

自然災害等の影響によりプラントの原子炉安全に影響を及ぼす可能性がある事象の対応について

泊発電所では、自然災害等の影響によりプラントの原子炉安全に影響を及ぼす可能性がある事象（以下「前兆事象」という。）について、前兆事象としての把握ができるか、重大事故等を引き起こす可能性があるかを考慮して、設備の安全機能の維持及び事故の未然防止対策をあらかじめ検討しておき、前兆事象を確認した時点で事前の対応ができる体制及び手順を整備している。

前兆事象としてまとめる自然災害は、津波、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響及び森林火災を想定する。

本資料では、前兆事象を確認した時点での事前対応の例として大津波警報発令時の対応及び火山の影響による降下火砕物の対応について整備する。

1. 大津波警報発令時の対応

(1) 津波の襲来が予想される場合の対応について

気象庁が定めている津波予報区のうち、泊発電所を含む区域である「北海道日本海沿岸南部」区域に対して大津波警報が発令された場合は、原子炉停止に向けた操作を開始する。また、大津波警報発令時の対応として、所員等の高台等への避難、津波監視カメラ及び潮位計等による津波の継続監視を行うとともに、原子炉補機冷却海水ポンプ関連パラメータ、循環水ポンプ関連パラメータ等の監視強化を行う。

原子炉停止に向けた操作にあたっては、基準津波高さを超える状況として「北海道日本海沿岸南部」区域において津波の高さが10mを超える場合を意味する「津波の高さ10m超」の大津波警報が発令された場合は原子炉を停止し、冷却操作を開始する手順を整備する。

ただし、以下の場合は除く。

- a. 大津波警報が誤報であった場合。
- b. 発電所から遠方で発生した地震に伴う津波であって、北海道日本海沿岸南部区域に津波が到達するまでの間に大津波警報が解除又は見直された場合。

また、津波の高さ予想の区分が上記以外の場合であっても、基準津波を超える津波の襲来が想定される等、原子炉の安全性が損なわれるおそれがあると判断した場合は、原子炉を停止し、冷却操作を開始する。

(2) 体制の整備

「北海道日本海沿岸南部」において大津波警報が発令された場合、原子力防災準備体制を発令し、発電所対策本部を設置し災害対策要員等を非常召集することにより、速やかに重大事故等対策を実施できる体制を整える。なお、作業を実施する際は、津波を考慮して安全なルートを選定する。

(3) その他

a. 原子炉補機冷却海水ポンプの防護対策

泊発電所3号炉の原子炉補機冷却海水ポンプを設置している取水ピットの設計基準上の入力津波高さは、原子炉補機冷却海水ポンプ設置エリアの床面高さを上回ると評価されていることから、原子炉補機冷却海水ポンプ設置エリアの津波の防護、及び浸水防止を図る目的で、原子炉補機冷却海水ポンプ設置エリアの床面開口部に浸水防止蓋およびドレンライン逆止弁を設置する。また壁面開口部（配管等貫通部の隙間部）に止水処置を実施する。

また、取水ピット内に原子炉補機冷却海水ポンプと循環水ポンプが併設されているが、以下の設計により大津波が襲来した場合の引き津波による原子炉補機冷却海水ポンプの取水性は確保される。

- ・引き津波時の原子炉補機冷却海水ポンプの取水可能水位を下回る時間においても原子炉補機冷却海水ポンプが取水を維持できる貯水量を確保できるよう貯留堰を設置している。
- ・原子炉補機冷却海水ポンプの取水喪失を防止するため、原子炉補機冷却海水ポンプの取水レベルよりも循環水ポンプの取水レベルが高くなるようポンプを設置している。保守的に取水ピット水位が循環水ポンプベルマウス下端（T.P. -6.75m）以下となるまで循環水ポンプが起動し続けると仮定した場合でも、取水ピット水位が原子炉補機冷却海水ポンプ取水可能限界水位（T.P. -7.56m）まで低下する時間は約16分であるのに対し、基準津波で引き津波が貯留堰の高さを下回る時間は最大で約7分であるため、原子炉補機冷却海水ポンプは継続運転できる。

追而【地震津波側審査の反映】

（上記の破線囲部分）は、基準津波確定後の評価結果を反映する。）

なお、循環水ポンプは、取水ピット水位が循環水ポンプベルマウス下端に近づくとき、ポンプの異常振動やポンプ出口圧力の変動等が発生し、その後循環水ポンプが破損する可能性が高いため、財産保護の観点から、手順書では、津波の高さ予想が大津波警報（10m超）より小さな区分であっても、循環水ポンプの出口圧力等に変動があった場合やトラベリングスクリーン下流側水位低警報（T.P. -2.0m 以下）が発信した場合には循環水ポンプを停止する手順を定めている他、循環水ポンプ破損前に確実に循環水ポンプを停止する観点から、取水ピット水位低信号により自動で循環水ポンプを停止するインターロックも設置している。

2. 火山の影響による降下火砕物の対応

(1) 降下火砕物に対する対応について

a. 火山の大規模な噴火兆候がある場合

火山情報（火山の位置、噴火規模、風向、降灰予測等）を把握し、連絡体制を強化する。

c. 火山の大規模な噴火が発生した場合又は、降下火砕物が降り積もる状況となった場合

火山の大規模な噴火が確認された場合、又は、原子力発電所敷地で降灰が確認された場合に、関係箇所と協議の上、発電所対策本部を設置する。

換気空調系の取替用フィルタの配備状況を確認するとともに、屋外廻りの機器、建屋等の降下火砕物の除去のため、発電所内に保管しているホイールローダ、バックホウ、スコップ、防塵マスク等の資機材の準備を行う。

敷地内に降下火砕物が到達した場合には、降灰状況を把握する。

プラント及び屋外廻りの監視を強化し、屋外廻りの機器、建屋等の降下火砕物の除去を行うとともに、換気空調系のフィルタ差圧を確認し、状況に応じて清掃や取替え等を行う。

降下火砕物により、原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性があるると判断した場合は、必要に応じて原子炉を停止する。

津波警報・注意報について

気象庁は、地震が発生した時には地震の規模や位置をすぐに推定し、これらをもとに沿岸で予想される津波の高さを求め、地震が発生してから約3分を目標に、大津波警報、津波警報または津波注意報を、津波予報区単位で発表される。

この時、予想される津波の高さは、通常は5段階の数値で発表される。ただし、地震の規模（マグニチュード）が8を超えるような巨大地震に対しては、精度のよい地震の規模をすぐに求めることができないため、その海域における最大の津波想定等をもとに津波警報・注意報が発表される。その場合、最初に発表する大津波警報や津波警報では、予想される津波の高さを「巨大」や「高い」という言葉で発表して、非常事態であることを伝える。

このように予想される津波の高さを「巨大」などの言葉で発表した場合には、その後、地震の規模が精度よく求められた時点で津波警報を更新し、予想される津波の高さも数値で発表される。



出典：気象庁ホームページ「津波予報区について」

図1 気象庁が定める津波予報区

種類	発表基準	発表される津波の高さ		想定される被害と取るべき行動
		数値での発表 (津波の高さ予想の区分)	巨大地震の場合の発表	
大津波警報	予想される津波の高さが高いところで3mを超える場合。	10m超 (10m < 予想高さ)	巨大	木造家屋が全壊・流失し、人は津波による流れに巻き込まれます。沿岸部や川沿いにいる人は、ただちに高台や避難ビルなど安全な場所へ避難してください。
		10m (5m < 予想高さ ≤ 10m)		
		5m (3m < 予想高さ ≤ 5m)		
津波警報	予想される津波の高さが高いところで1mを超え、3m以下の場合。	3m (1m < 予想高さ ≤ 3m)	高い	標高の低いところでは津波が襲い、浸水被害が発生します。人は津波による流れに巻き込まれます。沿岸部や川沿いにいる人は、ただちに高台や避難ビルなど安全な場所へ避難してください。
津波注意報	予想される津波の高さが高いところで0.2m以上、1m以下の場合であって、津波による災害のおそれがある場合。	1m (0.2m ≤ 予想高さ ≤ 1m)	(表記しない)	海の中では人は速い流れに巻き込まれ、また、養殖いかだが流失し小型船舶が転覆します。海の中にいる人はただちに海から上がって、海岸から離れてください。

出典：気象庁ホームページ「津波警報・注意報、津波情報、津波予報について」

図2 津波警報・注意報の種類について

重大事故等対策に係る教育・訓練について

発電所災害対策要員は、常日頃から事故等発生時の対応のための教育・訓練を実施することにより、事故対応に必要な力量の習得を行い、事故等発生時においても的確な判断のもと、平常心をもって適切な対応操作が行えるように準備している。また、当該の教育・訓練については、保安規定や下部規程に基づいて実施しており、事故時操作の知識・技術の向上に努めている。

東京電力福島第一原子力発電所事故以降は、当該事故の教訓を踏まえ、これまでの教育・訓練に加えて津波発生等に伴う全交流電源喪失を想定した訓練を実施するとともに、緊急安全対策として整備した追加設備ならびに各手順書に対する教育・訓練を実施し、対応操作の習熟を図っている。具体的には、水源確保・電源確保のための代替給水設備、代替給電設備等の取扱い訓練やガレキ撤去のための訓練等を継続的に実施している。

新規制基準として新たに要求された重大事故等対策に係る教育・訓練については、保安規定や下部規程に適切に定め、知識・技能の向上を図るために定められた頻度、内容で実施し、必要に応じて手順等の改善を図り実効性を高めていくこととしており、教育・訓練の状況は以下のとおりである。

なお、教育・訓練の結果は評価し、継続的改善を図っていくこととし、各項で参照する表に記載の教育・訓練についても、今後必要な改善、見直しを行っていくものである。

1. 発電所災害対策要員に対する教育について

(1) 教育頻度の基本的な考え方について

発電所災害対策要員自らが実施する手順等の知識については、当該の事故対策を確実に実施するうえで必要であることから、年1回以上の頻度で教育を実施する。

また、重大事故等時の炉心損傷の物理挙動や原子炉施設の挙動等の技術的基礎知識や事故進展挙動等についても、重大事故等対策に係る幅広い知識を付与するため、年1回以上の頻度で教育を実施する。

なお、教育時間については、対象者及び教育内容等に応じて適切な時間を設定する。

(2) 教育の計画及び管理について

保安規定や下部規程において、教育項目毎に対象者、教育頻度を定め、対象者全員が定められた頻度で受講するよう年度計画を立てて管理する。

また、訓練による改善点の抽出等に伴う手順書の改正時には、社内規程に基づ

き改正内容を明確にして関係者へ周知するとともに、必要に応じて手順書の改正内容について教育を計画して実施する。

(3) 運転員に対する教育について

運転員に対する教育については、運転員の役割に応じて、異常時の適切な指揮や状況判断、異常時の対応操作等について異常時対応教育を実施する。

また、重大事故等発生時における対応操作の理解を深めるため、炉心損傷の物理現象や事故進展挙動等に関する教育を後述のシビアアクシデント対応教育として実施する。

更に、炉心溶融に係るプラント挙動理解力強化等のために、(株)原子力発電訓練センターでの教育を受講し、知識の向上を図る。

これらの運転員に対する主な教育内容を表1に示す。

(4) 発電所災害対策要員（運転員を除く）に対する教育について

運転員を除く発電所災害対策要員に対する教育については、発電所災害対策要員の役割に応じて、原子炉の冷却機能の回復のために必要な電源確保や水源確保等に係る各要員が自ら担当する手順書について教育を実施する。

また、重大事故等発生時における対応操作の理解を深めるため、炉心損傷の物理現象や事故進展挙動等に関する教育を後述のシビアアクシデント対応教育として実施する。

これらの発電所災害対策要員に対する主な教育内容を表2に示す。

(5) シビアアクシデント対応教育について

重大事故等対策の実施にあたっては、様々な原子炉施設の挙動に応じて適切な対策を実施することが必要であることから、運転員を含む発電所災害対策要員に対して炉心損傷の物理現象や原子炉施設の挙動等の教育を実施している。また、発電所災害対策要員の役割に応じて、重大事故等発生時の事故進展挙動や知識データベースを活用した事故対策の検討に係る教育を実施し、知識ベースの理解向上を図る。これらの教育は、シビアアクシデント対応教育として実施し、教育内容に応じて以下のとおりA教育、B教育及びC教育に区分し、それぞれ教育対象者を設定しており、表3にこれらの各教育内容を示す。

- ・A教育：シビアアクシデント発生時の事故収束・緩和に必要な実務教育
- ・B教育：シビアアクシデント発生時の事故収束・緩和に必要な判断及び技術支援教育
- ・C教育：シビアアクシデント発生時の事故収束・緩和に必要な運転に関する教育

2. 発電所災害対策要員に対する訓練について

(1) 訓練頻度の基本的な考え方について

重大事故等対策に係る力量を維持・向上させ、また、手順の有効性及び実効性を確認するため、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準（以下、「技術的能力に係る審査基準」という。）」に基づき整備した重大事故等対策に係る手順書を使用した訓練を年1回以上実施することを基本とするが、他の手順書と操作・作業の類似性がない手順書については力量維持の観点から年2回以上実施する。

(2) 訓練の計画及び管理について

保安規定や下部規程において、訓練項目毎に対象者、訓練頻度を定め、対象者全員が定められた頻度で訓練を実施するよう年度計画を立てて管理する。

また、訓練による改善点の抽出等に伴う手順書の改正時には、社内規程に基づき改正内容を明確にして関係者へ周知するとともに、必要に応じて手順書の改正に伴う訓練を計画して実施する。

(3) 運転員に対する訓練について

運転員は、自社及び（株）原子力発電訓練センターでのシミュレータ訓練を行うことで、必要な知識・技能、判断・指揮命令能力の向上を図っている。

シミュレータ訓練では、的確な事故時対応の習熟を目的として、指揮命令系統、情報の共有、通報連絡の習熟および運転員同士の連携の向上に主眼を置いた直員連携訓練を実施している。

重大事故等発生時の対応訓練としては、今回整備した手順書を使用してのシミュレータ訓練、各事故シーケンスの対応に必要な操作手順について実機を活用した現場確認訓練により対応操作の習熟を図っている。表4に運転員が行う重大事故等対応のための主な教育訓練内容を示す。

また、手順にない不測の事態に備え、想定外の事象が発生した時の対応能力を向上するため、手順に従った対応中において判断に用いる監視計器の故障や動作すべき機器の不動作等、多岐にわたる機器の故障を模擬し、関連パラメータ等による事象判断能力、代替手段による復旧対応能力等の運転操作の対応能力向上を図る。なお、シミュレータ訓練における想定外の事象内容については、運転員には事前に知らせることなく指導者が想定外事象を設定し、運転操作及び事象判断の能力向上を図る。想定外の事象を考慮した訓練の事例として設計基準事象に対するシミュレータ訓練の例を図1に示す。

(4) 発電所災害対策要員（運転員を除く）に対する訓練について

発電所災害対策要員の構成は、通常時の保安全管理体制下での運転、部品交換等の日常保守点検活動等の実務経験が、発電所対策本部体制下での事故対応、復旧活動等に生かせるよう、専門性、経験を考慮したものとしている。各要員は、今回整備した手順書を用い各班の役割に応じて、原子炉冷却機能回復のために必要な電源確保や水源確保等に係る重大事故等対処設備等の操作について、可能な範囲で実機訓練を実施している。表5に発電所災害対策要員の重大事故等対応のための訓練内容を示す。

(5) 運転員と発電所災害対策要員（運転員を除く）の連携訓練について

重大事故等発生時に使用する手順には、運転員と発電所災害対策要員が連携して実施する手順があることから、現場作業に当たっている発電所災害対策要員が作業に習熟し必要な対応ができるよう、運転員（中央制御室及び現場）と連携して一連の活動を行う訓練を計画的に実施する。

(6) 実効性を総合的に確認する原子力防災訓練について

「泊発電所原子力事業者防災業務計画」に基づき、発電所災害対策要員に対し、原子力防災への意識付け、原子力防災技能の習得及び向上を図ることを目的とし、原子力防災訓練を実施する。原子力防災訓練は、機能別に区分し訓練項目毎に訓練対象者の力量向上のために実施する要素訓練及びいくつかの要素訓練を組み合わせる組織全体として活動を行う総合訓練を実施し、原子力防災組織が原子力災害発生時に有効に機能すること等を確認する。

総合訓練の事故シナリオの選定にあたっては、緊急時活動レベル（EAL）に基づくバリエーションを考慮した原子力防災訓練中期計画に基づき選定し、訓練を実施する。

また、訓練の実施にあたっては、あらかじめ訓練計画書に訓練目的、訓練項目、達成目標等を定めるとともに、各訓練個別の訓練要領書に訓練体制、訓練手順、観察項目等を定め、訓練を実施している。

訓練後は、個別の訓練報告書において訓練の評価を行うとともに、訓練全体を取りまとめる訓練報告書の中で今後の課題を抽出して改善活動をまとめ、それに基づき改善を実施している。

このような取り組みを続けることで、常に問題点を洗い出し、組織として効果的に機能できるように改善していく。

要素訓練、総合訓練の訓練内容を表6に示す。

(7) 悪天候等を想定した訓練の実施について

訓練は、重大事故等発生時に想定される現場環境を想定して実施することとしている。高線量下を想定した放射線防護具を着用した訓練の実施、夜間、降雨、強風等の悪天候の環境下での訓練の実施により、当該環境下においても重大事故等対策を実施できることを確認する。

なお、放射線防護具の取扱いについては、放射線管理に関する教育を定期的の実施し、習熟を図っている。

(8) 教育・訓練の効果の確認について

発電所災害対策要員に対する教育・訓練の効果の確認については、教育・訓練計画に従って各要員が効率的にかつ確実に事故対策に係る対応操作又は作業を実施できること及び有効性評価で想定している操作時間を満足していることにより、力量の維持・向上が図られていると判断する。万一、力量を満足していない場合は、必要に応じて、力量が満足するまで、繰り返し教育・訓練を実施する。

また、教育・訓練の評価結果（効果の確認）等により、教育資料等の見直しを実施する他、手順、資機材及び体制等についても必要に応じて改善を行い、力量を含む事故対応能力の向上を図る。

なお、総合訓練における評価の信頼性向上を図るため、WANO（世界原子力発電事業者協会）の「達成目標と基準」の評価項目を取り入れた災害対策本部要員の訓練評価シートを整備する。訓練参加者以外の者を評価者として配置し、評価者が訓練評価シートを用いて訓練参加者の対応状況を確認、評価する。総合訓練実施後は、訓練参加者及び評価者で訓練を振り返り、反省点、課題等を集約する等、訓練の実施結果を確認し、その中から改善が必要な事項を抽出し、手順、資機材、教育及び訓練計画への反映を行う。

また、WANOピアレビュー等により、教育及び訓練を含む取組について、社外の視点での客観的な評価も取り入れている。

3. 協力会社社員に対する教育・訓練について

当社は日頃から協力会社とコミュニケーションを図り、発電所の安全運転、保守管理を行っている。重大事故等発生時の初動対応を行う発電所災害対策要員にも、当社の協力会社社員を含めている。協力会社は、当社からの調達要求により指定された役務を実施する力量を有する者を、この発電所災害対策要員として配置する。

教育・訓練の頻度および力量管理方法については、当社社員に対するものと同じ考え方で協力会社が協力会社社員に対して実施することを原則とし、当社はその訓練に適宜立会う他、協力会社への監査などを通じて力量が確保される仕組みが機能してい

ることなどを確認する。

4. 実務経験によるプラント設備の習熟について

運転員等は通常業務における実務経験を通じてプラント設備への習熟を図っている。

運転員については、設備の日常的な巡視点検や保安規定に基づく非常用炉心冷却設備等の定期的な運転操作、定期検査時のプラント起動・停止操作等を自ら実施することによりプラント設備の運転操作を習熟している。

保守課員については、設備の日常的な巡視、保守点検工事あるいは修繕工事等に伴う分解点検等の現場立会による設備の健全性確認等を自ら実施することによってプラント設備の保守を習熟している。また、原子力教育センター及び社外の研修機関等において、設備の分解点検や組立て及び点検調整等の教育訓練を行い、保守に係る基礎的、実務的知識・技能を習得している。

これら実務経験によるプラント設備への習熟内容について表7に示す。

5. 発電所災害対策要員に対する力量確保について

(1) 力量確保の基本的な考え方について

発電所対策本部体制下における各要員の職務については、通常時の組織の職務に対応して定めていることから、各要員に対し通常時の職務に必要な力量をベースとして、重大事故等対策に特有の知識・技能に関する教育・訓練を実施することにより発電所災害対策要員に必要な力量を確保している。

発電所災害対策要員の通常時と発電所対策本部体制時における職務と力量を表8に示す。

また、運転員及び運転員以外の技術系要員育成のための教育訓練プログラムは、重大事故等を含む異常事象発生時の対応に関する知識・技能を含むものとなっており、育成段階に応じて必要な知識・技能を付与するとともに、通常業務の遂行及び必要な教育・訓練を反復することにより知識・技能の維持・向上を図っている。

(2) 力量管理について

発電所対策本部の各班毎に、重大事故等発生時の発電所災害対策要員として各手順を遂行するために必要な知識・技能についての力量項目を定め、計画的に教育・訓練を実施して力量を管理する。

机上教育の場合は、理解度テスト等を実施することにより、訓練の場合は、要求される操作が手順等に従い適切に実施できることを評価することにより力量の確認を行う。

また、教育・訓練により、手順、資機材及び体制等について改善要否を評価し、

必要により手順、資機材及び体制等の改善を行い、対応能力の向上を図る。

(3) 発電所災害対策要員の力量について

a. 運転員の力量について

運転員は、運転員Ⅱから運転員Ⅰ、副長および運転責任者である発電課長（当直）まで段階的に育成される。運転員Ⅰまでの当該の区分（ポジション）に必要な知識・技能は、実務経験ならびに教育・訓練により付与され、所定の力量に到達していることを認定制度により確認している。また、所定の力量に到達した後も教育・訓練を反復することで力量の維持・向上を図っている。

運転員の教育訓練プログラムの概要（イメージ）を図2に示す。

b. 運転員以外の発電所災害対策要員の力量について

運転員以外の発電所災害対策要員は、通常時のそれぞれの部署において職能に応じ実務経験ならびに教育・訓練を通じて設備の保守や安全管理等の必要な知識・技能を段階的に付与される他、重大事故等対応に必要な特有の知識・技能に関する教育・訓練を実施することにより、重大事故等対策に係る要員として必要な力量の維持・向上を図っている。

重大事故等発生時に事故状況の把握評価や事故対策の検討を行う技術班の構成員の一つである防災・安全対策室員の教育訓練プログラムの概要（イメージ）を図3に示す。

表1 重大事故等対策に係る運転員の主な教育内容

教育名	目的	内容	対象者	頻度	評価項目 (知識の維持確認)	評価方法
異常時対応 (現場機器対応)	異常時に現場において適切な処置がとれるように、警報発生時の対応および異常時操作の対応について理解する。	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉の起動停止の概要 各設備の運転操作の概要(現場操作) 警報発生時の対応操作(現場操作) 異常時操作の対応(現場操作) 	運転員全員	3年間で 30時間以上	運転要領警報処置編 および緊急処置編記載事項に関する知識の理解	講師による評価
異常時対応 (中央制御室内対応)	異常時に中央制御室において適切な処置がとれるように、警報発生時の対応および異常時操作の対応について理解する。	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉の起動停止に関する操作と監視項目 各設備の運転操作と監視項目 警報発生時の対応操作(中央制御室) 異常時操作の対応(中央制御室) 	発電課長 副長 運転員Ⅰ			
異常時対応 (指揮状況判断)	異常時に指揮者として適切な指揮、状況判断が出来るよう、異常時操作の対応(判断、指揮命令)および、警報発生時の監視項目について理解する。	<ul style="list-style-type: none"> 異常時操作の対応(判断・指揮命令) 警報発生時の監視項目 	発電課長 副長			

教育名	目的	内容	対象者	頻度	評価項目 (知識の維持確認)	評価方法
シミュレータ訓練Ⅰ (直員連携訓練)	異常事象対応時(設計基準外 事象含む)の連携処置の万全 を図る。	設計基準事象および設計基準 を超える事象対応訓練を通し たチームワーク力の維持、向 上訓練	運転員全員	3年間で 15時間以上	運転要領警報処置編 および緊急処置編の 記載事項を理解し、 事故を収束できる	講師による評 価
シミュレータ訓練Ⅱ (上級訓練)	警報発生時および異常事象時 (設計基準外事象含む)対応 の万全を図る。	・異常時対応訓練 ・警報発生時対応訓練	発電課長 副長 運転員Ⅰ	3年間で 9時間以上		
シミュレータ訓練Ⅲ (監督者訓練)	警報発生時および異常事象時 (設計基準外事象含む)対応 の万全を図る。	・異常時対応、判断、指揮命 令訓練 ・警報発生時対応、判断、指 揮命令訓練	発電課長 副長	3年間で 9時間以上		
非常時の措置	非常の場合に講ずべき処置お よび原子力防災について理解 を深める	・緊急事態応急対策等 ・防災体制、組織 ・災害発生時の初期活動	運転員全員	0.5時間/年 以上	緊急事態応急対策 等、原子力防災対策 活動に関する知識	講師による評 価

表2 重大事故等対策に係る発電所災害対策要員（運転員を除く）の主な教育内容

教育名	目的	内容	主な対象者	頻度	評価項目 (知識の維持確認)	評価方法
重大事故等対応基礎教育	重大事故等発生時および大規模損壊発生時対応の概要を理解する。	重大事故等発生時および大規模損壊発生時対応の概要などを机上教育する。	本部要員、事務局員、放管班員、技術班員、運転班員、電気工作班員、機械工作班員、土木建築工作班員	年1回以上	重大事故等発生時および大規模損壊発生時対応の概要	理解度テスト
重大事故事象進展予測対応演習	事故シナリオに対する事象進展予測、対応操作検討、操作影響評価方法を理解する。	事故シナリオに対する事象進展予測、対応操作検討、操作影響評価の机上演習を行う。	本部要員、技術班員	年1回以上	事故シナリオに対する事象進展予測、対応操作検討、操作影響評価方法	理解度テスト
各班全般教育	当該班の業務を理解する。	それぞれの班毎に当該班の業務全般について机上教育する。	各班員	年1回以上	当該班の業務	理解度テスト
防災教育	防災体制、組織、防災対策上の諸設備について理解する。	防災体制、組織、防災対策上の諸設備について机上教育する。	発電所災害対策要員	年1回以上	防災体制、組織、防災対策上の諸設備	理解度テスト

表3 シビアアクシデント対応教育

教育訓練名	対象者	内容
シビアアクシデント対応教育	事務局員、放管班員、電気工作班員、機械工作班員、土木建築工作班員、運転班員（災害対策要員を除く）	<p>A教育（シビアアクシデント発生時の事故収束・緩和に必要な実務教育）</p> <ul style="list-style-type: none"> a. シビアアクシデントの概要（定義、炉心損傷の物理現象） b. 手順書類の構成 c. シビアアクシデント発生時の対応操作 d. 災害対策本部の体制、役割 e. シビアアクシデント発生時の事故進展挙動の概要
	本部要員、技術系当番者、運転班員（災害対策要員）	<p>B-1教育（シビアアクシデント発生時の事故収束・緩和に必要な判断教育）</p> <ul style="list-style-type: none"> a. シビアアクシデント発生時の対応策の判断プロセス及び判断基準 b. シビアアクシデント発生時の事故進展挙動 c. シビアアクシデント発生時の対応策（正の効果／負の影響評価を含む）
	技術班員	<p>B-2教育（シビアアクシデント発生時の事故収束・緩和に必要な技術支援教育）</p> <ul style="list-style-type: none"> a. シビアアクシデント発生時の対応策の判断プロセス及び判断基準 b. シビアアクシデント発生時の事故進展挙動 c. シビアアクシデント発生時の対応策（正の効果／負の影響評価を含む） d. 災害対策本部の体制、役割
	運転班員（災害対策要員を除く）	<p>C教育（シビアアクシデント発生時の事故収束・緩和に必要な運転に関する教育）</p> <ul style="list-style-type: none"> a. シビアアクシデントの概要（定義、炉心損傷の物理現象） b. 手順書類の構成 c. 災害対策本部の体制、役割 d. シビアアクシデント発生時の事故進展挙動の概要 e. 運転要領緊急処置編（第1部、第2部及び第3部）の内容

表4 運転員が行う重大事故等対応のための主な教育訓練

教育訓練項目	訓練対象箇所	頻度	主な内容	社内規程 (要領・要則名等)
代替給水・スプレイ等 操作系統構成訓練	運転員	年1回以上	<p>3号機運転員を対象として、現場にて下記操作に係る系統構成等の操作模擬等を実施</p> <p>(1) 代替C/V スプレイ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・代替格納容器スプレイポンプ、格納容器スプレイポンプ（自己冷却）、消火ポンプ、可搬型大型送水ポンプ車による代替C/V スプレイ <p>(2) C/V 冷却</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型大型送水ポンプ車を用いたC/V 自然対流冷却 <p>(3) SFP への注水</p> <ul style="list-style-type: none"> ・消火ポンプによるSFP への注水 <p>(4) SG への注水</p> <ul style="list-style-type: none"> ・タービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプ、SG 直接給水用高圧ポンプ、可搬型大型送水ポンプ車によるSG への注水 <p>(5) 代替炉心注水</p> <ul style="list-style-type: none"> ・代替格納容器スプレイポンプ、充てんポンプ（自己冷却）、格納容器スプレイポンプ（自己冷却）、消火ポンプ、可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水 <p>(6) RWSP、AFWP への補給</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型大型送水ポンプ車によるRWSP、AFWP への補給 	<ul style="list-style-type: none"> ・運転要領 ・代替設備等運転要則

教育訓練項目	訓練対象箇所	頻度	主な内容	社内規程 (要領・要則名等)
代替給電操作訓練	運転員	年1回以上	<p>3号機運転員を対象として、現場にて下記操作に係る系統構成等の操作模擬等を実施</p> <p>(1) 電源確保</p> <ul style="list-style-type: none"> ・代替電源による給電 	<ul style="list-style-type: none"> ・運転要領
運転班その他訓練	運転員	年1回以上	<p>3号機運転員を対象として、現場にて下記操作に係る系統構成等の操作模擬等を実施</p> <p>(1) 原子炉停止操作</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉トリップ遮断器開放（現場） <p>(2) SGの手動減圧</p> <ul style="list-style-type: none"> ・主蒸気逃がし弁（現場手動開放）による RCS 冷却・減圧 <p>(3) RCSの減圧</p> <ul style="list-style-type: none"> ・加圧器逃がし弁による RCS 減圧 <p>(4) 水素爆発抑制・監視</p> <ul style="list-style-type: none"> ・アニュラス空気浄化設備による水素排出 ・可搬型格納容器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による水素濃度監視 <p>(5) 給油</p> <ul style="list-style-type: none"> ・燃料油移送ポンプによる可搬型タンクローリーへの燃料補給 	<ul style="list-style-type: none"> ・運転要領 ・代替設備等運転要則

シミュレータ訓練事象例 (設計基準事象)	想定外事象の内容	想定外事象の分類	実施すべき運転対応
冷却材喪失 (A-ループ低 温側配管破断)	C/V サンプ水位計故障	発生事象を判別する計器の故障 (LOCA 事象判定の例)	関連するパラメータによる事象判断 (凝縮液量測定装置や放射線監視モニ タ)
	加圧器水位制御系故障	インターロック 動作不能 (隔離機能)	手動操作によるリカバリー (インターロック不動作判断、手動によ るリカバリー)
	SI 誤動作	復旧手順の対応不能 (誤信号の継続発信)	代替手段による復旧対応を判断
	加圧器逃がし弁シートリーク	微小なパラメータからの兆候把握 (弁の微小リーク)	微小なパラメータ変化からの事象判断
蒸気発生器伝熱管破損 (A-S/G 細管漏えい)	A 高感度型主蒸気管モニタ故障	発生事象を判別する計器の故障 (SGTR 事象判定の例)	関連するパラメータによる事象判断 (SG 関連パラメータや放射線監視モニ タ)
	A 主蒸気隔離弁固着	事象収束手順の対応不能 (破損 S/G 隔離操作失敗の例)	代替手段による復旧対応を判断
	加圧器逃がし弁固着	事象収束手順の対応不能 (RCS 減圧操作失敗の例)	代替手段による復旧対応を判断
	加圧器補助スプレイ弁固着		
主蒸気管破断 (C-主蒸気 管破断 C/V 内)	C 主蒸気隔離弁固着	事象収束手順の対応不能 (破損 S/G 隔離操作失敗の例)	代替手段による対応を判断
	C 主蒸気隔離逆止弁固着		
	B 主蒸気隔離弁固着		
	タービントリップ不能	インターロック 動作失敗 (タービン停止失敗の例)	手動操作によるリカバリー (インターロック不動作判断、手動によ るリカバリー)
	中間領域 N-36 補償異常	安全機能を判別する計器の故障 (原子炉停止状態確認の例)	関連するパラメータによる事象判断 (誤指示計器の判定)
	B・C 主給水制御弁故障	事象収束手順の対応不能 (破損 S/G 隔離操作失敗の例)	代替手段による対応を判断
	B・C 主給水隔離弁故障		
	補助給水隔離弁故障		
SIP 不動作	インターロック 動作失敗 (SI 機器動作失敗の例)	手動操作によるリカバリー (インターロック不動作判断、手動によ るリカバリー)	

