

泊発電所3号炉

新規制基準適合性審査への対応について

補足説明資料

平成28年9月6日
北海道電力株式会社

竜巻影響を考慮した保管場所
(補足説明資料)

目 次

1. 屋外重大事故等対処設備の竜巻防護に関する基本方針・・・・・・・・・・・・・・・・	別紙 1-1
2. 竜巻防護に関する設計方針の考え方・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	別紙 1-2
3. 竜巻影響を考慮した設計方針・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	別紙 1-3
4. 位置的分散による機能維持設計・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	別紙 1-6
5. 悪影響防止のための固縛設計・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	別紙 1-12

1. 屋外重大事故等対処設備の竜巻防護に関する基本方針

竜巻による影響により、屋外に設置又は保管する重大事故等対処設備（以下、屋外重大事故等対処設備という）は、竜巻による影響を受けた場合にあっても重大事故等に対処するための機能を損なうことがないように設計する。

具体的には、竜巻の特性を踏まえ、以下の設計方針とする。

竜巻は、重大事故等対処設備に影響を与える共通要因であり、竜巻以外の自然現象による共通要因と比較し、竜巻による影響は局所的である特徴がある。このため竜巻による影響により、屋外重大事故等対処設備が重大事故等に対処するための機能を同時に損なわないよう位置的分散を図って保管することにより機能維持を図る設計方針とする。

また、竜巻影響を受けた屋外重大事故等対処設備が飛来物化し、他の設備に悪影響を及ぼさないよう固縛する設計とする。これら竜巻の特徴を考慮した設計方針の考え方については、2.項に記載する。

位置的分散を図って共通要因故障を防止する設計方針については、許可基準 43 条（重大事故等対処設備）の要求事項のうち、共通要因故障防止に関する要求事項である 2 項 3 号、3 項 5 号、7 号の要求事項を満足する設計方針とする。共通要因故障防止としての設計方針のうち、自然現象により及ぼされる荷重については、想定される重大事故等が発生した場合における荷重の一つとして考慮し、環境条件の 1 項 1 号の要求事項を満足する設計方針とする。

また、竜巻による影響により飛来物化することを防止する悪影響防止を目的とした固縛についての設計方針は、悪影響防止の 1 項 5 号の要求事項を満足する設計方針とする。

許可基準 43 条のうち上記条項の設計方針は、3.項に記載する。

屋外重大事故等対処設備の竜巻防護の設計方針に基づいた具体的な位置的分散については 4.項、悪影響防止のための固縛については 5.項に記載する。

また、屋外重大事故等対処設備以外の竜巻防護設計については、添付 2 に記載する。

2. 竜巻防護に関する設計方針の考え方

3項に示す竜巻防護についての設計方針(まとめ資料記載)は、竜巻の特性を踏まえ、位置的分散による機能維持及び飛来物化による悪影響を防止するため、次の考え方により設定する。

2.1 機能維持のために位置的分散を採用する考え方

竜巻による影響は、地震等による影響に対し局所的なハザードであり、竜巻通過部の影響は大きい。最大風速半径よりも外側では離隔距離に応じ竜巻影響は減衰する特徴がある。敷地内全体に対し局所的な影響となる竜巻による影響についても、同時機能喪失を防止することで重大事故等に対処するための機能を有効に発揮するよう、できる限り位置的分散を図って保管することとする。

また、竜巻以外の共通要因による機能喪失を防止するよう、それぞれのハザードの特性を考慮して必要な防護措置を取る必要があり、局所的な影響となる航空機落下、周辺構造物又は保管物などからの悪影響を考慮すると、同時機能喪失を防止するため、同一箇所に保管するのではなく、分散して保管することにより同時に影響を受けることを防止することができる。位置的分散を図った配置設計においては、竜巻影響を考慮した分散以外にも、その他共通要因故障を防止するための対策、高台に保管(津波)、耐震地盤に保管(地震)、建屋からの離隔(テロ等)などを含め共通要因故障防止としての考慮事項を総合的に判断し、配置設計を行う。

2.2 悪影響防止のための固縛方式の考え方

竜巻による影響として、直接被害を受け機能喪失した設備が飛散・横滑りすることで、他設備への悪影響要因となることを防止する必要がある。位置的分散を図り保管したうえで、飛来物化することを防止し、位置的分散を図っている他設備へ影響を及ぼさないよう飛散防止固縛を行う必要がある。

代替非常用発電機を除く屋外重大事故等対処設備は、可搬型重大事故等対処設備であり、重大事故等の収束のための機能を確立するためには、必要箇所への運搬移動・配置を行う必要がある。必要時の即応性を確保する必要がある。竜巻影響による風荷重を考慮し、飛散・転倒などによる機能喪失を防止するため、滑動しないよう固縛・固定とした場合には、可搬型重大事故等対処設備の即応性への影響があり、泊発電所の自然環境として冬期間の積雪・寒冷状態も含めると固縛装置取り外しの操作性が低下することも考えられる。

また、動的機器を積載した状態にて保管する設備が多数あり、地盤との完全固定をした場合には、地震加震力の入力点となり、滑動が期待できる保管状態より地震荷重の観点では厳しい保管状態となる。

これらは、総合的に重大事故等時の確実な操作性を低下させることとなり、できるだけ操作性を犠牲にせず竜巻影響を考慮した固縛方法として、固縛対象とする設備に応じ、地震影響に対し悪影響のない飛散防止固縛の設計を行う。

3. 竜巻影響を考慮した設計方針

3.1 竜巻防護に関する重大事故等対処設備の設計方針（43条）

(1) 保管場所及び共通要因故障の防止（43条2項3号，3項5号，7号）

共通要因故障の要因である竜巻による影響を考慮し，屋外重大事故等対処設備（常設重大事故等対処設備及び可搬型重大事故等対処設備）については，重大事故等に対処するための機能を全て同時に損なうことがないように，次のとおりの位置的分散を図って保管する方針とする。

（同時機能喪失を図る設備）

常設重大事故等対処設備 ⇔ 設計基準事故対処設備

可搬型重大事故等対処設備 ⇔ 設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備

（設計方針）

常設重大事故防止設備は，設計基準事故対処設備等の機能と同時にその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を防護するとともに，設計基準事故対処設備等と位置的分散を図り屋外に設置する。

可搬型重大事故等対処設備は，設計基準事故対処設備等又は常設重大事故等対処設備の機能と同時にその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を防護するとともに，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屋外に保管する。

(2) 環境条件（43条1項1号）

竜巻影響のうち荷重については環境条件にて考慮し，重大事故等対処設備は重大事故等に対処する機能を有効に発揮するよう，重大事故等に対処する機能を損なうことがないように，次のとおり位置的分散を図って保管及び悪影響防止のための固縛をする方針とする。

（同時機能喪失を図る設備）

重大事故等対処設備 ⇔ 同じ機能を有する重大事故等対処設備

（設計方針）

当該重大事故等対処設備と同じ機能を有する重大事故等対処設備と位置的分散を図り複数箇所に保管するとともに，必要により悪影響防止のための固縛を行うことで重大事故等の対処に必要な機能を同時に損なうことのない設計とする。なお，当該可搬型重大事故等対処設備と同じ機能を有する重大事故等対処設備がバックアップのみの場合には，バックアップ保有分も含めて位置的分散を図る設計とする。

(3) 悪影響防止（43条1項5号）

竜巻影響を考慮した機能維持のための設計方針として，悪影響防止のための固縛により位置的分散を図って保管している他設備について機能維持する方針とすることから，屋外重大事故等対処設備の風荷重を考慮した悪影響防止についての方針を次のとおりとする。

（設計方針）

風荷重による浮上がり及び横滑りを考慮し，必要により当該設備の落下防止，転倒防止，

固縛の措置をとり、屋外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。屋外の可搬型重大事故等対処設備は、他の設備との離隔距離及び保管場所の位置関係を考慮し、必要により固縛の措置をとる設計とし、固縛により当該重大事故等対処設備の操作性等に悪影響を与えないよう設計する。

3.2 重大事故等対処設備の設計方針のうち位置的分散に関する方針（43条3項7号）

竜巻影響に対する設計方針は、位置的分散及び悪影響防止のための固縛により必要な機能を維持する設計とするが、屋外重大事故等対処設備の共通要因故障防止に関する設計方針として、可搬型重大事故等対処設備については、飛来物（航空機落下等）及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対して、次のとおり建屋からの離隔を確保して保管する。

竜巻影響に対する位置的分散を図った設計については、飛来物他の影響を考慮した位置的分散も合わせて考慮した配置設計とする必要がある。

（同時機能喪失を図る設備）

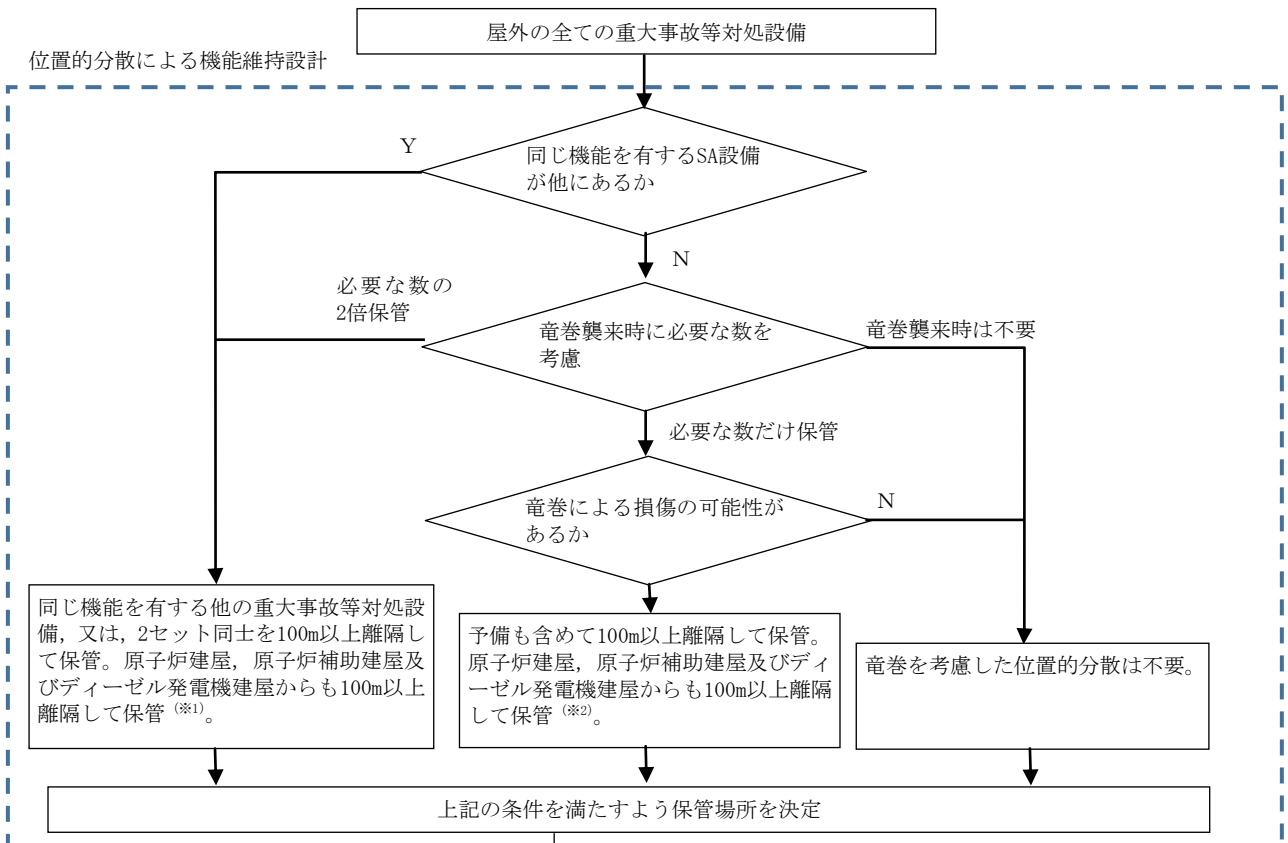
可搬型重大事故等対処設備 ⇔ 設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備
（設計方針）

屋外の可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋又は原子炉補助建屋の外から水又は電力を供給する注水設備及び電源設備は、必要な容量等を賄うことができる設備の2セットについて、また、原子炉建屋又は原子炉補助建屋の外から水又は電力を供給する注水設備及び電源設備以外のものは、必要な容量等を賄うことができる設備の1セットについて、設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備が設置されている原子炉建屋、原子炉補助建屋又はディーゼル発電機建屋から100mの離隔距離を確保するとともに、少なくとも1セットは、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常設重大事故等対処設備からも100m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。

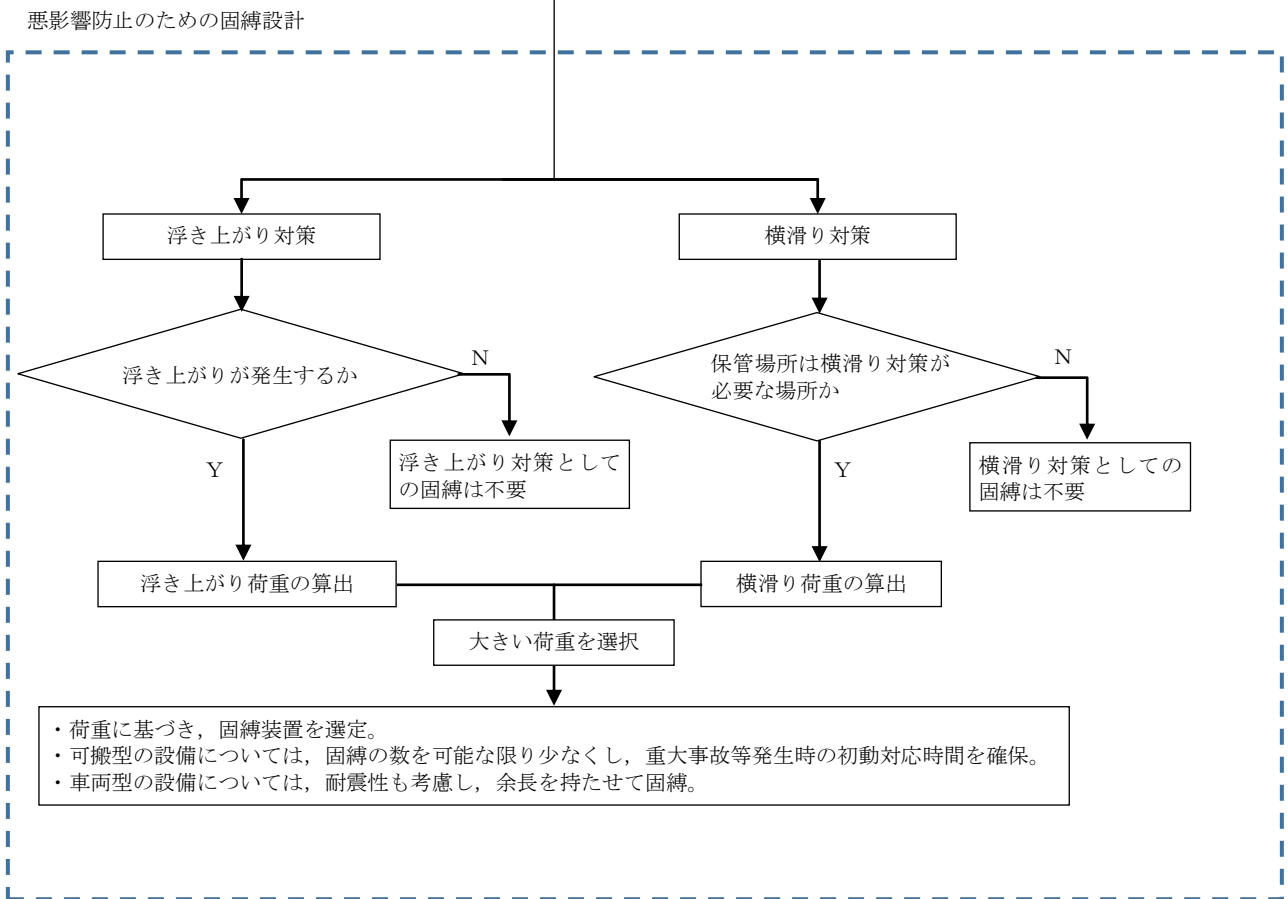
また、当該可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する循環水ポンプ建屋内の設計基準事故対処設備から100mの離隔距離を確保した上で複数箇所に分散して保管する。

3.1 項の設計方針に基づく竜巻防護に関する設計方針のフローを次葉に示す。

また、屋外重大事故等対処設備の分散配置について4.項 及び 固縛方法について5.項に記載する。なお、これらは、設計進捗により変更となることがある。



(※1) 必要な容量等を賅うことができる設備の2セットを離隔する。
 (※2) 必要な容量等を賅うことができる設備の1セットを離隔する。



4. 位置的分散による機能維持設計

4.1 位置的分散による機能維持の設計方針

位置的分散による機能維持設計においては、「2. 竜巻防護に関する設計方針の考え方」及び「3.1 竜巻防護に関する重大事故等対処設備の設計方針」に基づき、位置的分散を考慮した保管により、機能を損なわない設計とする。

(1) 同じ機能を有する重大事故等対処設備が他にある設備

同じ機能を有する重大事故等対処設備が他にある屋外重大事故等対処設備については、同じ機能を有する重大事故等対処設備（設計基準事故対処設備を兼ねている重大事故等対処設備も含む）と100m以上の離隔距離を確保した保管場所を定めて保管することにより、竜巻により同じ機能を有する設備が同時に機能を喪失することがない設計とする。

(2) 同じ機能を有する重大事故等対処設備が他にない設備

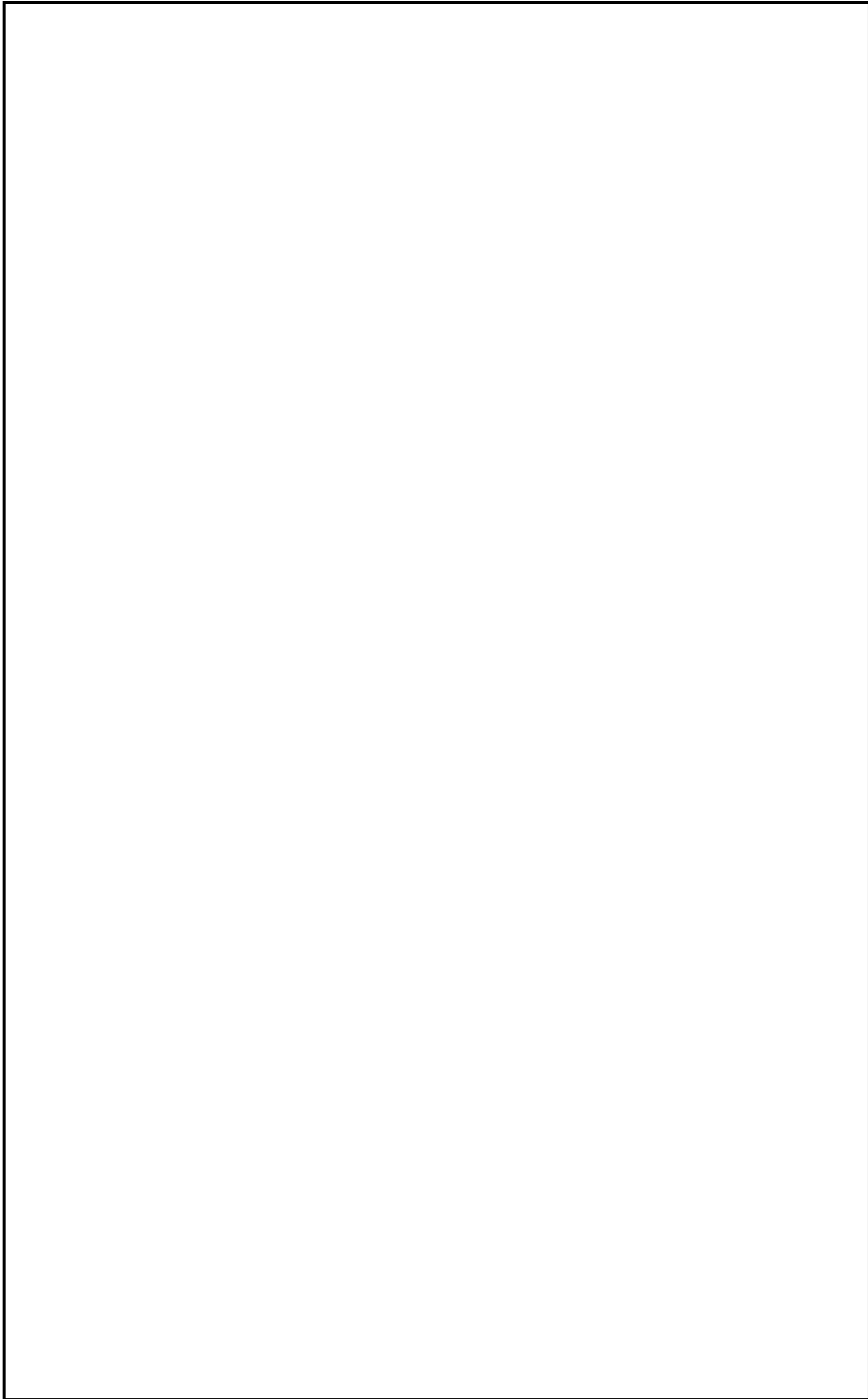
同じ機能を有する重大事故等対処設備が他にない屋外重大事故等対処設備については、竜巻によって1台が損傷したとしても必要数を満足するよう、バックアップも含めて分散させ、100m以上の離隔距離を確保した保管場所を定めて保管することにより、竜巻により同じ機能を有する設備が同時に機能を喪失することがない設計とする。

また、原子炉格納容器、使用済燃料ピット及びこれらの設備が必要となる事象の発生を防止する設計基準事故対処設備、重大事故等対処設備を内包する原子炉建屋、原子炉補助建屋及びディーゼル発電機建屋から100 m以上の離隔距離を確保した保管場所を定めて保管する^(※1) ことにより、同じ機能を有する設備が同時に機能を喪失することがない設計とする。

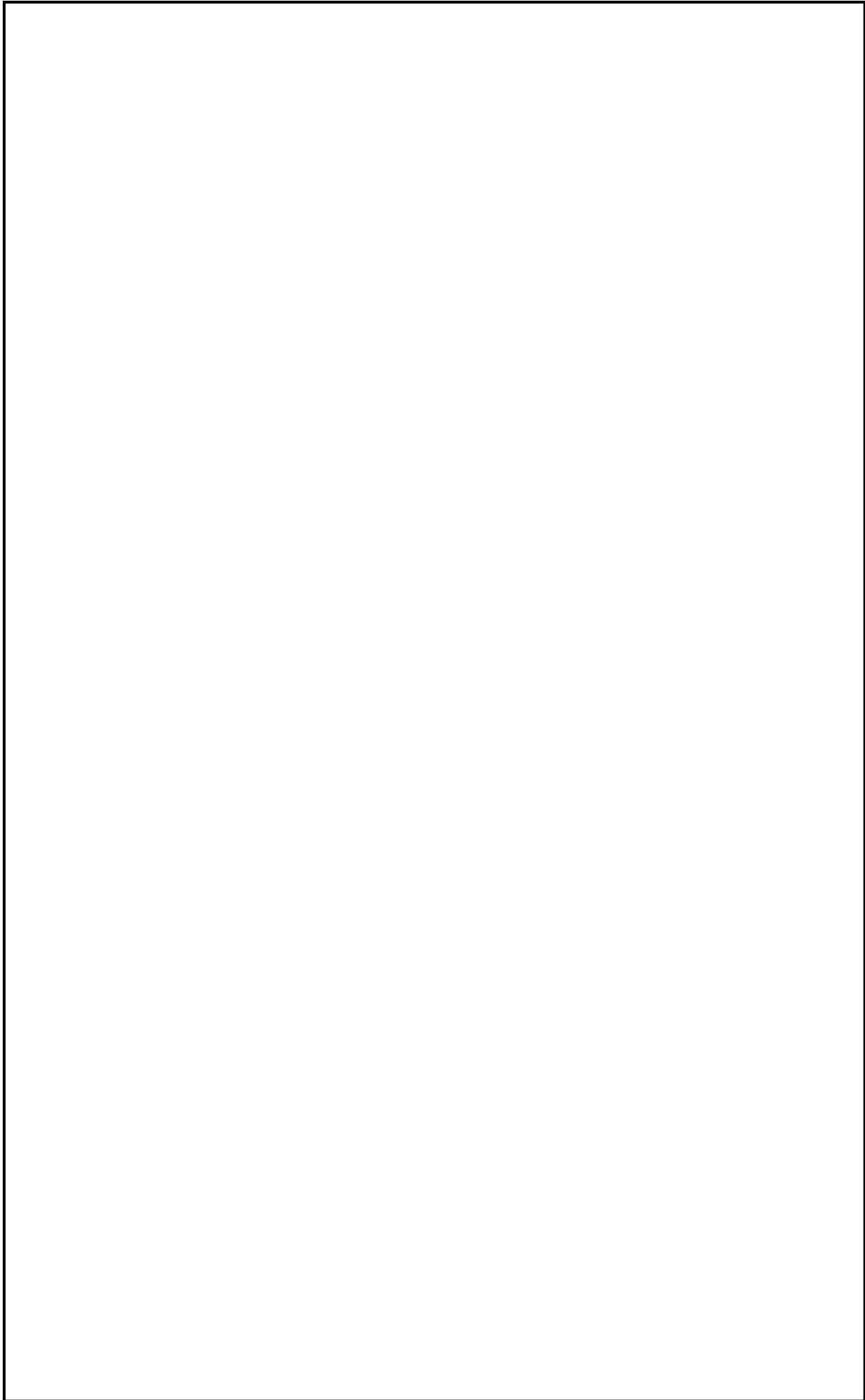
(※1) 重大事故等に対処するための機能を維持するため、原子炉建屋又は原子炉補助建屋の外から水又は電力を供給する注水設備又は電源設備については2セット、それ以外は1セットについて離隔距離を確保して保管する。

4.2 位置的分散による機能維持の設計方針に基づく屋外重大事故等対処設備の保管場所

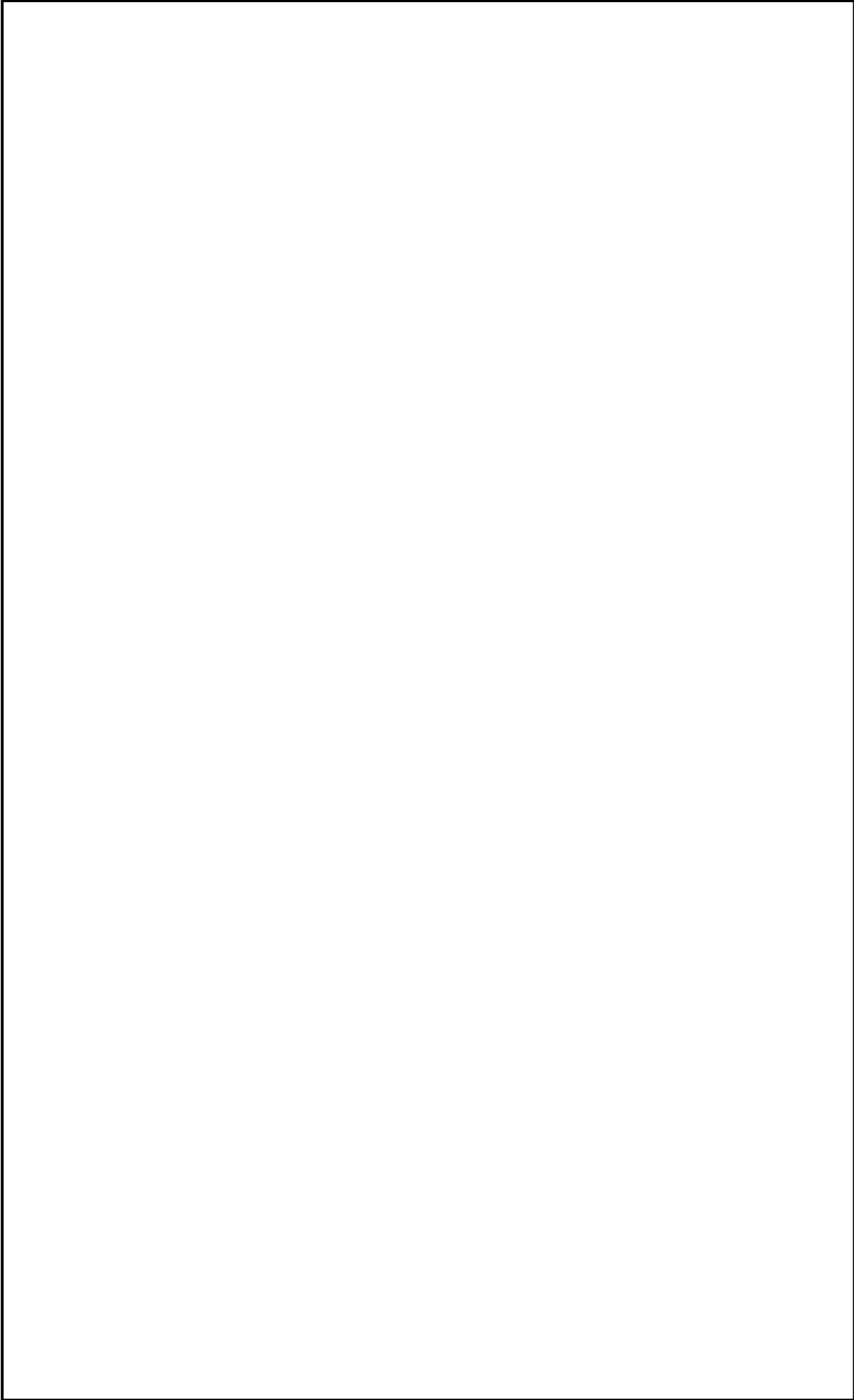
「4.1 位置的分散による機能維持の設計方針」に基づき決定した屋外重大事故等対処設備の保管場所及びその位置的分散について第 4-1～4-5 図に示す。



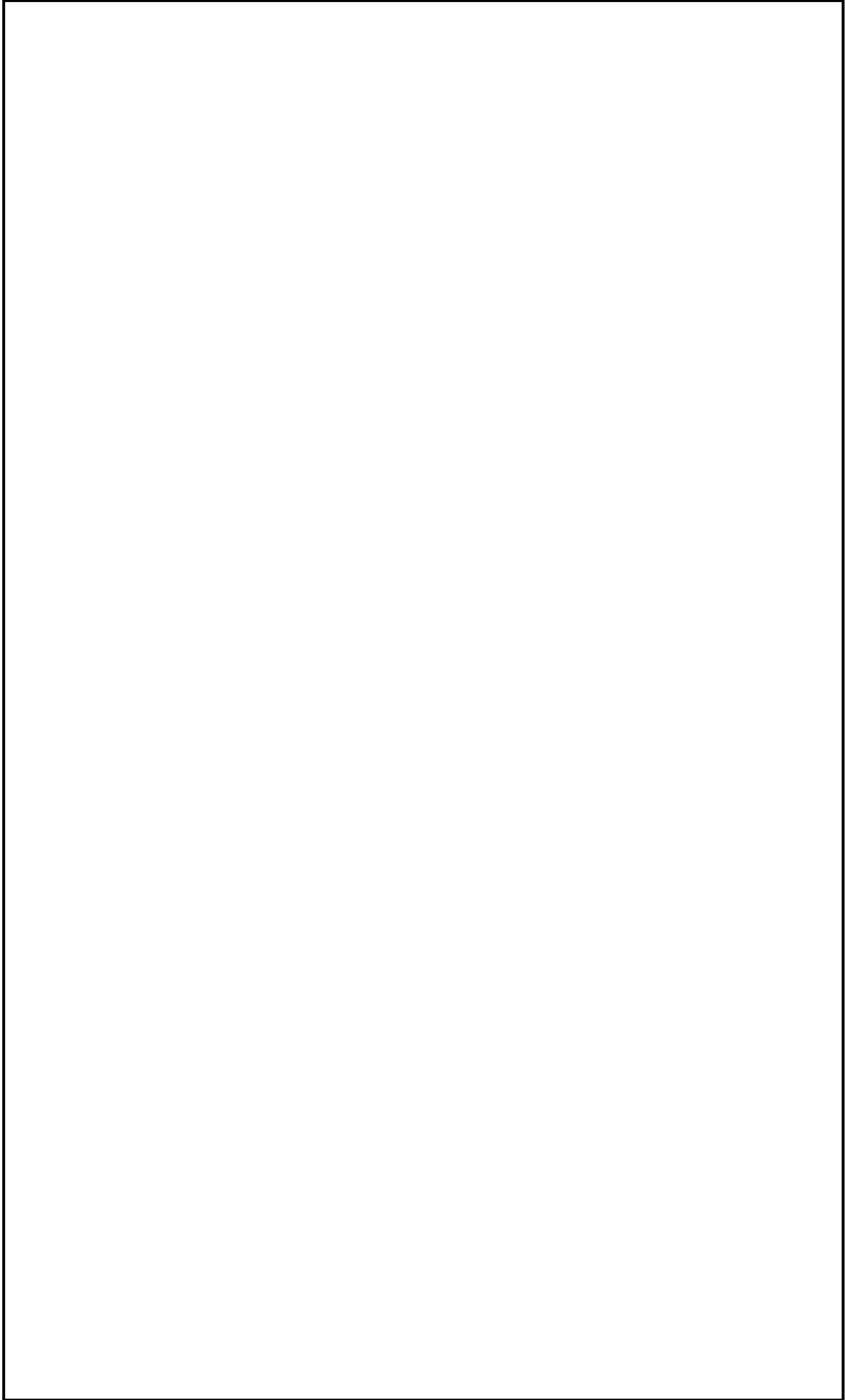
第 4-1 図 屋外重大事故等対処設備の位置的分散にかかると具体的な配置計画 (保管場所)



