

本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

g. 原子炉格納施設と緊急時対策所（原子炉格納容器と緊急時対策所との間，陸側 8 箇所，海側 3 箇所）に位置する可搬型モニタリングポストの設置場所

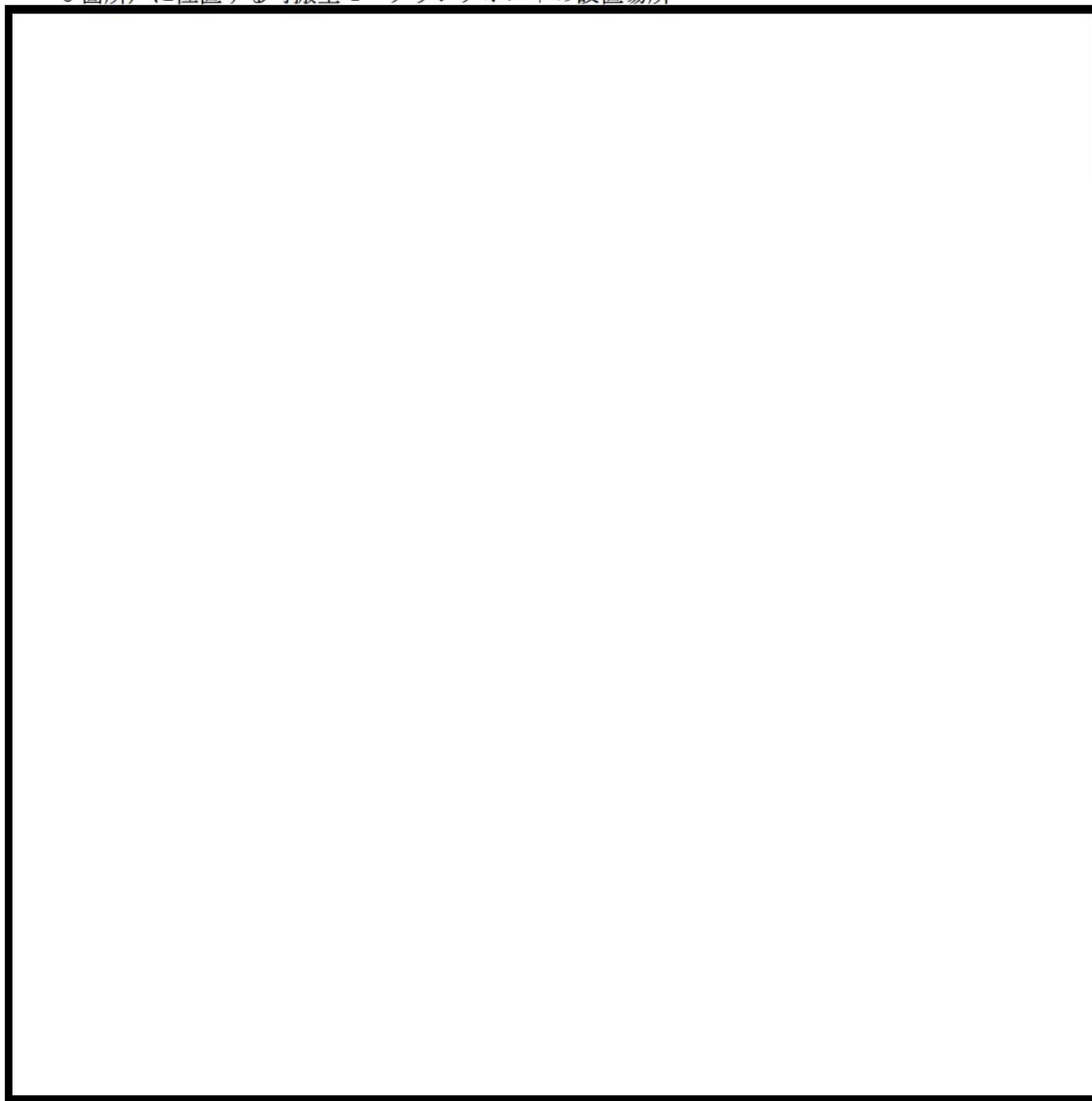


図 別 1-6-8 可搬型モニタリングポストの設置場所

希ガス侵入防止対策について

1. 希ガス侵入防止に係る基本的な考え方

1. 1 審査ガイドに基づく対応

(1) 概要

審査ガイドに基づき実施した「居住性に係る被ばく評価」では、緊急時対策所の被ばく評価における放射性物質の放出継続時間（10時間）のうち、最初の1時間で希ガスは放出完了することとしており、その間は空気ポンベにより緊急時対策所を加圧することから、希ガス侵入に伴う被ばくはないものとしている。

このため、実運用においても放出されたプルームが緊急時対策所へ到達する前にプルームを検知し、必要な判断を行い、希ガス侵入防止に必要な対応を行なうこととする。

なお、審査ガイドに基づく対応の検討にあたっては、被ばく評価条件と同様、放射性物質放出開始までの間（審査ガイドでは24時間）、原子炉格納容器は破損しないものとする。

(2) 基本対応

プルーム放出後における緊急時対策所の空気ポンベ加圧等の希ガス侵入防止対応は、緊急時対策所にとどまる要員の被ばくに大きく影響するため、素早い判断と操作が必要となる。

加圧に係る判断は、様々な指標を確認し検討するといった時間的な猶予がないことから計測可能でありシンプルかつ明確な判断基準とする必要がある。

これらを踏まえた加圧判断及びその対応（基本対応）を以下に示す。

a. 加圧準備（判断レベルⅠ）

空気ポンベ加圧に係る準備として、プルーム放出前（炉心損傷後、原子炉格納容器破損前）の段階において、直接線・スカイシャイン線により発電所構内の放射線レベルが上昇し次の放射線管理設備の指示値が上昇した場合、操作要員配置やパラメータの監視強化を行う。

- ①原子炉格納施設を囲むように8箇所に設置されているモニタリングポスト、モニタリングステーション
- ②モニタリングポストおよびモニタリングステーションの設置場所に設置する可搬型モニタリングポスト
- ③海側3箇所に設置する可搬型モニタリングポスト
- ④緊急時対策所に隣接し設置する可搬型モニタリングポスト

b. 希ガス侵入防止対策実施（判断レベルⅡ）

プルームが放出された場合、aの放射線管理設備の指示値が急上昇する。

これら指示値の変化により希ガス侵入防止対策として、可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファンの停止、同入口ダンパの閉止、同出口ダンパの調整及び空気ポンベによる加圧操作を実施する。

(3) 緊急対応（判断レベルⅢ）

(2)基本対応を確実に実施することで、緊急時対策所内への希ガス侵入を防止できるが、万が一、各可搬型モニタリングポストによる検知や希ガス侵入防止に係る判断が遅れた場合等を考慮し、希ガス侵入防止に係る最終的な判断基準を設定する。

緊急時対策所内に希ガスが侵入した場合、緊急時対策所内に設置している、緊急時対策所可搬型エリアモニタの指示値が急上昇する。

この指示値の変化により、直ちに希ガス侵入防止対策を実施することで緊急時対策所内にとどまる要員の被ばくを抑制することができる。

(4) 判断基準の考え方

希ガス侵入防止に係る判断は、前述のとおりモニタリングポスト、モニタリングステーション、各可搬型モニタリングポスト及び緊急時対策所可搬型エリアモニタの指示値の変化により行う。

これらの指示値の変化については、前者についてはモニタリングポスト、モニタリングステーション及び各可搬型モニタリングポストの設置位置からの指示値の上昇傾向を評価し、後者については審査ガイドに基づくプルームからの線量率の評価をすることで、その結果から設定している。

1. 2 炉心損傷防止が困難な事故シーケンスへの対応

(1) 概要

緊急時対策所内にとどまる要員の居住性を確保する観点で最も考慮すべき対応は、原子炉格納容器から放出されるプルームからの防護である。

このため、プルームが放出される可能性のある事象として、「レベル 1PRA により抽出された事故シーケンスのうち、炉心損傷防止が困難な事故シーケンス」への対応について考慮する。

(2) 炉心損傷防止が困難な事故シーケンス

- a. 蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）
- b. 原子炉建屋損傷
- c. 原子炉容器損傷
- d. 原子炉補助建屋損傷
- e. 複数の信号系損傷
- f. ECCS 注水機能喪失
 - ・大破断 LOCA を上回る規模の LOCA
 - ・大破断 LOCA+低圧注入失敗
 - ・大破断 LOCA+蓄圧注入失敗
 - ・中破断 LOCA+蓄圧注入失敗
- g. 原子炉補機冷却機能喪失
 - ・原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗
- h. 2次冷却系からの除熱機能喪失
 - ・炉内構造物損傷（過渡事象+補助給水失敗）

(3) 加圧準備

(2) 炉心損傷防止が困難な事故シーケンスのうち、a から e の 5 つの事故シーケンスについては、原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待できない場合も想定されるシーケンスであるため、プルーム放出開始までの間、原子炉格納容器は破損しないものとしている 1. 1 審査ガイドに基づく対応のうち a. 加圧準備の考え方が成立しない。

このため、加圧準備の判断基準については、判断レベル I に加え、プラント状況に応じた判断も追加する。

なお、f から h の 6 つの事故シーケンスについては、原子炉格納容器の機能に期待できるシーケンスであるため、1. 1 審査ガイドに基づく対応の a. 加圧準備は適用できる。

a. プラント状況を考慮した判断基準の考え方

原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待できない場合に留意すべき点は、炉心損傷が生じた後、直ちにプルームが放出される可能性があることである。つまり、炉心損傷に伴う直接線・スカイシャイン線による発電所構内の放射線レベル上昇（1. 1 審査ガイドに基づく対応の a. 加圧準備の判断基準）と同時に、プルームが放出されると想定すべきであり、この場合、希ガス侵入防止措置に係る加圧準備が整わず、希ガス侵入防止措置が遅れ、結果、緊急時対策所内にとどまる要員の過大な被ばくが生じるおそれがある。

このような事態を回避するためには、緊急時対策所の希ガス侵入防止に係る加圧準備へ移行する判断基準については、プラント状況に応じた判断も加える必要がある。

b. 加圧準備へ移行する判断基準（プラント状況に応じた判断）

(a) 炉心損傷等による判断

中央制御室から炉心損傷が生じた（炉心出口温度 350°C 以上かつ、原子炉格納容器高レンジエリアモニタ 1×10^5 mSv/h 以上）旨の連絡があった場合。または緊急時対策所内でのプラント状態監視の結果、炉心損傷の可能性を踏まえ、加圧準備へ移行する必要がある場合。

(b) 原子炉格納施設の損傷等による判断

中央制御室から原子炉格納容器損傷が生じた旨の連絡・情報があった場合。または、緊急時対策所内でのプラント状態監視や津波監視カメラによる原子炉格納容器周辺等を確認した結果、原子炉格納容器損傷等の可能性を踏まえ、加圧準備へ移行する必要がある場合。

上記、(a) 炉心損傷等による判断及び (b) 原子炉格納施設の損傷等による判断を 1. 1 審査ガイドに基づく対応の a. 加圧準備の判断基準に加えることで、原子炉容器バイパスを含め、炉心損傷防止が困難な事故シーケンスへ対応することが可能である。

(4) 希ガス侵入防止対策実施に係る判断基準

(2) 炉心損傷防止が困難な事故シーケンスに伴い放出されるプルームの量や規模については、個別に評価していないものの、審査ガイドに基づく対応を行うことで、緊急時対策所内にとどまる要員の居住性は確保される。

このため、希ガス侵入防止対策実施に係る判断基準については、1. 1 審査ガイドに基づく対応のうち、b. 希ガス侵入防止対策実施（判断レベルⅡ）及び (3) 緊急対応（判断レベルⅢ）は適用できる。

2. 希ガス侵入防止対策に係る判断基準（まとめ）

(1) 加圧準備へ移行する判断基準

a. 発電所構内の放射線レベル上昇による判断

プルーム放出前（炉心損傷後、原子炉格納容器破損前）の段階において、直接線・スカイシャインにより発電所構内の放射線レベルが上昇し、次の放射線管理設備の指示値が上昇し、0.01 mGy/h となった場合

- ①原子炉格納施設を囲むように 8 箇所に設置されているモニタリングポスト、モニタリングステーション
- ②モニタリングポストおよびモニタリングステーションの設置場所に設置する可搬型モニタリングポスト
- ③海側 3 箇所に設置する可搬型モニタリングポスト
- ④緊急時対策所に隣接し設置する可搬型モニタリングポスト

b. 炉心損傷による判断

中央制御室から炉心損傷が生じた（炉心出口温度 350℃以上かつ、原子炉格納容器高レンジエリアモニタ 1×10^5 mSv/h 以上）旨の連絡があった場合。または緊急時対策所内でのプラント状態監視の結果、炉心損傷の可能性を踏まえ、加圧準備へ移行する必要がある場合。

c. 原子炉格納施設の損傷等による判断

中央制御室から原子炉格納容器損傷が生じた旨の連絡・情報があつた場合。または、緊急時対策所内でのプラント状態監視や津波監視カメラによる原子炉格納容器周辺等を確認した結果、原子炉格納容器損傷等の可能性を踏まえ、加圧準備へ移行する必要がある場合。

(2) 希ガス侵入防止対策を実施する判断基準

次のいずれかとなった場合、直ちに緊急時対策所の換気を可搬型新設緊急時対策所空気浄化装置から隔離すると共に、ボンベ加圧装置による加圧へ切り替える。

- ・ 次の放射線管理設備の指示値が上昇し、5 mGy/h となった場合。
 - ① 原子炉格納施設を囲むように 8 箇所に設置されているモニタリングポスト、モニタリングステーション
 - ② モニタリングポストおよびモニタリングステーションの設置場所に設置する可搬型モニタリングポスト
 - ③ 海側 3 箇所に設置する可搬型モニタリングポスト
 - ④ 緊急時対策所に隣接し設置する可搬型モニタリングポスト
- ・ 緊急時対策所可搬型エリアモニタの指示値が 0.100mSv/h 以上となった場合。

h. ボンベ加圧時間

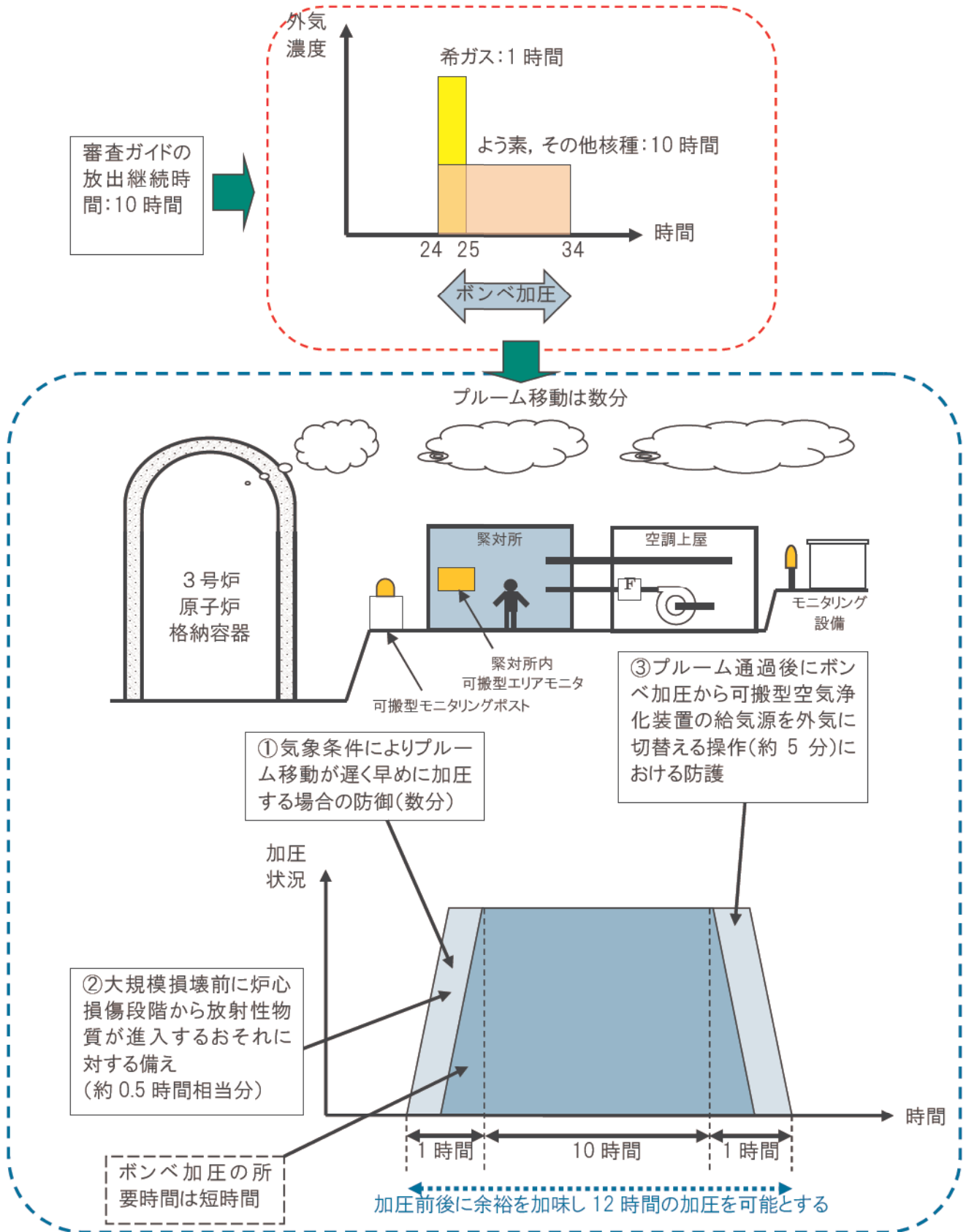


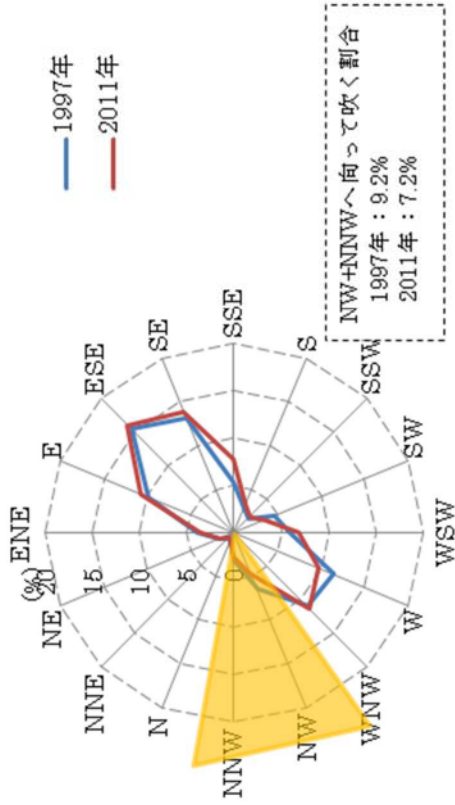
図 1-6-9 ボンベ加圧時間の考え方 (イメージ)

i. 3号炉から緊急時対策所へ向って吹く風の割合

3号炉と緊急時対策所の位置関係

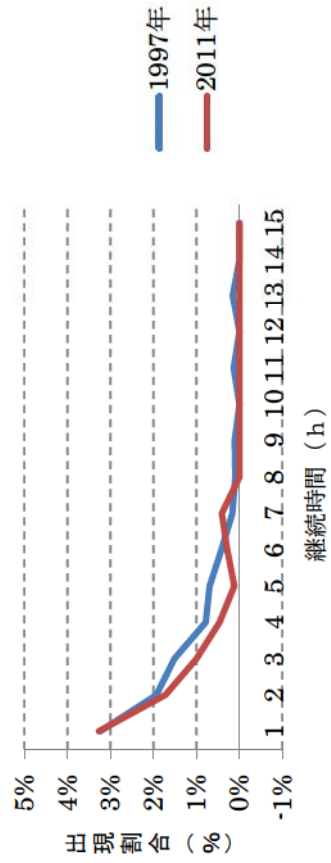
風配図(1997年, 2011年)

地上風における各方位へ向って吹く割合



3号炉から緊急対策所への風向が継続する割合 (1997年, 2011年)

地上風におけるNW+NNWへ向って継続的に吹く時間の出現割合



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。

○参考

(1) 格納容器過圧破損時のモニタリングポストの線量率変化の評価
 格納容器内の閉じ込められていた放射性物質が格納容器の過圧破損により放出された場合のモニタリングポストの線量率の変化は大きく十分に検知可能である。

	場 所	
放射性物質が格納容器に閉じ込められた状態	直接線・スカイシャイン線	3号炉から約 610 m 約 0.4 mSv/h
格納容器破損により放射性物質が放出された状態	クラウド線量	<ul style="list-style-type: none"> ・全核種：10 時間放出 約 0.14 Sv/h ・希ガス：3 時間放出, その他：10 時間放出 最初の 3 時間：約 0.35 Sv/h, その後：約 0.05 Sv/h

(2) 3号炉から緊急時対策所へのブルームの移動時間の評価
 3号炉から緊急時対策所へのブルームの移動時間は、累積出現頻度 97 %での風速にて次表のとおりとなる。

移動方向	3号炉⇒緊急時対策所
距離	約 610 m
累積出現頻度 97%値の χ/Q	9.4×10^{-5} s/m ³
累積出現頻度 97%値の風速	3.4 m/s
到達時間 (分)	約 3分

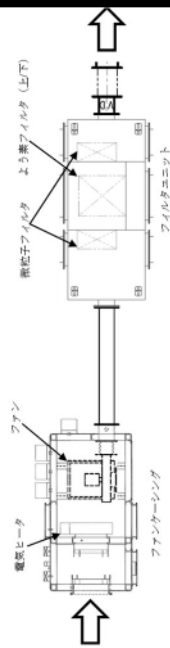
(15) 可搬型空気浄化装置の保管場所

図に可搬型空気浄化装置及び配置場所を示す。

可搬型空気浄化装置のフィルタは高線量になるため、遮蔽機能を有し且つ緊急時対策所から距離を置いた空調上屋に設置して、予備機に切り替えが可能にする。

緊急時対策所への可搬型空気浄化装置の接続部は平常時から接続できるようにしておき、事故が起こってから仮設にて接続し使用できるようにする。

【仕様】



○外形寸法

ファン : 縦 780 × 横 890 × 高 1055

フィルタユニット : 縦 1200 × 横 2800 × 高 2100

○風量 : 25 m³/min (1500 m³/h)

○全圧 : 約 2500Pa

○フィルタユニット :

微粒子フィルタ (2 段)

より素フィルタ (2 段)

○モータ容量 : 2.2 kW

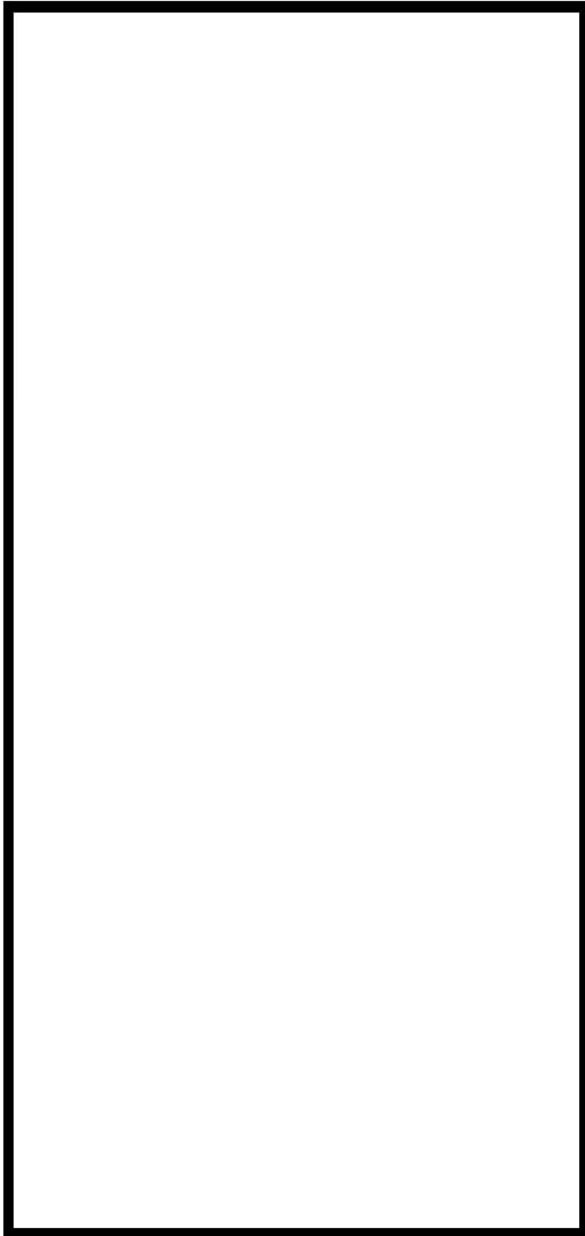


図 別 1-6-10 可搬型空気浄化装置の保管場所

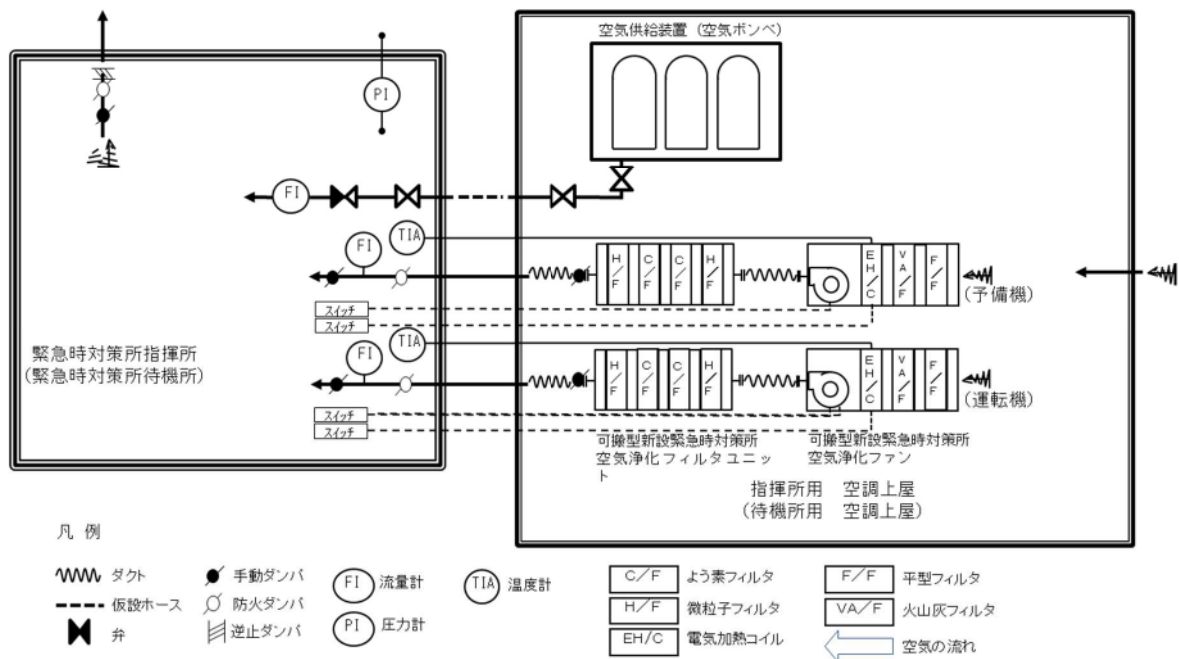
枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

(16) 除去効率

可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは、微粒子フィルタとよう素フィルタを直列に配列する。除去効率は下表のとおり。

表 別1-6-11 フィルタ除去効率

名 称		可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニット		
種 類	—	微粒子フィルタ	よう素フィルタ	
効 率	単体除去効率	%	99.97以上 (0.15 μm粒子)	95以上 (有機よう素) 99以上 (無機よう素)
	総合除去効率 (フィルタ2段)	%	99.99以上 (0.7 μm粒子)	99.75以上 (有機よう素) 99.99以上 (無機よう素)



(注) 上図に示す概略系統は、「緊急時対策所指揮所と指揮所用空調上屋」及び「緊急時対策所待機所と待機所用空調上屋」共に同じ系統構成であるため、共通の図として示している。

図 別1-6-10 緊急時対策所 換気設備概要図

(17) 除去性能及び使用期間

- a. 除去性能は、以下確で認し維持する。
 - ・微粒子フィルタ除去効率：メーカー試験成績書による確認
 - ・よう素フィルタ除去効率：メーカー試験結果及び定期取替
 - ・フィルタ組込時の漏えい率検査結果に基づく除去効率：メーカー試験結果及び定期取替
- b. 格納容器破損による放射性物質の想定放出量のうち緊急時対策所への影響量（よう素粒子約1.1mg放射性微粒子約310mg）に対し、可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは十分な吸着能力（よう素粒子約120g、放射性微粒子約700g）がある。
- c. 可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファンの入口には「平型フィルタ」及び「火山灰フィルタ」を設置していることから、粉塵などの影響により、可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットが目詰まりすることはない。
- d. 可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは、よう素粒子及び放射性微粒子に対して十分な吸着能力があること、粉塵などの影響によりフィルタの目詰まりはないことから、フィルタの差圧が過度に上昇することはない。
- e. よって、プルーム通過中の使用に加えて、その後の長期間の使用が可能である。

表 別1-6-12 粒子吸着量

	想定放出量	吸着能力
よう素粒子	約1.1mg	約120g/段
放射性微粒子	約310mg	約700g/段

※1：格納容器破損による放射性物質の想定放出量のうち緊急時対策所へ到達する量

※2：可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの吸着能力

(18) フィルタの設置及び管理

可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは、フィルタユニット自体が放射線源になることを踏まえ、緊急時対策所へ出入りする要員の被ばく防護を考慮した設置位置としている。

また、放射性物質の吸着により線量が上昇した場合は、以下のとおり被ばく低減を図る運用としている。

- ・可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファン及びフィルタユニット（以下、換気設備と言う）の設置位置は、遮蔽機能を有する空調上屋内に設置している。
- ・換気設備については、重大事故等の発生やフィルタ差圧等によりフィルタユニットの切替が必要な場合、全て指揮所及び待機所にて操作可能であり、緊急時対策所を運用するための屋外における作業は無い。

なお、空調ダクト内を通過する空気は、給気側については可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットにより浄化後のものであり、清浄な空気が通過することから緊急時対策所内で対策要員が活動しても問題のないレベルである。

また、排気側についてもポンペ加圧操作後または可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファンの起動後にダンパを開放し排気することから、建屋外に空気が流れるためダクトが線源となることは考えにくい。

【参考】フィルタユニットの切替に伴う判断基準・判断計器について

1. 判断基準

フィルタユニットの待機側への切替については、判断基準を「フィルタユニットの性能の低下」としており、フィルタ差圧の上昇等により判断する。

2. 判断計器

フィルタユニットを待機側へ切替える際の判断計器については、「フィルタの差圧計等」としている。

「フィルタユニットの性能の低下」を判断するものとして、フィルタの差圧計は空調上屋内の線量状況を踏まえて確認することになるが、緊急時対策所内に設置のフィルタユニットからの給気流量計の指示値の低下や緊急時対策所内圧力計（外気との差圧）の指示値の低下によっても、判断可能である。

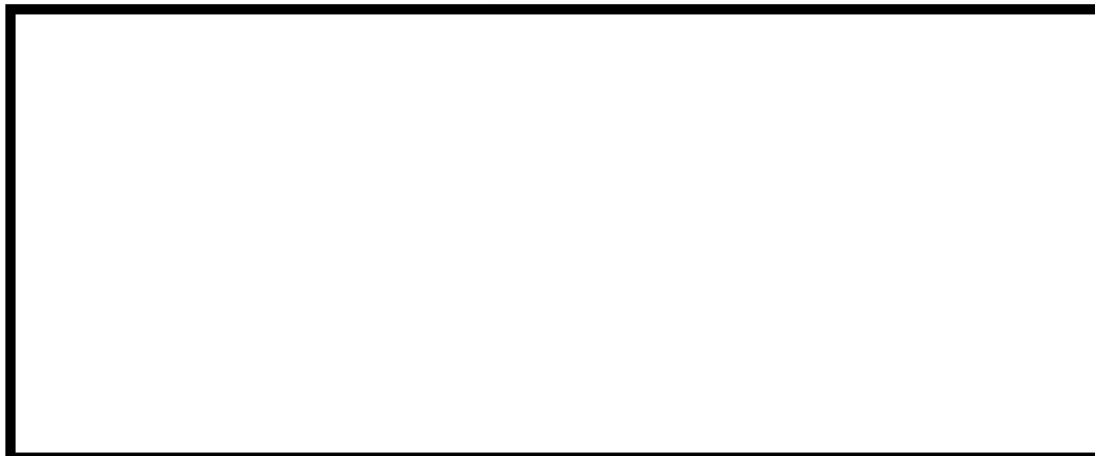


図 別 1-6-11 可搬型新設緊急時対策所用空気浄化フィルタユニット設置位置

【参考】フィルタ除去効率の設定について

(1) 微粒子フィルタ

微粒子フィルタのろ材はガラス繊維をシート状にしたもので、エアロゾルを含んだ空気ろ材を通過する際に、エアロゾルがガラス繊維に衝突・接触することにより補集される。

可搬型空気浄化装置の微粒子フィルタによるエアロゾル除去効率の評価条件として99.99%を用いている。

a. 温度及び湿度条件について


可搬型空気浄化装置が稼動する緊急時対策所は、発災プラントの3号炉から十分離れており、フィルタの性能が低下するような環境にはならない。

b. 保持容量について

可搬型空気浄化装置微粒子フィルタの保持容量は試験結果より求める。

3号炉原子炉格納容器から放出され、大気拡散されて緊急時対策所の可搬型空気浄化設備の微粒子フィルタによって補集されるエアロゾル量は、「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」に定められる核種ごとの放出割合を用い、安定核種も踏まえて、放出された微粒子の3号炉格納容器から緊急時対策所までの大気拡散（希釈効果）を考慮し、全量がフィルタに補集されるものとして評価する。

ただし、緊急時対策所に流入するよう素は全量が可搬型空気浄化装置のフィルタに補集されるものとして評価する。

 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。

なお、よう素は全て粒子状よう素としている。

結果は下表上段のとおりとなり、可搬型空気浄化装置の微粒子フィルタには、エアロゾルを十分に捕集できる容量があり、評価期間にわたって必要な除去効率は確保できる。

(2) よう素フィルタ

可搬型空気浄化装置のよう素フィルタは粒子状活性炭をトレイに充填したものであり、よう素を含んだ空気がよう素フィルタを通過する際に、活性炭に吸着・除去される。

可搬型空気浄化装置のよう素フィルタによる有機よう素、無機よう素及び粒子状よう素の除去効率の評価条件は、99.75%、99.99%、99.99%を用いている。

a. 温度及び湿度条件について

可搬型空気浄化装置が稼動する緊急時対策所は、発災プラントの3号炉から十分離れており、フィルタの性能が低下するような環境にはならない。

b. 保持容量について

可搬型空気浄化装置よう素フィルタの吸着容量は試験結果から求める。

3号炉原子炉格納容器から放出され、大気拡散されて3号炉の可搬型空気浄化装置のよう素フィルタによって吸着されるよう素量は、「(1)微粒子フィルタ」と同様の手法で安定核種も踏まえて評価する。