図1 想定外の事象を考慮した訓練の事例

表5 発電所災害対策要員の各班における重大事故等対応のための主な教育訓練

班名	教育訓練項目	訓練対象箇所	頻度	主な内容	社内規程 (要領・要則名等)
事務局	軽油給油等教育訓練	運営課員 教育センター員 品証室員	年1回以上	・DG貯油槽から4kℓタンクローリーへの直接汲み上げ ・代替非常用発電機とタンクローリーの接続	・軽油汲み上げ・配油要則
	緊急時対策所立ち上げ教育訓練	運営課員 教育センター員 品証室員 協力会社社員	年1回以上	・緊急時対策所の立ち上げ ・空調設備切り替え ・電源切り替え	・緊急時対策所運用要則
業務支援班 (施設防護担当)	大津波警報発令時教育訓練	協力会社社員	年1回以上	・大津波警報発令時の初動対応(水密扉の閉止等)	・大津波警報発令時対応要則
運転班	可搬型代替電源車給電訓練	発電室員	年1回以上	・給電ケーブル接続 ・可搬型代替電源車起動 ・可搬型代替電源車移動	・可搬型S A設備等対応手順要則
	可搬型直流電源設備給電訓練	発電室員	年1回以上	・給電ケーブル接続 ・可搬型直流電源起動	・可搬型S A設備等対応手順要則
	加圧器逃がし弁バッテリー接続訓練	発電室員	年1回以上	・加圧器逃がし弁バッテリー接続	・可搬型S A設備等対応手順要則
	事故時重要パラメータ計測訓練	発電室員	年1回以上	・可搬型計測器による主要パラメータ計測	・可搬型S A設備等対応手順要則
	可搬型大型送水ポンプ車操作訓練	発電室員	年1回以上	・可搬型大型送水ポンプ車の運転 ・ホース敷設接続 ・可搬型大型送水ポンプ起動	・可搬型S A設備等対応手順要則

班名	教育訓練項目	訓練対象箇所	頻度	主な内容	社内規程 (要領・要則名等)
運転班	可搬型大容量海水送水ポンプ車操作訓練	発電室員	年1回以上	<ul style="list-style-type: none"> 可搬型大容量海水送水ポンプ車の運転 ホース敷設接続 可搬型大容量海水送水ポンプ起動 	可搬型S A設備等対応手順要則
	タービン動補助給水ポンプ手動起動訓練	発電室員	年1回以上	<ul style="list-style-type: none"> 手動油ポンプにて各軸受部へ給油した後、蒸気加減弁手動「開」操作によるタービン動補助給水ポンプ起動を模擬 	可搬型S A設備等対応手順要則
	中央制御室換気系のダンパ手動開訓練	発電室員	年1回以上	<ul style="list-style-type: none"> 中央制御室換気系のダンパ手動開 	可搬型S A設備等対応手順要則
技術班	重大事故事象進展予測・対応演習	本部要員 技術系当番者 技術班員	年1回以上	<ul style="list-style-type: none"> 事故シナリオに対する事象進展予測、対応操作検討、操作影響評価の演習 	シビアアクシデント対応ガイド要則
土木建築工作班	瓦礫除去・構内道路補修訓練	土木建築課員 協力会社社員	年1回以上	<ul style="list-style-type: none"> 構内アクセス道路の段差解消(バックホウにより、想定される段差30cmおよび1mにおいて車輛通行幅3mを確保する) 構内アクセス道路の瓦礫撤去(瓦礫に見立てた大型土嚢をホイールローダーにより除去し、車輛通行幅3mを確保する) 放射性物質の海洋拡散抑制時における専用港内への流出経路構築作業 	<ul style="list-style-type: none"> 構内道路補修作業要則 放射性物質の海洋拡散抑制時における専用港内への流出経路構築作業要則
放管班	緊急時モニタリング訓練	安全管理課員 協力会社社員	年1回以上	<ul style="list-style-type: none"> 重大事故時等環境モニタリング手順 可搬型設備(モニタリングポスト、気象観測、Ge半導体測定装置等)の操作 放射能観測車の操作 	重大事故時等環境モニタリング要則
	シルトフェンス設置訓練	協力会社社員	年1回以上	<ul style="list-style-type: none"> 放射性物質の海洋拡散抑制手順(ビデオ教育含む) 	放射性物質の海洋拡散抑制要則

班名	教育訓練項目	訓練対象箇所	頻度	主な内容	社内規程 (要領・要則名等)
放管班	重大事故等発生時の出入管理対応訓練	安全管理課員 協力会社社員	年1回以上	<ul style="list-style-type: none"> ・3号機中央制御室及び緊急時対策所のチェンジングエリア内における出入管理手順（入退域方法、Vスクリーニング・除染方法等） ・線量管理手順 ・3号機中央制御室及び緊急時対策所のチェンジングエリア設置（ビデオ教育含む） 	・重大事故等の放射線管理要則
	格納容器内水素濃度測定訓練	安全管理課員	年1回以上	<ul style="list-style-type: none"> ・格納容器雰囲気ガス試料採取装置によるサンプリング ・ガスクロマトグラフによる水素濃度測定 	・格納容器内水素濃度測定要則
当番者 (通報連絡者)	初動対応教育訓練	技術系当番 事務系当番 調整当番	年1回以上	<ul style="list-style-type: none"> ・宿直室から緊対所への移動、衛星電話を利用した中央制御室からの情報収集、必要箇所へのFAX送信・連絡等。 	・重大事故等および大規模損壊対応に係る教育訓練管理要則
運転班	初動対応教育訓練	災害対策要員(社員)	年1回以上	<ul style="list-style-type: none"> ・所内一斉ページングがあった際、または、震度6以上の地震があった際は、3号機中央制御室へ移動し、発電課長(当直)の指示に従い、初動対応操作の補助をすることを教育。 	・重大事故等および大規模損壊対応に係る教育訓練管理要則
事務局	初動対応教育訓練	災害対策要員(参集)(社員)	年1回以上	<ul style="list-style-type: none"> ・通報連絡者からの連絡があった際、または、震度6以上の地震があった際は、発電所に参集し対応操作をすることを教育。 	・重大事故等および大規模損壊対応に係る教育訓練管理要則
土木建築工作班	初動対応教育訓練	災害対策要員(協力会社社員)	年1回以上	<ul style="list-style-type: none"> ・所内一斉ページングがあった際、または、震度6以上の地震があった際は、初動対応操作をすることを教育。 	・重大事故等および大規模損壊対応に係る教育訓練管理要則

班名	教育訓練項目	訓練対象箇所	頻度	主な内容	社内規程 (要領・要則名等)
放管班 運転班	初動対応教育訓練	災害対策要員(支 援)(協力会社社 員)	年1回以上	・所内一斉ページングがあった際、または、震度6 以上の地震があった際は、初動対応操作をするこ とを教育。	・重大事故等および大規模損壊対応に 係る教育訓練管理要則
—	原子力防災訓練	全課(室)員 (発電所災害対策 要員)	年1回以上	<ul style="list-style-type: none"> ■下記に示す訓練を組み合わせて実施する。 ・緊急時通報・連絡訓練 ・原子力災害対策本部設置訓練 ・環境放射線モニタリング訓練 ・退避誘導訓練 ・緊急時医療訓練 ・シビアアクシデント対応訓練 ・緊急時対応訓練 ・原子力緊急事態支援組織対応訓練 ・資機材輸送・取扱訓練 ■総合訓練 	・原子力事業者防災業務計画

表6 実効性等を総合的に確認する原子力防災訓練

訓練項目	対象者	頻度	訓練内容	
要素訓練	緊急時通報・連絡訓練	事務局員	年1回以上	一般回線、専用回線等を用いて、原災法に基づく自治体等関係箇所への通報・連絡を行う。
	原子力災害対策本部設置訓練	災害対策本部要員、事務局員	年1回以上	原子力災害対策本部を設置し、原子力災害の発生や拡大を防止するための意思決定、作業指示等を行う。
	環境放射線モニタリング訓練	放管班員 協力会社社員	年1回以上	恒設モニタリング設備の一部使用不可を想定し、代替として可搬型モニタリングポストによる測定等を行う。
	退避誘導訓練	業務支援班員 (総務担当)	年1回以上	発電所の作業員や見学者を想定し、構内の集合・退避場所へ集合して、屋内退避場所への移動を行う。
	緊急時医療訓練	業務支援班員 (労務担当)	年1回以上	管理区域内で発生した傷病者に対し、応急医療室および搬送車両における汚染拡大措置や、病院への搬送等を行う。
	シビアアクシデント対応訓練	災害対策本部要員、技術班員	年1回以上	事象が進展し、シビアアクシデントに至った場合でも適切な対応が出来るよう、必要な資料の準備、プラント状況の把握、事象の進展予測および事象収束のための対策案の立案等を実施する。
	緊急時対応訓練	電気工作班員、 機械工作班員、 土木建築工作班員、 運転班員、等	年1回以上	<代替給電訓練> 全交流電源喪失を想定し、可搬型代替電源車の起動確認等を行う。 <代替給水訓練> 屋外タンク等を水源とし、送水ポンプ車等による1次系または2次系への代替給水等を行う。
	原子力緊急時支援組織対応訓練	業務支援班員(総務担当)、 電気工作班員、 機械工作班員、 土木建築工作班員、 運転班員、等	年1回以上	原子力緊急事態支援組織に応援要請を行う。場合によっては、発電所へ偵察用ロボットを搬入し、当該ロボットの操作を行う。
資機材輸送・取扱訓練	業務支援班員(総務担当)、 放管班員	年1回以上	可搬型ポスト、サーバイメータ等の北海道原子力環境センターへの運搬を行う。また、管理区域において、全面マスク、セルフエアセット等の取扱確認等を行う。	
総合訓練	発電所災害対策要員	年1回以上	防災体制、組織が総合的に機能することを確認する。	

表7 実務経験によるプラント設備への習熟

対象者	主な活動	活動の内容(例)	社内規程
運転員	巡視点検	・巡視点検を1回/直で実施。	・運転要領 ・運転管理要則
	運転操作	・プラント起動または停止に係る運転操作および機器の状態確認。 ・保安規定、運転要領に基づく非常用炉心冷却設備等の定期的な運転操作および機器の状態確認。 ・原子炉施設の運転等の日常的な運転操作および機器の状態確認。	・運転要領 ・運転管理要則
保修員	保守点検	・設備ごとに担当者を定め、プラント運転中の定期的な巡視、およびプラント起動停止時や試運転時に立会い、異常の有無等の状況を確認している。 ・日頃から設備の状況を把握し、必要に応じて部品取替や計器調整などを関係会社と共に実施している。	・保修要領
	工事管理 (調達管理)	・各設備の定期的な保守点検工事、あるいは修繕工事等において、当社の立会ポイントを定めて、保修担当者が分解点検等の現場に立会い、設備の健全性確認を行うとともに、作業の安全管理等を実施している。 ・工事の最終段階で確認する定期事業者検査は、原則として当社社員が直接実施している。	・保修要領 ・調達管理要領 ・定期事業者検査実施要則 ・試験および検査の管理要領
	教育訓練	・新入社員集合教育実施後、原子力教育センター及び社外の研修機関等において、基本的な設備(弁、電動機、ポンプ、機器、遮断器、検出器、伝送器、制御器等)の分解点検や組立て及び点検調整等の教育訓練を行い、保修に係わる基礎的、実務的知識・技能を修得している。	・教育訓練管理要領 ・原子力教育センター保修教育・訓練要則

対象者	機能	部品交換など現場作業を自ら実施している例	社内規程
保修員	電気	・不具合発生時に部品取替作業(NFB、電磁接触器等)を関係会社と共に実施している。 ・不具合発生時の原因特定作業(絶縁抵抗測定、抵抗測定、導通確認)を関係会社と共に実施している。	・保修要領
	計装	・不具合発生時に予備品等への交換作業(カード類、圧力計・温度計・伝送器類等)及び弁類の分解、点検作業を関係会社と共に実施している。	
	機械	・不具合発生時に機器の分解、点検作業(ポンプ、弁、ファン、配管等)を関係会社と共に実施している。	
関係会社	電気、計装、機械	・当社から保守点検工事等を受託し、日頃から発電所設備の部品交換、分解点検等を実施し、設備に習熟している。	

表8 発電所災害対策要員の通常時と発電所対策本部体制時における職務と力量

通常時組織の職務と力量		+	通常時の職務（力量）に付加する知識等	⇒	発電所対策本部運営の力量		
組織	主な職務				班	本部要員の主な職務	現場要員の職務
発電所長	・発電所の課長等を指揮監督し、発電所における保安活動を統括する。		・原子力防災体制における自らの役割 (原子力災害対策要領、重大事故等発生時および大規模損壊発生時対応要領等に関する知識等)	本部長	原子力防災管理者、統括管理	—	
所長代理 発電所次長（技術系）	・所長を補佐する。		・原子力防災体制における自らの役割 (原子力災害対策要領、重大事故等発生時および大規模損壊発生時対応要領等に関する知識等)	副本部長	原子力副防災管理者、統括管理補佐 複数号機異常時の号機ごとの指揮者（指名された者）	—	
次長（事務系） 発電所長 品質保証室長 防火・安全担当	・所長の指示する範囲の業務を行う。		・原子力防災体制における自らの役割 (原子力災害対策要領、重大事故等発生時および大規模損壊発生時対応要領等に関する知識等)	本部委員	原子力副防災管理者（発電所長、品質保証室長） 複数号機異常時の号機ごとの指揮者（指名された者）	—	
運営課	・運営活動に関する業務。 ・トラブル対応取り纏め業務。 ・初期消火活動のための体制の整備に関する業務指導。		・原子力防災体制における自らの役割 (原子力災害対策要領、重大事故等発生時および大規模損壊発生時対応要領等に関する知識等)	事務局	1. 発電所対策本部の運営 2. 外部機関、各班等の情報集約 3. 関係機関への連絡、連絡および報告 4. 防災センター派遣要員との相互連絡 5. 本所対策本部との連絡調整 6. 自衛消防隊による消火活動の指揮 7. S P D S アーテの伝送確認 8. テレビ会議システムの起動・確認	給油活動等	
原子力教育センター	・教育戦略検討および法的資格者管理の計画立案。 ・教育計画・実務管理、力量の管理の計画立案。		・原子力防災体制における自らの役割 (原子力災害対策要領、重大事故等発生時および大規模損壊発生時対応要領等に関する知識等)				
品質保証室	・品質保証管理計画立案。 ・安全文化醸成管理計画立案		・原子力防災体制における自らの役割 (原子力災害対策要領、重大事故等発生時および大規模損壊発生時対応要領等に関する知識等)				
防災・安全対策室	・原子力防災・非常災害対応取り纏め業務。 ・アクシデントマネジメント・P S A評価業務指導。		・原子力防災体制における自らの役割 (原子力災害対策要領、重大事故等発生時および大規模損壊発生時対応要領等に関する知識等)				
技術課	・原子燃料管理、炉心管理計画立案。		・原子力防災体制における自らの役割 (原子力災害対策要領、重大事故等発生時および大規模損壊発生時対応要領等に関する知識等)	技術班	1. 事故状況の把握評価 2. 燃料破損の可能性の評価、放出放射線量の予測 3. 事故拡大防止対策の検討の統括	—	
保全計画課	・設備長期計画立案 ・設備改善工事立案。 ・定期検査工事長期計画立案。		・原子力防災体制における自らの役割 (原子力災害対策要領、重大事故等発生時および大規模損壊発生時対応要領等に関する知識等)	業務支援班	【統括担当】 1. 資機材等の調達輸送および倉庫、衣類、宿泊等の手配 2. 送迎の周知および送迎誘導 【地域対応担当】 1. 関係地方公共団体等対応および情報収集 【労務担当】 1. 傷病者の看護 2. 緊急時医療の実施 【広報担当】 1. 報道関係対応 2. 広報活動 3. 見学者対応（避難誘導含む）および情報の収集 【施設防護担当】 1. 警備（入構規制含む）に関する指示	—	
地務課	・契約および貯蔵品管理を行う。 ・安全協定等に基づく地域との対応業務を行う。		・原子力防災体制における自らの役割 (原子力災害対策要領、重大事故等発生時および大規模損壊発生時対応要領等に関する知識等)				
労務安全課	・所員の健康管理、産業医との連携に関する業務を行う。		・原子力防災体制における自らの役割 (原子力災害対策要領、重大事故等発生時および大規模損壊発生時対応要領等に関する知識等)				
広報課	・地域とのコミュニケーションの醸成、広報に関する業務を行う。		・原子力防災体制における自らの役割 (原子力災害対策要領、重大事故等発生時および大規模損壊発生時対応要領等に関する知識等)				
施設防護課	・保安区域および周辺監視区域の管理業務。		・原子力防災体制における自らの役割 (原子力災害対策要領、重大事故等発生時および大規模損壊発生時対応要領等に関する知識等)	放射線班	1. 発電所内外の放射線・放射能の状況把握 2. 被ばく管理、汚染管理、線量評価、汚染拡大防止および汚染の除去 3. 緊急時医療の助勢 4. 放射能影響範囲の推定 5. 積算線量計の配備、測定等	放射線採取、モニタリング活動等	
安全管理課	・所内放射線の管理 ・放射性廃棄物の管理 ・環境モニタリング ・水質等の分析・測定計画立案		・原子力防災体制における自らの役割 (原子力災害対策要領、重大事故等発生時および大規模損壊発生時対応要領等に関する知識等)	運転班	1. 発電所設備の異常の状況および機器動作状況の把握、事故拡大の可能性等の予測 2. 事故拡大防止に必要な運転上の措置 3. 所内の諸情報の収集および事務局との連絡 4. 中央給電指令所との連絡（給電情報、気象情報等） 5. 発電所施設の保安維持	給水活動、給電活動等	
発電所	・原子力発電施設の運転に関する業務。		・原子力防災体制における自らの役割 (原子力災害対策要領、重大事故等発生時および大規模損壊発生時対応要領等に関する知識等)	機械工作班 電気工作班 土木建築工作班	1. 発電所諸設備の状況把握および点検 2. 発電所諸設備の応急復旧計画の立案と実施 3. 発電所諸設備の事故復旧計画の立案と実施	アクセスルート確保活動等	
機械保護課 制御保護課 電気保護課 土木建築課	・設備運用、保守計画立案。 ・設備改善、工事実施計画立案。 ・事故対策原因究明。		・原子力防災体制における自らの役割 (原子力災害対策要領、重大事故等発生時および大規模損壊発生時対応要領等に関する知識等)				

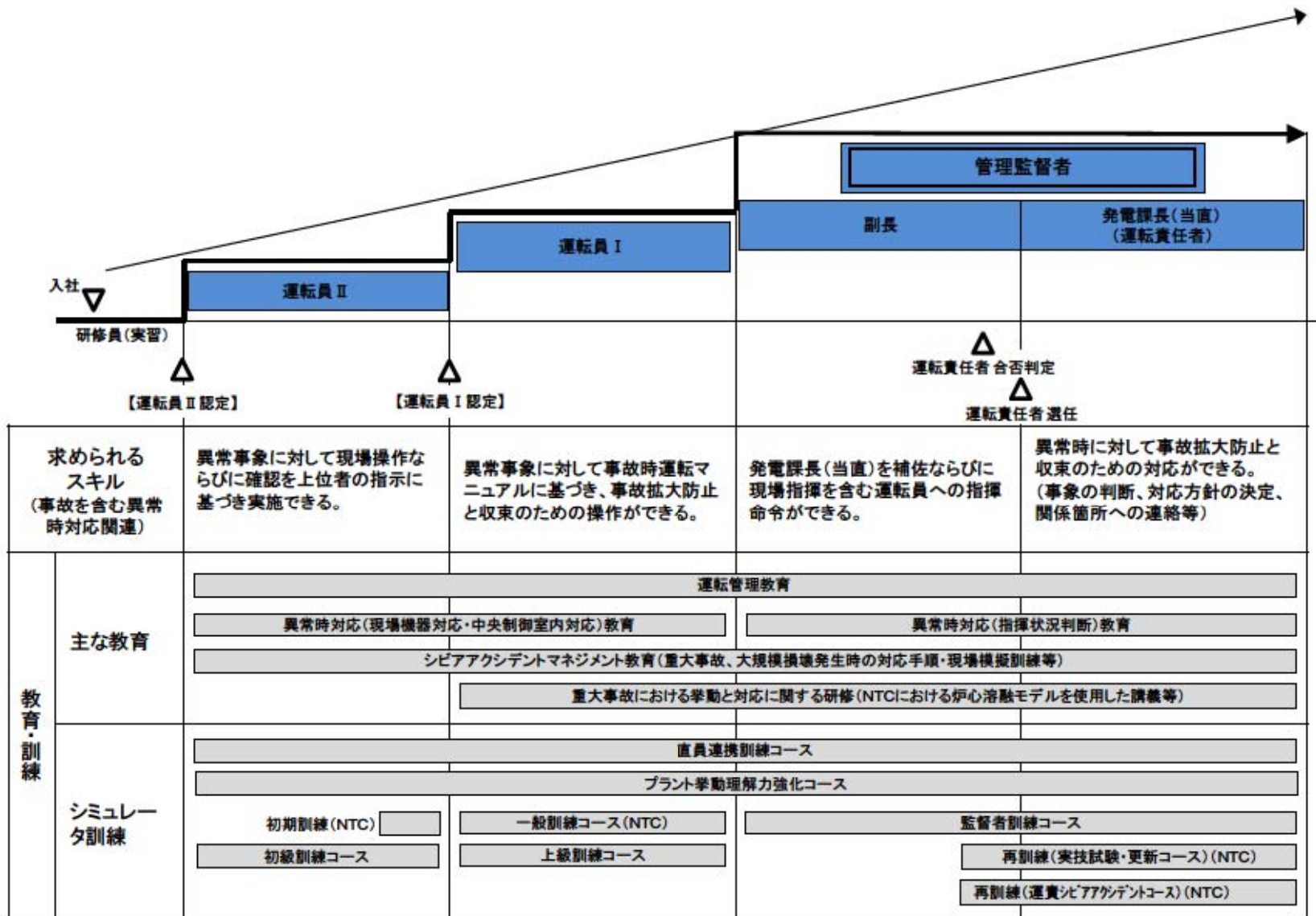


図2 運転員の教育訓練プログラムの概要 (イメージ)

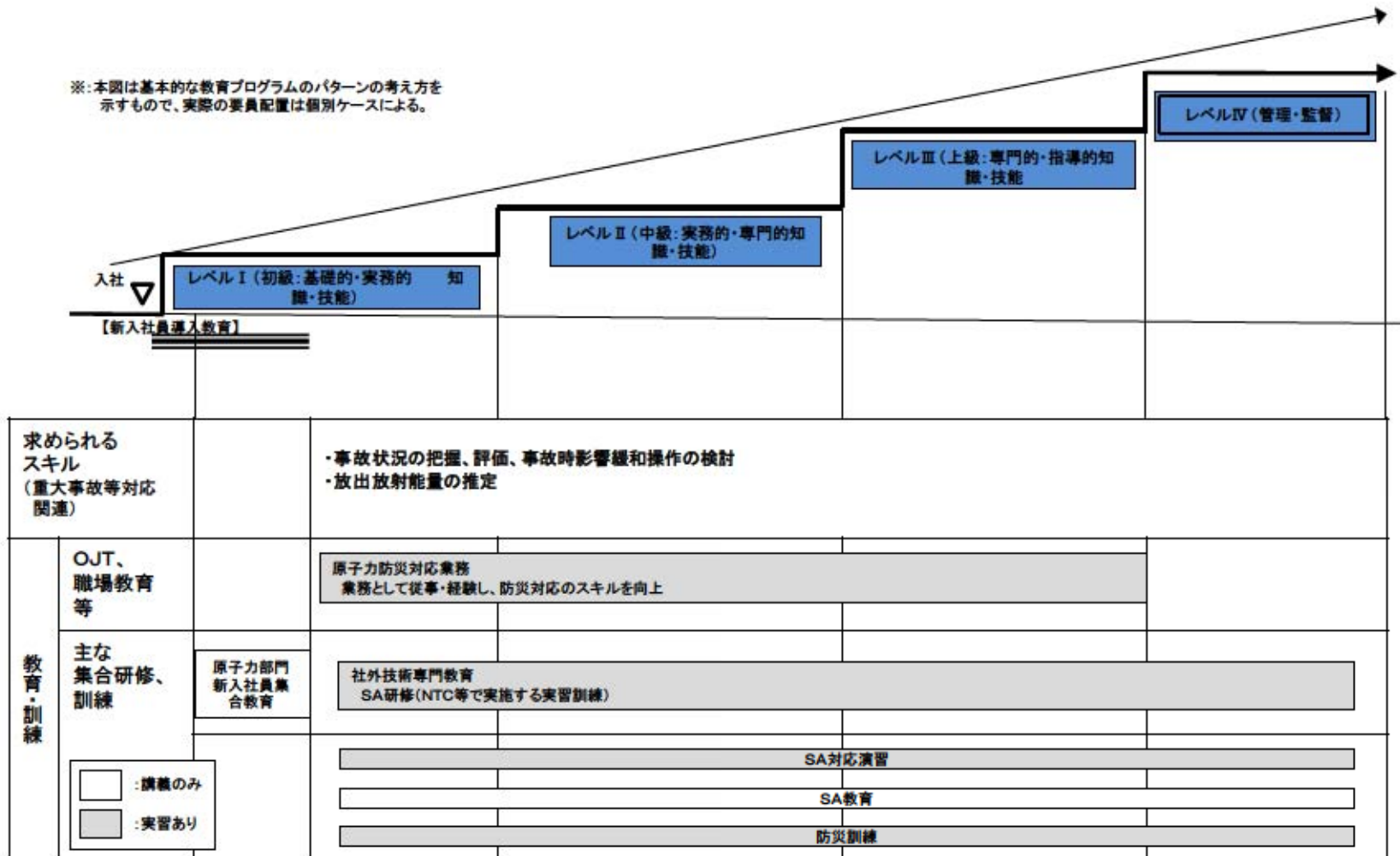


図3 防災・安全対策室員の教育訓練プログラムの概要 (イメージ)

社外評価に対するフィードバックについて

原子力安全に対する発電所における種々の訓練及び活動の有効性を評価する第三者機関として、WANO（世界原子力発電事業者協会）及びJANSI（原子力安全推進協会）がある。

WANOは、種々の訓練及び活動について、世界中の原子力発電所の経験を踏まえ、各分野の世界最高水準（エクセレンス）の振る舞いを事業者に提供している。各発電所は4年ごとにピアレビューを受け、種々の訓練及び活動と世界最高水準との差（ギャップ）をAFI（Area For Improvement；改善提言）として受け、計画的に改善活動を行う。

泊発電所では、2019年7月18日～2019年8月1日に、WANOピアレビューを受けた。この時に受けたAFIについて、WANO Performance Improvement Guideline等を参考に改善を進め、その後、当社が公表している自主的かつ継続的安全性向上の取組と合わせて計画的に改善に取り組んでいる。

また、今後、フォローアップレビューを受けることにより、当社の改善の進捗について確認を受けることとしている。

一方、JANSIについても、WANOと同様の考え方で10分野（運転、保守、放射線防護、火災防護、緊急時対応、組織・管理体制等）について、定期的な発電所のピアレビューを行っており、原子力施設の運営状況や設備の状態、安全文化の健全性や改善への取組具合をエクセレンスとの比較において評価し、それぞれのレベルを引き上げるための提言・勧告及び支援を実施している。

泊発電所では、これまでにJANSIピアレビューは受けていないが、他発電所と同様に、再稼働前及び再稼働以降も定期的にWANO及びJANSIのピアレビューを受けることで、継続的に種々の訓練及び活動の改善を行っていく。

重大事故等発生時の体制について

1. 重大事故等対策に係る体制の概要

泊発電所において重大事故等の原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合に、事故原因の除去、原子力災害の拡大の防止その他必要な活動を円滑に行うため、原子力防災管理者（所長）は、事象に応じて原子力防災準備体制又は原子力防災体制の体制を発令し、原子力防災管理者（所長）を本部長とする原子力災害対策本部（以下、「発電所対策本部」という。）を設置し、災害対策活動を実施する。

また、本店において発電所における原子力防災体制発令の報告を受けた場合は、本店における原子力防災体制を発令し、本店に原子力災害対策本部（以下、「本店対策本部」という。）を設置し、発電所対策本部の活動を支援する。

原子力災害が発生し、その状況が原子力災害対策特別措置法（以下、「原災法」という。）第10条第1項に基づく特定事象である場合の通報、体制の発令、対策本部の設置等については、原災法第7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（以下、「防災業務計画」という。）に定めている。

防災業務計画には、発電所に原子力防災組織及び原子力防災要員を置くこと、並びにこれを支援するために本店対策本部を設置すること等を規定している。

これらの組織により全社として原子力災害予防対策、緊急事態応急対策等、原子力災害事後対策について実施できるようにしておくことで、原災法第3条で求められる原子力事業者の責務を果たしている。

以下に具体的な重大事故等発生時の体制について示す。

2. 防災体制の区分及び発令について

泊発電所において、原子力災害対策指針に定める警戒事態に該当する事象が発生した場合や設計基準外事故である重大事故等の原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合に、原子力防災管理者（所長）は原子力防災準備体制又は原子力防災体制の防災体制を発令し、泊発電所に原子力防災管理者（所長）を本部長とする発電所対策本部を設置して対応する。なお、防災体制は表1の区分のとおりであり、表2に示す警戒事象、原災法第10条第1項及び原災法第15条第1項に該当する事象に応じた防災体制を発令し、関係箇所への通報、要員の召集、必要な応急措置の実施指示を行う。

3. 泊発電所における重大事故等対策に係る体制について

(1) 発電所対策本部の構成

発電所対策本部の構成は、実施組織及び支援組織に区分される。さらに、支援組織は技術支援組織及び運営支援組織に区分される。

実施組織は、「重大事故等対策を実施する組織」であり、事故拡大防止に必要な運転上の措置等を実施する運転班（運転員を含む）や電源確保作業等の電気設備の操作や状況把握・点検を実施する電気工作班等により構成する。

技術支援組織は、「実施組織に対して技術的助言を行う組織」であり、発電所内外の放射線・放射能の状況把握や被ばく管理等を行う放管班及び事故状況を把握評価し炉心損傷可能性の評価等を実施する技術班により構成する。

運営支援組織は、「実施組織が重大事故等対策に専念できる環境を整える組織」であり、資機材の調達輸送、傷病者の救護、関係地方公共団体等対応等を実施する業務支援班及び本店対策本部との連絡、関係機関への連絡・報告を行う事務局により構成する。

発電所対策本部は、以上のとおり合計3組織、8班で構成され、各班にはそれぞれ責任者として班長（次長又は課長）を配置する。

- 実施組織　　：運転班，電気工作班，機械工作班，土木建築工作班
- 技術支援組織：放管班，技術班
- 運営支援組織：業務支援班，事務局

発電所対策本部における本部・各班の任務については、図1に示すとおりであり、班員構成は、通常時の保安管理体制下での運転、部品交換等の日常保守点検活動等の実務経験が、発電所対策本部での事故対応、復旧活動等に活かせるよう、専門性、経験を考慮したものとしている。通常時の発電所体制（保安管理体制）から発電所対策本部体制への移行を図2に示す。

原子力防災管理者が不在等によりその職務を遂行することができない場合は、副原子力防災管理者である所長代理、次長、各課長等からあらかじめ定めた順位によりその職務を代行させることとしており、各班の班長についても同様に代行者及び代行順位をあらかじめ定めている。これらの代行順位を表3に示す。

複数号炉にて同時発災した場合には、あらかじめ定めた又は発電所対策本部長が指名した各号炉指揮者が指揮を執り、当該号炉に専念して情報を収集しプラント状態の把握に努め事故対策の検討を行うことにより、情報

の錯綜や指揮命令が遅れることのないように体制を整備している。

(2) 重大事故等発生時における初動対応体制について

a. 重大事故等に速やかに対応するための要員確保の基本的な考え方

夜間・休日において、重大事故等が発生した場合でも速やかに対応を行えるよう、発電所内及び発電所近傍に必要な要員を常時確保する。

また、火災発生時の消火活動に対応するため、消火要員を発電所内に常時確保する。

病原性の高い新型インフルエンザや同様に危険性のある新感染症等が発生し、所定の要員に欠員が生じた場合は、夜間・休日を含め要員の補充を行うとともに、そのような事態に備えた要員の体制に係る管理を行う。必要な要員の補充の見込みが立たない場合は、原子炉停止等の措置を実施し、確保できる要員で安全が確保できる原子炉の運転状態に移行する。

b. 夜間・休日における初動対応体制について

夜間・休日に重大事故等が発生した場合に速やかに対応するため、泊発電所3号炉の初動対応体制として、発電所構内に3号炉の運転員6名、災害対策本部要員3名、災害対策要員9名および災害対策要員(支援)15名を常駐させ、発電所災害対策要員合計33名を確保する。

また、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、運転員を5名、災害対策要員(支援)を14名とし合計31名を確保する。

各要員の役割等については、以下のとおり。

(a) 発電所常駐要員

イ. 運転員(6名)

