

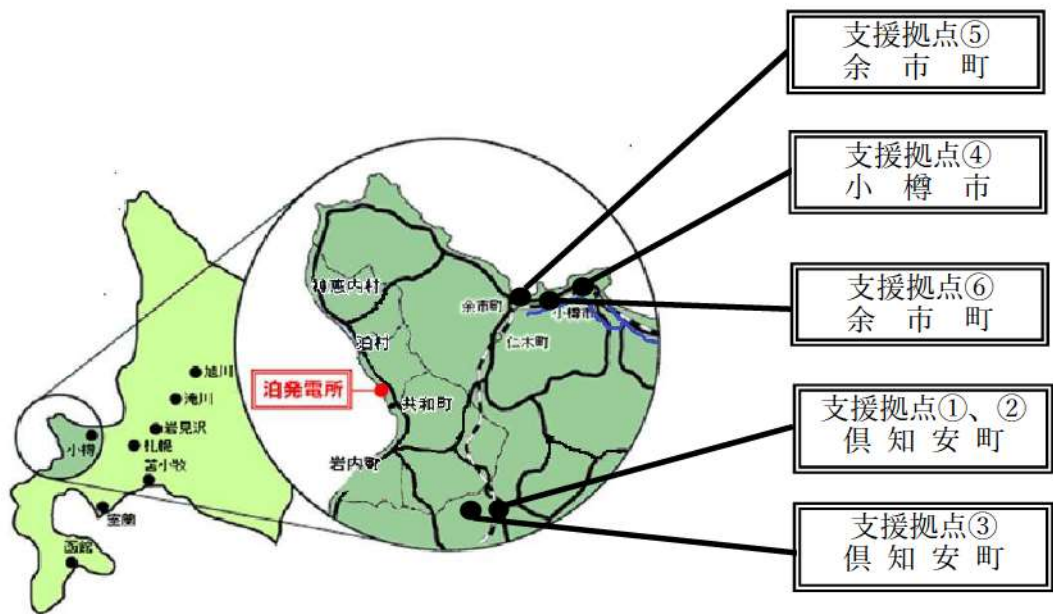
原子力事業所災害対策支援拠点について

1. 倶知安町方面

項 目	仕 様		
名 称	①北海道電力ネットワーク株式会社倶知安ネットワークセンター	②北海道電力ネットワーク株式会社倶知安無線局	③北海道電力ネットワーク株式会社所有地(旧変電所用地)
所 在 地	北海道虻田郡 倶知安町南1条西2	北海道虻田郡 倶知安町南4条西3	北海道虻田郡 倶知安町字旭284
発電所からの 方位・距離	南東 約25km		南東 約22km
敷地面積	約2,100㎡	約3,600㎡	約7,580㎡
非常用電源	発災後に北海道電力ネットワーク株式会社所有移動発電車を配備		
そ の 他	消耗品類(燃料、食料、飲料水等)は最寄りの小売店より調達		

2. 小樽市・余市町方面

項 目	仕 様		
名 称	④北海電気工事株式会社 小樽支店	⑤北海道電力ネットワーク株式会社余市ネットワークセンター	⑥社有地(旧資材置場)
所 在 地	北海道小樽市 塩谷2丁目3番8号	北海道余市郡 余市町大川町13丁目1番 地	北海道余市郡 余市町栄町243-3
発電所からの 方位・距離	東北東 約40km	東北東 約30km	東北東 約32km
敷地面積	約2,100㎡	約3,340㎡	約1,850㎡
非常用電源	発災後に北海道電力ネットワーク株式会社所有移動発電車を配備		
そ の 他	消耗品類(燃料、食料、飲料水等)は最寄りの小売店より調達		



原子力事業所災害対策支援拠点候補地

表1 原子力事業所災害対策支援拠点の主な原子力防災関連資機材

分類	名 称	数 量	点検頻度	設置箇所・保管場所
出入管理	放射線管理用作業 者証発行機	1台	1回/年 (外観点検)	美しが丘保管庫(C) (旧管理棟)
計測器類	GM管式汚染サーベ イメータ	20台	1回/年	
	NaIシンチレーションサ ーベイメータ	1台	1回/年	
	電離箱サーベイメ ータ	1台	1回/年	
	個人線量計(PD)	420台	1回/年	
放射線障害 防護用器具	保護衣類(タイベッ ク)	3,000組	1回/年 (員数確認)	本 店
	保護具類(全面マス ク)	880個	1回/年 (目視点検)	
非 常 用 通 信 機 器	衛星携帯電話	2台	1回/年 (通信確認)	
	衛星電話(FAX機能 付)	2台	1回/年 (通信確認)	
	トランシーバー	4台	1回/年 (通信確認)	
その他	ヨウ化カリウム丸	4,800錠	1回/年 (員数確認)	美しが丘保管庫(C) (旧管理棟)
	除染用機材(シャワ ー設備等)	1式	1回/年 (外観点検)	
	屋外テント	3式	1回/年 (外観点検)	

発電所構外からの要員参集について

追而【地震津波側審査の反映】

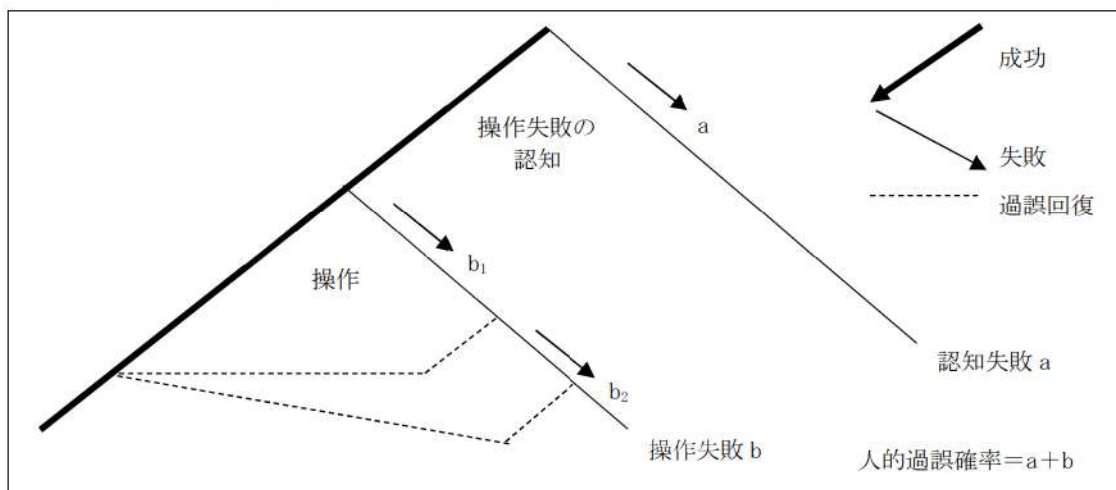
泊発電所への参集については、アクセスルートの検討結果などを反映する。

発電課長(当直)による運転員への操作指示／確認手順について

重大事故等発生時には，発電課長（当直）が運転操作業務に係る総括管理を行い，副長及び運転員に対し，重大事故等対策の対応を行うために整備された手順書に従い事故対応を行うよう指示し，運転員による操作がなされる。（発電課長（当直），副長，運転員の3人による対応）

一方，確率論的リスク評価では，THERP 手法に基づき、以下のとおり人間信頼性解析（HRA）イベントツリーを用いて評価を行っている。

人間信頼性解析（HRA）イベントツリーを用いた定量評価



人的過誤確率の評価では，運転員の操作失敗があったとしても，発電課長（当直），副長の2名の指示者の確認により是正がなされる評価手法を採用している。以上により，確率論的リスク評価における人間信頼性解析の想定は，重大事故等発生時の指示命令系統に即した評価となっている。

発電所が締結している医療協定について

泊発電所では、自然災害等が複合的に発生した場合等を想定し、医療機関で汚染傷病者を診療いただけるように体制を整備しておくことが必要であると考えている。

現時点で、複数の医療機関と放射性物質による汚染を伴う傷病者の診療に関する覚書を締結しており、汚染傷病者の受入れ体制を確保している。

送配電部門の法的分離に伴う本店原子力防災組織について

令和 2 年 4 月 1 日の送配電部門の法的分離を踏まえ、北海道電力株式会社（以下「北海道電力」という。）は、送配電事業を担う 100%子会社である北海道電力ネットワーク株式会社（以下「北海道電力ネットワーク」という、）を設立し、送配電事業を分社化した。

この分社化を受けて、令和 2 年 4 月 1 日、北海道電力と北海道電力ネットワークは、非常災害時における防災体制等の発令時において、相互協力により一体となって災害対策活動を迅速かつ円滑に実施することを目的とし、「災害時における相互協力に関する協定」を締結した。

本店原子力防災組織における原子力災害対策活動においては、北海道電力の社長（本店対策本部長）と北海道電力ネットワークの社長（本店対策本部流通部門長）が連携して対応を行い、各社長は、本店対策本部の各班に所属するそれぞれの要員に対して指揮命令を行う。

本店対策本部の各班のうち、情報通信班は北海道電力と北海道電力ネットワークの両社の要員で構成し、工務班及び配電班は北海道電力ネットワークの要員のみで構成している。本店対策本部の構成を図 1 に示す。

なお、北海道電力と北海道電力ネットワークが一体となって原子力災害対応を行うことについては、原子力災害対策特別措置法第七条に基づき作成している「泊発電所原子力事業者防災業務計画」に、令和 2 年 3 月 27 日に反映している。

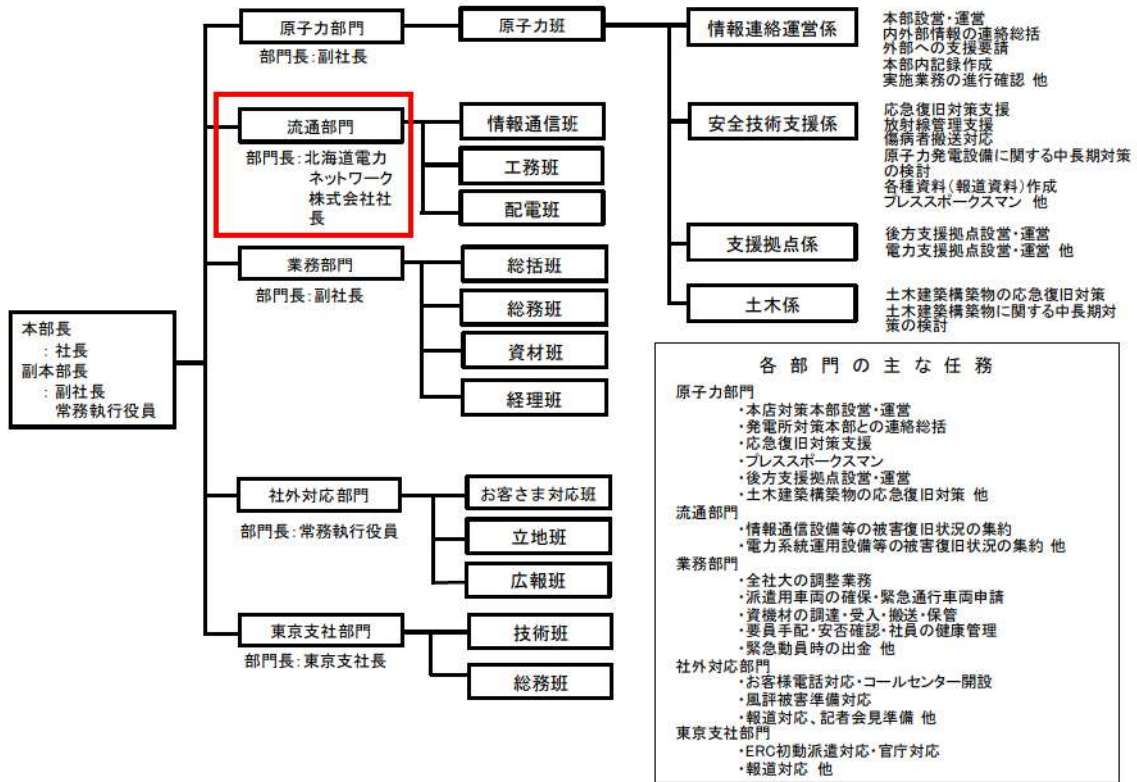


図1 本店対策本部の構成

泊発電所3号炉

重大事故等時の発電用原子炉主任技術者の
役割等について

< 目 次 >

1. 東京電力株式会社福島第一原子力発電所の事故教訓について…… 1.0.11-1
2. 重大事故等対策における原子炉主任技術者の役割 …………… 1.0.11-1

1. 東京電力株式会社福島第一原子力発電所の事故教訓について

東京電力株式会社福島第一原子力発電所の事故に対し、「東京電力福島原子力発電所事故調査委員会（国会事故調）」等において、発電用原子炉主任技術者（以下、「原子炉主任技術者」という。）の役割等について議論されている。

東京電力福島原子力発電所事故調査委員会（国会事故調）の報告書では、原子炉主任技術者の配置に関して以下の指摘事項が挙げられている。

- 原子炉主任技術者1人で複数炉を担当（兼務）しており、複数多発事故が発生し急速な事故進展が見られる場合に同時に保安監督することは困難であったと考えられる。
- 原子炉主任技術者が過酷事故に対する特別な訓練等を受けていないため、緊急時の運転保安を監督するという点からは、制度が形骸化していたといえる。

東京電力株式会社福島第一原子力発電所の事故対応の教訓を踏まえ、重大事故等対応に係る原子炉主任技術者の在り方は以下のように考えている。

- ✓ 常日頃から重大事故等対策の安全性向上への取り組みを進め、重大事故等に対処する要員の事故対応能力向上のための指導・助言を行う。また、自らもプラント全体の熟知に努め、安全について追求していく。
- ✓ 重大事故等発生時にはプラント全体を俯瞰し、的確な事故対策の実行のための技術的監督を行う。

これらの責務を果たすための原子炉主任技術者の役割も含め、以下に重大事故等対策における原子炉主任技術者の役割をまとめる。

2. 重大事故等対策における原子炉主任技術者の役割

(1) 原子炉主任技術者は、平常時のみではなく重大事故等が発生した場合においても、原子炉施設の運転（重大事故等の拡大防止、影響緩和）に関し保安の監督を誠実かつ最優先に行うことを任務とする。

- a. 重大事故等が発生した場合の原子力防災組織において、原子炉主任技術者の職務に支障をきたすことがないように、独立性を確保する。
- b. 各号炉の原子炉主任技術者は、複数号炉の同時被災時において、各号炉の保安の監督を誠実かつ最優先に行う。
- c. 原子炉主任技術者は、重大事故等発生時において、原子炉施設の運転（重大事故等の拡大防止、影響緩和）に関し保安上必要な場合は、重大事故等に対処する要員（発電所対策本部長を含む。）へ指示を行い、発電所対策本部長はその指示等を踏まえ方針を決定する。

(a) 原子炉主任技術者は、発電所対策本部等から得られた情報に基づき、重大事故

等の拡大防止、影響緩和に関し、保安上必要な場合は、重大事故等に対処する要員（発電所対策本部長を含む。）へ指示を行う。

(b) 原子炉主任技術者は、保安上必要な場合の指示を行うに当たり、他号炉の原子炉主任技術者、発電所災害対策要員及び本店災害対策要員等から意見を求めることができる。

(2) 原子炉主任技術者は、夜間・休日において、重大事故等の発生連絡を受けた後、発電所に参集し、原子炉施設の運転（重大事故等の拡大防止、影響緩和）に関する保安の監督を誠実かつ最優先に行う。

a. 原子炉主任技術者が、夜間・休日において、重大事故等の発生連絡を受けた後、発電所に参集できる体制を整備する。

(a) 重大事故等の発生連絡を受けた後、発電所に駆けつけられるよう、参集可能圏内（共和町等圏内）に3号炉の原子炉主任技術者又は代行者を1名確保する。

b. 原子炉主任技術者に衛星携帯電話等の通信連絡設備を配備し、非常招集手段の多様化を図る。また、非常招集による発電所への移動中において、何らかの状況（発電所周辺地域の自然災害等）により参集に時間を要する場合においても、必要の都度、プラントの状況、事故対策の状況等について衛星携帯電話等により発電所から情報連絡を受けられるとともに、自らも確認できるようにする。

通信連絡設備（衛星携帯電話等）の整備は、技術の進歩に応じて、都度改善を行う。

(3) 原子炉主任技術者は、重大事故等対策に係る手順書の整備（制定・改正）に当たり、保安上必要な事項等について確認を行う。

a. 原子炉主任技術者は、重大事故等対策に係る手順書の整備（制定・改正）に当たり、保安上必要な事項等について確認を行っているため、運転員（当直員）及び災害対策要員等が手順書どおりに重大事故等対策の対応を行っている場合は、対応途中で都度、原子炉主任技術者へ情報連絡等を行ったり、原子炉主任技術者からの指示等を受ける必要はなく、その対応を効率的かつ円滑に行うことができる。

b. 万が一、重大事故等の主要な対策について手順書と異なった対応が必要となった場合においても、原子炉主任技術者は、重大事故等対策に係る手順書の整備（制定・改正）における保安上必要な事項等についてあらかじめ確認を行っていること及び必要の都度、プラントの状況等を把握することにより、原子炉施設の運転（重大事故等の拡大防止、影響緩和）に関し保安上必要な場合は指示を行うことができる。

泊発電所3号炉

東京電力株式会社福島第一原子力発電所の
事故教訓を踏まえた対応について

< 目次 >

はじめに	1.0.12-1
1. 必要な情報の種類, その入手の方法及び判断基準に関する 手順書の整備方針	1.0.12-1
2. 東京電力福島第一原子力発電所における事故対応の運用面 での問題点	1.0.12-3
3. 東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓の手順, 教育 訓練への反映	1.0.12-5
4. その他の取組み	1.0.12-6
別紙1 検討対象とした調査報告書	1.0.12-15
別紙2 課題, 提言の抽出作業の概要	1.0.12-16

はじめに

技術的能力に係る審査基準では、手順書の整備に関して以下のとおり要求している。

「全ての交流動力電源及び常設直流電源系統の喪失、安全系の機器若しくは計測器類の多重故障又は複数号機の同時被災等を想定し、限られた時間の中において、発電用原子炉施設の状態の把握及び実施すべき重大事故等対策について適切な判断を行うため、必要となる情報の種類、その入手の方法及び判断基準を整理し、まとめる方針であること。」

これに対して、安全機能に係る計器の機能が喪失した場合の系統状態の監視要領、電源が喪失した場合の系統の弁の状態などの確認要領等について、手順書に整備していくこととしている。

ここでは、現実に直流電源喪失を経験した東京電力株式会社福島第一原子力発電所の事故対応での教訓の中から、限られた時間の中で発電用原子炉施設の状態の把握及び実施すべき重大事故等対策について適切な判断を行うため、必要な情報の種類、その入手の方法及び判断基準について、手順書の整備に反映した事項を説明する。

また、東京電力株式会社福島第一原子力発電所の事故対応では、運用面やそれをサポートする資機材などの面においても課題が抽出されている。本資料では、当該事故対応における運用面の課題を整理するとともに、それを踏まえた泊発電所3号炉での対策や取り組み状況についてもあわせて説明する。

1. 必要な情報の種類、その入手の方法及び判断基準に関する手順書の整備方針

東京電力株式会社福島第一原子力発電所の事故対応から、安全機能に係る計器の機能が喪失した際において、発電用原子炉施設の状態の把握や実施すべき重大事故等対策の判断に必要な情報の種類としては下記が考えられる。

(1) 東京電力株式会社福島第一原子力発電所の事故対応からの教訓

圧力伝送器、差圧伝送器は、計器自体は熱及び機械力による長期的な経年劣化や事故時雰囲気等を考慮した長期健全性試験が実施されており、異常は認められなかったことから、計器自体の故障による誤計測、誤表示の可能性は低い。しかし、圧力伝送器、差圧伝送器自体に異常がなかったとしても、圧

力容器や格納容器から計装用配管を通じて各伝送器内の隔液ダイヤフラム（受圧部）にかかる圧力自体が、圧力容器や格納容器の状態を正しく反映するものでない場合には、誤計測、誤表示が生じ得る。東京電力株式会社福島第一原子力発電所で採用されている原子炉水位計では、計装用配管の途中に設けられている基準面器内の水が周囲の環境により蒸発し、その結果、実際の水位よりも見かけの水位の方が数m程度高くなる等、正常な計測結果が得られない状態であった可能性が指摘されている（「政府事故調 最終報告書」（平成24年7月23日）Ⅱ. 1（2）d）。

この教訓から、限られた時間の中で発電用原子炉施設の状態の把握及び実施すべき重大事故等対策について適切な判断を行うため、必要な情報としては、安全機能に係る計器の検出原理及び計器自体、計装用配管が設置されている周囲環境の影響が考えられる。重大事故等対処にあたっては、発電用原子炉施設の状態の把握及び実施すべき重大事故等対策について適切な判断を行うために使用する安全機能に係る計器について、その検出原理及び計器等が設置されている周囲環境も考慮したうえで、指示値を確認することが重要である。

(2) 正常な計測結果が得られない場合の対応手順の整備

(1)を踏まえ、重大事故等の対処時に、複数のパラメータの比較により主要パラメータを計測する計器が故障、又はそのおそれがあると判断される場合、発電用原子炉施設の状態を把握するため、多重化された計器の他チャンネル又は他ループの計器により計測する手順、代替パラメータにより当該パラメータを推定する手順及び重大事故等に対処するための判断基準を整備する。

(3) 計器の計測範囲（把握能力）を超過した場合の対応手順の整備

(1)を踏まえ、重大事故等の対処時に、主要パラメータである原子炉容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉容器及び原子炉格納容器への注水量を監視する計器の計測範囲（把握能力）を超過した場合、発電用原子炉施設の状態を把握するため、代替パラメータにより推定する手順、可搬型計測器により計測する手順及び重大事故等に対処するための判断基準を整備する。

(4) 計器電源喪失時の対応手順

(1)を踏まえ、監視パラメータの計器に供給する電源が喪失し、監視機能が

喪失した場合に、代替電源（交流，直流）より給電し，当該パラメータの計器により計測又は監視する手順を整備する。

また，計器電源が喪失した場合に，電源（乾電池）を内蔵した可搬型計測器を用いて計測又は監視する手順及び重大事故等に対処するための判断基準を整備する。

なお，具体的なパラメータ，監視計器，手順等については「1. 15 事故時の計装に関する手順等」で整理する。

2. 東京電力株式会社福島第一原子力発電所における事故対応の運用面での問題点

1. より東京電力株式会社福島第一原子力発電所の事故対応から得られる教訓を，当社泊発電所の安全性向上のために活用することは非常に有効であると考えられることから，当社は，別紙1に示す4事故調査報告書（国会，政府，民間および東電）及び米国原子力発電運転協会（INPO）特別報告書を，別紙2に示す作業概要のとおり精査して課題や提言を抽出し，新たに実施すべき対策を取りまとめ，その対策を計画的に進めている。

東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の運用面の問題点を抽出した結果，シビアアクシデント対策設備の設備強化等のハード面の対策だけではなく，シビアアクシデント対策設備の活用のための手順書の整備，教育・訓練及び組織，運用の強化等のソフト面での対策が重要であると考えられる。

(1) 課題，提言の抽出作業の概要

4事故調査報告書（国会，政府，民間，東電）及び原子力発電運転協会（INPO）特別報告書・追補版の指摘・提言について，以下の要領で抽出作業を行った。

上記報告書から抽出した課題，提言を集約し，これらを7項目に分類し課題集約作業を行った。

抽出された課題について，課題に対する改善策の検討を実施した。

(2) 当社の課題のうち運用面に係る事項とその対応内容

当社の課題として整理された事項のうち、重大事故等対処における運用面に係る事項とその対応内容の例について、以下に示す。

●運用面での問題点

	問題点	対策内容
1	全交流電源喪失状態となった場合の非常用復水器（IC）の操作、その後の確認作業についてのマニュアルがなく、系統確認や運転操作に対し迅速に対応することができなかった。また、事故時の運転手順書は電源があることを前提としたものであり、事故時の兆候ベースの手順書からシビアアクシデント手順書への移行も電源があることを前提とした計器パラメータ管理であったため、電源喪失等の事態では機能できない実効性を欠いたものであった。	全交流動力電源喪失時の手順を整備し、シビアアクシデントにも対応できる手順書を整備する。また、電源機能が喪失した場合でも、重要なパラメータについては確認できるように可搬型の計測器を使用したパラメータの確認手順を整備する。
2	運転訓練センターにおけるシビアアクシデント事故対応の教育・訓練は、直流電源が確保され中央制御室の制御盤が使用できる前提のものであり、直流電源が喪失した条件でのシビアアクシデント事故は対象としていなかった。また、運転訓練センターでの教育訓練はシビアアクシデント事故対応の内容を「説明できる」ことが目標の机上教育に留まっており、実効性のある訓練とはなっていなかった。	全交流動力電源喪失等のシビアアクシデントの状態を想定し、重大事故等対処設備を使用した訓練を実施することにより実効性のある訓練を行う。
3	電源喪失によって、中央制御室での計装の監視、制御といった中央制御機能、発電所内の照明、通信手段を失ったことにより、有効なツールや手順書もない中での現場運転員たちによる臨機の判断、対応に依拠せざるを得ず、手探りの状態での事故対応となった。	携行型通話装置及び衛星携帯電話による通信連絡手段の確保並びに蓄電池内蔵LED照明の設置、ヘッドライト及びマグライト等の照明を確保することにより、実効的に活動できるように整備を行う。

3. 東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の教訓の手順，教育訓練への反映

東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故後，ハード面の対策として電源車とケーブルの配備，送水ポンプ車とホースの配備，および重要設備の浸水対策等を実施した。

ソフト面の対策として手順書についても，電源確保や蒸気発生器の給水確保等の手順は「津波による電源機能喪失時対応要領」や運転員の手順書として「運転要領 緊急処置編」に反映し，整備した手順を用いた教育訓練を繰り返すとともに，運転員についてもシミュレータ訓練に地震・津波による全交流電源喪失訓練を取り入れた訓練を実施し，原子力災害対策活動に係る体制の強化を図ってきた。

その後も更なる安全向上対策として導入した設備の手順書整備，訓練実施の他，福島第一原子力発電所事故に係る各種事故調査報告書のレビュー結果の反映など自主的，継続的に手順書を整備，教育訓練の充実，強化を図り，重大事故等の対応能力の向上を図ってきている。

これら福島第一原子力発電所事故の知見を踏まえた，運転員及び発電所災害対策要員（運転員を除く）に対する，主な教育・訓練の内容，対象者，頻度，協力会社の取扱いの基本的な考え方については，以下のとおりである。

- (1) 教育訓練の内容は，重大事故発生時の対応要員の役割（職務）に応じて実施する。
- (2) 教育訓練の頻度については，各要員の役割に応じて定めた重大事故対応に係る力量に達した者について，力量を維持向上させることが出来る頻度を設定する。
- (3) 協力会社の発電所災害対策要員については，当社の給水活動等を実施する要員に必要な教育訓練と同等の教育訓練を実施する。

なお，教育訓練については今後も充実強化を図るとともに，実施結果は評価し，手順書の見直しを含め，継続的に改善していく。

福島第一原子力発電所事故の前後の主な教育訓練の比較を表1，各種事故調

査報告書のレビュー結果を表2に示す。

4. その他の取組み

東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、泊発電所においては夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において重大事故等が発生した場合にも非常招集可能な体制の整備、操作対象の識別の強化等、発電所の保安にかかる運転管理面の充実を図っている。

なお、手順書の整備においては、重大事故等対処設備の運転操作に関わるものの充実のみでなく、重大事故時等における運転員及び災害対策要員の単独作業によるヒューマンエラーの防止対策の整備、運用等を含め実施している。

(1) 手順書の整備によるヒューマンエラー防止対策の取組み

ヒューマンエラー防止対策としては、二人で作業を行うことが有効であるが、やむを得ず単独作業を行う場合でも十分な手順書の整備等によりヒューマンエラーを防止することができる。

手順書の整備に関する対応は以下のとおり。

- a. 設計基準事故を超える事故に的確かつ柔軟に対処できるよう、必要な手順書を整備している。
- b. 適切な判断を行うために必要となる情報の種類、およびその入手の方法や判断基準を整備している。
- c. 炉心損傷および原子炉格納容器の破損を防止するために最優先すべき操作等の判断基準（海水の使用を含む）を予め明確化している。
- d. 事象の進展状況に応じて手順書類がいくつかの分類に分けられる場合には、次の手順に以降できるように手順書間の関係を明記している。
- e. 運転操作の際には、手順書に従い運転操作員と運転操作補助員のダブルチェックにてヒューマンエラーを防止している。また、操作対象機器の識別及び通信設備の整備等、ヒューマンエラー防止対策を実施している。

(2) 組織、マネジメント・コミュニケーション等運用面での取組み

a. 福島第一原子力発電所事故を踏まえ、津波や地震等による電源機能等喪失時における電源確保や給水確保を含む初動対応が確実に実施できるような体制面を強化している。

また、プラントメーカ、協力会社についても、原子力災害発生時の支援体制（現場作業支援、火災発生時の消火活動、放射線管理支援、エンジニアリング支援等）を強化している。

発電所 常駐要員	1 F 事故 発生前	1 F 事故 発生後	強化内容
本部要員	3 名	3 名	S A 時の指揮命令能力等の強化
運転員	6 名	6 名	S A 時の対応能力の強化
災害対策要員* ¹ 【S A 専任化】	—	7 名	S A 対応の核となる要員として配置
災害対策要員	—	2 名	地震・津波発生時等の瓦礫撤去等の 対応要員として配置
災害対策要員 (支援)	—	1 5 名	緊急時対策所用発電機等、中央制御 室チェンジングエリア設置等の対応 要員として配置
消火要員* ²	8 名	8 名	S A 時の対応能力を強化
小計	1 7 名	4 1 名	対応要員の増強
参集要員	3 0 0 名 規模	5 0 0 名 規模	協力会社にも範囲を拡大

※ 1 : 重大事故等に対処する要員に対する力量の確保と維持向上を一層確実にするため、シビアアクシデント対応を専門に行う S A チームを創設。

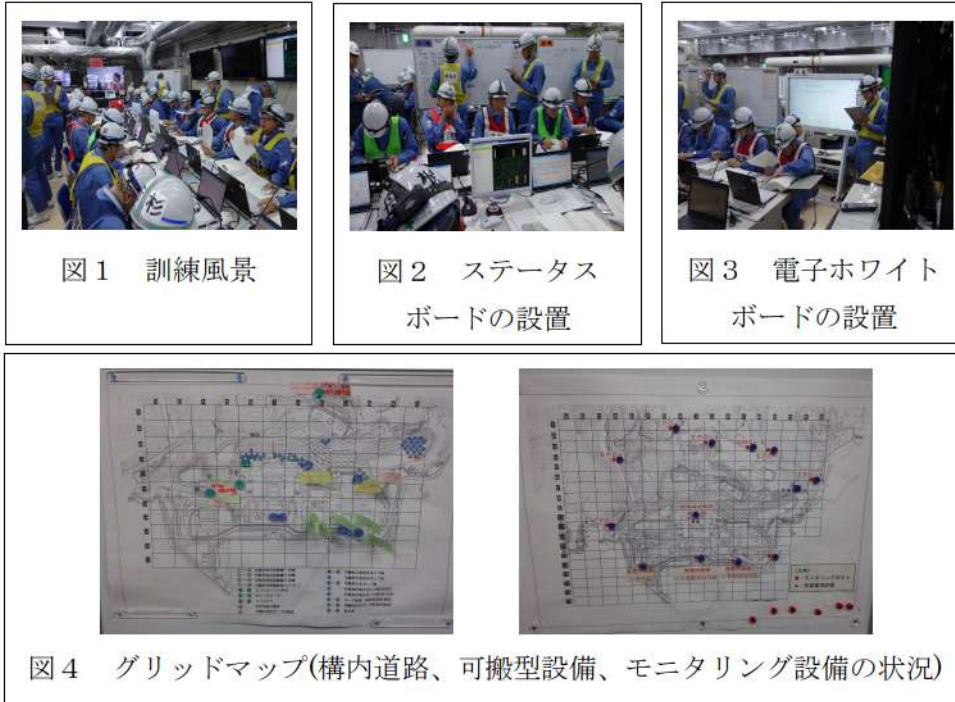
必要な教育訓練に加え、日頃から可搬型重大事故等対処設備に精通させるため、可搬型重大事故等対処設備の巡視点検、定期試験や日常保守も担う S A 専任要員とし、24 時間交代勤務体制とする。

※ 2 : 火災発生時の対応能力強化のため、8 名中 5 名を専属消防隊として 24 時間交代勤務とした。

b. 原子力災害発生時において、迅速に会社として重要な意思決定ができるよう予め代行者を定める他、確実に連絡が取れるように衛星携帯電話を配備した。また、速やかに情報共有、組織対応ができるように各拠点に T V 会議システムを導入するなど体制・環境を整備している。

c. 事故時の迅速・的確な事故対応ができるよう、原子力防災訓練等、事故対応の教育・訓練を実施し、実効性のある対策案等について継続的に

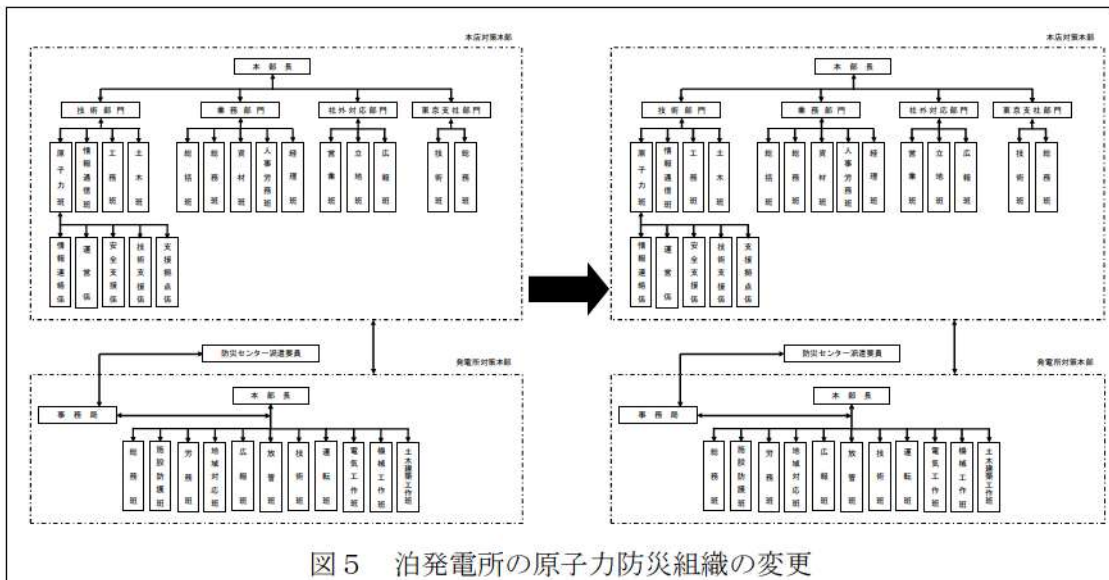
改善（ブラインド訓練の実施，各号機のプラント状況を記載するステータスボード及び共通事項を記載する電子ホワイトボードの設置，構内道路状況及び可搬型重大事故対処設備の配備状況を記載するグリッドマップ，モニタリング設備の状況を記載するグリッドマップ等の設置。図1～4参照）し，訓練・教育の強化を図っている。訓練シナリオには，複数号機同時発災，地震津波による冷却機能，電源の喪失，通信設備の機能喪失等を取り入れ訓練を行っている。



d. 発電所対策本部長の管理班数を縮小し，本部長の指揮命令能力向上のため，泊発電所の原子力防災組織を以下のとおり変更した。

【泊発電所】

・総務班，施設防護班，労務班，地域対応班および広報班を統合し業務支援班に変更。



- e. 泊発電所内のリスクマネジメントを総括する部署として「防災・安全対策室」を設置し、安全性向上計画の検討・策定や重大事故発生時の対策検討・実施に関する業務を同一部署に統合、併せて発電所対策本部の参謀の役割を果たす技術支援組織の中核組織とした。また、訓練事務局となり、訓練の計画およびシナリオ作成を主導している。