捕集されるよう素は元素状よう素又は有機よう素とし、緊急時対策所に流入する元素状よう素又は有機よう素は全量が可搬型空気浄化装置のよう素フィルタに捕集されるものとして評価する。

結果は下表下段のとおりとなり、3号炉の可搬型空気浄化装置のよう素フィルタには、よう素を十分に吸着できる容量があり、評価期間にわたって必要な除去効率は確保できる。

可搬型空気浄化装置の保持・吸着容量

種類	保持・吸着量	保持・吸着容量
微粒子フィルタ	約310 mg	約700g/段
よう素フィルタ	約1.1 mg	約120g/段

緊急時対策所可搬型空気浄化装置に係る可搬型設備の採用理由について

1. はじめに

緊急時対策所機能に係る設備のうち、可搬型空気浄化装置、空気供給装置、緊急時対策所用発電機は、屋外および空調上屋に設置する可搬型重大事故等対処設備として計画している。このうち可搬型空気浄化装置（可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファン及び可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニット）については、大型設備であるが、万が一の設備の故障があった場合でも予備品と取り替えるなど柔軟性があるため、当社は可搬型設備とし、緊急時対策所近傍の空調上屋に保管する設計としている。

可搬型空気浄化装置は、可搬、常設に関わらず、要求仕様及び環境条件を満たす設計としており、設置方法に応じた機器の固定方法において可搬と常設で構造的な差異はあるものの、その構造に応じた設計を行うことで要求仕様を満足しているため、機能・性能の観点から可搬、常設による差異はないと考える。

本資料は可搬型空気浄化装置の構造、設置許可基準適合性及び可搬型設備の採用理由について整理したものである。

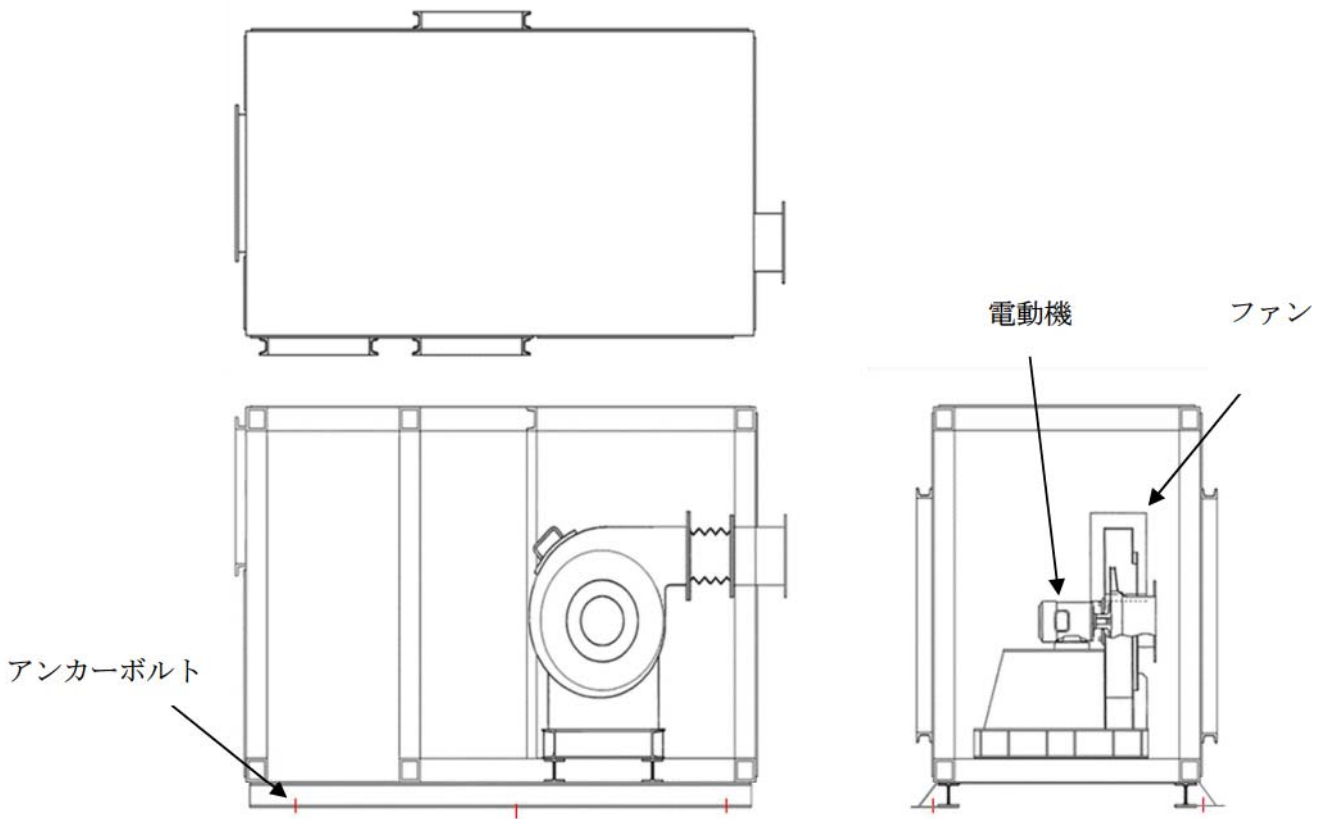
2. 可搬型空気浄化装置の構造について

可搬型空気浄化装置は、可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファン（送風機及び電動機）（以下「ファン」という）及び可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニット（以下「フィルタユニット」という）並びにこれらを固定するアンカーボルトにより構成される。

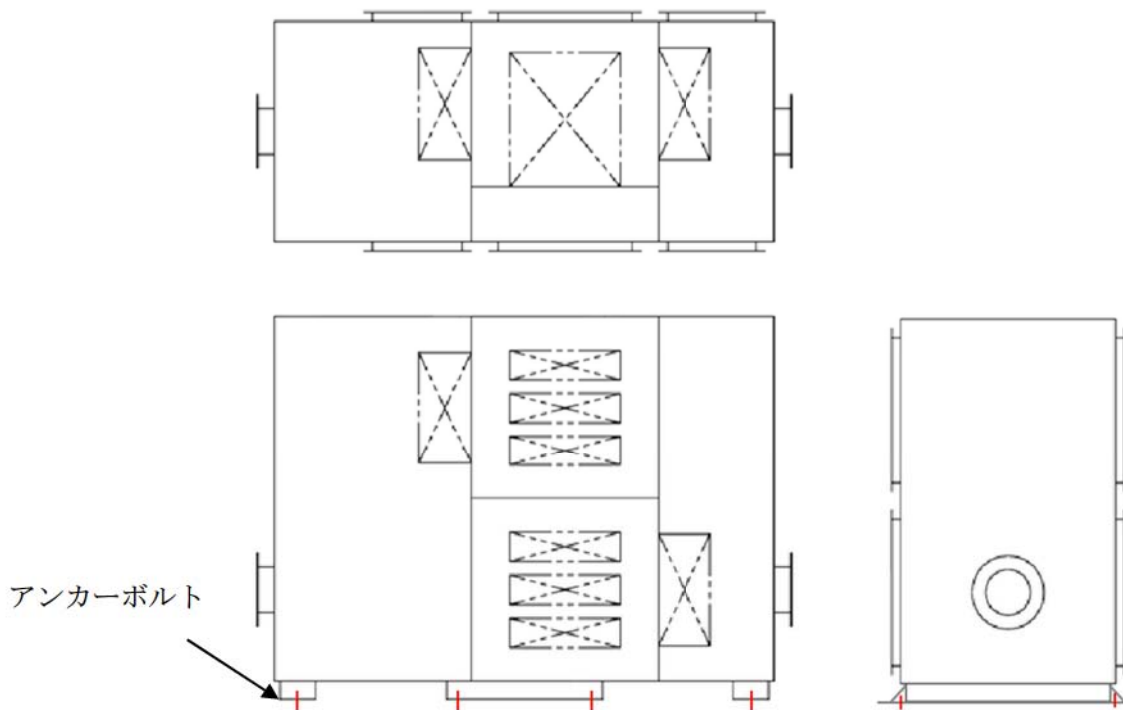
ファン及びフィルタユニットは可搬方式とするため、固定方法として容易に脱着可能なアンカーボルトを採用するものとし、アンカーボルトで機器を床に固定することで耐震機能を有している。また、アンカーボルトを取外すことで、ケーシング一体で取り替えることができる設計としている。（第1～2図）

ファン及びフィルタユニットは、風雪の影響を受けない空調上屋に保管するが、空調上屋にも換気口があり、環境条件を完全に無視できるわけではないことから機器の主要部材に耐候性に優れたステンレス材を採用し、ファンはケーシングに内蔵する設計とする。ファン及びフィルタユニットは、アンカーボルトを取外し、空気浄化設備運搬用機器を用いて機器の運搬、予備との取替えを行うことが可能である。（第3～4図）

なお、ファン及びフィルタユニットについては、常設機器と同等の構造設計を実施しており、機器の運搬が容易であることを除いて常設機器との差異はない。



第1図 外形図（緊急時対策所非常用空気浄化ファン）

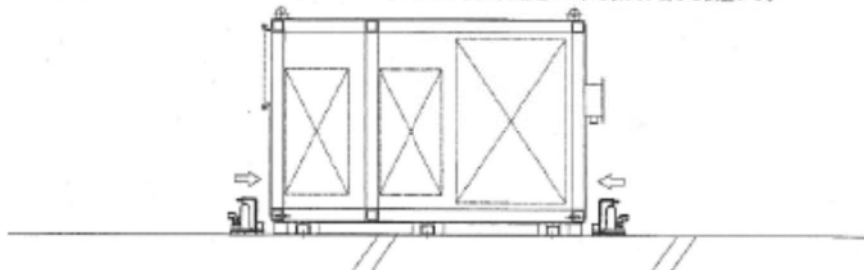


第2図 外形図（緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニット）

ファンケーシング搬送要領図

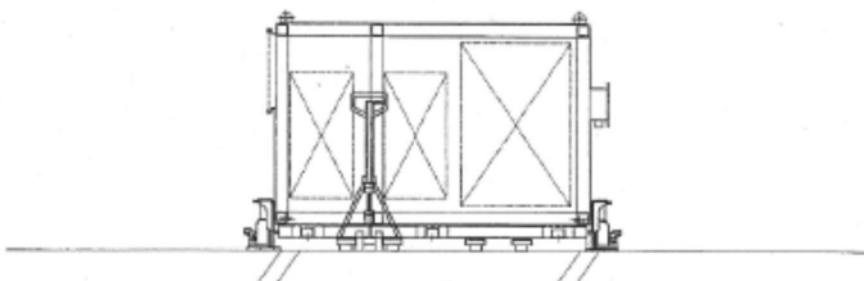
1) 搬送準備

油圧ジャッキを4台を準備し、左右2台ずつジャッキの爪部分をケーシングベース下へ挿入する。
爪部分上部と爪アタッチメントの間にスペーサ（19mmもしくは22mm）を挿入し高さを調整する。



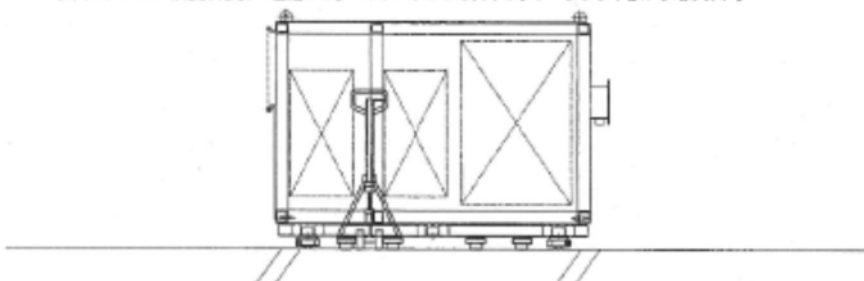
2) リフトアップ

油圧ジャッキ4台で約130mmジャッキアップし、ハンドパレット(L=1400mm)を
図中手前、奥より1台ずつ挿入する。



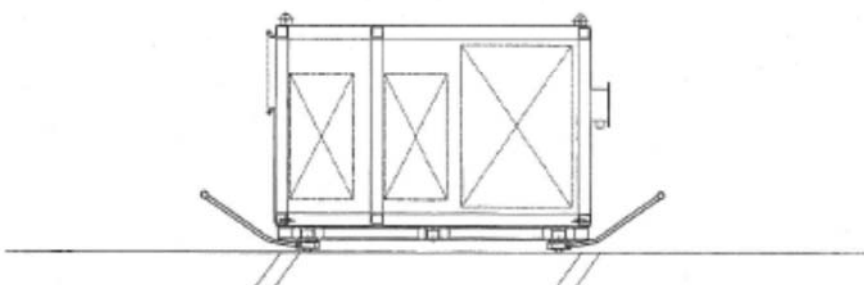
3) チルローラー装着

ハンドパレットをリフトアップし、床面にチルローラ装着の障害となる埋設物がない場所へ
ファンケーシングを移動する。チルローラーをファンケーシング筐体ベースアングル下部に
挿入し、ボルト(M16×35)で固定する。ハンドパレットを降下し、ケーシング下部から取り出す。



4) ファンケーシング搬送

チルローラーハンドルを取り付け手押しで搬送する。

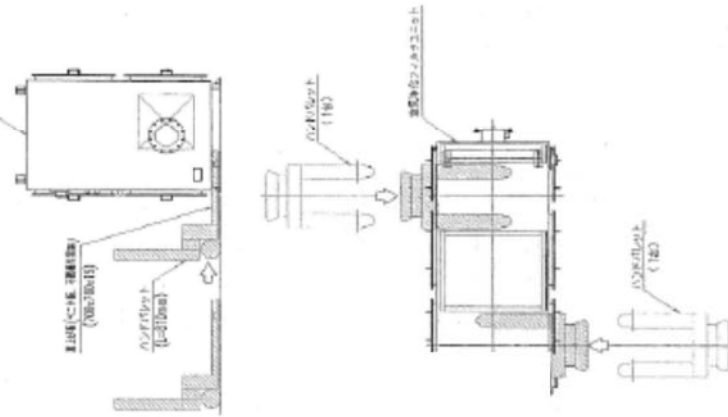


第3 図 可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファンケーシング取替手順図

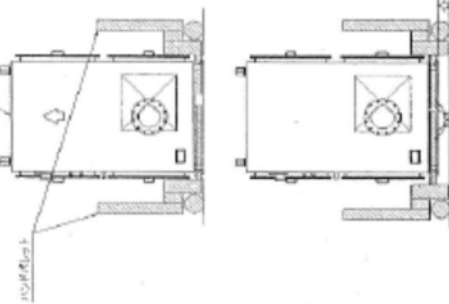
空気浄化フィルタユニット搬送装置

(1) 搬送準備

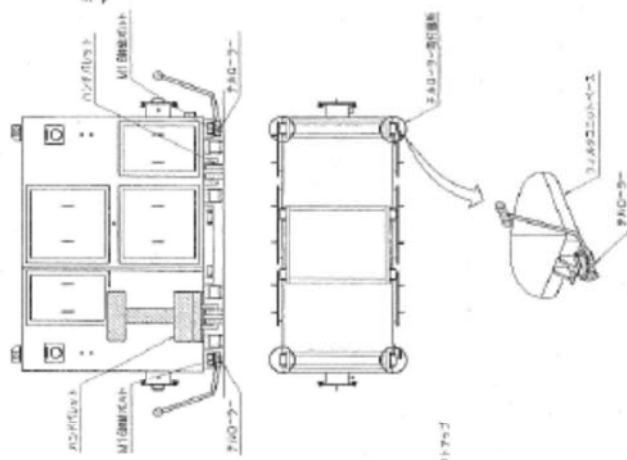
搬上げ板を置きハンドバレット2台を準備し、ベース板に設置する。
2台のハンドバレットはそれぞれフィルタユニット別個から設置する。



ハンドバレットを降下し、

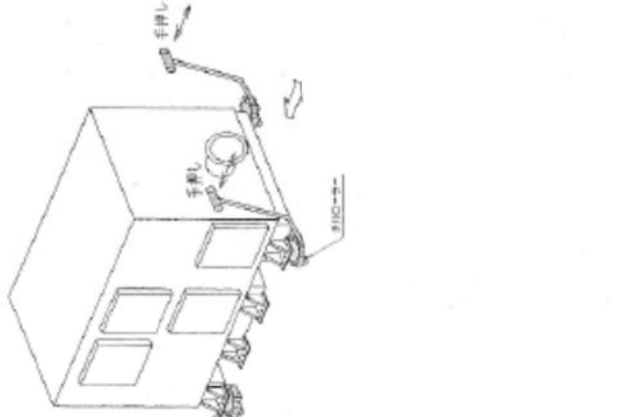


フィルタユニットとチロローラーが接触しないよう、搬送ベースとチロローラーホルダー (M16x35) で締結します。
ハンドバレットを降下し、フィルタユニット下から取り外す。



搬送

搬送作業が終了、チロローラーのハンドバレットを



第 4 図 可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニット取替手順図

3. 可搬型空気浄化装置の設置許可基準適合性について

可搬型空気浄化装置について設置許可基準規則での要求条文は、39条（耐震）、40条（津波）、41条（火災）、43条（重大事故等対処設備）、61条（緊急時対策所）であり、各条文への適合方針を以下に示す。

(1) 地震（39条）

ファン及びフィルタユニットは、基準地震動 S_s による周辺斜面の崩壊、溢水、火災等の影響を受けない空調上屋に適切に保管する。また、ファン及びフィルタの固定方法について、設計及び評価を行うことで基準地震動 S_s による地震力において必要な機能を保持できる設計とする。

(2) 津波（40条）

ファン及びフィルタユニットを保管するエリアは、津波の影響を受けない位置であるため、津波防護対策の必要はない。

(3) 火災（41条）

空調上屋に設置するファン及びフィルタは、不燃材料及び難燃ケーブルを使用することで火災の発生を防止するとともに、機器の固定により地震による火災発生防止のための配慮を行う。また、ファン及びフィルタを設置する空調上屋には火災感知設備を設置し、火災感知設備により火災の感知ができる範囲に保管するとともに、消火設備を設置する。

(4) 重大事故等対処設備（43条）

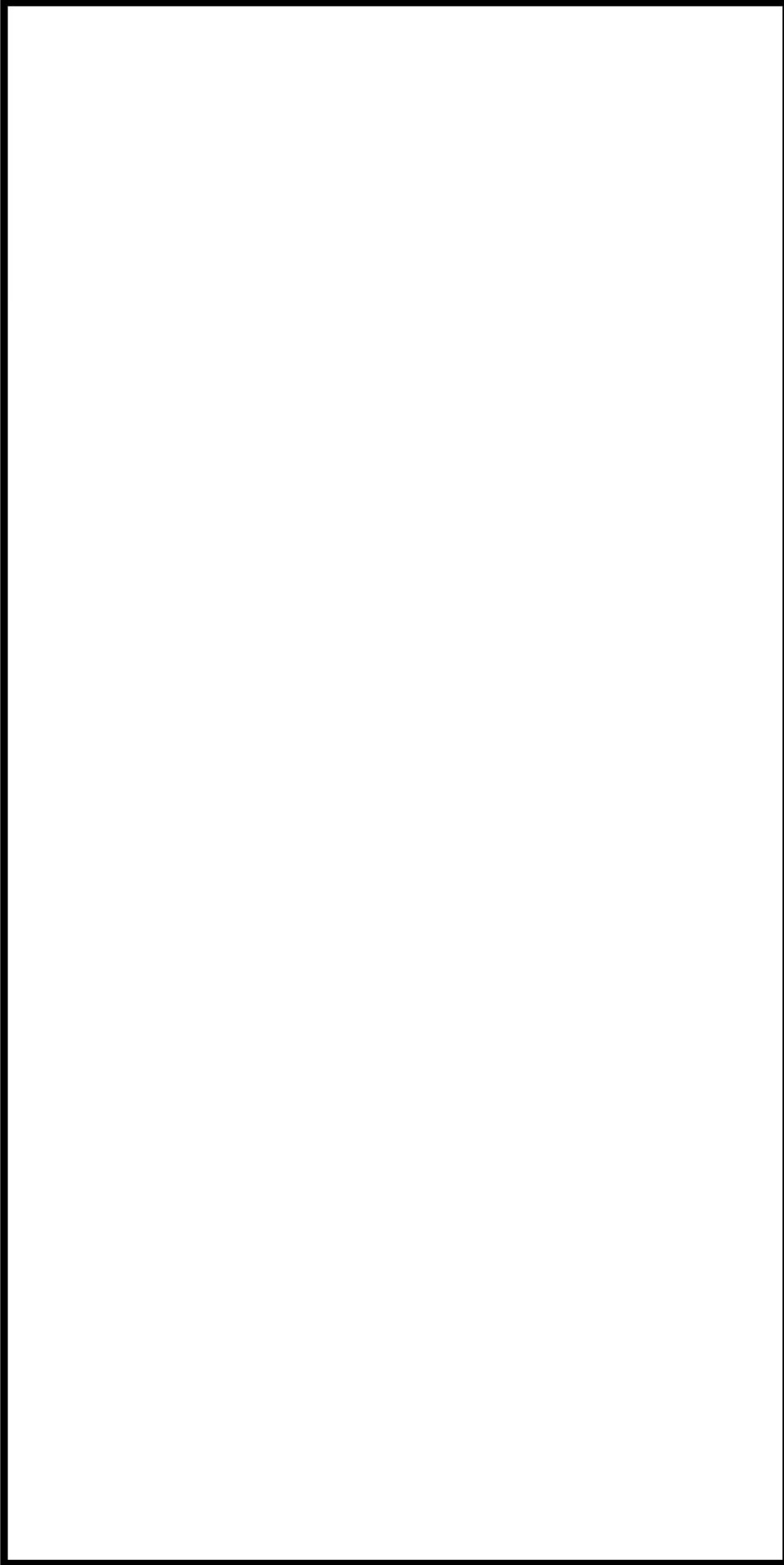
ファン及びフィルタユニットは、緊急時対策所との接続が速やかに行えるよう、空調上屋に保管する設計とするとともに、容易に交換ができる設計とする。また、指揮所と待機所に故障時及び保守点検時のバックアップ用の2台を含めて合計4台を保管する設計とすることで、重大事故等が発生した場合において、十分に余裕のある容量を有している。

また、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を考慮した上で、空調上屋に設置するファン及びフィルタユニットは、原子炉建屋から100m以上離隔をとる。（第5図）

(5) 緊急時対策所（61条）

重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所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適切な換気設計を行い、緊急時対策所の気密性及び緊急時対策所遮蔽の性能とあいまって、居住性に係る判断基準である緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が事故後7日間で100mSvを超えない設計とする。

また、ファン及びフィルタユニットの起動は、事故発生の早い段階で実施できるため、早期に緊急時対策所の立ち上げが可能である。



第 5 図 緊急時対策所機能に係る設備保管場所

□ 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。

4. 可搬型設備の採用理由について

第1表に可搬型設備と常設設備の比較，第2表に屋内設備，屋外設備の比較を示す。

設備の信頼性及び操作性は，常設設備と比較し大きな差異はないが，可搬型設備は，万一の故障時に空気浄化設備用運搬用機器を用いて容易に取り替えることができる。

第1表 可搬型設備及び常設設備の比較

	可搬型設備		常設設備	
	評価	理由	評価	理由
特徴	-	空気浄化設備運搬用機器により取り出しできる構造	-	機械基礎に基礎ボルト等で機器を固定する構造
操作性	○	常設設備との接続が必要ではあるが，簡便な接続規格等（フランジ接続）を用いることで容易かつ確実に接続が可能	◎	接続等が不要
故障時の対応	◎	故障時及び保守点検による待機除外時に予備機を1基設置しているため切替が可能であり，一体で交換できるため早期復旧することが可能	○	故障時及び保守点検による待機除外時には予備機を1基設置した場合，切替が可能であるが，分解点検等が必要となる。早期復旧は可能。
総合評価	◎		◎	

第2表 屋外及び屋内保管の設計比較

	屋外設備		屋内設備	
	評価	理由	評価	理由
特徴	-	機器の主要部材について屋外環境に耐える設計	-	機器への風雪による影響については考慮不要。
操作性	○	設置場所にて操作可能	○	設置場所にて操作可能
故障時の対応	◎	故障時にはクレーンやトラックがアクセスしやすく，分解又は持ち出しが容易。	○	故障時に分解又は持ち出しのために周囲にスペースを確保しておく。
環境条件	○	屋外の環境条件や自然現象等を考慮する必要があるが，それらに応じた設計を行うことで機能を損なわない設計	◎	屋内に設置するため，風雪等の環境条件について考慮不要。
総合評価	○		◎	

5. まとめ

空気浄化装置（ファン及びフィルタ）は、可搬・常設に関わらず、要求仕様を満たす設計としており、機能・性能の観点では可搬と常設に差異はない。

重大事故等対策において、万一の故障時の取替え等において柔軟性（予備との一体で交換による早期復旧が可能）があることや、冬季の作業性の観点から屋内可搬型設備による対策が有利であると判断し、屋内可搬型設備を採用した。

以上

緊急時対策所の可搬型設備の自主的な事前のつなぎ込みについて

1. はじめに

緊急時対策所の設備のうち、可搬型空気浄化装置、空気供給装置、緊急時対策所用発電機は、屋外及び空調上屋に保管・設置する可搬型重大事故等対処設備として計画している。

上記の設備は、配管及びケーブルを常設設備と切り離した状態で保管し、重大事故等時に接続する手順としている。

本資料は可搬型重大事故対処設備を常時接続した場合の影響等について検討したものである。

2. 緊急時対策所の可搬型重大事故対処設備の設計方針及び運用について

緊急時対策所の屋外又は空調上屋の可搬型重大事故対処設備は、緊急時対策所内及び屋外壁面は常設、屋外及び空調上屋は容易に交換ができるよう可搬型とし、使用時にそれらを接続する設計としている。

可搬型空気浄化装置、空気供給装置、緊急時対策所用発電機の設計方針及び運用を以下に示す。

(1) 可搬型空気浄化装置

a. 設計方針

- ・ 空調上屋に保管する可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファン、可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニット及び可搬ダクトは、容易に交換ができるよう可搬型とし、緊急時対策所空調上屋から緊急時対策所内は常設である恒設ダクトで構成する。

b. 運用

- ・ 可搬ダクトは、作業員の負担軽減のため、緊急時対策所近傍に保管、設置し、使用時には、緊急時対策所空調上屋にて恒設ダクトと簡易的に接続する運用とする。

(2) 空気供給装置

a. 設計方針

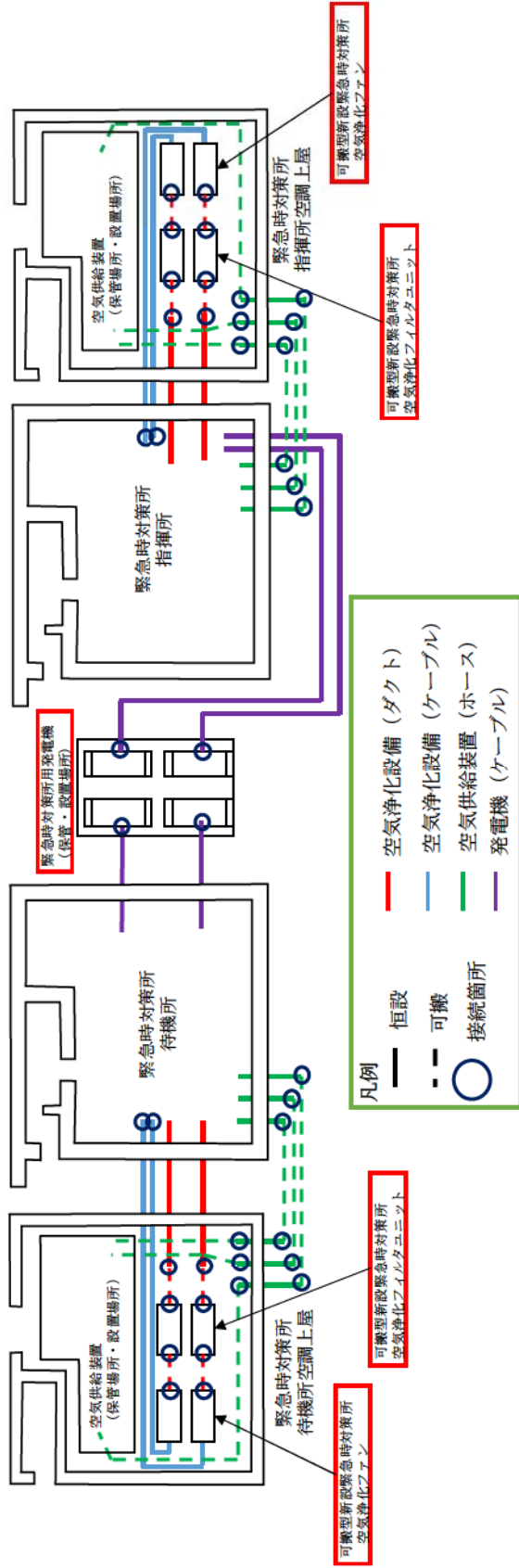
- ・ 空調上屋に設置する空気供給装置（マニホールド等含む）及びホースは、容易に交換できるように可搬型とし、緊急時対策所内及び空調上屋の貫通部接続口は常設である恒設配管で構成する。

- b. 運用
 - ・ 空気供給装置のホースは、緊急時対策所近傍に保管，設置し，使用時に空調上屋屋外側壁貫通配管接続口および緊急時対策所空気供給配管接続口の貫通部にて接続する。なお，空調上屋屋外側壁貫通配管接続口および緊急時対策所空気供給配管接続口に接続する可搬ホース以外のホースについては，常時接続した状態とする。
- (3) 緊急時対策所用発電機
- a. 設計方針
 - ・ 屋外に保管する緊急時対策所用発電機は，容易に交換できるよう可搬型とする。
 - b. 運用
 - ・ 緊急時対策所用発電機のケーブルは，緊急時対策所近傍に保管，設置し，使用時に接続する。
 - ・ ケーブル接続盤側は，端子台にて常時接続した状態とし，使用時には緊急時対策所用発電機側を端子台にて接続する。

各設備の接続方法を第 1 表，接続箇所を第 1 図に示す。

第 1 表 緊急時対策所の可搬型重大事故等対処設備の接続方法

設備	種類	接続方法
可搬型空気浄化設備	ダクト	フランジ接続
	ケーブル	コネクタ接続
空気供給装置	ホース	カプラ接続
緊急時対策所用発電機	ケーブル	端子接続



第 1 図 緊急時対策所の可搬型重大事故等対処設備の接続箇所

3. 設置変更許可申請書の整理

設置変更許可申請書に記載している緊急時対策所の設備に係る設計方針を第2表に記載する。

第2表 設置変更許可申請書記載内容の整理

記載箇所	記載内容
設置許可基準規則	<p>(緊急時対策所)</p> <p>第三十四条 工場等には、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため、<u>緊急時対策所を原子炉制御室以外の場所に設けなければならない。</u>(以下略)</p> <p>第六十一条 第三十四条の規定により設置される緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>一 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、適切な措置を講じたものであること。</p> <p>二 重大事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備を設けたものであること。</p> <p>三 発電用原子炉施設の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設備を設けたものであること。</p> <p>(重大事故等対処設備)</p> <p>第四十三条1項一号 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>第四十三条2項三号 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>第四十三条3項五号 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>

記載箇所	記載内容
設置変更許可申請書	<p>【本文】</p> <p>ロ. 発電用原子炉施設の一般構造</p> <p>(3) その他の主要な構造</p> <p>a. 設計基準対象施設</p> <p>(ac) 緊急時対策所(P.59～)</p> <p>原子炉施設には、1次冷却系統に係る原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため、<u>緊急時対策所を中央制御室以外の場所に設置する。</u></p> <p>緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても当該事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、適切な措置を講じる。また、必要な情報を把握できる設備及び発電所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設備を設けるとともに、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容できる設計とする。</p> <p>b. 重大事故等対処施設（原子炉制御室、監視測定設備、<u>緊急時対策所及び通信連絡を行うために必要な設備は、</u> a. 設計基準対象施設に記載）</p> <p>(c) 重大事故等対処設備</p> <p>(c-1) 多様性、位置的分散、悪影響防止等</p> <p>(c-1-1) 多様性、位置的分散</p> <p>(c-1-1-1) 常設重大事故等対処設備(p.67)</p> <p>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、共通要因によって同時にその機能を損なうおそれがないよう、<u>可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じる設計とする。</u></p> <p>(c-1-1-2) 可搬型重大事故等対処設備(p.69～)</p> <p>重大事故防止設備のうち可搬型のもの（以下、「可搬型重大事故防止設備」という。）は、<u>設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備の機能と、共通要因によって同時にその機能を損なうおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じる設計とする。</u></p>

記載箇所	記載内容
設置変更許可申請書	<p>(c-3)環境条件</p> <p>(c-3-1) 環境条件 (p.81)</p> <p>中央制御室内, 原子炉建屋内, 原子炉補助建屋内, ディーゼル発電機建屋内, 燃料取扱棟内, 循環水ポンプ建屋内及び<u>緊急時対策所内(空調上屋含む)の重大事故等対処設備は, 重大事故等時におけるそれぞれの場所の環境条件を考慮した設計とする。また, 地震による荷重を考慮して, 機能を損なうことのない設計とするとともに, 可搬型重大事故等対処設備については, 必要により当該設備の落下防止, 転倒防止, 固縛による固定の措置をとる。</u></p> <p>ヌ.その他発電用原子炉の附属設備の構造及び設備</p> <p>(3)その他の主要な事項</p> <p>(vi) 緊急時対策所 (p.241)</p> <p><u>緊急時対策所の機能に係る設備は, 中央制御室との共通要因により同時に機能喪失しないよう, 中央制御室に対して独立性を有する設計とするとともに, 中央制御室とは離れた位置に設置又は保管する設計とする。</u></p> <p>【添付資料八】</p> <p>1.1.10 重大事故等対処設備に関する基本方針</p> <p>1.1.10.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等</p> <p>(1) 多様性, 位置的分散(p.8-1-17)</p> <p>a.常設重大事故等対処設備</p> <p>常設重大事故防止設備は, 設計基準事故対処設備及び使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能を有する設備 (以下「設計基準事故対処設備等」という。)の機能と, 共通要因によって同時にその機能を損なうおそれがないよう, <u>可能な限り多様性, 独立性, 位置的分散を考慮して適切な措置を講じる設計とする。</u></p> <p>b. 可搬型重大事故等対処設備(p.8-1-20)</p> <p>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の機能と, 共通要因によって同時にその機能を損なうおそれがないよう, <u>可能な限り多様性, 独立性, 位置的分散を考慮して適切な措置を講じる設計とする。</u></p>