- ・事象判別し、運転要領(緊急処置編)に基づき対応操作を実施。
- ・災害対策本部要員に事象発生連絡を行い、以降継続して実施した対応操作内容、プラント状況を連絡。

ロ. 災害対策本部要員(3名)

- ・運転員からの連絡を受け、あらかじめ定める基準に従い防災体制を発令し、本部立ち上げ開始するとともに要員を召集。
- ・必要な通報連絡を実施。
- ・参集要員が発電所に到着後、対応内容を指示するとともに発電所対策本部体制を確立する。

なお、各災害対策本部要員の職務については以下のとおり。

(イ) 全体指揮者（副原子力防災管理者）

- ・原子力防災（準備）体制発令
- ・原子力防災組織の統括管理及び指揮

(ロ) 通報連絡者（2名）

- ・国，自治体等への通報連絡
- ・要員の非常召集
- ・本店対策本部との情報共有

ハ. 災害対策要員（9名）

- ・運転支援活動、電源復旧活動、注水活動等を行う要員は、中央制御室へ参集し、発電課長（当直）からの指示を受けて対応操作を行う。
- ・ガレキ撤去活動を行う要員は、アクセスルートの被害状況を確認し、発電課長（当直）に状況を連絡する。その後、発電課長（当直）から指示されたアクセスルートのガレキ撤去等を行う。

ニ. 災害対策要員（支援）（15名）

- ・緊急時対策所設備に係る活動等の重大事故等対策に係る支援活動を行う。

c. 初動対応体制から発電所対策本部体制への移行について

夜間・休日に重大事故等が発生した場合、発電所構内に常駐している災害対策要員及び災害対策本部要員は、原子炉トリップのページング、地震、大津波警報の発令等により、緊急時対策所に対応を行う災害対策要員及び災害対策本部要員は緊急時対策所に参集し、現場に対応を行う災害対策要員は中央制御室に参集又は現場へ直行する。また、発電課長（当直）より事象発生を連絡を受けた副原子力防災管理者（災害対策本部要員）は、原子力防災準備体制又は原子力防災体制を発令し、通報連絡者と連携して緊急時の呼び出しシステム等による要員の非常召集連絡、通報連絡（原災法第10条、第15条又は警戒事態発生時の通報連絡）等を行う。

原子力防災（準備）体制発令後、発電所対策本部が立ち上がるが、発電所対策本部の各機能班員が参集し本部体制が確立するまでの期間については、発電課長（当直）が指揮する運転員を主体とした初動対応の体制の下、運転要領等に基づき迅速な対応を図ることとしている。

副原子力防災管理者は、原子力防災管理者が緊急時対策所に到着するまでの期間、発電所対策本部の指揮者として、プラントの状況を把握す

るため及び要員の参集状況、設備の準備状況等について当直との情報共有のため、発電課長（当直）と連絡を密にするとともに参集した要員に指示し、適宜初動対応の体制を強化する。

発電所対策本部の各機能班員が参集し発電所対策本部の体制が確立後、初動対応を実施していた運転員、災害対策要員及び災害対策本部要員は、発電所対策本部長の指揮の下、必要な重大事故等対策を継続する。

ただし、運転要領等にあらかじめ規定されている操作については、発電課長（当直）の指示により運転員が主体的に事故対応操作を継続する。

夜間・休日における重大事故等発生時の指揮命令系統及び体制の移行を図3に示す。

d. 泊発電所への要員の参集について

夜間・休日において、災害対策本部要員により緊急時の呼び出しシステム等を使用して非常召集連絡を行い、非常召集の連絡を受けた社員等の参集については、以下のとおり整備している。なお、地震等により緊急時の呼び出しシステムが正常に機能しない等の通信障害によって非常召集連絡ができない場合でも、発電所周辺地域において震度5弱以上の地震発生や発電所前面海域における津波警報発令により自発的に参集することとしている。また、原則として自身や家族の身の安全を確保した上で参集する。

(a) 給油活動を行う参集要員

被災後3時間を目途に代替非常用発電機等への給油活動を開始する要員として参集可能圏内(共和町等圏内)での待機者を確保している。

(b) 被災後12時間を目途に参集する要員

参集する発電所災害対策要員として、被災後12時間後を目途に27名を確保する。

(c) 要員の参集

参集にあたっては、各自最寄の集合場所に集合し、参集ルートや移動手段の選定、放射線防護具の着用等の発電所までの参集に係る準備を行う。参集準備完了後、参集に必要な要員は、発電所構内に向け参集を開始する。なお、残る要員は、集合場所で待機し発電所対策本部の指示に従う。

多くの発電所員が在住している共和町宮丘地区（発電所の技術系社員の7割強が在住）から発電所までは複数の参集ルートがあり、複数の参集ルートのうち津波襲来時に備えた山廻りルートにて吹雪等の荒

天下においても徒歩により1.5時間程度で発電所まで移動できることを確認しており、余裕を考慮しても事故発生後3時間程度で発電所へ参集できる。なお、共和町宮丘地区以外からの徒歩による参集例として、岩内町高台地区からは事故発生後6.5時間程度（岩内町高台地区～共和町宮丘地区：3.5時間程度、共和町宮丘地区～発電所：1.5時間程度、余裕：1.5時間程度）で参集することができ、更なる参集要員の拡充を図ることができる。

上記の地区を含む地元4か町村には発電所員約489名が在住しており（平成28年10月1日現在）、数時間で相当数の要員の参集が可能である。また、夜間・休日においても発電所外にいる要員の速やかな非常召集ができるよう、定期的に非常召集訓練（呼び出し訓練）を実施している。

要員の参集ルート及び召集要領を図4、表4に示す。

追而【地震津波側審査の反映】

上記の破線囲部分の泊発電所への参集時間については、アクセスルートの検討結果などを反映する。

（3）通報連絡等について

発電所対策本部の事務局は、重大事故等発生における発電所から発電所外（社内外）への情報連絡の窓口を一元的に担っており、中央制御室の発電課長（当直）は副原子力防災管理者や運転班を通じて発電所対策本部と必要なプラント情報の連絡を行う。具体的な内容について以下に説明する。

a. 発電所－発電所外（社内外）間の情報連絡

重大事故等発生時における発電所から社外への通報連絡は、夜間・休日における初動対応体制時には宿直している災害対策本部要員が実施し、発電所対策本部の体制確立後は発電所対策本部の事務局が一元的に情報を管理して通報連絡を行うものとし、図5に示すとおり内閣府（内閣総理大臣）、原子力規制委員会、北海道知事、泊村長及びその他定められた通報連絡先に、所定の様式にてFAXを用いて一斉送信することにより、複数箇所への連絡を迅速に行う。

また、発電所から社内（本店対策本部）への情報連絡についても同様に災害対策本部要員もしくは事務局から実施するが、TV会議システム立ち上げ後は基本的にはTV会議システムにて本店対策本部と情報共有が図られる。

b. 中央制御室－発電所対策本部間の情報連絡

(a) 連絡経路について

重大事故等発生時における中央制御室と発電所対策本部との情報連絡については、重大事故等対策に係る指揮命令系統に基づき実施する。夜間・休日における初動対応時においては、中央制御室で指揮をとる発電課長（当直）と宿直している災害対策本部要員の間で情報連絡を行い、発電所対策本部の体制確立後は、発電課長（当直）と発電所対策本部の運転班長の間で情報連絡を行い、運転班長から号炉指揮者へ情報連絡を行う。その経路で連絡された情報については、発電所対策本部内において共有化が図られることから、直接的に運転班以外の他の班から中央制御室に問い合わせを実施しないこととしている。

(b) 連絡内容について

中央制御室と発電所対策本部が情報のやりとりを実施する場合には、大きく分けて以下の3つに区分される。

- ・発電課長（当直）が確認すべき保安規定の運転上の制限について逸脱を判断した場合や炉心損傷を検知した場合を含む原災法第10条第1項に基づき通報すべき事象に至った場合等、発電課長（当直）が判断して報告すべき内容又はその情報がその後の活動の起点となる場合。
- ・ある安全機能が喪失し、その機能回復や代替手段の準備を発電所対策本部に連絡する場合又は発電所対策本部での準備状況の報告を受ける場合。
- ・主に炉心損傷後の状況下における情報共有の結果、必要に応じて発電課長（当直）に対して発電所対策本部から指示・助言を行う場合。

なお、発電所対策本部が各種パラメータのプラント情報を得る場合には中央制御室に問い合わせるのではなく、SPDSを使用して能動的に情報を得ることを基本としている。

(c) 連絡中の運転操作について

連絡のタイミングについては、発電課長（当直）が自ら判断して実施することから操作対応に支障を及ぼすことはない。また、発電課長（当直）が連絡を実施している場合においても、発電課長（当直）が判断した操作方針に則り、副長の指示の下、個別の運転操作について

手順書を使用して継続して実施する体制としていることから、運転操作の空白時間は発生しない。

4. 本店の原子力災害対策本部（以下、「本店対策本部」という。）からの支援について

泊発電所で重大事故等が発生した場合、発電所対策本部は本店対策本部の支援を受けて事故対応に当たるとともに、原子力緊急事態支援組織、他の原子力事業者、プラントメーカー、協力会社等からの支援を受けられる体制としており、その支援体制の概略図を図6に示す。

ここでは、上記支援体制のうち当社の支援体制として本店対策本部及び原子力事業所災害対策支援拠点について説明する。

(1) 本店対策本部

泊発電所で警戒事象が発生した場合、原子力部長は原子力防災管理者から発電所における原子力防災準備体制発令の報告を受け、直ちに社長に報告し、社長は本店における原子力防災準備体制を発令するとともに、原子力防災体制発令に備え、原子力部長に本店での準備活動の指揮を命じる。原子力防災準備体制発令時は、原子力防災体制発令に備えた準備活動を行う要員として原子力部門の他、原則、土木部門、広報部門、総務(立地)部門、東京支社の必要な要員は原子力施設事態即応センターに参集し(東京支社はTV会議による参集)、社長を含めたその他の要員はその後の事態進展に備えて直ちに参集できる待機体制をとることとしている。

原子力部長は、発電所対策本部との連絡を密にし、警戒事象に係る情報を収集し、社長を含む社内関係者及び社外に情報発信を行うとともに、必要な発電所支援等の準備業務を行う。

泊発電所で重大事故等が発生した場合、原子力部長は原子力防災管理者から発電所における原子力防災体制発令の報告を受け、直ちに社長に報告し、社長は本店における原子力防災体制を発令するとともに要員の非常召集、原子力施設事態即応センターに本店対策本部を設置し、本店対策本部長としてその職務を行う。なお、社長が不在の場合は副社長又は取締役常務執行役員がその職務を代行する。

本店対策本部は、社長を本店対策本部長とし、図7のとおり、原子力部門、流通部門、業務部門、社外対応部門、東京支社部門で構成され、原子力部門のみでなく他部門も含めた全社大の体制で重大事故等の拡大防止や事故収束を図るため、技術面・運用面で発電所対策本部を支援する。本店対策本部要員は約290名の体制で原子力緊急事態即応センターや関係部(室)の執

務室等に配置することとしており、本店内関係部(室)の在籍要員約900名にて2交替を基本として24時間で対応することができる。

本店対策本部長は、本店対策本部の設置・運営・統括及び災害対策活動に関する方針決定等を行い、副本部長は本部長を補佐する。本店対策本部各部門長は、本部長が行う災害対策活動を補佐する。

本店対策本部は、運転及び放射線管理に関する支援事項のほか、発電所対策本部が事故対応に専念できるよう事故進展状況や事故収束に向けた対策実施状況の公表資料の作成準備及び報道発表対応、外部からの問い合わせ対応、関係機関への連絡、原子力事業所災害対策支援拠点の選定・運営、他の原子力事業者等への応援要請やプラントメーカー等からの対策支援対応のほか、家族の安否確認、傷病者搬送対応等を行う。

(2) 原子力事業所災害対策支援拠点

泊発電所で警戒事象が発生し原子力防災準備体制が発令された場合、本店では上述のとおり原子力防災体制発令に備え、準備活動を行う。この準備活動においては、必要な要員を召集し、原子力事業所災害対策支援拠点の設営準備に向け、営業所等の自社施設あるいは当社グループ会社施設から選定している方位の異なる2地点（俱知安町方面（南東）あるいは小樽市・余市町方面（東北東）：図8参照）の候補施設の施設状況や道路の被害状況等を現地の営業所員等に確認し情報を収集する。この情報をもとに、原子力事業所災害対策支援拠点として使用可能な施設を事前に検討し、原災法第10条通報後、速やかに設営できる体制としている。

原災法第10条通報後、本店対策本部長は泊発電所における災害対策の実施を支援するために、原子力事業所災害対策支援拠点の設営に向け原子力班長（原子力部長）に指示する。

原子力班長は準備活動開始段階からの事故進展を踏まえ、候補施設の中から施設状況を現地の営業所員等に再確認の上、泊発電所からの放射性物質が放出された場合の影響等を考慮して原子力事業所災害対策支援拠点を指定し、本店災害対策要員の派遣（支援拠点内の机配置や連絡機材設営等を行う先発隊13名、作業員等の入退城管理業務や要員・車両の汚染検査および除染業務等を行う後発隊63名）、災害対策支援に必要な資機材、資料等の陸路を原則とした運搬及びその他必要な措置を支援拠点係長に指示することとしている。

なお、これらの原子力事業所災害対策支援拠点の候補施設の利用に際しては、事前に関係先の合意を得ていることから、災害発生時に施設の利用に関する交渉は不要である。

また、原子力防災訓練に併せて、先発隊の派遣、情報連絡など原子力事業所災害対策支援拠点の設営訓練を行い、原子力事業所災害対策支援拠点の速やかな設置・運用開始ができる体制を構築することとしている。

原子力事業所災害対策支援拠点の構成は図9に示すとおりであり、泊発電所での事故対応を支援するための主な活動内容は以下のとおり。

- 警察、消防、自衛隊等への情報提供
- 個人線量の確認、内部被ばく評価
- 作業員・車両の汚染管理、汚染廃棄物管理
- 泊発電所へ支援する資機材の受入・調整・輸送管理
- 作業員等の発電所への入出構管理
- 自治体対応

なお、事態の長期化による作業員等の増員に伴って増加する放射線管理業務等を行うための追加要員（24時間対応及び交代要員含む）については、本店対策本部業務部門（総括班及び人事労務班）による調整の下、全社大からの支援要員で対応することを基本とし、原則10日間を目途に交代する計画としている。

原子力事業所災害対策支援拠点で使用する主な原子力関連資機材は表5に示すとおりであり、これらは当社札幌東電力センター及び本店にて確保しており、定期的に保守点検を行い、常に使用可能な状態に整備している。

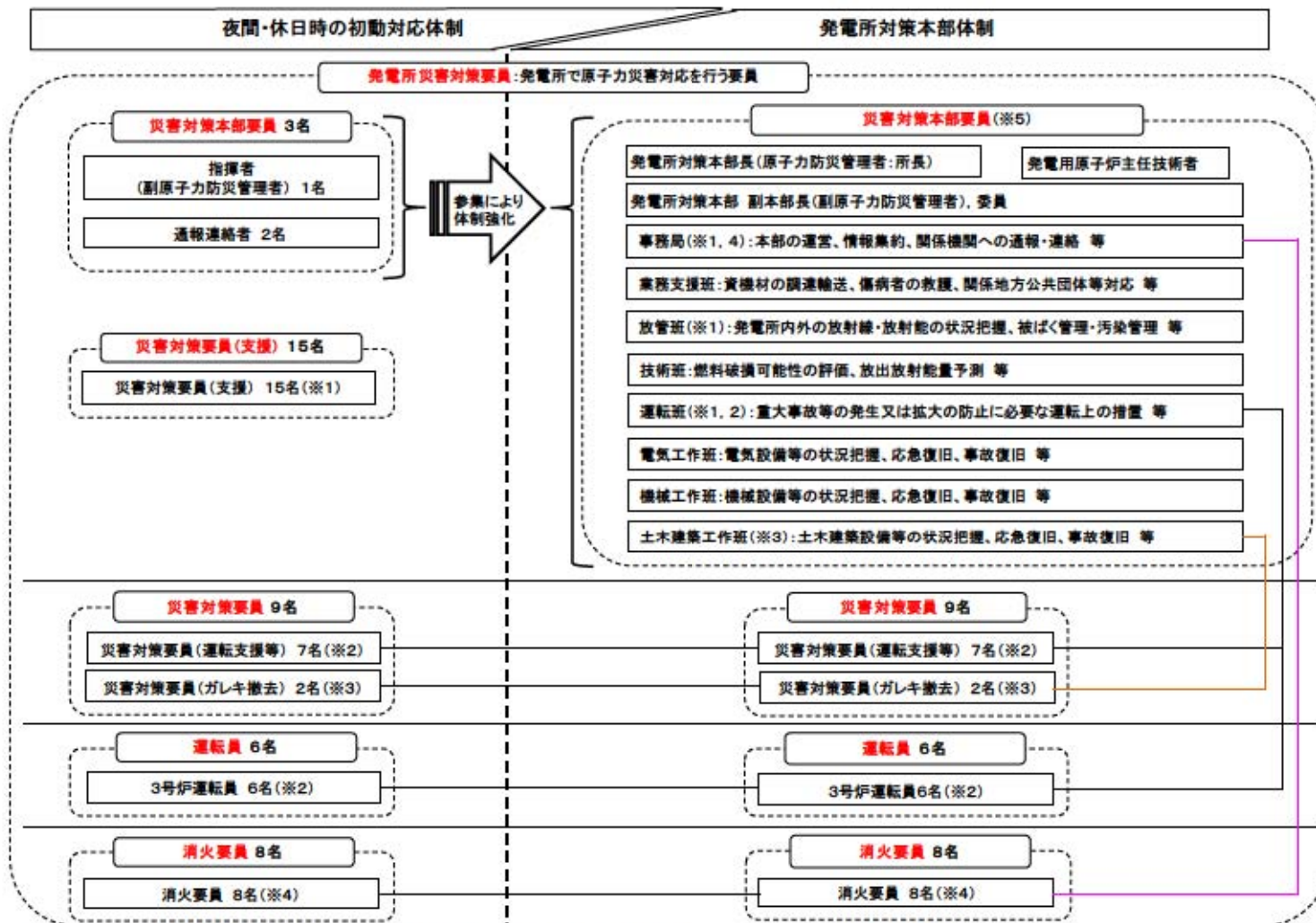
なお、表5に示す資機材は、約400人/日による初動6日間に亘る対応を可能とする数量であり、7日目以降における放射線防護衣等、必要とする資機材については、事業者間協力協定に基づく支援物資及び本店対策本部業務部門（資材班）による外部からの購入品で対応する計画としている。

表1 防災体制の区分

防災体制の区分		発生事象の情勢
原子力防災準備体制		原子力防災管理者が表2の警戒事象に該当する事象であると判断したとき
原子力防災体制	原子力応急事態体制	原子力防災管理者が表2の原災法第10条第1項に該当する事象であると判断したとき
	原子力緊急事態体制	原子力防災管理者が表2の原災法第15条第1項に該当する事象であると判断したとき、又は内閣総理大臣が原子力緊急事態宣言の発出を行ったとき

表2 警戒事象、原災法第10条第1項及び原災法第15条第1項に該当する事象の整理表

ENL No.	警戒事象	ENL No.	原災法第10条第1項	ENL No.	原災法第15条第1項
-	-	SE01	敷地境界付近の放射線量の上昇	GE01	敷地境界付近の放射線量の上昇
-	-	SE02	通常放出経路での気体放射性物質の放出	GE02	通常放出経路での気体放射性物質の放出
-	-	SE03	通常放出経路での液体放射性物質の放出	GE03	通常放出経路での液体放射性物質の放出
-	-	SE04	火災爆発等による管理区域外での放射線の放出	GE04	火災爆発等による管理区域外での放射線の異常放出
-	-	SE05	火災爆発等による管理区域外での放射性物質の放出	GE05	火災爆発等による管理区域外での放射性物質の異常放出
-	-	SE06	施設内(原子炉外)臨界事故のおそれ	GE06	施設内(原子炉外)での臨界事故
AL11	原子炉停止機能の異常のおそれ	-	-	GE11	原子炉停止の失敗又は停止確認不能
AL21	原子炉冷却材の漏えい	SE21	原子炉冷却材漏えいによる非常用炉心冷却装置作動	GE21	原子炉冷却材漏えい時における非常用炉心冷却装置による注水不能
AL24	蒸気発生器給水機能喪失のおそれ	SE24	蒸気発生器給水機能の喪失	GE24	蒸気発生器給水機能喪失後の非常用炉心冷却装置注水不能
AL25	全交流電源喪失のおそれ	SE25	全交流電源の30分以上喪失	GE25	全交流電源の1時間以上喪失
AL26	全交流電源喪失のおそれ(旧基準炉)	SE26	全交流電源の5分以上喪失(旧基準炉)	GE26	全交流電源の30分以上喪失(旧基準炉)
-	-	SE27	直流電源の部分喪失	GE27	全直流電源の5分以上喪失
-	-	-	-	GE28	炉心損傷の検出
AL29	停止中の原子炉冷却機能の一部喪失	SE29	停止中の原子炉冷却機能の喪失	GE29	停止中の原子炉冷却機能の完全喪失
AL30	使用済燃料貯蔵槽の冷却機能喪失のおそれ	SE30	使用済燃料貯蔵槽の冷却機能喪失	GE30	使用済燃料貯蔵槽の冷却機能喪失・放射線放出
-	-	SE41	格納容器健全性喪失のおそれ	GE41	格納容器圧力の異常上昇
AL42	単一障壁の喪失又は喪失可能性	SE42	2つの障壁の喪失又は喪失可能性	GE42	2つの障壁喪失及び1つの障壁の喪失又は喪失可能性
-	-	SE43	原子炉格納容器圧力逃し装置の使用	-	-
AL51	原子炉制御室他の機能喪失のおそれ	SE51	原子炉制御室の一部の機能喪失・警報喪失	GE51	原子炉制御室の機能喪失・警報喪失
AL52	所内外通信連絡機能の一部喪失	SE52	所内外通信連絡機能の全て喪失	-	-
AL53	重要区域での火災・溢水による安全機能の一部喪失のおそれ	SE53	火災・溢水による安全機能の一部喪失	-	-
-	外的事象による影響(地震)	SE55	防護措置の準備及び一部実施が必要な事象発生	GE55	住民の避難を開始する必要がある事象発生
-	外的事象による影響(津波)	-	-	-	-
-	重要な故障等(オンサイト統括補佐判断)	-	-	-	-
-	外的事象による影響(設計基準超過)	-	-	-	-
-	外的事象による影響(委員長判断)	-	-	-	-
-	-	ISE61	事業所外運搬での放射線量率の上昇	IGE61	事業所外運搬での放射線量率の異常上昇
-	-	ISE62	事業所外運搬での放射性物質漏えい	IGE62	事業所外運搬での放射性物質の異常漏えい



- ※1: 所属する各機能班(事務局、放管班、運転班)の一員として、引き続き定められた役割を遂行する。
 ※2: 運転班の一員として、引き続き定められた役割を遂行する。「運転員」及び「災害対策要員」の名称については、初動対応体制時及び発電所対策本部体制時ともに使用する。
 ※3: 土木建築工作班の一員として、引き続き定められた役割を遂行する。「災害対策要員」の名称については、初動対応体制時及び発電所対策本部体制時ともに使用する。
 ※4: 事務局の一員として、引き続き定められた役割を遂行する。「消火要員」の名称については、初動対応体制時及び発電所対策本部体制時ともに使用する。
 ※5: 参集要員は、発電所に到達後、災害対策本部要員として、定められた役割を遂行する。

図1 発電所対策本部の構成 (1/2)

組織	構成	主な職務	
発電所 対策本部	発電用原子炉主任技術者※1	保安の監督	
	本部長	所長※1	原子力防災組織の統括
	副本部長	所長代理	本部長の補佐
	委員	次長(技術系)※2 防災・安全対策室長 発電室長※2 原子力教育センター長※2 品質保証室長	本部長への意見具申 各班長への助言又は協力

※1: 本部長は、発電用原子炉主任技術者が行う保安上必要な指示又は助言の内容を踏まえ、実施する対策についての方針を決定する。

※2: 複数号炉において原子力災害が同時発生した場合には、発電室長が1号炉、原子力教育センター長が2号炉、次長(技術系)のうち発電所次長(保修担当)が3号炉の指揮をとる。

		事務局長	主な職務
事務局		運営課長	情報集約、関係機関への通報、連絡、消火活動の指揮等
班		班長	主な職務
業務支援班	総務担当	次長(事務系)	原子力災害に関する資機材の調達・輸送等
	施設防護担当		原子力事業所内の警備指示等
	労務担当		緊急時医療の実施等
	地域対応担当		関係地方公共団体対応等
	広報担当		報道機関対応、広報活動等
放射班	安全管理課長	放射線・放射能の状況把握、被ばく管理等	
技術班	防災・安全対策室課長	事故拡大の可能性等の予測、事故拡大防止対策の検討等	
運転班	発電室課長(運営統括)	発電所設備の異常の状況および機器動作状況の把握等	
電気工作班	電気保修課長	電気設備の状況把握及び点検、応急復旧計画の立案及び措置等	
機械工作班	機械保修課長	機械設備の状況把握及び点検、応急復旧計画の立案及び措置等	
土木建築工作班	土木建築課長	土木建築設備の状況把握及び点検、応急復旧計画の立案及び措置等	

凡例	
	: 実施組織
	: 技術支援組織
	: 運営支援組織

図1 発電所対策本部の構成 (2/2)



原子力防災
(準備)体制発
令後、発電所
対策本部体制
に移行する。

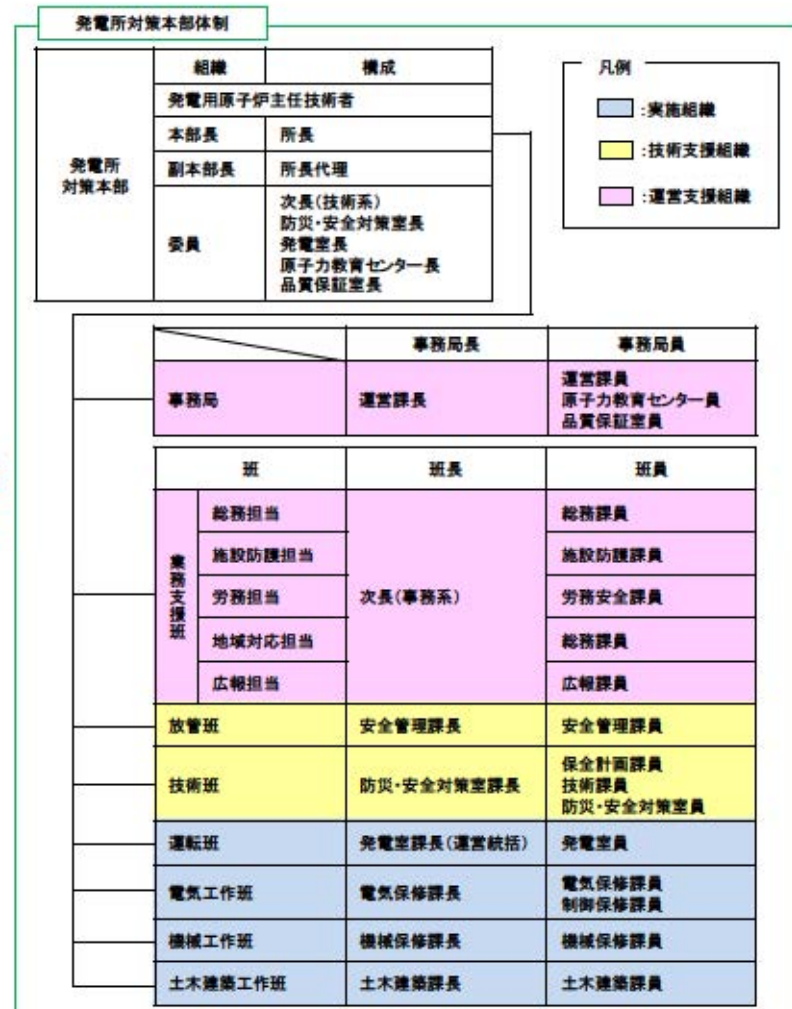


図2 通常時の発電所体制から発電所対策本部体制への移行

表3 原子力防災管理者と発電所対策本部の各長の代行順位

原子力防災管理者の代行順位

代行順位	代行者	代行順位	代行者
1	所長代理	11	安全管理課長
2	次長(3名)	12	発電室課長
3	品質保証室長	13	保全計画課長
4	発電室長	14	電気必修課長
5	防災・安全対策室長	15	制御必修課長
6	品質保証室課長	16	機械必修課長
7	防災・安全対策室課長	17	機械必修課長
8	運営課長	18	保全計画課長
9	施設防護課長	19	発電室発電課長
10	技術課長	20	原子力教育センター長

発電所対策本部の各長の代行順位

各長 \ 順位	1	2
本部長 (発電所長)	所長代理	次長(技術系担当)
副本部長 (所長代理)	次長(技術系担当)	次長(保修担当)
事務局長 (運営課長)	運営課副長 (運営 I Gr担当)	運営課課長
業務支援班長 (次長(地域対応担当))	次長 (総務担当)	総務課長
放管班長 (安全管理課長)	安全管理課副長 (放管担当)	安全管理課副長 (化学担当)
技術班長 (防災・安全対策室課長)	技術課長	防災・安全対策室副長 (安全対策担当)
運転班長 (発電室課長(運営統括))	発電室課長 (発電統括)	発電課長
電気工作班長 (電気必修課長)	制御必修課長	電気必修課長
機械工作班長 (機械必修課長)	機械必修課長	機械必修課副長 (原子炉主機担当)
土木建築工作班長 (土木建築課長)	土木建築課副長 (土木担当)	土木建築課副長 (建築担当)

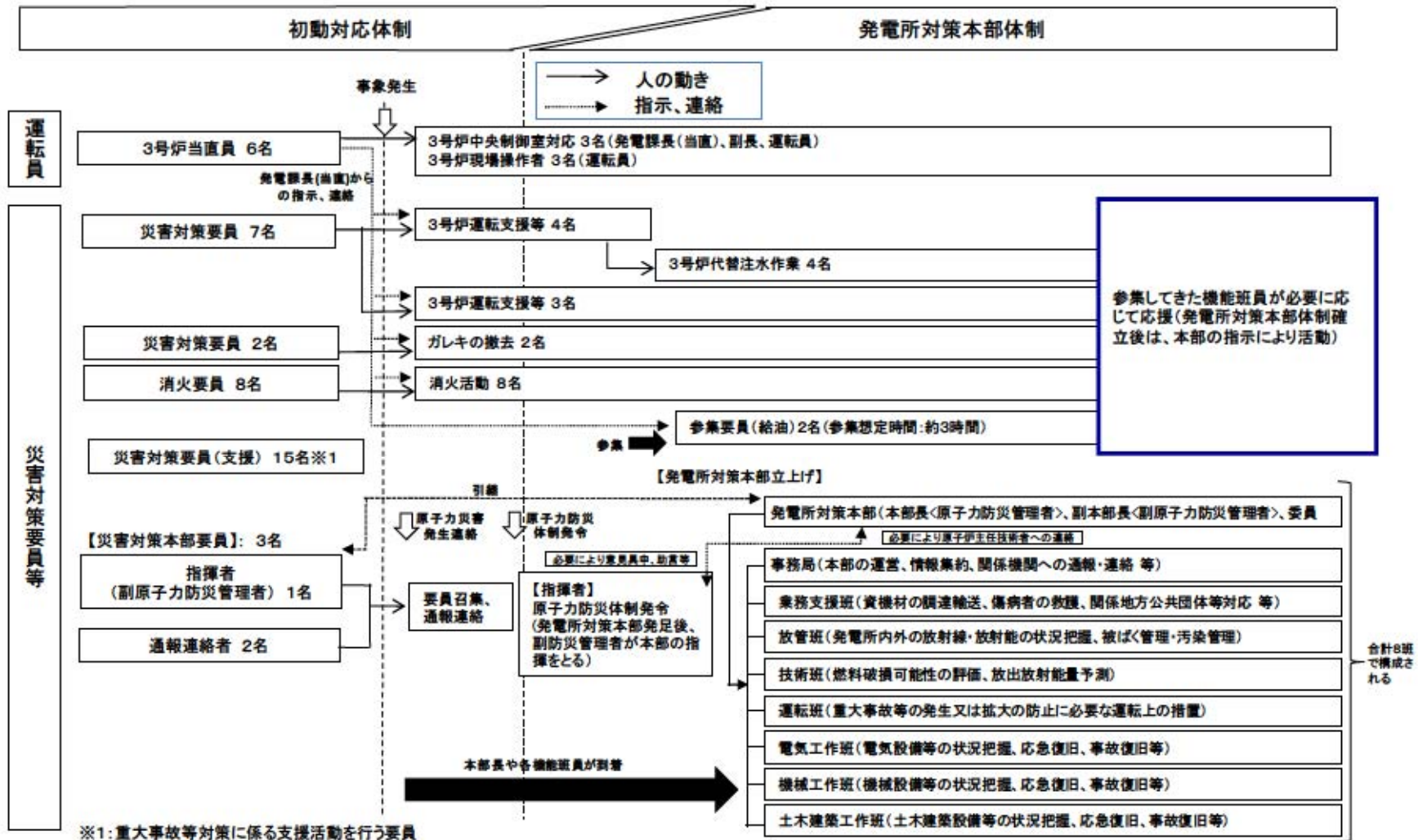


図3 夜間・休日における重大事故等発生時の指揮命令系統及び体制の移行

泊発電所への参集ルート



発電所災害対策要員

	技術系社員
宮丘地区	359名
地元4ヶ町村	130名
合計	489名

(平成28年10月1日現在)

