

第9章 非常時の措置

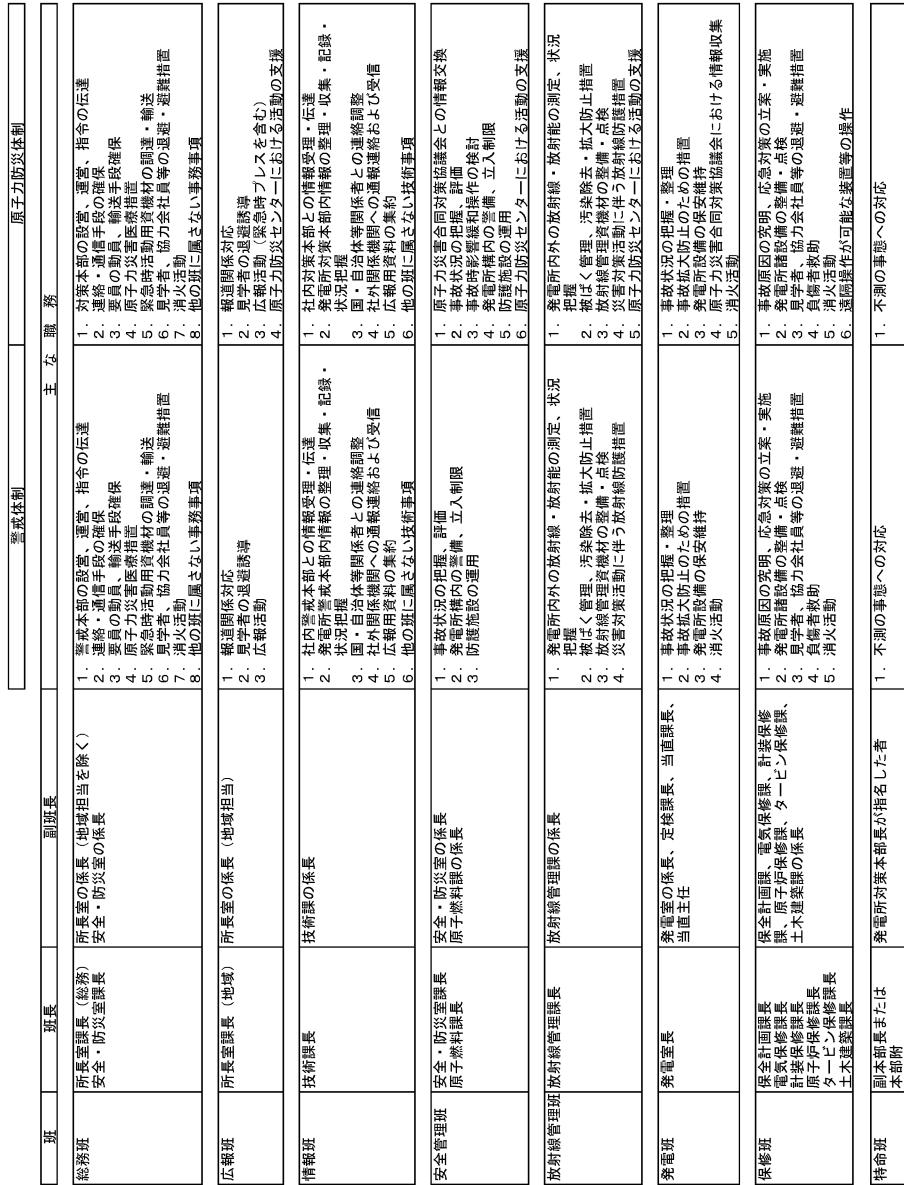
(原子力防災組織)

第121条 安全・防災室長は、原子力災害の発生または拡大を防止するため、図121に示す原子力防災組織を定めるにあたり、所長の承認を得る。

2. 発電所原子力緊急時対策本部の本部長は、所長とする。ただし、安全・防災室長は、所長が不在の場合に備えて代行者を定めるにあたり、所長の承認を得る。

3. 原子力災害対策特別措置法に基づく措置が必要な場合は、本規定にかかわらず当該措置を優先する（以下、本章において同じ）。

第121図 原子力防災組織図



3号炉
発電用原子炉主任技術者*2

4号炉
発電用原子炉主任技術者*2

本部長(発電所長)
原子力
防災管理者*1

本部附
副本部長および班長を除く、各課(室)長以上

副本部長(結核管理補佐)
原子力安全防括、
技術系の副所長、
安全・防災室長、
運営統括室長、
品質保証室長

*1：原子力防災管理者は、複線号炉で同時に特定事象が発生した場合または特定事象に至ると判断した場合、以下の対応を行う。
・副本部長または本部長を指名し、その指名者を指名した原子力防災本部の各班長に指示する。
・号炉ごとの対応者を明確にするよう発電所対策本部の各班長に指示する。

*2：原子炉主任技術者を兼任する職位が各班の班長となる場合、あらかじめ課(室)長以上から当該の班長を任命しておく。

(原子力防災要員)

第122条 安全・防災室長は、原子力災害対策特別措置法第8条第3項に規定する原子力防災要員を定めるにあたり、所長の承認を得る。

(緊急作業従事者の選定)

第122条の2 放射線管理課長は、次の各号全ての要件に該当する所員および請負会社従業員等の放射線業務従事者（女子については、妊娠不能と診断された者および妊娠の意思のない旨を書面で申し出た者に限る。）から、緊急作業に従事させるための要員（以下、「緊急作業従事者」という。）を選定し、所長の承認を得る。

- (1) 表122の2の緊急作業についての教育を受けた上で、緊急作業に従事する意思がある旨を、社長に書面で申し出た者
- (2) 表122の2の緊急作業についての訓練を受けた者
- (3) 実効線量について250ミリシーベルトを線量限度とする緊急作業に従事する者にあつては、第122条に定める原子力防災要員、原子力災害対策特別措置法第9条第1項に規定する原子力防災管理者または同法同条第3項に規定する副原子力防災管理者であること。

表122の2

分類	項目	時間
教育	緊急作業の方法に関する知識（放射線測定の方法、身体等の汚染の状態の検査、保護具の性能および使用方法等）	3時間以上
	電離放射線の生体に与える影響、健康管理の方法および被ばく線量の管理の方法に関する知識	1時間以上
訓練	緊急作業の方法 ^{※1}	3時間以上
	緊急作業で使用する施設および設備の取扱い ^{※2}	3時間以上

※1：兼用できる訓練

- ・第18条の5第4項および第131条のうち、緊急作業の方法に関する訓練

※2：兼用できる訓練

- ・第18条の5第4項、第18条の6第1項、第18条の7第1項、第125条および第131条のうち、緊急作業で使用する施設および設備の取扱いに関する訓練

(原子力防災資機材等の整備)

- 第123条 安全・防災室長は、原子力防災組織の活動に必要な放射線障害防護用器具、非常用通信機器等を定めるにあたり、所長の承認を得る。
2. 発電室長は、非常事態における運転操作に関する社内標準を作成し、制定・改正に当たっては、第8条第2項に基づき運営委員会の確認を得る。

(通報経路)

第124条 安全・防災室長は、警戒事象が発生した場合、または特定事象等が発生した場合の社内および国、県、町等の社外関係機関との連絡経路または通報経路を定めるにあたり、所長の承認を得る。

(原子力防災訓練)

第125条 安全・防災室長は、原子力防災組織の構成員等に対して非常事態に対処するための総合的な訓練を1年に1回以上実施し、所長に報告する。

(通 報)

第 1 2 6 条 各課 (室) 長は、警戒事象が発生した場合、または特定事象等が発生した場合は、第 1 2 4 条に定める経路に従って所長に報告する。

2. 所長は、警戒事象の発生、または特定事象等の発生について報告を受け、もしくは自ら発見した場合は、第 1 2 4 条に定める経路に従って社内および社外関係機関に連絡または通報する。

(原子力防災体制等の発令)

第127条 所長は、警戒事象の発生について報告を受け、または自ら発見した場合は、警戒体制を発令して、発電所警戒本部の要員を召集し、発電所警戒本部を設置する。

所長は、警戒体制、または原子力防災体制を発令した場合は、直ちに原子力発電部門統括に報告する。

2. 所長は、特定事象等の発生について報告を受け、または自ら発見した場合は、原子力防災体制を発令して、発電所原子力緊急時対策本部の要員を召集し、発電所原子力緊急時対策本部を設置する。

所長は、原子力防災体制を発令した場合は、直ちに原子力発電部門統括に報告する。

(応急措置)

第128条 本部長は、原子力防災組織を統括し、原子力防災体制等を発令した場合において、次の応急措置を実施する。

- (1) 退避誘導および構内入域制限
- (2) 消火活動
- (3) 原子力災害医療
- (4) 汚染拡大の防止
- (5) 線量評価
- (6) 応急復旧
- (7) 原子力災害の拡大防止を図るための措置

(緊急時における活動)

第129条 原子力緊急事態宣言発出後、本部長は、第128条で定める応急措置を継続実施する。

(緊急作業従事者の線量管理等)

第129条の2 本部長は、緊急作業従事者が緊急作業期間中に受ける線量を可能な限り低減するため、次の事項を実施する。

(1) 緊急作業従事者が緊急作業に従事する期間中の実効線量および等価線量を表129の2に定める項目および頻度に基づき評価するとともに、法令に定める線量限度を超えないように被ばく線量の管理を実施する。

(2) 原子炉施設の状況および作業内容を考慮し、放射線防護マスクの着用等の放射線防護措置を講じる。

2 本部長は、緊急作業従事者に対し、緊急作業期間中および緊急作業に係る業務から離れる際、医師による健康診断を実施する。

表129の2

項 目	頻 度
外部被ばくによる線量	1ヶ月 ^{※1} に1回
内部被ばくによる線量	1ヶ月 ^{※1} に1回

※1：毎月1日を始期とする。

(原子力防災体制等の解除)

第130条 本部長は、事象が収束し、警戒体制または原子力防災体制を継続する必要がなくなった場合は、警戒体制または原子力防災体制を解除し、その旨を社内および社外関係機関に連絡する。

第10章 保安教育

(所員への保安教育)

- 第131条 所長室長は、毎年度、原子炉施設の運転および管理を行う所員への保安教育実施計画を表131-1、表131-2および表131-3の実施方針に基づいて作成し、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。
2. 所長室長は、第1項の保安教育実施計画の策定にあたり、第8条第2項に基づき運営委員会の確認を得る。
 3. 各課(室)長は、第1項の保安教育実施計画に基づき、保安教育を実施するとともに年度毎に実施結果を所長に報告する。
ただし、各課(室)長が、所長により別途承認された基準に従い、各項目の全部または一部について十分な知識および技能を有していると認めた者については、該当する教育について省略することができる。
 4. 所長室長は、具体的な保安教育内容の見直し頻度を定める。
 5. 各課(室)長は、具体的な保安教育の内容を定めるとともに所長室長が定める見直し頻度に従い、必要な見直しを行う。

保安教育実施方針（総括表）

保安教育の内容				対象者と教育時間 ※3						
大分類	中分類 (表131-1第9条2項の内訳)	小分類(項目)	内 容	実施時期	当班班長 原子炉班長	運転員 主任運転員 補機運転員	燃料班業務 設備の業務に 関わる者	班長以外の技術系 所属	事務系所属	
入所時に 実施する 教育 ※1	関係法令および保安規程の遵守に関する事項 ※2 原子炉施設の種類、性能に関する事項 非常時の場合に応じた措置に関する事項 関係法令および保安規定の遵守に関する事項 原子炉施設の種類、性能に関する事項 放射線管理に関する事項	関係法令および保安規程の遵守に関する事項 ※2 原子炉施設の種類、性能に関する事項 非常時の場合に応じた措置に関する事項 関係法令および保安規定の遵守に関する事項 原子炉施設の種類、性能に関する事項 放射線管理に関する事項	入所時(原子炉班長)による関係法令および保安規程の遵守に関する事項の講義 ※2 原子炉施設の種類、性能に関する事項の講義 ※2 非常時の場合に応じた措置に関する事項の講義 ※2 関係法令および保安規定の遵守に関する事項の講義 ※2	入所時(原子炉班長)による関係法令および保安規程の遵守に関する事項の講義 ※2 原子炉施設の種類、性能に関する事項の講義 ※2 非常時の場合に応じた措置に関する事項の講義 ※2 関係法令および保安規定の遵守に関する事項の講義 ※2	① (1時間以上)	② (1時間以上)	③ (1時間以上)	④ (1時間以上)	⑤ (1時間以上)	
			原子炉施設の種類、性能に関する事項 ※2	原子炉施設の種類、性能に関する事項 ※2	⑥ (0.5時間以上)	⑦ (0.5時間以上)	⑧ (0.5時間以上)	⑨ (0.5時間以上)	⑩ (0.5時間以上)	⑪ (0.5時間以上)
			非常時の場合に応じた措置に関する事項 ※2	非常時の場合に応じた措置に関する事項 ※2	⑫ (0.5時間以上)	⑬ (0.5時間以上)	⑭ (0.5時間以上)	⑮ (0.5時間以上)	⑯ (0.5時間以上)	⑰ (0.5時間以上)
放射線管理 ※1	放射線管理に関する事項 ※2	放射線管理に関する事項 ※2	放射線管理に関する事項 ※2	放射線管理に関する事項 ※2	① (1時間以上)	② (1時間以上)	③ (1時間以上)	④ (1時間以上)	⑤ (1時間以上)	
			放射線管理に関する事項 ※2	放射線管理に関する事項 ※2	⑥ (0.5時間以上)	⑦ (0.5時間以上)	⑧ (0.5時間以上)	⑨ (0.5時間以上)	⑩ (0.5時間以上)	
			放射線管理に関する事項 ※2	放射線管理に関する事項 ※2	⑪ (0.5時間以上)	⑫ (0.5時間以上)	⑬ (0.5時間以上)	⑭ (0.5時間以上)	⑮ (0.5時間以上)	
			放射線管理に関する事項 ※2	放射線管理に関する事項 ※2	⑯ (0.5時間以上)	⑰ (0.5時間以上)	⑱ (0.5時間以上)	⑲ (0.5時間以上)	⑳ (0.5時間以上)	
			放射線管理に関する事項 ※2	放射線管理に関する事項 ※2	㉑ (0.5時間以上)	㉒ (0.5時間以上)	㉓ (0.5時間以上)	㉔ (0.5時間以上)	㉕ (0.5時間以上)	
			放射線管理に関する事項 ※2	放射線管理に関する事項 ※2	㉖ (0.5時間以上)	㉗ (0.5時間以上)	㉘ (0.5時間以上)	㉙ (0.5時間以上)	㉚ (0.5時間以上)	
			放射線管理に関する事項 ※2	放射線管理に関する事項 ※2	㉛ (0.5時間以上)	㉜ (0.5時間以上)	㉝ (0.5時間以上)	㉞ (0.5時間以上)	㉟ (0.5時間以上)	
			放射線管理に関する事項 ※2	放射線管理に関する事項 ※2	㊱ (0.5時間以上)	㊲ (0.5時間以上)	㊳ (0.5時間以上)	㊴ (0.5時間以上)	㊵ (0.5時間以上)	
			放射線管理に関する事項 ※2	放射線管理に関する事項 ※2	㊶ (0.5時間以上)	㊷ (0.5時間以上)	㊸ (0.5時間以上)	㊹ (0.5時間以上)	㊺ (0.5時間以上)	
			放射線管理に関する事項 ※2	放射線管理に関する事項 ※2	㊻ (0.5時間以上)	㊼ (0.5時間以上)	㊽ (0.5時間以上)	㊾ (0.5時間以上)	㊿ (0.5時間以上)	
その他 反復教育	関係法令および保安規程の遵守に関する事項 ※2 原子炉施設の種類、性能に関する事項 非常時の場合に応じた措置に関する事項 関係法令および保安規定の遵守に関する事項 原子炉施設の種類、性能に関する事項 放射線管理に関する事項	関係法令および保安規程の遵守に関する事項 ※2 原子炉施設の種類、性能に関する事項 非常時の場合に応じた措置に関する事項 関係法令および保安規定の遵守に関する事項 原子炉施設の種類、性能に関する事項 放射線管理に関する事項	関係法令および保安規程の遵守に関する事項 ※2 原子炉施設の種類、性能に関する事項 非常時の場合に応じた措置に関する事項 関係法令および保安規定の遵守に関する事項 原子炉施設の種類、性能に関する事項 放射線管理に関する事項	関係法令および保安規程の遵守に関する事項 ※2 原子炉施設の種類、性能に関する事項 非常時の場合に応じた措置に関する事項 関係法令および保安規定の遵守に関する事項 原子炉施設の種類、性能に関する事項 放射線管理に関する事項	① (1時間以上)	② (1時間以上)	③ (1時間以上)	④ (1時間以上)	⑤ (1時間以上)	
			原子炉施設の種類、性能に関する事項 ※2	原子炉施設の種類、性能に関する事項 ※2	⑥ (0.5時間以上)	⑦ (0.5時間以上)	⑧ (0.5時間以上)	⑨ (0.5時間以上)	⑩ (0.5時間以上)	
			非常時の場合に応じた措置に関する事項 ※2	非常時の場合に応じた措置に関する事項 ※2	⑪ (0.5時間以上)	⑫ (0.5時間以上)	⑬ (0.5時間以上)	⑭ (0.5時間以上)	⑮ (0.5時間以上)	
			関係法令および保安規定の遵守に関する事項 ※2	関係法令および保安規定の遵守に関する事項 ※2	⑯ (0.5時間以上)	⑰ (0.5時間以上)	⑱ (0.5時間以上)	⑲ (0.5時間以上)	⑳ (0.5時間以上)	
			原子炉施設の種類、性能に関する事項 ※2	原子炉施設の種類、性能に関する事項 ※2	㉑ (0.5時間以上)	㉒ (0.5時間以上)	㉓ (0.5時間以上)	㉔ (0.5時間以上)	㉕ (0.5時間以上)	
			放射線管理に関する事項 ※2	放射線管理に関する事項 ※2	㉖ (0.5時間以上)	㉗ (0.5時間以上)	㉘ (0.5時間以上)	㉙ (0.5時間以上)	㉚ (0.5時間以上)	
			放射線管理に関する事項 ※2	放射線管理に関する事項 ※2	㉛ (0.5時間以上)	㉜ (0.5時間以上)	㉝ (0.5時間以上)	㉞ (0.5時間以上)	㉟ (0.5時間以上)	
			放射線管理に関する事項 ※2	放射線管理に関する事項 ※2	㊱ (0.5時間以上)	㊲ (0.5時間以上)	㊳ (0.5時間以上)	㊴ (0.5時間以上)	㊵ (0.5時間以上)	
			放射線管理に関する事項 ※2	放射線管理に関する事項 ※2	㊶ (0.5時間以上)	㊷ (0.5時間以上)	㊸ (0.5時間以上)	㊹ (0.5時間以上)	㊺ (0.5時間以上)	
			放射線管理に関する事項 ※2	放射線管理に関する事項 ※2	㊻ (0.5時間以上)	㊼ (0.5時間以上)	㊽ (0.5時間以上)	㊾ (0.5時間以上)	㊿ (0.5時間以上)	

対象者と教育時間は、表131-2参照

対象者と実施時期、教育時間については、表131-3参照

◎：全島の新着の研修生(関連する業務内容に応じて研修内容に差込みあり)
○：業務に配属する者が教育の対象(関連する業務内容に応じて研修内容に差込みあり)
×：教育の対象外
()：合計の教育時間

※1：各項目(表)「長」が、所長により別途承認された基準に依り、各項目の全項目または一部について十分な知識および技能を有していることを認められた旨については、該当する教育について省略することができ
※2：法令等の遵守とは、関係法令および保安規程の遵守に関する事項を指す
※3：各対象者に課せられる研修項目は、対象者と付いた時局から課せられる
※4：重大事故等および大規模設備劣化防止の原子炉施設等のための活動に関する事項、火災、内損漏れおよびその他自然災害発生時の措置に関する事項を含む、その実施時期は、1回/年以上とする。

表 131-3

保安教育実施方針（運転員等）

中分類	保安教育の内容		具体的教育内容	対象者 ※1					放射線業務の業務に関わる者	実施時期および教育時間	
	小分類 (項目)	細目		当直課長 当直主任	当直班長 原子炉制御員	主幹運転員	補幹運転員	放射線業務処理 設備の業務に関わる者			
放射線物質および放射性廃棄物の取扱いに関する事項	保安法令および保安規定の遵守に関する事項 ※2	放射線物質および放射性廃棄物の取扱いに関する事項 ※2	総則、品質管理、保安管理体制、保安教育、記録および報告に関する規則の概要および法令等の遵守 ※2	◎	◎	◎	◎	◎	◎	3年間で3.0時間以上 ※3 3年間で4.0時間以上 ※4 (下記 ※4と同時的) ※4 (下記 ※4と同時的) ※4 (下記 ※4と同時的) ※4 (下記 ※4と同時的) ※4 (下記 ※4と同時的) ※4 (下記 ※4と同時的) ※4 (下記 ※4と同時的) ※4 (下記 ※4と同時的) ※4 (下記 ※4と同時的) ※4 (下記 ※4と同時的)	
			保安に関する各組織および各業務の具体的な役割と確認すべき記録	◎	×	×	×	×	×		×
			原子炉物理・臨界管理	◎	◎	◎	◎	◎	◎		◎
			運転上の留意事項の概要	◎	◎	◎	◎	◎	◎		◎
			運転上の制限の概要	◎	◎	◎	◎	◎	◎		◎
			異常時の措置の概要	◎	◎	◎	◎	◎	◎		◎
			巡視点検・定期的検査 I	◎	◎	◎	◎	◎	◎		◎
			定期的に実施するサーベイランスの内容と頻度	◎	◎	◎	◎	◎	◎		◎
			原子炉の起動停止の概要	◎	◎	◎	◎	◎	◎		◎
			各段階の運転操作の概要 (起動操作)	◎	◎	◎	◎	◎	◎		◎
運転管理	運転管理	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)	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎		
		異常時の措置を要する際の運転操作の概要	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎		
		運転上の留意事項の迅速な把握と管理方法	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎		
		運転上の制限の具体的な把握と留意事項	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎		
		異常時の措置を要する際の運転操作の概要	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎		
		巡視点検・定期的検査 II	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎		
		定期的に実施するサーベイランスの確保と基準値	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎		
		原子炉の起動停止に関する操作と監視項目	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎		
		各段階の運転操作の対応 (中央制御室)	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎		
運転訓練	運転訓練	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)	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎		
		運転上の留意事項の迅速な把握と留意事項	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎		
		運転上の制限の具体的な把握と留意事項	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎		
		異常時の措置を要する際の運転操作の概要	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎		
		巡視点検・定期的検査 III	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎		
		定期的に実施するサーベイランスの確保と基準値	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎		
		原子炉の起動停止に関する操作と監視項目	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎		
		各段階の運転操作の対応 (中央制御室)	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎		
		運転上の留意事項の迅速な把握と留意事項	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎		
保守管理	保守管理	異常時操作の対応 (制御・状況判断)	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎		
		シミュレーション訓練 I	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎		
		シミュレーション訓練 II	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎		
		シミュレーション訓練 III	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎		
		保守管理計画に関する事項 I	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎		
		保守管理計画に関する事項 II	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎		
		放射線計測	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎		
		放射線計測の検査項目の把握	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎		
		放射線計測の検査項目の把握	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎		
		放射線計測の検査項目の把握	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎		
放射線業務の業務に関する事項	放射線業務の業務に関する事項	放射線業務の業務に関する事項	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎		
		放射線業務の業務に関する事項	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎		
		放射線業務の業務に関する事項	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎		
		放射線業務の業務に関する事項	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎		
		放射線業務の業務に関する事項	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎		
		放射線業務の業務に関する事項	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎		
		放射線業務の業務に関する事項	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎		
		放射線業務の業務に関する事項	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎		
		放射線業務の業務に関する事項	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎		
		放射線業務の業務に関する事項	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎		

※1：各対象者に要求されている教育項目は、対象者となった時点から課せられる。
 ※2：法令等の遵守とは、関係法令および保安規定の遵守を指すこととする。
 ※3：記載するに当たっては、同一細目であっても対象者の職位に応じて理解の範囲、深さに差がある（ある教育で、複数の細目をカバーする場合もある）。
 ※4：この0.5時間以上は、運転員が行う一連の教育の時間であり、上表はこの教育時間の中に含まれている（上述の表の細目の時間の区別は行わない）。
 ※5：各細目の内容が密接に関わっていることから細目毎の時間の区別は行わない。
 ※6：重大事故等および大規模環境発生時における原子炉施設の保全のための活動に関することと、火災、内務放水およびその他自然災害発生時の措置に関することを含む。

◎：全員が教育の対象者
 (関連する業務内容に応じて教育内容に濃淡あり)
 ×：教育の対象外

(請負会社従業員への保安教育)

第132条 所長室長は、原子炉施設に関する作業を請負会社が行う場合は、当該請負会社従業員の発電所入所時に安全上必要な教育が表132の実施方針に基づいて実施されていることを確認する。なお、教育の実施状況を確認するため、教育現場に適宜立ち会う。

ただし、所長により別途承認された基準に従い、各項目の全部または一部について十分な知識および技能を有していると認められた者については、該当する教育について省略することができる。

2. 放射線管理課長は、原子炉施設に関する作業のうち、管理区域内における業務を請負会社が行う場合は、当該業務に従事する請負会社従業員に対し、安全上必要な教育が表132の実施方針に基づいて実施されていることを確認する。なお、教育の実施状況を確認するため教育現場に適宜立ち会う。

ただし、所長により別途承認された基準に従い、各項目の全部または一部について十分な知識および技能を有していると認められた者については、該当する教育について省略することができる。

3. 各課(室)長(当直課長を除く。)は、放射性廃棄物処理設備に関する業務の補助または燃料取替に関する業務の補助を請負会社に行わせる場合は、当該業務に従事する請負会社従業員に対し、表131-1、表131-2および表131-3の実施方針のうち「放射性廃棄物処理設備の業務に関わる者」、「燃料取替の業務に関わる者」に準じる保安教育実施計画を定めていることを確認し、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。

4. 各課(室)長(当直課長を除く。)は、重大事故等発生時および大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する業務の補助を請負会社に行わせる場合は、当該業務に従事する請負会社従業員に対し、安全上必要な教育が表131-1の実施方針のうち「左記以外の技術系所員」に準じる保安教育(緊急事態応急対策等、原子力防災対策活動に関すること(重大事故等発生時および大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動を含む))の実施計画を定めていることを確認し、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。

5. 各課(室)長(当直課長を除く。)は、原子炉施設に関する業務のうち、火災、内部溢水およびその他自然災害(地震、津波、竜巻、火山(降灰)等)発生時の措置における業務の補助を請負会社に行わせる場合は、当該業務に従事する請負会社従業員に対し、安全上必要な教育が表131-1の実施方針のうち「左記以外の技術系所員」に準じる保安教育(火災、内部溢水およびその他自然災害(地震、津波、竜巻、火山(降灰)等)発生時の措置に関すること)の実施計画を定めていることを確認し、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。

6. 各課(室)長(当直課長を除く。)は、第3、4および5項の保安教育実施計画に基づいた保安教育が実施されていることを確認し、その実施結果を所長に報告する。なお、教育の実施状況を確認するため教育現場に適宜立ち会う。

ただし、所長により別途承認された基準に従い、各項目の全部または一部について十分な知識および技能を有していると認められた者については、該当する教育について省略することができる。

表 132

保安教育実施方針 (請負会社)

保安教育の内容			対象者 ※2	
大分類	中分類 (要項) 小分類 (項目)	内 容	放射線業務従事者	放射線業務従事者以外
入所時に実施する教育 ※1	原子炉施設の種類・性状に関すること	作業上の留意事項	◎	○
	非常時の場合に備えべき処置に関すること	非常時の場合に備えべき処置の概要	◎	○
	関係法令および保安規定の遵守に関すること	関係法令および保安規定の遵守に関すること	◎	◎
(2) 放射線業務従事者に対する教育				
保安教育の内容			放射線業務従事者	放射線業務従事者以外
総括的中分類との対応			放射線業務従事者	放射線業務従事者以外
核燃料物質および核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること ※1	①核燃料物質または使用済燃料の種類および性状 ②核燃料物質または使用済燃料によって汚染された物の種類および性状	①核燃料物質または使用済燃料の種類および性状 ②核燃料物質または使用済燃料によって汚染された物の種類および性状	◎	◎
放射線管理に関すること ※1	①管理区域に関すること ②核燃料物質もしくは使用済燃料またはこれらによって汚染された物の運搬、貯蔵および廃棄の方法および順序 ③核燃料物質または使用済燃料によって汚染された設備の保守および点検の作業の方法および順序 ④外部放射線による線量当量率および空気中の放射性物質の濃度の監視の方法 ⑤天井、床、壁、設備等の表面の汚染の状態の確認および汚染の除去の方法 ⑥異常な事態が発生した場合における応急の措置の方法	①管理区域に関すること ②核燃料物質もしくは使用済燃料またはこれらによって汚染された物の運搬、貯蔵および廃棄の方法および順序 ③核燃料物質または使用済燃料によって汚染された設備の保守および点検の作業の方法および順序 ④外部放射線による線量当量率および空気中の放射性物質の濃度の監視の方法 ⑤天井、床、壁、設備等の表面の汚染の状態の確認および汚染の除去の方法 ⑥異常な事態が発生した場合における応急の措置の方法	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)
非常時の場合に備えべき処置に関すること ※1	原子炉、放射性廃棄物の廃棄設備およびその他の設備の構造および取扱いの方法	管理区域内において核燃料物質、使用済燃料またはこれらによって汚染された物を取り扱う業務に就くとき	◎ (1.5時間以上)	◎ (1.5時間以上)
放射線管理に関すること ※1	①防護放射線の種類および性質 ②電離放射線が生体の細胞、組織、器官および全身に与える影響	①防護放射線の種類および性質 ②電離放射線が生体の細胞、組織、器官および全身に与える影響	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)
関係法令および保安規定の遵守に関すること ※1	法、令、労働安全衛生規則および電離放射線防護規則の関係事項	法、令、労働安全衛生規則および電離放射線防護規則の関係事項	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)
放射線管理に関すること ※1	①管理区域への入りおよび退去の手順 ②核燃料物質もしくは使用済燃料またはこれらによって汚染された物の運搬、貯蔵および廃棄の作業 ③核燃料物質または使用済燃料によって汚染された設備の保守および点検の作業 ④外部放射線による線量当量率および空気中の放射性物質の濃度の監視	①管理区域への入りおよび退去の手順 ②核燃料物質もしくは使用済燃料またはこれらによって汚染された物の運搬、貯蔵および廃棄の作業 ③核燃料物質または使用済燃料によって汚染された設備の保守および点検の作業 ④外部放射線による線量当量率および空気中の放射性物質の濃度の監視	◎ (2時間以上)	◎ (2時間以上)
放射線管理に関すること ※1	⑤天井、床、壁、設備等の表面の汚染の状態の確認および汚染の除去	⑤天井、床、壁、設備等の表面の汚染の状態の確認および汚染の除去	◎	◎
非常時の場合に備えべき処置に関すること ※1	⑦異常な事態が発生した場合における応急の措置	⑦異常な事態が発生した場合における応急の措置	◎	◎

◎：全員が教育の対象者
○：業務に関連する者が教育の対象
x：教育の対象外
()：合計の教育時間

第 1 1 章 記録および報告

(記録)

第 1 3 3 条 各課 (室) 長は、表 1 3 3 - 1 および表 1 3 3 - 2 に定める保安に関する記録を適正^{※1}に作成(表 1 3 3 - 1 第 1 項および第 2 項を除く)し、保存する。なお、記録の作成に当たっては、法令に定める記録に関する事項を遵守する。

2. 原子力部門は、表 1 3 3 - 3 に定める保安に関する記録を適正^{※1}に作成し、保存する。なお、記録の作成に当たっては、法令に定める記録に関する事項を遵守する。

※ 1 : 適正とは、不正行為がなされていないことをいう (以下、本条において同じ)。

表 1 3 3 - 1

記録 (実用炉規則第 6 7 条に基づく記録)	記録すべき場合 ^{※2}	保存期間
1. 使用前検査の結果	検査の都度	同一事項に関する次の検査の時までの期間
2. 定期検査の結果		
3. 原子炉施設の巡視または点検の状況ならびにその担当者の氏名	毎日 1 回	巡視または点検を実施した施設または設備を廃棄した後 5 年が経過するまでの期間
4. 保守管理の実施状況およびその担当者の氏名 (1) 保全活動管理指標の監視結果およびその担当者の氏名 (2) 点検・補修等の結果 (安全上重要な機器等の補修、取替えおよび改造については、法令に基づく必要な手続きの要否の確認結果を含む。) およびその担当者の氏名 (3) 点検・補修等の結果の確認・評価およびその担当者の氏名 (4) 点検・補修等の不適合管理、是正処置、予防処置およびその担当者の氏名	保守管理の実施の都度	保守管理を実施した原子炉施設を解体または廃棄した後 5 年が経過するまでの期間
5. 保守管理に関する方針、保守管理の目標および保守管理の実施に関する計画の評価の結果およびその評価の担当者の氏名 (1) 保全の有効性評価およびその担当者の氏名 (2) 保守管理の有効性評価およびその担当者の氏名	評価の都度	評価を実施した原子炉施設の保守管理に関する方針、保守管理の目標または保守管理の実施に関する計画の改定までの期間
6. 熱出力	原子炉に燃料が装荷されている場合連続して	1 0 年間
7. 炉心の中性子束密度		1 0 年間
8. 炉心の温度		1 0 年間

※ 2 : 記録可能な状態において常に記録することを意味しており、点検・故障または消耗品の取替えにより記録不能な期間を除く。

表 133-1 (続き)

記録 (実用炉規則第 67 条に基づく記録)	記録すべき場合 ^{※2}	保存期間
9. 冷却材入口温度	モード 1 および 2 に おいて 1 時間毎	10 年間
10. 冷却材出口温度		10 年間
11. 冷却材圧力	モード 1 および 2 に おいて 1 時間毎	10 年間
12. 冷却材流量		10 年間
13. 制御棒位置		1 年間
14. 再結合装置内の温度 (3 号炉および 4 号炉) (1) 静的触媒式水素再結合装置温度 (2) 原子炉格納容器水素燃焼装置温度	運転中 ^{※3} 1 時間毎	1 年間
15. 原子炉に使用している冷却材の純度および毎 日の補給量	モード 1 および 2 に おいて毎日 1 回	1 年間
16. 原子炉内における燃料体の配置	配置または配置替え の都度	取出後 10 年間
17. 運転開始前の点検結果	開始の都度	1 年間
18. 運転停止後の点検結果	停止の都度	1 年間
19. 運転開始日時	その都度	1 年間
20. 臨界到達日時	同上	1 年間
21. 運転切替日時	同上	1 年間
22. 緊急しゃ断日時	同上	1 年間
23. 運転停止日時	同上	1 年間
24. 警報装置から発せられた警報の内容 ^{※4}	その都度	1 年間
25. 運転責任者の氏名および運転員の氏名ならび にこれらの者の交代の日時および交代時の 引継事項	交代の都度	1 年間
26. 使用済燃料の貯蔵施設内における燃料体の配 置	配置または配置替え の都度	5 年間
27. 使用済燃料の払出し時における放射能の量	払出しの都度	10 年間
28. 燃料体の形状または性状に関する検査の結果	挿入前および取出後 (装荷予定のない場 合を除く)	取出後 10 年間
29. 原子炉本体、使用済燃料の貯蔵施設、放射性 廃棄物の廃棄施設等の放射線しゃへい物の 側壁における線量当量率	毎日運転中 1 回	10 年間
30. 放射性廃棄物の排気口または排気監視設備お よび排水口または排水監視設備における放 射性物質の 1 日間および 3 月間についての 平均濃度	1 日間の平均濃度に あつては毎日 1 回、3 月間の平均濃度にあ つては 3 月毎に 1 回	10 年間

※ 3 : 添付 3「重大事故等および大規模損壊対応にかかる実施基準」に定める判断基準により、原子炉格納容器水素燃焼装置を起動している期間。

※ 4 : 「警報装置から発せられた警報」とは、実用発電用原子炉及びその付属施設の技術基準に関する規則第 47 条第 1 項および第 2 項に規定する範囲の警報をいう。

表133-1 (続き)

記録 (実用炉規則第67条に基づく記録)	記録すべき場合 ^{※2}	保存期間
31. 管理区域における外部放射線に係る1週間の線量当量、空気中の放射性物質の1週間についての平均濃度および放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度	毎週1回	10年間
32. 放射線業務従事者の4月1日を始期とする1年間の線量、女子 ^{※5} の放射線業務従事者の4月1日、7月1日、10月1日および1月1日を始期とする各3月間の線量ならびに本人の申出等により妊娠の事実を知ることとなった女子の放射線業務従事者にあつては出産までの間毎月1日を始期とする1月間の線量	1年間の線量にあつては毎年度1回、3月間の線量にあつては3月毎に1回、1月間の線量にあつては1月毎に1回	※6
33. 4月1日を始期とする1年間の線量が20ミリシーベルトを超えた放射線業務従事者の当該1年間を含む原子力規制委員会が定める5年間の線量	原子力規制委員会が定める5年間において毎年度1回(左欄に掲げる当該1年間以降に限る)	※6
34. 放射線業務従事者が緊急作業に従事した期間の始期および終期ならびに放射線業務従事者の当該期間の線量	その都度	※6
35. 放射線業務従事者が当該業務に就く日の属する年度における当該日以前の放射線被ばくの経歴および原子力規制委員会が定める5年間における当該年度の前年度までの放射線被ばくの経歴	その者が当該業務に就く時	※6
36. 発電所の外において運搬した核燃料物質等の種類別の数量、その運搬に使用した容器の種類ならびにその運搬の日時および経路	運搬の都度	1年間

※5：妊娠不能と診断された者および妊娠の意思のない旨を書面で申し出た者を除く。

※6：その記録に係る者が放射線業務従事者でなくなった場合、またはその記録を保存している期間が5年を超えた場合において、その記録を原子力規制委員会の指定する機関に引き渡すまでの期間。

表 133-1 (続き)

記録 (実用炉規則第 67 条に基づく記録)	記録すべき場合 ^{※2}	保存期間
37. 廃棄施設に廃棄した放射性廃棄物の種類、当該放射性廃棄物に含まれる放射性物質の数量、当該放射性廃棄物を容器に封入し、または容器と一体的に固型化した場合には当該容器の数量および比重ならびにその廃棄の日、場所および方法	その廃棄の都度	※7
38. 放射性廃棄物を容器に封入し、または容器に固型化した場合には、その方法	封入または固型化の都度	※7
39. 放射性物質による汚染の広がり防止および除去を行った場合には、その状況および担当者の氏名	広がりの防止および除去の都度	1年間
40. 事故の発生および復旧の日時	その都度	※7
41. 事故の状況および事故に際して採った処置	同上	※7
42. 事故の原因	同上	※7
43. 事故後の処置	同上	※7
44. 風向および風速	連続して	10年間
45. 降雨量	同上	10年間
46. 大気温度	同上	10年間
47. 保安教育の実施計画	策定の都度	3年間
48. 保安教育の実施日時、項目および受け手の氏名	実施の都度	3年間

※7： 廃止措置が終了し、その結果が原子力規制委員会規則で定める基準に適合していることについて、原子力規制委員会の確認を受けるまでの期間。

表 133-2

記録（実用炉規則第 37 条 および第 57 条に基づく記録）	記録すべき場合	保存期間
<p>1. 溶接事業者検査の結果の記録</p> <p>(1) 検査年月日 (2) 検査の対象 (3) 検査の方法 (4) 検査の結果 (5) 検査を行った者の氏名 (6) 検査の結果に基づいて補修等の措置を講じたときは、その内容 (7) 検査の実施に係る組織 (8) 検査の実施に係る工程管理 (9) 検査において協力した事業者がある場合には、当該事業者の管理に関する事項 (10) 検査記録の管理に関する事項 (11) 検査に係る教育訓練に関する事項</p>	検査の都度	<p>当該溶接事業者検査に係る原子炉容器等の存続する期間</p> <hr/> <p>当該溶接事業者検査を行った後最初の原子炉等規制法第 43 条の 3 の 13 第 6 項の通知を受けるまでの期間</p>
<p>2. 定期事業者検査の結果の記録</p> <p>(1) 検査年月日 (2) 検査の対象 (3) 検査の方法 (4) 検査の結果 (5) 検査を行った者の氏名 (6) 検査の結果に基づいて補修等の措置を講じたときは、その内容 (7) 検査の実施に係る組織 (8) 検査の実施に係る工程管理 (9) 検査において協力した事業者がある場合には、当該事業者の管理に関する事項 (10) 検査記録の管理に関する事項 (11) 検査に係る教育訓練に関する事項</p>	検査の都度	<p>その特定発電用原子炉施設が廃棄された後 5 年が経過するまでの期間</p>

表 1 3 3 - 3

記録（実用炉規則第 6 7 条に基づく記録）※ ⁹	記録すべき場合	保存期間
1. 文書化した、品質方針および品質目標	変更の都度	変更後 5 年が経過するまでの期間
2. 第 3 条に定める品質保証計画および原子力発電の安全に係る品質保証規程	変更の都度	変更後 5 年が経過するまでの期間
3. JEAC4111 の要求事項に基づき作成する次の社内標準 (1) 原子力部門における文書・記録管理通達 (2) 原子力部門における内部監査通達 (3) 不適合管理および是正処置通達 (4) 予防処置通達	変更の都度	変更後 5 年が経過するまでの期間
4. 組織内のプロセスの効果的な計画、運用および管理を確実に実施するために、組織が必要と判断した次の文書 (1) グレード分け通達 (2) 安全文化通達 (3) 品質目標通達 (4) 内部コミュニケーション通達 (5) 要員・組織計画通達 (6) 教育・訓練通達 (7) 運転管理通達 (8) 原子燃料管理通達 (9) 放射性廃棄物管理通達 (10) 放射線管理通達 (11) 保守管理通達 (12) 非常時の措置通達 (13) 安全管理通達 (14) 原子燃料サイクル通達 (15) 原子力技術業務要綱 (16) 外部コミュニケーション通達 (17) 設計・開発通達 (18) 原子力部門における調達管理通達 (19) 監視機器・測定機器管理通達 (20) 検査・試験通達 (21) データ分析通達 (22) 火災防護通達	変更の都度	変更後 5 年が経過するまでの期間

※⁹：表 1 3 3 - 1 および表 1 3 3 - 2 に掲げるものを除く。

表 1 3 3 - 3 (続き)

記録 (実用炉規則第 6 7 条に基づく記録) ※9	記録すべき場合	保存期間
5. JEAC4111 の要求事項に基づき作成する次の記録 (1) マネジメントレビューの結果の記録 (2) 教育・訓練、技能および経験について該当する記録 (3) 業務の計画で必要と定めた記録 (本項の他で定めるものを除く。) (4) 業務・原子炉施設に対する要求事項のレビューの結果の記録およびそのレビューを受けてとられた処置の記録 (5) 原子炉施設の要求事項に関連する設計・開発へのインプットの記録 (6) 設計・開発のレビューの結果の記録および必要な処置があればその記録 (7) 設計・開発の検証の結果の記録および必要な処置があればその記録 (8) 設計・開発の妥当性確認の結果の記録および必要な処置があればその記録 (9) 設計・開発の変更の記録 (10) 設計・開発の変更のレビューの結果の記録および必要な処置があればその記録 (11) 供給者の評価の結果の記録および評価によって必要とされた処置があればその記録 (12) プロセスの妥当性確認で組織が記録を必要とした活動の記録 (13) 業務・原子炉施設に関するトレーサビリティの記録 (14) 組織外の所有物に関して、組織が必要と判断した場合の記録 (15) 校正または検証に用いた基準の記録 (16) 測定機器が要求事項に適合していないと判明した場合の、過去の測定結果の妥当性評価の記録 (17) 校正および検証の結果の記録 (18) 内部監査の結果の記録 (19) 合否判定基準への適合の記録 (20) 不適合の性質、不適合に対してとられた特別採用を含む処置の記録 (21) 是正処置の結果の記録 (22) 予防処置の結果の記録	作成の都度	5年

(報告)

第134条 各課(室)長は、次に定める事項について、直ちに所長および原子炉主任技術者に報告する。

- (1) 運転上の制限を満足していないと判断した場合(実用炉規則第87条第9号に定める事象が生じた場合)(第88条関連)
 - (2) 第91条に定める異常が発生した場合
 - (3) 放射性液体廃棄物または放射性気体廃棄物について放出管理目標値を超えて放出した場合(第101条または第102条関連)
 - (4) 外部放射線に係る線量当量率等に異常が認められた場合(第114条関連)
 - (5) 実用炉規則第134条第2号から第14号に定める報告事象が生じた場合
2. 前項に定める事項が発生した場合は、その旨を社長に報告する。
3. 第1項(1)に定める事項が発生した場合は、その旨を直ちに原子力規制委員会へ報告する。

附 則（平成23年5月11日 17原安防通達第2号-22）

（施行期日）

第 1 条 この通達は、平成23年5月12日から施行する。

2. 第75条（ディーゼル発電機 –モード1、2、3および4以外–）の表75-1について、非常用発電機の運用を開始するまでは、所要の電力供給が可能な場合、他の号炉のディーゼル発電機または移動式発電装置を非常用発電機とみなすことができる。

附 則（平成27年10月9日 平成26原安管通達第3号-5）

（施行期日）

第 1 条 この通達は、平成27年10月16日から施行する。

2. 本規定施行の際、使用前検査の対象となる規定（次項を除く。）については、原子炉に燃料体を挿入することができる状態になった時の工事の工程における各原子炉施設に係る使用前検査終了日以降に適用する。ただし、上記検査がない設備については構造、強度または漏えいに係る検査終了日以降に適用する。
3. 第85条（重大事故等対処設備）のうち、原子炉下部キャビティ水位計に係る規定については、原子炉の運転モード5の期間における使用前検査終了日以降に適用する。
4. 原子力規制委員会設置法の一部の施行により実用炉規則等が改正されたことに伴う変更に係る本規定施行後、3号炉および4号炉の初回の原子炉起動前までに、各々について第18条の5（重大事故等発生時の体制の整備）第4項(2)に定める成立性の確認訓練を実施する。
5. 1号炉および2号炉については、原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う関係規則の整備に関する規則の施行に伴う原子炉設置変更の許可および原子炉施設保安規定変更の施行までの間、原子炉への燃料の装荷は行わない。

附 則（平成30年5月11日 平成26原安管通達第3号-14）

（施行期日）

第 1 条 この通達は、平成30年5月17日から施行する。

2. 次の各号に示す原子炉施設の定期的な評価に係る規定については、施行日以後、初めて原子炉等規制法第43条の3の29の規定による届出をするまでの間、なお、従前の例による。
 - (1) 第3条（品質保証計画）
 - (2) 第6条（原子力発電安全委員会）
 - (3) 第11条（原子炉施設の定期的な評価）
 - (4) 第120条（保守管理計画）
 - (5) 第131条（所員への保安教育）
 - (6) 第133条（記録）

附 則（平成30年6月26日 平成26原安管通達第3号-15）
（施行期日）

第 1 条 この通達は、平成30年6月27日から施行する。

2. 次の各号に示す規定については、施行日以後、県道（一般県道 音海中津海線）を供用開始するまでの間、なお、従前の例による。

- （1）第111条（周辺監視区域）
- （2）第114条（外部放射線に係る線量当量率等の測定）
- （3）添付4（管理区域図）

<従前の例（附 則（平成30年5月11日 平成26原安管通達第3号-14））>

（品質保証計画）

第 3 条 第 2 条に係る保安活動のための品質保証活動を実施するにあたり、以下のとおり品質保証計画を定める。

1. 目的

本品質保証計画は、発電所の安全を達成・維持・向上させるため、「原子力発電所における安全のための品質保証規程（JEAC4111-2009）」（以下、「JEAC4111」という。）および関係法令に基づく品質マネジメントシステム（安全文化を醸成する活動を行うしくみを含む。以下、「品質マネジメントシステム」という。）を確立し、実施し、評価確認し、継続的に改善することを目的とする。

2. 適用範囲

本品質保証計画は、発電所の保安活動に適用する。

3. 定義

本品質保証計画における用語の定義は、下記に定めるものの他 JEAC4111 に従う。

(1) 発電用原子炉施設

原子力発電所を構成する構築物、系統および機器等の総称をいう（以下、本条において「原子炉施設」という）。

(2) 原子力施設情報公開ライブラリー

原子力施設の事故もしくは故障等の情報または信頼性に関する情報を共有し、活用することにより、事故および故障等の未然防止を図ることを目的として、一般社団法人 原子力安全推進協会が運営するデータベースのことをいう（以下、「ニューシア」という）。

(3) PWR事業者連絡会

国内PWR（加圧水型軽水炉）プラントの安全安定運転のために、PWRプラントを所有する国内電力会社と国内PWRプラントメーカーの間で必要な技術検討の実施および技術情報を共有するための連絡会のことをいう（以下、本条および第120条において同じ）。

4. 品質マネジメントシステム

4. 1 一般要求事項

(1) 原子力部門（第4条 図4に示す組織すべてをいう。以下、本規定において同じ。）は、本品質保証計画に従って、品質マネジメントシステムを確立し、文書化し、実施し、維持する。また、その品質マネジメントシステムの有効性を継続的に改善する。

(2) 原子力部門は、次の事項を実施する。

a) 品質マネジメントシステムに必要なプロセスおよびそれらの原子力部門への適用を4.2.1 b)、c)、d)およびe)に示す文書で明確にする。

b) これらのプロセスの順序および相互関係を図3-1に示す。

c) これらのプロセスの運用および管理のいずれもが効果的であることを確実にするために必要な判断基準および方法を品質マネジメントシステムの文書にて明

- 確にする。
- d) これらのプロセスの運用および監視を支援するために必要な資源および情報を利用できることを確実にする。(6. 参照)
 - e) これらのプロセスを監視し、適用可能な場合には測定し、分析する。
 - f) これらのプロセスについて、計画どおりの結果を得るため、かつ、継続的改善を達成するために必要な処置をとる。
 - g) これらのプロセスおよび原子力部門の体制を品質マネジメントシステムとの整合がとれたものにする。
 - h) 社会科学および行動科学の知見を踏まえて、品質マネジメントシステムの運用を促進する。
- (3) 原子力部門は、品質マネジメントシステムの運用において、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」(以下、「重要度分類指針」という。)に基づく重要性に応じて、品質マネジメントシステム要求事項の適用の程度について、表3-2の4. 1項に係る社内標準に規定し、グレード分けを行う。また、これに基づき資源の適切な配分を行う。なお、グレード分けの決定に際しては、重要度分類指針に基づく重要性に加えて以下の事項を考慮することができる。
- a) プロセスおよび原子炉施設の複雑性、独自性または斬新性の程度
 - b) プロセスおよび原子炉施設の標準化の程度や記録のトレーサビリティの程度
 - c) 検査または試験による原子力安全に対する要求事項への適合性の検証可能性の程度
 - d) 作業または製造プロセス、要員、要領および装置等に対する特別な管理や検査の必要性の程度
 - e) 運転開始後の原子炉施設に対する保守、供用期間中検査および取替えの難易度
- (4) 原子力部門は、これらのプロセスを、本品質保証計画に従って運営管理する。
- (5) 原子力安全の達成に影響を与えるプロセスをアウトソースすることを原子力部門が決めた場合には、原子力部門はアウトソースしたプロセスに関して管理を確実にする。これらのアウトソースしたプロセスに適用される管理の方式および程度は、原子力部門の品質マネジメントシステムの文書に定める。
4. 2 文書化に関する要求事項
4. 2. 1 一般
- 品質マネジメントシステムの文書には、次の事項を含める。品質マネジメントシステム文書体系図を図3-2に示す。
- a) 文書化した、品質方針および品質目標の表明
 - b) 「原子力発電の安全に係る品質保証規程」
 - c) JEAC4111の要求事項に基づき作成する表3-1に示す社内標準およびこれらの社内標準の中で明確にした記録
 - d) 原子力部門内のプロセスの効果的な計画、運用および管理を確実に実施するために、原子力部門が必要と決定した表3-2に示す社内標準およびこれらの社内標準の中で明確にした記録
 - e) 原子力部門内のプロセスの効果的な計画、運用および管理を確実に実施するために、原子力部門が必要と決定した文書(c)およびd)の社内標準を除く。)および

びこれらの文書の中で明確にした記録

なお、b)、c)およびd)に示す社内標準以外の品質マネジメントシステムで必要とされる文書は、表3-1、表3-2で示す社内標準の中で、文書名または作成し管理することを記載する。

また、c)、d) およびe)の記録は、適正に作成する。

4. 2. 2 品質マニュアル

原子力部門は、次の事項を含む品質マニュアルとして、「原子力発電の安全に係る品質保証規程」（本品質保証計画を含む。）を作成し、維持する。

- a) 品質マネジメントシステムの組織に関する事項
- b) 品質マネジメントシステムの計画に関する事項
- c) 品質マネジメントシステムの実施に関する事項
- d) 品質マネジメントシステムの評価に関する事項
- e) 品質マネジメントシステムの改善に関する事項
- f) 品質マネジメントシステムの適用範囲（2. 参照）
- g) 品質マネジメントシステムについて確立された社内標準（4. 2. 1参照）
- h) 品質マネジメントシステムのプロセス間の相互関係に関する記述（図3-1参照）

4. 2. 3 文書管理

(1) 原子力部門は、保安活動の重要度に応じて、品質マネジメントシステムで必要とされる文書を管理する。ただし、記録は文書的一种ではあるが、4. 2. 4に規定する要求事項に従って管理する。

(2) 次の活動に必要な管理を規定するために、表3-1の4. 2. 3項に係る社内標準を確立する。

- a) 発行前に、適切かどうかの観点から文書をレビューし、承認する。
- b) 文書をレビューする。また、必要に応じて更新し、再承認する。
- c) 文書の変更の識別および現在有効な版の識別を確実にする。
- d) 該当する文書の適切な版が、必要なときに、必要なところで使用可能な状態にあることを確実にする。
- e) 文書は、読みやすくかつ容易に識別可能な状態であることを確実にする。
- f) 品質マネジメントシステムの計画および運用のために原子力部門が必要と決定した外部からの文書を明確にし、その配付が管理されていることを確実にする。
- g) 廃止文書が誤って使用されないようにする。また、これらを何らかの目的で保持する場合には、適切な識別をする。

4. 2. 4 記録の管理

(1) 原子力部門は、要求事項への適合および品質マネジメントシステムの効果的運用の証拠を示すために作成する記録の対象を明確にし、管理する。

(2) 原子力部門は、記録の識別、保管、保護、検索、保管期間および廃棄に関して必要な管理を規定するために、表3-1の4. 2. 4項に係る社内標準を確立する。

(3) 記録は、読みやすく、容易に識別可能かつ検索可能とする。

5. 経営者の責任

5. 1 経営者のコミットメント

社長は、品質マネジメントシステムの構築および実施ならびにその有効性を継続的に改善することに対するコミットメントの証拠を、次の事項によって示す。

- a) 法令・規制要求事項を満たすことは当然のこととして、原子力安全の重要性を原子力部門内に周知する。
- b) 品質方針を設定する。(5. 3 参照)
- c) 管理責任者を指揮し、品質目標が設定されることを確実にする。(5. 4. 1 参照)
- d) マネジメントレビューを実施する。(5. 6 参照)
- e) 管理責任者を指揮し、品質マネジメントシステムの確立と維持に必要な資源が使用できることを確実にする。(6. 参照)
- f) 安全文化を醸成するための活動を促進する。

5. 2 原子力安全の重視

原子力安全を最優先に位置付け、社長は、業務・原子炉施設に対する要求事項が決定され、満たされていることを確実にする。(7. 2. 1 および 8. 2. 1 参照)

5. 3 品質方針

社長は、品質方針について、次の事項を確実にする。

- a) 原子力部門の目的に対して適切である。
- b) 要求事項への適合および品質マネジメントシステムの有効性の継続的な改善に対するコミットメントを含む。
- c) 品質目標の設定およびレビューのための枠組みを与える。
- d) 原子力部門全体に伝達され、理解される。
- e) 適切性の持続のためにレビューされる。
- f) 組織運営に関する方針と整合がとれている。

5. 4 計画

5. 4. 1 品質目標

- (1) 社長は、原子力部門内のしかるべき部門および階層で、業務・原子炉施設に対する要求事項を満たすために必要なものを含む品質目標(7. 1 (3) a) 参照)が設定されていることを確実にする。
- (2) 品質目標は、その達成度が判定可能で、品質方針との整合をとる。
- (3) 原子力部門は、品質目標に係る事項について、表3-2の5. 4項に係る社内標準を確立する。

5. 4. 2 品質マネジメントシステムの計画

社長は、次の事項を確実にする。

- a) 品質目標に加えて4. 1に規定する要求事項を満たすために、品質マネジメントシステムの構築と維持についての計画を策定する。
- b) 品質マネジメントシステムの変更を計画し、実施する場合には、その変更が品質マネジメントシステムの全体の体系に対して矛盾なく、整合性が取れている。

5. 5 責任、権限およびコミュニケーション

5. 5. 1 責任および権限

社長は、第5条、第10条および第10条の2に定める責任（保安活動の内容について説明する責任を含む。）と権限が、原子力部門全体に周知されていることを確実にする。

5. 5. 2 管理責任者

- (1) 社長は、原子力事業本部長を原子力部門（経営監査室を除く。）の管理責任者とし、経営監査室長を経営監査室の管理責任者として任命する。
- (2) 管理責任者（原子力事業本部長）は、与えられている他の責任とかかわりなく、次に示す責任および権限をもつ。
 - a) 品質マネジメントシステムに必要なプロセスの確立、実施および維持を確実にする。
 - b) 品質マネジメントシステムの成果を含む実施状況および改善の必要性の有無について、社長に報告する。
 - c) 原子力部門（経営監査室を除く。）全体にわたって、関係法令の遵守および原子力安全についての認識を高めることを確実にする。
- (3) 経営監査室長は、与えられている他の責任とかかわりなく、次に示す責任および権限をもつ。
 - a) 品質マネジメントシステムに必要なプロセスの確立、実施および維持を確実にする。
 - b) 品質マネジメントシステムの成果を含む実施状況および改善の必要性の有無について、社長に報告する。
 - c) 経営監査室全体にわたって、関係法令の遵守および原子力安全についての認識を高めることを確実にする。

5. 5. 3 プロセス責任者

社長は、プロセス責任者に対し、所掌する業務に関して、次に示す責任および権限を与える。

- a) プロセスが確立され、実施されるとともに、有効性を継続的に改善する。
- b) 業務に従事する要員の、業務・原子炉施設に対する要求事項についての認識を高める。
- c) 業務の成果を含む実施状況について評価する。（5. 4. 1 および 8. 2. 3 参照）。
- d) 安全文化を醸成するための活動を促進する。

5. 5. 4 内部コミュニケーション

- (1) 社長は、原子力部門内にコミュニケーションのための適切なプロセスが確立されることを確実にする。また、品質マネジメントシステムの有効性に関する情報交換が行われることを確実にする。
- (2) 原子力部門は、内部コミュニケーションに係る事項について、表3-2の5. 5. 4項に係る社内標準を確立する。

5. 6 マネジメントレビュー

5. 6. 1 一般

- (1) 社長は、原子力部門の品質マネジメントシステムが、引き続き、適切、妥当かつ有

効であることを確実にするために、年1回（原則として年度末）以上品質マネジメントシステムをレビューする。

(2) 発電所長は、発電所における品質マネジメントシステムを評価し、その結果を表3-2の5.5.4項に係る社内標準に基づき管理責任者（原子力事業本部長）へ報告する。管理責任者（原子力事業本部長および経営監査室長）は、これらの情報を含む自らが所管する品質マネジメントシステムに係る活動を評価し、その結果をマネジメントレビューへのインプットとする。

(3) マネジメントレビューでは、品質マネジメントシステムの改善の機会の評価、ならびに品質方針および品質目標を含む品質マネジメントシステムの変更の必要性の評価も行う。なお、第5条第1項(17)に定める関係する部門についてもマネジメントレビューの結果に基づいて社長が必要な業務の指示を行う。

(4) マネジメントレビューの結果の記録は、維持する。（4.2.4参照）

5.6.2 マネジメントレビューへのインプット

マネジメントレビューへのインプットには、次の情報を含める。

- a) 監査の結果
- b) 原子力安全の達成に関する外部の受けとめ方（8.2.1参照）
- c) プロセスの成果を含む実施状況（品質目標の達成状況を含む。）ならびに検査および試験の結果（8.2.3および8.2.4参照）
- d) 予防処置および是正処置の状況（8.5.2および8.5.3参照）
- e) 安全文化を醸成するための活動の実施状況
- f) 関係法令の遵守状況
- g) 前回までのマネジメントレビューの結果に対するフォローアップ（5.6.3参照）
- h) 品質マネジメントシステムに影響を及ぼす可能性のある変更
- i) 改善のための提案

5.6.3 マネジメントレビューからのアウトプット

マネジメントレビューからのアウトプットには、次の事項に関する決定および処置すべてを含める。

- a) 品質マネジメントシステムおよびそのプロセスの有効性の改善
- b) 業務の計画および実施にかかわる改善
- c) 資源の必要性

6. 資源の運用管理

6.1 資源の提供

原子力部門は、原子力安全に必要な資源を表3-2の6.1項、6.2項および7.1項に係る社内標準において明確にし、提供する。

6.2 人的資源

6.2.1 一般

原子力安全の達成に影響がある業務に従事する要員は、適切な教育、訓練、技能および経験を判断の根拠として力量を有する。

6.2.2 力量、教育・訓練および認識

原子力部門は、表3-2の5.4項および6.2項に係る社内標準を確立し、次の

事項を実施する。

- a) 原子力安全の達成に影響がある業務に従事する要員に必要な力量を明確にする。
- b) 必要な力量が不足している場合には、その必要な力量に到達することができるように教育・訓練を行うか、または他の処置をとる。
- c) 教育・訓練または他の処置の有効性を評価する。
- d) 原子力部門の要員が、自らの活動のもつ意味および重要性を認識し、品質目標の達成に向けて自らがどのように貢献できるかを認識することを確実にする。
- e) 教育、訓練、技能および経験について該当する記録を維持する。(4. 2. 4 参照)

6. 3 原子炉施設およびインフラストラクチャー

原子力部門は、原子力安全の達成のために必要な原子炉施設を表3-2の7. 1項に係る社内標準において明確にし、維持管理する。

また、原子力安全の達成のために必要なインフラストラクチャーを表3-2の7. 1項に係る社内標準において明確にし、維持する。

6. 4 作業環境

原子力部門は、原子力安全の達成のために必要な作業環境を表3-2の7. 1項に係る社内標準において明確にし、運営管理する。

7. 業務の計画および実施

7. 1 業務の計画

(1) 原子力部門は、表3-1の4. 2. 3項に係る社内標準および表3-2の7. 1項に係る社内標準に基づき、保安活動に関する業務に必要なプロセスを計画し、構築する。

(2) 業務の計画は、品質マネジメントシステムのその他のプロセスの要求事項と整合をとる。(4. 1参照)

(3) 原子力部門は、業務の計画に当たって、次の各事項について適切に明確化する。
なお、d)については表3-2の7. 1項に係る社内標準において明確にする。

- a) 業務・原子炉施設に対する品質目標および要求事項
- b) 業務・原子炉施設に特有な、プロセスおよび文書の確立の必要性、ならびに資源の提供の必要性
- c) その業務・原子炉施設のための検証、妥当性確認、監視、測定、検査および試験活動ならびにこれらの合否判定基準
- d) 業務・原子炉施設のプロセスおよびその結果が、要求事項を満たしていることを実証するために必要な記録(4. 2. 4参照)

(4) この計画のアウトプットは、原子力部門の運営方法に適した形式にする。

7. 2 業務・原子炉施設に対する要求事項に関するプロセス

7. 2. 1 業務・原子炉施設に対する要求事項の明確化

原子力部門は、次の事項を業務の計画(7. 1参照)で明確にする。

- a) 業務・原子炉施設に適用される法令・規制要求事項
- b) 明示されてはいないが、業務・原子炉施設に不可欠な要求事項
- c) 原子力部門が必要と判断する追加要求事項すべて

7. 2. 2 業務・原子炉施設に対する要求事項のレビュー

- (1) 原子力部門は、業務・原子炉施設に対する要求事項をレビューする。このレビューは、その要求事項を適用する前に実施する。
- (2) レビューでは、次の事項を確実にする。
 - a) 業務・原子炉施設に対する要求事項が定められている。
 - b) 業務・原子炉施設に対する要求事項が以前に提示されたものと異なる場合には、それについて解決されている。
 - c) 原子力部門が、定められた要求事項を満たす能力をもっている。
- (3) このレビューの結果の記録、およびそのレビューを受けてとられた処置の記録を維持する。(4. 2. 4参照)
- (4) 業務・原子炉施設に対する要求事項が書面で示されない場合には、原子力部門はその要求事項を適用する前に確認する。
- (5) 業務・原子炉施設に対する要求事項が変更された場合には、原子力部門は、関連する文書として業務の計画を修正する。また、変更後の要求事項が、関連する要員に理解されていることを確実にする。

7. 2. 3 外部とのコミュニケーション

原子力部門は、原子力安全に関して外部とのコミュニケーションを図るための効果的な方法を表3-2の7. 2. 3項に係る社内標準で明確にし、実施する。

7. 3 設計・開発

原子力部門は、表3-2の7. 3項に係る社内標準を確立し、次の事項を実施する。

7. 3. 1 設計・開発の計画

- (1) 原子力部門は、原子炉施設の設計・開発の計画を策定し、管理する。
- (2) 設計・開発の計画において、原子力部門は、次の事項を明確にする。
 - a) 設計・開発の段階
 - b) 設計・開発の各段階に適したレビュー、検証および妥当性確認
 - c) 設計・開発に関する責任（保安活動の内容について説明する責任を含む。）および権限
- (3) 原子力部門は、効果的なコミュニケーションならびに責任および権限の明確な割当てを確実にするために、設計・開発に関与するグループ間のインタフェースを運営管理する。
- (4) 設計・開発の進行に応じて、策定した計画を適切に更新する。

7. 3. 2 設計・開発へのインプット

- (1) 原子炉施設の要求事項に関連するインプットを明確にし、記録を維持する。(4. 2. 4参照) インプットには、次の事項を含める。
 - a) 機能および性能に関する要求事項
 - b) 適用される法令・規制要求事項
 - c) 適用可能な場合には、以前の類似した設計から得られた情報
 - d) 設計・開発に不可欠なその他の要求事項
- (2) 原子炉施設の要求事項に関連するインプットについては、その適切性をレビューし、承認する。要求事項は、漏れがなく、あいまいでなく、相反することがないようにする。

7. 3. 3 設計・開発からのアウトプット

- (1) 設計・開発からのアウトプットは、設計・開発へのインプットと対比した検証を行うのに適した形式とする。また、リリースの前に、承認を受ける。
- (2) 設計・開発からのアウトプットは、次の状態とする。
 - a) 設計・開発へのインプットで与えられた要求事項を満たす。
 - b) 調達、業務の実施（原子炉施設の使用を含む。）に対して適切な情報を提供する。
 - c) 関係する検査および試験の合否判定基準を含むか、またはそれを参照している。
 - d) 安全な使用および適正な使用に不可欠な原子炉施設の特性を明確にする。

7. 3. 4 設計・開発のレビュー

- (1) 設計・開発の適切な段階において、次の事項を目的として、計画されたとおりに（7. 3. 1 参照）体系的なレビューを行う。
 - a) 設計・開発の結果が、要求事項を満たせるかどうかを評価する。
 - b) 問題を明確にし、必要な処置を提案する。
- (2) レビューへの参加者には、レビューの対象となっている設計・開発段階に関連する部門を代表する者および当該設計・開発に係る専門家を含める。このレビューの結果の記録、および必要な処置があればその記録を維持する。（4. 2. 4 参照）

7. 3. 5 設計・開発の検証

- (1) 設計・開発からのアウトプットが、設計・開発へのインプットで与えられている要求事項を満たしていることを確実にするために、計画されたとおりに（7. 3. 1 参照）検証を実施する。

この検証の結果の記録、および必要な処置があればその記録を維持する。（4. 2. 4 参照）
- (2) 設計・開発の検証は、原設計者以外の者またはグループが実施する。

7. 3. 6 設計・開発の妥当性確認

- (1) 結果として得られる原子炉施設が、指定された用途または意図された用途に応じた要求事項を満たし得ることを確実にするために、計画した方法（7. 3. 1 参照）に従って、設計・開発の妥当性確認を実施する。
- (2) 実行可能な場合にはいつでも、原子炉施設の使用前に、妥当性確認を完了する。
- (3) 妥当性確認の結果の記録、および必要な処置があればその記録を維持する。（4. 2. 4 参照）

7. 3. 7 設計・開発の変更管理

- (1) 設計・開発の変更を明確にし、記録を維持する。（4. 2. 4 参照）
- (2) 変更に対して、レビュー、検証および妥当性確認を適切に行い、その変更を実施する前に承認する。
- (3) 設計・開発の変更のレビューには、その変更が、当該の原子炉施設を構成する要素および関連する原子炉施設に及ぼす影響の評価（当該原子炉施設を構成する材料または部品に及ぼす影響の評価を含む。）を含める。
- (4) 変更のレビューの結果の記録、および必要な処置があればその記録を維持する。