記載箇所	記載内容
設置変更許可申請書	<p>1.1.10.3 環境条件等</p> <p>(1) 環境条件(p.8-1-31)</p> <p>中央制御室内, 原子炉建屋内, 原子炉補助建屋内, ディーゼル発電機建屋内, 燃料取扱棟内, 循環水ポンプ建屋内及び緊急時対策所内(空調上屋含む)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。</p> <p>また, 地震による荷重を考慮して, 機能を損なうことのない設計とするとともに, 可搬型重大事故等対処設備については, 必要により当該設備の落下防止, 転倒防止, 固縛による固定の措置をとる。</p> <p>10.その他発電用原子炉の附属施設</p> <p>10.9.緊急時対策所</p> <p>10.9.2.2 設計方針(p.8-10-87～)</p> <p><u>緊急時対策所の機能に係る設備は, 中央制御室との共通要因により同時に機能喪失しないよう, 中央制御室に対して独立性を有する設計とするとともに, 中央制御室とは離れた位置に設置及び保管する設計とする。</u></p> <p>10.9.2.2.1 多様性, 多重性, 独立性及び位置的分散(p.8-10-93～)</p> <p><u>基本方針については, 「1.1.10.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。</u></p> <p>緊急時対策所は, 独立した建屋及びそれと一体の緊急時対策所遮へい並びに換気設備として可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファン及び可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットを有し, さらに, 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。これら中央制御室に対して独立性を有した設備により居住性を確保できる設計とする。</p> <p><u>緊急時対策所及び緊急時対策所用発電機は, 中央制御室とは離れた位置の屋外に設置することで, 位置的分散を図る設計とする。</u></p> <p><u>可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファン及び可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは, 中央制御室とは離れた位置の空調上屋内に分散して保管することで, 位置的分散を図る設計とする。</u></p> <p>可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファンは, 1台で指揮所又は待機所をそれぞれ換気するために必要な容量を有するものを各2台, 合計4台を保管することで多重性を持つ設計とする。</p>

記載箇所	記載内容
設置変更許可申請書	<p>可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは、1基で指揮所又は待機所をそれぞれ換気するために必要な容量を有するものを各2基、合計4基を保管することで多重性を持つ設計とする。</p> <p>緊急時対策所用発電機は、1台で指揮所、待機所それぞれに給電するために必要な容量を有するものを予備も含めて8台保管することで多重性を図る設計とする。</p> <p>10.9.2.2.4 環境条件等(p.8-10-97～)</p> <p><u>基本方針については、「1.1.10.3 環境条件等」に示す。</u></p> <p>可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファンは、空調上屋内に保管及び設置するため、<u>重大事故等時における空調上屋内の環境条件を考慮した設計とする。</u>操作は設置場所及び緊急時対策所内で可能な設計とする。</p> <p>可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは、空調上屋内に保管及び設置するため、<u>重大事故等時における空調上屋内の環境条件を考慮した設計とする。</u>操作は設置場所で可能な設計とする。</p> <p>空気供給装置は、空調上屋内に保管及び設置するため、<u>重大事故等時における空調上屋内の環境条件を考慮した設計とする。</u>操作は設置場所で可能な設計とする。</p> <p>緊急時対策所用発電機は、屋外に保管及び設置するため、<u>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。</u>操作は設置場所で可能な設計とする。</p>

4. 緊急時対策所の設備に係る外部からの衝撃に対する設計方針について

設置変更許可申請において、可搬型重大事故等対処設備は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に保管するか、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料ピットの冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故等対処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に、設計基準事故対処設備を防護するとともに、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複数箇所に分散して屋外に保管することとしている。

上記を踏まえて、緊急時対策所に係る設備は、3号炉中央制御室との共通要因により同時に機能喪失しないよう、3号炉中央制御室に対して独立性を有する設計とするとともに、3号炉中央制御室とは離れた位置に設置又は保管する設計としており、同時に機能が損なわれない措置を講じている。

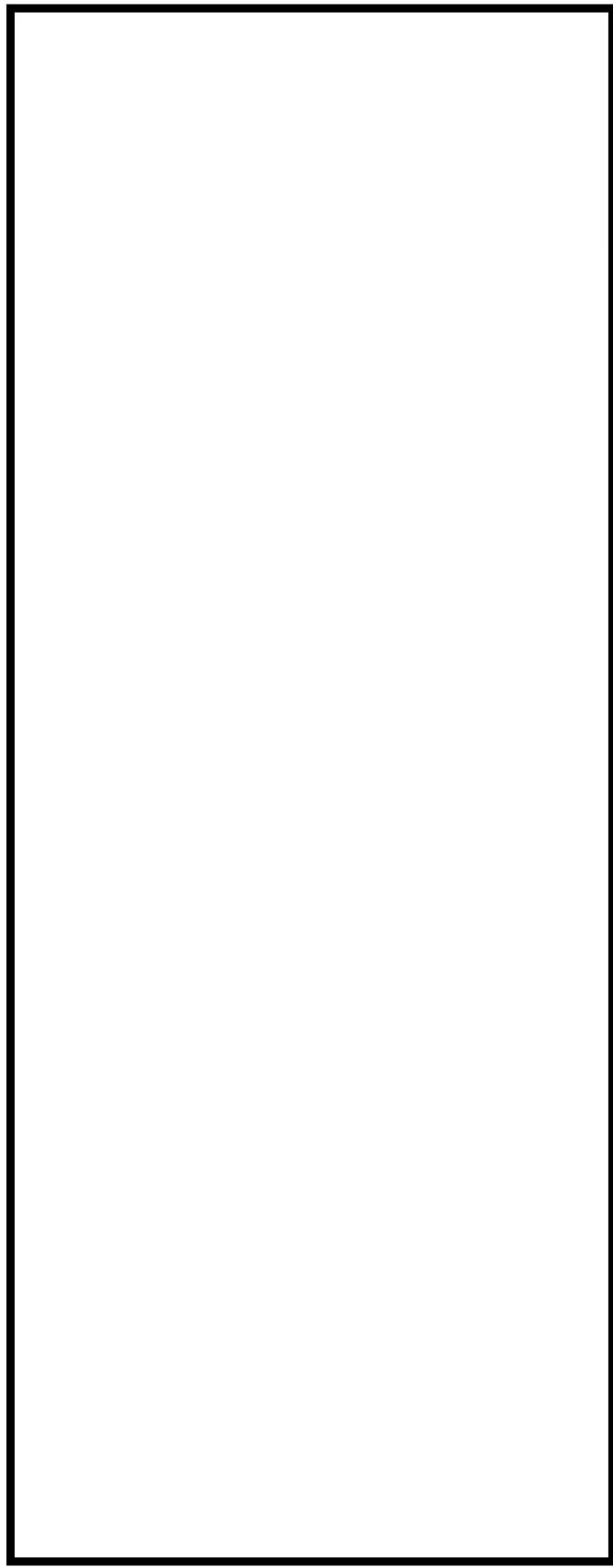
また、屋外及び空調上屋に設置する緊急時対策所の設備は、屋外及び空調上屋の環境条件を考慮した設計としており、その設計内容を第3表に示す。

屋外に設置する重大事故等対処設備については、地震による荷重、竜巻による風荷重等に対して、位置的分散を考慮した保管または当該設備をアンカー等による固定及び転倒防止により、機能が損なわれない設計とする。

空調上屋に設置する重大事故等対処設備については、地震による荷重等に対して、当該設備をアンカー等による固定及び転倒防止により、機能が損なわれない設計とする。

第 3 表 泊 3 号機 重大事故対処設備の位置的分散に係る具体的な設計内容 (61 条)

屋外重大事故等対処設備	設備詳細	常設/可撤	設備の持つ機能 (関連条文)	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	同じ機能を有する 重大事故等対処設備	位置的分散に係る設計内容
緊急時対策用発電機	発電機	可撤	①代替交流電源 (61条)	①なし	①なし (複数配備)	・原子炉建屋から、100m以上の離隔距離を確保する ・電源車同士で100m以上の離隔距離を確保した保管場所を定めて保管。
	ケーブル	常設				
可撤型空気浄化装置	可撤型新設緊急時対策所 空気浄化ファン	可撤	①居住性の確保 (61条)	①なし	①なし (複数配備)	・原子炉建屋から、100m以上の離隔距離確保をした保管場所を定めて保管。 ・空調上層内に転倒防止のためにアンカー等で固定しているため、地震等による損傷はなく、機能は損なわれない。
	可撤型新設緊急時対策所 空気浄化フィルターユニット	可撤				
	ダクト	常設/可撤				
	ケーブル	常設				
空気供給装置	空気供給装置	可撤	①居住性の確保 (61条)	①なし	①なし	・原子炉建屋から、100m以上の離隔距離を確保した保管場所を定めて保管。 ・空調上層内に転倒防止のためにアンカー等で固定しているため、地震等による損傷はなく、機能は損なわれない。
	ホース	可撤				
	恒設配管	常設				



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. 可搬型重大事故等対処設備の常時接続に係る検討

緊急時対策所に係る設備のうち、可搬型空気浄化装置の常時接続に係る影響等を以下の通り検討した。

(1) 可搬ダクト・ホース

- ・ 常時接続により接続箇所が万が一損傷した場合、取替えに要する時間が必要となり、作業時間が大幅に増加する恐れがある。
よって可搬ダクト・ホースを切り離し、その他可搬型設備同士は接続状態で保管することとする。

(2) ケーブル

- ・ 緊急時対策所用発電機側は、重大事故等時に敷設しているケーブルを端子台に接続する計画であるが、端子部は、常時接続状態にした場合、ケーブル等が屋外環境により劣化し、絶縁低下等が起こるリスクがある。

		経過時間(分)															備考	
		0	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140		150
手順の項目	要員(数)	約1時間 ▽ 可搬型空気浄化装置による換気開始																
緊急時対策所 空気浄化装置 の起動	4	準備																
		指揮所																
		ファン起動																
		待機所																
緊急時対策所 空気供給装置 の系統構成	4	準備																
		仮設ホース敷設																
		指揮所																
		ラインアップ																
		準備																
		仮設ホース敷設																
		待機所																
		ラインアップ																

第2図 緊急時対策所空気浄化装置タイムチャート

6. まとめ

可搬型重大事故等対処設備は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に保管するか、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料ピットの冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故等対処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に、設計基準事故対処設備を防護するとともに、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複数箇所に分散して屋外に保管することとしている。

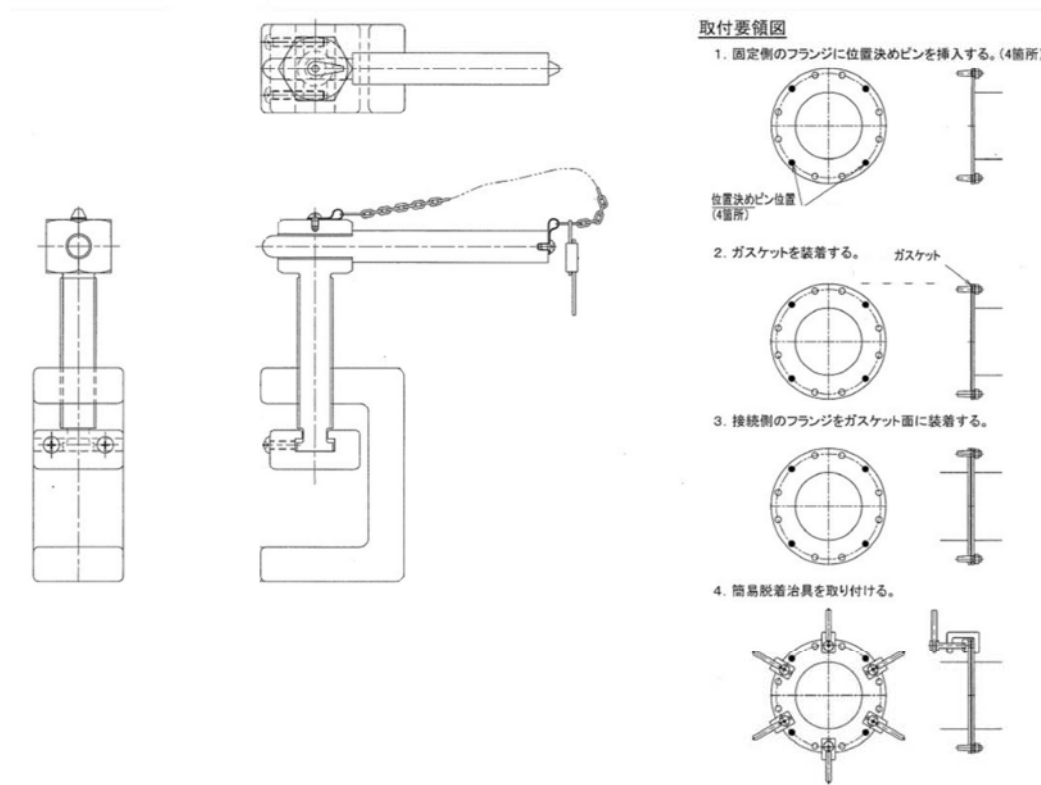
また、5. のとおり、可搬設備の常時接続は、万が一接続箇所が損傷した場合、取替えに要する時間が必要となり、作業時間が大幅に増加する恐れがある。そのため、常時接続した場合の損傷時の対応を考慮し、使用時に接続する運用とする。

なお、作業員の負担軽減のため、ダクト、ケーブル等は可能な限り使用場所に保管、敷設し、使用時に簡易に接続するだけになるよう工夫する。(添付資料)

以上

可搬設備の接続箇所概要

可搬型空気浄化装置に係る接続箇所の概要を第 1 図に示す。



第 1 図 可搬型空気浄化装置 可搬ダクト接続部

7. チェンジングエリアについて

(1) チェンジングエリアの基本的考え方

チェンジングエリアの設営にあたっては、「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」第 61 条第 1 項（緊急時対策所）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」第 76 条第 1 項（緊急時対策所）に基づき、緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けることを基本的考え方とする。

（「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の解釈」第 76 条第 1 項（緊急時対策所）抜粋）

緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。

(2) チェンジングエリア設置概要

チェンジングエリアは、緊急時対策所（指揮所）及び緊急時対策所（待機所）に設置する。概要は次表のとおりである。

表 別1-7-1 チェンジングエリアの概要

項目		理由
設営場所	○チェンジングエリア ・緊急時対策所（指揮所） ・緊急時対策所（待機所）	緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設ける
設営形式	コンクリート造の区画された部屋	緊急時対策所のコンクリート造の遮蔽壁に囲まれた区画を採用する。
設営時期	平常時から設置	平常時から設置しておくことにより、事故発生後の状況下における設置作業を無くすことができると共に、事故発生後に直ぐに使用が可能となる。 また、事故時の高ストレス下における設営作業や多数の作業員が設営を待っている中で設営をするといった状況下での対応を回避することが可能である。

(3) 設営 (考え方, 資機材)

a. 考え方

緊急時対策所への放射性物質の持ち込みを防止するため、事故発生等に備え緊急時対策所内にチェンジングエリアを平常時から設置しておく。

チェンジングエリアを平常時から設置しておくことにより、事故発生後の状況下における設置作業を無くすことで、事故発生後早急な対応が可能になるとともに、2重扉により居住エリアへの放射性物質の流入を防止する設計としている。

また、チェンジングエリア混雑時の被ばくを低減させるため、空調上屋の一部に待機スペースを設置し、被ばくの低減を図る設計としている。

①靴着脱エリア及び除染エリアに粘着マットを敷く。



②各エリアの境界となるバリアを設置する。



③除染資材を設置する。

b. チェンジングエリア設営用資機材

チェンジングエリア設営用資機材については、使用開始後のチェンジングエリアの補修や汚染によるシートの張替え等も想定して表 別1-7-2のとおりとする。

表 別 1-7-2 チェンジングエリア設営用資機材

品名	単位	数量	考え方
グリーンハウス	個	2	1 個/建屋×2 建屋
養生シート (透明・ピンク・黄)	本	6	各色 1 本/建屋×2 建屋
バリア (600・750・900mm)	枚	6	各サイズ 1 枚/建屋×2 建屋
作業用テープ (緑)	巻	20	10 巻/建屋×2 建屋
養生テープ (ピンク)	巻	40	20 巻/建屋×2 建屋
透明ロール袋 (大)	本	20	10 本/建屋×2 建屋
粘着マット	枚	20	10 枚/建屋×2 建屋
線量管理用テーブル	台	2	1 台/建屋×2 建屋
ウェットティッシュ	個	290	指揮所：60 名×2 個+余裕 待機所：60 名×2 個+余裕
ウエス	箱	2	1 箱 (24 束) /建屋×2 建屋
シャワー室 簡易シャワー	個 個	2	1 個/建屋×2 建屋
除染キット	セット	2	1 セット/建屋×1 建屋

(4) 運用 (出入管理, 脱衣, 身体サーベイ, 除染, 着衣, 汚染管理, 廃棄物管理, 環境管理)

a. 出入管理

チェンジングエリアは、緊急時対策所外で作業した現場作業要員等 (以下、「要員」という。) が緊急時対策所に入室する、または緊急時対策所内から緊急時対策所外へ退室する場合に使用する。

緊急時対策所外は放射性物質により汚染しているおそれがあることから、緊急時対策所外で作業する要員は緊急時対策所内で防護具類を着用し活動することになる。

緊急時対策所外での作業中に要員が着用している防護具類に放射性物質が付着する可能性があるためチェンジングエリアを設置するが、チェンジングエリアのレイアウトは要員の防護具類の脱衣行為に合わせて図 別 1-7-1 のとおり 4 分割した次のエリアを設けることで緊急時対策所内への放射性物質の持ち込みを防止する。

①靴着脱エリア

緊急時対策所外で使用した靴を脱ぐ、または緊急時対策所外へ退室する場合に靴を履くエリア

②脱衣エリア

防護具類を適切な順番で脱衣するエリア

③スクリーニングエリア

防護具類を脱衣した要員の身体サーベイを行い、汚染が確認されなければ緊急時対策所内へ入室するエリア

④除染エリア

スクリーニングエリアで要員の身体に汚染が確認された場合に除染を行うエリア

また、緊急時対策所外で作業した要員に付着した放射性物質が防護具類を着用していない要員に接触等により移行しないよう緊急時対策所外へ退室する要員は、緊急時対策所内で防護具類を着用し、チェンジングエリアを経由して緊急時対策所外へ退室する動線とする。

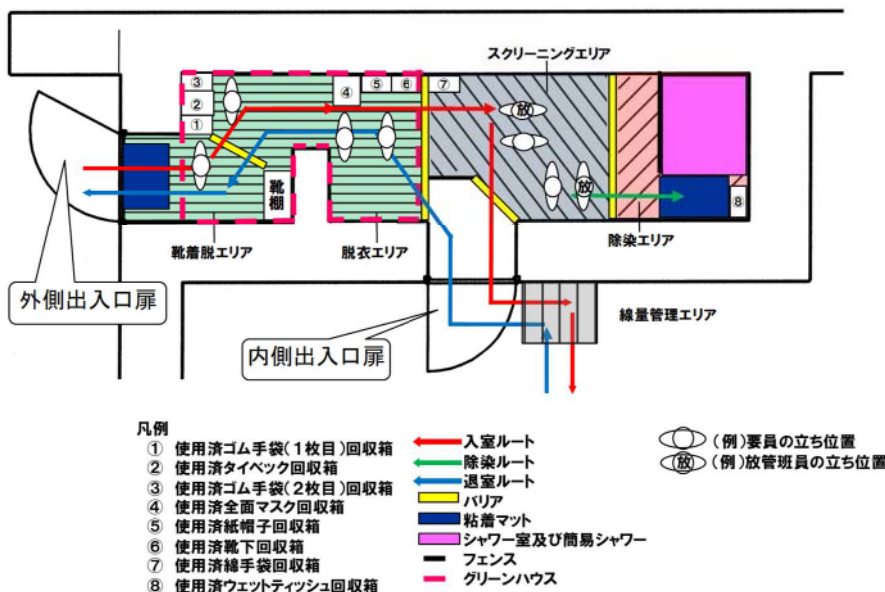


図 別 1-7-1 チェンジングエリア内の要員動線イメージ図

チェンジングエリアの具体的運用は以下のとおりである。
 なお、チェンジングエリアの運用が適切に実施できるよう定期的な教育・訓練を行い、入域時間の短縮及び技術力の向上を図ることとしている。

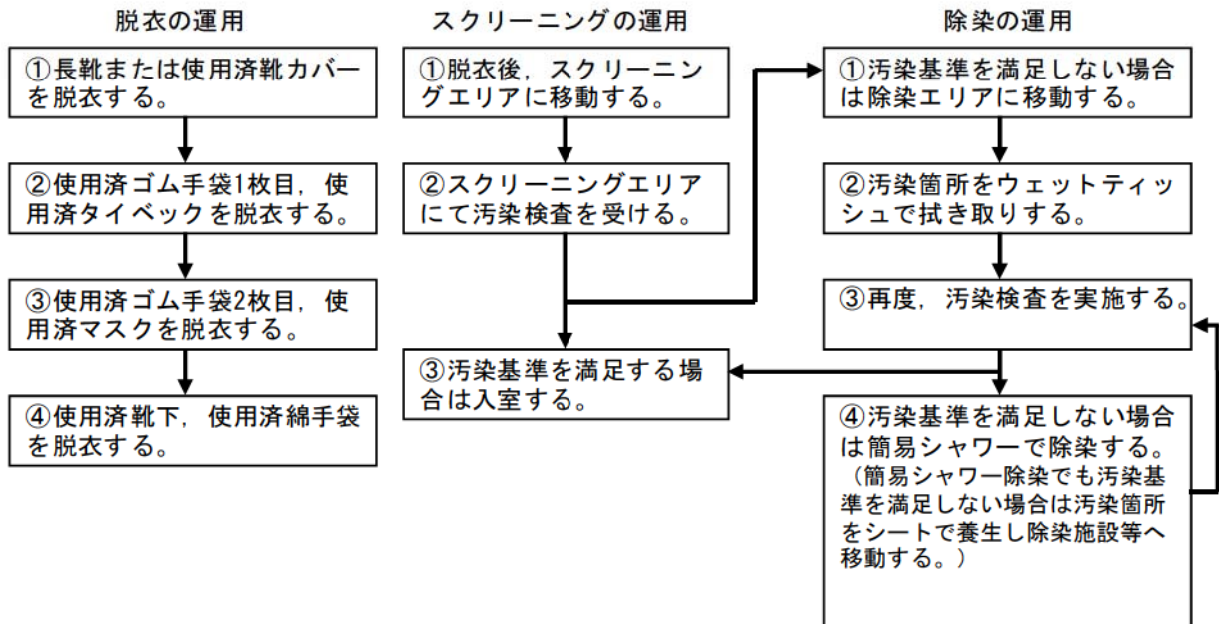


図 別 1-7-2 緊急時対策所チェンジングエリア運用基本フロー図

b. 脱衣

チェンジングエリアにおける防護具類の脱衣手順は次のとおりである。

要員等の防護具類の脱衣場所はチェンジングエリア内の脱衣エリアとする。

- ・チェンジングエリアにおいて脱衣エリア手前で長靴または使用済靴カバーを脱衣し、使用済ゴム手袋1枚目を外す。
- ・脱衣エリアでは使用済タイベック、使用済ゴム手袋2枚目、使用済マスク、使用済汚染区域用靴下、使用済綿手袋を脱衣する。

なお、脱衣手順の間違いは内部被ばくにつながるおそれがあることから、放管班員が要員の防護具類の脱衣状況について、適宜監視し、指導、助言をする。

c. 身体サーベイ

チェンジングエリアにおける身体サーベイ手順は次のとおりである。

- ・脱衣後、スクリーニングエリアに移動する。
- ・スクリーニングエリアにて汚染検査を受ける。
- ・汚染基準を満足する場合は、緊急時対策所へ入室する。汚染基準を満足しない場合は、除染エリアに移動する。

なお、放管班員以外でも汚染検査ができるように手順の図解を掲示し、放管班員が汚染検査状況について、適宜監視し、指導、助言をする。

d. 除染

チェンジングエリアにおける除染手順は次のとおりである。

- ・身体サーベイにて汚染基準を満足しない場合は除染エリアに移動する。
- ・汚染箇所をウェットティッシュで拭き取りする。(必要に応じて水のいないシャンプー等を使用する。)
- ・スクリーニングエリアにて再度汚染検査を実施する。
- ・汚染基準を満足しない場合は、簡易シャワーで除染する。(簡易シャワー除染でも汚染基準を満足しない場合は、汚染箇所をシートで養生し除染施設等へ移動する。)

e. 着衣

緊急時対策所内における防護具類の着衣手順は次のとおりである。

要員等の防護具類の着衣場所は緊急時対策所内とする。

- ・緊急時対策所内において、脱衣と反対の手順にて綿手袋、汚染区域用靴下、マスク、ゴム手袋1枚目、タイベック、ゴム手袋2枚目、靴カバーを着衣する。

また、緊急時対策所の外側がブルーム通過等によって大規模に汚染されたような状況下においては、防護衣(タイベック)等を二重に着用するなど汚染の持ち込み防止のための対策を取ることにしている。

f. 汚染管理

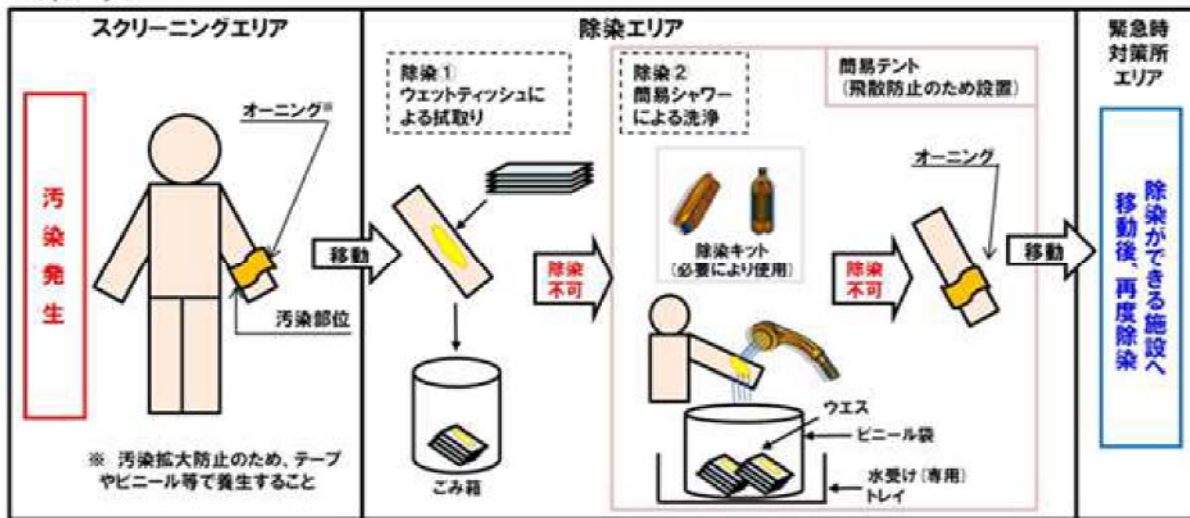
前述のとおり、緊急時対策所内に放射性物質による汚染を持ち込まないようにチェンジングエリアを設けている。スクリーニングエリア内で要員の汚染が確認された場合は、スクリーニングエリアに隣接した「除染エリア」で要員の除染を行う。

要員の除染は、ウェットティッシュによる拭き取りにて除染を行うことを基本とするが、拭き取りにて除染ができない場合も想定し、汚染部位への水洗による除染が行えるよう簡易シャワーを設置するとともに、除染キット(中性洗剤、ハンドブラシ)についても配備し必要により使用する。

また、水洗除染時における飛散防止のための簡易テント及び除染による廃水を受ける容器(専用トレイ)についても設置する。(図 別 1-7-3 参照)

なお、簡易シャワーを用いた除染による廃水は、ウエスに染み込ませることで放射性廃棄物として廃棄する。

<イメージ>



g. 廃棄物管理別 1-7-3 身体汚染発生時における除染対応イメージ図

緊急時対策所外で作業した要員が着用した防護具類は、チェンジングエリア内で廃棄す

る。

これらの放射性廃棄物については、チェンジングエリア内に留め置くと環境線量当量率の上昇、または放射性物質による汚染の拡大へつながる要因となることから、適宜緊急時対策所外へ持ち出しチェンジングエリア内の汚染拡大防止を図る。

h. 環境管理

放管班員は、緊急時対策所内において電離箱サーベイメータによる線量当量率の測定、GM 汚染サーベイメータによる表面汚染密度及び空气中放射性物質濃度の測定を定期的（1回/日以上）に行い、放射性物質の異常な流入等がないことを確認する。

また、必要に応じて防護具類の着用や除染等の対応を行う。

プルーム通過後にチェンジングエリアの出入管理を再開する際には、表面汚染密度、線量当量率及び空气中放射性物質濃度等の測定を実施する。

(5) チェンジングエリアに係る補足事項

a. チェンジングエリアにおける汚染空気の流入防止

緊急時対策所のチェンジングエリアには外側及び内側の 2 箇所の出入口扉を気密扉として設置し、緊急時対策所内への放射性物質の流入を防止するため、緊急時対策所の換気設備で緊急時対策所内を正圧に維持することにより、出入口の扉を開放した場合においても外部からの放射性物質の流入を防止する設計としている。また、緊急時対策所内の正圧維持のため、2 箇所の出入口扉が同時に開放されないようにするとともに、プルーム通過中については 2 箇所の出入口扉を閉止し、原則として要員の出入りを行わない運用とする。

また、要員が緊急時対策所への入退室のため気密扉を開放する際に気密扉の 2 箇所同時開放を防止するため、各気密扉に設置されたライトの点灯及び警報音により、他の要員に対し気密扉の開閉状況を確認してから開放できるよう気密扉開閉表示装置を設置する。(図別 1-7-4 参照)

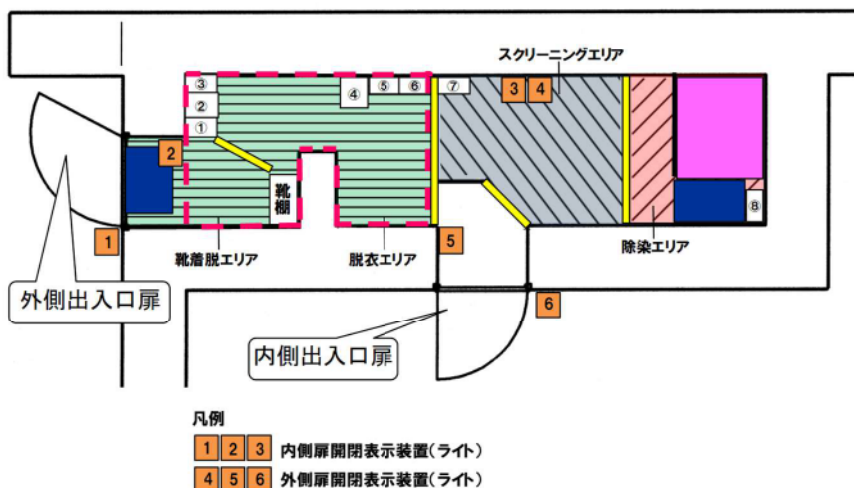
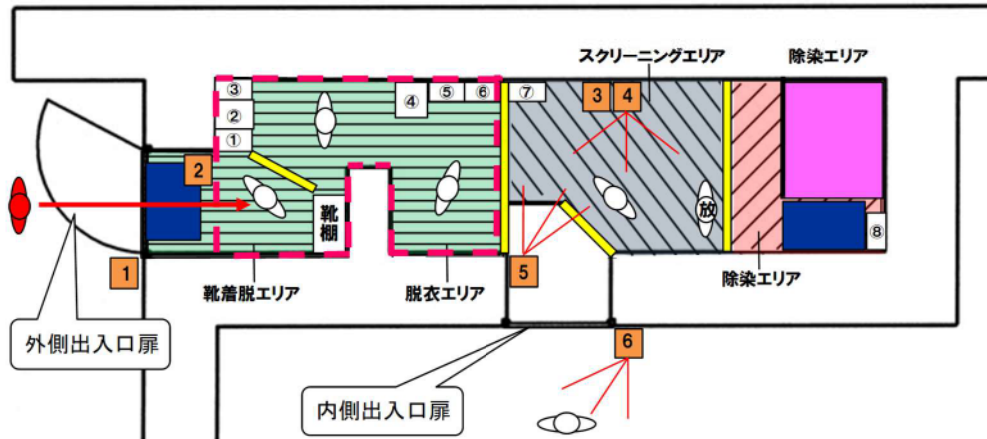


図 別 1-7-4 気密扉開閉表示装置設置イメージ図

(パターン1) 屋外から靴着脱エリアに入室する場合における装置の動作

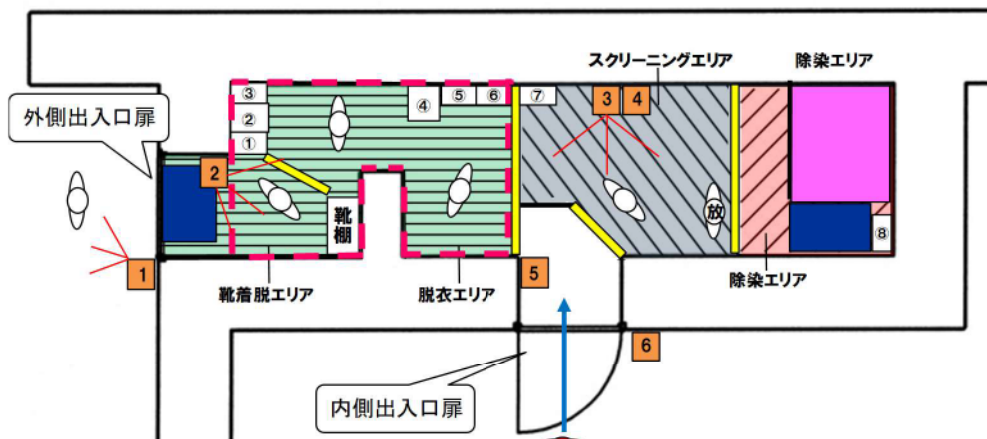
屋外より外側出入口扉（屋外側）を開放すると、表示装置 4, 5, 6 が点灯すると共に警報音が吹鳴し、内側出入口扉（スクリーニングエリア・緊急時対策所エリア側）付近の要員に対し扉開放禁止を促す。



- 凡例
- | | | | |
|-------|----------------|--------------|-------|
| 1 2 3 | 内側扉開閉表示装置(ライト) | (例)要員の立ち位置 | 入室ルート |
| 4 5 6 | 外側扉開閉表示装置(ライト) | (例)放管班員の立ち位置 | 退室ルート |

(パターン2) 緊急時対策所エリアからスクリーニングエリアに退室する場合における装置の動作

緊急時対策所エリアより内側出入口扉（緊急時対策所エリア側）を開放すると、表示装置 1, 2, 3 が点灯すると共に警報音が吹鳴し、外側出入口扉（屋外・靴着脱エリア側）付近及びスクリーニングエリアにいる要員に対し扉開放禁止を促す。

