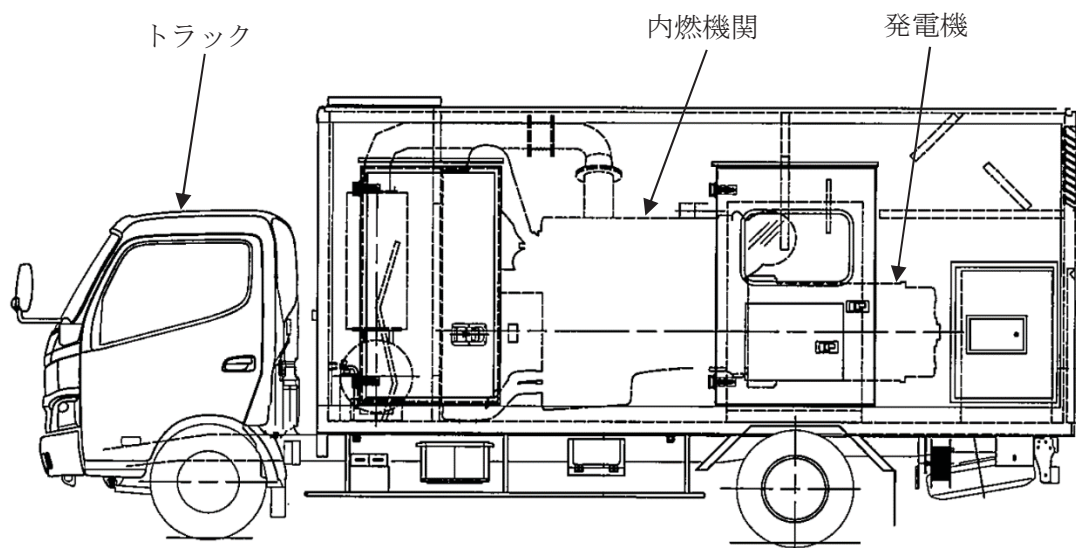


図 6-1 車両型設備

6.3.2 ポンベ設備

(1) 構造設計

ポンベ設備は、「6.1 構造強度の設計方針」で設定している設計方針及び「6.2 荷重及び荷重の組合せ」で設定している荷重を踏まえ、以下の構造とする。

ポンベ設備は、ポンベ（窒素ポンベ及び空気ポンベ）、ポンベ架台等により構成する。

ポンベは、容器として十分な強度を有する構造とし、転倒を防止するため、取付ボルト等によりポンベ架台に固定し、ポンベ架台を溶接又はボルトにより床へ固定し支持する構造とする。

ポンベ設備の構造計画を表 6-2 に示す。ポンベ設備の概略図を図 6-2 から図 6-4 に示す。

(2) 評価方針

ポンベ設備は、「(1) 構造設計」を踏まえ、以下の耐震評価方針とする。

a. 構造強度

基準地震動 S_s による地震力に対し、ポンベを収容するポンベ架台並びにこれを床面に固定する溶接部又はボルトが、塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が微小なレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有することを、計算により確認する。

b. 転倒

基準地震動 S_s による地震力に対し、ポンベを収容するポンベ架台並びにこれをアンカープレートに固定する溶接部又はボルトが、塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が微小なレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有することを、計算により確認することで、転倒しないことを確認する。

基準地震動 S_s による地震力に対する耐震計算の方針については、添付書類「V-2-別添 3-1 可搬型重大事故等対処設備の耐震計算方針」に示し、耐震計算の方法及び結果については、添付書類「V-2-別添 3-4 可搬型重大事故等対処設備のうちポンベ設備の耐震性についての計算書」に示す。

表 6-2 ポンベ設備の構造計画

設備分類	計画の概要		説明図
	主体構造	支持構造	
【位置】 ポンベ設備は、添付書類V-1-1-6 の要求を満たす地盤安定性を有する保管場所として、以下のエリアに保管する設計としている。 <ul style="list-style-type: none">・原子炉建屋原子炉棟・原子炉建屋附属棟・緊急時対策所建屋			
ポンベ設備	ポンベ設備は、ポンベ（窒素ポンベ及び空気ポンベ）及びポンベ架台等により構成する。	ポンベは容器として十分な強度を有する構造とし、取付ボルトによりポンベ架台に固定し、ポンベ架台を溶接又はボルトにより壁又は床に据え付ける。	図 6-2 図 6-3 図 6-4

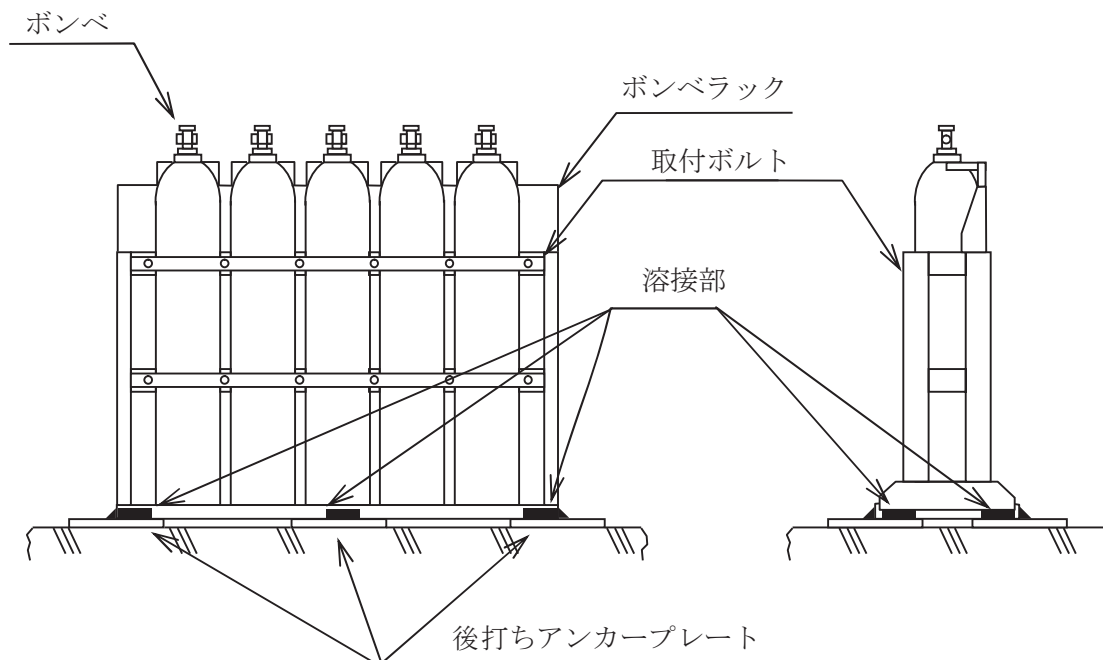


図 6-2 ポンベ設備（床置形）

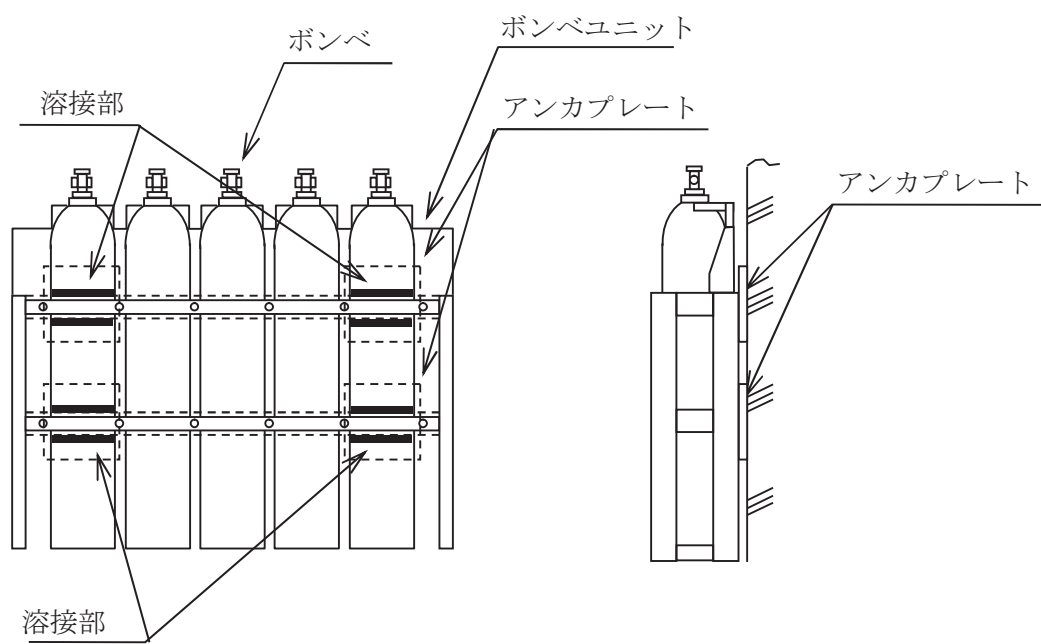


図 6-3 ポンベ設備（壁掛床置形）

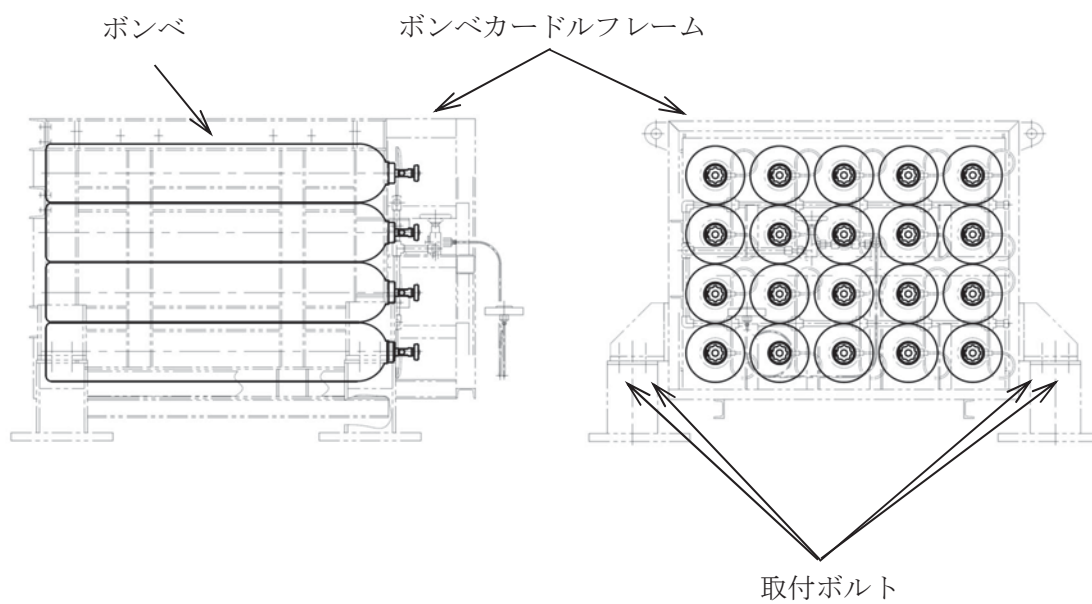


図 6-4 ポンベ設備（カード形）

6.3.3 その他設備

(1) 構造設計

その他設備は、「6.1 構造強度の設計方針」で設定している設計方針及び「6.2 荷重及び荷重の組合せ」で設定している荷重を踏まえ、以下の構造とする。

- a. 収納ラック固縛保管設備（電離箱サーベイ・メータ等）
床にボルトで固定した収納ラックにスリング等で固縛する。
- b. 収納箱架台固縛保管設備（可搬型計測器等）
床にボルトで固定した架台にスリング等で固縛する。
- c. 本体固縛保管設備（逃がし安全弁用可搬型蓄電池等）
壁等にスリング等で固縛する。

その他設備に使用しているスリング等は、基準地震動 S_s による地震力に対し、対象設備の重心高さを考慮してスリング等の設置位置を設定するとともに、保管場所の床面の最大加速度によりスリング等が受ける荷重に対して十分な裕度を持たせて選定を行う。スリング等の支持機能については保管状態を模擬した加振試験により確認する。

その他設備の構造計画を表 6-3 に示す。その他設備の概略図を図 6-5 から図 6-7 に示す。

(2) 評価方針

その他設備は、「(1) 構造設計」を踏まえ、以下の耐震評価方針とする。

a. 構造強度

その他設備のうち機器を保管する架台は、基準地震動 S_s による地震力に対し、架台及びこれを床に固定するボルトが、塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が微小なレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有することを、計算により確認する。

b. 転倒

その他設備の機器全体は、基準地震動 S_s による地震力に対し、保管場所における設置床又は地表面の最大応答加速度が、加振試験により転倒を防止するために設置しているスリング等の健全性を確認した加振台の最大加速度以下であることにより確認する。

c. 機能維持

その他設備の機器全体は、基準地震動 S_s による地震力に対し、保管場所における設置床又は地表面の最大応答加速度が、加振試験により計測、給電等の機能及びスリ

ング等の固縛機能を維持できることを確認した加振台の最大加速度以下であることにより確認する。

基準地震動 S_s による地震力による荷重に対する耐震計算の方針については、添付書類「V-2-別添 3-1 可搬型重大事故等対処設備の耐震計算の方針」に示し、耐震計算の方法及び結果については、添付書類「V-2-別添 3-5 可搬型重大事故等対処設備のうちその他設備の耐震性についての計算書」に示す。

表 6-3 その他設備の構造計画

設備分類	計画の概要		説明図
	主体構造	支持構造	
【位置】 その他設備は、基準地震動 S_s による地震力に対し、耐震性を有する建屋内の保管場所として原子炉建屋付属棟、緊急時対策所建屋に保管する設計としている。地盤安定性を有する屋外の保管場所として、可搬型重大事故等対処設備保管場所に保管する設計としている。			
その他 設備	電離箱サーベイメータ等 及びそれを収納する収納箱 で構成する。	機器又は収納箱を収納ラ ックに緩衝材とスリング等 を用いて固縛する。収納ラッ クは床にボルトで固定する。	図 6-5
	可搬型計測器（温度、圧力、 水位及び流量計測用）等を収 納する収納箱及び架台で構 成する。	緩衝材を内装した箱に収 納し、収納箱を架台にスリン グ等で固縛する。架台は床に ボルトで固定する。	図 6-6
	逃がし安全弁用可搬型蓄 電池等	機器本体を床又は床に固 定された支持構造物に設置 し、スリング等で固縛する。	図 6-7

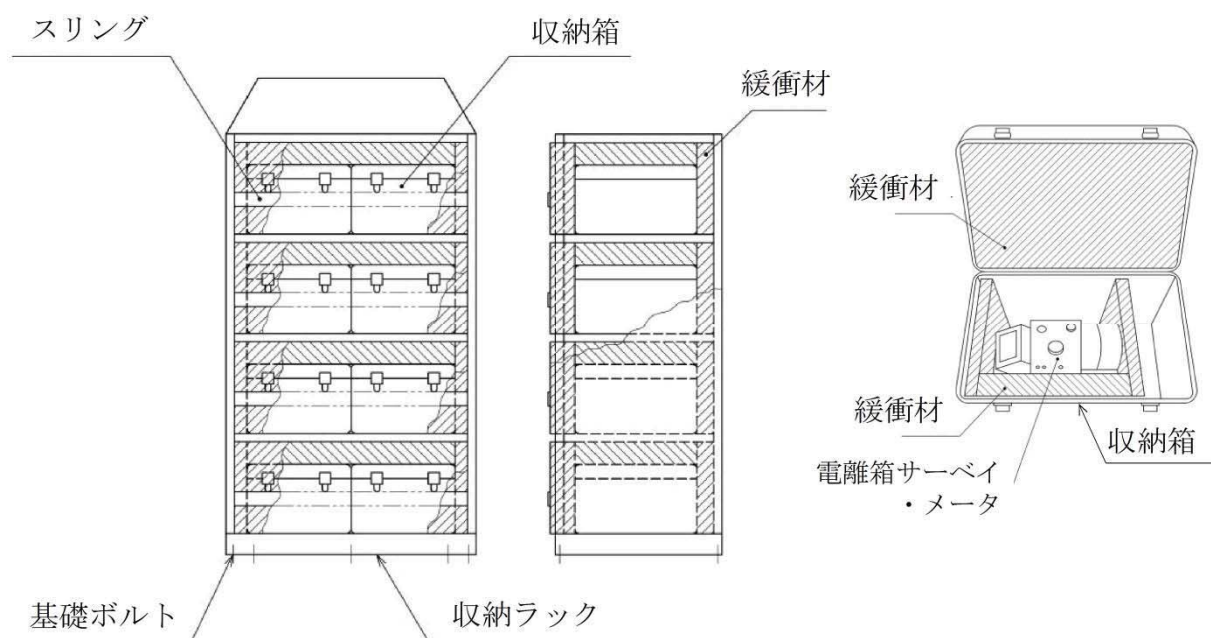


図 6-5 収納ラック固縛保管

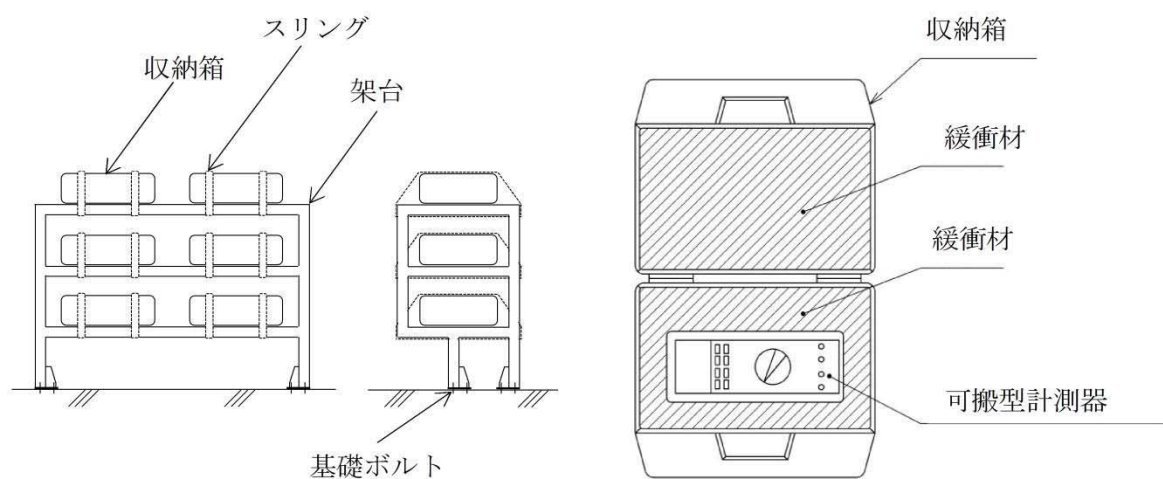


図 6-6 収納箱架台固縛保管

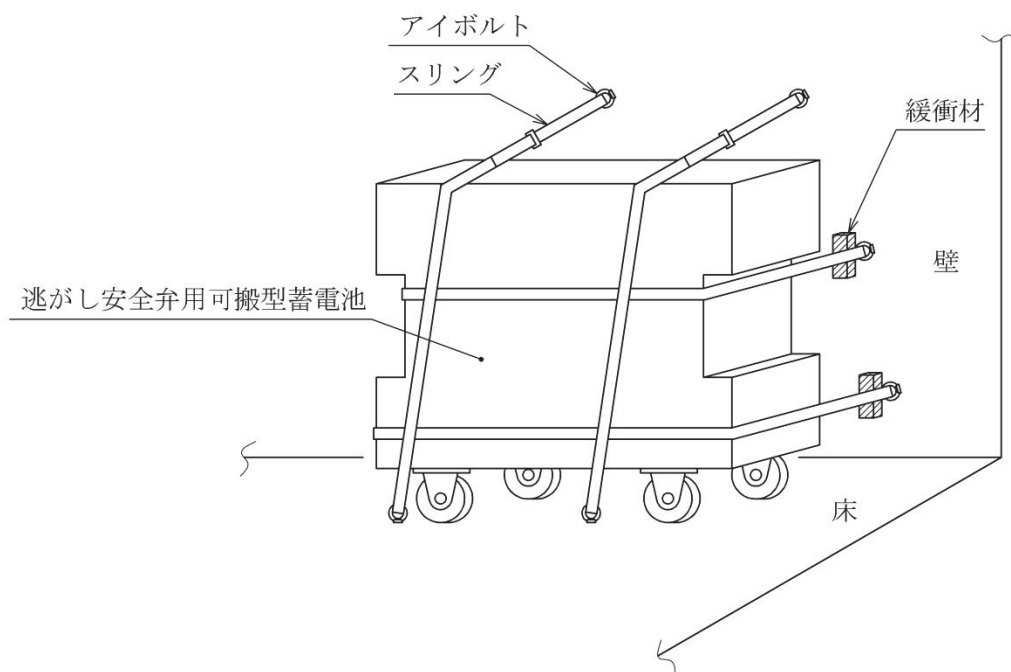


図 6-7 本体固縛保管

6.4 波及的影響評価

「4. 要求機能及び性能目標」で設定している構造強度設計上の性能目標が達成されるよう、「6.1 構造強度の設計方針」に示す構造を踏まえ、各設備の波及的影響の評価方針を設定する。

可搬型重大事故等対処設備は、保管場所において、隣接する他の可搬型重大事故等対処設備に対して波及的影響を及ぼさないことを確認する。

設計基準対象施設のうち耐震重要度分類のSクラスに属する施設、重大事故等対処施設のうち常設耐震重要重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備並びにこれらが設置される常設重大事故等対処施設が、下位クラスとしての可搬型重大事故等対処設備の波及的影響によって、それぞれその安全機能及び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ことを、添付書類「V-2 耐震性に関する説明書」のうち、添付書類「V-2-11 波及的影響を及ぼすおそれのある施設の耐震性に関する計算書」に示す。

可搬型重大事故等対処設備が、周辺機器等からの波及的影響によって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ことについては、添付書類V-1-1-6の「2.3 環境条件等」及び添付書類「V-1-1-6-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。

6.4.1 車両型設備

基準地震動 S_s による地震力に対し、設備の傾き及び横すべりにより、他の可搬型重大事故等対処設備に対して波及的影響を及ぼさないことを、加振試験により確認した設備の傾き及び横すべりによる設備頂部の変位量が、1台当たり、可搬型代替低圧電源車及び室素供給装置用電源車は前後方向1250mm、左右方向2000mm、それ以外の車両型設備は前後方向1250mm、左右方向1250mmに設定した離隔距離の範囲内にあることにより確認する。

6.4.2 ボンベ設備

基準地震動 S_s による地震力に対し、ボンベを収容するボンベ架台並びにこれを床面に固定する溶接部が、塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が微小なレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有することを、計算により確認することで、隣接する他の可搬型重大事故等対処設備に波及的影響を及ぼさないことを確認する。

6.4.3 その他設備

基準地震動 S_s による地震力に対し、他の可搬型重大事故等対処設備に対して波及的影響を及ぼさないことを、保管場所における設置床又は地表面の最大応答加速度が、加振試験により転倒を防止するためのスリング等の健全性を確認した加振台の最大加速度以下であることにより確認する。

V-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	1
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	2
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	2

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接近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

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。



V-1-1-6-別添 4 ブローアウトパネル関連設備の設計方針

目 次

1. 概要	別添4-1
2. 設備分類	別添4-2
3. ブローアウトパネル関連設備の要求機能	別添4-3
4. 設計の基本方針	別添4-4
5. 要求機能及び性能目標	別添4-10
5.1 要求機能	別添4-10
5.2 性能目標	別添4-10
6. 機能設計	別添4-12
7. 構造強度設計	別添4-17
7.1 構造強度の設計方針	別添4-17
7.2 荷重及び荷重の組合せ	別添4-18
7.2.1 荷重の種類	別添4-18
7.2.2 荷重の組合せ	別添4-18
7.3 機能維持の方針	別添4-19
7.3.1 原子炉建屋外側ブローアウトパネル	別添4-19
7.3.2 閉止装置	別添4-23
7.3.3 強制開放装置（自主対策設備）	別添4-30

1. 概要

添付書類「V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」（以下「V-1-1-6」という。）にて、ブローアウトパネル関連設備が使用される条件の下における健全性について、必要な機能に対しての設計方針を示している。

本資料は、V-1-1-6にて設定しているブローアウトパネル関連設備に係る設計方針を整理した上で、各設計方針に対して、ブローアウトパネル関連設備の設備分類、要求機能及び性能目標を明確にし、各設備の機能設計等について説明するものである。

2. 設備分類

ブローアウトパネル関連設備は、以下のとおり、原子炉建屋外側ブローアウトパネル、ブローアウトパネル閉止装置、竜巻防護ネット及びブローアウトパネル強制開放装置に分類する。

(1) 原子炉建屋外側ブローアウトパネル

原子炉建屋外側ブローアウトパネルは、原子炉建屋原子炉棟外壁（5階及び6階部分）に配置され、差圧により開放するパネル本体部、パネルを建屋外壁内に設置する枠部及び差圧により破損するクリップ部より構成される設備である。

(2) ブローアウトパネル閉止装置

ブローアウトパネル閉止装置（以下「閉止装置」という。）は、扉、扉枠（扉を移動させるためのレールを含む）、扉を駆動する電動機、扉を開状態又は閉状態で固定する門等から構成されており、通常運転中は、扉は開放した状態であり、原子炉建屋外側ブローアウトパネルが開放された状態で炉心損傷した場合において、門及び扉を電動機又は手動により動作させ、ブローアウトパネル開口部を閉止する設備である。

扉は、地震による扉閉方向の移動を制限するために、常時門により固定している。このため、開放状態にある扉の閉止操作は、門による扉固定の解除、扉の移動、門による扉閉状態での扉固定の一連の動作を、中央制御室からの遠隔操作により実施する。

(3) 竜巻防護ネット

竜巻防護ネットは、防護ネット、防護鋼板及び架構から構成され、設計竜巻による竜巻飛来物から原子炉建屋外側ブローアウトパネルを防護する設備である。

なお、竜巻防護ネットの設計については、添付書類「V-1-1-2 発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」のうち「V-1-1-2-1-1 発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針」に基づき実施する。

(4) ブローアウトパネル強制開放装置（自主対策設備）

ブローアウトパネル強制開放装置（以下「強制開放装置」という。）は、ブローアウトパネル押し出し用シリンダ、窒素ガスボンベ、アキュムレータ、配管及び弁から構成され、窒素ガスボンベよりアキュムレータに窒素ガスを供給することにより、原子炉建屋外側ブローアウトパネル前面（建屋内部）に設置しているシリンダを加圧し原子炉建屋外側ブローアウトパネルを開放する設備である。

3. ブローアウトパネル関連設備の要求機能

ブローアウトパネル及びその関連設備（閉止装置、竜巻防護ネット及び強制開放装置）について、技術基準上の主な要求事項を以下に整理した。

(1) 原子炉建屋外側ブローアウトパネルの要求事項

設計基準対処設備である原子炉建屋外側ブローアウトパネルは、主蒸気配管破断等を想定した場合の放出蒸気による圧力等から原子炉建屋等を防護することを目的に設置されている。

このため、建屋の内外差圧（設計差圧 6.9 kPa 以下）により自動的に開放する機能が必要となる。なお、この機能は、基準地震動 S_s により損なわないようにする必要がある。

また、原子炉建屋外側ブローアウトパネルは、原子炉建屋原子炉棟の壁の一部となることから、2 次格納施設のバウンダリとしての機能維持が必要であり、このため、原子炉建屋外側ブローアウトパネルは、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）に基づき、弾性設計用地震動 S_d で開放しない設計とする必要がある。

なお、設計竜巻や弾性設計用地震動 S_d を超える地震により開放した場合には、速やかに安全な状態に移行（運転中は冷温停止へ移行、停止中は使用済燃料に関連する作業の停止）することを保安規定に定め対応する。

(2) 閉止装置の要求事項

重大事故等対処設備である閉止装置は、重大事故等後、原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉建屋に設置された原子炉建屋外側ブローアウトパネル部を閉止する必要がある場合、この開口部を容易かつ確実に閉止操作することを目的に設置されている。

このため、容易かつ確実に閉止操作する機能が必要であり、閉止後は、原子炉建屋原子炉棟の壁の一部となることから、2 次格納施設のバウンダリとして原子炉建屋原子炉棟を負圧に維持できる気密性を保持できることが必要である。なお、扉開状態（待機状態）では基準地震動 S_s 後においても、作動性及び扉閉止後の原子炉建屋原子炉棟を負圧に維持できる気密性を保持できるようにする必要がある。

また、閉止装置は扉閉止後、原子炉建屋原子炉棟の壁の一部となることから、2 次格納施設のバウンダリとしての機能維持が必要であるが、この機能維持が必要な状況とは、原子炉建屋外側ブローアウトパネル部が開放し、さらに重大事故に至った場合である。原子炉建屋外側ブローアウトパネルは弾性設計用地震動 S_d では開放しない設計とすること、重大事故の発生頻度は小さいこと、技術基準第 74 条では、7 日間で 100 mSv を超えないことが要求されていることを踏まえ、一定期間の地震動に対する頑健性を有するように弾性設計用地震動 S_d でも機能を維持する設計とする。

なお、閉止装置は現場において人力による操作が可能なものとする必要がある。

(3) 強制開放装置（自主対策設備）への要求事項

強制開放装置は、その損傷が安全上重要な他設備に影響を及ぼさないようにする必要がある。なお、強制開放装置は自主対策設備として、原子炉建屋原子炉棟からの水素排出や使用済燃料プールへの放水による注水経路の確保等を目的に設置されている。

4. 設計の基本方針

ブローアウトパネル関連設備の要求事項及び考慮すべき要因である自然現象、外部人為事象、溢水及び火災に対する設計方針について以下に示す。

(1) 原子炉建屋外側ブローアウトパネル

原子炉建屋外側ブローアウトパネルは、主蒸気配管破断等を想定した場合の放出蒸気により、原子炉建屋原子炉棟の圧力が上昇した場合において、外気との差圧（6.9 kPa 以下）により自動的に開放し、原子炉建屋原子炉棟内の圧力及び温度を低下させることができる（以下「開放機能」という。）設計とするとともに、この機能は、基準地震動 S_s により損なわれない設計とする。

原子炉建屋外側ブローアウトパネルは、原子炉建屋原子炉棟の壁の一部となることから、2次格納施設のバウンダリとしての機能維持が必要であるため、弾性設計用地震動 S_d で開放しない設計とする。

また、原子炉建屋外側ブローアウトパネルは、考慮すべき自然現象等を考慮した設計とするとともに、開放時に他の設備に波及的影響を及ぼさない設計とする。

a. 自然現象及び外部人為事象

(a) 地震

自然現象のうち地震に関して、原子炉建屋外側ブローアウトパネルは、基準地震動 S_s にて開放機能を喪失しない設計とする。また、2次格納施設である原子炉建屋原子炉棟のバウンダリを構成する設備であるため、弾性設計用地震動 S_d では開放しない設計とする。

原子炉建屋外側ブローアウトパネルの耐震設計については、本資料に基づき実施する。

(b) 津波

自然現象のうち津波に関して、原子炉建屋外側ブローアウトパネルは津波の影響を受けない位置に設置されることから、設計上考慮しない。

(c) 風（台風）及び竜巻

自然現象のうち風（台風）及び竜巻に関して、原子炉建屋外側ブローアウトパネルは、風（台風）及び竜巻による風荷重を考慮して設置し、設計飛来物の原子炉建屋外側ブローアウトパネルへの衝突を防止可能な設計とするとともに、他の設備に波及的影響を及ぼさない設計とする。なお、風（台風）の風荷重については、竜巻の風荷重に包絡される。

なお、設計竜巻の差圧は、原子炉建屋外側ブローアウトパネル開放差圧より大きく、設計竜巻の差圧で開放しない設計した場合、開放機能を阻害するため、設計竜巻により開放し、2次格納施設としてのバウンダリ機能が維持できない場合には、速やかに安全な状態に移行（運転中は冷温停止へ移行、停止中は使用済燃料に関連する作業の停止）することを保安規定に定める。

(d) 積雪及び火山の影響

自然現象のうち積雪及び火山の影響に関して、原子炉建屋外側ブローアウトパネルは、建屋壁面内に設置され、積雪及び降下火砕物の影響を受けないことから、設計上考慮しない。なお、原子炉建屋原子炉棟としては積雪及び降下火砕物を考慮した設計としている。

(e) その他自然現象及び外部人為事象

自然現象のうち凍結，降水，落雷，生物学的事象，森林火災及び高潮並びに外部人為事象のうち爆発，近隣工場等の火災（発電所敷地内に設置する危険物タンク等の火災，航空機墜落による火災，発電所港湾内に入港する船舶の火災及びばい煙等の二次的影響），有毒ガス及び電磁的障害（以下「その他自然現象及び外部人為事象」という。）に関して，原子炉建屋外側ブローアウトパネルは，これら事象による影響を受けない設計とする。その他自然現象及び外部人為事象に対する設計については，添付書類「V-1-1-2 発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」のうち「V-1-1-2-1-1 発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針」に基づき実施する。

b. 溢水

溢水に関して，原子炉建屋外側ブローアウトパネルは溢水の影響を受けない位置に設置されることから，設計上考慮しない。

c. 火災

火災に関しては，原子炉建屋外側ブローアウトパネル近傍の屋内に有意な火源は存在しないため，設計上考慮しない。

d. その他

原子炉建屋外側ブローアウトパネルは，開放時に落下して他設備に影響を与えないよう，落下防止チェーン及びパネル受け架台にて地上に落下しない設計とする。さらに，落下防止チェーンが閉止装置の作動に干渉しないためのガイドを設ける。

また，原子炉建屋外側ブローアウトパネル開放時に竜巻防護ネットへの干渉を防止するためのストッパーを設置する。

(2) 閉止装置

閉止装置は、重大事故等後、原子炉建屋外側ブローアウトパネル部を閉止する必要がある場合、容易かつ確実に閉止操作でき、閉止後に原子炉建屋原子炉棟を負圧に維持できる気密性を保持できる設計とするとともに、この機能は、基準地震動 S_s により損なわれない設計とする。

扉閉止状態では原子炉建屋原子炉棟の壁の一部となり、2次格納施設のバウンダリとしての機能維持が必要であるため、弾性設計用地震動 S_d で気密性を保持できる設計とする。

閉止装置は、現場にて人力により門及び扉の操作が可能な設計とする。

また、閉止装置は、考慮すべき自然現象等を考慮した設計とする。

a. 自然現象及び外部人為事象

(a) 地震

自然現象のうち地震に関して、閉止装置は、基準地震動 S_s 後も容易かつ確実に閉止でき、閉止後の気密機能を維持できる設計とする。閉止状態においては、弾性設計用地震動 S_d にて気密機能を維持できる設計とする。

また、閉止装置は、現場にて人力により門及び扉の操作が可能な設計とする。

閉止装置の耐震設計については、本資料に基づき実施する。

(b) 津波

自然現象のうち津波に関して、閉止装置は津波の影響を受けない位置に設置されることから、設計上考慮しない。

(c) 風（台風）及び竜巻

自然現象のうち風（台風）に関して閉止装置は、風（台風）による風荷重を考慮して設計する。また、自然現象のうち竜巻に関しては、竜巻による風荷重を考慮して他の設備に波及的影響を及ぼさない設計とする。

(d) 積雪及び火山の影響

自然現象のうち積雪及び火山の影響に関して、閉止装置は、積雪及び降下火砕物の堆積の影響を受けない設計とする。

積雪及び火山の影響に対する閉止装置の設計については、添付書類「V-1-1-2 発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」のうち「V-1-1-2-1-1 発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針」に基づき、閉止装置の必要な機能を損なうおそれがない設計とする。

具体的には、待機状態（扉開状態）では、積雪や降下火砕物が閉止装置上に堆積しないように傾斜を有する底を設置する。なお、扉閉状態においては、閉止装置の上部には竜巻防護ネットの一部として鉄板が敷設される設計であり、閉止装置は積雪や火災降下物の影響を受けない。

(e) その他自然現象及び外部人為事象

自然現象のうち凍結、降水、落雷、生物学的事象、森林火災及び高潮並びに外部人為事象のうち爆発、近隣工場等の火災（発電所敷地内に設置する危険物タンク等の火災、航空機墜落による火災、発電所港湾内に入港する船舶の火災及びばい煙等の二次的影響）、有

毒ガス及び電磁的障害（以下「その他自然現象及び外部人為事象」という。）に関して、閉止装置は、これら事象による影響を受けない設計とする。

その他自然現象及び外部人為事象に対する閉止装置の設計については、添付書類「V-1-1-2 発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」のうち「V-1-1-2-1-1 発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針」に基づき実施する。

b. 溢水

溢水に関して、閉止装置は溢水の影響を受けない位置に設置されることから、設計上考慮しない。

c. 火災

火災に関しては、閉止装置近傍に有意な火源は存在しないため、設計上考慮しない。

(3) 強制開放装置（自主対策設備）

強制開放装置は、安全上重要な他設備に悪影響を及ぼさないように設計する。

a. 自然現象及び外部人為事象

(a) 地震

自然現象のうち地震に関して、強制開放装置は、他の設備へ波及的影響を与えない設計とする。

(b) 津波

自然現象のうち津波に関して、強制開放装置は津波の影響を受けないよう設置する。

(c) 風（台風）及び竜巻

自然現象のうち風（台風）及び竜巻に関して、強制開放装置は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に設置する。

(d) 積雪及び火山の影響

自然現象のうち積雪及び火山の影響に関して、強制開放装置は、積雪及び火山の影響を受けない建屋内に設置する。

(e) その他自然現象及び外部人為事象

自然現象のうち凍結、降水、落雷、生物学的事象、森林火災及び高潮並びに外部人為事象のうち爆発、近隣工場等の火災（発電所敷地内に設置する危険物タンク等の火災、航空機墜落による火災、発電所港湾内に入港する船舶の火災及びばい煙等の二次的影響）、有毒ガス及び電磁的障害（以下「その他自然現象及び外部人為事象」という。）に関して強制開放装置は、建屋内に設置する。

b. 溢水

溢水に関して強制開放装置は、溢水量による溢水水位を考慮した配置とする。

c. 火災

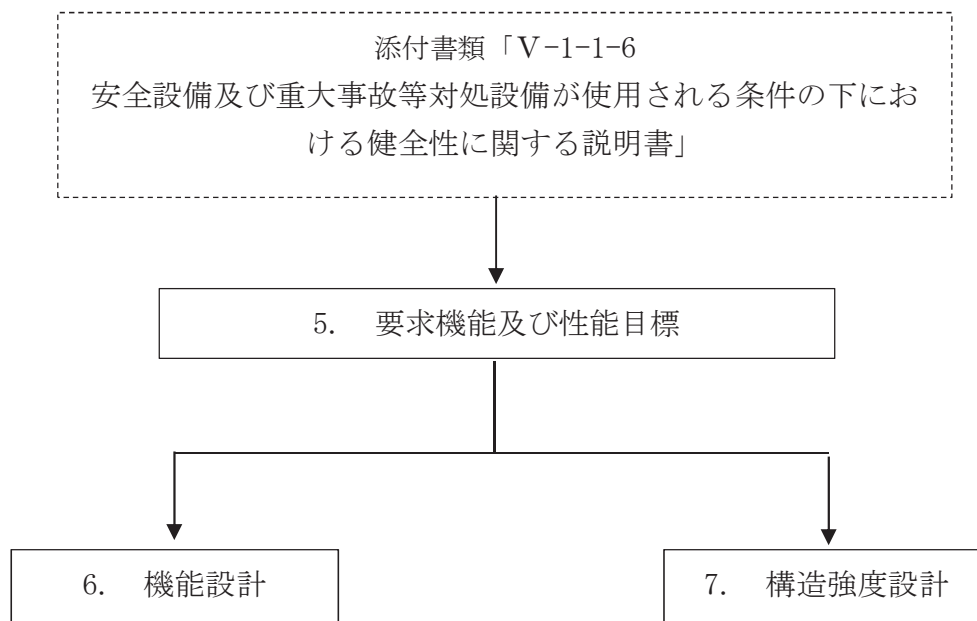
火災に関しては、強制開放装置近傍に有意な火源は存在しないため、設計上考慮しない。
なお、油圧シリンダの作動油は不燃性の水－グリコール系作動油を使用する設計とする。

以上を踏まえ、竜巻防護ネットを除くブローアウトパネル関連設備については、本資料にて要求機能を整理するとともに、機能設計上の性能目標と地震による荷重を考慮した構造強度設計上の性能目標を定める。

また、ブローアウトパネル関連設備の構造強度設計上の性能目標を達成するため、構造強度設計上の方針を示した上で、添付書類「V-1-1-2 発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」のうち「V-1-1-2-1-1 発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針」及び添付書類「V-2 耐震性に関する説明書」のうち「V-2-1-9 機能維持の基本方針」の「3.1 構造強度上の制限」にて設定している荷重条件及び荷重の組合せに従い、構造強度設計上に必要な考慮すべき荷重条件を設定し、その荷重の組合せの考え方を定める。

以上のブローアウトパネル関連設備の設計フローを図4-1に示す。

ブローアウトパネル関連設備の耐震計算については、添付書類「V-2 耐震性に関する説明書」のうち「V-2-1-9 機能維持の基本方針」に基づき実施し、耐震計算の方法及び結果については、添付書類「V-2-9-1-10別紙 原子炉建屋外側ブローアウトパネルの耐震性についての計算書」及び添付書類「V-2-9-5-2-4 ブローアウトパネル閉止装置の耐震性についての計算書」に示す。



注：フロー中の番号は、本資料での記載箇所の章を示す。

図4-1 設備の設計フロー

5. 要求機能及び性能目標

5.1 要求機能

ブローアウトパネル関連設備のうち原子炉建屋外側ブローアウトパネル及び閉止装置は、地震後においても必要な機能を損なわないことが要求される。また、強制開放装置は、地震時において他設備へ波及的影響を及ぼさないことが要求される。

原子炉建屋外側ブローアウトパネルは、建屋の内外差圧（設計差圧 6.9 kPa 以下）により自動的に開放する機能が要求される。なお、この機能は、基準地震動 S_s により損なわれないことが要求される。また、原子炉建屋外側ブローアウトパネルは、原子炉建屋原子炉棟の壁の一部となることから、弾性設計用地震動 S_d で開放しない機能が要求される。

閉止装置は、原子炉建屋外側ブローアウトパネルを閉止する必要がある場合、容易かつ確実に閉止操作する機能が要求され、閉止後は、原子炉建屋原子炉棟の壁の一部となることから、2 次格納施設のバウンダリとして原子炉建屋原子炉棟を負圧に維持できる気密性を保持できることが要求される。なお、この機能は、基準地震動 S_s により損なわれないことが要求される。また、閉止装置は扉閉止後、原子炉建屋原子炉棟の壁の一部となることから、扉閉止状態において、弾性設計用地震動 S_d に対して、原子炉建屋原子炉棟を負圧に維持できる気密性を保持できることが要求される。

なお、閉止装置は現場において人力による操作が可能なものとする必要がある。

5.2 性能目標

(1) 原子炉建屋外側ブローアウトパネル

原子炉建屋外側ブローアウトパネルは、設計基準事故に対し、設計差圧（6.9 kPa 以下）により自動的に開放できることを機能設計上の性能目標とする。なお、この機能は、基準地震動 S_s により損なわれないことが要求される。また、ブローアウトパネルは、原子炉建屋原子炉棟の壁の一部となることから、弾性設計用地震動 S_d で開放しないことも機能設計上の性能目標とする。

原子炉建屋外側ブローアウトパネルは、地震力に対し、以下の内容を構造強度設計上の性能目標とする。

a. 機能維持

原子炉建屋外側ブローアウトパネルは、基準地震動 S_s 後にも規定の圧力（6.9 kPa 以下）にて自動的に開放できること、及び弾性設計用地震動 S_d では開放しないこと。

b. 構造強度

原子炉建屋外側ブローアウトパネルは、基準地震動 S_s による地震力に対し、本体、枠等の主要な構造部材が開放機能を保持可能な構造強度を有すること。

c. 波及的影響

原子炉建屋外側ブローアウトパネルは、当該設備の損傷等による波及的影響を防止する必要がある他の設備に対して波及的影響を及ぼさないこと。

(2) 閉止装置

閉止装置は、重大事故等に対し、容易かつ確実に閉止操作できること、閉止後においては、原子炉建屋原子炉棟を負圧に維持できる気密性を保持することを機能設計上の性能目標とする。なお、この機能は、基準地震動 S_s により損なわれないことが要求される。また、閉止後においては、弾性設計用地震動 S_d による地震力に対し、原子炉建屋原子炉棟を負圧に維持できる気密性を保持することを機能設計上の性能目標とする。

また、現場にて人力により操作できることを機能設計上の性能目標とする。

閉止装置は、地震力に対し、以下の内容を構造強度設計上の性能目標とする。

a. 機能維持

閉止装置は、重大事故等に対し、基準地震動 S_s 後においても、作動性及び原子炉建屋原子炉棟を負圧に維持できる気密性を保持し、閉止後においては、弾性設計用地震動 S_d においても原子炉建屋原子炉棟を負圧に維持できる気密性を保持すること。

また、現場にて人力により操作ができること。

b. 構造強度

閉止装置は、基準地震動 S_s 後においても、主要な構造部材が閉止装置の作動性、気密性を保持可能な構造強度を有すること。閉止後においては、弾性設計用地震動 S_d 後においても原子炉建屋原子炉棟を負圧に維持できる気密性を保持可能な構造強度を有すること。

c. 波及的影響

閉止装置は、当該設備の損傷等による波及的影響を防止する必要がある他の設備に対して波及的影響を及ぼさないこと。

(3) 強制開放装置（自主対策設備）

強制開放装置は、自主対策設備であるため、悪影響を防止する必要がある他の設備に対して影響を及ぼさないことを機能設計上の性能目標とする。

6. 機能設計

「5. 要求機能及び性能目標」で設定している、ブローアウトパネル関連設備の機能設計上の性能目標を達成するために、各設備の機能設計の方針を定める。

(1) 原子炉建屋外側ブローアウトパネルの設計方針

a. 設計方針

原子炉建屋外側ブローアウトパネルは、「5. 要求機能及び性能目標」の「5.2 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針とする。

原子炉建屋外側ブローアウトパネルは、設計基準事故に対し、設計差圧 (6.9 kPa 以下) により自動的に開放できるように設計する。

また、原子炉建屋外側ブローアウトパネルは、原子炉建屋原子炉棟の壁の一部となることから、弾性設計用地震動 S_d で開放しないように設計する。

原子炉建屋外側ブローアウトパネルの基準地震動 S_s による地震力に対する機能保持の設計方針は「7.1(1) 原子炉建屋外側ブローアウトパネル」に示す。

b. 詳細設計

原子炉建屋外側ブローアウトパネルを開放させるため満足すべき条件は以下のとおりであり、抵抗力 (②クリップの抗力, ③パネル移動時の摩擦力による抗力, ④パネルと躯体間のシール材の抗力の合計) が, ⑤差圧による荷重以下となる条件を満足する必要がある。また, 2 次格納施設としての原子炉建屋原子炉棟のパウンダリ機能確保の観点から, ①弾性設計用地震動 S_d で開放しないように設計する。

①弾性設計用地震動 S_d による開放荷重

<

抵抗力 (②クリップの抗力+③摩擦による抗力+④シール材抗力)

<

⑤設計差圧 6.9 kPa による開放荷重

このため、クリップ試験にて実際に用いるクリップの抗力を確認し、シール材メーカーのデータによるシール材の抗力、摩擦係数から算出した摩擦による抗力を評価し、上記条件を十分に満足するクリップ数として、クリップ数を 10 個に設定する。

設計を基に実機大モックアップ装置を製作し開放試験を実施した結果、実機の抗力の合計は kN～ kN であり、設計差圧 6.9 kPa 時の開放荷重約 110 kN に対して、十分に小さい開放圧力で開放すること、また、弾性設計用地震動 S_d による地震荷重 (約 25 kN) では開放しないことを確認した。

クリップ試験と実機大モックアップ試験の概要を以下に示す。

(a) クリップ試験

原子炉建屋外側ブローアウトパネルが、設計差圧 (6.9 kPa 以下) により自動的に開放できる設計に対して、ブローアウトパネルを躯体に固定しているクリップの特性を把握し、クリップ数を確定させるため、実際に使用するクリップ単体の開放試験を実施する。試験結果を表 6-1 に示す。試験は、ばらつきを考慮し 30 個の試験体について開放試験を実施した。クリップの開放荷重は、平均約 N/個であり、標準偏差は約 N であった。

この試験結果をもとに、クリップ 1 個あたりの設計上の開放荷重は、ばらつきとして標準偏差の 3 倍を考慮した N/個とし、摩擦による抗力、シール材による抗力も考慮し、クリップ数を 10 個に設定した。

表6-1 クリップ試験結果の概要

耐力（試験体数は30個）		荷重（N）
最大耐力	平均値	<input type="text"/>
	最大値	<input type="text"/>
	最小値	<input type="text"/>
標準偏差 σ		<input type="text"/>
最大耐力（平均） $+3\sigma$		<input type="text"/>
最小耐力（平均） -3σ		<input type="text"/>

(b) 実機大モックアップ試験

原子炉建屋外側ブローアウトパネルが、設計差圧（6.9 kPa以下）により自動的に開放できることを実機大のモックアップ試験にて確認する。実機大モックアップ試験の概要を図6-1に示す。試験装置は、実機を模擬したブローアウトパネル、加力装置及び躯体を再現するブローアウトパネル取付け部と加力装置取付け部を一体化した取付け架台で構成し、ブローアウトパネルは実機に取り付けられているブローアウトパネルのうち最大のもの（サイズは約4 m×約4 m、重量は約2.0 t）を実機での施工を模擬して設置する。

加力は油圧ジャッキ4体を用いて準静的に加力し、ジャッキの荷重から開放圧力を評価した。

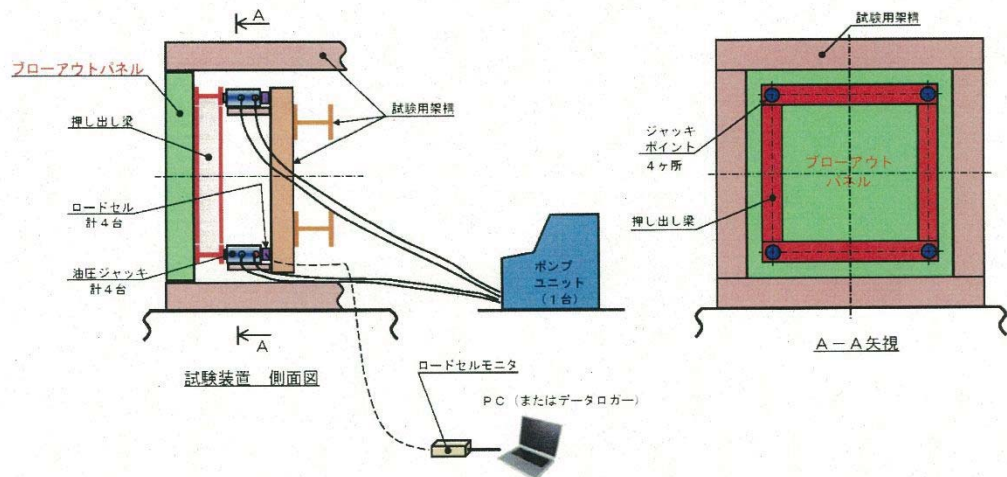


図6-1 ブローアウトパネル実機大モックアップ試験装置の概要

実機大モックアップ試験結果を表6-2に示す。試験は再現性確認のため2回実施した。油圧ジャッキを用いた実機大モックアップ試験にて確認した開放荷重は、～ kN（ kPa～ kPa相当）であり、設計方針とした規定の圧力以下（6.9 kPa以下）にて開放することを確認した。また、弾性設計用地震動 S_d 時にパネル部に付加される慣性力は約25 kNであり開放荷重未満であるため、弾性設計用地震動 S_d 時ではパネルは開放しないことを確認した。

表6-2 原子炉建屋外側ブローアウトパネル実機大モックアップ試験結果

項目	測定値	許容値 (6.9 kPa相当値)	判定値 (S_d 荷重相当)	判定	備考 相当する差圧値
試験体1	<input type="text"/> kN	<input type="text"/> kN	25 kN以上	○	<input type="text"/> kPa
試験体2	<input type="text"/> kN			○	<input type="text"/> kPa

(2) 閉止装置の設計方針

閉止装置は、「5. 要求機能及び性能目標」の「5.2 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針とする。

a. 設計方針

閉止装置は、重大事故等に対し、容易かつ確実に閉止操作できるように設計する。また、閉止後においては、原子炉建屋原子炉棟を負圧に維持できる気密性を保持するように設計する。また、現場にて人力により操作できるように設計する。

閉止装置の基準地震動 S_s （閉止状態においては弾性設計用地震動 S_d ）による地震力に対する機能保持の設計方針は「7.1(2) 閉止装置」に示す。

b. 詳細設計

閉止装置は、容易かつ確実に閉止操作できるように以下の設計とする。なお、開閉機能は基準地震動 S_s で維持できる設計とする。

- ・ 開閉装置は、中央制御室から電動にて開閉（門含む）できる設計とする。この際、扉本体はハンガーにより吊り下げられ、チェーンを介して電動機により開閉する構造であることから、地震時の扉本体に付加される慣性力によるチェーンの損傷を防止するため、扉は開状態又は閉状態では門により動きを拘束し、過大な地震荷重がチェーン等の駆動系に付加されない設計とする。
- ・ 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から給電可能な設計とする。
- ・ 扉の開閉状態（門含む）は中央制御室にて把握できる設計とする。

閉止装置は、扉閉止後において、原子炉建屋原子炉棟を負圧に維持できる気密性を保持できるように、扉閉状態では扉は機械的にパッキンが設置されている扉枠側（躯体側）に押し付けられる設計とする。なお、原子炉建屋原子炉棟を負圧に維持できる気密性は、扉開状態においては基準地震動 S_s 後、扉を閉止した状態でも維持できる設計とし、扉閉状態においては弾性設計用地震動 S_d 後にも維持できる設計とする。

また、閉止装置は、現場にて人力により操作できるように、閉止装置の扉及び門にワイヤーを設置し、ワイヤーを手動ウィンチにて引くことにより手動操作できる設計する。具体的には門の場合、門の軸の上部にワイヤーを接続し、ワイヤーを引くことにより門ピンが引き抜かれる設計とする。なお、挿入はワイヤーを緩めることにより門の自重にて挿入される設計とする。扉の場合、扉の左右（扉の開側及び閉側）にそれぞれ別のワイヤーを接続し、それぞれのワイヤーを引くことにより扉が開閉する設計とする。

これら詳細設計の成立性を確認するため、実機大モックアップを製作し機能確認を実施した。

(a) 門及び扉の動作試験結果

門及び扉の動作試験結果を表6-3及び表6-4に示す。実機大モックアップを製作し、動作確認した結果、各動作に問題はなく、動作時間、電流値ともに目標値や定格値を満足していることを確認した。

表6-3 門の動作試験結果（加振前）

門位置	電動				手動	
	押上げ時		挿入時		押上げ時	挿入時
	時間	電流値	時間	電流値		
	□秒以内 (目標値)	□A以内 (定格値)	□秒以内 (目標値)	□A以内 (定格値)		
扉開側	約□秒	約□A	約□秒	約□A	異常なし	異常なし
扉閉側	約□秒	約□A	約□秒	約□A	異常なし	異常なし

表6-4 扉の動作試験結果（加振前）

扉 (初期状態)	電動		手動
	時間	電流値	
	□秒以内 (目標値)	□A以内 (定格値)	
開放→閉止	約□秒	約□A	異常なし
閉止→開放	約□秒	約□A	異常なし

(b) 気密性能試験結果

気密性能試験結果を表6-5に示す。この試験結果をもとに、閉止装置を原子炉建屋原子炉棟に設置した場合には、既設原子炉建屋のインリーク量を考慮しても、原子炉建屋原子炉棟の気密性能は確保できることを確認した。

表6-5 加振試験時の気密性能試験結果

扉 (初期状態)	通気量@□Pa (m ³ /h・m ²)	備考
開	□	扉を電動にて閉止して試験実施

<原子炉建屋としての負圧達成について>

今回の閉止装置単体での気密性能試験結果から、本装置を原子炉建屋原子炉棟外壁のブローアウトパネル部に設置した場合の原子炉建屋の負圧達成可否について評価した結果、非常用ガス処理系定格容量 (□m³/h) は、推定漏えい量□m³/hを十分に上回るため、非常用ガス処理系にて□Pa以上の負圧達成可能である。

- ・既設原子炉建屋の推定インリーク量：約□m³/h@□Pa
- ・閉止装置10個の合計面積：約□m²

- ・ 閉止装置10個設置時の推定インリーク量： $\square \text{ m}^2 \times \square \text{ m}^3/\text{h} \cdot \text{m}^2 = \square \text{ m}^3/\text{h} @ \square \text{ Pa}$
- ・ 非常用ガス処理系定格容量： $\square \text{ m}^3/\text{h} @ \square \text{ Pa}$
- ・ 閉止装置設置時の原子炉建屋原子炉棟の推定漏えい量：
 $\square \text{ m}^3/\text{h} + \square \text{ m}^3/\text{h} = \square \text{ m}^3/\text{h} @ \square \text{ Pa} < \square \text{ m}^3/\text{h} @ \square \text{ Pa}$
(非常用ガス処理系定格容量の約 \square %)

(3) 強制開放装置（自主対策設備）の設計方針

強制開放装置は、「5. 要求機能及び性能目標」の「5.2 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針とする。

a. 設計方針

強制開放装置は、自主対策設備であるため、悪影響を防止する必要がある他の設備に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

7. 構造強度設計

「5. 要求機能及び性能目標」で設定している、ブローアウトパネル関連設備の構造強度上の性能目標を達成するために、「6. 機能設計」で設定している各設備が有する機能を踏まえて、構造強度設計の設計方針を設定する。

各設備の構造強度の設計方針を設定し、想定する荷重及び荷重の組合せを設定し、それらの荷重に対し、各設備の構造強度を保持するよう構造強度設計と評価方針を設定する。

ブローアウトパネル関連設備の耐震計算については、添付書類「V-2 耐震性に関する説明書」のうち「V-2-1-9 機能維持の基本方針」に基づき実施し、耐震計算の方法及び結果については、添付書類「V-2-9-1-10別紙 原子炉建屋外側ブローアウトパネルの耐震性についての計算書」及び添付書類「V-2-9-5-2-4 ブローアウトパネル閉止装置の耐震性についての計算書」に示す。

7.1 構造強度の設計方針

「5. 要求機能及び性能目標」で設定している構造強度設計上の性能目標を達成するための設計方針を原子炉建屋外側ブローアウトパネル、閉止装置及び強制開放装置ごとに示す。

(1) 原子炉建屋外側ブローアウトパネル

原子炉建屋外側ブローアウトパネルは、「5. 要求機能及び性能目標」の「5.2 性能目標」で設定している構造強度設計上の性能目標を踏まえ、基準地震動 S_s 後にも規定の圧力（6.9 kPa以下）にて自動的に開放できる設計とするため、基準地震動 S_s による地震力に対し、建屋躯体の変形が原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放機能に影響しない構造強度を有する設計とする。

(2) 閉止装置

閉止装置は、「5. 要求機能及び性能目標」の「5.2 性能目標」で設定している構造強度設計上の性能目標を踏まえ、開状態では、基準地震動 S_s による地震後においても、作動性及び閉止後の原子炉建屋原子炉棟を負圧に維持できる気密性を保持する設計とするため、基準地震動 S_s による地震力に対し、主要な構造部材が閉止装置の作動性、気密性を保持可能な構造強度を有する設計とする。また、閉状態においては、弾性設計用地震動 S_d においても原子炉建屋原子炉棟を負圧に維持できる気密性を保持する設計とするため、弾性設計用地震動 S_d による地震力に対し、主要な構造部材が気密性を保持可能な構造強度を有する設計とする。

(3) 強制開放装置（自主対策設備）

自主対策設備である強制開放装置は、「5. 要求機能及び性能目標」の「5.2 性能目標」で設定している構造強度設計上の性能目標を踏まえ、悪影響を防止する必要がある他の設備に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

7.2 荷重及び荷重の組合せ

「5. 要求機能及び性能目標」で設定している構造強度設計上の性能目標を達成するために、考慮すべき荷重条件を設定し荷重の組合せの考え方を示す。

7.2.1 荷重の種類

(1) 常時作用する荷重

常時作用する荷重は持続的に生じる荷重であり、自重とする。

(2) 風荷重

風荷重は、添付書類「V-1-1-2-1-1 発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針」に従い、建築基準法施行令に基づく平成12年建設省告示第1454号に定められた東海村の基準風速である30 m/sを使用する。風荷重の最大荷重の継続時間は短いため、ガスト影響係数を考慮して風荷重を算定する。

なお、設計竜巻による風荷重は、添付書類「V-1-1-2-1-1 発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針」に従い（100 m/s）を使用する。

(3) 積雪荷重

積雪荷重は、添付書類「V-1-1-2-1-1 発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針」に従い、茨城県建築基準法等施工細則（昭和45年3月9日茨城県規則第9号）による東海村の垂直積雪量30 cmに平均的な積雪荷重を与えるための係数0.35を考慮した10.5 cmに設定し210 N/m²とする。

(4) 圧力荷重

圧力荷重は、建屋内外差圧を考慮する。

(5) 地震荷重

地震荷重は、基準地震動 S_s 又は弾性設計用地震動 S_d 伴う地震力による荷重とする。

7.2.2 荷重の組合せ

ブローアウトパネル関連設備の耐震計算の荷重の組合せの考え方については、添付書類「V-2 耐震性に関する説明書」のうち「V-2-1-9 機能維持の基本方針」に示す。

7.3 機能維持の方針

「5. 要求機能及び性能目標」で設定している構造強度設計上の性能目標を達成するために、「7.1 構造強度の設計方針」に示す構造を踏まえ、「7.2 荷重及び荷重の組合せ」で設定している荷重条件を考慮して、各設備の構造設計及びそれを踏まえた評価方針を設定する。

7.3.1 原子炉建屋外側ブローアウトパネル

(1) 構造設計

原子炉建屋外側ブローアウトパネルは、「7.1 構造強度の設計方針」で設定している設計方針及び「7.2 荷重及び荷重の組合せ」で設定している荷重を踏まえ、以下の構造とする。

原子炉建屋外側ブローアウトパネルは、原子炉建屋外壁の開口部に設置し、パネル本体、枠、クリップ等で構成する構造とする。

原子炉建屋外側ブローアウトパネルの構造計画を表7-1に示す。原子炉建屋外側ブローアウトパネルの概略図を図7-1に示す。また、ブローアウトパネルの設置位置を図7-2に示す。

(2) 評価方針

原子炉建屋外側ブローアウトパネルは、「(1) 構造設計」を踏まえ、以下の評価方針とする。

a. 機能維持

基準地震動 S_s による地震力に対し、設置場所における躯体の層間変形角がクリップとアングル材が接触する層間変形角より小さいことを確認する。具体的には、原子炉建屋外側ブローアウトパネルが設置されている原子炉棟の耐震壁について、基準地震動 S_s による地震力に対し、最大せん断ひずみが構造強度を確保するための許容限界 (2.0×10^{-3}) を超えないことを確認する。

また、実機大モックアップ試験により、弾性設計用地震動 S_d による地震力に相当する荷重で原子炉建屋外側ブローアウトパネルが開放しないことを確認する。

原子炉建屋ブローアウトパネルの耐震強度評価の方法及び結果を、添付書類「V-2-9-1-10別紙 原子炉建屋外側ブローアウトパネルの耐震性についての計算書」に示す。

b. 構造強度

基準地震動 S_s による地震力に対しても開放機能が維持できる構造強度が確保されていることを確認するため、基準地震動 S_s による地震力に対し、建屋躯体の変形が原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放機能に影響しない構造強度を有する設計とする。

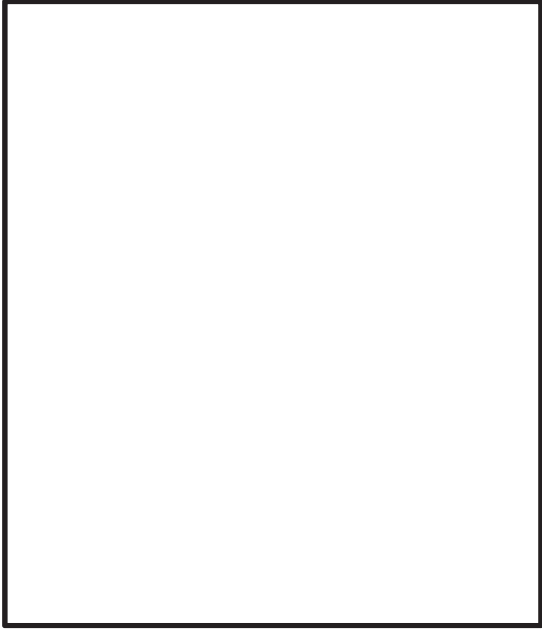
原子炉建屋ブローアウトパネルの耐震強度評価の方法及び結果を、添付書類「V-2-9-1-10別紙 原子炉建屋外側ブローアウトパネルの耐震性についての計算書」に示す。

c. 波及的影響

原子炉建屋外側ブローアウトパネルは、パネルが開放した場合でも落下して他の設備に悪影響を与えないよう十分な強度を有するチェーン（落下防止チェーン）による波及的影響防止（落下防止対策）が取られていることを確認する。

原子炉建屋外側ブローアウトパネルの落下防止に使用するチェーンは、耐腐食性の高いニッケルクロム・モリブデン鋼で、1本で約5.5 tの重量物が4.5 mから落下しても、破断しないことを確認済みであり、これを2本設置する。なお、ブローアウトパネルの重量は保守的考慮しても約2 tである。

表7-1 原子炉建屋外側ブローアウトパネルの構造計画

設備分類	計画の概要		説明図
	主体構造	支持構造	
原子炉建屋 外側ブロー アウトパネ ル	原子炉建屋 外側ブロー アウトパネ ルは、パネ ル本体部、 パネルを建 屋外壁内に 設置する枠 部より構成 される設備 である。	原子炉建屋外 側ブローアウ トパネルは、 十分な強度を 有する構造と し、取付枠に より原子炉建 屋原子炉棟の 壁に据え付け る。	図7-1 原子炉建屋外側ブローアウトパネル 
設計差圧	6.9 kPa		
主要寸法	5階 4000×4000 mm 6階 3680×4170 mm		
材 料	SS400		
個 数	10		
作動方式	クリップ式 (10個／パネル)		
クリップ 仕様	材質 SS400, 幅 80 mm , 厚さ 2.3 mm		
取付箇所	原子炉建屋原子炉棟5階 (ブローアウトパネル2枚) 原子炉建屋原子炉棟6階 (ブローアウトパネル8枚)		

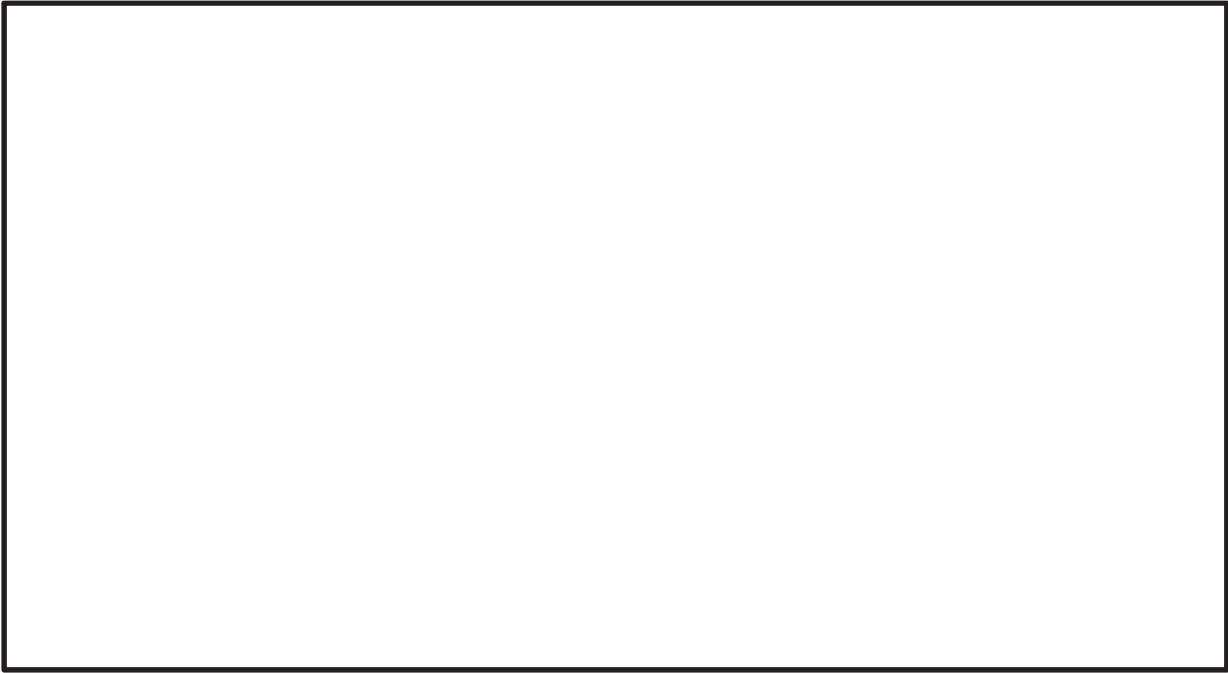


図 7-2 ブローアウトパネルの設置位置

7.3.2 閉止装置

(1) 構造設計

閉止装置は、「7.1 構造強度の設計方針」で設定している設計方針及び「7.2 荷重及び荷重の組合せ」で設定している荷重を踏まえ、原子炉建屋に据付し、扉はハンガーローラ及び吊具によりハンガーレールに支持される構造とする。

閉止装置の構造計画を表7-6に示す。閉止装置の概略図を図7-3に、手動操作概念図を図7-4に示す。また、閉止装置の設置位置を図7-5に示す。

(2) 評価方針

閉止装置は、「(1) 構造設計」を踏まえ、以下の評価方針とする。

a. 機能維持

(a) 設計方針

閉止装置は、基準地震動 S_s による地震力に対し、設置場所における最大加速度が、加振試験により閉止装置の作動性、気密性を保持できることを確認した加振台の最大加速度以下であることにより確認する。

なお、扉閉状態においては、弾性設計用地震動 S_d による地震力に対し、設置場所における最大加速度が、加振試験により閉止装置の気密性を保持できることを確認した加振台の最大加速度以下であることにより確認する。

閉止装置の耐震強度評価の方法及び結果を、添付書類「V-2-9-5-2-4 ブローアウトパネル閉止装置の耐震性についての計算書」に示す。

(b) 詳細設計

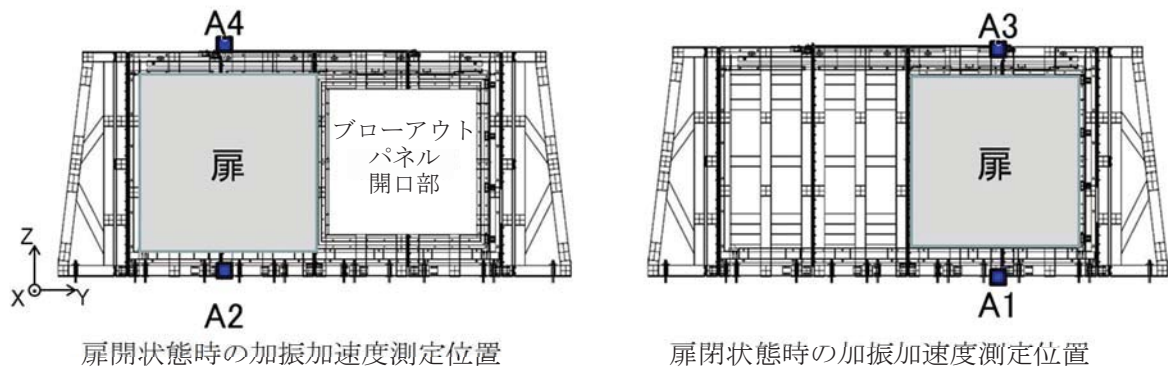
扉開状態（待機状態）では基準地震動 S_s 後においても、作動性及び扉閉止後の原子炉建屋原子炉棟を負圧に維持できる気密性を保持可能なことを確認するため、実機大モックアップを用いて、閉止装置の設置位置での基準地震動 S_s による地震応答加速度を包絡した加振波による3次元加振試験を実施し、加振後の電動及び手動による門及び扉の開閉動作試験、扉閉止後の気密性能試験を実施する。

また、扉閉止状態では弾性設計用地震動 S_d 後においても、原子炉建屋原子炉棟を負圧に維持できる気密性を保持可能なこと及び作動性を確認するため、実機大モックアップを用いて、閉止装置の設置位置での基準地震動 S_s による地震応答加速度を包絡した加振波（弾性設計用地震動 S_d を包絡）による3次元加振試験を実施し、加振後の気密性能試験、電動及び手動による門及び扉の開閉動作試験を実施する。

これら詳細設計の成立性を確認するため、実機大モックアップによる3次元加振試験を実施した。なお、扉閉状態では弾性設計用地震動 S_d 後でも、原子炉建屋原子炉棟を負圧に維持できる気密性が保持できる設計としているが、加振試験においては、扉開状態と同じく基準地震動 S_s による加振にて健全性を確認した。

イ. 加振試験の妥当性

試験時の加振加速度の測定結果を図7-6に示す。扉開状態及び閉状態での扉上部及び扉下部の3方向（X,Y,Z）の加振加速度は、設計上必要な加速度を超えており、適切な加振がされていることを確認した。



扉開状態 扉上部（A 4）の加振加速度			
方向	① S _s 包絡条件 (×9.8 m/s ²)	② 計測結果（A 4 部） (×9.8 m/s ²)	判定結果 (①<②)
X			○
Y			○
Z			○

扉開状態 扉下部（A 2）の加振加速度			
方向	① S _s 包絡条件 (×9.8 m/s ²)	② 計測結果（A 2 部） (×9.8 m/s ²)	判定結果 (①<②)
X			○
Y			○
Z			○

扉閉状態 扉上部（A 3）の加振加速度			
方向	① S _s 包絡条件 (×9.8 m/s ²)	② 計測結果（A 3 部） (×9.8 m/s ²)	判定結果 (①<②)
X			○
Y			○
Z			○

扉閉状態 扉上部（A 1）の加振加速度			
方向	① S _s 包絡条件 (×9.8 m/s ²)	② 計測結果（A 1 部） (×9.8 m/s ²)	判定結果 (①<②)
X			○
Y			○
Z			○

図7-6 3次元加振試験時の加振加速度の妥当性

ロ. 加振試験結果（外観目視点検結果）

実施した加振試験後の点検結果を表7-2に示す。基準地震動 S_s 相当による加振でも設備に損傷はなく健全であることを確認した。

表7-2 加振試験時の外観点検結果

試験条件		外観目視点検結果			
加振条件	扉状態	チェーン	扉開閉状態	門	その他
S_s	開	破損なし	異常なし	異常なし (擦れ跡有)	異常なし
	閉	破損なし	異常なし	異常なし (擦れ跡有)	異常なし

ハ. 加振試験結果（門及び扉の動作試験結果）

加振試験後の門及び扉の動作試験結果を表7-3及び表7-4に示す。扉開状態及び扉閉状態にて基準地震動 S_s 相当の加振力で加振し、扉及び門の動作を確認した結果、各動作に問題はなく、動作時間、電流値ともに目標値や定格値を満足していることを確認した。

表7-3 加振後の門の動作試験結果

加振条件	扉 (初期 状態)	門位置	電動				手動	
			押上げ時		挿入時		押上げ時	挿入時
			時間	電流値	時間	電流値		
			\square 秒 以内 (目標値)	\square A 以内 (定格値)	\square 秒 以内 (目標値)	\square A 以内 (定格値)		
S_s (1回目)	開	扉開側	約 \square 秒	約 \square A	約 \square 秒	約 \square A	異常なし	異常なし
		扉閉側	約 \square 秒	約 \square A	約 \square 秒	約 \square A	異常なし	異常なし
	閉	扉開側	約 \square 秒	約 \square A	約 \square 秒	約 \square A	異常なし	異常なし
		扉閉側	約 \square 秒	約 \square A	約 \square 秒	約 \square A	異常なし	異常なし
S_s (2回目)	開	扉開側	約 \square 秒	約 \square A	約 \square 秒	約 \square A	—	—
		扉閉側	約 \square 秒	約 \square A	約 \square 秒	約 \square A	—	—
	閉	扉開側	約 \square 秒	約 \square A	約 \square 秒	約 \square A	異常なし*	異常なし*
		扉閉側	約 \square 秒	約 \square A	約 \square 秒	約 \square A	異常なし*	異常なし*

注記 *：試験結果（1回目）と電動動作試験結果から省略可能であるが、最終確認として実施

表7-4 加振後の扉の動作試験結果

加振 条件	扉 (初期 状態)	電動				手動
		開放→閉止		閉止→開放		
		時間	電流値	時間	電流値	
		□秒以内 (目標値)	□A以内 (定格値)	□秒以内 (目標値)	□A以内 (定格値)	
□S _s (1回目)	開	約□秒	約□A	約□秒	約□A	開→閉 異常なし
	閉	約□秒	約□A	約□秒	約□A	閉→開 異常なし
□S _s (2回目)	開	約□秒	約□A	約□秒	約□A	—
	閉	約□秒	約□A	約□秒	約□A	開→閉 異常なし*

注記 * : 試験結果 (1回目) 及び電動動作試験結果から省略可能であるが、最終確認として実施

二. 加振試験結果 (気密性能試験結果)

加振試験後の気密性能試験結果を表7-5に示す。この試験をもとに評価した結果、閉止装置を原子炉建屋原子炉棟に設置した場合には、既設原子炉建屋のインリーク量を考慮しても、原子炉建屋原子炉棟の気密性能は確保できることを確認した。

表7-5 加振試験時の気密性能試験結果

試験条件		通気量@□Pa (m ³ /h・m ²)	備考
加振	扉 (初期状態)		
□S _s (1回目)	開	□	加振後に扉を電動にて閉止して試験実施
	閉	□	扉閉状態で加振後の状態で試験実施
□S _s (2回目)	開	□	加振後に扉を電動にて閉止して試験実施
	閉	□	扉閉状態で加振後の状態で試験を試験実施

<原子炉建屋としての負圧達成について>

今回の閉止装置単体での気密性能試験結果から、本装置を原子炉建屋原子炉棟外壁のブローアウトパネル部に設置した場合の原子炉建屋の負圧達成可否について評価した結果、非常用ガス処理系定格容量 (□m³/h) は、推定漏えい量□m³/hを十分に上回るため、非常用ガス処理系にて□Pa以上の負圧達成可能である。

- ・既設原子炉建屋の推定インリーク量：約□m³/h@□Pa
- ・閉止装置10個の合計面積：約□m²
- ・閉止装置10個設置時の推定インリーク量：□m²×□m³/h・m²=□m³/h@□Pa
- ・非常用ガス処理系定格容量：□m³/h@□Pa
- ・閉止装置設置時の原子炉建屋原子炉棟の推定漏えい量：

$$\square \text{ m}^3/\text{h} + \square \text{ m}^3/\text{h} = \square \text{ m}^3/\text{h} @ \square \text{ Pa} < \square \text{ m}^3/\text{h} @ \square \text{ Pa}$$

(非常用ガス処理系定格容量の約□%)

b. 構造強度

基準地震動 S_s による地震後においても、作動性及び原子炉建屋原子炉棟を負圧に維持できる気密性を保持し、閉止後については、弾性設計用地震動 S_d においても原子炉建屋原子炉棟を負圧に維持できる気密性を保持可能な構造強度を有することを確認するため、構造強度評価を実施する。また、「a. 機能維持」で記載した3次元加振台を用いた加振試験により、設備に損傷等はなく機能を維持するための構造強度が確保できることを確認する。




閉止装置の耐震強度評価の方法及び結果を、添付書類「V-2-9-5-2-4 ブローアウトパネル閉止装置の耐震性についての計算書」に示す。

c. 波及的影響

閉止装置は、基準地震動 S_s による地震力に対し、設置場所における最大加速度が、加振試験により主要部材が健全であることを確認した加振台の加速度以下であることにより確認する。

閉止装置の耐震強度評価の方法及び結果を、添付書類「V-2-9-5-2-4 ブローアウトパネル閉止装置の耐震性についての計算書」に示す。

表7-6 閉止装置の構造計画

設備分類	計画の概要		説明図
	主体構造	支持構造	
閉止装置	閉止装置は、扉、門、扉枠（扉を移動させるためのハンガーレールを含む）、及び扉を駆動する電動機から構成する。	扉枠（ハンガーレール含む）は、原子炉建屋原子炉棟の壁に据え付ける。扉はハンガーローラ、吊具によりハンガーレールに支持される。	<p>図7-3 閉止装置</p>  <p>図7-4 手動操作概念図</p> 
主要寸法	扉 4830×4830 mm		
材 料	扉 		
個 数	10		
駆動方法	電動（手動）		
取付箇所	原子炉建屋原子炉棟5階（ブローアウトパネル2枚） 原子炉建屋原子炉棟6階（ブローアウトパネル8枚）		

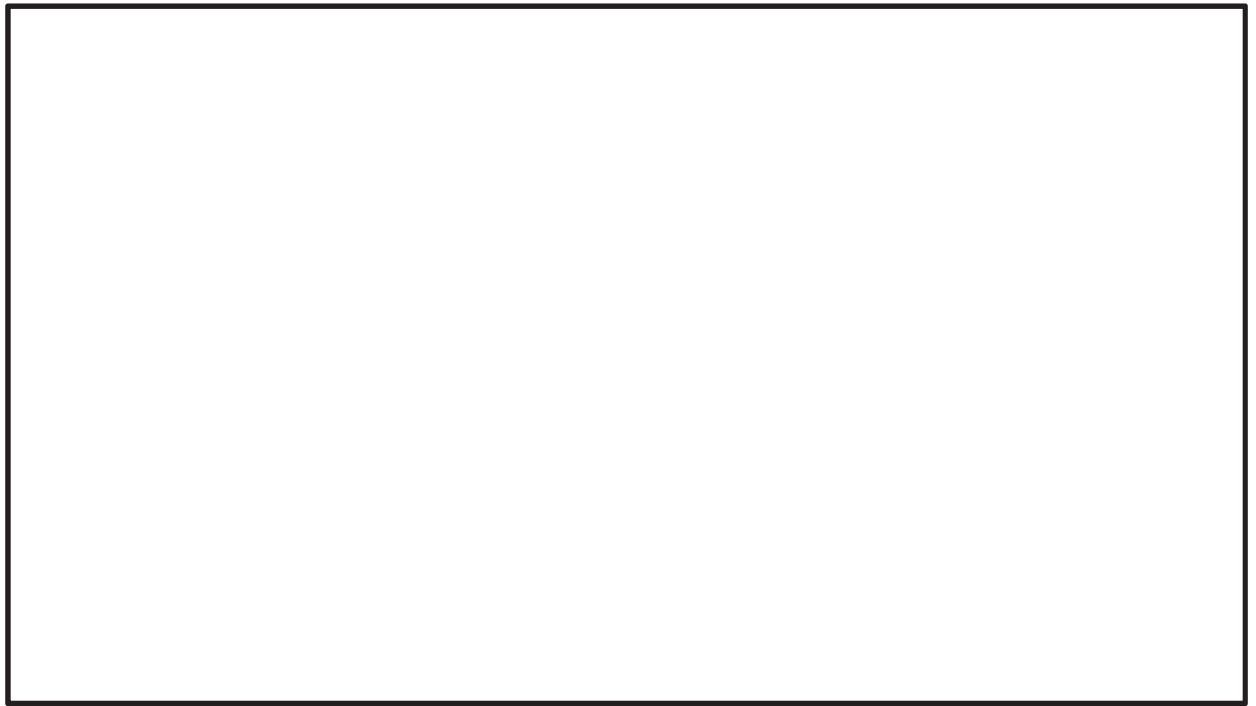


図7-5 閉止装置の設置位置

7.3.3 強制開放装置（自主対策設備）

(1) 構造設計

強制開放装置は、「7.1 構造強度の設計方針」で設計方針及び「7.2 荷重及び荷重の組合せ」で設定している荷重を踏まえ、原子炉建屋に据付し、壁又は床から支持される構造とし、強制開放装置が待機状態において、原子炉建屋原子炉棟外側ブローアウトパネルとは干渉しない設計とする。

強制開放装置の構造計画を表7-7に示す。強制開放装置の概略図を図7-7から図7-9に示す。また、強制開放装置の設置位置を図7-10に、系統概要図を図7-11に示す。

(2) 評価方針

強制開放装置は、「(1) 構造設計」を踏まえ、以下の評価方針とする。

a. 構造強度及び波及的影響

自主対策設備である強制開放装置は、悪影響を防止する必要がある他の設備に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

表7-7 強制開放装置の構造計画（1/2）

設備分類	計画の概要		説明図（代表箇所）
	主体構造	支持構造	
強制開放装置	強制開放装置は、ブローアウトパネル押し出し用シリンダ、窒素ガスポンベ、アキュムレータ、配管及び弁から構成する。	強制開放装置は、原子炉建屋原子炉棟の壁又は床に据え付ける。	図7-7 シリンダ部
			図7-8 アキュムレータ
			図7-9 窒素ガスポンベ

表7-7 強制開放装置の構造計画 (2/2)

材 料	ブラケット 炭素鋼 アキュムレータ ステンレス鋼 窒素ガスポンペ マンガン鋼
個 数	シリンダ部 10
取付箇所	シリンダ部 原子炉建屋原子炉棟5階, 6階

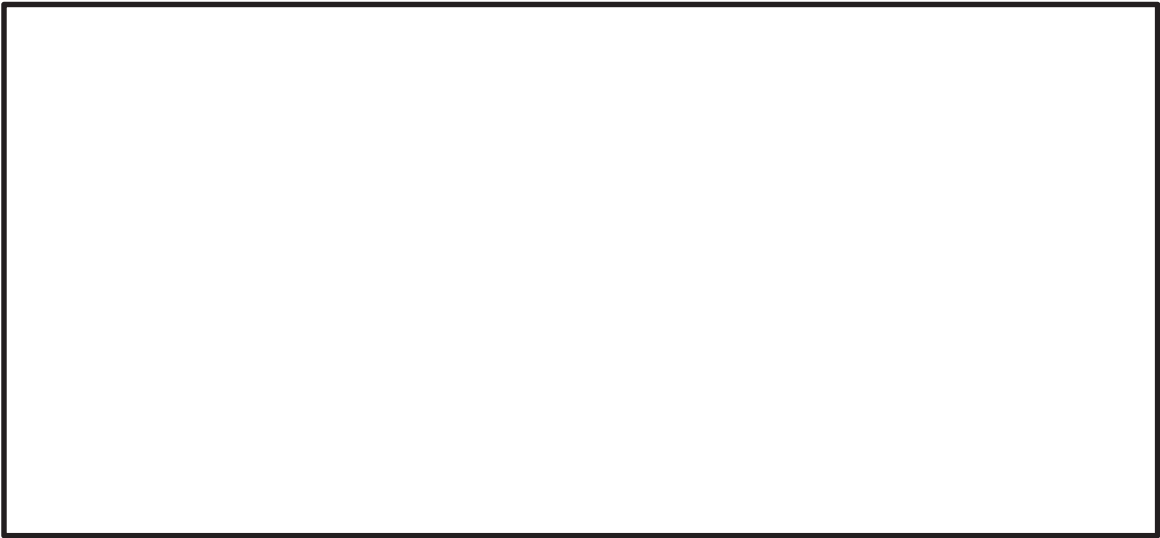


図 7-10 強制開放装置の設置位置

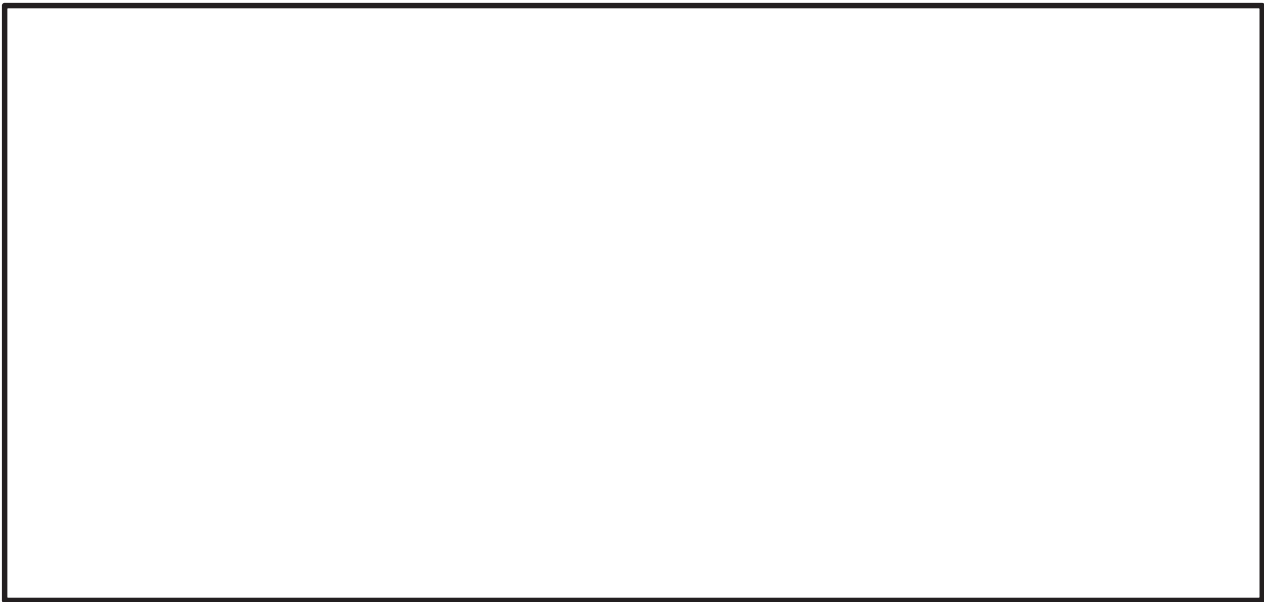


図 7-11 強制開放装置系統概要図

V-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	42
4.1	発電用原子炉施設の火災発生防止について	43
4.2	不燃性材料及び難燃性材料の使用について	49
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	61
5.1	火災感知設備について	61
5.2	消火設備について	72
6.	火災の影響軽減対策	109
6.1	火災の影響軽減対策が必要な火災区域の分離	110
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	112
6.3	その他の影響軽減対策	121
7.	原子炉の安全確保について	154
7.1	火災に対する原子炉の安全停止対策	154
7.2	火災の影響評価	154
8.	火災防護計画	254

別添1 非難燃ケーブルに防火措置を施すことによる難燃性能の向上について

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行うことを説明するものである。

2. 火災防護の基本方針

東海第二発電所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 火災発生防止

発電用原子炉施設内の火災発生防止として、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の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性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。

ただし、難燃ケーブルへの取替に伴い安全上の課題がある非難燃ケーブルについては、非難燃ケーブル及びケーブルトレイを不燃材の防火シートで覆い難燃ケーブルと同等以上の難燃性能を確認した代替措置（以下「複合体」という。）を施す設計又は電線管に収納する設計とする。

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S₀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で設置する設計とする。

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高圧電源装置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19条，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

東海第二発電所では、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、火災防護対策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 火災防護対策を行う機器等の選定

火災防護対策を行う機器等を，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。

(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、原子炉格納容器隔離の安全保護経路、原子炉建屋ガス処理系の安全保護回路、主蒸気隔離の安全保護回路）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・非常用換気空調機、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。

ヰ. 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。(第3-2表)

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. 放射性物質の貯蔵等の機器等

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。(第3-3表)

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、排気筒モニタについては、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を貯蔵する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れないよう、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第3-4表に示す。

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(耐火隔壁含む。), 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、常設代替高圧電源装置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する火災区域を、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15日原院第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25年6月19日原規技発第1306195号)
- ・原子力発電所の内部火災影響評価ガイド
(平成25年10月24日原規技発第1310241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)
- ・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）
危険物の規則に関する政令（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省令
(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 (J E A C 4 6 2 6 -2010)
- ・原子力発電所の火災防護指針 (J E A G 4 6 0 7 -2010)
- ・J I S A 4 2 0 1 -1992 建築物等の避雷設備 (避雷針)
- ・J I S A 4 2 0 1 -2003 建築物等の雷保護
- ・J I S L 1 0 9 1 -1999 繊維製品の燃焼性試験方法
- ・工場電気設備防爆委員会「工場電気設備防爆指針」(ガス蒸気防爆2006)
- ・公益社団法人 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」
(J A C A N o . 1 1 A -2003)
- ・社団法人電池工業会「蓄電池室に関する設計指針」(S B A G 0 6 0 3 -2001)
- ・” F i r e D y n a m i c s T o o l s (F D T s) : Quantitative Fire Hazard
Analysis Methods for the U.S. Nuclear Regulatory Commission Fire Protection
Inspection Program, “ N U R E G - 1 8 0 5 December 2004
- ・I E E E S t d 3 8 3 -1974 垂直トレイ燃焼試験
- ・I E E E S t d 1 2 0 2 -1991 垂直トレイ燃焼試験
- ・U L 1 5 8 1 (F o u r t h E d i t i o n) 1 0 8 0 . V W - 1 垂直燃焼
試験
- ・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) 日
本機械学会
- ・原子力発電所耐震設計技術指針 (J E A G 4 6 0 1 -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 (J E A G 4 6 0 1 ・
補1984) 日本電気協会
- ・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) 日本電気
協会

第3-1表 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 原子炉隔離時冷却系
- ⑩ 残留熱除去系
- ⑪ 低圧炉心スプレイ系
- ⑫ 高圧炉心スプレイ系
- ⑬ 非常用換気空調系（中央制御室換気空調系含む）
- ⑭ 残留熱除去系海水系
- ⑮ 非常用ディーゼル発電機海水系
- ⑯ 非常用所内電源系（非常用ディーゼル発電機，非常用交流電源系を含む）
- ⑰ 直流電源系
- ⑱ 制御室外原子炉停止装置
- ⑲ 事故時監視計器の一部（計測制御系）
- ⑳ 安全保護系

第3-2表 原子炉の安全停止に必要な機器等 (1/13)

機能	機器番号	機器名称	火災区域	火災区画
原子炉圧力容器バウンダリ機能	B22-F022A (NO)	主蒸気内側隔離弁 (A)		
	B22-F022B (NO)	主蒸気内側隔離弁 (B)		
	B22-F022C (NO)	主蒸気内側隔離弁 (C)		
	B22-F022D (NO)	主蒸気内側隔離弁 (D)		
	B22-F028A (NO)	主蒸気外側隔離弁 (A)		
	B22-F028B (NO)	主蒸気外側隔離弁 (B)		
	B22-F028C (NO)	主蒸気外側隔離弁 (C)		
	B22-F028D (NO)	主蒸気外側隔離弁 (D)		
	B22-F016 (MO)	主蒸気ドレンライン内側隔離弁		
	B22-F019 (MO)	主蒸気ドレンライン外側隔離弁		
	G33-F001 (MO)	原子炉冷却材浄化系内側隔離弁		
	G33-F004 (MO)	原子炉冷却材浄化系外側隔離弁		
過剰反応度の印加防止	—	制御棒カップリング		
	—	制御棒駆動機構カップリング		
	—	制御棒駆動機構ラッチ機構		
炉心形状の維持	—	炉心支持構造物		
	—	燃料集合体 (燃料除く)		
原子炉緊急停止, 未臨界維持	—	水圧制御ユニット (水圧制御ユニットアキュムレータ, 水圧制御ユニット窒素容器, スクラム弁 (C12-126, C12-127) 含む)		
	SLC-PMP-C001A	ほう酸水注入ポンプ A		
	SLC-PMP-C001B	ほう酸水注入ポンプ B		
	C41-F004A	ほう酸水注入系爆破弁 A		
	C41-F004B	ほう酸水注入系爆破弁 B		
	C41-F001A	ほう酸水注入系貯蔵タンク出口弁 A		
	C41-F001B	ほう酸水注入系貯蔵タンク出口弁 B		

第 3-2 表 原子炉の安全停止に必要な機器等 (2/13)

機能	機器番号	機器名称	火災区域	火災区画
原子炉冷却材圧力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	B22-F013A～V	逃がし安全弁（安全弁開機能）		
原子炉停止後の除熱機能	B22-F013A (A0)	逃がし安全弁 A		
	B22-F013B (A0)	逃がし安全弁 B ^{*1}		
	B22-F013C (A0)	逃がし安全弁 C ^{*1}		
	B22-F013D (A0)	逃がし安全弁 D		
	B22-F013E (A0)	逃がし安全弁 E		
	B22-F013F (A0)	逃がし安全弁 F ^{*1}		
	B22-F013G (A0)	逃がし安全弁 G		
	B22-F013H (A0)	逃がし安全弁 H ^{*1}		
	B22-F013J (A0)	逃がし安全弁 J		
	B22-F013K (A0)	逃がし安全弁 K ^{*1}		
	B22-F013L (A0)	逃がし安全弁 L ^{*1}		
	B22-F013M (A0)	逃がし安全弁 M		
	B22-F013N (A0)	逃がし安全弁 N		
	B22-F013P (A0)	逃がし安全弁 P		
	B22-F013R (A0)	逃がし安全弁 R ^{*1}		
	B22-F013S (A0)	逃がし安全弁 S		
	B22-F013U (A0)	逃がし安全弁 U		
	B22-F013V (A0)	逃がし安全弁 V		
	RCIC-PMP-C001	原子炉隔離時冷却系ポンプ		
	TBN-RCIC-C002	原子炉隔離時冷却系タービン		
	E51-F010 (M0)	原子炉隔離時冷却系復水貯蔵タンク水供給弁		
	E51-F031 (M0)	原子炉隔離時冷却系ポンプサプレッション・プール水供給弁		
	E51-F013 (M0)	原子炉隔離時冷却系注入弁		
	E51-F019 (M0)	原子炉隔離時冷却系ミニフロー弁		
	E51-F046 (M0)	原子炉隔離時冷却系潤滑油クーラー冷却水供給弁		
	E51-F045 (M0)	原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁		
	E51-C002 (M0)	原子炉隔離時冷却系トリップ／スロットル弁		
	E51-H0	原子炉隔離時冷却系ガバナ弁		

第 3-2 表 原子炉の安全停止に必要な機器等 (3/13)

機能	機器番号	機器名称	火災区域	火災区画
(続き) 原子炉停止後の除熱機能	E51-F063 (M0)	原子炉隔離時冷却系内側隔離弁		
	E51-F064 (M0)	原子炉隔離時冷却系外側隔離弁		
	E51-F068 (M0)	原子炉隔離時冷却系タービン排気弁		
	E51-F069 (M0)	原子炉隔離時冷却系真空ポンプ出口弁		
	RCIC-PMP-COND	原子炉隔離時冷却系復水ポンプ		
	RCIC-PMP-VAC	原子炉隔離時冷却系真空ポンプ		
	E51-F022 (M0)	原子炉隔離時冷却系テストバイパス弁		
	E51-F025 (A0)	原子炉隔離時冷却系蒸気入口ドレンポット排水第一止め弁		
	E51-F026 (A0)	原子炉隔離時冷却系蒸気入口ドレンポット排水第二止め弁		
	E51-F005 (A0)	原子炉隔離時冷却系真空タンク復水排水第二止め弁		
	E51-F004 (A0)	原子炉隔離時冷却系真空タンク復水排水第一止め弁		
原子炉停止後の除熱機能／炉心冷却機能	RHR-PMP-C002A	残留熱除去系ポンプ A		
	RHR-PMP-C002B	残留熱除去系ポンプ B		
	RHR-PMP-C002C	残留熱除去系ポンプ C		
	E12-F004A (M0)	残留熱除去系ポンプ A 入口弁		
	E12-F004B (M0)	残留熱除去系ポンプ B 入口弁		
	E12-F004C (M0)	残留熱除去系ポンプ C 入口弁		
	E12-F042A (M0)	残留熱除去系 A 系注入弁		
	E12-F042B (M0)	残留熱除去系 B 系注入弁		
	E12-F042C (M0)	残留熱除去系 C 系注入弁		
	E12-F064A (M0)	残留熱除去系 A 系ミニフロー弁		
	E12-F064B (M0)	残留熱除去系 B 系ミニフロー弁		
	E12-F064C (M0)	残留熱除去系 C 系ミニフロー弁		
	RHR-HEX-B001A	残留熱除去系熱交換器 A		
	RHR-HEX-B001B	残留熱除去系熱交換器 B		

第 3-2 表 原子炉の安全停止に必要な機器 (4/13)

機能	機器番号	機器名称	火災区域	火災区画
(続き) 原子炉停止後の除熱機能／炉心冷却機能	E12-F024A (M0)	残留熱除去系 A 系テストライン弁 ^{*2}		
	E12-F024B (M0)	残留熱除去系 B 系テストライン弁 ^{*2}		
	E12-F021 (M0)	残留熱除去系 C 系テストライン弁 ^{*2}		
	E12-F009 (M0)	残留熱除去系停止時冷却ライン内側隔離弁		
	E12-F008 (M0)	残留熱除去系停止時冷却ライン外側隔離弁		
	E12-F006A (M0)	残留熱除去系ポンプ A 停止時冷却ライン入口弁		
	E12-F006B (M0)	残留熱除去系ポンプ B 停止時冷却ライン入口弁		
	E12-F053A (M0)	残留熱除去系 A 系停止時冷却注入弁		
	E12-F053B (M0)	残留熱除去系 B 系停止時冷却注入弁		
	E12-F048A (M0)	残留熱除去系熱交換器 A バイパス弁		
	E12-F048B (M0)	残留熱除去系熱交換器 B バイパス弁		
	E12-F003A (M0)	残留熱除去系熱交換器 A 出口弁		
	E12-F003B (M0)	残留熱除去系熱交換器 B 出口弁		
	E12-F047A (M0)	残留熱除去系熱交換器 A 入口弁		
	E12-F047B (M0)	残留熱除去系熱交換器 B 入口弁		
	E12-F016A (M0)	残留熱除去系 A 系格納容器スプレイ弁		
	E12-F016B (M0)	残留熱除去系 B 系格納容器スプレイ弁		
	E12-F027A (M0)	残留熱除去系 A 系サプレッション・プールスプレイ弁		
	E12-F027B (M0)	残留熱除去系 B 系サプレッション・プールスプレイ弁		
	E12-F011A (M0)	残留熱除去系凝縮水ラインドレン弁 (A)		
	E12-F011B (M0)	残留熱除去系凝縮水ラインドレン弁 (B)		

第 3-2 表 原子炉の安全停止に必要な機器 (5/13)

機能	機器番号	機器名称	火災区域	火災区画
(続き) 原子炉停止後の除熱機能／炉心冷却機能	E12-F060A (A0)	残留熱除去系 A 系サンプリング弁		
	E12-F060B (A0)	残留熱除去系 B 系サンプリング弁		
	E12-F023 (M0)	残留熱除去系ヘッドスプレイ隔離弁		
	E12-F049 (M0)	残留熱除去系廃棄物処理系隔離弁		
	E12-FF104A (M0)	可燃性ガス濃度制御系 A 冷却器冷却水元弁		
	E12-FF104B (M0)	可燃性ガス濃度制御系 B 冷却器冷却水元弁		
	V25-1003 (M0)	残留熱除去系サンプリング入口第 1 隔離弁		
炉心冷却機能	HPCS-PMP-C001	高圧炉心スプレイ系ポンプ		
	E22-F001 (M0)	高圧炉心スプレイ系ポンプ入口弁 (CST 側)		
	E22-F015 (M0)	高圧炉心スプレイ系ポンプ入口弁 (S/P 側)		
	E22-F004 (M0)	高圧炉心スプレイ系注入弁		
	E22-F012 (M0)	高圧炉心スプレイ系ミニフロー弁		
	E22-F010 (M0)	高圧炉心スプレイ系 CST テスト弁		
	E22-F023 (M0)	高圧炉心スプレイ系 SUPP. テスト弁		
	LPCS-PMP-C001	低圧炉心スプレイ系ポンプ		
	E21-F001 (M0)	低圧炉心スプレイ系ポンプ入口弁		
	E21-F005 (M0)	低圧炉心スプレイ系注入弁		
	E21-F011 (M0)	低圧炉心スプレイ系ミニフロー弁		
	E21-F012 (M0)	低圧炉心スプレイ系テストバイパス弁		
サポート系 (制御設備)	H13-P601	緊急時炉心冷却系操作盤		
	H13-P603	原子炉制御操作盤		
	H13-P609	原子炉保護系 (A) 継電器盤		
	H13-P611	原子炉保護系 (B) 継電器盤		
	H13-P613	プロセス計装盤		
	H13-P614	原子炉廻り温度記録計盤		
	H13-P617	プロセス計装盤		
	H13-P618	残留熱除去系 (B) , (C) 補助継電器盤		
	H13-P621	原子炉隔離時冷却系継電器盤		
	H13-P622	原子炉格納容器内側隔離系継電器盤		
	H13-P623	原子炉格納容器外側隔離系継電器盤		

第 3-2 表 原子炉の安全停止に必要な機器 (6/13)

機能	機器番号	機器名称	火災区域	火災区画
(続き) サポート 系 (制御設備)	H13-P625	高圧炉心スプレイ系継電器盤		
	H13-P628	自動減圧系 (A) 継電器盤		
	H13-P629	低圧炉心スプレイ系, 残留熱除去系 (A) 補助継電器盤		
	H13-P631	自動減圧系 (B) 継電器盤		
	H13-P632	漏えい検出系操作盤 (区分 I)		
	H13-P635	プロセス放射線モニタ, 起動時領域モニタ (A) 操作盤		
	H13-P636	プロセス放射線モニタ, 起動時領域モニタ (B) 操作盤		
	H13-P642	漏えい検出系操作盤 (区分 II)		
	H13-P689	サブプレッション・プール温度記録計盤 (A)		
	H13-P921	原子炉保護系 1A トリップユニット盤		
	H13-P922	原子炉保護系 1B トリップユニット盤		
	H13-P923	原子炉保護系 2A トリップユニット盤		
	H13-P924	原子炉保護系 2B トリップユニット盤		
	H13-P925	緊急時炉心冷却系 DIV-I-1 トリップユニット盤		
	H13-P926	緊急時炉心冷却系 DIV-II-1 トリップユニット盤		
	H13-P929	高圧炉心スプレイ系トリップユニット盤		
	CP-1	所内電気操作盤		
	PNL-CP-4	タービン補機盤		
	CP-5	窒素置換-空調換気制御盤		
	CP-6A	非常用ガス処理系, 非常用ガス再循環系 A 操作盤		
	CP-6B	非常用ガス処理系, 非常用ガス再循環系 B 操作盤		
	CP-9	タービン補機補助継電器盤		
	PNL-CP-11	タービン補機盤		
	DGCP-2C	2C 非常用ディーゼル発電機励磁装置 (中性点接地変圧器盤, 自動電圧調整器盤, シリコン整流器盤, 交流リアクトル盤及びシリコン整流器用変圧器盤を含む)		
	DGCP-2D	2D 非常用ディーゼル発電機励磁装置 (中性点接地変圧器盤, 自動電圧調整器盤, シリコン整流器盤, 交流リアクトル盤及びシリコン整流器用変圧器盤を含む)		

第 3-2 表 原子炉の安全停止に必要な機器 (7/13)

機能	機器番号	機器名称	火災区域	火災区画
(続き) サポート系 (制御設備)	DGCP-HPCS	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機励磁装置 (中性点接地変圧器盤, 自動電圧調整器盤, シリコン整流器盤, 交流リアクトル盤及びシリコン整流器用変圧器盤を含む)		
サポート系 (非常用ディーゼル発電設備 (燃料移送系を含む))	LCP-105	RCIC タービン制御盤		
	C61-P001	中央制御室外原子炉停止制御盤		
	GEN-DG-2C/DGU-2C	2C 非常用ディーゼル発電機 (内燃機関, 調速装置, 非常用調速装置, 冷却水ポンプを含む)		
	GEN-DG-2D/DGU-2D	2D 非常用ディーゼル発電機 (内燃機関, 調速装置, 非常用調速装置, 冷却水ポンプを含む)		
	GEN-DG-HPCS/DGU-HPCS	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, 非常用調速装置, 冷却水ポンプを含む)		
	DG-VSL-2C-D0-1	2C 非常用ディーゼル発電機燃料油デイトンク		
	DG-VSL-2D-D0-1	2D 非常用ディーゼル発電機燃料油デイトンク		
	DG-VSL-HPCS-D0-1	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料油デイトンク		
	DG-VSL-D0-A	軽油貯蔵タンク A		
	DG-VSL-D0-B	軽油貯蔵タンク B		
	DO-PMP-2C	2C 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ		
	DO-PMP-2D	2D 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ		
	DO-PMP-HPCS	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ		
サポート系 (非常用交流電源設備)	SWGR 2C-BUS	メタルクラッド開閉装置 2C		
	SWGR 2D-BUS	メタルクラッド開閉装置 2D		
	SWGR HPCS-BUS	メタルクラッド開閉装置 HPCS		
	DIN-PC 2C	パワーセンタ 2C		
	DIN-PC 2D	パワーセンタ 2D		
	MCC 2C-3	モータコントロールセンタ		
	MCC 2C-4	モータコントロールセンタ		
	MCC 2C-5	モータコントロールセンタ		

第 3-2 表 原子炉の安全停止に必要な機器 (8/13)

機能	機器番号	機器名称	火災区域	火災区画
(続き) サポート 系 (非常用 交流電源 設備)	MCC 2C-6	モータコントロールセンタ		
	MCC 2C-7	モータコントロールセンタ		
	MCC 2C-8	モータコントロールセンタ		
	MCC 2C-9	モータコントロールセンタ		
	MCC 2D-3	モータコントロールセンタ		
	MCC 2D-4	モータコントロールセンタ		
	MCC 2D-5	モータコントロールセンタ		
	MCC 2D-6	モータコントロールセンタ		
	MCC 2D-7	モータコントロールセンタ		
	MCC 2D-8	モータコントロールセンタ		
	MCC 2D-9	モータコントロールセンタ		
	MCC HPCS	モータコントロールセンタ		
	SUPS 2A	非常用無停電電源装置 A		
	SUPS 2B	非常用無停電電源装置 B		
	SUPS DIST PNL 2A	非常用無停電計装分電盤 2A		
	SUPS DIST PNL 2B	非常用無停電計装分電盤 2B		
	120V/240V AC INST. DIST. BUS 2A	交流計装電源用電源盤 2A		
	120V/240V AC INST. DIST. BUS 2B	交流計装電源用電源盤 2B		
	RX PROT MG A MO	原子炉保護系 MG セット A		
	RX PROT MG B MO	原子炉保護系 MG セット B		
サポート 系 (直流電 源設備)	PNL-C72-P001	原子炉保護系分電盤 A		
	PNL-C72-P002	原子炉保護系分電盤 B		
	125V DC 2A BATTERY	125V 系蓄電池 A 系		
	125V DC 2B BATTERY	125V 系蓄電池 B 系		
	125V DC HPCS BATTERY	125V 蓄電池 HPCS 系		
	125V DC 2A BATT. CHARGER	直流 125V 充電器 2A		
	125V DC 2B BATT. CHARGER	直流 125V 充電器 2B		
	125V DC HPCS BATT. CHARGER	直流 125V 充電器 HPCS		
	125V DC DIST. CTR 2A	直流 125V 主母線盤 (2A)		
	125V DC DIST. CTR 2B	直流 125V 主母線盤 (2B)		
	125V DC HPCS DIST. CTR	直流 125V 主母線盤 HPCS		
	125V DC MCC 2A-1	直流 125V モータコントロー ルセンタ 2A-1		
	125V DC MCC 2A-2	直流 125V モータコントロー ルセンタ 2A-2		

第 3-2 表 原子炉の安全停止に必要な機器 (9/13)

機能	機器番号	機器名称	火災区域	火災区画
(続き) サポート 系 (直流電 源設備)	125V DC DIST PNL 2A-1	直流 125V 分電盤 2A-1		
	125V DC DIST PNL 2A-2	直流 125V 分電盤 2A-2		
	125V DC DIST PNL 2B-1	直流 125V 分電盤 2B-1		
	125V DC DIST PNL 2B-2	直流 125V 分電盤 2B-2		
	125V DC DIST PNL 2A-2-1	直流 125V 分電盤 2A-2-1		
	125V DC DIST PNL 2B-2-1	直流 125V 分電盤 2B-2-1		
	125V DC DIST PNL HPCS	直流 125V 分電盤 HPCS		
	24V DC 2A-1 BATTERY	中性子モニタ用蓄電池 A 系 (2A-1)		
	24V DC 2A-2 BATTERY	中性子モニタ用蓄電池 A 系 (2A-2)		
	24V DC 2B-1 BATTERY	中性子モニタ用蓄電池 B 系 (2B-1)		
	24V DC 2B-2 BATTERY	中性子モニタ用蓄電池 B 系 (2B-2)		
	24V DC 2A-1 BATT. CHARGER	直流±24V 充電器 2A-1		
	24V DC 2A-2 BATT. CHARGER	直流±24V 充電器 2A-2		
	24V DC 2B-1 BATT. CHARGER	直流±24V 充電器 2B-1		
	24V DC 2B-2 BATT. CHARGER	直流±24V 充電器 2B-2		
	24V DC DIST PNL 2A	直流±24V 中性子モニタ用分 電盤 (2A)		
	24V DC DIST PNL 2B	直流±24V 中性子モニタ用分 電盤 (2B)		
サポート 系 (非常用 補機冷却 系)	RHRS-PMP-A	残留熱除去系海水系ポンプ A		
	RHRS-PMP-B	残留熱除去系海水系ポンプ B		
	RHRS-PMP-C	残留熱除去系海水系ポンプ C		
	RHRS-PMP-D	残留熱除去系海水系ポンプ D		
	3-12-F068A	残留熱除去系熱交換器 (A) 出口弁		
	3-12-F068B	残留熱除去系熱交換器 (B) 出口弁		
	DGSW-PMP-2C	2C 非常用ディーゼル発電機 用海水ポンプ		
	DGSW-PMP-2D	2D 非常用ディーゼル発電機 用海水ポンプ		
	DGSW-PMP-HPCS	高圧炉心スプレイ系ディー ゼル発電機用海水ポンプ		

第 3-2 表 原子炉の安全停止に必要な機器 (10/13)

機能	機器番号	機器名称	火災区域	火災区画
サポート系 (非常用換気空調系)	AH2-9A	中央制御室換気系空気調和機ファン A		
	AH2-9B	中央制御室換気系空気調和機ファン B		
	E2-14A	中央制御室換気系フィルタ系ファン A		
	E2-14B	中央制御室換気系フィルタ系ファン B		
	HVAC-E2-15	中央制御室排気ファン		
	SB2-18A	中央制御室給気隔離弁 (SB2-18A)		
	SB2-18B	中央制御室給気隔離弁 (SB2-18B)		
	SB2-19A	中央制御室給気隔離弁 (SB2-19A)		
	SB2-19B	中央制御室給気隔離弁 (SB2-19B)		
	SB2-20A	中央制御室排気隔離弁 (SB2-20A)		
	SB2-20B	中央制御室排気隔離弁 (SB2-20B)		
	SA31-DMP-M0-F001	中央制御室排煙設備入口隔離弁		
	A0-T41-F086	中央制御室再循環フィルタ装置 (A) 入口ダンパ		
	A0-T41-F088	中央制御室再循環フィルタ装置 (B) 入口ダンパ		
	DMP-A0-T41-F090	中央制御室給気処理装置 (A) 入口ダンパ		
	DMP-A0-T41-F091	中央制御室給気処理装置 (B) 入口ダンパ		
	HVAC-PMP-P2-3	中央制御室チラー冷却水循環ポンプ (A)		
	HVAC-PMP-P2-4	中央制御室チラー冷却水循環ポンプ (B)		
	HVAC-WC2-2	中央制御室チラーユニット (A)		
	HVAC-WC2-1	中央制御室チラーユニット (B)		
	TCV-T41-F084A	中央制御室送風機出口温度調節弁 (A)		
	TCV-T41-F084B	中央制御室送風機出口温度調節弁 (B)		

第 3-2 表 原子炉の安全停止に必要な機器 (11/13)

機能	機器番号	機器名称	火災区域	火災区画
(続き) サポート 系 (非常用 換気空調 系)	HVAC-PV2-10	2C 非常用ディーゼル発電機室 換気系ルーフベントファン A		
	HVAC-PV2-11	2C 非常用ディーゼル発電機室 換気系ルーフベントファン B		
	HVAC-PV2-6	2D 非常用ディーゼル発電機室 換気系ルーフベントファン A		
	HVAC-PV2-7	2D 非常用ディーゼル発電機室 換気系ルーフベントファン B		
	HVAC-PV2-8	高圧炉心スプレイ系ディーゼ ル発電機室換気系ルーフベン トファン A		
	HVAC-PV2-9	高圧炉心スプレイ系ディーゼ ル発電機室換気系ルーフベン トファン B		
	A0-T41-F060A～F	2D 非常用ディーゼル発電機室 外気取入ダンパ		
	A0-T41-F061A～D	2D 非常用ディーゼル発電機室 外気取入ダンパ		
	A0-T41-F062A～D	高圧炉心スプレイ系ディーゼ ル発電機室外気取入ダンパ		
	A0-T41-F063A～D	高圧炉心スプレイ系ディーゼ ル発電機室外気取入ダンパ		
	A0-T41-F064A～D	2C 非常用ディーゼル発電機室 外気取入ダンパ		
	A0-T41-F065A～D	2C 非常用ディーゼル発電機室 外気取入ダンパ		
	SW AH2-10A	スイッチギア室空調機 (A)		
	SW AH2-10B	スイッチギア室空調機 (B)		
	DMP-A0-T41-F056	スイッチギア室給気処理装置 (A) 外気取り入れダンパ		
	DMP-A0-T41-F059	スイッチギア室給気処理装置 (B) 外気取り入れダンパ		
	DMP-A0-T41-F057	スイッチギア室給気処理装置 (A) 再循環入口ダンパ		
	DMP-A0-T41-F058	スイッチギア室給気処理装置 (B) 再循環入口ダンパ		
	HVAC-PMP-P2-5	スイッチギア室チラー冷却水 循環ポンプ (A)		
	HVAC-PMP-P2-6	スイッチギア室チラー冷却水 循環ポンプ (B)		
	SW WC2-3A	スイッチギア室チラーユニッ ト 3A		
	SW WC2-3B	スイッチギア室チラーユニッ ト 3B		
	SW WC2-4A	スイッチギア室チラーユニッ ト 4A		
	SW WC2-4B	スイッチギア室チラーユニッ ト 4B		

第 3-2 表 原子炉の安全停止に必要な機器 (12/13)

機能	機器番号	機器名称	火災区域	火災区画
(続き) サポート 系 (非常用 換気空調 系)	TCV-T41-F005A	スイッチギア室送風機出口温度調節弁 (A)		
	TCV-T41-F005B	スイッチギア室送風機出口温度調節弁 (B)		
	SW AH2-12A	バッテリー室空調機 (A)		
	SW AH2-12B	バッテリー室空調機 (B)		
	HVAC-E2-11A	バッテリー室排風機 (A)		
	HVAC-E2-11B	バッテリー室排風機 (B)		
	DMP-A0-T41-F054	バッテリー室排風機 A 出口ダンパ		
	DMP-A0-T41-F055	バッテリー室排風機 B 出口ダンパ		
	SW AH2-1	高圧炉心スプレイ系ポンプ室空調機		
	SW AH2-2	高圧炉心スプレイ系ポンプ室空調機		
	SW AH2-3	低圧炉心スプレイ系ポンプ室空調機		
	SW AH2-5	残留熱除去系 B 系ポンプ室空調機		
	SW AH2-6	残留熱除去系 C 系ポンプ室空調機		
	SW AH2-7	残留熱除去系 A 系ポンプ室空調機		
プロセス 監視	C51-N002A~H	起動領域計装		
	PT-B22-N051A	原子炉圧力		
	PT-B22-N051B	原子炉圧力		
	LT-B22-N091A, C	原子炉水位 (広帯域)		
	LT-B22-N091B, D	原子炉水位 (広帯域)		
	LT-B22-N044A	原子炉水位 (燃料域)		
	LT-B22-N044B	原子炉水位 (燃料域)		
	PT-26-79. 51A	ドライウェル圧力		
	PT-26-79. 51B	ドライウェル圧力		
	PT-26-79. 52A	サプレッション・チェンバ圧力		
	PT-26-79. 52B	サプレッション・チェンバ圧力		
	LT-26-79. 5A	サプレッション・プール水位		
	LT-26-79. 5B	サプレッション・プール水位		
	TE-T23-N001~6A	サプレッション・プール水温度		
	TE-T23-N001~6B	サプレッション・プール水温度		
	TE-T23-N001~6C	サプレッション・プール水温度		

第 3-2 表 原子炉の安全停止に必要な機器 (13/13)

機能	機器番号	機器名称	火災区域	火災区画
(続き) プロセス 監視	TE-T23-N001～6D	サブプレッション・プール水 温度		
	FT-E12-N015A	残留熱除去系系統流量 A		
	FT-E12-N015B	残留熱除去系系統流量 B		
	FT-E12-N015C	残留熱除去系系統流量 C		
	FT-E22-N005	高圧炉心スプレイ系系統流 量		
	FT-E21-N003	低圧炉心スプレイ系系統流 量		
	FT-E51-N003	原子炉隔離時冷却系系統流 量		
	FT-E12-N007A	残留熱除去系海水系系統流 量 A		
	FT-E12-N007B	残留熱除去系海水系系統流 量 B		
	PT-13-92A	2C 非常用ディーゼル発電機 用海水ポンプ出口圧力		
	PT-13-92B	2D 非常用ディーゼル発電機 用海水ポンプ出口圧力		
	PT-13-692	高圧炉心スプレイ系ディー ゼル発電機用海水ポンプ出 口圧力		
	CP-1-EI-45	M/C 2C 電圧		
	CP-1-EI-48	M/C 2D 電圧		
	H13-P601-EI-1	M/C HPCS 電圧		
	CP-1-EI-61	直流 125V 主母線盤 2A 電圧		
	CP-1-EI-62	直流 125V 主母線盤 2B 電圧		
	H13-P601-EI-9	直流 125V 主母線盤 HPCS 電圧		
	RE-D23-N003A	格納容器雰囲気放射線モニ タ (D/W)		
	RE-D23-N003B	格納容器雰囲気放射線モニ タ (D/W)		
	RE-D23-N003C	格納容器雰囲気放射線モニ タ (S/C)		
	RE-D23-N003D	格納容器雰囲気放射線モニ タ (S/C)		
	H2E-D23-N002A	格納容器内水素濃度 A		
	H2E-D23-N002B	格納容器内水素濃度 B		

注記 *1: 自動減圧機能を有する逃がし安全弁を示す。

*2: サプレッション・プール冷却モードにて使用する。

第3-3表 放射性物質の貯蔵等の機器等 (1/2)

機能	系統名称	機器名称	火災区域
原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていないものであって、放射性物質を貯蔵する機能	気体廃棄物処理系	空気作動弁	
		配管, 手動弁, 排ガス予熱器, 排ガス再結合器, 排ガス復水器, 排ガス減衰管, 排ガス前置フィルタ, 後置フィルタ, 排ガス後置除湿器再生装置, メッシュフィルタ等	
		主排気筒放射線モニタ	
	使用済燃料プール	使用済燃料プール(使用済燃料貯蔵ラック含む)	
	新燃料貯蔵庫	新燃料貯蔵庫	
	使用済燃料乾式貯蔵容器	容器	
放射性物質の貯蔵機能	サプレッション・プール排水系	配管, 手動弁, サプレッション・チェンバ	
		電動弁	
	復水貯蔵タンク	容器	
	液体廃棄物処理系(機器ドレン処理系)	配管, フィルタ, 脱塩器, タンク	
		空気作動弁	
	液体廃棄物処理系(床ドレン処理系)	配管, フィルタ, タンク	
		空気作動弁	
	固体廃棄物処理系	固体廃棄物貯蔵庫	
	セメント混練固化装置及び雑固体減容処理設備(液体及び固体の放射性廃棄物処理系)	貯蔵容器, 粉碎機, 排出機, 計量機, セメントサイロ, 計量機, 配管, 金属容器	
放射性物質の閉じ込め機能, 放射線の遮へい及び放出低減	原子炉格納容器	容器	
	原子炉建屋 原子炉建屋常用換気空調系隔離弁	建屋	
		空気作動弁	
	原子炉格納容器隔離弁	空気作動弁, 電動弁	
	格納容器スプレイ冷却モード	配管, 電動弁, ポンプ	
	原子炉建屋ガス処理系	空気作動弁, 電動弁, 空調機, 乾燥装置, 放射線モニタ	
	可燃性ガス濃度制御系	ブロワ, 加熱器, 再結合器, 冷却器, セパレータ, 電動弁	
燃料プール水の補給機能	非常用補給水系(残留熱除去系)	配管, ポンプ, 熱交換器, 空気作動弁, 電動弁	

第 3-3 表 放射性物質の貯蔵等の機器等 (2/2)

機能	機器番号	機器名称	火災区域
放射性物質放出の防止機能	気体廃棄物処理系（オフガス系）隔離弁	空気作動弁	
	排気筒	排気筒	
原子炉冷却材を内蔵する機能	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉冷却材浄化系（原子炉冷却材圧力バウンダリから外れる部分） ・主蒸気系 ・原子炉隔離時冷却系タービン蒸気供給ライン（原子炉冷却材圧力バウンダリから外れる部分であって外側隔離弁下流からタービン止め弁まで） 	配管，手動弁	
		電動弁，空気作動弁	

第 3-4 表 重大事故等対処施設の機器リスト (1/13)

設備名称	火災区域	火災区画	備考
炉心シュラウド			
シュラウドサポート			
上部格子板			
炉心支持板			
中央燃料支持金具			
周辺燃料支持金具			
制御棒案内管			
原子炉圧力容器			
ジェットポンプ			
使用済燃料プール			
使用済燃料貯蔵ラック			
使用済燃料プール温度 (S A)			
使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域)			
スキマサージタンク (A), (B)			
代替燃料プール冷却系ポンプ			
代替燃料プール冷却系熱交換器			
使用済燃料プール監視カメラ			
使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置 (エアクーラー)			
使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置 (ドライヤー, コンプレッサー)			
静的サイフォンブレーカ			
自動減圧機能用アキュムレータ			
逃がし安全弁 (B22-F013 A, B, C, D, E, F, G, H, J, K, L, M, N, P, R, S, U, V)			
残留熱除去系熱交換器 A			
残留熱除去系熱交換器 B			
残留熱除去系ポンプ A (RHR-PMP-C002A)			
残留熱除去系ポンプ B (RHR-PMP-C002B)			
残留熱除去系ポンプ C (RHR-PMP-C002C)			
残留熱除去系ストレーナ A			
残留熱除去系ストレーナ B			
残留熱除去系ストレーナ C			
弁 (E12-F005)			
弁 (E12-F025A)			
弁 (E12-F025B)			

第 3-4 表 重大事故等対処施設の機器リスト (2/13)

設備名称	火災区域	火災区画	備考
弁 (E12-F025C)			
弁 (E12-FF028)			
残留熱除去系 A 系注入弁 (E12-F042A)			
残留熱除去系 B 系注入弁 (E12-F042B)			
残留熱除去系 C 系注入弁 (E12-F042C)			
高圧炉心スプレイ系ポンプ (HPCS-PMP-C001)			
高圧炉心スプレイ系ストレーナ			
弁 (E22-F014)			
弁 (E22-F035)			
高圧炉心スプレイ系注入弁 (E22-F004)			
低圧炉心スプレイ系注入弁 (E21-F005)			
低圧炉心スプレイ系ポンプ (LPCS-PMP-C001)			
低圧炉心スプレイ系ストレーナ			
弁 (E21-F018)			
原子炉隔離時冷却系ポンプ (RCIC-PMP-C001)			
原子炉隔離時冷却系ストレーナ			
弁 (E51-F017)			
常設高圧代替注水系ポンプ			
常設低圧代替注水系ポンプ			
代替淡水貯槽 (水槽 A, B, C, D, E, F)			
西側淡水貯水設備			
代替循環冷却系ポンプ A			
代替循環冷却系ポンプ B			
残留熱除去系海水系ポンプ A (RHRS-PMP-A)			
残留熱除去系海水系ポンプ B (RHRS-PMP-B)			
残留熱除去系海水系ポンプ C (RHRS-PMP-C)			
残留熱除去系海水系ポンプ D (RHRS-PMP-D)			
残留熱除去系海水系ストレーナ A			
残留熱除去系海水系ストレーナ B			
緊急用海水ポンプ			
緊急用海水系ストレーナ			
耐圧強化ベント系一次隔離弁 (2-26B-90)			
耐圧強化ベント系二次隔離弁 (2-26B-91)			
原子炉隔離時冷却系注入弁 (E51-F013)			
原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁 (E51-F045)			
高圧代替注水系タービン止め弁 (SA13-M0-F300)			
制御棒			

第3-4表 重大事故等対処施設の機器リスト (3/13)

設備名称	火災区域	火災区画	備考
制御棒駆動機構			
水圧制御ユニット（東側） （水圧制御ユニットアキュムレータ，水圧制御ユニット窒素容器，スクラム弁（C12-126, C12-127）含む）			
水圧制御ユニット（西側） （水圧制御ユニットアキュムレータ，水圧制御ユニット窒素容器，スクラム弁（C12-126, C12-127）含む）			
ほう酸水注入ポンプ A（SLC-PMP-C001A）			
ほう酸水注入ポンプ B（SLC-PMP-C001B）			
ほう酸水貯蔵タンク（SLC-VSL-A001）			
弁（C41-F029A）			
弁（C41-F029B）			
起動領域計装（C51-N002A～H）			
起動領域計装 前置増幅器（H22-P030）			
起動領域計装 前置増幅器（H22-P031）			
起動領域計装 前置増幅器（H22-P032）			
起動領域計装 前置増幅器（H22-P033）			
出力領域計装			
原子炉圧力容器温度（TE-B22-N030H, TE-B22-N030S）			
原子炉圧力容器温度（TE-B22-N030C, TE-B22-N030G）			
高压代替注水系系統流量（FT-SA13-N006）			
低压代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） （FT-SA11-N201）			
低压代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） （FT-SA11-N200）			
低压代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） （FT-SA11-N206）			
低压代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用） （FT-SA11-N207）			
代替循環冷却系原子炉注水流量（A 系） （FT-SA17-N013A）			
代替循環冷却系原子炉注水流量（B 系） （FT-SA17-N013B）			
代替循環冷却系ポンプ入口温度（TE-SA17-N001A）			
代替循環冷却系ポンプ入口温度（TE-SA17-N001B）			

第 3-4 表 重大事故等対処施設の機器リスト (4/13)

設備名称	火災区域	火災区画	備考
残留熱除去系熱交換器入口温度 A (TE-E12-N004A)			
残留熱除去系熱交換器入口温度 B (TE-E12-N004B)			
残留熱除去系熱交換器出口温度 A (TE-E12-N027A)			
残留熱除去系熱交換器出口温度 B (TE-E12-N027B)			
原子炉隔離時冷却系系統流量 (FT-E51-N003)			
高圧炉心スプレイ系系統流量 (FT-E22-N005)			
低圧炉心スプレイ系系統流量 (FT-E21-N003)			
残留熱除去系系統流量 A (FT-E12-N015A)			
残留熱除去系系統流量 B, C (FT-E12-N015B, N015C)			
原子炉圧力 (PT-B22-N051A)			
原子炉圧力 (PT-B22-N051B)			
原子炉圧力 (S A) (PT-B22-N071B, D)			
原子炉圧力 (S A) (PT-B22-N071A, C)			
原子炉水位 (広帯域) (LT-B22-N091A, C)			
原子炉水位 (広帯域) (LT-B22-N079B, D)			
原子炉水位 (広帯域) (LT-B22-N091B, D)			
原子炉水位 (広帯域) (LT-B22-N079A, C)			
原子炉水位 (燃料域) (LT-B22-N044A)			
原子炉水位 (燃料域) (LT-B22-N044B)			
原子炉水位 (S A 広帯域) (LT-B22-N010)			
原子炉水位 (S A 燃料域) (LT-B22-N020)			
ドライウエル圧力 (PT-26-79.60)			
サブプレッション・チェンバ圧力 (PT-26-79.61)			
サブプレッション・プール水温度 (TE-T23-N040, N050)			
サブプレッション・プール水温度 (TE-T23-N030)			
ドライウエル雰囲気温度 (TE-26-79.61A, 61B, 62A, 62B)			
ドライウエル雰囲気温度 (TE-26-79.63A, 63B, 64A, 64B)			
サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 (TE-26-79.65A)			
サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 (TE-26-79.65B)			
格納容器内水素濃度 (S A) (H2E-SA19-N002A)			
格納容器内水素濃度 (S A) (H2E-SA19-N002B)			
格納容器内酸素濃度 (S A) (O2E-SA19-N001A)			
格納容器内酸素濃度 (S A) (O2E-SA19-N001B)			
格納容器下部水温 (TE-SA42-N100A, B, C, D, E) (TE-SA42-N200A, B, C, D, E)			
代替淡水貯槽水位 (LT-SA11-N0212)			
西側淡水貯水設備水位 (LT-SA11-N230)			
低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用) (FT-SA11-N202)			
低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用) (FT-SA11-N208)			

第3-4表 重大事故等対処施設の機器リスト (5/13)

設備名称	火災区域	火災区画	備考
低圧代替注水系格納容器下部注水流量 (FT-SA11-N204)			
代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 (TE-SA17-N018A)			
代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 (TE-SA17-N018B)			
サプレッション・プール水位 (LT-26-79.60)			
格納容器下部水位 (LS-SA42-N001A, 002A, 003A, 004A, 005A) (LS-SA42-N001B, 002B, 003B, 004B, 005B)			
原子炉建屋水素濃度 (H2E-SA16-N004)			
原子炉建屋水素濃度 (H2E-SA16-N005)			
原子炉建屋水素濃度 (H2E-SA16-N001)			
原子炉建屋水素濃度 (H2E-SA16-N002)			
原子炉建屋水素濃度 (H2E-SA16-N003)			
自動減圧系の起動阻止スイッチ			
ATWS 緩和設備 (代替制御棒挿入機能)			
ATWS 緩和設備 (代替再循環系ポンプトリップ機能)			
過渡時自動減圧機能			
手動スイッチ (代替制御棒挿入機能)			
再循環系ポンプ遮断器手動スイッチ			
低速度用電源装置遮断器手動スイッチ			
再循環系ポンプ遮断器 A			
再循環系ポンプ遮断器 B			
再循環系ポンプ低速度用電源装置遮断器 A, B			
フィルタ装置入口水素濃度			
静的触媒式水素再結合器動作監視装置			
フィルタ装置水位 (LT-SA14-N101A, LT-SA14-N101B)			
フィルタ装置圧力 (PT-SA14-N102)			
フィルタ装置スクラビング水温度 (TE-SA14-N103)			
残留熱除去系海水系系統流量 (FT-E12-N007A)			
残留熱除去系海水系系統流量 (FT-E12-N007B)			
緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器) (FT-SA21-N011)			
緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機) (FT-SA21-N015)			
常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 (PT-SA13-N005)			
常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 (PT-SA11-N213A, B)			
代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 A (PT-SA17-N005A)			
代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 B (PT-SA17-N005B)			
原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 (PT-E51-N004)			

第 3-4 表 重大事故等対処施設の機器リスト (6/13)

設備名称	火災区域	火災区画	備考
高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 (PT-E22-N004)			
残留熱除去系ポンプ吐出圧力 (PT-E12-N056A)			
残留熱除去系ポンプ吐出圧力 (PT-E12-N056B, C)			
低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 (PT-E21-N052)			
安全パラメータ表示システム (S P D S)			
M/C 2C 電圧			
M/C 2D 電圧			
M/C HPCS 電圧			
P/C 2C 電圧			
P/C 2D 電圧			
緊急用 M/C 電圧			
緊急用 P/C 電圧			
直流 125V 主母線盤 2A 電圧			
直流 125V 主母線盤 2B 電圧			
直流 125V 主母線盤 HPCS 電圧			
直流±24V 中性子モニタ用分電盤 2A 電圧			
直流±24V 中性子モニタ用分電盤 2B 電圧			
緊急用直流 125V 主母線盤電圧			
非常用窒素供給系 A 系供給圧力			
非常用窒素供給系 B 系供給圧力			
非常用窒素供給系 A 系高圧窒素ポンベ圧力			
非常用窒素供給系 B 系高圧窒素ポンベ圧力			
非常用逃がし安全弁駆動系 A 系供給圧力			
非常用逃がし安全弁駆動系 B 系供給圧力			
非常用逃がし安全弁駆動系 A 系高圧窒素ポンベ圧力			
非常用逃がし安全弁駆動系 B 系高圧窒素ポンベ圧力			
衛星電話設備 (固定型)			
統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備 (テレビ会議システム, IP 電話, IP-FAX)			
緊急時対策支援システム伝送装置			
格納容器内雰囲気ガスサンプリング装置			
非常用ガス処理系排気筒			
格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) (RE-D23-N003B)			
格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) (RE-D23-N003A)			
格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) (RE-D23-N003C)			
格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) (RE-D23-N003D)			

第 3-4 表 重大事故等対処施設の機器リスト (7/13)

設備名称	火災区域	火災区画	備考
フィルタ装置出口放射線モニタ (低レンジ) (RE-SA14-N501)			
フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ) (RE-SA14-N500)			
フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ) (RE-SA14-N502)			
耐圧強化ベント系放射線モニタ (RE-D17-N700A, B)			
使用済燃料プールエリア放射線モニタ (低レンジ) (RE-SA20-N030)			
使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ) (RE-SA20-N300)			
中央制御室換気系空気調和機ファン A (HVAC-AH2-9A)			
中央制御室換気系空気調和機ファン B (HVAC-AH2-9B)			
中央制御室換気系フィルタ系ファン (HVAC-E2-14A)			
中央制御室換気系フィルタ系ファン (HVAC-E2-14B)			
中央制御室換気系フィルタユニット A (HVAC-FLT-A)			
中央制御室換気系フィルタユニット B (HVAC-FLT-B)			
緊急時対策所非常用送風機 A			
緊急時対策所非常用送風機 B			
緊急時対策所非常用フィルタ装置 A			
緊急時対策所非常用フィルタ装置 B			
二次遮蔽			
中央制御室遮蔽			
中央制御室遮蔽 (待避室)			
緊急時対策所遮蔽			
第二弁操作室遮蔽			
第二弁操作室差圧計			
中央制御室待避室差圧計			
緊急時対策所用差圧計			
中央制御室給気隔離弁 (SB2-18A, B)			
中央制御室給気隔離弁 (SB2-19A, B)			
中央制御室排気隔離弁 (SB2-20A, B)			
フィルタ装置遮蔽			
配管遮蔽			
原子炉格納容器 (サプレッション・チェンバ)			
原子炉格納容器 (ドライウエル)			
機器搬入用ハッチ			
所員用エアロック			

第 3-4 表 重大事故等対処施設の機器リスト (8/13)

設備名称	火災区域	火災区画	備考
サプレッション・チェンバアクセスハッチ			
原子炉格納容器貫通部			
原子炉建屋原子炉棟			
原子炉建屋大物搬入口			
原子炉建屋エアロック			
原子炉建屋基礎盤			
真空破壊弁 (2-26V-40 (NO) , 41 (NO) , 42 (NO) , 43 (NO) , 44 (NO) , 45 (NO) , 46 (NO) , 47 (NO) , 48 (NO) , 49 (NO) , 56 (NO))			
ダイヤフラム・フロア			
ベント管			
非常用ガス再循環系排風機 A (HVAC-E2-13A)			
非常用ガス再循環系排風機 B (HVAC-E2-13B)			
非常用ガス再循環系フィルタトレイン A (FRVS-FLT-A)			
非常用ガス再循環系フィルタトレイン B (FRVS-FLT-B)			
非常用ガス処理系排風機 A (HVAC-E2-10A)			
非常用ガス処理系排風機 B (HVAC-E2-10B)			
非常用ガス処理系フィルタトレイン A (SGTS-FLT-A)			
非常用ガス処理系フィルタトレイン B (SGTS-FLT-B)			
静的触媒式水素再結合器			
ドライウェルベント弁 (2-26B-12 (MO))			
サプレッション・チェンバベント弁 (2-26B-10 (MO))			
第二弁 (SA14-F001A)			
第二弁バイパス弁 (SA14-F001B)			
圧力開放板			
フィルタ装置			
遠隔人力操作機構			
コリウムシールド			
格納容器床ドレンサンプスリット・排水弁			
格納容器床ドレンサンプ導入管カバー			
格納容器機器ドレンサンプスリット排水弁			
格納容器機器ドレンサンプ導入管カバー			
ブローアウトパネル閉止装置			
移送ポンプ			

第 3-4 表 重大事故等対処施設の機器リスト (9/13)

設備名称	火災区域	火災区画	備考
2C 非常用ディーゼル発電機 (GEN-DG-2C/DGU-2C) (内燃機関, 調速装置, 非常用調速装置, 冷却水ポンプを含む)			
2D 非常用ディーゼル発電機 (GEN-DG-2D/DGU-2D) (内燃機関, 調速装置, 非常用調速装置, 冷却水ポンプを含む)			
非常用ディーゼル発電機空気だめ A (VSL-2C-DGAE-1A)			
非常用ディーゼル発電機空気だめ A (VSL-2D-DGAE-1A)			
安全弁 (3-14Z1)			
安全弁 (3-14Z101)			
2C 非常用ディーゼル発電機燃料油デイトンク (DG-VSL-2C-D0-1)			
2C 非常用ディーゼル発電機燃料油デイトンク ベント管 (3-11/4-D0-120)			
2D 非常用ディーゼル発電機燃料油デイトンク (DG-VSL-2D-D0-1)			
2D 非常用ディーゼル発電機燃料油デイトンク ベント管 (3-11/4-D0-20)			
2C 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ			
2D 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ			
軽油貯蔵タンク A			
軽油貯蔵タンク A ベント管			
軽油貯蔵タンク B			
軽油貯蔵タンク B ベント管			
2C 非常用ディーゼル発電機励磁装置 (中性点接地変圧器盤, 自動電圧調整器盤, シリコン整流器盤, 交流リアクトル盤及びシリコン整流器用変圧器盤を含む)			
2D 非常用ディーゼル発電機励磁装置 (中性点接地変圧器盤, 自動電圧調整器盤, シリコン整流器盤, 交流リアクトル盤及びシリコン整流器用変圧器盤を含む)			
2C 非常用ディーゼル発電機保護継電装置			
2C 非常用ディーゼル発電機保護継電装置			
2D 非常用ディーゼル発電機保護継電装置			
2D 非常用ディーゼル発電機保護継電装置			

第3-4表 重大事故等対処施設の機器リスト (10/13)

設備名称	火災区域	火災区画	備考
2C 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ (DGSW-PMP-2C)			
2D 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ (DGSW-PMP-2D)			
2C 非常用ディーゼル発電機用海水ストレーナ			
2D 非常用ディーゼル発電機用海水ストレーナ			
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機空気だめ A (VSL-HPCS-DGAE-1A)			
安全弁 (3-14Z201)			
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料油デイトン ク (DG-VSL-HPCS-D0-1)			
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料油デイトン ク ベント管 (3-11/4-D0-220)			
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ			
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 (GEN-DG-HPCS/ DGU-HPCS) (内燃機関, 調速装置, 非常用調速装置, 冷 却水ポンプを含む)			
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機励磁装置 (中性点接地変圧器盤, 自動電圧調整器盤, シリコン整 流器盤, 交流リアクトル盤及びシリコン整流器用変圧 器盤を含む)			
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機保護継電装置 (DG HPCS 制御盤)			
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機保護継電装置 (6.9kV SWGR. HPCS)			
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ (DGSW-PMP-HPCS)			
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ストレー ナ			
No. 1 常設代替高圧電源装置燃料油サービスタンク			
No. 2 常設代替高圧電源装置燃料油サービスタンク			
No. 3 常設代替高圧電源装置燃料油サービスタンク			
No. 4 常設代替高圧電源装置燃料油サービスタンク			
No. 5 常設代替高圧電源装置燃料油サービスタンク			
No. 6 常設代替高圧電源装置燃料油サービスタンク			
常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ			
No. 1 常設代替高圧電源装置 (内燃機関, 調速装置, 非 常用調速装置, 冷却水ポンプ, 励磁装置, 保護継電装置 含む)			

第3-4表 重大事故等対処施設の機器リスト (11/13)

設備名称	火災区域	火災区画	備考
No.2 常設代替高圧電源装置 (内燃機関, 調速装置, 非常用調速装置, 冷却水ポンプ, 励磁装置, 保護継電装置含む)			
No.3 常設代替高圧電源装置 (内燃機関, 調速装置, 非常用調速装置, 冷却水ポンプ, 励磁装置, 保護継電装置含む)			
No.4 常設代替高圧電源装置 (内燃機関, 調速装置, 非常用調速装置, 冷却水ポンプ, 励磁装置, 保護継電装置含む)			
No.5 常設代替高圧電源装置 (内燃機関, 調速装置, 非常用調速装置, 冷却水ポンプ, 励磁装置, 保護継電装置含む)			
No.6 常設代替高圧電源装置 (内燃機関, 調速装置, 非常用調速装置, 冷却水ポンプ, 励磁装置, 保護継電装置含む)			
緊急時対策所用発電機燃料油サービスタンク A			
緊急時対策所用発電機燃料油サービスタンク A ベント管			
緊急時対策所用発電機燃料油サービスタンク B			
緊急時対策所用発電機燃料油サービスタンク B ベント管			
緊急時対策所用発電機給油ポンプ 2A			
緊急時対策所用発電機給油ポンプ 2B			
緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク A			
緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク A ベント管			
緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク B			
緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク B ベント管			
緊急時対策所用発電機 2A (内燃機関, 調速装置, 非常用調速装置, 冷却水ポンプ, 励磁装置を含む)			
緊急時対策所用発電機 2B (内燃機関, 調速装置, 非常用調速装置, 冷却水ポンプ, 励磁装置を含む)			
緊急時対策所用発電機保護継電装置			
非常用無停電電源装置 A			
非常用無停電電源装置 B			
緊急用無停電電源装置			
125V 系蓄電池 A 系 (125V DC 2A BATTERY)			
125V 系蓄電池 B 系 (125V DC 2B BATTERY)			
125V 系蓄電池 HPCS 系 (125V DC HPCS BATTERY)			
中性子モニタ用蓄電池 A 系 (24V DC 2A BATTERY)			
中性子モニタ用蓄電池 B 系 (24V DC 2B BATTERY)			
緊急用 125V 系蓄電池			

第3-4表 重大事故等対処施設の機器リスト (12/13)

設備名称	火災区域	火災区画	備考
緊急時対策所用 125V 系蓄電池			
メタルクラッド開閉装置 2C			
メタルクラッド開閉装置 2D			
パワーセンタ 2C			
パワーセンタ 2D			
モータコントロールセンタ (MCC 2C-9)			
モータコントロールセンタ (MCC 2D-9)			
モータコントロールセンタ (MCC 2C-7, MCC 2C-8)			
モータコントロールセンタ (MCC 2D-7, MCC 2D-8)			
モータコントロールセンタ (MCC 2C-3, MCC 2C-5)			
モータコントロールセンタ (MCC 2D-3, MCC 2D-5)			
モータコントロールセンタ (MCC 2C-6, MCC 2D-6)			
モータコントロールセンタ (MCC 2C-4)			
モータコントロールセンタ (MCC 2D-4)			
動力変圧器 (2C)			
動力変圧器 (2D)			
メタルクラッド開閉装置 HPCS			
モータコントロールセンタ HPCS			
動力変圧器 HPCS (MCC HPCS)			
緊急用メタルクラッド開閉装置			
緊急用パワーセンタ			
緊急用直流 125V 主母線盤			
緊急用モータコントロールセンタ 1			
緊急用モータコントロールセンタ 2			
緊急用モータコントロールセンタ 3			
緊急用断路器			
緊急用動力変圧器			
緊急用計装交流主母線盤			
緊急用電源切替盤			
緊急用無停電計装分電盤			
緊急用直流 125V 充電器			
緊急用直流 125V モータコントロールセンタ			
緊急用直流 125V 計装分電盤			
常設代替高圧電源装置遠隔操作盤			
緊急時対策所用メタルクラッド開閉装置			
緊急時対策所用動力変圧器			
緊急時対策所用パワーセンタ			
緊急時対策所用モータコントロールセンタ			

第3-4表 重大事故等対処施設の機器リスト (13/13)

設備名称	火災区域	火災区画	備考
緊急時対策所用 100V 分電盤			
緊急時対策所用直流 125V 主母線盤			
緊急時対策所用直流 125V 分電盤			
緊急時対策所用災害対策本部操作盤			
緊急時対策所用非常用換気空調設備操作盤			
可搬型代替低圧電源車接続盤			
可搬型代替低圧電源車接続盤			
可搬型代替直流電源設備用電源切替盤			
直流 125V 主母線盤 2A (直流 125V 主母線盤 2A 電圧含む)			
直流 125V 主母線盤 2B (直流 125V 主母線盤 2B 電圧含む)			
可搬型整流器用変圧器			
直流 125V モータコントロールセンタ 2A-2 (125V DC MCC 2A-2)			
直流 125V モータコントロールセンタ 2A-1 (125V DC MCC 2A-1)			
非常用無停電計装分電盤			
直流 125V 主母線盤 HPCS			
直流±24V 中性子モニタ用分電盤 2A (直流±24V 中性子モニタ用分電盤 2A 電圧含む) (直流 ±24V 充電器 (2A))			
直流±24V 中性子モニタ用分電盤 2B (直流±24V 中性子モニタ用分電盤 2B 電圧含む) (直流 ±24V 充電器 (2B))			
可搬型設備用軽油タンク A～D			
可搬型設備用軽油タンク A～D ベント管			
可搬型設備用軽油タンク E～H			
可搬型設備用軽油タンク E～H ベント管			
貯留堰			
取水構造物			
S A用海水ピット取水塔			
海水引込み管			
S A用海水ピット			
緊急用海水取水管			
緊急用海水ポンプピット			
手動弁, 配管			

4. 火災発生防止

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、ドレンリム又はオイルパンにより、油内包設備の漏えい油の拡大を防止する。（第4-1図）

(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、壁等の設置又は離隔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を形成しないよう、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、第4-1表に示す。

(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、非常用ディーゼル発電機及び常設代替高圧電源装置へ燃料を補給するための軽油貯蔵タンク及び燃料デイトンク、緊急時対策所用発電機へ燃料を補給するための緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク及び緊急時対策所用燃料油サービスタンク並びに可搬型重大事故等対処設備等へ燃料を補給するための可搬設備用軽油タンクがある。

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. 軽油貯蔵タンクは、非常用ディーゼル発電機2台及び高圧炉心スプレイ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するとともに、全交流動力電源喪失を想定し、常設代替高圧電源装置（2台）の運転も考慮した必要量（5台合計で約756 m³）を貯蔵するため、約400 m³/基のタンクを2基（2基合計約800 m³）設置する設計とする。

ロ. 燃料デイトンクは、タンク容量（約14 m³（HPCS系は約7 m³））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11.5 m³（HPCS系は約6.5 m³））を考慮し、貯蔵量が約12.1 m³～12.8 m³（HPCS系は約6.8 m³～7.2 m³）になるように管理する。

ハ. 緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクは、緊急時対策所用発電機2台を7日間連続運転するために必要な量（約140 m³）に対し、約75 m³/基のタンクを2基（2基合計約150 m³）設置する設計とする。

ニ. 緊急時対策所用燃料油サービスタンクは、タンク容量（約0.65 m³/基）に対して、緊急時対策所用発電機を1.5時間連続運転するために必要な量（約0.6 m³/基）を確保するように管理する。

ホ. 可搬設備用軽油タンクは、可搬型設備を7日間連続運転するために必要な量（約189 m³）に対し、約30 m³/基のタンクを7基（7基合計約210 m³）設置する設計とする。

b. 水素等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設備、発電機水素ガス冷却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

策等を講じる。

以下に示す水素ポンベは、ポンベ使用時に職員がポンベ元弁を開し通常時は元弁を閉する運用とし、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. 格納容器内雰囲気監視系校正用ポンベ

(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。

発電機水素ガス冷却設備は、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。

水素ポンベを設置する火災区域又は火災区画は、通常時はポンベ元弁を閉とする運用とし、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。

(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、気体廃棄物処理設備、発電機水素ガス冷却設備及び水素ポンベを設置する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。（第4-2表）

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排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排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、常設代替高圧電源装置又は緊急時対策所用発電機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. 気体廃棄物処理設備及び発電機水素ガス冷却設備

気体廃棄物処理設備は、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、気体廃棄物処理設備及び発電機水素ガス冷却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. 水素ボンベ

格納容器内雰囲気モニタ校正用水素ボンベを設置する火災区域又は火災区画は、原子炉建屋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命令」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ボンベは、運転に必要な量にとどめるために、必

要な本数のみを貯蔵することを火災防護計画に定める。

(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」に記載される微粉を発生する仮設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

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画の換気」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（水素ガス・酸素ガス）蓄積防止に係るガイドライン（平成17年10月）」等に基づき、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、チャコールフィルタ及びHEPAフィルタを密閉した金属製のタンク又は容器内に貯蔵する設計とする。

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、固体廃棄物貯蔵庫は、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。

また、放射性物質を含んだ使用済イオン交換樹脂、チャコールフィルタ及

びHEPAフィルタは、火災防護計画にドラム缶や不燃シートに包んで保管することを定め、管理する。

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の換気設備は、火災時に他の火災区域や環境への放射性物質の放出を防ぐために、換気設備の停止及び隔離弁の閉止により、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

第4-3表に示すとおり、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 U L 1 5 8 1 (F o u r t h E d i t i o n) 1 0 8 0 . V W - 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）

第4-4表に示すとおり、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1800 mm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

第4-5表に示すとおり、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1500 mm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) ガス遮断器，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

不燃性材用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災防火対象物の指定等の項に示される防災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

不燃性材用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、当該構造物，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，管理区域の床や原子炉格納容器内部の床，壁に耐放射線性，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，旧建設省告示1231号第2試験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) 放射線モニタケーブル

放射線モニタケーブルは、放射線検出のためには微弱電流、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、絶縁体に誘電率の低い架橋ポリエチレンを有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、耐延焼性を確認するIEEE Std 383-1974 垂直トレイ燃焼試験を満足しない非難燃ケーブルである。

したがって、他ケーブルへの延焼が発生しないようケーブルトレイではなく、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。

(b) 通信連絡設備の機器本体に使用する専用ケーブル

通信連絡設備の機器本体に使用する専用ケーブルは、通信事業者の指定するケーブルを使用する必要がある場合、製造者等により機器本体とケーブル（電源アダプタ等を含む。）を含めて電気用品としての安全性が確認されている場合、又は電話コード等のような機器本体を移動して使用することを考慮して大きな可とう性が求められる場合は、難燃ケーブルを使用することが技術上困難である。

したがって、通信連絡設備の機器本体に使用する専用ケーブルは、以下のいずれかを講じることにより、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延焼することを防止する設計とする。

イ．金属製の筐体等に収納する措置

ロ．延焼防止材*により保護する措置

ハ．専用の電線管に敷設する措置

注記 * IEEE Std 383-1974 垂直トレイ燃焼試験に合格するシート（プロテコ®シート-P2・eco）を保護対象へ巻き付け延焼を防止するものを示す。

(4) 難燃ケーブルと同等以上の難燃性能を確保するものを使用

a. 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非難燃ケーブル

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非難燃ケーブルは、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、耐延焼性を確認するIEEE Std 383-1974 垂直トレイ燃焼試験は満足しない。

したがって、これらの非難燃ケーブルについては、原則、難燃ケーブルに取り替えて使用する設計とするが、ケーブルの取替に伴い安全上の課題が生じる場合には、難燃ケーブルを使用した場合と同等以上の難燃性能を確保できる代替措置（複合体）を施す設計又は電線管に収納する設計とする。

非難燃ケーブルに防火措置を施すことによる難燃性能の向上について、別添 1 に示す。

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（重大事故等対処施設については、敷地に遡上する津波を含む。）、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮の自然現象が想定される。

火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設は、津波（重大事故等対処施設については、敷地に遡上する津波を含む。）、森林火災及び竜巻（風（台風）含む。）に伴う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、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。

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、森林火災及び竜巻（風（台風）含む。）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20 m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、常設代替高圧電源装置置場は、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。

- ・タービン建屋（避雷針）
- ・排気筒（避雷針）
- ・廃棄物処理建屋（避雷針）
- ・使用済燃料乾式貯蔵建屋（棟上導体）
- ・固体廃棄物作業建屋（棟上導体）
- ・常設代替高圧電源装置置場（避雷針）
- ・緊急時対策所（避雷針）

(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、火災発生防止を講じる設計とする。

(4) 竜巻（風（台風含む。））による火災の発生防止

- a. 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燃料油等を内包した車両の飛散防止対策等、常設代替高圧電源装置の燃料油等が漏えいした場合の拡大防止対策等により、火災の発生防止を講じる設計とする。
- b. 常設代替高圧電源装置に火災が発生した場合においても、重大事故等に対処する機能を喪失しないよう代替する機能を有する設備と位置的分散を講じる設計とする。

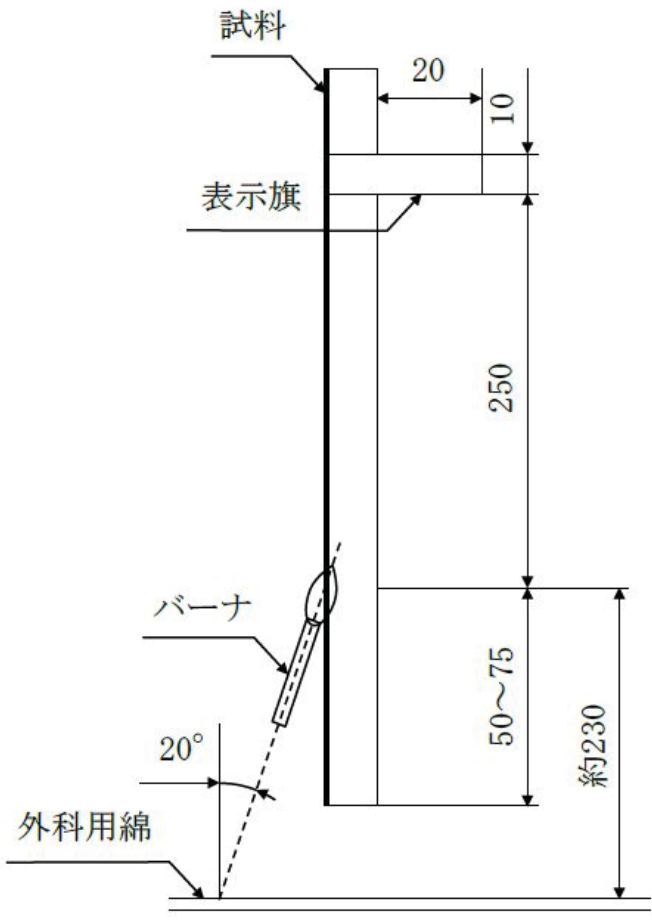
第4-1表 潤滑油又は燃料油を内包する設備のある火災区域等の換気空調設備

「潤滑油」及び「燃料油」を内包する設備がある火災区域又は火災区画	換気空調設備等
原子炉建屋（原子炉棟）	原子炉建屋給排気ファン
原子炉建屋付属棟	原子炉建屋給排気ファン
廃棄物処理棟	ラドウェスト建屋給排気ファン
タービン建屋	タービン建屋給排気ファン ラドウェスト建屋給排気ファン
廃棄物処理建屋	ラドウェスト建屋給排気ファン
非常用ディーゼル発電機室	D/G室ルーフベントファン
軽油貯蔵タンクエリア	自然換気
海水ポンプエリア	自然換気
固体廃棄物貯蔵庫	建屋換気系
固体廃棄物作業建屋	建屋換気系
緊急時対策所発電機室	発電機室送排風機ファン
緊急時対策所用燃料油貯蔵タンクエリア	自然換気
常設代替高圧電源装置置場	自然換気
可搬型設備用軽油タンク室	自然換気
ブローアウトパネル設置エリア	自然換気
原子炉格納容器	機械換気

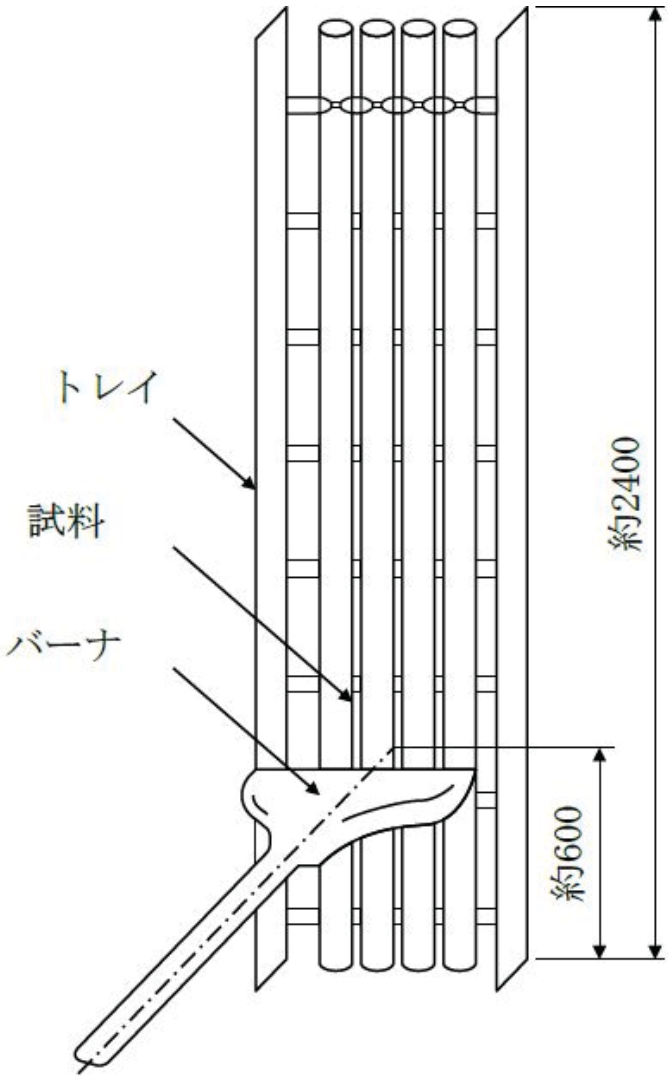
第4-2表 水素を内包する設備がある火災区域の換気空調設備

水素を内包する設備がある火災区域又は火災区画		換気空調設備等		
設備	耐震クラス	設備	供給電源	耐震クラス
常用蓄電池（250 V）	C	タービン建屋換気系 送風機，排風機	常用	C
非常用蓄電池 （125V 系蓄電池 A 系 ／B 系／HPCS 系， 中性子モニタ用蓄電 池 A 系/B 系）	S	バッテリー室換気系 送風機，排風機	非常用	S
廃棄物処理建屋直流 125 V 蓄電池，廃棄物 処理建屋直流 48 V 蓄 電池	B	廃棄物処理建屋系 送風機，排風機	常用	B
気体廃棄物処理設備	C	タービン建屋換気系 送風機，排風機	常用	C
発電機水素ガス 冷却設備	C			C
格納容器内雰囲気 監視系校正用ポンペ	C	原子炉建屋換気系 送風機，排風機	常用	C
緊急用 125V 系蓄電池	S _s 機能維持	緊急用蓄電池室 排風機	緊急用	S _s 機能維持
緊急時対策所用 125 V 系蓄電池	S _s 機能維持	緊急時対策所用 送風機，排風機	緊急時対 策所用	S _s 機能維持
緊急時対策所用 24 V 系蓄電池	S _s 機能維持	緊急時対策所用 送風機，排風機	緊急時対 策所用	S _s 機能維持

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

試験装置	 <p>単位 (mm)</p>
試験内容	<ul style="list-style-type: none"> ・ 試料を垂直に保持し、20度の角度で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確認する。
燃 焼 源	・ チリルバーナ
使用燃料	・ 工業用メタンガス
バーナ熱量	・ 2.13 MJ/h
判定基準	<ul style="list-style-type: none"> ① 残炎による燃焼が60秒を超えない。 ② 表示旗が25%以上焼損しない。 ③ 落下物によって下に設置した外科用綿が燃焼しない。

第4-4表 I E E E S t d 3 8 3 -1974 垂直トレイ燃焼試験の概要

試験装置	<p>・ケーブル外径の1/2の間隔で敷設幅が150 mmとなる本数分を、はしご状の垂直に設置されたトレイに敷設し、トレイの下方に規定のリボンバーナを設置する。</p>  <p>単位 (mm)</p>
試験内容	<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>
燃 焼 源	<p>・リボンバーナ</p>
バーナ熱量	<p>・70000 BTU/h (約 73.3 MJ/h)</p>
使用燃料	<p>・天然ガス若しくはプロパンガス</p>
判定基準	<p>① バーナを消火後、自己消火した時のケーブルのシース及び絶縁体の最大損傷距離が 1800 mm 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>

第4-5表 I E E E S t d 1 2 0 2 - 1991 垂直トレイ燃焼試験の概要

試験装置概要		
燃焼室	寸法	2438×2438×3353 mm
	壁伝熱性能	6.8 W/ (m ² K) 以下
	換気量	0.65±0.02 m ³ /s
	風速	1 m/s以下
火源	燃料ガス調質	25 °C±5 °C Air露点0 °C以下
	バーナ角度	20度上向き
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	1500 mm以下



第 4-1 図 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

本項では、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原子炉棟等にボルト等で固定し、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、V-2「耐震性に関する説明書」のうちV-2-10-1-7-3「モータコントロールセンタの耐震性についての計算書」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（一部「東海，東海第二発電所共用」（以下同じ。））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. 項に示す通り、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（第5-1表）

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を異なる種類の感知器を組み合わせることで火災を早期に感知す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(5) 中央制御室制御盤内の系統分離対策」のb. 項及び「7.2(2) 対処系に単一故障を想定した設計に対する評価」のc. 項に基づき，安全機能及び重大事故等に対処する機能を有する中央制御室制御盤内に高感度煙感知器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火災区域又は火災区画（第5-2表）

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①項から⑤項に示す火災感知器は，(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。

① 天井が高く煙や熱が拡散しやすい火災区域又は火災区画

天井が高く煙や熱が拡散しやすい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。

② 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燃料貯蔵タンクマンホール内の火災感知器は、燃料が気化することを考慮し、防爆型の火災感知器とする。

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、燃料貯蔵タンクマンホール内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。

③ 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。

④ 放射線の影響が大きい火災区域又は火災区画

放射線の影響が大きいところにおいて、アナログ式の火災感知器は、内部の半導体部品が損傷するおそれがあり、設置が適さないため、放射線の影響を受けにくい非アナログ式のものとする。

非アナログ式の火災感知器であっても、設置する環境温度を考慮した設定温度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。

⑤ 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. 原子炉建屋原子炉棟6階

(イ) 火災感知器

- ・アナログ式の光電分離型煙感知器
- ・非アナログ式の炎感知器

(ロ) 選定理由

原子炉建屋原子炉棟6階は、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。したがって、煙の拡散を考慮してアナログ式の光電分離型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. 原子炉格納容器

(イ) 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

(ロ) 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

プラント停止後、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。

ハ. 軽油貯蔵タンク設置区域、可搬型設備用軽油タンク設置区域及び緊急時対策所発電機用燃料油貯蔵タンク設置区域

(イ) 火災感知器

- ・非アナログ式の防爆型の熱感知器
- ・非アナログ式の防爆型の煙感知器

(ロ) 選定理由

熱感知器及び煙感知器は、タンク内部の燃料が気化し、タンクマンホール部へ漏えいすることも考慮し、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、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。軽油貯蔵タンク設置区域、可搬型設備用軽油タンク設置区域及び緊急時対策所発電機用燃料油貯蔵タンク設置区域は、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。

ニ. 海水ポンプエリア、常設代替高圧電源装置置場

(イ) 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

(ロ) 選定理由

海水ポンプエリア，常設代替高圧電源装置置場の屋外エリアの火災感知器は，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ないように設置する。

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。

ホ． 主蒸気管トンネル室

（イ） 火災感知器

- ・アナログ式の煙吸引式検出設備
- ・非アナログ式の熱感知器

（ロ） 選定理由

放射線量が高い主蒸気管トンネルでは，アナログ式火災感知器の検出部位が放射線の影響を受けて損傷する可能性があるため，煙吸引式検出設備により検出部位を当該エリア外に配置する設計とする。

火災感知器の誤作動防止の観点から，放射線の影響を受けにくい非アナログ式の熱感知器を設置し，主蒸気管トンネル室の環境温度を考慮した設定温度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。

へ． 蓄電池室

（イ） 火災感知器

- ・非アナログ式の防爆型の煙感知器
- ・非アナログ式の防爆型の熱感知器

（ロ） 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，万一の水素濃度の上昇を考慮し，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) 火災感知器を設置しない火災区域又は火災区画

火災感知器を設置しない火災区域又は火災区画について以下に示す。

イ. 非常用ディーゼル発電機ルーフベントファン室

非常用ディーゼル発電機ルーフベントファン室は、コンクリートで囲われ、発火源となる可燃物が設置されておらず、可燃物管理により不要な可燃物を持ち込まない運用とすることから、火災が発生するおそれはない。

このため、非常用ディーゼル発電機ルーフベントファン室には、火災感知器を設置しない設計とする。

ロ. 原子炉建屋付属棟屋上

原子炉建屋付属棟屋上には、スイッチギア室チラーユニット、中央制御室チラーユニット、バッテリー室送風機が設置されている。当該区域は、不要な可燃物を持ち込まない運用とし、チラーユニットは金属等の不燃性材料で構成されていることから、周囲からの火災の影響を受けず、また、周囲への影響も与えない。

このため、原子炉建屋付属棟屋上には、火災感知器を設置しない設計とする。

なお、万一、火災が発生した場合には、中央制御室に機器の異常警報が発報するため、運転員が現場に急行することが可能な設計とする。

ハ. 使用済燃料プール、復水貯蔵タンク、使用済樹脂タンク

使用済燃料プールの側面と底面は、金属に覆われ、プール内は水で満たされており、使用済燃料プール内では火災は発生しないため、使用済燃料プールには火災感知器を設置しない設計とする。

ただし、使用済燃料プール周りの火災を感知するために、使用済燃料プールのある原子炉建屋原子炉棟6階(オペレーティングフロア)に火災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緊急時対策所建屋を除く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高圧電源装置からの受電も可能な設計とする。

緊急時対策所建屋の火災区域又は火災区画の火災感知設備については、外部電源喪失時においても火災の感知を可能とするため、緊急時対策所用発電機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

東海第二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，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. 火災発生防止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，積雪，火山の影響，高潮，生物学的事象及び森林火災については，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，第5-2表及び第5-3表に示すとおり，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」に示す範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高圧電源装置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基礎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 構造強度計算」に示す。

b. 屋外に設置する火災感知設備は，東海第二発電所で考慮している最低

気温 -12.7°C （水戸地方気象台（1897年～2012年））を踏まえ、外気温度が -20°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も保有し、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に、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原子炉棟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、V-2「耐震性に関する説明書」のうちV-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V-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V-2-別添1-2「火災感知器の耐震計算書」及びV-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V-2-別添1-11「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」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原子炉棟等にボルト等で固定し、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ゲン化物自動消火設備（全域）、ハロゲン化物自動消火設備（局所）及び二酸化炭素自動消火設備（全域）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、V-2「耐震性に関する説明書」のうち「コントロールセンタの耐震計算書」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、消防法に準じて設置する設計とする。（第5-4表）

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に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ゲン化物自動消火設備（全域）による消火を基本とする設計とする。

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ついて」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、ハロゲン化物自動消火設備を設置する設計とする。

復水貯蔵タンクエリア、使用済燃料プール及び使用済樹脂貯蔵タンク室は、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であ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消火設備について説明する。

a. 火災発生時の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等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消火設備

火災発生時の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) ハロゲン化物自動消火設備（全域）

イ. 消火対象

火災発生時の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

第5-1図及び第5-5図に示す自動消火設備であるハロゲン化物自動消火設備（全域）を設置する設計とする。

ハ. 警報装置等

ハロゲン化物自動消火設備（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。

ハロゲン化物自動消火設備（全域）を自動起動させるための消火設備用感知器は、煙感知器と煙感知器の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動作した場合、中央制御室に警報を発する設計とする。

(b) ハロゲン化物自動消火設備（局所）

イ. 消火対象

火災発生時の煙の充満等により消火活動が困難となる火災区域

又は火災区画のうち、原子炉建屋周回通路部及び常設低圧代替注水系ポンプ室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、中央制御室床下コンクリートピットを対象とする。

ロ. 消火設備

原子炉建屋周回通路部は、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、原子炉建屋周回通路部において、煙の充満を発生させるおそれのある可燃物（ケーブル、電源盤・制御盤、潤滑油内包設備）に対して、第5-2図及び第5-6図に示す自動消火設備であるハロゲン化物自動消火設備（局所）を設置する設計とする。

常設低圧代替注水系ポンプ室に設置される常設低圧代替注水系ポンプについてもハロゲン化物自動消火設備（局所）を設置する設計とする。

また、中央制御室の一部分である中央制御室床下コンクリートピットに対しても第5-2図及び第5-6図に示す自動消火設備であるハロゲン化物自動消火設備（局所）を設置する設計とする。

ハ. 警報装置等

ハロゲン化物自動消火設備（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。

ハロゲン化物自動消火設備（局所）を自動起動させるための消火設備用感知器は、煙感知器と煙感知器の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動作した場合、中央制御室に警報を発する設計とする。

(c) 二酸化炭素自動消火設備（全域）

イ. 消火対象

火災発生時の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のうち、燃料油等を多量に貯蔵し、人が常駐する場所ではない火災区域又は火災区画を対象とする。

具体的には非常用ディーゼル発電機室（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機室含む）及び各デイトンク室並びに緊急時対策所建屋発電機室

ロ. 消火設備

第5-3図及び第5-7図に示す自動消火設備である二酸化炭素自動

消火設備（全域）を設置する設計とする。

ハ． 警報装置等

自動起動については、万一、室内に作業員等がいた場合の人身安全を考慮し、自動起動用に用いる熱感知器及び煙感知器の両方の動作により起動する設計とする。また、二酸化炭素自動消火設備（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。

二酸化炭素自動消火設備（全域）を自動起動させるための消火設備用感知器は、煙感知器及び熱感知器の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動作した場合、中央制御室に警報を発する設計とする。

(d) 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等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、発泡性耐火被覆又は鉄板で密閉空間としたケーブルトレイ内

ロ． 消火設備

第5-4図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火災感知チューブで、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等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. 項において、火災発生時に煙の充満等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等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等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

イ. 海水ポンプ室，非常用ディーゼル発電機室ルーフベントファン室，スイッチギア室チラーユニット，バッテリー室送風機設置区域，常設代替高圧電源装置置場

海水ポンプ室等の火災区域又は火災区画は，大気開放であり，火災が発生しても煙が大気へ放出される設計とする。

ロ. 軽油貯蔵タンク，可搬型設備用軽油タンク及び緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク

軽油貯蔵タンク等は，地下タンクとして屋外に設置し，火災が発生しても煙が大気へ放出される設計とする。

(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

中央制御室床下コンクリート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，高感度煙感知器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活動が可能な設計とする。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

緊急時対策所は，中央制御室と同様に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が可能であり，煙が充満しないため，消火活動が可能な設計とする。

ハ. 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。

ニ. 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，窒素置換されるため火災発生のおそれはないが，窒素置換され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9800 m³）に対して容量が16980 m³/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。

ホ. 原子炉建屋原子炉棟6階

原子炉建屋原子炉棟6階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それぞれ異なる火災区画に設置する設計とし、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. サプレッション・プール水排水系設備を設置する火災区域又は火災区画

サプレッション・プール水排水系は、不燃性材料である金属により構成されており、火災に対して通常時閉状態の隔離弁を多重化して設ける設計とする。また、隔離弁を異なる火災区域に設置し、単一の火災によってともに機能を喪失しない設計とする。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。

リ. 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。

ヌ. 使用済燃料乾式貯蔵建屋

使用済燃料乾式貯蔵建屋は、金属とコンクリートで構築された

建屋であり，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建屋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。

ル． 固体廃棄物貯蔵庫

固体廃棄物貯蔵庫は，コンクリートで構築された建屋内に設置されており，固体廃棄物は金属製の容器に収められていることから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。

ヲ． 固体廃棄物作業建屋

固体廃棄物作業建屋は，金属とコンクリートで構築された建屋であり，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建屋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。

ワ． 廃棄物処理建屋

廃棄物処理建屋は，金属とコンクリートで構築された建屋であり，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建屋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。

カ． 格納容器圧力逃がし装置格納槽

格納容器圧力逃がし装置格納槽は可燃物が少なく，煙の充満により消火活動が困難とならない火災区域であることから，消火活動が可能な設計とする。

コ． 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) 主蒸気管トンネル室

主蒸気管トンネル室に設置している機器は，主蒸気外側隔離弁，電動弁等であり，これらは不燃性材料又は難燃性材料で構成されている。また，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。

(ロ) FPCポンプ室，FPC保持ポンプA室，FPC保持ポンプB室，FPC

熱交換器室

本室内に設置している機器は、ポンプ、熱交換器、電動弁、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いる。また、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。

b. 火災発生時の煙の充満等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

中央制御室床下コンクリート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、通常の粉末消火器に加え、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、プラント運転中、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エリア、使用済燃料プール及び使用済樹脂貯蔵タンク室に対する消火設備の設計方針について説明する。

a. 復水貯蔵タンクエリア

復水貯蔵タンクは、金属等で構成するタンクであり、タンク内は水で満たされ、火災が発生しないため、復水貯蔵タンクエリアには、消火設備を設置しない設計とする。

b. 使用済燃料プール（オペレーティングフロアに含む）

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、プール内は水で満たされることにより、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. 使用済樹脂貯蔵タンク室

使用済樹脂貯蔵タンクは金属製であること、タンク内に貯蔵する樹脂は水に浸かっており、使用済樹脂貯蔵タンク室は可燃物を置かず発火源がない設計とする。

このため、使用済樹脂貯蔵タンク室には、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。

二酸化炭素は不活性であること，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，ハロゲン化物自動消火設備（全域），ハロゲン化物自動消火設備（局所）又は二酸化炭素自動消火設備（全域）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二酸化炭素自動消火設備の破損，誤動作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薬剤の容量については，ハロゲン化物自動消火設備（全域），ハロゲン化物自動消火設備（局所）は，「消防法施行規則」第20条及び試験結果に基づき，二酸化炭素自動消火設備は，第19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第5-4表に示す。

(b) 消火用水の最大放水量の確保

イ. 原子炉建屋等に消火水を供給するための水源

消火用水供給系の水源であるろ過水貯蔵タンク（東海，東海第二発電所共用（以下同じ。）），多目的タンク（東海，東海第二発電所共用（以下同じ。））及び原水タンク（東海，東海第二発電所共用（以下同じ。））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，屋内消火栓及び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。

なお，屋外消火栓は東海発電所と共用であるが，東海発電所と同時に火災が発生し，東海発電所におけ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。

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. 原子炉建屋内等の屋内消火用水系

消火用水供給系の水源は，容量約1500 m³のろ過水貯蔵タンク及び多目的タンクを各1基設置し，多重性を有する設計とする。なお，多目的タンクについては屋外消火用水系と共用である。

消火用水供給系の消火ポンプは，電動機駆動消火ポンプ（東海，東海第二発電所共用（以下同じ。））及びディーゼル駆動消火ポンプ（東海，東海第二発電所共用（以下同じ。））の設置により，多様性を有する設計とする。

ディーゼル駆動消火ポンプの駆動用燃料は，ディーゼル駆動消火ポンプ用燃料タンク（東海，東海第二発電所共用）に貯蔵する。

燃料タンクを含む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。（第5-5表）

ロ. 屋外消火用水系

消火用水供給系の水源は，容量約1500 m³の多目的タンク1基，容量約1000 m³の原水タンク1基を設置し，多重性を有する設計とする。なお，多目的タンクについては屋内消火用水系と共用である。

消火用水供給系の消火ポンプは，構内消火用ポンプ（東海，東

海第二発電所共用（以下同じ。））及びディーゼル駆動構内消火ポンプ（東海，東海第二発電所共用（以下同じ。））の設置により，多様性を有する設計とする。

ディーゼル駆動構内消火ポンプの駆動用燃料は，ディーゼル駆動構内消火ポンプに付属する燃料タンクに貯蔵する。

ディーゼル駆動構内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。（第5-5表）

(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ゲン化物自動消火設備（全域），ハロゲン化物自動消火設備（局所）及び二酸化炭素自動消火設備（全域）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

ディーゼル駆動消火ポンプ及びディーゼル駆動構内消火ポンプは，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。

ハロゲン化物自動消火設備（全域），ハロゲン化物自動消火設備（局

所) 及び二酸化炭素自動消火設備 (全域) 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ハロゲン化物自動消火設備 (局所) 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. ハロゲン化物自動消火設備 (全域) 及び二酸化炭素自動消火設備 (全域)

ハロゲン化物自動消火設備 (全域) 及び二酸化炭素自動消火設備 (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) ハロゲン化物自動消火設備 (全域) 及び二酸化炭素自動消火設備 (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) ハロゲン化物自動消火設備 (全域) 及び二酸化炭素自動消火設備 (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. ハロゲン化物自動消火設備 (局所)

ハロゲン化物自動消火設備 (局所) 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) ハロゲン化物自動消火設備（局所）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) ハロゲン化物自動消火設備（局所）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) ハロゲン化物自動消火設備（局所）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・制御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盤内に消火剤を留める設計とする。

(b) 管理区域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、管理区域外への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、液体廃棄物処理設備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（屋外消火栓設備に関する基準）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25 mの範囲、屋外は消火栓から半径40 m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、構内消火用ポンプ、ディーゼル駆動消火ポンプ、ディーゼル駆動構内消火ポンプ、ハロゲン化物自動消火設備（全域）、ハロゲン化物自動消火設備（局所）及び二酸化炭素自動消火設備（全域）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) ハロゲン化物自動消火設備（全域）、ハロゲン化物自動消火設備（局所）及び二酸化炭素自動消火設備（全域）の退避警報

固定式ガス消火設備であるハロゲン化物自動消火設備（全域）、ハロゲン化物自動消火設備（局所）（ケーブルトレイ用及び電源盤・制御盤用を除く）及び二酸化炭素自動消火設備（全域）は、作動前に職員等の退出ができるように警報又は音声警報を発する設計とする。

ケーブルトレイ用及び電源盤・制御盤用のハロゲン化物自動消火設備（局所）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防火シートを設置したケーブルトレイ内又は金属製の盤内に留まり、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

東海第二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、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. 火災発生防止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。

竜巻、風（台風）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、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮についても(b)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、構内消火用ポンプ、ディーゼル駆動消火ポンプ、ディーゼル駆動構内消火ポンプ、ハロゲン化物自動消火設備（全

域), ハロゲン化物自動消火設備(局所)及び二酸化炭素自動消火設備(全域)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, 構内消火ポンプ, ディーゼル駆動消火ポンプ及びディーゼル駆動構内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に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。

万一, 風水害を含むその他の自然現象により消火の機能, 性能が阻害された場合, 代替消火設備の配備等を行い, 必要な機能及び性能を維持する設計とする。

(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ゲン化物自動消火設備(全域), ハロゲン化物自動消火設備(局所)及び二酸化炭素自動消火設備(全域)は, 第5-6表及び第5-7表に示すとおり, 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, 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高圧電源装置から受電可能な設計とする。

緊急時対策所建屋に設置するハロゲン化物自動消火設備(全域)及び二酸化炭素自動消火設備(全域)は, 緊急時対策所用発電機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ゲン化物自動消火設備(全域), ハロゲン化

物自動消火設備（局所）及び二酸化炭素自動消火設備（全域）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地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箇所設置する設計とする。

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5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（1台）及び水槽付消防自動車（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原子炉建屋に設置する給水接続口に水槽付消防自動車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第5-8表に示す。

(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、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、2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、新燃料貯蔵設備及び使用済燃料乾式貯蔵設備

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。

使用済燃料乾式貯蔵設備は、使用済燃料を乾式で貯蔵する密封機能を有する容器であり、使用済燃料を収納後、内部を乾燥させ、不活性ガスを封入し貯蔵する設計であり、消火水が放水されても容器内部に浸入することはない。

(e) ケーブル処理室

ケーブル処理室は、消火活動のため2箇所の入口を設置する設計とする。

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に、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ゲン化物自動消火設備（全域）、ハロゲン化物自動消火設備（局所）及び二酸化炭素自動消火設備（全域）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（原子炉棟）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、V-2「耐震性に関する説明書」のうちV-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V-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。

- ・ V-2-別添1-4「ハロンボンベ設備の耐震計算書」
- ・ V-2-別添1-5「ハロン選択弁の耐震計算書」
- ・ V-2-別添1-6「ハロン消火設備制御盤の耐震計算書」
- ・ V-2-別添1-7「二酸化炭素ボンベ設備の耐震計算書」
- ・ V-2-別添1-8「二酸化炭素選択弁の耐震計算書」
- ・ V-2-別添1-9「二酸化炭素自動消火設備制御盤の耐震計算書」
- ・ V-2-別添1-10「ガス供給配管の耐震計算書」
- ・ V-2-別添1-11「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」

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している。

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消火水配管（主配管）及びハロゲン化物自動消火設備の配管は、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受けるハロゲン化物自動消火設備の容器（ボンベ）及び消火器は、技術基準規則第17条に規定されるクラス3機器の材料、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、V-3「強度に関する説明書」において確認する。

燃料タンクを含むディーゼル駆動消火ポンプ及びディーゼル駆動構内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V-3「強度に関する説明書」に示す。

第5-1表 火災感知器の型式ごとの設置状況について

火災感知器の設置場所	火災感知器の型式	
<ul style="list-style-type: none"> 一般区域 「異なる2種類の火災感知器」の設置要求を満足するため、火災感知器を設置 格納容器圧力逃がし装置格納槽 常設代替低圧注水系ポンプ室 緊急用海水ポンプエリア 	煙感知器 (感度:煙濃度 10 %)	熱感知器 (感度:温度 60~75 °C)
	火災時に炎が生じる前の発煙段階から感知できる煙感知器を設置 (アナログ式)	火災時に生じる熱を感知できる熱感知を設置 (アナログ式)
<ul style="list-style-type: none"> 蓄電池室, 緊急用 125V 系蓄電池室, 非常用 125V 系蓄電池室等 蓄電池室は万一の水素濃度上昇を考慮 軽油貯蔵タンク設置区域, 可搬型設備用軽油タンク, 緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク 万一の燃料気化による引火性又は発火性の雰囲気を形成する可能性を考慮 	防爆型煙感知器 (感度:煙濃度 10 %)	防爆型熱感知器 (感度:65 °C)
	防爆機能を有する火災感知器として煙感知器を設置 (非アナログ式)	防爆機能を有する火災感知器として熱感知器を設置 (非アナログ式)
原子炉建屋原子炉棟 6 階 (オペレーティングフロア) <ul style="list-style-type: none"> 天井が高く大空間であるため、煙の拡散を考慮 	煙感知器 (感度:煙濃度 50 %/スパン)	炎感知器 (公称監視距離最大 60 m 以内)
	赤外光を発する発光部と受光部間の光路上を煙が遮った時の受光量変化で火災検出する光電式分離型煙感知器を設置 (アナログ式)	炎から発生する赤外線波長を感知する炎感知器を設置 (非アナログ式)
<ul style="list-style-type: none"> 海水ポンプ室, 常設代替高圧電源装置置場 (屋外区域) 	炎感知器 (公称監視距離最大 60 m 以内)	熱感知カメラ (感度:温度 80 °C)
	炎感知器 (赤外線) を設置 なお、炎感知器 (紫外線) は太陽光による誤作動の頻度が高いため設置しない (非アナログ式)	屋外であり煙による火災感知が困難であるため、炎から放射される赤外線エネルギーを感知する熱感知カメラを設置 (アナログ式)
原子炉格納容器内	煙感知器 (感度:煙濃度 10 %)	熱感知器 (感度:温度 70~80 °C)
	火災時に炎が生じる前の発煙段階から感知できる煙感知器を設置 (アナログ式)	火災時に生じる熱を感知できる熱感知を設置 (アナログ式)
主蒸気管トンネル室 (高線量区域)	煙感知器 (感度:煙濃度 10 %)	熱感知器 (感度:温度 70 °C~93 °C)
	検出器部分を高線量区域外に設置可能な煙吸引式感知器を設置 (アナログ式)	放射線の影響を受けにくい非アナログ式の熱感知器を設置 (非アナログ式)

第5-2表 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（ほう酸 水ポンプ等）	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），熱感知器（非アナログ），
防爆型熱感知器（非アナログ），防爆型煙感知器（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）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。

第5-3表 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 （常設代替高圧電源装 置，緊急時対策所建屋 等）	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），熱感知器（非アナログ），
防爆型熱感知器（非アナログ），防爆型煙感知器（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。

第5-4表 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	主な消火対象
ハロゲン化物自動消火設備（全域）	ハロン1301	$\text{防護区画体積} \times 0.32 + \text{開口面積} \times 2.4$ (kg) （消防法施行規則第20条に基づき、開口部を考慮して算出される量以上）	火災発生時の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、又は火災の影響軽減のための対策が必要な火災区域
ハロゲン化物自動消火設備（局所）	ハロン1301	$\text{防護区画体積}^{*1} \times 1.25 \times (4 - 3 \times a / A)$ (kg) a：防護対象物の周囲に実際に設けられた壁の面積の合計（m ² ） A：防護区画の壁の面積（壁のない部分にあっては、壁があると仮定した場合における当該部分の面積）の合計（m ² ） *1：防護対象物のすべての部分から0.6 m離れた部分によって囲まれた空間の部分（m ³ ） （消防法施行規則第20条に基づき算出される量以上）	火災発生時の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、又は火災の影響軽減のための対策が必要な火災区域
二酸化炭素自動消火設備（全域）	二酸化炭素	$\text{防護区画体積} \times 0.75 \text{ (kg/m}^3\text{)}^{*2} + \text{開口部面積} \times 5 \text{ (kg/m}^2\text{)}$ *2：防火区画体積が1500 m ³ 以上では0.75（kg/m ³ ）、150～1500 m ³ では0.80（kg/m ³ ）、50～150 m ³ では0.90（kg/m ³ ）となる。 （消防法施行規則第19条に基づき、開口部を考慮して算出される量以上）	火災発生時の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
ケーブルトレイ消火設備	ハロゲン化物（FK-5-1-12）	・対象ケーブルトレイ（水平）の空間容積（m ³ ）× （kg/m ³ ） ・対象ケーブルトレイ（垂直）の空間容積（m ³ ）× （kg/m ³ ） （試験結果による）	発泡性耐火被覆の隔壁又は鉄板を設置するケーブルトレイ内
消火栓	水	130 L/min以上 （屋内消火栓：消防法施行令第11条） 350 L/min以上 （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条及び第7条に基づき算出される必要量	

第5-5表 ディーゼル駆動消火ポンプ及びディーゼル駆動構内消火ポンプの内燃機関
(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	ディーゼル駆動消火ポンプ及びディーゼル駆動構内消火 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	ディーゼル駆動消火ポンプ及びディーゼル駆動構内消火 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500 kWを超えるものとされており、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 ち自家用電気工作物であり、定格出力も131 kWであることか ら、本条文は適用外である。 また、ディーゼル駆動構内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電気工作物であり、定格出力も90 kW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項において、シリンダーの直径が230 mmを超えるもの等と示されており、ディーゼル駆動消火ポン プの内燃機関は、シリンダー直径が□mmであり、ディーゼ ル駆動構内消火ポンプの内燃機関は、シリンダー直径が□ mmであり、本条文は適用外である。
(計測装置) 第29条	ディーゼル駆動消火ポンプ及びディーゼル駆動構内消火 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。

第5-6表 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				備考
	対象設備	耐震クラス	消火設備	構成品	耐震クラス	耐震設計の基本方針	
①	火災防護上重要な機器等（空調機械室等）	S	ハロゲン化物自動消火設備（全域）	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（ほう酸水注入系ポンプ等）	S	ハロゲン化物自動消火設備（局所）	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			
③	非常用ディーゼル発電機	S	二酸化炭素自動消火設備（全域）	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			
④	火災防護上重要な機器等（ケーブルトレイ等）	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}			
⑤	一般エリア	C	消火栓	電動機駆動消火ポンプ	C	*2	
				構内消火ポンプ			
				ディーゼル駆動消火ポンプ			
				ディーゼル駆動構内消火ポンプ			
				ろ過水貯蔵タンク			
				多目的タンク			
				原水タンク			
				制御盤			
				消火水供給配管			

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後に、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、煙等が充満せず消火活動が可能な火災区域にあるため、壁又は床に固縛した消火器にて消火する。

第5-7表 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				備考
	対象設備	消火設備	構成品	耐震 クラス	耐震設計の 基本方針	
①	火災防護 対策を講 じる重大 事故等対 処施設	ハロゲン化 物自動消火 設備（全域）	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		ハロゲン化 物自動消火 設備（局所）	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	ほう酸水 注入系ポ ンプ等
			ガス供給配管			
③		二酸化炭素 自動消火設 備（全域）	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	ディーゼ ル発電機
			容器弁			
			選択弁			
			制御盤			
			ガス供給配管			
④		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	ケーブル トレイ
			ガス供給配管			
			感知チューブ*1			
⑤		消火栓	電動機駆動消火ポ ンプ	C	—	
			構内消火ポンプ			
			ディーゼル駆動消 火ポンプ			
			ディーゼル駆動構 内消火ポンプ			
			ろ過水貯蔵タンク			
			多目的タンク			
			原水タンク			
			制御盤			
			消火水供給配管			

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後に，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。

第5-8表 移動式消火設備の仕様

項目	仕様	
車種	化学消防自動車Ⅰ型	水槽付消防ポンプ車
消火剤	水／泡液溶液	水
消火剤の特徴	消火剤の確保が容易／ 主に油火災に対して有効	消火剤の確保が容易
水槽／薬槽容量	1500 L／300 L	2000 L
消火原理	冷却及び窒息	冷却
薬液濃度	3 %	—
放水能力	水：2.8 m ³ /min以上 (泡消火について、薬液濃度維持 のため0.8 m ³ /min)	2.8 m ³ /min 以上
	0.85 MPa	0.7 MPa
ホース長	20 m×20本	20 m×22本
水槽への給水	消火栓 防火水槽 ろ過水貯蔵タンク 多目的タンク	消火栓 防火水槽 ろ過水貯蔵タンク 多目的タンク
適用法令	・消防法施行令第20条 ・動力消防ポンプの技術上の規格を定める省令 ・泡消火薬剤の技術上の規格を定める省令	・消防法施行令第20条 ・動力消防ポンプの技術上の規格を定める省令

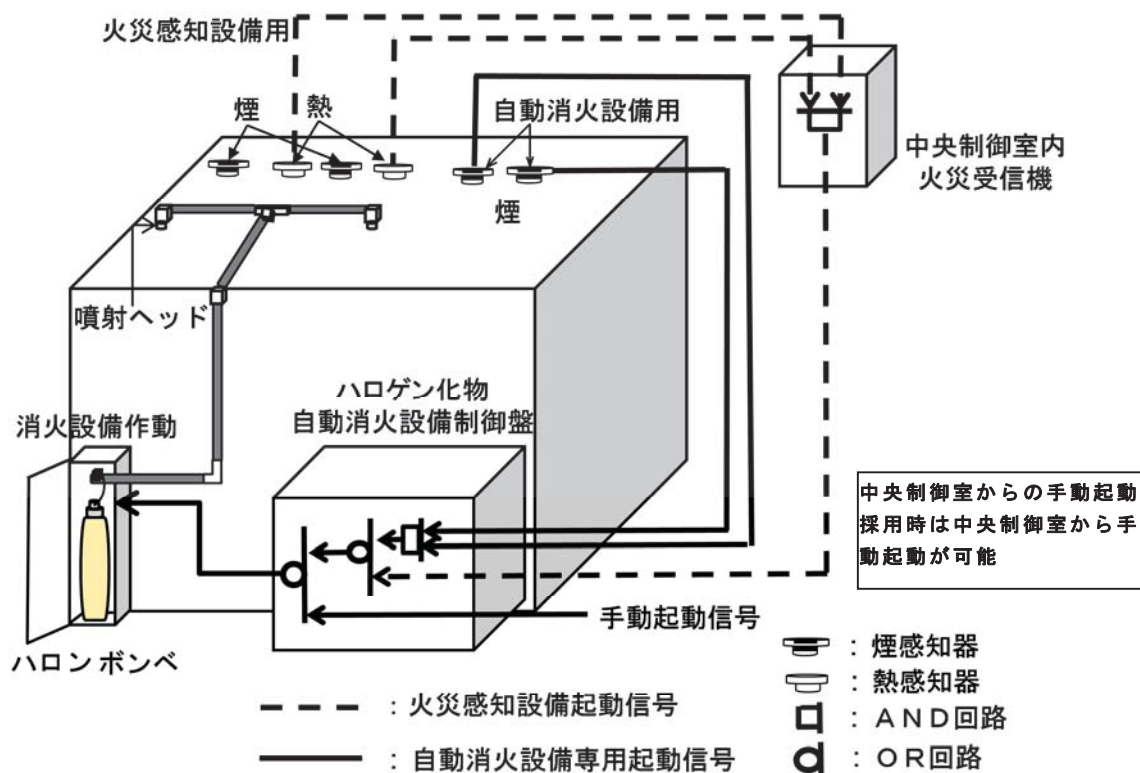
化学消防自動車は、水槽と泡消火薬液槽を有し、水又は泡消火剤とを混合希釈した泡消火により、様々な火災に対応可能である。また、水槽付消防ポンプ車については、大容量の水槽を有していることから、消火用水の確保に優れている。

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400 mの範囲が消火可能である。

化学消防自動車及び水槽付消防ポンプ車は、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でき、また、アクセスルートを考慮し、通行可能な車種を選定する。

ハロゲン化物自動消火設備（全域）の仕様

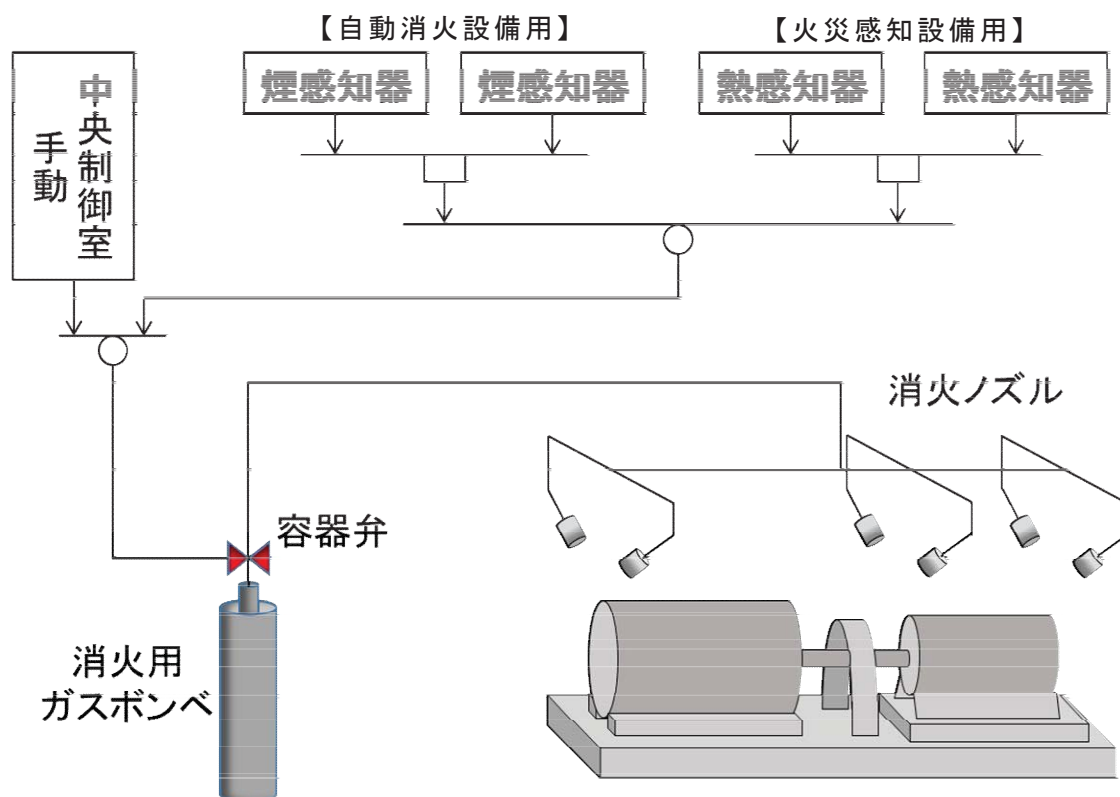
項目		仕様
消火剤	消火剤	ハロン1301
	消火原理	連鎖反応抑制（負触媒効果）
	消火剤の特徴	設備及び人体に対して無害
消火設備	適用規格	消防法施行規則第20条
	火災感知	<ul style="list-style-type: none"> ・ 早期感知及び早期消火の観点から自動消火設備用の火災感知器（煙感知器）を設置する。 ・ 誤作動防止を図るため、以下のAND回路の構成とする。 <p style="text-align: center;">自動消火設備用の火災感知器 （煙感知器2系統のAND信号） 又は 火災感知設備用の火災感知器 （熱感知器2系統のAND信号）</p>
	放出方式	<ul style="list-style-type: none"> ・ 自動（現場での手動起動も可能な設計とする） 又は ・ 中央制御室からの手動起動 （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	蓄電池を設置
	破損、誤動作、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。



第5-1図 ハロゲン化物自動消火設備（全域）概要

ハロゲン化物自動消火設備（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	<ul style="list-style-type: none"> ・早期感知及び早期消火の観点から自動消火設備用の火災感知器（煙感知器）を設置する。 ・誤作動防止を図るため、以下のAND回路の構成とする。 自動消火設備用の火災感知器（煙感知器2系統のAND信号） 又は 火災感知設備用の火災感知器（熱感知器2系統のAND信号）
	放出方式	<ul style="list-style-type: none"> ・自動（現場での手動起動も可能な設計とする） 又は ・中央制御室からの手動起動（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	蓄電池を設置
	破損，誤動作，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。

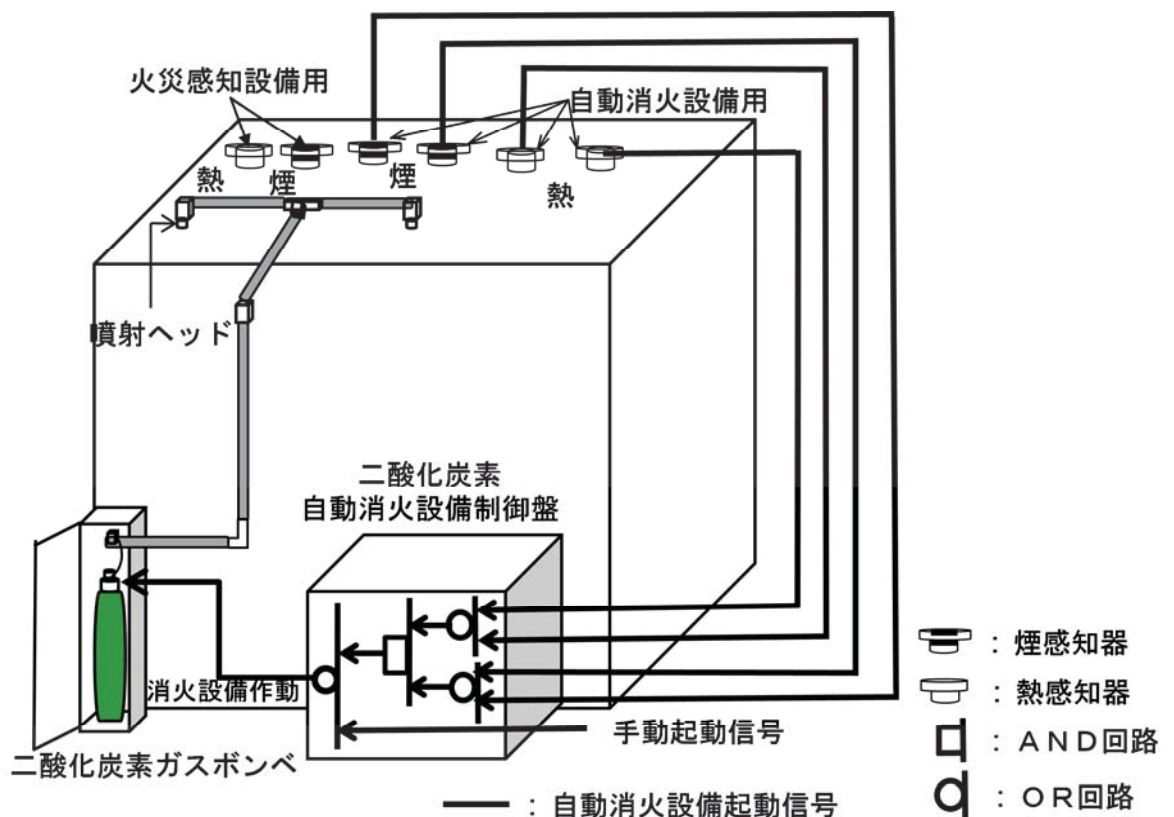


第5-2図 ハロゲン化物自動消火設備（局所）の概要図

二酸化炭素自動消火設備（全域）の仕様

項目		仕様
消火剤	消火剤	二酸化炭素
	消火原理	窒息消火
	消火剤の特徴	設備に対して無害
消火設備	適用規格	消防法施行規則第19条
	火災感知	<ul style="list-style-type: none"> ・早期感知及び早期消火の観点から自動消火設備用の火災感知器を設置する。 ・二酸化炭素は人体に有害であり，誤作動防止を図る観点から，以下のAND回路の構成とする。 <p>自動消火設備用の火災感知器 (煙感知器1系統，熱感知器1系統のAND信号*)</p>
	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	全域放出方式
	電源	蓄電池を設置
	破損，誤動作，誤操作による影響	不活性である二酸化炭素は，電気設備及び機械設備に影響を与えない。

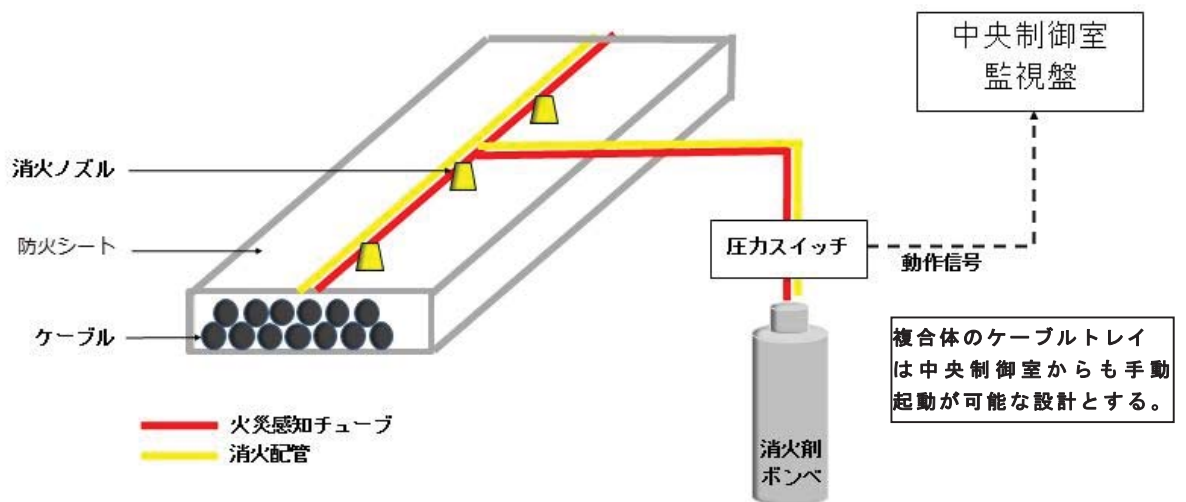
注記 *：ハロゲン化物消火設備・機器の使用抑制等について（通知）[消防危第88号，消防予第161号]により，二酸化炭素は人体に有害であり，誤作動防止を図る観点から，異なる種類の火災感知器（煙感知器，熱感知器）のAND回路の構成とする。