(4. 2. 4 参照)

7. 4 調達

原子力部門は、表3-2の7. 4項に係る社内標準を確立し、次の事項を実施する。

7. 4. 1 調達プロセス

- (1) 原子力部門は、規定された調達要求事項に、調達製品が適合することを確実にする。
- (2) 供給者および調達製品に対する管理の方式および程度は、調達製品が、原子力安全に及ぼす影響に応じて定める。
- (3) 原子力部門は、供給者が原子力部門の要求事項に従って調達製品を供給する能力を判断の根拠として、供給者を評価し、選定する。選定、評価および再評価の基準を定める。
- (4) 評価の結果の記録、および評価によって必要とされた処置があればその記録を維持する。(4. 2. 4 参照)
- (5) 原子力部門は、調達製品の調達後における、維持または運用に必要な保安に係る技術情報の取得およびそれらを他の原子炉設置者と共有する場合に必要な措置に関する管理方法を定める。

7. 4. 2 調達要求事項

- (1) 調達要求事項では、調達製品に関する要求事項を明確にし、次の事項のうち該当するものを含める。
 - a) 製品、手順、プロセスおよび設備の承認に関する要求事項
 - b) 要員の適格性確認に関する要求事項
 - c) 品質マネジメントシステムに関する要求事項
 - d) 不適合の報告および処理に関する要求事項
 - e) 安全文化を醸成するための活動に関する必要な要求事項
- (2) 原子力部門は、供給者に伝達する前に、規定した調達要求事項が妥当であることを確実にする。
- (3) 原子力部門は、調達製品を受領する場合には、調達製品の供給者に対し、調達要求事項への適合状況を記録した文書を提出させる。

7. 4. 3 調達製品の検証

- (1) 原子力部門は、調達製品が、規定した調達要求事項を満たしていることを確実にするために、必要な検査またはその他の活動を定めて、実施する。
- (2) 原子力部門が、供給者先で検証を実施することにした場合には、原子力部門は、その検証の要領および調達製品のリリースの方法を調達要求事項の中で明確にする。

7. 5 業務の実施

原子力部門は、業務の計画(7. 1 参照)に基づき、次の事項を実施する。

7. 5. 1 業務の管理

原子力部門は、業務を管理された状態で実施する。管理された状態には、次の事項のうち該当するものを含める。

- a) 原子力安全との係わりを述べた情報が利用できる。
- b) 必要に応じて、作業手順が利用できる。
- c) 適切な設備を使用している。

d) 監視機器および測定機器が利用でき、使用している。

e) 監視および測定が実施されている。

f) 業務のリリースが実施されている。

7. 5. 2 業務の実施に関するプロセスの妥当性確認

(1) 業務の実施の過程で結果として生じるアウトプットが、それ以降の監視または測定で検証することが不可能で、その結果、業務が実施された後でしか不具合が顕在化しない場合には、原子力部門は、その業務の該当するプロセスの妥当性確認を行う。

(2) 妥当性確認によって、これらのプロセスが計画どおりの結果を出せることを実証する。

(3) 原子力部門は、これらのプロセスについて、次の事項のうち該当するものを含んだ手続きを確立する。

a) プロセスのレビューおよび承認のための明確な基準

b) 設備の承認および要員の適格性確認

c) 所定の方法および手順の適用

d) 記録に関する要求事項（4. 2. 4 参照）

e) 妥当性の再確認

7. 5. 3 識別およびトレーサビリティ

(1) 必要な場合には、原子力部門は、業務の計画および実施の全過程において、適切な手段により、業務・原子炉施設を識別する。

(2) 原子力部門は、業務の計画および実施の全過程において、監視および測定の要求事項に関連して、業務・原子炉施設の状態を識別する。

(3) トレーサビリティが要求事項となっている場合には、原子力部門は業務・原子炉施設について一意の識別を管理し、記録を維持する。（4. 2. 4 参照）

7. 5. 4 原子力部門外の所有物

原子力部門は、原子力部門外の所有物について、それが原子力部門の管理下にある間、注意を払い、必要に応じて記録を維持する。（4. 2. 4 参照）

7. 5. 5 調達製品の保存

(1) 原子力部門は、調達製品の検証後、受入から据付（使用）までの間、要求事項への適合を維持するように調達製品を保存する。この保存には、該当する場合、識別、取扱い、包装、保管および保護を含める。保存は、取替品、予備品にも適用する。

(2) 原子力部門は、調達製品の保存に係る事項について、表 3-2 の 7. 5. 5 項に係る社内標準を確立する。

7. 6 監視機器および測定機器の管理

原子力部門は、業務の計画（7. 1 参照）に基づき、次の事項を実施する。

(1) 業務・原子炉施設に対する要求事項への適合性を実証するために、原子力部門は、実施すべき監視および測定を表 3-2 の 7. 1 項および 8. 2. 4 項に係る社内標準において明確にする。また、そのために必要な監視機器および測定機器を表 3-2 の 7. 6 項に係る社内標準において明確にする。

(2) 原子力部門は、監視および測定の要求事項との整合性を確保できる方法で監視および測定が実施できることを確実にするプロセスを、表 3-2 の 7. 1 項に係る社内標準において確立する。

(3) 測定値の正当性が保証されなければならない場合には、測定機器に関し、次の事項を満たす。

- a) 定められた間隔または使用前に、国際または国家計量標準にトレーサブルな計量標準に照らして校正もしくは検証、またはその両方を行う。そのような標準が存在しない場合には、校正または検証に用いた基準を記録する。(4. 2. 4 参照)
- b) 機器の調整をする、または必要に応じて再調整する。
- c) 校正の状態を明確にするために識別を行う。
- d) 測定した結果が無効になるような操作ができないようにする。
- e) 取扱い、保守および保管において、損傷および劣化しないように保護する。

さらに、測定機器が要求事項に適合していないことが判明した場合には、原子力部門は、その測定機器でそれまでに測定した結果の妥当性を評価し、記録する。

(4. 2. 4 参照)

原子力部門は、その機器、および影響を受けた業務・原子炉施設すべてに対して、適切な処置をとる。校正および検証の結果の記録を維持する。(4. 2. 4 参照)

(4) 規定要求事項にかかわる監視および測定にコンピュータソフトウェアを使う場合には、そのコンピュータソフトウェアによって意図した監視および測定ができることを確認する。

この確認は、最初に使用するのに先立って実施する。また、必要に応じて再確認する。

8. 評価および改善

8. 1 一般

(1) 原子力部門は、次の事項のために必要となる監視、測定、分析および改善のプロセスを計画し、実施する。

- a) 業務・原子炉施設に対する要求事項への適合を実証する。
- b) 品質マネジメントシステムの適合性を確実にする。
- c) 品質マネジメントシステムの有効性を継続的に改善する。

(2) これには、統計的手法を含め、適用可能な方法、およびその使用の程度を決定することを含める。

8. 2 監視および測定

8. 2. 1 原子力安全の達成

原子力部門は、品質マネジメントシステムの成果を含む実施状況の測定の一つとして、原子力安全を達成しているかどうかに関して外部がどのように受けとめているかについての情報を監視する。この情報の入手および使用の方法を表3-2の8. 2. 1項に係る社内標準に定める。

8. 2. 2 内部監査

原子力部門は、表3-1の8. 2. 2項に係る社内標準を確立し、次の事項を実施する。

(1) 品質マネジメントシステムの次の事項が満たされているか否かを明確にするために、あらかじめ定められた間隔で、客観的な評価を行うことができる組織が内部監査を実施する。

- a) 品質マネジメントシステムが、業務の計画（7. 1 参照）に適合しているか、JEAC4111 の要求事項に適合しているか、および原子力部門が決めた品質マネジメントシステム要求事項に適合しているか。
 - b) 品質マネジメントシステムが効果的に実施され、維持されているか。
- (2) 監査の対象となるプロセスおよび領域の状態および重要性、ならびにこれまでの監査結果を考慮して、監査プログラムを策定する。監査の基準、範囲、頻度および方法を規定する。監査員の選定および監査の実施においては、監査プロセスの客観性および公平性を確保する。ただし、監査員は、自らの業務を監査しない。
 - (3) 監査の計画および実施、記録の作成および結果の報告に関する責任および権限、ならびに要求事項を規定する。
 - (4) 監査およびその結果の記録を維持する。（4. 2. 4 参照）
 - (5) 監査された領域に責任をもつ管理者は、検出された不適合およびその原因を除去するために遅滞なく、必要な修正および是正処置すべてがとられることを確実にする。フォローアップには、とられた処置の検証および検証結果の報告を含める。（8. 5. 2 参照）
 - (6) 監査のプログラムおよび結果について、管理責任者に報告する。
 - (7) 経営監査室は、原子力事業本部および発電所が実施した内部監査を評価する。その結果、経営監査室長が必要と判断した場合には、原子力事業本部、発電所に内部監査の実施を指示する。
 - (8) 原子力事業本部および発電所は、経営監査室長から内部監査の実施について指示がある場合は内部監査を実施する。
8. 2. 3 プロセスの監視および測定
- (1) 原子力部門は、品質マネジメントシステムのプロセスの監視、および適用可能な場合に行う測定には、適切な方法を適用する。
 - (2) これらの方法は、プロセスが計画どおりの結果を達成する能力があることを実証するものとする。
 - (3) 計画どおりの結果が達成できない場合には、適切に、修正ならびに是正処置をとる。
8. 2. 4 検査および試験
- (1) 原子力部門は、原子炉施設の要求事項が満たされていることを検証するために、表 3-2 の 8. 2. 4 項に係る社内標準を確立し、原子炉施設を検査および試験する。検査および試験は、業務の計画（7. 1 参照）に従って、適切な段階で実施する。検査および試験の合否判定基準への適合の証拠を維持する。（4. 2. 4 参照）
 - (2) 検査および試験要員の独立の程度を定める。
 - (3) リリース（次工程への引渡し）を正式に許可した人を、記録する。（4. 2. 4 参照）
 - (4) 業務の計画（7. 1 参照）で決めた検査および試験が完了するまでは、当該原子炉施設を据え付けたり、運転したりしない。ただし、当該の権限をもつ者が承認したときは、この限りではない。
8. 3 不適合管理
- 原子力部門は、表 3-1 の 8. 3 項に係る社内標準を確立し、次の事項を実施する。
- (1) 原子力部門は、業務・原子炉施設に対する要求事項に適合しない状況が放置される

ことを防ぐために、それらを識別し、管理することを確実にする。

- (2) 不適合の処理に関する管理およびそれに関連する責任および権限を規定する。
- (3) 該当する場合には、原子力部門は、次の一つまたはそれ以上の方法で、不適合を処理する。
 - a) 検出された不適合を除去するための処置をとる。
 - b) 当該の権限をもつ者が、特別採用によって、その使用、リリース、または合格と判定することを正式に許可する。
 - c) 本来の意図された使用または適用ができないような処置をとる。
 - d) 外部への引渡し後または業務の実施後に不適合が検出された場合には、その不適合による影響または起こり得る影響に対して適切な処置をとる。
- (4) 不適合に修正を施した場合には、要求事項への適合を実証するための再検証を行う。
- (5) 不適合の性質の記録、および不適合に対してとられた特別採用を含む処置の記録を維持する。(4. 2. 4 参照)
- (6) 原子力部門は、原子炉施設の保安の向上に役立たせる観点から、公開基準に従い、不適合の内容をニューシアへ登録することにより、情報の公開を行う。

8. 4 データの分析

- (1) 原子力部門は、品質マネジメントシステムの適切性および有効性を実証するため、また、品質マネジメントシステムの有効性の継続的な改善の可能性を評価するために、表3-2の8. 4項に係る社内標準において適切なデータを明確にし、それらのデータを収集し、分析する。この中には、監視および測定の結果から得られたデータならびにそれ以外の該当する情報源からのデータを含める。
- (2) データの分析によって、次の事項に関連する情報を提供する。
 - a) 原子力安全の達成に関する外部の受けとめ方(8. 2. 1 参照)
 - b) 業務・原子炉施設に対する要求事項への適合(8. 2. 3 および 8. 2. 4 参照)
 - c) 予防処置の機会を得ることを含む、プロセスおよび原子炉施設の、特性および傾向(8. 2. 3 および 8. 2. 4 参照)
 - d) 供給者の能力(7. 4 参照)

8. 5 改善

8. 5. 1 継続的改善

原子力部門は、品質方針、品質目標、監査結果、データの分析、是正処置、予防処置およびマネジメントレビューを通じて、品質マネジメントシステムの有効性を継続的に改善する。

8. 5. 2 是正処置

原子力部門は、表3-1の8. 5. 2項に係る社内標準を確立し、次の事項を実施する。

- (1) 原子力部門は、再発防止のため、不適合の原因を除去する処置をとる。
- (2) 是正処置は、検出された不適合のもつ影響に応じたものとする。
- (3) 次の事項に関する要求事項(JEAC4111 附属書「根本原因分析に関する要求事項」を含む。)を規定する。

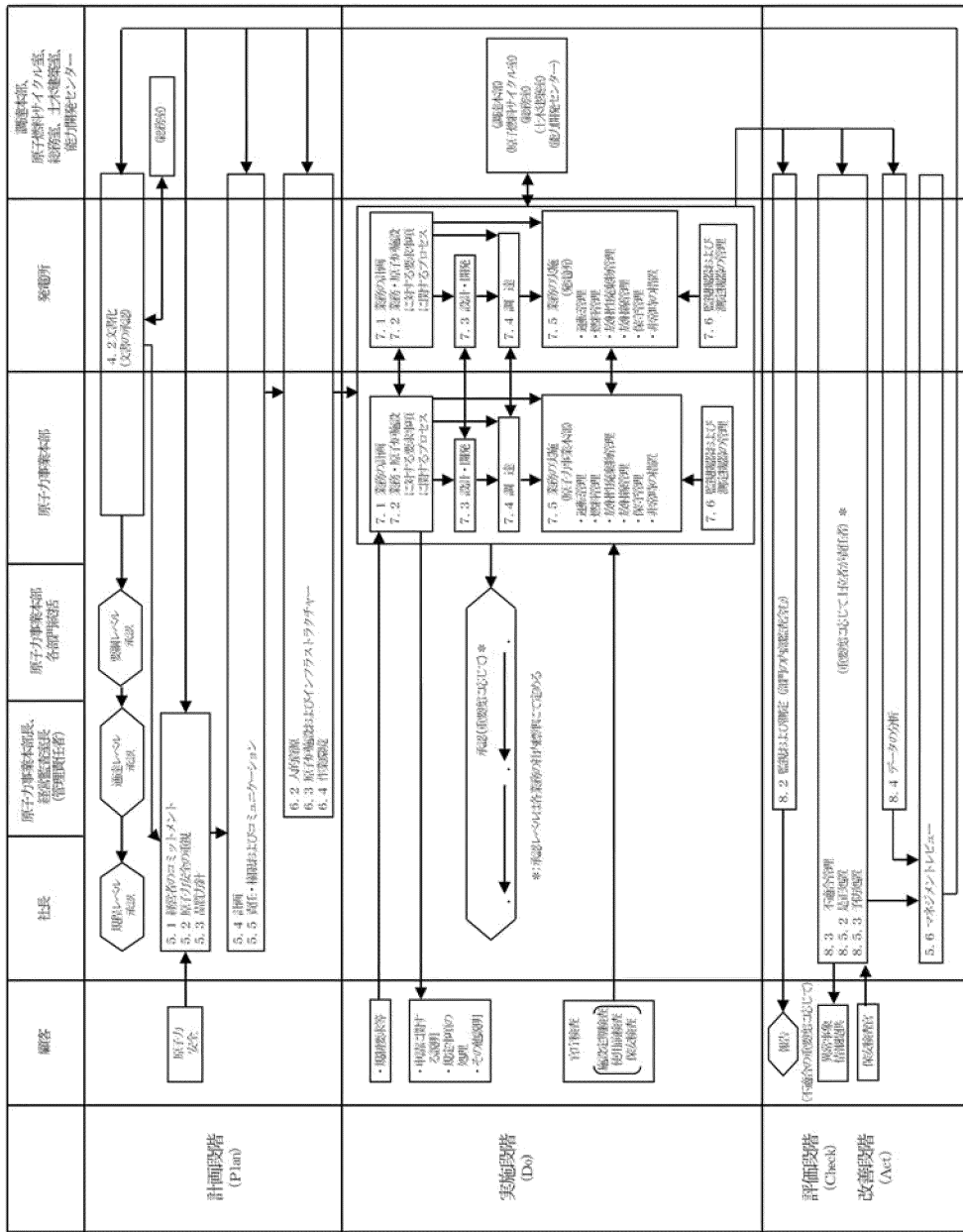
- a) 不適合のレビュー
- b) 不適合の原因の特定
- c) 不適合の再発防止を確実にするための処置の必要性の評価
- d) 必要な処置の決定および実施
- e) とった処置の結果の記録（4. 2. 4 参照）
- f) とった是正処置の有効性のレビュー

8. 5. 3 予防処置

原子力部門は、表3-1の8. 5. 3項に係る社内標準を確立し、次の事項を実施する。

- (1) 原子力部門は、起こり得る不適合が発生することを防止するために、保安活動の実施によって得られた知見（良好事例を含む。）および他の施設から得られた知見（PWR事業者連絡会で取り扱う技術情報およびニューシア登録情報を含む。）の活用を含め、その原因を除去する処置を決める。この活用には、原子力安全に係る業務の実施によって得られた知見を他の原子炉設置者と共有することも含む。
- (2) 予防処置は、起こり得る問題の影響に応じたものとする。
- (3) 次の事項に関する要求事項（JEAC4111 附属書「根本原因分析に関する要求事項」を含む。）を規定する。
 - a) 起こり得る不適合およびその原因の特定
 - b) 不適合の発生を予防するための処置の必要性の評価
 - c) 必要な処置の決定および実施
 - d) とった処置の結果の記録（4. 2. 4 参照）
 - e) とった予防処置の有効性のレビュー

図3-1 品質マネジメントシステム体系図



(注1) 本図は、品質マネジメントシステムを構成するプロセスの関連を規格要求事項に着目し、整理した上でPDCAに分類して示している。
業務の詳細は各社内標準にて定める。
(注2) 原子力事業本部各部門統括とは、原子力企画部門統括、原子力安全部門統括、原子力発電部門統括、原子力技術部門統括（土木建築）、原子燃料部門統括のいずれかを指す。

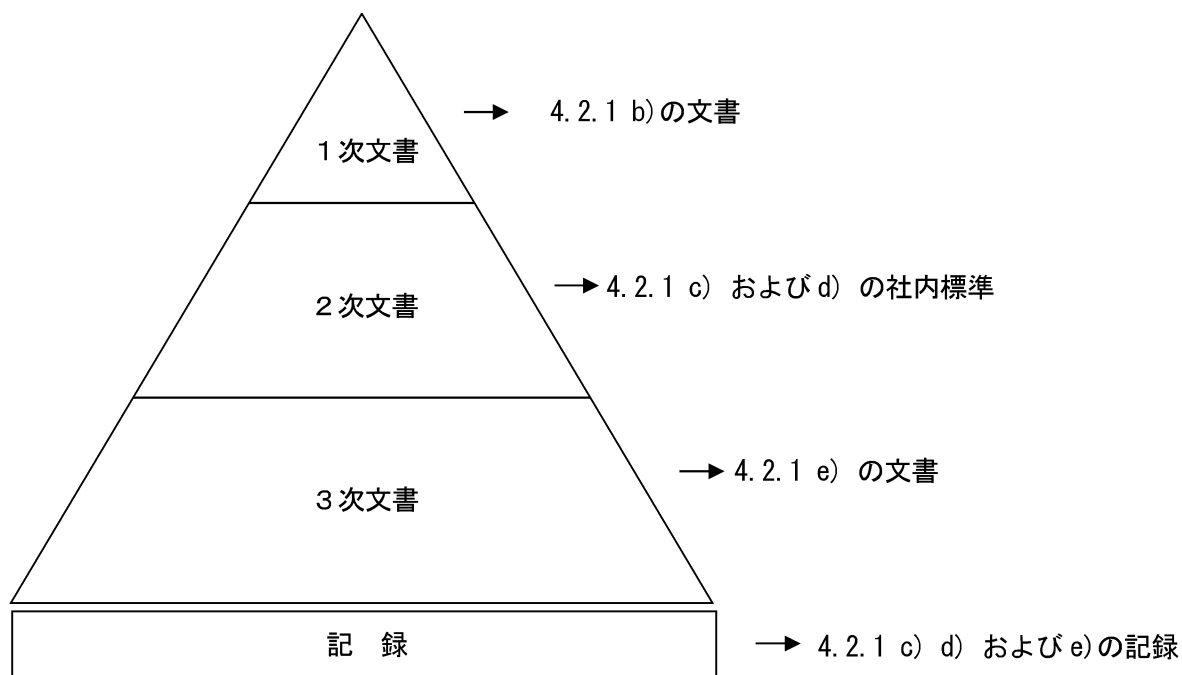


図3-2 品質マネジメントシステム文書体系図

表3-1：本品質保証計画関連条項と JEAC4111 の要求事項に基づき作成する社内標準との関係

本品質保証 計画関連条項	項目	社内標準名		所管箇所	文書番号
		1次 文書	2次文書		
4. 2. 3 4. 2. 4	文書管理 記録の管理	原子力発電の安全に係る品質保証規程 ※1	原子力部門における 文書・記録管理通達	原子力事業本部 原子力企画部門	平成18 原 総通達 第3 号
8. 2. 2	内部監査		原子力部門における 内部監査通達	経営監査室	平成18 経 営原通達 第 1号
8. 3 8. 5. 2	不適合管理 是正処置		不適合管理および是 正処置通達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 原 品証通達 第 1号
8. 5. 3	予防処置		予防処置通達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 原 発電通達 第 2号

※1：原子力発電の安全に係る品質保証規程の所管箇所は、原子力事業本部、総務室および経営監査室であり、文書番号は平成15規程第5号とする（以下、本条において同じ）。

表3-2：本品質保証計画関連条項および本規定関連条項と原子力部門が必要と決定した社内標準との関係

本品質保証 計画関連条項	項目	社内標準名		所管箇所	文書番号	本規定関連条項
		1次 文書	2次文書			
4. 1	重要度分類	原子力発電の安全に係る品質保証規程	グレード分け通達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 原品 証通達 第2号	
4. 1	安全文化		安全文化通達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成25 原品 証通達 第1号	第2条の2、第2条の3、第3条
5. 4 5. 5. 3 6. 2. 2	品質目標		品質目標通達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 原品 証通達 第3号	
5. 5. 3	プロセス 責任者		原子力部門における文書・記録 管理通達	原子力事業本部 原子力企画部門	平成18 原総 通達 第3号	
5. 5. 4 5. 6	内部コミュニ ケーション		内部コミュニケーション通達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 原品 証通達 第4号	第6条、第8条（第3章保安管理体制および評価）
6. 1	資源の提供		要員・組織計画 通達	原子力事業本部 原子力企画部門	平成18 原原 企通達 第1号	
6. 1 6. 2	力量、教育・訓練および認識		教育・訓練通達	原子力事業本部 原子力企画部門	平成18 原原 企通達 第2号	第131条、第132条（第10章保安教育）

表3-2 (続き)

本品質保証 計画関連条項	項目	社内標準名		所管箇所	文書番号	本規定関連条項
		1次 文書	2次文書			
6. 1 6. 3 6. 4 7. 1 7. 2 7. 5 7. 6 8. 2. 4	運転管理	原子力発電の安全に係る品質保証規程	運転管理通達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 原発 電通達 第1号	第9条の2、第10条の2、第12条の2から第 93条(第4章運転管理)、 第120条、第120条の3、第120条の4(第 8章保守管理)、 第134条(第11章記録および報告)
			原子燃料管理通 達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 原燃 保通達 第1号	第94条から第99条(第5章燃料管理)、 第134条(第11章記録および報告)
	放射性廃 棄物管理		放射性廃棄物管 理通達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 原放 管通達 第1号	第100条から第104条(第6章放射性廃棄物 管理)、第134条(第11章記録および報告)
			放射線管理通達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 原放 管通達 第2号	第105条から第119条(第7章放射線管理)、 第122条の2、第129条の2(第9章非常時 の措置)、第134条(第11章記録および報告)
	保守管理		保守管理通達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 原保 修通達 第1号	第12条の2(第4章運転管理)、第120条(第 8章保守管理)
	非常時の 措置		非常時の措置通 達	原子力事業本部 原子力安全部門	平成26 原危 管通達 第1号	第18条の5、第18条の6(第4章運転管理)、 第121条、第122条、第123条から第12 9条、第130条(第9章非常時の措置)
	その他		安全管理通達	原子力事業本部 原子力安全部門	平成26 原安 管通達 第1号	第9条、第10条、第11条(第3章保安管理体 制および評価)、第12条の2(第4章運転管理)、 第120条の2(第8章保守管理)
			原子燃料サイク ル通達	原子力事業本部 原子燃料部門	平成18 原燃 品通達 第1号	第94条から第99条(第5章燃料管理)
			火災防護通達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成27 原発 電通達第1号	第18条(第4章運転管理)
			原子力技術業務 要綱	原子力事業本部 原子力技術部門	平成17 原プ 技要綱 第2号	

表3-2 (続き)

本品質保証 計画関連条項	項目	社内標準名		所管箇所	文書番号	本規定関連条項
		1次 文書	2次文書			
7. 2. 2 7. 2. 3 8. 2. 1	外部との コミュニ ケーショ ン 原子力安 全の達成	原子力発電の安全に係る品質保証規程	外部コミュニ ケーション通達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 原発 電通達 第3号	
7. 3	設計・開 発		設計・開発通達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 原保 修通達 第2号	第120条 (第8章保守管理)
7. 4 7. 5. 5	調達 調達製品 の保存		原子力部門にお ける調達管理通 達	調達本部	平成27 調原 通達 第1号	
7. 6	監視機器 および測 定機器の 管理		監視機器・測定機 器管理通達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 原保 修通達 第3号	
8. 2. 3	プロセス の監視お よび測定		品質目標通達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 原品 証通達 第3号	
			原子力部門にお ける内部監査通 達	経営監査室	平成18 経営 原通達 第1号	
7. 6 8. 2. 4	検査およ び試験		検査・試験通達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 原保 修通達 第4号	
8. 4	データの 分析		データ分析通達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 原品 証通達 第5号	

<従前の例（附 則（平成30年5月11日 平成26原安管通達第3号-14））>

（原子力発電安全委員会）

第 6 条 本店に原子力発電安全委員会（以下、「委員会」という。）を設置する。

2. 委員会は、原子炉施設の保安に関する次の事項を審議し、確認する。ただし、あらかじめ委員会において定めた軽微な事項は、審議事項に該当しない。

- (1) 原子炉設置（変更）許可申請書本文に記載の構築物、系統および機器の変更
- (2) 原子炉施設保安規定の変更
- (3) 原子炉施設の定期的な評価の結果（第11条関連）
- (4) 本店所管の社内標準の制定および改正
- (5) その他委員会で定めた事項

3. 原子力安全部門統括を委員長とする。委員長は、委員会の審議を主宰する。

4. 委員会は、委員長、各所長、各発電所の原子炉主任技術者に加え、委員長が指名した者で構成する。

<従前の例（附 則（平成30年5月11日 平成26原安管通達第3号-14））>

（原子炉施設の定期的な評価）

第11条 原子力安全部門統括は、各号炉毎および10年を超えない期間毎に、実施手順および実施体制を定め、これに基づき、以下の事項を実施する。

- (1) 保安活動の実施の状況の評価
 - (2) 保安活動への最新の技術的知見の反映状況の評価
2. 原子力部門は、第1項の評価の結果、原子炉施設の保安のために有効な追加措置が抽出された場合には、その結果を踏まえて、保安活動の計画、実施、評価および改善ならびに品質マネジメントシステムの改善を継続して行う。

<従前の例（附 則（平成30年5月11日 平成26原安管通達第3号－14））>

（保守管理計画）

第120条 保守管理を実施するにあたり、以下の保守管理計画を定める。

1. 定義

本保守管理計画における用語の定義は、「原子力発電所の保守管理規程（JEAC4209-2007）」に従うものとする。

2. 保守管理の実施方針および保守管理目標

(1) 社長は、原子炉施設の安全確保を最優先として、保守管理の継続的な改善を図るため、保守管理の現状等を踏まえ、保守管理の実施方針を定める。また、12.の保守管理の有効性評価の結果、および保守管理を行う観点から特別な状態（7.3参照）を踏まえ保守管理の実施方針の見直しを行う。

(2) さらに、第120条の2に定める長期保守管理方針を策定または変更した場合には、長期保守管理方針に従い保全を実施することを保守管理の実施方針に反映する。

(3) 原子力部門は、保守管理の実施方針に基づき、保守管理の改善を図るための保守管理目標を設定する。また、12.の保守管理の有効性評価の結果、および保守管理を行う観点から特別な状態（7.3参照）を踏まえ保守管理目標の見直しを行う。

3. 保全プログラムの策定

原子力部門は、2.の保守管理目標を達成するため4.より11.からなる保全プログラムを策定する。

また、12.の保守管理の有効性評価の結果、および保守管理を行う観点から特別な状態（7.3参照）を踏まえ保全プログラムの見直しを行う。

4. 保全対象範囲の策定

原子力部門は、原子力発電施設の中から、各号炉毎に保全を行うべき対象範囲として次の各項の設備を選定する。

(1) 重要度分類指針において、一般の産業施設よりもさらに高度な信頼性の確保および維持が要求される機能を有する設備

(2) 重要度分類指針において、一般の産業施設と同等以上の信頼性の確保および維持が要求される機能を有する設備

(3) 設置変更許可申請書および工事計画認可申請書で保管および設置要求があり、許可または認可を得た設備

(4) 多様性拡張設備^{※1}（3号炉および4号炉）

(5) 炉心損傷または格納容器機能喪失を防止するために必要な機能を有する設備

(6) その他自ら定める設備

※1：多様性拡張設備とは、技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備

5. 保全重要度の設定

原子力部門は、4.の保全対象範囲について系統毎の範囲と機能を明確にした上で、構築物、系統および機器の保全重要度を設定する。

(1) 系統の保全重要度は、原子炉施設の安全性を確保するため、重大事故等対処設備（3号炉および4号炉）に該当すること、および重要度分類指針の重要度に基づき確率論的リスク評価から得られるリスク情報を考慮して設定する。

- (2) 機器の保全重要度は、当該機器が属する系統の保全重要度と整合するよう設定する。
 なお、この際、機器が故障した場合の系統機能への影響、確率論的リスク評価から得られるリスク情報を考慮することができる。
- (3) 構築物の保全重要度は、(1)または(2)に基づき設定する。
6. 保全活動管理指標の設定、監視計画の策定および監視
- (1) 原子力部門は、保全の有効性を監視、評価するために5. の保全重要度を踏まえ、プラントレベルおよび系統レベルの保全活動管理指標を設定する。
- a. プラントレベルの保全活動管理指標
 プラントレベルの保全活動管理指標として、以下のものを設定する。
- ① 7000臨界時間あたりの計画外自動スクラム回数
 - ② 7000臨界時間あたりの計画外出力変動回数
 - ③ 工学的安全施設の計画外作動回数
- b. 系統レベルの保全活動管理指標
 系統レベルの保全活動管理指標として、5. (1) の保全重要度の高い系統のうち、重要度分類指針クラス1、クラス2およびリスク重要度の高い系統機能ならびに重大事故等対処設備（3号炉および4号炉）に対して以下のものを設定する。
- ① 予防可能故障（MPFF）回数
 - ② 非待機（UA）時間^{※2}
- ※2：非待機（UA）時間については、待機状態にある機能および待機状態にある系統の動作に必須の機能に対してのみ設定する（以下、本条において同じ）。
- (2) 原子力部門は、以下に基づき保全活動管理指標の目標値を設定する。また、11. の保全の有効性評価の結果を踏まえ保全活動管理指標の目標値の見直しを行う。
- a. プラントレベルの保全活動管理指標
 プラントレベルの保全活動管理指標の目標値は、運転実績を踏まえて設定する。
- b. 系統レベルの保全活動管理指標
- ① 予防可能故障（MPFF）回数の目標値は、運転実績、重要度分類指針の重要度、リスク重要度を考慮して設定する。
 - ② 非待機（UA）時間の目標値は、点検実績および第4章第3節（運転上の制限）第20条から第86条の2の第3項で定める要求される措置の完了時間を参照して設定する。
- (3) 原子力部門は、プラントまたは系統の供用開始までに、保全活動管理指標の監視項目、監視方法および算出周期を具体的に定めた監視計画を策定する。なお、監視計画には、計画の始期および期間に関することを含める。
- (4) 原子力部門は、監視計画に従い保全活動管理指標に関する情報の採取および監視を実施し、その結果を記録する。
7. 保全計画の策定
- (1) 原子力部門は、4. の保全対象範囲に対し、以下の保全計画を策定する。なお、保全計画には、計画の始期および期間に関することを含める。
- a. 点検計画（7. 1参照）
 - b. 補修、取替えおよび改造計画（7. 2参照）
 - c. 特別な保全計画（7. 3参照）
- (2) 原子力部門は、保全計画の策定に当たって、5. の保全重要度を勘案し、必要に応じて次の事項を考慮する。また、11. の保全の有効性評価の結果を踏まえ保全計画の見直しを行う。

- a. 運転実績、事故および故障事例などの運転経験
- b. 使用環境および設置環境
- c. 劣化、故障モード
- d. 機器の構造等の設計的知見
- e. 科学的知見

(3) 原子力部門は、保全の実施段階での原子炉の安全性が確保されていることを確認するとともに、安全機能に影響を及ぼす可能性のある行為を把握し、保全計画を策定する。

7. 1 点検計画の策定

(1) 原子力部門は、原子炉停止中または運転中に点検を実施する場合は、あらかじめ保全方式を選定し、点検の方法ならびにそれらの実施頻度および実施時期を定めた点検計画を策定する。

(2) 原子力部門は、構築物、系統および機器の適切な単位ごとに、予防保全を基本として、以下に示す保全方式から適切な方式を選定する。

- a. 予防保全
 - ① 時間基準保全
 - ② 状態基準保全

- b. 事後保全

(3) 原子力部門は、選定した保全方式の種類に応じて、次の事項を定める。

- a. 時間基準保全

点検を実施する時期までに、次の事項を定める。

- ① 点検の具体的方法
- ② 構築物、系統および機器が所定の機能を発揮しうる状態にあることを確認・評価するために必要なデータ項目、評価方法および管理基準
- ③ 実施頻度
- ④ 実施時期

なお、時間基準保全を選定した機器に対して、運転中に設備診断技術を使った状態監視データ採取、巡視点検または定例試験の状態監視を実施する場合は、状態監視の内容に応じて、状態基準保全を選定した場合に準じて必要な事項を定める。

- b. 状態基準保全

① 設備診断技術を使い状態監視データを採取する時期までに、次の事項を定める。

- i) 状態監視データの具体的採取方法
- ii) 機器の故障の兆候を検知するために必要な状態監視データ項目、評価方法および必要な対応を適切に判断するための管理基準
- iii) 状態監視データ採取頻度
- iv) 実施時期
- v) 機器の状態が管理基準に達した場合の対応方法

② 巡視点検を実施する時期までに、次の事項を定める。

- i) 巡視点検の具体的方法
- ii) 構築物、系統および機器の状態を監視するために必要なデータ項目、評価方法および管理基準
- iii) 実施頻度
- iv) 実施時期
- v) 機器の状態が管理基準に達するかまたは故障の兆候を発見した場合の対応方法

③ 定例試験を実施する時期までに、次の事項を定める。

- i) 定例試験の具体的方法
 - ii) 構築物、系統および機器が所定の機能を発揮しうる状態にあることを確認・評価するために必要なデータ項目、評価方法および管理基準
 - iii) 実施頻度
 - iv) 実施時期
 - v) 機器の状態が管理基準に達した場合の対応方法
 - c. 事後保全

事後保全を選定した場合は、機能喪失の発見後、修復を実施する前に、修復方法、修復後に所定の機能を発揮することの確認方法および修復時期を定める。
7. 2 補修、取替えおよび改造計画の策定
- (1) 原子力部門は、補修、取替えおよび改造を実施する場合は、あらかじめその方法および実施時期を定めた計画を策定する。また、安全上重要な機器等^{※3}の補修、取替えおよび改造を実施する場合は、その計画段階において、法令に基づく必要な手続き^{※4}の要否について確認を行い、その結果を記録する。
 - (2) 原子力部門は、補修、取替えおよび改造を実施する構築物、系統および機器が、所定の機能を発揮しうる状態にあることを検査および試験により確認・評価する時期までに、次の事項を定める。
 - a. 検査および試験の具体的方法
 - b. 所定の機能を発揮しうる状態にあることを確認・評価するために必要な検査および試験の項目、評価方法および管理基準
 - c. 検査および試験の実施時期
- ※3：安全上重要な機器等とは、「安全上重要な機器等を定める告示」に定める機器および構造物をいう（以下、本条および第133条において同じ）。
- ※4：法令に基づく手続きとは、原子炉等規制法 第43条の3の8（変更の許可及び届出等）、第43条の3の9（工事の計画の認可）、第43条の3の10（工事の計画の届出）、第43条の3の11（使用前検査）、第43条の3の12（燃料体検査）および第43条の3の13（溶接安全管理検査）、ならびに電気事業法 第47条・第48条（工事計画）および第49条・第50条（使用前検査）に係る手続きをいう（以下、本条および第133条において同じ）。
7. 3 特別な保全計画の策定
- (1) 原子力部門は、地震、事故等により長期停止を伴った保全を実施する場合などは、特別な措置として、あらかじめ当該原子炉施設の状態に応じた保全方法および実施時期を定めた計画を策定する。
 - (2) 原子力部門は、特別な保全計画に基づき保全を実施する構築物、系統および機器が、所定の機能を発揮しうる状態にあることを点検により確認・評価する時期までに、次の事項を定める。
 - a. 点検の具体的方法
 - b. 所定の機能を発揮しうる状態にあることを確認・評価するために必要な点検の項目、評価方法および管理基準
 - c. 点検の実施時期
8. 保全の実施
- (1) 原子力部門は、7. で定めた保全計画にしたがって点検・補修等の保全を実施する。
 - (2) 原子力部門は、保全の実施に当たって、以下の必要なプロセスを実施する。
 - a. 工事計画
 - b. 設計管理
 - c. 調達管理

d. 工事管理

(3) 原子力部門は、点検・補修等の結果について記録する。

9. 点検・補修等の結果の確認・評価

(1) 原子力部門は、あらかじめ定めた方法で、保全の実施段階で採取した構築物、系統および機器の点検・補修等の結果から所定の機能を発揮している状態にあることを、所定の時期^{※5}までに確認・評価し、記録する。

(2) 原子力部門は、最終的な機能確認では十分な確認・評価ができない場合には、定めたプロセスに基づき、点検・補修等が実施されていることを、所定の時期^{※5}までに確認・評価し、記録する。

※5：所定の時期とは、所定の機能が要求される時またはあらかじめ計画された保全の完了時をいう。

10. 点検・補修等の不適合管理、是正処置および予防処置

(1) 原子力部門は、以下の a. および b. の場合には、不適合管理を行ったうえで、9. の確認・評価の結果を踏まえて実施すべき原子炉施設の点検等の方法、実施頻度および時期の是正処置ならびに予防処置を講じる。

a. 点検・補修等を実施した構築物、系統および機器が所定の機能を発揮しうることを確認・評価できない場合

b. 最終的な機能確認では十分な確認・評価ができない場合にあって、定めたプロセスに基づき、点検・補修等が実施されていることが確認・評価できない場合

(2) 原子力部門は、(1) a. および b. の場合の不適合管理、是正処置および予防処置について記録する。

11. 保全の有効性評価

原子力部門は、保全活動から得られた情報等から、保全の有効性を評価し、保全が有効に機能していることを確認するとともに、継続的な改善につなげる。

(1) 原子力部門は、あらかじめ定めた時期および内容に基づき、保全の有効性を評価する。なお、保全の有効性評価は、以下の情報を適切に組み合わせて行う。

a. 保全活動管理指標の監視結果

b. 保全データの推移および経年劣化の長期的な傾向監視の実績

c. トラブルなど運転経験

d. 高経年化技術評価および定期安全レビュー結果

e. 他プラントのトラブルおよび経年劣化傾向に係るデータ

f. リスク情報、科学的知見

(2) 原子力部門は、保全の有効性評価の結果を踏まえ、構築物、系統および機器の保全方式を変更する場合には、7. 1に基づき保全方式を選定する。また、構築物、系統および機器の点検間隔を変更する場合には、保全重要度を踏まえた上で、以下の評価方法を活用して評価する。

a. 点検および取替結果の評価

b. 劣化トレンドによる評価

c. 類似機器等のベンチマークによる評価

d. 研究成果等による評価

(3) 原子力部門は、保全の有効性評価の結果とその根拠および必要となる改善内容について記録する。

12. 保守管理の有効性評価

(1) 原子力部門は、11. の保全の有効性評価の結果および2. の保守管理目標の達成度から、定期的に保守管理の有効性を評価し、保守管理が有効に機能していることを

確認するとともに、継続的な改善につなげる。

(2) 原子力部門は、保守管理の有効性評価の結果とその根拠および改善内容について記録する。

1.3. 情報共有

原子力部門は、保守点検を行った事業者から得られた保安の向上に資するために必要な技術情報を、PWR事業者連絡会を通じて他の原子炉設置者と情報共有を行う。

<従前の例（附 則（平成30年5月11日 平成26原安管通達第3号-14））>

（所員への保安教育）

- 第131条 所長室長は、毎年度、原子炉施設の運転および管理を行う所員への保安教育実施計画を表131-1、表131-2および表131-3の実施方針に基づいて作成し、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。
2. 所長室長は、第1項の保安教育実施計画の策定にあたり、第8条第2項に基づき運営委員会の確認を得る。
 3. 各課（室）長は、第1項の保安教育実施計画に基づき、保安教育を実施するとともに年度毎に実施結果を所長に報告する。
ただし、各課（室）長が、所長により別途承認された基準に従い、各項目の全部または一部について十分な知識および技能を有していると認めた者については、該当する教育について省略することができる。
 4. 所長室長は、具体的な保安教育内容の見直し頻度を定める。
 5. 各課（室）長は、具体的な保安教育の内容を定めるとともに所長室長が定める見直し頻度に従い、必要な見直しを行う。

表 131-1

保安教育実施方針（総括表）

保安教育の内容				対象者と教育時間 ※3								
大分類	中分類 (実用炉規則第92条の 内容)	小分類 (項目)	内 容	実施時期	運転員				燃料取替の業務に關 わる者	左記以外の技術系所 員	事務系所員	
					当直課長 当直主任	当直班長 原子炉制御員	主機運転員	補機運転員				放射性廃棄物処理設 備の業務に關わる者
入所時に 実施する 教育 ※1	関係法令および保安規定 の遵守に関する事	原子炉等規制法および法令等の遵守 ※2	原子炉等規制法に關連する法令の概要および法令等の遵守 ※2	入所時 (原子力 発電所新規配備 時)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	
		原子炉施設の構造、性能 に関する事	設備概要、主要系統の機能 に関する事		◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)
	非常の場合に講ずべき処置に関する事	◎ 非常の場合に講ずべき処置の概要	◎ (0.5時間以上)		◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)
	放射線業務従事者 教育 ※1	関係法令および保安規定の遵守に関する事	法、令、労働安全衛生規則および電離放射線障害防止規則 の關係事項		管理区域内にお いて核燃料物 質、使用済燃料 またはこれらに よって汚染され た物を取り扱う 業務に就かせる とき	対象者と教育時間は、表 131-2 参照						
原子炉施設の構造、性能に関する事	原子炉、放射性廃棄物の廃棄設備およびその他の設備の構 造に関する事	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)		◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)		
放射線管理に関する事	原子炉、放射性廃棄物の廃棄設備およびその他の設備の取 扱の方法 管理区域への立入りおよび過去の手順 外部放射線による線量当量率および空気中の放射線物質の 濃度の監視の方法 電離放射線が生体の細胞、組織、器官および全身に与える 影響	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)		◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	
核燃料物質および核燃料物質によって汚染された物の取扱い に関する事	核燃料物質または使用済燃料またはこれらによって汚染さ れた物の種類および性状ならびに運搬、貯蔵、廃棄の作業 の方法・順序	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)		◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	
非常の場合に講ずべき処置に関する事	◎ 異常な事態が発生した場合における応急措置の方法	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)		
その他 反復教育	関係法令および保安規定 の遵守に関する事	原子炉施設保安規定および法令等の 遵守※2	総則、品質保証、保安管理体制および評価、保安教育、記録 および報告に関する事および法令等の遵守※2	1回/10年毎 以上	対象者と実施時期、教育時間に ついては、表 131-3 参照							
		運転管理	臨界管理に関する事 運転上の留意事項に関する事、過則に関する事 運転上の制限に関する事 異常時の措置に関する事 原子炉物理・理論に関する事 巡視点検に関する事 定期的に実施するサーベランスの操作に関する事 異常時対応 (現場機器対応) ※4 異常時対応 (中央制御室内対応) ※4 異常時対応 (指揮、状況判断) ※4		◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)
	運転訓練	シミュレータ訓練 I (直員連携訓練) シミュレータ訓練 II (起動停止・異常時・警報発生時対応訓 練) シミュレータ訓練 III (起動停止・異常時・警報発生時の対 応・判断・指揮命令訓練)	◎ (1時間以上)		◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	
	保守管理	保守管理計画に関する事	◎ (1時間以上)		◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	
	放射線管理に関する事	放射線測定器の取扱い 管理区域への出入り管理等、区域管理に関する事 線量限度等、被ばく管理に関する事 外部放射線に係る線量当量率等の測定に関する事 管理区域外への移動等物品移動の管理に関する事 請負会社等の放射線防護に関する事	◎ (1時間以上)		◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	
	核燃料物質および核燃料 物質によって汚染された 物の取扱いに関する事	放射性廃棄物管理 燃料管理における臨界管理 燃料の検査、取替、運搬および貯蔵に関する 事	◎ (1時間以上)		◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)
	非常の場合に講ずべき処置に関する事	緊急事態応急対策等、原子力防災対策活動に関する事 重大事故等および大規模損壊発生時における原子炉施設の 保全のための活動に関する事 火災発生時の措置に関する事 内部溢水発生時の措置に関する事 その他自然災害 (地震、津波、竜巻および火山 (降灰) 等) 発 生時の措置に関する事	◎ (1時間以上)		◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)
	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)		◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	
	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)		◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	
	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)		◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	

※1：各課 (室) 長が、所長により別途承認された基準に従い、各項目の全部または一部について十分な知識および技能を有していると認められた者については、該当する教育について省略することができる。
 ※2：法令等の遵守とは、関係法令および保安規定の遵守のことをいう。
 ※3：各対象者に要求されている教育項目は、対象者となった時点から課せられる。
 ※4：重大事故等および大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する事、火災、内部溢水およびその他自然災害発生時の措置に関する事を含む、その実施時期は、1回/年以上とする。

◎：全員が教育の対象者 (關連する業務内容に応じて教育内容に濃淡あり)
 ○：業務に關連する者が教育の対象 (關連する業務内容に応じ教育内容に濃淡あり)
 ×：教育の対象外
 ()：合計の教育時間

保安教育実施方針（放射線業務従事者教育）

総括表中分類との対応	内 容	対象者と教育時間 ※2								電離放射線障害防止規則の分類
		運転員					燃料取替の業務に関わる者	左記以外の技術系所員	事務系所員	
		当直課長 当直主任	当直班長 原子炉制御員	主機運転員	補機運転員	放射性廃棄物 処理設備の業務 に関わる者				
核燃料物質および核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関する事 ※1	①核燃料物質または使用済燃料の種類および性状 ②核燃料物質または使用済燃料によって汚染された物の種類および性状	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	○ (0.5時間以上)	○ (0.5時間以上)	核燃料物質もしくは使用済燃料またはこれらによって汚染された物に関する知識
放射線管理に関する事 ※1	①管理区域に関する事									
核燃料物質および核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関する事 ※1	②核燃料物質もしくは使用済燃料またはこれらによって汚染された物の運搬、貯蔵および廃棄の作業の方法および順序									
核燃料物質および核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関する事 ※1	③核燃料物質または使用済燃料によって汚染された設備の保守および点検の作業の方法および順序									
放射線管理に関する事 ※1	④外部放射線による線量当量率および空気中の放射性物質の濃度の監視の方法	◎ (1.5時間以上)	◎ (1.5時間以上)	◎ (1.5時間以上)	◎ (1.5時間以上)	◎ (1.5時間以上)	◎ (1.5時間以上)	○ (1.5時間以上)	○ (1.5時間以上)	原子炉施設における作業の方法に関する知識
放射線管理に関する事 ※1	⑤天井、床、壁、設備等の表面の汚染の状態の確認および汚染の除去の方法									
非常の場合に講ずべき処置に関する事 ※1	⑥異常な事態が発生した場合における応急の措置の方法									
・原子炉施設の構造、性能に関する事 ・放射線管理に関する事 ※1	原子炉、放射性廃棄物の廃棄設備およびその他の設備の構造および取扱いの方法	◎ (1.5時間以上)	◎ (1.5時間以上)	◎ (1.5時間以上)	◎ (1.5時間以上)	◎ (1.5時間以上)	◎ (1.5時間以上)	○ (1.5時間以上)	○ (1.5時間以上)	原子炉施設に係る設備の構造および取扱いの方法に関する知識
放射線管理に関する事 ※1	① 電離放射線の種類および性質 ②電離放射線が生体の細胞、組織、器官および全身に与える影響	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	○ (0.5時間以上)	○ (0.5時間以上)	電離放射線の生体に与える影響
関係法令および保安規定の遵守に関する事 ※1	法、令、労働安全衛生規則および電離放射線障害防止規則の関係条項	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	○ (1時間以上)	○ (1時間以上)	関係法令
放射線管理に関する事 ※1	①管理区域への立入りおよび退去の手順									
核燃料物質および核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関する事 ※1	②核燃料物質もしくは使用済燃料またはこれらによって汚染された物の運搬、貯蔵および廃棄の作業の方法および順序									
核燃料物質および核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関する事 ※1	③核燃料物質または使用済燃料によって汚染された設備の保守および点検の作業の方法および順序									
放射線管理に関する事 ※1	④外部放射線による線量当量率および空気中の放射性物質の濃度の監視の方法	◎ (2時間以上)	◎ (2時間以上)	◎ (2時間以上)	◎ (2時間以上)	◎ (2時間以上)	◎ (2時間以上)	○ (2時間以上)	○ (2時間以上)	原子炉施設における作業の方法および同施設に係る設備の取扱い
放射線管理に関する事 ※1	⑤天井、床、壁、設備等の表面の汚染の状態の確認および汚染の除去の方法									
・原子炉施設の構造、性能に関する事 ・放射線管理に関する事 ※1	⑥原子炉、放射性廃棄物の廃棄設備およびその他の設備の取扱い									
非常の場合に講ずべき処置に関する事 ※1	⑦異常な事態が発生した場合における応急の措置									

※1：各課（室）長が、所長により別途承認された基準に従い、各項目の全部または一部について十分な知識および技能を有していると認められた者については、該当する教育について省略することができる。
 ※2：各対象者に要求されている教育項目は、対象者となった時点から課せられる。

◎：全員が教育の対象者
 ○：業務に関連する者が教育の対象
 ()：合計の教育時間

表 131-3

保安教育実施方針（運転員等）

保安教育の内容			具体的教育内容	対象者 ※1					燃料取替の業務に関わる者	実施時期および教育時間
中分類	小分類(項目)	細目		運転員						
				当直課長 当直主任	当直班長 原子炉制御員	主機運転員	補機運転員	放射性廃棄物処理 設備の業務に 関わる者		
関係法令および保安規定の遵守に関する こと	原子炉施設保安規定および法令等の遵守※2		総則、品質保証、保安管理体制および評価、保安教育、記録および報告に関する規則の概要および法令等の遵守※2	◎	◎	◎	◎	◎	◎	
			保安に関する各組織および各職務の具体的役割と確認すべき記録	◎	×	×	×	×	×	
原子炉施設の運転に 関すること	運転管理	原子炉物理・臨界管理	原子炉物理・臨界管理に関すること	◎	◎	◎	◎	×	×	
			運転上の通則についての概要					◎		
		運転管理Ⅰ	運転上の留意事項の概要	◎	◎	◎	◎	(放射性廃棄物 処理設備に関 することのみ)	×	
			運転上の制限の概要							
			異常時の措置の概要							
		巡視点検・定期的 検査Ⅰ	巡視点検の範囲と確認項目	◎	◎	◎	◎	◎	×	
			定期的に実施するサーベランスの内容と頻度							
		異常時対応※5 (現場機器対応)	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)							
	運転管理Ⅱ	異常時操作の対応(現場操作)					×			
		運転上の通則の適用と根拠								
		運転上の留意事項の基準値と管理方法	◎	◎	◎	×	×	×		
		運転上の制限の具体的な値と制限を超えた場合の措置								
	巡視点検・定期的 検査Ⅱ	異常時の措置を実施する際の運転操作基準								
		巡視点検時の確認項目の根拠	◎	◎	◎	×	×	×		
	異常時対応※5 (中央制御室内対応)	定期的に実施するサーベランスの操作と基準値								
		原子炉の起動停止に関する操作と監視項目	◎	◎	◎	×	×	×		
	運転管理Ⅲ	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)										
異常時対応※5 (指揮・状況判断)	運転上の通則に関する留意事項の根拠と制限を超える場合の措置	◎	×	×	×	×	×			
	制限および制限を超えた場合の措置の根拠と運用									
シミュレータ訓練Ⅰ	異常時の措置を実施する際の運転操作基準の根拠									
	異常時操作の対応(判断・指揮命令)	◎	×	×	×	×	×			
シミュレータ訓練Ⅱ	警報発生時の監視項目									
	シミュレータ訓練Ⅰ	運転操作の際の連携訓練	◎	◎	◎	◎	×	×		
	シミュレータ訓練Ⅱ	起動停止・異常時・警報発生時対応訓練	×	×	×	×	×	×		
シミュレータ訓練Ⅲ	シミュレータ訓練Ⅲ	起動停止・異常時・警報発生時の対応・判断・指揮命令訓練	◎	×	×	×	×	×		
	保守管理計画に 関することⅠ	定期検査時の検査項目概要	◎	◎	◎	◎	×	×		
保守管理	保守管理計画に 関することⅡ	定期検査時の検査項目の根拠	◎	×	×	×	×	×		
	燃料管理	燃料の検査・取替・運搬および貯蔵に関すること	◎	◎	◎	◎	×	◎		
核燃料物質および核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関する こと	放射性廃棄物管理	放射性固体・液体・気体廃棄物の管理に関すること	◎	◎	◎	◎	(放射性廃棄物 処理設備に関 することのみ)	×		
	燃料管理	燃料の臨界管理に関すること								

※1：各対象者に要求されている教育項目は、対象者となった時点から課せられる。

※2：法令等の遵守とは、関係法令および保安規定の遵守に関することをいう。

※3：記載するに当たっての考えは、以下のとおり。

- ・本教育は、同一細目であっても対象者の職位に応じて理解の範囲、深さに差がある(ある教育で、複数の細目をカバーする場合もある)。
- ・この○年間で○時間以上とは、運転員が行う一連の教育の時間であり、上表はこの教育時間の中に含まれている(上述の表の細目の時間を累積した時間ではない)。
- ・各細目の内容が密接に関わっていることから細目毎の時間の区別は行わない。

※5：重大事故等および大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動に関すること、火災、内部漏水およびその他自然災害発生時の措置に関することを含む。

◎：全員が教育の対象者
(関連する業務内容に応じて教育内容に濃淡あり)

×：教育の対象外

<従前の例（附 則（平成30年5月11日 平成26原安管通達第3号-14））>

（記録）

第133条 各課（室）長は、表133-1および表133-2に定める保安に関する記録を適正※1に作成（表133-1第1項および第2項を除く）し、保存する。なお、記録の作成に当たっては、法令に定める記録に関する事項を遵守する。

2. 原子力部門は、表133-3に定める保安に関する記録を適正※1に作成し、保存する。なお、記録の作成に当たっては、法令に定める記録に関する事項を遵守する。

※1：適正とは、不正行為がなされていないことをいう（以下、本条において同じ）。

表133-1

記録（実用炉規則第67条に基づく記録）	記録すべき場合※2	保存期間
1. 使用前検査の結果	検査の都度	同一事項に関する次の検査の時までの期間
2. 定期検査の結果		
3. 原子炉施設の巡視または点検の状況ならびにその担当者の氏名	毎日1回	巡視または点検を実施した施設または設備を廃棄した後5年が経過するまでの期間
4. 保守管理の実施状況およびその担当者の氏名 (1) 保全活動管理指標の監視結果およびその担当者の氏名 (2) 点検・補修等の結果（安全上重要な機器等の補修、取替えおよび改造については、法令に基づく必要な手続きの要否の確認結果を含む。）およびその担当者の氏名 (3) 点検・補修等の結果の確認・評価およびその担当者の氏名 (4) 点検・補修等の不適合管理、是正処置、予防処置およびその担当者の氏名	保守管理の実施の都度	保守管理を実施した原子炉施設を解体または廃棄した後5年が経過するまでの期間
5. 保守管理に関する方針、保守管理の目標および保守管理の実施に関する計画の評価の結果およびその評価の担当者の氏名 (1) 保全の有効性評価およびその担当者の氏名 (2) 保守管理の有効性評価およびその担当者の氏名	評価の都度	評価を実施した原子炉施設の保守管理に関する方針、保守管理の目標または保守管理の実施に関する計画の改定までの期間
6. 熱出力	原子炉に燃料が装荷	10年間
7. 炉心の中性子束密度	されている場合連続	10年間
8. 炉心の温度	して	10年間

※2：記録可能な状態において常に記録することを意味しており、点検・故障または消耗品の取替えにより記録不能な期間を除く。

表 133-1 (続き)

記録 (実用炉規則第67条に基づく記録)	記録すべき場合 ^{※2}	保存期間
9. 冷却材入口温度	モード1および2に	10年間
10. 冷却材出口温度	において1時間毎	10年間
11. 冷却材圧力	モード1および2に	10年間
12. 冷却材流量	において1時間毎	10年間
13. 制御棒位置		1年間
14. 再結合装置内の温度 (3号炉および4号炉) (1) 静的触媒式水素再結合装置温度 (2) 原子炉格納容器水素燃焼装置温度	運転中 ^{※3} 1時間毎	1年間
15. 原子炉に使用している冷却材の純度および毎日の補給量	モード1および2に において毎日1回	1年間
16. 原子炉内における燃料体の配置	配置または配置替え の都度	取出後10年間
17. 運転開始前の点検結果	開始の都度	1年間
18. 運転停止後の点検結果	停止の都度	1年間
19. 運転開始日時	その都度	1年間
20. 臨界到達日時	同上	1年間
21. 運転切替日時	同上	1年間
22. 緊急しゃ断日時	同上	1年間
23. 運転停止日時	同上	1年間
24. 警報装置から発せられた警報の内容 ^{※4}	その都度	1年間
25. 運転責任者の氏名および運転員の氏名ならびにこれらの者の交代の日時および交代時の引継事項	交代の都度	1年間
26. 使用済燃料の貯蔵施設内における燃料体の配置	配置または配置替え の都度	5年間
27. 使用済燃料の払出し時における放射能の量	払出しの都度	10年間
28. 燃料体の形状または性状に関する検査の結果	挿入前および取出後 (装荷予定のない場合を除く)	取出後10年間
29. 原子炉本体、使用済燃料の貯蔵施設、放射性廃棄物の廃棄施設等の放射線しゃへい物の側壁における線量当量率	毎日運転中1回	10年間
30. 放射性廃棄物の排気口または排気監視設備および排水口または排水監視設備における放射性物質の1日間および3月間についての平均濃度	1日間の平均濃度にあつては毎日1回、3月間の平均濃度にあつては3月毎に1回	10年間

※3 : 添付3「重大事故等および大規模損壊対応にかかる実施基準」に定める判断基準により、原子炉格納容器水素燃焼装置を起動している期間。

※4 : 「警報装置から発せられた警報」とは、実用発電用原子炉及びその付属施設の技術基準に関する規則第47条第1項および第2項に規定する範囲の警報をいう。

表 1 3 3 - 1 (続 き)

記録 (実用炉規則第 6 7 条に基づく記録)	記録すべき場合※ ²	保存期間
31. 管理区域における外部放射線に係る 1 週間の線量当量、空気中の放射性物質の 1 週間についての平均濃度および放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度	毎週 1 回	1 0 年間
32. 放射線業務従事者の 4 月 1 日を始期とする 1 年間の線量、女子※ ⁵ の放射線業務従事者の 4 月 1 日、7 月 1 日、1 0 月 1 日および 1 月 1 日を始期とする各 3 月間の線量ならびに本人の申出等により妊娠の事実を知ることとなった女子の放射線業務従事者にあつては出産までの間毎月 1 日を始期とする 1 月間の線量	1 年間の線量にあつては毎年度 1 回、3 月間の線量にあつては 3 月毎に 1 回、1 月間の線量にあつては 1 月毎に 1 回	※ 6
33. 4 月 1 日を始期とする 1 年間の線量が 2 0 ミリシーベルトを超えた放射線業務従事者の当該 1 年間を含む原子力規制委員会が定める 5 年間の線量	原子力規制委員会が定める 5 年間において毎年度 1 回 (左欄に掲げる当該 1 年間以降に限る)	※ 6
34. 放射線業務従事者が緊急作業に従事した期間の始期および終期ならびに放射線業務従事者の当該期間の線量	その都度	※ 6
35. 放射線業務従事者が当該業務に就く日の属する年度における当該日以前の放射線被ばくの経歴および原子力規制委員会が定める 5 年間における当該年度の前年度までの放射線被ばくの経歴	その者が当該業務に就く時	※ 6
36. 発電所の外において運搬した核燃料物質等の種類別の数量、その運搬に使用した容器の種類ならびにその運搬の日時および経路	運搬の都度	1 年間

※ 5 : 妊娠不能と診断された者および妊娠の意思のない旨を書面で申し出た者を除く。

※ 6 : その記録に係る者が放射線業務従事者でなくなった場合、またはその記録を保存している期間が 5 年を超えた場合において、その記録を原子力規制委員会の指定する機関に引き渡すまでの期間。

表 1 3 3 - 1 (続き)

記録 (実用炉規則第 6 7 条に基づく記録)	記録すべき場合※ ²	保存期間
37. 廃棄施設に廃棄した放射性廃棄物の種類、当該放射性廃棄物に含まれる放射性物質の数量、当該放射性廃棄物を容器に封入し、または容器と一体的に固型化した場合には当該容器の数量および比重ならびにその廃棄の日、場所および方法	その廃棄の都度	※ 7
38. 放射性廃棄物を容器に封入し、または容器に固型化した場合には、その方法	封入または固型化の都度	※ 7
39. 放射性物質による汚染の広がりの防止および除去を行った場合には、その状況および担当者の氏名	広がりの防止および除去の都度	1 年間
40. 事故の発生および復旧の日時	その都度	※ 7
41. 事故の状況および事故に際して採った処置	同上	※ 7
42. 事故の原因	同上	※ 7
43. 事故後の処置	同上	※ 7
44. 風向および風速	連続して	1 0 年間
45. 降雨量	同上	1 0 年間
46. 大気温度	同上	1 0 年間
47. 保安教育の実施計画	策定の都度	3 年間
48. 保安教育の実施日時、項目および受けた者の氏名	実施の都度	3 年間
49. 原子炉施設における保安活動の実施の状況の評価の結果※ ⁸	評価の都度	※ 7
50. 原子炉施設に対して実施した保安活動への最新の技術的知見の反映状況の評価の結果※ ⁸		

※ 7 : 廃止措置が終了し、その結果が原子力規制委員会規則で定める基準に適合していることについて、原子力規制委員会の確認を受けるまでの期間。

※ 8 : 本記録は、原子力発電部門統括が所属員に記録を適正に作成させる。なお、所属員は記録の作成に当たっては、法令に定める記録に関する事項を遵守する。

表 1 3 3 - 2

記録（実用炉規則第 3 7 条 および第 5 7 条に基づく記録）	記録すべき場合	保存期間
<p>1. 溶接事業者検査の結果の記録</p> <p>(1) 検査年月日</p> <p>(2) 検査の対象</p> <p>(3) 検査の方法</p> <p>(4) 検査の結果</p> <p>(5) 検査を行った者の氏名</p> <p>(6) 検査の結果に基づいて補修等の措置を講じたときは、その内容</p> <p>(7) 検査の実施に係る組織</p> <p>(8) 検査の実施に係る工程管理</p> <p>(9) 検査において協力した事業者がある場合には、当該事業者の管理に関する事項</p> <p>(10) 検査記録の管理に関する事項</p> <p>(11) 検査に係る教育訓練に関する事項</p>	検査の都度	<p>当該溶接事業者検査に係る原子炉容器等の存続する期間</p> <p>当該溶接事業者検査を行った後最初の原子炉等規制法第 43 条の 3 の 13 第 6 項の通知を受けるまでの期間</p>
<p>2. 定期事業者検査の結果の記録</p> <p>(1) 検査年月日</p> <p>(2) 検査の対象</p> <p>(3) 検査の方法</p> <p>(4) 検査の結果</p> <p>(5) 検査を行った者の氏名</p> <p>(6) 検査の結果に基づいて補修等の措置を講じたときは、その内容</p> <p>(7) 検査の実施に係る組織</p> <p>(8) 検査の実施に係る工程管理</p> <p>(9) 検査において協力した事業者がある場合には、当該事業者の管理に関する事項</p> <p>(10) 検査記録の管理に関する事項</p> <p>(11) 検査に係る教育訓練に関する事項</p>	検査の都度	<p>その特定発電用原子炉施設が廃棄された後 5 年が経過するまでの期間</p>

表 1 3 3 - 3

記録（実用炉規則第 6 7 条に基づく記録）※ ⁹	記録すべき場合	保存期間
1. 文書化した、品質方針および品質目標	変更の都度	変更後 5 年が経過するまでの期間
2. 第 3 条に定める品質保証計画および原子力発電の安全に係る品質保証規程	変更の都度	変更後 5 年が経過するまでの期間
3. JEAC4111 の要求事項に基づき作成する次の社内標準 (1) 原子力部門における文書・記録管理通達 (2) 原子力部門における内部監査通達 (3) 不適合管理および是正処置通達 (4) 予防処置通達	変更の都度	変更後 5 年が経過するまでの期間
4. 組織内のプロセスの効果的な計画、運用および管理を確実に実施するために、組織が必要と判断した次の文書 (1) グレード分け通達 (2) 安全文化通達 (3) 品質目標通達 (4) 内部コミュニケーション通達 (5) 要員・組織計画通達 (6) 教育・訓練通達 (7) 運転管理通達 (8) 原子燃料管理通達 (9) 放射性廃棄物管理通達 (10) 放射線管理通達 (11) 保守管理通達 (12) 非常時の措置通達 (13) 安全管理通達 (14) 原子燃料サイクル通達 (15) 原子力技術業務要綱 (16) 外部コミュニケーション通達 (17) 設計・開発通達 (18) 原子力部門における調達管理通達 (19) 監視機器・測定機器管理通達 (20) 検査・試験通達 (21) データ分析通達 (22) 火災防護通達	変更の都度	変更後 5 年が経過するまでの期間

※⁹：表 1 3 3 - 1 および表 1 3 3 - 2 に掲げるものを除く。

表 1 3 3 - 3 (続 ぎ)

記録 (実 用 炉 規 則 第 6 7 条 に 基 づ く 記 録) ※ ⁹	記録すべき場合	保存期間
<p>5. JEAC4111 の 要 求 事 項 に 基 づ き 作 成 す る 次 の 記 録</p> <p>(1) マネジメントレビューの結果の記録</p> <p>(2) 教育・訓練、技能および経験について該当する記録</p> <p>(3) 業務の計画で必要と定めた記録 (本 項 の 他 で 定 め る も の を 除 く 。)</p> <p>(4) 業務・原子炉施設に対する要求事項のレビューの結果の記録およびそのレビューを受けてとられた処置の記録</p> <p>(5) 原子炉施設の要求事項に関連する設計・開発へのインプットの記録</p> <p>(6) 設計・開発のレビューの結果の記録および必要な処置があればその記録</p> <p>(7) 設計・開発の検証の結果の記録および必要な処置があればその記録</p> <p>(8) 設計・開発の妥当性確認の結果の記録および必要な処置があればその記録</p> <p>(9) 設計・開発の変更の記録</p> <p>(10) 設計・開発の変更のレビューの結果の記録および必要な処置があればその記録</p> <p>(11) 供給者の評価の結果の記録および評価によって必要とされた処置があればその記録</p> <p>(12) プロセスの妥当性確認で組織が記録を必要とした活動の記録</p> <p>(13) 業務・原子炉施設に関するトレーサビリティの記録</p> <p>(14) 組織外の所有物に関して、組織が必要と判断した場合の記録</p> <p>(15) 校正または検証に用いた基準の記録</p> <p>(16) 測定機器が要求事項に適合していないと判明した場合の、過去の測定結果の妥当性評価の記録</p> <p>(17) 校正および検証の結果の記録</p> <p>(18) 内部監査の結果の記録</p> <p>(19) 合否判定基準への適合の記録</p> <p>(20) 不適合の性質、不適合に対してとられた特別採用を含む処置の記録</p> <p>(21) 是正処置の結果の記録</p> <p>(22) 予防処置の結果の記録</p>	<p>作成の都度</p>	<p>5 年</p>