荒天時の参集所要時間(山廻りルート)

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

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

図4 重大事故等発生時の災害対策要員の参集ルート(1/4)

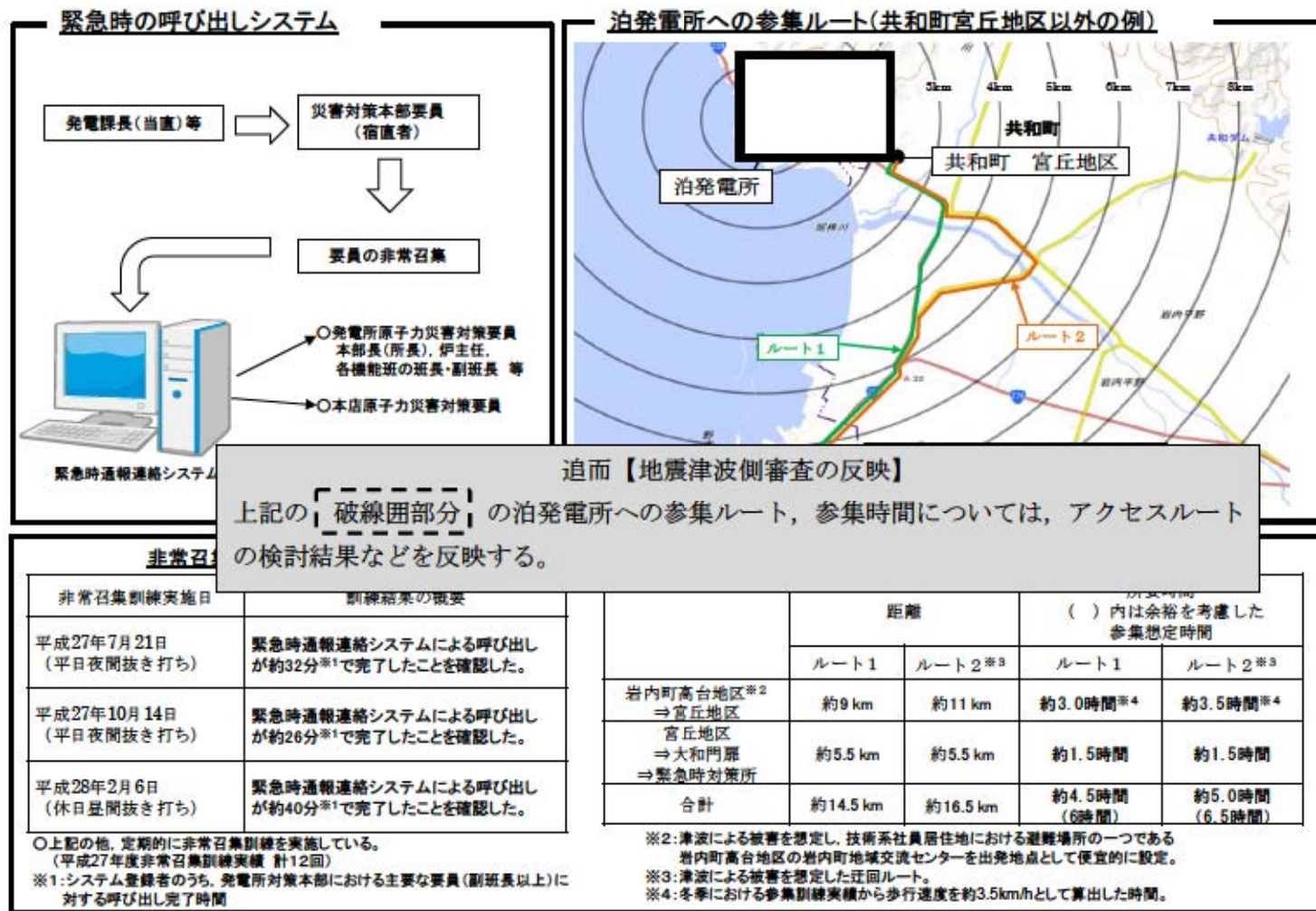


図4 重大事故等発生時の災害対策要員の参集ルート (2/4)

アクセス時間計測結果

	距離	所要時間	
		車両	徒歩
宮丘地区 →大和門扉	約3.5km	14分	63分
大和門扉 →緊急時対策所	約2.0km	5分	25分
	合計	19分	88分

訓練内容	日時等	メンバー	所要時間
雪(吹雪); 昼間	平成24年2月2日 気温: -7.2℃ 風速: 7.7m/s 積雪(道路): 約5cm*	4名 (30代2名、 40代1名、 50代1名)	1時間24分 (一部道路以外 の坂・平地部を 遡り、水路橋を 迂回)
雪(吹雪); 夜間	平成24年 気温: -7 風速: 6. 積雪(道路)	上記の「破線囲部分」の注 の検討結果などを反映する	
雪(吹雪、 強風); 夜間	平成24年 気温: -6 風速: 18 積雪(道路)		

*道路部以外の積雪は約100cm

●その他の参加訓練実績: 平成25年以降、計6回実施。

例) 平成27年2月25日 夜間に徒歩及びクローラー車により所長や炉主任等、計20名参加

平成28年2月9日 暴風雪警報等が発令中の夜間に徒歩及びクローラー車により炉主任等、計20名参加

発電所災害対策要員

	技術系社員
宮丘地区	359名
地元4カ町村	130名
合計	489名

(平成28年10月1日現在)

宮丘地区からの参集用にクローラー車(1台)を配備
(最大登坂斜度:30度、最高速度:60km/h)



クローラー車

- 条件の厳しい冬季においても宮丘地区からの参集にかかる時間は約90分。
- クローラー車を配備し、宮丘地区からの参集の効率化を図っている。

○発電所近郊の宮丘地区(約2.5km圏内)に社員359名が在住しており(平成28年10月1日現在)、津波襲来に加え吹雪等の荒天を想定した場合であっても約90分程度で発電所へ参集できることを確認している。

図4 重大事故等発生時の災害対策要員の参集ルート(冬季対策)(3/4)

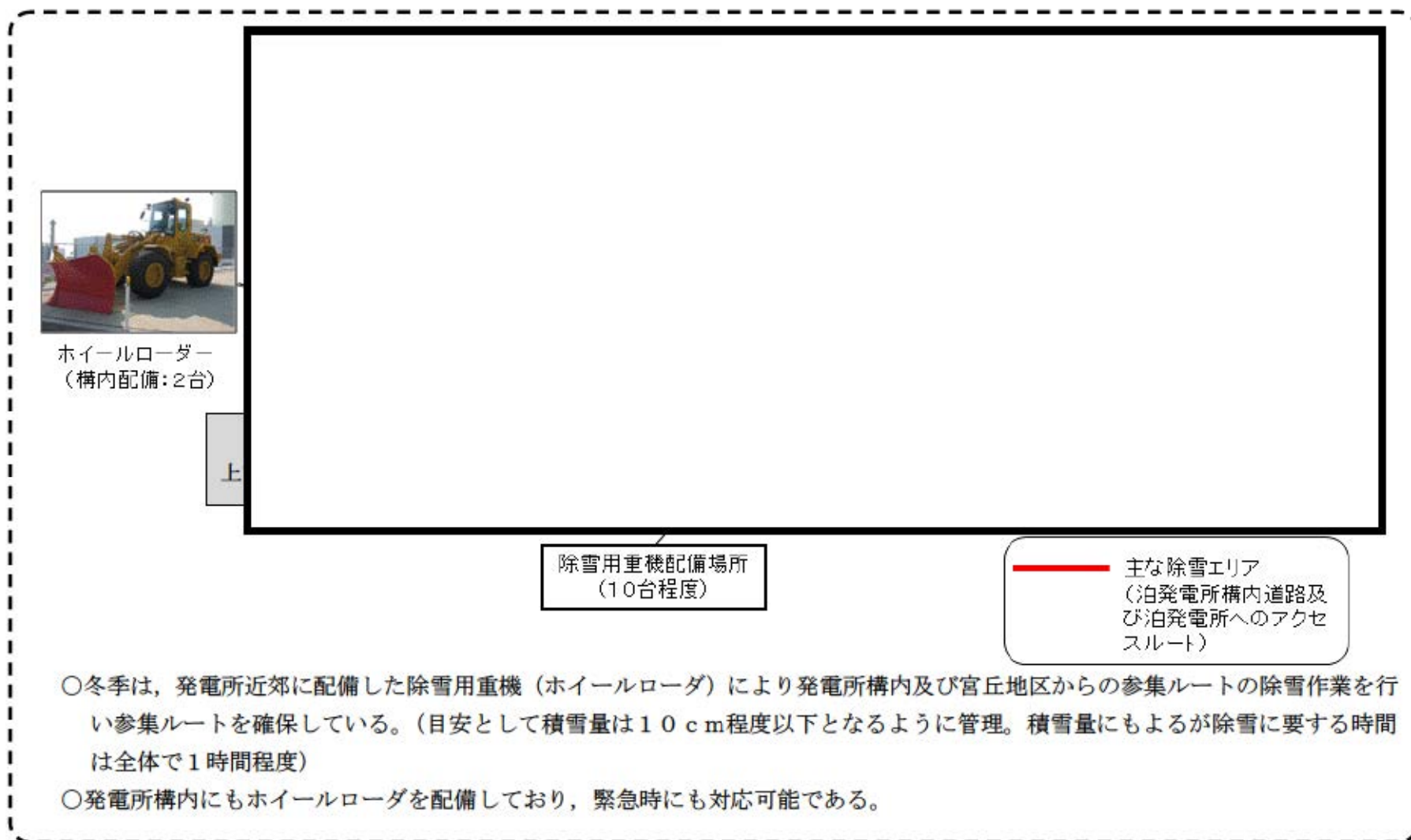
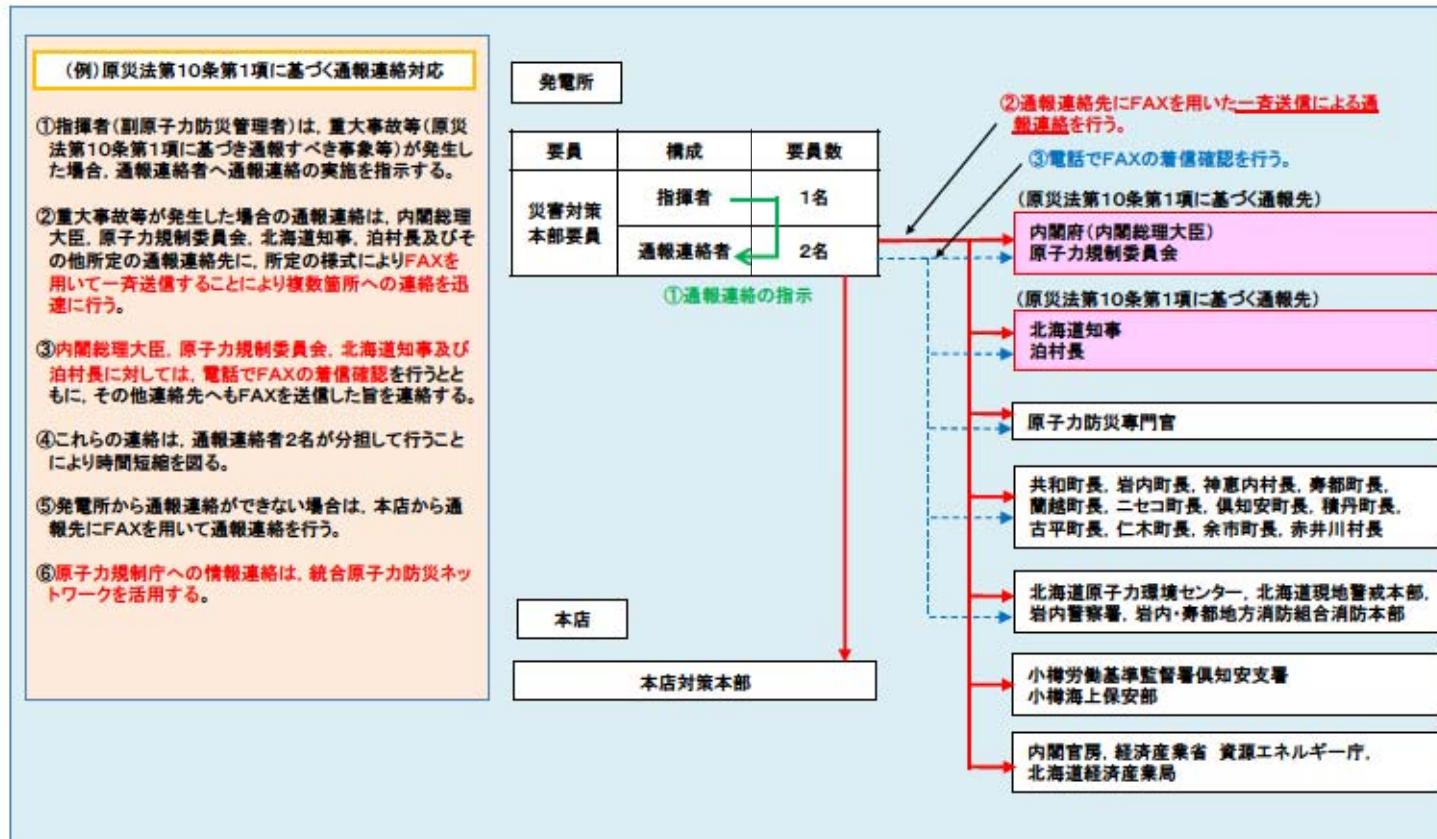


図4 重大事故等発生時の災害対策要員の参集ルート（冬季対策）（4/4）

表4 夜間・休日における重大事故等発生時の要員の非常召集及び参集

非常召集の連絡	発電所への入構準備	発電所への入構開始
<p>○重大事故等が発生した場合、発電課長(当直)及び発電課長(当直)から連絡を受けた通報連絡者は、それぞれ初動対応要員に出動を指示する。また、通報連絡者は本部要員等に対して非常召集の連絡を行う。</p> <p>【初動対応要員】</p> <pre> graph TD A[発電課長(当直)] --> B[通報連絡者*1] A --> C[災害対策本部要員(通報連絡者からの出動指示) 緊急時対策所へ出動を開始する。] B --> C A --> D[災害対策要員(発電課長(当直)からの出動指示) 中央制御室等の予め定められた場所へ出動を開始する。] B --> D A --> E[災害対策要員(支援)(通報連絡者からの出動指示) 中央制御室等の予め定められた場所へ出動を開始する。] B --> E </pre> <p>【本部要員等】</p> <pre> graph TD A[発電課長(当直)] --> B[通報連絡者*1] B --> C[各班長への非常召集*2] C --> D[各班員への非常召集*2] </pre> <p>※1: 夜間・休日は連絡当番者が、平日・日中は運営課長又は代行者が非常召集の連絡を行う。 ※2: 発電所構外にいる場合は、宮丘地区の第1集合場所に集合する。</p> <p>○夜間・休日において地震の発生(発電所周辺において震度5弱以上)又は大津波警報発令時(泊発電所前面海域)には本部要員等は予め定められた場所に自動的に参集する。</p>	<p>○参集する要員(協力会社含む)は第1集合場所に集合し、発電所への入構準備を行う。(第1集合場所に集合した後、状況に応じて第2、第3集合場所に移動し入構準備を行う。)</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px 0;"> <ul style="list-style-type: none"> ・第1集合場所: 新設寮(宮丘地区) ・第2集合場所: 北電体育館 ・第3集合場所: 柏木寮 </div> <p>○第1集合場所に到着した本部要員のうち、副班長クラス以上の要員は、発電所対策本部に対し、集合場所に到着している発電所対策本部要員の内訳及び参集状況を報告する。</p> <p>○発電所対策本部は、集合場所に到着している要員の中から連絡要員(原則、副班長クラス以上)を指名して相互に情報を共有し、発電所対策本部との入構に係る統括及び確認・調整を行う。 なお、統括及び確認・調整内容は次のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・発電所の状況、発電所構内の本部要員等の要員数 ・入構時に携帯すべきもの(通信連絡設備、懐中電灯、放射線防護具等)^{※3} ・予め定められている参集ルートの中から、天候・災害情報及び発電所の状況を踏まえ、開放する門扉及び参集する場所も含めた、適切なルートの選定。 ・集合した要員の状況(集合状況、各班の人数、体調等) ・入構手段(社有車、自家用車、徒歩等) ・入構手段、天候、災害情報等からの大まかな到着時間 <p><u>※3: 放射線防護具等は都設寮(宮丘地区)及びスクローラ車(宮丘地区)への津波警報を考慮し、基台に配置)内に配備しており、発電所対策本部の指示に基づき準備する。</u></p>	<p>○入構開始</p> <ul style="list-style-type: none"> ・予め定めた発電所災害対策本部要員(本部長、原子炉主任技術者、各班長等)は発電所構内に向け入構を開始する。 ・残りの要員は、プラント状況に応じて発電所対策本部からの指示により発電所への入構又は集合場所での待機を行う。 ・単独での入構による不測の事態を考慮し、複数名または複数グループに分けて入構する。 <p>○入構中の連絡</p> <ul style="list-style-type: none"> ・参集要員は携帯電話等を使用し、定期的に連絡要員へ参集状況及び参集ルートの状況等を連絡する。 ・原子炉主任技術者は、通信連絡手段により必要の都度原子炉施設の運転に関する保安上の指示を発電所対策本部に行う。 <p>○発電所への入構</p> <ul style="list-style-type: none"> ・参集要員は発電所入構前の門扉にて発電所対策本部へ連絡し、発電所構内の状況を再確認する。 ・発電所災害対策本部要員は、緊急時対策所へ向かう。 ・その他必要な要員は、緊急時対策所又は発電所対策本部が指示する場所へ向かう。



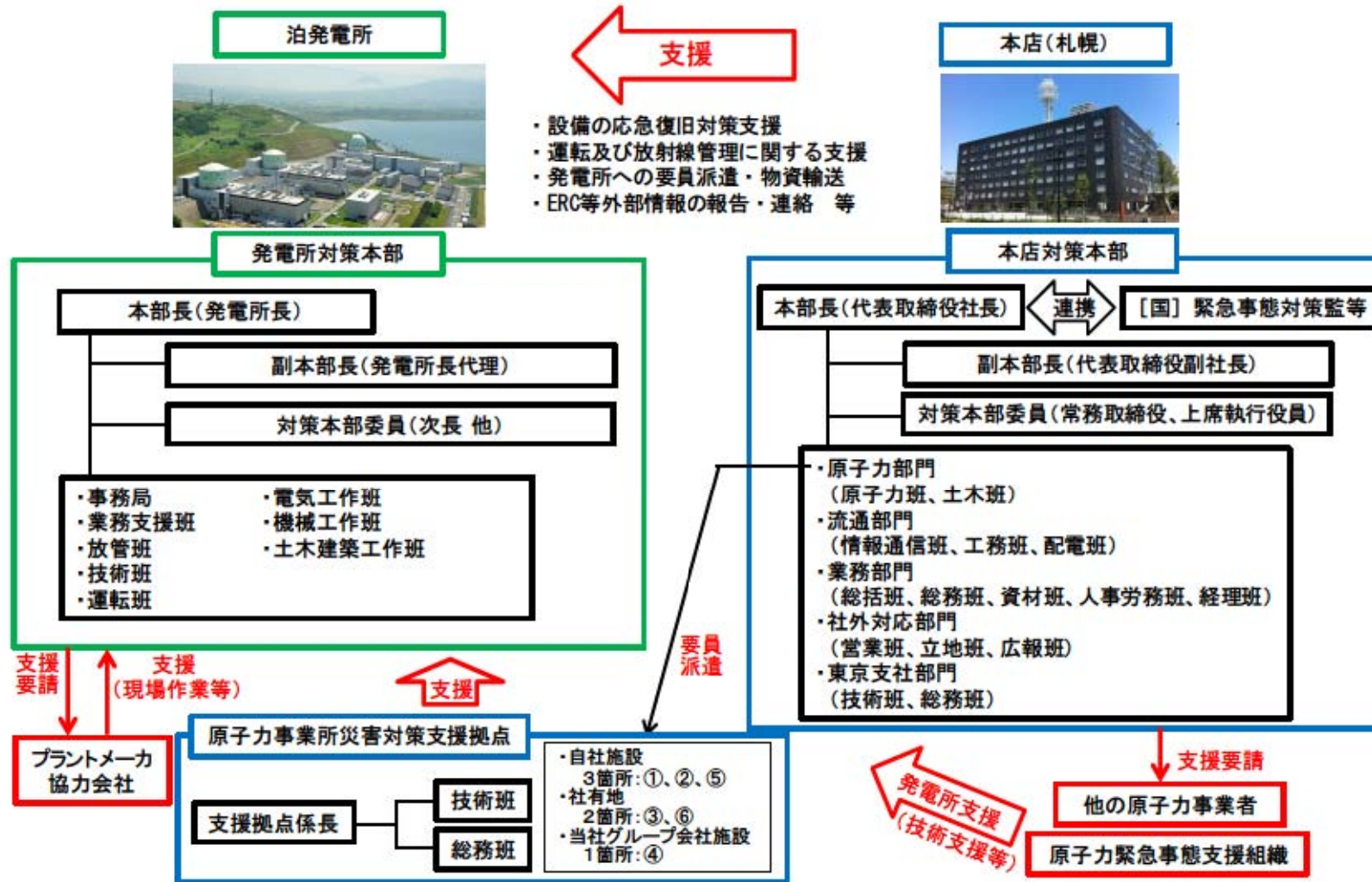


図6 泊発電所 支援体制概要図

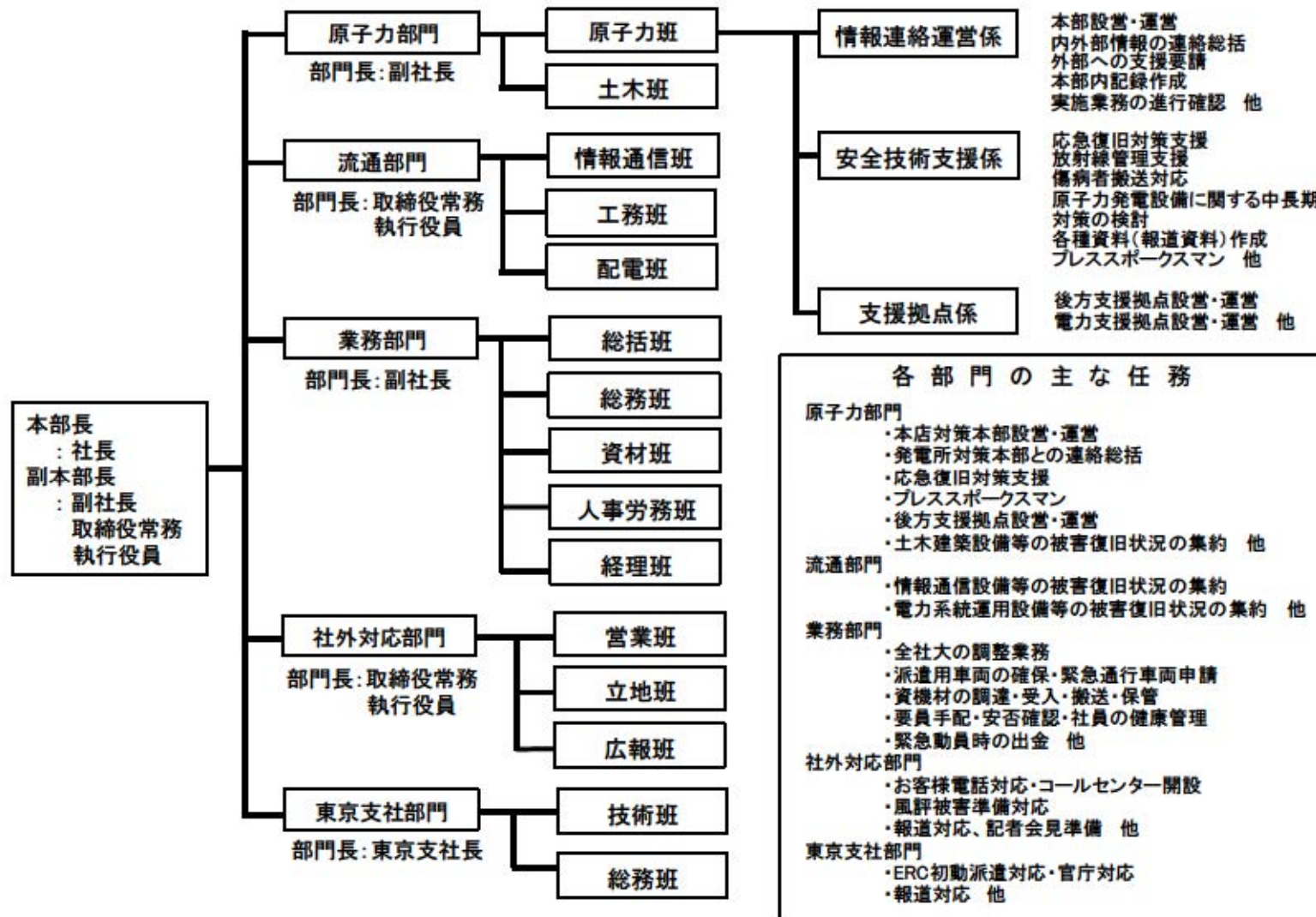


図7 本店対策本部の構成

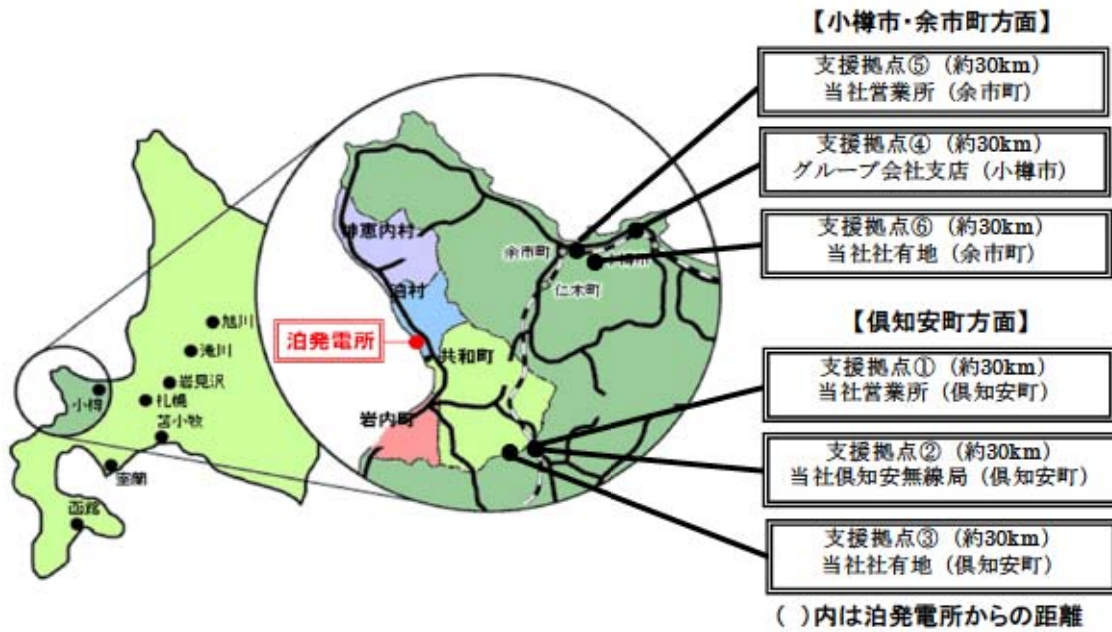


図8 原子力事業所災害対策支援拠点の候補地

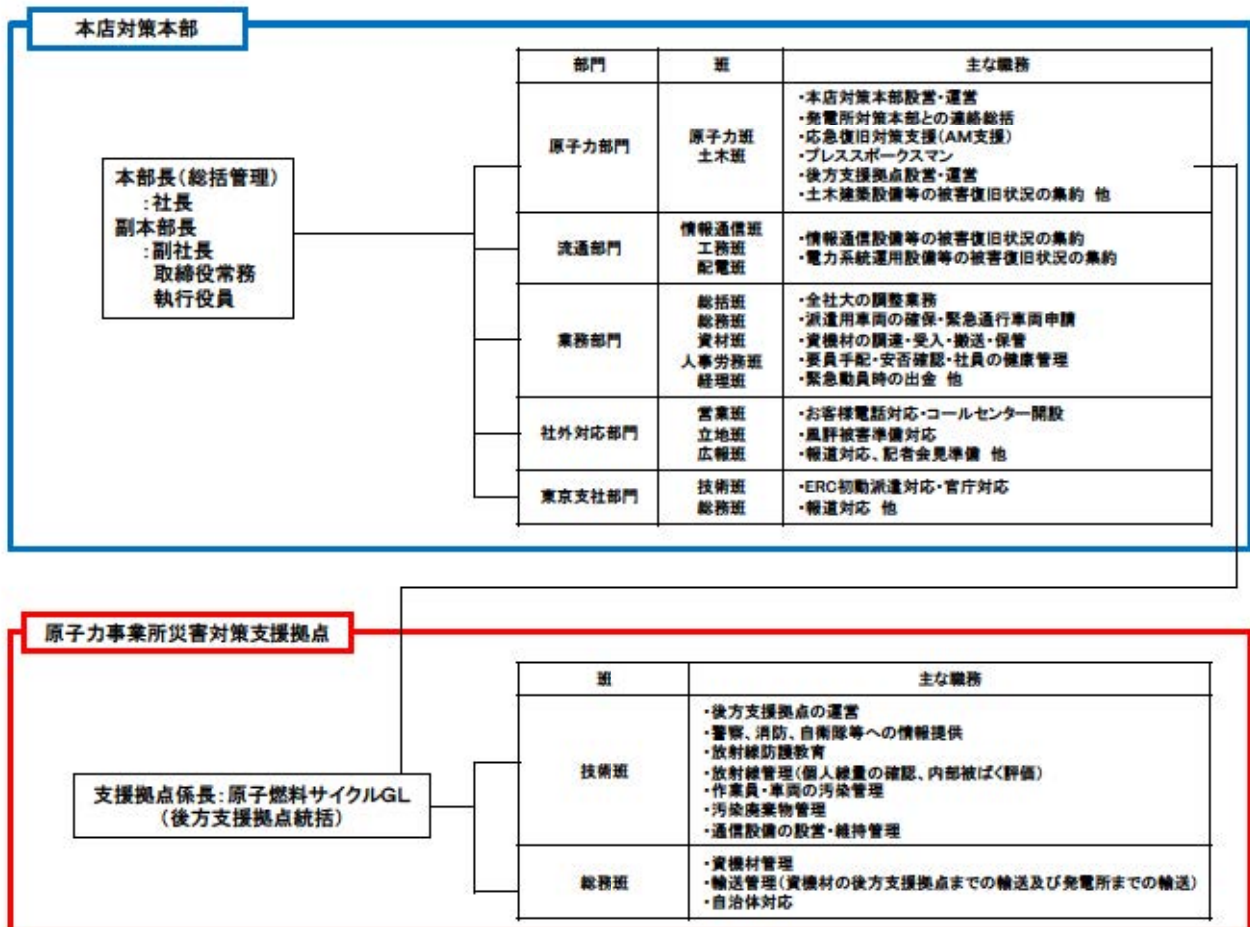


図9 原子力事業所災害対策支援拠点の構成

表5 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)	札幌東電力センター
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)	札幌東電力センター
	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)	

重大事故等発生時の発電用原子炉主任技術者の役割等について

1. 東京電力福島第一原子力発電所の事故教訓について

東京電力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、災害対策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、運転に従事する者（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、運転に従事する者(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、非常召集手段の多様化を図る。また、非常召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。

東京電力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

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、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、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、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、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、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。	携帯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，運転員及び災害対策要員に対する，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

東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、泊原子力発電所においては夜間・休日において重大事故等が発生した場合にも非常召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：重大事故等対応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（プ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。