第5-3図 二酸化炭素自動消火設備（全域）の概要

ケーブルトレイ消火設備の仕様

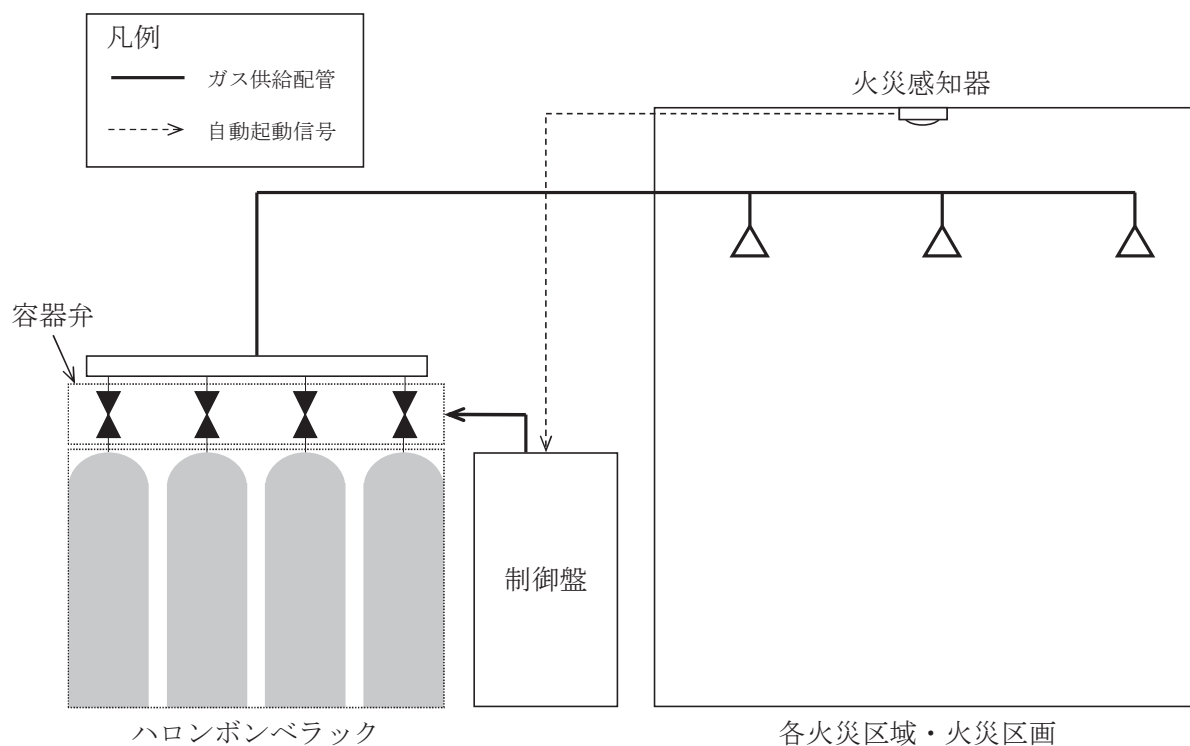
項目		仕様
消火剤	消火剤	ハロゲン化物（FK-5-1-12）
	消火原理	連鎖反応抑制（負触媒効果）
	消火剤の特徴	設備及び人体に対して無害
消火設備	適用規格	消防法施行規則第20条（準用）及び試験結果
	火災感知	消火設備作動用の火災感知器（火災感知チューブ）
	放出方式	・自動（現場での手動起動も可能な設計とする） ただし、複合体のケーブルトレイは中央制御室からの手動起動も可能な設計とする。
	消火方式	局所放出方式
	電源	火災の熱によって感知チューブが溶損することで、ボンベの容器弁を開放させ、消火剤が放出される機械的な構造であるため、作動には電源が不要な設計とする。
	破損、誤動作、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。



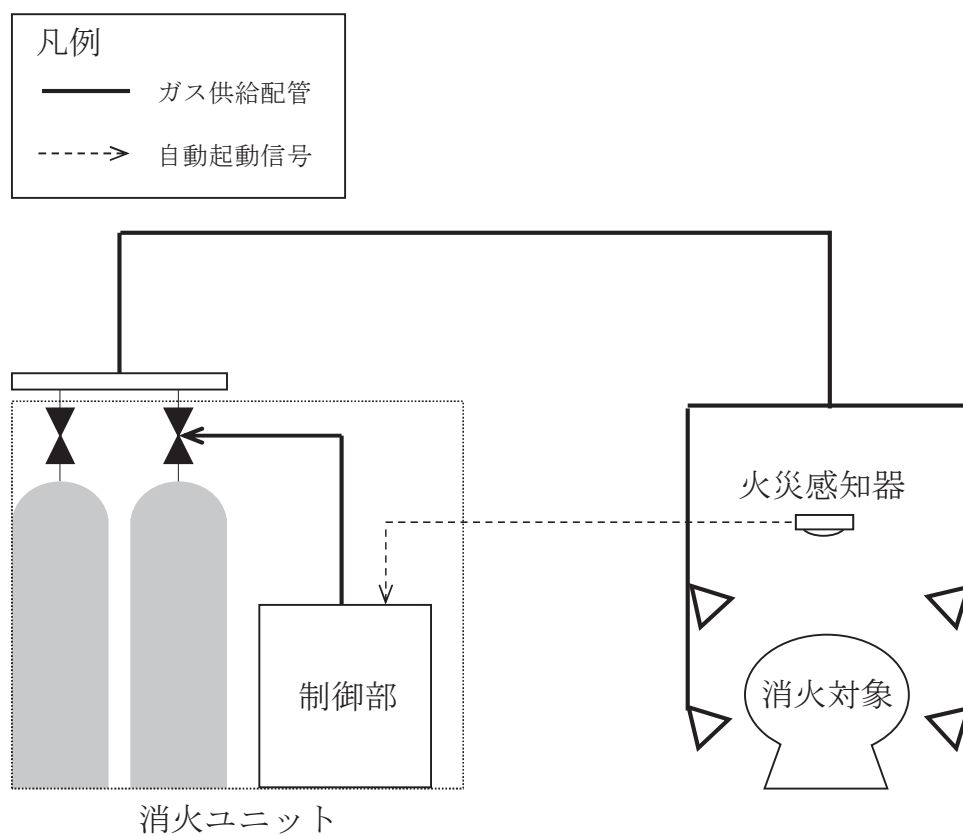
ケーブルトレイ消火設備の自動起動の動作原理

- ① ケーブルトレイ内で火災が発生
- ② 火災感知チューブが火災の熱で溶損し、チューブ内に蓄圧されたガスが開放される。
(圧力スイッチの動作にて中央制御室内の盤に警報発報)
- ③ 消火剤ボンベの容器弁が開動作し、消火配管内に消火剤が放出される。
- ④ 消火ノズルから消火剤を放出し、防火シートで覆ったケーブルトレイ内に消火剤を充満させる。
- ⑤ 火災を消火する。

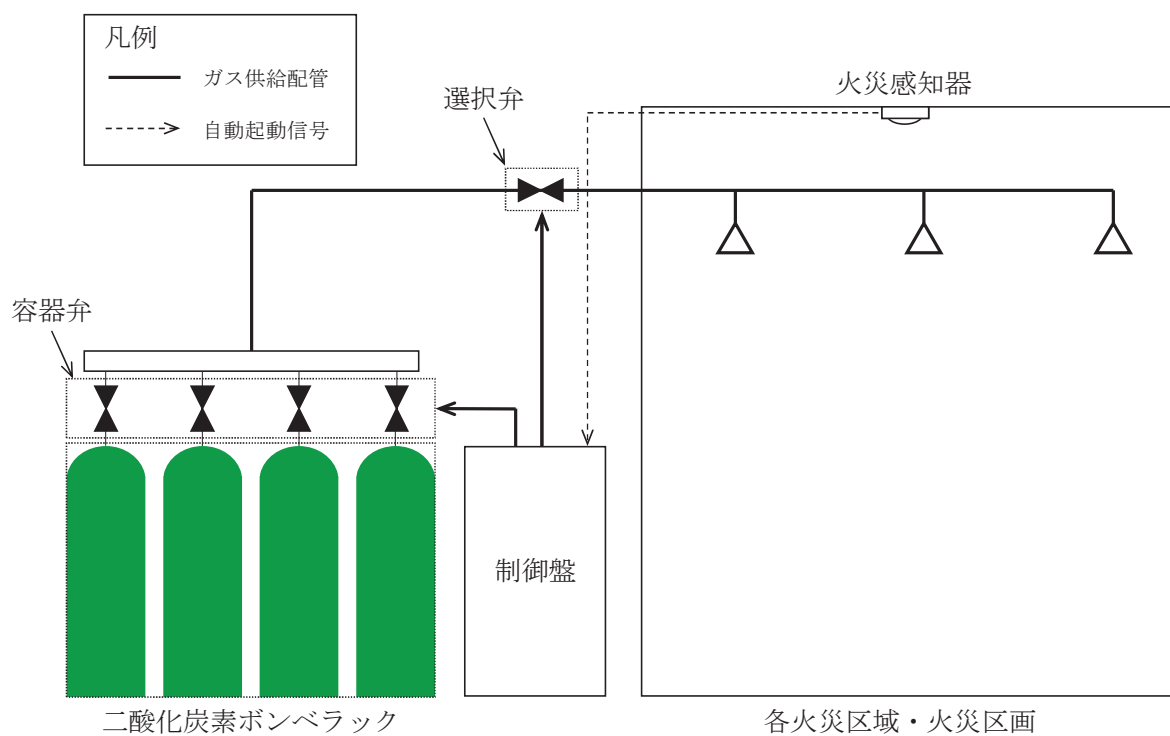
第5-4図 ケーブルトレイ消火設備の概要



第5-5図 ハロゲン化物自動消火設備（全域） 自動起動信号



第5-6図 ハロゲン化物自動消火設備（局所） 自動起動信号



第5-7図 二酸化炭素自動消火設備（全域） 自動起動信号

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150 mm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（耐火隔壁、配管貫通部シール、ケーブルトレイ及び電線管貫通部、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（耐火隔壁、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、第6-1表及び第6-2表に示す以下の文献により、保守的に150 mm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) 耐火隔壁、配管貫通部シール、ケーブルトレイ及び電線管貫通部、防火扉、防火ダンパ

耐火隔壁、配管貫通部シール、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. 耐火隔壁

(a) 試験方法

建築基準法の規定に準じて第6-1図に示す加熱曲線（ISO 834）で3時間加熱し、第6-2図に示す非加熱側より離隔を確保した各温度を測定する。

(b) 判定基準

第6-3表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

第6-4表に示す0.4 mm以上の厚さの鉄板の両側に、厚さ約1.5 mmの発泡性耐火被覆をそれぞれ3枚施工した試験体とする。

(d) 試験結果

試験結果を第6-5表及び第6-3図に示す。

b. 配管貫通部シール

(a) 試験方法

建築基準法の規定に準じて第6-1図に示す加熱曲線（ISO 834）で3時間加熱する。

(b) 判定基準

第6-3表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

東海第二発電所の配管貫通部の仕様に基づき、第6-6表に示す配管貫通部とする。

(d) 試験結果

試験結果を第6-7表に示す。

c. 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第6-1図に示す加熱曲線（ISO 834）で3時間加熱する。

(b) 判定基準

第6-3表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

東海第二発電所のケーブルトレイ及び電線管貫通部の仕様を考慮し、それぞれ第6-8表及び第6-9表に示すとおりとする。

(d) 試験結果

試験結果を第6-10表に示す。

d. 防火扉

(a) 試験方法

建築基準法の規定に準じて第6-1図に示す加熱曲線（ISO 834）で3時間加熱する。

(b) 判定基準

第6-3表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

東海第二発電所の防火扉の仕様を考慮し、第6-11表に示すとおりとする。

(d) 試験結果

試験結果を第6-12表に示す。

e. 防火ダンパ

(a) 試験方法

建築基準法の規定に準じて第6-1図に示す加熱曲線（ISO 834）で3時間加熱する。

(b) 判定基準

第6-3表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

東海第二発電所の防火ダンパの仕様を考慮し、第6-13表に示すとおりとする。

(d) 試験結果

試験結果を第6-14表に示す。

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第6-15表に示す。

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

東海第二発電所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6 m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。

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6 m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、第6-16表に示すとおり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（耐火間仕切り，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、自動消火設備の誤動作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、耐火隔壁，配管貫通部シール，ケーブルトレイ及び電線管貫通部，防火扉，防火ダンパ，耐火間仕切り，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

耐火隔壁，配管貫通部シール，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。

耐火間仕切り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) 耐火間仕切り

イ. 試験方法

建築基準法の規定に準じて第6-1図に示す加熱曲線（ISO 834）で3時間加熱する。

ロ. 判定基準

第6-3表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

東海第二発電所の火災防護対象機器等に応じて適するものを選定し、第6-17表に示すとおりとする。

ニ. 試験結果

試験結果を第6-18表に示す。

(b) 耐火ラッピング

イ. 試験方法

建築基準法の規定に準じて第6-1図に示す加熱曲線（ISO 834）で3時間加熱する。

ロ. 判定基準

第6-19表に示す外観、電気特性（導通、絶縁抵抗）確認を行い、判定基準をすべて満足する設計とする。

ハ. 試験体

東海第二発電所のケーブルトレイ及び電線管の仕様を考慮し、第6-20表及び第6-21表に示すとおりとする。

ニ. 試験結果

試験結果を第6-22表に示す。

(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) 機器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.項に示す発泡性耐火被覆を施工した鉄板で機器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

第6-4表に示す0.4 mm以上の厚さの鉄板の両側に、厚さ約1.5 mmの発泡性耐火被覆をそれぞれ2枚施工したものを耐火隔壁とし、機器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、以下に示す「原子力発電所の内部火災影響評価ガイド」（以下「評価ガイド」という。）を参照して求めた高温ガス及び輻射により、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設計する。

i. 高温ガス

高温ガスによる火災防護対象機器等の損傷の有無を評価するため、耐火隔壁を設置する火災区域又は火災区画において、火災源として想定する油内包機器、電気盤、ケーブル及び一時的に持ち込まれる可燃物のうち、最も厳しい火災源による火災が1時間継続した場合の高温ガスの影響範囲の温度を、火災源の発熱速度や火災区域又は火災区画の寸法等を入力とする火災力学ツールFDTs（Fire Dynamics Tools）により求め、火災防護対象機器等の損傷温度を超えないことを確認する。

解析コードは、Fire Dynamics Tools（FDTs）を用いる。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、「V-5-63 計算機プログラム（解析コード）の概要・Fire Dynamics Tools（FDTs）」に示す。

ii. 輻射

輻射は、火災による熱源を中心とし、放射状に輻射熱による影響を及ぼすため、隔壁の高さ及び幅は、以下のとおり設計する。

(i) 耐火隔壁の高さ

耐火隔壁の高さは、輻射の影響を考慮し、火災防護対象機器等の火災により発生する火炎からの輻射の影響を考慮し、互いに相違する系列の火災防護対象機器等が互いに直視できない高さ以上となるよう設計する。

(ii) 耐火隔壁の幅

耐火隔壁の幅は，輻射の影響を考慮し，相違する系列の火災防護対象機器等（ドレンリム，オイルパン含む）が互いに直視できない幅以上となるよう設計する。また，耐火隔壁は，接炎による延焼を防止するため，隔壁を跨ぐ可燃物がない範囲に設置する。

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，第6-1図に示す加熱曲線（ISO 834）で1時間加熱し，第6-2図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

試験結果を第6-5表及び第6-3図に示す。

(b) ケーブルトレイの分離に使用する場合

1時間の耐火能力を有する耐火隔壁として，以下のイ.項に示す発泡性耐火被覆を施工した鉄板で，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) 第6-4図に示す0.4 mm以上の厚さの鉄板に，4 mm以上の空気層を確保して約1.5 mmの発泡性耐火被覆を2枚施工したものを，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，下記事項を火災防護計画に定め，管理する。

i. 発泡性耐火被覆を施工した鉄板を設置するケーブルトレイの真下に火災源がある場合は，火災源の火災に伴う火炎が，ケーブルトレイ上面まで達しない設計とする。

ii. 発泡性耐火被覆を施工した鉄板を設置するケーブルトレイ

が設置される各々の火災区域又は火災区画において、火災源として想定する油内包機器、電気盤、ケーブル及び一時的に持ち込まれる可燃物のうち、最も厳しい火災源による火災が1時間継続した場合の高温ガス温度をF D T sにより求め、第6-23表に示す火災耐久試験における温度条件を超えないよう火災荷重を制限する。

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、ケーブルトレイ下面は、建築基準法の規定に準じた第6-1図に示す加熱曲線（I S O 8 3 4）による加熱、ケーブルトレイ上面及び側面は、180℃を下回らない温度により加熱し、第6-4図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（I S O 8 3 4）の下限の許容差を下回らないよう加熱を行う。

また、ケーブル占積率が耐火性能に及ぼす影響を確認するため、占積率は第6-5図に示すとおり、ケーブルが多いケースと少ないケースの2ケースとする。

(ロ) 判定基準

非加熱側のケーブルトレイ内の温度が、ケーブルの損傷温度（205℃）を超えないこと。

(ハ) 試験結果

試験結果を第6-6図に示す。

(c) コンクリート壁（中央制御室床下コンクリートピット）

1時間の耐火能力を有する耐火隔壁として、コンクリート壁による方法で機器間の系統分離を実施する場合は、以下の方法により耐火性能を確認した仕様のコンクリート壁で分離する設計とする。

1時間の耐火能力を有するコンクリート壁の最小板厚は、J E A G 4 6 0 7 - 2010に基づき70 mmの設計とする。

コンクリート壁は、火災防護対象機器等の火災により発生する火炎からの輻射の影響を考慮し、互いに相違する系列の火災防護対象機器等間を分離する耐火壁として設置する設計とする。

b. 火災感知設備

(a) 系統分離のために設置する自動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。

- (b) 火災感知器は、自動消火設備の誤動作を防止するため、複数の火災感知器を設置し、2つの火災感知器が作動することにより自動消火設備が動作する設計とする。

c. 自動消火設備

- (a) 系統分離のための自動消火設備は、「5.2 消火設備について」のハロゲン化物自動消火設備（全域）、ハロゲン化物自動消火設備（局所）、ケーブルトレイ消火設備及び二酸化炭素自動消火設備（全域）を設置する設計とする。
- (b) 自動消火設備は、「5.2 消火設備について」の5.2.2(5)b(b)項に示す系統分離に応じた独立性を有する系統構成（第6-7図）とし、「5.2 消火設備について」の5.2.2(5)f(c)項に示す火災防護対象機器等の耐震クラスに応じて機能維持できるよう設置する設計とする。

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6 m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。

なお、中央制御室床下は、「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」の(3)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及び1時間の耐火能力を有する隔壁等による分離対策

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1.6 mm以上の金属製筐体で覆い、さらに、上下方向20 mm、左右方向15 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3 cm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金属外装ケーブル、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する設計とする。

ホ．中央制御室制御盤は、厚さ3.2 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、高感度煙感知器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) 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、わずかな期間も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への火災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、6 m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、原子炉格納容器内における動的機器の動的機能も徐々に喪失し最終的にすべてが喪失し、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区分Ⅰと安全区分Ⅱ機器を可能な限り離隔して配置し、異なる安全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や本体が金属製であ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。この際、電線管の端部には耐火性能を有するシール材を充填し、万一、電線管内のケーブルに火災が発生した場合でも延焼を防止する設計とする。

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は電線管ではなく露出して敷設するが、難燃ケーブルを使

用しており，また，第6-8図に示すとおり，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。

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。

(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． 原子炉起動後の窒素置換中で原子炉格納容器内への進入が困難である場合は，窒素パージ後に原子炉格納容器へ進入し消火活動を実施する他，窒素封入開始後，約1.5時間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。

ハ． また，イ．項及びロ．項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。

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，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配備する設計とする。

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 1 m^2 につき $1 \text{ m}^3/\text{min}$ 以上を満足するよう、中央制御室の床面積約 524 m^2 に対して排気容量（約 $580 \text{ m}^3/\text{min}$ ）の容量とする。

排煙設備の使用材料は、火災発生時における高温の煙の排気も考慮して、換気空調機、ダクトは耐火性及び耐熱性を有する金属を使用する設計とする。

また、排煙設備の電源は外部電源喪失を考慮し、非常用電源より供給する。

b. ケーブル処理室

計装・制御ケーブルが密集するケーブル処理室は、ハロゲン化物自動消火設備（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. 軽油貯蔵タンク、緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク及び可搬設備用軽油タンク

引火性液体である軽油を貯蔵する軽油貯蔵タンク等は、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

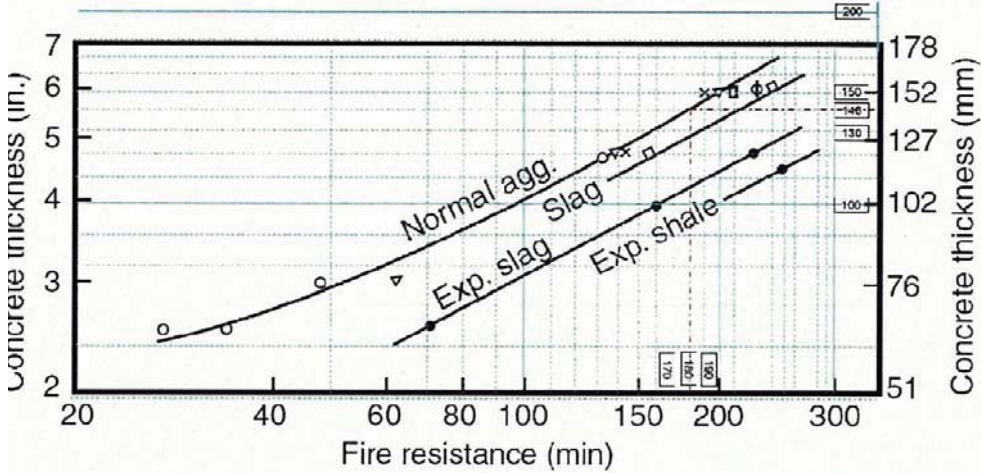
ケーブル処理室のケーブルトレイ間は、互いに相違する系列間を水平方向 0.9 m 、垂直方向 1.5 m の最小分離距離を確保する設計とする。最小分離距離を確保できない場合は、隔壁等で分離する設計とする。

第6-1表 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>図は、壁の厚さD (mm) と屋内火災保有耐火時間t (分) の関係を示すグラフである。縦軸は壁の厚さD (mm) (40, 120, 160, 200) と、横軸は屋内火災保有耐火時間t (分) (0, 30, 60, 90, 120, 150, 180, 210, 240) である。グラフには、火災温度上昇係数αの異なる複数の曲線が描かれている。図中に赤い線が引かれており、t = 180 min の点からα = 460の曲線まで垂直に上り、そこからD = 123 mmの点まで水平に左へ移動している。</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）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）の算定方法が次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> $t = \left[\frac{460}{\alpha} \right]^{3/2} 0.012 C_p D^2$ <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，CD：遮熱特性係数 [1.0：普通コンクリート] *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、国際標準の加熱曲線（ISO 834）が導入され、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180 min（3時間）に必要な壁厚は123 mm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240 min（4時間）までの算定図が示されている。</p>

第6-2表 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>Reproduced with permission from NFPA's Fire Protection Handbook®</p> <p>Copyright©2008, National Fire Protection Association</p>	 <p>Concrete thickness (in.)</p> <p>Concrete thickness (mm)</p> <p>Fire resistance (min)</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>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150 mm*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150 mm程度であることが読み取れる。</p>

第6-3表 防火設備性能試験の判定基準

試験項目	防火設備の性能の確認
判定基準	①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。

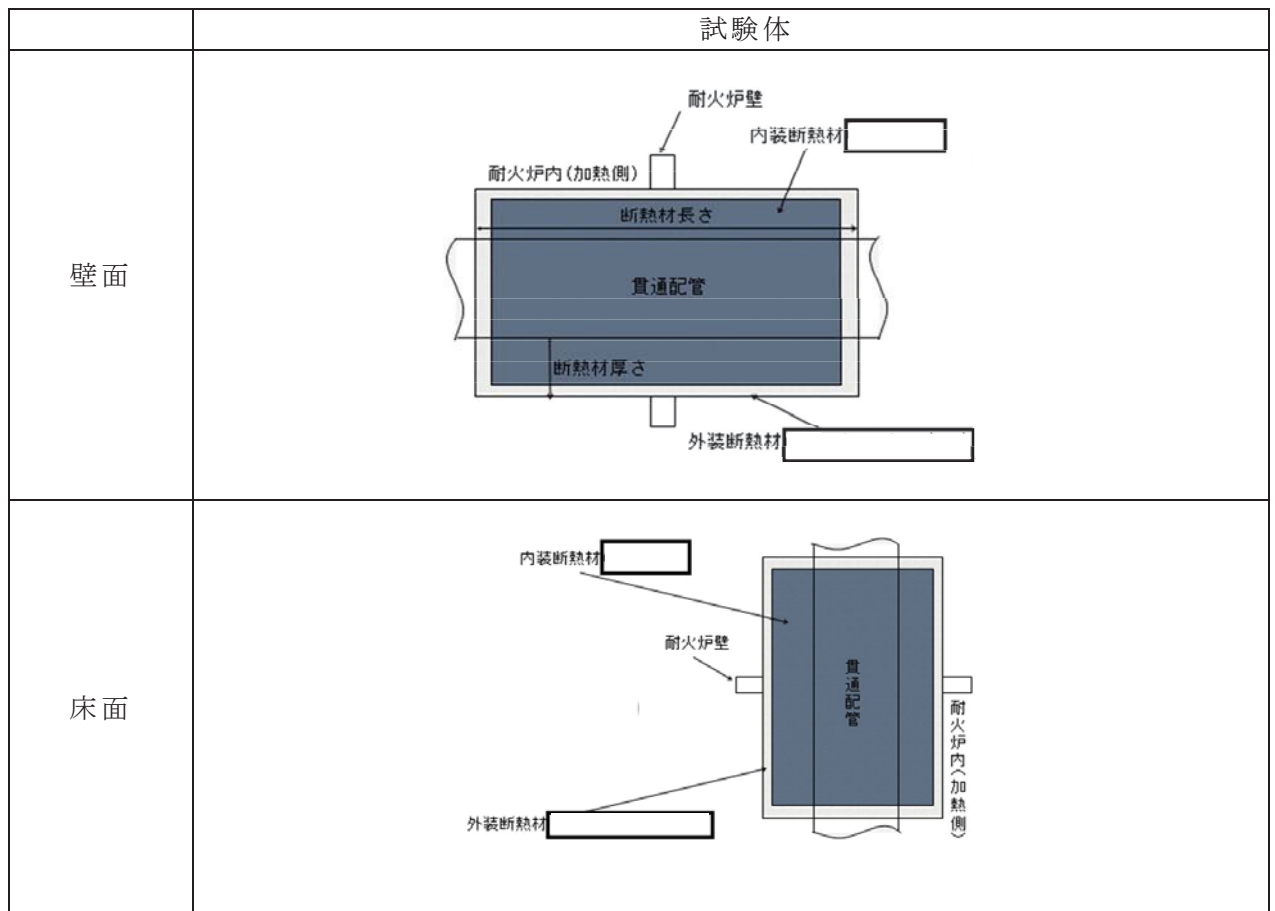
第6-4表 耐火隔壁の試験体

--

第6-5表 耐火被覆材による耐火隔壁の火災耐久試験結果

試験体	判定基準			試験結果
	非加熱面側に 10 秒を超えて発炎を生じないこと	非加熱面側に 10 秒を超えて火炎が噴出しないこと	火炎がとおる亀裂等の損傷及び隙間が生じないこと	
試験体①	良	良	良	合格
試験体②	良	良	良	合格

第6-6表 配管貫通部の試験体



第6-7表 配管貫通部シールの試験結果

試験体	配管径	適用箇所	貫通部シール	判定
配管貫通部①	50A	壁		良
配管貫通部②	100A			良
配管貫通部③	150A			良
配管貫通部④	250A			良
配管貫通部⑤	300A			良
配管貫通部⑥	350A			良
配管貫通部⑦	450A			良
配管貫通部⑧	550A			良
配管貫通部⑨	600A			良
配管貫通部⑩	50A	床		良
配管貫通部⑪	100A			良
配管貫通部⑫	150A			良
配管貫通部⑬	250A			良
配管貫通部⑭	600A			良
配管貫通部⑮	900A			良
配管貫通部⑯	50A			良
配管貫通部⑰	250A			良

第6-8表 ケーブルトレイ貫通部の試験体

項目	ケーブルトレイ			
	(1)	(2)	(3)	(4)
開口部 寸法				
貫通部 シール材				
ケーブル 占積率*	40 %	40 %	40 %	40 %

注記 *：非加熱面側に伝搬する熱量が大きくなるよう設計上最大の占積率である
40 %とする。

第6-9表 電線管貫通部の試験体

項目	電線管			
	(1)	(2)	(3)	(4)
開口部寸法				
貫通部 シール材				
ケーブル 占積率*	40 %	40 %	40 %	40 %

注記 *：非加熱面側に伝搬する熱量が大きくなるよう設計上最大の占積率である
40 %とする。

第6-10表 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

第6-11表 防火扉の試験体

扉種別	両開き
扉寸法	
板厚	
扉姿図	

第6-12表 防火扉の試験結果

扉種別	両開き
試験結果	良

第6-13表 防火ダンパの試験体

型式	角型①	角型②
板厚		
羽根長さ		
ダンパ サイズ		
構造		

第6-14表 防火ダンパの試験結果

試験体	角型①	角型②
試験結果	良	良

第6-15表 火災防護対象機器等 (1/10)

機能	機器番号	機器名称	火災区域	火災区画
原子炉圧力容器バウンダリ機能	B22-F016 (M0)	主蒸気ドレンライン内側隔離弁		
	B22-F019 (M0)	主蒸気ドレンライン外側隔離弁		
原子炉緊急停止，未臨界維持	SLC-PMP-C001A	ほう酸水注入ポンプ A		
	SLC-PMP-C001B	ほう酸水注入ポンプ B		
	C41-F004A	ほう酸水注入系爆破弁 A		
	C41-F004B	ほう酸水注入系爆破弁 B		
原子炉停止後の除熱機能	B22-A0-F013B	逃がし安全弁 B ^{*1}		
	B22-A0-F013C	逃がし安全弁 C ^{*1}		
	B22-A0-F013F	逃がし安全弁 F ^{*1}		
	B22-A0-F013H	逃がし安全弁 H ^{*1}		
	B22-A0-F013K	逃がし安全弁 K ^{*1}		
	B22-A0-F013L	逃がし安全弁 L ^{*1}		
	B22-A0-F013R	逃がし安全弁 R ^{*1}		
	RCIC-PMP-C001	原子炉隔離時冷却系ポンプ		
	TBN-RCIC-C002	原子炉隔離時冷却系タービン		
	E51-F010 (M0)	原子炉隔離時冷却系復水貯蔵タンク水供給弁		
	E51-F031 (M0)	原子炉隔離時冷却系ポンプサプレッション・プール水供給弁		
	E51-F013 (M0)	原子炉隔離時冷却系注入弁		
	E51-F019 (M0)	原子炉隔離時冷却系ミニフロー弁		
	E51-F046 (M0)	原子炉隔離時冷却系潤滑油クーラー冷却水供給弁		
	E51-F045 (M0)	原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁		
	E51-C002 (M0)	原子炉隔離時冷却系トリップ／スロットル弁		
	E51-H0	原子炉隔離時冷却系ガバナ弁		
	E51-F063 (M0)	原子炉隔離時冷却系内側隔離弁		
	E51-F064 (M0)	原子炉隔離時冷却系外側隔離弁		
	E51-F068 (M0)	原子炉隔離時冷却系タービン排気弁		

第 6-15 表 火災防護対象機器等 (2/10)

機能	機器番号	機器名称	火災区域	火災区画
(続き) 原子炉停止後の除熱機能	E51-F069 (M0)	原子炉隔離時冷却系真空ポンプ出口弁		
	RCIC-PMP-COND	原子炉隔離時冷却系復水ポンプ		
	RCIC-PMP-VAC	原子炉隔離時冷却系真空ポンプ		
	E51-F022 (M0)	原子炉隔離時冷却系テストバイパス弁		
	E51-F004 (A0)	原子炉隔離時冷却系真空タンク復水排水第一止め弁		
原子炉停止後の除熱機能／炉心冷却機能	RHR-PMP-C002A	残留熱除去系ポンプ A		
	RHR-PMP-C002B	残留熱除去系ポンプ B		
	RHR-PMP-C002C	残留熱除去系ポンプ C		
	E12-F004A (M0)	残留熱除去系ポンプ A 入口弁		
	E12-F004B (M0)	残留熱除去系ポンプ B 入口弁		
	E12-F004C (M0)	残留熱除去系ポンプ C 入口弁		
	E12-F042A (M0)	残留熱除去系 A 系注入弁		
	E12-F042B (M0)	残留熱除去系 B 系注入弁		
	E12-F042C (M0)	残留熱除去系 C 系注入弁		
	E12-F064A (M0)	残留熱除去系 A 系ミニフロー弁		
	E12-F064B (M0)	残留熱除去系 B 系ミニフロー弁		
	E12-F064C (M0)	残留熱除去系 C 系ミニフロー弁		
	E12-F024A (M0)	残留熱除去系 A 系テストライン弁 ^{*2}		
	E12-F024B (M0)	残留熱除去系 B 系テストライン弁 ^{*2}		
	E12-F021 (M0)	残留熱除去系 C 系テストライン弁 ^{*2}		
	E12-F009 (M0)	残留熱除去系停止時冷却ライン内側隔離弁		
	E12-F006A (M0)	残留熱除去系ポンプ A 停止時冷却ライン入口弁		
	E12-F006B (M0)	残留熱除去系ポンプ B 停止時冷却ライン入口弁		
	E12-F053A (M0)	残留熱除去系 A 系停止時冷却注入弁		
	E12-F053B (M0)	残留熱除去系 B 系停止時冷却注入弁		

第 6-15 表 火災防護対象機器等 (3/10)

機能	機器番号	機器名称	火災区域	火災区画
(続き) 原子炉停止後の除熱機能／ 炉心冷却機能	E12-F048A (M0)	残留熱除去系熱交換器 A バイパス弁		
	E12-F048B (M0)	残留熱除去系熱交換器 B バイパス弁		
炉心冷却機能	HPCS-PMP-C001	高圧炉心スプレイ系ポンプ		
	E22-F001 (M0)	高圧炉心スプレイ系ポンプ入口弁 (CST 側)		
	E22-F015 (M0)	高圧炉心スプレイ系ポンプ入口弁 (S/P 側)		
	E22-F004 (M0)	高圧炉心スプレイ系注入弁		
	E22-F012 (M0)	高圧炉心スプレイ系ミニフロー弁		
	LPCS-PMP-C001	低圧炉心スプレイ系ポンプ		
	E21-F001 (M0)	低圧炉心スプレイ系ポンプ入口弁		
	E21-F005 (M0)	低圧炉心スプレイ系注入弁		
	E21-F011 (M0)	低圧炉心スプレイ系ミニフロー弁		
サポート系 (制御設備)	H13-P601	緊急時炉心冷却系操作盤		
	H13-P603	原子炉制御操作盤		
	H13-P609	原子炉保護系 (A) 継電器盤		
	H13-P611	原子炉保護系 (B) 継電器盤		
	H13-P613	プロセス計装盤		
	H13-P614	原子炉廻り温度記録計盤		
	H13-P617	プロセス計装盤		
	H13-P618	残留熱除去系 (B), (C) 補助継電器盤		
	H13-P621	原子炉隔離時冷却系継電器盤		
	H13-P622	原子炉格納容器内側隔離系継電器盤		
	H13-P623	原子炉格納容器外側隔離系継電器盤		
	H13-P625	高圧炉心スプレイ系継電器盤		
	H13-P628	自動減圧系 (A) 継電器盤		
	H13-P629	低圧炉心スプレイ系, 残留熱除去系 (A) 補助継電器盤		
	H13-P631	自動減圧系 (B) 継電器盤		
	H13-P632	漏えい検出系操作盤 (区分 I)		

第 6-15 表 火災防護対象機器等 (4/10)

機能	機器番号	機器名称	火災区域	火災区画
(続き) サポート 系 (制御設備)	H13-P635	プロセス放射線モニタ, 起動時 領域モニタ (A) 操作盤		
	H13-P636	プロセス放射線モニタ, 起動時 領域モニタ (B) 操作盤		
	H13-P642	漏えい検出系操作盤 (区分Ⅱ)		
	H13-P689	サプレッション・プール温度 記録計盤 (A)		
	H13-P921	原子炉保護系 1A トリップユニ ット盤		
	H13-P922	原子炉保護系 1B トリップユニ ット盤		
	H13-P923	原子炉保護系 2A トリップユニ ット盤		
	H13-P924	原子炉保護系 2B トリップユニ ット盤		
	H13-P925	緊急時炉心冷却系 DIV-I-1 ト リップユニット盤		
	H13-P926	緊急時炉心冷却系 DIV-II-1 ト リップユニット盤		
	H13-P929	高圧炉心スプレイ系トリップ ユニット盤		
	CP-1	所内電気操作盤		
	PNL-CP-4	タービン補機盤		
	CP-5	窒素置換-空調換気制御盤		
	CP-6A	非常用ガス処理系, 非常用ガス 再循環系 A 操作盤		
	CP-6B	非常用ガス処理系, 非常用ガス 再循環系 B 操作盤		
	CP-9	タービン補機補助継電器盤		
	DGCP-2C	2C 非常用ディーゼル発電機励 磁装置 (中性点接地変圧器盤, 自動電圧調整器盤, シリコン整 流器盤, 交流リアクトル盤及び シリコン整流器用変圧器盤を 含む)		
	DGCP-2D	2D 非常用ディーゼル発電機励 磁装置 (中性点接地変圧器盤, 自動電圧調整器盤, シリコン整 流器盤, 交流リアクトル盤及び シリコン整流器用変圧器盤を 含む)		
	DGCP-HPCS	高圧炉心スプレイ系ディーゼ ル発電機励磁装置 (中性点接地 変圧器盤, 自動電圧調整器盤, シリコン整流器盤, 交流リアク トル盤及びシリコン整流器用 変圧器盤を含む)		

第 6-15 表 火災防護対象機器等 (5/10)

機能	機器番号	機器名称	火災区域	火災区画
サポート系（非常用ディーゼル発電設備（燃料移送系を含む））	LCP-105	RCIC タービン制御盤		
	C61-P001	中央制御室外原子炉停止制御盤		
	GEN-DG-2C/DGU-2C	2C 非常用ディーゼル発電機（内燃機関，調速装置，非常用調速装置，冷却水ポンプを含む）		
	GEN-DG-2D/DGU-2D	2D 非常用ディーゼル発電機（内燃機関，調速装置，非常用調速装置，冷却水ポンプを含む）		
	GEN-DG-HPCS/DGU-HPCS	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，非常用調速装置，冷却水ポンプを含む）		
	DG-VSL-2C-D0-1	2C 非常用ディーゼル発電機燃料油デイトンク		
	DG-VSL-2D-D0-1	2D 非常用ディーゼル発電機燃料油デイトンク		
	DG-VSL-HPCS-D0-1	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料油デイトンク		
	DG-VSL-D0-A	軽油貯蔵タンク A		
	DG-VSL-D0-B	軽油貯蔵タンク B		
	D0-PMP-2C	2C 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ		
	D0-PMP-2D	2D 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ		
	D0-PMP-HPCS	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ		
サポート系（非常用交流電源設備）	SWGR 2C-BUS	メタルクラッド開閉装置 2C		
	SWGR 2D-BUS	メタルクラッド開閉装置 2D		
	SWGR HPCS-BUS	メタルクラッド開閉装置 HPCS		
	DIN-PC 2C	パワーセンタ 2C		
	DIN-PC 2D	パワーセンタ 2D		
	MCC 2C-3	モータコントロールセンタ		
	MCC 2C-4	モータコントロールセンタ		
	MCC 2C-5	モータコントロールセンタ		

第 6-15 表 火災防護対象機器等 (6/10)

機能	機器番号	機器名称	火災区域	火災区画
(続き) サポート 系 (非常用 交流電源 設備)	MCC 2C-6	モータコントロールセンタ		
	MCC 2C-7	モータコントロールセンタ		
	MCC 2C-8	モータコントロールセンタ		
	MCC 2C-9	モータコントロールセンタ		
	MCC 2D-3	モータコントロールセンタ		
	MCC 2D-4	モータコントロールセンタ		
	MCC 2D-5	モータコントロールセンタ		
	MCC 2D-6	モータコントロールセンタ		
	MCC 2D-7	モータコントロールセンタ		
	MCC 2D-8	モータコントロールセンタ		
	MCC 2D-9	モータコントロールセンタ		
	MCC HPCS	モータコントロールセンタ		
	SUPS 2A	非常用無停電電源装置 A		
	SUPS 2B	非常用無停電電源装置 B		
	SUPS DIST PNL 2A	非常用無停電計装分電盤 2A		
	SUPS DIST PNL 2B	非常用無停電計装分電盤 2B		
	120V/240V AC INST. DIST. BUS 2A	交流計装電源用電源盤 2A		
	120V/240V AC INST. DIST. BUS 2B	交流計装電源用電源盤 2B		
	RX PROT MG A MO	原子炉保護系 MG セット A		
	RX PROT MG B MO	原子炉保護系 MG セット B		
サポート 系 (直流電 源設備)	PNL-C72-P001	原子炉保護系分電盤 A		
	PNL-C72-P002	原子炉保護系分電盤 B		
	125V DC 2A BATTERY	125V 系蓄電池 A 系		
	125V DC 2B BATTERY	125V 系蓄電池 B 系		
	125V DC HPCS BATTERY	125V 蓄電池 HPCS 系		
	125V DC 2A BATT. CHARGER	直流 125V 充電器 2A		
	125V DC 2B BATT. CHARGER	直流 125V 充電器 2B		
	125V DC HPCS BATT. CHARGER	直流 125V 充電器 HPCS		
	125V DC DIST. CTR 2A	直流 125V 主母線盤 (2A)		
	125V DC DIST. CTR 2B	直流 125V 主母線盤 (2B)		

第 6-15 表 火災防護対象機器等 (7/10)

機能	機器番号	機器名称	火災区域	火災区画
(続き) サポート 系 (直流電 源設備)	125V DC HPCS DIST. CTR	直流 125V 主母線盤 HPCS		
	125V DC MCC 2A-1	直流 125V モータコントロー ルセンタ 2A-1		
	125V DC MCC 2A-2	直流 125V モータコントロー ルセンタ 2A-2		
	125V DC DIST PNL 2A-1	直流 125V 分電盤 2A-1		
	125V DC DIST PNL 2A-2	直流 125V 分電盤 2A-2		
	125V DC DIST PNL 2B-1	直流 125V 分電盤 2B-1		
	125V DC DIST PNL 2B-2	直流 125V 分電盤 2B-2		
	125V DC DIST PNL 2A-2-1	直流 125V 分電盤 2A-2-1		
	125V DC DIST PNL 2B-2-1	直流 125V 分電盤 2B-2-1		
	125V DC DIST PNL HPCS	直流 125V 分電盤 HPCS		
	24V DC 2A-1 BATTERY	中性子モニタ用蓄電池 A 系 (2A-1)		
	24V DC 2A-2 BATTERY	中性子モニタ用蓄電池 A 系 (2A-2)		
	24V DC 2B-1 BATTERY	中性子モニタ用蓄電池 B 系 (2B-1)		
	24V DC 2B-2 BATTERY	中性子モニタ用蓄電池 B 系 (2B-2)		
	24V DC 2A-1 BATT. CHARGER	直流±24V 充電器 2A-1		
	24V DC 2A-2 BATT. CHARGER	直流±24V 充電器 2A-2		
	24V DC 2B-1 BATT. CHARGER	直流±24V 充電器 2B-1		
	24V DC 2B-2 BATT. CHARGER	直流±24V 充電器 2B-2		
	24V DC DIST PNL 2A	直流±24V 中性子モニタ用分 電盤 (2A)		
	24V DC DIST PNL 2B	直流±24V 中性子モニタ用分 電盤 (2B)		
サポート 系 (非常用 補機冷却 系)	RHRS-PMP-A	残留熱除去系海水系ポンプ A		
	RHRS-PMP-B	残留熱除去系海水系ポンプ B		
	RHRS-PMP-C	残留熱除去系海水系ポンプ C		
	RHRS-PMP-D	残留熱除去系海水系ポンプ D		
	3-12-F068A	残留熱除去系熱交換器 (A) 出口弁		
	3-12-F068B	残留熱除去系熱交換器 (B) 出口弁		

第 6-15 表 火災防護対象機器等 (8/10)

機能	機器番号	機器名称	火災区域	火災区画
(続き) サポート 系 (非常用 補機冷却 系)	DGSW-PMP-2C	2C 非常用ディーゼル発電機 用海水ポンプ		
	DGSW-PMP-2D	2D 非常用ディーゼル発電機 用海水ポンプ		
	DGSW-PMP-HPCS	高圧炉心スプレー系ディー ゼル発電機用海水ポンプ		
サポート 系 (非常用 換気空調 系)	AH2-9A	中央制御室換気系空気調和 機ファン A		
	AH2-9B	中央制御室換気系空気調和 機ファン B		
	E2-14A	中央制御室換気系フィルタ 系ファン A		
	E2-14B	中央制御室換気系フィルタ 系ファン B		
	HVAC-E2-15	中央制御室排気ファン		
	HVAC-PMP-P2-3	中央制御室チラー冷却水循 環ポンプ (A)		
	HVAC-PMP-P2-4	中央制御室チラー冷却水循 環ポンプ (B)		
	HVAC-WC2-2	中央制御室チラーユニット (A)		
	HVAC-WC2-1	中央制御室チラーユニット (B)		
	SW AH2-10A	スイッチギア室空調機 (A)		
	SW AH2-10B	スイッチギア室空調機 (B)		
	HVAC-PMP-P2-5	スイッチギア室チラー冷却 水循環ポンプ (A)		
	HVAC-PMP-P2-6	スイッチギア室チラー冷却 水循環ポンプ (B)		
	SW WC2-3A	スイッチギア室チラーユニ ット 3A		
	SW WC2-3B	スイッチギア室チラーユニ ット 3B		
	SW WC2-4A	スイッチギア室チラーユニ ット 4A		
	SW WC2-4B	スイッチギア室チラーユニ ット 4B		
	SW AH2-12A	バッテリー室空調機 (A)		
	SW AH2-12B	バッテリー室空調機 (B)		
	HVAC-E2-11A	バッテリー室排風機 (A)		
	HVAC-E2-11B	バッテリー室排風機 (B)		
	SW AH2-1	高圧炉心スプレー系ポンプ 室空調機		
	SW AH2-2	高圧炉心スプレー系ポンプ 室空調機		
	SW AH2-3	低圧炉心スプレー系ポンプ 室空調機		

第 6-15 表 火災防護対象機器等 (9/10)

機能	機器番号	機器名称	火災区域	火災区画
(続き) サポート 系 (非常用 換気空調 系)	SW AH2-5	残留熱除去系 B 系ポンプ室空調機		
	SW AH2-6	残留熱除去系 C 系ポンプ室空調機		
	SW AH2-7	残留熱除去系 A 系ポンプ室空調機		
プロセス 監視	C51-N002A~H	起動領域計装		
	PT-B22-N051A	原子炉圧力		
	PT-B22-N051B	原子炉圧力		
	LT-B22-N091A, C	原子炉水位 (広帯域)		
	LT-B22-N091B, D	原子炉水位 (広帯域)		
	LT-B22-N044A	原子炉水位 (燃料域)		
	LT-B22-N044B	原子炉水位 (燃料域)		
	PT-26-79.51A	ドライウェル圧力		
	PT-26-79.51B	ドライウェル圧力		
	PT-26-79.52A	サブプレッション・チェンバ圧力		
	PT-26-79.52B	サブプレッション・チェンバ圧力		
	LT-26-79.5A	サブプレッション・プール水位		
	LT-26-79.5B	サブプレッション・プール水位		
	TE-T23-N001~6A	サブプレッション・プール水温度		
	TE-T23-N001~6B	サブプレッション・プール水温度		
	TE-T23-N001~6C	サブプレッション・プール水温度		
	TE-T23-N001~6D	サブプレッション・プール水温度		
	FT-E12-N015A	残留熱除去系系統流量 A		
	FT-E12-N015B	残留熱除去系系統流量 B		
	FT-E12-N015C	残留熱除去系系統流量 C		
	FT-E22-N005	高圧炉心スプレイ系系統流量		
	FT-E21-N003	低圧炉心スプレイ系系統流量		
	FT-E51-N003	原子炉隔離時冷却系系統流量		
	FT-E12-N007A	残留熱除去系海水系系統流量 A		
	FT-E12-N007B	残留熱除去系海水系系統流量 B		
	PT-13-92A	2C 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ出口圧力		
	PT-13-92B	2D 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ出口圧力		
	PT-13-692	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ出口圧力		

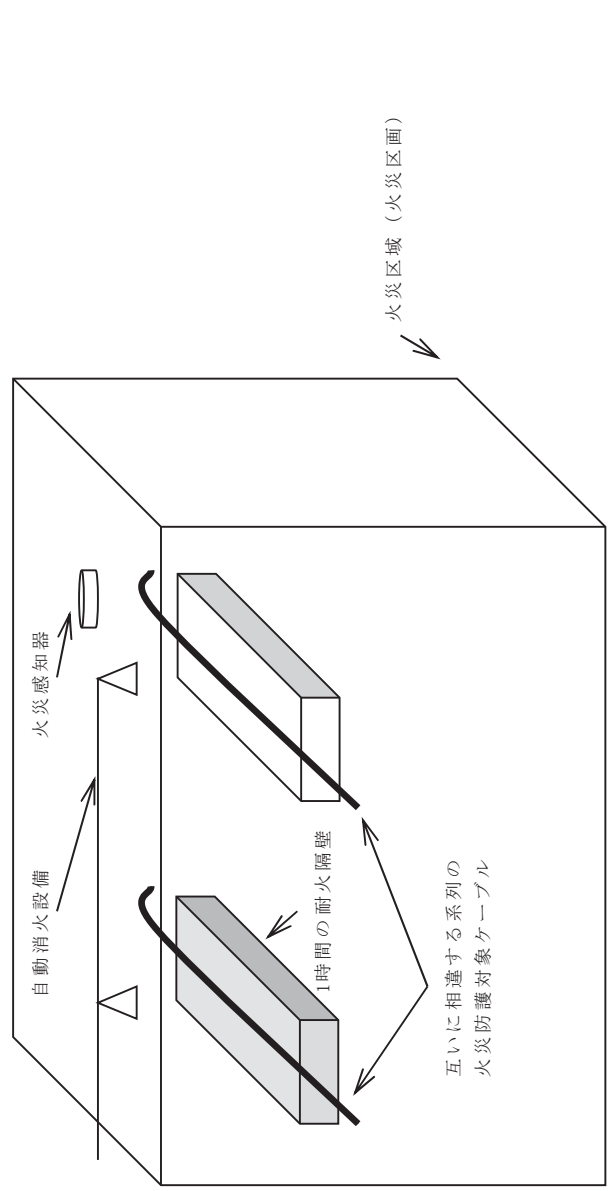
第 6-15 表 火災防護対象機器等 (10/10)

機能	機器番号	機器名称	火災区域	火災区画
(続き) プロセス 監視	CP-1-EI-45	M/C 2C 電圧		
	CP-1-EI-48	M/C 2D 電圧		
	H13-P601-EI-1	M/C HPCS 電圧		
	CP-1-EI-61	直流 125V 主母線盤 2A 電圧		
	CP-1-EI-62	直流 125V 主母線盤 2B 電圧		
	H13-P601-EI-9	直流 125V 主母線盤 HPCS 電圧		
	RE-D23-N003A	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)		
	RE-D23-N003B	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)		
	RE-D23-N003C	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)		
	RE-D23-N003D	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)		
	H2E-D23-N002A	格納容器内水素濃度 A		
	H2E-D23-N002B	格納容器内水素濃度 B		

注記 *1: 自動減圧機能を有する逃がし安全弁を示す。

*2: サプレッション・プール冷却モードにて使用する。

第6-16表 ケーブルトレイに対する系統分離方法

	c. 1時間耐火隔壁＋火災感知＋自動消火
概要	
耐火隔壁	○ (1時間)
火災感知設備	○
自動消火設備	○
設計の考え方	<p>1時間耐火隔壁＋火災感知設備及び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，1時間耐火隔壁，早期感知及び消火によって，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，1時間耐火隔壁，早期感知及び消火によって，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，a.項又はb.項による方法と同等の分離性能を有する方法である。</p>

第6-17表 耐火間仕切りの試験体

耐火間仕切り			
項目			
試験体	①	②	③
主な使用用途	電動弁・電気ペネトレーション	計装品（現場制御盤，計装ラック）・電気ペネトレーション	計装品（現場制御盤，計装ラック）
形状	箱形		

第6-18表 耐火間仕切りの試験結果

試験体		①	②	③
判定基準	非加熱面側に10秒を超えて 発炎を生じないこと	良	良	良
	非加熱面側に10秒を超えて 火炎が噴出しないこと	良	良	良
	火炎がとおる亀裂等の損傷 及び隙間が生じないこと	良	良	良
試験結果		合格	合格	合格

第6-19表 耐火ラッピングの判定基準

項目	確認内容	判定基準
外観確認	耐火試験中，ケーブルラッピングの著しい変化，破壊，脱落等の変化がないことを目視で確認する。	著しい変化が生じないこと
	耐火試験後，ケーブル表面及びケーブルトレイ表面に延焼の痕跡がないことを目視で確認する。	延焼の痕跡がないこと
	放水試験後，ケーブルラッピングにケーブル及びケーブルトレイが見える貫通口が生じないことを目視確認する。	貫通口が生じないこと。
電気特性確認	耐火試験後にケーブルの導通を確認する。	導通があること
	耐火試験前後にケーブルの導体－大地間の絶縁抵抗を測定する。	試験後に絶縁抵抗の著しい低下がないこと（10 MΩ以上）

第6-20表 耐火ラッピングの試験体（ケーブルトレイ）

型式	3時間耐火ラッピング
ケーブルトレイ	
構成材料	
概要	

第6-21表 耐火ラッピングの試験体（電線管）

型式	3時間耐火ラッピング	
電線管		
構成材料		
概要		

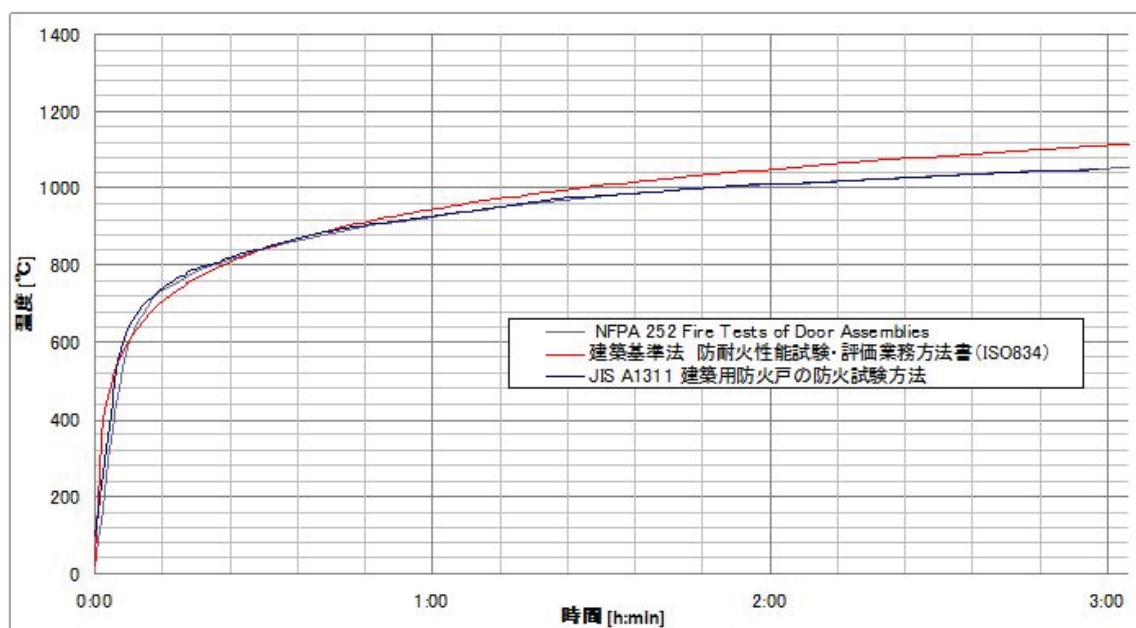
第6-22表 耐火ラッピングの試験結果

判定基準		判定	
		ケーブルトレイ	電線管
外観確認	著しい変化が生じないこと	良	良
	延焼の痕跡がないこと	良	良
	貫通口が生じないこと。	良	良
電気特性確認	導通があること	良	良
	試験後に絶縁抵抗の著しい低下がないこと（10 MΩ以上）	良	良
試験結果		合格	合格

第6-23表 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	180 ℃以上*	180 ℃以上*

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180 ℃と想定する。



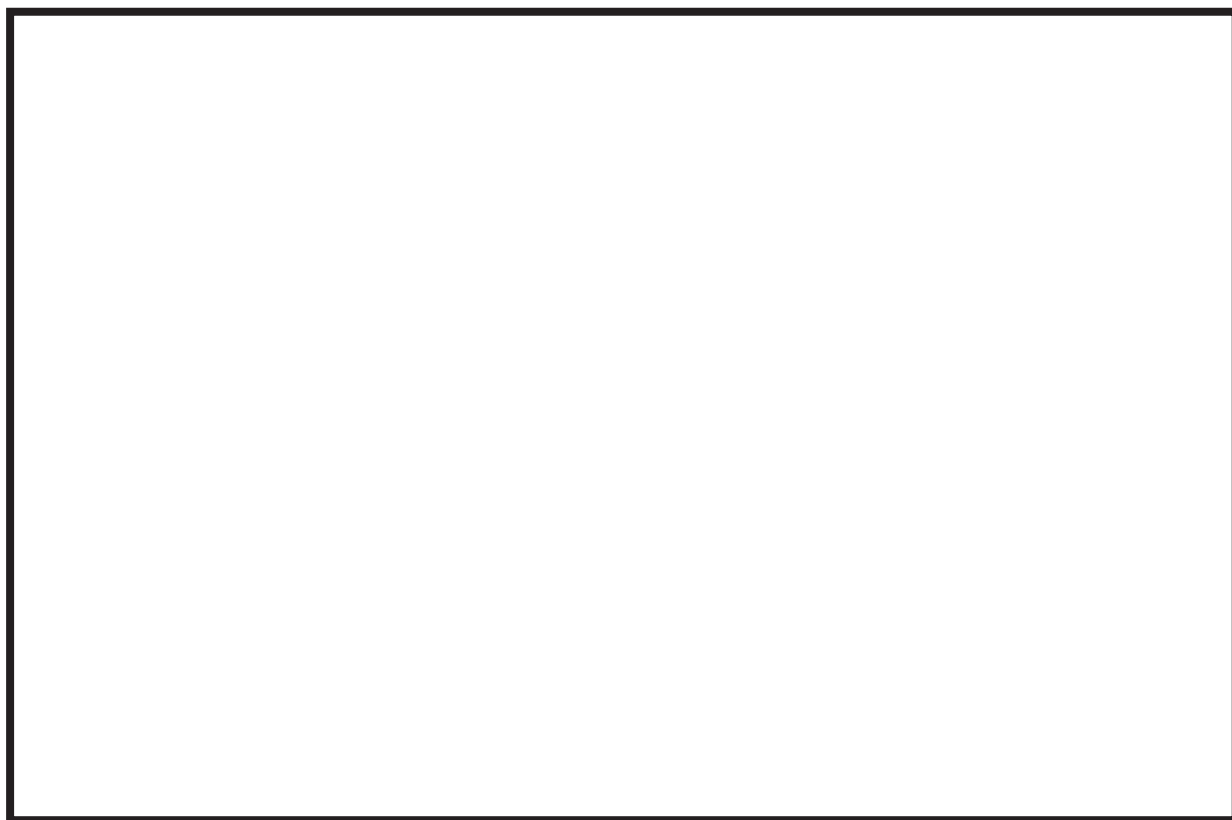
第6-1図 加熱曲線



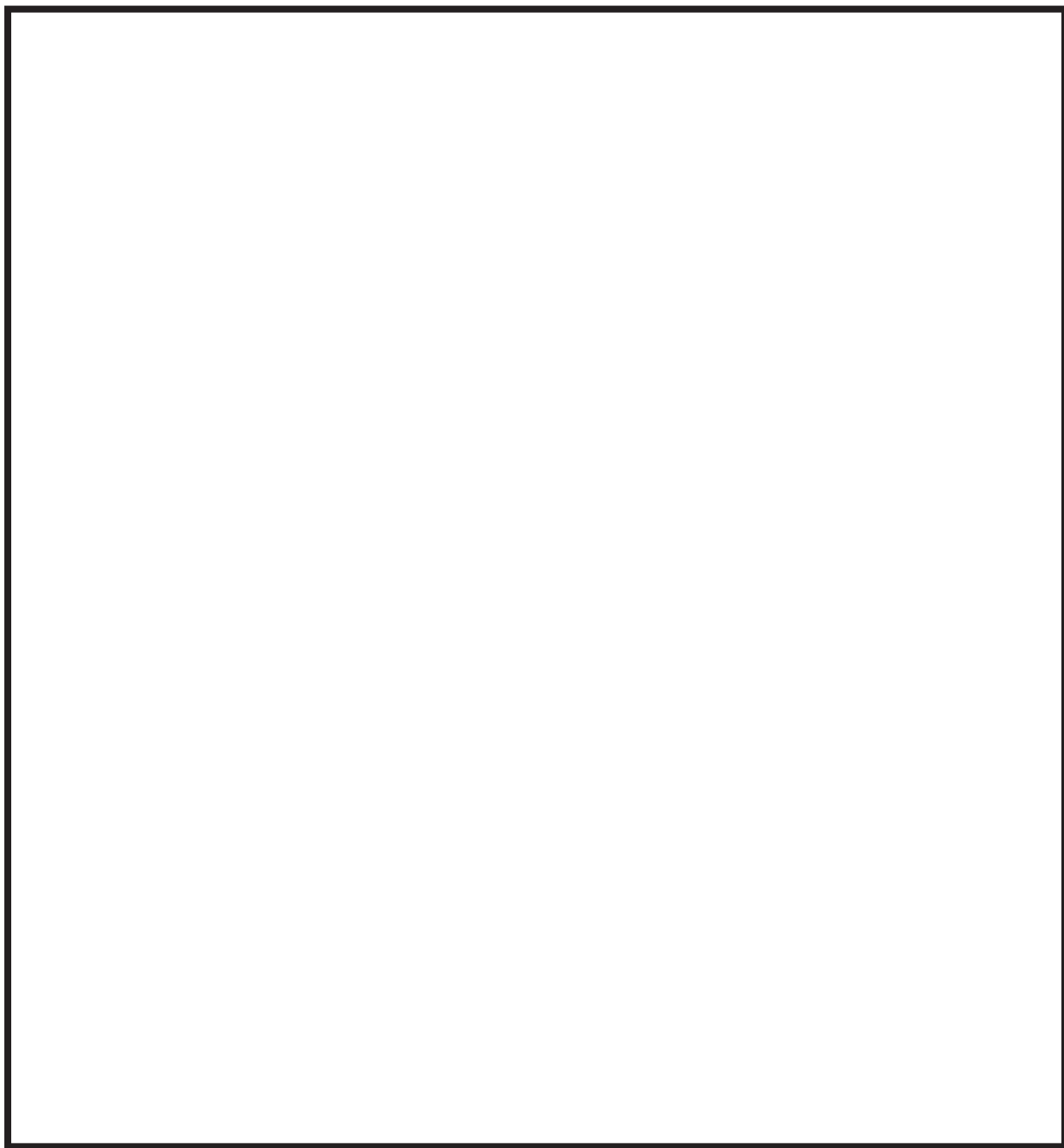
第 6-2 図 非加熱面側の表面温度及び空間温度の測定位置



第 6-3 図 非加熱面側の表面からの距離と温度（試験体①）



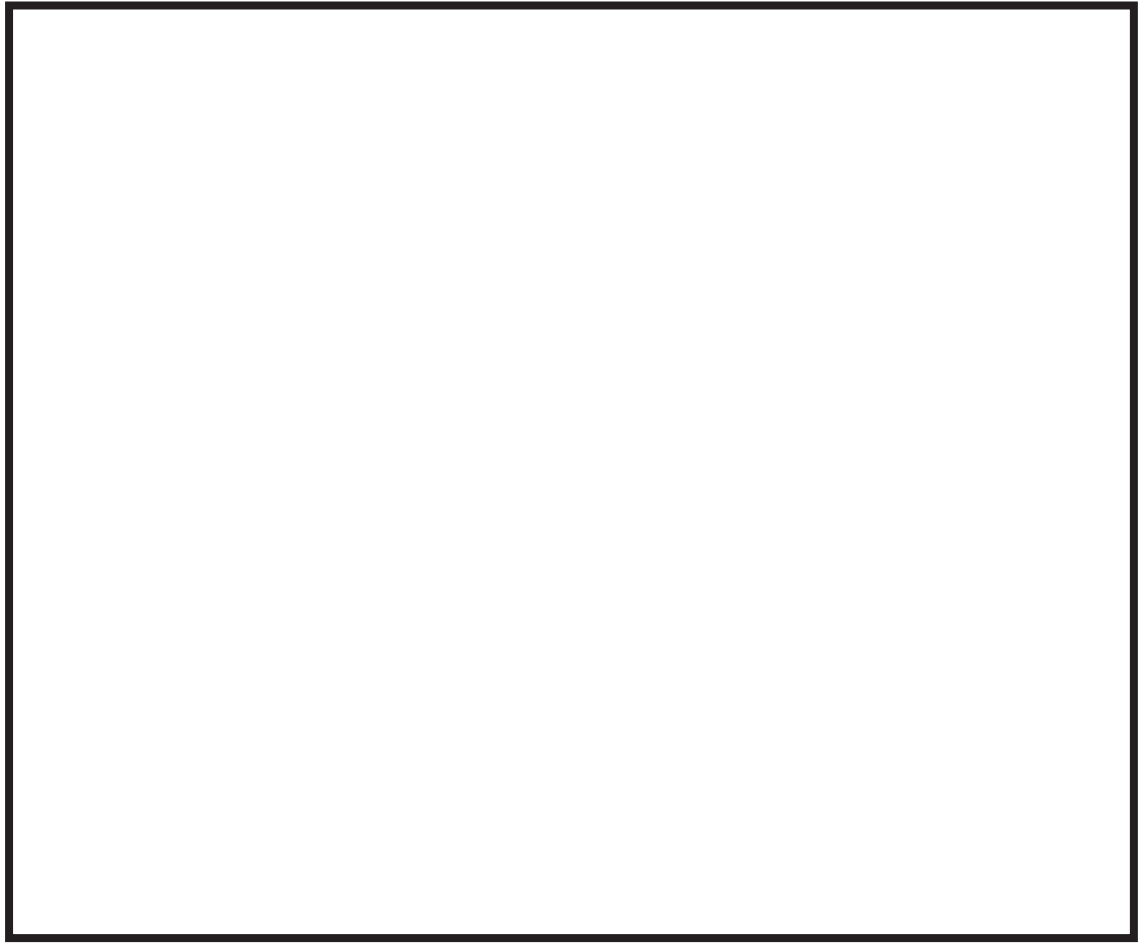
第 6-3 図 非加熱面側の表面からの距離と温度（試験体②）



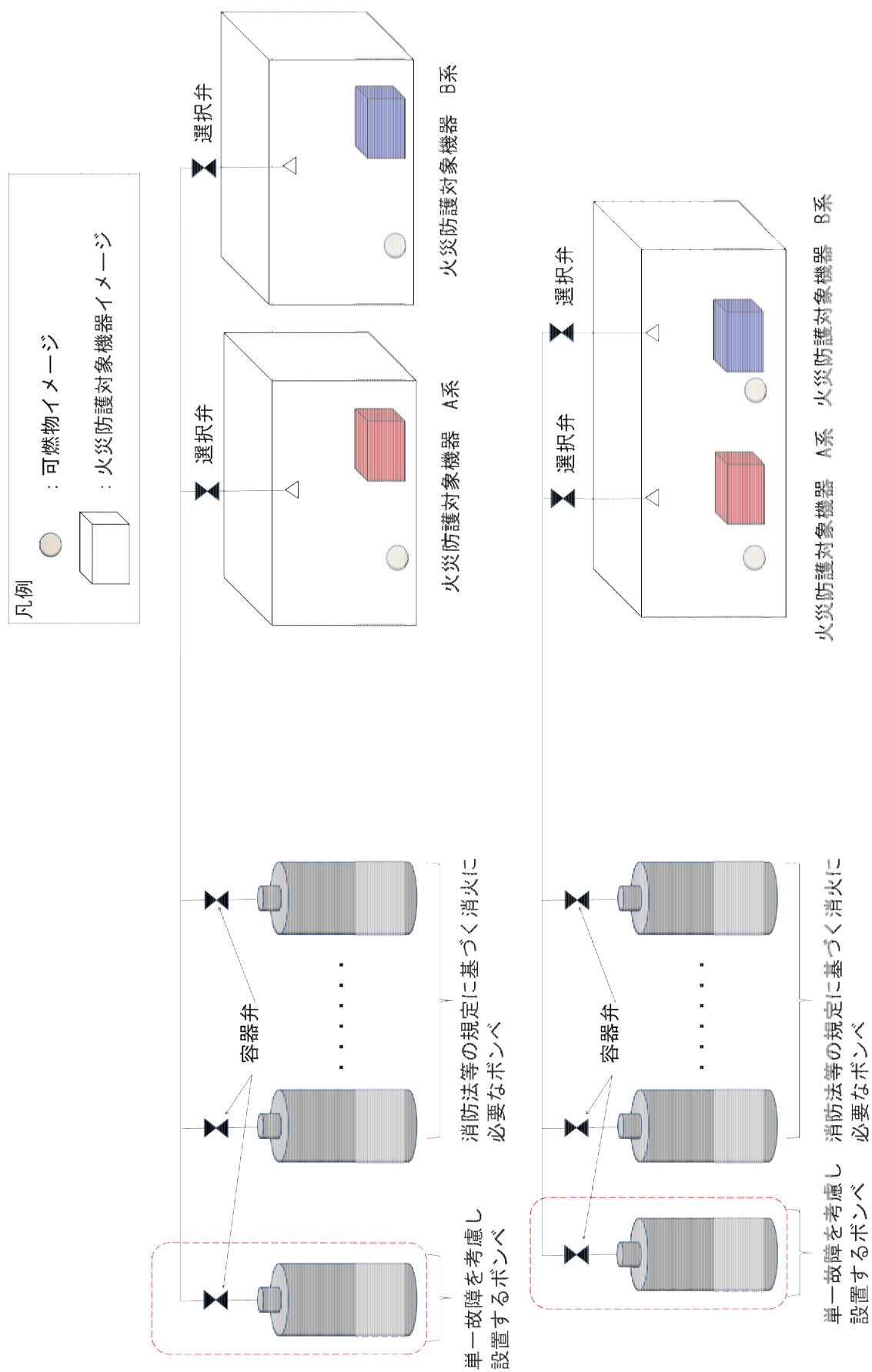
第6-4図 発泡性耐火被覆を施工した鉄板の1時間耐火能力を確認する
火災耐久試験



第6-5図 ケーブル占積率



第6-6図 試験結果



第6-7図 ハロゲン化物自動消火設備（全域）の系統構成



第 6-8 図 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

東海第二発電所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、制御盤間の隔離距離、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「火災区域（区画）」という。）で火災が発生し，当該火災区域（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，火災区域（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，火災区域（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域（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，各火災区域（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「隣接火災区域（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，評価の前に火災区域（区画）特性表を，以下の(a)項から(f)項に従って作成する。

火災区域（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，火災区域（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。

火災区域（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) 火災区域（区画）の特定

各火災区域（区画）に対して，以下の情報を整理し，火災区域（区画）特性表に記載する。

イ. プラント名

ロ. 建屋

ハ. 火災区域（区画）番号

(b) 火災区域（区画）にある火災ハザードの特定

各火災区域（区画）内に存在する火災ハザードを整理し，火災区域（区画）特性表に記載する。

- イ. 火災区域内の火災区画番号，名称
- ロ. 床面積
- ハ. 発熱量
- ニ. 火災荷重
- ホ. 等価時間

(c) 火災区域（区画）にある防火設備

火災影響評価では，評価する火災区域（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，火災区域（区画）内の消火設備と消火方法を整理し，火災区域（区画）特性表に記載するとともに，火災区域（区画）内の火災感知器も記載する。

(d) 隣接火災区域（区画）への火災伝播経路

各火災区域（区画）と隣接火災区域（区画）との火災伝播経路を整理し，火災区域（区画）特性表に記載する。

なお，隣接火災区域（区画）は，火災を想定する当該火災区域（区画）の一部でも壁が接している火災区域（区画）を選定する。

- イ. 隣接火災区域（区画）番号
- ロ. 隣接火災区域内の火災区画番号，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，当該火災区域（区画）の火災により影響を受けるものとして，火災区域（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，火災区域（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域（区画）を調査し，火災区域（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，火災区域（区画）の火災を想定し，隣接火災区域（区画）に火災の影響が及ぶ場合には，隣接火災区域（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、当該火災区域（区画）に火災を想定した場合の隣接火災区域（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、隣接火災区域（区画）に影響を与えない火災区域（区画）に対する評価及び隣接火災区域（区画）に影響を与える火災区域（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)項に火災区域（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

当該火災区域（区画）に火災を想定した場合に、隣接火災区域（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。（第7-1図）

イ. 隣接火災区域（区画）に影響を与えない火災区域（区画）

隣接火災区域との境界の障壁に開口がなく、かつ、当該火災区域の等価時間が、火災区域を構成する障壁の耐火能力より小さければ、隣接火災区域への影響はないことから、当該火災区域（区画）は、隣接火災区域（区画）に影響を与えない火災区域（区画）として選定する。

ロ. 隣接火災区域（区画）に影響を与える火災区域（区画）

隣接火災区域との境界の障壁に開口があるか、又は、当該火災区域の等価時間が、火災区域を構成する障壁の耐火能力より大きい場合は、隣接火災区域（区画）に影響を与える可能性があることから、隣接火災区域（区画）に影響を与える火災区域（区画）として選定する。

(b) 火災区域（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域（区画）に影響を与えない火災区域（区画）及び隣接火災区域（区画）に影響を与える火災区域（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. 隣接火災区域（区画）に影響を与えない火災区域（区画）

隣接火災区域（区画）に影響を与えない火災区域（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域（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。

当該火災区域（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。(第7-2図)

(イ) 成功パス確認一覧表の作成

当該火災区域(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

当該火災区域(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。

(ハ) スクリーンアウトされる火災区域(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域(区画)は、当該火災区域(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域(区画)とする。

(ニ) スクリーンアウトされない火災区域(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域(区画)は、当該火災区域(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、当該火災区域(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. 隣接火災区域(区画)に影響を与える火災区域(区画)

隣接火災区域(区画)に影響を与える火災区域(区画)は、当該火災区域(区画)及び隣接火災区域(区画)(以下「隣接2区域(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区域（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区域（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。（第7-3図）

（イ） 隣接2区域（区画）のターゲットの確認

隣接2区域（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. 当該火災区域（区画）及び隣接火災区域（区画）にターゲットが存在する場合
- ii. 当該火災区域（区画）はターゲットが存在するが隣接火災区域（区画）にはターゲットが存在しない場合
- iii. 当該火災区域（区画）はターゲットが存在しないが隣接火災区域（区画）にターゲットが存在する場合
- iv. 当該火災区域（区画）及び隣接火災区域（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. 当該火災区域（区画）及び隣接火災区域（区画）にターゲットが存在する場合

隣接2区域（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. 当該火災区域（区画）はターゲットが存在するが隣接火災区域（区画）にはターゲットが存在しない場合

当該火災区域（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. 当該火災区域（区画）はターゲットが存在しないが隣接火災区域（区画）にターゲットが存在する場合

隣接火災区域（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. 当該火災区域（区画）及び隣接火災区域（区画）にターゲット

トが存在しない場合

この場合は、隣接2区域（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域（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域（区画）は、当該火災区域（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域（区画）とする。

また、上記(ロ) iv. 項の場合も、当該火災区域（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域（区画）とする。

(ニ) スクリーンアウトされない火災区域（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域（区画）は、当該火災区域（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、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。

i. 当該火災区域（区画）及び隣接火災区域（区画）にターゲットが存在する場合

当該火災区域（区画）及び隣接火災区域（区画）内のターゲットの系統分離対策

ii. 当該火災区域（区画）はターゲットが存在するが隣接火災区域（区画）にはターゲットが存在しない場合

当該火災区域（区画）内のターゲットの系統分離対策

iii. 当該火災区域（区画）はターゲットが存在しないが隣接火災区域（区画）にターゲットが存在する場合

隣接火災区域（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)項に隣接火災区域（区画）に影響を与えない火災区域（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域（区画）に火災を想定した場合に，隣接火災区域（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，隣接火災区域（区画）に影響を与える火災区域（区画）が存在しないことを確認した。（第7-1表）

(b) 隣接火災区域（区画）に影響を与えない火災区域（区画）に対する火災影響評価

隣接火災区域（区画）に影響を与えない火災区域（区画）に対して，b. (b)イ.(ロ)項に示すとおり，当該火災区域（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第7-2表に示す。

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域（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域（区画）とした。

成功パスが確保されない火災区域（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域（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。確認結果を第7-3表に示す。

また，詳細な火災影響評価を実施する火災区域（区画）の最終結果を第7-4表に示す。

以上より隣接火災区域（区画）に影響を与えない火災区域（区画）は，火災区域（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、当該系統の機能を考慮し、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、当該系統の機能を考慮し、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、当該系統の機能を考慮し、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。

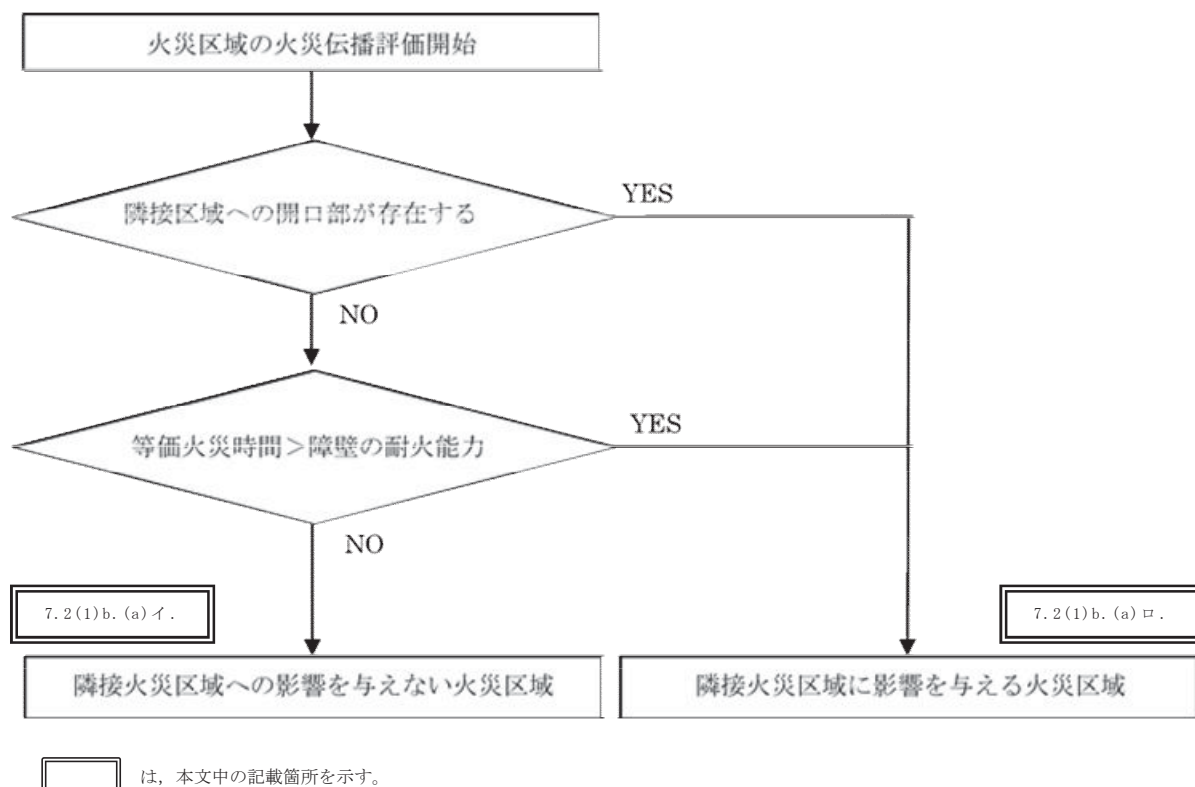
c. 評価結果

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。

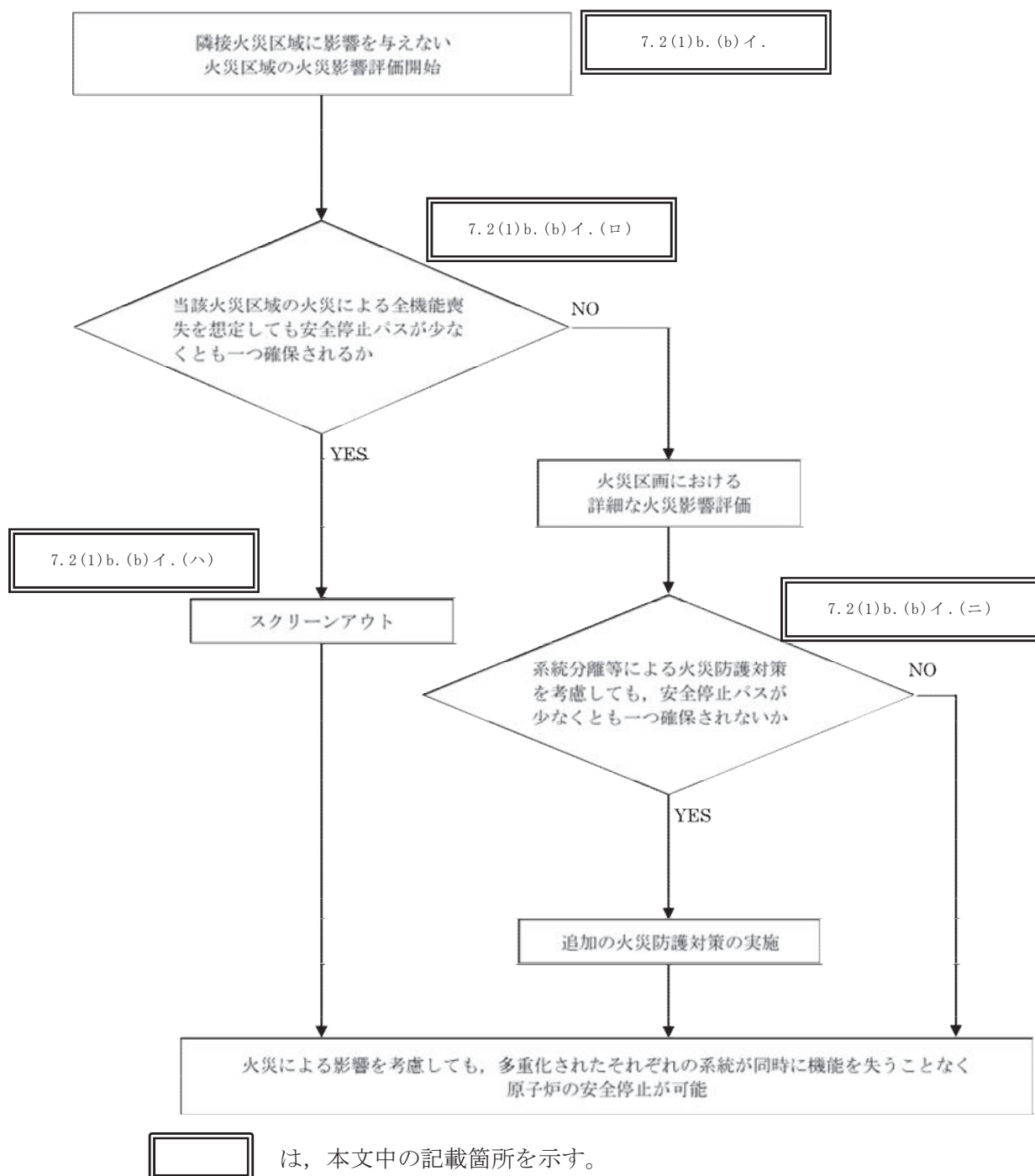
(a) 火災影響評価結果

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。

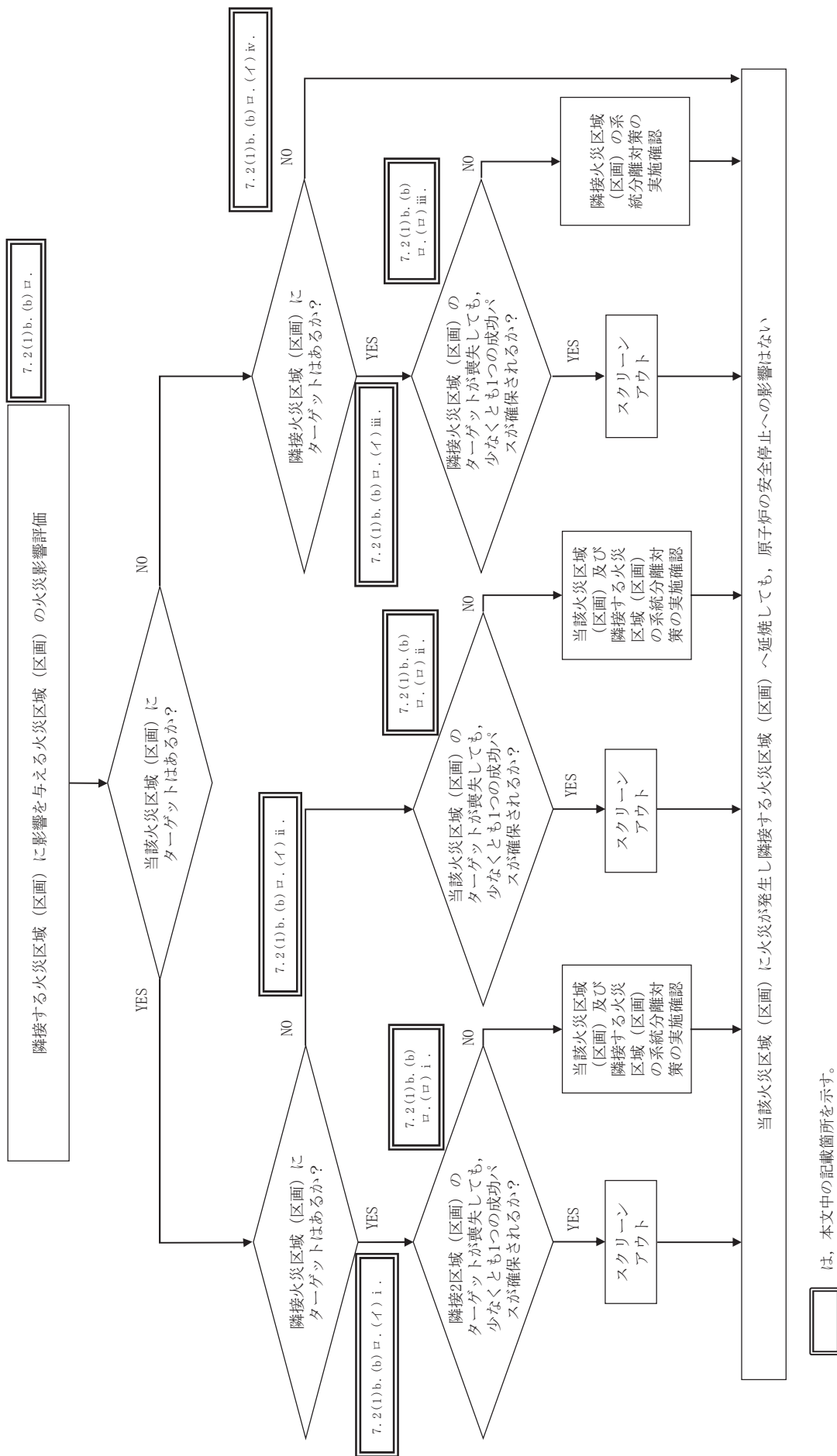
また、内部火災により発生する可能性のある運転時の異常な過渡変化を選定し、対処系に対し安全評価審査指針に基づく単一故障を想定しても、原子炉スクラムに係る論理回路がフェイルセーフ設計であること及び当該制御盤は安全区分に応じて分離されていることから、事象が収束して原子炉は支障なく低温停止に移行できることを確認した。



第7-1図 火災伝播評価手順の概要フロー



第7-2図 隣接火災区域（区画）に影響を与えない火災区域（区画）の火災影響評価手順の概要フロー



第7-3図 隣接火災区域（区画）に影響を与える火災区域（区画）の火災影響評価

第7-1表 火災伝播評価結果

[illegible]

第 7-1 表 火災伝播評価結果

火災区域	火災区域内の 主な区画（部屋）名称	等価火災 時間 ○：3 時間以内	隣接火災区域	開口の有無*	耐火時間	火災伝播の 可能性	備考

第 7-1 表 火災伝播評価結果

火災区域	火災区域内の 主な区画（部屋）名称	等価火災 時間 ○：3 時間以内	隣接火災区域	開口の有無*	耐火時間	火災伝播の 可能性	備考

注記 *：実証試験により3時間耐火性能を確認した耐火隔壁，配管貫通部シール，ケーブルトレイ及び電線管貫通部，防火扉，防火ダンパを使用している場合は，開口無として評価する。

第7-2表 東海第二発電所 成功パス確認一覧表（火災区域R-1）

火災 区域 番号	安全 保護系*1	原子炉 停止系*1	工学的 安全施設等	非常用 所内電源系	事故時 監視計器	残留熱 除去系	最終的 な熱の 逃し場	補助設備	評価結果			
									高温 停止	低温 停止	確認事項	

注：機能喪失するターゲット（関連するケーブルを含む。）がない場合は、「○」、機能喪失するターゲット（関連するケーブルを含む。）がある場合は、「－」とする。

注記 *1：原子炉スクラムに係る論理回路は、フェイルセーフの設計としていること及び当該系統は安全区分に応じて分離されていることから、火災影響なしとして評価する。

第7-2表 東海第二発電所 成功パス確認一覧表（火災区域R-3）

火災 区域 番号	安全 保護系*1	原子炉 停止系*1	工学的 安全施設等	非常用 所内電源系	事故時 監視計器	残留熱 除去系	最終的 な熱の 逃し場	補助設備	評価結果		
									高温 停止	低温 停止	確認事項

注：機能喪失するターゲット（関連するケーブルを含む。）がない場合は、「○」、機能喪失するターゲット（関連するケーブルを含む。）がある場合は、「－」とする。

注記 *1：原子炉スクラムに係る論理回路は、フェイルセーフの設計としてしていること及び当該系統は安全区分に応じて分離されていることから、火災影響なしとして評価する。

第7-2表 東海第二発電所 成功パス確認一覧表（火災区域R-4）

火災 区域 番号	安全 保護系*1	原子炉 停止系*1	工学的 安全施設等	非常用 所内電源系	事故時 監視計器	残留熱 除去系	最終的 な熱の 逃し場	補助設備	評価結果			
									高温 停止	低温 停止	確認事項	

注：機能喪失するターゲット（関連するケーブルを含む。）がない場合は、「○」、機能喪失するターゲット（関連するケーブルを含む。）がある場合は、「－」とする。

注記 *1：原子炉スクラムに係る論理回路は、フェイルセーフの設計としていること及び当該系統は安全区分に応じて分離されていることから、火災影響なしとして評価する。

第7-2表 東海第二発電所 成功パス確認一覧表（火災区域R-5）

火災 区域 番号	安全 保護系*1	原子炉 停止系*1	工学的 安全施設等	非常用 所内電源系	事故時 監視計器	残留熱 除去系	最終的 な熱の 逃し場	補助設備	評価結果			
									高温 停止	低温 停止	確認事項	

注：機能喪失するターゲット（関連するケーブルを含む。）がない場合は、「○」、機能喪失するターゲット（関連するケーブルを含む。）がある場合は、「－」とする。

注記 *1：原子炉スクラムに係る論理回路は、フェイルセーフの設計としていること及び当該系統は安全区分に応じて分離されていることから、火災影響なしとして評価する。

第7-2表 東海第二発電所 成功パス確認一覧表（火災区域R-6）

火災 区域 番号	安全 保護系*1	原子炉 停止系*1	工学的 安全施設等	非常用 所内電源系	事故時 監視計器	残留熱 除去系	最終的 な熱の 逃し場	補助設備	評価結果		
									高温 停止	低温 停止	確認事項

注：機能喪失するターゲット（関連するケーブルを含む。）がない場合は、「○」、機能喪失するターゲット（関連するケーブルを含む。）がある場合は、「－」とする。

注記 *1：原子炉スクラムに係る論理回路は、フェイルセーフの設計としてしていること及び当該系統は安全区分に応じて分離されていることから、火災影響なしとして評価する。

第7-2表 東海第二発電所 成功パス確認一覧表（火災区域R-7）

火災 区域 番号	安全 保護系*	原子炉 停止系*	工学的 安全施設等	非常用 所内電源系	事故時 監視計器	残留熱 除去系	最終的 な熱の 逃し場	補助設備	評価結果			
									高温 停止	低温 停止	確認事項	

注 1：機能喪失するターゲット（関連するケーブルを含む。）がない場合は、「○」、機能喪失するターゲット（関連するケーブルを含む。）がある場合は、「－」とする。

2：中央制御室については、6.2.4(1)のとおり影響軽減対策を行うこと、運転員が常駐しており早期感知・消火が可能であることから、多重化された安全機能が同時に喪失する可能性は低い。万一、当該火災区域内の安全機能が全喪失した場合であってもRSSからの操作により安全停止パスが確保可能である。

注記 *：原子炉スクラムに係る論理回路は、フェイルセーフの設計としていること及び当該系統は安全区分に応じて分離されていることから、火災影響なしとして評価する。

第7-2表 東海第二発電所 成功パス確認一覧表（火災区域R-8）

火災 区域 番号	安全 保護系*	原子炉 停止系*	工学的 安全施設等	非常用 所内電源系	事故時 監視計器	残留熱 除去系	最終的 な熟の 逃し場	補助設備	評価結果		
									高温 停止	低温 停止	確認事項

注 　：機能喪失するターゲット（関連するケーブルを含む。）がない場合は，「○」，機能喪失するターゲット（関連するケーブルを含む。）がある場合は，「－」とする。

注記 　＊：原子炉スクラムに係る論理回路は，フェイルセーフの設計としてしていること及び当該系統は安全区分に応じて分離されていることから，火災影響なしとして評価する。

第7-2表 東海第二発電所 成功パス確認一覧表（火災区域R-9）

火災 区域 番号	安全 保護系*	原子炉 停止系*	工学的 安全施設等	非常用 所内電源系	事故時 監視計器	残留熱 除去系	最終的 な熱の 逃し場	補助設備	評価結果		
									高温 停止	低温 停止	確認事項

注：機能喪失するターゲット（関連するケーブルを含む。）がない場合は、「○」、機能喪失するターゲット（関連するケーブルを含む。）がある場合は、「－」とする。

注記 *：原子炉スクラムに係る論理回路は、フェイルセーフの設計としていていること及び当該系統は安全区分に応じて分離されていることから、火災影響なしとして評価する。

第7-2表 東海第二発電所 成功パス確認一覧表（火災区域R-10）

火災 区域 番号	安全 保護系*	原子炉 停止系*	工学的 安全施設等	非常用 所内電源系	事故時 監視計器	残留熱 除去系	最終的 な熱の 逃し場	補助設備	評価結果		
									高温 停止	低温 停止	確認事項

注：機能喪失するターゲット（関連するケーブルを含む。）がない場合は、「○」、機能喪失するターゲット（関連するケーブルを含む。）がある場合は、「－」とする。

注記 *：原子炉スクラムに係る論理回路は、フェイルセーフの設計としていること及び当該系統は安全区分に応じて分離されていることから、火災影響なしとして評価する。

第7-2表 東海第二発電所 成功パス確認一覧表（火災区域R-11）

火災 区域 番号	安全 保護系*	原子炉 停止系*	工学的 安全施設等	非常用 所内電源系	事故時 監視計器	残留熱 除去系	最終的 な熱の 逃し場	補助設備	評価結果		
									高温 停止	低温 停止	確認事項

注：機能喪失するターゲット（関連するケーブルを含む。）がない場合は、「○」、機能喪失するターゲット（関連するケーブルを含む。）がある場合は、「－」とする。

注記 *：原子炉スクラムに係る論理回路は、フェイルセーフの設計としていること及び当該系統は安全区分に応じて分離されていることから、火災影響なしとして評価する。

第7-2表 東海第二発電所 成功パス確認一覧表（火災区域R-12）

火災 区域 番号	安全 保護系*	原子炉 停止系*	工学的 安全施設等	非常用 所内電源系	事故時 監視計器	残留熱 除去系	最終的 な熱の 逃し場	補助設備	評価結果		
									高温 停止	低温 停止	確認事項

注：機能喪失するターゲット（関連するケーブルを含む。）がない場合は、「○」、機能喪失するターゲット（関連するケーブルを含む。）がある場合は、「－」とする。

注記 *：原子炉スクラムに係る論理回路は、フェイルセーフの設計としていること及び当該系統は安全区分に応じて分離されていることから、火災影響なしとして評価する。

第7-2表 東海第二発電所 成功パス確認一覧表（火災区域RW-1）

火災 区域 番号	安全 保護系*	原子炉 停止系*	工学的 安全施設等	非常用 所内電源系	事故時 監視計器	残留熱 除去系	最終的 な熱の 逃し場	補助設備	評価結果		
									高温 停止	低温 停止	確認事項

注：機能喪失するターゲット（関連するケーブルを含む。）がない場合は、「○」、機能喪失するターゲット（関連するケーブルを含む。）がある場合は、「－」とする。

注記 *：原子炉スクラムに係る論理回路は、フェイルセーフの設計としていること及び当該系統は安全区分に応じて分離されていることから、火災影響なしとして評価する。

第7-2表 東海第二発電所 成功パス確認一覧表（火災区域T-1, RW-5, RW-6, NRW-1, LLW-1, DY-1, DY-2, DC-1, 0-1, 0-17, 0-18)

火災 区域 番号	安全 保護系*	原子炉 停止系*	工学的 安全施設等	非常用 所内電源系	事故時 監視計器	残留熱 除去系	最終的 な熱の 逃し場	補助設備	評価結果		
									高温 停止	低温 停止	確認事項

注：機能喪失するターゲット（関連するケーブルを含む。）がない場合は、「○」、機能喪失するターゲット（関連するケーブルを含む。）がある場合は、「－」とする。

注記 *：原子炉スクラムに係る論理回路は、フェイルセーフの設計としていること及び当該系統は安全区分に応じて分離されていることから、火災影響なしとして評価する。

第7-2表 東海第二発電所 成功パス確認一覧表（火災区域0-2）

火災 区域 番号	安全 保護系*	原子炉 停止系*	工学的 安全施設等	非常用 所内電源系	事故時 監視計器	残留熱 除去系	最終的 な熱の 逃し場	補助設備	評価結果		
									高温 停止	低温 停止	確認事項

注：機能喪失するターゲット（関連するケーブルを含む。）がない場合は、「○」、機能喪失するターゲット（関連するケーブルを含む。）がある場合は、「－」とする。

注記 *：原子炉スクラムに係る論理回路は、フェイルセーフの設計としていていること及び当該系統は安全区分に応じて分離されていることから、火災影響なしとして評価する。

第7-2表 東海第二発電所 成功パス確認一覧表（火災区域0-3）

火災 区域 番号	安全 保護系*	原子炉 停止系*	工学的 安全施設等	非常用 所内電源系	事故時 監視計器	残留熱 除去系	最終的 な熟の 逃し場	補助設備	評価結果		
									高温 停止	低温 停止	確認事項

注：機能喪失するターゲット（関連するケーブルを含む。）がない場合は、「○」、機能喪失するターゲット（関連するケーブルを含む。）がある場合は、「－」とする。

注記 *：原子炉スクラムに係る論理回路は、フェイルセーフの設計としていること及び当該系統は安全区分に応じて分離されていることから、火災影響なしとして評価する。

第7-2表 東海第二発電所 成功パス確認一覧表（火災区域0-4（R-1の一部））

火災 区域 番号	安全 保護系*	原子炉 停止系*	工学的 安全施設等	非常用 所内電源系	事故時 監視計器	残留熱 除去系	最終的 な熱の 逃し場	補助設備	評価結果		
									高温 停止	低温 停止	確認事項

注：機能喪失するターゲット（関連するケーブルを含む。）がない場合は、「○」、機能喪失するターゲット（関連するケーブルを含む。）がある場合は、「－」とする。

注記 *：原子炉スクラムに係る論理回路は、フェイルセーフの設計としていること及び当該系統は安全区分に応じて分離されていることから、火災影響なしとして評価する。

第7-2表 東海第二発電所 成功パス確認一覧表（火災区域0-5（R-3の一部））

火災 区域 番号	安全 保護系*	原子炉 停止系*	工学的 安全施設等	非常用 所内電源系	事故時 監視計器	残留熱 除去系	最終的 な熱の 逃し場	補助設備	評価結果		
									高温 停止	低温 停止	確認事項

注：機能喪失するターゲット（関連するケーブルを含む。）がない場合は、「○」、機能喪失するターゲット（関連するケーブルを含む。）がある場合は、「－」とする。

注記 *：原子炉スクラムに係る論理回路は、フェイルセーフの設計としていること及び当該系統は安全区分に応じて分離されていることから、火災影響なしとして評価する。

第7-2表 東海第二発電所 成功パス確認一覧表（火災区域0-6（R-3の一部））

火災 区域 番号	安全 保護系*	原子炉 停止系*	工学的 安全施設等	非常用 所内電源系	事故時 監視計器	残留熱 除去系	最終的 な熱の 逃し場	補助設備	評価結果		
									高温 停止	低温 停止	確認事項

注：機能喪失するターゲット（関連するケーブルを含む。）がない場合は、「○」、機能喪失するターゲット（関連するケーブルを含む。）がある場合は、「－」とする。

注記 *：原子炉スクラムに係る論理回路は、フェイルセーフの設計としていること及び当該系統は安全区分に応じて分離されていることから、火災影響なしとして評価する。

第7-2表 東海第二発電所 成功パス確認一覧表（火災区域0-7）

火災 区域 番号	安全 保護系*	原子炉 停止系*	工学的 安全施設等	非常用 所内電源系	事故時 監視計器	残留熱 除去系	最終的 な熱の 逃し場	補助設備	評価結果		
									高温 停止	低温 停止	確認事項

注：機能喪失するターゲット（関連するケーブルを含む。）がない場合は、「○」、機能喪失するターゲット（関連するケーブルを含む。）がある場合は、「－」とする。

注記 *：原子炉スクラムに係る論理回路は、フェイルセーフの設計としていること及び当該系統は安全区分に応じて分離されていることから、火災影響なしとして評価する。

第7-2表 東海第二発電所 成功パス確認一覧表（火災区域0-8）

火災 区域 番号	安全 保護系*	原子炉 停止系*	工学的 安全施設等	非常用 所内電源系	事故時 監視計器	残留熱 除去系	最終的 な熱の 逃し場	補助設備	評価結果		
									高温 停止	低温 停止	確認事項

注：機能喪失するターゲット（関連するケーブルを含む。）がない場合は、「○」、機能喪失するターゲット（関連するケーブルを含む。）がある場合は、「－」とする。

注記 *：原子炉スクラムに係る論理回路は、フェイルセーフの設計としていること及び当該系統は安全区分に応じて分離されていることから、火災影響なしとして評価する。

第7-2表 東海第二発電所 成功パス確認一覧表（火災区域0-9）

火災 区域 番号	安全 保護系*	原子炉 停止系*	工学的 安全施設等	非常用 所内電源系	事故時 監視計器	残留熱 除去系	最終的 な熱の 逃し場	補助設備	評価結果		
									高温 停止	低温 停止	確認事項

注：機能喪失するターゲット（関連するケーブルを含む。）がない場合は、「○」、機能喪失するターゲット（関連するケーブルを含む。）がある場合は、「－」とする。

注記 *：原子炉スクラムに係る論理回路は、フェイルセーフの設計としていること及び当該系統は安全区分に応じて分離されていることから、火災影響なしとして評価する。

第7-2表 東海第二発電所 成功パス確認一覧表（火災区域K-1, K-2, K-3, K-4, O-10, O-11, O-12, O-13, O-14, O-15, O-16, D-3, D-4）

火災 区域 番号	安全 保護系*	原子炉 停止系*	工学的 安全施設等	非常用 所内電源系	事故時 監視計器	残留熱 除去系	最終的 な熱の 逃し場	補助設備	評価結果		
									高温 停止	低温 停止	確認事項

注：機能喪失するターゲット（関連するケーブルを含む。）がない場合は、「○」、機能喪失するターゲット（関連するケーブルを含む。）がある場合は、「－」とする。

注記 *：原子炉スクラムに係る論理回路は、フェイルセーフの設計としていること及び当該系統は安全区分に応じて分離されていることから、火災影響なしとして評価する。

第 7-2 表 東海第二発電所 成功パス確認一覧表（火災区域 D-1, D-2（D-B1-2, D-B1-4, D-B1-5, D-1-5））

火災 区域 番号	安全 保護系*	原子炉 停止系*	工学的 安全施設等	非常用 所内電源系	事故時 監視計器	残留熱 除去系	最終的 な熱の 逃し場	補助設備	評価結果		
									高温 停止	低温 停止	確認事項

注：機能喪失するターゲット（関連するケーブルを含む。）がない場合は，「○」，機能喪失するターゲット（関連するケーブルを含む。）がある場合は，「－」とする。

注記 *：原子炉スクラムに係る論理回路は，フェイルセーフの設計としていること及び当該系統は安全区分に応じて分離されていることから，火災影響なしとして評価する。

第7-2表 東海第二発電所 成功パス確認一覧表（火災区域D-1, D-2（D-B1-6, D-1-6））

火災 区域 番号	安全 保護系*	原子炉 停止系*	工学的 安全施設等	非常用 所内電源系	事故時 監視計器	残留熱 除去系	最終的 な熱の 逃し場	補助設備	評価結果		
									高温 停止	低温 停止	確認事項

注：機能喪失するターゲット（関連するケーブルを含む。）がない場合は、「○」、機能喪失するターゲット（関連するケーブルを含む。）がある場合は、「ー」とする。

注記 *：原子炉スクラムに係る論理回路は、フェイルセーフの設計としていること及び当該系統は安全区分に応じて分離されていることから、火災影響なしとして評価する。

第7-3表 東海第二発電所 詳細な火災影響評価（火災区域R-3 1／50）

火災を 想定 する 火災 区画	隣接 火災 区画	開口部 有無	基準 時間 ＜耐火 時間 (注1)	火災を想定する火災区画								隣接火災区画								系統分離対策	高温停止の 安全停止バス	低温停止の 安全停止バス	高温停止(注4)	低温停止(注4)
				有する機能(注2)								有する機能(注2)												
				ターゲット(注3)								ターゲット(注3)												
1	2	3	4	5	6	7	8	1	2	3	4	5	6	7	8									

分類 (注2)

- 1. 安全保護系
- 2. 原子炉停止系
- 3. 工学的安全施設等
- 4. 非常用所内電源系
- 5. 事故時監視計器
- 6. 残留熱除去系
- 7. 最終的な熱の逃し場
- 8. 補助設備

(注1) 隣接火災区画への火災伝播の可能性を評価し、「等価時間<耐火時間」であれば「○」とする。

(注2) 各機能を有する場合は「○」、有しない場合は「-」とする。

(注3) 当該火災区画にターゲットが存在する場合は「○」、存在しない場合は「-」とする。

(注4) 各機能の成功バスが成立する場合、原子炉の高温停止及び低温停止が可能であるため、「○」とする。

なお、本評価については、重大事故等対処施設的设计等による貫通部によって追加及び修正となることもある。

第 7-3 表 東海第二発電所 詳細な火災影響評価 (火災区域 R-3 2 / 50)

火災を 想定 する 火災 区画	隣接火災区画	開口部有無 (注1)	等価 時間 ≦ 耐火 時間 (注1)	火災を想定する火災区画								隣接火災区画								系統分離対策 ターゲットに関する説明	高温停止の 安全停止バス	低温停止の 安全停止バス	高温停止(注4)	低温停止(注4)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																											
				有する機能(注2)								有する機能(注2)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
				タクト				タクト				タクト				タクト									タクト																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																										
				1	2	3	4	5	6	7	8	1	2	3	4	5	6	7	8																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																

分類 (注2)

- 1. 安全保護系
- 2. 原子炉停止系
- 3. 工学的安全施設等
- 4. 非常用所内電源系
- 5. 事故時監視計器
- 6. 残留熱除去系
- 7. 最終的な熱の受け場
- 8. 補助設備

(注1) 隣接火災区域への火災伝播の可能性を評価し、「等価時間<耐火時間」であれば「O」とする。
(注2) 各機能を有する場合は「O」、有しない場合は「-」とする。
(注3) 当該火災区域にターゲットが存在する場合は「O」、存在しない場合は「-」とする。
(注4) 各機能の成功バスが成立する場合、原子炉の高温停止及び低温停止が可能であるため、「O」とする。
なお、本評価については、重大事故等対処施設的设计等による貫通部によって追加及び修正となることもある。

第7-3表 東海第二発電所 詳細な火災影響評価 (火災区域 R-3 3/50)

[illegible]

第7-3表 東海第二発電所 詳細な火災影響評価 (火災区域 R-3 4/50)

火災を想定する火災区画	隣接火災区画	火災を想定する火災区画								隣接火災区画	系統分離対策	高温停止の安全停止バス	低温停止の安全停止バス	高温停止注4)	低温停止注4)		
		有する機器(注2)															
		1	2	3	4	5	6	7	8								
待機時間<1分	待機時間<1分	1	2	3	4	5	6	7	8	1	2	3	4	5	6	7	8
開口部有無	開口部有無	1	2	3	4	5	6	7	8	1	2	3	4	5	6	7	8
系統分離対策を実施するターゲットに関する説明																	

分類 (注2)

1. 安全保護系
2. 原子炉停止系
3. 工学的安全施設等
4. 非常用所内電源系
5. 事故時監視計器
6. 残留熱除去系
7. 最終的な熱の逃し場
8. 補助設備

第7-3表 東海第二発電所 詳細な火災影響評価 (火災区域 R-3 5/50)

[illegible]

分類 (注2)

1. 安全保護系
2. 原子炉停止系
3. 工学的安全施設等
4. 非常用所内電源系
5. 事故時監視計器
6. 残留熱除去系
7. 最終的な熱の過い場
8. 補助設備

(注1)隣接火災区画への火災伝播の可能性を評価、「等価時間」＜「耐火時間」であれば「○」とする。

(注2) 各機能を有する場合は「○」、有しない場合は「-」とする。

(注3)当該火災区画にターゲットが存在する場合は「○」、存在しない場合は「-」とする。

なお、本評価については、重大事故等対策施設の設計等による貫通部によって追加及び修正となることもある。

第 7-3 表 東海第二発電所 詳細な火災影響評価（火災区域 R-3 11／50）

火災を 想定 する 火災 区域	隣接火災区域	開口部有無 (注1)	準備 時間 火災 時間 (注1)	火災を想定する火災区域										隣接火災区域	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2)	有する機能(注2
-----------------------------	--------	---------------	------------------------------	-------------	--	--	--	--	--	--	--	--	--	--------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	----------

第 7-3 表 東海第二発電所 詳細な火災影響評価 (火災区域 R-3 14/50)

火災を 想定 する 火災 区画	隣接火災区画	開口部 有無 (注1)	等価 時間 <耐火 時間 (注1)	火災を想定する火災区画								隣接火災区画								系統分離対策	高温停止の 安全停止バス	低温停止の 安全停止バス	高温停止注 4	低温停止注 4
				有する機能(注2)								有する機能(注2)												
				1	2	3	4	5	6	7	8	1	2	3	4	5	6	7	8					
				タ ー ゲ ッ ト 分 離 策 (注3)	タ ー ゲ ッ ト 分 離 策 (注3)	タ ー ゲ ッ ト 分 離 策 (注3)	タ ー ゲ ッ ト 分 離 策 (注3)	タ ー ゲ ッ ト 分 離 策 (注3)	タ ー ゲ ッ ト 分 離 策 (注3)	タ ー ゲ ッ ト 分 離 策 (注3)	タ ー ゲ ッ ト 分 離 策 (注3)	タ ー ゲ ッ ト 分 離 策 (注3)	タ ー ゲ ッ ト 分 離 策 (注3)	タ ー ゲ ッ ト 分 離 策 (注3)	タ ー ゲ ッ ト 分 離 策 (注3)	タ ー ゲ ッ ト 分 離 策 (注3)	タ ー ゲ ッ ト 分 離 策 (注3)	タ ー ゲ ッ ト 分 離 策 (注3)						
系統分離対策を実施する ターゲットに関する説明																								

分類 (注2)

- 1. 安全保護系
- 2. 原子炉停止系
- 3. 工学的安全施設等
- 4. 非常用所内電源系
- 5. 事故時監視計器
- 6. 残留熱除去系
- 7. 最終的な熱の逃し場
- 8. 補助設備

(注1) 隣接火災区画への火災伝播の可能性を評価し、「等価時間<耐火時間」であれば「O」とする。
(注2) 各機能を有する場合は「O」、有しない場合は「-」とする。
(注3) 当該火災区画にターゲットが存在する場合は「O」、存在しない場合は「-」とする。
(注4) 各機能の成功パスが成立する場合、原子炉の高温停止及び低温停止が可能であるため、「O」とする。
なお、本評価については、重大事故等対処施設の設計等による重通部によって追加及び修正となることもある。

第7-3表 東海第二発電所 詳細な火災影響評価 (火災区域 R-3 15/50)

[illegible]

分類(注2)

1. 安全保護系
2. 原子炉停止系
3. 工学的安全施設等
4. 非常用所内電源系
5. 事故時監視計器
6. 残留熱除去系
7. 最終的な熱の逃し場
8. 補助設備

(注1)隣接火災区画への火災伝播の可能性を評価し、「等価時間<耐火時間」であれば「○」とする。

(注2)各機能を有する場合は「○」、有しない場合は「-」とする。

(注3)当該火災区画にターゲットが存在する場合は「○」、存在しない場合は「-」とする。

また、冬期船舶の成功パスが成立する場合、原子炉の高温停止及び低温停止が可能であるため、「〇」とする。(注4)各種事故等対策施設等の設計等による貫通管によって追加及び修正となることもある。本評価については、重大事故等対策施設等の設計等による貫通管によって追加及び修正となることもある。

第7-3表 東海第二発電所 詳細な火災影響評価 (火災区域 R-3 16/50)

[illegible]

分類 (注2)

1. 安全保護系
2. 原子炉停止系
3. 工学的安全施設等
4. 非常用所内電源系
5. 事故時監視器
6. 残留熱除去系
7. 最終的な熱の逃し場
8. 補助設備

(注1)隣接火災区画への火災伝播の可能性を評価し、「等価時間<耐火時間」であれば「○」とする。

(注2)各機能を有する場合は「○」、有しない場合は「-」とする。

(注3)当該火災区画にターゲットが存在する場合は「○」、存在しない場合は「-」とする。

（注4）各機能の成功パスが成立する場合、原子炉の高温停止及び低温停止が可能であるため、「○」とする。重大事故等対処施設の設計等による貫通部によって追加及び修正となることもある。

第 7-3 表 東海第二発電所 詳細な火災影響評価 (火災区域 R-3 17 / 50)

火災を 想定 する 火災 区画	隣接火災区画	開口部有無 (注1)	等価 時間 < 耐火 時間 (注1)	火災を想定する火災区画										隣接火災区画										系統分離対策	高温停止の 安全停止バス	低温停止の 安全停止バス	高温停止(注4)	低温停止(注4)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																													
				有する機能(注2)										有する機能(注2)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																											
				タイマ(注3)										タイマ(注3)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																											
				1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		

- 分類 (注2)
- 1. 安全保護系
 - 2. 原子炉停止系
 - 3. 工学的安全施設等
 - 4. 非常用所内警備系
 - 5. 事故時監視引当
 - 6. 残留熱除去系
 - 7. 最終的な熱の逃がし場
 - 8. 補助設備

(注1) 隣接火災区画への火災伝播の可能性を評価し、「等価時間」であれば「O」とする。
(注2) 本欄に有する場合は「O」、有しない場合は「-」とする。
(注3) 当該火災区画にタイマが存在する場合は「O」、存在しない場合は「-」とする。
(注4) 本欄の成功が、原子炉の高温停止及び低温停止が可能なため、「O」とする。
なお、本評価については、重大事故等対応施設の設計等による異変等によって追加及び修正がある。

第7-3表 東海第二発電所 詳細な火災影響評価 (火災区域 R-3 18/50)

火災を想定する火災区画	隣接火災区画	火災を想定する火災区画		隣接火災区画										系統分離対策	高温停止の 安全停止バス	低温停止の 安全停止バス	高温停止(注4)	低温停止(注4)
		開口部 有無	耐火 時間 (注1)	有する機能(注2)														
				タクトシステム(注3)														
				1	2	3	4	5	6	7	8	9	10					
				1	2	3	4	5	6	7	8							

(注2)分類分票

1. 安全保護系
2. 原子炉停止系
3. 工学的安全施設等
4. 非常用内電源系
5. 事故時監視器
6. 残留除去系
7. 最終的な熱の逃し場
8. 補助設備

(注1)隣接火災区画への火災伝播の可能性を評価し、「等価時間<耐火時間」であれば「○」とする。

(注2)各機能を有する場合は「○」、有しない場合は「-」とする。

(注3)当該火災区画にターゲットが存在する場合は「○」、存在しない場合は「-」とする。

(注4) 各機能の成功パスが成立する場合、原子炉の高温停止及び低温停止が可能であるため、「○」とする。

なお、本評価については、重大事故等対策施設等の設計等による貫通部によって追加及び修正となることもある。入切り容機能の取付カスが成立する場合、床下からの貫通壁及び地盤壁が互に可能であるために、1つとする。

第 7-3 表 東海第二発電所 詳細な火災影響評価（火災区域 R-3 19／50）

火災を 想定 する 火災 区画	隣接火災区画	開口部有無 (注1)	等価 時間 < 耐火 時間 (注1)	火災を想定する火災区画 有する機能(注2)								隣接火災区画 有する機能(注2)								系統分離対策	高温停止の 安全停止バス	低温停止の 安全停止バス	高温停止(注4)	低温停止(注4)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
				ターゲット(注3)								ターゲット(注3)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
				ターゲット(注3)								ターゲット(注3)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
				1	2	3	4	5	6	7	8	1	2	3	4	5	6	7	8																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																											

分類 (注2)

1. 安全保護系

2. 原子炉停止系

3. 工学的安全施設等

4. 非常用所内電源系

5. 事故時監視計器

6. 残留熱除去系

7. 最終的な熱の遮り場

8. 補助設備

(注1)隣接火災区域への火災伝播の可能性を評価し、「等価時間<耐火時間」であれば「○」とする。
(注2)各機能を有する場合は「○」、有しない場合は「-」とする。
(注3)当該火災区域にターゲットが存在する場合は「○」、存在しない場合は「-」とする。
(注4)各機能の成功バスが成立する場合、原子炉の高温停止及び低温停止が可能であるため、「○」とする。
なお、本評価については、重大事故等対処施設の設計等による貫通部によって追加及び修正となることもある。

第7-3表 東海第二発電所 詳細な火災影響評価 (火災区域 R-3 20/50)

[illegible]

分類 (注1)

1. 完全保護系
2. 原子炉停止系
3. 工学的安全施設等
4. 非常停止用電源系
5. 事故時延宕計器
6. 停炉制除去系
7. 長期的貯蔵の遅し場
8. 事故防護

第 7-3 表 東海第二発電所 詳細な火災影響評価（火災区域 R-3 22／50）

火災を想定する火災区域	隣接火災区域	開口部有無 (注1)	等価時間<耐火時間 (注1)	火災を想定する火災区域								隣接火災区域								系統分離対策	高温停止の 安全停止バス	低温停止の 安全停止バス	高温停止(注4)	低温停止(注4)
				有する機能(注2)								有する機能(注2)												
				ターゲット(注3)								ターゲット(注3)												
				1	2	3	4	5	6	7	8	1	2	3	4	5	6	7	8					

分類 (注2)

- 1. 安全保護系
- 2. 原子炉停止系
- 3. 工学的安全施設等
- 4. 非常用所内電源系
- 5. 事故時監視計器
- 6. 残留熱除去系
- 7. 最終的な熱の逃し場
- 8. 補助設備

(注1) 隣接火災区域への火災伝播の可能性を評価し、「等価時間<耐火時間」であれば「O」とする。
(注2) 各機能有する場合は「O」、有しない場合は「-」とする。
(注3) 当該火災区域にターゲットが存在する場合は「O」、存在しない場合は「-」とする。
(注4) 各機能の成功バスが成立する場合、原子炉の高温停止及び低温停止が可能であるため、「O」とする。
なお、本評価については、重大事故等対処施設の設計等による真通報によって追加及び修正となることもある。

第7-3表 東海第二発電所 詳細な火災影響評価 (火災区域 R-3 23/50)

[illegible]

分類(注2)

1. 安全保護系
2. 原子炉停止系
3. 工学的安全施設等
4. 非常用内電源系
5. 事故時監視計器
6. 残留熱除去系
7. 最終的な熱の逃し場
8. 補助設備

(注)隣接火災：反面への火災伝播の可能性を評価し、「空回時間」＜「耐火時間」であれば「○」とする。

(注2)各機能をもつ場合「○」、有しない場合は「-」とする。

(注3)当該火災区画にターゲッが存在する場合は「○」、存在しない場合は「-」とする。

また、(注4)各種船舶の成功バスが成立する場合、原子炉の高温停止及び低温停止が可能であるため、「O」とする。

第7-3表 東海第二発電所 詳細な火災影響評価 (火災区域 R-3 24/50)

[illegible]

分級(注2)

1. 安全保護系
2. 原子炉停止系
3. 工学的安全施設等
4. 非常用内電源系
5. 事故時監視器
6. 残留熱除去系
7. 最終的な熱の逃し場
8. 補助設備

(注)隣接火災区画への火災伝播の可能性を評価し、「等価時間×耐火時間」であれば「○」とする。

(注2) 各機能を有する場合は「○」、有しない場合は「-」とする。

(注3)当該火災区画にターゲットが存在する場合は「○」、存在しない場合は「-」とする。

各機能の成功パスが成立する場合、原子炉の高温停止及び低温停止が可能であるため、「○」とする。本評価については、重大事故等対処施設の設計等による貫通部によって追加及び修正となることもある。

なお、本評価については、重大事故等対処施設的设计等による貫通部によって追加及び修正となることもある。

第 7-3 表 東海第二発電所 詳細な火災影響評価 (火災区域 R-3 25/50)

火災を 想定 する 火災 区画	隣接火災区画	開口部有無 (注1)	等価 時間 < 耐火 時間 (注1)	火災を想定する火災区画								ターゲット (注3)	隣接火災区画								系統分離対策	高温停止の 安全停止バス	低温停止の 安全停止バス	高温停止(注4)	低温停止(注4)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
				有する機能(注2)									有する機能(注2)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
				ターゲット (注3)									ターゲット (注3)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
				1	2	3	4	5	6	7	8		1	2	3	4	5	6	7	8																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																												

分類 (注2)

- 1. 安全保護系
- 2. 原子炉停止系
- 3. 工学的安全施設等
- 4. 非常用所内電源系
- 5. 事故時監視計器
- 6. 残留熱除去系
- 7. 最終的な熱の処理場
- 8. 補助設備

(注1)隣接火災区域への火災伝播の可能性を評価し、「等価時間<耐火時間」であれば「○」とする。

(注2)各機能を有する場合は「○」、有しない場合は「-」とする。

(注3)当該火災区域にターゲットが存在する場合は「○」、存在しない場合は「-」とする。

(注4)各機能の成功バスが成立する場合、原子炉の高温停止及び低温停止が可能であるため、「○」とする。
なお、本評価については、重大事故等対応施設の設計等による異変部によって追加及び修正となることもある。

第7-3表 東海第二発電所 詳細な火災影響評価 (火災区域 R-3 26/50)

火災を 想定 する 火災 区画	隣接火災区画	開口部有無	等価 時間 <耐火 時間 (注1)	火災を想定する火災区画 有する機能(注2)								ターゲット(注3)	隣接火災区画 有する機能(注2)	系統分離対策	高温停止の 安全停止バス	低温停止の 安全停止バス	高温停止(注4)	低温停止(注4)
				有する機能(注2)														
				有する機能(注2)														
				有する機能(注2)														
				有する機能(注2)														
				1	2	3	4	5	6	7	8							

分類 (注2)

- 分類(注2)
1. 安全保護系
 2. 原子炉停止系
 3. 工学的安全施設等
 4. 非常用電源系
 5. 事故時監視器
 6. 残留熱除去系
 7. 最終の熱の逃し場
 8. 補助設備

（注）隣接火災区画への火災伝播の可能性を評価し、「等価時間＜耐火時間」であれば「○」とする。

(注2) 各機能を有する場合は「○」、有しない場合は「-」とする。

(注3)当該火災区画にターゲットが存在する場合は「○」、存在しない場合は「-」とする。

各機能の成功パスが成立する場合は、原子炉の高温停止及び低温停止が可能であるため、「O」とする。(注4) 重大事故等対応施設的设计等による貫通部によって追加及び修正となることもある。

第7-3表 東海第二発電所 詳細な火災影響評価 (火災区域 R-3 28/50)

火災を 想定 する 火災 区画	隣接火災区画	開口部 有 無	等面 時間 < 耐火 時間 (3.1)	火災を想定する火災区画 有する機能(注2)								ターゲット 注3	隣接火災区画 有する機能(注2)	系統分離対策	高温停止の 安全停止パス	低温停止の 安全停止パス	高温停止(注4)	低温停止(注5)
				有する機能(注2)														
				1	2	3	4	5	6	7	8							
				1	2	3	4	5	6	7	8							

分類 (注2) (注1) 燃焼火災区画への火災区画の可能性を評価し、「燃焼時間<耐火時間」であれば「O」とする。

1. 安全保護系
2. 原子炉停止系
3. 工学的安全施設等
4. 非常用所内電源系
5. 事故時監視計器
6. 残留薬除去系
7. 最終的な熱の逃し場
8. 補助設備

分類 (注2) (注1) 燃焼火災区画への火災区画の可能性を評価、「燃焼時間<耐火時間」であれば「O」とする。

1. 安全保護系
(注2) 各種能なする場合は「○」、有しない場合は「-」とする。

2. 原子炉停止系

2

4. 非常用所内電源系

臨江府志卷之五

6. 残留测试系

7. 最終的な熱の逃し場

α. 補助設備

第7-3表 東海第二発電所 詳細な火災影響評価 (火災区域 R-3 29/50)

[illegible]

(注1) 隣接火災区画への火災伝播の可能性を評価し、「等価時間」であれば「O」とする。
(注2) 各機能能を有する場合は「O」、有しない場合は「-」とする。
(注3) 当該火災区画にターゲットが存在する場合は「O」、存在しない場合は「-」とする。
(注4) 各機能の成功パスが成立する場合、原子炉の高温停止及び低温停止が可能であるため、「O」とする。
なお、本評価については、重大事故等対処施設的设计等による真通部によって追加及び修正などもある。

分類 (注2)

1. 安全保護系
2. 原子炉停止系
3. 工学的安全施設等
4. 非常用所内電源系
5. 事故時監視計器
6. 残留熱除去系
7. 最終的な熱の逃し場
8. 補助設備

第 7-3 表 東海第二発電所 詳細な火災影響評価（火災区域 R-3 31／50）

火災を 想定 する 火災 区域	隣接火災区域	開口部有無 (注1)	等価 時間 と 耐火 時間 (注1)	火災を想定する火災区域								隣接火災区域								系統分離対策	高温停止の 安全停止パス	低温停止の 安全停止パス	高温停止(注4)	低温停止(注4)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
				有する機能(注2)								有する機能(注2)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
				ターゲット(注3)								ターゲット(注3)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
				1	2	3	4	5	6	7	8	1	2	3	4	5	6	7	8																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																											

分類 (注2)

- 1. 安全保護系
- 2. 原子炉停止系
- 3. 工学的安全施設等
- 4. 非常用内電源系
- 5. 事故時監視計器
- 6. 残留熱除去系
- 7. 最終的な熱の逃し場
- 8. 補助設備

(注1) 隣接火災区域への火災伝播の可能性を評価し、「等価時間<耐火時間」であれば「O」とする。
(注2) 各機能を有する場合は「O」、有しない場合は「-」とする。
(注3) 当該火災区域にターゲットが存在する場合は「O」、存在しない場合は「-」とする。
(注4) 各機能の成功パスが成立する場合、原子炉の高温停止及び低温停止が可能であるため、「O」とする。
なお、本評価については、重大事故等対処施設的设计等による真通部によって追加及び修正などがある。

第 7-3 表 東海第二発電所 詳細な火災影響評価 (火災区域 R-3 32/50)

火災を 想定 する 火災 区域	隣接火災区域	開口部位置	火災 時間 ＜火災 時間 (注1)	火災を想定する火災区域								隣接火災区域								系統分離対策 ターゲットに関する説明	系統分離対策	高温停止の 安全停止バス	低温停止の 安全停止バス	高温停止(注4)	低温停止(注4)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
				有する機能(注2)								有する機能(注2)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																														
				1	2	3	4	5	6	7	8	1	2	3	4	5	6	7	8																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							

分類 (注1)

- 1. 安全監視系
- 2. 原子炉停止系
- 3. 工学的安全施設等
- 4. 非常時電源喪失
- 5. 非常時停電一時停止
- 6. 緊急降圧装置
- 7. 最終的隔離の差し止め
- 8. 補償設備

(注1)隣接火災区域への波及は、火災に際しての可能性を評価し、評価時間より短い時間であれば「○」とする。
(注2)各機能の有無は「○」を有する機能、「×」を有しない機能とする。
(注3)当該火災区域に各機能が存在する場合に「○」を有しない機能は「×」とする。
(注4)各機能の安全バスの確立する場合、原子炉の高温停止及び低温停止が可能であるため、「○」とする。
なお、本評価については、重入員が等化処理等の設計等による異動等によって追加及び修正されることである。

第7-3表 東海第二発電所 詳細な火災影響評価 (火災区域 R-3 33/50)

火災を 想定 する 火災 区画	隣接火災区画	開口部有無	考慮 時間 < 耐火 時間 (注1)	火災を想定する火災区画 有する機能(注2)								隣接火災区画 有する機能(注2)								系統分離対策	高温停止の 安全停止/バス	低温停止の 安全停止/バス	低温停止(注4)							
				ターゲット(注3)								ターゲット(注3)																		
				1	2	3	4	5	6	7	8	1	2	3	4	5	6	7	8											

分類(注2)

1. 安全保護系
2. 原子炉停止系
3. 工学的安全施設等
4. 非常用所内電源系
5. 事故時監視器
6. 残留熱除去系
7. 最終的な熱の逃し場
8. 補助設備

（注）隣家火災区画への火災伝播の可能性を評価、「等価時間＜耐火時間」であれば「○」とする。

(注2) 各機能を有する場合は「○」、有しない場合は「-」とする。

(注3)当該火災区画にターゲットが存在する場合は「○」、存在しない場合は「-」とする。

各機種の成功がバスが成立する場合、原子炉の高温停止及び低温停止が可能であるため、「O」とする。
 (注4) 重大事故等対応施設的设计等による貫通部によって追加及び修正となることもある。

第 7-3 表 東海第二発電所 詳細な火災影響評価 (火災区域 R-3 34/50)

火災を 想定 する 火災 区画	隣接火災区画	開口部 有無	等価 時間 < 耐火 時間 (注1)	火災を想定する火災区画								隣接火災区画								系統分離対策	高温停止の 安全停止バス	低温停止の 安全停止バス	高温停止(注4)	低温停止(注4)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																												
				有する機能(注2)								有する機能(注2)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
				ターゲット(注3)								ターゲット(注3)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
				1	2	3	4	5	6	7	8	1	2	3	4	5	6	7	8																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																				</

分類 (注2)

1. 安全保護系

2. 原子炉停止系

3. 工学的安全施設等

4. 非常用所内電源系

5. 事故時監視計器

6. 残留熱除去系

7. 最終的な熱の逃し場

8. 補助設備

(注1) 隣接火災区域への火災伝播の可能性を評価し、「等価時間<耐火時間」であれば「○」とする。
(注2) 各機能を有する場合は「○」、有しない場合は「-」とする。
(注3) 当該火災区域にターゲットが存在する場合は「○」、存在しない場合は「-」とする。
(注4) 各機能の成功バスが成立する場合、原子炉の高温停止及び低温停止が可能であるため、「○」とする。
なお、本評価については、重大事故等対処施設の設計等による異変部によって追加及び修正となることもある。

第7-3表 東海第二発電所 詳細な火災影響評価 (火災区域 R-3 35/50)

[illegible]

分類 (注2)

1. 安全保護系
2. 原子炉停止系
3. 工学的安全施設等
4. 非常用所内電源系
5. 事故時監視器
6. 残留熱除去系
7. 最終的な熱の逃し場
8. 補助設備

(注1)隣接火災区画への火災伝播の可能性を評価し、「等面時間<耐火時間」であれば「○」とする。

(注2)各機能を有する場合は「○」、有しない場合は「-」とする。

(注3)当該火災区画にターゲットが存在する場合は「○」、存在しない場合は「-」とする。

(注4) 各機能の成功パスが成立する場合、原子炉の高温停止及び低温停止が可能であるため、「O」とする。

なお、本評価については、重大事故等対策施設的设计等による貫通部によって追加及び修正となることもある。

第 7-3 表 東海第二発電所 詳細な火災影響評価（火災区域 R-3 36／50）

火災を 想定 する 火災 区画	隣接火災区画	開口部有無	等価 時間 < 耐火 時間 (注1)	火災を想定する火災区画								隣接火災区画								系統分離対策	高温停止の 安全停止バス	低温停止の 安全停止バス	高温停止(注4)	低温停止(注4)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																										
				有する機能(注2)								有する機能(注2)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
				ターゲットバス(注3)								ターゲットバス(注3)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
				1	2	3	4	5	6	7	8	1	2	3	4	5	6	7	8																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															

分類 (注2)

1. 安全保護系

2. 原子炉停止系

3. 工学的安全施設等

4. 非常用所内電源系

5. 事故時監視計器

6. 残留熱除去系

7. 最終的な熱の逃し場

8. 補助設備

(注1)隣接火災区域への火災伝播の可能性を評価し、「等価時間<耐火時間」であれば「○」とする。
(注2)各機能を有する場合は「○」、有しない場合は「-」とする。
(注3)当該火災区域にターゲットが存在する場合は「○」、存在しない場合は「-」とする。
(注4)各機能の成功バスが成立する場合、原子炉の高温停止及び低温停止が可能であるため、「○」とする。
なお、本評価については、重大事故等対処施設的设计等による貫通部によって追加及び修正となることもある。

第 7-3 表 東海第二発電所 詳細な火災影響評価 (火災区域 R-3 37/50)

火災を 想定 する 火災 区画	隣接火災区画	開口部 有無 (注1)	等価 時間 < 耐火 時間 (注1)	火災を想定する火災区画								隣接火災区画								系統分離対策 有する機能(注2)	系統分離対策を実施する ターゲットに関する説明	高温停止の 安全停止バス	低温停止の 安全停止バス	高温停止(注4)	低温停止(注4)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
				有する機能(注2)								有する機能(注2)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
				ターゲット(注3)								ターゲット(注3)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
				1	2	3	4	5	6	7	8	1	2	3	4	5	6	7	8																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															

分類 (注2)

1. 安全保護系

2. 原子炉停止系

3. 工学的安全施設等

4. 非常用所内電源系

5. 事故時監視計器

6. 残留熱除去系

7. 最終的な熱の逃し場

8. 補助設備

(注1) 隣接火災区画への火災伝播の可能性を評価し、「等価時間<耐火時間」であれば「○」とする。
(注2) 各種機能有する場合は「○」、有しない場合は「-」とする。
(注3) 当該火災区画にターゲットが存在する場合は「○」、存在しない場合は「-」とする。
(注4) 各種機能の成功が成立する場合、原子炉の高温停止及び低温停止が可能であるため、「○」とする。
なお、本評価については、重大事故等対処施設の設計等による貫通部によって追加及び修正となることもある。

火災を 想定 する 火災 区画	隣接火災区画	開口部有無	等価 時間 < 耐火 時間 (注1)	火災を想定する火災区画								隣接火災区画								系統分離対策	高温停止の 安全停止バス	低温停止の 安全停止バス	高温停止(注4)	低温停止(注4)			
				有する機能(注2)								有する機能(注2)															
				ターゲット(注3)								ターゲット(注3)															
1	2	3	4	5	6	7	8	1	2	3	4	5	6	7	8												

分類 (注2)

- 1. 安全保護系
- 2. 原子炉停止系
- 3. 工学的安全施設等
- 4. 非常用所内電源系
- 5. 事故時監視計器
- 6. 残留熱除去系
- 7. 最終的な熱の逃し場
- 8. 補助設備

(注1) 隣接火災区画への火災伝播の可能性を評価し、「等価時間<耐火時間」であれば「○」とする。
(注2) 各機能の有する場合は「○」、有しない場合は「-」とする。
(注3) 当該火災区画にターゲットが存在する場合は「○」、存在しない場合は「-」とする。
(注4) 各機能の成功バスが成立する場合、原子炉の高温停止及び低温停止が可能であるため、「○」とする。
なお、本評価については、重大事故等対処施設の設計等による貫通部によって追加及び修正などがある。

第7-3表 東海第二発電所 詳細な火災影響評価 (火災区域 R-3 38/50)

火災を 想定 する 火災 区画	隣接火災区画	開口部有無	等価 時間 < 耐火 時間 (注1)	火災を想定する火災区画 有する機能(注2)								ターゲット (注3)	系統分離対策を実施する ターゲットに関する説明	系統分離対策	高温停止の 安全停止バス	低温停止の 安全停止バス	高温停止(注4)	低温停止(注4)
				有する機能(注2)														
				有する機能(注2)														
				1	2	3	4	5	6	7	8							
				1	2	3	4	5	6	7	8							

火災を 想定 する 火災 区画	隣接火災区画	火災を想定する火災区画 有する機能(注2)										ターゲットに関する説明	系統分離対策	高温停止の 安全停止バス	低温停止の 安全停止バス	高温停止(注4)	低温停止(注4)
		有する機能(注2)															
		ターゲット(注3)	1	2	3	4	5	6	7	8							
		ターゲット(注3)	1	2	3	4	5	6	7	8							

分類 (注2)

1. 安全保護系
2. 原子炉停止系
3. 工学的安全施設等
4. 非常用所内電源系
5. 事故時監視器
6. 残留熱除去系
7. 最終的な熱の逃し場
8. 補助設備

(注1)隣接火災区画への火災伝播の可能性を評価し、「等価時間<耐火時間」であれば「○」とする。

(注2)各機能を有する場合は「○」、有しない場合は「-」とする。

(注3)当該火災区画にターゲットが存在する場合は「○」、存在しない場合は「-」とする。

(注4)各機能の成功パスが成立する場合、原子炉の高温停止及び低温停止が可能であるため、「○」とする。

なお、本評価については、重大事故等対処施設の設計等によって追加及び修正となることもある。

第 7-3 表 東海第二発電所 詳細な火災影響評価 (火災区域 R-3 39／50)

火災を 想定 する 火災 区域	隣接火災区域	開口部有無 (注1)	等価 時間 < 耐火 時間 (注1)	火災を想定する火災区域								系統分離対策	高温停止の 安全停止バス	低温停止の 安全停止バス	高温停止(注4)	低温停止(注4)
				有する機能(注2)												
				タ												
				ゲット(注3)												
				ターゲット(注3)												
				1	2	3	4	5	6	7	8					

第 7-3 表 東海第二発電所 詳細な火災影響評価 (火災区域 R-3 40/50)

火災を想定する火災区画	隣接火災区画	開口部有無 (注1)	等価時間 < 耐火時間 (注1)	火災を想定する火災区画 有する機能(注2)								隣接火災区画 有する機能(注2)								系統分離対策	高温停止の 安全停止バス	低温停止の 安全停止バス	高温停止(注4)	低温停止(注4)
				ターゲット(注3)								ターゲット(注3)												
				1	2	3	4	5	6	7	8	1	2	3	4	5	6	7	8					

分類 (注2)

- 1. 安全保護系
- 2. 原子炉停止系
- 3. 工学的安全施設等
- 4. 非常用所内電源系
- 5. 事故時監視計器
- 6. 残留熱除去系
- 7. 最終的な熱の逃し場
- 8. 補助設備

(注1) 隣接火災区画への火災伝播の可能性を評価し、「等価時間<耐火時間」であれば「○」とする。
(注2) 各機能を有する場合は「○」、有しない場合は「-」とする。
(注3) 当該火災区画にターゲットが存在する場合は「○」、存在しない場合は「-」とする。
(注4) 各機能の成功バスが成立する場合、原子炉の高温停止及び低温停止が可能であるため、「○」とする。
なお、本評価については、重大事故等対処施設の設計等による貫通部によって追加及び修正となることもある。

火災を 想定 する 火災 区画	隣接火災区画	開口部 有無	等 価 時間 < 耐火 時間 (注1)	火災を想定する火災区画								隣接火災区画								高温停止(注4)	低温停止(注4)						
				有する機能(注2)								有する機能(注2)															
				ターゲット(注3)								ターゲット(注3)															
				1	2	3	4	5	6	7	8	1	2	3	4	5	6	7	8								
系統分離対策				系統分離対策を実施する ターゲットに関する説明																高温停止の 安全停止バス				低温停止の 安全停止バス			

分類 (注2)

- 1. 安全保護系
- 2. 原子炉停止系
- 3. 工学的安全施設等
- 4. 非常用所内電源系
- 5. 事故時監視計器
- 6. 残留熱除去系
- 7. 最終的な熱の逃し場
- 8. 補助設備

(注1) 隣接火災区画への火災伝播の可能性を評価し、「等価時間<耐火時間」であれば「○」とする。
(注2) 各機能有する場合「○」、無い場合は「-」とする。
(注3) 当該火災区画にターゲットが存在する場合「○」、存在しない場合は「-」とする。
(注4) 各機能の成功バスが成立する場合、原子炉の高温停止及び低温停止が可能であるため、「○」とする。
なお、本評価については、重大事故等対処施設の設計等による貫通部によって追加及び修正となることもある。

第7-3表 東海第二発電所 詳細な火災影響評価 (火災区域 R-3 41/50)

火災を 想定 する 火災 区画	隣接 火災 区画	開口部 有無	等価 時間 ＜耐火 時間 (注1)	火災を想定する火災区画 有する機能(注2)								隣接火災区画 有する機能(注2)								ターゲット(注3)	系統分離対策	高温停止の 安全停止バス	低温停止の 安全停止バス	高温停止(注4)	低温停止(注4)						
				有する機能(注2)								有する機能(注2)																			
				有する機能(注2)								有する機能(注2)																			
				有する機能(注2)								有する機能(注2)																			
1	2	3	4	5	6	7	8	1	2	3	4	5	6	7	8	1	2	3	4	5	6	7	8								

分類 (注2)

1. 安全保護系
2. 原子炉停止系
3. 工学的安全施設等
4. 非常用所内電源系
5. 事故時監視計器
6. 残留熱除去系
7. 最終的な熱の逃し場
8. 補助設備

火災を 想定 する 火災 区分画	隣接火災区分画		開口部 有無	等価 時間 ＜ 耐火 時間 (注1)	火災を想定する火災区分画								隣接火災区分画								系統分離対策	高温停止の 安全停止パス	低温停止の 安全停止パス	高温停止(注4)	低温停止(注4)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
	有する機能(注2)								有する機能(注2)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
	ターゲット(注3)								ターゲット(注3)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
	1	2			3	4	5	6	7	8	1	2	3	4	5	6	7	8																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																													

分類 (注2)

1. 安全保護系

2. 原子炉停止系

3. 工学的安全施設等

4. 非常用所内電源系

5. 事故時監視計器

6. 残留熱除去系

7. 最終的な熱の処分場

8. 補助設備

(注1) 隣接火災区分画への火災伝播の可能性を評価し、「等価時間<耐火時間」であれば「O」とする。
(注2) 各機能を有する場合「O」、有しない場合は「-」とする。
(注3) 当該火災区分画にターゲットが存在する場合「O」、存在しない場合は「-」とする。
(注4) 各機能の成功パスが成立する場合、原子炉の高温停止及び低温停止が可能であるため、「O」とする。
なお、本評価については、重大事故等対処施設的设计等による異動部によって追加及び修正となることもある。

第 7-3 表 東海第二発電所 詳細な火災影響評価（火災区域 R-3 42／50）

火災を 想定 する 火災 区画	隣接火災区画	開口部 有無 (注1)	等価 時間 < 耐火 時間 (注1)	火災を想定する火災区画								隣接火災区画								系統分離対策	高温停止の 安全停止バス	低温停止の 安全停止バス	高温停止(注4)	低温停止(注4)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
				有する機能(注2)								有する機能(注2)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																											
				ターゲット(注3)								ターゲット(注3)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																											
				1	2	3	4	5	6	7	8	1	2	3	4	5	6	7	8																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							</

分類 (注2)

- 1. 安全保護系
- 2. 原子炉停止系
- 3. 工学的安全施設等
- 4. 非常用炉内電源系
- 5. 事故時監視計器
- 6. 残留熱除去系
- 7. 最終的な熱の逃し場
- 8. 補助設備

(注1) 隣接火災区域への火災伝播の可能性を評価し、「等価時間＜耐火時間」であれば「○」とする。
(注2) 各機能を有する場合は「○」、有しない場合は「-」とする。
(注3) 当該火災区域にターゲットが存在する場合は「○」、存在しない場合は「-」とする。
(注4) 各機能の成功バスが成立する場合、原子炉の高温停止及び低温停止が可能であるため、「○」とする。
なお、本評価については、重大事故等対処施設の設計等による貫通部によって追加及び修正などがある。

第 7-3 表 東海第二発電所 詳細な火災影響評価 (火災区域 R-3 43/50)

火災を想定する火災区域	隣接火災区域	開口部有無 (注1)	等価時間 < 耐火時間 (注1)	火災を想定する火災区域								ターゲット(注3)	系統分離対策	高温停止の安全停止バス	低温停止の安全停止バス	高温停止(注4)	低温停止(注4)		
				有する機能(注2)															
				有する機能(注2)															
				有する機能(注2)															
				1	2	3	4	5	6	7	8	1	2	3	4	5	6	7	8

分類 (注2)

- 1. 安全保護系
- 2. 原子炉停止系
- 3. 工学的安全施設等
- 4. 非常用所内電源系
- 5. 事故時監視計器
- 6. 残留熱除去系
- 7. 最終的な熱の逃し場
- 8. 補助設備

(注1) 隣接火災区域への火災伝播の可能性を評価し、「等価時間<耐火時間」であれば「○」とする。
(注2) を機能有する場合「○」、有しない場合は「-」とする。
(注3) 当該火災区域にターゲットが存在する場合は「○」、存在しない場合は「-」とする。
(注4) を機能の成功バスが成立する場合、原子炉の高温停止及び低温停止が可能であるため、「○」とする。
なお、本評価については、重大事故等対処施設の設計等による貫通部によって追加及び修正などもある。

第 7-3 表 東海第二発電所 詳細な火災影響評価 (火災区域 R-3 44/50)

火災を 想定 する 火災 区域画	隣接火災区域画	開口部有無	等価 時間 < 耐火 時間 (注1)	火災を想定する火災区域画								ターゲット(注3)	隣接火災区域画								系統分離対策	高温停止の 安全停止パス	低温停止の 安全停止パス	高温停止(注4)	低温停止(注4)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																												
				有する機能(注2)									有する機能(注2)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
				ターゲット(注3)									有する機能(注2)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
				1	2	3	4	5	6	7	8		1	2	3	4	5	6	7	8																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																					</

分類 (注2)

- 1. 安全保護系
- 2. 原子炉停止系
- 3. 工学的安全施設等
- 4. 非常用所内電源系
- 5. 事故時監視計器
- 6. 残留熱除去系
- 7. 最終的な熱の逃し場
- 8. 補助設備

(注1) 隣接火災区域画への火災伝播の可能性を評価し、「等価時間<耐火時間」であれば「○」とする。
(注2) 各機能を有する場合は「○」、有しない場合は「-」とする。
(注3) 当該火災区域画にターゲットが存在する場合は「○」、存在しない場合は「-」とする。
(注4) 各機能の成功パスが成立する場合、原子炉の高温停止及び低温停止が可能であるため、「○」とする。
なお、本評価については、重大事故等対処施設の設計等による真通部によって追加及び修正となることもある。

火災を 想定 する 火災 区画	隣 接 火 災 区 画	開口部 有 無 (注1)	考慮 時間 ＜ 耐火 時間 (注1)	火災を想定する火災区画 有する機能(注2)								ターゲット(注3)	隣接火災区画 有する機能(注2)	ターゲットに関する説明	系統分離対策	高温停止の 安全停止バス	低温停止の 安全停止バス	高温停止(注4)	低温停止(注4)
				有する機能(注2)															
				1	2	3	4	5	6	7	8								
				1	2	3	4	5	6	7	8								

分類(注2)

1. 安全保護系
2. 原子炉停止系
3. 工学的安全施設等
4. 非常用所内電源系
5. 事故時監視計器
6. 残留熱除去系
7. 最終的な熱の逃し場
8. 補助設備

(注1)隣接火災区画への火災伝播の可能性を評価し、「等価時間<耐火時間」であれば「○」とする。
(注2)各機能を有する場合は「○」、有しない場合は「-」とする。

(注3)当該火災区画にターゲットが存在する場合は「○」、存在しない場合は「-」とする。

「(注4)各機種の成功が成立する場合、原子炉の高温停止及び低温停止が可能であるため、「○」とする。本評価においては、重大事故等対処施設的设计等による貫通管部によって追加及び修正などもある。」

火災を 想定 する 火災 区画	隣接火災区画		火災を想定する火災区画		隣接火災区画								系統分離対策	高温停止の 安全停止/バス	低温停止の 安全停止/バス	高温停止(注4)	低温停止(注4)	
	等価 時間 < 耐火 時間 (注1)	開口部 有無	タイムアウト(注3)	有する機能(注2)														
				有する機能(注2)														
				1	2	3	4	5	6	7	8	1						2

第 7-3 表 東海第二発電所 詳細な火災影響評価（火災区域 R-3 45／50）

火災を 想定 する 火災 区域	隣接火災区域	開口部有無 (注1)	考慮時間 < 耐火時間 (注1)	火災を想定する火災区域 有する機能(注2)								隣接火災区域 有する機能(注2)								系統分離対策	高温停止の 安全停止バス	低温停止の 安全停止バス	高温停止(注4)	低温停止(注4)											
				ターゲット(注3)								ターゲット(注3)																							
				1	2	3	4	5	6	7	8	1	2	3	4	5	6	7	8																

分類 (注2)

- 1. 安全保護系
- 2. 原子炉停止系
- 3. 工学的安全施設等
- 4. 非常用所内電源系
- 5. 事故時監視補正器
- 6. 残留熱除去系
- 7. 最終的な熱の逃し場
- 8. 補助設備

(注1) 隣接火災区域への火災伝播の可能性を評価し、「等価時間<耐火時間」であれば「○」とする。
(注2) 各機能を有する場合は「○」、有しない場合は「-」とする。
(注3) 当該火災区域にターゲットが存在する場合は「○」、存在しない場合は「-」とする。
(注4) 各機能の成功バスが成立する場合、原子炉の高温停止及び低温停止が可能であるため、「○」とする。
なお、本評価については、重大事故等対処施設的设计等による貫通部によって追加及び修正となることもある。

第 7-3 表 東海第二発電所 詳細な火災影響評価 (火災区域 R-3 46/50)

火災を 想定 する 火災 区域	隣接火災区域	開口部有無 (注1)	等価 時間 < 耐火 時間 (注1)	火災を想定する火災区域								隣接火災区域								系統分離対策	高温停止の 安全停止バス	低温停止の 安全停止バス	高温停止(注4)	低温停止(注4)
				有する機能(注2)								有する機能(注2)												
				ターゲット(注3)								ターゲット(注3)												
				1	2	3	4	5	6	7	8	1	2	3	4	5	6	7	8					

分類 (注2)

- 1. 安全保護系
- 2. 原子炉停止系
- 3. 工学的安全施設等
- 4. 非常用所内電源系
- 5. 事故時監視計器
- 6. 残留熱除去系
- 7. 最終的な熱の逃し場
- 8. 補助設備

(注1)隣接火災区域への火災伝播の可能性を評価し、「等価時間<耐火時間」であれば「○」とする。
(注2)各機能を有する場合は「○」、有しない場合は「-」とする。
(注3)当該火災区域にターゲットが存在する場合は「○」、存在しない場合は「-」とする。
(注4)各機能の成功バスが成立する場合、原子炉の高温停止及び低温停止が可能であるため、「○」とする。
なお、本評価については、重大事故等対処施設の設計等による異変部によって追加及び修正となることもある。

第7-3表 東海第二発電所 詳細な火災影響評価 (火災区域 R-3 47/50)

[illegible]

(2) 起算

1. 安全保護系
2. 原子炉停止系
3. 工学的安全施設等
4. 非常用所内電源系
5. 事故時監視器
6. 残留熱除去系
7. 最終的な熱の逃し場
8. 補助設備

〈注1〉隣接火災区画への火災伝播の可能性を評価し、「等価時間＜耐火時間」であれば「○」とする。

(注2)各機能を有する場合は「○」、有しない場合は「-」とする。

(注3)当該火災区画にターゲットが存在する場合は「○」、存在しない場合は「-」とする。

また、(注4)各機能の成功/失敗が成立する場合、原子炉の高温停止及び低温停止が可能であるため、「○」とする。本評価については、重大事故等対策施設の設計等による責務部によって追加及び修正となることもある。

第7-3表 東海第二発電所 詳細な火災影響評価 (火災区域 R-3 48/50)

火災を想定する火災区画	隣接火災区画	開口部有無 （注1）	等価時間 耐火時間 （注1）	火災を想定する火災区画 有する機能（注2）								ターゲット（注3） タ ー ゲ ッ ト （注3）	隣接火災区画 有する機能（注2）	系統分離対策を実施する ターゲットに関する説明	系統分離対策	高温停止の 安全停止バス	低温停止の 安全停止バス	高温停止（注4）	低温停止（注4）
				1	2	3	4	5	6	7	8	1	2	3	4	5	6	7	8

分類 (注2)

1. 安全保護系
2. 原子炉停止系
3. 工学的安全施設等系
4. 非常用所用電源系
5. 事故時監視器
6. 残留熱除去系
7. 最終的な熱の逃し場
8. 補助設備

(注1)隣接火災区画への火災伝播の可能性を評価し、「等価時間×耐火時間」であれば「○」とする。

(注2)各機能を有する場合は「○」、有しない場合は「－」とする。

(注3)当該火災区画にターゲットが存在する場合は「○」、存在しない場合は「-」とする。

(注4) 各機能の成功パスが成立する場合、原子炉の高温停止及び低温停止が可能であるため、「○」とする。

なお、本評価については、重大事故等対処施設の設計等による貫通部によって追加及び修正となることもある。

100

6. 残留熱除去系
7. 最終的な熱の巡り場
8. 補助設備

第7-3表 東海第二発電所 詳細な火災影響評価 (火災区域 R-3 49/50)

[illegible]

分類(注2)

1. 安全保護系
2. 原子炉停止系
3. 工学的安全施設等
4. 非常用所内電源系
5. 事故時監視器
6. 残留熱除去系
7. 最終的な熱の逃し場
8. 補助設備

(注1)隣接火災区画への火災伝播の可能性を評価し、「等価時間<耐火時間」であれば「○」とする。

(注2)各機能を有する場合は「○」、有しない場合は「-」とする。

(注3)当該火災区画にターゲットが存在する場合は「○」、存在しない場合は「-」とする。

(注4) 各機能の成功パスが成立する場合、原子炉の高温停止及び低温停止が可能であるため、「O」とする。

なお、本評価については、重大事故等対処施設的设计等によって追加及び修正となることもある。

第 7-3 表 東海第二発電所 詳細な火災影響評価 (火災区域 R-3 50/50)

火災を 想定 する 火災 区画	隣接火災区画	開口部有無 (注1)	等価 時間 < 耐火 時間 (注1)	火災を想定する火災区画								ターゲット(注3)	隣接火災区画								系統分離対策	高温停止の 安全停止バス	低温停止の 安全停止バス	高温停止(注4)	低温停止(注4)
				有する機能(注2)									有する機能(注2)												
				1	2	3	4	5	6	7	8		1	2	3	4	5	6	7	8					

分類 (注2)

- 1. 安全保護系
- 2. 原子炉停止系
- 3. 工学的安全施設等
- 4. 非常用所内電源系
- 5. 事故時監視計器
- 6. 残留熱除去系
- 7. 最終的な熱の逃し場
- 8. 補助設備

- (注1) 隣接火災区画への火災伝播の可能性を評価し、「等価時間<耐火時間」であれば「O」とする。
- (注2) 各機能を有する場合は「O」、有しない場合は「-」とする。
- (注3) 当該火災区画にターゲットが存在する場合は「O」、存在しない場合は「-」とする。
- (注4) 各機能の成功バスが成立する場合、原子炉の高温停止及び低温停止が可能であるため、「O」とする。なお、本評価については、重大事故等対処施設的设计等による異変部によって追加及び修正となることもある。

第7-3表 東海第二発電所 詳細な火災影響評価 (火災区域 R-6 2/2)

火災を想定する火災区画	隣接火災区画	開口部有無 （注1）	等価時間 ＜耐火時間＞	火災を想定する火災区画 有する階層（注2）								タイムアウト（注3）	系統分離対策を実施するターゲットに関する説明	系統分離対策	高温停止の安全停止バス	低温停止の安全停止バス	低溫停止(注4)	高溫停止(注4)
				有する階層（注2）														
				1	2	3	4	5	6	7	8							
				1	2	3	4	5	6	7	8							

分類 (注2)

1. 安全保護系
2. 原子炉停止系
3. 工学的安全施設等
4. 非常用所内電源系
5. 事故時監視計器
6. 残存熱除染系
7. 最終熱除去場
8. 補助設備

(注1)隣接火災区画への火災伝播の可能性を評価し、「等価時間」であれば「○」とする。
 (注2)各機能有する場合は「○」、有しない場合は「—」とする。
 (注3)当該火災区画にターゲが存在する場合は「○」、存在しない場合は「—」とする。
 (注4)各機能の構成が入り成立する場合、原子炉の高温停止及び低温停止が可能であるため、「○」とする。
 なお、本評価については、重大事故対策施設等の設計等によって重要部によって追加及び修正などもある。

第 7-4 表 東海第二発電所 詳細な火災影響評価による最終結果（火災区域 R-3）

火災 区域 番号	安全 保護系*1	原子炉 停止系*1	工学的 安全施設等	非常用 所内電源系	事故時 監視計器	残留熱 除去系	最終的 な熱の 逃し場	補助設備	評価結果		
									高温 停止	低温 停止	確認事項

注：機能喪失するターゲット（関連するケーブルを含む）がない場合は、「○」、機能喪失するターゲット（関連するケーブルを含む）がある場合は、「－」とする。

注記 *1：原子炉スクラムに係る論理回路はフェイルセーフの設計としていること、及び当該系統は安全区分に応じて分離されていることから火災影響なしとして評価する。

*2：系統分離等の火災防護対策を実施する系統，機器を示す。

第7-4表 東海第二発電所 詳細な火災影響評価による最終結果（火災区域R-6）

火災 区域 番号	安全 保護系*1	原子炉 停止系*1	工学的 安全施設等	非常用 所内電源系	事故時 監視計器	残留熱 除去系	最終的 な熱の 逃し場	補助設備	評価結果		
									高温 停止	低温 停止	確認事項

注：機能喪失するターゲット（関連するケーブルを含む）がない場合は、「○」、機能喪失するターゲット（関連するケーブルを含む）がある場合は、「－」とする。

注記 *1：原子炉スクラムに係る論理回路はフェイルセーフの設計としていること、及び当該系統は安全区分に応じて分離されていることから火災影響なしとして評価する。

*2：系統分離等の火災防護対策を実施する系統，機器を示す。

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. 非難燃ケーブル及びケーブルトレイを防火シートで覆い，その状態を維持するため結束ベルト及びファイアストッパで固定した複合体の保守管理について，火災防護計画に定める。
- 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電力ケーブルについては，適切な保守管理を実施するとともに，必要に応じケーブルの引替えを行うことについて，火災防護計画に定める。
- e. 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，火災防護計画に定める。
- f. 水素ポンベは，ポンベ使用時に職員がポンベ元弁を開弁し通常時は元弁を閉弁する運用とする。
- g. 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。
- h. 水素を貯蔵する水素ポンベは，運転に必要な量にとどめるため，必要な本数のみを貯蔵することを火災防護計画に定める。
- i. 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。
- j. 「工場電気設備防爆指針」に記載される微粉を発生する仮設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て定め，管

理する。

- k. 放射性物質を含んだ使用済イオン交換樹脂，チャコールフィルタ及びHEPAフィルタは，火災防護計画にドラム缶や不燃シートに包んで保管することを定め，管理する。
 - l. 電気室は，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。
 - m. 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。
 - n. 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。
 - o. 火災発生時の煙の充満等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，可燃物管理を行い火災荷重を低く管理する。
 - p. 発泡性耐火被覆を施工した鉄板でケーブルトレイ間の系統分離を実施する場合は，火災耐久試験の条件を維持するための管理を行う。
 - q. 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，火災防護計画に定める。
 - r. 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。
 - s. 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，火災防護計画に定める。
 - t. 火災影響評価の評価方法及び再評価について，火災防護計画に定める。
 - u. 火災影響評価の条件として使用する火災区域（区画）特性表の作成及び更新について，火災防護計画に定める。
 - v. 外部火災から防護するための運用等について，火災防護計画に定める
- (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、炎感知器と熱感知器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の消火のため、消火器及び消火栓を設置する。
- 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、消火器又は消火栓による消火を行う。

非難燃ケーブルに防火措置を施すことによる難燃性能の向上について

NT2 補② V-1-1-1-7 R1

目 次

1. 複合体の概念と設計目標	別添-1-1
1.1 複合体の概念	別添-1-1
1.2 複合体の設計上考慮すべき事項	別添-1-2
1.3 設計目標（難燃性能）の設定	別添-1-3
1.4 設計目標を達成するための設計方針	別添-1-3
1.5 設計目標の達成確認項目	別添-1-11
1.6 複合体の設計上考慮すべき事項の確認項目	別添-1-13
2. 供試体の仕様と試験条件の設定	別添-1-15
2.1 試験対象ケーブルの選定	別添-1-15
2.2 実機を代表するケーブルの抽出	別添-1-15
2.3 代表ケーブル選定までの流れ	別添-1-17
3. 外部の火災に対する難燃性能の確認	別添-1-19
3.1 自己消火性の確認	別添-1-19
3.2 耐延焼性の確認	別添-1-19
4. 複合体内部の火災を想定した難燃性能の確認	別添-1-44
4.1 内部火災と耐延焼性確保の考え方	別添-1-44
4.2 複合体内部ケーブルの難燃性能確認	別添-1-45
4.3 複合体外部への遮炎性能確認	別添-1-50
5. 複合体が不完全な状態を仮定した場合の性能評価の確認方法	別添-1-53
5.1 目的	別添-1-53
5.2 不完全性の抽出	別添-1-53
5.3 供試体	別添-1-55
5.4 試験方法及び判定基準	別添-1-55
5.5 試験結果	別添-1-57
6. 複合体による影響	別添-1-59
6.1 ケーブルに与える影響の評価	別添-1-59
6.2 ケーブルトレイに与える影響の確認	別添-1-62
7. 複合体の設計及び施工範囲	別添-1-65
7.1 実機施工時の複合体設計及び施工範囲	別添-1-65
7.2 複合体形成における確認事項	別添-1-100
8. 代替措置の施工性	別添-1-104
8.1 複合体の施工方法	別添-1-104
8.2 実機状況を踏まえた複合体の施工性	別添-1-107
8.3 貫通部及びトレイから分岐する電線管の対応	別添-1-110

別紙1 難燃性が要求されるケーブルへの対応 別添-1-別紙-1-1

NT2 補② V-1-1-1-7 R1

1. 複合体の概念と設計目標

東海第二発電所に敷設されたケーブルは、発電所運転開始以降に改造工事を行った際には難燃ケーブルを採用しているものの、建設時に敷設されたケーブルは非難燃ケーブルが使用されている。また、建設当初より安全系ケーブルと非安全系ケーブルが同一トレイ内に同載する設計となっており、同載する場合は、安全系ケーブルと同様の設計としている。ケーブルは建屋全域にわたって敷設されており、ケーブルトレイやケーブルピットに敷設されているものには延焼防止材が施工されている。

一方、「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（以下「火災防護に係る審査基準」という。）」では、火災防護上重要な機器等のケーブルは難燃ケーブルを使用することが要求されている。

このため、東海第二発電所においては、火災防護上重要な機器等に使用している非難燃ケーブルについては、原則、難燃ケーブルに取り替えることとする。

また、ケーブル取替に伴い安全上の課題が生じる範囲で、かつ、施工後の状態において、安全上の課題を回避可能な場合はケーブル取替以外の措置（以下「代替措置」という。）を適用する。代替措置については不燃材の防火シートを適用し、複合体^{*1}を形成することで、難燃ケーブルを使用した場合と同等以上の難燃性能^{*2}を達成可能な設計とする。

難燃性が要求されるケーブルへの対応として、難燃ケーブルを使用する範囲及び代替措置を適用する範囲について別紙1に示す。

なお、複合体とするケーブルトレイから分岐し、電線管で敷設される非難燃ケーブルは、電線管に収納するとともに両端に耐熱シール材を処置する設計とする。

注記 *1：複合体とは、ケーブル及びケーブルトレイを防火シートで覆い、その状態を維持するため、結束ベルトで固定したものをいう。

*2：難燃性能とは、複合体が自己消火し、耐延焼性を有する（燃え止まる）ことをいう。

1.1 複合体の概念

複合体の形成においては、難燃ケーブルに求められている難燃性能と同等以上の性能を確保する目的から、複合体の概念を確認する。

- (1) 非難燃ケーブルを防火シートにより覆い複合体とする。複合体は可燃物を内包することから、燃焼の3要素のうち、熱、酸素を抑制することにより難燃性能を確保する。燃焼の3要素について第1.1-1表に示す。

第 1.1-1 表 複合体概念に対する燃焼の 3 要素の検討

燃焼の 3 要素	複合体の特徴
熱エネルギー (火炎)	防火シートは不燃材で火炎を遮るが伝熱はある。
酸素	ケーブルトレイの特徴を考慮してケーブル周囲の空間が少なくなるように防火シートを施工することで酸素量を抑制する。
可燃物 (ケーブル)	ケーブル自体が可燃物であるため、ケーブルを排除することは不可能。

(2) 難燃性能（自己消火性及び耐延焼性）を確保するための考え方は以下のとおり。

- ① 複合体内部の非難燃ケーブルは、単体で自己消火性を有することを確認する。
- ② 複合体として外部の火炎に対し、防火シートにより複合体外部からの火炎を遮断し、非難燃ケーブルの延焼（外部の火災からの伝熱による損傷及び発火）を抑制する。
- ③ 複合体として内部の火災（過電流発火）に対し、複合体内部の酸素量を抑制することにより非難燃ケーブルの延焼を抑制する。

1.2 複合体の設計上考慮すべき事項

複合体は防火シート、既設ケーブル、ケーブルトレイ等から構成されることを考慮し、複合体の設計上考慮すべき事項として、妥当性を確認する。

(1) 複合体としての難燃性能

- ・難燃性（自己消火性、耐延焼性）
- ・耐久性（腐食、経年劣化）
- ・外力（地震）による健全性
- ・施工性（実機トレイへの施工）

(2) ケーブル及びケーブルトレイの安全機能

- ・電氣的機能（通電機能、絶縁機能）
- ・機械的機能（ケーブルシースの保護機能、ケーブルトレイの保持機能、重量増加）

設計目標は、これらの複合体の設計上考慮すべき事項のうち、難燃性（自己消火性、耐延焼性）について設定する。

1.3 設計目標（難燃性能）の設定

複合体は、設置許可基準規則及び火災防護審査基準に定める技術的要件を満足する技術的内容と同一でないため、複合体の難燃性に対して以下の設計目標（保安水準）を設定する。

【設計目標】

- I. 複合体外部の火災に対して、難燃ケーブルを使用した場合と同等以上の難燃性能を確保する。
- II. 複合体内部の火災に対して、難燃性能を確保する。
- III. 想定外の施工不良、傷等により複合体の不完全な状態を仮定しても耐延焼性を確保する。

1.4 設計目標を達成するための設計方針

1.3 項で設定した設計目標を達成するために、自己消火性と耐延焼性の設計項目に対し、以下の設計の考え方により設計方針を設定する。

I. 外部の火災に対する難燃性能

【設計の考え方】

- ・複合体は外部被覆となる防火シート（不燃材）により、外部の火災からの伝熱による内部ケーブルの損傷及び発火を抑制
- ・内部ケーブルが伝熱により発火する場合の耐延焼性は、設計目標 II として延焼抑制

(1) 自己消火性

- ・複合体の外部被覆となる防火シートは不燃材のため、自己消火性はケーブル発火を模擬する内部の火災にて設定する。

(2) 耐延焼性

- ・燃焼の3要素のうち熱（火炎）を遮断する。

【設計／設計仕様】

- ① 非難燃ケーブル及びケーブルトレイを不燃材^{*3}の防火シートにより被覆する。
- ② 防火シートの継ぎ目は、一定量の重ね代を設けて形成する。
- ③ 防火シートは、一定間隔以内ごとに結束ベルトにより固定する。

^{*3}：防火シートには、建築基準法で定められた不燃材で防火設備に求められる遮炎性及び使用環境に対応した耐久性を有するシートを採用し、使用環境に対応した耐久性を有する結束ベルト及び必要に応じファイアストップパを用いて複合体を形成する。また、1.4 項で確認する施工方法によることで、想定される外力（地震）ではケーブルが露出しな

い被覆性を確保する。これらの基本性能を確認した試験結果を以下の a. 項から d. 項に示す。

a. 不燃性

防火シートにより複合体内部のケーブルに直接火炎が接触するのを抑制するため、建築基準法に基づき指定性能評価機関が定めた試験である発熱性試験にて防火シートが不燃材料としての性能を有していることを確認した。(一般財団法人日本建築総合試験所, 防耐火性能試験・評価業務方法書 8A-103-01)

確認結果を第 1.4-1 表に示す。

第 1.4-1 表 発熱性試験結果

供試体	No	判定結果
防火シート	1	良
	2	良
	3	良

b. 遮炎性

防火シートにより火炎を抑制するため、建築基準法に基づき指定性能評価機関が定めた試験である遮炎・準遮炎性能試験にて防火シートが火炎を遮る性能を有していることを確認した。(一般財団法人日本建築総合試験所, 防耐火性能試験・評価業務方法書 8A-103-01)

確認結果を第 1.4-2 表に示す。

第 1.4-2 表 遮炎性能試験結果

供試体	No	判定結果
防火シート	1	良
	2	良

c. 耐久性

複合体に対して火炎を抑制するために防火シートで火炎を遮ることから、(a) 項から (d) 項の使用環境で想定される条件において防火シートの遮炎性能に影響がないことを、防火シート外観の割れ、膨れ、変色のないことで確認した。また、結束ベルトについても同様に (a) 項から (d) 項の使用環境で想定される条件において外観の割れ、膨れ、変色のないことで確認した。確認結果を第 1.4-3 表に示す。

(a) 耐寒性

東海第二発電所において考慮している最低気温 -12.7°C (水戸地方気象

台（1897 年～2012 年）を踏まえ、より保守的な条件を用いた「J I S C 3 6 0 5 600 V ポリエチレンケーブル」の耐寒の試験方法に準拠した試験を実施。

(b) 耐水性

消火設備による放水の最大持続時間（2 h）より保守的な条件を用いた「J I S K 5 6 0 0 - 6 - 2 塗料一般試験方法－第 6 部：塗膜の化学的性質－第 2 節：耐液体性（水浸せき法）」に準拠した試験を実施。

(c) 耐薬品性

工事又は点検による塗料の付着を想定した条件を用いた「J I S K 5 6 0 0 - 6 - 1 塗料一般試験方法－第 6 部：塗膜の化学的性質－第 1 節：耐液体性（一般的方法）」に準拠した試験を実施。

(d) 熱・放射線劣化

原子力発電所特有の高温環境及び放射線環境下において、保守的な条件を用いた電気学会技術報告Ⅱ部第 1 3 9 号（原子力発電所電線・ケーブルの環境試験方法ならびに耐延焼試験方法に関する推奨（案））に準拠した 40 年相当の熱劣化試験及び放射線照射試験を実施。

第 1.4-3 表 耐久性試験結果

供試体	試験項目	判定結果
防火シート	耐寒性試験	良
	耐水性試験	良
	耐薬品性試験	良
	熱・放射線劣化試験	良
結束ベルト	耐寒性試験	良
	耐水性試験	良
	耐薬品性試験	良
	熱・放射線劣化試験	良

d. 被覆性

外力（地震）が作用しても複合体として火炎を抑制できるようにするため、基準地震動 S_s に対し、保守的な加速度にて加振試験を実施し、結束ベルトが外れないこと及び、ケーブルが外部に露出しないことを確認した。加えて、垂直トレイについてはファイアストップが外れないことを確認した。確認結果を第 1.4-4 表に示す。

第 1.4-4 表 加振試験結果

トレイ設置方向	試験結果		
	結束ベルト の外れ	ファイアス トッパの外れ	ケーブル の露出
水平トレイ	無	—	無
垂直トレイ	無	無	無
判定結果	良	良	良

Ⅱ．内部の火災に対する難燃性能

【設計の考え方】

- ・複合体内部ケーブルの過電流発火に対し，複合体被覆の防火シートが健全であり，酸素抑制空間を維持することで延焼を抑制する。
- ・外部の火災からの伝熱による発火に対し，複合体内部の酸素量を抑制（防火シート，ファイアストッパ）により耐延焼性を確保する。

(1) 自己消火性

- ・ケーブル単体の自己消火性を確保する。

(2) 耐延焼性

- ・燃焼の 3 要素のうち酸素量を抑制する。

【設計／設計仕様】

- ① 不燃材の防火シートで覆うこと及び延焼性の高いトレイ設置方向にはファイアストッパ設置による酸素量の抑制空間を形成する。
(壁床貫通部や電線管によるケーブルトレイからの分岐部は，開口部の両端に耐火シール*⁴を施工する。)

- ② 防火シートを極力密着させ施工することによる複体内酸素量を抑制する。

*4：耐火シールは建築基準法に基づく防火設備性能試験により耐火性能が確認されたものを採用する。確認結果を第 1.4-5 表に示す。また，耐火シールはケーブルトレイから分岐する電線管開口部の他，火災区域又は火災区画の境界となる壁，天井又は床をケーブルトレイや電線管が貫通する部分に施工する。

第 1.4-5 表 防火設備性能試験結果

供試体	仕様	判定結果
耐火シール	難燃性パテ材（両端） （＋耐火材（中間））	良

Ⅲ．難燃性能に対する設計余裕

【複合体の不完全な状態での火災】

- ・想定外の施工不良，傷等による複合体の不完全な状態までも考慮し，安全余裕（設計裕度）を持たせた難燃性能を確保する。

(1) 複合体が不完全な状態での耐延焼性

- ・施工不良，傷等の実機状態での不確かさを考慮しても難燃ケーブルと同等の耐延焼性を確保する。

以上の設計方針より，複合体が設計目標を実現できることを試験及び評価にて確認するため，供試体となる複合体を構成する防火シート，結束ベルト及びファイアストップパの仕様，耐火シールの仕様並びに複合体の構造及び寸法を以下のとおり設定した。試験における複合体概要を第 1.4-1 図に示す。

なお，実機施工時の複合体については，試験結果を基に保守的な条件を反映することで，複合体を構成する防火シート，結束ベルト及びファイアストップパの仕様，耐火シールの仕様並びに複合体の構造及び寸法を設定する。

【防火シートの仕様】

(1) 名称

難燃ゴム含浸ガラスクロスシート

(2) 材料

- ・ガラスクロス：アルミノ硼珪酸ガラス
- ・難燃ゴム：
 - （主材）アクリロニトリルブタジエンゴム
 - （難燃材）ホウ酸亜鉛，水酸化アルミニウム

(3) 規格

ガラスクロス： J I S R 3 4 1 4 （ガラスクロス）

(4) 寸法

幅：1 m （公称値）

厚さ： 0.4 mm （公称値）

【結束ベルトの仕様】

- (1) 名称
シリコン樹脂含浸ガラスクロスベルト
- (2) 材料
 - ・ ガラスクロス：アルミノ硼珪酸ガラス
 - ・ シリコン樹脂
- (3) 規格
ガラスクロス： J I S R 3 4 1 4 （ガラスクロス）

【ファイアストッパの仕様】

- (1) 名称
ケーブルトレイ設置用ファイアストッパ（ファイアストッパを第 1.4-1 図に示す。）
- (2) 材料
 - ・ 上フレーム，下フレーム，保持板： SS400
 - ・ ボルト： SCM435
 - ・ 耐火材：リフラクトリーセラミックファイバー

【耐火シールの仕様】

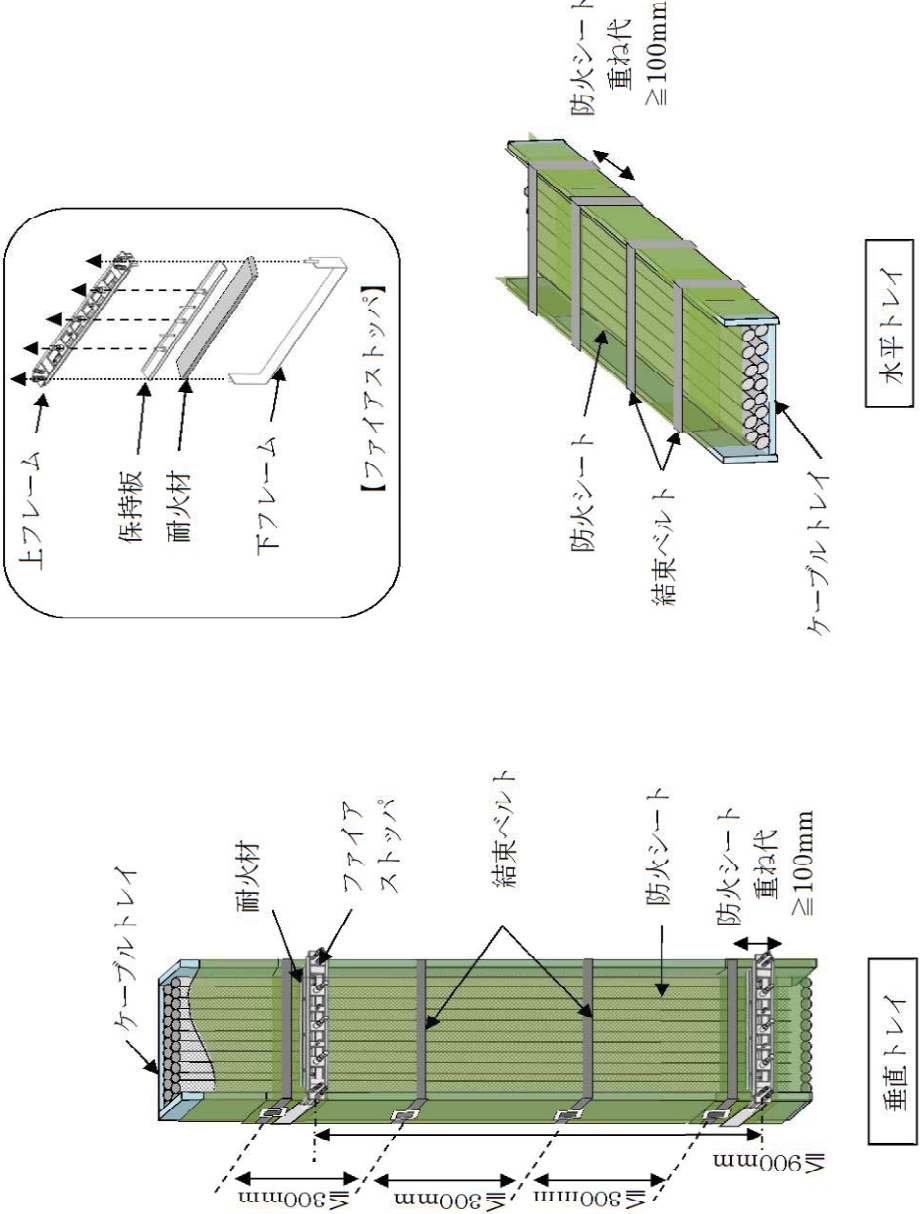
- (1) 名称
ケーブル貫通部耐火シール
- (2) 材料
建築基準法の定めにより国土交通大臣が認定した構造に基づく耐火シール材
 - ・ 端部材（両端）：難燃性パテ材
- (3) 寸法
端部材（両端）：充填幅 50 mm 以上（公称値）

【複合体の構造及び寸法】

- (1) 防火シート間重ね代
100 mm 以上
- (2) 防火シートとケーブル間の隙間
防火シートをケーブル表面に沿わせる。
- (3) 結束ベルト間隔
300 mm 以内（防火シートの重ね部は必須）
- (4) ファイアストッパ設置対象
複合体内部の発火に対する延焼の可能性のあるケーブルトレイに設置する。
また、設置位置は防火シートの重ね部とする。
- (5) ファイアストッパによるケーブルと防火シートの密着（耐火材の押え付け）

耐火材を保持板でトルクレンチを使用して圧縮（スキマゲージで密着確認）

- (6) ファイアストッパ間隔
900 mm 以内（防火シート重ね部）
- (7) 防火シートの巻き付け回数
一重巻き（シート重ね部は除く。）



第 1.4-1 図 試験における複合体概要

1.5 設計目標の達成確認項目

設計内容を実現した複合体が、設計目標を達成することを確認するための項目を以下に示す。なお、具体的な確認方法や結果については3.項以降に示す。

1.5.1 設計目標Ⅰの確認項目

【複合体外部の火災に対する難燃性能評価】

(1) 自己消火性の確認

複合体外部の火災に対する自己消火性については、不燃材の防火シートで火炎が遮られることから、ケーブル自体が発火する複合体内部の火災で確認する。

(2) 耐延焼性の確認

① 防火シートの遮炎性の維持

- a. 防火シートの遮炎性について、実機の火災荷重を考慮した防火シートの加熱試験（限界性能試験）を実施し、防火シートの損傷、火炎の噴出が発生しない範囲の確認により遮炎性能を確認する。
- b. 防火シートの重ね部の遮炎性について、建築基準法の防火設備に求められる遮炎性試験を準拠して実施し、遮炎性を確認する。

② 複合体の耐延焼性

試験条件の考え方として、以下に示す a. 項及び b. 項に基づき選定された供試体について、難燃ケーブルの耐延焼性試験（I E E E s t d . 3 8 3 -1974）に燃焼条件を準拠させた試験を実施し、複合体の延焼が止まることを確認する。また、比較対象とした複体内ケーブルの損傷長と難燃ケーブルの損傷長を比較評価する。

- a. 複合体構成品の組合せ（ケーブル、ケーブルトレイの組合せによる供試体仕様）
- b. 試験条件（実機敷設状態を考慮した供試体との組み合わせとして、ケーブル敷設量、ケーブルトレイ設置方向、ファイアストップの設置の有無を考慮）上記 a. 項及び b. 項の確認方法は、3.2 項に供試体の仕様及び試験条件を示す。

1.5.2 設計目標Ⅱの確認項目

【複合体内部の火災に対する難燃性能評価】

(1) 自己消火性の確認

複合体内部の火災を想定した自己消火性の確認として、保守的に不燃材の防火シートで酸素の供給が妨げられないように、非難燃ケーブル単体にて U L 1 5 8 1 1 0 8 0 . V W - 1 垂直燃焼試験（以下「U L 垂直燃焼試験」という。）

により自己消火性を確認する。

(2) 耐延焼性の確認

① 複合体の耐延焼性

試験条件の考え方として、以下に示す a. 項及び b. 項に基づき選定された供試体について、内部ケーブルをバーナで燃焼させる耐延焼性試験を実施し、バーナ停止後、複合体が燃え止まることを確認する。

- a. 複合体構成品の組合せ（ケーブル、ケーブルトレイの組合せによる供試体仕様）
- b. 試験条件（実機敷設状態を考慮した供試体との組み合わせとして、ケーブル敷設量、ケーブルトレイ設置方向、ファイアストップの設置の有無を考慮）

上記 a. 項及び b. 項の確認方法は、4.2.2 項に供試体の仕様及び試験条件を示す。

② 防火シートによる酸素量抑制空間の維持

- a. 過電流発火模擬試験による防火シートの健全性評価

過電流火災は、導体が熱源となり絶縁体及びシースが加熱されて発生する可燃性ガスが発火温度に至り発火するため、この現象を導体に代えてマイクロヒータで模擬し、ケーブルから発生する可燃性ガス及びケーブルからの発火により、防火シートに与える影響を確認し、外部からの酸素供給パスとなる防火シートの損傷がないことを確認する。

1.5.3 設計目標Ⅲの確認項目

複合体外部の火災及び複合体内部の火災の設計仕様を満足した防火シートの施工ができることを確認するものの、試験条件として保守的な条件を設定し、耐延焼性試験により確認する。

(1) 複合体外部の火災に対する耐延焼性評価

- ① 1.4 項にて示した試験における複合体概要に基づくことで設計方針を満足した巻付けができることを確認するものの、設計裕度として保守的にファイアストップ及び結束ベルト 1 箇所が脱落し、シート間にずれが生じてケーブルが露出した状態を模擬した耐延焼性試験を実施し、複合体が燃え止まることを確認する。
- ② 実機施工以降の工事や点検による機材の接触等の状況により防火シートに傷が発生する極端な状態を設定した耐延焼性試験を念のため実施し、複合体が燃え止まることを確認する（上記、1.5.3(1)①項の防火シート間にケーブル露出を設定した試験で包絡）。

(2) 複合体内部の火災に対する耐延焼性評価

- ① 1.4 項にて示した試験における複合体概要に基づくことで設計方針を満足した巻付けができることを確認するものの、設計裕度として保守的にファイアストップ及び結束ベルト 1 箇所が脱落し、シート間にずれが生じてケーブルが露出した状態を模擬した耐延焼性試験を実施し、複合体が燃え止まることを確認する。
- ② 実機施工以降の工事や点検による機材の接触等の状況により防火シートに傷が発生する極端な状態を設定した耐延焼性試験を念のため実施し、複合体がファイアストップにて燃え止まることを確認する（上記、1.5.3(2)①項の防火シート間にケーブル露出を設定した試験で包絡）。

1.6 複合体の設計上考慮すべき事項の確認項目

複合体を形成するに当たり複合体の難燃性能を確保するための耐性や、ケーブル及びケーブルトレイの持つ電氣的機能並びに機械的機能への影響を確認する。

1.6.1 複合体としての難燃性能

複合体の難燃性能を確保するために必要な性能として、使用環境による防火シートの耐久性、外力（地震）からの耐性（被覆性）を確認する。

(1) 耐久性（腐食、経年劣化）

- ① 実機使用環境下における防火シート及び結束ベルトの耐性に問題ないことを確認する。
- ② 高温及び放射線環境下における防火シート及び結束ベルトの耐久性に問題ないことを確認する。

(2) 外力（地震）による健全性

想定する外力（地震）で結束ベルトが外れないこと、ケーブルが露出しないこと及び垂直トレイではファイアストップが外れないことを確認する。

1.6.2 ケーブル及びケーブルトレイの保有機能

複合体はケーブル及びケーブルトレイを防火シートで覆ったものであるため、防火シートがケーブル及びケーブルトレイの機能に与える影響が軽微であり、ケーブル及びケーブルトレイの許容範囲内であることを以下の項目により確認する。

(1) 防火シートによる電氣的機能への影響

ケーブルについては、電動機等の機器を動かすために必要となる電流を供給する機能である通電機能、電源盤から電動機等の機器間に印加される電圧により絶縁破壊することがないように絶縁体に求められる絶縁機能について問題な

いかを確認する。

(2) 防火シートによる機械的機能への影響確認

ケーブル敷設時の摩擦や外部からの接触等により絶縁体に傷がつかないようにシースに求められる保護機能及びケーブルトレイに求められるケーブル保持機能について、防火シートによる影響がないかを確認する。

2. 供試体の仕様と試験条件の設定

2.1 試験対象ケーブルの選定

試験対象ケーブルの選定に当たり、東海第二発電所で使用されている非難燃ケーブルを網羅的に抽出する。

発電所建設時のケーブルの選定においてケーブルの型式（絶縁体及びシース材の組合せ）、導体サイズ、線芯数等の情報は、ケーブル種類（使用用途による回路種別）により様々な存在することから、ケーブル情報を一括に整理した図書として配線表（以下「ケーブルリスト」という。）がある。そのため、実機で使用される非難燃ケーブルの抽出に当たり、建設時のケーブルリストからケーブル種類（使用用途による回路種別）、ケーブルの型式、導体サイズ、芯数を網羅的に抽出する。また、建設時から使用され、難燃性を実証された難燃ケーブル及び運転開始後の改造工事においてケーブルを新設又は取り替える場合には、難燃ケーブルを使用していることから、これらのケーブルは抽出対象から除外する。

抽出された実機で使用される非難燃ケーブルの一覧を第 2-1 表に示す。

第 2-1 表 実機で使用される非難燃ケーブルの一覧

ケーブル種類 (回路種別)	ケーブル構成材料	
	絶縁材	シース材
計装ケーブル	架橋ポリエチレン	ビニル
制御ケーブル		
低圧電力ケーブル		
高圧電力ケーブル		

2.2 実機を代表するケーブルの抽出

2.1 項で抽出した発電所で使用されている非難燃ケーブルの構成材料の組み合わせは、架橋ポリエチレン絶縁ビニルシースの 1 種類であり、ケーブル種類（使用用途による回路種別）として計装、制御、低圧電力、高圧電力の 4 つに分類され、更に導線サイズや線芯数により多種にわたる。また、ケーブルの形態として多芯で構成され一体となった多芯ケーブル型と、単芯のケーブルをより合わせたトリプレックス形等が存在する。

このようにケーブルは多種多様にわたるため、以下の方法により保守的に代表性を検討し、実機を代表するケーブルを選定する。なお、高圧電力ケーブルは難燃ケーブルに取り替えるため選定対象外とした。

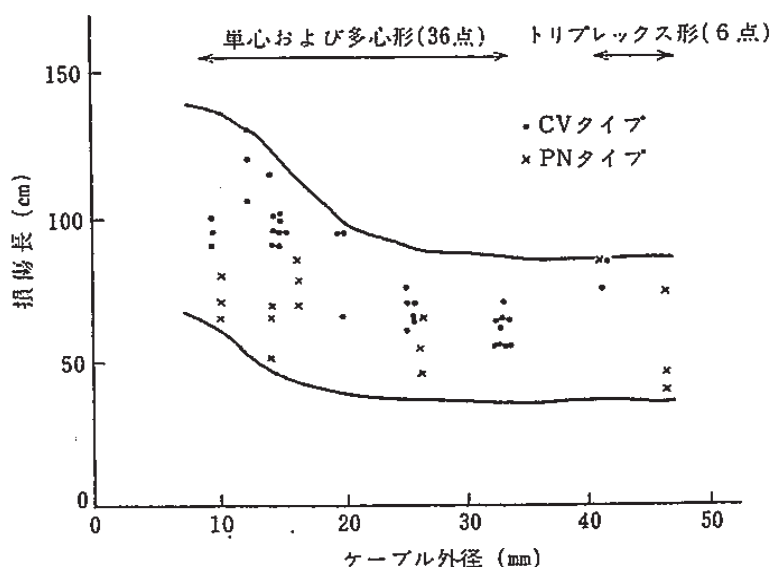
2.2.1 寸法における代表性

ケーブルの構成が同じである場合、ケーブル径が細い方が熱容量は小さくなり、着火しやすくなることから、それぞれの材料のケーブルのうち、最も外径

が細いものを実機を代表するケーブルとして抽出する。

電気学会技術報告（Ⅱ部）第139号 付 2.10 図ケーブル外径と損傷長を参考にとすると、ケーブルの損傷長はケーブル外径が約 25 mm 以下で比較的長くなる傾向がある。このため、比較対象とするケーブルの外径をおおむね 25 mm 以下とし、使用する非難燃ケーブルを網羅的に抽出し、抽出したケーブルは、ケーブル外径とケーブルの種類の観点から耐延焼性試験を実施し、延焼性の比較をしたうえで代表ケーブルを選定する。

- ・延焼性に及ぼすケーブルサイズからの効果は、それほど顕著には認められないが、比較的ケーブル外径、導体サイズが小さいところで損傷長が大きくなっている。これは、ケーブルの熱容量、熱放散などの影響が現れたものと考えられる。
- （引用：電気学会技術報告（Ⅱ部）第139号）



CV タイプ：架橋ポリエチレンビニル絶縁ビニルシースタイプ
PN タイプ：EP ゴム絶縁クロプレンシースタイプ

第 2-1 図 ケーブル外径と損傷長

（抜粋：電気学会技術報告（Ⅱ部）第139号 付 2.10 図）

2.2.2 ケーブルの使用期間による経年変化

ケーブルに使用されているビニルは経年変化で添加剤のうち可燃性物質である可塑剤がわずかに揮発して可燃性物質が減少することにより燃えにくくなる。また、架橋ポリエチレンは、揮発性の高い添加剤がないことから経年的に酸化劣化が主となり、可燃性成分の割合は減少し燃えにくくなる。燃焼試験に使用するケーブルは、経年変化を考慮する必要があるため、使用するケーブル材料に対し、熱及び放射線の加速劣化による酸素指数の変化を確認した。その結果、

新品ケーブルに対し経年劣化後は酸素指数が高くなり、燃えにくくなっていることから、ケーブルは新品ケーブルを供試体とする。ケーブルの使用期間による経年変化を第 2-2 表に示す。

第 2-2 表 酸素指数測定結果

構成材料	酸素指数測定結果	
	初期	劣化後（40 年）
ビニル	25.3	28.6
架橋ポリエチレン	18.3	19.3

2.2.3 実機を代表するケーブルの選定

使用する非難燃ケーブルを抽出し、ケーブルの外径及びケーブル種類（回路種別）を比較条件とした結果、選定ケーブルは 4 種類となり、これらのケーブルを使って延焼性を確認することで使用ケーブルを網羅できる。

ケーブルの種類（回路種別）ごとに選定した非難燃ケーブル及び試験対象ケーブル一覧を第 2-3 表に示す。

第 2-3 表 実機を代表するケーブルの選定結果及び試験対象ケーブル一覧

ケーブル種類 （回路種別）	絶縁材	シース材	外形 （mm）
計装ケーブル	架橋ポリエチレン	ビニル	9.5
制御ケーブル	架橋ポリエチレン	ビニル	9.9
低圧電力ケーブル	架橋ポリエチレン	ビニル	14.5
	架橋ポリエチレン	ビニル	19（41）*

注記 *：トリプレックス型：（）外は外形，（）内は 3 本より合わせ外径を示す。

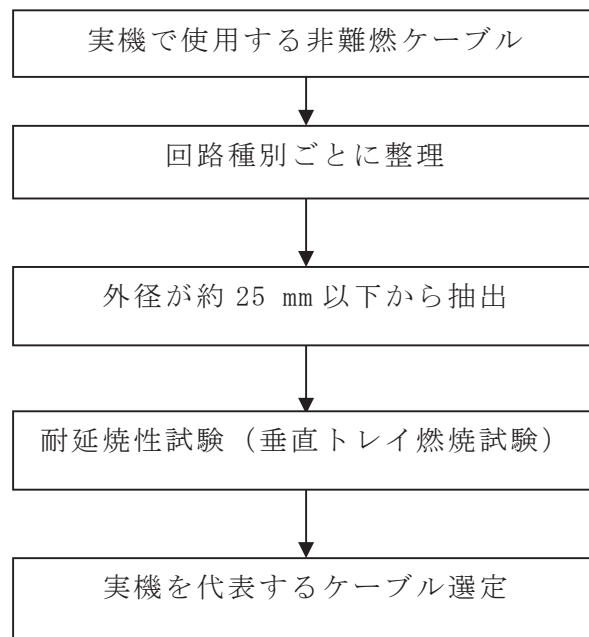
2.3 代表ケーブル選定までの流れ

代表ケーブルを選定するためのケーブルは、網羅的に抽出したケーブルの中から以下の観点で耐延焼性試験を実施し、延焼性を比較し代表ケーブルを選定する。なお、耐延焼性試験の供試体は、トレイ上のケーブルに対して一括してシートを巻く施工（少量敷設）とし、垂直トレイ燃焼試験を実施する。

また、延焼性比較においてケーブルの損傷長に差がない場合は、ケーブルの損傷長に差がなかったケーブルを設計最大量にしてケーブルを敷設した供試体で垂直トレイ試験から損傷長を比較し、代表ケーブルを選定する。

- (1) ケーブルの外径による延焼性比較
- (2) ケーブルの種類（使用用途による回路種別）による延焼性比較

代表ケーブルを選定するためのフローを第 2-2 図に、比較内容を第 2-2 表に示す。



第 2-2 図 実機を代表するケーブル選定フロー

第 2-2 表 代表ケーブルを選定するための比較内容

比較内容		対象ケーブル	ケーブル 外形 (mm)
ケーブル 外形	① 計装ケーブル（細物径） と低圧電力ケーブル（太 物径）による比較	【細物径】 計装ケーブル	9.5 mm
		【太物径】 低圧電力ケーブル トリプレックス	1 本：19 mm 3 本より合わせ：41 mm
	② 制御ケーブルの細物径 と低圧電力の太物径の 外径の違いによる比較	【細物径】 制御ケーブル	9.9 mm
		【太物径】 低圧電力ケーブル	14.5 mm
	③ 低圧電力ケーブルの細 物径と太物径の外径の 違いによる比較	【細物径】 低圧電力ケーブル	14.5 mm
		【太物径】 低圧電力ケーブル トリプレックス	1 本：19 mm 3 本より合わせ：41 mm
回路種別	④ 計装ケーブルと制御ケ ーブルによる比較	計装ケーブル	9.5 mm
		制御ケーブル	9.9 mm

3. 外部の火災に対する難燃性能の確認

3.1 自己消火性の確認

複合体外部の火災に対する自己消火性については、不燃材の防火シートで火炎が遮られることから、ケーブルが発火する複合体内部の火災で確認する。

3.2 耐延焼性の確認

3.2.1 目的

複合体の外部からの火炎にさらされた場合においても加熱源が除去された場合は、複合体被覆及び内部の燃焼部が燃え止まることを確認する。また、複合体として難燃ケーブルを使用した場合と同等以上の耐延焼性を有していることを確認する。

3.2.2 試験内容

外部からの加熱源にて供試体を燃焼させ、加熱源を除去した後に複合体被覆及び内部について燃焼部が燃え止まることを確認する。

なお、複合体外郭はケーブルの露出がない状態において結束ベルトで固定した標準的な状態とし、ファイアストップは外部からの火炎を遮る可能性があることから保守的に設置しない条件の試験とする。

また、複合体内部のケーブルは複合体外郭である防火シートにより火炎が遮られること及び空気の流入が抑制されることから延焼性は低いが、外部からの熱は伝わるため、複合体内部の損傷の確認を行う。なお、外部からの伝熱により内部ケーブルが発火した場合は、加熱源を除去した場合に延焼が停止することを内部の火災として確認を行う。

耐延焼性の実証試験では、損傷の境界を確認し、バーナ位置を基準として最大損傷長を測定する。

3.2.3 耐延焼性の確認の流れ

複合体が難燃ケーブルを使用した場合と同等以上の耐延焼性を有することを以下の流れで確認する。

(1) ケーブル種類ごとの性能比較評価

難燃ケーブルの耐延焼性の試験に試験条件を準拠させた試験を実施し、複合体が燃え止まることを確認する。実機を代表するケーブルの複合体の損傷長について難燃ケーブルの損傷長と比較評価する。

(2) 加熱熱量の違いによる性能比較評価（参考）

複合体に与える熱量を 3.2.3(1)項の試験から変化させた燃焼条件で試験を実施しても、複合体が燃え止まることを確認する。加熱熱量は、ケーブルの設置環境を考慮すると難燃ケーブルと非難燃ケーブルで同じ条件であることから、3.2.3(1)項の燃焼条件である 20 kW を超える 30 kW を加熱熱量とする。ま

た、複合体と難燃ケーブルの燃焼状態及び損傷長を比較評価する。なお、複合体とするケーブルは本文 2.2 項で選定されたケーブルを使用する。

(3) 複合体構成品の組合せによる性能評価

3.2.3(1)項の燃焼試験結果を踏まえた燃焼条件にて、本文 2.2 項及び 2.3 項で設定した複合体の構成品による供試体仕様及び試験条件により試験を実施し、複合体が燃え止まることを確認する。また、複合体の損傷長について難燃ケーブルの損傷長と比較評価する。

さらに、複合体の限界把握のため、防火シートにおける遮炎性の限界を把握する試験を実施する。

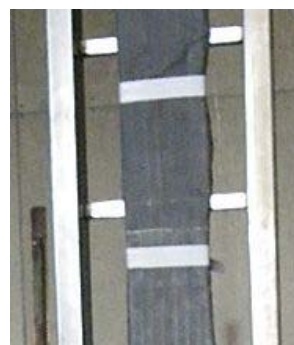
3.2.4 ケーブル種類ごとの性能比較評価

3.2.4.1 供試体

2.2 項にて選定した試験対象ケーブル、ケーブルトレイ及び防火シートを組合せた複合体を供試体とする。供試体（例）を第 3-1 図に示す。



(シート施工前)



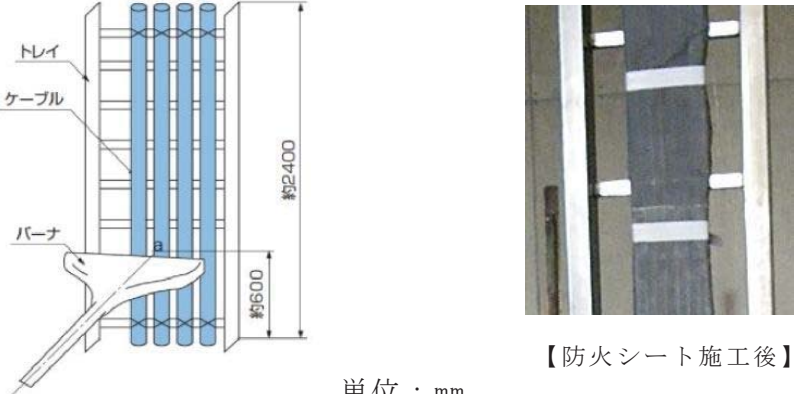
(シート施工後)

第 3-1 図 耐延焼性を確認する供試体（例）

3.2.4.2 試験方法

難燃ケーブルとの耐延焼性を確認するため難燃ケーブルの耐延焼性試験に試験条件を準拠させた方法により実施する。ケーブル種類ごとの性能確認試験の方法について第 3-1 表に示す。

第 3-1 表 ケーブル種類ごとの性能確認試験の概要

試験体の 据付例	 <p>【防火シート施工後】</p> <p>単位：mm</p>
火源	リボンバーナ
使用燃料	液化石油ガス
熱量	20 kW
加熱時間	20 分 ・バーナを点火し、20 分経過後、バーナの燃焼を停止し、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。
試験回数	3 回
判定基準	燃え止まること。

3.2.4.3 試験結果

試験結果を第 3-2 表に示す。試験結果により複合体が燃え止まることを確認した。また、次項において最大損傷長平均が長い制御ケーブルと低圧電力ケーブルについて比較を実施する。

第 3-2 表 耐延焼性確認試験結果

ケーブル種類	絶縁材	シース材	外径 (mm)	最大損傷長平均 (mm)	判定結果
計装ケーブル	架橋ポリエチレン	ビニル	9.5	763	良
制御ケーブル	架橋ポリエチレン	ビニル	9.9	840	良
低圧電力ケーブル	架橋ポリエチレン	ビニル	14.5	800	良
低圧電力ケーブル	架橋ポリエチレン	ビニル	19 (41) *	595	良

注記 *：トリプレックス形：（）外は単芯外径，（）内は 3 本より合わせ外径を示す。

3.2.4.4 実機施工を模擬した垂直トレイの試験方法

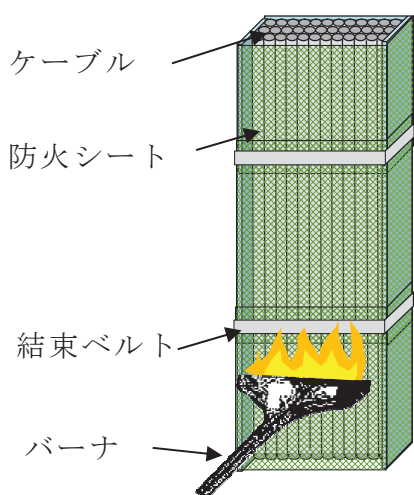
第 3-2 表に示すとおり，少量敷設による複合体の耐延焼性を実施した結果，損傷距離に大差がなかった制御ケーブルと低圧電力ケーブル（外径：

14.5 mm) について、実機施工を考慮して、ケーブルトレイとケーブルに対して一括して巻いた複合体とし、ケーブル敷設量は設計最大量とする。供試体について第 3-3 表に示す。また、少量敷設の耐延焼試験で実施した燃焼条件に準拠した試験概要について第 3-4 表に示す。

第 3-3 表 供試体の種類

形態	ケーブル種類 (回路種別)	ケーブル材料		外径 (mm)	ケーブル量
		絶縁材	シース材		
複合体	制御 ケーブル	架橋ポリ エチレン	ビニル	9.9	設計最大量
複合体	低圧電力 ケーブル	架橋ポリ エチレン	ビニル	14.5	設計最大量

第 3-4 表 実機状態を模擬した垂直トレイ燃焼試験の概要

試験体の 据付例		
	火源	リボンバーナ
	使用燃料	液化石油ガス
	熱量	20 kW
	加熱時間	20 分 ・バーナを点火し、20 分経過後、バーナの燃焼を停止し、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。

3.2.4.5 実機施工を模擬した垂直トレイの試験結果

耐延焼性試験（垂直トレイ燃焼試験）によるケーブル損傷長を比較した結果、制御ケーブルに比べ、低圧電力ケーブルの損傷長が長いことを確認した。損傷長比較結果を第 3-5 表に示す。

第 3-5 表 垂直トレイ燃焼試験による損傷長比較結果

ケーブル 種類	絶縁材	シース材	ケーブル 外径 (mm)	最大損傷長 平均 (mm)	シート間 重ね代 (mm)	比較 結果
制御 ケーブル	架橋 ポリエチレン	ビニル	9.9	635	100	—
低圧電力 ケーブル	架橋 ポリエチレン	ビニル	14.5	663	100	選定

第 3-5 表の試験結果を踏まえ、複合体の構成品として、ケーブルは低圧電力ケーブル（外径：14.5 mm）を代表に選定する。

3.2.4.6 難燃ケーブルとの比較

2.2 項で選定した実機を代表するケーブル、第 3-5 表の低圧電力ケーブルの試験結果と同一ケーブルサイズかつ同種材料における難燃ケーブルの耐延焼性試験結果を比較した損傷長を第 3-6 表に示す。第 3-6 表より、複合体の損傷長は難燃ケーブルの損傷長より短いことから、複合体は難燃ケーブルを使用した場合と同等以上の耐延焼性を有していることが確認できた。