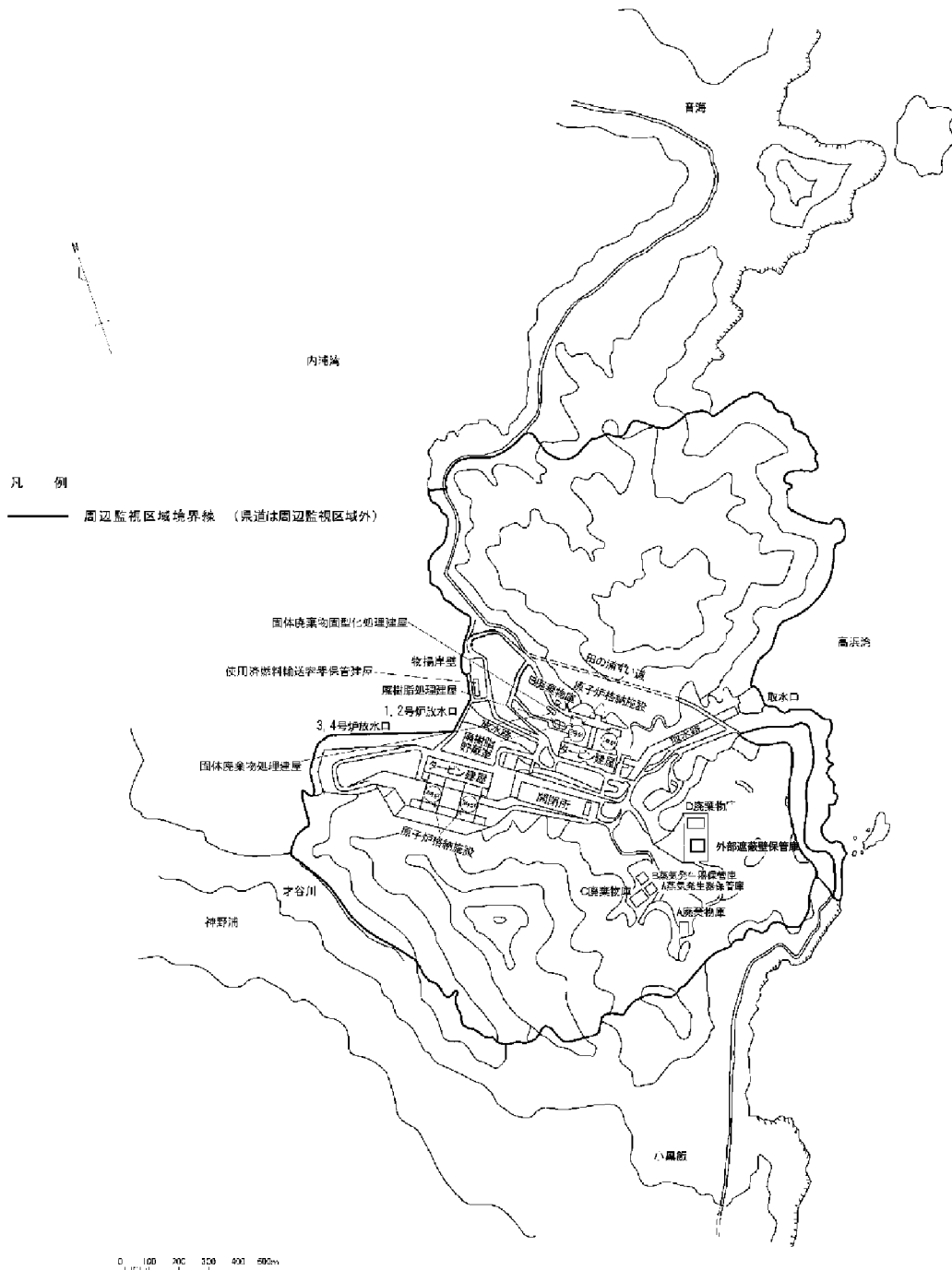
<従前の例（附 則（平成30年6月26日 平成26原安管通達第3号-15））>

（周辺監視区域）

第111条 周辺監視区域は、図111に示す区域とする。

2. 放射線管理課長は、第1項の周辺監視区域境界に、柵を設けるかまたは標識を掲げる。ただし、当該区域に立ち入るおそれのないことが明らかな場合は、この限りでない。
3. 安全・防災室長は、業務上立ち入る者以外の者の立入りを制限する。

図 111 周辺監視区域図



<従前の例（附 則（平成30年6月26日 平成26原安管通達第3号-15））>

（外部放射線に係る線量当量率等の測定）

第114条 放射線管理課長は、管理区域内、周辺監視区域境界付近（測定場所は図114に定める。）において、表114-1および表114-3（第106条第1項（2）の区域内に設定した汚染のおそれのない管理区域内に限る）に定める外部放射線に係る線量当量率等の項目について、同表に定める頻度で測定する。ただし、人の立ち入れない措置を講じた管理区域については、この限りでない。

2. 放射線管理課長は、第1項の測定により異常が認められた場合は、直ちにその原因を調査し、必要な措置を講じる。
3. 環境モニタリングセンター所長は、周辺監視区域境界付近（測定場所は図114に定める。）において、表114-2に定める空気吸収線量等の項目について、同表に定める頻度で測定する。
4. 環境モニタリングセンター所長は、第3項の測定結果に異常が認められた場合は、直ちに所長に連絡する。
5. 所長は、第4項の連絡を受けた場合は、直ちにその原因を調査し、必要な措置を講じる。

表114-1

場 所	測 定 項 目	測定頻度
管理区域内 ^{※1}	外部放射線に係る線量当量率 ^{※2}	毎日運転中に1回
	外部放射線に係る線量当量	1週間に1回
	空気中の放射性物質濃度 ^{※3}	1週間に1回
	表面汚染密度 ^{※3}	1週間に1回
周辺監視区域境界付近	空気吸収線量率 ^{※4}	常時

※1：人の立入頻度等を考慮して、被ばく管理上重要な項目について測定

※2：エリアモニタにおいて測定する項目

※3：汚染のおそれのない管理区域は、測定を省略することができる。

※4：モニタポストおよびモニタステーションにおいて測定する項目

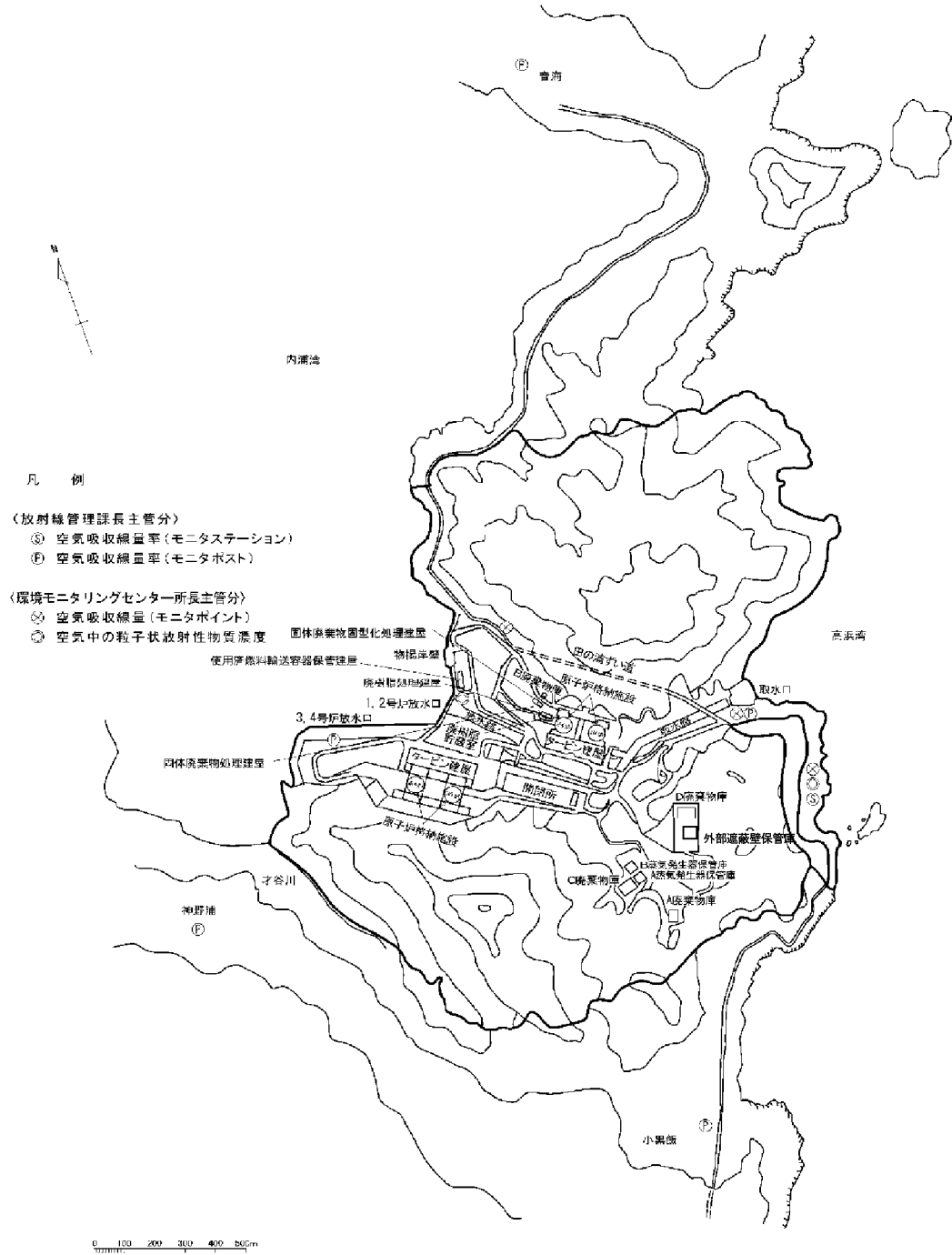
表 1 1 4 - 2

場 所	測 定 項 目	測定頻度
周辺監視区域境界付近	空気吸収線量	3ヶ月に1回
	空気中の粒子状放射性物質濃度	3ヶ月に1回

表 1 1 4 - 3

場 所	測 定 項 目	測定頻度
汚染のおそれのない管理区域内	表面汚染密度	1週間に1回 (汚染のおそれのない管理区域が設定されている期間)

図114 空気吸収線量率等の測定場所



<従前の例（附 則（平成30年6月26日 平成26原安管通達第3号-15））>

添付4 管理区域図
（第105条および第106条関連）

添付4については参考資料-3に示す。

添付 1 異常時の運転操作基準

(第 9 2 条関連)

異常時の運転操作基準（1号炉および2号炉）

炉心は発電所において最大の放射能インベントリを有する部分であるので、著しい放射能の放出となる炉心の損傷を防止するために、原子炉内の核分裂反応を停止し炉心の冷却を維持すること、および発電所外への放射能の放出を防止するために、原子炉格納容器の健全性を確保することを目的として、原子炉の未臨界の維持、原子炉冷却の維持、格納容器健全性の確保に関する以下の事象ベース運転操作基準および安全機能ベース運転操作基準を定め、異常発生時の運転操作を実施する場合の指針として使用する。

異常発生時には、事象ベース運転操作基準の導入条件および安全機能ベース運転操作基準の導入条件である安全機能パラメータを監視し、事象に適した運転操作基準を使用する。

事象ベース運転操作基準が適用できない場合または事象ベース運転操作基準による操作中において、安全機能パラメータが安全機能ベース運転操作基準の導入条件となれば、安全機能ベース運転操作基準に移行し安全機能の回復を図る。

なお、当直課長は、安全上必要と判断した場合は、本運転操作基準にかかわらず、安全側の処置を講じることができる。

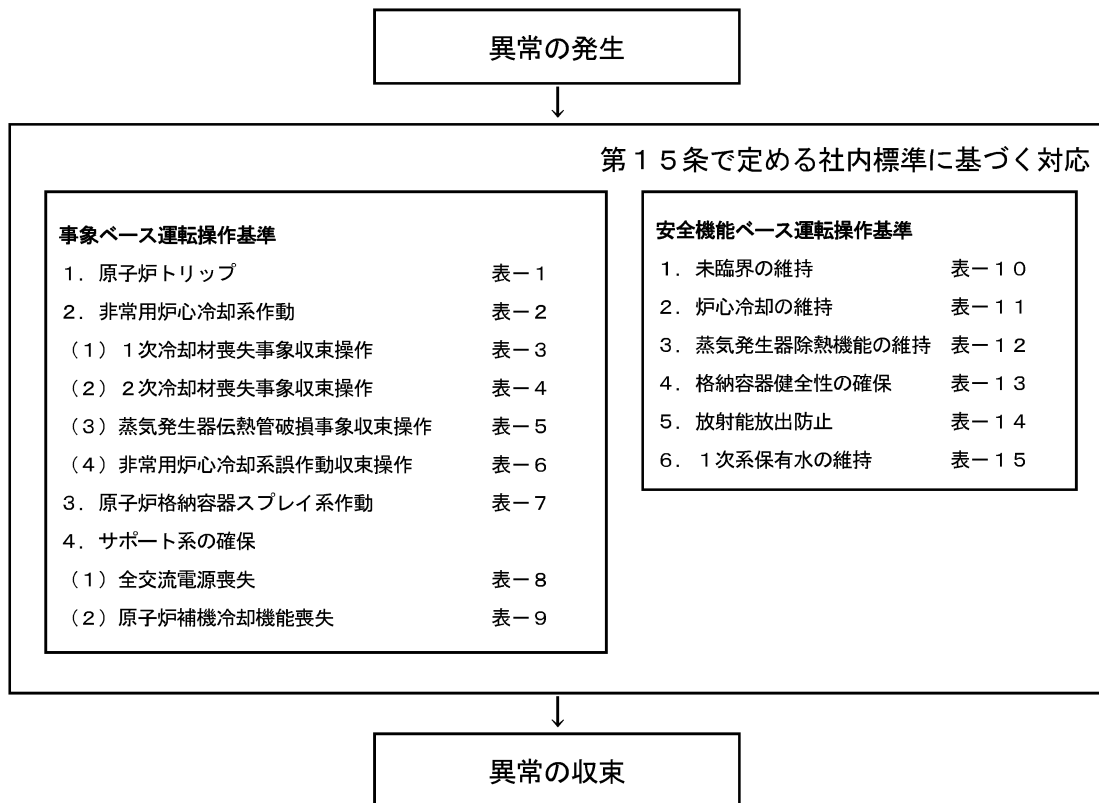


表-1 (1号炉および2号炉)

<p>事象ベース運転操作基準</p> <p>1. 原子炉トリップ</p>
<p>① 目的</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉を停止し、未臨界を維持する。 ・原子炉停止後の炉心崩壊熱を除去し、モード3（高温停止状態）を確立する。
<p>② 導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉トリップ設定値に達した場合 ・原子炉を手動トリップした場合
<p>③ 主な監視操作内容</p> <p>原子炉トリップの確認</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 原子炉トリップの警報発信を確認する。 2. 制御棒が全挿入し原子炉がトリップしたことを、以下により確認する。なお、原子炉が自動トリップする設定値になっても、自動トリップしない場合には、手動によりトリップを行う。 <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉トリップしゃ断器の開放表示灯の点灯 ・制御棒炉底位置表示灯の点灯 ・中性子束出力指示値の低下 3. 手動による原子炉トリップに成功しなければ、『安全機能ベース運転操作基準「未臨界の維持」』へ移行する。 <p>タービン・発電機トリップの確認</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. タービンがトリップし、引き続き発電機がトリップしたことを確認する。なお、自動トリップしなければ、手動によりトリップを行う。 <p>蒸気発生器による除熱確認</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. タービンバイパス弁または主蒸気逃がし弁の制御状態を確認し、モード3（高温停止状態）となることを、1次冷却材温度により確認する。 2. 蒸気発生器水位異常低信号の発信により、補助給水ポンプが起動し、蒸気発生器へ給水されることを確認する。 3. 補助給水系により蒸気発生器水位の調整を行う。 <p>加圧器圧力・水位の整定</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 加圧器逃がし弁が閉止しており、加圧器圧力が正常であることを確認する。 2. 加圧器水位が正常であることを確認する。

表-2 (1号炉および2号炉)

<p>事象ベース運転操作基準</p> <p>2. 非常用炉心冷却系作動</p>
<p>① 目的</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材喪失事象、2次冷却材喪失事象、蒸気発生器伝熱管破損事象等の事故時に、炉心の冷却および負の反応度添加を行う。
<p>② 導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 非常用炉心冷却系作動設定値に達した場合
<p>③ 主な監視操作内容</p> <p>非常用炉心冷却系警報の確認</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 非常用炉心冷却系作動の警報発信を確認する。 <p>非常用炉心冷却系作動信号の確認</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 非常用炉心冷却系作動信号が発信していることを確認する。なお、非常用炉心冷却系作動信号が発信する設定値になっても発信しない場合には、手動にて信号を発信させる。 <p>原子炉トリップの確認</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 非常用炉心冷却系作動信号による原子炉トリップを確認する。 <p>非常用炉心冷却系作動機器の確認</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 非常用炉心冷却系作動信号、格納容器隔離信号により、自動作動する弁、ダンパおよび機器が正規の状態になることを確認する。なお、正規の状態にならない場合は回復を試みる。 2. ディーゼル発電機が自動起動することを確認する。なお、自動起動していなければ手動にて起動を試みる。 3. 非常用炉心冷却系作動シーケンスにより、非常用炉心冷却系作動機器が、自動作動することを確認する。なお、自動作動していない機器があれば手動にて起動を試みる。 <p>主給水系隔離状態の確認</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 主給水系の隔離状態を確認する。なお、隔離できていなければ手動にて隔離を試みる。 <p>中央制御室換気系隔離状態の確認</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 中央制御室換気系隔離状態を確認する。なお、隔離できていなければ手動にて隔離を試みる。

主蒸気系隔離状態の確認

1. 主蒸気系隔離作動信号が発信されれば、当該信号により自動作動する弁が正規の状態となることを確認する。なお、正規の状態にならなければ回復を試みる。

原子炉格納容器スプレイ系作動信号の確認

1. 格納容器圧力が上昇し、原子炉格納容器スプレイ系作動信号が発信すれば、『原子炉格納容器スプレイ系作動』も確認する。

原子炉冷却系の状況確認

1. 各パラメータの確認を行う。
 - ・ 加圧器圧力および水位
 - ・ 1次冷却材圧力および温度
 - ・ 蒸気発生器圧力および水位
 - ・ 格納容器圧力およびサンプル水位
 - ・ 各非常用炉心冷却系流量
 - ・ 放射線モニタ

事象判別

1. 以下の徴候がある場合は、格納容器内での1次冷却材喪失事象と判断し、『1次冷却材喪失事象収束操作』へ移行する。
 - ・ 原子炉格納容器圧力の上昇
 - ・ 原子炉格納容器内放射線モニタの指示上昇
 - ・ 原子炉格納容器サンプル水位の上昇
2. 以下の徴候がある場合は、格納容器外での余熱除去系からの1次冷却材喪失事象と判断し、『1次冷却材喪失事象収束操作「格納容器外で余熱除去系からの漏えいが発生した場合」』へ移行する。
 - ・ 加圧器水位の低下
 - ・ 加圧器圧力の低下
 - ・ 格納容器外での漏えい確認、または補助建屋内放射線モニタの指示上昇
 - ・ 原子炉格納容器圧力に変化がない。
 - ・ 原子炉格納容器内放射線モニタの指示に有意な変化がない。
 - ・ 復水器空気抽出器ガスモニタ、蒸気発生器ブローダウン水モニタの指示に有意な変化がない。

3. 以下の徴候がある場合は、2次冷却材喪失事象と判断し、『2次冷却材喪失事象収束操作』へ移行する。
 - 1次冷却材温度が連続して低下
 - 1基または全ての蒸気発生器の2次側圧力および水位が異常に低下
 - 1基または全ての蒸気発生器の蒸気流量が異常に増加

4. 以下の徴候がある場合は、蒸気発生器伝熱管破損事象と判断し、『蒸気発生器伝熱管破損事象収束操作』へ移行する。
 - 復水器空気抽出器ガスモニタ、蒸気発生器ブローダウン水モニタ、高感度型主蒸気管モニタの指示が上昇
 - 破損蒸気発生器水位の上昇

5. 以下の場合には、非常用炉心冷却系作動信号の誤作動であると判断し、『非常用炉心冷却系誤作動収束操作』へ移行する。
 - 格納容器内での1次冷却材喪失事象、格納容器外での余熱除去系からの1次冷却材喪失事象、2次冷却材喪失事象、蒸気発生器伝熱管破損事象に該当する徴候がみられない。

表-3 (1号炉および2号炉)

<p>事象ベース運転操作基準</p> <p>2. 非常用炉心冷却系作動</p> <p>(1) 1次冷却材喪失事象収束操作</p>
<p>① 目的</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材喪失事象発生時に原子炉を安全に停止し冷却する。
<p>② 主な監視操作内容</p> <p>『格納容器内での1次冷却材喪失事象』</p> <p>『非常用炉心冷却系の停止条件の確認』</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 以下の非常用炉心冷却系の停止条件を確認し、全て満足していれば、非常用炉心冷却系作動機器を停止する。 <ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材温度が1次冷却材圧力に対する飽和温度以下 ・ 加圧器水位が下端以上 ・ 電動補助給水ポンプ1台分の給水、または1基の蒸気発生器水位が蒸気発生器伝熱管上端以上 2. 非常用炉心冷却系の停止条件を満足せず、燃料取替用水タンク水位が、再循環切替水位となれば、「非常用炉心冷却系再循環切替」へ移行する。 <p>モード5 (低温停止) への移行</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. ほう酸による負の反応度を添加し、停止余裕を確保した後、モード5 (低温停止) へ移行する。 <p>「非常用炉心冷却系再循環切替」</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 低圧注入系および高圧注入系の水源を、燃料取替用水タンクから再循環サンプに切替える。 <ul style="list-style-type: none"> ・ 非常用炉心冷却系の再循環サンプ切替が不能となった場合は、「非常用炉心冷却系再循環切替不能」へ移行する。 2. 再循環サンプを水源として長期的な冷却を継続する。 <ul style="list-style-type: none"> ・ 非常用炉心冷却系の再循環サンプ切替後に、原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系が設計どおり作動していなければ、「非常用炉心冷却系再循環切替後の原子炉補機冷却機能喪失」へ移行する。

「非常用炉心冷却系再循環切替不能」

1. 非常用炉心冷却系の再循環サンプへの切替を試みる。
2. 燃料取替用水タンク水の消費を減らすため、燃料取替用水タンクを水源とするポンプは、高圧注入系1系統のみとする。
3. 主蒸気逃がし弁またはタービンバイパス弁により1次冷却系の冷却を促進させ、破断流を減少させる。
4. 1次冷却系への注入を長期間続けるために、燃料取替用水タンクに水を補給する。
5. 原子炉格納容器スプレイ系と低圧注入系との接続による非常用炉心冷却系の代替再循環を開始する。
6. 燃料取替用水タンク水位が、水位異常低以下となれば、燃料取替用水タンクを水源としている全てのポンプを停止し、水位が回復してくれば、運転を再開する。
7. 非常用炉心冷却系の再循環切替が成功すれば、非常用炉心冷却系の代替再循環を停止する。

「非常用炉心冷却系再循環切替後の原子炉補機冷却機能喪失」

1. 原子炉補機冷却水が供給されている機器を停止する。
2. 原子炉補機冷却水ポンプおよび海水ポンプ運転台数に合わせた系統構成に組み合わせ、「非常用炉心冷却系再循環切替」に戻る。
3. 原子炉補機冷却水ポンプ全台停止中の場合は、低圧注入系の冷却のため空調用冷却水系により代替補機冷却を開始する。
 - ・代替補機冷却が開始できるまでの間、炉心出口温度が1次冷却系最高使用圧力に対する飽和温度以上に達した場合には、高圧注入系または、代替補機冷却を実施していない低圧注入系を間欠運転する。
4. 1次冷却材温度が飽和温度以上に達すれば、代替補機冷却を開始した低圧注入系を起動する。

『格納容器外で余熱除去系からの漏えいが発生した場合』

1. 燃料取替用水タンク水が、破断点から流出するのを防止するため、余熱除去系を燃料取替用水タンクより隔離する。
2. 1次冷却材圧力が低下傾向で、炉心出口温度が1次冷却系最高使用圧力に対する飽和温度以上に達すれば、主蒸気逃がし弁またはタービンバイパス弁により1次冷却系の冷却を促進させる。
3. 余熱除去系を1次冷却系より隔離する。
 - ・隔離できていなければ、「破断点が隔離できない場合」へ移行する。
4. 余熱除去系の系統分離を行い、破断系統を確認する。
5. モード 5（低温停止）に移行する。

「破断点が隔離できない場合」

1. 燃料取替用水タンク水の消費を減らすため、燃料取替用水タンクを水源とするポンプは、高圧注入系1系統のみとする。
2. 1次冷却系への注入を長期間続けるために、燃料取替用水タンクに水を補給する。
3. 主蒸気逃がし弁またはタービンバイパス弁により1次冷却系の冷却を促進させる。
4. 非常用炉心冷却系の停止条件を確認し、満足している場合は、高圧注入系を充てん系に切替える。
 - ・満足していない場合には、充てん系による崩壊熱除去が可能となった時点で、高圧注入系を充てん系に切替える。
5. 余熱除去系の系統分離を行い、健全側余熱除去系による1次冷却系の冷却を行う。
 - ・余熱除去系による1次冷却系の冷却ができなければ、加圧器逃がし弁を強制開とし、非常用炉心冷却系再循環運転に必要な水量を確保する。
6. 非常用炉心冷却系再循環運転を行う。

表-4 (1号炉および2号炉)

<p>事象ベース運転操作基準</p> <p>2. 非常用炉心冷却系作動</p> <p>(2) 2次冷却材喪失事象収束操作</p>
<p>① 目的</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 2次冷却材喪失事象発生時に原子炉を安全に停止し未臨界を維持する。
<p>② 主な監視操作内容</p> <p>蒸気発生器の隔離</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 破損蒸気発生器を隔離する。 <ul style="list-style-type: none"> ・ 破損蒸気発生器の隔離ができず、全蒸気発生器の2次側圧力が低下傾向にある場合は、「全蒸気発生器の異常な減圧」へ移行する。 <p>非常用炉心冷却系の停止条件の確認</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 以下の非常用炉心冷却系の停止条件を確認し、全て満足していれば、非常用炉心冷却系作動機器を停止する。 <ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材温度が1次冷却材圧力に対する飽和温度以下 ・ 加圧器水位が下端以上 ・ 1次冷却材圧力が安定または上昇 ・ 補助給水ポンプ2台以上運転で健全蒸気発生器水位が上昇、または1基の健全蒸気発生器水位が蒸気発生器伝熱管上端以上 <p>モード5 (低温停止) への移行</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. ほう酸による負の反応度を添加し、停止余裕を確保した後、モード5 (低温停止) へ移行する。 <p>「全蒸気発生器の異常な減圧」</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 破損蒸気発生器の隔離を試みる。 <ul style="list-style-type: none"> ・ 隔離に成功すれば、「非常用炉心冷却系の停止条件の確認」に戻る。 2. 1次冷却系の希釈の停止を確認する。 3. 1次冷却系の過冷却を防止しつつ、蒸気発生器の除熱機能を維持するために、補助給水流量の調整を行う。 4. 1次冷却材温度を確認し、安定または低下していない場合は、主蒸気逃がし弁により1次冷却系の冷却を行う。 5. 復水タンク水位が、補助給水系代替水源切替水位となれば、補助給水系の水源を代替水源に切替える。

6. 以下の非常用炉心冷却系の停止条件を確認し、全て満足していれば、非常用炉心冷却系作動機器を停止する。
 - ・ 1次冷却材温度が1次冷却材圧力に対する飽和温度以下
 - ・ 加圧器水位が下端以上
 - ・ 1次冷却材圧力が安定または上昇
7. モード5（低温停止）に移行する。

表-5 (1号炉および2号炉)

<p>事象ベース運転操作基準</p> <p>2. 非常用炉心冷却系作動</p> <p>(3) 蒸気発生器伝熱管破損事象収束操作</p>
<p>① 目的</p> <ul style="list-style-type: none"> 蒸気発生器伝熱管破損事象発生時に原子炉を安全に停止し冷却する。
<p>② 主な監視操作内容</p> <p>破損蒸気発生器の隔離</p> <ol style="list-style-type: none"> 破損蒸気発生器を隔離する。 <ul style="list-style-type: none"> 当該蒸気発生器2次側圧力の低下が継続する場合は、「蒸気発生器伝熱管破損時破損蒸気発生器減圧継続」へ移行する。 <p>2次系からの汚染拡大防止措置</p> <ol style="list-style-type: none"> 復水器の排気が隔離されていることを確認する。 2次冷却材の系外への排水を停止する。 <p>1次冷却系の減圧</p> <ol style="list-style-type: none"> 破損蒸気発生器2次側圧力の飽和温度を目標に、健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁またはタービンバイパス弁により1次冷却系の冷却を行う。 健全側の1次冷却材高温側温度が破損蒸気発生器2次側圧力の飽和温度未満になれば、1次冷却材圧力を破損蒸気発生器2次側圧力まで減圧する。 <ul style="list-style-type: none"> 1次冷却系の減圧ができなければ、「蒸気発生器伝熱管破損時減圧操作不能」へ移行する。 <p>非常用炉心冷却系の停止条件の確認</p> <ol style="list-style-type: none"> 以下の非常用炉心冷却系の停止条件を確認し、全て満足していれば、非常用炉心冷却系作動機器を停止する。 <ul style="list-style-type: none"> 1次冷却材温度が1次冷却材圧力に対する飽和温度以下 加圧器水位が下端以上 1次冷却材圧力が減圧操作停止後に安定または上昇 <p>モード5 (低温停止) への移行</p> <ol style="list-style-type: none"> ほう酸による負の反応度を添加し、停止余裕を確保した後、モード5 (低温停止) へ移行する。

「蒸気発生器伝熱管破損時破損蒸気発生器減圧継続」

1. 破損蒸気発生器の隔離を確認する。
 - ・ 隔離に成功し、破損蒸気発生器 2 次側圧力の低下が停止すれば、「1 次冷却系の減圧」に戻る。
2. 健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁またはタービンバイパス弁により 1 次冷却系の冷却を促進させる。
3. 1 次冷却系への注入を長期間続けるため、燃料取替用水タンクへ水を補給する。
4. 破損蒸気発生器 2 次側への漏えいを低減するため、サブクールを確保できる範囲で 1 次冷却系を減圧する。
5. 以下の非常用炉心冷却系の停止条件を確認し、全て満足していれば、非常用炉心冷却系作動機器を停止する。
 - ・ 1 次冷却材温度が 1 次冷却材圧力に対する飽和温度以下
 - ・ 加圧器水位が下端以上
 - ・ 電動補助給水ポンプ 1 台分の給水、または 1 基の蒸気発生器水位が蒸気発生器伝熱管上端以上
6. 余熱除去系による 1 次冷却系の冷却を行い、モード 5（低温停止）に移行する。余熱除去系による 1 次冷却系の冷却ができなければ、加圧器逃がし弁を強制開とし、非常用炉心冷却系再循環運転に必要な水量を満足する水量を確保する。
7. 非常用炉心冷却系再循環運転を行う。

「蒸気発生器伝熱管破損時減圧操作不能」

1. 1 次冷却系の減圧機能の回復を試みる。
 - ・ 1 次冷却系の減圧機能が回復すれば、「1 次冷却系の減圧」に戻る。
2. 破損蒸気発生器水位が、水位異常高以上の場合、または加圧器水位が下端以上に回復した場合は、高圧注入系を充てん系に切替える。
3. 健全側の 1 次冷却系ループのサブクールを確保するため、健全側の主蒸気逃がし弁またはタービンバイパス弁により 1 次冷却系の冷却を行う。
 - ・ 1 次冷却系の減圧機能が回復されるまで、1 次冷却系の冷却を継続し、減圧機能が回復すれば、「1 次冷却系の減圧」に戻る。

表-6 (1号炉および2号炉)

<p>事象ベース運転操作基準</p> <p>2. 非常用炉心冷却系作動</p> <p>(4) 非常用炉心冷却系誤作動収束操作</p>
<p>① 目的</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 誤作動時に原子炉を安全に停止する。
<p>② 主な監視操作内容</p> <p><u>非常用炉心冷却系の停止条件の確認</u></p> <p>1. 以下の非常用炉心冷却系の停止条件を確認し、全て満足していれば、非常用炉心冷却系作動機器を停止する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材温度が1次冷却材圧力に対する飽和温度以下 ・ 加圧器水位が下端以上 ・ 加圧器圧力が原子炉圧力異常低による非常炉心冷却系作動設定値以上で安定または上昇 ・ 電動補助給水ポンプ1台分の給水、または1基の蒸気発生器水位が蒸気発生器伝熱管上端以上 <p><u>モード3 (高温停止状態) の確立</u></p> <p>1. ほう酸濃縮を実施し、モード3 (高温停止状態) を確立する。</p>

表-7 (1号炉および2号炉)

<p>事象ベース運転操作基準</p> <p>3. 原子炉格納容器スプレイ系作動</p>
<p>① 目的</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器の健全性を確保する。
<p>② 導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器スプレイ系作動設定値に達した場合
<p>③ 主な監視操作内容</p> <p><u>原子炉格納容器スプレイ系警報の確認</u></p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 原子炉格納容器スプレイ系作動、格納容器隔離作動の警報発信を確認する。 <p><u>原子炉格納容器スプレイ系作動信号の確認</u></p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 原子炉格納容器スプレイ系作動信号、格納容器隔離信号が発信していることを確認する。なお、原子炉格納容器スプレイ系作動信号、格納容器隔離信号が発信する設定値になっても発信しない場合には、手動にて発信させる。 <p><u>原子炉格納容器スプレイ系作動機器の確認</u></p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 原子炉格納容器スプレイ系作動信号、格納容器隔離信号により、自動作動する弁、ダンパおよび機器が正規の状態になることを確認する。なお、正規の状態にならない場合は回復を試みる。 <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器スプレイ系不作動の場合は、『安全機能ベース運転操作基準「格納容器健全性の確保」』へ移行する。 2. 原子炉格納容器圧力が通常圧力に低下すれば、原子炉格納容器スプレイ系を停止する。 3. 燃料取替用水タンク水位が、再循環切替水位となれば、原子炉格納容器スプレイ系の水源を、燃料取替用水タンクから再循環サンプに切替える。 <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器スプレイ系の再循環サンプ切替が不能となった場合は、「原子炉格納容器スプレイ系再循環切替不能」へ移行する。

「原子炉格納容器スプレイ系再循環切替不能」

1. 原子炉格納容器スプレイ系の再循環サンプへの切替を試みる。
2. 原子炉格納容器スプレイ系を停止する。
3. 原子炉格納容器の圧力上昇緩和のため、主蒸気逃がし弁またはタービンバイパス弁により1次冷却系の冷却を促進させる。
4. 燃料取替用水タンクに水を補給する。
5. 原子炉格納容器圧力が最高使用圧力以上となれば、格納容器再循環冷暖房ユニットによる原子炉格納容器内自然対流冷却を行う。
6. 原子炉格納容器圧力が最高使用圧力以上となり、燃料取替用水タンク水位が、水位異常低以上となれば、1系統の原子炉格納容器スプレイ系の運転を再開する。なお、水位異常低以下となれば、原子炉格納容器スプレイ系の運転を停止する。
7. 原子炉格納容器スプレイ系の再循環切替が成功し、原子炉格納容器圧力が通常圧力に低下すれば、原子炉格納容器スプレイ系を停止する。

表-8 (1号炉および2号炉)

<p>事象ベース運転操作基準</p> <p>4. サポート系の確保</p> <p>(1) 全交流電源喪失</p>
<p>① 目的</p> <ul style="list-style-type: none"> ・全ての交流電源が喪失した状態でプラントを安定させ、早期に電源を回復させる。
<p>② 導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・全ての非常用母線および常用母線の電圧が零ボルト
<p>③ 主な監視操作内容</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 原子炉トリップを確認する。 2. タービントリップを確認する。 3. タービン動補助給水ポンプにより蒸気発生器に給水されていることを確認する。 4. ディーゼル発電機手動起動により非常用母線の電源回復操作を行う。 <ul style="list-style-type: none"> ・ディーゼル発電機による電源回復ができない場合は、外部電源による電源回復操作を行う。 ・電源が回復されれば、モード3 (高温停止状態) に移行する。 5. 主要機器の自動起動ブロックを行う。 6. 不要な直流負荷を切り離す。 7. 隣接ユニットの非常用母線から号機間電源融通を行い、崩壊熱除去に必要な機器を起動する。なお、電源が確立されるまでの間、「順序8～11」の操作を並行して行う。 8. 蒸気発生器の給水および蒸気ラインの隔離を確認する。 9. 復水タンク水位が、補助給水系代替水源切替水位となれば、補助給水系の水源を代替水源に切替える。 10. 主蒸気逃がし弁により1次冷却系の冷却を行う。 11. 非常用炉心冷却系作動信号、原子炉格納容器スプレイ系作動信号が発信された場合は、格納容器隔離の作動状況を確認後、作動信号をリセットし、必要な機器の作動は非常用母線の電源回復後に手動にて行う。 12. 非常用母線電源もしくは号機間電源融通により電源が確立された場合は、モード3 (高温停止状態) に移行する。 13. 号機間電源融通中に非常用母線の電源が回復した場合は、号機間電源融通を解除する。

表-9 (1号炉および2号炉)

<p>事象ベース運転操作基準</p> <p>4. サポート系の確保</p> <p>(2) 原子炉補機冷却機能喪失</p>
<p>① 目的</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉補機冷却水系において配管等に破損が生じた場合に、原子炉補機冷却水系の機能を維持するため、適切な運転操作を行うことを目的とする。
<p>② 導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉補機冷却水サージタンク水位が維持できない場合
<p>③ 主な監視操作内容</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 手動による原子炉トリップを行う。 2. 1次冷却材ポンプを全台停止する。 3. 原子炉補機冷却水ポンプを全台停止する。 4. 健全ヘッダからの流出を防止するため系統分離を行う。 5. 充てん系ポンプを停止する。 6. 計器用空気系の空気供給を雑用空気系より行う。 7. 原子炉補機冷却水サージタンクに補給されていることを確認する。 8. 破断箇所が判明したら、「破断ヘッダに対応した措置」に移行する。 <ul style="list-style-type: none"> ・破断箇所が不明の場合には、「充てん系ポンプ停止の措置」へ移行する。 <p>「破断ヘッダに対応した措置」</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 1台の充てん系ポンプの冷却を、健全ヘッダ側原子炉補機冷却水系ドレンにより確保し、当該充てん系ポンプを起動し、1次冷却系にほう酸水を注入する。 2. 余熱除去系による冷却ができるまで、主蒸気逃がし弁またはタービンバイパス弁により1次冷却系の冷却を行う。 3. 余熱除去系による冷却ができるまで、加圧器逃がし弁により1次冷却系の減圧を行う。 4. 健全ヘッダの隔離を解除する。 5. 破断ヘッダ側の原子炉補機冷却水サージタンクへの補給を停止する。 6. 原子炉補機冷却水冷却器への海水の通水を確認する。 7. 充てん系ポンプの冷却が確保されていない場合は、「充てん系ポンプ停止の措置」に移行する。 8. 健全ヘッダ側の原子炉補機冷却水サージタンクに水位が確保されれば、健全ヘッダの原子炉補機冷却水ポンプを起動する。 9. 充てん系ポンプの冷却を行っていた原子炉補機冷却水系ドレンを停止する。 10. 健全ヘッダ側の計器用空気系を起動し雑用空気系からの空気供給を停止する。

1 1. モード5（低温停止）に移行する。

「充てん系ポンプ停止の措置」

1. 非常用炉心冷却系作動信号および原子炉格納容器スプレイ系作動信号発信時に作動する機器の自動起動ブロックを行う。
2. 余熱除去系による冷却ができるまで、主蒸気逃がし弁またはタービンバイパス弁により1次冷却系の冷却を行う。
3. 余熱除去系による冷却ができるまで、加圧器逃がし弁により1次冷却系の減圧を行う。
4. 非常用炉心冷却系作動信号が発信された場合は、非常用炉心冷却系作動信号をリセットし、必要な機器の起動は、原子炉補機冷却水ポンプ起動後に手動にて行う。
5. 低圧注入系の冷却のため空調用冷水系により代替補機冷却を開始する。
6. 1次冷却材温度が飽和温度以上になれば、代替補機冷却を実施した低圧注入系を起動する。
7. 原子炉格納容器スプレイ系作動信号が発信された場合には、原子炉格納容器スプレイ系作動信号をリセットする。
8. 健全ヘッダ側の原子炉補機冷却水サージタンクに水位が確保されれば、健全ヘッダの原子炉補機冷却水ポンプを起動する。
 - ・代替補機冷却を原子炉補機冷却水系による冷却に戻す。
9. 「破断ヘッダに対応した措置 順序10」に移行する。

表-10 (1号炉および2号炉)

安全機能ベース運転操作基準	
1. 未臨界の維持	
① 目的	
<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉を停止し、未臨界を維持する。 ・原子炉停止後の未臨界性を確保する。 	
② 導入条件	④ 脱出条件
(1) 原子炉出力が 5 % 以上、または中間領域起動率が正	(1) 原子炉出力が 5 % 未満、および中間領域起動率が零または負
(2) 中性子源領域起動率が正、または P-6 以上で中間領域起動率が -0.2 DPM より大	(2) 中性子源領域起動率が零または負、および P-6 以上で中間領域起動率が -0.2 DPM 以下
③ 主な監視操作内容	
「原子炉出力が 5 % 以上、または中間領域起動率の正が確認された場合」	
<ol style="list-style-type: none"> 1. 原子炉トリップを確認し、できていなければ次のいずれかにより原子炉をトリップさせる。 <ul style="list-style-type: none"> ・手動原子炉トリップ ・MGセットの電源を断 ・制御棒手動挿入 ・現地原子炉トリップしゃ断器の開放 2. タービントリップを確認し、できていなければ次のいずれかによりタービンをトリップさせる。 <ul style="list-style-type: none"> ・手動タービントリップ ・主蒸気隔離弁、および主蒸気隔離弁バイパス弁の閉止 ・蒸気加減弁の閉止 ・現地タービントリップ 3. 蒸気発生器 2 次側の給水量を確認し、給水量を調整する。 4. ほう酸注入を実施する。 5. ほう酸希釈ラインの隔離を確認する。 6. 1 次冷却材温度を確認し、低下していれば、主蒸気隔離弁および主蒸気隔離弁バイパス弁の閉止を確認する。 7. 蒸気発生器 2 次側圧力を確認し、低下している蒸気発生器があれば、当該蒸気発生器を隔離する。 8. 原子炉出力が 5 % 未満、および中間領域起動率の零または負の確認ができなければ、「順序 4」へ戻る。 	

「中性子源領域起動率が正、または P-6 以上で中間領域起動率が -0.2 DPM より大が確認された場合」

1. ほう酸注入を実施する。
2. ほう酸希釈ラインの隔離を確認する。
3. 1次冷却材温度を確認し、低下していれば、主蒸気隔離弁および主蒸気隔離弁バイパス弁の閉止を確認する。
4. 蒸気発生器2次側圧力を確認し、低下している蒸気発生器があれば、当該蒸気発生器を隔離する。
5. 中性子源領域起動率が零、または負、および P-6 以上で中間領域起動率が -0.2 DPM 以下を確認できなければ、「順序1」に戻る。

表-11 (1号炉および2号炉)

安全機能ベース運転操作基準	
2. 炉心冷却の維持	
① 目的 ・炉心の冷却が不適切な場合、炉心冷却機能の回復を図るための適切な運転操作を行い、炉心冷却を維持する。	
② 導入条件 (1) 炉心出口温度が1次冷却系最高使用圧力に対する飽和温度以上	④ 脱出条件 (1) 炉心出口温度が1次冷却材圧力に対する飽和温度以下で少なくとも1系統の高圧注入系または低圧注入系による注入がなされていること
(2) 1次冷却系が飽和状態または過熱状態	(2) 炉心出口温度が1次冷却材圧力に対する飽和温度未満
③ 主な監視操作内容 「炉心出口温度が1次冷却系最高使用圧力に対する飽和温度以上の場合」 1. 少なくとも1系統の非常用炉心冷却系による注入を確認する。 ・非常用炉心冷却系により注入されていない場合は、非常用炉心冷却系の回復を図る。 ・非常用炉心冷却系による注入ができなければ、「非常用炉心冷却系の確立ができない場合」へ移行する。 2. 蒸気発生器へ給水されていることを確認する。 ・蒸気発生器へ給水されていない場合は、給水の回復を図る。 3. 主蒸気逃がし弁またはタービンバイパス弁により1次冷却系の冷却を促進させる。 4. 炉心出口温度が1次冷却材圧力に対する飽和温度以下であることが確認できなければ、「順序2」に戻る。 「非常用炉心冷却系の確立ができない場合」 1. 充てん系による注入を試みる。 2. 蒸気発生器へ給水されていることを確認する。 ・給水されていない場合は、給水の回復を図る。 ・給水の回復ができず、蓄圧注入系、低圧注入系による注入が可能であれば、加圧器逃がし弁の強制開により1次冷却系を減圧し、蓄圧注入系、低圧注入系による注入を行う。 3. 主蒸気逃がし弁またはタービンバイパス弁により1次冷却系の冷却を促進させる。 4. 炉心出口温度が飽和温度以下、および少なくとも1系統の高圧注入系または低圧注入系による注入が確認できなければ、「順序2」に戻る。	

「1次冷却系が飽和状態または過熱状態となった場合」

1. 少なくとも1系統の非常用炉心冷却系による注入を確認する。
 - ・非常用炉心冷却系により注入されていない場合は、非常用炉心冷却系の回復を図る。
2. 加圧器逃がし弁の閉止を確認する。なお、閉止されていない場合は、手動による閉止または元弁を閉止する。
3. 蒸気発生器へ給水されていることを確認する。
 - ・蒸気発生器へ給水されていない場合は、給水の回復を図る。
4. 主蒸気逃がし弁またはタービンバイパス弁により1次冷却系の冷却を促進させる。
5. 炉心出口温度が1次冷却材圧力に対する飽和温度未満であることが確認できなければ、「順序3」に戻る。

表-12 (1号炉および2号炉)

安全機能ベース運転操作基準	
3. 蒸気発生器除熱機能の維持	
① 目的	
<ul style="list-style-type: none"> 蒸気発生器2次側の保有水を回復し、蒸気放出経路を確保するための適切な運転操作を行い、蒸気発生器除熱機能を維持する。 	
② 導入条件	④ 脱出条件
<ul style="list-style-type: none"> 全蒸気発生器狭域水位が下端以下および補助給水流量が電動補助給水ポンプ1台分の給水流量未満 いずれかの蒸気発生器圧力が主蒸気安全弁作動設定値圧力以上で上昇継続 	<ul style="list-style-type: none"> 1次冷却材圧力が健全蒸気発生器圧力より低い場合 または 余熱除去系による除熱ができる場合 または 補助給水流量が電動補助給水ポンプ1台分の給水流量以上、またはいずれかの蒸気発生器狭域水位が下端以上
③ 主な監視操作内容	
蒸気発生器蒸気放出経路の確保	
1. 主蒸気逃がし弁またはタービンバイパス弁による蒸気放出経路の回復を図る。	
蒸気発生器給水の確保	
1. 補助給水系による蒸気発生器の給水回復を図る。	
<ul style="list-style-type: none"> 回復できなければ主給水系または蒸気発生器水張り系により、蒸気発生器への給水を回復させる。 蒸気発生器への給水が回復せず、全蒸気発生器広域水位が可視範囲以下となれば、「フィードアンドブリード運転」へ移行する。 	
フィードアンドブリード運転	
1. 非常用炉心冷却系作動信号を手動にて発信させる。	
2. 加圧器逃がし弁を強制開としフィードアンドブリード運転を開始する。	
<ul style="list-style-type: none"> いずれかの蒸気発生器狭域水位が下端以上となれば、加圧器逃がし弁を閉止し、『事象ベース運転操作基準「1次冷却材喪失事象収束操作」』に戻る。 	

表-13 (1号炉および2号炉)

安全機能ベース運転操作基準	
4. 格納容器健全性の確保	
① 目的	
<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器圧力上昇により、原子炉格納容器の健全性が脅かされる可能性がある場合、原子炉格納容器圧力上昇を減少させるための適切な運転操作を行い、原子炉格納容器の健全性を確保する。 	
② 導入条件	④ 脱出条件
<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器圧力が、原子炉格納容器スプレイ系作動設定値以上および原子炉格納容器スプレイ系不作動 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器スプレイ系が作動し、原子炉格納容器圧力が原子炉格納容器最高使用圧力以下となった場合
③ 主な監視操作内容	
<ol style="list-style-type: none"> 格納容器隔離信号により、自動作動する弁およびダンパが正規の状態になることを確認する。なお、正規の状態にならなければ回復を試みる。 1系統以上の原子炉格納容器スプレイ系の起動を試みる。 2次冷却材喪失事象の場合は、破損蒸気発生器の隔離を行う。 原子炉格納容器の圧力上昇緩和のため、主蒸気逃がし弁またはタービンバイパス弁により1次冷却系の冷却を促進させる。 原子炉格納容器圧力が最高使用圧力以上となれば、格納容器再循環冷暖房ユニットによる原子炉格納容器内自然対流冷却を開始する。 原子炉格納容器スプレイ系が1系統以上作動し、格納容器圧力が最高使用圧力以下へ低下することが確認できなければ、「順序2」に戻る。 	

表-14 (1号炉および2号炉)

安全機能ベース運転操作基準	
5. 放射能放出防止	
① 目的	
<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器から環境に放射性物質が放出される可能性がある場合、原子炉格納容器内放射能レベル低減のための適切な運転操作を行い、放射性物質放出を防止する。 	
② 導入条件	④ 脱出条件
<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器内高レンジエリアモニタ指示値が 1×10^3 mSv/h 以上および原子炉格納容器スプレイ系不作動 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器スプレイ系作動
③ 主な監視操作内容	
<ol style="list-style-type: none"> 格納容器隔離信号を手動で発信する。 格納容器隔離信号により自動作動する弁およびダンパが正規の状態になることを確認する。なお、正規の状態にならなければ回復を試みる。 原子炉格納容器内放射線レベルが、1×10^4 mSv/h に達すれば非常用炉心冷却系作動信号、原子炉格納容器スプレイ系作動信号を手動で発信し、原子炉格納容器スプレイ系を起動する。 	

表-15 (1号炉および2号炉)

安全機能ベース運転操作基準	
6. 1次系保有水の維持	
① 目的	
・ 1次系保有水を回復するための適切な運転操作を行い、1次系保有水を維持する。	
② 導入条件	④ 脱出条件
・ 加圧器水位が、水位低抽出水隔離弁閉設定値以下となった場合(ただし、非常用炉心冷却系が作動している場合を除く。)	・ 加圧器水位が、水位低抽出水隔離弁閉設定値以上
③ 主な監視操作内容	
1. 抽出水ラインの隔離を確認する。なお、隔離できていなければ手動により隔離を試みる。	
2. 充てん流量を確保し、加圧器水位低抽出水隔離弁閉設定値以上となるよう加圧器水位の調整を行う。	

参考

	1号炉および2号炉
再循環切替水位	燃料取替用水タンク水位計 計器スパンの 26.9 %
燃料取替用水タンク水位異常低	燃料取替用水タンク水位計 計器スパンの 4 %
補助給水系代替水源切替水位	復水タンク水位計 60 m ³
加圧器水位低抽出水隔離弁閉設定値	加圧器水位計 計器スパンの 14 %

異常時の運転操作基準（3号炉および4号炉）

炉心は発電所において最大の放射能インベントリを有する部分であるので、著しい放射能の放出となる炉心の損傷を防止するために、原子炉内の核分裂反応を停止し炉心の冷却を維持すること、および発電所外への放射能の放出を防止するために、原子炉格納容器の健全性を確保することを目的として、原子炉の未臨界の維持、原子炉冷却の維持、原子炉格納容器健全性の確保に関する以下の事象ベース運転操作基準および安全機能ベース運転操作基準を定め、異常発生時の運転操作を実施する場合の指針として使用する。

異常発生時には、事象ベース運転操作基準の導入条件および安全機能ベース運転操作基準の導入条件である安全機能パラメータを監視し、事象に適した運転操作基準を使用する。

事象ベース運転操作基準が適用できない場合または事象ベース運転操作基準による操作中において、安全機能パラメータが安全機能ベース運転操作基準の導入条件となれば、安全機能ベース運転操作基準に移行し安全機能の回復を図る。

これらの運転操作基準による対応で事故収束せず、炉心損傷に至った場合は、炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順に移行し、対応処置を実施する。

なお、当直課長は、安全上必要と判断した場合は、本運転操作基準にかかわらず、安全側の処置を講じることができる。

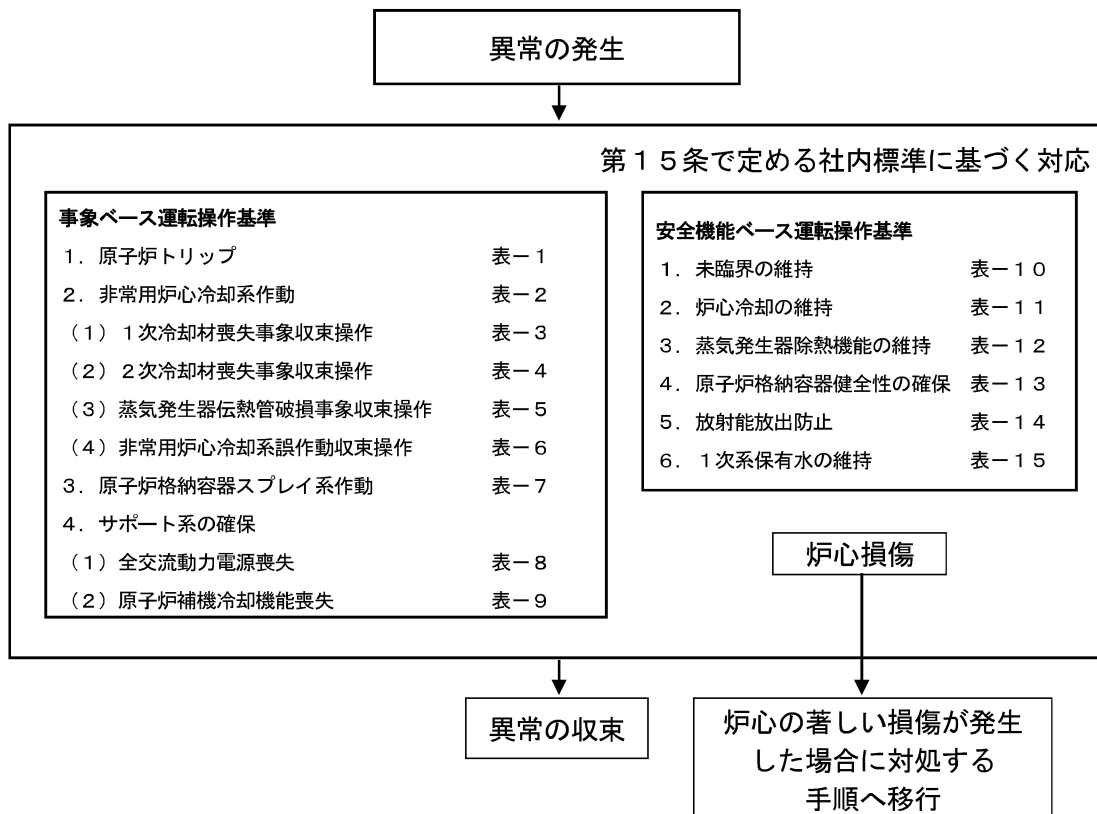


表-1 (3号炉および4号炉)

<p>事象ベース運転操作基準</p> <p>1. 原子炉トリップ</p>
<p>① 目的</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉を停止し、未臨界を維持する。 ・原子炉停止後の炉心崩壊熱を除去し、モード3（高温停止）を確立する。
<p>② 導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉トリップ設定値に達した場合 ・原子炉を手動トリップした場合
<p>③ 主な監視操作内容</p> <p>原子炉トリップの確認</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 原子炉トリップの警報発信を確認する。 2. 制御棒が全挿入し原子炉がトリップしたことを、以下により確認する。なお、原子炉が自動トリップする設定値になっても、自動トリップしない場合には、手動によりトリップを行う。 <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉トリップしゃ断器の開放表示灯の点灯 ・制御棒炉底位置表示灯の点灯 ・中性子束出力指示値の低下 3. 手動による原子炉トリップに成功しなければ、『安全機能ベース運転操作基準「未臨界の維持」』へ移行する。 <p>タービン・発電機トリップの確認</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. タービンがトリップし、引き続き発電機がトリップしたことを確認する。なお、自動トリップしなければ、手動によりトリップを行う。 <p>蒸気発生器による除熱確認</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. タービンバイパス弁または主蒸気逃がし弁の制御状態を確認し、モード3（高温停止）となることを、1次冷却材温度により確認する。 2. 蒸気発生器水位異常低信号の発信により、補助給水ポンプが起動し、蒸気発生器へ注水されることを確認する。 3. 補助給水系により蒸気発生器水位の調整を行う。 <p>加圧器圧力・水位の整定</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 加圧器逃がし弁が閉止しており、加圧器圧力が正常であることを確認する。 2. 加圧器水位が正常であることを確認する。

表-2 (3号炉および4号炉)

<p>事象ベース運転操作基準</p> <p>2. 非常用炉心冷却系作動</p>
<p>① 目的</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材喪失事象、2次冷却材喪失事象、蒸気発生器伝熱管破損事象等の事故時に、炉心の冷却および負の反応度添加を行う。
<p>② 導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 非常用炉心冷却系作動設定値に達した場合
<p>③ 主な監視操作内容</p> <p>非常用炉心冷却系警報の確認</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 非常用炉心冷却系作動の警報発信を確認する。 <p>非常用炉心冷却系作動信号の確認</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 非常用炉心冷却系作動信号が発信していることを確認する。なお、非常用炉心冷却系作動信号が発信する設定値になっても発信しない場合には、手動にて信号を発信させる。 <p>原子炉トリップの確認</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 非常用炉心冷却系作動信号による原子炉トリップを確認する。 <p>非常用炉心冷却系作動機器の確認</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 非常用炉心冷却系作動信号、格納容器隔離信号により、自動作動する弁、ダンパおよび機器が正規の状態になることを確認する。なお、正規の状態にならなければ回復を試みる。 2. ディーゼル発電機が自動起動することを確認する。なお、自動起動していなければ手動にて起動を試みる。 3. 非常用炉心冷却系作動シーケンスにより、非常用炉心冷却系作動機器が、自動作動することを確認する。なお、自動作動していない機器があれば手動にて起動を試みる。 <p>主給水系隔離状態の確認</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 主給水系の隔離状態を確認する。なお、隔離できていなければ手動にて隔離を試みる。 <p>中央制御室換気系隔離状態の確認</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 中央制御室換気系隔離状態を確認する。なお、隔離できていなければ手動にて隔離を試みる。

主蒸気系隔離状態の確認

1. 主蒸気系隔離作動信号が発信されれば、当該信号により自動作動する弁が正規の状態となることを確認する。なお、正規の状態にならなければ回復を試みる。

原子炉格納容器スプレイ系作動信号の確認

1. 原子炉格納容器圧力が上昇し、原子炉格納容器スプレイ系作動信号が発信すれば、『原子炉格納容器スプレイ系作動』も確認する。

原子炉冷却系の状況確認

1. 各パラメータの確認を行う。
 - ・ 加圧器圧力および水位
 - ・ 1次冷却材圧力および温度
 - ・ 蒸気発生器圧力および水位
 - ・ 原子炉格納容器圧力およびサンプル水位
 - ・ 各非常用炉心冷却系流量
 - ・ 放射線モニタ

事象判別

1. 以下の徴候がある場合は、原子炉格納容器内での1次冷却材喪失事象と判断し、『1次冷却材喪失事象収束操作』へ移行する。
 - ・ 原子炉格納容器圧力の上昇
 - ・ 原子炉格納容器内放射線モニタの指示上昇
 - ・ 原子炉格納容器サンプル水位の上昇
2. 以下の徴候がある場合は、原子炉格納容器外での余熱除去系からの1次冷却材喪失事象と判断し、『1次冷却材喪失事象収束操作【原子炉格納容器外で余熱除去系からの漏えいが発生した場合】』へ移行する。
 - ・ 加圧器水位の低下
 - ・ 加圧器圧力の低下
 - ・ 原子炉格納容器外での漏えい確認、または補助建屋内放射線モニタの指示上昇
 - ・ 復水器空気抽出器ガスモニタ、蒸気発生器ブローダウン水モニタおよび高感度型主蒸気管モニタの指示に有意な変化がない。
 - ・ 余熱除去ポンプ出口圧力上昇

3. 以下の徴候がある場合は、2次冷却材喪失事象と判断し、『2次冷却材喪失事象収束操作』へ移行する。
 - 1次冷却材温度が連続して低下
 - 1基または全ての蒸気発生器の2次側圧力および水位が異常に低下
 - 1基または全ての蒸気発生器の蒸気流量が異常に増加

4. 以下の徴候がある場合は、蒸気発生器伝熱管破損事象と判断し、『蒸気発生器伝熱管破損事象収束操作』へ移行する。
 - 復水器空気抽出器ガスモニタ、蒸気発生器ブローダウン水モニタおよび高感度型主蒸気管モニタの指示が上昇
 - 破損蒸気発生器水位および圧力の上昇

5. 以下の場合、非常用炉心冷却系作動信号の誤作動であると判断し、『非常用炉心冷却系誤作動収束操作』へ移行する。
 - 原子炉格納容器内での1次冷却材喪失事象、原子炉格納容器外での余熱除去系からの1次冷却材喪失事象、2次冷却材喪失事象、蒸気発生器伝熱管破損事象に該当する徴候がみられない。

表-3 (3号炉および4号炉)

<p>事象ベース運転操作基準</p> <p>2. 非常用炉心冷却系作動</p> <p>(1) 1次冷却材喪失事象収束操作</p>
<p>① 目的</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材喪失事象発生時に原子炉を安全に停止し冷却する。
<p>② 主な監視操作内容</p> <p>【原子炉格納容器内での1次冷却材喪失事象】</p> <p>非常用炉心冷却系の停止条件の確認</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 以下の非常用炉心冷却系の停止条件を確認し、全て満足していれば、非常用炉心冷却系作動機器を停止する。 <ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材温度が1次冷却材圧力に対する飽和温度以下 ・ 加圧器水位が下端以上 ・ 電動補助給水ポンプ1台分の注水、または1基の蒸気発生器水位が蒸気発生器伝熱管上端以上 2. 非常用炉心冷却系の停止条件を満足せず、燃料取替用水タンク水位が、再循環切替水位となれば、〔非常用炉心冷却系再循環切替〕へ移行する。 <p>モード5 (低温停止) への移行</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. ほう酸による負の反応度を添加し、停止余裕を確保した後、モード5 (低温停止) に移行する。 <p>〔非常用炉心冷却系再循環切替〕</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 低圧注入系および高圧注入系の水源を、燃料取替用水タンクから格納容器再循環サンプに切替える。 <ul style="list-style-type: none"> ・ 非常用炉心冷却系の格納容器再循環サンプ切替が不能となった場合は、〔非常用炉心冷却系再循環切替不能〕へ移行する。 2. 格納容器再循環サンプを水源として長期的な冷却を継続する。 <ul style="list-style-type: none"> ・ 非常用炉心冷却系の格納容器再循環サンプ切替後に、原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系が設計どおり作動していなければ、〔非常用炉心冷却系再循環切替後の原子炉補機冷却機能喪失〕へ移行する。

[非常用炉心冷却系再循環切替不能]

1. 非常用炉心冷却系の格納容器再循環サンプへの切替を試みる。
2. 燃料取替用水タンク水の消費を減らすため、燃料取替用水タンクを水源とするポンプは、高圧注入系1系統のみとする。
3. 主蒸気逃がし弁またはタービンバイパス弁により1次冷却系の冷却を促進させ、破断流を減少させる。
4. 1次冷却系への注水を長期間続けるために、燃料取替用水タンクに水を補給する。
5. 原子炉格納容器スプレイ系と低圧注入系との接続による非常用炉心冷却系の代替再循環を開始する。
6. 燃料取替用水タンク水位が、水位異常低以下となれば、燃料取替用水タンクを水源としている全てのポンプを停止し、水位が回復すれば、運転を再開する。
7. 非常用炉心冷却系の再循環切替が成功すれば、非常用炉心冷却系の代替再循環を停止する。

[非常用炉心冷却系再循環切替後の原子炉補機冷却機能喪失]

1. 原子炉補機冷却水が供給されている機器を停止する。
2. 原子炉補機冷却水ポンプおよび海水ポンプ運転台数に合わせた系統構成に組み合わせ、[非常用炉心冷却系再循環切替]に戻る。
3. 原子炉補機冷却水ポンプ全台停止中の場合は、低圧注入系の冷却のため空調用冷水系により代替補機冷却を開始する。
 - ・空調用冷水系による代替補機冷却ができない場合は、大容量ポンプを用いた海水通水による代替補機冷却を行い、低圧または高圧再循環運転を実施する。
4. 1次冷却材温度が飽和温度以上に達すれば、代替補機冷却を開始した低圧注入系を起動する。

【原子炉格納容器外で余熱除去系からの漏えいが発生した場合】

1. 燃料取替用水タンク水が、破断点から流出するのを防止するため、余熱除去系を燃料取替用水タンクより隔離する。
2. 1次冷却材圧力が低下傾向で、炉心出口温度が1次冷却系最高使用圧力に対する飽和温度以上に達すれば、主蒸気逃がし弁またはタービンバイパス弁により1次冷却系の冷却を促進させる。
3. 余熱除去系を1次冷却系より隔離する。
 - ・隔離できていなければ、〔破断点が隔離できない場合〕へ移行する。
4. 余熱除去系の系統分離を行い、破断系統を確認する。
5. モード5（低温停止）に移行する。

〔破断点が隔離できない場合〕

1. 燃料取替用水タンク水の消費を減らすため、燃料取替用水タンクを水源とするポンプは、高圧注入系1系統のみとする。
2. 1次冷却系への注水を長期間続けるために、燃料取替用水タンクに水を補給する。
3. 主蒸気逃がし弁またはタービンバイパス弁により1次冷却系の冷却を促進させる。
4. 非常用炉心冷却系の停止条件を確認し、満足している場合は、高圧注入系を充てん系に切替える。
 - ・満足していない場合には、充てん系による崩壊熱除去が可能となった時点で、高圧注入系を充てん系に切替える。
5. 余熱除去系の系統分離を行い、健全側余熱除去系による1次冷却系の冷却を行う。
 - ・余熱除去系による1次冷却系の冷却ができなければ、加圧器逃がし弁を強制開とし、非常用炉心冷却系再循環運転に必要な水量を確保する。
6. 非常用炉心冷却系再循環運転を行う。
7. 健全側余熱除去系が確認できない場合は、蒸気発生器2次側による1次冷却系の冷却を行う。

表-4 (3号炉および4号炉)

<p>事象ベース運転操作基準</p> <p>2. 非常用炉心冷却系作動</p> <p>(2) 2次冷却材喪失事象収束操作</p>
<p>① 目的</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 2次冷却材喪失事象発生時に原子炉を安全に停止し未臨界を維持する。
<p>② 主な監視操作内容</p> <p>蒸気発生器の隔離</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 破損蒸気発生器を隔離する。 <ul style="list-style-type: none"> ・ 破損蒸気発生器の隔離ができず、全蒸気発生器の2次側圧力が低下傾向にある場合は、〔全蒸気発生器の異常な減圧〕へ移行する。 <p>非常用炉心冷却系の停止条件の確認</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 以下の非常用炉心冷却系の停止条件を確認し、全て満足していれば、非常用炉心冷却系作動機器を停止する。 <ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材温度が1次冷却材圧力に対する飽和温度以下 ・ 加圧器水位が下端以上 ・ 1次冷却材圧力が安定または上昇 ・ 補助給水ポンプ2台以上運転で健全蒸気発生器水位が上昇、または1基の健全蒸気発生器水位が蒸気発生器伝熱管上端以上 <p>モード5 (低温停止) への移行</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. ほう酸による負の反応度を添加し、停止余裕を確保した後、モード5 (低温停止) に移行する。 <p>〔全蒸気発生器の異常な減圧〕</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 破損蒸気発生器の隔離を試みる。 <ul style="list-style-type: none"> ・ 隔離に成功すれば、非常用炉心冷却系の停止条件の確認に戻る。 2. 1次冷却系の希釈の停止を確認する。 3. 1次冷却系の過冷却を防止しつつ、蒸気発生器の除熱機能を維持するために、補助給水流量の調整を行う。 4. 1次冷却材温度を確認し、安定または低下していない場合は、主蒸気逃がし弁により1次冷却系の冷却を行う。 5. 復水タンク水位が、補助給水系代替水源切替水位となれば、補助給水系の水源を代替水源に切替える。