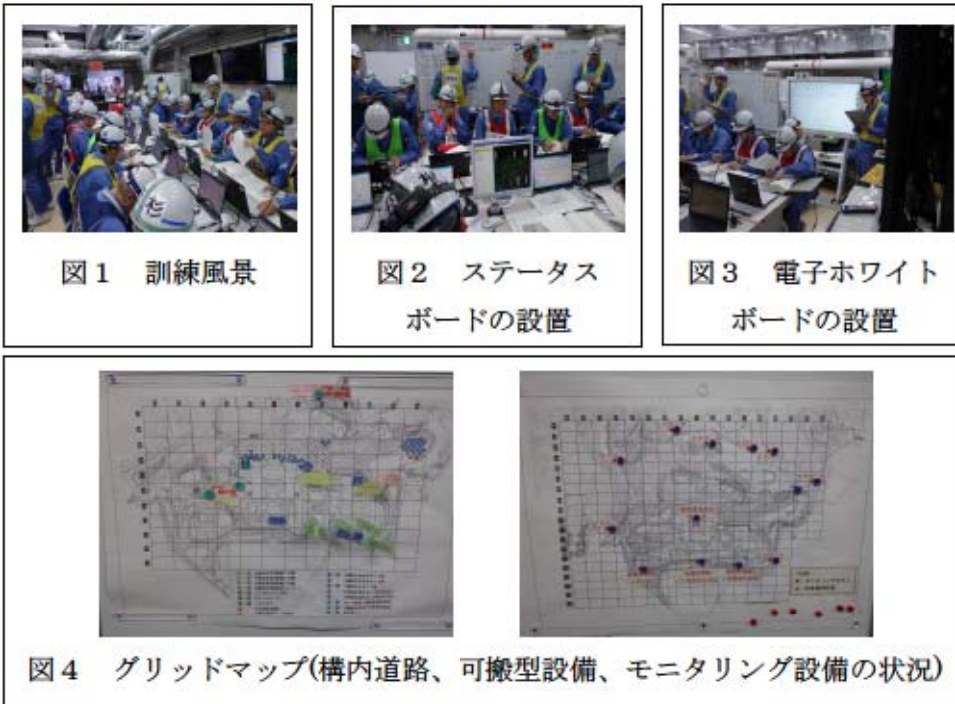


図4 グリッドマップ(構内道路、可搬型設備、モニタリング設備の状況)

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。

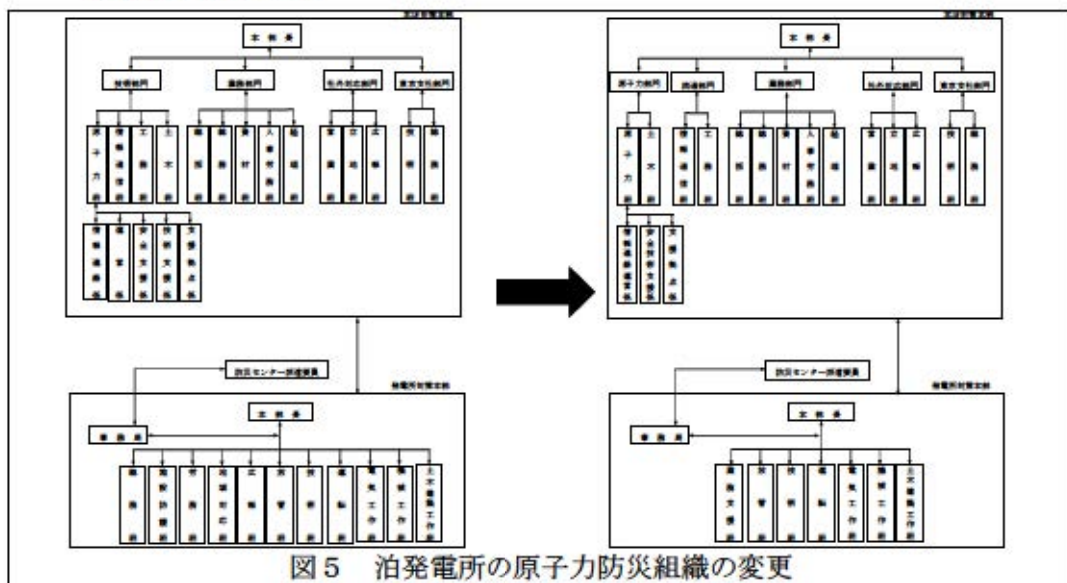
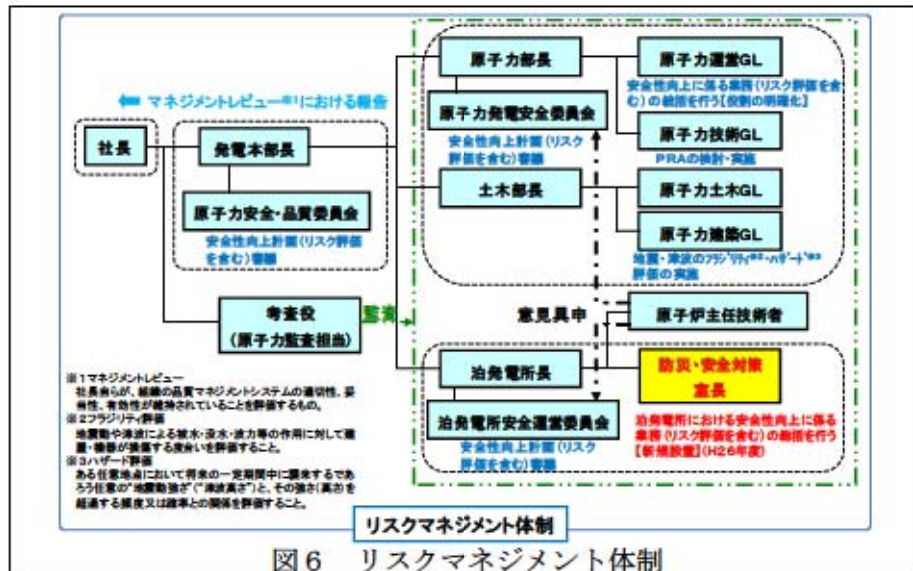
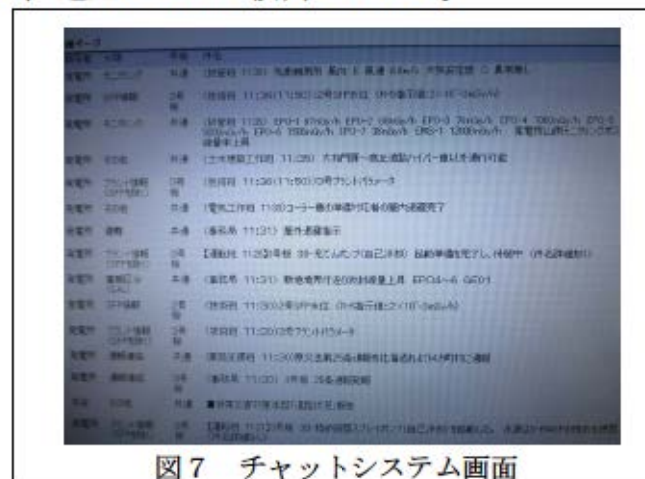


図5 泊発電所の原子力防災組織の変更

- 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、併せて災害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。



- 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、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。



図8 運転員席の固定



図9 ラックの固定

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。



図10 原子炉施設事態即応センターでの訓練風景

(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。



- 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。



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

	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）
教育	<p>基礎教育</p> <p>○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]</p> <p>○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]</p> <p>○放射線防護基礎コース [対象：安全管理課]</p> <p>原子力防災教育</p> <p>○防災法令・体制 [対象：防災業務関係者]</p>	<p>○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]</p> <p>○津波に関する基礎教育 [対象：原子力災害対策要員]</p> <p>○放射線に関する基礎教育 [対象：原子力災害対策要員]</p> <p>○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]</p> <p>○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]</p>
訓練 （運転員含）	<p>原子力防災訓練</p> <p>○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>	<p>原子炉施設保全のための活動</p> <p>○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]</p> <p>○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]</p> <p>○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>机上教育</p> <p>○異常時対応訓練（指揮・状況判断） [対象：発電課長（当直），副長]</p> <p>○異常時対応訓練（中央，現場操作） [対象：発電室員全員]</p> <p>○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> <p>シミュレータ訓練</p> <p>●シミュレータ訓練Ⅰ（直員連携） [対象：運転員全員]</p> <p>●シミュレータ訓練Ⅱ [対象：運転員Ⅰ]</p> <p>●シミュレータ訓練Ⅲ [対象：発電課長（当直），副長]</p>	<p>机上教育</p> <p>○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]</p> <p>○アクシデントマネジメントA教育 [対象：運転員全員]</p> <p>シミュレータ訓練（原子力発電訓練センター）</p> <p>●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]</p> <p>●シビアアクシデント訓練強化コース [対象：運転員Ⅰ以上]</p> <p>●プラント挙動理解力強化コース [対象：運転員全員]</p>
協力会社	—	<p>○津波対応訓練</p> <p>○津波に関する基礎教育</p> <p>○車両，資機材等の取扱教育</p> <p>○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</p>

[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、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、今後も充実・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, 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, MAA P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。
②過酷事故(シビアアクシデント)時のマネジメント, 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実に確保し, 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ったにも関わらず, 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, MAA P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。

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）

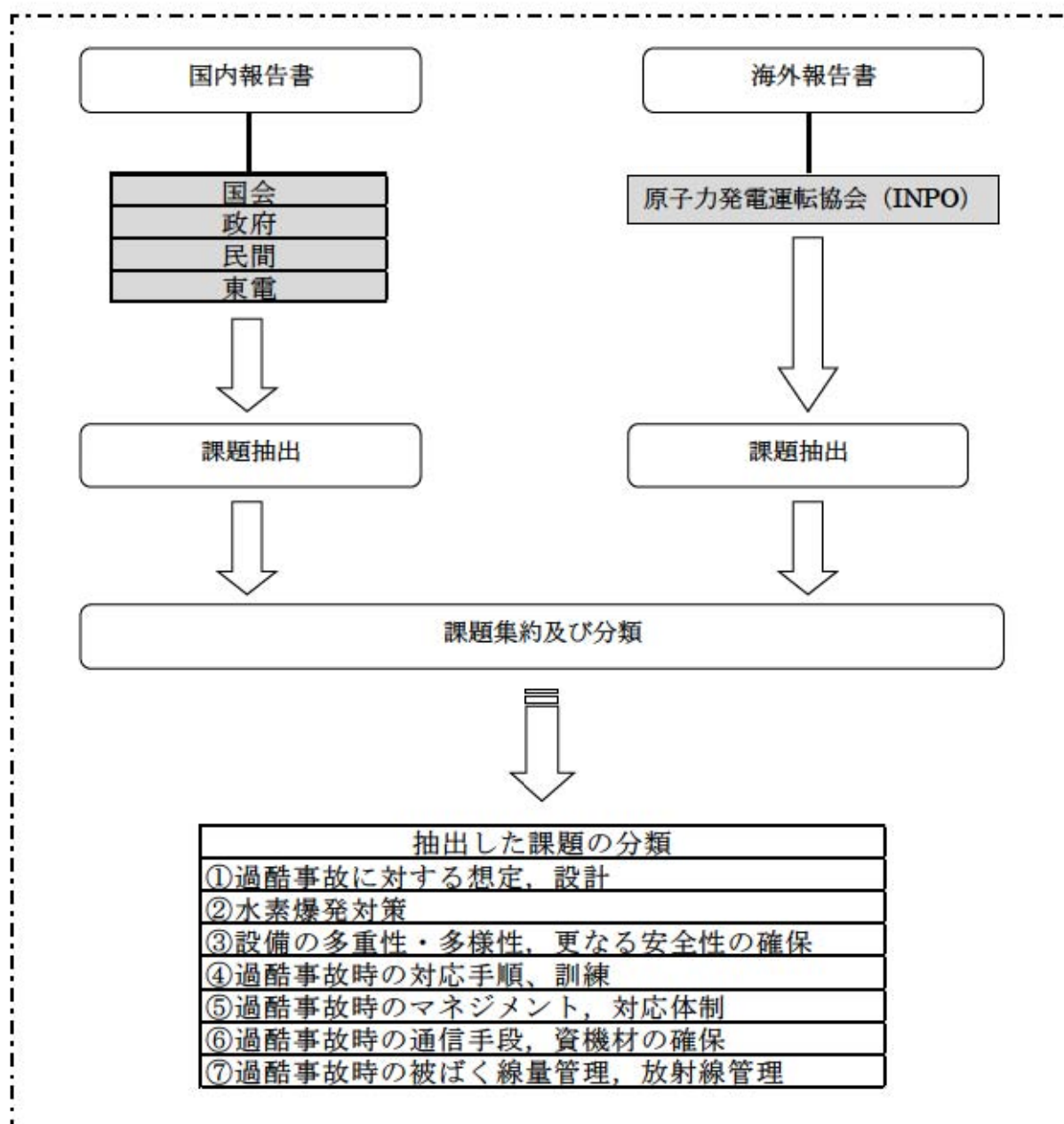
【海外】

- 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	・プラント状況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）

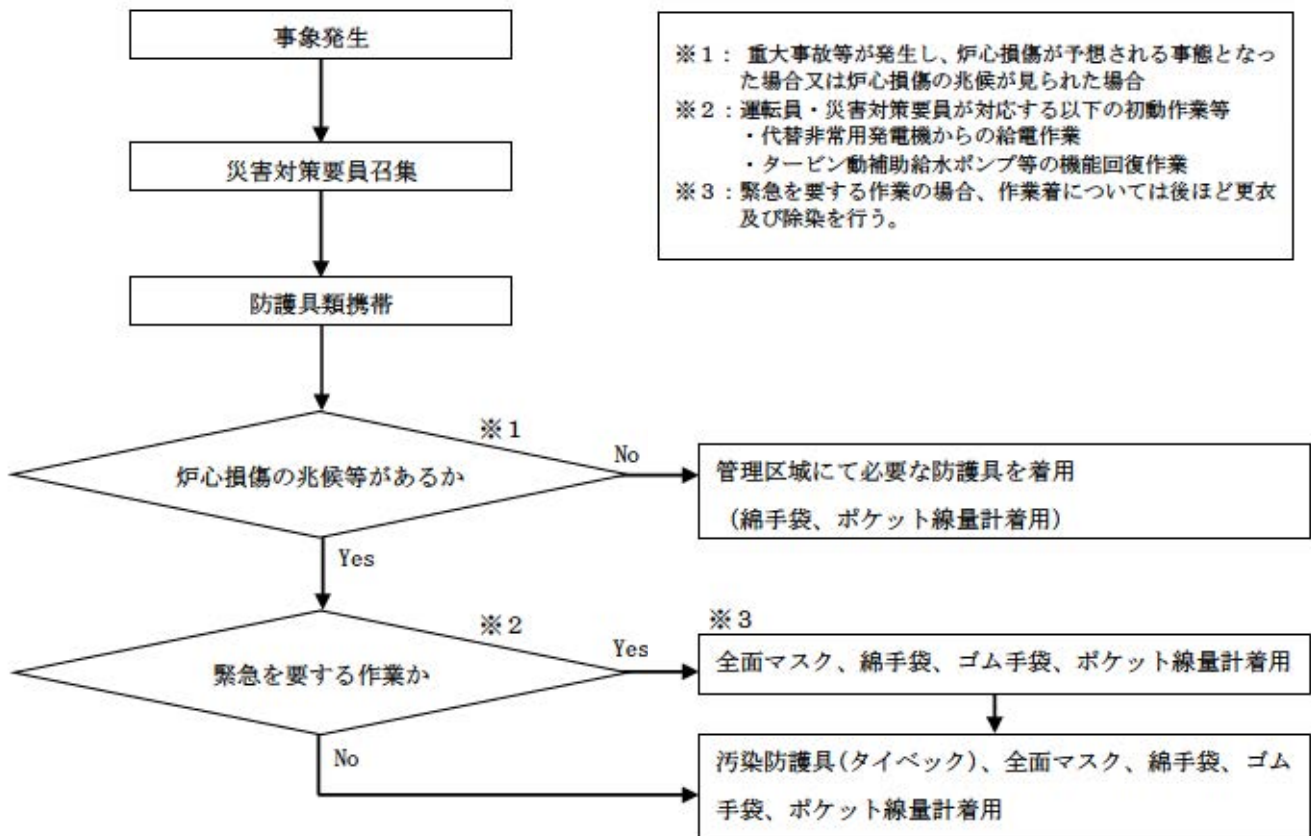
運転員及び災害対策要員の作業時における装備について

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、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て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。

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、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。

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}
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、セルフエアセットについては、現場の状況に応じどちらかを着用する。

放射線防護具類



タイベック
+全面マスク

タイベック+全面マスク
+高線量対応防護服

アノラック
+全面マスク

アノラック
+セルフエアセット

タイベック
+全面マスク+胴長靴

汚染作業用長靴

ポケット線量計

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有効性評価 比較表

技術的能力対応手段と運転要領等 比較表

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

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	数値	①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧	⑨	⑩	⑪	⑫	⑬	⑭	⑮	⑯	⑰	⑱	⑲	⑳	㉑
1.1 フロントサイ ンズ・機器類 故障	手動による電子が異常停止	電子がフリップスイッチ、強制解除装置付装置(水中切断400kg)送液装置付装置、強制解除付スイッチ、強制解除装置付装置(強制解除装置付装置又は水中切断400kg)送液装置付装置																					
	電子が出力制御(自動)	ATAG駆動装置、主電源遮断器、電動機断水ポンプ、サービス電動機断水ポンプ、補助断水ポンプ、高気圧弁、主風機断水弁、主風機安全弁、加圧断水弁、加圧断水弁																					
	電子が出力制御(手動)	サービシヤイグニッション、中風機断水弁、電動機断水ポンプ、サービシヤイグニッション断水ポンプ、高気圧弁、主風機断水弁、主風機安全弁、加圧断水弁、加圧断水弁																					
	送液断水弁	送液断水ポンプ、送液断水弁、送液断水弁、送液断水弁、送液断水弁、送液断水弁																					

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	数値	①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧	⑨	⑩	⑪	⑫	⑬	⑭	⑮	⑯	⑰	⑱	⑲	⑳	㉑		
1.2 フロントサイ ンズ・機器類 故障	1 気筒のフューエルアンドアブロード	燃料ポンプ、燃料ポンプ、燃料ポンプ、燃料ポンプ、燃料ポンプ、燃料ポンプ																							
	電動断水ポンプによる高気圧弁への送液	電動断水ポンプ、断水ポンプ																							
	SG駆動断水ポンプによる高気圧弁への送液	SG駆動断水ポンプ、補助断水ポンプ																							
	高気圧弁付可変型大型送水ポンプによる高気圧弁への送液	可変型大型送水ポンプ																							
	代替型断水ポンプを水漏れした可変型大型送水ポンプによる高気圧弁への送液	可変型大型送水ポンプ、代替型断水ポンプ																							
	断水弁を水漏れした可変型大型送水ポンプによる高気圧弁への送液	可変型大型送水ポンプ、断水弁、2次系断水ポンプ、ろ過ポンプ																							
	サービシヤイグニッションによる断水弁	サービシヤイグニッション																							
	サービシヤイグニッション(遠隔手動操作)及びサービシヤイグニッション(遠隔手動操作)による断水弁	サービシヤイグニッション(遠隔手動操作)、サービシヤイグニッション(遠隔手動操作)断水弁																							
サブポート等 機器類 故障	代替型高気圧弁による電動断水ポンプの機能回復	代替型高気圧弁、サービシヤイグニッション断水ポンプ																							
	高気圧断水弁(遠隔手動操作)による高気圧断水弁の機能回復	高気圧断水弁(遠隔手動操作)																							
	高気圧断水弁(手動操作)可変型断水ポンプによる高気圧断水弁の機能回復	高気圧断水弁(手動操作)可変型断水ポンプ																							
-	可変型大型送水ポンプを水漏れしたサービシヤイグニッション(遠隔手動操作)による高気圧断水弁の機能回復	可変型大型送水ポンプ、サービシヤイグニッション(遠隔手動操作)断水弁																							
-	加圧断水弁、高気圧断水弁(加圧)、高気圧断水弁(加圧)、補助断水弁、補助断水ポンプ																								

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	設備	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎		
1.3 池田村 集水施設 が 廃止している 場合 の対応 手段 あり	全てんポンプによる浄心止水	全てんポンプ、燃料貯留用水タンク																				
	B-燃料貯留スプレイベンブ(RFRS-CSS連続ライン使用)による代替浄心止水	B-燃料貯留スプレイベンブ(RFRS-CSS連続ライン使用)、燃料貯留用水タンク																				
	代替燃料貯留スプレイベンブによる代替浄心止水	代替燃料貯留スプレイベンブ、燃料貯留用水タンク、補助給水タンク																				
	電動補助給水ポンプ又はタービン補助給水ポンプによる代替浄心止水	電動補助給水ポンプ、タービン補助給水ポンプ、ろ過水タンク																				
	雨水を用いた可搬型大径送水ポンプ車による代替浄心止水	可搬型大径送水ポンプ車、タービン発電機燃料供給設備、可搬型タンクローリー、タービン発電機燃料供給ポンプ																				
	代替燃料給水タンクを水質以上可搬型大径送水ポンプ車による代替浄心止水	可搬型大径送水ポンプ車、代替燃料給水タンク																				
	雨水溜を水質以上可搬型大径送水ポンプ車による代替浄心止水	可搬型大径送水ポンプ車、雨水溜、2次高給水タンク、ろ過水タンク																				
	高圧注入ポンプによる高圧再生処理運転	高圧注入ポンプ、安全注入ポンプ用電源サブ入口燃料貯留所附属燃料供給設備兼用タンク、燃料貯留所兼用タンク、燃料貯留所兼用タンクスターリン																				
B-燃料貯留スプレイベンブ(RFRS-CSS連続ライン使用)による代替再生処理運転	B-燃料貯留スプレイベンブ(RFRS-CSS連続ライン使用)、タービン補助給水ポンプ、タービン発電機燃料供給設備、タービン発電機燃料供給ポンプ																					
燃料貯留所兼用タンクスターリン側面の敷設が見られた場合の手段	高圧注入ポンプ、全てんポンプ、燃料貯留用水タンク、ほう登ポンプ、1000V給水ポンプ、1000V給水タンク																					
1.4 集水施設 あり	代替燃料貯留スプレイベンブによる代替浄心止水	代替燃料貯留スプレイベンブ、代替非燃用発電機、燃料貯留用水タンク、補助給水タンク																				
	B-全てんポンプ(自己冷却)による代替浄心止水	B-全てんポンプ(自己冷却)、代替非燃用発電機、燃料貯留用水タンク																				
	B-燃料貯留スプレイベンブ(自己冷却)(RFRS-CSS連続ライン使用)による代替浄心止水	B-燃料貯留スプレイベンブ(自己冷却)(RFRS-CSS連続ライン使用)、燃料貯留用水タンク																				
	タービン補助給水ポンプ又は電動補助給水ポンプによる代替浄心止水	電動補助給水ポンプ、タービン補助給水ポンプ、ろ過水タンク																				
	雨水を用いた可搬型大径送水ポンプによる代替浄心止水	可搬型大径送水ポンプ車、タービン発電機燃料供給設備、可搬型タンクローリー、タービン発電機燃料供給ポンプ																				
	代替燃料給水タンクを水質以上可搬型大径送水ポンプ車による代替浄心止水	可搬型大径送水ポンプ車、代替燃料給水タンク																				
	雨水溜を水質以上可搬型大径送水ポンプ車による代替浄心止水	可搬型大径送水ポンプ車、雨水溜、2次高給水タンク、ろ過水タンク																				
	A-高圧注入ポンプ(雨水水質)による高圧代替再生処理運転	A-高圧注入ポンプ(雨水水質)、燃料貯留所兼用タンク、燃料貯留所兼用タンクスターリン、代替非燃用発電機、可搬型大径送水ポンプ車、タービン発電機燃料供給設備、可搬型タンクローリー、タービン発電機燃料供給ポンプ																				
- 燃料貯留所廃止の例止	-																					
- 燃料ポンプが容量不足に陥る場合の対応手段等	燃料ポンプの増設、代替燃料貯留スプレイベンブ、代替非燃用発電機、燃料貯留用水タンク、補助給水タンク、タービン発電機燃料供給設備、可搬型タンクローリー、タービン発電機燃料供給ポンプ、電動補助給水ポンプ、ろ過水タンク、可搬型大径送水ポンプ車、代替燃料給水タンク、雨水溜、2次高給水タンク																					
1.5 池田村 集水施設 が 廃止している 場合 の対応 手段 あり	電動補助給水ポンプ又はタービン補助給水ポンプによる原気発生管への止水	電動補助給水ポンプ、タービン補助給水ポンプ、補助給水タンク、原気発生管																				
	電動注水ポンプによる原気発生管への止水	電動注水ポンプ、原気発生管																				
	SG電動注水用高圧ポンプによる原気発生管への止水	SG電動注水用高圧ポンプ、補助給水タンク																				
	雨水を用いた可搬型大径送水ポンプによる原気発生管への止水	可搬型大径送水ポンプ車																				
	代替燃料給水タンクを水質以上可搬型大径送水ポンプによる原気発生管への止水	可搬型大径送水ポンプ車、代替燃料給水タンク																				
	雨水溜を水質以上可搬型大径送水ポンプによる原気発生管への止水	可搬型大径送水ポンプ車、雨水溜、2次高給水タンク、ろ過水タンク																				
	注原気発生管による原気発生	注原気発生管																				
	タービンバイパスによる原気発生	タービンバイパス																				
原気発生管の放散のフィードアンドブリード	可搬型大径送水ポンプ車																					

技術の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

1.0.14-6

Table with 14 columns and multiple rows. Columns include: 項目, 対応手段, 設備, and 12 evaluation criteria (1) through (12). Rows are categorized into '確認済中の技術や計画技術' and '確認済中の技術や計画技術喪失'.

① 対応する水漏れ修理も設備の修繕も計画技術喪失に分類する。
② 対応する水漏れ修理も設備の修繕も計画技術喪失に分類する。
③ ... (text continues for other criteria)

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	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	
1.4 濾材停止中の 発生 予報	取水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による扇風機倉庫への送水	可搬型大型送水ポンプ車																								
	代替用外給水タンクを水屋とした可搬型大型送水ポンプ車による扇風機倉庫への送水	可搬型大型送水ポンプ車、代替用外給水タンク																								
	取水層を水屋とした可搬型大型送水ポンプ車による扇風機倉庫への送水	可搬型大型送水ポンプ車、取水層、2次高給水タンク、ろ過水タンク																								
	空压気流がし弁（開閉手動操作）による扇風機倉庫	空压気流がし弁（開閉手動操作）																								
—	扇風機倉庫に設置のフュードアンドブリード	可搬型大型送水ポンプ車																								
—	原子炉格納容器内の作業員を保護させる手帳等	—																								

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	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	
1.9	水漏れ検知	電子浮動検知管内水素気漏れ検知	電子浮動検知管内水素気漏れ検知、電子浮動検知管内水素気漏れ検知装置																		
	水漏れ検知	検知管検知水素イグナイタ	検知管検知水素イグナイタ、検知管検知水素イグナイタ装置、付随部品(検知管、ブザー)等 検知管検知水素イグナイタ、検知管検知水素イグナイタ装置、付随部品(検知管、ブザー)等																		
	水漏れ検知	可搬型検知管内水素濃度計測ユニット	可搬型検知管内水素濃度計測ユニット、可搬型ガスサンプル内蔵検知管検知装置、可搬型 水素ガスサンプル内蔵検知管、可搬型水素ガス検知管、検知管検知管サンプル内蔵 検知管検知管検知管検知管検知管検知管検知管検知管検知管検知管検知管検知管																		
	水漏れ検知	ガス分析計	ガス分析計																		

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	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	
1.10	水漏れ検知(7 ニユラス型 特に対策)	又運動力電源及び異常電圧が検出される場合の操作手順	アニユラス型風機浄化ファン、アニユラス型風機浄化フィルタユニット																		
	水漏れ検知	全交運動力電源又は異常電圧が検出した場合の操作手順	ローアニユラス型風機浄化ファン、ローアニユラス型風機浄化フィルタユニット、アニユラス型風機 浄化ファン検知管検知管検知管検知管検知管検知管検知管検知管検知管検知管検知管検知管 検知管検知管検知管検知管検知管検知管検知管検知管検知管検知管検知管検知管検知管																		
	水漏れ検知	可搬型アニユラス水素濃度計測ユニットによる水素濃度測定	可搬型アニユラス水素濃度計測ユニット、可搬型水素濃度計測装置、ブザー等 可搬型水素濃度計測装置、可搬型水素濃度計測装置、可搬型水素濃度計測装置																		
	水漏れ検知	アニユラス水素濃度計測ユニットによる水素濃度測定	アニユラス水素濃度																		

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	設備	①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧	⑨	⑩	⑪	⑫	⑬	⑭	⑮	⑯	⑰	⑱	⑳	㉑	㉒				
1. 13	揚水機導入 スレートの 代管車 及び揚水機 取水ポンプ への接続	燃料取替用ホットから燃料取水ポンプへの水漏れ管	電動取水ポンプ、代管車取替用スレイトンク、代管車取替用管、ターゲル車 取替用燃料供給管、可動型電動取水ポンプ																								
		燃料取替用ホットから5次水タンクへの水漏れ管(電動機駆動ポンプ及びターゲル車取替用ホットからの水漏れ管を含む)	5次水タンク、電動機駆動ポンプ、ターゲル車取替用ポンプ																								
		燃料取替用ホットから5次への水漏れ管(取水ポンプを用いた可動型大型送水ポンプによる代管車取替用ホット)	可動型大型送水ポンプ車																								
		燃料取替用ホットから5次水タンクへの水漏れ管(代管車外取水ポンプによる可動型大型送水ポンプによる代管車取替用ホット)	代管車外取水ポンプ、可動型大型送水ポンプ車																								
		燃料取替用ホットから取水ポンプへの水漏れ管(取水ポンプとした可動型大型送水ポンプによる代管車取替用ホット)	取水ポンプ、可動型大型送水ポンプ車、5次水タンク																								
		1次高純水タンク及び2次水タンクから燃料取替用ホットへの接続	1次高純水ポンプ、1次高純水ポンプ、2次高純水ポンプ、2次高純水ポンプ																								
		1次高純水タンクから燃料取替用ホットへの接続	1次高純水ポンプ、1次高純水ポンプ、取水ポンプ、燃料取替用ホットポンプ																								
		2次高純水タンクから使用済燃料ピットを接続した燃料取替用ホットへの接続	2次高純水ポンプ、2次高純水ポンプ、使用済燃料ピットポンプ																								
		5次水タンクから燃料取替用ホットへの接続	5次水タンク、電動機駆動ポンプ、ターゲル車取替用ポンプ																								
		取水ポンプを用いた燃料取替用ホットへの接続	可動型大型送水ポンプ車、ターゲル車取替用燃料供給管、可動型タンクローリー、ターゲル車取替用燃料供給ポンプ																◎	◎							
代管車外取水ポンプから燃料取替用ホットへの接続	代管車外取水ポンプ、可動型大型送水ポンプ車																										
取水ポンプから燃料取替用ホットへの接続	取水ポンプ、可動型大型送水ポンプ車、2次高純水タンク、5次水タンク																										
代管車取替用スレイトンク(RPS-C65連絡ライン使用)による代管車取替用ホット	代管車取替用ポンプ、代管車取替用ポンプ、代管車取替用スレイトンク、代管車取替用ポンプ、代管車取替用ポンプ																										
Aー高純水ポンプ(取水ポンプ)及び可動型大型送水ポンプ車による高純水代管車取替用ホット	Aー高純水ポンプ、Aー高純水ポンプ、Aー高純水ポンプ、ターゲル車取替用ホット、代管車取替用ポンプ、可動型大型送水ポンプ、ターゲル車取替用燃料供給管、可動型タンクローリー、ターゲル車取替用燃料供給ポンプ																										
燃料取替用 ホットへの水 の供給	2次高純水タンクから使用済燃料ピットへの取水	2次高純水ポンプ、2次高純水タンク																									
	1次高純水タンクから使用済燃料ピットへの取水	1次高純水ポンプ、1次高純水タンク																									
	5次水タンクから使用済燃料ピットへの取水	電動機駆動ポンプ、ターゲル車取替用ポンプ、5次水タンク																									
	代管車外取水ポンプから使用済燃料ピットへの取水	可動型大型送水ポンプ車、代管車外取水ポンプ																									
	取水ポンプから使用済燃料ピットへの取水	可動型大型送水ポンプ車、取水ポンプ、2次高純水タンク、5次水タンク																									
取水ポンプを用いた使用済燃料ピットへの取水	可動型大型送水ポンプ車、ターゲル車取替用燃料供給管、可動型タンクローリー、ターゲル車取替用燃料供給ポンプ																										

① 対応手段が揚水機導入によるものであること。② 対応手段が燃料取替用ホットからの水漏れ管の接続であること。③ 対応手段が燃料取替用ホットからの水漏れ管の接続であること。④ 対応手段が燃料取替用ホットからの水漏れ管の接続であること。⑤ 対応手段が燃料取替用ホットからの水漏れ管の接続であること。⑥ 対応手段が燃料取替用ホットからの水漏れ管の接続であること。⑦ 対応手段が燃料取替用ホットからの水漏れ管の接続であること。⑧ 対応手段が燃料取替用ホットからの水漏れ管の接続であること。⑨ 対応手段が燃料取替用ホットからの水漏れ管の接続であること。⑩ 対応手段が燃料取替用ホットからの水漏れ管の接続であること。⑪ 対応手段が燃料取替用ホットからの水漏れ管の接続であること。⑫ 対応手段が燃料取替用ホットからの水漏れ管の接続であること。⑬ 対応手段が燃料取替用ホットからの水漏れ管の接続であること。⑭ 対応手段が燃料取替用ホットからの水漏れ管の接続であること。⑮ 対応手段が燃料取替用ホットからの水漏れ管の接続であること。⑯ 対応手段が燃料取替用ホットからの水漏れ管の接続であること。⑰ 対応手段が燃料取替用ホットからの水漏れ管の接続であること。⑱ 対応手段が燃料取替用ホットからの水漏れ管の接続であること。⑲ 対応手段が燃料取替用ホットからの水漏れ管の接続であること。⑳ 対応手段が燃料取替用ホットからの水漏れ管の接続であること。㉑ 対応手段が燃料取替用ホットからの水漏れ管の接続であること。㉒ 対応手段が燃料取替用ホットからの水漏れ管の接続であること。