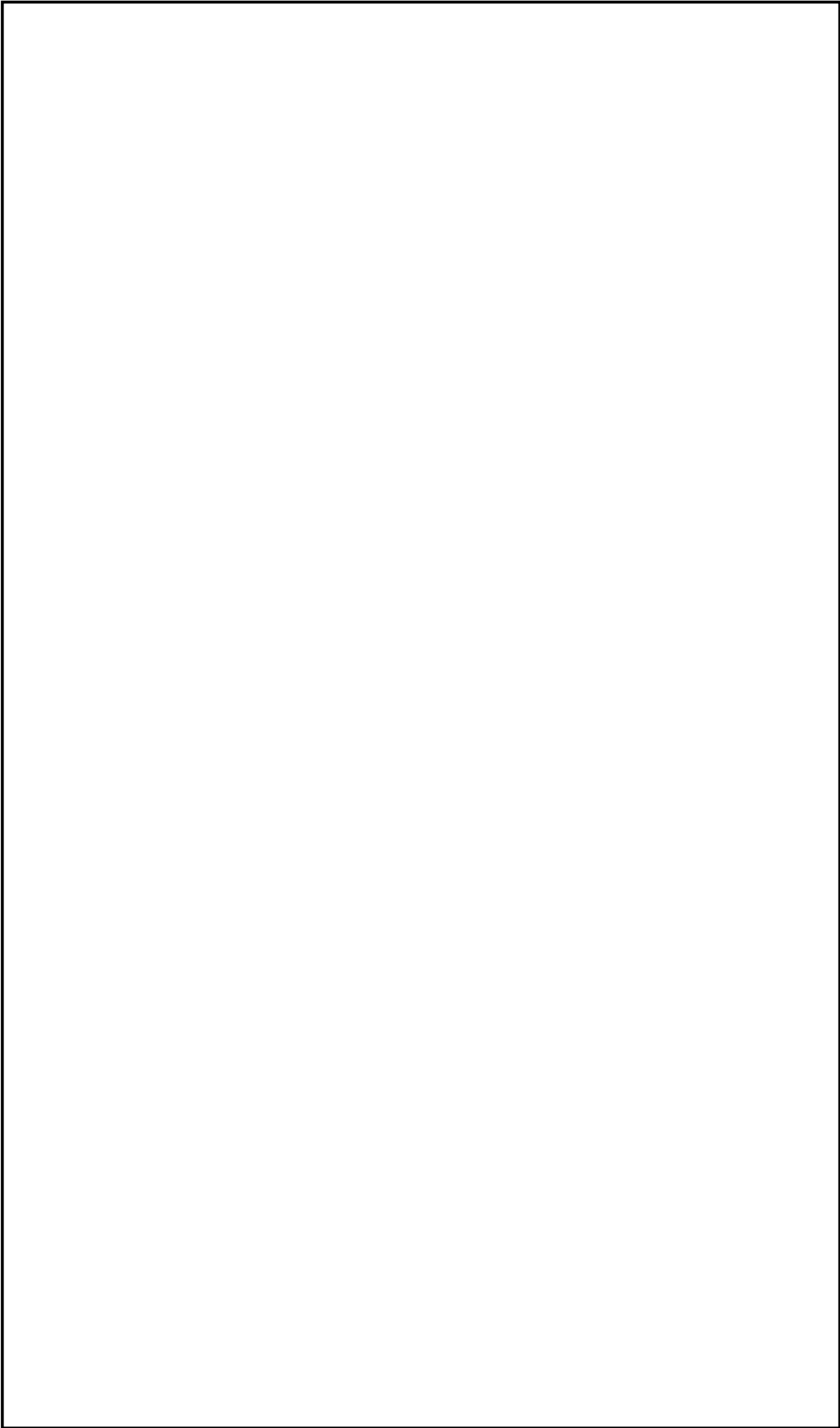
第4-2図 屋外重大事故等対処設備の位置的分散にかかる具体的な配置計画（注水設備、給油設備）



第 4-3 図 屋外重大事故等対処設備の位置的分散にかかる具体的な配置計画 (電源設備)



第 4-4 図 屋外重大事故等対処設備の位置的分散にかかる具体的な配置計画（拡散抑制設備、航空機火災消火設備）



第4-5図 屋外重大事故等対処設備の位置的分散にかかる具体的な配置計画（がれき撤去設備、海上モニタリング設備）

5. 悪影響防止のための固縛設計

5.1 固縛の設計方針

悪影響防止のための固縛については、「4. 位置的分散による機能維持設計」に示す位置的分散とあいまって、浮き上がり又は横滑りによって設計基準事故対処設備（防護対象施設）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ため、全ての屋外の重大事故等対処設備を検討の対象とする。

固縛装置の設計においては、風荷重による浮き上がり及び横滑りの荷重並びに保管場所を踏まえて固縛の要否を決定し、固縛が必要な場合は、発生する風荷重に耐える設計とする。

固縛が必要とされた重大事故等対処設備のうち可搬型の設備については、重大事故等発生時の初動対応時間を確保するために、固縛装置の数を可能な限り少なくする設計とする。固縛が必要とされた重大事故等対処設備のうち車両型の設備については、固縛装置が耐震設計に影響を与えることがない設計とする。

5.2 固縛対象設備の選定の考え方

屋外の全ての重大事故等対処設備を対象に、浮き上がり発生の有無、横滑り対策の要否を検討し、固縛対象設備を選定する。なお、複数の設備をコンテナ、車両に保管している場合は、コンテナ、車両毎に固縛対象設備を選定する。

5.3 設計荷重

屋外重大事故等対処設備の固縛装置の強度評価に用いる荷重として、竜巻の風荷重によって、固縛対象設備が浮き上がり又は横滑りを起こした場合に、固縛装置に作用する荷重を設計荷重とする。なお、浮き上がり及び横滑りの荷重の両方を考慮する設備については、両者を比較し、大きい荷重を設計荷重とする。

浮き上がりに伴い固縛装置に作用する荷重の算出については、空力パラメータから算出される全体浮力が自重よりも大きく浮き上がると判断される設備に対して行う。

横滑りに伴い固縛装置に作用する荷重の算出については、固縛対象設備が横滑りによって移動した場合に防護対象施設に衝突する可能性がある設備を、横滑りを考慮する設備に対して行うが、固縛装置の設計における保守性を確保するため、固縛対象設備の地表面の摩擦力を考慮しないこととする。

竜巻の風速としては、設置（変更）許可を受けた最大風速100 m/sを使用することとする。

以上の設計方針に基づく固縛装置の概要及び評価例を添付1に示す。

泊発電所 3 号機 屋外重大事故等対処設備の竜巻固縛について

1. 概要

泊発電所 3 号機の屋外重大事故等対処設備の竜巻防護については、位置的分散による機能維持と、固縛による悪影響防止により達成する方針としている。本資料は、悪影響防止のための固縛装置の概要について説明するものである。

2. 固縛装置の設計方針

固縛装置については、「固縛対象が竜巻時に移動しない固縛装置」と「固縛対象が竜巻時に移動することを考慮する固縛装置」に分けられる。これらの設計方針について以下に示す。

2.1 固縛対象が竜巻時に移動しない固縛装置の設計方針

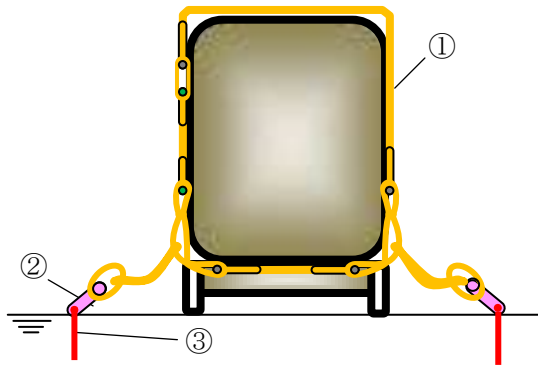
- ・固縛装置は、固縛対象設備に作用する竜巻による横滑り荷重又は浮き上がり荷重に対して、その移動を制限し、設計基準事故対処設備や同じ機能を有する他の重大事故等対処設備に衝突し、損傷させることのないよう竜巻による荷重により固縛装置の構成部材が破断しない設計とする。（アンカーについては弾性域におさえる）
- ・固縛装置の強度設計においては、複数の固縛装置が固縛対象に設置されている場合であっても、装置単体で設計荷重（風速 100 m/s の静荷重）に耐える設計とする。
- ・耐震設計に影響を与えない設計とする。

2.2 固縛対象が竜巻時に移動することを考慮する固縛装置の設計方針

- ・固縛装置は、固縛対象設備に作用する竜巻による横滑り荷重又は浮き上がり荷重に対して、その移動を制限し、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よう竜巻による荷重により固縛装置の構成部材が破断しない設計とする。（アンカーについては弾性域におさえる）
- ・固縛装置の設計に当たっては、衝撃荷重を考慮した場合でも、固縛装置が破断しないように設計荷重（風速 100 m/s の静荷重）に対して 2 倍以上の裕度を持たせる設計とする。
- ・耐震設計に影響を与えない設計とする。

3. 固縛方法及び固縛装置の構成（固縛対象が竜巻時に一定の移動を許容する例）

固縛対象が竜巻時に移動することを許容する例としては、車両型の屋外重大事故等対処設備が上げられる。固縛装置の構成を図 1，固定材を図 2～3 に示す。高強度繊維ロープにて、車両と固定材を結ぶことにより悪影響防止を図る。また、固縛装置の取り付けイメージを図 4 に示す。なお、連結補助材（シャックル等）は使用しない。



- ①連結材：高強度繊維ロープ
- ②固定材：フレノリンクボルト（図 2）
又は鋼製プレート（図 3）
- ③基礎（アンカー）

図 1 固縛装置の構成



図 2 フレノリンクボルトイメージ



図 3 鋼製プレート



図 4 固縛装置の取り付けイメージ

4. 固縛装置の強度評価結果例（固縛対象が竜巻時に移動することを考慮する例）

- 対象車両：可搬型代替電源車
- 車両諸元：長さ 16.59m 幅 2.438m 高さ 4.992m 重量 47,910kg
- 風荷重：607 kN
- 固縛数：7箇所
- 強度評価結果：設計荷重（表 1）

表 1：設計荷重における強度評価結果

評価対象	作用する荷重 (kN)	許容限界 (kN)	裕度
連結材	44 kN	250 kN	5.68
固定材	87 kN	294 kN	3.37
基礎（アンカー）	87 kN	294 kN	3.37

作用する荷重が、許容限界に対して 2 以上の裕度があることを確認した。

以 上

許可基準 43 条の要求事項と竜巻防護に関する設計方針

第 43 条要求事項	竜巻防護に関する設計方針（下線部は本文 3 項記載）
<p>1. 多様性及び独立性，位置的分散</p> <p>第 2 項 2 号（共用の禁止）</p> <p>二以上の発電用原子炉施設において共用するものであないこと。ただし，二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって，同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は，この限りでない。</p> <p>第 2 項第 3 号（常設設備の共通要因故障防止）</p> <p>常設重大事故防止設備は，共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，適切な措置を講じたものであること。</p> <p>第 3 項第 3 号（可搬—常設の接続口）</p> <p>常設設備と接続するものにあつては，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，可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。</p> <p>第 3 項第 5 号（可搬設備の保管場所）</p> <p>地震，津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響，設計基準事故対処設備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こと。</p> <p>第 3 項第 7 号（可搬設備の共通要因故障防止）</p> <p>重大事故防止設備のうち可搬型のもは，共通要因によって，設計基準事故対処設備の安全機能，使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，適切な措置を講じたものであること。</p>	<p>第 2 項 2 号【対象外】</p> <p>共用の禁止に関する要求であり，竜巻防護設計に関係する要求事項ではない。</p> <p>第 2 項第 3 号【対象】</p> <p>外部からの衝撃による損傷防止が図られた建屋内に設置するか，<u>設計基準事故対処設備等の機能と同時にその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を防護するとともに，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。</u></p> <p>第 3 項第 3 号【対象】</p> <p>異なる建屋面の隣接しない位置に複数箇所設置するか，建屋内の異なる区画に複数箇所設置し異なる建屋面から接続できる設計とする。</p> <p>第 3 項第 5 号及び 7 号【対象】</p> <p>外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に保管するか，<u>設計基準事故対処設備等又は常設重大事故等対処設備の機能と同時にその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を防護するとともに，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屋外に保管する。</u></p>

第 43 条要求事項	竜巻防護に関する設計方針（下線部は本文 3 項記載）
<p>2. 悪影響防止</p> <p>第 1 項第 5 号（悪影響防止）</p> <p>工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。</p>	<p>第 1 項 5 号【対象】</p> <p>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か、又は<u>風荷重による浮上がり及び横滑りを考慮し、必要により当該設備の落下防止、転倒防止、固縛の措置をとり、屋外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。屋外の可搬型重大事故等対処設備は、他の設備との離隔距離及び保管場所の位置関係を考慮し、必要により固縛の措置をとる設計とし、固縛により当該重大事故等対処設備の操作性等に悪影響を与えないよう設計する。</u></p>
<p>3. 容量等</p> <p>第 2 項第 1 号（常設設備の容量等）</p> <p>想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え、十分に余裕のある容量を有するものであること。</p> <p>第 3 項第 1 号（可搬設備の容量等）</p> <p>想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え、十分に余裕のある容量を有するものであること。</p>	<p>第 2 項第 1 号及び第 3 項第 1 号【対象外】</p> <p>設備の容量等に関する要求であり、竜巻防護設計に係る要求事項ではない。</p>

第 43 条要求事項	竜巻防護に関する設計方針（下線部は本文 3 項記載）
<p>4. 環境条件等</p> <p>第 1 項第 1 号（環境条件）</p> <p>想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重その他の使用条件において，重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。</p> <p>第 1 項第 6 号（操作環境）</p> <p>想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう，放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。</p> <p>第 3 項第 4 号（可搬設備の操作環境）</p> <p>想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け，及び常設設備と接続することができるよう，放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。</p>	<p>第 1 項第 1 号【対象】</p> <p><u>当該重大事故等対処設備と同じ機能を有する重大事故等対処設備と位置的分散を図り複数箇所に保管するとともに，必要により悪影響防止のための固縛を行うことで重大事故等の対処に必要な機能を同時に損なうことのない設計とする。なお，当該可搬型重大事故等対処設備と同じ機能を有する重大事故等対処設備がない場合には，バックアップ保有分も含めて位置的分散を図る設計とする。</u></p> <p>第 1 項第 6 号及び第 3 項 4 号【対象外】</p> <p>放射線影響を考慮した操作環境に関する要求であり，竜巻防護設計に係る要求事項ではない。</p>

第 43 条要求事項	竜巻防護に関する設計方針（下線部は本文 3 項記載）
<p>5. 操作性の確保</p> <p>第 1 項第 2 号（確実な操作性） 想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。</p> <p>第 1 項第 4 号（切替性） 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にあつては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。</p> <p>第 3 項第 2 号（接続性） 常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあつては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。</p> <p>第 3 項第 6 号（アクセスルート） 想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、適切な措置を講じたものであること。</p>	<p>第 1 項第 2 号【対象外】 操作性に関する要求であり、竜巻防護設計に関する要求事項ではない。</p> <p>第 1 項第 4 号【対象外】 通常時の系統からの切替性に関する要求であり、竜巻防護設計に関する要求事項ではない。</p> <p>第 3 項第 2 号【対象外】 可搬設備と常設設備の接続性に関する要求であり、竜巻防護設計に関する要求事項ではない。</p> <p>第 3 項第 6 号【対象】 屋外のアクセスルートは、複数のアクセスルートの中から早期に復旧可能なアクセスルートを確保するため、障害物を除去可能なホイールローダ 1 台（予備 1 台）及びバックホウ 1 台（予備 1 台）を保管、使用する。 屋内のアクセスルートは、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に確保する設計とする。</p>
<p>6. 試験・検査</p> <p>第 1 項第 3 号（試験・検査） 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試験又は検査ができるものであること。</p>	<p>第 1 項第 3 号【対象外】 設備の試験・検査に関する要求であり、竜巻防護設計に関する要求事項ではない。</p>

可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水への
見直しについて

可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水への見直しについて

1. 要旨

泊3号炉では、当初、設置許可基準規則第47条で求められる原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の炉心冷却に用いる可搬型重大事故防止設備として、可搬型大型送水ポンプ車と可搬型注水ポンプ車を選定し、これらを直列に設置し既設の消火水系統配管に接続して代替炉心注水を実施する計画であった。

その後、重大事故等時の代替炉心注水及び水源への補給作業をより容易にするために常設配管の敷設範囲の拡大を検討し、代替炉心注水及び水源への補給に使用できる新たな常設配管を敷設することとした。新たな常設配管の敷設に伴い、代替炉心注水について改めて配管圧損を評価したところ、可搬型大型送水ポンプ車単独で代替炉心注水が可能であることがわかり、これによりさらに操作性・作業性の改善を図ることができることから、以下を確認した上で可搬型大型送水ポンプ車のみで代替炉心注水する対応に見直すこととした。

- 可搬型大型送水ポンプ車のみでも十分な代替炉心注水が可能であること
- 可搬型重大事故防止設備として設置許可基準規則第47条の要求を満たし、必要な容量の確保及び必要な配備台数を含め、設置許可基準規則第43条の要求についても満足できること

以下に、可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水への見直しに伴う設置許可基準規則第47条及び第43条の要求事項への適合性並びに操作性・作業性の改善内容について説明する。

2. 可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水への見直しに伴う検討内容

2. では、可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水への見直しに伴い、基準への適合性の確認が必要なものとして、

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の炉心冷却に用いる可搬型重大事故防止設備に対する要求事項である設置許可基準規則第47条及びその解釈への適合性
- ・設置許可基準規則第47条における可搬型重大事故防止設備として必要な容量を有することを確認するための、代替炉心注水の成立性（設置許可基準規則第43条のうち、容量等（第3項第1号）に関連）

について確認した内容と、操作性・作業性（設置許可基準規則第43条のうち、操作性の確保（第1項第2号、第3項第2号）に関連）の改善内容を説明する。

また、上記を含めた重大事故等対処設備に対する要求事項である設置許可基準規則第43条各項・号への可搬型重大事故等対処設備としての適合性は添付-1にまとめる。

2. 1 設置許可基準規則第 47 条及びその解釈への適合性

設置許可基準規則第 47 条及びその解釈に対する適合性を以下に示す。

設置許可基準規則	設置許可基準規則の解釈
<p>第四十七条</p> <p>発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却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、<u>発電用原子炉を冷却するために必要な設備を設けなければならない。</u></p>	<p>第 4 7 条</p> <p>1 第 4 7 条に規定する「炉心の著しい損傷」を「防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>(1) 重大事故防止設備</p> <p>a) <u>可搬型重大事故防止設備を配備すること。</u></p> <p>b) 炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するため、常設重大事故防止設備を設置すること。</p> <p>c) <u>上記 a) 及び b) の重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。</u></p>
<p>泊 3 号炉の適合性</p> <ul style="list-style-type: none"> 可搬型大型送水ポンプ車のみで炉心に注水する手順に見直しても、<u>可搬型重大事故防止設備として可搬型大型送水ポンプ車を配備する。</u> 可搬型大型送水ポンプ車は、ポンプが自冷式のディーゼルエンジンにより駆動することにより、設計基準事故対処設備である余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプに対して多様性及び独立性を持った駆動源により駆動できる設計とする。また、海水又は淡水を水源とすることで、燃料取替用水ピットを水源とする余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプに対して異なる水源を持つ設計とする。 可搬型大型送水ポンプ車は、設計基準事故対処設備である原子炉補助建屋内の余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプ並びに原子炉建屋内の燃料取替用水ピットと、屋外の離れた位置に分散して保管及び設置することで、位置的分散を図る設計とする。 以上のように、<u>可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図る設計としている。</u> 	

なお、設置許可基準規則第 47 条の解釈では、炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するため、常設重大事故防止設備の配備が求められている。泊 3 号炉では、本解釈に対応する常設重大事故防止設備として代替格納容器スプレイポンプ及び B-1 充てんポンプを設置する。

2. 2 可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水の成立性

ここでは、可搬型大型送水ポンプ車のみにより十分な代替炉心注水が可能であることを示す。(設置許可基準規則第43条のうち、容量等(第3項第1号)に関連する事項)

(1) 確認内容

ポンプに必要な容量として、重大事故等時に炉心に想定される圧力に対して必要な流量での注水が可能であることを確認する。

可搬型のポンプ車を使用する代替炉心注水は、有効性評価(第37条)における事故シーケンスに使用する対策ではないが、上記の確認で想定する1次冷却材圧力及び流量は、有効性評価において代替格納容器スプレイポンプ(常設重大事故防止設備)による代替炉心注水の有効性を確認している解析条件と同じとする。

(2) 確認結果

有効性評価において代替炉心注水の有効性を確認している解析条件を用いて、新たな常設配管を敷設した状況における可搬型大型送水ポンプ車に必要な吐出圧力を求め、可搬型大型送水ポンプ車が有する容量及び吐出圧力が十分であることを以下に示す。

- 有効性評価において代替炉心注水の有効性を確認している解析条件

1次冷却材圧力 0.7MPa[gage]

代替炉心注水流量 30 m³/h

- 可搬型大型送水ポンプ車に必要な吐出圧力

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代替炉心注水を行う可搬型大型送水ポンプ車の吐出圧力は、海水を原子炉に注水する場合の水源と移送先の圧力差，静水頭，機器圧損，配管・ホース及び弁類圧損を基に設定する。

水源と移送先の圧力差	約 0.700 MPa[gage]
静水頭	約 0.124 MPa[gage]
機器圧損	約 <input type="text"/> MPa[gage]
配管・ホース及び弁類圧損	約 <input type="text"/> MPa[gage]
合 計 ※	約 <input type="text"/> MPa[gage]

※上記は，基本設計段階の内容であり，詳細設計段階において変更の可能性はある。

1次冷却材圧力0.7MPa[gage]時に 30 m³/hの代替炉心注水を実施する場合，可搬型大型送水ポンプ車の必要吐出圧力は MPa[gage]である。

これに対し，可搬型大型送水ポンプ車の定格容量は 300 m³/h，定格吐出圧力は1.3 MPa[gage]であることから，新たな常設配管を敷設した状況において，可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水が可能である。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

2. 3 操作性・作業性の改善

ここでは、可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水への見直しに伴う操作性・作業性の改善について記載する。(設置許可基準規則第43条のうち、操作性の確保(第1項第2号, 第3項第2号)に関連する事項)

当初は、可搬型大型送水ポンプ車と可搬型注水ポンプ車を直列に接続し、既設の消火水系統配管に接続、消火水系統と格納容器スプレイ系統の連絡ラインを経由して炉心に注水する計画であったが、2. 2に示すように、新たな常設配管を敷設することで可搬型大型送水ポンプ車のみで代替炉心注水が可能であることを確認した。

そのため、以下の観点を検討し、可搬型注水ポンプ車を使用することを取りやめ、可搬型大型送水ポンプ車のみで炉心に注水する手順に見直しをすることとした。(図-1)

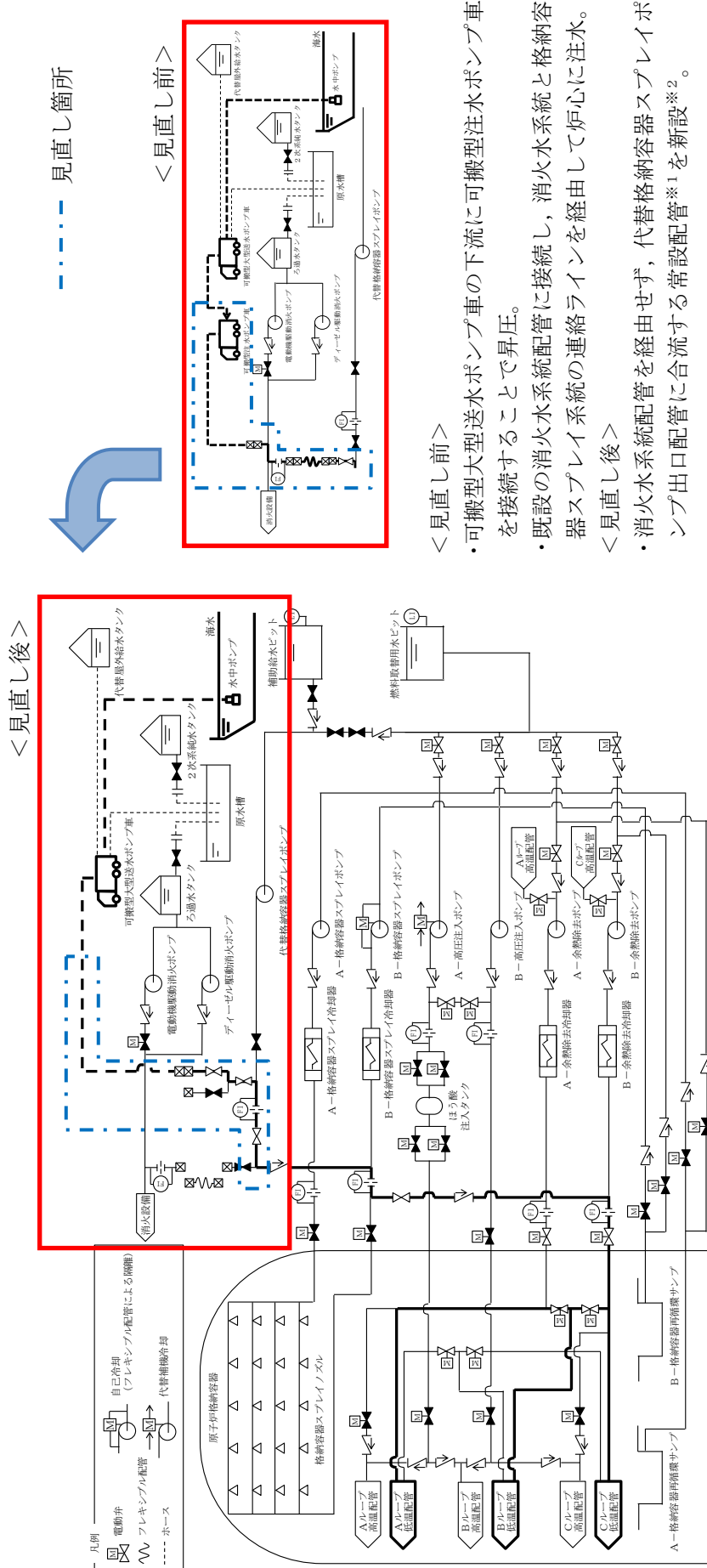
- 新たに敷設した常設配管は、燃料取替用水ピットへの補給、補助給水ピットへの補給及び代替炉心注水のいずれにも使用できるよう敷設し、互いに離隔した複数の接続口を設けている。使用するポンプ車を可搬型大型送水ポンプ車に統一することで、常設配管に設置した弁の操作で、燃料取替用水ピットへの補給、補助給水ピットへの補給及び代替炉心注水を切り替えることができる。(図-2, 添付-2)
- 代替炉心注水に使用するポンプ車を可搬型大型送水ポンプ車に見直すことで、燃料取替用水ピットへの補給及び補助給水ピットへの補給に使用する可搬型大型送水ポンプ車と同一のポンプ車を使用することになるため、常設配管との接続口に取り付けるホース接続継手及びホースを統一できる。(図-3)

以上のように、可搬型大型送水ポンプ車のみで代替炉心注水を実施する手段に見直すことにより、燃料取替用水ピットへの補給、補助給水ピットへの補給及び代替炉心注水に使用するポンプ車とその接続口及びホース接続継手を統一でき、重大事故等時の水源への補給と代替炉心注水を同じ設備・手順で実施できることから、より確実な事故対応が可能となるものと考えている。

なお、水源への補給と同一の手順とすることで、可搬型注水ポンプ車の運搬、設置作業が不要となり、ホース接続継手が軽量なものとなることから、代替炉心注水の所要時間を短縮できる。(図-4)

可搬型注水ポンプ車を使用する場合の所要時間：4時間55分

可搬型大型送水ポンプ車による場合の所要時間：4時間10分

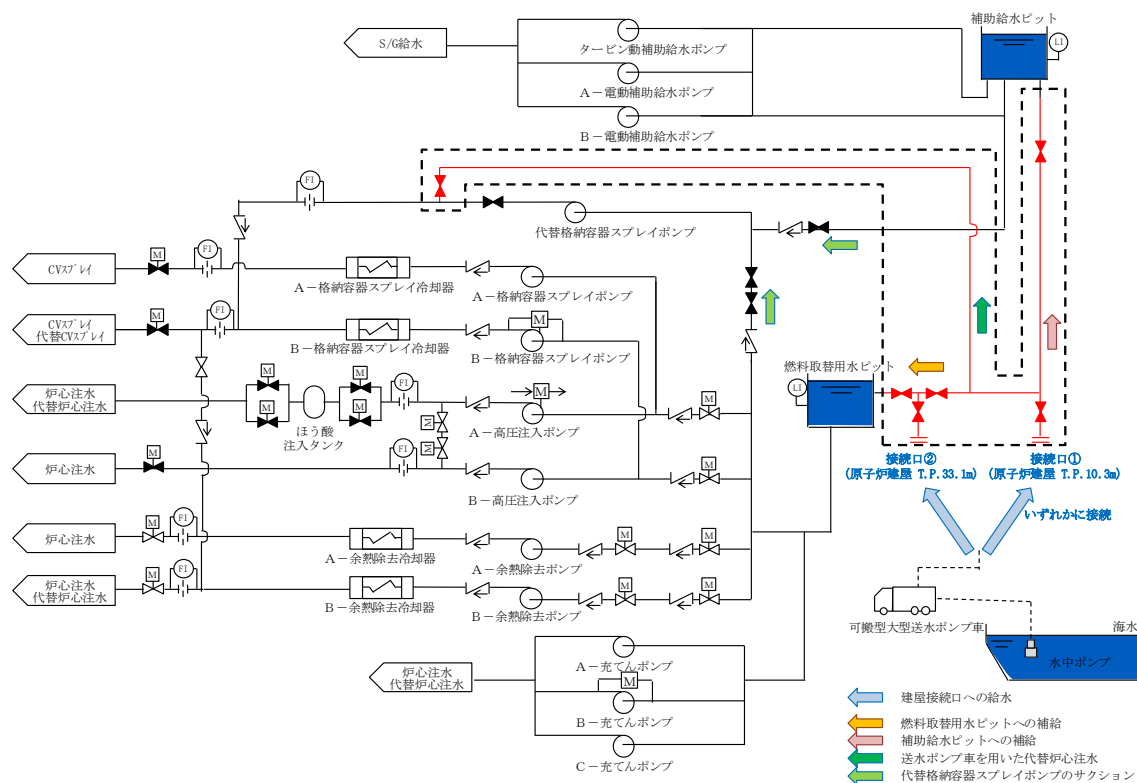


- 可搬型大型送水ポンプ車の下流に可搬型注水ポンプ車を接続することで昇圧。
- 既設の消火水系統配管に接続し、消火水系統と格納容器スプレイ系統の連絡ラインを経由して炉心に注水。
- 見直し後
- 消火水系統配管を経由せず、代替格納容器スプレイポンプ出口配管に合流する常設配管※1を新設※2。

※1 新設した常設配管は、次ページの図-2に示すとおり、補助給水ピット、燃料取替用水ピットへの補給にも使用できるものとなっているが、本図は代替炉心注水に着目した図としている。

※2 新設した常設配管において、可搬型大型送水ポンプ車のみで代替炉心注水が可能であることを確認。(2. 2)

図-1 可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水への見直し 概略システム図



図－２ 新たに敷設した常設配管の概略系統図

- ・既設配管を使用せず重大事故等に対処するために新たに敷設した常設配管は、燃料取替用水ピットへの補給、補助給水ピットへの補給及び代替炉心注水のいずれにも使用できるように敷設している。(上図の破線囲み部)
- ・使用するポンプ車を可搬型大型送水ポンプ車に統一することで、可搬型大型送水ポンプ車からのホースを複数の接続口のうちのいずれかの接続口※に接続すれば、常設配管に設置した弁の操作で、燃料取替用水ピットへの補給、補助給水ピットへの補給及び代替炉心注水を切り替えることができる。