6. 以下の非常用炉心冷却系の停止条件を確認し、全て満足していれば、非常用炉心冷却系作動機器を停止する。
 - ・ 1次冷却材温度が1次冷却材圧力に対する飽和温度以下
 - ・ 加圧器水位が下端以上
 - ・ 1次冷却材圧力が安定または上昇
7. モード5（低温停止）に移行する。

表-5 (3号炉および4号炉)

<p>事象ベース運転操作基準</p> <p>2. 非常用炉心冷却系作動</p> <p>(3) 蒸気発生器伝熱管破損事象収束操作</p>
<p>① 目的</p> <ul style="list-style-type: none"> ・蒸気発生器伝熱管破損事象発生時に原子炉を安全に停止し冷却する。
<p>② 主な監視操作内容</p> <p>破損蒸気発生器の隔離</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 破損蒸気発生器を隔離する。 <ul style="list-style-type: none"> ・当該蒸気発生器2次側圧力の低下が継続する場合は、〔蒸気発生器伝熱管破損時破損蒸気発生器減圧継続〕へ移行する。 <p>2次冷却系からの汚染拡大防止措置</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 復水器の排気が隔離されていることを確認する。 2. 2次冷却材の系外への排水を停止する。 <p>1次冷却系の減圧</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 破損蒸気発生器2次側圧力の飽和温度を目標に、健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁またはタービンバイパス弁により1次冷却系の冷却を行う。 2. 健全側の1次冷却材高温側温度が破損蒸気発生器2次側圧力の飽和温度未満になれば、1次冷却材圧力を破損蒸気発生器2次側圧力まで減圧する。 <ul style="list-style-type: none"> ・1次冷却系の減圧ができなければ、〔蒸気発生器伝熱管破損時減圧操作不能〕へ移行する。 <p>非常用炉心冷却系の停止条件の確認</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 以下の非常用炉心冷却系の停止条件を確認し、全て満足していれば、非常用炉心冷却系作動機器を停止する。 <ul style="list-style-type: none"> ・1次冷却材温度が1次冷却材圧力に対する飽和温度以下 ・加圧器水位が下端以上 ・1次冷却材圧力が減圧操作停止後に安定または上昇 <p>モード5 (低温停止) への移行</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. ほう酸による負の反応度を添加し、停止余裕を確保した後、モード5 (低温停止) へ移行する。

〔蒸気発生器伝熱管破損時破損蒸気発生器減圧継続〕

1. 破損蒸気発生器の隔離を確認する。
 - 隔離に成功し、破損蒸気発生器 2 次側圧力の低下が停止すれば、**1 次冷却系の減圧**に戻る。
2. 健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁またはタービンバイパス弁により 1 次冷却系の冷却を促進させる。
3. 1 次冷却系への注水を長期間続けるため、燃料取替用水タンクへ水を補給する。
4. 破損蒸気発生器 2 次側への漏えいを低減するため、サブクールを確保できる範囲で 1 次冷却系を減圧する。
5. 以下の非常用炉心冷却系の停止条件を確認し、全て満足していれば、非常用炉心冷却系作動機器を停止する。
 - 1 次冷却材温度が 1 次冷却材圧力に対する飽和温度以下
 - 加圧器水位が下端以上
 - 電動補助給水ポンプ 1 台分の注水、または 1 基の蒸気発生器水位が蒸気発生器伝熱管上端以上
6. 余熱除去系による 1 次冷却系の冷却を行い、モード 5（低温停止）に移行する。余熱除去系による 1 次冷却系の冷却ができなければ、加圧器逃がし弁を強制開とし、非常用炉心冷却系再循環運転に必要な水量を満足する水量を確保する。
7. 非常用炉心冷却系再循環運転を行う。

〔蒸気発生器伝熱管破損時減圧操作不能〕

1. 1 次冷却系の減圧機能の回復を試みる。
 - 1 次冷却系の減圧機能が回復すれば、**1 次冷却系の減圧**に戻る。
2. 破損蒸気発生器水位が、水位異常高以上の場合、または加圧器水位が下端以上に回復した場合は、高圧注入系を充てん系に切替える。
3. 健全側の 1 次冷却系ループのサブクールを確保するため、健全側の主蒸気逃がし弁またはタービンバイパス弁により 1 次冷却系の冷却を行う。
 - 1 次冷却系の減圧機能が回復されるまで、1 次冷却系の冷却を継続し、減圧機能が回復すれば、**1 次冷却系の減圧**に戻る。

表-6 (3号炉および4号炉)

<p>事象ベース運転操作基準</p> <p>2. 非常用炉心冷却系作動</p> <p>(4) 非常用炉心冷却系誤作動収束操作</p>
<p>① 目的</p> <ul style="list-style-type: none"> ・誤作動時に原子炉を安全に停止する。
<p>② 主な監視操作内容</p> <p><u>非常用炉心冷却系の停止条件の確認</u></p> <p>1. 以下の非常用炉心冷却系の停止条件を確認し、全て満足していれば、非常用炉心冷却系作動機器を停止する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・1次冷却材温度が1次冷却材圧力に対する飽和温度以下 ・加圧器水位が下端以上 ・加圧器圧力が原子炉圧力異常低による非常炉心冷却系作動設定値以上で安定または上昇 ・電動補助給水ポンプ1台分の注水、または1基の蒸気発生器水位が蒸気発生器伝熱管上端以上 <p><u>モード3 (高温停止) の確立</u></p> <p>1. ほう酸濃縮を実施し、モード3 (高温停止) を確立する。</p>

表-7 (3号炉および4号炉)

<p>事象ベース運転操作基準</p> <p>3. 原子炉格納容器スプレイ系作動</p>
<p>① 目的</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器の健全性を確保する。
<p>② 導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器スプレイ系作動設定値に達した場合
<p>③ 主な監視操作内容</p> <p><u>原子炉格納容器スプレイ系警報の確認</u></p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 原子炉格納容器スプレイ系作動、格納容器隔離作動の警報発信を確認する。 <p><u>原子炉格納容器スプレイ系作動信号の確認</u></p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 原子炉格納容器スプレイ系作動信号、格納容器隔離信号が発信していることを確認する。なお、原子炉格納容器スプレイ系作動信号、格納容器隔離信号が発信する設定値になっても発信しない場合には、手動にて発信させる。 <p><u>原子炉格納容器スプレイ系作動機器の確認</u></p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 原子炉格納容器スプレイ系作動信号、格納容器隔離信号により、自動作動する弁、ダンパおよび機器が正規の状態になることを確認する。なお、正規の状態にならなければ回復を試みる。 <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器スプレイ系不作動の場合は、『安全機能ベース運転操作基準「原子炉格納容器健全性の確保」』へ移行する。 2. 原子炉格納容器圧力が通常圧力に低下すれば、原子炉格納容器スプレイ系を停止する。 3. 燃料取替用水タンク水位が、再循環切替水位となれば、原子炉格納容器スプレイ系の水源を、燃料取替用水タンクから格納容器再循環サンプに切替える。 <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器スプレイ系の格納容器再循環サンプ切替が不能となった場合は、〔原子炉格納容器スプレイ系再循環切替不能〕へ移行する。

〔原子炉格納容器スプレイ系再循環切替不能〕

1. 原子炉格納容器スプレイ系の格納容器再循環サンプへの切替を試みる。
2. 原子炉格納容器スプレイ系を停止する。
3. 原子炉格納容器の圧力上昇緩和のため、主蒸気逃がし弁またはタービンバイパス弁により1次冷却系の冷却を促進させる。
4. 燃料取替用水タンクに水を補給する。
5. 原子炉格納容器圧力が原子炉格納容器スプレイ系作動設定値以上となれば、格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内自然対流冷却を行う。
6. 原子炉格納容器圧力が最高使用圧力以上となり、燃料取替用水タンク水位が、水位異常低以上となれば、1系統の原子炉格納容器スプレイ系の運転を再開する。
なお、水位異常低以下となれば、原子炉格納容器スプレイ系の運転を停止する。
7. 原子炉格納容器スプレイ系の再循環切替が成功し、原子炉格納容器圧力が通常圧力に低下すれば、原子炉格納容器スプレイ系を停止する。

表-8 (3号炉および4号炉)

<p>事象ベース運転操作基準</p> <p>4. サポート系の確保</p> <p>(1) 全交流動力電源喪失</p>
<p>① 目的</p> <p>・全ての交流動力電源が喪失した状態でプラントを安定させ、早期に電源を回復させる。</p>
<p>② 導入条件</p> <p>・全ての非常用母線および常用母線の電圧が零ボルト</p>
<p>③ 主な監視操作内容</p> <p>原子炉トリップの確認</p> <p>1. 原子炉トリップの確認を行う。</p> <p>タービン・発電機トリップの確認</p> <p>1. タービントリップ、発電機トリップの確認を行う。</p> <p>補助給水流量の確認</p> <p>1. 補助給水流量により補助給水機能が健全であることを確認する。</p> <p>全交流動力電源喪失判断</p> <p>1. 外部電源喪失、ディーゼル発電機起動不能等により所内電源が喪失したことを確認する。</p> <p>2. 交流動力電源の早期回復不能を判断し、全交流電源喪失時の措置を開始する。</p> <p>代替電源からの受電</p> <p>1. 代替電源（非常用発電機等）から受電したことを確認する。</p> <p>代替炉心注水他準備</p> <p>1. 代替炉心注水の準備、アニュラス空気浄化系、中央制御室空調系の準備、原子炉格納容器内自然対流冷却の準備および蒸気発生器、使用済燃料ピットへの注水準備を行う。</p> <p>1次冷却系からの漏えいの有無の確認</p> <p>1. 1次冷却材漏えいの有無を確認する。</p> <p>蒸気発生器2次側による1次冷却系の強制冷却</p> <p>1. 補助給水機能が確保されていれば、主蒸気逃がし弁を現場手動にて全開とし、1次冷却系の強制冷却を行う。</p> <p>2. 1次冷却系の減圧により、蓄圧注入系が動作していることを確認する。</p>

所内直流電源の確保

1. 代替電源からの給電が長期にわたり行えない場合は、蓄電池からの受電や不要な直流負荷を切り離す。

1次冷却材ポンプの封水系、原子炉補機冷却水系の隔離

1. 1次冷却材ポンプの封水系および原子炉補機冷却水系の隔離を行う。

蓄圧タンク隔離

1. 1次冷却材圧力が蓄圧タンクからの窒素ガスの混入を防止するための圧力となり、代替電源からの給電が可能となれば蓄圧タンクの出口弁を閉止する。

代替炉心注水

1. 1次冷却材圧力が1次冷却材ポンプ封水戻りライン逃がし弁吹き止まり圧力未滿となり、代替炉心注水系の準備が整えば代替炉心注水を開始する。

再循環運転

1. 格納容器再循環サンプ水位が、再循環可能水位となり、大容量ポンプからの海水供給が可能となれば、代替炉心注水から再循環運転に切替え、炉心冷却を継続する。

原子炉格納容器内自然対流冷却の開始

1. 原子炉格納容器圧力が原子炉格納容器スプレイ系作動設定値以上となり、大容量ポンプからの海水供給が可能となれば格納容器再循環ユニットへの海水通水により、原子炉格納容器内自然対流冷却を開始する。

表-9 (3号炉および4号炉)

<p>事象ベース運転操作基準</p> <p>4. サポート系の確保</p> <p>(2) 原子炉補機冷却機能喪失</p>
<p>① 目的</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却水系において配管等に破損が生じた場合、または原子炉補機冷却水系の機能が喪失した場合に、原子炉補機冷却水系の機能を維持するため、適切な運転操作を行うことを目的とする。
<p>② 導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却水サージタンク水位が維持できない場合または、原子炉補機冷却水系の機能が喪失した場合
<p>③ 主な監視操作内容</p> <p>原子炉補機冷却水系の機能回復操作</p> <ol style="list-style-type: none"> 現場の状況を確認し原子炉補機冷却水系の機能回復に努める。 <p>原子炉手動停止</p> <ol style="list-style-type: none"> 手動による原子炉トリップを行う。 <p>1次冷却材ポンプ手動停止</p> <ol style="list-style-type: none"> 1次冷却材ポンプを全台停止する。 <p>原子炉補機冷却水系の状態確認</p> <ol style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却水系の状態を確認する。 <ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却水系の漏えいがあり、原子炉補機冷却水サージタンク水位が維持できない場合は、【原子炉補機冷却水系の漏えいの場合】へ移行する。 原子炉補機冷却水系の漏えいがなく、原子炉補機冷却水ポンプが全台停止している場合は、充てん系ポンプを全台停止し、制御用空気系の空気供給を所内用空気系へ切替え、1次冷却材ポンプの封水系、原子炉補機冷却水系の隔離を行い、【原子炉補機冷却水系機能喪失の場合】へ移行する。 <p>【原子炉補機冷却水系の漏えいの場合】</p> <p>原子炉補機冷却水ヘッダ隔離 (破断ヘッダの確認)</p> <ol style="list-style-type: none"> 運転中の原子炉補機冷却水ポンプを停止する。 健全ヘッダからの流出を防止するため系統分離を行う。

原子炉補機冷却水系隔離後の措置

1. 充てん系ポンプを全台停止する。
2. 制御用空気系の空気供給を所内用空気系より行う。
3. 原子炉補機冷却水サージタンクに補給されていることを確認する。

1次冷却材ポンプの封水系、原子炉補機冷却水系の隔離

1. 1次冷却材ポンプの封水系および原子炉補機冷却水系の隔離を行う。

破断箇所の特定制

1. 破断箇所が判明すれば、破断ヘッダに対応した措置に移行する。
2. 破断箇所が不明の場合には、充てん系ポンプ停止後の措置へ移行する。

破断ヘッダに対応した措置

1. 1台の充てん系ポンプの冷却を、健全ヘッダ側原子炉補機冷却水系ドレンにより確保し、当該充てん系ポンプを起動し1次冷却材ポンプ封水注入を再開するとともに、1次冷却系にほう酸水を注入する。
2. 余熱除去系による冷却ができるまで、主蒸気逃がし弁またはタービンバイパス弁により1次冷却系の冷却を行う。
3. 余熱除去系による冷却ができるまで、加圧器逃がし弁により1次冷却系の減圧を行う。
4. 健全ヘッダの隔離を解除する。
5. 破断ヘッダ側の原子炉補機冷却水サージタンクへの補給を停止する。
6. 原子炉補機冷却水冷却器への海水の通水を確認する。
7. 充てん系ポンプの冷却が確保されており、健全ヘッダ側の原子炉補機冷却水サージタンクに水位が確保されれば、【原子炉補機冷却水系機能回復の場合】に移行する。
 - ・ 充てん系ポンプの冷却が確保されていない場合は、充てん系ポンプ停止後の措置に移行する。

【原子炉補機冷却水系機能喪失の場合】

代替炉心注水他準備

1. 代替炉心注水の準備、原子炉格納容器内自然対流冷却の準備および蒸気発生器、使用済燃料ピットへの注水準備を行う。

1次冷却系からの漏えいの有無の確認

1. 1次冷却材漏えいの有無を確認する。

充てん系ポンプ停止後の措置

1. 非常用炉心冷却系作動信号および原子炉格納容器スプレイ系作動信号発信時に作動する機器の自動起動ブロックを行う。
2. 余熱除去系による冷却ができるまで、主蒸気逃がし弁またはタービンバイパス弁により蒸気発生器2次側による1次冷却系の強制冷却を行う。
3. 余熱除去系による冷却ができるまで、加圧器逃がし弁により1次冷却系の減圧を行う。
4. 非常用炉心冷却系作動信号が発信された場合は、非常用炉心冷却系作動信号をリセットし、必要な機器の起動は、原子炉補機冷却水ポンプ起動後に手動にて行う。

蓄圧タンク隔離

1. 1次冷却材圧力が蓄圧タンクからの窒素ガスの混入を防止するための圧力未満となれば蓄圧タンクの出口弁を閉止する。

代替炉心注水

1. 1次冷却材圧力が1次冷却材ポンプ封水戻りライン逃がし弁吹き止まり圧力未満となり、代替炉心注水系の準備が整えば代替炉心注水を開始する。

原子炉補機冷却水系機能回復の確認

1. 健全ヘッダ側の原子炉補機冷却水サージタンクに水位が確認されれば、【原子炉補機冷却水系機能回復の場合】へ移行する。
 - ・原子炉補機冷却水系機能が回復していなければ大容量ポンプからの海水供給による再循環運転へ移行する。
2. 【海水冷却機能喪失の場合】は海水冷却機能回復の確認へ移行する。

再循環運転

1. 格納容器再循環サンプル水位が、再循環可能水位となれば代替炉心注水から再循環運転に切替え、炉心冷却を継続する。

原子炉格納容器内自然対流冷却の開始

1. 原子炉格納容器圧力が原子炉格納容器スプレイ系作動設定値以上となり、大容量ポンプからの海水供給が可能となれば格納容器再循環ユニットへの海水通水により、原子炉格納容器内自然対流冷却を開始する。

【原子炉補機冷却水系機能回復の場合】

原子炉補機冷却水ポンプ運転可能の場合

1. 健全ヘッダの原子炉補機冷却水ポンプを起動する。
2. 充てん系ポンプの冷却を行っていた場合は、原子炉補機冷却水系ドレンを停止する。
3. 充てん系ポンプによる充てん、封水注入を再開する。
4. 制御用空気系を起動し、所内用空気系からの空気供給を停止する。
5. モード5（低温停止）に移行する。

【海水冷却機能喪失の場合】

1. 手動による原子炉トリップを行い、1次冷却材ポンプを全台停止、**代替炉心注水他準備**、および制御用空気系の空気供給を所内用空気系に切替え、1次冷却材漏えいの有無および原子炉補機冷却水温度を確認し、以下の措置を実施する。

〔安全系補機の冷却水制限温度未満の場合〕

1. 蒸気発生器2次側による1次冷却系の減温、減圧を実施し、海水冷却機能が回復すればモード5（低温停止）に移行する。

〔安全系補機の冷却水制限温度以上の場合〕

1. 充てんポンプを全台停止し、1次冷却材ポンプの封水系隔離、原子炉補機冷却水ポンプを全台停止後、**【原子炉補機冷却水系機能喪失の場合】**へ移行する。

海水冷却機能回復の確認

1. 海水冷却機能が回復すれば、海水系、原子炉補機冷却水系を復旧後、必要な補機を起動しモード5（低温停止）に移行する。
 - ・海水冷却機能が回復していなければ、大容量ポンプを用いてモード5（低温停止）に移行する。

表-10 (3号炉および4号炉)

安全機能ベース運転操作基準	
1. 未臨界の維持	
① 目的	
<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉を停止し、未臨界を維持する。 ・原子炉停止後の未臨界性を確保する。 	
② 導入条件	④ 脱出条件
<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉出力が 5 % 以上、または中間領域起動率が正 ・中性子源領域起動率が正、または P-6 以上で中間領域起動率が -0.2 DPM より大 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉出力が 5 % 未満、および中間領域起動率が零または負 ・中性子源領域起動率が零または負、および P-6 以上で中間領域起動率が -0.2 DPM 以下
③ 主な監視操作内容	
【原子炉出力が 5 % 以上、または中間領域起動率の正が確認された場合】	
<ol style="list-style-type: none"> 1. 原子炉トリップを確認し、できていなければ次のいずれかにより原子炉をトリップさせる。 <ul style="list-style-type: none"> ・手動原子炉トリップ ・MGセットの電源を断 ・MGセット出力しゃ断器の開放 ・制御棒手動挿入 ・現地原子炉トリップしゃ断器の開放 2. 多様化自動作動設備 (ATWS 緩和設備) 作動警報が発信した場合、多様化自動作動設備 (ATWS 緩和設備) による以下の作動状態を確認する。 <ul style="list-style-type: none"> ・タービントリップ ・主蒸気隔離弁の閉止 ・補助給水ポンプの起動 3. タービントリップを確認し、できていなければ次のいずれかによりタービンをトリップさせる。 <ul style="list-style-type: none"> ・手動タービントリップ ・主蒸気隔離弁および主蒸気隔離弁バイパス弁の閉止 ・蒸気加減弁の閉止 ・現地タービントリップ 4. 蒸気発生器 2 次側の注水量を確認し、注水量を調整する。 	

5. ほう酸水注入を実施する。
6. ほう酸希釈ラインの隔離を確認する。
7. 1次冷却材温度を確認し、低下していれば、主蒸気隔離弁および主蒸気隔離弁バイパス弁の閉止を確認する。
8. 蒸気発生器2次側圧力を確認し、低下している蒸気発生器があれば、当該蒸気発生器を隔離する。
9. 原子炉出力が5%未満、および中間領域起動率の零または負の確認ができなければ、「順序5」へ戻る。

【中性子源領域起動率が正、またはP-6以上で中間領域起動率が-0.2 DPMより大が確認された場合】

1. ほう酸水注入を実施する。
2. ほう酸希釈ラインの隔離を確認する。
3. 1次冷却材温度を確認し、低下していれば、主蒸気隔離弁および主蒸気隔離弁バイパス弁の閉止を確認する。
4. 蒸気発生器2次側圧力を確認し、低下している蒸気発生器があれば、当該蒸気発生器を隔離する。
5. 中性子源領域起動率が零、または負、およびP-6以上で中間領域起動率が-0.2 DPM以下を確認できなければ、「順序1」に戻る。

表-11 (3号炉および4号炉)

安全機能ベース運転操作基準 2. 炉心冷却の維持	
① 目的 ・炉心の冷却が不適切な場合、炉心冷却機能の回復を図るための適切な運転操作を行い、炉心冷却を維持する。	
② 導入条件 ・炉心出口温度が1次冷却系最高使用圧力に対する飽和温度以上または安全注入を伴う1次冷却材喪失事象時に高圧および低圧注入流量が確認できない場合 ・1次冷却系が飽和状態または過熱状態	④ 脱出条件 ・炉心出口温度が1次冷却材圧力に対する飽和温度以下で少なくとも1系統の高圧注入系または低圧注入系による注水がなされていること ・炉心出口温度が1次冷却材圧力に対する飽和温度未満
③ 主な監視操作内容 【炉心出口温度が1次冷却系最高使用圧力に対する飽和温度以上の場合】 1. 少なくとも1系統の非常用炉心冷却系による注水を確認する。 ・非常用炉心冷却系により注水されていない場合は、非常用炉心冷却系の回復を図る。 ・非常用炉心冷却系による注水ができなければ、【非常用炉心冷却系の確立ができない場合】へ移行する。 2. 蒸気発生器へ注水されていることを確認する。 ・蒸気発生器へ注水されていない場合は、注水の回復を図る。 3. 主蒸気逃がし弁またはタービンバイパス弁により1次冷却系の冷却を促進させる。 4. 炉心出口温度が1次冷却材圧力に対する飽和温度以下であることが確認できなければ、「順序2」に戻る。 【非常用炉心冷却系の確立ができない場合】 1. 充てん系による注水を試みる。 2. 蒸気発生器へ注水されていることを確認する。 ・注水されていない場合は、注水の回復を図る。 ・注水の回復ができず、蓄圧注入系、低圧注入系による注水が可能であれば、加圧器逃がし弁の強制開により1次冷却系を減圧し、蓄圧注入系、低圧注入系による注水を行う。	

3. 主蒸気逃がし弁またはタービンバイパス弁により 1 次冷却系の冷却を促進させる。
4. 炉心出口温度が飽和温度以下、および少なくとも 1 系統の高圧注入系または低圧注入系による注水が確認できなければ、「順序 2」に戻る。

【1 次冷却系が飽和状態または過熱状態となった場合】

1. 少なくとも 1 系統の非常用炉心冷却系による注水を確認する。
 - ・非常用炉心冷却系により注水されていない場合は、非常用炉心冷却系の回復を図る。
2. 加圧器逃がし弁の閉止を確認する。なお、閉止されていない場合は、手動による閉止または元弁を閉止する。
3. 蒸気発生器へ注水されていることを確認する。
 - ・蒸気発生器へ注水されていない場合は、注水の回復を図る。
4. 主蒸気逃がし弁またはタービンバイパス弁により 1 次冷却系の冷却を促進させる。
5. 炉心出口温度が 1 次冷却材圧力に対する飽和温度未満であることが確認できなければ、「順序 3」に戻る。

表-12 (3号炉および4号炉)

<p>安全機能ベース運転操作基準</p> <p>3. 蒸気発生器除熱機能の維持</p>	
<p>① 目的</p> <ul style="list-style-type: none"> 蒸気発生器2次側の保有水を回復し、蒸気放出経路を確保するための適切な運転操作を行い、蒸気発生器除熱機能を維持する。 	
<p>② 導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 全蒸気発生器狭域水位が下端以下および補助給水流量が電動補助給水ポンプ1台分の注水流量未満 いずれかの蒸気発生器圧力が主蒸気安全弁作動設定値圧力以上で上昇継続 	<p>④ 脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 1次冷却材圧力が健全蒸気発生器圧力より低い場合 または 余熱除去系による除熱ができる場合 または 補助給水流量が電動補助給水ポンプ1台分の注水流量以上、またはいずれかの蒸気発生器狭域水位が下端以上
<p>③ 主な監視操作内容</p> <p>蒸気発生器蒸気放出経路の確保</p> <ol style="list-style-type: none"> 主蒸気逃がし弁またはタービンバイパス弁による蒸気放出経路の回復を図る。 <p>蒸気発生器注水の確保</p> <ol style="list-style-type: none"> 補助給水系による蒸気発生器の注水回復を図る。 <ul style="list-style-type: none"> 回復できなければ主給水系または蒸気発生器水張り系により、蒸気発生器への注水を回復させる。 蒸気発生器への注水が回復せず、全蒸気発生器広域水位が可視範囲以下となれば、1次冷却系のフィードアンドブリード運転へ移行する。 <p>1次冷却系のフィードアンドブリード運転</p> <ol style="list-style-type: none"> 非常用炉心冷却系作動信号を手動にて発信させる。 加圧器逃がし弁を強制開とし1次冷却系のフィードアンドブリード運転を開始する。 <p>1次冷却系のフィードアンドブリード停止</p> <ol style="list-style-type: none"> 蒸気発生器2次側による除熱機能が回復すれば、蒸気発生器2次側による1次冷却系の冷却を行い、1次冷却系フィードアンドブリード運転を停止する。 <ul style="list-style-type: none"> 回復できなければ、余熱除去系による1次冷却系の冷却を行い、1次冷却系フィードアンドブリード運転を停止する。 蒸気発生器2次側による1次冷却系の冷却後、余熱除去系による冷却を行う。 	

表-13 (3号炉および4号炉)

安全機能ベース運転操作基準	
4. 原子炉格納容器健全性の確保	
① 目的	
<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器圧力上昇により、原子炉格納容器の健全性が脅かされる可能性がある場合、原子炉格納容器圧力上昇を減少させるための適切な運転操作を行い、原子炉格納容器の健全性を確保する。 	
② 導入条件	④ 脱出条件
<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器圧力が、原子炉格納容器スプレイ系作動設定値以上および原子炉格納容器スプレイ系不作動 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器スプレイ系が作動し、原子炉格納容器圧力が原子炉格納容器最高使用圧力以下となった場合
③ 主な監視操作内容	
<ol style="list-style-type: none"> 格納容器隔離信号により、自動作動する弁およびダンパが正規の状態になることを確認する。なお、正規の状態にならなければ回復を試みる。 1系統以上の原子炉格納容器スプレイ系の起動を試みる。 2次冷却材喪失事象の場合は、破損蒸気発生器の隔離を行う。 原子炉格納容器の圧力上昇緩和のため、主蒸気逃がし弁またはタービンバイパス弁により1次冷却系の冷却を促進させる。 格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内自然対流冷却を開始する。 原子炉格納容器スプレイ系が1系統以上作動し、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力以下へ低下することが確認できなければ、「順序2」に戻る。 	

表-14 (3号炉および4号炉)

安全機能ベース運転操作基準	
5. 放射能放出防止	
① 目的	
・原子炉格納容器から環境に放射性物質が放出される可能性がある場合、原子炉格納容器内放射能レベル低減のための適切な運転操作を行い、放射性物質放出を防止する。	
② 導入条件	④ 脱出条件
・原子炉格納容器内高レンジエリアモニタ指示値が 1×10^3 mSv/h 以上および原子炉格納容器スプレイ系不作動	・原子炉格納容器スプレイ系作動
③ 主な監視操作内容	
<ol style="list-style-type: none"> 1. 格納容器隔離信号を手動で発信する。 2. 格納容器隔離信号により自動作動する弁およびダンパが正規の状態になることを確認する。なお、正規の状態にならなければ回復を試みる。 3. 原子炉格納容器内放射線レベルが、1×10^4 mSv/h に達すれば非常用炉心冷却系作動信号、原子炉格納容器スプレイ系作動信号を手動で発信し、原子炉格納容器スプレイ系を起動する。 	

表-15 (3号炉および4号炉)

安全機能ベース運転操作基準	
6. 1次系保有水の維持	
① 目的	
・ 1次系保有水を回復するための適切な運転操作を行い、1次系保有水を維持する。	
② 導入条件	④ 脱出条件
・ 加圧器水位が、水位低抽出水隔離弁閉設定値以下となった場合(ただし、非常用炉心冷却系が作動している場合を除く。)	・ 加圧器水位が、水位低抽出水隔離弁閉設定値以上
③ 主な監視操作内容	
1. 抽出水ラインの隔離を確認する。なお、隔離できていなければ手動により隔離を試みる。	
2. 充てん流量を確保し、加圧器水位が水位低抽出水隔離弁閉設定値以上となるよう加圧器水位の調整を行う。	

参考

	3号炉および4号炉
再循環切替水位	燃料取替用水タンク水位計 計器スパンの 16 %
燃料取替用水タンク水位異常低	燃料取替用水タンク水位計 計器スパンの 3 %
補助給水系代替水源切替水位	復水タンク水位計 計器スパンの 3.6 %
加圧器水位低抽出水隔離弁閉設定値	加圧器水位計 計器スパンの 17 %

添付2 火災、内部溢水および自然災害対応に係る実施基準
(第18条、第18条の2および第18条の3関連)

1 火 災

1. 1 火 災（1号炉および2号炉（外部遮蔽壁保管庫を除く））

消火活動のための体制の整備として、次の措置を講じる。

1. 1. 1 専用回線を使用した通報設備の設置（1号炉および2号炉（外部遮蔽壁保管庫を除く））

安全・防災室長は、中央制御室（1、2号炉中央制御盤取替工事に伴いA中央制御室が運用停止となる期間は、運転員が常駐する区画である運転員控室）から消防機関へ通報するための専用回線を使用した通報設備を設置する。

1. 1. 2 要員の配置（1号炉および2号炉（外部遮蔽壁保管庫を除く））

安全・防災室長は、消火活動を行う要員として、10名以上（発電所合計数）を常駐させるとともに、この要員に対する火災発生時の通報連絡体制を定める。

1. 1. 3 教育訓練の実施（1号炉および2号炉（外部遮蔽壁保管庫を除く））

安全・防災室長は、自衛消防隊に対して、消火活動等を確認する総合的な教育訓練を実施する。

1. 1. 4 資機材の配備（1号炉および2号炉（外部遮蔽壁保管庫を除く））

安全・防災室長は、化学消防自動車、泡消火薬剤等の消火活動のために必要な資機材^{※1}を配備する。

1. 1. 5 手順書の整備（1号炉および2号炉（外部遮蔽壁保管庫を除く））

(1) 各課（室）長は、原子炉施設に火災が発生した場合は、早期消火および延焼の防止に努めるとともに、火災鎮火後、原子炉施設の損傷の有無を確認するとともに、その結果を所長および原子炉主任技術者に報告する。

(2) 各課（室）長は、最寄りの気象庁震度観測点において震度5弱以上の地震が観測された場合、地震終了後、原子炉施設の火災発生の有無を確認するとともに、その結果を所長および原子炉主任技術者に報告する。

(3) 当直課長は、第14条（巡視点検）に定める巡視により、火災の発生の有無を確認する。

1. 1. 6 定期的な評価（1号炉および2号炉（外部遮蔽壁保管庫を除く））

安全・防災室長は、1. 1. 1項から1. 1. 5項に定める消火活動のための体制について、総合的な訓練および消火活動の結果を1年に1回以上評価するとともに、評価結果に基づき、より適切な体制となるよう必要な見直しを行う。

1. 1. 7 原子炉施設の災害を未然に防止するための措置（1号炉および2号炉（外部遮蔽壁保管庫を除く））

各課（室）長は、火災の影響により、原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性があると判断した場合は、所長、原子炉主任技術者および関連課長に連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。

※ 1 :

設備	数量
化学消防自動車※ ²	1台※ ³
泡消火薬剤(化学消防自動車保有分を含む)	1500リットル以上

※ 2 : 400リットル毎分の泡放射を同時に2口行うことが可能な能力を有すること。

※ 3 : 化学消防自動車が、点検または故障の場合には、※ 2に示す能力を有する小型動力ポンプ付水槽車等をもって代用することができる。

1. 2 火 災（3号炉および4号炉ならびに外部遮蔽壁保管庫）

安全・防災室長は、火災発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、次の1. 2. 1項から1. 2. 5項を含む火災防護計画を策定し、所長の承認を得る。また、各課（室）長は、火災防護計画に基づき、火災発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制および手順の整備を実施する。

1. 2. 1 専用回線を使用した通報設備の設置（3号炉および4号炉ならびに外部遮蔽壁保管庫）

安全・防災室長は、中央制御室から消防機関へ通報するための専用回線を使用した通報設備を設置する。

1. 2. 2 要員の配置（3号炉および4号炉ならびに外部遮蔽壁保管庫）

(1) 安全・防災室長は、災害（原子力災害を除く。）が発生するおそれがある場合または発生した場合に備え、必要な要員を配置する。

(2) 安全・防災室長は、原子力災害が発生するおそれがある場合または発生した場合に備え、第121条に定める必要な要員を配置する。

(3) 安全・防災室長は、上記体制以外の通常時および火災発生時における火災防護対策を実施するための要員を以下のとおり配置する。

a. 火災予防活動に関する要員

各建屋、階および部屋等の火災予防活動を実施するため、防火・防災管理者を置く。

b. 消火要員

通報連絡者、運転員、専属消防隊による消火要員として、10名以上（発電所合計数）を発電所に駐在させる。

c. 自衛消防隊

(a) 火災による人的または物的な被害を最小限にとどめるため、所長が指名した統括管理者を自衛消防隊に設置する。

- (b) 自衛消防隊は、7つの班で構成され、各班には、責任者である班長（管理職）を配置するとともに、自衛消防隊を統括する統括管理者を置く。
 - (c) 統括管理者は、自衛消防隊が行う活動に対し、指揮、指令を行うとともに、公設消防隊との連携を密にし、円滑な自衛消防活動ができるように努める。
1. 2. 3 教育訓練の実施（3号炉および4号炉ならびに外部遮蔽壁保管庫）
- 安全・防災室長、放射線管理課長および発電室長は、火災防護の対応に関する以下の教育訓練を定期的実施する。
- (1) 火災防護教育
- a. 安全・防災室長、放射線管理課長および発電室長は、全社員に対して、以下の教育訓練を実施する。また、専属消防隊に対して、以下の教育訓練が実施されていることを確認する。
 - (a) 原子炉施設内の火災区域または火災区画に設置される安全機能を有する構築物、系統および機器ならびに重大事故等対処施設の機能を火災から防護することを目的として、火災から防護すべき機器等の火災の発生防止、火災の感知および消火ならびに火災の影響軽減のそれぞれを考慮した教育訓練
 - (b) 安全施設を外部火災から防護するために必要な以下の教育訓練
 - ア. 外部火災発生時の消火活動に関する教育訓練^{※4}
 - イ. 外部火災によるばい煙発生時および有毒ガス発生時における外気取入ダンプの閉止、換気空調系の停止または閉回路循環運転により、建屋内へのばい煙および有毒ガスの侵入を防止することについての教育訓練^{※4}
 - ウ. 森林火災から外部火災防護施設を防護するための防火帯・防火エリアの設定に係る教育訓練
 - エ. 近隣の産業施設の火災・爆発から外部火災防護施設を防護するために、離隔距離を確保することについての教育訓練^{※4}
 - オ. 固体廃棄物貯蔵庫を森林火災から防護するために、飛び火による影響防止のための散水することについての教育訓練^{※4}
 - カ. モニタポストが外部火災の影響を受けた場合の代替設備を防火帯の内側に設置することについての教育訓練^{※4}
 - (c) 火災が発生した場合の消火活動および内部溢水を考慮した消火活動に関する教育訓練
- (2) 自衛消防隊による総合訓練
- 安全・防災室長は、自衛消防隊に対して、消火活動等を確認する総合的な教育訓練を実施する。また、専属消防隊に対して、同内容の教育訓練が実施されていることを確認する。
- (3) 運転員に対する訓練
- 発電室長は、運転員に対して、火災発生時の運転操作等の教育訓練を実施する。
- (4) 消防訓練（防火対応）
- 安全・防災室長は、消火要員に対して、火災が発生した場合における自衛消防活動を確認する教育訓練を実施する。また、専属消防隊に対して、同内容の教育訓練が実施されていることを確認する。

1. 2. 4 資機材の配備（3号炉および4号炉ならびに外部遮蔽壁保管庫）
 - (1) 安全・防災室長は、化学消防自動車、泡消火薬剤等の消火活動のために必要な資機材を配備する。
 - (2) 各課（室）長は、火災防護対策のために必要な資機材を配備する。

1. 2. 5 手順書の整備（3号炉および4号炉ならびに外部遮蔽壁保管庫）
 - (1) 安全・防災室長は、原子炉施設全体を対象とした火災防護対策を実施するために定める火災防護計画に以下の項目を含める。
 - a. 火災防護対策を実施するための体制、責任の所在、責任者の権限、体制の運営管理、必要な要員の確保および教育訓練、火災発生防止のための活動、火災防護設備の保守管理、点検および火災情報の共有化等
 - b. 原子炉施設の安全機能を有する構築物、系統および機器ならびに重大事故等対処施設を設置する火災区域および火災区画を考慮した火災の発生防止、火災の早期感知および消火ならびに火災の影響軽減の3つの深層防護の概念に基づく火災防護対策
 - c. 可搬型重大事故等対処設備、重大事故等に柔軟に対応するための多様性拡張設備等のその他の原子炉施設については、当該設備等に応じた火災防護対策^{※4}
 - d. 安全施設を外部火災から防護するための運用等
 - (2) 各課（室）長（当直課長を除く。）は、火災発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制の整備として、以下の活動を実施することを社内標準に定める。
 - a. 消火活動
各課（室）長は、火災発生現場の確認および中央制御室への連絡ならびに消火器、消火栓等を用いた消火活動を実施する。
 - b. 消火設備故障時の対応
当直課長は、消火設備の故障警報が発信した場合、中央制御室および必要な現場の制御盤の警報の確認を実施する。
 - c. 消火設備のうち、自動消火設備を設置する火災区域または火災区画における火災発生時の対応^{※4}
 - (a) 当直課長は、火災感知器が作動した場合、火災区域または火災区画からの退避警報、自動消火設備の動作状況の確認を実施する。
 - (b) 当直課長は、自動消火設備の動作後の消火状況の確認、消火状況を踏まえた消火活動の実施、プラント運転状況の確認等を実施する。
 - d. 消火設備のうち、手動操作による固定式消火設備を設置する火災区域または火災区画における火災発生時の対応^{※4}
 - (a) 消火要員は、火災感知器が作動し、火災を確認した場合、消火活動を実施する。
 - (b) 当直課長は、消火が困難な場合、職員の退避確認後に固定式消火設備を手動操作により動作させ、その動作状況、消火状況、プラント運転状況の確認等を実施する。
 - e. 原子炉格納容器内における火災発生時の対応^{※4}

- (a) 当直課長は、局所火災と判断し、かつ、原子炉格納容器内への進入が可能であると判断した場合、消火器、消火栓による消火活動、消火状況の確認、プラント運転状況の確認および必要な運転操作を実施する。
- (b) 当直課長は、広範囲な火災または原子炉格納容器内へ進入できないと判断した場合、プラントを停止するとともに、原子炉格納容器スプレイ設備を使用した消火活動、消火状況の確認、プラント運転状況の確認および必要な運転操作を実施する。
- f. 単一故障も想定した中央制御盤内における火災発生時の対応（中央制御室の1つの区画の安全機能が全て喪失した場合における原子炉の安全停止に係る対応を含む。）※⁴
 - (a) 当直課長は、中央制御盤内の高感度煙感知器が作動し、火災の発生場所が特定できる場合は、常駐する運転員による消火器を用いた消火活動を行い、プラント運転状況の確認等を実施する。火災の発生場所が特定できない場合は、エアロゾル消火設備による消火活動を行い、プラント運転状況の確認等を実施する。
 - (b) 当直課長は、煙の充満により運転操作に支障がある場合、火災発生時の煙を排気するため、換気空調設備の換気モードの切替えを行う。
- g. 水素濃度検知器が設置される火災区域または火災区画における水素濃度上昇時の対応※⁴

当直課長は、換気空調設備の運転状態の確認および換気空調設備の切替えを実施する。
- h. 火災発生時の煙の充満により消火活動に支障を生じた際のポンプ室の消火活動※⁴

消火要員は、火災発生時の煙の充満によりポンプ室の消火活動に支障がある場合は、煙を排気できる可搬式の排風機を準備し、起動する。
- i. 屋外消火配管の凍結防止対策の対応

当直課長は、外気温度が約0℃まで低下した場合、屋外消火栓から微量の消火水を放水する。
- j. 消火用水の供給優先の対応

当直課長およびタービン係長は、消火用水供給系において、所内用水系と共用しない運用を行うことによって、消火用水を確保する。具体的には、水源である淡水タンクおよび消火水バックアップタンクには、最大放水量に対して十分な容量を確保する運用により、消火を優先する。
- k. 防火帯・防火エリアの維持・管理

安全・防災室長は、防火帯・防火エリアの維持・管理を実施する。
- l. 外部火災によるばい煙発生時の対応※⁴

当直課長は、ばい煙発生時、ばい煙侵入防止のため、外気取入口に設置している平型フィルタ、外気取入ダンパの閉止および換気空調系の停止または中央制御室および安全補機開閉器室の閉回路循環運転による建屋内へのばい煙の侵入の防止を実施する。
- m. 外部火災による有毒ガス発生時の対応※⁴

当直課長は、有毒ガス発生時、有毒ガス侵入防止のため、外気取入ダンパの閉止、換気空調系の停止または中央制御室および安全補機開閉器室の閉回路循環運転による建屋内への有毒ガスの侵入の防止を実施する。

- n. 森林火災に対する固体廃棄物貯蔵庫の防護^{※4}

消火要員は、固体廃棄物貯蔵庫の森林火災からの飛び火による影響を防止するために散水する。
- o. 外部火災によるモニタポストが影響を受けた場合^{※4}

放射線管理課長は、モニタポストが外部火災の影響を受けた場合は、代替設備を防火帯の内側に設置する。
- p. 燃料保有量制限^{※4}

当直課長は、補助ボイラ燃料タンクの燃料保有量を 150k リットルに制限する。
- q. タンクローリー火災に対する消火活動^{※4}

消火要員は、燃料補充用のタンクローリー火災が発生した場合は、消火活動を実施する。
- r. 火災予防活動（巡視点検）

各課（室）長は、巡視点検により、火災発生の有無の確認を実施する。
- s. 火災予防活動（可燃物管理）
 - (a) 安全・防災室長は、原子炉施設の安全機能を有する構築物、系統および機器を設置する火災区域または火災区画については、当該施設を火災から防護するため、恒設機器および点検等に使用する可燃物（資機材）の総発熱量が、制限発熱量を超えない管理（持込みと保管）を実施する。
 - (b) 安全・防災室長は、重大事故等対処施設を設置する屋外の火災区域については、当該施設を火災から防護するため、可燃物を置かない管理を実施する。^{※4}
- t. 火災予防活動（火気作業等の管理）

各課（室）長は、火災区域または火災区画において、溶接等の火気作業を実施する場合、火気作業前に計画を策定するとともに、火気作業時の養生、消火器等の配備、監視人の配置等を実施する。
- u. 延焼防止^{※4}

安全・防災室長は、重大事故等対処施設を設置する屋外の火災区域では、周辺施設および植生との離隔を確保し、火災区域内の周辺の植生区域については、除草等の管理を実施し、延焼防止を図る。
- v. 火災鎮火後の原子炉施設への影響確認

各課（室）長は、原子炉施設に火災が発生した場合は、火災鎮火後、原子炉施設の損傷の有無を確認するとともに、その結果を所長および原子炉主任技術者に報告する。
- w. 地震発生時における火災発生の有無の確認

各課（室）長は、最寄りの気象庁震度観測点において震度 5 弱以上の地震が観測された場合、地震終了後、原子炉施設の火災発生の有無を確認するとともに、その結果を所長および原子炉主任技術者に報告する。
- x. 保守管理、点検

各課（室）長は、火災防護に必要な設備の要求機能を維持するため、保守管理計画に基づき適切に保守管理、点検を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。

y. 火災影響評価条件の変更の要否確認※⁴

(a) 内部火災影響評価

安全・防災室長は、設備改造等を行う場合、都度、内部火災影響評価への影響確認を行い、評価結果に影響がある場合は、原子炉施設内の火災によっても、安全保護系および原子炉停止系の作動が要求される場合には、火災による影響を考慮しても、多重化されたそれぞれの系統が同時に機能を失うことなく、原子炉を安全停止できることを確認するために、内部火災影響評価の再評価を実施する。

(b) 外部火災影響評価

安全・防災室長は、評価条件を定期的に確認し、評価結果に影響がある場合は、発電所敷地内外で発生する火災が防護対象施設へ影響を与えないことおよび火災の二次的影響に対する適切な防護対策が施されていることを確認するために、外部火災影響評価の再評価を実施する。

1. 2. 6 定期的な評価（3号炉および4号炉ならびに外部遮蔽壁保管庫）

(1) 各課（室）長は、1. 2. 1項から1. 2. 5項の活動の実施結果について、安全・防災室長に報告する。

(2) 安全・防災室長は、1. 2. 1項から1. 2. 5項の活動の実施結果を取りまとめ、1年に1回以上定期的に評価を行うとともに、評価結果に基づき、より適切な活動となるように必要に応じて、火災防護計画の見直しを行う。

1. 2. 7 原子炉施設の災害を未然に防止するための措置（3号炉および4号炉ならびに外部遮蔽壁保管庫）

各課（室）長は、火災の影響により、原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性があるかと判断した場合は、所長、原子炉主任技術者および関係課（室）長に連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。

※4：（3号炉および4号炉）

2 内部溢水

安全・防災室長は、溢水発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、次の2. 1項から2. 4項を含む計画を策定し、所長の承認を得る。また、各課（室）長は、計画に基づき、溢水発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制および手順の整備を実施する。

2. 1 要員の配置

所長は、原子力災害が発生するおそれがある場合または発生した場合に備え、第12.1条に定める必要な要員を配置する。

2. 2 教育訓練の実施

- (1) 安全・防災室長は、全所員に対して、溢水全般（評価内容ならびに溢水経路、防護すべき設備、水密扉および堰等の設置の考え方等）の運用管理に関する教育訓練を定期的実施する。
- (2) 安全・防災室長は、全所員に対して、火災が発生した場合の初期消火活動および自衛消防隊による消火活動時の放水時の注意事項に関する教育訓練を定期的実施する。
- (3) 発電室長は、運転員に対して、溢水発生時の運転操作等に関する教育訓練を定期的実施する。

2. 3 資機材の配備

各課（室）長は、溢水発生時に使用する資機材を配備する。

2. 4 手順書の整備

- (1) 各課（室）長（当直課長を除く。）は、溢水発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制の整備として、以下の活動を実施することを社内標準に定める。
 - a. 溢水発生時の措置に関する手順
当直課長は、配管の想定破損による溢水、スプリンクラーからの放水による溢水および地震による溢水が発生した場合の措置を行う。
 - b. 消火水放水時における注意喚起
安全・防災室長は、機能喪失高さが低い防護すべき設備が消火水の放水による溢水により機能喪失することのないよう、消火水放水時の注意事項を現場に表示する。
 - c. 運転時間実績管理
安全・防災室長は、運転実績（高エネルギー配管として運転している割合が当該系統の運転している時間の2%またはプラント運転期間の1%より小さい）により、低エネルギー配管としている系統についての運転時間実績管理を行う。
 - d. 水密扉の閉止状態の管理
当直課長は、中央制御室において水密扉監視設備の警報監視により、水密扉の閉止状態の確認および閉止されていない状態が確認された場合の閉止操作を行う。

う。また、各課（室）長は、水密扉開放後の確実な閉止操作および閉止されていない状態が確認された場合の閉止操作を行う。

e. 屋外タンクの水位管理

安全・防災室長は、防護すべき設備が設置される建屋へ溢水が流入し伝播することを防ぐため、必要な屋外タンクの水位制限を行う。

f. 溢水発生時の原子炉施設への影響確認に関する手順

各課（室）長は、原子炉施設に溢水が発生した場合は、事象収束後、原子炉施設の損傷の有無を確認するとともに、その結果を所長および原子炉主任技術者に報告する。

g. 保守管理、点検

(a) 各課（室）長は、火災時に消火水を放水した場合、消火水により防護すべき設備の要求される機能が損なわれていないことを確認するために、保守管理計画に基づき適切に保守管理、点検を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。

(b) 各課（室）長は、防護すべき設備が没水または被水した場合、防護すべき設備の要求される機能が損なわれていないことを確認するために、保守管理計画に基づき適切に保守管理、点検を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。

(c) 各課（室）長は、防護すべき設備が蒸気環境に曝された場合、防護すべき設備の要求される機能が損なわれていないことを確認するために、保守管理計画に基づき適切に保守管理、点検を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。

(d) 電気保修課長、計装保修課長およびタービン保修課長は、海水ポンプ室内および室外の溢水を受けて、海水ポンプ室内の防護すべき設備が機能喪失しないように海水ポンプ室浸水防止蓋について、保守管理計画に基づき適切に保守管理、点検を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。

(e) タービン保修課長は、配管の想定破損評価において、応力評価の結果により破損形状の想定を行う配管は、評価結果に影響するような減肉がないことを確認するために、継続的な肉厚管理を行う。

(f) 各課（室）長は、浸水防護設備および防護すべき設備の要求機能を維持するため、保守管理計画に基づき適切に保守管理、点検を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。

h. 溢水評価条件の変更の要否を確認する手順

(a) 安全・防災室長は、各種対策設備の追加および資機材の持込み等により評価条件に見直しがある場合、都度、溢水評価への影響確認を行う。

(b) 安全・防災室長は、消火活動の結果を踏まえ、放水後の放水量の溢水評価に係る妥当性について検証を行う。

2. 5 定期的な評価

(1) 各課（室）長は、2. 1項から2. 4項の活動の実施結果について、1年に1回以上定期的に評価を行うとともに、評価結果に基づき、より適切な活動となるように必要に応じて、計画の見直しを行い、安全・防災室長に報告する。

(2) 安全・防災室長は、各課（室）長からの報告を受け、必要に応じて、計画の見直しを行う。

2. 6 原子炉施設の災害を未然に防止するための措置

各課（室）長は、溢水の影響により、原子炉施設の保安に重大な影響をおよぼす可能性があると判断した場合は、所長、原子炉主任技術者および関係課（室）長に連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。

3 地震

安全・防災室長は、地震発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、次の3. 1項から3. 4項を含む計画を策定し、所長の承認を得る。また、各課（室）長は、計画に基づき、地震発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制および手順の整備を実施する。

3. 1 要員の配置

- (1) 所長は、災害（原子力災害を除く。）が発生するおそれがある場合または発生した場合に備え、必要な要員を配置する。
- (2) 所長は、原子力災害が発生するおそれがある場合または発生した場合に備え、第121条に定める必要な要員を配置する。

3. 2 教育訓練の実施

- (1) 安全・防災室長は、全所員に対して、地震発生時の運用管理に関する教育訓練を定期的実施する。
- (2) 発電室長は、運転員に対して、地震発生時の運転操作等に関する教育訓練を定期的実施する。

3. 3 資機材の配備

各課（室）長は、地震発生時に使用する資機材を配備する。

3. 4 手順書の整備

- (1) 各課（室）長（当直課長を除く。）は、地震発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制の整備として、以下の活動を実施することを社内標準に定める。

a. 波及的影響防止に関する手順

- (a) 各課（室）長は、波及的影響を防止するよう現場を維持するため、3号炉および4号炉の機器設置時の配慮事項等を定めて管理する。
- (b) 各課（室）長は、3号炉および4号炉の機器・配管等の設置および点検資材等の仮設・仮置時における、耐震重要施設（耐震Sクラス施設）および常設耐震重要重大事故防止設備または常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設（常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備を含む。以下、「耐震重要施設等」という。）に対する下位クラス施設^{※1}の波及的影響（4つの観点^{※2}および溢水・火災の観点）を防止する。

※1：耐震BクラスおよびCクラス施設に加え、常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備を含む。）、可搬型重大事故等対処設備、ならびに常設重大事故防止設備および常設重大事故緩和設備のいずれにも属さない常設の重大事故等対処施設を考慮する。

※2：4つの観点とは、以下をいう。

ア. 設置地盤および地震応答性状の相違等に起因する相対変位または不等沈下による影響

イ. 耐震重要施設等と下位クラス施設との接続部における相互影響

ウ. 建屋内における下位クラス施設の損傷、転倒および落下等による耐震重要施設等への影響

エ. 建屋外における下位クラス施設の損傷、転倒および落下等による耐震重要施設への影響

b. 設備の保管に関する手順

(a) 各課（室）長は、3号炉および4号炉の可搬型重大事故等対処設備について、地震による周辺斜面の崩壊・火災等の影響により重大事故等に対処するために必要な機能を喪失しないよう、固縛措置、分散配置、転倒防止対策等による適切な保管がなされていることを確認する。

(b) 各課（室）長は、3号炉および4号炉の可搬型重大事故等対処設備のうち、屋外の車両型設備について、離隔距離を基に必要な設備間隔を定め適切な保管がなされていることを確認する。

c. 地震発生時の原子炉施設への影響確認に関する手順

各課（室）長は、最寄りの気象庁震度観測点において震度5弱以上の地震が観測された場合、以下の対応を行うとともに、その結果を所長および原子炉主任技術者に報告する。

(a) 各課（室）長は、原子炉施設の損傷の有無を確認する。

(b) 当直課長は、使用済燃料ピットにおいて、水面の清浄度および異物の混入がないこと等を確認する。

3. 5 定期的な評価

(1) 各課（室）長は、3. 1項から3. 4項の活動の実施結果について、1年に1回以上定期的に評価を行うとともに、評価結果に基づき、より適切な活動となるように必要に応じて、計画の見直しを行い、安全・防災室長に報告する。

(2) 安全・防災室長は、各課（室）長からの報告を受け、必要に応じて、計画の見直しを行う。

3. 6 原子炉施設の災害を未然に防止するための措置

各課（室）長は、地震の影響により、原子炉施設の保安に重大な影響をおよぼす可能性があるかと判断した場合は、所長、原子炉主任技術者および関係課（室）長に連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。

3. 7 その他関連する活動

(1) 3号炉および4号炉について、原子力技術部門統括（原子力技術）および原子力技術部門統括（土木建築）は、以下の活動を実施することを社内標準に定める。

a. 新たな知見等の収集、反映

原子力技術部門統括（原子力技術）および原子力技術部門統括（土木建築）は、定期的に新たな知見の確認を行い、新たな知見が得られた場合、耐震安全性に関する評価を行い、必要な事項を適切に反映する。

b. 波及的影響防止

原子力技術部門統括（原子力技術）は、4つの観点以外の新たな波及的影響の観点の抽出を実施する。

c. 地震観測および影響確認

(a) 原子力技術部門統括（土木建築）は、3号炉および4号炉の原子炉施設のうち安全上特に重要なものに対して、地震観測等により振動性状の把握および土木設備・建築物の機能に支障のないことの確認を行うとともに、適切な観測を継続的に実施するために、必要に応じ、地震観測網の拡充を計画する。

(b) 原子力技術部門統括（原子力技術）は、3号炉および4号炉の原子炉施設のうち安全上特に重要なものに対する振動性状の確認結果を受けて、その結果をもとに施設の機能に支障のないことを確認する。

4 津 波

3号炉および4号炉について、安全・防災室長は、津波発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、次の4. 1項から4. 4項を含む計画を策定し、所長の承認を得る。また、各課（室）長は、計画に基づき、津波発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制および手順の整備を実施する。

4. 1 要員の配置

- (1) 所長は、災害（原子力災害を除く。）が発生するおそれがある場合または発生した場合に備え、必要な要員を配置する。
- (2) 所長は、原子力災害が発生するおそれがある場合または発生した場合に備え、第121条に定める必要な要員を配置する。

4. 2 教育訓練の実施

- (1) 安全・防災室長は、全所員に対して、津波防護の運用管理に関する教育訓練を定期的実施する。
- (2) 発電室長は、運転員に対して、津波発生時の運転操作等に関する教育訓練を定期的実施する。
- (3) 各課（室）長は、各課員に対して、津波防護施設、浸水防止設備および津波監視設備の保守管理、点検に関する教育訓練を定期的実施する。

4. 3 資機材の配備

各課（室）長は、津波発生時に使用する資機材を配備する。

4. 4 手順書の整備

- (1) 各課（室）長（当直課長を除く。）は、津波発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制の整備として、以下の活動を実施することを社内標準に定める。
 - a. 発電所を含む地域に大津波警報が発令された場合の対応
 - (a) 当直課長は、原則として3号炉および4号炉の循環水ポンプを停止する。また、原子炉を停止させ原子炉の冷却操作を実施するとともに、緊急時対策所から取水路防潮ゲートを閉止する。
ただし、以下の場合はその限りではない。
 - ア 大津波警報が誤報であった場合
 - イ 遠方で発生した地震に伴う津波であって、発電所を含む地域に、到達するまでの時間経過で、大津波警報が見直された場合
 - (b) 原子燃料課長および放射線管理課長は、燃料等輸送船に関し、津波警報等が発令された場合、荷役作業を中断し、陸側作業員および輸送物の退避に関する措置を実施する。
 - (c) 原子燃料課長および放射線管理課長は、緊急離岸する船側と退避状況に関する情報連絡を行う。

- (d) 当直課長は、津波監視カメラおよび潮位計による津波の襲来状況の監視を実施する。
 - b. 発電所を含む地域に津波警報等が発令された場合の対応
 - (a) 当直課長は、速やかにゲート落下機構の電源系および制御系に異常がないことを確認する。
 - (b) 原子燃料課長および放射線管理課長は、緊急離岸する船側と退避状況に関する情報連絡を行う。
 - (c) 当直課長は、津波監視カメラおよび潮位計による津波の襲来状況の監視を実施する。
 - c. 取水路防潮ゲートの管理
 - (a) 取水路防潮ゲート4門のうち、片系列2門については、常時閉止運用とする。
 - (b) 当直課長は、取水路防潮ゲートの両系列4門全てが閉止した場合、または3門が閉止した場合は、3号炉および4号炉の循環水ポンプを全台停止する。また、運転中の号炉については原子炉を停止する。
 - d. 防潮扉の閉止状態の管理
 - 防潮扉については、原則閉止運用とし、当直課長は、中央制御室において防潮扉の閉止状態の確認を行う。また、各課（室）長は、防潮扉開放後の確実な閉止操作および閉止されていない状態が確認された場合の閉止操作を行う。
 - e. 津波発生時の原子炉施設への影響確認
 - 各課（室）長は、発電所を含む地域に大津波警報が発令された場合は、事象収束後、原子炉施設の損傷の有無を確認するとともに、その結果を所長および原子炉主任技術者に報告する。
 - f. 保守管理、点検
 - 各課（室）長は、津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備および津波影響軽減施設の要求機能を維持するため、保守管理計画に基づき適切に保守管理、点検を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。
 - g. 津波評価条件の変更の要否確認
 - (a) 各課（室）長は、設備改造等を行う場合、都度、津波評価への影響確認を行う。
 - (b) 安全・防災室長は、津波評価に係る評価条件を定期的に確認する。
4. 5 定期的な評価
- (1) 各課（室）長は、4. 1項から4. 4項の活動の実施結果について、1年に1回以上定期的に評価を行うとともに、評価結果に基づき、より適切な活動となるように必要に応じて、計画の見直しを行い、安全・防災室長に報告する。
 - (2) 安全・防災室長は、各課（室）長からの報告を受け、必要に応じて、計画の見直しを行う。

4. 6 原子炉施設の災害を未然に防止するための措置

各課（室）長は、津波の影響により、原子炉施設の保安に重大な影響をおよぼす可能性があるると判断した場合は、所長、原子炉主任技術者および関係課（室）長に連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。

4. 7 その他関連する活動

(1) 原子力技術部門統括（原子力技術）および原子力技術部門統括（土木建築）は、以下の活動を実施することを社内標準に定める。

a. 新たな知見の収集、反映

原子力技術部門統括（原子力技術）および原子力技術部門統括（土木建築）は、定期的に新たな知見の確認を行い、新たな知見が得られた場合、耐津波安全性に関する評価を行い、必要な事項を適切に反映する。

5 竜巻

3号炉および4号炉について、安全・防災室長は、竜巻発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、次の5. 1項から5. 4項を含む計画を策定し、所長の承認を得る。また、各課（室）長は、計画に基づき、竜巻発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制および手順の整備を実施する。

5. 1 要員の配置

- (1) 所長は、災害（原子力災害を除く。）が発生するおそれがある場合または発生した場合に備え、必要な要員を配置する。
- (2) 所長は、原子力災害が発生するおそれがある場合または発生した場合に備え、第121条に定める必要な要員を配置する。

5. 2 教育訓練の実施

- (1) 安全・防災室長は、全所員に対して、竜巻防護の運用管理に関する教育訓練を定期的実施する。また、安全・防災室長は、全所員に対して、竜巻発生時における車両退避等の訓練を実施する。
- (2) 発電室長は、運転員に対して、竜巻発生時の運転操作等に関する教育訓練を定期的実施する。
- (3) 各課（室）長は、各課員に対して、竜巻対策設備の保守管理、点検に関する教育訓練を定期的実施する。

5. 3 資機材の配備

各課（室）長は、竜巻対策として固縛に使用する資機材を配備する。

5. 4 手順書の整備

- (1) 各課（室）長（当直課長を除く。）は、竜巻発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制の整備として、以下の活動を実施することを社内標準に定める。
 - a. 飛来物管理の手順
 - (a) 各課（室）長は、飛来時の運動エネルギー、貫通力が設計飛来物である鋼製材^{※1}よりも大きなものについて、設置場所等に応じて固縛、建屋内収納または撤去により飛来物とならない管理を実施する。
 - (b) 各課（室）長は、屋外の重大事故等対処設備について、位置的分散を図ることで、重大事故等対処設備の機能を損なわないよう管理する。また、重大事故等対処設備が基準事故対処設備に悪影響を与えないよう管理を実施する。
 - (c) 安全・防災室長は、車両に関する入構管理を行う。

※1：設計飛来物である鋼製材の寸法等は、以下のとおり。

飛来物の種類	鋼製材
寸法 (m)	長さ×幅×奥行き 4.2×0.3×0.2
質量 (kg)	135

- b. 竜巻の襲来が予想される場合の対応
- (a) 安全・防災室長は、車両に関して停車している場所に応じて退避または固縛することにより飛来物とならない管理を実施する。
 - (b) 各課（室）長は、3号炉および4号炉のディーゼル発電機建屋の水密扉の閉止状態の確認するとともに、3号炉および4号炉の換気空調系統のダンパ等の閉止を実施する。
 - (c) 原子燃料課長は、3号炉および4号炉の燃料取扱作業を中止する。
- c. 竜巻飛来物防護対策設備の取付けおよび取外操作等
- 各課（室）長は、3号炉および4号炉の竜巻飛来物防護対策設備の取付および取外操作、飛来物発生防止のために設置した設備の操作を実施する。
- d. 代替設備または予備品確保
- 各課（室）長は、竜巻の襲来により、安全施設の構造健全性が維持できない場合には、代替設備または予備品を確保する。
- e. 竜巻発生時の原子炉施設への影響確認
- 各課（室）長は、発電所敷地内に竜巻が発生した場合は、事象収束後、原子炉施設の損傷の有無を確認するとともに、その結果を所長および原子炉主任技術者に報告する。
- f. 竜巻により原子炉施設等が損傷した場合の処置
- (a) 当直課長は、3号炉および4号炉の格納容器排気筒に損傷を発見した場合、気体廃棄物が放出中であればすみやかに放出を停止する。
 - (b) 原子炉保修課長は、3号炉および4号炉の格納容器排気筒に損傷を発見した場合、応急補修を行う。
 - (c) 当直課長は、3号炉および4号炉の格納容器排気筒の補修が困難な場合、プラント停止操作を行う。
 - (d) 土木建築課長は、取水路防潮ゲートに損傷を発見した場合、安全機能回復の応急処置を行う。
 - (e) 当直課長は、取水路防潮ゲートの安全機能回復が困難な場合、プラント停止操作を行う。
 - (f) 各課（室）長は、建屋外において竜巻による火災の発生を確認した場合、消火用水等による消火活動を行う。
- g. 保守管理、点検
- 各課（室）長は、竜巻飛来物防護対策設備の要求機能を維持するために、保守管理計画に基づき適切に保守管理、点検を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。

5. 5 定期的な評価

- (1) 各課（室）長は、5. 1項から5. 4項の活動の実施結果について、1年に1回以上定期的に評価を行うとともに、評価結果に基づき、より適切な活動となるように必要に応じて、計画の見直しを行い、安全・防災室長に報告する。
- (2) 安全・防災室長は、各課（室）長からの報告を受け、必要に応じて、計画の見直しを行う。

5. 6 原子炉施設の災害を未然に防止するための措置

各課（室）長は、竜巻の影響により、原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性があると判断した場合は、所長、原子炉主任技術者および関係課長に連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。

5. 7 その他関連する活動

- (1) 原子力技術部門統括（原子力技術）は、以下の活動を実施することを社内標準に定める。
 - a. 新たな知見の収集、反映
原子力技術部門統括（原子力技術）は、定期的に新たな知見の確認を行い、新たな知見が得られた場合の竜巻の評価を行い、必要な事項を適切に反映する。

6 火山（降灰）、降雪

3号炉および4号炉について、安全・防災室長は、火山（降灰）および降雪発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、次の6. 1項から6. 4項を含む計画を策定し、所長の承認を得る。また、各課（室）長は、計画に基づき、火山（降灰）および降雪発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制および手順の整備を実施する。

6. 1 要員の配置

- (1) 所長は、災害（原子力災害を除く。）が発生するおそれがある場合または発生した場合に備え、必要な要員を配置する。
- (2) 所長は、原子力災害が発生するおそれがある場合または発生した場合に備え、第121条に定める必要な要員を配置する。

6. 2 教育訓練の実施

- (1) 安全・防災室長は、全所員に対して、火山防護および積雪に対する運用管理に関する教育訓練を定期的実施する。
- (2) 発電室長は、運転員に対して、火山（降灰）発生時の運転操作等に係る手順に関する教育訓練を定期的実施する。
- (3) 各課（室）長は、各課員に対して、火山防護および積雪に対する運用管理に関する教育訓練ならびに火山事象および積雪より防護すべき施設の保守管理、点検に関する教育訓練を定期的実施する。

6. 3 資機材の配備

所長室長は、降下火砕物の除去等の屋外作業時に使用する道具や防護具等を配備する。

6. 4 手順書の整備

- (1) 各課（室）長（当直課長を除く。）は、火山（降灰）および降雪発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制の整備として、以下の活動を実施することを社内標準に定める。
 - a. 降下火砕物の侵入防止
当直課長は、3号炉および4号炉においては、外気取入口に設置している平型フィルタの差圧確認、外気取入ダンパの閉止、換気空調設備の停止または閉回路循環運転による建屋内への降下火砕物の侵入防止を実施する。
 - b. 降下火砕物および積雪の除去作業
 - (a) 各課（室）長は、降灰が確認された場合は、施設の機能に影響が及ばないよう、換気空調設備のフィルタの清掃や取替え、水循環系のストレーナ洗浄作業、開閉所設備の碍子洗浄作業を実施する。
 - (b) 各課（室）長は、降下火砕物の堆積が確認された場合は、降下火砕物より防護すべき屋外の施設、ならびに降下火砕物より防護すべき施設を内包する