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 緊急処置編													重大事故等および大規模損壊対応要領							
			原子炉関係		第1部			第2部安全機能ベース					第2部事象ベース					第3部					
条文	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	（原子炉緊急停止時緊急措置が必要な場合）	余熱除去系統異常	使用済燃料ピット水浄化冷却系異常	事故直後の操作及び事業判別	1次冷却材喪失	蒸気発生器二次側管破	未境界の維持（1）出力異常上昇	（1）炉心過熱 炉心冷却の維持	（1）SG放熱機能低下の維持	（2）SG放熱機能低下の維持	格納容器健全性の確保	全交流電源喪失	LOCA時再循環不能	LOCA再循環時機能喪失	インターフェイス LOCA		補機冷却機能喪失	補機SGG減圧維持	LOCA時再循環システム		
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段等	原子炉安全保護型又は安全保護系のプロセス計装又は伊外核計装	手動による原子炉緊急停止						○														
		制御棒クラスター又は原子炉トリップ遮断器又は原子炉安全保護型又は安全保護系のプロセス計装又は伊外核計装	原子炉出力抑制(自動)						○														
			原子炉出力抑制(手動)						○														
			ほう熱水注入							○													
1.2	原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲に発電用原子炉を冷却するための手段等	電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ又は補助給水ピット又は主蒸気透かし弁	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)							○	○											○	
		主蒸気透かし弁	蒸気発生器2次側による炉心冷却(蒸気放出)								○		○										○
		タービン動補助給水ポンプ 全交流動力電源又は直流電源	補助給水ポンプの機能回復												○								○
		電動補助給水ポンプ 全交流動力電源													○								○
	主蒸気透かし弁 全交流動力電源(制御用空気)又は直流電源	主蒸気透かし弁の機能回復												○								○	

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 緊急処置機													重大事象等および大規模損壊対応要領									
			原子炉関係			第1部		第2部安全機能ベース					第2部事業ベース												
条文	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	(原)が 必要 な 場合 (急)速	余熱除去系統異常	使用済燃料ピット水 浄化冷却系異常	事故直後の操作及び 事象判別	1次冷却材喪失	蒸気発生器伝熱管破損	未臨界の維持(1) 出力異常上昇	(1)炉心過熱 (1)炉心過熱	(1)SG熱 伝熱管の喪失 (2)SG熱 伝熱管の喪失	(2)SG熱 異常過加圧 (2)SG熱 異常過加圧	格納容器健全性 の確保	全交流電源喪失	再循環不能 LOCCA時	LOCCA再循環喪失時 補機	インターフェイス LOCCA	補機冷却機能喪失	補機SGGTR 減圧維持	LOCCA時再循環 システムリターン困難	第3部				
13	原子炉冷却材 圧力バウンダ リを減圧する ための手段等	電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ 又は補助給水ピット又は主蒸気逃がし弁	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)							○	○													○	
		主蒸気逃がし弁	蒸気発生器2次側による炉心冷却(蒸気放出)							○		○													○
		加圧器逃がし弁	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)																○		○				○
		加圧器補助スプレイ								○								○		○					
		タービン動補助給水ポンプ 直流電源	補助給水ポンプの機能回復												○									○	
		電動補助給水ポンプ 全交流動力電源													○									○	
		主蒸気逃がし弁 全交流動力電源(制御用空気)又は直流電源	主蒸気逃がし弁の機能回復												○										○
		加圧器逃がし弁 全交流動力電源(制御用空気)又は直流電源	加圧器逃がし弁の機能回復												○										○
(炉心損傷時における高圧常規物放出及び格納 容器貯留気直接加熱を防止する手段)	加圧器逃がし弁による1次冷却システムの減圧																					○			
-	1次冷却システムの減圧 (蒸気発生器伝熱管破損発生時減圧継続 の手段)							○															○		
	1次冷却システムの減圧 (インターフェイスシステムLOCA発生時の 手段)																○								

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 緊急処置規														重大事故等および大規模損壊対応							
			原子炉関係		第1部		第2部安全機能ベース				第2部事業ベース													
条文	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	(原子炉緊急事態発生時必要な場合)	余熱除去系統異常	使用済燃料ピット水浄化冷却系異常	事故直後の操作及び事後判別	1次冷却材喪失	高気発生器圧熱管破損	未臨界の維持(1)出力異常上昇	(1)炉心の過熱(1)炉心の過熱	(1)SG放熱機能の喪失(2)SG放熱機能の喪失	(2)SG放熱機能の喪失(2)SG放熱機能の喪失	格納容器健全性の確保	全交流電源喪失	LOCA時再循環不能	LOCA再循環喪失時格納	インジェクションLOCA	格納冷却機能喪失	破損SG減圧維持	シンスクリン閉塞	LOCA時再循環	第3部		
1.7	(交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全)	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																						○	
	代替格納容器スプレイ														○				○				○	
1.8	(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補機冷却機能が健全)	格納容器スプレイ																					○	
		代替格納容器スプレイ																						○
	(格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却)(全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能 喪失)	代替格納容器スプレイ													○				○				○	
		炉心注水																						○
	(溶融炉心の格納容器下部への落下遅延・防止)(交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全)	代替炉心注水																						○
		代替炉心注水																						○
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)	水素濃度低減													○				○				○	
		水素濃度監視														○				○				○
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)	水素排出(アニュラス空気浄化設備)		○		○									○				○				○	
		水素濃度監視														○				○				○

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 緊急処置権														重大事故等および大規模損壊対応									
			原子炉関係		第1部			第2部安全機能ベース				第2部事業ベース						第3部								
条文	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	(原子炉緊急事態) 種が必要な場合(緊急)	余熱除去系統異常	使用済燃料ピット水浄化冷却系異常	事故直後の操作及び事象判別	1次冷却材喪失	高気発生器圧熱管破損	未臨界の維持(1)	(1)炉心過熱 (1)炉心過熱	(1)SG放熱機能の喪失 (1)SG放熱機能の喪失	(2)SG放熱機能の維持 (2)SG放熱機能の維持	格納容器健全性の確保	全交流電源喪失	再管理不能	LOCA再管理時 格納容器喪失時 格納	LOCA再管理時 格納		インジェクション	格納容器喪失	破損SG減圧維持	シフトアップ(閉塞)	LOCA時再管理時	第3部	重大事故等および大規模損壊対応	
1.13	重大事故等の収束に必要な水となる水の供給手段等	(炉心注水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(格納又は破損)	燃料取替用水ピットから1次系純水タンク及びほうげんタンクへの水源切替	○																			○	○		
			燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの水源切替	○							○					○					○			○	○	○
			燃料取替用水ピットから通水タンクへの水源切替	○												○					○			○	○	○
			燃料取替用水ピットから海への水源切替	○												○					○			○	○	○
			燃料取替用水ピットから代替屋外給水タンクへの水源切替	○												○					○			○	○	○
			燃料取替用水ピットから原水槽への水源切替	○												○					○			○	○	○
	重大事故等の収束に必要な水となる水の供給手段等	(炉心注水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(格納)	1次系純水タンク及びほうげんタンクから燃料取替用水ピットへの補給					○	○		○					○			○			○	○	○	○	
			1次系純水タンクから燃料取替用水ピットへの補給					○	○		○					○			○			○	○	○	○	
			2次系純水タンクから使用済燃料ピットを經由した燃料取替用水ピットへの補給					○	○		○					○			○			○	○	○	○	
			ほうげんタンクから燃料取替用水ピットへの補給					○	○		○					○			○			○	○	○	○	
			原水槽から燃料取替用水ピットへの補給					○	○		○					○			○			○	○	○	○	
			代替屋外給水タンクから燃料取替用水ピットへの補給					○	○		○					○			○			○	○	○	○	
	重大事故等の収束に必要な水となる水の供給手段等	(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(格納又は破損)	海水を用いた燃料取替用水ピットへの補給					○	○		○				○			○			○	○	○	○		
			燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの水源切替												○	○	○			○				○	○	
			燃料取替用水ピットから通水タンクへの水源切替												○	○	○			○				○	○	
			燃料取替用水ピットから海への水源切替												○	○	○			○				○	○	
			燃料取替用水ピットから代替屋外給水タンクへの水源切替												○	○	○			○				○	○	
			燃料取替用水ピットから原水槽への水源切替												○	○	○			○				○	○	

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

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、召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

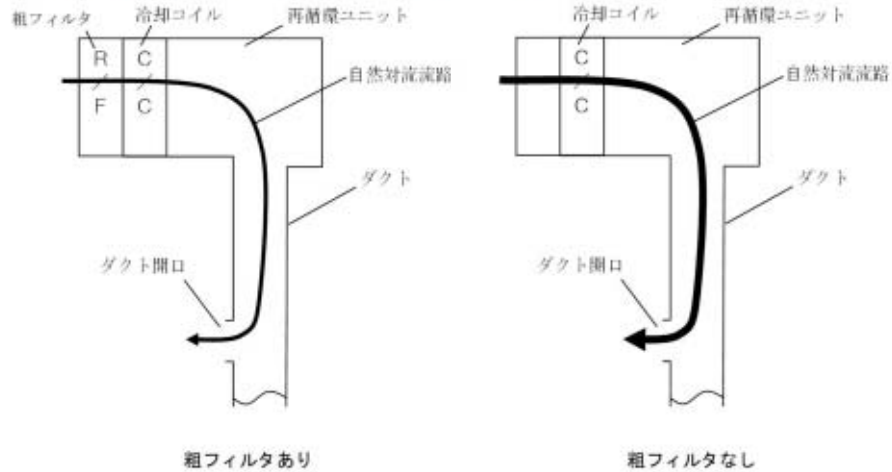
△：有効性評価で期待していないが復旧すれば使用可能（手順あり）

 ：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

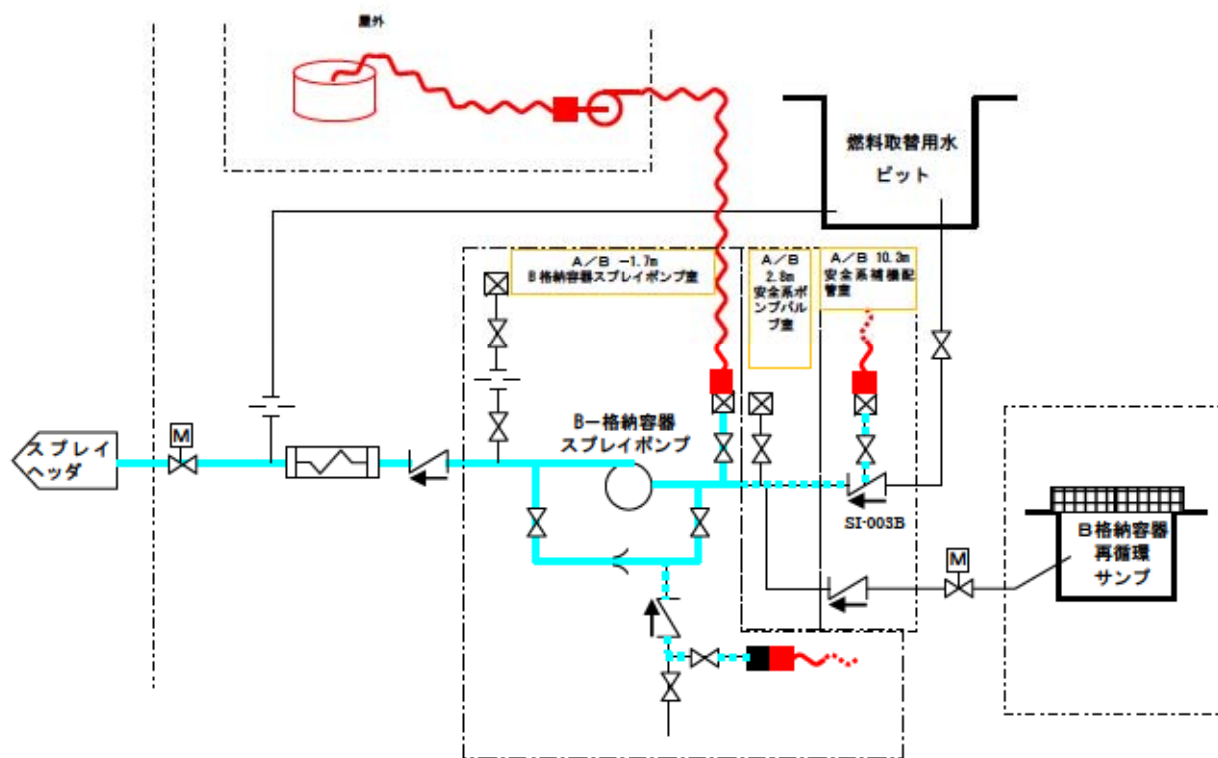
5. 作業環境の線量低減対策の対応例について

作業環境の線量低減対策として、CVスプレイ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イラインのフラッシングを実施する。

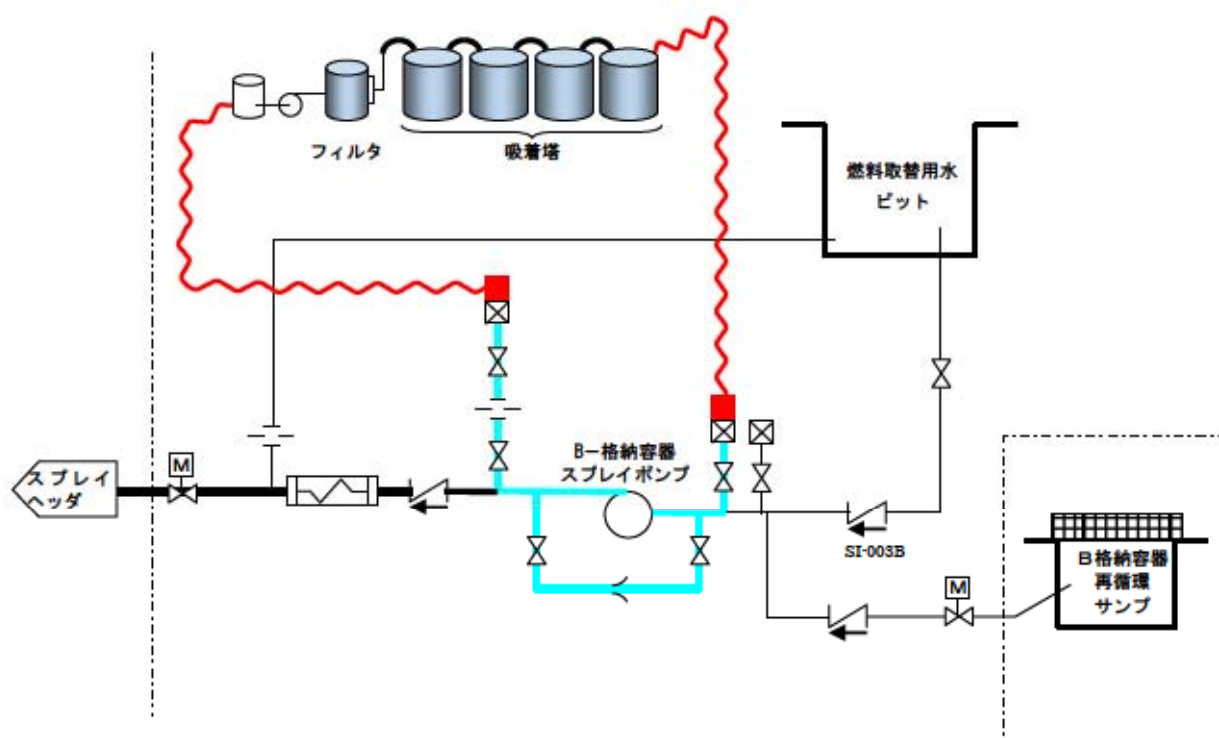
具体的には、下図に示すとおり屋外に設置した仮設水源に貯蔵した水を仮設ポンプを用いて再循環運転に使用したスプレイラインに通水し、格納容器内にフラッシングすることで、作業環境の線量低減を図る。



※：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。

重大事故等の発生時における停止号炉の影響について

泊3号炉の重大事故等発生時において、停止号炉（泊1,2号炉）での事故の発生あるいは設備の損傷等を想定した場合に、泊3号炉の重大事故等対策へ与える影響について評価を行う。

1. 評価対象の選定

停止号炉の考えられる影響としては、泊1,2号炉付近には泊3号炉の重大事故等発生時に使用する可搬型設備や緊急時対策所があることから、泊1,2号炉の設備の損傷または燃料による周辺放射線量の上昇による泊3号炉の重大事故等対策に必要な設備及び作業性への影響が考えられる。

(1) 泊1,2号炉の設備の損傷による影響

泊3号炉の可搬型重大事故等対処設備及び重大事故等対策に係る作業の成立性については、アクセスルートを検討において、屋外の淡水タンク等の破損による溢水、変圧器等による火災発生、送電鉄塔の倒壊等による影響を受けないよう設計することとしている。

(2) 泊1,2号炉の燃料による放射線影響

泊1,2号炉の炉心には燃料がないことから炉心損傷や格納容器破損に至ることはない。

一方、泊1,2号炉使用済燃料ピット（以下「SFP」という。）に貯蔵している燃料については、SFPの冷却機能喪失等を想定した場合には、貯蔵している燃料からの放射線影響を受ける可能性がある。

泊1,2号炉SFP発災時の放射線による影響としては、重大事故等の活動拠点となる緊急時対策所に係る対応（緊急時対策所へのアクセス性、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）及び重大事故等対策に係る作業への悪影響が考えられる。

従って、泊1,2号炉SFP内の燃料を対象として、万一の事故を想定し、燃料の健全性及び燃料による泊1,2号炉SFP周辺における放射線影響について評価することとする。

2. 評価内容

泊3号炉の重大事故等対策への影響について包絡的に評価するため、仮想的に泊1,2号炉のSFPの冷却水が全量喪失した場合を想定し、燃料健全性及び泊1,2号炉SFP周辺における放射線影響について評価した。

3. 評価結果

(1) 燃料健全性

泊1,2号炉SFPの使用済燃料は、運転停止から長期間が経過し崩壊熱が十分に小さいため、SFPの冷却水の全量喪失を仮定しても燃料被覆管温度は450℃程度であり、燃料健全性は維持される。

(2) 泊1,2号炉SFP周辺における放射線影響

緊急時対策所への移動に際し、線量率が最も高い評価点近傍を通過する可能性があるが通過時間は短いためアクセス性に問題なく、また、緊急時対策所用発電機への給油作業も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。

緊急時対策所の居住性については、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。

また、重大事故等対策に係る屋外作業のうち災害対策要員の被ばくの観点から最も厳しい格納容器過圧破損防止対策に係る作業についても合計被ばく線量の約77mSvに対し、増加分は約6.6mSvであるため作業性に問題はない。

4. まとめ

泊3号炉重大事故等対策における停止号炉の影響として、泊1,2号炉SFPの冷却水が全量喪失した場合を想定して評価を行った結果、燃料健全性が維持され、その燃料による放射線影響を考慮しても、緊急時対策所に係る対応及び重大事故等対策に係る作業を問題なく実施できることを確認した。

なお、泊1,2号炉について、SFPの冷却水が減少した場合に備えてSFPへ給水する手順等を整備していること、燃料は十分冷却されており、給水までに時間的な裕度があることから、泊1,2号炉のSFP対応を行う要員確保上も問題なく、SFPへの給水が可能である。

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

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。

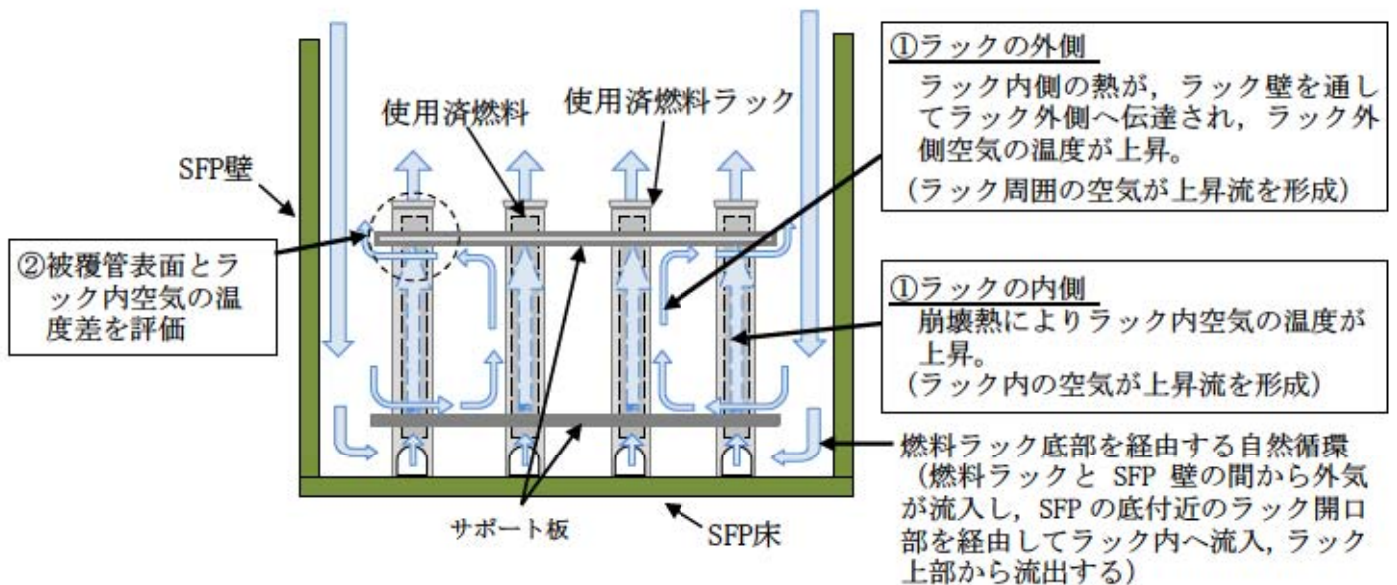


図1 燃料被覆管温度評価の概念図

(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ブチャ発生時間は約 1 ヶ月 (添付 2) であり, 燃料集合体の健全性は一定期間確保されることを確認した。従って, 泊 3 号炉において重大事故等が同時に発生した場合でも, 泊 1, 2 号炉 SFP の冷却水喪失に伴い, 燃料被覆管がクリープラブチャするまでに, 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℃, クリープラブチャが発生する最短時間約 1 日を泊 1, 2 号炉の評価結果としていた。

しかし, 添付 8 に示す泊 2 号炉 SFP を対象とした CFD 解析による試算では, 空気の高温度約 400℃より燃料被覆管高温度は 420℃, クリープラブ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ブ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ブ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	クリープラブ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の評価対象とする。
- (c) a. (a) にて分類した各燃料集合体を、その上端部に位置する点線源に変換する。変換に当たっては、燃料集合体の自己遮蔽を考慮し、SPAN-SLAB コードを用いて上空での線量率を求め、当該位置においてその線量率と等価な線量率を与える点線源強度を設定する。
- (d) 評価モデルの概要を図 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。

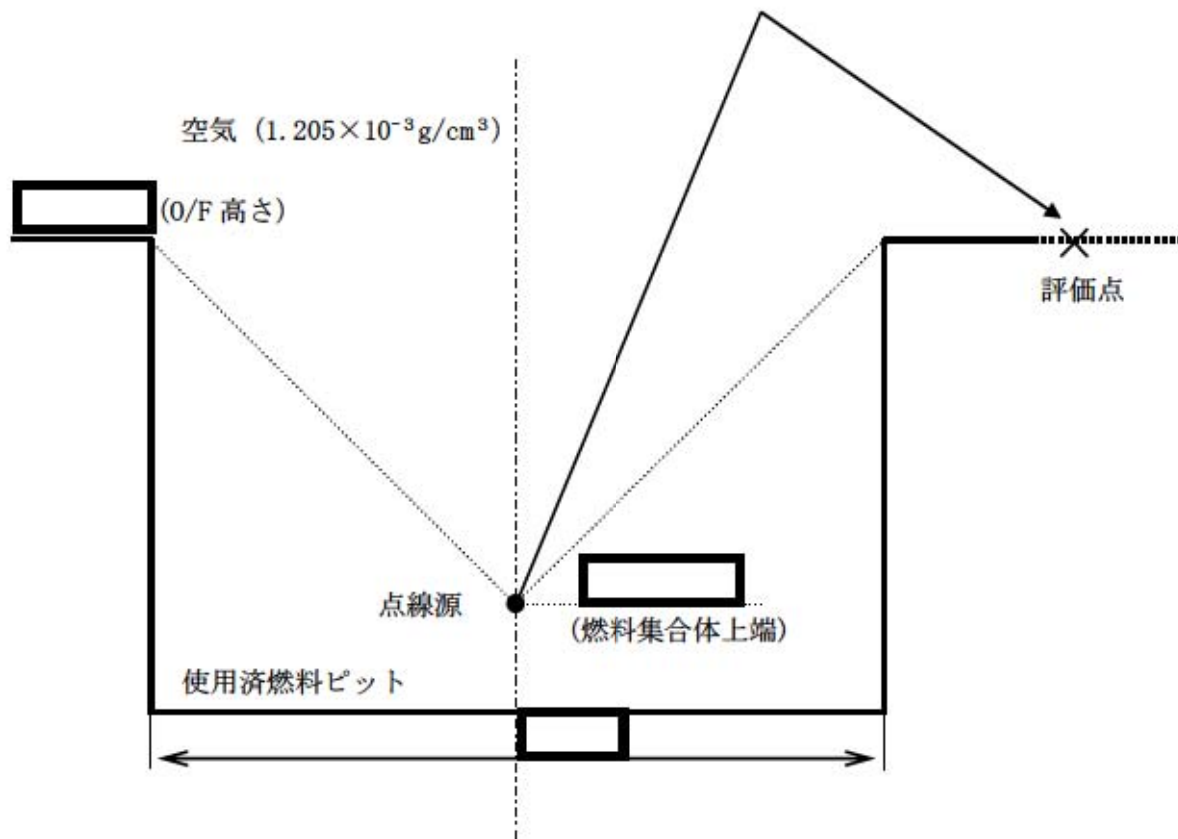


図2 スカイシャイン線量の評価モデル



図3 緊急時対策所への参集ルート等を踏まえた評価点

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

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

また、緊急時対策所中心点における線量率は約 0.38 μ 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	・ 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	・ 燃焼度 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（= $\frac{D_0 + D_1}{2}$ = 10.1mm）

D_0 ：被覆管外径（=10.72mm）

D_1 ：被覆管内径（=9.48mm）

t ：被覆管肉厚（=0.62mm）

(2) 評価手法

「04-基炉報-0001 平成 15 年度 リサイクル燃料資源貯蔵施設安全解析コード改良試験（燃料の長期安全性に関する評価報告書）」（独立行政法人原子力安全基盤機構）に示されるラーソンミラー・パラメータと応力の相関式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、循環経路の各部分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、

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

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

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

$$C_f \cdot Re = 25, \quad ③$$

の関係があり、ここで、レイノルズ数 Re は、

$$Re = \frac{d_s v}{\nu} \quad ④$$

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、

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

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、

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

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、

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

が得られ、本式により自然対流速度 v を評価する。

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 ($T_u - T_w$) 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 $T_f = (T_u + T_w)/2$ で評価し、液体の場合には平板面温度 T_w で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_u) 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⁽¹⁹¹⁾。

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_m (① mixed mean temperature, ② bulk temperature) を用いる。 T_m 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_{i0} (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、

$$T_m(x) = T_{i0} + Q/(c_p W) \quad (541)$$

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、

$$T_m = \frac{\int_0^{r_{max}} T(r)u(r)rdr}{\int_0^{r_{max}} u(r)rdr} \quad (542)$$

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

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

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

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

$$N_{tu} = \alpha d_e / \lambda \quad (545)$$

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

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		$C_f R_e = 16$ $N_{tu} = 3.66$		$C_f R_e = 16$ $N_{tu} = 4.36$	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	$T_i + T_o$	N_{tu}	∞	6.47	4.89	4.00				
		N_{tu}	2.67	3.27	3.52	4.00				
	$T_i - T_o$	N_{tu}	∞	12.6	9.44	7.54				
		N_{tu}	3.66	5.70	6.40	7.54				
2 i	N_{tu}	∞	7.37	5.74	4.86					
2 o	N_{tu}	3.66	4.23	4.43	4.86					
3 i	N_{tu}	∞	7.75	6.18	5.38					
3 o	N_{tu}	4.36	4.90	5.04	5.38					
4	$N_{tu}^{(*)}$	β_i	—	0.793	0.529	0.346				
	N_{tu}	β_o	0	0.125	0.215	0.346				

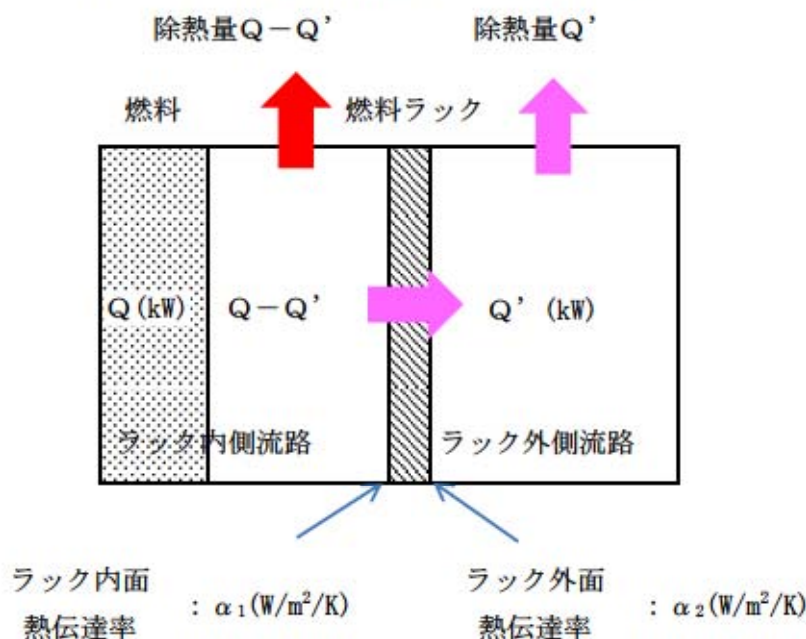
(*) $N_{tu} = N_{tu} / (1 - \beta_i(q_o/q_i))$ 式(543)
 $N_{tu} = N_{tu} / (1 - \beta_o(q_i/q_o))$ 式(544)
 注意: $q_i/q_o = \beta_i$ では $T_i = T_o$,
 $q_o/q_i = \beta_o$ では $T_o = T_i$ となる。

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

燃料ラック（キャン型）からラック外側への伝熱量の評価について

燃料崩壊熱量の高い泊 2 号炉を対象に、空気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 \square m）の熱抵抗は十分小さいことから、燃料ラックの内外面の温度は同じとみなす⁶。以降、添え字「1」はラック内側を、「2」はラック外側を表す。

① 燃料ラック内側の熱伝達率 (α_1)

燃料ラック内部は、燃料被覆管の表面熱伝達に考慮している Nu 数 4.36⁷を用い、壁面近傍の流路形状を反映して評価する。

表面熱伝達率 α_1 は以下の(1)式で表せられる。

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

但し、 α_1 : ラック内面熱伝達率 (W/m²/K)
 λ_1 : ラック内空気熱伝導率 (W/m/K)
 De : 燃料棒-ラック壁面間流路の等価直径 (m)

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

\square : 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

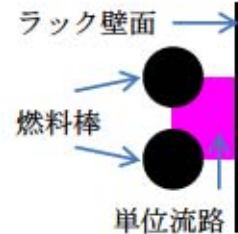
⁶ ℓ : 板厚, λ_{sus} : ラックの熱伝導率 = 16.5 (W/m/K) @ 400K とすると、ラック本体の熱抵抗 ℓ / λ_{sus} は 10^{-4} のオーダーである。

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。

$$\Delta T_g = T_{\text{out}1} - T_{\text{in}} = (Q - Q') \div (G \times C_p) \quad \dots (13)$$

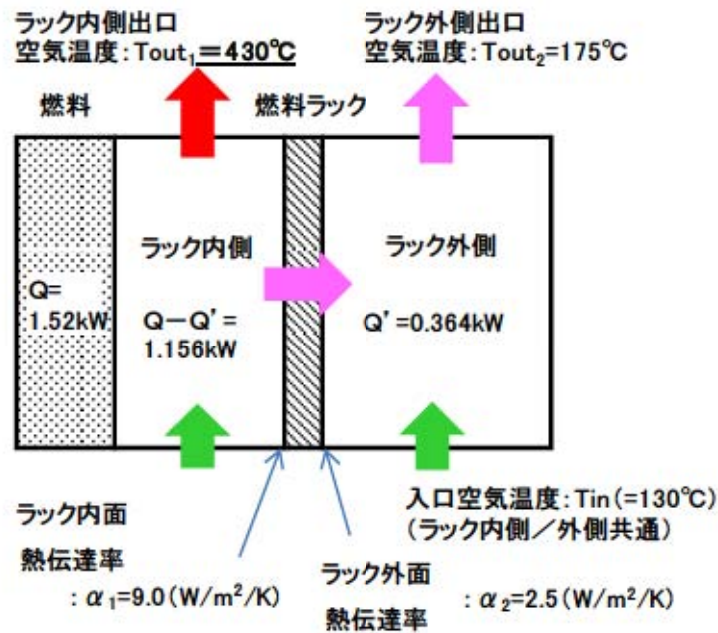
但し、 Q : 燃料の崩壊熱 (W) (=1,520W)
 G : 自然循環流量 (kg/s) (= kg/s)
 C_p : ラック内空気の比熱 (J/kg/K) (温度 T_{r1} における空気の比熱)