第 3-6 表 難燃ケーブルとの比較結果

供試体	ケーブル 種類	絶縁材	シース材	外径 (mm)	最大損傷長 平均 (mm)
複合体	低圧電力 ケーブル	架橋 ポリエチレン	ビニル	14.5	800
難燃 ケーブル		難燃架橋 ポリエチレン	難燃ビニル	14.0	1010

3.2.5 加熱熱量の違いによる性能比較評価の確認方法

3.2.5.1 供試体

耐延焼性能試験の評価より、保守的にケーブルを選定し、本文 2.2 項にて比較評価して複合体の損傷長から選定したケーブルを用いる。供試体を第 3-7 表に示す。

第 3-7 表 供試体の種類

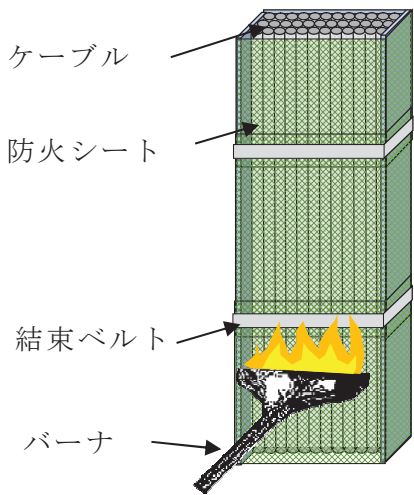
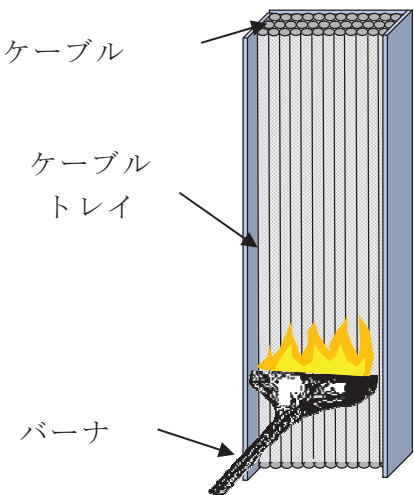
対象	ケーブル					ケーブル トレイ形状
	ケーブル 種類	絶縁材	シース材	外径 (mm)	敷設量	
複合体	低圧電力 ケーブル	架橋 ポリエチレン	ビニル	14.5	設計 最大量	ラダー
難燃 ケーブル		難燃架橋 ポリエチレン	難燃 ビニル	14.0	設計 最大量	ラダー

3.2.5.2 試験方法及び判定基準

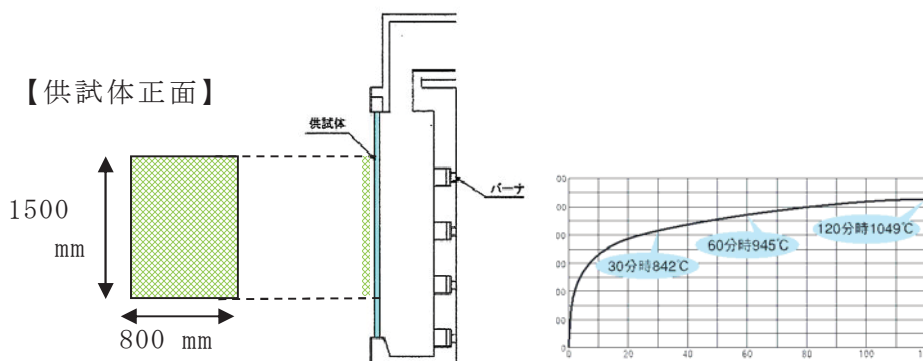
難燃ケーブルの耐延焼性試験の燃焼条件以上の加熱量を与える。試験方法については、第 3-8 表に示す。

また、複合体の耐延焼性の限界を把握する試験では、複合体外郭である不燃材の防火シートに対して、建築基準法に基づき指定性能評価機関が定めた試験である遮炎・準遮炎性能試験（一般財団法人日本建築総合試験所，防耐火性能試験・評価業務方法書 8A-103-01）に準拠した試験を実施する。試験方法を第 3-9 表に示す。

第 3-8 表 加熱量を増加させた性能確認試験の概要

試験体の 据付例	複合体（非難燃ケーブル）	難燃ケーブル
	 <p>ケーブル</p> <p>防火シート</p> <p>結束ベルト</p> <p>バーナ</p>	 <p>ケーブル</p> <p>ケーブル トレイ</p> <p>バーナ</p>
火源	リボンバーナ	
使用燃料	液化石油ガス	
バーナ 熱量	防火シートの遮炎性能が確保される範囲（20，30 kW）で試験を行う。	
加熱時間	20 分 ・バーナを点火し，20 分経過後，バーナの燃焼を停止し，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。	
試験回数	複合体：3 回（20 kW），2 回（30 kW），難燃ケーブル 1 回（20 kW，30 kW）	
判定基準	複合体：燃え止まること。	

第 3-9 表 防火シート限界性能試験の概要

試験装置 概要	 <p>【供試体正面】</p> <p>1500 mm</p> <p>800 mm</p> <p>供試体</p> <p>バーナ</p> <p>【ISO 834 加熱曲線】</p>
試験内容	<p>・ISO 834 加熱曲線で加熱し，防火シートに火炎等が通るき裂等の損傷及び隙間が生じる温度を確認する。</p>

3.2.5.3 試験結果

試験結果を第 3-10 表に示す。実機状態を模擬した複合体に 3.2.5 項の試験で用いた燃焼条件（熱量）を変化させても，複合体と難燃ケーブル間の耐延焼性の関係性が保たれており，その関係性から複合体が難燃ケーブルを使用した場合と同等以上の耐延焼性を有していることが確認できた。防火シートの限界性能試験の結果を第 3-11 表に示す。

第 3-10 表 加熱熱量の違いによる耐延焼性試験結果（参考）

バーナ 熱量 (kW)	供試体	ケーブル 回路種別	絶縁材 ／シース材	外径 (mm)	敷設量	トレイ 形状	最大 損傷長 (mm)
20	複合体	低圧電力 ケーブル	架橋ポリエチレン／ビニル	14.5	設計 最大量	ラダー	700
	難燃 ケーブル		難燃架橋 ポリエチレン ／難燃ビニル	14.0			1780
30	複合体		架橋ポリエチレン／ビニル	14.5			1010
	難燃 ケーブル		難燃架橋 ポリエチレン ／難燃ビニル	14.0			2030

第 3-11 表 防火シートの限界性能試験結果

供試体	判定結果
防火シート	良

3.2.6 複合体の構成要素によるばらつきの確認

3.2.6.1 目的

複合体は設計方針に基づき防火シートを巻付けており完全な状態であるが，複合体の燃焼メカニズムから構成品（ケーブル，ケーブルトレイ）のばらつきを組合せた保守的な試験条件を選定し，3.2.5 項の燃焼試験結果を踏まえた燃焼条件にて耐延焼性の試験を実施し，複合体が燃え止まるとともに，複合体の損傷長が難燃ケーブルの損傷長より短いことを確認する。

3.2.6.2 ばらつきの抽出

ケーブル，ケーブルトレイ及び防火シートの組合せにおいて，保守的な実機模擬条件となるため，ケーブル及びケーブルトレイについて実機の設置状態で想定されるばらつきを抽出する。

3.2.6.2.1 抽出方法

ケーブル及びケーブルトレイのそれぞれのばらつきについて敷設に係る系統設計及び実機の設置状況を踏まえ抽出する。

(1) ケーブルのばらつきの抽出

(種類 (回路種別) ・サイズ／使用期間／敷設量 (防火シートとケーブルの隙間) ／延焼防止材／埃)

(2) ケーブルトレイのばらつき抽出

(トレイタイプ (トレイ有無) ／トレイサイズ／トレイ形状／トレイ設置方向／ケーブル敷設形態／ケーブル組合せ)

(3) 防火シートのばらつきの抽出

(外力による防火シートのずれ／傷, ファイアストッパ有無)

3.2.6.2.2 抽出結果

抽出したばらつきと燃焼の3要素の関係を第3-12表に示す。

第3-12表 抽出したばらつきと燃焼3要素の関係

構成品	ばらつき		燃焼要素		
			可燃物	酸素	熱
ケーブル	種類・サイズ	複数の種類 (回路種別) ・サイズが存在	○		
	使用期間	プラント運転開始以降, 長期間使用	○		
	敷設量	設置場所によりケーブルの敷設量に変化	○		
	延焼防止材	場所により延焼防止材の有無が存在	○		
	埃 (汚れ)	埃 (汚れ) の付着	○		
ケーブルトレイ	トレイタイプ (トレイ有無)	ラダートレイ, ソリッドトレイ又はケーブルトレイと電線管, 盤の間にケーブルトレイ上に敷設されない形態が存在			○
	トレイサイズ	トレイの幅の違いが存在	○		
	トレイ設置方向	垂直, 水平及び勾配が存在		○	○
	ケーブル敷設状態	隙間無, 隙間有の形態が存在		○	
	トレイ形状	様々なトレイ形状が存在			
	ケーブルの組合せ	様々なケーブルサイズの組合せが存在		○	
防火シート	防火シートのずれ	外力が加わった場合の防火シートのずれを想定		○	○
	防火シートの傷	外力が加わった場合の防火シートの傷を想定		○	
	ファイアストッパの有無	ファイアストッパ設置の有無を想定		○	○

3.2.6.3 試験条件の選定

3.2.6.2 項で抽出した各構成品の実機状況におけるばらつきについて、燃えやすさの観点で選定した保守的な実機模擬条件を第 3-13 表に示す。

第 3-13 表 実機模擬条件の選定結果 (1/2)

構成品	実機の状態		実機模擬条件の選定結果
	種類・サイズ	構成材料は 1 種類だが、複数の種類（回路種別）、複数のサイズが存在する。	
ケーブルトレイ	使用期間	プラント運転開始以降、長期間使用している。	損傷長が長く、発火性及び延焼リスクが高い非難燃ケーブルを選定する。
	敷設量	使用箇所により、ケーブル敷設量に変化する。	ケーブルの絶縁材及びシース材は、経年劣化の傾向として、酸素指数が高く、燃えにくくなることから、新品ケーブルを選定する。
	延焼防止材	延焼防止材が塗布されている箇所、されていない箇所が存在する。	ケーブル敷設量が耐延焼性に及ぼす影響を確認するため、少量敷設、設計最大敷設量の 2 種類の敷設量を選定する。参考として満杯敷設による影響を確認する。
	埃	長期間の使用により、可燃物である埃が付着している。	延焼防止材は、加速劣化後も高い難燃性を有していることから、延焼防止材を塗布していないケーブルを選定する。
			実機でサンプリングした埃の成分の発熱量はケーブルの発熱量と比べて非常に小さく、耐延焼性にほとんど影響しないことから、埃が付着していないケーブルを選定する。
ケーブルトレイ	トレイタイプ（トレイ有無）	基本的に使用するラダータイプと計装ケーブルを敷設するソリッドタイプが存在。また、電線管等からトレイへの入線部などケーブル単体の状態が存在する。	<ul style="list-style-type: none"> ・トレイタイプは火炎を遮らないラダータイプを選定し、ケーブルトレイごとと防火シートを施工する ・ケーブル単体での敷設は距離が短く延焼の可能性は少ないため（ケーブルトレイから分岐する電線管が該当。端部に耐火シールを施工）ケーブルトレイ敷設を選定する。参考として、ケーブルに直接、防火シートを巻き確認する。
	トレイサイズ（幅）	150 mm～750 mm までのトレイ幅が存在する。	I E E E 3 8 3 垂直トレイ燃焼試験では約 300 mm 幅のバーナを使用することを踏まえ、ケーブルトレイ幅として 300 mm を選定する。

第 3-13 表 実機模擬条件の選定結果 (2/2)

構成品	実機の状態		実機模擬条件の選定結果
	トレイ サイズ (高さ)	非難燃性ケーブルを敷設するトレイは 120 mm の高さのみ。	
ケーブル トレイ	トレイ 設置方向	垂直、水平及び勾配が存在する。	最も延焼が広がる速度が速い垂直トレイを選定する。
	ケーブル 敷設形態	整線、波状の形態が存在する。	垂直トレイではケーブルは自重で整線形態となることから、整線形態を選定する。念のため、水平トレイにおいても、防火シートからケーブルへの熱伝導（熱伝達）が良い整線形態での延焼への影響を確認する。参考として、波状による影響を確認する。
	トレイ 形状	直線形、L 字形等、様々なトレイ形状が存在する。	火炎が最も速く広がる直線形の垂直トレイを選定する。
	ケーブル の組合せ	ケーブルには、様々なサイズの組合せが存在する。	ケーブルの種類（回路種別）で熱容量の小さい細径ケーブルのみが集合したものを選定する。念のため、太径ケーブルのみが集合したものと比較する。
	シートの ずれ	外力が加わった場合の防火シートのずれを想定する。	ケーブルが防火シートで覆われた状態を実機模擬条件に選定する。
防火 シート	シートの 隙間	防火シートの隙間を想定する。	トレイの形状により防火シートとケーブルの隙間には不確かさが生じるため、隙間がある状態とする（ケーブル敷設量による隙間の変化で包絡される。）
	シートの 傷	外力が加わった場合の防火シートの傷を想定する。	防火シートに傷がない状態を実機模擬条件に選定する。
	ファイア ストッパ	ファイアストッパの有無を想定する。	ファイアストッパ設置の有無を実機模擬条件に選定する。念のため、ファイアストッパと加熱源の距離を変化させて確認する。

3.2.6.4 実機模擬試験の実施

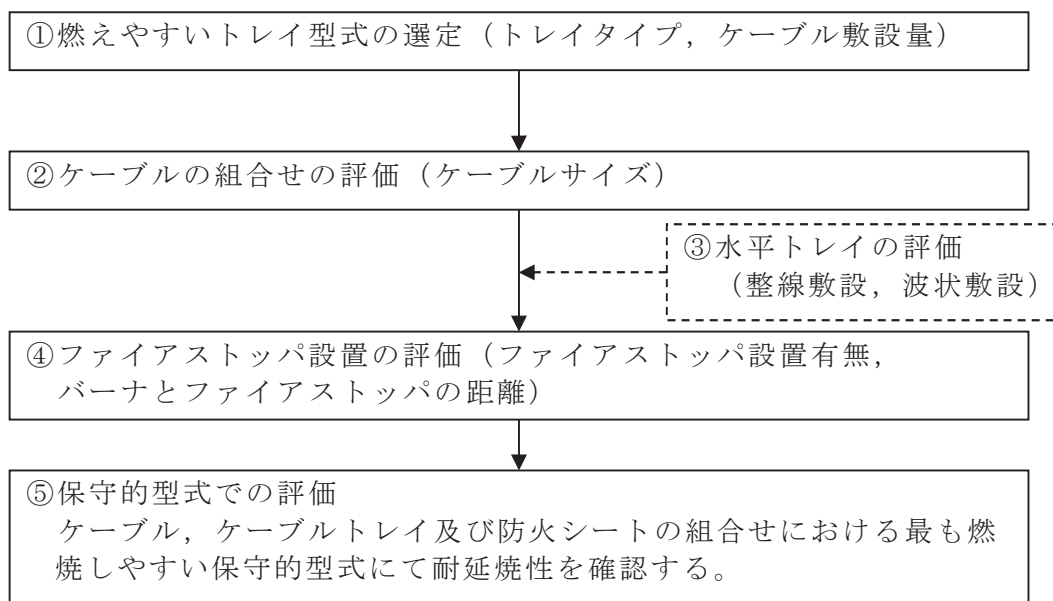
3.2.6.3 項で選定したばらつきに対する実機模擬条件は、ケーブル及びケーブルトレイごとを選定している。実機ではケーブル、ケーブルトレイ及び防火シートを組合せた複合体となるため、実機模擬条件の保守的な組合せにおいても、複合体の損傷長が難燃ケーブルよりも短いことの関係性が保たれていることを確認する。

3.2.6.4.1 実機模擬試験の流れ

以下のとおりケーブル及びケーブルトレイごとの実機模擬条件を組合せて実機模擬試験を実施する。

- (1) トレイとケーブルの組合せとして、ケーブルトレイタイプ及びケーブル敷設量のばらつきを考慮して実機模擬試験を行う。試験結果からケーブルトレイに関する最も燃えやすい組合せを選定する。参考としてケーブル単体の形態を確認する。
- (2) (1)項のトレイとケーブルの組合せに対して、多層敷設時のケーブル組合せを踏まえた実機模擬試験を行う。この結果から最も保守的なケーブル、ケーブルトレイの組合せを選定し、複合体の損傷長が難燃ケーブルよりも短いことの関係性が保たれていることを確認する。
- (3) 水平トレイにおける実機模擬試験を行い、保守的なトレイ設置方向を確認する。なお、参考として波状敷設の形態を確認する。
- (4) ファイアストップの有無における実機模擬試験を行い、複合体の損傷長への影響を確認する。

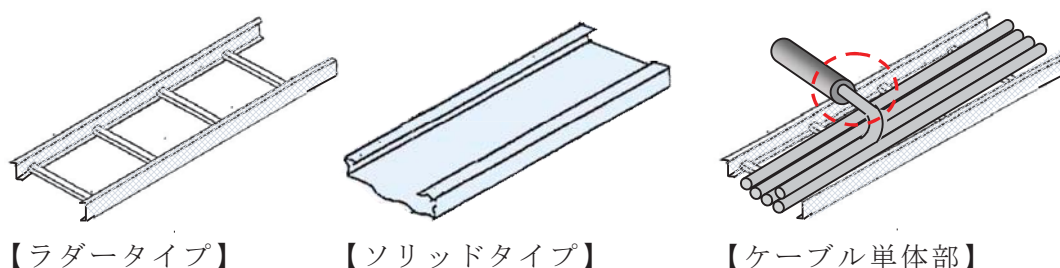
実機模擬試験の実施に係る保守的型式の決定フローを第 3-2 図に示す。また、各項目の詳細を以下に記載する。



第 3-2 図 実機模擬試験の実施に係る保守的型式の決定フロー

① 最も燃えやすいトレイ型式の選定

トレイタイプ及びケーブル敷設量 (満載, 少量) を組合せた保守的な条件により実機模擬試験を行う。その実機模擬条件の組合せを第 3-14 表に示す。上記結果から最も燃えやすいトレイ型式を選定する。トレイタイプを第 3-3 図に示す。



第 3-3 図 トレイタイプ

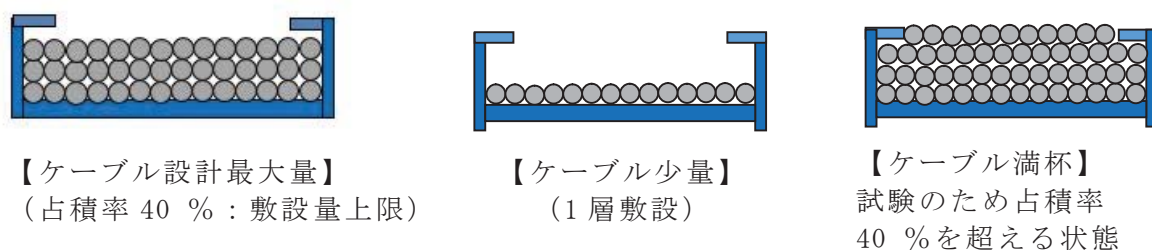
(a) ばらつき

ケーブルトレイには, ケーブル積載面が開口した梯子状のラダータイプとケーブル積載面が板状で開口していないソリッドタイプがあり, このトレイ上にケーブルが敷設された形態又はケーブルトレイと電線管, 盤の間でケーブルトレイ上に敷設されない形態が存在する。

(b) 実機模擬条件の検討

ケーブルトレイのケーブル敷設面の開口有無により火炎からケー

ブルへの熱の伝達に差が生じ、耐延焼性に影響を与えることが想定されるが、ソリッドトレイは敷設面からの空気の供給がなく、溶けたケーブルに引火して落下し延焼する可能性もない。一方、ラダートレイは空気が供給される開口面を有することから延焼リスクが高い。また、ケーブルトレイから電線管部にはケーブル単体となる箇所が存在するが、電線管開口部は耐火シールを施すとともにトレイ敷設に比べ距離が短いため延焼の可能性は少ない。参考として、ケーブルと防火シートの組合せでの耐延焼性を確認する。ケーブルの敷設量について、第 3-4 図に示す。



第 3-4 図 ケーブル敷設量

(a) ばらつき

ケーブルは使用箇所により、ケーブル敷設量が変化する。

(b) 実機模擬条件の検討

ケーブル量が少ない方がケーブル全体の熱容量*は小さく、同一熱量を加えた場合、温度上昇が大きくなり燃焼しやすい。一方、防火シートとケーブル間の隙間が大きくなり空気層ができることから、熱伝導（熱伝達）が悪く燃焼しにくくなる。また、ケーブル量が多くなると可燃物量が多くなり、かつ、防火シートとケーブルの隙間が小さくなることで、熱伝導（熱伝達）が良くなり燃焼継続に影響する可能性があることから、ケーブル量を変化させて複合体の耐延焼性に及ぼす影響を確認する。

注記 *：熱容量とは、任意の量の物質の温度を 1℃上昇させるのに必要な熱量のことで、値が小さいほど加熱により温度上昇しやすい。熱容量は以下の式で表される。

$$C = m \times c$$

熱容量：C (J/K)

物質の質量：m (g)

比熱：c (J/(g・K))

② ケーブル組合せの評価

各ケーブル組合せ（細径のケーブルのみが集合したもの、太径のケーブルのみが集合したもの）において、①項から選定された最も燃えやすい条件による実機模擬試験を行う。その実機模擬条件の組合せ一覧を第 3-15 表に示す。

上記結果から最も燃えやすいケーブル組合せを選定する。ケーブルの組合せを第 3-5 図に示す。



第 3-5 図 ケーブル組合せ

(a) ばらつき

ケーブルトレイに敷設されているケーブルには、様々なサイズの組合せが存在している。

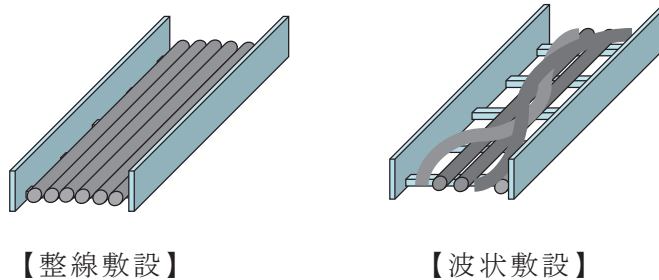
(b) 実機模擬条件の検討

実機では、様々なケーブルのサイズが存在しているが、ケーブルの単位面積にバーナから与えられる熱量は一定であることから、熱容量が小さい細径のケーブルが集合している方が燃えやすい。一方、異なるサイズが混在する場合は、ケーブル間に隙間が発生し、その隙間が耐延焼性に影響する可能性がある。このため、ケーブル種類ごとの性能比較評価の中で、同じケーブル種類の外径の小さいケーブルと外径の大きいケーブルにより、比較評価する。

③ 水平トレイにおけるケーブル敷設形態の評価

水平トレイにおけるケーブル敷設形態（整線）を条件とした保守的な実機模擬試験を行う。その実機模擬条件の組合せ一覧を第 3-16 表に示す。

ケーブル敷設形態の違いによる耐延焼性への影響を評価するとともに、敷設方向が垂直であることが燃えやすい条件であることを確認する。ケーブルの敷設形態を第 3-6 図に示す。



第 3-6 図 水平トレイのケーブル敷設形態

(a) ばらつき

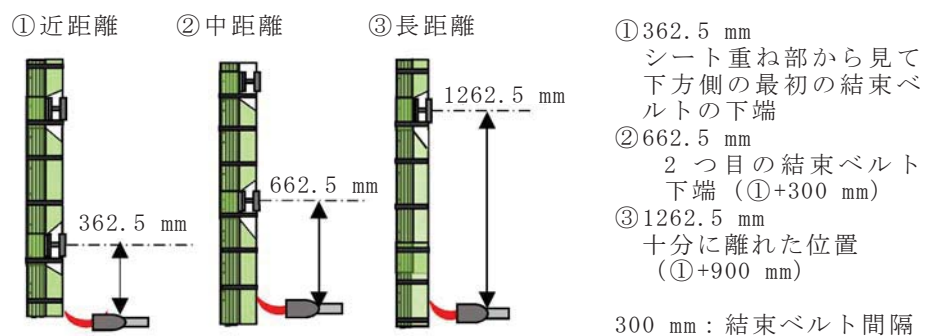
ケーブルトレイに敷設されるケーブルの形態には、整線され隙間がない形態と隙間がある形態（波状）が存在する。

(b) 実機模擬条件の検討

ケーブルに隙間がある形態（波状）で敷設されることがあるのは、水平トレイに敷設された場合であり、延焼の速度は垂直トレイと比較して遅い。また、波状の形態はケーブル間に隙間があり、防火シートからの熱伝導（熱伝達）が悪くなるとともに延焼防止材が施工されていることから、水平トレイは整線形態における延焼への影響を確認する。

④ ファイアストップパ設置の評価

ファイアストップパ設置の有無を条件とした保守的な実機模擬試験を行う。その実機模擬条件の組合せ一覧を第 3-17 表に示す。ファイアストップパによりシートとケーブル間の空間が異なることから、第 3-7 図に示す通り、ファイアストップパと加熱源の距離により、複合体への影響を確認する。



第 3-7 図 ファイアストップパとバーナの距離

⑤ 保守的型式での評価

①項から④項にて決定するケーブル，ケーブルトレイ及び防火シートの組合せにおける最も燃焼しやすい保守的型式にて実機模擬試験を行い，保守的型式においても損傷長が難燃ケーブルよりも短いことで，難燃ケーブルとの関係性及び耐延焼性が保たれていることを確認する。

複合体の耐延焼性の確認として，①項から③項の実機模擬条件の組合せ一覧を第 3-18 表に示す。なお，ファイアストッパは内部発火を想定したものであるが，外部の火災においても耐延焼性が保たれていることを確認する。

第 3-14 表 実機模擬条件組合せ一覧①最も燃えやすいトレイ型式の選定

構 成 品	ば ら つ き		実 機 模 擬 条 件 の 選 定 結 果	① 燃えやすい敷設形態（トレイ有無，トレイタイプ，ケーブル敷設量）の選定			
	敷設量	使用箇所によりケーブル敷設量が変化する。		①-1	①-2	①-3（参考）	①-4（参考）
ケーブル	トレイ有無，トレイタイプ	使用箇所によりケーブル敷設量が変化する。	ケーブル敷設量が耐火性に及ぼす影響を確認するため，少量敷設，設計最大敷設の2種類の敷設量を選定する。参考として満杯敷設による影響を確認する。	設計最大量	少量	満杯	少量
ケーブル トレイ	トレイ有無，トレイタイプ	基本的に使用するラダータイプと計装ケーブルを敷設するソリッドタイプ又はケーブルトレイと電線管入線部でケーブルトレイ上に敷設されない形態が存在する。	計装ケーブルを敷設するソリッドタイプはトレイによって火炎を遮るため，トレイはラダータイプを選定する。また，ケーブルトレイと電線管入線部でケーブル単体状態が存在するが，ケーブルトレイ敷設に対して距離が短く，電線管端部は耐火シールを施すことから延焼の可能性は少ない。参考としてトレイなしのケーブルに防火シートを巻き確認する。	ケーブルトレイ有	←	←	トレイなし 防火シート巻き (参考)
	トレイ設置方向	垂直，水平及び配が存在する。	最も延焼が広がる速度が速い垂直トレイを選定する。	垂直方向	←	←	←
	ケーブル敷設形態	整線，波状の形態が存在する。	垂直トレイではケーブルは重力で整線形態となることから，整線形態を選定する。念のため，水平トレイにおいても，防火シートからケーブルへの熱伝導（熱伝達）が良い整線形態での延焼への影響を確認する。	整線形態	←	←	←
	ケーブル組合せ	ケーブルトレイに敷設されているケーブルには，様々なサイズの組合せが存在している。	熱容量の小さい細径ケーブルのみが集合したものを選定する。念のため，ケーブル間の隙間が最大となる太径ケーブルのみが集合したものと比較する。	—*	←	←	←

注 記 *：ケーブルトレイに敷設されているケーブル組合せについては，②の実機模擬試験で評価するため，条件は細径ケーブルのみとする。

以下の敷設条件は実機を想定した保守的な条件を選定しており，上記組合せにおいて共通の実機模擬条件を記載している。

構成品	ばらつき		実機模擬条件の選定結果		保守的な条件
ケーブル	種類・サイズ	構成材料は1種類だが、複数の種類（回路種別）、複数のサイズが存在する。	損傷長が長く、発火性及び延焼リスクが高い可燃燃性ケーブルを選定する。		低圧電力 架橋ポリエチレン ／ビニル 14.5 mm
	使用期間	プラント運転開始以降、長期間使用している。	ケーブルの絶縁材及びシース材は、経年劣化の傾向として燃えにくくなることから、新品ケーブルを選定する。		新品ケーブル
	延焼防止材	延焼防止材が塗布されている箇所、されていない箇所が存在する。	延焼防止材は、加速劣化後も高い難燃性を有していることから、延焼防止材を塗布していないケーブルを選定する。		延焼防止材塗布 なし
	埃	長期間の使用により、可燃物である埃が付着している。	実機でサンプリングした埃の成分の発熱量はケーブルの発熱量と比べ非常に小さく、而延焼性にほとんど影響しないことから、埃が付着していないケーブルを選定する。		埃なし
ケーブル トレイ	トレイサイズ (幅)	150 mm～750 mm までのトレイ幅が存在する。	I E E 3 8 3 垂直トレイ燃焼試験では約300 mm幅のバーナを使用することを踏まえ、ケーブルトレイ幅として300 mmを選定する。		300 mm
	トレイサイズ (高さ)	120 mmのトレイ高さのみ。	トレイ高さ120 mmを選定する。		120 mm
	トレイ形状	直線形、L字形等、様々なトレイ形状が存在する。	火炎が最も速く広がる直線形の垂直トレイを選定する。		直線形

第 3-15 表 実機模擬条件組合せ一覧② ケーブル組合せの評価

構成品	ばらつき		実機模擬条件の選定結果	②ケーブル組合せの評価	
	敷設量	ばらつき		②-1 ①で実施	②-2
ケーブル		ケーブルトレイに敷設されているケーブル使用箇所により、ケーブル敷設量が変化する。	ケーブル敷設量が耐火性に及ぼす影響を確認するため、少量敷設、設計最大敷設の 2 種類の敷設量を選定する。参考として満杯敷設による影響を確認する。	①で評価した敷設量	←
ケーブル トレイ	トレイ有無、 トレイタイプ	基本的に使用するラダータイプと計装ケーブルを敷設するソリッドタイプ又はケーブルトレイと電線管入線部でケーブルトレイ上に敷設されない形態が存在する。	計装ケーブルを敷設するソリッドタイプはトレイによって火災を遮るため、トレイはラダータイプを選定する。また、ケーブルトレイと電線管入線部でケーブル単体状態が存在するが、ケーブルトレイ敷設に対して距離が短く、電線管端部は耐火シールを施すことから延焼の可能性は少ない。参考としてトレイなしのケーブルに防火シートを巻き確認する。	①で評価した形態	←
	トレイ 設置方向	垂直、水平及び配が存在する。	最も延焼が広がる速度が速い垂直トレイを選定する。	垂直方向	←
	ケーブル 敷設形態	整線、波状の形態が存在する。	垂直トレイではケーブルは重力で整線形態となることから、整線形態を選定する。念のため、水平トレイにおいても、防火シートからケーブルへの熱伝導（熱伝達）が良い、整線形態での延焼への影響を確認する。	整線形態	←
	ケーブル 組合せ*	ケーブルトレイに敷設されているケーブルには、様々なサイズの組合せが存在している。	熱容量の小さい細径ケーブルのみが集合したものを選定する。念のため、ケーブル間の隙間が最大となる太径ケーブルのみが集合したものと比較する。	細径ケーブル のみの集合	太径ケーブル のみの集合

注記 *：細径ケーブルのみと太径ケーブルのみ集合したケーブルについては、少量敷設で加熱されやすい状態で比較する。

以下の敷設条件には実機を想定した保守的な条件を選定しており、上記組合せにおいて共通の実機模擬条件を記載している。

構成品	種類・サイズ	ばらつき	実機模擬条件の選定結果	保守的な条件
ケーブル		構成材料は 1 種類だが、複数の種類（回路種別）、複数のサイズが存在する。	損傷長が長く、発火性及び延焼リスクが高い非難燃ケーブルを選定する。	低圧電力 架橋ポリエチレン /ビニル 14.5 mm
	使用期間	プラント運転開始以降、長期間使用している。	ケーブルの絶縁材及びシース材は、経年劣化の傾向として燃えにくくなることから、新品ケーブルを選定する。	新品ケーブル
	既塗布 延焼防止材 埃	延焼防止材が塗布されている箇所、されていない箇所が存在する。 長期間の使用により、可燃物である埃が付着している。	延焼防止材は、加速劣化後も高い難燃性を有していることから、延焼防止材を塗布していないケーブルを選定する。 実機でサンプリングした埃の成分の発熱量はケーブルの発熱量と比べ非常に小さく、耐延焼性にほとんど影響しないことから、埃が付着していないケーブルを選定する。	延焼防止材塗布 なし 埃なし
	トレイサイズ (幅)	150 mm～750 mm までのトレイ幅が存在する。	I E E 3 8 3 垂直トレイ燃焼試験では約 300 mm 幅のバースを使用することを踏まえ、ケーブルトレイ幅として 300 mm を選定する。	300 mm
ケーブル トレイ	トレイサイズ (高さ)	120 mm のトレイ高さのみ。	トレイ高さ 120 mm を選定する。	120 mm
	トレイ形状	直線形、L 字形等、様々なトレイ形状が存在する。	火災が最も速く広がる直線形の垂直トレイを選定する。	直線形

第 3-16 表 実機模擬条件組合せ一覧③水平トレイにおけるケーブル敷設形態の評価

構成品	ばらつき		実機模擬条件の選定結果	③ 水平トレイにおけるケーブル敷設形態の評価
ケーブル	敷設量	ケーブルトレイに敷設されているケーブル使用箇所により、ケーブル敷設量に変化する。	ケーブル敷設量が耐延焼性に及ぼす影響を確認するため、少量敷設、設計最大量敷設の 2 種類の敷設量を選定する。参考として満杯敷設による影響を確認する。	①で評価した敷設量
ケーブルトレイ	トレイ有無、トレイタイプ	基本的に使用するラダータイプと計装ケーブルを敷設するソリッドタイプ又はケーブルトレイと電線管入線部でケーブルトレイ上に敷設されない形態が存在する。	計装ケーブルを敷設するソリッドタイプはトレイによって火災を避けるため、トレイはラダータイプを選定する。また、ケーブルトレイと電線管入線部でケーブル単体状態が存在するが、ケーブルトレイ敷設に対して距離が短く、電線管端部は耐火シールを施すことから延焼の可能性は少ない。参考としてトレイなしのケーブルに防火シートを巻き確認する。	①で評価したトレイタイプ
	トレイ設置方向	垂直、水平及び斜配が存在する。	水平トレイを選定する。	①で評価した形態
	ケーブル敷設形態	整線、波状の形態が存在する。	垂直トレイではケーブルは重力で整線形態となることから、整線形態を選定する。念のため、水平トレイにおいても、防火シートからケーブルへの熱伝導（熱伝達）が良い整線形態での延焼への影響を確認する。	整線形態
ケーブル組合せ	ケーブル組合せ	ケーブルトレイに敷設されているケーブルには、様々なサイズの組合せが存在している。	熱容量の小さい細径ケーブルのみが集合したものを選定する。念のため、ケーブル間の隙間が最大となる太径ケーブルのみが集合したものと比較する。	①で評価した組合せ

以下の敷設条件は実機を想定した保守的な条件を選定しており、上記組合せにおいて共通の実機模擬条件を記載している。

構成品	ばらつき		実機模擬条件の選定結果	保守的な条件
ケーブル	種類・サイズ	構成材料は 1 種類だが、複数の種類（回路種別）、複数のサイズが存在する。	損傷長が長く、発火性及び延焼リスクが高い非難燃性ケーブルを選定する。	低圧電力 架橋ポリエチレン ／ビニル 14.5 mm
	使用期間	プラント運転開始以降、長期間使用している。	ケーブルの絶縁材及びビニース材は、経年劣化の傾向として燃えにくくなることから、新品ケーブルを選定する。	新品ケーブル
	既塗布延焼防止材埃	延焼防止材が塗布されている箇所、されしていない箇所が存在する。 長期間の使用により、可燃物である埃が付着している。	延焼防止材は、加速劣化後も高い難燃性を有していることから、延焼防止材を塗布していないケーブルを選定する。 実機でサンプリングした埃の成分の発熱量はケーブルの発熱量と比べ非常に小さく、而延焼性にほとんど影響しないことから、埃が付着していないケーブルを選定する。	延焼防止材塗布 なし 埃なし
	トレイサイズ（幅）	150 mm～750 mm までのトレイ幅が存在する。	I E E 3 8 3 垂直トレイ燃焼試験では約 300 mm 幅のバーナを使用することを踏まえ、ケーブルトレイ幅として 300 mm を選定する。	300 mm
ケーブルトレイ	トレイサイズ（高さ）	120 mm のトレイ高さのみ。	トレイ高さ 120 mm を選定する。	120 mm
	トレイ形状	直線形、L 字形等、様々なトレイ形状が存在する。	火災が速く広がる直線形のトレイを選定する。	直線形

第 3-17 表 実機模擬条件組合せ一覧④ファイアストツパの設置の評価

構成品	ばらつき		実機模擬条件の選定結果				ファイアストツパの評価		
	敷設量	ばらつき	実機模擬条件の選定結果				④-1	④-2	④-3
ケーブル		ケーブルトレイに敷設されているケーブル使用箇所により、ケーブル敷設量に変化する。	ケーブル敷設量が耐火性能に及ぼす影響を確認するため、少量敷設、設計最大敷設の 2 種類の敷設量を選定する。参考として満杯敷設による影響を確認する。				①で評価した敷設量		
ケーブル トレイ	トレイ有無 トレイタイプ	基本的に使用するラダータイプと計装ケーブルを敷設するソリッドタイプ又はケーブルトレイと電線管入線部でケーブルトレイ上に敷設されない形態が存在する。	計装ケーブルを敷設するソリッドタイプはトレイによって火炎を遮るため、トレイはラダータイプを選定する。また、ケーブルトレイと電線管入線部でケーブル単体状態が存在するが、ケーブルトレイ敷設に対して距離が短く、電線管端部は耐火シールを施すことから延焼の可能性は少ない。参考としてトレイなしのケーブルに防火シートを巻き確認する。				①で評価したトレイタイプ		
	トレイ 設置方向	垂直、水平及びゆ配が存在する。	最も延焼が広がる速度が速い垂直トレイを選定する。				③で評価した設置方法		
	ケーブル 敷設形態	整線、波状の形態が存在する。	垂直トレイではケーブルは重力で整線形態となることから、整線形態を選定する。念のため、水平トレイにおいても、防火シートからケーブルへの熱伝導（熱伝達）が良い整線形態での延焼への影響を確認する。				②で評価した敷設方向		
ファイア ストツパ	ケーブル 組合せ	ケーブルトレイに敷設されているケーブルには、様々なサイズの組合せが存在している。	熱容量の小さい細径ケーブルのみが集合したものを選定する。念のため、ケーブル間の隙間が最大となる太径ケーブルのみが集合したものと比較する。				②で評価した組合せ		
	有無	延焼の可能性があるトレイ設置方向への有無	先行他ブランドの試験データより、防火シートとケーブルに隙間がある太鼓巻の、垂直部は延焼するものとしてファイアストツパを設置する。				有		
	設置位置	火災源とファイアストツパの距離	火災源とファイアストツパ設置位置の距離の変化により、延焼への影響を確認する。				短距離	中距離	長距離

以下の敷設条件は実機を想定した保守的な条件を選定しており、上記組合せにおいて共通の実機模擬条件を記載している。

構成品	ばらつき		実機模擬条件の選定結果		保守的な条件	
	種類・サイズ	ばらつき	実機模擬条件の選定結果		保守的な条件	
ケーブル		構成材料は 1 種類だが、複数の種類（回路種別）、複数のサイズが存在する。	損傷長が長く、発火性及び延焼リスクが高い非難燃ケーブルを選定する。		低圧電力 架橋ポリエチレン ／ビニル 14.5 mm	
	使用期間	ブランド運転開始以降、長期間使用している。	ケーブルの絶縁材及びシース材は、経年劣化の傾向として燃えにくくなることから、新品ケーブルを選定する。		新品ケーブル	
	延焼防止材	延焼防止材が塗布されている箇所、されていない箇所が存在する。	延焼防止材は、加速劣化後も高い難燃性を有していることから、延焼防止材を塗布していないケーブルを選定する。		延焼防止材塗布 なし	
	埃	長期間の使用により、可燃物である埃が付着している。	実機でサンプリングした埃の成分の発熱量はケーブルの発熱量と比べ非常に小さく、耐火性能にほとんど影響しないことから、埃が付着していないケーブルを選定する。		埃なし	
ケーブル トレイ	トレイサイズ (幅)	150 mm～750 mm までのトレイ幅が存在する。	I E E 3 8 3 垂直トレイ燃焼試験では約 300 mm 幅のバーナを使用することを踏まえ、ケーブルトレイ幅として 300 mm を選定する。		300 mm	
	トレイサイズ (高さ)	120 mm のトレイ高さのみ。	トレイ高さ 120 mm を選定する。		120 mm	
	トレイ形状	直線形、L 字形等、様々なトレイ形状が存在する。	火炎が最も速く広がる直線形の垂直トレイを選定する。		直線形	

第 3-18 表 実機模擬条件組合せ一覧⑤ 保守的型式での評価

構成品	ばらつき		実機模擬条件の選定結果		構成品	
	敷設量	ばらつき	ケーブルトレイに敷設されているケーブル使用箇所により、ケーブル敷設量の変化する。		⑤-1	
ケーブル トレイ	トレイ有無、 トレイタイプ		基本的に使用するラダータイプと計装ケーブルを敷設するソリッドタイプ又はケーブルトレイと電線管入線部でケーブルトレイ上に敷設されない形態が存在する。		① 評価した敷設量	
	トレイ 設置方向		垂直、水平及び勾配が存在する。		① 評価した形態	
	ケーブル 敷設形態		整線、波状の形態が存在する。		①で評価したトレイタイプ	
	ケーブル 組合せ		ケーブルトレイに敷設されているケーブルには、様々なサイズの組合せが存在している。		③で評価した敷設方向	
ファイア ストッパ	有無		延焼の可能性があるトレイ設置方向への有無		③で評価した敷設形態	
	設置位置		火災源とファイアストッパの距離		②で評価した組合せ	

以下の敷設条件は実機を想定した保守的な条件を選定しており、上記組合せにおいて共通の実機模擬条件を記載している。

構成品	種類・サイズ	ばらつき	実機模擬条件の選定結果	保守的な条件
ケーブル	種類・サイズ	構成材料は1種類だが、複数の種類(回路種別)、複数のサイズが存在する。	損傷長が長く、発火性及び延焼リスクが高い非難燃ケーブルを選定する。	低圧電力 架橋ポリエチレン ／ビニル 14.5 mm
	使用期間	プラント運転開始以降、長期間使用している。	ケーブルの絶縁材及びボシース材は、経年劣化の傾向として燃えにくくなることから、新品ケーブルを選定する。	新品ケーブル
	延焼防止材	延焼防止材が塗布されている箇所、されていない箇所が存在する。	延焼防止材は、加速劣化後も高い難燃性を有していることから、延焼防止材を塗布していないケーブルを選定する。	延焼防止材塗布 なし
	埃	長期間の使用により、可燃物である埃が付着している。	実機でサンプリングした埃の成分の発熱量はケーブルの発熱量と比べ非常に小さく、耐延焼性にほとんど影響しないことから、埃が付着していないケーブルを選定する。	埃なし
ケーブル トレイ	トレイサイズ (幅)	150 mm～750 mm までのトレイ幅が存在する。	I E E 3 8 3 垂直トレイ燃焼試験では約 300 mm 幅のバーナーを使用することを踏まえ、ケーブルトレイ幅として 300 mm を選定する。	300 mm
	トレイサイズ (高さ)	120 mm のトレイ高さのみ。	トレイ高さ 120 mm を選定する。	120 mm
	トレイ形状	直線形、L 字形等、様々なトレイ形状が存在する。	火災が最も速く広がる直線形の垂直トレイを選定する。	直線形

3.2.6.4.2 試験方法，判定基準

3.2.5 項の燃焼試験結果より加熱熱量を変化させても複合体と難燃ケーブル間の耐延焼性の関係性が保たれていることから，難燃ケーブルの延焼性を確認する I E E E 3 8 3 垂直トレイ燃焼試験の試験条件に準拠した方法にて試験を実施する。ただし，水平トレイに対する試験については，ケーブルの燃焼に対して，より保守的となるように太鼓巻の完全な状態と，複合体内部のケーブルを露出させた部分に外部の加熱源から上記試験と同じバーナ熱量にて加熱して比較する。また，加熱源が除去された場合複合体が燃え止まるとともに，保守的型式において複合体の損傷長が難燃ケーブルの損傷長（1780 mm）より短いことを確認する。

3.2.6.4.3 試験結果

複合体の構成品のばらつきを組合せた保守的な試験条件とした場合においても，難燃ケーブルを上回る耐延焼性を有することが確認できた。試験結果を第 3-19 表～第 3-23 表にまとめる。

第 3-19 表 最も燃えやすい敷設形態の確認試験結果

ケーブル敷設量	ケーブルトレイ形状	防火シートとケーブルの隙間（mm）＊	最大損傷長（mm）	判定結果
少量	ラダー	85	570	良
	なし（参考）	0	800	良
設計最大量	ラダー	40	700	良
満杯	ラダー	0	980	良

注記 ＊：ケーブルトレイに敷設の形態は防火シートが太鼓巻のため，ケーブルと防火シートの隙間（空気層）により熱伝達が悪くなる。一方，隙間が小さくなると熱伝達（熱伝導）が良くなりケーブルがシートに接するため，損傷長が大きくなる。なお，実機で非難燃ケーブルがトレイいっぱい敷設されることはなく，トレイなし（ケーブル単体）箇所は距離が短く延焼の可能性が小さいことから参考とした。

第 3-20 表 ケーブル組合せの確認試験結果

ケーブル の組合せ*	最大損傷長の平均 (mm)	判定 結果
太径	595	良
細径	800	良

注記 *：ケーブルの種類ごとの性能比較結果より，低圧電力ケーブルの太径と細径で比較した。

第 3-21 表 水平トレイにおけるケーブル敷設形態の確認試験結果

トレイ 設置形態	最大損傷長 (mm)	判定 結果
整線	740	良

第 3-22 表 ファイアストッパとバーナ距離変化の確認試験結果

ファイアストッパと バーナの距離 (mm)	最大損傷長 (mm)	判定結果
362.5	1220	良
662.5	890	良
1262.5	760	良

第 3-23 表 保守的型式における確認試験結果

供試体	ケーブル 敷設量	トレイ タイプ	ケーブル 組合せ	トレイ 設置方向	最大 損傷長 (mm)	判定 結果
複合体	設計 最大量	ラダー	細径	垂直	1220*	良

注記 *：第 3-22 表で示した複合体のうち損傷長が最も長いものを再掲した。

4. 複合体内部の火災を想定した難燃性能の確認

4.1 内部火災と耐延焼性確保の考え方

複合体内部発火における燃焼の3要素は第4-1表のとおりである。

第4-1表 複合体内部の火災における燃焼の3要素

燃焼の3要素	複合体内部の状態
熱エネルギー	ケーブルに電気を流すことによりジュール熱が導体に発生
酸素	防火シートを施工するが、空気（酸素）の吸込みは発生
可燃物	ケーブル自体が可燃物

このうち、発火要因となる熱エネルギーについては、その発熱要因を以下の(1)項から(3)項に分類し、ケーブルの発火の有無について検討する。また、複合体外部からの伝熱によるケーブルの発火についても検討する。

(1) 通電電流による発熱

負荷となる設備の通電電流によりケーブルは発熱するが、許容電流以内で使用するため、発火には至らない。

(2) 過電流による発熱（保護継電器等の作動時）

地絡、短絡等に起因する過大な電流が流れた場合には、ケーブルの通電電流は通常の数倍以上に達し、ケーブルが発熱する。しかし、上流に設置している保護継電器と遮断器の組合せ等により、過大な電流は瞬時に遮断されることから発火に至らない。

(3) 過電流による発熱（保護継電器等が作動しない場合）

保護継電器等が作動しない場合、地絡、短絡等に起因する過大電流を遮断することができず、ケーブルの発熱は継続する。導体が細いケーブルは導体抵抗も大きく、過電流が継続すると導体が溶断し、電流が遮断されることから導体の発熱による燃焼の継続に至らない。

しかし、導体が太いケーブルの場合、許容電流を超える電流が長時間流れても、導体が溶断しないことから、導体の発熱による発火が継続する可能性がある。

上記(1)項から(3)項より、ケーブルの発火は(3)項の過電流発生時に保護継電器等が作動しない場合に生じる。過電流によるケーブルの燃焼プロセスを補足説明資料 5-20 に示す。

過電流によるケーブルの燃焼プロセスに示すとおり、ケーブルの過電流による燃焼には、①過電流は遮断されるが燃焼が継続し延焼する状態及び、②過電流の継続による燃焼状態が持続する2つのプロセスが存在することから、これらにつ

いて以下の評価を実施する。

- ①過電流は遮断されるが燃焼が継続し延焼する状態
 - ・複合体内部ケーブルの難燃性能評価（4.2 項で説明）
- ②過電流の継続による燃焼が持続する状態
 - ・過電流模擬試験による遮炎性能評価（4.3 項で説明）

なお，複合体外部からの伝熱によりケーブルが発火した場合を想定すると，加熱源がなくなった状態は過電流が遮断された①と同様の経過となることから，内部の火災として評価する。

4.2 複合体内部ケーブルの難燃性能確認

4.2.1 自己消火性の確認

(1) 目的

複合体内部の発火を想定した自己消火性の実証試験を実施し，非難燃ケーブルが自己消火することを確認する。

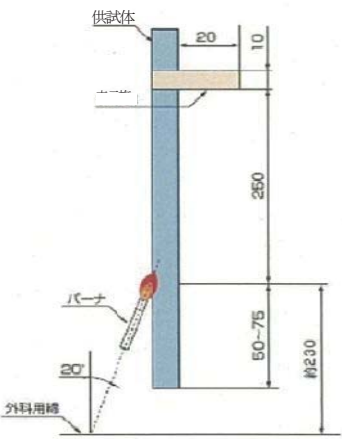
(2) 供試体

防火シートにより，燃焼の 3 要素である酸素の供給が妨げられる可能性があるため，保守的にケーブルが外気にさらされる条件として，ケーブル単体で防火シートを巻かないものとする。

(3) 試験方法及び判定基準

UL 垂直燃焼試験（UL 1581 1080. VW-1 Flame Test）を準拠して試験を実施する。試験方法について，第 4-2 表に示す。

第 4-2 表 自己消火性の実証試験の概要 (U L 1 5 8 1 1 0 8 0 . V W - 1 F l a m e T e s t)

供試体の据付例	 <p>単位 : mm</p>
試験内容	<ul style="list-style-type: none"> ・ 供試体を垂直に保持し，20 度の角度で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確認する。
火源	チリルバーナ
使用燃料	メタンガス
試験回数	3 回（回数の規定なし）
判断基準	残炎による燃焼が 60 秒を超えない。 表示旗が 25 %以上焼損しない。 落下物によって下に設置した外科用綿が燃焼しない。

注記 * : 「前回のガス接炎が終了した後の接炎休止時間 15 秒を超えて試験品による自己燃焼が持続する場合には，当該自己燃焼が消滅した後に次回のガス炎の接炎を行う。」(U L 1 5 8 1 1 0 8 0 . 1 3 より抜粋)

(4) 試験結果

自己消火性の試験結果のまとめを第 4-3 表に示す。

第 4-3 表 自己消火性の実証試験結果のまとめ

ケーブル 種類	絶縁材料	シース 材料	外径 (mm)	最大 残炎時間 (秒)	表示旗 の損傷 (%)	綿の 燃焼	判定 結果
計装 ケーブル	架橋ポリ エチレン	ビニル	9.5	12	0	無	良
制御 ケーブル	架橋ポリ エチレン	ビニル	9.9	13	0	無	良
低圧電力 ケーブル	架橋ポリ エチレン	ビニル	14.5	16	0	無	良
	架橋ポリ エチレン	ビニル	19 (41) *	0	0	無	良

注記 *：トリプレックス形：（）外は単芯外径，（）内は 3 本より合わせ外径を示す。

4.2.2 耐延焼性の確認

4.2.2.1 試験目的

垂直又は水平等のトレイ設置方向による複合体内部の発火を模擬した燃焼試験を実施し、延焼の可能性のある設置方向を確認する。

また、延焼の可能性のあることが確認された設置方向については、ファイアストoppにより複合体内部の閉鎖空間を作ることにより、複合体内部での発火を想定しても複合体内部ケーブルが燃え止まることを確認する。

4.2.2.2 延焼の可能性のあるトレイ敷設方向の特定

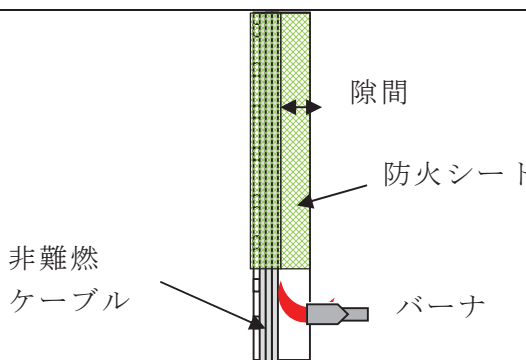
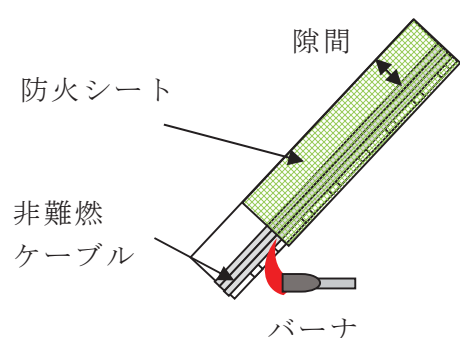
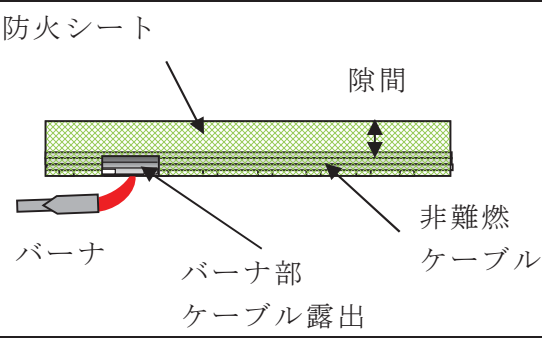
(1) 供試体

供試体は、2.項にて延焼の可能性のあると特定されたトレイ設置方向において、内部のケーブルの延焼を抑えるためファイアストoppを設置し、閉鎖空間を作る。また、防火シートとケーブルに隙間がない状態と隙間がある状態を模擬する。なお、複合体内部の発火を想定するため、燃焼部についてはケーブルを露出させた状態とする。

(2) 試験方法及び判定基準

試験方法を第 4-4 表に示す。

第 4-4 表 トレイ設置方向の延焼性確認試験の概要

試験体の 据付例	トレイ設置方向	複合体
	垂直	
	勾配 (45°)	
	水平	
火源	リボンバーナ	
使用燃料	液化石油ガス	
バーナ熱量	20 kW	
加熱時間	20 分 ・バーナを点火し、20 分経過後、バーナの燃焼を停止し、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。	
試験回数	1 回	
判定基準	供試体の間で燃え止まること。	

(3) 試験結果

試験結果のまとめを第 4-5 表に示す。

第 4-5 表 トレイの設置方向による延焼性の確認試験結果

トレイ設置方向	防火シートとケーブルの隙間有無	最大損傷長 (mm)	判定結果
水平（整線）	有	740	良
水平（波状：参考）	有	1690	良
勾配（45°）	有	850	良
垂直	有	— *	否 *

注記 *：垂直は他プラントにおける燃焼の可能性の高いトレイ設置方向の試験結果を引用して評価し延焼すると判断した。

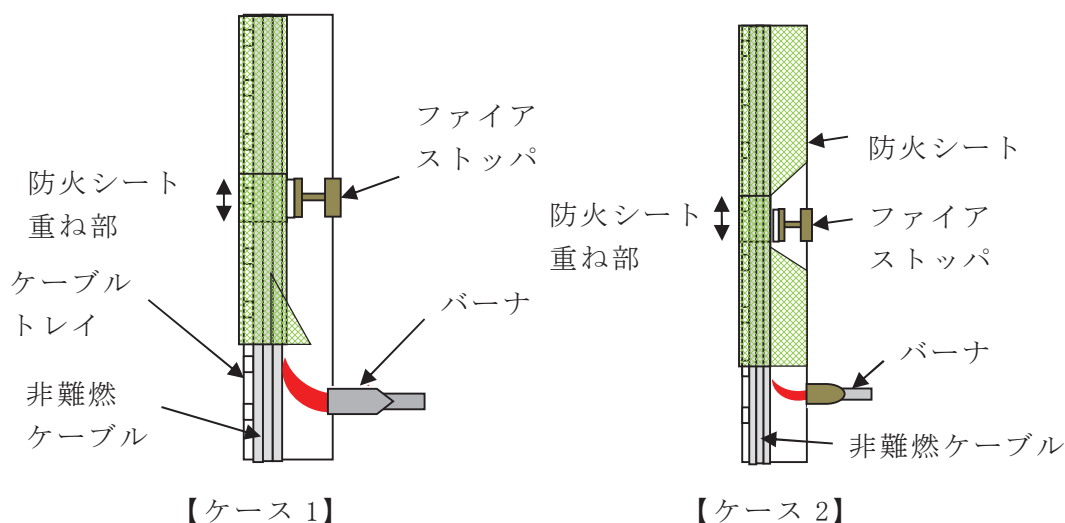
4.2.2.3 垂直トレイ方向への対応

(1) 供試体

供試体は、4.2.2.2 項にて延焼すると判断した垂直トレイ設置方向において、内部のケーブルの延焼を抑えるためファイアストッパを設置し、ケーブルとシートの隙間を排除する。

なお、複合体内部の発火を想定するため、燃焼部についてはケーブルを露出させた状態とする。供試体（例）を第 4-1 図に示す。

以下【ケース 1】は、実機を模擬して複合体と防火シートとの隙間がない状態での内部発火を模擬したものであり、【ケース 2】は、保守的に複合体と防火シートとの隙間がある内部発火を模擬する。

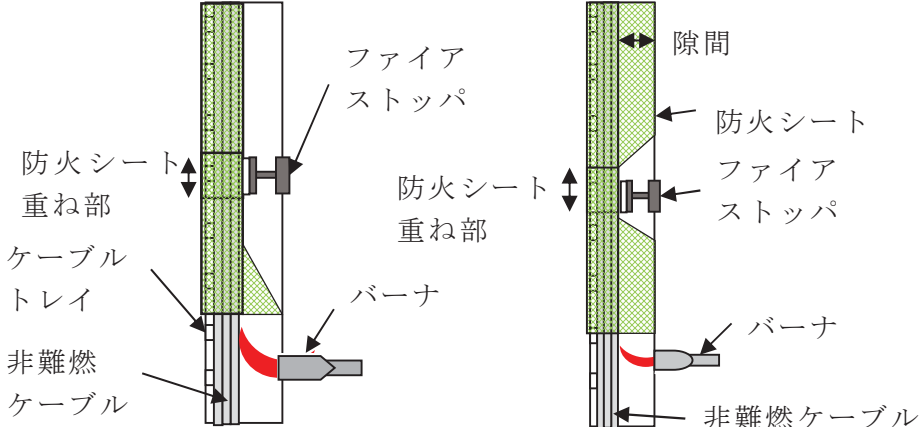


第 4-1 図 内部発火を模擬した供試体（例）

(2) 試験方法及び判定基準

試験方法を延焼の可能性のあるトレイ設置方向への対応の実証試験の概要として第 4-6 表に示す。

第 4-6 表 延焼の可能性のあるトレイ設置方向への対応の実証試験概要

試験体の据付例	 <p>ファイア ストッパ</p> <p>防火シート</p> <p>重ね部</p> <p>ケーブル トレイ</p> <p>バーナ</p> <p>非難燃 ケーブル</p> <p>【ケース 1】</p> <p>【ケース 2】</p> <p>隙間</p> <p>防火シート</p> <p>ファイア ストッパ</p> <p>重ね部</p> <p>バーナ</p> <p>非難燃ケーブル</p>	
火源	リボンバーナ	
使用燃料	液化石油ガス	
バーナ熱量	20 kW	
加熱時間	20 分 ・バーナを点火し、20 分経過後、バーナの燃焼を停止し、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。	
試験回数	1 回	
判定基準	・燃え止まること。	

(3) 試験結果

実証試験結果のまとめを第 4-7 表に示す。

第 4-7 表 延焼の可能性のあるトレイ設置方向への対応の実証試験結果

ケーブル				ケーブル トレイ形 状	複合体の ケース	最大 損傷長 (mm)	判定 結果
ケーブル 種類	絶縁材	シース 材	外径 (mm)				
低圧電力 ケーブル	架橋ポリ エチレン	ビニル	14.5	ラダー (垂直)	1	1070	良
					2	1280	良

4.3 複合体外部への遮炎性能確認

4.3.1 過電流模擬試験による遮炎性能評価

4.3.1.1 試験対象ケーブル

この試験は過電流継続時の発火を想定しているため、燃焼の 3 要素を考慮した以下により発火時の影響が大きくなるケーブルを選定する。

(1) 熱エネルギー

ケーブルの導体はすべて同一材料であり、許容電流が大きいほど発熱量が大きくなることから、導体サイズが太いケーブルを選定する。

(2) 可燃物

導体の発熱による絶縁体の熱分解による可燃性ガスの発生が多くなる絶縁体等の体積が大きいケーブルを選定する。

上記条件を満たすケーブルで、実機で使用しているケーブルの構成材料として第 4-8 表の試験対象ケーブルのとおり選定する。

第 4-8 表 試験対象ケーブル

ケーブル 種類	芯数 － 導体サイズ (mm ²)	絶縁材	絶縁体 厚さ (mm)	シース材	シース 厚さ (mm)	外径 (mm)
高圧電力 ケーブル	3C-325	架橋ポリ エチレン	4.5	ビニル	1.5	71

4.3.2 過電流模擬試験

(1) 目的

過電流による過熱で複合体内部のケーブルから可燃性ガスが発生し、発火した場合においても防火シートの健全性（遮炎性能）が維持され、外部からの酸素供給パスになる損傷がないことを確認する。

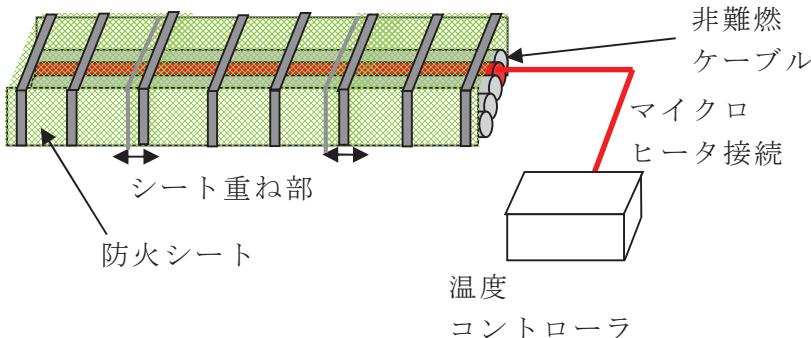
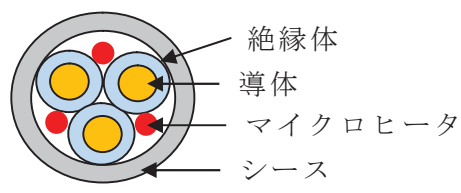
(2) 供試体

4.3.1 項にて選定した高圧電力ケーブルを一層敷設し、防火シートで、覆ったものを供試体とする。

(3) 試験方法及び判定基準

ケーブル内部に設置したマイクロヒータを導体の代わりに通電することで、過電流模擬試験を実施し、ケーブルから発生する可燃性ガスの発火による火炎が防火シートの健全性に影響を与えないことを確認する。試験方法を第 4-9 表に示す。

第 4-9 表 過電流模擬試験の概要

<p>試験装置概要</p>	<p>【試験装置全体】</p>  <p>【加熱ケーブル内部】</p> 
<p>マイクロヒータ温度</p>	<p>650 ℃</p>
<p>試験内容</p>	<ul style="list-style-type: none">・少量敷設した高圧電力ケーブルの内の一条に対して，マイクロヒータを取り付け，絶縁材及びシース材の発火温度を超える温度で加熱する。・一定時間後，複合体内部においてケーブルから発生する可燃性ガス及びケーブルが発火することを確認する。・複合体内部の火炎について連続した外部への噴出の有無を確認する。
<p>判定基準</p>	<p>複合体外部へ連続した火炎の噴出がないこと。</p>

(4) 試験結果

試験結果を第 4-10 表にまとめる。

第 4-10 表 過電流模擬試験結果

複合体外部へ連続した火炎の噴出	判定結果
無	良

5. 複合体が不完全な状態を仮定した場合の性能評価の確認方法

5.1 目的

防火シートの標準施工方法に基づくことで、設計方針を満足する防火シートの施工ができることの管理及び維持管理を実施するものの、防火シートの施工不良や傷等の実機状態の不確かさを考慮しても、耐延焼性を確保する。そのため、複合体の外郭である防火シートが不完全な状態でも、複合体が燃え止まることを確認する。

5.2 不完全性の抽出

(1) 抽出方法

防火シートの不完全性について、実機のケーブル敷設状況及びシートの施工性確認試験を踏まえ、代表的な不完全性を抽出する。

(2) 抽出結果

抽出した不完全性を第 5-1 表に示す。

第 5-1 表 不完全性抽出一覧

要因	不完全性
施工状態	防火シートつなぎ部のずれ
	防火シートの隙間
	防火シートの傷

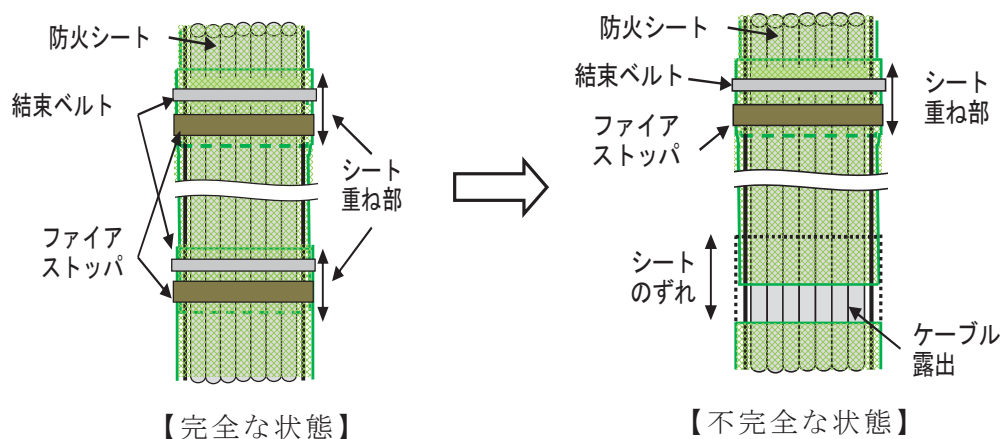
(3) 評価方法

(1) 項で抽出した不完全性を設定した複合体における耐延焼性の評価方法を以下に示す。

a. 防火シートのずれ

(a) 不完全性

第 5-1 図に示す通り、防火シートのつなぎ部にずれが生じることにより、メーカーの施工要領にて定められているシート間重ね代（100 mm）未満となる状態を不完全性とする。



第 5-1 図 防火シートつなぎ部のずれ（複合体正面）

(b) 評価方法

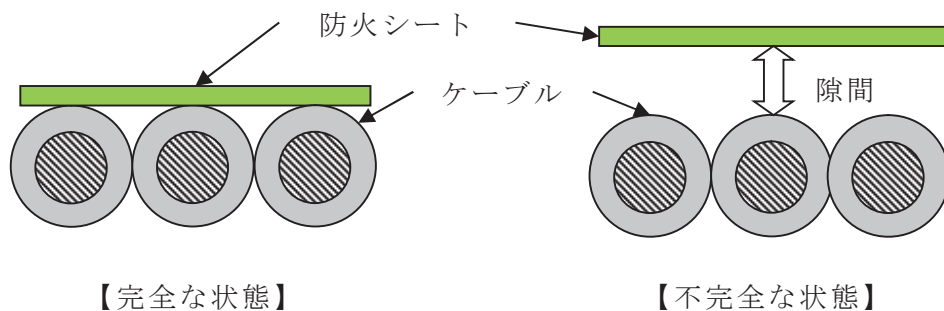
防火シート間にずれが生じてケーブルが露出した場合を設定した耐延焼性の試験を実施し、複合体が燃え止まることを確認する。

b. 防火シートの隙間

(a) 不完全性

第 5-2 図に示すとおり、防火シートとケーブルの隙間の発生を不完全性とする。

なお、防火シートの施工においては隙間を極力なくするものの、隙間の状態には不確かさがあるため、隙間ができるものとして確認する。なお、この条件は、複合体構成品の組合せの供試体仕様の中で包絡される。



第 5-2 図 防火シートとケーブルの隙間（複合体断面）

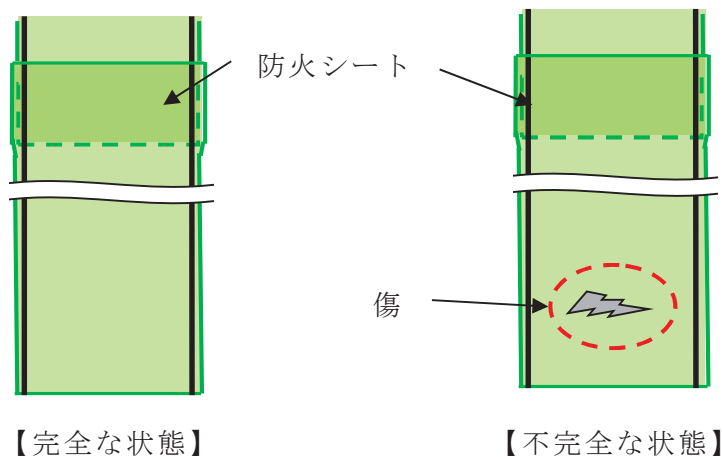
(b) 評価方法

防火シートとケーブルに隙間が発生した場合を設定した複体の構成品の組合せによる供試体仕様での耐延焼性の試験の中で、複合体が燃え止まることを確認する。

c. 防火シートの傷

(a) 不完全性

第 5-3 図に示す通り, 機材の接触等による極端な状態の想定による防火シートの傷の発生を不完全性とする。



第 5-3 図 防火シートの傷（複合体正面）

(b) 評価方法

防火シートに傷が発生した場合を設定した耐延焼性の試験を実施し, 複合体が燃え止まることを確認する。

なお, 5.2(3)a. 項のずれが生じてケーブルが露出した場合を設定した試験に包絡するものとする。

5.3 供試体

耐延焼性能試験の評価より, 最も保守的なケーブルを選定し, 本文 3.2.3(1)項にて比較評価する複合体の損傷長から選定したケーブル及び同じサイズの難燃ケーブルを用いる。

5.4 試験方法及び判定基準

メーカの標準施工方法に基づくことで, 設計方針を満足する防火シートの施工が可能であるが, 保守的に防火シートが不完全な状態における耐延焼性の確認を行なうため, 複合体外部の火災, 複合体内部の火災の両方について試験を実施する。また, 5.2 項で決定した防火シートの不完全な場合を模擬した耐延焼性試験を実施する。

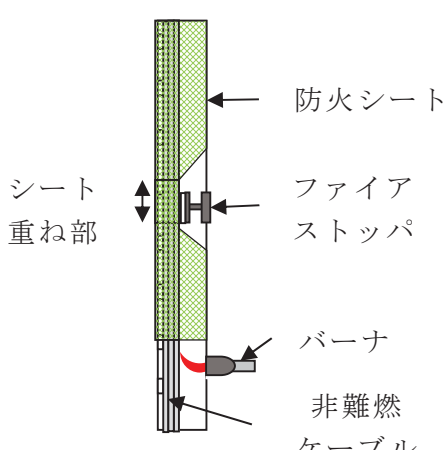
なお, 複合体外部の火災においては, 複合体のケーブルが露出した不完全な状態でも燃え止まることを確認するとともに, 複合体内部の火災については, ケーブルの燃焼がファイアストップにより燃え止まることを確認する。

5.4.1 複合体外部の火災に対する不完全な場合における耐延焼性試験

5.4.1.1 防火シートのずれ

防火シートの中にずれが生じてケーブルが露出した場合を設定した耐延焼性試験を実施する。試験方法を第 5-2 表に示す。

第 5-2 表 防火シートのずれを模擬した耐延焼性能試験の概要

試験体の 据付例	<p style="text-align: center;">【防火シートのずれ模擬】</p> 
不完全性の 試験条件	ずれの大きさをケーブルが完全露出する 200 mm とし，耐延焼性が確保されることを確認する。
火源	リボンバーナ
使用燃料	液化石油ガス
バーナ熱量	20 kW
加熱時間	20 分 ・バーナを点火し，20 分経過後，バーナの燃焼を停止し，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。
試験回数	1 回
判定基準	燃え止まること。

5.4.1.2 防火シートの傷

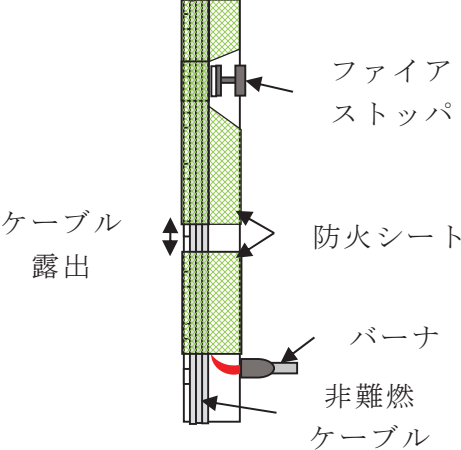
防火シートに傷が生じてケーブルが露出した場合を設定し，耐延焼性試験を実施する。（この状態は防火シートにずれが生じた場合と同じであることから，ケーブル露出を設定した 5.4.1.1 項の試験で包絡。）

5.4.2 複合体内部の火災に対する不完全な場合における耐延焼性試験

5.4.2.1 防火シートのずれ

防火シートの中にずれが生じてケーブルが露出した場合を設定した耐延焼性試験を実施する。試験方法を第 5-3 表に示す。

第 5-3 表 防火シートのずれを模擬した耐延焼性能試験の概要

試験体の 据付例	<p style="text-align: center;">【防火シートのずれ模擬】</p> 
不完全性 の試験条件	ずれの大きさは、ファイアストッパ及び結束ベルトが同じ箇所でそれぞれ 1 つ脱落し、防火シートが剥がれたこととするため、約 330 mm のシートずれ（ケーブル露出約 230 mm）を設定し、耐延焼性を確認する。
火源	リボンバーナ
使用燃料	液化石油ガス
バーナ 熱量	20 kW
加熱時間	20 分 ・バーナを点火し、20 分経過後、バーナの燃焼を停止し、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。
試験回数	1 回
判定基準	燃え止まること。

5.4.2.3 防火シートの傷

防火シートに傷が生じてケーブルが露出した場合を設定し、耐延焼性試験を実施する。（この状態は防火シートにずれが生じた場合と同じであることから、ケーブル露出を設定した 5.4.1.1 項の試験で包絡。）

5.5 試験結果

5.5.1 複合体が不完全な状態における外部の火災に対する耐延焼性の確認結果

複合体外部の火災に対して、防火シートのずれ及び傷があっても複合体が燃え止まることを確認した。参考として、難燃ケーブルの損傷長と比較し、複合体の損傷長が難燃ケーブルより短いことを確認した。試験結果を第 5-4 表に示す。

第 5-4 表 防火シートのずれを模擬した耐延焼性能確認結果

供試体	絶縁材／シース	ケーブル量	バーナ熱量 (kW)	防火シートのずれ (mm)	最大損傷長 (mm)	判定結果 (燃え止まること)
複合体	架橋ポリエチレン／ビニル	設計 最大量	20	300 露出:200	1280	良
難燃ケーブル (参考)	難燃架橋ポリエチレン／難燃ビニル	設計 最大量	20	—	1780	—

5.5.2 複合体内部の火災に対する不完全な場合における耐延焼性試験結果

複合体内部の火災に対して、防火シートのずれ、隙間及び傷があっても複合体が燃え止まることを確認した。参考として、難燃ケーブルの損傷長と比較し、複合体の損傷長が難燃ケーブルより短いことを確認した。試験結果を第 5-5 表に示す。

第 5-5 表 防火シートのずれを模擬した耐延焼性能試験結果

供試体	ケーブル量	バーナ熱量 (kW)	防火シートのずれ (mm)	ファイアストッパの設置位置 (バーナからの距離) (mm)	最大損傷長 (mm)	判定結果
複合体	設計 最大量	20	330 露出:230	1675～1750	1770	良
難燃ケーブル (参考)	設計 最大量	20	—	—	1780	—

6. 複合体による影響

複合体を形成することで、ケーブル及びケーブルトレイの機能を損なわれないことを確認する。

6.1 ケーブルに与える影響の評価

6.1.1 通電機能

6.1.1.1 電流低減率試験

(1) 目的

複合体の形成による放熱性の低下によりケーブルの通電機能に問題のないことを確認する。

(2) 供試体

I E E E 8 4 8 -1996 に準じた供試体とする。

a. ケーブル

多層敷設ケーブル

(架橋ポリエチレン絶縁ビニルシースケーブル 外径:17.5 mm)

b. ケーブルトレイ

複合体形成前後のラダートレイ

(3) 試験方法

I E E E 8 4 8 -1996 に準じた試験方法による。

電流低減率は、ケーブル選定時に使用する設計基準であり、電力ケーブルが敷設してあることで熱影響を受けるラダートレイの防火シート有無による測定電流との比較にて算出する。

なお、実機ではケーブルトレイに多層敷設されたすべてのケーブルが通電されることはないが、I E E E 8 4 8 -1996 ではすべてのケーブルに通電するため、保守的な試験条件である。

(4) 判定基準

防火シートの施工前後の電流低減率が設計の範囲内であることを確認する。

また、設計裕度は確保され、機器等に影響がないことを確認する。

(5) 試験結果

試験結果のまとめを第 6-1 表に示す。また、試験結果の詳細を第 6-2 表に示す。

第 6-1 表 試験結果のまとめ

項 目	防火シートなし	防火シート有り
通電電流 (A)	26.97	23.34
基準周囲温度 (補正温度) (°C)	40.00	40.00
導体温度 (°C)	90.00	90.00
電流低減率 (%)	基準	13.46

注：通電電流は基準周囲温度に補正後の値を示す。

第 6-2 表 試験結果の詳細

測定項目	防火シートなし		防火シート有り	
	測定値	温度補正	測定値	温度補正
通電電流平均値 (A)	32.73	26.97	28.68	23.34
周囲温度平均値 (°C)	18.13	40.00	16.42	40.00
導体 (6～10) 平均温度 (°C)	89.77	90.00	89.99	90.00
導体 (1～5) 平均温度 (°C)	87.96		86.00	
導体 (11～15) 平均温度 (°C)	87.30		85.84	
ケーブル表面平均温度 (°C)	71.34		71.86	
電流低減率 (%)		基準		13.46

注：通電電流は基準周囲温度に補正後の値を示す。

6.1.2 絶縁機能

6.1.2.1 絶縁抵抗試験

(1) 目的

防火シートの施工によりケーブルの絶縁特性に影響がないことを確認する。

(2) 供試体

防火シート施工後のケーブル

防火シート (プロテコ®シート-P2・eco)

ケーブル

ケーブル 種類	絶縁材／ シース材	芯数-サイズ	外径 (mm)
低圧電力 ケーブル	架橋ポリエチレン／ ビニル	3C-5.5 mm ²	14.5

(3) 試験方法

「J I S C 3 0 0 5 ゴム・プラスチック絶縁電線試験方法」の絶縁抵抗に準拠し, 供試体の一部を水中に 1 時間以上浸した状態で規定電圧 (直流 : 100 V 以上) を 1 分間印加し, 絶縁抵抗を測定する。

(4) 判定基準

2500 M Ω ・km 以上であること。 (「J I S C 3 6 0 5 600V ポリエチレン ケーブル」)

(5) 試験結果

試験結果を第 6-3 表にまとめる。

第 6-3 表 絶縁抵抗試験結果

No	相	判定基準	測定値 (M Ω)	判定結果
1	R	2500 M Ω 以上	8.98×10^6	良
	S		1.02×10^7	良
	T		8.86×10^6	良
2	R		9.61×10^6	良
	S		1.06×10^7	良
	T		7.68×10^6	良

6.1.2.2 耐電圧試験

(1) 目的

防火シートの施工によって耐電圧特性に影響がないことを確認する。

(2) 供試体

防火シート施工後のケーブル

防火シート (プロテコ®シート-P2・eco)

ケーブル

ケーブル 種類	絶縁材/ シース材	芯数-サイズ	外径 (mm)
低圧電力 ケーブル	架橋ポリエチレン ／ビニル	3C-5.5 mm ²	14.5

(3) 試験方法

「J I S C 3 6 0 5 600 V ポリエチレンケーブル」の耐電圧試験に準拠し、供試体の一部を水中に 1 時間以上浸した状態で規定電圧 AC1500 V を印加し、1 分間耐えることを確認する。

(4) 判定基準

防火シートの施工前後で 1 分間の規定電圧印加に耐えること。

(5) 試験結果

試験結果を第 6-4 表にまとめる。

第 6-4 表 耐電圧試験結果

No	相	判定基準	判定結果
1	R	絶縁破壊がないこと	良
	S		良
	T		良
2	R		良
	S		良
	T		良

6.1.3 ケーブルシースへの影響

6.1.3.1 化学的影響

(1) 目的

複合体の形成によってケーブルシースの保護機能に影響ないことを確認する。

(2) 供試体

防火シート

(3) 試験方法

「J I S K 6 8 3 3 - 1 接着剤—一般試験方法—第 1 部：基本特性の求め方」の p H に準拠した方法で p H を測定する。

(4) 判定基準

中性の範囲（p H 6～8）

(5) 試験結果

測定値（p H）：6.4 試験結果「良」

複合体の形成によってケーブルシースの保護機能に影響ないことを確認した。

6.2 ケーブルトレイに与える影響の確認

6.2.1 ケーブルトレイ材質への影響

6.2.1.1 化学的影響

(1) 目的

複合体の形成によってケーブルトレイの保護機能に影響ないことを確認する。

(2) 供試体

防火シート

(3) 試験方法

「J I S K 6 8 3 3 - 1 接着剤—一般試験方法—第 1 部：基本特性の求め方」の p H に準拠した方法で p H を測定する。

(4) 判定基準

中性の範囲（pH 6～8）

(5) 試験結果

測定値（pH）：6.4 試験結果「良」

複合体の形成によってケーブルトレイの保持機能に影響ないことを確認した。

6.2.1.2 重量増加の影響

(1) 目的

複合体の形成に伴う重量増加により、ケーブルトレイのケーブルを保持する機能に影響がないことを確認する。

(2) 検討内容

防火シート等を施工することによるケーブルトレイの重量増加が、ケーブルトレイの設計の範囲内であることを確認する。

a. ケーブルトレイの種類

非難燃性ケーブルを敷設しているケーブルトレイの形状は、梯子状のラダートレイと鉄板上のソリッドトレイがありケーブルの回路種別により使い分けている。また、ケーブルの量によりケーブルトレイの幅を選定している。

b. ケーブルトレイの重量

ケーブルトレイの重量は、ケーブルトレイの形状及び幅により異なり、ケーブルの量を考慮した設計としている。

c. 防火シートの質量

防火シート（プロテコ®シート-P2・eco）の質量は技術資料より、1巻（1m×10m）で約7kg、結束ベルトは1束（10本）で約0.1kgである。

d. 防火シート施工による重量増加

非難燃性ケーブルを敷設するケーブルトレイについて防火シートのメーカーの標準施工により増加する重量を確認した結果、防火シート1巻で幅600mm高さ120mmのケーブルトレイを4.5m巻くことができる。また、結束ベルトは300mmごとに設置するためケーブルトレイ3mで0.1kgの増加となる。

(3) 判定基準

重量増加がケーブルトレイの設計の範囲内であること。

(4) 評価結果

複合体の形成による重量増加がケーブルトレイの重量余裕の範囲内であることを確認した。第6-5表に防火シートによるトレイ重量の増加割合を示す。

第 6-5 表 防火シート施工によるケーブルトレイの重量増加

ケーブルトレイ				防火シート	
トレイタイプ	幅 (mm)	高さ (mm)	設計重量 (kg/m)	重量 (kg/m)	重量増加率 (%)
ラダー	300	120	40	1.3	3.3
	450	120	60	1.5	2.5
	600	120	75	1.7	2.3
	750	120	93.75	2.0	2.1
ソリッド	150	120	25	1.0	4.0
	300	120	40	1.3	3.3
	450	120	60	1.5	2.5
	600	120	75	1.7	2.3
	750	120	93.75	2.0	2.1

注：防火シートはケーブルトレイの形状に沿った施工とし，裕度を持たせた保守的な質量で計算している。

(5) 評価

ケーブルトレイの設計重量はケーブルトレイにケーブルを設計最大量にした状態における重量に対して，ラダータイプで 5 %以上，ソリッドタイプで 14 %以上の余裕あり，防火シート施工による重量増加はこの範囲内に納まっており，防火シート施工によるケーブルトレイのケーブル保持機能に影響はない。なお，ケーブルトレイの重量に対する設計裕度は別に保有している。

また，既設のケーブルトレイサポートはケーブル量に応じて耐震補強している。

7. 複合体の設計及び施工範囲

7.1 実機施工時の複合体設計及び施工範囲

複合体を構成する防火シート，結束ベルト及びファイアストップ並びに耐火シールの仕様については，1.4 項にて定めた仕様にて各確認項目を満足する。

また，6. 項までの試験及び評価の結果より，実機施工時の複合体の構造及び寸法について以下のとおり設定する。

複合体の防火シート間重ね代については，実機においても供試体における防火シート間重ね代 100 mm 以上を確保する。

ケーブルと防火シート間の隙間については，防火シートの施工においては隙間を極力なくすものの，隙間の状態には不確かさがあるため，隙間ができるものとして確認する。

ファイアストップ設置対象については，4.2.2.2 項の結果から勾配 45° を超えるケーブルトレイに設置するとともに，ケーブルトレイが火災区画の境界となる壁，天井又は床を貫通する部分に耐火シールを処置する。

ファイアストップ設置間隔については，900 mm 以内とする。

以上のことから，実機施工時の複合体を構成する防火シート，結束ベルト及びファイアストップの仕様，耐火シールの仕様並びに複合体の構造及び寸法を設定する。

【防火シートの仕様】

以下の(5)項に示す試験で性能を確認した防火シートと同一仕様であり，同試験を満足する性能を有する防火シートを使用する。

(1) 名称

難燃ゴム含浸ガラスクロスシート

(2) 材料

・ ガラスクロス：アルミノ硼珪酸ガラス

・ 難燃ゴム：

(主材) アクリロニトリルブタジエンゴム

(難燃材) ホウ酸亜鉛，水酸化アルミニウム

(3) 規格

ガラスクロス： J I S R 3 4 1 4 (ガラスクロス)

(4) 寸法

幅：1 m (公称値)

厚さ：0.4 mm (公称値)

(5) 性能確認試験

a. 不燃性

実証試験：発熱性試験

一般財団法人日本建築総合試験所，防耐火性能試験・評価業務方法書
8A-103-01

判定基準

- ・加熱開始後 20 分間の総発熱量が 8 MJ/m^2 以下であること。
- ・加熱開始後 20 分間，防火上有害な裏面まで貫通するき裂及び穴がないこと。
- ・加熱開始後 20 分間，最高発熱速度が，10 秒以上継続して 200 kW/m^2 を超えないこと。

b. 遮炎性

実証試験：

(a) 遮炎・準遮炎性能試験（70 分）

一般財団法人日本建築総合試験所防耐火性能試験・評価業務方法書
8A-103-01

判定基準

- ・火炎が通るき裂等の損傷及び隙間を生じないこと。
 - ・非加熱面で 10 秒を超えて継続する発炎がないこと。
 - ・非加熱面で 10 秒を超えて連続する火炎の噴出がないこと。
- (b) 過電流通電試験（ヒータ加熱）

複合体内部に一層敷設した高圧電力ケーブルに対して，マイクロヒータを取り付け，絶縁材及びシース材の発火温度を超える温度で加熱する。

判定基準

- ・複合体外部へ連続した火炎の噴出がないこと。

c. 耐久性

(a) 熱劣化試験・放射線照射試験

実証試験：熱・放射線劣化試験

電気学会技術報告Ⅱ部第 139 号「原子力発電所用電線・ケーブルの環境試験方法ならびに耐延焼性試験方法に関する推奨（案）」

(b) 耐寒性

実証試験：耐寒性試験

「JIS C 3605 600 V ポリエチレンケーブル」の耐寒

(c) 耐水性

実証試験：耐水性試験

「JIS K 5600-6-2 塗料一般試験方法－第 6 部：塗膜の化学的性質－第 2 節：耐液体性（水浸せき法）」

(d) 耐薬品性

実証試験：耐薬品性試験

「J I S K 5 6 0 0 - 6 - 1 塗料一般試験方法－第 6 部：塗膜の化学的性質－第 1 節：耐液体性（一般的方法）」

(e) 耐油

実証試験：耐油試験

「J I S C 2 3 2 0 の 1 種 2 号絶縁油」

(f) 耐塩水性

実証試験：対塩水性試験

「J I S K 5 6 0 0」

判定基準（(a)から(f)項共通）

- ・外観に割れ，膨れ，変色のないこと。

d. 外力（地震）に対する健全性

実証試験：加振試験

基準地震動 S_sにおいて裕度を持った試験加速度を設定し実施。

なお，防火シート間重ね代の設定値に保守性を考慮するため防火シート重ね部のずれを測定する。

判定基準

- ・結束ベルトが外れないこと。
- ・ケーブルが外部に露出しないこと。
- ・ファイアストッパは外れないこと。

e. 耐延焼性

実証試験：

(a) 複合体外部の火災を想定した試験

イ. ケーブル種類ごとの耐延焼性

I E E 3 8 3 垂直トレイ燃焼試験の燃焼条件に準拠した方法

ロ. 加熱熱量の違いによる耐延焼性

イ. 項の試験方法のうち最も複合体の損傷長が長いケーブルを用いて加熱熱量を変化させる。

ハ. 複合体構成要素のばらつきを組合せた耐延焼性

イ. 項の試験方法のうち最も複合体の損傷長が長いケーブルを用いて，複合体損傷長が最も長くなるように構成品のばらつきを組合せる。

判定基準（イ. 項からハ. 項共通）

- ・複合体が燃え止まること。
- ・複合体の損傷長が難燃ケーブルの損傷長より短いこと。

(b) 複合体内部の発火を想定した試験

イ. 内部ケーブルの耐延焼性

- ・延焼の可能性のあるトレイ敷設方向を特定するため、水平、勾配(45°)、垂直トレイにおいて(a)イ.項の試験方法のうち最も複合体の損傷長が長いケーブルを用いて直接ケーブルを燃焼させる。
- ・特定したトレイ敷設方向に対してファイアストップを設置し燃焼させる。

判定基準

- ・ファイアストップによる防火シートの押さえ箇所で燃え止まること。

【結束ベルトの仕様】

以下の(4)項に示す試験で性能を確認した結束ベルトと同一仕様であり、同試験を満足する性能を有する結束ベルトを使用する。

(1) 名称

シリコン樹脂含浸ガラスクロスベルト

(2) 材料

- ・ガラスクロス：アルミノ硼珪酸ガラス
- ・シリコン樹脂

(3) 規格

ガラスクロス： J I S R 3 4 1 4 (ガラスクロス)

(4) 性能確認試験

a. 耐久性

(a) 熱劣化試験・放射線照射試験

実証試験：熱劣化試験，放射線照射試験

電気学会技術報告Ⅱ部第139号(原子力発電所用電線・ケーブルの環境試験方法ならびに耐延焼性試験方法に関する推奨案)

(b) 耐寒性

実証試験：耐寒性試験

「J I S 3 6 0 5 600 V ポリエチレンケーブル」の耐寒

(c) 耐水性

実証試験：耐水性試験

「J I S K 5 6 0 0 - 6 - 2 塗料一般試験方法－第6部：塗膜の化学的性質－第2節：耐液体性（水浸せき法）」

(d) 耐薬品性

実証試験：耐薬品性試験

「J I S K 5 6 0 0 - 6 - 1 塗料一般試験方法－第 6 部：塗膜の化学的性質－第 1 節：耐液体性（一般的方法）」

判定基準（(a)項から(d)項共通）

・外観に割れ，膨れ，変色のないこと。

b. 外力（地震）に対する被覆性

実証試験：加振試験

基準地震動 S_s において裕度を持った試験加速度を設定し実施。

判定基準

- ・結束ベルトが外れないこと。
- ・ケーブルが外部に露出しないこと。

【ファイアストッパの仕様】

以下の(3)項に示す試験で性能を確認したファイアストッパと同一仕様であり，同試験を満足する性能を有するファイアストッパを使用する。

(1) 名称

ケーブルトレイ設置用ファイアストッパ

(2) 材料

- ・上フレーム，下フレーム，保持板：SS400
- ・ボルト：SCM435
- ・耐火材：リフラクトリーセラミックファイバー

(3) 性能確認試験

a. 外力（地震）に対する被覆性

実証試験：加振試験

基準地震動 S_s において裕度を持った試験加速度を設定し実施。

判定基準

- ・ファイアストッパが外れないこと（垂直トレイのみ）。

b. 耐延焼性

実証試験：複合体内部の発火を想定した試験

(a) 内部ケーブルの耐延焼性

「防火シートの仕様」に示す(5)f. (b)項の試験方法及び判定基準と同様

【耐火シールの仕様】

(1) 名称

ケーブル貫通部耐火シール

(2) 材料

建築基準法の定めにより国土交通大臣が認定した構造に基づく耐火シール材

・端部材（両端）：難燃性パテ材

(3) 寸法

端部材（両端）：充填幅 50 mm 以上（公称値）

【複合体の構造及び寸法】

(1) 防火シート間重ね代

100 mm 以上

(2) 防火シートとケーブル間の隙間

防火シートをケーブル表面に沿わせる。

(3) 結束ベルト間隔

300 mm 以内（防火シートの重ね部は必須）

(4) ファイアストップ設置対象

複合体内部の発火に対する延焼の可能性のあるケーブルトレイに設置する。また，設置位置は防火シートの重ね部とする。

(5) ファイアストップ間隔

900 mm 以内（防火シート重ね部）

(6) 防火シートの巻き付け回数

一重巻き（シート重ね部は除く。）

実証試験結果を踏まえた実機施工時の複合体概要を第 7-1 表にまとめる。また，上記，複合体を構成する防火シート，結束ベルト及びファイアストップの仕様並びに複合体の構造及び寸法にて形成したケーブルトレイ幅 300 mm で，の実機施工時の標準施工を第 7-1 図に示し，複合体施工対象ケーブルトレイ配置図を第 7-2 図に示す。

なお，ファイアストップは防火シートをケーブル表面に沿わせた状態を維持させるものであり，ファイアストップで防火シートを押さえておくことでその状態が維持できることから，ファイアストップ上板とボルトとの締付け管理は行わず，ファイアストップの押さえ付け時寸法にて管理する。

第 7-1 表 実証試験結果を踏まえた実機施工時の複合体概要について (1 / 14)

No.	設計の目的	項目	試験における複合体概要	実証試験とその結果	試験における複合体概要への保守性に対する考察	実機施工時の複合体概要
1	(複合体の形成)	複合体の基本構造	<ul style="list-style-type: none">・複合体は防火シート、結束ベルト及びファイアストッパを用いて形成する。・防火シートと防火シートは重ね部を設けながら巻き付ける。・防火シートをケーブල්トレイ内に敷設されたケーブල්表面に沿って巻き付ける。・防火シートは結束ベルトで固定する。・防火シート重ね部にファイアストッパを設置する。(設置対象はNo. 8に記載)	(以下の項目で確認)	(以下の項目で検討)	(以下の項目で設計条件を確定) なお、複合体の構造・寸法 (No. 5～10) は、複合体の仕様 (No. 2, 3, 4) を基に設計する。
2	(複合体の形成)	【複合体の仕様】 防火シートの仕様	名称 難燃ゴム含浸ガラスクロスシート 寸法 幅：1 m (公称値) 厚さ：0.4 mm (公称値) 材料 ・ガラスクロス：アルミノ硼珪酸ガラス ・難燃ゴム： (主材) アクリロニトリルブタジエンゴム (難燃材) ホウ酸亜鉛、水酸化アルミニウム	(1)防火シートの不燃性の確認 (2-1) <内容> 建築基準法に基づく発熱性試験を行い、防火シートが不燃性を有することを確認する。 <結果> 防火シートは不燃性を有することを確認した。 (2)防火シートの遮炎性の確認 (2-2-1) <内容> 建築基準法に基づく遮炎性能	試験における複合体を詳細にする。 (理由) 防火シートは不燃性・遮炎性を有し、通常の使用環境よりも厳しい条件においても遮炎性に影響する外観の異常はない。また、防火シートをケーブල්表面に沿わせる場合においても	名称 難燃ゴム含浸ガラスクロスシート 寸法 幅：1 m (公称値) 厚さ：0.4 mm (公称値) 材料 ・ガラスクロス：アルミノ硼珪酸ガラス ・難燃ゴム： (主材) アクリロニトリルブタジエンゴム (難燃材) ホウ酸亜鉛、水酸化アルミニウム

No.	設計の目的	項目	試験における複合体概要	実証試験とその結果	試験における複合体概要への保守性に対する考察	実機施工時の複合体概要
			(3)規格 ガラスクロス：JIS R 34 14 (ガラスクロス)	試験にて70分間加熱し、遮炎性を有することを確認する。 ＜結果＞ 防火シートを建築基準法に基づき遮炎性能試験にて70分間加熱(加熱熱量平均約500kW)しても防火シートが遮炎性を有することを確認した。	ケープル及びケープルトレイに化学的影響を与えないとなく、被覆性を有している。さらに、複合体を形成することで耐延焼性を有していること及び複合体内部の発火に対する遮炎性を有していることを確認している。(No.5, 6にて確認) このため、防火シートは試験における複合体概要の仕様とするが、詳細を規定する。	(3) 規格 ガラスクロス：JIS R 3414 (ガラスクロス)

第 7-1 表 実証試験結果を踏まえた実機施工時の複合体概要について (2/14)

No.	設計の目的	項目	試験における複合体概要	実証試験とその結果	試験における複合体概要への保守性に対する考察	実機施工時の複合体概要	
2	(複合体の形成)	【複合体の仕様】 防火シートの仕様		(3) 防火シートの耐久性の確認 (2-3) ＜内容＞ 熱、放射線、低温、水分、塗料の影響により、防火シートの遮炎性に影響を与える割れ、膨れ、変色がないことを確認する。 ＜結果＞ 熱、放射線、低温、水分、塗料の影響により、防火シートに割れ、膨れ、変色がないことを確認した。 (4) 外力（地震）に対する防火シートの被覆性（加振試験）の確認（2-4） ＜内容＞ 基準地震動 S_s において複合体内部のケーブルが露出しないことを確認する。 ＜結果＞ 複合体外部へケーブルが露出しないことを確認した。 (5) 化学的影響の確認（2-5） ＜内容＞ 防火シートの pH を測定し、中性の範囲であることを確認す		性能確認方法 以下の方法で性能を確認した防火シートと同一仕様のシートを仕様 2-1. 不燃性 実証試験：発熱性試験 一般社団法人 日本建築総合試験所 耐火性能試験・評価業務報告書 8A-103-01 判定基準 ・総発熱量が 8 MJ/m^2 以下であること ・防火上有害な裏面まで貫通するき裂及び穴がないこと ・最高発熱速度が、10 秒以上継続して 200 kW/m^2 を超えないこと 2-2. 遮炎性 実証試験： 2-2-1. 遮炎・準遮炎性能試験（70 分） 一般財団法人 日本建築総合試験所 耐火性能試験・評価業務方法書 8A-103-01 判定基準 ・火炎が通るき裂等の損傷及び隙間を生じないこと	

No.	設計の目的	項目	試験における復合体概要	実証試験とその結果	試験における復合体概要への保守性に対する考察	実機施工時の復合体概要
				る。 ＜結果＞ 中性の範囲であることを確認した。		・非加熱面で 10 秒を超えて継続する 発炎がないこと ・非加熱面で 10 秒を超えて連続する 火炎の噴出がないこと

第 7-1 表 実証試験結果を踏まえた実機施工時の複合体概要について (3/14)

No.	設計の目的	項目	試験における複合体概要	実証試験とその結果	試験における複合体概要への保守性に対する考察	実機施工時の複合体概要
2	(複合体の形成)	【複合体の仕様】 防火シートの仕様				2-3. 耐久性 2-3-1. 熱・放射線劣化 実証試験：熱劣化試験、放射線照射試験 電気学会技術報告Ⅱ部第139号 (原子力発電所電線・ケーブルの環境試験方法ならびに耐延焼試験方法に関する推奨案) 2-3-2. 耐寒性 実証試験：耐寒性試験 「JIS C 3605 600V ポリエチレンケーブル」の耐寒 2-3-3. 耐水性 実証試験：耐水性試験 「JIS K 5600-6-2 塗料一般試験方法-第6部： 塗膜の化学的性質-第2節： 耐液体性 (水浸せき法)」 2-3-4. 耐薬品性 実証試験：耐水性試験 「JIS K 5600-6-2 塗料一般試験方法-第6部： 塗膜の化学的性質-第1節： 耐液体性 (一般的方法)」

No.	設計の目的	項目	試験における複合体概要	実証試験とその結果	試験における複合体概要への保守性に対する考察	実機施工時の複合体概要
						2-3-5. 耐油 実証試験：耐油試験 「J I S C 2 3 2 0 の 1 種 2 号 絶 縁 油」 2-3-6. 耐塩水性 実証試験：対塩水性試験 「J I S K 5 6 0 0」 判定基準 (2-3-1. ～2-3-6. 共通) ・外観に割れ、膨れ、変色のない こと 2-4. 外力 (地震) に対する被覆 性 実証試験：加振試験 基準地震動 S _s において実施 判定基準 ・ケーブリングが外部に露出しないこと

第 7-1 表 実証試験結果を踏まえた実機施工時の複合体概要について (4 / 14)

No.	設計の目的	項目	試験における複合体概要	実証試験とその結果	試験における複合体概要への保守性に対する考察	実機施工時の複合体概要
2	(複合体の形成)	【複合体の仕様】 防火シートの仕様				2-5. 耐延焼性 実証試験： (1) 複合体外部の火災を想定した試験 2-5-1. ケーブル種類ごとの耐延焼性 I E E 3 8 3 垂直トレイ燃焼試験の燃焼条件に準拠した方法判定基準 ・複合体が燃え止まること ・複合体の損傷長が難燃ケーブルの損傷長より短いこと 2-5-2. 加熱熱量の違いによる耐延焼性 ・2-5-1. の試験で最も複合体の損傷長が長いケーブルを用いて、加熱熱量を変化させる ・複合体の損傷長が難燃ケーブルの損傷長より短いこと 2-5-3. 複合体構成要素のばらつきを組合せた耐延焼性 ・2-5-1. の試験で最も複合体の損傷長が長いケーブルを用いて、複合体損傷長が最も長くなるように構成品のばらつきを組合せた供試体を、2-5-1. の燃焼条件に

No.	設計の目的	項目	試験における複合体概要	実証試験とその結果	試験における複合体概要への保守性に対する考察	実機施工時の複合体概要
						て燃焼させる。 判定基準 ・複合体が燃え止まること ・複合体の損傷長が難燃ケーブルの 損傷長より短いこと

第 7-1 表 実証試験結果を踏まえた実機施工時の複合体概要について (5 / 1 4)

No.	設計の目的	項目	試験における複合体概要	実証試験とその結果	試験における複合体概要への保守性に対する考察	実機施工時の複合体概要
2	(複合体の形成)	【複合体の仕様】 防火シートの仕様				(2) 複合体内部の発火を想定した試験 2-5-4. 内部ケーブルの耐燃焼性 ・延焼の可能性のあるトレイ敷設方向を特定するため、水平、勾配 (45°) , 垂直トレイにおいて 2-5-1. の試験で最も複合体の損傷長が長いケーブルを用い複合体の内部ケーブルを, 2-5-1. の燃焼条件にて直接燃焼させる。 ・特定したトレイ敷設方向に対してファイアストップパを設置し燃焼させる。 判定基準 ・防火シートのファイアストップパ設置箇所にて複合体が燃え止まること

第 7-1 表 実証試験結果を踏まえた実機施工時の複合体概要について (6 / 14)

No.	設計の目的	項目	試験における複合体概要	実証試験とその結果	試験における複合体概要への保守性に対する考察	実機施工時の複合体概要
3	(複合体の形成)	【複合体の仕様】 結束ベルトの仕様	名称 シリコン樹脂含浸ガラスクロスベルト 材料 ・ ガラスクロス：アルミノ硼珪酸ガラス ・ シリコン樹脂 規格 ガラスクロス：JIS R 3414 (ガラスクロス)	(1) 結束ベルトの耐久性の確認 (3-1) <内容> 熱、放射線、低温、水分、塗料の影響により、結束ベルトに割れ、膨れ、変色がないことを確認する。 <結果> 熱、放射線、低温、水分、塗料の影響により、結束ベルトに割れ、膨れ、変色がないことを確認した。 (2) 外力 (地震) に対する防火シー トの被覆性 (加振試験) の確認 (3-2) <内容> 基準地震動 S ₀ において結束ベルトが外れないこと及びケーブルが露出しないことを確認する。	試験における複合体概要を詳細にする。 (理由) 結束ベルトは通常の使用環境よりも厳しい条件においても防火シートを固定する機能に影響を与える有意な変化がない。また、外力 (地震) が加わっても結束ベルトに外れはない。このため、結束ベルトは試験における複合体概要の仕様とするが、詳細を規定する。	名称 シリコン樹脂含浸ガラスクロスベルト 材料 ・ ガラスクロス：アルミノ硼珪酸ガラス ・ シリコン樹脂 規格 ガラスクロス：JIS R 3414 (ガラスクロス) 性能確認方法 以下の方法で性能を確認した 結束ベルトと同一仕様のベルトを使用 3-1. 耐久性 3-3-1. 熱・放射線劣化 実証試験：熱劣化試験、放射線照射試験 電気学会技術報告Ⅱ部第139号 (原子力発電所電線・ケーブルの環境試験方法ならびに耐延焼試験方法に関する推奨案) 3-3-2. 耐寒性 実証試験：耐寒性試験

No.	設計の目的	項目	試験における複合体概要	実証試験とその結果	試験における複合体概要への保守性に対する考察	実機施工時の複合体概要
						<p>「J I S C 3 6 0 5 600 V ポリエチレンケ ブル」の耐寒 3-3-3. 耐水性 実証試験：耐水性試験</p> <p>「J I S K 5 6 0 0－ 6－2 塗料一般試験方法－ 第 6 部：塗膜の化学的性質－ 第 2 節：耐液体性（水浸せき 法）」 3-3-4. 耐薬品性 実証試験：耐水性試験</p> <p>「J I S K 5 6 0 0－ 6－2 塗料一般試験方法－ 第 6 部：塗膜の化学的性質－ 第 1 節：耐液体性（一般的方 法）」 判定基準（2-3-1. ～2-3-4. 共通） ・外観に割れ、膨れ、変色の ないこと 3-2. 外力（地震）に対する 被覆性 実証試験：加振試験 基準地震動 S_s 判定基準 ・ケーブルが外部に露出しな いこと</p>

第7-1 表 実証試験結果を踏まえた実機施工時の複合体概要について (7 / 14)

No.	設計の目的	項目	試験における複合体概要	実証試験とその結果	試験における複合体概要への保守性に対する考察	実機施工時の複合体概要
4	(複合体の形成)	【複合体の仕様】 ファイアストッパの仕様	名称 ファイアストッパ 材料 ・上フレーム、下フレーム、保持板 ・ボルト ・耐火材：リフラクトリーセラミックファイバー	(1) 外力 (地震) に対する防火シートの被覆性 (加振試験) の確認 (4-1) ＜内容＞ 基準地震動S _o においてファイアストッパが外れないことを確認する。 ＜結果＞ ファイアストッパが外れないことを確認した。	試験における複合体概要を詳細にする。 (理由) 外力 (地震) が加わっても、ケーブルとボルトで固定したファイアストッパに外れはない。さらに、延焼の可能性があると特定した敷設方法において、防火シートのファイアストッパ設置箇所で複合体が燃え止まることを確認している。(No.8にて確認) このため、ファイアストッパは試験における複合体概要の仕様とするが、詳細を規定する。	名称 ファイアストッパ 材料 ・上フレーム、下フレーム、保持板：SS400 ・ボルト：SCM435 ・耐火材：リフラクトリーセラミックファイバー 性能確認方法 以下の方法で性能を確認したファイアストッパと同一仕様の器具を使用 4-1. 外力 (地震) に対する被覆性 実証試験：加振試験 基準地震動S _o において実施 判定基準 ・ファイアストッパが外れないこと (垂直トレイのみ) 4-2. 耐延焼性 実証試験： 複合体内部の発火を想定した試験 内部ケーブルの耐延焼性 2-5-4. と同様の試験方法

No.	設計の目的	項目	試験における複合体概要	実証試験とその結果	試験における複合体概要への保守性に対する考察	実機施工時の複合体概要
						判定基準 ・2-5-4. と同様の判定基準

第 7-1 表 実証試験結果を踏まえた実機施工時の複合体概要について (8 / 14)

No.	設計の目的	項目	試験における複合体概要	実証試験とその結果	試験における複合体概要への保守性に対する考察	実機施工時の複合体概要
5	<ul style="list-style-type: none">・ 火災の抑制・ 複合体外部への延焼を抑制	【複合体の構造・寸法】 防火シート間重ね代	100 mm 以内	<p>(1) 耐延焼性の確認 <内容> 複合体の防火シート間重ね代を 100 mm 以下とし、以下の耐延焼性試験を実施する。</p> <p>a. 複合体外部の火災を想定した試験</p> <p>(a) ケーブル種類ごとの耐延焼性 (2-5-1) ケーブル種類ごとに複合体が燃え止まると及び複合体の損傷長が難燃ケーブルの損傷長よりも短いことを確認する。</p> <p>(b) 加熱熱量の違いによる耐延焼性 (2-5-2) (a) で最も複合体の損傷長が長いケーブルを用いて、加熱熱量を変化させ複合体が燃え止まると及び複合体と難燃ケーブルの損傷長を比較し (a) で確認した耐延焼性の関係性が保たれていることを確認する。また、加熱熱量は 20 kW, 30 kW とする。</p> <p>(c) 複合体構成要素のばらつきを組合せた耐延焼性 (2-5-3) (a) で最も複合体の損傷長が長いケーブルを用いて、複合体の損傷長が最も長くなるように構成品のばらつきを組合せた供試体を、(a) の燃焼条件</p>	<p>試験における複合体概要への保守性に対する考察</p> <p>試験における複合体概要に裕度を加える。 (理由) 外力 (地震) が加わっても 100 mm の重ね代を確保する。</p>	100 mm 以内

No.	設計の目的	項目	試験における複合体概要	実証試験とその結果	試験における複合体概要への保守性に対する考察	実機施工時の複合体概要
				<p>にて燃焼させても複合体が燃え止まること及び複合体の損傷長が難燃ケーブルの損傷長より短いことを確認する。</p> <p>b. 複合体内部の発火を想定した試験</p> <p>(a) 内部ケーブルの耐延焼性 (2-5-4)</p> <p>延焼の可能性のあるトレイの敷設方向を特定する。なお、延焼の可能性のある敷設方向を特定するた め、水平、勾配 (45°) 及び垂直ト レイにおいて、a. (a) で最も複合体 の損傷長が長いケーブルを用いた 複合体の内部ケーブルを直接燃焼 させ複合体が燃え止まるか確認す る。</p> <p>また、延焼の可能性のあると特定 した敷設方向において防火シート のファイアストップ設置箇所で複 合体が燃え止まることを確認する。</p> <p><結果></p> <p>防火シート間重ね代が 100 mm 以下の 複合体にて下記のとおり実証試験に合 格することを確認した。</p> <p>a. 複合体外部の火災を想定した試験</p> <p>(a) すべてのケーブル種類において、 複合体が燃え止まり、その損傷長 は難燃ケーブルの損傷長よりも短 いことを確認した。</p>		

No.	設計の目的	項目	試験における複合体概要	実証試験とその結果	試験における複合体概要への保守性に対する考察	実機施工時の複合体概要
				<p>(b)加熱熱量を変化させても複合体が燃え止まり、その損傷長は難燃ケープルよりも短いとの関係性が保たれていることを確認した。</p> <p>(c)複合体の損傷長が最も長くなるように構成品のばらつきを組合せても複合体が燃え止まり、その損傷長は難燃ケープルの損傷長よりも短いことを確認した。</p> <p>b. 複合体内部の発火を想定した試験</p> <p>(a)水平、勾配 (45°) トレイは延焼が燃え止まったが、垂直トレイは燃え止まらなかった。また、延焼の可能性のある垂直トレイは、防火シートのファイアストップ[※]設置箇所で複合体が燃え止まることを確認した。</p>		

第 7-1 表 実証試験結果を踏まえた実機施工時の複合体概要について (9 / 14)

No.	設計の目的	項目	試験における複合体概要	実証試験とその結果	試験における複合体概要への保守性に対する考察	実機施工時の複合体概要
5	・ 火炎の抑制 ・ 複合体外部への延焼を抑制	【複合体の構造・寸法】 防火シート間重ね代		(2) 遮炎性の確認 (2-2-2) ＜内容＞ 複合体の防火シート間重ね代を 100 mm 以下とし、過電流による複合体内部ケーブルは発火しても複合体外部に火炎が露出しないことを確認する。 ＜結果＞ 防火シート間重ね代が 100 mm 以下の複合体で外部に火炎が露出しないことを確認した。 (3) 外力 (地震) に対する防火シートの被覆性 (加振試験) の確認 (2-2-4) ＜内容＞ 複合体の防火シート間重ね代を 100 mm とし、基準地震動 S _s において複合体内部のケーブルが露出しないことを確認する。 ＜結果＞ 複合体外部へケーブルが露出しないことを確認した。		

第 7-1 表 実証試験結果を踏まえた実機施工時の複合体概要について（10／14）

No.	設計の目的	項目	試験における複合体概要	実証試験とその結果	試験における複合体概要への保守性に対する考察	実機施工時の複合体概要
6	・酸素量の抑制	【複合体の構造・寸法】 防火シート間重なり代	防火シートをケーブル表面に沿わせる。	実証試験性の確認 <内容> 複合体の防火シートをケーブル表面に沿わせ、以下の耐延焼性試験を実施する。 a. 複合体外部の火災を想定した試験 (a) ケーブル種類ごとの耐延焼性 (2-5-1) ケーブル種類ごとに複合体が燃え止まること及び複合体の損傷長が難燃ケーブルの損傷長より短いことを確認する。 (b) 加熱熱量の違いによる耐延焼性 (2-5-2) (a) で最も複合体の損傷長が長いケーブルを用いて、加熱熱量を変化させ複合体が燃え止まること及び複合体の損傷長が難燃ケーブルの損傷長を比較し (a) で確認した耐延焼性の関係性が保たれていることを確認する。また、加熱熱量は 20 kW, 30 kW とする。	試験における複合体概要を詳細にする。 (理由) 防火シートをケーブル表面に沿わせて巻きつけた複合体が形成できる。	複合体内部の空気を極力抑制するように防火シートを巻きつける。

No.	設計の目的	項目	試験における複合体概要	実証試験とその結果	試験における複合体概要への保守性に対する考察	実機施工時の複合体概要
				<p>(c) 複合体構成要素のばらつきを組合せた耐延焼性 (2-5-3)</p> <p>(a) で最も複合体の損傷長が長いケーブルを用いて、複合体の損傷長が最も長くなるように構成品のばらつきを組合せた供試体を、(a) の燃焼条件にて燃焼させても複合体が燃え止まること及び複合体の損傷長が難燃ケーブルの損傷長より短いことを確認する。</p> <p>b. 複合体内部の発火を想定した試験</p> <p>(a) 内部ケーブルの耐延焼性 (2-5-4)</p> <p>延焼の可能性のあるトレイの敷設方向を特定する。</p> <p>なお、燃焼の可能性のある敷設方向を特定するため、水平、勾配(45°) 及び垂直トレイにおいて、</p> <p>a. (a) で最も複合体の損傷長が長いケーブルを用いた複合体の内部ケーブルを直接燃焼させ複合体が燃え止まるかを確認する。</p> <p>また、延焼の可能性があると特定した敷設方向において防火シートのファイアストップ設置箇所にて複合体が燃え止まることを確認する。</p> <p><結果></p> <p>防火シートをケーブル表面に沿わせ</p>		

No.	設計の目的	項目	試験における複合体概要	実証試験とその結果	試験における複合体概要への保守性に対する考察	実機施工時の複合体概要
				<p>た複合体で下記のとおり実証試験に合格することを確認した。</p> <p>a. 複合体外部の火災を想定した試験</p> <p>(a) すべてのケーブル種類において、複合体が燃え止まり、その損傷長は難燃ケーブルの損傷長よりも短いことを確認した。</p> <p>(b) 加熱熱量を変化させても複合体が燃え止まり、その損傷長は難燃ケーブルの損傷長よりも短いとの関係性が保たれていることを確認した。</p> <p>(c) 複合体の損傷長が最も長くなるように構成品のばらつきを組合せても複合体が燃え止まり、その損傷長は難燃ケーブルの損傷長よりも短いことを確認した。</p> <p>b. 複合体内部の発火を想定した試験</p> <p>(a) 水平、勾配 (45°) トレイにおいて複合体が燃え止まり、垂直トレイにおいては燃え止まらないことを確認した。延焼の可能性のある垂直トレイにおいては燃え止まらないことを確認した。延焼の可能性のある垂直トレイにおいて防火シートのファイアストッパ設置箇所で複合体が燃え止まることを確認した。</p>		

第 7-1 表 実証試験結果を踏まえた実機施工時の複合体概要について（11／14）

No.	設計の目的	項目	試験における複合体概要	実証試験とその結果	試験における複合体概要への保守性に対する考察	実機施工時の複合体概要
7	・防火シートを覆った状態の維持	【複合体の構造・寸法】 結束ベルト間隔	300 mm 以内（防火シートの重ね部は必須）	(1) 外力（地震）に対する防火シートの被覆性（加振試験）の確認（3-2） ＜内容＞ 結束ベルトの間隔を 300 mm 以内とし、基準地震動 S _g において結束ベルトが外れないこと及びケーブルが露出しないことを確認する。 ＜結論＞ 結束ベルトが外れないこと及びケーブルが露出しないことを確認した。（300 mm 間隔で固定）	試験における複合体概要のとおりとする。 （理由） 結束ベルトを 300 mm 間隔で設置することで防火シートを固定した複合体が形成できる。このとき、外力（地震）が加わっても結束ベルトに外れはなく、ケーブルを露出させずに、防火シートを固定しておくことが出来る。	300 mm 以内 （防火シートの重ね部は必須）

第 7-1 表 実証試験結果を踏まえた実機施工時の複合体概要について（12／14）







No.	設計の目的	項目	試験における複合体概要	実証試験とその結果	試験における複合体概要への保守性に対する考察	実機施工時の複合体概要
8	・酸素量の抑制	【複合体の構造・寸法】 ファイアストップパ設置 対象	複合体内部の発火に対する延焼の可能性のあるケーブルトレイに設置する。また、設置位置は防火シートの重ね部とする。	(1) 耐延焼性の確認（2-5-4, 4-2） ＜内容＞ 延焼可能性のあるトレイの敷設方向を特定する。なお、延焼の可能性のあるトレイ敷設方向を特定するため、水平、勾配（45°）及び垂直トレイにおいて、ケーブル種類ごとの耐延焼性試験でもつとも複合体の損傷長が長いケーブルを用い複合体内の内部ケーブルを直接燃焼させ複合体が燃え止まるかを確認する。 また、延焼の可能性があると特性したトレイ敷設方向において防火シートのファイアストップパ設置箇所で複合体が燃え止まることを確認する。 ＜結果＞ 水平、勾配 45°トレイは延焼が止まったが、垂直トレイは燃え止まらなかった。また、延焼の可能性のある垂直トレイは、防火シートのファイアストップパ設置箇所で燃え止まることを確認した。	試験における複合体概要を詳細にする。 (理由) ケーブル間の段差をつなぐ勾配 45°を超えるとトレイは延焼の可能性があると判断し、ファイアストップパを設置する。このとき、防火シートにファイアストップパを設置することで防火シートの浮き上がりは防止できる。	ケーブルトレイ間の段差になぐ勾配 45°を超えるトレイに対して、防火シートの重ね部にファイアストップパを設置する。

第 7-1 表 実証試験結果を踏まえた実機施工時の複合体概要について（13／14）

No.	設計の目的	項目	試験における複合体概要	実証試験とその結果	試験における複合体概要への保守性に対する考察	実機施工時の複合体概要
9	・防火シートの隙間の拡大の抑制	【複合体の構造・寸法】 ファイアストッパ間隔	900 mm 以内 (防火シート重ね部)	(1) 外力（地震）に対する防火シートの被覆性（加振試験）の確認 (4-1) <内容> ファイアストッパの間隔を 900 mm 以内とし、基準地震動 S_s においてファイアストッパが外れないことを確認した。（900 mm 間隔で固定）	試験における複合体概要を詳細にする。 (理由) ・ファイアストッパを 900 mm 以内の間隔で設置すること で防火シートの重ね部を押さえることができる。このとき、外力（地震）が加わってもファイアストッパに外れがなく、ファイアストッパで防火シートの浮き上がりを防止することができ	900 mm 未満 (防火シート重ね部)

第 7-1 表 実証試験結果を踏まえた実機施工時の複合体概要について（14／14）

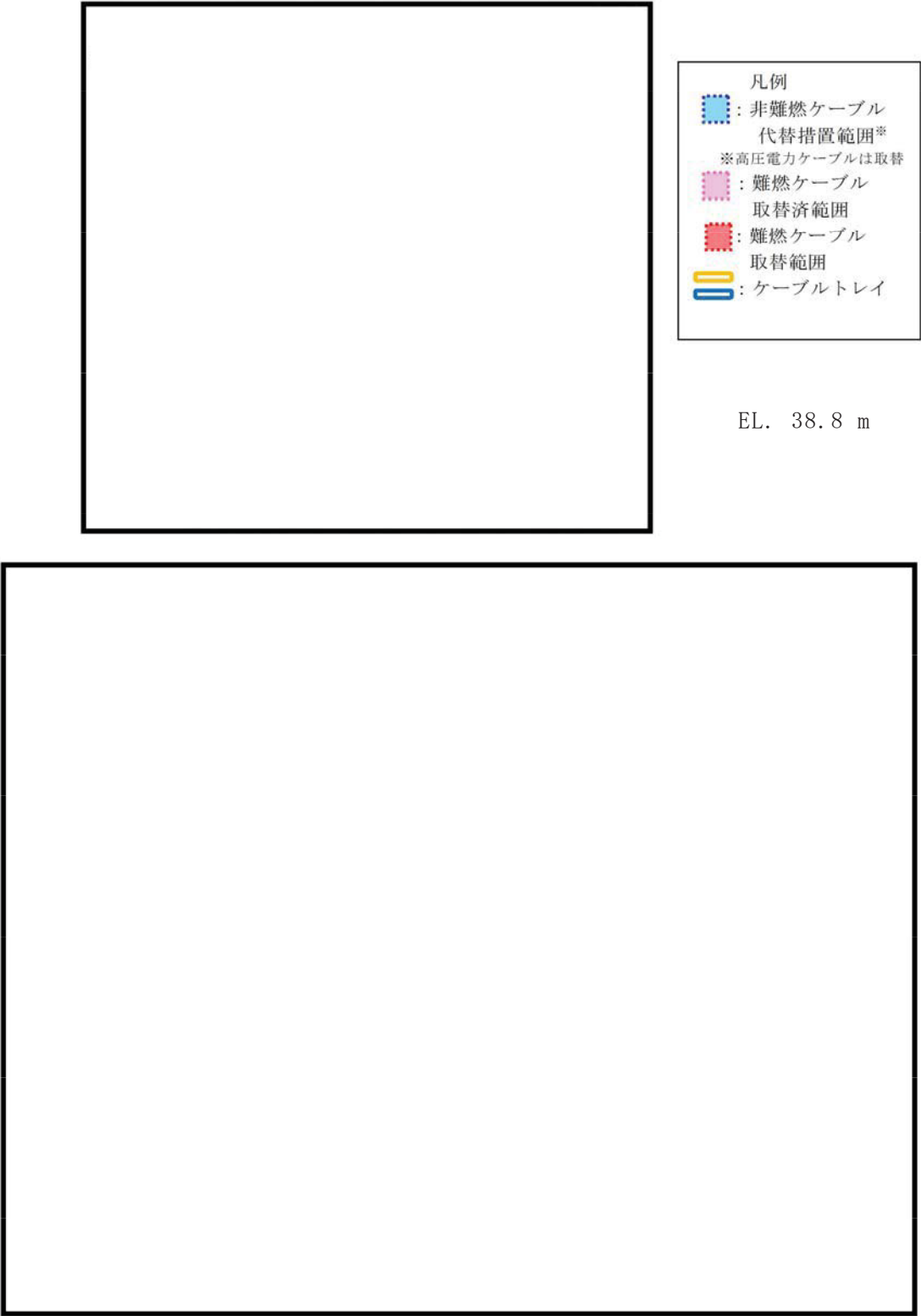
No.	設計の目的	項目	試験における複合体概要	実証試験とその結果	試験における複合体概要への保守性に対する考察	実機施工時の複合体概要
10	・ ケーブル及びケーブルのトレイの機能への悪影響防止	【複合体の構造・寸法】 防火シートの巻き付け回数	一重巻き ただし、シート重ね部は除く	(1) 熱の蓄積による影響の確認 ＜内容＞ 複合体形成による熱の蓄積によりケーブルの通電機能に問題のないことを、通電電流が多くなる電力ケーブルにおける電流低減試験で確認する。 ＜結果＞ 放熱性の低下がケーブル通電機能に対し影響が出ないことを確認した。 (2) 重量増加の影響の確認 ＜内容＞ 複合体形成による重量増加がケーブルトレイの重量余裕の範囲内であることを確認する。 ＜結果＞ 複合体形成による重量増加はトレイの重量余裕の範囲内であることを確認した。	試験における複合体概要を詳細にする。 (理由) 防火シートはシート重ね部を設けながら一重巻きで複合体が形成できる。	一重巻き ただし、シート重ね部は除く。

CASE	名 称	施工例
1	直線トレイ巻き (直線トレイ+トレイサ ポートへ巻く方法)	 水平トレイ  垂直トレイ  ファイアストッパ
2	傾斜トレイ巻き	 傾斜トレイ
3	L字トレイ巻き	 L字トレイ
4	T字トレイ巻き	 T字トレイ

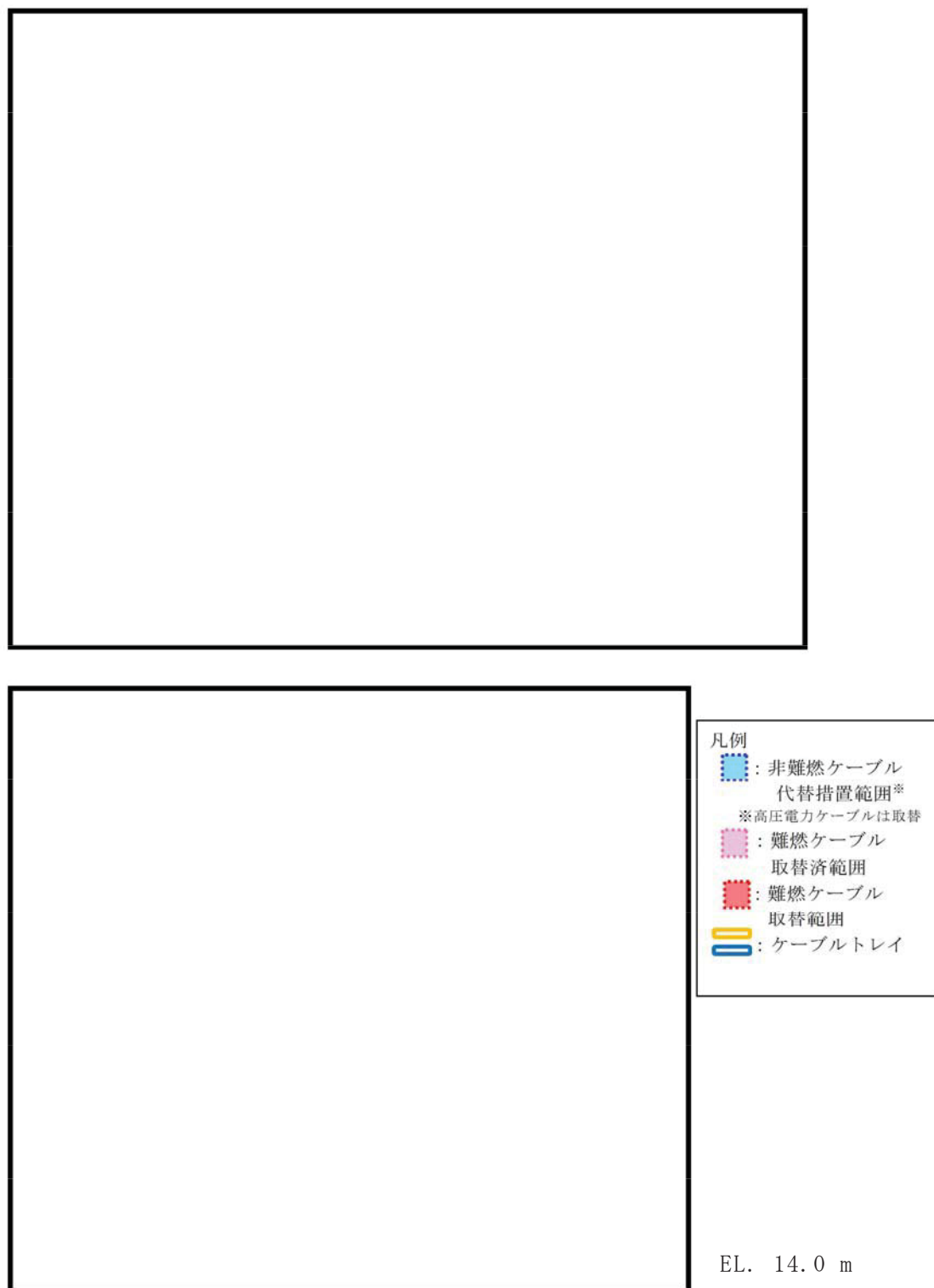
第 7-1 図 実機施工時の標準施工 (1 / 2)

CASE	名 称	施工例
5	電線管からトレイ入線部への施工（シートに切欠きを入れて巻く方法）	
6	直巻き（ケーブル単体に巻く方法）	
7	ケーブルトレイエンド部への施工	

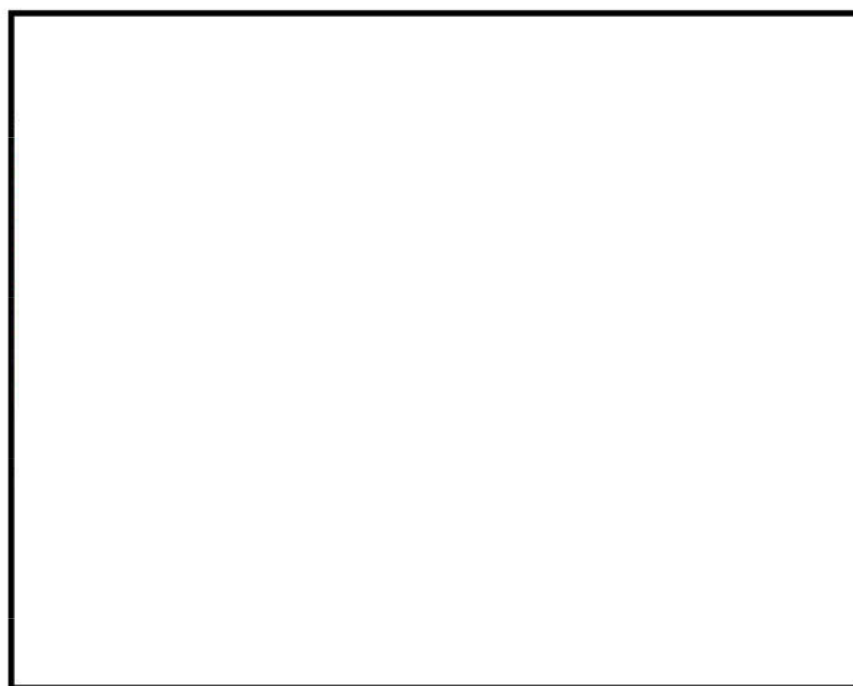
第 7-1 図 実機施工時の標準施工（2 / 2）



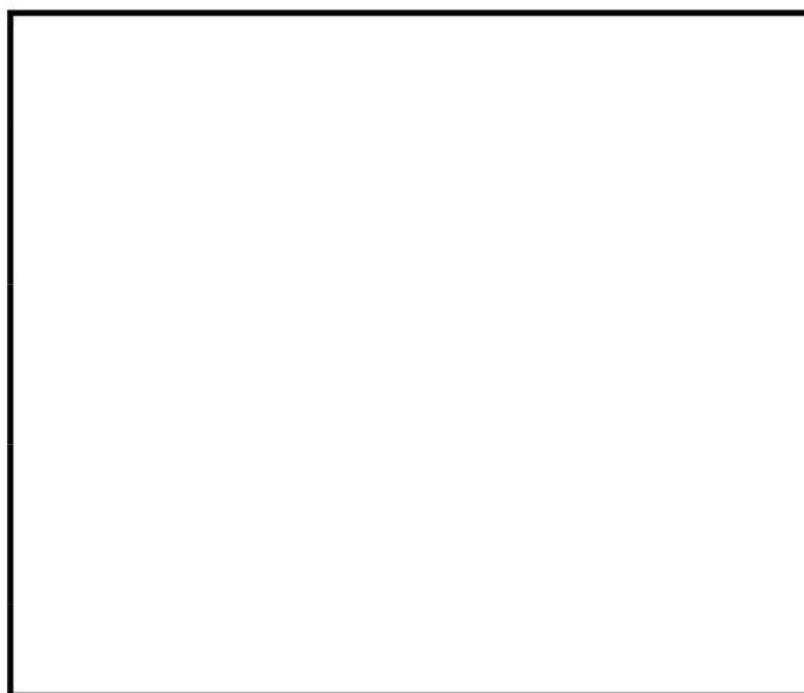
第 7-2 図 複合体施工対象ケーブルトレイ配置図 (1 / 4)



第 7-2 図 複合体施工対象ケーブルトレイ配置図（2 / 4）



EL. 8.2 m



EL. 2.0 m

凡例

-  : 非難燃ケーブル
-  : 難燃ケーブル
-  : 難燃ケーブル
-  : ケーブルトレイ

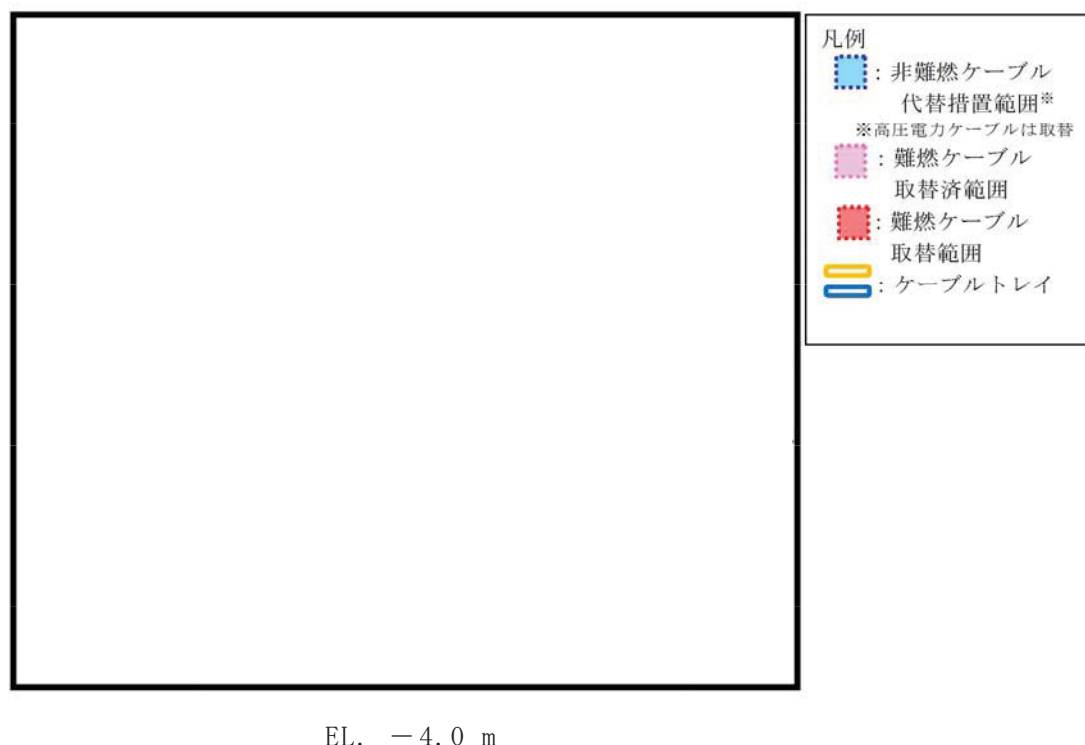
代替措置範囲※

※高圧電力ケーブルは取替

取替済範囲

取替範囲

第 7-2 図 複合体施工対象ケーブルトレイ配置図 (3 / 4)



第 7-2 図 複合体施工対象ケーブルトレイ配置図 (4 / 4)

7.2 複合体形成における確認事項

7.1 項までの検証結果より，複合体は，ケーブル及びケーブルトレイの機能を損なわれないよう複合体内部への熱の蓄積及び重量増加を考慮した上で，第 7-2 表から第 7-4 表に示す性能確認項目を満たす防火シート，結束ベルト及びファイアストッパの仕様並びに以下の(1)項から(4)項にて定める構造及び寸法にて設計する。

(1) 防火シート間重ね代

第 7-2 表の②b. 項及び⑥項の試験を満足する防火シート間重ね代以上を設定する。

(2) 結束ベルト間隔

第 7-3 表の②項の試験を満足することを確認した間隔以内となる間隔を設定する。

(3) ファイアストッパ設置対象

第 7-4 表の②項の試験にて延焼の可能性があるとして特定したトレイ敷設方向を対象に設定する。

(4) ファイアストッパ間隔

第 7-4 表の①項の試験を満足するファイアストッパ間隔未満とする。

第 7-2 表 複合体形成における防火シートの性能確認事項

- ① 不燃性
 実証試験：発熱性試験
 一般社団法人 日本建築総合試験所 防耐火性能試験・評価業務方法書
 8A-103-01
 判定基準
 ・総発熱量は 8 MJ/m² 以下であること
 ・防火上有害な裏面まで貫通するき裂及び穴がないこと
 ・最高発熱速度が、10 秒以上継続して 200 kW/m² を超えないこと
- ② 遮炎性
 a. 実証試験：遮炎・準遮炎性能試験（70 分）
 一般社団法人 日本建築総合試験所 防耐火性能試験・評価業務方法書
 8A-103-01
 判定基準
 ・火炎が通るき裂等の損傷及び隙間を生じないこと
 ・非加熱面で 10 秒を超えて継続する発炎がないこと
 ・非加熱面で 10 秒を超えて連続する火炎の噴出がないこと
 b. 過電流模擬試験
 複合体内部に一層敷設した高圧電力ケーブルに対して過電流を通電する
 判定基準
 ・発火したケーブルの火炎が複合体外部へ露出しないこと
- ③ 耐久性
 a. 熱・放射線劣化
 実証試験：熱・放射線劣化試験，放射線照射試験
 電気学会技術報告Ⅱ部第 139 号（原子力発電所電線・ケーブルの環境試験方法
 ならびに耐延焼性試験に関する推奨（案））
 b. 耐寒性
 実証試験：耐寒性試験
 「J I S C 3605 600 V ポリエチレンケーブル」の耐寒
 c. 耐水性
 実証試験：耐水性試験
 「J I S K 5600-6-2 塗料一般試験方法―第 6 部：塗膜の化学的性
 質―第 2 節：耐液体性（水浸せき法）」
 d. 耐薬品性
 実証試験：耐薬品性試験
 「J I S K 5600-6-1 塗料一般試験方法―第 6 部：塗膜の化学的性
 質―第 1 節：耐液体性（一般的方法）」
 e. 耐油
 実証試験：耐油試験
 「J I S C 2320 の 1 種 2 号絶縁油」
 f. 耐塩水性
 実証試験：対塩水性試験
 「J I S K 5600」
 判定基準（a. 項から f. 項共通）
 ・外観に割れ，膨れ，変色のないこと

- ④ 外力（地震）に対する被覆性
 実証試験：加振試験
 基準地震動 S_s において実施
 判定基準
 ・ ケーブルが外部に露出しないこと
- ⑤ 非腐食性
 実証試験：pH試験
 「JIS K 6833-1 接着剤—一般試験方法—第1部：基本特性の求め方」のpHに準拠した方法で測定
 判定基準
 中性の範囲（pH 6～8）であること
- ⑥ 延焼性
 実証試験：
 a. 複合体外部の火災を想定した試験
 (a) ケーブル種類ごとの耐延焼性
 IEE 383 垂直トレイ燃焼試験の燃焼条件に準拠した方法
 判定基準
 ・ 複合体が燃え止まること
 ・ 複合体の損傷長が難燃ケーブルの損傷長より短いこと
 (b) 加熱熱量の違いによる耐延焼性
 (a) 項の試験で最も複合体の損傷長が長いケーブルを用いて、(a) 項の燃焼試験のうち加熱熱量を変化させる（加熱熱量は、20 kW, 30 kW にて試験を行う。）
 判定基準
 ・ 複合体が燃え止まること
 ・ 複合体の損傷長が難燃ケーブルの損傷より短いこと
 (c) 複合体構成要素のばらつきを組合せた耐延焼性
 (a) 項の試験で最も複合体の損傷長が長いケーブルを用いて、複合体損傷長が最も長くなるように構成品のばらつきを組合せた複合体を(a) 項の燃焼条件にて燃焼させる。
 判定基準
 ・ 複合体が燃え止まること
 ・ 複合体の損傷長が難燃ケーブルの損傷長より短いこと
 b. 複合体内部の発火を想定した試験
 (a) 内部ケーブルの耐延焼性
 ・ 延焼の可能性のあるトレイ敷設方向を特定するため、水平、勾配（45°）、垂直トレイにおいて a. (a) 項の試験で最も複合体の損傷長が長いケーブルを用いた複合体の内部ケーブルを、a. (a) 項の燃焼条件にて直接燃焼させる。
 ・ 特定したトレイ敷設方向に対してファイアストップを設置し燃焼させる。
 判定基準
 ・ 防火シートのファイアストップ設置箇所で複合体が燃え止まること

第 7-3 表 複合体形成による結束ベルトの性能確認事項

- ① 耐久性
- a. 熱・放射線劣化
実証試験：熱・放射線劣化試験，放射線照射試験
電気が階技術報告Ⅱ部第 139 号（原子力発電所電線・ケーブルの環境試験方法ならびに耐延焼性試験に関する推奨案）
- b. 耐寒性
実証試験：耐寒性試験
「JIS C 3605 600 V ポリエチレンケーブル」の耐寒
- c. 耐水性
実証試験：耐水性試験
「JIS K 5600-6-2 塗料一般試験方法－第 6 部：塗膜の化学的性質－第 2 節：耐液体性（水浸せき法）」
- d. 耐薬品性
実証試験：耐薬品性試験
「JIS K 5600-6-1 塗料一般試験方法－第 6 部：塗膜の化学的性質－第 1 節：耐液体性（一般的方法）」
判定基準（a. 項から d. 項共通）
・外観に割れ，膨れ，変色のないこと
- ② 外力（地震）に対する被覆性
実証試験：加振試験
基準地震動 S_s において実施
判定基準
・結束ベルトは外れないこと
・ケーブルが外部に露出しないこと

第 7-4 表 複合体形成におけるファイアストップパの性能確認事項

- ① 外力（地震）に対する被覆性
実証試験：加振試験
基準地震動 S_s において実施
判定基準
・ファイアストップパが外れないこと（垂直トレイのみ）
- ② 耐延焼性
実証試験：複合体内部の発火を想定した試験
a. 内部ケーブルの耐延焼性
第 7-2 表の⑥b. 項の試験方法及び判定基準と同様

8. 代替措置の施工性

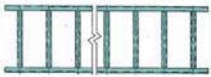

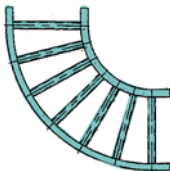
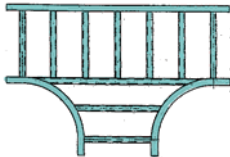
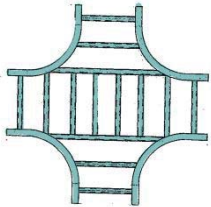
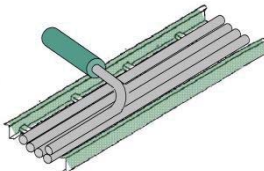
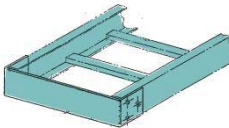
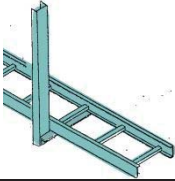
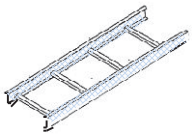
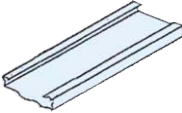
実機においてケーブルトレイは様々な形状で設置されていることから，防火シート及び結束ベルトの標準施工方法で示す防火シートの施工方法に基づいて施工し，設計通りの施工ができることを確認する。防火シートの施工については，実機に設置されるトレイの高さを考慮して，できる限り防火シートとケーブルに隙間を作らないように巻く方法を標準施工として採用し，延焼性が高いトレイ設置方向については防火シート内部の閉鎖空間を作るため，ファイアストップを設置する施工とする。なお，防火シートの施工性確認試験は実機を用いて，ケーブルやケーブルトレイを動かさない状態で，十分な安全性を確保したうえ施工確認する。また，標準施工による施工が困難な箇所については，8.2 項に対応*を記載する。

注記 *：米国 R e g u l a t o r y G u i d e 1.75 及び審査基準 2.3 火災の影響軽減に定めるケーブルの分離基準に留意し，調達管理において設計要求を満足させるよう施工する。

8.1 複合体の施工方法

8.1.1 標準形状における防火シートの施工性

実機に設置されるケーブルトレイの形状を第 8.1-1 図に示す。これらの形状は防火シート及び結束ベルトの標準施工方法に沿った施工が可能である。

トレイ形状	構造（例）	トレイ形状	構造（例）
直線形		傾斜形	
L字形		T字分岐形	
十字分岐形		電線管合流部	
トレイ端部		トレイサポート部	
トレイタイプ	構造（例）	トレイタイプ	構造（例）
ラダー		ソリッド	

第 8.1-1 図 実機のケーブルトレイ形状

8.1.2 標準形状におけるファイアストップの施工性

複合体内部の発火による延焼の可能性があると評価されたトレイ設置方向について、ファイアストップを取り付ける。

8.1.3 ケーブルトレイのケーブルの整理

ケーブル処理室など、計装ケーブル又は制御ケーブルが集合するケーブルトレイにおいて延焼防止材を塗布された非難燃ケーブルの上に敷設された難燃ケーブルなどにより標準的な防火シート施工ができない箇所が存在する。そのため、次に示す対応方法によりケーブルを整線し、防火シートを巻ける状態とする。

- (1) トレイ上に敷設されている難燃ケーブルの量及び使用用途の特定
- (2) 延焼防止材が干渉する場合は、干渉部の延焼防止材を剥離して整線

- (3) ケーブルを整線したあと非難燃ケーブルが敷設されるトレイには防火シートを施工（第 8.1-1 表にケーブルトレイのケーブル整線方法を示す。）

第 8.1-1 表 ケーブルトレイのケーブル整線方法

No.	トレイの状況	対応方法	イメージ図（トレイ断面）
1	トレイ内，トレイ上部に十分な空間がある場合	防火シートを巻けるようにケーブルを整線したあと防火シートを施工	
2	トレイ内，トレイ上部に十分な空間がない場合	<ul style="list-style-type: none"> 一つのトレイに整線できない難燃ケーブルは増設したケーブルトレイなどでリルート ケーブル長に余裕がない場合は引き直すか中継端子盤から増設したケーブルトレイ（ダクト）で中央制御室の制御盤まで難燃ケーブルを延長 	

8.2 実機状況を踏まえた複合体の施工性

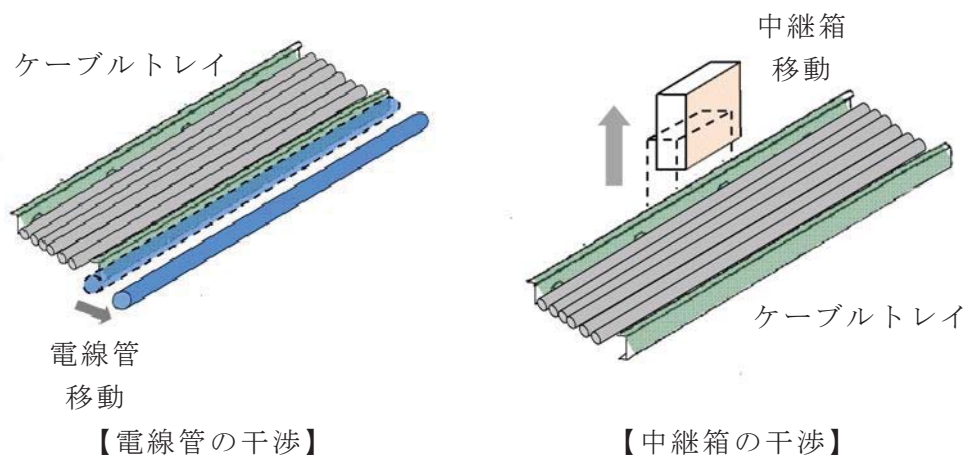
実機プラントにはケーブルトレイ近傍に様々な機器が存在し，標準施工方法に沿った施工が困難な箇所が存在することから，以下に分類される対応を行う。なお，実機における施工は，プラントメカ等と工事施工会社による適切な施工体制及び設計要求を反映した施工方法（ケーブルの保守・点検として，絶縁抵抗測定を阻害しない施工とする。）を含めた施工計画を策定し実施する。

(1) 接近設備の干渉

第 8.2-1 図に示すように、ケーブルトレイに接近した電線管、中継箱、配管、ダクト等の干渉設備が存在し、防火シートを巻けない箇所が存在する。

a. 干渉する設備の移設

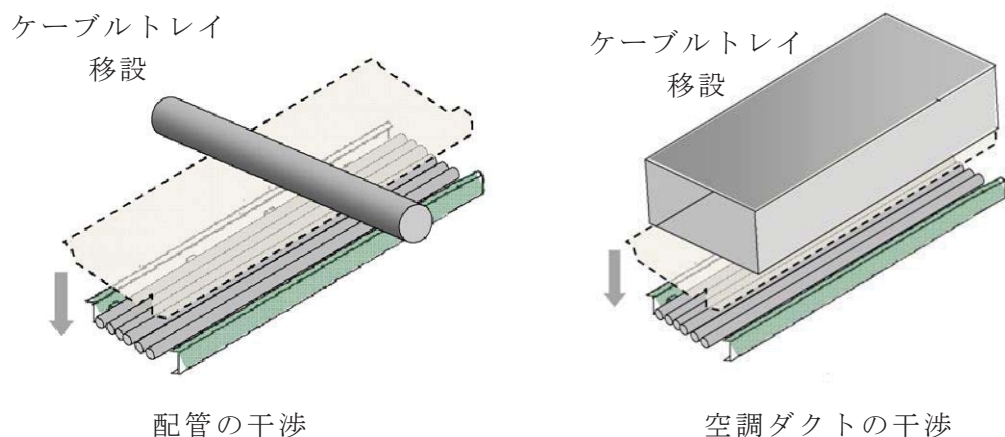
干渉する設備を移設し、ケーブルトレイとの間にスペースを設けることでメーカーの標準施工方法に従った防火シートの施工を可能とする。



第 8.2-1 図 干渉設備の移設

b. ケーブルトレイの移設

第 8.2-2 図に示すように、ケーブルトレイを移設し、干渉する設備との間にスペースを設けることで標準施工方法に従った防火シートの施工を可能とする。



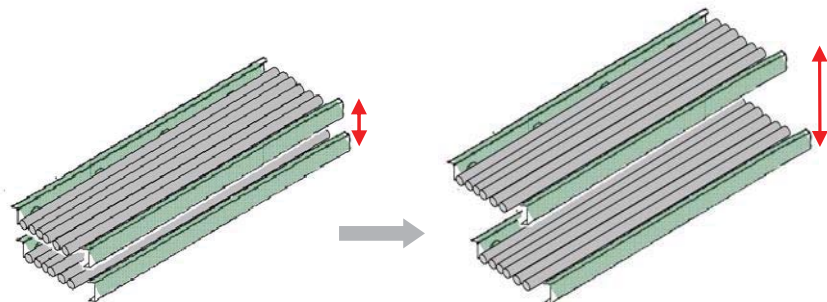
第 8.2-2 図 ケーブルトレイの移設

(2) ケーブルトレイ同士の干渉

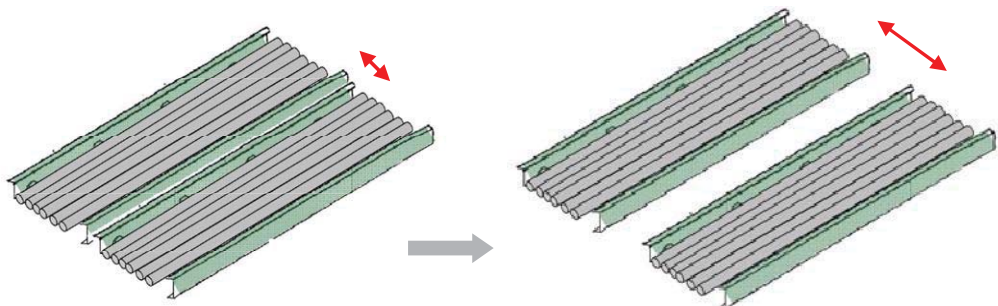
ケーブルトレイ同士が接近し、トレイごとに防火シートを巻くための距離が必要な箇所が存在する。

a. ケーブルトレイの移設

第 8.2-3 図に示すように、干渉するケーブルトレイを移設しケーブルトレイ間にスペースを設けることで標準施工要領に従った防火シートの施工を可能とする。



ケーブルトレイ同士の接近（垂直方向）



ケーブルトレイ同士の接近（水平方向）

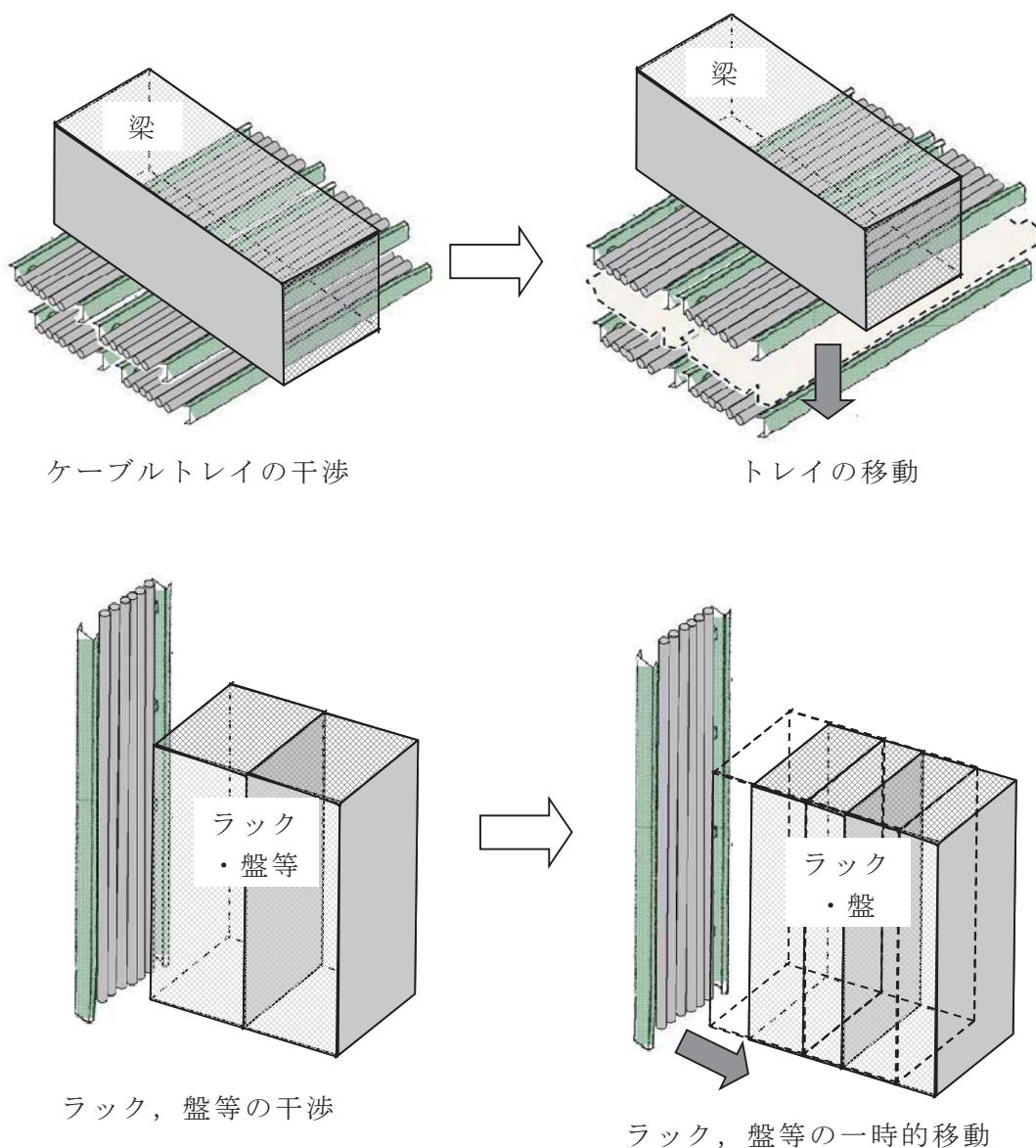
第 8.2-3 図 ケーブルトレイの干渉緩和

(3) 近傍設備による影響

ケーブルトレイ近傍にある設備、ケーブルトレイにより施工作業スペースが確保できない箇所が存在する。

a. 近傍設備の一時移動

第 8.2-4 図に示すように、施工作業の妨げとなる設備、ケーブルトレイを一時移動することで標準施工要領に従った防火シートの施工を可能とする。

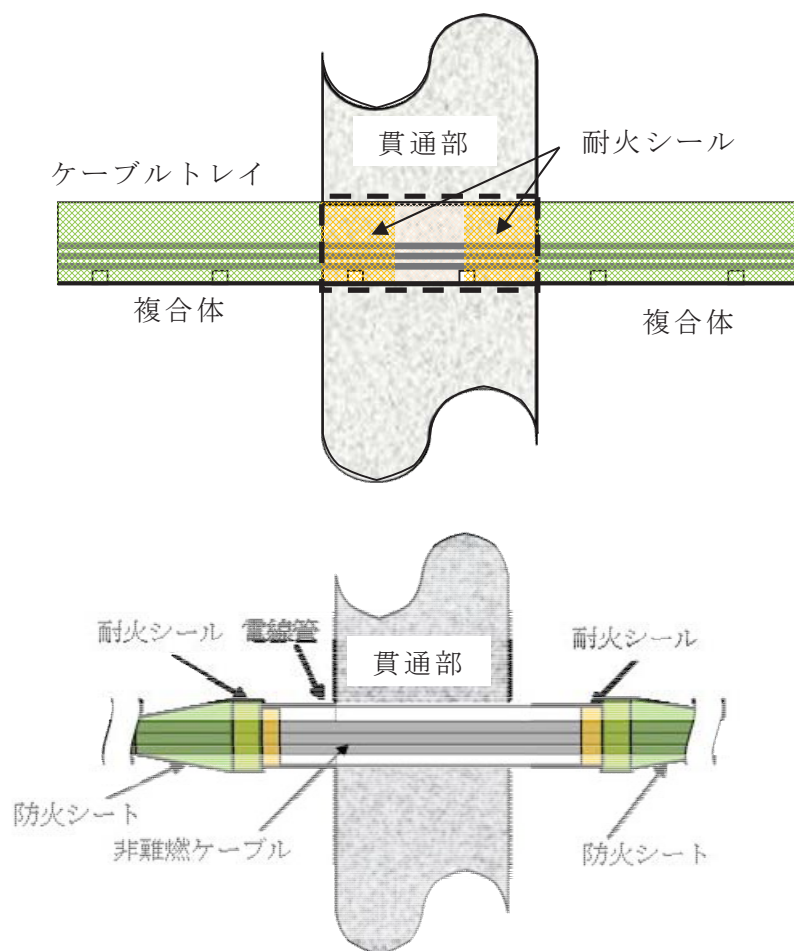


第 8.2-4 図 干渉物移動による作業

8.3 貫通部及びトレイから分岐する電線管の対応

ケーブルトレイは、壁や床、天井を通すための貫通部が存在し、防火シートによる複合体を形成することができない箇所が存在するが、貫通部両端に耐火シール施工を行うことで、耐火シールではさまれる壁の厚み部分は外部にケーブルが露出せず、その長さも短いものとなる。また、万一燃焼したとしても貫通部の外部への延焼も防止できる。

第 8.3-1 図に壁・床等の貫通部対応を示す。



第 8.3-1 図 壁・床等の貫通部対応（例）

難燃性が要求されるケーブルへの対応

1. はじめに

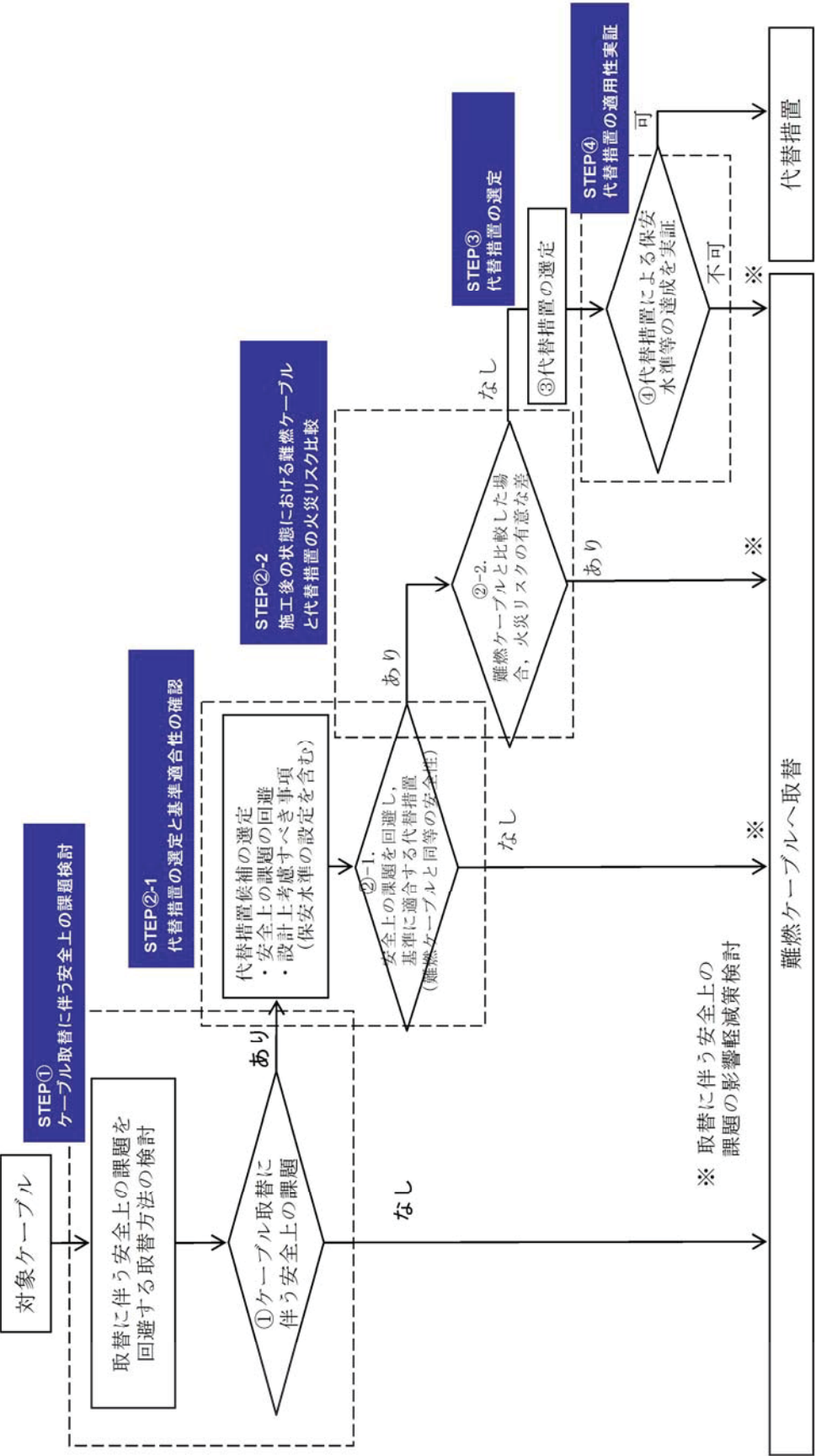
東海第二発電所に敷設されたケーブルは、発電所運転開始以降に改造工事を行った際には難燃ケーブルを採用しているものの、建設時に敷設されたケーブルは非難燃ケーブルが使用されている。このため、基準要求に適合するように非難燃ケーブルに対する設計方針を以下のとおりとする。

火災防護上重要な機器に使用している非難燃ケーブルについては、原則、難燃ケーブルに取り替える。ケーブル取替以外の措置（以下「代替措置」という。）によって、非難燃ケーブルを使用する場合は、以下の範囲に限定する。

- ① ケーブル取替に伴い安全上の課題が生じる範囲
及び
- ② 代替措置の適用により、以下の条件を満足する範囲
 - a. 安全上の課題を回避できること
 - b. 代替措置と難燃ケーブルを比較した場合に、火災リスクの有意な増加がないこと

なお、代替措置の難燃性能については、設置許可基準規則の解釈に基づき、保守的に設定した保安水準が達成できることを実証する。

第 1-1-1 図に安全機能を有するケーブルに使用する非難燃ケーブルの対応フローを示す。



第 1-1-1 図 対象ケーブル対応フロー

2. 取替範囲

現状、敷設されている非難燃ケーブルは、ケーブルトレイ又はケーブルピットにおいて延焼防止材が施工されている。一方で、ケーブル配線表により各ケーブルの始点と終点の特定は可能であるものの、始点と終点の間のケーブルは多層に敷設されたケーブル周囲に延焼防止材が施され、束となっていることから、1本ごとにケーブルを特定するためには困難性がある。その中でも高圧電力ケーブルに代表されるケーブル単体ごとに延焼防止材が施工されているものや、制御・計装ケーブルに代表される中央制御室の床下のコンクリートピット内の盤間連絡ケーブル又は電線管は、始点から終点まで敷設されているケーブルが特定可能である又は同一区画内ケーブルのみであることから、仮設ケーブルの敷設により対応が可能である。

2.1 ケーブル取替の基本的な考え方

東海第二発電所で使用するケーブルの敷設形態として、以下に大別される。

- (1) 電線管…ケーブルの始点、終点すべてを電線管で敷設される形態
- (2) コンクリートピット…ケーブルの全長をピット内に敷設される形態
- (3) ケーブルトレイ…大部分をケーブルトレイ内に敷設され、配線の途中から電線管で分岐又は合流する形態

また、ケーブルは以下に示すとおり、回路種別により4種類に区分されている。

- ・計装ケーブル
- ・制御ケーブル
- ・低圧電力ケーブル
- ・高圧電力ケーブル

ケーブル取替はこれらの敷設形態に対し、以下の観点から、電線管内、コンクリートピット内、ケーブルトレイ内（回路種別ごと）の全数のケーブル（以下「単位」という。）を取り替えるものとする。

○各敷設形態の単位で取り替えることにより、内挿されるケーブルすべてが難燃ケーブルとなり、規制要求に適合することができる。

○可燃物であるケーブルが増加しないように、回路から切離された非難燃ケーブルは撤去する。

ケーブル取替のイメージ図を第1-1-1表に示す。

第 1-1-1 表 ケーブル取替のイメージ

敷設形態	ケーブルの取替単位（取替前後のイメージ）
電線管	
コンクリート ピット	
ケーブル トレイ	

第 1-1-1 表で示したケーブル敷設形態に対し、ケーブル取替方法を検討するに当たり、ウォークダウンによりケーブル敷設状態を確認した。その結果、ケーブルトレイに関し、以下に分類される状況が確認された。

- (1) ケーブルトレイに敷設されるケーブルに関しては、壁、床貫通部の予備管路の余裕が少ない。
- (2) ケーブルトレイ内のケーブル量が多く全長に亘って敷設するトレイ内スペースが少ない。

これらの調査をもとに、以下に示す方法で検討を実施した。

2.2 取替方法検討に当たっての考慮事項

- (1) 敷設ケーブルは回路種別として 4 種類、敷設形態として 3 種類あるため、回路種別及び敷設形態の組み合わせを考慮し、取替方法を網羅的に検討する。組み合わせの方法を第 1-1-2 表に示す。
- (2) 敷設ケーブルの途中で新たに接続点を設けての取替は、接続部の劣化による電気抵抗増加による電気特性の変化が懸念されることから、現状の始点、終点間での取替を前提に検討する。

第 1-1-2 表 非難燃ケーブルの敷設形態と回路種別の組み合わせの状況

回路種別	敷設形態	ケーブルの敷設状態
高圧電力	ケーブルトレイ	単一区画内又は複数区画に跨って敷設
低圧電力	電線管	同上
	ケーブルトレイ	同上
制御	電線管	同上
	ケーブルトレイ	同上
	コンクリートピット	単一区画内で敷設
計装	電線管	単一区画内又は複数区画に跨って敷設
	ケーブルトレイ	同上
	コンクリートピット	単一区画内で敷設

2.3 安全上の課題を回避する取替方法の検討

(1) 電線管及びコンクリートピット

電線管敷設とコンクリートピット敷設は課題なく取替可能。

(2) ケーブルトレイ

既設ケーブルトレイ内で 1 本ごとにケーブルを撤去・新設する方法から検討をスタートし、検討過程で安全上の課題が抽出された場合、その課題を回避するため、別の取替方法を検討する。これらの検討を繰り返し実施。

a. 高圧電力ケーブル

既設トレイ内の既設ケーブルを撤去後、既設トレイ内に難燃ケーブルを敷設することで対応可能。

b. 低圧電力及び制御・計装ケーブル（ケーブルが複数区画に跨って敷設）

● 取替方法①【既設トレイ内既設ケーブルを撤去後、既設トレイ内に難燃ケーブルを敷設】

・敷設されているケーブル量が多く対象のケーブルを識別できないため、取替対象ケーブルを撤去（引き抜き、細断）する方法が取れない。

● 取替方法②【ケーブルトレイを新設し、新設トレイに対象ケーブルのみを新設】

・取替方法①の課題（対象のケーブルを識別できないため撤去不可能）は回避可能。

・しかしながら、本案では以下の課題あり。

➢ 建屋耐震性低下（新設トレイ敷設のための躯体開口）

➢ 可燃物量増加（既設トレイ上には既設ケーブルが残存）

- 取替方法③【ケーブルトレイを新設し、新設トレイに全ケーブルを敷設後に、既設トレイ及びケーブルを撤去】
 - ・取替方法②の課題のうち、可燃物量増加は回避可能。
 - ・しかしながら、本案では以下の課題あり。
 - 取替時に建屋耐震性低下（新設トレイ敷設のための躯体開口）
 - 取替方法④【既設トレイ内の全ケーブルを撤去し、新ケーブルを敷設】
 - ・取替方法③の課題（建屋耐震性低下）は回避可能。
 - ・しかしながら、本案では以下の課題あり取替方法として考慮しない。
 - 取替時に必要な安全機能の信頼性低下（多段積みトレイ配置であるため、高圧→低圧→制御→計装の順でケーブル及びケーブルトレイを撤去後、逆の順に計装から高圧までのケーブルトレイ及び難燃ケーブルを敷設。維持すべき安全機能の片系列の系統が一括隔離状態。隔離されていない片系列の異常時において隔離系統の短期復旧の期待不可）
 - 取替時に必要な安全機能の喪失（一部の安全機能を有するケーブルが敷設されている安全区分Ⅰ，Ⅱのケーブルトレイが交差する箇所があり、下側に敷設されている区分のトレイ内ケーブルを取り替える場合には、上側に設置されているトレイの撤去が必要となり、この間、両区分の機能が喪失
- ⇒ 安全上の課題を回避しようとしても、新たな課題が発生。

以上、取替方法に係る検討結果についてのまとめを第 1-1-3 表に示す。

第 1-1-3 表 安全上の課題を回避する取替方法の検討結果

回路種別	敷設形態	安全上の課題	対応
高圧電力	ケーブルトレイ	なし	取替え
低圧電力	電線管	なし	取替え
	ケーブルトレイ	・可燃物量の増加 ・建屋耐震性への影響	代替措置を選定し、取替に伴う安全上の課題により対応を選択
制御・計装	電線管	なし	取替え
	コンクリートピット	なし	取替え
	ケーブルトレイ	・可燃物量の増加 ・建屋耐震性への影響	代替措置を選定し、取替に伴う安全上の課題により対応を選択

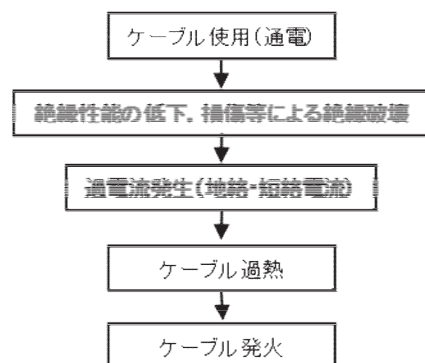
2.4 ケーブル取替の効果

a. ケーブルの発火リスク評価

ケーブルは熱等の影響により経年的に絶縁性能が低下し、絶縁破壊によりケーブルが発火に至る可能性がある（右図の発火メカニズムのとおり）。

高压電力ケーブルは第1-1-4表に示すとおり、絶縁体単位厚さに対する電圧が高いため、低压電力に比べ絶縁破壊強さ（V/mm）は小さい（ケーブル絶縁体材料が同じであり比誘電率は一律）。

【絶縁性能の低下によるケーブル発火メカニズム】



第1-1-4表 回路種別におけるケーブルの使用電圧と絶縁体厚さ

回路種別	絶縁体材料	絶縁体厚さ： t (mm)	使用電圧：V (V)	絶縁破壊強さ： V/t (V/mm)
高压電力 ケーブル最細径	架橋 ポリエチレン	4	6900	1725
低压電力 ケーブル最細径	架橋 ポリエチレン	1	480	480

そのため、発火した高压電力ケーブルによっては、低压電源系へ停電範囲が波及する。

したがって、高压電力ケーブルを未使用品に取り替えることは発火リスクの低減に寄与できる。なお、低压電力ケーブルについては、地絡・短絡に起因する過電流による発火リスクを低減するため、定期的な保守・点検により絶縁抵抗を確認し、必要によりケーブル取替を実施する。

b. 残存ケーブル撤去による可燃物低減

中央制御室床下コンクリートピット内における難燃ケーブル取替においては、使用している非難燃ケーブルの他、切離されて未使用となっているケーブルについても撤去することによって、可燃物が低減し、火災荷重を小さくする効果がある。

c. 信頼性の向上

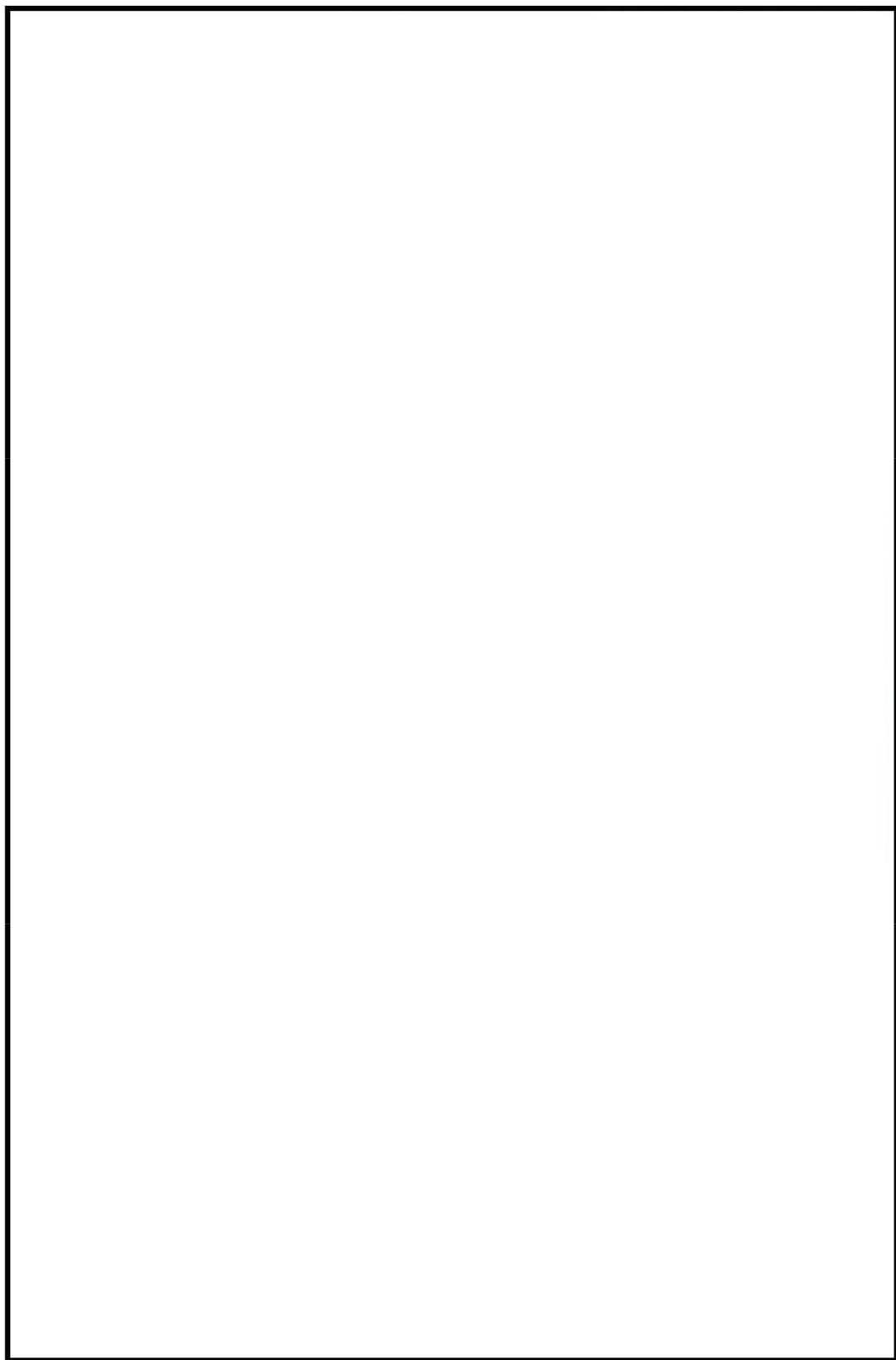
全長を電線管で配線するケーブルは重要度が高いものが多いため、ケーブル取替によって更なる信頼性向上が期待できる。

2.5 難燃ケーブルの取替範囲

ケーブル識別や 2.1 項から 2.4 項の検討結果から難燃ケーブルに取り替える範囲について以下に示す。

- (1) 電線管…ケーブルの始点，終点すべてを電線管で敷設されるケーブル
- (2) コンクリートピット…ケーブルの全長をピット内に敷設される中央制御室の制御盤間の連絡ケーブル
- (3) ケーブルトレイ…4つの回路種別のうち，高圧電力ケーブル

安全上重要な機器に使用する非難燃ケーブルについて，実際に設置される機器を例にケーブルの取替範囲を第 1-1-2 図に示す。



第 1-1-2 図 安全機能を有するポンプ 1 台に接続されるケーブルの取替範囲 (イメージ)

3. 複合体の範囲

難燃ケーブル取替に伴う、安全上の課題が生じる場合は、敷設される非難燃ケーブルについて、代替措置を施すことにより火災発生防止の対応を図る。代替措置の方法は、不燃材の防火シートにより非難燃ケーブル及びケーブルトレイを覆って複合体を形成する設計とする。

3.1 非難燃ケーブルを複合体とする範囲

ケーブルの識別や 2.1 項から 2.3 項の検討結果から複合体とするケーブルを以下に示す。

- ・ケーブルトレイ…4つの回路種別のうち、計装ケーブル、制御ケーブル、低圧電力ケーブル

難燃性が要求されるケーブルトレイへの対応を第 1-1-5 表に示す。また、安全機能を有するケーブルトレイ代替措置範囲図について第 1-1-3 図に示す。取替対象となっているケーブルの全長が電線管で配線されるものについては、エリアが広域にわたるため、電線管のみで配線される一部の区画を第 1-1-3 図で示す。

以上、難燃ケーブルの使用が要求される範囲について、難燃ケーブルに取り替えて使用する対応と非難燃ケーブルを複合体として使用する対応をケーブル長の割合として第 1-1-4 図に示す。安全機能を有する機器に使用されているケーブルの難燃割合は約 52 %（概算値）となった。なお、重大事故等対処設備の新設ケーブルを追加すると難燃割合は約 60 %（概算値）となった。

第 1-1-5 表 難燃性が要求されるケーブルへの対応 (1/5)

火災区画名称	区画番号	ケーブル 種別	取替の観点	対応方法
B2 階通路		高圧電力		
		低圧電力	ケーブルトレイ	代替措置
		制御・計装	ケーブルトレイ	代替措置
RCIC ポンプ室		高圧電力		
		低圧電力	ケーブルトレイ	代替措置
		制御・計装	ケーブルトレイ	代替措置
サンプポンプ室（東）		高圧電力		
		低圧電力	ケーブルトレイ	代替措置
		制御・計装	ケーブルトレイ	代替措置
LPCS ポンプ室		高圧電力	ケーブルトレイ	取替え
		低圧電力	ケーブルトレイ	代替措置
		制御・計装	ケーブルトレイ	代替措置
HPCS ポンプ室		高圧電力	ケーブルトレイ	取替え
		低圧電力	ケーブルトレイ	代替措置
		制御・計装	ケーブルトレイ	代替措置
サンプポンプ室（西）		高圧電力	ケーブルトレイ	取替え
		低圧電力	ケーブルトレイ	代替措置
		制御・計装	ケーブルトレイ	代替措置
RHR ポンプ B 室		高圧電力	ケーブルトレイ （電線管）	取替え
		低圧電力		
		制御・計装		

NT2 補② V-1-1-7 R1

第 1-1-5 表 難燃性が要求されるケーブルへの対応 (2/5)

火災区画名称	区画番号	ケーブル種別	取替の観点	対応方法
RHR ポンプ C 室		高圧電力	ケーブルトレイ (電線管)	取替え
		低圧電力		
		制御・計装		
RHR ポンプ A 室		高圧電力	ケーブルトレイ (電線管)	取替え
		低圧電力		
		制御・計装		
非常用ディーゼル (2C) 室		高圧電力	ケーブルトレイ	取替え
		低圧電力	ケーブルトレイ	代替措置
		制御・計装	ケーブルトレイ	代替措置
非常用ディーゼル (HPCS) 室		高圧電力	ケーブルトレイ	取替え
		低圧電力	ケーブルトレイ	代替措置
		制御・計装	ケーブルトレイ	代替措置
A 系スイッチギア室		高圧電力	ケーブルトレイ	取替え
		低圧電力	ケーブルトレイ	代替措置
		制御・計装	ケーブルトレイ	代替措置
HPCS 系スイッチギア 室		高圧電力	ケーブルトレイ	取替え
		低圧電力	ケーブルトレイ	代替措置
		制御・計装	ケーブルトレイ	代替措置
B1 階通路 (東)		高圧電力		
		低圧電力	ケーブルトレイ	代替措置
		制御・計装	ケーブルトレイ	代替措置

第 1-1-5 表 難燃性が要求されるケーブルへの対応 (3/5)

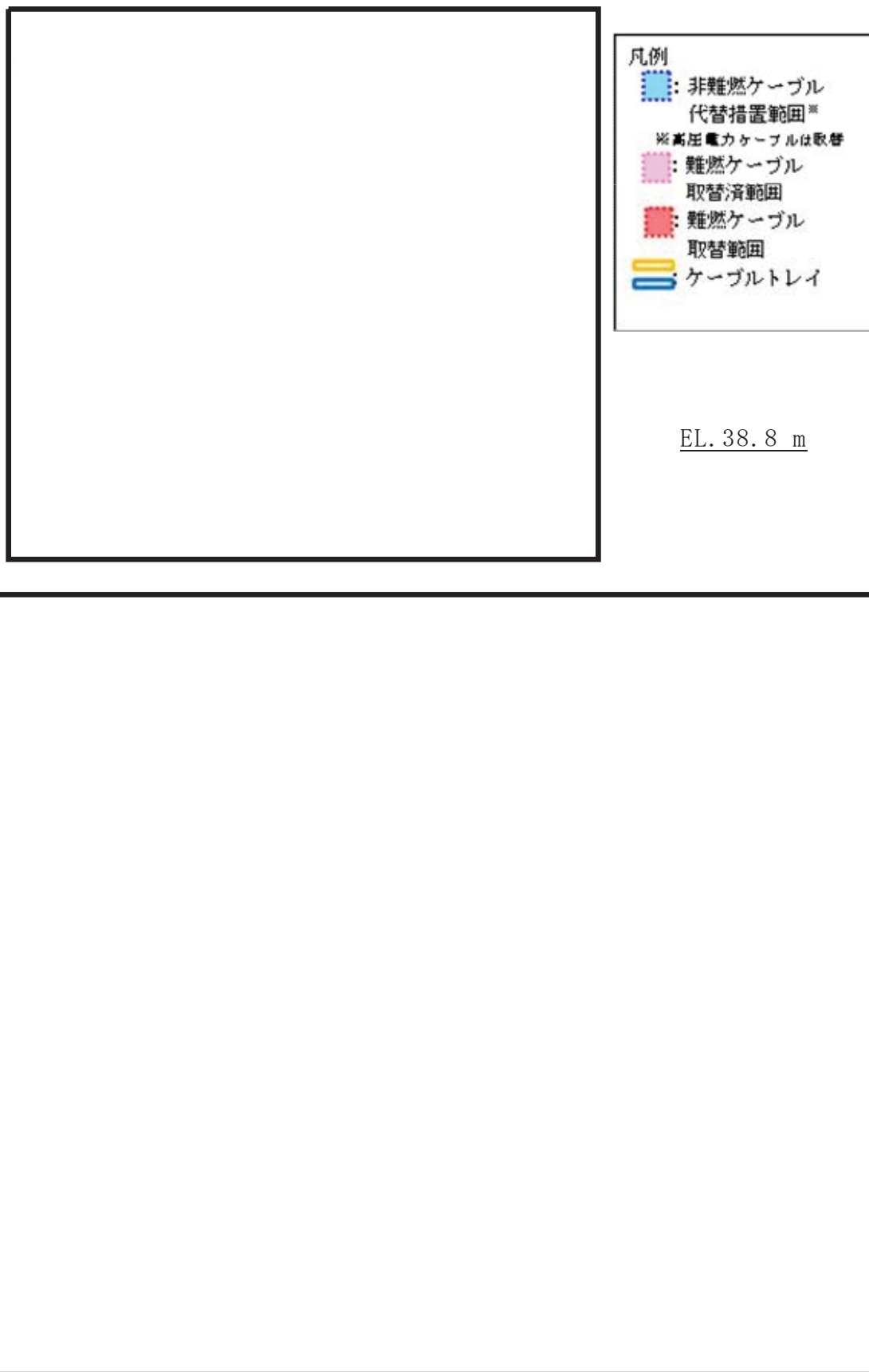
火災区画名称	区画番号	ケーブル 種別	取替の観点	対応方法
B1 階通路（西）		高圧電力	ケーブルトレイ	取替え
		低圧電力	ケーブルトレイ	代替措置
		制御・計装	ケーブルトレイ	代替措置
非常用ディーゼル （2C）室		高圧電力	ケーブルトレイ （電線管）	取替え
		低圧電力	ケーブルトレイ	代替措置
		制御・計装	ケーブルトレイ	代替措置
非常用ディーゼル （HPCS）室		高圧電力	ケーブルトレイ （電線管）	取替え
		低圧電力	ケーブルトレイ	代替措置
		制御・計装	ケーブルトレイ	代替措置
非常用ディーゼル （2D）室		高圧電力	ケーブルトレイ	取替え
		低圧電力	ケーブルトレイ	代替措置
		制御・計装	ケーブルトレイ	代替措置
B 系スイッチギア室		高圧電力	ケーブルトレイ	取替え
		低圧電力	ケーブルトレイ	代替措置
		制御・計装	ケーブルトレイ	代替措置
1 階通路（東）		高圧電力		
		低圧電力	ケーブルトレイ	代替措置
		制御・計装	ケーブルトレイ	代替措置
1 階通路（西）		高圧電力		
		低圧電力	ケーブルトレイ	代替措置
		制御・計装	ケーブルトレイ	代替措置

第 1-1-5 表 難燃性が要求されるケーブルへの対応 (4/5)

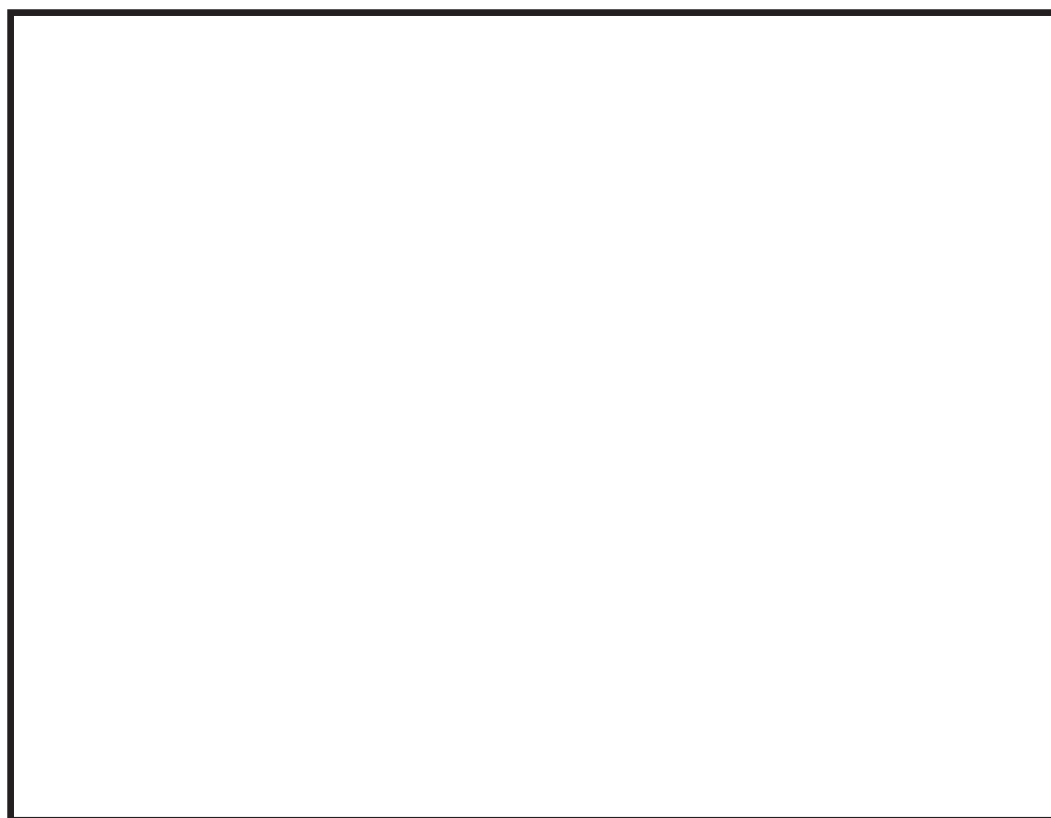
火災区画名称	区画番号	ケーブル 種別	取替の観点	対応方法
MG (A) エリア		高圧電力		
		低圧電力	ケーブルトレイ	代替措置
		制御・計装	ケーブルトレイ	代替措置
MG (B) エリア		高圧電力		
		低圧電力	ケーブルトレイ	代替措置
		制御・計装	ケーブルトレイ	代替措置
125V 充電器 2A エリア		高圧電力		
		低圧電力	ケーブルトレイ	代替措置
		制御・計装	ケーブルトレイ	代替措置
125V 充電器 2B エリア		高圧電力		
		低圧電力	ケーブルトレイ	代替措置
		制御・計装	ケーブルトレイ	代替措置
エレベータマシン室		高圧電力		
		低圧電力	ケーブルトレイ	代替措置
		制御・計装	ケーブルトレイ	代替措置
TIP ドライブメカニズ ム室		高圧電力		
		低圧電力	ケーブルトレイ	代替措置
		制御・計装	ケーブルトレイ	代替措置
2 階通路 (東)		高圧電力		
		低圧電力	ケーブルトレイ	代替措置
		制御・計装	ケーブルトレイ	代替措置

第 1-1-5 表 難燃性が要求されるケーブルへの対応 (5/5)

火災区画名称	区画番号	ケーブル 種別	取替の観点	対応方法
2 階通路（西）		高圧電力		
		低圧電力	ケーブルトレイ	代替措置
		制御・計装	ケーブルトレイ	代替措置
ケーブル処理室		高圧電力		
		低圧電力		
		制御・計装	ケーブルトレイ	代替措置
中央制御室		高圧電力		
		低圧電力		
		制御・計装	コンクリートピット	取替え
3 階通路（東）		高圧電力		
		低圧電力	ケーブルトレイ	代替措置
		制御・計装	ケーブルトレイ	代替措置
3 階通路（西）		高圧電力		
		低圧電力	ケーブルトレイ	代替措置
		制御・計装	ケーブルトレイ	代替措置
4 階通路（東）		高圧電力		
		低圧電力	ケーブルトレイ	代替措置
		制御・計装	ケーブルトレイ	代替措置
4 階通路（西）		高圧電力		
		低圧電力	ケーブルトレイ	代替措置
		制御・計装	ケーブルトレイ	代替措置
5 階通路 （エレベータ側）		高圧電力		
		低圧電力	ケーブルトレイ	代替措置
		制御・計装	ケーブルトレイ	代替措置
非常用ガス再循環系 （A）エリア		高圧電力		
		低圧電力	ケーブルトレイ	代替措置
		制御・計装	ケーブルトレイ	代替措置
非常用ガス再循環系 （B）エリア		高圧電力		
		低圧電力	ケーブルトレイ	代替措置
		制御・計装	ケーブルトレイ	代替措置
5 階通路（西）		高圧電力		
		低圧電力	ケーブルトレイ	代替措置
		制御・計装	ケーブルトレイ	代替措置



第 1-1-3 図 安全機能を有するケーブルトレイ代替措置範囲図 (1/4)



EL. 20.3 m



EL. 14.0 m

凡例

- : 非難燃ケーブル
代替措置範囲※
- ※高圧電力ケーブルは取替
- : 難燃ケーブル
取替済範囲
- : 難燃ケーブル
取替範囲
- : ケーブルトレイ

第 1-1-3 図 安全機能を有するケーブルトレイ代替措置範囲図 (2/4)



EL. 8.2 m



EL. 2.0 m

凡例

- : 非難燃ケーブル
- : 難燃ケーブル
- : 難燃ケーブル
- : ケーブルトレイ

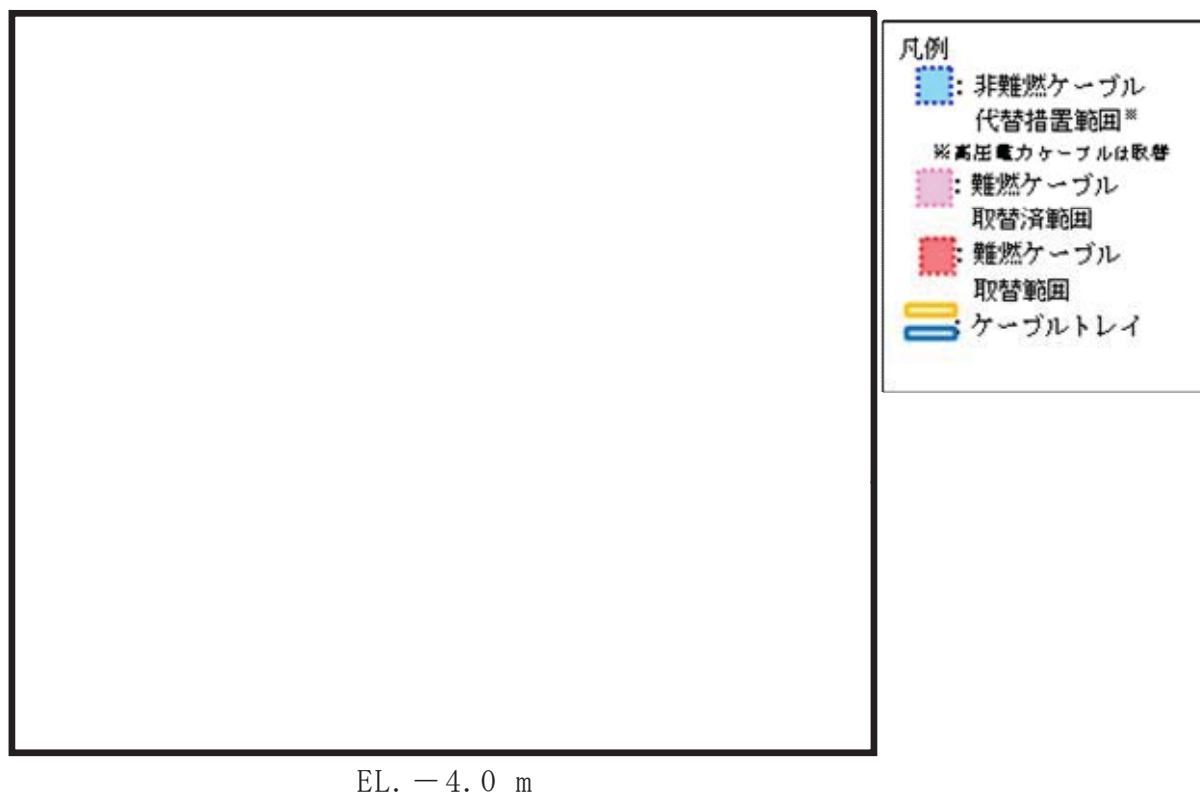
代替措置範囲※

※高圧電力ケーブルは取替

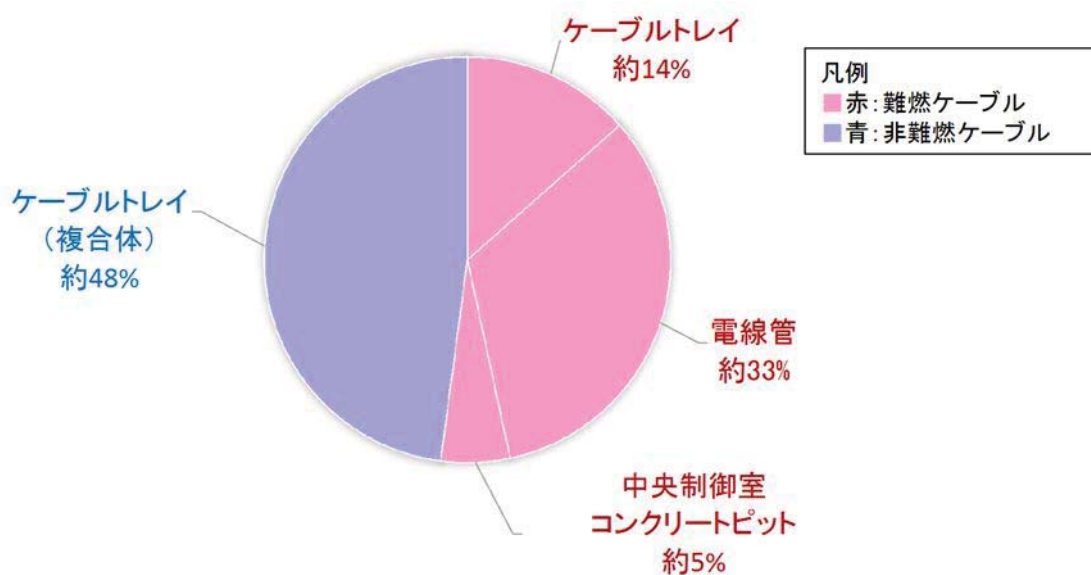
取替済範囲

取替範囲

第 1-1-3 図 安全機能を有するケーブルトレイ代替措置範囲図 (3/4)



第 1-1-3 図 安全機能を有するケーブルトレイ代替措置範囲図 (4/4)



第 1-1-4 図 難燃ケーブルと非難燃ケーブル (複合体) の長さの割合

4. 安全系ケーブルと非安全系ケーブルが同載した場合の考え方

東海第二発電所は、建設当初より安全系ケーブルと非安全系ケーブルが同一トレイ内に同載する設計となっている。同載する場合は、安全系ケーブルと同様に他の区分の安全ケーブルに影響を与えないよう系統分離する設計としているため、非安全系ケーブルによる系統分離に影響はない。

V-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. 洪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 洪水評価条件の設定	3
2.3 洪水評価及び防護設計方針	6
2.4 洪水防護に関する施設の設計方針	11
3. 適用規格	15

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、溢水防護に係る設計時に発電用原子炉施設内で発生が想定される溢水の影響を評価（以下「溢水評価」という。）し、運転状態にある場合は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。また、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」を踏まえ、溢水により発生し得る原子炉外乱及び溢水の原因となり得る原子炉外乱を抽出し、主給水流量喪失、原子炉冷却材喪失等の運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の対処に必要な機器の単一故障を考慮しても異常状態を収束できる設計とする。

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。）が発生を想定する没水、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。重大事故等対処設備については、溢水影響を受けて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給水設備（以下「設計基準事故対処設備等」という。）又は同様の機能を有する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、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又は同様の機能を有する重大事故等対処設備との位置的分散を図り、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、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及び使用済燃料プール等のスロッシングにより生じる溢水（以下「地震起因による溢水」という。）を踏まえ設

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、原子炉ウェル及びドライヤセパレータプール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(1) 没水の影響に対する評価及び防護設計方針」、「2.3.1(2) 被水の影響に対する評価及び防護設計方針」及び「2.3.1(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、サイトバンカプール、原子炉ウェル、ドライヤセパレータプール）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。

原子炉建屋原子炉棟6階については、原子炉建屋原子炉棟6階で発生した溢水が、原子炉建屋原子炉棟内の東側の区画へ流下しない設計とする。また、発生した溢水は流下開口により西側の区画へ流下する設計とする。

施設定期検査時については、使用済燃料プール、原子炉ウェル及びドライヤセパレータプールのスロッシングにより発生する溢水をそれぞれのプール等へ戻すことで、原子炉建屋原子炉棟6階よりも下層階に流下させない設計とし、原子炉建屋原子炉棟6階よりも下層階に設置される防護すべき設備がその機能を損なうおそれがない設計とする。

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、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「V-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であれば発生応力が許容応力の0.8倍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であれば発生応力が許容応力の0.4倍を超え0.8倍以下であれば「貫通クラック」による溢水を想定した評価とし、0.4倍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。

具体的には、高エネルギー配管のうち、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である原子炉隔離時冷却系蒸気配管及び原子炉建屋廃棄物処理棟の所内蒸気配管の一般部（1Bを超える。）は、発生応力が許容応力の0.8倍以下を確保する設計とし、「貫通クラック」による溢水を想定した評価とする。破損を想定しない低エネルギー配管は発生応力が許容応力の0.4倍以下を確保する設計とする。

発生応力と許容応力の比較により破損形状の想定を行う原子炉隔離時冷却系蒸気配管及び原子炉建屋廃棄物処理棟の所内蒸気配管の一般部（1Bを超える。）及び破損を想定しない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、残留熱除去系海水系、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系）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系統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「V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」の「2.3 環境条件等」に示す。また、格納容器スプレイ系統は、作動信号系の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、流体を内包することで溢水源となり得る機器のうち、基準地震動 S_0 による地震力により破損するおそれがある機器からの漏水及び使

用済燃料プールのスロッシングによる漏水を溢水源として設定する。施設定期検査中においては、使用済燃料プール、原子炉ウェル及びドライヤセパレータプールのスロッシングによる漏水を溢水源として設定する。廃棄物処理建屋においては、耐震重要度分類に応じた要求される地震力によるサイトバンカプールのスロッシングによる漏水を溢水源として設定する。

その際、配管については破断形状として完全全周破断を考慮した溢水流量、容器については全保有水量の流出を考慮する。使用済燃料プール、原子炉ウェル及びドライヤセパレータプール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_0 により生じるスロッシングにてプール外へ漏えいする溢水量を考慮する。耐震 S クラス機器については、基準地震動 S_0 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 、 C クラス機器のうち、耐震対策工事の実施あるいは設計上の裕度の考慮により、基準地震動 S_0 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。

溢水量の設定において、隔離による漏えい停止を期待する場合には、漏えい停止までの適切な隔離時間を考慮し、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。

溢水量の算出に当たっては、配管の保有水量に10 %の保守性を考慮した設計とする。

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を伴う漏えい等の地震以外の自然現象により発生する溢水及び機器の誤作動等による漏えい事象を想定し、これらの溢水についても防護すべき設備が溢水の影響を受けて要求される機能を損なうおそれがない設計とする。

溢水源及び溢水量の設定の具体的な内容を添付書類「V-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すべ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。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。また、壁貫通部止水処置は、火災により機能を損なうおそれがない設計とする。

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。

また、原子炉建屋原子炉棟6階については、大物機器搬入口開口部及び燃料輸送容器搬出口開口部に関して、キャスク搬出入時における原子炉建屋原子炉棟溢水拡大防止堰6-4（鋼板部）の取り外し、並びに原子炉建屋原子炉棟6階の残留熱除去系A系及びB系の熱交換器ハッチ開口部に関して、ハッチを開放する前には原子炉建屋原子炉棟止水板6-1及び原子炉建屋原子炉棟止水板6-2の設置並びにその他の流下経路（床ファンネル及び流下開口）の閉止措置を行い、溢水が下層階へ流下することを防止する設計とする。また、この堰、止水板の設置及び流下経路の閉止措置に係る運用は保安規定に定めて管理する。

現場操作が必要な設備へのアクセス通路について、最終的な滞留水位が200 mmより高くなる区画には想定される水位に応じて必要な高さの歩廊を設置し、アクセスに影響のない措置を講じる。

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「V-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100 mm以上の裕度を確保する設計とする。

さらに、区画の床勾配による床面高さのばらつきを考慮し、評価に用いる溢水水位に一律100 mmの裕度を確保する設計とする。

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、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。