※ 接続口についての補足説明資料を、添付－２に示す。

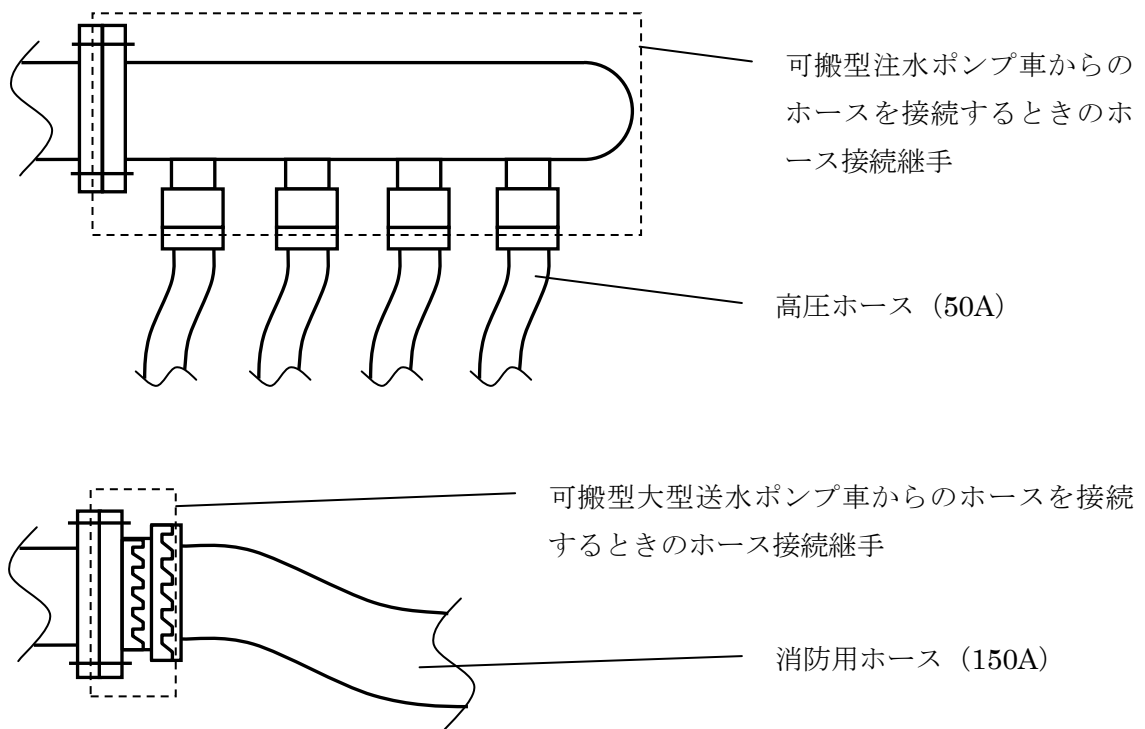


図-3 ホース接続継手 概略図

- ・可搬型注水ポンプ車は定格揚程300mであることから、常設配管に接続するためのホースは高圧ホースを使用する必要がある。高圧ホースに大口径のホースは一般汎用品としてないため、高圧ホース (50A, 最高使用圧力4.0MPa) を最大4本使用して接続する設計としており、ホース接続継手は当該ホース4本に対応できるものを使用する計画であった。
- ・可搬型大型送水ポンプ車は定格吐出圧力1.3MPaであることから、常設配管に接続するためのホースは一般汎用品の消防用ホース (150A, 最高使用圧力1.6MPa) を使用できる。大口径のホースを使用できることから、送水に使用するホースは1本で接続する設計としており、ホース接続継手も軽量かつシンプルなものである。
- ・従って、代替炉心注水に使用するポンプ車を可搬型大型送水ポンプ車に見直すことで、燃料取替用水ピットへの補給及び補助給水ピットへの補給に使用する可搬型大型送水ポンプ車と同一のポンプ車を使用することになるため、常設配管との接続口に取り付けるホース接続継手及びホースを統一できる。

可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水に関する設置許可基準規則第43条への適合性

第43条への適合性確認項目	可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水の適合性	備考
<p>1. 多様性及び独立性、位置的分散 (関連条文) 第3項第3号 常設設備と接続するものにあつては、共通要因によつて接続することができなくなること防止するため、可搬型重大事故等対処設備(原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。)の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。 第3項第5号 地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故等対処設備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こと。 第3項第7号 重大事故防止設備のうち可搬型のものは、共通要因によつて、設計基準事故等対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。</p>	<p>可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水は、設計基準事故等対処設備と同時にその機能が損なわれないよう、多様性及び独立性、位置的分散を図り、接続口を互いに異なる複数の場所に設ける設計とする。 具体的には以下のとおり。 ・ 可搬型大型送水ポンプ車を使用した代替炉心注水は、ポンプが自冷式のディーゼルエンジンにより駆動することにより、余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ及び充電ポンプによる炉心注水、B-1格納容器スプレイポンプ及び代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水並びに余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器を使用した余熱除去機能に対して多様性及び独立性を持った駆動源により駆動でき、ディーゼル発電機及び代替非常用発電機を使用した電動の駆動源に対して多様性を持つ設計とする。 また、海水又は淡水を水源とすることで、燃料取替用水ピットを水源とする余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ及び充電ポンプを使用した炉心注水、燃料取替用水ピットを水源とするB-1格納容器スプレイポンプを使用した代替炉心注水、燃料取替用水ピット又は補助給水ピットを水源とする代替格納容器スプレイポンプを使用した代替炉心注水並びに格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンを水源とする余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプを使用した再循環及びB-1格納容器スプレイポンプを使用した代替再循環に対して異なる水源を持つ設計とする。 ・ 可搬型大型送水ポンプ車は、原子炉補助建屋内の余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ及びB-1格納容器スプレイポンプ、原子炉建屋内の燃料取替用水ピット、補助給水ピット及び代替格納容器スプレイポンプと、屋外の離れた位置に分散して保管及び設置することで、位置的分散を図る設計とする。 ・ 可搬型大型送水ポンプ車の接続箇所は、原子炉建屋内及び原子炉補助建屋内の異なる区画に複数箇所設置し、異なる建屋面から接続できる設計とする。 ・ 海水又は淡水の取水箇所は、原子炉建屋内の燃料取替用水ピット及び補助給水ピット並びに原子炉格納容器内の格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンと、屋外の離れた位置に分散して設置することで、位置的分散を図る設計とする。</p>	<p>可搬型注水ポンプ車も、自冷式のディーゼルエンジンによる駆動であり、可搬型大型送水ポンプ車の水を受けることで水源の多様性を確保し、保管場所・接続箇所の分散を図る計画であった。</p>

第 43 条への適合性確認項目	可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水の適合性	備考
<p>2. 悪影響防止 (関連条文) 第 1 項第 5 号 工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。</p>	<p>可搬型大型送水ポンプ車は、他の設備に対して悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>具体的には以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> 代替炉心注水に使用する可搬型大型送水ポンプ車は、通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成をすること、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 可搬型大型送水ポンプ車は、車輪止め等によって固定をすること、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 	<p>可搬型注水ポンプ車を使用する場合は悪影響防止への考慮は左記と同様。</p>
<p>3. 容量等 (関連条文) 第 3 項第 1 号 想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え、十分に余裕のある容量を有すること。</p>	<p>可搬型大型送水ポンプ車は、重大事故等の収束に必要な容量に加え、十分に余裕のある容量を有する設計とする。</p> <p>具体的には以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> 可搬型大型送水ポンプ車は、重大事故等時において、代替炉心注水として炉心冷却に必要な流量を確保できる容量を有するものを 1 セット 1 台使用する。保有数は、2 セット 2 台、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 2 台の合計 4 台を分散して保管する設計とする。 	<p>可搬型注水ポンプ車を使用する場合は、左記可搬型大型送水ポンプ車に加え、可搬型注水ポンプ車を 1 セット 1 台使用し、2 セット 2 台、バックアップ 2 台の合計 4 台を分散して保管する計画であった。</p> <p>可搬型注水ポンプ車は、定格揚程 300m、定格容量 150m³/h (1 台当たり) であり、代替炉心注水として必要な流量を確保できる計画としていた。</p>

第 43 条への適合性確認項目	可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水の適合性	備 考
<p>4. 環境条件等 (関連条文) 第 1 項第 1 号 想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。</p> <p>第 1 項第 6 号 想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができよう、放射線量が高くなるおそれがない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。</p> <p>第 3 項第 4 号 想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け、及び常設設備と接続することができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。</p>	<p>可搬型大型送水ポンプ車は、重大事故等が発生した場合における環境条件を考慮した設計とし、重大事故等が発生した場合において設置場所で操作可能な設計とする。 具体的には以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> 可搬型大型送水ポンプ車は、屋外に保管及び設置するため、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。操作は設置場所でも可能な設計とする。 可搬型大型送水ポンプ車は、海水を通水する可能性があるため、海水影響を考慮した設計とし、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。 	<p>可搬型注水ポンプ車を使用する場合の環境条件等の考慮は左記と同様。 ただし、海から直接取水するものではなく、異物の流入防止は可搬型大型送水ポンプ車側にて考慮。</p>

第 43 条への適合性確認項目	可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水の適合性	備考
<p>5. 操作性の確保 (関連条文) 第 1 項第 2 号 想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。</p> <p>第 1 項第 4 号 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にあつては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。</p> <p>第 3 項第 2 号 常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができ、常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあつては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。</p> <p>第 3 項第 6 号 想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場等内の道路及び通路が確保できるように、適切な措置を講じたものであること。</p>	<p>可搬型大型送水ポンプ車は、重大事故等が発生した場合において、設置場所まで移動でき、現場での操作が可能な設計とする。可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水は、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられ、接続口と確実に接続することができるとする。</p> <p>具体的には以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> 可搬型大型送水ポンプ車は、車両として屋外のアksesルートを通行して設置場所まで移動できる設計とする。同時に、車輪止めを搭載し、設置場所にて固定できる設計とする。 可搬型大型送水ポンプ車を使用した代替炉心注水を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。 可搬型大型送水ポンプ車の接続口との接続は、フランジ接続とし、一般的に使用される工具を用いて、可搬型ホースを確実に接続できる設計とする。接続口は、同一ポンプを同容量に使用する系統では同口径のフランジ接続とする。 可搬型大型送水ポンプ車は、付属の操作器等により現場での操作が可能な設計とする。 	<p>可搬型注水ポンプ車を使用する場合は、操作性に関する考慮は左記と同様であるが、可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水への見直しにより、接続口にフランジ接続するホース接続継手が軽量なものに改善した。また、新たな常設配管の設置により、燃料取替用水ピットへの補給、補助給水ピットへの補給と代替炉心注水を同じ手順で実施できるよう改善を図った。</p>

第 43 条への適合性確認項目	可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水の適合性	備 考
<p>6. 試験・検査 (関連条文) 第 1 項第 3 号 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試験又は検査ができるものと。</p>	<p>可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水は、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験・検査が可能な設計とする。</p> <p>具体的には以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> 代替炉心注水に使用する系統（可搬型大型送水ポンプ車）は、独立した試験系統により機能・性能及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。 可搬型大型送水ポンプ車は、分解が可能な設計とし、車両として運転状態の確認が可能な設計とする。また、外観の確認が可能な設計とする。 	<p>可搬型注水ポンプ車を使用する場合は試験・検査への考慮は左記と同様。</p>

47－10 可搬型重大事故等対処設備の接続口について

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

可搬型重大事故等対処設備の接続口について

設置許可基準 第 43 条 (重大事故等対処設備)

新規制基準の該当項目	適合状況						
<p>重大事故等対処設備は、次に掲げるものでなければならぬ。</p> <p>3 可搬型重大事故等対処設備に関しては、第一項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならぬ。</p> <p>三 常設設備と接続するものにあつては、共通要因によつて接続することができなくなること防止するため、可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の複数の場所に設けるものであること。</p> <p>【解釈】</p> <p>6 第 3 項第 3 号について、複数の機能でひとつの接続口を使用する場合は、それぞれの機能に必要な容量（同時に使用する可能性がある場合は、合計の容量）を確保することができるように接続口を設けること。</p>	<p>以下の可搬型重大事故等対処設備を常設設備に接続する場合、共通要因によつて接続できなくなること防止するため、位置的分散を考慮し、それぞれ建屋の異なる面の隣接しない位置に適切な離隔距離をもつて複数箇所、また原子炉建屋内に設置の場合は建屋内の異なる区画に複数箇所設置し異なる建屋面から接続できるように、複数の接続口を設けている。</p> <p>以下に、可搬型重大事故等対処設備の接続箇所を示す。</p> <table border="1" data-bbox="609 280 1061 1281"> <thead> <tr> <th>設備及び用途</th> <th>接続箇所</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td> <ul style="list-style-type: none"> 可搬型大型送水ポンプ車による原子炉補機冷却水系への海水送水 </td> <td> <ul style="list-style-type: none"> ① B トレン側原子炉補機冷却水配管 (屋内) (原子炉建屋 東側 (ディゼル発電機建屋) 又は西側からアクセスし、接続) ② A トレン側原子炉補機冷却水配管 (屋内) (原子炉建屋 東側 (ディゼル発電機建屋) 又は西側からアクセスし、接続) </td> </tr> <tr> <td> <ul style="list-style-type: none"> 可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水、補助給水ピット及び燃料取替用水ピットへの補給 </td> <td> <ul style="list-style-type: none"> ① 補助給水系配管 (屋内) (原子炉建屋 東側 (ディゼル発電機建屋) からアクセスし、接続) ② 燃料取替用水系配管 (屋内) (原子炉補助建屋 上屋 (ECT トラックアクセスエリア内) にて接続) </td> </tr> </tbody> </table> <p>可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水、補助給水ピット及び燃料取替用水ピットへの補給は、ひとつの接続口を使用するが、それぞれの機能に必要な容量を確保できる接続口を設置している。(別紙)</p> <p>(屋内)：ホースの接続はシャッター・扉を経由して行い、接続口自体は屋内であることを示す。</p>	設備及び用途	接続箇所	<ul style="list-style-type: none"> 可搬型大型送水ポンプ車による原子炉補機冷却水系への海水送水 	<ul style="list-style-type: none"> ① B トレン側原子炉補機冷却水配管 (屋内) (原子炉建屋 東側 (ディゼル発電機建屋) 又は西側からアクセスし、接続) ② A トレン側原子炉補機冷却水配管 (屋内) (原子炉建屋 東側 (ディゼル発電機建屋) 又は西側からアクセスし、接続) 	<ul style="list-style-type: none"> 可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水、補助給水ピット及び燃料取替用水ピットへの補給 	<ul style="list-style-type: none"> ① 補助給水系配管 (屋内) (原子炉建屋 東側 (ディゼル発電機建屋) からアクセスし、接続) ② 燃料取替用水系配管 (屋内) (原子炉補助建屋 上屋 (ECT トラックアクセスエリア内) にて接続)
設備及び用途	接続箇所						
<ul style="list-style-type: none"> 可搬型大型送水ポンプ車による原子炉補機冷却水系への海水送水 	<ul style="list-style-type: none"> ① B トレン側原子炉補機冷却水配管 (屋内) (原子炉建屋 東側 (ディゼル発電機建屋) 又は西側からアクセスし、接続) ② A トレン側原子炉補機冷却水配管 (屋内) (原子炉建屋 東側 (ディゼル発電機建屋) 又は西側からアクセスし、接続) 						
<ul style="list-style-type: none"> 可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水、補助給水ピット及び燃料取替用水ピットへの補給 	<ul style="list-style-type: none"> ① 補助給水系配管 (屋内) (原子炉建屋 東側 (ディゼル発電機建屋) からアクセスし、接続) ② 燃料取替用水系配管 (屋内) (原子炉補助建屋 上屋 (ECT トラックアクセスエリア内) にて接続) 						

第 43 条 第 3 項

可搬型重大事故等対処設備の接続箇所を左図に示す。
 各接続口については、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、位置的分散を考慮し、それぞれ建屋の異なる壁
 面近傍に、また原子炉建屋内に設置の場合は異なる区画に、複数
 の接続口を設置し、それぞれに必要な容量を給水することとして
 いる。

	設備及び用途	接続箇所
1	<ul style="list-style-type: none"> 可搬型大型送水ポンプ車による原子炉補機冷却水系統への海水送水 	① Bトレン側原子炉補機冷却水配管（屋内） （原子炉建屋 東側（デイズェル発電機建屋）又は西側からアクセスし，接続） （原子炉建屋内：T.P.2.3m） ② Aトレン側原子炉補機冷却水配管（屋内） （原子炉建屋 東側（デイズェル発電機建屋）又は西側からアクセスし，接続） （原子炉建屋内：T.P.2.3m）
2	<ul style="list-style-type: none"> 可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水，補助給水ピット及び燃料取替用水ピットへの補給 	① 補助給水系配管（屋内） （原子炉建屋 東側（デイズェル発電機建屋）からアクセスし，接続） （原子炉建屋内：T.P.10.3m） ② 燃料取替用水系配管（屋内） （原子炉補助建屋 上屋（ECTトラックアクセスエリア内）にて接続） （原子炉補助建屋内：T.P.33.1m）

1. 可搬型大型送水ポンプ車による原子炉補機冷却水系統への海水送水の接続口（1 / 3）

可搬型大型送水ポンプ車による原子炉補機冷却水系統への海水送水の接続口は、頑健な原子炉建屋内の異なる区画に配置することにより位置的分散を図った2箇所（Aトレン及びBトレン）の原子炉補機冷却水配管への接続）を設けており、共通の要因により同時に被災することはなく、接続することができなくなること防止している。

【共通要因について】

- 地震：接続先である原子炉補機冷却水配管及び設置場所である原子炉建屋は耐震重要度分類Sクラスであることから、地震時においても使用可能であり、問題なく接続作業が可能である。
- 津波：基準津波により T.P.10m の敷地は浸水しないこと、及び接続口は2つとも水密化した建屋内であり、津波により同時に接続不能とはならない。
- 火災：接続口と屋内ホース敷設ルート周囲には可燃物がなく、及び接続口と屋内ホース敷設ルート近傍の油内包回転機器も基準地震動に対し耐震性を有し、地震により損壊し火災が発生するおそれはないことから、火災により接続不能とはならない。また、火災防護上の別区画に設置していることから、同時に接続不能とはならない。
- 放射線：事故環境下にあってもポンプ車の設置、接続や運転など必要な作業は実施可能である
- その他：ホースと常設配管の接続は JIS 規格のフランジ継手、及び各ホースの接続は同一規格の専用金具により、容易かつ確実に接続することが可能

図 1-1 接続口の設置場所

1. 可搬型大型送水ポンプ車による原子炉補機冷却水系統への海水送水の接続口 (2 / 3)

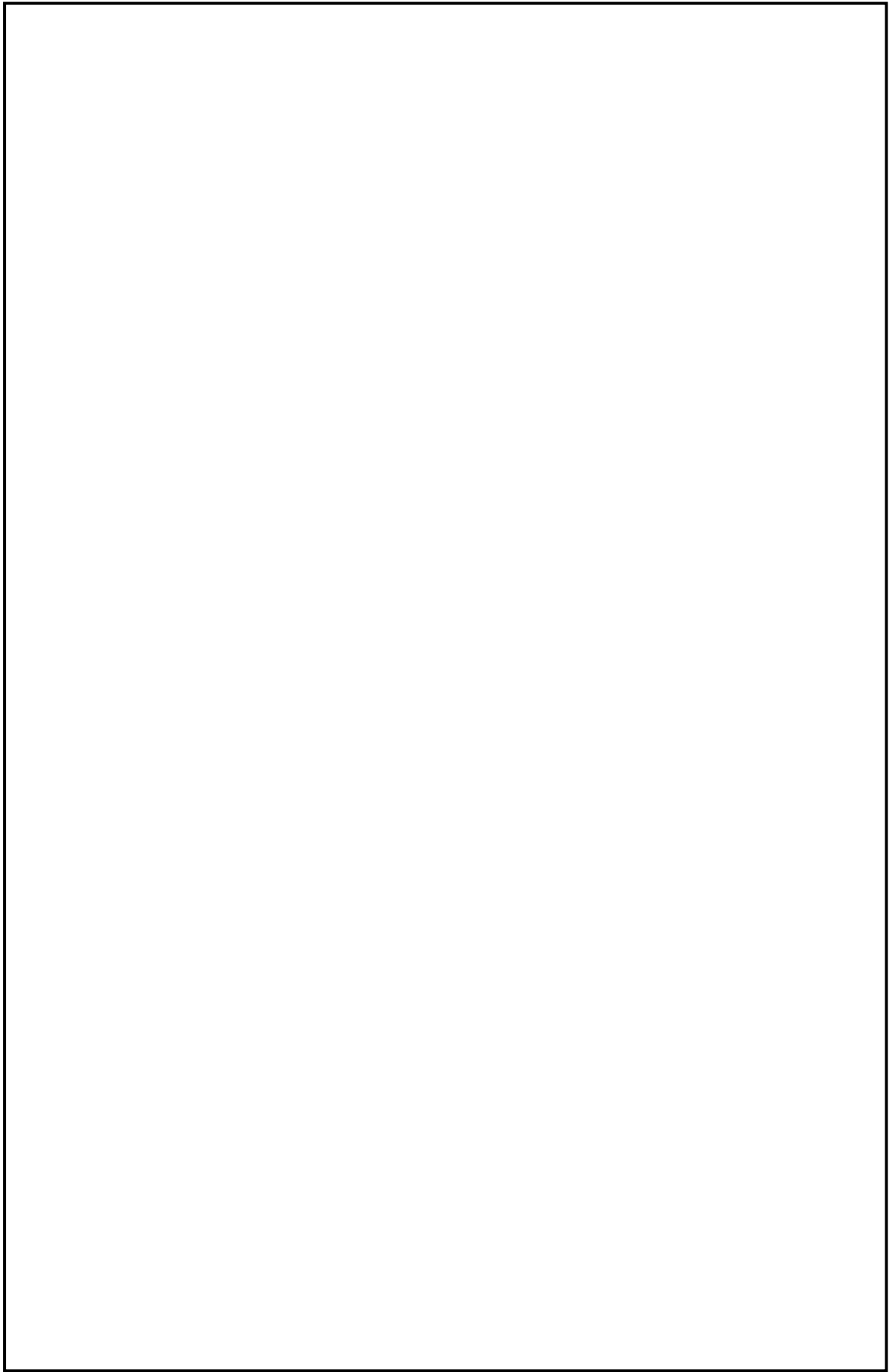
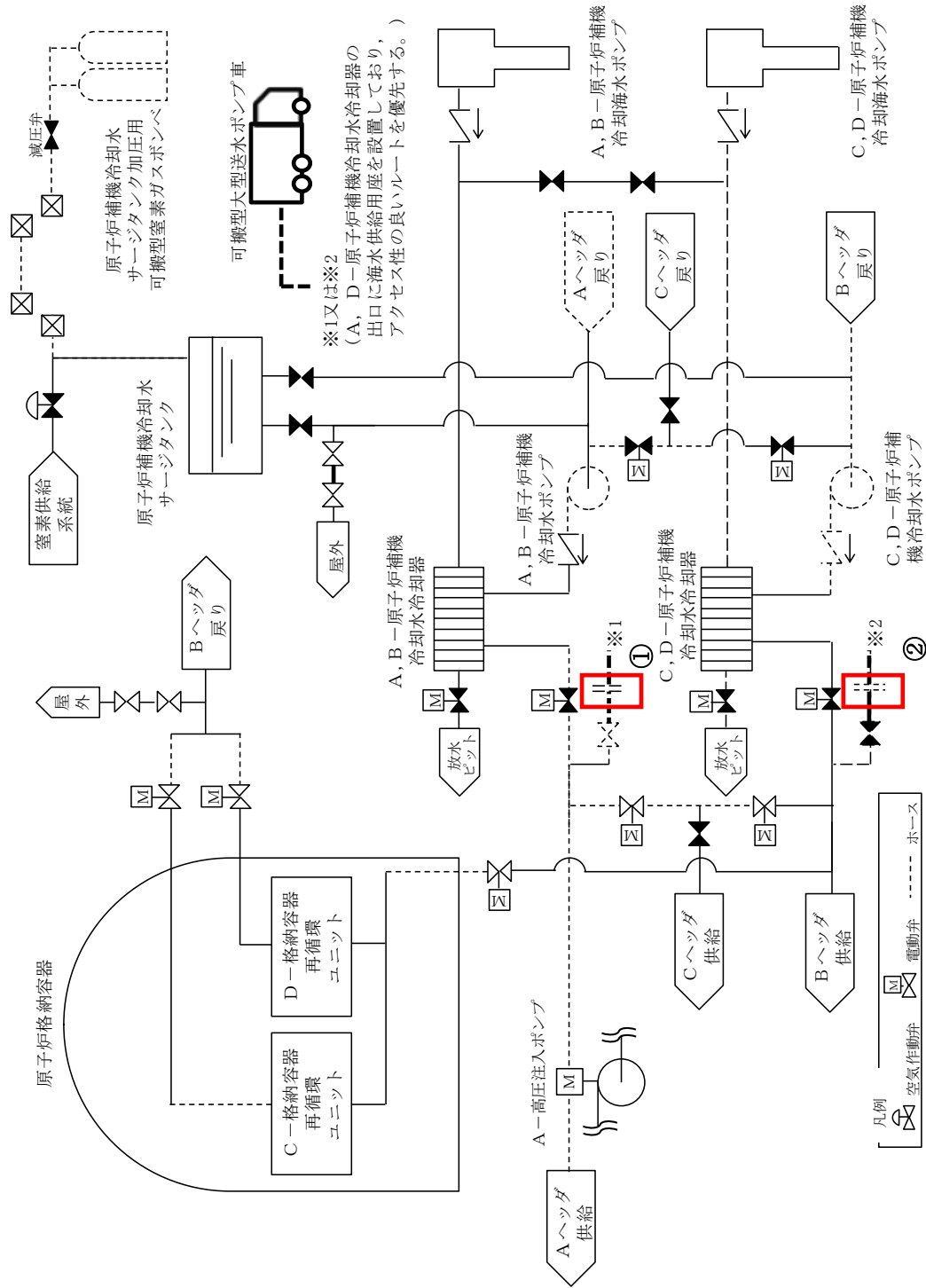


図 1-2 取水場所及びホース敷設ルート

1. 可搬型大型送水ポンプ車による原子炉補機冷却水系統への海水送水の接続口 (3 / 3)



- ①原子炉建屋内Bトレン側 接続口 (T.P.2.3m)
- ②原子炉建屋内Aトレン側 接続口 (T.P.2.3m)

図1-3 概略系統図

2. 可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水，補助給水ピット／燃料取替用水ピットへの補給の接続口（1／3）

可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水，補助給水ピット／燃料取替用水ピットへの補給の接続口は，原子炉建屋の異なる壁面近傍に配置することにより位置的分散を図った2箇所（原子炉建屋の東側と西側）を設けており，共通の要因により同時に被災することはなく，接続することができなくなること防止している。
上記は複数の機能でひとつの接続口を使用するが，それぞれの機能に必要な容量を確保できる接続口を設置している。（別紙）

【共通要因について】

- ・地震：接続口及び接続配管は耐震性を有する設計としていること，設置場所の原子炉建屋，及び原子炉補助建屋は耐震重要度分類Sクラスであることから，地震時においても使用可能であり，問題なく接続作業が可能である。
- ・津波：基準津波により T.P.10m の敷地は浸水しないこと，及び接続口の1つは水密化した建屋内に，もう1つは T.P.33.1m の高所にあることから，津波により同時に接続不能とはならない。
- ・火災：接続口と屋内ホース敷設ルート周囲には可燃物がないこと，及び接続口と屋内ホース敷設ルート近傍の油内包回転機器も基準地震動に対し耐震性を有し，地震により損壊し火災が発生するおそれはないことから，火災により接続不能とはならない。
- ・放射線：事故環境下にあってもポンプ車の設置，接続や運転など必要な作業は実施可能である。
- ・その他：ホースと常設配管の接続は JIS または ANSI 規格のフランジ継手，及び各ホースの接続はポンプの種類に応じた同一規格の専用金具により，容易かつ確実に接続することが可能である。また，手順を確立しており確実に常設設備との接続が可能である。

図 2-1 接続口の設置場所

2. 可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水，補助給水ピット／燃料取替用水ピットへの補給の接続口（2／3）

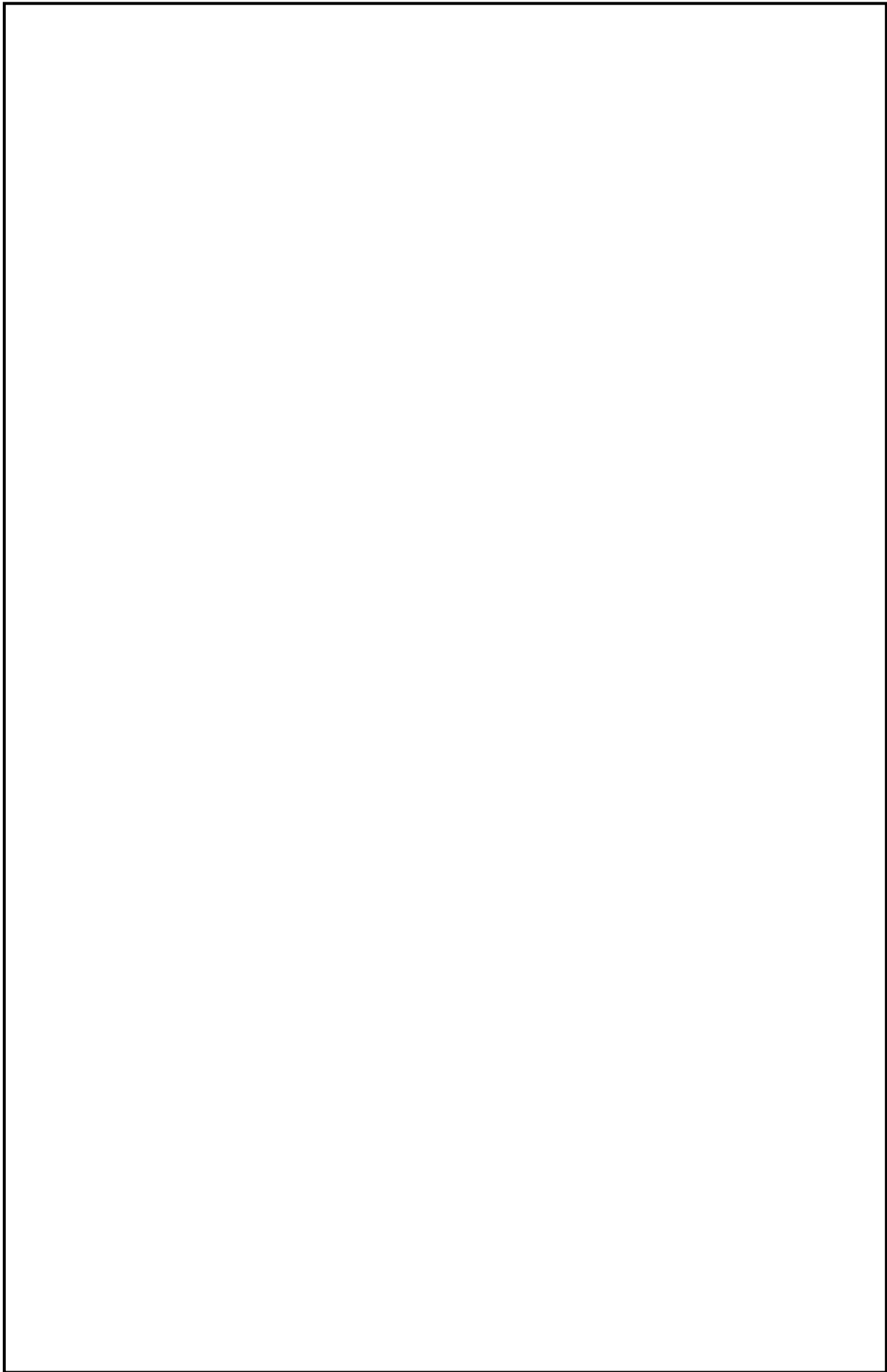


図2-2 取水場所及びホース敷設ルート

2. 可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水，補助給水ピット／燃料取替用水ピットへの補給の接続口 (3 / 3)