以上の(1)式から(13)式まで(ただし、(3)式を除く)の計算を、ラック内外の熱収支が大よそ釣り合うまで繰り返し行う。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

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

\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]

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

\bar{Nu}_d : 平均ヌセルト数 ($=\bar{h}d/\lambda$)

Nu_x : 局所ヌセルト数 ($=h_x x/\lambda$)

ρ : 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

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

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

$$\text{(局所)} \quad Nu_x = C_1(\nu_w/\nu_\infty)^{0.25} Ra_x^{1/4}$$

$$10^4 \leq Ra_x \leq 4 \times 10^8 \sim 3 \times 10^{10} \quad (2)$$

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

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

$$Nu_x = C_2(\nu_w/\nu_\infty)^{0.17} Ra_x^{2/5}$$

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

式(4)は熱流束を与えて、局所の伝熱面温度を求めるものであることに注意。

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

$$(\bar{Nu}_l)_m = (0.0185 \pm 0.0035)(\nu_w/\nu_\infty)^{0.25} (Ra_l)_m^{2/5}$$

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

1・2 定常熱伝導

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

基礎方程式は $\nabla^2 T=0$

(1)

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

(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)

$$\left\{ \begin{array}{l} \text{温度分布} \quad \frac{T_1 - T}{T_1 - T_2} = \frac{x}{l} \end{array} \right. \quad (3)$$

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

(ii) 両面で熱伝達のある平板(熱通過)(図1)

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

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

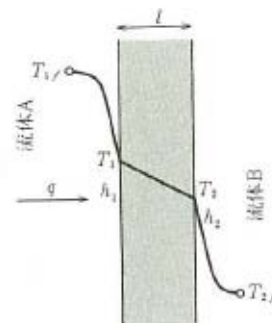


図1 平板の両面で熱伝達のある定常熱伝導(熱通過)

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

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

[T]: 壁温が流れ方向にも断面内周方向にも一定。

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

表1 発達した管内層流の熱伝達率と摩擦係数

形状	境界条件	$f \cdot Re$	Nu	伝熱壁
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。

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

その結果、密度差駆動力は約 0.67Pa となった。

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

¹⁰ ラック外側のフローパターンには不確実性があるが、図 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。

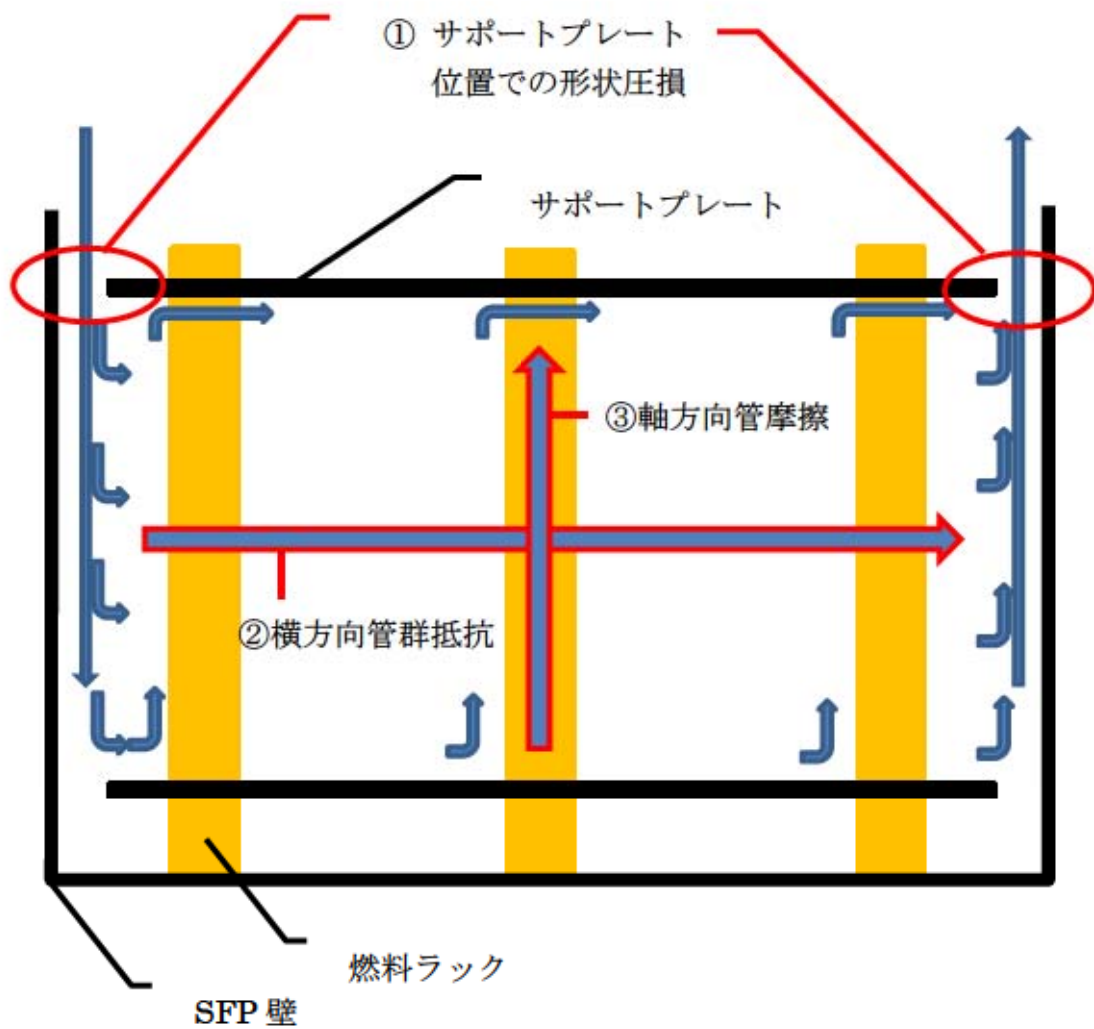


図4 ラック外側で想定する流れ図

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
		$Re_1 = \frac{S_T S_L'}{d_0} \sim 1.25$ < 100	$100 < Re_2 < 20\,000$	$5\,000 < Re_3 < 40\,000$
基 盤 形	$C_D = \frac{1}{4} \frac{\Delta P_f}{\frac{1}{2} \rho V^2} \frac{1}{N_T}$	$C_D = \frac{70}{Re_1} \left(\frac{d_0}{S_T} \right)^{1.4}$	$C_D = 0.33 (Re_2)^{-0.2}$	$C_D = (Re_3)^{-0.12} \times \left[0.044 + \frac{0.08 (S_L/d_0)}{\left(\frac{S_T}{d_0} - 1 \right)^{0.43 + (1.11 d_0/S_L)}} \right]$
千 鳥 形	$S_T < S_L'$	$C_D = \frac{1}{4} \frac{\Delta P_f}{\frac{1}{2} \rho V^2} \frac{1}{N_T}$	$C_D = \frac{70}{Re_1} \left(\frac{d_0}{S_T} \right)^{1.6}$	$C_D = 0.75 (Re_2)^{-0.2}$ $C_D = (Re_3)^{-0.16} \left[0.25 + \frac{0.1175}{\left(\frac{S_T}{d_0} - 1 \right)^{1.66}} \right]$
	$S_T > S_L'$	$C_D = \frac{1}{4} \frac{\Delta P_f}{\frac{1}{2} \rho V^2} \frac{1}{N_T - 1}$	$C_D = \frac{70}{Re_1} \left(\frac{d_0}{S_L'} \right)^{1.6}$	

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

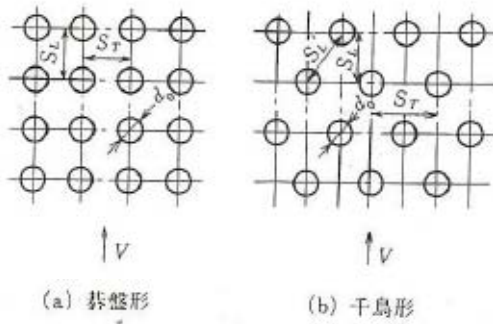


図 218 円管群の配列

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⁾

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

$R_e > 10^5$ に対してニクラドセ (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。

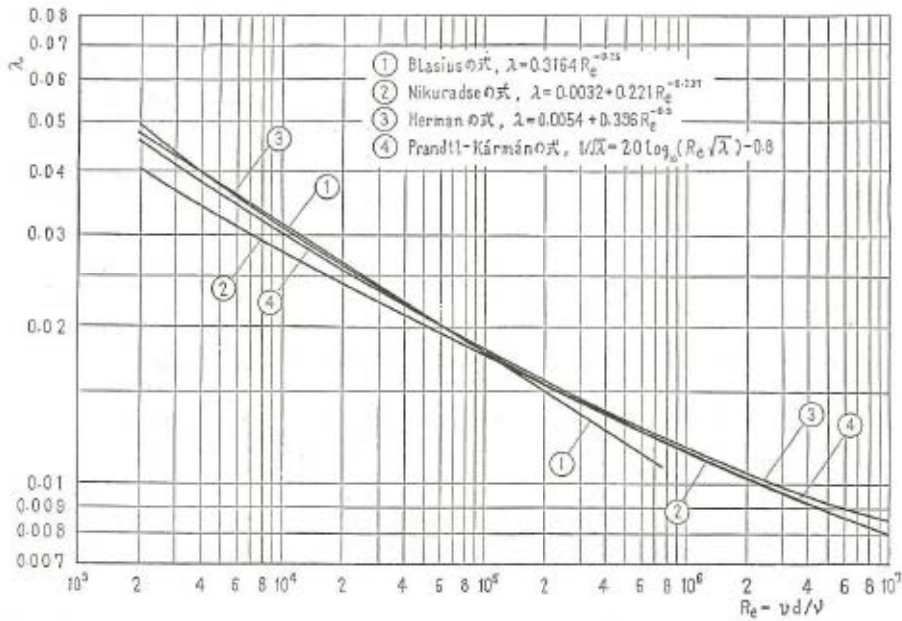


図 3・12 管摩擦係数 λ とレイノルズ数 R_e との関係

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いる。なお、発電所に近接した社員の居住地域（共和町宮丘地区）から発電所への参集に要する時間は約3時間と想定している。

2. 泊1, 2号炉のSFPへの補給又はスプレイ操作について

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

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

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

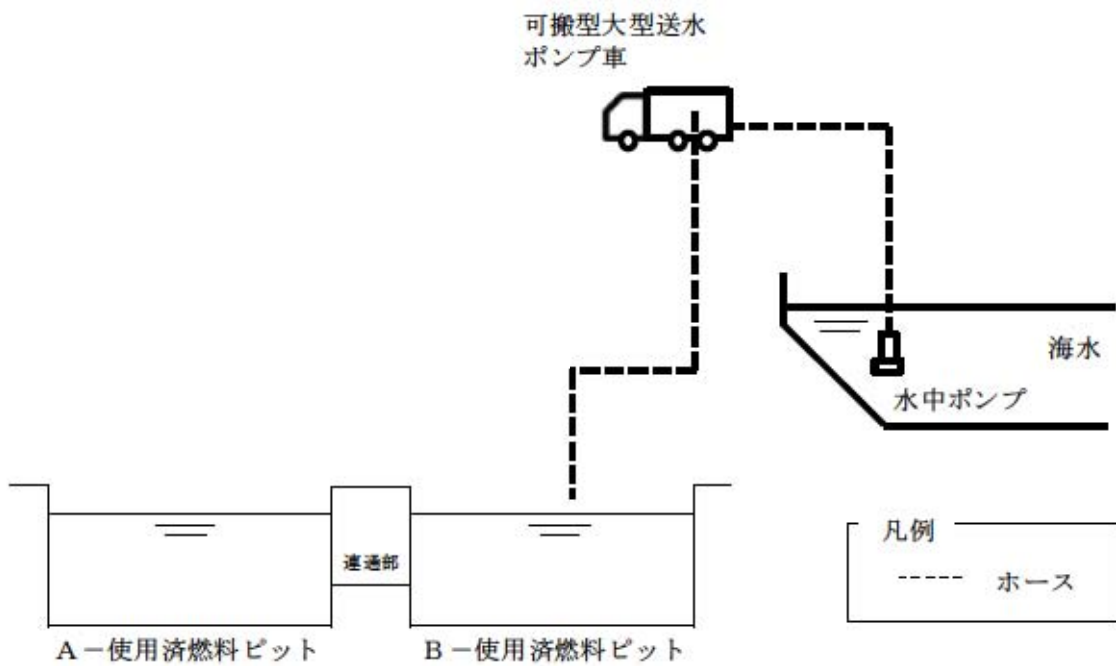


図5 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による
泊1, 2号炉 SFP への補給 概略系統

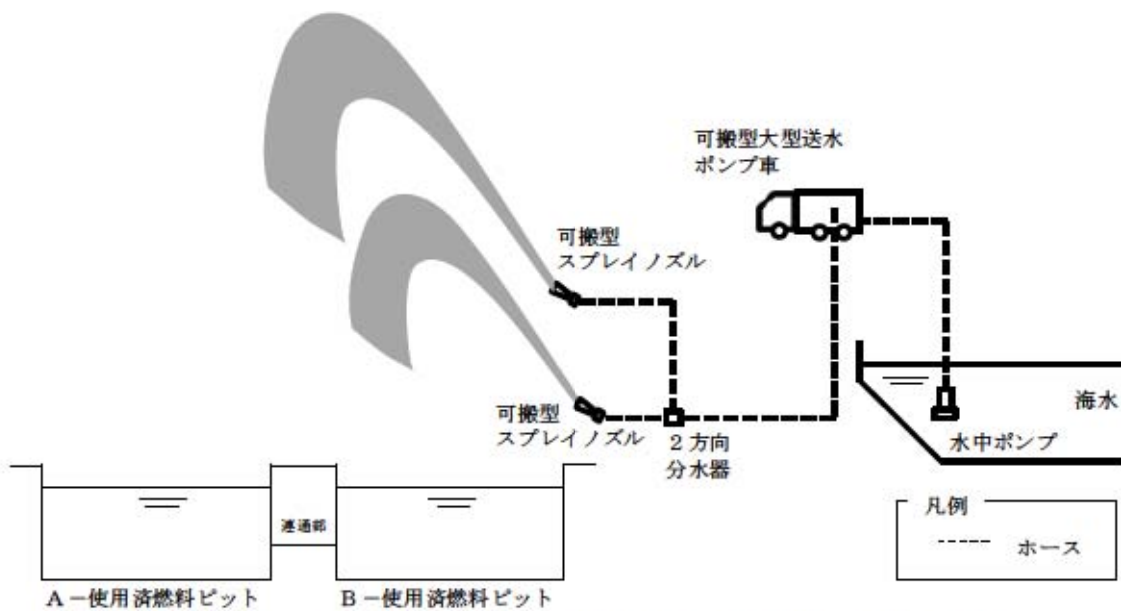


図6 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレイノズル
による泊1, 2号炉 SFP へのスプレイ 概略系統



：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		移動、ホース敷設				
			ホース延長・回収車によるホース敷設				
				ホース延長・回収車によるホース敷設	可搬型大型送水ポンプ車の設置		
				ポンプ車周辺のホース敷設	海水取水箇所への水中ポンプ設置		
							→

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

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

1. 評価条件

- 図 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 周辺部の券囲気温度の最高値（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

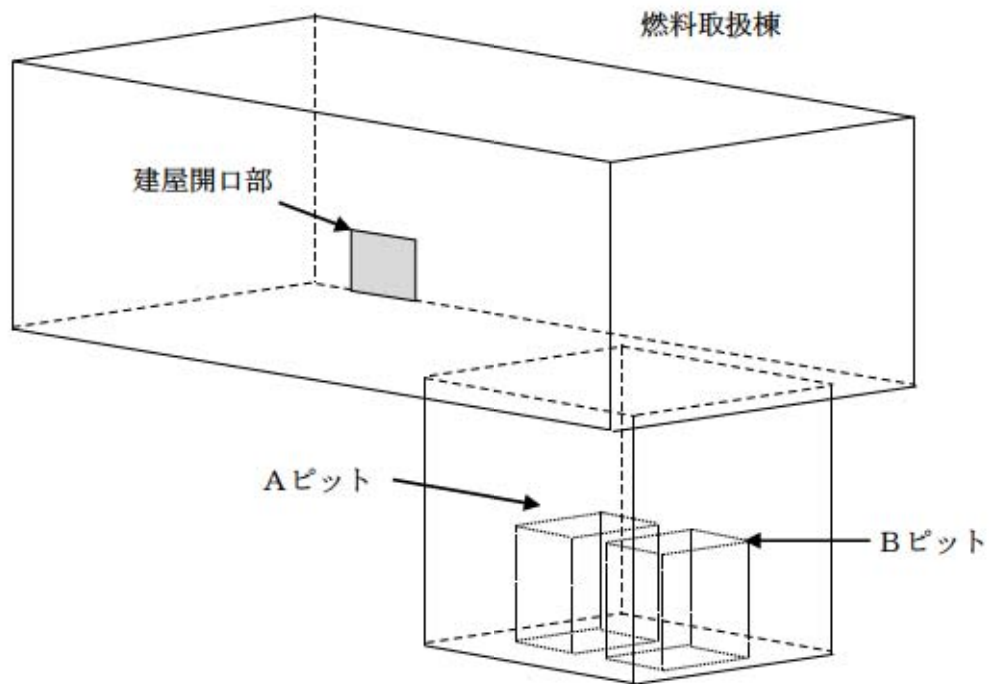


図8 評価モデルの概要図

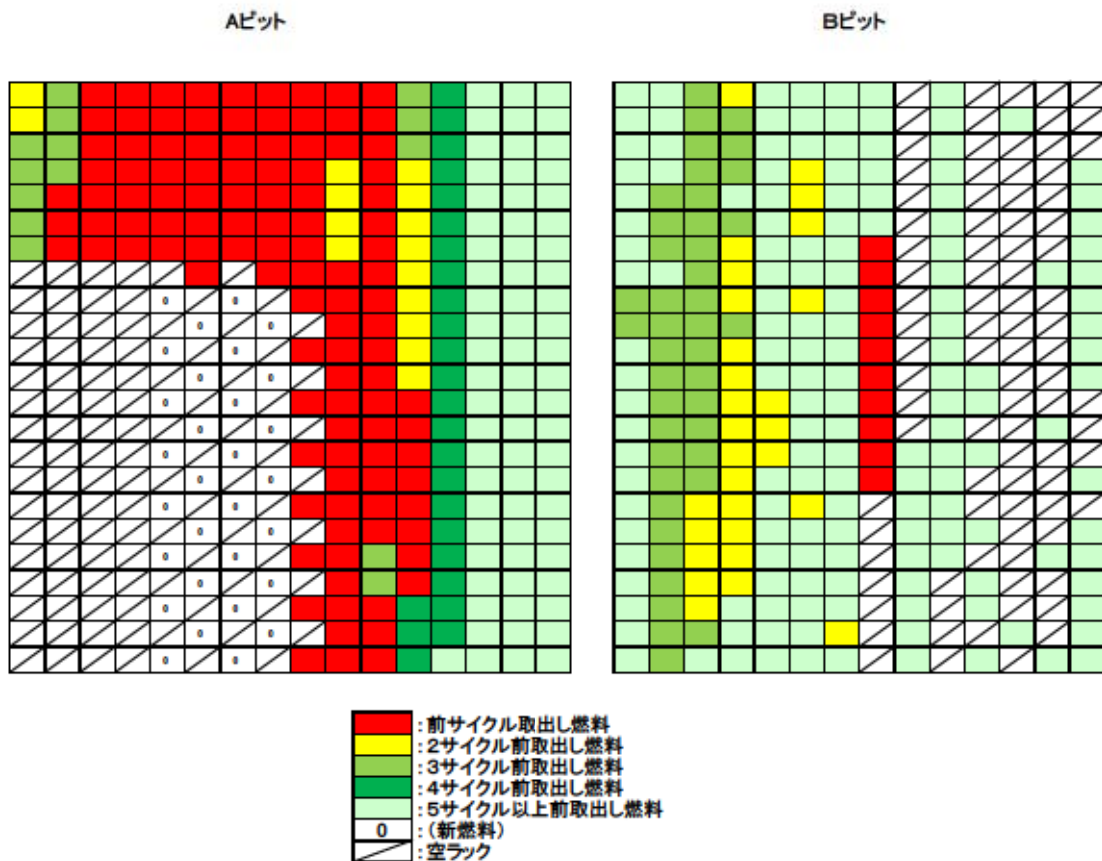
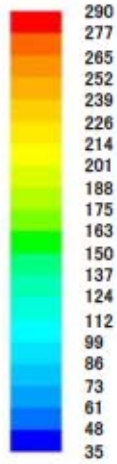


図9 泊2号炉 SFP の燃料貯蔵状況 (H28. 1. 1 時点)

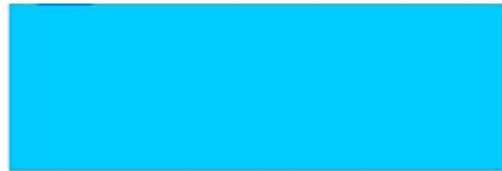
温度 (°C)



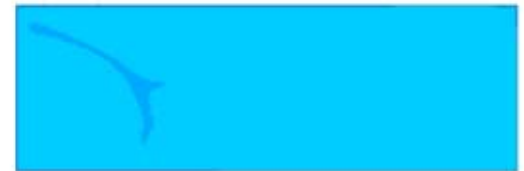
建屋の縦断面 (SFP 中央断面)



建屋の横断面 (床付近)

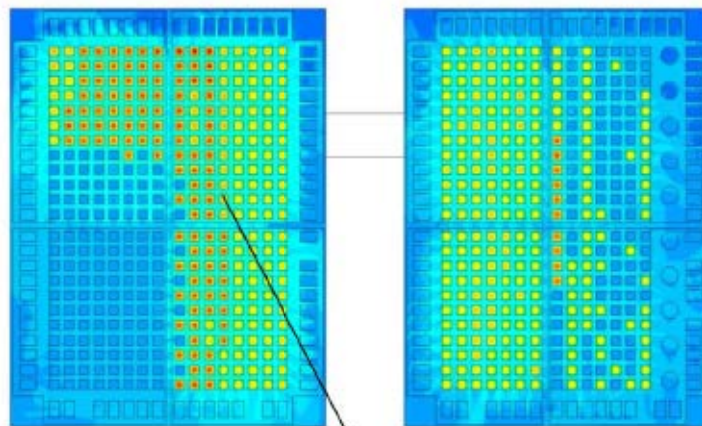
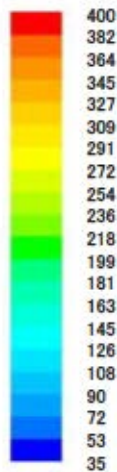


建屋の横断面 (建屋中央)



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

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

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℃/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℃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℃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℃/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℃/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℃/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℃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：R C S 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】

- 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
【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、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
【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
格納容器バイパス（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
格納容器バイパス（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 SGTR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】

- 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、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）	×	—	—
高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接過熱	×	—	—
原子炉圧力容器外の熔融燃料－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
熔融炉心・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、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。

重大事故等発生時の初動対応体制の強化等について

1. 初動対応体制の見直しに係る概要

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

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

初動対応体制を含む重大事故等対応体制において、見直した内容は以下のとおり。

【見直し前】

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

【見直し後の変更点】

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

- ・有効性評価で期待していない多様性拡張設備使用準備等への対応は、初動対応要員にて可能な限り早期に対応ができるように見直した。
- ・大規模損壊発生時の対応も考慮した有効性評価の事故シナリオから外れた場合への対応は、初動対応要員にて可能な限り早期に対応ができるように見直した。

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

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

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

重大事故等対応体制(見直し前)			
要員		人数	主な役割
初動対応要員	運転員	6名	運転操作
	災害対策要員	7名	運転操作支援、代替注水作業
	災害対策要員	2名	代替非常用発電機給油ホース接続及びガレキの撤去
	災害対策本部要員	3名	発電所対策本部の指揮、通報連絡
	消火要員	8名	消火作業
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	運転操作
	災害対策要員 【SA専任化】	7名	運転操作支援、代替注水作業
	災害対策要員	2名	ガレキの撤去
	災害対策本部要員	3名	発電所対策本部の指揮、通報連絡
	消火要員	8名	消火作業
	災害対策要員(支援) 【初動対応要員として明確化】	15名	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
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。

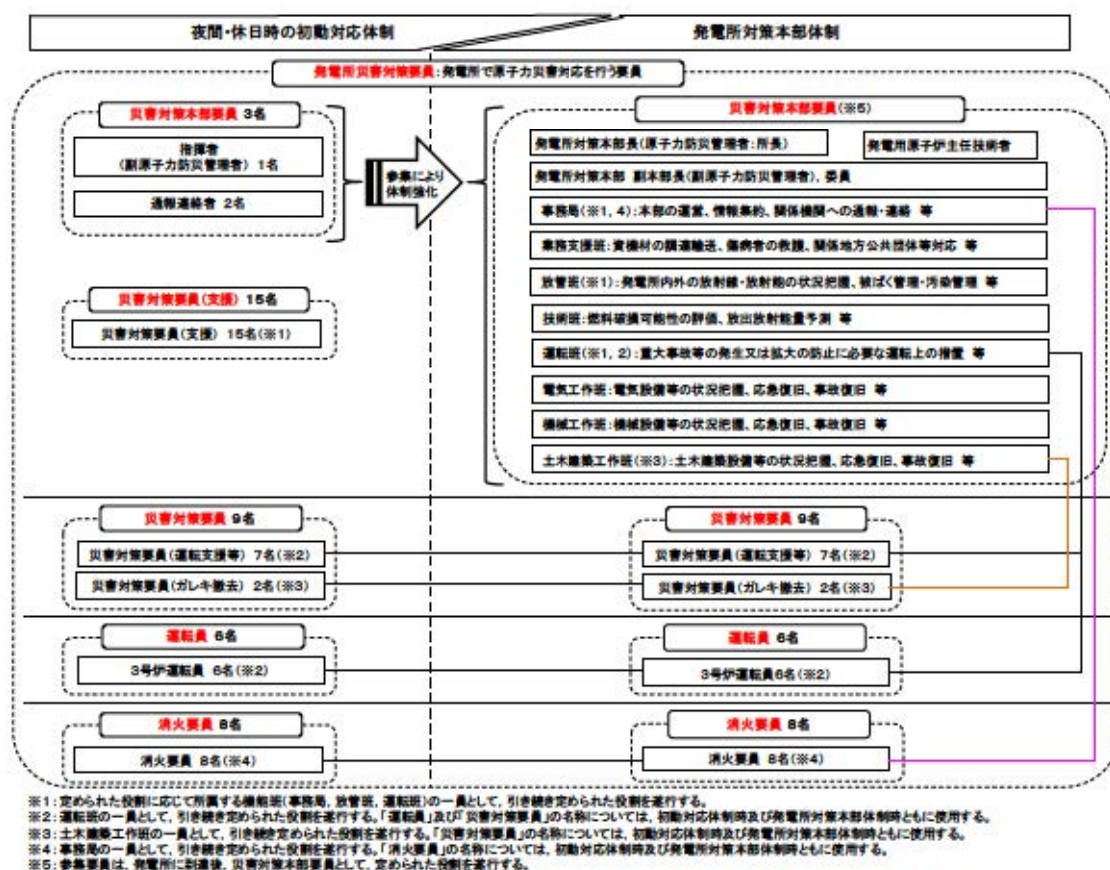


図2 見直し後の初動対応体制を含む重大事故等対応体制

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。（添付資料 1）

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

b. 対象シーケンスの選定

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

c. 操作・作業の成立性の確認

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

d. まとめ

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

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

重要事故シーケンス等		初動対応要員			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 シェル LOCA あり, なし)	6	3	6	8	23※
7.2.1.1	格納容器過圧破損	6	3	5	8	22※

※：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行え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、PDCA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。

添付資料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、添付資料2に示すとおり想定事故1及び想定事故2に対し運転員は5名にて対応可能である。

また、想定事故1及び想定事故2において事象収束のサポートとなるSA技術的能力の手順を加えた場合でも、運転員が対応する追加の手順はなく、事故対応がより厳しい想定事故2を例にとり添付資料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. 添付資料等

- 添付資料 1 重大事故等対策に必要な対応手段と有効性評価の各重要事故シーケンス等の整理表
- 添付資料 2 有効性評価の各重要事故シーケンス等における必要な要員数一覧表
- 添付資料 3 事故収束のサポートとなる作業を追加した全交流動力電源喪失（RCP シール LOCA あり）のタイムチャート
- 添付資料 4 事故収束のサポートとなる作業を追加した格納容器過圧破損のタイムチャート
- 添付資料 5 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）
- 添付資料 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ーケンス等の整理表 (1 / 6)

凡例
 ○:有効性評価の事象収束に必要な作業
 ●:有効性評価上の事象進展を踏まえ、事象収束のサポートとなる作業

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ーケンス等																	
No.	対応手段	要員	要員数		想定時間	7.1.1	7.1.2	7.1.3	7.1.4	7.1.5	7.1.6	7.1.7	7.1.8	7.2.1.1	7.2.1.2	7.2.4	7.3.1	7.3.2	7.4.1	7.4.2	7.4.3	7.4.4
1.1	—	—	—	—	—	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/
1.2	タービン動補助給水ポンプ(現場手動操作)及びタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁(現場手動操作)によるタービン動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	2																			
	主蒸気逃がし弁(現場手動操作)による主蒸気逃がし弁の機能回復	1.3にて整備する。			/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/
1.3	タービン動補助給水ポンプ(現場手動操作)及びタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁(現場手動操作)によるタービン動補助給水ポンプの機能回復	1.2にて整備する。			/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/
	主蒸気逃がし弁(現場手動操作)による主蒸気逃がし弁の機能回復	運転員(中央制御室, 現場)	2	20分	30分	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/
	災害対策要員	2																				
	加圧器逃がし弁操作用可搬型窒素ガスボンベによる加圧器逃がし弁の機能回復	運転員(中央制御室, 現場)	2	35分	3.3時間	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/
災害対策要員	1																					
加圧器逃がし弁操作用バッテリーによる加圧器逃がし弁の機能回復	運転員(中央制御室, 現場)	2	50分	—	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/
災害対策要員	2																					
1.4	B-格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSS連絡ライン使用)による代替炉心注水	運転員(中央制御室, 現場)	2	25分	—	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/
	代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水	運転員(中央制御室, 現場)	2	35分	22時間	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/
	災害対策要員	1																				
	海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水	運転員(中央制御室, 現場)	3	4時間10分	—	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/
	災害対策要員	3																				
	B-格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSS連絡ライン使用)による代替再循環運転	運転員(中央制御室, 現場)	2	15分	49分	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/
B-充てんポンプ(自己冷却)による代替炉心注水	運転員(中央制御室, 現場)	2	40分	—	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/
災害対策要員	1																					
	主蒸気逃がし弁(現場手動操作)による蒸気放出	1.3にて整備する。 (主蒸気逃がし弁(現場手動操作)による主蒸気逃がし弁機能回復と同様)			/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/
1.5	主蒸気逃がし弁(現場手動操作)による主蒸気逃がし弁の機能回復	1.3にて整備する。			/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/
	可搬型大型送水ポンプ車を用いたC、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	1.7にて整備する。			/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/
	可搬型大型送水ポンプ車によるA-高圧注入ポンプ(海水冷却)への補機冷却水(海水)通水	運転員(中央制御室, 現場)	3	4時間30分	58時間	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/
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、複数の重要事故シーケンス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。

1.0.18-11

添付資料 1

重大事故等対策に必要な対応手段と有効性評価の各重要事故シーケンス等の整理表 (2 / 6)