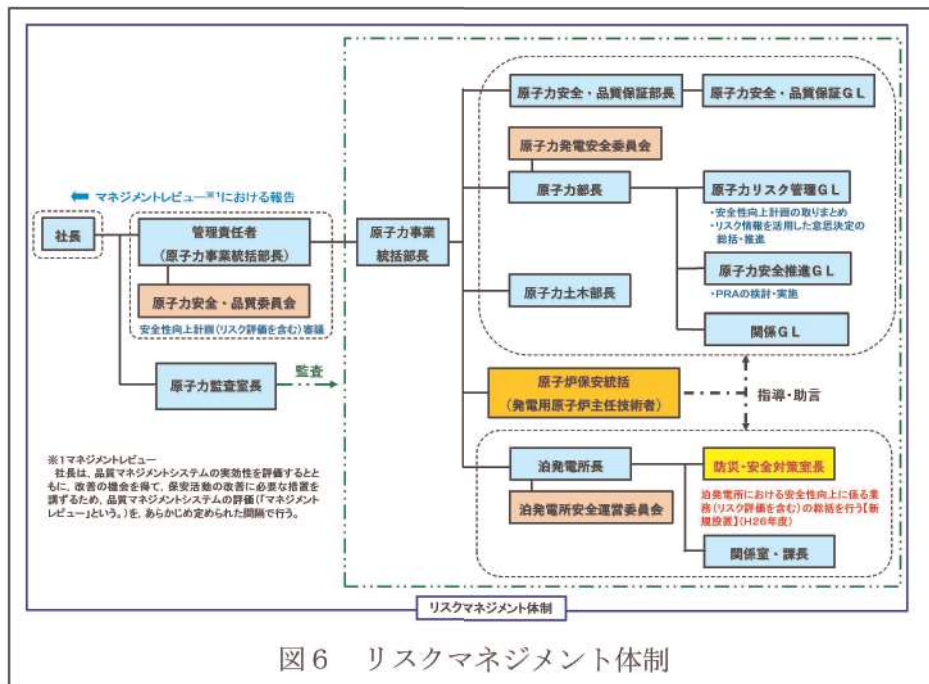
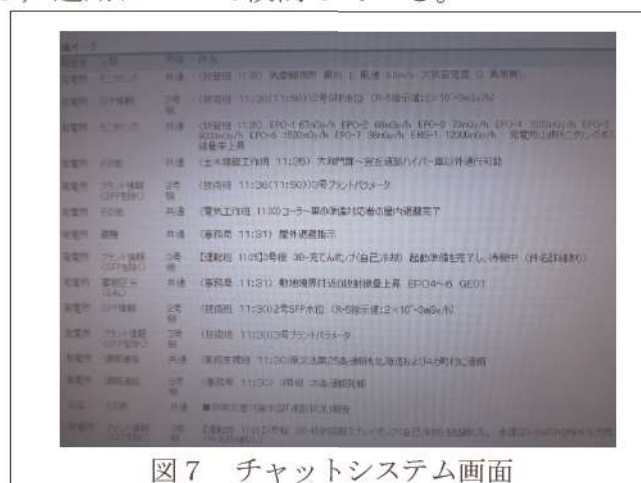


図6 リスクマネジメント体制

- f. 発電所対策本部内及び本店対策本部等との情報共有（指示、発言内容、操作実績、安否確認等）のため、全社LANを使用したチャットシステムを導入し、運用について検討している。



- g. シビアアクシデント発生時の諸現象，対応操作及びその考え方等の知識向上，また，シビアアクシデント発生時のプラント挙動を予測し，アクシデントマネジメントガイドライン等を使用した事故時の対応能力向上を目的とした訓練をメーカー等の社外専門家の協力を得て実施している。
- h. 自社シミュレータによる対応訓練に加えて，株式会社原子力発電訓練センターにて，シビアアクシデント時の事象進展や物理現象を理解し，これらの状況判断能力を養うとともに，MAAP可視化画面を用いて視覚的に学習することでシビアアクシデント時のプラント挙動に関する知識向上を図るとともに，シミュレータを用いて対応訓練を行い，新規制基準に基づく手順書の内容の理解向上を図っている。
- i. 地震の揺れに対する防護のため，中央制御室の運転員席及びラックの固定等の対策を実施している。



- j. 泊発電所で重大事故に至る可能性が発生した場合でもより迅速に対応するため，原子炉施設事態即応センターを本店内に常設化した。



(3) 設備，資機材等による事故対応の改善

- a. 全交流電源機能喪失時の操作対象機器を抽出し，電源機能喪失時に照明が消灯した状況下で単独作業を実施する場合でも操作対象機器を間違えないように，反射テープを貼って視認性を高めている。



- b. 全交流電源機能喪失時に中央制御室及び現場操作に必要なアクセスルート上に蓄電池内蔵のLED照明を設置するとともに，扉に反射テープの貼り付けを実施し，照明が消灯した場合でもアクセスルートを移動できるように対応している。



- c. 可搬型計測器の整備により，電源喪失時の必要なパラメータ測定を可能としている。



- d. 電源機能喪失時対応用資機材として、可搬型照明及びヘッドライト等を準備し、現場パトロール及び中央制御室監視ができるよう準備している。



図15 非常用照明設備

- e. 泊発電所特有の冬季の過酷な気象条件でも参集できるよう、雪上でも走行可能なクローラー車の配備、迂回ルートを考慮したスノーシューの資機材や防寒着を配備している。また、厳冬期の災害を想定した参集訓練も実施している。



図16 クローラー車



図17 スノーシュー



図18 厳冬期の参集訓練

表 1 福島第一原子力発電所事故の前後の主な教育・訓練の比較

教育	福島第一原子力発電所事故前（現在も継続実施）	事故後新規追加した教育・訓練（一部予定含む）
<p>基礎教育</p> <ul style="list-style-type: none"> ○アクシデントマネジメントA教育（基礎の概要教育） [対象：支援組織要員] ○アクシデントマネジメントB教育（応用的知識） [対象：技術班員] [対象：安全管理課] ○放射線防護基礎コース 原子力防災教育 ○防災法令・体制 	<ul style="list-style-type: none"> ○シビアアクシデント対応教育 [対象：原子力災害対策本部，事務局，運転班，電気工作班，機械工作班] [対象：原子力災害対策要員] ○津波に関する基礎教育 [対象：原子力災害対策要員] ○放射線に関する基礎教育 [対象：原子力災害対策要員] ○シビアアクシデント発生時の事象進展挙動教育 [対象：原子力災害対策要員] ○車両，資機材等の取扱教育 [対象：原子力災害対策本部，事務局，業務支援班（施設防護担当）放管班，運転班，電気工作班，機械工作班，土木建築工作班，発電所宿直者] 	<ul style="list-style-type: none"> ○シビアアクシデント対応教育 [対象：原子力災害対策本部，事務局，業務支援班（施設防護班），放管班，運転班，電気工作班，機械工作班，土木建築工作班] ○シビアアクシデント対応訓練 [対象：原子力災害対策本部，事務局，運転班，電気工作班，機械工作班] ○重大事故等および大規模損壊発生時対応要領に基づく訓練 [対象：予め定めた者]
<p>訓練 （運転員含）</p>	<p>原子力防災訓練</p> <ul style="list-style-type: none"> ○原子力防災訓練 [対象：原子力対策本部及び事務局構成員] 	<p>原子炉施設保全のための活動</p> <ul style="list-style-type: none"> ○津波対応訓練 [対象：原子力災害対策本部，事務局，業務支援班（施設防護班），放管班，運転班，電気工作班，機械工作班，土木建築工作班] ○シビアアクシデント対応訓練 [対象：原子力災害対策本部，事務局，運転班，電気工作班，機械工作班] ○重大事故等および大規模損壊発生時対応要領に基づく訓練 [対象：予め定めた者]
<p>運転員の 教育・訓練</p>	<p>机上教育</p> <ul style="list-style-type: none"> ○異常時対応訓練（指揮・状況判断） [対象：発電課長（当直），副長] ○異常時対応訓練（中央，現場操作） [対象：発電室員全員] ○アクシデントマネジメントC教育（運転員に必要な知識） [対象：発電室員全員] <p>シミュレータ訓練</p> <ul style="list-style-type: none"> ●シミュレータ訓練Ⅰ（直員連携） [対象：運転員全員] ●シミュレータ訓練Ⅱ [対象：運転員Ⅰ] ●シミュレータ訓練Ⅲ [対象：発電課長（当直），副長] 	<p>机上教育</p> <ul style="list-style-type: none"> ○重大事故等および大規模損壊発生時対応要領に基づく訓練 （現場訓練含む） [対象者：1，2号運転員に対する3号教育] [対象：運転員全員] ○アクシデントマネジメントA教育 シミュレータ訓練（株式会社原子力発電訓練センター） ●運転責任者保有者シビアアクシデント強化コース [対象：当直副長以上] ●シビアアクシデント訓練強化コース [対象：運転員Ⅰ以上] ●プラットフォーム挙動理解強化コース [対象：運転員全員]
<p>協力会社</p>	<p>—</p>	<p>津波対応訓練</p> <ul style="list-style-type: none"> ○津波に関する基礎教育 ○車両，資機材等の取扱教育 ○重大事故等および大規模損壊発生時対応要領に基づく訓練

[補足説明]「●」印は各種事故調査報告書のレビュー結果を踏まえ、充実強化した教育・訓練（今後実施するものを含む）
 運転員に対する実践的な教育・訓練を実施するため、シミュレータに安全性向上対策を踏まえた改造（代替非常用発電機からの給電操作等）を行い、実機と同様の対応を出来るよう計画している。
 協力会社社員の内、発電所災害対策要員として現地給水活動等を行う要員は、当社の給水活動を行う社員に必要な教育訓練と同等の教育・訓練を実施する。
 上記は、現在の主な教育・訓練計画を示すものであり、今後充実・強化、継続的改善を図っていくことにより、適宜見直しを図っていく。

表2 各事故調査報告書における主な指摘事項への対応（教育訓練の例）

分類	報告書の指摘事項	報告書レビューまでの対策	今後の対策
①過酷事故(シビアアクシデント)時の対応手順, 訓練	原子力安全に関し一時的な責任を負う事業者として、原子力に携わる者一人一人に対し、事故対応に当たって求められる資質・能力の向上を目指した実践的な教育・訓練を実施するよう強く期待する。 (政府最終 P. 402)	(事故調査報告書のレビューまでに実施した対策を含む) シビアアクシデントの概要の教育や、シビアアクシデント対応時の操作訓練等を行うとともに、福島第一原子力発電所事故を踏まえた事故対応手順等の教育、緊急時安全対策等で設置された設備について適宜シミュレータ訓練内容への反映を実施。	運転訓練シミュレータについて、安全性向上対策を踏まえた改造（代替非常用発電機による給電操作の模擬等）を行い、実機と同様の対応を実施できるようにする。 また、株式会社原子力発電訓練センターにて、シビアアクシデント時の事象進展や物理現象を理解し、これらの状況判断能力を養うとともに、MAAP可視化画面を用いて視覚的に学習することでシビアアクシデント時のプラント挙動に関する知識向上を図るとともに、シミュレータを用いて対応訓練を行い、新規基準に基づく手順書の内容の理解向上を図っている。
②過酷事故(シビアアクシデント)時のマナジメント, 対応態勢	緊急時の対応の事前検討として、誰が、どのような能力を有し、どこにいるのかをあらかじめリスト化し、緊急時にも迅速に対応できる備えも効果的である。 (国会 P.142)	協力会社に対して、緊急時の機械、電気、計装設備の点検、補修及び仮設ケージブルの敷設や照明設置作業等に迅速に対応するための必要な人員を確保するよう要請。	緊急時において必要な技能を有する人員を確保し、迅速な対応を図るために、協力会社の社員が保有する技能をリスト化する。また、協力会社の発電所災害対策要員に対して、発生事象、初動対応の知識付与のための教育訓練を計画的に実施する。
③過酷事故(シビアアクシデント)時の対応手順, 訓練	福島第一1号機の非常用復水器について当直から現場状況の報告があつたにも関わらず、発電所対策本部は電源喪失により隔離弁が閉まって非常用復水器が動作していないのではないかと指摘する者はおらず、3時間以上当直から報告を受けていなかった。 (政府中間 P.115, P.118)	福島第一原子力発電所事故を反映したマニュアルに基づく操作手順等の教育と訓練を実施。	運転訓練シミュレータについて、安全性向上対策を踏まえた改造（代替非常用発電機による給電操作の模擬等）を行い、実機と同様の対応を実施できるようにする。 また、原子力発電訓練センターにて、シビアアクシデント時の事象進展や物理現象を理解し、これらの状況判断能力を養うとともに、MAAP可視化画面を用いて視覚的に学習することでシビアアクシデント時のプラント挙動に関する知識向上を図るとともに、シミュレータを用いて対応訓練を行い、新規基準に基づく手順書の内容の理解向上を図っている。

検討対象とした調査報告書

【国内】

- 国会・・・「東京電力福島原子力発電所事故調査委員会」報告書（2012年6月）
- 政府・・・「東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会」
（中間：2011年12月，最終：2012年7月）
- 民間・・・「福島原発事故独立検証委員会 調査・検証報告書」（2012年2月）
- 東京電力株式会社・・・「福島原子力事故調査報告書」（2012年6月）

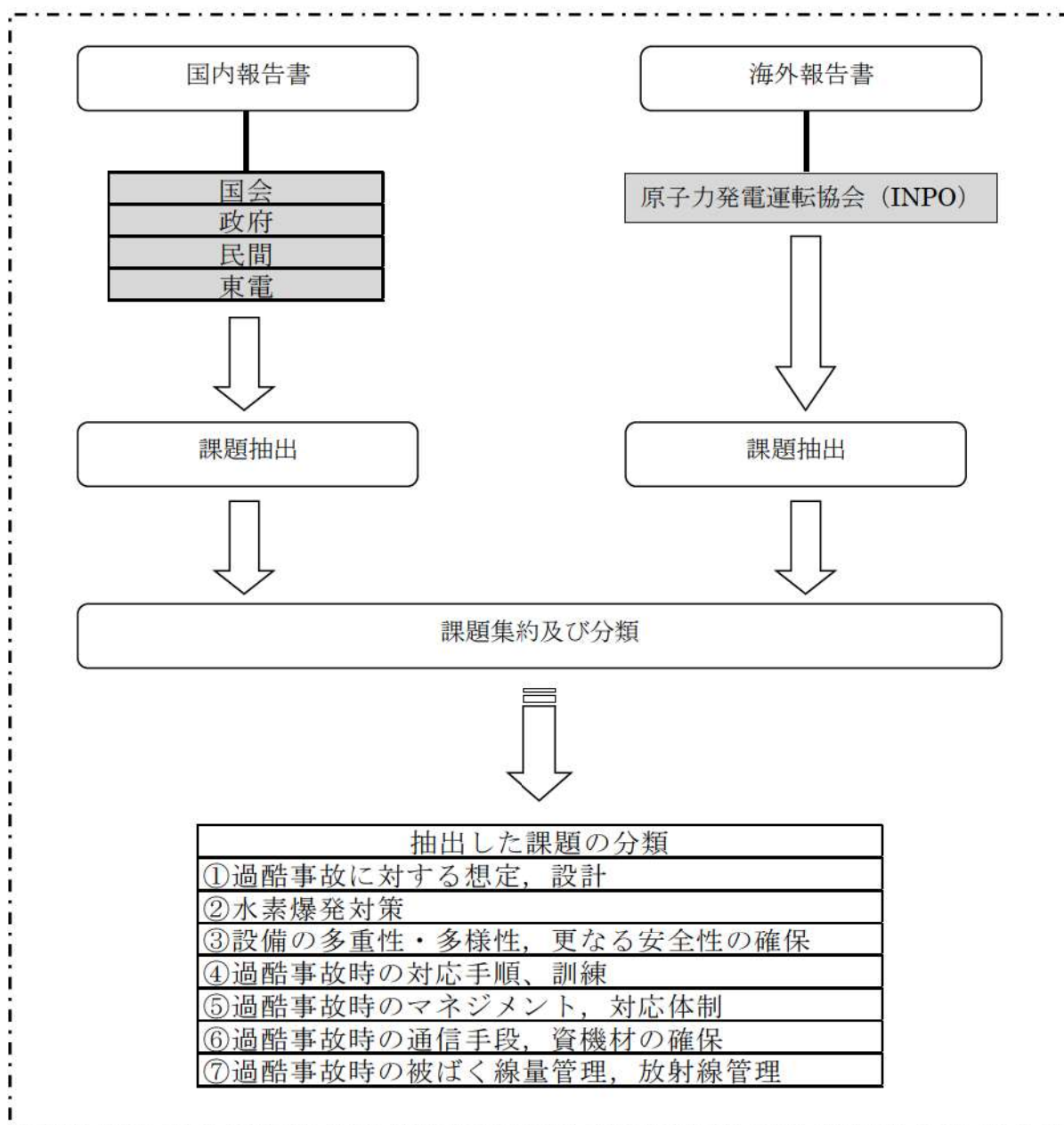
【海外】

- 原子力発電運転協会（INPO）・・・「福島第一原子力発電所における原子力事故から得られた教訓」（2012年8月）

課題，提言の抽出作業の概要

1. 課題，提言の抽出作業の流れ

抽出作業は，当社の原子力部門の社員が各担当業務を踏まえて分担し，実施した。



2. 抽出した課題及び対応策の例

抽出した課題に対しては、社内の各担当部署において、対応策の検討を実施した。

分類	抽出した課題（例）	対応策（例）
①過酷事故に対する想定，設計	・発生頻度は低いが一たび起きると甚大な被害を及ぼす可能性のある事象の洗い出し	・事故の影響等を踏まえ，発生頻度が低い事故シナリオについて検討
②水素爆発対策	・建屋への水素漏出リスクを考慮し，電源喪失時の建屋の換気手段の整備	・格納容器内の水素のアニユラス部への漏えいを想定し，全交流電源喪失時における発電機車からの給電によるアニユラス空気浄化設備の起動手順の整備
③設備の多重性・多様性，更なる安全性の確保	・津波襲来に対する備え	・水密扉の設置，発電機車の配備，海水ポンプモータ予備の配備
④過酷事故時の対応手順，訓練	・プラント状態に応じて設備を柔軟に選択できる汎用性のある手順の策定	・プラント状態に応じて臨機に対応するための非常用ディーゼル発電機の冷却系復旧による電源確保や多様な水源確保等の多様性を確保した手順の整備
⑤過酷事故時のマネジメント，対応体制	・初動対応体制の強化	・発電所の常駐体制を強化するとともに，プラントメーカー，協力会社による緊急時の支援体制の強化
⑥過酷事故時の通信手段，資機材の確保	・多様な通信手段の確保	・通常の通信設備が使用できない場合に備えた，衛星携帯電話，有線仮設電話（ノーベルホン）等の配備
⑦過酷事故時の被ばく線量管理，放射線管理	・モニタリング設備の強化	・モニタリングポストに関するバックアップ電源の強化（無停電電源装置及びエンジン発電機の配備）

泊発電所3号炉

重大事故等に対処する要員の作業時に
おける装備について

< 目次 >

1.	初動対応時における放射線防護具の選定	1.0.13-1
2.	初動対応時における装備	1.0.13-2
別紙	運転員等の個別操作時間の設定について	1.0.13-3
1.	操作場所までの移動経路	1.0.13-3
2.	操作場所の状況設定	1.0.13-3
3.	各操作・作業内容の成立性確認	1.0.13-3

重大事故等発生時における現場作業では、作業環境が悪化していることが予想され、重大事故等に対処する要員は、作業環境に応じ表1のとおり、必要な装備を着用する。

特に初動対応においては、作業環境の調査を待たずに作業を実施するため、適切な装備の選定が必要となる。

初動対応時における運転員及び災害対策要員の放射線防護具類については、以下の通り整備しており、夜間及び休日における初動対応においての適切な防護具の選定については発電課長（当直）が判断し、指示する。

1. 初動対応時における放射線防護具の選定

重大事故等発生時は事故対応に緊急性を要すること、通常時とは汚染が懸念される区域も異なること等から、通常の防護具類の着用基準ではなく、作業環境及び緊急性に応じた合理的且つ効果的な放射線防護具類を使用することで、被ばく線量を低減する。

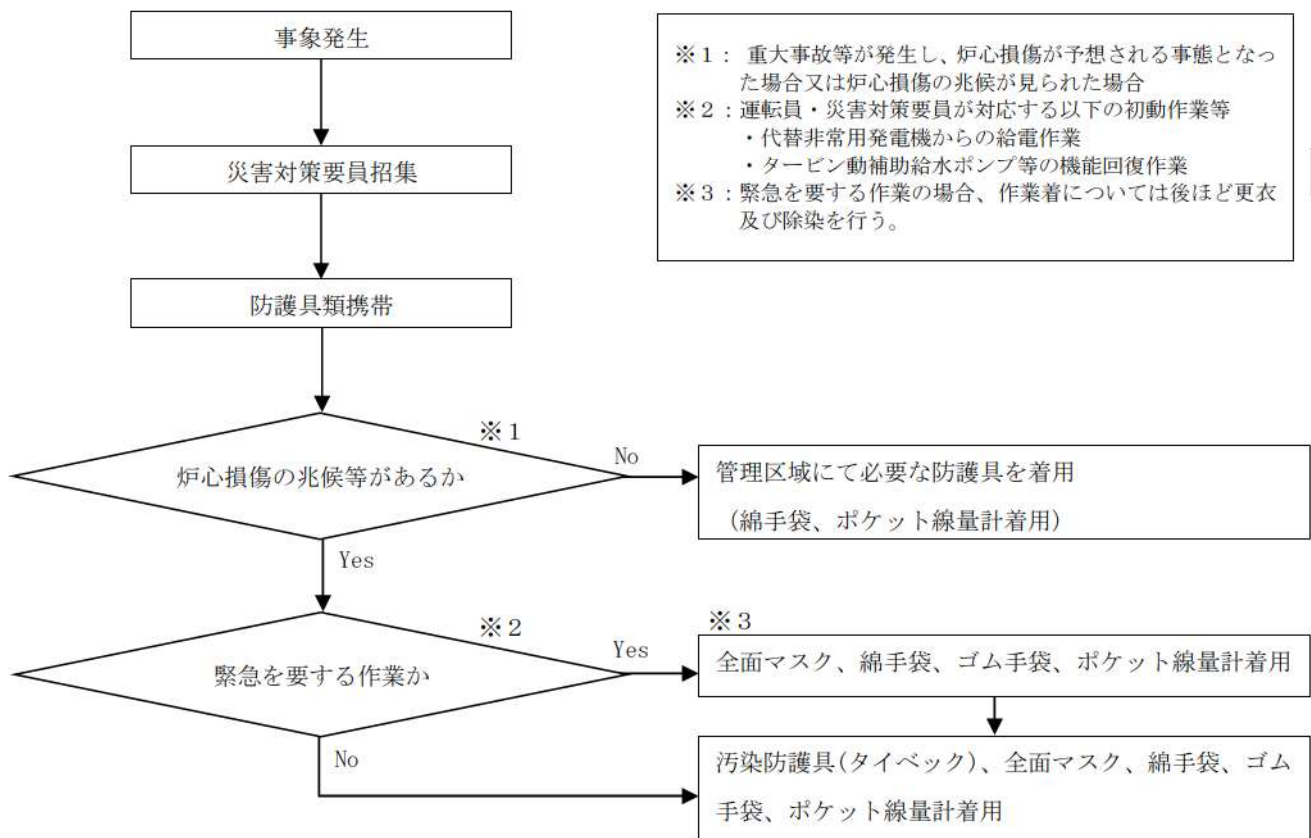


図1 放射線防護具の選定方法

2. 初動対応時における装備

- 必要な防護具類は、中央制御室、緊急時対策所に保管しており、発電課長（当直）または発電所対策本部からの指示により、初動対応時から各自防護具類を装着するか、又は作業現場に携帯する。
- 炉心損傷が予想される事態となった場合又は炉心損傷の兆候がある場合には、放射性物質の放出が予想されることから、発電課長（当直）または発電所対策本部からの指示により、汚染防護服、全面マスク等を各自着用するとともに、ポケット線量計を携帯することにより、要員の外部被ばく線量を適切に管理する。
- 緊急を要する作業の場合には、全面マスク又は電動ファン付きマスク、ポケット線量計のみを着用し、作業着については後ほど更衣及び除染を行う。
- 高線量対応防護服(タングステンベスト)着用時は作業効率が下がり、作業時間の増加に伴い被ばく線量が増加するため、移動を伴う作業においては原則着用しない。
- 管理区域内で内部溢水が起こっている場所へのアクセスはアノラック、汚染作業用長靴等を追加で着用する。

表1 運転員および災害対策要員の初動対応時における装備

名 称	着用基準	屋内	屋外
ポケット線量計	管理区域内での作業の場合	○	○
綿手袋	管理区域内での作業の場合	○	○
汚染防護服(タイベック)・ゴム手袋等	身体汚染のおそれがある場合	△	○
アノラック・汚染作業用長靴(胴長靴 ^{※1})	身体汚染のおそれがある場合(湿潤作業)	□	—
高線量対応防護服 (タングステンベスト)	高線量下で移動を伴わない作業の場合	— ^{※2}	— ^{※2}
全面マスク	内部被ばくの恐れがある場合	○ ^{※3}	○ ^{※3}
電動ファン付きマスク			
セルフエアセット			

○：必ず着用 △：緊急を要する作業以外は着用 —：着用不要

□：管理区域内で内部溢水が起こっている場所へのアクセス時に着用

※1：溢水水位が高い場合に着用

※2：着用により作業効率が下がり、作業時間の増加が考えられるため、移動を伴う作業においては原則着用しない。

※3：全面マスク、電動ファン付きマスク、セルフエアセットについては、現場の状況に応じいずれかを着用する。



図2 放射線防護具類

運転員等の個別操作時間の設定について

運転員等の個別操作時間については、訓練実績等に基づく現場への移動時間と現場での操作時間の算出により設定している。移動時間の算出は、重大事故等の状況を考慮した操作場所までの移動経路を設定したうえで、時間測定を行っている。また、現場環境（火災、溢水・薬品漏えい、地震、放射線、温度・湿度、照度、その他（騒音等））および作業条件（装備（防護具等着用）、連絡手段、機器等、作業手順、作業体制、その他（高所作業等））における操作・作業の内容の成立性についても確認している。

1. 操作場所までの移動経路

- (1) 地震時の建屋損壊を想定し、耐震建屋を通るルートを設定する。
- (2) 全交流動力電源喪失等を考慮し、建屋照明等が使用できず建屋内が暗い状況を考慮する。
- (3) 炉心損傷の兆候がある場合等は、放射線防護具を着用し現場へ移動することを考慮する。

2. 操作場所の状況設定

- (1) 地震等を想定しても操作スペースは確保されている。重大事故等時の現場作業に影響の出ないように、通常時より現場管理を実施している。
- (2) ルート設定と同様に、作業場所は照明が使用できない暗い状況での作業時間を考慮する。
- (3) 炉心損傷の兆候がある場合等は、放射線防護具を着用した作業時間を考慮する。

3. 各操作・作業内容の成立性確認

重大事故等への対応に必要な操作・作業について、現場環境及び作業条件に対する成立性の評価を行い、問題のないことを確認した。

(1) 現場環境

a. 火災に対する評価

以下の観点で確認し、影響を受けることなく、操作・作業することを確認した。

- ・操作・作業箇所には火災の発生源がなく、火災の影響を受けないこと。
- ・火災が発生した場合には、消火活動の実施により操作・作業環境を確保する。

b. 溢水・薬品漏えいに対する評価

以下の観点で確認し、影響を受けることなく、操作・作業することを確認した。

- ・操作・作業箇所において、溢水・薬品漏えいの影響を受ける箇所はないこと。
- ・溢水・薬品漏えいの影響を受けた場合には、装備の装着等により操作・作業を実施する。

c. 地震に対する評価

以下の観点で確認し、影響を受けることなく、操作・作業することを確認した。

- ・地震の影響を受けることなく、操作・作業を行うことができること。
- ・地震による被害を受けた場合には、瓦礫撤去要員等による復旧作業により、操作・作業環境を確保する。

d. 放射線に対する評価

以下の観点で確認し、適切な放射線管理が可能であること、身体汚染を回避できることを確認した。（図1）

- ・操作・作業箇所において、高放射線となる、あるいは汚染することはないこと。
- ・高放射線箇所、汚染のおそれのある箇所にて操作・作業を実施する場合は、防護服、全面マスク等の防護具装着、あるいは要員の交替により、操作・作業を実施する。

e. 温度・湿度に対する評価

以下の観点で確認し、作業実施にあたって許容される温度・湿度であることを確認した。

- ・操作・作業箇所がその実施に耐えうる温度、湿度であること。
- ・温度、湿度の観点で、長期の操作・作業が困難と判断される場合は、要員の交替による対応等を行う。

f. 照度に対する評価

以下の観点で確認し、作業実施に当たって必要な明るさが確保されていることを確認した。

- ・操作・作業箇所において、必要な明るさが確保されていること。
- ・必要な明るさが得られない状況でも、操作者はヘッドライト及び懐中電灯を携行することにより、必要な明るさを確保する。

g. その他（騒音等）評価

以下の観点で確認し、上記 a. ～ f. 以外の要因等によっても、その影響を受けずに操作・作業できることを確認した。

- ・操作・作業箇所において、上記以外の操作・作業に影響を与える要因等がないこと。
- ・操作・作業に影響を与える要因等がある場合にも、それを回避する等により、操作・作業を実施する。

(2) 作業条件

a. 装備（防護具等着用）に対する評価

以下の観点で確認し、作業実施にあたって必要な装備が確保できること、その装着によって作業性を阻害しないことを確認した。（図2）

- ・操作・作業箇所において、高線量、汚染のおそれのある箇所がないこと。
- ・高線量、汚染のおそれがある場合においては、防護服、全面マスク等の防護具を装着し、操作・作業を実施する。

b. 連絡手段に対する評価

以下の観点で確認し、作業実施にあたって必要な連絡手段が確保できることを確認した。

- ・操作・作業の実施にあたって、連絡手段を確保されていること。
- ・通常の連絡手段（PHS等）が使用できない場合であっても、別途、手段を確保する。

c. 機器等に対する評価

以下の観点で確認し、必要な機器等が準備されていることを確認した。

- ・操作・作業の実施にあたって、必要な機器等が配置されていること。
- ・故障等が発生した場合においても、代替機器等を確保する。
- ・接続、操作が容易であること。

d. 作業手順に対する評価

以下の観点で確認し、作業・手順が定められていることを確認した。

- ・泊発電所運転要領あるいは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に定められている（案が作成されている）こと。

e. 作業体制に対する評価

以下の観点で確認し、初動作業体制、継続性が必要な操作・作業についての作業体制が確保できることを確認した。

- ・初動操作・作業については、運転員及び災害対策要員により体制が確保されていること、継続操作・作業については参集要員も含めた操作・作業体制が確保できていること。

f. その他（高所作業等）評価

以下の観点で確認し、上記 a. ～ e. 以外の要因等によっても、その影響を受けずに操作・作業できることを確認した。

- ・操作・作業箇所において、上記以外の操作・作業に影響を与える要因等がないこと。
- ・操作・作業に影響を与える要因等がある場合にも、それを回避する等により、操作・作業を実施する。

図1 作業服の上に放射線防護服を着用した状況



タイベック+全面マスク



ポケット線量計

図2 放射線防護具を着用した状態での作業状況



原子炉補機冷却水サージタンク加圧操作(タイベック+全面マスク)



可搬型代替電源車起動
(タイベック+全面マスク)



燃料補給操作
(タイベック+全面マスク)

泊発電所3号炉

技術的能力対応手段と運転手順書 との関連表

< 目 次 >

表 1	技術的能力対応手段と有効性評価比較表 ……	1.0.14-2
表 2	技術的能力対応手段と運転要領等比較表 ……	1.0.14-19

本資料では、技術的能力対応手段と有効性評価の対応及び技術的能力対応手段と運転要領等の対応について、表により関連性を示す。

表 1 技術的能力対応手段と有効性評価比較表

表 2 技術的能力対応手段と運転要領等比較表

表1 技術的能力対応手段と有効性評価比較表

項目	対応手段	評価	①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧	⑨	⑩	⑪	⑫	⑬	⑭	⑮	⑯	⑰	⑱	⑲	⑳	㉑	㉒	㉓	㉔	㉕	㉖	㉗	㉘	㉙	㉚	㉛	㉜	㉝	㉞	㉟	㊱	㊲	㊳	㊴	㊵	㊶	㊷	㊸	㊹	㊺	㊻	㊼	㊽	㊾	㊿
1.1	フロントパネル 機能喪失 原因 原因 原因	対応手段 原因 原因 原因	①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧	⑨	⑩	⑪	⑫	⑬	⑭	⑮	⑯	⑰	⑱	⑲	⑳	㉑	㉒	㉓	㉔	㉕	㉖	㉗	㉘	㉙	㉚	㉛	㉜	㉝	㉞	㉟	㊱	㊲	㊳	㊴	㊵	㊶	㊷	㊸	㊹	㊺	㊻	㊼	㊽	㊾	㊿
1.2	原因	原因	①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧	⑨	⑩	⑪	⑫	⑬	⑭	⑮	⑯	⑰	⑱	⑲	⑳	㉑	㉒	㉓	㉔	㉕	㉖	㉗	㉘	㉙	㉚	㉛	㉜	㉝	㉞	㉟	㊱	㊲	㊳	㊴	㊵	㊶	㊷	㊸	㊹	㊺	㊻	㊼	㊽	㊾	㊿