重大事故等対処設備については、溢水水位を踏まえた位置に設置又は保管することで、没水影響により設計基準事故対処設備等又は同様の機能を有する重大事故等対処設備と同時に機能喪失しない設計とする。

使用済燃料プールの水位及び温度の監視に必要な設備は、使用済燃料プールのスロッシング等により一時的に水没するおそれがあることから、没水に対して機能喪失しない設計とする。

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（ハロゲン化物消火設備による消火、二酸化炭素自動消火設備による消火、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は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「V-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若しくは天井面の開口部又は貫通部からの被水の影響により、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ことを評価する。

防護すべき設備は、浸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、機能を損なうおそれがない配置設計又は被水の影響が発生しないよう当該設備が設置される溢水防護区画において水消火を行わない消火手段（ハロゲン化物消火設備による消火、二酸化炭素自動消火設備による消火、消火器による消火）を採用する設計とする。

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管規定に定めて管理する。

重大事故等対処設備については、位置的分散により、被水影響により設計基準事故対処設備等又は同様の機能を有する重大事故等対処設備と同時に機能喪失し

ない設計とする。

被水影響評価の具体的な内容を添付書類「V-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漏えい蒸気，区画間を拡散する漏えい蒸気及び破損想定箇所近傍での漏えい蒸気の直接噴出による影響を，建設時の蒸気漏えい発生時の環境条件を基に設定した条件，設定した空調条件及び解析区画条件により評価し，防護すべき設備が蒸気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。

漏えい蒸気による影響が蒸気曝露試験又は机上評価により設備の健全性が確認されている条件を超え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場合並びに躯体形状の変更等により解析区画条件が建設時の蒸気漏えい発生時の環境条件を基に設定した条件を超えるおそれがある場合には，漏えい蒸気影響を緩和するための対策を実施する。

蒸気影響評価において期待する溢水防護対策を以下に示す。

漏えい蒸気影響を緩和するために，蒸気漏えいを早期自動検知し，直ちに自動隔離を行うために，自動検知・遠隔隔離システム（温度検出器，蒸気遮断弁，検知制御・監視盤）を設置する。蒸気遮断弁は，所内蒸気系統に設置し隔離信号発信後□秒以内に自動隔離する設計とする。蒸気の漏えいの自動検知及び自動遠隔隔離だけでは解析区画条件が建設時の蒸気漏えい発生時の環境条件を基に設定した条件を超えるおそれがある配管破断想定箇所には，防護カバーを設置し，防護カバーと配管のすき間（両側合計□mm以下）を設定することで漏えい蒸気影響を緩和する。なお，微小な蒸気漏えい等により温度検出器を設置した区画内の温度が自動検知・遠隔隔離システムの作動に必要となる温度まで到達せず，自動検知・遠隔隔離システムが作動しない場合を考慮し，手動にて隔離を行うことを保安規定に定め管理する。

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外側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。

重大事故等対処設備については、位置的分散により、蒸気影響により設計基準事故対処設備等又は同様の機能を有する重大事故等対処設備と同時に機能喪失しない設計とする。

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「V-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。

原子炉建屋外側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「V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」に示す。

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

使用済燃料プールに関しては、発生を想定する溢水の影響を受けても、使用済燃料プール冷却系統及び給水系統に要求される機能が損なわれるおそれがないことを評価する。具体的には、基準地震動 S_0 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水位が、使用済燃料プールの冷却機能（水温 65°C 以下）の維持に必要な水位（サージタンクに流入するオーバーフローラインの下端位置以上）及び保安規定で定めた管理区域内における特別措置を講じる基準である線量率（ $\leq 1.0 \text{ mSv/h}$ ）を満足する水位を上回ることを評価する。

また、スロッシングによる溢水（その他機器の地震起因による溢水を含む。）の影響を受けて、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の維持に必要な機器が要求される機能を損なうおそれがあることを評価する。

防護すべき設備が溢水により要求される機能を損なう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。

使用済燃料プール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_0 による地震力によって生じるスロッシング現象をスロッシング後の使用済燃料プール水位及び使用済燃料プール外へ漏えいする水量がそれぞれ保守的になるよう設定した評価条件で3次元流動解析により評価する。

施設定期検査時においては、スロッシングによる溢水が使用済燃料プール、原子炉ウェル及びドライヤセパレータプールへ戻ることを踏まえ、スロッシング後にも使用済燃料プールの適切な水温及び遮蔽水位を維持できる設計とする。なお、プール等周りの縁石には、スロッシングによる溢水がプール等へ戻りやすくなるよう切欠きを設置する。

スロッシングによる溢水がプール等へ戻る際のプール内への異物落下防止措置及び異物による切欠きの閉塞防止措置について、保安規定に定めて管理する。

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「V-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

防護すべき設備を内包する建屋及びエリアにおいて、建屋外及びエリア外で発生を想定する溢水である循環水管の伸縮継手の破損による溢水、屋外タンクで発生を想定する溢水、地下水等が、建屋内及びエリア内に流入するおそれがある場合には、壁、扉、蓋の設置及び貫通部止水処置を実施することで建屋内及びエリア内への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、建屋外及びエリア外で発生する溢水量の低減対策として以下に期待する。

海水ポンプエリア外及びタービン建屋内における循環水管の伸縮継手の破損箇所からの溢水を早期に自動検知し、隔離（地震起因による伸縮継手の破損の場合は自動隔離、それ以外は中央制御室からの遠隔手動隔離）を行うために、循環水系隔離システム（漏えい検知器、循環水ポンプ出口弁、復水器水室出入口弁、検知制御盤及び検知監視盤等）を設置する。隔離信号発信後 \square 分以内に循環水ポンプ、循環水ポンプ出口弁及び復水器水室出入口弁を自動隔離する設計とする。さらに、海水ポンプエリア外の循環水管については、伸縮継手を可撓継手構造とし、継手部のすき間（合計 \square mm以下）を設定する設計とすることで、破損箇所からの溢水量を低減する設計とする。

地下水については、地震時の排水ポンプの停止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建屋外及びエリア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「V-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、サイトバンカプール、原子炉ウェル、ドライヤセパレータプール）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、溢水水位に対して原則200 mm以上の裕度を確保する設計とする。具体的には、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とともに、区画の床勾配による床面高さのばらつきを考慮し、溢水水位に原則100 mm以上の裕度を確保する。ただし、溢水水位が低い場合や溢水防護対策の設置位置が床勾配の上端部であることが明らかな位置にある場合には、適切な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「V-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「V-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

原子炉建屋原子炉棟内で発生を想定する溢水が、溢水防護区画へ伝播しない設計とするために、止水性を有する残留熱除去系A系ポンプ室水密扉、原子炉隔離時冷却系室北側水密扉、原子炉隔離時冷却系室南側水密扉及び高圧炉心スプレイ系ポンプ室水密扉を設置する。

また、屋外で発生を想定する溢水が、溢水防護区画内（常設代替高圧電源装置用カルバート内）へ伝播しない設計とするために、止水性を有する常設代替高圧

電源装置用カルバート原子炉建屋側水密扉（浸水防止設備と兼用）を設置する。

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、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。

(2) 浸水防止蓋，水密ハッチ（浸水防止設備と兼用）

屋外で発生を想定する溢水が、溢水防護区画を内包する建屋へ伝播しない設計とするために、止水性を有する海水ポンプ室ケーブル点検口浸水防止蓋，緊急用海水ポンプ点検用開口部浸水防止蓋，緊急用海水ポンプ室人員用開口部浸水防止蓋，格納容器圧力逃がし装置格納槽点検用水密ハッチ，常設低圧代替注水系格納槽点検用水密ハッチ及び常設低圧代替注水系格納槽可搬型ポンプ用水密ハッチを設置する。

浸水防止蓋及び水密ハッチは、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) 溢水拡大防止堰，止水板

原子炉建屋原子炉棟及び原子炉建屋附属棟で発生を想定する溢水が、原子炉建屋原子炉棟内及び原子炉建屋附属棟内の区画間を伝播しない設計及び防護すべき設備の没水影響を防止する設計とするために、原子炉建屋原子炉棟溢水拡大防止堰B1-1からB1-4，原子炉建屋原子炉棟溢水拡大防止堰1-1から1-3，原子炉建屋原子炉棟溢水拡大防止堰2-1から2-2，原子炉建屋原子炉棟溢水拡大防止堰3-1から3-2，原子炉建屋原子炉棟溢水拡大防止堰4-1，原子炉建屋原子炉棟溢水拡大防止堰5-1から5-2，原子炉建屋原子炉棟溢水拡大防止堰6-1から6-5，原子炉建屋附属棟溢水拡大防止堰，原子炉建屋原子炉棟止水板B2-1からB2-3，原子炉建屋原子炉棟止水板B1-1からB1-3，原子炉建屋原子炉棟止水板2-1，原子炉建屋原子炉棟止水板3-1から3-7，原子炉建屋原子炉棟止水板4-1から4-5，原子炉建屋原子炉棟止水板5-1，原子炉建屋原子炉棟止水板6-1及び原子炉建屋原子炉棟止水板6-2を設置する。

溢水拡大防止堰及び止水板は、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。

(4) 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、原子炉建屋廃棄物処理棟管理区域伝播防止堰1-1から1-2、タービン建屋管理区域外伝播防止堰1-1から1-4を設置する。また、放射性廃棄物の廃棄施設におけるキャスク搬出入用出入口、サイトバンカトラックエリア出入口、廃棄物処理建屋機器搬出入用出入口、雑固体ドラム搬出入用出入口、ドラム搬入室出入口、廃棄物処理建屋出入口及び焼却設備機器搬出入用出入口も管理区域外伝播防止堰として兼用する。

管理区域外伝播防止堰のうち耐震設計上の重要度分類がC-2クラスの堰は、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、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。上記以外の管理区域伝播防止堰については、地震時及び地震後において、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

原子炉建屋原子炉棟内で滞留する溢水が、床ドレンラインを介して原子炉建屋原子炉棟内の溢水防護区画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、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。

(6) 貫通部止水処置（浸水防止設備と一部兼用）

以下の設計のため、貫通部止水処置を実施する。

- ・防護すべき設備を内包する建屋外及びエリア外にて発生を想定する溢水が、溢水防護区画へ伝播しない設計とするため。
- ・原子炉建屋原子炉棟内で発生を想定する溢水により、防護すべき設備の機能を損なうおそれがない設計とするため。
- ・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。

これらの貫通部止水処置は、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。

(7) 循環水系隔離システム

タービン建屋復水器エリア及び海水ポンプ室循環水ポンプ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（地震起因による伸縮継手の破損の場合は自動隔離、それ以外は中央制御室からの遠隔手動隔離）を行うために、循環水系隔離システム（漏えい検知器、循環水ポンプ出口弁、復水器水室出入口弁、検知制御盤及び検知監視盤等）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) 循環水管可撓継手

海水ポンプ室循環水ポンプエリア内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、伸縮継手を可撓継手構造に取替える。継手部のすき間寸法を管理し、溢水流量を制限することで溢水量を低減する設計とする。

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) 自動検知・遠隔隔離システム

配管の想定破損による漏えい蒸気の影響を緩和するために、蒸気漏えいを早期自動検知し、直ちに自動隔離を行うために、自動検知・遠隔隔離システム（温度検出器、蒸気遮断弁、検知制御・監視盤）を設置する。

(2) 防護カバー

配管の想定破損によ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、配管破断想定箇所に防護カバーを設置する。防護カバーと配管とのすき間寸法を管理し、漏えい蒸気流量を制限することで蒸気影響を緩和する設計とする。

防護カバーは配管からの蒸気の噴出による荷重により防護カバーの各構成部材に発生する応力に対して、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。

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、十分な構造強度を有し、上位クラス施設に対して波及的影響を及ぼすおそれのない設計とする。

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 4601-1987）
- ・ 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 4601・補-1984）
- ・ 原子力発電所配管破損防護設計技術指針（J E A G 4613-1998）
- ・ 原子力発電所の火災防護指針（J E A G 4607-2010）
- ・ 原子力発電所耐震設計技術指針（J E A G 4601-1991 追補版）
- ・ 電気機械器具の外郭による保護等級（I P コード）（J I S C 0920-2003）
- ・ ステンレス鋼棒（J I S G 4303-2012）
- ・ 熱間圧延ステンレス鋼板及び鋼帯（J I S G 4304-2012）
- ・ 熱間成形ステンレス鋼形鋼（J I S G 4317-2013）
- ・ 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 日本建築学会 1991年
- ・ 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

V-1-1-8-2 防護すべき設備の設定

目次

1. 概要	1
2. 防護すべき設備の設定	1
2.1 防護すべき設備の設定方針	1
2.2 防護対象設備の抽出	1
2.3 防護すべき設備のうち評価対象の選定について	3

1. 概要

本資料は、技術基準規則第12条、第54条及びその解釈並びに評価ガイドを踏まえて、発電用原子炉施設内で発生を想定する洪水の影響から防護すべき設備の設定の考え方を説明するものである。

2. 防護すべき設備の設定

2.1 防護すべき設備の設定方針

洪水から防護すべき設備として、「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」における分類のクラス1, クラス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, 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維持するために必要な設備並びに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するために必要な設備である洪水防護対象設備を設定する。

また, 重大事故等対処設備についても洪水から防護すべき設備として設定する。

2.2 防護すべき設備の抽出

防護すべき設備のうち, 洪水防護対象設備の具体的な抽出の考え方を以下に示す。

洪水によってその安全機能が損なわれないことを確認する必要がある施設を, 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（以下「重要度分類審査指針」という。）における分類のクラス1, クラス2及びクラス3に属する構築物, 系統及び機器とする。

この中から, 洪水防護上必要な機能を有する構築物, 系統及び機器を選定する。

具体的には, 運転状態にある場合には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, 停止状態にある場合は引き続きその状態を維持するため及び使用済燃料プールの冷却機能及び給水機能を維持するために必要となる, 重要度分類審査指針における分類のクラス1, クラス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, 系統及び機器を抽出する。

以上を踏まえ, 防護すべき設備のうち洪水防護対象設備として, 重要度の特に高い安全機能を有する構築物, 系統及び機器並びに使用済燃料プールの冷却機能及び給水機能を維持するために必要な構築物, 系統及び機器を抽出する。

(1) 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

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として, 運転状態にある場合は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に必要な設備、また、停止状態にある場合は引き続きその状態を維持するために必要な設備を溢水防護対象設備として抽出する。重要度の特に高い安全機能を有する系統・設備を表2-1に示す。

また「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」を参考に、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故のうち、溢水により発生し得る原子炉外乱及び溢水の原因となり得る原子炉外乱を抽出し、その対処に必要な系統を抽出する。結果として、原子炉冷却材喪失（LOCA）や主蒸気管破断といった溢水源となり得る事象も抽出される。

原子炉外乱としては、以下の溢水により発生し得る原子炉外乱及び溢水の原因となり得る原子炉外乱を考慮する。地震に対しては溢水だけではなく、地震に起因する外乱（給水流量の全喪失、外部電源喪失等）も考慮する。

- ・ 想定破損による溢水（単一機器の破損を想定）
- ・ 消火水の放水による溢水（単一の溢水源を想定）
- ・ 地震起因による溢水

溢水評価上想定する起因事象として抽出する運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を表2-2及び表2-3に、溢水評価上想定する事象とその対処系統を表2-4に示す。なお、抽出に当たっては溢水事象となり得る事故事象も評価対象とする。

(2) 使用済燃料プールの冷却及び給水機能維持に必要な設備

使用済燃料プールを保安規定で定められた水温（65℃以下）に維持するため、使用済燃料プールの冷却系統の機能維持に必要な設備を抽出する。

使用済燃料プールの放射線を遮蔽するための水量を確保するため、使用済燃料プールへの給水系統の機能維持に必要な設備を表2-5のとおり抽出する。

具体的には、燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系を抽出する。

また、使用済燃料プールの水位及び温度の監視計器については、重要度分類指針における分類のクラス3に属する機器であるが、使用済燃料プールの状態を直接的に把握することができることから、異常事態発生時の円滑な対応に必要な設備であるため抽出する。

なお、「使用済燃料プール水位・温度（S A広域）」については、重大事故等対処設備であるが、使用済燃料プールのスロッシング発生時の水位監視に必要な設備であるため、水位監視機能を設計基準対象設備として設定し、溢水防護対象設備として抽出する。

2.3 防護すべき設備のうち評価対象の選定について

抽出された防護すべき設備について，表2-6「溢水影響評価対象外とする防護すべき設備の考え方」に基づき，具体的に溢水評価が必要となる溢水防護対象設備及び重大事故等対処設備を選定した。その結果を表2-7及び表2-8に示すとともに溢水防護区画を図2-1に示す。

表 2-1 重要度の特に高い安全機能と系統・機器 (1/2)

その機能を有する複数の系統があり、それぞれの系統について多重性又は多様性を要求する安全機能	系統・機器	重要度分類
原子炉の緊急停止機能	制御棒及び制御棒駆動系	MS-1
未臨界維持機能	制御棒及び制御棒駆動系 ほう酸水注入系	MS-1
原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	逃がし安全弁 (安全弁としての開機能)	MS-1
原子炉停止後における除熱のための		
崩壊熱除去機能	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系)	MS-1
注水機能	原子炉隔離時冷却系 高压炉心スプレイ系	MS-1
圧力逃がし機能	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)	MS-1
事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための		
原子炉内高压時における注水機能	原子炉隔離時冷却系 高压炉心スプレイ系 自動減圧系	MS-1
原子炉内低压時における注水機能	低压炉心スプレイ系 残留熱除去系 (低压注水系) 高压炉心スプレイ系	MS-1
格納容器内又は放射性物質が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	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系	MS-1
格納容器の冷却機能	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系)	MS-1
格納容器内の可燃性ガス制御機能	可燃性ガス濃度制御系	MS-1
非常用交流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能	非常用所内電源系 (交流)	MS-1
非常用直流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能	非常用所内電源系 (直流)	MS-1
非常用の交流電源機能	非常用所内電源系 (非常用ディーゼル発電機含む)	MS-1
非常用の直流電源機能	直流電源系	MS-1
非常用の計測制御用直流電源機能	計測制御用電源設備	MS-1
補機冷却機能	残留熱除去系海水系、非常用ディーゼル発電機海水系及び高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系	MS-1
冷却用海水供給機能		MS-1
原子炉制御室非常用換気空調機能	中央制御室換気系	MS-1

表 2-1 重要度の特に高い安全機能と系統・機器 (2/2)

その機能を有する複数の系統があり、それぞれの系統について多重性又は多様性を要求する安全機能	系統・機能	重要度分類
圧縮空気供給機能	逃がし安全弁 自動減圧機能及び主蒸気隔離弁 のアクチュレータ	MS-1
原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の隔離機能	原子炉冷却材圧力バウンダリ隔離弁	MS-1
原子炉格納容器バウンダリを構成する配管の隔離機能	原子炉格納容器バウンダリ隔離弁	MS-1
原子炉停止系に対する作動信号（常用系として作動させるものを除く）の発生機能	原子炉保護系（スクラム機能）	MS-1
工学的安全施設に分類される機器若しくは系統に対する作動信号の発生機能	工学的安全施設作動系 ・非常用炉心冷却系作動の安全保護回路 ・原子炉格納容器隔離の安全保護回路 ・原子炉建屋ガス処理系作動の安全保護回路 ・主蒸気隔離の安全保護回路	MS-1
事故時の原子炉の停止状態の把握機能	計測制御装置 ・中性子束（起動領域計装）	MS-2
事故時の炉心冷却状態の把握機能	計測制御装置及び放射線監視装置 原子炉圧力及び原子炉水位 原子炉格納容器圧力	MS-2
事故時の放射能閉じ込め状態の把握機能	計測制御装置及び放射線監視装置 原子炉格納容器圧力 格納容器エリア放射線量率及びサプレッション・プール水温度	MS-2
事故時のプラント操作のための情報の把握機能	計測制御装置 原子炉圧力 原子炉水位（広帯域、燃料域） 原子炉格納容器圧力 サプレッション・プール水温度 原子炉格納容器水素濃度及び原子炉格納容器酸素濃度	MS-2
	主排気筒放射線モニタ 気体廃棄物処理系設備エリア排気放射線モニタ	MS-3

表2-2 溢水評価上想定する起因事象の抽出
(運転時の異常な過渡変化)

起因事象	考慮要否 要：○ 否：－	スクリーンアウトする理由
原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	○	
出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	○	
原子炉冷却材流量の部分喪失	－	再循環系ポンプ 1 台がトリップし，原子炉出力は低下し整定する。このように，本事象では対処設備は不要であるため，溢水評価上考慮不要。
原子炉冷却材系の停止ループの誤起動	－	停止ループの低温の冷却材が炉心に注入され，炉心に正の反応度が添加された後の反応度フィードバック効果により原子炉出力は低下し整定する。 このように，本事象では対処設備は不要であるため，溢水評価上考慮不要。
外部電源喪失	○	
給水加熱喪失	○	
原子炉冷却材流量制御系の誤動作	○	
負荷の喪失	○	
主蒸気隔離弁の誤閉止	○	
給水制御系の故障	○	
原子炉圧力制御系の故障	○	
給水流量の全喪失	○	

表2-3 溢水評価上想定する起因事象の抽出
(設計基準事故)

起因事象	考慮要否 要：○ 否：－	スクリーンアウトする理由
原子炉冷却材喪失（LOCA）	○*	
原子炉冷却材流量の喪失	○	
原子炉冷却材ポンプの軸固着	－	溢水の発生によって原子炉冷却材ポンプの回転軸は固着しない。
制御棒落下	－	溢水の発生によって制御棒落下は発生しない。
放射性気体廃棄物処理施設の破損	－	本事象の発生によって原子炉に外乱は発生しない。
主蒸気管破断	○*	
燃料集合体の落下	－	溢水の影響により燃料集合体は落下しない。
可燃性ガスの発生	○	原子炉冷却材喪失に包含される。
動荷重の発生	○	原子炉冷却材喪失に包含される。

注記 *：溢水の原因となり得る事象であるため、対策として考慮する。なお、原子炉格納容器外での溢水が想定される「主給水管破断」及び「主蒸気管破断」については、「想定破損による没水影響評価」において想定破損による没水評価を実施し、結果として防護対象設備が機能喪失しないことを確認している。

表2-4 溢水評価上想定する事象とその対処系統

	溢水評価上 想定する事象	左記事象に対する 対処機能	対処系統*
運 転 時 の 異 常 な 過 渡 変 化	「原子炉起動時における 制御棒の異常な引き抜き」 「出力運転中の制御棒の 異常な引き抜き」 「外部電源喪失」 「給水加熱喪失」 「給水制御系の故障」 「給水流量の全喪失」 「負荷の喪失」 「主蒸気隔離弁の誤閉止」 「原子炉圧力制御系の故 障」 「原子炉冷却材流量制御 系の誤動作」	・原子炉の緊急停止 ・工学的安全施設及び原 炉停止系への作動信号 の発生 ・原子炉圧力の上昇の緩和 ・出力上昇の抑制	・制御棒及び制御棒駆動 系（スクラム機能） ・安全保護系 ・逃がし安全弁（逃がし弁 機能）
設 計 基 準 事 故	「原子炉冷却材喪失」 「原子炉冷却材流量の喪 失」 「主蒸気管破断」	上記機能に加え ・原子炉冷却材圧力バウ ンダリの過圧防止 ・原子炉停止後の除熱 ・炉心冷却 ・放射性物質の閉じ込め ・安全上特に重要な関連機 能	上記機能に加え ・逃がし安全弁（安全弁と しての開機能） ・残留熱除去系 ・原子炉隔離時冷却系 ・低圧注水系 ・低圧炉心スプレイ系 ・高圧炉心スプレイ系 ・自動減圧系 ・格納容器 ・格納容器隔離弁 ・格納容器冷却系 ・非常用電源系 ・非常用ガス処理系 ・非常用ガス再循環系 ・可燃性ガス濃度制御系

注記 *：上記系統に係る間接系についても防護対象設備として抽出する。

表 2-5 燃料プール冷却及びプールへの給水機能を有する系統・機器

その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能	系統・機器	重要度分類
燃料プール冷却機能	燃料プール冷却浄化系 残留熱除去系	PS-3
燃料プールへの給水機能	残留熱除去系	MS-2

表2-6 溢水影響評価対象外とする防護すべき設備の考え方

各ステップの項目	理由
① 溢水により機能を喪失しない。	容器，熱交換器，ろ過脱塩器，フィルタ，安全弁，逆止弁，配管等の静的機器は，構造が単純で外部からの動力の供給を必要としないことから，溢水により機能喪失はしない。
② PCV 内耐環境仕様の設備である。	PCV 内設備のうち，温度・圧力条件及び溢水影響を考慮した耐環境仕様の設備は，溢水により機能喪失しない。 なお，対象設備が耐環境仕様であることの確認は，メーカー試験等で行った事故時の環境条件を模擬した試験結果を確認することにより行う。
③ 動作機能の喪失により安全機能に影響しない。*	機能要求のない電動弁及び状態が変わらず安全機能に影響しない電動弁等は，機能喪失しても安全機能に影響しない。
④ 他の設備で代替できる。	他の設備により要求機能が代替できる設備は，機能喪失しても安全機能に影響しない。

注記 *：フェイルセーフ設計となっている機器であっても，電磁弁，空気作動弁については，溢水による誤動作等防止の観点から安全側に防護対象設備に分類。

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (1/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
制御棒駆動系	水圧制御ユニット（東側） （水圧制御ユニットアキュムレータ，水圧制御ユニット窒素容器，スクラム弁（C12-126，C12-127）含む）		原子炉建屋	
制御棒駆動系	水圧制御ユニット（西側） （水圧制御ユニットアキュムレータ，水圧制御ユニット窒素容器，スクラム弁（C12-126，C12-127）含む）		原子炉建屋	
エリア放射線モニタ系	燃料取替フロア 燃料プール（検出器）（RE-D21-NS03）		原子炉建屋	
エリア放射線モニタ系	燃料取替フロア 燃料プール（現場監視ユニット）（RIA-D21-NS03）		原子炉建屋	
格納容器雰囲気監視系	格納容器雰囲気モニタヒータ電源盤（B）（LCP-188B）		原子炉建屋	
格納容器雰囲気監視系	CAMS（B）系 ヒータ電源用変圧器		原子炉建屋	
格納容器雰囲気監視系	CAMS モニタラック（B）（D23-P001B）		原子炉建屋	
格納容器雰囲気監視系	CAMS 校正用計器ラック（B）（D23-P002B）		原子炉建屋	
格納容器雰囲気監視系	CAMS 校正用ボンベラック（B）（D23-P003B）		原子炉建屋	
格納容器雰囲気監視系	CAMS（A）ドライウェル計装入口隔離弁（D23-F001A（M0））		原子炉建屋	
格納容器雰囲気監視系	CAMS（A）ドライウェル計装出口隔離弁（D23-F002A（M0））		原子炉建屋	

注記 *：溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (2/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
格納容器 雰囲気監視系	CAMS (A) サプレッションプール計装入口 隔離弁 (D23-F003A(M0))		原子炉建屋	
格納容器 雰囲気監視系	格納容器雰囲気モニタヒータ電源盤 (A) (LCP-188A)		原子炉建屋	
格納容器 雰囲気監視系	CAMS (A) 系 ヒータ電源用変圧器		原子炉建屋	
格納容器 雰囲気監視系	CAMS (B) ドライウェル計装入口隔離弁 (D23-F001B(M0))		原子炉建屋	
格納容器 雰囲気監視系	CAMS (B) ドライウェル計装出口隔離弁 (D23-F002B(M0))		原子炉建屋	
格納容器 雰囲気監視系	CAMS (B) サプレッションプール計装入口 隔離弁 (D23-F003B(M0))		原子炉建屋	
格納容器 雰囲気監視系	CAMS (B) サプレッションプール計装ドレ ン出口隔離弁 (D23-F004B(M0))		原子炉建屋	
格納容器 雰囲気監視系	CAMS モニタラック (A) (D23-P001A)		原子炉建屋	
格納容器 雰囲気監視系	CAMS 校正用計器ラック (A) (D23-P002A)		原子炉建屋	
格納容器 雰囲気監視系	CAMS 校正用ボンベラック (A) (D23-P003A)		原子炉建屋	
格納容器 雰囲気監視系	ドライウェル圧力 (伝送器) (PT-D23-N004A)		原子炉建屋	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (3/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
格納容器 雰囲気監視系	ドライウエル圧力（伝送器） （PT-D23-N004B）		原子炉建屋	
格納容器 雰囲気監視系	CAMS (A) プレッションプール計装ドレン 出口隔離弁（D23-F004A (M0)）		原子炉建屋	
格納容器 雰囲気監視系	CAMS (A) 冷却水入口弁（RHRS (A) 系） （3-12F101A (M0)）		原子炉建屋	
格納容器 雰囲気監視系	CAMS (A) 冷却水出口弁（RHRS (A) 系） （3-12F102A (M0)）		原子炉建屋	
格納容器 雰囲気監視系	CAMS (B) 冷却水入口弁（RHRS (B) 系） （3-12F101B (M0)）		原子炉建屋	
格納容器 雰囲気監視系	CAMS (B) 冷却水出口弁（RHRS (B) 系） （3-12F102B (M0)）		原子炉建屋	
原子炉系	原子炉水位・圧力計装ラック （H22-P004）		原子炉建屋	
原子炉系	原子炉水位・圧力計装ラック （H22-P005）		原子炉建屋	
原子炉系	原子炉水位・圧力計装ラック （H22-P026）		原子炉建屋	
原子炉系	原子炉水位・圧力計装ラック （H22-P027）		原子炉建屋	
原子炉系	ジェットポンプルーブ（A）計装ラック （H22-P010）		原子炉建屋	

注記 *：溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (4/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
原子炉系	ジェットポンプルーブ (B) 計装ラック (H22-P009)		原子炉建屋	
原子炉系	原子炉水位燃料域 (LT-B22-N044B)		原子炉建屋	
原子炉系	復水器真空度 (伝送器) (復水器真空度低) (PT-B22-N075A)		タービン 建屋	
原子炉系	復水器真空度 (伝送器) (復水器真空度低) (PT-B22-N075B)		タービン 建屋	
原子炉系	復水器真空度 (伝送器) (復水器真空度低) (PT-B22-N075C)		タービン 建屋	
原子炉系	復水器真空度 (伝送器) (復水器真空度低) (PT-B22-N075D)		タービン 建屋	
原子炉系	MSL PRESS ISO (A) (伝送器) (PT-B22-N076A)		タービン 建屋	
原子炉系	MSL PRESS ISO (B) (伝送器) (PT-B22-N076B)		タービン 建屋	
原子炉系	MSL PRESS ISO (C) (伝送器) (PT-B22-N076C)		タービン 建屋	
原子炉系	MSL PRESS ISO (D) (伝送器) (PT-B22-N076D)		タービン 建屋	
原子炉補機 冷却系	RCW SURGE TANK LEVEL (スイッチ) (LSL-9-192)		原子炉建屋	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (5/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
原子炉補機冷却系	RCW SURGE TANK LEVEL (伝送器) (LT-9-192)		原子炉建屋	
原子炉補機冷却系	ドライウエル内機器原子炉補機冷却水戻り弁 (2-9V33(M0))		原子炉建屋	
原子炉補機冷却系	ドライウエル内機器原子炉補機冷却水隔離弁 (2-9V30(M0))		原子炉建屋	
原子炉補機冷却系	RCW 機器冷却器行き弁 (2-9V31(M0))		原子炉建屋	
原子炉補機冷却系	原子炉補器冷却系ポンプ (A) (RCW-PMP-A)		タービン建屋	
原子炉補機冷却系	原子炉補器冷却系ポンプ (B) (RCW-PMP-B)		タービン建屋	
原子炉補機冷却系	原子炉補器冷却系ポンプ (C) (RCW-PMP-C)		タービン建屋	
原子炉補機冷却系	RCW 熱交バイパス温度制御弁 (TCV-9-92)		タービン建屋	
原子炉補機冷却系	RCW TEMP CONTROL (指示調節計) (TIC-9-92)		タービン建屋	
原子炉保護系	地震加速度検出器 (地震加速度大) (C72-N009A)		原子炉建屋	
原子炉保護系	地震加速度検出器 (地震加速度大) (C72-N009B)		原子炉建屋	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (6/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
原子炉保護系	地震加速度検出器（地震加速度大） (C72-N009C)		原子炉建屋	
原子炉保護系	地震加速度検出器（地震加速度大） (C72-N009D)		原子炉建屋	
原子炉保護系	地震加速度検出器（地震加速度大） (C72-N010A)		原子炉建屋	
原子炉保護系	地震加速度検出器（地震加速度大） (C72-N010B)		原子炉建屋	
原子炉保護系	地震加速度検出器（地震加速度大） (C72-N011A)		原子炉建屋	
原子炉保護系	地震加速度検出器（地震加速度大） (C72-N011B)		原子炉建屋	
原子炉保護系	地震加速度検出器（地震加速度大） (C72-N010C)		原子炉建屋	
原子炉保護系	地震加速度検出器（地震加速度大） (C72-N0010D)		原子炉建屋	
原子炉保護系	地震加速度検出器（地震加速度大） (C72-N011C)		原子炉建屋	
原子炉保護系	地震加速度検出器（地震加速度大） (C72-N011D)		原子炉建屋	
原子炉保護系	RPS M-G セット（2A）（発電機／電動機） (RPS-MG-A-GEN /RPS-MG-A-MTR)		原子炉建屋	

注記 *：溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (7/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
原子炉保護系	RPS M-G セット (2B) (発電機/電動機) (RPS-MG-B-GEN /RPS-MG-B-MTR)		原子炉建屋	
原子炉保護系	RPS M-G セット (2A) 制御盤 (LCP-184A)		原子炉建屋	
原子炉保護系	RPS M-G セット (2B) 制御盤 (LCP-184B)		原子炉建屋	
原子炉保護系	RPS 分電盤 (A) (PNL-C72-P001)		原子炉建屋	
原子炉保護系	RPS 分電盤 (B) (PNL-C72-P002)		原子炉建屋	
残留熱除去系	RHR (A) 系 格納容器スプレイ弁 (E12-F016A (M0))		原子炉建屋	
残留熱除去系	RHR (A) 系 格納容器スプレイ弁 (E12-F017 (M0))		原子炉建屋	
残留熱除去系	残留熱除去系 A 系注入弁 (E12-M00F042A (M0))		原子炉建屋	
残留熱除去系	RHR VALVE DIFF PRESS A (伝送器) (DPT-E12-N058A)		原子炉建屋	
残留熱除去系	RHR VALVE DIFF PRESS B (伝送器) (DPT-E12-N058B)		原子炉建屋	
残留熱除去系	RHR VALVE DIFF PRESS C (伝送器) (DPT-E12-N058C)		原子炉建屋	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (8/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
残留熱除去系	RHR (B) 系 テストライン弁 (E12-F024B(M0))		原子炉建屋	
残留熱除去系	残留熱除去系 B 系注入弁 (E12-M0-F042B(M0))		原子炉建屋	
残留熱除去系	残留熱除去系 C 系注入弁 (E12-M0-F042C(M0))		原子炉建屋	
残留熱除去系	RHR (A) 系 シャットダウン注入弁 (E12-F053A(M0))		原子炉建屋	
残留熱除去系	RHR シャットダウンライン隔離弁 (外側) (E12-F008(M0))		原子炉建屋	
残留熱除去系	RHR (B) 系 格納容器スプレイ弁 (E12-F016B(M0))		原子炉建屋	
残留熱除去系	RHR (B) 系 格納容器スプレイ弁 (E12-F017B(M0))		原子炉建屋	
残留熱除去系	RHR (B) 系 シャットダウン注入弁 (E12-F053B(M0))		原子炉建屋	
残留熱除去系	RHR (A) 系サプレッションプールスプレイ弁 (E12-F027A(M0))		原子炉建屋	
残留熱除去系	RHR (A) 系テストライン弁 (E12-F024A(M0))		原子炉建屋	
残留熱除去系	RHR (B) 系サプレッションプールスプレイ弁 (E12-F027B(M0))		原子炉建屋	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (9/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
残留熱除去系	RHR (A) 系ミニフロー弁 (E12-F064A(M0))		原子炉建屋	
残留熱除去系	RHR (B) 系ミニフロー弁 (E12-F064B(M0))		原子炉建屋	
残留熱除去系	RHR (C) 系ミニフロー弁 (E12-F064C(M0))		原子炉建屋	
残留熱除去系	RHR DIV-I 計装ラック (H22-P018)		原子炉建屋	
残留熱除去系	RHR DIV-II 計装ラック (H22-P021)		原子炉建屋	
残留熱除去系	RHR 熱交換器 (B) バイパス弁 (E12-F048B(M0))		原子炉建屋	
残留熱除去系	RHR 熱交換器 (A) バイパス弁 (E12-F048B(M0))		原子炉建屋	
残留熱除去系	RHR ポンプ (B) 停止時冷却ライン入口弁 (E12-F006B(M0))		原子炉建屋	
残留熱除去系	RHR ポンプ (B) 入口弁 (E12-F004B(M0))		原子炉建屋	
残留熱除去系	残留熱除去系ポンプ B (RHR-PMP-C002B)		原子炉建屋	
残留熱除去系	残留熱除去系ポンプ C (RHR-PMP-C002C)		原子炉建屋	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (10/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
残留熱除去系	RHR ポンプ (C) 入口弁 (E12-F004C(M0))		原子炉建屋	
残留熱除去系	RHR ポンプ (A) 停止時冷却ライン入口弁 (E12-F006A(M0))		原子炉建屋	
残留熱除去系	RHR ポンプ (A) 入口弁 (E12-F004A(M0))		原子炉建屋	
残留熱除去系	残留熱除去系ポンプ A (RHR-PMP-C002A)		原子炉建屋	
残留熱除去系	RHR (B) 系 サンプリング弁 (内側) (E12-F060B(A0))		原子炉建屋	
残留熱除去系	RHR (B) 系 サンプリング弁 (外側) (E12-F075B(A0))		原子炉建屋	
残留熱除去系	RHR (A) 系 サンプリング弁 (内側) (E12-F060A(A0))		原子炉建屋	
残留熱除去系	RHR (A) 系 サンプリング弁 (外側) (E12-F075A(A0))		原子炉建屋	
残留熱除去系 海水系	RHRS 熱交換器 (B) 海水出口弁 (E12-F068B(M0))		原子炉建屋	
残留熱除去系 海水系	RHRS 熱交換器 (A) 海水出口弁 (E12-F068A(M0))		原子炉建屋	
残留熱除去系 海水系	残留熱除去系海水系系統流量 (FT-E12-N007A)		原子炉建屋	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (11/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
残留熱除去系海水系	残留熱除去系海水系系統流量 (FT-E12-N007B)		原子炉建屋	
残留熱除去系海水系	残留熱除去系海水系ポンプ A (RHRS-PMP-A)		海水ポンプ室	
残留熱除去系海水系	残留熱除去系海水系ポンプ B (RHRS-PMP-B)		海水ポンプ室	
残留熱除去系海水系	残留熱除去系海水系ポンプ C (RHRS-PMP-C)		海水ポンプ室	
残留熱除去系海水系	残留熱除去系海水系ポンプ D (RHRS-PMP-D)		海水ポンプ室	
主蒸気系	主蒸気ドレン弁 (外側隔離弁) (B22-F019 (M0))		原子炉建屋	
主蒸気系	主蒸気ドレン弁 (外側隔離弁) (B22-F067A (M0))		原子炉建屋	
主蒸気系	主蒸気ドレン弁 (外側隔離弁) (B22-F067B (M0))		原子炉建屋	
主蒸気系	主蒸気ドレン弁 (外側隔離弁) (B22-F067C (M0))		原子炉建屋	
主蒸気系	主蒸気ドレン弁 (外側隔離弁) (B22-F067D (M0))		原子炉建屋	
主蒸気系	主蒸気流量 (A) 計装ラック (H22-P015)		原子炉建屋	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (12/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
主蒸気系	主蒸気流量 (B) 計装ラック (H22-P025)		原子炉建屋	
主蒸気系	主蒸気隔離弁第2弁 (A) (B22-F028A (A0))		原子炉建屋	
主蒸気系	主蒸気隔離弁第2弁 (B) (B22-F028B (A0))		原子炉建屋	
主蒸気系	主蒸気隔離弁第2弁 (C) (B22-F028C (A0))		原子炉建屋	
主蒸気系	主蒸気隔離弁第2弁 (D) (B22-F028D (A0))		原子炉建屋	
所内電源系	モータコントロールセンタ 2A2-2		原子炉建屋	
所内電源系	モータコントロールセンタ 2B2-2		原子炉建屋	
所内電源系	モータコントロールセンタ 2C-9		原子炉建屋	
所内電源系	モータコントロールセンタ 2D-9		原子炉建屋	
所内電源系	モータコントロールセンタ 2C-7		原子炉建屋	
所内電源系	モータコントロールセンタ 2C-8		原子炉建屋	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (13/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
所内電源系	モータコントロールセンタ 2D-7		原子炉建屋	
所内電源系	モータコントロールセンタ 2D-8		原子炉建屋	
所内電源系	R/B INST DIST PNL 1		原子炉建屋	
所内電源系	R/B INST DIST PNL 2		原子炉建屋	
所内電源系	モータコントロールセンタ 2C-3		原子炉建屋	
所内電源系	モータコントロールセンタ 2C-5		原子炉建屋	
所内電源系	モータコントロールセンタ 2D-3		原子炉建屋	
所内電源系	モータコントロールセンタ 2D-5		原子炉建屋	
所内電源系	R/B INST DIST PNL 3		原子炉建屋	
所内電源系	モータコントロールセンタ 2C-1		タービン 建屋	
所内電源系	モータコントロールセンタ 2D-1		タービン 建屋	

注記 *：溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (14/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
所内電源系	モータコントロールセンタ 2C-2		タービン 建屋	
所内電源系	モータコントロールセンタ 2D-2		タービン 建屋	
所内電源系	中央制御室 120V 交流計装用分電盤 2A-1 (PNL-DP-2A-1-AC)		原子炉建屋	
所内電源系	中央制御室 120V 交流計装用分電盤 2A-2 (PNL-DP-2A-2-AC)		原子炉建屋	
所内電源系	中央制御室 120V 交流計装用分電盤 2B-1 (PNL-DP-2B-1-AC)		原子炉建屋	
所内電源系	中央制御室 120V 交流計装用分電盤 2B-2 (PNL-DP-2B-2-AC)		原子炉建屋	
所内電源系	モータコントロールセンタ 2C-6		原子炉建屋	
所内電源系	モータコントロールセンタ 2D-6		原子炉建屋	
所内電源系	120/240V AC INST.DIST.CTR		原子炉建屋	
所内電源系	120V AC INST HPCS DIST PNL		原子炉建屋	
所内電源系	120V AC MCR DIST PNL NOR		原子炉建屋	

注記 *：溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (15/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
所内電源系	メタルクラッド開閉装置 2B-1		原子炉建屋	
所内電源系	メタルクラッド開閉装置 2B-2		原子炉建屋	
所内電源系	メタルクラッド開閉装置 2D		原子炉建屋	
所内電源系	メタルクラッド開閉装置 2E		原子炉建屋	
所内電源系	パワーセンタ 2D		原子炉建屋	
所内電源系	パワーセンタ 2B-2		原子炉建屋	
所内電源系	モータコントロールセンタ 2C-4		原子炉建屋	
所内電源系	モータコントロールセンタ 2D-4		原子炉建屋	
所内電源系	モータコントロールセンタ HPCS		原子炉建屋	
所内電源系	メタルクラッド開閉装置 2A-1		原子炉建屋	
所内電源系	メタルクラッド開閉装置 2A-2		原子炉建屋	

注記 *：溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (16/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
所内電源系	メタルクラッド開閉装置 2C		原子炉建屋	
所内電源系	メタルクラッド開閉装置 HPCS		原子炉建屋	
所内電源系	パワーセンタ 2C		原子炉建屋	
制御用圧縮空気系	N ₂ GAS BOMBE DISCH PRESS (指示スイッチ) (PIS-16-900.1)		原子炉建屋	
制御用圧縮空気系	N ₂ GAS BOMBE DISCH PRESS (指示スイッチ) (PIS-16-900.2)		原子炉建屋	
制御用圧縮空気系	ドライウエル N ₂ ボトルガス供給弁 (2-16V13A(M0))		原子炉建屋	
制御用圧縮空気系	ドライウエル N ₂ ボトルガス供給弁 (2-16V13B(M0))		原子炉建屋	
制御用圧縮空気系	ドライウエル N ₂ 供給弁 (2-16V12A(M0))		原子炉建屋	
制御用圧縮空気系	ドライウエル N ₂ 供給弁 (2-16V12B(M0))		原子炉建屋	
制御用圧縮空気系	ドライウエル制御用空気供給元弁 (2-16V11(M0))		原子炉建屋	
制御用圧縮空気系	ドライウエル窒素ボンベガス供給遮断弁 (3-16V900A(A0))		原子炉建屋	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (17/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
制御用圧縮空気系	ドライウェル窒素ボンベガス供給遮断弁 (3-16V900B(A0))		原子炉建屋	
中央制御室換気系	中央制御室チラーユニット (WC2-1) (HVAC-WC2-1)		原子炉建屋	
中央制御室換気系	中央制御室チラーユニット (WC2-2) (HVAC-WC2-2)		原子炉建屋	
中央制御室換気系	中央制御室チラーユニット (WC2-1) 制御盤 (T41-P036)		原子炉建屋	
中央制御室換気系	中央制御室チラーユニット (WC2-2) 制御盤 (T41-P037)		原子炉建屋	
中央制御室換気系	中央制御室換気系空気調和機ファン A (HVAC-AH2-9A)		原子炉建屋	
中央制御室換気系	中央制御室換気系空気調和機ファン B (HVAC-AH2-9B)		原子炉建屋	
中央制御室換気系	中央制御室換気系フィルタユニット A (HVAC-FLT-A)		原子炉建屋	
中央制御室換気系	中央制御室換気系フィルタユニット B (HVAC-FLT-B)		原子炉建屋	
中央制御室換気系	中央制御室排気ファン (HVAC-E2-15)		原子炉建屋	
中央制御室換気系	中央制御室チラー冷水循環ポンプ (A) (HVAC-PMP-P2-3)		原子炉建屋	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (18/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
中央制御室換気系	中央制御室チラー冷水循環ポンプ (B) (HVAC-PMP-P2-4)		原子炉建屋	
中央制御室換気系	中央制御室換気系計装ラック (T41-P020)		原子炉建屋	
中央制御室換気系	中央制御室換気系計装ラック (T41-P021)		原子炉建屋	
中央制御室換気系	中央制御室給気隔離弁 (SB2-18A)		原子炉建屋	
中央制御室換気系	中央制御室給気隔離弁 (SB2-18B)		原子炉建屋	
中央制御室換気系	中央制御室給気隔離弁 (SB2-19A)		原子炉建屋	
中央制御室換気系	中央制御室給気隔離弁 (SB2-19B)		原子炉建屋	
中央制御室換気系	中央制御室排気隔離弁 (SB2-20A)		原子炉建屋	
中央制御室換気系	中央制御室排気隔離弁 (SB2-20B)		原子炉建屋	
中央制御室換気系	中央制御室換気系フィルタ系ファン (A) (HVAC-E2-14A)		原子炉建屋	
中央制御室換気系	中央制御室換気系フィルタ系ファン (B) (HVAC-E2-14B)		原子炉建屋	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (19/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
中央制御室換気系	ファン (AH2-9A) 入口ダンパ (DMP-A0-T41-F090)		原子炉建屋	
中央制御室換気系	ファン (AH2-9B) 入口ダンパ (DMP-A0-T41-F091)		原子炉建屋	
中央制御室換気系	非常用 MCR フィルターファン E2-14A (S) (DMP-A0-T41-F086)		原子炉建屋	
中央制御室換気系	非常用 MCR フィルターファン E2-14B (S) (DMP-A0-T41-F088)		原子炉建屋	
中央制御室換気系	AH2-9 (A) 出口温度制御弁 (TCV-T41-F084A)		原子炉建屋	
中央制御室換気系	AH2-9 (B) 出口温度制御弁 (TCV-T41-F084B)		原子炉建屋	
スイッチギヤ室換気系	スイッチギヤ室エアハンドリング ユニットファン (A) (HVAC-AH2-10A)		原子炉建屋	
スイッチギヤ室換気系	スイッチギヤ室エアハンドリング ユニットファン (B) (HVAC-AH2-10B)		原子炉建屋	
スイッチギヤ室換気系	AH2-10A 外気取り入れダンパ (DMP-A0-T41-F056)		原子炉建屋	
スイッチギヤ室換気系	AH2-10B 外気取り入れダンパ (DMP-A0-T41-F059)		原子炉建屋	
スイッチギヤ室換気系	AH2-10A 入口ダンパ (DMP-A0-T41-F057)		原子炉建屋	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (20/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
スイッチギヤ 室換気系	AH2-10B 入口ダンパ (DMP-A0-T41-F058)		原子炉建屋	
スイッチギヤ 室換気系	HVAC SWITCHGEAR VENTILATING SYS. (PNL-T41-P023)		原子炉建屋	
スイッチギヤ 室換気系	S W G R室チラー冷水循環ポンプ (A) (HVAC-PMP-P2-5)		原子炉建屋	
スイッチギヤ 室換気系	S W G R室チラー冷水循環ポンプ (B) (HVAC-PMP-P2-6)		原子炉建屋	
スイッチギヤ 室換気系	AH2-10 (A) 出口温度制御弁 (TCV-T41-F005A)		原子炉建屋	
スイッチギヤ 室換気系	AH2-10 (B) 出口温度制御弁 (TCV-T41-F005B)		原子炉建屋	
スイッチギヤ 室換気系	S W G Rチラーユニット (WC2-3A) (HVAC-WC2-3A)		原子炉建屋	
スイッチギヤ 室換気系	S W G Rチラーユニット (WC2-3B) (HVAC-WC2-3B)		原子炉建屋	
スイッチギヤ 室換気系	S W G Rチラーユニット (WC2-4A) (HVAC-WC2-4A)		原子炉建屋	
スイッチギヤ 室換気系	S W G Rチラーユニット (WC2-4B) (HVAC-WC2-4B)		原子炉建屋	
バッテリー室 換気系	バッテリー室エアーハンドリング ユニットファン (A) (HVAC-AH2-12A)		原子炉建屋	

注記 *：溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (21/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
バッテリー室換気系	バッテリー室エアーハンドリング ユニットファン (B) (HVAC-AH2-12B)		原子炉建屋	
バッテリー室換気系	バッテリー室排風機 (A) (HVAC-E2-11A)		原子炉建屋	
バッテリー室換気系	バッテリー室排風機 (B) (HVAC-E2-11B)		原子炉建屋	
バッテリー室換気系	E2-11 (A) 出口ダンパ (DMP-A0-T41-F054)		原子炉建屋	
バッテリー室換気系	E2-11 (B) 出口ダンパ (DMP-A0-T41-F055)		原子炉建屋	
バッテリー室換気系	HVAC BATTERY ROOM VENTILATING SYS. (PNL-T41-P022)		原子炉建屋	
直流電源設備	直流 125V モータコントロールセンタ 2A-2		原子炉建屋	
直流電源設備	直流 125V モータコントロールセンタ 2A-1		原子炉建屋	
直流電源設備	直流 250V 蓄電池 (250V DC BATTERY)		タービン 建屋	
直流電源設備	125V 系蓄電池 HPCS 系 (125V DC HPCS BATTERY)		原子炉建屋	
直流電源設備	直流 125V 充電器 (2A) (125V DC 2A BATT. CHARGER)		原子炉建屋	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (22/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
直流電源設備	直流 125V 充電器 (2B) (125V DC 2B BATT. CHARGER)		原子炉建屋	
直流電源設備	直流 125V 充電器 (HPCS) (125V DC HPCS BATT. CHARGER)		原子炉建屋	
直流電源設備	直流 125V 主母線盤 2A (125V DC DIST CTR 2A)		原子炉建屋	
直流電源設備	直流 125V 主母線盤 2B (125V DC DIST CTR 2B)		原子炉建屋	
直流電源設備	直流 125V 主母線盤 HPCS (125V DC DIST CTR HPCS)		原子炉建屋	
直流電源設備	直流 250V タービン配電盤 (250V DC TURB DIST CTR)		タービン 建屋	
直流電源設備	直流 125V 分電盤 (2A-1) (125V DC DIST PNL 2A-1)		原子炉建屋	
直流電源設備	直流 125V 分電盤 (2A-2) (125V DC DIST PNL 2A-2)		原子炉建屋	
直流電源設備	直流 125V 分電盤 (2B-1) (125V DC DIST PNL 2B-1)		原子炉建屋	
直流電源設備	直流 125V 分電盤 (2B-2) (125V DC DIST PNL 2B-2)		原子炉建屋	
直流電源設備	直流 125V 分電盤 (HPCS) (125V DC DIST PNL HPCS)		原子炉建屋	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (23/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
直流電源設備	直流 125V 分電盤 (2B-2-1) (125V DC DIST PNL 2B-2-1)		原子炉建屋	
直流電源設備	直流 250V 充電器 (常用, 予備) (250V DC BATT. CHARGER)		タービン 建屋	
直流電源設備	直流 ±24V 中性子モニタ用分電盤 2A (24V DC DIST PNL 2A)		原子炉建屋	
直流電源設備	直流 ±24V 中性子モニタ用分電盤 2B (24V DC DIST PNL 2B)		原子炉建屋	
直流電源設備	直流 ±24V 充電器 (2A) (24V DC 2A BATT. CHARGER)		原子炉建屋	
直流電源設備	直流 ±24V 充電器 (2B) (24V DC 2B BATT. CHARGER)		原子炉建屋	
直流電源設備	中性子モニタ用蓄電池 A 系 (24V DC 2A BATTERY)		原子炉建屋	
直流電源設備	中性子モニタ用蓄電池 B 系 (24V DC 2B BATTERY)		原子炉建屋	
直流電源設備	地絡検出盤 (直流分電盤 2A-1) (PNL-LCP-177)		原子炉建屋	
直流電源設備	地絡検出盤 (直流分電盤 2A-2) (PNL-LCP-178)		原子炉建屋	
直流電源設備	地絡検出盤 (直流分電盤 2B-1) (PNL-LCP-179)		原子炉建屋	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (24/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
直流電源設備	125V 系蓄電池 A 系 (125V DC 2A BATTERY)		原子炉建屋	
直流電源設備	125V 系蓄電池 B 系 (125V DC 2B BATTERY)		原子炉建屋	
直流電源設備	125V 系蓄電池 B 系 (125V DC 2B BATTERY)		原子炉建屋	
直流電源設備	直流 125V 分電盤 (2A-2-1) (125V DC DIST PNL 2A-2-1)		原子炉建屋	
燃料プール 冷却浄化系	FPC スキマーサージタンク補給水弁 (7-18V71(MO))		原子炉建屋	
燃料プール 冷却浄化系	SKIMMER SURGE TANK HI LEVEL (スイッ チ) (LSH-G41-N004)		原子炉建屋	
燃料プール 冷却浄化系	SKIMMER SURGE TANK LO LEVEL (スイッ チ) (LSL-G41-N005)		原子炉建屋	
燃料プール 冷却浄化系	FPC SKIMMER SURGE TANK LI (PNL-LCP-133)		原子炉建屋	
燃料プール 冷却浄化系	使用済燃料プール温度 (検出器) (TE-G41-N015)		原子炉建屋	
燃料プール 冷却浄化系	使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域) (水位監視機能のみ)		原子炉建屋	
燃料プール 冷却浄化系	FPF/DEMIN. CONTROL PNL. (PNL-G41-Z010-100)		原子炉建屋	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (25/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
燃料プール 冷却浄化系	FPC F/D INST. RACK (PNL-LR-R-46A)		原子炉建屋	
燃料プール 冷却浄化系	FPC F/D INST. RACK (PNL-LR-R-46B)		原子炉建屋	
燃料プール 冷却浄化系	SKIMMER SURGE TANK LO LO LEVEL (スイ ッチ) (LSLL-G41-N006)		原子炉建屋	
燃料プール 冷却浄化系	SKIMMER SURGE TANK HI LEVEL (伝送器) (LT-G41-N100)		原子炉建屋	
燃料プール 冷却浄化系	FPC SYS PUMP AREA PNL. (G41-P002)		原子炉建屋	
燃料プール 冷却浄化系	PUMP SECTION LO PRESS & ALARM (スイ ッチ) (PSL-G41-N007A)		原子炉建屋	
燃料プール 冷却浄化系	PUMP SECTION LO PRESS & ALARM (スイ ッチ) (PSL-G41-N007B)		原子炉建屋	
燃料プール 冷却浄化系	FPC F/D (A) 出口弁 (G41-102A(A0))		原子炉建屋	
燃料プール 冷却浄化系	FPC F/D (A) 出口流量制御弁 (G41-FCV-11A)		原子炉建屋	
燃料プール 冷却浄化系	FPC F/D (B) 出口弁 (G41-102B(A0))		原子炉建屋	
燃料プール 冷却浄化系	FPC F/D (B) 出口流量制御弁 (G41-FCV-11B)		原子炉建屋	

注記 *：溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (26/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
燃料プール 冷却浄化系	燃料プール冷却浄化系ポンプ (A) (FPC-PMP-C001A)		原子炉建屋	
燃料プール 冷却浄化系	燃料プール冷却浄化系ポンプ (B) (FPC-PMP-C001B)		原子炉建屋	
バイタル交流 電源設備	バイタル交流分電盤 (PNL-VITAL-AC-1)		原子炉建屋	
バイタル交流 電源設備	バイタル交流電源装置 (PNL-SUPS)		タービン 建屋	
バイタル交流 電源設備	バイタル交流分電盤 2 (PNL-VITAL-AC-2)		原子炉建屋	
非常用 ガス再循環系	FRVS INST. RACK (A) (PNL-LR-R-43)		原子炉建屋	
非常用 ガス再循環系	非常用ガス再循環系排風機 A (HVAC-E2-13A)		原子炉建屋	
非常用 ガス再循環系	非常用ガス再循環系排風機 B (HVAC-E2-13B)		原子炉建屋	
非常用 ガス再循環系	非常用ガス再循環系フィルタトレイン A (FRVS-FLT-A)		原子炉建屋	
非常用 ガス再循環系	非常用ガス再循環系フィルタトレイン B (FRVS-FLT-B)		原子炉建屋	
非常用 ガス再循環系	FRVS INST. RACK (B) (PNL-LR-R-44)		原子炉建屋	

注記 *：溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (27/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
非常用 ガス再循環系	FRVS トレイン (A) ヒータ (FRVS-HEX-EHC2-6A)		原子炉建屋	
非常用 ガス再循環系	FRVS トレイン (B) ヒータ (FRVS-HEX-EHC2-6B)		原子炉建屋	
非常用 ガス再循環系	FRVS トレイン (A) ヒータ制御盤 (PNL-LCP-122)		原子炉建屋	
非常用 ガス再循環系	FRVS トレイン (B) ヒータ制御盤 (PNL-LCP-125)		原子炉建屋	
非常用 ガス再循環系	FRVS (A) AIR HEATER AUTO RESET (検出器) (TE-26-940A)		原子炉建屋	
非常用 ガス再循環系	FRVS (B) AIR HEATER AUTO RESET (検出器) (TE-26-940B)		原子炉建屋	
非常用 ガス再循環系	FRVS (A) AIR HEATER HAND RESET (検出器) (TE-26-941A)		原子炉建屋	
非常用 ガス再循環系	FRVS (B) AIR HEATER HAND RESET (検出器) (TE-26-941B)		原子炉建屋	
非常用 ガス再循環系	FRVS TRAIN (A) INLET TEMP (検出器) (TE-26-31.1A)		原子炉建屋	
非常用 ガス再循環系	FRVS TRAIN (B) INLET TEMP (検出器) (TE-26-31.1B)		原子炉建屋	
非常用 ガス再循環系	FRVS TRAIN (A) OUTLET TEMP (検出器) (TE-26-31.4A)		原子炉建屋	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (28/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
非常用 ガス再循環系	FRVS TRAIN (B) OUTLET TEMP (検出器) (TE-26-31.4B)		原子炉建屋	
非常用 ガス再循環系	FRVS TRAIN (A) ADSORBER IN TEMP (検出器) (TE-26-909A)		原子炉建屋	
非常用 ガス再循環系	FRVS TRAIN (B) ADSORBER IN TEMP (検出器) (TE-26-909B)		原子炉建屋	
非常用 ガス再循環系	FRVS TRAIN (A) ADSORBER OUT TEMP (検出器) (TE-26-910A)		原子炉建屋	
非常用 ガス再循環系	FRVS TRAIN (B) ADSORBER OUT TEMP (検出器) (TE-26-910B)		原子炉建屋	
非常用 ガス再循環系	FRVS 通常排気系隔離弁 (A) (SB2-12A(A0))		原子炉建屋	
非常用 ガス再循環系	FRVS 通常排気系隔離弁 (B) (SB2-12B(A0))		原子炉建屋	
非常用 ガス再循環系	FRVS トレイン (A) 入口ダンパ (SB2-5A(A0))		原子炉建屋	
非常用 ガス再循環系	FRVS トレイン (B) 入口ダンパ (SB2-5B(A0))		原子炉建屋	
非常用 ガス再循環系	FRVS トレイン (A) 出口ダンパ (SB2-7A(A0))		原子炉建屋	
非常用 ガス再循環系	FRVS トレイン (B) 出口ダンパ (SB2-7B(A0))		原子炉建屋	

注記 *：溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (29/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
非常用 ガス再循環系	FRVS 循環ダンパ (SB2-13A) (SB2-13A(A0))		原子炉建屋	
非常用 ガス再循環系	FRVS 循環ダンパ (SB2-13B) (SB2-13B(A0))		原子炉建屋	
非常用 ガス処理系	非常用ガス処理系排風機 A (HVAC-E2-10A)		原子炉建屋	
非常用 ガス処理系	非常用ガス処理系排風機 B (HVAC-E2-10B)		原子炉建屋	
非常用 ガス処理系	非常用ガス処理系フィルタトレイン A (SGTS-FLT-A)		原子炉建屋	
非常用 ガス処理系	非常用ガス処理系フィルタトレイン B (SGTS-FLT-B)		原子炉建屋	
非常用 ガス処理系	SGTS INST. RACK (A) (PNL-LR-R-47)		原子炉建屋	
非常用 ガス処理系	SGTS INST. RACK (B) (PNL-LR-R-48)		原子炉建屋	
非常用 ガス処理系	SGTS トレイン (A) ヒータ (SGTS-HEX-EHC2-7A)		原子炉建屋	
非常用 ガス処理系	SGTS トレイン (B) ヒータ (SGTS-HEX-EHC2-7B)		原子炉建屋	
非常用 ガス処理系	SGTS トレイン (A) エアヒータ制御盤 (PNL-LCP-116)		原子炉建屋	

注記 *：溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (30/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
非常用 ガス処理系	SGTS トレイン (B) エアヒータ制御盤 (PNL-LCP-119)		原子炉建屋	
非常用 ガス処理系	SGTS (A) AIR HEATER AUTO RESET (検出器) (TE-26-950A)		原子炉建屋	
非常用 ガス処理系	SGTS (B) AIR HEATER AUTO RESET (検出器) (TE-26-950B)		原子炉建屋	
非常用 ガス処理系	SGTS (A) AIR HEATER HAND RESET (検出器) (TE-26-951A)		原子炉建屋	
非常用 ガス処理系	SGTS (B) AIR HEATER HAND RESET (検出器) (TE-26-951B)		原子炉建屋	
非常用 ガス処理系	SGTS TRAIN (A) INLET TEMP (検出器) (TE-26-30. 1A)		原子炉建屋	
非常用 ガス処理系	SGTS TRAIN (B) INLET TEMP (検出器) (TE-26-30. 1B)		原子炉建屋	
非常用 ガス処理系	SGTS TRAIN (A) OUTLET TEMP (検出器) (TE-26-30. 4A)		原子炉建屋	
非常用 ガス処理系	SGTS TRAIN (B) OUTLET TEMP (検出器) (TE-26-30. 4B)		原子炉建屋	
非常用 ガス処理系	SGTS TRAIN (A) ADSORBER IN TEMP (検出器) (TE-26-921A)		原子炉建屋	
非常用 ガス処理系	SGTS TRAIN (B) ADSORBER IN TEMP (検出器) (TE-26-921B)		原子炉建屋	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (31/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
非常用 ガス処理系	SGTS TRAIN (A) ADSORBER OUT TEMP (検出器) (TE-26-922A)		原子炉建屋	
非常用 ガス処理系	SGTS TRAIN (B) ADSORBER OUT TEMP (検出器) (TE-26-922B)		原子炉建屋	
非常用 ガス処理系	SGTS トレイン (A) 入口ダンパ (SB2-9A(A0))		原子炉建屋	
非常用 ガス処理系	SGTS トレイン (B) 入口ダンパ (SB2-9B(A0))		原子炉建屋	
非常用 ガス処理系	SGTS トレイン (A) 出口ダンパ (SB2-11A(A0))		原子炉建屋	
非常用 ガス処理系	SGTS トレイン (B) 出口ダンパ (SB2-11B(A0))		原子炉建屋	
非常用ガス 再循環系／ 非常用ガス 処理系	FRVS-SGTS (A) HEATER CONT. PNL (LCP-133)		原子炉建屋	
非常用ガス 再循環系／ 非常用ガス 処理系	FRVS-SGTS (B) HEATER CONT. PNL (LCP-134)		原子炉建屋	
非常用ガス 再循環系／ 非常用ガス 処理系	FRVS SGTS 系入口ダンパ (SB2-4A) (SB2-4A(A0))		原子炉建屋	
非常用ガス 再循環系／ 非常用ガス 処理系	FRVS SGTS 系入口ダンパ (SB2-4B) (SB2-4B(A0))		原子炉建屋	
非常用 ディーゼル 発電設備	2C 非常用ディーゼル発電機 (GEN-DG-2C/DGU-2C) (内燃機関, 調速装置, 非常調速装置, 冷却水ポンプを含む)		原子炉建屋	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (32/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
非常用 ディーゼル 発電設備	DG 2C 制御盤 (DGCP/2C)		原子炉建屋	
非常用 ディーゼル 発電設備	2C 非常用ディーゼル発電機励磁装置 (中性点接地変圧器盤, 自動電圧調整器 盤, シリコン整流器盤, 交流リアクトル 及びシリコン整流器用変圧器盤を含む)		原子炉建屋	
非常用 ディーゼル 発電設備	DG 2C 可飽和変流器 (PNL-SCT-2C)		原子炉建屋	
非常用 ディーゼル 発電設備	DG 2C 始動用電磁弁 (No. 1) (3-14E147D-1)		原子炉建屋	
非常用 ディーゼル 発電設備	DG 2C 始動用電磁弁 (No. 2) (3-14E147D-2)		原子炉建屋	
非常用 ディーゼル 発電設備	DG 2C INST. RACK (R-56)		原子炉建屋	
非常用 ディーゼル 発電設備	DG 2C DIESEL ENGINE INST. RACK (R-65)		原子炉建屋	
非常用 ディーゼル 発電設備	DG 2C シリンダー油タンク (DG-VSL-2C-DGL0-2)		原子炉建屋	
非常用 ディーゼル 発電設備	DG 2C 潤滑油サンプタンク (DG-VSL-2C-DGL0-1)		原子炉建屋	
非常用 ディーゼル 発電設備	DG 2C 潤滑油サンプタンクベント管 (7-6-DGL0-125)		原子炉建屋	
非常用 ディーゼル 発電設備	2C 非常用ディーゼル発電機燃料油ダイタ ンク (DG-VSL-2C-D0-1)		原子炉建屋	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (33/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
非常用 ディーゼル 発電設備	2 C 非常用ディーゼル発電機燃料油デ イタンクベント管 (3-11/4-D0-120)		原子炉建屋	
非常用 ディーゼル 発電設備	燃料デイタンク液面レベルスイッチ (2C) (DG-LITS-105)		原子炉建屋	
非常用 ディーゼル 発電設備	DG 2C 機関ベント管 (7-8-DGL0-113)		原子炉建屋	
非常用 ディーゼル 発電設備	2D 非常用ディーゼル発電機 (GEN-DG-2D/DGU-2D) (内燃機関, 調速装置, 非常調速装置, 冷 却水ポンプを含む)		原子炉建屋	
非常用 ディーゼル 発電設備	DG 2D 制御盤 (DGCP/2D)		原子炉建屋	
非常用 ディーゼル 発電設備	2D 非常用ディーゼル発電機励磁装置 (中性点接地変圧器盤, 自動電圧調整器 盤, シリコン整流器盤, 交流リアクトル 及びシリコン整流器用変圧器盤を含む)		原子炉建屋	
非常用 ディーゼル 発電設備	DG 2D 可飽和変流器 (PNL-SCT-2D)		原子炉建屋	
非常用 ディーゼル 発電設備	DG 2D 始動用電磁弁 (No. 1) (3-14-E47D-1)		原子炉建屋	
非常用 ディーゼル 発電設備	DG 2D 始動用電磁弁 (No. 2) (3-14-E47D-2)		原子炉建屋	
非常用 ディーゼル 発電設備	DG 2D INST. RACK (R-52)		原子炉建屋	
非常用 ディーゼル 発電設備	DG 2D DIESEL ENGINE INST. RACK (R-64)		原子炉建屋	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (34/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
非常用 ディーゼル 発電設備	DG 2D シリンダー油タンク (DG-VSL-2D-DGL0-2)		原子炉建屋	
非常用 ディーゼル 発電設備	DG 2D 潤滑油サンプタンク (DG-VSL-2D-DGL0-1)		原子炉建屋	
非常用 ディーゼル 発電設備	DG 2D 潤滑油サンプタンク (DG-VSL-2D-DGL0-1)		原子炉建屋	
非常用 ディーゼル 発電設備	DG 2D 潤滑油サンプタンクベント管 (7-6-DGL0-25)		原子炉建屋	
非常用 ディーゼル 発電設備	2D 非常用ディーゼル発電機燃料油デイト ンク (DG-VSL-2D-D0-1)		原子炉建屋	
非常用 ディーゼル 発電設備	2D 非常用ディーゼル発電機燃料油デイト ンクベント管 (3-11/4-D0-20)		原子炉建屋	
非常用 ディーゼル 発電設備	燃料デイトンク液面レベルスイッチ (2D) (DG-LITS-5)		原子炉建屋	
非常用 ディーゼル 発電設備	DG 2D 機関ベント管 (7-8-DGL0-13)		原子炉建屋	
非常用 ディーゼル 発電設備	DG 2C 吸気系フィルタ (L 側) (DG-2C-AE-FLT-INTAKE-L)		原子炉建屋	
非常用 ディーゼル 発電設備	DG 2C 吸気系フィルタ (R 側) (DG-2C-AE-FLT-INTAKE-R)		原子炉建屋	
非常用 ディーゼル 発電設備	DG 2D 吸気系フィルタ (L 側) (DG-2D-AE-FLT-INTAKE-L)		原子炉建屋	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (35/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
非常用 ディーゼル 発電設備	DG 2D 吸気系フィルタ (R 側) (DG-2D-AE-FLT-INTAKE-R)		原子炉建屋	
非常用 ディーゼル 発電機 海水系	2C 非常用ディーゼル発電機用海水ポン プ (DGSW-PMP-2C)		海水ポンプ室	
非常用 ディーゼル 発電機 海水系	2D 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ (DGSW-PMP-2D)		海水ポンプ室	
高圧炉心 スプレイ系 ディーゼル 発電設備	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 (GEN-DG-HPCS/DGU-HPCS) (内燃機関, 調速装置, 非常調速装置, 冷却水ポンプを含む)		原子炉建屋	
高圧炉心 スプレイ系 ディーゼル 発電設備	DG HPCS 制御盤 (DGCP/2H)		原子炉建屋	
高圧炉心 スプレイ系 ディーゼル 発電設備	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発 電機励磁装置 (中性点接地変圧器盤, 自 動電圧調整器盤, シリコン整流器盤, 交 流リアクトル盤及びシリコン整流器用変 圧器盤を含む)		原子炉建屋	
高圧炉心 スプレイ系 ディーゼル 発電設備	HPCS DG 可飽和変流器盤 (PNL-SCT-HPCS)		原子炉建屋	
高圧炉心 スプレイ系 ディーゼル 発電設備	HPCS DG 起動用電磁弁 (No.1) (3-14E247D-1)		原子炉建屋	
高圧炉心 スプレイ系 ディーゼル 発電設備	HPCS DG 起動用電磁弁 (No.2) (3-14E247D-2)		原子炉建屋	
高圧炉心 スプレイ系 ディーゼル 発電設備	DG HPCS INST. RACK (R-60)		原子炉建屋	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (36/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
高圧炉心 スプレイ系 ディーゼル 発電設備	DG HPCS DIESEL ENGINE INST. RACK (R-66)		原子炉建屋	
高圧炉心 スプレイ系 ディーゼル 発電設備	HPCS DG シリンダー油タンク (DG-VSL-HPCS-DGL0-2)		原子炉建屋	
高圧炉心 スプレイ系 ディーゼル 発電設備	HPCS DG 潤滑油サンプタンク (DG-VSL-HPCS-DGL0-1)		原子炉建屋	
高圧炉心 スプレイ系 ディーゼル 発電設備	HPCS DG 潤滑油サンプタンクベント管 (7-6-DGL0-225)		原子炉建屋	
高圧炉心 スプレイ系 ディーゼル 発電設備	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃 料油デイトンク (DG-VSL-HPCS-D0-1)		原子炉建屋	
高圧炉心 スプレイ系 ディーゼル 発電設備	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃 料油デイトンク ベント管 (3-11/4-D0-220)		原子炉建屋	
高圧炉心 スプレイ系 ディーゼル 発電設備	燃 料デイトンク液面レベルスイッチ (HPCS) (DG-LITS-205)		原子炉建屋	
高圧炉心 スプレイ系 ディーゼル 発電設備	HPCS DG 機関ベント管 (7-8-DGL0-213)		原子炉建屋	
高圧炉心 スプレイ系 ディーゼル 発電設備	HPCS DG 吸気系フィルタ (L 側) (DG-HPCS-AE-FLT-INTAKE-L)		原子炉建屋	
高圧炉心 スプレイ系 ディーゼル 発電設備	HPCS DG 吸気系フィルタ (R 側) (DG-HPCS-AE-FLT-INTAKE-R)		原子炉建屋	
高圧炉心 スプレイ系 ディーゼル 発電機海水系	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用 海水ポンプ (DGSW-PMP-HPCS)		海水ポンプ室	

注記 *：溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (37/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
ディーゼル室換気系	DG 2C ルーフベントファン (PV2-10)		原子炉建屋	
ディーゼル室換気系	DG 2C ルーフベントファン (PV2-11)		原子炉建屋	
ディーゼル室換気系	DG 2D ルーフベントファン (PV2-6)		原子炉建屋	
ディーゼル室換気系	DG 2D ルーフベントファン (PV2-7)		原子炉建屋	
ディーゼル室換気系	DG HPCS ルーフベントファン (PV2-8)		原子炉建屋	
ディーゼル室換気系	DG HPCS ルーフベントファン (PV2-9)		原子炉建屋	
ディーゼル室換気系	2D DG 室外気取入ダンパ (A) (A0-T41-F060A)		原子炉建屋	
ディーゼル室換気系	2D DG 室外気取入ダンパ (B) (A0-T41-F060B)		原子炉建屋	
ディーゼル室換気系	2D DG 室外気取入ダンパ (C) (A0-T41-F060C)		原子炉建屋	
ディーゼル室換気系	2D DG 室外気取入ダンパ (D) (A0-T41-F060D)		原子炉建屋	
ディーゼル室換気系	2D DG 室外気取入ダンパ (E) (A0-T41-F060E)		原子炉建屋	

注記 *：溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (38/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
ディーゼル室換気系	2D DG 室外気取入ダンパ (F) (A0-T41-F060F)		原子炉建屋	
ディーゼル室換気系	2D DG 室外気取入ダンパ (A) (A0-T41-F061A)		原子炉建屋	
ディーゼル室換気系	2D DG 室外気取入ダンパ (B) (A0-T41-F061B)		原子炉建屋	
ディーゼル室換気系	2D DG 室外気取入ダンパ (C) (A0-T41-F061C)		原子炉建屋	
ディーゼル室換気系	2D DG 室外気取入ダンパ (D) (A0-T41-F061D)		原子炉建屋	
ディーゼル室換気系	HVAC D/G 2D EQUIP ROOM VENTILATING SYS. (PNL-T41-P008)		原子炉建屋	
ディーゼル室換気系	HPCS DG 室外気取入ダンパ (A) (A0-T41-F062A)		原子炉建屋	
ディーゼル室換気系	HPCS DG 室外気取入ダンパ (B) (A0-T41-F062B)		原子炉建屋	
ディーゼル室換気系	HPCS DG 室外気取入ダンパ (C) (A0-T41-F062C)		原子炉建屋	
ディーゼル室換気系	HPCS DG 室外気取入ダンパ (D) (A0-T41-F062D)		原子炉建屋	
ディーゼル室換気系	HPCS DG 室外気取入ダンパ (A) (A0-T41-F063A)		原子炉建屋	

注記 *：溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (39/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
ディーゼル室換気系	HPCS DG 室外気取入ダンパ (B) (A0-T41-F063B)		原子炉建屋	
ディーゼル室換気系	HPCS DG 室外気取入ダンパ (C) (A0-T41-F063C)		原子炉建屋	
ディーゼル室換気系	HPCS DG 室外気取入ダンパ (D) (A0-T41-F063D)		原子炉建屋	
ディーゼル室換気系	HVAC D/G HPCS EQUIP ROOM VENTILATING SYS. (PNL-T41-P009)		原子炉建屋	
ディーゼル室換気系	2C DG 室外気取入ダンパ (A) (A0-T41-F064A)		原子炉建屋	
ディーゼル室換気系	2C DG 室外気取入ダンパ (B) (A0-T41-F064B)		原子炉建屋	
ディーゼル室換気系	2C DG 室外気取入ダンパ (C) (A0-T41-F064C)		原子炉建屋	
ディーゼル室換気系	2C DG 室外気取入ダンパ (D) (A0-T41-F064D)		原子炉建屋	
ディーゼル室換気系	2C DG 室外気取入ダンパ (A) (A0-T41-F065A)		原子炉建屋	
ディーゼル室換気系	2C DG 室外気取入ダンパ (B) (A0-T41-F065B)		原子炉建屋	
ディーゼル室換気系	2C DG 室外気取入ダンパ (C) (A0-T41-F065C)		原子炉建屋	

注記 *：溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (40/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
ディーゼル室 換気系	2C DG 室外気取入ダンパ (D) (A0-T41-F065D)		原子炉建屋	
ディーゼル室 換気系	HVAC D/G 2C EQUIP ROOM VENTILATING SYS. (PNL-T41-P010)		原子炉建屋	
ディーゼル 発電機 燃料油系	2C 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポン プ		常設代替高圧 電源装置置場	
ディーゼル 発電機 燃料油系	2D 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポン プ		常設代替高圧 電源装置置場	
ディーゼル 発電機 燃料油系	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃 料移送ポンプ		常設代替高圧 電源装置置場	
ディーゼル 発電機 燃料油系	軽油貯蔵タンク A		常設代替高圧 電源装置置場	
ディーゼル 発電機 燃料油系	軽油貯蔵タンク A ベント管		屋外	
ディーゼル 発電機 燃料油系	軽油貯蔵タンク B		常設代替高圧 電源装置置場	
ディーゼル 発電機 燃料油系	軽油貯蔵タンク B ベント管		屋外	
プロセス 放射線 モニタ系	原子炉建屋換気系 (ダクト) 放射線モニ タ (検出器) (D17-N300A)		原子炉建屋	
プロセス 放射線 モニタ系	原子炉建屋換気系 (ダクト) 放射線モニ タ (検出器) (D17-N300B)		原子炉建屋	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (41/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
プロセス放射線モニタ系	原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ（検出器） (D17-N300C)		原子炉建屋	
プロセス放射線モニタ系	原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ（検出器） (D17-N300D)		原子炉建屋	
プロセス放射線モニタ系	主蒸気管放射線モニタ（検出器） (D17-N003A)		原子炉建屋	
プロセス放射線モニタ系	主蒸気管放射線モニタ（検出器） (D17-N003B)		原子炉建屋	
プロセス放射線モニタ系	主蒸気管放射線モニタ（検出器） (D17-N003C)		原子炉建屋	
プロセス放射線モニタ系	主蒸気管放射線モニタ（検出器） (D17-N003D)		原子炉建屋	
プロセス放射線モニタ系	原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ（検出器） (D17-N009A)		原子炉建屋	
プロセス放射線モニタ系	原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ（検出器） (D17-N009B)		原子炉建屋	
プロセス放射線モニタ系	原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ（検出器） (D17-N009C)		原子炉建屋	
プロセス放射線モニタ系	原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ（検出器） (D17-N009D)		原子炉建屋	
ほう酸水注入系	ほう酸水注入ポンプA (SLC-PMP-C001A)		原子炉建屋	

注記 *：溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (42/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
ほう酸水 注入系	ほう酸水注入ポンプ B (SLC-PMP-C001B)		原子炉建屋	
ほう酸水 注入系	ほう酸水貯蔵タンク (SLC-VSL-A001)		原子炉建屋	
ほう酸水 注入系	SLC 計装ラック (H22-P011)		原子炉建屋	
ほう酸水 注入系	SLC 貯蔵タンク出口弁 (A) (C41-F001A(M0))		原子炉建屋	
ほう酸水 注入系	SLC 貯蔵タンク出口弁 (B) (C41-F001B(M0))		原子炉建屋	
ほう酸水 注入系	SLC 爆破弁 (A) (C41-F004A)		原子炉建屋	
ほう酸水 注入系	SLC 爆破弁 (B) (C41-F004B)		原子炉建屋	
ほう酸水 注入系	SLC PUMP DISCH PRESS (伝送器) (PT-C41-N004)		原子炉建屋	
ほう酸水 注入系	SLC テスト逆止弁バイパス弁 (C41-FF004(A0))		原子炉建屋	
補機冷却 海水系	補器冷却系海水系ポンプ (A) (ASW-PMP-A)		海水ポンプ室	
補機冷却 海水系	補器冷却系海水系ポンプ (B) (ASW-PMP-B)		海水ポンプ室	

注記 *：溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (43/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
補機冷却 海水系	補器冷却系海水系ポンプ (C) (ASW-PMP-C)		海水ポンプ室	
漏えい検出系	MSL AREA DIFF TEMP (A) (検出器) (TE-E31-N029A)		原子炉建屋	
漏えい検出系	MSL AREA DIFF TEMP (B) (検出器) (TE-E31-N029B)		原子炉建屋	
漏えい検出系	MSL AREA DIFF TEMP (C) (検出器) (TE-E31-N029C)		原子炉建屋	
漏えい検出系	MSL AREA DIFF TEMP (D) (検出器) (TE-E31-N029D)		原子炉建屋	
漏えい検出系	主蒸気管トンネル温度検出器 (主蒸気ト ンネル温度高) (TE-E31-N031A)		原子炉建屋	
漏えい検出系	主蒸気管トンネル温度検出器 (主蒸気ト ンネル温度高) (TE-E31-N031B)		原子炉建屋	
漏えい検出系	主蒸気管トンネル温度検出器 (主蒸気ト ンネル温度高) (TE-E31-N031C)		原子炉建屋	
漏えい検出系	主蒸気管トンネル温度検出器 (主蒸気ト ンネル温度高) (TE-E31-N031D)		原子炉建屋	
漏えい検出系	MSL AREA DIFF TEMP (A) (検出器) (TE-E31-N030A)		原子炉建屋	
漏えい検出系	MSL AREA DIFF TEMP (B) (検出器) (TE-E31-N030B)		原子炉建屋	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (44/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
漏えい検出系	MSL AREA DIFF TEMP (C) (検出器) (TE-E31-N030C)		原子炉建屋	
漏えい検出系	MSL AREA DIFF TEMP (D) (検出器) (TE-E31-N030D)		原子炉建屋	
漏えい検出系	核分裂生成物モニタ系サンプリング弁 (E31-F010A(A0))		原子炉建屋	
漏えい検出系	核分裂生成物モニタ系サンプリング弁 (E31-F011A(A0))		原子炉建屋	
漏えい検出系	核分裂生成物モニタ系サンプリング弁 (E31-F010B(A0))		原子炉建屋	
漏えい検出系	核分裂生成物モニタ系サンプリング弁 (E31-F011B(A0))		原子炉建屋	
漏えい検出系	主蒸気管トンネル温度検出器 (主蒸気トンネル温度高) (TE-E31-N044A)		タービン建屋	
漏えい検出系	主蒸気管トンネル温度検出器 (主蒸気トンネル温度高) (TE-E31-N044B)		タービン建屋	
漏えい検出系	主蒸気管トンネル温度検出器 (主蒸気トンネル温度高) (TE-E31-N044C)		タービン建屋	
漏えい検出系	主蒸気管トンネル温度検出器 (主蒸気トンネル温度高) (TE-E31-N044D)		タービン建屋	
漏えい検出系	主蒸気管トンネル温度検出器 (主蒸気トンネル温度高) (TE-E31-N045A)		タービン建屋	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (45/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
漏えい検出系	主蒸気管トンネル温度検出器（主蒸気トンネル温度高） （TE-E31-N045B）		タービン 建屋	
漏えい検出系	主蒸気管トンネル温度検出器（主蒸気トンネル温度高） （TE-E31-N045C）		タービン 建屋	
漏えい検出系	主蒸気管トンネル温度検出器（主蒸気トンネル温度高） （TE-E31-N045D）		タービン 建屋	
漏えい検出系	主蒸気管トンネル温度検出器（主蒸気トンネル温度高）（TE-E31-N046A）		タービン 建屋	
漏えい検出系	主蒸気管トンネル温度検出器（主蒸気トンネル温度高） （TE-E31-N046B）		タービン 建屋	
漏えい検出系	主蒸気管トンネル温度検出器（主蒸気トンネル温度高） （TE-E31-N046C）		タービン 建屋	
漏えい検出系	主蒸気管トンネル温度検出器（主蒸気トンネル温度高） （TE-E31-N046D）		タービン 建屋	
漏えい検出系	主蒸気管トンネル温度検出器（主蒸気トンネル温度高） （TE-E31-N039A）		タービン 建屋	
漏えい検出系	主蒸気管トンネル温度検出器（主蒸気トンネル温度高） （TE-E31-N039B）		タービン 建屋	
漏えい検出系	主蒸気管トンネル温度検出器（主蒸気トンネル温度高） （TE-E31-N039C）		タービン 建屋	
漏えい検出系	主蒸気管トンネル温度検出器（主蒸気トンネル温度高） （TE-E31-N039D）		タービン 建屋	

注記 *：溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (46/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
漏えい検出系	主蒸気管トンネル温度検出器（主蒸気トンネル温度高） (TE-E31-N040A)		タービン 建屋	
漏えい検出系	主蒸気管トンネル温度検出器（主蒸気トンネル温度高） (TE-E31-N040B)		タービン 建屋	
漏えい検出系	主蒸気管トンネル温度検出器（主蒸気トンネル温度高） (TE-E31-N040C)		タービン 建屋	
漏えい検出系	主蒸気管トンネル温度検出器（主蒸気トンネル温度高） (TE-E31-N040D)		タービン 建屋	
漏えい検出系	主蒸気管トンネル温度検出器（主蒸気トンネル温度高） (TE-E31-N041A)		タービン 建屋	
漏えい検出系	主蒸気管トンネル温度検出器（主蒸気トンネル温度高） (TE-E31-N041B)		タービン 建屋	
漏えい検出系	主蒸気管トンネル温度検出器（主蒸気トンネル温度高） (TE-E31-N041C)		タービン 建屋	
漏えい検出系	主蒸気管トンネル温度検出器（主蒸気トンネル温度高） (TE-E31-N041D)		タービン 建屋	
漏えい検出系	主蒸気管トンネル温度検出器（主蒸気トンネル温度高） (TE-E31-N042A)		タービン 建屋	
漏えい検出系	主蒸気管トンネル温度検出器（主蒸気トンネル温度高） (TE-E31-N042B)		タービン 建屋	
漏えい検出系	主蒸気管トンネル温度検出器（主蒸気トンネル温度高） (TE-E31-N042C)		タービン 建屋	

注記 *：溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (47/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
漏えい検出系	主蒸気管トンネル温度検出器（主蒸気トンネル温度高） （TE-E31-N042D）		タービン建屋	
漏えい検出系	主蒸気管トンネル温度検出器（主蒸気トンネル温度高） （TE-E31-N043A）		タービン建屋	
漏えい検出系	主蒸気管トンネル温度検出器（主蒸気トンネル温度高） （TE-E31-N043B）		タービン建屋	
漏えい検出系	主蒸気管トンネル温度検出器（主蒸気トンネル温度高） （TE-E31-N043C）		タービン建屋	
漏えい検出系	主蒸気管トンネル温度検出器（主蒸気トンネル温度高） （TE-E31-N043D）		タービン建屋	
漏えい検出系	主蒸気管トンネル温度検出器（主蒸気トンネル温度高） （TE-E31-N047A）		タービン建屋	
漏えい検出系	主蒸気管トンネル温度検出器（主蒸気トンネル温度高）（TE-E31-N047B）		タービン建屋	
漏えい検出系	主蒸気管トンネル温度検出器（主蒸気トンネル温度高） （TE-E31-N047C）		タービン建屋	
漏えい検出系	主蒸気管トンネル温度検出器（主蒸気トンネル温度高） （TE-E31-N047D）		タービン建屋	
可燃性ガス濃度制御系	可燃性ガス濃度制御系再循環結合装置ブロワ A （FCS-HVA-T49-BLOWER-A）		原子炉建屋	
可燃性ガス濃度制御系	可燃性ガス濃度制御系再循環結合装置 A （FCS-HEX-1A）		原子炉建屋	

注記 *：溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (48/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
可燃性 ガス濃度 制御系	可燃性ガス濃度制御系再循環結合装置加熱器 A (FCS-HEX-HTR-A)		原子炉建屋	
可燃性 ガス濃度 制御系	ブロワ (A) 入口ガス温度 (検出器) (TE-T49-2A)		原子炉建屋	
可燃性 ガス濃度 制御系	加熱管 2/3 位置 (A) ガス温度 (検出器) (TE-T49-4A)		原子炉建屋	
可燃性 ガス濃度 制御系	加熱管 (A) 出口ガス温度 (検出器) (TE-T49-5A)		原子炉建屋	
可燃性 ガス濃度 制御系	加熱管 (A) 出口壁温度 (検出器) (TE-T49-6A)		原子炉建屋	
可燃性 ガス濃度 制御系	再結合器 (A) ガス温度 (検出器) (TE-T49-7A)		原子炉建屋	
可燃性 ガス濃度 制御系	再結合器 (A) 壁温度 (検出器) (TE-T49-8A)		原子炉建屋	
可燃性 ガス濃度 制御系	再循環 (A) ガス温度 (検出器) (TE-T49-9A)		原子炉建屋	
可燃性 ガス濃度 制御系	FCS ヒータ制御盤 (A) (PNL-FCS-HEATER-A)		原子炉建屋	
可燃性 ガス濃度 制御系	FCS (A) 冷却器冷却水元弁 (E12-FF104A(M0))		原子炉建屋	
可燃性 ガス濃度 制御系	FCS 冷却器冷却水入口弁 (MV-10A(M0))		原子炉建屋	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (49/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
可燃性 ガス濃度 制御系	FCS 入口制御弁 (FV-1A(MO))		原子炉建屋	
可燃性 ガス濃度 制御系	FCS 再循環制御弁 (FV-2A(MO))		原子炉建屋	
可燃性 ガス濃度 制御系	FCS (A) 系統流量計装		原子炉建屋	
可燃性 ガス濃度 制御系	可燃性ガス濃度制御系再循環結合装置ブ ロワ B (FCS-HVA-T49-BLOWER-B)		原子炉建屋	
可燃性 ガス濃度 制御系	可燃性ガス濃度制御系再循環結合装置 B (FCS-HEX-1B)		原子炉建屋	
可燃性 ガス濃度 制御系	可燃性ガス濃度制御系再循環結合装置加 熱器 B (FCS-HEX-HTR-B)		原子炉建屋	
可燃性 ガス濃度 制御系	ブロワ (B) 入口ガス温度 (検出器) (TE-T49-2B)		原子炉建屋	
可燃性 ガス濃度 制御系	加熱管 2/3 位置 (B) ガス温度 (検出器) (TE-T49-4B)		原子炉建屋	
可燃性 ガス濃度 制御系	加熱管 (B) 出口ガス温度 (検出器) (TE-T49-5B)		原子炉建屋	
可燃性 ガス濃度 制御系	加熱管 (B) 出口壁温度 (検出器) (TE-T49-6B)		原子炉建屋	
可燃性 ガス濃度 制御系	再結合 (B) ガス温度 (検出器) (TE-T49-7B)		原子炉建屋	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (50/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
可燃性 ガス濃度 制御系	再結合器 (B) 壁温度 (検出器) (TE-T49-8B)		原子炉建屋	
可燃性 ガス濃度 制御系	再循環 (B) ガス温度 (検出器) (TE-T49-9B)		原子炉建屋	
可燃性 ガス濃度 制御系	FCS ヒータ制御盤 (B) (PNL-FCS-HEATER-B)		原子炉建屋	
可燃性 ガス濃度 制御系	FCS (B) 冷却器冷却水元弁 (E12-FF104B(M0))		原子炉建屋	
可燃性 ガス濃度 制御系	FCS 冷却器冷却水入口弁 (MV-10B(M0))		原子炉建屋	
可燃性 ガス濃度 制御系	FCS 入口制御弁 (FV-1B(M0))		原子炉建屋	
可燃性 ガス濃度 制御系	FCS 再循環制御弁 (FV-2B(M0))		原子炉建屋	
可燃性 ガス濃度 制御系	FCS (B) 系統流量計装		原子炉建屋	
可燃性 ガス濃度 制御系	FCS (B) 系 入口管隔離弁 (2-43V-1B(M0))		原子炉建屋	
可燃性 ガス濃度 制御系	FCS (A) 系 入口管隔離弁 (2-43V-1A(M0))		原子炉建屋	
可燃性 ガス濃度 制御系	FCS (A) 系 出口管隔離弁 (2-43V-3A(M0))		原子炉建屋	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (51/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
可燃性 ガス濃度 制御系	FCS (A) 系 出口弁 (2-43V-2A(M0))		原子炉建屋	
可燃性 ガス濃度 制御系	FCS (B) 系 出口管隔離弁 (2-43V-3B(M0))		原子炉建屋	
可燃性 ガス濃度 制御系	FCS (B) 系 出口弁 (2-43V-2B(M0))		原子炉建屋	
原子炉 隔離時 冷却系	原子炉隔離時冷却系注入弁 (E51-F013(M0))		原子炉建屋	
原子炉 隔離時 冷却系	RCIC 外側隔離弁 (E51-F064(M0))		原子炉建屋	
原子炉 隔離時 冷却系	RCIC タービン排気弁 (E51-F068(M0))		原子炉建屋	
原子炉 隔離時 冷却系	RCIC 真空ポンプ出口弁 (E51-F069(M0))		原子炉建屋	
原子炉 隔離時 冷却系	RCIC DIV-I 計装ラック (H22-P017)		原子炉建屋	
原子炉 隔離時 冷却系	RCIC DIV-II 計装ラック (H22-P029)		原子炉建屋	
原子炉 隔離時 冷却系	原子炉隔離時冷却系ポンプ (RCIC-PMP-C001)		原子炉建屋	
原子炉 隔離時 冷却系	原子炉隔離時冷却系タービン (TBN-RCIC-C002)		原子炉建屋	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (52/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
原子炉 隔離時 冷却系	RCIC ポンプサプレッションプール水供給弁 (E51-F031(M0))		原子炉建屋	
原子炉 隔離時 冷却系	RCIC ミニフロー弁 (E51-F019(M0))		原子炉建屋	
原子炉 隔離時 冷却系	RCIC 潤滑油クーラー冷却水供給弁 (E51-F046(M0))		原子炉建屋	
原子炉 隔離時 冷却系	原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁 (E51-F045(M0))		原子炉建屋	
原子炉 隔離時 冷却系	RCIC 弁 (E51-F045) バイパス弁 (E51-F095(M0))		原子炉建屋	
原子炉 隔離時 冷却系	RCIC トリップ／スロットル弁 (E51-C002(M0))		原子炉建屋	
原子炉 隔離時 冷却系	油圧作動弁 ガバナ弁 (GOVERNING VALVE)		原子炉建屋	
原子炉 隔離時 冷却系	ガバナ		原子炉建屋	
原子炉 隔離時 冷却系	PUMP DISCHARGE PRESS (スイッチ) (PSH-E51-N020)		原子炉建屋	
原子炉 隔離時 冷却系	PUMP DISCHARGE H/L FLOW (伝送器) (FT-E51-N002)		原子炉建屋	
原子炉 隔離時 冷却系	FI-E51-N002 計器収納箱		原子炉建屋	

注記 *：溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (53/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
原子炉 隔離時 冷却系	原子炉隔離時冷却系系統流量（伝送器） （FT-E51-N003）		原子炉建屋	
原子炉 隔離時 冷却系	RCIC 蒸気入口ドレンポット排水弁 （E51-F025(A0)）		原子炉建屋	
原子炉 隔離時 冷却系	RCIC 真空ポンプ （RCIC-PMP-VAC）		原子炉建屋	
原子炉 隔離時 冷却系	RCIC 復水ポンプ （RCIC-PMP-COND）		原子炉建屋	
原子炉 隔離時 冷却系	RCIC バキュームタンク復水排水弁 （E51-F004(A0)）		原子炉建屋	
原子炉 隔離時 冷却系	RCIC バキュームタンク復水排水弁 （E51-F005(A0)）		原子炉建屋	
原子炉 隔離時 冷却系	RCIC TURBINE CONTROL BOX （LCP-105）		原子炉建屋	
原子炉 隔離時 冷却系	RCIC 弁（E51-F065）均圧弁 （E51-FF008(A0)）		原子炉建屋	
原子炉建屋 換気系	HPCS ポンプ室空調機 （HVAC-AH2-2）		原子炉建屋	
原子炉建屋 換気系	HPCS ポンプ室空調機 （HVAC-AH2-1）		原子炉建屋	
原子炉建屋 換気系	RHR（B）ポンプ室空調機 （HVAC-AH2-5）		原子炉建屋	

注記 *：溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表 2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (54/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
原子炉建屋換気系	RHR (C) ポンプ室空調機 (HVAC-AH2-6)		原子炉建屋	
原子炉建屋換気系	RHR (A) ポンプ室空調機 (HVAC-AH2-7)		原子炉建屋	
原子炉建屋換気系	RCIC ポンプ・タービン室空調機 (HVAC-AH2-4)		原子炉建屋	
原子炉建屋換気系	LPCS ポンプ室空調機 (HVAC-AH2-3)		原子炉建屋	
原子炉建屋換気系	C/S 給気隔離ダンパ (通常系) (SB2-1A(A0))		原子炉建屋	
原子炉建屋換気系	C/S 給気隔離ダンパ (通常系) (SB2-1B(A0))		原子炉建屋	
原子炉建屋換気系	C/S 給気隔離ダンパ (SB2-1C(A0))		原子炉建屋	
原子炉建屋換気系	C/S 給気隔離ダンパ (SB2-1D(A0))		原子炉建屋	
原子炉建屋換気系	C/S 排気隔離ダンパ (通常系) (SB2-2A(A0))		原子炉建屋	
原子炉建屋換気系	C/S 排気隔離ダンパ (通常系) (SB2-2B(A0))		原子炉建屋	
原子炉建屋換気系	C/S 排気隔離ダンパ (SB2-2C(A0))		原子炉建屋	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (55/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
原子炉建屋換気系	C/S 排気隔離ダンパ (SB2-2D(A0))		原子炉建屋	
原子炉再循環系	原子炉再循環系 (A) 計装ラック (H22-P022)		原子炉建屋	
原子炉再循環系	原子炉再循環系 (B) 計装ラック (H22-P006)		原子炉建屋	
原子炉再循環系	原子炉再循環ポンプ (B) 流量制御弁 (B35-F060B-V2(A0))		原子炉建屋	
原子炉再循環系	原子炉再循環ポンプ (B) 流量制御弁 (B35-F060B-V4(A0))		原子炉建屋	
原子炉再循環系	原子炉再循環ポンプ (B) 流量制御弁 (B35-F060B-V6(A0))		原子炉建屋	
原子炉再循環系	原子炉再循環ポンプ (B) 流量制御弁 (B35-F060B-V8(A0))		原子炉建屋	
原子炉再循環系	原子炉再循環ポンプ (A) 流量制御弁 (B35-F060A-V1(A0))		原子炉建屋	
原子炉再循環系	原子炉再循環ポンプ (A) 流量制御弁 (B35-F060A-V3(A0))		原子炉建屋	
原子炉再循環系	原子炉再循環ポンプ (A) 流量制御弁 (B35-F060A-V5(A0))		原子炉建屋	
原子炉再循環系	原子炉再循環ポンプ (A) 流量制御弁 (B35-F060A-V7(A0))		原子炉建屋	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (56/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
原子炉 冷却材 浄化系	CUW 外側隔離弁 (G33-F004(M0))		原子炉建屋	
高圧炉心 スプレイ系	高圧炉心スプレイ系注入弁 (E22-F004(M0))		原子炉建屋	
高圧炉心 スプレイ系	HPCS DIV-III計装ラック (H22-P024)		原子炉建屋	
高圧炉心 スプレイ系	HPCS ポンプ入口弁 (CST 側) (E22-F001(M0))		原子炉建屋	
高圧炉心 スプレイ系	HPCS ポンプ高圧炉心スプレイ系ポンプ (HPCS-PMP-C001)		原子炉建屋	
高圧炉心 スプレイ系	HPCS ミニフロー弁 (E22-F012(M0))		原子炉建屋	
高圧炉心 スプレイ系	HPCS ポンプ入口弁 (S/P 側) (E22-F015(M0))		原子炉建屋	
高圧炉心 スプレイ系	CST WATER LEVEL (伝送器) (LT-E22-N054A)		復水貯蔵タンク エリア	
高圧炉心 スプレイ系	CST WATER LEVEL (伝送器) (LT-E22-N054B)		復水貯蔵タンク エリア	
高圧炉心 スプレイ系	CST WATER LEVEL (伝送器) (LT-E22-N054C)		復水貯蔵タンク エリア	
高圧炉心 スプレイ系	CST WATER LEVEL (伝送器) (LT-E22-N054D)		復水貯蔵タンク エリア	

注記 *：溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (57/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
低圧炉心 スプレイ系	低圧炉心スプレイ系注入弁 (E21-F005(M0))		原子炉建屋	
低圧炉心 スプレイ系	LPCS 計装ラック (H22-P001)		原子炉建屋	
低圧炉心 スプレイ系	低圧炉心スプレイ系ポンプ (LPCS-PMP-C001)		原子炉建屋	
低圧炉心 スプレイ系	LPCS ポンプ入口弁 (E21-F001(M0))		原子炉建屋	
低圧炉心 スプレイ系	LPCS ミニフロー弁 (E21-F011(M0))		原子炉建屋	
中央制御室 制御盤	プロセス放射線モニタ記録計盤 (H13-P600)		原子炉建屋	
中央制御室 制御盤	非常用炉心冷却系制御盤 (H13-P601)		原子炉建屋	
中央制御室 制御盤	原子炉補機制御盤 (H13-P602)		原子炉建屋	
中央制御室 制御盤	原子炉制御操作盤 (H13-P603)		原子炉建屋	
中央制御室 制御盤	プロセス放射線モニタ計装盤 (H13-P604)		原子炉建屋	

注記 *：溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (58/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
中央制御室 制御盤	TIP 制御盤 (H13-P607)		原子炉建屋	
中央制御室 制御盤	出力領域モニタ計装盤 (H13-P608)		原子炉建屋	
中央制御室 制御盤	原子炉保護系 (A) 継電器盤 (H13-P609)		原子炉建屋	
中央制御室 制御盤	原子炉保護系 (B) 継電器盤 (H13-P611)		原子炉建屋	
中央制御室 制御盤	プロセス計装盤 (H13-P613)		原子炉建屋	
中央制御室 制御盤	プロセス計装盤 (H13-P617)		原子炉建屋	
中央制御室 制御盤	残留熱除去系 (B) , (C) 補助継電器盤 (H13-P618)		原子炉建屋	
中央制御室 制御盤	ジェットポンプ計装盤 (H13-P619)		原子炉建屋	
中央制御室 制御盤	原子炉隔離時冷却系継電器盤 (H13-P621)		原子炉建屋	
中央制御室 制御盤	原子炉格納容器内側隔離系継電器盤 (H13-P622)		原子炉建屋	
中央制御室 制御盤	原子炉格納容器外側隔離系継電器盤 (H13-P623)		原子炉建屋	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (59/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
中央制御室 制御盤	高圧炉心スプレイ系継電器盤 (H13-P625)		原子炉建屋	
中央制御室 制御盤	自動減圧系 (A) 継電器盤 (H13-P628)		原子炉建屋	
中央制御室 制御盤	低圧炉心スプレイ系, 残留熱除去系 (A) 補助継電器盤 (H13-P629)		原子炉建屋	
中央制御室 制御盤	自動減圧系 (B) 継電器盤 (H13-P631)		原子炉建屋	
中央制御室 制御盤	漏えい検出系操作盤 (H13-P632)		原子炉建屋	
中央制御室 制御盤	プロセス放射線モニタ, 起動時領域モニタ (A) 操作盤 (H13-P635)		原子炉建屋	
中央制御室 制御盤	プロセス放射線モニタ, 起動時領域モニタ (B) 操作盤 (H13-P636)		原子炉建屋	
中央制御室 制御盤	格納容器雰囲気監視系 (A) 操作盤 (H13-P638)		原子炉建屋	
中央制御室 制御盤	格納容器雰囲気監視系 (B) 操作盤 (H13-P639)		原子炉建屋	
中央制御室 制御盤	漏えい検出系操作盤 (H13-P642)		原子炉建屋	
中央制御室 制御盤	サプレッションプール温度記録計盤 (A) (H13-P689)		原子炉建屋	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (60/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
中央制御室 制御盤	サプレッションプール温度記録計盤 (B) (H13-P690)		原子炉建屋	
中央制御室 制御盤	原子炉保護系 (1A) トリップユニット盤 (H13-P921)		原子炉建屋	
中央制御室 制御盤	原子炉保護系 (1B) トリップユニット盤 (H13-P922)		原子炉建屋	
中央制御室 制御盤	原子炉保護系 (2A) トリップユニット盤 (H13-P923)		原子炉建屋	
中央制御室 制御盤	原子炉保護系 (2B) トリップユニット盤 (H13-P924)		原子炉建屋	
中央制御室 制御盤	緊急時炉心冷却系 (DIV-I-1) トリップユ ニット盤 (H13-P925)		原子炉建屋	
中央制御室 制御盤	緊急時炉心冷却系 (DIV-II-1) トリップユ ニット盤 (H13-P926)		原子炉建屋	
中央制御室 制御盤	緊急時炉心冷却系 (DIV-I-2) トリップユ ニット盤 (H13-P927)		原子炉建屋	
中央制御室 制御盤	高圧炉心スプレイ系 トリップユニット 盤 (H13-P929)		原子炉建屋	
中央制御室 制御盤	所内電気操作盤 (CP-1)		原子炉建屋	
中央制御室 制御盤	タービン発電機操作盤 (CP-2)		原子炉建屋	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (61/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
中央制御室 制御盤	タービン補機操作盤 (CP-3)		原子炉建屋	
中央制御室 制御盤	タービン補機盤 (CP-4)		原子炉建屋	
中央制御室 制御盤	窒素置換－空調換気制御盤 (CP-5)		原子炉建屋	
中央制御室 制御盤	非常用ガス処理系, 非常用ガス循環系 (A) 操作盤 (CP-6A)		原子炉建屋	
中央制御室 制御盤	非常用ガス処理系, 非常用ガス循環系 (B) 操作盤 (CP-6B)		原子炉建屋	
中央制御室 制御盤	TURBINE GENERATOR V. B (CP-8)		原子炉建屋	
中央制御室 制御盤	タービン補機補助継電器盤 (CP-9)		原子炉建屋	
中央制御室 制御盤	発電機・主変圧器保護リレー盤 (CP-10A)		原子炉建屋	
中央制御室 制御盤	発電機・主変圧器保護リレー盤 (CP-10B)		原子炉建屋	
中央制御室 制御盤	予備変圧器保護リレー盤 (CP-10C)		原子炉建屋	
中央制御室 制御盤	タービン補機盤 (CP-11)		原子炉建屋	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (62/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
中央制御室 制御盤	M S I V - L C S (A) 制御盤 (CP-13)		原子炉建屋	
中央制御室 制御盤	M S I V - L C S (B) 制御盤 (CP-14)		原子炉建屋	
中央制御室 制御盤	可燃性ガス濃度制御盤 (A) (CP-15)		原子炉建屋	
中央制御室 制御盤	可燃性ガス濃度制御盤 (B) (CP-16)		原子炉建屋	
中央制御室 制御盤	送・受電系統制御盤 (CP-30)		原子炉建屋	
中央制御室 制御盤	開閉所保護リレー盤 (CP-32)		原子炉建屋	
中央制御室 制御盤	原子炉廻り温度記録計盤 (H13-P614)		原子炉建屋	
中性子計装系	起動領域計装 前置増幅器 (H22-P030)		原子炉建屋	
中性子計装系	起動領域計装 前置増幅器 (H22-P031)		原子炉建屋	
中性子計装系	起動領域計装 前置増幅器 (H22-P032)		原子炉建屋	
中性子計装系	起動領域計装 前置増幅器 (H22-P033)		原子炉建屋	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (63/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
中性子計装系	TIP 駆動装置電気盤 (LCP-200)		原子炉建屋	
中性子計装系	TIP N ₂ 隔離弁 (C51-S0-F010(電磁弁))		原子炉建屋	
主蒸気隔離弁 漏えい抑制系	MSIV ステムリークドレン弁 (A) (E32-FF009A(M0))		原子炉建屋	
主蒸気隔離弁 漏えい抑制系	MSIV ステムリークドレン弁 (B) (E32-FF009B(M0))		原子炉建屋	
ドライウエル 冷却系	ドライウエル冷水入口隔離弁 (7-90V13(M0))		原子炉建屋	
ドライウエル 冷却系	ドライウエル冷水出口隔離弁 (7-90V17(M0))		原子炉建屋	
不活性ガス系	ドライウエル圧力 (A) (伝送器) (PT-26-79.51A)		原子炉建屋	
不活性ガス系	ドライウエル圧力 (B) (伝送器) (PT-26-79.51B)		原子炉建屋	
不活性ガス系	PCV PRESS (伝送器) (PT-26-79.53)		原子炉建屋	
不活性ガス系	PCV PRESS (伝送器) (PT-26-79.5R)		原子炉建屋	
不活性ガス系	サプレッション・チェンバ圧力 (PT-26-79.52A)		原子炉建屋	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (64/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
不活性ガス系	サプレッション・チェンバ圧力 (PT-26-79.52B)		原子炉建屋	
不活性ガス系	SUPP CHAMBER LEVEL (伝送器) (LT-26-79.5R)		原子炉建屋	
不活性ガス系	サプレッション・チェンバ水位 (A) (伝送器) (LT-26-79.5A)		原子炉建屋	
不活性ガス系	サプレッション・チェンバ水位 (B) (伝送器) (LT-26-79.5B)		原子炉建屋	
不活性ガス系	原子炉建屋換気系ベント弁 (SB2-14) (2-26B-13(A0))		原子炉建屋	
不活性ガス系	FRVS ベント弁 (SB2-3) (2-26B-14(A0))		原子炉建屋	
不活性ガス系	ドライウエルベント弁 (2-26B-12(M0))		原子炉建屋	
不活性ガス系	ドライウエル 2 インチ ベント弁 (2-26V9(A0))		原子炉建屋	
不活性ガス系	サプレッション・チェンバベント弁 (2-26B-10(M0))		原子炉建屋	
不活性ガス系	サプレッション・チェンバベント弁 (2-26B-11(A0))		原子炉建屋	
不活性ガス系	サプレッション・チェンバ真空破壊止め弁 (2-26B-3(A0))		原子炉建屋	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (65/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
不活性ガス系	サプレッション・チェンバ真空破壊止め弁 (2-26B-4(A0))		原子炉建屋	
不活性ガス系	サプレッション・チェンバパージ弁 (2-26B-5(A0))		原子炉建屋	
不活性ガス系	サプレッション・チェンバ N ₂ ガス供給弁 (2-26B-6(A0))		原子炉建屋	
不活性ガス系	エアパージ供給入口弁 (2-26B-1(A0))		原子炉建屋	
不活性ガス系	格納容器パージ弁 (2-26B-2(A0))		原子炉建屋	
不活性ガス系	格納容器／サプレッション・チェンバ N ₂ ガス供給弁 (2-26B-7(A0))		原子炉建屋	
不活性ガス系	N ₂ ガスパージ供給弁 (2-26B-8(A0))		原子炉建屋	
不活性ガス系	格納容器 N ₂ ガス供給弁 (2-26B-9(A0))		原子炉建屋	
不活性ガス系	ドライウエル真空破壊弁テスト用電磁弁 (2-26V81(電磁弁))		原子炉建屋	
不活性ガス系	ドライウエル真空破壊弁テスト用電磁弁 (2-26V82(電磁弁))		原子炉建屋	
不活性ガス系	ドライウエル真空破壊弁テスト用電磁弁 (2-26V83(電磁弁))		原子炉建屋	

注記 *：溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (66/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
不活性ガス系	ドライウエル真空破壊弁テスト用電磁弁 (2-26V84(電磁弁))		原子炉建屋	
不活性ガス系	ドライウエル真空破壊弁テスト用電磁弁 (2-26V85(電磁弁))		原子炉建屋	
不活性ガス系	ドライウエル真空破壊弁テスト用電磁弁 (2-26V86(電磁弁))		原子炉建屋	
不活性ガス系	ドライウエル真空破壊弁テスト用電磁弁 (2-26V87(電磁弁))		原子炉建屋	
不活性ガス系	ドライウエル真空破壊弁テスト用電磁弁 (2-26V88(電磁弁))		原子炉建屋	
不活性ガス系	ドライウエル真空破壊弁テスト用電磁弁 (2-26V89(電磁弁))		原子炉建屋	
不活性ガス系	ドライウエル真空破壊弁テスト用電磁弁 (2-26V90(電磁弁))		原子炉建屋	
不活性ガス系	ドライウエル真空破壊弁テスト用電磁弁 (2-26V91(電磁弁))		原子炉建屋	
事故時 サンプリング 系	D/W 内サンプリングバイパス弁 (V25-1008(電磁弁))		原子炉建屋	
試料採取系	格納容器酸素分析系サンプリング弁 (25-51A1(電磁弁))		原子炉建屋	
試料採取系	格納容器酸素分析系サンプリング弁 (25-51A2(電磁弁))		原子炉建屋	

注記 *：溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (67/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
試料採取系	格納容器酸素分析系サンプリング弁 (25-51B1(電磁弁))		原子炉建屋	
試料採取系	格納容器酸素分析系サンプリング弁 (25-51B2(電磁弁))		原子炉建屋	
試料採取系	PLR 炉水サンプリング弁 (外側隔離弁) (B35-F020(A0))		原子炉建屋	
試料採取系	格納容器酸素分析系サンプリング弁 (25-51C1(電磁弁))		原子炉建屋	
試料採取系	格納容器酸素分析系サンプリング弁 (25-51C2(電磁弁))		原子炉建屋	
試料採取系	格納容器酸素分析系サンプリング弁 (25-51D1(電磁弁))		原子炉建屋	
試料採取系	格納容器酸素分析系サンプリング弁 (25-51D2(電磁弁))		原子炉建屋	
試料採取系	格納容器酸素分析系排気弁 (25-51E1(電磁弁))		原子炉建屋	
試料採取系	格納容器酸素分析系排気弁 (25-51E2(電磁弁))		原子炉建屋	
放射性 廃棄物 処理系	原子炉格納容器ドレン系機器ドレン隔離 弁 (外側) (G13-F132(A0))		原子炉建屋	
放射性 廃棄物 処理系	原子炉格納容器ドレン系機器ドレン隔離 弁 (内側) (G13-F133(A0))		原子炉建屋	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (68/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
放射性 廃棄物 処理系	原子炉格納容器ドレン系床ドレン隔離弁 (外側) (G13-F129(A0))		原子炉建屋	
放射性 廃棄物 処理系	原子炉格納容器ドレン系床ドレン隔離弁 (内側) (G13-F130(A0))		原子炉建屋	
復水 移送系	復水移送ポンプ (A) (MUW-PMP-CST-A)		タービン 建屋	
復水移送系	復水移送ポンプ (B) (MUW-PMP-CST-B)		タービン 建屋	
復水移送系	COND TRANS PUMP DISCH PRESS (PT-18-190.5)		タービン 建屋	
復水移送系	CST (A) LEVEL (伝送器) (LT-18-190A)		復水貯蔵タン クエリア	
復水移送系	CST (B) LEVEL (伝送器) (LT-18-190B)		復水貯蔵タン クエリア	
所内電源系	TB 120V AC INST DIST PNL 1		タービン 建屋	
所内電源系	モータコントロールセンタ 2A3-1		タービン 建屋	
所内電源系	モータコントロールセンタ 2B3-1		タービン 建屋	
所内電源系	パワーセンタ 2A-3		タービン 建屋	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (69/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
所内電源系	パワーセンタ 2B-3		タービン 建屋	
プロセス 放射線 モニタ系	排ガス放射線モニタ (A) プリアンプ (RAM-D17-K020A)		タービン 建屋	
プロセス 放射線 モニタ系	排ガス放射線モニタ (B) プリアンプ (RAM-D17-K020B)		タービン 建屋	
プロセス 放射線 モニタ系	排ガス放射線モニタ (A) (検出器) (減衰管入口) (D17-N002A)		タービン 建屋	
プロセス 放射線 モニタ系	排ガス放射線モニタ (B) (検出器) (減衰管入口) (D17-N002B)		タービン 建屋	
プロセス 放射線 モニタ系	排ガス放射線モニタ (A) プリアンプ (RAM-D17-K030A)		原子炉建屋	
プロセス 放射線 モニタ系	排ガス放射線モニタ (B) プリアンプ (RAM-D17-K030B)		原子炉建屋	
プロセス 放射線 モニタ系	排ガス放射線モニタ (A) (検出器) (減衰管出口) (D17-N022A)		原子炉建屋	
プロセス 放射線 モニタ系	排ガス放射線モニタ (B) (検出器) (減衰管出口) (D17-N022B)		原子炉建屋	
プロセス 放射線 モニタ系	排ガス放射線モニタ (A) プリアンプ (活性炭吸着塔出口) (RAM-D17-K500A)		原子炉建屋	
プロセス 放射線 モニタ系	排ガス放射線モニタ (B) プリアンプ 排ガス放射線モニタ (RAM-D17-K500B)		原子炉建屋	

注記 *：溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (70/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
プロセス 放射線 モニタ系	OFF GAS POST TREATMENT SAMPLE RACK (D17-J011)		原子炉建屋	
プロセス 放射線 モニタ系	OFF GAS POST TREATMENT SAMPLE RACK (D17-J011-1)		原子炉建屋	
プロセス 放射線 モニタ系	排ガス線形放射線モニタ (検出器) (D17-N021)		タービン 建屋	
プロセス 放射線 モニタ系	光変換器盤収納盤 (D17-P112)		原子炉建屋	
プロセス 放射線 モニタ系	排気筒モニタ盤 A (D17-P012A)		排気筒 モニタ室	
プロセス 放射線 モニタ系	排気筒モニタサンプルラック A (D17-P102A)		排気筒 モニタ室	
プロセス 放射線 モニタ系	主排気筒モニタガスサンプル A (D17-P101A)		排気筒 モニタ室	
プロセス 放射線 モニタ系	主排気筒放射線モニタ (D17-N030)		排気筒 モニタ室	
プロセス 放射線 モニタ系	排気筒モニタ盤 B (D17-P012B)		排気筒 モニタ室	
プロセス 放射線 モニタ系	排気筒モニタサンプルラック B (D17-P102B)		排気筒 モニタ室	
プロセス 放射線 モニタ系	主排気筒モニタガスサンプル B (D17-P101B)		排気筒 モニタ室	

注記 *：溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (71/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
プロセス 放射線 モニタ系	主排気筒モニタトリチウム回収制御盤 (D17-P103)		排気筒 モニタ室	
プロセス 放射線 モニタ系	主排気筒モニタトリチウムサンプルラック A (D17-P104)		排気筒 モニタ室	
プロセス 放射線 モニタ系	主排気筒モニタトリチウムサンプルラック B (D17-P104)		排気筒 モニタ室	
プロセス 放射線 モニタ系	主排気筒フィルタラック (D17-013)		排気筒 モニタ室	
プロセス 放射線 モニタ系	SGTS STACK SAMPLE RACK (D17-P001)		排気筒 モニタ室	
プロセス 放射線 モニタ系	SGTS STACK GAS SAMPLE RACK (D17-P001-1)		排気筒 モニタ室	
プロセス 放射線 モニタ系	非常用ガス処理系排気筒放射線モニタ		排気筒 モニタ室	
プロセス 放射線 モニタ系	SGTS STACK FILTER RACK (D17-P014)		排気筒 モニタ室	
中央制御室 制御盤	OFF GAS CHACOAL SYS. V. B (CP-31)		原子炉建屋	
中央制御室 制御盤	TURB. GEN TEST&CHECKOUT V. B (CP-7)		原子炉建屋	
気体廃棄物 処理系	OFF GAS SYSTEM INST. RACK (PNL-LR-R-4)		タービン 建屋	

注記 *：溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (72/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
気体廃棄物 処理系	OFF GAS PREHEATERS TEMP (TE-23-164)		タービン 建屋	
気体廃棄物 処理系	主蒸気式空気抽出器 (A) 出口弁 (6-23V1(M0))		タービン 建屋	
気体廃棄物 処理系	主蒸気式空気抽出器 (B) 出口弁 (6-23V2(M0))		タービン 建屋	
気体廃棄物 処理系	オフガスプレヒータ (A) 入口弁 (6-23V5(A0))		タービン 建屋	
気体廃棄物 処理系	オフガスプレヒータ (B) 入口弁 (6-23V4(A0))		タービン 建屋	
気体廃棄物 処理系	排ガス予熱器 (A) 蒸気温度制御弁 (TCV-23-164.1A(A0))		タービン 建屋	
気体廃棄物 処理系	排ガス予熱器 (B) 蒸気温度制御弁 (TCV-23-164.1B(A0))		タービン 建屋	
気体廃棄物 処理系	排ガス空気抽出器 (A) 入口弁 (OGC-F019A(A0))		原子炉建屋	
気体廃棄物 処理系	排ガス空気抽出器 (B) 入口弁 (OGC-F019B(A0))		原子炉建屋	
気体廃棄物 処理系	排ガス空気抽出器 (A) 再循環圧力制御弁 (PCV-F051A)		原子炉建屋	
気体廃棄物 処理系	排ガス空気抽出器 (B) 再循環圧力制御弁 (PCV-F051B)		原子炉建屋	

注記 * : 溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表2-7 溢水評価対象の防護対象設備リスト (73/73)

系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
気体廃棄物 処理系	排ガス空気抽出器 (A) 入口弁 (OGC-F103A(A0))		原子炉建屋	
気体廃棄物 処理系	排ガス空気抽出器 (B) 入口弁 (OGC-F103B(A0))		原子炉建屋	
気体廃棄物 処理系	排ガス再結合器 (A)		タービン 建屋	
気体廃棄物 処理系	排ガス再結合器 (B)		タービン 建屋	
空気抽出系	第1段 SJAE (A) 空気入口弁 (6-22V2(M0))		タービン 建屋	
空気抽出系	第1段 SJAE (B) 空気入口弁 (6-22V3(M0))		タービン 建屋	
空気抽出系	SJAE 蒸気 BLOCK (A0-7-119A)		タービン 建屋	
空気抽出系	SJAE 蒸気 BLOCK (A0-7-119B)		タービン 建屋	
タービン補助 蒸気系	主蒸気式空気抽出器 (A) 第1段蒸気入口 弁 (6-7V31A(M0))		タービン 建屋	
タービン補助 蒸気系	主蒸気式空気抽出器 (A) 第2段蒸気入口 弁 (6-7V31B(M0))		タービン 建屋	
タービン補助 蒸気系	主蒸気式空気抽出器 (B) 第1段蒸気入口 弁 (6-7V32A(M0))		タービン 建屋	
タービン補助 蒸気系	主蒸気式空気抽出器 (B) 第2段蒸気入口 弁 (6-7V32B(M0))		タービン 建屋	

注記 *：溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表 2-8 溢水評価対象の重大事故等対処設備リスト (1/33)

施設区分	設備	常設 可搬	溢水 防護 区画	設置建屋	設置高さ*	表 2-7 記載設備 との重複有無 ○：重複有 ×：重複無
核燃料物質の 取扱施設及び 貯蔵施設	使用済燃料プール温度 (S A)	常設		原子炉建屋 原子炉棟		×
核燃料物質の 取扱施設及び 貯蔵施設	使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域)	常設		原子炉建屋 原子炉棟		○ (水位監視機能)
核燃料物質の 取扱施設及び 貯蔵施設	代替燃料プール冷却系ポンプ	常設		原子炉建屋 原子炉棟		×
核燃料物質の 取扱施設及び 貯蔵施設	使用済燃料プール監視カメラ	常設		原子炉建屋 原子炉棟		×
核燃料物質の 取扱施設及び 貯蔵施設	使用済燃料プール監視カメラ 用空冷装置 (エアクーラー)	常設		原子炉建屋 原子炉棟		×
核燃料物質の 取扱施設及び 貯蔵施設	使用済燃料プール監視カメラ 用空冷装置 (ドライヤー, コン プレッサー)	常設		原子炉建屋 付属棟		×
原子炉冷却 系統施設	残留熱除去系ポンプ A (RHR-PMP-C002A)	常設		原子炉建屋 原子炉棟		○
原子炉冷却 系統施設	残留熱除去系ポンプ B (RHR-PMP-C002B)	常設		原子炉建屋 原子炉棟		○
原子炉冷却 系統施設	残留熱除去系ポンプ C (RHR-PMP-C002C)	常設		原子炉建屋 原子炉棟		○
原子炉冷却 系統施設	残留熱除去系 A 系注入弁 (E12-F042A(M0))	常設		原子炉建屋 原子炉棟		○
原子炉冷却 系統施設	残留熱除去系 B 系注入弁 (E12-F042B(M0))	常設		原子炉建屋 原子炉棟		○

注記 *：溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表 2-8 溢水評価対象の重大事故等対処設備リスト (2/33)

施設区分	設備	常設 可搬	溢水 防護 区画	設置建屋	設置高さ*	表 2-7 記載設備 との重複有無 ○：重複有 ×：重複無
原子炉冷却 系統施設	残留熱除去系 C 系注入弁 (E12-F042C(M0))	常設		原子炉建屋 原子炉棟		○
原子炉冷却 系統施設	高圧炉心スプレイ系ポンプ (HPCS-PMP-C001)	常設		原子炉建屋 原子炉棟		○
原子炉冷却 系統施設	高圧炉心スプレイ系注入弁 (E22-F004(M0))	常設		原子炉建屋 原子炉棟		○
原子炉冷却 系統施設	低圧炉心スプレイ系注入弁 (E21-F005(M0))	常設		原子炉建屋 原子炉棟		○
原子炉冷却 系統施設	低圧炉心スプレイ系ポンプ (LPCS-PMP-C001)	常設		原子炉建屋 原子炉棟		○
原子炉冷却 系統施設	原子炉隔離時冷却系ポンプ (RCIC-PMP-C001)	常設		原子炉建屋 原子炉棟		○
原子炉冷却 系統施設	常設高圧代替注水系ポンプ	常設		原子炉建屋 原子炉棟		×
原子炉冷却 系統施設	常設低圧代替注水系ポンプ	常設		常設低圧 代替注水系 ポンプ室		×
原子炉冷却 系統施設	可搬型代替注水大型ポンプ	可搬		屋外 (保管場所)		×
原子炉冷却 系統施設	可搬型代替注水中型ポンプ	可搬		屋外 (保管場所)		×
原子炉冷却 系統施設	代替循環冷却系ポンプ A	常設		原子炉建屋 原子炉棟		×

注記 *：溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表 2-8 溢水評価対象の重大事故等対処設備リスト (3/33)

施設区分	設備	常設 可搬	溢水 防護 区画	設置建屋	設置高さ*	表 2-7 記載設備 との重複有無 ○：重複有 ×：重複無
原子炉冷却 系統施設	代替循環冷却系ポンプ B	常設		原子炉建屋 原子炉棟		×
原子炉冷却 系統施設	残留熱除去系海水系ポンプ A (RHRS-PMP-A)	常設		海水 ポンプ室		○
原子炉冷却 系統施設	残留熱除去系海水系ポンプ B (RHRS-PMP-B)	常設		海水 ポンプ室		○
原子炉冷却 系統施設	残留熱除去系海水系ポンプ C (RHRS-PMP-C)	常設		海水 ポンプ室		○
原子炉冷却 系統施設	残留熱除去系海水系ポンプ D (RHRS-PMP-D)	常設		海水 ポンプ室		○
原子炉冷却 系統施設	緊急用海水ポンプ	常設		緊急用 海水ポンプ ピット		×
原子炉冷却 系統施設	耐圧強化ベント系一次隔離弁 (2-26B-90(M0))	常設		原子炉建屋 原子炉棟		×
原子炉冷却 系統施設	耐圧強化ベント系二次隔離弁 (2-26B-91(M0))	常設		原子炉建屋 原子炉棟		×
原子炉冷却 系統施設	原子炉隔離時冷却系注入弁 (E51-F013(M0))	常設		原子炉建屋 原子炉棟		○
原子炉冷却 系統施設	原子炉隔離時冷却系蒸気供給 弁 (E51-F045(M0))	常設		原子炉建屋 原子炉棟		○
原子炉冷却 系統施設	高圧代替注水系タービン止め 弁 (SA13-F300(M0))	常設		原子炉建屋 原子炉棟		×

注記 *：溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表 2-8 溢水評価対象の重大事故等対処設備リスト (4/33)

施設区分	設備	常設 可搬	溢水 防護 区画	設置建屋	設置高さ*	表 2-7 記載設備 との重複有無 ○：重複有 ×：重複無
原子炉冷却 系統施設	ホイールローダ	可搬		屋外 (保管場所)		×
計測制御 系統施設	水圧制御ユニット（東側） （水圧制御ユニットアキュム レータ，水圧制御ユニット窒 素容器，スクラム弁（C12- 126, C12-127）含む）	常設		原子炉建屋 原子炉棟		○
計測制御 系統施設	水圧制御ユニット（西側） （水圧制御ユニットアキュム レータ，水圧制御ユニット窒 素容器，スクラム弁（C12- 126, C12-127）含む）	常設		原子炉建屋 原子炉棟		○
計測制御 系統施設	ほう酸水注入ポンプ A （SLC-PMP-C001A）	常設		原子炉建屋 原子炉棟		○
計測制御 系統施設	ほう酸水注入ポンプ B （SLC-PMP-C001B）	常設		原子炉建屋 原子炉棟		○
計測制御 系統施設	ほう酸水貯蔵タンク （SLC-VSL-A001）	常設		原子炉建屋 原子炉棟		○
計測制御 系統施設	起動領域計装 前置増幅器 （H22-P030）	常設		原子炉建屋 原子炉棟		○
計測制御 系統施設	起動領域計装 前置増幅器 （H22-P031）	常設		原子炉建屋 原子炉棟		○
計測制御 系統施設	起動領域計装 前置増幅器 （H22-P032）	常設		原子炉建屋 原子炉棟		○
計測制御 系統施設	起動領域計装 前置増幅器 （H22-P033）	常設		原子炉建屋 原子炉棟		○
計測制御 系統施設	高圧代替注水系系統流量 （FT-SA13-N006）	常設		原子炉建屋 原子炉棟		×

注記 *：溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表 2-8 溢水評価対象の重大事故等対処設備リスト (5/33)

施設区分	設備	常設 可搬	溢水 防護 区画	設置建屋	設置高さ*	表 2-7 記載設備 との重複有無 ○：重複有 ×：重複無
計測制御 系統施設	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） （FT-SA11-N201）	常設		原子炉建屋 原子炉棟		×
計測制御 系統施設	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） （FT-SA11-N200）	常設		原子炉建屋 原子炉棟		×
計測制御 系統施設	低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） （FT-SA11-N206）	常設		原子炉建屋 原子炉棟		×
計測制御 系統施設	低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用） （FT-SA11-N207）	常設		原子炉建屋 原子炉棟		×
計測制御 系統施設	代替循環冷却系原子炉注水流量（A系） （FT-SA17-N013A）	常設		原子炉建屋 原子炉棟		×
計測制御 系統施設	代替循環冷却系原子炉注水流量（B系） （FT-SA17-N013B）	常設		原子炉建屋 原子炉棟		×
計測制御 系統施設	代替循環冷却系ポンプ入口温度（A系） （TE-SA17-N001A）	常設		原子炉建屋 原子炉棟		×
計測制御 系統施設	代替循環冷却系ポンプ入口温度（B系） （TE-SA17-N001B）	常設		原子炉建屋 原子炉棟		×
計測制御 系統施設	残留熱除去系熱交換器入口温度 A （TE-E12-N004A）	常設		原子炉建屋 原子炉棟		×
計測制御 系統施設	残留熱除去系熱交換器入口温度 B （TE-E12-N004B）	常設		原子炉建屋 原子炉棟		×
計測制御 系統施設	残留熱除去系熱交換器出口温度 A （TE-E12-N027A）	常設		原子炉建屋 原子炉棟		×

注記 *：溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表 2-8 溢水評価対象の重大事故等対処設備リスト (6/33)

施設区分	設備	常設 可搬	溢水 防護 区画	設置建屋	設置高さ*	表 2-7 記載設備 との重複有無 ○：重複有 ×：重複無
計測制御 系統施設	残留熱除去系熱交換器出口温度 B (TE-E12-N027B)	常設		原子炉建屋 原子炉棟		×
計測制御 系統施設	原子炉隔離時冷却系系統流量 (伝送器) (FT-E51-N003)	常設		原子炉建屋 原子炉棟		○
計測制御 系統施設	高圧炉心スプレイ系系統流量 (FT-E22-N005) (HPCS DIV-Ⅲ計装ラック (H22-P024) に格納)	常設		原子炉建屋 原子炉棟		○
計測制御 系統施設	低圧炉心スプレイ系系統流量 (FT-E21-N003) (LPCS 計装ラック (H22-P001) に格納)	常設		原子炉建屋 原子炉棟		○
計測制御 系統施設	残留熱除去系系統流量 A (FT-E12-N015A) (RHR DIV-Ⅰ計装ラック (H22-P018) に格納)	常設		原子炉建屋 原子炉棟		○
計測制御 系統施設	残留熱除去系系統流量 B, C (FT-E12-N015B, N015C) (RHR DIV-Ⅱ計装ラック (H22-P021) に格納)	常設		原子炉建屋 原子炉棟		○
計測制御 系統施設	原子炉圧力 (PT-B22-N051A) (原子炉水位・圧力計装ラック (H22-P026) に格納)	常設		原子炉建屋 原子炉棟		○
計測制御 系統施設	原子炉圧力 (PT-B22-N051B) (原子炉水位・圧力計装ラック (H22-P027) に格納)	常設		原子炉建屋 原子炉棟		○
計測制御 系統施設	原子炉圧力 (S A) (PT-B22-N071B, D)	常設		原子炉建屋 原子炉棟		×
計測制御 系統施設	原子炉圧力 (S A) (PT-B22-N071A, C)	常設		原子炉建屋 原子炉棟		×
計測制御 系統施設	原子炉水位 (広帯域) (LT-B22-N091A, C) (原子炉水位・圧力計装ラック (H22-P026) に格納)	常設		原子炉建屋 原子炉棟		○

注記 *：溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表 2-8 溢水評価対象の重大事故等対処設備リスト (7/33)

施設区分	設備	常設 可搬	溢水 防護 区画	設置建屋	設置高さ*	表 2-7 記載設備 との重複有無 ○：重複有 ×：重複無
計測制御 系統施設	原子炉水位（広帯域） （LT-B22-N079B, D）	常設		原子炉建屋 原子炉棟		×
計測制御 系統施設	原子炉水位（広帯域） （LT-B22-N091B, D） （原子炉水位・圧力計装ラック （H22-P027）に格納）	常設		原子炉建屋 原子炉棟		○
計測制御 系統施設	原子炉水位（広帯域） （LT-B22-N079A, C）	常設		原子炉建屋 原子炉棟		×
計測制御 系統施設	原子炉水位（燃料域） （LT-B22-N044A）（ジェット ポンプグループ(A)計装ラック （H22-P010）に格納）	常設		原子炉建屋 原子炉棟		○
計測制御 系統施設	原子炉水位（燃料域） （LT-B22-N044B）	常設		原子炉建屋 原子炉棟		○
計測制御 系統施設	原子炉水位（S A 広帯域） （LT-B22-N010）	常設		原子炉建屋 原子炉棟		×
計測制御 系統施設	原子炉水位（S A 燃料域） （LT-B22-N020）	常設		原子炉建屋 原子炉棟		×
計測制御 系統施設	ドライウェル圧力 （PT-26-79.60）	常設		原子炉建屋 原子炉棟		×
計測制御 系統施設	サプレッション・チェンバ圧 力 （PT-26-79.61）	常設		原子炉建屋 原子炉棟		×
計測制御 系統施設	格納容器内水素濃度（S A） （H2E-SA19-N002A）	常設		原子炉建屋 原子炉棟		×
計測制御 系統施設	格納容器内水素濃度（S A） （H2E-SA19-N002B）	常設		原子炉建屋 原子炉棟		×

注記 *：溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表 2-8 溢水評価対象の重大事故等対処設備リスト (8/33)

施設区分	設備	常設 可搬	溢水 防護 区画	設置建屋	設置高さ*	表 2-7 記載設備 との重複有無 ○：重複有 ×：重複無
計測制御 系統施設	格納容器内酸素濃度 (S A) (02E-SA19-N001A)	常設		原子炉建屋 原子炉棟		×
計測制御 系統施設	格納容器内酸素濃度 (S A) (02E-SA19-N001B)	常設		原子炉建屋 原子炉棟		×
計測制御 系統施設	代替淡水貯槽水位 (LT-SA11-N0212)	常設		常設低圧 代替注水系 ポンプ室		×
計測制御 系統施設	西側淡水貯水設備水位 (LT-SA11-N230)	常設		常設代替 高圧電源 装置置場		×
計測制御 系統施設	低圧代替注水系格納容器スプレ イ流量 (常設ライン用) (FT-SA11-N202)	常設		原子炉建屋 原子炉棟		×
計測制御 系統施設	低圧代替注水系格納容器スプレ イ流量 (可搬ライン用) (FT-SA11-N208)	常設		原子炉建屋 原子炉棟		×
計測制御 系統施設	低圧代替注水系格納容器下部 注水流量 (FT-SA11-N204)	常設		原子炉建屋 原子炉棟		×
計測制御 系統施設	代替循環冷却系格納容器スプレ イ流量 (A系) (TE-SA17-N018A)	常設		原子炉建屋 原子炉棟		×
計測制御 系統施設	代替循環冷却系格納容器スプレ イ流量 (B系) (TE-SA17-N018B)	常設		原子炉建屋 原子炉棟		×
計測制御 系統施設	サブプレッション・プール水位 (LT-26-79.60)	常設		原子炉建屋 原子炉棟		×
計測制御 系統施設	原子炉建屋水素濃度 (H2E-SA16-N004)	常設		原子炉建屋 原子炉棟		×

注記 *：溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表 2-8 溢水評価対象の重大事故等対処設備リスト (9/33)

施設区分	設備	常設 可搬	溢水 防護 区画	設置建屋	設置高さ*	表 2-7 記載設備 との重複有無 ○：重複有 ×：重複無
計測制御 系統施設	原子炉建屋水素濃度 (H2E-SA16-N005)	常設		原子炉建屋 原子炉棟		×
計測制御 系統施設	原子炉建屋水素濃度 (H2E-SA16-N001)	常設		原子炉建屋 原子炉棟		×
計測制御 系統施設	原子炉建屋水素濃度 (H2E-SA16-N002)	常設		原子炉建屋 原子炉棟		×
計測制御 系統施設	原子炉建屋水素濃度 (H2E-SA16-N003)	常設		原子炉建屋 原子炉棟		×
計測制御 系統施設	自動減圧系の起動阻止スイッ チ (非常用炉心冷却系制御盤 (H13-P601)に配置)	常設		原子炉建屋 付属棟		○
計測制御 系統施設	A T W S 緩和設備 (代替制御 棒挿入機能)	常設		原子炉建屋 付属棟		×
計測制御 系統施設	A T W S 緩和設備 (代替再循 環系ポンプトリップ機能)	常設		原子炉建屋 付属棟		×
計測制御 系統施設	過渡時自動減圧機能	常設		原子炉建屋 付属棟		×
計測制御 系統施設	代替制御棒挿入機能 手動ス イッチ (原子炉制御操作盤 (H13- P603)に配置)	常設		原子炉建屋 付属棟		○
計測制御 系統施設	再循環系ポンプ遮断器手動ス イッチ (原子炉制御操作盤 (H13- P602)に配置)	常設		原子炉建屋 付属棟		○
計測制御 系統施設	低速度用電源装置遮断器手動 スイッチ (原子炉制御操作盤 (H13- P602)に配置)	常設		原子炉建屋 付属棟		○

注記 *：溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表 2-8 溢水評価対象の重大事故等対処設備リスト (10/33)

施設区分	設備	常設 可搬	溢水 防護 区画	設置建屋	設置高さ*	表 2-7 記載設備 との重複有無 ○：重複有 ×：重複無
計測制御 系統施設	非常用窒素供給系 A 系 高圧窒 素ポンペ	可搬		原子炉建屋 原子炉棟 (保管場所)		×
計測制御 系統施設	非常用窒素供給系 B 系 高圧窒 素ポンペ	可搬		原子炉建屋 原子炉棟 (保管場所)		×
計測制御 系統施設	非常用逃がし安全弁駆動系 A 系 高圧窒素ポンペ	可搬		原子炉建屋 原子炉棟 (保管場所)		×
計測制御 系統施設	非常用逃がし安全弁駆動系 B 系 高圧窒素ポンペ	可搬		原子炉建屋 原子炉棟 (保管場所)		×
計測制御 系統施設	衛星電話設備 (可搬型) (待避 室)	可搬		原子炉建屋 付属棟 (保管場所)		×
計測制御 系統施設	データ表示装置 (待避室)	可搬		原子炉建屋 付属棟 (保管場所)		×
計測制御 系統施設	酸素濃度計	可搬		原子炉建屋 付属棟 (保管場所)		×
計測制御 系統施設	二酸化炭素濃度計	可搬		原子炉建屋 付属棟 (保管場所)		×
計測制御 系統施設	可搬型照明 (S A)	可搬		原子炉建屋 付属棟 (保管場所)		×
計測制御 系統施設	再循環系ポンプ遮断器 A	常設		原子炉建屋 付属棟		×
計測制御 系統施設	再循環系ポンプ遮断器 B	常設		原子炉建屋 付属棟		×

注記 *：溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表 2-8 溢水評価対象の重大事故等対処設備リスト (11/33)

施設区分	設備	常設 可搬	溢水 防護 区画	設置建屋	設置高さ*	表 2-7 記載設備 との重複有無 ○：重複有 ×：重複無
計測制御 系統施設	再循環系ポンプ低速度用電源 装置遮断器 A, B	常設		原子炉建屋 原子炉棟		×
計測制御 系統施設	フィルタ装置入口水素濃度	常設		原子炉建屋 付属棟		×
計測制御 系統施設	静的触媒式水素再結合器動作 監視装置	常設		原子炉建屋 原子炉棟		×
計測制御 系統施設	フィルタ装置水位 (LT-SA14-N101A, N101B)	常設		格納容器 圧力逃がし 装置格納槽		×
計測制御 系統施設	フィルタ装置圧力 (PT-SA14-N102)	常設		格納容器 圧力逃がし 装置格納槽		×
計測制御 系統施設	フィルタ装置スクラビング水 温度 (TE-SA14-N103)	常設		格納容器 圧力逃がし 装置格納槽		×
計測制御 系統施設	残留熱除去系海水系系統流量 (FT-E12-N007A)	常設		原子炉建屋 原子炉棟		○
計測制御 系統施設	残留熱除去系海水系系統流量 (FT-E12-N007B)	常設		原子炉建屋 付属棟		○
計測制御 系統施設	緊急用海水系流量（残留熱除 去系熱交換器） (FT-SA21-N011)	常設		原子炉建屋 付属棟		×
計測制御 系統施設	緊急用海水系流量（残留熱除 去系補機） (FT-SA21-N015)	常設		原子炉建屋 付属棟		×
計測制御 系統施設	常設高圧代替注水系ポンプ吐 出圧力 (PT-SA13-N005) （RCIC DIV-I 計装ラック (H22-P017) に格納）	常設		原子炉建屋 原子炉棟		○

注記 *：溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表 2-8 溢水評価対象の重大事故等対処設備リスト (12/33)

施設区分	設備	常設 可搬	溢水 防護 区画	設置建屋	設置高さ*	表 2-7 記載設備 との重複有無 ○：重複有 ×：重複無
計測制御 系統施設	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 (PT-SA11-N213A, B)	常設		常設低圧 代替注水系 ポンプ室		×
計測制御 系統施設	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 A (PT-SA17-N005A)	常設		原子炉建屋 原子炉棟		×
計測制御 系統施設	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 B (PT-SA17-N005B)	常設		原子炉建屋 原子炉棟		×
計測制御 系統施設	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 (PT-E51-N004) (RCIC DIV-I 計装ラック (H22-P017) に格納)	常設		原子炉建屋 原子炉棟		○
計測制御 系統施設	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 (PT-E22-N004) (HPCS DIV-III 計装ラック (H22-P024) に格納)	常設		原子炉建屋 原子炉棟		○
計測制御 系統施設	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 (PT-E12-N056A) (RHR DIV-I 計装ラック (H22-P018) に格納)	常設		原子炉建屋 原子炉棟		○
計測制 御系統施設	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 (PT-E12-N056B, C) (RHR DIV-II 計装ラック (H22-P021) に格納)	常設		原子炉建屋 原子炉棟		○
計測制御 系統施設	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 (PT-E21-N052) (LPCS 計装ラック (H22-P001) に格納)	常設		原子炉建屋 原子炉棟		○
計測制御 系統施設	安全パラメータ表示システム (S P D S)	常設		緊急時 対策所建屋		×
計測制御 系統施設	可搬型計測器	可搬		原子炉建屋 付属棟 (保管場所)		×
計測制御 系統施設	可搬型計測器	可搬		緊急時 対策所建屋 (保管場所)		×

注記 *：溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表 2-8 溢水評価対象の重大事故等対処設備リスト (13/33)

施設区分	設備	常設 可搬	溢水 防護 区画	設置建屋	設置高さ*	表 2-7 記載設備 との重複有無 ○：重複有 ×：重複無
計測制御 系統施設	M/C 2C 電圧 (メタルクラッド開閉装置 2C に配置)	常設		原子炉建屋 附属棟		○
計測制御 系統施設	M/C 2D 電圧 (メタルクラッド開閉装置 2D に配置)	常設		原子炉建屋 附属棟		○
計測制御 系統施設	M/C HPCS 電圧 (メタルクラッド開閉装置 HPCS に配置)	常設		原子炉建屋 附属棟		○
計測制御 系統施設	P/C 2C 電圧 (パワーセンタ 2C に配置)	常設		原子炉建屋 附属棟		○
計測制御 系統施設	P/C 2D 電圧 (パワーセンタ 2D に配置)	常設		原子炉建屋 附属棟		○
計測制御 系統施設	緊急用 M/C 電圧 (緊急用メタルクラッド開閉 装置に配置)	常設		常設代替高 圧電源装置 置場		×
計測制御 系統施設	緊急用 P/C 電圧 (緊急用パワーセンタに配 置)	常設		常設代替高 圧電源装置 置場		×
計測制御 系統施設	直流 125V 主母線盤 2 A 電圧 (直流 125V 主母線盤 2 A (125V DC DIST CTR 2A) に配 置)	常設		原子炉建屋 附属棟		○
計測制御 系統施設	直流 125V 主母線盤 2 B 電圧 (直流 125V 主母線盤 2 B (125V DC DIST CTR 2B) に配 置)	常設		原子炉建屋 附属棟		○
計測制御 系統施設	直流 125V 主母線盤 HPCS 電圧 (直流 125V 主母線盤 HPCS (125V DC DIST CTR HPCS) に 配置)	常設		原子炉建屋 附属棟		○
計測制御 系統施設	直流±24V 中性子モニタ用分 電盤 2 A 電圧 (直流±24V 中性子モニタ用 分電盤 2 A (24V DC DIST PNL 2A) に配置)	常設		原子炉建屋 附属棟		○

注記 *：溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表 2-8 溢水評価対象の重大事故等対処設備リスト (14/33)

施設区分	設備	常設 可搬	溢水 防護 区画	設置建屋	設置高さ*	表 2-7 記載設備 との重複有無 ○：重複有 ×：重複無
計測制御 系統施設	直流±24V 中性子モニタ用分 電盤 2 B 電圧 (直流±24V 中性子モニタ用 分電盤 2 B (24V DC DIST PNL 2B) に配置)	常設		原子炉建屋 付属棟		○
計測制御 系統施設	緊急用直流 125V 主母線盤電 圧 (緊急用直流 125V 主母線盤 に配置)	常設		原子炉建屋 付属棟		×
計測制御 系統施設	非常用窒素供給系 A 系供給圧 力	常設		原子炉建屋 原子炉棟		×
計測制御 系統施設	非常用窒素供給系 B 系供給圧 力	常設		原子炉建屋 原子炉棟		×
計測制御 系統施設	非常用窒素供給系 A 系高圧窒 素ポンベ圧力	常設		原子炉建屋 原子炉棟		×
計測制御 系統施設	非常用窒素供給系 B 系高圧窒 素ポンベ圧力	常設		原子炉建屋 原子炉棟		×
計測制御 系統施設	非常用逃がし安全弁駆動系 A 系供給圧力	常設		原子炉建屋 原子炉棟		×
計測制御 系統施設	非常用逃がし安全弁駆動系 B 系供給圧力	常設		原子炉建屋 原子炉棟		×
計測制御 系統施設	非常用逃がし安全弁駆動系 A 系高圧窒素ポンベ圧力	常設		原子炉建屋 原子炉棟		×
計測制御 系統施設	非常用逃がし安全弁駆動系 B 系高圧窒素ポンベ圧力	常設		原子炉建屋 原子炉棟		×
計測制御 系統施設	携行型有線通話装置	可搬		緊急時 対策所建屋 (保管場所)		×

注記 *：溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表 2-8 溢水評価対象の重大事故等対処設備リスト (15/33)

施設区分	設備	常設 可搬	溢水 防護 区画	設置建屋	設置高さ*	表 2-7 記載設備 との重複有無 ○：重複有 ×：重複無
計測制御 系統施設	衛星電話設備（固定型）	常設		緊急時 対策所建屋		×
計測制御 系統施設	衛星電話設備（携帯型）	可搬		緊急時 対策所建屋 （保管場所）		×
計測制御 系統施設	無線連絡設備（携帯型）	可搬		緊急時 対策所建屋 （保管場所）		×
計測制御 系統施設	統合原子力防災ネットワーク に接続する通信連絡設備（テ レビ会議システム，I P 電話， I P - F A X ）	常設		緊急時 対策所建屋		×
計測制御 系統施設	データ伝送設備	常設		緊急時 対策所建屋		×
計測制御 系統施設	格納容器内雰囲気ガスサンプ リング装置	常設		原子炉建屋 原子炉棟		×
計測制御 系統施設	格納容器内雰囲気ガスサンプ リング装置	常設		原子炉建屋 原子炉棟		×
放射線管理 施設	格納容器雰囲気放射線モニタ （D/W） （RE-D23-N003A）	常設		原子炉建屋 原子炉棟		×
放射線管理 施設	格納容器雰囲気放射線モニタ （D/W） （RE-D23-N003B）	常設		原子炉建屋 原子炉棟		×
放射線 管理施設	フィルタ装置出口放射線モニ タ（低レンジ） （RE-SA14-N501）	常設		原子炉建屋 付属棟		×
放射線 管理施設	フィルタ装置出口放射線モニ タ（高レンジ） （RE-SA14-N500）	常設		原子炉建屋 付属棟		×

注記 *：溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表 2-8 溢水評価対象の重大事故等対処設備リスト (16/33)

施設区分	設備	常設 可搬	溢水 防護 区画	設置建屋	設置高さ*	表 2-7 記載設備 との重複有無 ○：重複有 ×：重複無
放射線 管理施設	フィルタ装置出口放射線モニ タ (高レンジ) (RE-SA14-N502)	常設		屋外		×
放射線 管理施設	耐圧強化ベント系放射線モニ タ (RE-D17-N700A)	常設		屋外		×
放射線 管理施設	耐圧強化ベント系放射線モニ タ (RE-D17-N700A)	常設		屋外		×
放射線 管理施設	緊急時対策所エリアモニタ	可搬		緊急時 対策所建屋 (保管場所)		×
放射線 管理施設	使用済燃料プールエリア放射 線モニタ (低レンジ) (RE-SA20-N030)	常設		原子炉建屋 原子炉棟		×
放射線 管理施設	使用済燃料プールエリア放射 線モニタ (高レンジ) (RE-SA20-N300)	常設		原子炉建屋 原子炉棟		×
放射線 管理施設	可搬型モニタリング・ポスト	可搬		緊急時 対策所建屋 (保管場所)		×
放射線 管理施設	β 線サーベイ・メータ	可搬		緊急時 対策所建屋 (保管場所)		×
放射線 管理施設	N a I シンチレーションサー ベイ・メータ	可搬		緊急時 対策所建屋 (保管場所)		×
放射線 管理施設	Z n S シンチレーションサー ベイ・メータ	可搬		緊急時 対策所建屋 (保管場所)		×
放射線 管理施設	電離箱サーベイ・メータ	可搬		緊急時 対策所建屋 (保管場所)		×

注記 *：溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表 2-8 溢水評価対象の重大事故等対処設備リスト (17/33)

施設区分	設備	常設 可搬	溢水 防護 区画	設置建屋	設置高さ*	表 2-7 記載設備 との重複有無 ○：重複有 ×：重複無
放射線 管理施設	中央制御室換気系空気調和機 ファン A (HVAC-AH2-9A)	常設		原子炉建屋 付属棟		○
放射線 管理施設	中央制御室換気系空気調和機 ファン B (HVAC-AH2-9B)	常設		原子炉建屋 付属棟		○
放射線 管理施設	中央制御室換気系フィルタ系 ファン (HVAC-E2-14A)	常設		原子炉建屋 付属棟		○
放射線 管理施設	中央制御室換気系フィルタ系 ファン (HVAC-E2-14B)	常設		原子炉建屋 付属棟		○
放射線 管理施設	中央制御室換気系フィルタユ ニット A (HVAC-FLT-A)	常設		原子炉建屋 付属棟		○
放射線 管理施設	中央制御室換気系フィルタユ ニット B (HVAC-FLT-B)	常設		原子炉建屋 付属棟		○
放射線 管理施設	中央制御室待避室空気ポンペ	可搬		原子炉建屋 付属棟 (保管場所)		×
放射線 管理施設	緊急時対策所加圧設備	可搬		緊急時 対策所建屋 (保管場所)		×
放射線 管理施設	緊急時対策所非常用送風機 A	常設		緊急時 対策所建屋		×
放射線 管理施設	緊急時対策所非常用送風機 B	常設		緊急時 対策所建屋		×
放射線 管理施設	緊急時対策所非常用フィルタ 装置 A	常設		緊急時 対策所建屋		×

注記 *：溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表 2-8 溢水評価対象の重大事故等対処設備リスト (18/33)

施設区分	設備	常設 可搬	溢水 防護 区画	設置建屋	設置高さ*	表 2-7 記載設備 との重複有無 ○：重複有 ×：重複無
放射線 管理施設	緊急時対策所非常用フィルタ 装置 B	常設		緊急時 対策所建屋		×
放射線 管理施設	第二弁操作室空気ポンペ	可搬		原子炉建屋 付属棟 (保管場所)		×
放射線 管理施設	第二弁操作室差圧計	常設		原子炉建屋 付属棟		×
放射線 管理施設	中央制御室待避室差圧計	常設		原子炉建屋 付属棟		×
放射線 管理施設	可搬型ダスト・よう素サンプ ラ	可搬		緊急時 対策所建屋 (保管場所)		×
放射線 管理施設	小型船舶	可搬		屋外 (保管場所)		×
放射線 管理施設	可搬型気象観測設備	可搬		緊急時 対策所建屋 (保管場所)		×
放射線 管理施設	緊急時対策所用差圧計	常設		緊急時 対策所建屋		×
放射線 管理施設	中央制御室給気隔離弁 (SB2-18A)	常設		原子炉建屋 付属棟		○
放射線 管理施設	中央制御室給気隔離弁 (SB2-18B)	常設		原子炉建屋 付属棟		○
放射線 管理施設	中央制御室給気隔離弁 (SB2-19A)	常設		原子炉建屋 付属棟		○

注記 *：溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表 2-8 溢水評価対象の重大事故等対処設備リスト (19/33)

施設区分	設備	常設 可搬	溢水 防護 区画	設置建屋	設置高さ*	表 2-7 記載設備 との重複有無 ○：重複有 ×：重複無
放射線 管理施設	中央制御室給気隔離弁 (SB2-19B)	常設		原子炉建屋 付属棟		○
放射線 管理施設	中央制御室排気隔離弁 (SB2-20A)	常設		原子炉建屋 付属棟		○
放射線 管理施設	中央制御室排気隔離弁 (SB2-20B)	常設		原子炉建屋 付属棟		○
放射線 管理施設	可搬型モニタリング・ポスト 端末	可搬		緊急時 対策所建屋 (保管場所)		×
放射線 管理施設	可搬型気象観測設備端末	可搬		緊急時 対策所建屋 (保管場所)		×
原子炉 格納施設	非常用ガス再循環系排風機 A (HVAC-E2-13A)	常設		原子炉建屋 原子炉棟		○
原子炉 格納施設	非常用ガス再循環系排風機 B (HVAC-E2-13B)	常設		原子炉建屋 原子炉棟		○
原子炉 格納施設	非常用ガス再循環系フィルタ トレイン A (FRVS-FLT-A)	常設		原子炉建屋 原子炉棟		○
原子炉 格納施設	非常用ガス再循環系フィルタ トレイン B (FRVS-FLT-B)	常設		原子炉建屋 原子炉棟		○
原子炉 格納施設	非常用ガス処理系排風機 A (HVAC-E2-10A)	常設		原子炉建屋 原子炉棟		○
原子炉 格納施設	非常用ガス処理系排風機 B (HVAC-E2-10B)	常設		原子炉建屋 原子炉棟		○

注記 *：溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表 2-8 溢水評価対象の重大事故等対処設備リスト (20/33)

施設区分	設備	常設 可搬	溢水 防護 区画	設置建屋	設置高さ*	表 2-7 記載設備 との重複有無 ○：重複有 ×：重複無
原子炉 格納施設	非常用ガス処理系フィルタ トレイン A (SGTS-FLT-A)	常設		原子炉建屋 原子炉棟		○
原子炉 格納施設	非常用ガス処理系フィルタ トレイン B (SGTS-FLT-B)	常設		原子炉建屋 原子炉棟		○
原子炉 格納施設	窒素供給装置	可搬		屋外 (保管場所)		×
原子炉 格納施設	静的触媒式水素再結合器	常設		原子炉建屋 原子炉棟		×
原子炉 格納施設	ドライウェルベント弁 (2-26B-12(M0))	常設		原子炉建屋 原子炉棟		○
原子炉 格納施設	サプレッション・チェンバ ベント弁 (2-26B-10(M0))	常設		原子炉建屋 原子炉棟		○
原子炉 格納施設	第二弁 (SA14-F001A(M0))	常設		原子炉建屋 原子炉棟		×
原子炉 格納施設	第二弁バイパス弁 (SA14-F001B(M0))	常設		原子炉建屋 原子炉棟		×
原子炉 格納施設	ブローアウトパネル閉止装置	常設		屋外		×
原子炉 格納施設	移送ポンプ	常設		格納容器 圧力逃がし 装置格納槽		×
非常用 電源設備	2 C 非常用ディーゼル発電機 燃料油デイトンク (DG-VSL-2C-D0-1)	常設		原子炉建屋 付属棟		○
非常用 電源設備	2 C 非常用ディーゼル発電機 燃料油デイトンクベント管 (3-11/4-D0-120)	常設		原子炉建屋 付属棟		○

注記 *：溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表 2-8 溢水評価対象の重大事故等対処設備リスト (21/33)

施設区分	設備	常設 可搬	溢水 防護 区画	設置建屋	設置高さ*	表 2-7 記載設備 との重複有無 ○：重複有 ×：重複無
非常用 電源設備	2 D 非常用ディーゼル発電機 燃料油デイトンク (DG-VSL-2D-D0-1)	常設		原子炉建屋 付属棟		○
非常用 電源設備	2 D 非常用ディーゼル発電機 燃料油デイトンクベント管 (3-11/4-D0-20)	常設		原子炉建屋 付属棟		○
非常用 電源設備	2 C 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ	常設		常設代替 高圧電源 装置置場		○
非常用 電源設備	2 D 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ	常設		常設代替 高圧電源 装置置場		○
非常用 電源設備	軽油貯蔵タンク A	常設		常設代替 高圧電源 装置置場		○
非常用 電源設備	軽油貯蔵タンク A ベント管	常設		屋外		○
非常用 電源設備	軽油貯蔵タンク B	常設		常設代替 高圧電源 装置置場		○
非常用 電源設備	軽油貯蔵タンク B ベント管	常設		屋外		○
非常用 電源設備	2 C 非常用ディーゼル発電機 (GEN-DG-2C/DGU-2C) (内燃機関, 調速装置, 非常用 調速装置, 冷却水ポンプを含 む)	常設		原子炉建屋 付属棟		○
非常用 電源設備	2 D 非常用ディーゼル発電機 (GEN-DG-2D/DGU-2D) (内燃機関, 調速装置, 非常用 調速装置, 冷却水ポンプを含 む)	常設		原子炉建屋 付属棟		○

注記 *：溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表 2-8 溢水評価対象の重大事故等対処設備リスト (22/33)

施設区分	設備	常設 可搬	溢水 防護 区画	設置建屋	設置高さ*	表 2-7 記載設備 との重複有無 ○：重複有 ×：重複無
非常用 電源設備	2 C 非常用ディーゼル発電機 励磁装置 (中性点接地変圧器盤, 自動 電圧調整器盤, シリコン整流 器盤, 交流リアクトル盤及び シリコン整流器用変圧器盤を 含む)	常設		原子炉建屋 付属棟		○
非常用 電源設備	2 D 非常用ディーゼル発電機 励磁装置 (中性点接地変圧器盤, 自動 電圧調整器盤, シリコン整流 器盤, 交流リアクトル盤及び シリコン整流器用変圧器盤を 含む)	常設		原子炉建屋 付属棟		○
非常用 電源設備	2 C 非常用ディーゼル発電機 保護継電装置 (DG 2C 制御盤 (DGCP/2C) に配置)	常設		原子炉建屋 付属棟		○
非常用 電源設備	2 C 非常用ディーゼル発電機 保護継電装置 (メタルクラッド開閉装置 2C に配置)	常設		原子炉建屋 付属棟		○
非常用 電源設備	2 D 非常用ディーゼル発電機 保護継電装置 (DG 2D 制御盤 (DGCP/2D) に配置)	常設		原子炉建屋 付属棟		○
非常用 電源設備	2 D 非常用ディーゼル発電機 保護継電装置 (メタルクラッド開閉装置 2D に配置)	常設		原子炉建屋 付属棟		○
非常用 電源設備	2 C 非常用ディーゼル発電機 用海水ポンプ (DGSW-PMP-2C)	常設		海水 ポンプ室		○
非常用 電源設備	2 D 非常用ディーゼル発電機 用海水ポンプ (DGSW-PMP-2D)	常設		海水 ポンプ室		○
非常用 電源設備	高圧炉心スプレイ系ディーゼ ル発電機燃料油デイトンク (DG-VSL-HPCS-D0-1)	常設		原子炉建屋 付属棟		○
非常用 電源設備	高圧炉心スプレイ系ディーゼ ル発電機燃料油デイトンクベ ント管 (3-11/4-D0-220)	常設		原子炉建屋 付属棟		○

注記 *：溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表 2-8 溢水評価対象の重大事故等対処設備リスト (23/33)

施設区分	設備	常設 可搬	溢水 防護 区画	設置建屋	設置高さ*	表 2-7 記載設備 との重複有無 ○：重複有 ×：重複無
非常用 電源設備	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ	常設		常設代替 高圧電源 装置置場		○
非常用 電源設備	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 (GEN-DG-HPCS/DGU-HPCS) (内燃機関、調速装置、非常用調速装置、冷却水ポンプを含む)	常設		原子炉建屋 付属棟		○
非常用 電源設備	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機励磁装置 (中性点接地変圧器盤、自動電圧調整器盤、シリコン整流器盤、交流リアクトル盤及びシリコン整流器用変圧器盤を含む)	常設		原子炉建屋 付属棟		○
非常用 電源設備	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機保護継電装置 (DG HPCS 制御盤 (DGCP/2H) に配置)	常設		原子炉建屋 付属棟		○
非常用 電源設備	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機保護継電装置 (メタルクラッド開閉装置 HPCS に配置)	常設		原子炉建屋 付属棟		○
非常用 電源設備	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ (DGSW-PMP-HPCS)	常設		海水 ポンプ室		○
非常用 電源設備	常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ	常設		常設代替 高圧電源 装置置場		×
非常用 電源設備	常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ	常設		常設代替 高圧電源 装置置場		×
非常用 電源設備	No.1 常設代替高圧電源装置 (内燃機関、調速装置、非常用調速装置、冷却水ポンプ、励磁装置、保護継電装置含む)	常設		常設代替 高圧電源 装置置場		×
非常用 電源設備	No.2 常設代替高圧電源装置 (内燃機関、調速装置、非常用調速装置、冷却水ポンプ、励磁装置、保護継電装置含む)	常設		常設代替 高圧電 源装置置場		×

注記 *：溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表 2-8 溢水評価対象の重大事故等対処設備リスト (24/33)

施設区分	設備	常設 可搬	溢水 防護 区画	設置建屋	設置高さ*	表 2-7 記載設備 との重複有無 ○：重複有 ×：重複無
非常用 電源設備	No.3 常設代替高圧電源装置 (内燃機関、調速装置、非常 用調速装置、冷却水ポンプ、 励磁装置、保護継電装置含 む)	常設		常設代替 高圧電源 装置置場		×
非常用 電源設備	No.4 常設代替高圧電源装置 (内燃機関、調速装置、非常 用調速装置、冷却水ポンプ、 励磁装置、保護継電装置含 む)	常設		常設代替 高圧電源 装置置場		×
非常用 電源設備	No.5 常設代替高圧電源装置 (内燃機関、調速装置、非常 用調速装置、冷却水ポンプ、 励磁装置、保護継電装置含 む)	常設		常設代替 高圧電源 装置置場		×
非常用 電源設備	No.6 常設代替高圧電源装置 (内燃機関、調速装置、非常 用調速装置、冷却水ポンプ、 励磁装置、保護継電装置含 む)	常設		常設代替 高圧電源 装置置場		×
非常用 電源設備	緊急時対策所用発電機燃料油 サービスタンク A	常設		緊急時 対策所建屋		×
非常用 電源設備	緊急時対策所用発電機燃料油 サービスタンク A ベント管	常設		屋外		×
非常用 電源設備	緊急時対策所用発電機燃料油 サービスタンク B	常設		緊急時 対策所建屋		×
非常用 電源設備	緊急時対策所用発電機燃料油 サービスタンク B ベント管	常設		屋外		×
非常用 電源設備	緊急時対策所用発電機給油ポ ンプ 2 A	常設		緊急時 対策所建屋		×
非常用 電源設備	緊急時対策所用発電機給油ポ ンプ 2 B	常設		緊急時 対策所建屋		×

注記 *：溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表 2-8 溢水評価対象の重大事故等対処設備リスト (25/33)

施設区分	設備	常設 可搬	溢水 防護 区画	設置建屋	設置高さ*	表 2-7 記載設備 との重複有無 ○：重複有 ×：重複無
非常用 電源設備	緊急時対策所用発電機燃料油 貯蔵タンク A	常設		緊急時 対策所建屋		×
非常用 電源設備	緊急時対策所用発電機燃料油 貯蔵タンク A ベント管	常設		屋外		×
非常用 電源設備	緊急時対策所用発電機燃料油 貯蔵タンク B	常設		緊急時 対策所建屋		×
非常用 電源設備	緊急時対策所用発電機燃料油 貯蔵タンク B ベント管	常設		屋外		×
非常用 電源設備	緊急時対策所用発電機 2 A (内燃機関, 調速装置, 非常用 調速装置, 冷却水ポンプ, 励磁 装置を含む)	常設		緊急時 対策所建屋		×
非常用 電源設備	緊急時対策所用発電機 2 B (内燃機関, 調速装置, 非常用 調速装置, 冷却水ポンプ, 励磁 装置を含む)	常設		緊急時 対策所建屋		×
非常用 電源設備	緊急時対策所用発電機保護継 電装置	常設		緊急時 対策所建屋		×
非常用 電源設備	緊急時対策所用発電機保護継 電装置	常設		緊急時 対策所建屋		×
非常用 電源設備	可搬型代替低圧電源車 (内燃機関, 調速装置, 非常用 調速装置, 冷却水ポンプ, 励磁 装置, 保護継電装置含む)	可搬		屋外 (保管場所)		×
非常用 電源設備	窒素供給装置用電源車 (内燃機関, 調速装置, 非常用 調速装置, 冷却水ポンプ, 励磁 装置, 保護継電装置含む)	可搬		屋外 (保管場所)		×
非常用 電源設備	非常用無停電電源装置 A	常設		原子炉建屋 付属棟		×

注記 *：溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表 2-8 溢水評価対象の重大事故等対処設備リスト (26/33)

施設区分	設備	常設 可搬	溢水 防護 区画	設置建屋	設置高さ*	表 2-7 記載設備 との重複有無 ○：重複有 ×：重複無
非常用 電源設備	非常用無停電電源装置 B	常設		原子炉建屋 付属棟		×
非常用 電源設備	緊急用無停電電源装置	常設		原子炉建屋 付属棟		×
非常用 電源設備	可搬型整流器	可搬		屋外 (保管場所)		×
非常用 電源設備	125V 系蓄電池 A 系 (125V DC 2A BATTERY)	常設		原子炉建屋 付属棟		○
非常用 電源設備	125V 系蓄電池 B 系 (125V DC 2B BATTERY)	常設		原子炉建屋 付属棟		○
非常用 電源設備	125V 系蓄電池 B 系 (125V DC 2B BATTERY)	常設		原子炉建屋 付属棟		○
非常用 電源設備	125V 系蓄電池 H P C S 系 (125V DC HPCS BATTERY)	常設		原子炉建屋 付属棟		○
非常用 電源設備	中性子モニタ用蓄電池 A 系 (24V DC 2A BATTERY)	常設		原子炉建屋 付属棟		○
非常用 電源設備	中性子モニタ用蓄電池 B 系 (24V DC 2B BATTERY)	常設		原子炉建屋 付属棟		○
非常用 電源設備	緊急用 125V 系蓄電池	常設		原子炉建屋 付属棟		×
非常用 電源設備	緊急時対策所用 125V 系蓄電池	常設		緊急時対策 所建屋		×

注記 *：溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表 2-8 溢水評価対象の重大事故等対処設備リスト (27/33)

施設区分	設備	常設 可搬	溢水 防護 区画	設置建屋	設置高さ*	表 2-7 記載設備 との重複有無 ○：重複有 ×：重複無
非常用 電源設備	逃がし安全弁用可搬型蓄電池	可搬		原子炉建屋 付属棟 (保管場所)		×
非常用 電源設備	メタルクラッド開閉装置 2C	常設		原子炉建屋 付属棟		○
非常用 電源設備	メタルクラッド開閉装置 2D	常設		原子炉建屋 付属棟		○
非常用 電源設備	パワーセンタ 2C	常設		原子炉建屋 付属棟		○
非常用 電源設備	パワーセンタ 2D	常設		原子炉建屋 付属棟		○
非常用 電源設備	モータコントロールセンタ 2C-9	常設		原子炉建屋 原子炉棟		○
非常用 電源設備	モータコントロールセンタ 2D-9	常設		原子炉建屋 原子炉棟		○
非常用 電源設備	モータコントロールセンタ 2C-7	常設		原子炉建屋 原子炉棟		○
非常用 電源設備	モータコントロールセンタ 2C-8	常設		原子炉建屋 原子炉棟		○
非常用 電源設備	モータコントロールセンタ 2D-7	常設		原子炉建屋 原子炉棟		○
非常用 電源設備	モータコントロールセンタ 2D-8	常設		原子炉建屋 原子炉棟		○

注記 *：溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表 2-8 溢水評価対象の重大事故等対処設備リスト (28/33)

施設区分	設備	常設 可搬	溢水 防護 区画	設置建屋	設置高さ*	表 2-7 記載設備 との重複有無 ○：重複有 ×：重複無
非常用 電源設備	モータコントロールセンタ 2C-3	常設		原子炉建屋 原子炉棟		○
非常用 電源設備	モータコントロールセンタ 2C-5	常設		原子炉建屋 原子炉棟		○
非常用 電源設備	モータコントロールセンタ 2D-3	常設		原子炉建屋 原子炉棟		○
非常用 電源設備	モータコントロールセンタ 2D-5	常設		原子炉建屋 原子炉棟		○
非常用 電源設備	モータコントロールセンタ 2C-6	常設		原子炉建屋 付属棟		○
非常用 電源設備	モータコントロールセンタ 2D-6	常設		原子炉建屋 付属棟		○
非常用 電源設備	モータコントロールセンタ 2C-4	常設		原子炉建屋 付属棟		○
非常用 電源設備	モータコントロールセンタ 2D-4	常設		原子炉建屋 付属棟		○
非常用 電源設備	動力変圧器 (2C) (パワーセンタ 2C に配置)	常設		原子炉建屋 付属棟		○
非常用 電源設備	動力変圧器 (2D) (パワーセンタ 2D に配置)	常設		原子炉建屋 付属棟		○
非常用 電源設備	メタルクラッド開閉装置 HPCS	常設		原子炉建屋 付属棟		○

注記 *：溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表 2-8 溢水評価対象の重大事故等対処設備リスト (29/33)

施設区分	設備	常設 可搬	溢水 防護 区画	設置建屋	設置高さ*	表 2-7 記載設備 との重複有無 ○：重複有 ×：重複無
非常用 電源設備	モータコントロールセンタ HPCS	常設		原子炉建屋 付属棟		○
非常用 電源設備	動力変圧器 HPCS (モータコントロールセンタ HPCS に配置)	常設		原子炉建屋 付属棟		○
非常用 電源設備	緊急用メタルクラッド開閉装 置	常設		常設代替 高圧電源 装置置場		×
非常用 電源設備	緊急用パワーセンタ	常設		常設代替 高圧電源 装置置場		×
非常用 電源設備	緊急用直流 125V 主母線盤	常設		原子炉建屋 付属棟		×
非常用 電源設備	緊急用モータコントロールセ ンタ 1	常設		原子炉建屋 付属棟		×
非常用 電源設備	緊急用モータコントロールセ ンタ 2	常設		原子炉建屋 付属棟		×
非常用 電源設備	緊急用モータコントロールセ ンタ 3	常設		常設代替 高圧電源 装置置場		×
非常用 電源設備	緊急用断路器	常設		常設代替 高圧電源 装置置場		×
非常用 電源設備	緊急用動力変圧器	常設		常設代替 高圧電源 装置置場		×
非常用 電源設備	緊急用計装交流主母線盤	常設		原子炉建屋 付属棟		×

注記 *：溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表 2-8 溢水評価対象の重大事故等対処設備リスト (30/33)

施設区分	設備	常設 可搬	溢水 防護 区画	設置建屋	設置高さ*	表 2-7 記載設備 との重複有無 ○：重複有 ×：重複無
非常用 電源設備	緊急用電源切替盤	常設		原子炉建屋 原子炉棟		×
非常用 電源設備	緊急用電源切替盤	常設		原子炉建屋 原子炉棟		×
非常用 電源設備	緊急用電源切替盤	常設		原子炉建屋 付属棟		×
非常用 電源設備	緊急用無停電計装分電盤	常設		原子炉建屋 付属棟		×
非常用 電源設備	緊急用直流 125V 充電器	常設		原子炉建屋 付属棟		×
非常用 電源設備	緊急用直流 125V モータコン トロールセンタ	常設		原子炉建屋 付属棟		×
非常用 電源設備	緊急用直流 125V 計装分電盤	常設		原子炉建屋 付属棟		×
非常用 電源設備	常設代替高圧電源装置遠隔操 作盤	常設		原子炉建屋 付属棟		×
非常用 電源設備	緊急時対策所用メタルクラッ ド開閉装置	常設		緊急時 対策所建屋		×
非常用 電源設備	緊急時対策所用動力変圧器	常設		緊急時 対策所建屋		×
非常用 電源設備	緊急時対策所用パワーセンタ	常設		緊急時 対策所建屋		×

注記 *：溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表 2-8 溢水評価対象の重大事故等対処設備リスト (31/33)

施設区分	設備	常設 可搬	溢水 防護 区画	設置建屋	設置高さ*	表 2-7 記載設備 との重複有無 ○：重複有 ×：重複無
非常用 電源設備	緊急時対策所用モータコント ロールセンタ	常設		緊急時 対策所建屋		×
非常用 電源設備	緊急時対策所用 100V 分電盤	常設		緊急時 対策所建屋		×
非常用 電源設備	緊急時対策所用 100V 分電盤	常設		緊急時 対策所建屋		×
非常用 電源設備	緊急時対策所用 100V 分電盤	常設		緊急時 対策所建屋		×
非常用 電源設備	緊急時対策所用直流 125V 主 母線盤	常設		緊急時 対策所建屋		×
非常用 電源設備	緊急時対策所用直流 125V 分 電盤	常設		緊急時 対策所建屋		×
非常用 電源設備	緊急時対策所用災害対策本部 操作盤	常設		緊急時 対策所建屋		×
非常用 電源設備	緊急時対策所用非常用換気空 調設備操作盤	常設		緊急時 対策所建屋		×
非常用 電源設備	可搬型代替低圧電源車接続盤	常設		原子炉建屋 付属棟		×
非常用 電源設備	可搬型代替低圧電源車接続盤	常設		常設代替 高圧電源 装置用 カルバート (立坑部)		×
非常用 電源設備	可搬型代替直流電源設備用電 源切替盤	常設		原子炉建屋 付属棟		×

注記 *：溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表 2-8 溢水評価対象の重大事故等対処設備リスト (32/33)

施設区分	設備	常設 可搬	溢水 防護 区画	設置建屋	設置高さ*	表 2-7 記載設備 との重複有無 ○：重複有 ×：重複無
非常用 電源設備	直流 125V 主母線盤 2 A (125V DC DIST CTR 2A)	常設		原子炉建屋 付属棟		○
非常用 電源設備	直流 125V 主母線盤 2 B (125V DC DIST CTR 2B)	常設		原子炉建屋 付属棟		○
非常用 電源設備	可搬型整流器用変圧器	常設		原子炉建屋 付属棟		×
非常用 電源設備	可搬型整流器用変圧器	常設		常設代替 高圧電源 装置用 カルバート (立坑部)		×
非常用 電源設備	直流 125V モータコントロー ルセンタ 2A-2	常設		原子炉建屋 原子炉棟		○
非常用 電源設備	直流 125V モータコントロー ルセンタ 2A-1	常設		原子炉建屋 原子炉棟		○
非常用 電源設備	非常用無停電計装分電盤	常設		原子炉建屋 付属棟		×
非常用 電源設備	直流 125V 主母線盤 HPCS (125V DC DIST CTR HPCS)	常設		原子炉建屋 付属棟		○
非常用 電源設備	直流±24V 中性子モニタ用分 電盤 2 A (24V DC DIST PNL 2A)	常設		原子炉建屋 付属棟		○
非常用 電源設備	直流±24V 中性子モニタ用分 電盤 2 B (24V DC DIST PNL 2B)	常設		原子炉建屋 付属棟		○
補機駆動用 燃料設備	可搬型設備用軽油タンク A～ D	常設		南側可搬型 設備軽油 タンク室		×

注記 *：溢水評価上基準となる床面高さを示す。

表 2-8 溢水評価対象の重大事故等対処設備リスト (33/33)

施設区分	設備	常設 可搬	溢水 防護 区画	設置建屋	設置高さ*	表 2-7 記載設備 との重複有無 ○：重複有 ×：重複無
補機駆動用 燃料設備	可搬型設備用軽油タンク A～ D ベント管	常設		屋外		×
補機駆動用 燃料設備	可搬型設備用軽油タンク E～ H	常設		西側可搬型 設備軽油 タンク室		×
補機駆動用 燃料設備	可搬型設備用軽油タンク E～ H ベント管	常設		屋外		×
補機駆動用 燃料設備	タンクローリ	可搬		屋外 (保管場所)		×
緊急時対策 所	酸素濃度計	可搬		緊急時 対策所建屋 (保管場所)		×
緊急時対策 所	二酸化炭素濃度計	可搬		緊急時 対策所建屋 (保管場所)		×

注記 *：溢水評価上基準となる床面高さを示す。

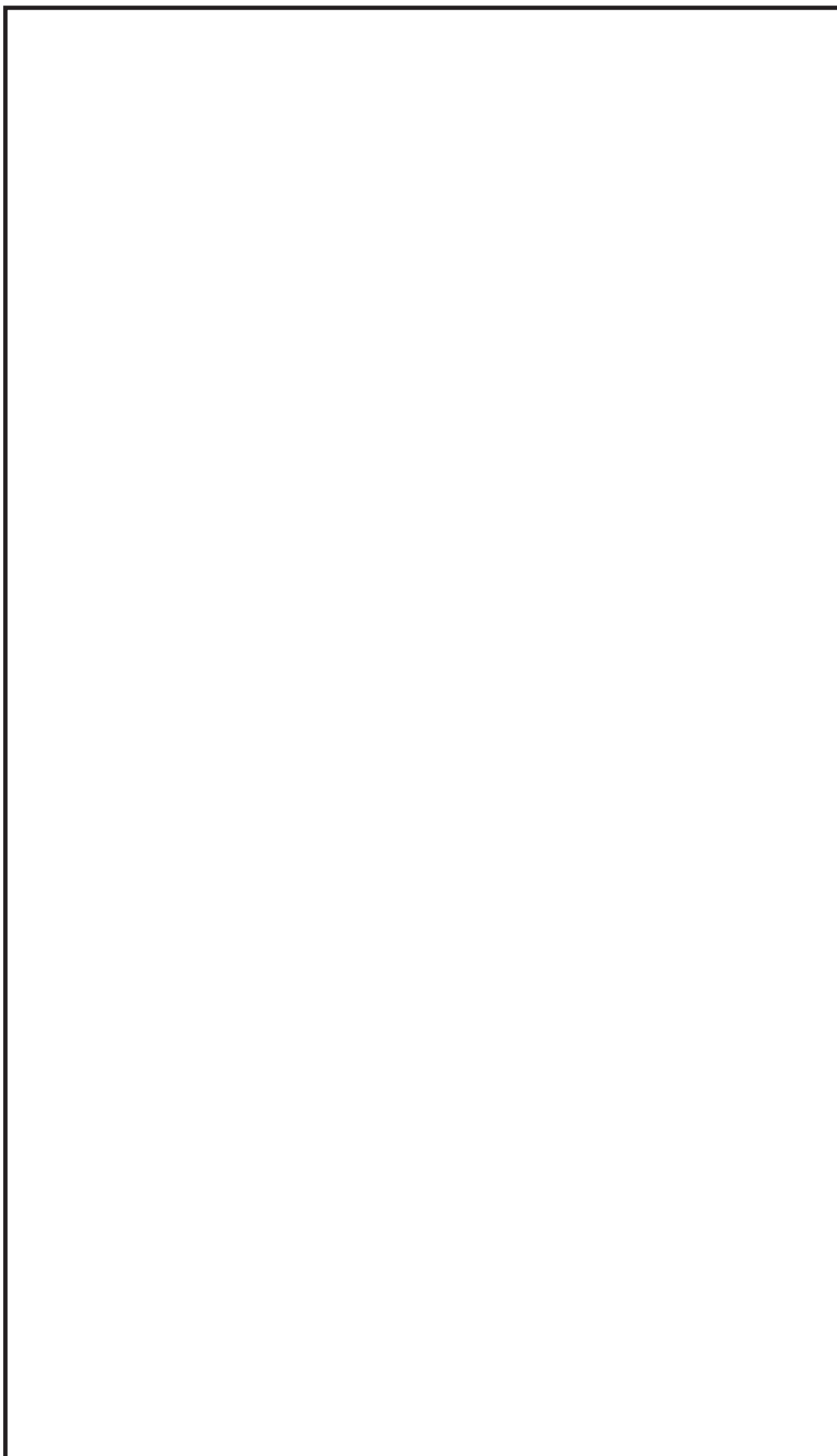


図 2-1 溢水防護区画 (1/32)

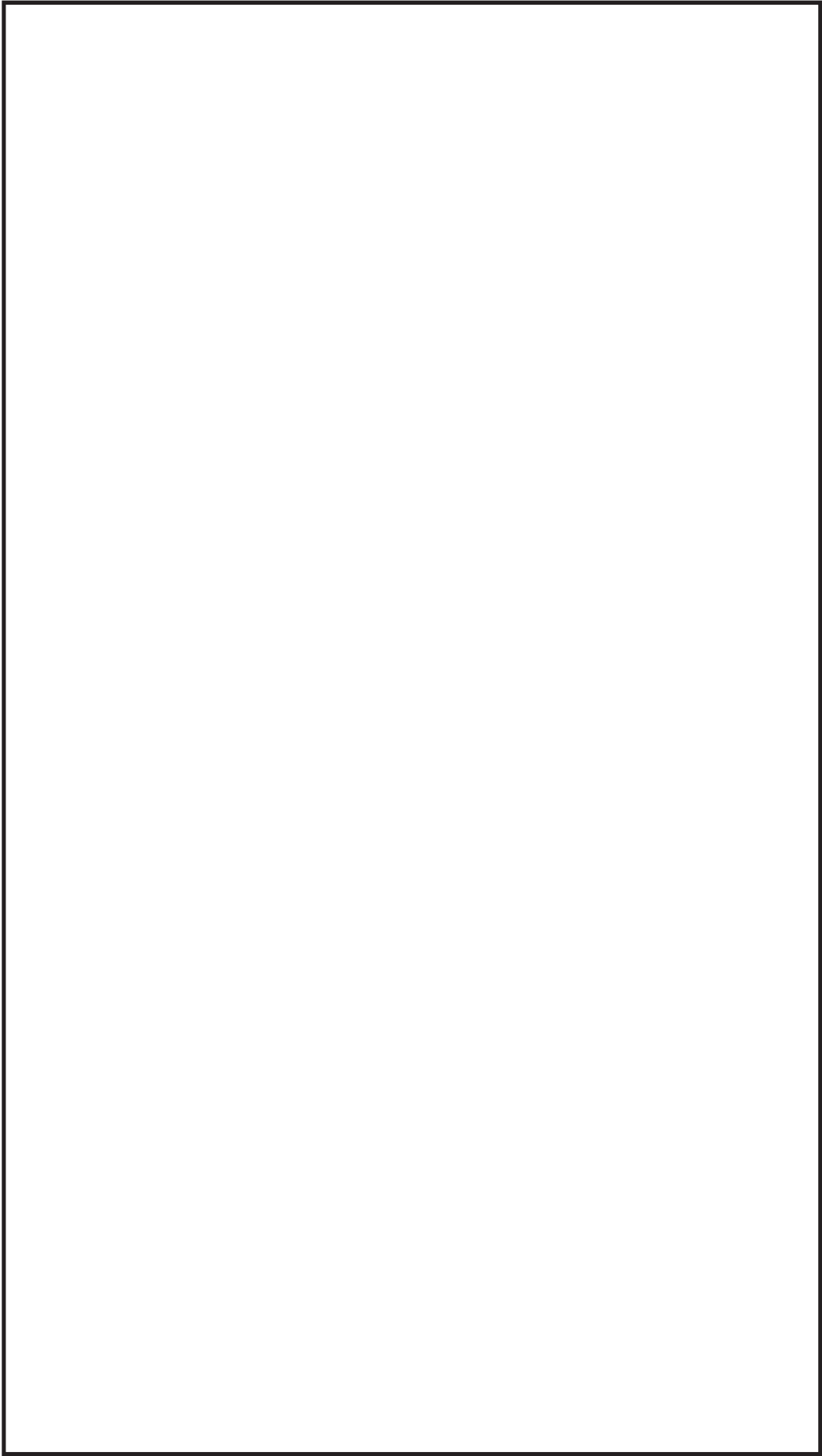


図 2-1 溢水防護区画 (2/32)

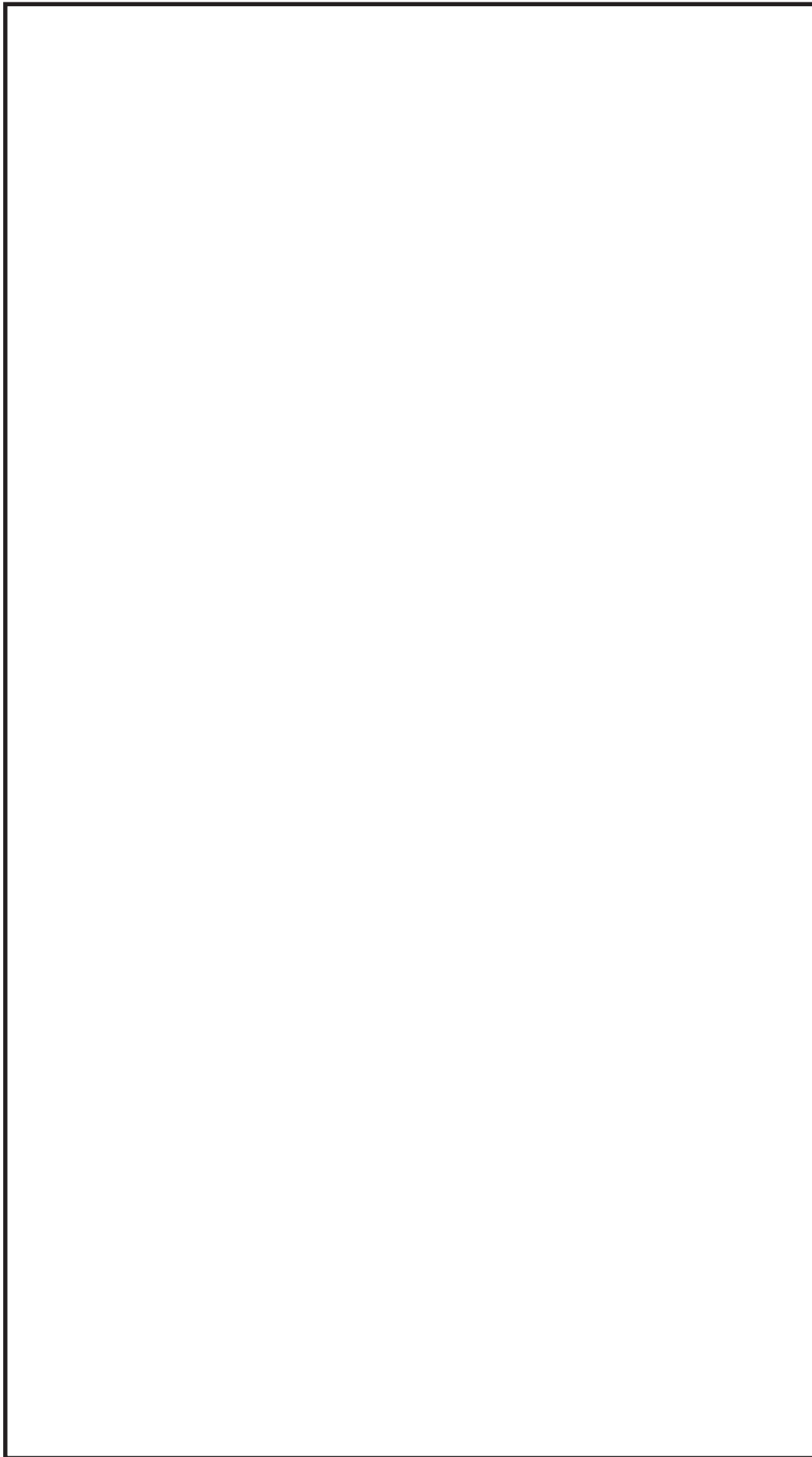


図 2-1 溢水防護区画 (3/32)

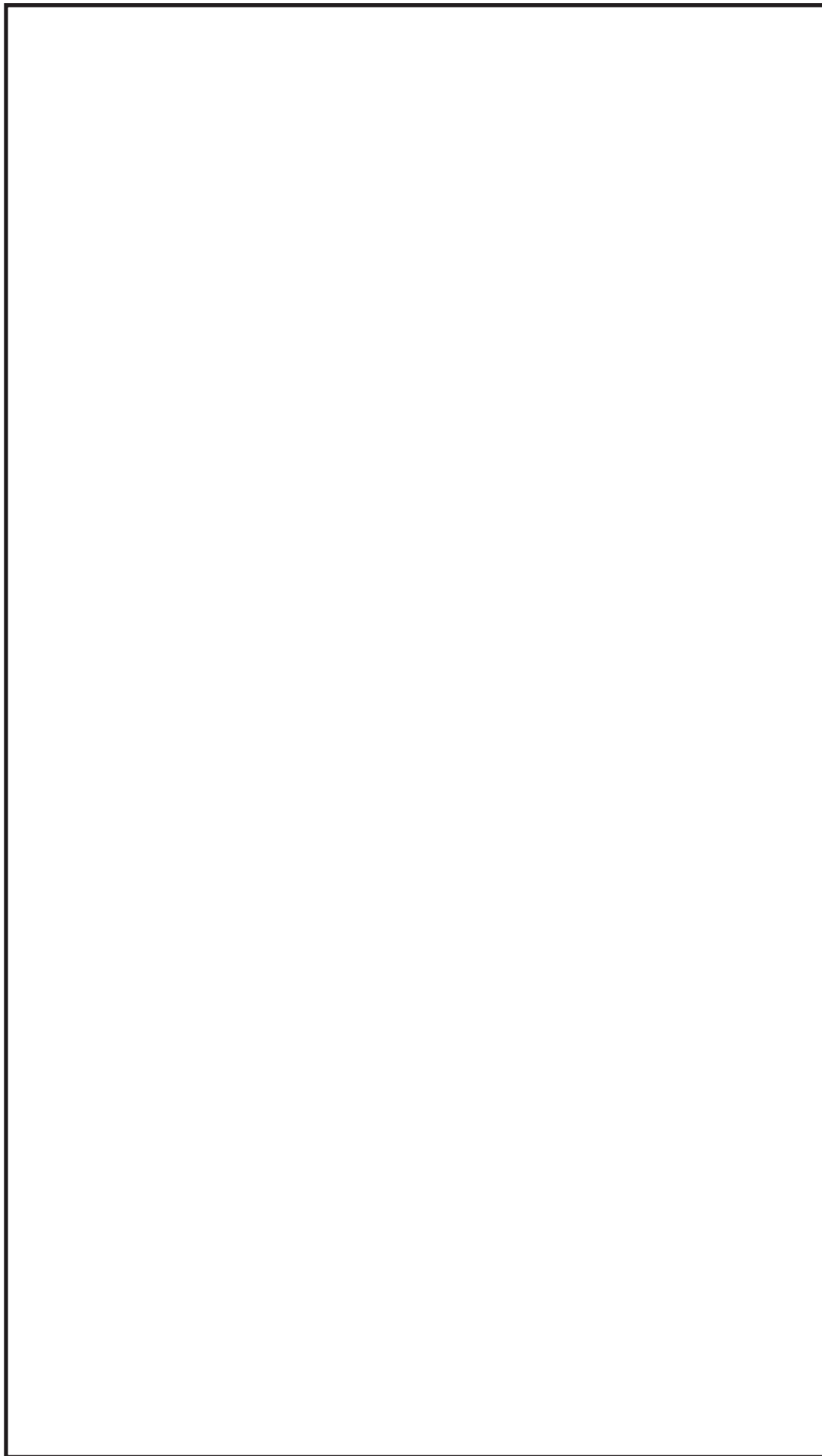


図 2-1 溢水防護区画 (4/32)

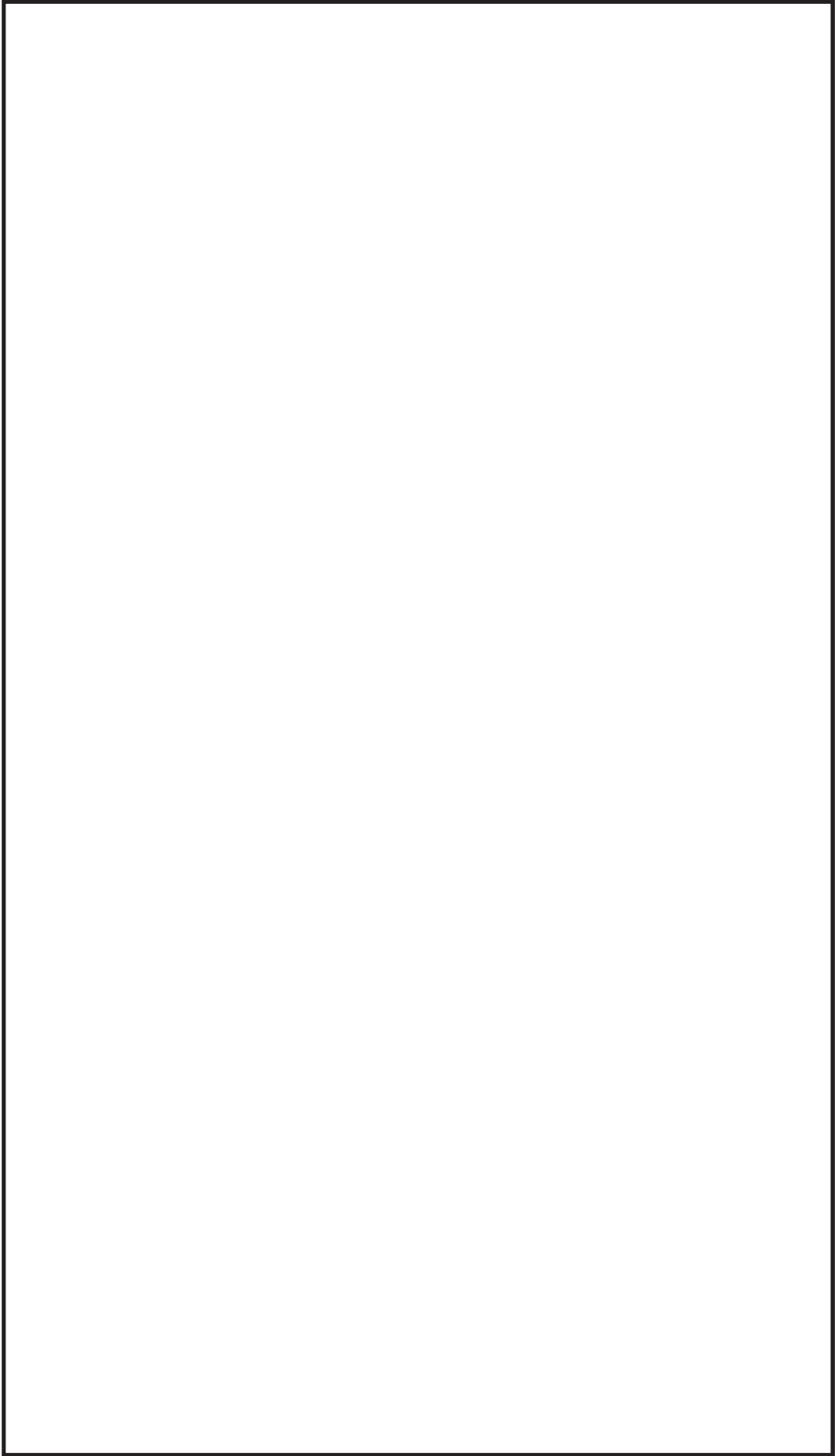


図 2-1 溢水防護区画 (5/32)

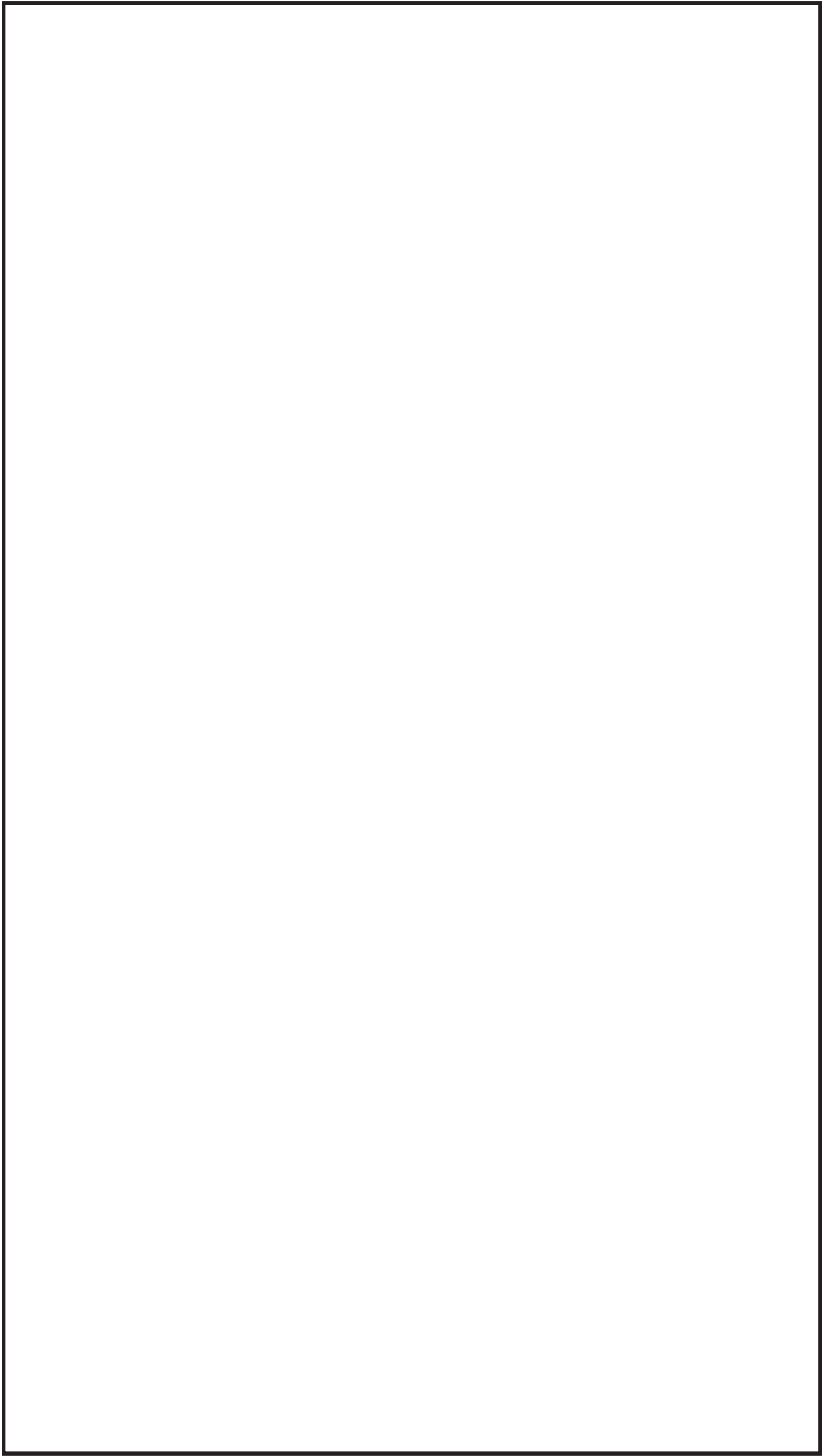


図 2-1 溢水防護区画 (6/32)

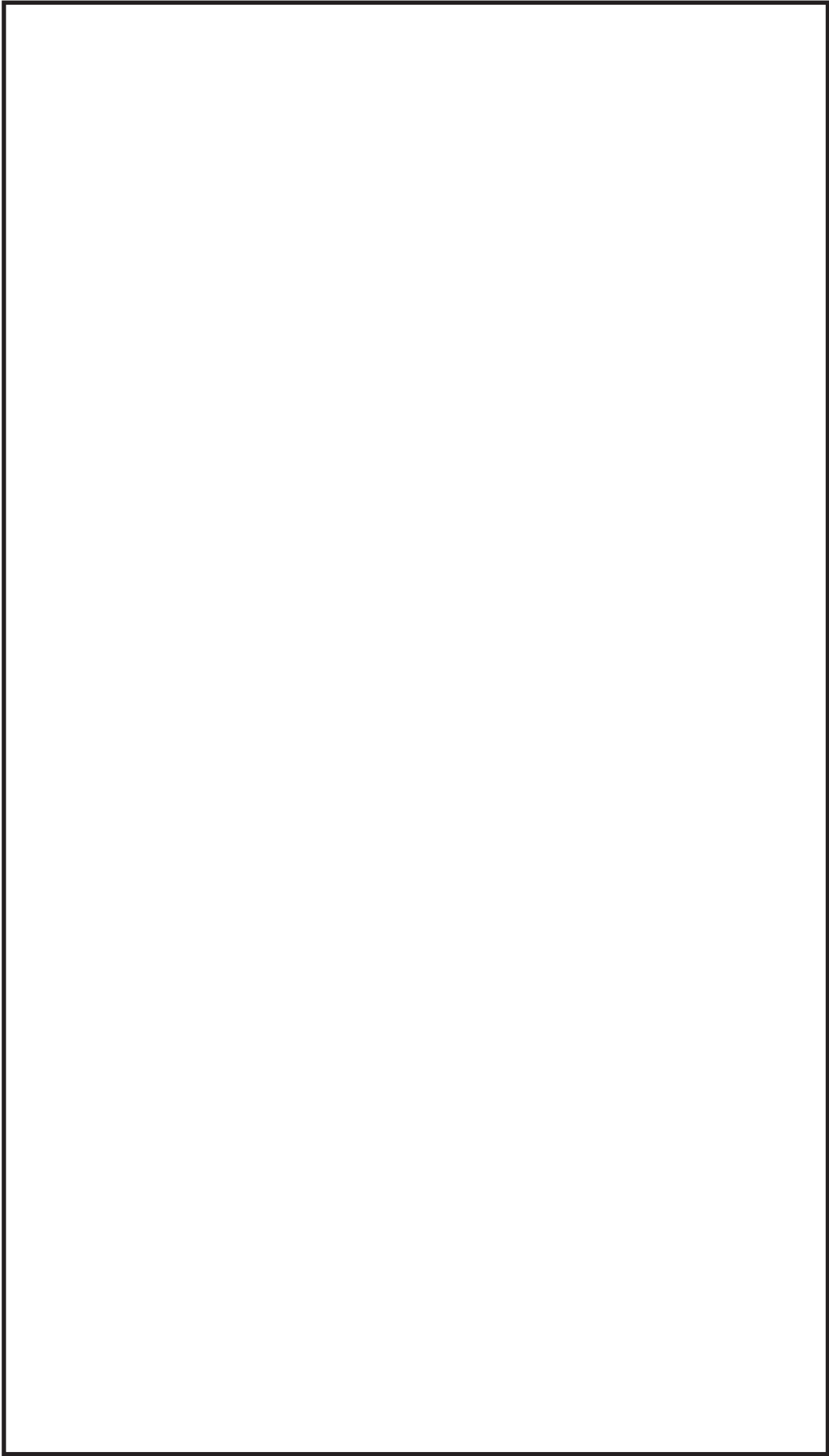


図 2-1 溢水防護区画 (7/32)