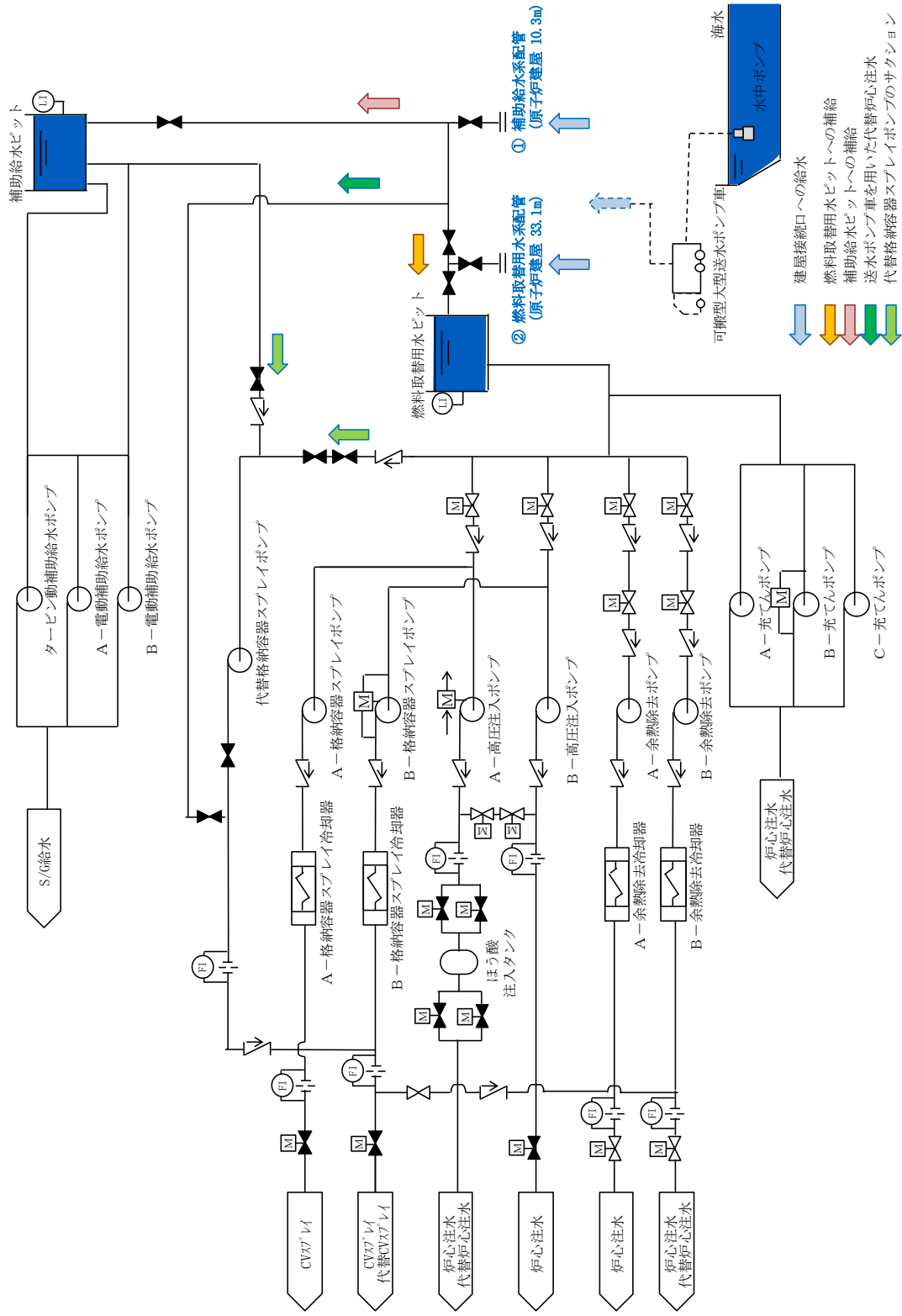


図 2-3 概略系統図

【まとめ】

	取水場所	ホース敷設ルート	接続口配置
<ul style="list-style-type: none"> 可搬型大型送水ポンプ車による原子炉補機冷却水系統への海水送水 	<ul style="list-style-type: none"> 3号炉スクリーン室 1/2号炉スクリーン室 3号炉取水口 1/2号炉取水口 計4箇所	<ul style="list-style-type: none"> SA手段としての取水場所である3号炉スクリーン室から2ルートを確保。 建屋の東側廻り，西側廻りの両方のルートを確保。 建屋内にて，一部重複ルートあり。 	<ul style="list-style-type: none"> Bトレン側原子炉補機冷却水配管 (原子炉建屋内：T.P.2.3m)又は西側からアクセスし，接続) Aトレン側原子炉補機冷却水配管 (原子炉建屋内：T.P.2.3m)又は西側からアクセスし，接続) 頑健な原子炉建屋内の異なる区画に配置している。
<ul style="list-style-type: none"> 可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水，補助給水ピット及び燃料取替用水ピットへの補給 	<ul style="list-style-type: none"> 3号炉スクリーン室 1/2号炉スクリーン室 3号炉取水口 1/2号炉取水口 計4箇所	<ul style="list-style-type: none"> SA手段としての取水場所である3号炉スクリーン室から2ルートを確保。 建屋の東側廻り，西側廻りの両方のルートを確保。 	<ul style="list-style-type: none"> 補助給水系配管 (原子炉建屋内：T.P.10.3m) (原子炉建屋 東側 (ディゼンル発電機建屋) からアクセスし，接続) 燃料取替用水系配管 (原子炉補助建屋内：T.P.33.1m) (原子炉補助建屋 上屋 (ECTトラックアクセスエリア内) にて接続) 原子炉建屋の異なる壁面近傍に配置している。
まとめ (評価)	<ul style="list-style-type: none"> 離隔した複数の取水場所を確保しており，問題ない。 	<ul style="list-style-type: none"> 独立した2ルート以上を確保しており，問題ない。 ホースは任意の場所に敷設できる機動性があるため，一部重複ルートに対しても問題ない。 	<ul style="list-style-type: none"> 位置的分散を図った複数の接続口（屋内）を設置しており，問題ない。

設置許可基準第43条第3項（接続口）に関する対応については，共通要因（地震，津波他）により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の接続口の設置とともに，取水場所やホース敷設ルートについても同様に対応しており，確実な取水・注水が可能となるよう配慮している。

可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水、補助給水ピット／燃料取替用水ピットへの補給の接続口の兼用について

標記の接続口は3つの機能を1つの接続口で兼用している。

一方、設置許可基準規則第43条における接続口の兼用に係る要求事項は下記のとおりである。

(設置許可基準規則第43条 解釈第6項)

第3項第3号について、複数の機能で一つの接続口を使用する場合は、それぞれの機能に必要な容量（同時に使用する可能性がある場合は、合計の容量）を確保できるように接続口を設けること。

本資料においては以下のとおり、標記の接続口が設置許可基準規則の接続口の兼用に係る要求事項に適合していることを確認した。

標記の接続口を使用する重大事故等の有効性評価のシナリオは表1のとおりであるが、複数の機能を同時に使用することはない。また、③の機能を使用する状況においては常設SA設備による炉心冷却機能は喪失している、及び炉心が既に損傷していると考えられ、①及び②の機能との同時使用の可能性はない。従って、それぞれの機能に必要な容量を確保していることにより、上記の基準要求事項に適合している。なお、表1の①、②及び③の機能が関連する設置許可基準規則の条文は第56条と第47条であるが、これらの条文に接続口に係る要求事項はない。

(表1)

(○：使用する)

有効性評価シナリオ	① 可搬型大型送水ポンプ車による補助給水ピットへの補給 第56条(重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備)		② 可搬型大型送水ポンプ車による燃料取替用水ピットへの補給 第56条(重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備)		③ 可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水 第47条(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ための設備)		評価
	接続口の機能 (関連する設置許可基準規則 条文：第43条以外)						
全交流動力電源喪失 補機冷却機能喪失 + RCP シェル LOCA	○	—	—	—	—	—	・複数の機能の同時使用はなし ・それぞれの機能に必要な容量を確保している
全交流動力電源喪失 + 原子炉補機冷却機能喪失 (RCP シェル LOCA なし)	○	—	—	—	—	—	
格納容器過圧破損、原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用、溶融炉心・コンクリート相互作用(大LOCA + ECCS 注水機能喪失 + 格納容器γレイ機能喪失)	—	○	—	—	—	—	
格納容器過温破損、高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱 (全交流動力電源喪失 + 補助給水機能喪失)	—	○	—	—	—	—	

重大事故等発生時の初動対応体制の強化等について

重大事故等発生時の初動対応体制の強化等について

1. 初動対応体制の見直しに係る概要

重大事故等発生時における有効性評価の対応に必要な要員については、平成26年10月以前にご確認頂いたところである。

その後、先行プラントにおけるSA技術的能力に係る審査を踏まえ、有効性評価の事故収束に直接的には関係しない緊急時対策所の立上げに係る手順等について、原子力災害対策指針の警戒事態に該当する警戒事象や原災法第10条事象が発生した場合に手順に着手するよう、手順着手の判断基準を明確にした。これに伴い、事象進展が早く、事故発生後の初期に警戒事象等が発生した場合でも早期に当該手順の対応ができるよう、従来、参集要員にて実施するとしていた上記の対応は、初動対応要員を増員して対応し、初動対応体制を強化することとした。また、万一の事故対応に万全を期すため、有効性評価で期待していない多様性拡張設備の使用準備等にも対応できるよう初動対応要員を増員し、初動対応体制を強化することとした。

初動対応体制を含む重大事故等対応体制において、見直した内容は以下のとおり。

【見直し前】

- ・有効性評価の事故収束に必要な手順への対応は、初動対応要員および参集要員にて対応する。
- ・火災発生時の消火活動は、初動対応要員にて対応する。
- ・SA技術的能力(1.1~1.19)に係る手順について、有効性評価の事故収束に直接的には関係しないが事故収束のサポートとなる手順(緊急時対策所用発電機準備手順等)への対応は、参集要員にて対応する。
- ・有効性評価で期待していない多様性拡張設備使用準備等への対応は、初動対応要員および参集要員にて対応する。
- ・大規模損壊発生時の対応も考慮した有効性評価の事故シナリオから外れた場合への対応は、初動対応要員、発電所内の他の要員および参集要員にて対応する。

【見直し後の変更点】

- ・SA技術的能力(1.1~1.19)に係る手順について、有効性評価の事故収束に直接的には関係しないが事故収束のサポートとなる手順のうち、有効性評価上の事象進展を踏まえ、事故後の初動対応として事故収束のサポートとなる手順(緊急時対策所用発電機準備手順等)への対応は、初動対応要員にて対応することに見直した。
- ・有効性評価で期待していない多様性拡張設備使用準備等への対応は、初動対応要

員にて可能な限り早期に対応ができるように見直した。

- ・大規模損壊発生時の対応も考慮した有効性評価の事故シナリオから外れた場合への対応は、初動対応要員にて可能な限り早期に対応ができるように見直した。

見直し後の変更点のとおり、従来、参集要員等にて対応するとしていたものを初動対応要員にて対応することへ見直しを行った結果、当該要員の役割と実施時期等を考慮し重大事故等発生時の初動対応体制として「災害対策要員（支援）15名」を新たに確保する。

また、有効性評価で期待している重大事故等対応の中核を担う災害対策要員（7名）は、必要な教育訓練に加え、日頃から可搬型重大事故等対処設備に精通させるため、可搬型重大事故等対処設備の巡視点検、定期試験や日常保守も担う専任要員とし、運転員同様24時間交代勤務体制とする。

上記のような重大事故等対応体制の強化を図ることにより、有効性評価シナリオの事故対応はもとより、有効性評価シナリオから外れた場合にも、SA技術的能力に係る手順を的確に遂行できる体制とし、万一の事故対応に万全を期すこととする。

重大事故等対応体制(見直し前)			
	要員	人数	主な役割
初動対応要員	運転員	6名	常駐 運転操作 運転操作支援、代替注水作業 代替非常用発電機給油ホース接続及びガレキの撤去 発電所対策本部の指揮、通報連絡 消火作業
	災害対策要員	7名	
	災害対策要員	2名	
	災害対策本部要員	3名	
	消火要員	8名	
	合計	26名	
	参集要員	-	給油作業、緊急時対策用発電機起動、中央制御室チェンジングエリア設置、多様性拡張設備使用準備、機械・電気設備の復旧作業等

⇒

重大事故等対応体制(見直し後)			
	要員	人数	主な役割
初動対応要員	運転員	6名	常駐 運転操作 運転操作支援、代替注水作業 ガレキの撤去 発電所対策本部の指揮、通報連絡 消火作業 緊急時対策用発電機起動、中央制御室チェンジングエリア設置、多様性拡張設備使用準備等
	災害対策要員 【SA専任化】	7名	
	災害対策要員	2名	
	災害対策本部要員	3名	
	消火要員	8名	
	災害対策要員(支援) 【初動対応要員として明確化】	15名	
	合計	41名	
	参集要員	-	給油作業、多様性拡張設備使用準備、機械・電気設備の復旧作業等

図1 見直し前後の重大事故等対応体制

以降では、初動対応体制にて対応することに見直した具体的な内容、見直し後の強化した初動対応体制による重大事故等発生時の対応例等についてご説明する。

2. 重大事故等発生時に初動対応体制にて対応することに見直した内容について

重大事故等が発生した場合において、有効性評価の各重要事故シーケンス等への対応は、初動対応要員および参集要員にて行うこととしており、必要な要員数は従来からの変更はない。この有効性評価の対応に必要な初動対応要員は、アクセスルート復旧に必要な要員も含めて運転員6名、災害対策要員9名および災害対策本部要員3名にて構成している。

また、火災発生時の消火活動については、従来から初動対応要員にて行うこととして

おり、消火要員数8名も変更はない。

以下において、参集要員等による対応から初動対応要員による対応に見直した内容について説明する。

(1) 有効性評価の事故収束のサポートとなる手順への対応

有効性評価の各重要事故シーケンス等において、事故収束には直接的には関係しないが事故収束のサポートとなるSA技術的能力の手順について、従来は参集要員により対応を行う体制としてきた。

その後、先行プラントにおけるSA技術的能力に係る審査を踏まえ、技術的能力1.1～1.19の各要求事項を満足するものとして整備する手順について各手順着手の判断基準を明確にし、緊急時対策所の立上げに係る手順（「緊急時対策所用発電機準備手順」等）等の手順着手の判断基準を、緊急時対策所の立上げ時（原子力災害対策指針の警戒事態に該当する警戒事象等の発生時）や原災法第10条事象の発生時とした。これに伴い、有効性評価上の事象進展に重ね合わせた場合に、事象進展が早く、事故発生後の初期に警戒事象等が発生した場合でも早期に当該手順の対応ができるように、初動対応要員の役割と必要な力量をより明確にした上で初動対応を確実かつ迅速に行うための体制に見直しすることとし、当該手順の対応のために必要な初動対応要員として新たに災害対策要員（支援）を確保することとした。

(2) 有効性評価で期待していない多様性拡張設備使用準備等への対応

有効性評価で期待していない多様性拡張設備使用準備等への対応については、不測の事態に備えた次善の対応策として有効であると考えており、初動対応要員および参集要員にて対応することとしていた。

この不測の事態に備えた次善の対応策について、万一の事故対応に万全を期す観点から、初動対応要員の役割と必要な力量をより明確にした上で初動対応を確実かつ迅速に行うための体制に見直しすることとし、初動対応として可能な限り早期に対応ができるよう初動対応要員として新たに災害対策要員（支援）を確保することとした。

(3) 有効性評価の事故シナリオから外れた場合への対応

万が一、有効性評価の各重要事故シーケンス等で想定する事故シナリオから外れた場合には、その原因となった原子炉冷却機能等の喪失した機能に着目し、その代替機能を確保するための手順を実行して当該の機能を回復させることにより、事故拡大を抑制し収束させることとしており、その対応のための要員は、事故対応の核となる運転員又は災害対策要員の初動対応要員とあいまって対応する要員として発電所内にいる他の要員および参集要員に期待していた。

有効性評価の事故シナリオから外れた場合の対応の考え方は、大規模損壊発生時の対

応にも繋がるものであり、初動対応要員の役割と必要な力量をより明確にした上で初動対応を確実かつ迅速に行うための体制に見直しすることとし、初動対応として可能な限り早期に対応ができるよう初動対応要員として新たに災害対策要員（支援）を確保することとした。

以上のとおり、泊3号炉における初動対応体制として、上記（1）～（3）の対応が可能となるよう新たに災害対策要員（支援）を確保するよう見直した。

3. 設置許可基準規則及びSA技術的能力に係る審査基準への適合性について

見直し後の初動対応体制を含む重大事故等対応体制を図2に示す。この重大事故等対応体制は、有効性評価の対応に必要な要員を確保し、また、SA技術的能力に係る審査基準に示す手順等を実施できる要員を確保していることから、設置許可基準規則第37条（有効性評価に関する審査ガイドを含む）及びSA技術的能力に係る審査基準の要求事項に適合する要員体制である。

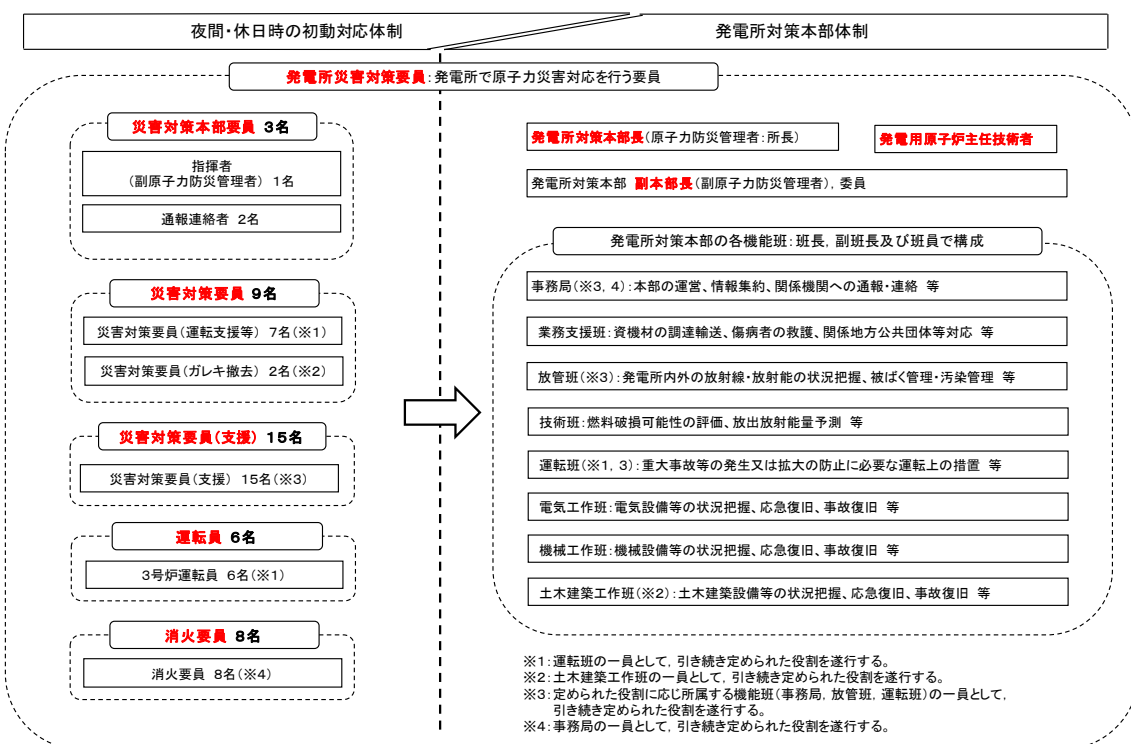


図2 見直し後の初動対応体制を含む重大事故等対応体制

4. 重大事故等発生時における初動対応要員による対応例について

(1) 有効性評価への対応について

重大事故等が発生した場合において事故対応に必要な初動対応要員は、有効性評価の各重要事故シーケンス等の作業に初動対応として必要な最大人数を確保することを基本とし、加えてその他の重大事故等対策に必要な要員（ガレキ撤去要員等）を取り纏めたうえで必要人数を確保することとした。

具体的には、有効性評価の各重要事故シーケンス等において最も要員を必要とするのは「全交流動力電源喪失」の事象であり必要な要員は、運転員6名、災害対策本部要員3名及び災害対策要員6名の合計15名であり、これにその他の重大事故等対策として必要な要員および消火要員を加え、取り纏めた総計41名を確保することとした（表1参照）。

表1 重大事故等発生時に必要な初動対応要員の内訳

	要員	人数	備考
初動対応として有効性評価に対応する要員（※）	運転員	6名	
	災害対策本部要員	3名	
	災害対策要員	7名	内1名は通信連絡設備準備等
その他重大事故等対策に必要な要員	災害対策要員	2名	ガレキ撤去
	災害対策要員（支援）	15名	事故収束のサポートとなる作業等（緊急時対策所用発電機起動等）
	小計	33名	
火災発生時に必要な要員	消火要員	8名	
合計		41名	

※：有効性評価への対応は、この初動対応要員に、代替非常用発電機等への給油を行う参集要員2名を加えた体制にて対応する。

(2) 事故収束のサポートとなる作業への対応について

(1)に記載のとおり、基本的には有効性評価における最大人数を基に要員数を定めているが、有効性評価の事故収束には直接登場しないが事故収束のサポートとなるSA技術的能力の手順についても、表1における要員数にて対応が可能であることを以下の検討にて示す。

a. 事故収束のサポートとして必要な作業の抽出

有効性評価の事故収束に必要な作業に加えて、重大事故等発生時の対応作業を網羅的に記載している技術的能力 1.0 適合状況説明資料の「表 1.0.2 重大事故等対策における操作の成立性（※1）」のうち有効性評価上の事象進展を踏まえ、事故後の初動対応として事故収束のサポートとなる作業（緊急時対策所関連手順に係る作業等）を抽出する。（添付資料1）

※1：S A技術的能力 1.1～1.19に係る各手順における対応手段のうち、現場操作を要する対応手段を纏めたもの。

b. 対象シーケンスの選定

操作・作業の成立性を確認するシーケンスを必要要員数及び操作・作業の制限時間の観点から選定する。必要要員数が最大となるシーケンスは全交流動力電源喪失である（添付資料2）。また、必要要員数が全交流動力電源喪失に次ぐシーケンスとして、原子炉補機冷却機能喪失、格納容器過圧破損、格納容器過温破損及び停止時の全交流動力電源喪失があり、この中で事象進展が最も早いシーケンスは格納容器過圧破損である。従って、対象シーケンスとして全交流動力電源喪失及び格納容器過圧破損シーケンスを選定する。

c. 操作・作業の成立性の確認

上記の a. 及び b. の結果を踏まえ、全交流動力電源喪失及び格納容器過圧破損シーケンスに必要な作業に対し、S A技術的能力において事故収束のサポートとなる作業を加え、要員の動きを示すタイムチャートにより、表1における要員数にて対応が可能であることを示す。（添付資料3，4）

d. まとめ

添付資料3，4のとおり、全交流動力電源喪失及び格納容器過圧破損シーケンスにS A技術的能力において事故収束のサポートとなる作業を加えても表2に示す要員数にて実施可能であることから、泊3号炉において表1で示した要員数にて必要な重大事故等対策を実施できる。

表2 重要事故シーケンスに事故収束のサポートとなる作業を追加した場合の要員数

重要事故シーケンス等		初動対応要員					参集要員	合計
		運転員	災害対策本部要員	災害対策要員	災害対策要員(支援)	小計		
7.1.2	全交流動力電源喪失 (RCPシールLOCAあり,なし)	6	3	6	8	23	2	25
7.2.1.1	格納容器過圧破損	6	3	5	8	22	2	24

5. 使用済燃料ピットのみ燃料体を貯蔵している期間における重大事故等対策に必要な要員数について

泊3号炉において、使用済燃料ピットのみ燃料体を貯蔵している期間においては、表1で示した要員数のうち運転員を5名、災害対策要員（支援）を14名とし、それぞれ1名減とすることとしている。

これは、表1で示す要員数は、3号炉の炉心に燃料がある期間において最も要員を必要とする「全交流動力電源喪失」の事象に対して対応が可能となるように確保した要員数であるのに対し、使用済燃料ピットのみ燃料体を貯蔵している期間（炉心に燃料が無い期間）において想定すべき事象は、想定事故1及び想定事故2の2事象であり、添付資料2に示すとおり想定事故1及び想定事故2に対し運転員は5名にて対応可能である。

また、想定事故1及び想定事故2において事象収束のサポートとなるSA技術的能力の手順を加えた場合でも、運転員が対応する追加の手順はなく、事故対応がより厳しい想定事故2を例にとり添付資料5に示す災害対策要員（支援）を6名確保することで対応可能である。

従って、使用済燃料ピットのみ燃料体を貯蔵している期間においては、表1で示した要員数のうち運転員を5名、災害対策要員（支援）を14名としても必要な事故対応が可能である。

なお、運転員を5名、災害対策要員（支援）を14名とする体制にて、使用済燃料ピットのみ燃料体を貯蔵している期間に大規模損壊が発生した場合においても対応可能であり、詳細については大規模損壊の資料に別途記載している。

6. 可搬型重大事故等対処設備の操作等を行う要員のSA専任化について

泊3号炉において、操作・作業の容易性確保のための設備対応の結果として、重大事故等対策の各対応手段における必要要員数の低減化を図れているが（参考資料1参照）、少ない要員数で対応するにあたっては、個々人の事故対応に係る力量確保が重要であると考えている。

このため、泊3号炉の初動対応要員において、運転員とともに事故対応の核となる可搬型重大事故等対処設備の操作等を行う災害対策要員7名をSA専任化（略称、「SAT」5班体制）し、技術的能力に係る審査基準を満足するものとして整備した手順に対し役割に応じて手順の教育、設備・資機材の扱いについて訓練する個別作業訓練、個別作業を組み合わせ一連の作業として行う個別手順訓練等を集中的に実施して、より綿密・周到な教育訓練を実施する他、日常的に可搬型重大事故等対処設備の運転保守に従事させ、日頃から設備の取扱いに精通させるため、可搬型重大事故等対処設備の巡視点検、定期試験及び日常的な保守点検も担うこととし、使用する設備への理解、取扱いの習熟

を深め事故対応をより一層確実にするための体制を構築することとした。

なお、SA専任体制の整備に伴い、より実効的な事故対応ができるよう原子力防災組織の機能班の役割を変更している。SATは、事故対応において運転員との連携が重要であることから運転員が属する運転班の一員として給水・給電に係る可搬型重大事故等対応設備の操作等を行うこととした。一方、従来、給水・給電に係る可搬型重大事故等対応設備の操作をそれぞれ行うとしていた機械工作班・電気工作班は、機能喪失した機械・電気設備の点検・復旧の他、大規模損壊発生時のような過酷な状況下において、給水・給電に係る可搬型重大事故等対応設備の操作をそれぞれ支援する役割に変更した。この役割変更にあたり機械工作班員・電気工作班員は、SATが属する運転班員とあいまって可搬型重大事故等対応設備による給水・給電操作が可能となるよう力量を確保することとしている。

原子力防災組織機能班の役割変更の内容は以下のとおり。

原子力防災組織機能班の役割変更

	機能班	主な役割
変更前	運転班	・常設設備（設計基準事故対応設備，重大事故等対応設備（代替格納容器スプレイポンプ等））に係る運転操作
	機械工作班	・機械設備の可搬型重大事故等対応設備（可搬型大型送水ポンプ車，可搬型大容量海水送水ポンプ車等）に係る操作・作業 ・機械設備の状況把握及び復旧作業
	電気工作班	・電気設備の可搬型重大事故等対応設備（可搬型代替電源車，可搬型直流電源用発電機等）に係る操作・作業 ・電気設備の状況把握及び復旧作業



	機能班	主な役割
変更後	運転班 （SATは運転班に属する）	・常設設備（設計基準事故対応設備，重大事故等対応設備（代替格納容器スプレイポンプ等））に係る運転操作 ・機械設備の可搬型重大事故等対応設備（可搬型大型送水ポンプ車，可搬型大容量海水送水ポンプ車等）に係る操作・作業 ・電気設備の可搬型重大事故等対応設備（可搬型代替電源車，可搬型直流電源用発電機等）に係る操作・作業
	機械工作班	・機械設備の状況把握及び復旧作業 ・機械設備の可搬型重大事故等対応設備（可搬型大型送水ポンプ車，可搬型大容量海水送水ポンプ車等）に係る操作・作業の補佐（支援）
	電気工作班	・電気設備の状況把握及び復旧作業 ・電気設備の可搬型重大事故等対応設備（可搬型代替電源車，可搬型直流電源用発電機等）に係る操作・作業の補佐（支援）

7. 添付資料等

- 添付資料 1 重大事故等対策に必要な対応手段と有効性評価の各重要事故シーケンス等の整理表
- 添付資料 2 有効性評価の各重要事故シーケンス等における必要な要員数一覧表
- 添付資料 3 事故収束のサポートとなる作業を追加した全交流動力電源喪失（RCP シェル LOCA あり）のタイムチャート
- 添付資料 4 事故収束のサポートとなる作業を追加した格納容器過圧破損のタイムチャート
- 添付資料 5 事故収束のサポートとなる作業を追加した想定事故 2 のタイムチャート
- 参考資料 1 重大事故等対策の対応手段における操作・作業の容易性確保に伴う必要要員数の低減について

重大事故等対策に必要な対応手段と有効性評価の各重要事故シナリオ等の整理表 (1 / 6)

No.	対応手段	表10.2 重大事故等対策における操作の成立性			制限時間 (※)	有効性評価の重要事故シナリオ等																	
		要員	要員数	想定時間		7.1.1	7.1.2	7.1.3	7.1.4	7.1.5	7.1.6	7.1.7	7.1.8	7.2.1.1	7.2.1.2	7.2.4	7.3.1	7.3.2	7.4.1	7.4.2	7.4.3	7.4.4	
1.1	タービン動補給水ポンプ(現場手動操作)及びタービン動補給水ポンプ駆動蒸気入口弁(現場手動操作)によるタービン動補給水ポンプの機能回復	—	—	—	—																		
		運転員(中央制御室、現場) 災害対応要員	2 2	40分																			
1.2	主蒸気送がし弁(現場手動操作)による主蒸気送がし弁の機能回復	1.3にて整備する。																					
		1.2にて整備する。	2 2	20分																			
1.3	タービン動補給水ポンプ(現場手動操作)及びタービン動補給水ポンプ駆動蒸気入口弁(現場手動操作)によるタービン動補給水ポンプの機能回復	運転員(中央制御室、現場) 災害対応要員	2 2	35分	33時間																		
		運転員(中央制御室、現場) 災害対応要員	2 2	50分	—																		
1.4	B-1格納容器スプレイポンプ(RHRS-GSS連続ライン使用)による代替炉心注水	運転員(中央制御室、現場) 災害対応要員	2 2	25分	—																		
		運転員(中央制御室、現場) 災害対応要員	2 1	35分	2.2時間																		
1.5	海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水	運転員(中央制御室、現場) 災害対応要員	3 3	4時間10分	—																		
		運転員(中央制御室、現場) 災害対応要員	2 1	15分 40分	49分																		
1.5	主蒸気送がし弁(現場手動操作)による蒸気放出	1.3にて整備する。 (主蒸気送がし弁(現場手動操作)による主蒸気送がし弁機能回復と同様)																					
		1.3にて整備する。	2 1	40分	—																		
1.5	可搬型大型送水ポンプ車を用いたC、D-1格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	1.7にて整備する。																					
		運転員(中央制御室、現場) 災害対応要員	3 3	4時間30分	58時間																		

※:制限時間は、有効性評価の解析上又は評価面、期待している事象発生からの時間。なお、複数の重要事故シナリオ等において制限時間が異なる場合は、最も厳しい制限時間を記載している。

重大事故等対策に必要な対応手段と有効性評価の各重要事故シナリオ等の整理表 (2 / 6)

No.	対応手段	表 10.2 重大事故等対策における操作の成立性		制限時間 (※)	有効性評価の重要事故シナリオ等																	
		要員	要員数		想定時間	7.1.1	7.1.2	7.1.3	7.1.4	7.1.5	7.1.6	7.1.7	7.1.8	7.2.1.1	7.2.1.2	7.2.4	7.3.1	7.3.2	7.4.1	7.4.2	7.4.3	7.4.4
1.6	C、D-1格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却 代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ	運転員(中央制御室、現場)	2	30分	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/
		災害対応要員	1		/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/
1.7	可搬型大型送水ポンプ車を用いたC、D-1格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却 代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ	運転員(中央制御室、現場)	2	65分	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/
		災害対応要員	1		/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/
1.8	可搬型大型送水ポンプ車を用いたC、D-1格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却 代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ	運転員(中央制御室、現場)	3	4時間35分	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/
		災害対応要員	3		/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/
1.9	可搬型大型送水ポンプ車を用いたC、D-1格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却 代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ	運転員(中央制御室、現場)	2	30分	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/
		災害対応要員	1		/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/
1.10	可搬型大型送水ポンプ車を用いたC、D-1格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却 代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ	運転員(中央制御室、現場)	2	70分	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/
		災害対応要員	1		/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/

※:制限時間とは、有効性評価の解析上又は評価上、期待している事象発生からの時間。なお、複数の重要事故シナリオ等において制限時間が異なる場合は、最も厳しい制限時間を記載している。

重大事故等対策に必要な対応手段と有効性評価の各重要事故シナリオ等の整理表 (3 / 6)