項目	対応手段	評価	①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧	⑨	⑩	⑪	⑫	⑬	⑭	⑮	⑯	⑰	⑱	⑲	⑳	㉑	㉒	㉓	㉔	㉕	㉖	㉗	㉘	㉙	㉚	㉛	㉜	㉝	㉞	㉟	㊱	㊲	㊳	㊴	㊵	㊶	㊷	㊸	㊹	㊺	㊻	㊼	㊽	㊾	㊿
1.1	原因	原因	①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧	⑨	⑩	⑪	⑫	⑬	⑭	⑮	⑯	⑰	⑱	⑲	⑳	㉑	㉒	㉓	㉔	㉕	㉖	㉗	㉘	㉙	㉚	㉛	㉜	㉝	㉞	㉟	㊱	㊲	㊳	㊴	㊵	㊶	㊷	㊸	㊹	㊺	㊻	㊼	㊽	㊾	㊿
1.2	原因	原因	①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧	⑨	⑩	⑪	⑫	⑬	⑭	⑮	⑯	⑰	⑱	⑲	⑳	㉑	㉒	㉓	㉔	㉕	㉖	㉗	㉘	㉙	㉚	㉛	㉜	㉝	㉞	㉟	㊱	㊲	㊳	㊴	㊵	㊶	㊷	㊸	㊹	㊺	㊻	㊼	㊽	㊾	㊿

技術的能力対応手段と有効性評価 比較表

◎：有効性評価上考慮せず
○：有効性評価上考慮せず

項目	対応手段	評価																			
		①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧	⑨	⑩	⑪	⑫	⑬	⑭	⑮	⑯	⑰	⑱	⑳	
1.3	1.3.1 1次元のスマートフォンガイド																				
	電動アシスト自転車																				
	電動アシスト自転車																				
	電動アシスト自転車																				
2.1	電動アシスト自転車																				
	電動アシスト自転車																				
	電動アシスト自転車																				
	電動アシスト自転車																				
3.1	電動アシスト自転車																				
	電動アシスト自転車																				
4.1	電動アシスト自転車																				
	電動アシスト自転車																				

技術的能力対応手段と有効性評価比較表

◎：有効性評価上考慮
○：有効性評価上考慮せず

項目	対応手段	評価	①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧	⑨	⑩	⑪	⑫	⑬	⑭	⑮	⑯	⑰	⑱	⑳	㉑	㉒	㉓	㉔	㉕	㉖	㉗	㉘	㉙	㉚	㉛	㉜	㉝	㉞	㉟	㊱	㊲	㊳	㊴	㊵	㊶	㊷	㊸	㊹	㊺	㊻	㊼	㊽	㊾	㊿							
運転中 の異常 発生時	高圧タンクによる炉心注水	高圧タンクによる炉心注水																																																								
	高圧タンクによる炉心注水	高圧タンクによる炉心注水																																																								
	高圧タンクによる炉心注水	高圧タンクによる炉心注水																																																								
	高圧タンクによる炉心注水	高圧タンクによる炉心注水																																																								
	高圧タンクによる炉心注水	高圧タンクによる炉心注水																																																								
	高圧タンクによる炉心注水	高圧タンクによる炉心注水																																																								
	高圧タンクによる炉心注水	高圧タンクによる炉心注水																																																								
	高圧タンクによる炉心注水	高圧タンクによる炉心注水																																																								
	高圧タンクによる炉心注水	高圧タンクによる炉心注水																																																								
	高圧タンクによる炉心注水	高圧タンクによる炉心注水																																																								
	高圧タンクによる炉心注水	高圧タンクによる炉心注水																																																								
	高圧タンクによる炉心注水	高圧タンクによる炉心注水																																																								

技術的能力対応手段と有効性評価比較表
 ◎：有効性評価上考慮
 ○：有効性評価上考慮せず

項目	対応手段	評価	○	◎	◎	◎
運転室から緊急停止装置が作動しない場合の対応手段 1. 4. 緊急停止装置作動時 緊急停止装置作動時の対応手段	運転室から緊急停止装置が作動しない場合の対応手段 1. 4. 緊急停止装置作動時 緊急停止装置作動時の対応手段	(1) 二次電源から緊急停止装置が作動しない場合				
		(2) 二次電源から緊急停止装置が作動しない場合				
		(3) 二次電源から緊急停止装置が作動しない場合				
		(4) 二次電源から緊急停止装置が作動しない場合				
		(5) 二次電源から緊急停止装置が作動しない場合				
		(6) 二次電源から緊急停止装置が作動しない場合				
		(7) 二次電源から緊急停止装置が作動しない場合				
		(8) 二次電源から緊急停止装置が作動しない場合				
		(9) 二次電源から緊急停止装置が作動しない場合				
		(10) 二次電源から緊急停止装置が作動しない場合				
		(11) 二次電源から緊急停止装置が作動しない場合				
		(12) 二次電源から緊急停止装置が作動しない場合				
		(13) 二次電源から緊急停止装置が作動しない場合				
		(14) 二次電源から緊急停止装置が作動しない場合				
		(15) 二次電源から緊急停止装置が作動しない場合				
		(16) 二次電源から緊急停止装置が作動しない場合				
		(17) 二次電源から緊急停止装置が作動しない場合				

技術的能力対応手段と有効性評価 比較表

◎：有効性評価上考慮
○：有効性評価上考慮せず

項目	対応手段	評価																				
		①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧	⑨	⑩	⑪	⑫	⑬	⑭	⑮	⑯	⑰	⑱	⑳		
サボート装置 稼働装置	電動機給排水ポンプ及びスターター電動機給排水ポンプによる高気圧生管への注水																					
	電動玉給水ポンプ、給気給水タンク																					
	50連続稼働時間短縮ポンプによる高気圧生管への注水																					
	50連続稼働時間短縮ポンプによる高気圧生管への注水																					
プロットメ ン タ ン ク 稼 働 装 置	海水を用いた可動型大気圧水ポンプによる高気圧生管への注水																					
	海水を用いた可動型大気圧水ポンプによる高気圧生管への注水																					
	海水を用いた可動型大気圧水ポンプによる高気圧生管への注水																					
	海水を用いた可動型大気圧水ポンプによる高気圧生管への注水																					
	海水を用いた可動型大気圧水ポンプによる高気圧生管への注水																					
	海水を用いた可動型大気圧水ポンプによる高気圧生管への注水																					
	海水を用いた可動型大気圧水ポンプによる高気圧生管への注水																					
	海水を用いた可動型大気圧水ポンプによる高気圧生管への注水																					
	海水を用いた可動型大気圧水ポンプによる高気圧生管への注水																					
	海水を用いた可動型大気圧水ポンプによる高気圧生管への注水																					

技術的能力対応手段と有効性評価 比較表

◎：有効性評価上考慮
○：有効性評価上考慮せず

項目	対応手段	説明	注1	注2	注3	注4	注5	注6	注7	注8	注9	注10	注11	注12	注13	注14	注15	注16	注17	注18	注19	注20	注21	注22	注23	注24	注25	注26	注27	注28	注29	注30	注31	注32	注33	注34	注35	注36	注37	注38	注39	注40	注41	注42	注43	注44	注45	注46	注47	注48	注49	注50	注51	注52	注53	注54	注55	注56	注57	注58	注59	注60	注61	注62	注63	注64	注65	注66	注67	注68	注69	注70	注71	注72	注73	注74	注75	注76	注77	注78	注79	注80	注81	注82	注83	注84	注85	注86	注87	注88	注89	注90	注91	注92	注93	注94	注95	注96	注97	注98	注99	注100
注1	注2	注3	注4	注5	注6	注7	注8	注9	注10	注11	注12	注13	注14	注15	注16	注17	注18	注19	注20	注21	注22	注23	注24	注25	注26	注27	注28	注29	注30	注31	注32	注33	注34	注35	注36	注37	注38	注39	注40	注41	注42	注43	注44	注45	注46	注47	注48	注49	注50	注51	注52	注53	注54	注55	注56	注57	注58	注59	注60	注61	注62	注63	注64	注65	注66	注67	注68	注69	注70	注71	注72	注73	注74	注75	注76	注77	注78	注79	注80	注81	注82	注83	注84	注85	注86	注87	注88	注89	注90	注91	注92	注93	注94	注95	注96	注97	注98	注99	注100			
注1	注2	注3	注4	注5	注6	注7	注8	注9	注10	注11	注12	注13	注14	注15	注16	注17	注18	注19	注20	注21	注22	注23	注24	注25	注26	注27	注28	注29	注30	注31	注32	注33	注34	注35	注36	注37	注38	注39	注40	注41	注42	注43	注44	注45	注46	注47	注48	注49	注50	注51	注52	注53	注54	注55	注56	注57	注58	注59	注60	注61	注62	注63	注64	注65	注66	注67	注68	注69	注70	注71	注72	注73	注74	注75	注76	注77	注78	注79	注80	注81	注82	注83	注84	注85	注86	注87	注88	注89	注90	注91	注92	注93	注94	注95	注96	注97	注98	注99	注100			

技術的能力対応手段と有効性評価 比較表

◎：有効性評価上考慮 ○：有効性評価上考慮せず

項目	対応手段	評価
水車運転設備	原子力発電所管内水車運転設備	◎
水車制御設備	水車制御設備	◎
	水車制御設備	◎

対応手段：原子力発電所管内水車運転設備

技術的能力対応手段と有効性評価 比較表

◎：有効性評価上考慮 ○：有効性評価上考慮せず

項目	対応手段	評価
水車運転設備	原子力発電所管内水車運転設備	◎
水車制御設備	水車制御設備	◎
	水車制御設備	◎

対応手段：原子力発電所管内水車運転設備

技術的能力対応手段と有効性評価比較表

◎：有効性評価上考慮
○：有効性評価上考慮せず

項目	対応手段											
	①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧	⑨	⑩	⑪	⑫
要件	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎
① 代務担当の業務に必要となる代務電話(受取)からの発信	◎											
② 代務担当の業務に必要となる代務電話(受取)からの発信	◎											
③ 代務担当の業務に必要となる代務電話(受取)からの発信	◎											
④ 代務担当の業務に必要となる代務電話(受取)からの発信	◎											
⑤ 代務担当の業務に必要となる代務電話(受取)からの発信	◎											
⑥ 代務担当の業務に必要となる代務電話(受取)からの発信	◎											
⑦ 代務担当の業務に必要となる代務電話(受取)からの発信	◎											
⑧ 代務担当の業務に必要となる代務電話(受取)からの発信	◎											
⑨ 代務担当の業務に必要となる代務電話(受取)からの発信	◎											
⑩ 代務担当の業務に必要となる代務電話(受取)からの発信	◎											
⑪ 代務担当の業務に必要となる代務電話(受取)からの発信	◎											
⑫ 代務担当の業務に必要となる代務電話(受取)からの発信	◎											

表2 技術的能力対応手段と運転要領等 比較表

技術的能力対応手段と運転要領等 比較表		運転要領 緊急処置編										重大事故等への対応要領										
		原子炉関係	第1部			第2部安全機能ベース			第2部専有ベース				第3部									
条文	機能喪失を想定する設計基準事故対応区画	対応手段	使用外冷却系（ト）水	事故後現象の判別及び	1次冷却材喪失	蒸気発生器性能劣化	未制限出力の常態上昇（1）	（1）炉心の過熱	（1S）炉内冷却水の循環維持	（2S）炉内冷却水の循環維持	格納容器の健全性	全炉心冷却系異常	再冷却不能	LOCA冷却機異常	インテグリティ	機器冷却機能喪失	SGトリップ	SGトリップ時継続	LOCAトリップ	LOCAトリップ時継続		
			※運転要領等については、設備の改善、訓練等での評価を反映し、適宜改正する。																			
緊急停止失敗時に発電用原子炉を起動する手続等	原子炉安全保護装置又は安全保護系のプロセス計装又は炉外計装	手動による原子炉緊急停止																				
1.1	制御棒クラスプ又は原子炉トリップ連鎖又は原子炉安全保護装置又は安全保護系のプロセス計装又は炉外計装	原子炉出力抑制(自動) 原子炉出力抑制(手動) ほう湯水注入																				
	電動補助給水ポンプ及びタートル補助給水ポンプ又は補助給水ピット又は主蒸気送出し弁	1次系のファイアードブリード																				
1.2	原子炉冷却材配管の破損による冷却剤の喪失防止のための手続等	電動補助給水ポンプ及びタートル補助給水ポンプ又は補助給水ピット 主蒸気送出し弁 タートル補助給水ポンプ 全交流動力電源又は直流電源																				
	電動補助給水ポンプ 全交流動力電源	補助給水ポンプの機能回復																				
	主蒸気送出し弁 全交流動力電源 (制御用空気)又は直流電源	主蒸気送出し弁の機能回復																				

重大事故等および大規模損壊	運転要領 緊急処置編																
	原子炉関係			第1部		第2部安全機能ベース			第2部専像ベース								
	(線原子炉緊急停止時緊急処置)	使用済燃料系異常	事故事後の判断及び	1次冷却材喪失	蒸気発生器伝熱管破損	未出力異常の発生(1)	(1S) (1SG) 除熱機能の喪失	(2S) (2SG) 除熱機能の劣化	格納容器健全性	全交流電源喪失	再冷却材不足	冷却系機器の故障	イライノイズ	機械冷却機能喪失	破損SSGT減圧継続	シフトリタイム超過	第3部
技術的能力対応手段と運転要領等 比較表	対応手段																
※運転要領等については、設備の改善、訓練等での評価を反映し、適宜改正する。																	
条文	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備																
	電動補助給水ポンプ及びタービン駆動補助給水ポンプ 又は補助給水ピット又は主蒸気源がし弁	1次系のフィードアンドブリード															
	電動補助給水ポンプ及びタービン駆動補助給水ポンプ 又は補助給水ピット	蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)															
	主蒸気源がし弁	蒸気発生器2次側による炉心冷却(蒸気放出)															
	加圧器送がし弁	蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)															
	タービン駆動補助給水ポンプ 風圧電源	加圧器送がし弁															
1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを確保するための手順等	電動補助給水ポンプ 全交流動力電源	補助給水ポンプの機能回復															
	主蒸気源がし弁 全交流動力電源(制御用空気)又は直流電源	主蒸気源がし弁の機能回復															
	加圧器送がし弁 全交流動力電源(制御用空気)又は直流電源	加圧器送がし弁の機能回復															
	(炉心損傷時における高圧溶融物放出及び燃料容器雰囲気温度増加を防止する手順)	加圧器送がし弁による1次冷却系統の減圧															
		1次冷却系統の減圧 (蒸気発生器伝熱管破損発生時減圧継続の手順)															
		1次冷却系統の減圧 (インターフェイスステアムALOC発生時の手順)															

重大事故等 発生原因 並びに 損傷 種類	運転要領 緊急対応要領																			
	原子炉関係		第1部		第2部安全機能ベース			第2部専有ベース												
	（ 破面 が予 め必 要な 緊急 対応 要領 ）	（ 破面 が予 め必 要な 緊急 対応 要領 ）	使用 燃料 系ト 水	事故 事後 の操 作及 び	1 次冷 却材 喪失	蒸気 発生 原因 等破 損	水 出力 低下 異常 上昇 （1 ）	（ 1 ）炉 心の 過熱 	（ 1 ）炉 心の 過熱 	（ 1 ）炉 心の 過熱 	（ 2 ）炉 心の 過熱 	格 納 容 器 の 健全 性	全 交 流 電源 喪失	再 冷 却 系 不 作 動	L OC 冷 却 系 不 作 動	イ ン テ リ ン グ シ ス の 異常	機 械 的 破 損 等	破 損 部 位 等	シ シ テム の 異常	第 3 部
技術的能力対応手段と運転要領等 比較表 ※運転要領等については、設備の改善、訓練等での評価を反映し、適宜改正する。																				
英文	運転要領等 設備名を赤字する 設備名を赤字する		対応手段																	
	<運転中LOCAが発生している場合> 系統除去ポンプ又は高圧注入ポンプ又は燃料取 替用水ピット		炉心注水 代替炉心注水																	
	<運転中LOCAが発生している場合> 系統除去ポンプ又は燃料取替用水ピット又は高 圧注入ポンプ再循環サブ入口弁		再循環運転 代替再循環運転																	
	<運転中LOCAが発生している場合> 格納容器再循環サブスクリーン		炉心注水、代替炉心注水																	
	<運転中LOCAが発生している場合> 全交流動力電源		代替炉心注水 代替再循環運転																	
原子炉冷却材 （ 破面 が予 め必 要な 緊急 対応 要領 ）	<運転中LOCAが発生している場合> （ 破面 が予 め必 要な 緊急 対応 要領 ）		代替炉心注水 代替再循環運転																	
1.4 冷却材の 喪失 防止 の 手 続 等	（ 破面 が予 め必 要な 緊急 対応 要領 ）		格納容器隔離弁の閉止																	
	（ 破面 が予 め必 要な 緊急 対応 要領 ）		格納容器隔離弁の閉止																	
	<運転中LOCAが発生している場合> 系統除去ポンプ又は系統除去冷却器		蒸気発生第2次側による炉心冷却（注水） 蒸気発生第2次側による炉心冷却（蒸気放 出）																	
	<運転中LOCAが発生している場合> 全交流動力電源		蒸気発生第2次側による炉心冷却（注水） 蒸気発生第2次側による炉心冷却（蒸気放 出）																	
	<運転中LOCAが発生している場合> 全交流動力電源		蒸気発生第2次側による炉心冷却（注水） 蒸気発生第2次側による炉心冷却（蒸気放 出）																	
	<運転中LOCAが発生している場合> 全交流動力電源		蒸気発生第2次側による炉心冷却（注水） 蒸気発生第2次側による炉心冷却（蒸気放 出）																	

重大事故等 および大規模 破壊	運転要領 緊急対応措置																				
	原子炉関係		第1部		第2部安全機能ベース				第2部専像ベース			第3部									
	(原子炉 が停止 する 必要 な 場合)	使用 燃料 系 ト 水	事故 事象 判 別 作 業 及 び	1 次 冷 却 材 喪 失	蒸 気 発 生 機 能 喪 失	水 出 力 界 限 の 常 時 上 限 (1)	(1) 心 冷 却 機 能 喪 失	(1) G 熱 機 能 喪 失	(2) G 熱 機 能 喪 失	格 納 器 の 機 能 喪 失	全 交 流 電 源 喪 失		再 冷 却 機 能 喪 失	L 冷 却 機 能 喪 失	イ ン テ リ ン グ C A E I ス	機 能 喪 失	破 損 機 能 喪 失	シ フト リ ン グ 機 能 喪 失			
技術的能力対応手段と運転要領等 比較表 ※運転要領等については、設備の改善、訓練等での評価を反映し、適宜改正する。																					
条文	運転要領等 運転要領等 運転要領等	対応手段	炉心注水 代替炉心注水 再循環運転 代替再循環運転 蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水) 蒸気発生器2次側による炉心冷却(蒸気放出) 蒸気発生器2次側のフューアードフールド 代替炉心注水 代替再循環運転 蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水) 蒸気発生器2次側による炉心冷却(蒸気放出) 蒸気発生器2次側のフューアードフールド 手続																		
1.4 原子炉冷却材 はカハワクタ が圧力と温度 を維持する ための 手段等																					

重大事故等 および大規模損壊 等	運転要領 緊急対応要領																
	原子炉関係		第1部		第2部安全機能ベース			第2部専像ベース			第3部						
	（原子炉緊急停止要領等）	（原子炉緊急停止要領等）	事故現象の判別及び措置	1次冷却材喪失	系気発生源低圧管破損	未出力異常（1）	（炉心冷却）	（1S）SG熱交換機水の喪失	（2S）SG熱交換機過加圧	格納容器の健全性		全交流電源喪失	再冷却不能	LOCA再処理機	インテグレイテッドシステム	格納容器冷却機喪失	破損SG管圧縮機
技術的能力対応手段と運転要領等 比較表 ※運転要領等については、設備の改善、訓練等での評価を反映し、適宜改正する。																	
条文	機能喪失を補正する 設備基準事故対応設備		対応手段														
1.7 原子炉格納容器の過圧設備を停止するための手順等	（交流動力電源及び原子炉格納冷却機能が健全）		格納容器スプレイ 格納容器内自然対流冷却 代替格納容器スプレイ														
1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順	（全交流動力電源又は原子炉格納冷却機能喪失） （格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却） （交流動力電源及び原子炉格納冷却機能が健全）		格納容器内自然対流冷却 代替格納容器スプレイ 格納容器スプレイ 代替格納容器スプレイ														
1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等	（溶融炉心の格納容器下部への落下遮断、防止） （交流動力電源及び原子炉格納冷却機能が健全） （溶融炉心の格納容器下部への落下遮断、防止） （全交流動力電源又は原子炉格納冷却機能喪失）		炉心注水 代替炉心注水 格納容器注水 代替格納容器注水														
1.10 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等	（全交流動力電源又は原子炉格納冷却機能喪失）		水素濃度監視 水素濃度監視 水素濃度監視 水素濃度監視 水素濃度監視 水素濃度監視														
	（全交流動力電源又は原子炉格納冷却機能喪失）		水素濃度監視 水素濃度監視 水素濃度監視 水素濃度監視 水素濃度監視 水素濃度監視														

重大事故等 および大規模損壊 の発生	運転要領 緊急対応																				
	原子炉関係			第1部		第2部安全機能ベース			第2部準象ベース		第3部										
	(破面 が予 め必 要な 緊急 停止 機能 を有 する こと)	余 熱 除 去 系 統 異 常	使 用 外 部 冷 却 系 統 の 停 止	事 故 事 象 の 判 別 及 び 処 理	1 次 冷 却 材 喪 失	蒸 気 発 生 強 化 管 破 損	水 出 力 界 限 の 常 時 上 昇 (1)	(1) 停 心 の 過 熱 機 構	(1 S) G S 除 熱 機 構 の 停 止	(2 S) G S 除 熱 機 構 の 過 熱 機 構 の 停 止		格 納 の 保 護 機 能 の 喪 失	全 交 流 電 源 喪 失	再 L 理 不 能 時	L 冷 却 機 構 の 停 止	イ ン テ リ ン グ C A Z イ ス	機 構 冷 却 機 能 喪 失	破 損 S G T 機 構 の 停 止	L フ ラ ウ ン グ A リ ン グ の 閉 鎖		
技術的能力対応手段と運転要領等 比較表 ※運転要領等については、設備の改善、訓練等での評価を反映し、適宜改正する。																					
条文	運転要領 設備基準事故対応設備	対応手段	燃料取扱用水ポンプによる使用済燃料 ピットへの注水 2次系補給水ポンプによる使用済燃料ピ ットへの注水 1次系補給水ポンプによる使用済燃料ピ ットへの注水 電動駆動消防ポンプ又はサイゼル駆 動消防ポンプによる使用済燃料ピットへの 注水 代替給水ピットを水源とした可搬型大型送 水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注 水 原水機を水源とした可搬型大型送水ポン プ車による使用済燃料ピットへの注水 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車に よる使用済燃料ピットへの注水 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車及 び可搬型スプレイズルによる使用済燃料 ピットへのスプレイ 代替給水ピットを水源とした可搬型大型送 水ポンプ車及び可搬型スプレイズルによ る使用済燃料ピットへのスプレイ 原水機を水源とした可搬型大型送水ポン プ車及び可搬型スプレイズルによる使用 済燃料ピットへのスプレイ 可搬型大容量海水送水ポンプ車及び放水 湖による燃料取扱設備(貯蔵槽燃料体等)へ の放水 使用済燃料ピットからの新しい緩和 使用済燃料ピットの監視 使用済燃料ピットの監視 (重大事故発生における使用済燃料ピットの監 視)																		
1.11 等	使用済燃料貯 蔵機の冷却等 のための手順																				

重大事故等 および大規模損壊 等	運転要領 緊急対応要領																		
	原子炉関係		第1部		第2部安全機能ベース			第2部専像ベース											
	（ 破面 が必 要な 場合 ）	（ 破面 が必 要な 場合 ）	事故 現象 の判 別及 び	1 次冷 却材 喪失	蒸 気発 生強 化熱 管破 損	水 出 力 異常 の 常 態 上 昇 （ 1 ）	（ 1 ） 炉 心 過 熱 	（ 1 S ） G 熱 保 有 能 力 の 喪 失	（ 2 S ） G 熱 負 荷 過 大 に な る 	格 納 容 器 の 保 全 性	全 交 流 電 源 喪 失	再 冷 却 系 統 不 能 作 業 時 機	L 冷 却 機 能 喪 失 時 機	イ ン テ リ ン グ C A E イ ス	機 械 冷 却 機 能 喪 失 時 機	破 損 S G 蒸 汽 圧 縮 機 能 喪 失 時 機	シ フト C A E イ ス 時 機	第 3 部	
技術的能力対応手段と運転要領等 比較表 ※運転要領等については、設備の改善、訓練等での評価を反映し、適宜改正する。																			
条文	機能喪失を顕示する 設備基準事故対応設備		対応手段																
1.12	工場等外への 放射性物質の 拡散を抑制す るための手段 等	（炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破 損） （貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷） （原子炉建屋屋辺における航空機衝突による航 空機燃料火災）	大気への拡散抑制 海洋への拡散抑制 大気への拡散抑制 海洋への拡散抑制	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
1.13	重大事故等の 収束に必要な 手続等	（蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）のた めの代替手段及び補助給水ピットへの供給） 補助給水ピット（結露又は破損）	補助給水ピットから蒸気器タンクへの水添 切替 補助給水ピットから2次系統水タンクへの 水添切替 補助給水ピットから海への水添切替 補助給水ピットから代替給水ピットへの水 添切替 補助給水ピットから原水槽への水添切替 1次系のフュードアンドブリード 2次系統水タンクから補助給水ピットへの 供給 原水槽から補助給水ピットへの供給 代替給水ピットから補助給水ピットへの補 給 海水を用いた補助給水ピットへの供給	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

重大事故等 および大規模損壊列	運転要領 緊急対応措置																						
	原子炉問題	第1部			第2部安全機能ベース			第2部専有ベース			第3部												
技術的能力対応手段と運転要領等 比較表	機軸機軸を断する 設備基準事故対応設備	対応手段	(原面が) 原子炉 停止 要領 緊急 対応 要領 (急 急)	余裕 除去 系統 異常	使用 燃料 系 異常	事故 事後 判別 操作 及び	1 次 冷却 材 喪失	系 気 発生 原因 等 破 損	未 出 力 降 下 の 常 規 上 昇 (1)	(1) 心 停 機 機 機 機 機 機	(1) 心 停 機 機 機 機 機 機	(2) 心 停 機 機 機 機 機 機	格 納 の 確 保 確 率 性	全 交 流 電 源 喪 失	再 始 動 不 能 時	冷 却 材 喪 失 機 機 機 機 機	イ ン テ リ ン グ ア イ ス	機 機 機 機 機 機 機 機	破 損 機 機 機 機 機 機 機 機	シ シ シ シ シ シ シ シ シ シ シ	第 3 部		
※運転要領等については、設備の改善、訓練等での評価を反映し、適宜改正する。																							
		燃料取扱用ピットから1次系貯水タンク及び1号貯水タンクへの水漏れ切替 燃料取扱用ピットから補助給水ピットへの水漏れ切替 燃料取扱用ピットから代用給水ピットへの水漏れ切替 (炉心注水のための代替手段及び燃料取扱用ピットへの供給) 燃料取扱用ピット(結露又は破損)																					
重大事故等の取戻に必要となる水の供給手順等		1次系貯水タンク及び1号貯水タンクから燃料取扱用ピットへの供給 1次系貯水タンクから燃料取扱用ピットへの供給 2次系貯水タンクから使用済燃料ピットを駆出した燃料取扱用ピットへの供給 ろ過水タンクから燃料取扱用ピットへの供給 原水槽から燃料取扱用ピットへの供給 代替給水ピットから燃料取扱用ピットへの供給 海水を用いた燃料取扱用ピットへの供給 燃料取扱用ピットから補助給水ピットへの水漏れ切替 燃料取扱用ピットからろ過水タンクへの水漏れ切替 燃料取扱用ピットからろ過水タンクへの水漏れ切替 燃料取扱用ピットから代用給水ピットへの水漏れ切替 燃料取扱用ピットから代用給水ピットへの水漏れ切替 燃料取扱用ピットから原水槽への水漏れ切替																					

重大事故等 発生原因 大規模損壊 等	運転要領 緊急対応措置																		
	原子炉関係		第1部			第2部安全機能ベース			第2部専像ベース										
	（原子炉 必要時 緊急 停止 機能）	（燃料 除去 系統 異常）	使用 燃料 系統 異常	事故 発生 後 の 処 理 手 順	1 次 冷 却 材 喪 失	蒸 気 発 生 機 能 の 破 壊	水 力 出 力 の 常 態 上 昇 （1）	（1） 心 停 止 機 能 の 喪 失	（2） 心 停 止 機 能 の 喪 失	格 納 容 器 の 破 壊 機 能 の 喪 失	全 交 流 電 源 喪 失	再 冷 却 系 統 の 破 壊	L C A 再 冷 却 機 能 の 喪 失	イ ン テ リ ン グ シ ス の 破 壊	機 械 的 破 壊 機 能 の 喪 失	破 壊 機 能 の 喪 失	シ ス テ ム の 破 壊	第3部	
技術的能力対応手段と運転要領等 比較表 ※運転要領等については、設備の改善、訓練等での評価を反映し、適宜改正する。																			
1.13 重大事故等の 取組に必要な なる水の供給 手順等	運転要領を訂正する 設備基準事故対応設備	対応手段	1次系浄水タンク及び浄水タンクから燃料取替用水ピットへの供給 1次系浄水タンクから燃料取替用水ピットへの供給																
			2次系浄水タンクから使用済燃料ピットを経由した燃料取替用水ピットへの供給 ろ過水タンクから燃料取替用水ピットへの供給 海水を用いた燃料取替用水ピットへの供給 代替給水ピットから燃料取替用水ピットへの供給 原水槽から燃料取替用水ピットへの供給																
			（格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給） 燃料取替用水ピット（給炭）																
			（格納容器サンプを水源とした再循環運転） 系統除去ポンプは系統除去用器																
			（格納容器サンプを水源とした再循環運転） 各文流動力電源又は原子炉機械冷却水系																

重大事故等 発生原因 大規模損壊 等	運転要領 緊急対応要領																
	原子炉関係		第1部		第2部安全機能ベース			第2部準象ベース			第3部						
	（原子炉関係 緊急対応要領）	（原子炉関係 緊急対応要領）	事故 事象 事後 対策 及び 措置	1次冷却材喪失	系気発生 原因 等 の 発生 防止 措置	未 出 力 原因 の 発生 防止 措置 （1）	（1）冷却 水の 供給 確保 措置	（2）冷却 水の 供給 確保 措置 （2）	格納 容器 の 健全 性の 確保	全 交 流 電 源 喪 失		再 冷 却 系 の 不 作 用	LO C 再 冷 却 系 の 不 作 用	イ ン テ リ ン グ シ ス の 不 作 用	機 械 的 損 傷 等 の 発生	破 損 部 位 の 修 復 等	シ シ テム の 不 作 用
技術的能力対応手段と運転要領等 比較表 ※運転要領等については、設備の改善、訓練等での評価を反映し、適宜改正する。	対称手段																
本文	機軸車名指定する 設備基準事故対応設備	2次冷却水タンクから使用済燃料ピットへの注水															
		1次冷却水タンクから使用済燃料ピットへの注水															
		ろ過水タンクから使用済燃料ピットへの注水															
		代替給水ピットから使用済燃料ピットへの注水															
		原水槽から使用済燃料ピットへの注水															
		海水を用いた使用済燃料ピットへの注水															
重大事故等の 収束に必要な なる水の供給 手順等		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ンゾルによる使用済燃料ピットへのスプレイ															
1.13		代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレインゾルによる使用済燃料ピットへのスプレイ															
		原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレインゾルによる使用済燃料ピットへのスプレイ															
		可搬型大容量海水送水ポンプ車及び放水器による燃料取扱庫（貯蔵体等）への放水															
		可搬型大容量海水送水ポンプ車及び放水器による燃料取扱庫及びアニュラス部への放水															
		燃料槽給の手順等															

重大事故等および大規模損壊列	運転要領 緊急処置欄																			
	原子炉関係			第1部		第2部安全機能ベース			第2部対象ベース											
	（前面が子必要停止時緊急停止）	使用外燃料系ト水	事故事後の判断及び	1次冷却材喪失	蒸気発生器伝熱管破損	未出力異常（1）	（1）炉心の過熱	（1S）炉心の過熱	（2S）炉心の過熱	格納容器の健全性	全交流電源喪失	再処理不能時	冷却再処理時	LOCA防止時	破損SGTR時	機冷却機喪失	インジェイス	LSCA時	3部	
																				余熱除去異常
技術的能力対応手段と運転要領等 比較表 ※運転要領等については、設備の改善、訓練等での評価を反映し、適宜改正する。	運転要領	運転要領	運転要領	運転要領	運転要領	運転要領	運転要領	運転要領	運転要領	運転要領	運転要領	運転要領	運転要領	運転要領	運転要領	運転要領	運転要領	運転要領	運転要領	運転要領
1.14 電源の確保に関する手順等	燃料系ト水	燃料系ト水	燃料系ト水	燃料系ト水	燃料系ト水	燃料系ト水	燃料系ト水	燃料系ト水	燃料系ト水	燃料系ト水	燃料系ト水	燃料系ト水	燃料系ト水	燃料系ト水	燃料系ト水	燃料系ト水	燃料系ト水	燃料系ト水	燃料系ト水	燃料系ト水
1.16 原子炉制御室の自動化に関する手順等	燃料系ト水	燃料系ト水	燃料系ト水	燃料系ト水	燃料系ト水	燃料系ト水	燃料系ト水	燃料系ト水	燃料系ト水	燃料系ト水	燃料系ト水	燃料系ト水	燃料系ト水	燃料系ト水	燃料系ト水	燃料系ト水	燃料系ト水	燃料系ト水	燃料系ト水	燃料系ト水

泊発電所3号炉

原子炉格納容器の圧力及び温度が
通常運転時よりも高い状態が長期に
わたる場合の体制の整備について

< 目次 >

1. はじめに	1.0.15-1
2. 考慮すべき事項	1.0.15-1
3. 格納容器の冷却手段	1.0.15-2
表1 格納容器の除熱として使用できる冷却手段	1.0.15-3
4. 格納容器再循環ユニット自然対流冷却時の自然対流冷却性能 向上対策について	1.0.15-4
5. 作業環境の線量低減対策の対応例について	1.0.15-5
6. 外部からの支援について	1.0.15-7

1. はじめに

重大事故等発生時の対応操作や作業は、事故形態によっては長期間にわたることも考えられるため、長期対応への体制の整備や作業環境の維持、改善等について、あらかじめ準備しておくことが望ましい。

発電所対策本部は、招集した要員等により、故障した設備の復旧等、事故発生後の長期対応を行う。また、本店対策本部が中心となって、社内外の関係各所と連携し、適切かつ効果的な対応を検討できる体制を整備する。