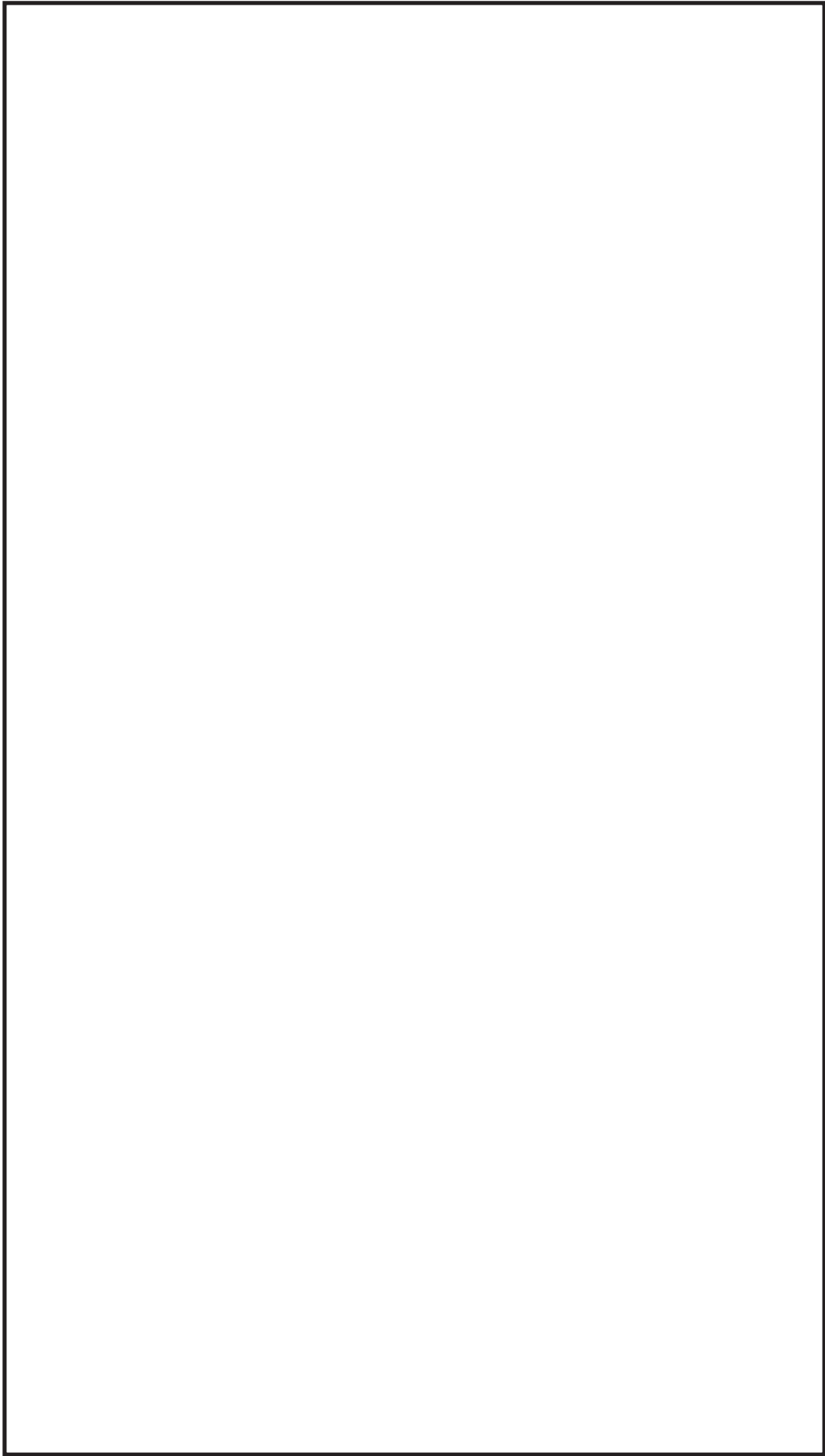


図 2-1 溢水防護区画 (8/32)

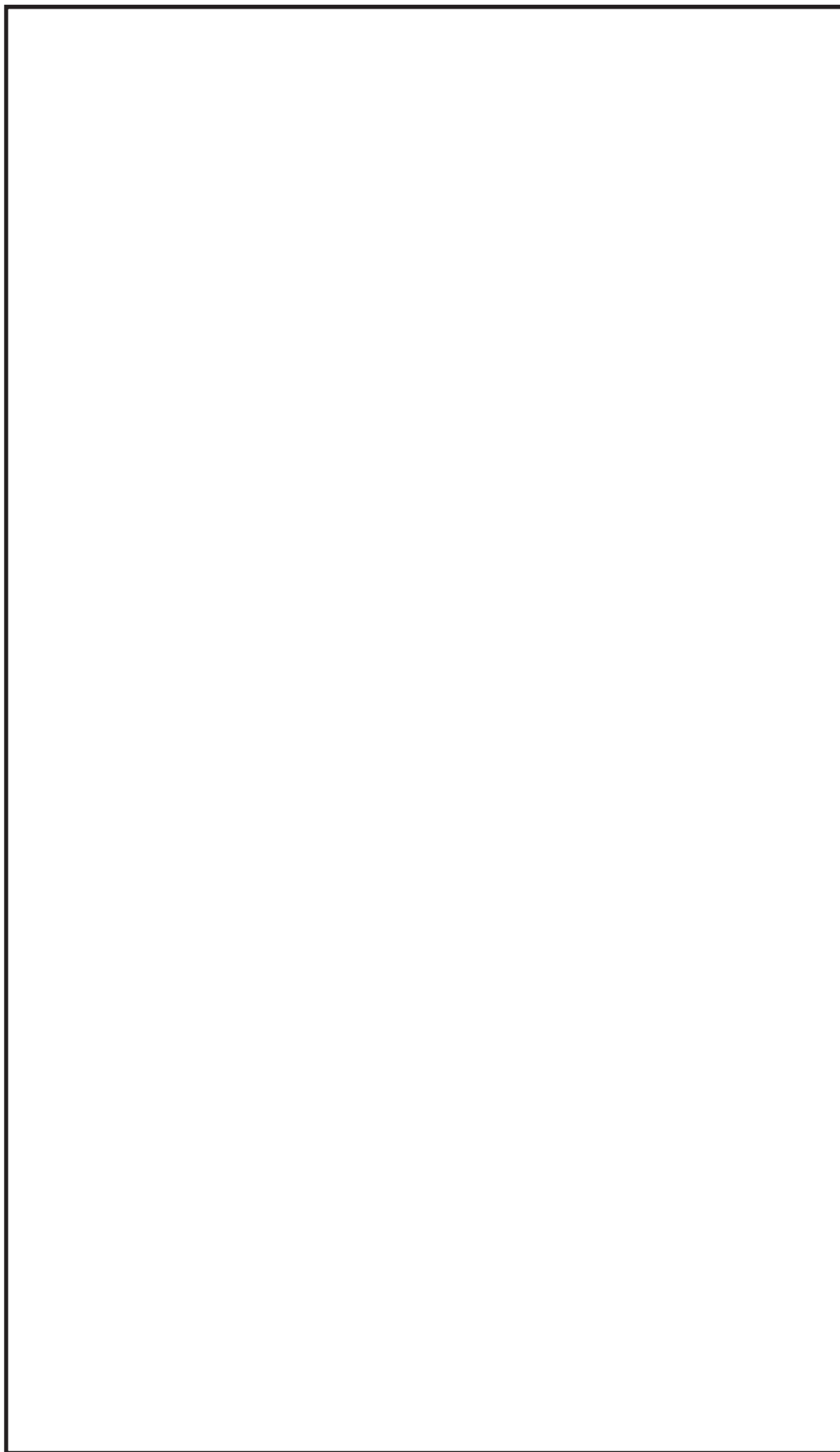


図 2-1 溢水防護区画 (9/32)

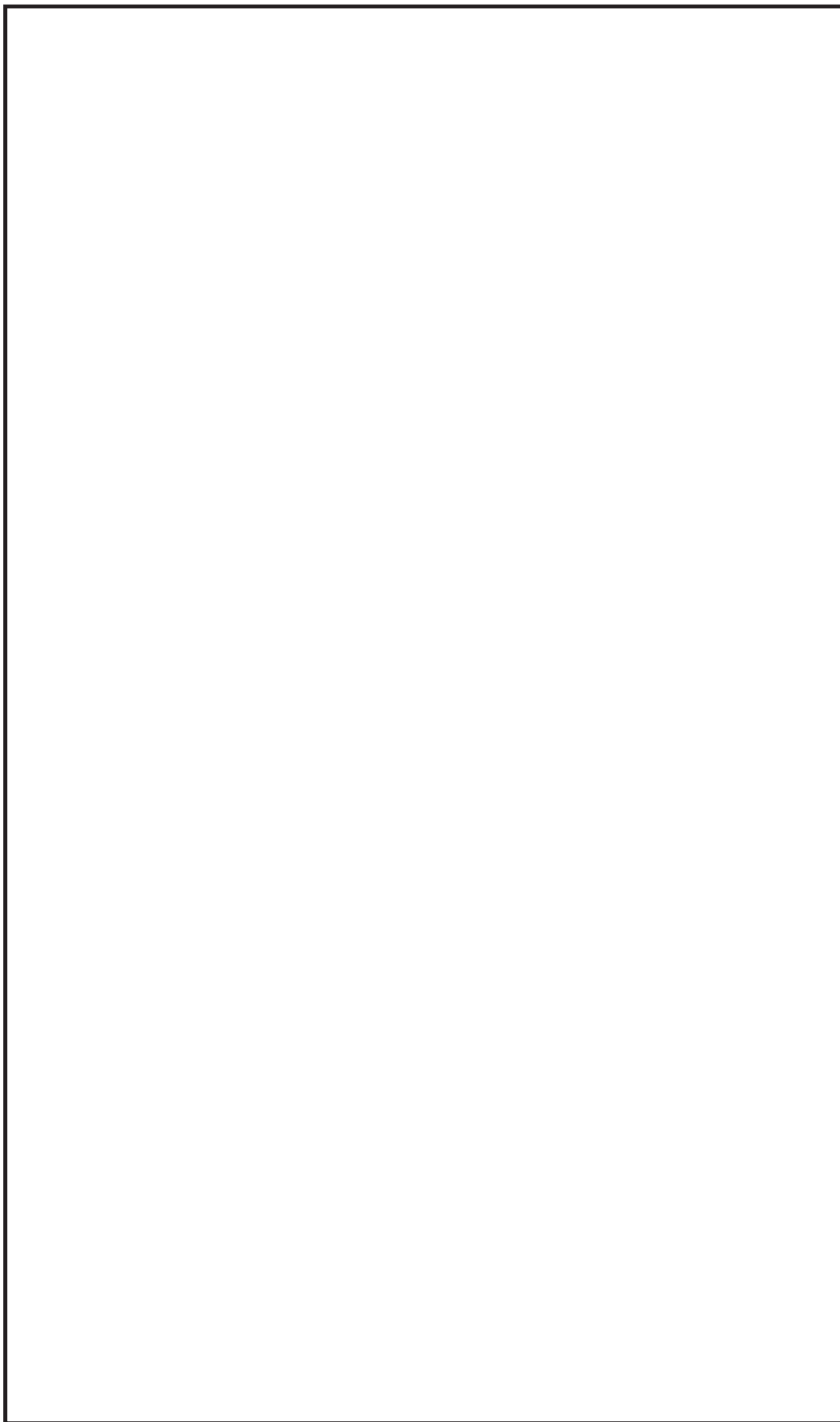


図 2-1 溢水防護区画 (10/32)



図 2-1 溢水防護区画 (11/32)

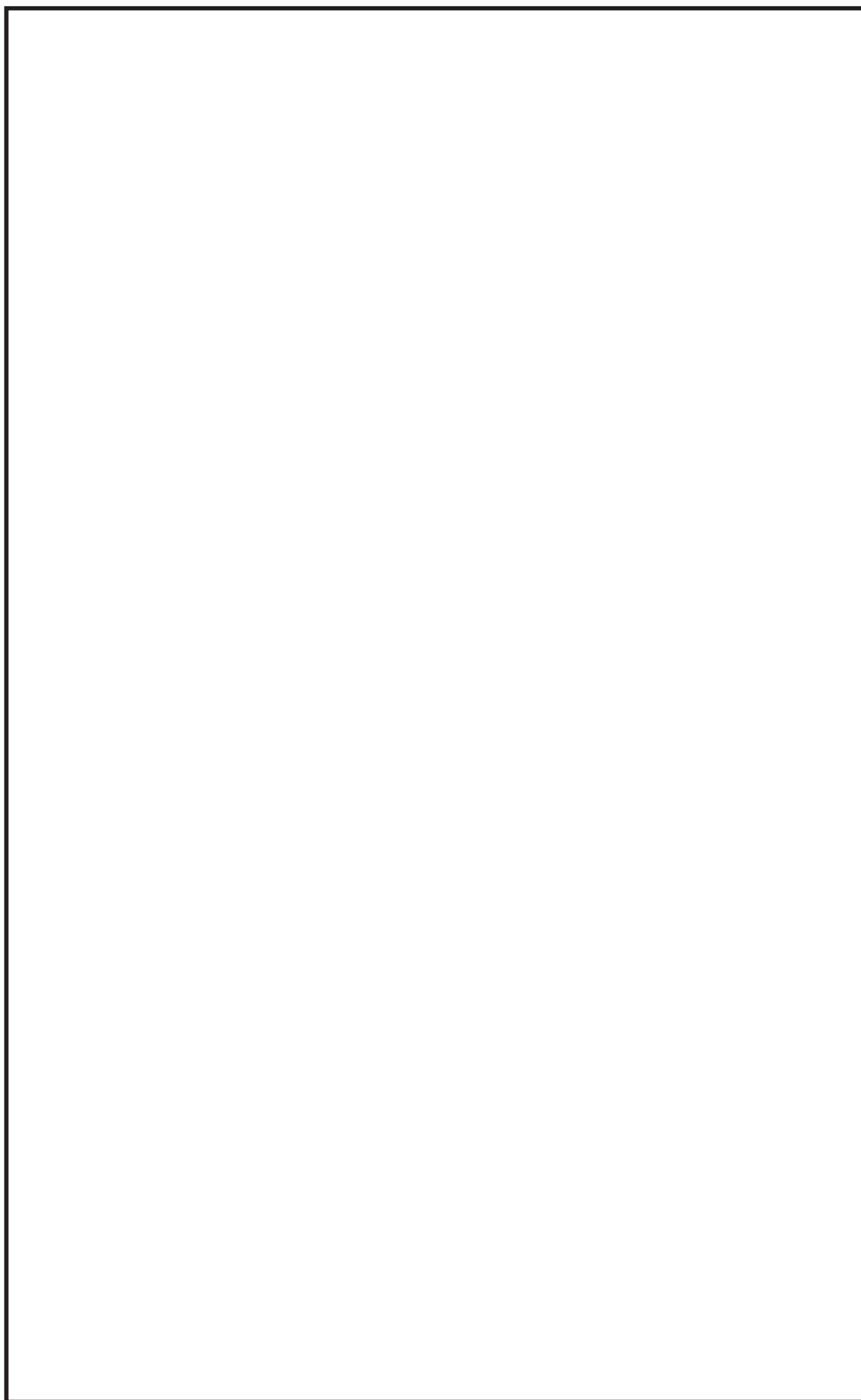


図 2-1 溢水防護区画 (12/32)

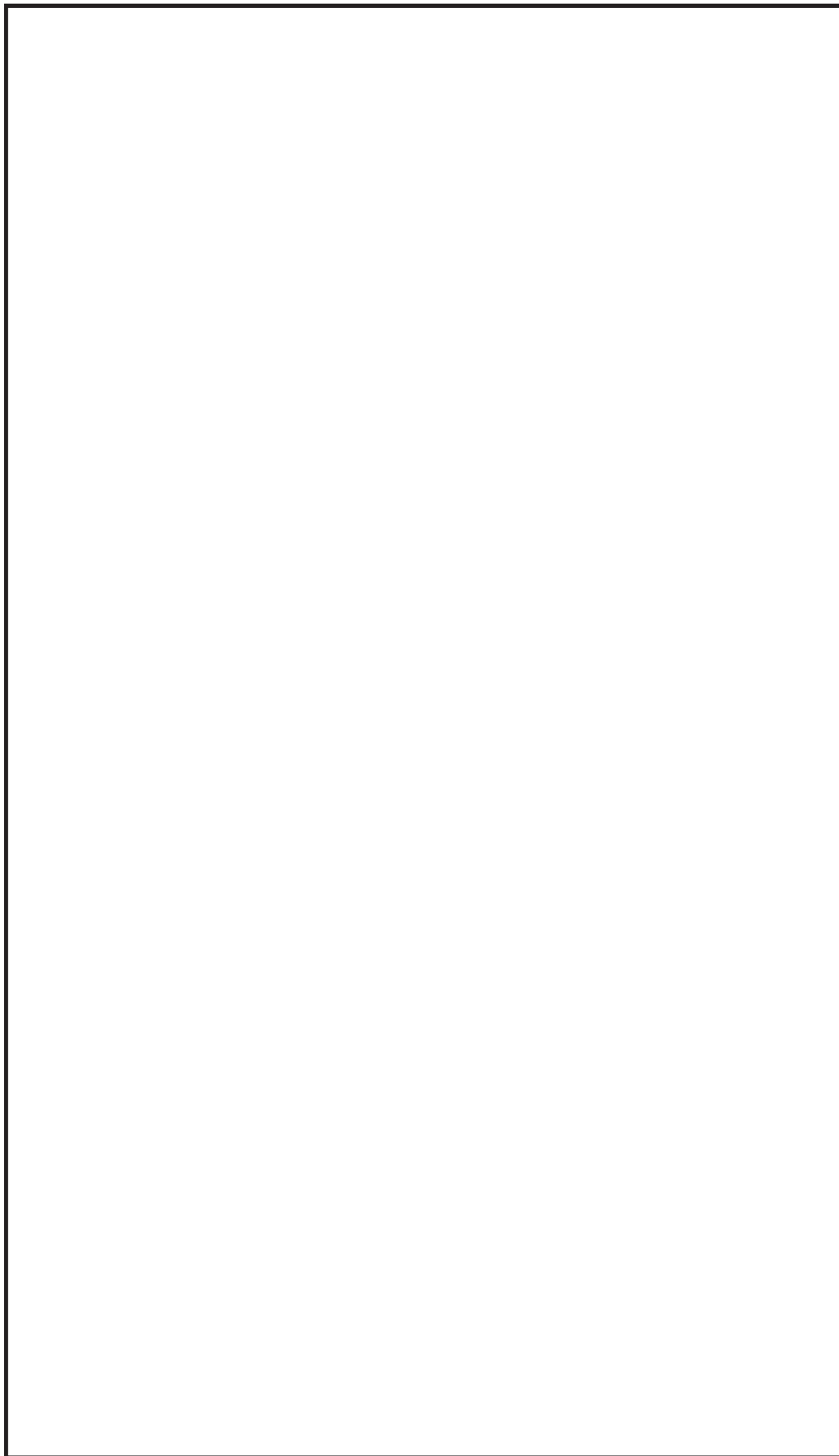


図 2-1 溢水防護区画 (13/32)

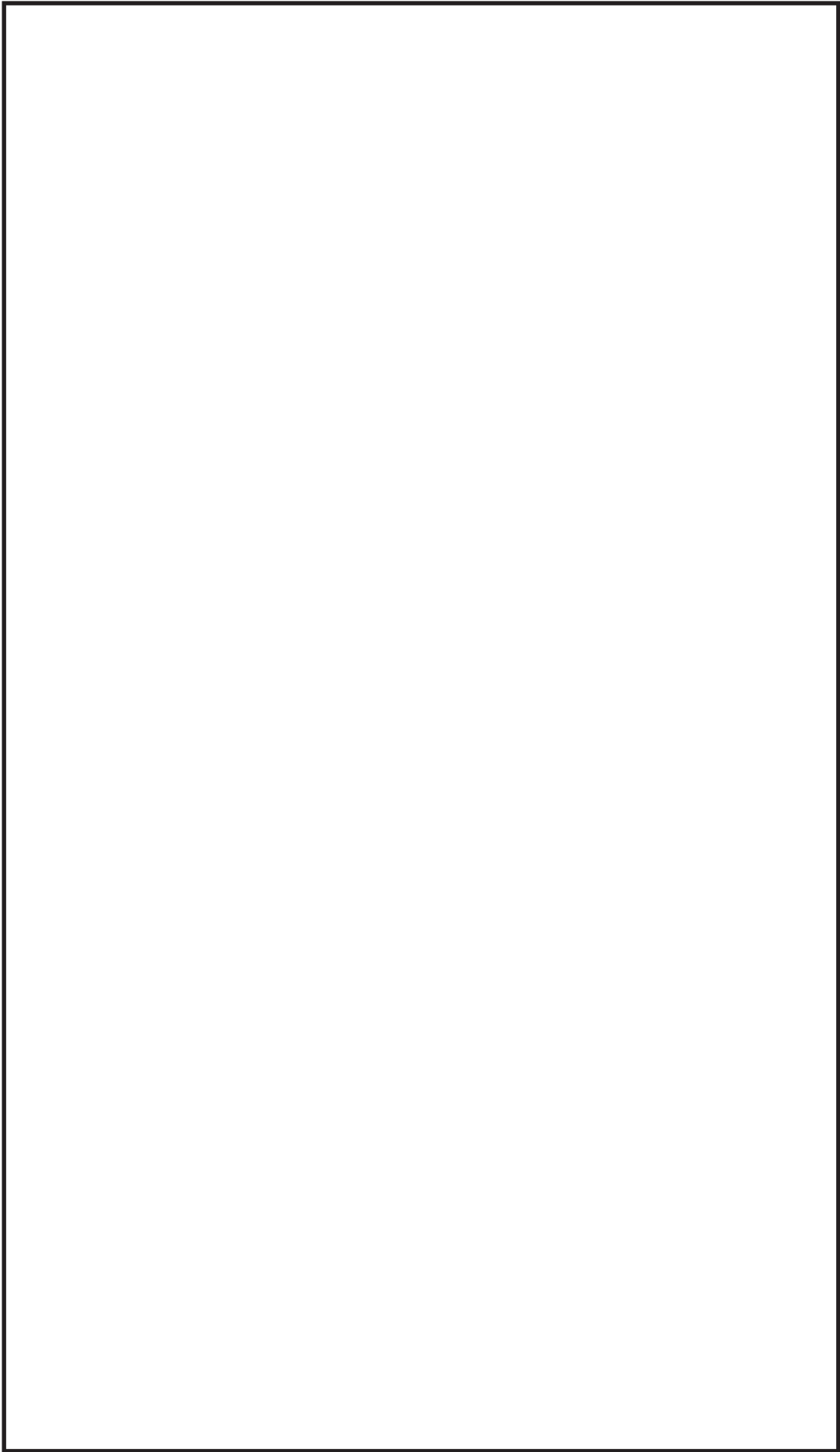


図 2-1 溢水防護区画 (14/32)



図 2-1 溢水防護区画 (15/32)

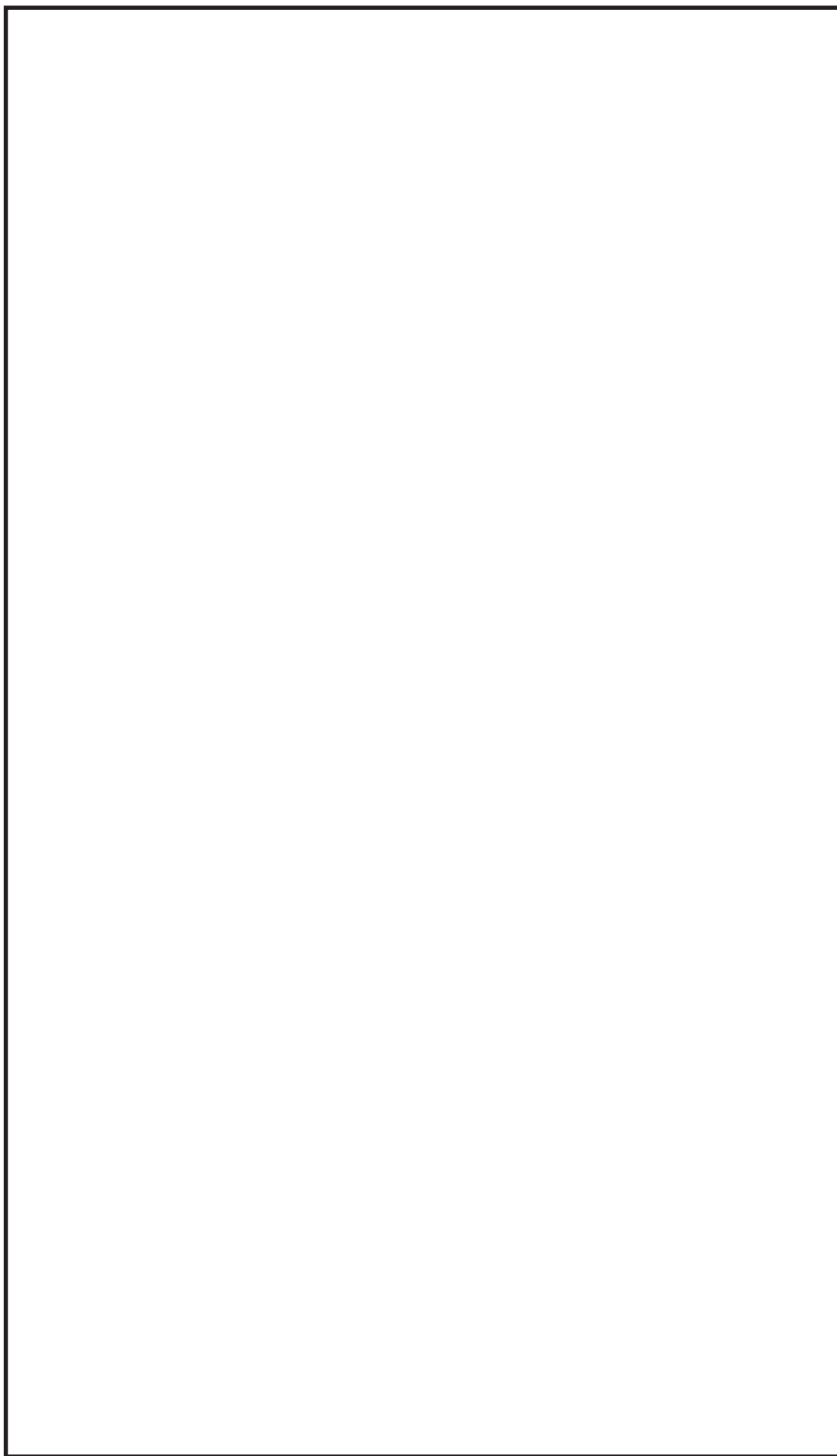


図 2-1 溢水防護区画 (16/32)

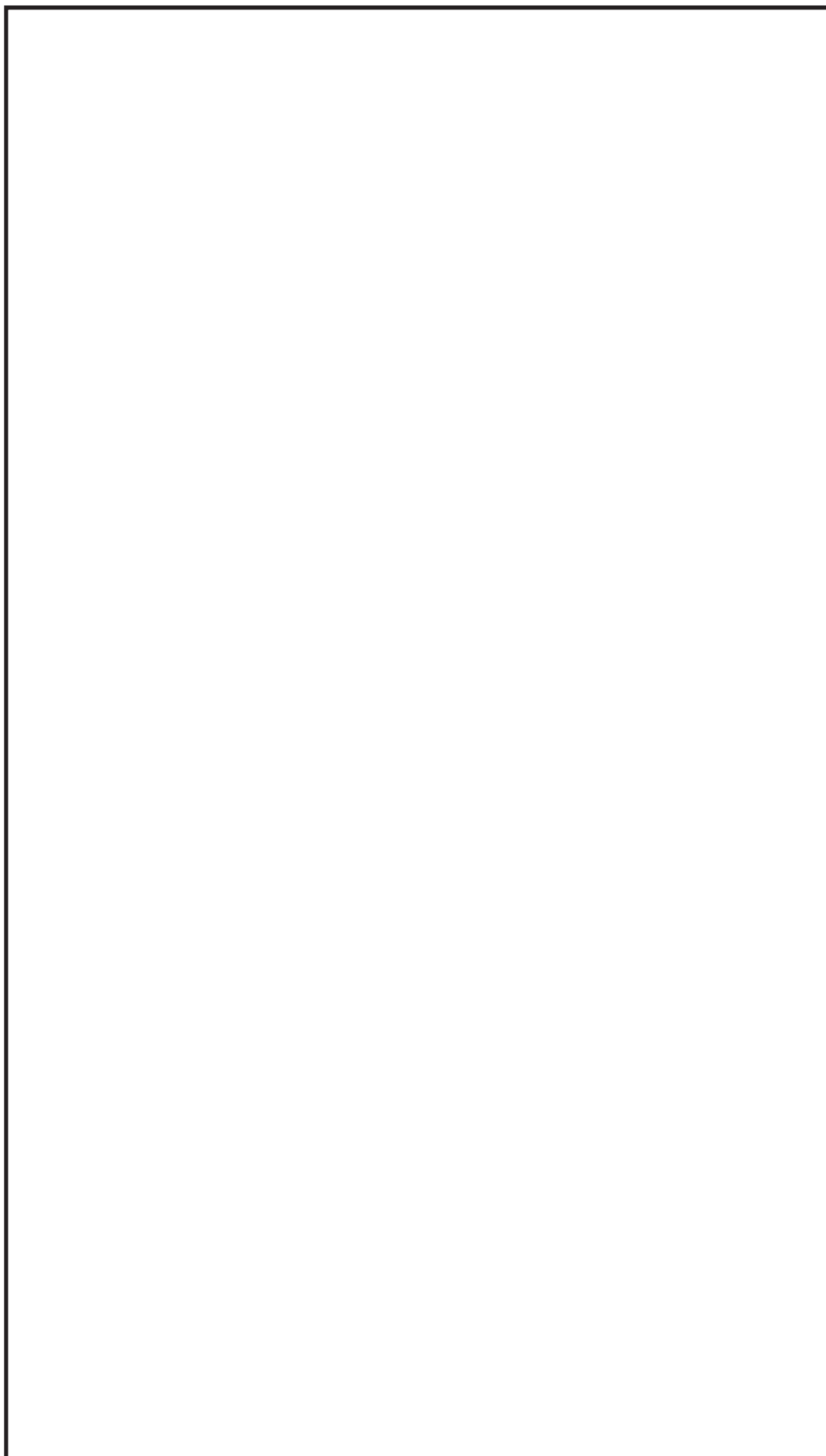


図 2-1 溢水防護区画 (17/32)

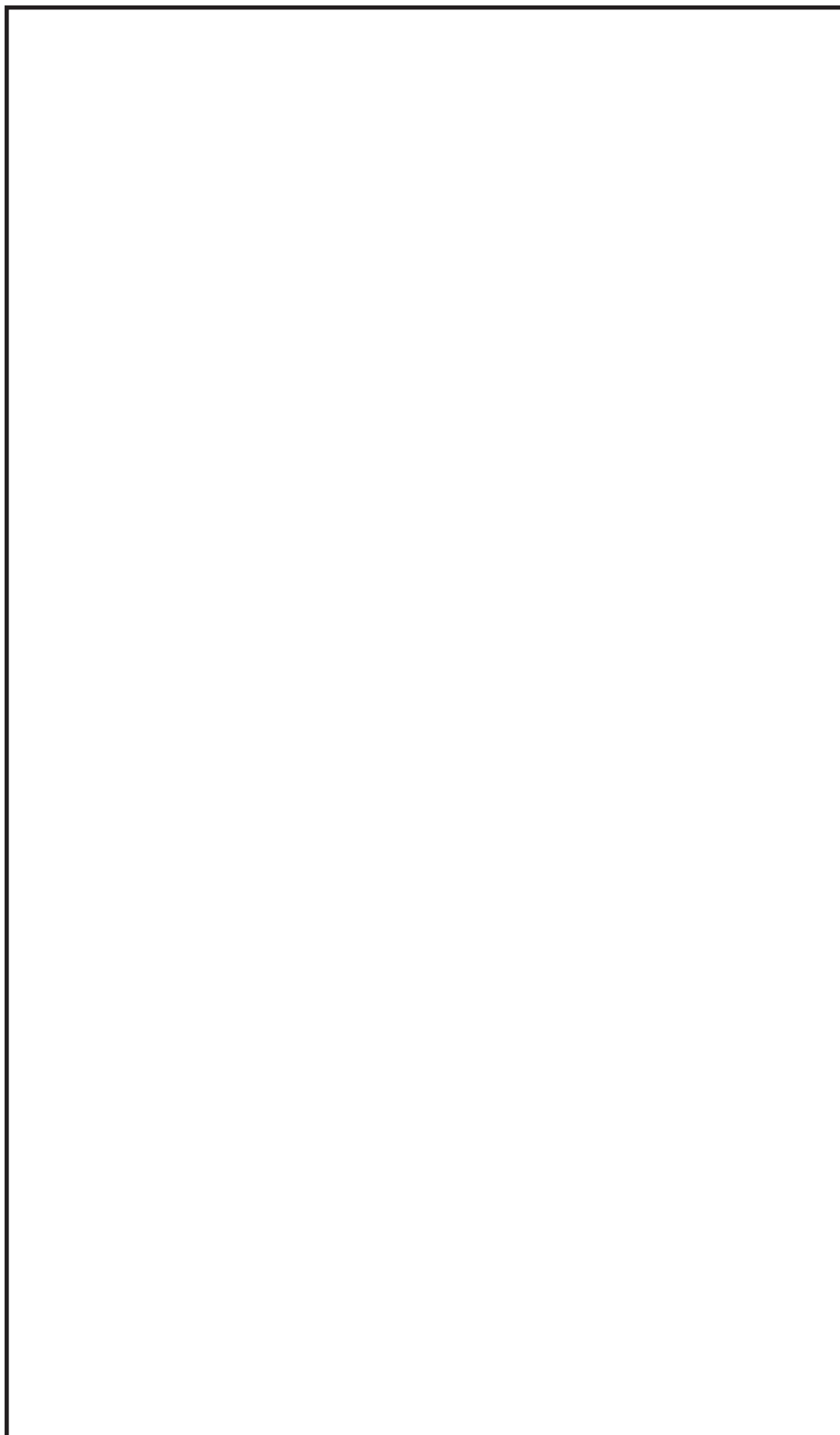


図 2-1 溢水防護区画 (18/32)

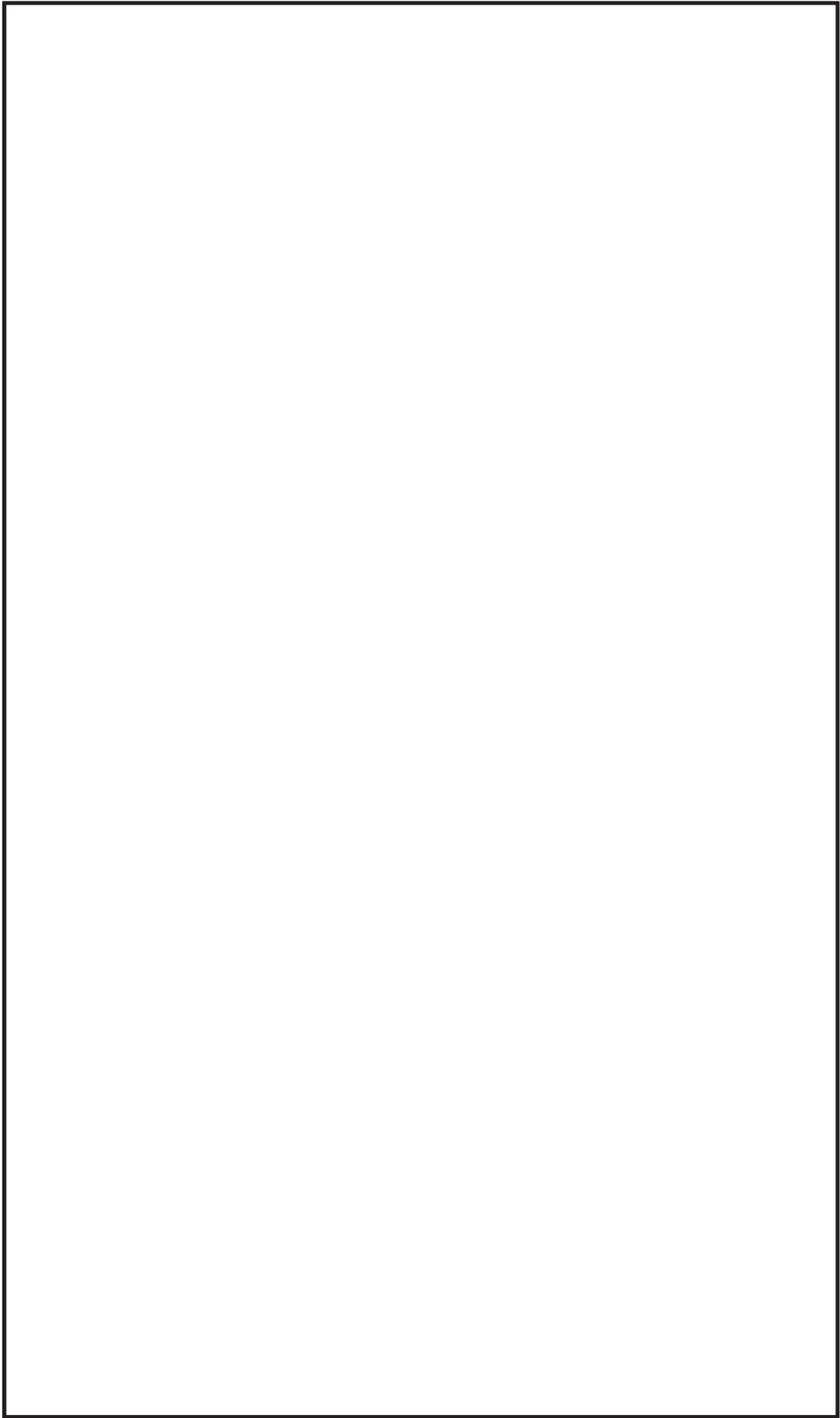


図 2-1 溢水防護区画 (19/32)

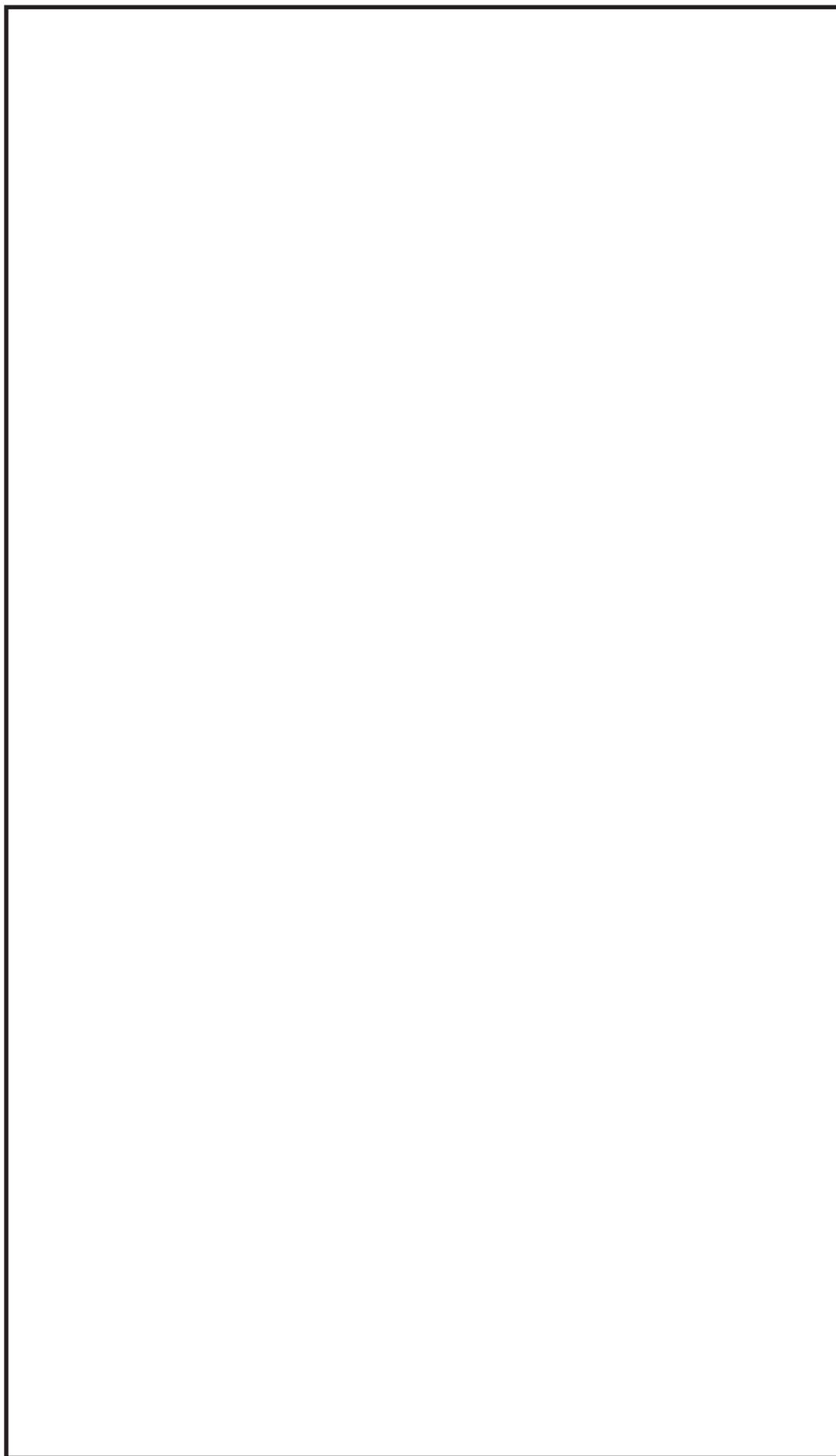


図 2-1 溢水防護区画 (20/32)

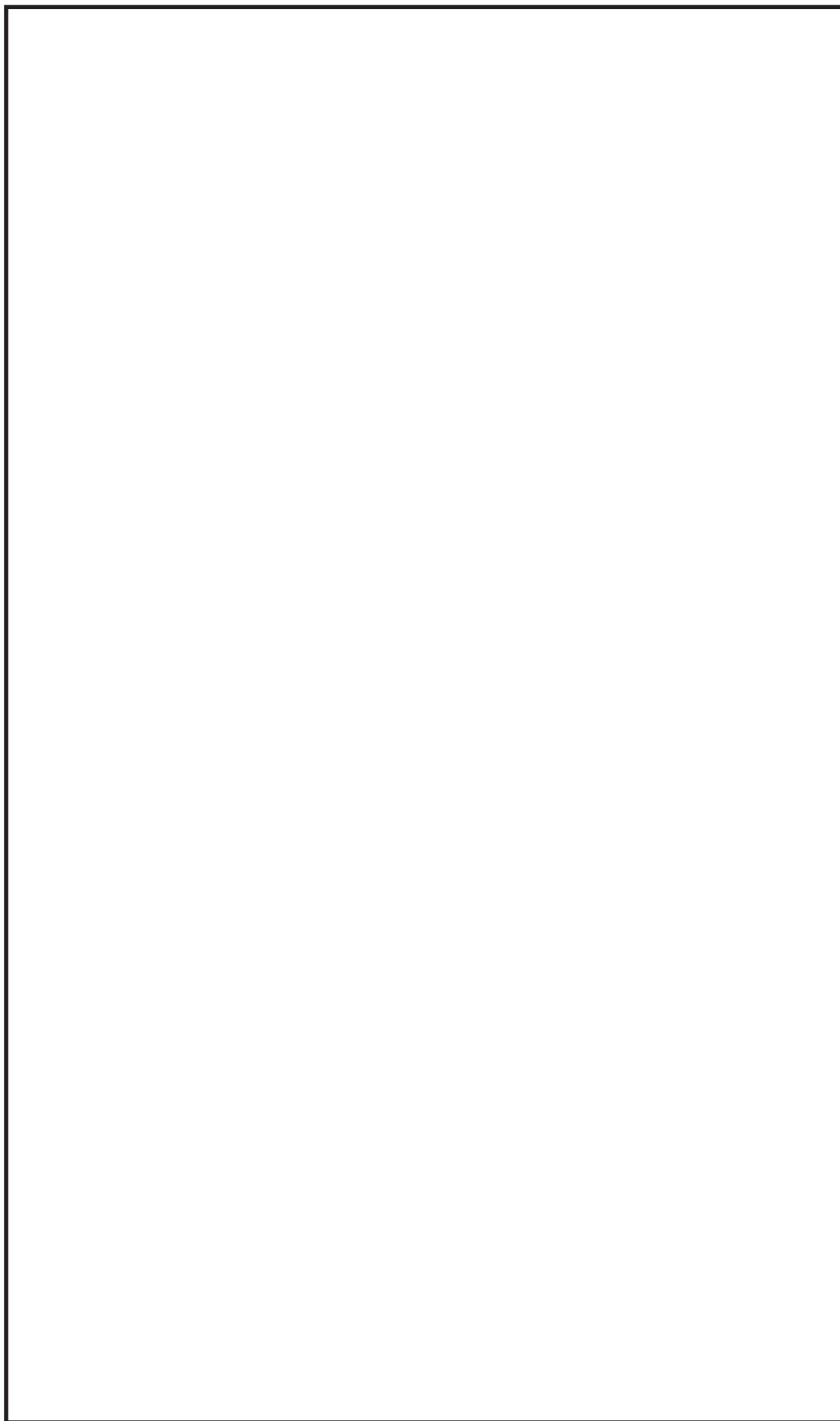


図 2-1 溢水防護区画 (21/32)

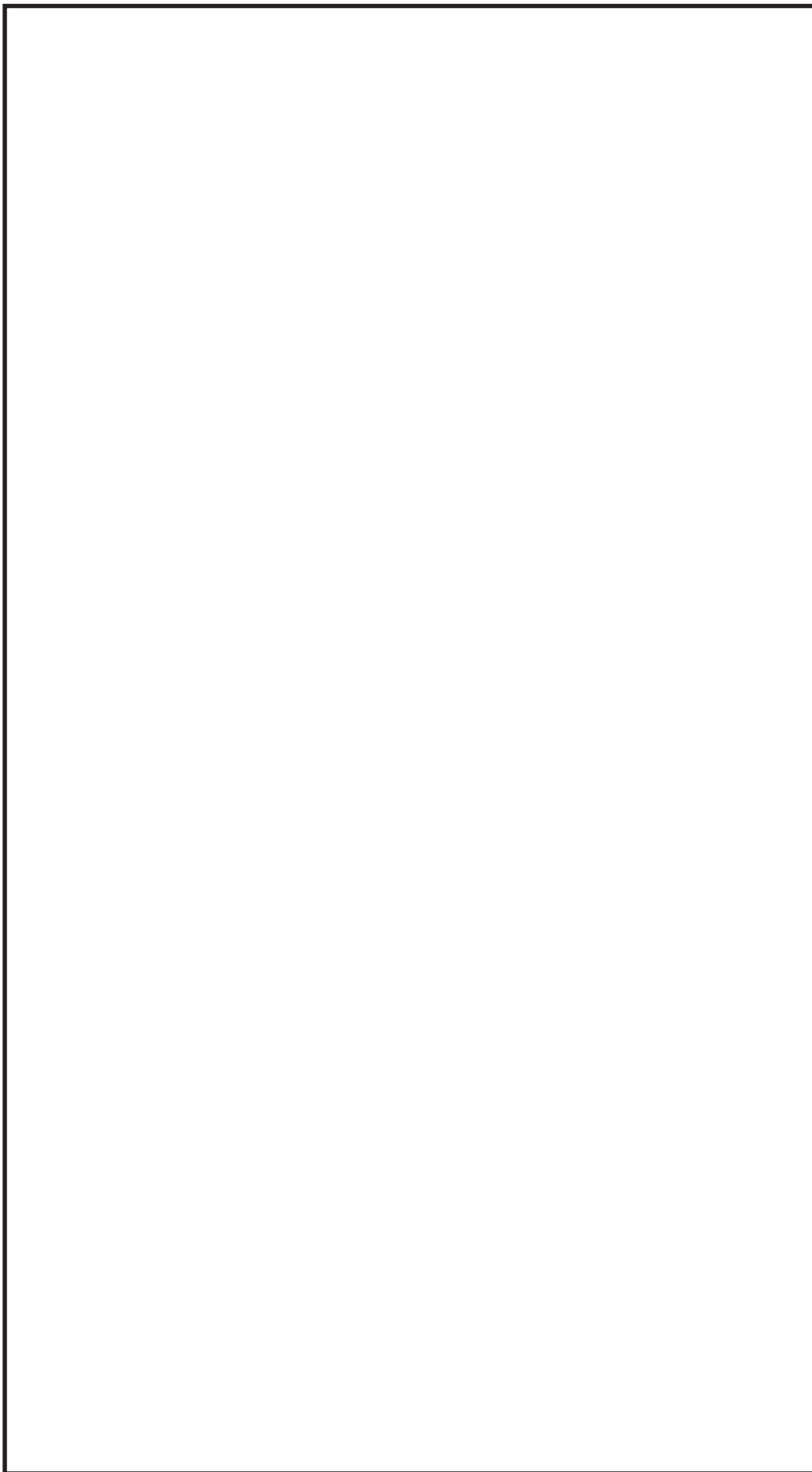


図 2-1 溢水防護区画 (22/32)

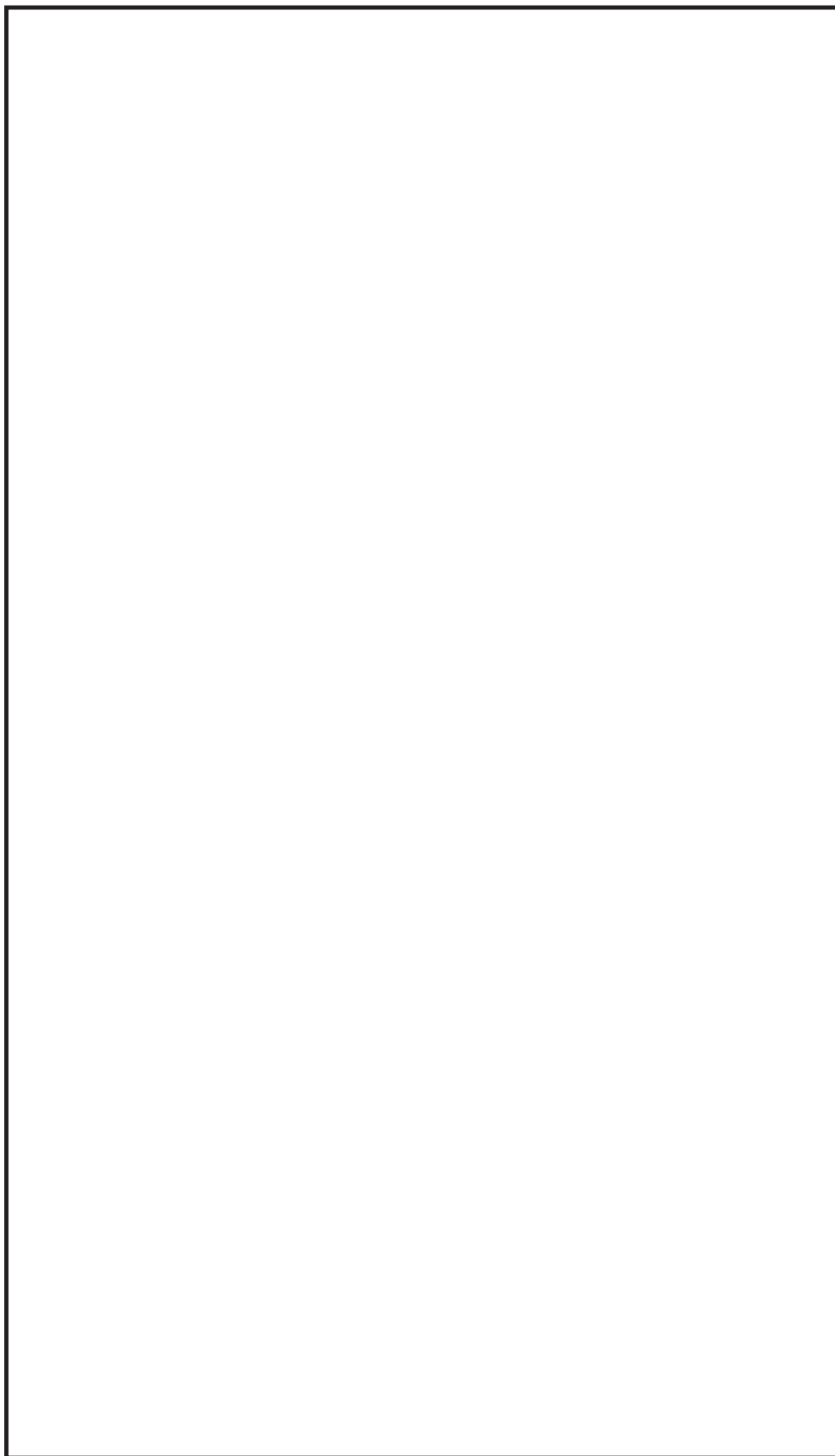


図 2-1 溢水防護区画 (23/32)

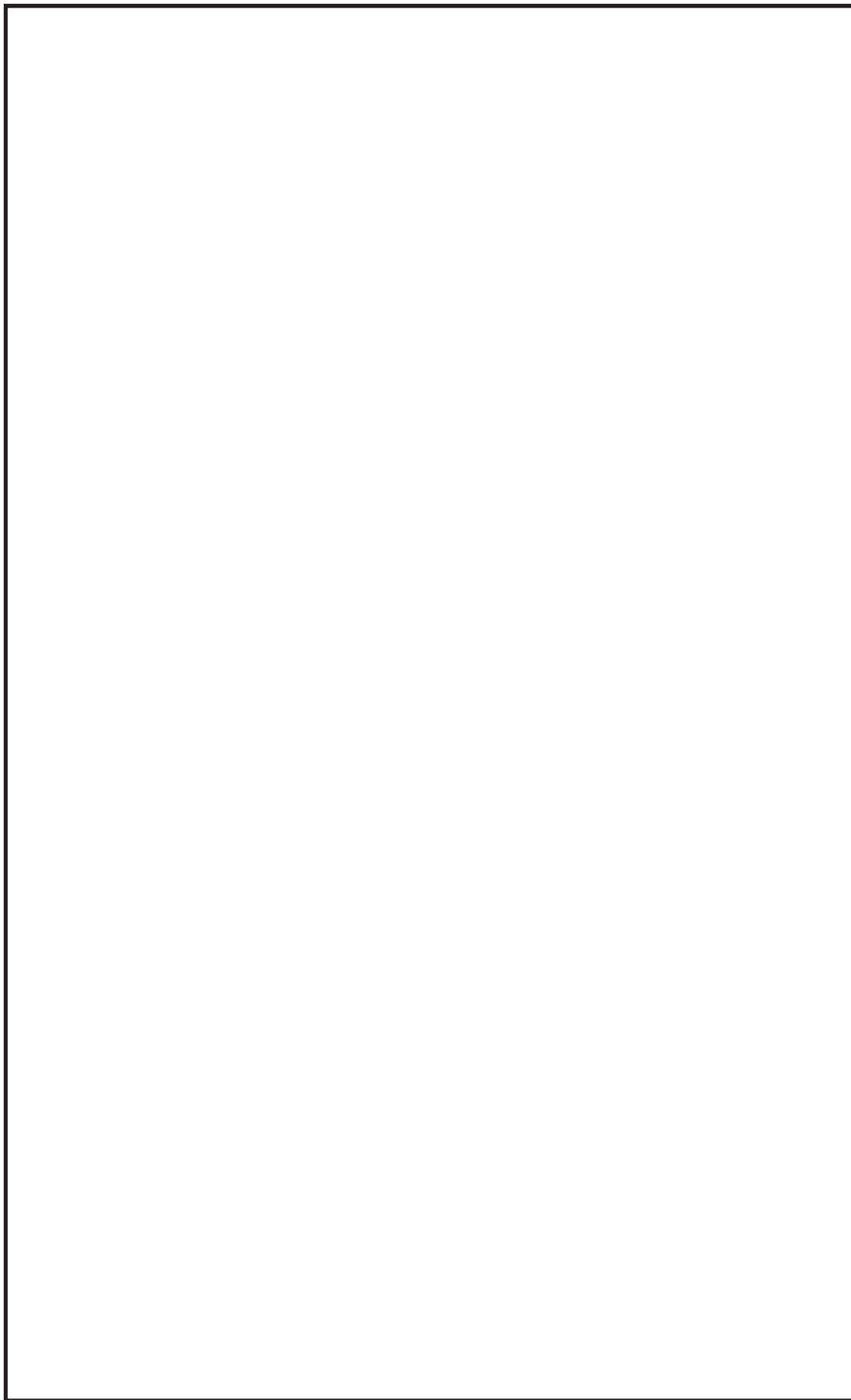


図 2-1 溢水防護区画 (24/32)

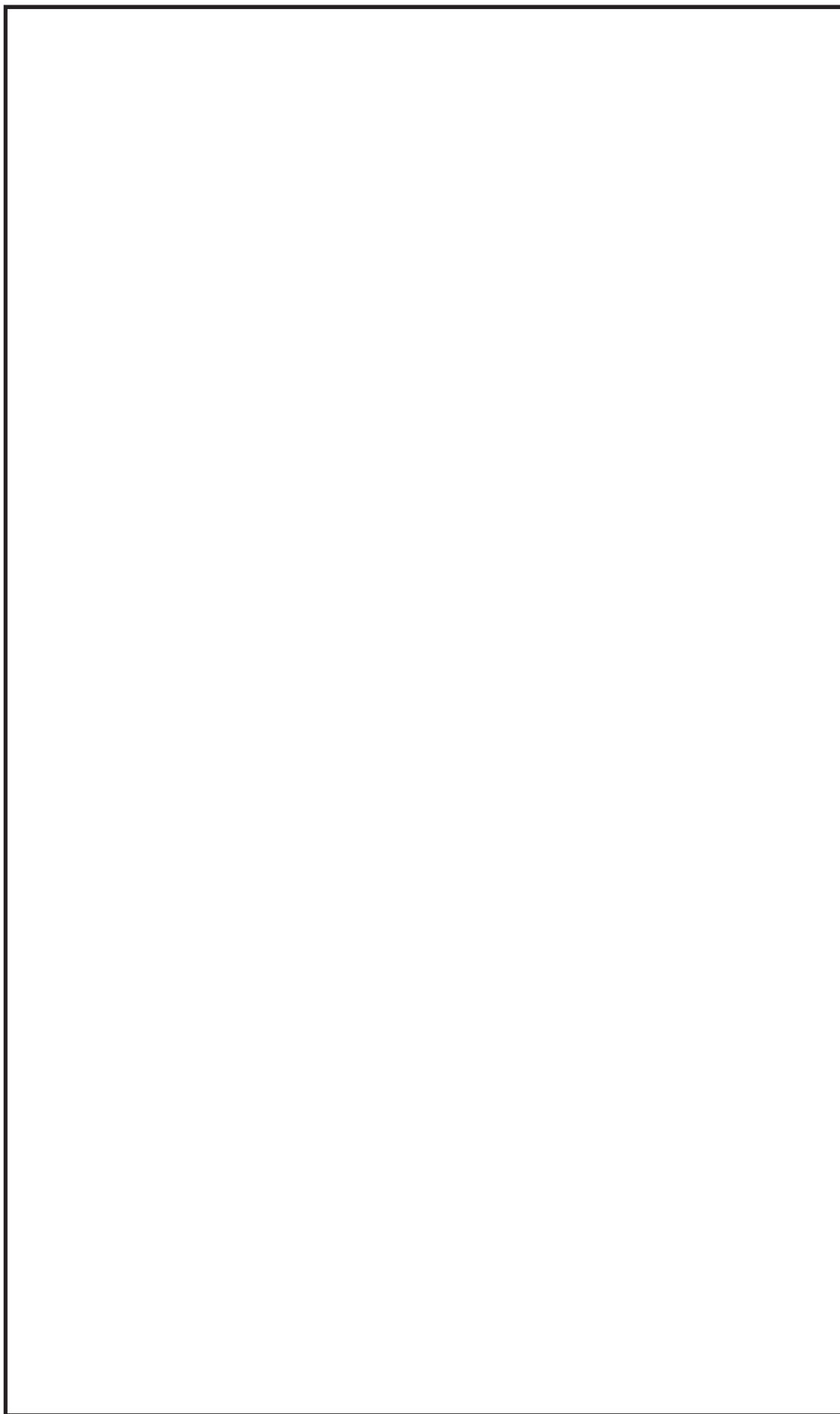


図 2-1 溢水防護区画 (25/32)

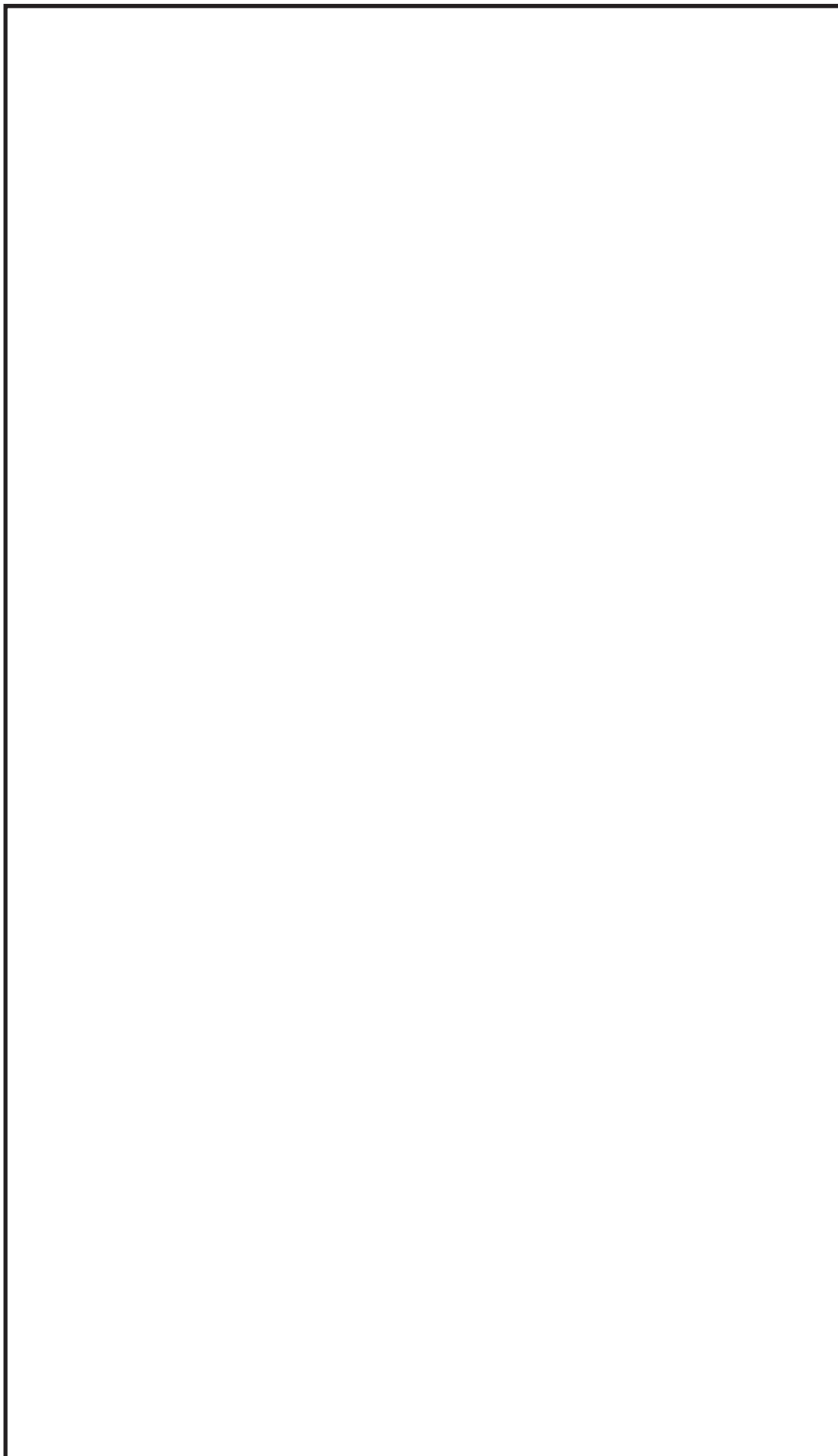


図 2-1 溢水防護区画 (26/32)

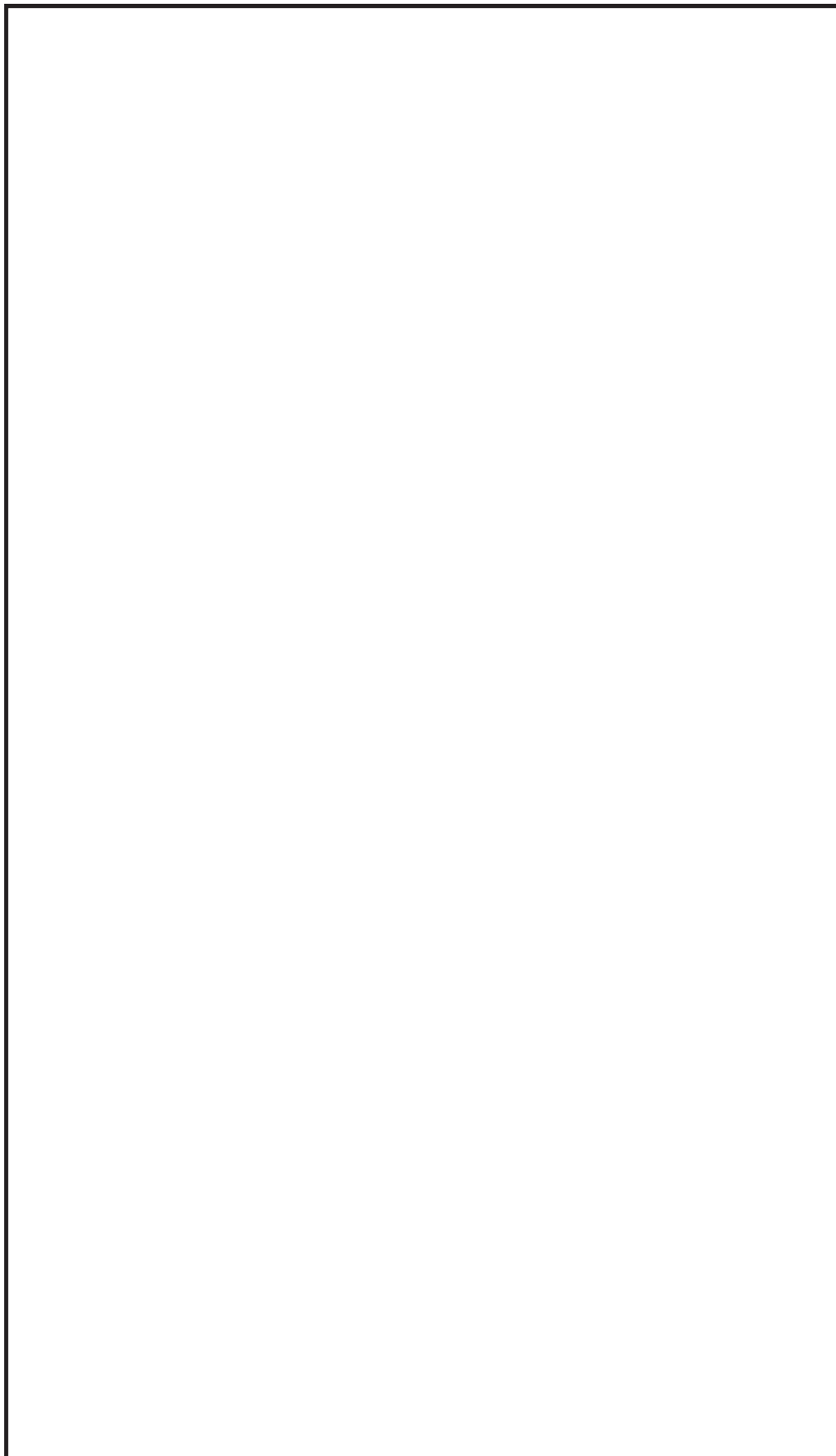


図 2-1 溢水防護区画 (27/32)

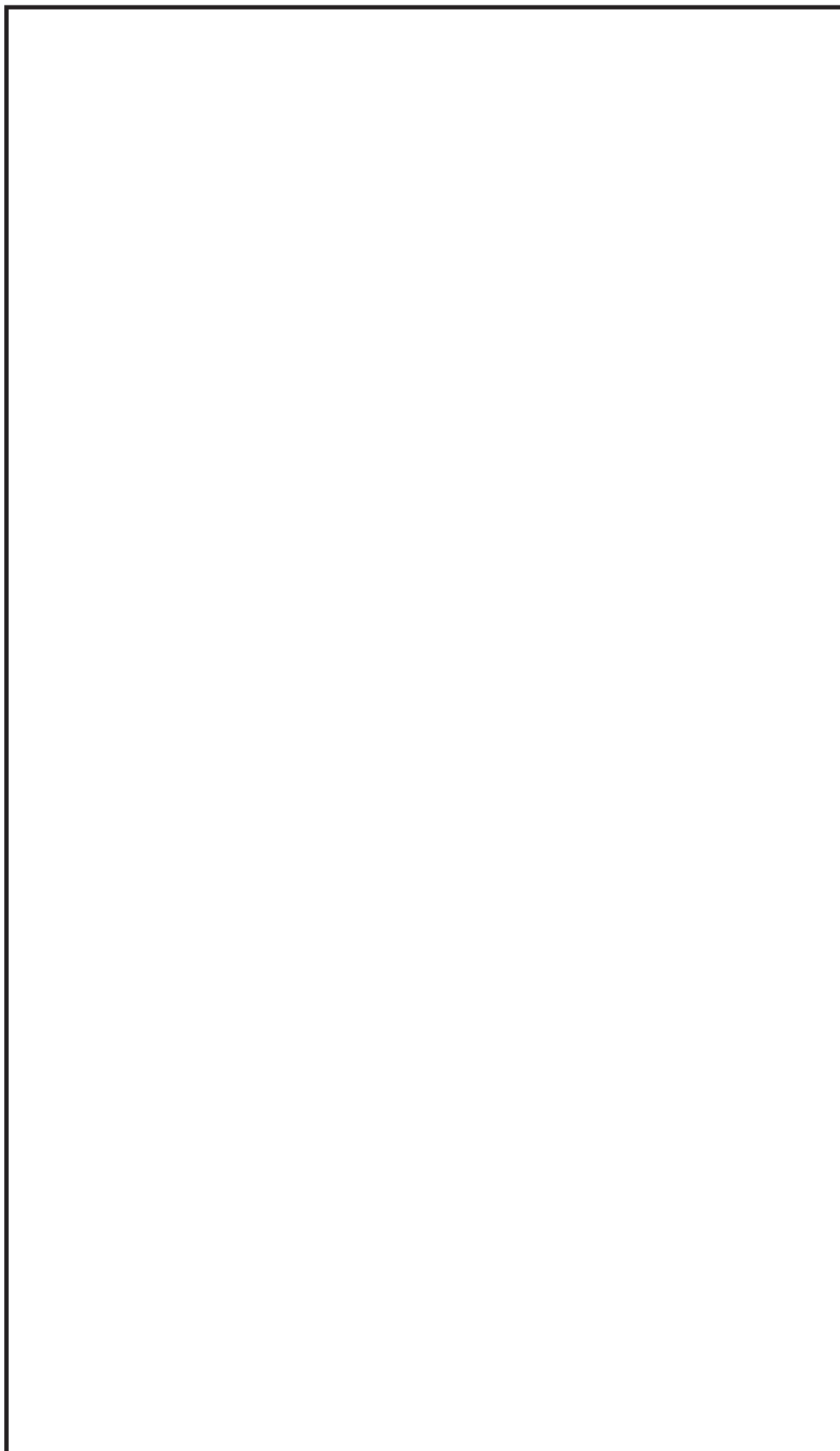
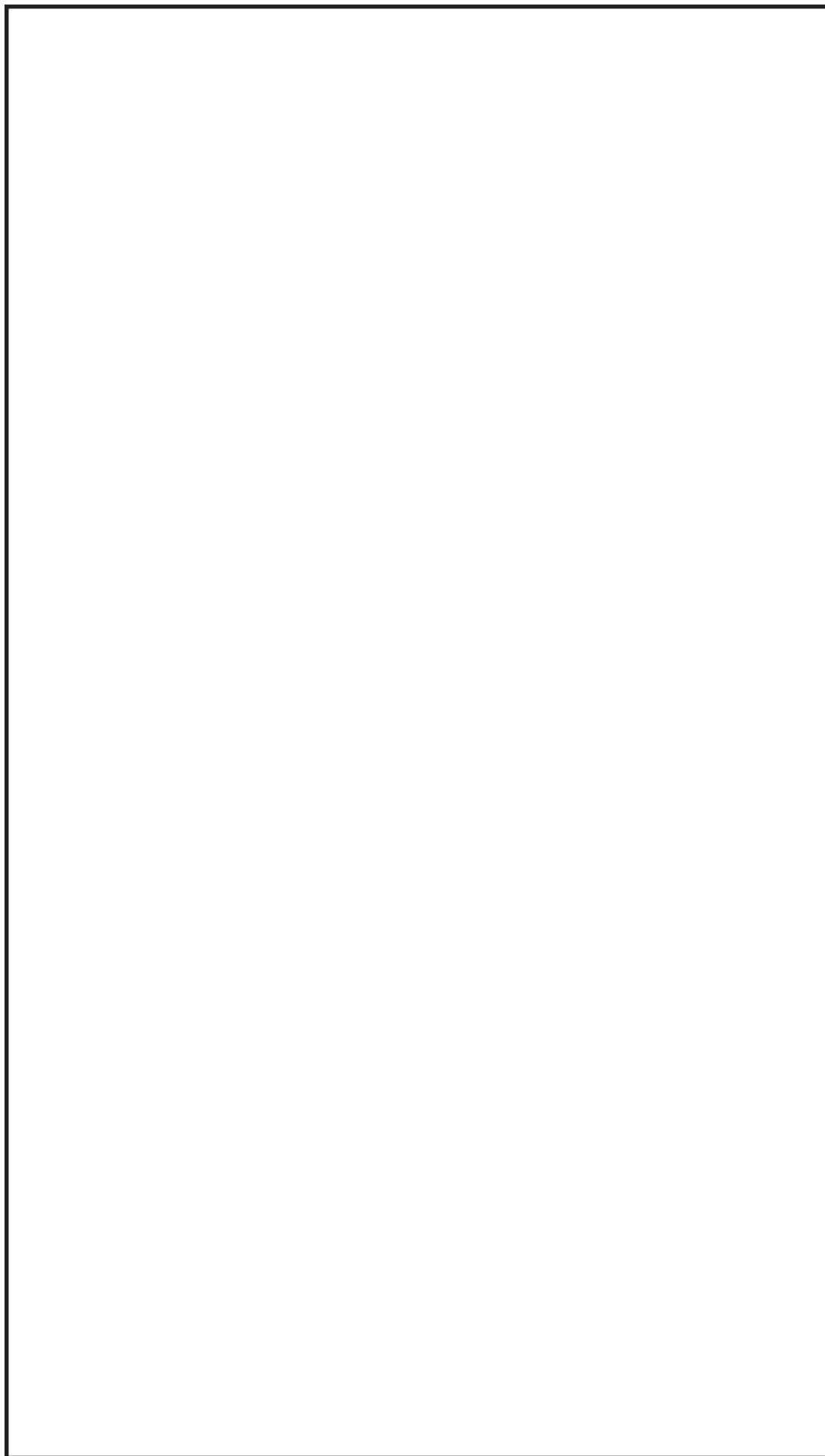


図 2-1 溢水防護区画 (28/32)



第 2-1 図 溢水防護区画 (29/32)

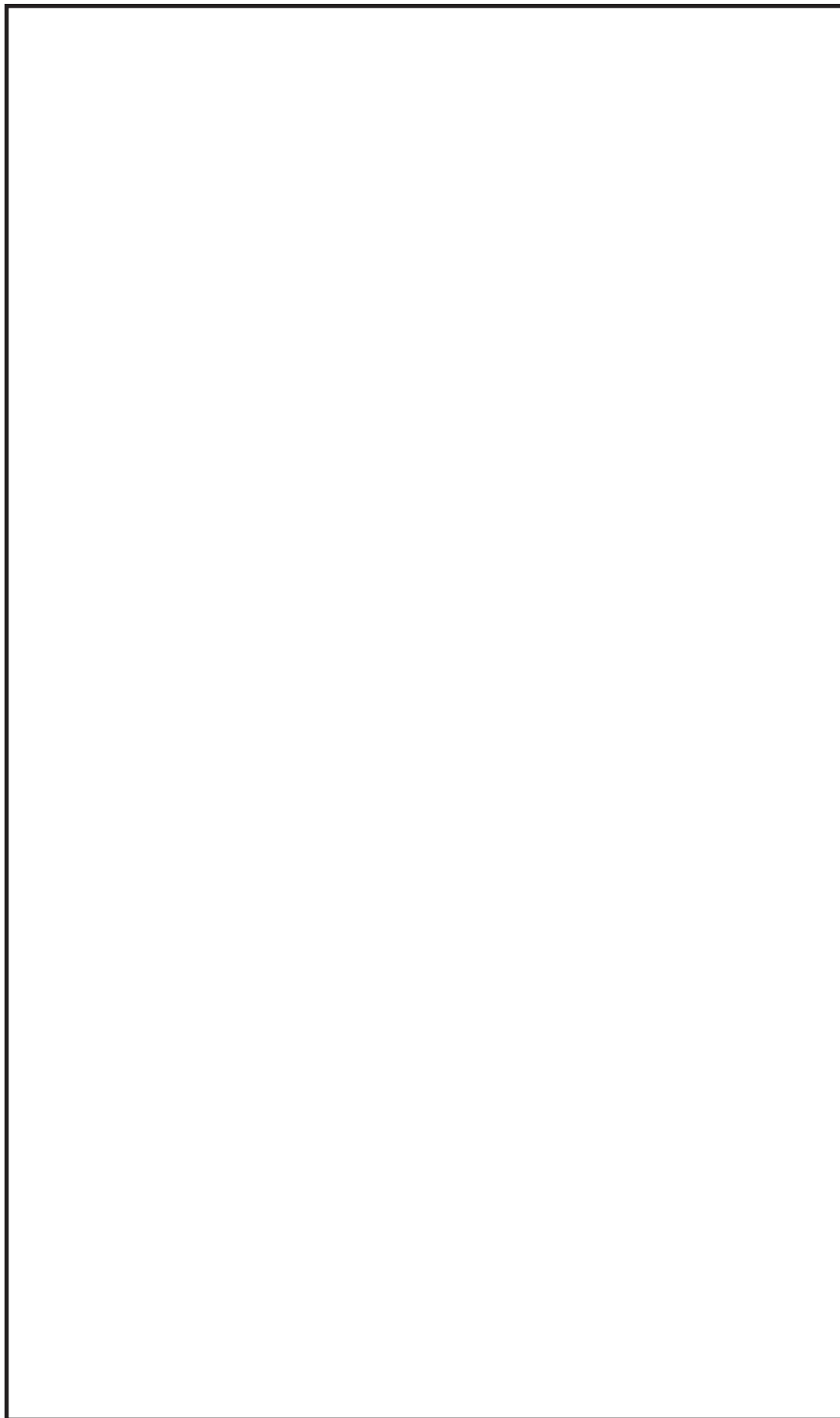


図 2-1 溢水防護区画 (30/32)

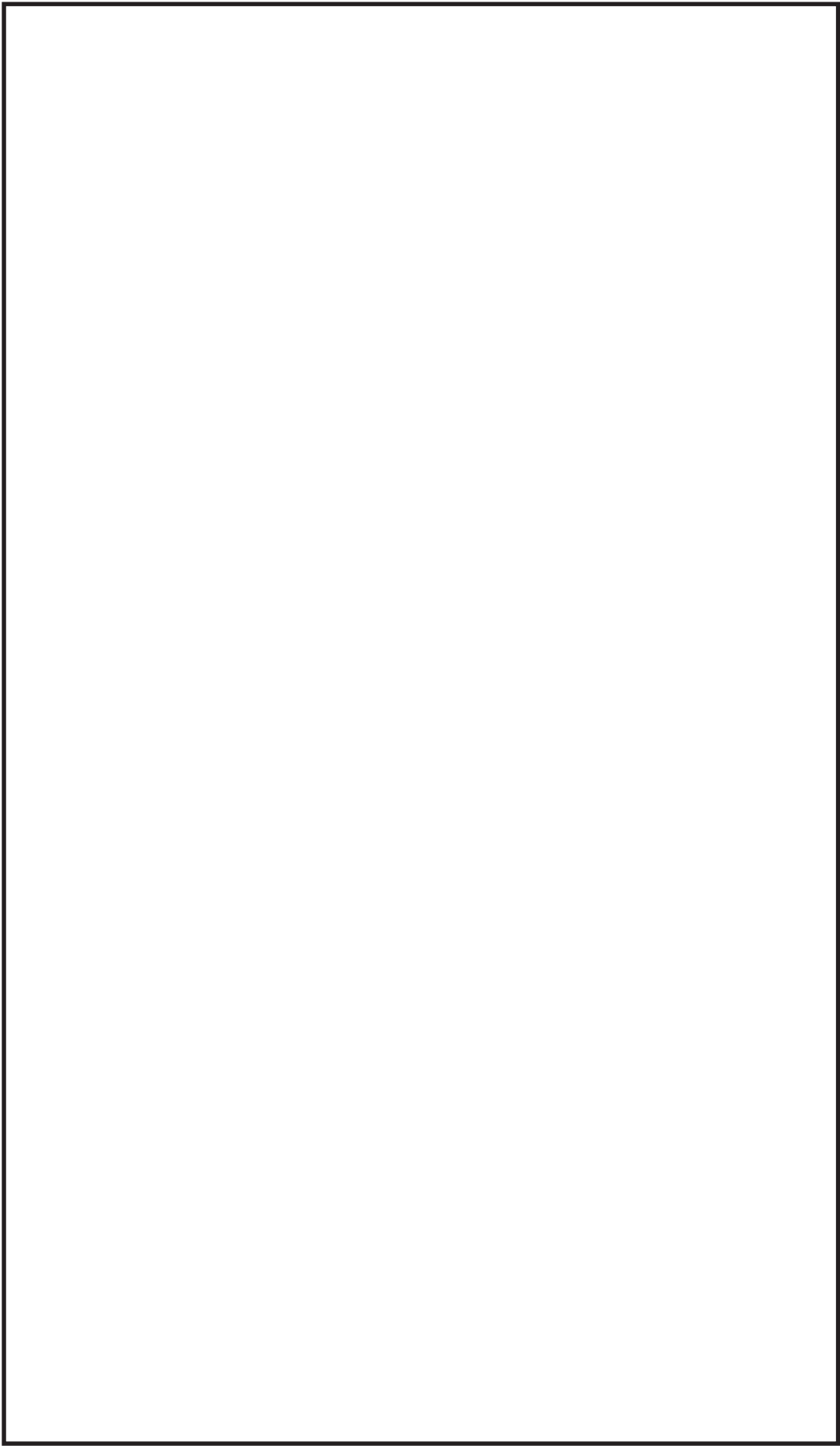


図 2-1 溢水防護区画 (31/32)

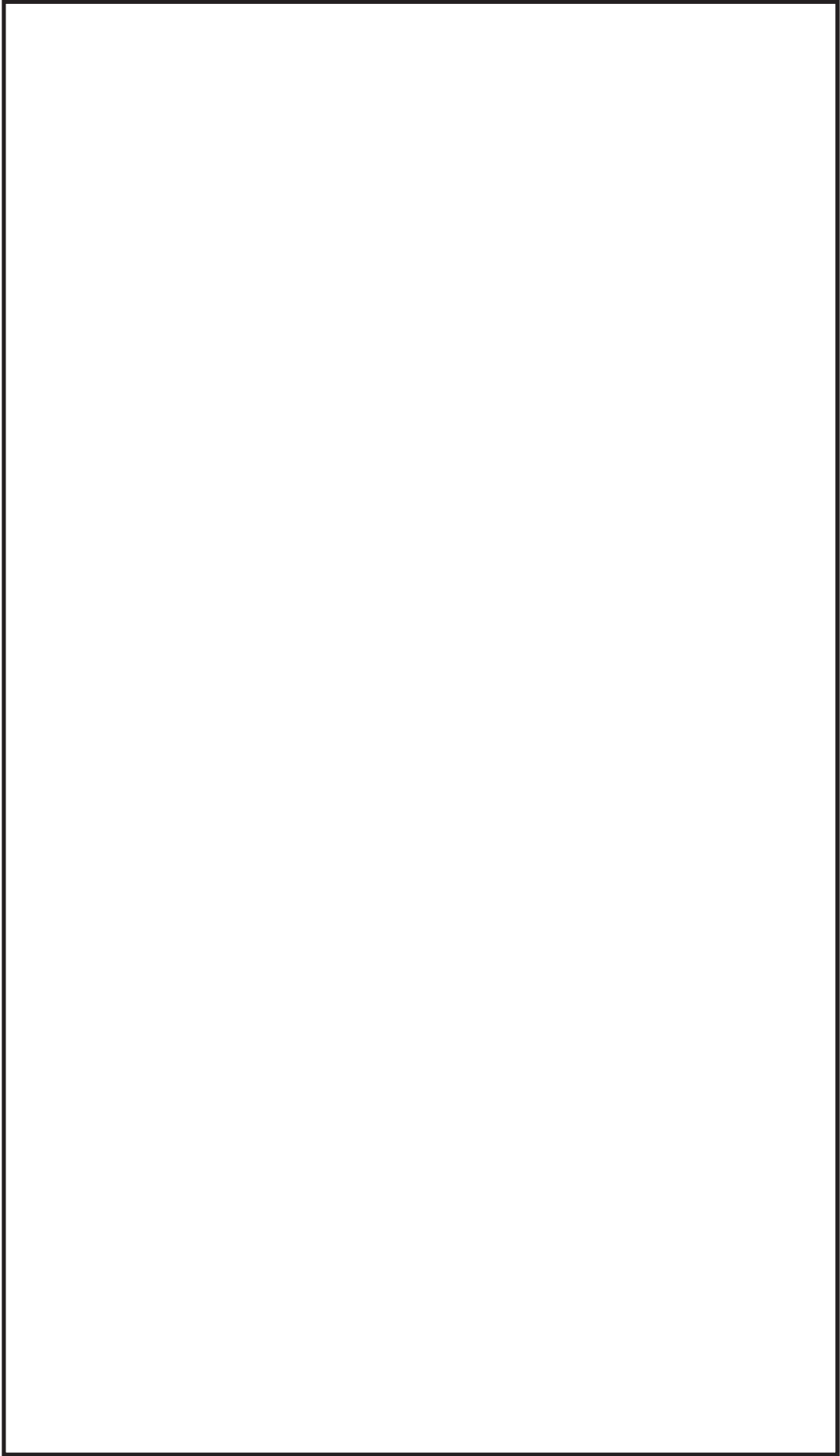


図 2-1 溢水防護区画 (32/32)

V-1-1-8-3 溢水評価条件の設定

目次

1. 概要.....	1
2. 溢水源及び溢水量の設定.....	1
2.1 想定破損による溢水.....	1
2.2 消火水の放水による溢水.....	11
2.3 地震起因による溢水.....	12
2.4 その他の溢水.....	23
3. 溢水防護区画及び溢水経路の設定.....	25
3.1 溢水防護区画の設定.....	26
3.2 溢水防護区画内漏えいでの溢水経路.....	27
3.3 溢水防護区画外漏えいでの溢水経路.....	28

1. 概要

本資料は、溢水から防護すべき設備の溢水評価に用いる溢水源及び溢水量並びに溢水防護区画及び溢水経路の設定について説明するものである。

2. 溢水源及び溢水量の設定

溢水影響を評価するために、評価ガイドを踏まえて発生要因別に分類した以下の溢水を設定し、溢水源及び溢水量を設定する。

- ・ 溢水の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。）
- ・ 地震に起因する機器の破損等により生じる溢水（通常運転中における使用済燃料プールのスロッシングにより発生する溢水，施設定期検査中における使用済燃料プール，原子炉ウェル及びドライヤセパレータプールのスロッシングにより発生する溢水並びに廃棄物処理建屋におけるサイトバンカプールのスロッシングにより発生する溢水を含む。）（以下「地震起因による溢水」という。）
- ・ その他の要因（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。）

想定破損により生じる溢水では、溢水源となり得る機器は流体を内包する配管とし、地震起因による溢水では溢水源となり得る機器は流体を内包する容器（タンク，熱交換器，脱塩塔，ろ過脱塩器等）及び配管として、それぞれにおいて対象となる機器を系統図より抽出し、抽出された機器が想定破損における応力評価又は耐震評価において破損すると評価された場合、それぞれの評価での溢水源とする。

2.1 想定破損による溢水

想定破損による溢水については、単一の配管の破損による溢水を想定して、配管の破損箇所を溢水源として設定する。

また、破損を想定する配管は、内包する流体のエネルギーに応じて、以下で定義する高エネルギー配管又は低エネルギー配管に分類する。

- ・ 「高エネルギー配管」とは、呼び径25A（1B）を超える配管であって、プラントの通常運転時に運転温度が95℃を超えるか又は運転圧力が1.9 MPa[gage]を超える配管。ただし、被水及び蒸気の影響については配管径に関係なく評価する。
- ・ 「低エネルギー配管」とは、呼び径25A（1B）を超える配管であって、プラントの通常運転時に運転温度が95℃以下で、かつ運転圧力が1.9 MPa[gage]以下の配管。なお、運転圧力が静水頭の配管は除く。
- ・ 高エネルギー配管として運転している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 %より小さければ、低エネルギー配管として扱う。

配管の破損形状の想定に当たっては、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。）」を想定する。ただし、応力評価を実施する配管については、発生応力 S_n と許容応力 S_a の比により、以下で示した応力評価の結果に基づく破損形状を想定する。

【高エネルギー配管（ターミナルエンド部を除く。）】

- ・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

$$S_n \leq 0.4 \times S_a \Rightarrow \text{破損想定不要}$$

$$0.4 \times S_a < S_n \leq 0.8 \times S_a \Rightarrow \text{貫通クラック}$$

【低エネルギー配管】

$$S_n \leq 0.4 S_a \Rightarrow \text{破損想定不要}$$

発生応力と許容応力の比較により破損形状の想定を行う以下の配管は、評価結果に影響するような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。

- ・原子炉隔離時冷却系蒸気配管の一般部（重大事故等対処設備との共用ライン含む）
- ・原子炉建屋廃棄物処理棟の所内蒸気系配管の一般部

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、残留熱除去系海水系、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系）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。

(1) 溢水源の設定

高エネルギー配管及び低エネルギー配管に対して、想定される破損形状に基づいた溢水源及び溢水量を設定する。

想定破損評価対象配管を応力評価する際には、3次元はりモデルによる評価を実施する。

評価で用いる解析コードSAP-IV及びAutoPIPEは耐震評価と同じ使用方法で用いる。

a. 配管破損を考慮する高エネルギー配管の抽出及び破損想定

液体又は蒸気を内包し、防護すべき設備へ影響を与える高エネルギー配管を有するすべての系統を抽出する。被水及び蒸気影響を評価する場合は25A（1B）以下の配管も考慮する。

高エネルギー配管は、「完全全周破断」を想定するが、防護すべき設備が設置される建屋内の原子炉隔離時冷却系蒸気配管の一般部（25A（1B）を超える。）及び所内蒸気系配管の一般部（25A（1B）を超える。）は、3次元はりモデルによる応力評価を実施し、発生応力が許容応力の0.8倍以下を確保することから、破損想定を貫通クラックとする。所内蒸気系統の小口径（25A（1B）以下）の配管及びその他の高エネルギー配管については任意の箇所での完全全周破断を想定する。

抽出した高エネルギー配管を有する系統について、想定する破損形状を表2-1に示す。また、破損形状を貫通クラックとする系統の強度評価結果を表2-2に示す。

表2-1 高エネルギー配管を有する系統の想定する破損形状

系統名 *1	運転温度 95℃超	運転圧力 1.9MPa 超	想定する 破損形状
制御棒駆動系	—	○	完全全周破断
原子炉隔離時冷却系 *2	○	○	貫通クラック *3
原子炉再循環系	○	○	完全全周破断
主蒸気隔離弁漏えい 制御系	○	○	完全全周破断
原子炉冷却材浄化系	○	○	完全全周破断
主蒸気系	○	○	完全全周破断
抽気系	○	○	完全全周破断
タービン補助蒸気系	○	○	完全全周破断
タービン制御系 (制御油系)	○	○	完全全周破断
タービングラント蒸気系	○	○	完全全周破断
湿分分離器	○	○	完全全周破断
給水系	○	○	完全全周破断
給水加熱器ドレン系	○	○	完全全周破断
給水加熱器ベント系	○	○	完全全周破断
タービン建屋換気系 (所内蒸気系)	○	—	完全全周破断
原子炉建屋換気系 (所内蒸気系)	○	—	完全全周破断
バッテリー室換気系 (所内蒸気系)	○	—	完全全周破断
放射性廃棄物処理系換気系 (所内蒸気系)	○	—	完全全周破断
所内蒸気・所内蒸気戻り系	○	—	貫通クラック *3
所内ボイラ系 (給水系)	○	—	完全全周破断
放射性廃棄物処理系スラッジ系	○	—	完全全周破断
放射性廃棄物処理系使用済樹脂貯蔵系	○	—	完全全周破断
放射性廃棄物処理系濃縮廃液・廃液中和スラッジ系	○	—	完全全周破断
放射性廃棄物処理系加熱蒸気・加熱蒸気戻り系	○	—	完全全周破断
放射性廃棄物処理系タンクベント系 (放射性廃棄物処理系 原子炉補機冷却水系 加熱蒸気・加熱蒸気戻り系)	○	—	完全全周破断

注記 *1: ()内記載の系統名は、主系統に含む溢水源として想定する系統。

*2: 重大事故等対処設備配管含む。

*3: ターミナルエンド部については完全全周破断を想定する。ただし、防護カバーによる流出流量の制限に期待した評価を行う。

表2-2 高エネルギー配管の強度評価結果

項目	評価 手法	建屋	EL. (m)	配管 仕様	一次応力 + 二次応 力 (MPa)	許容値 0.8Sa (MPa)
原子炉隔離時 冷却系*	3次元 はりモデル	原子炉建屋 原子炉棟	24.2	250A Sch80	172	217
所内蒸気系		原子炉建屋 廃棄物処理棟	14.0	200A Sch40	223	342

注記 * : 重大事故等対処設備配管含む。

b. 配管破損を考慮する低エネルギー配管の抽出及び破損想定

液体を内包し、防護すべき設備に影響を与える低エネルギー配管を有するすべての系統を抽出する。評価ガイドを踏まえて、静水頭の配管は対象外とし、口径が25A以下の配管は被水影響のみ考慮する。

低エネルギー配管は、任意の箇所での貫通クラックを想定する。

抽出した低エネルギー配管を有する系統について、想定する破損形状を表2-3に示す。

表2-3 低エネルギー配管を有する系統の想定する破損形状 (1/2)

系統名 *1	最高使用 温度 (℃)	最高使用 圧力 (MPa)	想定する 破損形状
ほう酸水注入系	*2		貫通クラック
残留熱除去系 ^{*4}	*2		貫通クラック
残留熱除去系海水系 ^{*4}	*2		貫通クラック
補機冷却海水系	38	0.87	貫通クラック
高圧炉心スプレイ系	*2		貫通クラック
低圧炉心スプレイ系 ^{*4}	*2		貫通クラック
原子炉隔離時冷却系	*2		貫通クラック
燃料プール冷却浄化系 ^{*4}	66	1.39	貫通クラック
原子炉補機冷却系	66	0.87	貫通クラック
格納容器雰囲気監視系 (残留熱除去系海水系)	*2		貫通クラック
可燃性ガス濃度制御系 (残留熱除去系)	*2		貫通クラック
ドライウェル冷却系 (原子炉補機冷却系)	66	0.87	貫通クラック
タービン潤滑油系	66	0.87	貫通クラック
復水系	63	1.38	貫通クラック
空気抽出系	94	1.38	貫通クラック
循環水系	*3		貫通クラック
弁封水系	66	1.33	貫通クラック
復水脱塩装置系	66	1.39	貫通クラック
タービン補機冷却系	66	0.87	貫通クラック
非常用ディーゼル発電設備 (潤滑油系)	80	0.79	貫通クラック
非常用ディーゼル発電設備 (冷却水系)	80	0.25	貫通クラック
非常用ディーゼル発電機毎水系	50	0.70	貫通クラック
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備 (潤滑油系)	80	0.79	貫通クラック
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備 (冷却水系)	80	0.25	貫通クラック
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機毎水系	50	0.70	貫通クラック
ディーゼル発電機燃料油系	55	0.2	貫通クラック
ろ過水系 (屋内消火系)	常温	0.88	貫通クラック
復水・純水移送系	66	1.33	貫通クラック
補助系 (ドレンサンプ系)	65	1.03	貫通クラック
中央制御室換気系 (冷水系)	66	0.54	貫通クラック
スイッチギヤ室換気系 (冷水系)	66	0.54	貫通クラック
オフガス再生室換気系 (原子炉補機冷却系)	66	0.87	貫通クラック

表2-3 低エネルギー配管を有する系統の想定する破損形状 (2/2)

系統名 *1	最高使用 温度 (℃)	最高使用 圧力 (MPa)	想定する 破損形状
制御用圧縮空気系 (タービン補機冷却系)	66	0.87	貫通クラック
所内用圧縮空気系 (タービン補機冷却系)	66	0.87	貫通クラック
所内ボイラ系 (給水系)	80	1.38	貫通クラック
所内ボイラ系 (燃料系)	40	1.1	貫通クラック
放射性廃棄物処理系機器ドレン系	90	1.32	貫通クラック
放射性廃棄物処理系床ドレン系	65	1.03	貫通クラック
放射性廃棄物処理系凝集沈殿系	65	1.1	貫通クラック
放射性廃棄物処理系スラッジ系	65	1.1	貫通クラック
放射性廃棄物処理系使用済樹脂貯蔵系	65	1.1	貫通クラック
放射性廃棄物処理系高電導度ドレン系	65	1.1	貫通クラック
放射性廃棄物処理系凝縮水処理系	65	1.43	貫通クラック
放射性廃棄物処理系洗濯廃液系	65	12.4	貫通クラック
放射性廃棄物処理系所内用空気系 (放射性廃棄物処理系原子炉補機冷却水系)	66	0.87	貫通クラック
放射性廃棄物処理系復水系	65	1.43	貫通クラック
放射性廃棄物処理系純水系	66	1.33	貫通クラック
放射性廃棄物処理系原子炉補機冷却氷系	66	0.87	貫通クラック
放射性廃棄物処理系タービン補機冷却氷系	66	0.87	貫通クラック
放射性廃棄物処理系タンクベント系 (放射性廃棄物処理系原子炉補機冷却氷系、加熱蒸気・ 加熱蒸気戻り系)	66	0.87	貫通クラック
放射性廃棄物処理系消火系	常温	0.88	貫通クラック
緊急用電気室換気空調系	40	0.50	貫通クラック
常設代替高圧電源装置置換換気空調系	40	0.30	貫通クラック

注記 *1: ()内記載の系統名は、主系統に含む溢水源として想定する系統。

*2: 高エネルギー配管として運転している時間の割合が、プラント運転期間の1%より小さいため、低エネルギー配管として扱う。

*3: 循環水系は復水器設置エリア及び循環水ポンプ設置エリアでの伸縮継手部の全周破断による溢水を想定。

*4: 重大事故等対処設備配管含む。

(2) 溢水量の設定

溢水評価では、「(1) 溢水源の設定」において設定した破損形状による溢水を想定し、異常の検知、事象の判断及び漏えい箇所の特定並びに漏えい箇所の隔離等により漏えい停止するまでの時間を考慮し保守的に設定し、溢水量を算出する。また、隔離後の隔離範囲内の系統の保有水量を考慮して溢水量を算出する。想定する破損箇所は防護すべき設備への溢水影響が最も大きくなる位置とする。

破損を想定する配管については、以下の手法を用いて溢水量の算定を行う。

- ・完全全周破断を想定する場合の溢水流量は、系統の定格流量を用いる。ただし、系統上の破断位置、口径、流体圧力等を考慮することにより、より適切な溢水流量を算定できる場合はその値を用いる。
- ・貫通クラックを想定する場合の流出流量は、破断面積、損失係数及び水頭を用いて以下の計算式より求める。

$$Q = A \times C \times \sqrt{(2 \times g \times H) \times 3600}$$

Q：流出流量 (m³/h)

A：破断面積 (m²)

C：損失係数

g：重力加速度 (m/s²)

H：水頭 (m)

破断面積 (A) 及び水頭 (H) は、原則として系統の最大値（最大口径、最大肉厚、配管の最高使用圧力）を使用するが、破断を想定する系統の各区画内での口径、肉厚、圧力の最大値が明確な場合は、その値を使用する。

- ・溢水の発生後、溢水を検知し隔離するまでの隔離時間を、手動隔離及び自動隔離を想定し設定する。評価した隔離までの時間に流出流量を乗じて系統保有水量を加えた溢水量を算定する。
- ・系統保有水量は、原則として系統内のすべての配管内及びポンプ等の機器内の保有水量の合算値を、保守的に1.1倍の安全率を乗じた値を用いる。ただし、配管の高さや引き回し等の観点から流出しないと判断できる範囲を明確に示せる場合は、その範囲を除いた保有水量を用いる。また、屋外タンク等の公称容量が定められ、想定する保有水量が大きく変動することがない機器に関しては、1.1倍の安全率を乗ずる対象から除外する。
- ・隔離までの流出量に関しては、補給水や他系統からの回り込みを考慮する。
- ・溢水量を比較して最大となる溢水量を、当該系統の没水評価に用いる溢水量として設定する。設定した溢水量を表2-4に示す。

なお、配管の想定破損による溢水評価において、溢水量を制限するために漏えい停止操作に期待する場合は、的確に操作を行うために手順を整備することとし、保安規定に定めて管理する。

表2-4 想定破損による溢水量の選定（想定破損）（1/2）

系統名称		分類* ¹	破断形状* ²	溢水量 (m ³)
制御棒駆動系		高	全	68
ほう酸水注入系		低	貫	22
残留熱除去系		低	貫	382
残留熱除去系海水系		低	貫	272
高圧炉心スプレイ系		低	貫	378
低圧炉心スプレイ系		低	貫	300
原子炉隔離時冷却系		低	貫	288
原子炉再循環系		高	全	1
原子炉冷却材浄化系		高	全	54
燃料プール冷却浄化系		低	貫	83
原子炉補機冷却系		低	貫	298
格納容器雰囲気監視系（残留熱除去系海水系）		低	貫	272
可燃性ガス濃度制御系（残留熱除去系）		低	貫	382
ドライウェル冷却系（原子炉補機冷却系）		低	貫	—* ³
タービン潤滑油系（潤滑油）		低	貫	195
給・復水系（R／B内漏えい時）		高	全	289
給・復水系（T／B内漏えい時）		高	全	1133
循環水系	タービン建屋	低	貫	11287* ⁴
	海水ポンプ室循環水ポンプエリア			2193 以上* ⁵
補機冷却海水系		低	貫	744
弁封水系		低	貫	127
復水脱塩装置系		低	貫	297
給水加熱器ドレン系		高	全	290
タービン補機冷却系		低	貫	366
非常用ディーゼル発電設備（潤滑油系）		低	貫	15
非常用ディーゼル発電設備（冷却水系）		低	貫	39
非常用ディーゼル発電機 海水系		低	貫	124
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備（潤滑油系）		低	貫	15
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備（冷却水系）		低	貫	39
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系		低	貫	124
ディーゼル発電機燃料油系		低	貫	19
ろ過水系（屋内消火系）		低	貫	92
復水・純水移送系		低	貫	325
所内用水系（サービス建屋飲料氷系）		低	貫	12
所内用水系（サービス建屋ろ過水系）		低	貫	22
サービス建屋換気系（冷水・冷却水系）		低	貫	22
補助系（ドレンサンプ系）		低	貫	9
中央制御室換気系（冷水系）		低	貫	23
スイッチギヤ室換気系（冷水系）		低	貫	23
オフガス再生室換気系（原子炉補機冷却系）		低	貫	298
制御用圧縮空気系（タービン補機冷却系）		低	貫	366
所内用圧縮空気系（タービン補機冷却系）		低	貫	366
所内ボイラ系（給水系）		高	貫	58
所内ボイラ系（燃料系）		低	貫	19
放射性廃棄物処理系 機器ドレン系		低	貫	47
放射性廃棄物処理系 床ドレン系		低	貫	52
放射性廃棄物処理系 凝集沈殿系		低	貫	22
放射性廃棄物処理系 スラッジ系		高	貫	10

表2-4 想定破損による溢水量の選定（想定破損）（2/2）

系統名称	分類* ¹	破断形状* ²	溢水量 (m ³)
放射性廃棄物処理系使用済樹脂貯蔵系	高	貫	10
放射性廃棄物処理系 高電導度ドレン系	低	貫	30
放射性廃棄物処理系 濃縮廃液・廃液中和スラッジ系	高	全	326
放射性廃棄物処理系 凝縮水処理系	低	貫	37
放射性廃棄物処理系 洗濯廃液系	低	貫	22
放射性廃棄物処理系 所内用空気系（原子炉補機冷却系）	低	貫	298
放射性廃棄物処理系 復水系	低	貫	150
放射性廃棄物処理系 純水系	低	貫	55
放射性廃棄物処理系原子炉補機冷却水系	低	貫	298
放射性廃棄物処理系タービン補機冷却水系	低	貫	366
放射性廃棄物処理系タンクベント系（原子炉補機冷却系）	低	貫	298
放射性廃棄物処理系 消火系	低	貫	92
緊急用電気室換気空調系	低	貫	23
常設代替高圧電源装置置換換気空調系	低	貫	1

注記 *1：「高」は高エネルギー配管，「低」は低エネルギー配管を示す。

*2：「全」は全周破断，「貫」は貫通クラックを示す。

*3：原子炉格納容器内のため，溢水量を算出せず。

*4：循環水管伸縮継手の全周破断，隔離時間70分を想定した溢水量。

*5：隔離時間70分を想定した溢水量。

2.2 消火水の放水による溢水

溢水源として消火栓からの溢水と消火栓以外からの溢水について考慮する。

(1) 消火栓からの放水による溢水

消火水の放水による溢水については、発電用原子炉施設内に設置される消火設備等からの放水を溢水源として設定し、消火設備等からの単位時間当たりの放水量と放水時間から溢水量を設定する。

火災発生時には、1箇所の火災源を消火することを想定するため溢水源となる区画は1箇所となる。また、放水量は評価ガイドに従い放水時間を設定して算定する。

なお、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する。

a. 放水時間の設定

消火栓からの消火活動における放水時間は、3時間に設定する。

なお、消火栓の放水に関して、中央制御室、電気品室、バッテリー排気ファン室等の異なる安全区分を有する設備が隣接するエリア、そのエリアへの流下経路があるエリア並びに重大事故等対処設備を内包する緊急時対策所建屋、緊急用海水ポンプピット、格納容器圧力逃がし装置格納槽、常設代替高圧電源装置置場、常設代替高圧電源装置用カルバート、常設低圧代替注水系ポンプ室、可搬型設備用軽油タンク室（南側）及び可搬型設備用軽油タンク室（西側）は、水消火を行わない消火手段を採用することで、消火栓の放水は行わない設計とする。

b. 溢水量の設定

屋内の消火栓からの溢水量の算出に用いる放水流量は、消防法施行令第十一条に規定される「屋内消火栓設備に関する基準」により、消火栓からの放水流量を 130 L/min とし、この値を 2 倍して溢水流量とした。放水時間と溢水流量から評価に用いる消火栓の溢水量を以下のとおりとした。

$$\bullet 130 \text{ L/min/個} \times 3 \text{ 時間} \times 2 \text{ 箇所} = 46.8 \text{ m}^3$$

屋外の消火栓からの溢水量の算出に用いる放水流量は、消防法施行令第十九条に規定される「屋外消火栓設備に関する基準」により、消火栓からの放水流量を 350 L/min とし、この値を 2 倍して溢水流量とした。放水時間と溢水流量から評価に用いる消火栓の溢水量を以下のとおりとした。

$$\bullet 350 \text{ L/min/個} \times 3 \text{ 時間} \times 2 \text{ 箇所} = 126.0 \text{ m}^3$$

(2) 消火栓以外からの放水による溢水

消火栓以外の設備としては、スプリンクラや格納容器スプレイ冷却系があるが、防護すべき設備が設置されている建屋には、自動作動するスプリンクラは設置しない設計とし、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

とすることから溢水源として想定しない。

また、格納容器スプレイ冷却系は、単一故障による誤作動が発生しないように設計上考慮されていることから誤作動による溢水は想定しない。

なお、原子炉格納容器内の防護すべき設備については、格納容器スプレイ冷却系の作動により発生する溢水により安全機能を損なわない設計とする。

2.3 地震起因による溢水

(1) 溢水源の設定

地震起因による溢水については、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, C クラス機器のうち耐震対策工事の実施あるい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。

施設定期検査中の評価を行う場合には、使用済燃料プール、原子炉ウエル及びドライヤセパレータプール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。

放射性物質を含む液体の管理区域外漏えいに関する評価を行う場合について、タービン建屋内及び廃棄物処理建屋内の溢水源となり得る機器（流体を内包する機器）のうち、要求される地震力により破損が生じる機器及び廃棄物処理建屋のサイトバンカプール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。

溢水源としない機器の具体的な耐震計算を添付書類「V-2 耐震性に関する説明書」のうち添付書類「V-2-別添2 溢水防護に係る施設の耐震性に関する説明書」に示す。

(2) 溢水量の設定

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。

また、漏えい検知による漏えい停止に期待する場合は、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、地震による機器の破損が複数箇所と同時に発生する可能性を考慮し、漏えい検知による自動隔離機能を有する場合を除き、隔離による漏えい停止は期待しない。

タービン建屋及び海水ポンプ室循環水ポンプエリアにおいては、基準地震動 S_s による地震力に対して、耐震性が確保されない循環水配管の伸縮継手の全円周状の

破損を想定し、循環水ポンプを停止するまでの間に生じる溢水量を設定する。この際、循環水系隔離システムによる自動隔離機能に期待するとともに、海水ポンプ室循環水ポンプエリアについては、可撓継手による溢水流量低減に期待する。

使用済燃料プール、原子炉ウェル、ドライヤセパレータプール及びサイトバンカプールのスロッシングによる溢水量及びタービン建屋循環水ポンプエリア及び海水ポンプ室循環水ポンプエリアにおける循環水配管の伸縮継手の全円周状の破損を想定した溢水量の算出については、以下に示す。

また、以上の条件により設定した各建屋の溢水量を表2-5に示す。

表2-5 設定した溢水量（地震起因）

建屋名称		溢水量 (m ³)	
原子炉建屋原子炉棟		通常運転中	123.76 ^{*1}
		施設定期検査中	246.93 ^{*2}
タービン建屋		循環水系配管	約12300 ^{*3}
		循環水系配管以外	約8610 ^{*3}
海水ポンプ室	溢水防護区画	0	
	循環水ポンプエリア	循環水管からの溢水量	328
		系統保有水量	5000以上 ^{*4}
屋外タンク		7408	
原子炉建屋附属棟（廃棄物処理棟）		約2700	
原子炉建屋附属棟（廃棄物処理棟除く）		0	
廃棄物処理建屋		全保有水量	約4300 ^{*5}
		スロッシングのみ	18.5 ^{*6}

注記 *1：使用済燃料プールスロッシングによる最大溢水量を含む。

*2：使用済燃料プール、原子炉ウェル及びドライヤセパレータプールのスロッシングによる溢水量のみ。

*3：基準地震動 S_s により破損する機器・配管からの溢水量であり、放射性物質を含む液体の管理区域外漏えいの評価においても、保守的に本溢水量を用いた評価を行う。

*4：循環水管の保有水量であるが、循環水管の破損箇所が水没した場合には水位差がなくなるため、全量が流出することはない。

*5：サイトバンカプールの全保有水量を含む。

放射性物質を含む液体の管理区域外漏えいの評価においても、保守的に本溢水量を用いた評価を行う。

*6：サイトバンカプール設置エリアからの放射性物質を含む液体の管理区域外漏えいを評価する際に用いる値。

a. 使用済燃料プールのスロッシングについて

通常運転中の使用済燃料プール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3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水量を考慮する。また、使用済燃料プールの初期水位は評価が厳しくなる条件で設定する。

モデル化範囲は、地震時のスロッシング挙動に影響を与える範囲をモデル化することとし、原子炉建屋原子炉棟の使用済燃料プールが設置されるエリア全域とし、スロッシングによる溢水量を保守的に評価するために、使用済燃料プール及びキャスクピットが水張りされた状態で3次元流動解析により溢水量を算定する。

また、プール廻りのダクト開口部については、流入防止の対策を講じることから、モデル化しない。

なお、原子炉建屋原子炉棟6階床面への溢水は無限遠へ流れるものとし、壁からの反射等によりプールに戻る水は考慮しない。

また、プール内構造物は、スロッシング抑制効果があるため保守的にモデル化しない。

原子炉建屋原子炉棟（EL. 46.50 m）の使用済燃料プール周辺の概要を図2-1に示す。

使用済燃料プールスロッシングの3次元流動解析条件を表2-6に、使用済燃料プールスロッシングによる最大溢水量を表2-7に示す。評価に用いる3次元流動解析コードSTAR-CDの検証、妥当性確認等の概要については、添付書類「V-5-29 計算機プログラム（解析コード）の概要・STAR-CD」に示す。



図2-1 使用済燃料プール周辺の概略図

表2-6 使用済燃料プールの3次元流動解析条件

モデル化範囲	使用済燃料プール（キャスクピット含む）
境界条件	上部は開放とし，他は壁による境界を設定。
初期水位	EL. 46.195 m（通常運転時における水位以上の水位を設定）
評価用地震波	基準地震動 S_s 8 波による原子炉建屋原子炉棟（EL. 46.50 m）の床応答時刻歴波を使用し三方向（NS, EW 及び UD）同時入力時刻歴解析により評価する。
解析コード	STAR-CD（汎用流体解析プログラム） STAR-CDは，VOF（Volume of Fluid）法を搭載した CD-adapco 社製の汎用熱流体解析コード。
その他	使用済燃料プール周りに設置されているフェンス等による流出に対する抵抗は考慮しないようモデル化を実施。 原子炉建屋原子炉棟 6 階床面への溢水の流れをシミュレートできるように空気部分もモデル化。

表2-7 使用済燃料プールの3次元流動解析による最大溢水量

地震波の種類	床面への溢水量（ m^3 ）
S_s -13	81.49

- b. 使用済燃料プール、原子炉ウエル及びドライヤセパレータプールのスロッシングについて

施設定期検査中の使用済燃料プール、原子炉ウエル及びドライヤセパレータプール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3次元流動解析により評価し、使用済燃料プール、原子炉ウエル及びドライヤセパレータプール外へ漏えいする水量を考慮する。また、使用済燃料プールの初期水位は評価が厳しくなる条件で設定する。

モデル化範囲は、地震時のスロッシング挙動に影響を与える範囲をモデル化することとし、原子炉建屋原子炉棟の使用済燃料プール、原子炉ウエル及びドライヤセパレータプールが設置されるエリア全域とし、スロッシングによる溢水量を保守的に評価するために、使用済燃料プール、キャスクピット、原子炉ウエル及びドライヤセパレータプールが水張りされた状態で3次元流動解析により溢水量を算定する。

なお、原子炉建屋原子炉棟 6 階床面への溢水は無限遠へ流れるものとし、壁からの反射等によりプールに戻る水は考慮しない。

また、プール内構造物は、スロッシング抑制効果があるので保守的にモデル化しない。

原子炉建屋原子炉棟 (EL. 46.50 m) の使用済燃料プール、原子炉ウエル及びドライヤセパレータプール周辺の概要を図2-2に示す。

スロッシングの3次元流動解析条件を表2-8に、使用済燃料プールスロッシングによる最大溢水量を表2-9に示す。

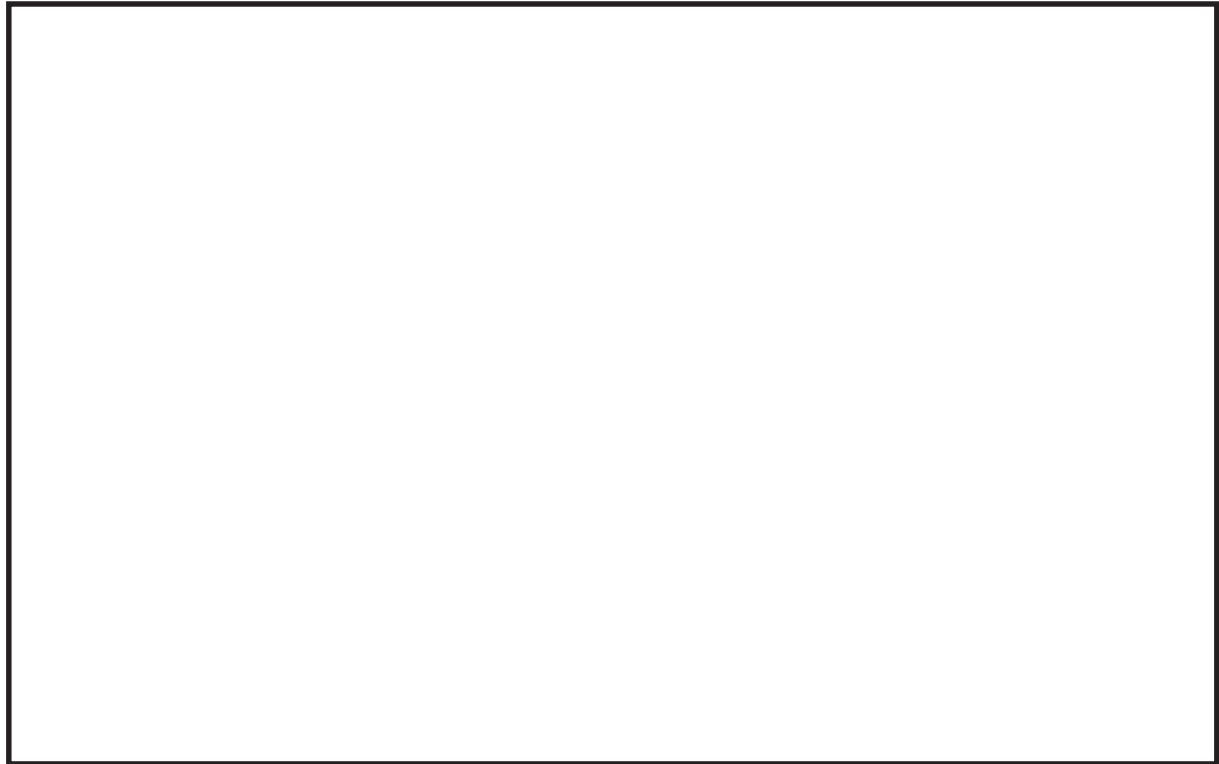


図2-2 使用済燃料プール，原子炉ウェル及びドライセパレータプール周辺の概略図

表2-8 使用済燃料プール，原子炉ウェル及びドライセパレータプール
スロッシングの3次元流動解析条件

モデル化 範囲	使用済燃料プール（キャスクピット含む），原子炉ウェル及びドライセパレータプール
境界条件	上部は開放とし，他は壁による境界を設定。
初期水位	EL. 46.195 m（通常運転時における水位以上の水位を設定）
評価用 地震波	基準地震動 S_s のうち S_s-13^* による原子炉建屋原子炉棟 (EL. 46.50 m) の応答時刻歴波を使用し，三方向（NS, EW 及び UD）同時入力時刻歴解析により評価する。 *：使用済燃料プールの固有周期に対する地震力が最大となる地震波
解析 コード	STAR-CD（汎用流体解析プログラム） STAR-CDは，VOF（Volume of Fluid）法を搭載した CD-adapco 社製の汎用熱流体解析コード。
その他	使用済燃料プール周りに設置されているフェンス等による流出に対する抵抗は考慮しないようモデル化を実施。 原子炉建屋原子炉棟 6 階床面への溢水の流れをシミュレートできるように空気部分もモデル化。

表2-9 使用済燃料プールのスロッシング，原子炉ウェル及び
ドライセパレータプールによる最大溢水量

地震波の種類	床面への溢水量 (m³)
S_s-13	246.93

c. サイトバンカプールのスロッシングについて

廃棄物処理建屋2階のサイトバンカプールのスロッシングによる溢水量の算出に当たっては、設置フロアをモデル化範囲とし、耐震重要度分類にて要求される地震力により生じるスロッシング現象を速度ポテンシャル理論に基づき評価し、サイトバンカプール外へ漏えいする水量を考慮する。

評価に用いる地震動は、弾性設計用地震動S_a8波による廃棄物処理建屋2階（EL. 15.80 m）の床応答スペクトルを用いて溢水量を算出する。

なお、床面への溢水は無限遠へ流れるものとし、壁からの反射等によりプールに戻る水は考慮しない。

また、プール内構造物は、スロッシング抑制効果があるため保守的にモデル化しない。

廃棄物処理建屋2階のサイトバンカプール周辺の概要を図2-3に示す。

スロッシングの解析条件を表2-10に、スロッシングによる最大溢水量を表2-11に示す。

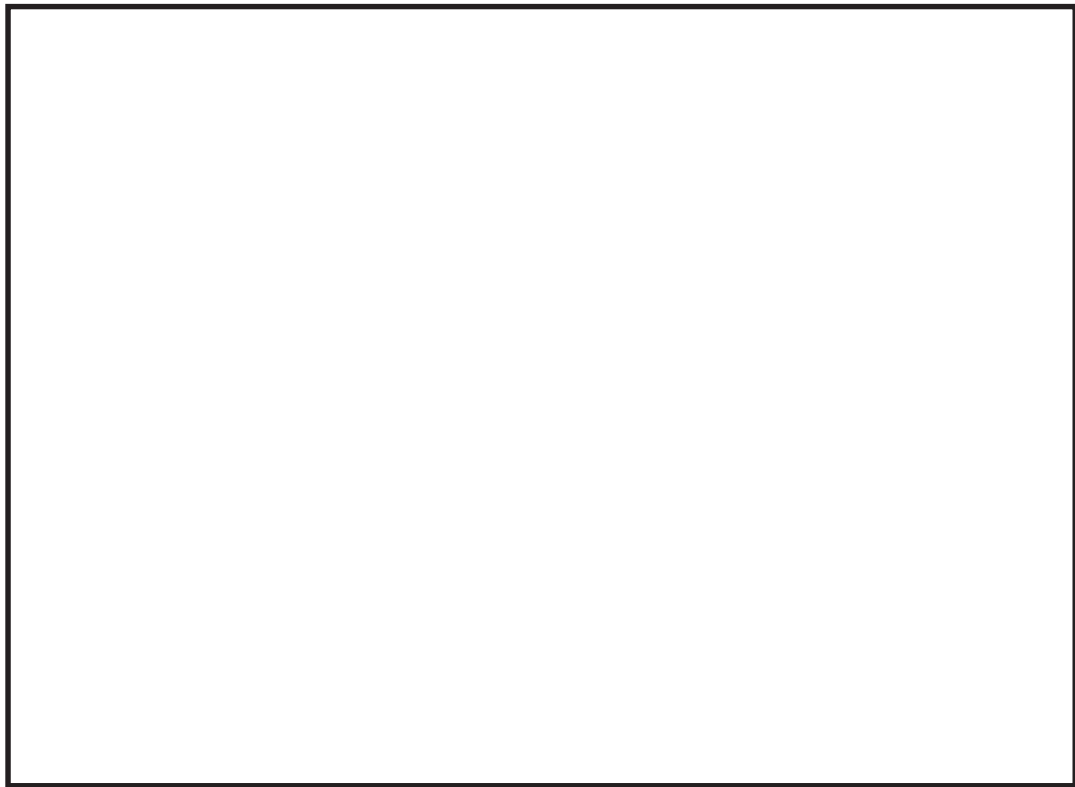


図2-3 サイトバンカプール周辺の概略図

表2-10 サイトバンカプールプールのスロッシング評価条件

モデル化範囲	サイトバンカプール
境界条件	上部は開放とし，他は壁による境界を設定。
初期水位	EL. 15.5 m
評価用地震波	弾性設計用地震動 S_d 8 波による廃棄物処理建屋（EL. 15.80 m）の床応答スペクトルを使用し，NS 方向及び EW 方向のそれぞれ 1 方向ずつ評価する。
その他	使用済燃料プール周りに設置されているフェンス等による流出に対する抵抗は考慮しない。

表2-11 サイトバンカプールによる最大溢水量

地震波の種類	床面への溢水量 (m ³) *
$S_d - D1$ (NS 方向)	18.5
$S_d - 14$ (EW 方向)	13.2

注記 * : 最大となる溢水量にて評価を行う。

- d. タービン建屋における循環水配管伸縮継手の全円周状の破損を想定した溢水量について

タービン建屋における循環水配管伸縮継手の全円周状破損箇所からの溢水量は、破損箇所からの溢水流量に溢水発生から検知までに要する時間及び検知後から隔離に要する時間（以下「評価時間」という。）を乗じた溢水量に隔離後の系統保有水量を加え算出する。

この際、循環水系隔離システムによる溢水の自動検知・自動隔離に期待し、循環水系隔離システムの隔離条件より評価時間を保守的に設定する。

循環水系隔離システムの隔離条件及び評価時間を以下のとおり設定する。

- ・循環水系隔離システムは、水位異常高警報（タービン建屋復水器エリアの床上100 mm）及び基準地震動 S_0 によるスクラム信号により、循環水系弁及び循環水ポンプを自動隔離し、溢水量の低減を図る。
- ・溢水量の算出に当たっての溢水発生から検知までに要する時間は、漏えい検知器の計測誤差（約±10 mm）を踏まえ床上110 mmにて水位異常高警報が発信されることを想定する。ただし、地震時には、タービン建屋復水器エリア内のすべての循環水系伸縮継手の破損を想定しており、極めて大きな流量が発生するため、溢水発生後すぐに検知されることが想定されるが、保守的に1分として設定する。
- ・また、漏えい検知から隔離に要する時間は、警報発信から隔離指令までの応答遅れ30秒、循環水系弁の動作時間約73秒を踏まえ、十分な保守性を考慮し、1分として設定する。

上記を踏まえた溢水量を表2-12に示す。

表2-12 タービン建屋における循環水配管伸縮継手の
全円周状の破損を想定した溢水量

--

- e. 海水ポンプ室循環水ポンプエリアにおける循環水配管の伸縮継手の全円周状の破損を想定した溢水量について

海水ポンプ室循環水ポンプエリアにおける循環水配管伸縮継手の全円周状破損箇所からの溢水量は、溢水検知時の溢水水位における溢水量、検知後から隔離に要する時間（以下「評価時間」という。）を破損箇所からの溢水流量に乗じた溢水量及び隔離後の系統保有水量を合算し算出する。

この際、循環水系隔離システムによる溢水の自動検知・自動隔離に期待し、循環水系隔離システムの隔離条件より溢水検知時の溢水水位及び評価時間を保守的に設定する。また、伸縮継手部の可撓継手構造による溢水流量の低減に期待し、溢水流量を設定する。

循環水系隔離システムの隔離条件及び評価時間を以下のとおり設定する。

- ・循環水系隔離システムは、水位異常高警報（海水ポンプ室循環水ポンプエリアの床上100 mm）及び基準地震動 S_s によるスクラム信号により、循環水系弁及び循環水ポンプを自動隔離し、溢水量の低減を図る。
- ・溢水検知時の溢水水位は、漏えい検知器の計測誤差（約±10 mm）を踏まえ床上110 mmにて水位異常高警報が発信されることを想定し、この溢水水位を床面積に乘じ、溢水発生から溢水検知までの溢水量を算出する。
また、漏えい検知から隔離に要する時間は、警報発信から隔離指令までの応答遅れ30秒、循環水系弁の動作時間約73秒を踏まえ、十分な保守性を考慮し、分として設定する。

可撓継手構造における溢水流量については、ソケットパイプとスピゴットパイプのすき間寸法（図2-4におけるa+b及びc+d）をmm以下に制限した場合の溢水流量を用いることとし、下記の式に算出する。

$$Q = A \times C \times \sqrt{(2 \times g \times H)} \times 3600$$

Q：流出流量（m³/h）

A：破断面積（m²）

C：損失係数

g：重力加速度（m/s²）

H：水頭（m）

上記を踏まえた溢水量を表2-13に示す。

表2-13 海水ポンプ室循環水ポンプエリアにおける
循環水配管伸縮継手の全円周状の破損を想定した溢水量

--

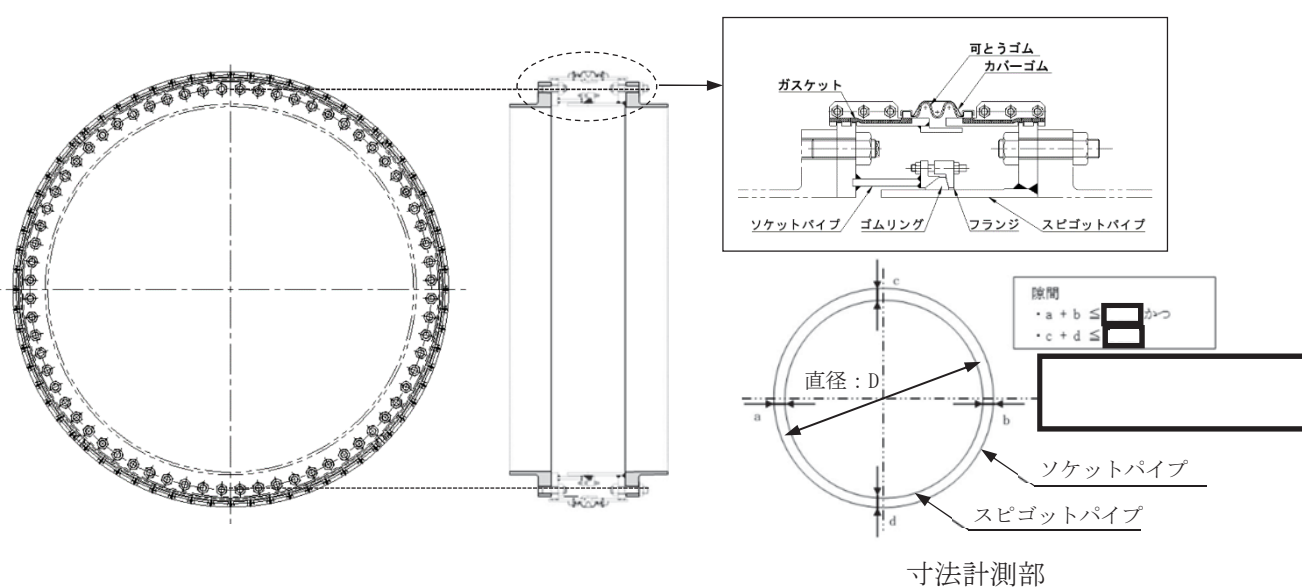


図2-4 循環水管可撓継手設置時のすき間管理について

2.4 その他の溢水

その他の溢水として、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。

(1) 地震以外の自然現象に伴う溢水

各自然現象による溢水影響としては、降水のようなプラントへの直接的な影響と、飛来物による屋外タンク等の破壊のような間接的な影響が考えられる。間接的な影響に関しては、設置位置や保有水量等を鑑み、屋外タンク等を自然現象による破損の影響を確認する対象とする。

想定される自然現象による直接的、間接的影響をそれぞれ整理し、表2-14に示す。結果として、いずれの影響に対しても現状の設計にて問題がないこと又は現状の評価で包含されることを確認した。

表2-14 地震・津波以外の自然現象による溢水影響の検討要否（1/3）

現象	検討要否	検討結果
洪水	不要	洪水ハザードマップ及び浸水想定区域図によると、敷地に影響が及ばないこと、および新川の浸水は丘陵地を遡上していないことから、洪水による影響はない。
風（台風）	不要	敷地付近で観測された最大瞬間風速は44.2 m/sであり、最大風速100 m/sの竜巻の影響に包絡される。
竜巻	要	設計竜巻による飛来物により屋外タンクが破損した場合には溢水が発生する可能性があるが、地震時における屋外タンクの溢水による影響評価に包絡される。
凍結	不要	敷地付近で観測された最低気温は-12.7℃である。屋外機器で凍結のおそれがあるものに対しては凍結防止対策を施しているため、凍結により屋外タンク等の溢水源が破損するおそれはない。
降水	要	敷地付近における10年確率で想定される雨量強度は127.5 mm/hであるが、安全施設のうち降水に対し必要な構築物、系統及び機器の設置場所は、その降水による浸水に対して構内排水路による排水等により影響がないことから、地震時に想定する溢水に包含される。
積雪	要	敷地付近で観測された最大の積雪の深さは32 cmであり、積雪荷重により屋外タンクが破損したとしても、影響は地震時における屋外タンクの溢水に包絡される。

表2-14 地震・津波以外の自然現象による溢水影響の検討要否 (2/3)

現象	検討要否	検討結果
落雷	要	雷害防止対策として、建築基準法に基づき高さ20 mを超える原子炉建屋等へ避雷針の設置、接地網の布設による設置抵抗の低減等をおこなっている。万が一、落雷により屋外タンクが破損したとしても、影響は地震時における屋外タンクの溢水に包絡される。
火山の影響	要	想定される降下火砕物の堆積厚さは50 cmである。屋外タンクが破損したとしても、影響は地震時における屋外タンクの溢水に包絡される。
生物学的事象	不要	想定される小動物の浸入に対する止水処置及び海生生物の襲来による塵芥の除去等により、安全機能を損なうことのない設計とすることから溢水は発生しない。
森林火災	不要	防火帯の内側に設置されているため、敷地内の溢水源となりうる屋外タンク等に森林火災の影響は及ばない。
高潮	不要	高潮の影響を受けない敷地高さ以上 (EL. 3.3 m) に屋外タンクが設置されていることから、高潮の影響による溢水は発生しない。
飛来物 (航空機落下)	要	屋外タンクが破損したとしても、地震時における屋外タンクの溢水に包絡される。
ダムの崩壊	不要	久慈川は敷地の北側を太平洋に向かい東進していること、発電所敷地の西側は北から南にかけては標高3～21 mの上り勾配となっていることから、ダムの崩壊による影響を考慮する必要はない。
爆発	不要	原子炉施設周辺には、石油コンビナート等、爆発により安全施設の安全機能を損なうような爆発物の製造及び貯蔵設備は約50 km以上の距離があることから、爆発による影響を考慮する必要はない。
近隣工場等の火災	不要	<ul style="list-style-type: none"> ・発電所近隣の工場で火災により影響があると考えられるものはない。また、周辺の道路を通行する車両や入港する船舶、周辺を航行する船舶による火災から、原子炉建屋外壁面が許容温度 (200 °C) 以下となる危険距離に対して、離隔距離が確保されている。 ・航空機落下に伴う火災及び発電所敷地内に存在する危険物タンク火災により、屋外タンクが破損したとしても、影響は地震時に想定する溢水に包絡される。
有毒ガス	不要	有毒ガスにより溢水は発生しない。

表2-14 地震・津波以外の自然現象による溢水影響の検討要否 (3/3)

現象	検討要否	理由
船舶の衝突	不要	屋外タンクの設置高さから船舶の衝突による溢水は発生しない。
電磁的障害	不要	電磁的障害により溢水は発生しない。

(2) 地下水による影響

溢水防護すべき設備を内包する原子炉建屋，タービン建屋等の周辺地下部に排水設備（サブドレン）を設置しており，同設備により各建屋周辺に流入する地下水の排出を行っている。

サブドレンは，ピット及び排水ポンプより構成され，ピット間は配管で相互に接続されているため，一箇所の排水ポンプが故障した場合でも，他のピット及び排水ポンプにより排水することができる。

このため，想定破損による溢水の評価においては，地下水の影響はない。

一方，地震発生時には排水ポンプが機能喪失することから，建屋周囲の地下水位が地表面まで上昇することを想定する。この地下水位に対し，溢水防護区画を内包する建屋内への流入を防止する設計とする。

(3) 機器の誤作動や弁グランド部，配管フランジ部からの漏えい事象

機器の誤作動等からの漏えい事象については，区画ごとに漏えいを想定する系統の配管口径と圧力，保有水量等によって設定した最大の漏えい量である想定破損の溢水流量や溢水量を上回ることではない。

また，基本的に床ドレンによる排水や漏えい検知が可能な設計となっており，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溢水事象となることはない。

なお，人的過誤については，発生の未然防止を図るために，定められた運用及び手順を確実に順守するとともに，トラブル事例等を参考に継続的な運用改善を行っていく。

3. 溢水防護区画及び溢水経路の設定

溢水影響を評価するために，溢水防護上の溢水防護区画及び溢水経路を設定する。

溢水防護区画の設定は，防護すべき設備が設置されているすべ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。

防護すべき設備が設置されるフロアを基準とし，平坦な床面は同一区画として考え，壁，扉及び堰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。設定した溢水防護区画は，添付書類「V-1-1-8-2 防護すべき設備の設定」の図2-1に示す。

溢水影響評価において考慮する溢水経路は，溢水防護区画とその他の区画との間に

おける伝播経路となる扉、壁貫通部、天井貫通部、床面貫通部、床ドレン等の接続状況及びこれらに対する溢水防護措置を踏まえ、溢水防護区画内の水位が最も高くなるように保守的に設定する。

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する。なお、壁貫通部止水処置については、火災により機能喪失しない設計方針とするため、消火水の流入は考慮しない。

また、施設定期検査作業に伴う防護対象設備の待機除外や扉の開放等、プラントの保守管理上やむを得ぬ措置の実施により、影響評価上設定したプラント状態と一時的に異なる状態となった場合も想定する。

具体的には、以下の運用を行うことを保安規定に定めて管理する。

- ・施設定期検査時において、原子炉建屋原子炉棟6階で使用済燃料プール、原子炉ウエル及びドライヤセパレータプールのスロッシングにより発生する溢水に対して、床ファンネル及び流下開口の閉止を行うことで、溢水影響が他に及ばない運用とする。
- ・原子炉建屋原子炉棟6階の残留熱除去系熱交換器ハッチを開放する場合には、ハッチ廻りに原子炉建屋原子炉棟止水板6-1及び原子炉建屋原子炉棟止水板6-2を設置することで、ハッチ内へ溢水が伝播することを防止する運用とする。
- ・通常運転中に関して、原子炉建屋原子炉棟6階におけるキャスク搬出入を行う際のみ、干渉物となる大物機器搬入口開口部及び燃料輸送容器搬出口開口部の原子炉建屋原子炉棟溢水拡大防止堰6-1（鋼板部）の取り外しを行い、作業完了後に設置する運用とする。
- ・上記の運用において、必要時に設置する若しくは取り外すとした設備及び措置については、設置又は復旧時の構造強度及び止水性能を満足するための施工方法を定める。
- ・溢水経路を構成する水密扉については、開放後の確実な閉止操作、中央制御室における閉止状態の確認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等を定める。

3.1 溢水防護区画の設定

溢水防護に対する評価対象区画を溢水防護区画とし、防護すべき設備が設置されているすべ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し、溢水防護区画を構成する壁、扉、堰、床段差等については、現場の設備等の設置状況を踏まえ、溢水の伝播に対する評価条件を設定する。

3.2 溢水防護区画内漏えいでの溢水経路

溢水防護区画内漏えいに関する溢水経路の設定を行う場合、溢水防護区画内の水位が最も高くなるよう、原則として当該溢水防護区画から他の区画への流出がないように溢水経路を設定するが、溢水防護区画内水位が境界堰高さを超えた場合に他区画へ流出することが明らかな場合には、越流分の溢水が流出することを考慮して溢水経路を設定する。

溢水評価を行う場合の各構成要素の溢水に対する考え方を以下に示す。

(1) 床ドレン

溢水防護区画に床ドレン配管が設置され、他の区画とつながっている場合でも、目皿が1つの場合は、他の区画への流出は想定しない。ただし、同一区画に目皿が複数ある場合は、流出量の最も大きい床ドレン配管1本を除き、それ以外からの流出を期待する。

(2) 床面開口部及び床貫通部

溢水防護区画床面に開口部又は貫通部が設置されている場合であっても、床開口部又は貫通部から他の区画への流出は考慮しない。ただし、以下に掲げる場合は、評価対象区画から他の区画への流出を期待する。

- ・ 溢水防護区画の床面開口部にあっては、明らかに流出が期待できることを定量的に確認できる場合

(3) 壁貫通部

溢水防護区画の境界壁に貫通部が設置され、隣の区画との貫通部が溢水による水位より低い位置にある場合であっても、その貫通部からの流出は考慮しない。

(4) 扉

溢水防護区画に扉が設置されている場合であっても、当該扉から他の区画等への流出は考慮しない。ただし、以下の場合には当該扉の下部枠高さを超える溢水について他の区画への流出を期待する。

- ・ 常時開の扉（フェンスドア（金網扉）含む）
- ・ 区画内に消火栓がなく、区画外の消火栓を用いて当該区画の扉を開放して消火活動を行う場合

(5) 堰及び壁

他の区画への流出は期待しない。

(6) 排水設備

評価対象区画に排水設備が設置されている場合であっても、当該区画の流出は期待しない。

3.3 溢水防護区画外漏えいでの溢水経路

溢水防護区画外漏えいでの溢水経路の設定を行う場合、溢水防護区画の水位が最も高くなるように溢水経路を設定する。

評価を行う場合の各構成要素の溢水に対する考え方を以下に示す。

(1) 床ドレン

溢水防護区画の床ドレン配管が他の区画とつながっている場合であって、他の区画の溢水水位が溢水防護区画より高い場合は、水位差によって発生する流入量を考慮する。ただし、溢水防護区画内に設置されている床ドレン配管に逆流防止措置が施されている場合は、その効果を考慮する。

(2) 天井面開口部及び貫通部

溢水防護区画の天井面に開口部又は貫通部がある場合は、上部の区画で発生した溢水量の全量が流入するものとする。ただし、天井面開口部自体が鋼製又はコンクリート製の蓋で覆われたハッチに防水処理が施されている場合は溢水防護区画への流入は考慮しない。

また、天井面貫通部に基準地震動 S_s に対する耐震性及び水圧に対する強度、水密性を有した流出防止対策が施されている場合は、その効果を考慮する。なお、評価対象区画上部にある他の区画に蓄積された溢水が、当該区画に残留する場合は、その残留水の流出は考慮しない。

(3) 壁貫通部

溢水防護区画の境界壁に貫通部が設置されている場合であって、隣の区画の溢水による水位が貫通部より高い位置にある場合は、隣室との水位差によって発生する流入量を考慮する。ただし、天井面貫通部に基準地震動 S_s に対する耐震性及び水圧に対する強度、水密性を有した流出防止対策が施されている場合は、その効果を考慮する。

(4) 扉

溢水防護区画に扉が設置されている場合は、隣室との水位差によって発生する流入量を考慮する。ただし、基準地震動 S_s に対する耐震性及び水圧に対する強度及び水密性が確認された水密扉については、その効果を期待する。

(5) 堰

溢水防護区画境界に堰が設置されている場合であっても、区画外からの流入を考慮する。ただし、基準地震動 S_s に対する耐震性及び水圧に対する強度及び水密性が確認された堰については、その効果を期待する。

(6) 壁

溢水が長時間滞留する区画境界の壁に，耐震重要度分類に応じて要求される地震力によりひび割れが生じるおそれがある場合は，ひび割れからの漏水量を算出し，溢水評価に影響を与えないことを確認する。耐震重要度分類に応じて要求される地震力に対し健全性を確認できる壁については，その効果を考慮する。

(7) 排水設備

評価対象区画に排水設備が設置されている場合であっても，当該区画の排水は考慮しない。

V-1-1-8-4 溢水影響に関する評価

目次

1. 概要.....	1
2. 溢水評価.....	1
2.1 没水影響に対する評価.....	1
2.2 被水影響に対する評価.....	11
2.3 蒸気影響に対する評価.....	24
2.4 使用済燃料プールの機能維持に関する溢水評価.....	38
3. 溢水防護区画を内包する建屋外からの流入防止.....	41
3.1 屋外タンク等からの流入防止.....	41
3.2 その他の地震起因による敷地内溢水影響評価.....	53
3.3 タービン建屋からの流入防止.....	55
3.4 海水ポンプ室循環水ポンプエリアからの流入防止.....	56
3.5 地下水からの影響評価.....	57
4. 管理区域外への漏えい防止に関する溢水評価.....	57

1. 概要

本資料は、防護すべき設備に対して、発電用原子炉施設内で発生を想定する溢水の影響により、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ことを評価する。

また、放射性物質を含む液体を内包する容器、配管その他の設備からあふれ出ることを想定する放射性物質を含む液体が、管理区域外へ漏えいしないことを評価する。

2. 溢水評価

発電用原子炉施設内で発生を想定する溢水の影響により、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ことを評価する。また、使用済燃料プールのスロッシングによる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遮蔽機能が維持できることを評価する。溢水評価において、放射性物質を含む液体を内包する容器、配管その他の設備からあふれ出ることを想定する放射性物質を含む液体が、管理区域外へ漏えいするおそれがないことを評価する。

評価で期待する溢水防護に関する施設は、添付書類「V-1-1-8-1 溢水等による損傷防止の基本方針」によるものとする。また、溢水源及び溢水量の設定並びに溢水防護区画及び溢水経路の設定は、添付書類「V-1-1-8-3 溢水評価条件の設定」によるものとする。

重大事故等対処設備のうち可搬設備については、保管場所における溢水影響を評価する。

溢水評価において現場操作が必要な設備に対しては、必要に応じて環境の温度及び放射線量並びに薬品、溢水水位及び漂流物による影響を考慮しても、運転員による操作場所までのアクセスが可能な設計とする。操作場所までのアクセス性については、溢水水位は20 cm以下であること確認することで評価を行う。なお、地震時の溢水については、溢水発生から現場操作を行うまでに十分な時間的余裕があり、溢水はすべて最地下階に流下するため、アクセス性に影響はない。最地下階においてアクセスが必要となる区画については、歩廊を設置する。

溢水評価を行うに当たり防護対策として期待する溢水防護に関する施設の設計方針については、添付書類「V-1-1-8-5 溢水防護施設の詳細設計」に示す。

2.1 没水影響に対する評価

(1) 評価方法

溢水源、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の機能喪失高さを比較し評価する。没水影響評価に用いる溢水水位の算出は、評価ガイドを踏まえ、漏えい発生区画とその経路上の溢水防護区画のすべてに対して行う。

溢水水位（H）は、以下の式に基づいて算出する。床勾配が溢水防護区画にある場合には、保守的に床勾配分の滞留量は考慮せず、溢水水位の算出は床勾配高さ*分嵩上げする。

*：床勾配の下端から上端までの高さ

建屋設計では最大50 mmであるが、保守的に一律100 mmと設定する。

$$H = Q / A + h$$

H：溢水水位（m）

Q：流入量（m³）

設定した溢水量及び溢水経路に基づき評価対象区画への流入量を算出する。

A：滞留面積（m²）

評価対象区画内と溢水経路に存在する区画の総面積を滞留面積として評価する。滞留面積は、壁及び床の盛り上がり（コンクリート基礎等）範囲を除く有効面積を滞留面積とする。

h：床勾配高さ（0.1 m）（溢水防護区画の床勾配を考慮）

滞留面積（A）は、除外面積を考慮した算出面積に対して30 %の裕度を確保する。

(2) 判定基準

没水影響に関する判定基準を以下に示す。

- a. 発生した溢水による水位が、防護すべき設備の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。）を上回らないこと。

その際、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、発生した溢水による水位に対して一律100 mm以上の裕度が確保されていること。さらに、溢水防護区画への資機材の持ち込み等による床面積への影響を考慮すること。

- b. 防護すべき設備のうち設計基準事故対処設備等については、多重性又は多様性を有しており、各々が別区画に設置され同時に要求される機能を損なうことのないこと。その際、溢水を起因とする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に必要な機器の単一故障を想定すること、又は溢水を起因とする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に必要な機器が機能喪失する溢水事象により、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故が発生しないこと。
- c. 防護すべき設備のうち重大事故等対処設備については、没水影響により設計基準事故対処設備等又は同様の機能を有する重大事故等対処設備と同時に機能

を喪失することがないこと。

(3) 評価結果

防護すべき設備が、没水影響に関する判定基準のいずれかを満足することから、要求される機能を損なうおそれはない。

具体的な評価結果を表2-1に示す。

表 2-1 防護すべき設備の没水評価結果 (1/7)

防護すべき設備	設置 建屋	設置高さ EL. (m)	没水影響*1			没水影響評価 判定基準*2
			想定 破損	消火水	地震 起因	
HPCS ポンプ室空調機 (HVAC-AH2-2)	原子炉 建屋 原子炉棟		●	●	－	b.
HPCS ポンプ入口弁 (S/P 側) (E22-F015 (M0))			●	－	－	b.
代替循環冷却系原子炉注水流量 (B 系) (FT-SA17-N013B)			●	－	－	c.
代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 (B 系) (TE-SA17-N018B)			●	－	－	c.
水平方向地震加速度検出器 (C72-N010A)			●	●	●	b.
水平方向地震加速度検出器 (C72-N010B)			●	●	●	b.
鉛直方向地震加速度検出器 (C72-N011A)			●	●	●	b.
鉛直方向地震加速度検出器 (C72-N011B)			●	●	●	b.
RHR ポンプ (B) 停止時冷却ライン入口弁 (E12-F006B (M0))			●	－	－	b.
RHR ポンプ (B) 入口弁 (E12-F004B (M0))			●	－	－	b.
RHR (B) ポンプ室空調機 (HVAC-AH2-5)			●	－	－	b.
代替循環冷却系ポンプ B			●	－	－	c.
代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 B (PT-SA17-N005B)			●	－	－	c.
サブプレッション・プール水位 (LT-26-79.60)			●	－	－	c.
RHR ポンプ (C) 入口弁 (E12-F004C (M0))			●	－	－	b.
RHR (C) ポンプ室空調機 (HVAC-AH2-6)			●	－	－	b.
SUPP CHAMBER LEVEL (伝送器) (LT-26-79.5R)			●	－	－	b.
サブプレッション・プール水位 (B) (伝送 器) (LT-26-79.5B)			●	－	－	b.
RHR ポンプ (A) 停止時冷却ライン入口弁 (E12-F006A (M0))			●	－	－	b.
RHR ポンプ (A) 入口弁 (E12-F004A (M0))			●	－	－	b.

表 2-1 防護すべき設備の没水評価結果 (2/7)

防護すべき設備	設置 建屋	設置高さ EL. (m)	没水影響*1			没水影響評価 判定基準*2
			想定 破損	消火水	地震 起因	
RHR (A) ポンプ室空調機 (HVAC-AH2-7)	原子炉 建屋 原子炉棟		●	●	-	b.
代替循環冷却系ポンプ入口温度 (A系) (TE-SA17-N001A)			●	●	-	c.
代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 (A系) (TE-SA17-N018A)			●	-	-	c.
残留熱除去系海水系系統流量 (FT-E12-N007A)			●	-	-	b./c.
代替循環冷却系ポンプ吐出圧力A (PT-SA17-N005A)			●	-	-	c.
水平方向地震加速度検出器 (C72-N010C)			●	●	-	b.
水平方向地震加速度検出器 (C72-N010D)			●	●	-	b.
鉛直方向地震加速度検出器 (C72-N011C)			●	●	-	b.
鉛直方向地震加速度検出器 (C72-N011D)			●	●	-	b.
代替循環冷却系ポンプA			●	-	-	c.
原子炉隔離時冷却系ポンプ (RCIC-PMP-C001)			●	●	-	b./c.
原子炉隔離時冷却系タービン (TBN-RCIC-C002)			●	●	-	b.
原子炉隔離時冷却系系統流量 (伝送器) (FT-E51-N003)			●	-	-	b./c.
RCIC ポンプサプレッションプール水供給弁 (E51-F031 (MO))			●	-	-	b.
RCIC ミニフロー弁 (E51-F019 (MO))			●	-	-	b.
RCIC 潤滑油クーラー冷却水供給弁 (E51-F046 (MO))			●	-	-	b.
原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁 (E51-F045 (MO))			●	-	-	b./c.
RCIC 弁 (E51-F045) バイパス弁 (E51-F095 (MO))			●	-	-	b.
RCIC トリップ/スロットル弁 (E51-C002 (MO))			●	-	-	b.
油圧作動弁 ガバナ弁 (GOVERNING VALVE)			●	●	-	b.

表 2-1 防護すべき設備の没水評価結果 (3/7)

防護すべき設備	設置 建屋	設置高さ EL. (m)	没水影響*1			没水影響評価 判定基準*2
			想定 破損	消火水	地震 起因	
ガバナ	原子炉 建屋 原子炉棟		●	●	-	b.
PUMP DISCHARGE PRESS (スイッチ) (PSH-E51-N020)			●	-	-	b.
PUMP DISCHARGE H/L FLOW (伝送器) (FT-E51-N002)			●	-	-	b.
FI-E51-N002 計器収納箱			●	-	-	b.
RCIC 蒸気入口ドレンポット排水弁 (E51-F025 (AO))			●	●	-	b.
低圧炉心スプレイ系ポンプ (LPCS-PMP-C001)			●	-	-	b. /c.
LPCS ポンプ入口弁 (E21-F001 (MO))			●	-	-	b.
LPCS ミニフロー弁 (E21-F011 (MO))			●	●	-	b.
常設高圧代替注水系ポンプ			●	●	-	c.
高圧代替注水系系統流量 (FT-SA13-N006)			●	-	-	c.
LPCS ポンプ室空調機 (HVAC-AH2-3)			●	-	-	b.
サブプレッション・プール水位 (A) (伝送器) (LT-26-79.5A)			●	-	-	b.
残留熱除去系ポンプ A (RHR-PMP-C002A)			●	-	-	b. /c.
RCIC 真空ポンプ (RCIC-PMP-VAC)			●	●	-	b.
RCIC 復水ポンプ (RCIC-PMP-COND)			●	●	-	b.
RCIC バキュームタンク復水排水弁 (E51-F004 (AO))			●	●	-	b.
RCIC バキュームタンク復水排水弁 (E51-F005 (AO))			●	●	-	b.
RCIC ポンプ・タービン室空調機 (HVAC-AH2-4)			●	●	-	b.
高圧炉心スプレイ系ポンプ (HPCS-PMP-C001)			●	-	-	b. /c.
HPCS ポンプ室空調機 (HVAC-AH2-1)			●	●	-	b.

表 2-1 防護すべき設備の没水評価結果 (4/7)

防護すべき設備	設置 建屋	設置高さ EL. (m)	没水影響*1			没水影響評価 判定基準*2
			想定 破損	消火水	地震 起因	
HPCS ミニフロー弁 (E22-F012 (M0))	原子炉 建屋 原子炉棟		●	-	-	b.
R/B INST DIST PNL 3			●	●	-	b.
主蒸気ドレン弁 (外側隔離弁) (B22-F019 (M0))			●	-	-	b.
主蒸気ドレン弁 (外側隔離弁) (B22-F067A (M0))			●	-	-	b.
主蒸気ドレン弁 (外側隔離弁) (B22-F067B (M0))			●	-	-	b.
主蒸気ドレン弁 (外側隔離弁) (B22-F067C (M0))			●	-	-	b.
主蒸気ドレン弁 (外側隔離弁) (B22-F067D (M0))			●	-	-	b.
主蒸気隔離弁第 2 弁 (A) (B22-F028A (A0))			●	-	-	b.
主蒸気隔離弁第 2 弁 (B) (B22-F028B (A0))			●	-	-	b.
主蒸気隔離弁第 2 弁 (C) (B22-F028C (A0))			●	-	-	b.
主蒸気隔離弁第 2 弁 (D) (B22-F028D (A0))			●	-	-	b.
主蒸気管トンネル温度検出器 (主蒸気ト ンネル温度高) (TE-E31-N031A)			●	-	-	b.
主蒸気管トンネル温度検出器 (主蒸気ト ンネル温度高) (TE-E31-N031B)			●	-	-	b.
主蒸気管トンネル温度検出器 (主蒸気ト ンネル温度高) (TE-E31-N031C)			●	-	-	b.
主蒸気管トンネル温度検出器 (主蒸気ト ンネル温度高) (TE-E31-N031D)			●	-	-	b.
RHR (A) 系 シャットダウン注入弁 (E12-F053A (M0))			●	●	-	b.
RHR (B) 系 格納容器スプレイ弁 (E12-F016B (M0))			●	●	-	b.
RHR (B) 系 格納容器スプレイ弁 (E12-F017B (M0))			●	●	-	b.

表 2-1 防護すべき設備の没水評価結果 (5/7)

防護すべき設備	設置 建屋	設置高さ EL. (m)	没水影響*1			没水影響評価 判定基準*2
			想定 破損	消火水	地震 起因	
RHR (B) 系 シャットダウン注入弁 (E12-F053B (M0))	原子炉 建屋 原子炉棟		●	●	－	b.
格納容器内水素濃度 (S A) (H2E-SA19-N002B)			●	●	－	c.
格納容器内酸素濃度 (S A) (O2E-SA19-N001B)			●	●	－	c.
格納容器内雰囲気ガスサンプリング装置			●	●	－	c.
緊急用電源切替盤			●	●	－	c.
CUW 外側隔離弁 (G33-F004 (M0))			●	－	－	b.
格納容器内水素濃度 (S A) (H2E-SA19-N002A)			●	●	－	c.
格納容器内酸素濃度 (S A) (O2E-SA19-N001A)			●	●	－	c.
格納容器内雰囲気ガスサンプリング装置			●	●	－	c.
RHR (A) 系 格納容器スプレイ弁 (E12-F016A (M0))			●	●	－	b.
RHR (A) 系 格納容器スプレイ弁 (E12-F017A (M0))			●	●	－	b.
FPC F/D (A) 出口弁 (G41-102A (AO))			●	－	－	b.
FPC F/D (A) 出口流量制御弁 (G41-FCV-11A)			●	－	－	b.
FPC F/D (B) 出口弁 (G41-102B (AO))			●	－	－	b.
FPC F/D (B) 出口流量制御弁 (G41-FCV-11B)			●	－	－	b.
代替燃料プール冷却系ポンプ			●	－	－	c.
再循環系ポンプ低速度用電源装置遮断器 A, B			●	●	－	c.
緊急用電源切替盤			●	●	●	c.
SKIMMER SURGE TANK HI LEVEL (スイッ チ) (LSH-G41-N004)			●	－	－	b.
SKIMMER SURGE TANK LO LEVEL (スイッ チ) (LSL-G41-N005)			●	－	－	b.

表 2-1 防護すべき設備の没水評価結果 (6/7)

防護すべき設備	設置 建屋	設置高さ EL. (m)	没水影響*1			没水影響評価 判定基準*2
			想定 破損	消火水	地震 起因	
SKIMMER SURGE TANK LO LOLEVEL（スイッチ）（LSLL-G41-N006）	原子炉 建屋 原子炉棟		●	－	－	b.
SKIMMER SURGE TANK HI LEVEL（伝送器）（LT-G41-N100）			●	－	－	b.
RCW SURGE TANK LEVEL（伝送器）（LT-9-192）			●	－	－	b.
燃料デイトンク液面レベルスイッチ（2D）（DG-LITS-5）	原子炉 建屋 付属棟		●	－	－	b.
燃料デイトンク液面レベルスイッチ（HPCS）（DG-LITS-205）			●	－	－	b.
燃料デイトンク液面レベルスイッチ（2C）（DG-LITS-105）			●	－	－	b.
排ガス抽出器（B）入口弁（OGC-F103B(A0)）			●	●	●	b.
排ガス放射線モニタ（A）プリアンプ（活性炭吸着塔出口）（RAM-D17-K500A）			●	●	●	b.
排ガス放射線モニタ（B）プリアンプ（活性炭吸着塔出口）（RAM-D17-K500B）			●	●	●	b.
OFF GAS POST TREATMENT SAMPLE RACK（D17-J011）			●	●	●	b.
OFF GAS POST TREATMENT SAMPLE RACK（D17-J011-1）			●	●	●	b.
使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置（ドライヤー, コンプレッサー）			●	－	●	c.
残留熱除去系海水系ポンプA（RHRS-PMP-A）			海水 ポンプ室	●	－	－
残留熱除去系海水系ポンプC（RHRS-PMP-C）	●	－		－	b. /c.	
2C 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ（DGSW-PMP-2C）	●	－		－	b. /c.	
補器冷却海水系ポンプ（A）（ASW-PMP-A）	●	－		－	b.	
補器冷却海水系ポンプ（C）（ASW-PMP-C）	●	－		－	b.	
残留熱除去系海水系ポンプB（RHRS-PMP-B）	●	－		－	b. /c.	
残留熱除去系海水系ポンプD（RHRS-PMP-D）	●	－		－	b. /c.	
2D 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ（DGSW-PMP-2D）	●	－		－	b. /c.	

表 2-1 防護すべき設備の没水評価結果 (7/7)

防護すべき設備	設置 建屋	設置高さ EL. (m)	没水影響*1			没水影響評価 判定基準*2
			想定 破損	消火水	地震 起因	
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用 海水ポンプ（DGSW-PMP-HPCS ）	海水 ポンプ室		●	－	－	b. /c.
補器冷却海水系ポンプ（B） （ASW-PMP-B）			●	－	－	b.
可搬型代替注水大型ポンプ	屋外		－	－	●	c.
可搬型代替注水中型ポンプ			－	－	●	c.
２Ｃ非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ	常設代替 高圧電源 装置置場 （立坑部 含む）		●	－	－	b. /c.
常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ			●	－	－	c.
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ			●	－	－	b. /c.
２Ｄ非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ			●	－	－	b. /c.
可搬型整流器用変圧器			●	－	－	c.
可搬型代替低圧電源車接続盤			●	－	－	c.
タービン建屋設置設備			－	●	●	●
復水貯蔵タンクエリア設置設備	－		●	●	●	b.
排気筒モニタ室設置設備	－		－	●	－	b.
上記以外の防護すべき設備	－		－	－	－	a.

注記 *1 : ● : 溢水による没水水位が、機能喪失高さを上回る設備。

— : 溢水による没水水位に対して、機能喪失高さが裕度 (100 mm 以上) を有する設備。

*2 : 欄内の記載は、「2.1 没水影響に対する評価」のうち「(2) 判定基準」による。

2.2 被水影響に対する評価

(1) 評価方法

被水影響については、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若しく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要求される機能を損なうおそれがないことを評価する。なお、溢水源と防護すべき設備の間の離隔距離及び障壁の有無によらず、保守的に溢水源と同一区画内に設置される防護すべき設備は被水影響を受けることを想定し評価する。

*：被水により防護すべき設備の機能が喪失する場合の被水源及び上層階からの伝播経路と防護すべき設備の位置関係について、溢水評価ガイドを参考に表 2-2 及び図 2-1 のように定める。

(2) 判定基準

被水影響に関する判定基準を以下に示す。

- a. 「J I S C 0920 電気機械器具の外郭による保護等級（I Pコード）」における第二特性数字4以上相当の保護等級を有すること。
- b. 防護すべき設備のうち設計基準事故対処設備等については、多重性又は多様性を有しており、各々が別区画に設置され、同時に要求される機能を損なうことのないこと。その際、溢水を起因とする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に必要な機器の単一故障を想定すること、又は溢水を起因とする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に必要な機器が機能喪失する溢水事象により、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故が発生しないこと。
- c. 実機での被水条件を考慮しても、要求される機能を損なわないことを被水試験等により確認した保護カバーやパッキン等による被水防護措置がなされていること。
- d. 防護すべき設備のうち重大事故等対処設備については、被水影響により設計基準事故対処設備等又は同様の機能を有する重大事故等対処設備と同時に機能を喪失することがないこと。

(3) 評価結果

防護すべき設備が判定基準のいずれかを満足することから、被水影響を受けて要求される機能を損なうおそれはない。

具体的な評価結果を表2-3に示す。

表 2-2 被水による機能喪失の考え方

防護すべき設備	溢水源 1	溢水源 2
A	機能喪失	機能喪失せず
B	機能喪失	機能喪失せず
C	機能喪失せず	機能喪失
D	機能喪失	機能喪失
E	機能喪失せず	機能喪失せず

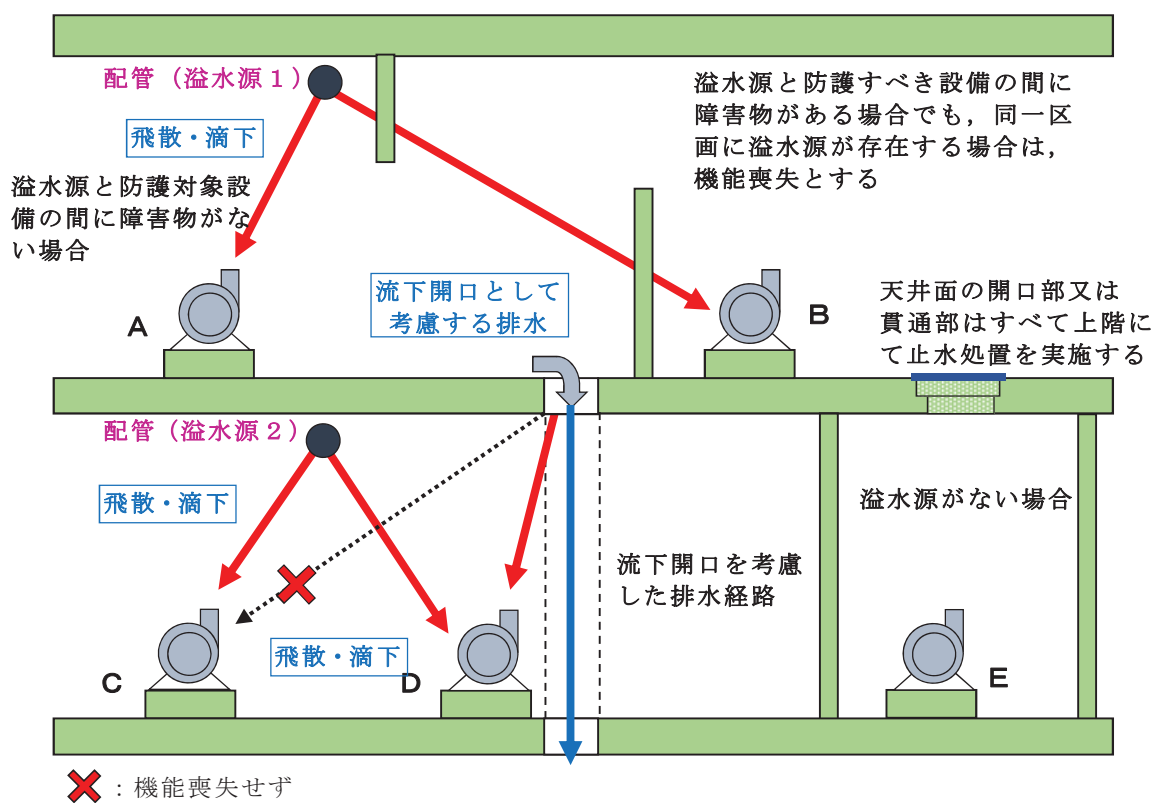


図 2-1 被水による機能喪失の考え方

表 2-3 防護すべき設備の被水評価結果 (1/11)

防護すべき設備	設置 建屋	設置高さ EL. [m]	被水影響* ¹			被水影響評価 判定基準* ²
			想定 破損	消火水	地震 起因	
HPCS ポンプ室空調機 (HVAC-AH2-2)	原子炉 建屋 原子炉棟		●	●	－	b.
地震加速度検出器 (地震加速度大) (C72-N010A)			●	●	－	b.
地震加速度検出器 (地震加速度大) (C72-N010B)			●	●	－	b.
地震加速度検出器 (地震加速度大) (C72-N011A)			●	●	－	b.
地震加速度検出器 (地震加速度大) (C72-N011B)			●	●	－	b.
RHR ポンプ(B) 入口弁 (E12-F004B(MO))			●	●	－	b.
RHR ポンプ(B) 停止時冷却ライン入 口弁 (E12-F006B(MO))			●	●	－	b.
RHR (B) ポンプ室空調機 (HVAC-AH2-5)			●	●	－	b.
残留熱除去系ポンプC (RHR-PMP-C002C)			●	●	－	b. /d.
RHR ポンプ(C) 入口弁 (E12-F004C(MO))			●	●	－	b.
RHR (C) ポンプ室空調機 (HVAC-AH2-6)			●	●	－	b.
サプレッション・プール水位 (B) (伝送器) (LT-26-79.5B)			●	●	－	b.
RHR ポンプ(A) 入口弁 (E12-F004A (MO))			●	●	－	b.
RHR ポンプ(A) 停止時冷却ライン入 口弁 (E12-F006A (MO))			●	●	－	b.
RHR (A) ポンプ室空調機 (HVAC-AH2-7)			●	●	－	b.
残留熱除去系海水系系統流量 (FT-E12-N007A)			●	●	－	b. /d.
地震加速度検出器 (地震加速度大) (C72-N010C)			●	●	－	b.
地震加速度検出器 (地震加速度大) (C72-N010D)			●	●	－	b.

表 2-3 防護すべき設備の被水評価結果 (2/11)

防護すべき設備	設置 建屋	設置高さ EL. [m]	被水影響* ¹			被水影響評価 判定基準* ²
			想定 破損	消火水	地震 起因	
地震加速度検出器 (地震加速度大) (C72-N011C)	原子炉 建屋 原子炉棟		●	●	－	b.
地震加速度検出器 (地震加速度大) (C72-N011D)			●	●	－	b.
FI-E51-N002 計器収納箱			●	●	－	b.
原子炉隔離時冷却系ポンプ (RCIC-PMP-C001)			●	●	－	b. /d.
原子炉隔離時冷却系タービン (TBN-RCIC-C002)			●	●	－	b.
RCIC 蒸気入口ドレンポット排水弁 (E51-F025 (A0))			●	●	－	b.
油圧作動弁 ガバナ弁 (GOVERNING VALVE)			●	●	－	b.
ガバナ			●	●	－	b.
RCIC トリップ／スロットル弁 (E51-C002 (M0))			●	●	－	b.
原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁 (E51-F045 (M0))			●	●	－	b. /d.
RCIC 潤滑油クーラー冷却水供給弁 (E51-F046 (M0))			●	●	－	b.
RCIC 弁 (E51-F045) バイパス弁 (E51-F095 (M0))			●	●	－	b.
PUMP DISCHARGE PRESS (スイッチ) (PSH-E51-N020)			●	●	－	b.
PUMP DISCHARGE H/L FLOW (伝送器) (FT-E51-N002)			●	●	－	b.
原子炉隔離時冷却系系統流量 (伝送 器) (FT-E51-N003)			●	●	－	b. /d.
低圧炉心スプレイ系ポンプ (LPCS-PMP-C001)			●	●	－	b.
LPCS ポンプ室空調機 (HVAC-AH2-3)			●	●	－	b.
サプレッション・プール水位 (A) (伝送器) (LT-26-79.5A)			●	●	－	b.
残留熱除去系ポンプ B (RHR-PMP-C002B)			●	●	－	b. /d.

表 2-3 防護すべき設備の被水評価結果 (3/11)

防護すべき設備	設置 建屋	設置高さ EL. [m]	被水影響*1			被水影響評価 判定基準*2
			想定 破損	消火水	地震 起因	
残留熱除去系ポンプ A (RHR-PMP-C002A)	原子炉 建屋 原子炉棟		●	●	-	b. /d.
RCIC 真空ポンプ (RCIC-PMP-VAC)			●	●	-	b.
RCIC 復水ポンプ (RCIC-PMP-COND)			●	●	-	b.
RCIC バキュームタンク復水排水弁 (E51-F004 (A0))			●	●	-	b.
RCIC バキュームタンク復水排水弁 (E51-F005 (A0))			●	●	-	b.
RCIC ポンプ・タービン室空調機 (HVAC-AH2-4)			●	●	-	b.
高圧炉心スプレイ系ポンプ (HPCS-PMP-C001)			●	●	-	b. /d.
HPCS ポンプ室空調機 (HVAC-AH2-1)			●	●	-	b.
代替循環冷却系原子炉注水流量 (B 系) (FT-SA17-N013B)			●	●	-	d.
代替循環冷却系格納容器スプレイ流 量 (B系) (TE-SA17-N018B)			●	●	-	d.
代替循環冷却系ポンプ B			●	●	-	d.
代替循環冷却系ポンプ入口温度 (B 系) (TE-SA17-N001B)			●	●	-	d.
代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 B (PT-SA17-N005B)			●	●	-	d.
サブプレッション・プール水位 (LT-26-79.60)			●	●	-	d.
代替循環冷却系ポンプ入口温度 (A 系) (TE-SA17-N001A)			●	●	-	d.
代替循環冷却系格納容器スプレイ流 量 (A系) (TE-SA17-N018A)			●	●	-	d.
代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 A (PT-SA17-N005A)			●	●	-	d.
代替循環冷却系ポンプ A			●	●	-	d.
CAMS (A) 冷却水入口弁 (RHRS (A) 系) (3-12F101A (MO))			●	●	-	b.
CAMS (A) 冷却水出口弁 (RHRS (A) 系) (3-12F102A (MO))			●	●	-	b.

表 2-3 防護すべき設備の被水評価結果 (4/11)

防護すべき設備	設置 建屋	設置高さ EL. [m]	被水影響*1			被水影響評価 判定基準*2
			想定 破損	消火水	地震 起因	
HPCS ポンプ入口弁 (CST 側) (E22-F001 (MO))	原子炉 建屋 原子炉棟		●	●	-	b.
CAMS (B) 冷却水入口弁 (RHRS (B) 系) (3-12F101B (MO))			●	●	-	b.
CAMS (B) 冷却水出口弁 (RHRS (B) 系) (3-12F102B (MO))			●	●	-	b.
RHR 熱交換器 (B) バイパス弁 (E12-F048B (MO))			●	●	-	b.
RHRS 熱交換器 (B) 海水出口弁 (E12-F068B (MO))			●	●	-	b.
RHR 熱交換器 (A) バイパス弁 (E12-F048A (MO))			●	●	-	b.
RHRS 熱交換器 (A) 海水出口弁 (E12-F068A (MO))			●	●	-	b.
高圧代替注水系タービン止め弁 (SA13-F300 (MO))			●	●	-	d.
低圧代替注水系格納容器スプレイ流 量 (常設ライン用) (FT-SA11-N202)			●	●	-	d.
残留熱除去系熱交換器出口温度 B (TE-E12-N027B)			●	●	-	d.
残留熱除去系熱交換器出口温度 A (TE-E12-N027A)			●	●	-	d.
原子炉建屋水素濃度 (H2E-SA16-N001)			●	●	-	d.
サプレッション・チェンバ圧力 (PT-26-79. 52A)			●	●	-	b.
サプレッション・チェンバ圧力 (PT-26-79. 52B)			●	●	-	b.
非常用逃がし安全弁駆動系 A 系高圧 窒素ボンベ圧力			●	●	-	d.
サプレッション・チェンバ圧力 (PT-26-79. 61)			●	●	-	d.
非常用逃がし安全弁駆動系 B 系高圧 窒素ボンベ圧力			●	●	-	d.
残留熱除去系熱交換器入口温度 A (TE-E12-N004A)			●	●	-	d.
残留熱除去系熱交換器入口温度 B (TE-E12-N004B)			●	●	-	d.

表 2-3 防護すべき設備の被水評価結果 (5/11)

防護すべき設備	設置 建屋	設置高さ EL. [m]	被水影響*1			被水影響評価 判定基準*2
			想定 破損	消火水	地震 起因	
地震加速度検出器 (地震加速度大) (C72-N009C)	原子炉 建屋 原子炉棟		●	●	-	b.
地震加速度検出器 (地震加速度大) (C72-N009D)			●	●	-	b.
原子炉水位 (燃料域) (LT-B22-N044B)			●	●	-	b. /d.
地震加速度検出器 (地震加速度大) (C72-N009A)			●	●	-	b.
地震加速度検出器 (地震加速度大) (C72-N009B)			●	●	-	b.
原子炉建屋水素濃度 (H2E-SA16-N002)			●	●	-	d.
低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用) (FT-SA11-N206)			●	●	-	d.
低圧代替注水系原子炉注水流量 (可 搬ライン狭帯域用) (FT-SA11-N207)			●	●	-	d.
代替循環冷却系原子炉注水流量 (A系) (FT-SA17-N013A)			●	●	-	d.
原子炉水位 (S A燃料域) (LT-B22-N020)			●	●	-	d.
格納容器内水素濃度 (S A) (H2E-SA19-N002B)			●	●	-	d.
格納容器内酸素濃度 (S A) (O2E-SA19-N001B)			●	●	-	d.
格納容器内雰囲気ガスサンプリング 装置			●	●	-	d.
緊急用電源切替盤			●	●	-	d.
原子炉建屋水素濃度 (H2E-SA16-N003)			●	●	-	d.
ドライウェル室素ボンベガス供給 遮断弁 (3-16V900B(A0))			●	●	-	b.
N2 GAS BOMBE DISCH PRESS (指示スイッチ) (PIS-16-900. 2)			●	●	-	b.
FCS ヒータ制御盤 (B) (PNL-FCS-HEATER-B)			●	●	-	b.
FCS (B) 系統流量計装			●	●	-	b.
可燃性ガス濃度制御系再結合装置ブ ロワ B (FCS-HVA-T49-BLOWER-B)			●	●	-	b.

表 2-3 防護すべき設備の被水評価結果 (6/11)

防護すべき設備	設置 建屋	設置高さ EL. [m]	被水影響*1			被水影響評価 判定基準*2
			想定 破損	消火水	地震 起因	
可燃性ガス濃度制御系再結合装置 B (FCS-HEX-1B)	原子炉 建屋 原子炉棟		●	●	－	b.
可燃性ガス濃度制御系再結合装置加 熱器 B (FCS-HEX-HTR-B)			●	●	－	b.
FCS (B) 冷却器冷却水元弁 (E12-FF104B(MO))			●	●	－	b.
FCS 冷却器冷却水入口弁 (MV-10B(MO))			●	●	－	b.
FCS 再循環制御弁 (FV-2B(MO))			●	●	－	b.
ブロワ(B) 入口ガス温度(検出器) (TE-T49-2B)			●	●	－	b.
加熱管 2/3 位置(B) ガス温度(検出器) (TE-T49-4B)			●	●	－	b.
加熱管(B) 出口ガス温度(検出器) (TE-T49-5B)			●	●	－	b.
加熱管(B) 出口壁温度(検出器) (TE-T49-6B)			●	●	－	b.
再結合(B) ガス温度(検出器) (TE-T49-7B)			●	●	－	b.
再結合器(B) 壁温度(検出器) (TE-T49-8B)			●	●	－	b.
再循環(B) ガス温度(検出器) (TE-T49-9B)			●	●	－	b.
起動領域計装 前置増幅器 (H22-P031)			●	●	－	b. /d.
起動領域計装 前置増幅器 (H22-P033)			●	●	－	b. /d.
原子炉圧力 (S A) (PT-B22-N071B, D)			●	●	●	d.
原子炉水位 (広帯域) (LT-B22-N079B, D)			●	●	●	d.
低圧代替注水系格納容器下部注水流 量 (FT-SA11-N204)			●	●	●	d.
非常用窒素供給系 A 系供給圧力			●	●	●	d.
非常用窒素供給系 B 系供給圧力			●	●	●	d.
非常用窒素供給系 A 系高圧窒素ボン ベ圧力			●	●	●	d.

表 2-3 防護すべき設備の被水評価結果 (7/11)

防護すべき設備	設置 建屋	設置高さ EL. [m]	被水影響*1			被水影響評価 判定基準*2
			想定 破損	消火水	地震 起因	
非常用窒素供給系 B 系高圧窒素ポン ペ圧力	原子炉 建屋 原子炉棟		●	●	●	d.
原子炉水位 (S A 広帯域) (LT-B22-N010)			●	●	-	d.
低圧代替注水系原子炉注水流量 (常 設ライン用) (FT-SA11-N201)			●	●	-	d.
低圧代替注水系原子炉注水流量 (常 設ライン狭帯域用) (FT-SA11-N200)			●	●	-	d.
原子炉圧力 (S A) (PT-B22-N071A, C)			●	●	-	d.
原子炉水位 (広帯域) (LT-B22-N079A, C)			●	●	-	d.
格納容器内水素濃度 (S A) (H2E-SA19-N002A)			●	●	-	d.
格納容器内酸素濃度 (S A) (O2E-SA19-N001A)			●	●	-	d.
格納容器内雰囲気ガスサンプリング 装置			●	●	-	d.
原子炉隔離時冷却系注入弁 (E51-F013(M0))			●	●	-	b. /d.
格納容器雰囲気モニタヒータ電源盤 (B) (LCP-188B)			●	●	-	b.
CAMS (B) 系 ヒータ電源用変圧器			●	●	-	b.
CAMS モニタラック (B) (D23-P001B)			●	●	-	b.
CAMS 校正用計器ラック (B) (D23-P002B)			●	●	-	b.
CAMS 校正用ポンベラック (B) (D23-P003B)			●	●	-	b.
RHR (A) 系 格納容器スプレイ弁 (E12-F016A(M0))			●	●	-	b.
FPC F/D(A) 出口弁 (G41-102A(A0))			●	●	-	b.
FPC F/D(A) 出口流量制御弁 (G41-FCV-11A)			●	●	-	b.
FPC F/D(B) 出口弁 (G41-102B(A0))			●	●	-	b.
FPC F/D(B) 出口流量制御弁 (G41-FCV-11B)			●	●	-	b.

表 2-3 防護すべき設備の被水評価結果 (8/11)

防護すべき設備	設置 建屋	設置高さ EL. [m]	被水影響*1			被水影響評価 判定基準*2
			想定 破損	消火水	地震 起因	
ドライウェル圧力 (PT-26-79.60)	原子炉 建屋 原子炉棟		●	●	-	d.
第二弁 (SA14-F001A(MO))			●	●	-	d.
第二弁バイパス弁 (SA14-F001B(MO))			●	●	-	d.
再循環系ポンプ低速度用電源装置遮 断器 A, B			●	●	-	d.
代替燃料プール冷却系ポンプ			●	●	-	d.
FRVS INST. RACK (A) (PNL-LR-R-43)			●	●	-	b.
FRVS INST. RACK (B) (PNL-LR-R-44)			●	●	-	b.
緊急用電源切替盤			●	●	-	d.
使用済燃料プール監視カメラ			●	●	●	d.
原子炉建屋水素濃度 (H2E-SA16-N004)			●	●	●	d.
原子炉建屋水素濃度 (H2E-SA16-N005)			●	●	●	d.
使用済燃料プールエリア放射線モニ タ (低レンジ) (RE-SA20-N030)			●	●	●	d.
使用済燃料プールエリア放射線モニ タ (高レンジ) (RE-SA20-N300)			●	●	●	d.
残留熱除去系海水系系統流量 (FT-E12-N007B)	原子炉 建屋 付属棟		●	●	-	b.
緊急用海水系流量 (残留熱除去系補 機) (FT-SA21-N015)			●	●	-	b.
DG 2D 制御盤 (DGCP/2D) (2D 非常用ディーゼル発電機保護 継電装置含む)			●	●	-	b. /d.
2D 非常用ディーゼル発電機励磁装置 (中性点接地変圧器盤, 自動電圧調 整器盤, シリコン整流器盤, 交流リア クトル盤及びシリコン整流器用変圧 器盤を含む)			●	●	-	b. /d.
DG 2D 可飽和変流器 (PNL-SCT-2D)			●	●	-	b.
DG 2D INST. RACK (R-52)			●	●	-	b.

表 2-3 防護すべき設備の被水評価結果 (9/11)

防護すべき設備	設置 建屋	設置高さ EL. [m]	被水影響*1			被水影響評価 判定基準*2
			想定 破損	消火水	地震 起因	
DG 2D DIESEL ENGINE INST. RACK (R-64)	原子炉 建屋 附属棟		●	●	－	b.
2D 非常用ディーゼル発電機 (GEN-DG-2D/DGU-2D) (内燃機関, 調速装置, 非常用調速装 置, 冷却水ポンプを含む)			●	●	－	b. /d.
DG 2D シリンダー油タンク (DG-VSL-2D-DGLO-2)			●	●	－	b.
DG 2D 始動用電磁弁(No. 1) (3-14-E47D-1)			●	●	－	b.
DG 2D 始動用電磁弁(No. 2) (3-14-E47D-2)			●	●	－	b.
DG HPCS 制御盤 (DGCP/2H) (高圧炉心スプレイ系ディーゼル発 電機保護継電装置含む)			●	●	－	b. /d.
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電 機励磁装置 (中性点接地変圧器盤, 自動電圧調 整器盤, シリコン整流器盤, 交流リア クトル盤及びシリコン整流器用変圧 器盤を含む)			●	●	－	b. /d.
HPCS DG 可飽和変流器盤 (PNL-SCT-HPCS)			●	●	－	b.
DG HPCS INST. RACK (R-60)			●	●	－	b.
DG HPCS DIESEL ENGINE INST. RACK (R-66)			●	●	－	b.
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電 機 (GEN-DG-HPCS/DGU-HPCS) (内燃機関, 調速装置, 非常用調速装 置, 冷却水ポンプを含む)			●	●	－	b. /d.
HPCS DG シリンダー油タンク (DG-VSL-HPCS-DGLO-2)			●	●	－	b.
HPCS DG 起動用電磁弁(No. 1) (3-14E247D-1)			●	●	－	b.
HPCS DG 起動用電磁弁(No. 2) (3-14E247D-2)			●	●	－	b.
HVAC D/G HPCS EQUIP ROOM VENTILATING SYS. (PNL-T41-P009)			●	●	－	b.
DG 2C 制御盤 (DGCP/2C) (2C 非常用ディーゼル発電機保護 継電装置含む)			●	●	－	b. /d.

表 2-3 防護すべき設備の被水評価結果 (10/11)

防護すべき設備	設置 建屋	設置高さ EL. [m]	被水影響* ¹			被水影響評価 判定基準* ²
			想定 破損	消火水	地震 起因	
2C 非常用ディーゼル発電機励磁装置 (中性点接地変圧器盤, 自動電圧調 整器盤, シリコン整流器盤, 交流リア クトル盤及びシリコン整流器用変圧 器盤を含む)	原子炉 建屋 付属棟		●	●	－	b. /d.
DG 2C 可飽和変流器 (PNL-SCT-2C)			●	●	－	b.
DG 2C INST. RACK (R-56)			●	●	－	b.
DG 2C DIESEL ENGINE INST. RACK (R-65)			●	●	－	b.
2C 非常用ディーゼル発電機 (GEN-DG-2C/DGU-2C) (内燃機関, 調速装置, 非常用調速装 置, 冷却水ポンプを含む)			●	●	－	b. /d.
DG 2C シリンダー油タンク (DG-VSL-2C-DGLO-2)			●	●	－	b.
DG 2C 始動用電磁弁 (No. 1) (3-14E147D-1)			●	●	－	b.
DG 2C 始動用電磁弁 (No. 2) (3-14E147D-2)			●	●	－	b.
HVAC D/G 2C EQUIP ROOM VENTILATING SYS. (PNL-T41-P010)			●	●	－	b.
燃料デイトンク液面レベルスイッチ (2D) (DG-LITS-5)			●	●	－	b.
燃料デイトンク液面レベルスイッチ (HPCS) (DG-LITS-205)			●	●	－	b.
燃料デイトンク液面レベルスイッチ (2C) (DG-LITS-105)			●	●	－	b.
フィルタ装置出口放射線モニタ (低 レンジ) (RE-SA14-N501)			●	●	－	b.
フィルタ装置出口放射線モニタ (高 レンジ) (RE-SA14-N500)			●	●	－	b.
使用済燃料プール監視カメラ用空冷 装置 (ドライヤー, コンプレッサー)			●	●	－	d.
中央制御室給気隔離弁 (SB2-18A)			●	●	－	d.
中央制御室給気隔離弁 (SB2-18B)			●	●	－	d.
中央制御室給気隔離弁 (SB2-19A)			●	●	－	d.

表 2-3 防護すべき設備の被水評価結果 (11/11)

防護すべき設備	設置 建屋	設置高さ EL. [m]	被水影響*1			被水影響評価 判定基準*2
			想定 破損	消火水	地震 起因	
中央制御室給気隔離弁（SB2-19B）	原子炉 建屋 付属棟		●	●	－	d.
中央制御室排気隔離弁（SB2-20A）			●	●	－	d.
中央制御室排気隔離弁（SB2-20B）			●	●	－	d.
バイタル交流電源装置（PNL-SUPS ）	タービン 建屋		●	●	●	b.
直流 250V タービン配電盤 （250V DC TURB DIST CTR）			●	●	●	b.
直流 250V 充電器（常用, 予備） （250V DC BATT. CHARGER ）			●	●	●	b.
CST WATER LEVEL（伝送器） （LT-E22-N054A）	復水 貯蔵 タンク エリア		●	●	●	b.
CST WATER LEVEL（伝送器） （LT-E22-N054B）			●	●	●	b.
CST WATER LEVEL（伝送器） （LT-E22-N054C）			●	●	●	b.
CST WATER LEVEL（伝送器） （LT-E22-N054D）			●	●	●	b.
2C 非常用ディーゼル発電機燃料移送 ポンプ	常設 代替 高圧 電源 装置 置場		●	－	－	b. /d.
高圧炉心スプレー系ディーゼル発電 機燃料移送ポンプ			●	－	－	b. /d.
2D 非常用ディーゼル発電機燃料移送 ポンプ			●	－	－	b. /d.
排気筒モニタ室設置設備	排気筒 モニタ 室		－	●	－	b.
上記以外の防護すべき設備	－	－	－	－	－	a. c.

注記 *1：●：被水影響により要求される機能を損なうおそれがある設備。

－：被水影響がない位置に設置又は保管されている若しくは保護構造等により要求される設備を損なうおそれがない設備。

*2：欄内の記載は、「2.2 被水影響に対する評価」の「(2) 判定基準」による。

2.3 蒸気影響に対する評価

(1) 評価方法

a. 蒸気環境評価

発生を想定する蒸気が，防護すべき設備に与える影響を評価する。

蒸気影響を及ぼす可能性のある高温配管は，添付書類「V-1-1-8-3 溢水評価条件の設定」にて抽出された高エネルギー配管を対象とする。

防護すべき設備に対する漏えい蒸気の拡散による影響を確認するために，原子炉建屋原子炉棟については，建設時における主蒸気管破断事故等による蒸気漏えいを考慮した環境条件を基に適切な環境条件（以下「評価用環境条件」という。）を設定する。また，原子炉建屋付属棟については，建設時に蒸気漏えいを考慮した環境条件がないため，原子炉建屋付属棟内の高エネルギー配管を有する系統である所内蒸気系統（所内蒸気系から分岐する系統も含む）について，熱流動解析コードGOTHICを用い，空調条件，解析区画等を設定して解析を実施した上で評価用環境条件を設定し，溢水防護区画内での漏えい蒸気及び区画間を拡散する漏えい蒸気による防護すべき設備への影響を評価する。

また，破損想定箇所の近傍に防護すべき設備が設置される場合は，破損想定箇所と防護すべき設備との位置関係を踏まえ，漏えい蒸気の直接噴出による防護すべき設備への影響を評価する。

(a) 評価対象系統について

添付書類「V-1-1-8-2 溢水評価条件の設定」にて抽出された高エネルギー配管を有する系統について，蒸気影響を評価する系統及び評価に用いる条件を示す。蒸気影響を評価する系統及び評価に用いる条件の考え方を図2-2に示す。

以下の系統については，原子炉建屋原子炉棟に設置されているため，評価用環境条件により蒸気影響評価を実施する。原子炉隔離時冷却系については，建設時からの躯体形状の変更を踏まえると，評価用環境条件を一部超えるおそれがあることから，防護カバー設置による蒸気影響の緩和を図る。

- ・主蒸気系
- ・原子炉隔離時冷却系
- ・原子炉冷却材浄化系
- ・給水系

以下の系統については，原子炉建屋付属棟に設置されているため，熱流体解析コードGOTHICにより蒸気拡散解析を実施した上で評価用環境条件を設定する。所内蒸気系の評価対象範囲の概要を図2-3に示す。

- ・所内蒸気系（原子炉建屋付属棟）

(b) 蒸気拡散影響に対する評価

蒸気漏えいに伴う環境条件のうち、評価用環境条件については、添付書類「V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」にて設定される主蒸気系配管破断時の環境条件*を用いる。なお、原子炉隔離時冷却系、原子炉冷却材浄化系及び給水系の環境条件については、主蒸気系配管破断時の影響に包絡される。

*：原則として、原子炉建屋原子炉棟内の温度は65.6℃（事象初期：100℃）、湿度は90％（事象初期：100％）とする。

熱流体解析コードGOTHICによる評価では、空調装置の吸排気量及び位置の条件並びに解析区画を設定して、区画ごとの温度を算出する。評価に用いる熱流体解析コードGOTHICの検証、妥当性確認等の概要については、添付書類「V-5-14 計算機プログラム（解析コード）の概要・GOTHIC」に示す。具体的な評価の手順を以下に示す。

イ. 蒸気影響を考慮すべき建屋内のルートの特定

ロ. 高エネルギー配管からの蒸気漏えい影響範囲の設定

蒸気漏えい影響範囲に防護すべき設備の有無を評価する。蒸気評価を実施する系統である所内蒸気系の破損形態は貫通クラックであり、自動隔離として設定する。

ハ. 系統の隔離条件の設定

蒸気影響緩和対策として設置する蒸気漏えい検知システムにより、破損配管を隔離するための警報設定及び系統隔離条件を以下に示す。

温度センサによる温度異常高警報（60℃：雰囲気温度（～40℃）＋20℃）とする。

所内蒸気系統は温度異常高警報（60℃）により蒸気遮断弁にて自動隔離し蒸気影響の緩和を図る。解析では、保守的に温度検出器の応答遅れを20秒、蒸気遮断弁の閉止時間を□秒として設定する。

ニ. 漏えい蒸気流量の設定

破損配管からの漏えい蒸気流量は、系統の内部流体条件に応じ、軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針において妥当性が認められている臨界流モデルを用いて設定する。

ホ. 空調条件の設定

空調条件については、保守的に停止状態を考慮する。

へ. 蒸気拡散解析の実施

蒸気の評価はその区画にある系統のうち最も蒸気流量の大きくなる箇所での破損を想定して評価を行う。また、保守的な評価とするため、ヒートシンクとなる構造物（コンクリート壁等）への熱伝達による蒸気温度低下はないものとする。

b. 蒸気曝露試験及び蒸気影響机上評価

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）により対象設備が機能を損なうおそれがないことを評価するために実施する。

(a) 蒸気曝露試験

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）により対象設備が機能を損なうおそれがないことを評価するために実施する。

イ. 試験条件

「a. (b) 蒸気拡散影響に対する評価」における環境条件を包絡する試験条件を下記に示す。

- ・ 温度 : °C
- ・ 湿度 : 飽和蒸気
- ・ 圧力 : MPa

ロ. 試験内容及び結果

漏えい蒸気による環境条件を踏まえた試験条件を設定し、蒸気曝露試験装置内で対象設備を蒸気曝露させ、試験中及び試験後に要求される機能を損なうおそれがないことを確認する。

蒸気曝露試験内容及び結果を表2-4に示す。

(b) 蒸気影響机上評価

試験実施が困難な設備については、漏えい蒸気による環境条件（温度、湿度及び圧力）に対する耐性を机上で評価する。机上評価においては、対象設備のうち蒸気条件下において影響を受ける可能性がある構成部品を抽出し、抽出した構成部品に関する知見と漏えい蒸気による環境条件を比較し、当該部品の性能に影響を与えないことを確認することで対象設備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。具体的には、設備の大きさの関係上、試験実施が困難な電動機について、蒸気条件下で影響を受ける可能性がある構成部品を抽出し、評価した結果を表2-5に示す。

(2) 判定基準

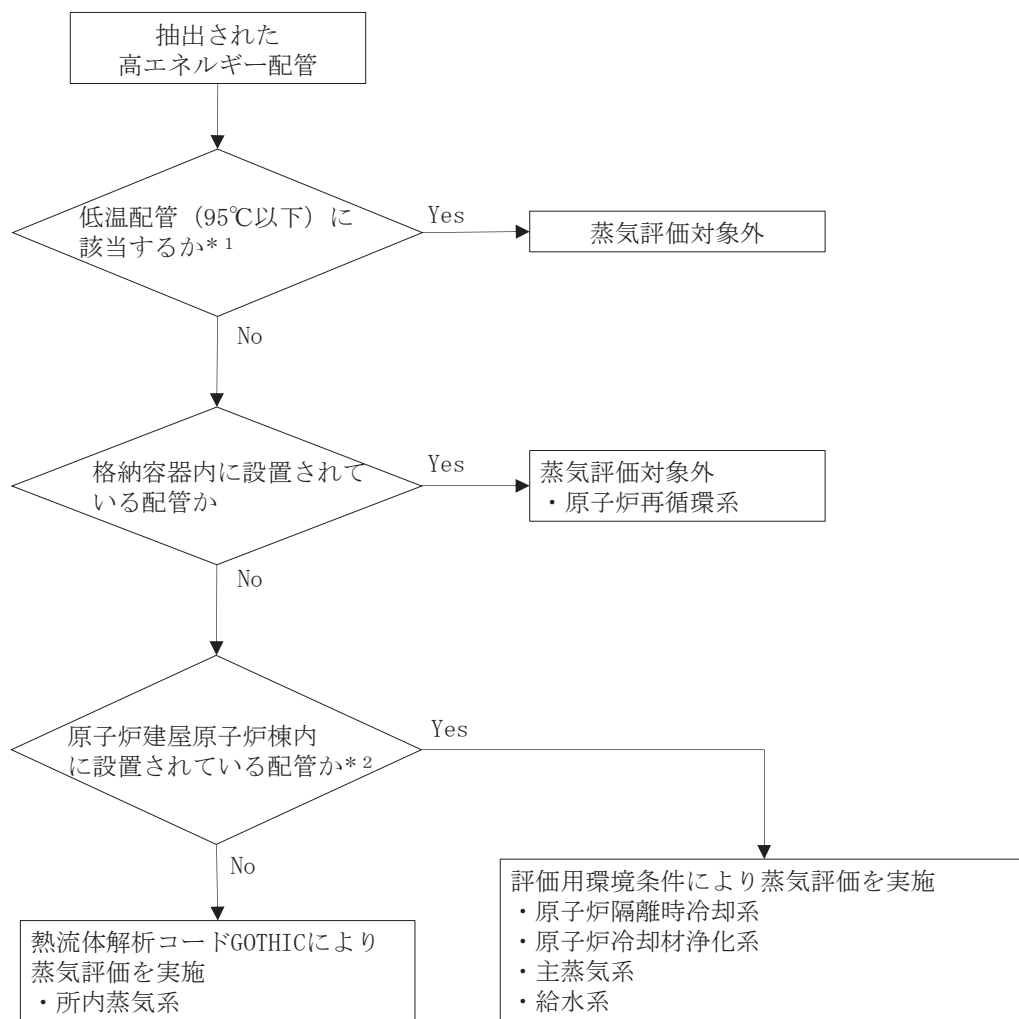
蒸気影響に関する判定基準を以下に示す。

- a. 漏えい蒸気による環境条件（温度、湿度及び圧力）が、蒸気曝露試験又は机上評価によって設備の健全性が確認されている条件を超えないこと。
- b. 防護すべき設備のうち設計基準事故対処設備等については、多重性又は多様性を有しており、それぞれが別区画に設置され同時に要求される機能を損なうことのないこと。その際、溢水を起因とする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に必要な機器の単一故障を想定すること、又は溢水を起因とする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に必要な機器が機能喪失する溢水事象により、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故が発生しないこと。
- c. 防護すべき設備のうち重大事故等対処設備については、蒸気影響により設計基準事故対処設備等又は同様の機能を有する重大事故等対処設備と同時に機能を喪失することがないこと。

(3) 評価結果

蒸気影響緩和対策を実施した結果、蒸気漏えい発生区画内での漏えい蒸気による影響、区画間を拡散する漏えい蒸気による影響及び漏えい蒸気の直接噴出による影響に対し、防護すべき設備は、判定基準のいずれかを満足することから、要求される機能を損なうおそれはない。

具体的な評価結果を表 2-6 に示す。



注記 *1：蒸気影響がないため，除外。

*2：原子炉建屋原子炉棟内については，建設時の環境条件が設定されているため。

図 2-2 蒸気影響の評価対象系統の抽出及び評価条件の考え方

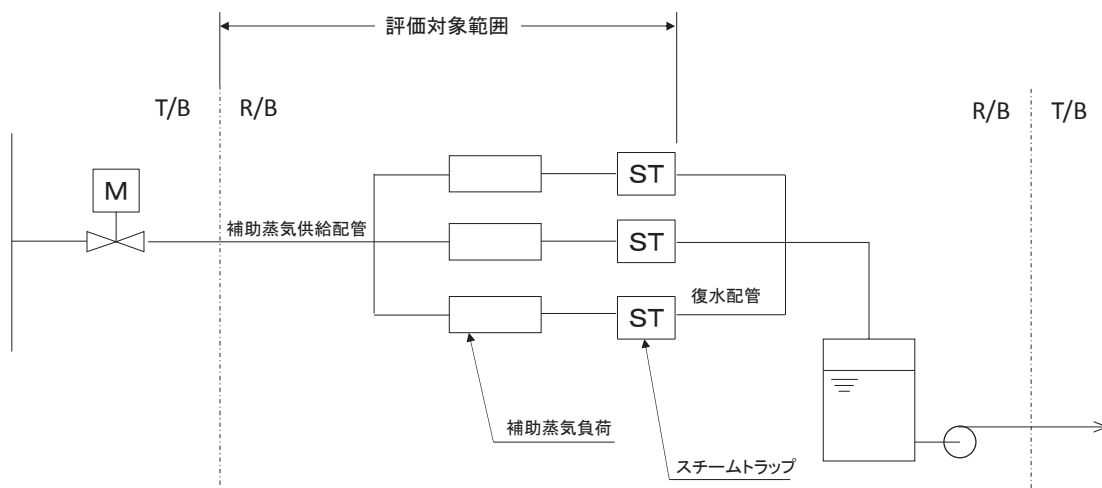


図 2-3 所内蒸気系統 概要図

表 2-4 蒸気曝露試験内容及び結果 (1/2)

評価部位	試験内容	結果
電動弁 (モータ及び駆動部)	試験中：操作どおりに作動し，正しくリミットスイッチの接点が出力されること。 試験後：同上	良
電磁弁	試験中：電磁弁を励磁した状態で，入出力圧力に相違のないこと。 試験後：入出力特性試験で健全に動作すること。	良
空気作動弁 (リミットスイッチ)	試験中：リミットスイッチが誤信号を発信しないこと。 試験後：入出力特性試験で健全に動作すること。	良
空気作動弁 (電磁弁)	試験中：電磁弁を励磁した状態で，入出力圧力に相違のないこと。 試験後：入出力特性試験で健全に動作すること。	良
空気作動弁 (減圧弁)	試験中：減圧された圧力が出力されること。 試験後：入出力特性試験で健全に動作すること。	良
空気作動弁 (ダイヤフラム)	試験中：－ 試験後：ダイヤフラムに有意な変形や割れ等がないこと。	良
ダンパ (ダンパオペレータ及びポジションナ)	試験中：－ 試験後：ポジションナに開度信号を入力し，ダンパオペレータが正常に動作すること。	良
ダンパ (ポジションスイッチ)	試験中：開度信号が変化しないこと。 試験後：シャフトを回転させ，正常な開度信号が出力されること。入出力特性試験で健全に動作すること。	良
ダンパ (電磁弁)	試験中：電磁弁を励磁した状態で，入出力圧力に相違のないこと。 試験後：入出力特性試験で健全に動作すること。	良
ダンパ (減圧弁)	試験中：減圧された圧力が出力されること。 試験後：入出力特性試験で健全に動作すること。	良
計器 (伝送器)	試験中：伝送器出力が正常であること。 試験後：入出力特性試験で健全に動作すること。	良
計器 (検出器)	試験中：検出器の信号出力が正常であること。 試験後：入出力特性試験で健全に動作すること。	良
計器 (流量設定器)	試験中：減圧された設定圧力が出力されること。 試験後：入出力特性試験で健全に動作すること。	良

表 2-4 蒸気曝露試験内容及び結果 (2/2)

評価部位	試験内容	結果
計器 (温度, 水位, 圧カス イッチ等)	試験中: 設定どおりに接点出力されること。 試験後: 入出力特性試験で健全に動作すること。	良
現場盤 (スイッチ, 表示灯, 端子台等)	試験中: 短絡や地絡等で機能喪失しないこと。 試験後: 同上。	良
モータケーブル接続部 (高圧ケーブル)	試験中: 絶縁抵抗を測定し, 健全であること。 試験後: 同上。	良
モータケーブル接続部 (低圧ケーブル)	試験中: 絶縁抵抗を測定し, 健全であること。 試験後: 同上。	良
中継端子箱 (端子台)	試験中: 地絡や短絡等がなく, 正常に通電できること。 試験後: 同上。	良

表 2-5 机上評価結果*

評価部位	評価部品	評価内容	結果
電動機	固定子コイル	熱的影響により絶縁破壊の可能性があるため、蒸気条件下の環境温度に通電による温度上昇（電気学会規格値）を加算した値が、設計上の許容温度以下であることを確認する。 絶縁物は含浸処理が施されているため温度の影響はなく、想定される環境条件時にも十分に耐えられる材質であることから圧力の影響もない。	良
	軸 受	熱的影響により荷重支持性能を損なう可能性があるため、蒸気条件下の環境温度に摩擦熱による温度上昇（モータ運転前後の実測値）を加算した値が、設計上の許容温度以下であることを確認する。 軸受は、密封されているため湿度の影響はなく、想定される環境条件時にも十分に耐えられる材質であることから圧力の影響もない。	良
	グリス・潤滑油	熱的影響により潤滑性能を損なう可能性があるため、蒸気条件下の環境温度に摩擦熱による温度上昇（モータ運転前後の実測値）を加算した値が、設計上の許容温度以下であることを確認する。 グリス・潤滑油部は、密封されているため湿度の影響はなく、想定される環境条件時にも差圧が発生せず、機内外への漏えいはないことから圧力の影響もない。	良

注記 *：漏えい蒸気による環境条件（温度、湿度及び圧力）において影響を受ける可能性がある部品について評価した。金属材料で構成される機械的な部品については、漏えい蒸気による環境条件において機能を損なうおそれがない。

表 2-6 防護すべき設備への蒸気影響評価結果 (1/6)

防護すべき設備	設置 建屋	設置高さ EL. (m)	蒸気 影響 ^{*1}	蒸気影響評価 判定基準 ^{*2}
RCW SURGE TANK LEVEL(スイッチ) (LSL-9-192)	原子炉建屋		●	b.
RCW SURGE TANK LEVEL (伝送器) (LT-9-192)	原子炉建屋		●	b.
ドライウエル内機器原子炉補機 冷却水戻り弁 (2-9V33(MO))	原子炉建屋		●	b.
ドライウエル内機器原子炉補機 冷却水隔離弁 (2-9V30(MO))	原子炉建屋		●	b.
RCW 機器冷却器行き弁 (7-9V31(MO))	原子炉建屋		●	b.
RCIC 蒸気入口ドレンポット排水弁 (E51-F025(AO))	原子炉建屋		●	b.
RCIC バキュームタンク復水排水弁 (E51-F004(AO))	原子炉建屋		●	b.
RCIC バキュームタンク復水排水弁 (E51-F005(AO))	原子炉建屋		●	b.
主蒸気ドレン弁 (外側隔離弁) (B22-F019(MO))	原子炉建屋		●	b.
主蒸気ドレン弁 (外側隔離弁) (B22-F067A(MO))	原子炉建屋		●	b.
主蒸気ドレン弁 (外側隔離弁) (B22-F067B(MO))	原子炉建屋		●	b.
主蒸気ドレン弁 (外側隔離弁) (B22-F067C(MO))	原子炉建屋		●	b.
主蒸気ドレン弁 (外側隔離弁) (B22-F067D(MO))	原子炉建屋		●	b.
主蒸気流量(A)計装ラック (H22-P015)	原子炉建屋		●	b.
主蒸気流量(B)計装ラック (H22-P025)	原子炉建屋		●	b.
モータコントロールセンタ 2A2-2	原子炉建屋		●	b.
モータコントロールセンタ 2B2-2	原子炉建屋		●	b.
R/B INST DIST PNL 1	原子炉建屋		●	b.
R/B INST DIST PNL 2	原子炉建屋		●	b.
R/B INST DIST PNL 3	原子炉建屋		●	b.
ドライウエル N2 供給弁 (2-16V12A(MO))	原子炉建屋		●	b.
ドライウエル N2 供給弁 (2-16V12B(MO))	原子炉建屋		●	b.
ドライウエル制御用空気供給元弁 (2-16V11(MO))	原子炉建屋		●	b.