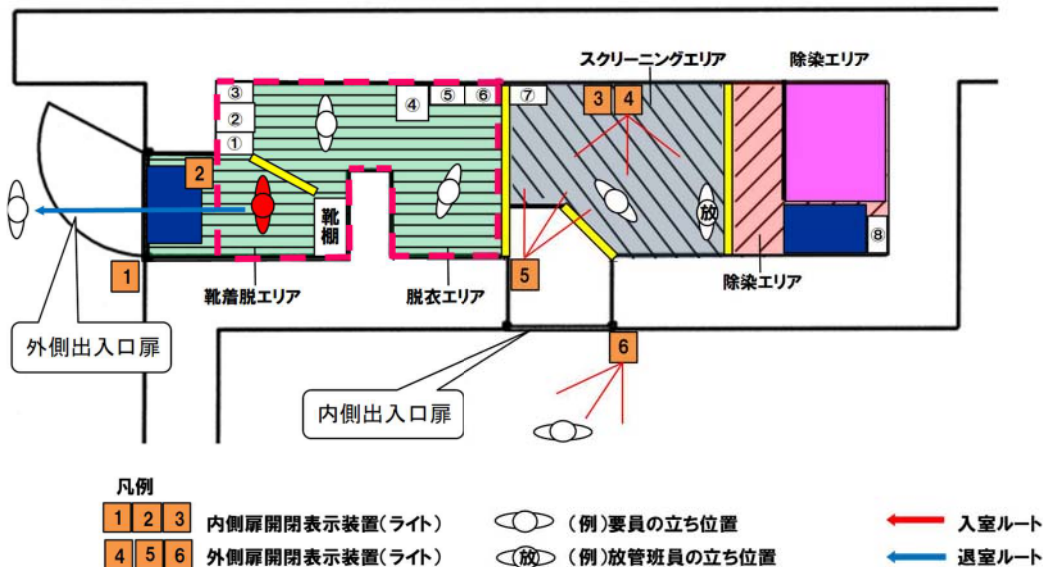


- 凡例
- | | | | |
|-------|----------------|--------------|-------|
| 1 2 3 | 内側扉開閉表示装置(ライト) | (例)要員の立ち位置 | 入室ルート |
| 4 5 6 | 外側扉開閉表示装置(ライト) | (例)放管班員の立ち位置 | 退室ルート |

図 別 1-7-5 気密扉開閉表示装置の動作イメージ図 (1/2)

(パターン3) 靴着脱エリアから屋外に退室する場合における装置の動作

靴着脱エリアより外側出入口扉（靴着脱エリア側）を開放すると、表示装置 4, 5, 6 が点灯すると共に警報音が吹鳴し、内側出入口扉（スクリーニングエリア・緊急時対策所エリア側）付近にいる要員に対し扉開放禁止を促す。



(パターン4) スクリーニングエリアから緊急時対策所エリアに入室する場合における装置の動作

スクリーニングエリアより内側出入口扉（スクリーニングエリア側）を開放すると、表示装置 1, 2, 3 が点灯すると共に警報音が吹鳴し、外側出入口扉（屋外・靴着脱エリア側）付近及びスクリーニングエリアにいる要員に対し扉開放禁止を促す。

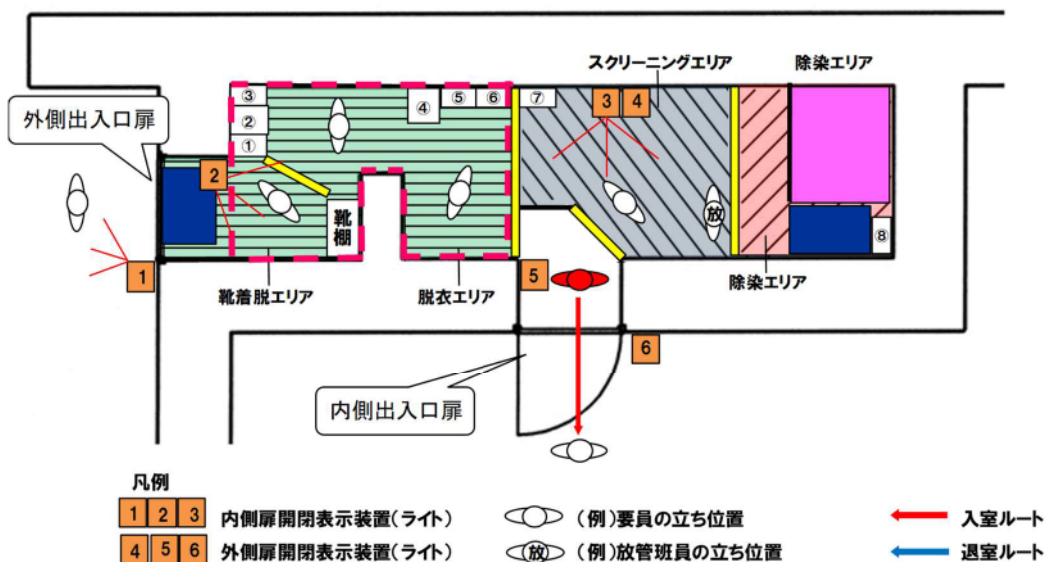
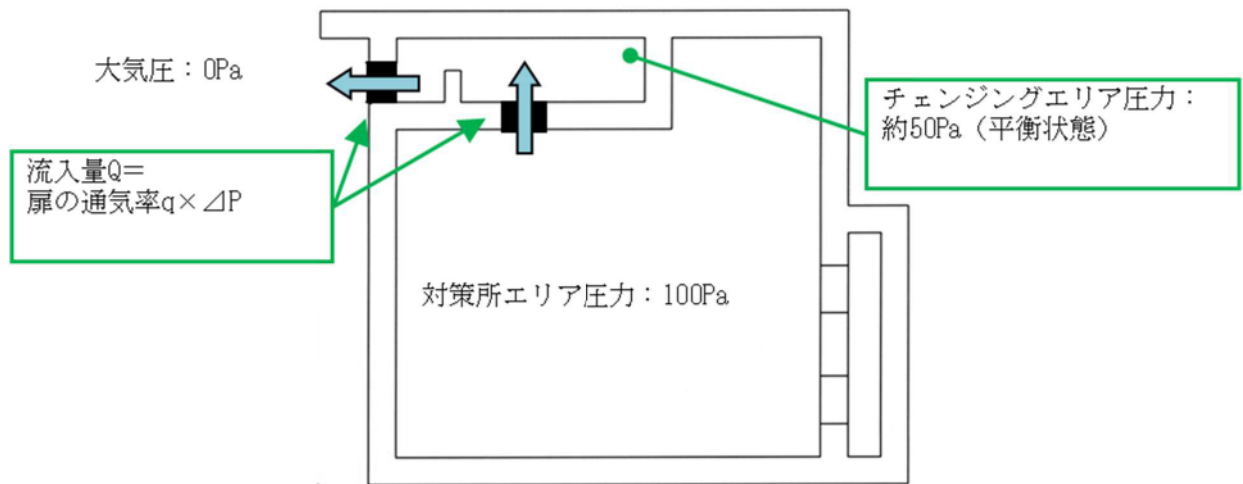


図 別 1-7-5 気密扉開閉表示装置の動作イメージ図 (2/2)

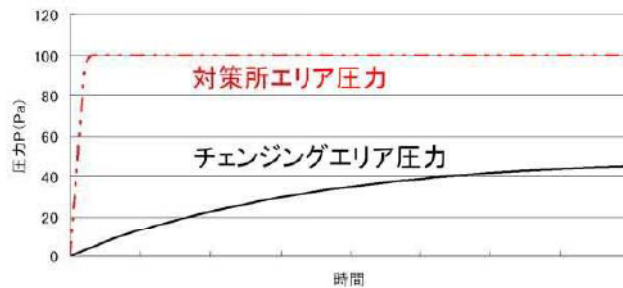
緊急時対策所の出入口扉は、気密性を有する扉を設置することから、扉閉止時の通気量は極少量に抑えられるが、対策所エリアからの流出空気でチェンジングエリアは加圧されることとなる。

扉隙間からの流出量は扉両側の差圧に比例するため、仮に、チェンジングエリア両側の扉の気密性が同一と仮定すれば、2箇所の扉の流出量 Q が同一となる平衡状態では、対策所エリアと外気のほぼ半分の圧力に維持されることとなる。

また、扉を開けた場合でも、対策所エリア内が正圧に維持されているため、外側に向かって空気が流れ出て、チェンジングエリアへの放射性物質の持込みは最少に維持されると考える。



仮に、緊急時対策所内の圧力を大気圧の状態として、出入口扉を閉止し、対策所エリアを加圧した場合のチェンジングエリアの圧力は、以下の様な挙動を示す。



b. スクリーニング管理基準

防護具類の脱着の運用を踏まえ、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止することを目的として、チェンジングエリアにおいて汚染管理を実施する。

チェンジングエリアの汚染管理基準は表 別 1-7-3 のとおり法令に定める表面汚染密度限度（アルファ線を放出しない放射性同位元素の表面密度限度 40 Bq/cm^2 ）の $1/10$ である 4 Bq/cm^2 とする。

表 別 1-7-3 チェンジングエリア内における汚染の管理基準

	状況	汚染の管理基準 ^{※1}	根拠等
状況①	屋外（発電所構内全般）へ少量の放射性物質が漏えい又は放出されるような原子力災害時	1,300 cpm (4 Bq/cm^2)	法令に定める表面汚染密度限度（アルファ線を放出しない放射性同位元素の表面汚染密度限度： 40 Bq/cm^2 ）の $1/10$
状況②	大規模プルームが放出されるような原子力災害時	40,000 cpm ^{※2} (120 Bq/cm^2)	原子力災害対策指針における O I L 4 ^{※4} を準拠
		13,000 cpm ^{※3} (40 Bq/cm^2)	原子力災害対策指針における O I L 4 ^{※4} 【1ヶ月後の値】を準拠

※1：計測器の仕様や校正により計数率が異なる場合は、計測器毎の数値を確認しておく。また、測定する場所の BG

に留意する必要がある。

※2：BGの影響が相対的に小さくなる数値のうち最低の水準として設定。（ $13,000 \times 3 \approx 40,000$ ）

※3： 40 Bq/cm^2 （放射性ヨウ素の吸入により小児の甲状腺等価線量が 100 mSv に相当する内部被ばくをもたらすと想定される体表面汚染密度）

例：Co-60で 100 cm^2 にわたり汚染していた場合、 30 cm 離れた者は約 $0.02 \mu \text{ Sv/h}$ で被ばくする。

※4：O I L 4は参考1参照。

【参考1】運用上の介入レベル（O I L 4）について

●原子力災害対策指針（令和3年7月21日一部改正）より抜粋

- ・「運用上の介入レベル」（Operational Intervention Level）
- ・「原子力災害対策指針」において設定された避難等の防護措置の実施を判断する基準
- ・空間放射線量率や環境試料中の放射性物質の濃度等を原則計測可能な値で表される

基準の種類	基準の概要	初期設定値	防護措置の概要
O I L 4	不注意な経口摂取，皮膚汚染からの外部被ばくを防止するため，除染を講ずるための基準	β線：40,000 cpm ^{※1} (皮膚から数cmでの検出器の計数率)	避難又は一時移転の基準に基づいて避難等した避難者等に避難退域時検査を実施して，基準を超える際は迅速に簡易除染等を実施。
		β線：13,000 cpm ^{※2} 【1ヵ月後の値】 (皮膚から数cmでの検出器の計数率)	

※1：我が国において広く用いられているβ線の入射窓面積が20 cm²の検出器を利用した場合の計数率であり，表面汚染密度は約120 Bq/cm²相当となる。他の計測器を使用して測定する場合には，この表面汚染密度から入射窓面積や検出効率を勘案した計数率を求める必要がある。

※2：※1と同様，表面汚染密度は40 Bq/cm²相当となり，計測器の仕様が異なる場合には，計数率の換算が必要である。

c. チェンジングエリアの維持管理

防護具類に付着した放射性物質により、付近のバックグラウンド(以下、「BG」という。)が上昇すると、チェンジングエリア内において正確な身体サーベイが実施できない。

このため、測定時にはあらかじめ付近のBGを把握しておくことに加え、以下の維持管理を定期的に行う。

・チェンジングエリア内の汚染管理

スクリーニング及び除染エリアの汚染管理を定期的に行い、汚染が確認された場合は、速やかにシートの張り替え等を行う。

・廃棄物の管理

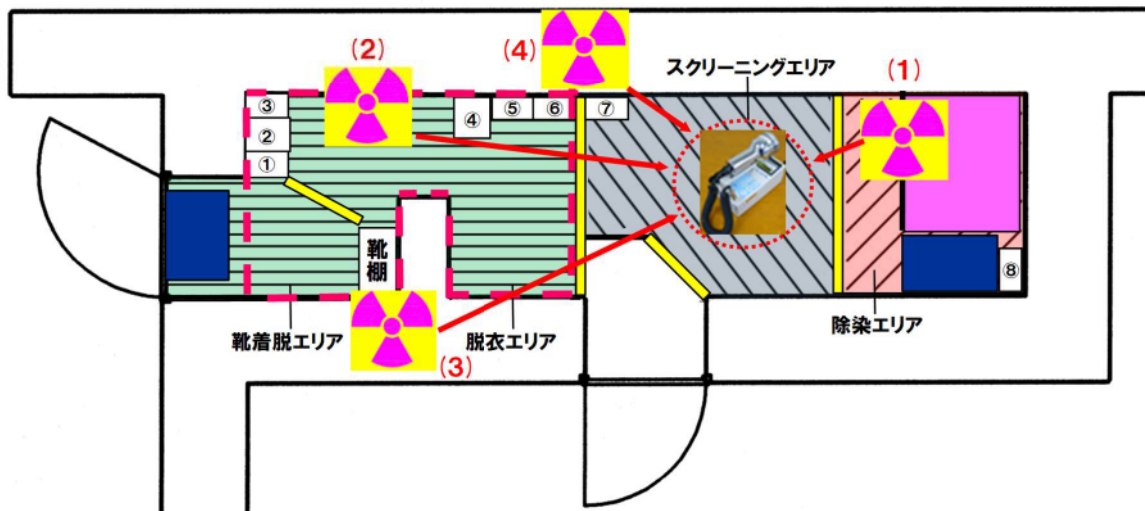
防護具類の放射性廃棄物は袋詰めし、適宜緊急時対策所外へ搬出する。

・汚染区域用靴のサーベイ等

1回/日以上以上の頻度で、汚染区域用靴のサーベイを実施し、必要により除染等の対応を行う。また、粘着マットは定期的に取り替えを行う。

・グリーンハウスの外観点検【壁面への放射性物質の付着防止】

1回/日以上以上の頻度で、グリーンハウスの外観点検を行い、必要により補修等の対応を行う。



凡例

- ① 使用済ゴム手袋(1枚目)回収箱
- ② 使用済タイベック回収箱
- ③ 使用済ゴム手袋(2枚目)回収箱
- ④ 使用済全面マスク回収箱
- ⑤ 使用済紙帽子回収箱
- ⑥ 使用済靴下回収箱
- ⑦ 使用済綿手袋回収箱
- ⑧ 使用済ウェットティッシュ回収箱

- バリア
- 粘着マット
- シャワー室及び簡易シャワー
- フェンス
- グリーンハウス

図 別 1-7-6 チェンジングエリア内のBG 上昇の主な要因

d. 周辺状況が高線量当量率の場合

周辺状況が図 別 1-7-7 に示す主な要因により高線量当量率となった場合、チェンジングエリア内のBGが上昇し、前述の「汚染の管理基準」を確認できない場合は、次の対応を行うこととする。

- ① 使用済防護具類の緊急時対策所外への搬出間隔の短縮，廃棄物集荷場所の遠方への移動など
- ② 緊急時対策所周辺における地表面等の放射性物質の除去（高圧洗浄機による除染，仮設遮へいの設置等）
- ③ 車両の立入（駐車）制限区域の設定

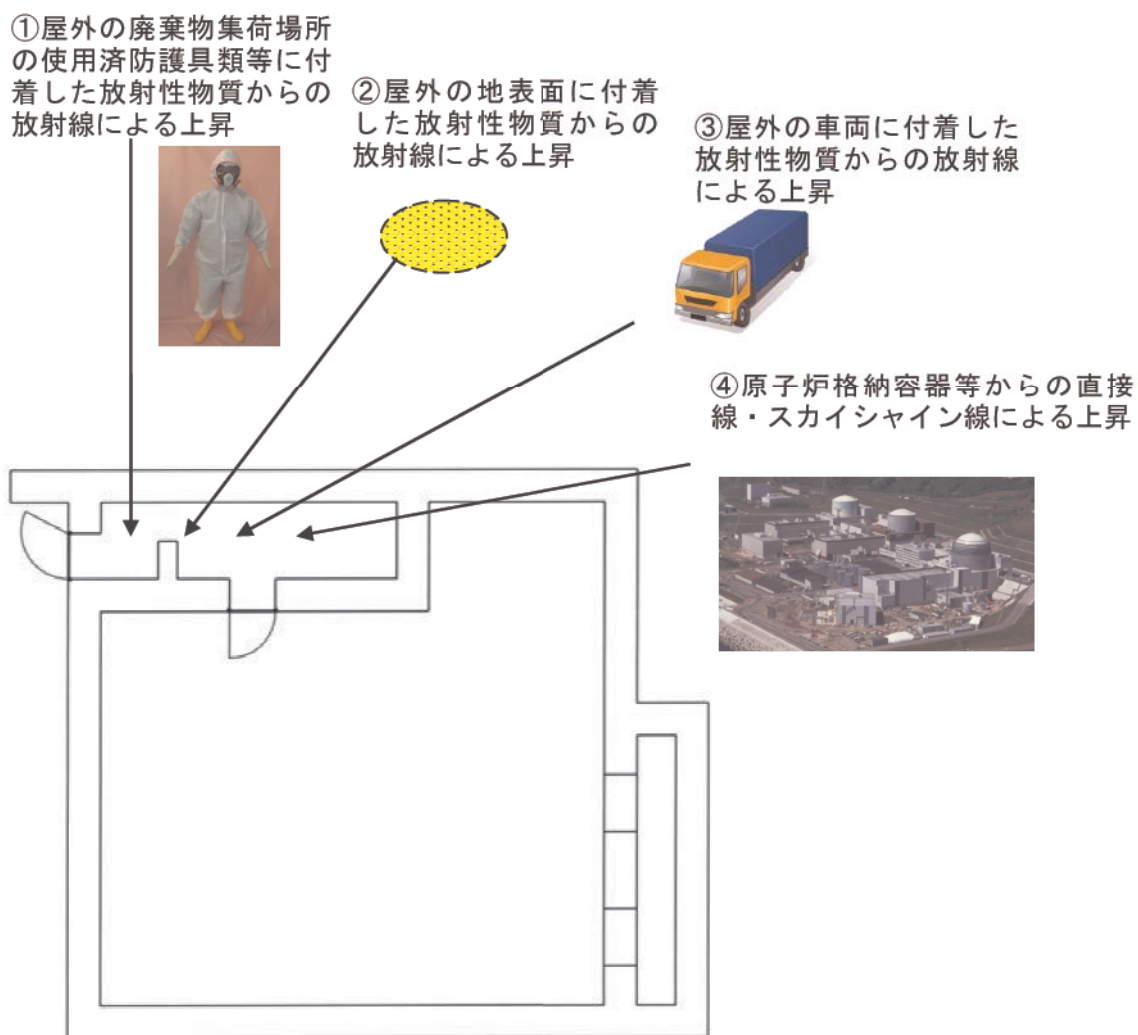


図 別 1-7-7 チェンジングエリア内BG 上昇要因イメージ図

e. 緊急時対策所近傍におけるホットスポットへの対処

重大事故時にプルームが放出され、緊急時対策所上空を通過した以降、要員は屋外での作業を実施するが、プルーム通過後はチェンジングエリア及び待機エリアの出入口（屋外側）にはプルーム通過により放射性物質が地表面に沈着することによるホットスポットの発生が予想される。

そのため、緊急時対策所チェンジングエリア及び空調上屋待機エリアの出入口（屋外側）は、地表面に沈着した放射性物質の除染が容易となるよう、コンクリートで平滑に施工する。

また、屋外作業が開始されるタイミングで放管班員が環境線量当量率を測定し、ホットスポットの箇所を特定後、緊急時対策所（指揮所及び待機所）内放管資機材スペースに配備している高圧洗浄機を用いてコンクリート施工面を水洗により除染を行う。

高圧洗浄機はタンク式高圧洗浄機を採用し、資機材スペースに配備しているポリタンクから高圧洗浄機タンクへと水を供給することで使用可能となる。また、高圧洗浄機は緊急時対策所（指揮所及び待機所）外入口付近に設置している電源を使用し、延長コードを用いることで空調上屋待機エリア付近のコンクリート施工面の除染にも対応することができる。

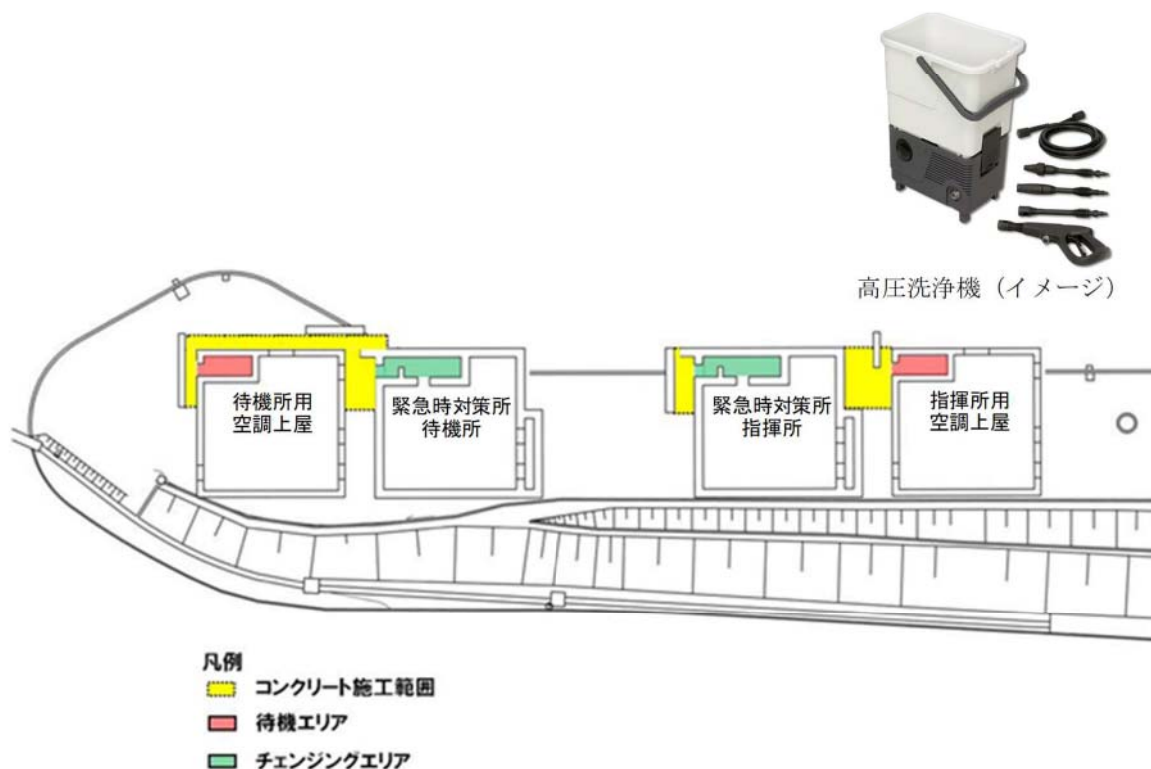


図 別 1-7-8 緊急時対策所及び空調上屋の出入口（屋外側）地表面コンクリート施工範囲図

f. 【検証】 チェンジングエリアを通過する要員の流れ（10人が同時に利用する場合）

<前提条件>

○緊急時対策所チェンジングエリアと同様の実物大のモックアップを設定



○放射性物質により汚染していることを想定し、以下の防護具類を着用した。

- ・タイベック
- ・全面マスク（テーピング）
- ・綿手袋
- ・ゴム手袋（2重・テーピング）
- ・汚染区域用靴下
- ・長靴
- ・紙帽子+ヘルメット



○要員は10名、サーベイ等を行う放管班員は2名とし、チェンジングエリア内には要員が常時6名入るようにした。（別図参照）

○検証は「要員全員が汚染していない」場合を基本とし、参考のため「要員全員が汚染している」場合についても時間計測を実施した。

<検証結果>

●要員全員が汚染していない場合

- ・10名全員の通過時間：20分37秒
- ・緊急時対策所外での待機時間：11分46秒

(参考)要員全員が汚染している場合

- ・除染（1分間）と身体サーベイ（2回目）を追加
- ・10名全員の通過時間：67分37秒
- ・緊急時対策所外での待機時間：33分58秒

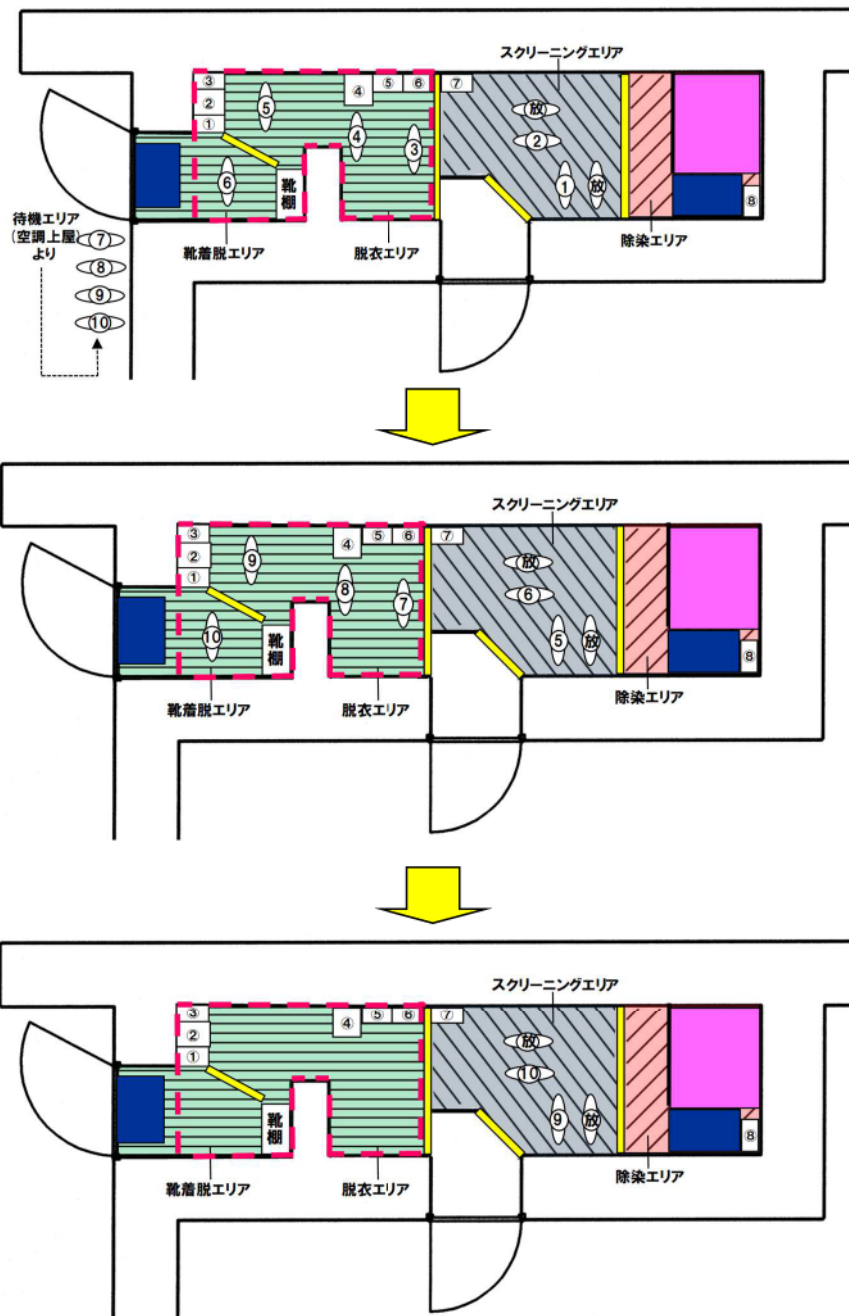
●要員全員が汚染していることは現実的に考えにくいですが仮にそのような状況になった場合でも比較的短時間で対応可能であることが確認できた。



【別図】 チェンジングエリアを通過する要員の流れ

●10人が同時に利用する場合：待機エリアに待機する要員が一度に入場する場合を想定

- ・緊急時対策所外が放射性物質により汚染していることを想定した防護具類を着用し、防護具類脱衣・身体サーベイ後、緊急時対策所エリアへ入域できるまでの時間を確認した。(実測)
- ・1人目の靴着脱エリア入域から10人目がスクリーニングエリア退域までの時間は、約21分であり、この間10人目が待機エリアで待機する時間は、約12分であった。
- ・更に迅速性及び確実性を向上させるため、今後も訓練を行い、必要によりレイアウトや運用の見直しを行う。



g. 緊急時対策所内での飲食について

ブルーム通過後、放射性物質がチェンジングエリア等から持ち込まれ、緊急時対策所内
が汚染することも考えられる。

このため、緊急時対策所内において汚染環境下で飲食を行うと仮定し、以下に線量を算
出した。

【前提条件】

- 1食分の線量を算出する。
- ブルーム放出後はボンベ加圧実施により希ガスの流入がないことから、線量算出対
象核種は審査ガイドに基づき、放出割合が高いよう素及びCs類（その他核種）を選
定する。
 - ・ よう素及びその他核種については、経口摂取した場合の実効線量係数^{*1}が大きい
I-131 及びCs-134 に選定
 - ・ ブルーム通過中の緊急時対策所内放射性物質濃度は、よう素（I-131 等価）で
約 2.3×10^{-2} Bq/cm³、その他核種（Gross）で約 2.2×10^{-2} Bq/cm³であることか
ら、共に 3×10^{-2} Bq/cm³と仮定し、飲食の際の線量を算出
 - ・ 飲食摂取量は 2,133 cm³（食料 1,633 cm³、飲料水 500 ml と仮定）とし、上記放
射性物質濃度を乗じることで放射性物質量を算出
 - ・ 算出した放射性物質量によよう素（I-131）及びその他核種（Cs-134）の実効線量係
数^{*1}を乗じた線量を各々算出し、加算することで総線量を算出（保守的によよう素
及びその他核種を各々全量摂取するものとする）

【よう素による線量】

よう素の経口摂取による線量は、以下の通りである。

【経口摂取に伴う線量（よう素）】

$$\underline{1.41 \times 10^{-3} \text{ mSv}} \quad (= 3 \times 10^{-2} \text{ Bq/cm}^3 \times 2,133 \text{ cm}^3 \times 2.2 \times 10^{-5} \text{ mSv/Bq})$$

【その他核種による線量】

その他核種の経口摂取による線量は、以下の通りである。

【経口摂取に伴う線量（その他核種）】

$$\underline{1.22 \times 10^{-3} \text{ mSv}} \quad (= 3 \times 10^{-2} \text{ Bq/cm}^3 \times 2,133 \text{ cm}^3 \times 1.9 \times 10^{-5} \text{ mSv/Bq})$$

【経口摂取による線量】

経口摂取による線量は以下の通りである。

【経口摂取に伴う線量】

$$\underline{2.6 \times 10^{-3} \text{ mSv}} \quad (= 1.41 \times 10^{-3} \text{ mSv} + 1.22 \times 10^{-3} \text{ mSv})$$

以上の算出結果より、経口摂取による線量は 2.6×10^{-3} mSv である。

本計算結果は、大規模プルーム通過中に飲食した場合を想定しているため、プルームの規模や風向等により、実運用上の線量はさらに小さくなる。

また、仮にプルーム通過中に飲食を行っても、過大な被ばくは生じないが、被ばく防護の観点から、適切な頻度で緊急時対策所内の空气中放射性物質濃度の測定を行い、飲食しても問題ない環境であることを確認する。

なお、緊急時対策所内の飲食等における空气中放射性物質濃度の管理目安値は 1×10^{-3} Bq/cm³ ※²とし、管理目安値よりも空气中放射性物質濃度が高くなった場合でも、発電所対策本部長の判断により、必要に応じて飲食を行う。

※1『核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等規定に基づく線量限度等を定める告示』別表第1第3欄に示す「経口摂取した場合の実効線量係数」のうち I-131 ヨウ化メチル以外の化合物 2.2×10^{-5} (mSv/Bq) 及び Cs-134 すべての化合物 1.9×10^{-5} (mSv/Bq) を用いる。

※2『核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等規定に基づく線量限度等を定める告示』別表第1第4欄に示す「放射線業務従事者の呼吸する空气中の濃度限度」より、目安値は「 1×10^{-3} Bq/cm³未満」とする。

h. バス等の汚染確認方法について

緊急時対策所に対処する発電所災害対策要員については、交替時に発電所構外からバス等の車両による移動が生じる可能性があるが、バス等の車両の汚染管理方法は次のとおりとなる。(動線フローは図 別 1-7-9 参照)

(a) 車両等の管理

バス等の車両及び人の出入制限並びに放射性物質による汚染防護のための入退域管理・汚染サーベイ等を実施する拠点は、通常、UPZ付近等に設定され、バス等の車両も当該拠点で汚染管理を実施することとなる。

バス等の車両の汚染管理としては、当該車両をUPZ内専用の車両として管理するとともに汚染検査等により必要に応じて除染を行うこととする。

車両の具体的な除染方法は、除染要員が内部被ばくの防止の観点からマスクやゴム手袋等の防護具類を着用し、汚染の除去は放射性物質の飛散防止の観点から基本的に拭き取りによる除染とするが、汚染の除去が困難な部品等については適宜新品と交換する等の措置をとる。

また、除染要員が着用した使用済の防護具類は除染し再利用または放射性廃棄物として廃棄する。

(b) 人の管理

乗車員等の人の被ばく管理については、UPZ付近に設定される入退域管理・汚染サーベイの拠点で実施し、被ばく低減の観点から乗車する車両の運行場所の汚染状況により、必要に応じてマスクやゴム手袋等の防護具類を着用し内部被ばくの低減に努めるとともに、(a) 項の車両等の除染により外部被ばくの低減も図ることとする。