2. 考慮すべき事項

- (1) 格納容器過温破損事象等においては、海水を利用した格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却により長期的な崩壊熱除去が可能であることを有効性評価において確認している。
- (2) 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却では、格納容器の圧力及び温度が通常運転時よりも高い状態で長期にわたり継続することから、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却性能を高めることや格納容器スプレイによる格納容器再循環運転を実施することにより、格納容器の冷却を行うことが考えられる。
- (3) 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却性能を高めることに対しては、格納容器内自然対流冷却時に使用するC、D-格納容器再循環ユニットの粗フィルタを撤去し、流路の圧力損失を低減することで、自然対流量を増大させる。
- (4) 格納容器再循環運転を実施することに対しては、再循環運転の負の影響として、建屋内の環境線量が上昇することにより、格納容器再循環運転後の機器のメンテナンス等が困難になることが予想される。
- (5) 格納容器再循環ラインは格納容器再循環サンプも含めて2系統で構成され、動的機器の故障等により格納容器再循環運転が不能になることは考えにくいものの、格納容器再循環運転を実施した後のポンプのメンテナンス等を想定した対策の検討が必要である。
- (6) 重大事故等発生時の中長期的な対応については、プラントメーカーとの協力協定を締結し、事故収束に向けた対策立案など必要な支援を受けられる体制の確立が必要である。

以上を踏まえ、上記（１）（２）の詳細検討として「３．格納容器の冷却手段」において、重要事故シーケンス等における格納容器の除熱として使用できる冷却手段を整理し、検討課題として（３）（４）（５）に関する事項を抽出したことを示す。

次に、（３）の詳細検討を「４．格納容器再循環ユニット自然対流冷却時の自然対流冷却性能向上対策について」に、（４）（５）の詳細検討を「５．作業環境の線量低減対策の対応例について」にそれぞれ取りまとめる。

最後に、発電所外からの支援について「６．外部からの支援について」にて示す。

3. 格納容器の冷却手段

格納容器再循環ユニットによる除熱特性の影響が現れる以下の重要事故シーケンス等において、格納容器の除熱として使用できる冷却手段は表１のとおり。

① 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）：

大破断 LOCA + ECCS 注入機能喪失 + 格納容器スプレイ注入機能喪失

② 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）：

全交流動力電源喪失 + 補助給水機能喪失

③ 原子炉格納容器の除熱機能喪失：

大破断 LOCA + 低圧再循環機能喪失 + 格納容器スプレイ注入機能喪失

表1 格納容器の除熱として使用できる冷却手段

		①格納容器過圧 破損	②格納容器過温 破損	③原子炉格納容器 の除熱機能喪失
格納容器内 自然対流冷却	粗フィルタ あり	◎	◎	◎
	粗フィルタ なし	○	○	○
RHR再循環 (冷却器による冷却あり)		△	△	△
CVスプレー再循環 (冷却器による冷却あり)		△	△	△

◎：有効性評価で期待， ○：有効性評価で期待していないが使用可能

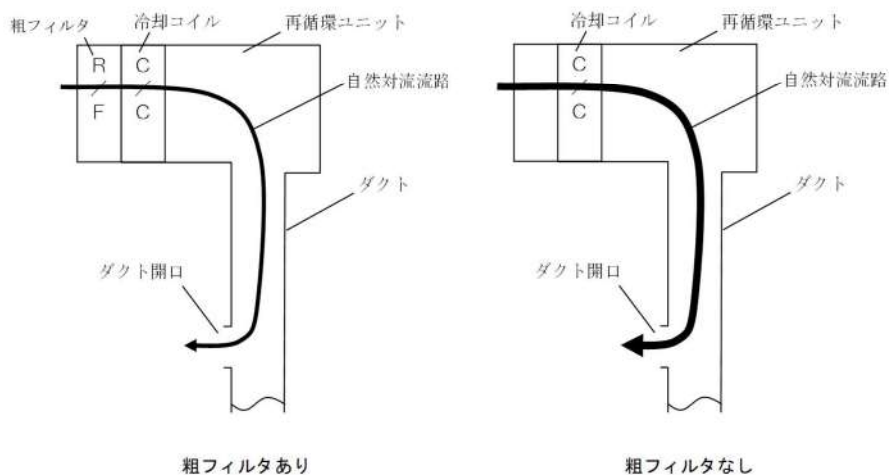
△：有効性評価で期待していないが復旧すれば使用可能（手順あり）

 ：格納容器再循環ユニットの粗フィルタを撤去し，流路の圧力損失を低減することで，自然対流量を増大させることを検討

 ：格納容器再循環運転を実施することで建屋内の環境線量が上昇した場合の作業環境における線量低減について検討

4. 格納容器再循環ユニット自然対流冷却時の自然対流冷却性能向上対策について

(1) 格納容器再循環ユニットによる自然対流冷却性能を高める対策として、格納容器内自然対流冷却に使用するC、D-格納容器再循環ユニットの粗フィルタを撤去し、圧力損失を低減することで自然対流量を増大させる。



(2) 格納容器再循環ユニットの自然対流量を増加させることにより、格納容器再循環ユニットによる除熱量が増加し、自然対流冷却性能が向上する。



格納容器再循環ユニット除熱性能曲線の比較

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。

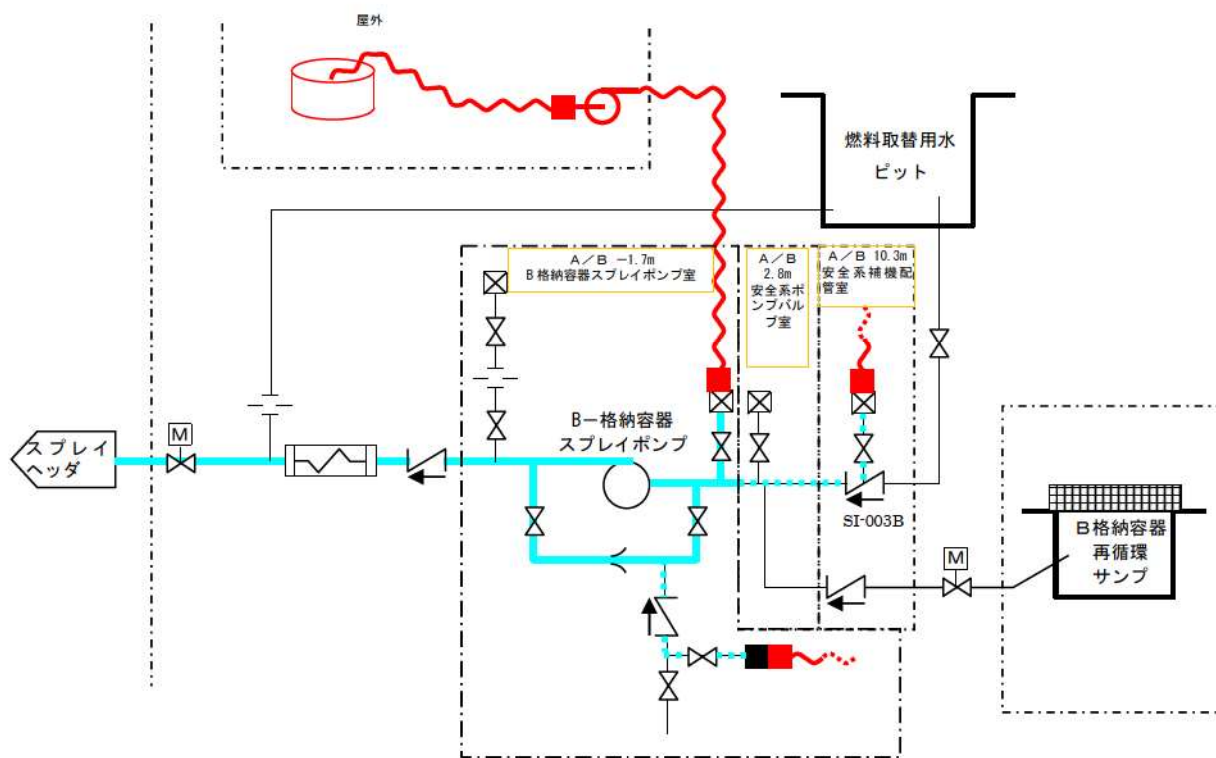
5. 作業環境の線量低減対策の対応例について

作業環境の線量低減対策として、CVスプレー系統における対応例を以下に示す。

RHR系統についても同様な対策を実施することにより、作業環境の線量低減を図ることができる。

(1) ポンプのメンテナンス時の作業環境における線量低減の観点から、短期対応としてスプレーラインのフラッシングを実施する。

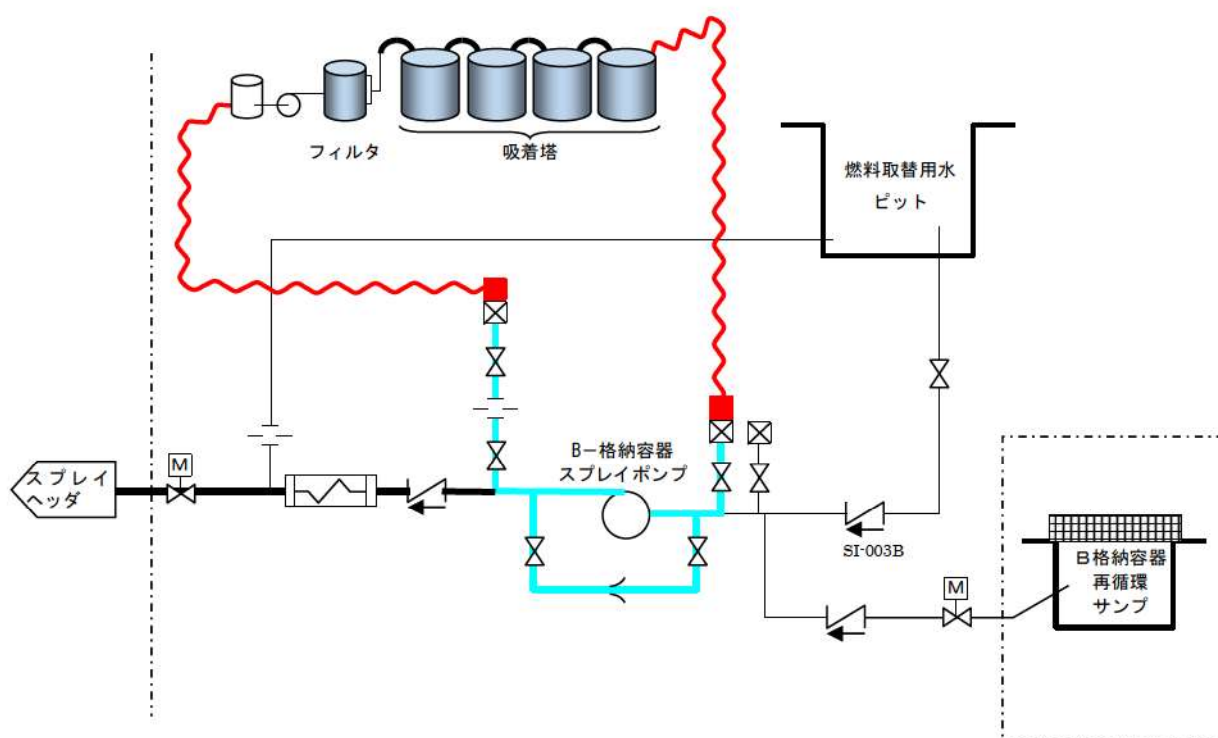
具体的には、下図に示すとおり屋外に設置した仮設水源に貯蔵した水を仮設ポンプを用いて再循環運転に使用したスプレーラインに通水し、格納容器内にフラッシングすることで、作業環境の線量低減を図る。



※：汚染範囲に応じて、フランジ部・弁等からのフラッシング箇所を選定する。

(2) PWR電力において、SA時に生じる汚染水を処理するための知見に関する蓄積を実施している。吸着剤を充てんした吸着塔に適切な通水流量（通水速度）にて汚染水を通水して処理するなど、これらの知見を活用した汚染水処理装置の適用をプラントメーカーの協力を得ながら対応する。

具体的には、下図に示すとおり除染範囲の配管に対しフラッシングを行い、放射能濃度を減じた後に閉ループ循環除染を実施する。



6. 外部からの支援について

汚染水処理装置の適用等，重大事故等対策を適切かつ迅速に進めるためには，プラントメーカーの協力を得る必要がある。このため当社は，原子力災害発生時において，当社が実施する事故収束活動を円滑に実施するため，事故収束手段及び復旧対策を迅速に得られるようプラントメーカー（三菱重工業株式会社及び三菱電機株式会社）との間で支援体制を整備するための契約（泊発電所における原子力防災体制発令時の事態収拾活動への協力に関する協定書）を締結している。

協定では，平常時から連絡体制を構築し，泊発電所の事態収拾活動の支援及び各種事態の収束実現に向けた諸方策の立案などの技術支援を行うこと等が記載されている。

外部からの支援に関する詳細な説明は，添付資料 1.0.4「外部からの支援について」に示す。

泊発電所3号炉

重大事故等の発生時における
停止号炉の影響について

< 目次 >

1.	1号及び2号炉周辺の屋外設備の損傷による影響	1.0.16-1
(1)	地震等の自然現象での建造物の損壊による影響	1.0.16-1
(2)	可燃物施設の損壊による影響	1.0.16-2
(3)	屋外タンクの損壊に伴う溢水による影響	1.0.16-2
(4)	薬品関係設備の損壊に伴う影響	1.0.16-2
2.	同時被災時に必要な要員及び資源の十分性	1.0.16-2
(1)	想定する重大事故等	1.0.16-2
(2)	必要となる対応操作, 必要な要員及び資源の整理	1.0.16-3
(3)	評価結果	1.0.16-3
(4)	3号炉の重大事故等時対応への影響について	1.0.16-5
3.	他号炉における高線量場発生による3号炉対応への影響	1.0.16-5
(1)	想定する高線量場発生	1.0.16-5
(2)	3号炉対応への影響	1.0.16-5
4.	まとめ	1.0.16-7
第1表	想定する各号炉の状態	1.0.16-8
第2表	同時被災時の1号及び2号炉の対応操作, 3号炉の使用済燃料ピットの対応操作, 必要な要員及び資源	1.0.16-9
第3表	1号及び2号炉の注水及び給電に用いる設備 の台数	1.0.16-10
第1図	泊発電所におけるアクセスルート	1.0.16-11
第2図	1号及び2号炉における各作業と所要時間	1.0.16-12
第3図	緊急時対策所への参集ルート等を踏まえた評価点	1.0.16-13
第4図(1/3)	燃料取替用水ピットへの補給(海水)の 作業動線と評価点	1.0.16-14
第4図(2/3)	使用済燃料ピットへの注水確保(海水)の 作業動線と評価点	1.0.16-15
第4図(3/3)	原子炉補機冷却水系統への通水確保(海水)の 作業動線と評価点	1.0.16-16
第5表	作業員の対応手順と所要時間(屋外作業)	1.0.16-17
資料1	泊1, 2号炉 使用済燃料ピット発災時の 緊急時対策所への影響について	1.0.16-18

添付 1	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……………	1.0.16-28
添付 2	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……………	1.0.16-31
添付 3	燃料ラック内側の自然対流速度の評価について……………	1.0.16-32
添付 4	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……………	1.0.16-35
添付 5	空気の物性値・ヌセルト数 (伝熱工学資料) ……………	1.0.16-40
添付 6	ラック外側の流動抵抗の評価について……………	1.0.16-41
添付 7	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……………	1.0.16-45
添付 8	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……………	1.0.16-48

泊発電所3号炉運転中に重大事故等が発生した場合、他号炉及び3号炉の使用済燃料ピットについても重大事故等が発生すると想定し、それらの対応を含めた同時被災時に必要な要員、資源について整理する。

泊発電所1号及び2号炉は停止状態にあり、各号炉で保有する燃料からの崩壊熱の継続的な除去が必要となる。

そのため、他号炉を含めた同時被災が発生すると、他号炉への対応が必要となり、3号炉への対応に必要な要員及び資源の充分性に影響を与えるおそれがある。また、必要な要員及び資源が十分であっても、同時被災による他号炉の状態により3号炉への対応が阻害されるおそれもある。

また、1号及び2号炉周辺施設が、地震等の自然現象等により設備が損傷し3号炉の重大事故等対策へ与える影響を考慮する必要がある。

以上を踏まえ、他号炉を含めた同時被災時における、1号及び2号炉周辺の屋外設備の損傷による影響、必要な要員及び資源の充分性を確認するとともに、他号炉における高線量場の発生を前提として3号炉の対応の成立性を確認する。

また、3号炉の使用済燃料ピットを含めた事故対応においても当該号炉の要員及び資源が十分であることを併せて確認する。

1. 1号及び2号炉周辺の屋外設備の損傷による影響

1号及び2号炉周辺には、第1図に示すとおり3号炉の重大事故等発生時の対応を行うためのアクセスルートを設定している。

当該アクセスルートへの影響については、添付資料1.0.2「泊発電所3号炉可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて」において以下を考慮している。

- ・地震等の自然現象での構造物の損壊による影響
- ・可燃物施設の損壊による影響
- ・屋外タンクの損壊に伴う溢水による影響
- ・薬品関係設備の損壊による影響

(1) 地震等の自然現象での構造物の損壊による影響

1号及び2号炉周辺の屋外設備がアクセスルートに影響しないよう以下のいずれかの対応を実施しており、3号炉の重大事故等対応に影響はない。

- ・損壊を想定しても必要な幅員を確保できる
- ・損壊を想定しても迂回することにより対応可能
- ・基準地震動により倒壊しない設計とする
- ・損壊した場合、重機（ホイールローダ及びバックホウ）にてがれきを撤去し、アクセスルートを確保する

(2) 可燃物施設の損壊による影響

3号炉施設に対しては、外部火災影響評価において、火災源として発電所敷地内の全ての屋外地上部に設置された危険物貯蔵施設（消防法で定められた指定数量以上を貯蔵していると想定した場合）を考慮し影響がない設計とする。

また、1号及び2号炉周辺では変圧器や1、2号補助ボイラ燃料タンクの火災の影響を想定しているが、アクセスルートと離隔距離を有しており、直接的な影響はない。

(3) 屋外タンクの損壊に伴う溢水による影響

1号、2号及び3号炉周辺いずれも、タンクからの溢水影響を評価しており周辺の空地が平坦かつ広大であり、周辺の道路上及び排水設備を自然流下し、拡散することからアクセスルートへの影響はない。

(4) 薬品関係設備の損壊に伴う影響

1号及び2号炉周辺の薬品関係設備周辺には堰及び排水溝を設置しており、薬品が漏れいしても薬品全量を排水溝を通じて中和槽へ移送可能であることからアクセスルートへの影響はない。また、薬品関係設備周辺には土、砂利及び側溝で囲まれており、漏れいした薬品は土中への浸透及び側溝に流入することから、薬品流出によるアクセスルートへの影響はない。

2. 同時被災時に必要な要員及び資源の十分性

(1) 想定する重大事故等

東京電力株式会社福島第一原子力発電所の事故及び共通要因による複数炉の重大事故等の発生の可能性を考慮し、泊発電所1号、2号及び3号炉について、全交流動力電源喪失及び使用済燃料ピットでのスロッシングの発生を想定する。

なお、3号炉の重大事故等への影響について包絡的に評価するため、仮想的に1号及び2号炉の使用済燃料ピットにおいて、全保有水喪失を想定し、必要な要員及び資源について評価した。1号及び2号炉の使用済燃料ピットにおいて全保有水喪失した場合、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期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（資料1）。

また、不測の事態を想定し、1号及び2号炉のうち、いずれか1つの号炉において、事象発生直後に内部火災が発生していることを想定する。なお、水源評価に際しては、1号及び2号炉における消火活動による水の消費を考慮する。

3号炉について、有効性評価の各シナリオのうち、必要な要員及び資源（水源、燃料及び電源）ごとに最も厳しいシナリオを想定する。

第1表に想定する各号炉の状態を示す。上記に対して、7日間の対応に必要な要員及び必要な資源並びに3号炉の対応への影響を確認する。

(2) 必要となる対応操作，必要な要員及び資源の整理

「(1) 想定する重大事故等」にて必要となる対応操作，必要な要員，7日間の対応に必要な資源について，第2表及び第2図のとおり整理する。

(3) 評価結果

1号及び2号炉にて「(1) 想定する重大事故等」が発生した場合の必要な要員及び必要な資源についての評価結果を以下に示す。

a. 必要な要員の評価

重大事故等時に必要な1号，2号及び3号炉の対応操作については，各号炉の中央制御室に常駐している運転員，災害対策要員，消火要員，事象発生3時間後に発電所外から参集する給油活動を行う要員及び事象発生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。

b. 必要な資源の評価

(a) 水源

3号炉において，水源の使用量が最も多い「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」を想定すると，代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの水源となる燃料取替用水ピットにおいては，燃料取替用水ピットの保有水（約1700m³）が枯渇する前に，可搬型大型送水ポンプ車を用いて海水を補給することから，7日間の対応を考慮しても必要な水源は確保可能である。

また，「全交流動力電源喪失（外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し，原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故）」を想定すると，蒸気発生器2次側による炉心冷却を行うタービン動補助給水ポンプの水源となる補助給水ピットにおいては，補助給水ピットの保有水（約570m³）が枯渇する前に，可搬型大型送水ポンプ車を用いて海水を補給することから，7日間の対応を考慮しても必要な水源は確保可能である。

3号炉の使用済燃料ピットにおいては，「想定事故1」を想定すると，可搬型大型送水ポンプ車を用いて海水を使用済燃料ピットへ注水することから，7日間の対応を考慮しても必要な水源は確保可能である。

なお，1号及び2号炉の使用済燃料ピットにおいては，全保有水喪失を想定しても，可搬型大型送水ポンプ車を用いて海水を使用済燃料ピットへスプレイすることから，7日間の対応を考慮しても必要な水源は確保可能である。

また、1号及び2号炉の移動発電機車からの給電により燃料取替用水タンク、1次系純水タンク及び2次系純水タンクによる注水に必要なポンプの駆動電源を確保し、使用済燃料ピットへ注水する手段も確保している。さらに、燃料取替用水タンクは、現場手動弁による系統構成により重力注水が可能であり、移動発電機車による給電を必要としない注水手段も確保している。

1号及び2号炉の注水及び給電に用いる設備の台数と共用の関係は第4表に示すとおりである。移動発電機車は1号炉用として2台、2号炉用として2台保有しており、移動発電機車を用いることで、燃料取替用水タンク、1次系純水タンク及び2次系純水タンクによる注水に必要なポンプへの給電も可能である。

内部火災に対する消火活動に必要な水源は約63m³であり、1号及び2号炉のろ過水タンクに必要な水量が確保されるため、3号炉における水源を用いなくても7日間の対応が可能である。

なお、スロッシングによる水位低下量は少量であることから、燃料取扱棟での注水操作は可能である。

(b) 燃料（軽油）

3号炉において、軽油の使用量が最も多い「想定事故1」を想定する。本重要事故シーケンスの評価では外部電源の喪失は想定していないが、ディーゼル発電機による電源供給については、事象発生後7日間定格出力で運転した場合、約527.1kLの軽油が必要となる。

使用済燃料ピットへ海水を補給するための可搬型大型送水ポンプ車については、事象発生直後から使用済燃料ピット水が蒸発を開始すると想定し、使用済燃料ピット水位を維持するよう可搬型大型送水ポンプ車で間欠的に注水した場合を想定して、7日間の運転継続に約5.0kLの軽油が必要となる。

緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に約7.4kLの軽油が必要となる。

ディーゼル発電機燃料油貯油槽にて540kLの軽油を保有しており、これらの使用が可能であることから、ディーゼル発電機による電源供給、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及び緊急時対策所用発電機による電源供給について、7日間の継続が可能である。

1号及び2号炉の使用済燃料ピットの注水設備への電源供給に使用する軽油の使用量として、定格負荷で移動発電機車を運転（2台/号炉）した場合を想定しており、7日間で必要な軽油は1号及び2号炉で合計約277kLとなる。

また、1号及び2号炉における使用済燃料ピットへの注水又はスプレイと、内部火災が発生した号炉における消火活動に対して、可搬型大型送水ポンプ車（2台）及び消防自動車（1台）の7日間の運転継続を想定すると約29kL^{*1}が必要と

なる。

1号及び2号炉のディーゼル発電機燃料油貯油槽にて合計約424kLの軽油を保有しており、これらの使用が可能であることから、1号及び2号炉の使用済燃料ピットの注水又はスプレイについて、3号炉における軽油を使用しなくても7日間の対応は可能である。

※1：可搬型大型送水ポンプ車については、使用済燃料ピットへの注水流量は約47m³/h、使用済燃料ピットへのスプレイ流量120m³/hに対して、保守的に事象発生直後から定格負荷（300m³/h）での運転を想定。消防自動車については、保守的に事象発生直後から定格負荷での運転を想定

(c) 電源

3号炉においては代替非常用発電機、1号及び2号炉においては移動発電機車による電源供給により、重大事故等の対応に必要な負荷に電源供給が可能である。

(4) 3号炉の重大事故等時対応への影響について

「(3) 評価結果」に示すとおり、重大事故等時に必要となる対応操作は、各号炉の中央制御室に常駐している運転員、災害対策要員、消火要員、事象発生3時間後に発電所外から参集する給油活動を行う要員及び事象発生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ことから、3号炉の重大事故等に対応する要員に影響を与えない。

3号炉の各資源にて当該号炉の原子炉、格納容器及び使用済燃料ピットにおける7日間の対応が可能であり、また、1号及び2号炉の各資源にて1号及び2号炉の使用済燃料ピット並びに内部火災における7日間の対応が可能である。

以上のことから、1号及び2号炉に重大事故等が発生した場合にも、3号炉の重大事故等時の対応への影響はない。

3. 他号炉における高線量場発生による3号炉対応への影響

(1) 想定する高線量場発生

3号炉への対応に必要な緊急時対策所における活動、重大事故等対策に関する作業及びアクセスルートの移動による現場の線量率を評価する際において、1号及び2号炉の状態は放射線遮蔽の観点で厳しい使用済燃料ピットの全保有水喪失を想定する。

(2) 3号炉対応への影響

a. 緊急時対策所における活動への影響

1号及び2号炉の使用済燃料ピットにおいて、高線量場が発生した場合の緊急

時対策所における活動に係る線量率の評価結果は、以下のとおり。

(a) 緊急時対策所への参集による影響

緊急時対策所への参集については、総合管理事務所からのアクセスルートにおける徒歩の移動時間は、第3図に示す複数の緊急時対策所への参集ルートのうちAルートの場合約10分であり、緊急時対策所への参集ルート上で、1号及び2号炉の使用済燃料ピット内の使用済燃料からの線量影響が最大となる地点（2号炉使用済燃料ピット最近接点）における線量率（1号炉からの線量率：約0.32mSv/h、2号炉からの線量率：約6.0mSv/h）より移動にかかる被ばく線量は約1.1mSvとなる。

なお、線量率の高いエリアは限られることから、これらを極力避けることにより、被ばく線量を抑えることができる。また、徒歩での移動に比べ車両で移動した場合は総移動時間及び被ばく線量は小さくなる。

また、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については、第3図の給油作業地点における線量率（1号炉からの線量率：約0.27mSv/h、2号炉からの線量率：約0.038mSv/h）より給油作業にかかる被ばく線量は7日間の作業を考慮しても約0.12mSvとなる。

緊急時対策所の居住性については、第3図の緊急時対策所中心点における線量率（1号炉からの線量率：約 3.4×10^{-4} mSv/h、2号炉からの線量率：約 4.7×10^{-5} mSv/h）より被ばく線量は7日間の滞在を考慮しても約0.064mSvとなる。

b. 屋外作業への影響

(a) 3号炉の重大事故等への対応作業への影響

3号炉の重大事故等への対応作業のうち、作業員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の「燃料取替用水ピットへの補給（海水）」、「使用済燃料ピットへの注水確保（海水）」及び「原子炉補機冷却水系統への通水確保（海水）」の被ばく評価結果については、以下の資料に示している。

- ・技術的能力1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等 添付資料1.7.7「重大事故に係る屋外作業員に対する被ばく評価について」
- ・技術的能力1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等 添付資料1.11.20「重大事故に係る屋外作業員に対する被ばく評価について」
- ・技術的能力1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等 添付資料1.13.4「重大事故に係る屋外作業員に対する被ばく評価について」

追而 「燃料取替用水ピットへの補給（海水）」、「使用済燃料ピットへの注水確保（海水）」及び「原子炉補機冷却水系統への通水確保（海水）」の作業それぞれにつ

追而 いて、作業員の被ばく線量は約34mSv、約68mSv、約16mSvであるが、1号及び2号炉の使用済燃料ピットにおいて高線量場が発生した場合であっても、被ばく線量の増加分はそれぞれ約3mSv、約2mSv、約2mSvであるため作業性に問題はない。

なお、各評価点を第4図に、当該作業の作業時間を第5表に示す（添付資料1.7.7、添付資料1.11.20及び添付資料1.13.4より抜粋）。

当該作業は、常駐している要員にて被ばく線量を管理し交代しながら対応を継続していくことが可能である。

さらに、事象発生12時間以降参集してくる要員による交代も可能であることから、緊急時被ばく線量を超えることはない。

よって、高線量場の発生を含め、1号及び2号炉に重大事故等が発生した場合であっても、3号炉の重大事故等への対応作業のためのアクセスは可能であり、重大事故等時における活動が可能である。

4. まとめ

「1. 1号及び2号炉周辺の屋外設備の損傷による影響」、「2. 同時被災時に必要な要員及び資源の十分性」及び「3. 他号炉における高線量場発生による3号炉対応への影響」に示すとおり、高線量場の発生を含め、1号及び2号炉に重大事故等が発生した場合にも、3号炉の重大事故等の対応は可能である。

第1表 想定する各号炉の状態

項目	3号炉	1号及び2号炉
要員	<ul style="list-style-type: none"> ・全交流動力電源喪失 ・「想定事故1」 ・「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」 	
水源	<ul style="list-style-type: none"> ・全交流動力電源喪失 ・「想定事故1」 ・「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」 ・「全交流動力電源喪失（外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故）」 	<ul style="list-style-type: none"> ・全交流動力電源喪失 ・使用済燃料ピットにおいて全保有水喪失を想定 ・内部火災^{※2}
燃料	<ul style="list-style-type: none"> ・外部電源喪失^{※1} ・「想定事故1」 	
電源	<ul style="list-style-type: none"> ・全交流動力電源喪失 ・「想定事故1」 ・「全交流動力電源喪失（外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故）」 	

※1 燃料については、消費量の観点からディーゼル発電機の運転を想定する。

※2 3号炉は火災防護措置が強化されることから、1号及び2号炉での内部火災の発生を想定する。また、1号及び2号炉で複数の内部火災を想定することが考えられるが、時間差で発生することを想定し、全交流動力電源喪失及び使用済燃料ピット全保有水喪失と同時に発生する内部火災としては1つの号炉とする。ただし、消火活動に必要な水源は1号及び2号炉分の消費を想定する。

第2表 同時被災時の1号及び2号炉の対応操作, 3号炉の使用済燃料ピットの対応操作, 必要な要員及び資源

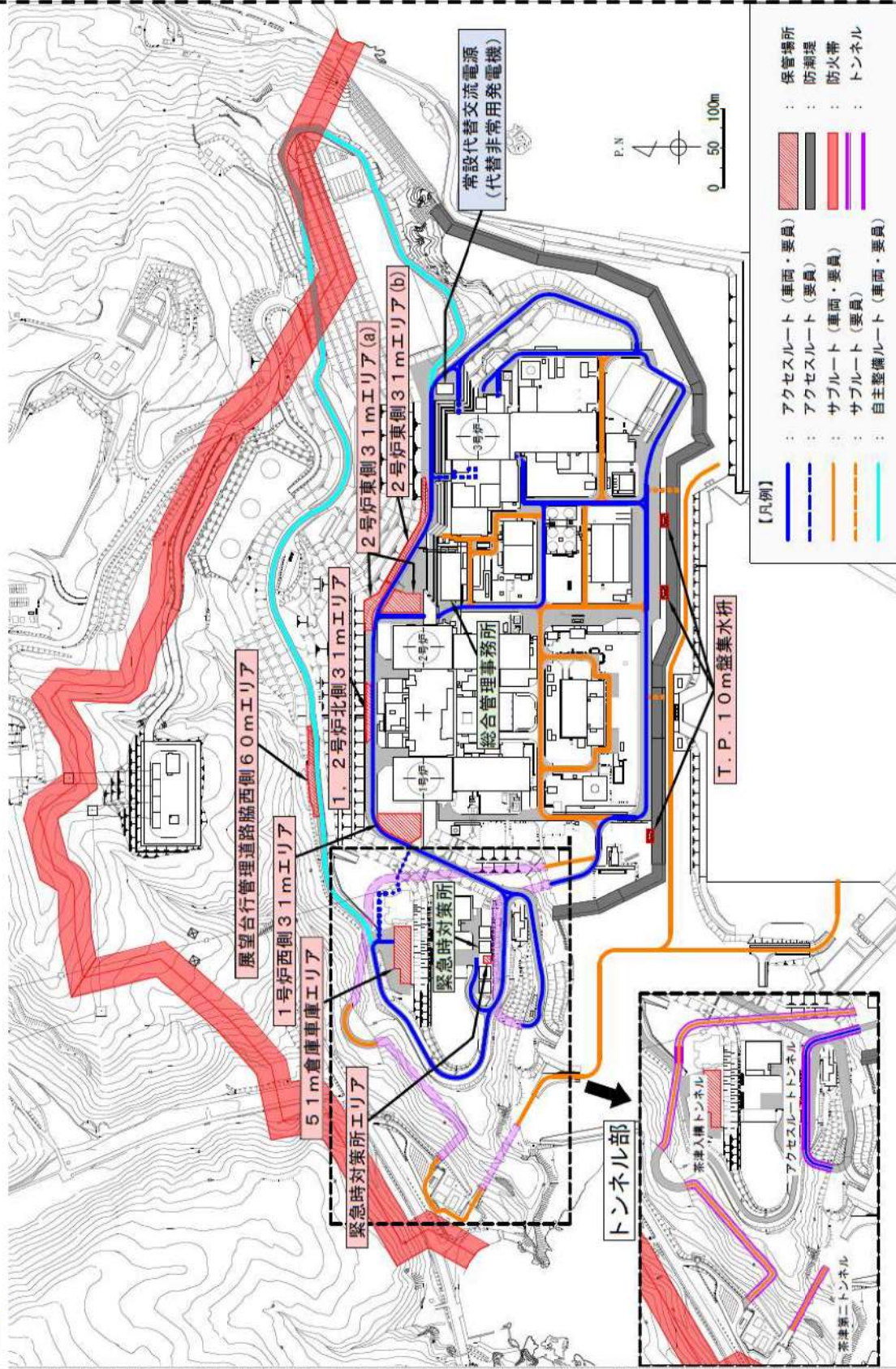
必要となる対応操作	対応操作概要	対応要員	必要な資源
ディーゼル発電機等の現場確認	ディーゼル発電機の現場の状態確認	1号, 2号炉: 12時間以降の発電所外からの参集要員	—
内部火災に対する消火活動	建屋内での火災を想定し, 当該火災に対する現場確認・消火活動を実施する	1号及び2号炉: 運転員及び消火要員	○水源 約63m ³ (31.2m ³ /号炉×2 (1号及び2号炉)) ○燃料 化学消防自動車: 約4kL (20L/h×24h×7日×1台) ○水源は海水を使用 ○燃料 1号及び2号炉 可搬型大型送水ポンプ車: 約25kL (72L/h×24h×7日×2台)
可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへのスプレイ	海を水源とし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スプレイを行い, 使用済燃料からの崩壊熱の継続的な除去を行う	1号及び2号炉: 12時間以降の発電所外からの参集要員	○水源は海水を使用 ○燃料 3号炉 可搬型大型送水ポンプ車: 約5kL (72L/h×19.2m ³ /h ^{*1} ×24h×7日×1台) ※1: 有効性評価「想定事故1」における使用済燃料ピットの蒸発率
各注水設備 (燃料取替用タンク, 1次系純水タンク及び2次系純水タンク) による使用済燃料ピットへの注水	海を水源とし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を行い, 使用済燃料からの崩壊熱の継続的な除去を行う	3号炉: 災害対策要員	○燃料 1号及び2号炉移動発電機車: 約277kL (411L/h ^{*1} ×24h×7日×4台) ※1: 1号及び2号炉は停止中のため, 実際は重大事故等の対応に必要な計装類や使用済燃料ピットへの注水に使用する設備へ給電することに なるが, 燃料消費量を保守的に見積もる観点から, 移動発電機車の定格負荷時における燃料消費量を想定
移動発電機車による給電	移動発電機車による給電・受電操作を実施する	1号及び2号炉: 12時間以降の発電所外からの参集要員	○燃料 1号及び2号炉: 12時間以降の発電所外からの参集要員 3号炉: 3時間以降の発電所外からの参集要員
燃料補給作業	移動発電機車及び可搬型大型送水ポンプ車に給油を行う 代替非常用発電機, 可搬型大型送水ポンプ車及び緊急時対策所用発電機に給油を行う	1号及び2号炉: 12時間以降の発電所外からの参集要員 3号炉: 3時間以降の発電所外からの参集要員	—