建屋について、長期的な堆積により施設に悪影響を及ぼさないよう降下火砕物を除去する。

また、上記以外の重大事故等対処設備に対する降下火砕物および積雪の除去作業については、降灰および降雪の状況を踏まえ、設備に悪影響を及ぼさないよう実施する。

c. 降灰時の原子炉施設への影響確認

各課（室）長は、降灰が確認された場合は、原子炉施設への影響を確認するため、降下火砕物より防護すべき施設について点検を行うとともに、その結果を所長および原子炉主任技術者に報告する。

d. 保守管理、点検

各課（室）長は、火山事象より防護すべき施設の要求機能を維持するため、降灰後における降下火砕物による静的荷重、腐食、磨耗等の影響について、保守管理計画に基づき適切に保守管理、点検を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。

6. 5 定期的な評価

(1) 各課（室）長は、6. 1項から6. 4項の活動の実施結果について、1年に1回以上定期的に評価を行うとともに、評価結果に基づき、より適切な活動となるように必要に応じて、計画の見直しを行い、安全・防災室長に報告する。

(2) 安全・防災室長は、各課（室）長からの報告を受け、必要に応じて、計画の見直しを行う。

6. 6 原子炉施設の災害を未然に防止するための措置

各課（室）長は、火山（降灰）および降雪の影響により、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、所長、原子炉主任技術者および関係課長に連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。

6. 7 その他関連する活動

(1) 原子力技術部門統括（原子力技術）は、以下の活動を実施することを社内標準に定める。

a. 新たな知見の収集、反映

原子力技術部門統括（原子力技術）は、定期的に新たな知見の確認を行い、新たな知見が得られた場合の火山事象の評価を行い、必要な事項を適切に反映する。

添付 3 重大事故等および大規模損壊対応に係る実施基準

(第 18 条の 5 および第 18 条の 6 関連)

重大事故等および大規模損壊対応に係る実施基準

本「実施基準」は、重大事故に至るおそれがある事故もしくは重大事故が発生した場合または大規模な自然災害もしくは故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる原子炉施設の大規模な損壊が発生した場合に対処しうる体制を維持管理していくための実施内容について定める。

また、重大事故等の発生および拡大の防止に必要な措置の運用手順等については、表－1から表－19に定める。なお、多様性拡張設備を使用した運用手順および運用手順の詳細な内容等については、社内標準に定める。

1 重大事故等対策

- (1) 社長は、重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備に当たって、財産（設備等）保護よりも安全を優先することを方針として定める。
- (2) 原子力安全部門統括は、以下に示す重大事故等発生時における原子炉主任技術者の職務等について、「安全管理通達」に定め、原子力事業本部長の承認を得る。
 - ア 原子炉主任技術者は、原子力防災組織において、独立性が確保できる組織に配置し、重大事故等対策における原子炉施設の運転に関し保安監督を誠実、かつ最優先に行うことを任務とする。
 - イ 原子炉主任技術者は、保安上必要な場合は、運転に従事する者（所長を含む。）へ指示を行い、発電所対策本部の本部長は、その指示を踏まえ方針を決定する。
 - ウ 原子炉主任技術者は、休日、時間外（夜間）に重大事故等が発生した場合、緊急時対策本部要員からの情報連絡（プラントの状況、対策の状況）を受け、保安上必要な場合は指示を行う。
 - エ 原子炉主任技術者は、非常召集可能圏内に原子炉毎に各1名（計2名）配置する。
 - オ 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に当たって、保安上必要な事項について確認を行う。
- (3) 安全・防災室長は、(1)の方針に基づき、重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、次の1. 1項および1. 2項を含む計画を策定し、所長の承認を得る。

また、各課（室）長は、計画に基づき、重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制の整備を実施する。
- (4) 各課（室）長は、(1)の方針に基づき、重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、次の1. 3項および表－1から表－19に示す「重大事故等の発生および拡大の防止に必要な措置の運用手順等」を含む手順を整備し、1. 1(1)アの要員にこの手順を遵守させる。
- (5) 原子力安全部門統括は、(1)の方針に基づき、重大事故等発生時における本店が行う支援に関する活動を行う体制の整備として、次の1. 1項および1. 2項を含む計画を策定するとともに、計画に基づき、本店が行う支援に関する活動を行うために必要な体制の整備を実施する。

1. 1 体制の整備、教育訓練の実施および資機材の配備

(1) 体制の整備

- ア 所長は、以下に示す重大事故等対策を実施する実施組織およびその支援組織の役割分担および責任者などを社内標準に定め、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を確立する。
- (ア) 所長は、重大事故等の原子力災害が発生するおそれがある場合または発生した場合に、事故原因の除去、原子力災害の拡大防止およびその他の必要な活動を迅速かつ円滑に行うため、原子力防災体制等を発令し、緊急時対策本部要員の非常召集、通報連絡を行い、第121条に定める原子力防災組織を設置し、発電所に自らを本部長とする発電所対策本部の体制を整え対処する。
 - (イ) 所長は、発電所対策本部の本部長として、原子力防災組織の統括管理を行い、責任を持って原子力防災の活動方針の決定をする。
また、本部長の下に副本部長を設置し、副本部長は本部長を補佐し、本部長が不在の場合は、副本部長あるいは本部附などの職位が技術系の課長以上の代行者がその職務を代行する。
 - (ウ) 所長は、発電所対策本部に、重大事故等対策を実施する実施組織、実施組織に対して技術的助言を行う技術支援組織および実施組織が事故対策に専念できる環境を整える運営支援組織を編成し、専門性および経験を考慮した班を構成する。
また、各班の役割分担および責任者である班長を定め、指揮命令系統を明確にし、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を確立する。
 - (エ) 重大事故等対策の実施組織および支援組織の各班の機能、各班の責任者である班長および副班長を配置する。
 - (オ) 所長は、発電所対策本部における全体指揮者となり原子力防災組織を統括管理し、3号炉および4号炉の同時被災時は原子炉毎の指揮者を指名する。
 - (カ) 所長は、指揮者である本部長の所長が欠けた場合に備え、本部長の代行者と代行順位をあらかじめ定め明確にする。
また、実施組織および支援組織の各班に責任者である班長（室長または課長）を配置し、班長が欠けた場合に備え、あらかじめ代行順位を定めた副班長（課長または係長）を配置する。
 - (キ) 所長は、原子力災害が発生するおそれがある場合または発生した場合、直ちに原子力防災体制等を発令するとともに原子力発電部門統括へ報告する。
 - (ク) 実施組織である緊急時対策本部要員および緊急安全対策要員を発電所構内および近傍に常時確保し、確保した緊急安全対策要員により、重大事故等対策に対応する。
 - (ケ) 実施組織の班構成および必要な役割分担は、以下のとおりとし、重大事故等対策を円滑に実施する。
 - a 発電班は、事故状況の把握および整理、事故拡大防止のための措置、原子炉施設の保安維持等を行う。
 - b 保修班は、事故原因の究明、応急対策の立案、実施および原子炉施設の消火活動等を行う。

- (ロ) 3号炉および4号炉において同時に重大事故等が発生した場合における実施組織の対応については、以下のとおりとする。
- a 発電所対策本部は、3号炉および4号炉の同時被災の場合において、本部長の指示により原子炉毎に指名した指揮者の指示のもと、原子炉毎の情報収集や事故対策の検討を行い、重大事故等対策を実施する。
 - b 原子炉主任技術者は、担当号炉のプラント状況把握および事故対策に専念することにより、3号炉および4号炉の同時被災を想定した場合においても指示を的確に実施する。
 - c 3号炉および4号炉の原子炉主任技術者は、原子炉毎の保安監督を誠実、かつ最優先に行う。
 - d 実施組織は、情報の混乱や指揮命令が遅れることのないよう通報連絡者を配置し、通報連絡後の情報連絡は通報連絡者が管理を一括して実施することで円滑に対応する。
- (ハ) 技術支援組織と運営支援組織の班構成および必要な役割分担については、以下のとおりとし、重大事故等対策を円滑に実施する。
- a 技術支援組織は、安全管理班および放射線管理班で構成し、必要な役割の分担を行い実施組織に対して技術的助言を行う。
 - (a) 安全管理班は、事故状況の把握および評価、事故時影響緩和操作の検討等を行う。
 - (b) 放射線管理班は、放射線および放射能の測定、状況把握、被ばく管理、汚染除去および拡大防止措置、災害対策活動に伴う放射線防護措置等を行う。
 - b 運営支援組織は、総務班、広報班および情報班で構成し、必要な役割の分担を行い実施組織が重大事故等対策に専念できる環境を整える。
 - (a) 総務班は、発電所対策本部の設営・運営、連絡・通信手段の確保、要員の動員、輸送手段の確保、原子力災害医療措置、資機材調達・輸送および退避・避難措置を行う。
 - (b) 広報班は、報道機関の対応、見学者の退避誘導および広報活動を行う。
 - (c) 情報班は、社内対策本部との情報受理・伝達、国・自治体等関係者との連絡調整および社外関係機関への情報連絡を行う。
 - c 各班は、各班の役割を実施し、実施組織が重大事故等対策に専念できる環境を整える。
- (ニ) 地震により緊急時呼出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地震（最寄りの気象庁震度観測点において、震度5弱以上の地震）の発生により緊急時対策本部要員および緊急安全対策要員が発電所に自動参集する。
- (ホ) 重大事故等が発生した場合に速やかに対応するために実施組織として必要な要員として、第13条に規定する運転員、緊急時対策本部要員および緊急安全対策要員について、以下のとおり役割および人数を割り当て確保する。
- a 原子力防災組織の統括管理および全体指揮を行う全体指揮者、原子炉毎の指揮を行うユニット指揮者、原子炉毎の通報連絡を行う通報連絡者ならびに各重大事故等対策に係る現場での調整を行う現場調整者の緊急時対策本部要員6名、運転操作指揮を行う当直課長、当直主任および運転操作対応を行う運転員12名、

1号炉および2号炉の運転員12名(1号炉および2号炉については原子炉へ燃料装荷を想定しない条件で、12名の内6名が3号炉および4号炉現場作業応援)、運転支援活動、電源復旧活動、注水活動、消防活動およびガレキ除去活動を行う緊急安全対策要員40名の計70名ならびに被災後6時間以内を目途として参集し、注水活動を行う緊急安全対策要員38名および発電所対策本部の各班の活動を行う緊急時対策本部要員10名(以下、「召集要員」という。)の計48名として、合計118名を確保する。

- b 緊急安全対策要員(運転支援活動を行うものを除く)および緊急時対策本部要員は、緊急時対策所に参集し、通報連絡、注水確保および電源確保等の各要員の任務に応じた対応を行うとともに、緊急安全対策要員(運転支援活動を行う者)は、運転員からの連絡を受け、各現場での対応を行う。
- c 高線量下の対応においても、社員および協力会社社員を含め要員を確保する。
- d 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、第13条に規定する所定の重大事故等対策要員(運転員、緊急安全対策要員および緊急時対策本部要員にて構成される。以下同じ。)に欠員が生じた場合は、休日、時間外(夜間)を含め重大事故等対策要員の補充を行うとともに、そのような事態に備えた重大事故等対策要員の体制に係る管理を行う。

また、重大事故等対策要員の補充の見込みが立たない場合は、所長に連絡するとともに、原子炉停止等の措置を実施し、確保できる重大事故等対策要員で、安全が確保できる原子炉の運転状態に移行する。

- (七) 休日、時間外(夜間)を含めて必要な緊急安全対策要員および緊急時対策本部要員を非常召集できるよう、定期的に通報連絡訓練を実施する。
- (八) 実施組織および支援組織が実効的に活動するための以下の施設および設備等について管理する。
 - a 支援組織が、必要なプラントのパラメータを確認するための安全パラメータ表示システム(SPDS)およびSPDS表示装置、発電所内外に通信連絡を行い関係箇所と連携を図るための統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備等(テレビ会議システムを含む。)を備えた緊急時対策所
 - b 実施組織が中央制御室、緊急時対策所および現場との連携を図り作業内容および現場状況の情報共有を実施するための携行型通話装置等
 - c 電源が喪失し照明が消灯した場合でも、迅速な現場への移動、操作および作業を実施できるよう可搬型の照明装置
- (九) 支援組織の役割については、以下のとおりとし、重大事故等対策を円滑に実施する。
 - a 発電所内外の組織への通報および連絡を実施できるように衛星電話(携帯)、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を用いて、広く情報提供を行う。
 - b 原子炉施設の状態および重大事故等対策の実施状況に係る情報は、発電所対策本部の情報班にて一元的に集約管理し、発電所内で共有するとともに、本店対策本部と発電所対策本部間において、衛星電話(携帯)、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備および緊急時対策支援システム(ERSS)等へ必要なデータを伝送できる設備を使用することにより、発電所の状況およ

び重大事故等対策の実施状況の情報共有を行う。

- 本店対策本部との連絡を密にすることで報道発表および外部からの問い合わせ対応および関係機関への連絡を本店原子力防災組織で構成する本店対策本部の広報活動を行う班で実施することにより、発電所対策本部が事故対応に専念でき、また、発電所内外へ広く情報提供を行う。

イ 原子力安全部門統括は、以下に示す本店対策本部の役割分担および責任者などを社内標準に定め、体制を確立する。

- (ア) 原子力発電部門統括は、発電所における原子力防災体制の発令報告を受けた場合、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。
- (イ) 社長は、原子力防災体制を発令した場合、速やかに本店対策本部（原子力施設事態即応センター含む。）を中之島および若狭に設置する。また、社長は、原子力災害対策活動を実施するため本店対策本部長としてその職務を行い、社長が不在の場合は副社長等がその職務を代行する。

また、原子力緊急事態宣言が発出された場合またはそのおそれがある場合は、本店対策本部長である社長は原則として、中之島から若狭へ移動し、災害対策活動の指揮を執る。社長が移動する場合は、定められた代行者が本店対策本部の指揮を執る。なお、移動中の社長への連絡については、携帯電話等を使用する。

本店対策本部（中之島）においては、原子力部門のみでなく他部門も含めた全社大での体制により発電所対策本部の支援を行い、本店対策本部（若狭）は、原子力部門による発電所対策本部への技術的支援を行う。

本店対策本部（若狭）には、社内外情報の収集、連絡、記録、事故状況の把握、評価の支援、アクシデントマネジメントの支援、事故拡大防止策に関する支援、事故原因の究明、除去に関する支援および復旧対策に関する支援等を行う原子力設備班を設置し、本店対策本部（中之島）は、設備の被害状況の把握、復旧対策の樹立等を行う設備班、本店対策本部の設営、運営、本部要員の召集ならびに資機材および食料の調達運搬等を行う総務班、自治体および報道対応を行う広報班を設置し、発電所対策本部の災害対策活動の支援を行う。

- (ウ) 本店対策本部総務班長は、あらかじめ選定している支援拠点の候補の中から放射性物質が放出された場合の影響等を勘案した上で原子力事業所災害対策支援拠点を指定し、必要な本店緊急時対策要員を派遣するとともに、災害対策支援に必要な資機材等の運搬を実施する。
 - (エ) 本店対策本部原子力設備班長は、他の原子力事業者および原子力緊急事態支援組織へ必要に応じて応援を要請し、技術的な支援が受けられる体制を整備する。
- また、原子力安全部門統括は、原子力設備班を統括する。

ウ 原子力安全部門統括は、重大事故等発生時に原子炉格納容器の設計圧力および温度に近い状態が継続する場合等、重大事故等発生後の中長期的な対応が必要となる場合に備えて、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確立する。

また、機能喪失した設備の保守を実施するための放射線量低減ならびに放射性物質を含んだ汚染水が発生した際の汚染水の処理等の事態収束活動を円滑に実施する

ため、平時から必要な協力活動体制を継続して構築する。

(2) 教育訓練の実施

ア 力量の維持向上のための教育訓練

所長室長は、力量の維持向上のための教育訓練の実施計画を作成する。

各課（室）長は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員および緊急安全対策要員に対して、事象の種類および事象の進展に応じた的確かつ柔軟に対処するために必要な力量の維持向上を図るため、以下の教育訓練について、社内標準に基づき実施する。

- (7) 表－1から表－19に記載した対応手段を実施するために必要とする手順を教育訓練項目として定め、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員および緊急安全対策要員の役割に応じた教育訓練を計画的に実施する。
 - a 運転員（当直員）、緊急時対策本部要員および緊急安全対策要員に対し、役割に応じた教育訓練項目を年1回以上実施する。

なお、作業・操作の類似がない教育訓練項目については、教育訓練を年2回実施し、うち1回は机上による教育訓練とする。
 - b 運転員（当直員）、緊急時対策本部要員および緊急安全対策要員に対し、役割に応じ実施するa項の教育訓練結果を評価し、力量が維持されていることを確認する。
 - (イ) 重大事故等対策を行う運転員（当直員）、緊急時対策本部要員および緊急安全対策要員に対し、以下の教育訓練等を実施する。
 - a 運転員（当直員）、緊急時対策本部要員および緊急安全対策要員に対し、役割に応じた重大事故等発生時の原子炉施設の挙動に関する知識ならびに的確な状況把握、確実かつ迅速な対応を実施するために必要な知識の向上を図ることのできる教育訓練を年1回以上実施する。
 - b 運転員（当直員）、緊急時対策本部要員および緊急安全対策要員に対し、役割に応じた過酷事故の内容、基本的な対処方法等、知識ベースの理解向上に資する教育訓練を年1回以上実施する。また、重大事故等発生時のプラント状況の把握、的確な対応操作の選択等、実施組織および支援組織の実効性等を確認するための総合的な教育訓練を年1回以上実施する。
 - c 各課員等に対し、重大事故等の事故状況下において復旧を迅速に実施するために、普段から定期点検ならびに運転に必要な操作、保守点検活動および重大事故等対策の資機材を用いた教育訓練を自ら行うよう指導し、原子炉施設および予備品等について熟知させ実務経験を積ませる。
 - d (7) a項の教育訓練において、事故時の対応や事故後の復旧を迅速に実施するために、重大事故等発生時の事象進展により高線量下になる場所を想定し放射線防護具を使用した事故時対応訓練、夜間および降雨ならびに強風等の悪天候下等を想定した事故時対応訓練を計画的に実施する。
 - e 設備および事故時用の資機材等に関する情報ならびにマニュアルが即時に利用できるよう、普段から保守点検活動等を通じて準備し、それらの情報およびマニュアルを用いた事故時対応訓練を行う。

イ 成立性の確認訓練

安全・防災室長は、成立性の確認訓練の実施計画を作成し、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。

安全・防災室長および発電室長は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員および緊急安全対策要員に対し、以下の成立性の確認訓練を社内標準に基づき実施する。

- (7) 成立性の確認訓練を以下の a 項、b 項に定める頻度、内容で計画的に実施する。
- a 中央制御室主体の操作に係る成立性確認
- (a) 中央制御室主体の操作に係る成立性確認(シミュレータによる成立性確認)
- 中央操作主体、重要事故シーケンスの類似性および操作の類似性の観点から整理した I から VII の重要事故シーケンスについて、運転員（当直員）を対象に年 1 回以上実施する。
- I 2 次系からの除熱機能喪失
 - II 原子炉格納容器の除熱機能喪失
 - III 原子炉停止機能喪失
 - IV ECCS 注水機能喪失
 - V ECCS 再循環機能喪失
 - VI 格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故）
 - VII 崩壊熱除去機能喪失
- (b) 成立性の確認の評価方法
- 重要事故シーケンスの有効性評価上の解析条件のうち操作条件等を評価のポイントとして社内標準に定め、当直課長の指示の下、適切な対応ができていることを以下のとおり評価する。
- I 重要事故シーケンスに応じた対応において、当直課長からの指示に対して、運転員等が適切に対応し、報告することにより連携が図られていること
 - II 解析上の操作条件が満足されるように対応できること
 - III 手順書に従い確実な対応ができること
- b 現場主体の操作に係る成立性確認
- (a) 技術的能力の成立性確認
- 現場主体で実施する表-20 の対応手段のうち、有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段について、運転員（当直員）および緊急安全対策要員を対象に年 1 回以上実施する。
- (b) 机上訓練による有効性評価の成立性確認
- 現場主体、重要事故シーケンスの類似性および現場作業の類似性の観点から整理した I から V の重要事故シーケンスについて、緊急安全対策要員を対象に年 1 回以上実施する。
- I 全交流動力電源喪失（RCP シール LOCA が発生する場合）
 - II 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）
 - III 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）
 - IV 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 2）

- V 全交流動力電源喪失（運転停止中）
- (c) 現場訓練による有効性評価の成立性確認
- 現場主体、重要事故シーケンスの類似性および現場作業の類似性の観点から整理したⅠおよびⅡの重要事故シーケンスを統合したシーケンスに、Ⅲ、Ⅳ、およびⅤの重要事故シーケンスのうち現場で実施する個別手順を加え、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員および緊急安全対策要員で構成する班の中から任意の班※を対象に年1回以上実施する。
- Ⅰ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）
- Ⅱ 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2）
- Ⅲ 格納容器除熱機能喪失
- Ⅳ ECCS再循環機能喪失
- Ⅴ 崩壊熱除去機能喪失
- ※ 成立性の確認を行う班を構成する要員については、毎年特定の役割に偏らないように配慮する。
- (d) 成立性の確認の評価方法
- Ⅰ 技術的能力の成立性確認は、有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段について、役割に応じた対応が必要な要員数で想定時間内に実施するために必要とする手順に沿った訓練結果をもとに、算出された訓練時間と表-20に記載した対応手段ごとの想定時間を比較し評価する。
- Ⅱ 机上訓練による有効性評価の成立性確認は、有効性評価の重要事故シーケンスについて、必要な役割に応じて求められる現場作業等ができることの確認事項を社内標準に定め、満足することを評価する。
- Ⅲ 現場訓練による有効性評価の成立性確認は、有効性評価の成立性担保のために必要な操作が完了すべき時間であるホールドポイントを社内標準に定め、満足することを評価する。
- Ⅳ (a)および(c)の成立性の確認は、多くの訓練項目に対して効果的に行うため、以下の条件により実施する。
- なお、(c)の成立性確認は(Ⅳ)項、(Ⅴ)項は適用しない。
- (Ⅰ) 実施に当たっては、原則、一連で実施することとするが、長時間を要する成立性の確認については、分割して実施する。
- (Ⅱ) 弁の開閉操作、水中ポンプの海水への投入、機器の起動操作等により、原子炉施設の系統や設備に悪影響を与えるもの、訓練により設備が損傷または劣化を促進するおそれのあるもの等については、模擬操作を実施する。
- (Ⅲ) 訓練用のモックアップがある場合は、(Ⅱ)項の模擬操作ではなく、モックアップを使用した訓練を実施する。実施に当たっては、移動時間を考慮する。
- (Ⅳ) 他の訓練の作業・操作待ちがある場合は、連携の訓練を確実に行ったのち、次工程の作業・操作を実施する。
- (Ⅴ) 同じ作業の繰り返しを行う訓練については、一部の時間を測定し、その時間をもとに訓練時間を算出する。

(イ) 成立性の確認結果を踏まえた措置

a 中央制御室主体の操作に係る成立性確認、技術的能力の成立性確認および机上訓練による有効性評価の成立性確認の場合

成立性の確認により、役割に応じた必要な力量（以下(イ)において「力量」という。）を確保できていないと判断した場合は、速やかに以下の措置を講じる。

(a) 所長および原子炉主任技術者に報告するとともに、その原因を分析、評価し、改善等、必要な措置を講じる。

(b) 力量を確保できていないと判断された者に対して、必要な措置の結果を踏まえ、力量が確保できていないと判断された個別の操作および作業を対象に、力量の維持向上訓練を実施した後、役割に応じた要員により成立性の確認訓練を実施し、力量が確保できていることを確認し、所長および原子炉主任技術者に報告する。

b 現場訓練による有効性評価の成立性確認の場合

成立性の確認により、力量を確保できていないと判断した場合は、速やかに以下の措置を講じる。

(a) 所長および原子炉主任技術者に報告するとともに、その原因を分析、評価し、改善等、必要な措置を講じる。

(b) 成立性の確認を任意の班が代表して実施する場合、力量を確保できていないと判断された者と同じ役割の者に対して、必要な措置の結果を踏まえ、力量が確保できていないと判断された個別の操作および作業を対象に、役割に応じた成立性の確認訓練を実施し、力量が確保できていることを確認し、所長および原子炉主任技術者に報告する。

(c) (b)項の措置により、力量が確保できる見込みが立たないと判断した場合は、所長および原子炉主任技術者に報告する。

(d) 力量を確保できていないと判断された者については、必要により、改めて原因を分析、評価し、改善等の必要な措置を講じ、力量の維持向上訓練を実施した後、力量を確保できていないと判断された成立性の確認訓練を実施し、力量が確保できていることを確認する。

(e) (d)項の措置により、力量が確保できていると判断した場合は、所長および原子炉主任技術者に報告する。

(3) 資機材の配備

ア 各課（室）長は、重大事故の発生および拡大の防止に必要な措置、アクセスルート確保、復旧作業および支援等の原子炉施設の保全のために必要な資機材を配備する。

イ 原子力企画部門統括、原子力安全部門統括、原子力発電部門統括、原子力技術部門統括（原子力技術）および原子力技術部門統括（土木建築）は、支援等の原子炉施設の保全のために必要な資機材を配備する。

1. 2 アクセスルートの確保、復旧作業および支援に係る事項

(1) アクセスルートの確保

ア 安全・防災室長は、発電所内の道路および通路が確保できるよう、以下の実効性のある運用管理を実施することを社内標準に定める。

(ア) 屋外および屋内において、想定される重大事故等の対処に必要な可搬型重大事故等対処設備の保管場所から設置場所および接続場所まで運搬するため、または他の設備の被害状況を把握するための経路（以下、「アクセスルート」という。）は、自然現象、外部人為事象、溢水および火災を想定しても、運搬、移動に支障をきたすことのないよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。

(イ) 屋外および屋内アクセスルートは、自然現象に対して地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地すべり、火山の影響、生物学的事象、高潮および森林火災を考慮し、外部人為事象に対して、近隣の産業施設の火災および爆発（飛来物含む。）、航空機墜落による火災、火災の二次的影響（ばい煙および有毒ガス）、輸送車両の発火、漂流船舶の衝突、飛来物（航空機落下）、ダムの崩壊、電磁的障害ならびに重大事故等時の高線量下を考慮し確保する。

a 発電所敷地で想定される自然現象のうち、洪水に対しては敷地付近に河川がないこと、高潮に対しては津波に包絡されることから影響を受けないため考慮しない。

また、外部人為事象のうち、近隣の産業施設の火災および爆発（飛来物含む。）に対しては該当する施設がないこと、ダムの崩壊に対しては近傍にダムがないため考慮しない。

b 電磁的障害に対しては道路および通路が直接影響を受けることはないことから、屋外および屋内アクセスルートへの影響はないため考慮しない。

c 生物学的事象に対しては容易に排除可能なことから影響を受けないため考慮しない。

d 万一、これらの影響を受けないとしている現象について、対応が必要となった場合においても、洪水、高潮およびダムの崩壊に対しては、津波と同様に対応が可能であり、近隣の産業施設の火災および爆発（飛来物含む。）に対しては、森林火災と同様に対応が可能である。

(ウ) 可搬型重大事故等対処設備の保管場所については、設計基準事故対処設備の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り保管し、屋外の可搬型重大事故等対処設備は複数箇所に分散して保管する。なお、同じ機能を有する重大事故等対処設備が他にない設備については、予備も含めて分散させる。

(エ) 障害物を除去可能なブルドーザおよび油圧ショベルその他の重機を保管、使用し、それらを運転できる緊急時対策本部要員および緊急安全対策要員を確保する。

(オ) 被ばくを考慮した放射線防護具の配備およびアクセスルート近傍の化学物質を貯蔵しているタンクからの漏えいを考慮した薬品保護具の配備ならびに停電時および夜間時に確実に運搬、移動が出来るように、可搬型照明を配備する。

イ 屋外アクセスルートの確保

安全・防災室長は、屋外のアクセスルートの確保に当たって、以下の運用管理を実施することを社内標準に定める。

(ア) 屋外の可搬型重大事故等対処設備の保管場所から使用場所まで運搬するアクセ

スルートの状況確認、海水等の取水ポイントの状況確認、ホース敷設ルート of 状況確認を行い、あわせて燃料油貯油そう、空冷式非常用発電装置、その他の屋外設備の被害状況の把握を行う。

- (イ) 屋外アクセスルートに対する地震による影響、その他自然現象による影響を想定し、複数のアクセスルートの中から早期に復旧可能なアクセスルートを確認するため、障害物を除去可能なブルドーザ2台（予備1台）および油圧ショベル1台（予備1台）を保管、使用する。
- (ウ) 地震による屋外タンクからの溢水ならびに降水に対して、道路上の自然流下も考慮した上で、通行への影響を受けない箇所にアクセスルートを確認する。
- (エ) 防潮堤の中に早期に復旧可能なアクセスルートを確認する。想定を上回る万一のガレキ発生に対してはブルドーザおよび油圧ショベルにより速やかに撤去することにより対処する。
- (オ) 考慮すべき自然現象のうち凍結および森林火災、外部人為事象のうち航空機落下による火災、火災の二次的影響（ばい煙および有毒ガス）、飛来物（航空機落下）、輸送車両の発火および漂流船舶の衝突に対して、迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確認する。
- (カ) 周辺構造物、周辺機器の倒壊による障害物については、ブルドーザおよび油圧ショベルによる撤去あるいは転倒による閉塞がないルートを通行する。
- (キ) 基準地震動に対して耐震裕度の低い周辺斜面の崩壊に対しては、崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、ブルドーザおよび油圧ショベルによる崩壊箇所の復旧を行う。
- (ク) 耐震裕度の低い地盤にアクセスルートを設定する場合は、道路面のすべりによる崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、ブルドーザおよび油圧ショベルによる崩壊箇所の復旧を行い、通行性を確保する。
- (ケ) 不等沈下等による段差の発生が想定される箇所においては、段差緩和対策を講じる設計とするとともに、段差が発生した場合には、ブルドーザおよび油圧ショベルによる段差発生箇所の復旧を行う。さらに地下構造物の損壊が想定される箇所については、陥没対策を講じる。想定を上回る段差が発生した場合は、予備ルートの復旧および油圧ショベルによる段差解消対策により対処する。
- (コ) アクセスルート上の台風および竜巻による飛来物、降雪、降灰については、ブルドーザおよび油圧ショベルによる撤去を行う。想定を上回る降雪、降灰が発生した場合は、除雪、除灰の頻度を増加させることにより対処する。また、凍結、除雪を考慮し、車両については、オールシーズンタイヤを配備する。

ウ 屋内アクセスルートの確保

安全・防災室長は、屋内のアクセスルートの確保に当たって、以下の運用管理を実施することを社内標準に定める。

- (ア) 屋内の可搬型重大事故等対処設備の保管場所へ運転員（当直員）、緊急時対策本部要員および緊急安全対策要員が移動するアクセスルートの状況確認を行い、あわせて恒設代替低圧注水ポンプ、その他の屋内設備の被害状況の把握を行う。
- (イ) 津波、その他自然現象による影響および外部人為事象に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に確保する。

- (ウ) 転倒した場合に撤去できない資機材は設置しないこととするとともに、撤去可能な資機材についても必要に応じて固縛、転倒防止措置により支障をきたさない措置を講じる。
- (エ) 機器からの溢水に対しては、適切な放射線防護具を着用することによりアクセスルートを通行する。
- (オ) アクセスルートの状況を確認し、複数のアクセスルートの中から早期に復旧可能なアクセスルートを選定し、ルート近傍の資機材を管理し、固縛等の対策を実施することおよび万一の際には迂回することにより通行性を確保する。

(2) 復旧作業に係る事項

ア 予備品等の確保

各課（室）長は、重要安全施設の取替え可能な機器、部品等の復旧作業を優先的に実施することとし、そのために必要な予備品を以下の方針に基づき確保することを社内標準に定める。

- (ア) 事故収束対応の信頼性向上のため長期的に使用する設備を復旧する。
- (イ) 単一の重要安全施設の機能を回復することによって、重要安全施設の多数の設備の機能を回復することができ、事故収束を実施する上で最も効果が大きいサポート系設備を復旧する。
- (ウ) 復旧が困難な設備についても、復旧するための対策を検討し実施することとするが、放射線の影響、その他の作業環境条件の観点で踏まえ、復旧作業の成立性が高い設備を復旧する。

なお、多様な復旧手段の確保、復旧を想定する機器の拡大、その他の有効な復旧対策について継続的な検討を行うとともに、そのために必要な予備品の確保に努める。

また、予備品の取替え作業に必要な資機材等として、ガレキ撤去等のためのブルドーザ、油圧ショベル、夜間の対応を想定した照明機器等およびその他作業環境を想定した資機材を確保する。

イ 保管場所

各課（室）長は、予備品等について、地震による周辺斜面の崩落、敷地下斜面のすべり、津波による浸水などの外部事象の影響を受けにくい場所に当該重要安全施設との位置的分散を考慮し、保管することを社内標準に定める。

ウ アクセスルートの確保

- (1) 「アクセスルートの確保」と同じ。

(3) 支援に係る事項

安全・防災室長および原子力安全部門統括は、支援に係る事項について、以下の方針に基づき実施することを社内標準に定める。

ア 安全・防災室長および原子力安全部門統括は、事故発生後7日間は継続して事故収束対応を維持できるよう、重大事故等対処設備、予備品および燃料等の手段を確保する。

また、プラントメーカー、建設会社、協力会社、その他の関係機関とは平時から必要な連絡体制を整備するなど協力関係を構築するとともに、あらかじめ重大事故

等発生に備え協議および合意の上、外部からの支援計画を策定する。事故発生後、当社原子力防災組織が発足し協力体制が整い次第、プラントメーカーおよび建設会社からは設備の設計根拠および機器の詳細な情報、事故収束手段および復旧対策等の提供、協力会社からは、事象進展予測および放射線影響予測等の評価結果の情報提供、事故収束および復旧対策活動に必要な支援に係る要員の派遣ならびに燃料供給会社からは燃料の供給および迅速な物資輸送を可能とするとともに、中長期的な物資輸送にも対応できるように支援計画を策定する。

イ 原子力安全部門統括は、他の原子力事業者より、支援に係る要員の派遣、資機材の貸与および環境放射線モニタリングの支援を受けられる他、原子力緊急事態支援組織からは、被ばく低減のために遠隔操作可能なロボット等の資機材、資機材操作の支援および提供資機材を活用した事故収束活動に係る助言を受けられることができるように支援計画を策定する。

さらに、発電所外に保有している重大事故等対処設備と同種の設備、予備品および燃料等について支援を受けることによって、発電所内に配備している重大事故等対処設備に不具合があった場合の代替手段および燃料の確保を行い、継続的な重大事故等対策を実施できるよう事象発生後6日間までに支援を受けられる体制を確立する。

また、原子力事業所災害対策支援拠点から、災害対策支援に必要な資機材として、食料、その他の消耗品、汚染防護服およびその他の放射線管理に使用する資機材が継続的に発電所へ供給できる体制を確立する。

1. 3 手順書の整備

(1) 各課（室）長（当直課長を除く。）は、重大事故等発生時において、事象の種類および事象の進展に応じて、重大事故等に的確かつ柔軟に対処するための内容を社内標準に定める。

また、重大事故等の対処に関する事項について、使用主体に応じた内容を社内標準に定める。

ア 安全・防災室長および発電室長は、全ての交流動力電源および常設直流電源系統の喪失、安全系の機器もしくは計測器類の多重故障または3号炉および4号炉の同時被災等の過酷な状態において、限られた時間の中で原子炉施設の状態の把握および実施すべき重大事故等対策の適切な判断に必要な情報の種類、その入手の方法および判断基準を社内標準に定める。

イ 安全・防災室長および発電室長は、パラメータを計測する計器故障時に原子炉施設の状態を把握するための手順、パラメータの把握能力を超えた場合に原子炉施設の状態を把握するための手順および計測に必要な計器電源が喪失した場合の手順を社内標準に定める。

具体的には、表-15「事故時の計装に関する手順等」の内容を含むものとする。

ウ 安全・防災室長および発電室長は、炉心の著しい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を迷うことなく判断し実施するため、以下の判断基準を社内標準に定める。

(ア) 炉心損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損防止の対処に迷うことなく移行できるよう、原子炉格納容器への注水を最優先する判断基準

- (イ) 炉心の著しい損傷または原子炉格納容器の破損を防止するために注水する淡水源が枯渇または使用できない状況においては、迷わず海水注水を行えるようにする判断基準
 - (ウ) 全交流動力電源喪失時等において、準備に長時間を要する可搬型設備を必要な時期に使用可能とするため、準備に掛かる時間を考慮した手順着手の判断基準
 - (エ) 炉心の著しい損傷時において水素爆発を懸念し、水素濃度制御設備の必要な起動時期を見失うことがないように、水素濃度制御設備を速やかに起動する判断基準
 - (オ) 炉心の著しい損傷および原子炉格納容器の破損を防止するために必要な各操作については、重大事故等対処設備を必要な時期に使用可能とするための手順着手の判断基準
 - (カ) 重大事故等対策時において、設計基準事故時に用いる操作の制限事項が継続して適用されることで事故対応に悪影響を及ぼさないよう手順を区別するとともに、重大事故等発生時には速やかに移行できる判断基準
- エ 安全・防災室長および発電室長は、財産（設備等）保護よりも安全を優先するという社長の方針に基づき、以下の判断基準を社内標準に定める。
- (ア) 発電室長は、重大事故等発生時の運転操作において、当直課長が躊躇せず指示できる判断基準を社内標準に定める。
 - (イ) 安全・防災室長は、重大事故等発生時の発電所の緊急時対策本部活動において、発電所の緊急時対策本部長が方針にしたがった判断を実施するための判断基準を社内標準に定める。
- オ 安全・防災室長および発電室長は、発電所内の実施組織と支援組織が連携し事故の進展状況に応じて、実効的な重大事故等対策を実施するため、運転員用および支援組織用の社内標準を定める。
- (ア) 運転員用の社内標準は、事故の進展状況に応じて以下のように構成し定める。
 - a 警報に対処する事項
機器の異常を検知する警報発信時の対応措置に使用
 - b 事象の判別を行う事項
原子炉トリップおよび非常用炉心冷却設備作動直後に、実施すべき事象の判別および対応措置に使用
 - c 故障および設計基準事象に対処する事項
運転時の異常な過渡変化および設計基準事故の対応措置に使用
 - d 炉心の著しい損傷および原子炉格納容器破損を防止する事項
安全機器の多重故障等が発生し、設計基準事故を超えた場合の対応措置に使用
 - e 炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する事項
炉心損傷時に、炉心の著しい損傷の緩和および原子炉格納容器破損を防止するために実施する対応措置に使用
 - (イ) 支援組織用の社内標準に緊急時対策本部が重大事故等対策を的確に実施するための必要事項を明確に定める。
 - (ウ) 運転員用の社内標準は、事故の進展状況に応じて、構成を明確化し、各項目間を的確に移行できるよう、移行基準を明確に定める。
 - a 故障および設計基準事故に対処する事項により事故判別ならびに初期対応を

行う。

- b 多重故障等により設計基準事故を超えた場合は、炉心の著しい損傷および原子炉格納容器破損を防止する事項（事象ベース）に移行する。
 - c 事象の判別ならびに初期対応を行っている場合または事象ベースの事項にて事故対応操作中は、安全機能パラメータを常に監視し、あらかじめ定めた適用条件が成立すれば、炉心の著しい損傷および原子炉格納容器の破損を防止する事項の、安全機能ベースの事項に移行する。
 - d 原因が明確で、かつその原因除去あるいは対策が優先されるべき場合は、安全機能ベースの事項には移行せず、その原因に対する事象ベースの事項を優先する。
 - e 多重故障が解消され安全機能が回復すれば、故障および設計基準事故に対処する事項に戻り処置を行う。
 - f 炉心の著しい損傷および原子炉格納容器の破損を防止する事項による対応で、事故収束せず炉心損傷に至った場合は、炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する事項に移行し対応処置を実施する。
- カ 安全・防災室長および発電室長は、重大事故等対策実施の判断基準として確認される水位、圧力および温度等の計測可能なパラメータを整理し、社内標準に定めるとともに、以下の重大事故等に対処するための事項についても定める。
- 具体的な手順については、表-15「事故時の計装に関する手順等」参照。
- (ア) 監視することが必要なパラメータをあらかじめ選定し、重要な監視パラメータと有効な監視パラメータに位置づけること。
 - (イ) 通常使用するパラメータが故障等により計測不能な場合は、代替パラメータにて当該パラメータを推定する方法に関すること。
 - (ウ) 記録が必要なパラメータおよび直流電源が喪失しても可搬型計測器により計測可能なパラメータをあらかじめ選定すること。
 - (エ) パラメータ挙動予測、影響評価すべき項目および監視パラメータ等に関すること。

また、有効性評価等にて整理した有効な情報について、運転員が監視すべきパラメータの選定、状況の把握および進展予測ならびに対応処置の参考情報とし、社内標準に定める。

- キ 安全・防災室長は、緊急時対策本部要員が運転操作を支援するためのパラメータ挙動予測や影響評価のための判断情報を社内標準に定める。
- ク 各課（室）長は、前兆事象として把握ができるか、重大事故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ならびに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および手順を社内標準に定める。
- (ア) 安全・防災室長および発電室長は、大津波警報が発令された場合、原則として取水路防潮ゲートの閉止、原子炉の停止および冷却操作を行う手順、また、所員の高台への避難および水密扉の閉止を行い、津波監視カメラおよび潮位計による津波の継続監視を行う手順を社内標準に定める。
- ただし、以下の場合はその限りではない。
- a 大津波警報が誤報であった場合

- b 遠方で発生した地震に伴う津波であって、高浜発電所を含む地域に到達するまでの時間経過で、大津波警報が見直された場合
- (イ) 各課（室）長は、台風進路に想定された場合、屋外設備の暴風雨対策の強化および巡視点検の強化を実施し災害発生時に迅速な対応を行う手順を社内標準に定める。
- (ウ) 各課（室）長は、前兆事象を伴う事象に対して、気象情報の収集、巡視点検の強化および事故の未然防止の対応を行う手順を社内標準に定める。

(2) 重大事故等対処設備に係る事項

ア 切替えの容易性

各課（室）長は、本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備を含めて、通常時の系統状態から弁操作または工具等の使用により切り替えられるよう当該操作等について明確にし、通常時の系統状態から速やかに切り替えるために必要な手順等を社内標準に定める。

イ 重大事故等発生後の中長期的な対応手順

安全・防災室長は、重大事故等発生時に原子炉格納容器の設計圧力および温度に近い状態が継続する場合等に備えて、故障が想定される機器に対してあらかじめ確保した取替部材を用いた既設系統の復旧手段、および、あらかじめ確保した部材を用いた仮設系統の構築手段について、手順を整備する。

1. 4 定期的な評価

- (1) 各課（室）長は、1. 1項から1. 3項の活動の実施結果を取りまとめ、1年に1回以上定期的に評価を行うとともに、評価結果に基づき必要な措置を講じ、安全・防災室長に報告する。
- (2) 安全・防災室長は、(1)の活動の評価結果を取りまとめ、1年に1回以上定期的に計画の評価を行うとともに、評価結果に基づき、より適切な活動となるよう必要に応じて、計画の見直しを行う。
- (3) 原子力安全部門統括は、1. 1項および1. 2項の実施内容を踏まえ、1年に1回以上定期的に評価を行うとともに、評価結果に基づき、より適切な活動となるよう必要に応じて、計画の見直しを行う。

重大事故等の発生および拡大の防止に必要な措置の運用手順等

- 表-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
- 表-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
- 表-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
- 表-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
- 表-5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等
- 表-6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等
- 表-7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等
- 表-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
- 表-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
- 表-10 水素爆発による原子炉補助建屋等の損傷を防止するための手順等
- 表-11 使用済燃料ピットの冷却等のための手順等
- 表-12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等
- 表-13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等
- 表-14 電源の確保に関する手順等
- 表-15 事故時の計装に関する手順等
- 表-16 中央制御室の居住性に関する手順等
- 表-17 監視測定等に関する手順等
- 表-18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等
- 表-19 通信連絡に関する手順等
- 表-20 重大事故等対策における操作の成立性

表-1

<p>操作手順</p> <p>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</p>
<p>① 方針目的</p> <p>運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉（以下、「原子炉」という。）を停止させるための設計基準事故対処設備が機能喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、手動による原子炉緊急停止、原子炉出力抑制（自動）、原子炉出力抑制（手動）により原子炉冷却材圧力バウンダリおよび原子炉格納容器（以下、「格納容器」という。）の健全性を維持することを目的とする。また、原子炉の出力抑制を図った後にほう酸水注入により原子炉を未臨界に移行することを目的とする。</p>
<p>② 対応手段等</p> <p>フロントライン系機能喪失時</p> <p>1. 手動による原子炉緊急停止</p> <p>当直課長は、運転時の異常な過渡変化時において原子炉の運転を緊急停止することができない事象（以下、「ATWS」という。）が発生するおそれがある場合または当該事象が発生した場合、中央制御室から手動にて原子炉トリップスイッチ（中央盤手動操作）操作により原子炉の緊急停止を行う。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p>原子炉トリップ設定値に到達し、原子炉トリップしゃ断器の状態や制御棒炉底位置表示灯等による原子炉自動トリップ失敗を確認した場合に、原子炉出力が5%以上または中間領域起動率が正となった場合</p> <p>2. 原子炉出力抑制（自動）</p> <p>当直課長は、ATWSが発生するおそれがある場合または当該事象が発生した場合、ATWS緩和設備の自動作動により主蒸気隔離弁が閉止することで、1次冷却材温度が上昇し減速材温度係数の負の反応度帰還効果により、原子炉出力が低下していることを確認する。また、加圧器逃がし弁および加圧器安全弁の作動により1次冷却材圧力が所定の圧力以上に上昇していないこと、格納容器内の圧力および温度の上昇がないこと、または格納容器内の圧力および温度の上昇がわずかであること、ならびに電動補助給水ポンプおよびタービン動補助給水ポンプ（以下、「補助給水ポンプ」という。）、主蒸気逃がし弁および主蒸気安全弁の作動により1次冷却材温度が所定の温度以上に上昇していないことにより、原子炉冷却材圧力バウンダリおよび格納容器の健全性が維持されていることを確認する。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p>原子炉トリップ設定値に到達したにもかかわらず、原子炉トリップしゃ断器等の機能喪失による原子炉自動トリップに失敗したことを検知した場合に作動する「安全保護アナログ盤作動」警報が発信した場合</p> <p>3. 原子炉出力抑制（手動）</p> <p>当直課長は、ATWS緩和設備が自動作動しない場合で、かつ中央制御室から原子炉トリップスイッチ（中央盤手動操作）による原子炉緊急停止ができない場合、</p>

中央制御室からの手動操作によりタービン手動トリップ操作、主蒸気隔離弁の閉操作および補助給水ポンプの起動を行うことで、1次冷却材温度が上昇していることを確認するとともに減速材温度係数の負の反応度帰還効果により、原子炉出力が低下していることを確認する。

また、加圧器逃がし弁および加圧器安全弁の作動により1次冷却材圧力が所定の圧力以上に上昇していないことを確認するとともに、格納容器内の圧力および温度の上昇がないこと、または格納容器内の圧力および温度の上昇がわずかであること、ならびに補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁および主蒸気安全弁の作動により1次冷却材温度が所定の温度以上に上昇していないことにより、原子炉冷却材圧力バウンダリおよび格納容器の健全性が維持されていることを確認する。

(1) 手順着手の判断基準

A T W S 緩和設備が自動作動しない場合で、かつ中央制御室から原子炉トリップスイッチ（中央制御盤手動操作）による原子炉緊急停止ができない場合

4. ほう酸水注入

当直課長は、A T W S が発生するおそれがある場合または当該事象が発生した場合、原子炉の出力抑制を図った後、原子炉を未臨界状態とするために化学体積制御設備のほう酸ポンプ、緊急ほう酸水補給弁および充てん／高圧注入ポンプによりほう酸タンク水を原子炉へ注入するとともに、希釈による反応度添加の可能性を除去するためにほう酸希釈ラインを隔離する。

ほう酸ポンプの故障等により緊急ほう酸濃縮ラインが使用できない場合は、代替手段として充てん／高圧注入ポンプによりほう酸注入タンクを経由して燃料取替用水タンクのほう酸水を原子炉へ注入し原子炉を未臨界状態へ移行させる。安全注入ラインが使用できない場合は、充てんラインより充てん／高圧注入ポンプを使用して燃料取替用水タンクのほう酸水を原子炉へ注入する。

ほう酸水注入は第81条に定めるほう素濃度になるまで継続する。なお、ほう酸水注入を行っている間に制御棒の全挿入に成功した場合は、プラント状態に応じて高温停止または低温停止のほう素濃度を目標にほう酸水注入を継続する。

(1) 手順着手の判断基準

手動による原子炉緊急停止の失敗を原子炉トリップしゃ断器の状態、制御棒炉底位置表示灯等により確認し、原子炉出力が5%以上または中間領域起動率が正であり、ほう酸タンク等の水位が確保されている場合

(配慮すべき事項)

○ 優先順位

A T W S が発生するおそれがある場合または当該事象が発生した場合（A T W S 緩和設備の作動状況確認を含む。）は、中央制御室から速やかな操作が可能である原子炉トリップスイッチにより手動にて原子炉の緊急停止操作を行う。蒸気発生器水位異常低信号によるA T W S 緩和設備が作動した場合においても、中央制御室から原子炉トリップスイッチにより手動にて原子炉の緊急停止を行い、その後、A T W S 緩和設備の作動状況の確認を行う。

中央制御室から原子炉トリップスイッチ（中央制御盤手動操作）により原子炉緊急停止ができない場合で、かつA T W S緩和設備が作動しない場合は、手動による原子炉出力抑制を行う。

原子炉トリップに失敗し、原子炉の出力抑制を図った後は、原子炉を未臨界状態とするために化学体積制御設備または非常用炉心冷却設備によりほう酸水注入を行う。

表-2

<p>操作手順</p> <p>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</p>
<p>① 方針目的</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉（以下、「原子炉」という。）の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、1次系のフィードアンドブリードまたは蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水、蒸気放出）により原子炉を冷却することを目的とする。また、原子炉を冷却するために1次冷却系および2次冷却系の保有水を監視および制御することを目的とする。</p>
<p>② 対応手段等</p> <p>フロントライン系機能喪失時</p> <p>1. 1次系のフィードアンドブリード</p> <p>当直課長は、補助給水ポンプの故障等による蒸気発生器への注水機能の喪失によって蒸気発生器水位が低下し、全ての蒸気発生器が除熱を期待できない水位になった場合、燃料取替用水タンク水を充てん／高圧注入ポンプにより原子炉へ注水する操作と加圧器逃がし弁の開操作により原子炉格納容器（以下、「格納容器」という。）内部へ1次冷却材を放出する操作を組み合わせた1次系のフィードアンドブリードにより原子炉を冷却する。燃料取替用水タンク水位および格納容器再循環サンプ水位を確認し、再循環切替水位となれば中央制御室で再循環運転になったことを確認する。</p> <p>蒸気発生器2次側による原子炉の冷却機能が回復した場合、蒸気発生器2次側による炉心冷却を開始し、蓄圧タンク出口弁を閉止後、1次系のフィードアンドブリードを停止する。その後、余熱除去系が健全である場合、余熱除去系による原子炉の冷却操作により低温停止状態とする。余熱除去系が使用できない場合は、使用可能であれば多様性拡張設備である消防ポンプにより海水を注水し、蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードにより低温停止状態とする。</p> <p>蒸気発生器2次側による原子炉の冷却機能が回復しない場合は、余熱除去系による原子炉の冷却を開始し、蓄圧タンク出口弁を閉止後、1次系のフィードアンドブリードを停止する。その後、余熱除去系による原子炉の冷却により低温停止状態とする。余熱除去系が使用できない場合は、余熱除去系または蒸気発生器2次側による原子炉の冷却機能が使用可能となるまで再循環運転による1次系のフィードアンドブリードを継続する。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p>補助給水ポンプの故障等による蒸気発生器への注水機能の喪失によって蒸気発生器水位が低下し、全ての蒸気発生器が除熱を期待できない水位になった場合に、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合</p>

(配慮すべき事項)

○ 優先順位

蒸気発生器 2 次側による炉心冷却による原子炉の冷却を優先し、蒸気発生器の除熱機能が喪失した場合は、1 次系のフィードアンドブリードを行う。

○ 1 次系のフィードアンドブリードの判断基準について

蒸気発生器広域水位計は、常温、常圧の状態における水位を指示するように校正されている。そのため、高温状態においては、実水位と異なる指示値を示す。

1 次冷却系のフィードアンドブリードを開始する全ての蒸気発生器の除熱を期待できない水位とは、上記の校正誤差に余裕を持たせた水位とする。

サポート系機能喪失時

1. 補助給水ポンプの機能回復（蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水））

(1) タービン動補助給水ポンプ（現場手動操作）およびタービン動補助給水ポンプ起動弁（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

当直課長は、常設直流電源系統喪失時タービン動補助給水ポンプの起動ができない場合において、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水が必要な場合、現場で専用工具を使用し、タービン動補助給水ポンプ蒸気加減弁を押し上げることおよびタービン動補助給水ポンプ起動弁を開操作することにより、タービン動補助給水ポンプを起動し、復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。

なお、タービン動補助給水ポンプは、復水タンクから 2 次系純水タンクへの切り替えまたは復水タンクへの補給により水源を確保し、再循環運転、余熱除去系または使用可能であれば多様性拡張設備である消防ポンプを用いた蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリードによる原子炉の冷却が可能となるまでの期間、運転を継続する。

a. 手順着手の判断基準

常設直流電源喪失時タービン動補助給水ポンプの起動ができない場合において、蒸気発生器への注水が補助給水流量等にて確認できない場合に、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水が必要で復水タンクの水位が確保されている場合。

(2) 空冷式非常用発電装置によるタービン動補助給水ポンプの機能回復（タービン動補助油ポンプへの給電）

当直課長は、全交流動力電源喪失時において、常設直流電源系統が健全な場合、空冷式非常用発電装置により非常用母線を回復させ、タービン動補助給水ポンプ補助油ポンプの起動およびタービン動補助給水ポンプ起動弁の開放により、タービン動補助給水ポンプを起動し、復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。

なお、タービン動補助給水ポンプは、復水タンクから 2 次系純水タンクへの切り替えまたは復水タンクへの補給により水源を確保し、再循環運転、余熱除去系または使用可能であれば多様性拡張設備である消防ポンプを用いた蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリードによる原子炉の冷却が可能となるまでの期間、運転を継続する。

a. 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時において、蒸気発生器への注水が補助給水流量等にて確認できない場合に、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水が必要で復水タンクの水位が確保されている場合。

(3) 空冷式非常用発電装置による電動補助給水ポンプの機能回復

当直課長は、全交流動力電源喪失が喪失した場合、空冷式非常用発電装置により非常用母線を回復させ、電動補助給水ポンプを起動し、復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。

なお、電動補助給水ポンプは、復水タンクから2次系純水タンクへの切り替えまたは復水タンクへの補給により水源を確保し、再循環運転、余熱除去系または使用可能であれば多様性拡張設備である消防ポンプを用いた蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードによる原子炉の冷却が可能となるまでの期間、運転を継続する。

a. 手順着手の判断基準

空冷式非常用発電装置により非常用母線が回復し、タービン動補助給水ポンプの起動ができない場合において、蒸気発生器への注水が補助給水流量等にて確認できない場合に、電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水が必要で復水タンクの水位が確保されている場合

2. 主蒸気逃がし弁の機能回復（蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出））

(1) 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

当直課長は、主蒸気逃がし弁の駆動源が喪失した場合は、蒸気発生器への注水を確認し現場で手動により主蒸気逃がし弁を開操作し、蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。

a. 手順着手の判断基準

主蒸気逃がし弁の駆動源が喪失し、中央制御室からの開操作ができないことを蒸気発生器蒸気圧力等にて確認した場合に、補助給水流量等により蒸気発生器への注水が確保されている場合

(配慮すべき事項)

○ 優先順位

空冷式非常用発電装置の燃料消費量削減の観点から、タービン動補助給水ポンプを使用できる間は、電動補助給水ポンプは起動せず後備の設備として待機させる。

補助給水の機能が回復すれば、蒸気発生器への注水を確認し主蒸気逃がし弁を現場にて手動により開操作する。補助給水の機能が回復していない場合に、主蒸気逃がし弁の開操作により蒸気放出を実施すると蒸気発生器の保有水の減少が早まるため、補助給水ポンプの起動操作による蒸気発生器への注水を優先して実施する。

○ 主蒸気逃がし弁操作時の留意事項

主蒸気逃がし弁による蒸気放出を行う場合、蒸気発生器伝熱管の破損がないこと

を確認後実施する。

蒸気発生器伝熱管破損は放射線モニタ等で確認するが、全交流動力電源が喪失した場合は、放射線モニタが使用できないため、蒸気発生器水位および圧力により、蒸気発生器伝熱管の破損がないことを確認する。

蒸気発生器伝熱管破損の徴候が見られた場合においては、当該蒸気発生器に接続された主蒸気逃がし弁の操作は行わない。

○ 主蒸気逃がし弁操作時の環境条件

蒸気発生器伝熱管破損または主蒸気、主給水配管破断等により現場の環境が悪化した場合において、現場での主蒸気逃がし弁操作を行う必要がある場合、初動対応としては現場にて確実に主蒸気逃がし弁を開操作し、以降は運転員等の負担軽減を図るとともに現場の環境が悪化した場合でも対応が可能となるため、使用可能であれば多様性拡張設備である窒素ポンベ（主蒸気逃がし弁作動用）により駆動源を確保し中央制御室からの遠隔操作を行う。なお、状況に応じて放射線防護具を着用し、線量計を携帯する。

○ 全交流動力電源喪失および補助給水失敗時の留意事項

全交流動力電源が喪失し、補助給水系による蒸気発生器への注水機能が回復しない場合は、高圧溶融物放出および格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損を防止するため加圧器逃がし弁の開操作準備を行う。加圧器逃がし弁の開操作準備の手順は、表－3「原子炉冷却材圧カバウンダリを減圧するための手順等」参照。

○ タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気の確保

全交流動力電源喪失時において1次冷却系の減温、減圧を行う場合、タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気確保のため主蒸気逃がし弁およびタービン動補助給水流量調節弁後弁の開度を調整し、1次冷却材圧力が1次冷却材ポンプ封水戻りライン逃がし弁吹き止まり圧力まで低下すれば、その状態を保持する。

○ 作業性

タービン動補助給水ポンプ蒸気加減弁は、現場において専用工具を用いて弁を持ち上げる単純な操作で、タービン動補助給水ポンプ起動弁についても手動ハンドルにより容易に操作できる。専用工具については速やかに操作ができるよう操作場所近傍に配備する。

③ 復旧に係る手順等

当直課長は、全交流動力電源が喪失した場合は、十分な期間の運転を継続するために電動補助給水ポンプが健全であれば空冷式非常用発電装置等による非常用母線への給電を確認し起動する。

電動補助給水ポンプ起動後は、長期的な冷却に際し、十分な水源を確保する。給電の手順は、表－14「電源の確保に関する手順等」参照。

④ 監視および制御

1. 加圧器水位および蒸気発生器水位の監視または推定

当直課長は、原子炉を冷却するために1次冷却系および2次冷却系の保有水を加圧器水位計および蒸気発生器水位計により監視する。

また、これらの計測機器が機能喪失または計測範囲（把握能力）を超えた場合、当該パラメータの値を推定する。

加圧器水位および蒸気発生器水位の監視または推定の手順は、表-15「事故時の計装に関する手順等」参照。

2. 補助給水ポンプの作動状況確認

当直課長は、蒸気発生器2次側による炉心冷却のために起動した補助給水ポンプの作動状況を補助給水流量計、復水タンク水位計および蒸気発生器水位計により確認する。

(1) 手順着手の判断基準

蒸気発生器水位が低下した場合において、補助給水ポンプが自動起動または手動により起動した場合

3. 加圧器水位（原子炉水位）の制御

当直課長は、燃料取替用水タンク水等を恒設代替低圧注水ポンプ等により原子炉へ注水する場合、流量を調整し加圧器水位を制御する。

(1) 手順着手の判断基準

燃料取替用水タンク水等を恒設代替低圧注水ポンプ等により原子炉へ注水し、加圧器水位の調整が必要な場合

4. 蒸気発生器水位の制御

当直課長は、蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う場合、補助給水流量を調整し、蒸気発生器水位を制御する。

(1) 手順着手の判断基準

蒸気発生器2次側による炉心冷却において、蒸気発生器水位の調整が必要な場合

表-3

<p>操作手順</p> <p>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</p> <p>① 方針目的</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉（以下、「原子炉」という。）の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷および原子炉格納容器（以下、「格納容器」という。）の破損を防止するため、1次系のフィードアンドブリード、蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水、蒸気放出）により原子炉を減圧することを目的とする。</p> <p>また、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出および格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損を防止するため、1次冷却系を減圧することを目的とする。</p> <p>さらに、蒸気発生器伝熱管破損またはインターフェイスシステムLOCA発生時において、炉心の著しい損傷を防止するため、1次冷却系を減圧することを目的とする。</p> <p>② 対応手段等</p> <p>フロントライン系機能喪失時</p> <p>1. 1次系のフィードアンドブリード</p> <p>当直課長は、補助給水ポンプの故障等による蒸気発生器への注水機能の喪失によって蒸気発生器水位が低下し、全ての蒸気発生器が除熱を期待できない水位になり、蒸気発生器2次側による炉心冷却を用いた1次冷却系の減圧機能が喪失した場合、加圧器逃がし弁を用いた1次系のフィードアンドブリードにより1次冷却系を減圧する。燃料取替用水タンク水を充てん／高圧注入ポンプにより原子炉へ注水し、原子炉の冷却を確保してから加圧器逃がし弁を開操作する。燃料取替用水タンク水位および格納容器再循環サンプ水位を確認し、再循環切替水位になれば中央制御室で再循環運転になったことを確認する。</p> <p>蒸気発生器2次側による原子炉の冷却機能が回復した場合は、蒸気発生器2次側による炉心冷却を開始し、蓄圧タンク出口弁を閉止後、1次系のフィードアンドブリードを停止する。その後、余熱除去系が健全である場合、余熱除去系による原子炉の冷却操作により低温停止状態とする。余熱除去系が使用できない場合は、使用可能であれば多様性拡張設備である消防ポンプにより海水を注水し蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードを行い、低温停止状態とする。</p> <p>蒸気発生器2次側による原子炉の冷却機能が回復しない場合は、余熱除去系による原子炉の冷却を開始し、蓄圧タンク出口弁を閉止後、1次系のフィードアンドブリードを停止する。その後、余熱除去系による原子炉の冷却により低温停止状態とする。余熱除去系が使用できない場合は、余熱除去系または蒸気発生器2次側による原子炉の冷却機能が使用可能となるまで再循環運転による1次系のフィードアンドブリードを継続する。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p>補助給水ポンプの故障等による蒸気発生器への注水機能の喪失によって蒸気発生器水位が低下し、全ての蒸気発生器が除熱を期待できない水位になった場合に、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合</p>

2. 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）

(1) 電動補助給水ポンプまたはタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水

当直課長は、加圧器逃がし弁による 1 次冷却系の減圧機能が喪失した場合、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却により 1 次冷却系の減圧を行うため、補助給水ポンプの自動起動を確認し、復水タンク水が蒸気発生器へ注水されていることを確認する。この時、補助給水ポンプが運転していなければ、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却による 1 次冷却系の減圧のため、中央制御室から補助給水ポンプを起動し蒸気発生器へ注水する。

a. 手順着手の判断基準

加圧器逃がし弁による 1 次冷却系の減圧機能の喪失を 1 次冷却材圧力等により確認した場合に、全ての補助給水ポンプが運転できず補助給水流量等により蒸気発生器への注水が確保されていない場合。また、蒸気発生器へ注水するために必要な復水タンク水位が確保されている場合

3. 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（蒸気放出）

(1) 主蒸気逃がし弁による蒸気放出

当直課長は、加圧器逃がし弁による 1 次冷却系の減圧機能が喪失した場合、蒸気発生器への注水および主蒸気逃がし弁の開を確認し、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却により 1 次冷却系の減圧が行われていることを確認する。主蒸気逃がし弁が開いていなければ中央制御室にて開操作する。

a. 手順着手の判断基準

加圧器逃がし弁による 1 次冷却系の減圧機能の喪失を 1 次冷却材圧力等により確認した場合に、補助給水流量等により、蒸気発生器への注水が確保されている場合

(配慮すべき事項)

○ 優先順位

蒸気発生器 2 次側による炉心冷却を用いた 1 次冷却系の減圧を優先し、蒸気発生器の除熱機能が喪失した場合は、充てん／高圧注入ポンプによる原子炉への注水と加圧器逃がし弁の開操作による 1 次系のフィードアンドブリードを行う。

補助給水ポンプの優先順位は、外部電源またはディーゼル発電機が健全であれば電動補助給水ポンプを優先し、代替電源からの給電時は燃料消費量削減の観点からタービン動補助給水ポンプを優先して使用する。

○ 主蒸気逃がし弁操作時の留意事項

主蒸気逃がし弁による蒸気放出を行う場合、蒸気発生器伝熱管の破損がないことを確認後実施する。

蒸気発生器伝熱管破損は放射線モニタ等で確認するが、全交流動力電源が喪失した場合は、放射線モニタが使用できないため、蒸気発生器水位および圧力により、

蒸気発生器伝熱管の破損がないことを確認する。

蒸気発生器伝熱管破損の徴候が見られた場合に、当該蒸気発生器に接続された主蒸気逃がし弁の操作は行わない。

○ 1次冷却系のフィードアンドブリードの判断基準について

蒸気発生器広域水位計は常温、常圧の状態における水位を指示するように校正されている。そのため、高温状態においては、実水位と異なる指示値を示す。

1次冷却系のフィードアンドブリードを開始する、全ての蒸気発生器の除熱を期待できない水位とは、上記校正誤差に余裕を持たせた水位とする。

サポート系機能喪失時

1. 補助給水ポンプの機能回復（蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水））

(1) タービン動補助給水ポンプ（現場手動操作）およびタービン動補助給水ポンプ起動弁（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

当直課長は、タービン動補助給水ポンプ非常用油ポンプの機能が喪失し、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水が必要な場合、現場で専用工具を使用しタービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁を押し上げることおよびタービン動補助給水ポンプ起動弁を開操作することにより、タービン動補助給水ポンプを起動し、復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。

タービン動補助給水ポンプは、復水タンクから2次系純水タンクへの切り替えまたは復水タンクへの補給により水源を確保し、再循環運転、余熱除去系または使用可能であれば多様性拡張設備である消防ポンプを用いた蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードによる原子炉の冷却が可能となるまでの期間、運転を継続する。

a. 手順着手の判断基準

常設直流電源喪失時タービン動補助給水ポンプの起動ができない場合において、蒸気発生器への注水が補助給水流量等にて確認できない場合に、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水が必要で復水タンクの水位が確保されている場合

(2) 空冷式非常用発電装置によるタービン動補助給水ポンプの機能回復（タービン動補助給水ポンプ補助油ポンプへの給電）

当直課長は、全交流動力電源が喪失した場合、常設直流電源系統が健全であれば、空冷式非常用発電装置からの給電によりタービン動補助給水ポンプ補助油ポンプを起動し、タービン動補助給水ポンプを起動する。

タービン動補助給水ポンプは、復水タンクから2次系純水タンクへの切り替えまたは復水タンクへの補給により水源を確保し、再循環運転、余熱除去系または使用可能であれば多様性拡張設備である消防ポンプを用いた蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードによる炉心冷却が可能となるまでの期間、運転を継続する。

a. 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時において、蒸気発生器への注水が補助給水流量等にて

確認できない場合に、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水が必要で復水タンクの水位が確保されている場合

(3) 空冷式非常用発電装置による電動補助給水ポンプの機能回復

当直課長は、全交流動力電源が喪失した場合、空冷式非常用発電装置により非常用母線を回復させ、電動補助給水ポンプを起動し、復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。

なお、電動補助給水ポンプは、復水タンクから2次系純水タンクへの切り替えまたは復水タンクへの補給により水源を確保し、再循環運転、余熱除去系または蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードによる原子炉の冷却が可能となるまでの期間、運転を継続する。

a. 手順着手の判断基準

空冷式非常用発電装置により非常用母線が回復し、タービン動補助給水ポンプの起動ができない場合において、蒸気発生器への注水が補助給水流量等にて確認できない場合に、電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水が必要で復水タンクの水位が確保されている場合

2. 主蒸気逃がし弁の機能回復（蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出））

(1) 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

当直課長は、主蒸気逃がし弁の駆動源が喪失した場合、蒸気発生器への注水を確認し現場で手動により主蒸気逃がし弁を開操作することで、蒸気発生器2次側による炉心冷却により1次冷却系の減圧を行う。

a. 手順着手の判断基準

主蒸気逃がし弁の駆動源が喪失し、中央制御室からの開操作ができないことを蒸気発生器蒸気圧力等にて確認した場合に、補助給水流量等により蒸気発生器への注水が確保されている場合