表 2-6 防護すべき設備への蒸気影響評価結果 (2/6)

防護すべき設備	設置 建屋	設置高さ EL. (m)	蒸気 影響 ^{*1}	蒸気影響評価 判定基準 ^{*2}
FPC スキーマーサージタンク補給水弁 (7-18V71(M0))	原子炉建屋		●	b.
SKIMMER SURGE TANK HI LEVEL (スイッチ) (LSH-G41-N004)	原子炉建屋		●	b.
SKIMMER SURGE TANK LO LEVEL (スイッチ) (LSL-G41-N005)	原子炉建屋		●	b.
FPC SKIMMER SURGE TANK LI (PNL-LCP-133)	原子炉建屋		●	b.
使用済燃料プール温度 (検出器) (TE-G41-N015)	原子炉建屋		●	b.
FPC/D/DEMIN. CONTROL PNL. (PNL-G41-Z010-100)	原子炉建屋		●	b.
FPC F/D INST. RACK (PNL-LR-R-46A)	原子炉建屋		●	b.
FPC F/D INST. RACK (PNL-LR-R-46B)	原子炉建屋		●	b.
SKIMMER SURGE TANK LO LO LEVEL (スイッチ) (LSLL-G41-N006)	原子炉建屋		●	b.
FPC SYS PUMP AREA PNL. (G41-P002)	原子炉建屋		●	b.
PUMP SECTION LO PRESS & ALARM (スイッチ) (PSL-G41-N007A)	原子炉建屋		●	b.
PUMP SECTION LO PRESS & ALARM (スイッチ) (PSL-G41-N007B)	原子炉建屋		●	b.
FPC F/D(A) 出口弁 (G41-102A(A0))	原子炉建屋		●	b.
FPC F/D(A) 出口流量制御弁 (G41-FCV-11A)	原子炉建屋		●	b.
FPC F/D(B) 出口弁 (G41-102B(A0))	原子炉建屋		●	b.
FPC F/D(B) 出口流量制御弁 (G41-FCV-11B)	原子炉建屋		●	b.
燃料プール冷却浄化系ポンプ(A) (FPC-PMP-C001A)	原子炉建屋		●	b.
燃料プール冷却浄化系ポンプ(B) (FPC-PMP-C001B)	原子炉建屋		●	b.
ほう酸水注入ポンプ A (SLC-PMP-C001A)	原子炉建屋		●	b. /c.
ほう酸水注入ポンプ B (SLC-PMP-C001B)	原子炉建屋		●	b. /c.
ほう酸水貯蔵タンク (SLC-VSL-A001)	原子炉建屋		●	b. /c.
SLC 計装ラック (H22-P011)	原子炉建屋		●	b.

表 2-6 防護すべき設備への蒸気影響評価結果 (3/6)

防護すべき設備	設置 建屋	設置高さ EL. (m)	蒸気 影響 ^{*1}	蒸気影響評価 判定基準 ^{*2}
SLC 貯蔵タンク出口弁 (A) (C41-F001A(M0))	原子炉建屋		●	b.
SLC 貯蔵タンク出口弁 (B) (C41-F001B(M0))	原子炉建屋		●	b.
SLC 爆破弁 (A) (C41-F004A)	原子炉建屋		●	b.
SLC 爆破弁 (B) (C41-F004B)	原子炉建屋		●	b.
SLC PUMP DISCH PRESS (伝送器) (PT-C41-N004)	原子炉建屋		●	b.
SLC テスト逆止弁バイパス弁 (C41-FF004(A0))	原子炉建屋		●	b.
RCIC DIV-I 計装ラック (H22-P017)	原子炉建屋		●	b.
RCIC DIV-II 計装ラック (H22-P029)	原子炉建屋		●	b.
原子炉隔離時冷却系ポンプ (RCIC-PMP-C001)	原子炉建屋		●	b. /c.
原子炉隔離時冷却系タービン (TBN-RCIC-C002)	原子炉建屋		●	b. /c.
RCIC トリップ／スロットル弁 (E51-C002(M0))	原子炉建屋		●	b.
油圧作動弁 ガバナ弁 (GOVERNING VALVE)	原子炉建屋		●	b.
ガバナ	原子炉建屋		●	b.
PUMP DISCHARGE PRESS (スイッチ) (PSH-E51-N020)	原子炉建屋		●	b.
PUMP DISCHARGE H/L FLOW(伝送器) (FT-E51-N002)	原子炉建屋		●	b.
FI-E51-N002 計器収納箱	原子炉建屋		●	b.
原子炉隔離時冷却系系統流量 (伝送 器) (FT-E51-N003)	原子炉建屋		●	b.
RCIC 真空ポンプ (RCIC-PMP-VAC)	原子炉建屋		●	b.
RCIC 復水ポンプ (RCIC-PMP-COND)	原子炉建屋		●	b.
RCIC ポンプ・タービン室空調機 (HVAC-AH2-4)	原子炉建屋		●	b.
原子炉再循環ポンプ(B) 流量制御弁 (B35-F060B-V2(A0))	原子炉建屋		●	b.
原子炉再循環ポンプ(B) 流量制御弁 (B35-F060B-V4(A0))	原子炉建屋		●	b.

表 2-6 防護すべき設備への蒸気影響評価結果 (4/6)

防護すべき設備	設置 建屋	設置高さ EL. (m)	蒸気 影響 ^{*1}	蒸気影響評価 判定基準 ^{*2}
原子炉再循環ポンプ (B) 流量制御弁 (B35-F060B-V6 (A0))	原子炉建屋		●	b.
原子炉再循環ポンプ (B) 流量制御弁 (B35-F060B-V8 (A0))	原子炉建屋		●	b.
原子炉再循環ポンプ (A) 流量制御弁 (B35-F060A-V1 (A0))	原子炉建屋		●	b.
原子炉再循環ポンプ (A) 流量制御弁 (B35-F060A-V3 (A0))	原子炉建屋		●	b.
原子炉再循環ポンプ (A) 流量制御弁 (B35-F060A-V5 (A0))	原子炉建屋		●	b.
原子炉再循環ポンプ (A) 流量制御弁 (B35-F060A-V7 (A0))	原子炉建屋		●	b.
TIP N2 隔離弁 (C51-S0-F010 (電磁弁))	原子炉建屋		●	b.
MSIV ステムリークドレン弁 (A) (E32-FF009A (M0))	原子炉建屋		●	b.
MSIV ステムリークドレン弁 (B) (E32-FF009B (M0))	原子炉建屋		●	b.
ドライウエル冷水入口隔離弁 (7-90V13 (M0))	原子炉建屋		●	b.
ドライウエル冷水出口隔離弁 (7-90V17 (M0))	原子炉建屋		●	b.
サプレッション・チェンバ圧力 (PT-26-79.52A)	原子炉建屋		●	b.
サプレッション・チェンバ真空破壊止 め弁 (2-26B-3 (A0))	原子炉建屋		●	b.
サプレッション・チェンバ真空破壊止 め弁 (2-26B-4 (A0))	原子炉建屋		●	b.
ドライウエル真空破壊弁テスト用電 磁弁 (2-26V81 (電磁弁))	原子炉建屋		●	b.
ドライウエル真空破壊弁テスト用電 磁弁 (2-26V82 (電磁弁))	原子炉建屋		●	b.
ドライウエル真空破壊弁テスト用電 磁弁 (2-26V83 (電磁弁))	原子炉建屋		●	b.
ドライウエル真空破壊弁テスト用電 磁弁 (2-26V84 (電磁弁))	原子炉建屋		●	b.
ドライウエル真空破壊弁テスト用電 磁弁 (2-26V85 (電磁弁))	原子炉建屋		●	b.
ドライウエル真空破壊弁テスト用電 磁弁 (2-26V86 (電磁弁))	原子炉建屋		●	b.
ドライウエル真空破壊弁テスト用電 磁弁 (2-26V87 (電磁弁))	原子炉建屋		●	b.

表 2-6 防護すべき設備への蒸気影響評価結果 (5/6)

防護すべき設備	設置 建屋	設置高さ EL. (m)	蒸気 影響 ^{*1}	蒸気影響評価 判定基準 ^{*2}
ドライウエル真空破壊弁テスト用電 磁弁 (2-26V88(電磁弁))	原子炉建屋		●	b.
ドライウエル真空破壊弁テスト用電 磁弁 (2-26V89(電磁弁))	原子炉建屋		●	b.
ドライウエル真空破壊弁テスト用電 磁弁 (2-26V90(電磁弁))	原子炉建屋		●	b.
ドライウエル真空破壊弁テスト用電 磁弁 (2-26V91(電磁弁))	原子炉建屋		●	b.
排ガス放射線モニタ(A)プリアンプ (RAM-D17-K030A)	原子炉建屋		●	b.
排ガス放射線モニタ(B)プリアンプ (RAM-D17-K030B)	原子炉建屋		●	b.
排ガス放射線モニタ(A)(検出器)(減 衰管出口)(D17-N022A)	原子炉建屋		●	b.
排ガス放射線モニタ(B)(検出器)(減 衰管出口)(D17-N022B)	原子炉建屋		●	b.
排ガス放射線モニタ(A)プリアンプ (活性炭吸着塔出口) (RAM-D17-K500A)	原子炉建屋		●	b.
排ガス放射線モニタ(B)プリアンプ (活性炭吸着塔出口) (RAM-D17-K500B)	原子炉建屋		●	b.
OFF GAS POST TREATMENT SAMPLE RACK (D17-J011)	原子炉建屋		●	b.
OFF GAS POST TREATMENT SAMPLE RACK (D17-J011-1)	原子炉建屋		●	b.
排ガス空気抽出器(A)入口弁 (OGC-F019A(A0))	原子炉建屋		●	b.
排ガス空気抽出器(B)入口弁 (OGC-F019B(A0))	原子炉建屋		●	b.
排ガス空気抽出器(A)再循環圧力制御 弁 (PCV-F051A)	原子炉建屋		●	b.
排ガス空気抽出器(B)再循環圧力制御 弁 (PCV-F051B)	原子炉建屋		●	b.
排ガス空気抽出器(A)入口弁 (OGC-F103A(A0))	原子炉建屋		●	b.
排ガス空気抽出器(B)入口弁 (OGC-F103B(A0))	原子炉建屋		●	b.
再循環系ポンプ低速度用電源装置遮 断器 A, B	原子炉建屋		●	c.
フィルタ装置入口水素濃度	原子炉建屋		●	c.

表 2-6 防護すべき設備への蒸気影響評価結果 (6/6)

防護すべき設備	設置 建屋	設置高さ EL. (m)	蒸気 影響* ¹	蒸気影響評価 判定基準* ²
第二弁操作室空気ポンペ	原子炉建屋 付属棟		●	c.
タービン建屋設置設備	タービン 建屋	—	●	b.
上記以外の防護すべき設備	—	—	—	a.

注記 *1：●：蒸気影響により要求される機能を損なうおそれがある設備。

—：蒸気影響が，設備の健全性が確認された条件を超えず，蒸気による影響を受けない設備。

*2：欄内の記載は，「2.3 蒸気影響に対する評価」の「(2) 判定基準」による。

2.4 使用済燃料プールの機能維持に関する溢水評価

(1) 評価方法

基準地震動 S_0 による地震力によって生じる使用済燃料プールのスロッシングによる使用済燃料プール水位の低下が、冷却機能及び遮蔽機能に与える影響を評価する。

また、スロッシングによって使用済燃料プール外へ流出する溢水等により、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有する系統の防護すべき設備については、「2.1 没水影響に対する評価」及び「2.2 被水影響に対する評価」における溢水影響評価において、スロッシングを含む溢水に対して機能喪失しないことを確認している。

スロッシングにより発生する溢水量は、基準地震動 S_0 による地震力により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。

スロッシングによる水位低下の影響評価においては、3次元流動解析における評価条件である通常水位を初期水位とするが、保守的な評価条件として使用済燃料プールの低水位警報設定値を初期水位とした評価も行う。

なお、施設定期検査中における、使用済燃料プール、原子炉ウェル及びドライヤセパレータプールのスロッシングによる溢水についても、同様の評価を行う。

(2) 判定基準

使用済燃料プールの機能維持に関する判定基準を以下に示す。

- ・スロッシング後の使用済燃料プール水位が、使用済燃料プールの冷却機能（水温65℃以下）及び燃料体等からの放射線に対する遮蔽機能（保安規定で定めた管理区域内における特別措置を講じる基準である水面の線量率（ ≤ 1.0 mSv/h））の維持に必要な水位が確保されること。
- ・スロッシング後の使用済燃料プール水位が、使用済燃料プールの冷却機能（水温65℃以下）の維持に必要な水位を下回る場合には、プール水温が65℃となるまでに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有する系統による給水・冷却が可能であること。

(3) 評価結果

スロッシング後の使用済燃料プール水位は、燃料体等からの放射線に対する遮蔽機能に必要な水位が維持されることを確認した。また、スロッシング後の使用済燃料プール水位は、一時的にオーバーフロー水位を下回るが、プール水温が65℃となるまでに残留熱除去系等による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有する系統による給水・冷却が可能であり、冷却機能維持への影響がないことを確認した。評価結果を表2-7、表2-8に示す。

施設定期検査中におけるスロッシング後の使用済燃料プール水位は、燃料体等からの放射線に対する遮蔽機能に必要な水位が維持されることを確認した。また、施設定期検査中におけるスロッシング後の使用済燃料プール水位は、一時的にオーバーフロー水位を下回るが、プール水温が65℃となるまでに残留熱除去系等による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有する系統による給水・冷却が可能であり、冷却機能維持への影響がないことを確認した。評価結果を表2-9、表2-10に示す。なお、使用済燃料プール、原子炉ウェル及びドライヤセパレータプールのスロッシングによる溢水については、原子炉建屋原子炉棟6階よりも下層階へ流下する経路に堰の設置等の閉止措置を行うこととしており、溢水はすべてプールへ戻るため、使用済燃料プールの水位に優位な変動はない。

表 2-7 評価結果（使用済燃料プールの冷却機能維持）

地震後の使用済燃料プール 水位 (m)	冷却機能の維持に 必要な水位 (m) *3	評価結果
		○ *4

- 注記 *1：初期使用済燃料プール水位 EL. m (N. W. L)
 *2：初期使用済燃料プール水位 EL. m (L. W. L)
 *3：保安規定で定められている 65℃の冷却に必要な水位としてサージタンクに流入するオーバーフローラインの下端位置以上とした。
 *4：プール水温が 65℃となるまでに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有する系統による給水・冷却が可能であるため。

表 2-8 評価結果（使用済燃料プールの遮蔽機能維持）

地震後の使用済燃料プール 水位 (m)	遮蔽機能の維持に 必要な水位 (m) *3	評価結果
		○

- 注記 *1：初期使用済燃料プール水位 EL. m (N. W. L)
 *2：初期使用済燃料プール水位 EL. m (L. W. L)
 *3：保安規定で定めた管理区域内における特別措置を講じる基準である水面の線量率（ ≤ 1.0 mSv/h）を満足するために必要な水位。

表 2-9 評価結果（施設定期検査中における使用済燃料プールの冷却機能維持）

地震後の使用済燃料プール 水位（m）	冷却機能の維持に 必要な水位（m） ^{*3}	評価結果
		○ ^{*4}

注記 *1：初期使用済燃料プール水位 EL. m（N. W. L）

*2：初期使用済燃料プール水位 EL. m（L. W. L）

*3：保安規定で定められている 65℃の冷却に必要な水位としてサージタンクに流入するオーバーフローラインの下端位置以上とした。

*4：プール水温が 65℃となるまでに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有する系統による給水・冷却が可能であるため。

表 2-10 評価結果（施設定期検査中における使用済燃料プールの遮蔽機能維持）

地震後の使用済燃料プール 水位（m）	遮蔽機能の維持に 必要な水位（m） ^{*3}	評価結果
		○

注記 *1：初期使用済燃料プール水位 EL. m（N. W. L）

*2：初期使用済燃料プール水位 EL. m（L. W. L）

*3：保安規定で定めた管理区域内における特別措置を講じる基準である水面の線量率（ ≤ 1.0 mSv/h）を満足するために必要な水位。

3. 溢水防護区画を内包する建屋外からの流入防止

添付書類「V-1-1-8-3 溢水評価条件の設定」にて考慮すべき溢水源として抽出される屋外タンク等からの溢水，タービン建屋の溢水，海水ポンプ室循環水ポンプエリアの溢水等が，溢水防護区画を内包する建屋内へ流入し，伝播しないことを評価する。

3.1 屋外タンク等からの流入防止

屋外に設置される耐震B，Cクラスの屋外タンク等に関して，基準地震動 S_s による地震力で破損した場合に発生する溢水の影響が防護すべき設備を内包する建屋に及ぼす影響を評価する。「3.1.1 屋外タンク等の溢水による広域影響評価」では，屋外タンク等の溢水が敷地内に滞留することを想定した広域的な評価を行い，「3.1.2 屋外タンク等の溢水による局所影響評価」では，溢水が建屋に到達した際の跳ね返り等により発生する短期的な溢水水位を考慮した局所的な評価を行う。

3.1.1 屋外タンク等の溢水による広域影響評価

(1) 評価方法

屋外に設置される耐震B，Cクラスの屋外タンク等に関して，基準地震動 S_s による地震力で破損した場合に発生する溢水が敷地内に滞留することを想定し，防護すべき設備を内包する建屋に及ぼす広域的な影響を評価する。使用済燃料乾式貯蔵建屋については，防護すべき設備を内包する建屋ではないが，津波防護上の浸水防護重点化範囲に設定されているため，保守的に評価対象とする。

屋外タンク等のうち，溢水影響のある屋外タンク等の配置図を図3-1に，屋外タンク等の容量を表3-1に示す。ただし，表3-1のうち，表3-2に示す屋外タンク等については，溢水源から除外する。

評価の前提条件として以下を考慮する。

- a. 敷地内に広がった溢水は，構内排水路からの流出や，地中への浸透は評価上考慮しない。
- b. タンク等から漏えいした溢水は敷地全体に均一に広がるものとする。
- c. 溢水量の算出では，基準地震動 S_s による地震力によって破損が生じるおそれのある屋外タンク等からは，全量が流出することとし，基準地震動 S_s による地震力によって破損が生じないものは除外した。

(2) 判定基準

屋外タンク等からの溢水が溢水防護区画を内包する建屋の開口部高さを超えて伝播するおそれがなく，溢水防護区画を内包する建屋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こと。

(3) 評価結果

屋外タンク等の破損により生じる溢水が，防護すべき設備を内包する建屋及び使用済燃料乾式貯蔵建屋の開口部高さを超えて伝播するおそれがなく，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ことを確認した。表3-3及び表3-4に評価結果を示す。

表 3-1 屋外タンク等一覧 (1/2)

	タンク等の名称	タンク等の容量 (m ³)
1	碍子洗浄タンク	
2	取水口ろ過水ヘッドタンク	
3	ブローダウンタンク	
4	多目的タンク	
5	第1ろ過水タンク	
6	第2ろ過水タンク	
7	濃縮槽	
8	No.1 pH調整槽	
9	No.2 pH調整槽	
10	凝集沈殿槽	
11	原水タンク	
12	ろ過水貯蔵タンク	
13	純水貯蔵タンク	
14	600トン純水タンク	
15	モノスコアフィルター	
16	溶融炉灯油タンク	
17	重油貯蔵タンク	
18	少量危険物貯蔵所	
19	予備変圧器	
20	起動変圧器	
21	主要変圧器	
22	所内変圧器	
23	油倉庫	
24	工事協力会油倉庫	
25	No.1 保修用油倉庫	
26	No.2 保修用油倉庫	
27	保修用屋外油貯蔵所	
28	絶縁油保管タンク	
29	硫酸貯蔵タンク	
30	苛性ソーダ貯蔵タンク	
31	硫酸第一鉄薬注タンク	
32	溶融炉苛性ソーダタンク	
33	溶融炉アンモニアタンク	
34	アニオン塔	
35	カチオン塔	
36	66kV 非常用変圧器	

表3-1 屋外タンク等一覧 (2/2)

	タンク等の名称	タンク等の容量 (m ³)
37	構内服洗濯用タンク	
38	1号エステート変圧器	
39	2号エステート変圧器	
40	硫酸貯槽	
41	硫酸希釈槽	
42	苛性ソーダ貯槽	
43	PAC 貯槽	
44	HHOG 冷却塔	
45	HHOG 補給水タンク	
46	加圧水槽	
47	モノバルブフィルター	
48	活性炭ろ過器	
49	脱炭酸水槽	
50	温水槽	
51	パルセーター	
52	加圧浮上分離槽	
53	薬品混合槽	
54	中間層	
55	S/B 飲料水タンク	
56	ろ過用水高築水槽	
57	放管センター受水槽	
58	工事協力会事務所受水槽	
59	原子力館受水槽 (濾過水)	
60	原子力館受水槽 (飲料水)	
61	AD ビル飲料水タンク	
62	チェックポイント高置水槽	
63	構内服ランドリー受水槽	
64	復水貯蔵タンク A, B	
65	軽油タンク A, B	
66	南側・西側可搬型設備用軽油タンク	

表3-2 溢水源として考慮しない屋外タンク等一覧

	タンク等の名称	理由
17	重油貯蔵タンク	重油貯蔵タンクは、地中埋設タンクであるため、破損時の溢水が地中に溢れることはなく、溢水防護区画を内包する建屋へ溢水影響を及ぼすことはない。
64	復水貯蔵タンク A, B*	復水貯蔵タンクは、壁に囲まれた区画に設置されており、破損時の溢水は区画内に滞留可能であるため、破損時の溢水が地中に溢れることはなく、溢水防護区画を内包する建屋へ溢水影響を及ぼすことはない。
65	軽油タンク A, B	耐震Sクラス設備であることから、地震により破損せず、溢水源となることはない。
66	南側・西側可搬型設備用軽油タンク	

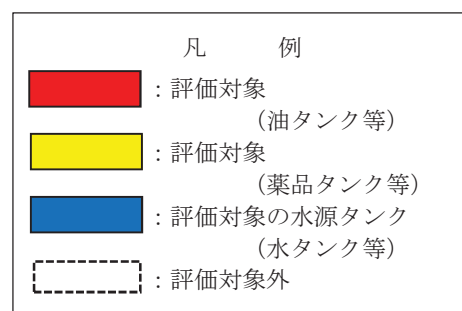
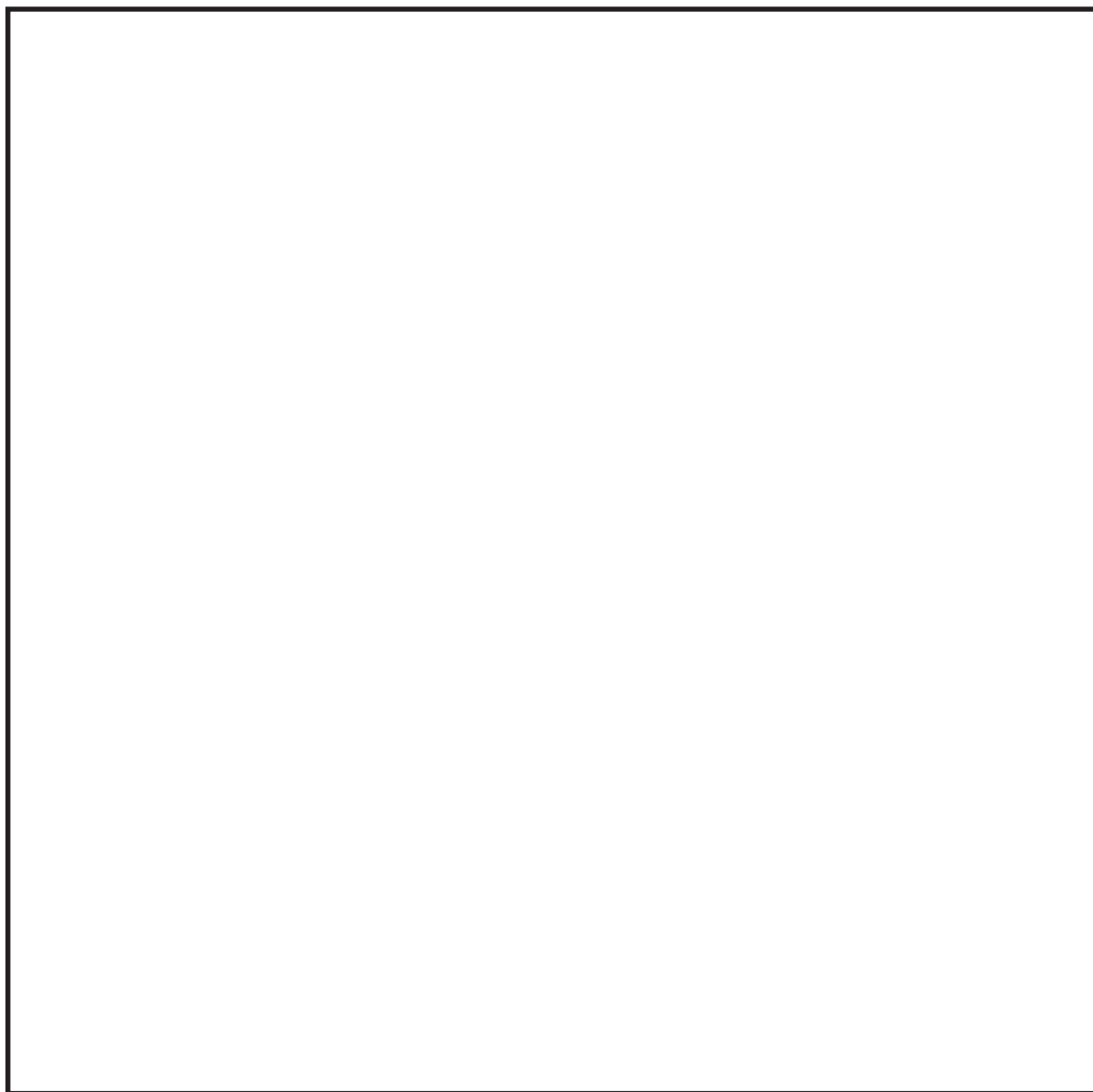


図3-1 屋外タンク等配置図

表3-3 溢水防護区画を内包する建屋等への溢水流入影響評価

エリア	設置 EL. (m)	許容浸水深 (m)	溢水量 (m ³)	敷地面積 (m ²)	敷地浸水深 (m)	評価
海水ポンプ室* ¹			7408	151000	0.1	○* ³
原子炉建屋			7408	151000	0.1	○
タービン建屋			7408	151000	0.1	○
使用済燃料乾式 貯蔵建屋			7408	151000	0.1	○
常設代替高圧電源 装置用カルバート			7408	151000	0.1	○* ³
低圧代替注水 ポンプ室			7408	151000	0.1	○* ³
格納容器圧力 逃がし装置格納槽			7408	151000	0.1	○* ³
緊急用海水ポンプ ピット			7408	151000	0.1	○* ³
常設代替高圧電源 装置置場			—	—	—	○
西側可搬型設備用 軽油タンク			—	—	—	○
緊急時対策所			—	—	—	○
南側可搬型設備用 軽油タンク			—	—	—	○

注記 *¹: EL. 8.00 m の敷地表面に設置されるマンホールからの流入経路に対する影響評価。

*²: 設置高さから敷地レベル EL. 8.00 m を引いた値（設計床高さまでの高さ）。

*³: 溢水防止蓋及び水密扉を設置。

表3-4 海水ポンプ室廻りにおける溢水流入影響評価

EL. m エリア	許容 浸水深 (m)	溢水量 (m ³)	海水ポンプ室廻りの 滞留可能容積 (m ³)	敷地 浸水深 (m)	評価
海水ポンプ室		7408	9000	2.4	○

注記 * : 海水ポンプ室の外壁の上端から設置高さを引いた値。

3.1.2 屋外タンク等の溢水による局所影響評価

溢水が防護すべき設備を内包する建屋に到達した際の、壁際の溢水の跳ね返り等による短期的な浸水深が「3.1.1 屋外タンク等の溢水による広域影響評価」にて評価した浸水深を超えるおそれがあることから、3次元流体解析より防護すべき設備を内包する建屋への局所的な影響を評価する。評価に用いる流体解析コード F l u e n t の検証、妥当性確認等の概要については、添付書類「V-5-30 計算機プログラム（解析コード）の概要・F l u e n t」に示す。

(1) 評価方法

屋外タンク等の破損により生じる溢水が、防護すべき設備を内包する建屋のうち原子炉建屋、タービン建屋、海水ポンプ室、及び使用済燃料乾式貯蔵建屋に及ぼす影響を評価する。これ以外の建屋については、「3.1.1 屋外タンク等の溢水による広域影響評価」にて溢水が到達しないこと又は溢水防護に関する施設による止水対策を実施しているため、評価対象外とする。

溢水影響評価対象となる屋外タンク等のうち伝播挙動評価に影響を及ぼす水源として、EL.11.0 m 地上面に配置される屋外タンクが挙げられる。「3.1.1 屋外タンク等の溢水による広域影響評価」と同様に敷地内の水処理設備エリアに分散配置されていることから、これらの屋外タンク等から溢水した場合の影響について確認するため、図 3-2 に示す配置に従い、表 3-5 に示す水源を設定した。

(2) 評価条件

タンク等の損傷形態及び流出水の伝播に係る条件について以下のとおり設定した。

- a. 各タンク等を代表水位及び合算体積を持った一つの円筒タンクとし、地震による損傷をタンク下端から 1 m かつ円弧 180 度分の側板が瞬時に消失するとしてモデル化する。
- b. 防護すべき設備を内包する建屋に指向性を持って流出するよう、消失する側板を建屋側の側板とする。
- c. 流路抵抗となる道路及び水路等は考慮せず、敷地を平坦面で表現するとともに、その上に流路に影響を与える主要な構造物を配置する。
- d. 構内排水路による排水機能や、地盤への浸透は考慮しない。



図 3-2 溢水伝播挙動評価の対象となる屋外タンク等及び建屋等配置図

表 3-5 水源の設定

タンク名称	基数	タンク容量 (m^3)
多目的タンク	1	1500
原水タンク	1	1000
ろ過水貯蔵タンク	1	1500
純水貯蔵タンク	1	500
総量		4500

(3) 評価結果

水位測定箇所を図3-3に，評価結果を表3-6に示す。

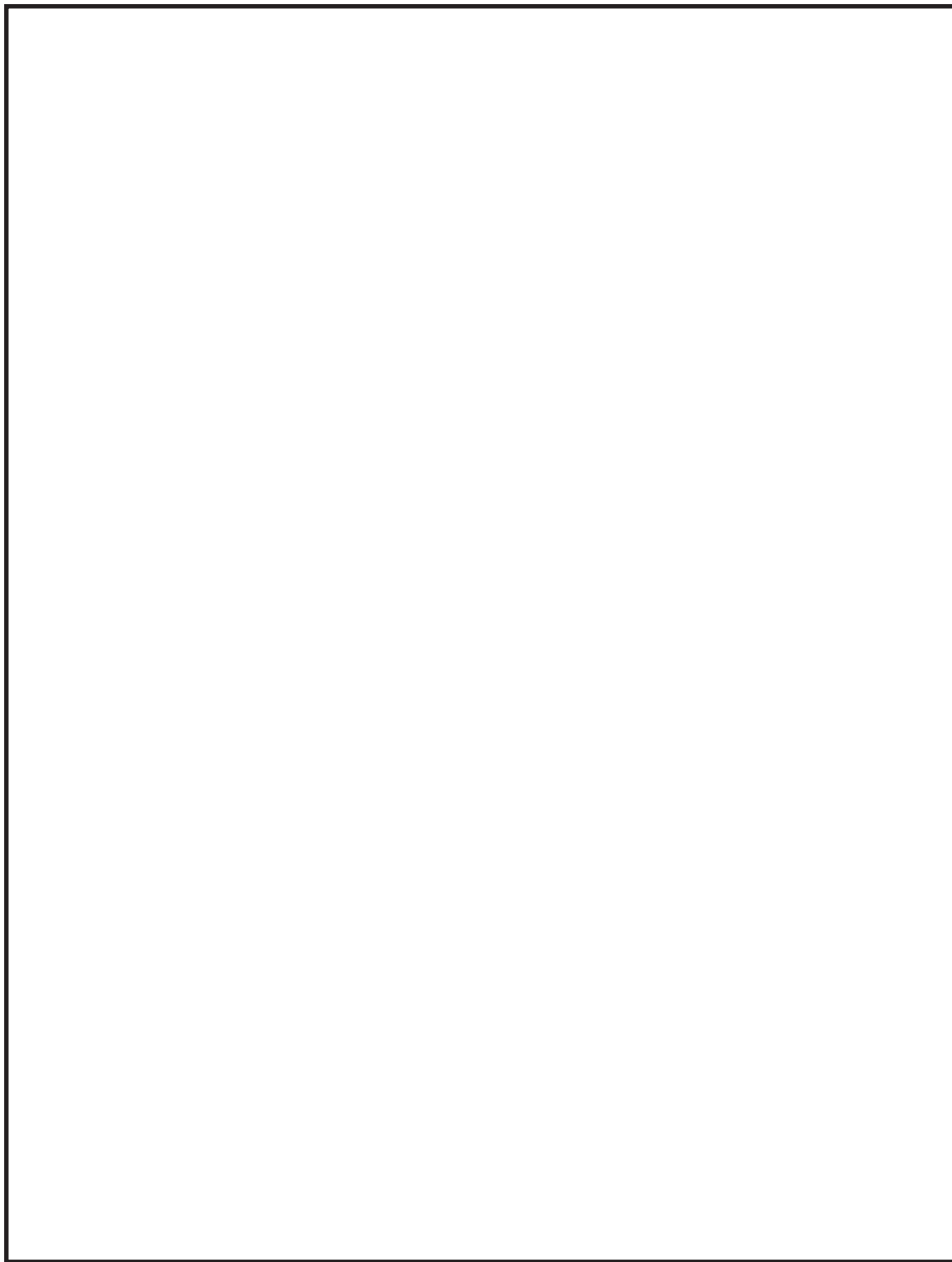


図 3-3 水位測定箇所

表 3-6 評価結果

N o .	屋外タンク等の溢水による浸水深 (m)
①－①	0.27
①－②	1.79
①－③	0.14
②－①	0.84

(4) 影響評価

溢水防護区画である防護すべき設備の設置されている原子炉建屋，タービン建屋，海水ポンプ室，及び使用済燃料乾式貯蔵建屋に及ぼす影響として浸水経路を表3-7に示す。

表3-7 浸水経路

N o .	浸水経路
①	溢水防護区画の境界にある扉
②	溢水防護区画の境界にある隙間部（配管等貫通部）
③	溢水防護区画（地下トレンチ等）の地表ハッチ
④	建屋間の接合部

※：いずれも浸水経路のうち最大浸水深となった箇所。

以上の各浸水経路に対する影響評価の結果は次のとおり。

浸水経路①

水密扉等を設置することにより水密化を行っているため，本経路からの浸水はない。

浸水経路②

建屋外周における浸水深は第3-5表に示すとおり，溢水防護区画の中で水源となるタンクに最も近い①－②でも最大で1.8 m程度であり，建屋外壁の貫通部については，1.8 mよりも十分高所に設置されているため，本経路からの溢水防護区画への浸水はない。なお，地上2.0 m以下に存在する隙間部についてはシーリング材により止水措置を行う。

浸水経路③

水密蓋等を設置することにより水密化を行っているため，本経路からの浸水はない。

浸水経路④

建屋間の接合部にはエキスパンションジョイント止水板が設置されているため、本経路から溢水防護区画への浸水はない。また、エキスパンションジョイント止水板からの浸水が発生した場合においても、原子炉建屋外壁部には貫通部止水処置及び水密扉の設置を実施しており、溢水防護区画への浸水はない。

なお、原子炉建屋に隣接する建屋としてサービス建屋があり、サービス建屋内を通じ原子炉建屋への浸水する経路が考えられる。サービス建屋については、外壁扉等に止水性がなく、屋体タンク等の溢水の浸水が発生するおそれがあるが、外壁扉の下端高さを超える浸水深が発生する時間は短時間であることから、浸水量は僅かであり、サービス建屋内全域に溢水が滞留することはないと考えられる。また、サービス建屋内全域に溢水が滞留した場合においても、原子炉建屋との境界には水密扉が設置されており、原子炉建屋へ浸水することはない。

以上より、屋外タンク等の溢水が、サービス建屋を介し、防護すべき設備に影響を与える浸水経路とはならない。

3.2 その他の地震起因による敷地内溢水影響評価

地震起因による評価において、屋外タンクの破損以外に機器等の複数同時破損を想定した溢水量について考慮すべき範囲として、機器等の破損により生じる溢水が、防護すべき設備の設置されている原子炉建屋、タービン建屋、海水ポンプ室及び使用済燃料乾式貯蔵建屋に影響を及ぼさないことを確認する。

(1) 評価方法

屋外設備のうち安全系ポンプの放出ライン配管を溢水源として選定し、当該配管の耐震B、Cクラス範囲の地震起因による配管破損による溢水が防護すべき設備の設置されている建屋に影響を及ぼさないことを評価する。評価において以下の条件を考慮する。

- a. 海水ポンプ（安全系）は全台運転とし、溢水量を定格流量にて算出した。
- b. 敷地内に広がった溢水は、構内排水路からの流出や、地中への浸透は評価上考慮しない。
- c. 放出ラインから漏えいした溢水は敷地全体に均一に広がるものとする。

(2) 判定基準

安全系ポンプの放出ライン配管からの溢水が溢水防護区画を内包する建屋の開口部高さを超えて伝播するおそれがなく、溢水防護区画を内包する建屋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こと。

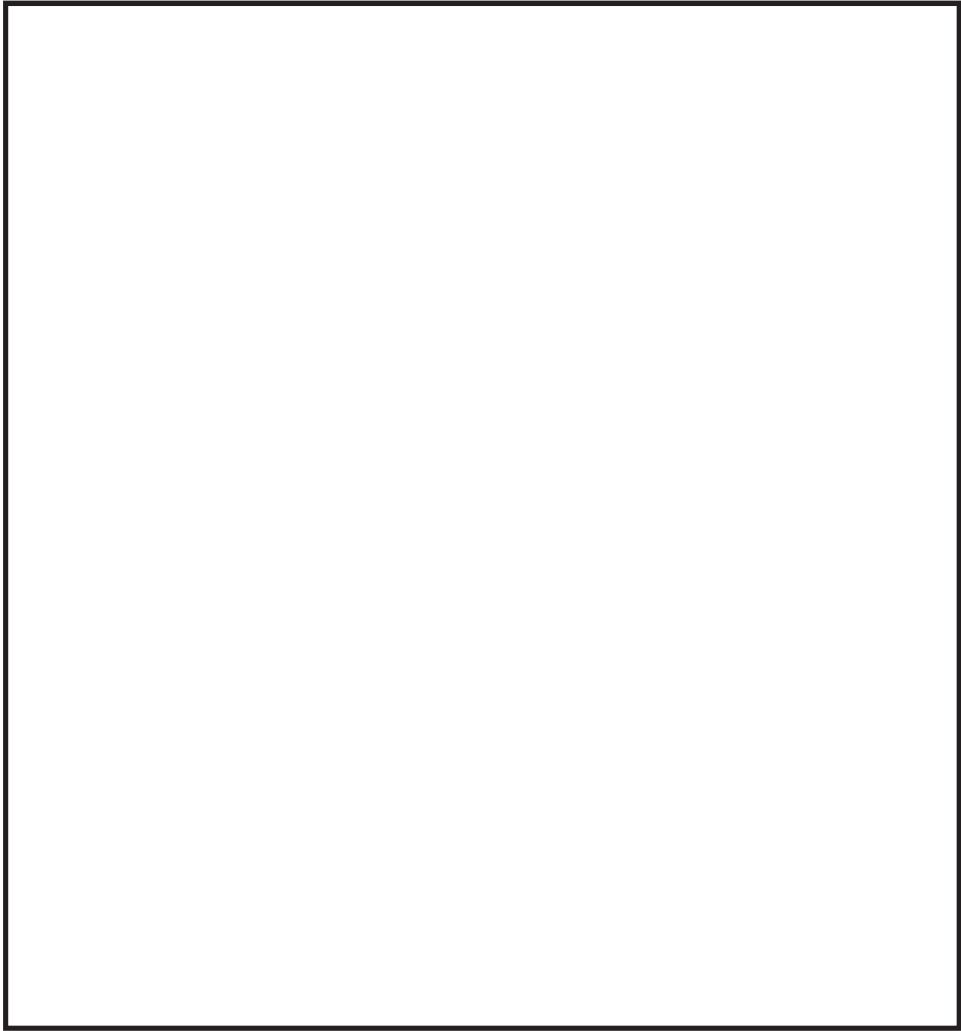
(3) 評価結果

屋外放出ラインルート図を図3-4に、放出ラインからの溢水量の評価結果を表3-8に示す。この結果、敷地内における溢水水位の上昇率は、対象のポンプすべてについて、運転及び放出配管の破損を考慮した場合においても、 mm/hである。敷地内で想定される溢水については、敷地内の水位低下率 mm/hの排水設計を行うことから、敷地に滞留することはない。

このため、防護すべき設備が設置されている建物等の外壁に設置した扉等の開口部高さ0.2 mまで水位が上昇することはない。

表 3-8 放出ラインからの溢水量

対象ポンプ	吐出流量 ($\text{m}^3/\text{h} \cdot$ 台)	運転 台数	溢水流量 (m^3/h)	敷地内水位 上昇率 (mm/h)	敷地内水位 低下率 (mm/h)
残留熱除去系 海水系ポンプ					
非常用ディーゼル 発電機用海水ポンプ					
高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電機用 海水ポンプ					



凡 例

: 非常用ディーゼル発電機海水系屋外配管

: 残留熱除去系海水系屋外配管

図 3-4 屋外放出ラインルート図

3.3 タービン建屋からの流入防止

(1) 評価方法

添付書類「V-1-1-8-3 溢水評価条件の設定」にて設定したタービン建屋内で発生を想定する溢水が、溢水防護区画を内包する建屋である原子炉建屋へ伝播しないことを評価する。

なお、添付書類「V-1-1-8-3 溢水評価条件の設定」にて設定した溢水量より、タービン建屋における想定破損による溢水及び消火栓の放水による溢水は、地震起因による溢水に包絡されるため、ここでは地震起因による溢水量を用いた評価を行う。

(2) 判定基準

タービン建屋内で発生を想定する溢水が、溢水防護区画を内包する建屋である原子炉建屋の開口部高さを超えて伝播するおそれがなく、溢水防護区画を内包する建屋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こと。

(3) 評価結果

タービン建屋内で発生する溢水水位は、添付書類「V-1-1-8-3 溢水評価条件の設定」のうち「2.3 地震起因による溢水」において設定される溢水量より算出する。

タービン建屋から原子炉建屋へ連絡する経路の高さは EL m であり、また境界壁には貫通部が存在するが、タービン建屋内で発生を想定する溢水によるタービン建屋の浸水水位は約 EL m であり連絡する経路高さを下回ること及び境界壁には約 EL m の高さまで、添付書類「V-1-1-8-5 溢水防護施設の詳細設計」に示す貫通部止水処置を実施している。

これより、タービン建屋内で発生した溢水が溢水防護区画を内包する建屋である原子炉建屋へ流入することはない、防護すべき設備が要求される機能を損なうおそれはない。評価結果を表 3-9 に示す。

表 3-9 原子炉建屋への溢水流入影響評価

溢水量		合計量	許容量	判定
循環水管	循環水管以外の 耐震B, Cクラス機器			
				○*

注記 *：貫通部止水処置による溢水伝播防止処置を実施済み。

3.4 海水ポンプ室循環水ポンプエリアからの流入防止

(1) 評価方法

添付書類「V-1-1-8-3 溢水評価条件の設定」にて設定した海水ポンプ室循環水ポンプエリアで発生を想定する溢水が、海水ポンプ室の溢水防護区画へ伝播しないことを評価する。なお、添付書類「V-1-1-8-3 溢水評価条件の設定」にて設定した溢水量より、海水ポンプ室循環水ポンプエリアにおける想定破損による溢水及び消火栓の放水による溢水は、地震起因による溢水に包絡されるため、ここでは地震起因による溢水量を用いた評価を行う。

(2) 判定基準

海水ポンプ室循環水ポンプエリア内で発生を想定する溢水が、海水ポンプ室の溢水防護区画の開口部高さを超えて伝播するおそれがなく、海水ポンプ室の溢水防護区画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こと。

(3) 評価結果

海水ポンプ室循環水ポンプエリア内で発生する溢水水位は、添付書類「V-1-1-8-3 溢水評価条件の設定」のうち「2.3 地震起因による溢水」において設定される溢水量より算出する。

海水ポンプ室循環水ポンプエリアから海水ポンプ室の溢水防護区画へ連絡する経路の高さ EL m であり、また境界壁には貫通部が存在する。

海水ポンプ室循環水ポンプエリアにおける循環水管伸縮継手部からの溢水に関して、溢水発生から隔離までの間に発生する溢水による溢水水位は約 EL m であり、隔離完了後に配管保有水量が破断箇所より流出するが、伸縮継手部（上端約 EL m）が没水した時点（約 263 m³が流出した時点）で、循環水管内の保有水との水位差より保有水の流出は停止する。このため、海水ポンプ室循環水ポンプエリアにおける溢水水位は EL m となる。

海水ポンプ室循環水ポンプエリア内で発生を想定する溢水による循環水ポンプエリア内の浸水水位（約 EL m）は溢水防護区画との境界壁高さ（EL m）を下回ること及び境界壁には EL m の高さまで、添付書類「V-1-1-8-5 溢水防護施設の詳細設計」に示す貫通部止水処置を実施しているため、海水ポンプ室循環水ポンプエリア内で発生した溢水が海水ポンプ室の溢水防護区画へ流入することではなく、防護すべき設備が要求される機能を損なうおそれはない。評価結果を表 3-10 に示す。

表 3-10 海水ポンプ室の溢水防護区画への溢水流入影響評価

循環水管からの溢水量		滞留する 溢水量	許容量	判定
溢水発生から 隔離完了まで	系統保有水量			

注記 *1：系統保有水量は、水位差により流出することはないため、滞留しない。

*2：貫通部止水処置による溢水伝播防止処置を実施済み。

*3：配管保有水量の流出が停止した時点の溢水量。

3.5 地下水からの影響評価

防護すべき設備を内包する原子炉建屋、タービン建屋等の周辺地下部には排水設備（サブドレン）を設置しており、同設備により各建屋周辺に流入する地下水の排出を行っている。地震によりすべての排水ポンプが同時に機能喪失することを想定し、その際の排水不能となった地下水が防護すべき設備に与える影響について評価を行う。

排水ポンプが機能喪失した場合、地下水位が上昇するが、保守的に地表面までの水位上昇を考慮する。

この地下水位に対して、建屋外壁及び貫通部止水処置により建屋内に流入することを防止することから、溢水防護区画を内包する建屋内の防護すべき設備への影響はない。

4. 管理区域外への漏えい防止に関する溢水評価

(1) 評価方法

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、配管その他の設備からあふれ出る放射性物質を含む液体が、管理区域外へ漏えいするおそれがないことを評価する。

添付書類「V-1-1-8-3 溢水評価条件の設定」で設定した溢水源、溢水量、溢水防護区画及び溢水経路を踏まえ、管理区域内での放射性物質を含む液体の溢水水位は「2.1 没水影響に対する評価」における算出方法により評価する。

防護すべき設備を内包する建屋の管理区域内の放射性物質を含む液体の溢水量と建屋の地下階の容積等を比較し、放射性物質を含む液体が管理区域外へ伝播するおそれがないことを評価する。また、中間階における溢水の一時的な水位と、放射性物質を含む液体が管理区域外へ伝播することを防ぐことを期待する管理区域外伝播防止堰高さを比較し、放射性物質を含む液体が管理区域外へ伝播するおそれがないことを評価する。

(2) 判定基準

発生を想定する放射性物質を含む液体の溢水量が建屋の地下階の容積を超えず、放射性物質を含む液体が管理区域外へ伝播するおそれがないこと。

中間階における溢水の一時的な溢水水位が、管理区域外伝播防止堰高さを超えず、放射性物質を含む液体が管理区域外へ伝播するおそれがないこと。この際、管理区域外伝播防止堰高さが、一時的な水位変動及び床勾配による床面高さのばらつきを考慮し、溢水水位に対して原則200 mm以上の裕度を確保されていること。ただし、一時的な水位変動については、溢水水位が100 mm未満であり、水位変動の影響が小さいと考えられる場合には、当該水位と同じ高さ以上の裕度が確保されていること。さらに、床勾配による床面高さのばらつきについては、管理区域外伝播防止堰の設置位置が床勾配の上端部であることが明らかである場合には、50 mmの裕度が確保されていること。

(3) 評価結果

発生を想定する放射性物質を含む液体の溢水量は、建屋の地下階の容積を超えないことから、放射性物質を含む液体は管理区域外へ伝播するおそれはない。

また、中間階における一時的な水位を考慮した場合の溢水水位が管理区域外伝播防止堰高さを超えないことから、放射性物質を含む液体は管理区域外へ伝播するおそれはない。

地下階における滞留評価結果を表4-1に、中間階における一時的な水位を考慮した場合の溢水水位が管理区域外伝播防止堰高さを超えないことに対する評価結果を表4-2に示す。

表4-1 地下階層への滞留評価結果

対象建屋	滞留可能容量 (m ²)	溢水量 (m ³)	判定
原子炉建屋廃棄物処理棟	6319	約2700	○
タービン建屋	約26699	約20910	○
廃棄物処理建屋	6970	約4300	○

表4-2 中間階における堰の評価結果

対象建屋	溢水水位 (m)	堰高さ (m) *
原子炉建屋廃棄物処理棟	0.03	0.30以上
タービン建屋	0.25	0.45以上
廃棄物処理建屋	0.015	0.15以上
	0.015	0.15以上

注記 * : 設置床からの高さ。

V-1-1-8-5 溢水防護施設の詳細設計

目次

1. 概要 1

2. 設計の基本方針 1

3. 要求機能及び性能目標 3

 3.1 溢水伝播を防止する設備 3

 3.2 蒸気影響を緩和する設備 6

4. 機能設計 8

 4.1 溢水伝播を防止する設備 8

 4.2 蒸気影響を緩和する設備 40

1. 概要

本資料は、添付書類「V-1-1-8-1 溢水等による損傷防止の基本方針」に基づき、溢水防護に関する施設（処置含む。）の設備分類、要求機能及び性能目標を明確にし、各設備の機能設計に関する設計方針について説明するものである。

2. 設計の基本方針

発電用原子炉施設内における溢水の発生により、添付書類「V-1-1-8-2 防護すべき設備の設定」にて設定している防護すべき設備が要求される機能を損なうおそれないようにするため、あるいは、放射性物質を含む液体が管理区域外へ伝播するおそれがないようにするため、溢水防護に関する施設を設置する。

溢水防護に関する施設は、添付書類「V-1-1-8-2 防護すべき設備の設定」で設定している溢水防護区画、添付書類「V-1-1-8-3 溢水評価条件の設定」で設定している溢水源、溢水量及び溢水経路、添付書類「V-1-1-8-4 溢水影響に関する評価」にて評価している溢水水位による静水圧、蒸気噴出荷重及び基準地震動 S_s による地震力に対して、その機能を維持又は保持できる設計とする。

溢水防護に関する施設の設計に当たっては、添付書類「V-1-1-8-1 溢水等による損傷防止の基本方針」にて設定している、溢水防護対策を実施する目的や設備の分類を踏まえて設備ごとの要求機能を整理するとともに、機能設計上の性能目標及び構造強度設計上の性能目標を設定する。

溢水防護に関する施設の機能設計上の性能目標を達成するため、設備ごとの各機能の設計方針を示す。

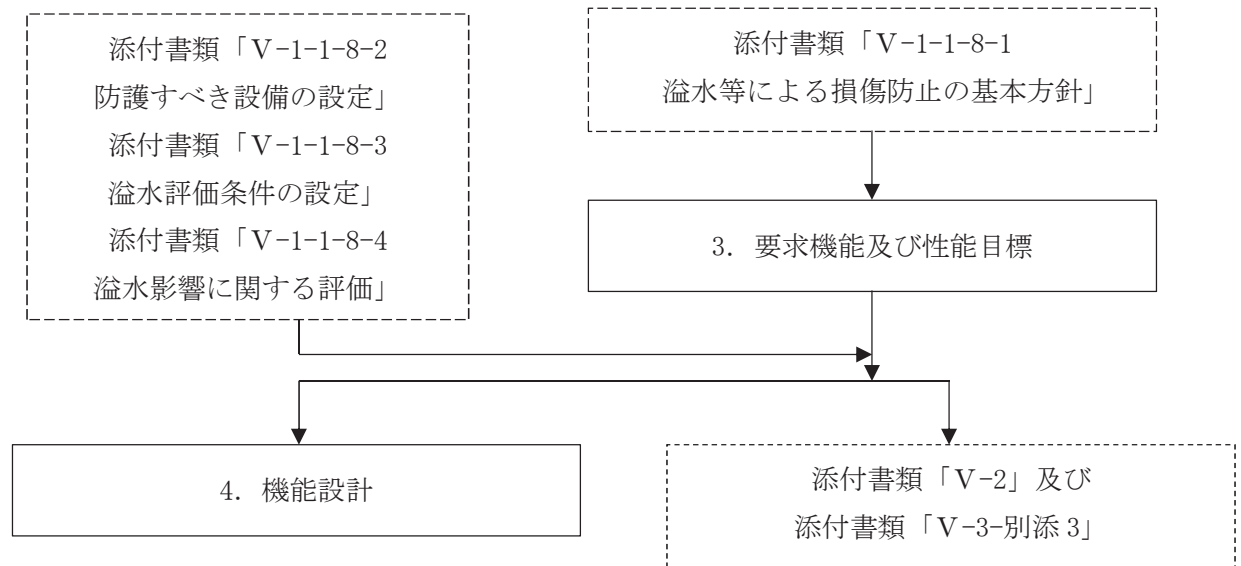
溢水防護に関する施設の設計フローを図2-1に示す。

溢水水位による荷重に対し、強度が要求される溢水防護に関する施設の強度計算の基本方針、強度計算の方法及び結果を添付書類「V-3-別添3 津波又は溢水への配慮が必要な施設の強度に関する説明書」に示す。

基準地震動 S_s による地震力に対し、止水性の維持を期待する溢水防護に関する施設のうち、工事計画の基本設計方針に示す浸水防護施設の主要設備リストに記載される耐震設計上の重要度分類がC-2クラスの機器及び津波防護に係る耐震設計上の重要度分類がSクラスの施設と共通設計である「浸水防止蓋・水密ハッチ」、「逆流防止装置」及び「貫通部止水処置」の耐震計算については、添付書類「V-2 耐震性に関する説明書」のうち添付書類「V-2-1-9 機能維持の基本方針」に基づき実施し、耐震計算の方法及び結果については、添付書類「V-2 耐震性に関する説明書」のうち添付書類「V-2-10-2 浸水防護施設の耐震性についての計算書」に示す。

基準地震動 S_s による地震力に対し、溢水伝播防止機能を維持するために必要な耐震Cクラスの循環水系隔離システムの耐震計算及び上位クラス施設に対する波及的影響を及ぼさないために必要な耐震Cクラスの防護カバーの耐震計算については、添付書類V-2-別添2-1「溢水防護に係る施設の耐震性についての計算書の方針」に基づき実施し、耐震計算の方法及び結果については、それぞれ添付書類「V-2-別添2-4 循環

水系隔離システムの耐震性についての計算書」及び添付書類「V-2-別添2-5 防護カ
バーの耐震性についての計算書」に示す。



注：フロー中の番号は本資料での記載箇所の章を示す。

図2-1 溢水防護に関する施設的设计フロー

3. 要求機能及び性能目標

発生を想定する溢水の影響により、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ようにすること、放射性物質を含む液体が管理区域外へ伝播しないようにするために設置する溢水防護に関する施設を、添付書類「V-1-1-8-1 溢水等による損傷防止の基本方針」にて、設置目的別に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として分類している。これらを踏まえ、設備ごとに要求機能を整理するとともに、機能設計上の性能目標と構造強度設計上の性能目標を設定する。

各設備が要求機能を達成するために必要となる機能設計、強度設計及び耐震設計の区分を表3-1に示す。

強度及び耐震以外の機能である溢水伝播防止及び蒸気影響緩和の機能設計については、「4. 機能設計」に示し、耐震設計及び強度設計については、添付書類「V-2 耐震性に関する説明書」及び添付書類「V-3-別添3 津波又は溢水への配慮が必要な施設の強度に関する説明書」に示す。

3.1 溢水伝播を防止する設備

3.1.1 設備

- (1) 水密扉（浸水防止設備と一部兼用）
- (2) 浸水防止蓋、水密ハッチ（浸水防止設備と兼用）
- (3) 溢水拡大防止堰、止水板
- (4) 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）
- (5) 逆流防止装置
- (6) 貫通部止水処置（浸水防止設備と一部兼用）
- (7) 循環水系隔離システム
- (8) 循環水管可撓継手

3.1.2 要求機能

溢水防護に関する施設は、発生を想定する溢水による没水に対し、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よう溢水の伝播を防止すること及び放射性物質を含む液体を内包する容器、配管その他設備からあふれ出ることを想定する溢水が管理区域外へ伝播することを防止することが要求される。

溢水伝播を防止する設備のうち、地震起因による溢水伝播を防止する設備は、地震時及び地震後においても上記機能を維持又は保持することが要求される。

3.1.3 性能目標

溢水伝播を防止する機能は、水密扉、浸水防止蓋、水密ハッチ、溢水拡大防止堰、止水板、逆流防止装置、貫通部止水処置、循環水系隔離システム及び循環水管可撓継手に対して期待する。

放射性物質を含む液体を内包する容器、配管その他設備からあふれ出ることを想定する溢水が管理区域外へ伝播することを防止する機能は、管理区域外伝播防止堰に対して期待する。

上記要求を踏まえ、溢水防護に関する施設として期待する各設備の性能目標を以下に示す。

(1) 水密扉

原子炉建屋地下2階に設置する水密扉（残留熱除去系A系ポンプ室水密扉、原子炉隔離時冷却系室北側水密扉、原子炉隔離時冷却系室南側水密扉、高圧炉心スプレイ系ポンプ室水密扉）は、原子炉建屋原子炉棟内で発生を想定する溢水に対し、地震時及び地震後においても、溢水防護区画への溢水伝播防止に必要な高さを上回る高さまでの止水性を維持することを機能設計上の性能目標とする。

また、常設代替高圧電源装置用カルバート原子炉建屋側水密扉は、屋外で発生を想定する溢水に対し、地震時及び地震後においても、溢水防護区画内（常設代替高圧電源装置用カルバート内）への溢水伝播防止に必要な高さを上回る高さまでの止水性を維持することを機能設計上の性能目標とする。

水密扉は、発生を想定する溢水による静水圧荷重及び基準地震動 S_s による地震力に対し、止水性の維持を考慮して、主要な構造部材が構造健全性を維持する設計とすることを構造強度設計上の性能目標とする。

(2) 浸水防止蓋、水密ハッチ（浸水防止設備と兼用）

浸水防止蓋及び水密ハッチ（緊急用海水ポンプ点検用開口部浸水防止蓋、緊急用海水ポンプ室人員用開口部浸水防止蓋、格納容器圧力逃がし装置格納槽点検用水密ハッチA、B、常設低圧注水系格納槽点検用水密ハッチ、常設低圧注水系格納槽可搬型ポンプ用水密ハッチA、B、海水ポンプ室ケーブル点検口浸水防止蓋1, 2, 3）は、屋外で発生を想定する溢水に対し、地震時及び地震後においても、溢水防護区画を内包する建屋への溢水伝播防止に必要な高さを上回る高さまでの止水性を維持することを機能設計上の性能目標とする。

浸水防止蓋及び水密ハッチは、発生を想定する溢水の静水圧荷重及び基準地震動 S_s による地震力に対し、止水性の維持を考慮して、主要な構造部材が構造健全性を維持する設計とすることを構造強度設計上の性能目標とする。

(3) 溢水拡大防止堰・止水板

溢水拡大防止堰及び止水板は、原子炉建屋原子炉棟内及び原子炉建屋付属棟で発生を想定する溢水に対し、地震時及び地震後においても、原子炉建屋原子炉棟内及び原子炉建屋付属棟における区画間の溢水伝播防止及び防護すべき設備の没水影響防止に必要な高さを上回る高さまでの止水性を維持することを機

能設計上の性能目標とする。なお、ここで溢水拡大防止堰は鉄筋コンクリート製堰（鉄筋コンクリート及び鋼板にて構成される堰も含む）、止水板は鋼製堰を示す。

溢水拡大防止堰及び止水板は、発生を想定する溢水の静水圧荷重及び基準地震動 S_s による地震力に対し、止水性の維持を考慮して、主要な構造部材が構造健全性を維持する設計とすることを構造強度設計上の性能目標とする。

使用済燃料プール等のスロッシングにより発生する溢水に対して、止水機能を持つ溢水拡大防止堰及び止水板については、繰り返し発生するスロッシングによる床面への溢水が、徐々に滞留していくことを保守的に想定するために、スロッシングによる全溢水量を超える静水圧荷重を考慮するものとする。

(4) 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）

管理区域外伝播防止堰は、管理区域内で発生を想定する溢水に対し、地震時及び地震後においても、管理区域外への溢水伝播防止に必要な高さを上回る高さまでの止水性を維持することを機能設計上の性能目標とする。

管理区域外伝播防止堰のうち耐震設計上の重要度分類がC-2クラスの堰は、管理区域内で発生を想定する溢水の静水圧荷重及び基準地震動 S_s による地震力に対し、止水性の維持を考慮して、主要な構造部材が構造健全性を維持する設計とすることを構造強度設計上の性能目標とする。上記以外の管理区域外伝播防止堰は、管理区域内で発生を想定する溢水の静水圧荷重及び耐震重要度分類にて要求される地震力に対し、止水性の維持を考慮して、主要な構造部材が構造健全性を維持する設計とすることを構造強度設計上の性能目標とする。

(5) 逆流防止装置

逆流防止装置は、原子炉建屋原子炉棟内に滞留する溢水に対し、地震時及び地震後においても、原子炉建屋原子炉棟内の溢水防護区画への溢水伝播を防止する止水性を維持することを機能設計上の性能目標とする。

逆流防止装置は、原子炉建屋原子炉棟内に滞留する溢水による静水圧荷重及び基準地震動 S_s による地震力に対し、止水性の維持を考慮して、主要な構造部材が構造健全性を維持する設計とすることを構造強度上の性能目標とする。閉止部については溢水による静水圧荷重に対し、止水性の維持を考慮して、有意な漏えいを生じない設計とすることを構造強度上の性能目標とする。

(6) 貫通部止水処置（浸水防止設備と一部兼用）

貫通部止水処置は、溢水防護区画を内包する建屋外で発生を想定する溢水（地下水、循環水ポンプエリアにおける循環水管の破断による溢水等）及び溢水防護区画を内包する建屋内で発生を想定する溢水に対し、地震時及び地震後においても、溢水防護区画を内包する建屋及び溢水防護区画への溢水伝播防止

に必要な高さを上回る高さまでの止水性を維持することを機能設計上の性能目標とする。

また、貫通部止水処置は、管理区域内で発生を想定する溢水に対し、地震時及び地震後においても、管理区域外への溢水伝播防止に必要な高さまでの止水性を維持することを機能設計上の性能目標とする。

貫通部止水処置は、溢水防護区画を内包する建屋外で発生を想定する溢水（地下水、循環水ポンプエリアにおける循環水管の破断による溢水等）、溢水防護区画を内包する建屋内で発生を想定する溢水及び管理区域内で発生を想定する溢水による静水圧荷重及び基準地震動 S_s による地震力に対し、止水性の維持を考慮して、有意な漏えいを生じない設計とすることを構造強度上の性能目標とする。

また、モルタルによる施工箇所及び堰は、止水性を考慮して、主要な構造部材が構造健全性を維持する設計とすることを構造強度上の性能目標とする。

(7) 循環水系隔離システム

循環水系隔離システムは、タービン建屋復水器エリア及び海水ポンプ室循環水ポンプエリア内で発生を想定する循環水系配管破断箇所からの溢水に対し、地震時及び地震後においても、配管破断時の溢水量を低減する機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。また循環水系隔離システムは、基準地震動 S_s による地震力に対し、主要な構成設備が構造健全性を維持する設計とすることを構造強度設計上の性能目標とする。

(8) 循環水管可撓継手

循環水管可撓継手は、海水ポンプ室循環水ポンプエリア内で発生を想定する溢水に対し、地震時及び地震後においても、配管破断時の溢水量を低減する機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。

循環水管可撓継手は、基準地震動 S_s による地震力に対し、主要な構成部材が構造健全性を維持する設計とすることを構造強度設計上の性能目標とする。

3.2 蒸気影響を緩和する設備

3.2.1 設備

- (1) 自動検知・遠隔隔離システム
- (2) 防護カバー

3.2.2 要求機能

溢水防護に関する施設のうち蒸気影響を緩和する設備は、発生を想定する漏えい蒸気に対し、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よう、蒸気影響を緩和することが要求される。

3.2.3 性能目標

(1) 自動検知・遠隔隔離システム

自動検知・遠隔隔離システムは、溢水防護区画内で発生を想定する配管破断時の漏えい蒸気に対し、蒸気による環境条件（温度及び湿度）を緩和し、防護すべき設備の健全性が確認されている環境条件以下に制限する機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。

(2) 防護カバー

防護カバーは、溢水防護区画内で発生を想定する配管破断時の漏えい蒸気に対し、蒸気による環境条件を緩和し、防護すべき設備の健全性が確認されている環境条件以下に制限する機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。

防護カバーは、溢水防護区画内で発生を想定する配管破断時の漏えい蒸気による噴出荷重に対し、防護カバーの主要な構造部材が構造健全性を維持する設計とすることを構造強度設計上の性能目標とする。

防護カバーは、基準地震動 S_s による地震力に対して、上位クラス施設である原子炉隔離時冷却系配管に対する波及的影響の防止を考慮し、主要な構成部材が構造健全性を維持する設計とすることを構造強度設計上の性能目標とする。

表3-1 溢水防護に関する施設の評価区分

要求機能	溢水防護に関する施設（処置）	評価		
		機能	強度	耐震
溢水伝播を防止する設備 （処置を含む）	水密扉	○	○	○
	浸水防止蓋，水密ハッチ	○	○	○
	溢水拡大防止堰，止水板	○	○	○
	管理区域外伝播防止堰	○	○	○
	逆流防止装置	○	○	○
	貫通部止水処置	○	○	○
	循環水系隔離システム	○	—	○
	循環水管可撓継手	○	—	○
蒸気影響を緩和する設備	自動検知・遠隔隔離システム	○	—	—
	防護カバー	○	○	○

4. 機能設計

添付書類「V-1-1-8-4 溢水影響に関する評価」にて評価される溢水影響に対し、「3. 要求機能及び性能目標」で設定している溢水伝播を防止する設備及び蒸気影響を緩和する設備の機能設計上の性能目標を達成するために、各設備の機能設計の方針を定める。

4.1 溢水伝播を防止する設備

4.1.1 水密扉の設計方針

水密扉は、「3. 要求機能及び性能目標」の「3.1.3 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

原子炉建屋地下2階に設置する水密扉（残留熱除去系A系ポンプ室水密扉，原子炉隔離時冷却系室北側水密扉，原子炉隔離時冷却系室南側水密扉，高圧炉心スプレイ系ポンプ室水密扉）は，原子炉建屋原子炉棟内で発生を想定する溢水に対し，地震時及び地震後においても，溢水防護区画への溢水伝播防止に必要な高さまでの止水性を維持するために，溢水防護区画（残留熱除去系A系ポンプ室，原子炉隔離時冷却系室，高圧炉心スプレイ系ポンプ室）への溢水経路となる開口部に設置する。

常設代替高圧電源装置用カルバート原子炉建屋側水密扉は，屋外で発生を想定する溢水に対し，地震時及び地震後においても，溢水防護区画内への溢水伝播防止に必要な高さまでの止水性を維持するため，溢水防護区画（常設代替高圧電源装置用カルバート）への溢水経路となる開口部に設置する。

水密扉は，発生を想定する溢水に対し，水密ゴムの密着性により止水性を維持することとし，「(1) 水密扉の漏えい試験」により止水性を確認した水密扉を設置し，扉と周囲の部材が密着する設計とする。

(1) 水密扉の漏えい試験

a. 試験条件

漏えい試験は，実機で使用している形状，寸法の試験体をタンク内に設置し，評価水位以上の水位を想定した水頭圧により許容漏水量以下であることを確認する。

漏えい試験の対象とする水密扉は，扉面積や水頭圧の設備仕様を踏まえ，試験条件が包絡される場合は代表の水密扉により実施する。

試験時間は，1時間と設定し，漏えい量の計測結果を踏まえ防護すべき設備への影響を確認する。

図4-1に漏えい試験概要図を示す。

b. 試験結果

試験の結果，許容漏水量以下であることを確認した。

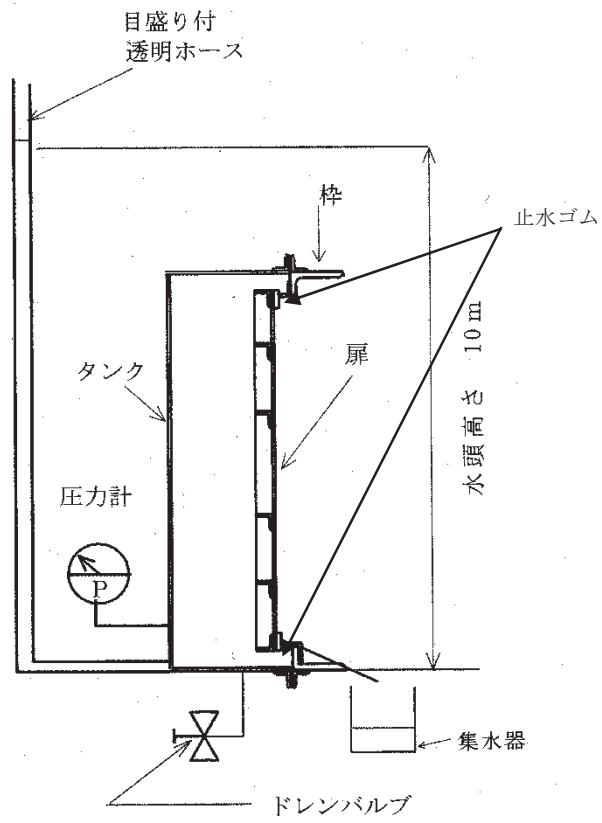


図4-1 漏えい試験概要図（水密扉）

4.1.2 浸水防止蓋，水密ハッチの設計方針

浸水防止蓋及び水密ハッチは，「3. 要求機能及び性能目標」の「3.1.3 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために，以下の設計方針としている。

浸水防止蓋及び水密ハッチ（緊急用海水ポンプ点検用開口部浸水防止蓋，緊急用海水ポンプ室人員用開口部浸水防止蓋，格納容器圧力逃がし装置格納槽点検用水密ハッチA，B，常設低圧注水系格納槽点検用水密ハッチ，常設低圧注水系格納槽可搬型ポンプ用水密ハッチA，B，海水ポンプ室ケーブル点検口浸水防止蓋1, 2, 3）は，屋外で発生を想定する溢水に対し，地震時及び地震後においても，溢水防護区画を内包する建屋への溢水伝播防止に必要な高さを上回る高さまでの止水性を維持するために，溢水防護区画を内包する建屋への溢水経路となる開口部に設置する。

浸水防止蓋，水密ハッチの概略図を図4-2に示す。



図 4-2 浸水防止蓋，水密ハッチ概要図

4.1.3 溢水拡大防止堰及び止水板の設計方針

溢水拡大防止堰及び止水板は、「3. 要求機能及び性能目標」の「3.1.3 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

溢水拡大防止堰及び止水板は、原子炉建屋原子炉棟内及び原子炉建屋附属棟内で発生を想定する溢水に対し、地震時及び地震後においても、原子炉建屋原子炉棟内における区画間の溢水伝播防止及び防護すべき設備の没水影響防止に必要な高さまでの止水性を維持するために、原子炉建屋原子炉棟内及び原子炉建屋附属棟内の想定される溢水経路上又は防護すべき設備廻りに設置し、想定される溢水水位を上回る高さを有する設計とする。

止水板を構成する部材同士の接合面はゴムパッキンにより止水処置を実施する設計とし、「(1) ゴムパッキンの漏えい試験」により止水性を確認したゴムパッキンによる止水処置を実施する設計とする。

また、止水板を構成する部材と建屋躯体の境界部は「4.1.6 貫通部止水処置の設計方針」のうち「(1) 貫通部止水処置の漏えい試験」により止水性を確認した施工方法（コーキングタイプ）により止水処置を実施する設計とする。

溢水拡大防止堰及び止水板の概略図を図4-3及び図4-4に示す。また、溢水水位、溢水拡大防止堰及び止水板の高さを表4-2及び表4-3に示し、溢水拡大防止堰及び止水板の配置を図4-5に示す。

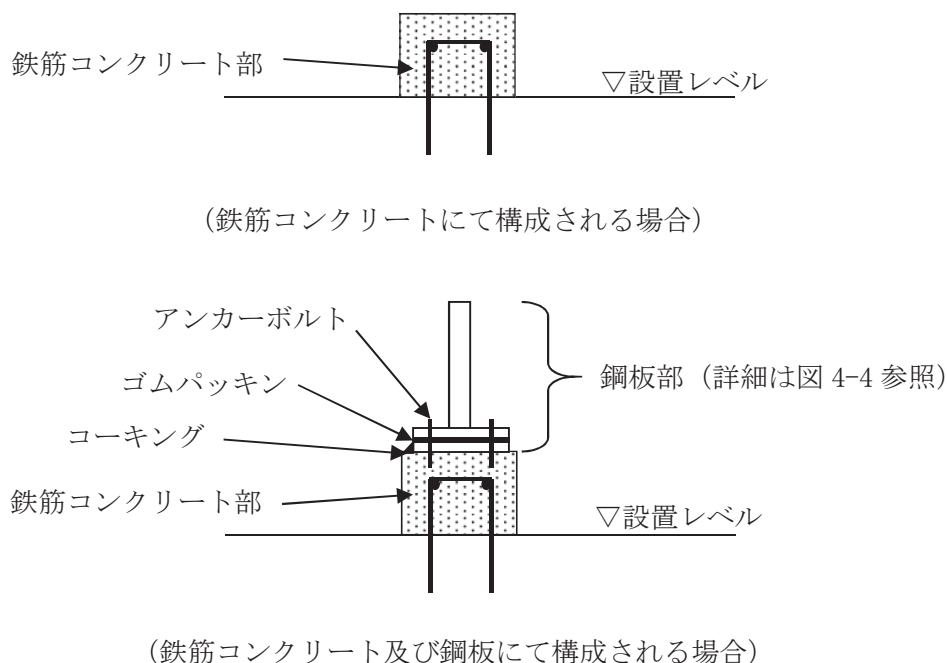


図4-3 溢水拡大防止堰の概要図

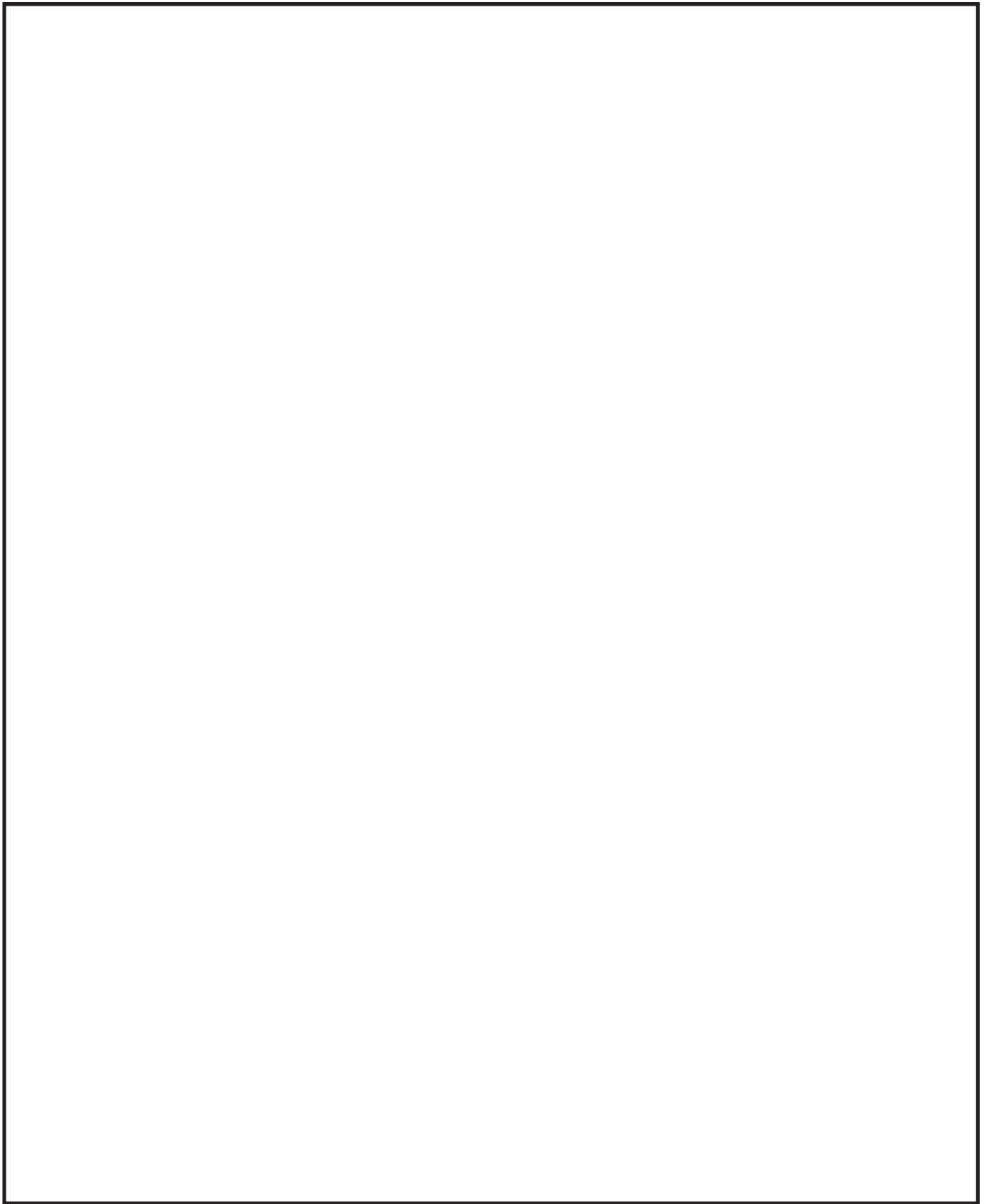


図4-4 止水板の概要図

表4-2 溢水防護区画の溢水水位及び溢水拡大防止堰の高さ

設置建屋	設置床 高さ	設備名称	溢水水位 床上 (m)	堰高さ 床上 (m)	材料
原子炉建屋 原子炉棟		原子炉建屋原子炉棟 溢水拡大防止堰B1-1	0.1	0.3以上	鉄筋コン クリート
		原子炉建屋原子炉棟 溢水拡大防止堰B1-2	0.1	0.3以上	
		原子炉建屋原子炉棟 溢水拡大防止堰B1-3	0.1	0.3以上	
		原子炉建屋原子炉棟 溢水拡大防止堰B1-4	0.1	0.3以上	
		原子炉建屋原子炉棟 溢水拡大防止堰1-1	0.1	0.3以上	
		原子炉建屋原子炉棟 溢水拡大防止堰1-2	0.1	0.3以上	
		原子炉建屋原子炉棟 溢水拡大防止堰1-3	0.1	0.3以上	
		原子炉建屋原子炉棟 溢水拡大防止堰2-1	0.1	0.3以上	
		原子炉建屋原子炉棟 溢水拡大防止堰2-2	0.1	0.3以上	
		原子炉建屋原子炉棟 溢水拡大防止堰3-1	0.1	0.3以上	
		原子炉建屋原子炉棟 溢水拡大防止堰3-2	0.1	0.3以上	
		原子炉建屋附属棟 溢水拡大防止堰	0.2	0.4以上	
		原子炉建屋原子炉棟 溢水拡大防止堰4-1	0.1	0.3以上	
		原子炉建屋原子炉棟 溢水拡大防止堰5-1	0.1	0.3以上	
		原子炉建屋原子炉棟 溢水拡大防止堰5-2	0.1	0.3以上	
		原子炉建屋原子炉棟 溢水拡大防止堰6-1	0.36	0.7以上	鉄筋コン クリート及び 鋼板
		原子炉建屋原子炉棟 溢水拡大防止堰6-2	0.36	0.7以上	
		原子炉建屋原子炉棟 溢水拡大防止堰6-3	0.36	0.7以上	
		原子炉建屋原子炉棟 溢水拡大防止堰6-4	0.36	0.7以上	
		原子炉建屋原子炉棟 溢水拡大防止堰6-5	0.36	0.7以上	

表4-3 溢水防護区画の溢水水位及び止水板の高さ

設置建屋	設置床 高さ	設備名称	溢水水位 床上 (m)	止水板高さ 床上 (m)	材料
原子炉建屋 原子炉棟		原子炉建屋原子炉棟 止水板B2-1	0.62	0.90以上	鋼板
		原子炉建屋原子炉棟 止水板B2-2	0.67	0.90以上	
		原子炉建屋原子炉棟 止水板B2-3	0.67	0.90以上	
		原子炉建屋原子炉棟 止水板B1-1	0.1	0.3以上	
		原子炉建屋原子炉棟 止水板B1-2	0.1	0.3以上	
		原子炉建屋原子炉棟 止水板B1-3	0.1	0.3以上	
		原子炉建屋原子炉棟 止水板2-1	0.1	0.3以上	
		原子炉建屋原子炉棟 止水板3-1	0.1	0.3以上	
		原子炉建屋原子炉棟 止水板3-2	0.1	0.3以上	
		原子炉建屋原子炉棟 止水板3-3	0.1	0.3以上	
		原子炉建屋原子炉棟 止水板3-4	0.1	0.3以上	
		原子炉建屋原子炉棟 止水板3-5	0.1	0.3以上	
		原子炉建屋原子炉棟 止水板3-6	0.1	0.3以上	
		原子炉建屋原子炉棟 止水板3-7	0.1	0.3以上	
		原子炉建屋原子炉棟 止水板4-1	0.1	0.3以上	
		原子炉建屋原子炉棟 止水板4-2	0.1	0.3以上	
		原子炉建屋原子炉棟 止水板4-3	0.1	0.3以上	
		原子炉建屋原子炉棟 止水板4-4	0.1	0.3以上	
		原子炉建屋原子炉棟 止水板4-5	0.1	0.3以上	
		原子炉建屋原子炉棟 止水板5-1	0.1	0.3以上	
		原子炉建屋原子炉棟 止水板6-1	0.36	0.7以上	
		原子炉建屋原子炉棟 止水板6-2	0.36	0.7以上	

NT2 補② V-1-1-8-5 R13

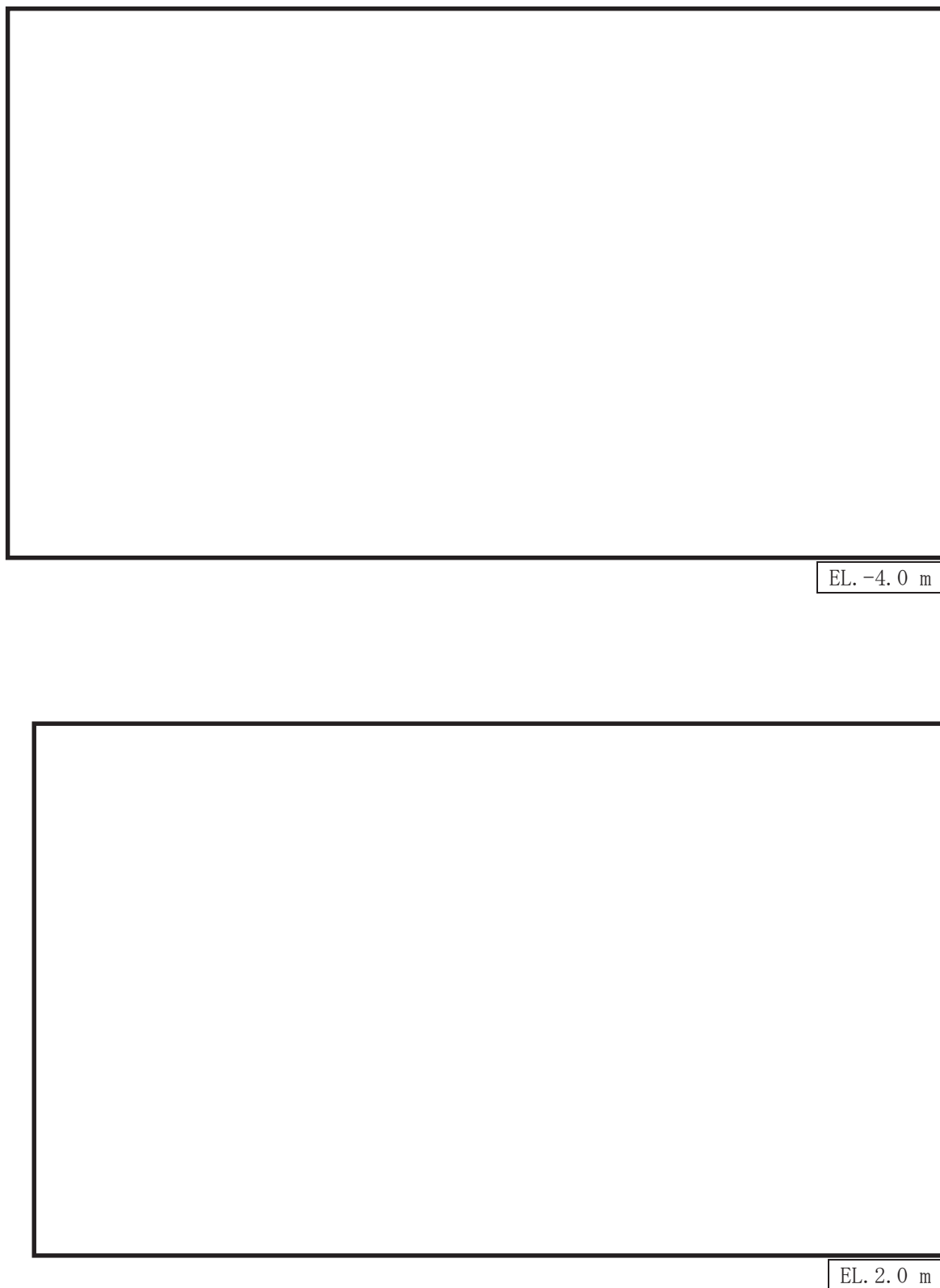


図4-5 溢水拡大防止堰及び止水板図 (1/4)

NT2 補② V-1-1-8-5 R13

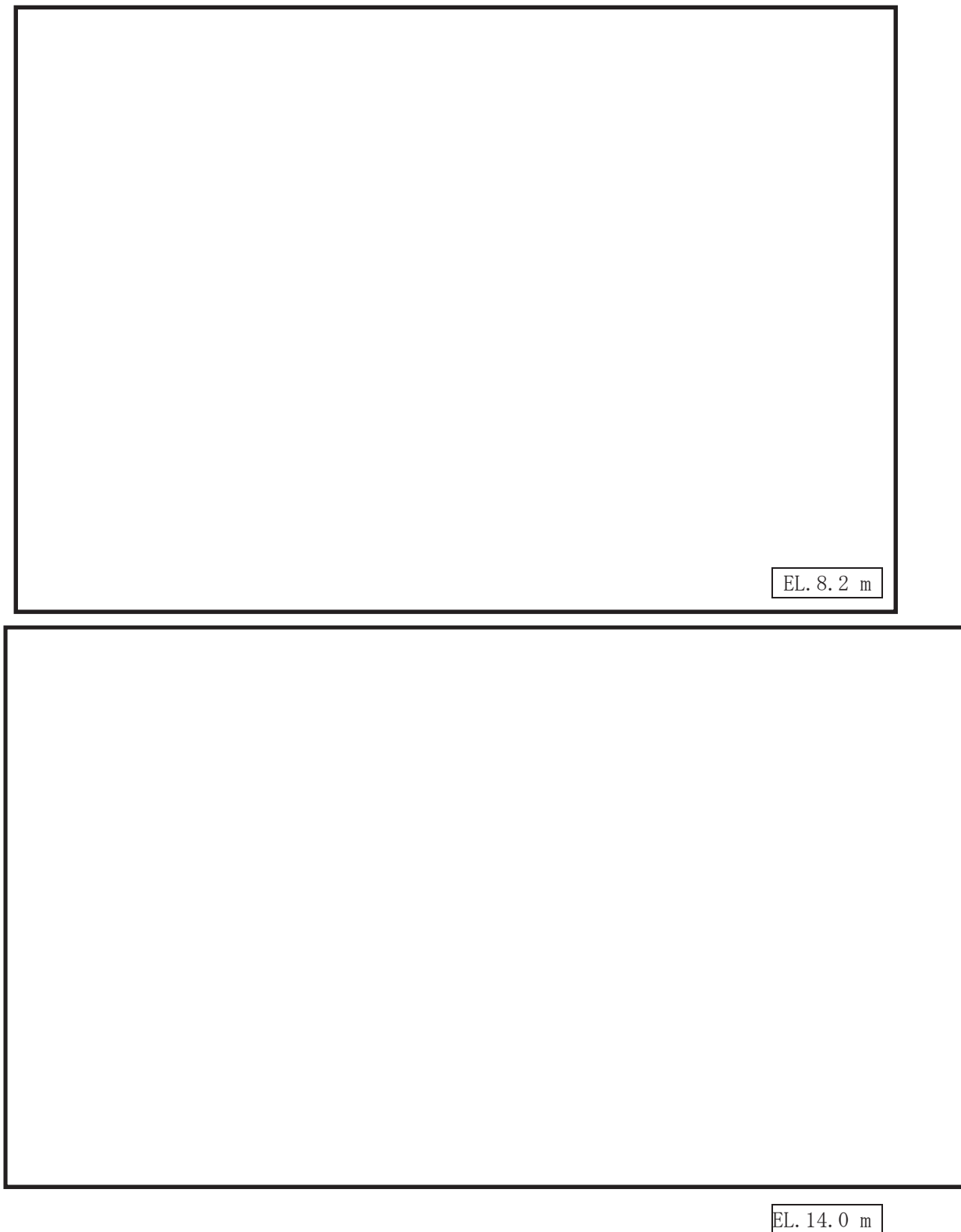
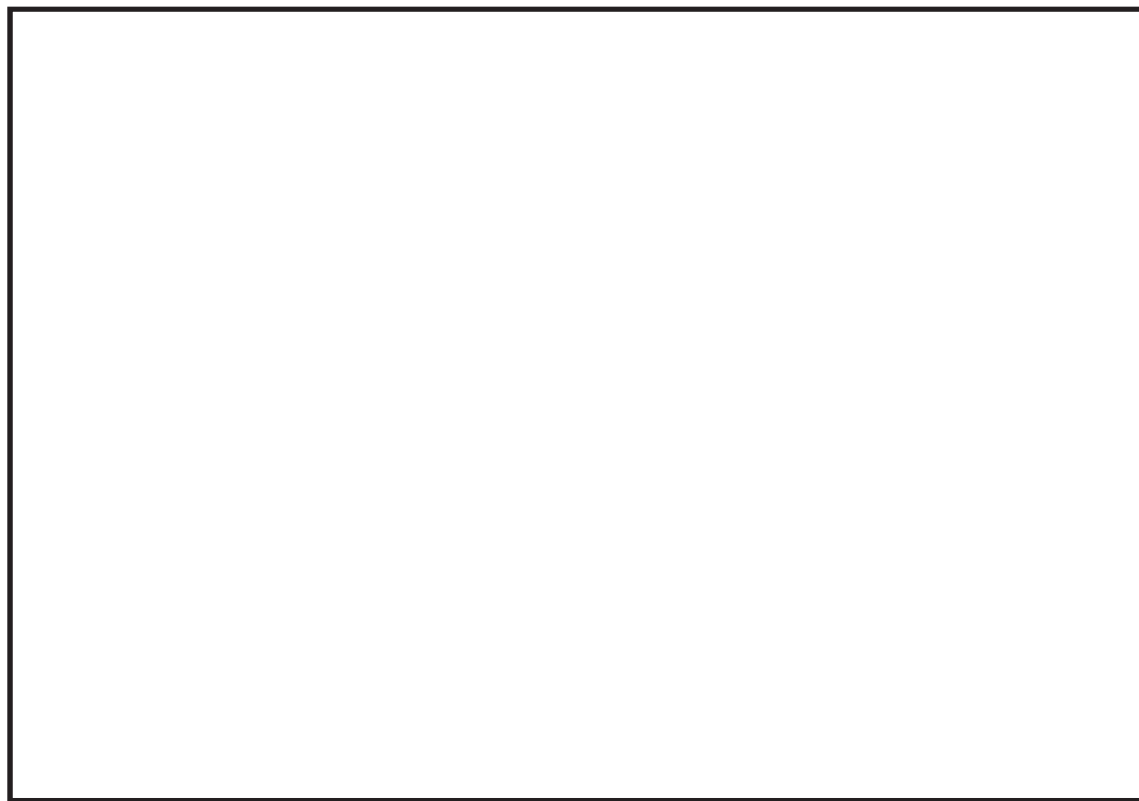


図4-5 溢水拡大防止堰及び止水板図 (2/4)

NT2 補② V-1-1-8-5 R13



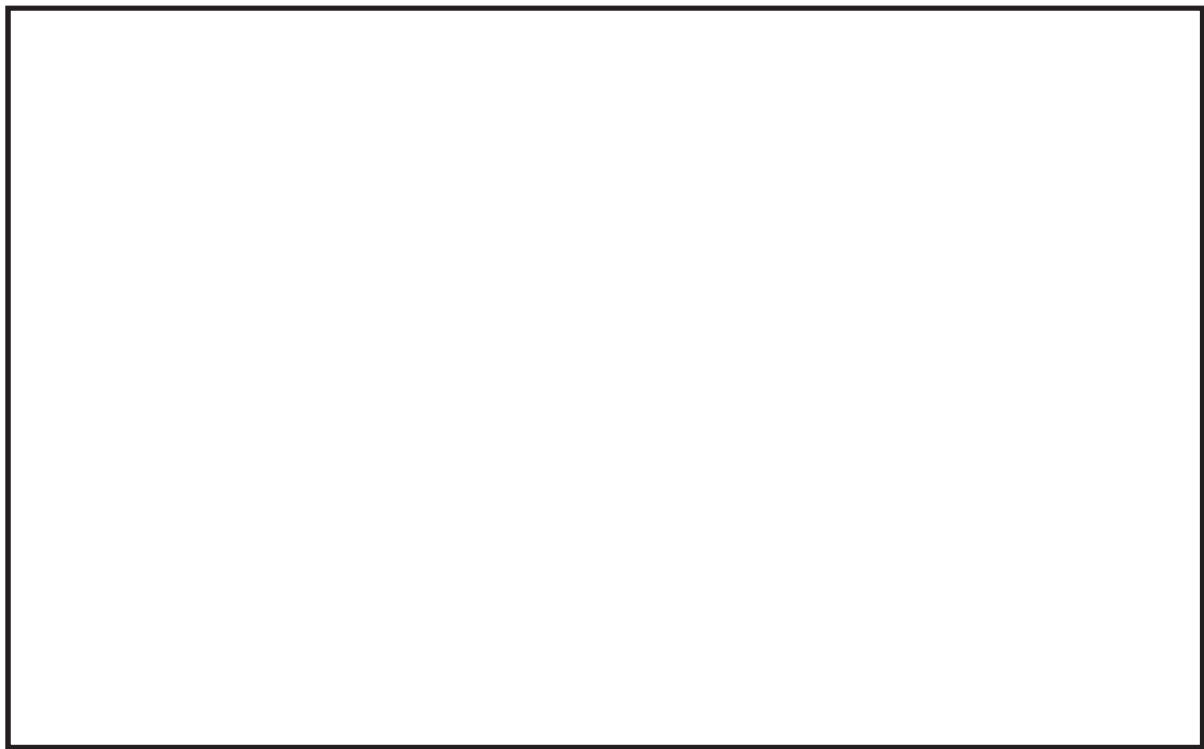
EL. 20.3 m



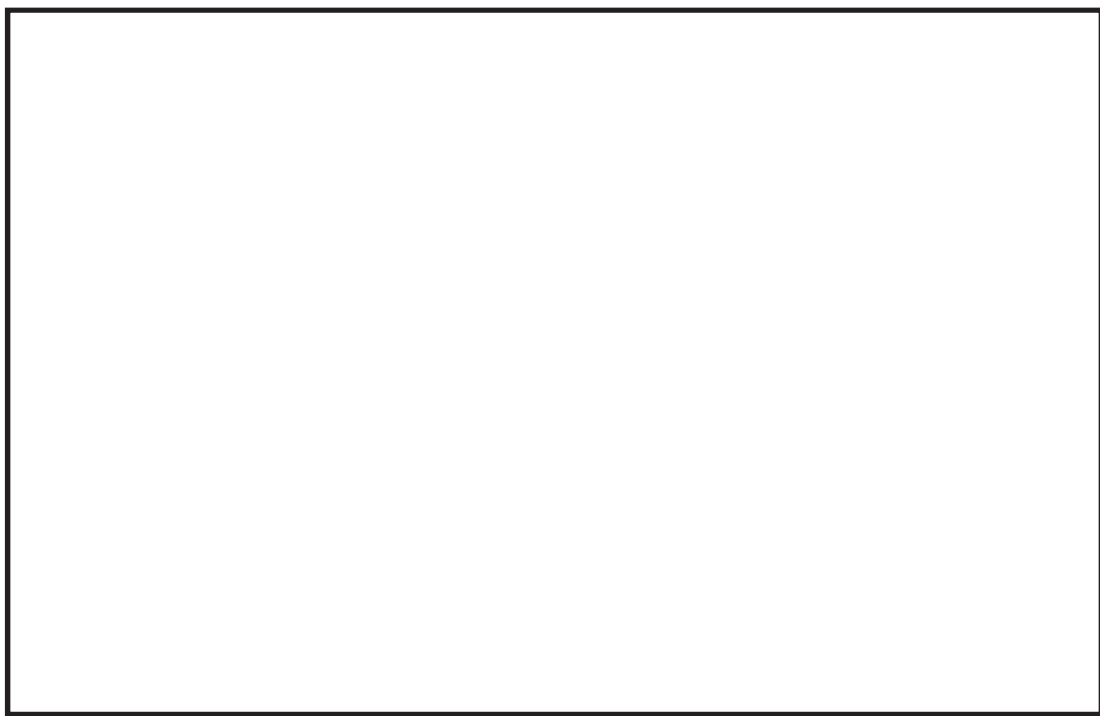
EL. 29.0 m

図4-5 溢水拡大防止堰及び止水板図 (3/4)

NT2 補② V-1-1-8-5 R13



EL. 38.8 m



EL. 46.5 m

図4-5 溢水拡大防止堰及び止水板図 (4/4)

(1) ゴムパッキンの漏えい試験

a. 試験条件

漏えい試験は、実機で使用している形状、寸法の試験体を試験用装置に設置し、評価水位以上想定した水頭圧により止水性を確認する。

図4-6に漏えい試験概要図を示す。

b. 試験結果

有意な漏えいは認められないことから、溢水への影響はない。

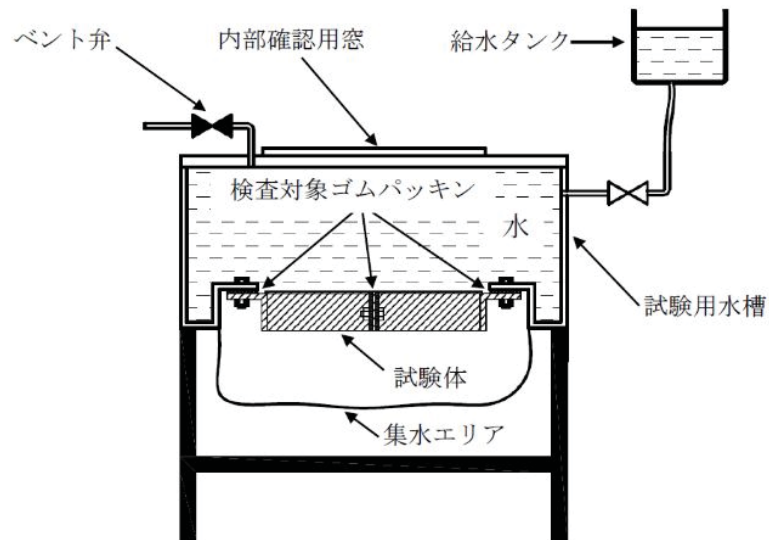


図4-6 ゴムパッキンの漏えい試験の概要

4.1.4 管理区域外伝播防止堰の設計方針

管理区域外伝播防止堰は、「3. 要求機能及び性能目標」の「3.1.3 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

管理区域外伝播防止堰は、管理区域内で発生を想定する溢水に対し、地震時及び地震後においても、管理区域外への溢水伝播防止に必要な高さを上回る高さまでの止水性を維持するために、管理区域内の想定される溢水経路上に設置し、想定される溢水水位を上回る高さとする。

管理区域外伝播防止堰の概略図を図4-7に示す。

溢水水位及び堰高さを表4-4に示し、堰の配置を図4-8に示す。

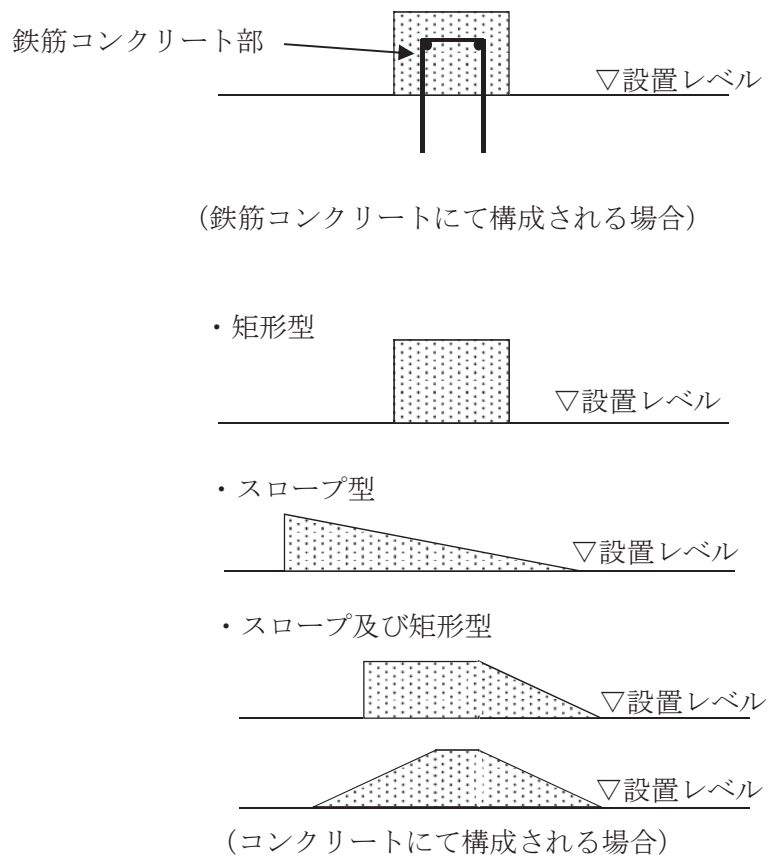


図4-7 管理区域外伝播防止堰の概略図

表4-4 溢水防護区画の溢水水位及び堰の高さ

設置建屋	設置床 高さ (m)	設備名称	溢水水 位床上 (m)	設置堰高 さ床上 (m)	種類	材料
原子炉建屋 廃棄物処理棟		原子炉建屋廃棄物処理棟 管理区域外伝播防止堰1-1	0.03	0.30以上	矩形	鉄筋コ ンクリ ート
		原子炉建屋廃棄物処理棟 管理区域外伝播防止堰1-2	0.03	0.30以上	矩形	
タービン建屋 管理区域外伝播防止堰1-1		0.248	0.45以上	矩形		
タービン建屋 管理区域外伝播防止堰1-2		0.248	0.45 以上	矩形		
タービン建屋 管理区域外伝播防止堰1-3		0.248	0.45 以上	矩形		
タービン 建屋		タービン建屋 管理区域外伝播防止堰1-4	0.248	0.45 以上	矩形	
		キャスク搬出入用出入口*	0.015	0.15 以上	スロー プ	コンク リート
廃棄物処理 建屋		サイトバンカトラック エリア出入口*	0.015	0.15 以上	矩形	
		廃棄物処理建屋機器 搬出入用出入口*	0.015	0.15 以上	スロー プ及び 矩形	
		雑固体ドラム搬出入用 出入口*	0.015	0.15 以上	スロー プ及び 矩形	
		ドラム搬入室出入口*	0.015	0.15 以上	スロー プ及び 矩形	
		廃棄物処理建屋出入口*	0.015	0.15 以上	スロー プ	
		焼却設備機器搬出入用 出入口*	0.015	0.15 以上	矩形	

*：放射性廃棄物の廃棄施設と兼用する堰。

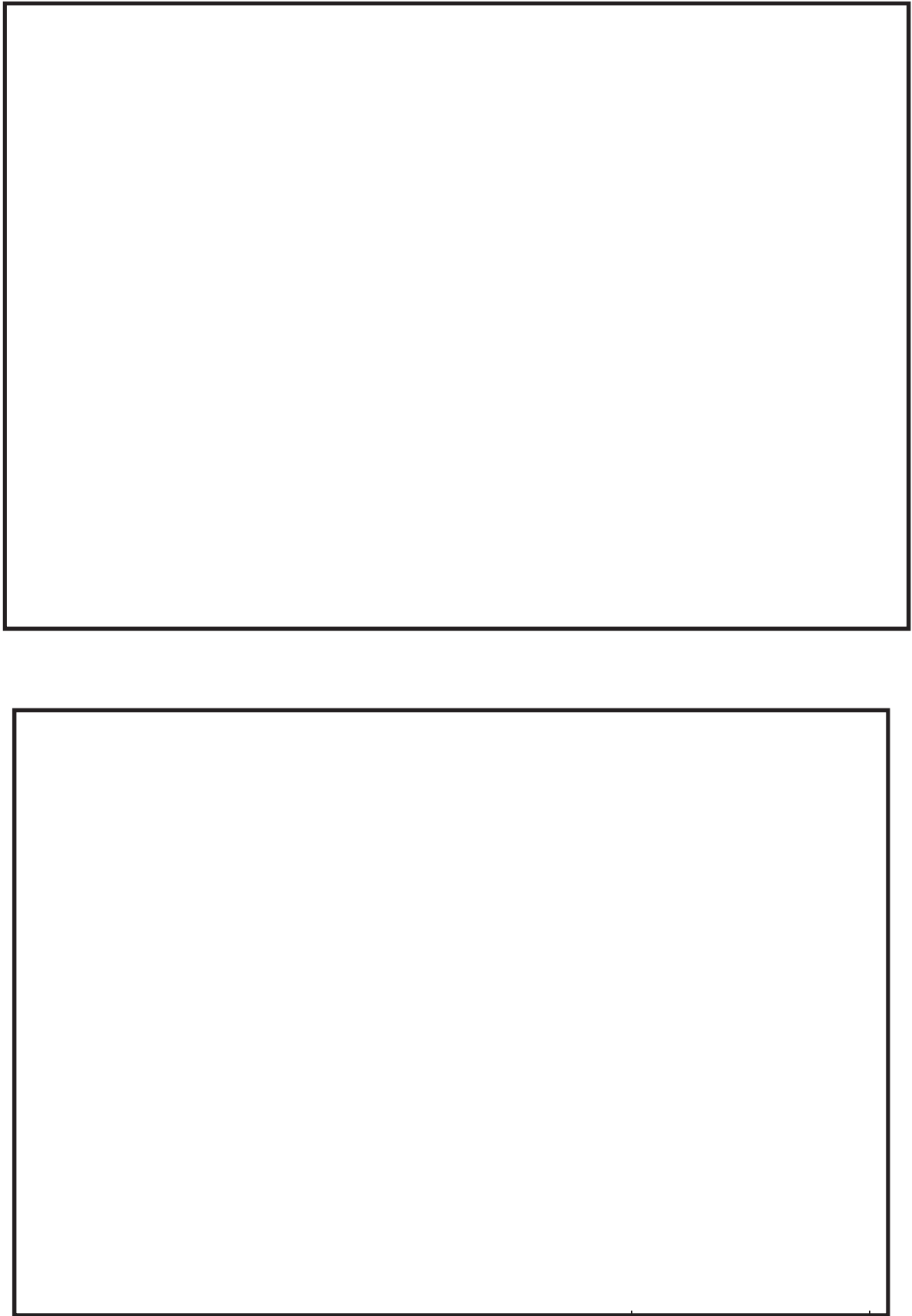


図4-8 管理区域外伝播防止堰の配置図（1／2）

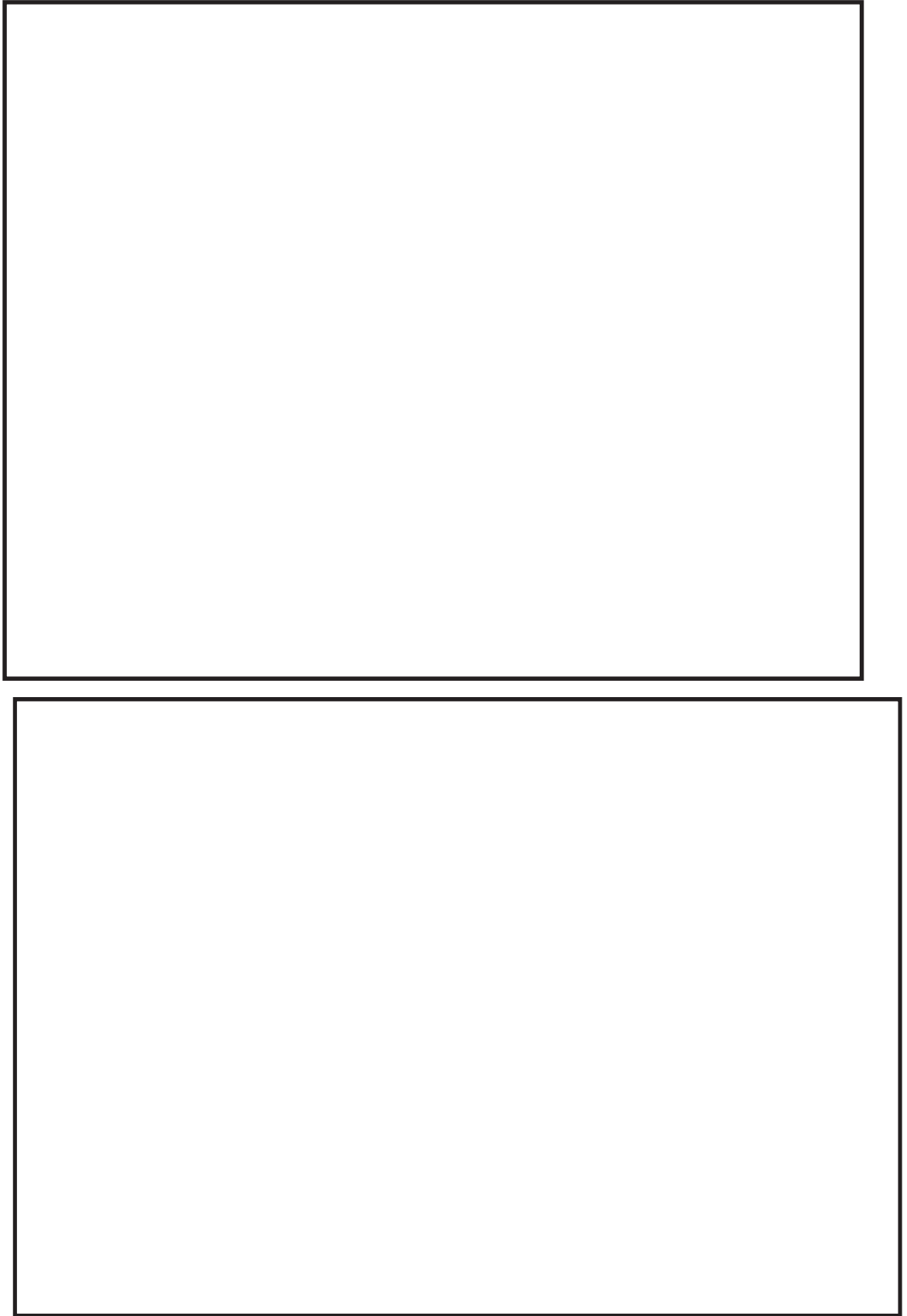


図4-8 管理区域外伝播防止堰の配置図 (2/2)

4.1.5 逆流防止装置の設計方針

逆流防止装置は、「3. 要求機能及び性能目標」の「3.1.3 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

逆流防止装置は、原子炉建屋原子炉棟内に滞留する溢水に対し、地震時及び地震後においても、原子炉建屋原子炉棟内の溢水防護区画への溢水伝播を防止する止水性を維持するため、原子炉建屋原子炉棟地下2階の溢水防護区画床面の目皿及び機器ドレンラインに「(1) 逆流防止装置の漏えい試験」により止水性を確認したものを設置する設計とする。

逆流防止装置の配置を図4-9に示す。

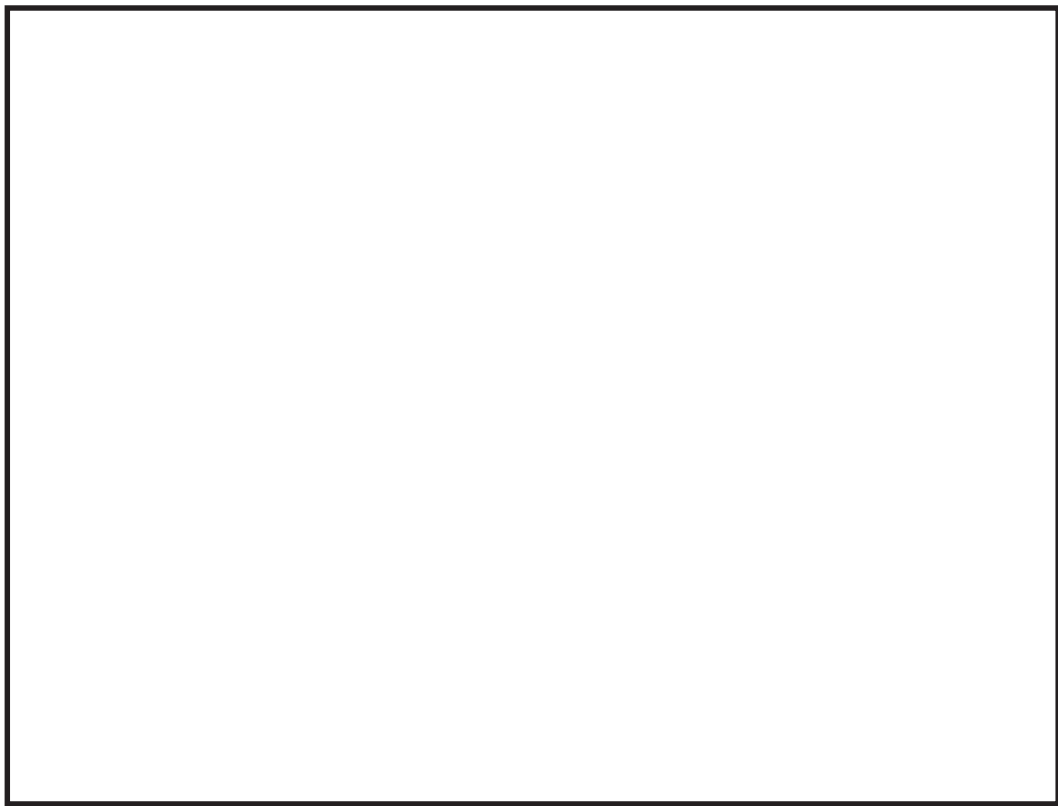


図 4-9 逆流防止装置の配置図

(1) 逆流防止装置の漏えい試験

a. 試験条件

漏えい試験は、実機で使用している形状、寸法の試験体を用いて実施し、評価水位以上想定した水圧を作用させた場合に閉止部からの漏えいが許容漏水量以下であることを確認する。

図4-10に漏えい試験概要図を示す。

b. 試験結果

試験の結果、漏れはなく、許容漏水量以下であることを確認した。

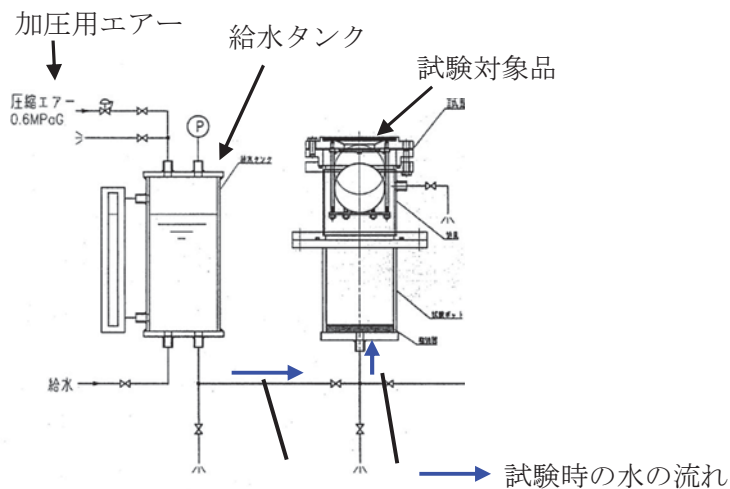


図 4-10 漏えい試験概要図

4.1.6 貫通部止水処置の設計方針

貫通部止水処置は、「3. 要求機能及び性能目標」の「3.1.3 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

貫通部止水処置は、溢水防護区画を内包する建屋外で発生を想定する溢水、（地下水、循環水ポンプエリアにおける循環水管の破断による溢水等）及び溢水防護区画を内包する建屋内で発生を想定する溢水に対し、地震時及び地震後においても、溢水防護区画を内包する建屋及び溢水防護区画への溢水伝播防止に必要な高さまでの止水性を維持するため、及び管理区域内で発生を想定する溢水に対し、地震時及び地震後においても、管理区域外への溢水伝播防止に必要な高さまでの止水性を維持するために、発生を想定する溢水高さまでの壁面の貫通部に貫通部止水処置を実施する。堰以外による貫通部止水処置については「(1) 貫通部止水処置の漏えい試験」により止水性を確認した施工方法による止水処置を実施し、堰による貫通部止水処置については「4.1.3 溢水拡大防止堰及び止水板の設計方針」と同じ施工方法による処置を実施する。

貫通部止水処置の配置を図4-11に示す。

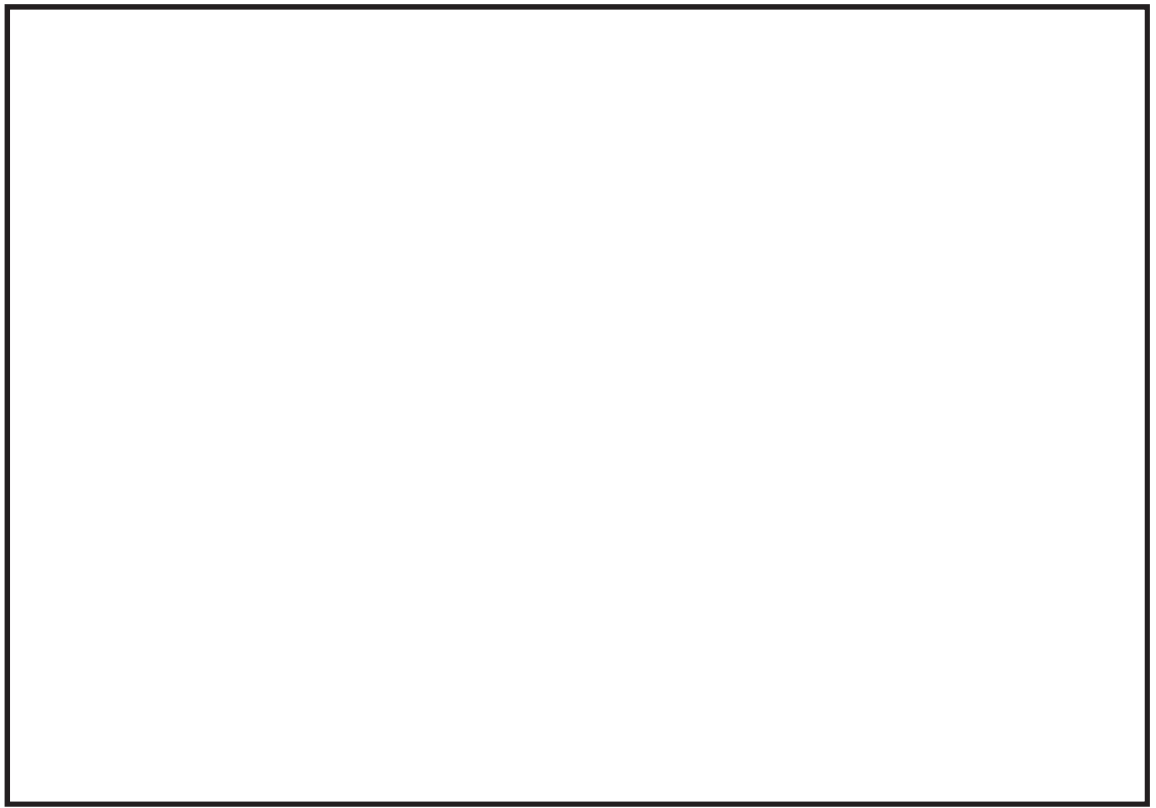


図 4-11 貫通部止水処置の配置図 (1/5)

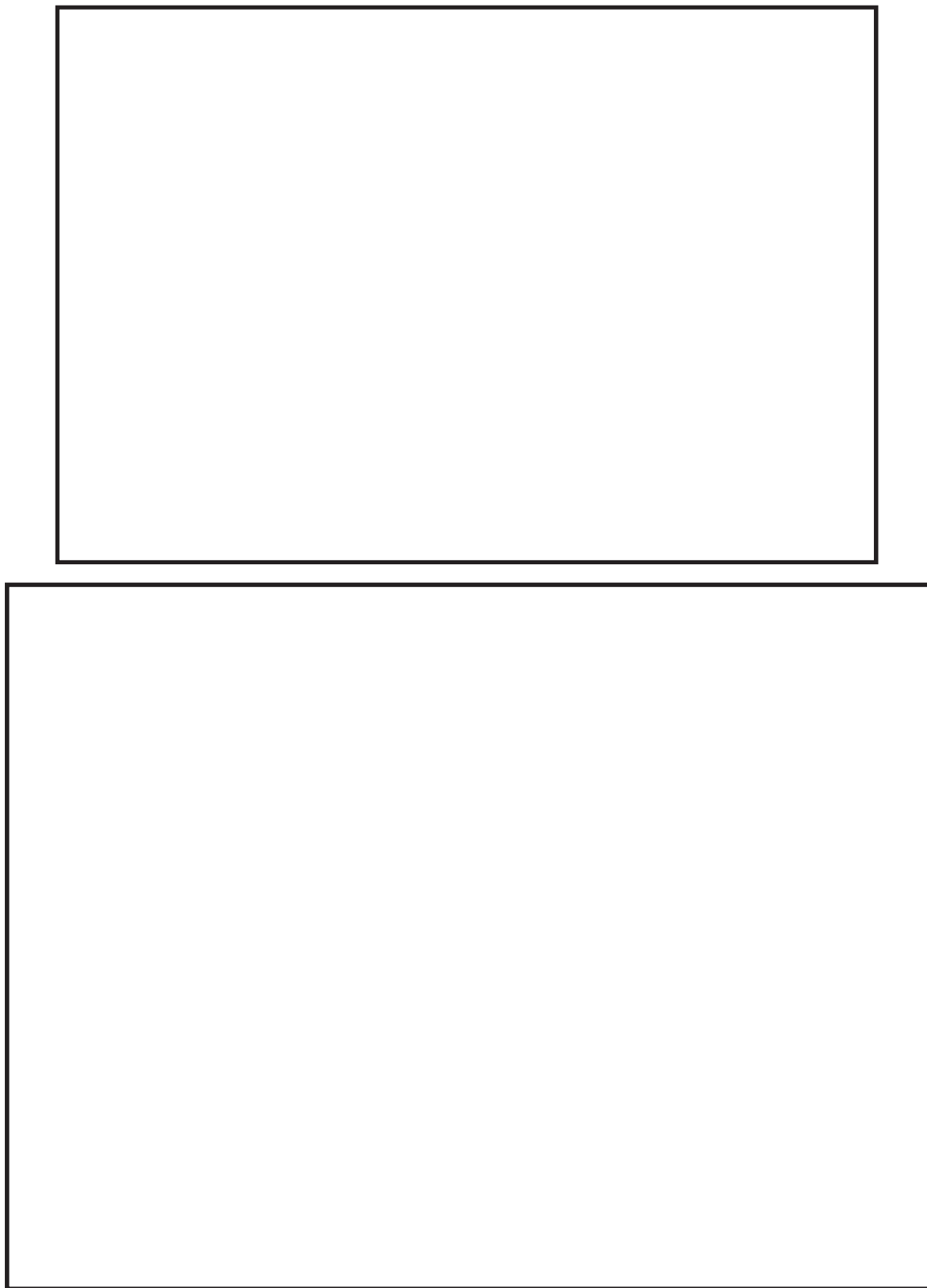


図 4-11 貫通部止水処置の配置図 (2/5)

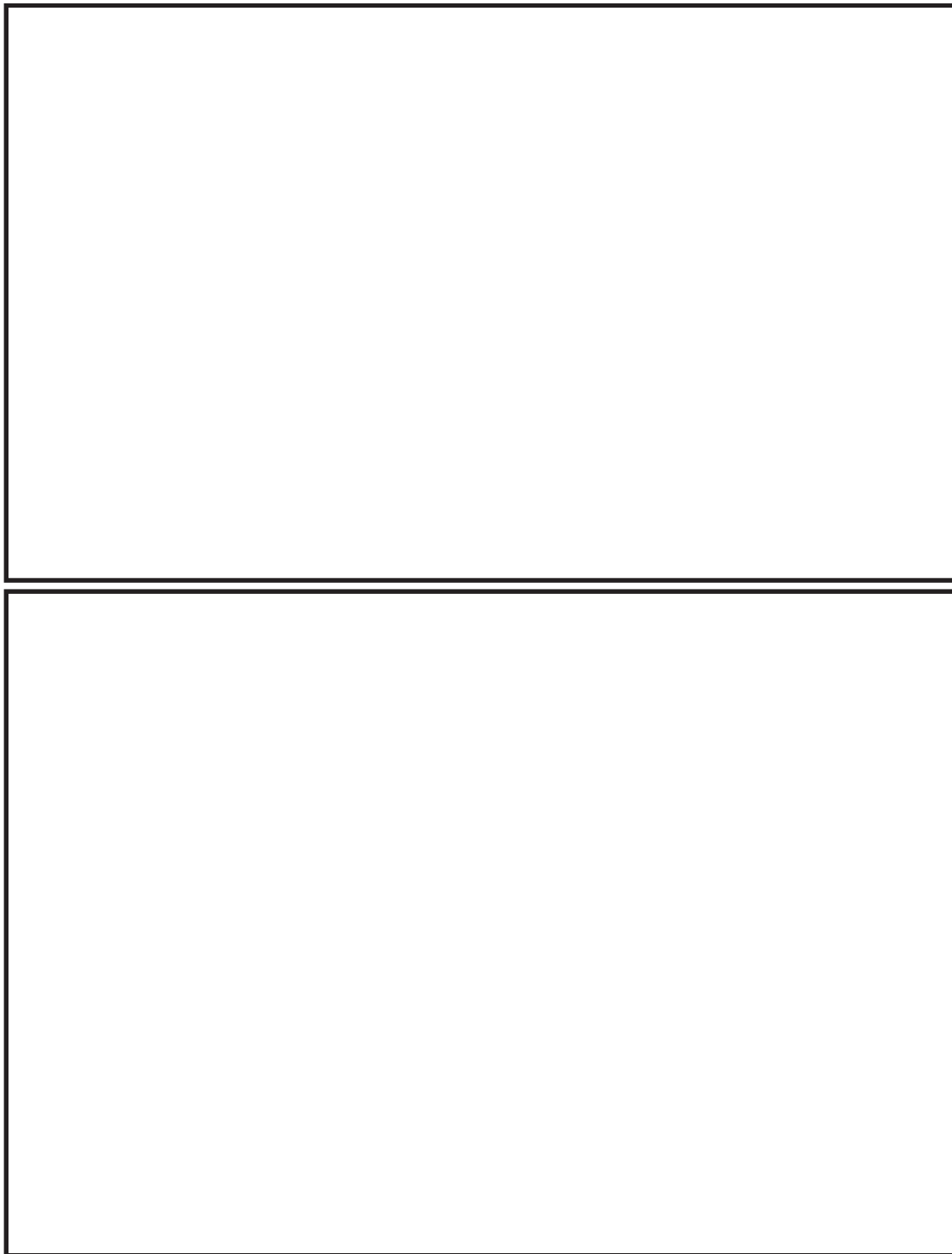


図 4-11 貫通部止水処置の配置図 (3/5)



図 4-11 貫通部止水処置の配置図 (4/5)

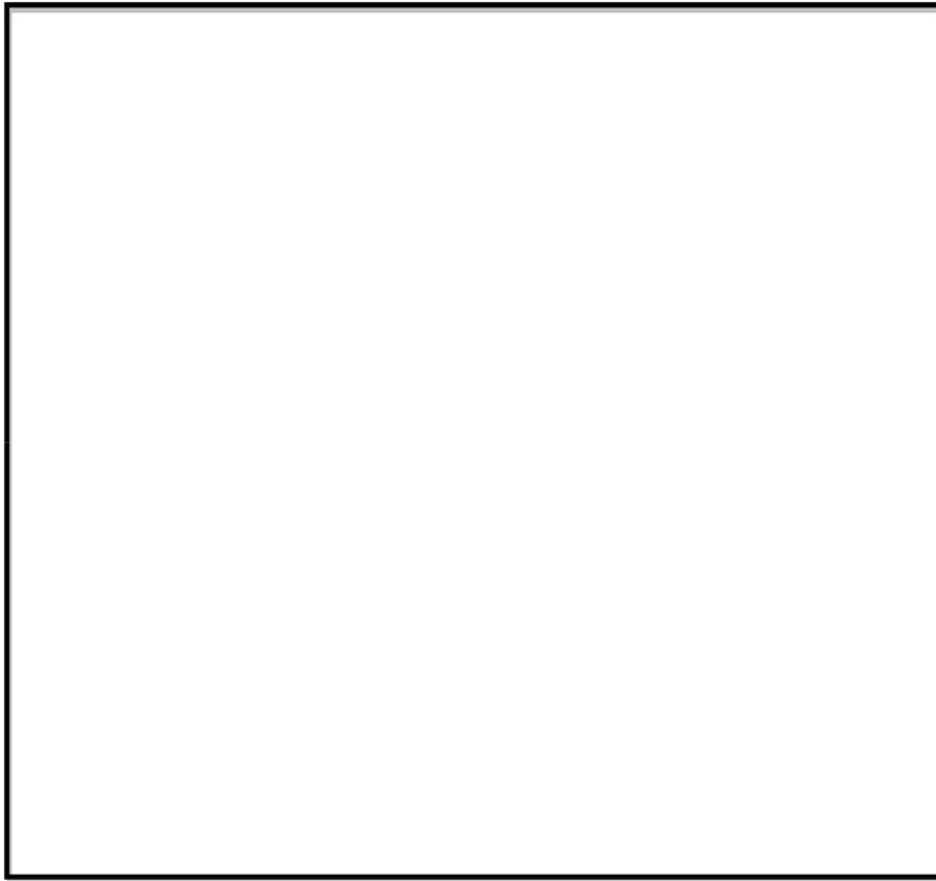


図 4-11 貫通部止水処置の配置図 (5/5)

(1) 貫通部止水処置の漏えい試験

a. 試験条件

漏えい試験は、実機で使用する形状、寸法及び施工方法を模擬した試験体を用いて実施し、評価水位以上を想定した水压を作用させた場合にシール材と貫通口及び貫通物との境界部若しくはブーツ取付部より漏えいが生じないことを確認する。

図4-12及び図4-13に耐圧漏えい試験概要図を示す。

b. 試験結果

有意な漏えいは認められないことから、溢水への影響はない。

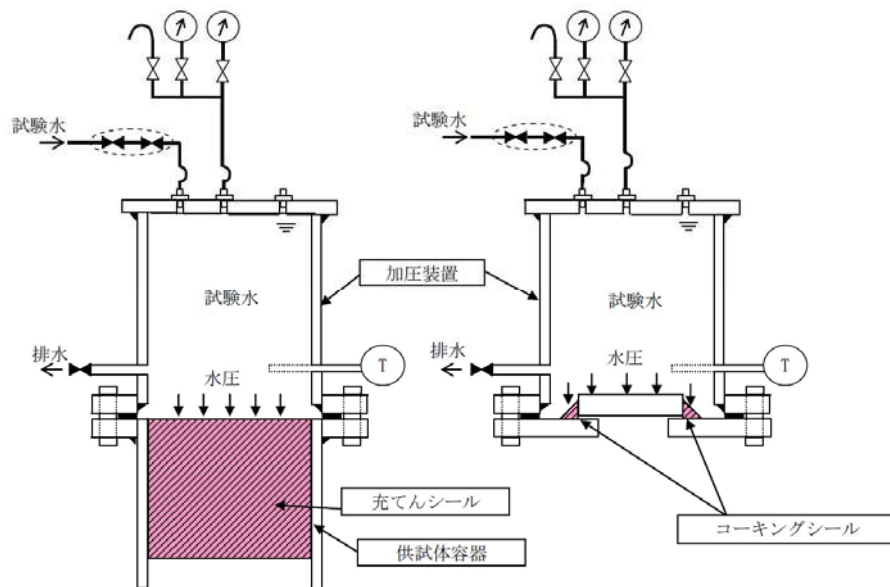


図 4-12 シール材の耐圧漏えい試験の概要

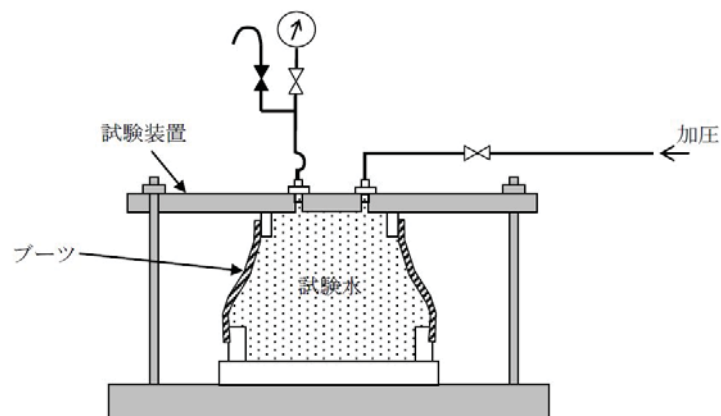


図 4-13 ブーツの耐圧漏えい試験の概要

4.1.7 循環水系隔離システムの設計方針

循環水系隔離システムは、「3. 要求機能及び性能目標」の「3.1.3 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

循環水系隔離システムは、タービン建屋復水器エリア及び海水ポンプ室循環水ポンプエリア内で発生を想定する循環水系配管破断時の溢水に対し、地震時及び地震後においても、循環水系配管破断時の溢水量を低減する機能を維持するため、循環水系配管破断箇所からの溢水を自動検知し、遠隔隔離（自動又は手動）する設計とする。

循環水系隔離システムの機能設計を以下に示す。

循環水系配管破断箇所からの溢水の自動検知及び遠隔隔離（自動又は手動）を行うため、循環水系隔離システムを構築する。システムを構成するものとして、漏えい検知器、循環水系弁（循環水ポンプ出口弁、復水器水室出入口弁）及び検知制御・監視盤を設置する。

配管破断箇所からの溢水を検知するため、漏えい検知器を設置し、配管破断の発生が想定される区画における水位上昇を検知し、制御盤へ漏えい検知信号を送信する。地震を起因とする循環水系配管破断箇所からの溢水に対しては、漏えい検知信号及び地震加速度大（原子炉スクラム信号）を受け、循環水ポンプの停止及び循環水系弁（循環水ポンプ出口弁、復水器水室出入口弁）を自動閉止させ、タービン建屋復水器エリア及び海水ポンプ室循環水ポンプエリアにおける溢水を停止させる。地震を起因としない循環水系配管破断箇所からの溢水に対しては、スクラム信号がなく自動隔離されないため、運転員の手動操作による循環水ポンプの停止及び循環水系弁（循環水ポンプ出口弁、復水器水室出入口弁）の閉止により、循環水系配管破断箇所を隔離する。漏えい検知から漏えい隔離までの時間は、溢水影響評価で設定している時間以内となる設計とする。

(1) 自動検知・遠隔隔離に対する設備の概要

a. 漏えい検知器

タービン建屋復水器エリア及び海水ポンプ室循環水ポンプエリアにおける漏えいの自動検知のため、漏えい検知器を配管破損想定箇所近傍の床面に設置する。

b. 循環水系弁

漏えいを検知し、自動閉止するよう循環水系弁（循環水ポンプ出口弁、復水器水室出入口弁）を改造する。

c. 検知制御・監視盤

漏えい検知器からの漏えい検知信号による警報発信（水位高／水位異常高）及び隔離（自動又は手動）を行うため、検知制御・監視盤を設置する。

(2) 循環水系隔離システムについて

a. 溢水の漏えい検知及び隔離について

(a) 警報設定値について

水位高信号は床面から水位20 mm，水位異常高信号は床面から水位100 mmとする。地震に起因する溢水の場合は，水位異常高警報と地震加速度大に起因する原子炉スクラム信号のand回路にて自動隔離が行われる設計とする。地震に起因しない溢水の場合は，水位高警報にて運転員の遠隔操作により手動隔離を行う。

(b) 漏えい検知器及び循環水系弁の設置の考え方

漏えい検知器について，溢水を想定するエリアの溢水量を低減することを目的とし，配管破断箇所近傍の床面に3 台（うち1 台は水位高警報を兼ねる）設置し，2 out of 3の信号にて水位異常高信号を発するものとする。

循環水系弁は，実作動時間を考慮し，警報発信後 \square 分以内に閉止するよう既設弁の \square 台の改造を行う。

警報発信後の隔離時間を表4-5，漏えい検知器及び循環水系弁の配置を図4-14，循環水系隔離システムの概要を図4-15に示す。

b. 設備の仕様及び精度，応答について

(a) 漏えい検知器の仕様

- ・検出方式：電極式
- ・最高使用温度：70℃
- ・要求精度：±5 mm

(b) 計測設備の精度

漏えい検知器から検知制御・監視盤までの精度を±10 mmの誤差範囲に収める設計とする。漏えい検知器の計測誤差の概要を図4-16に示す。

(c) 計測設備の応答遅れ

漏えい検知器から検知制御・監視盤の演算，出力処理ではそれぞれ信号応答の遅れが発生する。

溢水評価では，「水位100 mm → 循環水ポンプ停止，循環水系弁閉指令」に30秒の遅れを設定している。漏えい検知器から循環水ポンプ停止，循環水系弁閉指令までの遅れ時間の概要を図4-17に示す。

(3) 設備の特徴及び機能維持について

各設備は以下のとおり信頼性を確保可能であり，加えて適切な保全計画を策定・実施することにより，長期の機能維持を図る。

a. 漏えい検知器及び検出回路

漏えい検知器（電極式）は単純構造の静的機器であり、故障は起こりにくい。検出回路は配線接続部の経年劣化により断線が想定されるが、検知制御・監視盤に断線検知機能（注）を設け、早期の保守対応が可能な設計とする。

漏えい検知器の構造概要を図4-18に示す。

（注）検出回路が断線した場合、これを検知し、検知制御・監視盤（中央制御室設置）に警報を発信させる。

b. 監視制御回路

監視制御機能の主要回路はデジタル設備で構成されており、演算回路の信頼性は高いものとなっている。また、本設備は自己診断機能を有しており、故障を検知した場合は検知監視盤（中央制御室設置）に警報を発信させるため、早期の保守対応が可能である。

c. 出力リレー回路及び循環水系弁

出力リレー回路は、検出回路や監視制御回路のような状態監視機能は設けていないが、配線設備を含め広く一般的に用いられる機器で構成されており、通常使用においての故障頻度は少なく、基本的に設備固有の信頼性は高いものである。

循環水系弁についても、通常待機状態のため摩耗等の劣化要因はない。循環水ポンプエリアに設置されている循環水系弁についても、一般的な屋外仕様で設計することで、雨水・塵埃等の設備の信頼性を低下させる要因は少ないと考えられる。

以上より、故障頻度は少ないと考えられるため、定期的な作動試験により設備の健全性を確認することとする。なお、作動試験の実施については、系統外乱を回避する観点から施設定期検査期間中（循環水系停止期間）に実施する。

また、更なる信頼性向上のため、出力リレー回路は2重化し、回路の単一故障による機能喪失を防止する。

表4-5 警報発信後の隔離時間の設定

起因事象	隔離	漏えい箇所特定	漏えい箇所 隔離操作	合計
地震	自動	「水位異常高」警報にて循環水系からの漏えいを判断	循環水弁自動閉 循環水ポンプ自動停止 【分 ^{*1} 】	*2
地震以外	手動	溢水発生による「水位高」警報発信後、運転員による現場確認より漏えいを判断 【60分 ^{*3} 】	パラメータ確認及び 系統隔離操作 【10分】	70分

注記 *1：信号応答遅れ30秒＋循環水系弁閉止時間73秒＝103秒に対し裕度を考慮した値として【分】を設定し、溢水影響評価を行っており、影響がないことを確認している。

*2：水位異常高検知時間＋【分】

（添付書類「V-1-1-8-3 溢水評価条件の設定」においては、水位異常高検知時間を保守的に1分として溢水量を算出している。）

*3：溢水発生から「水位高」警報発信（10分）＋「水位高」警報発信後の運転員の現場への移動時間（20分）＋漏えい箇所特定に要する時間（30分）＝ 60分

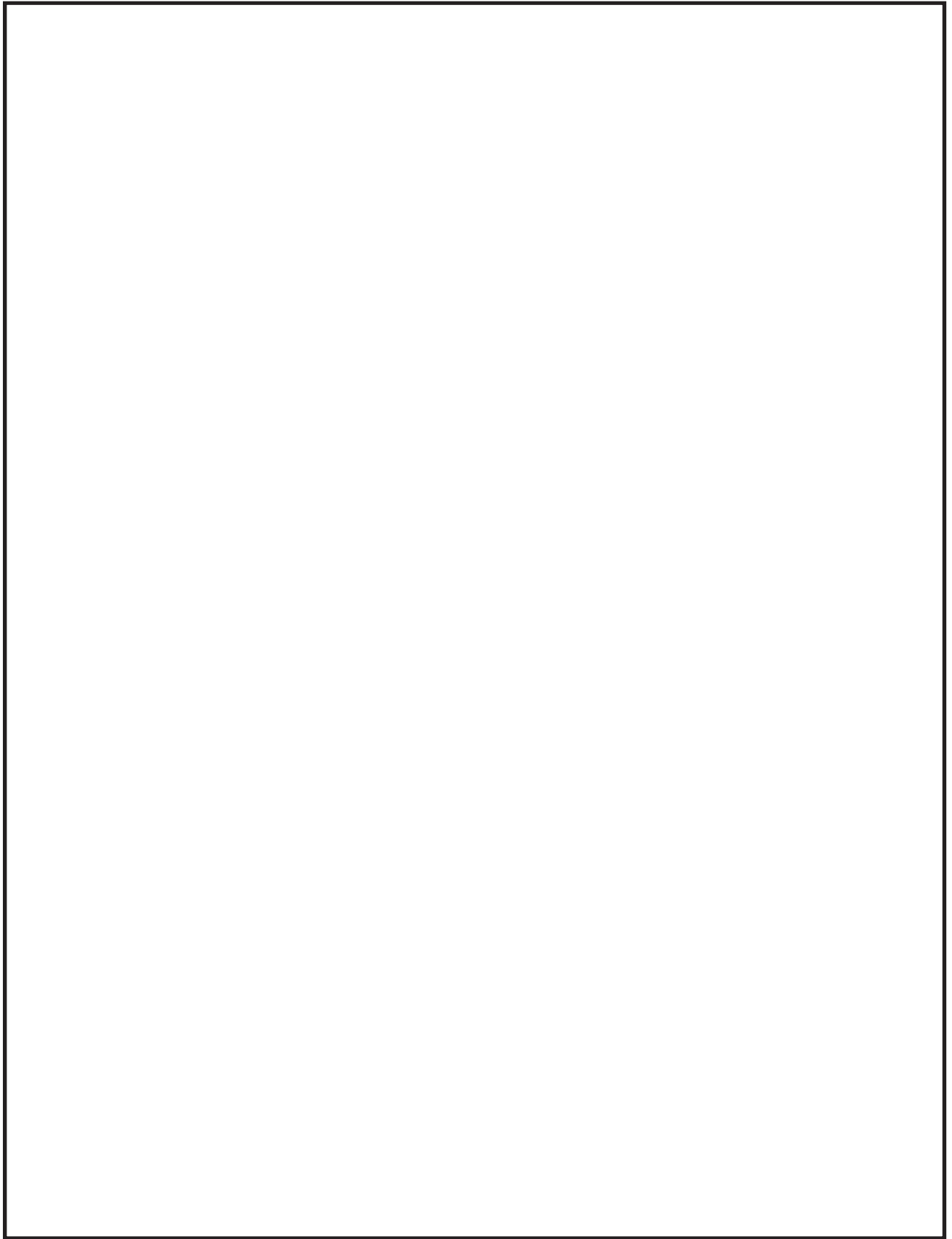


図 4-14 漏えい検知器の配置図

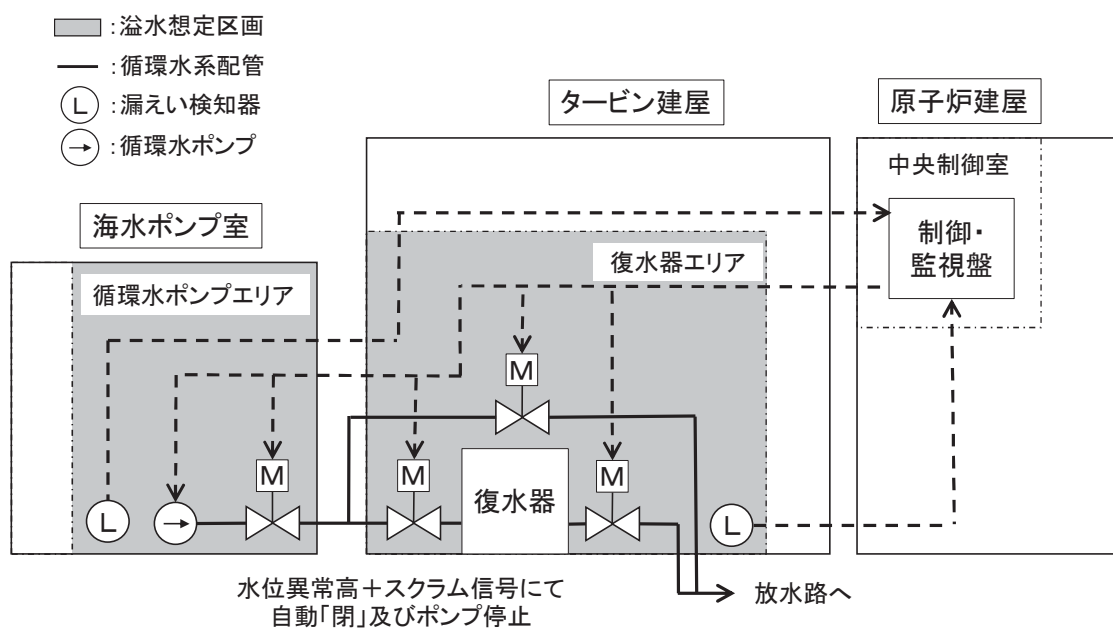


図4-15 循環水系隔離システムの概要



図4-16 漏えい検知の計測誤差

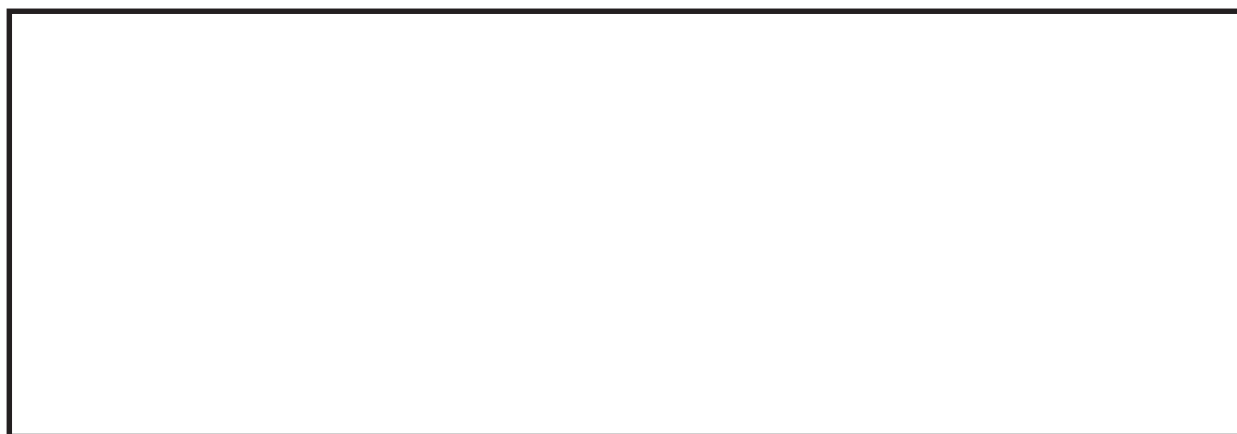


図4-17 漏えい検知から循環水系弁閉指令までの遅れ時間の内訳

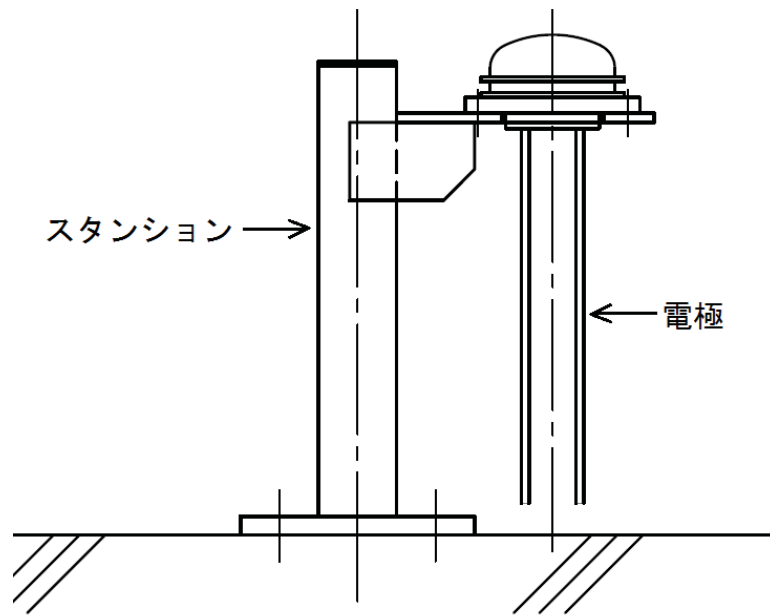


図4-18 漏えい検知器の概要図

4.1.8 循環水管可撓継手の設計方針

循環水管可撓継手は、「3. 要求機能及び性能目標」の「3.1.3 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

循環水管可撓継手は、海水ポンプ室循環水ポンプエリア内で発生を想定する溢水に対し、地震時及び地震後においても、配管破断時の溢水量を低減する機能を維持するために、循環水管に設置し、ソケットパイプとスピゴットパイプのすき間寸法（図4-19における $a+b$ 及び $c+d$ ）を□mm以下に制限し、溢水量を溢水影響評価において用いた値以下とする設計とする。

循環水管可撓継手のすき間設定を、図4-19に示す。

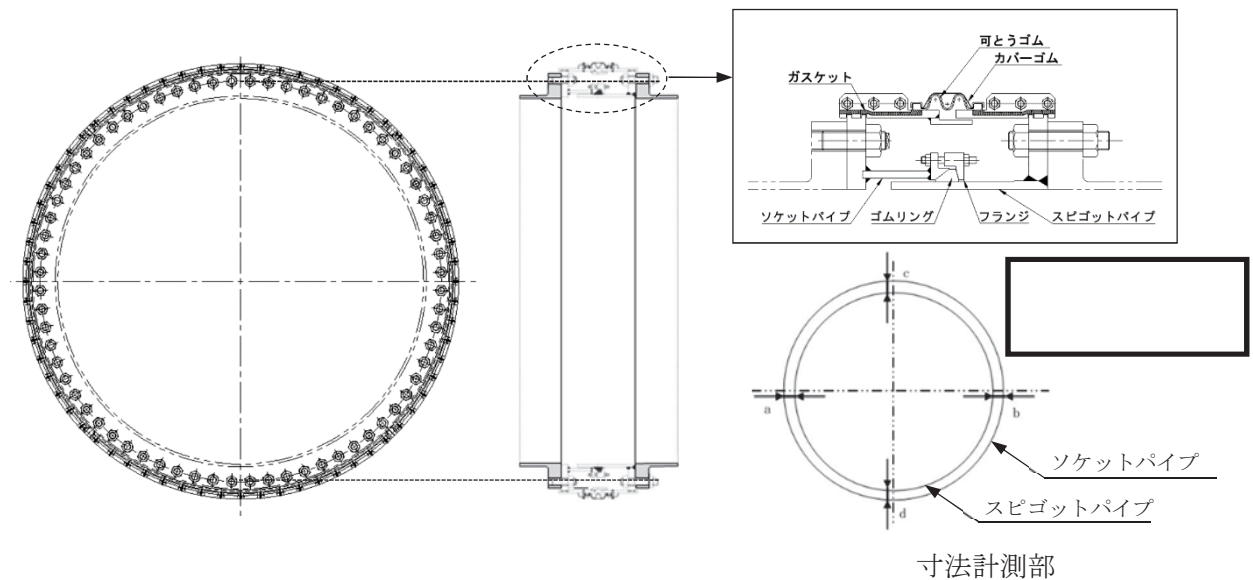


図4-19 循環水管可撓継手設置時のすき間管理について

4.2 蒸気影響を緩和する設備

4.2.1 自動検知・遠隔隔離システムの設計方針

自動検知・遠隔隔離システムは、「3. 要求機能及び性能目標」の「3.2.3 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

自動検知・遠隔隔離システムは、溢水防護対象区画内で発生を想定する配管破断時の漏えい蒸気に対し、蒸気による環境条件を緩和し、設備の健全性を確認されている条件以下に制限する機能を維持するため、蒸気漏えいを自動検知し、隔離（自動）する。

自動検知・遠隔隔離システムの機能設計を以下に示す。

蒸気漏えいの自動検知及び隔離（自動）を行うため、自動検知・遠隔隔離システムを構築する。システムを構成するものとして、温度検出器、蒸気遮断弁、検知制御・監視盤を設置する。

蒸気漏えいを検知するため、温度検出器を設置し、蒸気漏えいによる温度変化を測定し、検知制御・監視盤へ信号を送信する。漏えい検知信号を受け、タービン建屋内の所内蒸気系に設置される蒸気遮断弁を自動閉止させ、原子炉建屋付属棟の温度上昇を抑える。

警報発信後の隔離時間の設定を表4-5に示し、自動検知・遠隔隔離の概要を図4-20に示す。

(1) 自動検知・遠隔隔離に対する設備の概要

a. 温度検出器

蒸気漏えいの自動検知のため、温度検出器を配管破損想定箇所近傍の上部に設置する。

b. 蒸気遮断弁

所内蒸気系統は蒸気漏えい時の影響が大きいため、蒸気漏えいを検知し、自動閉止する蒸気遮断弁を設置する。

c. 検知制御・監視盤

温度検出器からの漏えい検知信号による警報発信（温度高／温度異常高）及び隔離（自動）を行うため、検知制御・監視盤を設置する。

(2) 自動検知・遠隔隔離システムについて

a. 蒸気漏えい検知及び隔離について

(a) 警報設定値について

温度高警報を50℃、温度異常高警報を60℃とする。所内蒸気系統については、温度異常高警報にて自動隔離が行われる設計とする。

(b) 温度検出器及び蒸気遮断弁の設置の考え方

温度検出器は、蒸気漏えい影響範囲の雰囲気環境の温度上昇を防止する

ことを目的とし、原則として配管破損想定箇所近傍の上部に設置する。

蒸気遮断弁は、実作動時間を考慮し、警報発信後 \square 秒以内に閉止するものを所内蒸気系統に1台設置する。

b. 設備の仕様及び精度、応答について

(a) 温度検出器の仕様

- ・検出方式：測温抵抗体
- ・最高使用温度：185℃
- ・最高使用圧力：0.2 MPa
- ・計測範囲：0～185℃

(b) 計測設備の精度

温度検出器から検知制御盤及び検知監視盤までの精度を $\pm 2^\circ\text{C}$ （一般的な計測設備の精度）の誤差範囲に収める設計とする。温度検知器の計測誤差の概要を図4-21に示す。

(c) 計測設備の応答遅れ

温度検出から検知制御盤の演算、出力処理ではそれぞれ信号応答の遅れが発生する。

蒸気拡散解析では、「 60°C 検知 → 蒸気遮断弁閉指令」に20秒の遅れを設定している。温度検知から蒸気遮断弁閉指令までの遅れ時間の概要を図4-22に示す。

(3) 設備の特徴及び機能維持について

各設備は以下のとおり信頼性を確保可能であり、加えて適切な保全計画を策定・実施することにより、長期の機能維持を図る。

a. 温度検出器及び検出回路

検出器（測温抵抗体）は単純構造の静的機器であり、故障は起こりにくい。検出回路は配線接続部の経年劣化により断線が想定されるが、監視制御盤に断線検知機能（注）を設け、早期の保守対応が可能な設計とする。

温度検出器の構造概要を図4-23に示す。

（注）検出回路が断線した場合、計測値が計測範囲を逸脱（レンジオーバー）するため、これを検知し、検知監視盤（中央制御室設置）に警報を発信させる。

b. 監視制御回路

監視制御機能の主要回路はデジタル設備で構成されており、演算回路の信頼性は高いものとなっている。また、本設備は自己診断機能を有しており、故障を検知した場合は検知監視盤（中央制御室設置）に警報を発信させるため、早期の保守対応が可能である。

c. 出力リレー回路及び蒸気遮断弁

出力リレー回路は，検出回路や監視制御回路のような状態監視機能は設けていないが，配線設備を含め広く一般的に用いられる機器で構成されており，通常使用においての故障頻度は少なく，基本的に設備固有の信頼性は高いものである。

蒸気遮断弁についても，通常待機状態のため摩耗等の劣化要因はなく，設備自体もタービン建屋内に設置されることから，雨水・塵埃等の環境影響も小さく，設備の信頼性を低下させる要因は少ないと考えられる。

以上より，故障頻度は少ないと考えられるため，定期的な作動試験により設備の健全性を確認することとする。なお，作動試験の実施については，系統外乱を回避する観点から施設定期検査期間中（補助蒸気停止期間）に実施する。

また，更なる信頼性向上のため，出力リレー回路は2重化し，回路の単一故障による機能喪失を防止する。

表4-6 警報発信後の隔離時間の設定

系統	隔離	漏えい箇所特定	漏えい箇所 隔離操作	合計
所内蒸気 系統	自動	「温度異常高」警報にて所内 蒸気系統からの漏えいを判断	蒸気遮断弁 自動閉 【秒*1】	*2

注記 *1：信号応答遅れ20秒＋蒸気遮断弁閉止時間【秒】＝【秒】

*2：60℃検知時間＋【秒】

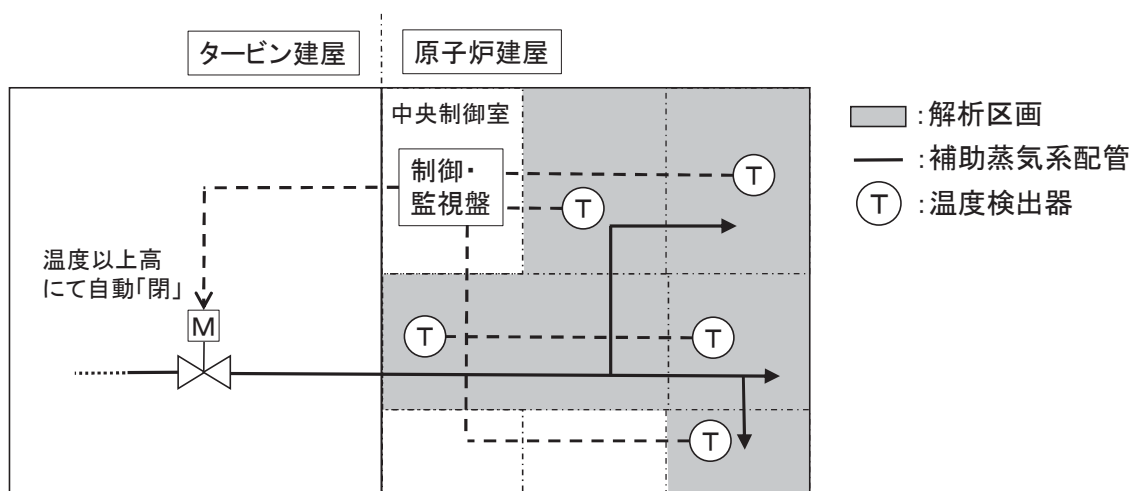


図4-20 漏えい検知・遠隔隔離の概要

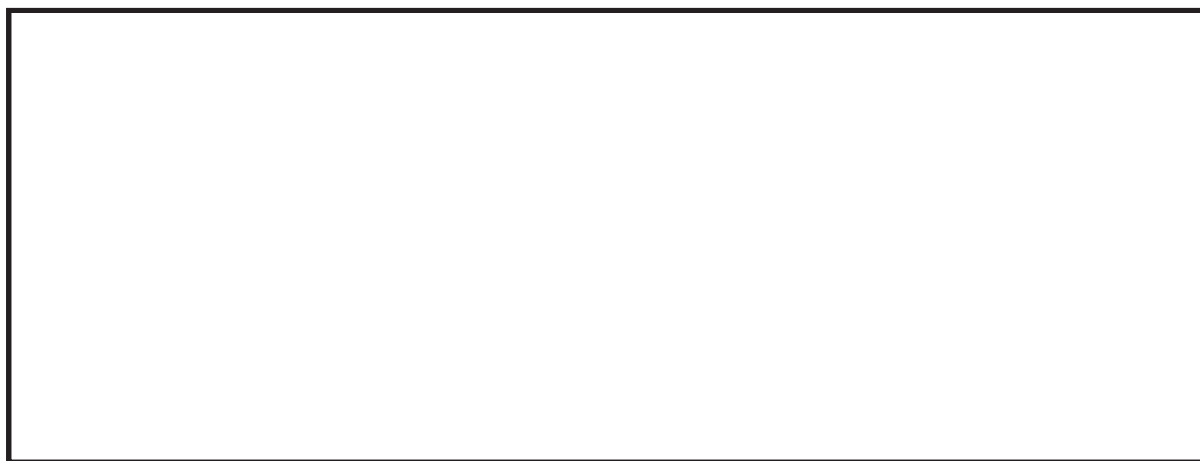


図4-21 温度検知の計測誤差

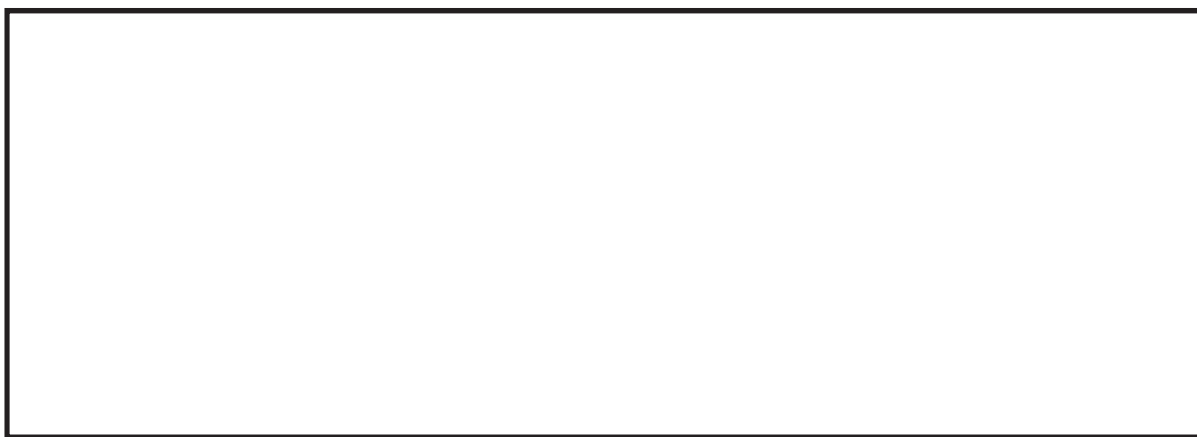


図4-22 温度検知から蒸気遮断弁閉指令までの遅れ時間の概要

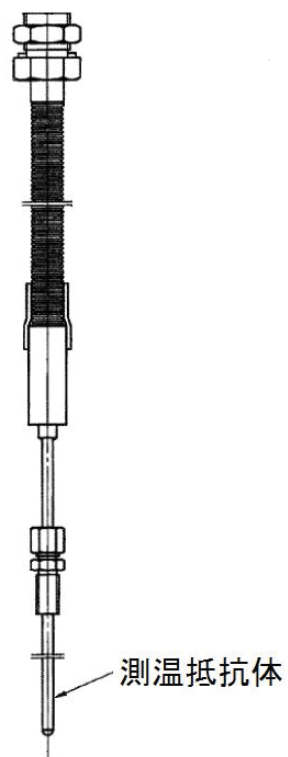


図4-23 温度検出器の構造概要

4.2.2 防護カバーの設計方針

防護カバーは、「3. 要求機能及び性能目標」の「3.2.3 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

防護カバーは、溢水防護対象区画内で発生を想定する配管破断時の漏えい蒸気に対し、蒸気による環境条件を緩和し、設備の健全性を確認されている条件以下に制限する機能を維持するために、防護すべき設備の機能を損なうおそれがある蒸気配管の破断想定箇所を覆うように設置し、防護カバーと配管とのすき間寸法（図4-24における $a1+a2$ 及び $b1+b2$ ）を \square mm以下に制限し、蒸気流出流量を蒸気影響評価において用いた流量以下とする設計とする。

また、防護カバーは、基準地震動 S_s による地震力に対して、上位クラス施設である原子炉隔離時冷却系配管に対する波及的影響の防止を考慮し、主要な構成部材が構造健全性を維持する設計とする。

防護カバーと配管とのすき間による流路の断面積を添付書類「V-1-1-8-4 溢水影響に関する評価」の蒸気影響評価において蒸気流出流量の算出に用いた値以下とする防護カバーと配管のすき間設定を、図4-24に示す。

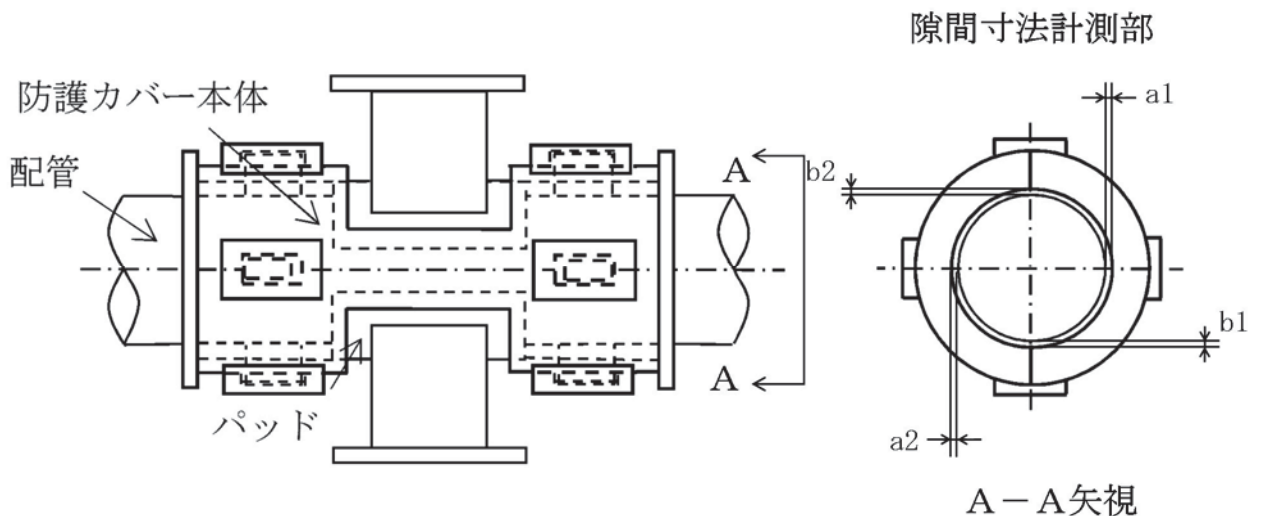


図4-24 防護カバーと配管のすき間設定

V-1-1-9 発電用原子炉施設の蒸気タービン，ポンプ等の損壊に伴う飛散物による損傷防護に関する説明書

目 次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
3. 評価	2
3.1 内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する配管の破損による飛散物	2
3.1.1 評価方針	2
3.1.2 評価内容	2
3.1.3 評価結果	4
3.2 高速回転機器の損壊による飛散物	4
3.2.1 評価方針	4
3.2.2 評価内容	4
3.2.3 評価結果	6

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15条第4項及びその「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、機器の損壊又は配管の破損に伴う飛散物により発電用原子炉施設の安全性を損なわない設計とすることについて説明するとともに、技術基準規則第54条第1項第5号及びその解釈に基づき、悪影響防止として高速回転機器が飛散物とならないことについて説明するものである。

配管の破損に関しては、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弁E12-F009から弁E12-F008まで及び弁E12-F053A, Bから弁E12-F050A, Bまでの主配管（以下「RCPB拡大範囲」という。）が今回の申請範囲となることから、RCPB拡大範囲の破損に伴う飛散物により、発電用原子炉施設の安全性を損なわない設計を行うことについて説明する。

また、機器の損壊に関しては、高速回転機器のうち新たな設計基準対象施設、改造を伴う設計基準対象施設及び重大事故等対処設備が今回の申請範囲となることにより、これらの高速回転機器がオーバースピードに起因する損壊に伴う飛散物とならないことを説明する。

なお、重大事故等対処設備のうち、原子炉隔離時冷却系ポンプ、高圧炉心スプレイ系ポンプ、低圧炉心スプレイ系ポンプ、ディーゼル発電機等については、設計基準事故時と使用する系統設備及び使用方法に変更がないこと並びに設計基準対象施設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。

2. 基本方針

設計基準対象施設に属する設備は、内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する配管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。

内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する配管については、材料選定、強度設計に十分な考慮を払うとともに、「原子力発電所配管破損防護設計技術指針 J E A G 4613-1998」（日本電気協会）（以下「J E A G 4613」という。）に基づき配管破損を想定し、その結果生じる可能性のある動的影響により、発電用原子炉施設の機能が損なわれることのないよう配置上の考慮を払うこととする。

また、新たな設計基準対象施設、改造を伴う設計基準対象施設及び重大事故等対処設備については、高速回転機器が損壊し、飛散物とならないように保護装置を設けること等により、オーバースピードとならない設計とする。

3. 評価

発電用原子炉施設の安全性を損なうことが想定される配管の破損又は機器の損壊には、以下の要因が考えられる。内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する配管については破損に伴う飛散物により、発電用原子炉施設の安全性を損なわないことを、また、高速回転機器については損壊に伴う飛散物とならないことを評価する。

(1) 内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する配管の破損

- ・ RCPB拡大範囲

(2) 高速回転機器の損壊

- ・ 常設代替高圧電源装置，常設高圧代替注水系ポンプ，常設低圧代替注水系ポンプ，電動機駆動消火ポンプ等，今回の申請範囲となる高速回転機器である新たな設計基準対象施設，改造を伴う設計基準対象施設及び重大事故等対処設備を第1表「主要回転機器一覧」に示す。

3.1 内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する配管の破損による飛散物

3.1.1 評価方針

高温高圧の流体を内包する原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する主配管のうちRCPB拡大範囲について，J E A G 4613に基づき配管破損を想定し，以下の評価内容により評価し，設計上考慮する。なお，L B B 概念は適用しない。

ただし，J E A G 4613に記載されている基準地震動 S_1 については，弾性設計用地震動 S_d と読み替える。また，「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準」（昭和55年通商産業省告示第501号，最終改正平成15年7月29日経済産業省告示第277号）に関する内容については，「発電用原子力設備規格設計・建設規格（2005年版（2007追補版含む。））＜第Ⅰ編 軽水炉規格＞ J S M E S N C 1 - 2005/2007」（日本機械学会）（以下「J S M E S N C 1」という。）に従うものとする。

3.1.2 評価内容

評価においては，配管破損想定位置を考慮したうえで，防護対象を防護する。

(1) 防護対象

防護対象は，原子炉施設の異常状態において，この拡大を防止し，又は緩和する機能を有するもののうち，次のとおりとする。

- 原子炉停止系
- 炉心冷却に必要な工学的安全施設及び関連施設
- 原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり，かつ，放射性物質の放散

に対する障壁を形成するよう設計された範囲の施設

(2) 配管破損想定位置

RCPB拡大範囲について，J E A G 4613に基づき，ターミナル・エンド及び発生応力又は疲労累積係数が所定の値を超える点を配管破損想定位置とする。

a. ターミナル・エンド

b. 供用状態 A，B 及び $(1/3) S_d$ 地震荷重*に対して次のいずれかの条件を満たす点

(a) $S_n > 2.4 S_m$ ，かつ， $S_e > 2.4 S_m$

(b) $S_n > 2.4 S_m$ ，かつ， $S_n' > 2.4 S_m$

ただし， S_n : J S M E S N C 1 PPB-3531の計算式に準じて計算した一次＋二次応力。

S_e : J S M E S N C 1 PPB-3536(6)の計算式に準じて計算した熱膨張応力。

S_n' : J S M E S N C 1 PPB-3536(3)の S_n の計算式に準じて計算した一次＋二次応力。

S_m : J S M E S N C 1 付録材料図表 Part5 表1に規定される材料の設計応力強さ。

(c) 疲労累積係数 > 0.1

ただし，上述する疲労累積係数は供用状態 A，B における疲労累積係数に $(1/3) S_d$ ($S_d - D 1$ ， $S_d - 1 1$ ， $S_d - 1 2$ ， $S_d - 1 3$ ， $S_d - 1 4$ ， $S_d - 2 1$ ， $S_d - 2 2$ 及び $S_d - 3 1$) 地震のみによる疲労累積係数を加算したものとする。

注記* : S_d ($S_d - D 1$ ， $S_d - 1 1$ ， $S_d - 1 2$ ， $S_d - 1 3$ ， $S_d - 1 4$ ， $S_d - 2 1$ ， $S_d - 2 2$ 及び $S_d - 3 1$) 地震とは，添付資料「V-2 耐震性に関する説明書」のうち，添付書類「V-2-1-1 耐震設計の基本方針の概要」に示す弾性設計用地震動 $S_d - D 1$ ， $S_d - 1 1$ ， $S_d - 1 2$ ， $S_d - 1 3$ ， $S_d - 1 4$ ， $S_d - 2 1$ ， $S_d - 2 2$ 及び $S_d - 3 1$ による動的地震力をいう。なお，弾性設計用地震動 S_d の概要は，添付書類「V-2 耐震性に関する説明書」のうち，添付書類「V-2-1-2 基準地震動 S_s 及び弾性設計用地震動 S_d の策定概要」に示す。

(3) 防護対策の実施

配管破損による動的影響により、他の安全機能を有する構築物、系統及び機器が損傷しないように、必要に応じ以下の措置を講じる設計とする。

- a. 配管破損想定位置と防護対象機器は、十分な離隔距離をとる。
- b. 配管破損想定位置又は防護対象機器を障壁で囲む。
- c. 上記のいずれかの対策がとれない場合、配管破損による動的影響に十分耐える配管ホイップレストレイント等を設ける。

3.1.3 評価結果

RCPB拡大範囲における配管破損に関し、J E A G 4613に基づき評価した結果、発生応力又は疲労累積係数が所定の値を超える箇所はなく、配管破損想定位置は弁E12-F009から弁E12-F008まで及び弁E12-F053A, Bから弁E12-F050A, Bまでの各配管において格納容器外に位置するターミナル・エンド（配管アンカーサポート点）の3箇所であることを確認した。また、当該配管破損想定位置は障壁で囲まれていること及び障壁内に設置される防護対象については多重化が考慮されていることを確認した。したがって、配管の破損に伴う飛散物により発電用原子炉施設の安全性は損なわれない。

3.2 高速回転機器の損壊による飛散物

3.2.1 評価方針

ポンプ、ファン等の回転機器は、使用材料の検査、製品の品質管理、規格等に基づき安全設計及び定期検査により損壊防止を図ること並びにディーゼル駆動補機及びタービン駆動補機については、調速装置及び非常調速装置等を設けることにより損壊防止対策が十分実施される。具体的な回転機器のオーバースピードに起因する損壊防止対策については、「3.2.2 評価内容」により評価し、必要に応じ設計上考慮する。

3.2.2 評価内容

高速回転機器については、機器毎に駆動源が異なるため、それぞれオーバースピードに対する損壊防止について必要に応じ設計上考慮する。

(1) 電動補機

誘導電動機を駆動源とする機器は、供給側の電源周波数が一定であることより、負荷（インペラ側の水等）が喪失しても、電流が変動するのみで回転速度は一定を維持し、オーバースピードとならないため、設計上考慮する必要はない。

また、各機器については運転状態を考慮し、構造上十分な機械的強度を有する設計とし、通常運転時及び定期検査時等においても健全性を確認することにより、機器の損壊を防止する。

(2) ディーゼル駆動補機

ディーゼル機関を駆動源とする機器には、各々調速装置及び保護装置として非常調速装置等を設けオーバースピードに起因する機器の損壊を防止する設計とする。

調速装置は、通常運転時の定格回転速度を一定に制御する機能及び負荷変動時等の回転速度上昇を抑制する機能を有しており、負荷変動時等において回転速度が定格回転速度以上に上昇しても、調速装置の機能により非常調速装置が作動する回転速度未満に制御できるように設計する。

非常調速装置は、万一、調速装置が機能することなく異常な過回転が生じた場合においても、「発電用火力設備に関する技術基準を定める省令」及び「発電用火力設備の技術基準の解釈」に適合する定格回転速度の1.16倍を超えない範囲で作動し機器を自動停止させることにより、本設定値以上のオーバースピードとならない設計とし、オーバースピードに起因する機器の損壊を防止する。

また、各機器については非常調速装置が実作動するまでのオーバースピード状態においても構造上十分な機械的強度を有する設計とし、非常調速装置については、作動確認を行い、装置の健全性を確認することにより、機器の損壊を防止する。

(3) タービン駆動補機

タービンを駆動源とする常設高圧代替注水系ポンプは、保護装置として非常調速装置を設け、オーバースピードに起因する機器の損壊を防止する設計とする。

非常調速装置は、万一、異常な過回転が生じた場合においても、設定値を超えない範囲で作動し機器を自動停止させることにより、オーバースピードにならない設計とし、オーバースピードに起因する機器の損壊を防止する。

また、常設高圧代替注水系ポンプの駆動用タービンは、単段式のタービンであり、タービン翼は一体型のものを適用することで、タービンが破損により飛散することがない設計とするとともに非常調速装置が実作動するまでのオーバースピード状態においても構造上十分な機械的強度を有する設計する。

さらに，非常調速装置については，作動確認を行い，装置の健全性を確認することにより，機器の損壊を防止する。

3.2.3 評価結果

高速回転機器のオーバースピードに起因する損壊に関して「3.2.2 評価内容」により評価した結果，電動補機については，オーバースピードとならないため，設計上考慮する必要はない。

また，ディーゼル駆動補機については，調速装置及び保護装置として非常調速装置，タービン駆動補機については，保護装置として非常調速装置を設けること，並びに非常調速装置が実作動するまでのオーバースピード状態においても構造上十分な機械的強度を有する設計とすることにより，オーバースピードに起因する機器の損壊を防止している。非常調速装置については，各機器共に非常調速装置の作動確認を行い，装置の健全性を確認するため，機器が損壊することはなく，損壊による飛散物は発生しない。

第1表 主要回転機器一覧

補機（回転機器）		電動	ディーゼル 駆動	タービン 駆動
設計基準 対象施設	非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ	○		
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ	○		
	電動機駆動消火ポンプ	○		
	ディーゼル駆動消火ポンプ		○	
	構内消火用ポンプ	○		
	ディーゼル駆動構内消火ポンプ		○	
	中央制御室換気系空気調和機ファン*	○		
	中央制御室換気系フィルタ系ファン*	○		
	非常用ガス処理系排風機*	○		
重大事故等 対処設備	代替燃料プール冷却系ポンプ	○		
	常設高圧代替注水系ポンプ			○
	常設低圧代替注水系ポンプ	○		
	可搬型代替注水大型ポンプ		○	
	可搬型代替注水中型ポンプ		○	
	代替循環冷却系ポンプ	○		
	緊急用海水ポンプ	○		
	緊急時対策所非常用送風機	○		
	常設代替高圧電源装置		○	
	常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ	○		
	緊急時対策所用発電機		○	
	緊急時対策所用発電機給油ポンプ	○		
	可搬型代替低圧電源車		○	
	窒素供給装置用電源車		○	

注記 *：改造を伴う機器を示す。

V-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	1
3.1 通信連絡設備（発電所内）	1
3.1.1 送受話器（ページング）	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）	3
3.1.3 無線連絡設備（固定型）及び無線連絡設備（携帯型）	3
3.1.4 携行型有線通話装置	3
3.1.5 衛星電話設備（固定型）及び衛星電話設備（携帯型）	4
3.1.6 データ伝送設備（発電所内）	4
3.2 通信連絡設備（発電所外）	5
3.2.1 電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS 端末及びFAX）	6
3.2.2 テレビ会議システム（社内）	6
3.2.3 加入電話設備（加入電話及び加入FAX）	7
3.2.4 専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））	7
3.2.5 衛星電話設備（固定型）及び衛星電話設備（携帯型）	7
3.2.6 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，IP 電話 及びIP-FAX）	8
3.2.7 データ伝送設備（発電所外）	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」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ブザー鳴動、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データ伝送設備（発電所内）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（蓄電池を含む。）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（E R S S）へ必要なデータを伝送できるデータ伝送設備（発電所外）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（蓄電池を含む。）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ブザー鳴動、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、表1に示す警報装置及び多様性を確保した通信設備（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設備（発電所内）として

送受信器（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）、無線連絡設備（固定型）、無線連絡設備（携帯型）、携行型有線通話装置、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データ伝送設備（発電所内）として、データ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDSデータ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）の一部は、東海発電所及び東海第二発電所で共用する設計とし、各設備の共用の区分を表1に示す。

警報装置、通信設備（発電所内）及びデータ伝送設備（発電所内）については、図1に示すとおり非常用所内電源又は無停電電源（蓄電池を含む。）に接続又は充電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設備（発電所内）として、表1に示す必要な数量の衛星電話設備（固定型）及び携行型有線通話装置を中央制御室及び緊急時対策所内に設置又は保管し、衛星電話設備（携帯型）及び無線連絡設備（携帯型）は、緊急時対策所内に保管する。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。

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データ伝送設備（発電所内）として、安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちデータ伝送装置を中央制御室内に設置し、緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDSデータ表示装置を緊急時対策所建屋内に設置する。

これらの重大事故等が発生した場合に必要な通信設備（発電所内）及びデータ伝送設備（発電所内）については、図1に示すとおり代替電源設備である常設代替高圧電源装置、可搬型代替低圧電源車又は緊急時対策所用発電機から給電が可能な設計とする。充電電池を使用する通信設備（発電所内）については、別の端末又は予備の充電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、表2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「V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」に、耐震性に関する詳細は、添付書類「V-2 耐震性に関する説明書」のうち添付書類「V-2-1 耐震設計の基本方針」に示す。

3.1.1 送受話器（ページング）

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）を設置する。送受話器（ページング）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ブザー鳴動，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）は，非常用所内電源及び無停電電源（蓄電池を含む。）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（蓄電池を含む。）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，充電機を使用し，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 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）及び無線連絡設備（携帯型）を設置又は保管する。

無線連絡設備（固定型）は，非常用所内電源及び無停電電源（蓄電池を含む。）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，充電機を使用し，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無線連絡設備（携帯型）の電源は充電機を使用し，別の端末又は予備の充電機と交換することにより，継続して通話ができ，使用後の充電機は，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。

3.1.4 携行型有線通話装置

中央制御室及び屋内の作業場所との間並びに緊急時対策所建屋内で相互に通信連絡を行うために，携行型有線通話装置を保管する。

携行型有線通話装置は，端末ごとに決められた組み合わせの中継コードを端末のコンネクタ

に差し込むことにより，容易かつ確実に接続できる設計とする。

携行型有線通話装置の電源は，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有線通話装置の電源は，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。

3.1.5 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，図2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（蓄電池を含む。）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，常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車から給電が可能な設計とし，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，緊急時対策所用代替電源設備である緊急時対策所用発電機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，充電電池を使用し，別の端末又は予備の充電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。

3.1.6 データ伝送設備（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，緊急時対策所へ表3に示す事故状態等の把握に必要なデータを伝送できるデータ伝送設備（発電所内）として，図3に示すとおりデータ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDSデータ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，非常用所内電源及び無停電電源（蓄電池を含む。）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）のうちデータ伝送装置は，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，常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車から給電が可能な設計とする。また，緊急時対策所建屋に設置する緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDSデータ表示装置は，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、緊急時対策所用代替電源設備である緊急時対策所用発電機から給電が可能な設計とする。

表 3 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、S A 監視操作盤、高圧代替注水制御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（東京）、国、地方公共団体その他関係機関の必要箇所への事故の発生等に係る連絡を音声、F A X 及びテレビ会議により行うことができる通信設備（発電所外）として、表 4 に示す電力保安通信用電話設備（固定電話機、P H S 端末及び F A X）、テレビ会議システム（社内）、加入電話設備（加入電話及び加入 F A X）、専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））、衛星電話設備（固定型）、衛星電話設備（携帯型）及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、I P 電話及び I P - F A X）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（E R S S）へ必要なデータを伝送できるデータ伝送設備（発電所外）として、データ伝送設備を設置する。

通信設備（発電所外）及びデータ伝送設備（発電所外）については、表 5 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備えた構成の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、P H S 端末及び F A X）、テレビ会議システム（社内）、専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、I P 電話及び I P - F A X）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。

通信設備（発電所外）及びデータ伝送設備（発電所外）については、図 1 に示すとおり非常用所内電源又は無停電電源（蓄電池を含む。）に接続又は充電池を使用し、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（E R S S）へ必要なデータを伝送する機能を保持するため、表 2 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「V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」に、耐震性に関する詳細は、添付書類「V-2 耐震性に関する説明書」のうち添付書類「V-2-1 耐震設計の基本方針」に示す。

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設備（発電所外）として、表 4 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に接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、I P 電話及び I P－F A X）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（E R S S）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データ伝送設備（発電所外）として、緊急時対策支援システム伝送装置で構成するデータ伝送設備を緊急時対策所建屋に設置する。

通信連絡設備（発電所外）の一部は、東海発電所及び東海第二発電所で共用する設計とし、各設備の共用の区分を表 4 に示す。

これらの重大事故等が発生した場合に必要な通信設備（発電所外）及びデータ伝送設備（発電所外）については、図 1 に示すとおり代替電源設備である常設代替高圧電源装置、可搬型代替低圧電源車又は緊急時対策所用発電機から給電が可能な設計とする。充電機を使用する通信設備（発電所外）については、別の端末又は予備の充電機と交換することにより、継続して通話ができ、使用後の充電機は、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設備（発電所外）及びデータ伝送設備（発電所外）については、基準地震動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、表 2 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「V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」に、耐震性に関する詳細は、添付書類「V-2 耐震性に関する説明書」のうち添付書類「V-2-1 耐震設計の基本方針」に示す。

3.2.1 電力保安通信用電話設備（固定電話機、P H S 端末及びF A X）

発電所と本店（東京）、国、地方公共団体その他関係機関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（有線系回線及び無線系回線）による電力保安通信用電話設備（固定電話機、P H S 端末及びF A X）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、P H S 端末及びF A X）のうち固定電話機及びF A Xは、非常用所内電源及び無停電電源（蓄電池を含む。）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、P H S 端末及びF A X）のうちP H S 端末の電源は充電機を使用し、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 テレビ会議システム（社内）

発電所と本店（東京）との間で通信連絡を行うために、通信事業者が提供する通信事業者回線（有線系回線又は衛星系回線）によるテレビ会議システム（社内）を設置する。

テレビ会議システム（社内）は、非常用所内電源及び無停電電源（蓄電池を含む。）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。

3.2.3 加入電話設備（加入電話及び加入FAX）

発電所と本店（東京）、国、地方公共団体その他関係機関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（有線系回線）による加入電話設備（加入電話及び加入FAX）を設置する。

加入電話設備（加入電話及び加入FAX）のうち加入FAXは、非常用所内電源及び無停電電源（蓄電池を含む。）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。

加入電話設備（加入電話及び加入FAX）のうち加入電話は、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（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））

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回線（有線系回線）による専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））を設置する。

専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））は、非常用所内電源及び無停電電源（蓄電池を含む。）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。

3.2.5 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（東京）、国、地方公共団体その他関係機関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（衛星系回線）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、図2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（蓄電池を含む。）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、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車から給電が可能な設計とする。また、緊急時対策所に設置する衛星電話設備（固定型）の電源は、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、緊急時対策所用代替電源設備である緊急時対策所用発電機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、充電電池を使用し、別の端末又は予備の充電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に接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、ＩＰ電話及びＩＰ－ＦＡＸ）

発電所と本店（東京）、国、地方公共団体へ通信連絡を行うために、図４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（有線系又は衛星系回線）による統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、ＩＰ電話及びＩＰ－ＦＡＸ）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に接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、ＩＰ電話及びＩＰ－ＦＡＸ）は、非常用所内電源及び無停電電源（蓄電池を含む。）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に接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、ＩＰ電話及びＩＰ－ＦＡＸ）は、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、緊急時対策所用代替電源設備である緊急時対策所用発電機から給電が可能な設計とする。

3.2.7 データ伝送設備（発電所外）

発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ＥＲＳＳ）へ表３に示す必要なデータを伝送できるデータ伝送設備（発電所外）として、図３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（有線系又は衛星系回線）による緊急時対策支援システム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（蓄電池を含む。）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、緊急時対策所用代替電源設備である緊急時対策所用発電機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。

表３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、ＳＡ監視操作盤、高圧代替注水制御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。

表 1 通信連絡設備（発電所内）の主要設備一覧（1/3）

通信種別	主要設備	容量 ^{*2}		共用の区分 ^{*3}
		設計基準事故対応設備	重大事故等対応設備	
警報装置	送受話器 (ページング)	全体台数 約 280 台 ^{*4} ・緊急時対策所建屋：20 台 ・中央制御室：9 台 ・原子炉建屋他：約 230 台 ・屋外：約 20 台 その他：一式 (サーベイス建屋) ・制御装置	—	—
		全体台数 約 280 台 ^{*4} ・緊急時対策所建屋：20 台 ・中央制御室：9 台 ・原子炉建屋他：約 230 台 ・屋外：約 20 台 その他：一式 (サーベイス建屋) ・制御装置	—	—
通信設備 (発電所内)	電力保安通信用 電話設備 ^{*1}	一式 (事務本館) ・交換機	—	東海発電所及び東海第二 発電所共用，東海第二発電 所に設置
		固定電話機 全体台数 約 180 台 ・緊急時対策所：4 台 ・中央制御室：6 台 ・原子炉建屋他：約 170 台	—	東海発電所及び東海第二 発電所共用，東海第二発電 所に設置
		PHS 端末 全体台数 約 300 台 ・緊急時対策所：約 40 台 ・中央制御室：4 台 ・発電所員他配備：約 250 台	—	東海発電所及び東海第二 発電所共用，東海第二発電 所に保管
		FAX 全体台数 2 台 ・緊急時対策所：1 台 ・中央制御室：1 台	—	東海発電所及び東海第二 発電所共用，東海第二発電 所に設置

注記 *1：発電所内と発電所外で共用。

*2：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。

*3：本文中全て共用の区分は同じ。

*4：送受話器（ページング）（ハンドセット）容量。

表 1 通信連絡設備（発電所内）の主要設備一覧（2/3）

通信種別	主要設備	容量*3		共用の区分*4	
		設計基準事故対応設備	重大事故等対応設備		
通信設備 (発電所内)	携行型有線通話装置	全体台数 15 台 (予備 2 台を除く) ・緊急時対策所：3 台 (予備 1 台を除く) ・中央制御室：12 台 (予備 1 台を除く)	同左*2	—	
	衛星電話設備*5	全体台数 8 台 ・緊急時対策所：6 台 ・中央制御室：2 台 その他：一式 (原子炉建屋) ・衛星電話設備用通信用機器収納ラック (中央制御室) ・屋外アンテナ (緊急時対策所建屋) ・衛星電話設備用通信用機器収納ラック (緊急時対策所) ・屋外アンテナ	同左*2	東海発電所及び東海第二 発電所共用，東海第二発電 所に設置	
		衛星電話設備 (固定型) *1	全体台数 11 台 (予備 1 台を除く) ・緊急時対策所：11 台 (予備 1 台を除く)	全体台数 11 台 (予備 1 台を除く) *2 ・緊急時対策所：11 台 (予備 1 台を除く) (携帯型用充電器：12 台) (携帯型用充電器予備：12 台)	東海発電所及び東海第二 発電所共用，東海第二発電 所に保管
		無線連絡設備 (固定型)	全体台数 3 台 ・緊急時対策所：2 台 ・中央制御室：1 台 その他：一式 (原子炉建屋) ・屋外アンテナ (緊急時対策所建屋) ・屋外アンテナ	—	—
	無線連絡設備*5	無線連絡設備 (携帯型)	全体台数 19 台 (予備 1 台を除く) ・緊急時対策所：19 台 (予備 1 台を除く)	全体台数 19 台 (予備 1 台を除く) *2 ・緊急時対策所：19 台 (予備 1 台を除く) (携帯型用充電器：20 台) (携帯型用充電器予備：20 台)	—

注記 *1：発電所内と発電所外で共用。

*2：設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。

*3：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。

*4：本文中全て共用の区分は同じ。

*5：可搬型については，現場（屋外）にて使用する。

表 1 通信連絡設備（発電所内）の主要設備一覧（3/3）

通信種別	主要設備	容量*3		共用の区分*4
		設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備	
データ 伝送設備 (発電所内)	安全パラメータ 表示システム (SPDS)	データ伝送装置	一式 (中央制御室) ・SPDSデータ収納盤-A ・SPDSデータ収納盤-B ・SPDS入出力制御盤-A ・SPDS入出力制御盤-B ・SPDSインターフェイス盤 (原子炉建屋) ・無線通信用アンテナ	-
		緊急時対策支援システム 伝送装置*1	一式 (緊急時対策所建屋) ・SPDSサーバ盤-A ・SPDSサーバ盤-B ・SPDS通信盤 ・無線通信用アンテナ	
		SPDSデータ表示装置	全体台数 1 台 ・緊急時対策所：1 台	-

11

注記 *1：発電所内と発電所外で共用。

*2:設計基準事故時及び重大事故等時とも使用する。

＊３：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。

*4:本文中全て共用の区分は同じ。

表 2 通信連絡設備の耐震性 (1/3)

通信設備（発電所内）及び通信設備（発電所外）に係る耐震性

通信種別	主要設備		耐震措置
通信設備 (発電所内)	無線連絡設備	無線連絡設備 (携帯型)	○無線連絡設備(携帯型)は、耐震性を有する緊急時対策所に設置するラック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。
	携行型有線通話装置	携行型有線通話装置	○携行型有線通話装置は、耐震性を有する緊急時対策所及び中央制御室に設置するラック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	○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(固定型)のラックは、耐震性を有する緊急時対策所建屋及び原子炉建屋に設置する設計とし、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。
		衛星電話設備 (携帯型) *1	○衛星電話設備(携帯型)は、耐震性を有する緊急時対策所に設置するラック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所建屋及び原子炉建屋に設置する設計とし、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。

表 2 通信連絡設備の耐震性 (2/3)

通信設備（発電所内）及び通信設備（発電所外）に係る耐震性

通信種別	主要設備		耐震措置
通信設備 (発電所外)	衛星電話設備	衛星電話設備 (固定型) *1	<p>○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。</p> <p>○衛星電話設備(固定型)のラックは、耐震性を有する緊急時対策所建屋及び原子炉建屋に設置する設計とし、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。</p> <p>○衛星電話設備(携帯型)は、耐震性を有する緊急時対策所に設置するラック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。</p> <p>○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所建屋及び原子炉建屋に設置する設計とし、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。</p> <p>○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。</p>
		衛星電話設備 (携帯型) *1	
	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備	テレビ会議システム	<p>○統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備(テレビ会議システム、I P電話及びI P-FAX)のラックは、耐震性を有する緊急時対策所建屋に設置する設計とし、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。</p> <p>○テレビ会議システム及びI P-FAXは、耐震性を有する緊急時対策所建屋に設置する設計とし、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。</p>
		I P電話	<p>○I P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。</p> <p>○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。</p>
		I P-FAX	<p>○統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備(テレビ会議システム、I P電話及びI P-FAX)の屋外アンテナは、耐震性を有する緊急時対策所建屋に設置する設計とし、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。</p> <p>○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。</p> <p>○通信機器は、故障等の不測の事態に備え予備品を配備する。</p>

注記 *1: 発電所内と発電所外で共用。

表 2 通信連絡設備の耐震性 (3/3)

データ伝送設備（発電所内）及びデータ伝送設備（発電所外）に係る耐震性

通信種別	主要設備	耐震措置
原子炉建屋	データ伝送装置	<p>○データ伝送装置は、耐震性を有する原子炉建屋付属棟内に設置する設計とし、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。</p> <p>○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。</p> <p>○データ伝送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S A監視操作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。</p> <p>○通信機器は、故障等の不測の事態に備え予備品を配備する。</p>
	建屋間伝送設備	<p>○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。</p> <p>○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。</p> <p>○通信機器は、故障等の不測の事態に備え予備品を配備する。</p>
緊急時対策所	建屋間伝送設備	<p>○無線通信用アンテナは、耐震性を有する緊急時対策所建屋に設置する設計とし、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。</p> <p>○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。</p> <p>○通信機器は、故障等の不測の事態に備え予備品を配備する。</p>
	緊急時対策支援システム伝送装置	<p>○緊急時対策支援システム伝送装置は、耐震性を有する緊急時対策所建屋に設置する設計とし、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。</p> <p>○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。</p> <p>○通信機器は、故障等の不測の事態に備え予備品を配備する。</p>
	S P D Sデータ表示装置	<p>○S P D Sデータ表示装置は、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。</p> <p>○S P D Sデータ表示装置は、故障等の不測の事態に備え予備品を配備する。</p>

表3 安全パラメータ表示システム（SPDS）伝送パラメータ(1/6)

目的	対象パラメータ	緊急時対策所 への伝送 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	平均出力領域計装 平均	○	○	—	—
	平均出力領域計装 A	○	○	○	○
	平均出力領域計装 B	○	○	○	○
	平均出力領域計装 C	○	○	—	—
	平均出力領域計装 D	○	○	—	—
	平均出力領域計装 E	○	○	—	—
	平均出力領域計装 F	○	○	—	—
	起動領域計装 A	○	○	○	○
	起動領域計装 B	○	○	○	○
	起動領域計装 C	○	○	○	○
	起動領域計装 D	○	○	○	○
	起動領域計装 E	○	○	○	○
	起動領域計装 F	○	○	○	○
	起動領域計装 G	○	○	○	○
	起動領域計装 H	○	○	○	○
	直流±24V 中性子モニタ用分電盤電圧	○	○	○	○
	ほう酸水注入ポンプ吐出圧力	○	○	○	○
炉心冷却の 状態確認	原子炉水位(狭帯域)	○	○	—	—
	原子炉水位(広帯域)	○	○	○	○
	原子炉水位(燃料域)	○	○	○	○
	原子炉水位(SA広帯域)	○	○	○	○
	原子炉水位(SA燃料域)	○	○	○	○
	原子炉圧力	○	○	○	○
	原子炉圧力(SA)	○	○	○	○
	高圧炉心スプレイ系系統流量	○	○	○	○
	低圧炉心スプレイ系系統流量	○	○	○	○
	原子炉隔離時冷却系系統流量	○	○	○	○
	残留熱除去系系統流量A	○	○	○	○
	残留熱除去系系統流量B	○	○	○	○
	残留熱除去系系統流量C	○	○	○	○
	逃がし安全弁出口温度	○	○	—	—
	原子炉再循環ポンプ入口温度	○	○	—	—
	原子炉給水流量	○	○	—	—

注記 *1: ERS S 伝送パラメータは既設SPDSのERS S 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ERS S 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）

表3 安全パラメータ表示システム（SPDS）伝送パラメータ(2/6)

目的	対象パラメータ	緊急時対策所 への伝送 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	原子炉圧力容器温度	○	○	○	○
	残留熱除去系熱交換器入口温度	○	○	○	○
	高圧代替注水系系統流量	○	○	○	○
	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	○	○	○	○
	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	○	○	○	○
	低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）	○	○	○	○
	低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	○	○	○	○
	代替循環冷却系原子炉注水流量	○	○	○	○
	代替淡水貯槽水位	○	○	○	○
	西側淡水貯水設備水位	○	○	○	○
	M/C 2A-1 電圧	○	○	—	—
	M/C 2A-2 電圧	○	○	—	—
	M/C 2B-1 電圧	○	○	—	—
	M/C 2B-2 電圧	○	○	—	—
	M/C 2C 電圧	○	○	○	○
	M/C 2D 電圧	○	○	○	○
	M/C HPCS 電圧	○	○	○	○
	D/G 2C 遮断器(660)閉	○	○	—	—
	D/G 2D 遮断器(670)閉	○	○	—	—
	HPCS D/G 遮断器(680)閉	○	○	—	—
	圧力容器フランジ温度	○	○	—	—
	125V 系蓄電池A系電圧	○	○	○	○
	125V 系蓄電池B系電圧	○	○	○	○
	125V 系蓄電池HPCS系電圧	○	○	○	○
	緊急用直流 125V 主母線盤電圧	○	○	○	○
	緊急用M/C 電圧	○	○	○	○
	緊急用P/C 電圧	○	○	○	○
格納容器内 の状態確認	格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W)(A)	○	○	○	○
	格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W)(B)	○	○	○	○
	格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C)(A)	○	○	○	○
	格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C)(B)	○	○	○	○
	ドライウェル圧力（広帯域）	○	○	—	—
	ドライウェル圧力（狭帯域）	○	○	—	—
	ドライウェル圧力	○	○	○	○
	サブプレッション・チェンバ圧力	○	○	○	○
	サブプレッション・プール圧力	○	○	—	—

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）

表3 安全パラメータ表示システム（SPDS）伝送パラメータ(3/6)

目的	対象パラメータ	緊急時対策所 への伝送 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	ドライウェル雰囲気温度	○	○	○	○
	サブプレッション・プール水温度（平均値）	○	○	—	○
	サブプレッション・プール水温度	○	○	○	○
	サブプレッション・プール雰囲気温度	○	○	—	○
	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	○	○	○	○
	サブプレッション・プール水位	○	○	○	○
	格納容器雰囲気水素濃度(D/W)	○	○	—	—
	格納容器雰囲気水素濃度(S/C)	○	○	—	—
	格納容器雰囲気酸素濃度(D/W)	○	○	—	—
	格納容器雰囲気酸素濃度(S/C)	○	○	—	—
	格納容器内水素濃度(SA)	○	○	○	○
	格納容器内酸素濃度(SA)	○	○	○	○
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	○	○	○	○
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	○	○	○	○
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	○	○	○	○
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	○	○	○	○
	格納容器下部水位	○	○	○	○
	格納容器下部水温	○	○	○	○
	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	○	○	○	○
	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	○	○	○	○
	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	○	○	○	○
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	○	○	○	○
	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	○	○	○	○
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	○	○	○	○
	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	○	○	○	○
	代替循環冷却系ポンプ入口温度	○	○	○	○
	残留熱除去系熱交換器出口温度	○	○	○	○
	残留熱除去系海水系系統流量	○	○	○	○
	緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	○	○	○	○
	緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	○	○	○	○

注記 *1: ERS S伝送パラメータは既設SPDSのERS S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ERS S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）

表3 安全パラメータ表示システム（SPDS）伝送パラメータ(4/6)

目的	対象パラメータ	緊急時対策所 への伝送 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	残留熱除去系 A 注入弁全開	○	○	—	—
	残留熱除去系 B 注入弁全開	○	○	—	—
	残留熱除去系 C 注入弁全開	○	○	—	—
	格納容器内スプレイ弁 A（全開）	○	○	—	—
	格納容器内スプレイ弁 B（全開）	○	○	—	—
放射能隔離 の状態確認	主排気筒放射線モニタ A	○	○	—	—
	主排気筒放射線モニタ B	○	○	—	—
	主排気筒モニタ（高レンジ）	○	○	—	—
	主蒸気筒放射線モニタ（A）	○	○	—	○
	主蒸気筒放射線モニタ（B）	○	○	—	○
	主蒸気筒放射線モニタ（C）	○	○	—	○
	主蒸気筒放射線モニタ（D）	○	○	—	○
	排ガス放射能（プレホールドアップ）A	○	○	—	—
	排ガス放射能（プレホールドアップ）B	○	○	—	—
	NS 4 内側隔離	○	○	—	—
	NS 4 外側隔離	○	○	—	—
	主蒸気内側隔離弁 A 全開	○	○	—	—
	主蒸気内側隔離弁 B 全開	○	○	—	—
	主蒸気内側隔離弁 C 全開	○	○	—	—
	主蒸気内側隔離弁 D 全開	○	○	—	—
	主蒸気外側隔離弁 A 全開	○	○	—	—
	主蒸気外側隔離弁 B 全開	○	○	—	—
	主蒸気外側隔離弁 C 全開	○	○	—	—
	主蒸気外側隔離弁 D 全開	○	○	—	—
環境の情報 確認	SGTS A 作動	○	○	—	—
	SGTS B 作動	○	○	—	—
	SGTS モニタ（高レンジ）A	○	○	—	—
	SGTS モニタ（高レンジ）B	○	○	—	—
	SGTS モニタ（低レンジ）A	○	○	—	—
	SGTS モニタ（低レンジ）B	○	○	—	—
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	○	○	○	○
	放水口モニタ（T-2）	○	○	—	○

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）

表3 安全パラメータ表示システム（SPDS）伝送パラメータ(5/6)