第3表 1号及び2号炉の注水及び給電に用いる設備の台数

記載は設置台数であり、()内はその系統のみで注水するのに必要な台数

	1号炉	2号炉	共通	備考
注水設備	燃料取替用水ポンプ (水源：燃料取替用水タンク)	2 (1)	—	全交流動力電源喪失時は移動発電機車による給電を実施することで使用可能
	1次系補給水ポンプ (水源：1次系純水タンク)	2 (1)	—	全交流動力電源喪失時は移動発電機車による給電を実施することで使用可能
	補給水ポンプ (水源：2次系純水タンク)	—	1 (1)	全交流動力電源喪失時は2号炉の移動発電機車による給電を実施することで使用可能
	可搬型大型送水ポンプ車 (水源：海)	1 (1)	—	—
給電設備	2 (1)	2 (1)	—	—

追而

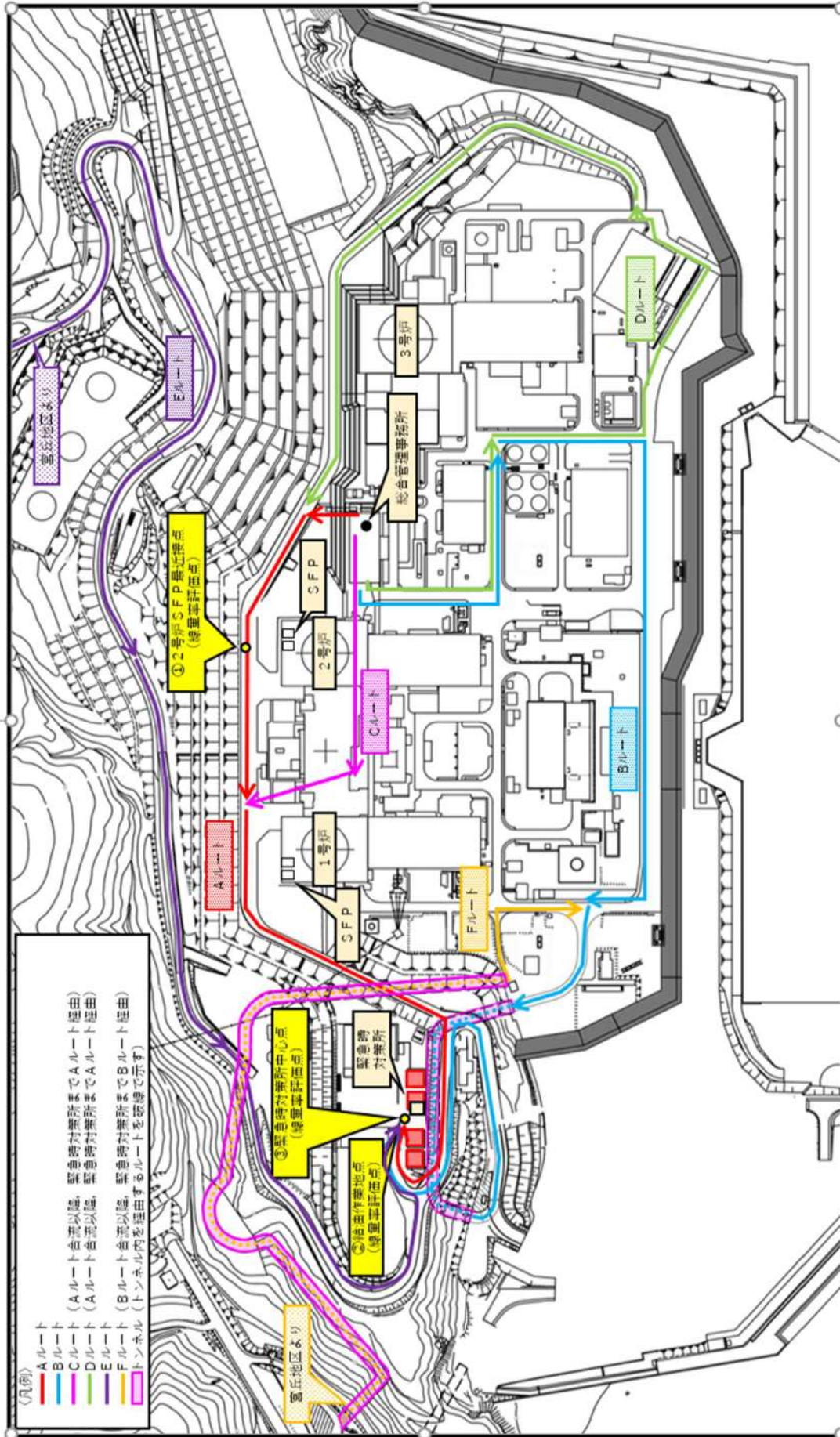


第1図 泊発電所におけるアクセスルート

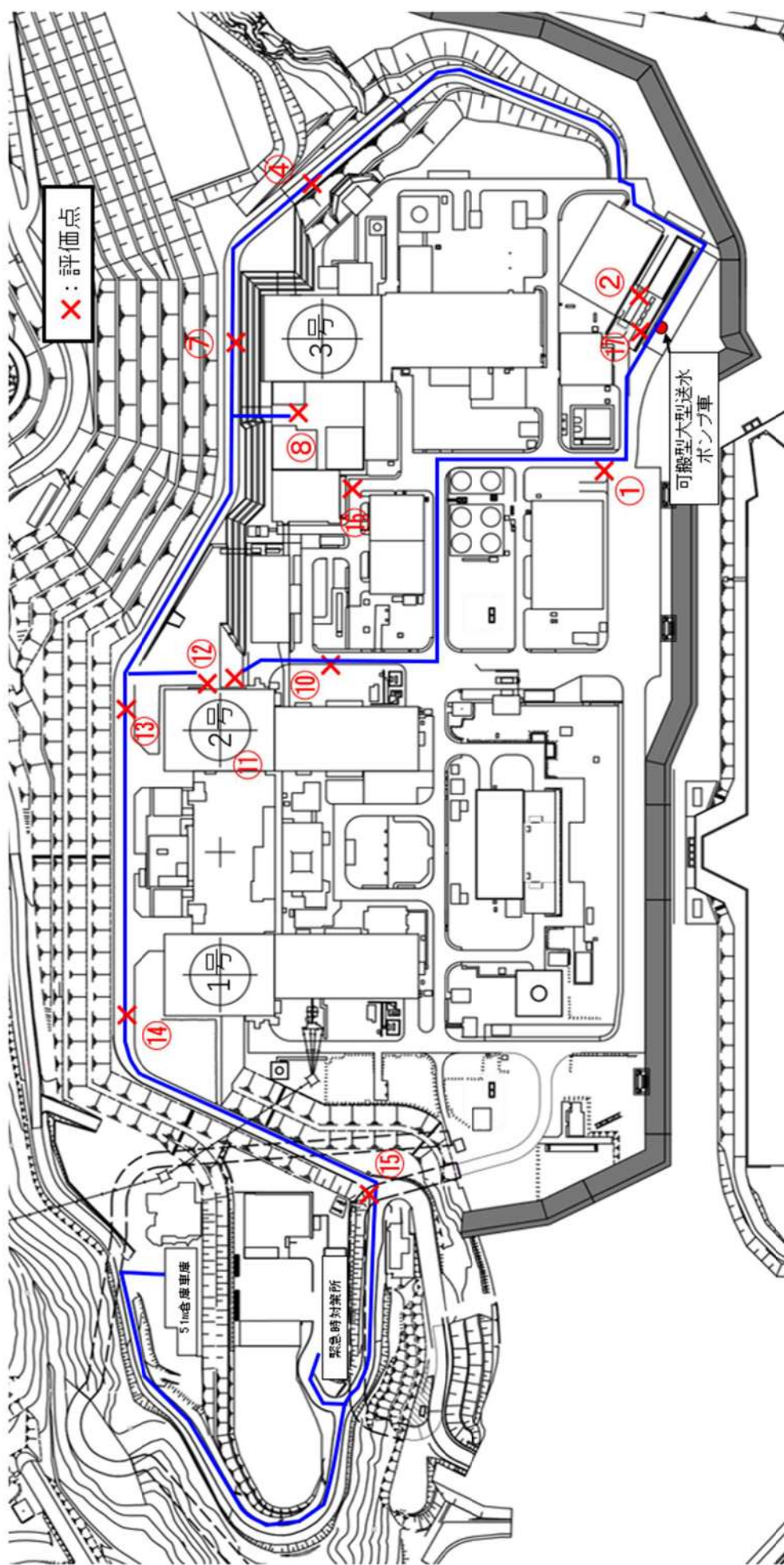
号炉	実施箇所・必要人員数				操作項目	経過時間(時間)						備考							
	運転員 (中央制御室)	運転員 (現場)	参集要員	消火要員		1	2	3	4	5	6		7	8	9	10	11	12	13
「全交送動力電源喪失、使用済燃料ピットの全保有火災失」を想定する号炉	1人 A	-	-	-	10分	▽事象発生 ▽参集要員による作業開始													
	1人 A	-	-	-	10分	▽参集要員による作業開始													
	-	-	参集要員にて対応	-	-	ダイゼン発電機等の現場確認													
	-	-	-	-	-	ダイゼン発電機等の機能回復(考慮せず)													
	-	-	参集要員にて対応	-	-	移動発電機車による給電・受電													
	-	-	参集要員にて対応	-	-	燃料取扱用水タンク(重力注水)による使用済燃料ピットへの注水													
	-	-	参集要員にて対応	-	-	燃料取扱用水タンクや1次蒸餾水タンク、2次蒸餾水タンクによる使用済燃料ピットへの注水													
	-	-	参集要員にて対応	-	-	可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへのスプレイ													
	1人 B	-	-	-	10分	プリント枚数印刷													
	1人 B	-	-	-	-	プリント監視													
-	1人 C	-	-	-	30分	火災現場確認													
-	-	-	-	8人	-	消火活動													
-	-	参集要員にて対応	-	-	-	ダイゼン発電機等の現場確認													
-	-	-	-	-	-	ダイゼン発電機等の機能回復(考慮せず)													
-	-	参集要員にて対応	-	-	-	移動発電機車による給電・受電													
-	-	参集要員にて対応	-	-	-	燃料取扱用水タンク(重力注水)による使用済燃料ピットへの注水													
-	-	参集要員にて対応	-	-	-	燃料取扱用水タンクや1次蒸餾水タンク、2次蒸餾水タンクによる使用済燃料ピットへの注水													
-	-	参集要員にて対応	-	-	-	可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへのスプレイ													
-	-	参集要員にて対応	-	-	-	燃料補給作業													

時間差で発生する複数の内部火災に対しては、消火要員が火災現場を都度移動することにより、現在の想定する要員での対応が可能である。

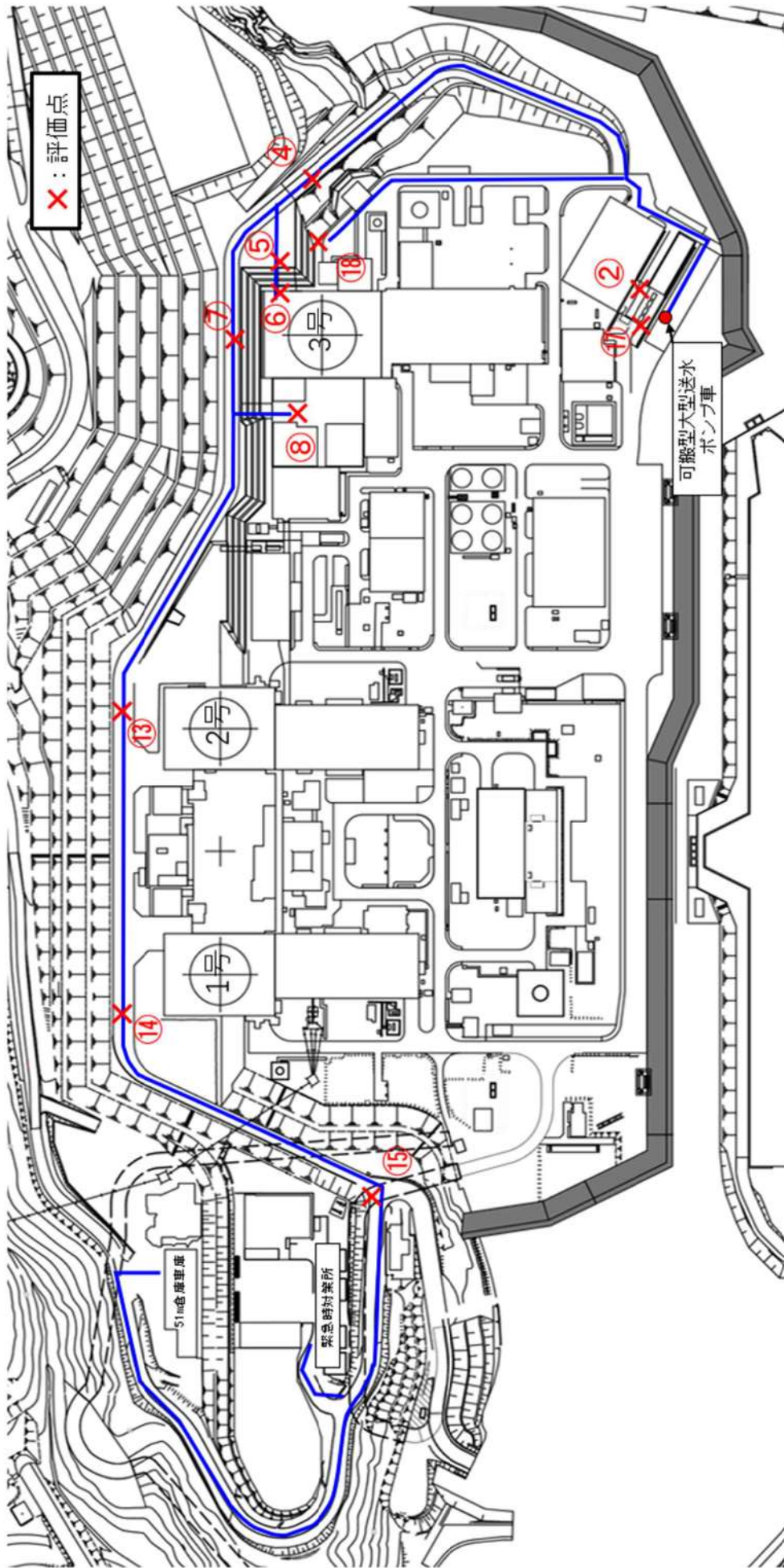
第2図 1号及び2号炉における各作業と所要時間



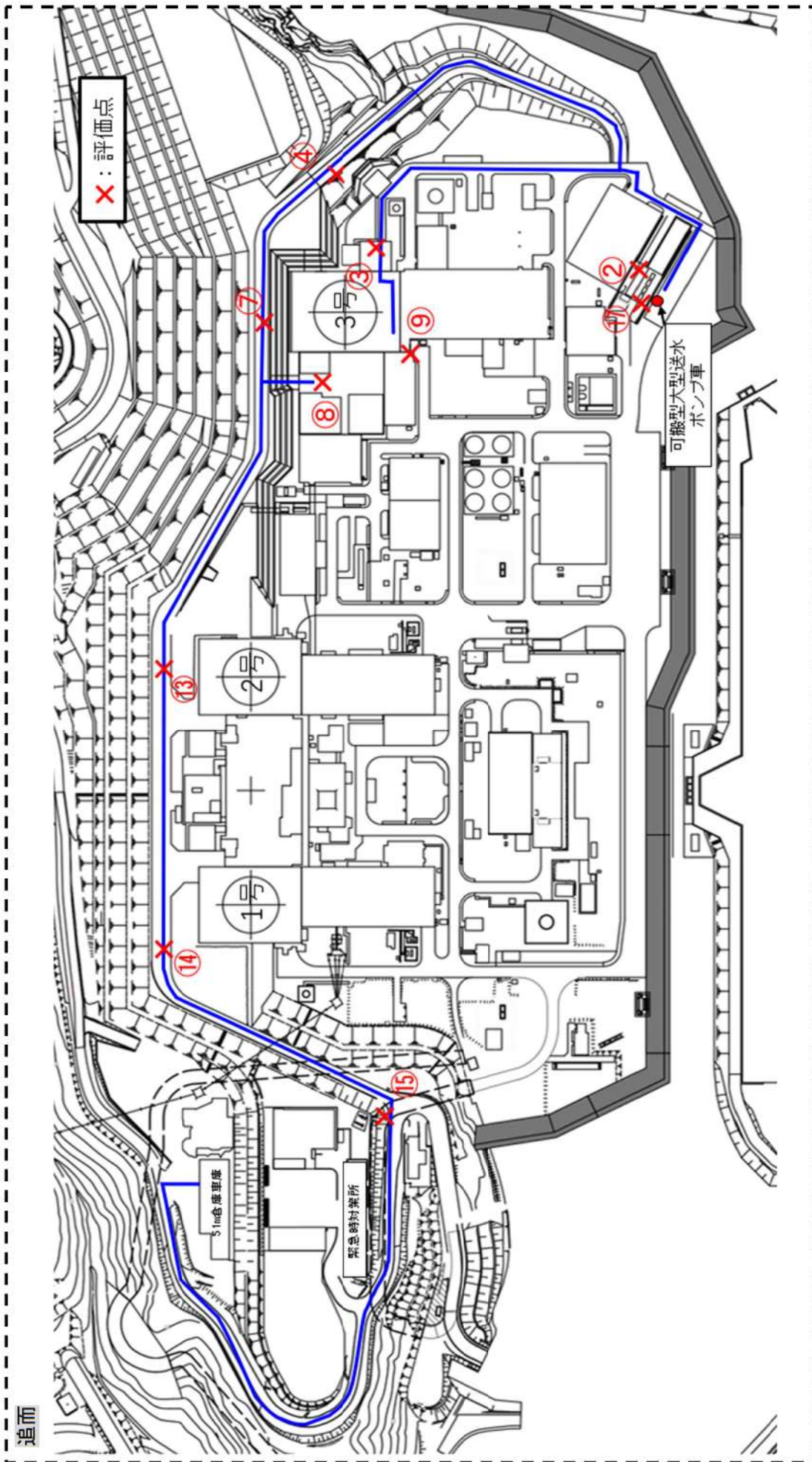
第3図 緊急時対策所への参集ルート等を踏まえた評価点



第4図(1/3) 燃料取替用水ピットへの補給(海水)の作業動線と評価点



第4図(2/3) 使用済燃料ピットへの注水確保(海水)の作業動線と評価点



第4図(3/3) 原子炉補機冷却水系統への通水確保(海水)の作業動線と評価点

手順の項目	必要な要員と作業項目	手続の内容	経過時間(時間)		備考
			準備	作業	
燃料取替用水ピットへの補給(海水)	要員(名) (作業に必要な要員数) 【】は他作業後移動してきた要員 3名	●可搬型ホース敷設、代替給水・注水配管と接続、ホース延長・回収車による可搬型ホース敷設 ●ホース延長・回収車による可搬型ホース敷設、可搬型大型送水ポンプ車Aの設置、ポンプ車周辺の可搬型ホース敷設、海水取水箇所への水中ポンプ設置 【3】 (現場操作) ●燃料取替用水ピット補給系統構成 【1】 (現場操作) ●可搬型大型送水ポンプ車Aによる燃料取替用水ピットへの補給 【1】 (現場操作) ●可搬型ホース敷設、原子炉補給冷却水系統のホース接続口と接続、ホース延長・回収車による可搬型ホース敷設、可搬型大型送水ポンプ車Bの設置、ポンプ車周辺の可搬型ホース敷設、海水取水箇所への水中ポンプ設置 【3】 (現場操作) ●格納容器内自然対流冷却系統構成 【1】 (中央制御室操作) ●格納容器内自然対流冷却系統構成 【1】 (現場操作) ●格納容器内自然対流冷却系統構成 【1】 (現場操作) ●可搬型大型送水ポンプ車Bによる原子炉補給冷却水系統への通水 【1】 (現場操作) ●ホース延長・回収車による可搬型ホース敷設、可搬型大型送水ポンプ車Aの設置、ポンプ車周辺の可搬型ホース敷設、海水取水箇所への水中ポンプ設置 【3】 (現場操作) ●可搬型ホース敷設、ホース延長・回収車による可搬型ホース敷設 【1】 (現場操作) ●可搬型大型送水ポンプ車Aによる使用済燃料ピットへの注水 【1】 (現場操作)	約12.9時間 可搬型大型送水ポンプ車による燃料取替用水ピットへの補給開始 24時間 格納容器内自然対流冷却(以降継続)	燃料取替用水ピットへの補給は燃料取替用水ピットの水位が枯渇する時間(約12.9時間)までに対応が可能である。 ※1: 使用済燃料ピットへの注水は、備と共通の手順のため※2の対応を要する。	
			●可搬型大型送水ポンプ車Aによる燃料取替用水ピットへの補給 【1】 (現場操作)	約12.9時間 可搬型大型送水ポンプ車による燃料取替用水ピットへの補給開始 24時間 格納容器内自然対流冷却(以降継続)	燃料取替用水ピットへの補給は燃料取替用水ピットの水位が枯渇しないように断続的に送水を継続
			●燃料取替用水ピット補給系統構成 【1】 (現場操作)	約12.9時間 可搬型大型送水ポンプ車による燃料取替用水ピットへの補給開始 24時間 格納容器内自然対流冷却(以降継続)	燃料取替用水ピットへの補給は燃料取替用水ピットの水位が枯渇しないように断続的に送水を継続
			●可搬型大型送水ポンプ車Aによる燃料取替用水ピットへの補給 【1】 (現場操作)	約12.9時間 可搬型大型送水ポンプ車による燃料取替用水ピットへの補給開始 24時間 格納容器内自然対流冷却(以降継続)	燃料取替用水ピットへの補給は燃料取替用水ピットの水位が枯渇しないように断続的に送水を継続
			●可搬型ホース敷設、原子炉補給冷却水系統のホース接続口と接続、ホース延長・回収車による可搬型ホース敷設、可搬型大型送水ポンプ車Bの設置、ポンプ車周辺の可搬型ホース敷設、海水取水箇所への水中ポンプ設置 【3】 (現場操作)	約12.9時間 可搬型大型送水ポンプ車による燃料取替用水ピットへの補給開始 24時間 格納容器内自然対流冷却(以降継続)	燃料取替用水ピットへの補給は燃料取替用水ピットの水位が枯渇しないように断続的に送水を継続
			●格納容器内自然対流冷却系統構成 【1】 (中央制御室操作)	約12.9時間 可搬型大型送水ポンプ車による燃料取替用水ピットへの補給開始 24時間 格納容器内自然対流冷却(以降継続)	燃料取替用水ピットへの補給は燃料取替用水ピットの水位が枯渇しないように断続的に送水を継続
			●格納容器内自然対流冷却系統構成 【1】 (現場操作)	約12.9時間 可搬型大型送水ポンプ車による燃料取替用水ピットへの補給開始 24時間 格納容器内自然対流冷却(以降継続)	燃料取替用水ピットへの補給は燃料取替用水ピットの水位が枯渇しないように断続的に送水を継続
			●格納容器内自然対流冷却系統構成 【1】 (現場操作)	約12.9時間 可搬型大型送水ポンプ車による燃料取替用水ピットへの補給開始 24時間 格納容器内自然対流冷却(以降継続)	燃料取替用水ピットへの補給は燃料取替用水ピットの水位が枯渇しないように断続的に送水を継続
			●可搬型大型送水ポンプ車Bによる原子炉補給冷却水系統への通水 【1】 (現場操作)	約12.9時間 可搬型大型送水ポンプ車による燃料取替用水ピットへの補給開始 24時間 格納容器内自然対流冷却(以降継続)	燃料取替用水ピットへの補給は燃料取替用水ピットの水位が枯渇しないように断続的に送水を継続
			●ホース延長・回収車による可搬型ホース敷設、可搬型大型送水ポンプ車Aの設置、ポンプ車周辺の可搬型ホース敷設、海水取水箇所への水中ポンプ設置 【3】 (現場操作)	約12.9時間 可搬型大型送水ポンプ車による燃料取替用水ピットへの補給開始 24時間 格納容器内自然対流冷却(以降継続)	燃料取替用水ピットへの補給は燃料取替用水ピットの水位が枯渇しないように断続的に送水を継続
●可搬型ホース敷設、ホース延長・回収車による可搬型ホース敷設 【1】 (現場操作)	約12.9時間 可搬型大型送水ポンプ車による燃料取替用水ピットへの補給開始 24時間 格納容器内自然対流冷却(以降継続)	燃料取替用水ピットへの補給は燃料取替用水ピットの水位が枯渇しないように断続的に送水を継続			
●可搬型大型送水ポンプ車Aによる使用済燃料ピットへの注水 【1】 (現場操作)	約12.9時間 可搬型大型送水ポンプ車による燃料取替用水ピットへの補給開始 24時間 格納容器内自然対流冷却(以降継続)	燃料取替用水ピットへの補給は燃料取替用水ピットの水位が枯渇しないように断続的に送水を継続			
燃料補給 要員 2名	●可搬型大型送水ポンプ車への燃料補給 ●代替非常用発電機への燃料補給 ●可搬型タンクローリーへの燃料積み上げ 【現場操作】	燃料補給	燃料補給	燃料補給	

* 災害対策要員の配置に付記した「1」は、災害対策要員同士での担当作業入替えを行っての対応が可能であることを示す。

第5表 作業員の対応手順と所要時間 (屋外作業)

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。

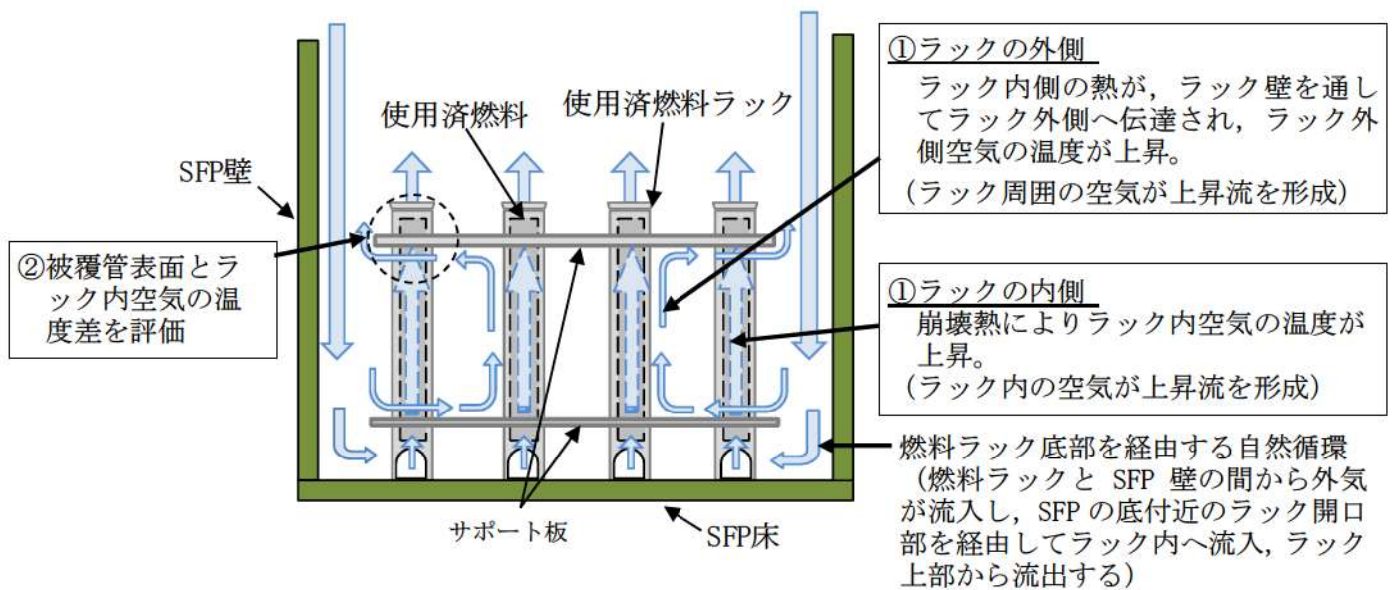


図1 燃料被覆管温度評価の概念図

(3) 評価の結果

表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 = ρ × 流速V × 流路面積A	G = 0.6402 × 0.222 × [] = [] 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) ΔT _g = (Q - Q') ÷ (G × C _p) (添付4)	(1.52 - 0.364) ÷ ([] × 1.043) = 300°C (5°C刻みで切り上げ)
燃料被覆管と空気の温度差(°C) ΔT _w = Q2 ÷ (熱伝達率 × 伝熱面積)	Q2 = 5kW ΔT _w = 5 × 1000 ÷ (14.41 × 21.96) = 20°C (5°C刻みで切り上げ)
燃料被覆管温度(°C)	130 + 300 + 20 = 450°C

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

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

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

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

D_H: 代表長さ(0.01289m, 等価直径)

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

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

本評価には, 発熱量の軸方向分布, 酸化反応に伴う発熱等を考慮して, 最も高温となる燃料の崩壊熱の評価値に保守性を見込んだ5kW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。(添付 2)

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 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 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1,500m³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45.4m³/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114m³/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3及び表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量を評価対象とする。
- (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3及び表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。

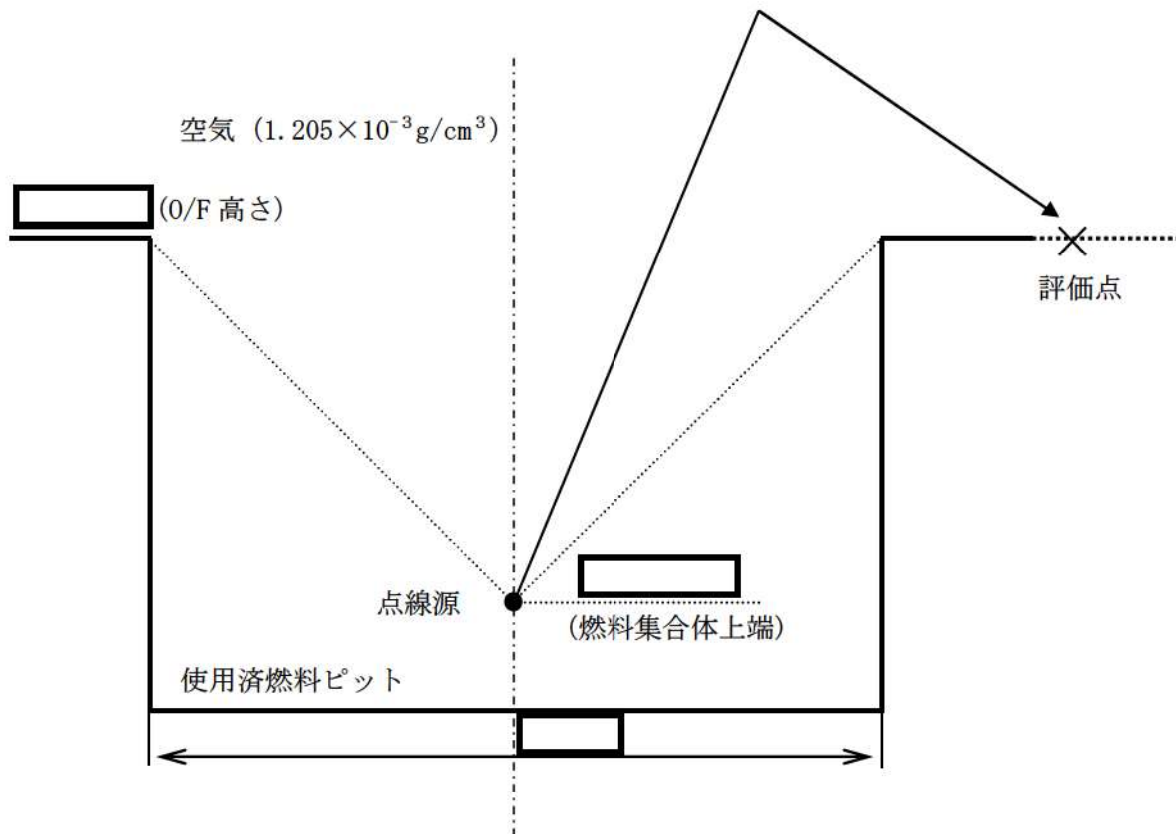


図2 スカイシャイン線量の評価モデル

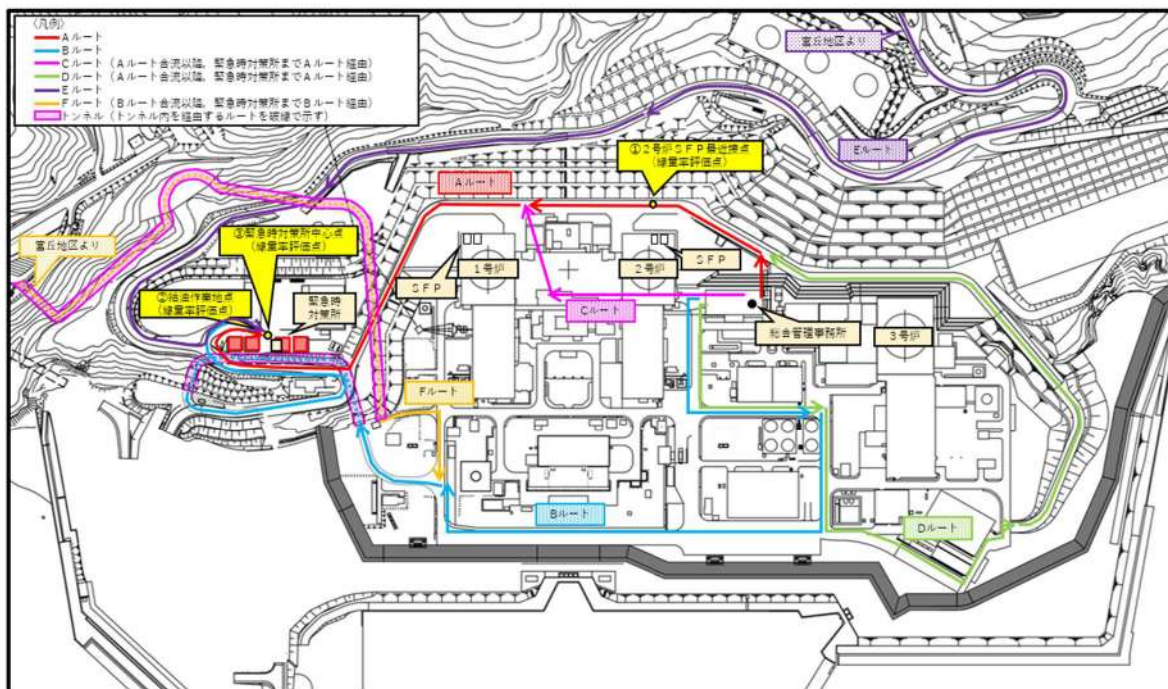


図3 緊急時対策所への参集ルート等を踏まえた評価点

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 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 7 に示す。