3. 加圧器逃がし弁の機能回復

(1) 窒素ポンベ（加圧器逃がし弁作動用）による加圧器逃がし弁の機能回復

当直課長は、全交流動力電源喪失時において、加圧器逃がし弁の機能を回復させるため、窒素ポンベ（加圧器逃がし弁作動用）から空気配管に窒素を供給し、中央制御室から加圧器逃がし弁を開操作し、1次冷却系の減圧を行う。

a. 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時において、1次冷却材圧力等により加圧器逃がし弁を中央制御室から遠隔で操作する必要がある場合

(2) 可搬式空気圧縮機（加圧器逃がし弁作動用）による加圧器逃がし弁の機能回復

当直課長は、窒素ポンベ（加圧器逃がし弁作動用）による加圧器逃がし弁の機能回復が不能時は、可搬式空気圧縮機（加圧器逃がし弁作動用）を空気配管に接続し、中央制御室からの操作による1次冷却系の減圧を行う。

a. 手順着手の判断基準

窒素ポンベ（加圧器逃がし弁作動用）による加圧器逃がし弁の機能回復がで

きない場合に、加圧器逃がし弁を中央から遠隔で操作する必要がある場合

- (3) 可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）による加圧器逃がし弁の機能回復
当直課長は、常設直流電源喪失時において、加圧器逃がし弁の開操作が必要である場合は、加圧器逃がし弁の機能を回復させるため、可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）により直流電源を供給し、中央制御室からの操作による1次冷却系の減圧を行う。
- a. 手順着手の判断基準
常設直流電源喪失時において、1次冷却材圧力等により加圧器逃がし弁を中央制御室から開操作する必要がある場合
- (4) 空冷式非常用発電装置および可搬式整流器による加圧器逃がし弁の機能回復
当直課長は、常設蓄電池が機能喪失した場合または24時間以内に交流動力電源が復旧する見込みがない場合は、空冷式非常用発電装置および可搬式整流器により直流電源を供給し、中央制御室から開操作し、1次冷却系の減圧を行う。
- a. 手順着手の判断基準
全交流動力電源喪失時に、常設蓄電池が機能喪失した場合または24時間以内に交流動力電源が復旧する見込みがない場合で、かつ加圧器逃がし弁を中央制御室から開操作する必要がある場合

(配慮すべき事項)

○ 優先順位

補助給水の機能が回復すれば、主蒸気逃がし弁を現場にて手動により開操作する。補助給水の機能が回復していない場合に、主蒸気逃がし弁の開操作による蒸気放出を実施すると蒸気発生器の保有水の減少が早まるため、補助給水ポンプの起動操作による蒸気発生器への注水を優先して実施する。

○ 全交流動力電源喪失および補助給水失敗時の留意事項

全交流動力電源が喪失し、補助給水による蒸気発生器への注水機能が回復しない場合、高圧溶融物放出および格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損を防止するため加圧器逃がし弁の開操作準備を行う。

○ 主蒸気逃がし弁操作時の留意事項

主蒸気逃がし弁による蒸気放出を行う場合、蒸気発生器伝熱管の破損がないことを確認後実施する。

蒸気発生器伝熱管破損は放射線モニタ等で確認するが、全交流動力電源が喪失した場合は、放射線モニタが使用できないため、蒸気発生器水位および圧力により、蒸気発生器伝熱管の破損がないことを確認する。

蒸気発生器伝熱管破損の徴候が見られた場合に、当該蒸気発生器に接続された主蒸気逃がし弁の操作は行わない。

<p>○ 環境条件</p> <p>蒸気発生器伝熱管破損または主蒸気、主給水配管破断等により現場の環境が悪化した場合において、現場での主蒸気逃がし弁操作を行う必要がある場合、初動対応としては現場にて確実に主蒸気逃がし弁を開操作し、以降は運転員等の負担軽減を図るとともに現場の環境が悪化した場合でも対応が可能となるため、使用可能であれば多様性拡張設備である窒素ポンベ（主蒸気逃がし弁作動用）により駆動源を確保し中央制御室から遠隔操作を行う。なお、状況に応じて放射線防護具を着用し、線量計を携帯する。</p> <p>加圧器逃がし弁を確実に動作させるために、窒素ポンベ（加圧器逃がし弁作動用）の設定圧力は、有効性評価における原子炉容器破損前の格納容器圧力を考慮した上で余裕を持たせた値に設定する。</p> <p>○ タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気の確保</p> <p>全交流動力電源喪失時において1次冷却系の減温、減圧を行う場合、タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気確保のため主蒸気逃がし弁およびタービン動補助給水流量調節弁後弁の開度を調整し、1次冷却材圧力が1次冷却材ポンプ封水戻りライン逃がし弁吹き止まり圧力まで低下すれば、その状態を保持する。</p> <p>○ 作業性</p> <p>タービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁は、現場において専用工具を用いて弁を持ち上げる単純な操作で、タービン動補助給水ポンプ起動弁についても手動ハンドルにより容易に操作できる。専用工具については速やかに操作ができるよう操作場所近傍に配備する。</p>
<p>③ 復旧に係る手順等</p> <p>当直課長は、常設直流電源喪失時、可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）により加圧器逃がし弁へ給電することで、中央制御室から遠隔操作を行う。</p> <p>常設直流電源喪失時の代替電源確保等に関する手順は、表-14「電源の確保に関する手順等」参照。</p>
<p>④ 炉心損傷時における高圧溶融物放出および格納容器雰囲気直接加熱を防止する対応手段</p> <p><u>高圧溶融物放出および格納容器内雰囲気直接加熱防止</u></p> <p>1. 当直課長は、炉心損傷時、1次冷却材圧力が2.0MPa〔gage〕以上である場合、高圧溶融物放出および格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損を防止するため、加圧器逃がし弁により1次冷却系を減圧する。</p> <p>(1) 手順の判断基準</p> <p>炉心損傷時、1次冷却材圧力が2.0MPa〔gage〕以上の場合</p>

⑤ 蒸気発生器伝熱管破損発生時減圧継続の手順

蒸気発生器伝熱管破損

1. 当直課長は、蒸気発生器伝熱管破損が発生した場合、原子炉の自動停止および非常用炉心冷却設備作動信号による高圧注入系、低圧注入系、電動補助給水ポンプ等の動作を確認する。

破損側蒸気発生器を1次冷却材圧力、蒸気発生器の圧力、水位および高感度型主蒸気管モニタ等の指示値から判断し、破損側蒸気発生器を隔離する。破損側蒸気発生器の隔離完了後に破損側蒸気発生器の圧力の低下が継続し破損側蒸気発生器の隔離失敗と判断した場合、健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁による冷却、減圧操作と加圧器逃がし弁による減圧操作で1次冷却系を減圧することにより1次冷却材の蒸気発生器2次側への漏えいを抑制する。

1次冷却系を減圧後、充てん／高圧注入ポンプによる原子炉への注水を安全注入から充てんに切り替え、余熱除去系により炉心を冷却する。

(1) 手順着手の判断基準

1次冷却材圧力の低下、破損側蒸気発生器水位、圧力の上昇等により蒸気発生器伝熱管破損発生と判断した場合

また、破損側蒸気発生器の隔離完了後に破損側蒸気発生器圧力の低下が継続していることにより破損側蒸気発生器の隔離失敗と判断した場合

⑥ インターフェイスシステムLOCA発生時の手順

インターフェイスシステムLOCA

1. 当直課長は、インターフェイスシステムLOCAが発生した場合、原子炉の自動停止および非常用炉心冷却設備作動信号による高圧注入系、低圧注入系、電動補助給水ポンプ等の動作を確認する。

1次冷却材圧力、加圧器水位の低下、余熱除去ポンプ出口圧力上昇等によりインターフェイスシステムLOCAの発生を判断し、格納容器外への1次冷却材の漏えいを停止するため破損箇所を早期に発見し隔離する。

破損箇所を隔離できない場合、主蒸気逃がし弁による冷却、減圧操作と加圧器逃がし弁により1次冷却系を減圧することにより1次冷却材の格納容器外への漏えいを抑制する。低温停止状態に移行するにあたり、余熱除去系による原子炉の冷却が困難な場合、使用可能であれば多様性拡張設備である消防ポンプにより海水を注水し蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードにより原子炉を冷却する。

(1) 手順着手の判断基準

1次冷却材圧力、加圧器水位の低下、余熱除去ポンプ出口圧力上昇等により余熱除去系への漏えいによるインターフェイスシステムLOCAの発生を判断した場合

(配慮すべき事項)

○ 作業性

インターフェイスシステムLOCA発生時、現場での隔離操作はアクセスルートおよび操作場所の環境性等を考慮して遠隔駆動機構により行う。

- インターフェイスシステムLOCA時の漏えい箇所について
インターフェイスシステムLOCAの漏えい箇所の特定は、原子炉補助建屋内の各部屋が分離されているため、漏水検知器、監視カメラおよび火災報知器等により行う。

表-4

<p>操作手順</p> <p>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</p>
<p>① 方針目的</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉（以下、「原子炉」という。）の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷および原子炉格納容器（以下、「格納容器」という。）の破損を防止するため、1次冷却材喪失事象が発生している場合は代替炉心注水、代替再循環運転により、1次冷却材喪失事象が発生していない場合は蒸気発生器2次側による炉心冷却により、運転停止中の場合は炉心注水、代替炉心注水、代替再循環運転、蒸気発生器2次側による炉心冷却により原子炉を冷却することを目的とする。また、1次冷却材喪失事象後、炉心が溶融し、溶融デブリが原子炉容器内に残存した場合において、格納容器の破損を防止するため、格納容器水張りにより原子炉を冷却することを目的とする。</p>
<p>② 対応手段等</p> <p>1次冷却材喪失事象が発生している場合</p> <p>フロントライン系機能喪失時</p> <p>1. 代替炉心注水</p> <p>当直課長は、非常用炉心冷却設備である充てん／高圧注入ポンプおよび余熱除去ポンプの故障等により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する機能が喪失した場合、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注水する。</p> <p>(1) A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</p> <p>当直課長は、A格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>1次冷却材喪失事象が発生後、1系列以上の非常用炉心冷却設備による原子炉への注水を高圧安全注入流量および余熱除去流量等により確認できない場合または、炉心出口温度が350℃以上となった場合、かつ原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンク水位が確保されている場合</p> <p>(2) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水</p> <p>当直課長は、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉に注水する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>A格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）の故障等により、原子炉への注水を余熱除去流量等にて確認できない場合に、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンク水位が確保されている場合</p> <p>(3) 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水</p> <p>当直課長は、可搬式代替低圧注水ポンプにより海水を原子炉へ注水する。</p>

a. 手順着手の判断基準

恒設代替低圧注水ポンプの故障等により、原子炉への注水が余熱除去流量等にて確認できない場合

2. 代替再循環運転

(1) A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

当直課長は、非常用炉心冷却設備である余熱除去ポンプまたは余熱除去冷却器の故障等により格納容器再循環サンプ水を原子炉へ注水する機能が喪失した場合に、A格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）およびA格納容器スプレイ冷却器により格納容器再循環サンプ水を原子炉へ注水する。

a. 手順着手の判断基準

余熱除去ポンプの故障等により、再循環運転による原子炉への注水が余熱除去流量等にて確認できない場合に、再循環運転をするために必要な格納容器再循環サンプの水位が確保されている場合

(2) 格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の兆候が見られた場合の手順

当直課長は、再循環運転中に格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の兆候が見られた場合は、炉心の著しい損傷を防止するために余熱除去ポンプ1台運転とし流量を低下させ再循環運転を継続する。再循環運転できない場合は、燃料取替用水タンクを水源とし充てん／高圧注入ポンプ1台により原子炉への注水を行う。燃料取替用水タンクへの補給に成功している場合は、充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水または恒設代替低圧注水ポンプ等による代替炉心注水により原子炉への注水を行う。

また、格納容器の圧力上昇緩和のため、主蒸気逃がし弁を開操作し蒸気発生器2次側による炉心冷却および原子炉補機冷却水を使用し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原子炉格納容器内の冷却を行う。

原子炉への注水は、格納容器内水位が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影響しない高さとなれば停止する。

a. 手順着手の判断基準

余熱除去ポンプ、充てん／高圧注入ポンプおよび格納容器スプレイポンプによる再循環運転で原子炉へ注水を行っている場合に、格納容器再循環サンプ水位の低下、ポンプの流量低下、ポンプ出口圧力および電動機電流の変動または低下など格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の兆候を確認した場合

(配慮すべき事項)

○ 優先順位

代替炉心注水に使用する補機の優先順位は、使用準備時間の短いA格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）を優先し、次に恒設代替低圧注水ポンプを使用する。可搬式代替低圧注水ポンプは使用準備に時間を要することから、あらかじめ可搬式代替低圧注水ポンプ等の準備を開始するとともに、使用可能であ

れば多様性拡張設備である電動消火ポンプ等による代替注水手段を使用する。可搬式代替低圧注水ポンプ等の使用準備が完了し多様性拡張設備を含む他の注水手段がなければこれを使用する。

非常用炉心冷却設備である充てん／高圧注入ポンプおよび余熱除去ポンプの故障等により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する機能が喪失した場合、代替炉心注水により原子炉へ注水し、格納容器再循環サンプが再循環可能水位となれば、代替再循環運転を実施し、原子炉を冷却する。

○ 作業性

可搬式代替低圧注水ポンプによる原子炉への注水にかかる可搬型ホース等の接続については速やかに作業ができるよう可搬式代替低圧注水ポンプの保管場所に使用工具および可搬型ホースを配備する。

○ 再循環不能時の原子炉格納容器内の冷却

代替再循環運転により格納容器再循環サンプ水を原子炉へ注水できない場合、余熱除去ポンプ格納容器再循環サンプ側入口隔離弁の開操作不能により再循環運転に移行できない場合または格納容器再循環サンプスクリーンが閉塞した場合は、充てん／高圧注入ポンプ等により燃料取替用水タンク水を原子炉に注水するとともに、格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却により格納容器内を冷却する。格納容器内自然対流冷却ができない場合は、代替格納容器スプレイを実施する。

○ 消防ポンプ吸込ロストレーナ閉塞時の対応

消防ポンプの運転時、吸込ロストレーナに閉塞が見られた場合はストレーナの清掃等を行う。

1 次冷却材喪失事象が発生している場合

サポート系機能喪失時

1. 代替炉心注水

当直課長は、全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時に原子炉への注水機能が喪失し、1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注水する。

(1) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水

当直課長は、空冷式非常用発電装置より受電した恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。

a. 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時において、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保されている場合

(2) B充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注水

当直課長は、空冷式非常用発電装置より受電したB充てん／高圧注入ポンプ（自

己冷却)により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。

a. 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時に、恒設代替低圧注水ポンプの機能喪失により、原子炉への注水が余熱除去流量等にて確認できない場合に、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保されている場合

原子炉補機冷却機能喪失時の対応であるA余熱除去ポンプ(空調用冷水)の故障等により、原子炉への注水が余熱除去流量等にて確認できない場合に、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保されている場合

(3) 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水

当直課長は、可搬式代替低圧注水ポンプにより海水を原子炉へ注水する。

a. 手順着手の判断基準

A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)(RHRS-CSS連絡ライン使用)の故障等により、原子炉への注水が余熱除去流量等にて確認できない場合

2. 代替再循環運転

(1) 全交流動力電源喪失と1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合

a. B余熱除去ポンプ(海水冷却)による低圧代替再循環運転

当直課長は、全交流動力電源喪失と1次冷却材喪失事象が同時に発生し、原子炉冷却機能が喪失した場合、B余熱除去ポンプ(海水冷却)を用いた低圧代替再循環を行い、あわせて大容量ポンプを用い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格納容器を冷却する。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失と1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合に、大容量ポンプにより代替補機冷却による冷却水が確保され、低圧代替再循環運転をするために必要な格納容器再循環サンプの水位が確保されている場合

b. B余熱除去ポンプ(海水冷却)およびC充てん/高圧注入ポンプ(海水冷却)による高圧代替再循環運転

当直課長は、全交流動力電源喪失と1次冷却材喪失事象が同時に発生し、原子炉冷却機能が喪失した場合、B余熱除去ポンプ(海水冷却)およびC充てん/高圧注入ポンプ(海水冷却)を用いた高圧代替再循環運転を行い、あわせて大容量ポンプを用い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格納容器を冷却する。

(a) 手順着手の判断基準

B余熱除去ポンプ(海水冷却)による低圧代替再循環運転による原子炉への注水が、余熱除去流量等にて確認できない場合に、大容量ポンプによる代替補機冷却により冷却水が確保され、高圧代替再循環運転をするために必要な格納容器再循環サンプの水位が確保されている場合

(2) 1次冷却材喪失時における再循環運転時に原子炉補機冷却機能が喪失した場合

a. B余熱除去ポンプ（海水冷却）による低圧代替再循環運転

当直課長は、1次冷却材喪失時における再循環運転時に原子炉補機冷却機能が喪失した場合、B余熱除去ポンプを用いた低圧代替再循環運転による原子炉への注水を行い、あわせて、大容量ポンプを用い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格納容器内を冷却する。

(a) 手順着手の判断基準

原子炉補機冷却機能喪失時は、A余熱除去ポンプ（空調用冷水）の機能喪失により、原子炉への注水を余熱除去流量等にて確認できない場合に、大容量ポンプにより代替補機冷却による冷却水が確保され、低圧代替再循環をするために必要な格納容器再循環サンプの水位が確保されている場合

b. B余熱除去ポンプ（海水冷却）およびC充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運転

当直課長は、1次冷却材喪失時における再循環運転時に原子炉補機冷却機能が喪失した場合、B余熱除去ポンプ（海水冷却）およびC充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却）を用いた高圧代替再循環運転による原子炉への注水を行い、あわせて、大容量ポンプを用い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格納容器内を冷却する。

(a) 手順着手の判断基準

B余熱除去ポンプ（海水冷却）による低圧代替再循環運転による原子炉への注水が余熱除去流量等にて確認できない場合に、大容量ポンプにより代替補機冷却による冷却水が確保され、高圧代替再循環運転をするために必要な格納容器再循環サンプの水位が確保されている場合

3. 格納容器隔離弁の閉止

当直課長は、全交流動力電源喪失時、1次冷却材ポンプシール部へのシール水注水機能およびサーマルバリア冷却機能が喪失することにより、1次冷却材ポンプシール部から1次冷却材が漏れいするおそれがあるため、1次冷却材ポンプシール戻り隔離弁等を閉止する。

隔離は、空冷式非常用発電装置より電源を確保すれば、中央制御室にて1次冷却材ポンプシール戻り隔離弁を閉止し、非常用炉心冷却設備作動信号が発信した場合は、作動する格納容器隔離弁の閉止を確認する。なお、隔離弁等の電源が回復していない場合は、現場にて閉止する。

(1) 手順着手の判断基準

全交流動力電源が喪失した場合

(配慮すべき事項)

○ 優先順位

(1) 代替炉心注水に使用する補機の優先順位は、注水流量が大きく、使用準備の早い恒設代替低圧注水ポンプを優先する。次にB充てん／高圧注入ポンプ（自己冷

却)を使用する。可搬式代替低圧注水ポンプは使用準備に時間を要することから、あらかじめ可搬式代替低圧注水ポンプ等の準備を開始するとともに、使用可能であれば多様性拡張設備であるA格納容器スプレイポンプ(自己冷却)(RHRS-CSS連絡ライン使用)等を使用する。可搬式代替低圧注水ポンプ等の使用準備が完了し多様性拡張設備を含む他の注水手段がなければこれを使用する。

(2) 原子炉補機冷却機能喪失時に代替再循環運転に使用する機器の優先順位は、多様性拡張設備であるが使用準備時間が短いA余熱除去ポンプ(空調用冷水)を優先し、次にB余熱除去ポンプ(海水冷却)またはB余熱除去ポンプ(海水冷却)およびB充てん/高圧注入ポンプ(海水冷却)を使用する。

(3) 全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失により原子炉への注水機能が喪失した場合、代替炉心注水により原子炉へ注水し、格納容器再循環サンプが再循環可能水位となれば、代替再循環運転を実施し、原子炉を冷却する。

○ 恒設代替低圧注水ポンプの注水先について

全交流動力電源喪失と1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合の恒設代替低圧注水ポンプの注水先については、炉心注水側に系統構成し、空冷式非常用発電装置より受電すれば炉心注水を行う。なお、対応途中で事象が進展し、炉心損傷と判断すれば注水先を格納容器スプレイ側へ変更する。その後、B充てん/高圧注入ポンプ(自己冷却)により代替炉心注水を行う。

○ 作業性

B充てん/高圧注入ポンプ(自己冷却)の補機冷却水確保に係るディスタンスピース取替えについては、速やかに作業ができるよう作業場所近傍に使用工具を配備する。

可搬式代替低圧注水ポンプによる原子炉への注水にかかる可搬型ホース等の接続については速やかに作業ができるよう可搬式代替低圧注水ポンプの保管場所に使用工具および可搬型ホースを配備する。

○ 消防ポンプ吸込ロストレーナ閉塞時の対応

消防ポンプの運転時、吸込ロストレーナに閉塞が見られた場合はストレーナの清掃等を行う。

1次冷却材喪失事象が発生している場合

溶融デブリが原子炉容器内に残存する場合

1. 格納容器水張り

当直課長は、炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合、格納容器圧力と温度または格納容器再循環ユニット出入口の温度差の変化により格納容器内が過熱状態であり原子炉容器内に溶融デブリが残存していると判断した場合、格納容器の破損を防止するため格納容器内自然対流冷却を確認するとともに、格納容器スプレイポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器内へ注水する。

格納容器スプレイポンプが使用できない場合は、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器内へ注水する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用し、次に可搬式代替注水ポンプにより海水を格納容器へ注水する。

なお、格納容器への注水量は、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影響しない上限の高さまでとする。

(1) 手順着手の判断基準

炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合に、格納容器圧力と温度の上昇または可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（S A）用）等の温度差の変化により格納容器内が過熱状態であると判断した場合

(配慮すべき事項)

○ 残存デブリ冷却時の1次冷却材圧力監視について

原子炉容器内に溶融デブリが残存していると判断した場合、格納容器水張り操作を実施する際は1次冷却材圧力を監視する。1次冷却材圧力が格納容器圧力より高い場合は、溶融デブリの冷却が阻害される場合があるため、加圧器逃がし弁を開操作し原子炉容器内と格納容器内を均圧させる。

○ 残存デブリ冷却時の注水量について

格納容器への注水量は、原子炉格納容器水位計、格納容器スプレイ流量計、A格納容器スプレイ流量積算計、消火水注入流量積算計、恒設代替低圧注水ポンプ出口流量計、燃料取替用水タンク水位計の収支により注水量を把握する。

残存デブリの影響を防止するための格納容器への注水量は、残存デブリを冷却し、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影響しない高さまでとする。

○ 炉心損傷後の再循環運転について

炉心が損傷した場合において、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加え格納容器スプレイポンプによる再循環運転を行う場合は、格納容器圧力および格納容器内高レンジエリアモニタ等により、格納容器圧力の推移および炉心損傷度合いを監視し、再循環運転を実施した場合の格納容器圧力低減効果、ポンプおよび配管の周辺線量上昇による被ばく等の影響を評価し、実施可否を検討する。

○ 消防ポンプ吸込ロストレーナ閉塞時の対応

消防ポンプの運転時、吸込ロストレーナに閉塞が見られた場合はストレーナの清掃等を行う。

1次冷却材喪失事象が発生していない場合

フロント系機能喪失時

1. 蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）

- (1) 電動補助給水ポンプまたはタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水

当直課長は、余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、電動補助給水ポンプまたはタービン動補助給水ポンプにより復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。

a. 手順着手の判断基準

余熱除去ポンプの故障等により、余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水が余熱除去流量等にて確認できない場合に、蒸気発生器へ注水するために必要な復水タンク水位が確保されている場合

2. 蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）

- (1) 主蒸気逃がし弁による蒸気放出

当直課長は、蒸気発生器への注水が確保されている場合は、中央制御室にて主蒸気逃がし弁を開操作し、蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。

全交流動力電源喪失等により、中央制御室から主蒸気逃がし弁を操作できない場合は、現場にて手動により主蒸気逃がし弁を開操作し、蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。

a. 手順着手の判断基準

余熱除去ポンプの故障等により、余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水を余熱除去流量等にて確認できない場合に、蒸気発生器への注水が確保されたことを補助給水流量等により確認できた場合

1次冷却材喪失事象が発生していない場合

サポート系機能喪失時

1. 蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）

- (1) 電動補助給水ポンプまたはタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水

当直課長は、余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、電動補助給水ポンプまたはタービン動補助給水ポンプにより復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。

a. 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時、余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水が余熱除去流量等にて確認できない場合に、蒸気発生器へ注水するために必要な復水タンク水位が確保されている場合

2. 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（蒸気放出）

(1) 主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による蒸気放出

当直課長は、蒸気発生器への注水が確保されている場合は、中央制御室にて主蒸気逃がし弁を開操作し、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却を行う。

全交流動力電源喪失等により、中央制御室から主蒸気逃がし弁を操作できない場合は、現場にて手動で主蒸気逃がし弁を開操作し、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却を行う。

a. 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時、余熱除去設備の崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水を余熱除去流量等にて確認できない場合に、蒸気発生器への注水が確保されたことを確認できる場合

運転停止中の場合

フロントライン系機能喪失時

1. 炉心注水／代替炉心注水

当直課長は、運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注水する。

(1) 充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水

当直課長は、充てん／高圧注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉に注水する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。

a. 手順着手の判断基準

運転停止中に余熱除去ポンプの故障等により、余熱除去設備の崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水を余熱除去流量等にて確認できない場合に、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保されている場合

(2) 蓄圧タンクによる炉心注水

当直課長は、蓄圧タンク水を原子炉に注水する。

a. 手順着手の判断基準

燃料取替用水タンクの重力注水により、原子炉への注水を余熱除去流量等にて確認できない場合に、原子炉へ注水するために必要な蓄圧タンク水位が確保されている場合

(3) A 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

当直課長は、A 格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS 連絡ライン使用）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。

a. 手順着手の判断基準

蓄圧タンクによる原子炉への注水を蓄圧タンク圧力等にて確認できない場合に、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンク水位が確保されている場合

(4) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水

当直課長は、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉に注水する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。

a. 手順着手の判断基準

A格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）の故障等により、原子炉への注水を余熱除去流量等で確認できない場合に、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保されている場合

(5) 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水

当直課長は、可搬式代替低圧注水ポンプにより海水を原子炉へ注水する。

a. 手順着手の判断基準

恒設代替低圧注水ポンプの故障等により原子炉への注水を余熱除去流量等にて確認できない場合

2. 代替再循環運転

(1) A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

当直課長は、運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、炉心注水または代替炉心注水により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注水後、格納容器再循環サンプに水源を切り替えて、A格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）およびA格納容器スプレイ冷却器を用いた代替再循環運転により格納容器再循環サンプ水を原子炉へ注水する。

a. 手順着手の判断基準

運転停止中に余熱除去ポンプの故障等により、原子炉への注水を余熱除去流量等にて確認できない場合に、代替再循環運転をするために必要な格納容器再循環サンプの水位が確保されている場合

3. 蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）

(1) 電動補助給水ポンプまたはタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水

当直課長は、運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合で、かつ1次冷却系に開口部がない場合は、電動補助給水ポンプまたはタービン動補助給水ポンプにより復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。

a. 手順着手の判断基準

運転停止中に余熱除去ポンプの故障等により、余熱除去設備の崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水を余熱除去流量等にて確認できない場合に、1次冷却系に開口部がなく、蒸気発生器へ注水するために必要な復水タンク水位が確保されている場合

4. 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（蒸気放出）

(1) 主蒸気逃がし弁による蒸気放出

当直課長は、蒸気発生器への注水が確保されている場合は、中央制御室にて主蒸気逃がし弁を開操作し、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却を行う。

a. 手順着手の判断基準

運転停止中に余熱除去ポンプの故障等により、余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水を余熱除去流量等にて確認できない場合に、蒸気発生器への注水が確保されたことを補助給水流量等により確認できた場合

(配慮すべき事項)

○ 優先順位

運転停止中に余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合で、かつ 1 次冷却材系統に開口部がない場合は、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却を優先する。

蒸気発生器 2 次側による炉心冷却ができない場合は、炉心注水または代替炉心注水による炉心冷却を行い、格納容器再循環サンプが再循環可能水位となれば、代替再循環運転を実施し、原子炉を冷却する。

炉心注水、代替炉心注水に使用する補機の優先順位は、中央制御室で操作可能であり系統構成の容易な充てん／高圧注入ポンプによる原子炉への注水を行う。充てん／高圧注入ポンプが使用できない場合は、蓄圧タンクを使用する。上記による原子炉への注水不能の場合は、準備時間の短い A 格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS 連絡ライン使用）を使用し、次に恒設代替低圧注水ポンプを使用する。可搬式代替低圧注水ポンプは使用準備に時間を要することから、あらかじめ可搬式代替低圧注水ポンプ等の準備を開始するとともに、使用可能であれば多様性拡張設備である電動消火ポンプ等による代替注水手段を使用する。可搬式代替低圧注水ポンプ等の使用準備が完了し多様性拡張設備を含む他の注水手段がなければこれを使用する。

○ 格納容器内からの退避

当直課長は、運転停止中において、全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去系による崩壊熱除去機能が喪失した場合または 1 次冷却材が流出した場合に、燃料取替用水タンクの保有水を充てん／高圧注入ポンプ等にて原子炉へ注水し、開放中の加圧器安全弁から格納容器内へ蒸散させることにより原子炉を冷却する。この場合は、格納容器内の雰囲気悪化から格納容器内の作業員を守るために作業員を退避させる。

また、運転停止中に 1 次冷却材の希釈事象が発生し、中性子源領域中性子束が上昇した場合は、臨界になる可能性があるため格納容器内の作業員を守るために作業員を退避させる。

(1) 手順着手の判断基準

運転停止中に全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時、余熱除去系設備の崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水を余熱除去流量等にて確認で

きない場合または格納容器サンプの水位等にて1次冷却材の流出を確認した場合
運転停止中に1次冷却系の希釈事象が発生し、中性子源領域中性子束の上昇により停止時SR中性子束高退避警報作動警報が発信した場合または停止時SR中性子束高退避警報作動警報が発信するおそれがある場合

○ 作業性

可搬式代替低圧注水ポンプによる原子炉への注水にかかる可搬型ホース等の接続については速やかに作業ができるよう可搬式代替低圧注水ポンプの保管場所に使用工具および可搬型ホースを配備する。

○ 消防ポンプ吸込ロストレーナ閉塞時の対応

消防ポンプの運転時、吸込ロストレーナに閉塞が見られた場合はストレーナの清掃等を行う。

運転停止中の場合

サポート系機能喪失時

1. 代替炉心注水

当直課長は、全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失により崩壊熱除去機能が喪失した場合、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注水する。

(1) 蓄圧タンクによる代替炉心注水

当直課長は、空冷式非常用発電装置より受電した後、蓄圧タンク水を原子炉へ注水する。

a. 手順着手の判断基準

燃料取替用水タンクの重力注水により、原子炉への注水を余熱除去流量等にて確認できない場合に、原子炉へ注水するために必要な蓄圧タンク水位が確保されている場合

(2) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水

当直課長は、空冷式非常用発電装置より受電した恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。

a. 手順着手の判断基準

運転停止中に全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時、余熱除去設備の崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水を余熱除去流量等にて確認できない場合に、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保されている場合

(3) B充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注水

当直課長は、空冷式非常用発電装置より受電したB充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。

a. 手順着手の判断基準

運転停止中に全交流動力電源が喪失し、恒設代替低圧注水ポンプの機能喪失により、原子炉への注水を余熱除去流量等にて確認できない場合に、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保されている場合

運転停止中に原子炉補機冷却機能が喪失し、A余熱除去ポンプ（空調用冷水）の機能喪失により、原子炉への注水を余熱除去流量等にて確認できない場合に、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合

(4) 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水

当直課長は、可搬式代替低圧注水ポンプにより海水を原子炉へ注水する。

a. 手順着手の判断基準

A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS-CSS連絡ライン使用）の故障等により、原子炉への注水を余熱除去流量等にて確認できない場合

2. 代替再循環運転

(1) 運転停止中において全交流動力電源喪失が発生した場合

a. B余熱除去ポンプ（海水冷却）による低圧代替再循環運転

当直課長は、運転停止中に全交流動力電源喪失時は、大容量ポンプにより代替補機冷却水が確保され、空冷式非常用発電装置より受電したB余熱除去ポンプ（海水冷却）を用いた低圧代替再循環運転による代替再循環運転を行うとともに、大容量ポンプを用い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格納容器内を冷却する。

(a) 手順着手の判断基準

運転停止中に全交流動力電源喪失事象が発生した場合に、大容量ポンプにより代替補機冷却による冷却水が確保され、低圧代替再循環運転をするために必要な格納容器再循環サンプの水位が確保されている場合

b. B余熱除去ポンプ（海水冷却）およびC充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運転

当直課長は、運転停止中に全交流動力電源喪失時は、大容量ポンプにより代替補機冷却水が確保され、空冷式非常用発電装置より受電したB余熱除去ポンプ（海水冷却）およびC充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却）を用いた高圧代替再循環運転による代替再循環運転を行うとともに、大容量ポンプを用い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格納容器内を冷却する。

(a) 手順着手の判断基準

B余熱除去ポンプ（海水冷却）低圧代替再循環運転による炉心への注水を余熱除去流量等にて確認できない場合に、大容量ポンプにより代替補機冷却による冷却水が確保され、高圧代替再循環運転をするために必要な格納容器再循環サンプの水位が確保されている場合

(2) 運転停止中において原子炉補機冷却機能喪失事象が発生した場合

a. B余熱除去ポンプ（海水冷却）による低圧再循環運転

当直課長は、運転停止中に原子炉補機冷却機能喪失時は、大容量ポンプにより代替補機冷却水が確保され、空冷式非常用発電装置より受電したB余熱除去ポンプ（海水冷却）を用いた低圧代替再循環運転による代替再循環運転を行うとともに、大容量ポンプを用い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格納容器内を冷却する。

(a) 手順着手の判断基準

運転停止中に原子炉補機冷却機能喪失時の対応であるA余熱除去ポンプ（空調用冷水）低圧代替再循環運転による炉心への注水を余熱除去流量等により確認できない場合に、大容量ポンプにより代替補機冷却による冷却水が確保され、低圧代替再循環運転をするために必要な格納容器再循環サンプの水位が確保されている場合

b. B余熱除去ポンプ（海水冷却）およびC充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧再循環運転

当直課長は、運転停止中に原子炉補機冷却機能喪失時は、大容量ポンプにより代替補機冷却水が確保され、空冷式非常用発電装置より受電したB余熱除去ポンプ（海水冷却）およびC充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却）を用いた高圧代替再循環運転による代替再循環運転を行うとともに、大容量ポンプを用い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格納容器内を冷却する。

(a) 手順着手の判断基準

B余熱除去ポンプ（海水冷却）低圧代替再循環運転による炉心への注水を余熱除去流量等にて確認できない場合に、高圧代替再循環運転をするために必要な格納容器再循環サンプの水位が確保されている場合

3. 蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）

(1) 電動補助給水ポンプまたはタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水

当直課長は、全交流動力電源喪失時または原子炉補機冷却機能喪失時に1次冷却系統に開口部がない場合は、電動補助給水ポンプまたはタービン動補助給水ポンプにより復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。

a. 手順着手の判断基準

運転停止中に全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時、余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水を余熱除去流量等にて確認できない場合に、1次冷却材系統に開口部がなく、蒸気発生器へ注水するために必要な復水タンク水位が確保されている場合

4. 蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）

(1) 主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による蒸気放出

当直課長は、蒸気発生器への注水が確保された場合は、現場にて主蒸気逃がし

弁を手動により開とし、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却を行う。

a. 手順着手の判断基準

運転停止中に全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時、余熱除去設備の崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水を余熱除去流量等にて確認できない場合に、蒸気発生器への注水が補助給水流量等により確保されたことを確認できた場合

(配慮すべき事項)

○ 優先順位

全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失により崩壊熱除去機能が喪失した場合で、かつ、1 次冷却材系統に開口部がない場合は、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却を実施する。

蒸気発生器 2 次側による炉心冷却ができない場合は、代替炉心注水による炉心冷却を行い、格納容器再循環サンプが再循環可能水位となれば、代替再循環運転を実施し、原子炉を冷却する。

代替炉心注水に使用する補機の優先順位は、使用可能であれば多様性拡張設備であるが、電源回復しない場合でも注水が可能な燃料取替用水タンクからの重力注入を優先する。空冷式非常用発電装置から受電後は、準備時間が短い蓄圧タンクを使用する。並行して継続的に原子炉に注水するために恒設代替低圧注水ポンプを準備し、準備が整えば使用する。次に B 充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）を使用する。可搬式代替低圧注水ポンプは、使用準備に時間を要することから、あらかじめ可搬式代替低圧注水ポンプ等の準備を開始するとともに、使用可能であれば多様性拡張設備である A 格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS-CSS 連絡ライン使用）等による代替炉心注水手段を使用する。可搬式代替低圧注水ポンプ等の使用準備が完了し、多様性拡張設備を含む他の注水手段がなければこれを使用する。

原子炉補機冷却機能喪失時に代替再循環運転に使用する機器の優先順位は、使用可能であれば多様性拡張設備であるが使用準備時間が短い A 余熱除去ポンプ（空調用冷水）を優先し、次に B 余熱除去ポンプ（海水冷却）または B 余熱除去ポンプ（海水冷却）および C 充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却）を使用する。

○ 作業性

B 充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）の補機冷却水確保に係るディスタンスピース取替えについては、速やかに作業ができるように作業場所近傍に使用工具を配備する。

可搬式代替低圧注水ポンプによる原子炉への注水に係る可搬型ホース等の接続については、速やかに作業ができるように可搬式代替低圧注水ポンプの保管場所に使用工具および可搬型ホースを配備する。

○ 格納容器内からの退避

当直課長は、運転停止中において、全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去系による崩壊熱除去機能が喪失した場合または 1 次冷却材が

流出した場合に、燃料取替用水タンクの保有水を充てん／高圧注入ポンプ等にて原子炉へ注水し、開放中の加圧器安全弁から格納容器内へ蒸散させることにより原子炉を冷却する。この場合は、格納容器内の雰囲気悪化から格納容器内の作業員を守るために作業員を退避させる。

また、運転停止中に1次冷却材の希釈事象が発生し、中性子源領域中性子束が上昇した場合は、臨界になる可能性があるため格納容器内の作業員を守るために作業員を退避させる。

(1) 手順着手の判断基準

運転停止中に全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時、余熱除去系設備の崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水を余熱除去流量等にて確認できない場合または格納容器サンプの水位等にて1次冷却材の流出を確認した場合

運転停止中に1次冷却系の希釈事象が発生し、中性子源領域中性子束の上昇により停止時SR中性子束高退避警報作動警報が発信した場合または停止時SR中性子束高退避警報作動警報が発信するおそれがある場合

○ 消防ポンプ吸込ロストレーナ閉塞時の対応

消防ポンプの運転時、吸込ロストレーナに閉塞が見られた場合はストレーナの清掃等を行う。

③ 復旧に係る手順等

当直課長は、全交流動力電源が喪失した場合、設計基準事故対処設備を代替電源設備からの給電により起動し十分な期間の運転を継続させる。

1. 電源確保

空冷式非常用発電装置により恒設代替低圧注水ポンプへ給電する。全交流動力電源喪失時は、代替電源設備によりB充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）および蓄圧タンク出口電動弁へ給電する。給電の手順は、表-14「電源の確保に関する手順等」参照。

2. 燃料補給

電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）への重油の補給は、定格負荷運転における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯油そうおよびタンクローリーを用いて実施する。その後の補給は、定格負荷運転時における補給間隔を目安に実施する。

電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）への燃料補給に関する手順は、表-6「原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」参照。

表-5

<p>操作手順</p> <p>5. 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等</p>
<p>① 方針目的</p> <p>設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷および原子炉格納容器（以下、「格納容器」という。）の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、蒸気発生器2次側による炉心冷却、格納容器内自然対流冷却、代替補機冷却、大容量ポンプによる代替補機冷却により最終ヒートシンクへ熱を輸送することを目的とする。</p>
<p>② 対応手段等</p> <p>フロントライン系機能喪失時</p> <p>1. 蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）</p> <p>(1) 電動補助給水ポンプまたはタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水</p> <p>当直課長は、海水ポンプまたは原子炉補機冷却水ポンプの故障等により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、電動補助給水ポンプまたはタービン動補助給水ポンプにより復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>海水ポンプまたは原子炉補機冷却水ポンプの故障等により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失し、原子炉補機冷却水の通水を、原子炉補機冷却水供給母管流量等にて確認できない場合に、蒸気発生器へ注水するために必要な復水タンク水位が確保されている場合</p> <p>2. 蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）</p> <p>(1) 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</p> <p>当直課長は、蒸気発生器への注水が確保されれば、主蒸気逃がし弁を現場にて手動により開操作することで、蒸気発生器2次側による原子炉の冷却を行う。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>海水ポンプまたは原子炉補機冷却水ポンプの故障等により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失し、原子炉補機冷却水の通水を、原子炉補機冷却水供給母管流量等にて確認できない場合に、補助給水流量等により蒸気発生器への注水が確保されている場合</p> <p>3. 格納容器内自然対流冷却</p> <p>(1) 大容量ポンプを用いたA、B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</p> <p>当直課長は、海水ポンプまたは原子炉補機冷却水ポンプの故障等により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した状態において、1次冷却材喪失事象が発生した場合、大容量ポンプを配置、接続し、A、B格納容器再循環ユニット冷却状態監視のための可搬型温度計測装置を取付け後、A、B格納容器再循環ユニットに海水を通水することにより格納容器内自然対流冷却を行う。海水通水後、可搬型温度計測装置等によりA、B格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差、</p>

格納容器圧力および温度指示の低下等により、格納容器が冷却状態であることを確認する。

a. 手順着手の判断基準

海水ポンプまたは原子炉補機冷却水ポンプの故障等により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失し、原子炉補機冷却水、原子炉補機冷却海水の通水を、原子炉補機冷却水供給母管流量等にて確認できない場合

4. 代替補機冷却

(1) 大容量ポンプによる補機冷却水（海水）通水

当直課長は、海水ポンプまたは原子炉補機冷却水ポンプの故障等により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、大容量ポンプによりC充てん／高圧注入ポンプ、B余熱除去ポンプに補機冷却水（海水）を通水し、各補機の機能回復を図る。

a. 手順着手の判断基準

海水ポンプまたは原子炉補機冷却水ポンプの故障等により、原子炉補機冷却機能が喪失し、原子炉補機冷却水、原子炉補機冷却海水の通水を原子炉補機冷却水供給母管流量等にて確認できない場合に、大容量ポンプの系統構成が完了している場合

サポート系機能喪失時

1. 蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）

(1) 電動補助給水ポンプまたはタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水

当直課長は、全交流動力電源が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、タービン動補助給水ポンプまたは空冷式非常用発電装置から受電した電動補助給水ポンプにより復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。

a. 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時において、蒸気発生器へ注水されていることを補助給水流量等により確認できない場合に、蒸気発生器へ注水するために必要な復水タンクの水位が確保されている場合

2. 蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）

(1) 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

当直課長は、蒸気発生器への注水が確保されれば、主蒸気逃がし弁を現場にて手動により開操作することで、蒸気発生器2次側による原子炉の冷却を行う。

a. 手順着手の判断基準

全交流動力電源が喪失し、主蒸気逃がし弁の駆動源が喪失した場合において、中央制御室から主蒸気逃がし弁を操作できないことを蒸気発生器蒸気圧力等にて確認した場合に、補助給水流量等により蒸気発生器への注水が確保されていることを確認できた場合

3. 格納容器内自然対流冷却

(1) 大容量ポンプを用いたA、B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

当直課長は、全交流動力電源が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、大容量ポンプを配置、接続し、A、B格納容器再循環ユニット冷却状態監視のための可搬型温度計測装置を取付け後、A、B格納容器再循環ユニットに海水を通水することにより格納容器内自然対流冷却を行う。海水通水後、可搬型温度計測装置等によりA、B格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差、格納容器圧力および温度指示の低下等により、格納容器が冷却状態であることを確認する。

a. 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失が発生した場合

4. 大容量ポンプによる代替補機冷却

(1) 大容量ポンプによる補機冷却水（海水）通水

当直課長は、全交流動力電源が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、大容量ポンプによりC充てん／高圧注入ポンプ、B余熱除去ポンプに補機冷却水（海水）を通水し、各補機の機能回復を図る。

a. 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失が発生した場合

フロントライン系機能喪失時・サポート系機能喪失時

(配慮すべき事項)

○ 優先順位

補助給水ポンプについては、電動補助給水ポンプを優先して使用し、電動補助給水ポンプが使用できなければ、タービン動補助給水ポンプを使用する。

全交流動力電源が喪失した場合は、空冷式非常用発電装置の燃料消費量削減の観点から、タービン動補助給水ポンプを使用できる間は、電動補助給水ポンプは起動せず後備の設備として待機させる。

○ 作業性

大容量ポンプによる格納容器内自然対流冷却にかかる可搬型ホース等の接続については速やかに作業ができるように大容量ポンプの保管場所に使用工具および可搬型ホースを配備する。また、原子炉補機冷却水系と海水系を接続するディスタンスピース取替えについても速やかに作業ができるよう、作業場所近傍に使用工具を配備する。

○ 主蒸気逃がし弁現場操作時の環境条件

蒸気発生器伝熱管破損または主蒸気、主給水配管破断等により現場の環境が悪化した場合において、現場での主蒸気逃がし弁操作を行う必要がある場合、初期対応としては現場にて確実に主蒸気逃がし弁を開操作し、以降は運転員等の負担軽減を図るとともに現場の環境が悪化した場合でも対応が可能となるため、使用可能であ

れば多様性拡張設備である窒素ポンベ（主蒸気逃がし弁作動用）により駆動源を確保し、中央制御室からの遠隔操作を行う。なお、状況に応じて放射線防護具を着用し、線量計を携帯する。

○ 電源確保

全交流動力電源喪失時は、空冷式非常用発電装置により電動補助給水ポンプへ給電する。給電の手順は、表－１４「電源の確保に関する手順等」参照。

○ 燃料補給

大容量ポンプへの重油の補給は、定格負荷運転における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯油そうおよびタンクローリーを用いて実施する。その後の補給は、定格負荷運転時における補給間隔を目安に実施する。燃料補給の手順は、表－６「原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」参照。

表-6

<p>操作手順</p> <p>6. 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等</p>
<p>① 方針目的</p> <p>設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器（以下、「格納容器」という。）内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、格納容器内自然対流冷却、代替格納容器スプレイにより格納容器圧力および温度を低下させることを目的とする。また、炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器の破損を防止するため、格納容器内自然対流冷却、代替格納容器スプレイにより格納容器圧力および温度ならびに放射性物質の濃度を低下させることを目的とする。</p>
<p>② 対応手段等</p> <p>炉心損傷前</p> <p>フロントライン系機能喪失時</p> <p>1. 格納容器内自然対流冷却</p> <p>(1) A、B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</p> <p>当直課長は、格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器内の冷却機能が喪失し、格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値以上かつ格納容器スプレイポンプによる格納容器へのスプレイができない場合、または格納容器スプレイ再循環運転時に格納容器スプレイポンプによる格納容器へのスプレイができない場合、原子炉補機冷却水系の沸騰を防止するため、原子炉補機冷却水サージタンクを窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク加圧用）により加圧し、A、B格納容器再循環ユニット冷却状態監視のため可搬型温度計測装置を取付け後、A、B格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却水を通水することにより格納容器内自然対流冷却を行う。原子炉補機冷却水通水後、可搬型温度計測装置等によりA、B格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差、格納容器圧力および温度指示の低下等により、格納容器が冷却状態であることを確認する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値（127kPa [gage]）以上かつ、格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器へのスプレイを格納容器スプレイ流量等で確認できない場合または格納容器スプレイ再循環運転時に格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器へのスプレイを格納容器スプレイ流量で確認できない場合</p> <p>2. 代替格納容器スプレイ</p> <p>(1) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ</p> <p>当直課長は、格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器内の冷却機能が喪失し、格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値以上かつ格納容器スプレイポンプによる格納容器へのスプレイができない場合、格納容器圧力が最高使用圧力以上かつ格納容器スプレイポンプによる格納容器へのスプレイができない場合、および格納容器内自然対流冷却により格納容器圧力が低下しない場合、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする。燃</p>

料取替用水タンクが使用出来ない場合は、復水タンクを使用する。

a. 手順着手の判断基準

格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値（127kPa [gage]）以上かつ、格納容器スプレイポンプの故障等により、格納容器へのスプレイを格納容器スプレイ流量で確認できない場合に、燃料取替用水タンクの水位が再循環切替水位以上確保されている場合

また、格納容器圧力が最高使用圧力（283kPa [gage]）以上かつ、格納容器スプレイポンプの故障等により、格納容器へのスプレイを格納容器スプレイ流量で確認できない場合および格納容器内自然対流冷却により格納容器圧力が低下しない場合に、燃料取替用水タンク等の水位が確保されている場合

炉心損傷前

サポート系機能喪失時

1. 代替格納容器スプレイ

(1) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ

当直課長は、全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時に格納容器内の冷却機能が喪失した場合に、1次冷却材喪失事象が発生し、格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値以上かつ格納容器へのスプレイができない場合および格納容器圧力が最高使用圧力以上かつ格納容器へのスプレイができない場合および格納容器内自然対流冷却により格納容器圧力が低下しない場合、空冷式非常用発電装置から受電した恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。

a. 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時に、1次冷却材喪失事象が発生し、格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値（127kPa [gage]）以上かつ、格納容器スプレイポンプの機能喪失により、格納容器へのスプレイを格納容器スプレイ流量で確認できない場合に、燃料取替用水タンクの水位が再循環切替水位以上確保されている場合。

また、格納容器圧力が最高使用圧力（283kPa [gage]）以上かつ、格納容器スプレイポンプの機能喪失により、格納容器へのスプレイを格納容器スプレイ流量で確認できない場合および格納容器内自然対流冷却により格納容器圧力が低下しない場合に、燃料取替用水タンク等の水位が確保されている場合

2. 格納容器内自然対流冷却

(1) 大容量ポンプを用いたA、B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

当直課長は、全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時に格納容器内の冷却機能が喪失した場合、大容量ポンプを配置、接続し、A、B格納容器再循環ユニット冷却状態監視のため可搬型温度計測装置を取付け後、A、B格納容器再循環ユニットに海水を通水することにより格納容器内自然対流冷却を行う。海水通水後、可搬型温度計測装置等によりA、B格納容器再循環ユニット冷却水

出入口温度差、格納容器圧力および温度指示の低下等により、格納容器が冷却状態であることを確認する。

a. 手順着手の判断基準

全交流動力電源または原子炉補機冷却機能が喪失している場合

炉心損傷後

フロントライン系機能喪失時

1. 格納容器内自然対流冷却

(1) A、B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

当直課長は、炉心の著しい損傷が発生した場合に格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器内の冷却機能が喪失し、格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値以上かつ格納容器スプレイポンプによる格納容器へのスプレイができない場合、原子炉補機冷却水系の沸騰を防止するため、原子炉補機冷却水サージタンクを窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク加圧用）により加圧し、A、B格納容器再循環ユニット冷却状態監視のため可搬型温度計測装置を取付け後、A、B格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却水を通水することにより格納容器内自然対流冷却を行う。原子炉補機冷却水通水後、可搬型温度計測装置等によりA、B格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差、格納容器圧力および温度指示の低下等により、格納容器が冷却状態であることを確認する。

a. 手順着手の判断基準

格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値（127kPa [gage]）以上の場合に、格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器へのスプレイが格納容器スプレイ流量で確認できない場合

2. 代替格納容器スプレイ

当直課長は、炉心の著しい損傷が発生した場合に、格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器内の冷却機能が喪失した場合、以下の手順により格納容器へスプレイする。

(1) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ

当直課長は、格納容器圧力が最高使用圧力以上かつ格納容器へのスプレイができない場合および格納容器内自然対流冷却により格納容器圧力が低下しない場合、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。

a. 手順着手の判断基準

格納容器圧力が最高使用圧力（283kPa [gage]）以上の場合に、格納容器スプレイポンプの故障等により、格納容器へのスプレイが格納容器スプレイ流量で確認できない場合および格納容器内自然対流冷却により格納容器圧力が低下しない場合に、格納容器へスプレイするために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保されている場合

(2) 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ

当直課長は、恒設代替低圧注水ポンプおよびその他の多様性拡張設備による代

替格納容器スプレイが実施できない場合、あらかじめ準備している可搬式代替低圧注水ポンプにより海水を格納容器にスプレイする。

a. 手順着手の判断基準

恒設代替低圧注水ポンプによる格納容器へのスプレイが必要となった場合

炉心損傷後

サポート系機能喪失時

1. 代替格納容器スプレイ

当直課長は、炉心の著しい損傷が発生した場合に全交流動力電源または原子炉補機冷却機能が喪失し、さらに格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器内の冷却機能が喪失した場合、以下の手順により格納容器へスプレイする。

(1) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ

当直課長は、格納容器圧力が最高使用圧力以上となった場合、空冷式非常用発電装置により受電した恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。

a. 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時に、原子炉補機冷却機能が喪失し、原子炉補機冷却水の通水を原子炉補機冷却水供給母管流量等にて確認できない場合に、格納容器圧力が最高使用圧力（283kPa [gage]）以上で、格納容器にスプレイするために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合

(2) 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ

当直課長は、恒設代替低圧注水ポンプおよびその他の多様性拡張設備による代替格納容器スプレイが実施できない場合、あらかじめ準備している可搬式代替低圧注水ポンプにより海水を格納容器にスプレイする。

a. 手順着手の判断基準

恒設代替低圧注水ポンプによる格納容器へのスプレイが必要となった場合

2. 格納容器内自然対流冷却

(1) 大容量ポンプを用いたA、B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

当直課長は、炉心の著しい損傷が発生した場合に全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失が発生し、格納容器内の冷却機能が喪失した場合、大容量ポンプを配置、接続し、A、B格納容器再循環ユニット冷却状態監視のため可搬型温度計測装置を取付け後、A、B格納容器再循環ユニットに海水を通水することにより格納容器内自然対流冷却を行う。海水通水後、可搬型温度計測装置等によりA、B格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差、格納容器圧力および温度指示の低下等により、格納容器が冷却状態であることを確認する。

a. 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失が発生した場合に、原子

炉補機冷却機能が喪失し、原子炉補機冷却水の通水を、原子炉補機冷却水供給母管流量等にて確認できない場合

炉心損傷前 フロントライン系機能喪失時・炉心損傷前 サポート系機能喪失時・
炉心損傷後 フロントライン系機能喪失時・炉心損傷後 サポート系機能喪失時

(配慮すべき事項)

○ 優先順位

炉心損傷前および炉心損傷後のフロントライン系機能喪失時は、継続的な冷却実施の観点および格納容器内の重要機器の水没を未然に防止する観点から、代替格納容器スプレイよりも格納容器内自然対流冷却を優先する。ただし、サポート系機能喪失時の格納容器内自然対流冷却では大容量ポンプを使用するため準備に時間を要することから、使用を開始するまでの間に格納容器圧力が最高使用圧力に達した場合は代替格納容器スプレイを使用する。

○ 格納容器内冷却

(1) 水素濃度

炉心損傷後の格納容器減圧操作については、格納容器圧力が最高使用圧力から50kPa 低下すれば停止する手順とすることで、大規模な水素燃焼の発生を防止することとする。また、水素濃度は、可搬型格納容器内水素濃度計測装置で計測される水素濃度（ドライ）により継続的に監視を行う運用とし、測定による水素濃度が8vol%（ドライ）未満であれば減圧を継続する。

(2) 注水量の管理

格納容器内の冷却および溶融デブリが原子炉容器に残存する場合の冷却を目的とした格納容器へのスプレイを行う場合は、格納容器内への注水量の制限があることから、格納容器へスプレイを行っている際に、格納容器内自然対流冷却に影響しない高さまで達すれば格納容器スプレイを停止し、格納容器内自然対流冷却のみの冷却とする。

○ 放射性物質濃度低減

炉心損傷後において、代替格納容器スプレイ手段を用いて格納容器へスプレイすることにより、格納容器内の圧力および温度を低下させるとともに粒子状の放射性物質の除去により放射性物質の濃度を低減する。格納容器再循環ユニットによる冷却で対応している場合において、格納容器圧力が十分低下しない等により放射性物質濃度低減が必要な場合は、代替格納容器スプレイを同時に実施することにより、格納容器内冷却と放射性物質濃度の低下を図る。

○ 作業性

大容量ポンプによる格納容器内自然対流冷却に係る可搬型ホース等の接続については速やかに作業ができるように大容量ポンプの保管場所に使用工具および可搬型ホースを配備する。また、原子炉補機冷却水系と海水系を接続するディスタンスピース取替えについても速やかに作業ができるよう、作業場所近傍に使用工具を配備

する。

○ 電源確保

空冷式非常用発電装置により恒設代替低圧注水ポンプに給電する。給電の手順は、表-14「電源の確保に関する手順等」参照。

○ 燃料補給

大容量ポンプ、電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）への重油の補給は、定格負荷運転時における燃料補給作業着手時間^{※1}となれば燃料油貯油そうおよびタンクローリーを用いて実施する。その後の補給は、定格負荷運転時における補給間隔を目安に実施する。重大事故等時7日間運転継続するために必要な燃料（重油）として、表-14「電源の確保に関する手順等」に示す燃料油貯油そうの備蓄量（115k リットル以上（1基あたり）、4基）を管理する。

消防ポンプへのガソリンの補給は、定格負荷運転時における燃料補給作業着手時間となればガソリン用ドラム缶および燃料携行缶を用いて実施する。その後の補給は、定格負荷運転時における補給間隔を目安に実施する。重大事故等時7日間運転継続するために必要な燃料（ガソリン）の備蓄量として12,150 リットル以上を管理する。

○ 消防ポンプ吸込口ストレーナ閉塞時の対応

消防ポンプの運転時、吸込口ストレーナに閉塞が見られた場合はストレーナの清掃等を行う。

表-7

<p>操作手順</p> <p>7. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等</p>
<p>① 方針目的</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器（以下、「格納容器」という。）の破損を防止するため、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により格納容器内の圧力および温度を低下させることを目的とする。</p>
<p>② 対応手段等</p> <p>交流動力電源および原子炉補機冷却機能 健全</p> <p>1. 格納容器スプレイ</p> <p>(1) 格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ</p> <p>当直課長は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値以上、かつ格納容器スプレイポンプが起動していない場合、格納容器スプレイポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器内へスプレイする。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値(127kPa [gage])以上、かつ、格納容器スプレイポンプが起動していない場合に、格納容器へスプレイするために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合</p> <p>2. 格納容器内自然対流冷却</p> <p>(1) A、B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</p> <p>当直課長は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値以上、かつ格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器内の冷却機能が喪失した場合、原子炉補機冷却水系の沸騰を防止するため、原子炉補機冷却水サージタンクを窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク加圧用）により加圧し、A、B格納容器再循環ユニット冷却状態監視のため可搬型温度計測装置を取り付け後、A、B格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却水を通水することにより格納容器内自然対流冷却を行う。原子炉補機冷却水通水後、可搬型温度計測装置等によりA、B格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差、格納容器圧力および温度指示の低下等により、格納容器が冷却状態であることを確認する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値(127kPa [gage])以上の場合に、格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器へのスプレイが格納容器スプレイクーラ流量等にて確認できない場合</p>

3. 代替格納容器スプレイ

当直課長は、炉心の著しい損傷が発生した場合、以下の手順により格納容器へスプレイする。

(1) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ

当直課長は、格納容器圧力が最高使用圧力以上、かつ格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器へのスプレイができない場合および格納容器内自然対流冷却により格納容器圧力が低下しない場合、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。

a. 手順着手の判断基準

格納容器圧力が最高使用圧力(283kPa [gage])以上の場合に、格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器へのスプレイが格納容器スプレイ流量等にて確認できない場合および格納容器内自然対流冷却により格納容器圧力が低下しない場合に、格納容器へスプレイするために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保されている場合

(2) 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ

当直課長は、恒設代替低圧注水ポンプおよびその他の代替格納容器スプレイが実施できない場合、あらかじめ準備している可搬式代替低圧注水ポンプにより海水を格納容器にスプレイする。

a. 手順着手の判断基準

恒設代替低圧注水ポンプによる格納容器へのスプレイが必要となった場合

(配慮すべき事項)

○ 優先順位

交流動力電源および原子炉補機冷却機能が健全な場合、格納容器の圧力および温度を低下させる効果が最も大きい格納容器スプレイを優先する。次に、継続的な冷却および格納容器内の重要機器の水没を未然に防止する観点から、格納容器内自然対流冷却を優先する。ただし、格納容器圧力が最高使用圧力以上に達した場合は、代替格納容器スプレイを行う。

○ 水素濃度

炉心損傷後の格納容器減圧操作については、格納容器圧力が最高使用圧力から50kPa 低下すれば停止する手順とすることで、大規模な水素燃焼の発生を防止する。また、水素濃度は、可搬型格納容器内水素濃度計測装置で計測される水素濃度(ドライ)により継続的に監視を行う運用とし、測定による水素濃度が8vol%(ドライ)未満であれば減圧を継続する。

○ 注水量の管理

格納容器内の冷却を目的とした格納容器スプレイを行う場合、格納容器内への注水量の制限があることから、格納容器へスプレイを行っている際に、格納容器内自

然対流冷却に影響しない高さになれば格納容器スプレイを停止し格納容器内自然対流冷却のみの冷却とする。

○ 電源確保

空冷式非常用発電装置により恒設代替低圧注水ポンプへ給電する。給電の手順は、表-14「電源の確保に関する手順等」参照。

○ 消防ポンプ吸込口ストレーナ閉塞時の対応

消防ポンプの運転時、吸込口ストレーナに閉塞が見られた場合はストレーナの清掃等を行う。

全交流動力電源または原子炉補機冷却機能 喪失

1. 格納容器内自然対流冷却

(1) 大容量ポンプを用いたA、B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

当直課長は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時に、格納容器内の圧力および温度を低下させるために、大容量ポンプを配置、接続し、A、B格納容器再循環ユニット冷却状態監視のため可搬型温度計測装置を取付け後、A、B格納容器再循環ユニットに海水を通水することにより格納容器内自然対流冷却を行う。海水通水後、可搬型温度計測装置等によりA、B格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差、格納容器圧力および温度指示の低下等により、格納容器が冷却状態であることを確認する。

a. 手順着手の判断基準

全交流動力電源または原子炉補機冷却機能が喪失している場合に、原子炉補機冷却機能が喪失し、原子炉補機冷却水の通水を、原子炉補機冷却水供給母管流量等にて確認できない場合

2. 代替格納容器スプレイ

炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時に、格納容器内の圧力および温度を低下させるために、以下の手順により格納容器へスプレイする。

(1) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ

当直課長は、格納容器圧力が最高使用圧力以上の場合、空冷式非常用発電装置により受電した恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。

a. 手順着手の判断基準

原子炉補機冷却機能が喪失し、原子炉補機冷却水の通水を、原子炉補機冷却水供給母管流量等にて確認できない場合に、格納容器最高使用圧力(283kPa [gage])以上で、格納容器へスプレイするために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保されている場合

(2) 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ

当直課長は、恒設代替低圧注水ポンプおよびその他の代替格納容器スプレイが実施できない場合、あらかじめ準備している可搬式代替低圧注水ポンプにより海水を格納容器にスプレイする。

a. 手順着手の判断基準

恒設代替低圧注水ポンプによる格納容器へのスプレイが必要となった場合

(配慮すべき事項)

○ 優先順位

全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時に、継続的な冷却および格納容器内の重要機器の水没を未然に防止する観点から、大容量ポンプを用いた格納容器内自然対流冷却を優先する。ただし、格納容器内自然対流冷却は大容量ポンプの使用準備に時間を要することから、この間に格納容器圧力が最高使用圧力以上に達した場合は、代替格納容器スプレイを行う。

○ 水素濃度

炉心損傷後の格納容器減圧操作については、格納容器圧力が最高使用圧力から50kPa 低下すれば停止する手順とすることで、大規模な水素燃焼の発生を防止する。また、水素濃度は、可搬型格納容器内水素濃度計測装置で計測される水素濃度（ドライ）により継続的に監視を行う運用とし、測定による水素濃度が8vol%（ドライ）未満であれば減圧を継続する。

○ 注水量の管理

格納容器内の冷却を目的とした格納容器スプレイを行う場合、格納容器内への注水量の制限があることから、格納容器へスプレイを行っている際に、格納容器内自然対流冷却に影響しない高さになれば格納容器スプレイを停止し格納容器内自然対流冷却のみの冷却とする。

○ 作業性

大容量ポンプによる格納容器内自然対流冷却に係る可搬型ホース等の接続については速やかに作業ができるように大容量ポンプの保管場所に使用工具および可搬型ホースを配備する。また、原子炉補機冷却水系と海水系を接続するディスタンスピース取替えについても速やかに作業ができるよう、作業場所近傍に使用工具を配備する。

格納容器内自然対流冷却および代替格納容器スプレイにおける現場への移動経路および操作場所に高線量の区域はない。

○ 電源確保

空冷式非常用発電装置により恒設代替低圧注水ポンプへ給電する。給電の手順は、表-14「電源の確保に関する手順等」参照。

○ 燃料補給

大容量ポンプへの重油の補給は、定格負荷運転における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯油そうおよびタンクローリーを用いて実施する。その後の補給は、定格負荷運転時における補給間隔を目安に実施する。

燃料補給の手順は、表－6「原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」参照。

○ 消防ポンプ吸込ロストレーナ閉塞時の対応

消防ポンプの運転時、吸込ロストレーナに閉塞が見られた場合はストレーナの清掃等を行う。

表-8

<p>操作手順</p> <p>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</p>
<p>① 方針目的</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器（以下、「格納容器」という。）の破損を防止するため、格納容器スプレイおよび代替格納容器スプレイにより、溶融し格納容器の下部に落下した炉心を冷却することにより、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）の抑制および溶融炉心が拡がり格納容器バウンダリへの接触を防止することを目的とする。</p> <p>また、溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延または防止するため、炉心注水および代替炉心注水により、発電用原子炉（以下、「原子炉」という。）を冷却することを目的とする。</p>
<p>② 対応手段等</p> <p><u>原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却</u> <u>交流動力電源および原子炉補機冷却機能 健全</u></p> <p>1. 格納容器スプレイ</p> <p>(1) 格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ</p> <p>当直課長は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、溶融炉心を冠水するために十分な水位がない場合、格納容器スプレイポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする。溶融炉心を冠水するために十分な水位を確保し、維持する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>炉心が損傷し、溶融炉心を冠水するために十分な水位がない場合に（格納容器再循環サンプ広域水位 67%未満）、格納容器へスプレイするために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合</p> <p>2. 代替格納容器スプレイ</p> <p>(1) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ</p> <p>当直課長は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器内への注水機能が喪失し、溶融炉心を冠水するために十分な水位がない場合、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする。溶融炉心を冠水するために十分な水位が確保された場合は、恒設代替低圧注水ポンプを停止し、その後は水位を維持する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>格納容器再循環サンプ広域水位が 67%未満で、かつ、格納容器スプレイポンプの故障等により、格納容器へのスプレイが格納容器スプレイ流量等にて確認できない場合に、格納容器へスプレイするために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保されている場合</p>

(配慮すべき事項)

○ 優先順位

交流動力電源および原子炉補機冷却機能が健全な場合、格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却する手段の優先順位は、格納容器スプレイポンプを使用する格納容器スプレイを優先し、次に恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイを使用する。

○ 原子炉下部キャビティの水位監視

熔融炉心冷却のための原子炉下部キャビティ水位を監視するため、格納容器へのスプレイ時は原子炉下部キャビティ水位計の作動により確認する。

○ 電源確保

空冷式非常用発電装置により恒設代替低圧注水ポンプに給電する。給電の手順は、表－１４「電源の確保に関する手順等」参照。

全交流動力電源または原子炉補機冷却機能 喪失

1. 代替格納容器スプレイ

(1) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ

当直課長は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時に、格納容器下部に落下した熔融炉心を冠水するために十分な水位がない場合、空冷式非常用発電装置により受電した恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする。熔融炉心を冠水するために十分な水位が確保された場合は、恒設代替低圧注水ポンプを停止し、その後は水位を維持する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。

a. 手順着手の判断基準

炉心が損傷し、全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時に、熔融炉心を冠水するために十分な水位がない場合に（格納容器再循環サンプ広域水位 67%未満）、格納容器へスプレイするために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保されている場合

(配慮すべき事項)

○ 恒設代替低圧注水ポンプの注水先について

炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時に、格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却するために、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする。

恒設代替低圧注水ポンプにより原子炉への注水を実施している際に炉心損傷を確認した場合は、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を炉心注水から格納容器スプレイへ切り替える。

○ 原子炉下部キャビティの水位監視

溶融炉心冷却のための原子炉下部キャビティ水位を監視するため、格納容器へのスプレイ時は原子炉下部キャビティ水位計の作動により確認する。

○ 電源確保

空冷式非常用発電装置により恒設代替低圧注水ポンプに給電する。給電の手順は、表－１４「電源の確保に関する手順等」参照。

溶融炉心の格納容器下部への落下遅延・防止

交流動力電源および原子炉補機冷却機能 健全

1. 炉心注水

当直課長は、炉心の著しい損傷が発生した場合、溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延または防止するため、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注水する。