No.	対応手段	表 10.2 重大事故等対策における操作の成立性		制限時間 (※)	有効性評価の重要事故シナリオ等																
		要員数	要員		7.1.1	7.1.2	7.1.3	7.1.4	7.1.5	7.1.6	7.1.7	7.1.8	7.2.1.1	7.2.1.2	7.2.4	7.3.1	7.3.2	7.4.1	7.4.2	7.4.3	7.4.4
1.1.1	海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレイズルによる使用済燃料ピットへのスプレー	1	運転員(中央制御室)	10日		○															
		3	災害対策要員	4時間																	
1.1.2	可搬型大容量海水送水ポンプ車及び放水砲による燃料取扱設備(貯蔵槽内燃料体等)への放水 可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視	1	運転員(中央制御室)	2時間																	
		4	災害対策要員	4時間																	
1.1.3	可搬型大容量海水送水ポンプ車及び放水砲による大気への拡散抑制 放射性物質吸着剤による海洋への拡散抑制 荷揚機シフトフェンスによる海洋への拡散抑制 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレイズルによる使用済燃料ピットへのスプレー 可搬型大容量海水送水ポンプ車、放水砲及び泡混合設備による航空機燃料火災への泡消火 可搬型タンクローリーによる可搬型大容量海水送水ポンプ車への燃料補給 ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ及び可搬型タンクローリーによる可搬型大容量海水送水ポンプ車への燃料補給	2	災害対策要員	2時間																	
		6	災害対策要員	4時間																	
1.1.4	海水を用いた補助給水ピットへの補給	2	運転員(中央制御室、現場)	4時間10分																	
		3	災害対策要員	35分																	
1.1.5	燃料取扱用水ピットから補助給水ピットへの水源切替(代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水) 燃料取扱用水ピットから海への水源切替(海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水)	2	運転員(中央制御室、現場)	4時間10分																	
		3	災害対策要員	12.9時間																	
1.1.6	燃料取扱用水ピットから補助給水ピットへの水源切替(代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ)	2	運転員(中央制御室、現場)	30分																	
		1	災害対策要員	—																	

※:制限時間は、有効性評価の解析上又は評価中、期待している事象発生からの時間。なお、複数の重要事故シナリオ等において制限時間が異なる場合は、最も厳しい制限時間を記載している。

重大事故等対策に必要な対応手段と有効性評価の各重要事故シナリオ等の整理表 (4/6)

No.	対応手段	有効性評価の重要事故シナリオ等			制限時間 (※)	有効性評価の重要事故シナリオ等																				
		要員	想定時間	要員数		7.11	7.12	7.13	7.14	7.15	7.16	7.17	7.18	7.2.1.1	7.2.1.2	7.2.4	7.3.1	7.3.2	7.4.1	7.4.2	7.4.3	7.4.4				
1.13	1-1 格納容器スプレイポンプ(RHRS-OSS連続ライン使用)による代替再循環運転	要員 1.4にて整備する。	想定時間	要員数																						
	海水を用いた使用済燃料ピットへの注水	1.11にて整備する。 (海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水と同様)																								
	海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレイズルによる使用済燃料ピットへのスプレイ	1.11にて整備する。																								
	可搬型大容量海水送水ポンプ車及び放水砲による燃料取扱棟(貯蔵槽内燃料体等)への放水	1.12にて整備する。 (可搬型大容量海水送水ポンプ車及び放水砲による大気への拡散抑制と同様)																								
	可搬型タンクローリーによる可搬型大型送水ポンプ車への燃料補給	事務局員	2時間	2																						
	ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ及び可搬型タンクローリーによる可搬型大型送水ポンプ車への燃料補給	運転員(現場) 事務局員	3時間	1 2																						
	代替非常用発電機による代替電源(交流)からの給電	運転員(中央制御室、現場) 災害対策要員	15分	2 2																						
	可搬型代替電源車による代替電源(交流)からの給電	運転員(中央制御室、現場) 災害対策要員	2時間15分	2 3																						
	蓄電池(非常用)による代替電源(直流)からの給電	運転員(中央制御室、現場) 災害対策要員	50分	2 2																						
	1.14	可搬型直流電源用発電機及び可搬型直交流変換器による代替電源(直流)からの給電	運転員(中央制御室、現場) 災害対策要員	2時間45分	2 3																					
代替所内電気設備による交流の給電(代替非常用発電機)		運転員(現場) 災害対策要員	2時間25分	1 2																						
代替所内電気設備による交流の給電(可搬型代替電源車)		運転員(現場) 災害対策要員	4時間25分	1 3																						
可搬型タンクローリーによる代替非常用発電機等への燃料補給		事務局員	2時間	2																						
ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ及び可搬型タンクローリーによる代替非常用発電機等への燃料補給		運転員(現場) 事務局員	3時間	1 2																						

※:制限時間は、有効性評価の解析上又は評価上、期待している事象発生からの時間。なお、複数の重要事故シナリオ等において制限時間が異なる場合は、最も厳しい制限時間を記載している。

重大事故等対策に必要な対応手段と有効性評価の各重要事故シナリオ等の整理表 (5 / 6)

表 10.2 重大事故等対策における操作の成立性		有効性評価の重要事故シナリオ等																					
No.	対応手段	要員	要員数	想定時間	制限時間 (※3)	7.11	7.12	7.13	7.14	7.15	7.16	7.17	7.18	7.21.1	7.21.2	7.24	7.31	7.32	7.41	7.42	7.43	7.44	
						○	○												○				
1.15	可搬型計測器によるアラーム計測又は監視	災害対策要員	1	25分	—		○							○						○			
1.16	中央制御室空調装置の運転手順等(全交流動力電源が喪失した場合)	運転員(中央制御室)	1	40分	5時間		○							○						○			
		災害対策要員	2																				
1.17	可搬型モニタリングポストによる放射線量の代替測定	放管班員	2	3.0時間	—																		
	可搬型モニタリングポストによる原子炉格納施設を囲む12箇所の放射線量の測定	放管班員※4	2	1.8時間※1	—		●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●
	放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の測定	放管班員	2	1.2時間	—																		
	放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定	放管班員	2	1.0時間	—																		
	放射能測定装置による水中の放射性物質の濃度の測定	放管班員	2	2.0時間	—																		
	放射能測定装置による土壌中の放射性物質の濃度の測定	放管班員	2	1.0時間	—																		
	海上モニタリング測定	放管班員	3	1.7時間※2	—																		
	モニタリングポスト、モニタリングステーション及び可搬型モニタリングポストのバックグラウンド低減対策	放管班員	2	2.0時間	—																		
	可搬型気象観測設備による気象観測項目の代替測定	放管班員	2	1.5時間	—																		
	可搬型モニタリングポストによる代替測定でカバーできない4箇所に設置した場合に想定される作業時間。	放管班員※4	2	1.2時間	—		●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●

※1: 可搬型モニタリングポストによる代替測定でカバーできない4箇所に設置した場合に想定される作業時間。
 ※2: 小型船舶が海面に着水するまでの時間を記載した。その後の一連の作業(1箇所当たり)の所要時間は、約15時間。
 ※3: 制限時間は、有効性評価の解析上又は評価上、期待している事象発生からの時間。なお、複数の重要事故シナリオ等において制限時間が異なる場合は、最も厳しい制限時間を記載している。
 ※4: 初動対応要員の災害対策要員(支援)にて実施する。

重大事故等対策に必要な対応手段と有効性評価の各重要事故シナリオ等の整理表 (6 / 6)

No.	対応手段	重大事故等対策における操作の成立性				制限時時間 (※1)	有効性評価の重要事故シナリオ等																
		要員	要員数	想定時間	7.1.1		7.1.2	7.1.3	7.1.4	7.1.5	7.1.6	7.1.7	7.1.8	7.2.1.1	7.2.1.2	7.2.4	7.3.1	7.3.2	7.4.1	7.4.2	7.4.3	7.4.4	
1.18	可搬型空気浄化装置運転手順	事務局長 ^{※2}	4	60分	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●
	空気供給装置による空気供給準備手順	事務局長 ^{※2}	4	70分	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●
	緊急時対策所可搬型エリアモニタ設置手順	放管班員 ^{※2}	4	30分	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●
	空気供給装置への切替手順	事務局長	4	2分	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●
	可搬型空気浄化装置への切替手順	事務局長	4	5分	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●
	可搬型空気浄化装置の切替手順	事務局長	4	5分	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●
	緊急時対策所用発電機準備手順	事務局長 ^{※2}	4	15分	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●
	緊急時対策所用発電機起動手順	事務局長 ^{※2}	4	15分	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●
	緊急時対策所用発電機の切替及び燃料補給手順	事務局長 ^{※2}	2	2時間	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●
	緊急時対策所用発電機の接続切替手順	事務局長	2	30分	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●
	1.19	—	—	—	—	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●

※1:制限時間とは、有効性評価の検討上又は評価上、期待している事象発生からの時間*なお、複数の重要事故シナリオ等において制限時時間が異なる場合は、最も厳しい制限時時間を記載している。

※2:初動対応要員の災害対策要員(支援)にて実施する。

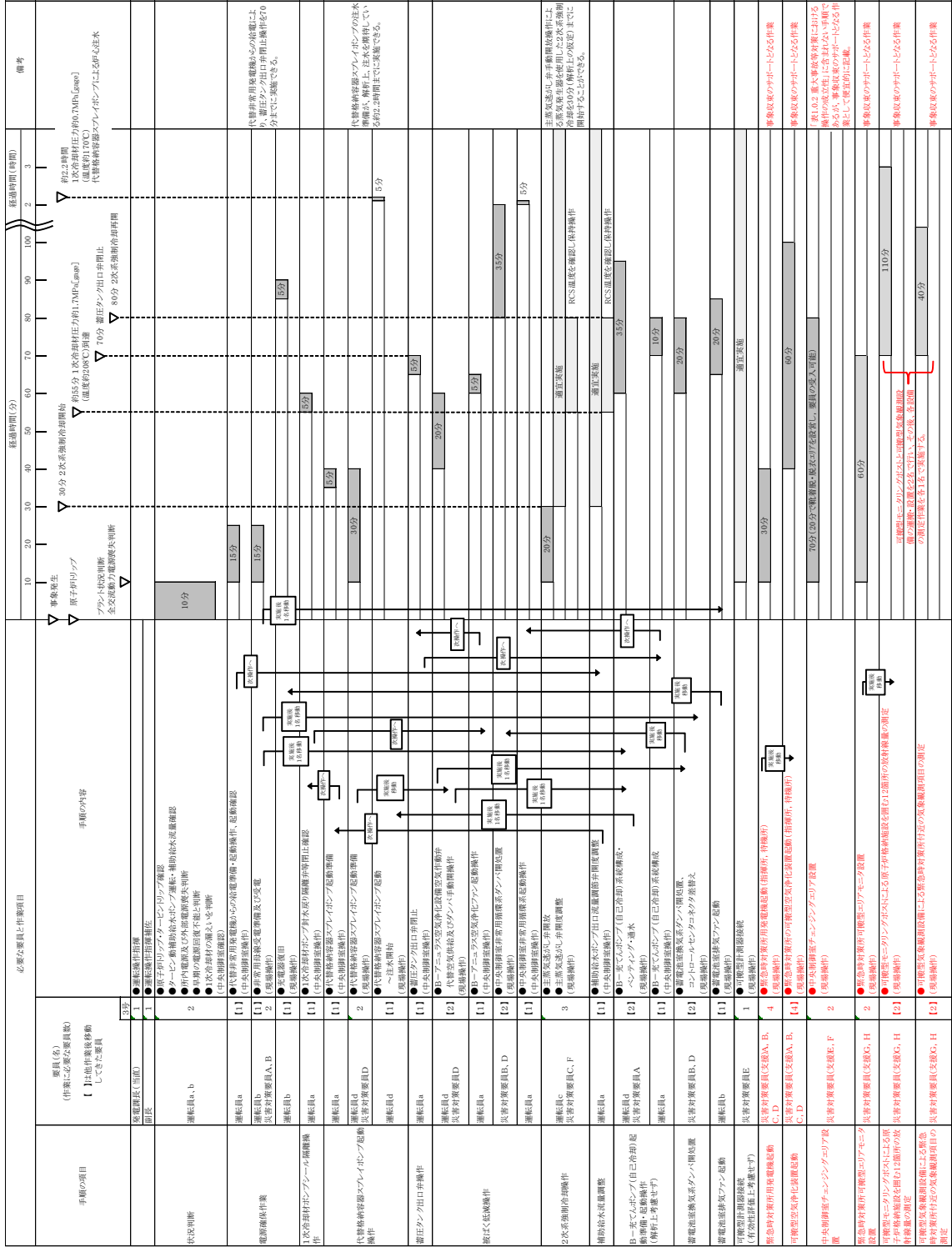
技術的能力
1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等
1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等
1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等
1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等
1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等
1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等
1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等
1.10 水素爆発による原子炉連座等の損傷を防止するための手順等
1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等
1.12 工場外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等
1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等
1.14 電源の確保に関する手順等
1.15 事故時の計装に関する手順等
1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等
1.17 監視測定等に関する手順等
1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等
1.19 通信連絡に関する手順等

有効性評価の重要事故シナリオ等
7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失
7.1.2 全交流動力電源喪失
7.1.3 原子炉補機冷却機能喪失
7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失
7.1.5 原子炉停止機能喪失
7.1.6 ECCS注水機能喪失
7.1.7 ECCS再循環機能喪失
7.1.8 格納容器ハイス
7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)
7.2.1.2 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)
7.2.4 水素燃焼
7.3.1 想定事故1
7.3.2 想定事故2
7.4.1 運転停止中の損壊熱除去機能喪失
7.4.2 運転停止中の全交流動力電源喪失
7.4.3 運転停止中の原子炉冷却材の流出
7.4.4 反応度の誤投入

有効性評価の各重要事故シナリオ等における必要な要員数一覧表

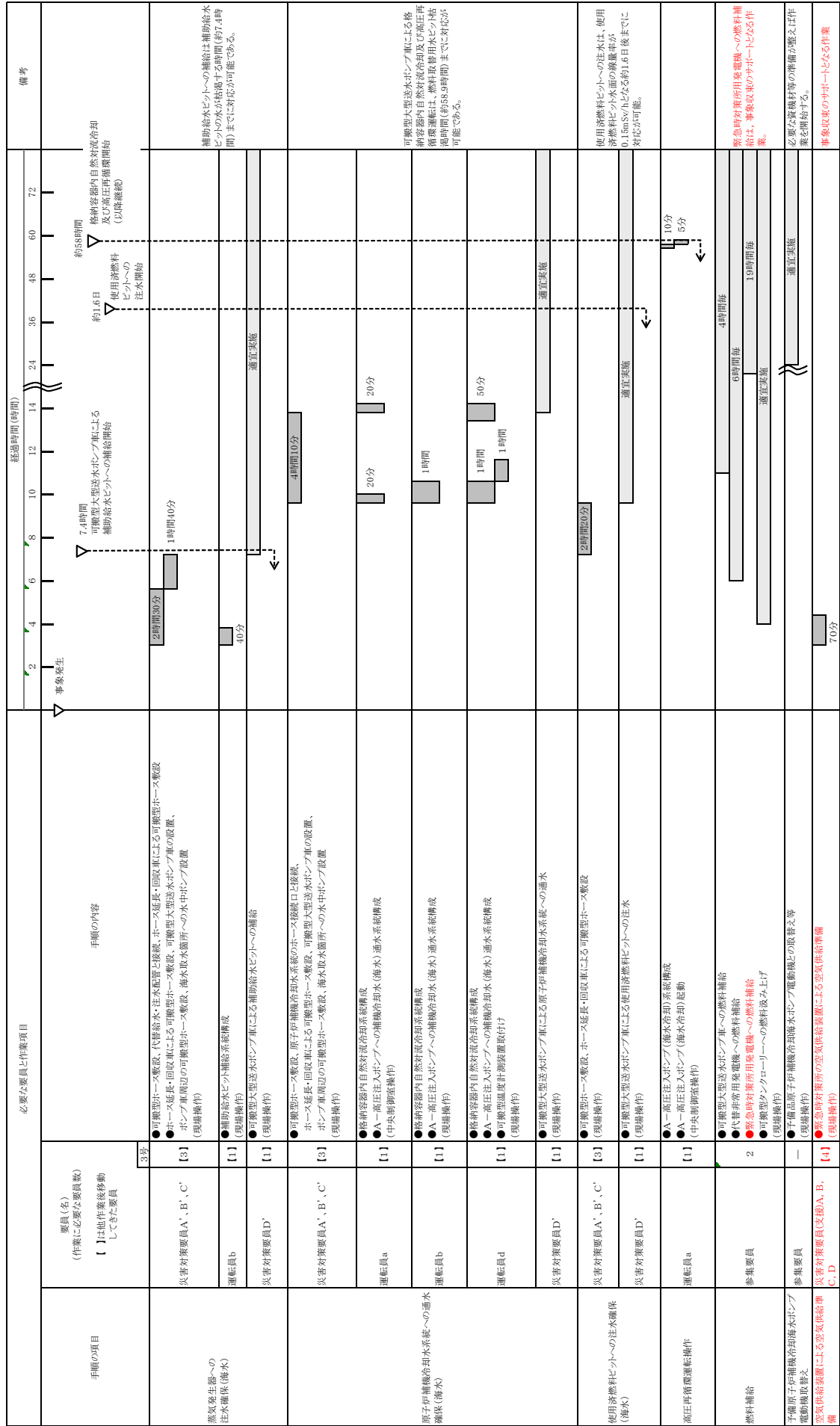
重要事故シナリオ等	初動対応要員						合計
	運転員	災害対策本部要員	災害対策要員	災害対策要員 (支援)	小計	参集要員	
7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失	6	3	1	0	10	0	10
7.1.2 全交流動力電源喪失 (RCP シェル LOCA あり, なし)	6	3	6	0	15	2	17
7.1.3 原子炉補機冷却機能喪失	6	3	5	0	14	2	16
7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失	6	3	1	0	10	0	10
7.1.5 原子炉停止機能喪失	4	3	0	0	7	0	7
7.1.6 ECCS 注水機能喪失	6	3	0	0	9	0	9
7.1.7 ECCS 再循環機能喪失	6	3	0	0	9	0	9
7.1.8 格納容器バイパス (IS-LOCA, SGTR)	6	3	0	0	9	0	9
7.2.1.1 格納容器過圧破損	6	3	5	0	14	2	16
7.2.1.2 格納容器過温破損	6	3	5	0	14	2	16
7.2.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気 気直接加熱	7.2.1.2 と同様						
7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料- 冷却材相互作用	7.2.1.1 と同様						
7.2.4 水素燃焼	6	3	0	0	9	0	9
7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用	7.2.1.1 と同様						
7.3.1 想定事故 1	5	3	4	0	12	2	14
7.3.2 想定事故 2	5	3	4	0	12	2	14
7.4.1 (停止時)崩壊熱除去機能喪失	6	3	1	0	10	0	10
7.4.2 (停止時)全交流動力電源喪失	6	3	5	0	14	2	16
7.4.3 (停止時)原子炉冷却材の流出	6	3	0	0	9	0	9
7.4.4 反応度の誤投入	4	3	0	0	7	0	7

事故収束のサポートとなる作業を追加した全交流動力電源喪失 (RCPシールドLOCAあり) のタイムチャート (1/2)



・上記要員に加え、災害対策本部3名にて現場各所に巡回監視を行う。
 ・実行型手順による手順実施時の要員の必要と認め、上記要員に加え、上記要員以外の災害対策要員も参加し、運転員は手順書に従って各操作条件を満たす場合は順次操作を実施する。
 注：運転員が操作し終了した作業は、その作業完了後に、(一)一部の機組について任意時間により再行。

事故収束のサポートとなる作業を追加した全交流動力電源喪失 (RCPシールLOCAあり) のタイムチャート (2/2)



事故収束のサポートとなる作業を追加した格納容器過圧破壊のタイムチャート (2/2)

手順の項目	要員の項目 (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後移動してきてた要員	必要な要員と作業項目	経過時間(時間)	備考
燃料取替用水ピットへの補給(海水)	3号	手順の内容	2 4 6 8 10 12 14 16 18 20 22 24	約12.9時間 格納容器内自然対流冷却(以降継続)
	【3】 災害対策要員A、B、C、 運転員b	●可搬型ホース敷設、代替給水、注水配管と接続、ホース延長・回収車による可搬型ホース敷設 ●ホース延長・回収車による可搬型ホース敷設、可搬型大型送水ポンプ車の設置、 ポンプ車周辺の可搬型ホース敷設、海水取水箇所への水中ポンプ設置 (現場操作)	2時間30分 1時間40分	
燃料取替用水ピットへの補給(海水)	【1】 災害対策要員D、 運転員a	●燃料取替用水ピット補給系統構成 (現場操作)	40分	燃料取替用水ピットへの補給は燃料取替用水ピットの海水を継続的に供給する必要がある。
	【1】 災害対策要員D、 運転員b	●可搬型大型送水ポンプ車による燃料取替用水ピットへの補給 (現場操作)	20分	
原子炉補機冷却水系統への通水確保(海水)	【3】 災害対策要員A、B、C、 運転員a	●可搬型ホース敷設、原子炉補機冷却水系統のホース接続口と接続、 ホース延長・回収車による可搬型ホース敷設、可搬型大型送水ポンプ車の設置、 ポンプ車周辺の可搬型ホース敷設、海水取水箇所への水中ポンプ設置 (現場操作)	4時間10分	燃料取替用水ピットへの補給は燃料取替用水ピットの海水を継続的に供給する必要がある。
	【1】 運転員b	●格納容器内自然対流冷却系統構成 (中央制御室操作)	20分	
原子炉補機冷却水系統への通水確保(海水)	【1】 運転員d	●格納容器内自然対流冷却系統構成 (現場操作)	1時間	燃料取替用水ピットへの補給は燃料取替用水ピットの海水を継続的に供給する必要がある。
	【1】 災害対策要員D、 運転員b	●格納容器内自然対流冷却系統構成 (現場操作)	1時間	
使用済燃料ピットへの注水確保(海水)	【3】 災害対策要員A、B、C、 運転員d	●可搬型ホース敷設、ホース延長・回収車による可搬型ホース敷設 (現場操作)	2時間50分	使用済燃料ピットへの注水は、使用済燃料ピット水面の線量率が0.15mSv/hとなる約1.6日後までに対応が可能。
	【1】 災害対策要員D、 運転員b	●可搬型大型送水ポンプ車による原子炉補機冷却水系統への通水 (現場操作)	2時間50分	
燃料補給	2 参集要員	●可搬型大型送水ポンプ車への燃料補給 ●代替非常用発電機への燃料補給 ●緊急時対策用発電機への燃料補給 ●可搬型タンクローリーへの燃料積み上げ (現場操作)	6時間毎 4時間毎 19時間毎	緊急時対策用発電機への燃料補給は、事故収束のサポートとなる作業。
	【4】 災害対策要員(支隊)A、B、C、D	●緊急時対策用の空気供給装置による空気供給準備 (現場操作)	70分	

事故収束のサポートとなる作業を追加した想定事故2のタイムチャート(1/2)

手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【1】は他作業後移動してきた要員	必要要件と作業項目	手順の内容	経過時間(分)		備考
				10 20 30 40 50 60 70 80 90	経過時間(分)	
運転員(名) (作業に必要な要員数) 【1】は他作業後移動してきた要員	3名	必要要件と作業項目	▼ 事象発生	10	10	
状態判断	運転員a, b	●運転員a(当直) ●燃料取扱員(当直)	▼ プラント状況判断 ●運転員a(当直) ●燃料取扱員(当直) ●使用済燃料ピット水位低下確認 ●使用済燃料ピット水温、水位の監視 (中央制御室確認)	10分	10分	▼ 約7.5分 注水機能喪失判断
使用済燃料ピット冷卻系配管隔離操作(詳細上考慮せず)	運転員b	●使用済燃料ピット冷卻系配管の水位低下原因調査及び隔離 (現場操作)	●燃料取扱員a(当直)による燃料取扱員b(当直)からの注水準備 ●燃料取扱員b(当直)による燃料取扱員a(当直)からの注水準備 ●2次系配水系統からの注水準備 ●1次系配水タンクからの注水準備 (中央制御室確認)	15分	15分	
使用済燃料ピット注水操作(詳細上考慮せず)	運転員c	●燃料取扱員b(当直)による燃料取扱員a(当直)からの注水準備 ●2次系配水系統からの注水準備 (現場操作)	●燃料取扱員a(当直)による燃料取扱員b(当直)からの注水準備 ●2次系配水系統からの注水準備 ●3次系配水タンクからの注水準備 ●消火設備(ろ過水タンク)からの注水準備 (現場操作)	35分	35分	
使用済燃料ピット注水機能回復操作(詳細上考慮せず)	運転員a 運転員c	●使用済燃料ピット注水機能回復操作・失敗原因調査 (中央制御室確認) ●使用済燃料ピット注水機能回復操作・失敗原因調査 (現場操作)	●使用済燃料ピット注水機能回復操作・失敗原因調査 (中央制御室確認) ●使用済燃料ピット注水機能回復操作・失敗原因調査 (現場操作)	25分	25分	30分
使用済燃料ピットの監視	災害対策要員A, B, C, D	●使用済燃料ピット可搬型エアモニタ、使用済燃料ピット水位(可搬型)及び使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置の設置 (現場操作)	●使用済燃料ピット可搬型エアモニタ、使用済燃料ピット水位(可搬型)及び使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置の設置 (現場操作)	120分	120分	
緊急時対策所用発電機起動	災害対策要員(交授)A, B, C, D	●緊急時対策所用発電機起動(指揮所、待機所) (現場操作)	●緊急時対策所用発電機起動(指揮所、待機所) (現場操作)	30分	30分	事象収束のサポートとなる作業
可搬型空気浄化装置起動	災害対策要員(交授)A, B, C, D	●緊急時対策所用可搬型空気浄化装置起動(指揮所、待機所) (現場操作)	●緊急時対策所用可搬型空気浄化装置起動(指揮所、待機所) (現場操作)	60分	60分	事象収束のサポートとなる作業
中央制御室チェンジエリア設置	災害対策要員(交授)E, F	●中央制御室チェンジエリア設置 (現場操作)	●中央制御室チェンジエリア設置 (現場操作)	70分(20分で搬着車、搬入コマを設置し、要員の出入可能)	70分	「表1.0.2 重大事故等対策における操作の成立性」に含まれない手順であるが、事象収束のサポートとなる作業として便宜的に記載。
緊急時対策所用可搬型エアモニタ設置	災害対策要員(交授)G, H	●緊急時対策所用可搬型エアモニタ設置 (現場操作)	●緊急時対策所用可搬型エアモニタ設置 (現場操作)	60分	60分	事象収束のサポートとなる作業
可搬型モニタリングポストによる原子炉格納罐施設を囲む12箇所の放射線量の測定	災害対策要員(交授)G, H	●可搬型モニタリングポストによる原子炉格納罐施設を囲む12箇所の放射線量の測定 (現場操作)	●可搬型モニタリングポストによる原子炉格納罐施設を囲む12箇所の放射線量の測定 (現場操作)	110分	110分	可搬型モニタリングポストと可搬型空気浄化装置の設置を各1名で行い、その後、各設備の測定作業を各1名で実施する。
可搬型緊急時対策所用放射線量測定装置による緊急時対策所用放射線量測定	災害対策要員(交授)G, H	●可搬型緊急時対策所用放射線量測定装置による緊急時対策所用放射線量測定 (現場操作)	●可搬型緊急時対策所用放射線量測定装置による緊急時対策所用放射線量測定 (現場操作)	40分	40分	事象収束のサポートとなる作業

・上記要件に加え、災害対策本部要員3名にて関係各所に通報連絡を行う。
 ・機内型通話装置による通信連絡手段の確保が必要な場合には、上記要員に加え、上記要員以外の災害対策要員も準備を行う。
 ・各設定時間は操作場所、操作条件並びに実際の現場移動を含む作業時間を考慮した上で評価した上で設定したものであり、運転員は手順書に従って各操作条件を満たせば順次操作を実施する。
 また、運転員が詳細上設定した操作余裕時間内に対応できることは訓練等に基づき確認している。(一部の機器については想定時間により算出)

事故収束のサポートとなる作業を追加した想定事故2のタイムチャート(2/2)

必要な要員と作業項目		経過時間(時間)												備考
		3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	22	24	
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【1】は他作業後移動してきた要員	手順の内容												
代算器外給水タンクからの使用済燃料ピットへの注水 (詳細上考慮せず)	3号 災害対策要員A、B、C*	<ul style="list-style-type: none"> ●可搬型ホース敷設 ●ホース延長・回収車Aによる可搬型ホース敷設、可搬型大型送水ポンプ車Aの設置、ポンプ車周辺の可搬型ホース敷設、代算器外給水タンクへの吸管挿入 ●可搬型大型送水ポンプ車Aによる使用済燃料ピットへの注水 (現場操作) 												使用済燃料ピットへの給水は、使用済燃料ピット水面の水量率が、0.15m ³ /hとなる約1.0日後までに対応を行う。 ※1:注水の困難と判断された場合には、その時点で他の水源による注水操作へ移行する。 ※2:原本槽からの使用済燃料ピットへの注水と共通の操作内容
原本槽からの使用済燃料ピットへの注水 (詳細上考慮せず)	災害対策要員A、B、C*	<ul style="list-style-type: none"> ●可搬型ホース敷設、ホース延長・回収車Aによる可搬型ホース敷設 ●ホース延長・回収車Aによる可搬型ホース敷設、可搬型大型送水ポンプ車Aの設置、ポンプ車周辺の可搬型ホース敷設、(現場操作) ●可搬型大型送水ポンプ車Aによる使用済燃料ピットへの注水 (現場操作) 												
海水からの使用済燃料ピットへの注水	災害対策要員A、B、C*	<ul style="list-style-type: none"> ●可搬型ホース敷設、ホース延長・回収車Aによる可搬型ホース敷設 ●ホース延長・回収車Aによる可搬型ホース敷設、可搬型大型送水ポンプ車Aの設置、ポンプ車周辺の可搬型ホース敷設、海水取水箇所への水中ポンプ設置 (現場操作) ●可搬型大型送水ポンプ車Aによる使用済燃料ピットへの注水 (現場操作) 												
燃料補給	参集要員	<ul style="list-style-type: none"> ●可搬型大型送水ポンプ車Aによる使用済燃料ピットへの注水 												
空気供給装置による空気供給準備	災害対策要員(交代)A、B、C、D	<ul style="list-style-type: none"> ●可搬型大型送水ポンプ車への燃料補給 ●緊急時対策所用送電機への燃料補給 ●可搬型タンクローリーへの燃料汲み上げ (現場操作) ●緊急時対策所の空気供給装置による空気供給準備 (現場操作) 												緊急時対策所用送電機への燃料補給は、事故収束のサポートとなる作業。

*災害対策要員の記身に付記した「1」は、災害対策要員同士での担当作業の入替えを行っての対応が可能ということを示す。

重大事故等対策の対応手段における
操作・作業の容易性確保に伴う必要要員数の低減について

重大事故等が発生した場合、平時における状況とは大きく異なる緊迫した緊急事態下において事象収束のための炉心注水等の各対応手段を実施することとなる。

このような緊迫した緊急事態下でも確実かつ迅速に対応できるよう設備面での検討にあたっては、操作・作業の容易性確保するよう努めており以下のような設備対応を行っている。

- ・充てんポンプ自己冷却ラインと通常冷却ライン(放射性物質を含むラインと含まないライン)との隔離に2重隔離弁を採用(切替操作の容易化)。
- ・可搬型大型送水ポンプ車からの各送水先への直接送水による作業の簡素化。
- ・ホース延長・回収車による可搬型ホース敷設の省力化。
- ・代替補機冷却水の供給に使用する可搬型ホースの小口径化による省力化。

これらの設備対応の結果、少ない要員数にて重大事故等対策の各対応手段に対応することができおり、運転員6名、災害対策本部要員3名及び災害対策要員6名の合計15名の初動対応要員にて有効性評価の各重要事故シーケンス等の事故収束を行うことができる。

なお、緊迫した緊急事態下でも確実かつ迅速に操作・作業ができるよう、事故対応を行う要員は平時から教育訓練を実施し、事故時の対応に係る知識・技能の維持向上に努めることとしている。

13. 泊1, 2号炉 使用済燃料ピット発災時の
緊急時対策所への影響について

1 3. 泊 1, 2 号炉 使用済燃料ピット発災時の緊急時対策所への影響について

泊 1, 2 号炉使用済燃料ピット（以下「SFP」という。）には燃料が貯蔵されており、万一の場合には燃料の損傷等による緊急時対策所への悪影響が考えられる。泊 1, 2 号炉では、保安規定において緊急安全対策として泊 1, 2 号炉発災時の要員参集体制を整備しており、SFP 冷却水の漏えいなどの事故が発生した場合は、参集要員が SFP への水の補給またはスプレーを行うこととしているが、泊 1, 2 号炉 SFP 冷却水の大規模な漏えいという重大事故を上回る状況を想定した場合の燃料の健全性評価と緊急時対策所への影響について検討を行った。