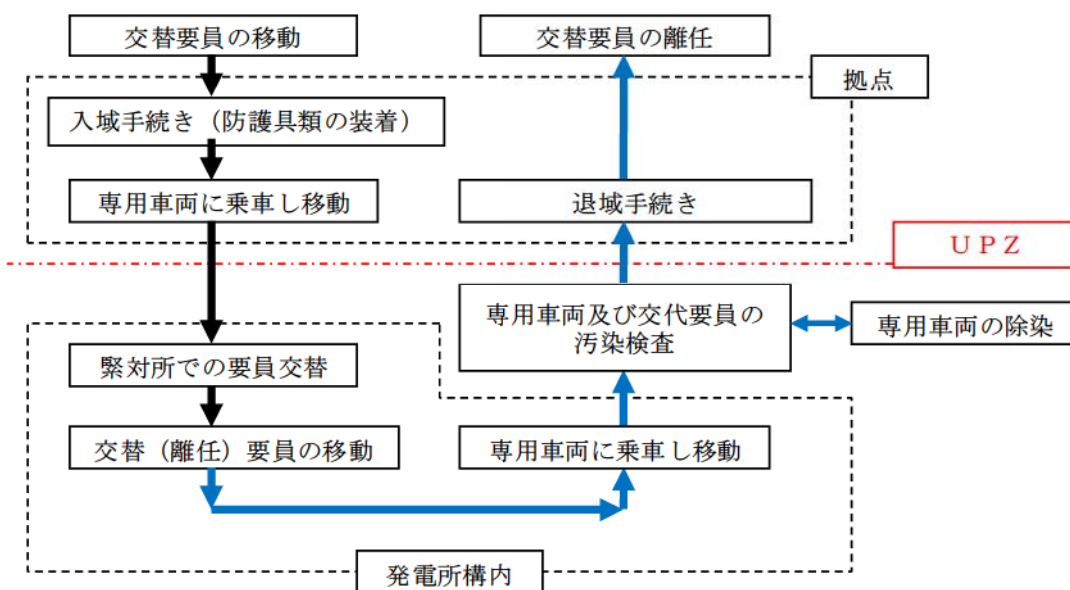


図 別 1-7-9 緊対所の災害対策要員の交替時における車両等及び人の基本動線

i. チェンジングエリア上部に設置する空調ダクトについて

緊急時対策所のチェンジングエリアの出入口の上部には、空調ダクトが設置される。

空調ダクト内を通過する空気は、給気側については可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットにより浄化後のものであり、清浄な空気が通過することから緊急時対策所内で対策要員が活動しても問題のないレベルとなる。

また、排気側についてもポンプ加圧操作または空気浄化ファンの起動後にダンパを開放し緊急時対策所内の空気を排気することから、空調ダクトが線源になることはない。

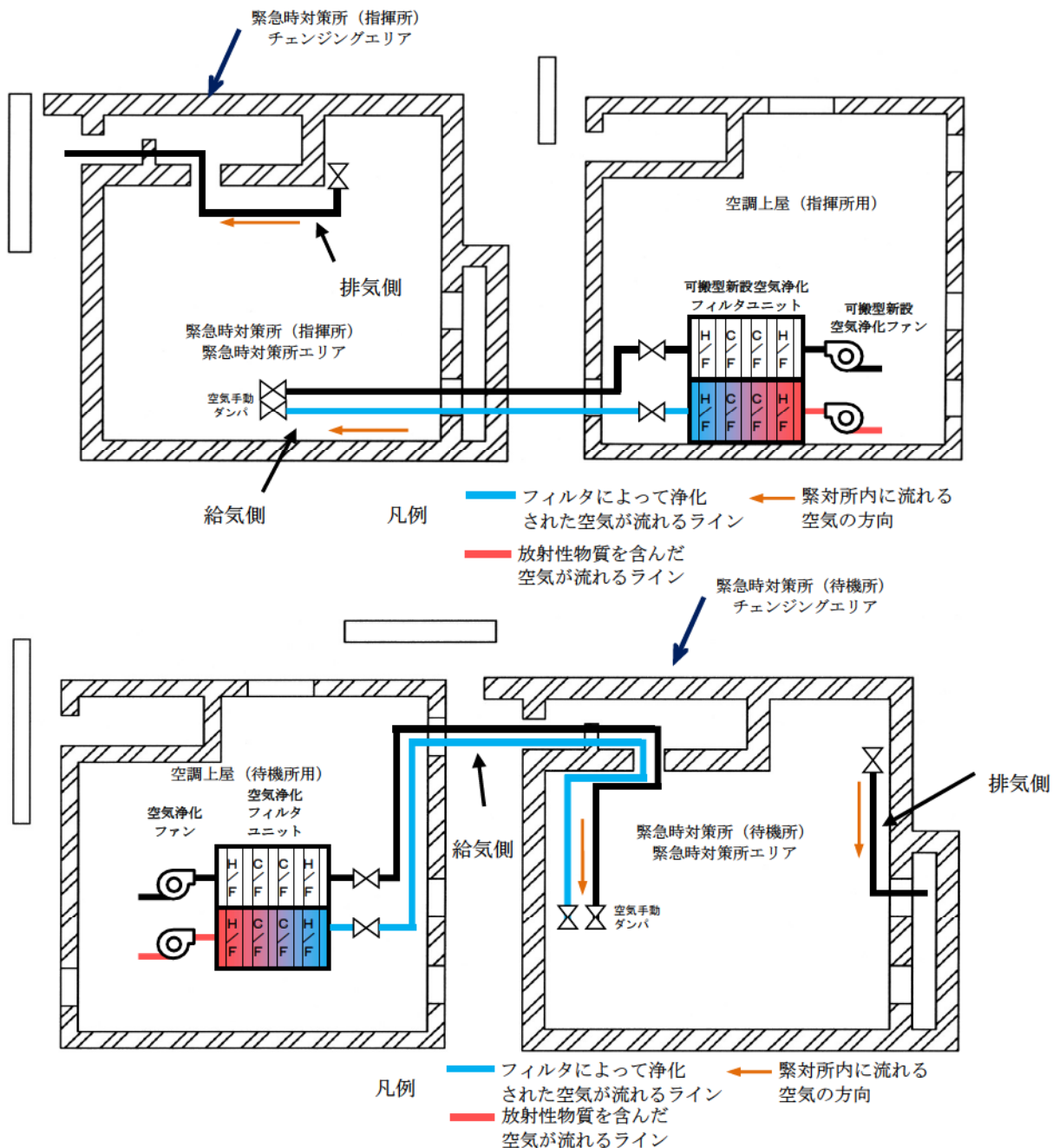


図 別 1-7-10 緊急時対策所のチェンジングエリアの空調ダクトの配置イメージ図

j. 指揮所、待機所及び空調上屋（待機エリア）間の移動に伴う対策要員の線量評価

スクリーニング待ちで空調上屋内の待機エリアに待機している対策要員が、スクリーニングのため指揮所または待機所内のチェンジングエリアに移動する場合、屋外を通行することになる。屋外を通行する際、グラウンドシャイン線源及び空調上屋内に設置された可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットからの放射線により被ばくすることが考えられる。このため、スクリーニングのため屋外を通行する対策要員の通行中の被ばく線量を評価した。

○待機エリアからチェンジングエリアへの移動時の線量

【屋外を通行中の対策要員の線量評価】

- ・緊急時対策所周辺の線量率：130 mSv/h（東京電力㈱ホームページで公表された福島第一原子力発電所構内のサーベイデータ（平成 23 年 3 月 23 日時点））
- ・フィルタユニットからの線量率（空調上屋機器搬入口部）：約 16 mSv/h
- ・屋外を通行する対策要員の通行時間：約 30 秒
- ・待機エリアからチェンジングエリアまで移動する対策要員の被ばく線量

$$= (130 \text{ mSv/h} + \text{約 } 16 \text{ mSv/h}) / 3600 \text{ s/h} \times 30 \text{ s} = \text{約 } 1.2 \text{ mSv}$$

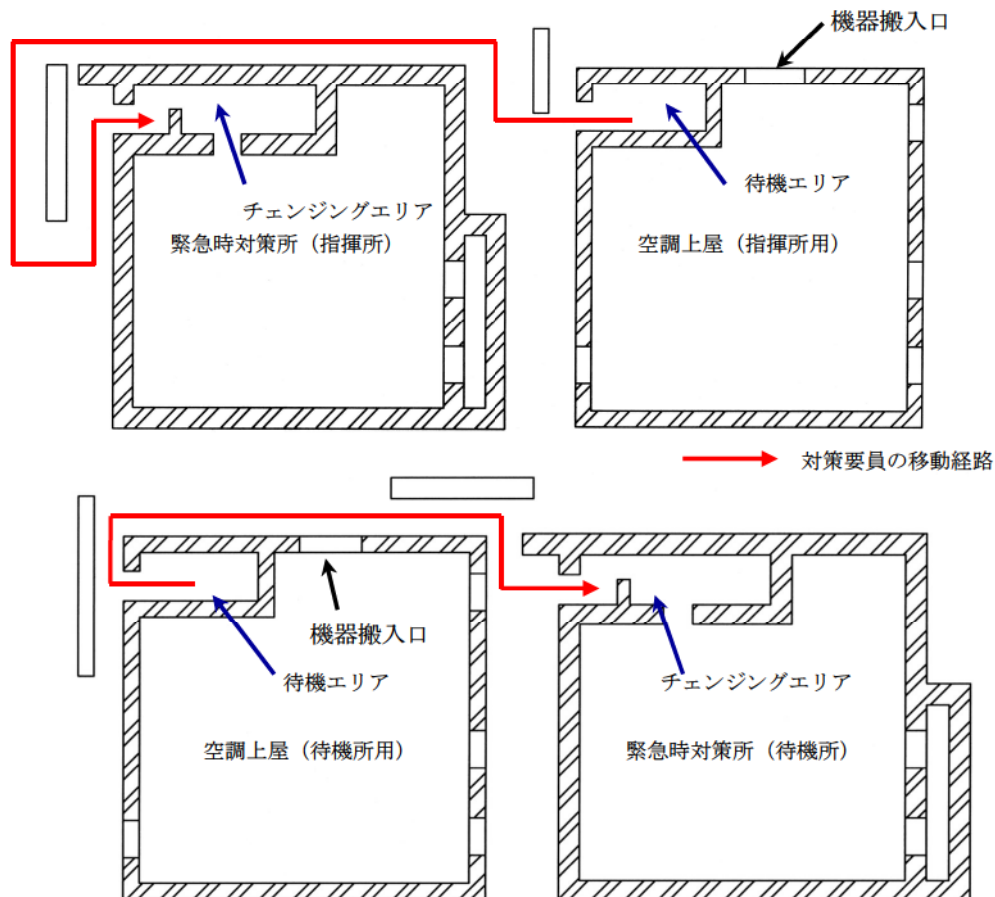


図 別 1-7-11 待機エリアからチェンジングエリアまでの対策要員の移動経路

8. 情報収集設備について

(1) 情報収集設備の電源設備

情報収集設備の代替電源となる代替非常用発電機 2 台（容量：2,760kW）は、100%負荷時の燃料消費量から約 4 時間の連続運転が可能である。

また、ブルーム通過時に想定される負荷においては代替非常用発電機 2 台の 20%負荷程度であり、約 19 時間の連続運転が可能である。

発電機負荷	燃料消費量 (L/h)	連続運転時間
100%		約 4 時間
75%		約 6 時間
50%		約 8 時間
25%		約 16 時間
20%		約 19 時間

【参考】代替非常用発電機 1 台あたりの燃料タンク容量 1,800L

ブルーム通過に伴い、代替非常用発電機の燃料が補給ができない場合でも連続運転が可能である。

設備関係	容量 (kW)
ポンプ関係 (代替格納容器スプレイポンプ)	200
充電器	226
空調設備関係 (アニュラス空気浄化ファン等)	91
照明関係 (中央非常用照明等)	23
合計	540 (代替非常用発電機 2 台分の 20%負荷相当)

□ 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) データ表示端末にて確認できるパラメータについて

緊急時対策所においては、重大事故等に対処するために必要な情報として、以下のプラントの状態確認に必要な主要なプラントパラメータをデータ表示端末にて確認することができる。(データ表示端末にて主要なバルブの開閉表示は確認可能)

データ収集計算機へのデータ入力については、通常はプラント計算機からの入力であるが、別途バックアップラインを設置している。

バックアップラインは、原子炉安全保護盤等の耐震性を有する計測装置等からプラント計算機を介さずに直接データを収集することができる。

各プラントパラメータは、データ収集計算機に2週間分のデータが保存できる仕様となっている。

なお、2週間分のデータは、データ表示端末で確認可能である。

これらパラメータの他に、原子炉格納容器内の状態、使用済燃料ピットの状態、水素爆発による原子炉格納容器の破損防止、水素爆発による原子炉建屋の損傷防止を確認できるパラメータについてもデータ表示端末にて確認できる設計とする。

また、原子炉水位、圧力等の主要なパラメータの計測が困難となった場合においても、緊急時対策所で推定を行うことができるよう可能な限り関連パラメータを確認できる設計とする。

データ表示パラメータについては、緊急時対策所において必要な指示を行うことができるよう、プラント・系統全体の安定・変化傾向を把握し、それによって事故の様相の把握とその復旧方策、代替措置の計画・立案・指揮・助言を行うために必要な情報を選定する。すなわち、以下に示す対応活動が可能となるように必要なパラメータが表示・把握できる設計とする。

①中央制御室(運転員)を支援する観点から「炉心反応度の状態」、「炉心冷却の状態」、「燃料の状態」、「格納容器の状態」、「放射能隔離の状態」、「非常用炉心冷却系(ECCS)の状態」の確認に加え、「使用済燃料ピットの状態」の把握、並びに「環境の状態」の把握。

②上記①を元にした設備・系統の機能が維持できているか、性能を発揮できているか等プラント状況・挙動の把握。

上記①②が可能となるパラメータを確認する事で、中央制御室での弁開閉等の操作の結果として予測されるプラント状況・挙動との比較を行う事ができ、前述の計画・立案・指揮・助言を行うことができる設計とする。

表 別1-8-1 データ表示パラメータ

目的	対象パラメータ		データ収集 計算機入力	ERSSへ伝送 しているパラ メータ	バックアップ 対象パラメータ	
炉心反応度 の状態確認	中性子源領域中性子束	中性子源領域中性子束	○	○	○	
	中間領域中性子束	中間領域中性子束	○	○	○	
	出力領域中性子束	出力領域中性子束	○	○	○	
		出力領域中性子束 (中間値)	○	○	○	
	ほう酸タンク水位	A-ほう酸タンク水位		○	—	○
B-ほう酸タンク水位			○	—	○	
炉心冷却 の状態確認	加圧器水位	加圧器水位	○	○	○	
	1次冷却材圧力 (広域)	1次冷却材圧力	○	○	○	
	1次冷却材温度 (広域-高温側, 低温側)	Aループ1次冷却材高温側温度 (広域)		○	○	○
		Bループ1次冷却材高温側温度 (広域)		○	○	○
		Cループ1次冷却材高温側温度 (広域)		○	○	○
		Aループ1次冷却材低温側温度 (広域)		○	—	○
		Bループ1次冷却材低温側温度 (広域)		○	—	○
		Cループ1次冷却材低温側温度 (広域)		○	—	○
	主蒸気ライン圧力	A-主蒸気ライン圧力		○	○	○
		B-主蒸気ライン圧力		○	○	○
		C-主蒸気ライン圧力		○	○	○
	高圧注入流量	A-高圧注入ポンプ出口流量		○	○	○
		B-高圧注入ポンプ出口流量		○	○	○
	低圧注入流量	余熱除去Aライン流量		○	○	○
余熱除去Bライン流量			○	○	○	
燃料取替用水ピット水位	燃料取替用水ピット水位		○	○	○	

 =DB

目的	対象パラメータ		データ収集 計算機入力	ERSS へ伝送 しているパ ラメータ	バックアップ 対象パ ラメータ
炉心冷却の 状態確認	蒸気発生器水位 (広域)	A-蒸気発生器水位 (広域)	○	○	○
		B-蒸気発生器水位 (広域)	○	○	○
		C-蒸気発生器水位 (広域)	○	○	○
	蒸気発生器水位 (狭域)	A-蒸気発生器水位 (狭域)	○	—	○
		B-蒸気発生器水位 (狭域)	○	—	○
		C-蒸気発生器水位 (狭域)	○	—	○
	補助給水流量	A-補助給水ライン流量	○	○	○
		B-補助給水ライン流量	○	○	○
		C-補助給水ライン流量	○	○	○
	補助給水ピット水位	補助給水ピット水位	○	—	○
	電源の状態 (ディーゼル 発電機の運転状態)	6-3 A D G 遮断器	○	○	○
		6-3 B D G 遮断器	○	○	○
	所内母線電圧 (非常用)	6-3 A 母線電圧	○	○	○
		6-3 B 母線電圧	○	○	○
サブクール度	サブクール度 (ループ)	○	○	○	
	サブクール度 (T/C)	○	—	○	
燃料の状態 確認	1次冷却材圧力 (広域)	1次冷却材圧力	○	○	○
	炉心出口温度	炉心出口最大温度	○	○	○
		炉心出口平均温度	○	○	○
	1次冷却材温度 (広域-高温側, 低温側)	Aループ1次冷却材高温側温度 (広域)	○	○	○
		Bループ1次冷却材高温側温度 (広域)	○	○	○
		Cループ1次冷却材高温側温度 (広域)	○	○	○
		Aループ1次冷却材低温側温度 (広域)	○	—	○
		Bループ1次冷却材低温側温度 (広域)	○	—	○
Cループ1次冷却材低温側温度 (広域)		○	—	○	
格納容器内高レンジエアモニタ の指示値	格納容器高レンジエアモニタ (高レンジ)	○	○	○	
	格納容器高レンジエアモニタ (低レンジ)	○	—	○	
格納容器の 状態確認	原子炉格納容器圧力	格納容器圧力	○	○	○
	格納容器圧力 (AM用)	格納容器圧力 (AM用)	○	—	○
	格納容器内温度	格納容器内温度	○	○	○
	格納容器内水素濃度	格納容器内水素濃度	○	—	○
	格納容器水位	格納容器水位	○	—	○
	原子炉下部キャビティ水位	原子炉下部キャビティ水位	○	—	○
	アニュラス水素濃度 (可搬型)	アニュラス水素濃度 (可搬型)	○	—	○
	格納容器再循環サンプル水 位 (広域)	格納容器再循環サンプル水位 (広域)	○	○	○
	格納容器再循環サンプル水 位 (狭域)	格納容器再循環サンプル水位 (狭域)	○	—	○
	格納容器スプレイ流量	A-格納容器スプレイ冷却器出口流量	○	○	○
B-格納容器スプレイ冷却器出口流量		○	○	○	

 =DB

目的	対象パラメータ		データ収集 計算機入力	ERSS へ伝送 しているパラ メータ	バックアップ 対象パラメータ
格納容器の 状態確認	代替格納容器スプレイポンプ 出口積算流量	代替格納容器スプレイポンプ 出口積算流量	○	—	○
	B-格納容器スプレイ冷却器 出口積算流量 (AM用)	B-格納容器スプレイ冷却器出口積算 流量 (AM用)	○	—	○
	格納容器内高レンジエアモニ タの指示値	格納容器高レンジエアモニタ (高レンジ)	○	○	○
格納容器高レンジエアモニタ (低レンジ)		○	—	○	
放射能隔離 の状態確認	排気筒ガスモニタの指 示値	排気筒ガスモニタ	○	○	○
		排気筒高レンジガスモニタ (低レンジ)	○	○	○
		排気筒高レンジガスモニタ (高レンジ)	○	○	○
原子炉格納容器隔離の 状態	C/V隔離A (T信号)	○	○	○	
ECCS の 状態等	ECCS の状態 (高圧注入 系)	A-高圧注入ポンプ	○	○	○
		B-高圧注入ポンプ	○	○	○
	ECCS の状態 (低圧注入 系)	A-余熱除去ポンプ	○	○	○
		B-余熱除去ポンプ	○	○	○
	格納容器スプレイ ポンプの状態	A-格納容器スプレイポンプ	○	○	○
		B-格納容器スプレイポンプ	○	○	○
	ECCS の状態	ECCS 作動	○	○	○
	原子炉補機冷却水サージ タンク水位	原子炉補機冷却水サージタンク水位	○	—	○
充てん流量	充てんライン流量	○	○	○	
原子炉容器水位	原子炉容器水位	○	○	○	
使用済燃料 ピットの状 態確認	使用済燃料ピット水位 (AM用)	A-使用済燃料ピット水位 (AM用)	○	○	○
		B-使用済燃料ピット水位 (AM用)	○	○	○
	使用済燃料ピット水位 (可搬型)	A-使用済燃料ピット水位 (可搬型)	○	—	○
		B-使用済燃料ピット水位 (可搬型)	○	—	○
	使用済燃料ピット温度 (AM用)	A-使用済燃料ピット温度 (AM用)	○	○	○
		B-使用済燃料ピット温度 (AM用)	○	○	○
使用済燃料ピット周辺の 放射線量	使用済燃料ピットエアモニタ	○	○	○	
	使用済燃料ピット可搬型エアモニタ	○	—	○	
環境の状態 確認	モニタリングポスト及び モニタリングステーショ ンの指示値	モニタリングステーション空間放射線量率	○	○	—※1
		モニタリングポスト1 空間放射線量率	○	○	—※1
		モニタリングポスト2 空間放射線量率	○	○	—※1
		モニタリングポスト3 空間放射線量率	○	○	—※1
		モニタリングポスト4 空間放射線量率	○	○	—※1
		モニタリングポスト5 空間放射線量率	○	○	—※1
		モニタリングポスト6 空間放射線量率	○	○	—※1
		モニタリングポスト7 空間放射線量率	○	○	—※1

□=DB

目的	対象パラメータ		データ収集 計算機入力	ERSS へ伝送 しているパラ メータ	バックアップ 対象パラメータ
環境の状態 確認	気象情報	風向 (C点)	○	○	—※1
		風速 (C点)	○	○	—※1
		大気安定度	○	○	—※1
その他	主給水ライン流量	A-主給水ライン流量	○	○	○
		B-主給水ライン流量	○	○	○
		C-主給水ライン流量	○	○	○
	原子炉トリップの状態	制御棒状態	○	○	○
	S/G細管漏えい監視	復水器排気ガスモニタ	○	○	○
		蒸気発生器ブローダウン水モニタ	○	○	○
	格納容器ガスモニタの 指示値	格納容器ガスモニタ	○	○	○
放水口の放射線	放水口ポスト	○	○	○	

 =DB

※1 : 「環境の状態確認」のパラメータはプラント共通設備のパラメータであり、号機毎に設置しているプラント計算機への入力を行わず、直接データ収集計算機へデータ入力している。なお、「環境の状態確認」のパラメータについては、可搬型モニタリングポスト及び可搬型気象観測設備からの無線伝送により緊急時対策所にて確認可能である。

表 別 1-8-2 データ表示端末で確認できるパラメータと事象進展の判断に用いるパラメータ (1/2)

主要設備	有効性評価※1, 2, 3, 4																データ表示 端末表示	伝送
	7.1.1	7.1.2	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		
中性子源領域中性子束	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	●	●
中間領域中性子束	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	●	●
出力領域中性子束	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	●	●
1次冷却材圧力 (広域)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	●	●
1次冷却材温度 (広域 —低温側)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	●	●
高圧注入流量	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	●	●
低圧注入流量	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	●	●
代替格納容器スプレイ ポンプ出口積算流量	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	●	▲
加圧器水位	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	●	●
格納容器圧力 (AM用)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	●	▲
原子炉格納容器圧力	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	●	●
格納容器内温度	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	●	●
格納容器内水素濃度	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	●	▲
蒸気発生器水位 (広域)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	●	●
蒸気発生器水位 (狭域)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	●	▲
主蒸気ライン圧力	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	●	●
B-1格納容器スプレイ 冷却器出口積算流量 (AM用)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	●	▲
格納容器再循環サンプ 水位 (広域)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	●	●
格納容器再循環サンプ 水位 (狭域)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	●	▲
原子炉下部キャビティ 水位	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	●	▲

表 別 1-8-2 データ表示端末で確認できるパラメータと事象進展の判断に用いるパラメータ (2/2)

主要設備	有効性評価 ^{*1, 2, 3, 4}																データ表示 端末 表示	伝送
	7.1.1	7.1.2	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		
格納容器水位								○	○	○							●	▲
格納容器内高レンジエリ アモニタ (低レンジ)	○		○		○			○	○	○							●	▲
格納容器内高レンジエリ アモニタ (高レンジ)	○		○		○			○	○	○							●	●
原子炉容器水位	○				○												●	●
補助給水流量	○		○		○			○	○	○							●	●
燃料取替用水ピット水位	○		○		○			○	○	○			○	○	○		●	●
原子炉補機冷却水サージ タンク水位			○														●	▲
ほう酸タンク水位					○											○	●	▲
補助給水ピット水位	○		○		○			○	○	○							●	▲
アニユラス水素濃度 (可搬 型)								△	△	△							●	▲
格納容器再循環ユニット 入口温度/出口温度	○		○		○			○	○	○			○	○	○		— ^{**5}	— ^{**5}
格納容器水素イグナイタ 温度					△			△	△	△							●	▲
原子炉格納容器水素処理 装置温度					△			△	△	△							●	▲
原子炉下部キャビティ水 位								○	○	○							●	▲
使用済燃料ピット温度 (AM 用)													○	○			●	●
使用済燃料ピット水位 (AM 用)													○	○			●	●
使用済燃料ピット監視カ メラ													○	○			●	▲
使用済燃料ピット可搬型 エリアモニタ													○	○			●	▲
使用済燃料ピット水位 (可 搬型)													○	○			●	▲

▲：再稼働時期までには伝送追加予定の SA パラメータ。現状、ERSS 伝送はしていない。

※1：番号は有効性評価におけるシナリオ章番号を示す

※2：有効性評価の 7.1.3 は 7.1.2 のシナリオに包絡

※3：有効性評価の 7.2.2 は 7.2.1.2 のシナリオに包絡

※4：有効性評価の 7.2.3 及び 7.2.5 は 7.2.1.1 のシナリオに包絡

※5：格納容器再循環ユニット入口/出口温度については、重大事故時、可搬型温度計測装置によりデータの採取、記録および出力が可能であり、電気工作班がデータ採取し、緊急時対策所への報告が可能。また、データ収集計算機で伝送・表示が可能な格納容器内温度・原子炉格納容器圧力による代替監視も可能である。

△：有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

(3) データ伝送設備における発電所内と発電所外用の設備分類

事故時パラメータを緊急時対策所にて把握するための設備であるデータ伝送設備（発電所内用）として、データ収集計算機とデータ表示端末を設置し、これらについては緩和設備と位置づける。

また、発電所外のERS S等へ事故時パラメータを伝送するための設備であるデータ伝送設備（発電所外用）として、データ収集計算機とERS S伝送サーバを設置し、これらを防止・緩和以外の設備と位置づける。概要を下図に示す。

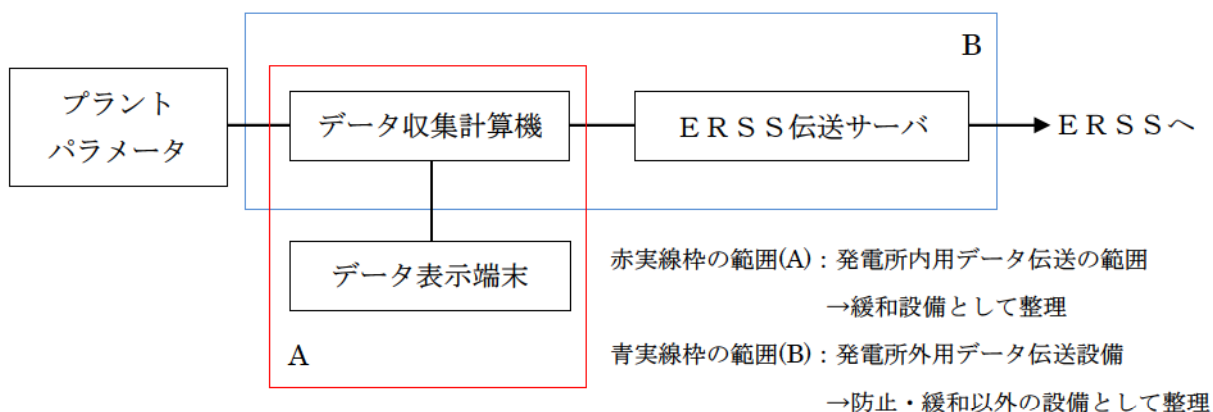


図 別1-8-1 データ伝送設備の概要

(4) データ伝送設備の回線容量およびデータ表示機能の拡張性について

データ伝送設備のデータ伝送容量は、今後のプラントパラメータの追加を考慮し、表 別 1-8-3 すとおり、回線容量は必要回線容量に対し余裕を持った設計としている。

また、データ伝送設備のデータ表示機能は、今後のプラントパラメータの追加を考慮し、表 別 1-8-4 示すとおり、表示可能なプラントパラメータ数は必要なプラントパラメータ数に対し余裕を持った設計とするとともに、データ伝送設備のソフトウェア改造をすることにより拡張可能な設計としている。

通信回線種別	伝送経路	必要回線容量	回線容量
有線系回線	3号原子炉建屋～緊急時対策所	67Mbps	1000Mbps
無線系回線	3号原子炉建屋屋上～緊急時対策所	67Mbps	100Mbps

表 別 1-8-3 データ伝送設備の回線容量の拡張性について

	必要となるプラントパラメータ数(※)			表示可能なプラントパラメータ数(※)		
	アナログ信号	デジタル信号	計算値	アナログ信号	デジタル信号	計算値
データ伝送設備	7615	19622	772	9983	31839	1999

※今後の詳細設計により変更となる可能性がある。

表 別 1-8-4 データ伝送設備のデータ表示機能の拡張性について

(5) データ伝送設備の避雷対策について

データ伝送設備の無線アンテナ(送信側：3号原子炉建屋屋上、受信側：緊急時対策所)には避雷器を設置し、侵入してきた雷サージを大地に流し、機器を保護している。

また、無線アンテナが設置されている3号原子炉建屋屋上および緊急時対策所は、原子炉建屋屋上または緊急時対策所周辺建屋に設置されている避雷設備による雷侵入防止対策を行っている。

万一、無線アンテナが損傷した場合には、予備品を用いて復旧し、必要な機能を維持できる設計としている。

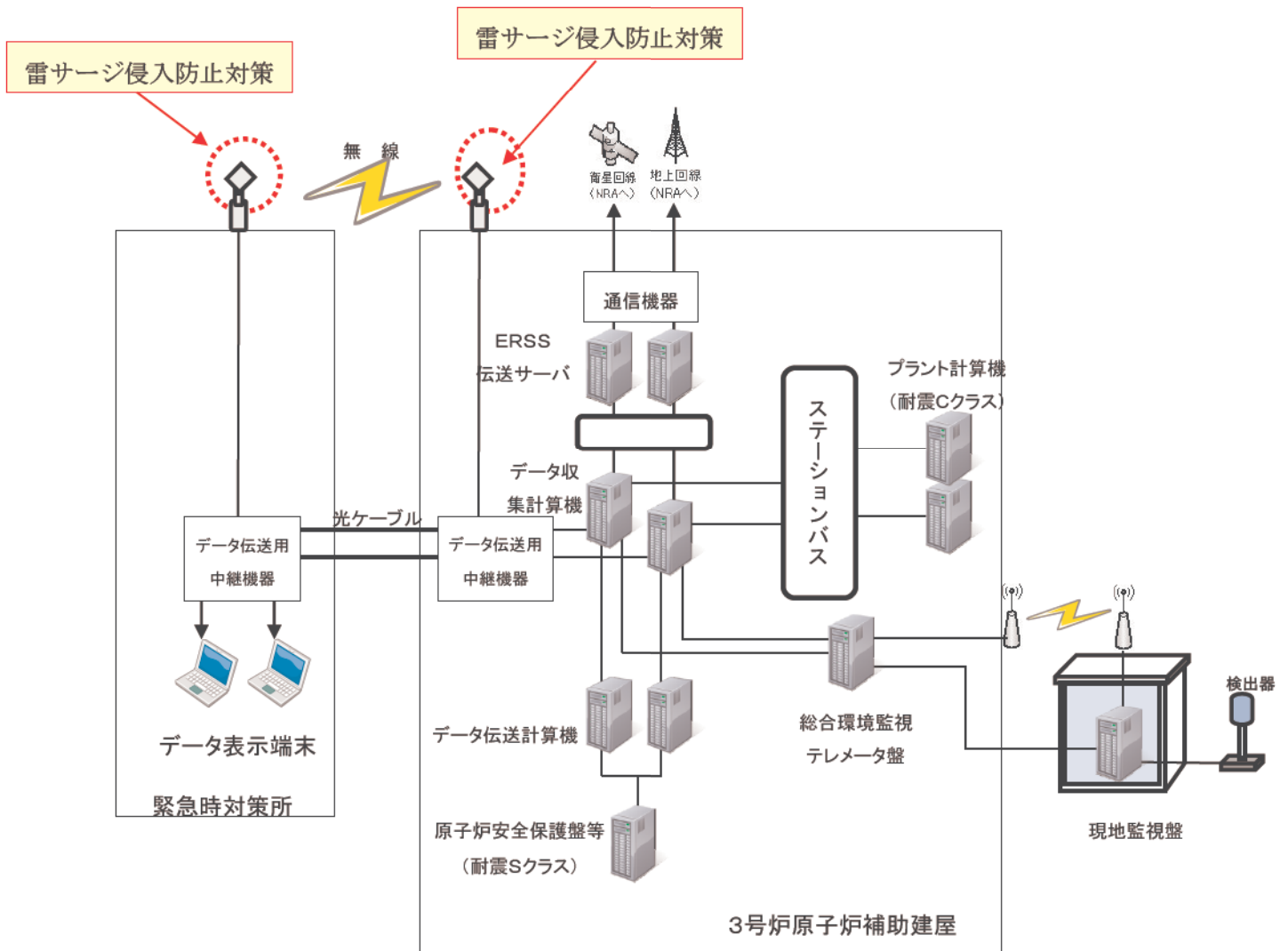


図 別1-8-2 データ伝送設備の概要

9. 配備資機材等の数量等について

(1) 通信連絡設備

表 別1-9-1 通信連絡設備

場所	通信種別	主要設備		台数	電源
指揮所	発電所内用	衛星電話設備	固定電話※ ¹	3	※3, 充電池
		衛星携帯電話※ ¹		15	充電池
		電力保安通信用電話設備	固定電話※ ¹	8	※2, 通信用蓄電池
		インターフォン		1	※5
		無線通話装置		1	※2, 通信用蓄電池
		運転指令設備		1	※2, 専用蓄電池
		テレビ会議システム(指揮所・待機所間)		1	※5
	発電所外用	衛星電話設備	固定電話※ ¹	3	※3, 充電池
			FAX	1	※4, 充電池
		衛星携帯電話※ ¹		15	充電池
		統合原子力防災ネットワーク設備	TV会議システム	1	※4
			IP電話	6	
			IP-FAX	3	
		電力保安通信用電話設備	固定電話※ ¹	8	※2, 通信用蓄電池
社内TV会議システム		1	※4		
加入電話設備		電話	2	通信事業者から給電	
		FAX	1	※3	
専用電話設備	電話	7	※4		
	FAX	7			
待機所	発電所内用	電力保安通信用電話設備	固定電話※ ¹	1	※2, 通信用蓄電池
		インターフォン		1	※5
		運転指令設備		1	※2, 専用蓄電池
		テレビ会議システム(指揮所・待機所間)		1	※5
		トランシーバ		4	充電池又は乾電池