(1) 充てん／高圧注入ポンプまたは余熱除去ポンプによる高圧または低圧注入ラインを使用した炉心注水

当直課長は、充てん／高圧注入ポンプまたは余熱除去ポンプにより高圧または低圧注入ラインを使用して、燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。

a. 手順着手の判断基準

炉心が損傷し、燃料取替用水タンクの水量が確保されている場合

(2) 充てん／高圧注入ポンプによる充てんラインを使用した炉心注水

当直課長は、A格納容器スプレイポンプ（RHRS－CSS連絡ライン使用）の故障等により、原子炉への注水ができない場合、充てん／高圧注入ポンプにより充てんラインを使用して、燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。

a. 手順着手の判断基準

A格納容器スプレイポンプの故障等により、原子炉への注水がA余熱除去流量等にて確認できない場合に、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保されている場合

2. 代替炉心注水

当直課長は、炉心の著しい損傷が発生した場合、溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延または防止するため、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注水する。

(1) A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

当直課長は、充てん／高圧注入ポンプまたは余熱除去ポンプの故障等により、原子炉への注水ができない場合に、A格納容器スプレイポンプ（RHRS－CSS連絡ライン使用）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。

a. 手順着手の判断基準

充てん／高圧注入ポンプまたは余熱除去ポンプの故障等により、原子炉への

注水が高圧安全注入流量等にて確認できない場合に、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合

(2) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水

当直課長は、充てん／高圧注入ポンプの故障等により、充てんラインを使用した原子炉への注水ができない場合に、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。

a. 手順着手の判断基準

充てん／高圧注入ポンプの故障等により、充てんラインを使用した原子炉への注水が充てん流量等にて確認できない場合に、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保され、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイに使用していない場合

(配慮すべき事項)

○ 優先順位

交流動力電源および原子炉補機冷却機能が健全な場合、溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延または防止する手段の優先順位は、中央制御室操作により早期に運転可能な充てん／高圧注入ポンプまたは余熱除去ポンプにより高圧または低圧注入ラインを用いた原子炉への注水を優先する。次にA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、充てん／高圧注入ポンプによる充てんラインを用いた炉心注水、恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水とする。

○ 電源確保

空冷式非常用発電装置により恒設代替低圧注水ポンプに給電する。給電の手順は、表-14「電源の確保に関する手順等」参照。

全交流動力電源または原子炉補機冷却機能 喪失

1. 代替炉心注水

当直課長は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時に、溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延または防止するため、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注水する。

(1) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水

当直課長は、空冷式非常用発電装置により受電した恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。

a. 手順着手の判断基準

炉心が損傷し、全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時に、恒設代替低圧注水ポンプを代替格納容器スプレイに使用していない場合

(2) B充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注水

当直課長は、空冷式非常用発電装置により受電したB充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。

a. 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時において、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保されている場合

(配慮すべき事項)

○ 優先順位

代替炉心注水に使用する補機の優先順位は、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイを行っていないければ恒設代替低圧注水ポンプを優先する。次にB充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）を使用する。

○ 電源確保

空冷式非常用発電装置により恒設代替低圧注水ポンプに給電する。全交流動力電源喪失時は、代替電源設備によりB充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）へ給電する。給電の手順は、表－14「電源の確保に関する手順等」参照。

○ 作業性

B充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）の補機冷却水確保に係るディスタンスピース取替えについては、速やかに作業ができるように作業場所近傍に使用工具を配備する。

表-9

<p>操作手順</p> <p>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</p>
<p>① 方針目的</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合に、ジルコニウム-水反応および水の放射線分解による水素が、原子炉格納容器（以下、「格納容器」という。）内に放出された場合においても水素爆発による格納容器の破損を防止するために必要な水素濃度低減および水素濃度監視を行うことを目的とする。</p>
<p>② 対応手段等</p> <p>水素濃度低減</p> <p>1. 静的触媒式水素再結合装置</p> <p>当直課長は、炉心の著しい損傷が発生した場合、格納容器内の水素濃度を低減させるために設置している静的触媒式水素再結合装置の作動状況を、静的触媒式水素再結合装置温度監視装置の温度指示上昇により確認する。常設直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、静的触媒式水素再結合装置温度監視装置の指示値を確認する。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p>炉心出口温度 350°C以上および格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の指示が $1 \times 10^5 \text{mSv/h}$ 以上に到達した場合</p> <p>2. 原子炉格納容器水素燃焼装置</p> <p>当直課長は、非常用炉心冷却設備作動信号が発信した場合、原子炉格納容器水素燃焼装置の自動起動を確認する。全交流動力電源が喪失した場合は、代替電源設備である空冷式非常用発電装置からの給電後、速やかに原子炉格納容器水素燃焼装置を起動する。また、原子炉格納容器水素燃焼装置の作動状況を、原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置の温度指示の上昇により確認する。常設直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置の指示値を確認する。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p>非常用炉心冷却設備作動信号が発信した場合</p> <p>原子炉格納容器水素燃焼装置の自動起動確認は、事故時における非常用炉心冷却設備作動信号発信後に実施する</p>
<p>水素濃度監視</p> <p>1. 可搬型格納容器内水素濃度計測装置</p> <p>当直課長は、炉心出口温度が 350°C以上または格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の指示が $1 \times 10^5 \text{mSv/h}$ 以上に到達した場合、可搬型格納容器内水素濃度計測装置の系統構成を行い、可搬型格納容器ガス試料圧縮装置を起動し、可搬型格納容器内水素濃度計測装置を起動後、格納容器内の水素濃度を確認する。</p> <p>当直課長は、全交流動力電源喪失および原子炉補機冷却機能喪失時は、空冷式非常用発電装置からの給電操作および可搬型格納容器内水素濃度計測装置の系統</p>

構成を行い、可搬型原子炉補機冷却水循環ポンプおよび可搬型格納容器ガス試料圧縮装置を起動し、可搬型格納容器内水素濃度計測装置を起動後、格納容器内の水素濃度を確認する。

常設直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、格納容器内水素濃度を確認する。

(1) 手順着手の判断基準

炉心出口温度 350℃以上または格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の指示が $1 \times 10^5 \text{mSv/h}$ 以上に到達した場合

水素濃度低減・水素濃度監視

(配慮すべき事項)

○ 電源確保

全交流動力電源または常設直流電源が喪失した場合、代替電源設備により水素濃度低減に使用する設備および水素濃度監視に使用する設備に給電する。代替電源設備により給電する手順は、表-14 「電源の確保に関する手順等」参照。

○ 原子炉格納容器水素燃焼装の起動条件

炉心損傷の判断に係るパラメータの確認ができない状況では、緊急時対策本部においてプラント情報等により、水素爆轟による原子炉格納容器破損の可能性を判断するとともに、電気式水素燃焼装置起動による原子炉格納容器の健全性への影響を判断して起動可否を決定する。

表-10

<p>操作手順</p> <p>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</p>
<p>① 方針目的</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素が原子炉格納容器（以下、「格納容器」という。）内に放出され、格納容器から格納容器周囲のアニュラスに漏えいした場合にも、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するため、アニュラス内の水素排出および水素濃度監視を行うことを目的とする。</p>
<p>② 対応手段等</p> <p>水素排出</p> <p>1. アニュラス空気浄化ファン起動による水素排出</p> <p>当直課長は、非常用炉心冷却設備作動信号が発信した場合に、アニュラス空気浄化ファンが起動し、アニュラス内の水素を含むガスがアニュラスからアニュラス空気浄化フィルタユニットを通して屋外へ排出されていることを、アニュラス内の圧力の低下にて確認する。</p> <p>当直課長は、全交流動力電源または常設直流電源が喪失した場合は、Aアニュラス空気浄化系の弁に窒素ポンペ（アニュラス浄化排気弁等作動用）から代替制御用空気を供給し系統構成を行い、代替電源設備から給電した後、Aアニュラス空気浄化ファンを運転する。</p> <p>(1) 交流動力電源および直流電源が健全である場合</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>非常用炉心冷却設備作動信号が発信した場合</p> <p>(2) 全交流動力電源または直流電源が喪失した場合</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>全交流動力電源または常設直流電源が喪失した場合</p>
<p>水素濃度監視</p> <p>1. 可搬型アニュラス内水素濃度計測装置による水素濃度測定</p> <p>当直課長は、炉心の損傷を判断した場合、アニュラス内の水素濃度を、格納容器内の水素濃度および格納容器からアニュラスへの漏えい率により推定し監視する。</p> <p>可搬型格納容器内水素濃度計測装置を用いた格納容器内水素濃度の測定を行い、炉心損傷判断からの経過時間、格納容器内水素濃度の測定値ならびに格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）およびアニュラス水素濃度推定用可搬型線量率計の線量率の比により推定したアニュラスへの漏えい率により、関係図から格納容器内水素濃度の推移を推定し、アニュラス内の水素濃度を推定する。</p> <p>アニュラス内の放射線量の推定は、多様性拡張設備である格納容器排気筒高レンジガスモニタが使用可能であれば、アニュラス水素濃度推定用可搬型線量率計よりも優先して使用する。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p>炉心出口温度が350℃以上および格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）</p>

の指示値が 1×10^5 mSv/h 以上の場合

水素排出・水素濃度監視

(配慮すべき事項)

○ アニュラス内水素濃度計測装置

多様性拡張設備であるアニュラス内水素濃度計測装置は、炉心損傷後の高放射線および高温下では、指示値に影響があることから参考値として扱う。

アニュラス内水素濃度計測装置の指示値を参考にする場合は、計器類の環境特性を考慮する。

○ 電源確保

全交流動力電源または常設直流電源が喪失した場合、代替電源設備によりアニュラス空気浄化設備に給電する。給電する手順は、表-14「電源の確保に関する手順等」参照。

表-11

<p>操作手順</p> <p>11. 使用済燃料ピットの冷却等のための手順等</p>
<p>① 方針目的</p> <p>使用済燃料ピットの冷却機能もしくは注水機能が喪失または使用済燃料ピットからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ピットの水位が低下した場合、使用済燃料ピット内の燃料体または使用済燃料（以下、「貯蔵槽内燃料体等」という。）を冷却し、放射線の遮へい、および臨界を防止するため使用済燃料ピットへの注水、使用済燃料ピットの監視を行うことを目的とする。</p> <p>使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ピットの水位が異常に低下した場合、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止し、放射性物質の放出を低減するため使用済燃料ピットへのスプレイ、原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）への放水、使用済燃料ピットの監視を行うことを目的とする。</p>
<p>② 対応手段等</p> <p>使用済燃料ピットの冷却機能もしくは注水機能の喪失または使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時</p> <p>1. 海水からの使用済燃料ピットへの注水</p> <p>緊急時対策本部は、使用済燃料ピットの冷却機能もしくは注水機能が喪失または使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生し、計画外に使用済燃料ピットポンプの全台停止等により冷却機能が喪失した場合もしくは使用済燃料ピット温度が50℃を超える場合、または使用済燃料ピット水位が計画外にEL +32.26m以下まで低下している場合、消防ポンプにより海水を使用済燃料ピットへ注水する。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p>計画外に使用済燃料ピットポンプの全台停止等により冷却機能が喪失した場合もしくは使用済燃料ピット温度が50℃を超える場合、または使用済燃料ピット水位が計画外にEL +32.26m以下まで低下している場合</p> <p>(配慮すべき事項)</p> <p>○ 優先順位</p> <p>使用済燃料ピットへの注水に使用する補機の優先順位は、注水までの所要時間が短い多様性拡張設備である燃料取替用水タンク等を優先する。消防ポンプは、使用準備に時間を要することから、あらかじめ消防ポンプ等の運搬、設置および接続の準備を行い、燃料取替用水タンク等の注水手段がなければ使用する。</p> <p>○ 消防ポンプ吸込ロストレーナ閉塞時の対応</p> <p>消防ポンプの運転時、吸込ロストレーナに閉塞が見られた場合はストレーナの清掃等を行う。</p>

使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時

1. 使用済燃料ピットへのスプレイおよび放水

緊急時対策本部は、使用済燃料ピットから大量の水の漏えいが発生し使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端（EL +31.01m）以下まで低下し、かつ水位低下が継続する場合、以下の手段により、使用済燃料ピットへスプレイまたは原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）へ放水する。

(1) 可搬式代替低圧注水ポンプによる使用済燃料ピットへのスプレイ

緊急時対策本部は、可搬式代替低圧注水ポンプおよびスプレイヘッドにより海水を使用済燃料ピットへスプレイする。

a. 手順着手の判断基準

使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端（EL +31.01m）以下まで低下し、かつ水位低下が継続する場合

(2) 大容量ポンプ（放水砲用）および放水砲による使用済燃料ピットへの放水

緊急時対策本部は、原子炉補助建屋の損壊または使用済燃料ピット区域エリアモニタの指示上昇により原子炉補助建屋に近づけない場合、大容量ポンプ（放水砲用）および放水砲により海水を原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）へ放水する。

a. 手順着手の判断基準

使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端（EL +31.01m）以下まで低下し、かつ水位低下が継続する場合において、原子炉補助建屋の損壊または使用済燃料ピット区域エリアモニタの指示上昇により原子炉補助建屋に近づけない場合

(配慮すべき事項)

○ 優先順位

可搬式代替低圧注水ポンプによる使用済燃料ピットへのスプレイを優先する。原子炉補助建屋に損壊がある場合または原子炉補助建屋に近づけない場合は、スプレイヘッドよりも射程距離が長い大容量ポンプ（放水砲用）および放水砲による原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）への放水を優先する。

○ 消防ポンプ吸込ロストレーナ閉塞時の対応

消防ポンプの運転時、吸込ロストレーナに閉塞が見られた場合はストレーナの清掃等を行う。

重大事故等時における使用済燃料ピットの監視時

1. 使用済燃料ピットの監視

当直課長は、使用済燃料ピットの冷却機能もしくは注水機能が喪失または使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時、または使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時、常設設備である使用済燃料ピット水位（広域）、使用済燃料ピット温度（AM用）および使用済燃料ピットエリア監視カメラにより使用済燃料ピットの監視を行う。また、計画外に使用済燃料ピットポンプの全台停止等により冷却機能が喪失した場合もしくは使用済燃料ピット温度 50℃を超える場合、または使用済燃料ピット水位が計画外に EL +32.26m 以下まで低下している場合、可搬型設備である可搬型使用済燃料ピット水位、可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタおよび使用済燃料ピットエリア監視カメラ空冷装置の運搬、設置および接続を行い、使用済燃料ピットの監視を行う。

使用済燃料ピットの監視は、常設設備により行うが、計器の計測範囲を超えた場合は、可搬型設備の計器を用いることで変動する可能性のある範囲を各計器がオーバーラップして監視する。直流電源が喪失している場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、可搬型設備の指示を確認する。

(1) 常設設備による使用済燃料ピットの状態監視

当直課長は、常用設備である使用済燃料ピット水位（広域）、使用済燃料ピット温度（AM）および使用済燃料ピットエリア監視カメラにより使用済燃料ピットの監視を行う。

(2) 可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視

当直課長は、使用済燃料ピットの水位が低下した場合に、可搬型設備である可搬型使用済燃料ピット水位、可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタおよび使用済燃料ピットエリア監視カメラ空冷装置を配置し中央制御室にて使用済燃料ピットの監視を行う。

可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタは、複数の設置場所での線量率の相関（減衰率）関係进行评估し、各設置場所間での関係性を把握し、指示値の傾向を確認することで使用済燃料ピット区域の空間線量率を推定する。

使用済燃料ピットエリア監視カメラ空冷装置は、使用済燃料ピットエリア監視カメラの耐環境性向上のため、空気を供給し冷却を行う。

a. 手順着手の判断基準

計画外に使用済燃料ピットポンプの全台停止等により冷却機能が喪失した場合もしくは使用済燃料ピット温度が 50℃を超える場合、または使用済燃料ピット水位が計画外に EL +32.26m 以下まで低下している場合

使用済燃料ピットの冷却機能もしくは注水機能の喪失または使用済燃料ピット水の
小規模な漏えい発生時・使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時・重大事
故等時における使用済燃料ピットの監視時

(配慮すべき事項)

○ 作業性

海水から使用済燃料ピットへの注水にかかる消防ホースの取付けについては速やかに作業ができるように消防ポンプの保管場所に消防ホースを配備する。

可搬式代替低圧注水ポンプによる使用済燃料ピットへのスプレーにかかる消防ホース等の取付けについては速やかに作業ができるように可搬式代替低圧注水ポンプの保管場所に使用工具および消防ホース等を配備する。

○ 電源確保

全交流動力電源または直流電源が喪失した場合に、使用済燃料ピットの状態を監視するため、代替電源設備により使用済燃料ピット監視計器へ給電する。給電の手順は、表－１４「電源の確保に関する手順等」参照。

○ 燃料確保

消防ポンプの給油は、定格負荷運転における燃料供給作業着手時間となればガソリン用ドラム缶を用いて実施する。その後の給油は、定格負荷運転時の給油間隔を目安に実施する。

燃料を供給する手順は、表－６「原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」参照。

電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）および大容量ポンプ（放水砲用）の給油は、定格負荷運転時における燃料供給作業着手時間となれば燃料油貯油そうおよびタンクローリーを用いて実施する。その後の給油は、定格負荷運転時の給油間隔を目安に実施する。表－６「原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」参照。

表-12

<p>操作手順</p> <p>12. 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等</p>
<p>① 方針目的</p> <p>炉心の著しい損傷および原子炉格納容器の損傷または貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、大気への拡散抑制、海洋への拡散抑制により、発電所外への放射性物質の拡散を抑制することを目的とする。</p> <p>また、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合に、泡消火により、消火することを目的とする。</p>
<p>② 対応手段等</p> <p>炉心の著しい損傷および原子炉格納容器の破損</p> <p>1. 大気への拡散抑制</p> <p>(1) 大容量ポンプ、放水砲による大気への拡散抑制</p> <p>緊急時対策本部は、炉心出口温度 350℃以上かつ格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）が $1 \times 10^5 \text{mSv/h}$ 以上となり、原子炉格納容器へのスプレイが確認できない場合、大容量ポンプ（放水砲用）および放水砲により海水を原子炉格納容器およびアニュラス部へ放水する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>重大事故等が発生し、炉心出口温度が 350℃以上かつ格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）が $1 \times 10^5 \text{mSv/h}$ 以上となり、原子炉格納容器へのスプレイが格納容器スプレイ流量等にて確認できない場合</p> <p>2. 海洋への拡散抑制</p> <p>(1) シルトフェンスによる海洋への拡散抑制</p> <p>緊急時対策本部は、原子炉格納容器およびアニュラス部へ放水し、放水による放射性物質を含む汚染水が発生する場合、発電所から海洋に流出する 5 箇所（取水路側 1 箇所、放水口側 4 箇所）にシルトフェンスを設置する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>重大事故等が発生し、大容量ポンプ（放水砲用）および放水砲による大気への拡散抑制を行う判断をした場合</p> <p>(配慮すべき事項)</p> <p>○ 優先順位</p> <p>放水砲による原子炉格納容器およびアニュラス部への放水により、放射性物質を含む汚染水の発生を想定して、放射性物質を含む汚染水は雨水排水の流路を通して海へ流れるため、排水路に、多様性拡張設備である放射性物質吸着剤を設置する。放射性物質吸着剤は、放水口側シルトフェンスの内側に優先的に設置する。次に取水路側シルトフェンス内側、側溝の順に設置する。側溝については、放水口付近から設置する。なお、放水の状況に応じてその設置量を決定する。</p>

貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷

1. 大気への拡散抑制

緊急時対策本部は、使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端 (EL +31.01m) 以下まで低下し、かつ水位低下が継続する場合に、以下の手順により、原子炉補助建屋 (貯蔵槽内燃料体等) へ放水する。

(1) 可搬式代替低圧注水ポンプおよびスプレイヘッドによる大気への拡散抑制

緊急時対策本部は、原子炉補助建屋 (貯蔵槽内燃料体等) に近づける場合、可搬式代替低圧注水ポンプおよびスプレイヘッドにより原子炉補助建屋 (貯蔵槽内燃料体等) へ海水を放水する。水源は仮設組立式水槽を使用する。仮設組立式水槽への供給は、消防ポンプにより海水を使用する。

a. 手順着手の判断基準

使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端 (EL +31.01m) 以下まで低下し、かつ水位低下が継続する場合に、原子炉補助建屋 (貯蔵槽内燃料体等) に近づける場合。

(2) 大容量ポンプ (放水砲用) および放水砲による大気への拡散抑制

緊急時対策本部は、原子炉補助建屋 (貯蔵槽内燃料体等) の損壊または使用済燃料ピットエリアモニタの指示上昇により原子炉補助建屋 (貯蔵槽内燃料体等) に近づけない場合、スプレイよりも射程距離が大きい大容量ポンプ (放水砲用) および放水砲により海水を原子炉補助建屋 (貯蔵槽内燃料体等) へ放水する。

a. 手順着手の判断基準

使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端 (EL +31.01m) 以下まで低下し、かつ水位低下が継続する場合に、原子炉補助建屋 (貯蔵槽内燃料体等) の損壊または使用済燃料ピットエリアモニタの指示値上昇により原子炉補助建屋 (貯蔵槽内燃料体等) に近づけない場合。

2. 海洋への拡散抑制

(1) シルトフェンスによる海洋への拡散抑制

緊急時対策本部は、原子炉補助建屋 (貯蔵槽内燃料体等) へ放水し、放水による放射性物質を含む汚染水が発生する場合、発電所から海洋に流出する 5 箇所 (取水路側 1 箇所、放水口側 4 箇所) にシルトフェンスを設置する。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等が発生し、大容量ポンプ (放水砲用) および放水砲による大気への拡散抑制を行う判断をした場合

(配慮すべき事項)

○ 優先順位

放水砲による原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）への放水により、放射性物質を含む汚染水の発生を想定して、放射性物質を含む汚染水は雨水排水の流路を通じて海へ流れるため、排水路に、多様性拡張設備である放射性物質吸着剤を設置する。放射性物質吸着剤は、放水口側シルトフェンスの内側に優先的に設置する。次に取水路側シルトフェンス内側、側溝の順に設置する。側溝については、放水口付近から設置する。なお、放水の状況に応じてその設置量を決定する。

○ 消防ポンプ吸込ロストレーナ閉塞時の対応

消防ポンプの運転時、吸込ロストレーナに閉塞が見られた場合はストレーナの清掃等を行う。

原子炉補助建屋等周辺における航空機衝突による航空燃料火災

1. 航空機燃料火災への泡消火

(1) 大容量ポンプ（放水砲用）、放水砲および泡混合器による航空機燃料火災への泡消火

緊急時対策本部は、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合、大容量ポンプ（放水砲用）および放水砲を用いて、海水を泡混合器で泡消火剤と混合しながら放水することで航空機燃料火災への泡消火を実施する。

a. 手順着手の判断基準

航空機燃料火災が発生した場合

(配慮すべき事項)

○ 優先順位

大容量ポンプ（放水砲用）および放水砲の準備が完了するまで多様性拡張設備である化学消防自動車および小型動力ポンプ付水槽車または化学消防自動車、小型動力ポンプ付水槽車および中型放水銃あるいは可搬式消防ポンプおよび中型放水銃により、アクセスルートの確保、緊急時対策本部要員および緊急安全対策要員の安全確保、航空機燃料の飛散による延焼拡大防止のために泡消火を実施する。

○ 泡消火剤の配備

放水開始から約 20 分の泡消火を行うために、泡消火剤を 4,000 リットル（1,000 リットル×4）配備する。

炉心の著しい損傷および原子炉格納容器の破損・貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷・
原子炉補助建屋等周辺における航空機衝突による航空燃料火災

(配慮すべき事項)

○ 操作性

放水砲による放水については、噴射ノズルを調整することで放水形状を直線状または噴霧状に調整でき、放水形状は、直線状にするとより遠くまで放水できるが、噴霧状にすると直線状よりも放射性物質の抑制効果があることから、なるべく噴霧状を使用する。

原子炉格納容器の損壊箇所が確認できる場合は、放水砲の噴射位置を原子炉格納容器損壊部に調整するが、確認できない場合は格納容器頂部へ調整する。

放水砲は、最も効果的な方角から原子炉格納容器およびアニュラス部または原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）に向けて放水する。

電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）、大容量ポンプ（放水砲用）および消防ポンプへの燃料供給に関する手順は、表－6「原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」参照。

スプレイヘッドによる原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）へ放水する際の仮設組立式水槽の補給手順は、表－11「使用済燃料ピットの冷却等のための手順等」参照。

大容量ポンプ（放水砲用）の給油は、燃料油貯油そうおよびタンクローリーを用いて実施する。

○ 作業性

大容量ポンプ（放水砲用）による大気への拡散抑制または航空機燃料火災への泡消火に係る可搬型ホース取付け等については速やかに作業ができるように大容量ポンプ（放水砲用）の保管場所に使用工具および可搬型ホースを保管する。

○ 燃料補給

大容量ポンプ（放水砲用）、電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）への給油は、定格負荷運転における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯油そうおよびタンクローリーを用いて実施する。その後の給油は、定格負荷運転時における給油間隔を目安に実施する。

大容量ポンプ（放水砲用）、電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）および消防ポンプへの燃料補給の手順は、表－6「原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」参照。

表-13

<p>操作手順</p> <p>13. 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等</p> <p>① 方針目的</p> <p>設計基準事故の収束に必要な水源である燃料取替用水タンク、復水タンク等とは別に重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源として、淡水源および海水等を確保することを目的とする。</p> <p>設計基準事故対処設備および重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するため、蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）のための代替手段および復水タンクへの供給、炉心注水および原子炉格納容器（以下、「格納容器」という。）スプレイのための代替手段および燃料取替用水タンクへの供給、格納容器再循環サンプを水源とした再循環運転、使用済燃料ピットへの水の供給、使用済燃料ピットからの大量の漏えい発生時の使用済燃料ピットへのスプレイおよび原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）への放水ならびに炉心の著しい損傷および格納容器破損時の格納容器およびアニュラス部への放水のための水の供給を行うことを目的とする。</p> <p>② 対応手段等</p> <p>蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）のための代替手段および復水タンクへの供給</p> <p>1. 復水タンクへの供給ができない場合の代替手段</p> <p>(1) 1次系のフィードアンドブリード</p> <p>当直課長は、重大事故等の発生により、蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）手段の水源となる復水タンクの枯渇、破損等が発生し水源として使用不可能な場合、燃料取替用水タンク水を充てん／高圧注入ポンプにより炉心に注水する操作と、加圧器逃がし弁の開操作により格納容器内部へ1次冷却材を放出する操作を組み合わせた1次冷却系のフィードアンドブリードにより原子炉を冷却する。</p> <p>a. 手順着手の判断</p> <p>蒸気発生器2次側への注水機能が喪失した場合において蒸気発生器水位が低下し、すべての蒸気発生器が除熱を期待できない水位になった場合に、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合</p> <p>2. 復水タンクへの補給</p> <p>(1) 海水を用いた復水タンクへの補給</p> <p>当直課長は、重大事故等の発生時において、蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）中に復水タンクの水位が低下し補給が必要な場合、消防ポンプにより海水を水源として復水タンクへ補給する。</p>

a. 手順着手の判断基準

蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）中に復水タンクの水位が低下し続け、補給が必要であることを確認し、かつ 2 次系純水タンクから復水タンクへの補給ができない場合

（配慮すべき事項）

○ 優先事項

復水タンクへの補給の優先順位は、あらかじめ消防ポンプの使用準備を開始し、使用可能であれば多様性拡張設備であるが短時間で使用可能な 2 次系純水タンク等を優先して使用する。他の多様性拡張設備による淡水の補給手段が使用できない場合は、消防ポンプの準備が整えば海水を使用する。

○ 消防ポンプ吸込ロストレーナ閉塞時の対応

消防ポンプの運転時、吸込ロストレーナに閉塞が見られた場合はストレーナの清掃等を行う。

炉心注水のための代替手段および燃料取替用水タンクへの供給

1. 燃料取替用水タンクへの供給ができない場合の代替手段

当直課長は、重大事故等の発生により、炉心注水の水源となる燃料取替用水タンクの枯渇、破損等が発生し水源として使用不可能な場合、以下の手段により、原子炉に注水する。

(1) 燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替

当直課長は復水タンクを水源とし恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水により原子炉に注水する。

a. 手順着手の判断基準

炉心注水中に燃料取替用水タンクが枯渇、破損等により機能喪失した場合に、復水タンクの水位が確保され、使用できることを確認できた場合

(2) 燃料取替用水タンクから海水への水源切替

当直課長は、燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替ができない場合、あらかじめ可搬式代替低圧注水ポンプ等の準備を開始し、他の多様性拡張設備による淡水の供給手段が使用できない場合は、海水を水源とし可搬式代替低圧注水ポンプにより原子炉に注水する。

a. 手順着手の判断基準

炉心注水中に燃料取替用水タンクが枯渇、破損等により機能喪失し、燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替および燃料取替用水タンクへの補給ができない場合

2. 燃料取替用水タンクへの補給

(1) 復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給

当直課長は、重大事故等の発生時において、炉心注水中に燃料取替用水タンクの水位が低下し補給が必要な場合、復水タンクから燃料取替用水タンクへ補給する。

a. 手順着手の判断基準

炉心注水中に燃料取替用水タンクの水位が低下し、補給が必要であることを確認し、1次系純水タンクおよびほう酸タンクから燃料取替用水タンクへの補給ができない場合に、復水タンクの水位が確保され、使用できることを確認できた場合、またはインターフェイスシステムLOCA、蒸気発生器伝熱管破損および余熱除去システムによる再循環運転ができない場合

(配慮すべき事項)

○ 優先順位

燃料取替用水タンクへの補給の優先順位は、あらかじめ復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給準備を開始し、使用可能であれば多様性拡張設備であるがほう酸水であり早期に使用可能な1次系純水タンクおよびほう酸タンク等を優先して使用し、準備が整えば復水タンクを使用する。

○ 消防ポンプ吸込ロストレーナ閉塞時の対応

消防ポンプの運転時、吸込ロストレーナに閉塞が見られた場合はストレーナの清掃等を行う。

格納容器スプレイのための代替手段および燃料取替用水タンクへの供給

1. 燃料取替用水タンクへの供給ができない場合の代替手段

当直課長は、重大事故等の発生により、格納容器スプレイの水源となる燃料取替用水タンクの枯渇、破損等が発生し水源として使用不可能な場合、以下の手段により、格納容器にスプレイする。

(1) 燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替

当直課長は、復水タンクを水源とし恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイにより格納容器にスプレイする。

a. 手順着手の判断基準

格納容器スプレイ中に燃料取替用水タンクが枯渇、破損等により機能喪失した場合に、復水タンクの水位が確保され、使用できることを確認できた場合

(2) 燃料取替用水タンクから海水への水源切替

当直課長は、あらかじめ準備した可搬式代替低圧注水ポンプの準備が整い、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイが実施できない場合は、海水を水源とし可搬式代替低圧注水ポンプにより格納容器へスプレイする。

a. 手順着手の判断基準

格納容器スプレイ中に燃料取替用水タンクが枯渇、破損等により機能喪失した場合

2. 燃料取替用水タンクへの補給

(1) 復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給

当直課長は、重大事故等の発生時において、格納容器スプレイ中に燃料取替用水タンクの水位が低下し補給が必要な場合、復水タンクから燃料取替用水タンクへ補給する。

a. 手順着手の判断基準

格納容器スプレイ中に燃料取替用水タンクの水位が低下し、補給が必要であることを確認した場合、または格納容器スプレイ再循環運転ができない場合

(配慮すべき事項)

○ 優先順位

燃料取替用水タンクへの補給の優先順位は、あらかじめ復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給準備を開始し、使用可能であれば多様性拡張設備であるがほう酸水であり早期に使用可能な1次系純水タンクおよびほう酸タンク等を優先して使用し、準備が整えば復水タンクを使用する。

○ 消防ポンプ吸込口ストレーナ閉塞時の対応

消防ポンプの運転時、吸込口ストレーナに閉塞が見られた場合はストレーナの清掃等を行う。

格納容器再循環サンプを水源とした代替再循環運転

1. 代替再循環運転

当直課長は、重大事故等の発生による格納容器再循環サンプを水源とした再循環運転において、余熱除去ポンプの故障等により、原子炉への注水機能が喪失した場合、以下の手順により格納容器再循環サンプ水を原子炉へ注水する。

(1) A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

当直課長は、A格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）および格納容器スプレイ冷却器による代替再循環運転により原子炉へ注水する。

原子炉へ注水する手順は、表—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」参照。

(2) B余熱除去ポンプ（海水冷却）およびC充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却）および大容量ポンプによる高圧代替再循環運転

当直課長は、全交流動力電源が喪失し、原子炉冷却機能が喪失した場合は、大容量ポンプによる代替補機冷却により冷却水を確保し、B余熱除去ポンプ（海水冷却）およびC充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運転により原子炉へ注水する。

原子炉へ注水する手順は、表—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」参照。

(3) B余熱除去ポンプ（海水冷却）による低圧代替再循環運転

当直課長は、全交流動力電源が喪失し、原子炉冷却機能が喪失した場合は、大容量ポンプによる代替補機冷却により冷却水を確保し、B余熱除去ポンプ（海水冷却）による低圧代替再循環運転により原子炉へ注水する。

原子炉へ注水する手順は、表—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」参照。

使用済燃料ピットへの水の供給

1. 海水から使用済燃料ピットへの注水

当直課長は、使用済燃料ピットの冷却機能または注水機能が喪失し、または使用済燃料ピットに接続する配管が破損し、使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合、海水を水源として消防ポンプにより使用済燃料ピットへ注水する。

使用済燃料ピットへの注水の手順は、表—11「使用済燃料ピットの冷却等のための手順等」参照。

(配慮すべき事項)

○ 優先順位

使用済燃料ピットへの注水の優先順位は、あらかじめ消防ポンプの使用準備を開始し、使用可能であれば多様性拡張設備であるが短時間で実施可能な2次系純水タンク等を優先して使用する。他の多様性拡張設備による淡水の補給手段が使用できない場合は、消防ポンプの準備が整えば海水を使用する。

○ 消防ポンプ吸込ロストレーナ閉塞時の対応

消防ポンプの運転時、吸込ロストレーナに閉塞が見られた場合はストレーナの清掃等を行う。

使用済燃料ピットからの大量の漏えい発生時の使用済燃料ピットへのスプレイおよび放水

緊急時対策本部は、重大事故等の発生により、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい等が発生し、使用済燃料ピットの機能が喪失した場合に、使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端未満で水位低下が継続する場合、以下の手順により使用済燃料ピットへスプレイまたは原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）へ放水する。

1. 可搬式代替低圧注水ポンプによる使用済燃料ピットへのスプレイ

緊急時対策本部は、可搬式代替低圧注水ポンプおよびスプレイヘッドにより海水を使用済燃料ピットへスプレイする。

使用済燃料ピットへスプレイを行う手順は、表—11「使用済燃料ピットの冷却等のための手順等」参照。

2. 大容量ポンプ（放水砲用）および放水砲による使用済燃料ピットへの放水

緊急時対策本部は、原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）の損壊または使用済燃料ピットエリアモニタの指示値上昇により原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）に近づけない場合は、大容量ポンプ（放水砲用）および放水砲により、原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）へ海水を放水する。なお、海水を使用する際、取水箇所は取水口、海水ポンプ前および放水口から取水箇所を選定し使用する。

大容量ポンプ（放水砲用）および放水砲等を使用して使用済燃料ピットへ放水を行う手順は、表—12「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」参照。

（配慮すべき事項）

○ 消防ポンプ吸込口ストレーナ閉塞時の対応

消防ポンプの運転時、吸込口ストレーナに閉塞が見られた場合はストレーナの清掃等を行う。

炉心の著しい損傷および格納容器破損時の格納容器およびアニュラス部への放水

1. 大容量ポンプ（放水砲用）および放水砲による格納容器およびアニュラス部への放水

緊急時対策本部は、重大事故等が発生し、炉心出口温度が350℃以上かつ格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）が $1 \times 10^5 \text{mSv/h}$ 以上となり、格納容器へのスプレイが確認できない場合、大容量ポンプ（放水砲用）、放水砲により海水を格納容器およびアニュラス部へ放水する。

大容量ポンプ（放水砲用）および放水砲を使用して、海水を格納容器およびアニュラス部へ放水を行う手順は、表—12「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」参照。

蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）のための代替手段および復水タンクへの供給・炉心注水のための代替手段および燃料取替用水タンクへの供給・格納容器スプレイのための代替手段および燃料取替用水タンクへの供給・格納容器再循環サン

プを水源とした代替再循環運転・使用済燃料ピットへの水の供給・使用済燃料ピットからの大量の漏えい発生時の使用済燃料ピットへのスプレイおよび放水・炉心の著しい損傷および格納容器破損時の格納容器およびアニュラス部への放水

(配慮すべき事項)

○ 作業ルート確保

構内のアクセス状況を考慮して消防ホースを敷設し、移送ルートを確認する。

○ 切替性

当初選択した水源からの送水準備が完了後、引き続き次の水源からの送水準備を開始することで、水源が枯渇しないように、最終的には海水から取水することで水の供給が中断することなく、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を確保する。

淡水または海水を復水タンクへ補給することにより、継続的な蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）を成立させるため、復水タンクの保有水量を約 646m³以上に管理する。

淡水を燃料取替用水タンクへ補給すること、および可搬式代替低圧注水ポンプによる海水注水により、継続的な炉心注水、格納容器スプレイ、代替炉心注水および代替格納容器スプレイを成立されるため、燃料取替用水タンクの保有水量を約 1,600 m³以上に管理する。

○ 成立性

海水取水時には、ホース先端にストレーナを付け、水面より低く着底しない位置に設置することで、漂流物を吸い込むことなく水を供給する。

○ 作業性

燃料取替用水タンク補給用移送ポンプ出口ラインの通水用ディスタンスピース取替えについては、速やかに作業ができるよう作業場所近傍に使用工具を配備する。

○ 燃料補給

電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）、大容量ポンプへの重油の補給は、定格負荷運転における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯油そうおよびタンクローリーを用いて実施する。その後の補給は、定格負荷運転時における給油間隔を目安に実施する。重大事故等発生時7日間運転継続するために必要な燃料（重油）として、燃料油貯油そうの備蓄量（115k リットル以上（1基あたり）、4基）を管理する。

消防ポンプへのガソリンの補給は、定格負荷運転における燃料補給作業着手時間となればガソリン用ドラム缶および燃料携行缶を用いて実施する。その後の補給は、定格負荷運転時における給油間隔を目安に実施する。重大事故等発生時7日間運転継続するために必要な燃料（ガソリン）の備蓄量として、12,150 リットル以上を管理する。

表-14

<p>操作手順</p> <p>14. 電源の確保に関する手順等</p>
<p>① 方針目的</p> <p>電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷および運転停止中における原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するため代替電源（交流）、代替電源（直流）、代替所内電気設備から給電を行うこと目的とする。</p>
<p>② 対応手段等</p> <p>代替電源（交流）の給電</p> <p>当直課長は、全交流動力電源が喪失した場合は、以下の手段により非常用高圧母線へ代替電源（交流）から給電し、電圧計により受電したことを確認する。</p> <p>1. 空冷式非常用発電装置による代替電源（交流）からの給電</p> <p>当直課長は、空冷式非常用発電装置から受電準備を行った後、空冷式非常用発電装置により給電する。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p>全交流動力電源喪失時に、外部電源受電操作およびディーゼル発電機の起動操作を実施しても、非常用高圧母線の電圧等が確立しない場合</p> <p>2. 号機間電力融通恒設ケーブル（3号～4号）を使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電</p> <p>緊急時対策本部は、他号炉のディーゼル発電機が非常用高圧母線の電圧にて健全であることを確認した場合、号機間電力融通恒設ケーブルを使用し給電する。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p>予備変圧器の故障等により予備変圧器2次側恒設ケーブルを使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電が非常用高圧母線の電圧にて確認できない場合において、他号炉のディーゼル発電機等の必要台数（他号炉のモード1、2、3および4においては2台、他号炉のモード5、6および使用済燃料ピットに燃料体を貯蔵している期間においては1台）が健全であることをディーゼル発電機電圧等にて確認できた場合</p> <p>3. 電源車による代替電源（交流）からの受電</p> <p>緊急時対策本部は、電源車から受電準備を行った後、電源車を起動し給電する。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p>号機間電力融通恒設ケーブル（1, 2号～3, 4号）を使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電が非常用高圧母線の電圧にて確認できない場合</p>

4. 号機間電力融通予備ケーブル（3号～4号）を使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電

緊急時対策本部は、あらかじめ敷設した号機間電力融通恒設ケーブルが使用できない場合は、配備している号機間電力融通予備ケーブルを使用し給電する。

(1) 手順着手の判断基準

電源車の故障等により代替電源からの給電が非常用高圧母線の電圧にて確認できない場合において、他号炉のディーゼル発電機等の必要台数（他号炉のモード1、2、3および4においては2台、他号炉のモード5、6および使用済燃料ピットに燃料体を貯蔵している期間においては1台）が健全であることをディーゼル発電機電圧等にて確認できた場合

(配慮すべき事項)

○ 優先順位

代替電源（交流）による給電手順の優先順位は、空冷式非常用発電装置、号機間電力融通恒設ケーブル、電源車、号機間電力融通予備ケーブルの順で使用する。

代替電源（直流）による給電

1. 蓄電池（安全防護系用）による代替電源（直流）からの給電

当直課長は、全交流動力電源が喪失した場合は、蓄電池（安全防護系用）により非常用直流母線へ自動で給電されていることを確認する。あわせて、全交流動力電源喪失発生後1時間を目安に中央制御室で不要直流負荷の切り離しを行い、8時間以降に現場にてさらに不要直流負荷の切り離しを行う。

(1) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失発生後、交流電源から非常用直流母線への給電が母線電圧等にて確認できない場合

2. 可搬式整流器による代替電源（直流）からの給電

緊急時対策本部は、蓄電池（安全防護系用）の電圧が低下する前までに、代替電源（交流）および可搬式整流器により非常用直流母線へ給電する。

(1) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時に、代替電源（交流）設備による、代替電源（交流）からの給電が母線電圧等にて確認でき、非常用直流母線への給電が確認できない場合。

代替所内電気設備による給電

1. 代替所内電気設備による交流および直流の給電（空冷式非常用発電装置）

緊急時対策本部は、所内電気設備が共通要因で機能を失った場合、少なくとも1系統は機能の維持および人の接近性を確保するために、空冷式非常用発電装置から代替所内電気設備変圧器、代替所内電気設備分電盤および可搬式整流器により、原子炉を安定状態に収束させるために必要な機器へ給電する。

(1) 手順着手の判断基準

所内電気設備の2系統が同時に機能喪失したことを、非常用高圧母線の電圧および非常用直流母線の電圧等により確認した場合

代替電源（交流）の給電・代替電源（直流）による給電・

代替所内電気設備による給電

(配慮すべき事項)

○ 燃料補給

(1) 空冷式非常用発電装置等への燃料（重油）補給

緊急時対策本部は、空冷式非常用発電装置または電源車への給油は、負荷運転における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯油そうおよびタンクローリーを用いて実施する。その後の給油は、定格負荷運転時の給油間隔を目安に実施する。

a. 手順着手の判断基準

空冷式非常用発電装置または電源車を運転した場合において、各発電機の燃料が規定油量以上あることを確認した上で運転開始後、燃料補給作業着手時間^{※1}に達した場合

※1：各発電機の燃料補給作業着手時間および給油間隔は以下のとおり。

- (a) 空冷式非常用発電装置：運転開始約2.5時間後（その後約4時間毎に補給）
- (b) 電源車：運転開始後約2.5時間後（その後約2時間毎に補給）

○ 燃料の管理

重大事故等時7日間運転継続するために必要な燃料（重油）として、表—6「原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」および表—18「緊急時対策所の居住性等に関する手順等」に示す燃料（重油）も含め、燃料油貯油そうの備蓄量（115kリットル以上（1基あたり）、4基）を管理する。

○ 負荷容量

空冷式非常用発電装置の必要最大負荷は、想定される事故シーケンスのうち最大負荷となる、「外部電源が喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失およびRCPシールLOCAが発生する事故」の場合である。空冷式非常用発電装置は必要最大負荷以上の電力を確保することで、原子炉を安定状

態に収束するための電力を供給する。さらに、空冷式非常用発電装置の電源裕度およびプラント設備状況（被災状況、定期検査中等）に応じたその他使用可能な設備に供給する。

号機間電力融通は、ケーブルの送電容量を考慮した負荷の範囲内で給電する。

電源車は、プラント監視機能等を維持するために必要な最低限度の負荷に給電する。

○ 悪影響防止

号機間電力融通ケーブルは、通常運転中は、遮断器およびケーブルにより系統から分離し、重大事故等時のみ接続する。

空冷式非常用発電装置、電源車ならびに号機間電力融通恒設ケーブルまたは号機間電力融通予備ケーブルを使用した号機間融通により電力を供給する際、中央制御室で受電後の補機の自動起動を防止するため、補機の操作スイッチを「切断」または「切」にする。

受電後の蓄電池の充電による水素発生防止のため、蓄電池室排気ファン用ダンパおよび中間建屋給気ファン用ダンパを「開」とし、蓄電池室排気ファンおよび中間建屋給気ファンの起動により、蓄電池室の換気を行う。

○ 成立性

所内直流電源設備から給電されている 24 時間以内に、常設代替電源（交流）である空冷式非常用発電装置により、十分な余裕を持って非常用直流母線に繋ぎ込み給電する。また、可搬型代替電源設備（交流）である電源車についても 24 時間以内に十分な余裕を持って給電する。

○ 作業性

暗闇でも視認性がある操作対象遮断器の識別表示を行う。

表-15

<p>操作手順</p> <p>15. 事故時の計装に関する手順等</p>
<p>① 方針目的</p> <p>重大事故等が発生し、計測機器の故障等により、当該重大事故等の対処として監視が必要なパラメータを計測することが困難となった場合に、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するため、計器の故障時の対応、計器の計測範囲を超えた場合への対応、計器電源の喪失時の対応、計測結果を記録することを目的とする。</p>
<p>② 対応手段等</p> <p>監視機能の喪失</p> <p>1. 計器故障時のパラメータ推定</p> <p>当直課長は、パラメータ選定で選定した重要な監視パラメータ（原子炉容器内の温度、圧力および水位、ならびに原子炉容器および原子炉格納容器（以下、「格納容器」という。）への注水量等）または有効な監視パラメータを計測する計器が故障により、計測することが困難となった場合、以下の手段により当該パラメータを推定する。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p>主要パラメータのうち重要な監視パラメータおよび有効な監視パラメータを計測する計器の故障が疑われた場合</p> <p>(2) パラメータ監視の手順</p> <p>a. 発電用原子炉施設の状態を把握するために必要とする重要な監視パラメータについて、他チャンネルまたは他ループの計器がある場合は、当該計器により当該パラメータを計測する。</p> <p>b. パラメータ選定にて選定した重要代替パラメータ（他チャンネルおよび他ループの重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を除く。）の値を用いて以下の方法で推定する。</p> <p>(a) 同一物理量で推定（温度、圧力、水位、流量、放射線量）</p> <p>(b) 水位を注水源もしくは注入先の水位変化または注水量から推定</p> <p>(c) 流量を注水先または注水源の水位変化を監視することにより推定</p> <p>(d) 除熱状態を温度、圧力等の傾向監視により推定</p> <p>(e) 1次冷却系からの漏えいを水位、圧力等の傾向監視することにより推定</p> <p>(f) 圧力と温度を水の飽和状態の関係から推定</p> <p>(g) ほう素濃度と炉心の未臨界性から推定</p> <p>(h) 装置の動作特性により推定</p> <p>(i) その他評価したパラメータの相関関係により推定</p> <p>(3) 代替パラメータの推定方法</p> <p>計器故障時、当該パラメータの他チャンネルまたは他ループの計器がある場</p>

合、他チャンネルの計器による計測を優先し、次に他ループの計器により計測する。

重要代替パラメータ（他チャンネルおよび他ループの重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器除く。）の値により推定を行う際に、推定に使用する計器が複数ある場合、より直接的なパラメータ、検出器の種類および使用環境条件を考慮するとともに、計測される値の確からしさを判断の上で使用するパラメータの優先順位を定める。

2. 計器の計測範囲を超えた場合のパラメータの推定

原子炉容器内の温度、圧力および水位、ならびに原子炉容器および原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータのうち、パラメータの値が計器の計測範囲を超えるものは、原子炉容器内の温度と水位である。

当直課長は、原子炉容器内の温度および水位の値が計器の計測範囲を超えた場合、原子炉施設の状態を推定する。

(1) 原子炉容器内の温度

当直課長は原子炉容器内の温度のパラメータである 1 次冷却材温度が計測範囲を超えた場合、可搬型計測器を接続し、検出器の抵抗を計測し、換算表を用いて温度へ変換する。多様性拡張設備である炉心出口温度が健全である場合は、炉心出口温度による計測を優先する。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等時に 1 次系冷却材高温側温度（広域）または 1 次系冷却材低温側（広域）値が、計器の測定範囲を超えて確認できない場合

(2) 原子炉容器内の水位

当直課長は、原子炉容器内の水位のパラメータである加圧器水位が低下して計測範囲を超えた場合は、原子炉水位で計測する。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等時に加圧器水位が低下し、計器の計測範囲を外れ確認できない場合

(配慮すべき事項)

○ パラメータの選定

炉心損傷防止対策および格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態を監視する主要パラメータは、事象の判別を行う運転手順書の判断基準、炉心の著しい損傷および格納容器破損を防止する運転手順書の適用条件、炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書の適用条件および技術的能力に係る審査基準 1.1～1.10、1.13、1.14 を満足するために必要なパラメータを選定する。

選定した主要パラメータ（パラメータの分類：原子炉容器内の温度、圧力および水位、原子炉容器および格納容器への注水量、格納容器内の温度、圧力、水位、水

素濃度、放射線量率、未臨界の維持または監視、最終ヒートシンクの確保、格納容器バイパスの監視、水源の確保およびアニュラス内の水素濃度)は、以下のとおり分類する。

- (1) 重要な監視パラメータ : 主要パラメータのうち、耐震性、耐環境性を有し、重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器で計測するパラメータをいう。
- (2) 有効な監視パラメータ : 主要パラメータのうち、多様性拡張設備の計器で計測されるが、計測することが困難となった場合でも重大事故等対処設備の計器で計測される代替パラメータを有するものをいう。
- (3) 補助的な監視パラメータ : 原子炉施設の状況や重大事故等対処設備の運転状態等を補助的に監視するパラメータをいう。
さらに、次のとおり重要代替パラメータを選定する。
- (4) 重要代替パラメータ : 重要な監視パラメータの代替パラメータのうち、重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器 (当該重要な監視パラメータの他チャンネルおよび他ループの重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器含む。) ならびに有効な監視パラメータの代替パラメータを計測する重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器により計測されるパラメータをいう。

○ 原子炉施設の状態把握

設計基準を超える状態における原子炉施設の状態を把握する能力として、重要な監視パラメータおよび重要代替パラメータを計測する計器の計測範囲ならびに計器の個数を社内標準に明確に定める。

○ 確からしさの考慮

圧力のパラメータと温度のパラメータを水の飽和状態の関係から推定する場合は、水が飽和状態にないとパラメータに不確かさが生じるため、計器が故障するまでの原子炉施設の状況および事象進展状況を踏まえ、複数の関連パラメータを確認し、有効な情報を得た上で推定する。

格納容器内の水素濃度を装置の動作特性を用いて推定する場合は、間接的な情報により推定するため、不確かさが生じることを考慮する。

アニュラス内の水素濃度を推定する場合は、パラメータの相関関係を用いて、間接的な情報により推定するため、不確かさが生じることを考慮する。

なお、代替パラメータによる推定に当たっては、代替パラメータの誤差による影響を考慮する。

計器電源の喪失

1. 計器電源の喪失時の対応

当直課長は、直流電源が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合、特に重要なパラメータを計測または監視する。

(1) 全交流動力電源喪失および直流電源喪失

当直課長は、全交流動力電源喪失により計測に必要な計器電源が喪失した場合、空冷式非常用発電装置、蓄電池（安全防護系用）、電源車の運転により、計器へ給電する。

代替電源の供給ができない場合は、特に重要なパラメータとして、パラメータ選定で選定した重要な監視パラメータおよび重要代替パラメータを計測する計器については、温度、圧力、水位および流量に係るものについて、可搬型計測器を接続し計測する。ただし、可搬型計測器を用いずに直接確認できるものは現場で確認する。

また、可搬型計測器の計測値を工学値に換算する換算表を準備する。

可搬型計測器による計測においては、計測の選定を行う際の考え方として、同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は、いずれか1つの適切なパラメータを選定し計測または監視する。同一の物理量について、複数のパラメータがある場合は、いずれか1つの適切なパラメータを選定し、計測または監視する。

a. 手順着手の判断基準

直流電源が喪失した場合において、中央制御室でのパラメータが監視できない場合。

(配慮すべき事項)

○ 電源確保

全交流動力電源および直流電源喪失時は、空冷式非常用発電装置、蓄電池（安全防護系用）、電源車等の運転により、計器へ給電する。

給電の手順は、表—14「電源の確保に関する手順等」参照。

重大事故等時のパラメータを記録する手順

緊急時対策本部は、パラメータ選定で選定した重要な監視パラメータおよび重要代替パラメータ（格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度および放射線量率等）は、安全パラメータ表示システム（SPDS）、SPDS表示装置または可搬型温度計測装置により計測結果を記録する。ただし、複数の計測結果を使用し計算により推定する監視パラメータ（計測結果を含む。）の値や現場操作時のみ監視する現場の指示値は記録用紙に記録する。

安全パラメータ表示システム（SPDS）、SPDS表示装置および可搬型温度計測装置に記録された監視パラメータの計測結果は、記録容量を超える前に定期的にメディア（記録媒体）に保存する。

(1) 手順着手の判断基準

重大事故等が発生した場合

(配慮すべき事項)

○ 原子炉施設の状態把握

設計基準を超える状態における原子炉施設の状態を把握する能力として、重要な監視パラメータおよび重要代替パラメータを計測する計器の計測範囲ならびに計器の個数を社内標準に明確に定める。

表-16

<p>操作手順</p> <p>16. 中央制御室の居住性に関する手順等</p>
<p>① 方針目的</p> <p>重大事故等が発生した場合において、運転員が中央制御室にとどまるために必要な対処設備および資機材を活用した居住性の確保、汚染の持ち込み防止を図ることを目的とする。</p>
<p>② 対応手段等</p> <p>居住性の確保</p> <p>当直課長は、重大事故等が発生した場合において、中央制御室にとどまる運転員の被ばく線量を7日間で100mSvを超えないよう、中央制御室遮蔽および中央制御室空調装置の外気を遮断した閉回路循環運転（以下、「中央制御室換気隔離モード」という。）により、環境に放出された放射性物質等による放射線被ばくから運転員等を防護するとともにマネジメント（マスク等）による放射線防護措置等にて被ばくを低減し、以下の手順等で中央制御室の居住性を確保する。</p> <p>1. 中央制御室空調装置の運転手順等</p> <p>当直課長は、環境に放出された放射性物質等による放射線被ばくから運転員等を防護するため、中央制御室換気隔離モードでの運転を行い、中央制御室非常用循環フィルタユニットに内蔵されたよう素フィルタおよび微粒子フィルタにより放射性物質を除去する。</p> <p>全交流動力電源が喪失した場合は、手動による系統構成を行い、代替交流電源設備により受電し中央制御室空調装置を運転する。</p> <p>(1) 交流動力電源が正常な場合</p> <p>当直課長は、非常用炉心冷却設備作動信号の発信または中央制御室エリアモニタ指示値上昇による中央制御室換気隔離信号の発信を確認した場合、中央制御室空調装置が中央制御室換気隔離モードで運転中であることを確認する。</p> <p>また、当直課長は、中央制御室内の酸素濃度および二酸化炭素濃度の測定を行い、酸素濃度または二酸化炭素濃度が制限値を満足できない場合は、外気を取り入れを実施する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>非常用炉心冷却設備作動信号発信による中央制御室換気隔離信号または中央制御室エリアモニタ指示値上昇により中央制御室換気隔離信号の発信を確認した場合</p> <p>(2) 全交流動力電源が喪失した場合</p> <p>当直課長は、全交流動力電源喪失により、中央制御室空調装置が中央制御室換気隔離モードにできない場合は、手動によるダンパの開操作により中央制御室換気隔離モードの系統構成を行い、代替交流電源設備による給電後、中央制御室空調装置を運転する。</p>

また、当直課長は、中央制御室内の酸素濃度および二酸化炭素濃度の測定を行い、酸素濃度または二酸化炭素濃度が制限値を満足できない場合は、外気を取り入れを実施する。

a. 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失により、中央制御室空調装置が中央制御室換気隔離モードにできない場合

2. 中央制御室の照明を確保する手順

当直課長は、全交流動力電源喪失時に、中央制御室の照明が使用できない場合、可搬型照明（SA）の内蔵蓄電池による照明を確保し、代替交流電源設備による給電後、可搬型照明（SA）を可搬型照明用電源に接続し中央制御室の照明を引き続き確保する。

(1) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時に、中央制御室非常用照明が使用できない場合

3. 中央制御室内の酸素濃度および二酸化炭素濃度の測定手順

当直課長は、中央制御室空調装置が中央制御室換気隔離モードとなった場合、中央制御室内の酸素濃度および二酸化炭素濃度の測定を行う。

(1) 手順着手の判断基準

中央制御室空調装置が中央制御室換気隔離モードとなった場合

4. その他の放射線防護措置等に関する手順等

(1) 重大事故等時の全面マスクの着用手順

当直課長は、炉心出口温度等により炉心損傷が予想される事態となった場合、炉心損傷の兆候が見られた場合または発電所対策本部長が必要と判断した場合は、運転員等の内部被ばくを低減するため、全面マスクの着用を指示する。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等が発生し、炉心出口温度等により炉心損傷が予想される事態となった場合または炉心損傷の兆候が見られた場合

または、発電所対策本部長が運転員等および緊急安全対策要員のマスク着用が必要と判断した場合

(2) 重大事故等時の運転員等の被ばく低減および被ばく線量の平準化

当直課長は、運転員等の被ばく低減および被ばく線量の平準化のため、発電所対策本部長等と協議の上、長期的な保安の観点から運転員等の交代要員体制を確立する。

また、交代要員は運転員等の交代に伴う移動時の放射線防護措置やチェンジングエリア等の各境界における汚染管理を行うことで被ばくの低減を図る。

(配慮すべき事項)

○ 優先順位

照明確保の優先順位は、多様性拡張設備である中央制御室非常用照明を優先して使用し、中央制御室非常用照明が使用できない場合は可搬型照明（SA）を使用する。

汚染の持ち込み防止

1. チェンジングエリアの設置手順

緊急時対策本部は、原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生した場合に、中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため、身体サーベイおよび防護具の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置する。なお、チェンジングエリアの区画を恒設化し、速やかに使用できるようにする。

緊急時対策本部は、全交流動力電源喪失時にチェンジングエリア設置場所の照明が使用できない場合は可搬型照明（SA）の内蔵蓄電池による照明を確保し、代替交流電源設備により給電後、可搬型照明（SA）を電源に接続しチェンジングエリアの照明を引き続き確保する

(1) 手順着手の判断基準

原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生した場合

(配慮すべき事項)

○ 優先順位

照明確保の優先順位は、常設の多様性拡張設備であるチェンジングエリア非常用照明を優先して使用し、チェンジングエリア非常用照明が使用できない場合は可搬型照明（SA）を使用する。

居住性の確保・**汚染の持ち込み防止**

(配慮すべき事項)

○ 放射線管理

チェンジングエリアでは、現場作業を行う運転員等の身体サーベイを行い、汚染が確認された場合、サーベイエリアに隣接した除染エリアにて除染を行う。除染により廃水が発生した場合は、ウエスに染み込ませることで放射性廃棄物として廃棄する。

○ 電源確保

全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備により中央制御室空調装置および可搬型照明（SA）へ給電する。給電の手順は、表—14「電源の確保に関する手順等」参照。

表-17

<p>操作手順</p> <p>17. 監視測定等に関する手順等</p>
<p>① 方針目的</p> <p>重大事故等が発生した場合に発電所およびその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において原子炉施設から放出される放射性物質の濃度および放射線量を監視し、および測定し、ならびにその測定結果を記録するため、放射性物質の濃度および放射線量を測定することを目的とする。また、発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、およびその測定結果を記録するため風向、風速その他の気象条件を測定することを目的とする。</p>
<p>② 対応手段等</p> <p><u>放射性物質の濃度および放射線量の測定</u></p> <p>緊急時対策本部は、重大事故等が発生した場合に、発電所およびその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において原子炉施設から放出される放射性物質の濃度および放射線量を監視し、および測定し、ならびにその測定結果を記録する。</p> <p>重大事故等時の放射性物質の濃度および放射線量の測定頻度については、可搬式モニタリングポスト（モニタステーションおよびモニタポストが使用できる場合はモニタステーションおよびモニタポストを使用）を用いた放射線量の連続測定を行う。また、放射性物質の濃度の測定（空気中、水中、土壌中）および海上モニタリングは、1回/日以上を目安とするが、測定頻度は原子炉施設の状態および放射性物質の放出状況を考慮し変更する。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. モニタステーションおよびモニタポストによる放射線量の測定 <p>緊急時対策本部は、重大事故等時の発電所敷地境界付近の放射線量は、モニタステーションおよびモニタポストにより監視し、および測定し、ならびにその測定結果を記録する。</p> 2. 可搬式モニタリングポストによる放射線量の代替測定 <p>緊急時対策本部は、重大事故等時にモニタステーションまたはモニタポストが機能喪失した場合、可搬式モニタリングポストにより放射線量を監視し、および測定し、ならびにその測定結果を記録する。</p> <ol style="list-style-type: none"> (1) 手順着手の判断基準 <p>重大事故等発生後、モニタステーションまたはモニタポストの故障等により、モニタステーションおよびモニタポストのいずれかの放射線量の測定機能が喪失した場合</p> 3. 可搬式モニタリングポストによる原子炉格納施設を囲む 8 方位の放射線量の測定 <p>緊急時対策本部は、原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象が発生した場合、発電所山岳および海岸の敷地境界方向を含み原子炉格納施設を囲む 8 方位の</p>

放射線量は、可搬式モニタリングポストにより監視し、および測定し、ならびにその測定結果を記録する。ただし、多様性拡張設備であるモニタステーションおよびモニタポストが使用できる場合の当該 6 方位の測定については、モニタステーションおよびモニタポストを優先して使用する。

(1) 手順着手の判断基準

原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象が発生した場合

4. 放射性物質の濃度の代替測定

(1) 可搬型放射線計測装置による空気中の放射性物質の濃度の測定

緊急時対策本部は、重大事故等時の放射性物質の濃度（空气中）について、可搬型放射線計測装置（可搬式ダストサンプラ、GM汚染サーベイメータ、NaIシンチレーションサーベイメータ）により監視し、および測定し、ならびにその測定結果を記録する。

放射性物質の濃度（空气中）を測定する優先順位は、多様性拡張設備である移動式放射能測定装置（モニタ車）を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合、可搬型放射線計測装置（可搬式ダストサンプラ、GM汚染サーベイメータ、NaIシンチレーションサーベイメータ）を使用する。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等発生後、移動式放射能測定装置（モニタ車）に搭載しているダスト・よう素サンプラ、GM汚染サーベイメータまたはよう素モニタの故障等により、移動式放射能測定装置（モニタ車）による放射性物質の濃度の測定機能が喪失した場合

5. 可搬型放射線測定装置等による放射性物質の濃度および放射線量の測定

緊急時対策本部は、重大事故等時の発電所およびその周辺（周辺海域を含む。）における、放射性物質の濃度（空气中、水中、土壌中）および放射線量について、可搬型放射線計測装置（可搬式ダストサンプラ、GM汚染サーベイメータ、NaIシンチレーションサーベイメータ、ZnSシンチレーションサーベイメータおよびβ線サーベイメータ）および電離箱サーベイメータにより監視し、および測定し、ならびにその測定結果を記録する。

周辺海域については、小型船舶を用いた海上モニタリングを行う。

(1) 可搬型放射線計測装置による空気中の放射性物質の濃度の測定

緊急時対策本部は、重大事故等時に原子炉施設から放射性物質が放出された場合において発電所およびその周辺の空気中の放射性物質の濃度の測定が必要と判断した場合に、放射性物質の濃度を測定する。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等の発生により、格納容器排気筒ガスモニタ等の指示値を確認し、原子炉施設から放射性物質が放出された場合において発電所およびその周辺の空気中の放射性物質の濃度の測定が必要と判断した場合。

(2) 可搬型放射線計測装置による水中の放射性物質の濃度の測定

緊急時対策本部は、重大事故等時に原子炉施設から放射性物質が放出のおそれがある、または放出された場合に、可搬型放射線計測装置により水中の放射性物質の濃度を測定する。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等発生後、廃棄物処理設備排水モニタの指示値等を確認し、原子炉施設から周辺海域への放水に放射性物質が含まれるおそれがある場合

(3) 可搬型放射線計測装置による土壌中の放射性物質の濃度の測定

緊急時対策本部は、重大事故等時に原子炉施設から放射性物質が放出された場合において発電所およびその周辺の土壌中の放射性物質の濃度の測定が必要と判断した場合に、放射性物質の濃度を測定する。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等発生後、格納容器排気筒ガスモニタ等の指示値を確認し、原子炉施設から放射性物質が放出され、土壌中の放射性物質の濃度の測定が必要となった場合（プルーム通過後）

(4) 海上モニタリング測定

緊急時対策本部は、周辺海域での海上モニタリングが必要と判断した場合に、小型船舶で電離箱サーベイメータおよび可搬型放射線計測装置により放射性物質の濃度および放射線量を測定する。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等発生後、格納容器排気筒ガスモニタ等の指示値等を確認し、原子炉施設から周辺海域への放射性物質放出が確認される等により小型船舶による海上モニタリングが必要となった場合

6. バックグラウンド低減対策等

(1) モニタステーション、モニタポストおよび可搬式モニタリングポストのバックグラウンド低減対策

緊急時対策本部は、事故後の周辺汚染により測定ができなくなることを避けるため、バックグラウンド低減対策を行う。

a. 重大事故等により放射性物質の放出のおそれがある場合、モニタステーション、モニタポストおよび可搬式モニタリングポストの検出器の養生を行う。

b. 放射性物質の放出によりモニタステーション、モニタポストまたは可搬式モニタリングポスト配置場所周辺の汚染を確認した場合、周辺の汚染レベルを確認し、測定設備の除染、周辺の土壌撤去、樹木の伐採等を行い、バックグラウンドレベルを低減する。

(a) 手順着手の判断基準

重大事故等により放射性物質の放出のおそれがあることを確認した場合

(2) 放射性物質の濃度測定時のバックグラウンド低減対策

緊急時対策本部は、重大事故等発生後の周辺汚染により放射性物質の濃度測定時のバックグラウンドが上昇し、可搬型放射線計測装置が測定不能になった場合、可搬型放射線計測装置の検出器周囲を遮蔽材で囲むこと等の対策によりバックグラウンドレベルを低減させて、放射性物質の濃度を測定する。

(3) 敷地外でのモニタリングにおける他の機関との連携体制

緊急時対策本部は、重大事故等時の敷地外でのモニタリングについては、国、地方公共団体と連携して策定されるモニタリング計画にしたいがい、資機材の支援およびモニタリングに係る要員の動員、放出源情報を提供するとともにモニタリングに協力する。

風向、風速その他の気象条件の測定

緊急時対策本部は、重大事故等が発生した場合に、発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、およびその測定結果を記録する。

気象観測設備および可搬型気象観測装置による風向、風速その他気象条件の測定は、連続測定を行う。

1. 可搬型気象観測装置による気象観測項目の代替測定

緊急時対策本部は、重大事故等時の風向、風速その他気象条件を可搬型気象観測装置により測定し、およびその測定結果を記録する。

また、風向、風速その他気象条件を測定する優先順位は、多様性拡張設備である気象観測設備を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合、可搬型気象観測装置を使用する。

(1) 手順着手の判断基準

重大事故等発生後、気象観測設備の故障等により、気象観測設備による風向、風速、日射量、放射収支量および雨量の測定機能が喪失した場合。

気象観測設備の測定機能喪失の確認については、中央制御室の共通盤の指示値および警報表示にて確認する。

2. 気象観測設備による気象観測項目の測定

緊急時対策本部は、重大事故等が発生した場合に、気象観測設備により発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、およびその測定結果を記録する。

モニタステーションおよびモニタポストへの代替交流電源設備からの給電

緊急時対策本部は、全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備によりモニタステーションおよびモニタポストへ給電する。

給電の優先順位は、多様性拡張設備であるモニタステーションおよびモニタポスト専用の無停電電源装置からの給電を優先し、代替交流電源設備による給電が開始されれば給電元を切り替える。