検討にあたっては、仮想的に SFP の冷却水が全量喪失した場合において、燃料被覆管が到達する最高温度より、被覆管がクリープラプチャするまでの最短時間を簡易的に評価し、貯蔵されている燃料集合体の健全性は約 1 ヶ月間維持されることを確認した。更に、何らかの事象により泊 1, 2 号炉 SFP 冷却水の大規模な漏えいが発生した場合においては、実際に SFP 冷却水的全量喪失するまでには一定の時間を要すると考えられ、参集要員が SFP への水の補給またはスプレー操作を実施し、被覆管のクリープラプチャ発生を防止する対応にあたるための時間的な余裕は十分に確保できる。

また、上記により燃料の健全性が確保できる前提において、泊 1, 2 号炉 SFP の冷却水が全て喪失した場合における緊急時対策所への参集時、緊急時対策所の居住性及び緊急時対策所用発電機への給油作業に及ぼす影響について評価した。

評価の結果、泊 1, 2 号炉 SFP 周辺における泊 3 号炉の重大事故等発生時の屋外の対応作業や緊急時対策所内の活動が実施可能であることを確認した。

1. 泊 1, 2 号炉の SFP 冷却水が喪失した場合の燃料健全性の評価

(1) 評価条件

使用済燃料集合体の崩壊熱は以下の条件にて算出した。(添付 1)

- a. 燃料仕様：14×14 型燃料，ステップ 2 燃料（最高燃焼度：55,000Mwd/t）
- b. 保管数量及び崩壊熱

号炉	体数	ピット全体の崩壊熱	最も冷却期間の短い燃料 1 体あたりの崩壊熱
1 号炉	404 体	467kW	1.40kW
2 号炉	469 体	550kW	1.52kW

※体数は新燃料を含まない

(2) 評価手法

最も冷却期間の短い燃料 1 体あたりの崩壊熱が大きい 2 号炉を対象として以下の評価を実施した。

- a. 最も冷却期間の短い（崩壊熱の高い）燃料の崩壊熱を入熱とした空気温度上昇を評価。（空気の自然循環による冷却をラック内外において考慮する。）
- b. 最も冷却期間の短い（崩壊熱の高い）燃料とラック内空気の熱伝達を評価し、燃料被覆管とラック内空気の温度差を評価。
- c. a + b により、燃料被覆管温度を評価。

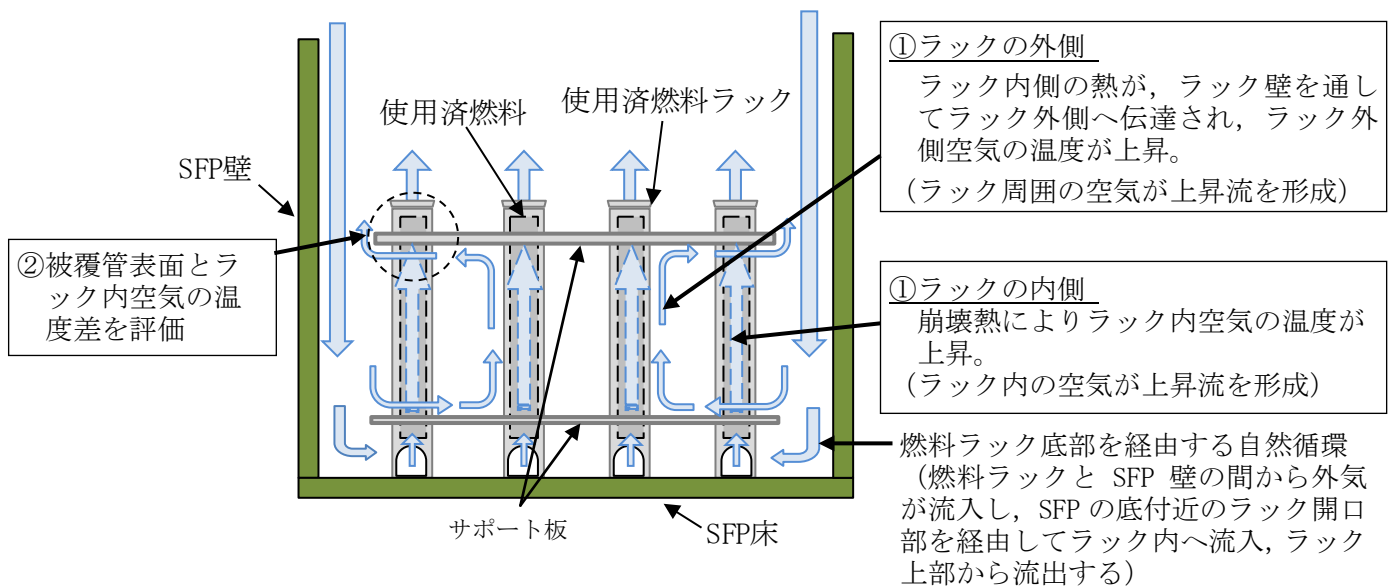


図 別 1-13-1 燃料被覆管温度評価の概念図

(3) 評価の結果

表 別 1-13-1 のとおり、評価を行った結果、燃料被覆管温度は泊 2 号炉で 450℃程度となった。

表 別 1-13-1 燃料被覆管温度の評価

項目	泊 2 号炉
ラック内側の面積(m ²)	
ラック当たりの燃料棒/シングル管/ 計装用管の占有面積(m ²) (ラック断 面積を考慮)	$\pi \times (1.072E-2/2)^2 \times 179$ 本 $+ \pi \times (1.369E-2/2)^2 \times 16$ 本 $+ \pi \times (1.072E-2/2)^2 \times 1$ 本 $= 0.01860\text{m}^2$
ラック内側の流路面積 A (m ²)	<input type="text"/> - 0.01860 = <input type="text"/> m ²
ラック内側の流速 V (m/s) (添付 3)	0.222 m/s
自然循環流量 (kg/s) G = ρ × 流速 V × 流路面積 A	G = 0.6402 × 0.222 × <input type="text"/> = <input type="text"/> kg/s
ラック内側の温度 T _m (°C) (添付 4) ラック外側の温度 T _a (°C) (添付 4)	T _m : 278.3°C T _a : 152.5°C
ラックの内側から外側への伝熱による 放熱量 Q' (kW) (添付 4)	0.364kW
ラック内の空気の温度上昇 (°C) Δ T _g = (Q - Q') ÷ (G × C _p) (添 付 4)	(1.52 - 0.364) ÷ (<input type="text"/> × 1.043) = 300°C (5°C刻みで切り上げ)
燃料被覆管と空気の温度差 (°C) Δ T _w = Q ₂ ÷ (熱伝達率 × 伝熱面積)	Q ₂ = 5kW Δ T _w = 5 × 1000 ÷ (14.41 × 21.96) = 20°C (5°C刻みで切り上げ)
燃料被覆管温度 (°C)	130 + 300 + 20 = 450°C

※空気の物性値 (密度 ρ, 比熱 C_p) は, 伝熱工学資料 (圧力 0.1MPa, 約 278°C (ラック内側空気の出入口平均温度)) の値を使用。(添付 5 参照)

$$\rho : 0.6402(\text{kg/m}^3) \quad C_p : 1.043(\text{kJ/kg/K})$$

※燃料棒の熱伝達率 $h_1 = \text{Nu} \times (\lambda \div D_H) = 4.36 \times (42.6E-3 \div 1.289E-2) = 14.41(\text{W/m}^2/\text{K})$
Nu : 発達した管内層流¹の強制対流熱伝達に対するヌセルト数 (4.36, 伝熱工学資料より)

λ : 空気の熱伝導率 (42.6E-3(W/m/K), 伝熱工学資料より, 約 278°Cの値)

D_H : 代表長さ (0.01289m, 等価直径)

※燃料棒の伝熱面積 AH = (π × 被覆管外径) × 燃料有効長 × 燃料棒本数 = 21.96 m²

※ラック内側入口部 (燃料入口部) の空気温度は, CFD 解析による試算で求めた建屋内雰囲気温度から 130°Cに設定した (添付 8)。

本評価には, 発熱量の軸方向分布, 酸化反応に伴う発熱等を考慮して, 最も高温となる燃料の崩壊熱の評価値に保守性を見込んだ 5 kW の値を設定。

: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

¹ 燃料棒周辺の流れは燃料棒に四方を囲まれた管内流れと考えられ, 燃料棒 1 本当たりの流路に対する代表長さ (水力等価直径) を適用し評価する。

本評価に基づきラック内側の流れに対してレイノルズ (Re) 数, グラスホフ (Gr) 数及びレイリー (Ra) 数 (Gr 数とプラントル (Pr) 数の積) を算出したところ, それぞれ約 70, 約 9, 250, 約 6, 570 となった。一般に鉛直管内流れの層流条件は, $Re \leq 10^3$, $10^3 \leq Ra \leq 10^5$ とされていることから, ラック内側は層流であると確認できる。

燃料被覆管温度 450℃におけるクリープラプチャ発生時間は約 1 ヶ月 (添付 2) であり, 燃料集合体の健全性は一定期間確保されることを確認した。従って, 泊 3 号炉において重大事故等が同時に発生した場合でも, 泊 1, 2 号炉 SFP の冷却水喪失に伴い, 燃料被覆管がクリープラプチャするまでに, 参集要員が SFP への補給又はスプレイ操作の対応にあたるための時間的な余裕は十分に確保できることから, 泊 3 号炉の重大事故等対応に影響を与えることはない (添付 7)。

なお, 第 385 回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合における資料では, ラック内側入口部の空気温度条件として MAAP5 を用いた敦賀 2 号炉の解析結果を参考に建屋内雰囲気温度相当である 155℃と設定し, この場合の燃料被覆管温度評価結果 500℃、クリープラプチャが発生する最短時間約 1 日を泊 1, 2 号炉の評価結果としていた。

しかし, 添付 8 に示す泊 2 号炉 SFP を対象とした CFD 解析による試算では, 空気の高温度約 400℃より燃料被覆管最高温度は 420℃、クリープラプチャが発生する最短時間は約 10 ヶ月と評価される。敦賀 2 号炉の解析はプラント停止期間が短く (2 年)、停止後 4 年以上が経過している泊 1, 2 号炉 SFP の評価に用いるには過度に保守的であると考え、適切なラック内側入口部の空気温度を設定することとした。

具体的には, 泊 2 号炉の CFD 解析による試算においてラック内側入口部は約 80℃であったが, 建屋内空気の混合状況や時間的な揺らぎによる不確かさを考慮し、CFD 解析結果の建屋床面における SFP 周辺部雰囲気温度の最高値に一定の保守性を持たせ、ラック内側入口部の空気温度を 130℃に見直した。

表 別 1-13-2 にラック入口部の空気温度見直し前後の燃料被覆管温度及びクリープラプチャが発生する最短時間の評価結果を示す。上記のとおり敦賀 2 号炉の解析は過度に保守的と考えられること、また、ラック内側入口部の空気温度 130℃は CFD 解析結果に保守性を持たせて設定したものであり、泊 1, 2 号炉の SFP において冷却水が喪失した状況においても、燃料の健全性は最低でも 1 ヶ月以上にわたり確保されるものとする。

表 別 1-13-2 燃料被覆管最高温度およびクリープラプチャが発生する最短時間

評価ケース	燃料被覆管最高温度	クリープラプチャが発生する最短時間
ラック内側入口部の 空気温度：155℃	500℃	約1日
CFD解析	420℃	約10ヶ月
ラック内側入口部の 空気温度：130℃	450℃	約1ヶ月

なお、SFP の保有水量は $1,500\text{m}^3$ 以上あり、何らかの事象により SFP が損壊し SFP 冷却水の漏えいが発生した場合でも、SFP 冷却水の全量喪失までには一定の時間を要する^(注)と考えられる。

(注) SFP の冷却水喪失事故における漏えい規模の想定について

泊 1, 2 号炉の SFP において重大事故等を想定した場合、長期停止に伴い崩壊熱も小さいことから、SFP 冷却水が沸騰に至るまで約 6 日を要し、安全対策上は問題とならない。一方、重大事故を上まわる SFP からの漏えいを伴うような事故に関しては、具体的な漏えい規模を想定することは難しいが、米国のガイドを参考に、以下考察を行った。

仮に、泊 1, 2 号炉 SFP にて米国 NEI12-06 (FLEX ガイド), NEI06-12 (B. 5. b 対応ガイド) で要求される SFP スプレー能力 200gpm (約 $45.4\text{m}^3/\text{h}$) に相当する SFP 冷却水の漏えいを仮定した場合、SFP 冷却水が全量喪失に至るまでは約 33 時間となり、SFP 冷却水の全量喪失に至るまでには一定の時間余裕がある。

さらに、NEI06-12 で要求される SFP への水の補給能力 500gpm (約 $114\text{m}^3/\text{h}$) に相当する SFP 冷却水の漏えいを仮定した場合には、SFP 冷却水が全量喪失に至るまでは約 13 時間となるが、本条件は航空機の直接衝突を仮定したものであり、耐震 S クラスである SFP 設備において、地震によりこのような大規模な漏えいが発生することは考え難い。

<参考>

・NEI12-06 (FLEX ガイド)

2011 年の福島第一原子力発電所での事故を受けた大規模な自然災害への対応ガイドであり、SFP については、SFP への水のスプレー能力 200gpm が要求されている。

・NEI06-12 (B. 5. b 対応ガイド)

2001 年の同時多発テロを受けた航空機テロへの対応ガイドであり、SFP については、SFP への水の補給能力 500gpm 及び SFP への水のスプレー能力 200gpm が要求されている (補給とスプレーを同時に実施する必要はない)。

2. 泊 1, 2 号炉の SFP 冷却水の全量喪失を想定した場合の緊急時対策所への影響評価

(1) 評価条件

a. 線源強度

燃料集合体の線源強度は以下のとおり計算した。

(a) 現在, 泊 1, 2 号炉は停止中であり, また, 泊 1, 2 号炉 SFP に 3 号炉用の燃料は貯蔵しないことから, 泊 1, 2 号炉 SFP に新たに使用済燃料が追加されることはない。従って, 平成 28 年 1 月 1 日時点の燃料貯蔵状況等を考慮することとし, 燃料集合体を次のとおり分類する。

イ. 燃焼度(燃焼時間)については, 使用サイクル数を踏まえて 0~10,000 時間, 10,000~20,000 時間, 20,000~30,000 時間, 30,000~40,000 時間に分類し, それぞれの上限値を使用する。

ロ. 冷却時間については, 3 年~4 年, 4 年~5 年, 5 年~7 年, 7 年~10 年, 10 年~に分類し, それぞれの下限值を使用する。

評価に用いた分類毎の燃料集合体の数量を表 別 1-13-3 及び表 別 1-13-4 に示す。

なお, 燃料は全てステップ 2 燃料とする。

(b) 計算には ORIGEN2 コードを使用し, 線源強度は表 別 1-13-5 に示すとおり 7 群のガンマ線エネルギーに分類する。

表 別 1-13-3 泊 1 号炉 SFP 燃料集合体の評価条件

(単位：体)

燃焼度 (燃焼時間)	冷却期間				
	3 年	4 年	5 年	7 年	10 年
10,000 時間	0	12	0	0	0
20,000 時間	0	20	4	4	3
30,000 時間	0	44	12	30	96
40,000 時間	0	45	41	39	54
合計	0	121	57	73	153

表 別 1-13-4 泊 2 号炉 SFP 燃料集合体の評価条件

(単位：体)

燃焼度 (燃焼時間)	冷却期間				
	3 年	4 年	5 年	7 年	10 年
10,000 時間	0	0	0	0	0
20,000 時間	0	45	4	0	0
30,000 時間	0	35	22	4	109
40,000 時間	0	41	73	52	84
合計	0	121	99	56	193

表 別 1-13-5 ガンマ線のエネルギー分類

代表エネルギー (MeV)	エネルギー範囲 (MeV)
0.4	$E \leq 0.4$
0.8	$0.4 < E \leq 0.9$
1.3	$0.9 < E \leq 1.35$
1.7	$1.35 < E \leq 1.8$
2.2	$1.8 < E \leq 2.2$
2.5	$2.2 < E \leq 2.6$
3.5	$2.6 < E$

b. 評価モデル

泊 1, 2 号炉 SFP 周辺の評価点における線量評価モデルは以下のとおりとした。

- (a) 最も厳しい状態として SFP 水位がゼロの場合を想定する。なお、燃料の健全性は保たれていることを前提とする。
- (b) SFP 直上での作業を行うことはないこと、SFP 上部開口部以外における直接線の影響は SFP 側壁のコンクリート厚さを踏まえると無視できることから、鉛直上方向に放出されるガンマ線のスカイシャイン線の評価対象とする。
- (c) a. (a) にて分類した各燃料集合体を、その上端部に位置する点線源に変換する。変換に当たっては、燃料集合体の自己遮蔽を考慮し、SPAN-SLAB コードを用いて上空での線量率を求め、当該位置においてその線量率と等価な線量率を与える点線源強度を設定する。
- (d) 評価モデルの概要を図 別 1-13-2 に示す。評価点におけるスカイシャイン線量率の計算にあたっては、(c) にて設定した点線源が SFP の中心に配置されているものとして SCATTERING コードにより計算する。
- (e) 影響評価に当たって設定する評価点とその評価条件を図 別 1-13-3 及び表 別 1-13-6 に示す。

評価点選定の考え方は以下のとおりとした。

- イ. 緊急時対策所への複数の参集ルートを踏まえ、参集ルートのうち線量影響が最大となる 2 号炉 SFP 最近接点を評価点として選定する。
なお、貯蔵している燃料状況から 1 号炉 SFP よりも 2 号炉 SFP からの線量影響の方が大きい。
- ロ. 緊急時対策所近傍の屋外作業となる緊急時対策所用発電機への給油作業地点を評価点として選定する。
- ハ. 緊急時対策所の居住性の観点から緊急時対策所中心点を評価点として選定する。
なお、中心点の評価では、コンクリート（密度： 2.15g/cm^3 ）による遮蔽効果を考慮する。

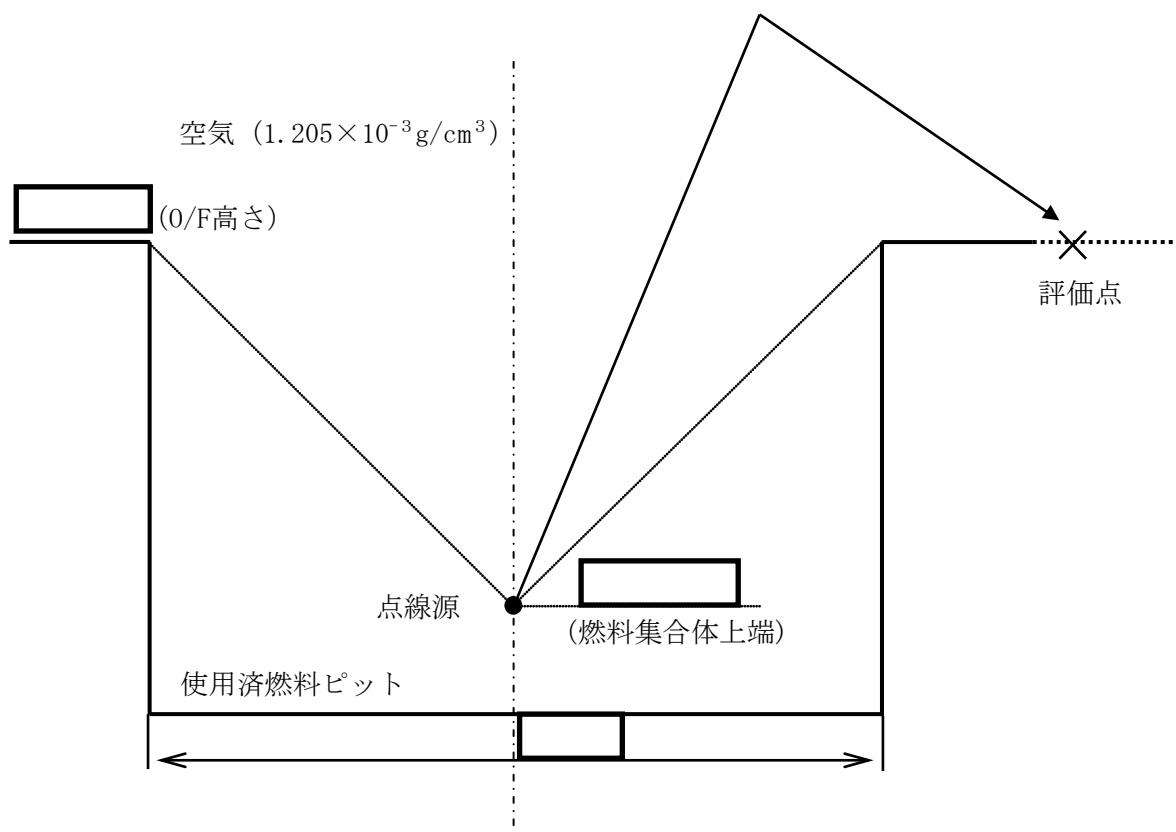


図 別 1-13-2 スカイシャイン線量の評価モデル

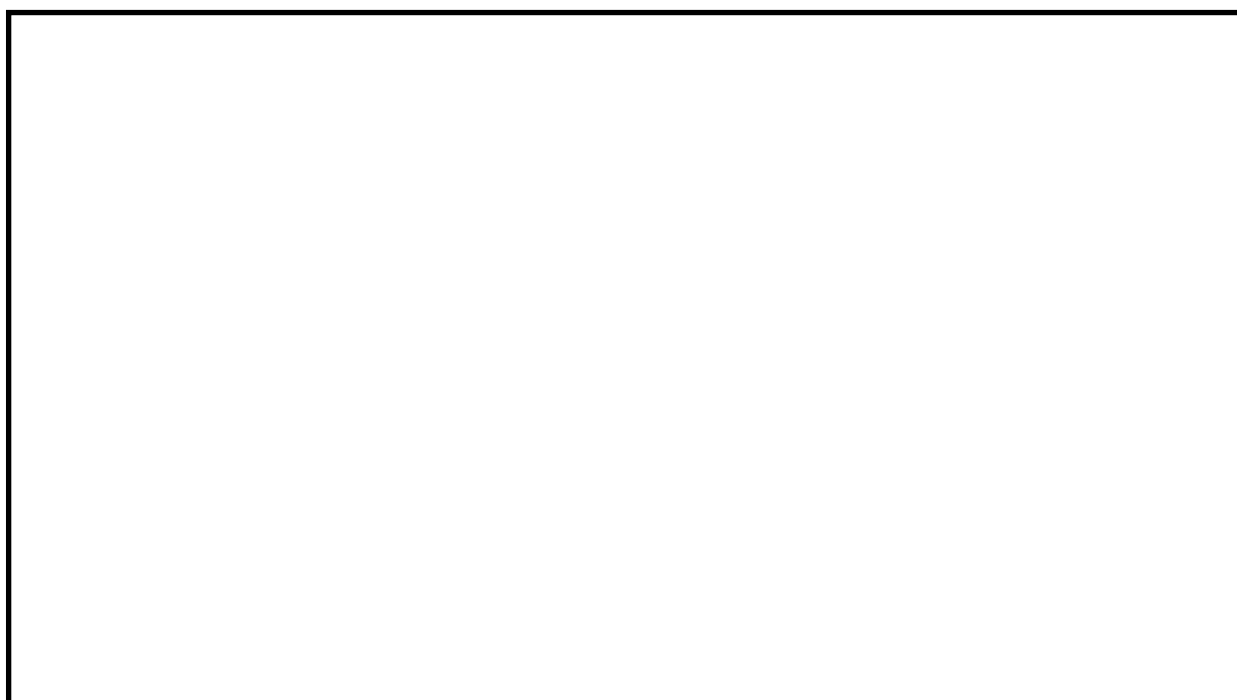


図 別 1-13-3 緊急時対策所への参集ルート等を踏まえた評価点

表 別 1-13-6 緊急時対策所にかかる評価条件

評価点	SFP 中心からの距離(m)		コンクリート厚さ※ (cm)
	1号炉	2号炉	
①参集ルートのうち2号炉 SFP 最近接点	1号炉	約 196m	—
	2号炉	約 36m	—
②緊急時対策所用発電機への給油作業地点	1号炉	約 220m	—
	2号炉	約 407m	—
③緊急時対策所中心点	1号炉	約 217m	65
	2号炉	約 402m	65

※評価に当たっては、マイナス側許容差 5mm を考慮する。

(2) 評価結果

線量率の評価結果を表 別 1-13-7 に示す。

表 別 1-13-7 泊 1, 2号炉 SFP 冷却水喪失時の線量評価結果

評価点	線量率(mSv/h)		
	号炉別		合計
①参集ルートのうち2号炉 SFP 最近接点	1号炉 SFP	約 3.2×10^{-1}	約 6.4
	2号炉 SFP	約 6.0	
②緊急時対策所用発電機への給油作業地点	1号炉 SFP	約 2.7×10^{-1}	約 3.1×10^{-1}
	2号炉 SFP	約 3.8×10^{-2}	
③緊急時対策所中心点	1号炉 SFP	約 3.4×10^{-4}	約 3.8×10^{-4}
	2号炉 SFP	約 4.7×10^{-5}	

緊急時対策所への参集ルート上で、泊 1, 2号炉 SFP 内の使用済燃料からの線量影響が最大となる地点における線量率は約 6.4mSv/h、緊急時対策所近傍の屋外作業となる緊急時対策所用発電機への給油作業地点における線量率は約 0.31mSv/h となった。緊急時対策所への移動に際して、参集ルート上の線量率をこの線量率で代表し移動時間を考慮しても線量は小さくアクセス性に問題なく、また、給油も 7 日間の作業を考慮しても約 0.12mSv であるため作業性に問題はない。

また、緊急時対策所中心点における線量率は約 $0.38 \mu\text{Sv/h}$ であり、7 日間の滞在を考慮しても約 0.064mSv であるため、居住性に与える影響は極めて小さい。

以上より、泊 1, 2号炉 SFP 発災時においても、緊急時対策所を拠点とする活動に支障がないことを確認した。

泊 1, 2 号炉 使用済燃料ピット発災時の燃料健全性評価に用いた崩壊熱について

泊 1, 2 号炉の使用済燃料ピット（以下「SFP」という。）の冷却水が全量喪失した状態を想定した場合の燃料健全性評価に用いた崩壊熱については、ステップ 2 燃料の安全審査時に用いた評価条件を基に以下の通り算出した。

1. ステップ 2 燃料の安全審査での評価条件

表 別 1-13-8 泊 1, 2 号炉安全審査における使用済燃料ピット熱負荷評価条件

	泊 1 (2) 号炉
崩壊熱曲線	<ul style="list-style-type: none"> ・ F P 崩壊熱：日本原子力学会推奨値＋不確定性（3σ）※ ・ アクチニド崩壊熱：ORIGEN2 コード評価値＋不確定性（20%）
燃料条件	<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃焼度 <ul style="list-style-type: none"> 3 回照射燃料 55,000MWd/t 2 回照射燃料 36,700MWd/t 1 回照射燃料 18,300MWd/t ・ ウラン濃縮度：4.8wt%
照射回数	3 サイクル照射取出
運転期間	13 ヶ月
停止期間	30 日
燃料取出期間	7.5 日
燃料取出スキーム	1/3 炉心分が定検ごとに使用済燃料ピットに取り出され、また、1 (2) 号炉の全炉心分とあわせて使用済ピット貯蔵容量一杯に保管されているものと仮定

※：「軽水炉動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針（昭和 56 年 7 月 20 日原子力安全委員会決定、平成 4 年 6 月 11 日一部改定）」においてその使用が認められている。

2. 今回の評価に用いる崩壊熱

今回の評価に用いる SFP 保管燃料の崩壊熱については、ステップ 2 燃料の安全審査で用いた発熱量および冷却期間を基に実際の冷却期間に応じた崩壊熱を算出した。

具体的には、

- ① 例えば、泊 1 号炉の 1715 日冷却の燃料（前サイクル装荷燃料 121 体）については、冷却日数が 4 サイクル冷却（1708 日）と 5 サイクル冷却（2133 日）の間で内挿することにより算出した。その他冷却期間の燃料についても同様に算出した。
- ② 1 号炉の 7 サイクル冷却（2983 日）以上の冷却燃料については、保守的に全て 7 サイクル冷却燃料として扱う。
- ③ 2 号炉の 7 サイクル冷却（2983 日）以上の冷却燃料については、保守的に全て 7 サイクル冷却燃料として扱う。
- ④ 実際の燃焼度にかかわらず、保守的に全て 55,000MWd/t と設定する。

上記方法により、泊 1, 2 号炉 使用済燃料ピット発災時の燃料健全性評価用の崩壊熱を表 別 1-13-9, 表 別 1-13-10 のとおり算出した。

3. 結論

泊 1, 2 号炉 使用済燃料ピット発災時の燃料健全性評価用の崩壊熱については、泊 1 号は 1.40kW, 泊 2 号は 1.52kW とする。なお、SFP 全体の崩壊熱は、1 号炉は約 467kW, 2 号炉は約 550kW である。

以 上

表 別 1-13-9 泊 1 号炉使用済燃料ピットに貯蔵する使用済燃料の崩壊熱

取出燃料	冷却期間	体数	崩壊熱 [MW]	1 体当たりの崩壊熱 [kW]	冷却期間 (2016. 1. 1 時点) を考慮した 1 体当たりの崩壊熱		体数 [体]	崩壊熱 [kW]
					冷却期間 [日]	崩壊熱 [kW]		
7サイクル冷却済燃料	(13ヶ月 + 30日) × 7 + 7.5日 → 2, 983日	1/3炉心	0. 04	1. 000	3, 184日	1. 000	183	183
6サイクル冷却済燃料	(13ヶ月 + 30日) × 6 + 7.5日 → 2, 558日	1/3炉心	0. 043	1. 075	2, 705日	1. 049	43	46
5サイクル冷却済燃料	(13ヶ月 + 30日) × 5 + 7.5日 → 2, 133日	1/3炉心	0. 048	1. 200	2, 181日	1. 186	57	68
4サイクル冷却済燃料	(13ヶ月 + 30日) × 4 + 7.5日 → 1, 708日	1/3炉心	0. 056	1. 400	1, 715日	1. 397	121	170
3サイクル冷却済燃料	(13ヶ月 + 30日) × 3 + 7.5日 → 1, 283日	1/3炉心	0. 073	1. 825				
2サイクル冷却済燃料	(13ヶ月 + 30日) × 2 + 7.5日 → 858日	1/3炉心	0. 11	2. 750				
1サイクル冷却済燃料	(13ヶ月 + 30日) × 1 + 7.5日 → 433日	1/3炉心	0. 201	5. 025				
今回取出	7.5日	1/3炉心	1. 424					
今回取出	7.5日	1/3炉心	1. 543					
今回取出	7.5日	1/3炉心	1. 7					
合計							404	467

今回評価

安全審査

表 別 1-13-10 泊 2 号炉使用済燃料ピットに貯蔵する使用済燃料の崩壊熱

取出燃料	冷却期間	体数	崩壊熱 [MW]	→	1 体当たりの崩壊熱 [kW]	冷却期間 (2016. 1. 1 時点) を考慮した 1 体当たりの崩壊熱		体数 [体]	崩壊熱 [kW]
						冷却期間 [日]	崩壊熱 [kW]		
7サイクル冷却済燃料	(13ヶ月 + 30日) × 7 + 7.5日 → 2,983日	1/3炉心	0.04	→	1.000	3,331日	1.000	224	224
6サイクル冷却済燃料	(13ヶ月 + 30日) × 6 + 7.5日 → 2,558日	1/3炉心	0.043	→	1.075	2,850日	1.023	25	26
5サイクル冷却済燃料	(13ヶ月 + 30日) × 5 + 7.5日 → 2,133日	1/3炉心	0.048	→	1.200	2,429日	1.113	56	63
4サイクル冷却済燃料	(13ヶ月 + 30日) × 4 + 7.5日 → 1,708日	1/3炉心	0.056	→	1.400	2,073日	1.228	43	53
3サイクル冷却済燃料	(13ヶ月 + 30日) × 3 + 7.5日 → 1,283日	1/3炉心	0.073	→	1.825	1,589日	1.519	121	184
2サイクル冷却済燃料	(13ヶ月 + 30日) × 2 + 7.5日 → 858日	1/3炉心	0.11	→	2.750				
1 サイクル冷却済燃料	(13ヶ月 + 30日) × 1 + 7.5日 → 433日	1/3炉心	0.201	→	5.025				
今回取出	7.5日	1/3炉心	1.424						
今回取出	7.5日	1/3炉心	1.543						
今回取出	7.5日	1/3炉心	1.7						
合 計								469	550

今回評価

安全審査

泊 1, 2 号炉 使用済燃料ピット発災時の
クリープラプチャ発生時間の評価結果について

泊 1, 2 号炉の使用済燃料ピット（以下「SFP」という。）の冷却水が喪失し燃料被覆管温度が上昇した状態におけるクリープラプチャ発生までの時間を以下の通り評価し、相当な期間、燃料の健全性が確保されることを確認した。