※1 発電所内と発電所外で共用

※2 常用所内電源, 非常用所内電源

※3 常用所内電源, 非常用所内電源, 緊急時対策所用発電機

※4 常用所内電源, 非常用所内電源, 緊急時対策所用発電機, 無停電電源装置

※5 常用所内電源, 緊急時対策所用発電機, 無停電電源装置

=DB

(2) 配備する資機材等

表 別1-9-2 防護具及び除染資材

品名	単位	予定保管数	考え方
タイベック 紙帽子 汚染区域用靴下 綿手袋 全面マスク オーバーシューズ (靴カバー)	着 個 足 双 個 足	940	指揮所：60名×1.1倍×7日 待機所：60名×1.1倍×7日
電動ファン付きマスク	個	8	6名 ^{※3} +余裕
チャコールフィルタ (以下内訳)	個	1,868	—
全面マスク用	個	1,860	指揮所：60名×1.1倍×2個×7日 待機所：60名×1.1倍×2個×7日
電動ファン付きマスク用	個	8	6名 ^{※3} +余裕
ゴム手袋	双	1,860	指揮所：60名×1.1倍×2個×7日 待機所：60名×1.1倍×2個×7日
アノラック 長靴	着 足	710	91名 ^{※1} ×1.1倍×7日
圧縮酸素形循環式呼吸器	台	9	91名 ^{※1} ×10%
セルフエアセット	台	8	8名 ^{※2} ×1台
タングステンベスト	着	20	(現場指揮車1名+放射線管理員1名+ 作業者3名×2班)×2セット+余裕
ウェットティッシュ	個	290	指揮所：60名×2個+余裕 待機所：60名×2個+余裕
ウエス	箱	2	1箱(24束)/建屋×2建屋
簡易テント 簡易シャワー	個 個	2	1個/建屋×2建屋
除染キット	セット	2	1セット/建屋×2建屋

※1：本部長他(25名)+事務局員(2名)+技術班員(2名)を除く人数

※2：屋外作業実施要員数

※3：事務局員(2名)+放管班員(4名)

表 別1-9-3 計測器(被ばく管理, 汚染管理)

品名	単位	予定保管数	考え方
ポケット線量計	台	140	120名×1.1倍
可搬型エリアモニタ	台	4	2台/建屋×2建屋
GM汚染サーベイメータ	台	10	5台/建屋×2建屋
電離箱サーベイメータ	台	10	5台/建屋×2建屋

表 別1-9-4 チェンジングエリア設常用資機材

品名	単位	予定保管数	考え方
グリーンハウス	個	2	1個/建屋×2建屋
養生シート (透明・ピンク・黄)	本	6	各色1本/建屋×2建屋
バリア (600・750・900mm)	枚	6	各サイズ1枚/建屋×2建屋
作業用テープ (緑)	巻	20	10巻/建屋×2建屋
養生テープ (ピンク)	巻	40	20巻/建屋×2建屋
透明ロール袋 (大)	本	20	10本/建屋×2建屋
粘着マット	枚	20	10枚/建屋×2建屋

表 別1-9-5 食料等

品名	単位	予定保管数	考え方
食料	食	2,520	120名×3食×7日
飲料水	ℓ	1,680	120名×4本×0.5 ℓ×7日

表 別1-9-6 その他 資機材

品名	単位	予定保管数	考え方
酸素濃度・二酸化炭素濃度計	台	4	2台/建屋×2建屋
安定よう素剤	錠	2,000	120名×2錠/人/日×7日+余裕
仮設トイレ	台	2	1台/建屋×2建屋
簡易トイレ (大使用処理剤)	個	1,000	120名×1個/人/日×7日+余裕
簡易トイレ (小使用処理剤)	個	2,600	120名×3個/人/日×7日+余裕
インターホン (指揮所～待機所)	式	1	
インターホン (チェンジングエリア ～待機エリア)	式	2	

(3) 原子力災害対策活動で使用する資料

表 別1-9-7 原子力災害対策活動で使用する主な資料

資料名
1. 発電所周辺地図
① 発電所周辺地域地図 (1/25,000)
② 発電所周辺地域地図 (1/50,000)
2. 発電所周辺航空写真パネル
3. 発電所気象観測データ
① 統計処理データ
② 毎時観測データ
4. 発電所周辺環境モニタリング関連データ
① 空間線量モニタリング配置図
② 環境試料サンプリング位置図
③ 環境モニタリング測定データ
5. 発電所周辺人口関連データ
① 方位別人口分布図
② 集落の人口分布図
③ 市町村人口表
6. 主要系統模式図 (各ユニット)
7. 原子炉設置許可申請書 (各ユニット)
8. 系統図及びプラント配置図
① 系統図
② プラント配置図
9. プラント関係プロセス及び放射線計測配置図 (各ユニット)
10. プラント主要設備概要 (各ユニット)
11. 総合インターロック線図 (各ユニット)
12. 原子炉施設保安規定
13. 原子力事業者防災業務計画
14. 運転要領緊急処置編
15. 泊発電所重大事故等発生時および大規模損壊発生時対応要領 (各対応手順含む)

 =DB

(4) GM汚染サーベイメータ

(a) 使用目的

現場作業要員等（以下、「要員」という。）の身体に放射性物質が付着していないことの確認及び緊急時対策所内の表面汚染密度等を定期的（1回／日以上）に測定し，放射性物質の異常な流入等がないことを確認するために使用する。

(b) 予定保管数

GM汚染サーベイメータの具体的な使用方法は，緊対所（指揮所及び待機所の2箇所）入口に設置するチェンジングエリア内のスクリーニングエリアにおいて，緊対所に入室する要員の身体測定を放管班員2～4名（1～2名／箇所）で，緊対所内における定期的（1回／日以上）な表面汚染密度の測定を放管班員2名（1名／箇所）で行うことを想定している。

このため，最大使用人数（4名）から4台配備が必要となるが，故障等により使用ができない状態も考慮し，予備機も含め10台配備する。

(5) 電離箱サーベイメータ

(a) 使用目的

要員の過剰な被ばくを防止するために緊対所外の作業場所の環境線量当量率の測定及び緊対所内の線量当量率を定期的（1回／日以上）に測定し，放射性物質の異常な流入等がないことを確認するために使用する。

(b) 予定保管数

電離箱サーベイメータの具体的な使用方法は，緊対所外の作業場所（T.P. 39 m盤での緊対所周辺，T.P. 31 m盤及びT.P. 10 m盤での代替給水作業場所等）の環境線量当量率の測定を放管班員1～2名で，緊対所内における定期的（1回／日以上）な線量当量率の測定を放管班員2名（1名／箇所）で行うことを想定している。


原子力災害活動に従事する要員の線量管理を行う上で放射線測定は必須であることから，故障等により使用ができない状態も考慮し予備機も含め10台配備する。

【参考】

GM汚染サーベイメータ	電離箱サーベイメータ
	
<ul style="list-style-type: none"> ・測定範囲：0～1×10^5 cpm ・電 源：乾電池（単2型電池）4本 [連続100時間以上] 	<ul style="list-style-type: none"> ・測定範囲：1 μ Sv/h～300 mSv/h ・電 源：乾電池（単3型電池）4本 [連続80時間以上]

(6) その他の資機材

表 別1-9-8 その他資機材

名称	仕様等	台数	
		指揮所	待機所
酸素濃度・二酸化炭素濃度計 	<ul style="list-style-type: none"> 測定（使用）範囲 酸素濃度：0～25.0 vol% 二酸化炭素：0～5.00 vol% 指示精度：±0.7%（酸素）， ±0.25%（二酸化炭素） 電源：単4形 乾電池2本 【約25時間（25℃，無警報，無照明）】 検知原理：定電位電解式（酸素）， 非分散型赤外線吸収法（二酸化炭素） 管理目標 酸素濃度：19 %以上 二酸化炭素濃度：1.0 %以下 	2台※	2台※
可搬型照明 	<ul style="list-style-type: none"> バッテリー式 光源：LED 連続点灯時間：10時間 	8台	8台
簡易トイレ	プルーム通過中に緊急時対策所から退出する必要がないように、連続使用可能な簡易トイレを配備する。	1式	1式

※予備1台を含む

(7) 参集用照明

夜間における参集用照明として、緊急時対策所に参集するために初動対応要員（41名）および参集要員（86名）に、LEDヘッドライトおよびLED懐中電灯を配付する。

【参考】

名称	数量	仕様
LEDヘッドライト 	127個	電源：乾電池（単四×4） 点灯可能時間：約8時間
LED懐中電灯 	127個	電源：乾電池（単四×3） 点灯可能時間：約30時間

10. 緊急時対策所に最低限必要な要員について

プルーム通過中においても、緊急時対策所にとどまる必要のある最低限必要な要員を検討した結果、休憩・仮眠をとるための交代要員を考慮して、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員及びその指示のもと重大事故への対処を行う各班員（原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための要員を含む。）74名、並びに1,2,3号炉の運転員9名の合計の83名と想定している。

なお、この要員数を目安として、発電所対策本部長（所長）が緊急時対策所にとどまる要員を判断する。

(1) 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員他

要員	考え方	人数	合計
本部長他	3号炉が重大事故に至った場合、重大事故等に対処するための指揮を行うために最低限必要な本部要員は、発電所対策本部長（所長）、3号炉原子炉主任技術者、副本部長、本部委員、各班長と、緊急時対策所内で交代、代行を行なうための要員として、副班長で構成する。	25名	83名
機能班員	本部要員の指示のもと、重大事故への対処を行う各班員がとどまる。	49名	
運転員 (当直員)	原子炉格納容器破損時には、運転員は中央制御室から退避し、緊急時対策所にとどまる。	9名	

(2) 原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な要員

格納容器破損のおそれがあると判断した場合は、発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための措置を行う。放射性物質の拡散を抑制するための措置を行う要員数と対応は以下のとおり。

対応班	対応	対応内容および必要な要員	人数	合計
運転班員	放射性物質の拡散抑制	・可搬型大容量海水送水ポンプ車および放水砲による大気への拡散抑制	6名	16名
土木建築 工作班員	放射性物質の拡散抑制	・放射性物質吸着剤による海洋への拡散抑制	2名	
放管班員	放射性物質の拡散抑制	・荷揚場シルトフェンスによる海洋への拡散抑制 ・開口部シルトフェンスによる海洋への拡散抑制	6名	
事務局員	燃料補給	・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およ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名	

また、重大事故等発生時及び大規模損壊時の対応について、手順書を整備し、対応手順の検証を行っている。手順の検証・訓練は、今後も継続的に実施し、必要の都度、運用の改善を行っていくこととしている。

1 1. 事象発生からブルーム通過後までの要員の動き等について

(1) 夜間、休日における原子力災害対策要員の非常召集

非常召集の連絡	発電所への入構準備	発電所への入構開始
<p>○重大事故等が発生した場合、発電課長(当直)及び発電課長(当直)から連絡を受けた通報連絡者は、それぞれ初動対応要員に出勤を指示する。また、通報連絡者は本部要員等に対して非常召集の連絡を行う。</p> <p>【初動対応要員】</p> <pre> graph TD A[発電課長(当直)] --> B[通報連絡者*1] A --> C[初動対応要員] B --> D[災害対策本部要員(通報連絡者からの出動指示)緊急時対策所へ出動を開始する。] C --> D D --> E[災害対策要員(発電課長(当直)からの出動指示)中央制御室等の予め定められた場所へ出動を開始する。] E --> F[災害対策要員(支援)(通報連絡者からの出動指示)中央制御室等の予め定められた場所へ出動を開始する。] </pre> <p>【本部要員等】</p> <pre> graph TD G[発電課長(当直)] --> H[通報連絡者*1] H --> I[各班長への非常召集*2] I --> J[各要員への非常召集*2] </pre> <p>※1:夜間及び休日は連絡当番者が、平日・日中は運営課長又は代行者が非常召集の連絡を行う ※2:発電所構外にいる場合は、宮丘地区の第1集合場所に集合する。</p> <p>○夜間及び休日において地震の発生(発電所周辺において震度5弱以上)又は大津波警報発令時(泊発電所前面海域)には本部要員等は予め定められた場所に自動的に参加する。</p>	<p>○ 参加する要員(協力会社含む)は第1集合場所に集合し、発電所への入構準備を行う。(第1集合場所に集合した後、状況に応じて第2、第3集合場所へ移動し入構準備を行う。)</p> <p>・第1集合場所:エナメノン共和寮(宮丘地区) ・第2集合場所:北電体育館 ・第3集合場所:柏木寮</p> <p>○ 第1集合場所に到着した本部要員のうち、副班長クラス以上の要員は、発電所対策本部に対し、集合場所に到着している発電所対策本部要員の内訳及び参加状況を報告する。</p> <p>○ 発電所対策本部は、集合場所に到着している要員の中から連絡要員(原則、副班長クラス以上)を指名して相互に情報を共有し、発電所対策本部との入構に係る統括及び確認、調整を行う。</p> <p>なお、統括及び確認・調整内容は次のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・発電所の状況、発電所構内の本部要員等の要員数 ・入構時に携行すべきもの(通信連絡設備、懐中電灯、放射線防護用具等)^{※3} ・予め定められている参集ルートの中から、天候・災害情報及び発電所の状況を踏まえ、開放する門扉及び参集する場所も含めた、適切なルートの選定。 ・集合した要員の状況(集合状況、各班の人数、体調等) ・入構手段(社有車、自家用車、徒歩等) ・入構手段、天候、災害情報等からの大まかな到着時間 <p><small>※3:放射線防護用具等はエナメノン共和寮(宮丘地区)及びロープウェイ車(宮丘地区)への津波発生を考慮し、高台に配置)内に配備しており、発電所対策本部の指示に基づき準備する。</small></p>	<p>○入構開始</p> <ul style="list-style-type: none"> ・予め定めた発電所災害対策要員(本部長、原子炉主任技術者、各班長等)は発電所構内に向け入構を開始する。 ・残りの要員は、プラント状況に応じて発電所対策本部からの指示により発電所への入構又は集合場所での待機を行う。 ・単独での入構による不測の事態を考慮し、複数名または複数グループに分けて入構する。 <p>○入構中の連絡</p> <ul style="list-style-type: none"> ・参集要員は携帯電話等を使用し、定期的に連絡要員へ参集状況及び参集ルートの状況等を連絡する。 ・原子炉主任技術者は、通信連絡手段により必要の都度原子炉施設の運転に関する保安上の指示を発電所対策本部に行う。 <p>○発電所への入構</p> <ul style="list-style-type: none"> ・参集要員は発電所入構前の門扉にて発電所対策本部へ連絡し、発電所構内の状況を再確認する。 ・本部要員は、緊急時対策所へ向かう。 ・その他必要な要員は、緊急時対策所又は発電所対策本部が指示する場所へ向かう。

泊発電所への参集ルート

参集ルート(宮丘地区～構内)



凡例

- : 構内入構ルート(高台のみを通行するルート)
- : 構内入構ルート(通常ルート)
- : 緊急時対策所 (T.P. +39m)

発電所災害対策要員

	技術系社員
宮丘地区	355名
地元4ヶ町村	120名
合計	455名

(令和3年12月1日現在)

悪天時の参集所要時間(山回りルート)

	距離	所要時間		参集想定時間
		徒歩※	車両(参考)	
宮丘地区 ⇒大和門扉	約3.5km	63分	14分	3時間
大和門扉 ⇒緊急時対策所	約2.0km	25分	5分	
合計	約5.5km	88分	19分	

※条件…夜間、強風、天候:雪(吹雪模様)、気温…-6.8℃、
登坂部(※)が使用不能となり、一部の道路を大きく迂回して通行の場合

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) 平日・日中に重大事故等が発生した場合の要員の動きについて

重大事故等が発生した場合、速やかに対応を行うため、3号炉運転員6名、災害対策要員9名、災害対策要員(支援)15名及び災害対策本部要員3名の計33名並びに消火活動を行う消火要員8名の合計41名を初動対応要員として発電所内に常時確保することとしており、対応者(執務できない場合の交代者を含む。)を明確にした上で、総合管理事務所等で執務する。

重大事故等が発生した場合には発生時間帯(平日・日中、平日・夜間、休日・日中、休日・夜間)を問わず、事故対応の核となる初動対応要員にて有効性評価の重要事故シーケンス等の事故対応を収束するまで行うことを基本としている。

平日・日中に重大事故等が発生した場合、発電課長(当直)は、電話等により常駐している災害対策要員等に出動を指示して事故対応を開始する。また、発電課長(当直)から事故の発生連絡を受けた通報連絡者(運営課長又は代行者)は、電話・所内放送等により発電所内に常駐している災害対策要員(支援)に初動対応を指示し、発電所内の他の要員について非常召集する。出動を指示された初動対応要員は役割に応じて予め定められた初動対応を開始する(図別1-11-1参照(夜間・休日と同様))。非常召集された発電所内の要員については、事故の初期対応に必要な要員として予め定めた本部要員(本部長、原子炉主任技術者、各班長等)及びその他必要な要員は緊急時対策所へ移動を開始する。残りの要員は、プラント状況に応じて発電所対策本部の指示により緊急時対策所もしくは現場への出動又は総合管理事務所等での待機を行う。

平日・日中の場合には、発電所内に多くの要員がいることから、速やかに発電所対策本部体制を確立(構築)し、事故発生後の初動時から発電所対策本部体制にて事故対応を実施する。

万が一ブルームが発生する事態となった場合には、不要な被ばくから要員を守るため、緊急時対策所にとどまる必要のない要員については発電所外へ一時退避させる。

ブルーム通過後において、モニタリングポスト等の放射線量から屋外での活動を再開できると判断した場合は、放水砲による放水等を再開するとともに、プラント状況により必要に応じて発電所外へ一時避難させた要員を再参集させ継続的な事故対応を実施する。

これらの平日・日中における事故発生からブルーム通過後までの要員の動きを図別1-11-2に示す。



□ : 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。

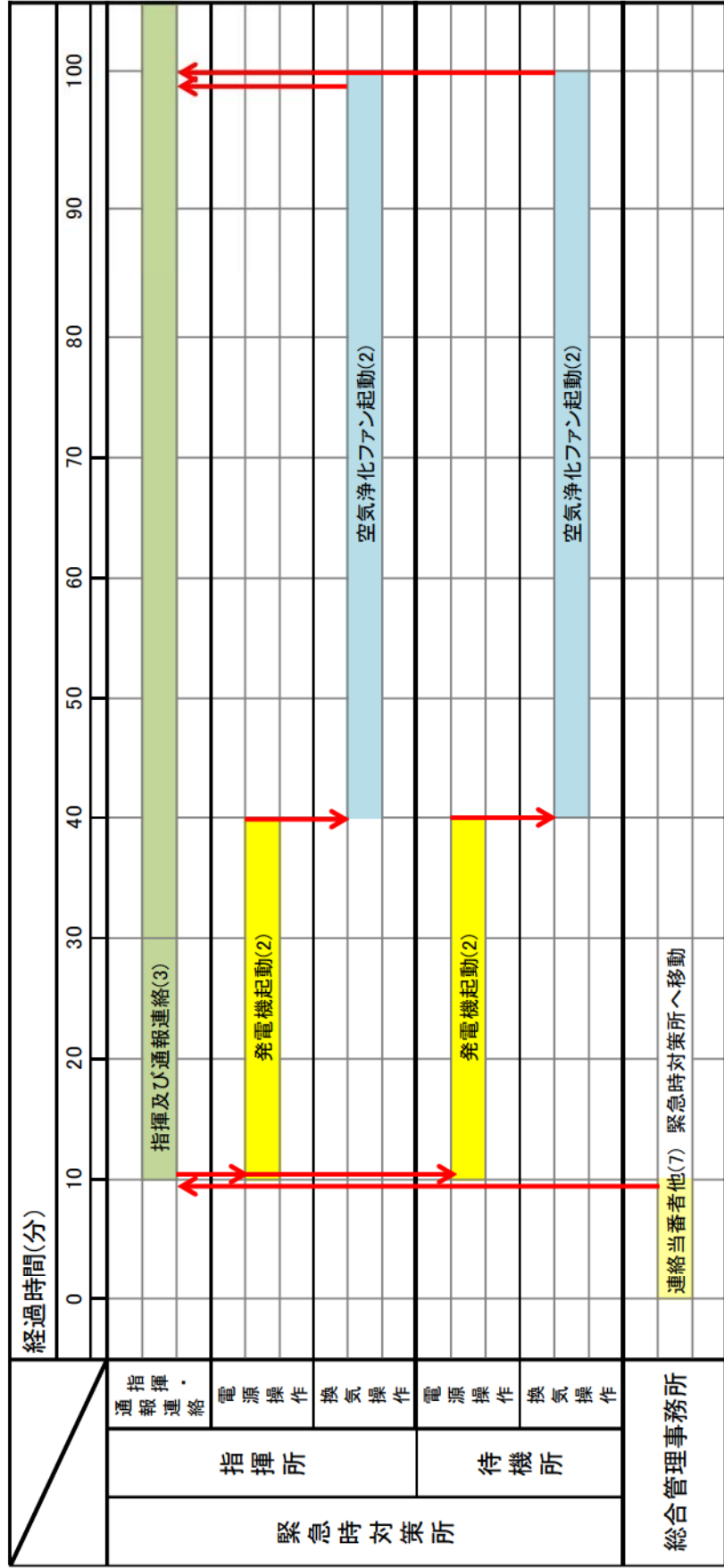
図 別 1-11-1 通常時から事故発生直後における初動対応要員の動き

事故進展	通常時	事故発生、拡大	炉心損傷	原子炉格納容器破損 (プルーム通過中)	原子炉格納容器破損 (プルーム通過後)
要員		<p>発電所対策本部体制の確立</p> <p>事故拡大防止、炉心損傷防止、格納容器破損防止対策</p> <p>運転員6名</p>	<p>事故拡大防止、炉心損傷防止、格納容器破損防止対策</p> <p>機能班員</p>	<p>24時間</p> <p>一部は発電所外へ派遣</p>	<p>34時間</p> <p>運転員</p> <p>給水、給電等</p> <p>機能班員</p>
初動対応要員			<p>緊急時対策所用発電機の起動、可搬型モニタリング設備の設置等</p> <p>機能班員</p>		<p>機能班員</p>
災害対策要員(支援)			<p>機能班員</p>		<p>機能班員</p>
消火要員			<p>機能班員</p>		<p>機能班員</p>
機能班員			<p>放水砲、給油、現場サーベイ等</p> <p>機能班員</p>		<p>放水砲、給油、現場サーベイ等</p> <p>機能班員</p>
指揮所			<p>機能班員</p> <p>本部要員</p> <p>本部要員(災害対策本部要員)</p> <p>【57名】</p>	<p>一部は発電所外へ派遣</p> <p>本部要員、機能班員、運転員</p> <p>【37名】</p>	<p>本部要員</p> <p>必要に応じ追加召集</p>
緊急時対策所			<p>機能班員</p> <p>⇒現場へ(放水砲対応等)</p>	<p>機能班員、運転員</p> <p>⇒現場へ(給水、給電、放水砲対応等)</p>	<p>機能班員</p>
待機所			<p>機能班員</p> <p>【30名】</p>	<p>一部は発電所外へ派遣</p> <p>機能班員、運転員</p> <p>【46名】</p>	<p>必要に応じ追加召集</p> <p>機能班員</p>
総合管理事務所、保修事務所等	<p>所員</p> <p>⇒ 緊急時対策所(指揮所)へ</p> <p>⇒ 緊急時対策所(待機所)へ</p> <p>⇒ 3号中央制御室又は現場へ</p> <p>⇒ 所定の参集場所へ</p> <p>⇒ 火災現場又は消防車庫へ</p>		<p>機能班員</p>		

図 別 1-11-2 平日・日中における事故発生からプルーム通過後までの要員の動き

(3) 緊急時対策所の立ち上げについて

立ち上げの対応が最も厳しくなる、「夜間・休日」時に災害が発生した場合を想定した。事故等発生後、少なくとも約100分以内には指揮所側に必要な電源設備及び換気設備の起動等を完了することが可能である。なお、これらの対応については、今後、訓練を重ね、習熟度を向上させていく。



※SBOを想定したタイムチャートであり、SBOとならなかった場合はこの限りではない

図 別 1-11-1 緊急時対策所立ち上げタイムチャート

(4) 発電所からの一時退避

a. 原子力災害対策活動に従事しない者の避難

原子力防災準備体制または原子力防災体制を発令した場合、発電所からの退避については、発電所で予め定めた方法で、発電所入構者のうち原子力災害対策活動に従事しない者および来訪者等（以下、「発電所退避者」という。）は発電所内の所員の誘導で安否確認後、順次実施する。

休日および夜間（平日の勤務時間帯以外）については、発電所退避者の発電所からの退避については、平日勤務時間中の対応と同様である。

訓練については、防災訓練等において、退避誘導手順の確認訓練を実施し、実効性を確認している。

b. 緊急時対策所にとどまる要員以外の避難

原子炉格納容器が破損し、大量のプルームが放出されるような事態においては、緊急時対策所に収容する要員以外は、以下の要領にて発電所から構外へ一時退避させる。

- (a). 発電所対策本部長（所長）は、要員の退避に係る判断を行う。また、必要に応じて、原子炉主任技術者の助言等を受ける。
- (b). 発電所対策本部長（所長）は、プルーム放出中に緊急時対策所にとどまる要員と、発電所から一時退避する要員とを明確にし、指示する。
- (c). 発電所から一時退避する要員は、退避に係る体制を確立するとともに、通信連絡手段、移動手段を確保する。
- (d). 対策本部の指示に従い、放射性物質による影響の少ない場所に退避する。

なお、一時的な避難場所として、発電所構外の当社施設（宮丘地区・滝ノ澗地区の寮等）に避難するものとする。

1 2. 緊急安全対策要員の動線について

(1) 重大事故等対策要員の召集

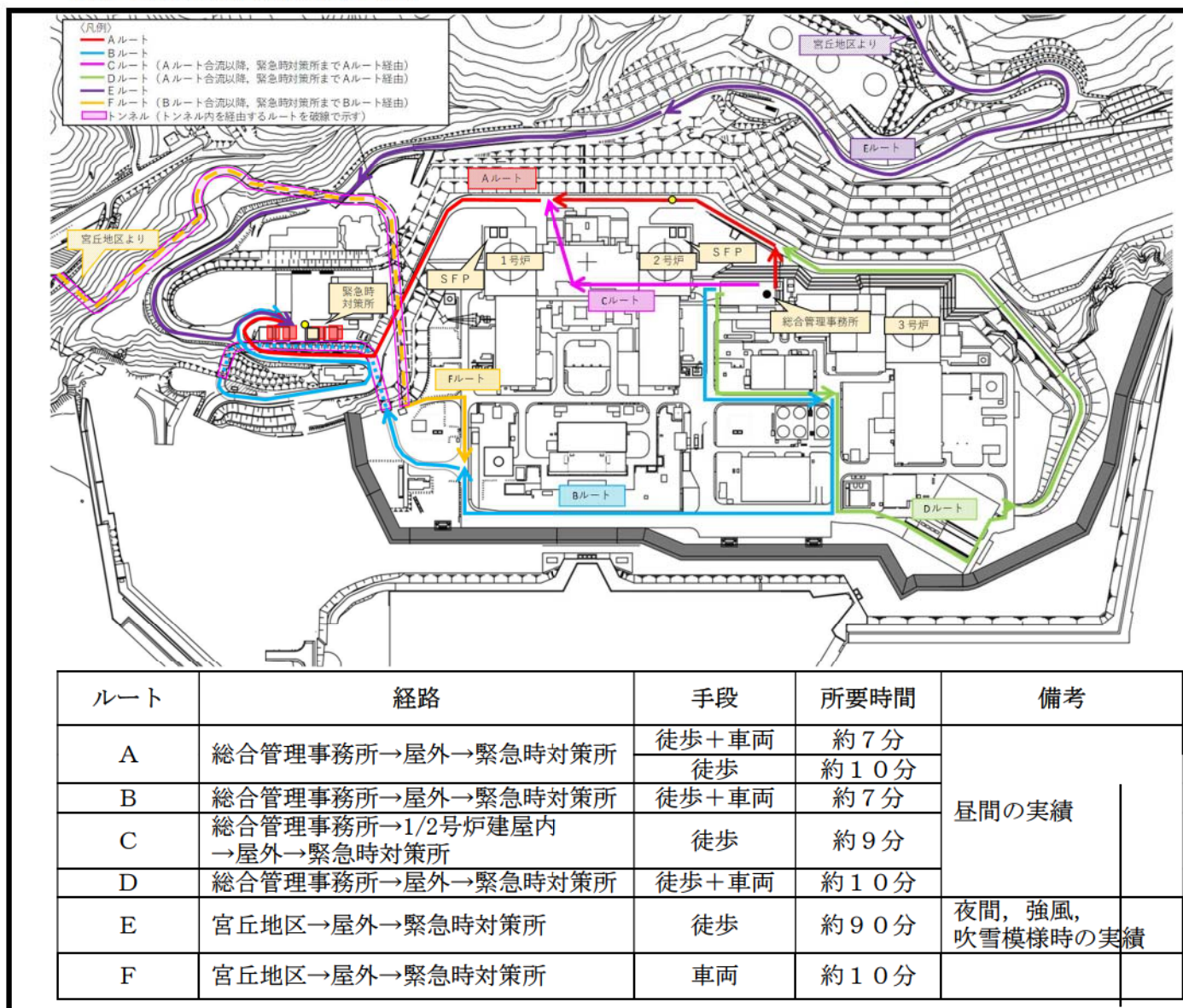


図 別 1-12-1 常駐・居住場所，召集場所及び召集ルート（時間外・休日（夜間））

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 冷却水の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。

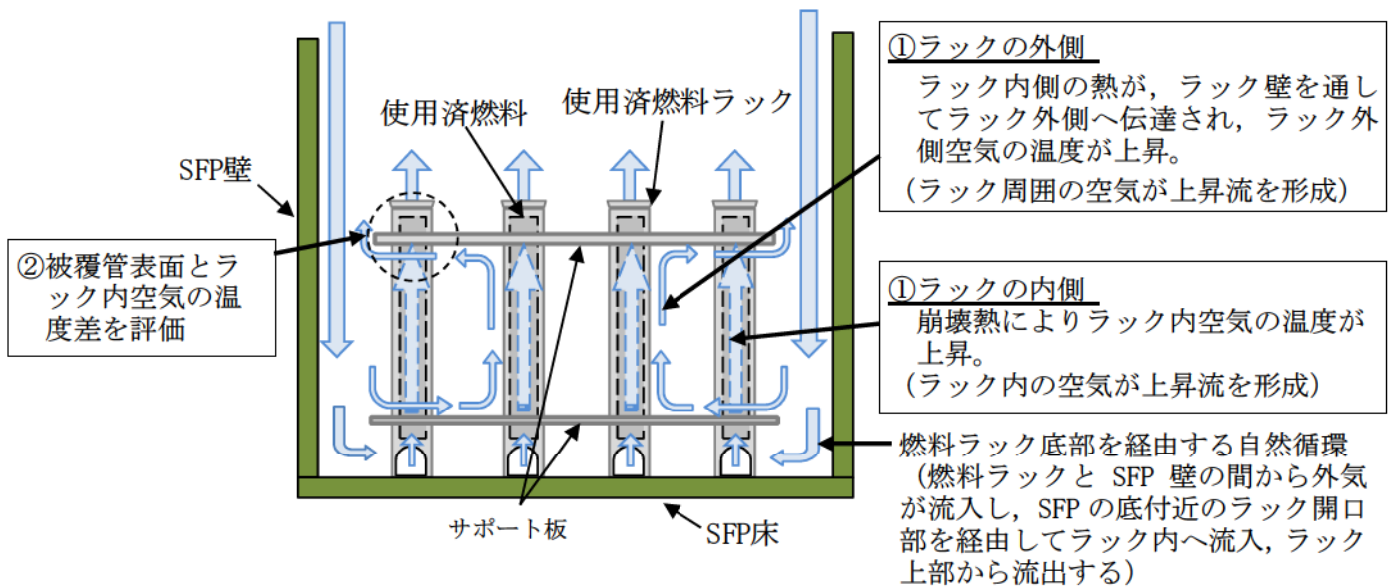


図 別 1-13-1 燃料被覆管温度評価の概念図

(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/シンプル管/ 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)	0.01860 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) $G = \rho \times \text{流速} V \times \text{流路面積} A$	$G = 0.6402 \times 0.222 \times$ [] $=$ [] 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) $\Delta T_g = (Q - Q') \div (G \times C_p)$ (添 付 4)	$(1.52 - 0.364) \div ([] \times 1.043)$ $= 300^\circ\text{C}$ (5°C刻みで切り上げ)
燃料被覆管と空気の温度差(°C) $\Delta T_w = Q_2 \div (\text{熱伝達率} \times \text{伝熱面積})$	Q ₂ = 5kW $\Delta T_w = 5 \times 1000 \div (14.41 \times 21.96) =$ 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 $A_H = (\pi \times \text{被覆管外径}) \times \text{燃料有効長} \times \text{燃料棒本数} = 21.96 \text{ m}^2$

※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へ, 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されない。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 スプレイ能力 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 への水のスプレイ能力 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 への水のスプレイ能力 200gpm が要求されている (補給とスプレイ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。