目的	対象パラメータ	緊急時対策所 への伝送 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	モニタリング・ポスト(A)	○	○	—	—
	モニタリング・ポスト(B)	○	○	—	—
	モニタリング・ポスト(C)	○	○	—	—
	モニタリング・ポスト(D)	○	○	—	—
	モニタリング・ポスト(A)広域レンジ	○	○	—	—
	モニタリング・ポスト(B)広域レンジ	○	○	—	—
	モニタリング・ポスト(C)広域レンジ	○	○	—	—
	モニタリング・ポスト(D)広域レンジ	○	○	—	—
	大気安定度 10 分値	○	○	—	—
	18m ベクトル平均風向 10 分値	○	○	—	—
	71m ベクトル平均風向 10 分値	○	○	—	—
	140m ベクトル平均風向 10 分値	○	○	—	—
	18m ベクトル平均風速 10 分値	○	○	—	—
	71m ベクトル平均風速 10 分値	○	○	—	—
	140m ベクトル平均風速 10 分値	○	○	—	—
	可搬型モニタリング・ポスト (A)	○	○	○	○
	可搬型モニタリング・ポスト (B)	○	○	○	○
	可搬型モニタリング・ポスト (C)	○	○	○	○
	可搬型モニタリング・ポスト (D)	○	○	○	○
	可搬型モニタリング・ポスト (緊急時対策所)	○	○	○	○
	可搬型モニタリング・ポスト (NE)	○	○	○	○
	可搬型モニタリング・ポスト (E)	○	○	○	○
	可搬型モニタリング・ポスト (SW)	○	○	○	○
	可搬型モニタリング・ポスト (S)	○	○	○	○
	可搬型モニタリング・ポスト (SE)	○	○	○	○
	風向 (可搬型)	○	○	○	○
	風速 (可搬型)	○	○	○	○
	大気安定度 (可搬型)	○	○	○	○
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 (SA広域)	○	○	○	○
	使用済燃料プール温度 (SA)	○	○	○	○
	使用済燃料プール温度	○	○	—	—
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	○	○	○	○

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）

表3 安全パラメータ表示システム（SPDS）伝送パラメータ(6/6)

目的	対象パラメータ	緊急時対策所 への伝送 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 よる格納容 器の破損防 止確認	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	○	○	○	○
	フィルタ装置入口水素濃度	○	○	○	○
	フィルタ装置圧力	○	○	○	○
	フィルタ装置水位	○	○	○	○
	フィルタ装置スクラビング水温度	○	○	○	○
水素爆発に よる原子炉 建屋の損傷 防止確認	原子炉建屋水素濃度	○	○	○	○
	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	○	○	○	○
非常用炉心 冷却系 (ECCS) の状 態等	自動減圧系 A 作動	○	○	—	—
	自動減圧系 B 作動	○	○	—	—
	非常用室素供給系供給圧力	○	○	○	○
	非常用室素供給系高圧室素ポンベ圧力	○	○	○	○
	非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力	○	○	○	○
	非常用逃がし安全弁駆動系高圧室素ポンベ圧力	○	○	○	○
	原子炉隔離時冷却系ポンプ起動	○	○	—	—
	高圧炉心スプレイ系ポンプ起動	○	○	—	—
	高圧炉心スプレイ系注入弁全開	○	○	—	—
	低圧炉心スプレイ系ポンプ起動	○	○	—	—
	低圧炉心スプレイ系注入弁全開	○	○	—	—
	残留熱除去系ポンプA起動	○	○	—	—
	残留熱除去系ポンプB起動	○	○	—	—
	残留熱除去系ポンプC起動	○	○	—	—
	残留熱除去系A注入弁全開	○	○	—	—
	残留熱除去系B注入弁全開	○	○	—	—
	残留熱除去系C注入弁全開	○	○	—	—
	全制御棒全挿入	○	○	—	—
津波監視	取水ビット水位計	○	○	○	○
	潮位計	○	○	○	○

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）

表 4 通信連絡設備（発電所外）の主要設備一覧（1/2）

通信種別	主要設備	容量*3		共用の区分*4		
		設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備			
通信設備 (発電所外)	電力保安 通信用 電話設備*1	社外 (所内を 含む。)	一式 (事務本館) ・交換機	—	東海発電所及び東海第二 発電所共用, 東海第二発電 所に設置	
			固定電話機 全体台数 約 180 台 ・緊急時対策所 : 4 台 ・中央制御室 : 6 台 ・原子炉建屋他 : 約 170 台	—	東海発電所及び東海第二 発電所共用, 東海第二発電 所に設置	
			PHS 端末 全体台数 約 300 台 ・緊急時対策所 : 約 40 台 ・中央制御室 : 4 台 ・発電所員他配備 : 約 250 台	—	東海発電所及び東海第二 発電所共用, 東海第二発電 所に保管	
			F A X 全体台数 2 台 ・緊急時対策所 : 1 台 ・中央制御室 : 1 台	—	東海発電所及び東海第二 発電所共用, 東海第二発電 所に設置	
			加入電話 全体台数 10 台 ・緊急時対策所 : 9 台 ・中央制御室 : 1 台	—	東海発電所及び東海第二 発電所共用, 東海第二発電 所に設置	
	加入電話設備			加入 F A X 全体台数 2 台 ・緊急時対策所 : 1 台 ・中央制御室 : 1 台	—	東海発電所及び東海第二 発電所共用, 東海第二発電 所に設置
				専用電話 (ホット ライン) (地方公 共団体向)	—	東海発電所及び東海第二 発電所共用, 東海第二発電 所に設置
				衛星電話設備 (固 定型) *1	同左*2	東海発電所及び東海第二 発電所共用, 東海第二発電 所に設置
				衛星電話設備 (携 帯型) *1	全体台数 11 台 (予備 1 台を除く) *2 ・緊急時対策所 : 11 台 (予備 1 台を除く) (携帯型用充電器 : 12 台) (携帯型用充電池予備 : 12 台)	東海発電所及び東海第二 発電所共用, 東海第二発電 所に設置

注記 *1 : 発電所内と発電所外で共用。

*2 : 設計基準事故時及び重大事故等時とも使用する。

*3 : 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。

*4 : 本文中全て共用の区分は同じ。

*5 : 可搬型については, 現場 (屋外) にて使用する。

表 4 通信連絡設備（発電所外）の主要設備一覧（2/2）

通信種別	主要設備	容量		共用の区分*4	
		設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備		
通信設備 (発電所外)	社外 (所内を含む。)	統合原子力防 災ネットワー クに接続する 通信連絡設備	一式 (緊急時対策所建屋) ・ LAN収容架 (SA)	同左*2	東海発電所及び東海第二 発電所共用, 東海第二発電 所に設置
			全体台数 6 台 (有線系: 4 台, 衛星系: 2 台) ・ 緊急時対策所: 6 台 (有線系: 4 台, 衛 星系: 2 台)	同左*2	東海発電所及び東海第二 発電所共用, 東海第二発電 所に設置
			全体台数 3 台 (有線系: 2 台, 衛星系: 1 台) ・ 緊急時対策所: 3 台 (有線系: 2 台, 衛 星系: 1 台)	同左*2	東海発電所及び東海第二 発電所共用, 東海第二発電 所に設置
		テレビ会議システム	1 台 ・ 緊急時対策所	同左*2	東海発電所及び東海第二 発電所共用, 東海第二発電 所に設置
	社内	テレビ会議システム (社内)	全体台数 2 台 ・ 緊急時対策所: 2 台	—	東海発電所及び東海第二 発電所共用, 東海第二発電 所に設置
データ 伝送設備 (発電所外)	社外 (所内を含む。)	データ 伝送設備	一式 (緊急時対策所建屋) ・ SPDS サーバ盤-A ・ SPDS サーバ盤-B ・ SPDS 通信盤	同左*2	—

注記 *1: 発電所内と発電所外で共用。

*2: 設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。

*3: 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。

*4: 本文中全て共用の区分は同じ。

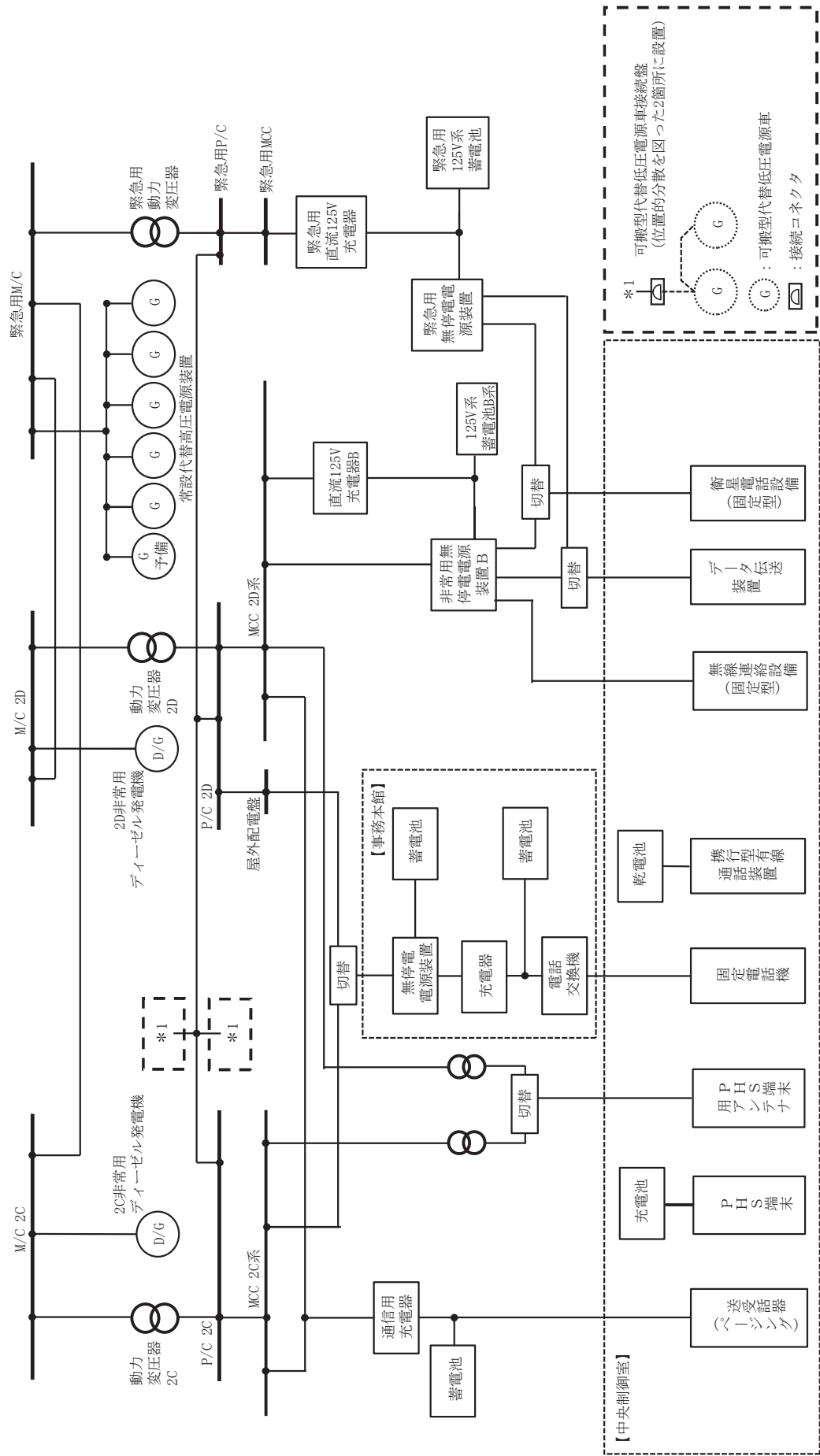
表 5 多様性を確保した通信回線（通信連絡設備（発電所外））

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	無線系回線（マイクロ波無線）及び有線系回線	電力保安通信用電話設備*1	固定電話機，P H S 端末	電話	○	◎
			F A X	F A X	○	◎
通信事業者回線	有線系回線（災害時優先契約あり）	加入電話設備	加入電話	電話	－	○
			加入F A X	F A X	－	○
	有線系回線（災害時優先契約なし）		加入電話	電話	－	×
			加入F A X	F A X	－	×
	有線系回線	テレビ会議システム（社内）	テレビ会議システム（社内）	テレビ会議	○	◎
	衛星系回線				衛星電話設備（固定型）	○
		衛星電話設備（携帯型）	電話	－		○
		有線系回線	専用電話設備	専用電話（ホットライン）（地方公共団体向）	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（光ファイバ）	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備	I P 電話	電話	○	◎
			I P－F A X	F A X	○	◎
			テレビ会議システム	テレビ会議	○	◎
	衛星系回線		I P 電話	電話	○	◎
			I P－F A X	F A X	○	◎
			テレビ会議システム	テレビ会議	○	◎
	有線系回線（光ファイバ）	データ伝送設備	緊急時対策支援システム伝送装置	データ伝送	○	◎
衛星系回線						

注記 *1：加入電話設備にも接続されており，発電所外への連絡も可能。

*2：通信の制限とは，輻輳に加え，災害発生時の通信事業者による通信規制を想定。

【凡例】・専用 ○：専用回線（帯域専有を含む） —：非専用回線
・通信の制限 ◎：制限なし ○：制限のおそれが少ない ×：制限のおそれがある



略称の説明： M/C (＝メタルクラッド開閉装置)， P/C (＝パワーセンタ)， MCC (＝モータコントロールセンタ)， D/G (＝ディーゼル発電機)

図 1 通信連絡設備の電源概略構成図 (1/2)

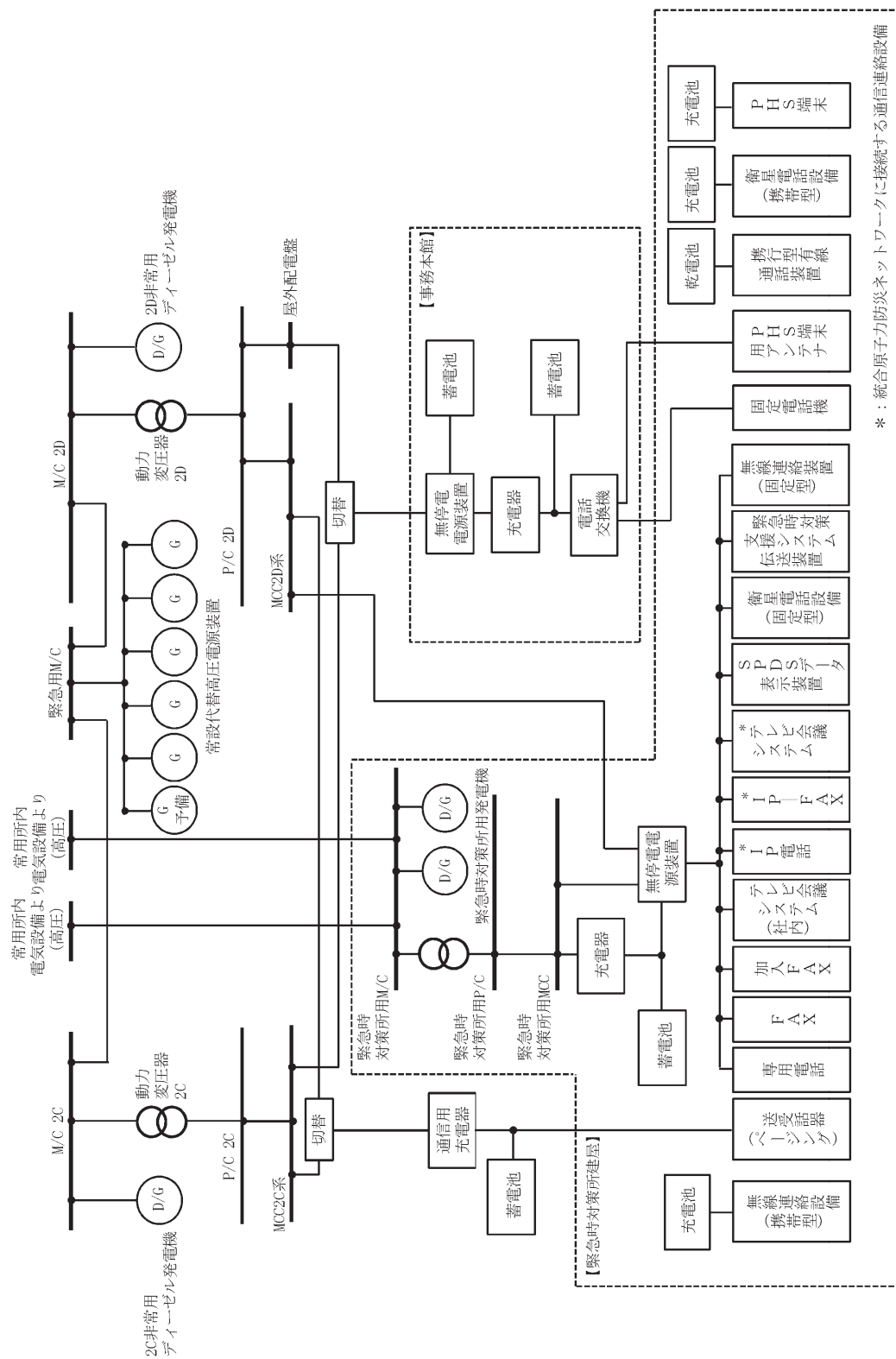


図1 通信連絡設備の電源概略構成図 (2/2)

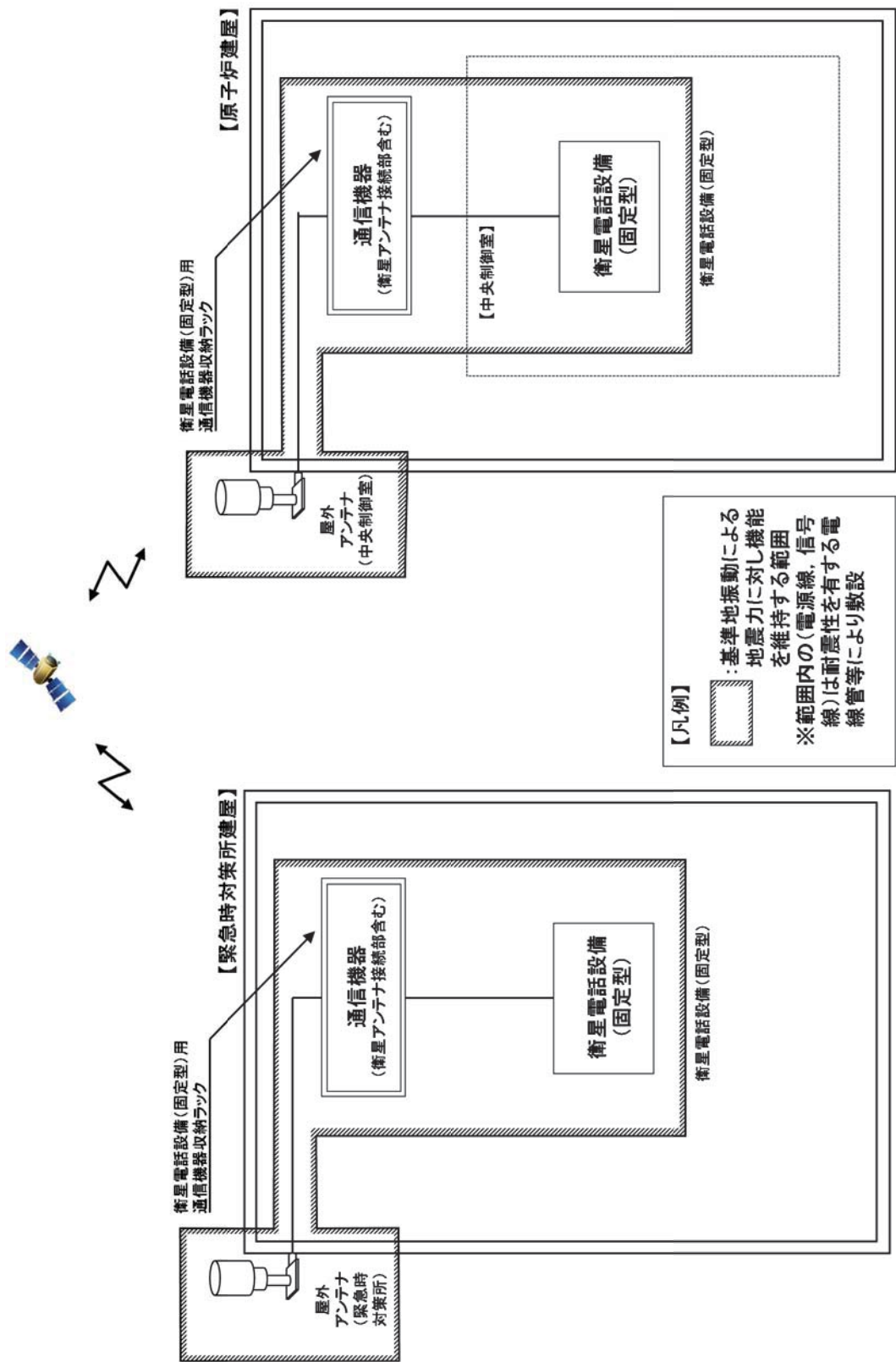


図 2 衛星電話設備 (固定型) 概略構成図

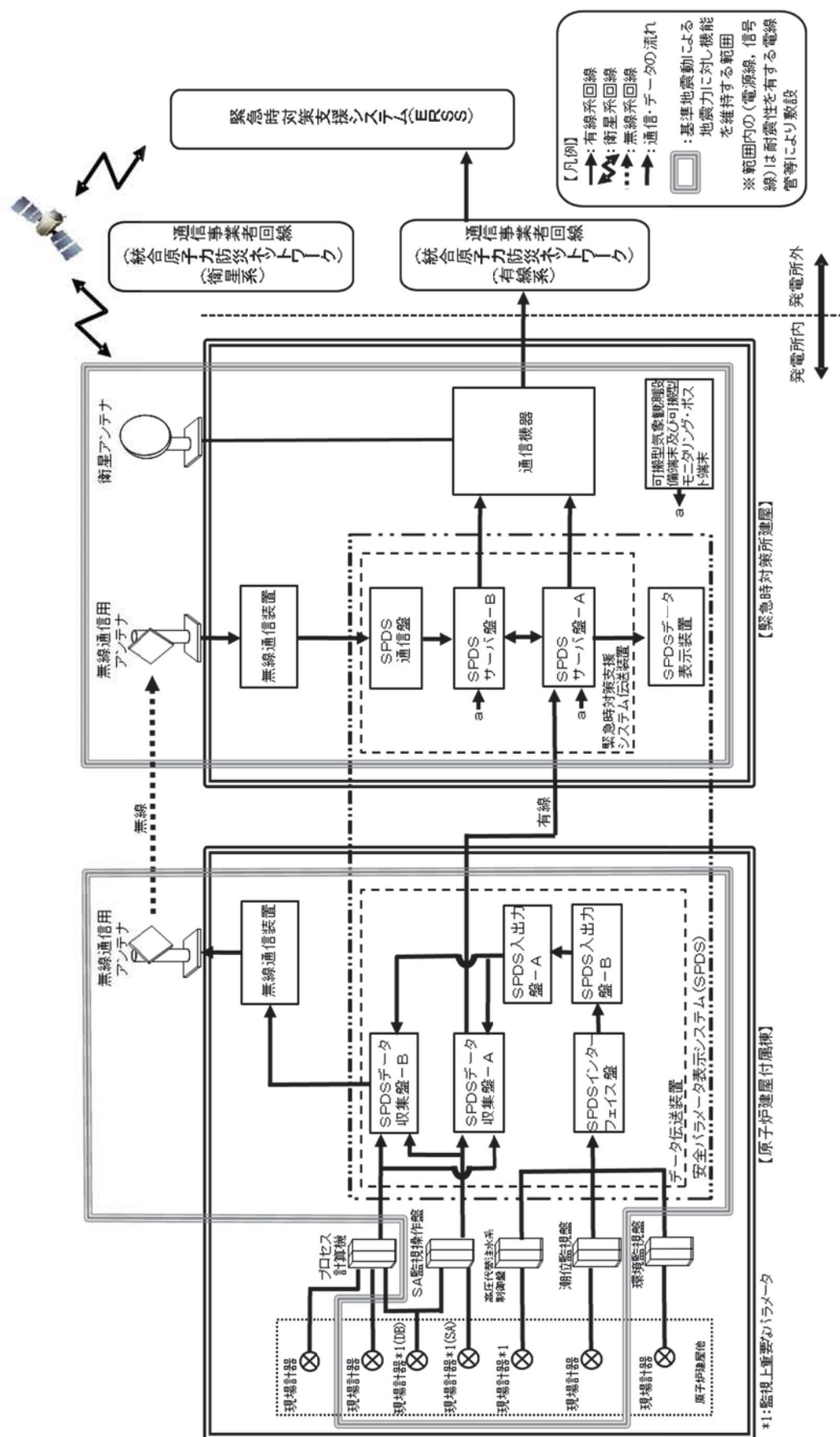


図3 安全パラメータ表示システム (SPDS) 及びデータ伝送設備の概略構成図

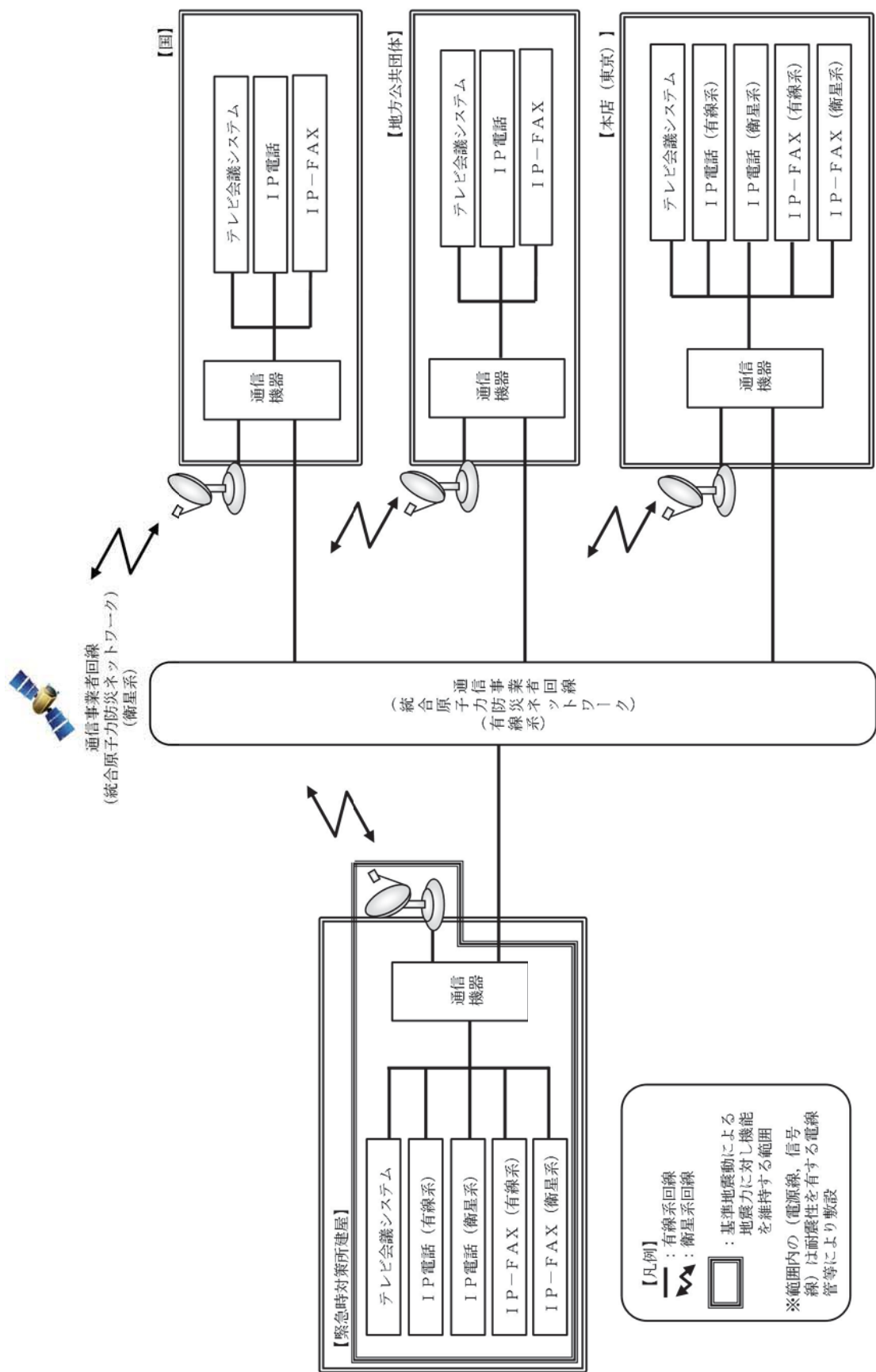


図 4 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備 (テレビ会議システム, IP 電話及び IP-FAX) の概略構成図

V-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、必要に応じて標識並びに非常灯（一部「東海, 東海第二発電所共用」（以下同じ。））及び誘導灯（一部「東海, 東海第二発電所共用」（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「V-1-1-12 非常用照明に関する説明書」表1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1-7-36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「V-1-1-12 非常用照明に関する説明書」に示す。

また、安全避難通路の視認性を高めるため及び非常灯、誘導灯が設置されていないエリアから安全避難通路までの避難経路の識別をより高めるため、必要に応じて標識を設ける設計とする。

V-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
2.3 重大事故等発生時の照明	2
3. 施設の詳細設計方針	2
3.1 避難用照明	2
3.2 設計基準事故が発生した場合に用いる照明	4
3.2.1 作業用照明	4
3.2.2 可搬型照明	5
3.3 重大事故等発生時の照明	8

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

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
	直流非常灯
	蓄電池内蔵型照明
	可搬型照明*
重大事故等発生時の照明	可搬型照明（S A）
	可搬型照明

注記 *：自主対策設備

2.1 避難用照明

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よう、避難用の照明として非常灯（一部「東海, 東海第二発電所共用」（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（一部「東海, 東海第二発電所共用」（以下同じ。）」を設ける設計とする。非常灯は、非常用ディーゼル発電機、蓄電池又は内蔵電池から給電可能な設計とし、誘導灯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

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、直流非常灯及び蓄電池内蔵型照明を設置する。

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及び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、非常用低圧母線に接続し、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。

直流非常灯及び蓄電池内蔵型照明は、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、現場機器室及びアクセスルートに設置する。直流非常灯は、蓄電池に接続し、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前までの間、点灯可能な設計とする。蓄電池内蔵型照明は、全交流動力電源喪失時においても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の間、点灯できるように内蔵蓄電池を備える設計とする。

作業用照明は、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ルクス以上（蛍光灯使用時は2ルクス以上））を有する設計とする。

設計基準事故に対応するための操作が必要な場所は、作業用照明を設置することにより作業が可能であるが、念のため、初動操作に対応するため運転員が常時滞在している中央制御室及び管理区域内における現場運転員集合場所である廃棄物処理操作室に内蔵電池にて点灯可能な可搬型照明（LEDライト、ランタン及びヘッドライト）を自主対策設備として配備する。自主対策設備である可搬型照明は、重大事故等発生時の照明である可搬型照明を使用する。

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おいても、中央制御室及び中央制御室待避室に運転員がとどまるために必要な照明設備並びに身体サーバイ及び作業服の着替え等を行うための区画を設けるために必要な照明設備として、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が可能な可搬型照明（SA）を配備する。

また、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「V-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が常時滞在する居室及び居室から地上へ通じる廊下、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 ルクス以上（蛍光灯使用時は 2 ルクス以上）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又は蓄電池から電力を供給できる設計、若しくは、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、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 1-8-36 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

名称
原子炉建屋原子炉棟
原子炉建屋付属棟（中央制御室含む）
原子炉建屋付属棟（廃棄物処理棟）
タービン建屋
サービス建屋
廃棄物処理建屋
固体廃棄物作業建屋
使用済燃料乾式貯蔵建屋
固体廃棄物貯蔵庫 A 棟
固体廃棄物貯蔵庫 B 棟
給水加熱器保管庫
275kV 超高压開閉所
常設代替高压電源装置置場
常設代替高压電源装置用カルバート（トンネル部）
常設代替高压電源装置用カルバート（立坑部）
緊急時対策所建屋

3.2 設計基準事故が発生した場合に用いる照明

3.2.1 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、直流非常灯及び蓄電池内蔵型照明を設置する。

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及び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、非常用低圧母線（モータコントロールセンタ 2C 系又は 2D 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。

直流非常灯及び蓄電池内蔵型照明は、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、現場機器室及びアクセスルートに設置する。直流非常灯及び蓄電池内蔵型照明は、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 95 分間）においても点灯できるように蓄電池又は内蔵蓄電池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。

直流非常灯及び蓄電池内蔵型照明は、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、現場機器室及び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。

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 1-8-36 図 非常用照明の取付箇所を明示した図面」に示す。

表 3 作業用照明の取付箇所

		給電元	設置箇所
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
	直流非常灯	非常用直流母線	中央制御室
	蓄電池内蔵型照明	内蔵蓄電池 (常用低圧母線) (非常用低圧母線)	中央制御室 現場機器室* アクセスルート

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。

- ・MS I V－L C S マニホールド室（原子炉建屋原子炉棟 3 階）
- ・エレベータ正面（原子炉建屋原子炉棟 4 階）
- ・F P C ポンプ室（原子炉建屋原子炉棟 4 階）
- ・（原子炉建屋付属棟 1 階，地下 1 階，地下 2 階）
- ・（原子炉建屋付属棟 地下 1 階）
- ・タービン建屋搬出入口（タービン建屋 1 階）

3.2.2 可搬型照明

非常用照明，直流非常灯及び蓄電池内蔵型照明により，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，念のため，運転員が常時滞在している中央制御室及び管理区域内における現場運転員集合場所である廃棄物処理操作室に十分な数量の可搬型照明を自主対策設備として配備し，昼夜，場所を問わず作業を可能とする。

可搬型照明の保管場所を添付図面「第 1-8-1 図から第 1-8-36 図 非常用照明の取付箇所を明示した図面」に示す。

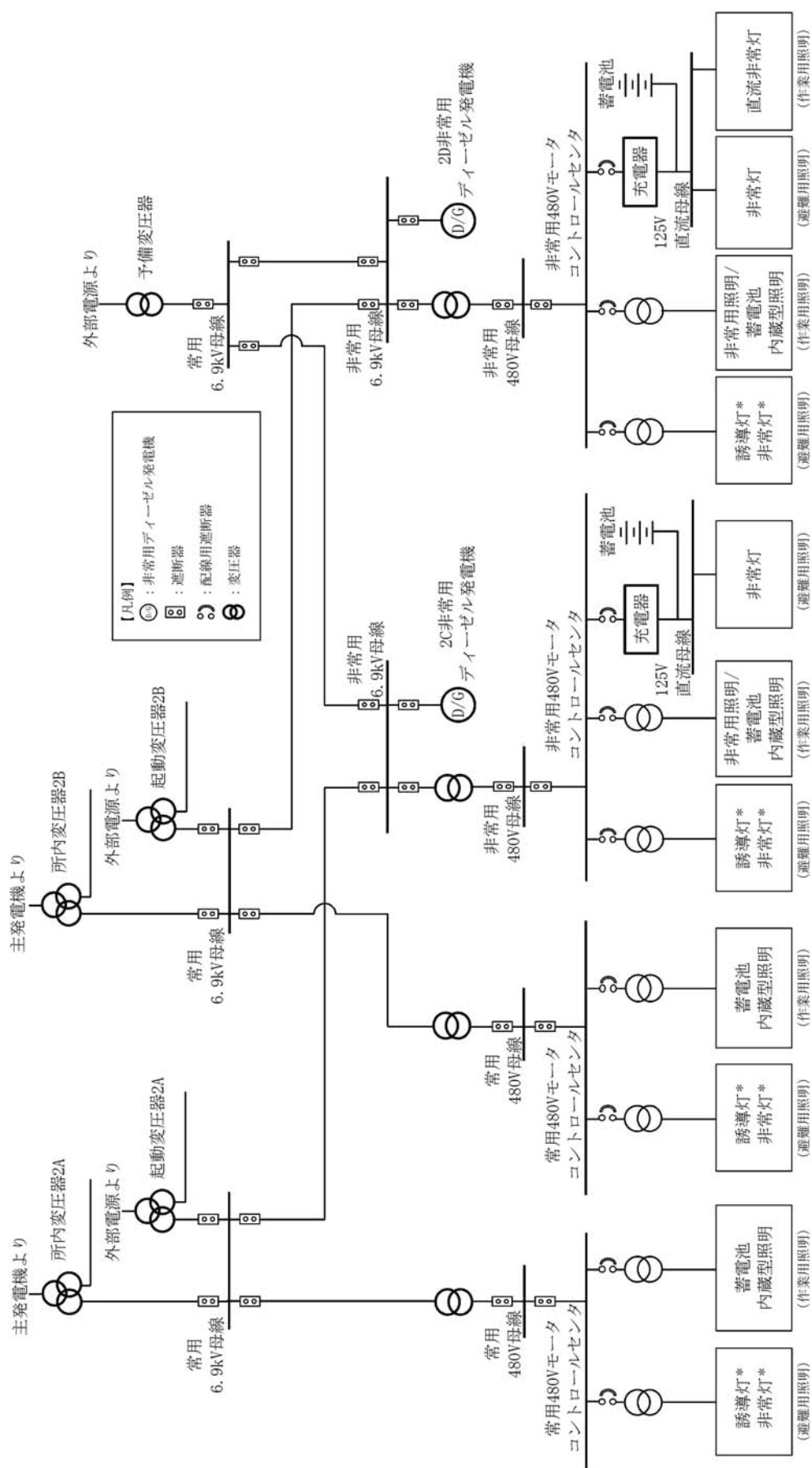
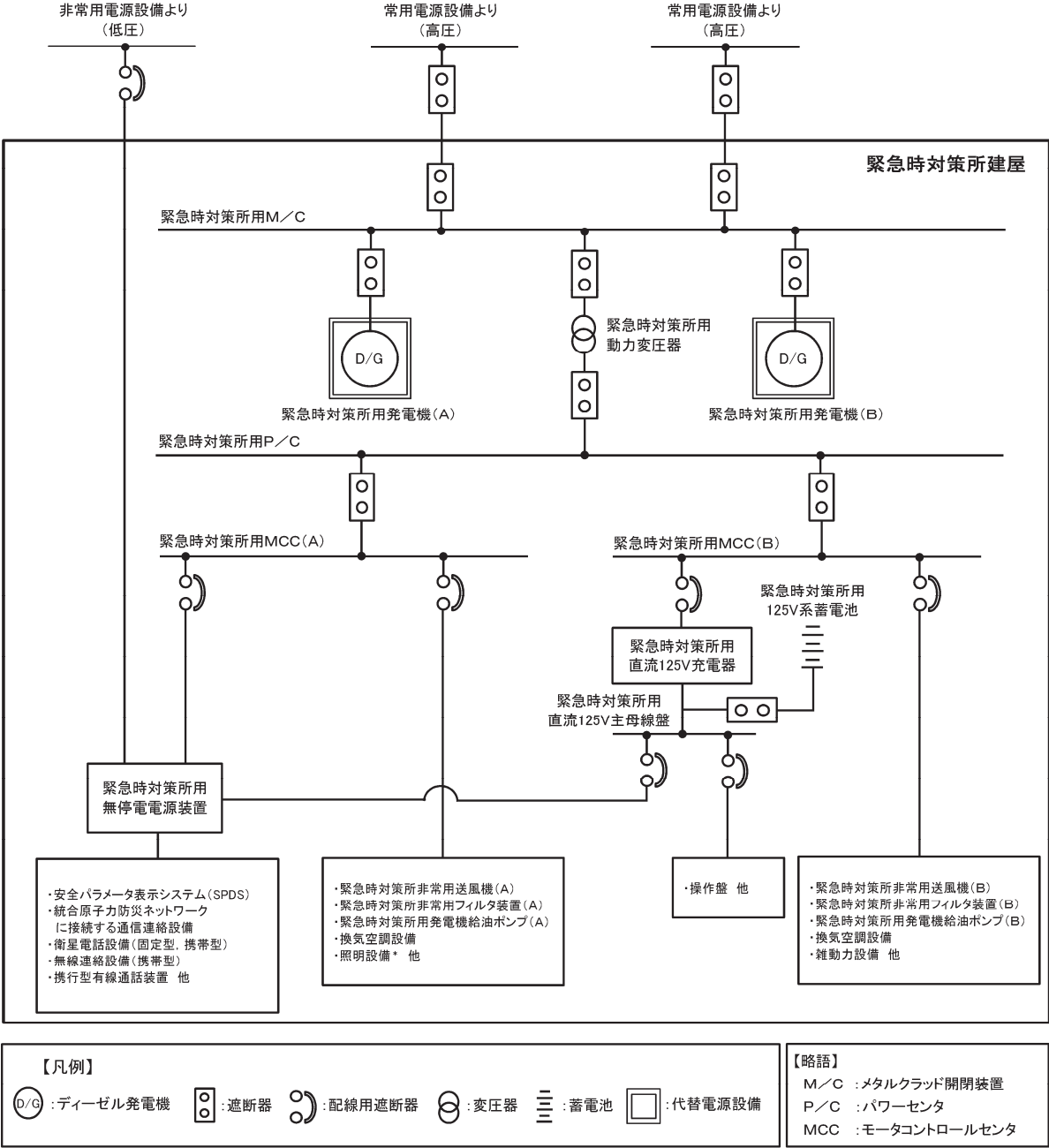


図1 照明電源系統図 (1/2)

※：蓄電池を内蔵した照明設備である。



注記 * : 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 (2/2)

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室での監視操作に必要な照度を確保するため及び中央制御室近傍の空調機械室に設けるチェンジングエリアでの身体サーベイ及び作業服の着替え等に必要な照度を確保するため、可搬型照明（S A）を配備する。

可搬型照明（S A）は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から電力の供給を可能とするため、緊急用モータコントロールセンタに接続された中央制御室近傍のコンセントに接続可能な設計とする。

可搬型照明（S A）の電源系統図を図2に示す。

可搬型照明（S A）は、重大事故等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室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、主制御盤垂直部平均で約20ルクス以上の照度を確保する設計とする。また、空調機械室に設けるチェンジングエリアの設置等に必要な照度として、照明全消灯状態にて設営、運用等が可能なことを確認している、5ルクス以上の照度を確保する設計とする。

可搬型照明（S A）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3個、中央制御室待避室に1個、身体サーベイ及び作業服の着替え等に必要な照度を有するものを3個使用するものとして、1セット7個とし、故障時のバックアップ用として2個の合計9個を保管する設計とする。なお、中央制御室内の可搬型照明（S A）については、バックアップも含めて分散して保管する。

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発生時において、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（S A）の保管場所を添付図面「第1-8-1図から第1-8-36図 非常用照明の取付箇所を明示した図面」に示す。

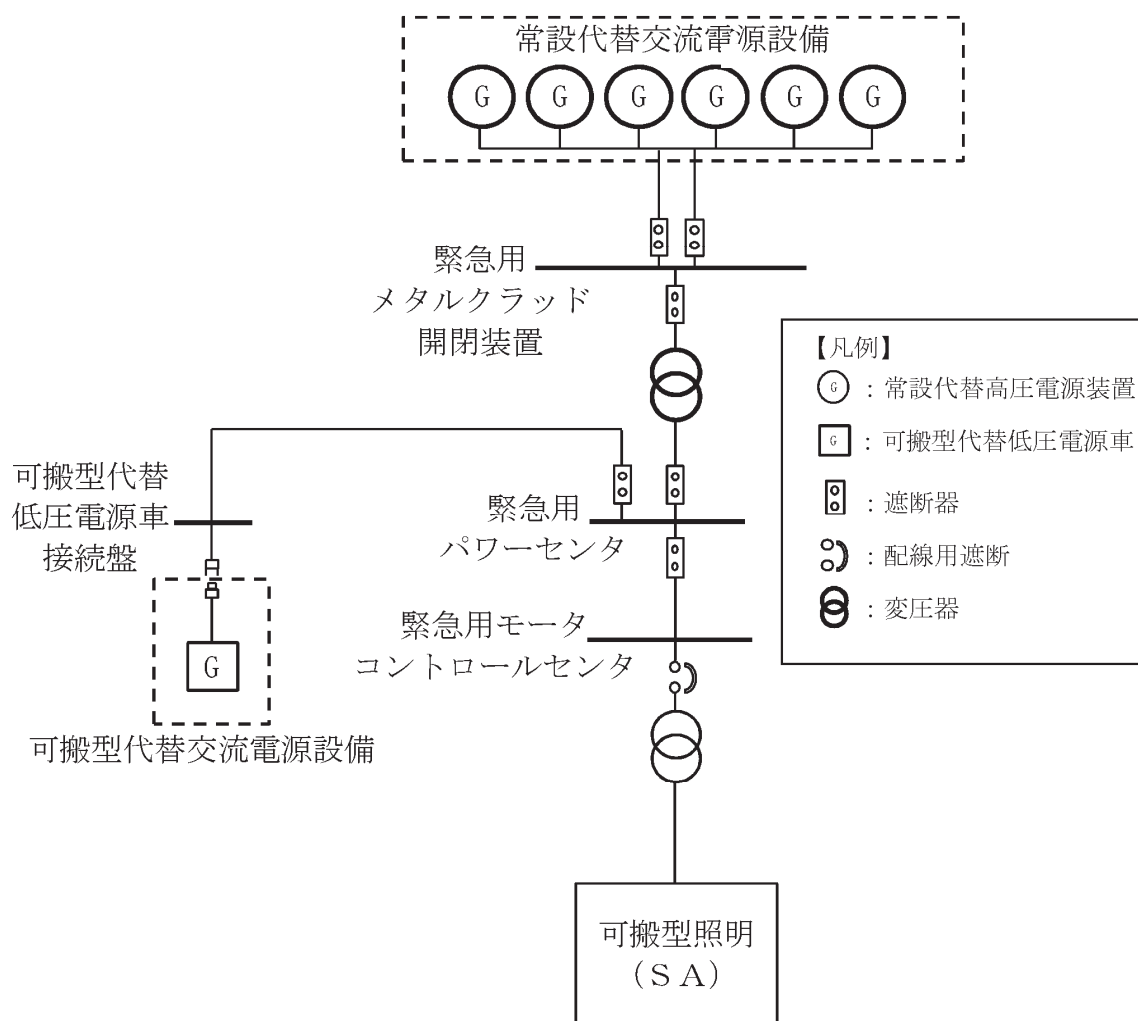


図 2 可搬型照明 (S A) 電源概略系統図

V-1-2-1 原子炉本体の基礎に関する説明書

目次

1. 概要	1
2. 一般事項	1
2.1 構造計画	1
2.2 設計条件	3
3. 耐震評価	4
3.1 一般事項	4
3.2 評価部位	8
3.3 地震応答解析及び構造強度評価	9
3.4 評価結果	23
4. 強度評価	27
4.1 一般事項	27
4.2 評価部位	28
4.3 構造強度評価	29
4.4 評価結果	30
5. コリウムシールドの機能維持について	31
5.1 構造の概要	31
5.2 機能維持の評価結果	32
6. 中間スラブ部の構造変更に伴う機能維持への影響について	33
6.1 中間スラブ内に設置される流路の機能維持について	33
6.2 中間スラブの強度維持対策の影響検討結果	34

1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉及びその付属設備の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第5条及び第50条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその付属設備の技術基準に関する規則の解釈」に基づき、原子炉本体の基礎が設計上定める条件において要求される強度を確保していることを説明するものである。

2. 一般事項

2.1 構造計画

原子炉本体の基礎の構造概要を図 2-1 に示す。原子炉本体の基礎は、円筒形の鉄筋コンクリート製の構造物であり、原子炉本体を原子炉圧力容器スカートを介して支持している。また原子炉本体の基礎の下端は原子炉建屋基礎盤に支持される。今回、基準地震動 S_s の策定及び原子炉本体の基礎が重大事故等対処施設の直接支持構造物となることから、「2.2. 設計条件」に示す荷重条件及び地震荷重に対して十分な構造を有することができる設計とする。

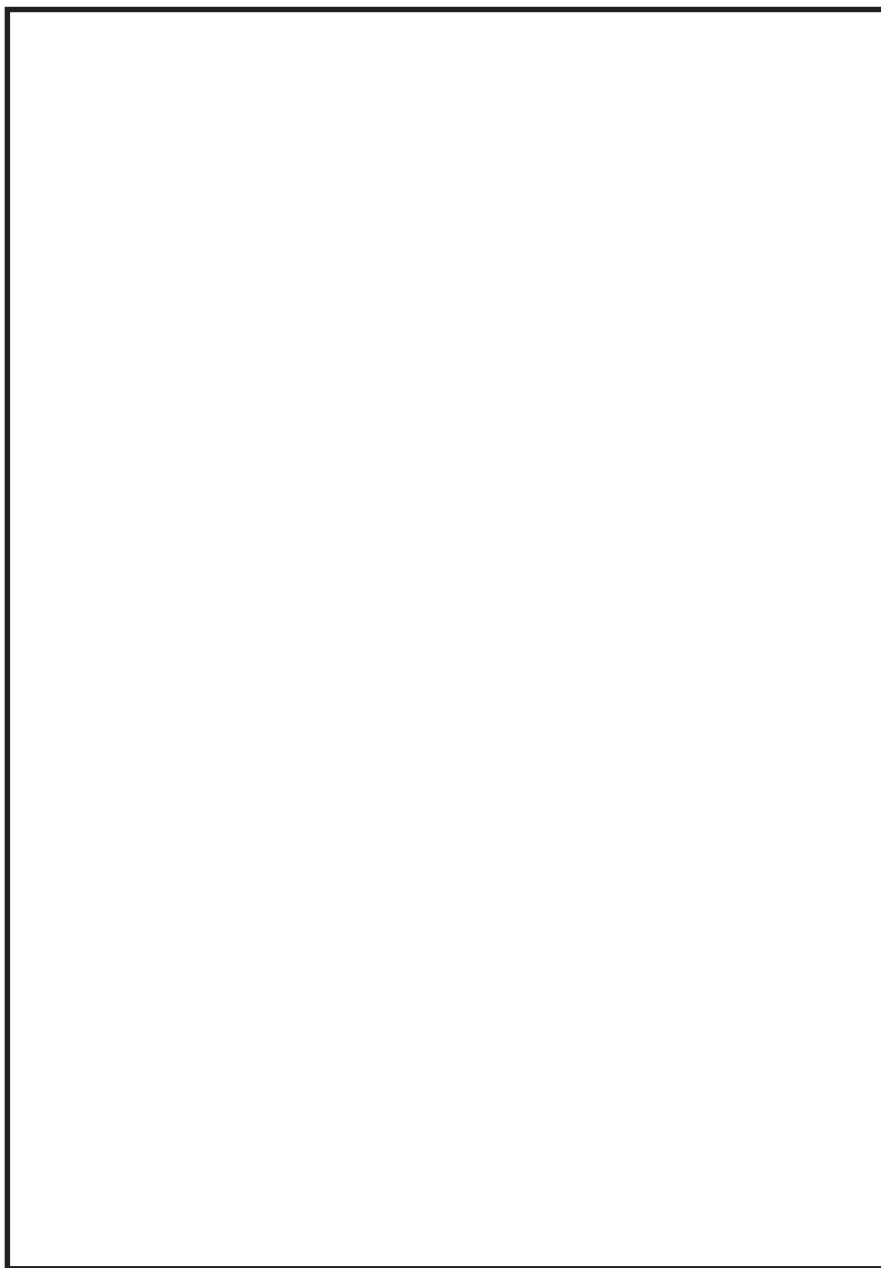


図 2-1 構造概要図（単位：mm）

2.2 設計条件

原子炉本体の基礎の主要諸元として構造材料及び設計上考慮する重量等について、以下(1)及び(2)に示す。本主要諸元等に基づく原子炉本体の基礎は、各設計条件として定めた添付書類「V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」による荷重条件及び添付書類「V-2-3-2 炉心、原子炉压力容器及び压力容器内部構造物並びに原子炉格納容器及び原子炉本体の基礎の地震応答計算書」による地震荷重を考慮しても構造上十分な強度を有する設計としている。

「3.耐震評価」及び「4.強度評価」において、各設計条件に対して構造上十分な強度を有することを説明する。

(1) 原子炉本体の基礎の構造材料

・コンクリート 設計基準強度 $F_c=22 \text{ N/mm}^2$ (225 kg/cm²)

・鉄筋

(2) 原子炉本体の基礎の設計上考慮する重量

- | | | |
|---|--|----|
| ・原子炉本体 | | kN |
| ・原子炉遮蔽 | | kN |
| ・コリウムシールド等の重大事故等時に
対処するための設備（水重量を含む） | | |
| 通常運転時 | | kN |
| 重大事故等時 | | kN |
| ・原子炉本体の基礎 | | kN |

3. 耐震評価

3.1 一般事項

3.1.1 評価方針

原子炉本体の基礎の応力評価は、「2.2. 設計条件」に示す荷重条件及び「3.3.2 荷重の組合せ及び許容限界」にて定める荷重の組合せ並びに許容限界に基づき、「2. 構造計画」にて示す原子炉本体の構造を踏まえた「3.2 評価部位」にて設定する箇所において、設計用地震力により発生する応力等が許容限界に収まることを「3.3 地震応答解析及び構造強度評価」にて示す方法にて確認することで実施する。確認結果を「3.4 評価結果」に示す。

原子炉本体の基礎の耐震評価フローを図 3-1 に示す。

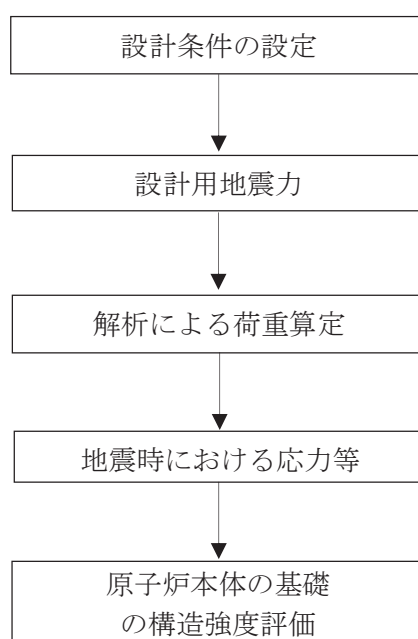


図 3-1 原子炉本体の基礎の耐震評価フロー

3.1.2 適用基準

適用基準を以下に示す。

- (1) 原子力発電所耐震設計技術指針 J E A G 4601-1987 (社) 日本電気協会
- (2) 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 4601・補-1984 (社) 日本電気協会
- (3) 原子力発電所耐震設計技術指針 J E A G 4601-1991 追補版 (社) 日本電気協会
- (4) 発電用原子力設備規格 (コンクリート製原子炉格納容器規格 J S M E S N E 1-2003) (日本機械学会 2003年12月) (以下「C C V 規格」という。)

3.1.3 記号の説明

記 号	記 号 の 説 明	単 位
a_{ty}	単位幅当りの鉄筋断面積	mm^2/m
a_w	面外せん断力に対する補強筋の断面積	mm^2
A	アンカーボルトの断面積	mm^2
A_0	アンカーボルトの断面積	$\text{mm}^2/\text{本}$
A_1	アンカーボルトのねじ部有効断面積	$\text{mm}^2/\text{本}$
A_c	コーン破壊面の有効投影面積	mm^2
b	断面の幅	mm
C	アンカーボルトの計算モデルにおける係数	—
d	断面の有効せい	mm
f_s	コンクリートの許容せん断応力度	N/mm^2
f_y	鉄筋の許容引張応力度及び許容圧縮応力度	N/mm^2
f_c	コンクリートの許容圧縮応力度	N/mm^2
f_c	鉄筋の許容圧縮応力度	N/mm^2
f_t	鉄筋の許容引張応力度	N/mm^2
f_t	鉄筋の面外せん断力に対する許容引張応力度	N/mm^2
F	アンカーボルトの引抜き力	N
F_c	コンクリートの設計基準強度	N/mm^2
j	断面の応力中心間距離	mm
K_1	コーン状破壊する場合の引張耐力の低減係数	—
l	中心軸から中立軸までの距離	mm
M	曲げモーメント	$\text{N} \cdot \text{mm}$
M_{ci}	N_{ci} によるモーメント ($i=1, 2, 3$)	$\text{N} \cdot \text{mm}$
M_{ti}	N_{ti} によるモーメント ($i=1, 2, 3$)	$\text{N} \cdot \text{mm}$
M_y	単位幅当りの曲げモーメント	$\text{kN} \cdot \text{m} / \text{m}$
n	アンカーボルトとコンクリートのヤング係数比	—
N	軸力	N
N_{ci}	ベアリングプレートに生じる荷重の合計 ($i=1, 2, 3$)	N
N_{ti}	アンカーボルトに生じる軸力の合計 ($i=1, 2, 3$)	N
N_y	単位幅当りの軸力	kN/m
p_t	主筋の鉄筋比	—
$p_{t\theta}$	円周方向主筋の鉄筋比	—
p_w	面外せん断力に対する補強筋の鉄筋比	—
Q	せん断力	N
Q_{A1}	コンクリートの許容面外せん断力	N
Q_{A2}	鉄筋で補強した場合のコンクリートの許容面外せん断力	N
Q_{pa}	コンクリートの短期許容せん断力	N
r	円筒胴の厚さの中心までの半径	mm
r_i	等価円筒の中心半径 ($i=1, 2, 3$)	mm
t	円筒胴の厚さ	mm
t_{ci}	ベアリングプレートの幅 ($i=1, 2, 3$)	mm

記 号	記 号 の 説 明	単 位
t_i	アンカーボルトの等価円筒板厚 ($i=1, 2, 3$)	mm
w_i	ベアリングプレートに生じる最大圧縮応力度 ($i=1, 2, 3$)	N/mm^2
x	面外せん断力に対する補強筋の間隔	mm
α_i	中立軸の位置を示す角度 ($i=1, 2, 3$)	rad
β	r / t	—
${}_c \varepsilon_c$	圧縮側コンクリートのひずみ	$\times 10^{-6}$
${}_s \varepsilon_c$	圧縮側鉄筋のひずみ	$\times 10^{-6}$
${}_s \varepsilon_t$	引張側鉄筋のひずみ	$\times 10^{-6}$
${}_c \varepsilon_{cu}$	圧縮側コンクリートの許容ひずみ	$\times 10^{-6}$
${}_s \varepsilon_{cu}$	圧縮側鉄筋の許容ひずみ	$\times 10^{-6}$
${}_s \varepsilon_{tu}$	引張側鉄筋の許容ひずみ	$\times 10^{-6}$
σ_0	外力による膜応力度	N/mm^2
σ_{ti}	アンカーボルトの最大引張応力度 ($i=1, 2, 3$)	N/mm^2
σ_{ta}	ねじ部有効断面でのアンカーボルトの引張応力度	N/mm^2
${}_c \sigma_c$	圧縮側のコンクリート応力度	N/mm^2
${}_s \sigma_c$	圧縮側の鉄筋応力度	N/mm^2
${}_s \sigma_t$	引張側の鉄筋応力度	N/mm^2
τ_{H1}	荷重状態Ⅲのコンクリートの許容面外せん断応力度	N/mm^2
τ_{H2}	荷重状態Ⅳ及びⅤのコンクリートの許容面外せん断応力度	N/mm^2
τ_{R1}	荷重状態Ⅲのコンクリートの許容面外せん断応力度	N/mm^2
τ_{R2}	荷重状態Ⅳ及びⅤのコンクリートの許容面外せん断応力度	N/mm^2
Φ	低減係数	—

3.1.4 計算精度と数値の丸め方

精度は6桁以上を確保する。

表示する数値の丸め方は表3-1に示すとおりとする。

表 3-1 表示する数値の丸め方

数値の種類	単位	処理桁	処理方法	表示桁
震度	—	小数点以下第3位	切上げ	小数点以下第2位
モーメント	kN・m	小数点以下第1位	切上げ	整数位
せん断力	kN	小数点以下第1位	切上げ	整数位
温度	℃	—	—	整数位
長さ	mm	—	—	整数位 *1
断面積	mm ²	有効数字5桁目	四捨五入	有効数字4桁 *2
算出応力	MPa	小数点以下第2位	切上げ	小数点以下第1位
許容応力	MPa	小数点以下第1位	切捨て	整数位

注 *1：設計上定める値が小数点以下第1位の場合は、小数点以下第1位表示とする。

*2：絶対値が1000以上のときは、べき数表示とする。

3.2 評価部位

原子炉本体の基礎の耐震評価は、「2.1 構造計画」に示す条件に基づき、耐震評価上厳しくなる原子炉本体の基礎円筒部（A部～D部）及び脚部アンカー部について実施する。原子炉本体の基礎の耐震評価部位について、図 3-2 の概略構造図に示す。

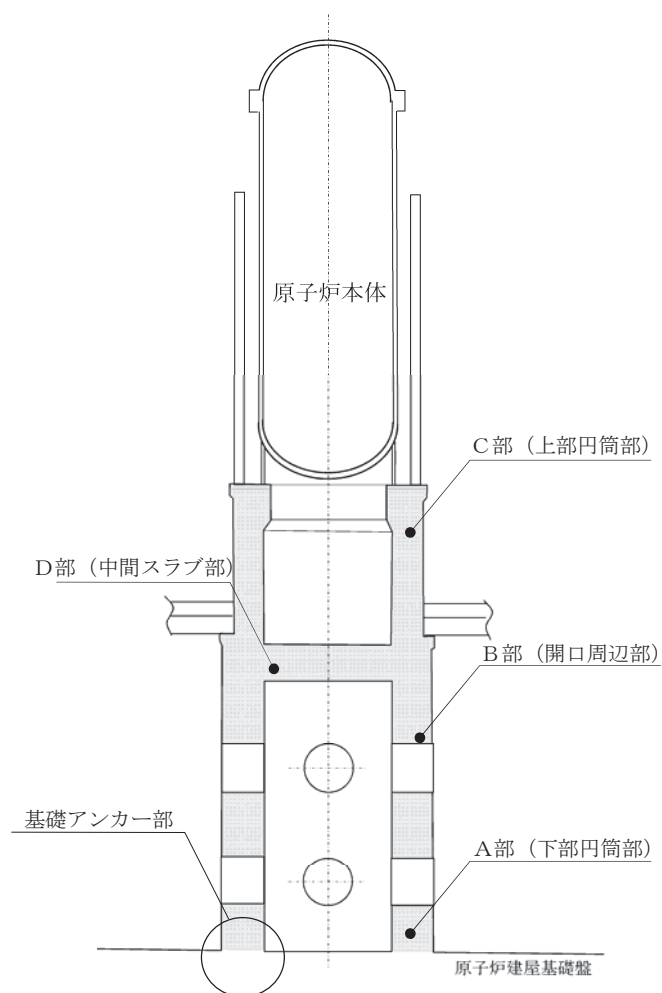


図 3-2 原子炉本体の基礎の評価部位

3.3 地震応答解析及び構造強度評価

3.3.1 地震応答解析及び構造強度評価方法

- (1) 原子炉本体の基礎は、その最下端が原子炉建屋の基礎版上（EL. -4.0 m）に固定された円筒形で平面的に軸対称形の構造をしているが、非対称形の荷重に対応できるように中間スラブと円筒部全体を三次元的にモデル化し有限要素法による弾性解析を行う。
- (2) 原子炉本体の基礎の解析モデルを図 3-3 に示す。有限要素分割は四辺形及び三角形を用いて行うが、この要素は均質等方性材料による板要素で、板の曲げと膜力とが同時に考慮されている。
- (3) 解析コードは「MSC NASTRAN」を使用し、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「V-5-1 計算機プログラム（解析コード）の概要MSC NASTRAN」に示す。

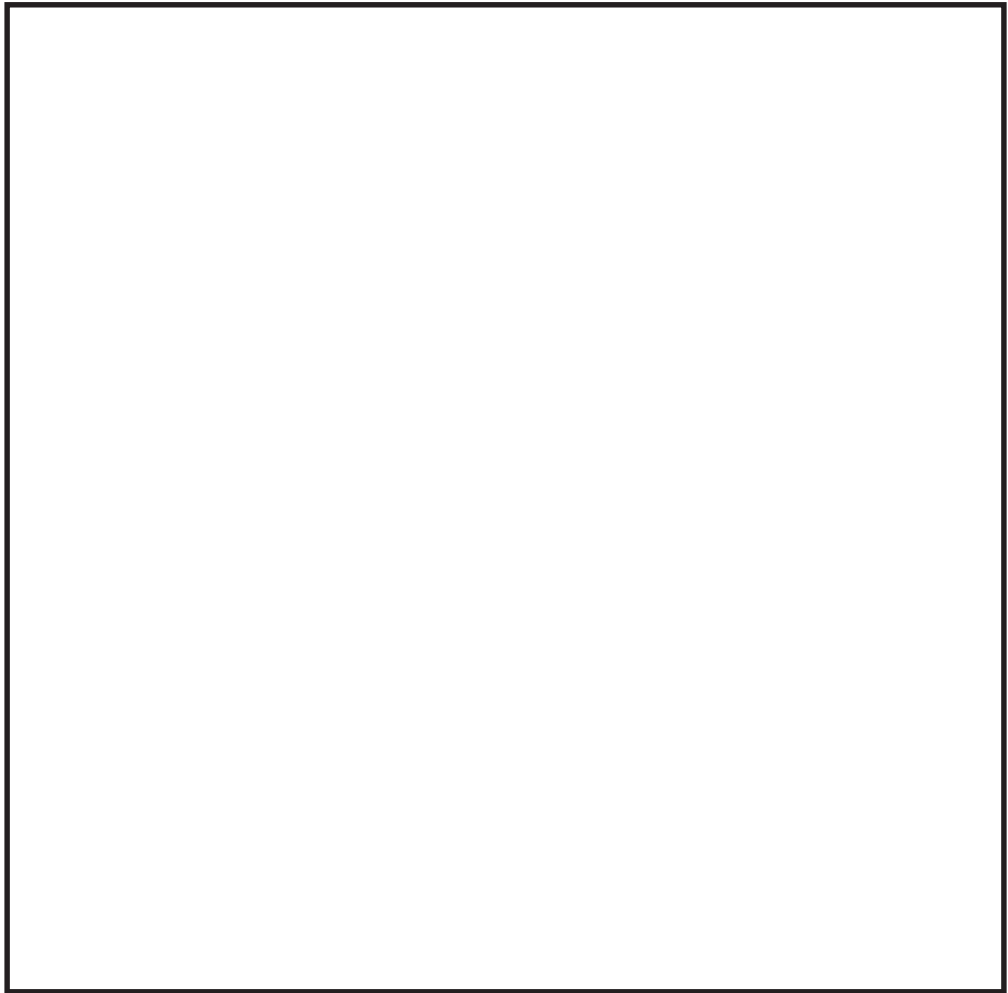


図 3-3 原子炉本体の基礎の解析モデル

3.3.2 荷重の組合せ及び許容限界

3.3.2.1 荷重の組合せ

荷重の組み合わせは、添付書類「V-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書」に基づき設定する。設計基準対象施設としての荷重の組合せを表 3-2 に、重大事故等時の機能維持評価における荷重の組合せを表 3-3 に示す。

表 3-2 設計基準対象施設としての荷重の組合せ

荷重番号	荷重の組合せ	設計条件	備 考* ¹
(3)	$D + O + S_d^*$	短期	No. 13
(4)	$D + O + S_s$	機能維持 の検討	No. 14
(5)	$D + O + L^* + S_d^*$		No. 15及び16

注記：* 1 添付書類「V-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書」の表 3-10 設計基準対象施設の荷重の組合せとの関連を示す。

* 2 異常時荷重の圧力と温度については時間のずれを考慮する。

* 3 地震荷重と組合せる場合は、異常発生直後を除くその後の状態の荷重と組合せる。

D : 鉛直荷重

O : 通常運転時荷重

L : 異常時荷重

S_d^* : 弾性設計用地震動 S_d により定まる地震力又は静的地震力

S_s : 基準地震動 S_s により定まる地震力

表 3-3 重大事故等時の機能維持評価における荷重の組合せ

荷重記号	荷重の組合せ	設計条件	備 考* ¹
(b)	$D_{SA} + O + L_{SA(L)} + S_d$	機能維持 の検討	SA 7
(c)	$D_{SA} + O + L_{SA(LL)} + S_s$		SA 8

注記：* 1 添付書類「V-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書」の表 3-11 重大事故等時の荷重の組合せとの関連

D_{SA} : 鉛直荷重

O : 通常運転時荷重

$L_{SA(L)}$: 重大事故後長期に想定される異常時荷重

$L_{SA(LL)}$: 重大事故後長々期に想定される異常時荷重

S_d : 弾性設計用地震動 S_d により定まる地震力

S_s : 基準地震動 S_s により定まる地震力

3.3.2.2 許容限界

原子炉本体の基礎における設計基準対象施設としての許容限界を表 3-4～表 3-8 に示す。また重大事故等時の機能維持評価における許容限界を表 3-9～表 3-11 に示す。

表 3-4 コンクリートの許容応力度（設計基準対象施設）

荷重状態	圧縮応力度 (N/mm ²)		せん断応力度 (N/mm ²)
	応力状態 1	応力状態 2	
Ⅲ	14.6	16.5	1.06

表 3-5 鉄筋の許容応力度（設計基準対象施設）

荷重状態	圧縮 (N/mm ²)	引張り (N/mm ²)	せん断 (N/mm ²)
Ⅲ	345	345	345

表 3-6 コンクリート及び鉄筋の許容ひずみ（設計基準対象施設）

荷重状態	コンクリートひずみ	鉄筋ひずみ	
	圧縮	圧縮	引張り
Ⅳ	0.003	0.005	0.005

表 3-7 円筒部の許容面外せん断力（設計基準対象施設）

荷重状態	荷重番号	面外せん断力*1 (N/mm)			
		評価部位			
		A	B	C	D
Ⅲ	3	2992	1551	1364	576
Ⅳ	4	3990	1757	1717	576

注記：*1 3.3.5 (3) で求めた各評価部位の許容限界を示す。

表 3-8 脚部アンカー部の許容応力度及び許容引抜き力
(設計基準対象施設)

荷重状態	アンカーボルト 引張応力度* ¹ (N/mm ²)	アンカー定着部 引抜き力* ¹ (N/2.65°)
Ⅲ	651	8.084×10^5
Ⅳ	651	1.077×10^6

注記：* 1 3.3.5 (4)で求めた許容限界を示す。

表 3-9 コンクリート及び鉄筋の許容ひずみ (重大事故等時における機能維持評価)

荷重状態	コンクリートひずみ	鉄筋ひずみ	
	圧縮	圧縮	引張り
V	0.003	0.005	0.005

表 3-10 円筒部の許容面外せん断力 (重大事故等時における機能維持評価)

荷重状態	荷重記号	面外せん断力* ¹ (N/mm)			
		評価部位			
		A	B	C	D
V	(b)	3990	2296	1896	576
	(c)	3990	2131	1794	576

注記：* 1 3.3.5 (3)で求めた各評価部位の許容限界を示す。

表 3-11 脚部アンカー部の許容応力度及び許容引抜き力
(重大事故等時における機能維持評価)

荷重状態	アンカーボルト 引張応力度 (N/mm ²)	アンカー定着部 引抜き力 (N/2.65°)
V	651	1.077×10^6

注記：* 1 3.3.5 (4)で求めた許容限界を示す。

3.3.3 解析モデル及び諸元

- (1) 原子炉本体の基礎は、原子炉圧力容器、原子炉遮蔽を支持する構造物であるため、解析における各構造物の重量については、原子炉本体の基礎上面に等分布荷重として負荷させる。また、原子炉圧力容器内の冷却水については、保守的に通常運転時における状態として評価する。
- (2) コリウムシールド等の中間スラブに設置する構造物の重量は、中間スラブ上に等分布荷重として負荷させる。
- (3) 原子炉本体の基礎の鉄筋コンクリートの解析諸元を表 3-12 に示す。
- (4) 設計基準対象施設に対する評価及び重大事故等時の機能維持評価において考慮する圧力荷重及び水力学的動荷重を表 3-13 に示す。

表 3-12 鉄筋コンクリートの解析諸元

解析諸元	数 値
コンクリートの縦弾性係数	$2.06 \times 10^7 \text{ kN/m}^2$
コンクリートのせん断弾性係数	$8.83 \times 10^6 \text{ kN/m}^2$
コンクリートのポアソン比	0.167
コンクリートの線膨張係数	$1.0 \times 10^{-5} / ^\circ\text{C}$
鉄筋コンクリートの単位体積重量	24 kN/m^3

表 3-13 考慮する圧力荷重及び水力学的動荷重

	設計基準対象施設 としての評価	重大事故等時の 機能維持評価
圧力荷重 (kN/m ²)		
水力学的動荷重 (kN/m ²)		
熱荷重 (℃)		

注記 * 1 重大事故等時の機能維持評価に考慮するSRV作動時直接作用荷重は1.1倍を適用する。
* 2 事故時の熱荷重は、「CCV規格」CVE-3330の規定に基づき、評価荷重として考慮しない。

3.3.4 設計用地震力

評価に用いる設計用地震力を表3-14に示す。設計用地震力は、原子炉本体の基礎の標高に応じて原子炉建屋基礎盤位置 (EL. m)，中間スラブ部位置 (EL. m) 及び原子炉基礎の本体上端部位置 (EL. m) を適用する。

「弾性設計用地震動 S_d 又は静的震度」及び「基準地震動 S_s 」による地震力は、添付書類「V-2-3-2 炉心，原子炉压力容器及び原子炉内部構造物並びに原子炉格納容器及び原子炉本体の基礎の地震応答計算書」で算出された地震荷重を用いる。

表 3-14 設計用地震力

標高 (m)	弾性設計用地震動 S_d 又は静的震度		基準地震動 S_s	
	せん断力 (kN)	曲げ モーメント (kN・m)	せん断力 (kN)	曲げ モーメント (kN・m)

3.3.5 計算方法

(1) 基本方針

鉄筋コンクリート躯体の構造の検討は構造解析で得られた荷重を基に実施する。

荷重状態Ⅲについては、軸力及び曲げモーメントによる鉄筋の引張応力度及びコンクリートの圧縮応力度並びに面外せん断力を算定し、「CCV規格」に基づき設定した各許容値を超えないことを確認する。荷重状態Ⅳ及びⅤについては、軸力及び曲げモーメントによる鉄筋及びコンクリートのひずみ並びに面外せん断力を算定し、「CCV規格」に基づき設定した各許容値を超えないことを確認する。

(2) 軸力と曲げモーメントに対する検討

a. 荷重状態Ⅲ

各断面は、軸力及び曲げモーメントを受ける鉄筋コンクリート造長方形仮想柱として算定する。

荷重状態Ⅲにおいて、軸力及び曲げモーメントによる鉄筋の引張応力度及びコンクリートの圧縮応力度を算定する際は、「CCV規格」のCVE-3511.1に基づき、表3-4及び表3-5に示す許容応力度を超えないことを確認する。

b. 荷重状態Ⅳ及びⅤ

各断面は、軸力及び曲げモーメントを受ける鉄筋コンクリート造長方形仮想柱として算定する。

荷重状態Ⅳ及びⅤにおいて、軸力及び曲げモーメントによる鉄筋及びコンクリートのひずみを算定する際は、「CCV規格」のCVE-3511.2に基づき、表3-6及び表3-7に示す許容ひずみを超えないことを確認する。ここで、鉄筋のひずみ算定において、発生応力度が鉄筋の降伏応力度を超える場合は、エネルギー一定則に基づきひずみを算定する。

軸力及び曲げモーメントによる鉄筋及びコンクリートのひずみを算定する際のコンクリート及び鉄筋の応力度－ひずみ関係図を図3-4に示す。

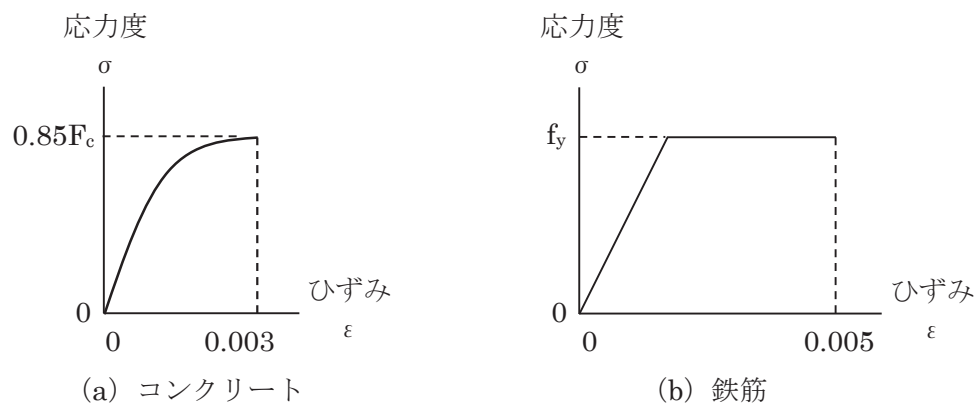


図3-4 コンクリート及び鉄筋の応力度－ひずみ関係図

(3) 面外せん断力に対する検討

断面の評価は、「CCV規格」に基づき、評価対象部位に生じる面外せん断力が、評価部位毎に定められた計算式を基に算定した許容面外せん断力を超えないことを確認する。

評価部位の形状から、評価部位A部を「CCV規格」の「シェル部の基部」、評価部位B部及びC部を「CCV規格」の「シェル部」、D部を「トップスラブ部および底部」とみなして評価を行う。

a. 評価部位A部

評価部位A部には、以下の計算式を基に算定したCVE-3514の「シェル部の基部」の許容面外せん断応力度を用いる。

(a) 荷重状態Ⅲ

$$\tau_{H1} = \tau_{H2} \times 0.75$$

ここで、

τ_{H1} : 荷重状態Ⅲのコンクリートの許容面外せん断応力度 (N/mm²)

τ_{H2} : (b)に定める荷重状態Ⅳ及びⅤのコンクリートの許容面外せん断応力度 (N/mm²)

(b) 荷重状態Ⅳ及びⅤ

$$\tau_{H2} = 10 \cdot p_{t\theta} \cdot f_y / (13.2 \cdot \sqrt{\beta} - \beta)$$

ここで、

τ_{H2} : 荷重状態Ⅳ及びⅤのコンクリートの許容面外せん断応力度 (N/mm²)

$p_{t\theta}$: 円周方向主筋の鉄筋比 (—)

f_y : 鉄筋の許容引張応力度及び許容圧縮応力度 (N/mm²)

β : 次の式により求めた値

$$\beta = r / t$$

r : 円筒胴の厚さの中心までの半径 (mm)

t : 円筒胴の厚さ (mm)

b. 評価部位B部及びC部

評価部位B部及びC部には、以下の計算式を基に算定したCVE-3513の「シェル部」の許容面外せん断応力度を用いる。

(a) 荷重状態Ⅲ

$$\tau_{R1} = \tau_{R2} \times 0.75$$

ここで、

τ_{R1} : 荷重状態Ⅲのコンクリートの許容面外せん断応力度 (N/mm²)

τ_{R2} : (b)に定める荷重状態Ⅳ及びⅤのコンクリートの許容面外せん断応力度 (N/mm²)

(b) 荷重状態Ⅳ及びⅤ

$$\tau_{R2} = \min(\tau_{R21}, \tau_{R22})$$

$$\tau_{R21} = \Phi \cdot \{0.1 \cdot (p_t \cdot f_y - \sigma_0) + 0.5p_w \cdot f_y + 0.235 \cdot \sqrt{F_c}\}$$

$$\tau_{R22} = 1.10\sqrt{F_c}$$

ここで,

τ_{R2} : 荷重状態Ⅳ及びⅤのコンクリートの許容面外せん断応力度 (N/mm²)

p_t : 主筋の鉄筋比 (－)

f_y : 鉄筋の許容引張応力度および許容圧縮応力度 (N/mm²)

σ_0 : 外力による膜応力度 (引張の符号を正とする) (N/mm²)

p_w : 面外せん断力に対する補強筋の鉄筋比 (－)

$$p_w = a_w / (b \cdot x)$$

a_w : 面外せん断力に対する補強筋の断面積 (mm²)

b : 断面の幅 (mm)

x : 面外せん断力に対する補強筋の間隔 (mm)

Φ : 低減係数であり, 次の計算式により計算した値 (1を超える場合は1, 0.58未満の場合は0.58とする)

$$\Phi = 1 / \sqrt{M / (Q \cdot d)}$$

M : 曲げモーメント (N・mm)

Q : せん断力 (N)

d : 断面の有効せい (mm)

b. 評価部位D部

評価部位D部には, 以下の計算式を基に算定したCVE-3522の「トップスラブ部および底部」の許容面外せん断力を用いる。

(a) 荷重状態Ⅲ, Ⅳ及びⅤ

$$Q_{A1} = b \cdot j \cdot f_s$$

ここで,

Q_{A1} : コンクリートの許容面外せん断力 (N)

b : 断面の幅 (mm)

j : 断面の応力中心間距離 (mm)

f_s : コンクリートの許容せん断応力度 (N/mm²)

面外せん断力が Q_{A1} を超える場合にあつては, 次式で計算した値

$$Q_{A2} = b \cdot j \cdot \{ \alpha \cdot f_s + 0.5 \cdot p_w \cdot f_t \cdot (p_w - 0.002) \}$$

ここで,

Q_{A2} : 鉄筋で補強した場合のコンクリートの許容面外せん断力 (N)

b : 断面の幅 (mm)

j : 断面の応力中心間距離 (mm)

f_s : コンクリートの許容せん断応力度 (N/mm²)

p_w : 面外せん断力に対する補強筋の鉄筋比 (ただし, 0.002以上とする。) (－)

$$p_w = a_w / (b \cdot x)$$

a_w : 面外せん断力に対する補強筋の断面積 (mm²)

b : 断面の幅 (mm)

x : 面外せん断力に対する補強筋の間隔 (mm)

f_t : 鉄筋の面外せん断力に対する許容引張応力度 (荷重状態Ⅳの場合は、荷重状態Ⅲの値とする) (N/mm²)

(4) アンカー部の検討

a. アンカーボルトの計算モデル

アンカーボルトの応力は次に示す仮定にもとづいて計算する。

- ① アンカーボルトの等価円筒及び荷重分布は図3-5に示す円周上3列のボルトサークルの平均径とする。また、そのボルトサークル上にボルトの全本数がある。
- ② 応力は最大引張応力 (σ_t) から最大圧縮応力 (n_w) まで直線的に変化する。
- ③ アンカーボルトに加わる荷重は平均径のサークル上のボルトの全断面積に等しい厚さの等価円筒に加わるものとする。

荷重と応力の釣合いを、図3-5に示す。このときの中立軸の位置と応力の関係は、次式で表される。

$$\frac{\sigma_{ti}}{n \cdot w_i} = \frac{1 + \cos \alpha_i}{1 - \cos \alpha_i} \dots \dots \dots (3.1)$$

また、軸力N及び曲げモーメントMの釣合いより、

 (3.2)
 (3.3)

アンカーボルトに生じる応力の合計 N_{ti} 、ベアリングプレートに生じる応力の合計 N_{ei} とそれぞれの応力によるモーメント M_{ti} 、 M_{ei} は、次式により表せる。



前述の関係より σ_t 及び w は、次式で表される。



..... (3.4)



..... (3.5)

ここで、



実際の釣合い状態は、(3.1) 式の α を仮定して求める。

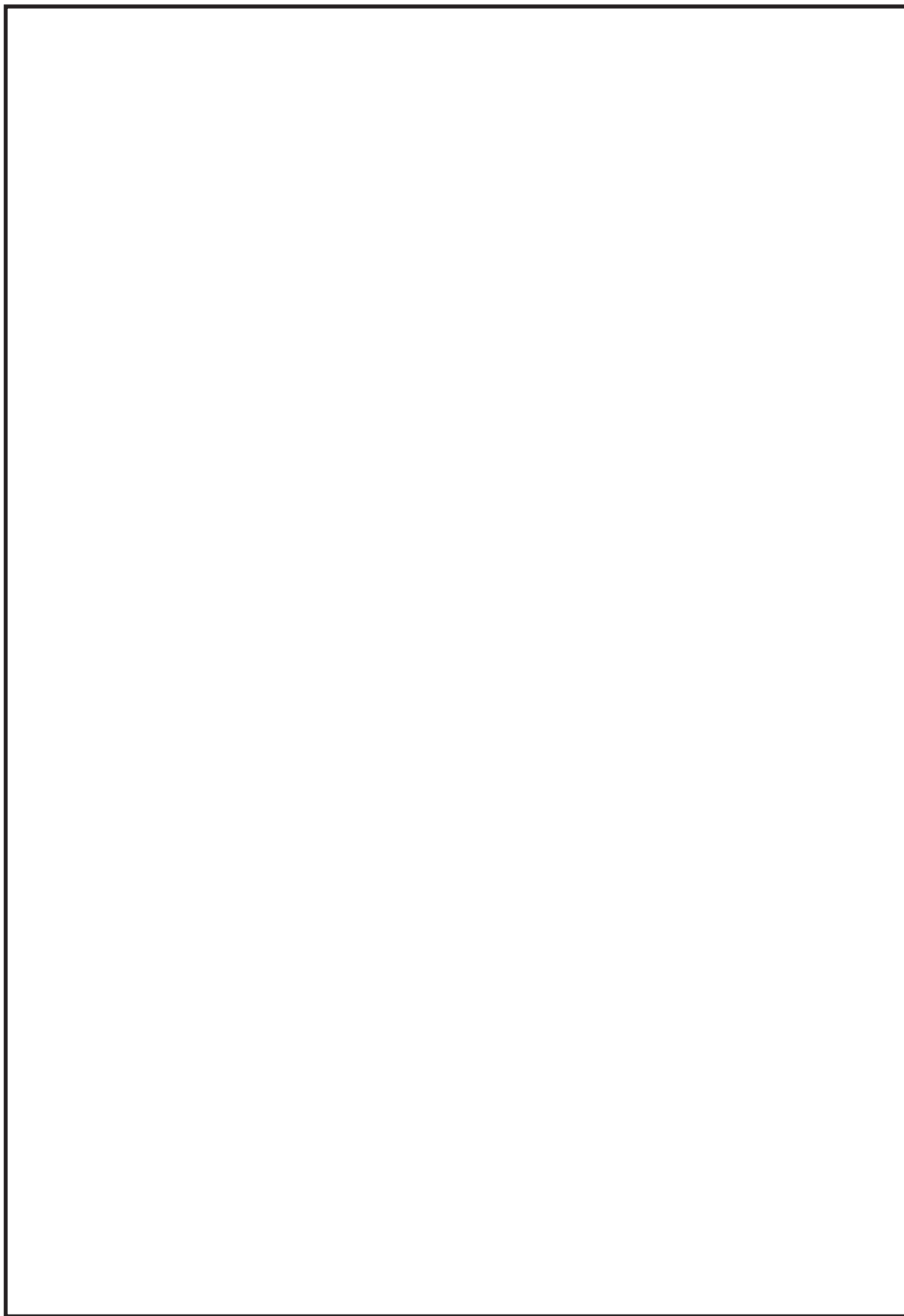


図3-5 アンカー部の計算モデル

b. アンカーボルトの最大引張応力度

図3-5に示すモデルを用いた計算により、円筒断面のコンクリート柱としてアンカーボルトに生じる最大引張応力度 σ_t を求める。

この値より、ねじ部有効断面でのアンカーボルトの引張応力度 σ_{ta} を以下の式で求める。

$$\sigma_{ta} = \sigma_t \cdot \frac{A_0}{A_1}$$

ここで、

A_0 : アンカーボルトの断面積 (mm²/本)

A_1 : アンカーボルトのねじ部有効断面積 (mm²/本)

a. アンカーボルトの定着

アンカーボルトの引抜き力は、せん断力により原子炉格納容器底部へ伝達させる。

アンカーボルトの引抜き力 F は

$$F = \sigma_t \cdot A$$

で求められ、下式で示すコンクリートの短期許容せん断力 Q_{pa} 未満であることを確認する。

$$Q_{pa} = K_1 \cdot A_c \cdot \sqrt{F_c} \cdot \sqrt{\frac{9.80665}{100}}$$

ここで、

A : アンカーボルトの断面積 (mm²/)

K_1 : コーン状破壊する場合の引張耐力の低減係数

A_c : コーン破壊面の有効投影面積

F_c : コンクリートの設計基準強度

3.3.6 計算条件

応力解析に用いる荷重条件等は、「3.3.3 項 解析モデル及び諸元」及び「3.3.4 項 設計用地震力」に示す。

3.3.7 応力等の評価

「3.3.5 項 計算方法」で求めた応力等が、表 3-4～表 3-7 に記載される値以下であること。

3.4 評価結果

3.4.1 設計基準対象施設としての評価結果

原子炉本体の基礎の設計基準対象施設としての耐震評価結果を以下に示す。発生値は許容値を満足しており，設計用地震力に対して十分な構造強度を有することを確認した。

(1) 原子炉本体の基礎円筒部

原子炉本体の基礎円筒部の設計基準対象施設としての断面算定結果を表 3-15～表 3-17 に示す。全ての評価箇所において許容値以下である。

表 3-15 荷重状態Ⅲ 軸力及び曲げモーメントによる応力検討結果（たて方向）

箇所名	荷重番号	応力状態	設計応力		a ty (mm ² /m)	引張応力及び圧縮応力			許容値			判定
			N _y (kN /m)	M _y (kN・m /m)		c σ c N/mm ²	s σ c N/mm ²	s σ t N/mm ²	c f c N/mm ²	s f c N/mm ²	s f t N/mm ²	
A	3	2	3784	-842	11998	0.0	115.1	200.4	-16.5	-345	345	可
B	3	2	8778	-1091	15970	0.0	233.4	316.4	-16.5	-345	345	可
C	3	2	815	-297	9697	0.0	13.0	71.1	-16.5	-345	345	可
D	3	2	-508	-39	7095	-0.8	-10.3	-4.8	-16.5	-345	345	可

注1： は検討応力の最大値を示す。

表 3-16 荷重状態Ⅳ 軸力及び曲げモーメントによるひずみ検討結果（たて方向）

箇所名	荷重番号	応力状態	設計応力		a ty (mm ² /m)	引張ひずみ及び圧縮ひずみ			許容値			判定
			N _y (kN /m)	M _y (kN・m /m)		c ε c (×10 ⁻⁶)	s ε c (×10 ⁻⁶)	s ε t (×10 ⁻⁶)	c ε cu (×10 ⁻⁶)	s ε cu (×10 ⁻⁶)	s ε tu (×10 ⁻⁶)	
A	4	1	5521	-1912	11998	0	651	1595	-3000	-5000	5000	可
B	4	1	8439	-969	15970	0	1109	1470	-3000	-5000	5000	可
C	4	1	2182	-224	9697	0	443	656	-3000	-5000	5000	可
D	4	1	127	-117	7095	-67	-19	183	-3000	-5000	5000	可

注1： は検討ひずみの最大値を示す。

表 3-17 面外せん断の検討結果（たて方向）

箇所名	荷重状態	荷重番号	応力状態	設計応力		Q (N/mm)	許容値 面外(Q _A) (N/mm)	p _w (%)	判定
				M (kN・m/m)	Q (kN/m)				
A	Ⅲ	3	2	-295	618	618	2992	0.54	可
	Ⅳ	4	1	-1913	-803	803	3990	0.54	可
B	Ⅲ	3	2	-1092	-577	577	1551	0.00	可
	Ⅳ	4	1	-1114	-712	712	1757	0.00	可
C	Ⅲ	3	2	-297	-123	123	1364	0.00	可
	Ⅳ	4	1	-224	-117	117	1717	0.00	可
D	Ⅲ	3	2	-40	-160	160	576	0.00	可
	Ⅳ	4	1	-118	-170	170	576	0.00	可

注1： は面外せん断力の最大値を示す。

(2) 脚部アンカー部

原子炉本体の基礎脚部アンカー部の設計基準対象施設としての評価結果を表 3-18 に示す。全ての評価箇所において許容値以下である。

表 3-18 脚部アンカー部の評価結果

荷重状態	荷重番号	アンカー引抜力		許容値		判定
		アンカー ボルト (N/mm ²)	アンカー 定着部 (N/)	アンカー ボルト (N/mm ²)	アンカー 定着部 (N/)	
Ⅲ	3	164	7.312×10^5	651	8.084×10^5	可
Ⅳ	4	233	1.061×10^6		1.077×10^6	可

3.4.2 重大事故等時の機能維持の評価結果

原子炉本体の基礎の重大事故等時の機能維持における耐震評価結果を以下に示す。発生値は許容値を満足しており、設計用地震力に対して十分な構造強度を有することを確認した。

(1) 原子炉本体の基礎円筒部

原子炉本体の基礎円筒部における重大事故等時の機能維持としての断面算定結果を表3-19及び表3-20に示す。全ての評価箇所において許容値以下である。

表 3-19 荷重状態Ⅴ 軸力及び曲げモーメントによるひずみ検討結果（たて方向）

箇所名	荷重記号	応力状態	設計応力		a _{ty} (mm ² /m)	引張ひずみ及び圧縮ひずみ			許容値			判定
			N _y (kN/m)	M _y (kN・m/m)		c _{εc} (×10 ⁻⁶)	s _{εc} (×10 ⁻⁶)	s _{εt} (×10 ⁻⁶)	c _{εcu} (×10 ⁻⁶)	s _{εcu} (×10 ⁻⁶)	s _{εtu} (×10 ⁻⁶)	
A	(b)	1	2745	-1748	11998	0	127	990	-3000	-5000	5000	可
	(c)	1	3426	-1479	11998	0	332	1062	-3000	-5000	5000	可
B	(b)	1	5876	-1155	15970	0	683	1112	-3000	-5000	5000	可
	(c)	1	7974	-1384	15970	0	962	1475	-3000	-5000	5000	可
C	(b)	1	-211	-167	9697	-35	-25	29	-3000	-5000	5000	可
	(c)	1	1156	-234	9697	0	180	403	-3000	-5000	5000	可
D	(b)	1	135	-244	7095	-147	-55	335	-3000	-5000	5000	可
	(c)	1	142	-256	7095	-153	-58	351	-3000	-5000	5000	可

注1： は検討ひずみの最大値を示す。

表 3-20 面外せん断の検討結果（たて方向）

箇所名	荷重状態	荷重記号	応力状態	設計応力		Q (N/mm)	許容値 面外(Q _A) (N/mm)	p _w (%)	判定
				M (kN・m/m)	Q (kN/m)				
A	V	(b)	1	-1749	-678	678	3990	0.54	可
	V	(c)	1	-1480	-432	432	3990	0.54	可
B	V	(b)	1	-1156	-701	701	2296	0.00	可
	V	(c)	1	-1384	-616	616	2131	0.00	可
C	V	(b)	1	-166	-80	80	1896	0.00	可
	V	(c)	1	-235	-120	120	1794	0.00	可
D	V	(b)	1	-246	-407	407	576	0.00	可
	V	(c)	1	-256	-418	418	576	0.00	可

(2) 脚部アンカー部

原子炉本体の基礎脚部アンカー部の重大事故等時の機能維持としての評価結果を表 3-21 に示す。全ての評価箇所において許容値以下である。

表 3-21 脚部アンカー部の評価結果

荷重状態	荷重番号	アンカー引抜力		許容値		判定
		アンカー ボルト (N/mm ²)	アンカー 定着部 (N/ <input type="text"/>)	アンカー ボルト (N/mm ²)	アンカー 定着部 (N/ <input type="text"/>)	
V	(c)	233	1.061×10^6	651	1.077×10^6	可

4. 強度評価

4.1 一般事項

4.1.1 評価方針

原子炉本体の基礎の応力評価は、「2.2. 設計条件」に示す荷重及び「4.3.2 荷重の組合せ及び許容限界」にて定める荷重の組合せ並びに許容限界に基づき、「2. 構造計画」にて示す原子炉本体の構造を踏まえた「4.2 評価部位」にて設定する箇所において、重大事故等時に発生する応力等が許容限界に収まることを「4.3 構造強度評価」にて示す方法にて確認することで実施する。確認結果を「4.4 評価結果」に示す。なお、応力評価は原子炉本体の基礎として新たな機能要求となる重大事故等時に対する状態について実施する。

原子炉本体の基礎の強度評価フローを図 4-1 に示す。

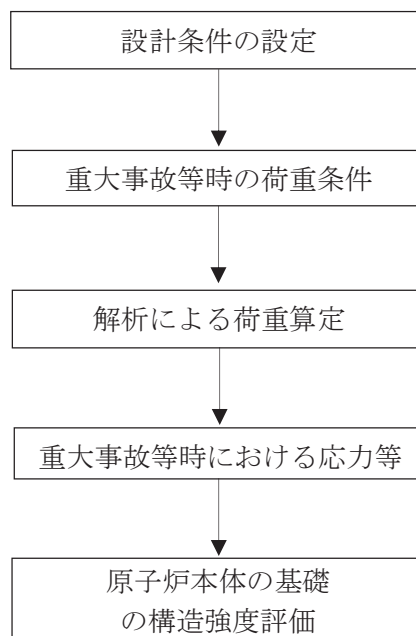


図 4-1 原子炉本体の基礎の強度評価フロー

4.1.2 適用基準

「3.1.2 項 適用基準」に示す適用基準を適用する。

4.1.3 記号の説明

「3.1.3 項 記号の説明」に示す記号を適用する。

4.1.4 計算精度と数値の丸め方

「3.1.4 項 計算精度と数値の丸め方」に示す計算精度と数値の丸め方を適用する。

4.2 評価部位

原子炉本体の基礎の強度評価は、「2. 構造計画」に示す条件に基づき、強度評価上厳しくなる原子炉本体の基礎円筒部（A部～D部）について実施する。原子炉本体の基礎の耐震評価部位について、図 4-2 の概略構造図に示す。

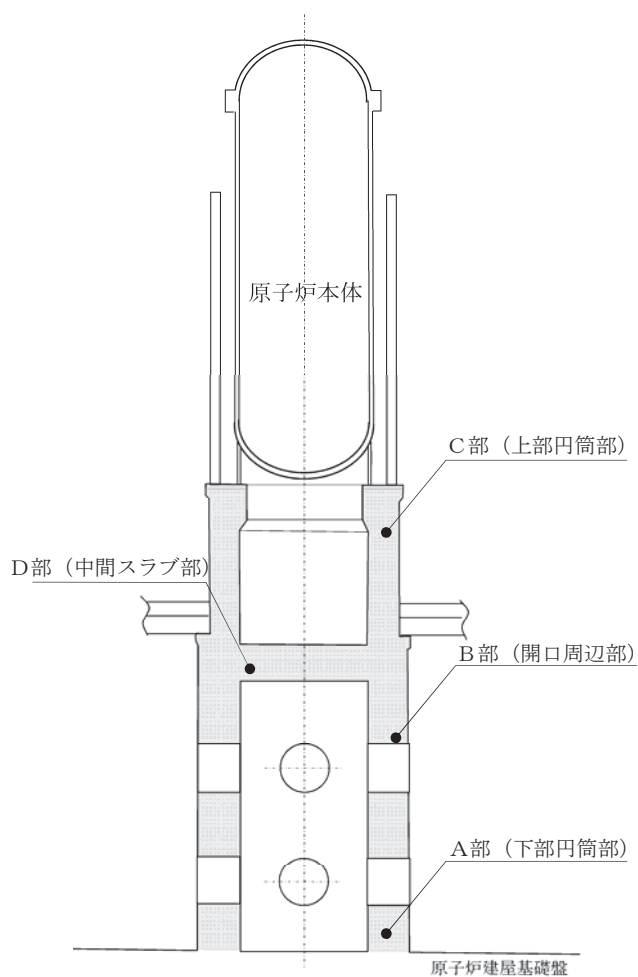


図 4-2 の原子炉本体の基礎の評価部位

4.3 構造強度評価

4.3.1 地震応答解析及び構造強度評価方法

「3.3.1 地震応答解析及び構造強度評価方法」に示す応答解析及び構造強度評価方法に基づき実施する。

4.3.2 荷重の組合せ及び許容限界

4.3.2.1 荷重の組合せ

荷重の組み合わせは、添付書類「V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」に基づき設定する。重大事故等時の機能維持評価における荷重の組合せを表 4-1 に示す。

表 4-1 重大事故等時の機能維持評価における荷重の組合せ

荷重記号	荷重の組合せ	設計条件	備 考 ^{*1}
(a)	$D_{SA} + O + L_{SA(S)}$	機能維持 の検討	S A 2 ¹

注記：*1 添付書類「V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」の表 3-11 重大事故等時の荷重の組合せとの関連を示す。

D_{SA} : 鉛直荷重

O : 通常運転時荷重

$L_{SA(S)}$: 重大事故後短期に想定される異常時荷重

4.3.2.2 許容限界

「3.3.2.2 許容限界」に示す重大事故等時の機能維持評価における許容限界を適用する。

4.3.3 解析モデル及び諸元

「3.3.3 解析モデル及び諸元」に示す解析モデル及び諸元を適用する。

4.3.4 計算方法

「3.3.5 計算方法」に示す計算方法を適用する。

4.3.5 計算条件

「3.3.6 計算条件」に示す計算条件を適用する。

4.3.6 応力等の評価

「4.3.4 計算方法」で求めたひずみ等が、「4.3.2.2 許容限界」に記載される値以下であること。

4.4 評価結果

4.4.1 重大事故等時の機能維持の評価結果

原子炉本体の基礎の重大事故等時の機能維持における強度評価結果を以下に示す。発生値は許容値を満足しており，設計用地震力に対して十分な構造強度を有することを確認した。

(1) 原子炉本体の基礎円筒部

原子炉本体の基礎円筒部における重大事故等時の機能維持としての断面算定結果を表4-2～表4-3に示す。全ての評価箇所において許容値以下である。

表 4-2 荷重状態V 軸力及び曲げモーメントによるひずみ検討結果（たて方向）

箇所名	荷重記号	応力状態	設計応力		a _{ty} (mm ² /m)	引張ひずみ及び圧縮ひずみ			許容値			判定
			N _y (kN/m)	M _y (kN・m/m)		c _{εc} (×10 ⁻⁶)	s _{εc} (×10 ⁻⁶)	s _{εt} (×10 ⁻⁶)	c _{εcu} (×10 ⁻⁶)	s _{εcu} (×10 ⁻⁶)	s _{εtu} (×10 ⁻⁶)	
A	(a)	1	-3021	-650	11998	-112	-104	-39	-3000	-5000	5000	可
B	(a)	1	-7135	-83	15970	-170	-169	-161	-3000	-5000	5000	可
C	(a)	1	-2267	-4	9697	-74	-74	-73	-3000	-5000	5000	可
D	(a)	1	96	-193	7095	-116	-44	260	-3000	-5000	5000	可

注1： は検討ひずみの最大値を示す。

表 4-3 面外せん断の検討結果（たて方向）

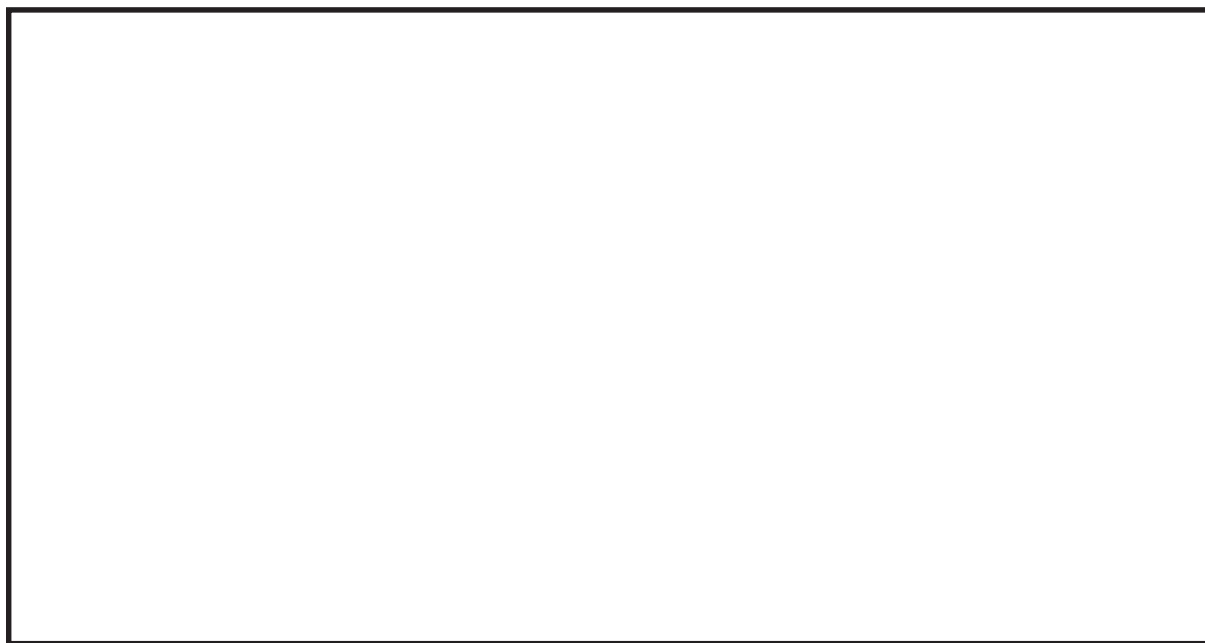
箇所名	荷重状態	荷重記号	応力状態	設計応力		Q (N/mm)	許容値 面外(Q _A) (N/mm)	p _w (%)	判定
				M (kN・m/m)	Q (kN/m)				
A	V	(a)	1	599	526	526	2992	0.54	可
B	V	(a)	1	-83	-254	254	2488	0.00	可
C	V	(a)	1	-4	38	38	1538	0.00	可
D	V	(a)	1	-195	-347	347	576	0.00	可

5. コリウムシールドの機能維持について

5.1 構造の概要

コリウムシールドは、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水、格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水及び代替循環冷却系による原子炉注水（原子炉圧力容器破損後は原子炉へ注入した水がペDESTALへ落下）と合わせて、溶融炉心が原子炉圧力容器から原子炉格納容器下部のペDESTAL（ドライウエル部）へ落下する場合にペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートの侵食を抑制し、溶融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するためにペDESTAL（ドライウエル部）に設置されるものである。

コリウムシールドは、溶融炉心が原子炉格納容器下部のペDESTAL（ドライウエル部）へと落下した場合において、ペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートの侵食を抑制する設計とする。ペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートの侵食を抑制するためのコリウムシールドの構造、寸法及び仕様を図5-1に示す。



単位：mm

注1：＊寸法はシールド材寸法を示す。

注2：シールド材の材質はジルコニア（ ZrO_2 ）である。

図 5-1 コリウムシールドの構造、寸法及び仕様

5.2 機能維持の評価結果

コリウムシールドは溶融炉心によるペデスタル（ドライウェル部）のコンクリートの侵食を抑制するため、耐熱性の高いシールド材（ジルコニア）で構成されており、原子炉圧力容器下部から落下した溶融炉心の堆積高さ及び拡がり範囲に基づきペデスタル（ドライウェル部）のコンクリート表面を覆うように敷設される。

コリウムシールドの機能維持確認結果は、「V-2-9-4-3-5-2 付属設備の耐震性の計算書」に示す。

6. 中間スラブ部の構造変更に伴う機能維持への影響について

6.1 中間スラブ内に設置される流路の機能維持について

ペデスタルの中間スラブには、重大事故等時に想定される溶融炉心の落下に備え、中間スラブの貫通を防止するためのステンレス製の矩形流路を設置する。（以下、スリットと称する。）

スリットは、設計基準対象施設としては液体廃棄物処理系の流路としての機能を有する設備である。また、重大事故等対処設備としては、炉心の著しい損傷が発生した場合においてペデスタル内に蓄水される水量を適切に維持するためのペデスタル排水系の流路としての機能を有するとともに、原子炉圧力容器から原子炉格納容器下部のペデスタルへと溶融炉心が落下した場合に、ペデスタル外へ溶融炉心が流出することを防止するためにスリット中で溶融炉心の凝固機能を有する設備である。当該設備は耐震Bクラスに分類され、基準地震動 S_s に対する機能維持が求められる。本項は、基準地震動 S_s に対するスリットの機能維持を確認した結果を示すものである。

スリットの構造及び主要寸法を図6-1に示す。



図6-1 スリットの構造及び主要寸法（単位：mm）

図6-1に示す通り、スリットは上部スリット、垂直スリット、及び下部スリットから構成される中空角形断面の流路であり、液体廃棄物処理系の流路として十分な流路面積を確保するとともに、溶融炉心を凝固させるのに十分な流路長さを備えた設計となっている。

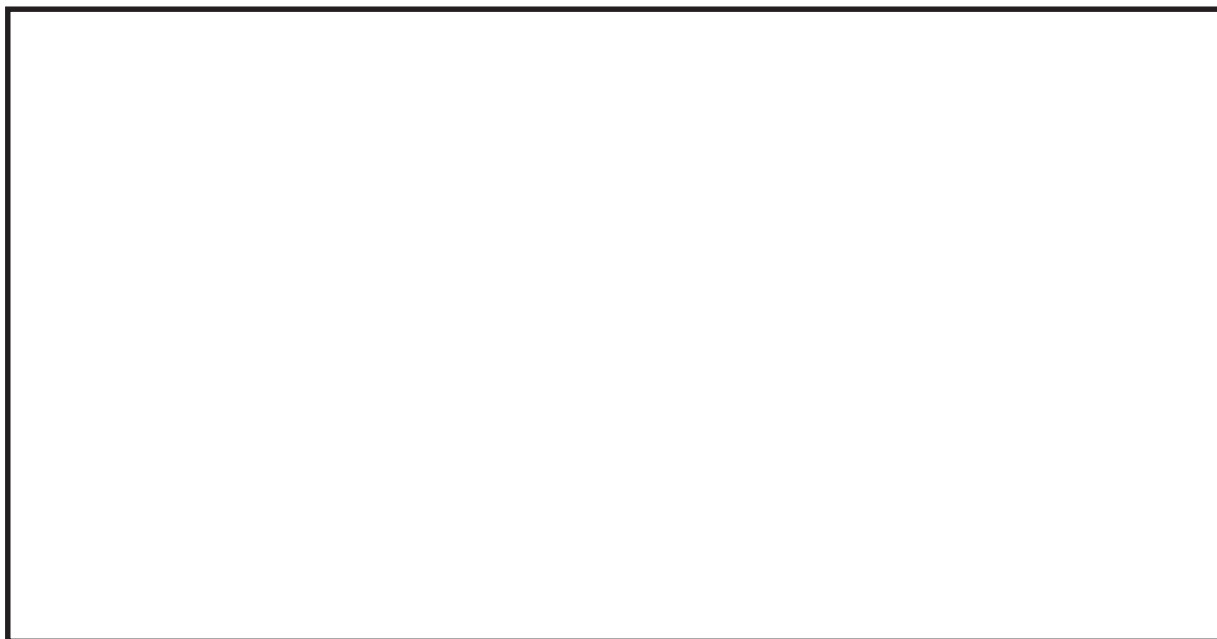
スリットは、上部スリットと垂直スリットの一部を除きペデスタル中間スラブのコンクリート層に埋設される。そのため、スリットの変位は周囲のコンクリート層によって拘束され、垂直スリット及び下部スリットの地震時の挙動は中間スラブの挙動に支配される。また、下部スリットについてはより一層の耐震性の確保、並びに施工性の観点から、下部の鉄筋コンクリート層への固定を目的としたサポートを設置することとしている。

ここで、スリットの材料は[]を採用しており、周囲のコンクリート材料に比べ延性に富んだ材料であることから、中間スラブの健全性が確保されている限りはスリットの地震慣性力による変位は拘束され、有意な応力は生じない。ここで中間スラブの耐震健全性については本書4.章に示す通りであり、基準地震動 S_s に対するスリットの健全性は維持されている。

6.2 中間スラブの強度維持対策の影響検討結果

4.章で示した構造強度及び耐震評価では、中間スラブ（厚さ[]mm）のうちの鉄筋コンクリート層（厚さ[]mm）を強度部材としてモデル化し、評価している。

一方で、重大事故等時を想定した場合でもペDESTALの構造強度が維持できることを確認しており、その評価においては、コンクリート層（厚さ[]mm）も強度部材として考慮している。ここで、6.1節で示すスリットを施工するため、厚さ[]mmのコンクリート層はスリットの施工前に一度撤去し、スリットの施工後に再度コンクリート層として形成されることとなっており、コンクリート層と既存躯体との一体性をより確実なものとするを目的に、補強鉄筋を追加施工する方針としている。各部位の構造を図6-2に示す。



注：＊寸法はシールド材寸法を示す。

図 6-2 ペDESTAL床スラブ構造図（単位：mm）

本項では，図 6-2 に示す補強鉄筋がペデスタル全体の荷重伝達機構に悪影響を及ぼさないことを評価する。補強鉄筋施工前後のペデスタルの強度評価モデルの比較を図 6-3 に示し，各モデルでの応力評価結果を表 6-1 に示す。

表 6-1 に示すとおり，補強鉄筋施工後において，施工前に比べ床スラブ剛性が増加したことにより荷重伝達割合が増加しているものの，許容値に対し裕度が十分確保されているため，補強鉄筋の施工による悪影響はない。




 : 表 6-1 に示す応力評価部

図 6-3 ペデスタル評価モデルの比較（左：補強鉄筋追加前 右：補強鉄筋追加後）

表 6-1 補強鉄筋追加前後の応力評価結果

状態	荷重 状態	評価応力		許容値	評価裕度
		曲げ M (kN・m/m)	面外せん断 (kN/m)	面外せん断 (kN/m)	
補強鉄筋 追加前	IV	764	467	1880	4.02
補強鉄筋 追加後	IV	756	491		3.82

V-1-2-2 原子炉圧力容器の脆性破壊防止に関する説明書

目次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
3. 脆性破壊防止に対する設計	2
4. 評価対象と評価方法	2
5. 記号の説明	5
6. 最低使用温度に基づく評価	6
6.1 評価箇所	6
6.2 最低使用温度	6
7. 関連温度に基づく評価	7
7.1 評価箇所	7
7.2 関連温度の要求値	7
7.3 応力拡大係数の計算	7
7.3.1 最大仮想欠陥	7
7.3.2 応力拡大係数の計算	7
7.4 中性子照射による関連温度の移行量	8
7.5 計算結果	9
7.5.1 応力拡大係数の計算結果	9
7.5.2 関連温度の要求値の計算結果	9
8. 上部棚吸収エネルギーの評価	10
8.1 評価箇所	10
8.2 上部棚吸収エネルギーの評価方法	10
8.3 上部棚吸収エネルギーの計算	10
8.3.1 上部棚吸収エネルギー減少率の推定	10
8.3.2 上部棚吸収エネルギー調整値の算出	11
8.4 上部棚吸収エネルギーの評価結果	11
9. 結論	12
付録1 中性子照射による関連温度移行量	25

図表目次

図6-1	破壊靱性評価箇所	13
図7-1	最大仮想欠陥形状	14
表4-1	重大事故シーケンスの影響確認	15
表6-1	最低使用温度に基づく評価箇所	17
表7-1	関連温度の評価箇所	18
表7-2	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	20
表7-3	応力拡大係数及び関連温度の要求値の計算結果	21
表8-1	国内U S E 予測式の適用範囲及び評価対象の諸元	23
表8-2	上部棚吸収エネルギーの評価結果	24

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については、原子炉圧力容器の材料について昭和 50 年 10 月 6 日付け 50 資庁第 8314 号にて認可された工事計画から変更はないが、現行の適用規格で規定されている各供用状態及び試験状態の脆性破壊に対する詳細な評価手法は、施設当時の適用規格である「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準」（昭和 45 年通商産業省告示第 501 号）において規定されていなかったため、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、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、「V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」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. 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、原子炉压力容器に使用する材料は、強度と靱性に優れる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压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。原子炉压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及び温度変化率を設定し、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压力容器の材料は、重大事故等時の原子炉压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。

4. 評価対象と評価方法

原子炉压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 1－2005（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、原子炉压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、J S M E P V B - 2 3 1 1 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 6－2007（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 1－2007（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 1－2007[2010 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 1－2007[2013 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、原子炉压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、原子炉压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。

したがって、原子炉压力容器の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の評価を行う。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、原子炉压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、低温高压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 P T S 事象^{*1}である。沸騰水型原子炉压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 P T S 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。

また、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 4-1 に示す。表 4-1 より重大事故時の温度・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。このことから、重大事故等対処設備としての原子炉压力容器の破壊靱性に対する評価は、7 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、原子炉压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。原子炉压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、原子炉压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/cm² ($E > 1$ 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（銅、ニッケル、りん）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の内表面が最も多く、 5.5×10^{17} n/cm² ($E > 1$ MeV) 程度であるのに対し、それ以外の部位では 10^{17} n/cm² ($E > 1$ MeV) 程度以下であり、胴板3及び胴板4とそれ以外の部位では5倍以上の差がある。したがって、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。

注記 *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）

5. 記号の説明

記号	記号の説明	単位
a	欠陥の深さ	mm
f	原子炉压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 \sqrt{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 \sqrt{m}
K_{Ip}	一次応力による応力拡大係数	MPa \sqrt{m}
K_{Iq}	二次応力による応力拡大係数	MPa \sqrt{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	\sqrt{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)	\sqrt{m}
RT_{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
ΔRT_{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
USE	上部棚吸収エネルギー	J
ΔUSE	上部棚吸収エネルギー減少率	%
ϕ_c	原子炉压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

6. 最低使用温度に基づく評価

6.1 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6-1及び図6-1に示す。

6.2 最低使用温度

表6-1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16年1月9日付け発室発第163号にて届出した工事計画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圧力容器の内外にて接する流体の最低温度を考慮して定めた。

7. 関連温度に基づく評価

7.1 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7-1(1), 表7-1 (2) 及び図6-1に示す。

7.2 関連温度の要求値

原子炉压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, 7.3節に示すように行う。

7.3 応力拡大係数の計算

7.3.1 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, 胴及び鏡板部にあっては, 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, 100.0 mm 厚断面に対する欠陥を用いる。

ノズル部にあっては, 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7-1に最大仮想欠陥の形状を示す。

7.3.2 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。

試験状態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。解析コードは「NOPS」又は「ASHSD2-B」である。

なお、解析コードNOPS及びASHSD2-Bの検証及び妥当性確認等の概要については、添付書類「V-5-31 計算機プログラム（解析コード）の概要・NOPS」及び添付書類「V-5-53 計算機プログラム（解析コード）の概要・ASHSD2-B」に示す。

(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。

$$K_I = S_F \cdot K_{Ip} + K_{Iq}$$

(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

$$K_{Ip} = M_m \cdot \sigma_{m1} + M_b \cdot \sigma_{b1}$$

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

$$K_{Iq} = M_m \cdot \sigma_{m2} + M_b \cdot \sigma_{b2}$$

(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。

$$K_I = \frac{S_F \cdot F(a/r_n) \cdot \sigma \cdot \sqrt{\pi \cdot a}}{\sqrt{1000}}$$

ここで、

$$S_F = 1.5$$

$$r_n = r_i + 0.29 \cdot r_c$$

7.4 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 ΔRT_{NDT} を見込む。

中性子束及び中性子照射量は、第4回炉壁照射試験の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及び胴板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、添付書

類「V-5-55 計算機プログラム（解析コード）の概要・DORT」に示す。

算出した中性子束及び中性子照射量を表7-2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。

$$\phi_c = 3.18 \times 10^8 \text{ n}/(\text{cm}^2 \cdot \text{s})$$

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。

$$f = 3.18 \times 10^8 \times (40 \times 365 \times 24 \times 60 \times 60) = 0.0401 \times 10^{19} \text{ n}/\text{cm}^2$$

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、 $\Delta RT_{\text{NDT}} = 39.8 \text{ }^\circ\text{C}$ 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。

7.5 計算結果

7.5.1 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7-3（1）及び表7-3（2）に示す。

表7-3（1）には胴及び鏡板部に対する計算結果を、表7-3（2）にはノズル部に対する計算結果を示す。

7.5.2 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、7.2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7-3（1）に、ノズル部に対して表7-3（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7-3（1）及び表7-3（2）において使用した耐圧試験温度55℃は、平成16年1月9日付け発室発第163号にて届出した工事計画に示す熱サイクル図をもとに、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る。

8. 上部棚吸収エネルギーの評価

8.1 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6-1に示す。

8.2 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，68 J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68 J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8-1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。

8.3 上部棚吸収エネルギーの計算

8.3.1 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。

$$\Delta U S E = C_o + [C F_U] \cdot [F F_U]_{(f)} + M_u$$

ここで，

C_o : 係数
-0.95

$[C F_U]$: 化学成分による係数

$$[C F_U] = 5.23 + 9.36 \cdot \left\{ 0.5 + 0.5 \cdot \tanh \left(\frac{C_u - 0.087}{0.034} \right) \right\} \times (1 + 0.59 \cdot N i)$$

$[F F_U]_{(f)}$: 中性子照射量 f による係数

$$[F F_U]_{(f)} = f^{(0.349 - 0.068 \cdot \log f)}$$

C_u : 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压力容器内表面から1/4 t 位置の中性子照射量

0.0401 ($\times 10^{19}$ n/cm², E > 1 MeV)

M_u : マージン (%)

13.8 %

M_u = 2 $\sigma_{\Delta U}$ ($\sigma_{\Delta U}$ は ΔU SEに関する標準偏差 : 6.9 %)

8.3.2 上部棚吸収エネルギー調整値の算出

8.3.1項にて推定した上部棚吸収エネルギーの減少率 (ΔU SE) 及び照射前の上部棚吸収エネルギー (USE (初期値)) を用いて、上部棚吸収エネルギー調整値 (USE (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USE (初期値) としてUSE (調整値) の算出を行う。

$$USE (調整値) = USE (初期値) \times (1 - \Delta USE / 100)$$

USE (調整値) : 照射後の上部棚吸収エネルギー (J)

USE (初期値) : 照射前の上部棚吸収エネルギー (J) : 202 J

8.4 上部棚吸収エネルギーの評価結果

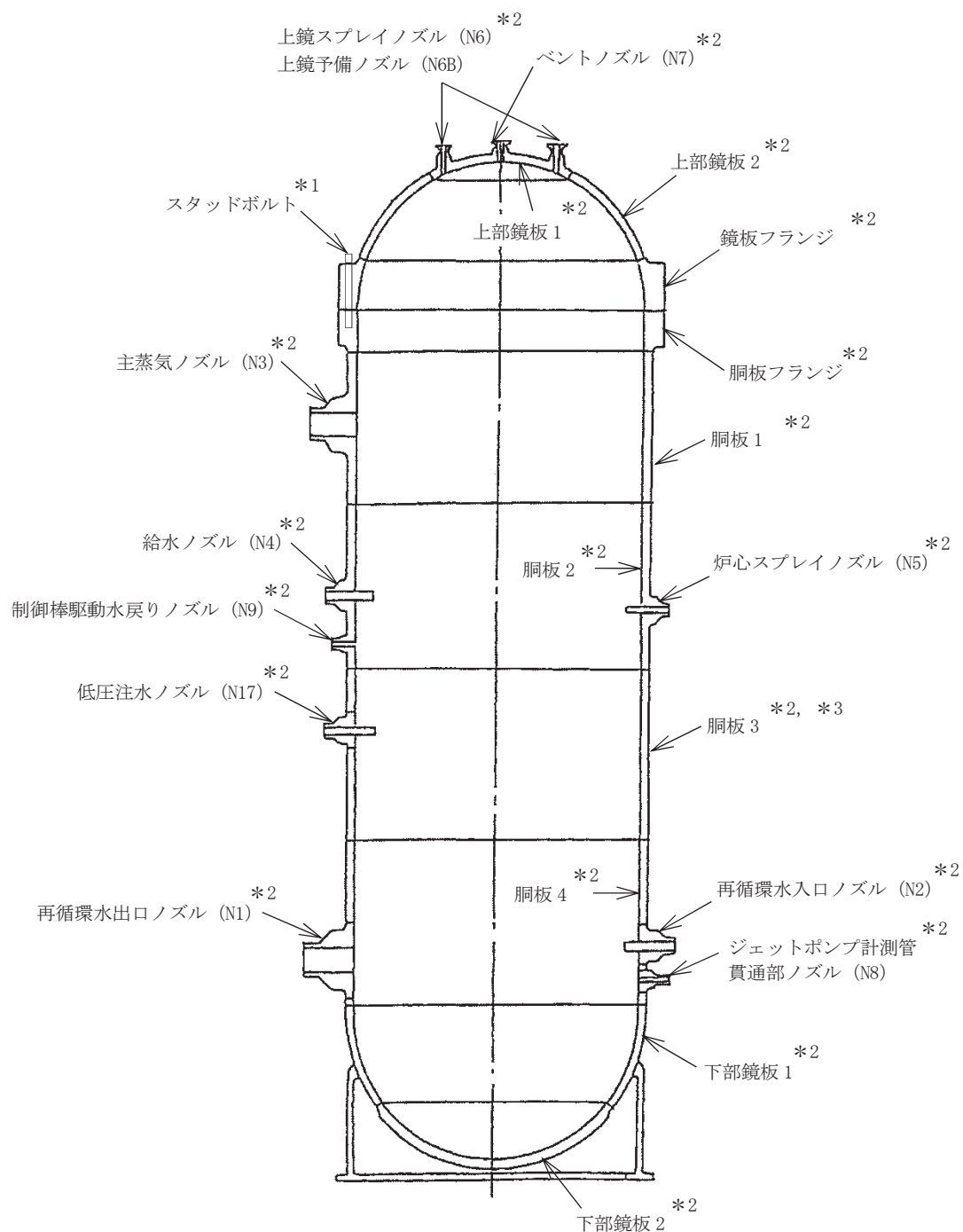
供用期間中の中性子照射を考慮した、上部棚吸収エネルギー調整値の計算結果を表8-1に示す。

表8-2より、40定格負荷相当年数での上部棚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68 J以上を満足している。

9. 結論

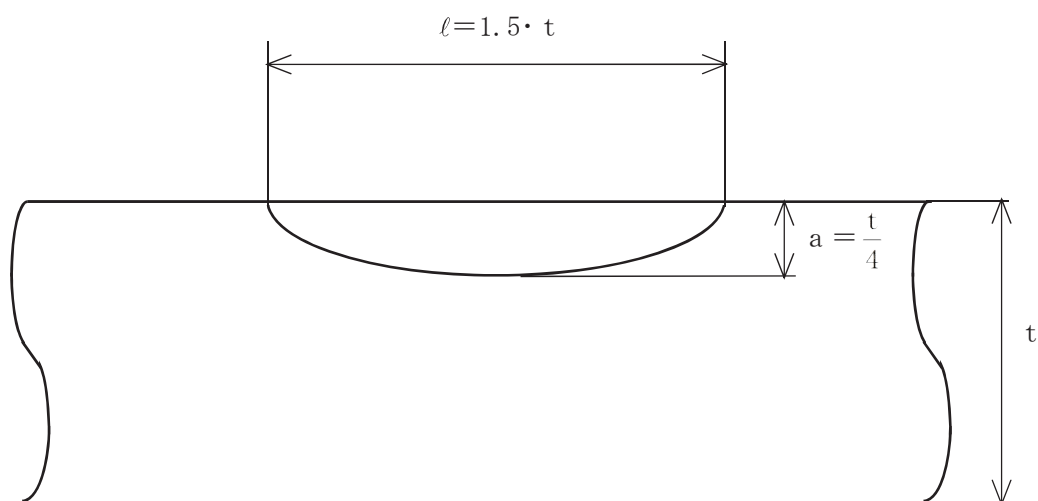
原子炉圧力容器の材料に対して、J E A C 4 2 0 6 第2章 クラス1機器の規定により破壊靱性の評価を必要とされる箇所について、J E A C 4 2 0 6 のFB-2000により最低使用温度以下の温度で衝撃試験を行う箇所は流体の最低温度を考慮した最低使用温度を定めるとともに、J E A C 4 2 0 6 のFB-4000並びに附属書A及び附属書Fにより関連温度を決定する必要がある箇所については関連温度の要求値を示し、J E A C 4 2 0 6 のFB-2100により求めた関連温度が要求値を満足することを確認した。

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。

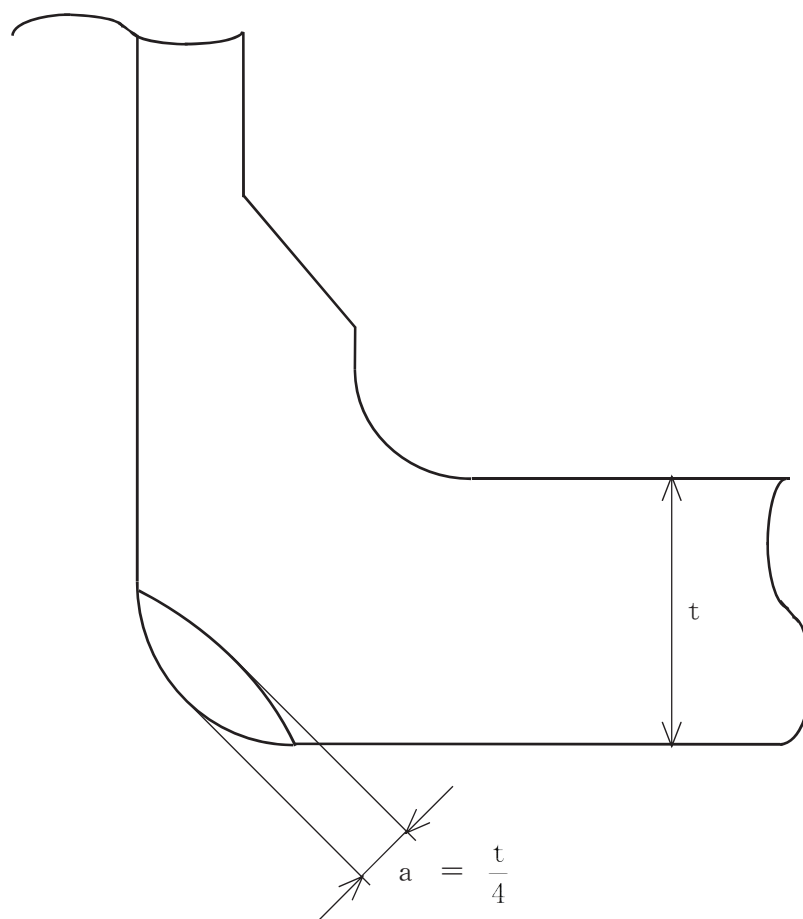


- 注記 *1: 最低使用温度を基準とする評価箇所
 *2: 関連温度を基準とする評価箇所
 *3: 上部棚吸収エネルギーの評価箇所

図6-1 破壊靱性評価箇所



a. 胴及び鏡板部



b. ノズル部

図7-1 最大仮想欠陥形状

表 4-1 (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	高圧・低圧注水 機能喪失 (給水喪失) [TQUV]	<p>給水喪失により原子炉水位は徐々に低下して炉心が露出する。</p> <p>その後、逃がし安全弁（自動減圧機能）7 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。</p>
2	高圧注水・減圧 機能喪失 (給水喪失) [TQUX]	<p>給水喪失により原子炉水位は徐々に低下して炉心が露出する。</p> <p>その後、過渡時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。</p>
3	全交流 動力電源喪失 [TB（津波浸水による最終ヒートシンク喪失を含む）]	<p>全交流動力電源喪失又は全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。</p> <p>その後、可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）の準備が完了した時点で、逃がし安全弁（自動減圧機能）7 弁を手動開放させ、低圧代替注水系（可搬型）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。</p>
4	崩壊熱除去 機能喪失 (取水機能喪失) [TW]	<p>全交流動力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が運転開始して原子炉水位が維持される。</p> <p>その後、逃がし安全弁（自動減圧機能）7 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。</p>
5	崩壊熱除去 機能喪失 (残留熱除去系機能喪失) [TW]	<p>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。</p> <p>その後、逃がし安全弁（自動減圧機能）7 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。</p>

表 4-1 (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
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系がトリップする。主蒸気隔離弁の閉止により、タービン駆動給水ポンプはトリップするが、電動駆動給水ポンプが自動起動して給水が継続される。 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」に包絡される。
7	LOCA 時注水 機能喪失 (中小破断) [SE]	外部電源喪失及び LOCA 発生により原子炉水位は徐々に低下して炉心が露出する。 その後、逃がし安全弁（自動減圧機能）7 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。
8	格納容器バイパス (残留熱除去系配管破断) [ISLOCA]	ISLOCA 時は、残留熱除去系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）7 弁を手動開放させ、低圧炉心スプレイ系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6-1 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		21

表7-1 (1) 関連温度の評価箇所
(胴及び鏡板部)

評価箇所	材料	備考
上部鏡板1		SQV2A相当* $t \geq 16 \text{ mm}$
上部鏡板2		SQV2A相当* $t \geq 16 \text{ mm}$
胴板1		SQV2A相当* $t \geq 16 \text{ mm}$
胴板2		SQV2A相当* $t \geq 16 \text{ mm}$
胴板3		SQV2A相当* $t \geq 16 \text{ mm}$
胴板4		SQV2A相当* $t \geq 16 \text{ mm}$
下部鏡板1		SQV2A相当* $t \geq 16 \text{ mm}$
下部鏡板2		SQV2A相当* $t \geq 16 \text{ mm}$
鏡板フランジ		SFVQ2A相当* $t \geq 16 \text{ mm}$
胴板フランジ		SFVQ2A相当* $t \geq 16 \text{ mm}$

注記 *：以降，材料は現行 J I S 相当材で記す。

表7-1 (2) 関連温度の評価箇所
(ノズル部)

評価箇所	材料	備考
再循環水出口ノズル (N1)		SFVQ2A相当* $t \geq 16 \text{ mm}$
再循環水入口ノズル (N2)		SFVQ2A相当* $t \geq 16 \text{ mm}$
主蒸気ノズル (N3)		SFVQ2A相当* $t \geq 16 \text{ mm}$
給水ノズル (N4)		SFVQ2A相当* $t \geq 16 \text{ mm}$
炉心スプレイノズル (N5)		SFVQ2A相当* $t \geq 16 \text{ mm}$
上鏡スプレイノズル (N6)		SFVQ2A相当* $t \geq 16 \text{ mm}$
上鏡予備ノズル (N6B)		SFVQ2A相当* $t \geq 16 \text{ mm}$
ベントノズル (N7)		SFVQ2A相当* $t \geq 16 \text{ mm}$
ジェットポンプ計測管貫通部ノズル (N8)		SFVQ2A相当* $t \geq 16 \text{ mm}$
制御棒駆動水戻りノズル (N9)		SFVQ2A相当* $t \geq 16 \text{ mm}$
低圧注水ノズル (N17)		SFVQ2A相当* $t \geq 16 \text{ mm}$

注記 * : 以降, 材料は現行 J I S 相当材で記す。

表7-2 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 > 1 MeV]	中性子照射量 [n/cm ² , E > 1 MeV]
内 表 面	4.36×10^8	5.50×10^{17}
1/4 t	3.18×10^8	4.01×10^{17}

表7-3 (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) $T=55\text{ }^{\circ}\text{C}$ $a = t/4$

評価箇所	材料	応力拡大係数 K_1 ($\text{MPa}\cdot\sqrt{\text{m}}$)	関連温度 ($^{\circ}\text{C}$)	
			要求値	実測値
上部鏡板1	SQV2A	56.0	59.2	-12
上部鏡板2	SQV2A	116.1	20.2	-17
胴板1	SQV2A	110.2	22.3	-16
胴板2	SQV2A	94.2	29.1	-12
胴板3	SQV2A	93.6	-10.4*	-25
胴板4	SQV2A	93.6	-10.4*	-25
下部鏡板1	SQV2A	54.1	62.1	-12
下部鏡板2	SQV2A	101.1	26.0	-12
鏡板フランジ	SFVQ2A	116.1	20.2	-17
胴板フランジ	SFVQ2A	110.2	22.3	-16

注記 * : 中性子照射による関連温度の移行量を含めた値

表7-3 (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) $T = 55\text{ }^{\circ}\text{C}$ $a = t/4$

評価箇所	材料	応力拡大係数 K_I ($\text{MPa} \cdot \sqrt{\text{m}}$)	関連温度 ($^{\circ}\text{C}$)	
			要求値	実測値
再循環水出口ノズル (N1)	SFVQ2A	164.8	6.9	-12
再循環水入口ノズル (N2)	SFVQ2A	137.0	13.7	-12
主蒸気ノズル (N3)	SFVQ2A	160.7	7.8	-12
給水ノズル (N4)	SFVQ2A	140.9	12.7	-20
炉心スプレイノズル (N5)	SFVQ2A	139.2	13.1	-28
上鏡スプレイノズル (N6)	SFVQ2A	76.9	39.0	-34
上鏡予備ノズル (N6B)	SFVQ2A	76.9	39.0	-12
ベントノズル (N7)	SFVQ2A	68.0	45.9	-12
ジェットポンプ計測管貫通部ノズル (N8)	SFVQ2A	102.7	25.3	-12
制御棒駆動水戻りノズル (N9)	SFVQ2A	90.6	30.9	-28
低圧注水ノズル (N17)	SFVQ2A	136.9	13.7	-28

表8-1 国内U S E 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C u の含有量 (mass%)	0. 25 以下	
材料N i の含有量 (mass%)	0. 5～1. 0	
材料P の含有量 (mass%)	0. 020 以下	
中性子照射量 (n/cm ² , E>1 MeV)	$1. 0 \times 10^{17} \sim 1. 2 \times 10^{20}$	表 7-2 参照
公称照射温度 (°C)	274～310	

表8-2 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)		
	初期 (実測値)	寿命末期 予測値	要求値 (必要下限値)
炉心領域 材料	202	111	68

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 1－2007 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。

$$\phi_c = 3.18 \times 10^8 \text{ (n/(cm}^2 \cdot \text{s))}$$

$$Cu \leq \boxed{} \%$$

$$Ni \leq \boxed{} \%$$

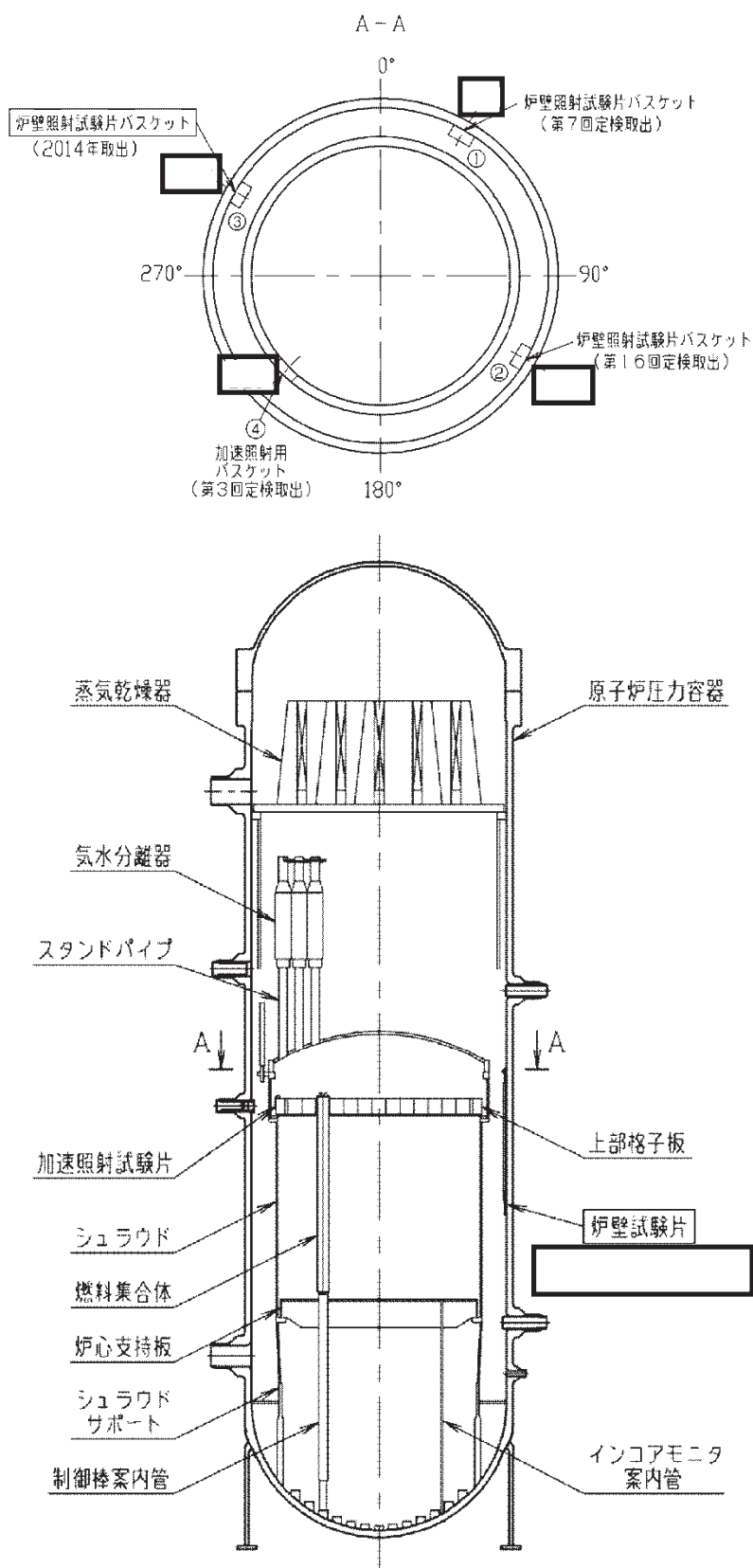
上式に対して関連温度の移行量は，17.8 °Cと求まる。

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，39.8 °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。

付表-1 国内脆化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C u の含有量 (mass%)	0.25 以下	<div></div>
材料N i の含有量 (mass%)	0.5～1.1	
材料P の含有量 (mass%)	0.025 以下	
中性子照射量 (n/cm ² , E>1 MeV)	$1.0 \times 10^{17} \sim 1.3 \times 10^{20}$	表 7-2 参照
中性子束 (n/cm ² ・s, E>1 MeV)	$1 \times 10^7 \sim 1 \times 10^{12}$	表 7-2 参照
公称照射温度 (°C)	270～290	<div></div>
<div></div>		



付図-1 監視試験片取付図

V-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	2
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	3
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	13
3.2.1 計測結果の指示又は表示	13
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	13
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	13
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	15
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	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。

なお、使用済燃料貯蔵槽の漏えいを監視する装置に関しては、要求事項の変更がないため、今回の申請において変更は行わない。

今回は、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、使用済燃料プール温度、使用済燃料プール水位及び使用済燃料プール水位・温度(SA広域)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、非常用所内電源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、使用済燃料プール温度、使用済燃料プール水位及び使用済燃料プール水位・温度(SA広域)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^(注)に使用済燃料プールの監視に必要な設備として、使用済燃料プール温度(SA)、使用済燃料プール水位・温度(SA広域)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、使用済燃料プール温度（S A）、使用済燃料プール水位・温度（S A 広域）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使用済燃料プールの状態が監視できるよう赤外線機能を有する設計とする。

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。

（注）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（使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料プール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プール内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料プール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 使用済燃料プールの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所内電源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) 使用済燃料プール温度

使用済燃料プール温度の検出信号は、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 使用済燃料プール温度の概略構成図」参照。）

外部電源が使用できない場合においても、非常用所内電源から 120/240 V 計装用主母線盤 2A 及び 120/240 V 計装用主母線盤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。

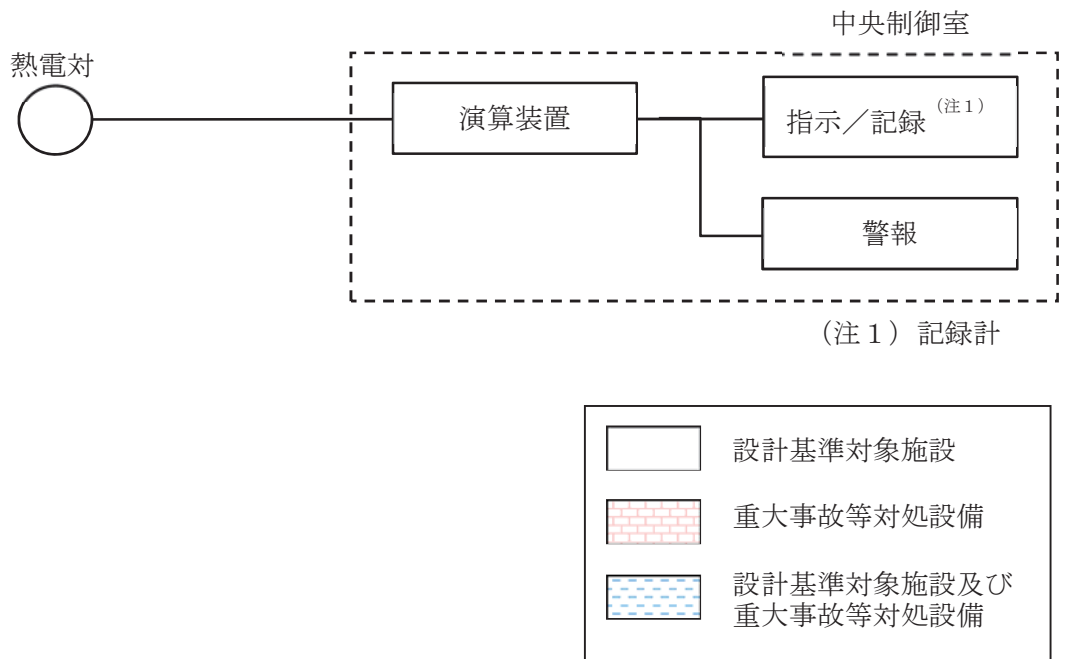


図 3.1-1 使用済燃料プール温度の概略構成図

(2) 使用済燃料プール水位

使用済燃料プール水位は、浮力式水位検出器及びフロート式検出器で計測され、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 3.1-2 使用済燃料プール水位（浮力式水位検出器及びフロート式検出器）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、非常用所内電源から 120/240 V 計装用主母線盤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。

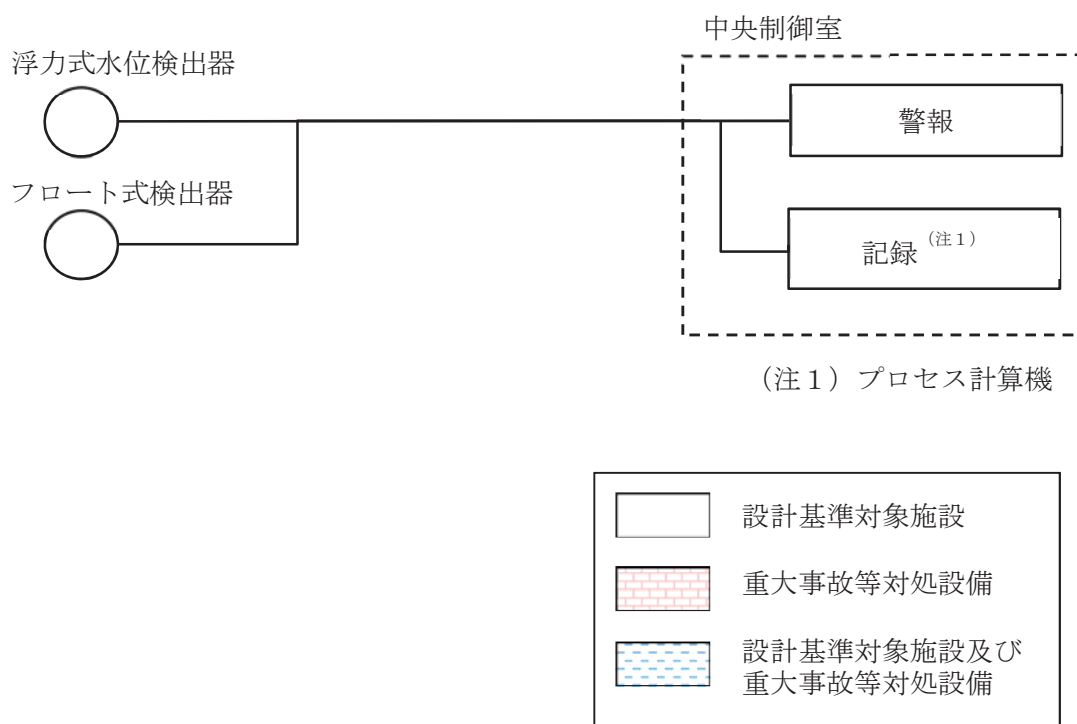


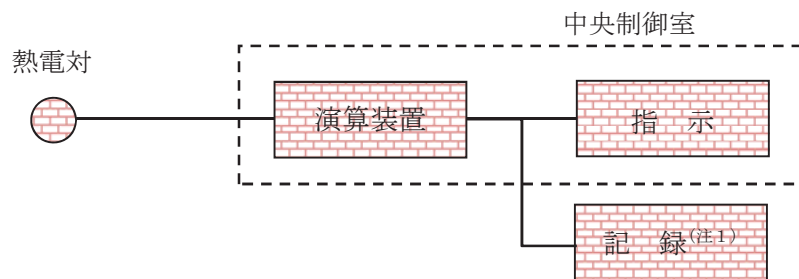
図 3.1-2 使用済燃料プール水位（浮力式水位検出器及びフロート式検出器）の概略構成図

(3) 使用済燃料プール温度（S A）

使用済燃料プール温度（S A）の検出信号は，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（S A）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。（「図 3.1-3 使用済燃料プール温度（S A）の概略構成図」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緊急用 125 V 系蓄電池又は可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器から緊急用直流 125 V 主母線を介して供給する。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 1）緊急時対策支援システム伝送装置

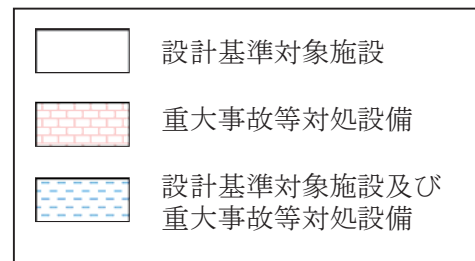


図 3.1-3 使用済燃料プール温度（S A）の概略構成図

(4) 使用済燃料プール水位・温度（S A広域）

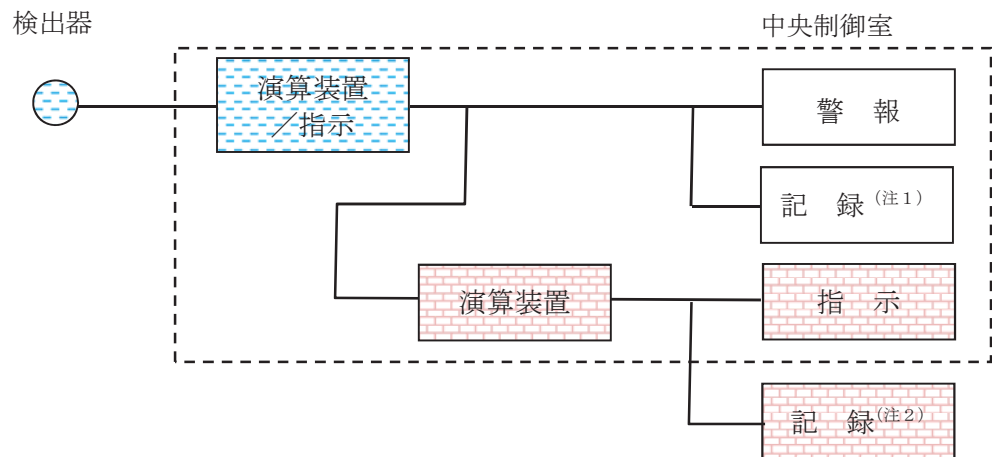
使用済燃料プール水位（S A広域）は、ガイドパルス式水位検出器から反射したパルス信号を検出するまでの時間を演算装置にて測定し水位信号へ変換する処理を行った後、中央制御室に指示し、記録及び保存する。

使用済燃料プール温度（S A広域）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、記録及び保存する。

また、中央制御室の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また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 3.1-4 使用済燃料プール水位・温度（S A広域）の概略構成図」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、非常用所内電源から非常用無停電電源装置 B 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。また、直流電源が必要な場合、常設代替直流電源設備である緊急用 125 V 系蓄電池又は可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器から緊急用無停電電源装置を介して供給する。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 1) プロセス計算機

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

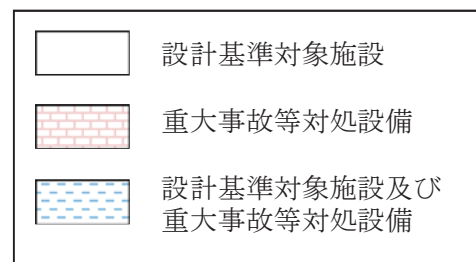


図 3.1-4 使用済燃料プール水位・温度（S A広域）の概略構成図

(5) 使用済燃料プール監視カメラ

a. 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使用済燃料プールの状態が監視できるよう赤外線機能を有する設計とする。

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、中央制御室の監視モニタに表示する。（「図 3.1-5 使用済燃料プール監視カメラの概略構成図」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緊急用 125 V 系蓄電池又は可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器から緊急用無停電電源装置を介して供給する。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箇所を「図 3.1-6 使用済燃料プール監視カメラの構造図」及び「図 3.1-9 使用済燃料プール監視カメラ及び使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置の取付箇所を明示した図面」に示す。

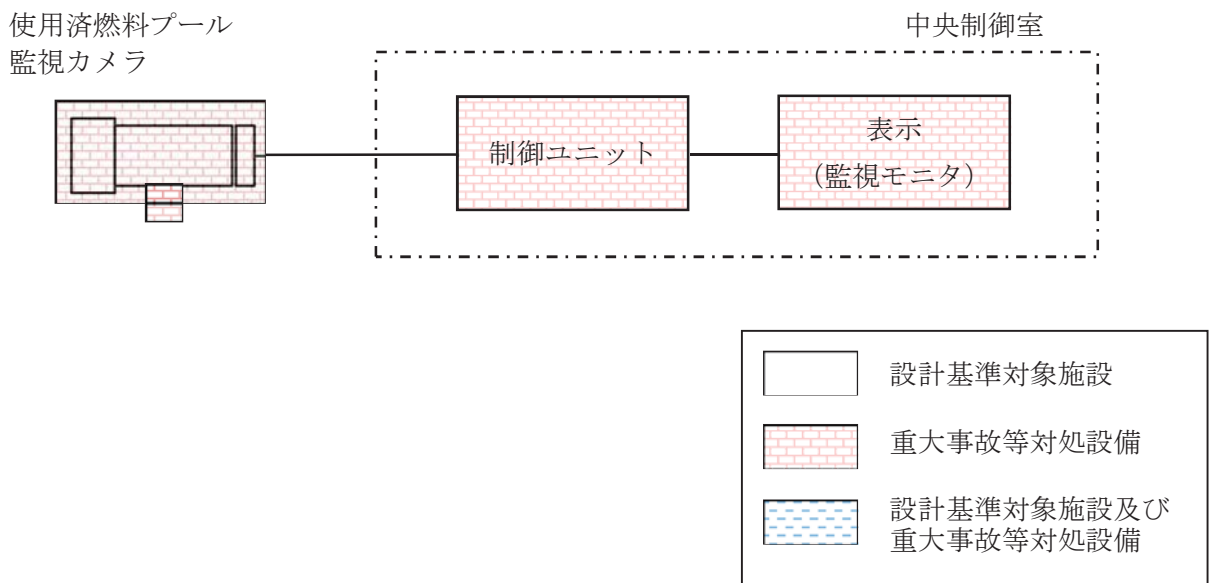


図 3.1-5 使用済燃料プール監視カメラの概略構成図

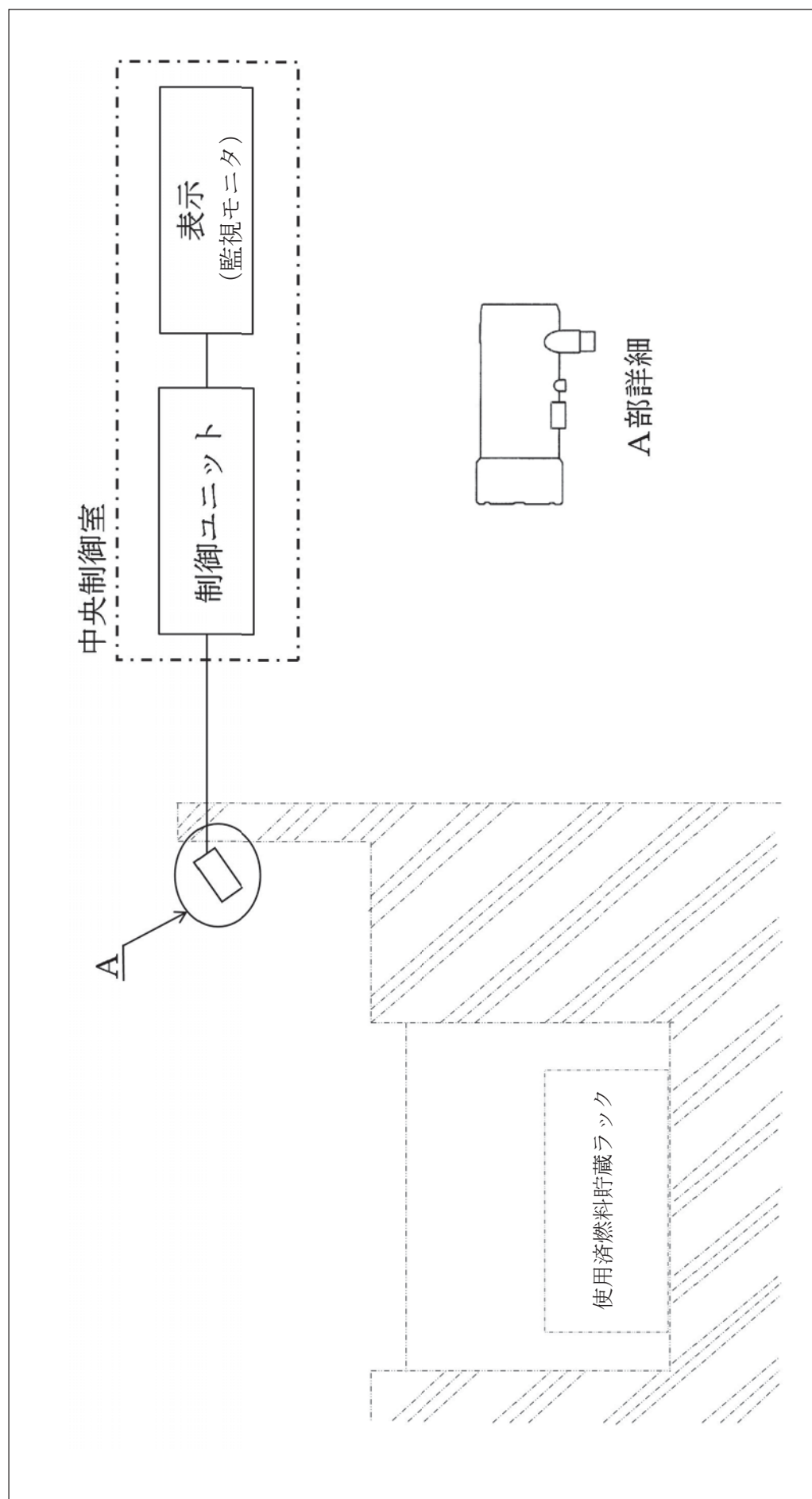


図 3.1-6 使用済燃料プール監視カメラの構造図

b. 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置

使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置は、空気圧縮機、除湿器、冷却器及び空気供給弁で構成し、燃料貯蔵設備に係る重大事故時に使用済燃料プール監視カメラの耐環境性向上用の空気を供給する。使用済燃料プール監視カメラの冷却に必要な空気を起動操作のみで確保できる設計とする。（「図 3.1-7 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置の概略構成図」参照。）

交流電源が必要な場合、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車から緊急用計装交流主母線盤を介して供給する。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用空冷装置の構造並びに取付箇所を「図 3.1-8 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置（空気圧縮機、除湿器、冷却器）の構造図」, 「図 3.1-9 使用済燃料プール監視カメラ及び使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置の取付箇所を明示した図面」及び「図 3.1-10 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置の取付箇所を明示した図面」に示す。

使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を用いた使用済燃料プール監視カメラの耐環境性向上については、添付書類「V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」に示す。

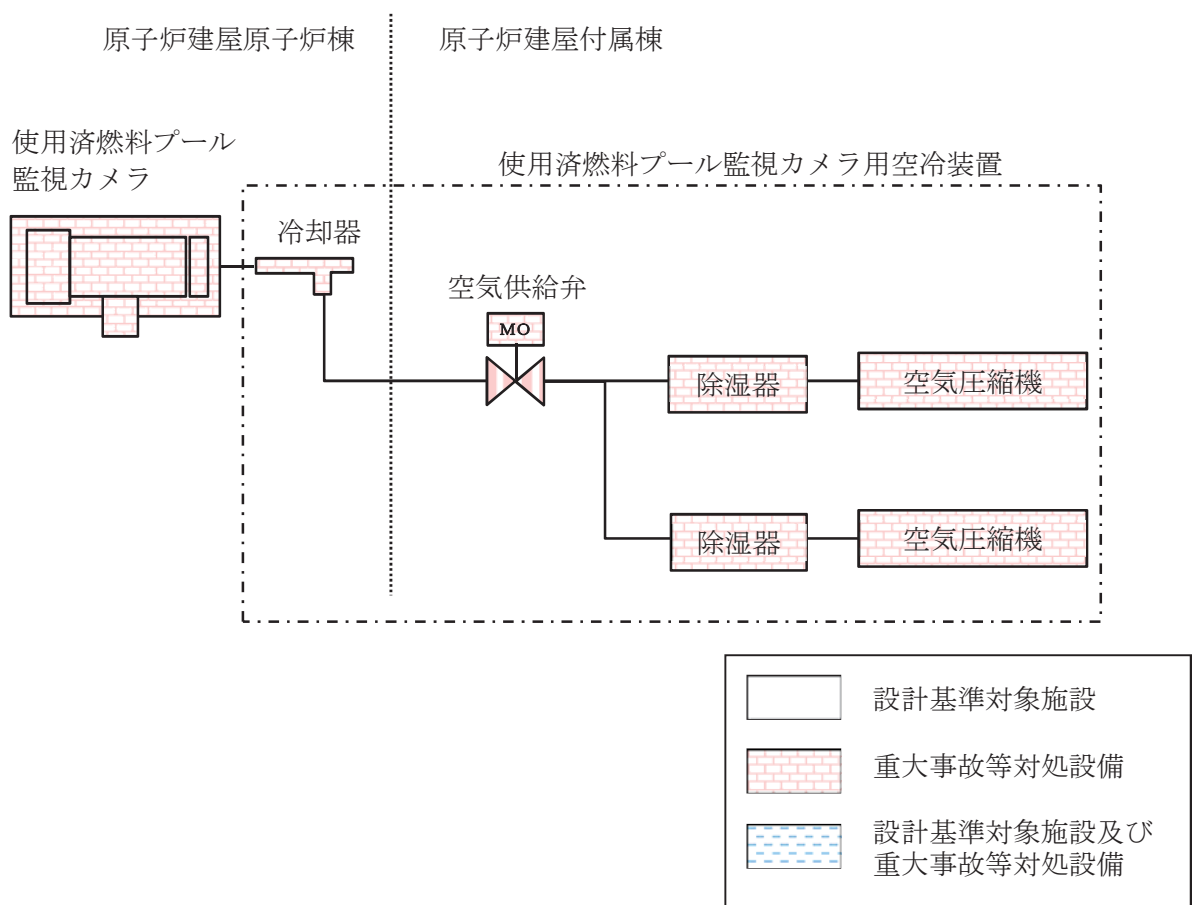
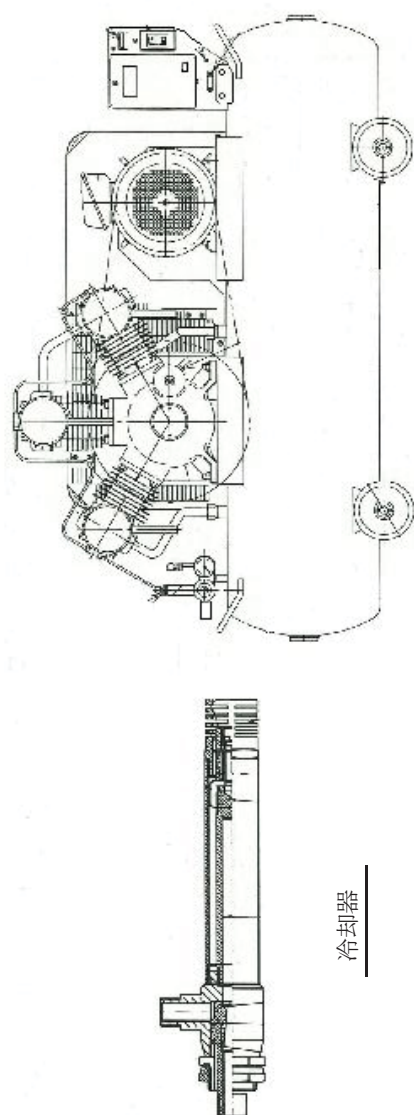
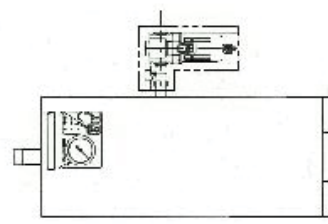


図 3.1-7 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置の概略構成図



冷却器

空気圧縮機



除湿器

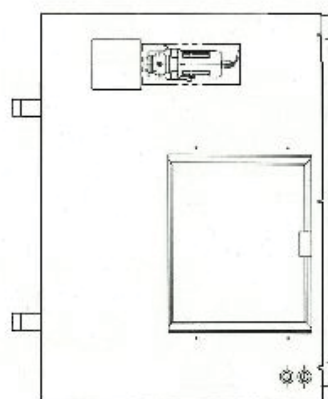


図 3.1-8 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置（空気圧縮機，除湿器，冷却器）の構造図

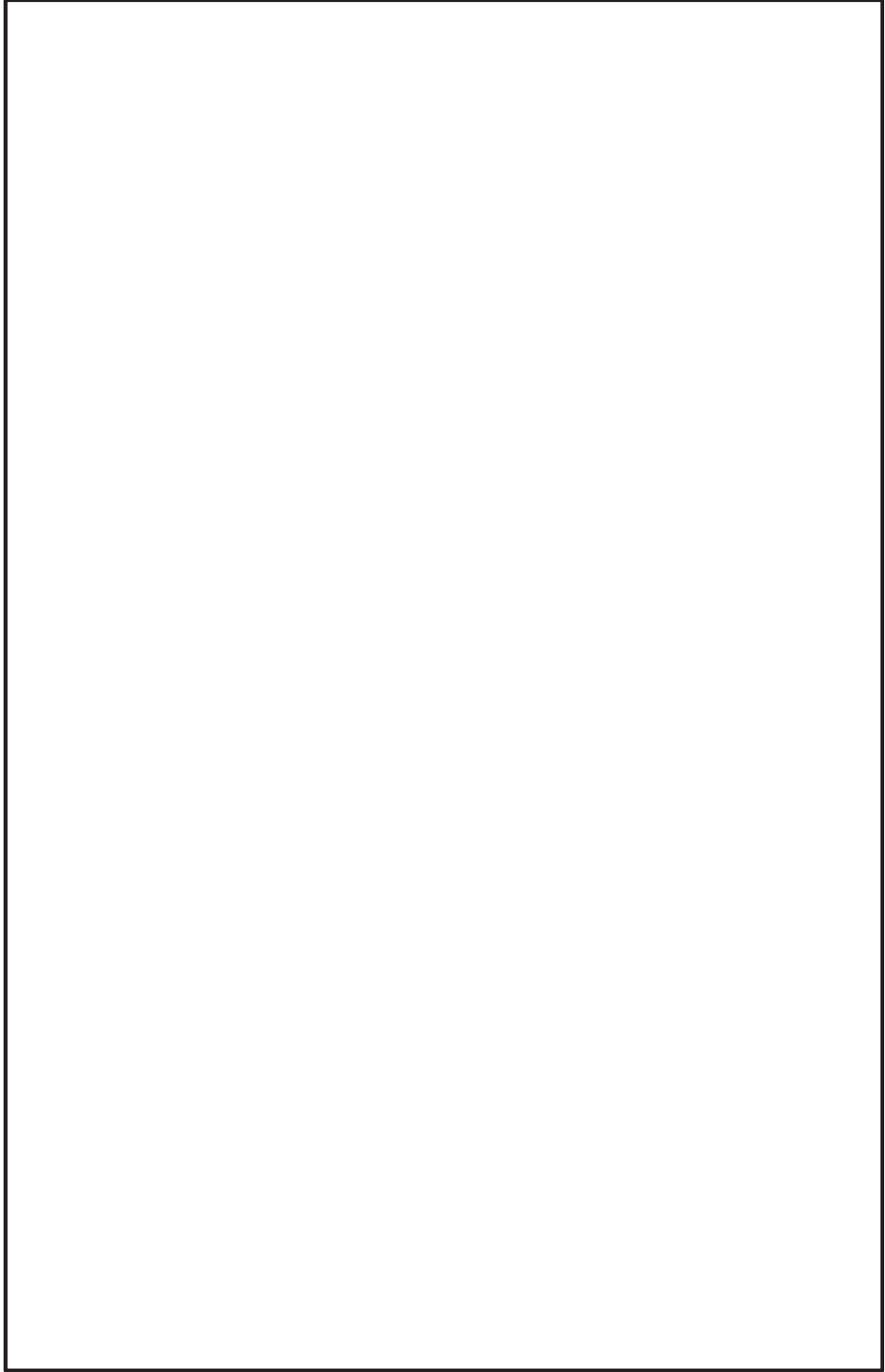


図 3.1-9 使用済燃料プール監視カメラ及び使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置の取付箇所を明示した図面

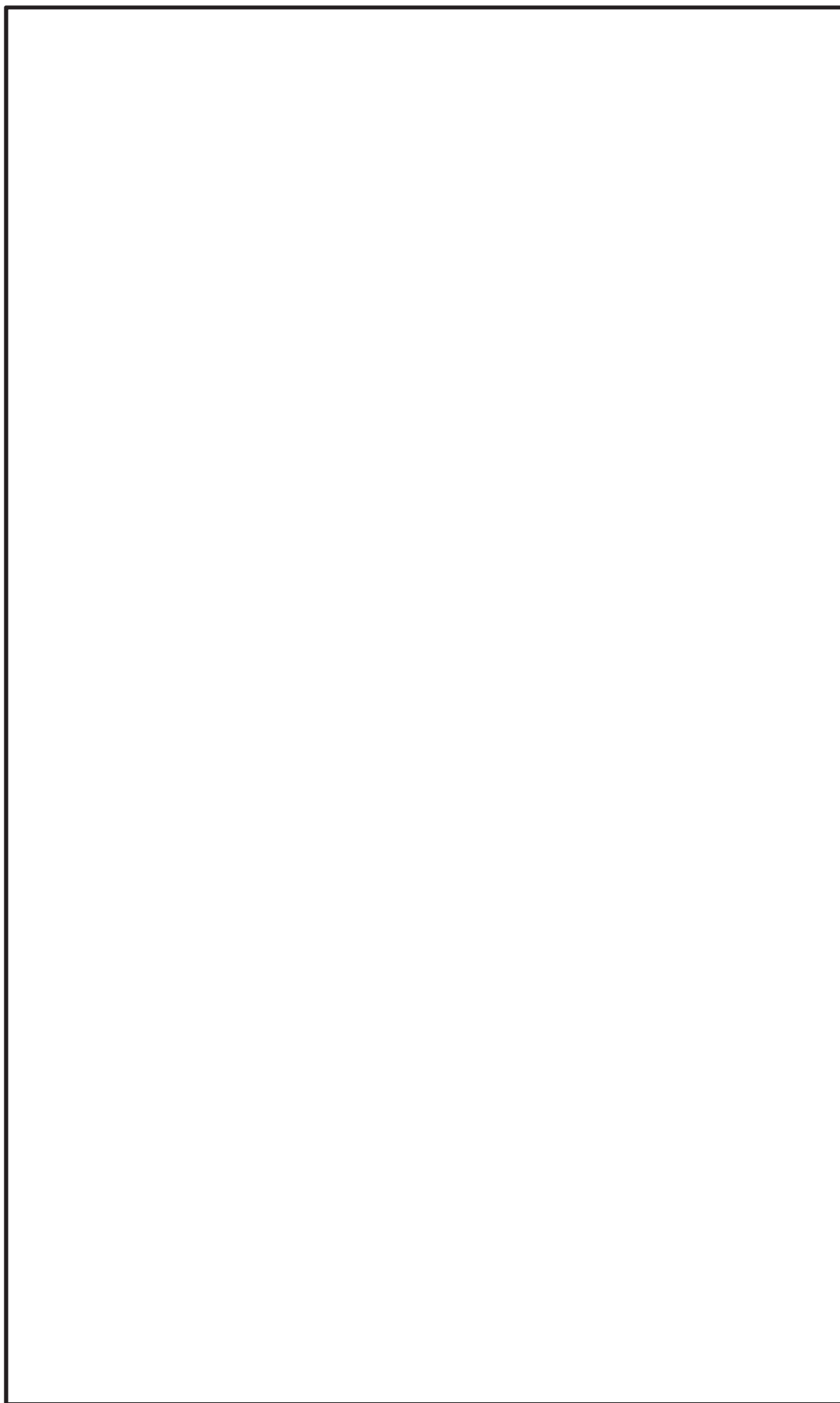


図 3.1-10 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置の取付箇所を明示した図面

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。使用済燃料プール水位及び使用済燃料プール温度（S A 広域）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

使用済燃料プール温度（S A）及び使用済燃料プール水位・温度（S A 広域）の計測結果は中央制御室に指示し、緊急時対策支援システム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
使用済燃料プール温度	中央制御室	中央制御室（記録計）
使用済燃料プール水位	中央制御室	プロセス計算機
使用済燃料プール温度（S A）	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
使用済燃料プール温度（S A 広域）	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
使用済燃料プール水位（S A 広域）	中央制御室	プロセス計算機 緊急時対策支援システム伝送装置

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	使用済燃料プール温度 使用済燃料プール水位 使用済燃料プール水位（S A 広域）

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、添付書類「V-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」及び添付書類「V-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使用済燃料プール温度、使用済燃料プール水位及び使用済燃料プール水位・温度（S A広域）は、外部電源が使用できない場合、非常用所内電源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温度（S A）、使用済燃料プール水位・温度（S A広域）、及び使用済燃料プール監視カメラは、直流電源が必要な場合、常設代替直流電源設備である緊急用 125V 系蓄電池又は可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器から給電が可能な設計とする。使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置は、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車から給電が可能な設計とする。（「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）

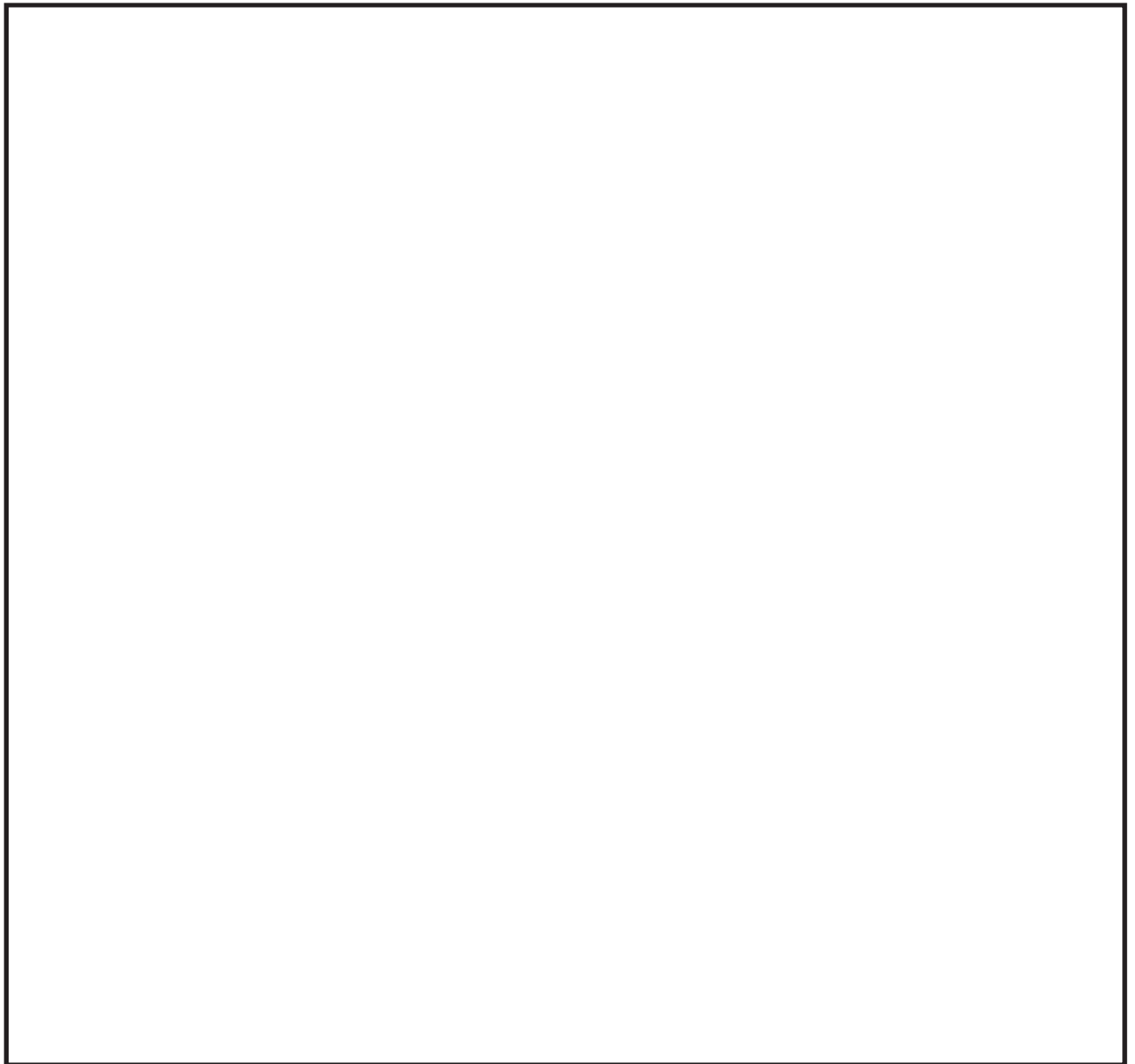


図 3.3-2 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の概略電源系統図
(直流電源)

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) 使用済燃料プール温度

使用済燃料プール温度は、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。

使用済燃料プール温度の計測範囲は、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、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（EL. 46053 mm）を包絡する範囲で温度計測可能な設置位置とする。（「図 4-1 使用済燃料プール温度の設置図」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。

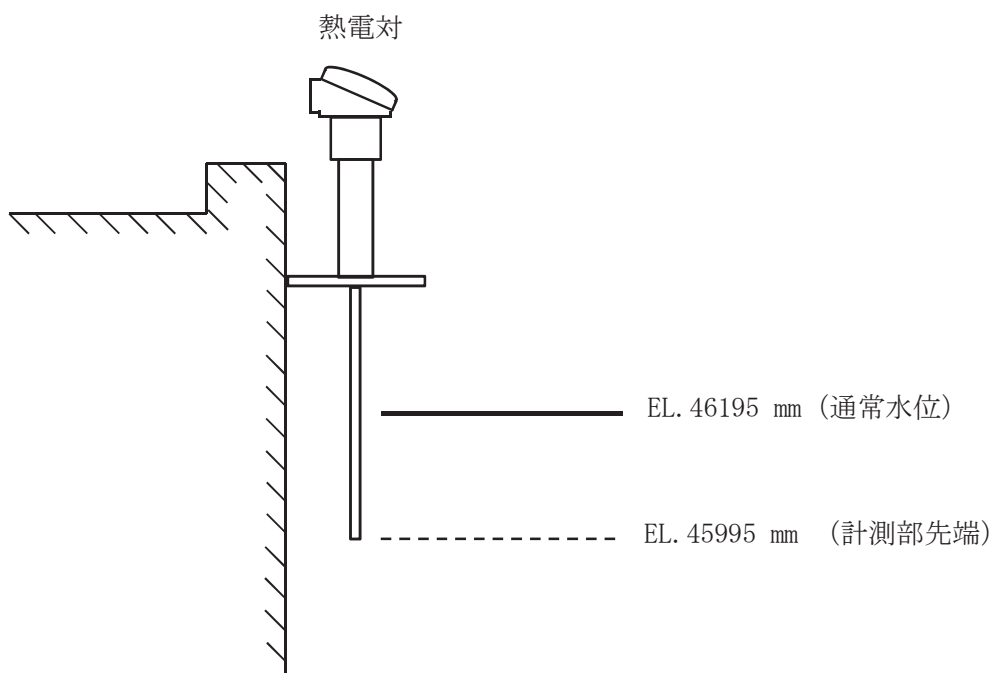


図 4-1 使用済燃料プール温度の設置図

(2) 使用済燃料プール水位

使用済燃料プール水位は、浮力式水位検出器及びフロート式検出器で計測され、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。

浮力式水位検出器及びフロート式検出器は、同一の警報設定値を持ち、使用済燃料プール水位高警報については通常水位（EL. 46195 mm）から運転操作床面（EL. 46500 mm）の間の（EL. 46231 mm）とする。使用済燃料プール水位低警報については通常水位（EL. 46195 mm）より下の（EL. 46053 mm）とする。（「図 4-2 使用済燃料プール水位（浮力式水位検出器及びフロート式検出器）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。

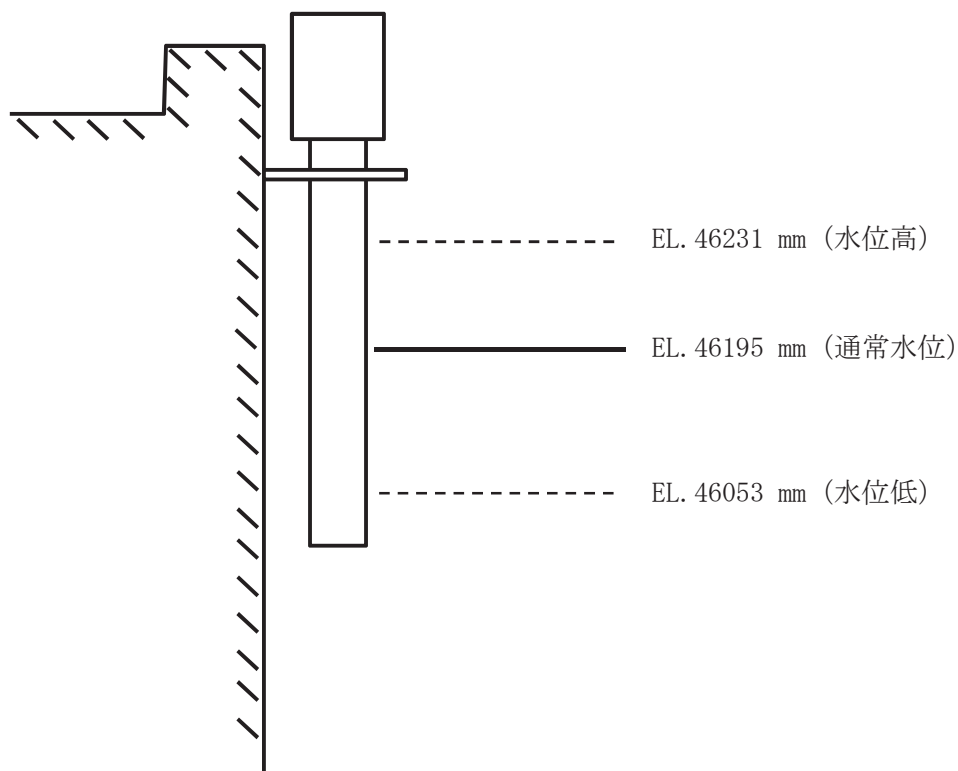


図 4-2 使用済燃料プール水位（浮力式水位検出器及びフロート式検出器）の警報動作範囲

(3) 使用済燃料プール温度 (S A)

使用済燃料プール温度 (S A) 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 (S A) 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 °Cの温度を計測できるものとする。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 (EL. 45575 mm) においても計測可能であり、燃料ラック上端より 1000 mm 下まで温度計測できる設置位置とする。(「図 4-3 使用済燃料プール温度 (S A) の設置図」参照。)

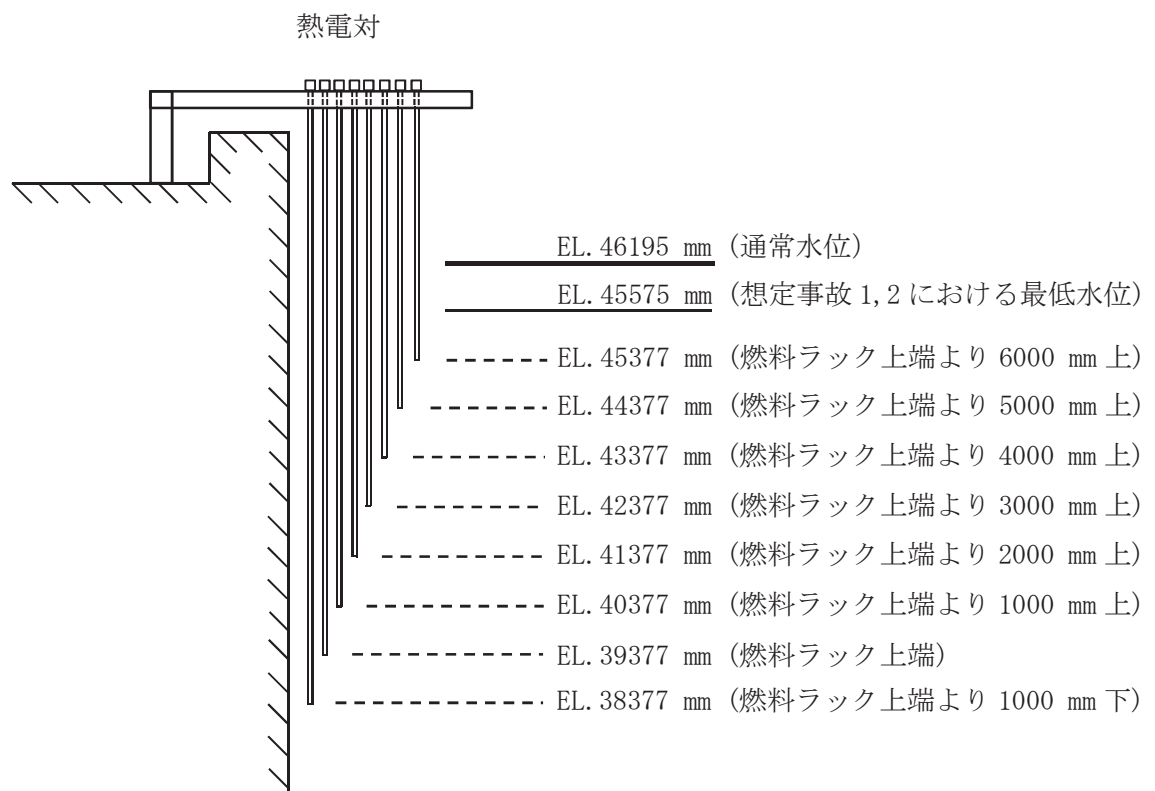


図 4-3 使用済燃料プール温度 (S A) の設置図

(4) 使用済燃料プール水位・温度（S A広域）

使用済燃料プール水位（S A広域）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（S A広域）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、使用済燃料ラック底部近傍（EL. 35077 mm）から使用済燃料プール上端近傍（EL. 46577 mm）を計測範囲とする。

警報動作は、EL. 35077 mm～ EL. 46577 mm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 4-4 使用済燃料プール水位・温度（S A広域）の計測範囲及び警報動作範囲」参照。）

使用済燃料プール温度（S A広域）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（S A広域）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 において想定する最低水位（EL. 45575 mm）においても温度計測できる設置位置とする。（「図 4-4 使用済燃料プール水位・温度（S A広域）の計測範囲及び警報動作範囲」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。

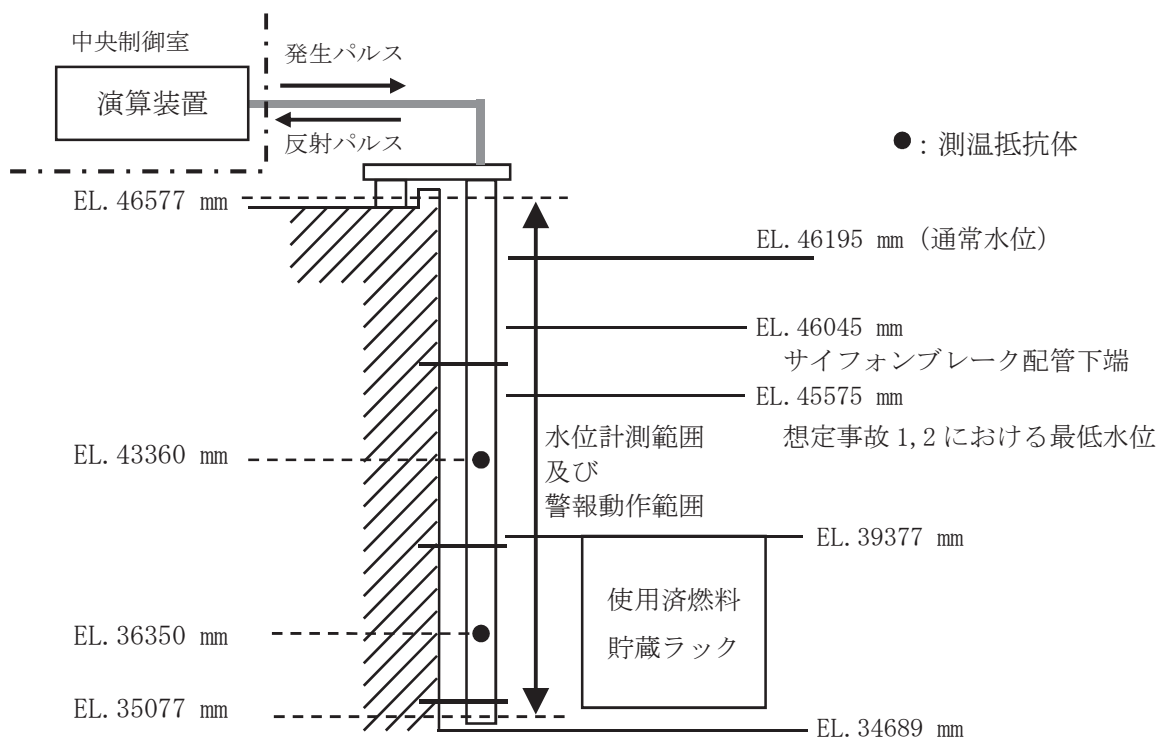


図 4-4 使用済燃料プール水位・温度（S A広域）の計測範囲及び警報動作範囲

V-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、使用済燃料貯蔵槽（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可搬型代替注水設備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可搬型スプレイ設備（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、可搬型代替注水設備（可搬型スプレイノズル）の他、同等の機能を持つ常設スプレイヘッダも使用する。

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、いかなる一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、可搬型代替注水設備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「V-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「V-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。

可搬型代替注水設備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、可搬型スプレー設備（使用済燃料プールへのスプレー）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ーを実施し、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ーを実施し、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「V-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、可搬型スプレー設備（使用済燃料プールへのスプレー）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、スプレー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 SCALE6.0 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の検証及び妥当性確認等の概要については、添付書類「V-5-8 計算機プログラム（解析コード）の概要・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、鉛直方向は有限の高さ（燃料有効長 3.71 m+燃料上下に 30 cm の水領域を設け、その外側の境界条件を真空とする。）とし、水平方向は無限の広がりを持つ体系とする。計算体系を第 2,3 図に示す。

東海第二発電所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。

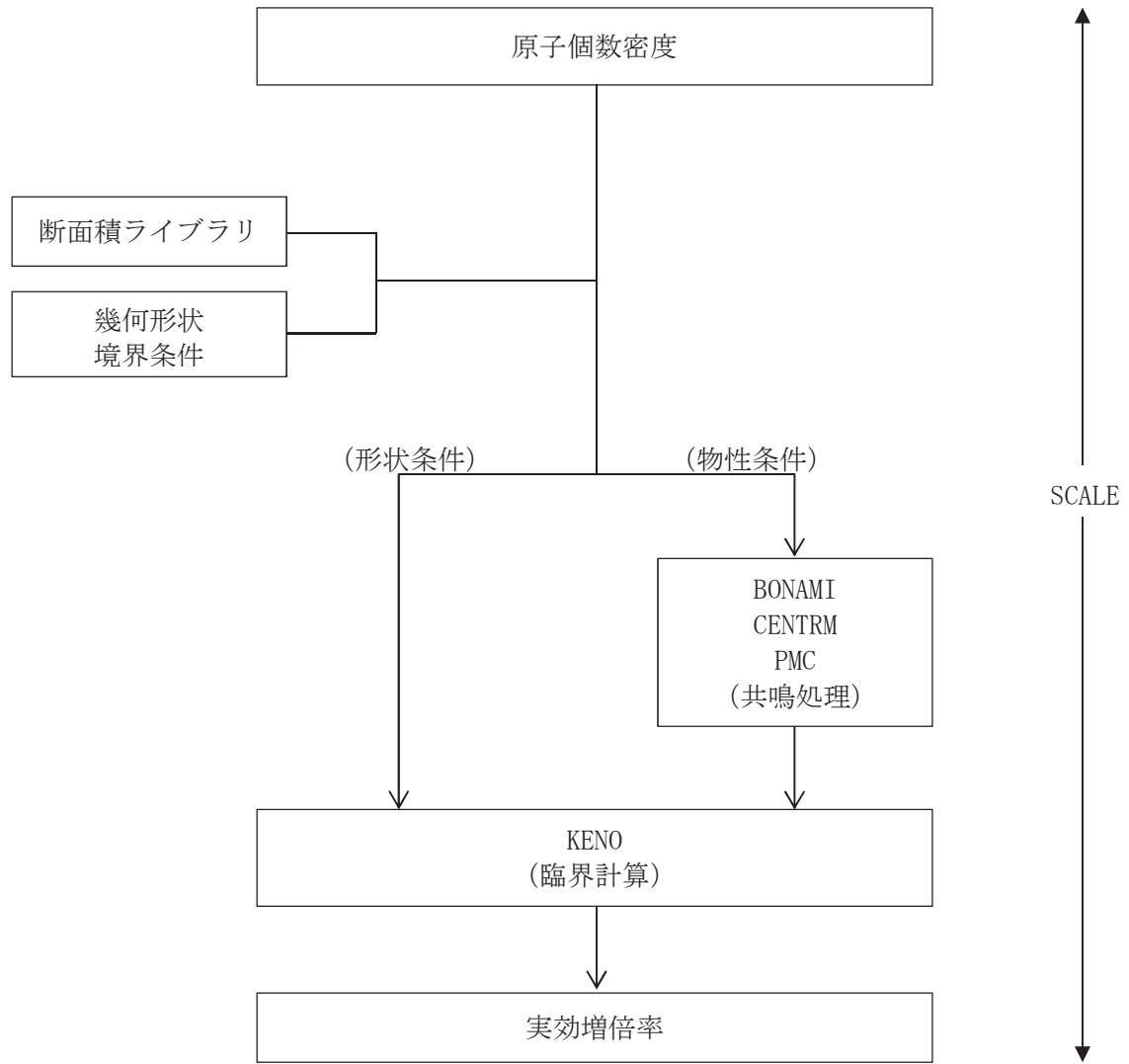
- (a) 燃料の平均濃縮度は wt%（炉心装荷時無限増倍率 1.30 となる燃料）とする（添付参照）。
- (b) 水の密度は、 $0.0 \sim 1.0 \text{ g/cm}^3$ とする。
- (c) 燃料有効長は、3.71 m とする。
- (d) ボロン濃度の解析使用値は、製造公差下限値の wt% とする。

以下の計算条件は公称値に正負の製作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、ラック内で燃料が偏心すると、中性子の強吸収体である B-SUS に接近することにより、燃料領域の熱中性子が減少するため、実効増倍率が最も高くなるラックセル内中央配置とする（第 2 図）。

- (e) ラックピッチ
- (f) ラック板厚
- (g) ラック内のり

3.3 計算結果

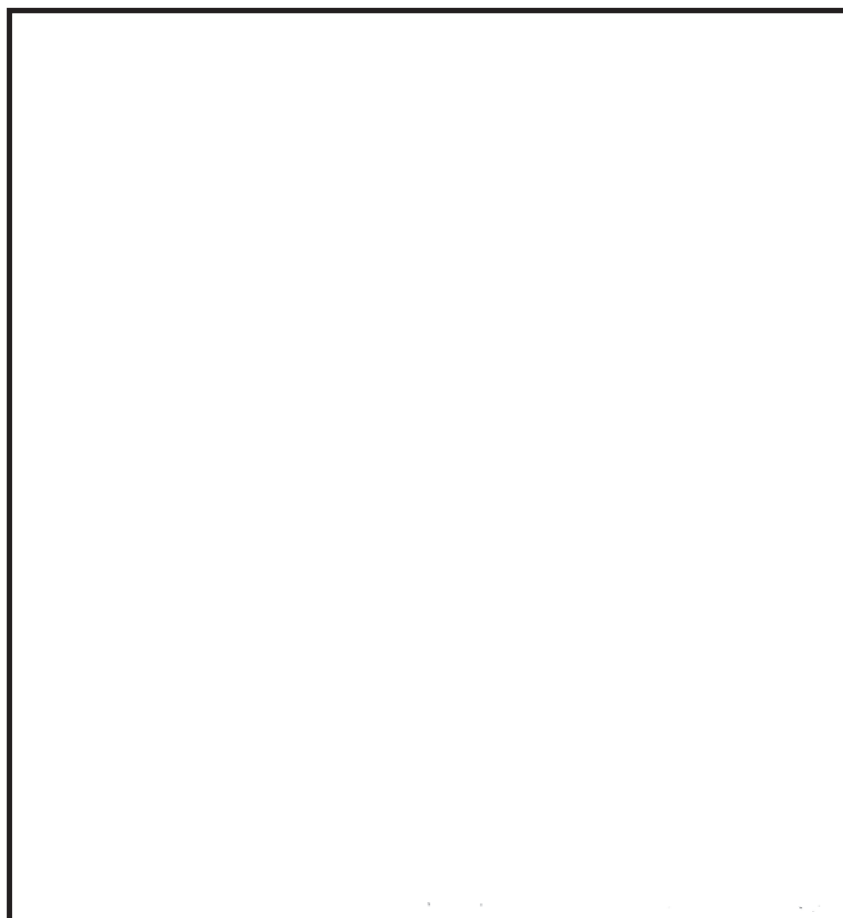
使用済燃料プール水漏えい時の未臨界性評価結果を第 4 図に示す。統計誤差 3σ (0.002) を加えても実効増倍率は最大で 0.929 となり、0.95 以下を満足している。



第1図 解析フローチャート



第 2 図 角管型ラックの計算体系（水平方向）



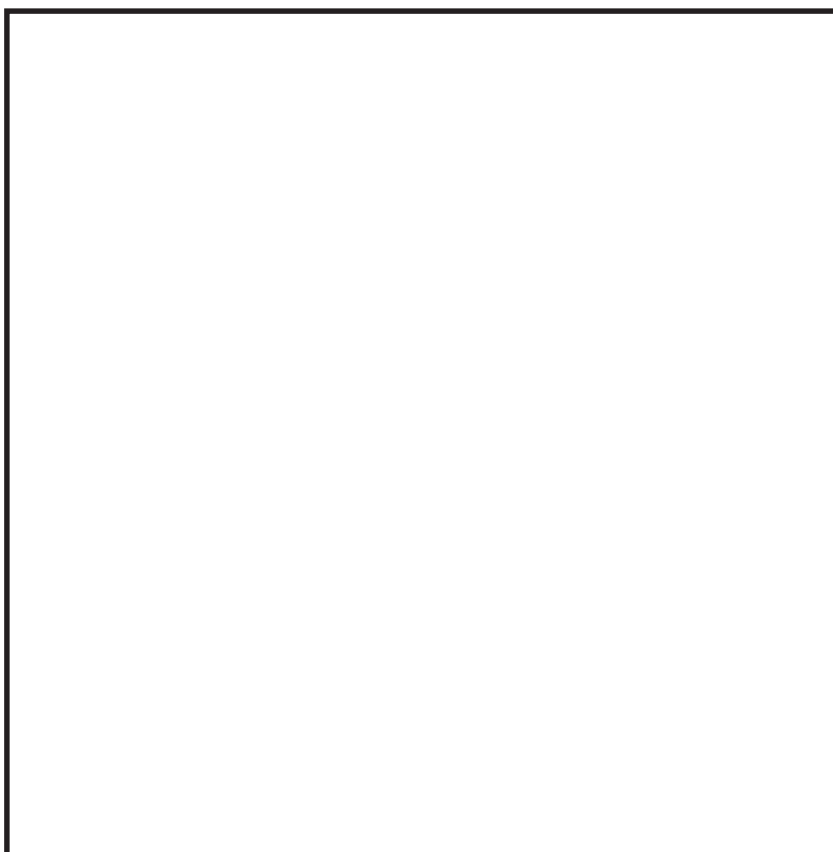
第 3 図 角管型ラックの計算体系（鉛直方向）

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)
	U ²³⁵ 濃縮度	<input type="text"/> wt % *1
	ペレット密度	理論密度の 97 %
	ペレット直径	0.96 cm
	被覆管外径	1.12 cm
	被覆管厚さ	0.71 mm
	燃料有効長	3.71 m
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	キャン型
	ラックピッチ	<input type="text"/> mm
	材料	ボロン添加ステンレス鋼
	ボロン濃度	<input type="text"/> wt % *2
	板厚	<input type="text"/> mm
	内のり	<input type="text"/> mm

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 4 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作公差を考慮しても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外側から1から複数列ずつ、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。

V-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 燃料取替機	2
3.2 原子炉建屋クレーン	2
3.3 使用済燃料乾式貯蔵建屋天井クレーン	3
3.4 チャンネル着脱機	3
3.5 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	12
4.1 落下防止対策の基本的な考え方	12
4.2 落下防止対策の検討	12
4.3 落下防止対策の設計	15
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	19
5.1 基本方針	19
5.2 強度評価方法	23
5.3 評価条件	27
5.4 評価結果	27
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	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、燃料取替機、原子炉建屋クレーン、使用済燃料乾式貯蔵建屋天井クレーン及びチャンネル着脱機で構成する。燃料取替機、原子炉建屋クレーン及び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。使用済燃料乾式貯蔵建屋天井クレーンは、使用済燃料乾式貯蔵建屋内において、使用済燃料を収納した使用済燃料乾式貯蔵容器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又は使用済燃料乾式貯蔵容器（以下「キャスク」という。）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。燃料取替機及び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。燃料取替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、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。使用済燃料乾式貯蔵建屋天井クレーンは、使用済燃料を収納し未臨界性を確保したキャスクを取り扱う設計とする。

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取替機、原子炉建屋クレーン、使用済燃料乾式貯蔵建屋天井クレーン及びチャンネル着脱機の概要を以下に示す。

3.1 燃料取替機

燃料取替機は原子炉建屋原子炉棟6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把握機があり、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把握機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、グラップル内のラッチ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（第4図参照）。また、燃料把握機は二重のワイヤロープで保持する設計とする（第3図参照）。

燃料取替機は、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（第1、2図参照）。

燃料取替機は耐震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「V-2-11-2-1 燃料取替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（第1、2図参照）。

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（第5図参照）。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（第9、10図参照）。

また、重量物を移送する主巻フックはイコライザハンガをストッパ方式にすることで仮にワイヤロープが切れた場合でも重量物が落下せず、安全に保持できる設計とする（第6図参照）。

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「V-2-11-2-2 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 使用済燃料乾式貯蔵建屋天井クレーン

使用済燃料乾式貯蔵建屋天井クレーンは、使用済燃料乾式貯蔵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。

使用済燃料乾式貯蔵建屋天井クレーンは、使用済燃料乾式貯蔵建屋内でキャスクの移送を行うものである。本クレーンは、キャスクの移送中において、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（第1, 2図参照）。

フックは、使用済燃料乾式貯蔵容器専用吊り治具又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。さらに、重量物を吊った状態において、使用済燃料乾式貯蔵建屋に設置された他のキャスクと接触しないよう、モード選択により、走行及び横行範囲のインターロックを設けるとともに、主巻ドラムに設けた回転速度計により巻速度を制限速度以内にすることで、キャスクが異常着床しない設計とする。

主巻ワイヤロープは、横行トロリ上に設けた過巻防止装置（巻上操作により、巻上上限位置において、リミットスイッチが作動することにより巻上停止）によりワイヤロープの過巻を防止し、ワイヤロープの破断を防ぐ設計とする。

また、重量物を移送する主巻フックは二重のワイヤロープにすることで仮にワイヤロープ1本が切れた場合でも重量物が落下せず、安全に保持できる設計とする。

使用済燃料乾式貯蔵建屋天井クレーンは耐震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「V-2-11-2-3 使用済燃料乾式貯蔵建屋天井クレーンの耐震性についての計算書」に示す。

3.4 チャンネル着脱機

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。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取替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。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、下限ストッパによる機械的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（第1, 2, 11 図参照）。

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「V-2-11-2-4 チャンネル着脱機の耐震性についての計算書」に示す。

なお、チャンネル着脱機は、燃料体等を移動する際、使用済燃料プールライニングの下に設置されている漏えい検知溝上を通ることがないように、より離れた場所に移設する。

3.5 まとめ

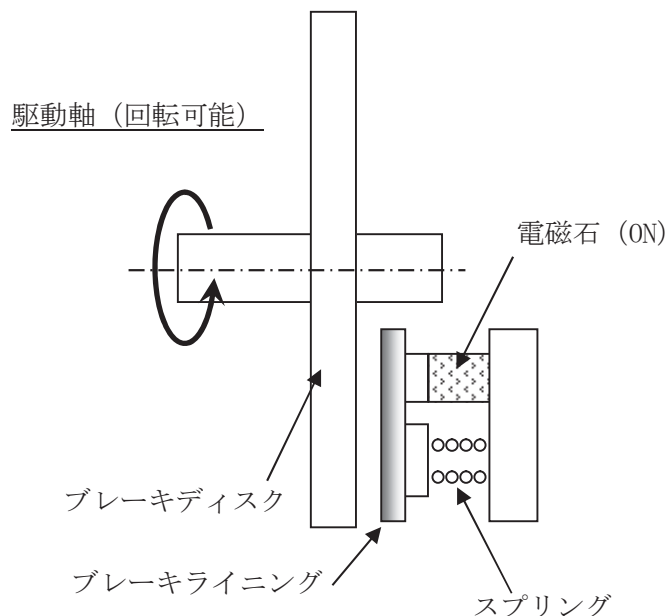
燃料取扱設備における燃料体等の落下防止対策をまとめたものを第1表に示す。

第1表 燃料体等の落下防止対策

機器名称	落下防止対策
燃料取替機	(1) 巻き上げ機は電源遮断時に電磁ブレーキのスプリング機構で保持する構造 (2) 燃料把握機は二重ワイヤ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) 燃料体等取扱時の過荷重インターロック
原子炉建屋クレーン	(1) 巻き上げ機は電源遮断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) 主巻フックはイコライザハンガをストッパ方式にすることで仮にワイヤロープが切れた場合でも保持される構造 (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
使用済燃料 乾式貯蔵建屋 天井クレーン	(1) 巻き上げ機は電源遮断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) 主巻フックは二重ワイヤロープでグラップルを保持する構造 (4) モード選択による走行範囲を制限するインターロック
チャンネル着脱機	(1) 電源遮断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) 下限ストッパによる機械的インターロック (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】

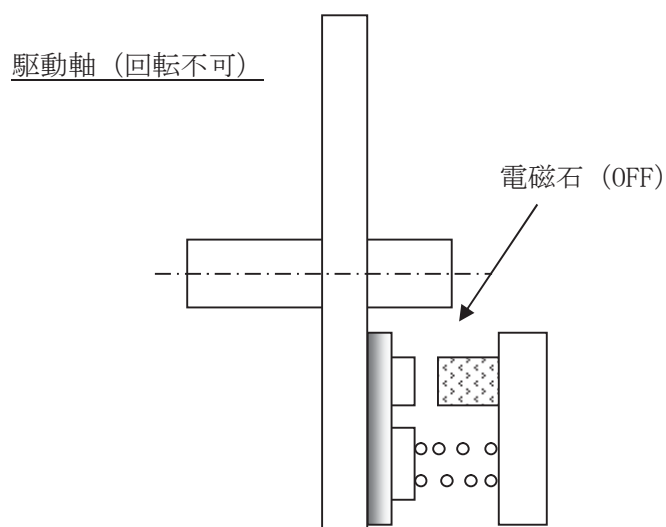
巻き上げ機運転時は、電磁石にてブレーキライニングを吸い寄せ、ブレーキライニングとブレーキディスクの間に隙間ができるため、駆動軸は回転可能な状態である。