その後、代替交流電源設備（電源車（緊急時対策所用））によりモニタステーション

およびモニタポストへ給電する。

給電の手順は、表—18「緊急時対策所の居住性等に関する手順等」参照。

モニタステーションおよびモニタポストは、電源が喪失した状態から給電した場合は、自動的に放射線量の連続測定を開始する。

(1) 手順着手の判断基準

全交流動力電源が喪失した場合

表-18

<p>操作手順</p> <p>18. 緊急時対策所の居住性等に関する手順等</p>
<p>① 方針目的</p> <p>緊急時対策所に関し、重大事故等が発生した場合においても、重大事故等に対処するために必要な指示を行う緊急時対策本部要員が緊急時対策所にとどまり、重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに、発電所の内外の通信連絡を行う必要のある場所と通信連絡し、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する等の緊急時対策本部としての機能を維持するために必要な、居住性の確保、必要な指示および通信連絡、必要な数の要員の収容、代替電源設備からの給電を行うことを目的とする。</p>
<p>② 対応手段</p> <p>居住性の確保</p> <p>緊急時対策本部は、重大事故等が発生した場合、緊急時対策所可搬型空気浄化ファンおよび緊急時対策所可搬型空気浄化フィルタユニット（以下「緊急時対策所可搬型空気浄化装置」という。）による放射性物質の侵入低減、空気供給装置による希ガス等の放射性物質の侵入防止等の放射線防護措置により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う緊急時対策本部要員等の被ばく線量を7日間で100mSvを超えないようにするため、以下の手順等により緊急時対策所の居住性を確保する。</p> <p>1. 緊急時対策所の立上げの手順</p> <p>緊急時対策本部は、緊急時対策所を使用し、緊急時対策本部を設置するための準備として、緊急時対策所を立ち上げる。</p> <p>(1) 緊急時対策所可搬型空気浄化装置運転手順</p> <p>緊急時対策本部は、緊急時対策所可搬型空気浄化ファンを接続、起動し、必要な換気を確保するとともに、緊急時対策所可搬型空気浄化フィルタを通気することにより放射性物質の侵入を低減する。</p> <p>全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備からの給電により、緊急時対策所可搬型空気浄化ファンを起動する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>緊急時対策所の立上げ時</p> <p>(2) 空気供給装置による空気供給準備手順</p> <p>緊急時対策本部は、空気供給装置の系統構成を行い、漏えい等がないことを確認し、切替えの準備を行う。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>緊急時対策所の立上げ時</p>

(3) 緊急時対策所内の酸素濃度および二酸化炭素濃度の測定手順

緊急時対策本部は、緊急時対策所の居住性確保の観点から、緊急時対策所指揮所および緊急時対策所待機場所内の酸素濃度および二酸化炭素濃度の測定を行う。

a. 手順着手の判断基準

緊急時対策所換気設備を運転している場合

2. 原子力災害対策特別措置法第 10 条事象発生時の手順

緊急時対策本部は、原子力災害対策特別措置法第 10 条事象が発生した場合に、緊急時対策所内に緊急時対策所内可搬型エリアモニタを、原子炉補助建屋内でかつ、緊急時対策所の外に緊急時対策所外可搬型エリアモニタを設置し、放射線量の測定を開始する。可搬式モニタリングポストのうち、3号炉および4号炉の原子炉格納容器と緊急時対策所の間に設置する可搬式モニタリングポストを、緊急時対策所内を加圧するための判断に用いる。

(1) 緊急時対策所内可搬型エリアモニタおよび緊急時対策所外可搬型エリアモニタ設置手順

緊急時対策所内に緊急時対策所内可搬型エリアモニタを、原子炉補助建屋内でかつ、緊急時対策所の外に緊急時対策所外可搬型エリアモニタを設置する。

a. 手順着手の判断基準

原子力災害対策特別措置法第 10 条事象が発生した場合

(2) その他の手順項目にて考慮する手順

3号炉および4号炉の原子炉格納容器と緊急時対策所の間に設置する可搬式モニタリングポストを設置する手順は、表-17「監視測定等に関する手順等」参照。

3. 重大事故等が発生した場合の放射線防護等に関する手順等

緊急時対策本部は、重大事故等が発生した場合、重大事故等に対処するために必要な指示を行う緊急時対策本部要員等を防護し、居住性を確保する措置を行う。

(1) 緊急時対策所にとどまる緊急時対策本部要員について

プルーム通過中においても、緊急時対策所にとどまる要員は、休憩、仮眠をとるための交代要員を考慮して、緊急時対策所で重大事故等に対処するために必要な緊急時対策本部要員と、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な緊急時対策本部要員とする。

(2) 空気供給装置への切替準備手順

緊急時対策本部は、可搬式モニタリングポストの指示上昇や炉心損傷が生じる等、プルーム放出のおそれがあると判断した場合、パラメータの監視強化および緊急時対策所換気設備切替えのための要員配置を行う。

a. 手順着手の判断基準

プルーム放出のおそれがある場合

具体的には以下のいずれかに該当した場合

- (a) プルーム放出前の段階において、直接線、スカイシャイン線により、3号炉および4号炉の原子炉格納容器と緊急時対策所間に設置する可搬式モニタリングポストの指示が上昇傾向となった場合
- (b) 中央制御室から炉心損傷が生じた旨の連絡、情報があった場合。または、緊急時対策所でのプラント状態監視の結果、発電所対策本部長が炉心損傷の可能性を踏まえ、プルーム放出に備える必要があると判断した場合
- (c) 炉心損傷前であって中央制御室から原子炉格納容器破損が生じた旨の連絡、情報があった場合。または、緊急時対策所でのプラント状態監視の結果、発電所対策本部長が原子炉格納容器破損の可能性を踏まえ、プルーム放出に備える必要があると判断した場合

(3) 空気供給装置への切替手順

緊急時対策本部は、原子炉格納容器からプルームが放出され、3号炉および4号炉の原子炉格納容器と緊急時対策所間に設置した可搬式モニタリングポストおよび緊急時対策所外可搬型エリアモニタの指示値が上昇した場合、速やかに緊急時対策所指揮所および緊急時対策所待機場所における緊急時対策所換気設備を緊急時対策所可搬型空気浄化装置から空気供給装置へ切り替えるとともに、緊急時対策所内の酸素濃度および二酸化炭素濃度の測定結果に応じ、それぞれの空気流入量を調整する。

a. 手順着手の判断基準

以下のいずれかに該当した場合

- (a) 3号炉および4号炉の原子炉格納容器と緊急時対策所間に設置した可搬式モニタリングポストの指示が上昇傾向にある場合
- (b) 緊急時対策所外可搬型エリアモニタの指示が0.1mSv/h以上となった場合

(4) 緊急時対策所可搬型空気浄化装置への切替手順

緊急時対策本部は、3号炉および4号炉の原子炉格納容器と緊急時対策所間に設置した可搬式モニタリングポストおよび緊急時対策所外可搬型エリアモニタの指示が低下し、緊急時対策所周辺から希ガスの影響が減少したと判断した場合、緊急時対策所換気設備を空気供給装置から緊急時対策所可搬型空気浄化装置へ切り替える。

a. 手順着手の判断基準

3号炉および4号炉の原子炉格納容器と緊急時対策所間に設置した可搬式モニタリングポストおよび緊急時対策所外可搬型エリアモニタにて空気吸収線量率等を継続的に監視し、その指示値がプルーム接近時の指示値に比べ急激に低下した場合

必要な指示および通信連絡

緊急時対策本部は、重大事故等が発生した場合、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等が、緊急時対策所の情報収集設備および通信連絡設備により、必要なプラントパラメータ等を監視または収集し、重大事故等に対処するために必要な情報を把握するとともに、重大事故等に対処するための対策の検討を行う。

重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料を、緊急時対策所指揮所に整備する。当該資料は常に最新となるよう通常時から維持、管理する。

重大事故等が発生した場合、緊急時対策所の通信連絡設備により、発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う。

全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備により緊急時対策所の情報収集設備および通信連絡設備へ給電する。

1. 緊急時対策所情報収集設備によるプラントパラメータ等の監視手順

緊急時対策本部は、重大事故等が発生した場合、緊急時対策所情報収集設備である安全パラメータ表示システム(SPD S)、安全パラメータ伝送システムおよびSPD S表示装置により重大事故等に対処するために必要なプラントパラメータ等を監視する手順を整備する。

(1) 手順着手の判断基準

緊急時対策所の立ち上げ時。

2. 重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料の整備について

各課室長は、重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料を、緊急時対策所指揮所に整備する。当該資料は常に最新となるよう通常時から維持、管理する。

3. 通信連絡に関する手順等

緊急時対策本部は、重大事故等が発生した場合、緊急時対策所の通信連絡設備により、発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う。

発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための通信連絡設備の使用法等、必要な手順は、表-19「通信連絡に関する手順等」参照。

必要な数の要員の収容

緊急時対策所には、重大事故等に対処するために必要な指示を行う緊急時対策本部要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の緊急時対策本部要員を含めた重大事故等に対処するために必要な数の緊急時対策本部要員を収容する。

緊急時対策本部は、これらの緊急時対策本部要員を収容するため、以下の手順等により必要な資機材、飲料水、食料等を配備するとともに、維持、管理し、放射線管理等の運用を行う。

1. 放射線管理について

(1) 放射線管理用資機材の維持管理について

緊急時対策本部は、重大事故等に対処するために必要な指示を行う緊急時対策本部要員や現場作業を行う緊急時対策本部要員等の対策要員の装備（線量計、マスク等）を配備し、維持、管理し、重大事故等時にはこれらを用いて十分な放射線管理を行う。

(2) チェンジングエリアの運用手順

緊急時対策所は、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、身体サーベイおよび防護具の着替え等を行うためのチェンジングエリアを通常時から設置し、緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下になった場合に運用する。

a. 手順着手の判断基準

可搬式モニタリングポスト等にて空気吸収線量率等を監視し、プルームの通過および屋外作業可能なレベルまでの低下が確認された場合

(3) 緊急時対策所可搬型空気浄化装置の切替手順

緊急時対策本部は、緊急時対策所可搬型空気浄化フィルタユニットの線量が上昇するなど、緊急時対策所可搬型空気浄化フィルタユニットの切替えが必要となった場合、待機側へ切り替え、線量に応じ、交換、保管する。

a. 手順着手の判断基準

フィルタユニットの線量上昇等により運転中の緊急時対策所可搬型空気浄化装置の切替えが必要となった場合

2. 飲料水、食料等について

所長室長は、少なくとも外部からの支援なしに1週間活動するために必要な飲料水および食料等を備蓄し、維持、管理する。

代替電源設備からの給電

緊急時対策本部は、緊急時対策所立上げ時における代替電源として、電源車（緊急時対策所用）から緊急時対策所へ給電する。

なお、安全パラメータ表示システム（SPDS）、安全パラメータ伝送システムおよびSPDS表示装置のうち、3号炉および4号炉の原子炉補助建屋に設置した機器は、全交流動力電源喪失時において、空冷式非常用発電装置から給電する。

給電の手順は、表-14「電源の確保に関する手順等」および表-19「通信連絡に関する手順等」参照。

1. 電源車（緊急時対策所用）による給電

緊急時対策所立上げ時は、電源車（緊急時対策所用）から緊急時対策所へ給電する。なお、1号炉側非常用電源から受電が継続されている場合は、その状態を

継続してもよい。

代替交流電源である電源車（緊急時対策所用）は、緊急時対策所の立上げ時にケーブル接続等の準備を行うとともに、起動し緊急時対策所へ給電を開始する。

緊急時対策本部は、緊急時対策所立上げ時には、待機側の電源車（緊急時対策所用）も起動して無負荷運転で待機する。故障等により発電機の切替えが必要になった場合には、速やかに待機側の電源車（緊急時対策所用）からの給電に切り替える。

(1) 電源車（緊急時対策所用）準備手順

緊急時対策本部は、緊急時対策所立上げ時にケーブル接続を行う。

a. 手順着手の判断基準

緊急時対策所の立上げ時

(2) 電源車（緊急時対策所用）起動手順

緊急時対策本部は、緊急時対策所立上げ時に電源車（緊急時対策所用）の起動を行う。

a. 手順着手の判断基準

緊急時対策所の立上げ時

(3) 電源車（緊急時対策所用）の切替えおよび燃料給油手順

a. 電源車（緊急時対策所用）の切替手順

緊急時対策本部は、使用中の電源車（緊急時対策所用）に故障等が発生した場合、電源車（緊急時対策所用）の切替えを行う。

(a) 手順着手の判断基準

使用中の電源車（緊急時対策所用）に故障等が発生した場合など、運転中の電源車（緊急時対策所用）の停止が必要となった場合

b. 電源車（緊急時対策所用）燃料タンクへの燃料給油手順

緊急時対策本部は、電源車（緊急時対策所用）を運転し燃料補給が必要となった場合、燃料油貯油所からタンクローリーへ給油し、電源車（緊急時対策所用）燃料タンクへ補給を行う。

(a) 手順着手の判断基準

電源車（緊急時対策所用）を運転した場合において、各発電機の燃料の管理油量を確認後、定格負荷運転時における燃料補給作業着手時間に達した場合、または待機側の電源車（緊急時対策所用）にあっては、無負荷運転時における燃料補給作業着手時間に達した場合

(4) 電源車（緊急時対策所用）の待機運転手順

緊急時対策本部は、プルーム放出のおそれがある場合、待機側の電源車（緊急時対策所用）の無負荷運転を継続する。

a. 手順着手の判断基準

プルーム放出のおそれがある場合

必要な数の要員の収容・代替電源設備からの給電

(配慮すべき事項)

○ 放射線管理

(1) チェンジングエリア内では現場作業を行う緊急時対策本部要員等の身体サーベイを行い、汚染が確認された場合には、サーベイエリアに隣接した除染エリアにて除染を行う。除染による廃水が発生した場合、ウエスに染み込ませることで放射性廃棄物として廃棄する。

(2) 現場作業を行う緊急時対策本部要員等が緊急時対策所の外で身体サーベイを待つ場合、周辺からの放射線影響を低減するため、遮蔽効果のある原子炉補助建屋内で待機する。

○ 燃料補給

電源車（緊急時対策所用）への給油は、定格負荷運転における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯油そうおよびタンクローリーを用いて実施する。その後の補給は、定格負荷運転時の給油間隔を目安に実施する。

重大事故等時7日間連続運転継続するために必要な燃料（重油）の備蓄量については、表-14「電源の確保に関する手順等」参照。

表-19

<p>操作手順</p> <p>1. 通信連絡に関する手順等</p>
<p>① 方針目的</p> <p>重大事故等が発生した場合において、発電所内の通信連絡設備、発電所外（社内外）との通信連絡設備により発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うことを目的とする。</p>
<p>② 対応手段等</p> <p>発電所内の通信連絡</p> <p>1. 発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等</p> <p>緊急時対策本部は、重大事故等が発生した場合、通信設備（発電所内）により、運転員等および緊急安全対策要員が、中央制御室、屋内外の作業場所、モニタ車、緊急時対策所との間で相互に通信連絡を行うために、衛星電話（固定）、衛星電話（携帯）、トランシーバー、携行型通話装置およびインターフォンを使用する。</p> <p>a. 全交流動力電源喪失時は、代替電源設備（電池を含む。）により、これらの設備へ給電する。</p> <p>b. データ伝送設備（発電所内）により緊急時対策所へ、重大事故等に対処するために必要なデータを伝送し、パラメータを共有するために、安全パラメータ表示システム（SPDS）およびSPDS表示装置を使用する。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p>重大事故等が発生した場合において、通信設備（発電所内）およびデータ伝送設備（発電所内）により、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡または通話通信確認を行う場合</p> <p>(配慮すべき事項)</p> <p>○ 優先順位</p> <p>通信連絡を行う場合は、多様性拡張設備である運転指令設備（1号および2号炉送受話器）、運転指令設備（3号および4号炉送受話器）、電力保安通信用電話設備（保安電話（固定）、保安電話（携帯））および無線通話装置の使用を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合は、衛星電話（固定）、衛星電話（携帯）、トランシーバー、携行型通話装置およびインターフォンを使用する。</p> <p>2. 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する手順等</p> <p>緊急時対策本部は、直流電源喪失時等、可搬型の計測器にて、炉心損傷防止および格納容器破損防止に必要なパラメータ等の特に重要なパラメータを計測し、その結果を通信設備（発電所内）により発電所内の必要な場所で共有する場合、</p>

現場と中央制御室との連絡には携行型通話装置を使用し、現場または中央制御室と緊急時対策所との連絡には衛星電話（固定）および衛星電話（携帯）を使用する。

(1) 手順着手の判断基準

特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測し、その結果を通信設備（発電所内）により、発電所内の必要な場所で共有する場合

(配慮すべき事項)

○ 優先順位

通信連絡を行う場合は、多様性拡張設備である運転指令設備（1号および2号炉送受話器）、運転指令設備（3号および4号炉送受話器）、電力保安通信用電話設備（保安電話（固定）、保安電話（携帯））および無線通話装置の使用を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合は、衛星電話（固定）、衛星電話（携帯）および携行型通話装置を使用する。

発電所外（社内外）との通信連絡

1. 発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等

緊急時対策本部は、重大事故等が発生した場合において、通信設備（発電所外）により、緊急時対策所の緊急安全対策要員が、緊急時対策所と原子力事業本部、本店、モニタ車、国、地方公共団体、その他関係機関等との間で通信連絡を行うために、衛星電話（固定）、衛星電話（携帯）、衛星電話（可搬）、緊急時衛星通報システムおよび統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（TV会議システム、IP電話、IP-FAX）を使用する。

- a. 全交流動力電源喪失時は、代替電源設備（電池を含む。）により、これらの設備へ給電する。
- b. データ伝送設備（発電所外）により、国の緊急時対策支援システム（ERS S）等へ、必要なデータを伝送し、パラメータを共有するために、安全パラメータ表示システム（SPDS）および安全パラメータ伝送システムを使用する。

(1) 手順着手の判断基準

重大事故等が発生した場合において、通信設備（発電所外）およびデータ伝送設備（発電所外）により、発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡または通話通信確認を行う場合

(配慮すべき事項)

○ 優先順位

通信連絡を行う場合は、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（TV会議システム、IP電話、IP-FAX）および緊急時衛星通報システムならびに多様性拡張設備である、加入電話、加入ファクシミリ、携帯電

話、電力保安通信用電話設備（保安電話（固定）、保安電話（携帯）、衛星保安電話）、社内ＴＶ会議システムおよび無線通話装置の使用を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合は、衛星電話（固定）、衛星電話（携帯）、衛星電話（可搬）を使用する。

2. 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所で共有する手順等

緊急時対策本部は、直流電源喪失時等、可搬型の計測器にて、炉心損傷防止および格納容器破損防止に必要なパラメータ等の特に重要なパラメータを計測し、その結果を通信設備（発電所外）により発電所外（社内外）の必要な場所で共有する場合、緊急時対策所と原子力事業本部、本店、国、地方公共団体等との連絡には衛星電話（固定）、衛星電話（携帯）、衛星電話（可搬）および統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（ＴＶ会議システム、ＩＰ電話、ＩＰ－ＦＡＸ）を使用する。

(1) 手順着手の判断基準

特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測し、その結果を通信設備（発電所外）により、発電所外（社内外）の必要な場所で共有する場合

(配慮すべき事項)

○ 優先順位

通信連絡を行う場合は、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（ＴＶ会議システム、ＩＰ電話、ＩＰ－ＦＡＸ）ならびに多様性拡張設備である、加入電話、加入ファクシミリ、携帯電話、電力保安通信用電話設備（保安電話（固定）、保安電話（携帯）、衛星保安電話）、社内ＴＶ会議システムおよび無線通話装置の使用を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合は、衛星電話（固定）、衛星電話（携帯）、衛星電話（可搬）を使用する。

発電所内の通信連絡・発電所外（社内外）との通信連絡

(配慮すべき事項)

○ 代替電源設備からの給電

当直課長は、全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により、衛星電話（固定）、衛星電話（可搬）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（ＴＶ会議システム、ＩＰ電話、ＩＰ－ＦＡＸ）、緊急時衛星通報システム、安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）、安全パラメータ伝送システムおよびＳＰＤＳ表示装置へ給電する。

給電の手順は、表—１４「電源の確保に関する手順等」および表—１８「緊急時対策所の居住性等に関する手順等」参照。

表－２０ 重大事故等対策における操作の成立性（１／７）

操作 手順 No.	対応手段	要員	要員数	想定 時間
1	手動による原子炉緊急停止	運転員等 (中央制御室、現場)	3	17分
2	タービン動補助給水ポンプ（現場手動操作）およびタービン動補助給水ポンプ起動弁（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	運転員等 (中央制御室、現場)	3	20分
	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	No. 3にて整備する。		
3	タービン動補助給水ポンプ（現場手動操作）およびタービン動補助給水ポンプ起動弁（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	No. 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※ ¹	運転員等 (中央制御室、現場)	4	15分
	窒素ポンベ（加圧器逃がし弁作動用）による加圧器逃がし弁の機能回復※ ¹	運転員等 (中央制御室、現場)	3	35分
	可搬式空気圧縮機（加圧器逃がし弁作動用）による加圧器逃がし弁の機能回復	運転員等 (中央制御室、現場)	3	35分
	可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）による加圧器逃がし弁の機能回復	運転員等 (中央制御室、現場)	2	41分
	緊急安全対策要員	2		
4	A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	運転員等 (中央制御室、現場)	2	15分
	恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水※ ¹	運転員等 (中央制御室、現場)	3	26分
	可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水	運転員等 (中央制御室、現場)	3	8時間
		緊急安全対策要員	19	
	A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	運転員等 (中央制御室、現場)	2	15分

※ 1：有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

表－２０ 重大事故等対策における操作の成立性（２／７）

操作 手順 No.	対応手段	要員	要員数	想定 時間
4	B充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注水※ ¹	運転員等 （中央制御室、現場）	4	85分
		緊急安全対策要員	3	
	主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による蒸気放出	No. 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の機能回復と同様）		
	蓄圧タンクによる炉心注水	運転員等 （中央制御室、現場）	2	16分
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	No. 3にて整備する。		
	大容量ポンプを用いたA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	No. 7にて整備する。		
	大容量ポンプによる補機冷却水（海水）通水※ ¹	緊急安全対策要員	21	7.5時間
6	A、B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	No. 7にて整備する。		
	恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ※ ¹	運転員等 （中央制御室、現場）	3	26分
	大容量ポンプを用いたA、B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	No. 7にて整備する。		
	可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ※ ¹	運転員等 （中央制御室）	1	8時間
		緊急安全対策要員	20	
	電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）への燃料補給※ ¹	緊急安全対策要員	2	2.3時間
	大容量ポンプへの燃料補給※ ¹	緊急安全対策要員	2	2.3時間
消防ポンプへの燃料補給※ ¹	緊急安全対策要員	12	49分	

※ 1：有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

表－２０ 重大事故等対策における操作の成立性（３／７）

操作 手順 No.	対応手段	要員	要員数	想定 時間
7	A、B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	運転員等 (中央制御室、現場)	2	87分
		緊急安全対策要員	1	
	恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	No. 6にて整備する。		
	可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	No. 6にて整備する。		
	大容量ポンプを用いたA、B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	運転員等 (中央制御室)	1	7.5時間
		緊急安全対策要員	21	
8	恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	運転員等 (中央制御室、現場)	3	26分
	A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	No. 4にて整備する。		
	恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水※ ¹	No. 4にて整備する。		
	B充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注水	No. 4にて整備する。		
9	可搬型格納容器内水素濃度計測装置による水素濃度監視※ ¹	運転員等 (中央制御室、現場)	4	50分
10	水素排出（アニュラス空気浄化設備） 全交流動力電源または直流電源が喪失した場合の操作手順※ ¹	運転員等 (中央制御室、現場)	2	20分
	可搬型格納容器内水素濃度計測装置による水素濃度推定※ ¹	運転員等 (中央制御室)	1	50分
緊急安全対策要員		1		

※1：有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

表一 20 重大事故等対策における操作の成立性（4 / 7）

操作 手順 No.	対応手段	要員	要員数	想定 時間
1 1	海水から使用済燃料ピットへの注水※ ¹	緊急安全対策要員	6	4 時間
	可搬式代替低圧注水ポンプによる使用済燃料ピットへのスプレイ	緊急安全対策要員	12	2 時間
	大容量ポンプ（放水砲用）および放水砲による使用済燃料ピットへの放水	No. 1 2にて整備する。 （大容量ポンプ（放水砲用）およ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※ ¹	緊急安全対策要員	4	2 時間
1 2	大容量ポンプ（放水砲用）および放水砲による大気への拡散抑制	緊急安全対策要員	12	3.5 時間
	シルトフェンスによる海洋への拡散抑制	緊急安全対策要員	10	5 時間
	可搬式代替低圧注水ポンプおよびスプレイヘッダによる大気への拡散抑制	No. 1 1にて整備する。 （可搬式代替低圧注水ポンプによる使用済燃料ピットへのスプレイと同様）		
	大容量ポンプ（放水砲用）、放水砲および泡混合器による航空機燃料火災への泡消火	緊急安全対策要員	12	3.5 時間
1 3	海水を用いた復水タンクへの補給※ ¹	緊急安全対策要員	7	2.5 時間
	燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替（炉心注水時）	運転員等 （中央制御室、現場）	3	2.7 時間
		緊急安全対策要員	3	
	燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替（格納容器スプレイ時）	運転員等 （中央制御室、現場）	3	2.6 時間
		緊急安全対策要員	3	
	燃料取替用水タンクから海水への水源切替（炉心注水時）	No. 4にて整備する。 （可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水と同様）		
燃料取替用水タンクから海水への水源切替（格納容器スプレイ時）	No. 6にて整備する。 （可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイと同様）			

※ 1 : 有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

表－２０ 重大事故等対策における操作の成立性（５／７）

操作 手順 No.	対応手段	要員	要員数	想定 時間
13	復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給	運転員等 (中央制御室、現場)	3	2.4 時間
		緊急安全対策要員	3	
	A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	No. 4にて整備する。		
	海水から使用済燃料ピットへの注水	No. 11にて整備する。		
	可搬式代替低圧注水ポンプによる使用済燃料ピットへのスプレイ	No. 11にて整備する。		
	大容量ポンプ（放水砲用）および放水砲による使用済燃料ピットへの放水	No. 12にて整備する。 （大容量ポンプ（放水砲用）および放水砲による大気への拡散抑制と同様）		
	電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）への燃料補給	No. 6にて整備する。		
消防ポンプへの燃料補給	No. 6にて整備する。			
14	空冷式非常用発電装置による代替電源（交流）からの給電※ ¹	運転員等 (中央制御室、現場)	3	16分
	号機間電力融通恒設ケーブル（3号～4号）を使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電	運転員等 (中央制御室、現場)	3	2.3 時間
		緊急安全対策要員	2	
	電源車による代替電源（交流）からの給電	運転員等 (中央制御室、現場)	3	2.8 時間
		緊急安全対策要員	2	
	号機間電力融通予備ケーブル（3号～4号）を使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電	運転員等 (中央制御室、現場)	3	2.6 時間
		緊急安全対策要員	16	
蓄電池（安全防護系用）による代替電源（直流）からの給電	運転員等 (中央制御室、現場)	2	18分	
可搬式整流器による代替電源（直流）からの給電	運転員等（現場）	1	2 時間	
	緊急安全対策要員	2		

※ 1：有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

表－２０ 重大事故等対策における操作の成立性（６／７）

操作 手順 No.	対応手段	要員	要員数	想定 時間
14	代替所内電気設備による交流および直流の給電（空冷式非常用発電装置）	運転員等 （中央制御室、現場）	2	3.8 時間
		緊急安全対策要員	2	
	空冷式非常用発電装置への燃料（重油）補給※ ¹	緊急安全対策要員	2	2.4 時間
	電源車への燃料（重油）補給	緊急安全対策要員	2	2.3 時間
15	可搬型計測器によるパラメータの測定※ ¹	緊急安全対策要員	2	25 分
16	中央制御室空調設備の運転手順等 （全交流動力電源が喪失した場合） ※ ¹	運転員等 （中央制御室）	1	65 分
		保守班	2	
17	可搬式モニタリングポストによる放射線量の代替測定	放射線管理班	5	3.4 時間
	可搬式モニタリングポストによる原子炉格納施設を囲む 8 方位の放射線量の測定	放射線管理班	4	1.3 時間※ ²
	可搬型放射線計測装置による空気中の放射性物質の濃度の測定	放射線管理班	2	1.2 時間
	移動式放射能測定装置（モニタ車）による空気中の放射性物質の濃度の測定	放射線管理班	2	1.2 時間
	可搬型放射線計測装置による水中の放射性物質の濃度の測定	放射線管理班	2	2.0 時間
	可搬型放射線計測装置による土壌中の放射性物質の濃度の測定	放射線管理班	2	1.0 時間
	海上モニタリング測定	放射線管理班	3	3.5 時間※ ³

※¹：有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

※²：可搬式モニタリングポストによる代替測定でカバーできない 2 方位に設置した場合に想定される作業時間。

※³：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 箇所あたり）の要時間は、約 1.7 時間

表－２０ 重大事故等対策における操作の成立性（７／７）

操作 手順 No.	対応手段	要員	要員数	想定 時間
17	モニタステーション、モニタポスト および可搬式モニタリングポスト のバックグラウンド低減対策	放射線管理班	2	3.1 時間
	可搬型気象観測装置による気象観 測項目の代替測定	保修班	6	2.2 時間
18	緊急時対策所可搬型空気浄化装置 運転手順	放射線管理班他	3	60 分
	空気供給装置による空気供給準備 手順	安全管理班	4	70 分
	緊急時対策所内可搬型エリアモニ タおよび緊急時対策所外可搬型エ リアモニタ設置手順	放射線管理班	2	30 分
	空気供給装置への切替手順	放射線管理班他	4	2 分
	緊急時対策所可搬型空気浄化装置 への切替手順	放射線管理班他	2	5 分
	緊急時対策所可搬型空気浄化装置 の切替手順	放射線管理班他	2	5 分
	電源車（緊急時対策所用）準備手順	保修班	2	20 分
	電源車（緊急時対策所用）起動手 順	保修班	2	30 分
電源車（緊急時対策所用）の切替お よび燃料補給手順	保修班	6	2.2 時間	
19	（成立性が要求される対応手段な し）	—	—	—

2. 大規模な自然災害または故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項

- (1) 安全・防災室長は、大規模な自然災害または故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる原子炉施設の大規模な損壊（以下、「大規模損壊」という。）が発生した場合における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、次の2. 1項を含む計画を策定し、所長の承認を得る。
また、各課（室）長は、計画に基づき、大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制の整備を実施する。
- (2) 各課（室）長は、大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、次の2. 2項に示す手順を整備し、2. 1 (1)の要員にこの手順を遵守させる。
- (3) 原子力安全部門統括は、本店が行う支援に関する活動を行う体制の整備として、次の2. 1項を含む計画を策定するとともに、計画に基づき、本店が行う支援に関する活動を行うために必要な体制の整備を実施する。

2. 1 体制の整備、教育訓練の実施および資機材の配備

安全・防災室長および原子力安全部門統括は、大規模損壊発生時の体制について、以下に示すとおり、組織が最も有効に機能すると考えられる通常の緊急時対策本部の体制を基本としつつ、通常とは異なる対応が必要となる状況においても流動性を持って対応できることなどを社内標準に定め、体制を確立する。

また、重大事故等を超えるような状況を想定した大規模損壊発生時の対応手順にしたがって活動を行うことを前提とし、中央制御室が機能喪失するような通常とは異なる体制で活動しなければならない場合にも対応できるよう教育訓練を実施し、体制を確立する。

(1) 体制の整備

原子力防災管理者は、原子炉施設において重大事故等および大規模損壊のような原子力災害が発生するおそれがある場合または発生した場合に、事故原因の除去ならびに原子力災害の拡大防止および緩和その他必要な活動を迅速かつ円滑に実施するため、第121条に定める通常の原子力防災組織の体制を基本とする原子力防災組織を設置し、発電所に緊急時対策本部の体制を整える。

また、休日、時間外（夜間）においても発電所内に「添付3 1. 1 (1)体制の整備」で確保する重大事故等対策要員70名（消火活動要員7名含む）を確保し、大規模損壊の発生により中央制御室（運転員（当直員）を含む。）が機能しない場合においても、対応できるよう体制を確立する。

さらに、発電所構内の最低要員により当面の間は事故対応を行えるよう体制を整える。

ア 大規模損壊発生時の対応要員確保および通常とは異なる指揮命令系統の確立についての基本的な考え方

以下の基本的な考え方に基づき、通常の原子力防災体制での指揮命令系統が機能しない状況においても、対応要員を確保するとともに指揮命令系統を確立する。

(7) 休日、時間外（夜間）における緊急時対策本部の副本部長を含む常駐者は、地震、津波等の大規模な自然災害または故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムが発生した場合にも対応できるよう、分散して待機する。また、建物の損壊等により対応要員が被災するような状況においても、構内に勤務している他の対応要員を重大事故等対策要員の役務に割り当てる等の措置を講じる。

(イ) プルーム放出時、最低限必要な対応要員は緊急時対策所にとどまり、プルーム通過後、活動を再開する。その他の対応要員は発電所外へ一時避難し、その後、交代要員として発電所へ再度非常召集する。

(ウ) 大規模損壊と同時に大規模火災が発生している場合、緊急時対策本部の火災対応の指揮命令系統の下、消火活動要員は消火活動を実施する。また、発電所対策副本部長が、事故対応を実施および継続するために、放水砲等による泡消火の実施が必要と判断した場合は、重大事故等対策要員を火災対応の指揮命令系統の下で消火活動に従事させる。

イ 対応拠点

副本部長を含む緊急時対策本部要員等が対応を行うに当たっての拠点は、緊急時対策所を基本とする。

緊急時対策所以外の代替可能なスペースも状況に応じて活用する。

ウ 支援体制の確立

(7) 本店対策本部体制の確立

社長は、原子炉施設において大規模損壊が発生した場合の支援を実施するため、本店対策本部を設置する。

また、原子力災害と非常災害（原子力災害を除く。）の複合災害発生時には、状況に応じて両者を統合した原子力緊急時対策・非常災害対策統合本部（以下、「統合本部」という。）を設置する。

統合本部の副本部長は原子力緊急時対策副本部長とし、必要に応じて、原子力災害を除く災害対策の指揮を副本部長が指名するものに代行させる。

(イ) 外部支援体制の確立

原子力安全部門統括は、他の原子力事業者および原子力緊急事態支援組織へ応援要請し、技術的な支援が受けられる体制を確立する。

また、協力会社より現場作業や資機材輸送等に係る支援要員の派遣を要請できる体制、プラントメーカーおよび建設会社による技術的支援を受けられる体制を確立する。

(2) 対応要員への教育訓練の実施

各課（室）長は、「添付3 1.1(2)教育訓練の実施」に規定する重大事故等対策にて実施する教育訓練を基に、大規模損壊発生時における対応要員の役割に応じた任

務を遂行するにあたり必要となる力量を維持向上するための教育訓練を計画的に実施する。

また、通常の指揮命令系統が機能しない場合を想定した指揮者等の個別訓練を実施する。

さらに、対応要員の役割に応じて付与される力量に加え、流動性をもって対応できるような力量を確保していくことにより、期待する対応要員以外の対応要員でも対応できるよう教育訓練の充実を図るとともに、教育内容についても充実を図る。

ア 力量の維持向上のための教育訓練

所長室長は、力量の維持向上のための教育訓練の実施計画を作成する。

安全・防災室長は、緊急時対策本部要員のうち全体指揮を行う全体指揮者および原子炉毎の指揮を行う指揮者ならびに通報連絡を行う通報連絡者（以下(2)において「指揮者等」という。）および消火活動要員に対し、大規模損壊発生時に対処するために必要な力量の維持向上を図るため、以下の教育訓練について、社内標準に基づき実施する。

なお、力量の維持向上のために有効と判断される新たな知見等が発生した場合には、以下の内容に限定せず、教育訓練を行う。

(7) 安全・防災室長は、消火活動要員に対する以下の操作の教育訓練が、年1回以上実施されていることを確認する。

a 化学消防自動車から原子炉へ注入または原子炉格納容器へスプレイするための接続訓練

b 化学消防自動車から使用済燃料ピットへスプレイするための接続訓練

(4) 安全・防災室長は、緊急時対策本部の指揮者等を対象に、大規模損壊発生時に通常の指揮命令系統が機能しない場合等の事象を想定した教育訓練を、年1回以上実施する。

イ 技術的能力の確認訓練

安全・防災室長は、技術的能力を満足することを確認するための訓練の実施計画を作成し、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。

安全・防災室長は、指揮者等および消火活動要員に対し、大規模損壊発生時に必要な措置を実施するために必要な技術的能力を満足することを確認するための以下の訓練について、社内標準に基づき実施する。

(7) 大規模損壊発生時のプラント状況の把握、情報収集、的確な対応操作の選択および指揮者等と消火活動要員との連携を含めた実効性等を確認するため、ア項(7) a または b のいずれかの操作を踏まえた総合的な訓練について、任意の指揮者等および消火活動要員を対象※に年1回以上実施する。

※ 毎年特定の者に偏らないように配慮する。

(3) 設備および資機材の配備

ア 大規模な自然災害または故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応に必要な設備の配備および当該設備の防護の基本的な考え方

各課（室）長は、可搬型重大事故等対処設備について、重大事故等対策で配備する設備の基本的な考え方を基に、同等の機能を有する設計基準事故対処設備および常設重大事故等対処設備と同時に機能喪失することのないよう外部事象の影響を受けにくい場所に保管する。

また、大規模な自然災害または故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの共通要因で、同時に複数の可搬型重大事故等対処設備が機能喪失しないように配慮する。

- (ア) 可搬型重大事故等対処設備は、基準地震動を一定程度超える地震動に対して、地震により生ずる敷地下斜面のすべり、液状化および揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の不足および地下構造物の損壊等の影響を受けない位置に保管する。また、基準津波を一定程度超える津波に対して、裕度を有する高台に保管するとともに、竜巻により同時に機能喪失させないように、位置的分散を図り複数箇所に保管する。
- (イ) 可搬型重大事故等対処設備は、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムにより常設重大事故等対処設備および設計基準事故対処設備と同時に機能喪失させないように、原子炉補助建屋から 100m 以上離隔をとって当該建屋と同時に影響を受けない場所に分散して配備する。
- (ウ) 可搬型重大事故等対処設備同士の距離を十分に離して複数箇所に分散して保管するとともに、常設設備への接続口、アクセスルートを複数設ける。また、速やかに消火およびガレキ撤去できる資機材を当該事象による影響を受けにくい場所に保管する。

イ 大規模損壊に備えた資機材の配備に関する基本的な考え方

各課（室）長は、大規模損壊発生時の対応に必要な資機材について、重大事故等対策で配備する資機材の基本的な考え方を基に、高線量の環境、大規模な火災の発生および外部支援が受けられない状況を想定し配備する。

また、そのような状況においても使用を期待できるよう、原子炉補助建屋等から 100m 以上離隔をとった場所に分散して配備する。

- (ア) 全交流動力電源喪失が発生する環境で対応するために必要な照明機能を有する資機材を配備する。
- (イ) 地震および津波の大規模な自然災害による油タンク火災または故意による大型航空機の衝突による大規模な航空機燃料火災の発生時において、必要な消火活動を実施するために着用する防護具、消火剤等の資機材および消火設備を配備する。
- (ウ) 炉心損傷および原子炉格納容器破損による高線量の環境下において事故対応するために着用するマスク、高線量対応防護服および個人線量計等の必要な資機材を配備する。
- (エ) 化学薬品等が流出した場合に事故対応するために着用するマスク、長靴等の資機材を配備する。
- (オ) 大規模な自然災害により外部支援が受けられない場合も事故対応を行うための防護具、線量計、食料等の資機材を確保する。

(カ) 大規模損壊の発生時において、指揮者と現場間、発電所外等との連絡に必要な通信手段を確保するため、多様な通信手段を複数整備する。また、通常の通信手段が使用不能な場合を想定した通信連絡手段として、携行型通話装置、トランシーバー、衛星電話（携帯）および統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を配備するとともに、消火活動専用の通信設備としてトランシーバー、衛星電話（携帯）を配備する。

2. 2 手順書の整備

各課（室）長（当直課長を除く。）は、大規模損壊発生時の手順書を整備するに当たっては、大規模損壊を発生させる可能性のある外部事象として、大規模な自然災害および故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを想定する。

(1) 大規模な自然災害については、以下を考慮する。

ア 重大事故または大規模損壊等が発生する可能性

イ 確率論的リスク評価の結果に基づく事故シーケンスグループの選定にて抽出しなかった地震および津波特有の事象として発生する事故シーケンスへの対応

ウ 発生確率や地理的な理由により発生する可能性が極めて低いため抽出していない外部事象に対する緩和措置

(2) 故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムについては、大規模損壊および大規模な火災が発生することを前提とする。

(3) 大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害への対応における考慮

各課（室）長は、原子炉施設の安全性に影響を与える可能性のある自然災害のうち、事前予測が可能な豪雪（降雪）、暴風（台風）、竜巻、火山（降灰）、凍結および森林火災については、影響を低減するための必要な安全措置を社内標準に定める。

(4) 故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における考慮

各課（室）長は、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応手順書を整備するに当たっては、施設の広範囲にわたる損壊、不特定多数の機器の機能喪失および大規模な火災が発生して原子炉施設に大きな影響を与えることを想定し、その上で流用性を持たせた柔軟で多様性のある対応ができるよう社内標準に定める。

各課（室）長は、大規模損壊時に対応する手順の整備に当たっては、大規模損壊の発生によって、多量の放射性物質が環境中に放出されるような万一の事態に至る場合にも対応できるよう、原子炉施設において使える可能性のある設備、資機材および対応要員を最大限に活用した柔軟で多様性のある手段を社内標準に定める。

(5) 大規模損壊発生時の対応手順書の整備およびその対応操作

各課（室）長は、大規模損壊発生時の対応手順書を整備するに当たっては、可搬型重大事故等対処設備による対応を中心とした多様性および柔軟性を有するものとして、重大事故等対策において整備する手順等に対して更なる多様性を持たせたものとする。

また、原子炉施設の損壊状況等の把握を迅速に試みるとともに断片的に得られる情報、確保できる対応要員および使用可能な設備により、原子炉格納容器の破損緩和または放射性物質の放出低減等のために効果的な対応操作を速やかに、かつ、臨

機応変に選択および実行するため、施設の被害状況を把握するための手段および各対応操作の実行判断を行うための手段を定める。

ア 大規模損壊発生時の対応手順書の適用条件と判断フロー

安全・防災室長は、原子炉施設の状況把握が困難な場合および状況把握がある程度可能な場合を想定し、状況に応じた対応が可能となるよう判断フローを定める。

また、手順書を有効、かつ、効果的に活用するため、適用開始条件を明確化するとともに、緩和操作を選択するための判断フローを明記することにより必要な個別対応手段への移行基準を定める。

(7) 大規模損壊発生時の判断および対応要否の判断基準

当直課長または原子力防災管理者は、大規模な自然災害または故意による大型航空機の衝突について、緊急地震速報、大津波警報等または衝撃音、衝突音等により検知した場合、中央制御室の状況、プラント状態の大まかな確認および把握を行うとともに、大規模損壊発生（または発生が疑われる場合）の判断を行う。また、以下の適用開始条件に該当すると判断すれば、大規模損壊時に対応する手順に基づき事故の進展防止および影響を緩和するための活動を開始する。

【適用開始条件】

- a 大規模な自然災害または故意による大型航空機の衝突等により原子炉施設が以下のいずれかの状態となった場合
 - (a) プラント監視機能または制御機能が喪失（中央制御室の喪失を含む。）
 - (b) 使用済燃料ピットが損傷し漏えいが発生
 - (c) 炉心冷却機能および放射性物質閉じ込め機能に影響を与える可能性があるような大規模な損壊が発生
 - (d) 大型航空機の衝突による大規模な火災が発生
- b 当直課長が重大事故等発生時に期待する安全機能が喪失し、事故の進展防止および影響緩和が必要と判断した場合
- c 原子力防災管理者が大規模損壊時に対応する手順を活用した支援が必要と判断した場合

(4) 緩和操作を選択するための判断フロー

原子力防災管理者は、大規模損壊時に対応する手順による対応を判断後、原子炉施設の被害状況を把握するための手段を用いて施設の損壊状況およびプラントの状態等を把握し、各対応操作の実行判断を行うための手段に基づいて、事象進展に応じた対応操作を選定する。緩和操作を選択するための判断フローは、中央制御室の監視および制御機能の喪失により状況把握が困難な場合には、外からの目視による確認または可搬型計測器による優先順位にしたがった内部の状況確認を順次行い、必要の都度緩和措置を行う。

中央制御室または緊急時対策所での監視機能の一部が健全であり、速やかな安全機能等の状況把握が可能な場合には、内部の状況から全体を速やかに把握し、優先順位を付けて喪失した機能を回復または代替させる等により緩和措置を行う。また、適切な個別操作を速やかに選択できるように、当該フローに個

別操作への移行基準を定める。

なお、個別操作を実行するために必要な重大事故等対処設備または設計基準事故対処設備の使用可否については、大規模損壊時に対応する手順に基づく当該設備の状況確認を実施することにより判断する。

イ 優先順位に係る基本的な考え方

原子力防災管理者は、環境への放射性物質の放出低減を最優先に考え、炉心損傷の潜在的可能性を最小限にすること、炉心損傷を少しでも遅らせることに寄与できる初期活動を行うとともに、事故対応への影響を把握するため、火災の状況を確認する。また、対応要員および残存する資源等を基に有効、かつ、効果的な対応を選定し、事故を収束させる対応を行う。

また、設計基準事故対処設備の安全機能の喪失、大規模な火災の発生および運転員（当直員）を含む重大事故等対策要員等が被災した場合も対応できるようにするとともに、可搬型重大事故等対処設備等を活用することにより、「大規模な火災が発生した場合における消火活動」、「炉心の著しい損傷緩和」、「原子炉格納容器の破損緩和」、「使用済燃料ピット水位確保および燃料体の著しい損傷緩和」および「放射性物質の放出低減」の緩和等の措置について、人命救助を行うとともに対応要員の安全を確保しつつ並行して行う。

さらに、環境への放射性物質の放出低減を最優先とする観点から、事故対応を行うためのアクセスルートの確保、操作場所に支障となる火災および延焼することにより被害の拡大に繋がる可能性のある火災の消火活動を優先的に実施する。

原子力防災管理者は、非常召集した対応要員から原子炉施設の被災状況に関する情報を収集し、大まかな状況の確認および把握（火災の発生有無、建屋の損壊状況等）を行う。当直課長または原子力防災管理者が原子炉施設の被害状況を把握するための手段を用いた状況把握が必要と判断すれば、大規模損壊時に対応する手順に基づく対応を開始する。

対応の優先順位については、把握した対応可能要員数、使用可能設備および施設の状態に応じて選定する。

(7) 原子炉施設の状況把握が困難な場合

プラント監視機能が喪失し、原子炉施設の状況把握が困難な場合においては、外観より施設の状況を把握するとともに、対応が可能な対応要員の状況を可能な範囲で把握し、原子炉格納容器または使用済燃料ピットから環境への放射性物質の放出低減を最優先に考え、大規模火災の発生に対しても迅速に対応する。また、監視機能を復旧させるため、代替所内電源による給電により、監視機能の復旧措置を試みるとともに、可搬型計測器等を用いて可能な限り継続的に状態把握に努める。

外観より原子炉格納容器または原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）の破損が確認され周辺の線量率が上昇している場合は放射性物質の放出低減処置を行う。

外観より原子炉格納容器または原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）が健全

であることや周辺の線量率が正常であることが確認できた場合は、原子炉格納容器破損の緩和処置を優先して実施し、炉心が損傷していないこと等を確認できた場合には、炉心損傷緩和の処置を実施する。

使用済燃料ピットへの対応については、外観より原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）が健全であることや周辺の線量率が正常であることが確認できた場合は、建屋内部にて可能な限り代替水位計の設置等の措置を行うとともに、常設設備または可搬型設備による注水を行う。また、水位の維持が不可能または不明と判断した場合は建屋内部または外部からのスプレイを行う。

(イ) 原子炉施設の状況把握がある程度可能な場合

プラント監視機能が健全である場合には、運転員（当直員）等により原子炉施設の状況を速やかに把握し、判断フローに基づいて「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」機能の確保を基本とし、状況把握が困難な場合と同様に、環境への放射性物質の放出低減を目的に、優先的に実施すべき対応操作とその実効性を総合的に判断し、必要な緩和処置を実施する。

なお、部分的にしかパラメータ等を確認できない場合は、可搬型計測器等により確認を試みる。

各対策の実施に当たっては、重大事故等対策におけるアクセスルート確保の考え方を基本に、被害状況を確認し、早急に復旧可能なルートを選定し、ブルドーザおよび油圧ショベルを用いて法面崩壊による土砂、建屋の損壊によるガレキ等の撤去活動を実施することでアクセスルートの確保を行う。また、事故対応の支障となるアクセスルートおよび操作の支障となる火災ならびに延焼することにより被害の拡大に繋がる可能性のある火災の消火活動を優先的に実施する。

ウ 大規模損壊発生時に活動を行うために必要な手順書

各課（室）長は、大規模損壊発生時の対応手順書を整備するに当たっては、重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加えて、事象進展の抑制および緩和に資するための多様性を持たせた手順等、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視および制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを監視するための手順、重大事故等対策と異なる判断基準により事故対応を行うための手順および現場にて直接機器を動作させるための手順等を定める。

(7) 5つの活動または緩和対策を行うための手順書

a 大規模な火災が発生した場合における消火活動に関する手順等

各課（室）長は、故意による大型航空機の衝突による大規模な航空機燃料火災を想定し、放水砲等を用いた泡消火についての手順書を定める。

また、地震および津波のような大規模な自然災害によって施設内の油タンク火災の大規模な火災が発生した場合においても、同様な対応が可能なように多様な消火手段を定める。

手順書については、以下の(シ)項に該当する手順等を含むものとする。

大規模な火災が発生した場合における対応手段の優先順位は、放水砲等を

いた泡消火について速やかに準備するとともに、早期に準備が可能な化学消防自動車および小型動力ポンプ付水槽車、または化学消防自動車、小型動力ポンプ付水槽車および中型放水銃、あるいは可搬式消防ポンプおよび中型放水銃による、泡消火ならびに延焼防止のための消火を実施する。

重大事故等対策要員による消火活動を行う場合は、事故対応とは独立した通信手段を用いるために、別のトランシーバーの回線を使用することとし、緊急時対策本部との連絡については、衛星電話（携帯）を使用して、発電所対策本部長の指揮により対応を行う。

b 炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等

各課（室）長は、炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順書について、以下の(イ)項から(カ)項、(ス)項および(セ)項に該当する手順等を含むものとして定める。

炉心の著しい損傷を緩和するための対策が必要な場合における対応手段の優先順位は以下のとおりである。

- (a) 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時は、蒸気発生器2次側による炉心冷却および減圧を優先し、蒸気発生器の除熱機能が喪失した場合は1次系のフィードアンドブリードを行う。
- (b) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において1次冷却材喪失事象が発生している場合は、多様な炉心注入手段より早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は可搬型設備により炉心を冷却する。また、1次冷却材喪失事象が発生していない場合は蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。
- (c) 最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合は、蒸気発生器2次側による炉心冷却および原子炉格納容器内自然対流冷却により最終ヒートシンクへ熱を輸送する。
- (d) 原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合は、原子炉格納容器内自然対流冷却には移動式大容量ポンプ車を使用するため準備に時間がかかることから、多様な格納容器スプレイ手段より早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は可搬型設備により原子炉格納容器内の圧力および温度を低下させる。

c 原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関する手順等

各課（室）長は、原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関する手順書について、以下の(ウ)項から(コ)項、(ス)項および(セ)項に該当する手順等を含むものとして定める。原子炉格納容器の破損を緩和するための対策が必要な場合における対応手段の優先順位は以下のとおりである。

- (a) 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時は、蒸気発生器2次側による炉心冷却および減圧を優先し、蒸気発生器の除熱機能が喪失した場合は1次系のフィードアンドブリードを行う。また、1次冷却系を減圧する手段により、高圧溶融物放出および原子炉格納容器内雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損を防止する。
- (b) 炉心が溶融し溶融デブリが原子炉容器内に残存した場合は、原子格納容

- 器の破損を緩和するため、多様な格納容器スプレイ手段より早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は可搬型設備により原子炉格納容器に注水し、原子炉容器内の残存デブリを冷却する。
- (c) 最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合は、蒸気発生器2次側による炉心冷却および原子炉格納容器内自然対流冷却により最終ヒートシンクへ熱を輸送する。
 - (d) 原子炉格納容器内の冷却または破損を緩和するため、原子炉格納容器内自然対流冷却、多様な格納容器スプレイ手段より早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は可搬型設備により原子炉格納容器の圧力および温度を低下させる。
 - (e) 熔融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)の抑制および熔融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリへの接触を防止するため、多様な格納容器スプレイ手段より早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は可搬型設備により、熔融し原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却する。

また、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延または防止するため、多様な炉心注入手段より早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は可搬型設備により炉心を冷却する。

- (f) さらに、原子炉格納容器内に水素が放出された場合においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な水素濃度低減および水素濃度監視を実施し、水素が原子炉格納容器から原子炉格納容器周囲のアニュラスに漏えいした場合にも、水素爆発による原子炉補助建屋等の損傷を防止するため、アニュラス内の水素排出および水素濃度監視を実施する。
- d 使用済燃料ピットの水位を確保するための対策および燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等

各課(室)長は、使用済燃料ピットの水位を確保するための対策および燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順書について、以下の(ヤ)項および(ス)項に該当する手順等を含むものとして定める。

使用済燃料ピットの水位を確保するための対策および燃料体の著しい損傷を緩和するための対策が必要な場合における対応手段の優先順位は、外観より原子炉補助建屋(貯蔵槽内燃料体等)が健全であることや周辺の線量率が正常であることが確認できた場合、建屋内部にて可能な限り代替の水位計の設置等の措置を行うとともに、早期に準備が可能な常設設備による注水を優先して実施し、常設設備による注水ができない場合は、可搬型設備による注水を行う。水位維持が不可能または不明と判断した場合は、建屋内部からのスプレイを実施する。また、使用済燃料ピットの近傍に立ち入ることができない場合は、建屋外部からのスプレイを実施し、原子炉補助建屋(貯蔵槽内燃料体等)の損壊または現場線量率の上昇により原子炉補助建屋(貯蔵槽内燃料体等)に近づけない場合は、放水砲により燃料体の著しい損傷の進行を緩和する対策を実施する。

e 放射性物質の放出を低減するための対策に関する手順等

各課（室）長は、炉心の著しい損傷および原子炉格納容器の破損または使用済燃料ピット内燃料体の著しい損傷に至った場合において、放射性物質の放出を低減するための対策に関する手順書について、以下の(サ)項および(シ)項に該当する手順等を含むものとして定める。

放射性物質の放出を低減するための対策が必要な場合における対応手順の優先順位は、原子炉格納容器の閉じ込め機能が喪失した場合、格納容器スプレイが実施可能であれば、早期に準備が可能な常設設備によるスプレイを優先して実施し、常設設備によるスプレイができない場合は可搬型設備によるスプレイを実施する。格納容器スプレイが使用不能な場合または放水砲による放水が必要と判断した場合は、放水砲による放射性物質の放出低減を実施する。

使用済燃料ピット内燃料体の著しい損傷に至った場合は、建屋外部からのスプレイにより放射性物質の放出低減を実施し、原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）の損壊または現場線量率の上昇により原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）に近づけない場合は、放水砲による放射性物質の放出低減を実施する。

(イ) 「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」

各課（室）長は、重大事故等対策にて整備する表－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」の手順に加えて、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、全ての蒸気発生器の除熱が期待できない場合に、フロントライン系の機能喪失に加えてサポート系の機能喪失を想定し、燃料取替用水タンク水をB充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）により原子炉へ注入する操作と加圧器逃がし弁により原子炉格納容器内部へ1次冷却材を放出する操作を組み合わせた1次系のフィードアンドブリードにより原子炉を冷却する手順を定める。

- a 全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失により原子炉への注入機能が喪失した場合、空冷式非常用発電装置により受電したB充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）により充てんラインを使用して燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する操作
- b 制御用空気喪失時において、加圧器逃がし弁の機能を回復させるため、窒素ポンプ（加圧器逃がし弁作動用）および可搬式空気圧縮機（加圧器逃がし弁作動用）を空気配管に接続し、原子炉格納容器内部へ1次冷却材を放出する操作
- c 直流電源喪失時において、加圧器逃がし弁の開弁が必要である場、加圧器逃がし弁の機能を回復させるため、可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）により直流電源を供給し、原子炉格納容器内部へ1次冷却材を放出する操作

(ウ) 「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」

各課（室）長は、重大事故等対策にて整備する表－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」の手順に加えて、原子炉冷却材圧力バウン

ダリが高圧の状態において、すべての蒸気発生器の除熱が期待できない場合、フロントライン系の機能喪失に加えてサポート系の機能喪失も想定し、燃料取替用水タンク水をB充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）により原子炉へ注水する操作と加圧器逃がし弁による原子炉格納容器内部へ1次冷却材を放出する操作を組み合わせた1次系のフィードアンドブリードにより原子炉を減圧する手順を定める。

- a 制御用空気喪失時において、加圧器逃がし弁の機能を回復させるため、窒素ポンプ（加圧器逃がし弁作動用）および可搬式空気圧縮機（加圧器逃がし弁作動用）を空気配管に接続し、原子炉格納容器内部へ1次冷却材を放出する操作
- b 直流電源喪失時において、加圧器逃がし弁の開弁が必要である場合、加圧器逃がし弁の機能を回復させるため、可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）により直流電源を供給し、原子炉格納容器内部へ1次冷却材を放出する操作
- c 全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失により、原子炉への注水機能が喪失した場合、空冷式非常用発電装置により受電したB充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する操作

- (I) 「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」

各課（室）長は、重大事故等対策にて整備する表－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」の手順に加えて、以下の手順を定める。

- a すべての炉心注水の手順が使用できない場合に、可搬式代替低圧注水ポンプと同じ接続口等を使用し、化学消防自動車から原子炉に注水する操作

- (J) 「5. 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」

各課（室）長は、重大事故等対策にて整備する表－5「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」の手順を用いた手順等を定める。

- (K) 「6. 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」

各課（室）長は、重大事故等対策にて整備する表－6「原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」の手順に加えて、以下の手順を定める。

- a すべての格納容器スプレイの手順が使用できない場合に、可搬式代替低圧注水ポンプと同じ接続口等を使用し、化学消防自動車から原子炉格納容器へスプレイする操作

- (L) 「7. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」

各課（室）長は、重大事故等対策にて整備する表－7「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」の手順に加えて、以下の手順を定める。

- a すべての格納容器スプレイの手順が使用できない場合に、可搬式代替低圧注水ポンプと同じ接続口等を使用し、化学消防自動車から原子炉格納容器へスプレイする操作

- (M) 「8. 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」

各課（室）長は、重大事故等対策にて整備する表－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」の手順に加えて、以下の手順を定める。

- a すべての格納容器スプレイおよび炉心注水の手順が使用できない場合に、可搬式代替低圧注水ポンプと同じ接続口等を使用し、化学消防自動車から原子炉格納容器へスプレイする操作および原子炉に注水する操作
 - (ケ) 「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」
各課（室）長は、重大事故等対策にて整備する表－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」の手順を用いた手順等を定める。
 - (ク) 「10. 水素爆発による原子炉補助建屋等の損傷を防止するための手順等」
各課（室）長は、重大事故等対策にて整備する表－10「水素爆発による原子炉補助建屋等の損傷を防止するための手順等」の手順を用いた手順等を定める。
 - (カ) 「11. 使用済燃料ピットの冷却等のための手順等」
各課（室）長は、重大事故等対策にて整備する表－11「使用済燃料ピットの冷却等のための手順等」の手順に加えて、以下の手順を定める。
 - a 使用済燃料ピットから大量の水の漏えいが発生し、使用済燃料ピットへの注水による水位維持が不可能または不明と判断した場合で原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）の損壊または現場線量率の上昇により原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）に近づけない場合は、可搬式代替低圧注水ポンプおよびスプレイヘッダの運搬、設置および接続を行い、使用済燃料ピットへ建屋外部からスプレイを行う手順
 - b 可搬式代替低圧注水ポンプによる使用済燃料ピットへのスプレイ手順が使用できない場合に、化学消防自動車をスプレイヘッダに接続し、使用済燃料ピットへ建屋内部または外部からスプレイを行う手順
 - (シ) 「12. 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」
各課（室）長は、重大事故等対策にて整備する表－12「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」の手順に加えて、以下の手順を定める。
 - a 原子炉格納容器が破損している場合または破損が不明な場合に、周辺の線量率が上昇している場合は、代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器へスプレイする操作
 - b すべての格納容器スプレイの手順が使用できない場合に、可搬式代替低圧注水ポンプと同じ接続口等を使用し、化学消防自動車から原子炉格納容器へスプレイする手順
 - (ス) 「13. 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」
各課（室）長は、重大事故等対策にて整備する表－13「重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」の手順に加えて、以下の手順を定める。
 - a 大規模火災や長期間にわたる大津波警報が発令されている状況等を考慮し、被災状況、場所により適切なルートで淡水（淡水貯水槽および消火水バックアップタンク等）または海水の水源を確保する操作
 - (セ) 「14. 電源の確保に関する手順等」
各課（室）長は、重大事故等対策にて整備する表－14「電源の確保に関する手順等」の手順を用いた手順等を定める。
- (6) 各課（室）長は、大規模損壊発生時の手順書を整備するに当たっては、中央制御

室での監視および制御機能に期待できる可能性も十分に考えられることから、運転員が使用する手順書も並行して活用した事故対応も考慮した構成とする。

- (7) 各課（室）長は、大規模損壊発生時の手順書を整備するに当たっては、同時に機能喪失することがないように配備している可搬型重大事故等対処設備、常設重大事故等対処設備および設計基準事故対処設備のいずれかによって、炉心注入、電源確保、放射性物質拡散抑制等の各対策を実施できるよう構成する。

2. 3 定期的な評価

- (1) 各課（室）長は、2. 1項および2. 2項の活動の実施結果を取りまとめ、1年に1回以上定期的に評価を行うとともに、評価結果に基づき必要な措置を講じ、安全・防災室長に報告する。
- (2) 安全・防災室長は、(1)の評価結果を取りまとめ、1年に1回以上定期的に計画の評価を行うとともに、評価結果に基づき、より適切な活動となるよう必要に応じて、計画の見直しを行う。
- (3) 原子力安全部門統括は、2. 1項の実施内容を踏まえ、1年に1回以上定期的に評価を行うとともに、評価結果に基づき、より適切な活動となるよう必要に応じて、計画の見直しを行う。

添付4 管理区域図

(第105条および第106条関連)

添付4については参考資料-3に示す。

添付5 保全区域図

(第110条関連)

添付5については参考資料-3に示す。

添付 6 長期保守管理方針

(第 120 条の 2 関連)

(1) 1号炉 長期保守管理方針^{※1} (始期：平成26年11月14日、適用期間：20年間)

No.	保守管理の項目	実施時期 ^{※2}
1	原子炉容器胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化については、今後の原子炉の運転サイクル・照射量を勘案して第5回監視試験を実施する。	中長期
2	配管の腐食（流れ加速型腐食）については、肉厚測定による実測データに基づき耐震安全性評価を実施した炭素鋼配管*に対して、サポート改造等の設備対策を行い、必要最小肉厚まで減肉を想定した評価においても耐震安全性評価上問題ないことを確認する。なお、サポート改造等の設備対策が完了するまでは、減肉進展の実測データを反映した耐震安全性評価を継続して行い、サポート改造等の設備対策が完了するまでの間、耐震安全性評価上問題ないことを確認する。 *：第4抽気系統配管 グランド蒸気系統配管 復水系統配管 ドレン系統配管	短期
3	低圧ケーブルの絶縁低下については、ACAガイド*に従った長期健全性評価結果から評価期間に至る前に取替を実施する。 *：原子力安全基盤機構「原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド JNES-RE-2013-2049」	中長期
4	疲労評価における実績過渡回数の確認を継続的に実施し、運転開始後60年時点の推定過渡回数を上回らないことを確認する。	長期

※1：No. 4については、平成23年1月から平成30年3月まで冷温停止状態が維持されることを前提としている。

※2：実施時期における、平成26年11月14日からの5年間を「短期」、平成26年11月14日からの10年間を「中長期」、平成26年11月14日からの20年間を「長期」とする。

(2) 2号炉 長期保守管理方針^{※1} (始期:平成27年11月14日、適用期間:20年間)

No.	保守管理の項目	実施時期 ^{※2}
1	原子炉容器胴部(炉心領域部)の中性子照射脆化については、今後の原子炉の運転サイクル・照射量を勘案して第5回監視試験を実施する。	中長期
2	配管の腐食(流れ加速型腐食)については、肉厚測定による実測データに基づき耐震安全性評価を実施した炭素鋼配管*に対して、サポート改造等の設備対策を行い、必要最小肉厚まで減肉を想定した評価においても耐震安全性評価上問題ないことを確認する。なお、サポート改造等の設備対策が完了するまでは、減肉進展の実測データを反映した耐震安全性評価を継続して行い、サポート改造等の設備対策が完了するまでの間、耐震安全性評価上問題ないことを確認する。 * : 第4抽気系統配管 グランド蒸気系統配管 復水系統配管 ドレン系統配管	短期
3	低圧ケーブルの絶縁低下については、ACAガイド*に従った長期健全性評価結果から評価期間に至る前に取替を実施する。 * : 原子力安全基盤機構「原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド JNES-RE-2013-2049」	短期
4	疲労評価における実績過渡回数の確認を継続的に実施し、運転開始後60年時点の推定過渡回数を上回らないことを確認する。	長期

※1 : No. 4については、平成23年11月から平成30年3月まで冷温停止状態が維持されることを前提としている。

※2 : 実施時期における、平成27年11月14日からの5年間を「短期」、平成27年11月14日からの10年間を「中長期」、平成27年11月14日からの20年間を「長期」とする。

(3) 3号炉 長期保守管理方針（始期：平成27年1月17日、適用期間：10年間）

No.	保守管理の項目	実施時期 ^{※1}
1	蒸気発生器の伝熱管の損傷については、蒸気発生器取替を含めた保全方法を検討する。	中長期
2	原子炉容器の胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化については、原子炉の運転時間および照射量を勘案し、第5回監視試験の実施計画を策定する。	中長期
3	配管の腐食（流れ加速型腐食）については、肉厚測定による実測データに基づき耐震安全性評価を実施した炭素鋼配管*については、耐震性が確認できる板厚に到達するまでに、サポート改造等の設備対策を行い、これを反映した耐震安全性評価を実施する。 なお、サポート改造等の設備対策が完了するまでは、減肉傾向の把握およびデータ蓄積を継続して行い、減肉進展の実測データを反映した耐震安全性評価を実施する。 *：ドレン系統配管	短期
4	基準地震動 Ss-2～Ss-7 に対する評価*1が必要な全ての機器・経年劣化事象*2について、継続して評価を実施する。 *1：弾性設計用地震動 Sd-2～Sd-7 に対する評価を含む。 *2：基準地震動 Ss-1 に対する評価結果から評価が厳しいと考えられる機器・経年劣化事象等については、基準地震動 Ss-2～Ss-7 に対する評価を実施し、耐震安全性を確認している。	短期
5	主変圧器のコイルの絶縁低下については、主変圧器の取替を実施する。	短期

※1：実施時期における、短期とは平成27年1月17日からの5年間、中長期とは平成27年1月17日からの10年間をいう。

(4) 4号炉 長期保守管理方針（始期：平成27年6月5日、適用期間：10年間）

No.	保守管理の項目	実施時期 ^{※1}
1	蒸気発生器の伝熱管の損傷については、蒸気発生器取替を含めた保全方法を検討する。	中長期
2	原子炉容器の胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化については、原子炉の運転時間および照射量を勘案し、第5回監視試験の実施計画を策定する。	中長期
3	配管の腐食（流れ加速型腐食）については、肉厚測定による実測データに基づき耐震安全性評価を実施した炭素鋼配管*については、耐震性が確認できる板厚に到達するまでに、サポート改造等の設備対策を行い、これを反映した耐震安全性評価を実施する。 なお、サポート改造等の設備対策が完了するまでは、減肉傾向の把握およびデータ蓄積を継続して行い、減肉進展の実測データを反映した耐震安全性評価を実施する。 *：ドレン系統配管	短期
4	基準地震動 Ss-2～Ss-7 に対する評価*1が必要な全ての機器・経年劣化事象*2について、継続して評価を実施する。 *1：弾性設計用地震動 Sd-2～Sd-7 に対する評価を含む。 *2：基準地震動 Ss-1 に対する評価結果から評価が厳しいと考えられる機器・経年劣化事象等については、基準地震動 Ss-2～Ss-7 に対する評価を実施し、耐震安全性を確認している。	短期
5	主変圧器のコイルの絶縁低下については、絶縁紙の寿命評価に基づく取替の可否を判断し、要の場合には実施計画を策定する。	中長期

※1：実施時期における、短期とは平成27年6月5日からの5年間、中長期とは平成27年6月5日からの10年間をいう。