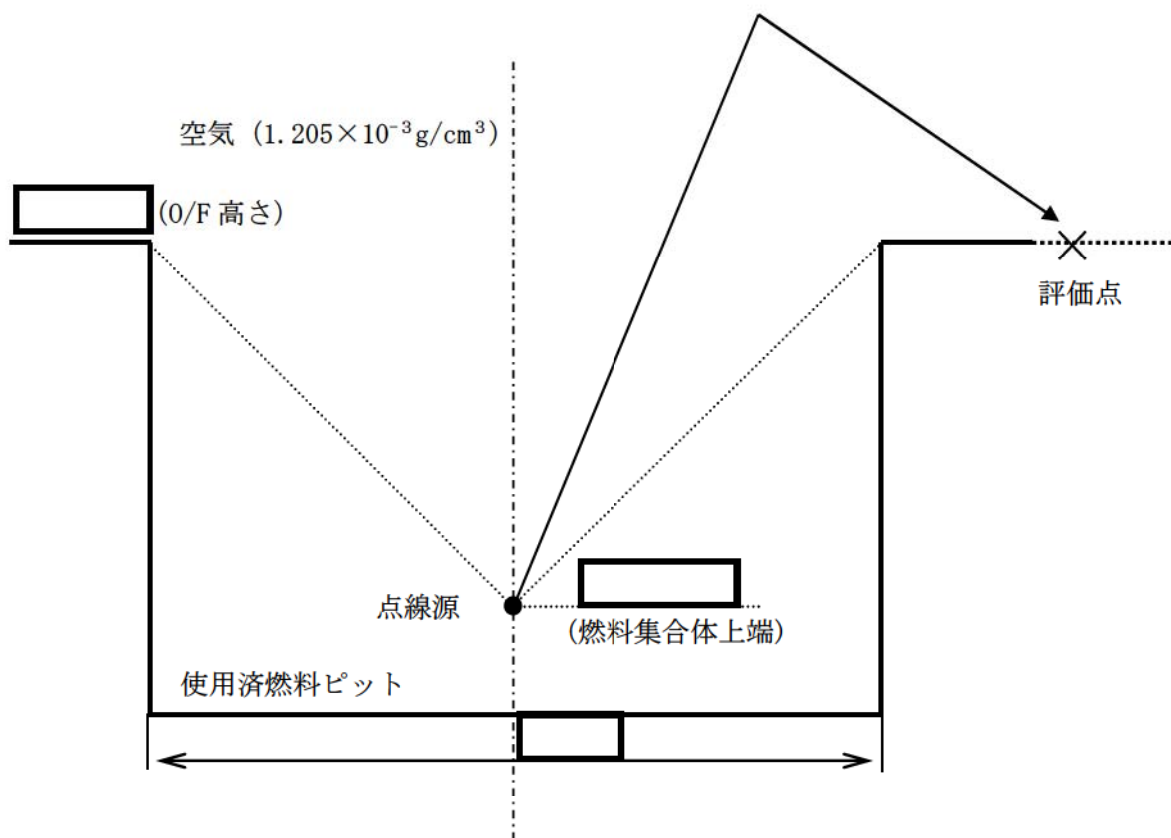


図 別 1-13-2 スカイシャイン線量の評価モデル

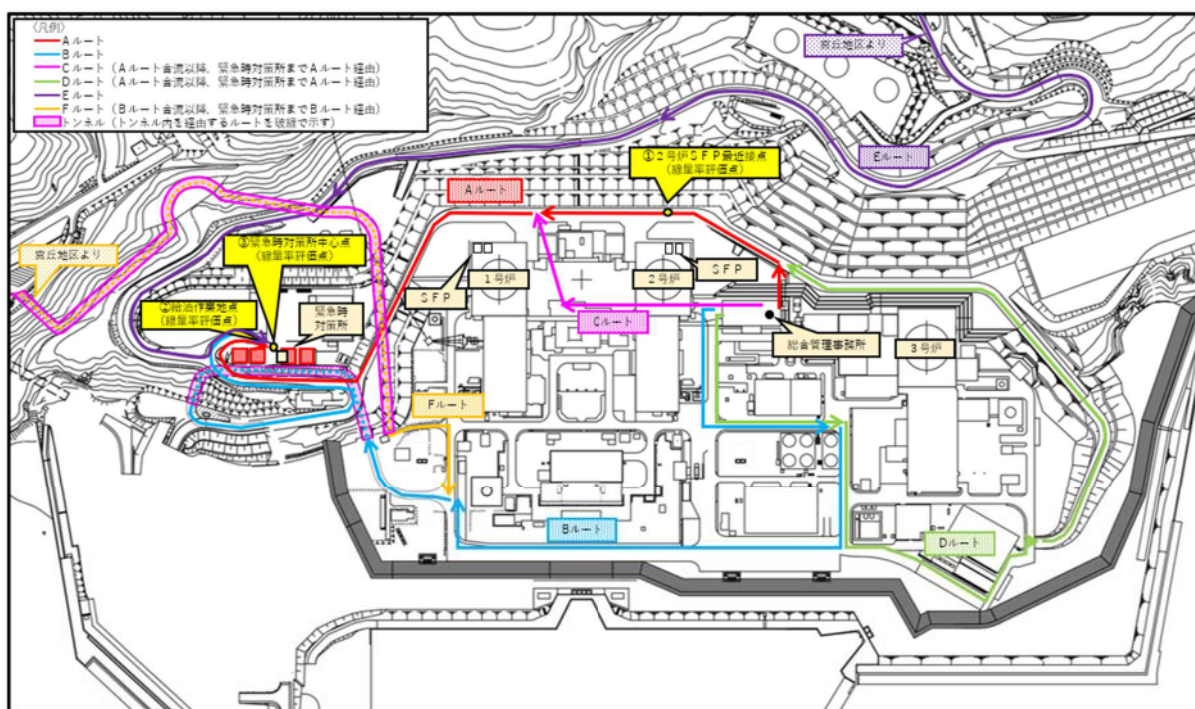


図 別 1-13-3 緊急時対策所への参集ルート等を踏まえた評価点

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 1-13-6 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ヶ月冷却済燃料	(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ヶ月冷却済燃料	(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ヶ月冷却済燃料	(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ヶ月冷却済燃料	(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ヶ月冷却済燃料	(13ヶ月 + 30日) × 3 + 7.5日 → 1,283日	1/3炉心	0.073	→	1.825				
2ヶ月冷却済燃料	(13ヶ月 + 30日) × 2 + 7.5日 → 858日	1/3炉心	0.11	→	2.750				
1ヶ月冷却済燃料	(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ヶ月冷却済燃料	(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ヶ月冷却済燃料	(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ヶ月冷却済燃料	(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ヶ月冷却済燃料	(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ヶ月冷却済燃料	(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ヶ月冷却済燃料	(13ヶ月+30日) × 2 + 7.5日 → 858日	1/3炉心	0.11	→	2.750				
1ヶ月冷却済燃料	(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：500℃
- 燃料被覆管周方向応力 σ ：134MPa

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

p ：燃料棒内圧（=16.4MPa³：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（= $\frac{D_o + D_i}{2}$ = 10.1mm）

D_o ：被覆管外径（=10.72mm）

D_i ：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⁴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（=773K：燃料被覆管温度 500℃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 24 時間（約 1 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

³ 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。

⁴ 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

SFP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。SFP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通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、SFP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/m^3)、 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⁵、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 (m^2/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、

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

⁵ 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/m^3)、 g は重力加速度(m/s^2)である。⑥式を⑤式に代入し、

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

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 ($N_{u,i}$) と管摩擦係数 (C_f) は、次のように定義される。

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

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

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、

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

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、管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		$C_f R_e = 16$ $N_u = 3.66$		$C_f R_e = 16$ $N_u = 4.36$	平行 — 二重円管の $r^* = 1.0$ 参照 平板 —		
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	$T_i \neq T_o$	$N_{u,i}$	∞	6.47	4.89	4.00	
		$N_{u,o}$	2.67	3.27	3.52	4.00	
	$T_i = T_o$	$N_{u,i}$	∞	12.6	9.44	7.54	
		$N_{u,o}$	3.66	5.70	6.40	7.54	
2 i	$N_{u,i}$	∞	7.37	5.74	4.86		
2 o	$N_{u,o}$	3.66	4.23	4.43	4.86		
3 i	$N_{u,i}$	∞	7.75	6.18	5.38		
3 o	$N_{u,o}$	4.36	4.90	5.04	5.38		
4	$N_{u,i}^{(*)}$	β_i	0.793	0.529	0.346		
	$N_{u,o}$	β_o	0	0.125	0.215	0.346	

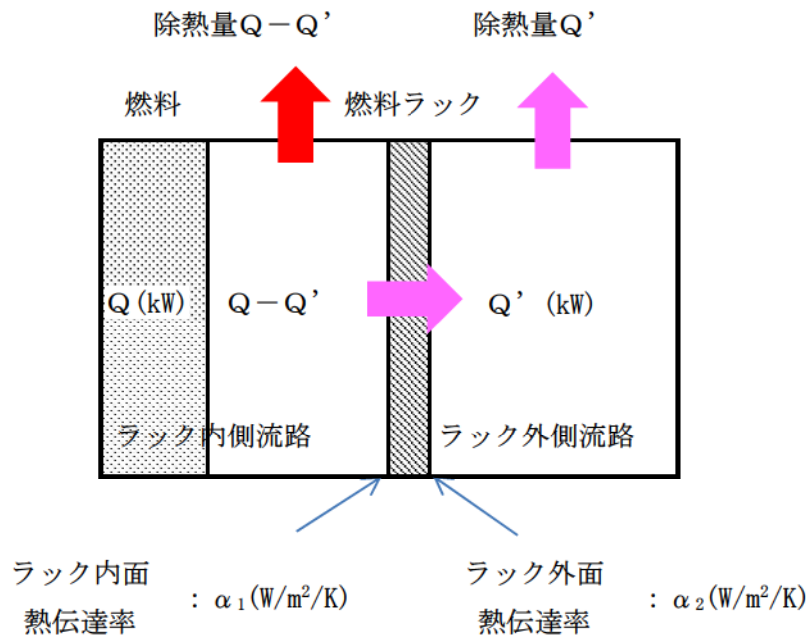
(*) $N_{u,i} = N_{u,i} / [1 - \beta_i (q_o/q_i)]$ 式(543)
 $N_{u,o} = N_{u,o} / [1 - \beta_o (q_i/q_o)]$ 式(544)
 注意: $q_i/q_o = \beta_i$ では $T_i = T_o$,
 $q_o/q_i = \beta_o$ では $T_o = T_i$ となる。

(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 機械工学資料 (1978)

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： \square 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⁶。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 4.36⁷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。

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

- 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，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。

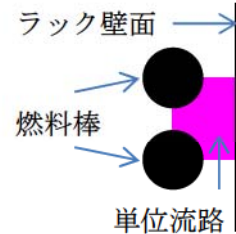
⁶ l : 板厚， λ_{sus} : ラックの熱伝導率 = 16.5 (W/m/K) @ 400K とすると，ラック本体の熱抵抗 l/λ_{sus} は 10^{-4} のオーダーである。

⁷ 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) (=155°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 \square (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⁸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⁹は、空気の場合、伝熱工学資料より以下の(4)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) ($Tin = 155^\circ C$ 時)
 $Heff$: 有効伝熱面高さ(m)
 (= \square (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、(6)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、(6)式の通り出入口の平均温度にて設定する。 $Tout_2$ は後述する繰り返し計算により算出する値である。

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

\square : 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。

⁸ 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。

⁹ 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} 以上で乱流領域にあり、(4)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。

$$T_m = T_{\text{out}_1} - 0.50 \times (T_{\text{out}_1} - T_{\text{in}}) = 318.6 (\text{°C}) \quad \dots (11)$$

$$T_a = T_{\text{out}_2} - 0.50 \times (T_{\text{out}_2} - T_{\text{in}}) = 180.0 (\text{°C}) \quad \dots (12)$$

(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。

$$\Delta T_g = T_{\text{out}_1} - T_{\text{in}} = (Q - Q') \div (G \times C_p) \quad \dots (13)$$

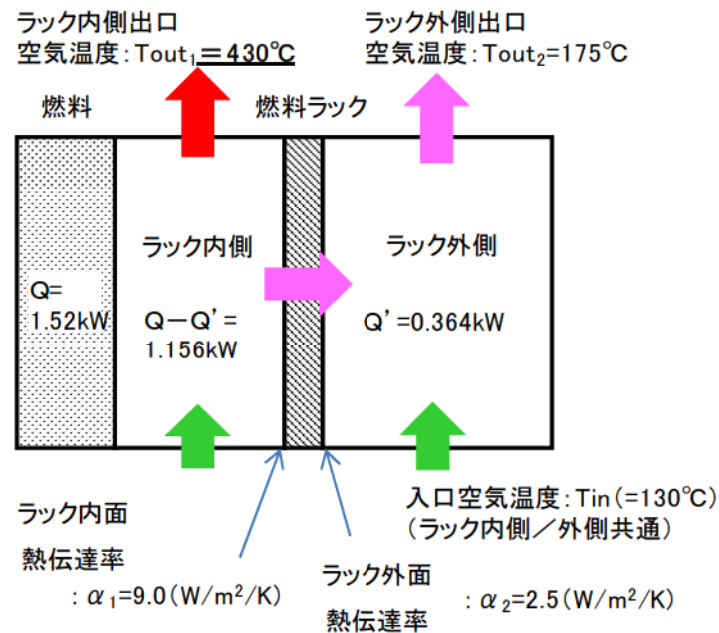
但し、 Q : 燃料の崩壊熱 (W) (=1,520W)
 G : 自然循環流量 (kg/s) (= kg/s)
 C_p : ラック内空気の比熱 (J/kg/K) (温度 T_{r_1} における空気の比熱)

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し行う。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_{out1}	°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_{out2}	°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]

\overline{Nu}_l : 平均ヌセルト数 $(= \bar{h}l/\lambda)$

\overline{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)にまとめてある. 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.

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

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 $\partial T/\partial t = 0$, 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]

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

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

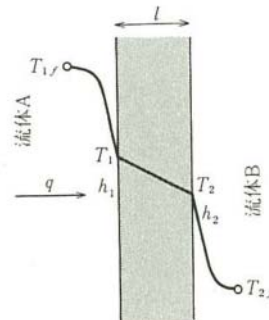


図1 平板の両面で熱伝達のある定常熱伝導(熱通過)

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 319°C (592K) の
空気の物性値
 ・ ρ : 0.5965 (kg/m³)
 ・ C_p : 1.052 (kJ/K/kg)
 ・ λ : 45.0E-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	
C	—	16		— 伝熱壁 ([T], [HT], [H])
	[T]		3.66	//// 断熱壁
	[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¹⁰。

- 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¹¹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。

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

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。

¹⁰ 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。

¹¹ 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。

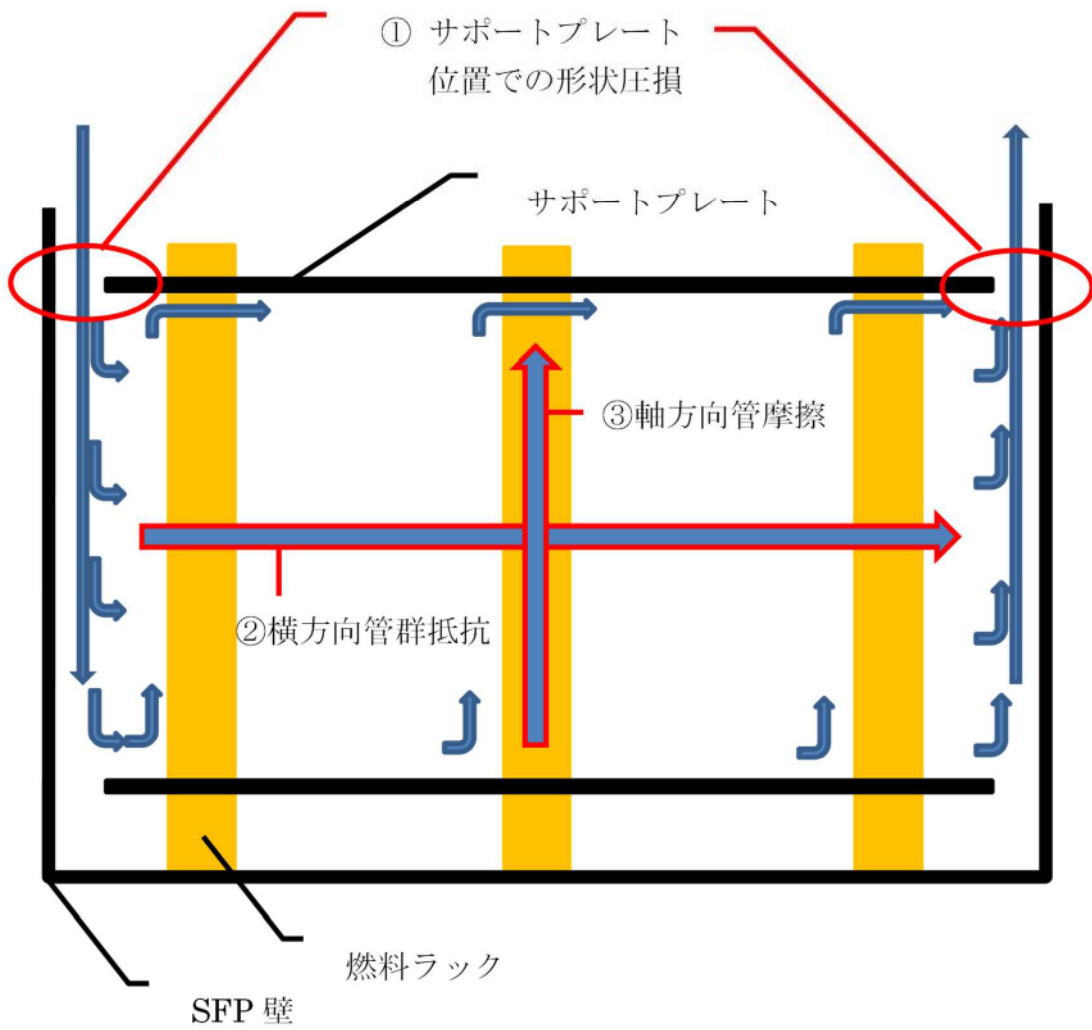


図 別 1-13-4 ラック外側で想定する流れ図

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, $Re_1 = \frac{d_e V}{\nu}$, $Re_2 = \frac{(S_T - d_0) V}{\nu}$, $Re_3 = \frac{d_0 V}{\nu}$, $d_e = 4 \frac{S_T S_L - (\pi d_0^2/4)}{\pi d_0}$

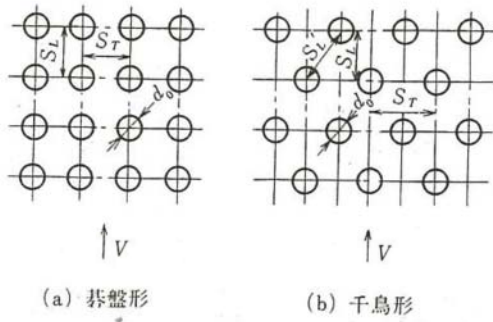


図 218 円管群の配列

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⁾

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

$R_e > 10^5$ に対してニクラツェ (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 $R_e < 1.5 \times 10^5$ 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。

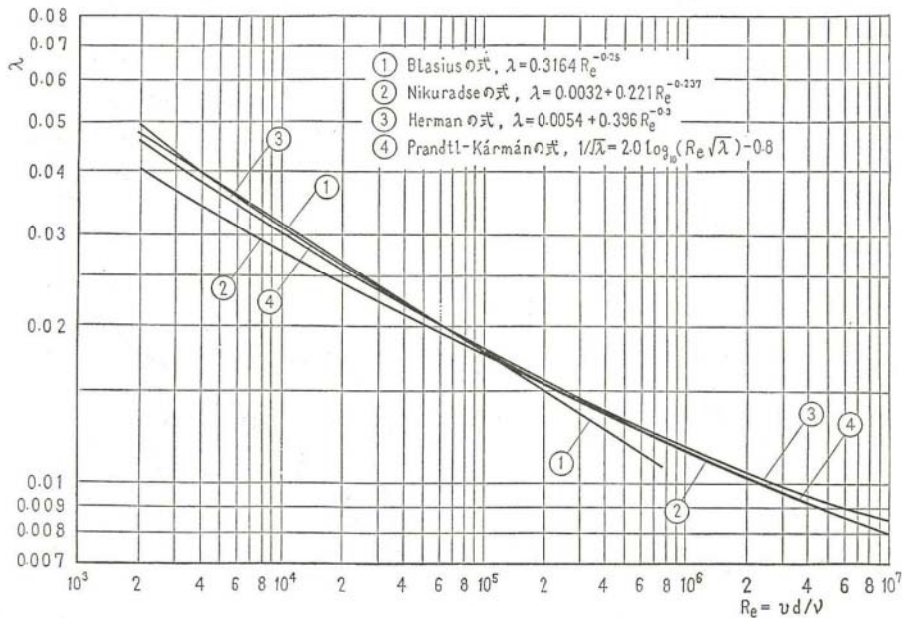


図 3・12 管摩擦係数 λ とレイノルズ数 R_e との関係

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おり、事象発生 12 時間以降の発電所外からの参集要員にて対応可能である。なお、発電所に近接した社員の居住地（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、事象発生の十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。

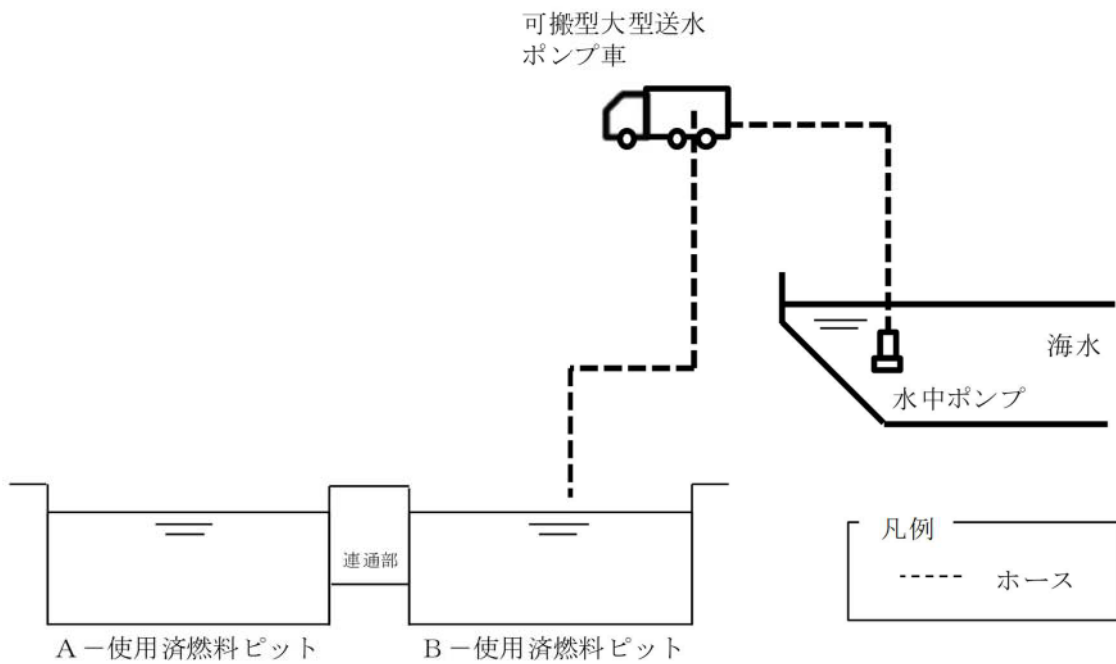


図 別 1-13-5 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による
泊 1, 2号炉 SFP への補給 概略系統

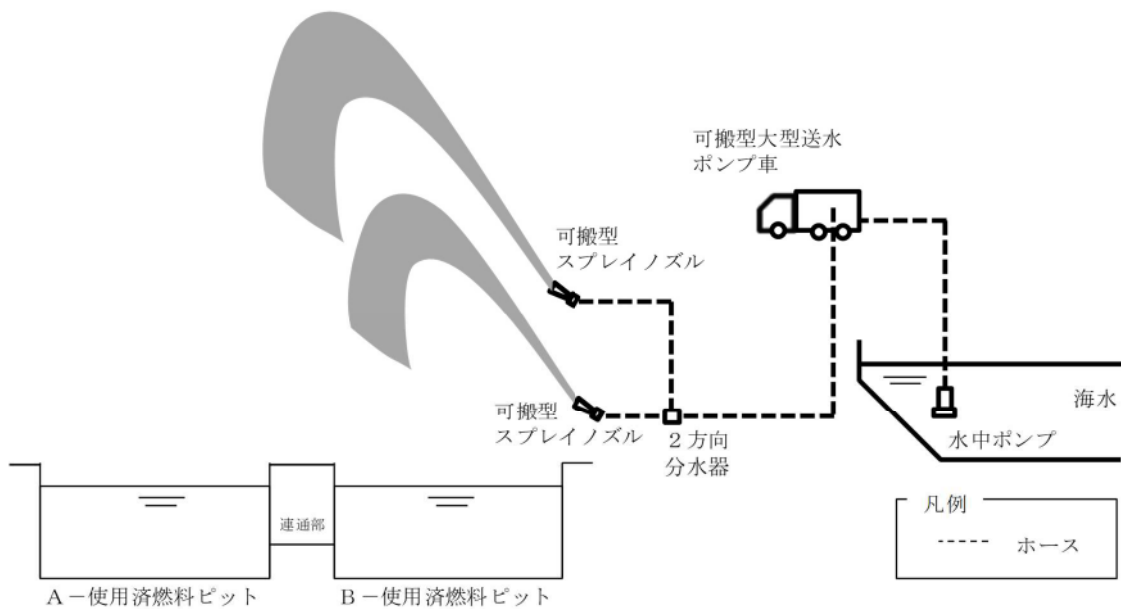
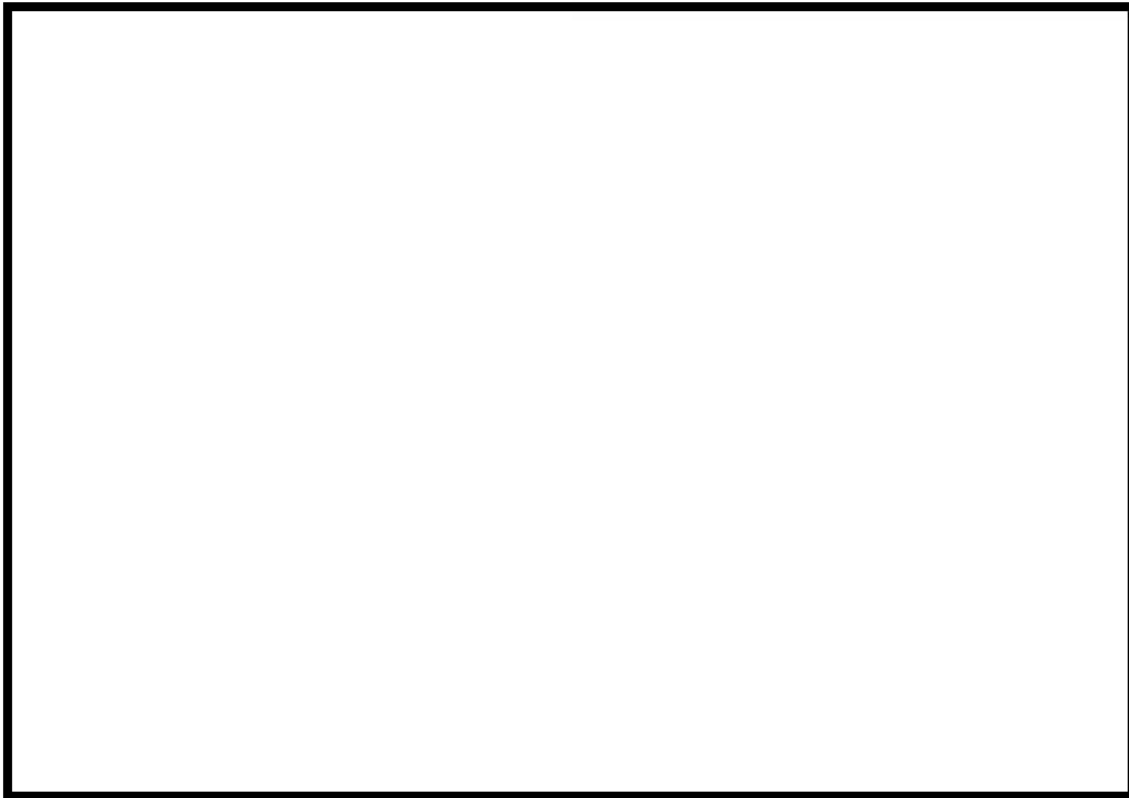


図 別 1-13-6 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレイノズル
による泊 1, 2号炉 SFP へのスプレイ 概略系統



: 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	[Redacted]					
		移動, ホース敷設					
		ホース延長・回収車によるホース敷設					
		[Redacted]					
		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

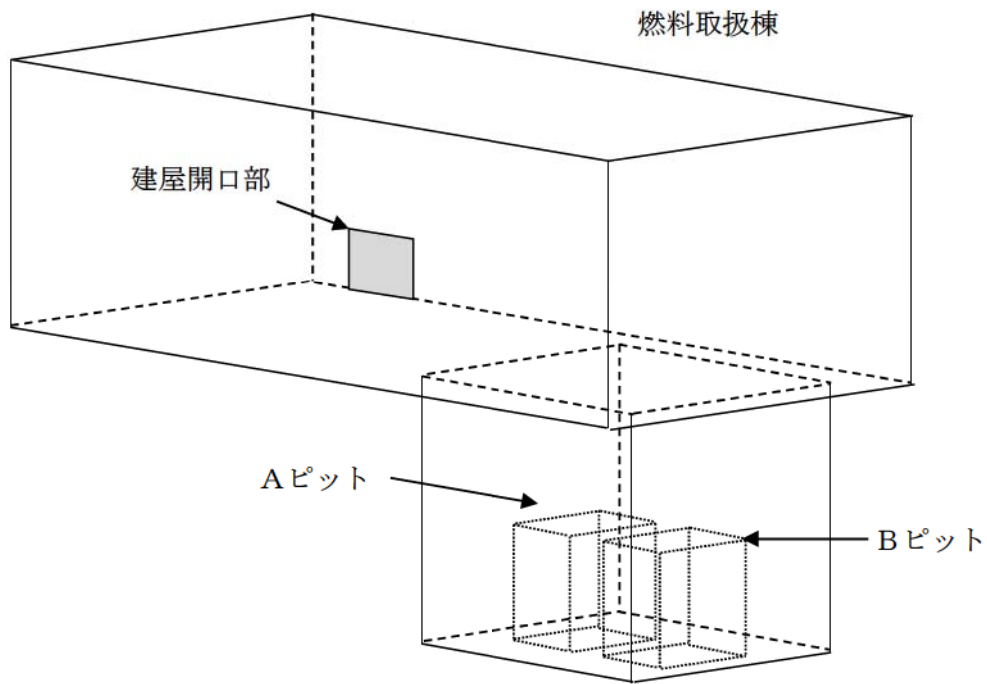


図 別 1-13-8 評価モデルの概要図

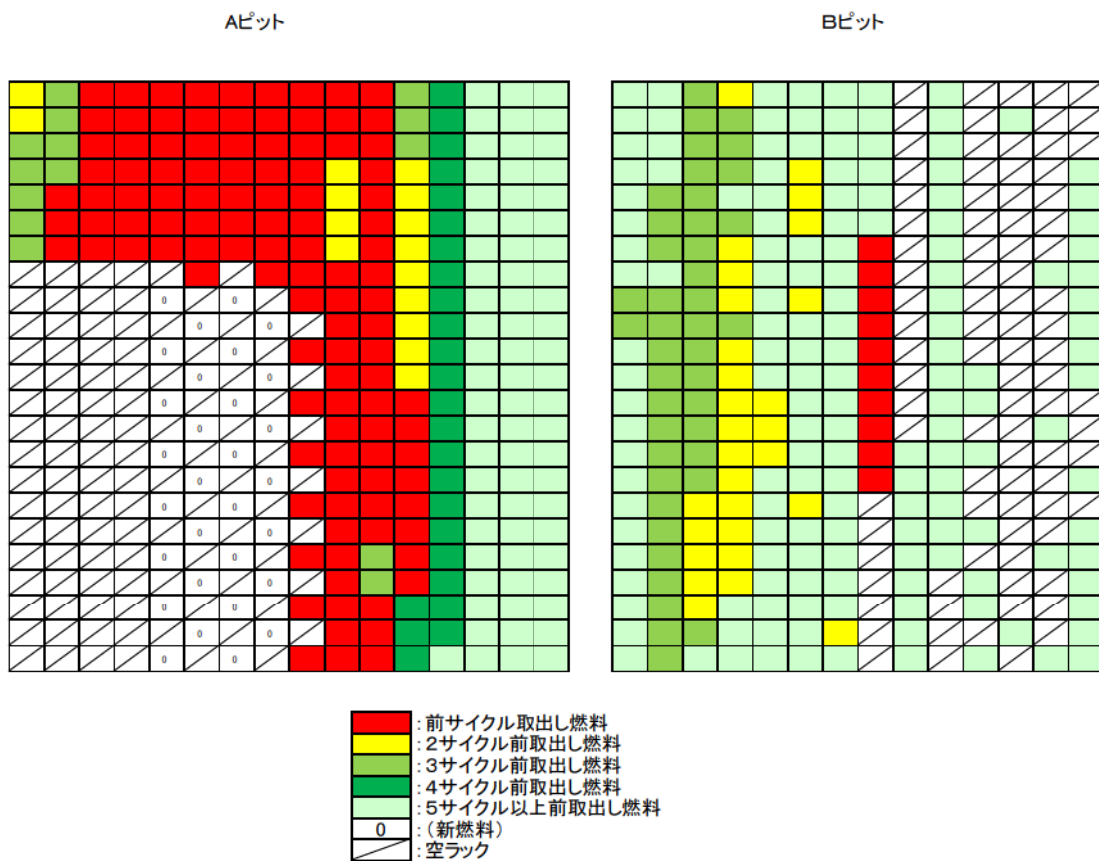
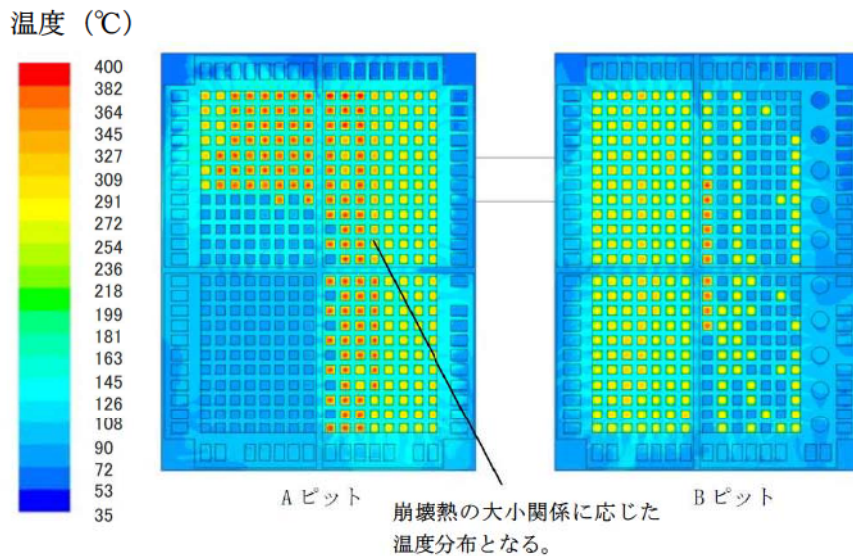
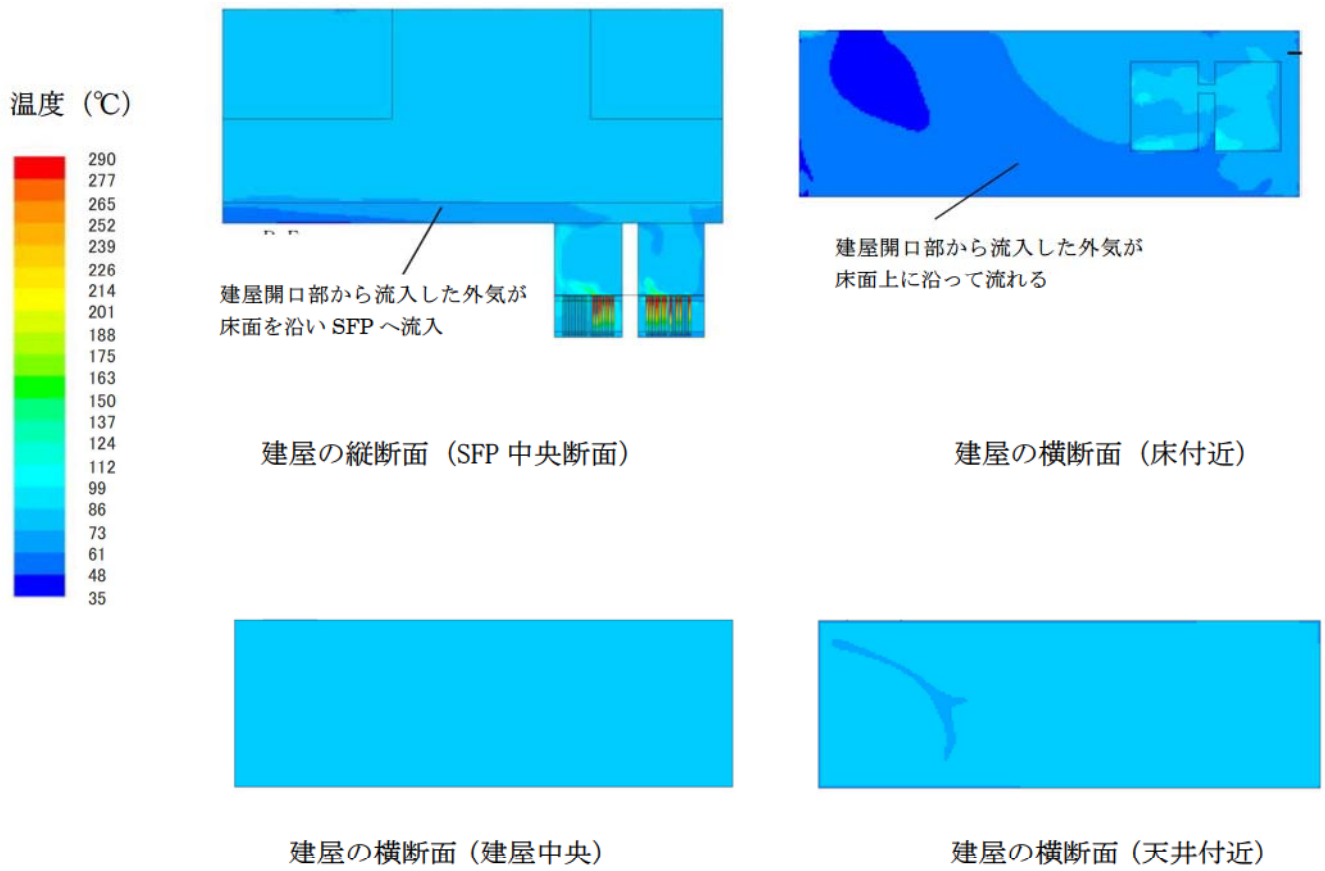