1. クリープラプチャ発生時間評価

(1) 評価条件

評価条件を以下のとおり設定した。

- 燃料被覆管温度：450℃
- 燃料被覆管周方向応力 σ ：134MPa

$$\sigma = \frac{pD}{2t}$$

p ：燃料棒内圧（=16.4MPa²：ステップ 2 燃料の設置許可申請書上の炉心における内圧評価値と同等と設定。）

D ：被覆管平均径（= $\frac{D_0 + D_1}{2}$ = 10.1mm）

D_0 ：被覆管外径（=10.72mm）

D_1 ：被覆管内径（=9.48mm）

t ：被覆管肉厚（=0.62mm）

(2) 評価手法

「04-基炉報-0001 平成 15 年度 リサイクル燃料資源貯蔵施設安全解析コード改良試験（燃料の長期安全性に関する評価報告書）」（独立行政法人原子力安全基盤機構）に示されるラーソンミラー・パラメータと応力の相関式³のうち、使用済燃料被覆管の式を用いて、クリープラプチャ発生時間を評価する。

$$\sigma = 1.097 \times 10^5 \cdot \exp(-4.059 \times 10^{-4} \times \text{LMP})$$

σ ：周方向応力（=134MPa）

LMP：ラーソンミラー・パラメータ（= $T(20 + \log_{10} tr)$ ）

T ：試験温度（=723K：燃料被覆管温度 450℃を想定）

tr ：破断時間（時間）

(3) 評価結果

上記評価条件でのクリープラプチャ発生時間は、約 730 時間（約 30 日）である。

2. まとめ

泊 1, 2 号炉の SFP 冷却水が喪失し燃料被覆管温度が上昇した状態において、クリープラプチャが発生するまでの時間評価の結果を踏まえると、相当な期間、燃料の健全性は確保される。

以 上

² 定格運転時における燃料棒最高内圧評価値 14.6MPa（泊 1/2 号機 14×14 型燃料体設置許可申請書の記載値）に不確定性を考慮した保守的な設定。

³ 使用済燃料被覆管を用いた被覆管クリープラプチャ試験の結果に基づくフィッティング式。

燃料ラック内側の自然対流速度の評価について

S F P 冷却材の喪失時には、ラック内にある燃料集合体が露出するが、燃料集合体で加熱された空気の密度が小さくなるために密度差（浮力）に起因する自然対流が発生する。この加熱された空気はプール上側に流出するが、事故時に建屋解放の運用とすることで、加熱された空気を建屋外に放出し、建屋外から外気を流入させることで燃料集合体を冷却させる自然循環が形成される。

自然対流による空気の循環流量は、プールにあるラック内外の空気密度差を駆動力とし、循環経路の各所で発生する圧力損失を考慮することで決まる。S F P 建屋は大きな空間であり、循環経路で発生する圧力損失は主として燃料体を流れる空気の摩擦抵抗となることから、空気密度差とこの摩擦抵抗の運動量バランスから、S F P 系内を循環する自然対流速度が推定できる。

機械工学便覧では、発達した領域における層流のヌセルト数 Nu と管摩擦係数 C_f の定義式として、

$$Nu = \frac{\alpha \cdot d_s}{\lambda} \quad \text{①}$$

$$C_f = \left| \frac{\Delta P}{dx} \right| \cdot \left(\frac{d_s}{2} \right) \cdot \left(\frac{1}{\rho v^2} \right) \quad \text{②}$$

が記載されており、②式が自然対流速度に関係している。②式において d_s は代表長さ（円管の場合は直径）(m)、 $\left| \frac{\Delta P}{dx} \right|$ は単位長さ当たりの圧力損失(Pa/m)、 ρ は密度(kg/m³)、 v は流速(m/s)である。

また、管群での発達した領域における層流で、管からの一様の発熱を仮定する場合⁴、文献(NUREG/CR-7144)によると管群体系では

$$C_f \cdot Re = 25, \quad \text{③}$$

の関係があり、ここで、レイノルズ数 Re は、

$$Re = \frac{d_s \cdot v}{\nu} \quad \text{④}$$

により定義される。 ν は動粘性係数(m²/s)である。③式に②式および④式を代入して、流速 v について整理すると、

$$v = \frac{1}{25} \left| \frac{\Delta P}{dx} \right| \cdot \left(\frac{d_s^2}{2} \right) \cdot \left(\frac{1}{\rho \nu} \right) \quad \text{⑤}$$

を得る。一方、自然対流冷却状態においては圧力損失と自然循環力がバランスし、

$$\left| \frac{\Delta P}{dx} \right| = \Delta \rho^* \cdot g = \frac{\rho_{out} - \rho_{in}}{2} \cdot g = \frac{\Delta \rho}{2} \cdot g \quad \text{⑥}$$

⁴ 本評価では平均流速を導出するため出力分布は一様として考える。但し、考慮する出力は燃料 1 体あたりの崩壊熱が最も高い場合を考える。

となる。ここでは差圧を発生させる密度差の定義として、ラック内側空気の平均密度（入口／出口流の平均）とラック外側空気の密度の差

$$\Delta \rho^* = \frac{\rho_{\text{in}} + \rho_{\text{out}}}{2} - \rho_{\text{in}} = \frac{\rho_{\text{out}} - \rho_{\text{in}}}{2} = \frac{\Delta \rho}{2}$$

とする。 $\Delta \rho$ は流路出入口の密度差(kg/m³)、 g は重力加速度(m/s²)である。⑥式を⑤式に代入し、

$$v = \frac{1}{100} \cdot g \cdot \Delta \rho \cdot \left(\frac{d_s^2}{\rho v} \right) \quad \text{⑦}$$

が得られ、本式により自然対流速度 v を評価する。

機械工学便覧の抜粋

される場合のヌセルト数で、式 (539) によって評価することができる。

以上は流体の物性値が一定の場合であるが、実際には物性値変化が無視できるほど温度差 ($T_w - T_m$) が小さい場合がある。流体が気体の場合には、物性値を膜温度 $T_f = (T_w + T_m)/2$ で評価し、液体の場合には平板面温度 T_w で諸物性値を評価する方法が使用されている。後者の場合には、上記の方法を採用しても (μ_w/μ_m) なる粘性係数の比になお若干の依存性があるとされている⁽¹⁹⁶⁾。

5・7・2 管内流（内部流）の強制対流層流熱伝達

管内（内部）流の熱伝達率を定義するにあたっては、本項では流体の代表温度として、着目する管断面内の流体の混合平均温度 T_b (① mixed mean temperature, ② bulk temperature) を用いる。 T_b は、たとえば内部に温度と速度の分布のある水流を容器に受けてよくかくはんしたときの平均温度である。入口温度 T_{in} (K)、流量 W (kg/s) の流れに対し、入口からある位置 x までに Q (W) の熱量が与えられるとき、 x における混合平均温度は、

$$T_b(x) = T_{in} + Q/(c_p W) \quad (541)$$

となる。 c_p は流体の定圧比熱 [J/(kg·K)] である。

直径 d の円管を例とし、断面内の温度分布 $T(r)$ と速度分布 $u(r)$ が半径 r の関数であるとき、混合平均温度は、

$$T_b = \frac{\int_0^{d/2} T(r)u(r)rdr}{\int_0^{d/2} u(r)rdr} \quad (542)$$

と元来は定義されるものであるが、上述のように熱収支のみからも求められるので、管内流の代表温度として用いられることが多い。

a. 発達した領域における層流熱伝達 前項の平板に沿う流れの場合とは異なり、管内流においては、入口から十分後方

では発達した流れが形成される (5・6・2・b 参照)。このとき、加熱（または冷却）開始点からも十分後方であれば、熱伝達率は流れ方向に一定値となり、これを発達した領域における熱伝達率 (heat transfer coefficient of fully developed region) という。ただし、加熱条件などが流れ方向に変化したり、流体の物性値の温度依存性が無視できない場合には、完全な一定値とはなり得ない。

表 71 には、層流における発達した熱伝達率 (heat transfer coefficient of fully developed laminar flow) と管摩擦係数 (friction coefficient of fully developed laminar flow) を、円管と二重円管に対して、壁温一定と熱流束一定の加熱条件について示す。ヌセルト数 (Nu) と管摩擦係数 (C_f) は、次のように定義される。

$$Nu = \alpha d_e / \lambda \quad (545)$$

$$C_f = |dP/dx| \cdot (d_e/2) / (\rho u_m^2) \quad (546)$$

ここに、 α は熱伝達率 [W/(m²·K)]、 dP/dx は圧力損失 (Pa/m)、 u_m は管断面内の平均流速 (m/s)、 ρ と λ は流体の密度 (kg/m³) と熱伝導率 [W/(m·K)] である。 d_e は水力等価直径 (hydraulic diameter) (m) で、

$$d_e = 4 \times (\text{流路断面積}) / (\text{ぬれぶち長さ}) \quad (547)$$

と定義され、円管に対しては $d_e = d$ となる。

層流の発達したヌセルト数は、レイノルズ数やプラントル数にはよらず、流路形状や加熱条件のみによって決まる定数となる。他の形状については、脚注 (197) や脚注 (198) の文献に詳しい。

b. 助走区間における熱伝達率 (heat transfer coefficient in entrance region of laminar flow) 加熱開始点から下流にむかっては、温度境界層が次第に発達する領域があり、これを温度助走区間 (thermal entrance region) と呼ぶ。この領域では温度境界層がまだ薄いため、熱伝達率は発達した値より高く

表 71 発達した管内層流の熱伝達率と摩擦係数 (197) (198)

		壁温一定		熱流束一定		断熱壁	
円管		$C_f R_e = 16$ $Nu = 3.66$		$C_f R_e = 16$ $Nu = 4.36$	平行 平板 ———— 二重円管の $r^* = 1.0$ 参照		
二重円管		(ケース 1)	(ケース 2 i)	(ケース 2 o)	(ケース 3 i)	(ケース 3 o)	(ケース 4)
		$r^* = d_i/d_o$		i : 内管 o : 外管			
ケース		$r^* = 0$	0.25	0.5	1.0		
1~4	$C_f R_e$	16.0	20.6	21.9	24.0		
1	$T_i \neq T_o$	Nu_i	∞	6.47	4.89	4.00	
		Nu_o	2.67	3.27	3.52	4.00	
1	$T_i = T_o$	Nu_i	∞	12.6	9.44	7.54	
		Nu_o	3.66	5.70	6.40	7.54	
2 i		Nu_i	∞	7.37	5.74	4.86	
2 o		Nu_o	3.66	4.23	4.43	4.86	
3 i	Nu_{ii}	∞	7.75	6.18	5.38		
3 o	Nu_{oo}	4.36	4.90	5.04	5.38		
4	$Nu_i^{(*)}$	β_i	—	0.793	0.529	0.346	
	Nu_o	β_o	0	0.125	0.215	0.346	

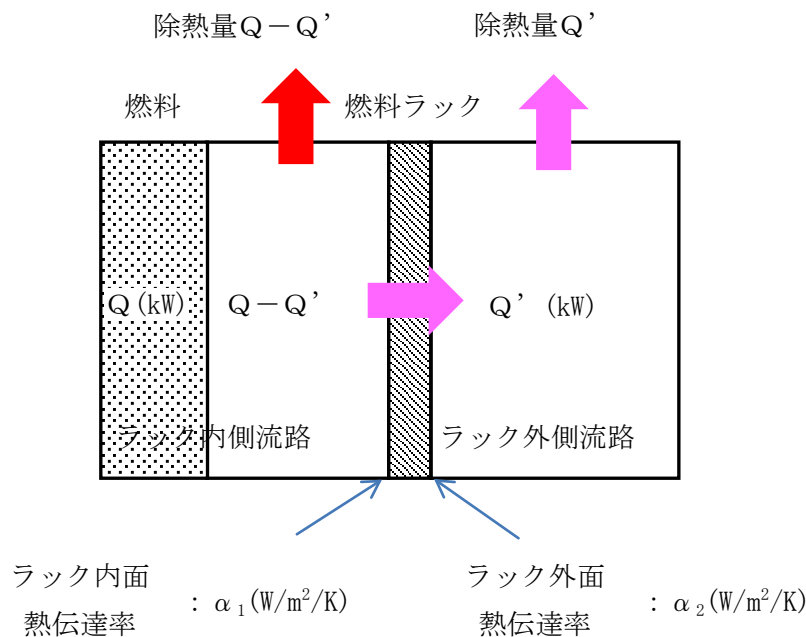
(*) $Nu_i = Nu_{ii} / [1 - \beta_i (q_o/q_i)]$ 式(543)
 $Nu_o = Nu_{oo} / [1 - \beta_o (q_i/q_o)]$ 式(544)
 注意: $q_i/q_o = \beta_i$ では $T_i = T_o$,
 $q_o/q_i = \beta_o$ では $T_o = T_b$ となる。

(196) Rubesin, M. W. and Inouye, M. (ed. by Rohsenow, W. M. and Hartnett, J. P.) *Handbook of Heat Transfer*, 8-64 (1973), McGraw-Hill. (197) Shah, R. K. and London, A. L., *Laminar Flow Forced Convection in Ducts, Adv. Heat Transfer*, Suppl. 1 (1978), Academic Press. (198) Lundberg, R. E., ほか 2 名, *Int. J. Heat Mass Transfer*, 6-6 (1963), 495. (199) 日本機械学会編 伝熱工学資料 (改訂第

燃料ラック（キャン型）からラック外側への伝熱量の評価について

燃料崩壊熱量の高い泊 2 号炉を対象に，空気の自然循環による冷却を燃料ラック（キャン型）の内外において考慮し，燃料ラックの内外面の表面熱伝達を求めてラック外側への伝熱量を評価する。

なお，燃料ラックの内外面の熱伝達率と比較すると，ラック本体（材質：ステンレス鋼板厚： mm）の熱抵抗は十分小さいことから，燃料ラックの内外面の温度は同じとみなす⁵。以降，添え字「1」はラック内側を，「2」はラック外側を表す。

① 燃料ラック内側の熱伝達率 (α_1)

燃料ラック内部は，燃料被覆管の表面熱伝達に考慮しているNu数 4.36⁶を用い，壁面近傍の流路形状を反映して評価する。

表面熱伝達率 α_1 は以下の(1)式で表せられる。

$$\alpha_1 = \text{Nu} \times (\lambda_1 \div \text{De}) \quad \dots (1)$$

但し， α_1 ：ラック内面熱伝達率 (W/m²/K)

λ_1 ：ラック内空気熱伝導率 (W/m/K)

De：燃料棒-ラック壁面間流路の等価直径 (m)

λ_1 の参照温度 Tr_1 は，出入口の平均温度にて設定する。なお， Tout_1 は後述する繰り返し計算により算出する値である。

：枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

⁵ ℓ ：板厚， λ_{sus} ：ラックの熱伝導率=16.5 (W/m/K)@400K とすると，ラック本体の熱抵抗 $\ell/\lambda_{\text{sus}}$ は 10^{-4} のオーダーである。

⁶ 燃料ラック内側壁面近傍の流れはラック及び燃料棒に囲まれた管内流れと考えられることから，発達した管内層流の熱伝達率を求める。

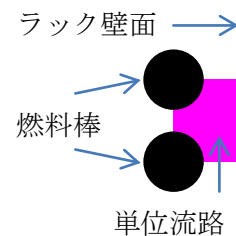
$$Tr_1 = 0.5 \times (Tin + Tout_1) \quad \dots (2)$$

但し、 $Tout_1$: ラック内側出口温度(°C)
 Tin : ラック内側入口温度(°C) (=130°C)

等価直径 De は以下の(3)式で表せられる。単位流路面積 A は燃料棒ピッチ14.1(mm)、燃料棒直径10.72(mm)および燃料棒中心-壁面間距離 (mm) より算出できる。

$$De = 4A \div L \quad \dots (3)$$

但し、 A : 単位流路面積(m²)
 L : 濡れぶち長さ(m)



以上、(1)式～(3)式からラック内面熱伝達率 α_1 を得る。

② 燃料ラック外側の熱伝達率 (α_2)

燃料ラック外部は、壁面からの熱流束を一定とした場合⁷の自然対流を考慮して評価する。鉛直平板周りの自然対流熱伝達特性を表すNu数⁸は、空気の場合、伝熱工学資料より以下の(5)式で表せられる。

$$Nu = 0.0185 \times Ra^{0.4} \quad \dots (4)$$

但し、 Ra : レイリー数(-)

$$Ra = Gr \times Pr \quad \dots (5)$$

但し、 Gr : グラスホフ数(-)
 Pr : プラントル数(-) (0.71)

$$Gr = g \times \beta \times (Tout_2 - Tin) \times Heff^3 \div \nu_2^2 \quad \dots (6)$$

但し、 g : 重力加速度(m/s²)
 β : 空気の体積膨張率(1/K) ($Tin = 130^\circ C$ 時)
 $Heff$: 有効伝熱面高さ(m)
 (= (m) : サポートプレート間距離の半分)
 ν_2 : 動粘性係数(m²/s)

ここで、(7)式において、ラック外側の自然対流における空気の流れがサポートプレートにより制限を受け、有効伝熱高さ全体がラック内外の熱伝達において十分に寄与しない可能性を考慮し、有効伝熱面高さ $Heff$ を保守的にサポートプレート間距離の半分とした。

ν_2 の参照温度 Tr_2 は、(7)式の通り出入口の平均温度にて設定する。なお、 $Tout_2$ は後述する繰り返し計算により算出する値である。

$$Tr_2 = 0.5 \times (Tin + Tout_2) \quad \dots (7)$$

: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

⁷ 本評価では、ラック外側への総通過熱量を導出するために平均的な熱伝達率を考える。但し、考慮する出力は燃料1体あたりの崩壊熱が最も高い場合を考える。

⁸ ラック外側(キャン外面近傍)の空気流れはラック内側からの入熱による温度上昇によって自然対流となり、その伝熱特性に基づきラック外側へ放熱される。このような体系における伝熱特性は鉛直平板周りの自然対流伝熱特性に相当し、その相関式が適用出来る。

ここでRa 数を導出すると 1×10^{10} 近傍であり、(5)式の適用範囲にあることが確認できる。ラック外面熱伝達率 α_2 は以下の(8)式で表せられる。

$$\alpha_2 = \text{Nu} \times (\lambda_2 \div \text{Heff}) \quad \dots (8)$$

但し、 α_2 : ラック外面熱伝達率 (W/m²/K)
 λ_2 : ラック外空気熱伝導率 (W/m/K)

以上、(4)式～(8)式からラック外面熱伝達率 α_2 を得る。

なお、 α_2 はラック外側の自然対流を前提としているため、その成立性については添付 6 にて確認している。

③ 燃料ラック内外の熱収支

燃料ラック内面から外面への熱通過率 K (W/m²/K) は、(1)式および(8)式より以下の(9)式の通り設定される。

$$K = 1 \div (1 \div \alpha_1 + 1 \div \alpha_2) \quad \dots (9)$$

これを用い、燃料ラックの内側から外側への伝熱量 Q' (W) は以下の(10)式により表せられる。

$$Q' = K \times A_1 \times (T_m - T_a) \quad \dots (10)$$

但し、 A_1 : ラック熱伝達面積 (m²)
 T_m : ラック内代表温度 (°C)
 T_a : ラック外代表温度 (°C)

ラック熱伝達面積 A_1 はラック外幅 (m) および有効伝熱面高さ Heff より算出される。ラック内代表温度 T_m およびラック外代表温度 T_a は以下の(11)式、(12)式より設定される。

$$T_m = T_{out1} - 0.50 \times (T_{out1} - T_{in}) \quad \dots (11)$$

$$T_a = T_{out2} - 0.50 \times (T_{out2} - T_{in}) \quad \dots (12)$$

(9)式～(12)式より Q' が定まれば、表 別 1-13-1 に示したラック内の空気の温度上昇 ΔT_g を求めることができる。

$$\Delta T_g = T_{out1} - T_{in} = (Q - Q') \div (G \times C_p) \quad \dots (13)$$

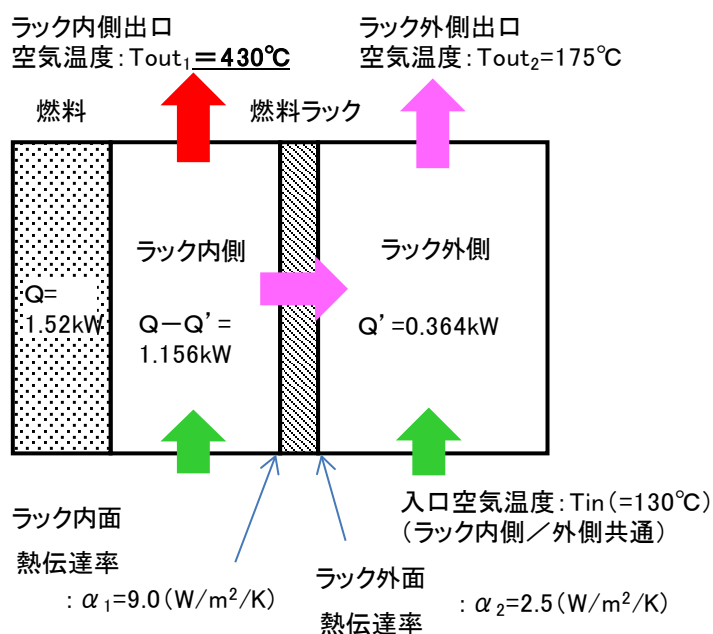
但し、 Q : 燃料の崩壊熱 (W) (=1,520W)
 G : 自然循環流量 (kg/s) (= kg/s)
 C_p : ラック内空気の比熱 (J/kg/K) 温度 T_{r1} における空気の比熱

以上の(1)式から(13)式まで(ただし、(3)式を除く)の計算を、ラック内外の熱収支が大よそ釣り合うまで繰り返す。その結果、表 別 1-13-11 に示す値となる。

: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

表 別 1-13-11 各項目の繰り返し計算結果

項目	単位	計算結果
ラック内側出口温度 T_{out_1}	°C	430
ラック内側物性参照温度 Tr_1	°C	278
ラック内面熱伝達率 α_1	W/m ² /K	9.0
ラック外側出口温度 T_{out_2}	°C	175
ラック外側物性参照温度 Tr_2	°C	151
ラック外面熱伝達率 α_2	W/m ² /K	2.5
ラック内面から外面への熱通過率 K	W/m ² /K	1.957
ラック内側代表温度 T_m	°C	278.3
ラック外側代表温度 T_a	°C	152.5
ラック内側から外側への放熱量 Q'	W	364
ラック内の空気の温度上昇 ΔT_g	°C	300



伝熱工学資料の抜粋

2・3 自然対流熱伝達

記号

C_1 : プラントル数の関数

$$\left\{ = \frac{3}{4} \left(\frac{Pr}{2.4 + 4.9\sqrt{Pr} + 5Pr} \right)^{1/4} \right\}$$

C_2 : プラントル数の関数

$$\left\{ = \left(\frac{Pr}{4 + 9\sqrt{Pr} + 10Pr} \right)^{1/5} \right\}$$

d : 球あるいは円柱の直径 [m]

Gr : グラスホフ数

$$\{ = g\beta(T_w - T_\infty)l^3/\nu^2, g\beta(T_w - T_\infty)d^3/\nu^2 \}$$

Gr_x : 局所グラスホフ数 $\{ = g\beta(T_w - T_\infty)x^3/\nu^2 \}$

Gr_x^* : 局所修正グラスホフ数 $(= Gr_x \cdot Nu_x)$

h_x : 局所熱伝達率

$$\{ = q_x/(T_w - T_\infty) \text{ あるいは } q/(T_{wx} - T_\infty) \} \text{ [W/(m}^2\cdot\text{K)}]$$

\bar{h} : 平均熱伝達率 $\{ = \bar{q}/(T_w - T_\infty) \}$ [W/(m²·K)]

l : 平板あるいは円柱の高さ [m]

Nu_l : 平均ヌセルト数 $(= \bar{h}l/\lambda)$

Nu_d : 平均ヌセルト数 $(= \bar{h}d/\lambda)$

Nu_x : 局所ヌセルト数 $(= h_x x/\lambda)$

q : 熱流束

[W/m²]

Ra : レーレー数 $(= Gr \cdot Pr)$

Ra_x^* : 局所修正レーレー数 $(= Gr_x^* Pr)$

r_0 : 円柱半径

[m]

Sc : シュミット数

T : 温度

[K]

T_m : 膜温度 $\{ = \frac{1}{2}(T_w + T_\infty) \}$

[K]

x : 鉛直平板あるいは鉛直円柱の下端からの距離

[m]

β : 体膨張係数

$$= \frac{(\rho_\infty - \rho_m)}{\rho_m(T_m - T_\infty)} \text{ (液体)}, = \frac{1}{T_\infty} \text{ (理想気体)} \text{ [1/K]}$$

θ : 鉛直からの傾斜角

φ : 水平からの傾斜角

添字

c : 円柱

d, l : 代表長さ

p : 平板

x : 高さ x における局所値

w : 壁面

∞ : 周囲流体

r : 代表値

cri : 遷移点

m : 膜温度 T_m における値

ii. 熱伝達率 層流熱伝達の特性は次式で与えられる⁽¹⁾. 一様伝熱面温度の場合

$$\text{(局所)} \quad Nu_x = C_1(\nu_\infty/\nu_w)^{0.21} Ra_x^{1/4}; \quad 10^4 \leq Ra_x \leq 4 \times 10^9 \sim 3 \times 10^{10} \quad (2)$$

$$\text{(平均)} \quad \overline{Nu}_l = \frac{4}{3}(Nu_x)_{x=l} \quad (3)$$

ただし、空気の場合は $(\nu_\infty/\nu_w)=1$ とする(以下同様). 一様伝熱面熱流束の場合

$$Nu_x = C_2(\nu_\infty/\nu_w)^{0.17} Ra_x^{*1/5} \quad 10^5 \leq Ra_x^* \leq 2 \times 10^{12} \sim 3 \times 10^{13} \quad (4)$$

式(4)は熱流束を与えて、局所の伝熱面温度を求めるものであることに注意.

乱流熱伝達率は実験者によって±20%程度の差異がある. また, Ra に対する Nu の依存性も, 流体によって異なる. 従って, 熱伝達率を算出するには図1~図3を利用することを推奨する. なお, 種々の実験式の例が文献(2)にまとめている. 平均熱伝達率は遷移開始の Ra_x の値によって大きく影響されるが, 概略値は次式によって与えられる

$$(\overline{Nu}_l)_m = (0.0185 \pm 0.0035)(\nu_\infty/\nu_w)^{0.21} (Ra_l)_{2m}^{2/5} \quad (Ra_l)_m \geq 10^{10} \quad (5)$$

1・2 定常熱伝導

定常熱伝導は, 熱伝導基礎方程式, 1・1節式(2), (3), (4)などにおいて $\partial T/\partial \tau = 0$, 温度分布が時間によって変化が認められない状態の熱伝導である.

$$\text{基礎方程式は } \nabla^2 T = 0 \quad (1)$$

$$\text{内部発熱のある場合は } \nabla^2 T + \dot{Q}/\lambda = 0 \quad (2)$$

簡単な一次元定常熱伝導

a. 平板の場合

(i) 1板の平板の定常熱伝導, $(x=0, T=T_1, x=l, T=T_2)$, 伝熱面積 A [m²]

$$\left\{ \begin{array}{l} \text{温度分布 } \frac{T_1 - T}{T_1 - T_2} = \frac{x}{l} \quad (3) \\ \text{通過熱量 } q = \lambda \cdot A(T_1 - T_2)/l \quad (4) \end{array} \right.$$

(ii) 両面で熱伝達のある平板(熱通過) [図1]

$$\text{通過熱量 } q = K \cdot A(T_{1f} - T_{2f}) \quad (5)$$

$$\text{熱通過率 } K = \frac{1}{1/h_1 + l/\lambda + 1/h_2} \quad (6)$$

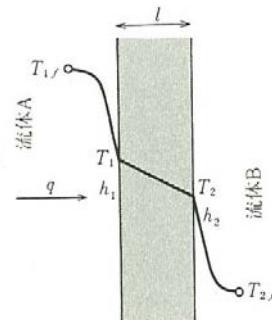


図1 平板の両面で熱伝達のある定常熱伝導(熱通過)

空気の物性値 (伝熱工学資料)

物質	T	ρ	c_p	η	ν	λ	a	Pr
	K	kg/m ³	kJ/(kg·K)	μPa·s	mm ² /s	mW/(m·K)	mm ² /s	—
空気 Air	100	3.610 9	1.072	7.1 ⁽⁶⁾	1.97	9.22 ⁽⁶⁾	2.38	0.826
	150	2.366 1	1.018	10.4 ⁽⁶⁾	4.40	13.75 ⁽⁶⁾	5.71	0.770
	200	1.767 9	1.009	13.4 ⁽⁶⁾	7.58	18.10 ⁽⁶⁾	10.15	0.747
	240	1.471 5	1.007	15.5 ⁽⁶⁾	10.5	21.45 ⁽⁶⁾	14.48	0.728
	260	1.357 8	1.007	16.6 ⁽⁶⁾	12.2	23.05 ⁽⁶⁾	16.86	0.725
	280	1.260 6	1.007	17.6 ⁽⁶⁾	14.0	24.61 ⁽⁶⁾	19.39	0.720
	300	1.176 3	1.007	18.62	15.83	26.14	22.07	0.717
	320	1.102 6	1.008	19.69	17.86	27.59	24.82	0.719
	340	1.037 6	1.009	20.63	19.88	29.00	27.70	0.718
	360	0.979 9	1.011	21.54	21.98	30.39	30.68	0.717
	380	0.928 2	1.012	22.42	24.15	31.73	33.78	0.715
	400	0.881 8	1.015	23.27	26.39	33.05	36.93	0.715
	420	0.839 8	1.017	24.10	28.70	34.37	40.24	0.713
	440	0.801 6	1.020	24.90	31.06	35.68	43.64	0.712
	460	0.766 7	1.023	25.69	33.51	36.97	47.14	0.711
	480	0.734 7	1.027	26.46	36.01	38.25	50.69	0.710
	500	0.705 3	1.031	27.21	38.58	39.51	54.33	0.710
	550	0.641 2	1.041	29.03	45.27	42.6	63.8	0.709
	600	0.587 8	1.052	30.78	52.36	45.6	73.7	0.710
	650	0.542 5	1.064	32.47	59.9	48.4	83.9	0.714
700	0.503 8	1.076	34.10	67.7	51.3	94.6	0.715	
800	0.440 8	1.099	37.23	84.5	56.9	117	0.719	
900	0.391 8	1.122	40.22	102.7	62.5	142	0.722	
1000	0.352 7	1.142	43.08	122.1	67.2	167	0.732	
1100	0.320 6	1.160	45.84	143.0	71.7	193	0.742	
1200	0.293 9	1.175	48.52	165.1	75.9	220	0.751	
1500	0.235 1	1.212	56.11	238.7	87.0	305	0.782	

約 278°C (551K) の
空気の物性値
 ・ ρ : 0.6402 (kg/m³)
 ・ Cp : 1.043 (kJ/K/kg)
 ・ λ : 42.6E-3 (W/m/K)

ヌセルト数 (伝熱工学資料)


b. 強制対流層流熱伝達

i. 発達した領域における層流熱伝達率 発達した領域における層流のヌセルト数 (Nu) と管摩擦係数 (f) を、各種の流路形状について、表 1 に示す。表中 [T], [HT], [H] は加熱条件を示す記号である。すなわち、

[T]: 壁温が流れ方向にも断面内周方向にも一定。

[H]: 熱流束が流れ方向にも断面内周方向にも一定。(接続していない面間では、熱流束の異なる場合を含む。形状によっては、周方向の壁温分布は一定とはならない。)

表 1 発達した管内層流の熱伝達率と摩擦係数

形状	境界条件	$f \cdot Re$	Nu	— 伝熱壁 ([T], [HT], [H]) //// 断熱壁
C 	—	16		
	[T]		3.66	
	[HT] [H]		4.36	

ラック外側の流動抵抗の評価について

ラック外側流れの密度差駆動力と流動抵抗による圧力損失（流れ図は図 別 1-13-4 参照）を以下のように求めた⁹。

- ① サポートプレート部の形状圧損を、サポートプレート開口部とラック部位の開口部の面積を考慮した縮拡流より導出。
- ② 自然対流で前提とした軸流速が全て横流速として振る舞うと仮定し、ラックを円管に見立てた円管群の抗力係数を導出。
- ③ ラック外部の出入口温度差による駆動力に考慮する高さには、伝熱面積を約半分とした有効伝熱面高さを適用して導出。

ラック外部の出入口温度差による駆動力に考慮する高さには、サポートプレート間距離を適用して導出する。

サポートプレート開口部面積を A_s 、ラック部位の開口部面積を A_r と置いた時、開口比は A_s/A_r と定義される。この開口比と、自然対流で前提とした軸流速から導出される Re 数の組み合わせから、縮拡流による形状圧損係数を求める。なお、この圧損係数は、流れの流入部と流出部のそれぞれに考慮する。

次に円管群の抗力係数は $CD=0.33 \cdot Re^{-0.2}$ より算出し、また、円管摩擦はブラジウスの式¹⁰より算出する。これより、円管群の抗力係数と円管摩擦を足してラック部の圧損係数を求める。