表 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)		合計
	号炉別		
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 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 9, 表 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

安全審査

今回評価

表 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

安全審査

今回評価

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、循環経路の各部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流れる空気の摩擦抵抗となることから、空気密度差とこの摩擦抵抗の運動量バランスから、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/m³)、 v は流速(m/s)である。

また、管群での発達した領域における層流で、管からの一様の発熱を仮定する場合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(m²/s)である。③式に②式および④式を代入して、流速 v について整理すると、

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

を得る。一方、自然対流冷却状態においては圧力損失と自然循環力がバランスし、

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

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/m³)、 g は重力加速度(m/s²)である。⑥式を⑤式に代入し、

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

が得られ、本式により自然対流速度 v を評価する。

される場合のヌセルト数で、式(539)によって評価することができる。

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

5・7・2 管内流 (内部流) の強制対流層流熱伝達

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

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

となる。 c_p は流体の定圧比熱 [J/(kg・K)] である。

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

と定義され、円管に対しては $d_e = d$ となる。

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

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

表 71 発達した管内層流の熱伝達率と摩擦係数 (197)(198)

		壁温一定		熱流束一定		断熱壁	
円管		$C_f R_e = 16$ $Nu = 3.66$		$C_f R_e = 16$ $Nu = 4.36$	平行 — 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	$T_i \neq T_o$	Nu_i	∞	6.47	4.89	4.00	
		Nu_o	2.67	3.27	3.52	4.00	
	$T_i = T_o$	Nu_i	∞	12.6	9.44	7.54	
		Nu_o	3.66	5.70	6.40	7.54	
2 i	Nu_i	∞	7.37	5.74	4.86		
2 o	Nu_o	3.66	4.23	4.43	4.86		
ケース		$r^*=0$	0.25	0.5	1.0		
3 i	Nu_i	∞	7.75	6.18	5.38		
3 o	Nu_o	4.36	4.90	5.04	5.38		
4	$Nu_i^{(*)}$	β_i	—	0.793	0.529	0.346	
	Nu_o	β_o	0	0.125	0.215	0.346	

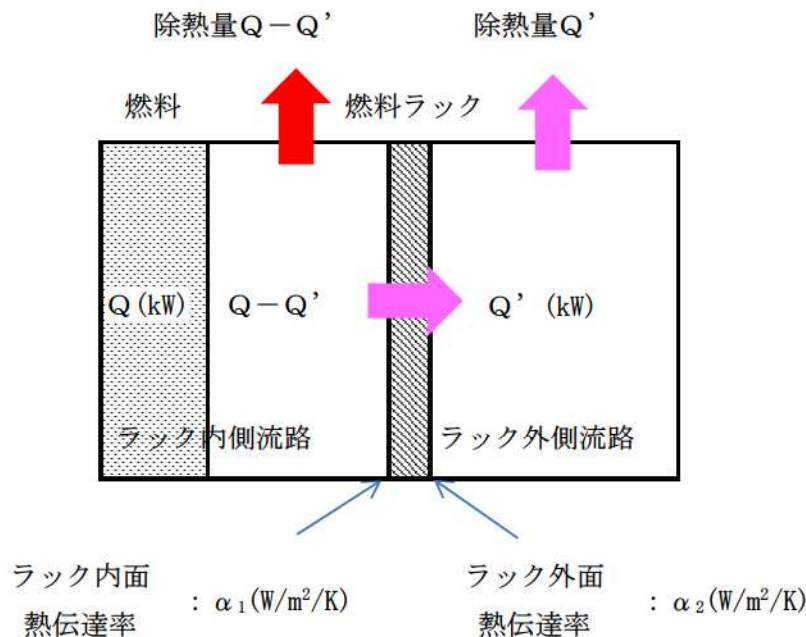
(*) $Nu_i = Nu_{oi} / [1 - \beta_i (q_o/q_i)]$ 式(543)
 $Nu_o = Nu_{oo} / [1 - \beta_o (q_i/q_o)]$ 式(544)
 注意: $q_i/q_o = \beta_i$ では $T_i = T_o$,
 $q_o/q_i = \beta_o$ では $T_o = T_o$ となる。

(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 機械工学便覧 (1997)

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、空気其自然循環による冷却を燃料ラック（キャン型）の内外において考慮し、燃料ラックの内外面の表面熱伝達を求めてラック外側への伝熱量を評価する。

なお、燃料ラックの内外面の熱伝達率と比較すると、ラック本体（材質：ステンレス鋼、板厚：mm）の熱抵抗は十分小さいことから、燃料ラックの内外面の温度は同じとみなす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。

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

但し、 α_1 : ラック内面熱伝達率 (W/m²/K)

λ_1 : ラック内空気熱伝導率 (W/m/K)

De : 燃料棒-ラック壁面間流路の等価直径 (m)

λ_1 の参照温度 Tr_1 は、出入口の平均温度にて設定する。なお、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。

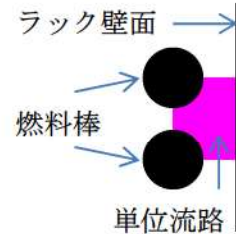
⁶ l : 板厚, λ_{sus} : ラックの熱伝導率 = 16.5 (W/m/K) @ 400K とすると、ラック本体の熱抵抗 l / λ_{sus} は 10^{-4} のオーダーである。

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 (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)
 (= (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。

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

: 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。

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

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

(9)式～(12)式より Q' が定まれば、表 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)

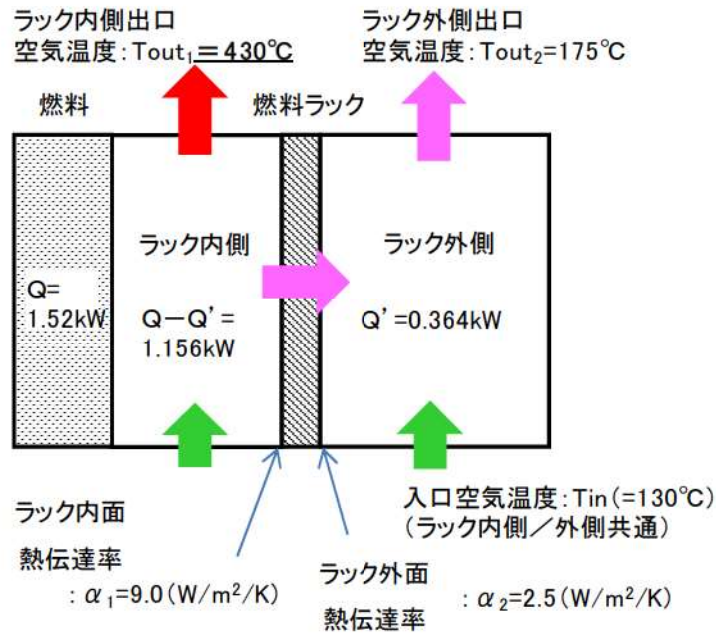
C_p : ラック内空気の比熱 (J/kg/K) (温度 T_{r_1} における空気の比熱)

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 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 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}	℃	430
ラック内側物性参照温度 Tr_1	℃	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}	℃	175
ラック外側物性参照温度 Tr_2	℃	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	℃	278.3
ラック外側代表温度 T_a	℃	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	℃	300



伝熱工学資料の抜粋

2・3 自然対流熱伝達

記号

C_1 : プラントル数の関数

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

C_2 : プラントル数の関数

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

d : 球あるいは円柱の直径 [m]

Gr : グラスホフ数

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

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

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

h_x : 局所熱伝達率

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

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

l : 平板あるいは円柱の高さ [m]

Nu_l : 平均ヌセルト数 $\{ = \bar{h}l/\lambda \}$

Nu_d : 平均ヌセルト数 $\{ = \bar{h}d/\lambda \}$

Nu_x : 局所ヌセルト数 $\{ = h_x x/\lambda \}$

q : 熱流束

[W/m²]

Ra : レーレー数 $\{ = Gr \cdot Pr \}$

Ra_x^* : 局所修正レーレー数 $\{ = Gr_x^* Pr \}$

r_0 : 円柱半径

[m]

Sc : シュミット数

T : 温度

[K]

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

[K]

x : 鉛直平板あるいは鉛直円柱の下端からの距離

[m]

β : 体膨張係数

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

θ : 鉛直からの傾斜角

φ : 水平からの傾斜角

添字

c : 円柱

d, l : 代表長さ

p : 平板

x : 高さ x における局所値

w : 壁面

∞ : 周囲流体

r : 代表値

cri : 遷移点

m : 膜温度 T_m における値

ii. 熱伝達率

層流熱伝達の特性は次式で与えられる⁽¹⁾。一様伝熱面温度の場合

$$\text{(局所)} \quad Nu_x = C_1(\nu_\infty/\nu_w)^{0.21} Ra_x^{1/4};$$

$$10^4 \leq Ra_x \leq 4 \times 10^9 \sim 3 \times 10^{10} \quad (2)$$

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

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

$$Nu_x = C_2(\nu_\infty/\nu_w)^{0.17} Ra_x^{*1/5}$$

$$10^5 \leq Ra_x^* \leq 2 \times 10^{12} \sim 3 \times 10^{13} \quad (4)$$

式(4)は熱流束を与えて、局所の伝熱面温度を求めるものことに注意。

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

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

$$(Ra_l)_\infty \geq 10^{10} \quad (5)$$

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 $\partial T/\partial \tau = 0$ 、温度分布が時間によって変化が認められない状態の熱伝導である。

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

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

簡単な一次元定常熱伝導

a. 平板の場合

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

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

(ii) 両面で熱伝達のある平板(熱通過) [図1]

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

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

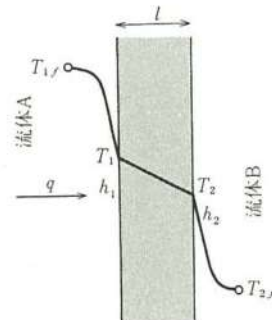


図1 平板の両面で熱伝達のある定常熱伝導(熱通過)

空気の物性値 (伝熱工学資料)

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

約 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、各種の管路形状について、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	壁条件
C	—	16	—	伝熱壁 ([T], [HT], [H])
	[T]	—	3.66	断熱壁
	[HT] [H]	—	4.36	断熱壁



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。

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

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。

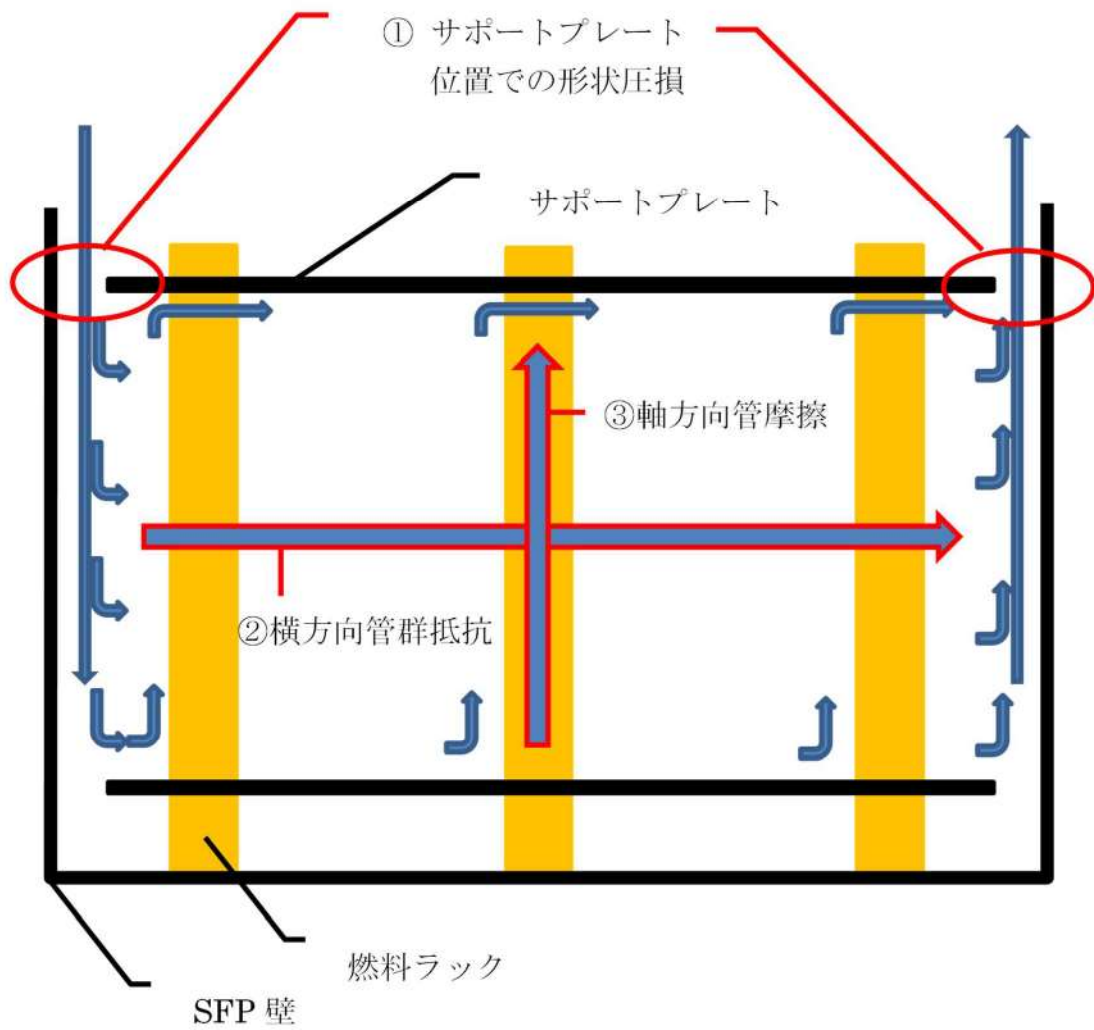


図4 ラック外側で想定する流れ図

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	
		$Re_1 < 100, \frac{S_T S_L'}{d_0}, d_0 \sim 1.50$	$100 < Re_2 < 20\,000$	$5\,000 < Re_3 < 40\,000$
棋盤形	$C_D = \frac{1}{4} \frac{\Delta P_f}{\frac{1}{2} \rho V^2} \frac{1}{N_T}$	$C_D = \frac{70}{Re_1} \left(\frac{d_0}{S_T} \right)^{1.6}$	$C_D = 0.33 (Re_2)^{-0.2}$	$C_D = (Re_3)^{-0.15} \times \left[0.044 + \frac{0.08 (S_L/d_0)}{\left(\frac{S_T}{d_0} - 1 \right)^{0.43 + (1.13 d_0/S_L)}} \right]$
千鳥形	$S_T < S_L'$ $C_D = \frac{1}{4} \frac{\Delta P_f}{\frac{1}{2} \rho V^2} \frac{1}{N_T}$	$C_D = \frac{70}{Re_1} \left(\frac{d_0}{S_T} \right)^{1.6}$	$C_D = 0.75 (Re_2)^{-0.2}$	$C_D = (Re_3)^{-0.16} \left[0.25 + \frac{0.1175}{\left(\frac{S_T}{d_0} - 1 \right)^{1.08}} \right]$
	$S_T > S_L'$ $C_D = \frac{1}{4} \frac{\Delta P_f}{\frac{1}{2} \rho V^2} \frac{1}{N_T - 1}$	$C_D = \frac{70}{Re_1} \left(\frac{d_0}{S_L'} \right)^{1.6}$		

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

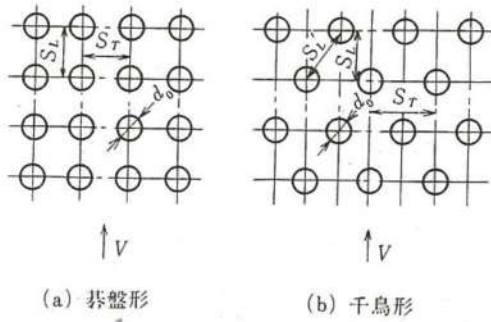


図 218 円管群の配列

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。

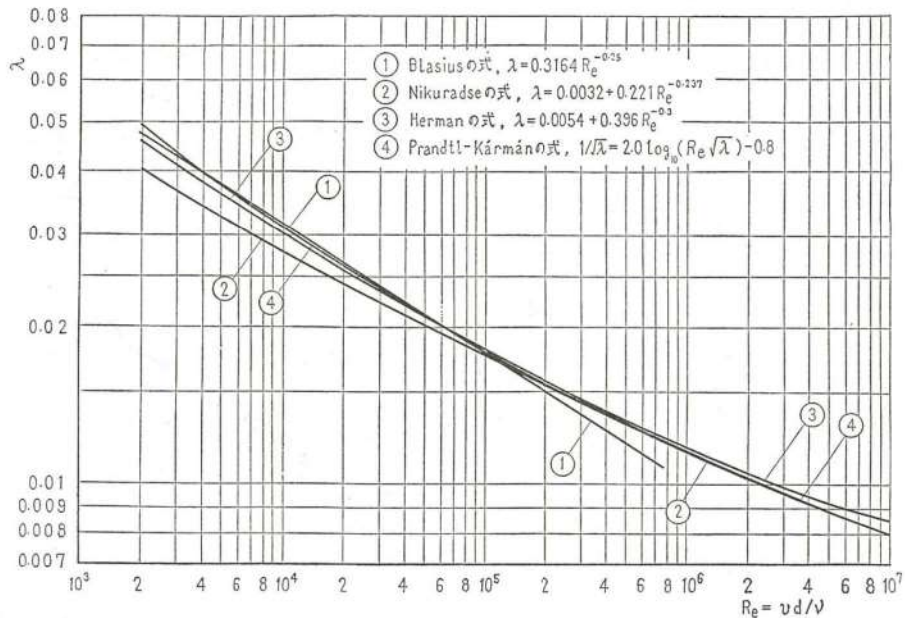


図 3・12 管摩擦係数 λ とレイノルズ数 R_e との関係

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域（共和町宮丘地区）から発電所への参集に要する時間は約 3 時間と想定している。

2. 泊 1, 2 号炉の SFP への補給又はスプレイ操作について

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

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

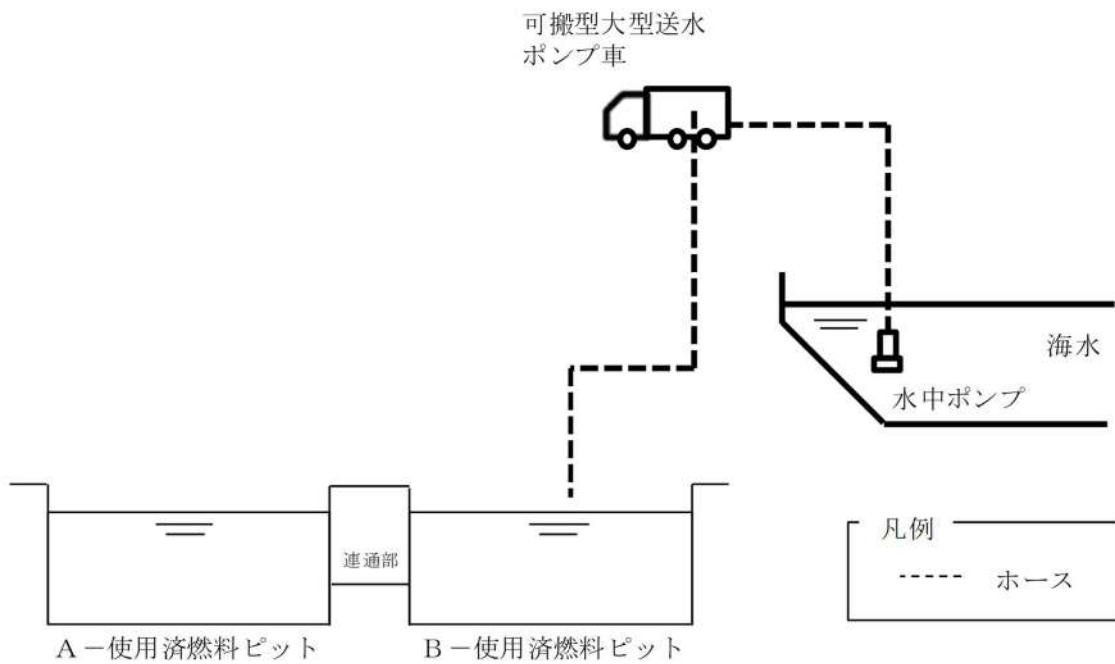


図5 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による
泊1, 2号炉 SFP への補給 概略系統

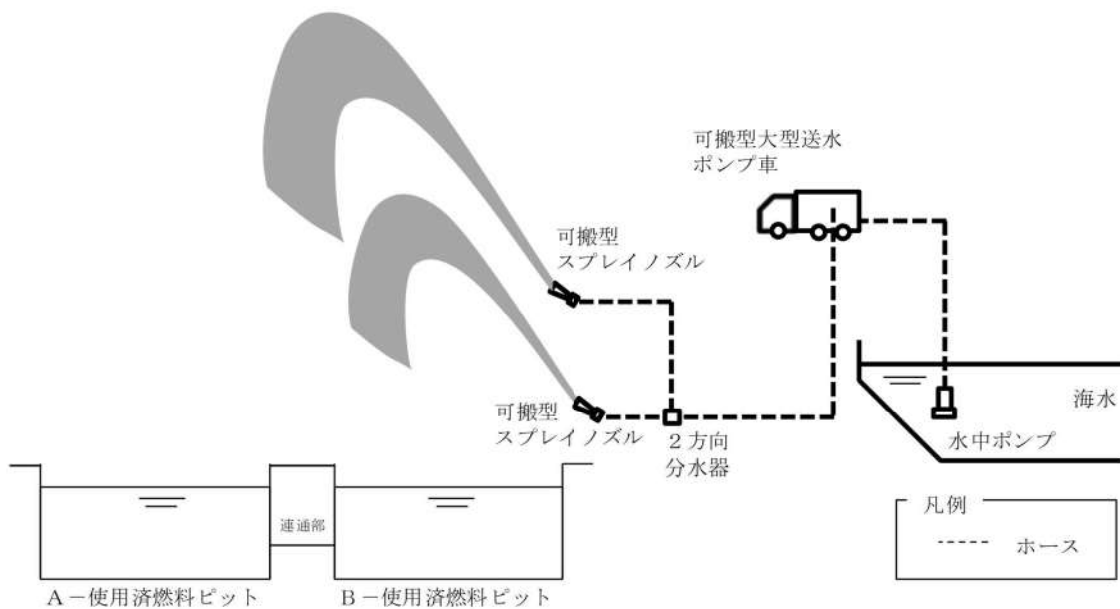


図6 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレイノズル
による泊1, 2号炉 SFP へのスプレイ 概略系統



□ : 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 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						

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 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 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 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

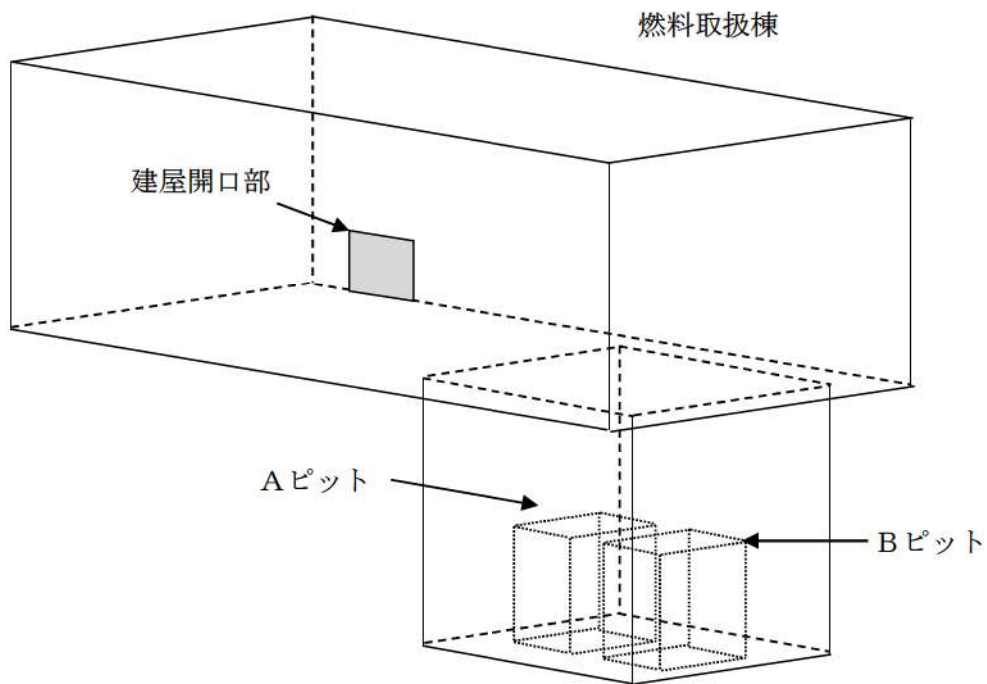


図8 評価モデルの概要図

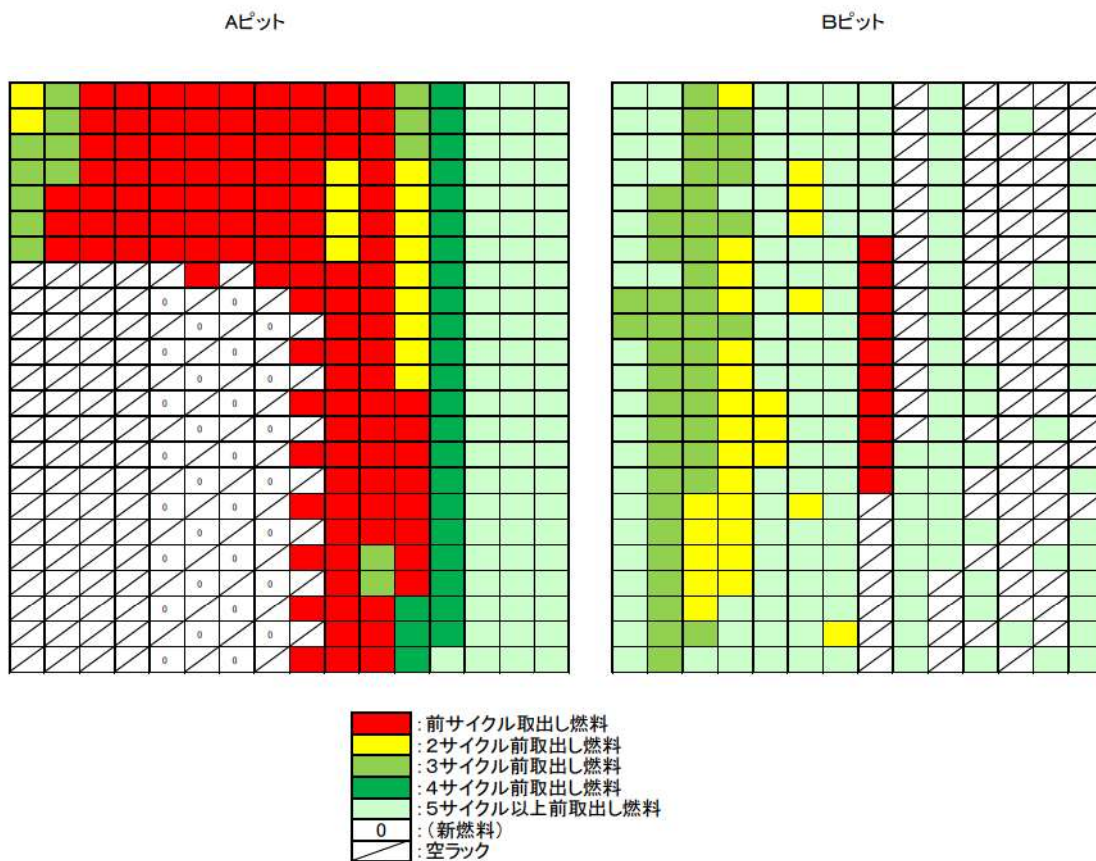
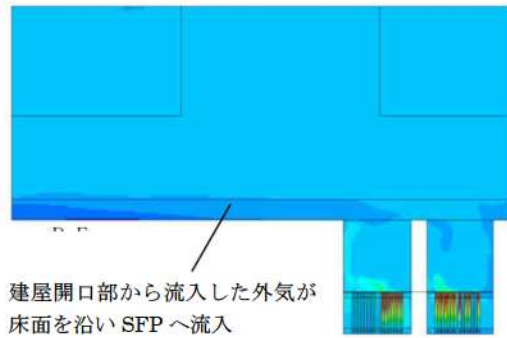
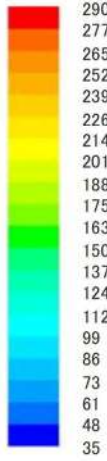
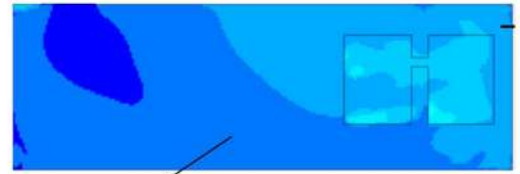


図9 泊2号炉 SFP の燃料貯蔵状況 (H28. 1. 1 時点)

温度 (°C)



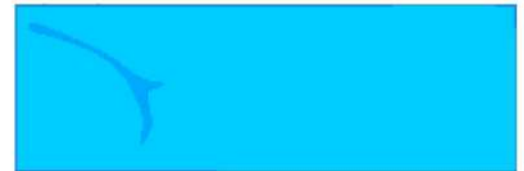
建屋の縦断面 (SFP 中央断面)



建屋の横断面 (床付近)

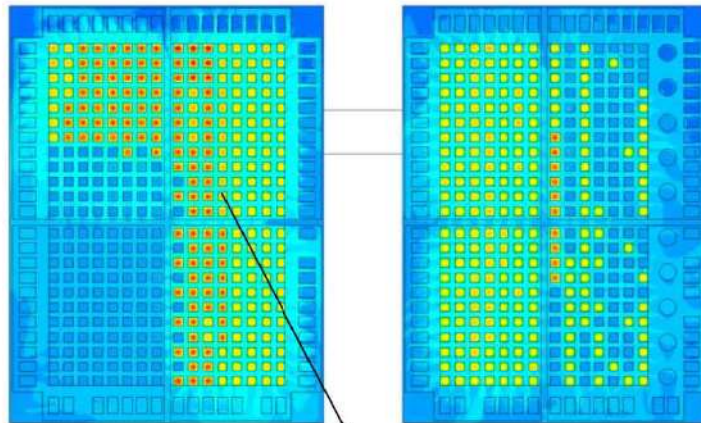
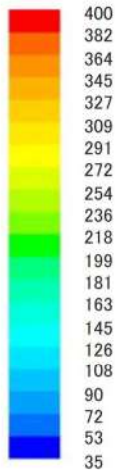


建屋の横断面 (建屋中央)



建屋の横断面 (天井付近)

温度 (°C)



崩壊熱の大小関係に応じた
温度分布となる。

ピット内の横断面 (上部サポート板部)

図 10 CFD 解析による建屋内空気温度の評価結果

泊発電所3号炉

設計基準事象及び重大事故等対応に
おける1次冷却材温度変化率の
制限適用の考え方について

< 目次 >

1. 2次系冷却における1次冷却材温度変化率の制限について	1.0.17-1
2. 2次系強制冷却の実施について	1.0.17-1
表1 設計基準事象及び重大事故等における2次系強制冷却を 実施する事象	1.0.17-3

1. 2次系冷却における1次冷却材温度変化率の制限について

設計基準事象及び重大事故等への対応における1次冷却材温度変化率に対する基本的な考え方は、事象発生直後の過渡状態時や事象が安定状態となるまでは1次冷却材温度変化率の制限を適用せず事象の早期収束に向けた対応を行うことである。

上記の基本的な考え方にに基づき、2次系冷却における1次冷却材温度変化率の制限は、設計基準事象及び重大事故等対策時に使用する手順書（運転要領 緊急処置編 第1～3部）に以下のとおり整備している。

(1) 運転要領 緊急処置編 第1部（設計基準事象への対応に使用する手順書）

- ・ECCS注水機能喪失判断後の冷却操作*（ECCS作動を伴うRCS漏えい、かつ全ての高圧注入系が機能喪失した場合）及び蒸気発生器伝熱管破損判断後の冷却操作においては、温度変化率に制限（55°C/h以内）を適用しない。

※：ECCS注水機能喪失（「中小LOCA+高圧注入機能喪失」）判断後は重大事故等時の対応であるが、当該事象は漏えい規模により早期に炉心出口温度が350°C以上となることから、事故直後の操作として、炉心出口温度350°C到達前に2次系冷却が実施可能となるよう運転要領 緊急処置編 第1部「事故直後の操作および事象の判別」に手順を整備している。

- ・事象が安定状態となった以降は温度変化率に制限（55°C/h以内）を適用する。

(2) 運転要領 緊急処置編 第2部，第3部（重大事故等への対応に使用する手順書）

- ・基本的に温度変化率に制限（55°C/h以内）を適用しない。
- ・ただし、事象が安定状態となり、通常のプラント停止操作とほぼ同様の対応が可能な場合には、設計基準事象への対応に使用する手順書等による余熱除去運転への移行過程において温度変化率に制限（55°C/h以内）を適用する。

2. 2次系強制冷却の実施について

上記「1. 2次系冷却における1次冷却材温度変化率の制限について」の基本的な考え方に基づいて手順書を整備しており、設計基準事象及び重大事故等への対応において、1次冷却材温度変化率の制限を適用せず、かつ主蒸気逃がし弁による2次系強制冷却の実施が必要な状況は以下の分類となる。