図 別 1-13-9 泊 2 号炉 SFP の燃料貯蔵状況 (H28. 1. 1 時点)



ピット内の横断面 (上部サポート板部)

図 別 1-13-10 CFD 解析による建屋内空気温度の評価結果

1 4. 緊急時対策所内の要員及び必要スペースについて

重大事故等に対処するために緊急時対策所にとどまる必要のある最大要員数として、ブルーム通過前においては、指揮所で57名、待機所で24名の合計81名が留まることとなり、この要員数に必要なスペース81席（指揮所57席、待機所24席）、指揮所および待機所に留まる1/3程度の要員の仮眠スペース27席を確保する。

また、ブルーム通過中においては、指揮所で37名、待機所で46名の合計83名が留まることとなり、この要員数に必要なスペース83席（指揮所37席、待機所46席）、指揮所および待機所に留まる1/3程度の要員の仮眠スペース29席（指揮所13席、待機所16席）を確保する。

次に、重大事故等対応時の要員の動きを踏まえた必要スペースを示し、上記のスペース（座席数、床数）を満足していることを示す。（図 別 1-12-1）

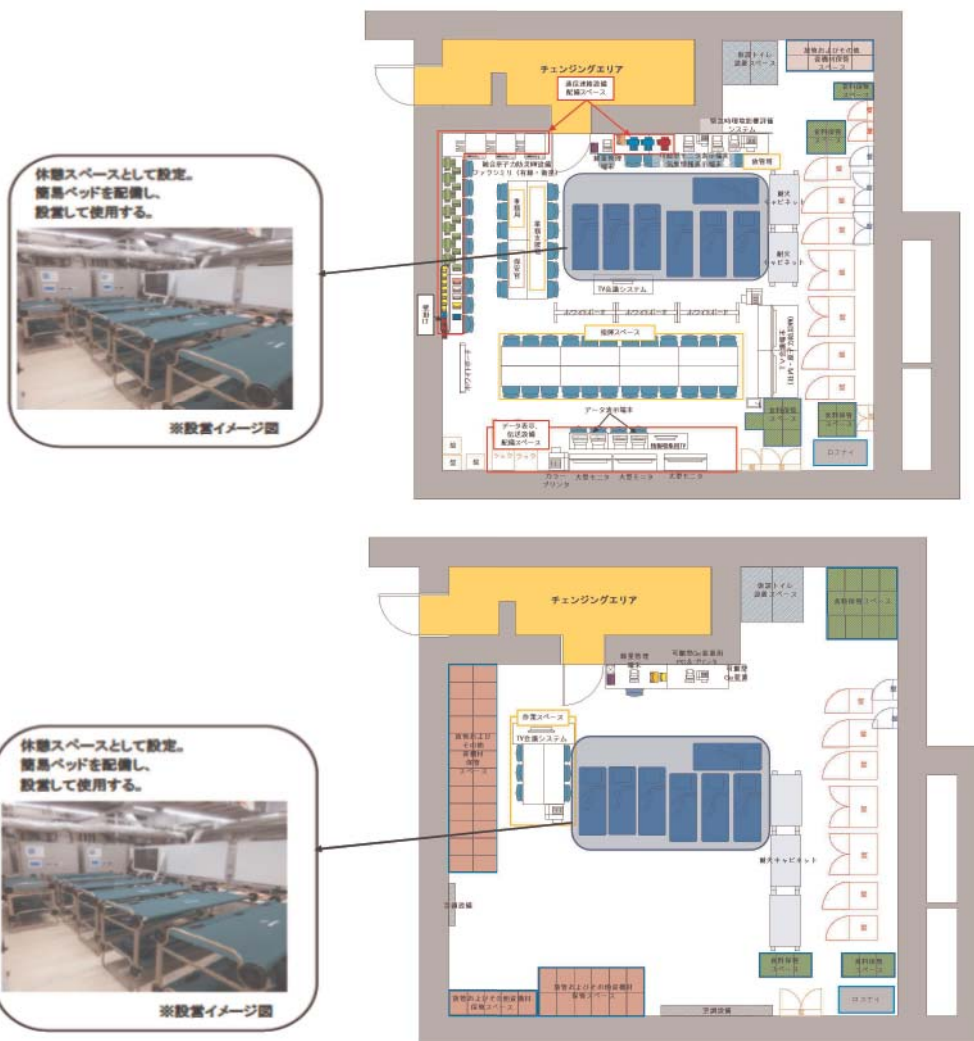


図 別 1-12-1 緊急時対策所 指揮所及び待機所 スペース

以上より、緊急時対策所の本部、仮眠等の各スペースを活用することで、本部対応、現場対応等それぞれの活動を阻害することなく実施できる。

15. 緊急体制について

泊発電所原子力事業者防災業務計画では、原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合に、事故原因の除去、原子力災害（原子力災害が生ずる蓋然性を含む。）の拡大の防止その他必要な活動を迅速かつ円滑に行うための防災体制を次表のとおり区分している。

表 別 1-15-1 防災体制の区分

防災体制の区分		発生事象の情勢
原子力防災準備体制		警戒事態に該当する別表 2-1-1 に示す事象が発生し、原子力防災管理者が別表 2-1-1 に該当する事象であると判断したとき
原子力 防災 体制	原子力応急事態体制	施設敷地緊急事態に該当する別表 2-1-2 に示す事象が発生し、原子力防災管理者が別表 2-1-2 に該当する事象であると判断したとき
	原子力緊急事態体制	全面緊急事態に該当する別表 2-1-3 に示す事象が発生し、原子力防災管理者が別表 2-1-3 に該当する事象であると判断したとき、又は内閣総理大臣が原子力緊急事態宣言を発出したとき

(泊発電所原子力事業者防災業務計画 令和 3 年 10 月より抜粋)

表 別 1-15-2 警戒事象発生の連絡基準 (1 / 2)

(泊発電所原子力事業者防災業務計画 令和 3 年 10 月)

別表 2-1-1 原子力災害対策指針に定める警戒事態に該当する事象の連絡基準 (1 / 2) より抜粋)

連絡基準 (警戒事象に該当する事象)
<p><u>原子炉停止機能の異常又は異常のおそれ (AL11)</u></p> <p>原子炉の運転中に原子炉保護回路の 1 チャンネルから原子炉停止信号が発信され、その状態が一定時間継続された場合において、当該原子炉停止信号が発信された原因を特定できないこと、又は原子炉の非常停止が必要な場合において、原子炉制御室からの制御棒の挿入操作により原子炉を停止することができないこと、若しくは停止したことを確認することができないこと。</p>
<p><u>原子炉冷却材の漏えい (AL21)</u></p> <p>原子炉の運転中に保安規定で定められた数値を超える原子炉冷却材の漏えいが起こり、定められた時間内に定められた措置を実施できないこと、又は原子炉の運転中に非常用炉心冷却装置の作動を必要とする原子炉冷却材の漏えいが発生すること。</p>
<p><u>蒸気発生器給水機能喪失のおそれ (AL24)</u></p> <p>原子炉の運転中に蒸気発生器への全ての主給水が停止した場合において、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプによる給水機能が喪失すること。</p>
<p><u>非常用交流高圧母線喪失又は喪失のおそれ (AL25)</u></p> <p>非常用交流母線が一となった場合において当該非常用交流母線に電気を供給する電源が一となる状態が 15 分間以上継続すること、全ての非常用交流母線からの電気の供給が停止すること、又は外部電源喪失が 3 時間以上継続すること。</p>
<p><u>停止中の原子炉冷却機能の一部喪失 (AL29)</u></p> <p>原子炉の停止中に当該原子炉から残留熱を除去する機能の一部が喪失すること。</p>
<p><u>使用済燃料貯蔵槽の冷却機能喪失のおそれ (AL30)</u></p> <p>使用済燃料貯蔵槽の水位が一定の水位まで低下すること。</p>
<p><u>単一障壁の喪失又は喪失のおそれ (AL42)</u></p> <p>燃料被覆管障壁若しくは原子炉冷却系障壁が喪失するおそれがあること、又は、燃料被覆管障壁若しくは原子炉冷却系障壁が喪失すること。</p>
<p><u>原子炉制御室他の機能喪失のおそれ (AL51)</u></p> <p>原子炉制御室及び原子炉制御室外操作盤室 (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 年原子力規制委員会規則第 6 号) 第 38 条第 4 項に規定する装置が施設された室をいう。以下同じ。) からの原子炉の運転や制御に影響を及ぼす可能性が生じること。</p>
<p><u>所内外通信連絡機能の一部喪失 (AL52)</u></p> <p>泊発電所内の通信のための設備又は泊発電所内と泊発電所外との通信のための設備の一部の機能が喪失すること。</p>
<p><u>重要区域での火災・溢水による安全機能の一部喪失のおそれ (AL53)</u></p> <p>重要区域※において、火災又は溢水が発生し、安全機器等※の機能の一部が喪失するおそれがあること。 ※安全上重要な構築物、系統又は機器 (以下「安全機器等」という。) を設置する区域であって、別表 2-1-5 に示すものをいう。</p>

表 別 1-15-2 警戒事象発生時の連絡基準 (2 / 2)

(泊発電所原子力事業者防災業務計画 令和3年10月)

別表 2-1-1 原子力災害対策指針に定める警戒事態に該当する事象の連絡基準 (1 / 2) より抜粋

連 絡 基 準 (警戒事象に該当する事象)
<u>外的事象による影響 (地震)</u> 泊村において、震度6弱異常の地震が発生した場合。
<u>外的事象による影響 (津波)</u> 泊村沿岸を含む津波予報区において大津波警報が発表された場合。
<u>重要な故障等 (オンサイト統括判断)</u> オンサイト統括が警戒を必要と認める泊発電所の重要な故障等が発生した場合。
<u>外的事象による影響 (設計基準超過)</u> 泊発電所において新規制基準で定める設計基準を超える外部事象 (竜巻、洪水、台風、火山の影響等) が発生した場合 (超えるおそれがある場合を含む。)。
<u>外的事象による影響 (委員長判断)</u> その他原子炉施設以外に起因する事象が原子炉施設に影響を及ぼすおそれがあることを認知した場合など原子力規制委員会委員長又は委員長代行が警戒本部の設置が必要と判断した場合。

表 別 1-15-3 原災法第 1 0 条第 1 項に基づく通報基準 (1 / 3)

(泊発電所原子力事業者防災業務計画 令和 3 年 10 月)

別表 2 - 1 - 2 原災法第 1 0 条第 1 項に基づく通報基準 (1 / 3) より抜粋)

通報基準 (施設敷地緊急事態に該当する事象)
<p><u>敷地境界付近の放射線量の上昇 (SE01)</u></p> <p>原災法第 1 1 条第 1 項に該当する放射線測定設備の一又は二以上について 1 時間当たり 5 μSv を検出したとき。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ただし、落雷のときに検出された場合又は排気筒モニタ及びエリアモニタリング設備並びにこれらにより検出された数値に異常が認められない場合であって、1 時間当たり 5 μSv 以上となっている原因を直ちに原子力規制委員会に報告する場合は除く。 ・また、当該放射線測定設備の一又は二以上について、1 時間当たり 1 μSv 以上の放射線量を検出したときは、中性子線の放射線量とを合計する。
<p><u>通常放出経路での気体放射性物質の放出 (SE02)</u></p> <p>排気筒その他これらに類する場所において、敷地境界付近に達した場合におけるその放射能の水準が原子力規制委員会規則で定める基準 (1 時間当たり 5 μSv に相当) 以上の放射性物質を 1 0 分間以上継続して検出したとき。</p>
<p><u>通常放出経路での液体放射性物質の放出 (SE03)</u></p> <p>放水口その他これらに類する場所において、敷地境界付近に達した場合におけるその放射能の水準が原子力規制委員会規則で定める基準 (1 時間当たり 5 μSv に相当) 以上の放射性物質を 1 0 分間以上継続して検出したとき。</p>
<p><u>火災爆発等による管理区域外での放射性物質の放出 (SE04)</u></p> <p>火災、爆発等があり、管理区域外の場所において、排気筒等の通常放出場所以外の場所において次に掲げる放射線量を検出したとき若しくは検出される蓋然性が高いとき。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・管理区域外の場所において、1 時間当たり 5 0 μSv 以上の放射線量を 1 0 分間以上継続して検出したとき。
<p><u>火災爆発等による管理区域外での放射性物質の放出 (SE05)</u></p> <p>火災、爆発等があり、管理区域外の場所において、排気筒等の通常放出場所以外の場所において次に掲げる放射性物質を検出したとき若しくは検出される蓋然性が高いとき。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・管理区域外の場所において、空气中濃度限度の 5 0 倍 (1 時間当たり 5 μSv に相当) 以上の放射性物質を検出したとき。
<p><u>施設内 (原子炉外) 臨界事故のおそれ (SE06)</u></p> <p>原子炉の運転等のための施設の内部 (原子炉の本体の内部を除く。) において、核燃料物質の形状による管理、質量による管理その他の方法による管理が損なわれる状態、その他の臨界状態の発生の蓋然性が高い状態にあるとき。</p>
<p><u>原子炉冷却材漏えい時における非常用炉心冷却装置による一部注水不能 (SE21)</u></p> <p>原子炉の運転中に非常用炉心冷却装置の作動を必要とする原子炉冷却材の漏えいが発生した場合において、非常用炉心冷却装置及びこれと同等の機能を有する設備のうち当該原子炉へ高圧又は低圧で注水するものいずれかによる注水が直ちにできないこと。</p>
<p><u>蒸気発生器給水機能の喪失 (SE24)</u></p> <p>原子炉の運転中に蒸気発生器への全ての給水機能が喪失すること。</p>

表 別 1-15-3 原災法第10条第1項に基づく通報基準 (2/3)

(泊発電所原子力事業者防災業務計画 令和3年10月)

別表2-1-2 原災法第10条第1項に基づく通報基準 (2/3) より抜粋)

通報基準 (施設敷地緊急事態に該当する事象)
<u>非常用交流高圧母線の30分間以上喪失 (SE25)</u> 全ての非常用交流母線からの電気の供給が停止し、かつ、その状態が30分間以上継続すること。
<u>直流電源の部分喪失 (SE27)</u> 非常用直流母線が一となった場合において、当該直流母線に電気を供給する電源が一となる状態が5分以上継続すること。
<u>停止中の原子炉冷却機能の喪失 (SE29)</u> 原子炉の停止中に当該原子炉から残留熱を除去する機能が喪失すること。
<u>使用済燃料貯蔵槽の冷却機能喪失 (SE30)</u> 使用済燃料貯蔵槽の水位を維持できないこと、又は当該貯蔵槽の水位を維持できていないおそれがある場合において、当該貯蔵槽の水位を測定できないこと。
<u>格納容器健全性喪失のおそれ (SE41)</u> 原子炉格納容器内の圧力又は温度の上昇率が一定時間にわたって通常の運転及び停止中において想定される上昇率を超えること。
<u>2つの障壁の喪失又は喪失のおそれ (SE42)</u> 燃料被覆管の障壁が喪失した場合において原子炉冷却系の障壁が喪失するおそれがあること、燃料被覆管の障壁及び原子炉冷却系の障壁が喪失するおそれがあること、又は燃料被覆管の障壁若しくは原子炉冷却系の障壁が喪失するおそれがある場合において原子炉格納容器の障壁が喪失すること。
<u>原子炉格納容器圧力逃がし装置の使用 (SE43)</u> 炉心の損傷が発生していない場合において、炉心の損傷を防止するために原子炉格納容器圧力逃がし装置を使用すること。

表 別 1-15-3 原災法第 10 条第 1 項に基づく通報基準 (3 / 3)

(泊発電所原子力事業者防災業務計画 令和 3 年 10 月)

別表 2-1-2 原災法第 10 条第 1 項に基づく通報基準 (3 / 3) より抜粋)

通報基準 (施設敷地緊急事態に該当する事象)
<p><u>原子炉制御室他の一部の機能喪失・警報喪失 (SE 5 1)</u></p> <p>原子炉制御室及び原子炉制御室外操作盤室の環境が悪化することにより原子炉の制御に支障が生じること、又は原子炉若しくは使用済燃料貯蔵槽に異常が発生した場合において、原子炉制御室に設置する原子炉施設の状態を表示する装置若しくは原子炉施設の異常を表示する警報装置の機能の一部が喪失すること。</p>
<p><u>所内外通信連絡機能の全て喪失 (SE 5 2)</u></p> <p>泊発電所内の通信のための設備又は泊発電所内と泊発電所外との通信のための設備の全ての機能が喪失すること。</p>
<p><u>火災・溢水による安全機能の一部喪失 (SE 5 3)</u></p> <p>火災又は溢水が発生し、安全機器等※の機能の一部が喪失すること。 ※ 安全上重要な構築物、系統又は機器 (以下「安全機器等」という。) を設置する区域であって、別表 2-1-5 に示すものをいう。</p>
<p><u>防護措置の準備及び一部実施が必要な事象発生 (SE 5 5)</u></p> <p>その他原子炉施設以外に起因する事象が原子炉施設に影響を及ぼすおそれがあること等放射性物質又は放射線が泊発電所外へ放出され、又は放出されるおそれがあり、泊発電所周辺において、緊急事態に備えた防護措置の準備及び防護措置の一部の実施を開始する必要がある事象が発生すること。</p>
<p><u>事業所外運搬での放射線量率の上昇 (XSE 6 1)</u></p> <p>火災、爆発等の発生の際に、事業所外運搬に使用する容器において次に掲げる放射線量を検出したとき若しくは検出される蓋然性が高いとき。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・事業所外運搬に使用する容器から 1 m 離れた地点で 1 0 0 μ Sv/h 以上の放射線量を検出したとき (事業所外運搬は原子力災害対策指針の対象外事象なため、施設敷地緊急事態には該当しない。)
<p><u>事業所外運搬での放射性物質漏えい (XSE 6 2)</u></p> <p>火災、爆発等の発生の際に、事業所外運搬に使用する容器において次に掲げる放射性物質を検出したとき若しくは検出される蓋然性が高いとき。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・事業所外運搬に使用する容器 (L 型、I P-1 型を除く。) からの放射性物質の漏えいがあったとき (事業所外運搬は原子力災害対策指針の対象外事象なため、施設敷地緊急事態には該当しない。)

表 別 1-15-4 原災法第 1 5 条第 1 項に基づく通報基準 (1 / 2)

(泊発電所原子力事業者防災業務計画 令和 3 年 10 月)

別表 2 - 1 - 3 原災法第 1 5 条第 1 項に基づく原子力緊急事態の判断基準 (1 / 2) より抜粋)

判断基準 (全面緊急事態に該当する事象)
<p><u>敷地境界付近の放射線量の上昇 (GE 0 1)</u></p> <p>原災法第 1 1 条第 1 項に該当する放射線測定設備の二地点以上について 1 時間当たり 5 μ Sv を検出するか又は一地点について 1 時間当たり 5 μ Sv を 1 0 分間以上継続して検出したとき。</p> <p>・ただし、落雷のときに検出された場合又は排気筒モニタ及びエリアモニタリング設備並びにこれらにより検出された数値に異常が認められない場合であって、1 時間当たり 5 μ Sv 以上となっている原因を直ちに原子力規制委員会に報告する場合は除く。</p>
<p><u>通常放出経路での気体放射性物質の放出 (GE 0 2)</u></p> <p>排気筒その他これらに類する場所において、敷地境界付近に達した場合におけるその放射能の水準が原子力規制委員会規則で定める基準 (1 時間当たり 5 μ Sv に相当) 以上の放射性物質を 1 0 分間以上継続して検出したとき。</p>
<p><u>通常放出経路での液体放射性物質の放出 (GE 0 3)</u></p> <p>放水口その他これらに類する場所において、敷地境界付近に達した場合におけるその放射能の水準が原子力規制委員会規則で定める基準 (1 時間当たり 5 μ Sv に相当) 以上の放射性物質を 1 0 分間以上継続して検出したとき。</p>
<p><u>火災爆発等による管理区域外での放射線の異常放出 (GE 0 4)</u></p> <p>火災、爆発等があり、管理区域外の場所において、排気筒等の通常放出場所以外の場所において次に掲げる放射線量を検出したとき若しくは検出される蓋然性が高いとき。</p> <p>・管理区域外の場所において、1 時間当たり 5 mSv 以上の放射線量を 1 0 分間以上継続して検出したとき。</p>
<p><u>火災爆発等による管理区域外での放射性物質の異常放出 (GE 0 5)</u></p> <p>火災、爆発等があり、管理区域外の場所において、排気筒等の通常放出場所以外の場所において次に掲げる放射性物質を検出したとき若しくは検出される蓋然性が高いとき。</p> <p>・管理区域外の場所において、空气中濃度限度の 5 0 倍に 1 0 0 を乗じた濃度(1 時間当たり 5 0 0 μ Sv に相当)以上の放射性物質を検出したとき。</p>
<p><u>施設内 (原子炉外) での臨界事故 (GE 0 6)</u></p> <p>原子炉の運転等のための施設の内部 (原子炉の本体の内部を除く。) において、核燃料物質が臨界状態 (原子核分裂の連鎖反応が継続している状態をいう。) にあるとき。</p>
<p><u>全ての原子炉停止操作の失敗 (GE 1 1)</u></p> <p>原子炉の非常停止が必要な場合において、全ての停止操作により原子炉を停止することができないこと、又は停止したことを確認することができないこと。</p>
<p><u>原子炉冷却材漏えい時における非常用炉心冷却装置による注水不能 (GE 2 1)</u></p> <p>原子炉の運転中に非常用炉心冷却装置の作動を必要とする原子炉冷却材の漏えいが発生した場合において、全ての非常用炉心冷却装置及びこれと同等の機能を有する設備による注水が直ちにできないこと。</p>
<p><u>蒸気発生器給水機能喪失後の非常用炉心冷却装置注水不能 (GE 2 4)</u></p> <p>原子炉の運転中に蒸気発生器への全ての給水機能が喪失した場合において、全ての非常用炉心冷却装置及びこれと同等の機能を有する設備による注水が直ちにできないこと。</p>

表 別 1-15-4 原災法第 15 条第 1 項に基づく通報基準 (2/2)

(泊発電所原子力事業者防災業務計画 令和 3 年 10 月)

別表 2-1-3 原災法第 15 条第 1 項に基づく原子力緊急事態の判断基準 (2/2) より抜粋)

判断基準 (全面緊急事態に該当する事象)
<p><u>非常用交流高圧母線の 1 時間以上喪失 (GE 25)</u> 全ての非常用交流母線からの電気の供給が停止し、かつ、その状態が 1 時間以上継続すること。</p>
<p><u>全直流電源の 5 分間以上喪失 (GE 27)</u> 全ての非常用直流母線からの電気の供給が停止し、かつ、その状態が 5 分間以上継続すること。</p>
<p><u>炉心損傷の検出 (GE 28)</u> 炉心の損傷の発生を示す原子炉格納容器内の放射線量又は原子炉容器内の出口温度を検知すること。</p>
<p><u>停止中の原子炉冷却機能の完全喪失 (GE 29)</u> 蒸気発生器の検査その他の目的で一時的に原子炉容器の水位を下げた状態で、当該原子炉から残留熱を除去する機能が喪失し、かつ、燃料取替用水タンク (1、2 号機) / 燃料取替用水ピット (3 号機) からの注水ができないこと。</p>
<p><u>使用済燃料貯蔵槽の冷却機能喪失・放射線放出 (GE 30)</u> 使用済燃料貯蔵槽の水位が照射済燃料集合体の頂部から上方 2 メートルの水位まで低下すること、又は当該水位まで低下しているおそれがある場合において、当該貯蔵槽の水位を測定できないこと。</p>
<p><u>格納容器圧力の異常上昇 (GE 41)</u> 原子炉格納容器内の圧力又は温度が当該格納容器の設計上の最高使用圧力又は最高使用温度に達すること。</p>
<p><u>2 つの障壁喪失及び 1 つの障壁の喪失又は喪失のおそれ (GE 42)</u> 燃料被覆管の障壁及び原子炉冷却系の障壁が喪失した場合において、原子炉格納容器の障壁が喪失するおそれがあること。</p>
<p><u>原子炉制御室他の機能喪失・警報喪失 (GE 51)</u> 原子炉制御室及び原子炉制御室外操作盤室が使用できなくなることにより原子炉を停止する機能及び冷温停止状態を維持する機能が喪失すること、又は原子炉若しくは使用済燃料貯蔵槽に異常が発生した場合において、原子炉制御室に設置する原子炉施設の状態を表示する装置若しくは原子炉施設の異常を表示する警報装置の全ての機能が喪失すること。</p>
<p><u>住民の避難を開始する必要がある事象発生 (GE 55)</u> その他原子炉施設以外に起因する事象が原子炉施設に影響を及ぼすこと等放射性物質又は放射線が異常な水準で泊発電所外へ放出され、又は放出されるおそれがあり、泊発電所周辺の住民の避難を開始する必要がある事象が発生すること。</p>
<p><u>事業所外運搬での放射線量率の異常上昇 (XGE 61)</u> 火災、爆発等の発生の際に、事業所外運搬に使用する容器において次に掲げる放射線量を検出したとき若しくは検出される蓋然性が高いとき。 ・事業所外運搬に使用する容器から 1 m 離れた地点で 10 mSv/h 以上の放射線量を検出したとき (事業所外運搬は原子力災害対策指針の対象外事象なため、全面緊急事態には該当しない。)</p>
<p><u>事業所外運搬での放射性物質の異常漏えい (XGE 62)</u> 火災、爆発等の発生の際に、事業所外運搬に使用する容器において次に掲げる放射性物質を検出したとき若しくは検出される蓋然性が高いとき。 ・事業所外運搬の場合にあつては、当該運搬に使用する容器 (IP 型を除く。) から、原子力災害対策特別措置法に基づき原子力防災管理者が通報すべき事業所外運搬に係る事象等に関する省令に定められた量 (A₂ 値) の放射性物質の漏えいがあったとき (事業所外運搬は原子力災害対策指針の対象外事象なため、全面緊急事態には該当しない。)</p>

1 6. 設置許可基準規則第 6 条（外部からの衝撃による損傷の防止）への適合方針について

緊急時対策所に関する追加要求事項のうち、設置許可基準規則第 6 条（外部からの衝撃による損傷の防止）への適合方針は、表 別 1-16-1「各事象に対する緊急時対策所の設計方針について」のとおりである。

表 別 1-16-1 各事象に対する緊急時対策所の設計方針について

事象	各事象に対する設計方針等
洪水	敷地の地形及び表流水の状況から判断して、緊急時対策所が洪水による被害を受けることはない。
風（台風）	緊急時対策所に対する風荷重は、建築基準法に基づき、その地方における過去の台風の記録に基づく風害の程度その他風の性状に応じて定められた基準風速及び施設の周辺状況を基に算出した速度圧と、施設の形状に応じた風力係数より設定した設計基準風速（36m/s、地上高 10m、10 分間平均）の風（台風）が発生した場合においても、緊急時対策所等の機能を損なわない設計とする。
竜巻	竜巻により損傷する場合を考慮し、代替設備により必要な機能を確保する、又は安全上支障のない期間に修復する等の対応を行うことにより、安全機能を損なうことのない設計とする。
凍結	緊急時対策所等は、設計基準温度（-19℃）の低温が発生した場合においても、緊急時対策所等の機能を損なわない設計とする。
降水	緊急時対策所等は、降水量に対して構内排水路による排水等を行い、緊急時対策所等の機能を損なわない設計とする。
積雪	緊急時対策所は、設計基準積雪量（150cm）の積雪が発生した場合においても、緊急時対策所の機能を損なわない設計とする。
落雷	緊急時対策所周辺建屋等へ避雷設備を設置するとともに、構内接地網と接続し、接地抵抗の低減等を行うことにより、緊急時対策所の機能を損なわない設計とする。
地滑り	泊発電所周辺におい急傾斜地崩壊危険箇所に指定されている箇所及び地質調査結果から確認された地滑り地形に対して、緊急時対策所周辺には地滑り地形の存在は認められないため、緊急時対策所の機能を喪失するような地滑りが生じることはない。
火山の影響	降下火砕物による影響を受ける場合を考慮して、代替設備により必要な機能を確保すること、又は安全上支障が生じない期間に除灰または修復等の対応を行うことにより、安全機能を損なうことのない設計とする。
生物学的事象	海生生物の襲来については、緊急時対策所には、海水取水を必要としない設備とすることで、緊急時対策所の機能が喪失しない設計とする。 また、小動物の侵入については、建屋貫通部及び屋外設置の端子箱貫通部等にシールを行うことにより、防止する設計とする。
森林火災	過去 10 年間の気象条件を調査し、発電所から直線距離で 10km の間に発火点を設定し、森林火災シミュレーション（FARSITE）を用いて影響評価を実施し、必要とされる防火帯幅 20m～46m の防火帯幅を確保すること等により、緊急時対策所の機能を損なわない設計とする。
高潮	緊急時対策所は T.P. 39m に設置し、高潮により安全機能を損なうことのない設計とする。

表 別 1-16-1 各事象に対する緊急時対策所の設計方針について（続き）

事象	各事象に対する設計方針等
飛来物 (航空機落下等)	発電用原子炉施設への航空機の落下確率は、旧原子力安全・保安院が平成 14 年 7 月 30 日付けで定め、平成 21 年 6 月 30 日付けで改正した「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」(平成 21・06・25 原院第 1 号)に基づき評価した結果、約 2.5×10^{-8} 回/炉・年であり、防護設計の要否を判断する基準である 10^{-7} 回/炉・年を超えない。したがって、航空機落下による機械的荷重を考慮する必要はない。
ダムの崩壊	泊発電所周辺地域におけるダムとしては、泊発電所敷地境界から東約 8km の地点に共和ダムが存在するが、発電所まで距離が離れており、発電所との間には丘陵地が分布していることから、ダムの崩壊による影響については考慮する必要はない。
爆発	<p>発電所敷地外 10km 以内の範囲において、爆発により緊急時対策所等に影響を及ぼすような石油コンビナート施設はないため、爆発による影響については考慮する必要はない。</p> <p>また、発電所敷地外 10km 以内の範囲において、石油コンビナート施設以外の産業施設を調査した結果、発電所周辺において高圧ガス施設等の産業施設があるが、その危険物貯蔵等量から想定すると、石油コンビナート等に相当する施設はない。10km 以内に存在する産業施設の爆発の影響については、必要となる離隔距離を確保することで、緊急時対策所の機能を損なうことのない設計とする。</p>
人為事象 近隣工場等の 火災	<p>発電所敷地外 10km 以内の範囲において、石油コンビナート等、火災により原子炉施設の安全性を損なうような施設はないことから、近隣工場の火災を考慮する必要はない。</p> <p>発電所敷地内に存在する危険物タンク火災発生時、航空機墜落に伴う火災発生時の輻射熱による外部火災防護施設の建屋表面温度等が許容温度以下とすることにより緊急時対策所の機能を損なわない設計とする。発電所敷地内に存在する危険物タンクの火災及び航空機墜落による火災に伴うばい煙等発生時の二次的影響に対して、外気を取り込む空調系統、外気を設備内に取り込む機器及び室内の空気を取り込む機器に分類し、影響評価を行い、必要な場合は対策を実施することで緊急時対策所の機能を損なうことのない設計とする。</p>
有毒ガス	<p>有毒ガスの漏えいについては固定施設（石油コンビナート施設等）と可動施設（陸上輸送、海上輸送）からの流出が考えられる。</p> <p>発電所周辺には周辺監視区域が設定されているため、発電用原子炉施設との近隣の施設や周辺道路との間には離隔距離が確保されていることから、有毒ガスの漏えいを想定した場合でも、有毒ガスの発電所への影響はない。また、発電所周辺の主要航路を移動中の可動施設から有毒ガスの漏えいを想定した場合も同様に、離隔距離が確保されていることから、有毒ガスの発電所への影響はない。</p>
船舶の衝突	船舶の衝突に対し、緊急時対策所が設置される敷地高さは十分高く、船舶の衝突を考慮する必要はない。また、緊急時対策所には、海水取水を必要としない設備とすることで、緊急時対策所の機能を損なわない設計とする。
電磁的障害	電磁的障害による影響を受ける場合を考慮して、代替設備により必要な機能を確保すること、又は安全上支障が生じない期間に修理等の対応を行うことにより、安全機能を損なうことのない設計とする。

61-9 適合状況説明資料(補足説明資料 通信連絡設備)

本資料は、35条（通信連絡設備）本文から抜粋添付する。
35条の提出時期に合わせて提出することになるため、追而とする。