その結果、流動抵抗 ζ は15（5刻み切り上げ：ラック外側代表流速基準）となり、これを以下の式に代入して圧力損失を算出した。

$$\Delta P = \zeta \cdot \frac{1}{2} \rho v^2$$

流動抵抗による圧力損失は約 0.15Pa である。一方、密度差駆動力は有効伝熱面高さ H_{eff} を用いて以下の式により算出した。

$$\Delta P(\rho) = \frac{\rho_{\text{out}} - \rho_{\text{in}}}{2} \cdot g \cdot H_{\text{eff}}$$

⁹ ラック外側のフローパターンには不確実性があるが、図 別 1-13-4 に示すようにラック外周から流入した空気の流路の長さが長くなるよう、キャンとキャンの間を横方向及び軸方向に流れ、流入した場所の反対側から流出することを仮定し、その分の圧力損失を大きめ（保守的）に評価する。

¹⁰ 層流条件よりも圧損係数が大きくなる乱流条件を考える。また、ラック外側の流れの Re 数に基づき円管の摩擦係数評価式はブラジウスの式を適用する。

その結果、密度差駆動力は約 0.67Pa となった。

以上より、密度差駆動力（約 0.67Pa）が流動抵抗による圧力損失（約 0.15Pa）を上回る
ことが分かり、ラック外側の自然対流が機能することが確認された。

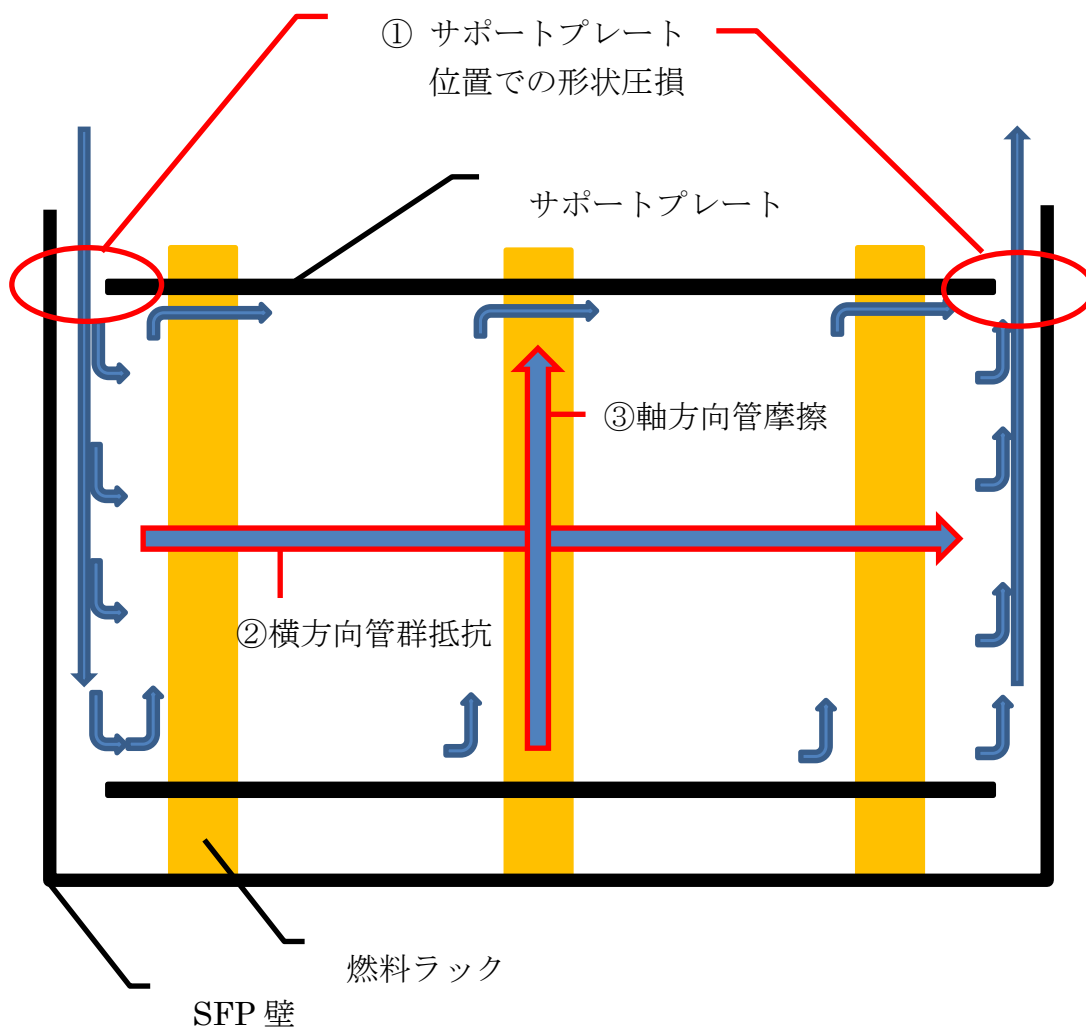


図 別 1-13-4 ラック外側で想定する流れ図

円管群の抗力係数 (機械工学便覧)

表 35 円管群の抗力係数

構 成	C_D の 定 義	適 用 範 囲		
		層 流	乱 流	
		$Re_1 < 100, \frac{S_T S_L'}{d_0}, d_0 \sim 1.50$	$100 < Re_2 < 20\,000$	$5\,000 < Re_3 < 40\,000$
碁 盤 形	$C_D = \frac{1}{4} \frac{\Delta P_f}{\frac{1}{2} \rho V^2} \frac{1}{N_T}$	$C_D = \frac{70}{Re_1} \left(\frac{d_0}{S_T} \right)^{1.6}$	$C_D = 0.33 (Re_2)^{-0.2}$	$C_D = (Re_3)^{-0.15} \times \left[0.044 + \frac{0.08 (S_L/d_0)}{\left(\frac{S_T}{d_0} - 1 \right)^{0.43 + (1.13 d_0/S_L)}} \right]$
千 鳥 形	$S_T < S_L'$	$C_D = \frac{1}{4} \frac{\Delta P_f}{\frac{1}{2} \rho V^2} \frac{1}{N_T}$	$C_D = \frac{70}{Re_1} \left(\frac{d_0}{S_T} \right)^{1.6}$	$C_D = (Re_3)^{-0.16} \left[0.25 + \frac{0.1175}{\left(\frac{S_T}{d_0} - 1 \right)^{1.08}} \right]$
	$S_T > S_L'$	$C_D = \frac{1}{4} \frac{\Delta P_f}{\frac{1}{2} \rho V^2} \frac{1}{N_T - 1}$	$C_D = \frac{70}{Re_1} \left(\frac{d_0}{S_L'} \right)^{1.6}$	

ただし, ΔP_f : 円管群全体の圧力降下, N_T : 円管群の列数, $Re_1 = \frac{d_e V}{\nu}$, $Re_2 = \frac{(S_T - d_0) V}{\nu}$, $Re_3 = \frac{d_0 V}{\nu}$, $d_e = 4 \frac{S_T S_L - (\pi d_0^2/4)}{\pi d_0}$

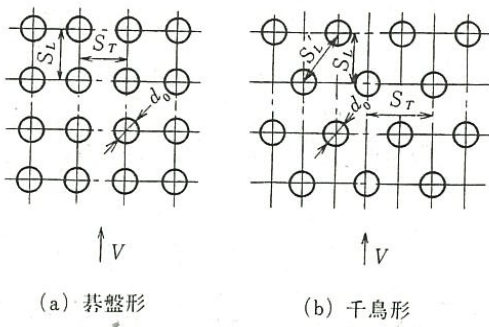


図 218 円管群の配列

ブラジウスの式 (伝熱工学資料)

ii. 圧力損失 $2000 < R_e < 10^5$ に対してブラジウスの式⁽¹⁹⁾

$$\lambda = \frac{0.3164}{R_e^{1/4}} \quad (3 \cdot 27)$$

$R_e > 10^5$ に対してニクラッヂェ (Nikuradse) の式⁽²⁰⁾

$$\lambda = 0.0032 + 0.221 R_e^{-0.237} \quad (3 \cdot 28)$$

$R_e = 8 \times 10^4$ までブラジウスの式とよく一致し, 工業的によく利用される範囲 $R_e < 1.5 \times 10^6$ に対して成立する Hermann の式⁽²¹⁾

$$\lambda = 0.0054 + 0.396 R_e^{-0.3} \quad (3 \cdot 29)$$

$10^5 < R_e < 10^7$ に対して十分正確な値を与えるプラントル・カルマン (Prandtl-Kármán) の式⁽²²⁾

$$\frac{1}{\sqrt{\lambda}} = 2.0 \log_{10}(R_e \sqrt{\lambda}) - 0.8 = 2.0 \log_{10}\left(\frac{R_e \sqrt{\lambda}}{2.52}\right) \quad (3 \cdot 30)$$

などがある. これらの式の値は, すべて図 3・12 に示してある.

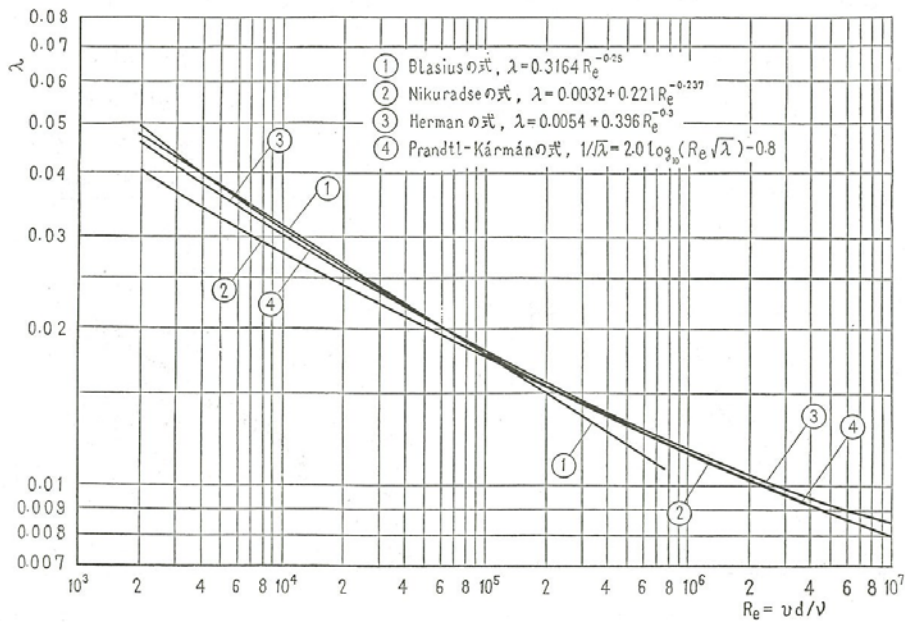


図 3・12 管摩擦係数 λ とレイノルズ数 R_e との関係

泊 1, 2 号炉の SFP への補給又はスプレイを行う体制等について

1. 参集体制について

泊 1, 2 号炉の SFP 発災後の状況判断については泊 1, 2 号炉中央制御室にいる運転員により判断可能であり、泊 1, 2 号炉の SFP への補給又はスプレイ操作については、泊 3 号炉の災害対策要員等とは別に、保安規定において泊 1, 2 号炉発災時の要員参集体制を整備している。なお、発電所に近接した社員の居住地域（共和町宮丘地区）から発電所への参集に要する時間は約 3 時間と想定している。

2. 泊 1, 2 号炉の SFP への補給又はスプレイ操作について

泊 1, 2 号炉の SFP が発災した場合には、海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による SFP への補給又はスプレイを行うため、可搬型大型送水ポンプ車の設置、海水取水箇所への水中ポンプの設置、可搬型ホースの敷設等を行う。（SFP へのスプレイには可搬型スプレイノズルの設置も行う。）

泊 1, 2 号炉の使用済燃料ピットへの補給又はスプレイに係る概略系統及びホース敷設ルート図を図 別 1-13-5~7 に示す。

泊 3 号炉における SFP への補給（注水）は、要員 3 名により作業を実施し、所要時間は約 4 時間と想定している。泊 1, 2 号炉における SFP 発災に対し、要員の参集に要する時間を数時間、SFP への補給又はスプレイ作業に要する時間を各号炉それぞれ数時間と想定しても、事象発生の数時間後までには泊 1, 2 号炉 SFP への補給又はスプレイを実施できる。

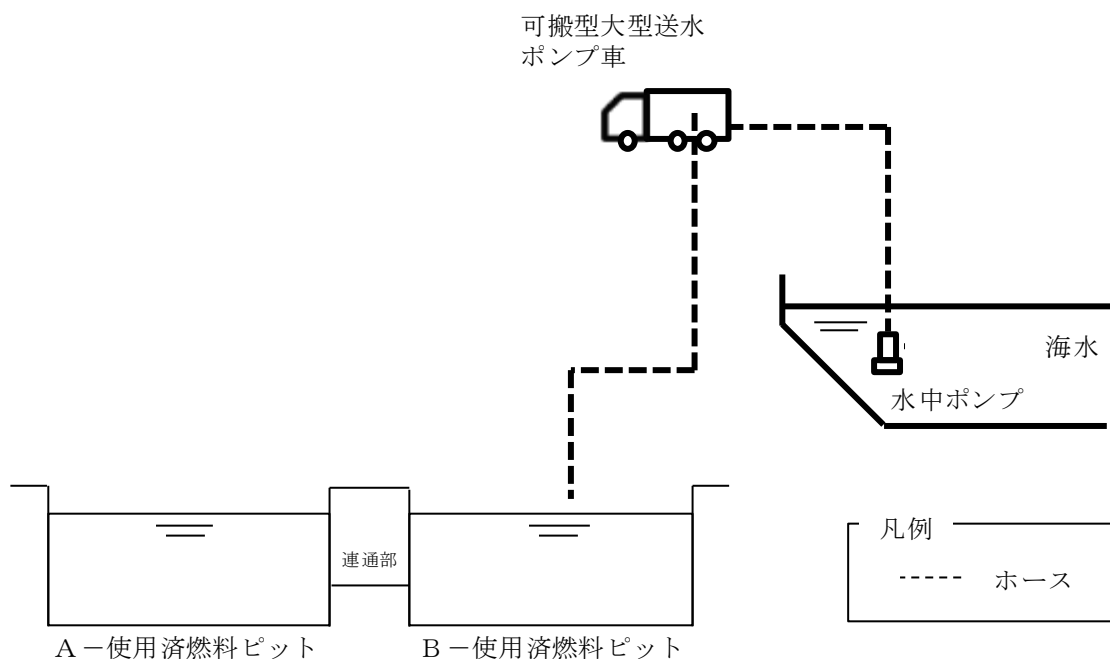


図 別 1-13-5 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による
泊 1, 2 号炉 SFP への補給 概略系統

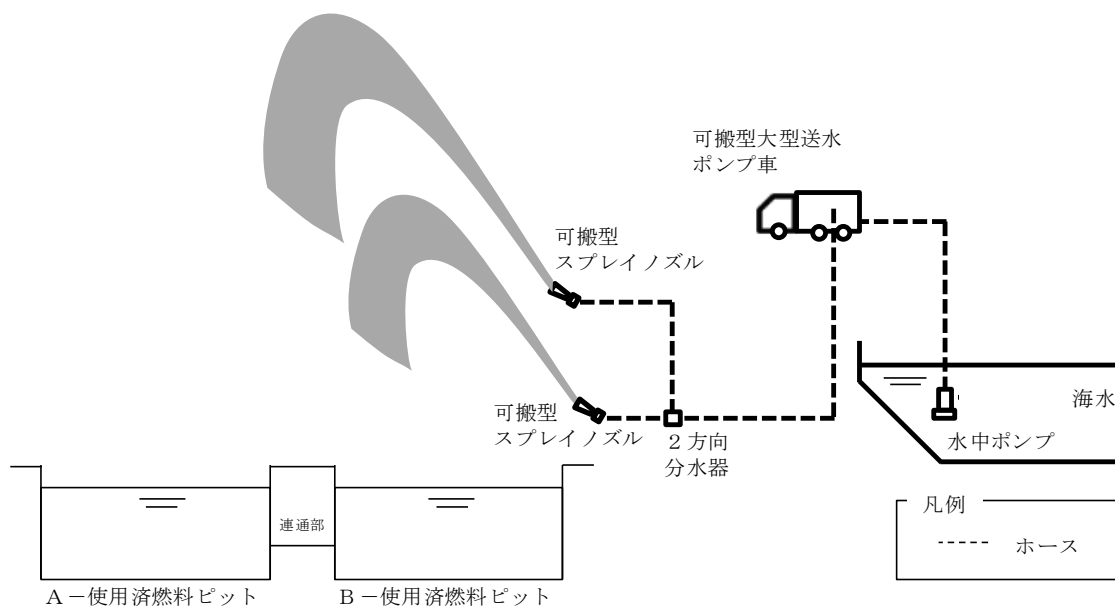
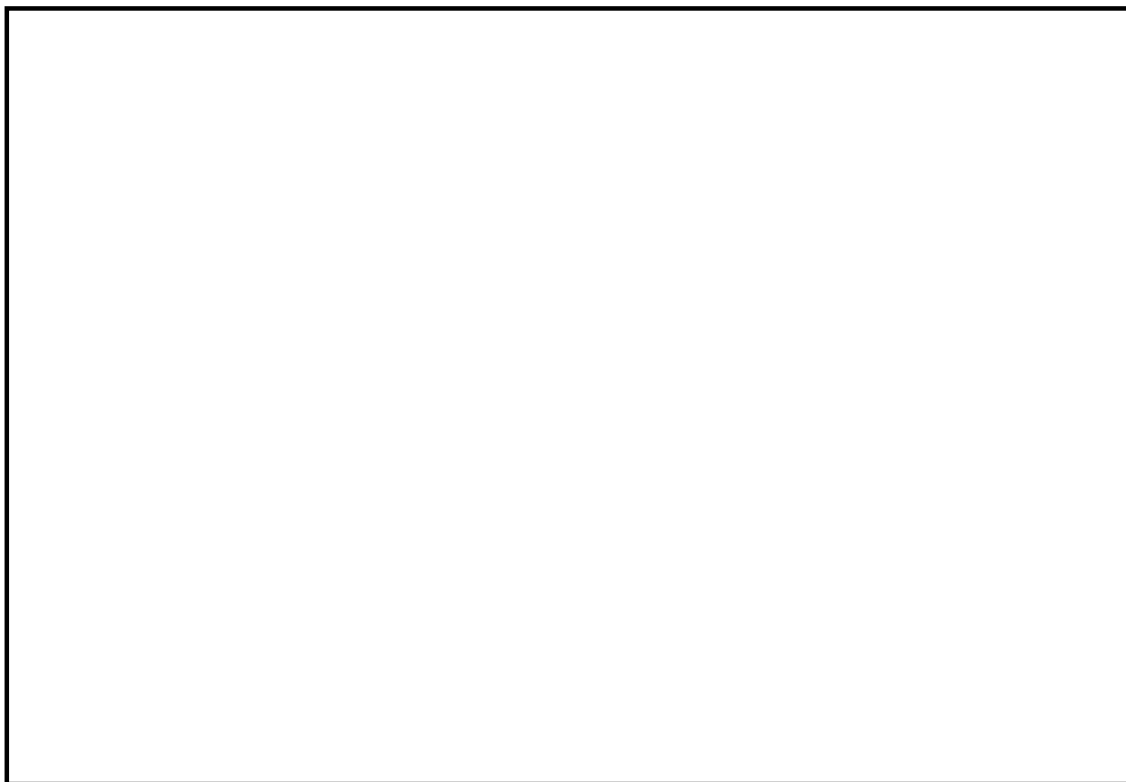


図 別 1-13-6 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレイノズル
による泊 1, 2 号炉 SFP へのスプレイ 概略系統



□ : 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

図 別 1-13-7 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による泊 1, 2 号炉使用済燃料ピットへの補給又はスプレイ ホース敷設ルート図

【参考】

泊 3 号炉における海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水 タイムチャート

		経過時間 (時間)					
		1	2	3	4	5	6
手順の項目	要員(数)	約4時間 注水開始					
海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水	災害対策要員 3	移動、ホース敷設					
		ホース延長・回収車によるホース敷設					
		ホース延長・回収車によるホース敷設					
		可搬型大型送水ポンプ車の設置					
		ポンプ車周辺のホース敷設					
		海水取水箇所への水中ポンプ設置					

CFD 解析による泊 2 号炉 SFP 発災時の SFP 内空気温度について

泊 2 号炉 SFP の冷却水が全て喪失した場合を想定し、燃料集合体及び燃料ラック周囲の空気の自然循環による除熱を模擬した CFD 解析により、SFP 内の空気温度を評価した。

1. 評価条件

- ▶ 図 別 1-13-8 に示すとおり泊 2 号炉の SFP 及び SFP を内包する建屋（燃料取扱棟）全体を 3 次元でモデル化し、SFP 内と SFP 上部空間での空気の自然循環及び建屋開口部における外気の流入を考慮する。
- ▶ SFP 内では、図 別 1-13-9 に示す泊 2 号炉 SFP の実燃料配置を模擬し、燃料の冷却期間に応じた発熱量を考慮する。
- ▶ 建屋開口部からの空気の流出入は自然流出入条件（建屋外側は大気圧条件）とする。
- ▶ 建屋の主要な放熱面は、天井及び側壁（建屋床面から高さ 2.2m まで）とする。
- ▶ 輻射伝熱は考慮しない。
- ▶ 外気の温度は、35℃とする¹¹。
- ▶ 解析コードは汎用熱流動解析コード Fluent ver. 14.5 を使用する。

2. 評価結果

上記条件で建屋内の温度分布を評価した結果を図 別 1-13-10 に示す。燃料ラック出入口での空気温度上昇は約 320℃となった。

建屋内の空気の流況については、建屋開口部から流入した外気は建屋の床付近を流れ SFP へ流入し、SFP 底部に到達した時点の空気温度 T_{in} は約 80℃であった。この空気が燃料により温度上昇し、燃料ラック頂部における空気の最高温度は約 400℃となる。

CFD の評価では上記の結果となったが、建屋開口部から流入する空気と SFP 内で温度上昇した空気の混合状況により T_{in} は不確かさが大きいパラメータであることから、簡易評価においては建屋床面における SFP 周辺部の雰囲気温度の最高値（約 120℃）に保守性を持たせ T_{in} を 130℃に設定した。

また、燃料ラック内外の空気の流況、ラック壁の内側から外側への熱の伝達状況等についても、簡易評価のモデルが概ね妥当であることを示すものであった。

¹¹ 泊発電所最寄の気象観測所（寿都）の日最高気温 34.0℃より設定
別紙 4-32

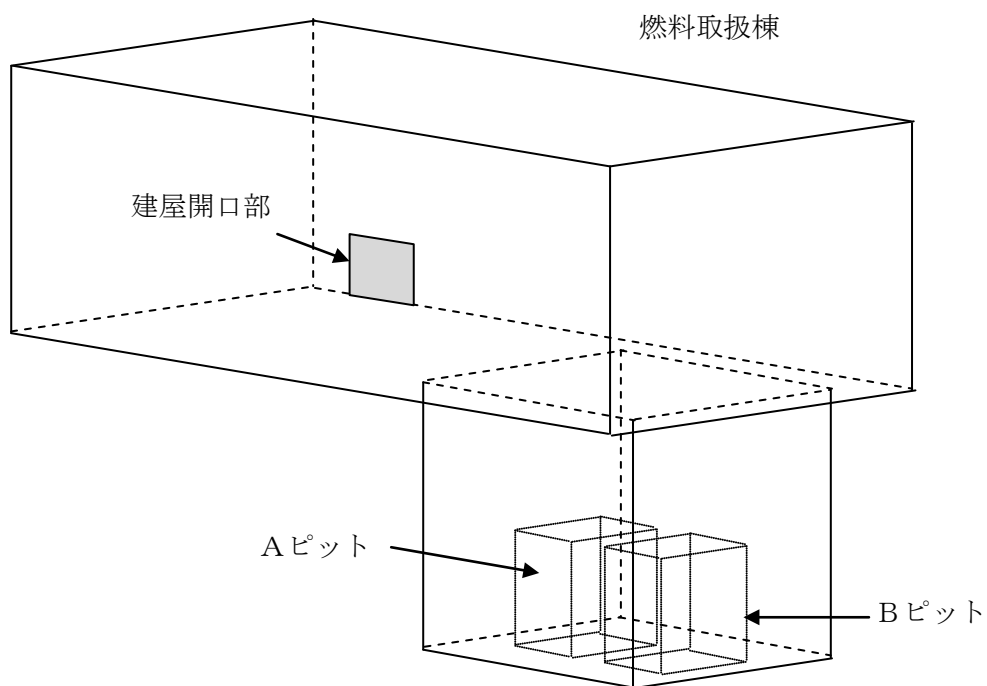


図 別 1-13-8 評価モデルの概要図

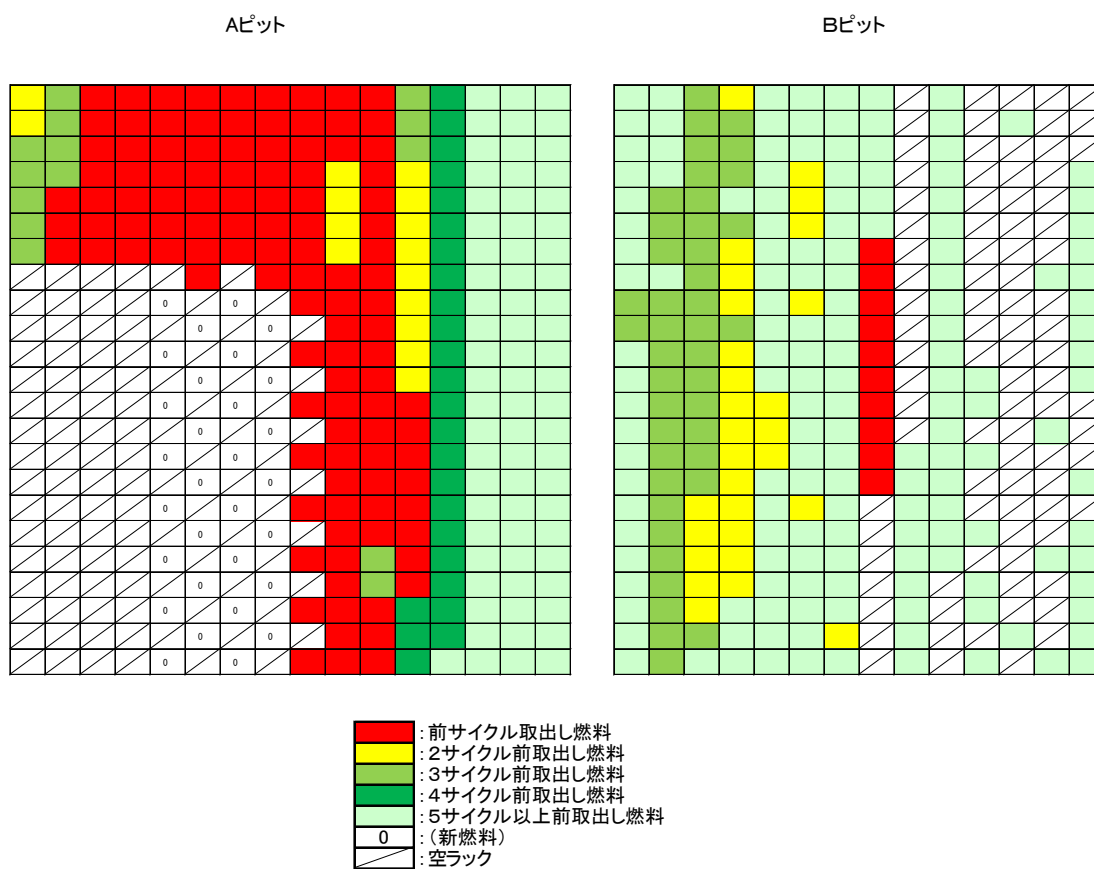


図 別 1-13-9 泊 2 号炉 SFP の燃料貯蔵状況 (H28. 1. 1 時点)

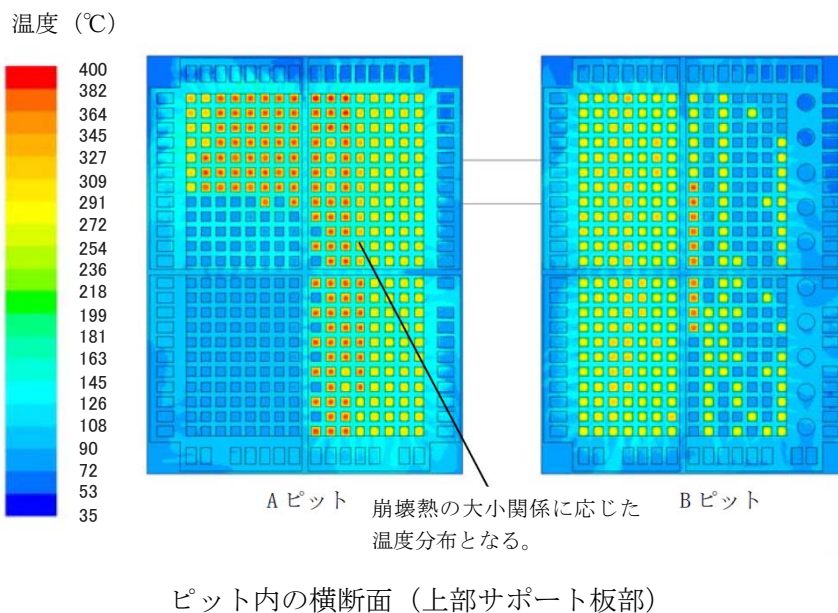
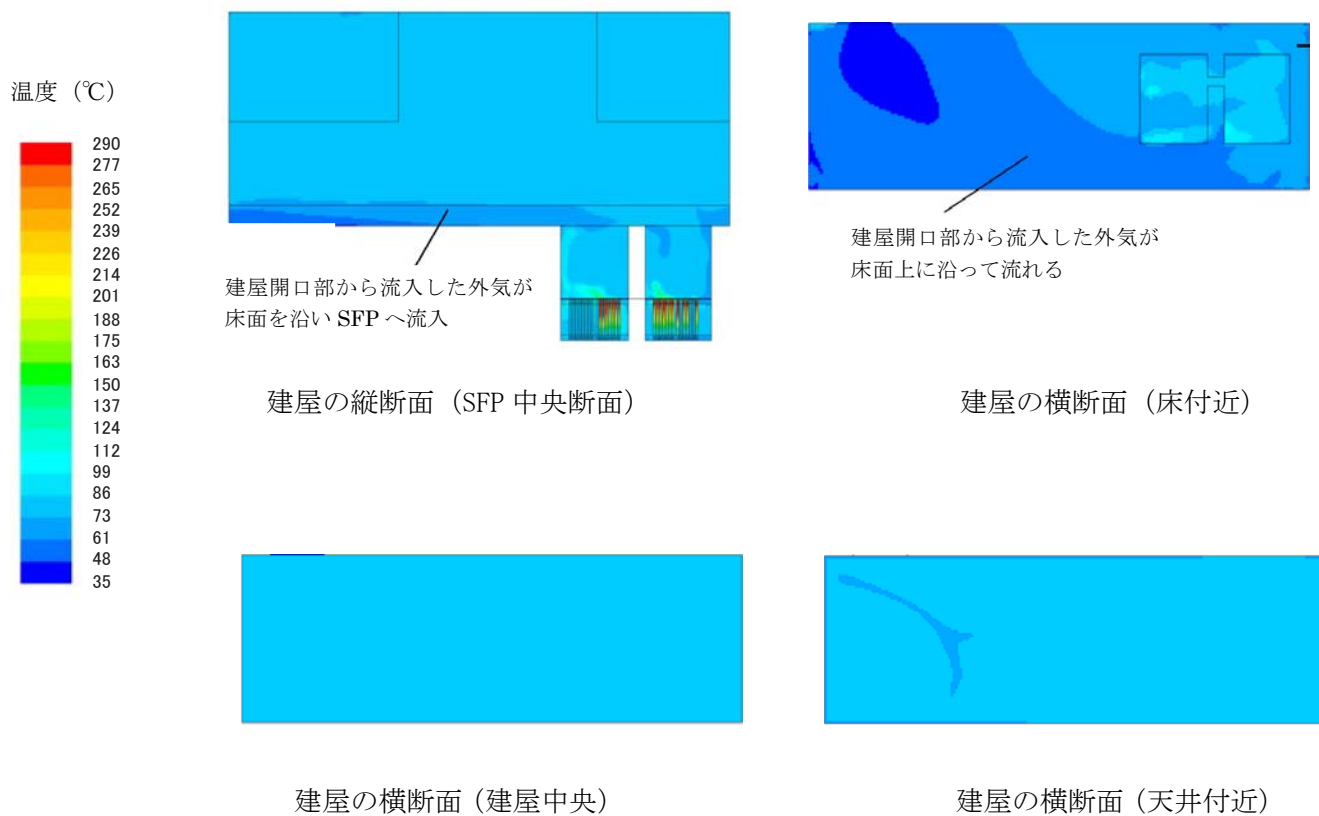


図 別 1-13-10 CFD 解析による建屋内空気温度の評価結果