- a. 1次冷却材の漏えいを抑制するための2次系による1次系の冷却・減圧が必要な場合。
- b. 全ての高圧注入系が機能喪失した場合、又は炉心出口温度が350°C以上の場合において、早期に蓄圧注入系、低圧注入系又は代替設備による炉心注水を行い炉心損傷を防止するための2次系による1次系の冷却・減圧が必要な場合。

- c. 格納容器の健全性確保のため、1次冷却材から原子炉格納容器へ放出されるエネルギーを低減することにより原子炉格納容器の圧力上昇を緩和するための2次系による1次系の冷却が必要な場合。
- d. 原子炉容器が高圧状態で破損し、熔融炉心、水蒸気及び水素等が急速に放出され、格納容器が熱的及び機械的負荷により破損することを防止するために2次系による1次系の減圧が必要な場合。

これらの2次系強制冷却の実施が必要な状況となる設計基準事象及び重大事故等を表1に示す。

また、表1に記載の手順書の他、下記手順書においても2次系強制冷却操作を規定している。

➤ 運転要領 緊急処置編（第3部）「1次系の減圧」

- ・ 手順書適用条件：炉心出口温度 $\geq 350^{\circ}\text{C}$ ，
かつ格納容器内高レンジエリアモニタ $\geq 1 \times 10^5 \text{mSv/h}$
- ・ 2次系強制冷却の判断基準：RCS圧力 $\geq 2.0 \text{MPa}[\text{gage}]$
- ・ 2次系強制冷却の目的：上記d. 項が該当

表 1 設計基準事象及び重大事故等における 2 次系強制冷却を実施する事象

※設計基準事故のうち、蒸気発生器伝熱管破損を除く環境への放射性物質の異常な放出は本表での対象外とする。

事象	2 次系強制冷却を実施する事象	2 次系強制冷却実施の目的分類	当該の 2 次系強制冷却操作を記載している運転要領
【運転時の異常な過渡変化】			
原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	×	—	—
出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	×	—	—
制御棒の落下及び不整合	×	—	—
原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈	×	—	—
原子炉冷却材流量の部分喪失	×	—	—
原子炉冷却材系の停止ループの誤起動	×	—	—
外部電源喪失	×	—	—
主給水流量喪失	×	—	—
蒸気負荷の異常な増加	×	—	—
2 次冷却系の異常な減圧	×	—	—
蒸気発生器への過剰給水	×	—	—
負荷の喪失	×	—	—
原子炉冷却材系の異常な減圧	×	—	—
出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	×	—	—

【2 次系強制冷却実施の目的分類の凡例】

- 1 次冷却材の漏えいを抑制するための 2 次系による 1 次系の冷却・減圧が必要な場合。
- 全ての高圧注入系が機能喪失した場合、又は炉心出口温度が 350℃ 以上の場合において、早期に蓄圧注入系、低圧注入系又は代替設備による炉心注水を行い炉心損傷を防止するための 2 次系による 1 次系の冷却・減圧が必要な場合。
格納容器の健全性確保のため、1 次冷却材から原子炉格納容器へ放出されるエネルギーを低減することにより原子炉格納容器の圧力上昇を緩和するための 2 次系による 1 次系の冷却が必要な場合。
- 原子炉容器が高圧状態で破損し、溶融炉心、水蒸気及び水素等が急速に放出され、格納容器が熱的及び機械的負荷により破損することを防止するために 2 次系による 1 次系の減圧が必要な場合。

事象	2次系強制冷却を実施する事象	2次系強制冷却実施の目的分類	当該の2次系強制冷却操作を記載している運転要領
【設計基準事故】			
原子炉冷却材喪失（大破断）	×	—	—
原子炉冷却材喪失（小破断）	×	—	—
原子炉冷却材流量の喪失	×	—	—
原子炉冷却材ポンプの軸固着	×	—	—
主給水管破断	×	—	—
主蒸気管破断	×	—	—
制御棒飛び出し	×	—	—
蒸気発生器伝熱管破損	○	a	緊急処置編 第1部 蒸気発生器伝熱管破損

【2次系強制冷却実施の目的分類の凡例】

- a. 1次冷却材の漏えいを抑制するための2次系による1次系の冷却・減圧が必要な場合。
- b. 全ての高圧注入系が機能喪失した場合、又は炉心出口温度が350℃以上の場合において、早期に蓄圧注入系、低圧注入系又は代替設備による炉心注水を行い炉心損傷を防止するための2次系による1次系の冷却・減圧が必要な場合。
- c. 格納容器の健全性確保のため、1次冷却材から原子炉格納容器へ放出されるエネルギーを低減することにより原子炉格納容器の圧力上昇を緩和するための2次系による1次系の冷却が必要な場合。
- d. 原子炉容器が高圧状態で破損し、溶融炉心、水蒸気及び水素等が急速に放出され、格納容器が熱的及び機械的負荷により破損することを防止するために2次系による1次系の減圧が必要な場合。

事象	2次系強制冷却を実施する事象	2次系強制冷却実施の目的分類	当該の2次系強制冷却操作を記載している運転要領
【運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故】			
2次冷却系からの除熱機能喪失	×	—	—
全交流動力電源喪失 (RCPシールLOCAあり)	○	a, b	緊急処置編 第2部 事象ベース 全交流電源喪失
全交流動力電源喪失 (RCPシールLOCAなし)	○	a, b	緊急処置編 第2部 事象ベース 全交流電源喪失
原子炉補機冷却機能喪失	○	a, b	緊急処置編 第2部 事象ベース 補機冷却機能喪失
原子炉格納容器の除熱機能喪失	○	c	緊急処置編 第2部 安全機能ベース 格納容器健全性の確保
原子炉停止機能喪失	×	—	—
ECCS注水機能喪失	○	a, b	緊急処置編 第1部 事故直後の操作および事象の判別 (ECCS作動を伴うRCS漏えい、かつ全ての高圧注入系が機能喪失した場合)
ECCS再循環機能喪失	○	a, b, c	緊急処置編 第2部 事象ベース LOCA時ECCS再循環不能
格納容器パイパス (インターフェイスシステムLOCA)	○	a, b	緊急処置編 第2部 事象ベース インターフェイスLOCA
格納容器パイパス (SGTR時に破損SGの隔離に失敗する事故)	○	a	緊急処置編 第2部 事象ベース SGTTR時破損SG減圧継続

【2次系強制冷却実施の目的分類の凡例】

- a. 1次冷却材の漏えいを抑制するための2次系による1次系の冷却・減圧が必要な場合。
- b. 全ての高圧注入系が機能喪失した場合、又は炉心出口温度が350℃以上の場合において、早期に蓄圧注入系、低圧注入系又は代替設備による炉心注水を行い炉心損傷を防止するための2次系による1次系の冷却・減圧が必要な場合。
- c. 格納容器の健全性確保のため、1次冷却材から原子炉格納容器へ放出されるエネルギーを低減することにより原子炉格納容器の圧力上昇を緩和するための2次系による1次系の冷却が必要な場合。
- d. 原子炉容器が高圧状態で破損し、熔融炉心、水蒸気及び水素等が急速に放出され、格納容器が熱的及び機械的負荷により破損することを防止するために2次系による1次系の減圧が必要な場合。

事象	2次系強制冷却を実施する事象	2次系強制冷却実施の目的分類	当該の2次系強制冷却操作を記載している運転要領
【重大事故】			
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）	×	—	—
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）	×	—	—
高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接過熱	×	—	—
原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用	×	—	—
水素燃焼	○	a, b, c	緊急処置編 第2部 安全機能ベース 炉心冷却の維持（1）—炉心過熱
溶融炉心・コンクリート相互作用	×	—	—
【使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故】			
想定事故 1	×	—	—
想定事故 2	×	—	—
【運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故】			
崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）	×	—	—
全交流動力電源喪失	×	—	—
原子炉冷却材流出	×	—	—
反応度の誤投入	×	—	—

【2次系強制冷却実施の目的分類の凡例】

- 1次冷却材の漏えいを抑制するための2次系による1次系の冷却・減圧が必要な場合。
- 全ての高圧注入系が機能喪失した場合、又は炉心出口温度が350℃以上の場合において、早期に蓄圧注入系、低圧注入系又は代替設備による炉心注水を行い炉心損傷を防止するための2次系による1次系の冷却・減圧が必要な場合。
- 格納容器の健全性確保のため、1次冷却材から原子炉格納容器へ放出されるエネルギーを低減することにより原子炉格納容器の圧力上昇を緩和するための2次系による1次系の冷却が必要な場合。
- 原子炉容器が高圧状態で破損し、溶融炉心、水蒸気及び水素等が急速に放出され、格納容器が熱的及び機械的負荷により破損することを防止するために2次系による1次系の減圧が必要な場合。

泊発電所3号炉

重大事故等時の初動対応体制の 強化等について

< 目次 >

1. 初動対応体制の見直しに係る概要	1.0.18-1
2. 重大事故等発生時に初動対応体制にて対応することに 見直した内容について	1.0.18-2
(1) 有効性評価の事故収束のサポートとなる手順への対応	1.0.18-3
(2) 有効性評価で期待していない多様性拡張設備使用 準備等への対応	1.0.18-3
(3) 有効性評価の事故シナリオから外れた場合への対応	1.0.18-3
3. 設置許可基準規則及びS A技術的能力に係る審査基準への 適合性について	1.0.18-4
4. 重大事故等発生時における初動対応要員による対応例について	1.0.18-4
(1) 有効性評価への対応について	1.0.18-4
(2) 事故収束のサポートとなる作業への対応について	1.0.18-5
a. 事故収束のサポートとして必要な作業の抽出	1.0.18-5
b. 対象シーケンスの選定	1.0.18-6
c. 操作・作業の成立性の確認	1.0.18-6
d. まとめ	1.0.18-6
5. 災害対策要員（支援）の教育訓練について	1.0.18-7
(1) 災害対策要員（支援）が実施する手順について	1.0.18-7
(2) 災害対策要員（支援）に対する教育訓練について	1.0.18-8
6. 使用済燃料ピットのみ燃料体を貯蔵している期間における 重大事故等対策に必要な要員数について	1.0.18-8
7. 可搬型重大事故等対処設備の操作等を行う要員のS A専任化 について	1.0.18-9
8. 補足資料等	1.0.18-10
補足資料1 重大事故等対策に必要な対応手段と有効性評価の 各重要事故シーケンス等の整理表	1.0.18-11
補足資料2 有効性評価の各重要事故シーケンス等における 必要な要員数一覧表	1.0.18-17
補足資料3 事故収束のサポートとなる作業を追加した全交流動力 電源喪失（RCP シールLOCA あり）のタイムチャート	1.0.18-18
補足資料4 事故収束のサポートとなる作業を追加した 格納容器過圧破損のタイムチャート	1.0.18-20

補足資料 5	重大事故等および大規模損壊対応に係る教育・ 訓練計画及び実績管理シート（例）	1.0.18-22
補足資料 6	事故収束のサポートとなる作業を追加した 想定事故 2 のタイムチャート	1.0.18-23
参考資料 1	重大事故等対策の対応手段における操作・作業の 容易性確保に伴う必要要員数の低減について	1.0.18-25

1. 初動対応体制の見直しに係る概要

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

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

初動対応体制を含む重大事故等対応体制において、見直した内容は以下のとおり。

【見直し前】

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

【見直し後の変更点】

- ・SA技術的能力(1.1~1.19)に係る手順について、有効性評価の事故収束に直接的には関係しないが事故収束のサポートとなる手順のうち、有効性評価上の事象進展を踏まえ、事故後の初動対応として事故収束のサポートとなる手順(緊急時対策所用発電機準備手順等)への対応は、初動対応要員にて対応することに見直した。
- ・有効性評価で期待していない多様性拡張設備使用準備等への対応は、初動対応要員にて可能な限り早期に対応ができるように見直した。
- ・大規模損壊発生時の対応も考慮した有効性評価の事故シナリオから外れた場合へ

の対応は、初動対応要員にて可能な限り早期に対応ができるように見直した。

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

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

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

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

➡

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

図1 見直し前後の重大事故等対応体制

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

2. 重大事故等発生時に初動対応体制にて対応することに見直した内容について

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

また、火災発生時の消火活動については、従来から初動対応要員にて行うこととしており、消火要員数8名も変更はない。

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

ついて説明する。

(1) 有効性評価の事故収束のサポートとなる手順への対応

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

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

(2) 有効性評価で期待していない多様性拡張設備使用準備等への対応

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

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

(3) 有効性評価の事故シナリオから外れた場合への対応

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

有効性評価の事故シナリオから外れた場合の対応の考え方は、大規模損壊発生時の対応にも繋がるものであり、初動対応要員の役割と必要な力量をより明確にした上で初動対応を確実かつ迅速に行うための体制に見直しすることとし、初動対応として可能な限

り早期に対応ができるよう初動対応要員として新たに災害対策要員（支援）を確保することとした。

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

3. 設置許可基準規則及びSA技術的能力に係る審査基準への適合性について

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

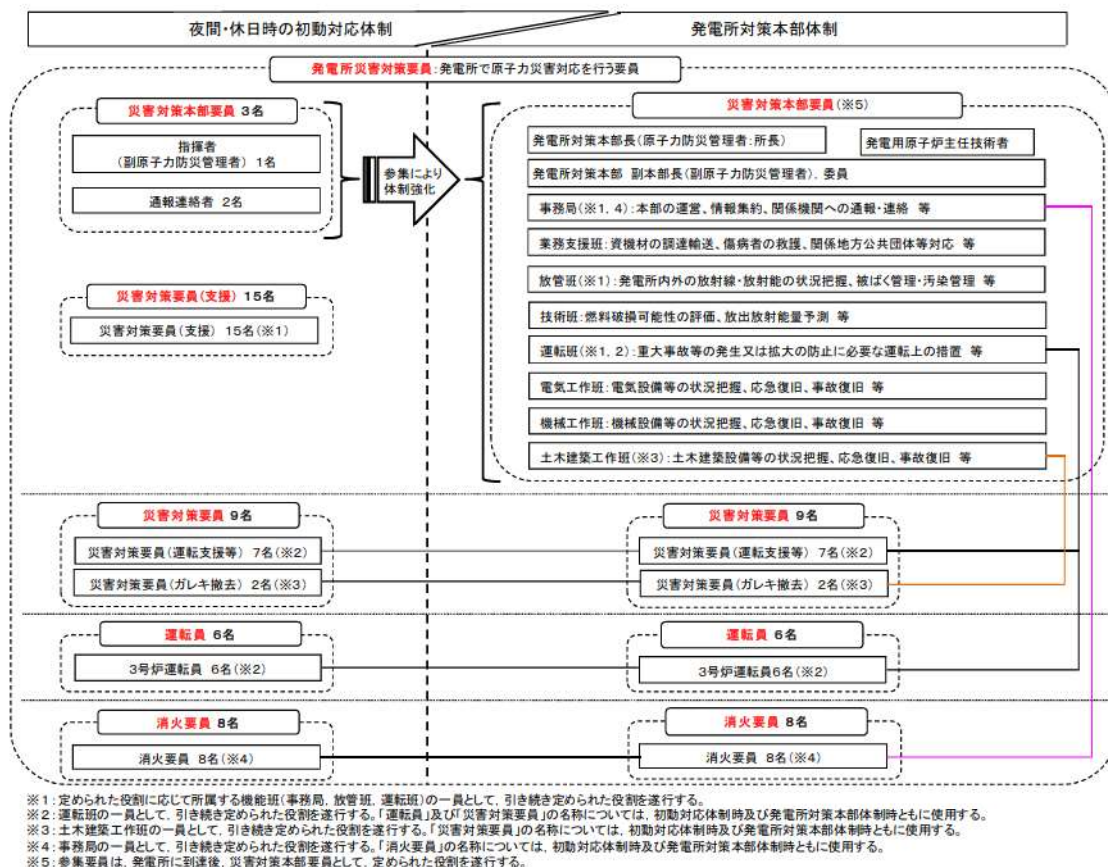


図2 見直し後の初動対応体制を含む重大事故等対応体制

4. 重大事故等発生時における初動対応要員による対応例について

(1) 有効性評価への対応について

重大事故等が発生した場合において事故対応に必要な初動対応要員は、有効性評価の

各重要事故シーケンス等の作業に初動対応として必要な最大人数を確保することを基本とし、加えてその他の重大事故等対策に必要な要員（ガレキ撤去要員等）を取り纏めたうえで必要人数を確保することとした。

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

表1 重大事故等発生時に必要な初動対応要員の内訳

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

※：事象発生3時間以降は参集要員も考慮する。

（2）事故収束のサポートとなる作業への対応について

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

a. 事故収束のサポートとして必要な作業の抽出

有効性評価の事故収束に必要な作業に加えて、重大事故等発生時の対応作業を網羅的に記載している技術的能力1.0適合状況説明資料の「表1.0.2 重大事故等対策にお

ける操作の成立性（※1）」のうち有効性評価上の事象進展を踏まえ、事故後の初動対応として事故収束のサポートとなる作業（緊急時対策所関連手順に係る作業等）を抽出する。（補足資料1）

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

b. 対象シーケンスの選定

操作・作業の成立性を確認するシーケンスを必要要員数及び操作・作業の制限時間の観点から選定する。必要要員数が最大となるシーケンスは全交流動力電源喪失、格納容器過圧破損、格納容器過温破損、想定事故1、想定事故2及び停止時の全交流動力電源喪失である（補足資料2）。この中から、全交流動力電源喪失に至ることで事象進展が早く、また多くの重大事故等対処設備を用いた対応が必要となる全交流動力電源喪失及び格納容器過圧破損を対象シーケンスとして選定する。

c. 操作・作業の成立性の確認

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

d. まとめ

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

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

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

※：事象発生3時間以降は参集要員も考慮する。（代替非常用発電機等への給油）

5. 災害対策要員（支援）の教育訓練について

(1) 災害対策要員（支援）が実施する手順について

初動対応体制の強化として新たに確保することとした災害対策要員（支援）の役割は、発電所対策本部体制確立後における事務局、放管班および運転班の役割であるが、事故発生後の初動対応を確実にできるよう先行配置しているものである。

災害対策要員（支援）が行う対応は前述のとおりであるが、具体的には以下のとおり。

① 有効性評価の事故収束のサポートとなる手順への対応

事故発生後の初動対応として事故収束のサポートとなる緊急時対策所関連手順等に係る対応を行う。（事務局、放管班の任務）

② 有効性評価で期待していない多様性拡張設備使用準備等への対応

有効性評価では解析上期待していない多様性拡張設備の使用準備や有効性評価で期待している重大事故等対処設備が機能喪失した場合の万一の事態に備えた次善の対応策として必要な準備ができるよう災害対策要員の支援を行う。（運転班の任務）

③ 有効性評価の事故シナリオから外れた場合への対応

有効性評価で期待している常設重大事故等対処設備や可搬型重大事故等対処設備が、万が一機能喪失した場合に備えた次善の策として、可搬型重大事故等対処設備や多様性拡張設備の使用準備に係る災害対策要員の支援（運転班の任務）

災害対策要員（支援）が上記①～③の対応のために使用する各手順は、事故に的確かつ柔軟に対処できるよう整備することとしている。

災害対策要員（支援）が実施する手順について、上記①の対応に係る手順は前述の「4.（2）a.」のとおり放管班員が実施する可搬型モニタリングポストによる原子炉格納施設を囲む12箇所の放射線量の測定等および事務局員が実施する緊急時対策所用発電機準備手順等である。また、上記②③の対応に係る手順は運転班員が実施する手順のうち事象進展の抑制及び緩和に資するものとして大規模損壊発生時の対応（各ケーススタディ）で使用する手順から抽出しており、重大事故等発生時の不測の事態等への対応に必要なサポートとして充足できていると考えている。（大規模損壊発生時の対応は、有効性評価の事故シナリオから大きく外れた場合の対応であり、かつ、多様性拡張設備も活用する等の柔軟な対応が必要となることから、大規模損壊発生時の対応で使用する手順を活用することで重大事故等発生時の不測の事態等にも対応できるものと考えている）

災害対策要員（支援）が予め定められた手順に基づき確実に対応できるよう、必要

な力量（知識・技能）を習得し、その習得した力量の維持向上を図るために教育訓練を行うことに加え、重大事故等対処設備に係る日常保守等の日常業務に従事している要員を配置するよう配慮している。災害対策要員（支援）に対する教育訓練について以下に説明する。

（2）災害対策要員（支援）に対する教育訓練について

災害対策要員（支援）に対する教育訓練は、各要員の役割に応じて教育訓練項目（教育訓練の対象となる手順）を定めて実施し、各要員に必要な力量の習得および維持向上を図ることとしている。また、災害対策要員（支援）が災害対策要員と連携して一連の活動を行う訓練を実施し、事故時に円滑な支援ができるよう教育訓練を行っていくこととしている。

教育訓練の実施にあたっては、『力量習得のための教育訓練』および『習得した力量を維持・向上するための教育訓練』を段階的に実施し、いずれの教育訓練においても『教育訓練計画の策定』、『教育訓練計画に基づく教育訓練の実施』、『教育訓練実施結果の評価』および『教育訓練実施結果の評価に基づく改善』を行い、P D C Aを廻しながら各要員の力量確保および継続的な力量の維持・向上を図っていく。

補足資料5に教育訓練の計画・実績管理に係る管理シートの例を示す。

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

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

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

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

従って、使用済燃料ピットのみ燃料体を貯蔵している期間においては、表1で示

した要員数のうち運転員を5名、災害対策要員（支援）を14名としても必要な事故対応が可能である。

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

7. 可搬型重大事故等対処設備の操作等を行う要員のSA専任化について

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

このため、泊3号炉の初動対応要員において、運転員とともに事故対応の核となる可搬型重大事故等対処設備の操作等を行う災害対策要員7名をSA専任化（略称、「SAT」。5班体制）し、技術的能力に係る審査基準を満足するものとして整備した手順に対し役割に応じて手順の教育、設備・資機材の扱いについて訓練する個別作業訓練、個別作業を組み合わせ一連の作業として行う個別手順訓練等を集中的に実施して、より綿密・周到的な教育訓練を実施する他、日常的に可搬型重大事故等対処設備の運転保守に従事させ、日頃から設備の取扱いに精通させるため、可搬型重大事故等対処設備の巡視点検、定期試験及び日常的な保守点検も担うこととし、使用する設備への理解、取扱いの習熟を深め事故対応をより一層確実にするための体制を構築することとした。

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

原子力防災組織機能班の役割変更の内容は以下のとおり。

原子力防災組織機能班の役割変更

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



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

8. 補足資料等

- 補足資料 1 重大事故等対策に必要な対応手段と有効性評価の各重要事故シーケンス等の整理表
- 補足資料 2 有効性評価の各重要事故シーケンス等における必要な要員数一覧表
- 補足資料 3 事故収束のサポートとなる作業を追加した全交流動力電源喪失（RCP シール LOCA あり）のタイムチャート
- 補足資料 4 事故収束のサポートとなる作業を追加した格納容器過圧破損のタイムチャート
- 補足資料 5 重大事故等対応および大規模損壊対応に係る教育・訓練計画及び実績管理シート（例）
- 補足資料 6 事故収束のサポートとなる作業を追加した想定事故 2 のタイムチャート
- 参考資料 1 重大事故等対策の対応手段における操作・作業の容易性確保に伴う必要要員数の低減について

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

No.	対応手段	表10.2 重大事故等対策における操作の成立性		制限時間 (※)	有効性評価の重要事故シナリオ等																
		要員	要員数		7.1.1	7.1.2	7.1.3	7.1.4	7.1.5	7.1.6	7.1.7	7.1.8	7.2.1.1	7.2.1.2	7.2.4	7.3.1	7.3.2	7.4.1	7.4.2	7.4.3	7.4.4
1.1	タービン駆補助給水ポンプ(現場手動操作)及びタービン駆補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁(現場手動操作)によるタービン駆補助給水ポンプの機能回復	—	—	—																	
		運転員(中央制御室、現場)	2	40分																	
1.2	主蒸気送がし弁(現場手動操作)による主蒸気送がし弁の機能回復	1.3にて整備する。	—	—																	
		1.2にて整備する。	—	—																	
1.3	タービン駆補助給水ポンプ(現場手動操作)及びタービン駆補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁(現場手動操作)によるタービン駆補助給水ポンプの機能回復	運転員(中央制御室、現場)	2	20分																	
		災害対策要員	2	—																	
1.4	主蒸気送がし弁(現場手動操作)による主蒸気送がし弁の機能回復	運転員(中央制御室、現場)	2	35分																	
		災害対策要員	1	—																	
1.5	タービン駆補助給水ポンプ(現場手動操作)によるタービン駆補助給水ポンプの機能回復	運転員(中央制御室、現場)	2	50分																	
		災害対策要員	2	—																	
1.6	タービン駆補助給水ポンプ(現場手動操作)によるタービン駆補助給水ポンプの機能回復	運転員(中央制御室、現場)	2	25分																	
		災害対策要員	2	—																	
1.7	タービン駆補助給水ポンプ(現場手動操作)によるタービン駆補助給水ポンプの機能回復	運転員(中央制御室、現場)	2	35分																	
		災害対策要員	1	—																	
1.8	タービン駆補助給水ポンプ(現場手動操作)によるタービン駆補助給水ポンプの機能回復	運転員(中央制御室、現場)	2	4時間10分																	
		災害対策要員	3	—																	
1.9	タービン駆補助給水ポンプ(現場手動操作)によるタービン駆補助給水ポンプの機能回復	運転員(中央制御室、現場)	2	15分																	
		災害対策要員	2	—																	
1.10	タービン駆補助給水ポンプ(現場手動操作)によるタービン駆補助給水ポンプの機能回復	運転員(中央制御室、現場)	2	40分																	
		災害対策要員	1	—																	
1.11	タービン駆補助給水ポンプ(現場手動操作)によるタービン駆補助給水ポンプの機能回復	1.3にて整備する。 (主蒸気送がし弁(現場手動操作)による主蒸気送がし弁機能回復と同様)	—	—																	
		1.3にて整備する。	—	—																	
1.12	タービン駆補助給水ポンプ(現場手動操作)によるタービン駆補助給水ポンプの機能回復	運転員(中央制御室、現場)	3	4時間30分																	
		災害対策要員	3	—																	

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

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

No.	対応手段	表1.02 重大事故等対策における操作の成立性		制限時 (%)	有効性評価の重要事故シナリオ等																		
		委員	要員数		71.1	71.2	71.3	71.4	71.5	71.6	71.7	71.8	72.1.1	72.1.2	72.4	73.1	73.2	74.1	74.2	74.3	74.4		
1.6	G、D-格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	1名にて整備する。																					
	代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ	運転員(中央制御室、現場) 災害対策委員	2 1				○																
1.7	可搬型大型送水ポンプ車を用いたG、D-格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	1名にて整備する。																					
	G、D-格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	運転員(中央制御室、現場)	2				○																
1.8	代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ	1名にて整備する。																					
	可搬型大型送水ポンプ車を用いたG、D-格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	運転員(中央制御室、現場) 災害対策委員	3 3				○	○															○
1.9	代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ	1名にて整備する。																					
	B-格納容器スプレイポンプ(rafts-CSS接続ライン使用)による代替炉心注水	1名にて整備する。																					
1.10	可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットによる水素濃度監視	1名にて整備する。																					
	水素排出(アニュウズ型気浄化設備) 全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合の操作手順	運転員(中央制御室、現場) 災害対策委員	2 2				○	○															○
	可搬型アニュウズ水素濃度計測ユニットによる水素濃度監視	1名にて整備する。																					

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

追而

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

No.	対応手段	表1.02 重大事故等対策における操作の成立性				制限時間 (※)	有効性評価の重要事故シナリオ等																			
		要員数	想定時間	要員	7.1.1		7.1.2	7.1.3	7.1.4	7.1.5	7.1.6	7.1.7	7.1.8	7.2.1.1	7.2.1.2	7.2.4	7.3.1	7.3.2	7.4.1	7.4.2	7.4.3	7.4.4				
	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名にて作業を実施する場合)	1	4時間	運転員(中央制御室)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○			
		3		災害対策要員																						
		1	3時間	運転員(中央制御室)																						
		7		災害対策要員																						
1.11	海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレイズルによる使用済燃料ピットへのスプレー	1	2時間	運転員(中央制御室)																						
		8		災害対策要員																						
		1.12にて整備する。 (可搬型大容量海水送水ポンプ車及び放水砲による大気への拡散抑制と同様)																								
		1	2時間	運転員(中央制御室)																						
	可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視	4		災害対策要員																						
		6	4時間	災害対策要員																						
		2	2時間	災害対策要員																						
		1.11にて整備する。																								
1.12	海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレイズルによる使用済燃料ピットへのスプレー	6	4時間50分	災害対策要員																						
		2	2時間	事務局長																						
		1	3時間	運転員(現場)																						
		2		事務局長																						
	海水を用いた補助給水ピットへの補給	2	4時間10分	運転員(中央制御室、現場)																						
		3		災害対策要員																						
		2	35分	運転員(中央制御室、現場)																						
		1		災害対策要員																						
1.13	燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの水源切替(海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水)	1.4にて整備する。 (海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水と同様)																								
		2	4時間10分	運転員(中央制御室、現場)																						
		3		災害対策要員																						
		2	30分	運転員(中央制御室、現場)																						
		1		災害対策要員																						

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

追

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

No.	対応手段	有効性評価の成立性			制限時間 (※)	有効性評価の重要事故シナリオ等																			
		要員	要員数	想定時間		7.1	7.11	7.12	7.13	7.14	7.15	7.16	7.17	7.18	7.21.1	7.21.2	7.24	7.31	7.32	7.41	7.42	7.43	7.44		
	日一格納容器スプレイポンプ (RHRS-OSS連絡ライン使用) による代替再稼働運転	要員 1.4にて整備する。	2	2時間																					
	海水を用いた使用済燃料ピットへの注水	1.11にて整備する。 (海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水と同様)	2	3時間																					
	海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレイズルによる使用済燃料ピットへのスプレイ	1.11にて整備する。	2	2時間																					
1.13	可搬型大容量海水送水ポンプ車及び放水砲による燃料取扱棟(貯蔵構内燃料体等)への放水	1.12にて整備する。 (可搬型大容量海水送水ポンプ車及び放水砲による大気への拡散抑制と同様)	2	2時間																					
追	可搬型タンクローリーによる可搬型大型送水ポンプ車への燃料補給	専務局員	2	2時間																					
	ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ及び可搬型タンクローリーによる可搬型大型送水ポンプ車への燃料補給	運転員(現場) 専務局員	1 2	3時間																					
	代替非常用発電機による代替電源(交流)からの給電	運転員(中央制御室、現場) 災害対策要員	2 2	15分																					
	可搬型代替電源車による代替電源(交流)からの給電	運転員(中央制御室、現場) 災害対策要員	2 3	2時間15分																					
	蓄電池(非常用)による直流電源からの給電	運転員(中央制御室、現場)	2	50分																					
	可搬型直流電源用発電機及び可搬型直流変換器による代替電源(直流)からの給電	運転員(中央制御室、現場) 災害対策要員	2 3	2時間45分																					
追	代替所内電気設備による交流の給電(代替非常用発電機)	運転員(現場) 災害対策要員	1 2	2時間25分																					
	代替所内電気設備による交流の給電(可搬型代替電源車)	運転員(現場) 災害対策要員	1 3	4時間25分																					
	可搬型タンクローリーによる代替非常用発電機等への燃料補給	専務局員	2	2時間																					
	ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ及び可搬型タンクローリーによる代替非常用発電機等への燃料補給	運転員(現場) 専務局員	1 2	3時間																					

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

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

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間	制限時間 (※3)	有効性評価の重要事故シナリオ等																	
						7.1.1	7.1.2	7.1.3	7.1.4	7.1.5	7.1.6	7.1.7	7.1.8	7.2.1.1	7.2.1.2	7.2.4	7.3.1	7.3.2	7.4.1	7.4.2	7.4.3	7.4.4	
1.15	可燃型計測器によるパラメータ監視又は監視 中央制御室空調装置の運転手順等(全交流動力電源が喪失した場 合)	災害対策要員	1	25分	5時間	○																	
		運転員(中央制御室)	1	40分		○																	
1.16	アニュラス空気浄化設備の運転手順等 (全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合)	災害対策要員	2	35分	60分	○																	
		運転員(中央制御室、現場)	2	35分		○																	
1.17	可燃型モニタリングボストによる放射線量の代替測定	放射線測定装置	2	3時間	-																		
	可燃型モニタリングボストによる原子炉格納箱内温度の放射線量の測定	放射線測定装置	2	1時間50分 ^{※1}		●																	
	放射線測定装置による空気中の放射性物質の濃度の測定	放射線測定装置	2	1時間10分																			
	放射線測定装置による空気中の放射性物質の濃度の測定	放射線測定装置	2	1時間																			
	放射線測定装置による水中の放射性物質の濃度の測定	放射線測定装置	2	2時間																			
	放射線測定装置による土壌中の放射性物質の濃度の測定	放射線測定装置	2	1時間																			
	海上モニタリング測定	モニタリングボスト	3	1時間40分 ^{※2}																			
	モニタリングボスト、モニタリングステーション及び可燃型モニタリングボストのバックアップ設備設置	可燃型モニタリングボスト	2	2時間																			
	可燃型放射線測定装置による緊急時対策付近の放射線量の測定	可燃型放射線測定装置	2	1時間30分																			
	可燃型放射線測定装置による緊急時対策付近の放射線量の測定	可燃型放射線測定装置	2	1時間10分																			

※1:可燃型モニタリングボストによる代替測定でカバーできない4箇所設置した場合に設定される作業時間。

※2:小型船舶が海面に落水するまでの時間を記載した。その後の一連の作業(1箇所当たりの所要時間は、約1時間30分。

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

※4:初期対応要員の災害対策要員(支援)にて実施する。

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

No.	対応手段	有効性評価の成立性			制限時間 (※1)	有効性評価の重要事故シナリオ等																	
		要員	要員数	想定時間		7.1.1	7.1.2	7.1.3	7.1.4	7.1.5	7.1.6	7.1.7	7.1.8	7.2.1.1	7.2.1.2	7.2.4	7.3.1	7.3.2	7.4.1	7.4.2	7.4.3	7.4.4	
	可搬型空気浄化装置運転手順	事務局長※2	4	1時間		●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●
	空気供給装置による空気供給準備手順	事務局長※2	4	1時間10分		●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●
	緊急時対策所可搬型エリアモニタ設置手順	放射班員※2	4	30分		●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●
	空気供給装置への切替手順	事務局長	4	2分																			
	可搬型空気浄化装置への切替手順	事務局長	4	5分																			
	可搬型空気浄化装置の切替手順	事務局長	4	5分																			
1.18	緊急時対策所用発電機準備手順	事務局長※2	4	15分		●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●
	緊急時対策所用発電機起動手順	事務局長※2	4	15分		●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●
	緊急時対策所用発電機の切替手順	事務局長※2	1	10分																			
	可搬型タンクローリーによる緊急時対策所用発電機への燃料補給手順	事務局長※2	2	2時間		●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●
	ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ及び可搬型タンクローリーによる緊急時対策所用発電機への燃料補給手順	運転員(現場) 事務局長※2	1 2	3時間																			
1.19	緊急時対策所用発電機の接続切替手順	事務局長	2	30分																			