凡例
 ○:有効性評価の事象収束に必要な作業
 ●:有効性評価上の事象進展を阻害、事象収束のサポートとなる作業

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ーケンス等																	
No.	対応手段	要員	要員数	想定時間		7.1.1	7.1.2	7.1.3	7.1.4	7.1.5	7.1.6	7.1.7	7.1.8	7.2.1.1	7.2.1.2	7.2.4	7.3.1	7.3.2	7.4.1	7.4.2	7.4.3	7.4.4	
1.6	C, D-格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	1.7にて整備する。			/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/
	代替格納容器スレイブポンプによる代替格納容器スレイブ	運転員(中央制御室, 現場)	2	30分	49分	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	
		災害対策要員	1																				
	可搬型大型送水ポンプ車を用いたC, 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	1.7にて整備する。			/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	
1.7	C, 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時間5分	4時間	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	
	代替格納容器スレイブポンプによる代替格納容器スレイブ	1.8にて整備する。			/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	
	可搬型大型送水ポンプ車を用いたC, 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)	3	4時間35分	24時間	/	○	○	/	/	/	/	/	○	○	/	/	/	/	○	/	/	
	災害対策要員	3																					
1.8	代替格納容器スレイブポンプによる代替格納容器スレイブ	運転員(中央制御室, 現場)	2	30分	49分	/	/	/	/	/	/	/	/	○	○	/	/	/	/	/	/	/	
		災害対策要員	1																				
	B-格納容器スレイブポンプ(RHRS-CSS連絡ライン使用)による代替炉心注水	1.4にて整備する。			/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	
	代替格納容器スレイブポンプによる代替炉心注水	1.4にて整備する。			/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	
	B-充てんポンプ(自己冷却)による代替炉心注水	1.4にて整備する。			/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	
1.9	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	運転員(中央制御室, 現場)	2	1時間10分	—	/	/	/	/	/	/	/	/	○	○	○	/	/	/	/	/	/	
1.10	水素排出(アニュラス空気浄化設備)	運転員(中央制御室, 現場)	2	25分	60分	/	○	○	/	/	/	/	/	○	○	/	/	/	/	○	/	/	
	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	災害対策要員	1																				
	可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットによる水素濃度監視	運転員(中央制御室, 現場)	2	1時間10分	—	/	/	/	/	/	/	/	/	○	○	○	/	/	/	/	/	/	

※: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、複数の重要事故シーケンス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。

1.0.18-12

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 (3 / 6)

凡例
 ○:有効性評価の事象収束に必要な作業
 ●:有効性評価上の事象進展を踏まえ、事象収束のサポートとなる作業

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ーケンス等																	
No.	対応手段	要員	要員数	想定時間		7.1.1	7.1.2	7.1.3	7.1.4	7.1.5	7.1.6	7.1.7	7.1.8	7.2.1.1	7.2.1.2	7.2.4	7.3.1	7.3.2	7.4.1	7.4.2	7.4.3	7.4.4	
1.11	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	運転員(中央制御室)	1	4時間	0.9日		○	○						○	○		○	○		○			
		災害対策要員	3																				
	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ズルによる使用済燃料ピットへのスプレー	運転員(中央制御室)	1	2時間	—																		
		災害対策要員	8																				
	可搬型大容量海水送水ポンプ車及び放水砲による燃料取扱棟(貯蔵槽内燃料体等)への放水	1.12にて整備する。 (可搬型大容量海水送水ポンプ車及び放水砲による大気への拡散抑制と同様)			/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	
	可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視	運転員(中央制御室)	1	2時間	—												○	○					
		災害対策要員	4																				
1.12	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	災害対策要員	6	4時間	—																		
	放射性物質吸着剤による海洋への拡散抑制	災害対策要員	2	2時間	—																		
	荷揚機シルトフェンスによる海洋への拡散抑制	放管班員	6	6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ンズルによる使用済燃料ピットへのスプレー	1.11にて整備する。			/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	
	可搬型大容量海水送水ポンプ車、放水砲及び泡混合設備による航空機燃料火災への泡消火	災害対策要員	6	4時間50分	—																		
	可搬型タンクローリーによる可搬型大容量海水送水ポンプ車への燃料補給	事務局員	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容量海水送水ポンプ車への燃料補給	運転員(現場)	1	3時間	—	—																		
	事務局員	2																					
1.13	海水を用いた補助給水ピットへの補給	運転員(中央制御室、現場)	2	4時間10分	7.4時間		○	○															
		災害対策要員	3																				
	燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの水源切替(代替格納容器スレイバンプによる代替炉心注水)	運転員(中央制御室、現場)	2	35分	—																		
		災害対策要員	1																				
	燃料取替用水ピットから海への水源切替(海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水)	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)			/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	
	海水を用いた燃料取替用水ピットへの補給	運転員(中央制御室、現場)	2	4時間10分	12.9時間										○	○							
災害対策要員		3																					
燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの水源切替(代替格納容器スレイバンプによる代替格納容器スレイ)	運転員(中央制御室、現場)	2	30分	—																			
	災害対策要員	1																					

※:制限時間とは、有効性評価の解析上又は評価上、期待している事象発生からの時間。なお、複数の重要事故シーケンス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ーケンス等の整理表 (4 / 6)

凡例
 ○:有効性評価の事故収束に必要な作業
 ●:有効性評価上の事故進展を踏まえ、事故収束のサポートとなる作業

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ーケンス等																				
No.	対応手段	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	7.2.1.2	7.2.4	7.3.1	7.3.2	7.4.1	7.4.2	7.4.3	7.4.4			
1.13	ロー格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSS連絡ライン使用)による代替再循環運転	1.4にて整備する。			/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/			
	海水を用いた使用済燃料ピットへの注水	1.11にて整備する。 (海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水と同様)			/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/			
	海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレインゾルによる使用済燃料ピットへのスプレイ	1.11にて整備する。			/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/			
	可搬型大容量海水送水ポンプ車及び放水砲による燃料取扱棟(貯蔵槽内燃料体等)への放水	1.12にて整備する。 (可搬型大容量海水送水ポンプ車及び放水砲による大気への拡散抑制と同様)			/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/		
	可搬型タンクローリーによる可搬型大型送水ポンプ車への燃料補給	事務局員	2	2時間	4時間毎		○	○						○	○		○	○		○					
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)	1	3時間	—																					
	事務局員	2																							
1.14	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)	2	15分	49分		○							○	○										
		災害対策要員	2																						
	可搬型代替電源車による代替電源(交流)からの給電	運転員(中央制御室, 現場)	2	2時間15分	—																				
		災害対策要員	3																						
	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)	2	2時間45分	—																			
	災害対策要員	3																							
	代替所内電気設備による交流の給電(代替非常用発電機)	運転員(現場)	1	2時間25分	—																				
		災害対策要員	2																						
	代替所内電気設備による交流の給電(可搬型代替電源車)	運転員(現場)	1	4時間25分	—																				
災害対策要員		3																							
可搬型タンクローリーによる代替非常用発電機等への燃料補給	事務局員	2	2時間	6時間毎		○							○	○						○					
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)	1	3時間	—																					
	事務局員	2																							

※:制限時間は、有効性評価の解析上又は評価上、期待している事象発生からの時間。なお、複数の重要事故シーケンス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。

1.0.18-14

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（5 / 6）

凡例
 ○:有効性評価の事象収束に必要な作業
 ●:有効性評価上の事象進展を踏まえ、事象収束のサポートとなる作業

表1.0.2 重大事故等対策における操作の成立性					制限時間 (※3)	有効性評価の重要事故シーケンス等																
No.	対応手段	要員	要員数	想定時間		7.1.1	7.1.2	7.1.3	7.1.4	7.1.5	7.1.6	7.1.7	7.1.8	7.2.1.1	7.2.1.2	7.2.4	7.3.1	7.3.2	7.4.1	7.4.2	7.4.3	7.4.4
1.15	可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視	災害対策要員	1	25分	—		○							○	○					○		
1.16	中央制御室空調装置の運転手順等(全交流動力電源が喪失した場合)	運転員(中央制御室)	1	40分	5時間		○							○	○					○		
		災害対策要員	2																			
1.17	可搬型モニタリングポストによる放射線量の代替測定	放射班員	2	3時間	—																	
	可搬型モニタリングポストによる原子炉格納施設を囲む12箇所の放射線量の測定	放射班員 ^{※4}	2	1時間50分 ^{※1}	—	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●
	放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の測定	放射班員	2	1時間10分	—																	
	放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定	放射班員	2	1時間	—																	
	放射能測定装置による水中の放射性物質の濃度の測定	放射班員	2	2時間	—																	
	放射能測定装置による土壌中の放射性物質の濃度の測定	放射班員	2	1時間	—																	
	海上モニタリング測定	放射班員	3	1時間40分 ^{※2}	—																	
	モニタリングポスト、モニタリングステーション及び可搬型モニタリングポストのバックグラウンド低減対策	放射班員	2	2時間	—																	
	可搬型気象観測設備による気象観測項目の代替測定	放射班員	2	1時間30分	—																	
可搬型気象観測設備による緊急時対策所付近の気象観測項目の測定	放射班員 ^{※4}	2	1時間10分	—	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	

※1:可搬型モニタリングポストによる代替測定でカバーできない4箇所設置した場合に想定される作業時間。
 ※2:小型船舶が海面に着水するまでの時間を記載した。その後の一連の作業(1箇所当たり)の所要時間は、1時間30分。
 ※3: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、複数の重要事故シーケンス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ーケンス等の整理表（6 / 6）

凡例
○:有効性評価の事象収束に必要な作業
●:有効性評価上の事象進展を踏まえ、事象収束のサポートとなる作業

表10.2 重大事故等対策における操作の成立性					有効性評価の重要事故シーケンス等																		
No.	対応手段	要員	要員数	想定時間	制限時間 (※1)	7.1.1	7.1.2	7.1.3	7.1.4	7.1.5	7.1.6	7.1.7	7.1.8	7.2.1.1	7.2.1.2	7.2.4	7.3.1	7.3.2	7.4.1	7.4.2	7.4.3	7.4.4	
1.18	可搬型空気浄化装置運転手順	事務局員 ^{※2}	4	1時間	—	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●
	空気供給装置による空気供給準備手順	事務局員 ^{※2}	4	1時間10分	—	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●
	緊急時対策所可搬型エアモニタ設置手順	放射班員 ^{※2}	4	30分	—	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●
	空気供給装置への切替手順	事務局員	4	2分	—																		
	可搬型空気浄化装置への切替手順	事務局員	4	5分	—																		
	可搬型空気浄化装置の切替手順	事務局員	4	5分	—																		
	緊急時対策所用発電機準備手順	事務局員 ^{※2}	4	15分	—	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●
	緊急時対策所用発電機起動手順	事務局員 ^{※2}	4	15分	—		●								●	●					●		
	緊急時対策所用発電機の切替及び燃料補給手順	事務局員 ^{※2}	2	2時間	—		●								●	●					●		
	緊急時対策所用発電機の接続切替手順	事務局員	2	30分	—																		
1.19	—	—	—	—	—	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/	/

※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、複数の重要事故シーケンス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:初期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壊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壊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

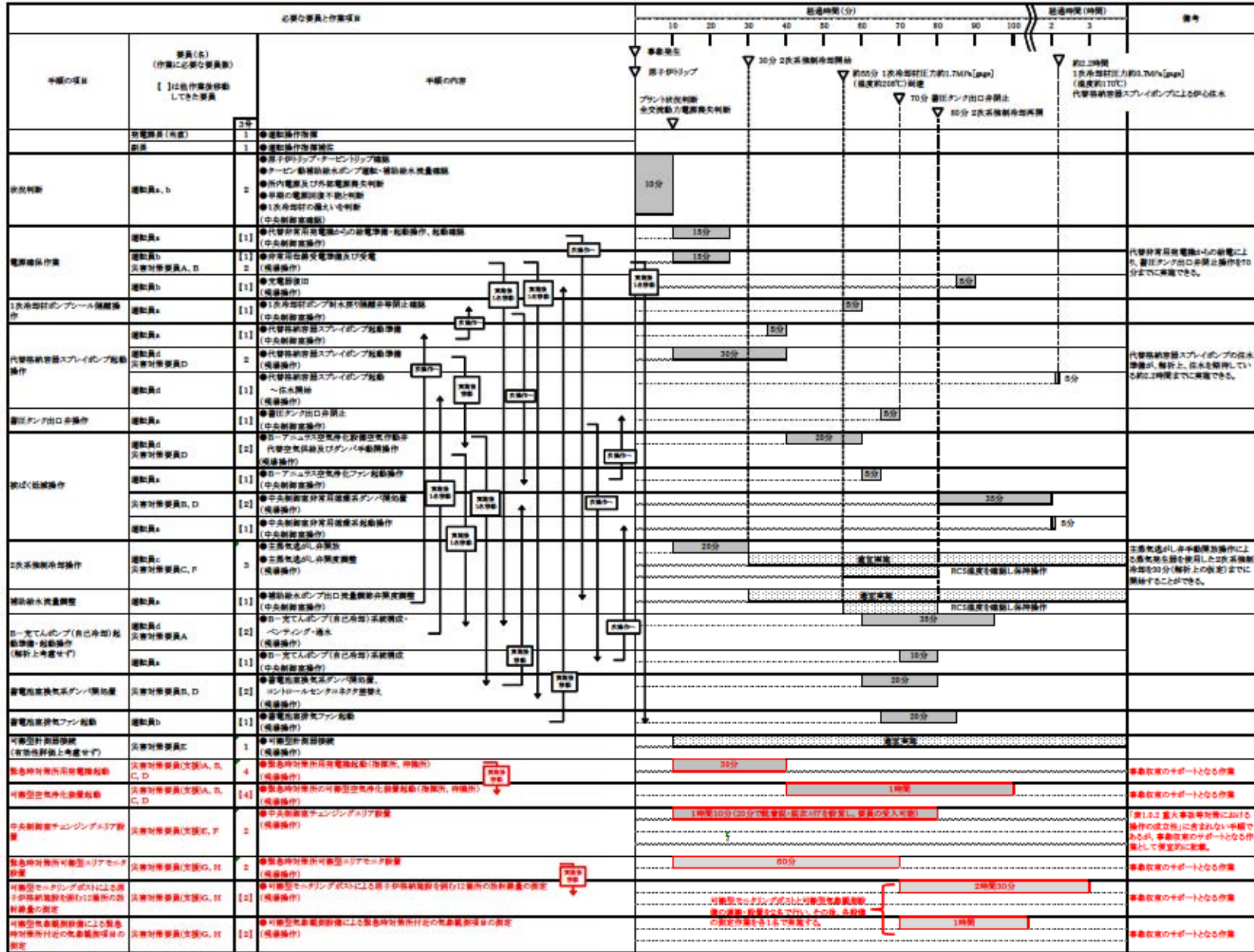
有効性評価の重要事故シーケンス等
7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失
7.1.2 全交流動力電源喪失
7.1.3 原子炉補機冷却機能喪失
7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失
7.1.5 原子炉停止機能喪失
7.1.6 ECCS注水機能喪失
7.1.7 ECCS再循環機能喪失
7.1.8 格納容器バイパス
7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破壊)
7.2.1.2 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破壊)
7.2.4 水素燃焼
7.3.1 想定事故1
7.3.2 想定事故2
7.4.1 運転停止中の崩壊熱除去機能喪失
7.4.2 運転停止中の全交流動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

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

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）	
7.1.1	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	5	0	14※
7.2.1.2	格納容器過温破損	6	3	5	0	14※
7.2.2	高压溶融物放出／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	4	0	12※
7.3.2	想定事故2	5	3	4	0	12※
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	5	0	14※
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）

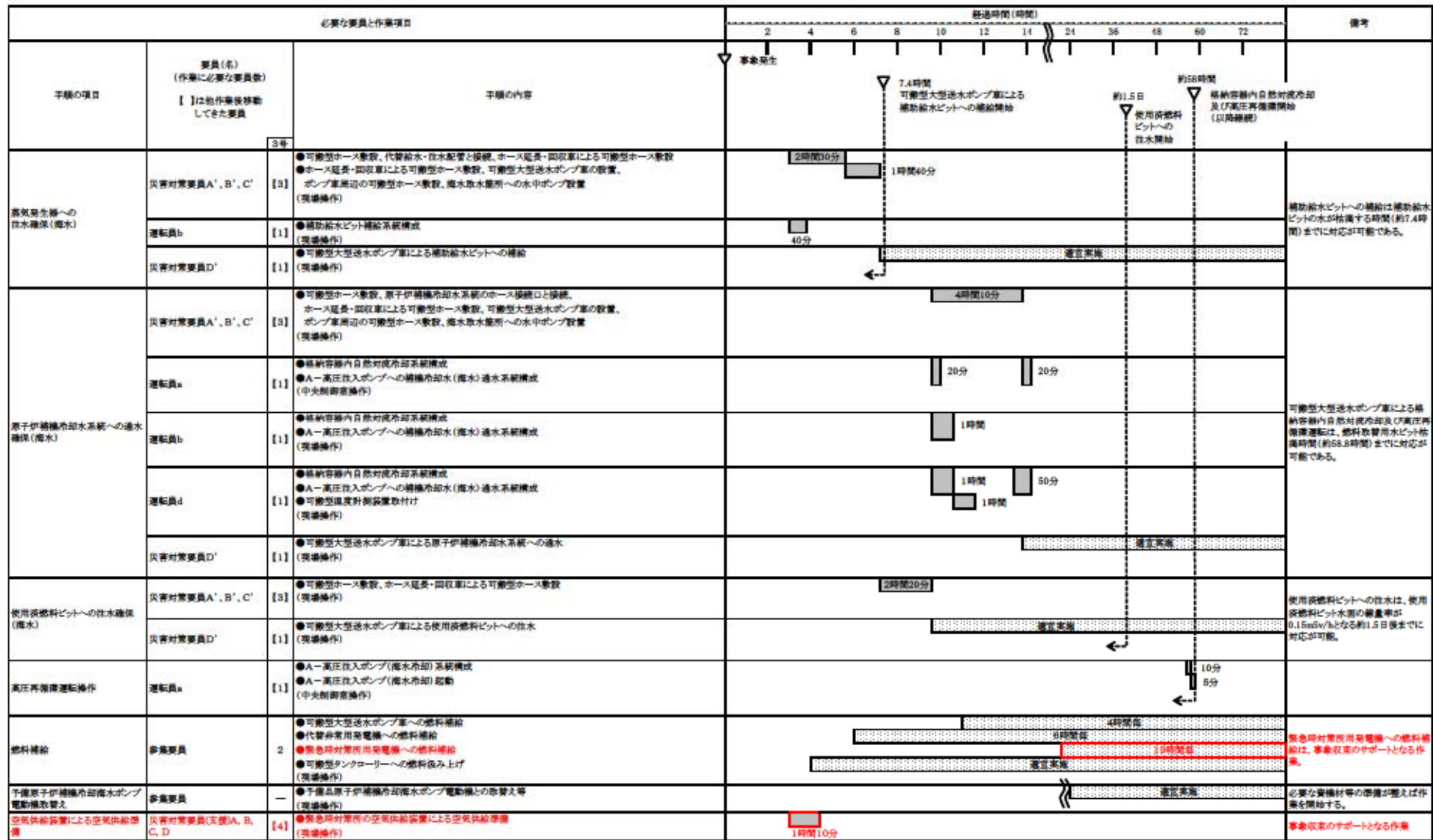


1.0.18-18

添付資料3

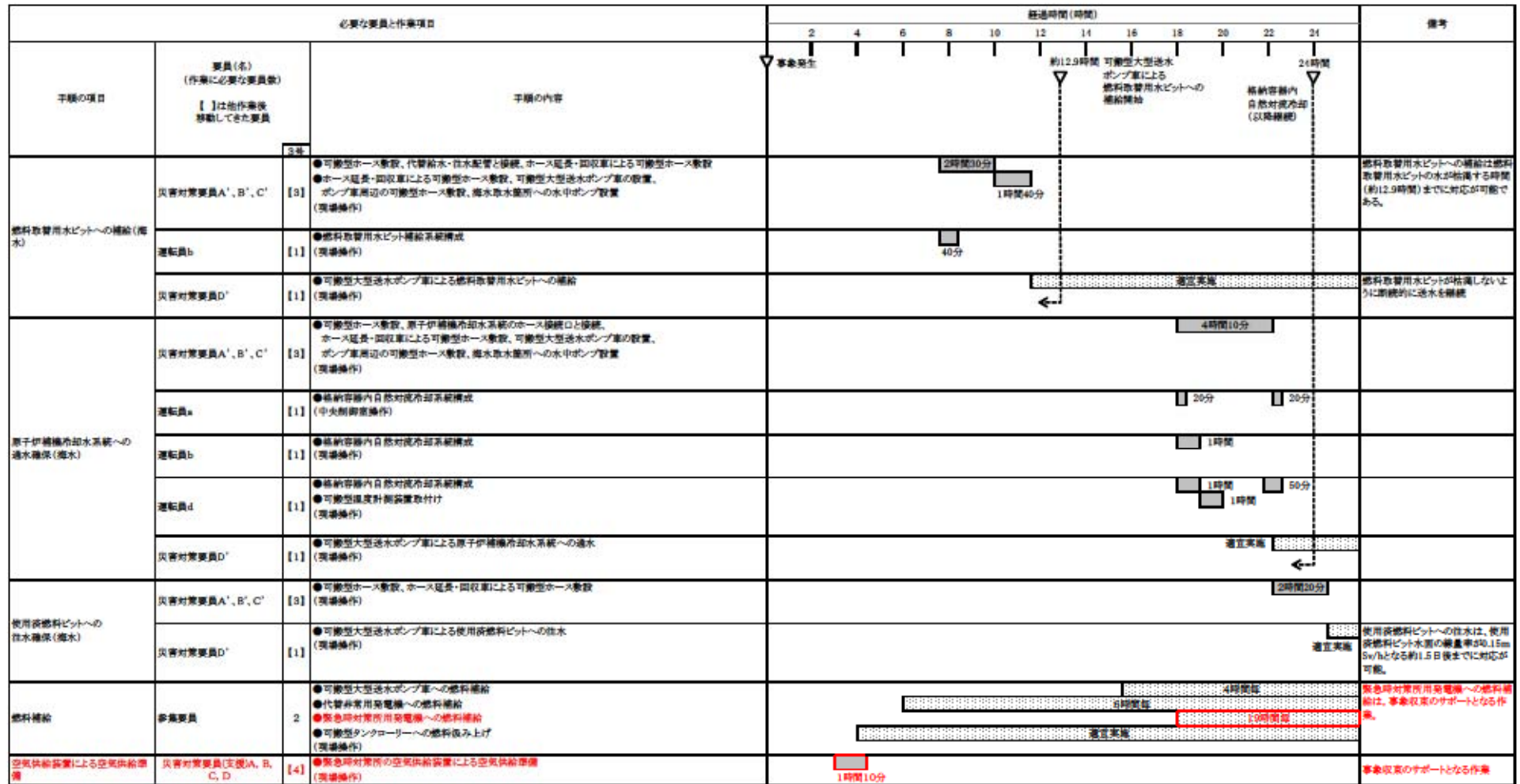
上記要員に加え、災害対策本部要員3名にて関係各所に連絡連携を行う。
 ・機組直通設備による通信確保の確保が必要な場合は、上記要員に加え、上記要員以外の災害対策要員も連携を行う。
 ・各設定時間は操作順序、操作条件並びに実際の乗組員を含む作業時間等を考慮した上で解析上の仮定として設定したものであり、運転員は現場において各操作条件を満たせば順次操作を実施する。
 なお、運転員が解析上設定した操作条件等時間内に対応できることは訓練等に基づき確認している。(一部の機器については想定時間より算出)

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



1.0.18-19

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)

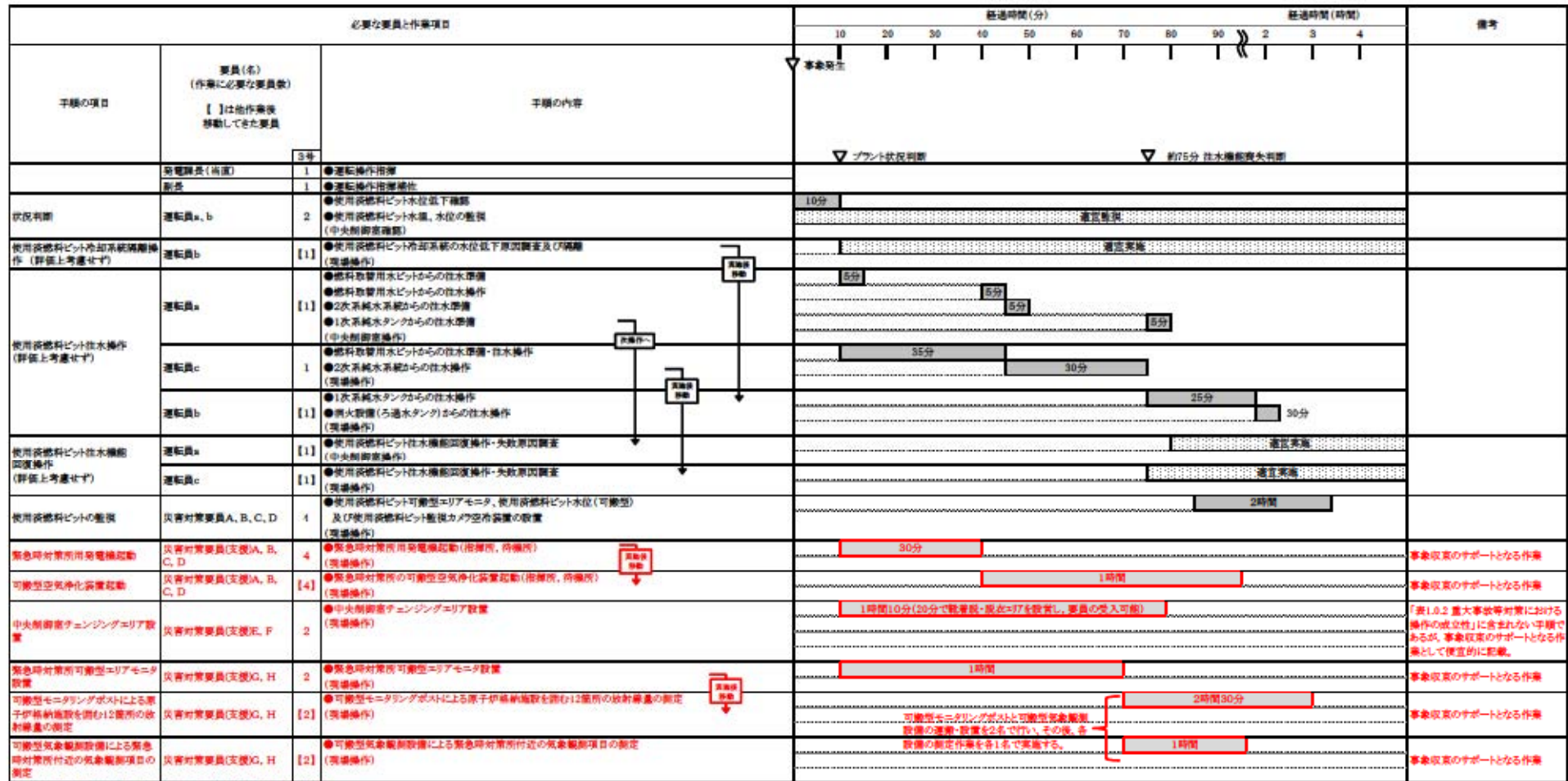


重大事故等および大規模損壊対応に係る教育・訓練計画及び実績管理シート（例）

氏名	要員区分(氏名)	所属	平成 年 月	年度計画(実施月)												実績(実施日)	評価者	評価結果	
				4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3				
氏名																	○月○日	○○ ○○	良
職名																	○月○日	○○ ○○	良
作業/手順	教育・訓練名称	教育・訓練内容	備考																
	基礎知識、技能習得教育訓練	SA等および大規模損壊の概要等の教育 ホースカップの接続、ケーブル接続等			○												○月○日	○○ ○○	良
	原子力防災訓練	例)ホース敷設、ポンプ車操作								○							○月○日	○○ ○○	良
個別作業(注1)	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
	可搬型スプレィノズル操作訓練	可搬型スプレィノズル操作			○												○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
																	
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書の机上教育	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書の机上教育			○												○月○日	○○ ○○	良
	緊急時対策所用発電機の起動手順書の机上教育	緊急時対策所用発電機の起動手順書の机上教育								○							○月○日	○○ ○○	良
																	

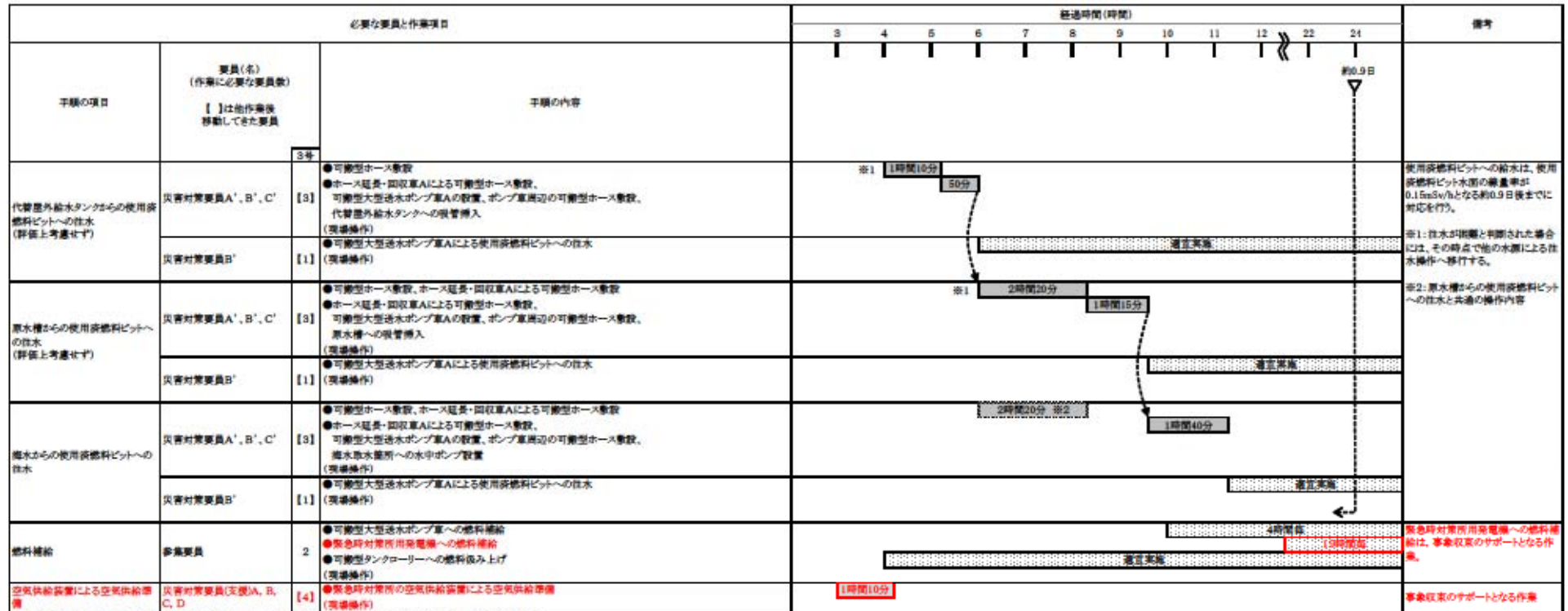
注1: 力量の維持向上のための教育訓練においては、個別作業訓練は実施しなくても良い。

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)



・上記要員に加え、災害対策本部要員3名にて関係各所に連絡連絡を行う。
 ・機内型連絡装置による連絡連絡手段の確保が必要な場合は、上記要員に加え、上記要員以外の災害対策要員も準備を行う。
 ・各設定時間は操作場所、操作条件が(1)に実際の現場移動を含む作業時間を考慮した上で評価上の仮定として設定したものであり、運転員は手順書に従って各操作条件を満たせば順次操作を実施する。
 また、運転員が評価上設定した操作余裕時間内に対応できることは訓練等に基づき確認している。(一部の機能については想定時間により算出)

事故収束のサポートとなる作業を追加した想定事故2のタイムチャート(2/2)



「災害対策要員の記号に付記した「'」は、災害対策要員同士での相互作業の入替えを行っているの対応が可能であることを示す。

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

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

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

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

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

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

重大事故等時における単独操作について

S A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
		・電動弁の手动による開・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、可搬型アンユ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
	空気作動ダンバ開処置	・一般工具を用いた強制開作業
	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)	排水経路構築、呑込み口切替	・バックホウによる築堤、排水枘閉鎖、マンホール蓋の取り外し
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

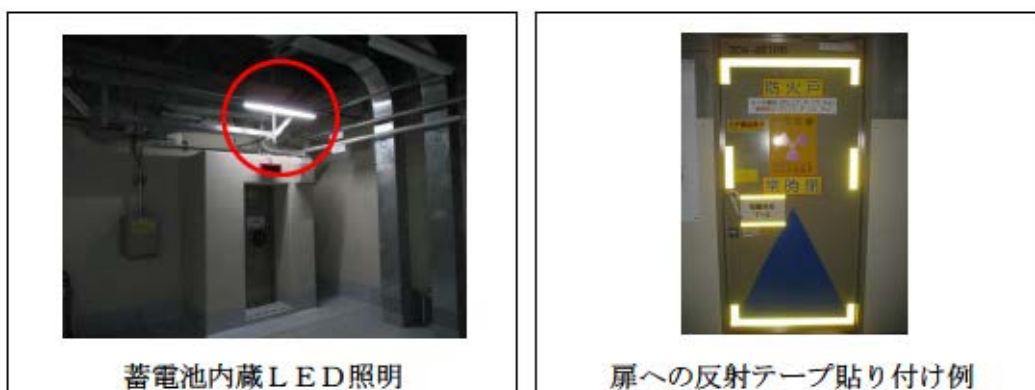
単独操作であっても、重大事故等時に的確に対処できるよう、操作の内容だけではなく、操作する際に必要となる設備の概略図や写真等の情報を追加する等、手順書の充実に努めている。

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。