第1図 電磁ブレーキの概要

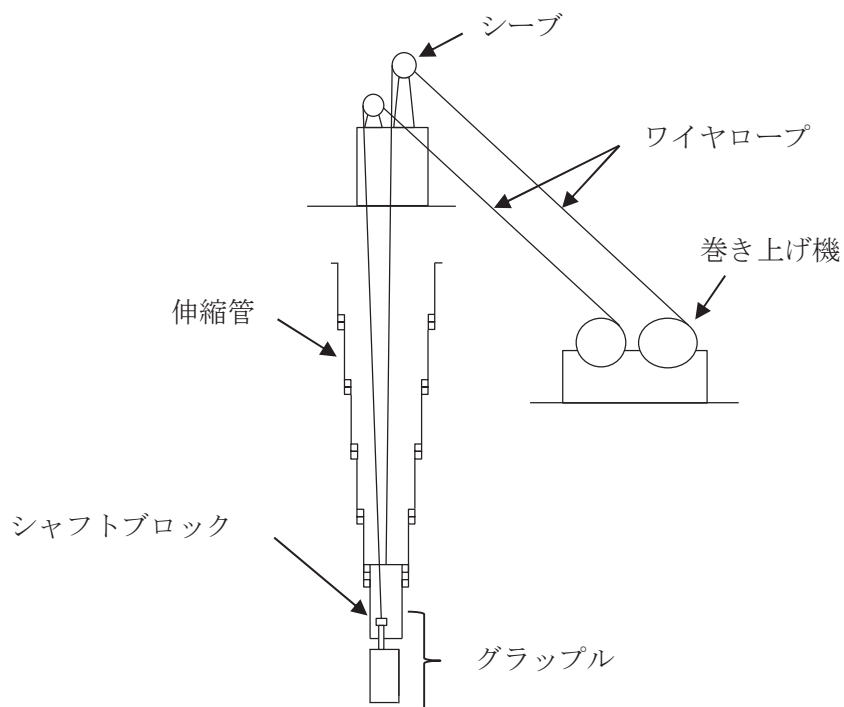
【巻き上げ機停止時（電源遮断時）の状態】

巻き上げ機停止時、あるいは、電源遮断時には、スプリングの力によってブレーキライニングをブレーキディスクに押し付け、駆動軸が回転できない状態である。



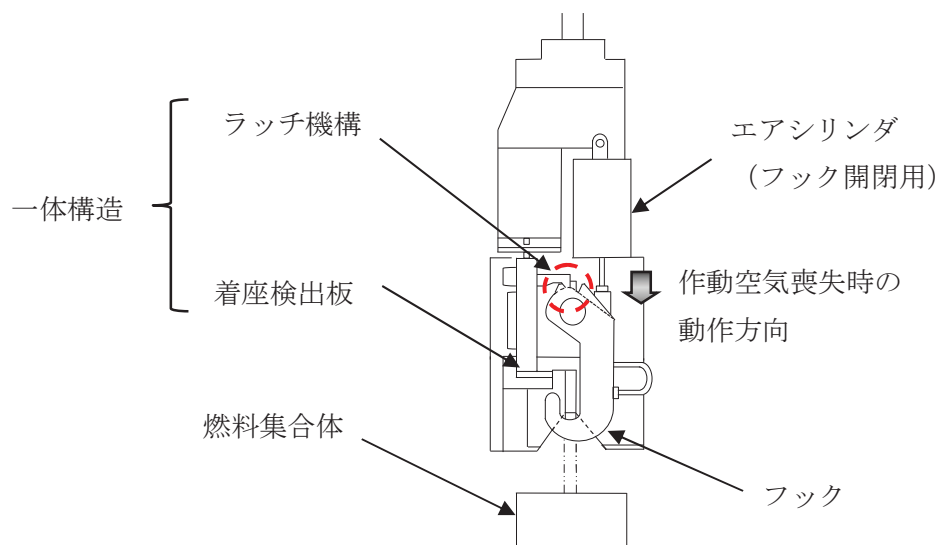
第2図 電磁ブレーキの動作原理

燃料取替機のワイヤロープは、2 本有しており、1 本が「燃料集合体及びグラップル」を、もう 1 本が「伸縮管」をそれぞれ吊る構造となっている。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、グラップル及び伸縮管を保持でき、燃料体等を落下させず、安全に支持できる設計とする。

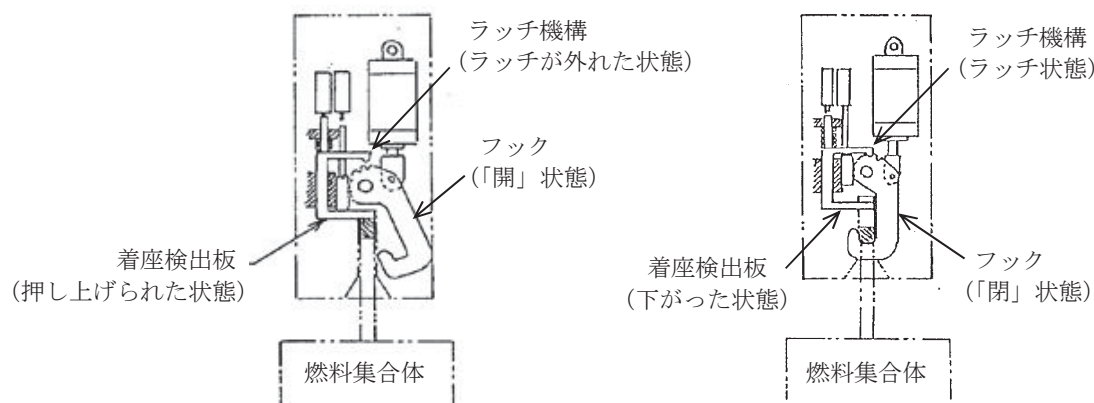


第 3 図 燃料把握機の二重ワイヤロープでグラップルを保持する構造

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、グラップルはラッチ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、ラッチ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、ハンドル部が着座検出板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

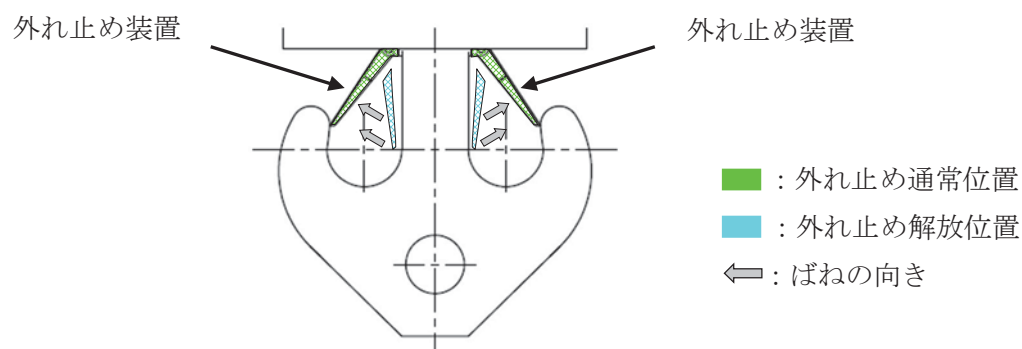


グラップルフック「開」状態

グラップルフック「閉」状態

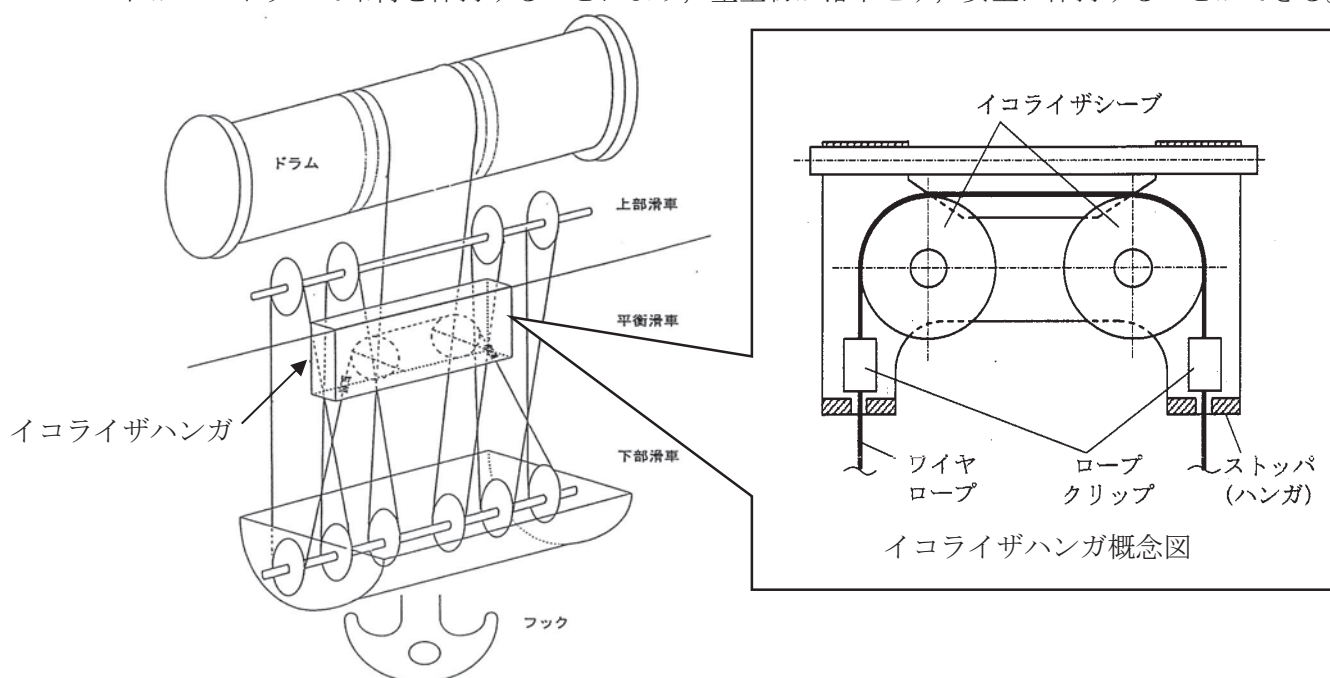
第4図 グラップルの空気源喪失時にも燃料体等をつかむ構造

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。



第5図 フックの外れ止め装置

主巻のイコライザハンガをストッパ方式にすることで、仮にワイヤロープが切れた場合でもいずれかのストッパで吊荷を保持することにより、重量物が落下せず、安全に保持することができる。



第6図 イコライザハンガのストッパ方式概念図

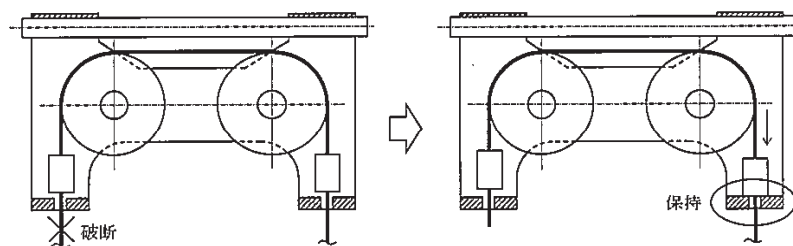
ワイヤロープ破断時の動作について

ケース①：ワイヤロープがイコライザハンガ外で破断した場合

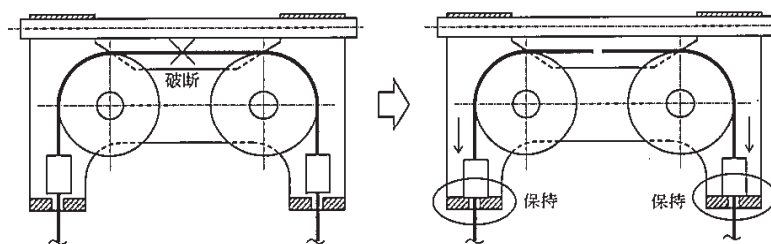
吊荷の質量により、イコライザハンガから破断していない方のワイヤロープが引き出されるが、ロープクリップがストッパに当たり保持されることにより、引き出しが止まり落下しない。

ケース②：ワイヤロープがイコライザハンガ内で破断した場合

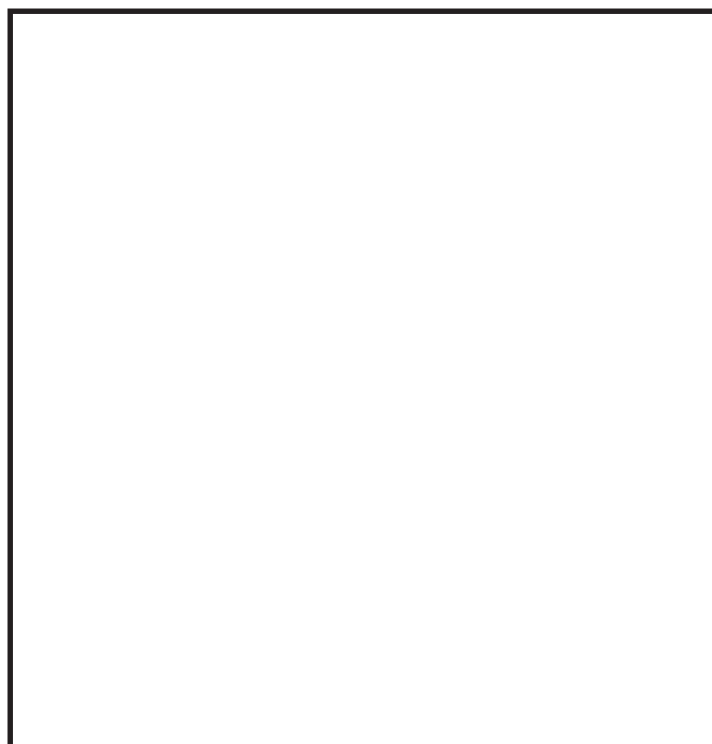
吊荷の質量により、イコライザハンガから両方のワイヤロープが引き出されるが、それぞれのロープクリップがストッパに当たり保持されることにより、引き出しが止まり落下しない。



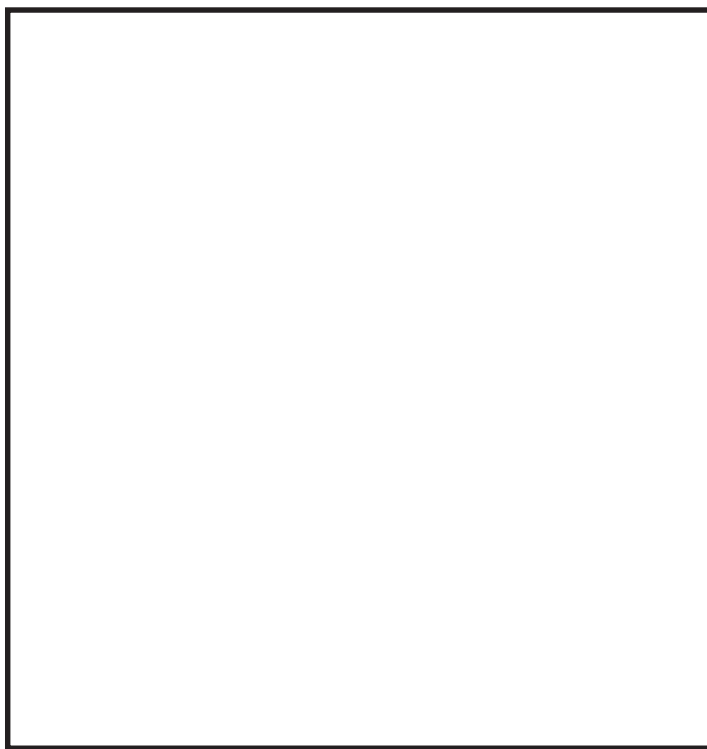
第7図 ワイヤロープがイコライザハンガ外で破断した場合の概要図



第8図 ワイヤロープがイコライザハンガ内で破断した場合の概要図

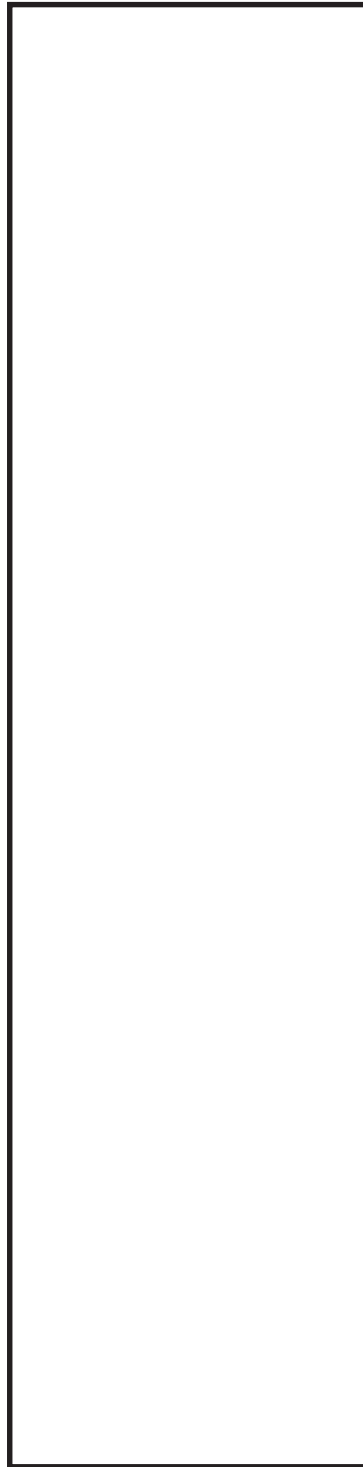


第9図 原子炉建屋クレーンのインターロック（Bモード）による
重量物移送範囲



第10図 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

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支持する固定具が一体（カート）となり昇降する設計となっており、下限ストッパによる機械的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。



第 11 図 チャンネル着脱機の概略図

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（EL. 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絡されるため、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。

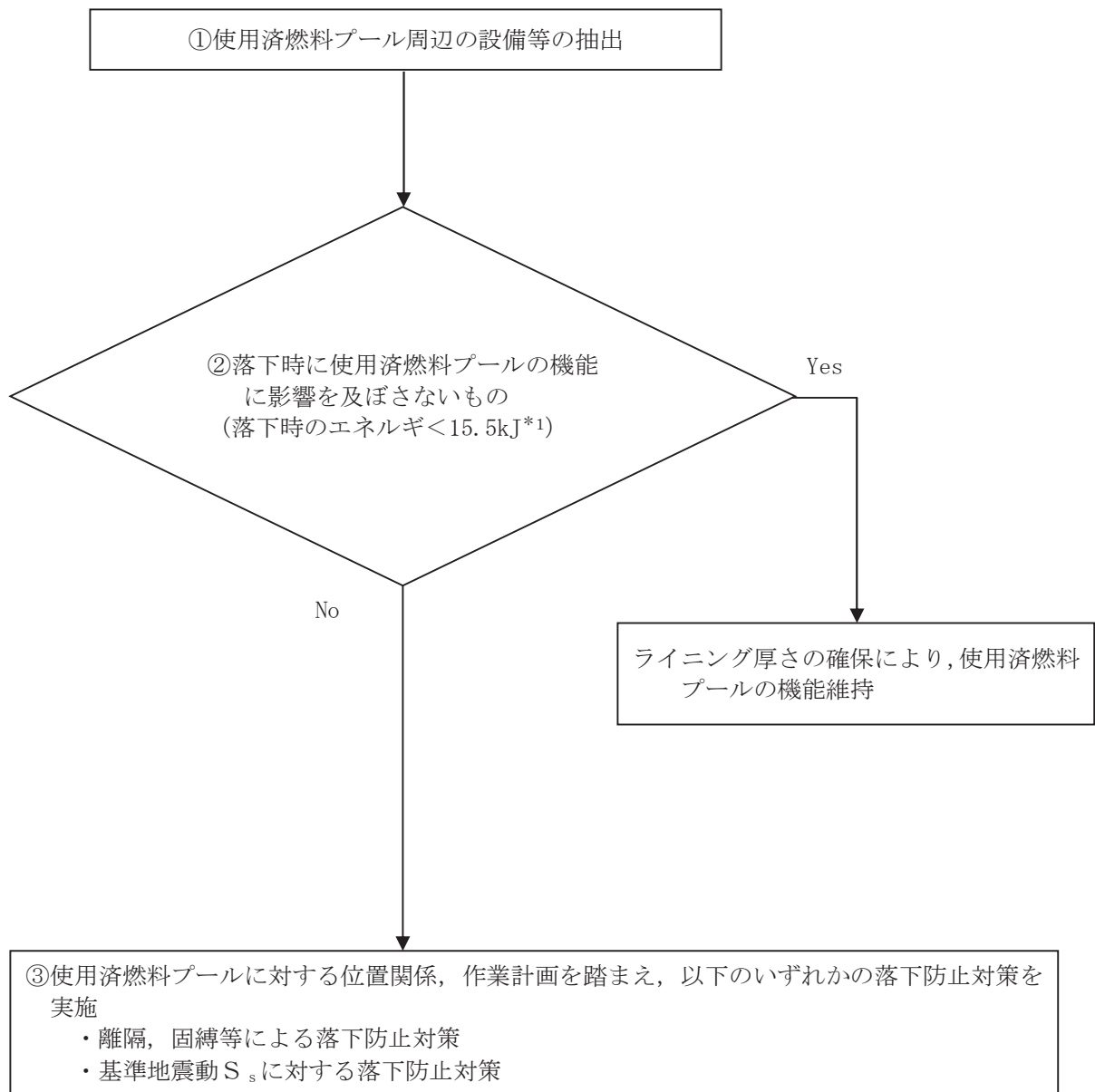
さらに、燃料体等については、燃料取扱設備において使用済燃料プールライニングへの落下を防止する設計とする。

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第 12 図に、その結果を第 2 表に示す。

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。



注記 *1: 落下試験時の模擬燃料集合体の落下エネルギー

第 12 図 重量物の落下フロー及び落下防止対策

第2表 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 35 m	—	基準地震動 S _s に対する落下防止対策
2	燃料取替機	約 23 t	約 12 m	× 約 2.7 MJ	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 48 t	約 20 m	× 約 9.4 MJ	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	約 1000 kg	約 17 m	× 約 167 kJ	ジブクレーンの撤去
5	移送後の PCV ヘッド (取扱具含む)	約 56 t	約 14 m	× 約 7.7 MJ	離隔、固縛等による落下防止対策
6	移送後の RPV ヘッド (取扱具含む)	約 4.6 t	約 14 m	× 約 631 kJ	離隔、固縛等による落下防止対策
7	移送後のドライヤ、セパレータ等 (取扱具含む)	約 430 kg	約 12 m	× 約 50.6 kJ	離隔、固縛等による落下防止対策
8	プール内設置物	約 100 kg	約 5 m	○ 約 4.9 kJ	—*2
9	プールゲート類	約 2.7 t	約 12 m	× 約 318 kJ	離隔、固縛等による落下防止対策
10	キャスク (取扱具含む)	約 120 t	約 14 m	× 約 16.5 MJ	離隔、固縛等による落下防止対策
11	電源盤類	—	約 12 m	—	離隔、固縛等による落下防止対策
12	フェンス・ラダー類	約 300 kg	約 12 m	× 約 35 kJ	離隔、固縛等による落下防止対策
13	装置類	約 800 kg	約 12 m	× 約 94 kJ	離隔、固縛等による落下防止対策
14	作業用機材類	<100 kg	約 12 m	○ <11.8 kJ	—*2
15	計器・カメラ・通信機器類	<300 kg	約 4 m	○ <11.8 kJ	—*2
16	試験・検査用機材類	約 500 kg	約 14 m	× 約 69 kJ	離隔、固縛等による落下防止対策
17	コンクリートプラグ・ハッチ類	約 7.5 t	約 14 m	× 約 1.0 MJ	離隔、固縛等による落下防止対策
18	空調機	約 100 kg	約 14 m	○ <13.8 kJ	—*2
19	重大事故等対処設備	—	—	—	基準地震動 S _s に対する落下防止対策

注記 *1: 落下エネルギーが 15.504 kJ ($310 \text{ kg} \times 5.1 \text{ m} \times 9.80665 \text{ m/s}^2$) 以上であれば「×」、15.504 kJ 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している。

4.3 落下防止対策の設計

a. 隔離，固縛等による落下防止対策

(a) PCV ヘッド，RPV ヘッド，電源盤類等

PCV ヘッド，RPV ヘッド，コンクリートプラグ・ハッチ類等は，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隔離をとるとともに，必要な固縛等を実施する設計とする。

PCV ヘッドの取扱具，RPV ヘッドの取扱具，プールゲート類，キャスク，キャスクの取扱具，電源盤類，フェンス・ラダー類，装置類，試験・検査用機材類は，使用済燃料プールから十分な隔離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) ドライヤ，セパレータ等（取扱具含む）

ドライヤ，セパレータ等は，原子炉ウエ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隔離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。

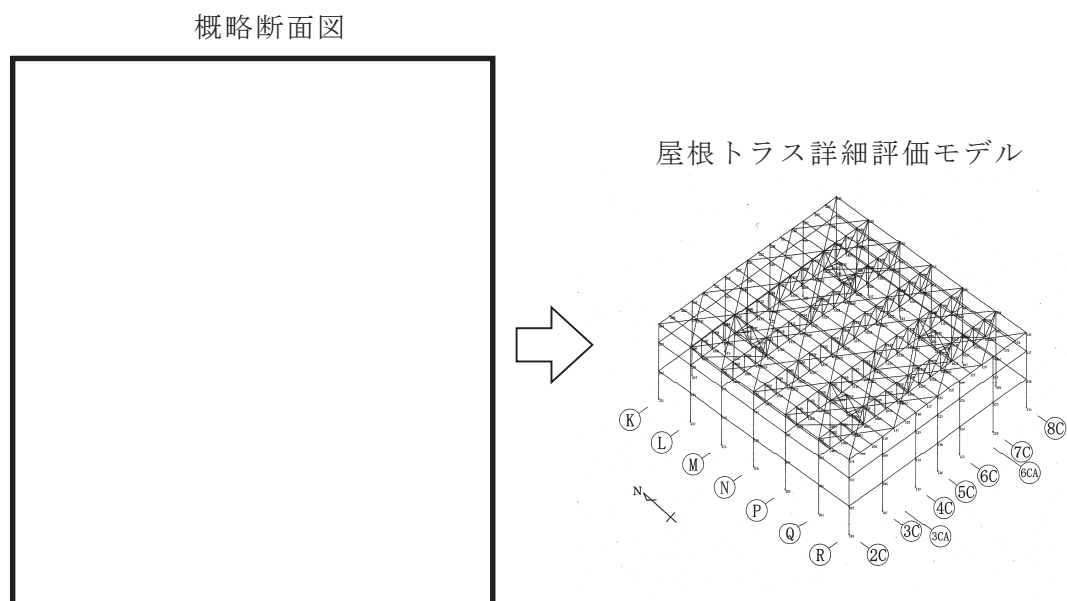
b. 耐震性確保による落下防止対策

(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

原子炉建屋については，原子炉建屋原子炉棟 6 階（EL. 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，屋根面水平ブレース等を線材，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応力を超えず，使用済燃料プール内に落下しない設計とする。原子炉建屋屋根評価モデルを第 13 図に示す。なお，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 6 階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，原子炉建屋原子炉棟 6 階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評価不要である。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器及び常設スプレイヘッダがあるが，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「V-2-2-2 原子炉建屋の耐震性についての計算書」，添付書類「V-2-9-5-5-1 静的触媒式水素再結合器の耐震性についての計算書」及び添付書類「V-2-4-3-2 代替燃料プール注水系の耐震性につ

いての計算書」に示す。



第 13 図 原子炉建屋屋根評価モデル

(b) 燃料取替機

燃料取替機は、浮上りによる脱線を防止するため、脱線防止装置を設置する。脱線防止装置は、走行レールの頭部を脱線防止装置にて抱き込む構造であり、燃料取替機の浮上りにより走行、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、横行レール上を燃料取替機、トロリが滑り、仮に本ストッパがなかったとしても、走行レールについては基準地震動 S_s による燃料取替機の滑りを考慮した距離を保つ運用とすることから、レール範囲外への脱線はしない。横行レールについては、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。また、横行速度とトロリの高さから、脱線後原子炉建屋壁面に到達することもない。燃料取替機と使用済燃料プールの位置関係を第 14 図に示す。

燃料取替機は、想定される最大重量を上回る定格荷重 450 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「V-2-11-2-1 燃料取替機の耐震性についての計算書」に示す。



第 14 図 燃料取替機と使用済燃料プールの位置関係

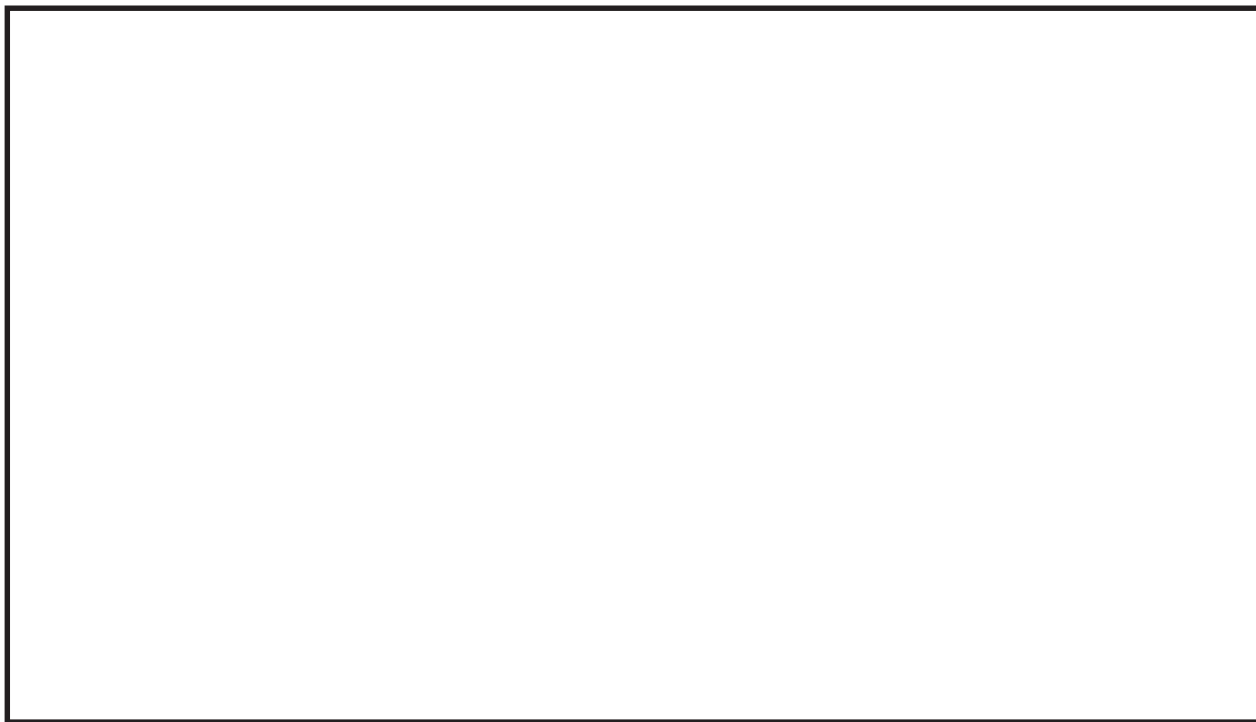
(c) 原子炉建屋クレーン

原子炉建屋クレーンは、浮上りによる脱線を防止するため、脱線防止装置を設置する。脱線防止装置は、ランウェイガード当り面、横行レールに対し、浮上り代を設けた構造であり、クレーンの浮上りにより走行、横行レールより脱線しない構造としている。

なお、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、横行レール上を原子炉建屋クレーン、トロリが滑り、仮に本ストoppaがなかったとしても、滑り量を考慮した運用とすることから、原子炉建屋クレーン、トロリがレールから脱線し原子炉建屋壁面に到達するおそれはなく、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第 15 図に示す。

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、想定される最大重量を上回る定格荷重 125 t の吊荷を吊った状態においても、基準地震動 S_0 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「V-2-11-2-2 原子炉建屋クレーンの耐震性についての計算書」にて示す。



第 15 図 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

上述のとおり第2表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第16-1～2図及び燃料集合体とラックの関係図を第16-3図に示す。

燃料集合体の強度評価フローを第17図に示す。

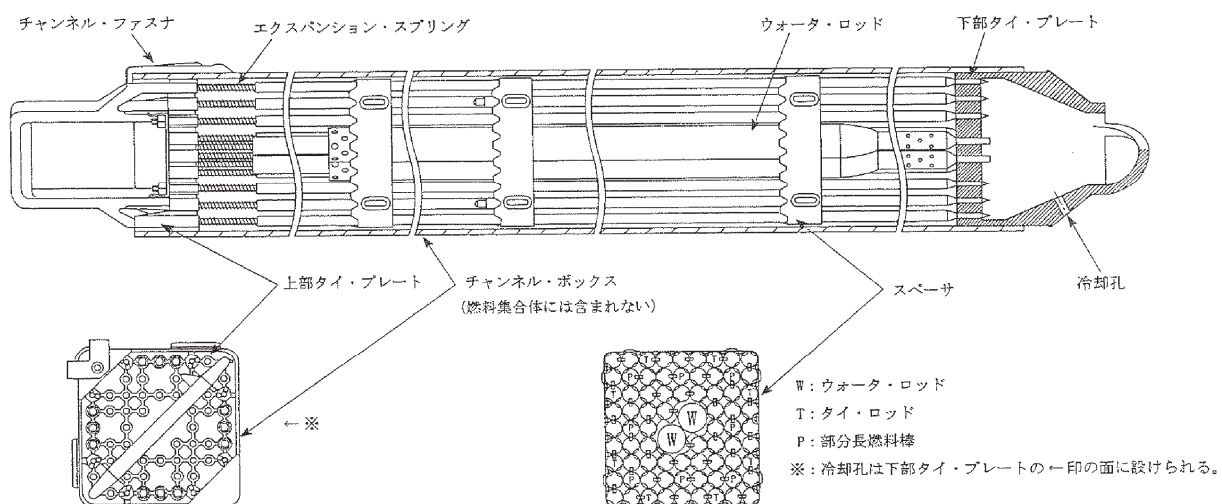
燃料集合体の強度評価においては、その構造を踏まえ、落下物による荷重の作用方向及び伝達過程を考慮し、評価対象部位を選定する。

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。

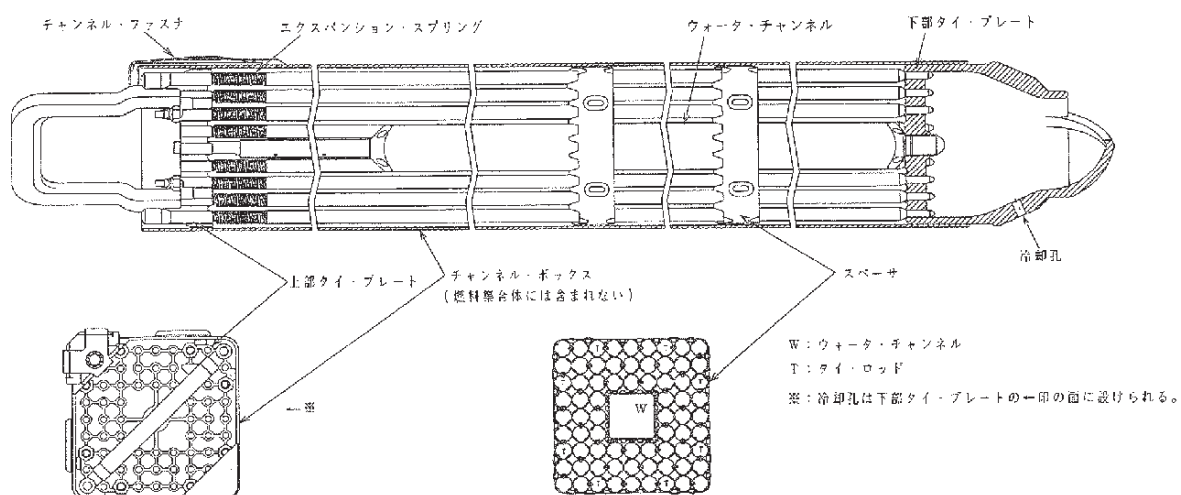
落下物が同時に複数の燃料集合体に衝突することが考えられるが、保守的に1体の燃料集合体に落下物が衝突するものとして計算を行う。

燃料集合体は第16-3図のとおり、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。

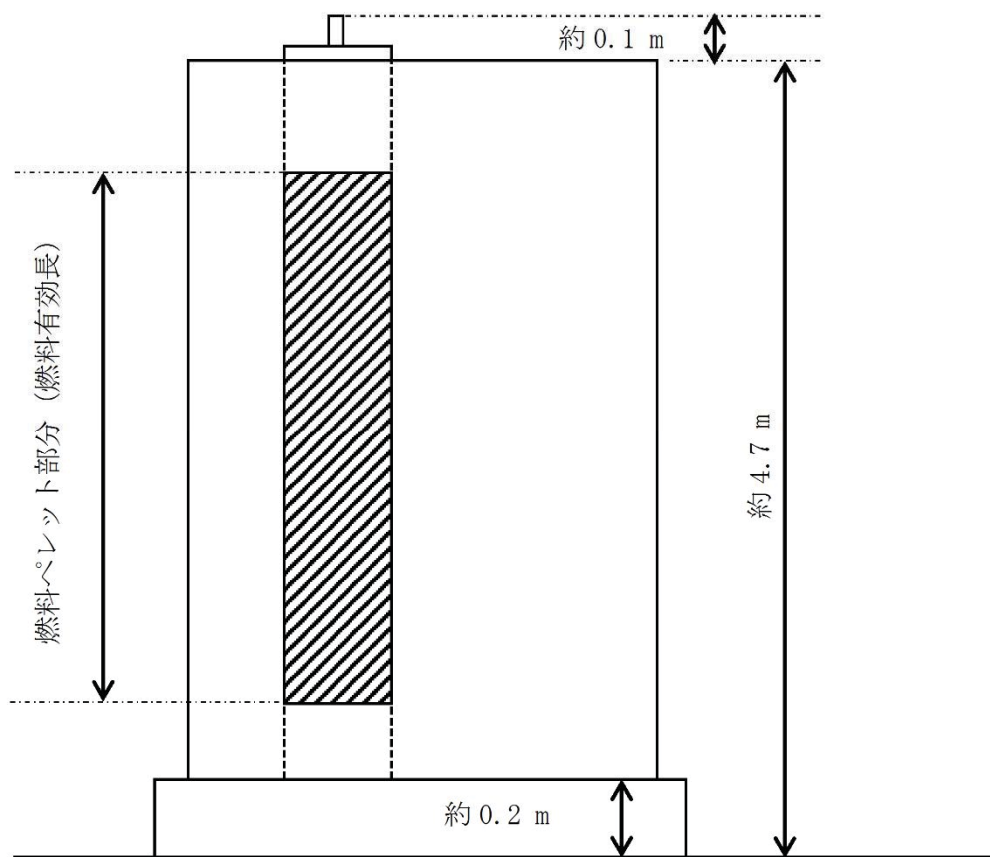
燃料集合体の許容限界は、燃料被覆管の破断伸びに適切な余裕を考慮した値とする。



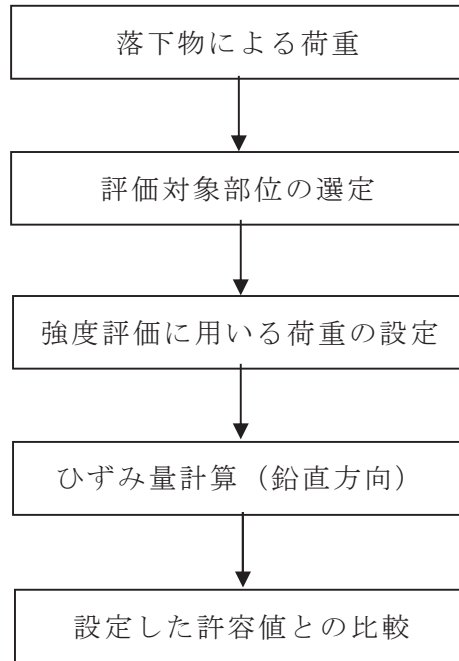
第 16-1 図 燃料集合体の概要（9×9 燃料（A 型））



第 16-2 図 燃料集合体の概要（9×9 燃料（B 型））



第 16-3 図 燃料集合体とラックの関係図



第 17 図 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第3表に示す。

第3表 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、第4表の荷重を用いる。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。

第 4 表 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。

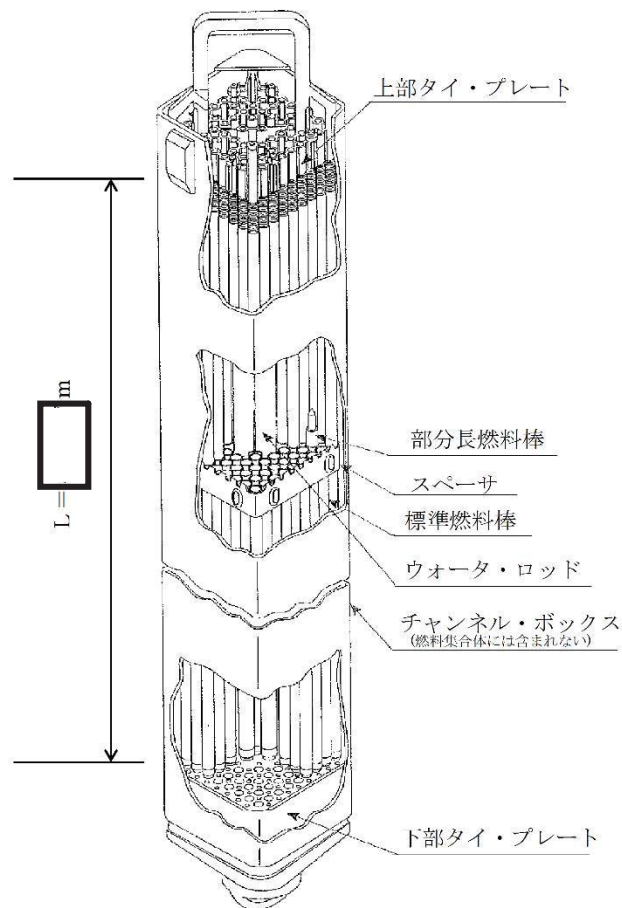
(5) 評価方法

燃料集合体の構造図を第 18 図に、断面図を第 19 図に示す。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。

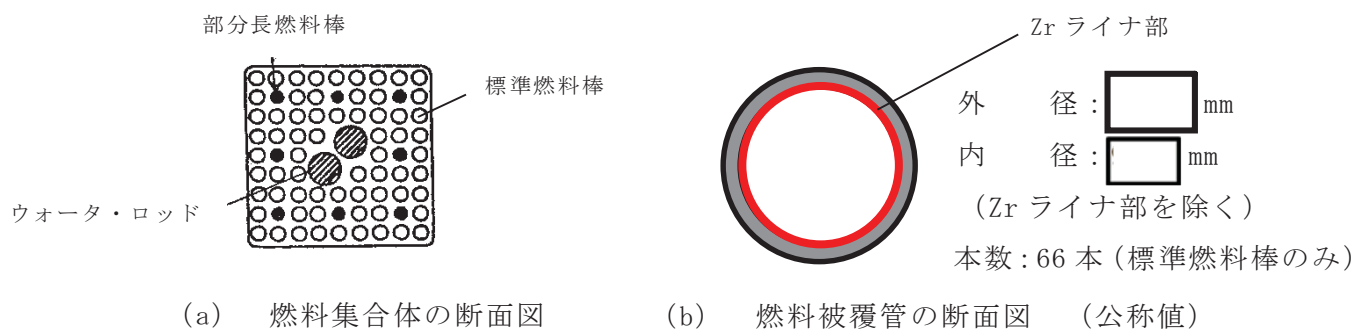
燃料集合体への衝突時には、落下物は周辺のラックセルとも衝突することが想定されるが、評価においては保守的に、燃料集合体のみに衝突するものとする。

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。



第 18 図 燃料集合体の構造図



第 19 図 燃料集合体の断面図

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・プレートを通じて燃料棒、ウォータ・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、第 20 図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

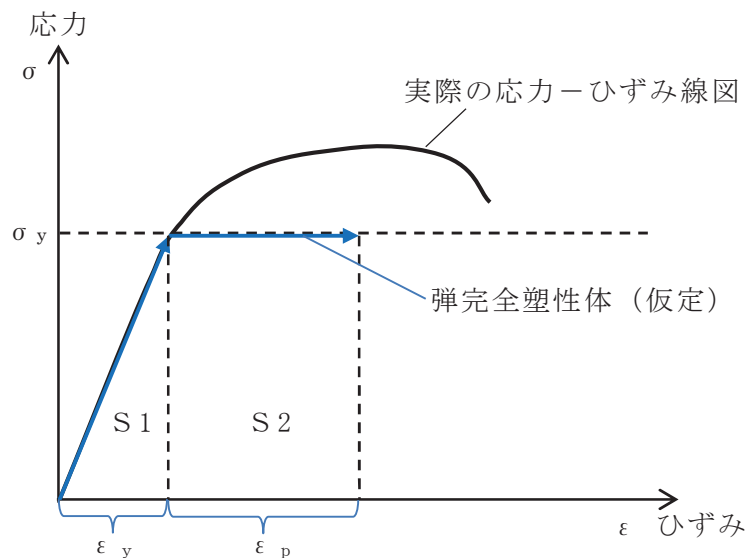
$$E_1 = (S1 + S2) \cdot A \cdot L = \left(\frac{1}{2} \cdot \sigma_y \cdot \varepsilon_y + \sigma_y \cdot \varepsilon_p \right) \cdot A \cdot L$$

$$\text{ここで } \varepsilon_y = \sigma_y / E$$

(a) 及び (b) より、 $W = E_1$ として塑性ひずみ ε_p を求める。

$$\varepsilon_p = \frac{m \cdot g \cdot h}{A \cdot L \cdot \sigma_y} - \frac{1}{2} \varepsilon_y$$

ただし、 $\left(\frac{1}{2} \cdot \sigma_y \cdot \varepsilon_y \right) \cdot A \cdot L$ が W よりも大きい場合、 $\varepsilon_p = 0$ （弾性範囲内）となる。



第 20 図 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第 5 表に示す。

第 5 表 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}	

E (MPa)	σ_y (MPa)	ε_y (%)

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第 6 表に示す。

燃料集合体に発生するひずみは許容ひずみ以下である。

第 6 表 評価結果

ε_p (%)	許容ひずみ (%)	裕度
0.86	1.0	1.16

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

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3.85 mmに対して0.7 mm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 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 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 310 kg と保守的*²であり、燃料落下高さは燃料取替機による通常の燃料移動高さを考慮し、5.1 m と安全側である。燃料移動高さについては、燃料体等をキャスクに装荷する場合及びキャスクから取り出す場合に限り、5.1 m よりも高い m (<6 m) としているが、この場合も燃料体等落下時の水中抗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 kg × g × 5.1 m = 15.5 kJ, ここで重力加速度 g = 9.80665 m/s²) に包絡されることを確認した*³。

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: 東海第二発電所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 1 に示すとおり水中で 310 kg 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ツインプレードガイドも, 気中での重量は 325 kg であるが, 水中では 284 kg と, 310 kg 未満になることを確認している。

*3: 燃料集合体の変位 (落下移動距離) を x (m), 時間を t (s) とし, 以下に示す運動方程式を用いて, 6 m 落下後のライニング衝突直前の速度及び落下エネルギーを評価する。本評価では, 燃料集合体は垂直に落下し, 落下中に水による浮力及び抵抗 (抗力) を受けることを想定する。

$$m_1 \frac{d^2x}{dt^2} = (m_1 - \rho V) \cdot g - D$$

これを, 速度 v の式にすると

$$m_1 \frac{dv}{dt} = m_2 \cdot g - D$$

ここで,

g : 重力加速度, 9.80665 m/s²

m_1 : 燃料集合体の重量 (気中), kg (東海第二発電所使用済燃料プール内
最大重量燃料 : 8×8 燃料)

m_2 : 燃料集合体の重量 (水中), kg (浮力考慮) ($m_1 - \rho V$)

D : 抗力 ($= \frac{1}{2} \rho C_d A v^2$)

ρ : 水の密度, $9.8045 \times 10^2 \text{ kg/m}^3$ (大気圧・65 °C)

C_d : 抗力係数, 0.60 (燃料集合体抗力係数測定試験結果)

A : 流れに垂直な面の投影面積, 正方形断面 ($0.13 \text{ m} \times 0.13 \text{ m} = 1.69 \times 10^{-2} \text{ m}^2$)
を仮定

V : 燃料集合体体積, m^3 (メーカ設計値)

上記微分方程式より,

$$v = \sqrt{\frac{m_2 g}{k}} \cdot \tanh \left(\frac{k}{m_1} \sqrt{\frac{m_2 g}{k}} \cdot t \right)$$

ここで, $k = \frac{1}{2} \rho C_d A$

以上より, 落下時点の速度 v は m/s と評価され, 落下エネルギー $\frac{1}{2} m v^2$ は,

$$\frac{1}{2} \times \text{} \times \text{}^2 \div 14.9 \text{ kJ}$$

となり, 上記落下試験における落下エネルギー 15.5 kJ を下回る。

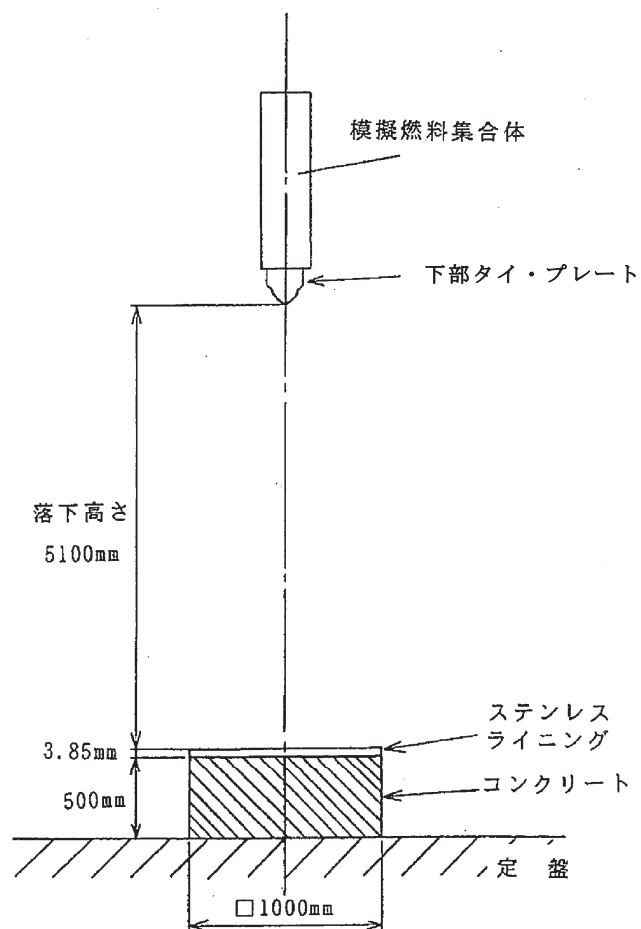


図1 模擬燃料集合体落下試験方法

表1 燃料集合体重量

		燃料集合体重量 (kg)	
		気中	水中*4
実機	8×8 燃料		
	新型 8×8 燃料		
	新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料		
	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	

注記 *4: 表中の各燃料集合体の水中重量は、気中重量から燃料棒体積分の水の重量のみを減じた値であり、実際の水中重量は表中の値以下となる。

V-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
4. 代替燃料プール冷却系	19

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代替燃料プール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、代替燃料プール注水系（注水ライン）、代替燃料プール注水系（可搬型スプレーノズル）又は代替燃料プール注水系（常設スプレーヘッド）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、代替燃料プール注水系（可搬型スプレーノズル）又は代替燃料プール注水系（常設スプレーヘッド）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。

代替燃料プール注水系（可搬型スプレーノズル）又は代替燃料プール注水系（常設スプレーヘッド）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、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）の容量設定根拠に記載する。

(1) 代替燃料プール注水系（注水ライン）

常設低圧代替注水系格納槽内に設置する常設低圧代替注水系ポンプ又は西側及び南側の可搬型重大事故等対処設備保管場所（以下「西側及び南側保管場所」という。）に保管する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより、使用済燃料プールへ注水する。

常設低圧代替注水系ポンプは、代替淡水貯槽を水源として、代替燃料プール注水系配管を経由して使用済燃料プールへ注水できる設計とする。系統構成を第3.3-1図に示す。

可搬型代替注水中型ポンプは、西側淡水貯水設備を水源として、ホース及び代替燃料プール注水系配管を経由して使用済燃料プールへ注水できる設計とする。系統構成を第3.3-2図に示す。

可搬型代替注水大型ポンプは、代替淡水貯槽の水又は海水を水源として、ホース及び代替燃料プール注水系配管を経由して使用済燃料プールへ注水できる設計とする。系統構成を第3.3-3図に示す。

(2) 代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）

代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）は、西側及び南側保管場所に保管する可搬型代替注水大型ポンプにより、水源である代替淡水貯槽の水又は海水をホース及び可搬型スプレイノズルを経由して、使用済燃料プールへ注水又は使用済燃料に直接スプレイする。系統構成を第3.3-4図に示す。

(3) 代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）

代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）は、常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより、使用済燃料に直接スプレイする。

常設低圧代替注水系ポンプは、代替淡水貯槽を水源として、代替燃料プール注水系配管及び常設スプレイヘッドを経由して使用済燃料に直接スプレイできる設計とする。

また、可搬型代替注水大型ポンプは、代替淡水貯槽の水又は海水を水源として、代替燃料プール注水系配管、ホース及び常設スプレイヘッドを経由して、使用済燃料プールへ注水又は使用済燃料に直接スプレイできる設計とする。

(4) 代替燃料プール冷却設備

重大事故等が発生し、設計基準対象施設である燃料プール冷却浄化系の復旧ができず、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、代替燃料プール冷却系及び緊急用海水系を用いて、貯蔵する使用済燃料から発生する崩壊熱を冷却可能な設計とする。

代替燃料プール冷却系は、使用済燃料プールを水源として代替燃料プール冷却系ポンプにより、代替燃料プール冷却系熱交換器を介して、使用済燃料プールへ戻る循環系統である。

代替燃料プール冷却系熱交換器の冷却用の海水は、緊急用海水ポンプにより送水され、非常用取水設備である緊急用海水ポンプピットから取水する設計とする。

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、代替燃料プール注入系（注入ライン）の注水量、代替燃料プール注入系（可搬型スプレイノズル）、代替燃料プール注入系（常設スプレイヘッド）の注水量が上回ることを確認する。

(2) スプレイ時

使用済燃料プール水の蒸発量に対し、代替燃料プール注入系（可搬型スプレイノズル）、代替燃料プール注入系（常設スプレイヘッド）のスプレイ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。なお、顕熱による冷却は保守的に考慮せず、蒸発潜熱のみによる冷却を考慮する。

$$\Delta V / \Delta t = Q \times 10^3 \times 3600 / (hfg \times \rho)$$

$\Delta V / \Delta t$: 必要注水量 [m³/h]

Q : 崩壊熱 [MW]

hfg : 飽和水蒸発潜熱 [kJ/kg] (=2257 kJ/kg)

ρ : 注水密度 [kg/m³] (=958 kg/m³) (飽和水)

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。

- a. 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。
 - ・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。
 - ・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，施設定期検査の主要工程及び実績を踏まえて保守的に 9 日とする。
 - ・施設定期検査ごとに約 1/4～1/5 炉心分（9 × 9 燃料（A 型）
168 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。
- b. 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。
 - ・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，第 3.2-1 表，第 3.2-2 表及び第 3.2-3 表のとおりとする。
 - ・「a.」及び「b.」の条件に基づく熱負荷（崩壊熱）を，第 3.2-1 表，第 3.2-2 表及び第 3.2-3 表に示す。

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「V-5-7 計算機プログラム（解析コード）の概要・ORIGEN2」に示す。

（代替燃料プール注入系（注入ライン）の冷却能力の評価）

常設低圧代替注水系ポンプ，可搬型代替注水中型ポンプ，可搬型代替注水大型ポンプからの注水量が，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。

（代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）の冷却能力の評価）

（1）注水時

可搬型代替注水大型ポンプ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。

(2) スプレイ時

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、使用済燃料プール全体に、熱負荷（崩壊熱）による蒸発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）による蒸発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、可搬型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、可搬型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。

（代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）の冷却能力の評価）

(1) 注水時

常設低圧代替注水系ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ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。

(2) スプレイ時

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、使用済燃料プール全体に、熱負荷（崩壊熱）による蒸発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）による蒸発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、常設スプレイヘッダの噴射幅、噴射角度を考慮したスプレイ分布と、常設スプレイヘッダの設置位置、使用済燃料プール形状・寸法を比較して評価する。

第 3.2-1 表 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	13 ヶ月	13 ヶ月
停止期間 ^{*1}	30 日	30 日
使用済燃料体数	1486 体 ^{*2}	1486 体 ^{*3}
施設定期検査時取出燃料体数	—	764 体 ^{*3}
評価日	運転開始直後	原子炉停止 9 日後 ^{*4}

注記 *1：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。

*2：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（764 体）を除いた体数（1486 体）が貯蔵されているものとする。

*3：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（764 体）＋使用済燃料（1486 体））されているものとする。

*4：過去の全燃料取出完了日の実績に余裕をみた日数を設定した。

第 3.2-2 表 燃料取出スキーム（原子炉運転中）

使用済燃料プール 貯蔵燃料	冷却期間	燃料 体数	取出平均燃焼 度 (GWd/t)	崩壊熱 (MW)
8 サイクル冷却済燃料	8 × (13 ヶ月 + 30 日) + 30 日	142 体	45	0.047
7 サイクル冷却済燃料	7 × (13 ヶ月 + 30 日) + 30 日	168 体	45	0.059
6 サイクル冷却済燃料	6 × (13 ヶ月 + 30 日) + 30 日	168 体	45	0.064
5 サイクル冷却済燃料	5 × (13 ヶ月 + 30 日) + 30 日	168 体	45	0.072
4 サイクル冷却済燃料	4 × (13 ヶ月 + 30 日) + 30 日	168 体	45	0.085
3 サイクル冷却済燃料	3 × (13 ヶ月 + 30 日) + 30 日	168 体	45	0.110
2 サイクル冷却済燃料	2 × (13 ヶ月 + 30 日) + 30 日	168 体	45	0.161
1 サイクル冷却済燃料	1 × (13 ヶ月 + 30 日) + 30 日	168 体	45	0.283
施設定期検査燃料	30 日	168 体	33	1.214
合計（使用済燃料及び施設定期検査時取出燃料）		1486 体	—	2.095

第 3.2-3 表 燃料取出スキーム（原子炉停止中）

使用済燃料プール 貯蔵燃料	冷却期間	燃料 体数	取出平均燃焼 度 (GWd/t)	崩壊熱 (MW)
9 サイクル冷却済燃料	9 × (13 ヶ月 + 30 日) + 9 日	142 体	45	0.045
8 サイクル冷却済燃料	8 × (13 ヶ月 + 30 日) + 9 日	168 体	45	0.056
7 サイクル冷却済燃料	7 × (13 ヶ月 + 30 日) + 9 日	168 体	45	0.059
6 サイクル冷却済燃料	6 × (13 ヶ月 + 30 日) + 9 日	168 体	45	0.065
5 サイクル冷却済燃料	5 × (13 ヶ月 + 30 日) + 9 日	168 体	45	0.073
4 サイクル冷却済燃料	4 × (13 ヶ月 + 30 日) + 9 日	168 体	45	0.086
3 サイクル冷却済燃料	3 × (13 ヶ月 + 30 日) + 9 日	168 体	45	0.112
2 サイクル冷却済燃料	2 × (13 ヶ月 + 30 日) + 9 日	168 体	45	0.165
1 サイクル冷却済燃料	1 × (13 ヶ月 + 30 日) + 9 日	168 体	45	0.293
施設定期検査時 取出燃料 5	9 日	92 体	33	1.089
施設定期検査時 取出燃料 4	9 日	168 体	33	1.893
施設定期検査時 取出燃料 3	9 日	168 体	33	1.800
施設定期検査時 取出燃料 2	9 日	168 体	33	1.714
施設定期検査時 取出燃料 1	9 日	168 体	33	1.608
合計（使用済燃料及び施設定期検査時取出燃料）		2250 体	—	9.058

3.3 評価結果

a. 代替燃料プール注水系（注水ライン）

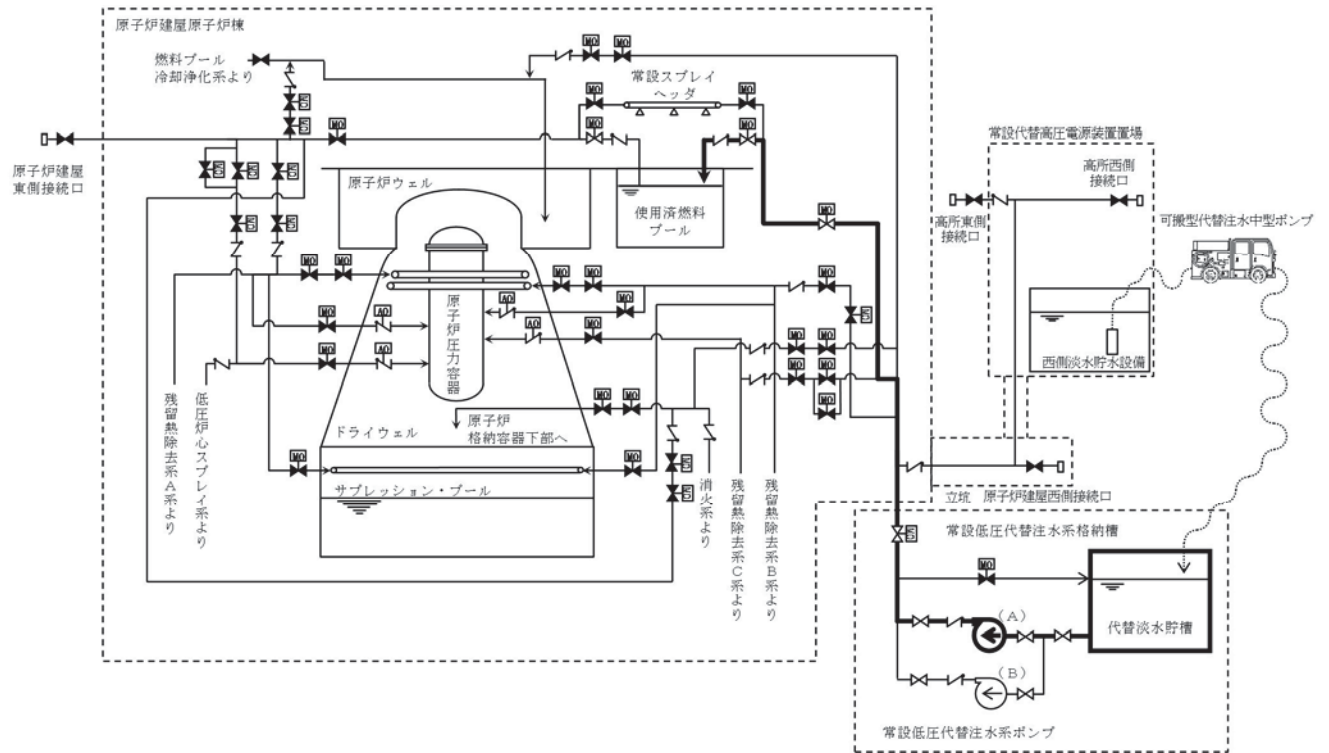
「3.1 評価方法」の使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故の想定事故1及び想定事故2に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において、有効性が確認されている使用済燃料プールへの注水流量は50 m³/hであり、それぞれ1台当たり50 m³/h以上*の補給能力を持つ常設低圧代替注水系ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプを設置することで、この注水流量を上回る注水を確保できる。

なお、可搬型代替注水中型ポンプを用いて注水する場合、可搬型代替注水中型ポンプ1個では必要な流量に対し揚程が不足することから、可搬型代替注水中型ポンプ2個を直列に接続し、1個目は水源（西側淡水貯水設備）からの取水に使用することで2個目のポンプ入口の静水頭を確保する。

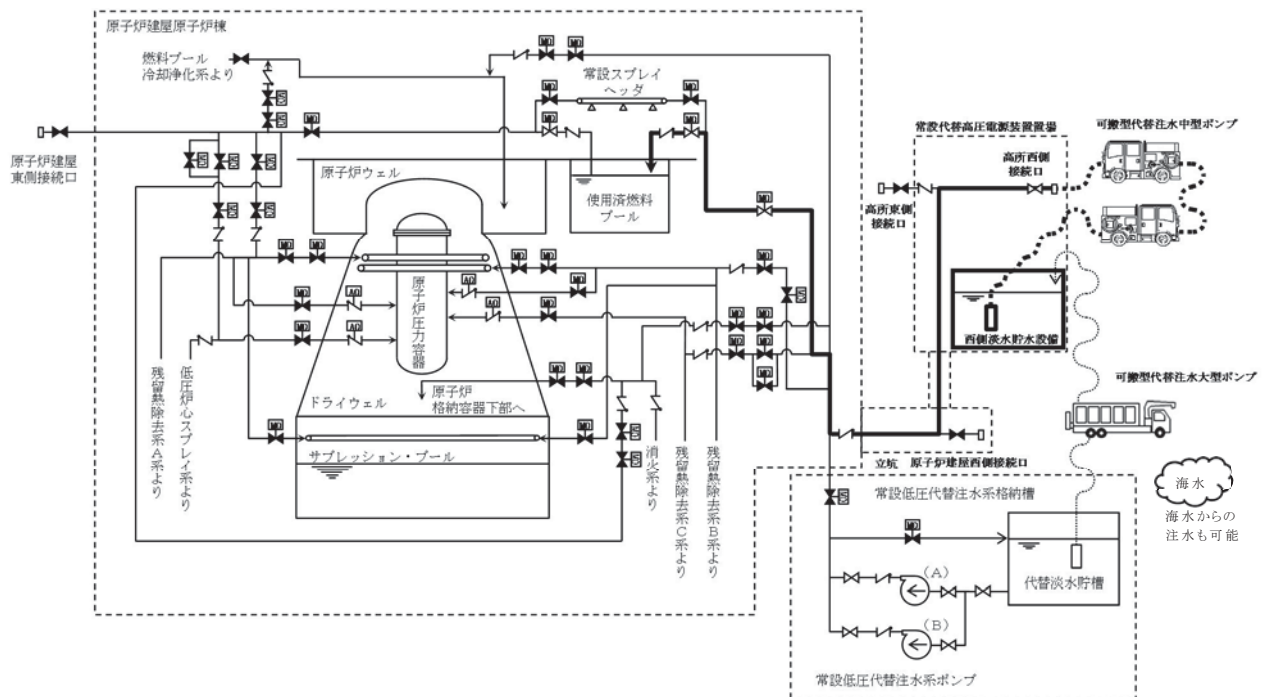
第3.3-1図、第3.3-2図及び第3.3-3図にそれぞれのポンプを用いた注水系統を示す。

注記 *：工事計画書のうち、使用済燃料プール注水時の各ポンプの容量として記載している下限値。

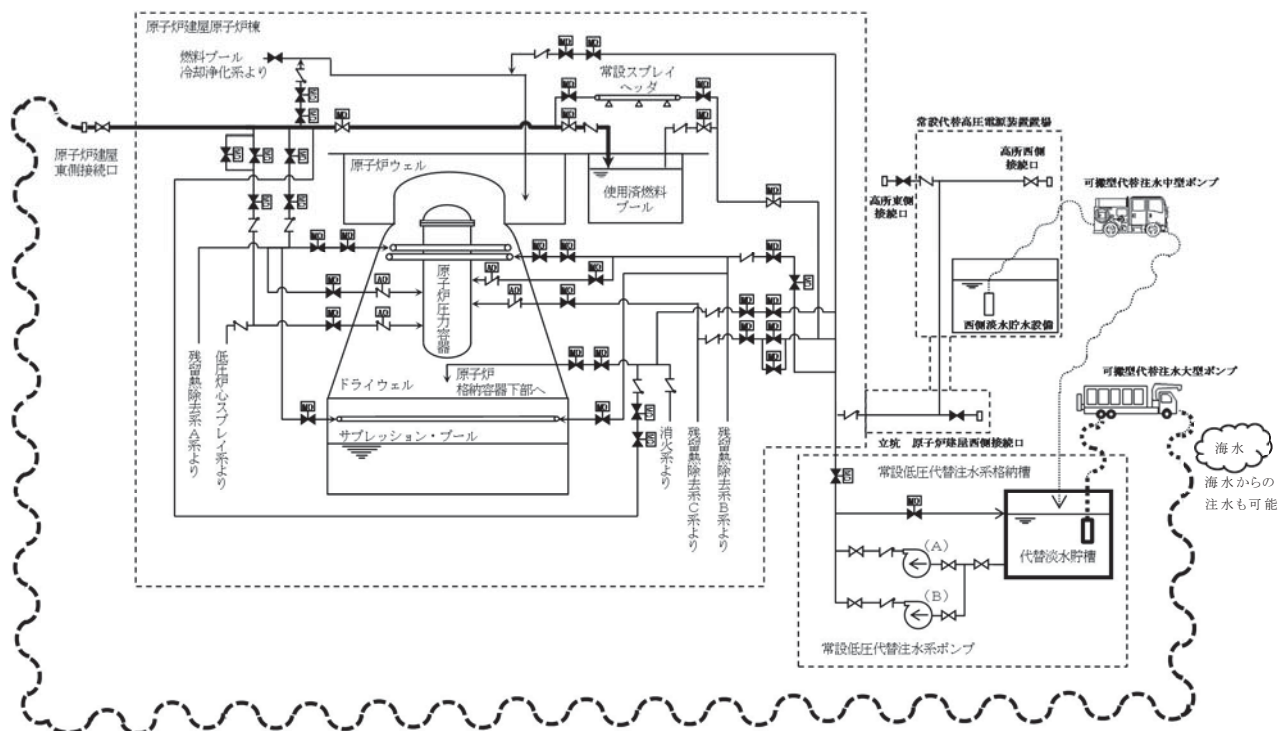
使用済燃料プールに接続する配管の破断による水位低下に対しても、これらポンプからの注水が有効性の確認されている使用済燃料プールへの注水流量を上回り、放射線の遮蔽に必要な水深を確保できる。



第3.3-1図 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水



第3.3-2図 可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水



第3.3-3図 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水

b. 代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）

(1) 注水時

「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 $50 \text{ m}^3/\text{h}$ であり、1 台当たり約 $120 \text{ m}^3/\text{h}$ 以上の補給能力を持つ可搬型代替注水大型ポンプを設置することで、この注水流量を上回る注水を確保できる。

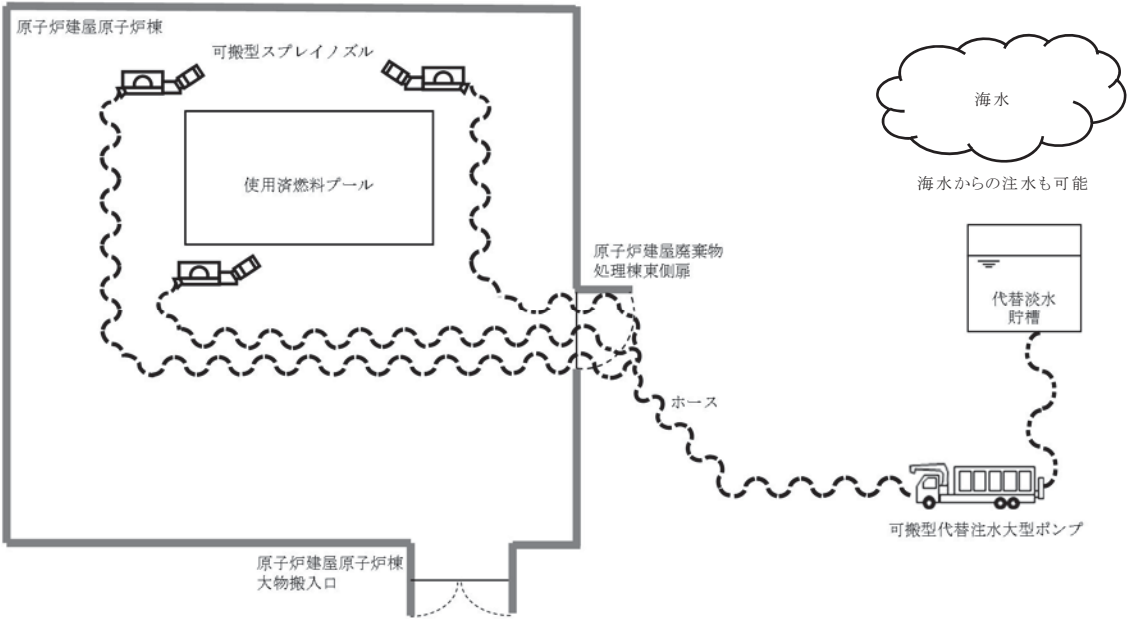
(2) スプレイ時

「3.1 評価方法」の式で求めた使用済燃料プールの蒸発量は、約 $15.1 \text{ m}^3/\text{h}$ であるが、メーカーのスプレイ試験に基づくスプレイ分布を可搬型スプレイノズル 3 台の設置位置と使用済燃料プール形状・寸法に照らし合わせた結果、可搬型スプレイノズルから、蒸発量を上回る約 $120 \text{ m}^3/\text{h}$ を使用済燃料プール内にスプレイできる。

蒸発量を上回る量で使用済燃料プール全面に向けてスプレイし、輻射や蒸気の対流による伝熱により燃料体等から崩壊熱を除去することで、燃料体等の著しい損傷の進行を緩和する。蒸発量を上回るスプレイは、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。

可搬型代替注水大型ポンプから可搬型スプレイノズル 3 台を介して使用済燃料プールへスプレイする系統を第 3.3-4 図に示す。

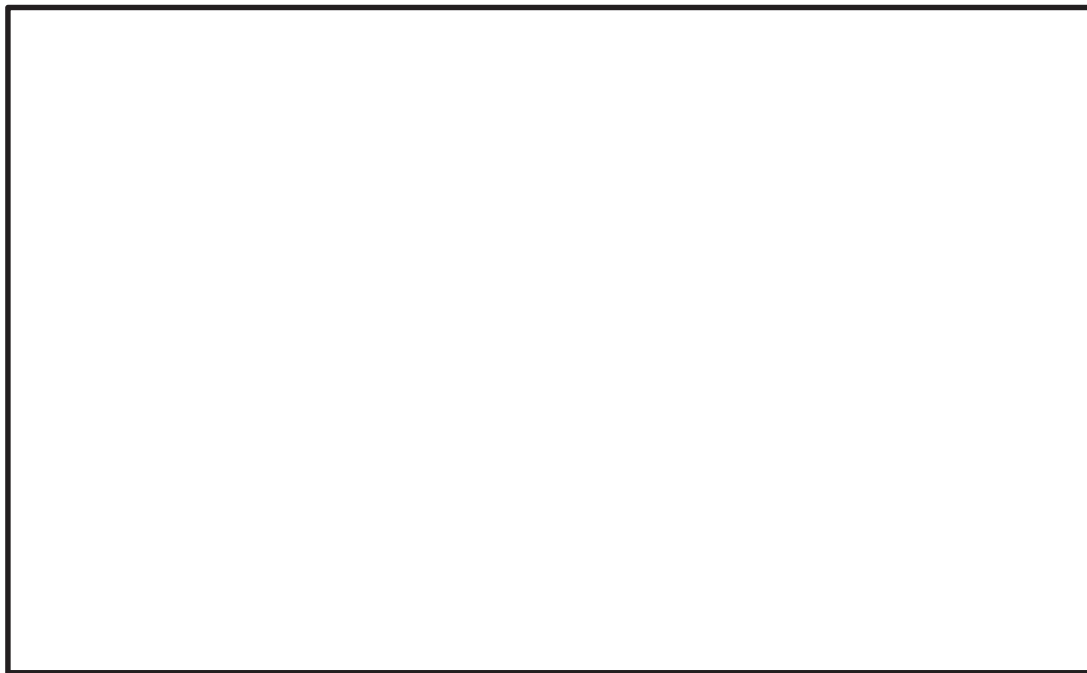
第 3.3-1 表にスプレイ試験条件を、第 3.3-5 図にスプレイ試験に基づくスプレイ分布を、第 3.3-6 図及び第 3.3-7 図に使用済燃料プールにおける可搬型スプレイノズル 3 台の設置位置とスプレイ分布を、第 3.3-2 表にスプレイ流量を示す。第 3.3-7 図により使用済燃料プール全体にスプレイすることが可能である。



第 3.3-4 図 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイ）

第 3.3-1 表 スプレイ試験条件

項目	試験条件



第 3.3-5 図 スpray 試験に基づく Spray 分布



第 3.3-6 図 使用済燃料プールにおける可搬型 Spray ノズルの設置位置と
Spray 分布 (単体)

第 3.3-2 表 ノズル使用本数，ノズル設置位置及びスプレイ流量

	ノズル使用本数	ノズル設置角度	スプレイ流量 (1 本当たり)	プール内 スプレイ流量
スプレイノズル①				
スプレイノズル②				
スプレイノズル③				



第 3.3-7 図 使用済燃料プールにおける可搬型スプレイノズルの設置位置とスプレイ分布

c. 代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）

(1) 注水時

「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 50 m³/h であり，1 台当たり約 70 m³/h 以上の補給能力を持つ常設低圧代替注水系ポンプ，可搬型代替注水大型ポンプを設置することで，この注水流量を上回る注水を確保できる。

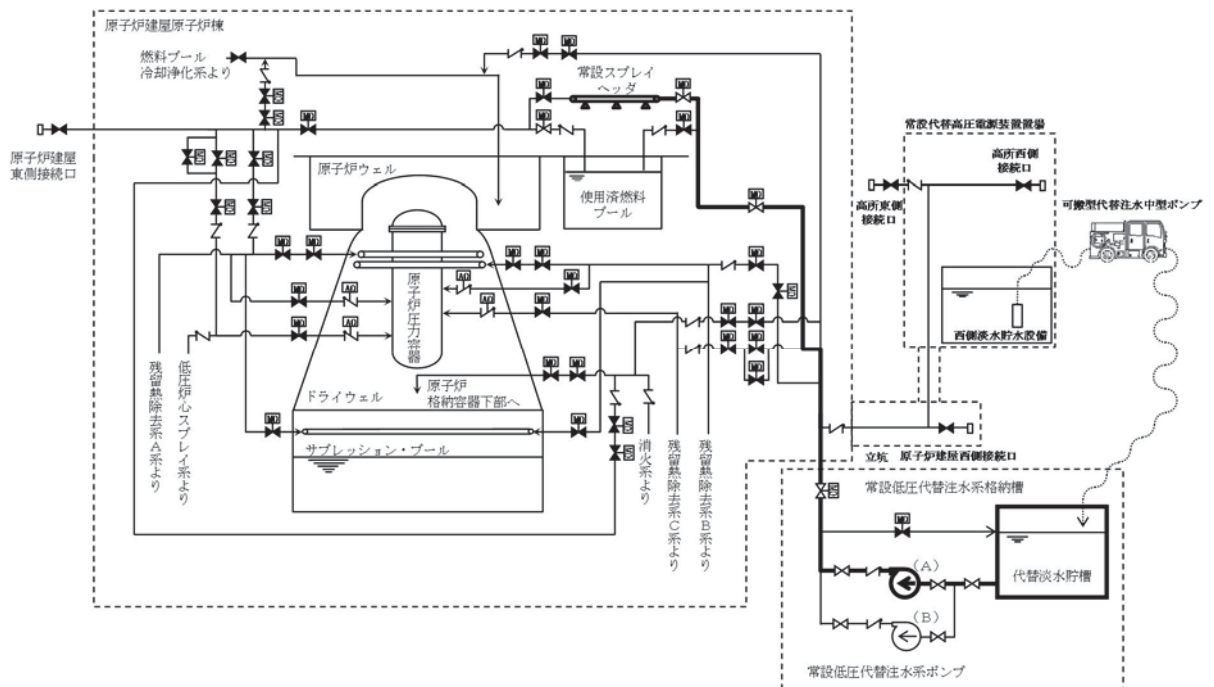
(2) スプレイ時

「3.1 評価方法」の式で求めた使用済燃料プールの蒸発量は、約 $15.1 \text{ m}^3/\text{h}$ であるが、常設スプレイヘッダ設置位置と使用済燃料プール形状・寸法に照らし合わせた結果、常設スプレイヘッダからのスプレイ量（約 $70 \text{ m}^3/\text{h}$ ）のうち、蒸発量を上回る約 $60 \text{ m}^3/\text{h}$ を使用済燃料プール内にスプレイできる。

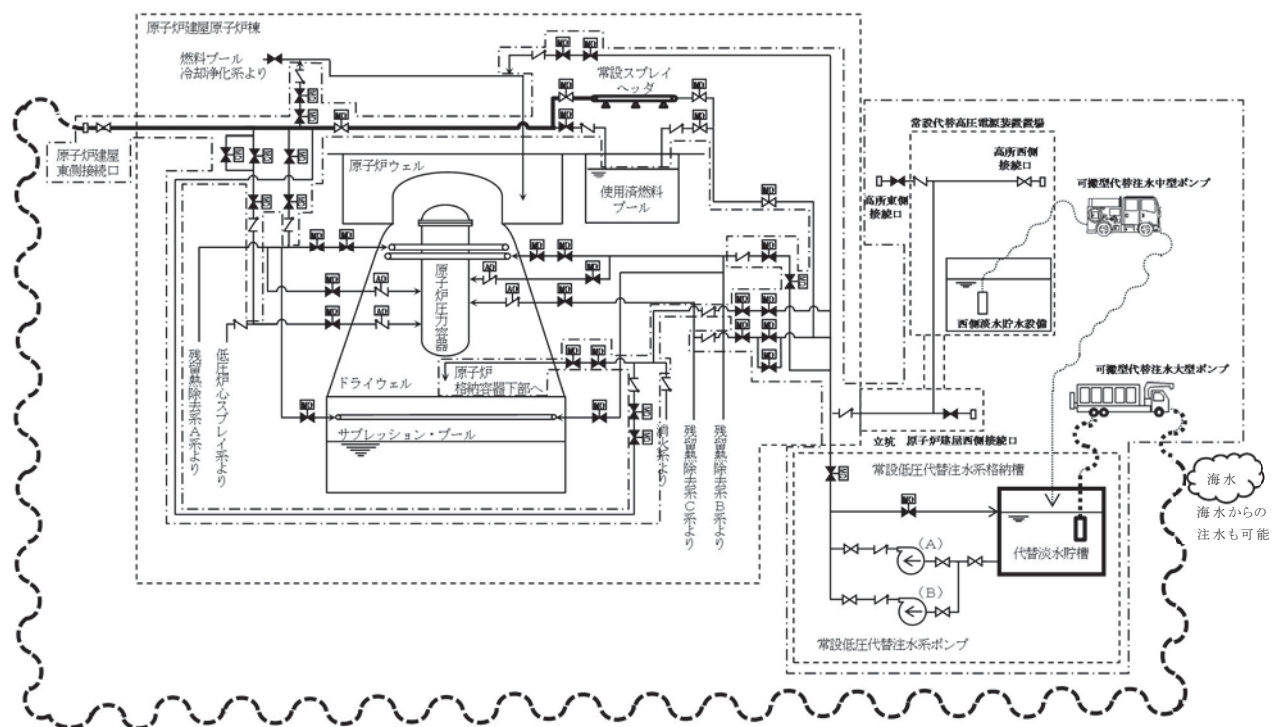
蒸発量を上回る量で使用済燃料プール全面に向けてスプレイし、輻射や蒸気の対流による伝熱により燃料体等から崩壊熱を除去することで、燃料体等の著しい損傷の進行を緩和する。蒸発量を上回るスプレイは、浮遊する粒子状の放射性物質を吸着し降下させる等の効果により、放射性物質の放出を低減する。

常設低压代替注水系ポンプから常設スプレイヘッダを介して使用済燃料プールへスプレイする系統を第 3.3-8 図に、可搬型代替注水大型ポンプから常設スプレイヘッダを介して使用済燃料プールへスプレイする系統を第 3.3-9 図に示す。

常設スプレイヘッダのノズル本数、設置角度及びスプレイ流量を第 3.3-3 表に、常設スプレイヘッダの設置位置とスプレイ分布を第 3.3-10 図に示す。第 3.3-10 図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。



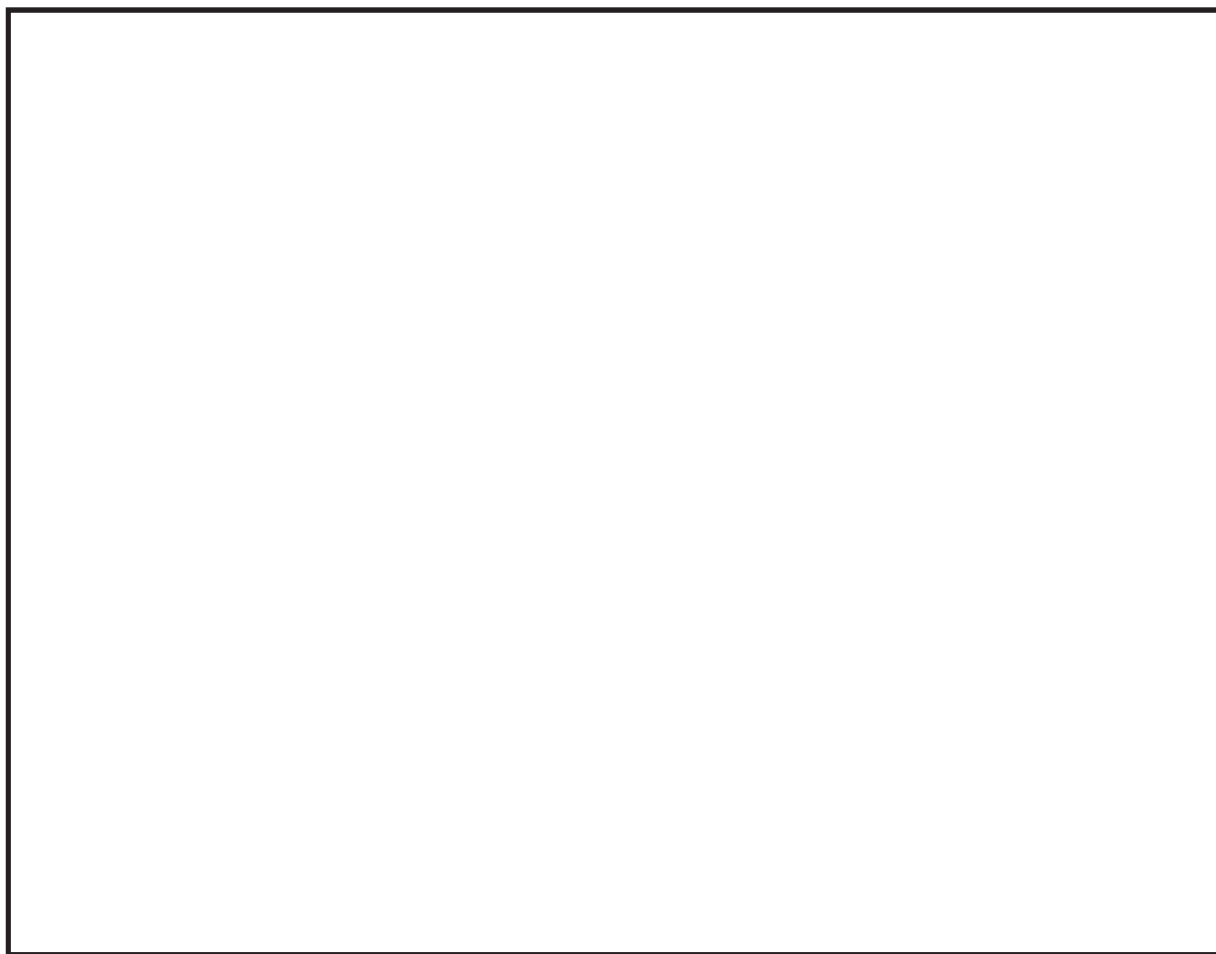
第 3.3-8 図 常設低压代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールスプレイ



第 3.3-9 図 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールスプレイ

第3.3-3表 ノズル使用本数，ノズル設置位置及びスプレイ流量

仕様	ノズル使用本数	ノズル設置角度	スプレイ流量 (1本当たり)	全体スプレイ流量	プール内スプレイ流量
A					
B					
C					



第 3.3-10 図 使用済燃料プールにおける常設スプレイヘッダの設置位置と
スプレイ分布

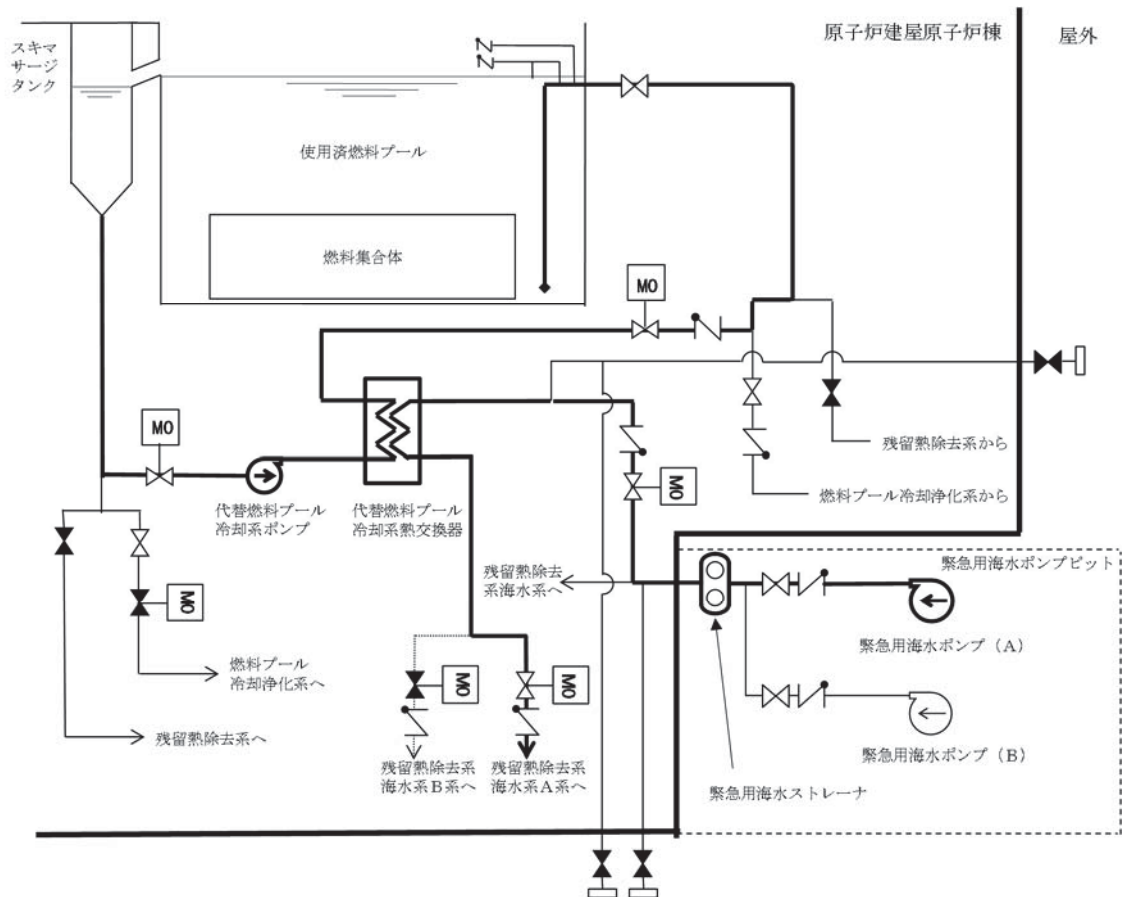
4. 代替燃料プール冷却系

代替燃料プール冷却系である代替燃料プール冷却系ポンプ及び代替燃料プール冷却系熱交換器は、設計基準対象施設である燃料プール冷却浄化系が有する使用済燃料プールの除熱機能が喪失した場合においても、使用済燃料プールに保管されている燃料の崩壊熱を除去できる設計とする（第 4-1 図）。

代替燃料プール冷却系熱交換器の容量は、設計基準対象施設である使用済燃料プール冷却浄化設備の冷却機能と同等とし、約 2.31 MW で設計する。

また、燃料プール水を冷却可能な容量として、1 個で約 124 m³/h を送水可能な代替燃料プール冷却系ポンプを 1 個使用する設計とする。

代替燃料プール冷却系熱交換器及び代替燃料プール冷却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。



第 4-1 図 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却

V-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
4.2 使用済制御棒の線源強度	4
4.2.1 評価方法	4
4.2.2 放射化断面積	4
4.2.3 照射期間及び中性子束	4
4.2.4 制御棒の線源強度評価結果	5
5. 遮蔽計算	6
5.1 計算方法	6
5.2 線量率計算	7
5.2.1 計算モデル	7
5.2.2 計算結果	10
6. 静的サイフォンブレイカの詳細設計方針	13
6.1 地震による損壊について	13
6.2 人的要因による機能阻害について	15
6.3 異物による閉塞	15
6.4 落下物干渉による破損	15
6.5 通水状況の確認	16

1. 概 要

本資料は、「実用発電用原子炉及びその付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付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、原子炉建屋原子炉棟 6 階における線量率が、基準線量率（10 mSv/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、原子炉建屋原子炉棟 6 階での作業時間から 10 mSv/h に設定した。原子炉建屋原子炉棟 6 階での操作は、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（可搬型スプレイノズルの設置及びホース敷設等）を想定しており、原子炉建屋原子炉棟 6 階に滞在する時間は 2.2 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 22 mSv であり、緊急作業時における被ばく限度の 100 mSv 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原子炉棟 6 階における線量率 10 mSv/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となる水位高さ以上を維持できる設計とする。

また、使用済燃料プール入口配管については、サイフォン現象による漏えいが防止できる配管（静的サイフォンブレーカ）を備えつけ、弁類等の機器を設置しない単管とするとともに、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水平部下端位置で停止する設計とする。

静的サイフォンブレーカは、「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原子炉棟 6 階における線量率 10 mSv/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 °C とし、水の密度は 0.958 g/cm³* とする。
- (3) 使用済燃料は使用済燃料有効部 (約 7.8 m×約 7.8 m×約 3.7 m) 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全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 °C とし、水の密度は 0.958 g/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 180 本と想定する。平均的な取替本数 13 本が施設定期検査毎に取り出される想定とし、14 カ月運転+100 日施設定期検査を繰り返すものとした。最後の取替は原子炉停止後 9 日で全燃料取出し、10 日目に制御棒取替えとした。また、10 施設定期検査以上前の取替分は、保守的に全て 10 施設定期検査前取替とした。Hf 制御棒は 5 施設定期検査に一度取り替えるものとした。制御棒の冷却期間及び保管本数を第 1 表に示す。なお、最大保管数量は 134 本にて運用 (制御棒貯蔵ラックへの貯蔵及び制御棒貯蔵ハンガ 1 本あたりプール壁側に制御棒 2 本の吊り下げにて管理) するため、評価上の想定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」

第 1 表 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	
	H f 型	B ₄ C 型	H f 型	B ₄ C 型
10	0	13	0	0
506	0	11	0	2
1002	0	0	0	13
1498	0	0	0	13
1994	0	0	0	13
2490	0	0	13	0
2986	0	0	0	13
3482	0	0	0	13
3978	0	0	0	13
4474	0	0	0	13
4970	0	0	17	33
合計	0	24	30	126
	180			

4. 線 源

4.1 使用済燃料の線源強度

使用済燃料プール水深の遮蔽計算では、プール内ラックに貯蔵されている使用済燃料を線源として考える。線源強度は文献値*¹記載のガンマ線エネルギー 4 群の線源強度 (MeV/ (W・s)) を単位体積あたりの線源強度 ($\text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$) に変換し、線量率計算用の入力値とする。使用済燃料の照射期間は 10^6 時間 (約 114 年) *², 原子炉停止後貯蔵までの期間を 9 日*³, 原子炉運転中の燃料集合体 1 体当たりの熱出力を 4.31 MW (9 × 9 燃料 (A 型)), 燃料集合体体積は $7.2 \times 10^4 \text{ cm}^3$ としたときの体積当たりの線源強度は第 2 表となる。

第 2 表 使用済燃料の線源強度

群	エネルギー (MeV)	文献値 (MeV/ (W・s))	線源強度 ($\text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$)
1	1.0	7.3×10^9	4.4×10^{11}
2	2.0	2.5×10^9	7.5×10^{10}
3	3.0	6.4×10^7	1.3×10^9
4	4.0	1.8×10^6	2.7×10^7

注記 *1: Blizard E. P. and Abbott L. S., ed., “REACTOR HANDBOOK. 2nd ed. Vol. III Part B, SHIELDING”, INTERSCIENCE PUBLISHERS, New York, London, 1962”

*2: 文献*1には、照射期間ごと及び冷却期間ごとに ^{235}U 核分裂生成物の 1W あたりのガンマ線エネルギー (MeV/ (W・s)) が記載されている。照射期間は 10^3 時間、 10^6 時間から通常運転で想定される照射期間を超える 10^6 時間を選択した。

*3: 過去の全燃料取出完了日の実績に余裕をみた日数を設定した。

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*4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。なお、評価に用いる解析コードの検証、妥当性評価については、添付書類「V-5-7 計算機プログラム（解析コード）の概要・ORIGEN2」に示す。

(2) 各制御棒 (Hf, B_4C) の単位体積当たりの線源強度は、各々制御棒を上部、中間部、下部の3領域に分割し算出する。

(3) 制御棒は、タイプ (Hf, B_4C) 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。

注記 *4: A. G. Croff, “A User’s Manual for the ORIGEN2 Computer code”, ORNL/TM-7175, Oak Ridge National Laboratory, (1980)

4.2.2 放射化断面積

ORIGEN2 に入力する放射化断面積は、JENDL-3.3 ベース BS340J33.LIB を適用する (BWR STEP-III ボイド率 40% UO_2 < 60 GWd/TIHM)。

4.2.3 照射期間及び中性子束

照射期間及び中性子束を第3表に示す。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。

第 3 表 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 ($\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)
H f 型	約 1.2×10^3	2.3×10^{14}
B ₄ C 型	約 4.4×10^2	2.3×10^{14}

4.2.4 制御棒の線源強度評価結果

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線源強度を第 4 表及び第 5 表に示す。

第 4 表 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)	制御棒上部 線源強度 ($\text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$)	制御棒中間部 線源強度 ($\text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$)	制御棒下部 線源強度 ($\text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$)
1	1.00×10^{-2}	3.6×10^7	4.9×10^8	1.3×10^9
2	2.50×10^{-2}	1.8×10^5	1.1×10^6	5.1×10^6
3	3.75×10^{-2}	1.3×10^5	8.8×10^5	1.1×10^7
4	5.75×10^{-2}	1.5×10^5	9.0×10^5	8.9×10^8
5	8.50×10^{-2}	9.1×10^4	5.1×10^5	8.3×10^7
6	1.25×10^{-1}	1.7×10^5	1.3×10^6	1.8×10^8
7	2.25×10^{-1}	1.8×10^5	1.3×10^6	2.6×10^8
8	3.75×10^{-1}	9.7×10^6	2.6×10^8	5.9×10^8
9	5.75×10^{-1}	3.4×10^7	1.6×10^8	2.7×10^8
10	8.50×10^{-1}	1.2×10^8	8.4×10^8	1.6×10^9
11	1.25×10^0	7.9×10^7	6.9×10^8	5.5×10^9
12	1.75×10^0	6.3×10^5	2.9×10^6	5.0×10^6
13	2.25×10^0	4.2×10^2	3.7×10^3	2.4×10^4
14	2.75×10^0	9.9×10^0	1.1×10^1	7.5×10^1
15	3.50×10^0	5.9×10^{-3}	2.1×10^{-10}	1.0×10^{-9}
16	5.00×10^0	6.1×10^{-5}	2.2×10^{-12}	1.1×10^{-11}
17	7.00×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0
18	9.50×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0
合計		2.8×10^8	2.4×10^9	1.1×10^{10}

第 5 表 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)	制御棒上部 線源強度 ($\text{cm}^{-3}\cdot\text{s}^{-1}$)	制御棒中間部 線源強度 ($\text{cm}^{-3}\cdot\text{s}^{-1}$)	制御棒下部 線源強度 ($\text{cm}^{-3}\cdot\text{s}^{-1}$)
1	1.00×10^{-2}	8.0×10^4	1.5×10^6	5.5×10^6
2	2.50×10^{-2}	1.3×10^4	8.7×10^4	5.3×10^5
3	3.75×10^{-2}	7.1×10^3	5.0×10^4	3.1×10^5
4	5.75×10^{-2}	8.0×10^3	5.6×10^4	1.7×10^6
5	8.50×10^{-2}	3.2×10^3	2.2×10^4	2.6×10^5
6	1.25×10^{-1}	1.2×10^3	8.6×10^3	3.3×10^5
7	2.25×10^{-1}	4.5×10^2	3.1×10^3	4.1×10^5
8	3.75×10^{-1}	1.2×10^3	8.6×10^3	5.3×10^4
9	5.75×10^{-1}	6.5×10^3	3.0×10^4	5.3×10^4
10	8.50×10^{-1}	2.5×10^4	7.3×10^6	1.5×10^7
11	1.25×10^0	3.5×10^7	2.4×10^8	1.5×10^9
12	1.75×10^0	1.2×10^2	5.5×10^2	9.7×10^2
13	2.25×10^0	1.8×10^2	1.3×10^3	7.8×10^3
14	2.75×10^0	5.7×10^{-1}	3.9×10^0	2.4×10^1
15	3.50×10^0	4.1×10^{-16}	1.9×10^{-15}	2.7×10^{-15}
16	5.00×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0
17	7.00×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0
18	9.50×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0
合計		3.5×10^7	2.5×10^8	1.5×10^9

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原子炉棟 6 階床面高さで行う。遮蔽計算には、点減衰核積分法コードである「QAD-CGPP2R コード」を用いて計算する。なお、評価に用いる解析コードの検証、妥当性評価については、添付書類「V-5-6 計算機プログラム（解析コード）の概要・QAD-CGPP2R」に示す。

解析コードの主な入力条件は以下の項目である。

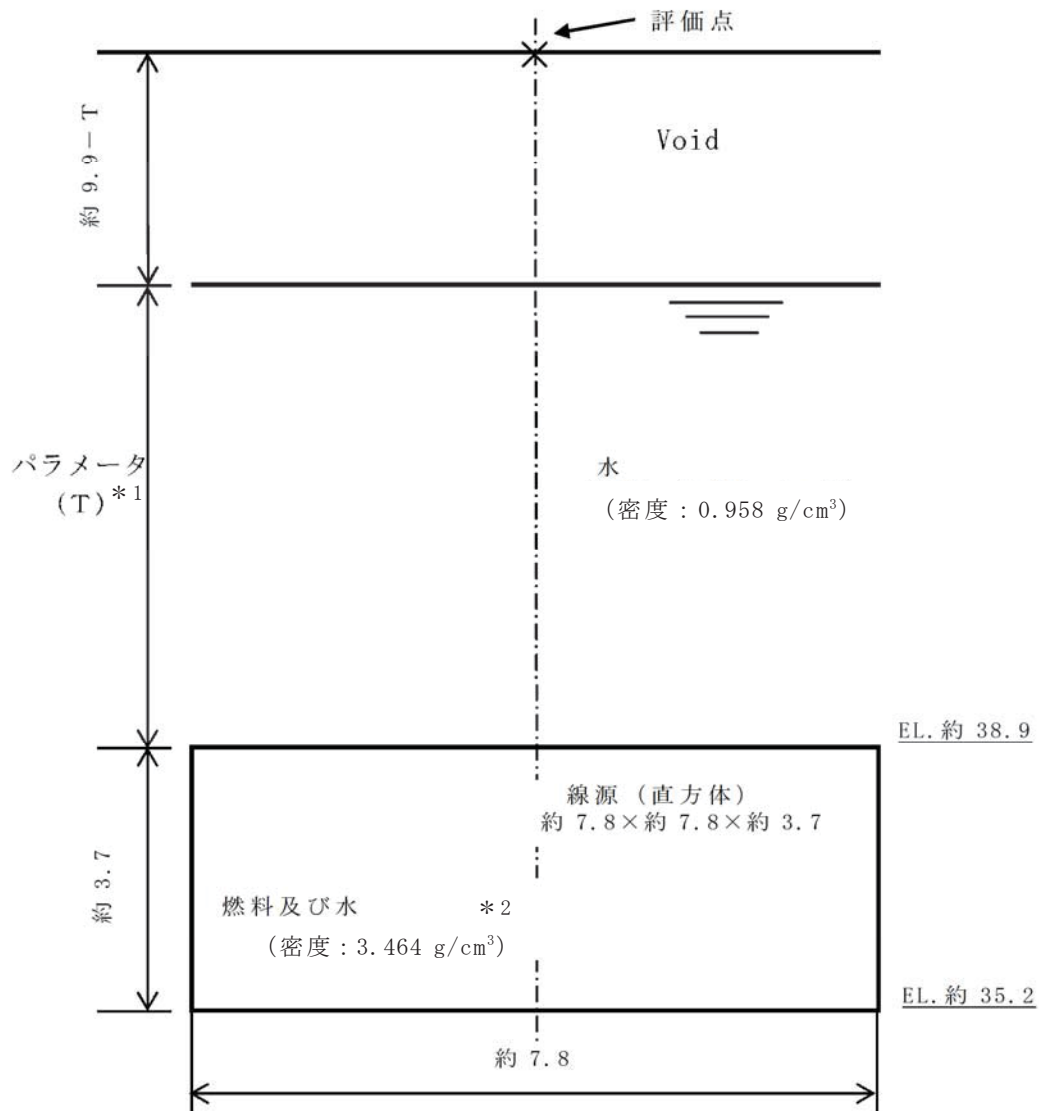
- ・線源強度
- ・遮蔽厚さ（使用済燃料プール水深）
- ・線源からの距離
- ・線源のエネルギー
- ・線源となる使用済燃料、使用済制御棒の形状
- ・遮蔽体の物質の指定

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解析コードに入力して行う。

5.2.1 計算モデル

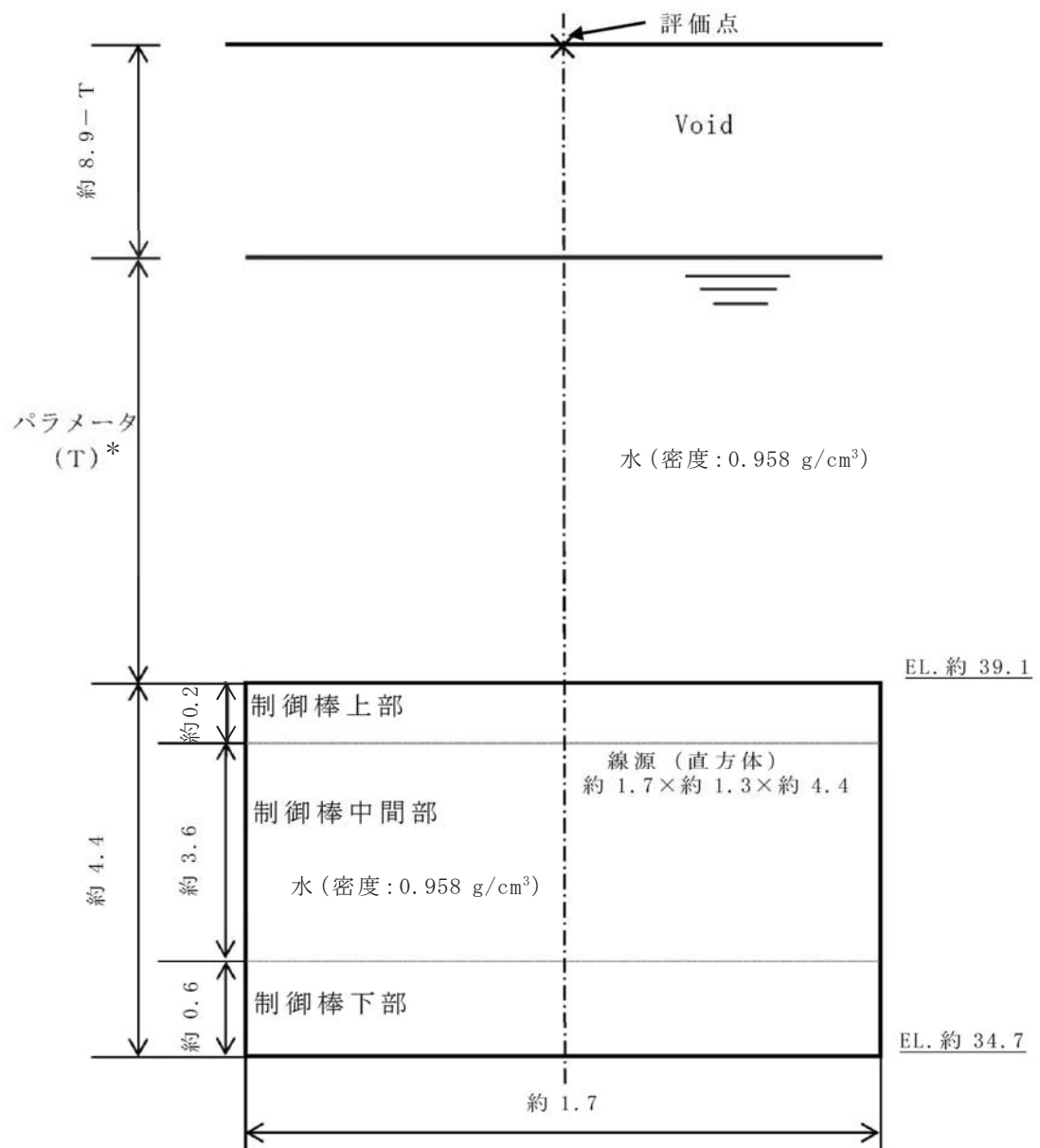
第1図～第3図に使用済燃料プールの計算モデルを示す。線量率計算では、評価点を線源となる機器の中心軸上に設定し、線量率が最大となる位置について線量率を算出する。



注記 *1 : Tは遮蔽水位の高さを示す。(単位 : m)

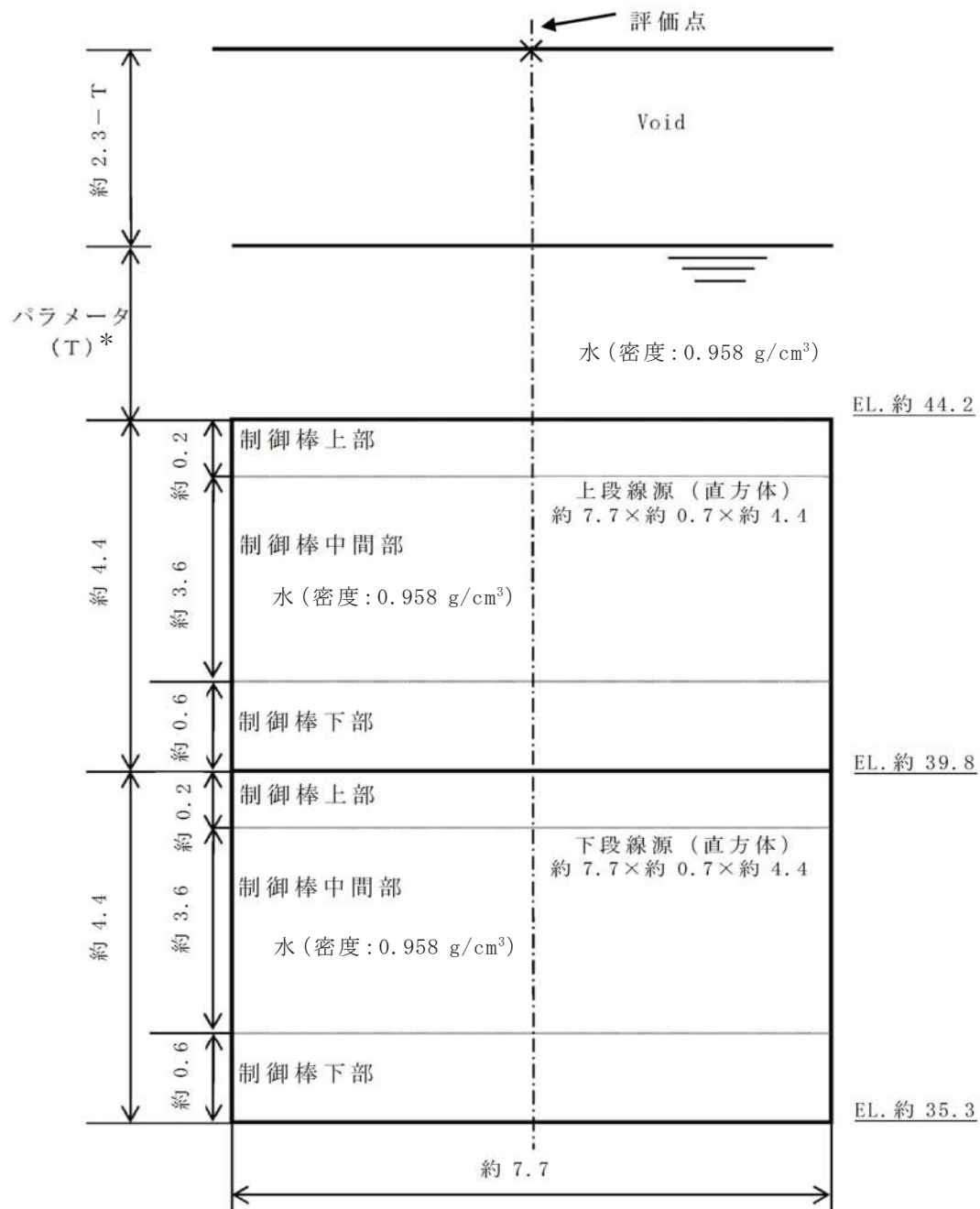
*2 : 評価モデルの使用済燃料の密度は、使用済燃料の密度及び水の密度を基に、使用済燃料及び水の体積比から算出している (体積中に含まれる使用済燃料以外の構造材は保守的に密度の小さい水としている)。

第1図 使用済燃料プール水面の線量率計算体系



注記 * : Tは遮蔽水位の高さを示す。(単位: m)

第2図 制御棒貯蔵ラック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)

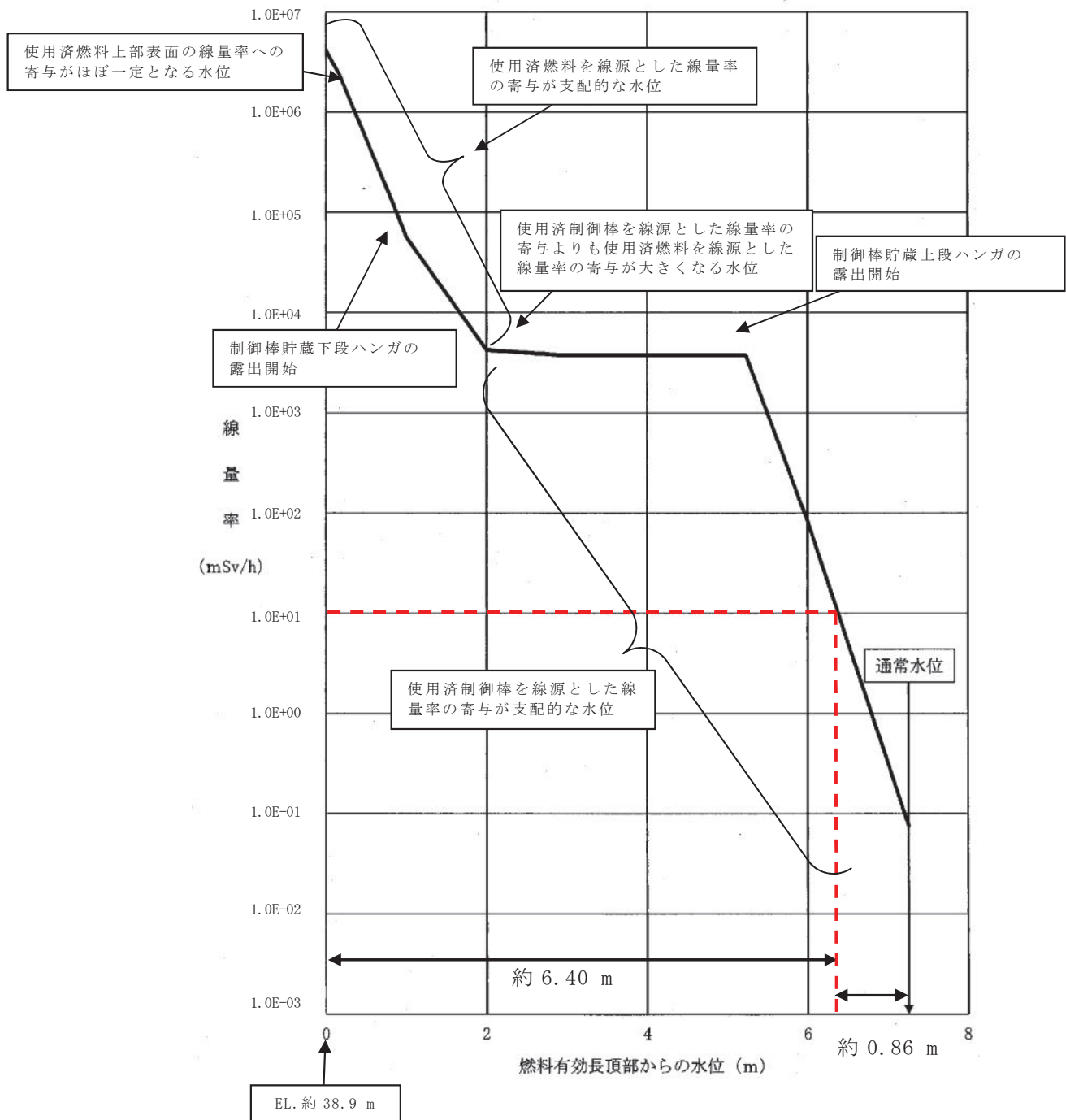
第 3 図 制御棒貯蔵ハンガに貯蔵された使用済制御棒の線量率計算モデル

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第4図に示す。

第4図より、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（原子炉建屋原子炉棟6階における線量率が、基準線量率（10 mSv/h）以下を満足できる水遮蔽厚）は、通常水位より約0.86 m下となる。



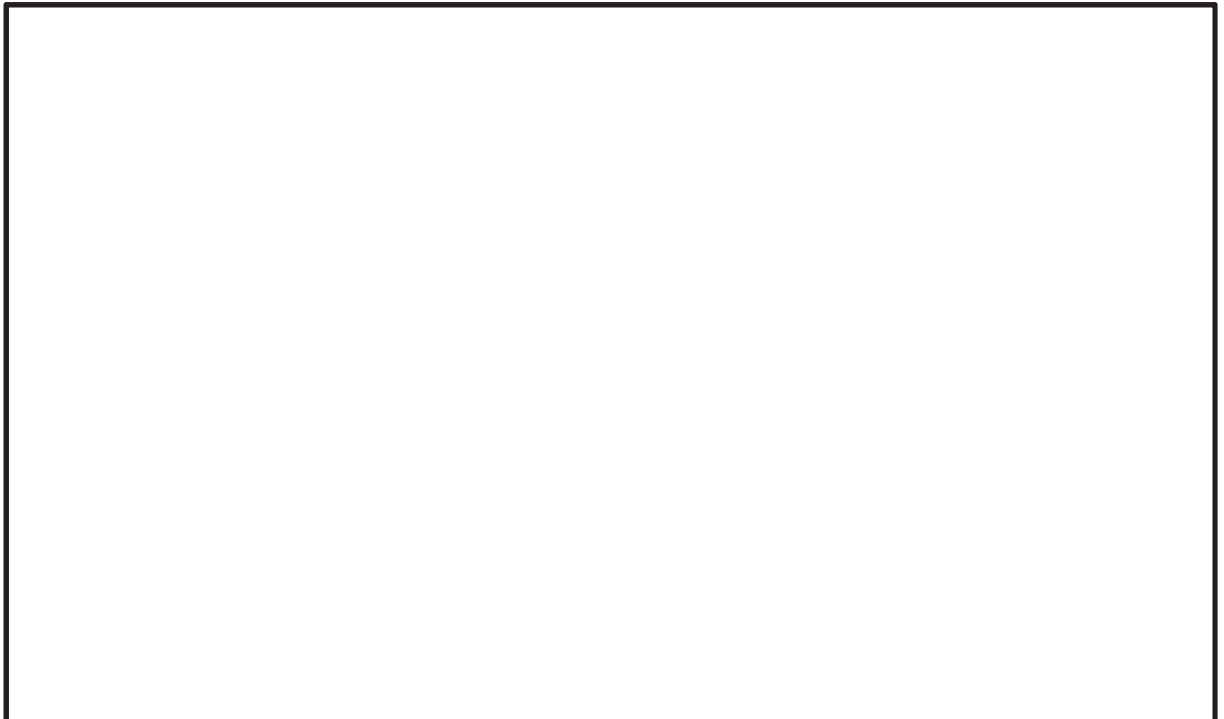
第4図 使用済燃料プールの線量率と水位の関係

(2) 評価結果

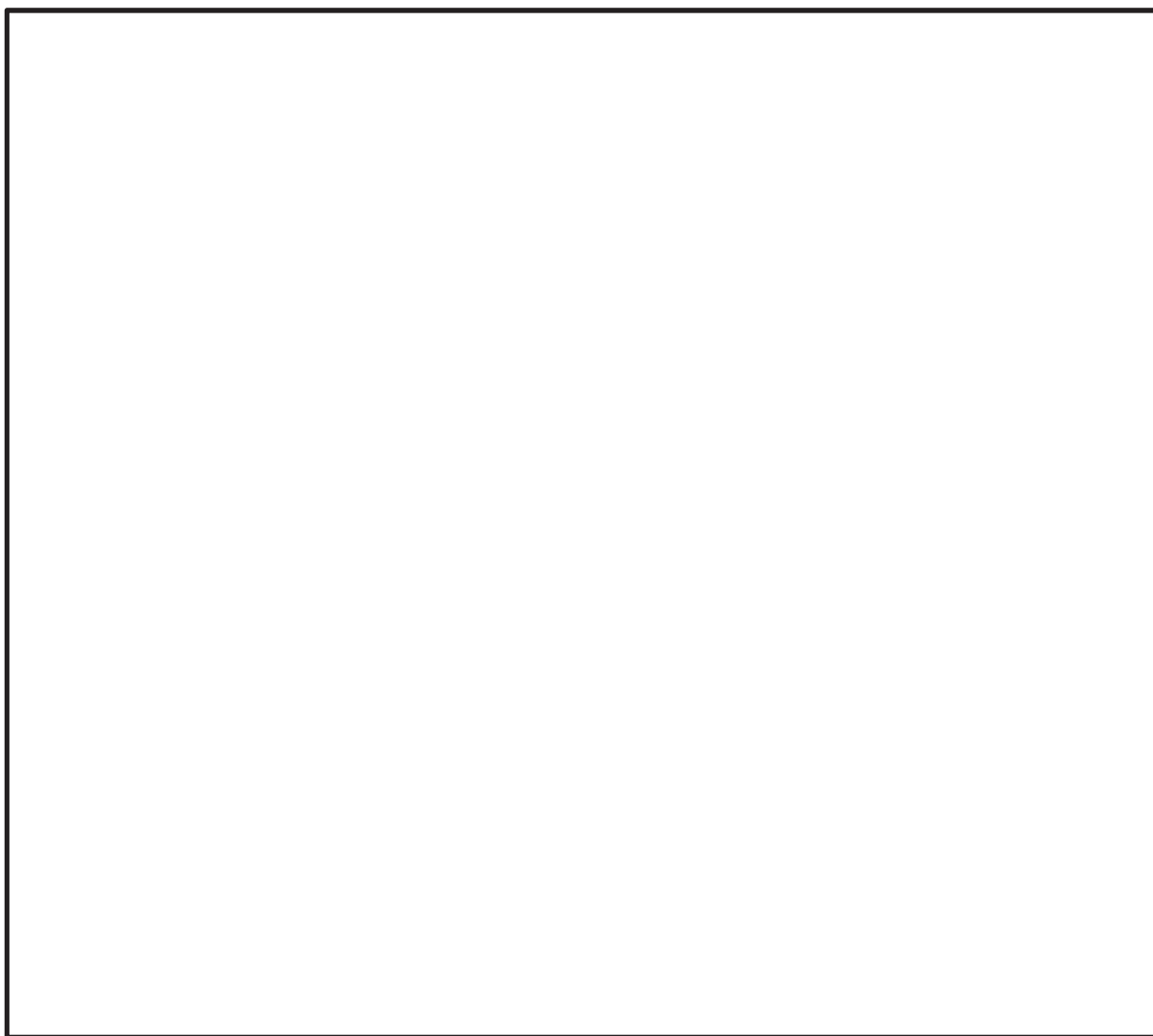
(1) で求めた使用済燃料プールの水遮蔽厚と使用済燃料プール接続配管の位置関係を第 5 図に示す。また、使用済燃料プール水戻り配管に取り付ける、静的サイフォンブレイカ（設置位置は第 6 図に示す。）は、使用済燃料プール両端の 2 本の使用済燃料プール水戻り配管にそれぞれ設置されており、地震、人的要因、異物による閉塞、落下物干渉に対し健全性を有する設計とすることから、配管破断により、静的サイフォンブレイカ開口部まで使用済燃料プール水位が低下すればサイフォン効果を除去することが可能である。

原子炉建屋原子炉棟 6 階における線量率が、基準線量率（10 mSv/h）以下となる水遮蔽厚は、(1) 結果から、通常水位より約 0.86 m 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下端位置で止ま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 0.86 m 下）まで低下するのは事象発生から約 9.8 時間後であり、重大事故等対策として期待している可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）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 0.62 m 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。



第 5 図 使用済燃料プールの水遮蔽厚と接続配管の位置関係



第 6 図 静的サイフォンブレーカの設置位置

6. 静的サイフォンブレーカの詳細設計方針

使用済燃料プール水戻り配管の静的サイフォンブレーカについては，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 地震による損壊について

使用済燃料プール水戻り配管及びその配管に接続されている真空破壊弁を設置した配管は耐震 S クラスで設計されており，その配管に静的サイフォンブレーカを接続し静的サイフォンブレーカも耐震 S クラスとして設計を行い耐震性について問題ないことを確認した。

静的サイフォンブレーカの耐震性確認結果を以下に示す。

なお配管の仕様を第 6 表，解析条件を第 7 表に示す。

第 6 表 配管の仕様（静的サイフォンブレーカ）

配管径	材質	設計温度 (℃)	設計圧力 (MPa)
□A	SUS304TP	□	□

第 7 表 解析条件

対象モデル数	耐震条件	建屋 (床レベル)	減衰定数 (%)
2 (2 ライン)	S _s 8 波, S _d 8 波 1. 2ZPA と 3. 6Ci	原子炉建屋 (EL. 46500mm)	2. 0

減衰定数は原子力発電所耐震設計技術指針 J E A G 4 6 0 1 -1987（日本電気協会）に基づき保温材が無いこと，レストレント数が 4 個以上 □個～□個），配管系の支持間隔は 15 m 以下（約□m, 約□m）であることから 2. 0 %とした。

なお耐震評価は，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（日本電気協会），原子力発電所耐震設計技術指針 J E A G 4 6 0 1 -1987（日本電気協会）及び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（日本電気協会）に基づき，以下に記載の式にて実施した。

・1次応力

$$S_{prm} = \frac{PD_0}{4t} + \frac{0.75i_1 (M_a + M_b)}{Z}$$

S_{prm} : 1 次応力 (MPa)

P : 地震と組合せるべき運転状態における圧力 (MPa)

D_0 : 管の外径 (mm)

T : 管の厚さ (mm)

- i_1 : 設計・建設規格PPC-3810 に規定する値又は1.33のいずれか大きい方の値
- M_a : 管の機械的荷重（自重その他の長期的荷重に限る）により生じるモーメント（N・mm）
- Z : 管の断面係数（mm³）
- M_b : 管の機械的荷重（地震を含めた短期的荷重）により生じるモーメント（N・mm）

・ 1 次+2 次応力の変動値

$$S_n = \frac{0.75i_1M_{b*} + i_2M_c}{Z}$$

- S_n : 1 次応力と2 次応力を加えて求めた応力（MPa）
- i_2 : 設計・建設規格PPC-3810 に規定する値又は1.0 のいずれか大きい方の値
- M_{b*} : 地震動 S_d 又は S_s の慣性力により生じるモーメントの全振幅（N・mm）
- M_c : 地震動 S_d 又は S_s による相対変位により生じるモーメントの全振幅（N・mm）
- i_1, Z : それぞれ前記1 次応力の説明に定めるところによる。

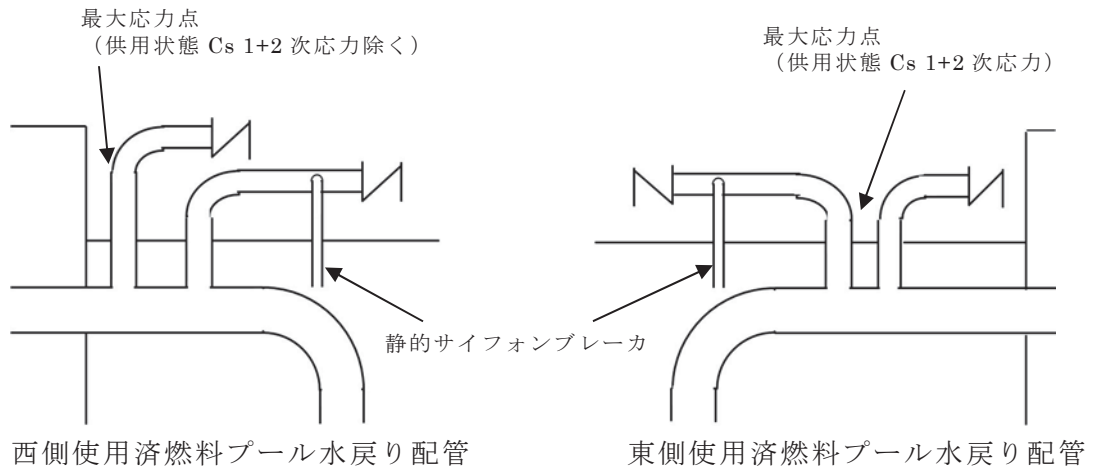
評価結果及び検討

上記式に従い、静的サイフォンブレイカを評価した結果の最大発生応力値について、以下の第8表に、最大応力点位置を第7図に示す。

発生応力<許容応力となることから、静的サイフォンブレイカの耐震性が問題ないことを確認することができた。

第8表 静的サイフォンブレイカ最大応力点まとめ

	1 次応力		1+2 次応力	
	発生応力 [MPa]	許容応力 [MPa]	発生応力 [MPa]	許容応力 [MPa]
供用状態 Cs				
供用状態 Ds				



第 7 図 最大応力点位置

6.2 人的要因による機能阻害について

静的サイフォンブレーカは操作や作動機構を有さない単管のみで構成し，誤操作や故障により機能を喪失することはない設計とする。また，使用済燃料プールの冷却系のサイフォン現象による漏えいが発生した場合においても，操作や作業を実施することなく，静的サイフォンブレーカ開口部レベル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できる設計とする。

6.3 異物による閉塞

静的サイフォンブレーカ（内径φ \square mm）は，燃料プール冷却浄化系のろ過脱塩装置及びストレーナ（24/110 mesh：縦約 1.016 mm×横約 0.23 mm）にてろ過された冷却水が流れる位置に設置し，異物による静的サイフォンブレーカの閉塞することはない設計とする。

6.4 落下物干渉による破損

静的サイフォンブレーカは使用済燃料プール水戻り配管から真空破壊弁までの間の水平長 \square cm 程度のわずかな枝管であることから，落下物による影響が発生する可能性は極めて小さい。

なお，静的サイフォンブレーカの落下物干渉を考慮する必要がある周辺設備として，原子炉建屋原子炉棟鉄骨梁，原子炉建屋クレーン，燃料取替機等の重量物があるが，これらは基準地震動 S_s に対する耐震評価にて使用済燃料プール内に落下しない設計としている。また，その他手摺等の軽量物については，ボルト固定，固縛による運用としている。

このため，落下物として考えられる設備は軽量物であるが，本配管をステンレス鋼

で設計することで、仮に静的サイフォンブレイカに変形が生じたとしても完全閉塞に至る変形は生じず、サイフォン効果の除去機能は確保される設計とする。

6.5 通水状況の確認

静的サイフォンブレイカは上記のとおり閉塞しない設計とするが、念のため、定期的なパトロール（1回／週）を実施し、目視により静的サイフォンブレイカから水が出ていることによる水面の揺らぎ確認で通水状態を確認する。

V-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	1
3. 漏えいを監視する装置の構成	4
3.1 格納容器床ドレン流量計	5
3.2 漏えい検出時間	6
3.2.1 検出時間の評価方法	6
3.2.2 漏えい水が蒸気になる割合	7
3.2.3 記号の定義	8
3.2.4 検出時間の算出	11
3.2.5 検出時間	16
3.2.6 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	22
4. 漏えいを監視する装置の計測範囲及び警報動作範囲	23
4.1 格納容器床ドレン流量計の計測範囲及び警報動作範囲	23

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「R C P B 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。また、これらの監視装置は、R C P B 配管の破断前漏えいを監視する観点で使用する。

なお、技術基準規則第 28 条及びその解釈に関わる R C P B 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。

今回は、原子炉冷却材圧力バウンダリの拡大範囲となる弁 E12-F009（残留熱除去系停止時冷却系供給ライン第 1 隔離弁）から弁 E12-F008（残留熱除去系停止時冷却系供給ライン第 2 隔離弁）まで及び弁 E12-F050A, B（残留熱除去系 A, B 停止時冷却系戻りライン第 1 隔離弁）から弁 E12-F053A, B（残留熱除去系 A, B 停止時冷却系戻りライン第 2 隔離弁）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

R C P B 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、格納容器機器ドレン流量計、格納容器床ドレン流量計、ドライウェルエアークーラードレン流量計及び核分裂生成物モニタ粒子放射線モニタ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、格納容器床ドレン流量計により 1 時間以内に $0.23 \text{ m}^3/\text{h}$ の漏えい量（ $0.23 \text{ m}^3/\text{h}$ （1 gpm）* 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。格納容器床ドレン流量計が故障した場合は、これと同等の機能を有するドライウェルエアークーラードレン流量計及び核分裂生成物モニタ粒子放射線モニタにより、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、ドライウェルエアークーラードレン流量計及び核分裂生成物モニタ粒子放射線モニタ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、R C P B 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 $0.23 \text{ m}^3/\text{h}$ （1 gpm）の蒸気分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内ガス冷却装置により凝縮され、これらの凝縮液はドレン配管内を通過して格納容器床ドレンサンプへ流入する。

原子炉格納容器内への漏えいのうち液体分については、漏えい水が R C P B 配管の保温材内に滞留した後、保温材から漏れ出し、床面等を経由して、格納容器床ドレンサンプに流入する。格納容器床ドレンサンプに流入した後、導入管及びドレン配管内を通過して原子炉建屋原子炉棟床ドレンサンプへ流入する。

このドレン配管に流量計を設置することにより、漏えい量を検出できる設計とする。

なお、今回溶融炉心・コンクリート相互作用の影響対策として格納容器床ドレンサンプを改造

するが、通常運転時における格納容器床ドレンサンプには当該箇所からの蒸発水に加え、サブレーション・プールの蒸発水を格納容器内ガス冷却装置にて凝縮し、格納容器床ドレンサンプに流入させる設計となっていることから、格納容器床ドレンサンプは常時導入管高さ（水位：1 m）に維持されている。また、プラント起動時のような、原子炉格納容器内の温度が上昇し湿度が低下する場合においては、格納容器内ガス冷却装置による凝縮量が格納容器床ドレンサンプの蒸発量を下回る場合がある。このように格納容器床ドレンサンプの水位が低下していると想定される場合には、格納容器床ドレンサンプに水張りを実施し、格納容器床ドレン流量計の指示が増加することを確認することにより、格納容器床ドレンサンプが常時導入管高さ（水位：1 m）に維持されていることを確認する。このため、格納容器床ドレンサンプに流入後、導入管を經由してドレン配管へ流れ始めるまでの時間遅れは考慮しない。さらに、導入管内に対して生じる液体の表面張力の影響については、導入管呼び径 3 B であるため自由表面が小さいこと、また、 $0.23 \text{ m}^3/\text{h}$ (1 gpm) の漏えいに対しては蒸気と液体（水）に分離された後、異なる経路により格納容器床ドレンサンプに到達することから、同時に到達することではなく、先に流入した漏えい水により流路が形成されていることから考慮しない。また、格納容器床ドレンサンプの水位維持を確認することを保安規定に定める。

水張りに使用する小口径配管については、接続先の格納容器下部注水配管が重大事故等クラス 2 管であることを考慮し、同等の強度を有する設計とする。また、水張り時以外は 2 重の隔離弁を閉とした上で補給水系より切り離すこと及び、格納容器下部注水系からの逆流を防止するための逆止弁を設置することにより、格納容器下部注水系への悪影響を防止する設計とする。（「図 2-1 漏えい監視装置の概略図」参照）

- * $0.23 \text{ m}^3/\text{h}$ (1 gpm)：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。

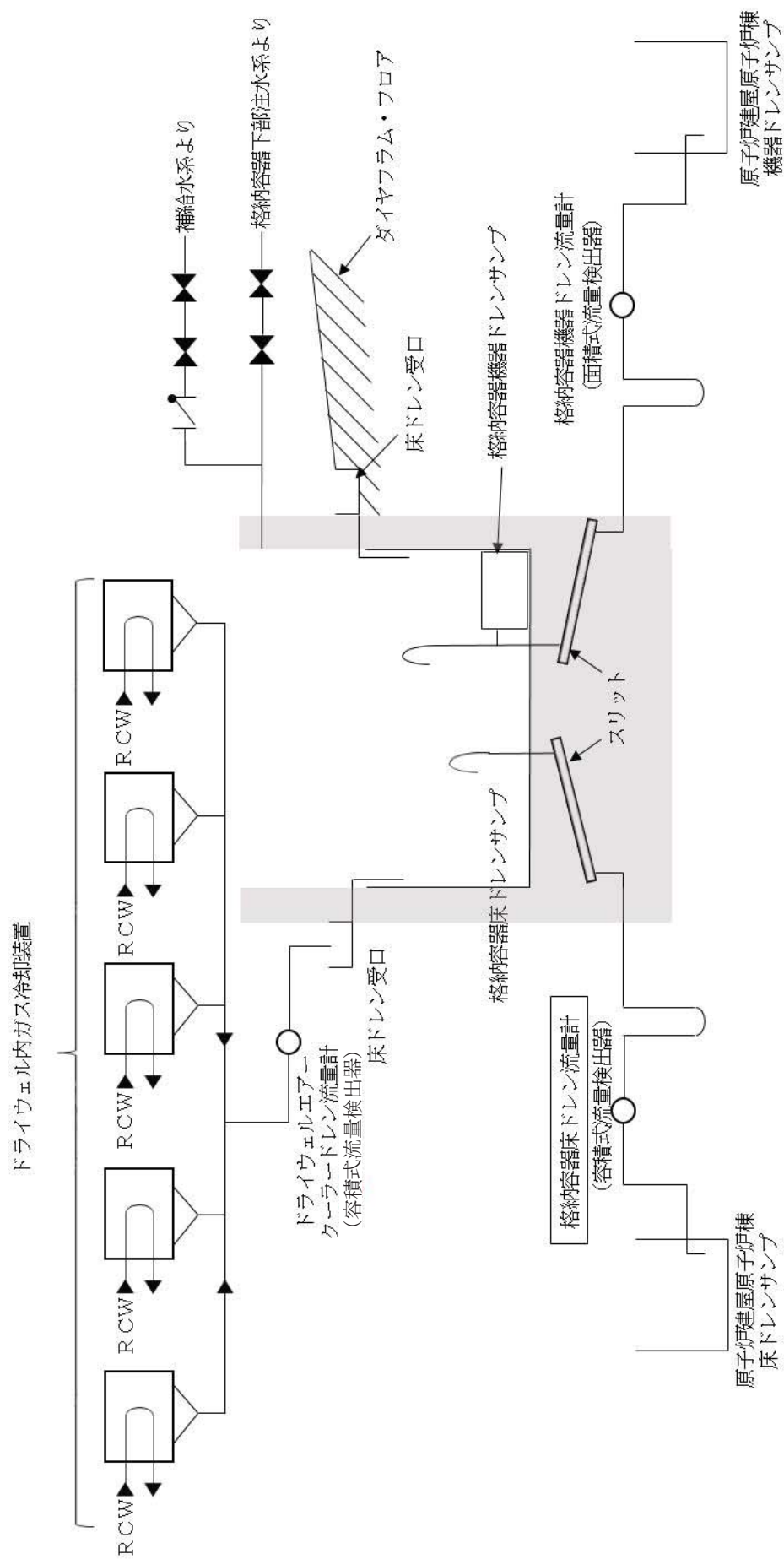


図 2-1 漏えい監視装置の概略図

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。（「3.2.2 漏えい水が蒸気になる割合」参照）

R C P B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ェル内ガス冷却装置で凝縮することにより漏えい水を格納容器床ドレンサンプに回収し、また、R C P B配管からの漏えいのうち液体分については、格納容器床ドレンサンプに流入することから、格納容器床ドレン流量計にて全漏えい量 $0.23 \text{ m}^3/\text{h}$ (1 gpm) の漏えいを検出する設計とする。その構成について「3.1 格納容器床ドレン流量計」に示す。

この漏えいの検出装置が、1 時間以内に $0.23 \text{ m}^3/\text{h}$ (1 gpm) の漏えいを検出することについて「3.2 漏えい検出時間」に示す。

3.1 格納容器床ドレン流量計

R C P B配管からの漏えいのうち蒸気分は、ドライウェル内ガス冷却装置の冷却コイルに付着して凝縮液となりドレン配管及び床ドレン受口を経由して格納容器床ドレンサンプに流入する。また、R C P B配管からの漏えいのうち液体分は、床面の床ドレン受口から床ドレン配管を経由して格納容器床ドレンサンプに流入する。格納容器床ドレンサンプに流入した後、導入管及びドレン配管内を通過して原子炉建屋原子炉棟床ドレンサンプへ流入する。このドレン配管に設置された流量計により、漏えい量を検出する。

格納容器床ドレン流量計の検出信号は、容積式流量検出器からのパルス信号を、演算装置にて時間当たりの流量(漏えい率)に変換した後、中央制御室に指示及び記録する。また、 $0.23 \text{ m}^3/\text{h}$ (1 gpm) の漏えい率を検出した場合には、中央制御室に音とともに格納容器床ドレンサンプ流量高の警報を発信する設計とする。(「図 3.1-1 格納容器床ドレン流量計の概略構成図」参照)

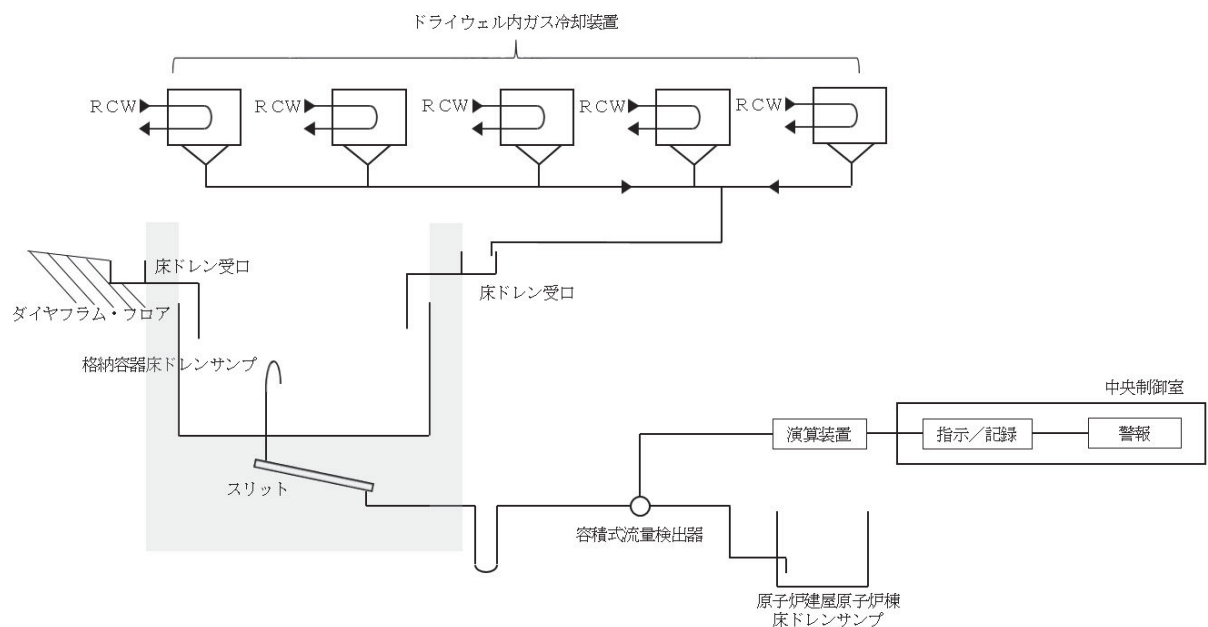


図 3.1-1 格納容器床ドレン流量計の概略構成図

3.2 漏えい検出時間

3.2.1 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 $0.23 \text{ m}^3/\text{h}$ (1 gpm) 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、ドライウェル内ガス冷却装置で凝縮することによりドレン配管及び床ドレン受口を経由して格納容器床ドレンサンプに回収し、格納容器床ドレン流量計で漏えいを検出する時間とする。液体分は、床ドレン受口を経由して格納容器床ドレンサンプに回収し、格納容器床ドレン流量計で漏えいを検出する時間とする。ここでは、格納容器床ドレン流量計での漏えい検出時間について、以下の「図 3.2.1-1 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 ($T_1 \sim T_{10}$) 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。(1 時間以内に $0.23 \text{ m}^3/\text{h}$ の漏えい量を検知できる設計であれば、RCPB 配管の破断前漏えいの判断基準である $0.23 \text{ m}^3/\text{h}$ (1 gpm) を超える漏えいを監視可能である。) なお、「2. 基本方針」に記載の通り、格納容器床ドレンサンプは常時導入管高さ（水位：1 m）に維持されているため、格納容器床ドレンサンプに回収後、導入管を経由してドレン配管へ流れ始めるまでの時間遅れは考慮しない。

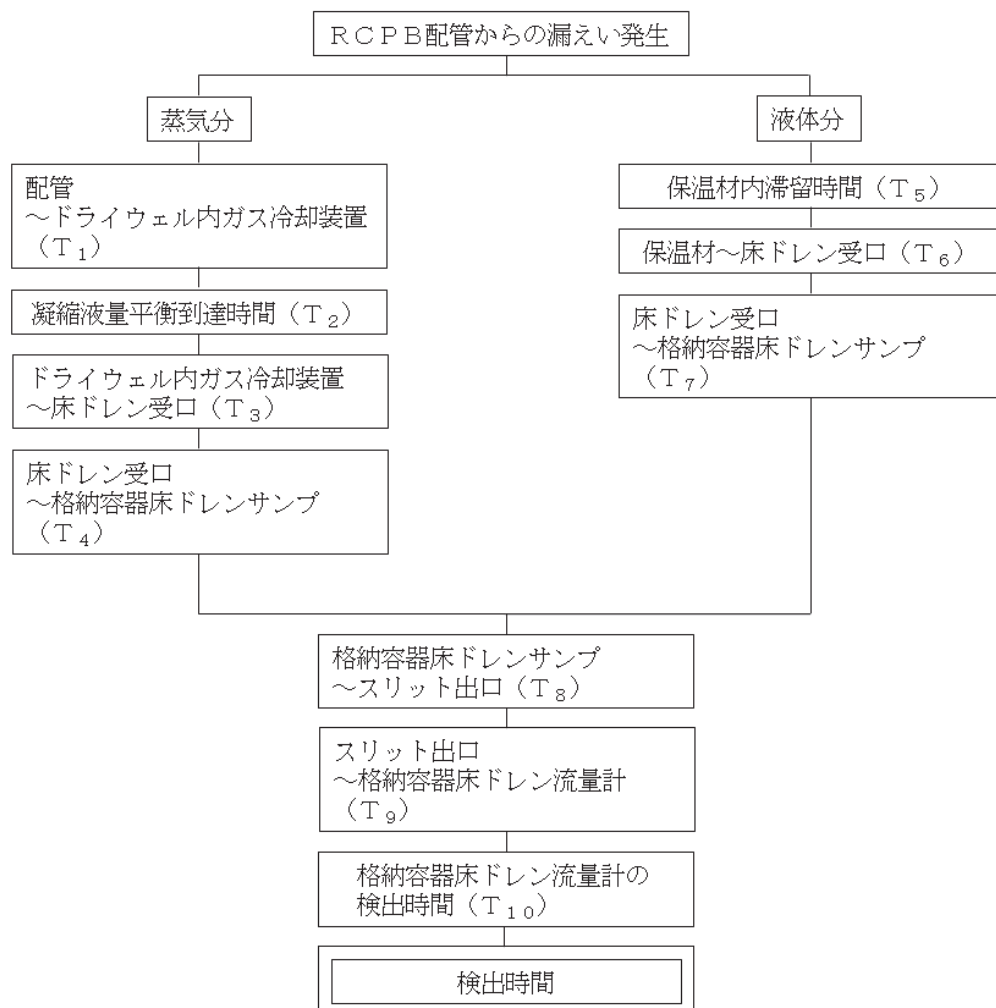


図 3.2.1-1 漏えい検出時間について

3.2.2 漏えい水が蒸気になる割合

R C P B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により求める。

$$\begin{aligned} i_1 &= i_2 \cdot X + i_2' (1 - X) \\ &= i_2 \cdot X + i_2' - i_2' \cdot X \\ X &= \frac{i_1 - i_2'}{i_2 - i_2'} \end{aligned}$$

表 3.2.2-1 漏えい水が蒸気になる割合に使用する記号の定義

	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*
	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°

*：原子炉定格圧力（6.93 MPa）における飽和水のエンタルピ。

表 3.2.2-2 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°*1	1.269×10^6 (J/kg)	0.38 (38 %)	0.62*2 (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)		

*1：原子炉定格圧力（6.93 MPa）における飽和水のエンタルピ。

*2：蒸気になる割合の残りを液体の割合とする。

3.2.3 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 3.2.3-1 格納容器床ドレン流量計の検出時間の計算に使用する記号の定義

		記号	単位	定義
格納容器床ドレン流量計の検出時間	蒸気分	T_1	min	ドライウエル内ガス冷却装置までの蒸気到達時間 (配管～ドライウエル内ガス冷却装置)
		T_2	min	凝縮液量が平衡に達する時間
		T_3	min	凝縮液ドレン管移送時間 (ドライウエル内ガス冷却装置～床ドレン受口)
		T_4	min	床ドレン管移送時間 (床ドレン受口～格納容器床ドレンサンプ)
		V	m^3	原子炉格納容器内自由体積
		Q_{F1}	m^3/min	ドライウエル内ガス冷却装置風量
		Q_{F2}	m^3/min	除湿に寄与するドライウエル内ガス冷却装置風量
		Q_1	kg/min	漏えい量 (蒸気分)
		X	kg/ m^3	原子炉格納容器内雰囲気湿分
		X_0	kg/ m^3	ドライウエル内ガス冷却装置出口湿分
		Q	kg/min	ドライウエル内ガス冷却装置での凝縮液量
		v_3	m/s	凝縮液ドレン管を流れる漏えい水の平均流速
		v_4	m/s	床ドレン管を流れる漏えい水の平均流速
		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	凝縮液ドレン管及び床ドレン管を流れる漏えい水の 流量
		m	m	平均深さ
		L	m	凝縮液ドレン管又は床ドレン管のぬれ縁長さ
		L_3	m	凝縮液ドレン管の長さ (ドライウエル内ガス冷却装置～床ドレン受口)
		L_4	m	床ドレン管の長さ (床ドレン受口～格納容器床ドレンサンプ)

		記号	単位	定義
格納容器床ドレン流量計の検出時間	液体分	T_5	min	保温材から漏れ出るまでの時間
		T_6	min	床ドレン受口までの到達時間 (保温材～床ドレン受口)
		T_7	min	床ドレン管移送時間 (床ドレン受口～格納容器床ドレンサンプ)
		d_1	m	保温材外径
		d_2	m	配管外径
		L_5	m	保温材最大長さ
		Q_2	m ³ /h	漏えい量 (液体分)
		v_6	m/s	床面を流れる漏えい水の平均流速
		v_7	m/s	床ドレン管を流れる漏えい水の平均流速
		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	床面及び床ドレン管を流れる漏えい水の流量
		m	m	平均深さ
		L	m	床面又は床ドレン管のぬれ縁長さ
		L_6	m	床ドレン受口までの床面距離
		L_7	m	床ドレン管の長さ (床ドレン受口～格納容器床ドレンサンプ)

		記号	単位	定義
格納容器床ドレン流量計の検出時間	共通分	T_8	min	サンプル移送配管移送時間（スリット部）
		T_9	min	サンプル移送配管移送時間（スリット部除く。）
		v_8	m/s	サンプル移送配管（スリット部）を流れる漏えい水の平均流速
		v_9	m/s	サンプル移送配管（スリット部除く。）を流れる漏えい水の平均流速
		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	サンプル移送配管（スリット部含む。）を流れる漏えい水の流量
		m	m	平均深さ
		L	m	サンプル移送配管（スリット部含む。）のぬれ縁長さ
		L_8	m	サンプル移送配管長さ（スリット部）
		L_9	m	サンプル移送配管長さ（導入管高さ含む。）

3.2.4 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漏えい検出時間を算出する。

(1) R C P B配管からの漏えい水（蒸気分）の検出時間

a. ドライウエル内ガス冷却装置までの蒸気到達時間（配管～ドライウエル内ガス冷却装置）： T_1

R C P B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、やがてドライウエル内ガス冷却装置の冷却コイルに達し、冷却されて凝縮液となる。

本項では、R C P B配管からの漏えいした蒸気がドライウエル内ガス冷却装置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。

R C P B配管が設置されている空間の空気はドライウエル内ガス冷却装置により強制的に循環することから、R C P B配管から漏えいした蒸気がドライウエル内ガス冷却装置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エル内ガス冷却装置により一巡する経路であると考え。従って、ドライウエル内ガス冷却装置までの到達時間は、安全側に評価して、原子炉格納容器内の空気が冷却ファンにより一巡する時間 T_1 を求める。

$$T_1 = \frac{V}{Q_{F1}}$$

b. 凝縮液量が平衡に達する時間（凝縮液量平衡到達時間）： T_2

R C P B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、ドライウエル内ガス冷却装置における凝縮液量が増加するが、最終的には漏えい蒸気量とドライウエル内ガス冷却装置における凝縮液量が同量になり、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エル内ガス冷却装置における凝縮液量が同量になるまでの時間を評価する。

ドライウエル内ガス冷却装置の冷却コイルで冷却された凝縮液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（3.2.4.1）式に示す凝縮液量 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、（3.2.4.1）式の結果から凝縮液が平衡に達する時間として評価し、凝縮液量が平衡に達する時間（ T_2 ）は、凝縮液量 Q が漏えい量 Q_1 の95 %以上となる平衡到達時間とする。

なお、 $0.23 \text{ m}^3/\text{h}$ （1 gpm）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、凝縮液量 Q が漏えい量 Q_1 の95 %となる値に設定する。（「図 3.2.4-1 凝縮液量平衡時間算出の概略図」参照）

$$V \frac{dX}{dt} = Q_1 - Q_{F2} (X - X_0)$$

$$Q = Q_{F2} (X - X_0)$$

初期条件 $t=0, X=X_0$

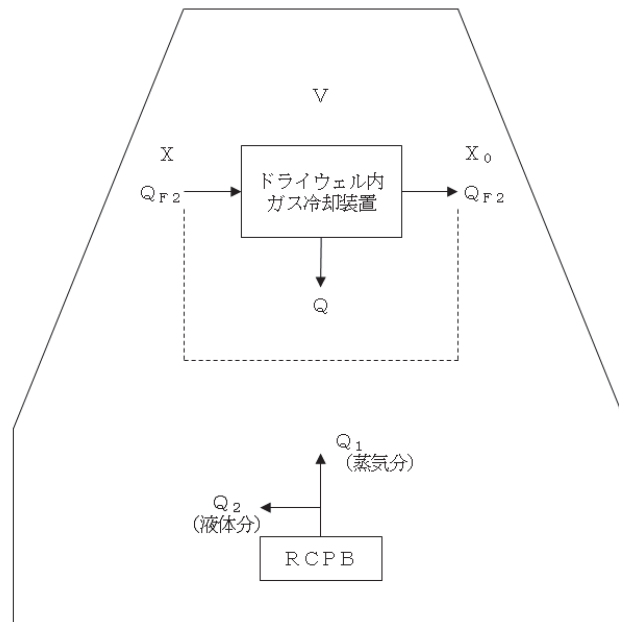


図 3. 2. 4-1 凝縮液量平衡時間算出の概略図

$$Q = Q_1 \left\{ 1 - \exp \left[- \frac{Q_{F2}}{V} \cdot t \right] \right\} \dots \dots \dots (3. 2. 4. 1)$$

なお、本評価時間は、原子炉格納容器の体積が大きいため、徐々に変化するとともに、蒸気分の検出時間の評価として最も大きな値となることから、ドライウエル内ガス冷却装置までの蒸気到達時間（ T_1 ）及び凝縮液ドレン管移送時間（ T_3 ）、床ドレン管移送時間（ T_4 ）の一部が包絡される。

c. 凝縮液ドレン管移送時間（ドライウエル内ガス冷却装置～床ドレン受口）： T_3

ドライウエル内ガス冷却装置にて凝縮した凝縮液はドレン管を通して床ドレン受口に導かれる。

本項では、凝縮液がドライウエル内ガス冷却装置のドレン管を経由し、床ドレン受口に到達するまでの時間を評価する。

ドライウエル内ガス冷却装置から床ドレン受口までの呼び径 2 B のドレン管（内径 0.0527 m）には、床ドレン受口に向かってこう配を設ける設計であり、ドレン管を流れる平均流速 v_3 を、シェ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、凝縮液ドレン管移送時間 T_3 を求める。（「図 3. 2. 4-2 ドレン管の概略図」参照）

$$v = C \sqrt{m \cdot i}$$

$$C = \frac{23 + (1/n) + (0.00155/i)}{1 + \{23 + (0.00155/i)\} (n/\sqrt{m})}$$

$$T_3 = \frac{L_3}{v_3}$$

$$Q_D = v \cdot A \cdot 3600$$

$$m = A/L$$

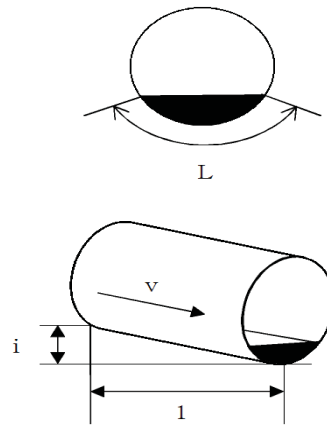


図 3.2.4-2 ドレン管の概略図

- d. 床ドレン管移送時間（床ドレン受口～格納容器床ドレンサンプ）： T_4

ドライウェル内ガス冷却装置にて凝縮した凝縮液は床ドレン受口を經由して格納容器床ドレンサンプに流入するが、床ドレン受口から格納容器床ドレンサンプまでの床ドレン管には格納容器床ドレンサンプに向かってこう配を設ける設計であり、呼び径 3 B の床ドレン管（内径 0.0739 m）を流れる平均流速 v_4 を、3.2.4(1)c. 凝縮液ドレン管移送時間で用いたシェジエ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、床ドレン管移送時間 T_4 を求める。

$$T_4 = \frac{L_4}{v_4}$$

- (2) R C P B 配管からの漏えい水（液体分）の検出時間

- a. 保温材から漏れ出るまでの時間（保温材内滞留時間）： T_5

原子炉冷却材配管は保温材（金属保温）を設置しており、保温材から漏えい水が漏れ出るまでの時間 T_5 は、保守的に保温材の一部が損傷したことを仮定し、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られ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_5 を求

める。（「図 3.2.4-3 保温材の概略図」参照）

$$T_5 = \frac{\left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{\pi}{4} (d_1^2 - d_2^2) \cdot L_5 \right\} \times 60}{Q_2}$$

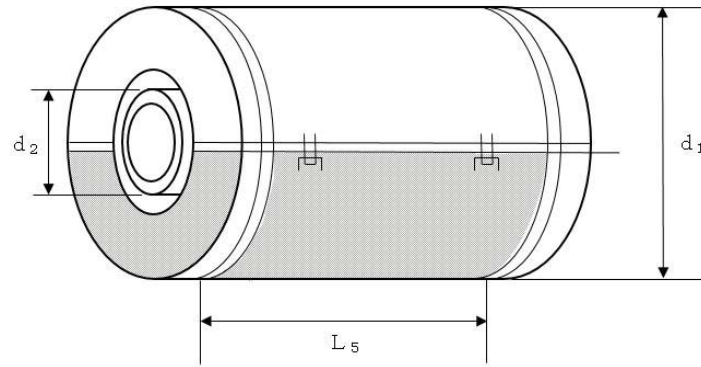


図 3.2.4-3 保温材の概略図

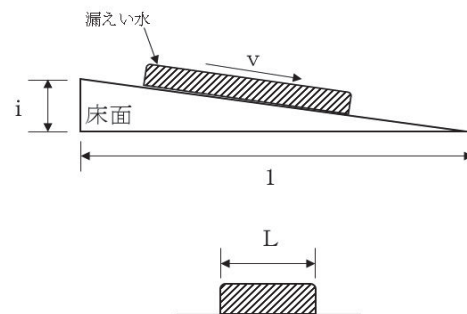
- b. 床ドレン受口までの到達時間（保温材～床ドレン受口）： T_6

保温材からの漏れい水はダイヤフラム・フロア床面に落下するが、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こう配を設ける設計であり、床面を流れる平均流速 v_6 を、3.2.4(1)c. 凝縮液ドレン管移送時間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、床ドレン受口までの到達時間 T_6 を求める。

$$T_6 = \frac{L_6}{v_6}$$

$$Q_D = v \cdot A \cdot 3600$$

$$m = A / L$$



- c. 床ドレン管移送時間（床ドレン受口～格納容器床ドレンサンプ）： T_7

床ドレン管には格納容器床ドレンサンプに向かってこう配を設ける設計であり、呼び径 3 B の床ドレン管（内径 0.0739 m）を流れる平均流速 v_7 を、3.2.4(1)c. 凝縮液ドレン管移送時間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、床ドレン管移送時間 T_7 を求める。

$$T_7 = \frac{L_7}{v_7}$$

d. サンプ移送配管移送時間（スリット部）： T_8

サンプ移送配管には原子炉建屋原子炉棟床ドレンサンプに向かってこう配を設ける設計であり，底部鉄筋コンクリートマット中に設けたスリット部（厚さ 0.01 m，幅 0.5 m）を流れる平均流速 v_8 を，3.2.4(1)c. 凝縮液ドレン管移送時間で用いたシェジー形の公式及びガンギエ・クッタの経験式から算出することにより，サンプ移送配管移送時間 T_8 を求める。

$$T_8 = \frac{L_8}{v_8}$$

e. サンプ移送配管移送時間（スリット部除く）： T_9

サンプ移送配管には原子炉建屋原子炉棟床ドレンサンプに向かってこう配及びUシーリングを設ける設計であり，呼び径 3 B のサンプ移送配管（内径 0.0739 m）を流れる平均流速 v_9 を，3.2.4(1)c. 凝縮液ドレン管移送時間で用いたシェジー形の公式及びガンギエ・クッタの経験式から算出することにより，サンプ移送配管移送時間 T_9 を求める。

$$T_9 = \frac{L_9}{v_9}$$

f. 格納容器床ドレン流量計の検出時間： T_{10}

様々な経路を経て格納容器床ドレンサンプに流入する漏えい水を，原子炉建屋原子炉棟床ドレンサンプへの移送配管中に設置した格納容器床ドレン流量計で検出し，容積式流量検出器からのパルス信号を，演算装置にて流量信号に変換し監視する。

演算装置の出力は 1 分間のパルス信号積算値出力を次の 1 分間の出力まで保持する設計としているため，格納容器床ドレン流量計の検出時間を 2 分とする。

3.2.5 検出時間

「3.2.1 検出時間の評価方法」及び「3.2.2 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「表 3.2.5-1 漏えい検出時間の整理表」に示す。蒸気分として格納容器床ドレンサンプに回収されるまでの時間 ($T_1 + T_2 + T_3 + T_4$) は 36 分であり、また、液体分として格納容器床ドレンサンプに回収されるまでの時間 ($T_5 + T_6 + T_7$) は 48 分である。サンプ移送配管移送時間及び格納容器床ドレン流量計の検出時間を加算した時間 ($T_1 + T_2 + T_3 + T_4 + T_8 + T_9 + T_{10}$) 及び ($T_5 + T_6 + T_7 + T_8 + T_9 + T_{10}$) のうち最大時間としても 56 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。

表 3.2.5-1 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)
R C P B 配管からの漏えい水 (蒸気分)の検出時間	a. ドライウエル内ガス冷却装置までの蒸気到達時間（配管～ドライウエル内ガス冷却装置）：T ₁ （min）	V：原子炉格納容器内自由体積（m ³ ）	5700	T ₁ =2
		Q _{F1} ：ドライウエル内ガス冷却装置風量（m ³ /min）	2950* ¹	
	b. 凝縮液量が平衡に達する時間（凝縮液量平衡到達時間）：T ₂ （min）	V：原子炉格納容器内自由体積（m ³ ）	5700	T ₂ =31* ²
		Q _{F2} ：ドライウエル内ガス冷却装置風量（m ³ /min）	563	
		Q ₁ ：漏えい量（蒸気分）（kg/min）	1.5	
		Q：ドライウエル内ガス冷却装置での凝縮液量（kg/min）	（数式）	
	c. 凝縮液ドレン管移送時間（ドライウエル内ガス冷却装置～床ドレン受口）：T ₃ （min）	v ₃ ：ドレン管を流れる漏えい水の平均流速（m/s）	0.161	T ₃ =2
		C：流速係数	26.062* ⁴	
		i：こう配	0.01	
		n：粗度係数	0.01* ³	
		A：流路断面積（m ² ）	0.000142* ⁴	
		Q _D ：ドレン管を流れる漏えい水の流量（m ³ /h）	0.087	
		m：平均深さ（m）	0.00386* ⁴	
		L：ドレン管のぬれ縁長さ（m）	0.0367* ⁴	
		L ₃ ：ドレン管の長さ（m）	11	
	d. 床ドレン管移送時間（床ドレン受口～格納容器床ドレンサンブ）：T ₄ （min）	v ₄ ：ドレン管を流れる漏えい水の平均流速（m/s）	0.153	T ₄ =1
		C：流速係数	25.417* ⁴	
		i：こう配	0.01	
		n：粗度係数	0.01* ³	
		A：流路断面積（m ² ）	0.000150* ⁴	
		Q _D ：ドレン管を流れる漏えい水の流量（m ³ /h）	0.087	
		m：平均深さ（m）	0.00363* ⁴	
		L：ドレン管のぬれ縁長さ（m）	0.0414* ⁴	
		L ₄ ：ドレン管の長さ（m）	6	
検出時間合計		T ₁ +T ₂ +T ₃ +T ₄		36

- 注記
- *1：ドライウェル内ガス冷却装置3台分の風量。
 - *2：凝縮液量 Q が警報設定値である漏えい量（蒸気分） Q_1 の95%以上となる平衡到達時間として算出。（「図3.2.5-1 凝縮液量が平衡に達する時間について」参照）
 - *3：「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。
 - *4：流体平均深さ m を仮定し，収束計算によって得られる値。

表 3.2.5-1 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)
R C P B 配管からの漏えい水 (液体分)の検出時間	a. 保温材から漏れ出る までの時間（保温材 内滞留時間）：T ₅ (min)	d ₁ ：保温材外径（m）	0.718	T ₅ ＝39
		d ₂ ：配管外径（m）	0.508	
		L ₅ ：保温材最大長さ（m）	0.9	
		Q ₂ ：漏えい量（液体分）（m ³ /h）	0.143	
	b. 床ドレン受口までの 到達時間（保温材～ 床ドレン受口）：T ₆ (min)	v ₆ ：床面を流れる漏えい水の平 均流速（m/s）	0.0344	T ₆ ＝8
		C：流速係数	10.145 ^{*4}	
		i：こう配	0.01	
		n：粗度係数	0.013 ^{*2}	
		A：流路断面積（m ² ）	0.00115 ^{*4}	
		Q _D ：床面を流れる漏えい水の流 量（m ³ /h）	0.143	
		m：平均深さ（m）	0.00115 ^{*4}	
		L：床面のぬれ縁長さ（m）	1 ^{*1}	
		L ₆ ：床ドレン受口までの床面距 離（m）	15	
	c. 床ドレン管移送時間 （床ドレン受口～格 納容器床ドレンサン プ）：T ₇ （min）	v ₇ ：床ドレン管を流れる漏えい 水の平均流速（m/s）	0.187	T ₇ ＝1
		C：流速係数	27.767 ^{*4}	
		i：こう配	0.01	
		n：粗度係数	0.01 ^{*3}	
		A：流路断面積（m ² ）	0.000212 ^{*4}	
		Q _D ：床ドレン管を流れる漏えい 水の流量（m ³ /h）	0.143	
		m：平均深さ（m）	0.00454 ^{*4}	
		L：床ドレン管のぬれ縁長さ（m）	0.0467 ^{*4}	
		L ₇ ：床ドレン管の長さ（m）	6	
検出時間合計		T ₅ ＋T ₆ ＋T ₇		48

注記 *1 : 実測値に基づき設定した値。

*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 : 「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。

*4 : 流体平均深さ m を仮定し、収束計算によって得られる値。

表 3.2.5-1 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)
R C P B 配管からの漏えい水 (共通分)の検出時間	d. サンプ移送配管移送 時間 (スリット部) : T_8 (min)	v_8 : サンプ移送配管を流れる漏 えい水の平均流速 (m/s)	0.0752	$T_8=2$
		C : 流速係数	18.451 ^{*3}	
		i : こう配	0.01	
		n : 粗度係数	0.01 ^{*1}	
		A : 流路断面積 (m ²)	0.000833 ^{*3}	
		Q_D : サンプ移送配管を流れる漏 えい水の流量 (m ³ /h)	0.23	
		m : 平均深さ (m)	0.00167 ^{*3}	
		L : サンプ移送配管のぬれ縁長さ (m)	0.5	
		L_8 : サンプ移送配管の長さ (m)	5	
	e. サンプ移送配管移送 時間 (スリット部除 く。) : T_9 (min)	v_9 : サンプ移送配管を流れる漏 えい水の平均流速 (m/s)	0.220	$T_9=4$
		C : 流速係数	29.836 ^{*3}	
		i : こう配	0.01	
		n : 粗度係数	0.01 ^{*1}	
		A : 流路断面積 (m ²)	0.000284 ^{*3}	
		Q_D : サンプ移送配管を流れる漏 えい水の流量 (m ³ /h)	0.23	
		m : 平均深さ (m)	0.00548 ^{*3}	
		L : サンプ移送配管のぬれ縁長さ (m)	0.0518 ^{*3}	
		L_9 : サンプ移送配管の長さ (m)	45	
	f. 格納容器床ドレン流 量計の検出時間 : T_{10} (min)	— ^{*2}		$T_{10}=2$
検出時間合計		$T_8 + T_9 + T_{10}$		8

注記 *1 : 「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。

*2 : 計算パラメータなし。

*3 : 流体平均深さ m を仮定し、収束計算によって得られる値。

表 3.2.5-1 漏えい検出時間の整理表 (4/4)

項目		評価時間 (min)
格納容器床ドレン 流量計の検出時間	R C P B配管からの漏えい水（蒸気分）の検出時間 ($T_1 + T_2 + T_3 + T_4$) + R C P B配管からの漏えい水（共 通分）の検出時間 ($T_8 + T_9 + T_{10}$)	44
	R C P B配管からの漏えい水（液体分）の検出時間 ($T_5 + T_6 + T_7$) + R C P B配管からの漏えい水（共通分） の検出時間 ($T_8 + T_9 + T_{10}$)	56
検出時間	上記検出時間の最大時間	56

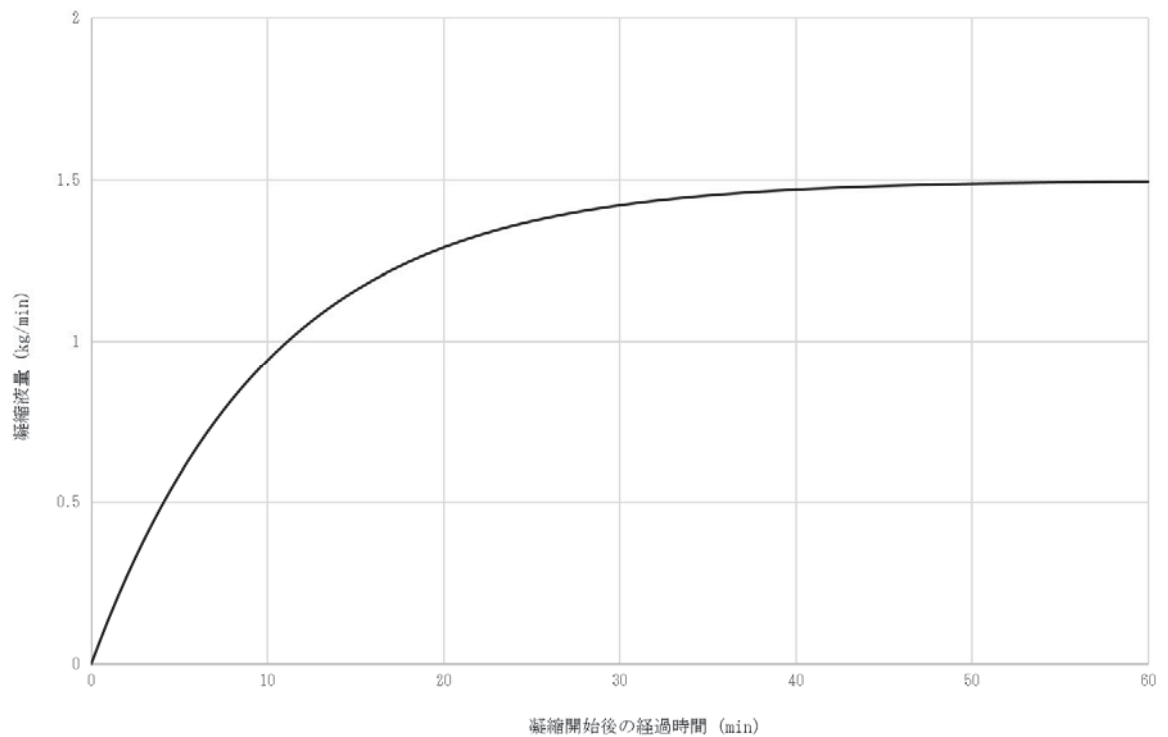


図 3.2.5-1 凝縮液量が平衡に達する時間について

3.2.6 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 3.2.5-1 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出るため、従前の R C P B 配管からの漏えいと同様にドライウェル内ガス冷却装置で冷却・凝縮し、凝縮液ドレン管を經由して格納容器床ドレンサンプへ到達した後に格納容器床ドレン流量計にて検出される。よって、「表 3.2.5-1 漏えい検出時間の整理表」における R C P B 配管からの漏えい水（蒸気分）の検出時間である $T_1 + T_2 + T_3 + T_4 + T_8 + T_9 + T_{10} = 44$ 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 R C P B 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、原子炉格納容器内の床に漏えいする。その後、床ドレン受口から格納容器床ドレンサンプへ到達した後に、格納容器床ドレン流量計にて検出される。

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には 2 分割の保温材（金属保温）を設置しており、このうち最も保温材内容積の大きい箇所において、3.2.4(2)a. 保温材から漏れ出すまでの時間で使用した条件および式から算出すると、配管外径が 0.508 m、保温材外径が 0.718 m、長さが 0.9 m であることから、約 38.2 分となるが、安全側に 39 分と評価する。

保温材から漏れ出た後に床ドレン受口へ到達する時間へ到達する時間については、当該の床ドレン受口までの距離を原子炉格納容器内において床ドレン受口から最も離れた箇所を設定し 15 m、平均流速 0.0344 m/s から求めると約 436 秒となるが、安全側に 8 分と評価する。

次に、床ドレン受口から格納容器床ドレンサンプへ到達するまでの時間については、当該の床ドレン管長さ 6 m、平均流速 0.187 m/s から求めると約 32 秒となるが、安全側に 1 分と評価する。

よって、原子炉冷却材圧力バウンダリの拡大範囲から漏えいした液体分が格納容器床ドレンサンプまで到達する時間は、 $T_5 + T_6 + T_7 + T_8 + T_9 + T_{10} = 56$ 分となり、蒸気になった漏えいについては、「表 3.2.5-1 漏えい検出時間の整理表」における格納容器床ドレン流量計の検出時間の最大値である漏えい水（液体分）の検出時間に包絡される。

(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 3.2.5-1 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 格納容器床ドレン流量計の計測範囲及び警報動作範囲

格納容器床ドレン流量計の計測範囲は、RCPB配管からの全漏えい量 $0.23 \text{ m}^3/\text{h}$ (1 gpm) が格納容器床ドレンサンプから原子炉建屋原子炉棟床ドレンサンプへ排出される際の流量が計測できるよう $0.6 \text{ m}^3/\text{h}$ を設定する。

格納容器床ドレン流量計は、容積式流量検出器からのパルス信号を、演算装置にて流量に変換し監視する。

警報動作範囲は $0 \sim 0.6 \text{ m}^3/\text{h}$ で設定可能であり、 $0.23 \text{ m}^3/\text{h}$ (1 gpm) の流量を検出した場合に格納容器床ドレンサンプ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 4.1-1 格納容器床ドレン流量計の計測範囲」参照)

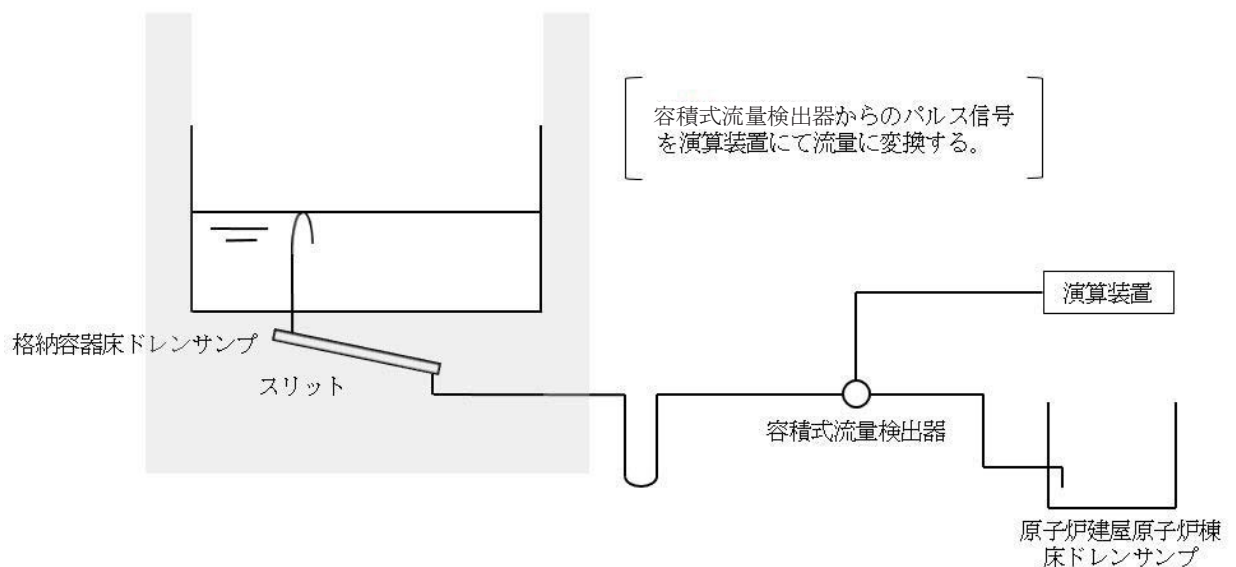


図 4.1-1 格納容器床ドレン流量計の計測範囲

V-1-4-2 流体振動又は温度変動による損傷の防止に関する説明書

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	1
5. 配管の高サイクル熱疲労に関する評価	1
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、一次冷却系統に係る容器、管、ポンプ及び弁が、一次冷却材の循環、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。

- ・ 残留熱除去系原子炉停止時冷却系供給ライン第1隔離弁から第2隔離弁まで
- ・ 残留熱除去系原子炉停止時冷却系戻りライン第1隔離弁から第2隔離弁まで

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、「東海第二発電所における配管内円柱状構造物の流体振動による損傷の防止に関する報告書の提出について」（平成18年6月9日付け発室発第122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、「東海第二発電所における高サイクル熱疲労による損傷の防止に関する報告書の提出について」（平成20年7月29日付け発室発第235号）にて評価し、問題ないことを確認している。

3. 基本方針

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

R C P B 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。

V-1-4-3 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のポンプの有効吸
込水頭に関する説明書

目次

1. 概要.....	1
2. 基本方針.....	2
2.1 サプレッション・プールを水源とするポンプの有効 NPSH.....	2
2.2 サプレッション・プールを除くタンク等を水源とするポンプの有効 NPSH.....	2
3. 評価.....	3
3.1 サプレッション・プールを水源とするポンプの評価方針.....	3
3.2 サプレッション・プールを除くタンク等を水源とするポンプの評価方針.....	3
3.3 評価対象ポンプの選定.....	3
3.4 評価方法.....	5
3.4.1 サプレッション・プールを水源とするポンプの有効 NPSH 評価方法.....	5
3.4.2 サプレッション・プールを除くタンク等を水源とするポンプの有効 NPSH 評価方法.....	9
3.5 評価結果.....	9
3.5.1 サプレッション・プールを水源とするポンプの有効 NPSH 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32条第3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。）により、原子炉冷却系統施設の「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備」のうちサブプレッション・プールを水源として原子炉圧力容器に注水するためのポンプが、原子炉格納容器内の圧力、水位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（以下「有効 NPSH」という。）において、正常に機能することを説明するとともに、サブプレッション・プールを除くタンク等を水源として原子炉圧力容器に注水するためのポンプについても想定される最も小さい有効 NPSH において、正常に機能することを説明するものである。

また、有効 NPSH 以外の温度、放射線、荷重その他の使用条件に対して有効に機能を発揮することについては、添付書類「V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」に示す。

なお、設計基準対象施設に関しては、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は変更は行わない。

今回、新たに重大事故等対処設備として申請する「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備」のうちサブプレッション・プールを水源として原子炉圧力容器に注水する残留熱除去系ポンプ、高圧炉心スプレー系ポンプ、低圧炉心スプレー系ポンプ、原子炉隔離時冷却系ポンプ、常設高圧代替注水系ポンプ及び代替循環冷却系ポンプ並びにサブプレッション・プールを除くタンク等を水源として原子炉圧力容器に注水する常設低圧代替注水系ポンプ、ほう酸水注入ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプについて、想定される最も小さい有効 NPSH において、正常に機能することを説明する。

2. 基本方針

2.1 サプレッション・プールを水源とするポンプの有効 NPSH

重大事故等時において，原子炉冷却系統施設のうち「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備」としてサプレッション・プールを水源として原子炉圧力容器に注水するためのポンプは，想定される原子炉格納容器内の圧力，水位及び温度並びに冷却材中の異物の影響によるろ過装置の性能評価により想定される最も小さい有効 NPSH において，正常に機能する設計とする。

2.2 サプレッション・プールを除くタンク等を水源とするポンプの有効 NPSH

重大事故等時において，原子炉冷却系統施設のうち「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備」としてサプレッション・プールを除くタンク等を水源として原子炉圧力容器へ注水するためのポンプは，各水源タンク等の圧力，水位及び温度により想定される最も小さい有効 NPSH において，正常に機能する設計とする。

これらのポンプについては，異物管理されたほう酸水貯蔵タンク，代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備を水源とするため，異物の影響については考慮不要とする。

なお，S A用海水ピットから取水する可能性のある可搬型代替注水大型ポンプ車の付属品である水中ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプには，吸込口に異物混入防止のフィルタを設置する設計とする。万一，これらのポンプの吸込口のフィルタが詰まった場合は，ポンプの起動停止によるフィルタ閉塞の回復及びポンプの吊り上げにより，短時間でフィルタを清掃できる手順を整備する。

3. 評価

3.1 サプレッション・プールを水源とするポンプの評価方針

重大事故等時において、サプレッション・プールを水源として原子炉压力容器へ注水するポンプは、原子炉格納容器内の圧力、水位及び水源の温度並びに冷却材中の異物により想定される最も小さい有効 NPSH が必要吸込水頭（以下「必要 NPSH」という。）を上回ることを評価する。

そのうち、原子炉冷却材喪失（以下「LOCA」という。）等時の対応によりサプレッション・プールを水源として、原子炉压力容器に注水する場合、注水に係る最も厳しい初期条件は原子炉冷却材配管の両端破断による大破断LOCAを想定するが、破断形態は設計基準事故と同等であるため、保温材の破損影響範囲（以下「ZOI」という。）及び配管破断による保温材等の異物発生量は設計基準事故時より拡大することはない。

ただし、炉心損傷を伴う重大事故等時においては、原子炉格納容器内のpH制御のために注入する水酸化ナトリウム水溶液と原子炉格納容器内構造物等との化学反応により新たに発生する異物（以下「化学影響生成異物」という。）が想定されるため、化学影響生成異物の想定発生量が最大となる事象を抽出して有効 NPSH を評価する。

また、評価に当たっては、平成20年4月7日付け平成20・02・29原第41号にて認可された工事計画の添付書類「IV-5 非常用炉心冷却設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書」を参考に、「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）」（平成20・02・12原院第5号（平成20年2月27日原子力安全・保安院制定））に準拠し評価を行う。

3.2 サプレッション・プールを除くタンク等を水源とするポンプの評価方針

重大事故等時において、サプレッション・プールを除くタンク等を水源とするポンプは、それぞれの水源の圧力、水位、温度及び配管圧損等により想定される最も小さい有効 NPSH が必要 NPSH を上回ることを評価する。

3.3 評価対象ポンプの選定

重大事故等時の対応において、原子炉冷却系統施設のうち「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備」として原子炉压力容器に注水するために使用するポンプ及び想定される水源を以下に示す。

- ・ 残留熱除去系ポンプ* （水源：サプレッション・プール）
- ・ 高圧炉心スプレイ系ポンプ （水源：サプレッション・プール）
- ・ 低圧炉心スプレイ系ポンプ （水源：サプレッション・プール）
- ・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ （水源：サプレッション・プール）
- ・ ほう酸水注入ポンプ （水源：ほう酸水貯蔵タンク）
- ・ 常設高圧代替注水系ポンプ （水源：サプレッション・プール）

- ・常設低圧代替注水系ポンプ* (水源：代替淡水貯槽)
- ・代替循環冷却系ポンプ* (水源：サプレッション・プール)
- ・可搬型代替注水大型ポンプ* (水源：代替淡水貯槽，S A用海水ピット)
- ・可搬型代替注水中型ポンプ* (水源：西側淡水貯水設備，S A用海水ピット)

注記＊：原子炉格納施設のうち「圧力低減設備その他の安全設備」と兼用し，原子炉格納容器の除熱又は冷却に使用するポンプを示す。なお，ほう酸水注入ポンプ及び常設高圧代替注水系ポンプは，熔融炉心のペデスタル（ドライウェル部）への落下を遅延又は防止するために原子炉圧力容器へ注水することから，原子炉格納施設のうち「圧力低減設備その他の安全設備」と兼用しており，原子炉格納容器の除熱又は冷却に使用しない。

複数の水源を想定するポンプの評価に当たっては，評価条件が最も厳しくなる水源を想定する。

「圧力低減設備その他の安全設備」と兼用するポンプのうち，常設低圧代替注水系ポンプ及び代替循環冷却系ポンプは，「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備」として原子炉圧力容器に注水に使用する場合よりも，「圧力低減設備その他の安全設備」として原子炉格納容器除熱又は冷却に使用する場合の方が厳しい使用条件となるため，添付書類「V-1-8-4 圧力低減設備その他の安全設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書」にて有効 NPSH を評価する。

ほう酸水注入ポンプは，ほう酸水貯蔵タンクを水源として有効 NPSH が確保される水位以上に確保された必要水量を原子炉圧力容器へ注水するよう設計されており，機能が要求される運転状態においては水源の圧力，温度の変化及び異物の影響はなく，ほう酸水注入ポンプの有効 NPSH は十分確保されることから，評価対象外とする。

可搬型代替注水大型ポンプの付属品である水中ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプは，空気を吸い込まない水位を確保するように沈めて運転するポンプであり，必要 NPSH に代わる条件として運転必要最低水位（水中ポンプ内に空気を吸い込まず，ポンプが正常に機能するための最低吸込高さ）を確保するように設置することで，キャビテーションを防止する設計であることから，評価対象外とする。

また，可搬型代替注水大型ポンプは，付属品である水中ポンプにより，可搬型代替注水大型ポンプの必要 NPSH を上回る押込水頭が可搬型代替注水大型ポンプの吸込側にかかるように設計されており，可搬型代替注水大型ポンプの有効 NPSH は十分確保されることから，評価対象外とする。したがって，本資料では，以下のポンプの重大事故等時の有効 NPSH を評価する。

- ・残留熱除去系ポンプ (水源：サプレッション・プール)
(1691.9 m³/h)
- ・高圧炉心スプレイ系ポンプ (水源：サプレッション・プール)
(1461.4 m³/h)

- ・ 低圧炉心スプレイ系ポンプ (水源：サプレッション・プール)
(1442.1 m³/h)
- ・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ (水源：サプレッション・プール)
(142 m³/h)
- ・ 常設高圧代替注水系ポンプ (水源：サプレッション・プール)
(136.7 m³/h)

3.4 評価方法

3.4.1 サプレッション・プールを水源とするポンプの有効 NPSH 評価方法

「3.3 評価対象ポンプの選定」により選定した残留熱除去系ポンプ、高圧炉心スプレイ系ポンプ、低圧炉心スプレイ系ポンプ、原子炉隔離時冷却系ポンプ及び常設高圧代替注水系ポンプの有効 NPSH 評価については、重大事故等時の各事象のうち、個別評価が必要な事象を抽出し、その事象について最も小さい有効 NPSH が必要 NPSH を上回ることを評価する。

(1) 有効 NPSH 評価事象の抽出

重大事故等時の各事象におけるサプレッション・プール吸込ストレーナの圧損に影響する評価条件を比較し、「3.3 評価対象ポンプの選定」で選定した残留熱除去系ポンプ、高圧炉心スプレイ系ポンプ、低圧炉心スプレイ系ポンプ、原子炉隔離時冷却系ポンプ及び常設高圧代替注水系ポンプ（高圧炉心スプレイ系ストレーナを兼用）に対して、有効 NPSH の個別評価が必要な事象を以下のとおり抽出する。表3.4.1-1に設計基準事故時と重大事故等時における各事象の評価条件の比較結果を示す。

a. 重大事故等時の各事象におけるポンプ運転状態

重大事故等における各事象（表3.4.1-1のaからj）のうち、a及びfの事象については、評価対象ポンプによるサプレッション・プールを水源とした原子炉圧力容器への注水を考慮しないため個別評価対象外とする。

b. 有効 NPSH 評価条件及び発生異物量の影響

重大事故等における各事象（表3.4.1-1のaからj）のうち、b, c, d, e, g 及びhの事象については、原子炉冷却材配管の破断が生じず、保温材等の異物発生が想定されない。したがって、残留熱除去系ポンプ、高圧炉心スプレイ系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプの評価については有効 NPSH 評価条件が設計基準事故時の条件に包絡されることから、個別評価対象外とする。

以上より、設計基準対象施設としての使用条件を超えて運転する原子炉隔離時冷却系ポンプについて、サプレッション・プール水温の上昇に伴うポンプ吸込口の条件が最も厳しい「c 全交流動力電源喪失」の事象を想定し有効 NPSH 評価を実施する。また、新設設備である常設高圧代替注水系ポンプについても同様の

理由により、「c 全交流動力電源喪失」の事象を想定し有効 NPSH 評価を実施する。これらの事象では、LOCA事象を想定しないため、異物による圧損影響については考慮しない。

なお、「i 大破断LOCA時注水機能喪失」及び「j DCH, FCI, MCCI」の事象については、「3.3 評価対象ポンプの選定」に記載のとおり、添付書類「V-1-8-4 圧力低減設備その他の安全設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書」にて有効 NPSH を評価するため個別評価対象外とする。

(2) 有効 NPSH の評価条件

有効 NPSH 評価について、以下の各条件を考慮した上で評価する。

a. 事故後の原子炉格納容器圧力，サプレッション・プール水の温度

各事象における水源の温度及び圧力は、事故後の経過時間とともに変化するが、サプレッション・チェンバの圧力は常にサプレッション・プール水温の飽和蒸気圧を超える。

サプレッション・プールを水源として有効 NPSH を評価するときは、評価条件を保守的に設定するという観点より、保守性を十分考慮した背圧を設定する。

b. サプレッション・プールの最低水位

サプレッション・プールの最低水位は、重大事故等で想定されるサプレッション・プールの最低水位を考慮する。

c. ストレーナの異物付着による圧損上昇

大破断LOCAを想定しないため、ストレーナの異物付着による圧損上昇を考慮しない。

d. 配管圧損

ポンプの有効 NPSH 算定に必要な配管圧損については、配管の径、長さ、形状及び弁類の仕様並びに注水時におけるポンプの最大流量により評価した値を用いる。

表3. 4. 1-1 設計基準事故時と重大事故等時における各事象の評価条件の比較結果（設計基準事故時を基準）

重大事故等の事象 (有効性評価の事故シーケンスグループ)		S/P水源での運転 をすするポンプ*1	有効NPSH評価条件 (水源の圧力, 温度等)	破断形態	発生異物量	
					保温材等	化学影響 生成異物
炉心損傷がない場合	a 高圧・低圧注水機能喪失	—	—	無	—	—
	b 高圧注水・減圧機能喪失	RHR, LPCS	設計基準事故時に包絡	無	—	—
	c 全交流動力電源喪失	RHR, RCIC, AHPI	RHR : 設計基準事故時に包絡 RCIC : 個別評価を実施*2 AHPI : 個別評価を実施	無	—	—
	d 崩壊熱除去機能喪失	RHR, HPCS, RCIC	RHR, HPCS : 設計基準事故時に包絡 RCIC : cの事象に包絡	無	—	—
	e 原子炉停止機能喪失	RHR, HPCS, RCIC	RHR, HPCS : 設計基準事故時に包絡 RCIC : cの事象に包絡	無	—	—
	f LOCA時注水機能喪失	—	—	中小破断	設計基準 事故未満	—
	g 格納容器バイパス	RHR, LPCS, RCIC	RHR, LPCS : 設計基準事故時に包絡 RCIC : cの事象に包絡	無	—	—
	h 津波浸水による 最終ヒートシンク喪失	RHR, RCIC	RHR : 設計基準事故時に包絡 RCIC : cの事象と同じ	無	—	—
炉心損傷する場合	i 大破断LOCA時注水機能喪失	ARC	ARC : 個別評価を実施	大破断	設計基準 事故と同等	化学影響生成 異物の発生*3
	j DCH, FCI, MCCI	ARC	ARC : iの事象に包絡	無	—	

- 注記 *1：サプレッション・プールを水源として，原子炉圧力容器へ注水するポンプを示す。
- *2：RCICの有効 NPSH 評価条件として最も厳しい条件は，100℃以上の運転状態となり背圧が小さい全交流動力電源喪失事象となる。
- *3：pH制御装置よりサプレッション・プール内に水酸化ナトリウムが注入され，水質がアルカリ性になることで，原子炉格納容器内のAl, Si, Zn, Feを含有した構造材との化学反応により溶出したものが保守的に全析出すると仮定する。
- 注：RHR：残留熱除去系ポンプ，HPCS：高压炉心スプレイ系ポンプ，LPCS：低压炉心スプレイ系ポンプ，RCIC：原子炉隔離時冷却系ポンプ，AHPI：常設高压代替注水系ポンプ，ARC：代替循環冷却系ポンプ，DCH：過渡事象＋高压炉心冷却失敗＋手動減圧失敗＋炉心損傷後の手動減圧失敗＋DCH，FCI：過渡事象＋高压炉心冷却失敗＋低压炉心冷却失敗＋損傷炉心冷却失敗＋FCI（ペデスタル），MCCI：過渡事象＋高压炉心冷却失敗＋低压炉心冷却失敗＋損傷炉心冷却失敗＋デブリ冷却失敗（ペデスタル）

3.4.2 サプレッション・プールを除くタンク等を水源とするポンプの有効 NPSH 評価方法

「3.3 評価対象ポンプの選定」により，評価対象となるポンプは無い。

3.5 評価結果

3.5.1 サプレッション・プールを水源とするポンプの有効 NPSH 評価結果

(1) 原子炉隔離時冷却系ポンプの有効 NPSH 評価結果

a. 有効 NPSH の算定結果

原子炉隔離時冷却系ポンプの有効 NPSH 算定結果を表3.5.1-1に示す。また，有効 NPSH 評価の概略図を図3.5.1-1に示す。

b. 有効 NPSH 評価結果

原子炉隔離時冷却系ポンプの有効 NPSH 評価結果を表3.5.1-2に示す。

表3.5.1-2に示すとおり，重大事故等時における原子炉隔離時冷却系ポンプの有効NPSH は，必要 NPSH を上回っており，原子炉隔離時冷却系ポンプの運転状態において，必要 NPSH は確保されている。

表3.5.1-1 原子炉隔離時冷却系ポンプの有効 NPSH 算定結果

(単位：m)

	重大事故等時
H_a ：吸込液面に作用する絶対圧力	
H_s ：吸込揚程	
H_1 ：ポンプ吸込配管圧損	
H_2 ：異物付着なしの状態におけるストレーナ圧損 ^{*1}	
h_s ：ポンプ吸込口における飽和蒸気圧水頭	
有効 NPSH ($H_a + H_s - H_1 - H_2 - h_s$)	

注記 *1：原子炉隔離時冷却系ポンプはLOCA事象において使用しないため。

*2：ティー及びびペネ部を含む。

表3.5.1-2 原子炉隔離時冷却系ポンプの有効 NPSH 評価結果

(単位：m)

	必要 NPSH	有効 NPSH
		重大事故等時
原子炉隔離時冷却系ポンプ		

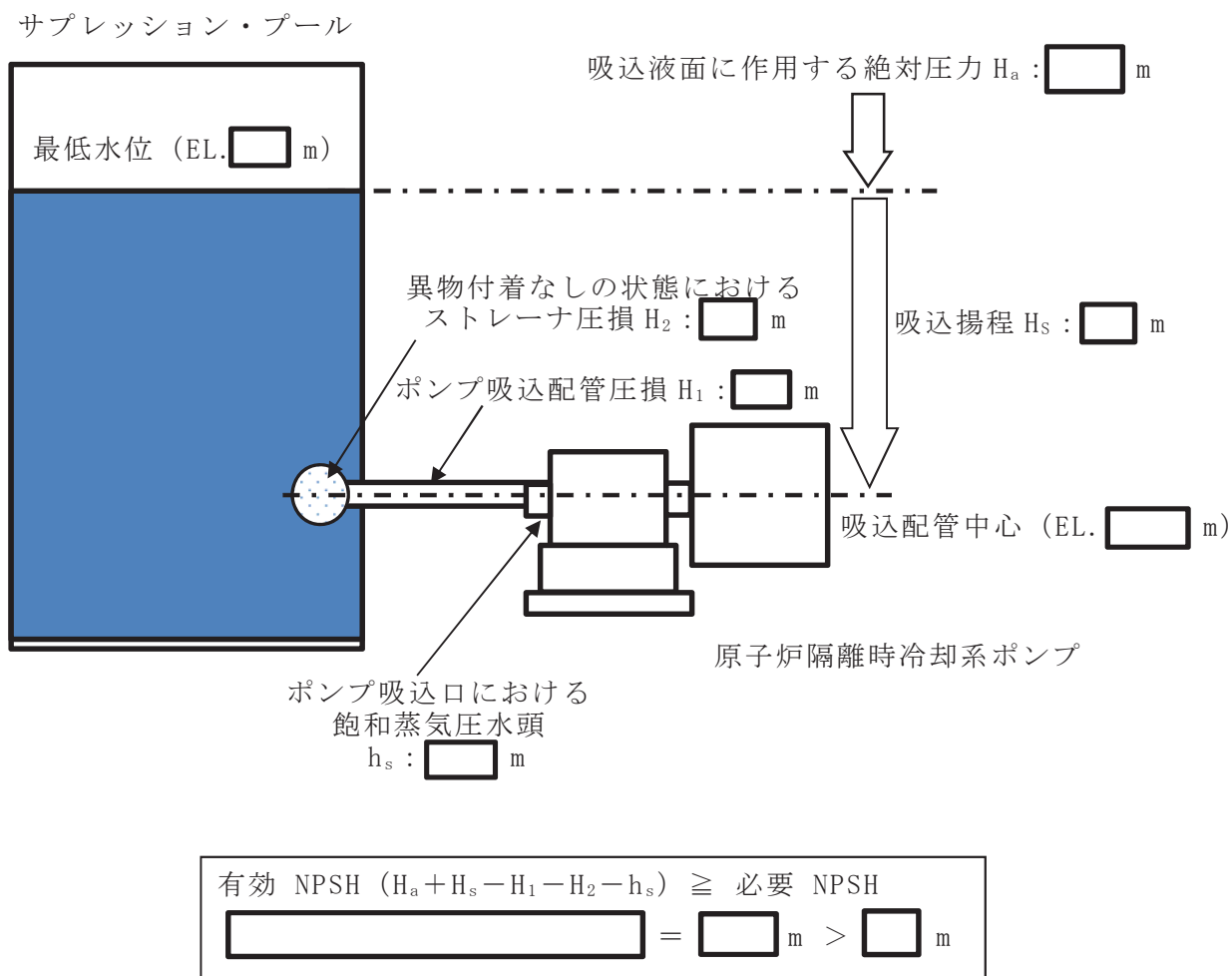


図3. 5. 1-1 原子炉隔離時冷却系ポンプの有効 NPSH 評価の概略図

(2) 常設高圧代替注水系ポンプの有効 NPSH 評価結果

a. 有効 NPSH の算定結果

常設高圧代替注水系ポンプの有効 NPSH 算定結果を表3. 5. 1-3に示す。また、有効 NPSH 評価の概略図を図3. 5. 1-2に示す。

b. 有効 NPSH 評価結果

常設高圧代替注水系の有効 NPSH 評価結果を表3. 5. 1-4に示す。

表3. 5. 1-4に示すとおり、重大事故等時における常設高圧代替注水系ポンプの有効NPSH は、必要 NPSH を上回っており、常設高圧代替注水系ポンプの運転状態において、必要 NPSH は確保されている。

表3.5.1-3 常設高圧代替注水系ポンプの有効 NPSH 算定結果

(単位：m)

	重大事故等時
H_a ：吸込液面に作用する絶対圧力	
H_s ：吸込揚程	
H_1 ：ポンプ吸込配管圧損	
H_2 ：異物付着なしの状態におけるストレーナ圧損 ^{*1}	
h_s ：ポンプ吸込口における飽和蒸気圧水頭	
有効 NPSH ($H_a + H_s - H_1 - H_2 - h_s$)	

注記*1：常設高圧代替注水系ポンプはLOCA事象において使用しないため。

*2：常設高圧代替注水系ポンプの流量は，ストレーナを兼用する高圧炉心スプレイ系ポンプの流量に比べて小さく，ストレーナ圧損は低減するが，有効 NPSH 評価上保守的な評価となるように，高圧炉心スプレイ系ポンプ運転時のストレーナ圧損を使用するものとし，設備の変更がないため，高圧炉心スプレイ系ストレーナの既工事計画添付書類の算定値と同じとする。

表3.5.1-4 常設高圧代替注水系ポンプの有効 NPSH 評価結果

(単位：m)

	必要 NPSH	有効 NPSH
		重大事故等時
常設高圧代替注水系ポンプ		

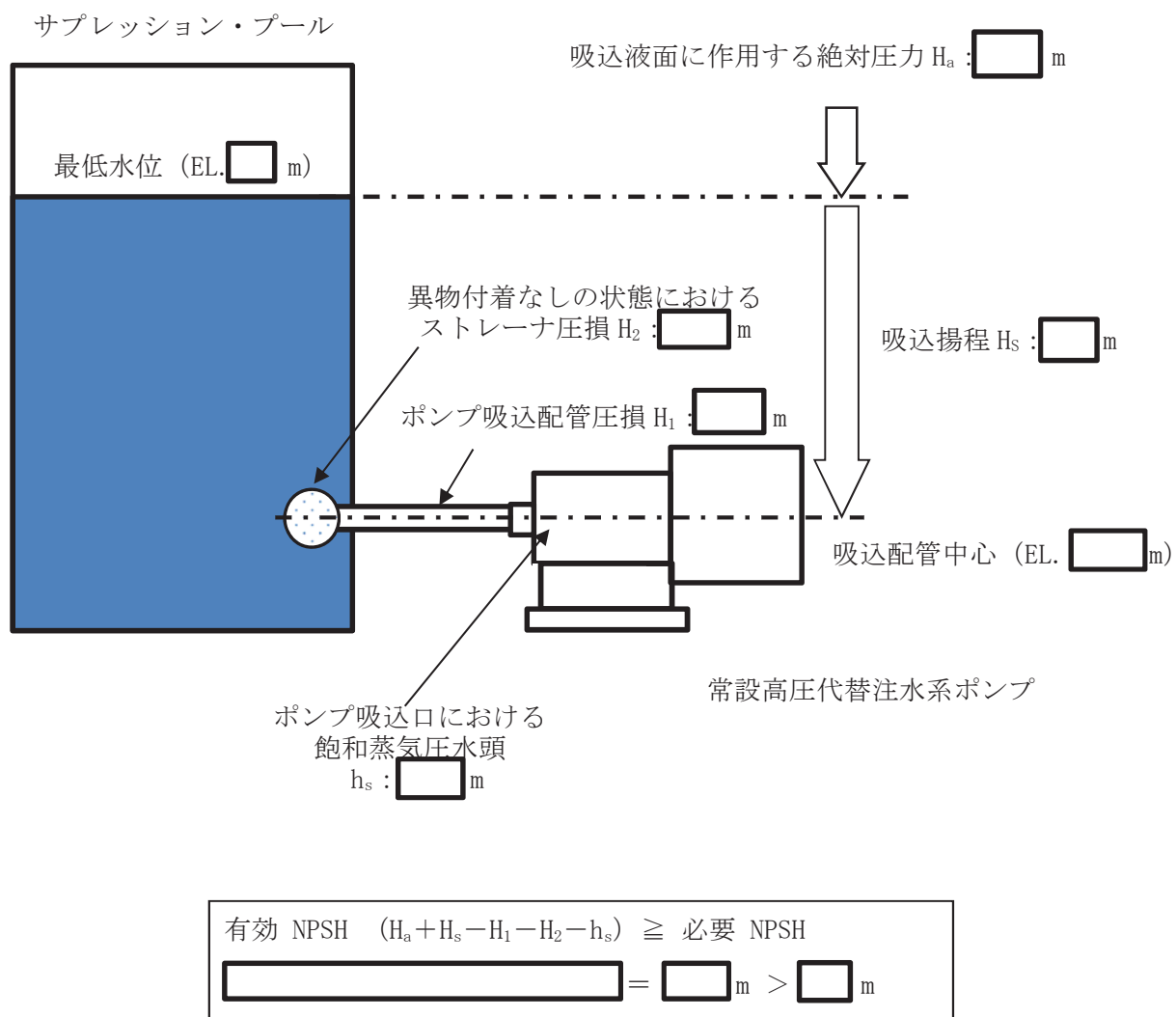


図 3. 5. 1-2 常設高圧代替注水系ポンプの有効 NPSH 評価の概略図