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

※2:初動対応要員の災害対策要員(支援)にて実施する。

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

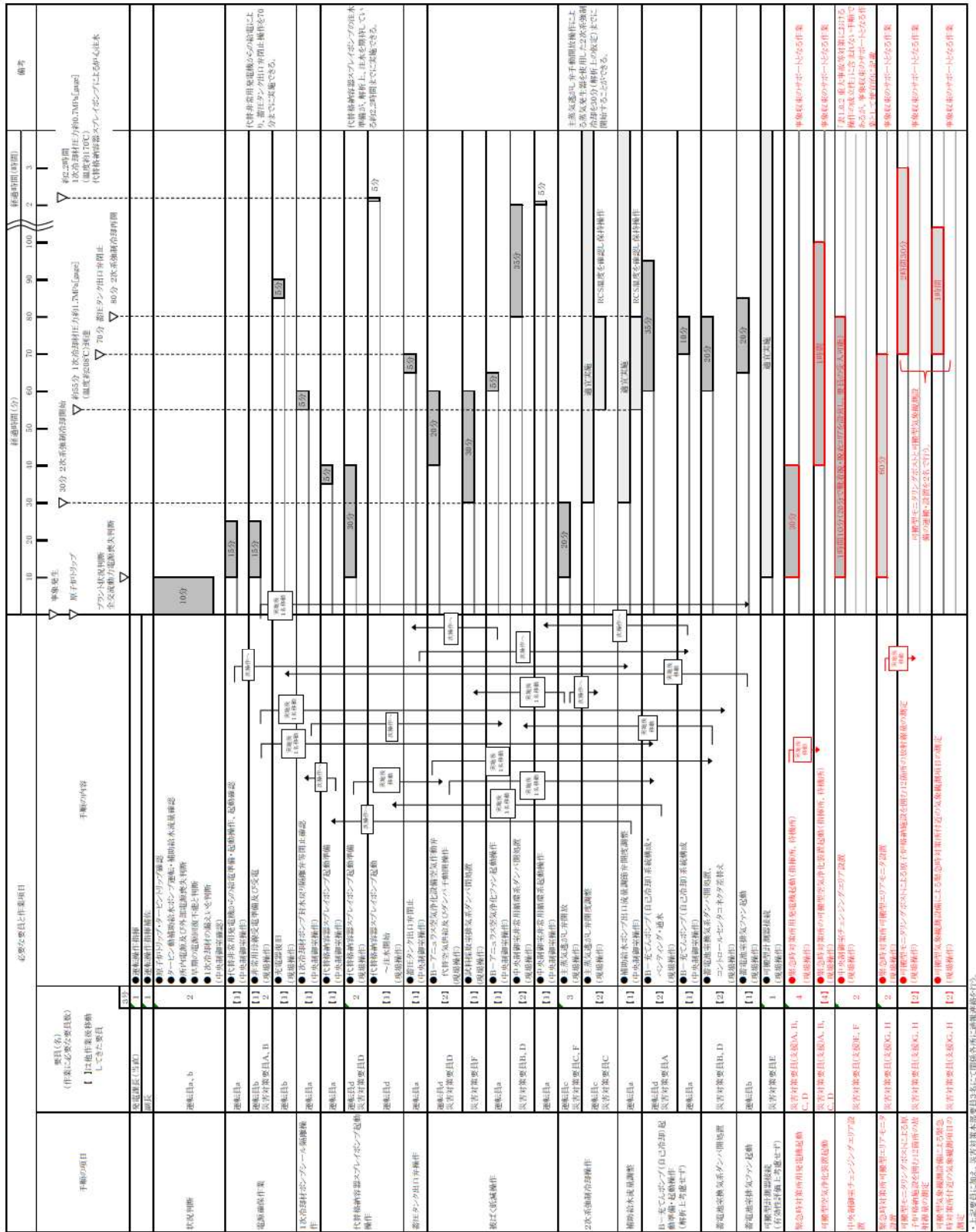
有効性評価の重要事故シナリオ等
7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失
7.1.2 全交流動力電源喪失
7.1.3 原子炉補機冷却機能喪失
7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失
7.1.5 原子炉停止機能喪失
7.1.6 ECCS注水機能喪失
7.1.7 ECCS真備減機能喪失
7.1.8 格納容器パイパス
7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)
7.2.1.2 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)
7.2.4 水素燃焼
7.3.1 想定事故1
7.3.2 想定事故2
7.4.1 運転停止中の頭端熱除去機能喪失
7.4.2 運転停止中の全交流動力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

有効性評価の各重要事故シナリオ等における必要な要員数一覧表

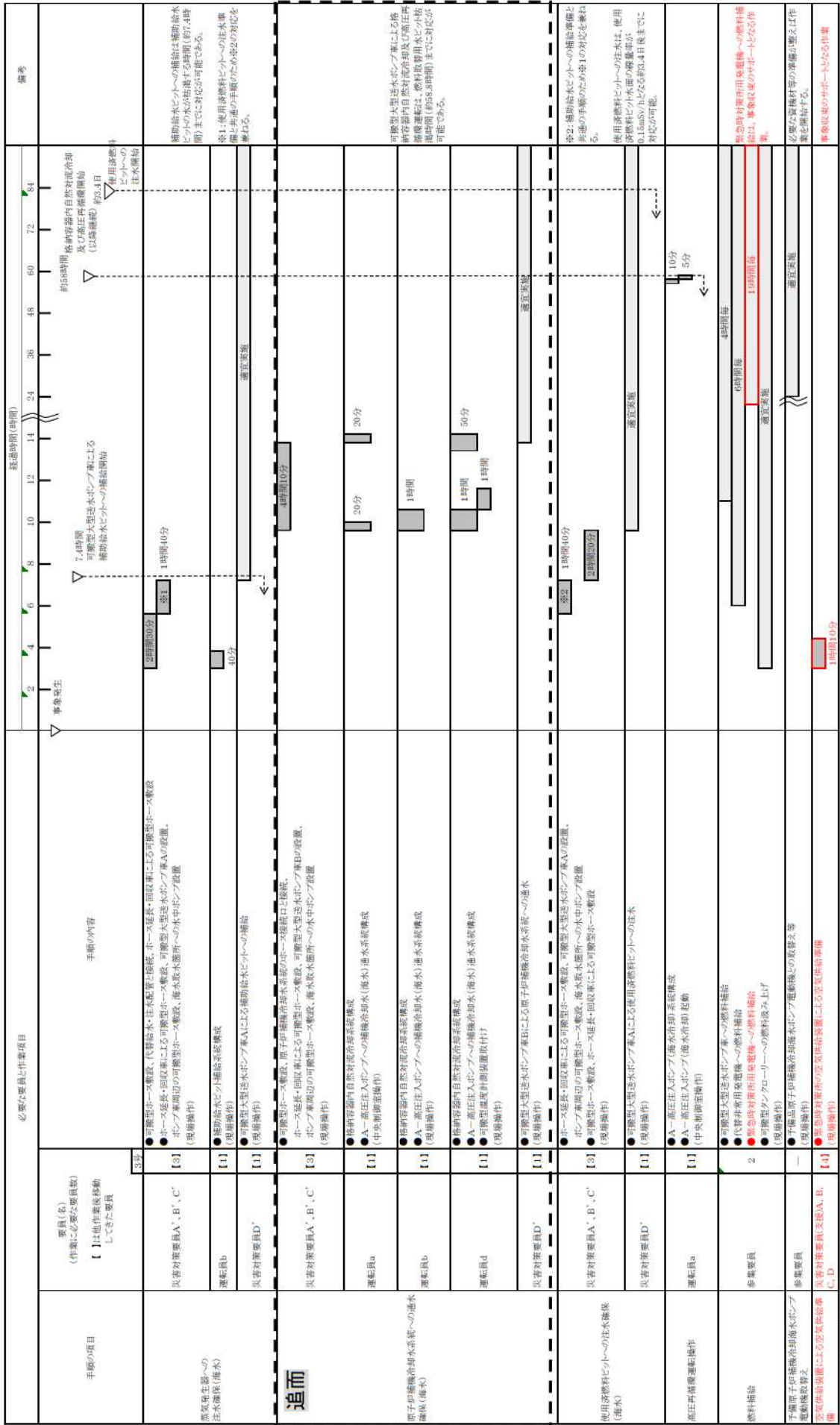
重要事故シナリオ等	初動対応要員				合計
	運転員	災害対策本部要員	災害対策要員	災害対策要員 (支援)	
7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失	6	3	1	0	10
7.1.2 全交流動力電源喪失 (RCP シール LOCA あり, なし)	6	3	6	0	15※
7.1.3 原子炉補機冷却機能喪失	6	3	5	0	14※
7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失	6	3	1	0	10
7.1.5 原子炉停止機能喪失	4	3	0	0	7
7.1.6 ECCS 注水機能喪失	6	3	0	0	9
7.1.7 ECCS 再循環機能喪失	6	3	0	0	9
7.1.8 格納容器バイパス (IS-LOCA,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

※：事象発生 3 時間以降は参集要員も考慮する。(代替非常用発電機等への給油)

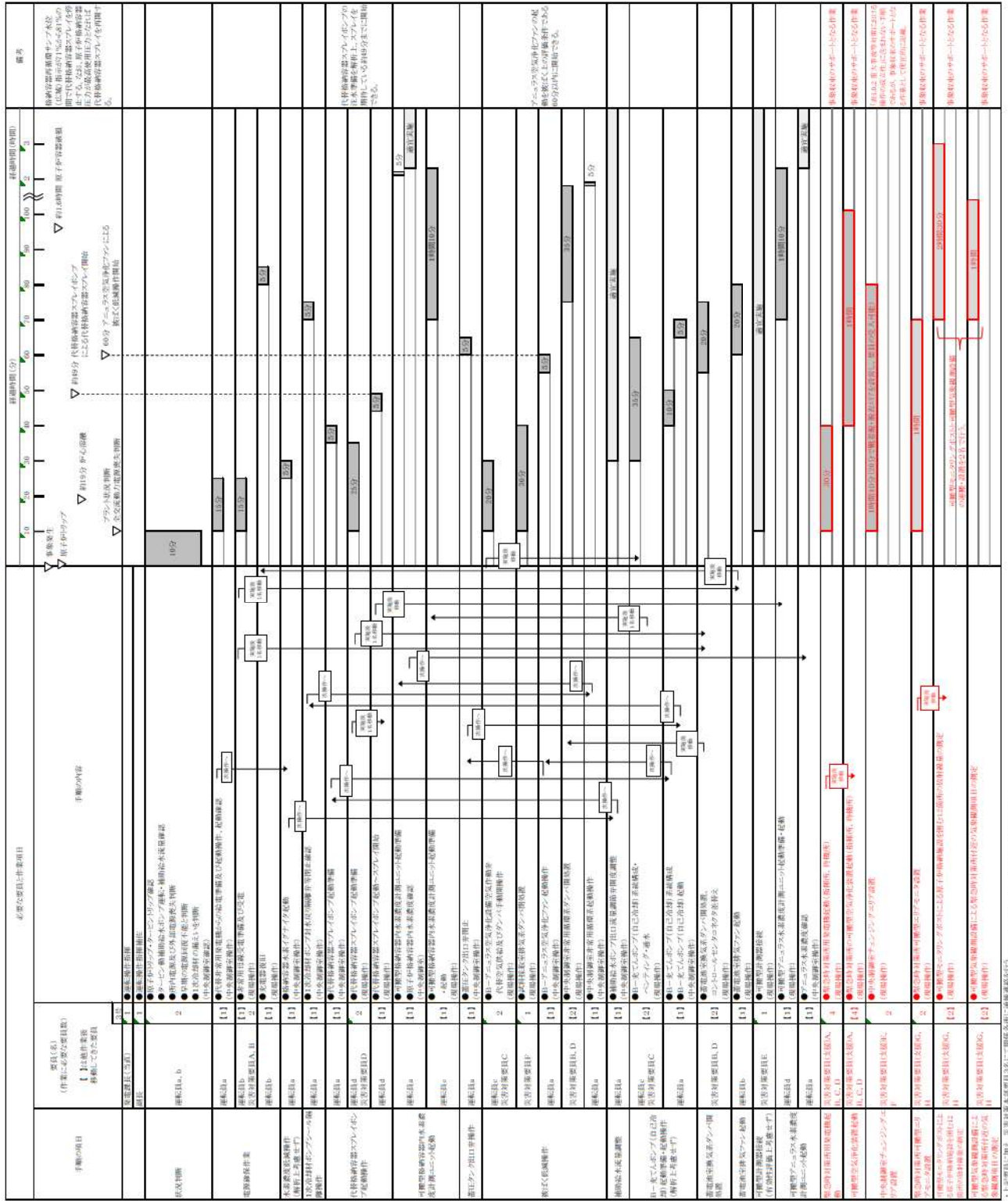
事故収束のサポートとなる作業を追加した全交流動力電源喪失 (RCP シル LOCA あり) のタイムチャート (1/2)



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



事故収束のサポートとなる作業を追加した格納容器過圧破損のタイムチャート (1/2)



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

必要な要員と作業項目		経過時間(時間)		備考
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【】は他作業後移動してきた要員	手順の内容	経過時間(時間)	
燃料冷却替用水ピペットへの補給(海水)	3号 災害対策要員A、B、C* 運転員b 災害対策要員D*	<ul style="list-style-type: none"> ●可搬型ホース敷設、代管給水・注水配管で蒸凝、ホース延長・回収車による可搬型ホース敷設。 ●ホース延長・回収車による可搬型ホース敷設、可搬型大型送水ポンプ車Aの設置、ポンプ車周辺の可搬型ホース敷設、海水取水箇所への水中ポンプ設置 (現場操作) ●燃料冷却替用水ピペット補給系統構成 (現場操作) ●可搬型大型送水ポンプ車Aによる燃料冷却替用水ピペットへの補給 (現場操作) 		燃料冷却替用水ピペットへの補給は燃料冷却替用水ピペットの水が枯渇する時間(約12.9時間)までに対応が可能である。 ※1: 使用済燃料ピペットへの注水準備と共通の手順のため※2の対応を兼ねる。
追而 原子炉補給冷却水系統への過水確保(海水)	災害対策要員A、B、C* 運転員a 運転員b 運転員c 災害対策要員D*	<ul style="list-style-type: none"> ●可搬型ホース敷設、原子炉補給冷却水系統のホース接続口と接続、ホース延長・回収車による可搬型ホース敷設、可搬型大型送水ポンプ車Bの設置、ポンプ車周辺の可搬型ホース敷設、海水取水箇所への水中ポンプ設置 (現場操作) ●格納容器内自然対流冷却系統構成 (中央制御室操作) ●格納容器内自然対流冷却系統構成 (現場操作) ●格納容器内自然対流冷却系統構成 (現場操作) ●可搬型大型送水ポンプ車Bによる原子炉補給冷却水系統への過水 (現場操作) 		燃料冷却替用水ピペットが枯渇しないよう、断続的に海水を補給。
使用済燃料ピペットへの注水確保(海水)	災害対策要員A、B、C* 災害対策要員D*	<ul style="list-style-type: none"> ●ホース延長・回収車による可搬型ホース敷設、可搬型大型送水ポンプ車Aの設置、ポンプ車周辺の可搬型ホース敷設、海水取水箇所への水中ポンプ設置 (現場操作) ●可搬型ホース敷設、ホース延長・回収車による可搬型ホース敷設 (現場操作) ●可搬型大型送水ポンプ車Aによる使用済燃料ピペットへの注水 (現場操作) 		※2: 燃料冷却替用水ピペットへの補給準備と共通の手順のため※2の対応を兼ねる。
燃料補給	参観要員	<ul style="list-style-type: none"> ●可搬型大型送水ポンプ車への燃料補給 ●代管非常用発電機への燃料補給 ●緊急時対策所用発電機への燃料補給 ●可搬型タンクローリーへの燃料積み上げ (現場操作) ●災害対策要員(蒸凝)による空気供給準備 (現場操作) ●災害対策要員(注水)A、B、C、D (現場操作) 		緊急時対策所用発電機への燃料補給は、事故収束のサポートとなる作業

*災害対策要員の記号に付記した「1」は、災害対策要員同士での担当作業入替えを伴う対応が可能ということを示す。

重大事故等および大規模損壊対応に係る教育・訓練計画及び実績管理シート（例）

氏名	要員区分(班名)		平成 年 月 日		
	現所属配置年月	平成 年 月 日			
課名	現所属配置年月		平成 年 月 日		
作業手順	教育・訓練名称	教育・訓練内容	実績(実施日)	評価者	評価結果
	基礎知識、技能習得教育訓練	SA等および大規模損壊の既発等の教育 ホースカップラ接続、ケーブル接続等			
個別作業(注1)	原子力防災訓練	例)ホース敷設、ポンプ車操作	○月○日	○ ○ ○ ○	良
	可搬型大型送水ポンプ車操作訓練	可搬型大型送水ポンプ車のポンプ操作	○月○日	○ ○ ○ ○	良
	ホース敷設訓練	ホース敷設	○月○日	○ ○ ○ ○	良
	水中ポンプ組立て訓練	水中ポンプ組立て	○月○日	○ ○ ○ ○	良
	可搬型スプレインゾル操作訓練	可搬型スプレインゾル操作	○月○日	○ ○ ○ ○	良
	緊急時対策所用発電機のケーブル敷設作業訓練	緊急時対策所用発電機のケーブル敷設	○月○日	○ ○ ○ ○	良
	緊急時対策所用発電機の起動訓練	緊急時対策所用発電機の起動	○月○日	○ ○ ○ ○	良
	○月○日	○ ○ ○ ○	良
個別手順	可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの給水手順訓練	可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの給水手順	○月○日	○ ○ ○ ○	良
	緊急時対策所用発電機の起動手順訓練	緊急時対策所用発電機の起動	○月○日	○ ○ ○ ○	良
			
机上教育	可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの給水手順教育	可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの給水手順書の机上教育	○月○日	○ ○ ○ ○	良
	緊急時対策所用発電機の起動手順教育	緊急時対策所用発電機の起動手順書の机上教育	○月○日	○ ○ ○ ○	良
			

注1:力量の維持向上のための教育訓練においては、個別作業訓練は実施しなくても良い。

事故収束のサポートとなる作業を追加した想定事故2のタイムチャート(1/2)

手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【1】は動作前後 移動してきた要員	手順の内容	経過時間(分)	経過時間(時間)	備考
必要な要員と作業項目			10 20 30 40 50 60 70 80 90	1 2 3 4	▽ 事象発生
					▽ フラット状況判断
					▽ 約75分 注水機能喪失判断
状況判断	運転員a, b	●運転操作指図 ●運転員a指図確認 ●使用済燃料ピット水位低下確認 ●使用済燃料ピット水位、水位の監視 (中央制御室確認)	10分		
使用済燃料ピット冷却系稼働開始 作(評価上考慮せず)	運転員b	●使用済燃料ピット冷却系稼働の水位低下原因調査及び隔離 (現場操作)	5分		
使用済燃料ピット注水操作 (評価上考慮せず)	運転員a	●燃料貯蔵用ピットからの注水準備 ●燃料貯蔵用ピットからの注水操作 ●2次系純水系統からの注水準備 ●1次系純水タンクからの注水準備 (中央制御室操作)	5分 5分 5分		
	運転員c	●燃料貯蔵用ピットからの注水準備・注水操作 (中央制御室操作)	30分		
	運転員b	●1次系純水タンクからの注水操作 (現場操作)	25分		
	運転員a	●使用済燃料ピット注水機能回復操作・失敗原因調査 (中央制御室操作)			運直実施
	運転員c	●使用済燃料ピット注水機能回復操作・失敗原因調査 (現場操作)			運直実施
使用済燃料ピットの監視	災害対策要員A, B, C, D	●使用済燃料ピット可搬型エアモニタ、使用済燃料ピット水位(可搬型)及び使用済燃料ピット監視カメラ監視装置の設置 (現場操作)	2時間		
緊急時対策用空圧機駆動	災害対策要員(支援)A, B, C, D	●緊急時対策用空圧機駆動(指揮所、待機所) (現場操作)	30分		事象収束のサポートとなる作業
可搬型空圧機位置転動	災害対策要員(支援)A, B, C, D	●緊急時対策用の可搬型空圧機位置転動(待機所、待機所) (現場操作)	1時間		事象収束のサポートとなる作業
中央制御室チェーンカウンタ設置	災害対策要員(支援)G, F	●中央制御室チェーンカウンタ設置 (現場操作)	1時間10分(50分で駆動機・高圧ケーブル設置し、要員の出入可能)		「表1.0.2 重大事故等対策における操作の成立性」に含まれない手順であるが、事象収束のサポートとなる作業として便宜的に記載。
緊急時対策用可搬型エアモニタ設置	災害対策要員(支援)G, H	●緊急時対策用可搬型エアモニタ設置 (現場操作)	1時間		事象収束のサポートとなる作業
可搬型モニタリングボストによる原子炉格納箱設置を考慮した上で評価した上で設定したものであり、運転員は手順書に従って各操作条件を満たした後は順次操作を実施する。また、運転員の評価上設定した操作条件時間内に対しては訓練等に基づき確認している。(一部の機器については想定時間より算出)	災害対策要員(支援)G, H	●可搬型モニタリングボストによる原子炉格納箱設置を回し12箇所の放射線量の測定 (現場操作)	20時間30分		可搬型モニタリングボストは可搬型放射線計測器の運用・設置を要する。
可搬型放射線計測器による緊急時対策用可搬型放射線計測器の測定	災害対策要員(支援)G, H	●可搬型放射線計測器による緊急時対策用可搬型放射線計測器の測定 (現場操作)	1時間		事象収束のサポートとなる作業

上記要員に加え、災害対策本部要員3名にて関係各所に通報連絡を行う。
 ・搬行準備装置による備用連絡手段の確保が必要な場合は、上記要員に加え、上記要員も準備を行う。
 ・各設定時間は操作場所、操作条件並びに本隊の現場移動を含む作業時間を考慮した上で評価したものであり、運転員は手順書に従って各操作条件を満たした後は順次操作を実施する。
 また、運転員の評価上設定した操作条件時間内に対しては訓練等に基づき確認している。(一部の機器については想定時間より算出)

事故収束のサポートとなる作業を追加した想定事故2のタイムチャート(2/2)

手順の項目	必要作業と作業項目	手順の内容	経過時間(時間)	備考
必要作業員(作業に必要な要員数) 【1】は他作業後移動してきた要員	必要作業員E, F	<ul style="list-style-type: none"> ●代替給水ポンプ・原水槽の状態確認(評価上考慮せず) ●可搬型ボース設置 ●ボース延長・回収車による可搬型ボース搬設、可搬型大型送水ポンプ車Aの設置、ポンプ車周辺の可搬型ボース搬設、代替給水ポンプへの吸管挿入(現場操作)(評価上考慮せず) ●可搬型ボース搬設、ボース延長・回収車による可搬型ボース搬設 ●ボース延長・回収車による可搬型ボース搬設、可搬型大型送水ポンプ車Aの設置、ポンプ車周辺の可搬型ボース搬設、原水槽への吸管挿入(現場操作)(評価上考慮せず) 		<p>使用済燃料ピットへの注水については、事故発生後2.7時間後から準備が開始し、使用済燃料ピット内節減量速(約1.5kg/h)となる約1.0日後までに対応を行う。</p>
災害対策要員 A, B, C, D, E, F, G	<ul style="list-style-type: none"> ●代替給水ポンプ・原水槽の状態確認(評価上考慮せず) ●可搬型ボース搬設 ●ボース延長・回収車による可搬型ボース搬設、可搬型大型送水ポンプ車Aの設置、ポンプ車周辺の可搬型ボース搬設、代替給水ポンプへの吸管挿入(現場操作)(評価上考慮せず) ●可搬型ボース搬設、ボース延長・回収車による可搬型ボース搬設 ●ボース延長・回収車による可搬型ボース搬設、可搬型大型送水ポンプ車Aの設置、ポンプ車周辺の可搬型ボース搬設、原水槽への吸管挿入(現場操作)(評価上考慮せず) ●可搬型ボース搬設、ボース延長・回収車による可搬型ボース搬設 ●ボース延長・回収車による可搬型ボース搬設、可搬型大型送水ポンプ車Aの設置、ポンプ車周辺の可搬型ボース搬設、海水取水槽内への水中ポンプ設置(現場操作) ●可搬型大型送水ポンプ車Aによる使用済燃料ピットへの注水(現場操作) 	<p>約1.5分 使用済燃料ピットへの注水準備開始</p> <p>1時間 30分</p> <p>2時間20分 1時間15分</p> <p>3時間 1時間50分</p> <p>代替給水ポンプ及び原水槽が使用不能の場合</p> <p>適宜実施</p>	<p>使用済燃料ピットへの注水準備開始</p> <p>1時間</p> <p>30分</p> <p>2時間20分</p> <p>1時間15分</p> <p>3時間</p> <p>1時間50分</p> <p>代替給水ポンプ及び原水槽が使用不能の場合</p> <p>適宜実施</p>	<p>使用済燃料ピットへの注水準備開始</p> <p>1時間</p> <p>30分</p> <p>2時間20分</p> <p>1時間15分</p> <p>3時間</p> <p>1時間50分</p> <p>代替給水ポンプ及び原水槽が使用不能の場合</p> <p>適宜実施</p>
必要作業員	<ul style="list-style-type: none"> ●可搬型大型送水ポンプ車への燃料補給 ●緊急時対応用発電機への燃料補給 ●可搬型タンクローリーへの燃料積み上げ(現場操作) 	<p>4時間毎</p> <p>1.9時間毎</p> <p>適宜実施</p>	<p>4時間毎</p> <p>1.9時間毎</p> <p>適宜実施</p>	<p>緊急時対応用発電機への燃料補給は、事故収束のサポートとなる作業。</p>
必要作業員(交換員、B, C, D)	<ul style="list-style-type: none"> ●緊急時対応用ボースの空気供給装置による空気が供給準備(現場操作) 	<p>1時間15分</p>	<p>1時間15分</p>	<p>緊急時対応用ボースの空気供給装置による空気が供給準備</p>

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

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

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

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

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

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

泊発電所3号炉

重大事故等時における単独操作について

< 目次 >

1. 重大事故等時における単独操作の成立性	1.0.19-1
(1) 現場の要員を1名とする場合の操作内容、体制について	1.0.19-1
(2) 単独操作の成立性	1.0.19-1
(3) 要員の力量管理、教育・訓練	1.0.19-1
(4) 単独操作を確実に実施するための対策	1.0.19-2
a. 複数の通信連絡手段の確保	1.0.19-2
b. 手順書の充実	1.0.19-2
c. 設備、資機材等の改善	1.0.19-3
2. 不測の事態が発生した場合の対応	1.0.19-4

SA技術的能力にて整備する重大事故等時の対応手順については、要員の力量、操作の容易性等の状況を踏まえて現場の要員数を設定し、その要員数で訓練等を行い、想定される時間内に操作が完了することを確認している。

また、作業環境、アクセスルート等の状況を踏まえ、操作の成立性を確認しているものの、現場で行う操作や作業を1名の要員で実施する手順、又は現場の要員数は2名以上であっても操作や作業を行う場所が離れており操作や作業時には1名となる手順（以下、「単独操作」という。）があることから、通信連絡設備の不具合、要員が負傷する等の不測の事態が発生することにも配慮する必要がある。

以下に単独操作の成立性及び不測の事態を考慮した単独操作への配慮事項をまとめる。

1. 重大事故等時における単独操作の成立性

(1) 現場の要員を1名とする場合の操作内容、体制について

現場の要員を1名とする場合には、操作の容易性の向上や操作を確実に実施できる体制とする等配慮している。

- 単独操作とするものについては、操作を容易に実施できるよう、特殊な工具を必要としないものとする。
- 運転員が行う操作は、「手動弁の開・閉」や「遮断器の投入・開放」等、通常運転時において行う操作と同じ内容とする。
- 災害対策要員は重大事故等対応の専任要員とし、より綿密・周到な教育・訓練を実施することで、単独操作であっても確実に実施できる体制とする。

単独操作の内容については具体例を表1に示す。

(2) 単独操作の成立性

重大事故等時の対応手順に要する想定時間は、あらかじめ設定した要員数により実施した実訓練又は類似訓練等の実績に余裕を加味し設定した時間であり、単独操作であっても想定時間以内に対応可能であることを確認している。

また、重大事故等時の手順のうち、重大事故等対策有効性評価にて期待する手順については、上記の想定時間を用いて有効性評価を行い、その成立性を確認している。

なお、屋外のアクセスルート復旧作業の成立性については、添付資料1.0.2「可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて」にて整理する。

(3) 要員の力量管理、教育・訓練

重大事故等時に対応する要員は、日頃から実施している教育・訓練を通して、事故対応に必要な力量の習得を行うとともに、重大事故等時の対応手順を適切に実施できることについて検証した者としている。また、事故時対応の知識及び技能について要

員の役割に応じた教育・訓練を定められた頻度、内容で実施し、力量の維持・向上に努めることとしている。

詳細は、添付資料 1.0.9「重大事故等対策に係る教育・訓練について」にて整理する。

表 1 単独操作の内容

要員	単独操作項目	操作内容
運転員	機器の運転状況確認	・目視による機器の運転状況監視
	電源操作	・遮断器の投入・開放 ・NFBの入・切
	弁の手动操作	・主蒸気隔離弁増し締め操作
		・手动弁の開・閉
		・電動弁の手動による開・閉
	ポンペによる代替空気供給	・原子炉補機冷却水系統、加圧器逃がし弁等に使用する窒素ガスポンペの接続 ・余熱除去ポンプ入口弁に使用する空気ポンペの接続 ・手动弁の操作による系統構成
	可搬型温度計測装置取り付け、指示値確認	・温度ロガーを SUS バンドで配管に取り付ける。 ・可搬型温度計測装置の指示値を記録
可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット、可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットの準備	・窒素ガスポンペの接続 ・小口径のホース敷設 ・手动弁の開・閉	
解結線処置	・DG 燃料油移送ポンプ電源コネクタ差し替え	
現場指示計の指示値の記録	・現場指示計の指示値を記録用紙に記録	
災害対策要員	解結線処置	・蓄電池室排気ファン電源コネクタ差し替え
	空気作動ダンパ開・閉処置	・一般工具を用いた強制開・閉作業
	可搬型計測器による計測・記録	・汎用品を用いた計測・記録
災害対策要員 (ガレキ撤去)	アクセスルートの復旧作業	・バックホウ及びホイールローダーによる屋外アクセスルートの復旧作業 ※アクセスルートの復旧作業の成立性については、添付資料 1.0.2「可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて」にて整理する。
災害対策要員 (ガレキ撤去)	集水柵内流路の切替	・集水柵内の流路切替ゲートの閉操作
参集要員	燃料補給	・可搬型タンクローリーの運転、給油ガンによる各設備への燃料補給、給油ポンプによる燃料の汲み上げ

(4) 単独操作を確実に実施するための対策

a. 複数の通信連絡手段の確保

現場の要員は、衛星携帯電話等を用いて、発電所対策本部又は中央制御室との連絡、及び現場の要員同士での連絡を行うことが可能であるが、重大事故等時の作業環境等を考慮し、トランシーバ等の複数の通信連絡手段を確保している。

b. 手順書の充実

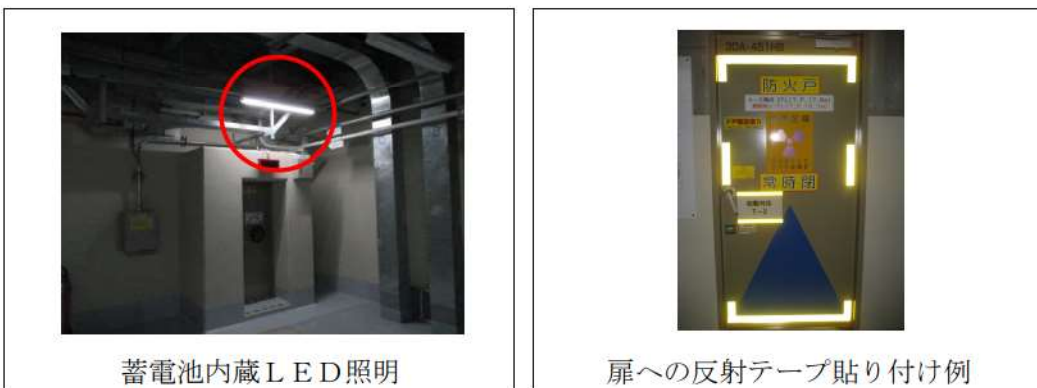
単独操作であっても、重大事故等時に的確に対処できるよう、操作の内容だけではなく、操作する際に必要となる設備の概略図や写真等の情報を追加する等、手順書の充実に努めている。

c. 設備、資機材等の改善

- (a) 全交流動力電源喪失時の操作対象機器を抽出し、照明が消灯した状況下でも操作対象機器を特定し易くなるように、反射テープを貼って視認性を高めている。



- (b) 全交流動力電源喪失時に中央制御室及び現場操作に必要なアクセスルート上に蓄電池内蔵のLED照明を設置するとともに、扉に反射テープの貼り付けを実施し、照明が消灯した場合でもアクセスルートを移動できるように対応している。



- (c) 全交流動力電源喪失時の対応用として、可搬型照明及びLEDヘッドランプ等を準備し、現場操作が確実に実施できるよう準備している。



2. 不測の事態が発生した場合の対応

単独操作の成立性を確認するとともに、現場の要員が1名となることに配慮した複数の通信連絡手段の確保、手順書の充実、設備、資機材等の改善等の対応策を講じているが、万一、通信連絡設備の不具合や現場の要員が負傷する等の不測の事態が発生した場合には、夜間・休日のように限られた要員であっても、発電課長（当直）の指揮のもと、災害対策要員、災害対策要員（支援）を現場に派遣し、可能な限り早期に現場の状況把握、要員の救助等を行うとともに、重大事故等に適切に対応していく。

- (1) 夜間・休日時の初動対応体制においては、有効性評価において必要な要員の他に、サポート的な配置としている災害対策要員3名、さらに有効性評価の事故シナリオから外れた場合への対応のために確保する災害対策要員（支援）も初動対応の要員として配置していることから、不測の事態が発生した場合においても対応ができる体制となっている。
- (2) 発電所対策本部及び発電課長（当直）は、手順書に従って適宜行われる現場の要員からの状況報告によって、あるいは自らが現場の要員に連絡することによって、不測の事態が発生していないことを確認するよう努める。
なお、現場要員からの報告、並びに発電所対策本部及び発電課長（当直）からの連絡の頻度やタイミングは、そのときの作業環境を考慮して適切に設定することとしている。
- (3) 屋外作業については、発電課長（当直）は構内監視カメラによりその作業の状況を適宜監視し、不測の事態が発生していないことを確認するよう努める。

- (4) 今後の教育・訓練を通して、より確実な通信連絡手段の検討等、安全性を向上させるために必要な対策を検討し、更に対応策を充実させるよう取り組んでいくこととしている。